平成30年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金
「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発※」

2020年度実施分最終報告

2021年08月

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)

無断複製･転載禁止　技術研究組合　国際廃炉研究開発機構
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

※事業開始時の事業名称は「燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発」であるが、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第75回）において公開された2020年度廃炉研究開発計画に合わせ、「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」と変更した。

目次

1. 「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」の目的と目標
2. 前年度(2017～18年度)実施した事業の実績
3. 本事業の概要
4. 本事業の実施スケジュール
5. 本事業の実施体制
6. 補助事業の内容
7. 本事業の実施内容
   1)燃料デブリ取り出し工法の開発
   2)燃料デブリ取り扱い技術の開発
   3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発
8. まとめ
9. 実施目的を達成するための具体的目標

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1.「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」の目的と目標

【燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発の目的】

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所（1F）では、核燃料が炉内構造物とともに溶融し、燃料デブリとして原子炉圧力容器（RPV）内及び原子炉格納容器（PCV）内に存在していると考えられる。

RPV及びPCV内部の燃料デブリは、現在未臨界状態にあると考えられるが、事故によってR/B、RPV、PCV等が損傷している等、プラント自体が当初設計とは異なる不安定な状態に置かれているため、燃料デブリを取り出して燃料デブリの未臨界状態を維持し、放射性物質の拡散を防止して安定な状態にする必要がある。

上記の背景のもと、本事業は、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以降、中長期ロードマップ）に基づき、東京電力ホールディングス（株）（東京電力）が実施するエンジニアリングやプロジェクト管理と連携しながら、大規模な燃料デブリ取り出し作業を実現することを目標に検討を実施する。本事業での開発成果は、東京電力が行うエンジニアリングに活用する。

本事業は、1Fの廃炉・汚染水対策に資する技術の開発を支援する事業を、中長期ロードマップ及び「2019年度廃炉研究開発計画」（廃炉・汚染水チーム会合／事務局連絡会議（第63回））に基づき行うことで、1Fの廃炉・汚染水対策を円滑に進めるとともに、我が国の科学技術の水準の向上を図ることを目的とする。

具体的には、R/B、PCV内でのアクセスルート構築に関わる干渉物撤去等の技術や燃料デブリ集塵・回収に関わる技術、燃料デブリ・炉内構造物取り出し時の安全確保のシステムに関わる各要素技術について、開発を実施する。

【 開発全体の目標】

中長期ロードマップに基づき、更なる規模を拡大した燃料デブリ取り出し作業を実現することを目標に検討を実施する。

【 実施期間】2019年4月～2021年3月（2ヶ年）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 前年度(2017～18年度)実施した事業の実績

(1)燃料デブリ・炉内構造物取り出し基盤技術

① 燃料デブリの回収システムの開発

原子炉格納容器(PCV)底部の燃料デブリの回収プロセスを想定し、粉状の燃料デブリ回収システムに関する技術情報を整理した。また、加工した燃料デブリおよび小石状の燃料デブリについて、効率的に回収作業を行うためのツールに関する技術情報についても整理した。

② 燃料デブリの切削・集塵システムの開発

MCCI生成物を対象にチゼル加工および超音波コアボーリングによる加工性確認試験を実施し、加工特性や加工速度を確認した。また、MCCI生成物の成分や模擬燃料デブリとしての試作方法などについて検討するとともに、実際に試作した試験体を加工試験において加工し加工廃液を分析することで粒径分布などのデータを取得した。

③ 燃料デブリの拡散防止工法の開発

燃料デブリ取り出し作業に伴い、PCV底部の燃料デブリが、ベント管、サプレッションチェンバー等に拡散することを防止するために、PCV内に堰設置を想定した要素試験を実施し遠隔設置性などについて実現性を確認した。

④ 作業セルに関する要素技術開発

セルの閉じ込めおよびPCVと接続する技術について比較し整理した。また、セルとPCV接続時のシール手段であるインフレートシールに関する要素試験を実施し、作業ステップの実現性確認および課題の抽出を行った。

⑤ 燃料デブリ取り出し時の干渉物撤去技術の開発

- ✓ 気中−上アクセス工法において撤去する炉底部の干渉物撤去要素試験を実施し、CRDハウジングなどの基本的な切断手段や切断片の回収方法について確認した。
- ✓ 気中−横アクセス工法に関するペデスタル内外およびBSWの干渉物撤去要素試験を実施し、狭隘部における基本的な切断・回収作業について実現可能な見通しを得た。
- ✓ ロボットアームとアクセスレール組み合わせ要素試験により課題を抽出し、燃料デブリ/干渉物の撤去に係る基本的な動作の成立性を確認した。

⑥ 燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術の開発

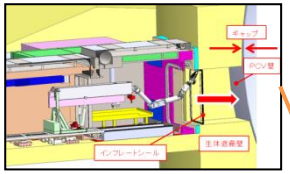
気中−横アクセス工法のセル内設備を例に遠隔保守の基本的な考え方を検討し、保守区分や保守設備などについて整理した。

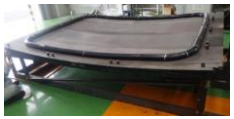
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 前年度(2017～18年度)実施した事業の実績

(1)燃料デブリ・炉内構造物取り出し基盤技術

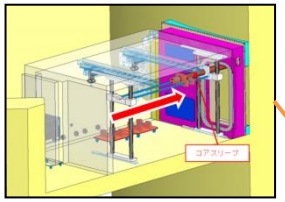






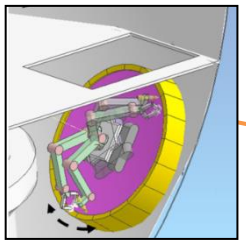
作業セルシール方法(インフレートシール)
:No.3④参照



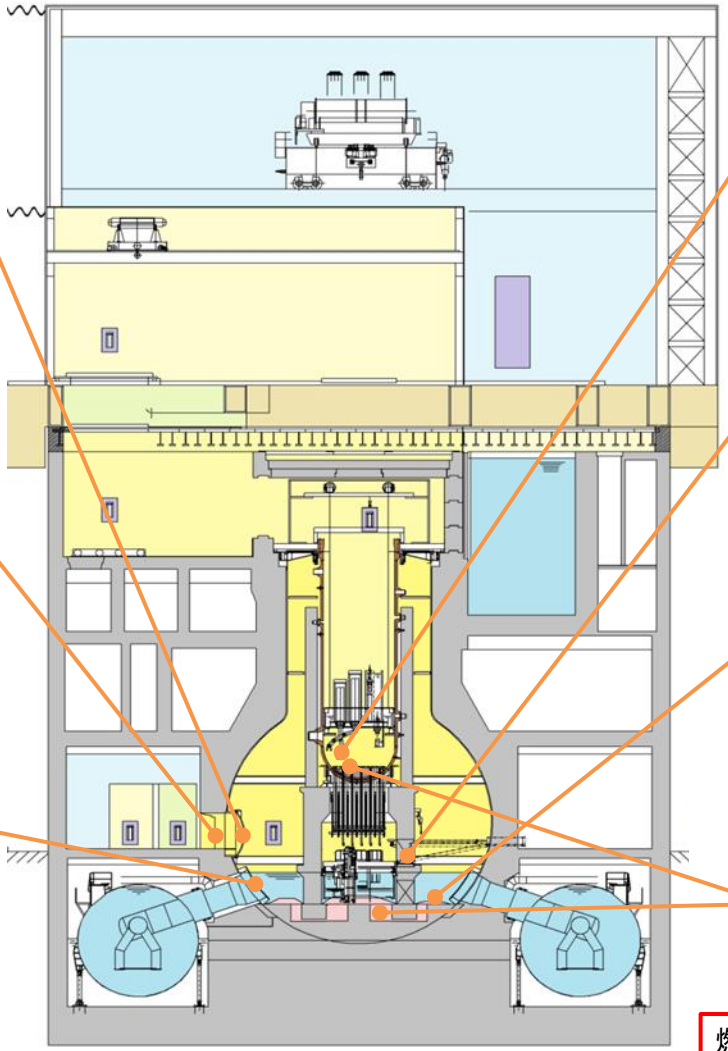


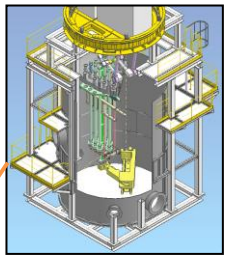
生体遮へい壁穴開け:No.3⑤参照





サプレッションチェンバーへの
汚染拡大防止措置:No.3③参照



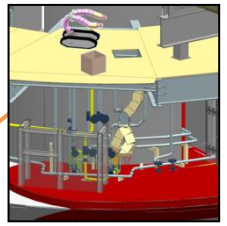




干渉物および炉底部の撤去技術開発:No.3⑤参照

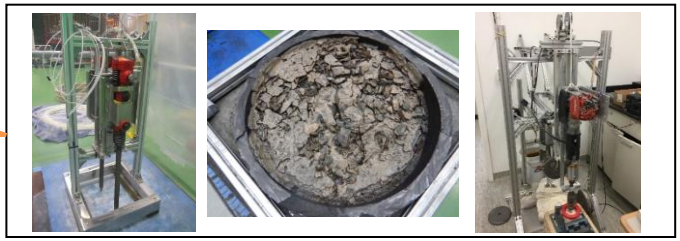


ロボットアームとアクセスレールを組み合わせた
動作性確認:No.3⑤参照





横アクセス工法の燃料デブリ取り出し装置による
干渉物撤去方法:No.3⑤参照



燃料デブリの拡散防止の観点で有効な加工方法:No.3①参照

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 前年度(2017～18年度)実施した事業の実績

(2)燃料デブリ・炉内構造物取り出し時の安全システム技術

(ⅰ) 閉じ込め機能に関する技術開発

GOTHICコードによる気流解析によって、PCV内形状、破損口位置など幾何情報及び窒素注入、PCV排気などの風量及びその変化による流動、水素・酸素濃度分布、ダスト挙動への影響の定性的特徴を把握できることを確認した。これにより、燃料デブリ取り出し時における閉じ込め機能確保のため、窒素封入やPCV排気システムなどの系統設計に資する気流解析評価手法を確立した。

(ⅱ) 燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発(気相)

既存技術調査を行い、優位技術を選定、機器型式の比較検討のために必要な情報のうち、1F適用において不足しているデータを要素試験により取得した。

(ⅲ) 燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発(液相:非溶解性)

既存技術調査を行い、優位技術を選定、機器型式の比較検討のために必要な情報のうち、1F適用において不足しているデータを要素試験により取得した。

(ⅳ) 燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発(液相:溶解性)

既存技術調査を行い優位技術(吸着材等)を選定、燃料デブリ取り出し時の水質条件での除去性能の評価が困難なことから、被ばく評価上支配的となるPu、AmのうちAmを用いた要素試験を実施。1F適用に向けた優位技術を1次スクリーニングするための除去性能のデータを取得した。

(ⅴ) 燃料デブリ取り出しに伴うα核種モニタリングシステムの検討

- 気体系については、既存のαモニタリング技術でモニタリングが可能な見通しを得た。
- 液体系については、既存のαモニタリング技術での連続監視は困難な見通しであるが、液体中の濃度についてはレベル3までの作業者/公衆被ばくの観点での目標はなく、測定時間の要求が長ければ手動分析での対応が可能。

(ⅵ) 工法・システムの安全確保に関する最適化検討

被ばく評価結果が判断基準を下回る結果となったことで、燃料デブリ取り出し時の環境制御システムについて成立性の見込みを得た。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2. 前年度(2017～18年度)実施した事業の実績

(3)燃料デブリ・炉内構造物取り出し時の臨界管理技術

(ⅰ)臨界管理方法の確立

① 取り出し工法検討を反映した管理方法・手順の検討

1日の取り出し量目標、スケジュールと臨界管理要求の整合性を確認した。

② 段階的規模拡大時の臨界管理方法確立

内部調査から本格取り出しの管理方法を策定した。

(ⅱ)臨界管理技術の実装

MCCI生成物に対してチゼル加工および超音波コアボーリングによる加工性確認試験を実施し、加工特性や加工速度を確認した。また、MCCI生成物の成分や模擬燃料デブリとしての試作方法などについて検討するとともに、実際に試作したものを加工試験において加工し加工廃液を分析することで粒径分布などのデータを取得した。

① 未臨界度測定・臨界近接監視技術

・ロボットアームにより運用可能な検出器ユニット、監視システム仕様を策定した。
・実機を模擬した大型体系での未臨界度測定の成立性を確認した。

② 再臨界検知技術

・負圧管理システムの一環としての運用方法を策定し、臨界検知性を確認した。
・検出器校正技術を確立し、校正精度を定量化した。

③ 臨界防止技術

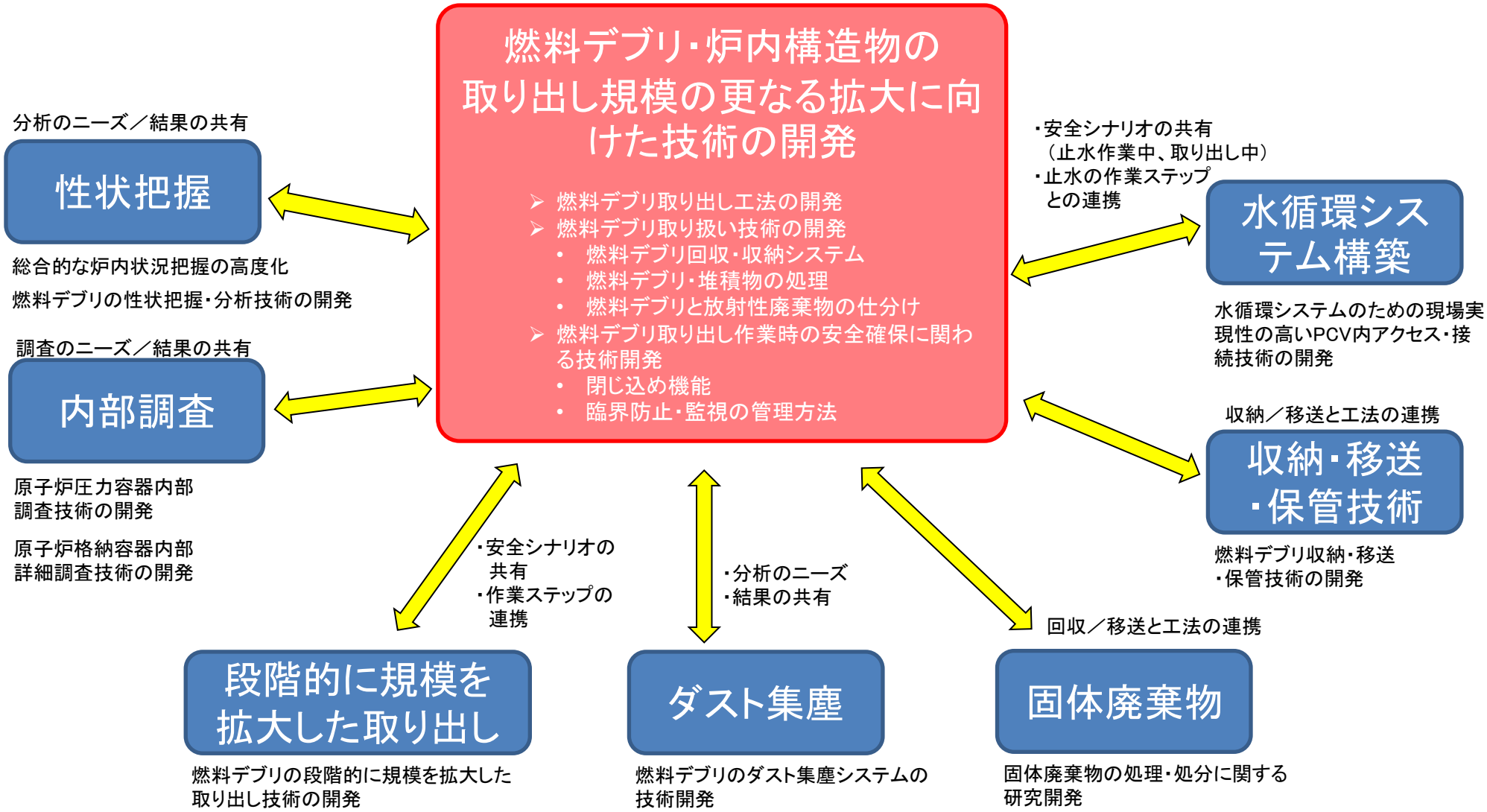
・非溶解性中性子吸収材の散布方法の概念を策定し、散布後の効果を確認する測定概念を策定した。
・非溶解性吸収材の長期照射によっても収納缶健全性に影響が出ないことを確認した。
・溶解性中性子吸収材適用時影響(漏えい時環境影響、コンクリートとの共存性)を評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3. 本事業の概要

3. 1　他事業との連携

本事業では以下に記載している事業と連携し、必要に応じて合同会議を実施しました。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3. 本事業の概要

3. 2 燃料デブリ取り出し技術開発の基本方針

本事業における計画を遂行するにあたり、主な対応方針について以下に記載する。

【基本方針】

更なる規模を拡大した燃料デブリ取り出し作業を実現するために必要となるアクセスルート構築技術や燃料デブリの回収技術、閉じ込め機能維持に関わる技術について検討を実施する。

また、前年度における基盤技術開発事業やシステム高度化事業、臨界管理事業において設計検討を実施したもののうち、課題があるものについては、検討を具体化していくものとする。

【基本方針に基づいた成果】

- **燃料デブリ取り出しのためのアクセスルート構築方法、作業手順および装置の成立性**
- **燃料デブリの状態に応じた回収方法、容器への収納方法およびシステムの成立性**
- **燃料デブリ・堆積物の処理に関する吸着剤データ、廃液処理設備の概念システムの検討結果**
- **燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに必要となる技術調査結果**
- **燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に係る、閉じ込め機能および臨界防止・監視に関わる技術**
  （ダスト中のエアロゾル除去効果の予測手法、PCVとアクセストンネル間の接続方法、未臨界度測定の成立性 等）

具体的な開発項目および実施方針を次頁に示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3. 本事業の概要

3. 2 燃料デブリ取り出し技術開発の基本方針

前項までの方針に基づき、公募の開発項目ごとの実施方針を以下のように定める。

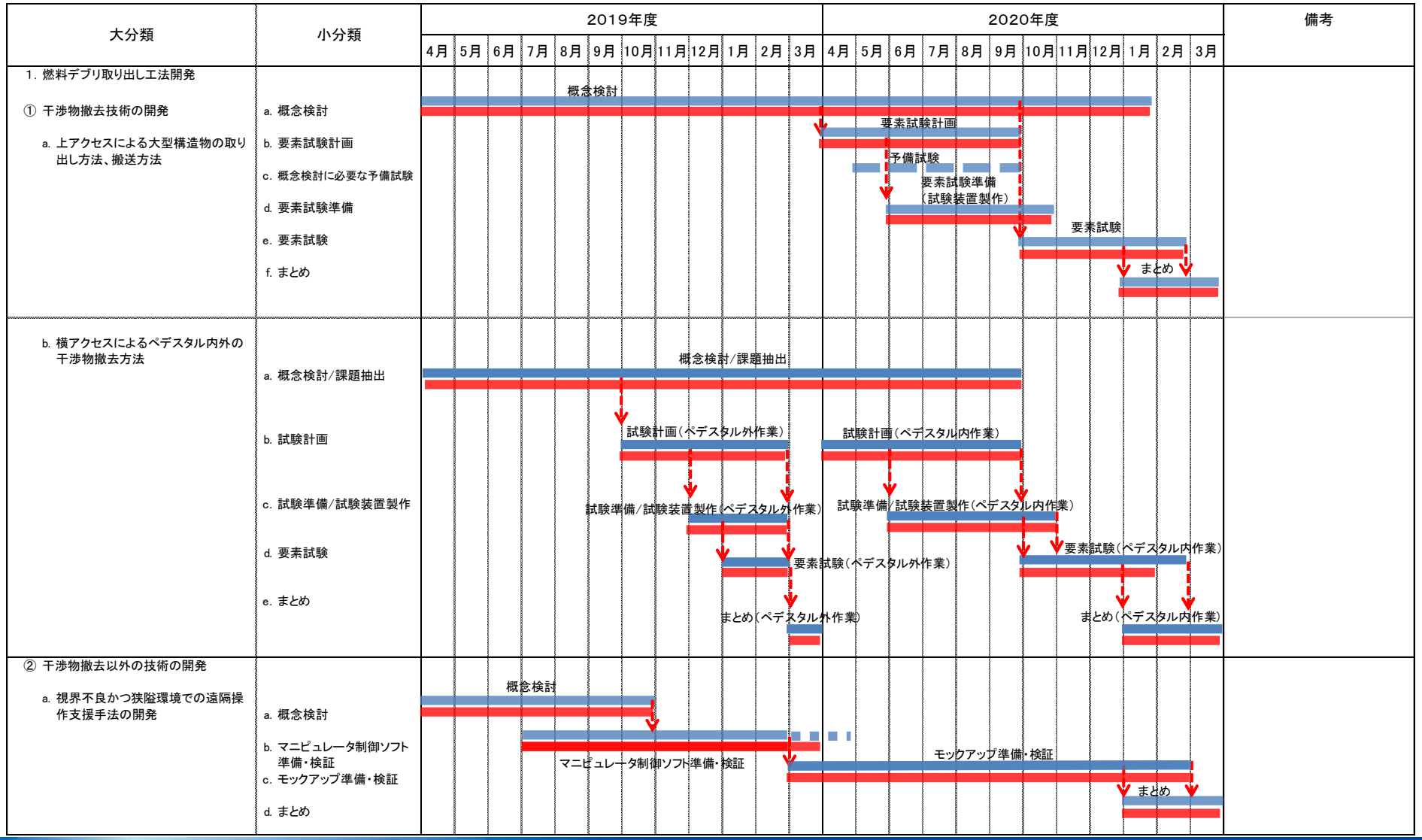
公募の開発項目	実施方針	参照
1）燃料デブリ取り出し工法の開発	現場情報等を踏まえて、RPV及びPCVに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを構築する技術を開発する。また、遠隔装置の操作を支援するシステム、PCV外への汚染拡大を防止する技術、R／B内の被ばく線量低減のための遮へい体の構築等を考慮したアクセスルートの構築に必要と考えられる技術について技術開発を行う。	No.20～494
2）燃料デブリ取り扱い技術の開発 （ｉ）燃料デブリ回収・収納システムの技術開発	燃料デブリ取り出しを効率化するために、燃料デブリの状態に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発し、必要に応じ要素試験を実施し成立性を確認する。	No.495～551
（ii）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発	燃料デブリから循環冷却水中に溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術について、溶解性核種除去用吸着技術に関する要素試験を実施して最適な吸着材を選定する。また、液中から固形物を分離し、収納するための処理技術について、収納効率、遠隔操作、保守等を考慮した技術の開発を行い、廃液処理設備の概念システム設計を行う。	No.552～683
（iii）燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査	PCV内からの取り出された物を、燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術を調査する。	No.684～708
3）燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発 （ｉ）閉じ込め機能に関わる要素技術開発	アルファ核種を含むダストのPCV内での挙動の予測に必要なPCV内部の気流解析とエアロゾル挙動の解析技術の組み合わせについて研究開発するとともに、ダスト中のエアロゾル除去効果の予測と適切なモニタリング技術の選定や監視位置の検討を行う。また、PCV等の既設構造物との接続部の閉じ込め機能確保のための技術開発として、接続部の構造、工法、検査、シール材等の保守等について検討し、必要な要素試験を実施し技術の成立性を確認する。	No.709～791
（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発	大型で複雑な燃料分布体系での未臨界度測定精度を確認し、未臨界度測定の成立性を確認する。また、中性子検出器の現場への適用性を確認する。 燃料デブリ取り出し時の燃料デブリの状態に応じた非溶解性中性子吸収材の使い分け方法や投入装置の概念設計等、非溶解性中性子吸収材の運用方法を検討する。	No.792～836

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

【凡例】
：計画
：必要に応じて実施
：実績

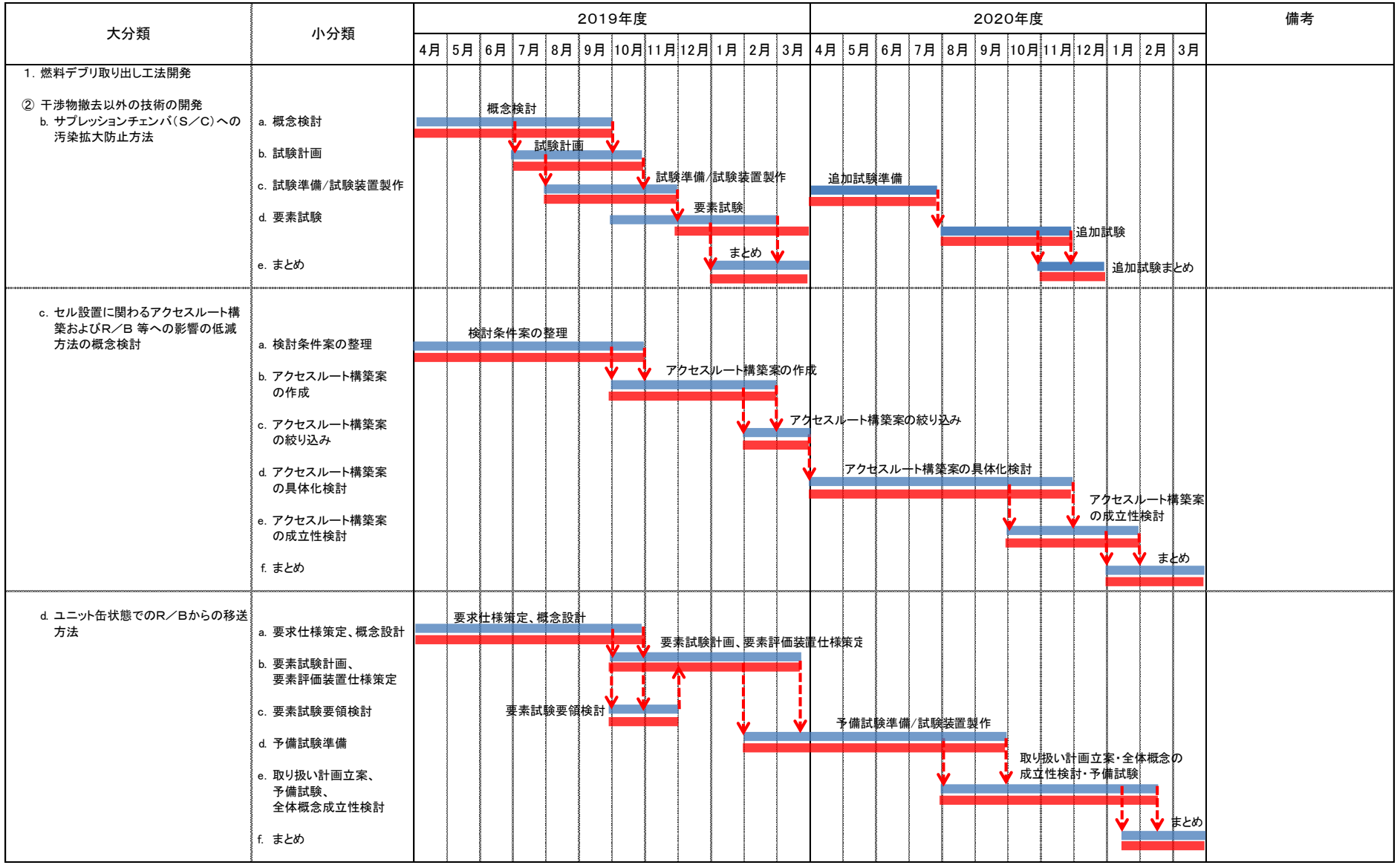
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（1/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

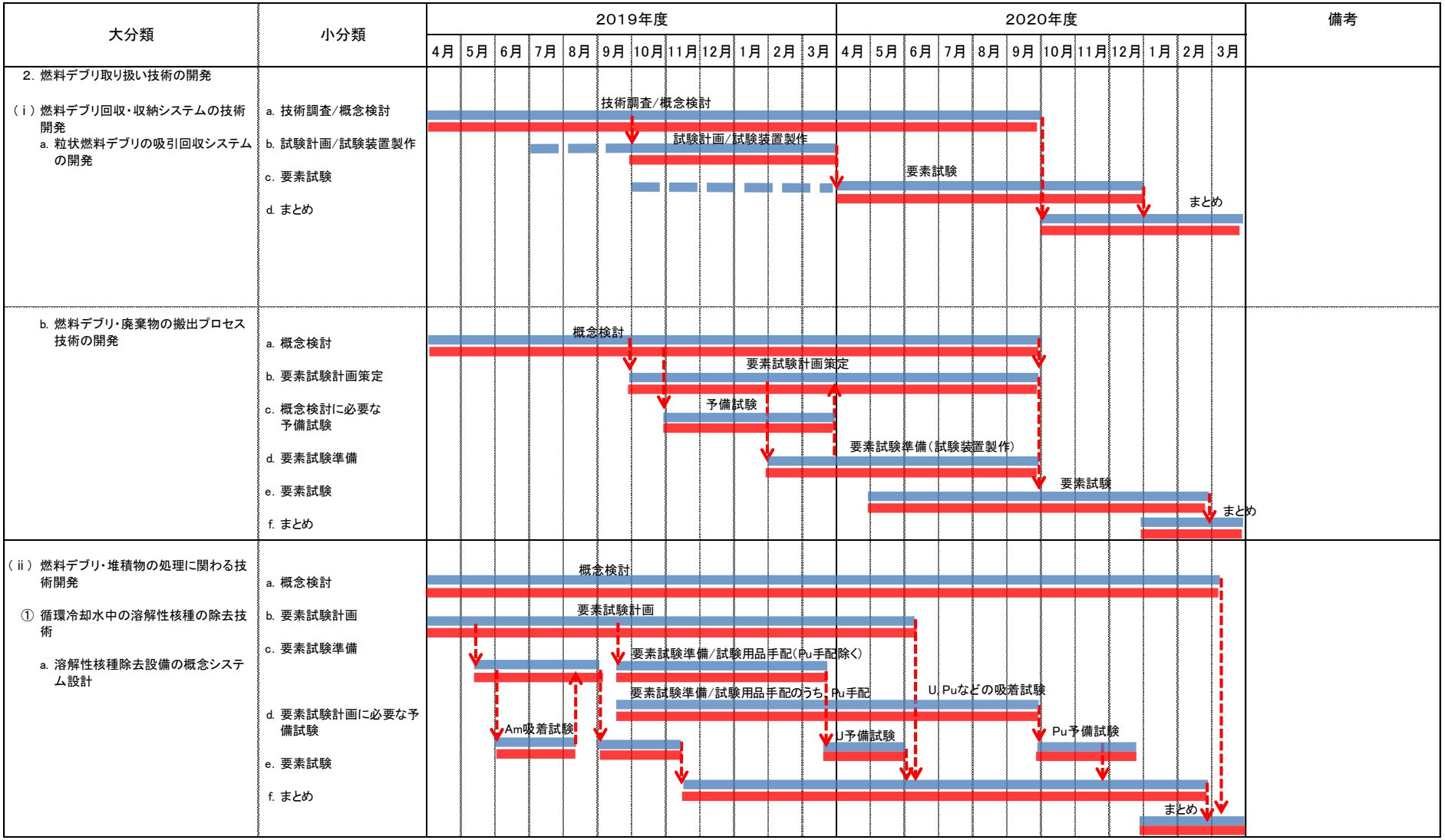
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（2/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

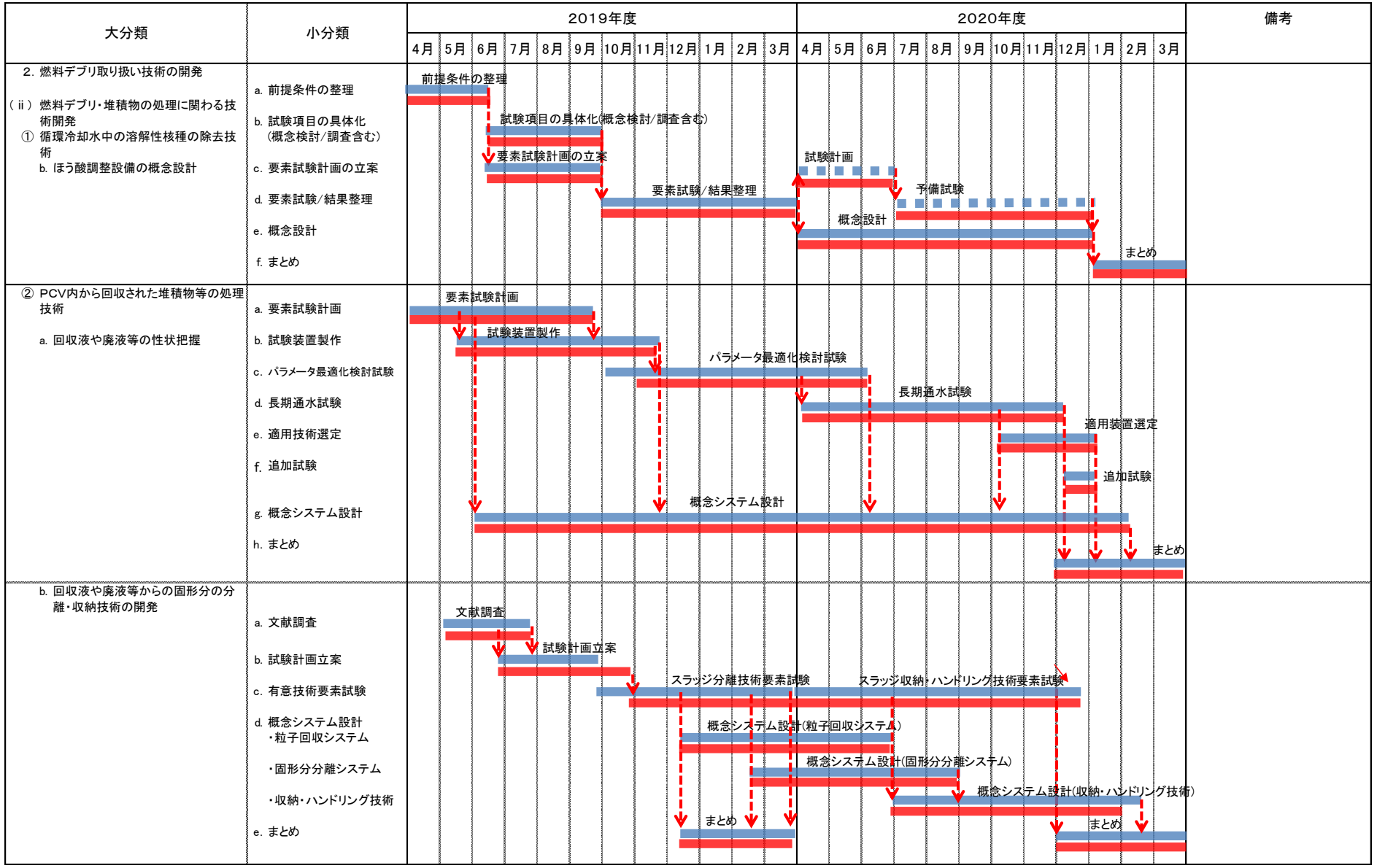
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（3/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

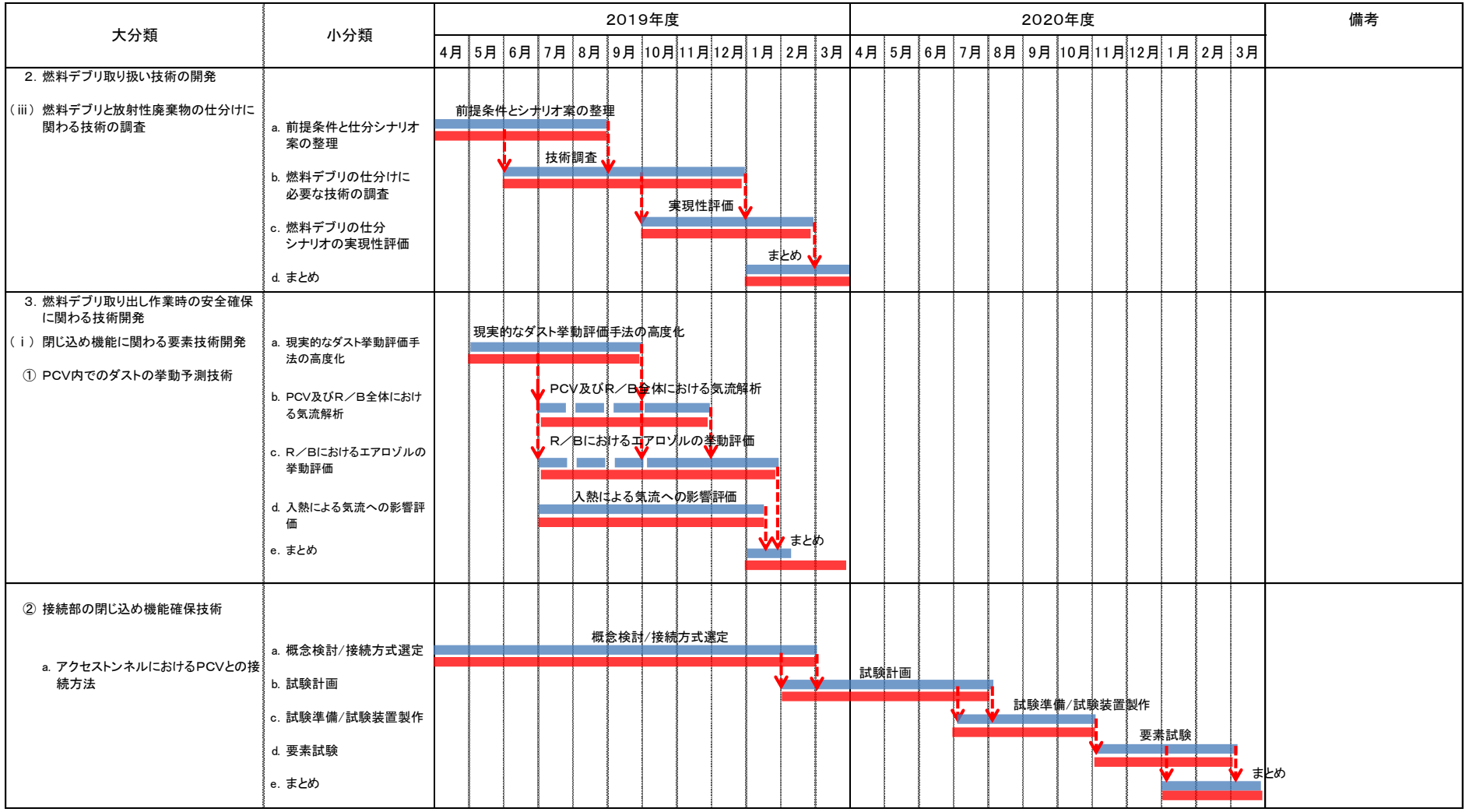
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（4/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

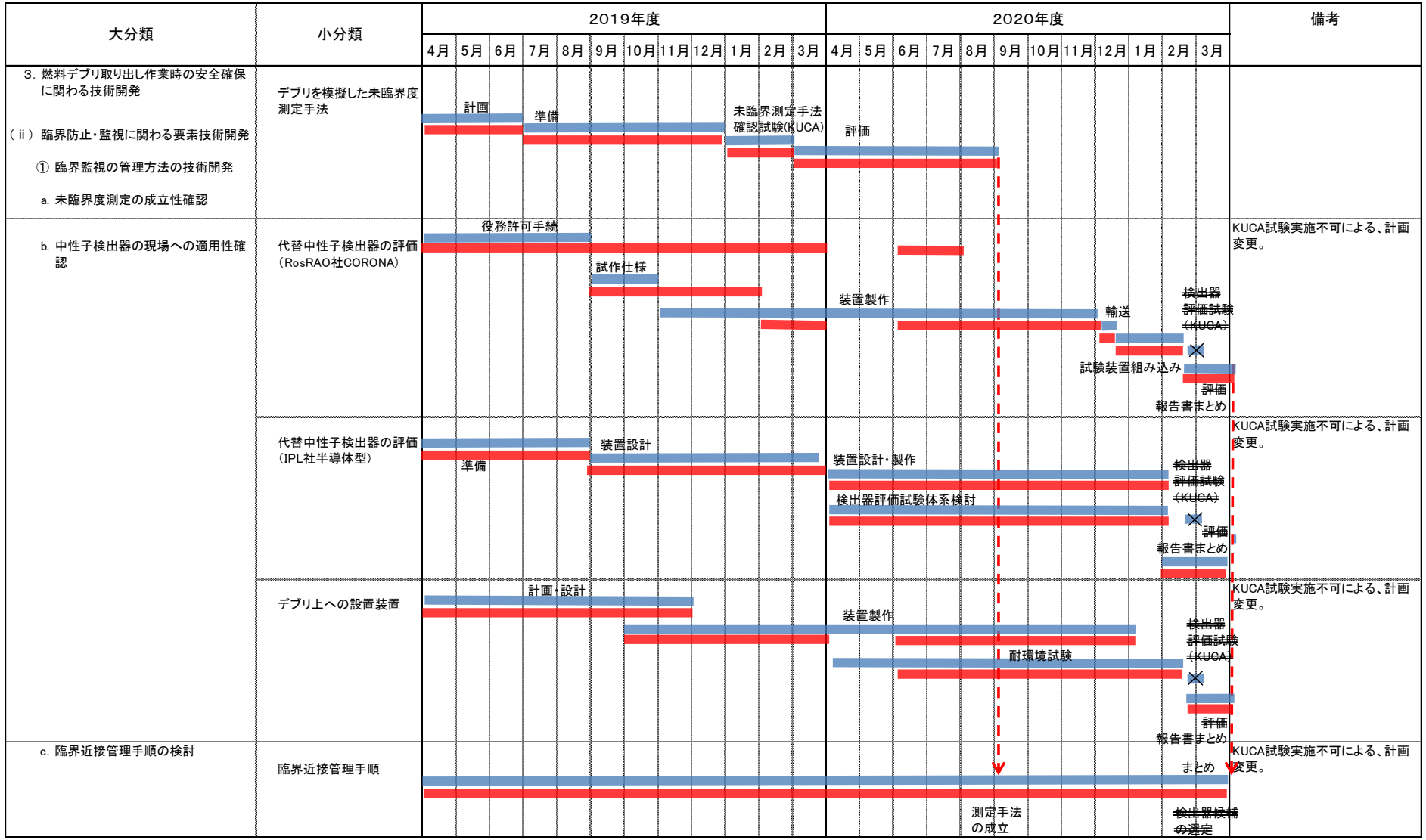
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（5/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（6/7）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4. 本事業の実施スケジュール

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発 実施スケジュール（7/7）

大分類	小分類	2019年度 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	2020年度 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	備考
3. 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発 （ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発 ② 臨界防止技術の開発 a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討	非溶解性中性子吸収材の使い分け方法の検討	シナリオ整理			条件整理			臨界解析			まとめ															
	投入装置の設計・製作・要素試験	計画				準備			水中投入試験		評価															
	デブリ加工による影響確認	計画			準備				吸収材加工試験		評価															
b. 放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討	防錆剤を考慮した放射線影響下の腐食影響の検討	計画			準備			吸収材照射試験				評価														
主要なマイルストン							中間報告（10/15）	▲						中間報告（4/22） ▲						中間報告 ▲					最終報告 ▲	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

5. 本事業の実施体制

東京電力ホールディングス株式会社

- 現場適用性の観点での諸調整。
  （・許認可状況の反映調整
  ・廃炉現場状況の反映調整　等）

技術研究組合　国際廃炉研究開発機構

- 全体計画の策定と技術統括のとりまとめ
- 技術開発の進捗などの技術管理のとりまとめ

日立GEニュークリア・エナジー株式会社

【要素試験・技術開発】
(1) 燃料デブリ取り出し工法の開発
　① 干渉物撤去技術の開発
　　・上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法
　　・横アクセスによるペデスタル内外の干渉物取り出し方法
　② 干渉物撤去以外の技術の開発
　　・サプレッションチェンバ（S／C）への汚染拡大防止方法
(2) 燃料デブリ取り扱い技術の開発
（ii）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発
　① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術
　② PCVから回収された堆積物等の処理技術
（iii）燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査
(3) 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発
（i）閉じ込め機能に関わる要素技術開発
　① PCV内でのダストの挙動予測技術
　② 接続部の閉じ込め機能確保技術
（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発
　① 臨界監視の管理方法の技術開発
　② 臨界防止技術の開発

東芝エネルギーシステムズ株式会社

【要素試験・技術開発】
(1) 燃料デブリ取り出し工法の開発
　① 干渉物撤去技術の開発
　　・上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法
　② 干渉物撤去以外の技術の開発
　　・ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法
(2) 燃料デブリ取り扱い技術の開発
（i）燃料デブリ回収・収納システムの技術開発
　・燃料デブリ・廃棄物搬出プロセス技術の開発
（ii）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発
　① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術
　② PCVから回収された堆積物等の処理技術
（iii）燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査
(3) 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発
（i）閉じ込め機能に関わる要素技術開発
　① PCV内でのダストの挙動予測技術
（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発
　① 臨界監視の管理方法の技術開発
　② 臨界防止技術の開発

三菱重工業株式会社

【要素試験・技術開発】
(1) 燃料デブリ取り出し工法の開発
　② 干渉物撤去以外の技術の開発
　　・視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発
　　・セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討
(2) 燃料デブリ取り扱い技術の開発
（i）燃料デブリ回収・収納システムの技術開発
　・粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発
（ii）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発
　① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術
　② PCV内から回収された堆積物等の処理技術
（iii）燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査
(3) 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発
（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発
　① 臨界監視の管理方法の技術開発

連携する開発プロジェクトチーム

- 燃料デブリ性状把握
- 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発
- 格納容器内部調査技術の開発
- 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
- 原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発
- 燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

5. 本事業の実施体制

東京電力ホールディングス株式会社

- 現場適用性の観点での諸調整。
  （・許認可状況の反映調整
  ・廃炉現場状況の反映調整　等）

技術研究組合　国際廃炉研究開発機構

- 全体計画の策定と技術統括のとりまとめ
- 技術開発の進捗などの技術管理のとりまとめ

日立GEニュークリア・エナジー株式会社

- 東鉱商事（中外テクノス）
  ・ペデスタル内外の干渉物撤去技術開発
  ・S/Cへの汚染拡大防止技術の開発
- 清水建設
  ・S/Cへの汚染拡大防止技術の開発
- みすず精工
  ・回収液や廃液等の性状把握
- 日立パワーソリューションズ、日立プラントコンストラクション
  ・回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発
  ・防錆剤を考慮した放射線影響下の腐食影響の検討
- 三菱パワー(旧三菱日立パワーシステムズ)
  ・アクセストンネルにおけるPCVとの接続方法
- 京都大学
  ・未臨界度測定試験
- スギノマシン
  ・上アクセスによる大型構造物の取り出し方法の開発
- 東京大学
  ・一体取り出し工法の充填固化材検討

東芝エネルギーシステムズ株式会社

- IHI
  ・上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法
  ・燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発
- CLEO、CEGELEC、入江工研
  ・ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法
- PaR Systems、東京電子工業
  ・燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発
- 日本核燃料開発
  ・溶解性核種除去設備の概念システム設計
- 渡商会
  ・ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法
- 栗田工業
  ・回収液や廃液等の性状把握

- RosRAO
  ・代替中性子検出器の評価
- 渋谷潜水工業
  ・投入装置の設計・製作・要素試験
- 第一カッター
  ・燃料デブリ加工による影響確認
- CETD
  ・燃料デブリ上への設置装置
- 京都大学
  ・未臨界度測定試験

- IPL
  ・代替中性子検出器の評価
- 京都大学
  ・未臨界度測定試験

三菱重工業株式会社

- MHI-NSエンジ
  ・視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発
  ・粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発
  ・未臨界度測定試験のための中性子検出器応答解析
  ・代替中性子検出器検討補助
- ORANO
  ・セル設置に関わるアクセスルート構築およびR／B等への影響の低減方法の概念検討
- MHIソルテック、NDC、ササクラ
  ・ほう酸調整設備の概念設計
- コベルコ科研
  ・回収液や廃液等の性状把握
  ・回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発
- 中外テクノス
  ・回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

6. 補助事業の内容

【目的】

東京電力ホールディングス（株）が行うエンジニアリングやプロジェクト管理と連携しながら設計検討と要素試験を実施し、燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大に向けて、実機向け装置および安全確保のシステムの開発に着手できるようにする。

【本事業の主な事業内容】

１）燃料デブリ取り出し工法の開発

現場情報等を踏まえて、ＲＰＶ及びＰＣＶに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを構築する技術を開発する。特に燃料デブリ取り出しの工程短縮を可能とする干渉物撤去技術について、実機の状態を想定した検討を行い、成立性を確認する。また、干渉物撤去技術以外の技術として、遠隔装置の操作を支援するシステムやＰＣＶ内の設備の保守方法、ＰＣＶ外への汚染拡大を防止する技術、Ｒ／Ｂ内の被ばく線量低減のための遮へい体の構築等を考慮したアクセスルートの構築に必要と考えられる技術について技術開発を行う。

２）燃料デブリ取り扱い技術の開発

燃料デブリの状態に応じた回収・収納方法、システムの開発、溶解性核種の除去に際しての最適な吸着剤の選定、フィルタの逆洗等により生じた廃液の処理技術の開発を行う。また、燃料デブリと放射性廃棄物を仕分ける場合に必要となる技術について調査を行う。

３）燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

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

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

１） 燃料デブリ取り出し工法の開発

① 干渉物撤去技術の開発

現場情報等を踏まえて、RPV及びPCVに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを構築する技術を開発する。特に、燃料デブリ取り出しの工程短縮を可能とする干渉物撤去技術について、R／BやPCV内の設備の調査結果に基づく、ずれ、変形、破損等の状況やRPV等の未調査箇所については熱による変形等の具体的な状況を想定し、撤去を行うための技術、装置の基本仕様、手順を検討し、必要に応じ要素試験を実施することで、成立性を確認する。なお、以下に各アクセス工法において想定される干渉物となる設備等を記載する。

・RPVへの上アクセス工法：ウェルシールドカバー、PCVヘッド、RPVヘッド、炉内構造物等
・PCVへの横アクセス工法：R／B内（特にペネトレーション周辺）、ペデスタル外、 ペデスタル内の機器、設備、配管等

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。なお、検討に際しては保守についても考慮する。

a.<u>上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法。</u>

・工法の概念について整理し、要素試験等により課題を抽出。

b.<u>横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法。</u>

・共用ユーティリティに関する要素試験を実施し、工法の実現性を確認。

・ペデスタル内干渉物撤去方法に関する要素試験を実施し、課題を抽出。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

- 開発の目的
  - 燃料デブリを取り出すために必要となる炉心部へのアクセスルート構築に係る作業手順や使用する装置を検討し、スループットの改善を図る。

- 解決すべき課題
  - アクセスルート構築に係る作業手順、使用する装置の具体化。
  - 立案した作業手順、装置の成立性確認。
  - スループット短縮化。

- 開発の進め方
  - 炉心部までの干渉物撤去(切断取り出し、容器収納、搬出)の手順具体化(机上検討)。
  - 1～3号機の炉内損傷状況を想定し、損傷の激しい条件でも取り出せる手順、装置類(吊り具、遮へい、落下防止措置など)を検討。
  - 机上検討の中で課題を抽出し、要素試験を行う必要のある炉内構造物や取り出しのポイント(切断・把持・吊り上げなど)について試験計画を立案し、要素試験を実施。
  - 立案した工法の成立性およびスループット評価を行い、これまでの工法と比較評価を実施。

- 得られる成果
  - アクセスルート構築に係る作業手順、使用する装置の成立性。
  - スループットの短縮。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 検討フロー

：今回報告

前期補助事業プラン：**構造物はその場で細断・容器収納搬出**
- 取り出し工程が31.3年（ルートA＊）、41.1年（ルートB＊）と長期に渡る（設定目標は10年）
- 切断回数2000回、容器2100個（例：セパレータ）と多い
- セルが大型化。コンテナへの荷重条件が厳しく（4500ton）、配置に余裕が無い。

前期補助事業の成果と課題

課題を受けた今期補助事業の取り組み方針
- 構造物や燃料デブリは、**可能な限り一体（大くくり）で取り出し、搬出**

検討の前提条件
- 干渉物撤去の各段階における作業エリアの雰囲気線量予測
- 汚染の飛散と作業エリアの閉じ込め要求
- 事故時の構造物の変形

具体的なプランの検討①
構造物一括撤去・搬出

具体的なプランの検討②
構造物大分割・除染の併用

検討内容をフィードバック

プラン①を成立させるための課題と検討（含試験）

プラン②を成立させるための課題と検討

一部は共通課題（技術の共有）
例）構造物の吊り上げ技術など

補助事業での実施範囲

現場状況の調査（炉内構造物の損傷状況など）結果

実機での採用プラン選定

＊：「ルートA」「ルートB」の概要については本PJ「2019年度実施分成果」(2020年8月)No.286参照。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 開発工程



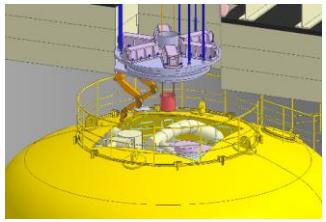
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

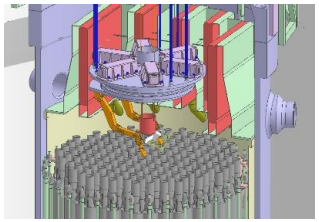
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 前期補助事業までの主な検討成果

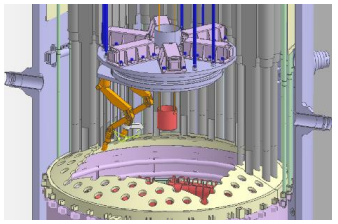
- 最上階(オペフロ)から炉心部、炉心部からペデスタルまでのアクセスルート構築(干渉物撤去)のイメージを作成し、手順の検討を実施。
- 切り出し単位、切断部分の形状・厚さ、切断方法など手順の想定を行い、取り出し期間(スループット)の試算を実施。
- また、最も複雑かつ変形が大きいと想定される炉底部分については、模擬構造体を用いた要素試験を実施し、撤去手順の実現性を検証。



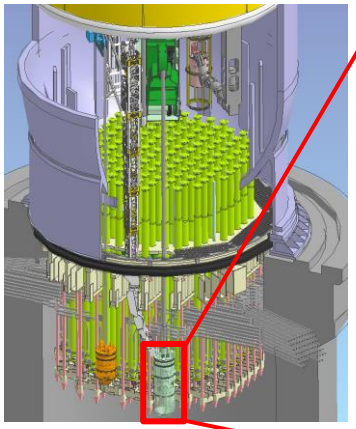
PCV上蓋の穴開け



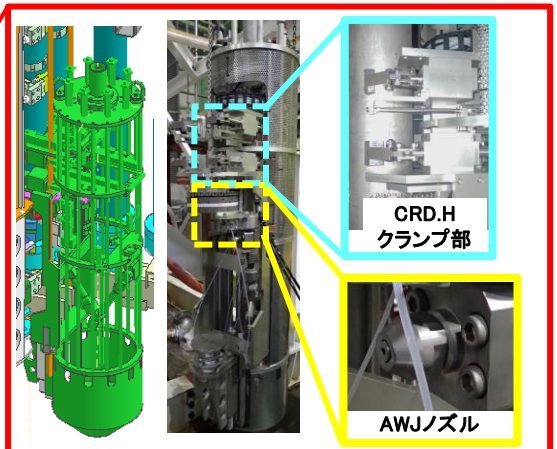
セパレータへのアクセス

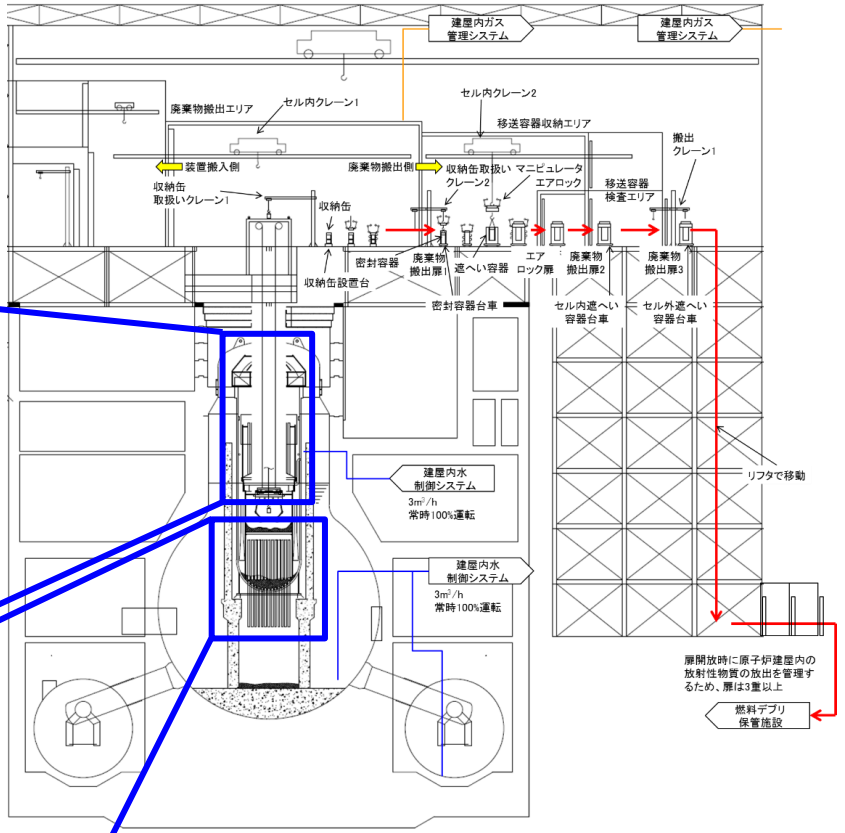


シュラウドヘッドの穴あけ加工



炉底部の大型構造物の撤去





PCV内で構造物を細断し、
UCに収納した上で搬出する方法は、
作業性・作業時間の観点から難易度が高い

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 前期補助事業の結果に基づく課題・問題点

- 取り出し工程は、設定目標10年に対し31.3年（ルートA）、41.1年（ルートB）と試算。大幅な工程短縮が必要。
  【例】セパレータ切断回数2000回、容器2100個と切断回数が多いのが支配的。

スループット

- セルが大型化。建屋・コンテナへの荷重条件が厳しい（約4500t）。

建屋負荷

- オペフロ上のセル配置に余裕がなく、特定機器のトラブル時にバッファがない。作業全体の停止（潜在的な工程遅延）リスク。

保守性・スループット

- 汚染機材が集中し、作業員のアクセス性が悪いため、遠隔保守を多く必要とする。

保守性

■ 今期補助事業の検討方針と目標

✓ **スループットの改善**
前年度までの工事期間評価では、アクセスルート構築約4年、燃料デブリ取り出し27.2～37.2年（案により相違）。設定目標10年を達成するため、アクセスルート構築1.5年、燃料デブリ取り出し8.5年を目標(※1)に設定する。

✓ **建屋負荷の改善**
作業セル内での実施作業を見直し、セルへの必要機能を最適化することで建屋負荷の改善を図る。

構造物をできるだけ大きく搬出し別建屋で細断する工法の実現性確認

全体準備（装置セット）		5
切り出しの作業時間(h)		55.65
	位置決め(h)	0.5
	切断(h)	0.03
	合計(h)	0.53
	切断回数	105
高さ11分割の切断作業時間（切断10回、h）		1060
	位置決め(h)	0.5
	切断（ウォータージェット想定、h）	0.03
	合計(h)	0.53
	切断回数	2000
その他の作業時間(h)		5355
	切断片落下防止措置(h)	1
	抜き取り搬送(h)	0.05
	切断片を回収容器に収納(h)	0.5
	回収容器の取り出し(h)	0.5
	空回収容器の搬入・受入準備(h)	0.5
	合計(h)	2.55
	作業回数	2100
合計作業時間		6470.65
日数		269.6104
全体後片付け		5
	合計作業日数	279.6104

セパレータ撤去手順と取り出し期間（ルートA）【前期補助事業成果】

No.	工法	干渉物撤去作業期間	燃料デブリ取り出し作業期間	合計	備考
1	ルートA	シールドプラグ：0.8年 シュラウドヘッドまで：3.3年 合計：4.1年	炉心部・炉底部：14.6年 ペデスタル内：12.6年 合計：27.2年	31.3年	シュラウドおよびジェットポンプは、撤去対象外。
2	ルートB	シールドプラグ：1.5年 シュラウドヘッドまで：2.4年 合計：3.9年	炉心部・炉底部：24.1年 ペデスタル内：13.1年 合計：37.2年	41.1年	プラグ類は廃棄物容器で搬出 UC：φ400の場合 16.8年

スループットまとめ表（上アクセス工法）【前期補助事業成果】

※1：前期補助事業で試算したスループットの干渉物撤去(アクセスルート構築)作業と燃料デブリ取り出し作業の割合を基に、設定目標10年から算出。

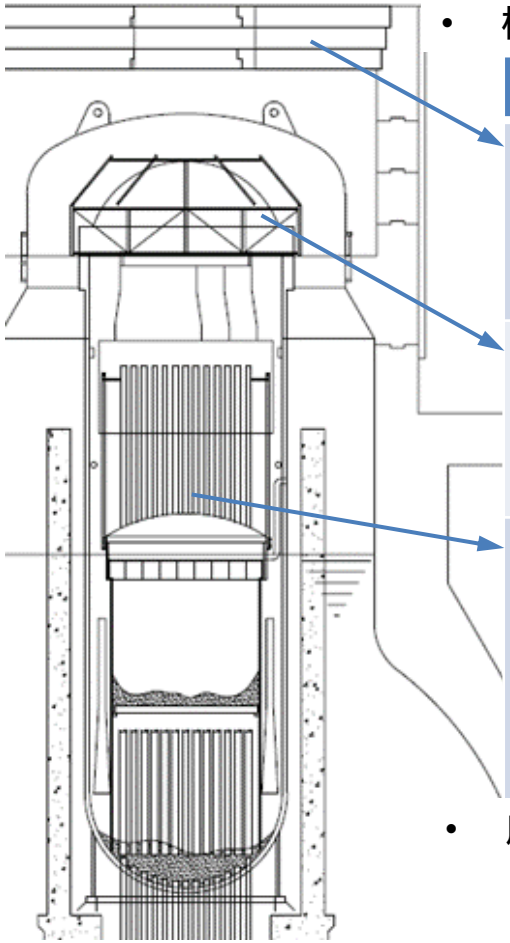
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

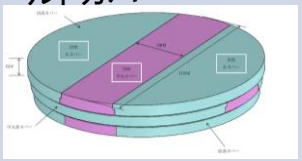
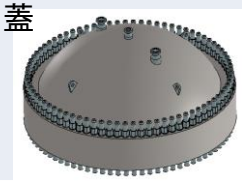
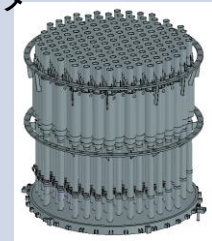
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 検討の前提条件(撤去対象構造物の表面線量)

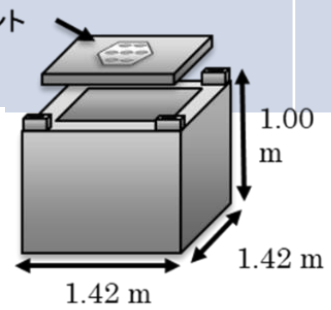
● 撤去すべき干渉物と汚染の予想および表面線量、収納する容器の条件



- MAAP解析結果や実機線量データから、構造物撤去の前提となる汚染と線量条件を算出した
- 構造物の例として、シールドカバー、RPV上蓋、炉内構造物(セパレータ)の算出結果を示す。

構造物	汚染	寸法・質量	汚染から算出した表面線量
シールドカバー 	1.0E+08Bq/cm^2 ウェル内面・に一様に付着と想定	11828×3200×t618 mm、55ton (中央、上段)	3.8E+03mSv/h(表面) 3.4E+01mSv/h(10m) 7.6E+02μSv/y(800m)
RPV上蓋 	MAAP解析で算出 外表面3.08E+13Bq 内表面2.86E+15Bq	Φ6200×h2800mm 約66ton	3E+04mSv/h(内面) 1E+04mSv/h(外面)
セパレータ 	MAAP解析で算出 2.24E+16Bq(セパレータ) 4.77E+15Bq(シュラウドヘッド)	Φ4800×h5080mm 約48ton	6E+04mSv/h(上面) 7E+04mSv/h(側面)

- 廃棄物収納容器(廃棄物Pjで検討中)
  - 廃棄物収納時の最大表面汚染 : 10Sv/h
  - 構内輸送時は移送容器に収納し、表面30mSv/h



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

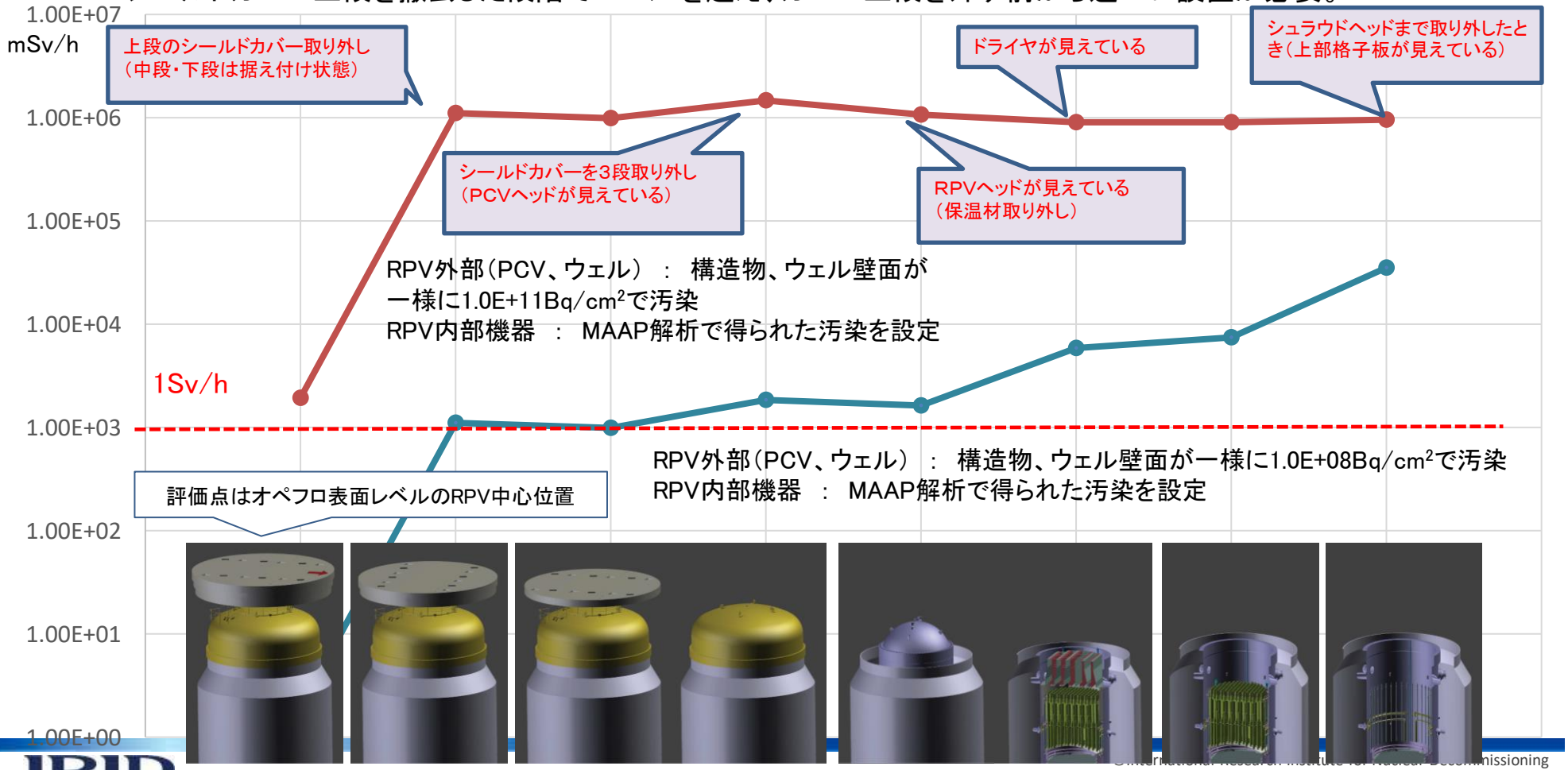
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 検討の前提条件（干渉物撤去ステップに応じた線量上昇予測）

● 干渉物撤去の各段階における作業エリアの線量を算出

- 構造物の汚染をもとに、工事の各段階における、作業エリア（オペフロ、RPV中心）の雰囲気線量を算出
- PCV、ウェルの汚染は、1.0E+08Bq/cm²と、3桁大きくした1.0E+11Bq/cmの2ケースで評価。
- シールドカバー上段を撤去した段階で1 Sv/hを超え、カバー上段を外す前から遮へい設置が必要。



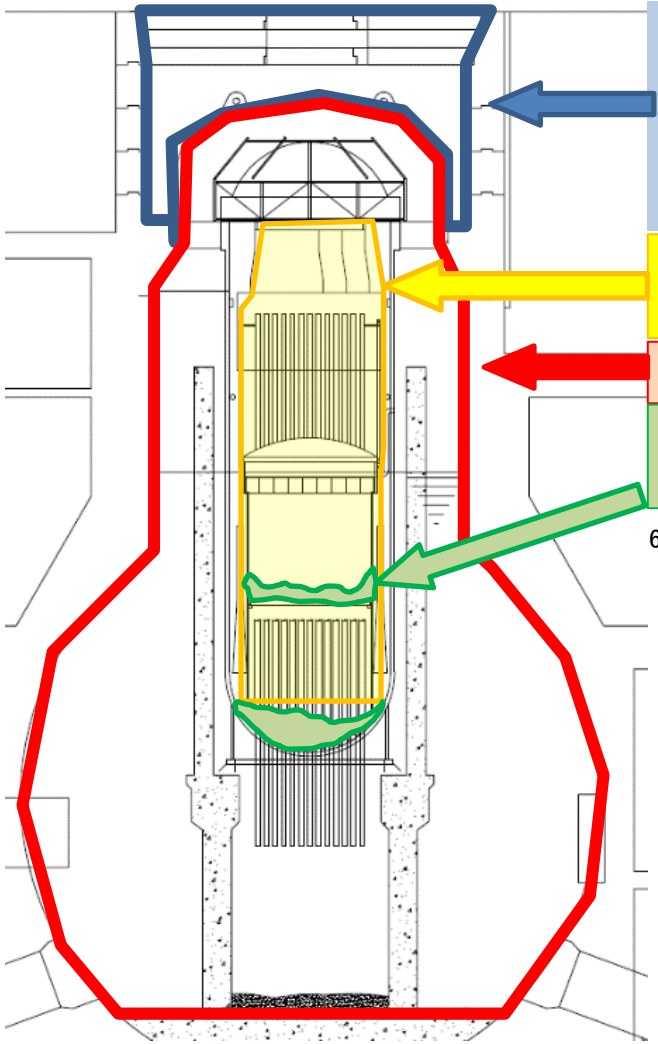
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 検討の前提条件(干渉物撤去ステップに応じた線量上昇予測)

● 干渉物撤去の各段階における作業エリアの線量を算出(算出条件)

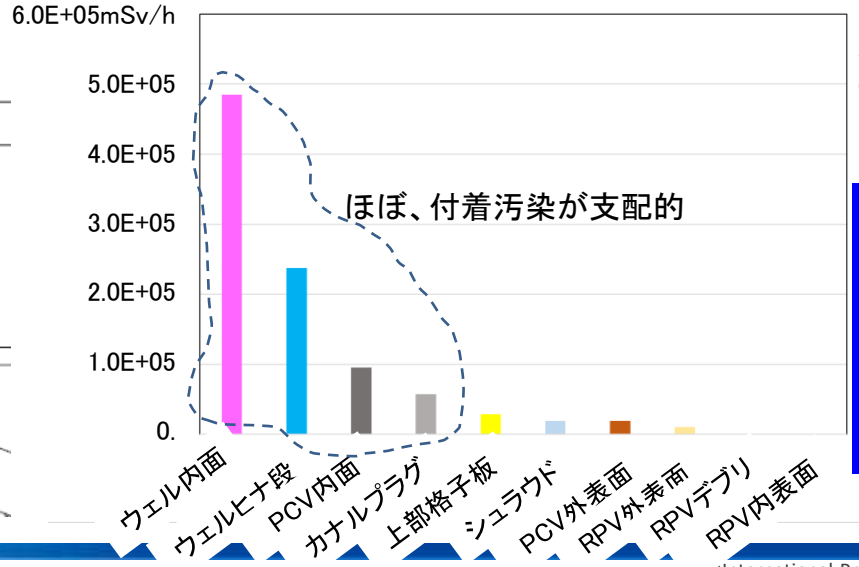


原子炉ウェル内面、シールドプラグ表面は、以下2ケースで実施(一律の値)
- 1．0E+8Bq/cm^2 :PCV内部調査での環境線量から、PCV内面一様に付着していると想定したものをウェルに拡張(3号機のオペフロ工事やオペフロ面のガンマカメラの結果ともおおよそ整合)
- 1．0E+11Bq/cm^2 :上記ケースの1000倍(シールドプラグ表面30PBq付着を包含)

炉内構造物のうち、上部格子板は放射化を考慮
RPV内面の付着汚染はMAAPの解析結果を引用

PCV内面、RPV外面はウェルと同様、1.0E+08Bq/cm^2、1.0E+E11Bq/cm^2

燃料デブリは、JAEA-Data/Code 2012-018、福島第一原子力発電所の燃料組成評価」を引用



オペフロ線量上昇へ寄与する線源
(ウェル内面1.0E+11Bq/cm^2、シュラウドヘッドまで取り外し)

線量上昇に大きく寄与するものは燃料デブリではなく汚染された構造物であり、その中でもウェル壁面が最も大きな影響を持つ
→注力すべき除染対象

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

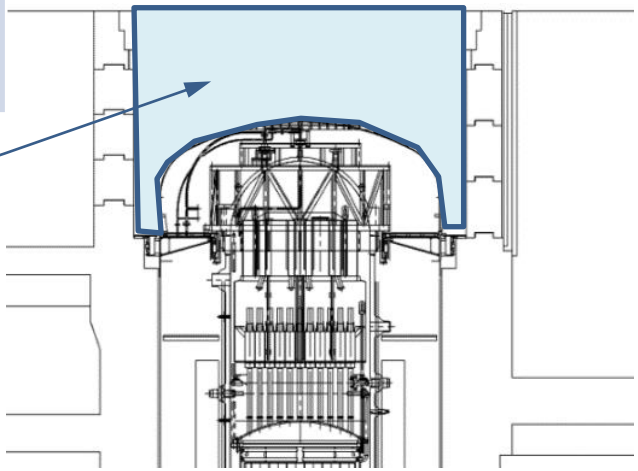
■ 検討の前提条件（作業エリアの汚染濃度）

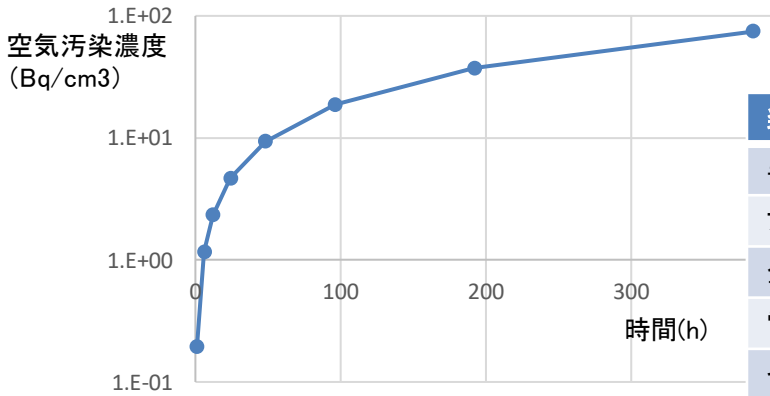
● 汚染の飛散と作業エリアの閉じ込め要求（シールドカバー撤去時）

- 下段シールドカバー撤去後に原子炉ウェル面が露出。この際の作業エリアでの空気汚染濃度について評価し、閉じ込めの要求を検討。
- ウェル内面の汚染を設定（1.0E+8Bq/cm^2）し、ダストの飛散率とウェル内面の体積から空気汚染濃度を予測。
- 汚染がウェル内に留まっていた場合、数Bq/cm3と評価。これは1Fの作業基準と比較しても非常に高いレベル。実際には再付着による低減効果もあるが、ウェルの気体は外部に放出させないこと（閉じ込め）が求められるとし、作業エリア計画に反映

項目	設定値	備考
ウェル内面の付着汚染	4.14E+14Bq（ウェル内面） 7.48E+13Bq（PCV上蓋外表面）	Cs-137、Ba-137mが同量存在すると仮定
付着汚染の飛散率	1.0E-10/s	＊参考文献より
ウェル内体積	9.04E+08cm3	=ウェル内壁面放射能量×1秒当たりのダスト飛散率×24時間÷ウェル内空間体積）

※:（参考文献）G.A.Sehmel et.al、PARTICLE RESUSPENSION RATES、BNWL-SA-5124、1974





1F作業装備の基準

装備	適用汚染濃度
半面マスク	～2E-03Bq/cm3
フードマスク	～2E-03
全面マスク	～2E-02
電動ファン式マスク	～2E-01
セルフエアセット	2E-03～

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

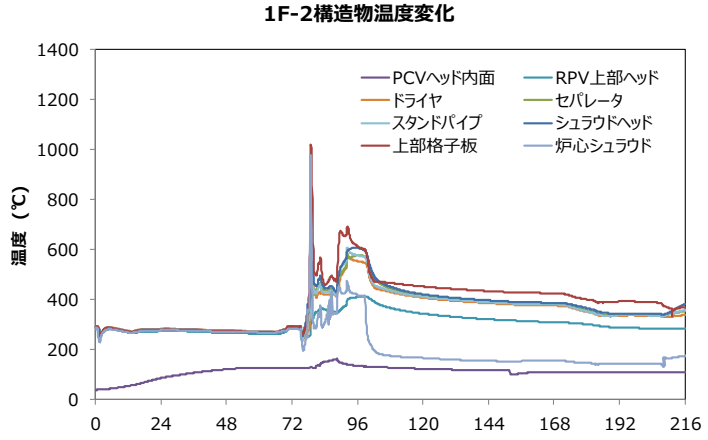
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

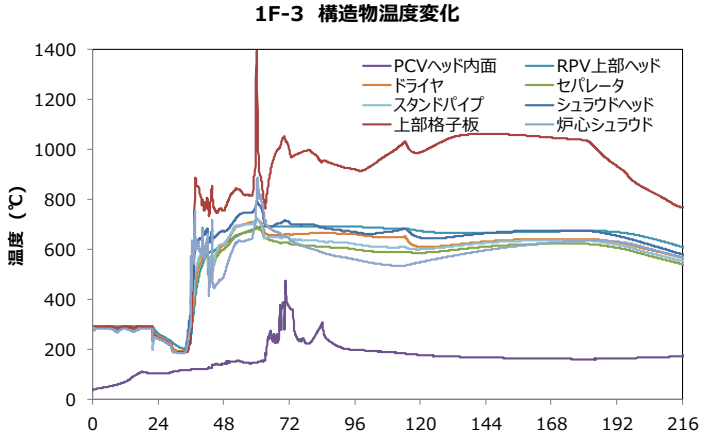
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

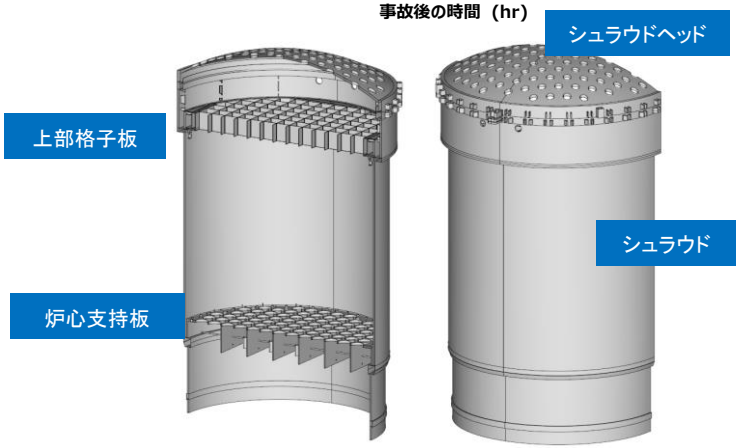
■ 検討の前提条件(構造物の状態推定)

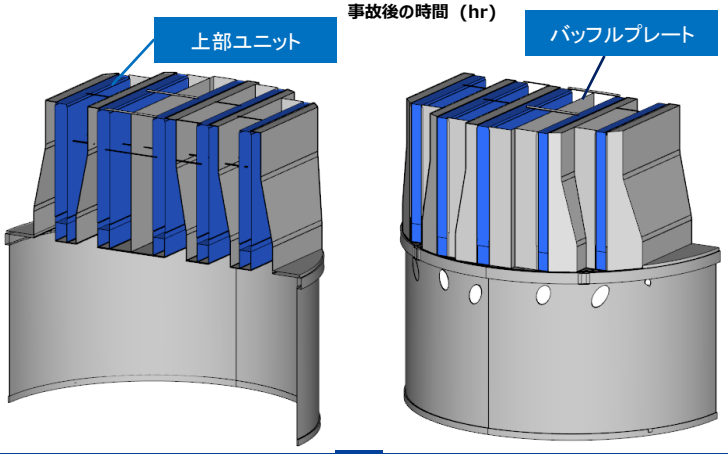
● 構造物の事故後高温状態での構造物の変形挙動予測

- 解析内容 (1)静的応力評価(短時間強度評価)
  (2)クリープ変形予測(長期間(最長3週間)における変形評価)
- 解析対象:シュラウドヘッド、シュラウド胴、ドライヤ
- 解析温度:MAAP解析から幅広に設定し650℃、700℃、800℃、900℃(最大)









©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

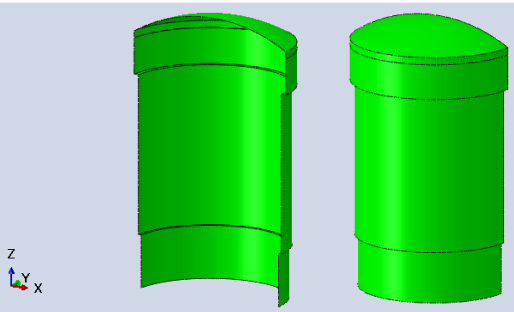
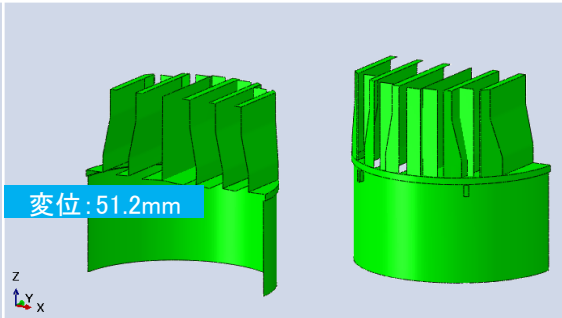
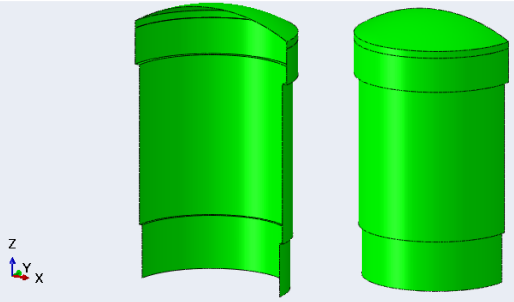
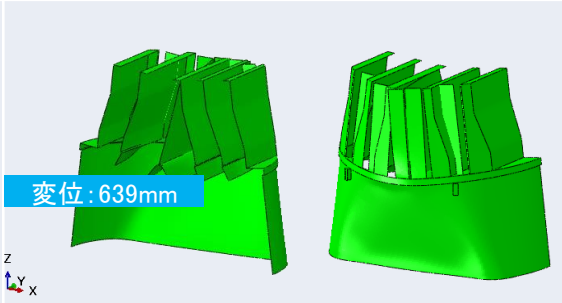
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 検討の前提条件(構造物の状態推定)

● 構造物の事故後高温状態での構造物の変形挙動予測、結果とまとめ

- MAAP解析によって得られた炉内構造物の温度変化をもとにして、構造物の変形を推定した。
- 構造変形を幅広く推定するため、温度を最大約200℃高くし、変形の拘束となる部材の省略なども含めた。
- 短時間静的応力評価では、900℃におけるドライヤの一部で降伏応力に至る点も見られたが、全体的には塑性変形は見られなかった。
- 3週間クリープ変形評価では、シュラウドヘッド上端で若干の変形が見られたが、変位は1mm以下であり、傾くや崩壊するなど大きな形状変化は見られなかった。一方、ドライヤの変形評価では、中央部が沈みスカート部が広がる変形が見られ、沈む変位は600mmと大きくなった。周囲機器への接触などの影響を今後検討する。
- また、これらの変形はモデルの簡素化によることも考えられ、簡略しないモデルでの解析など考えられる。
- 各構造物上端の位置変化が一番大きい。今後の炉内調査などでは、上端の位置変化を測定することが、全体の構造物の変化を推定するために有効と思われる。また、今後の炉内構造物取り出し検討への構造物情報の反映を進める(変形した状態で撤去する検討)。

	3週間後変形図(変形倍率×1)	3週間後変形図(変形倍率×1)
700℃		
900℃		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 新規上アクセス工法の概念

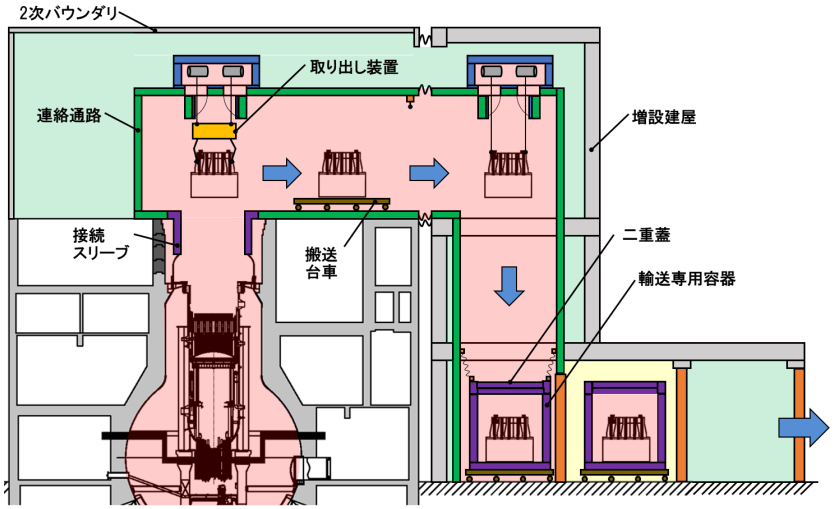
【プラン①】構造物一括撤去・搬出

【工法の特徴】

- ✓ 構造物単位で一括にて搬出し、R/Bから離れた新設する建屋にて細断して容器へ収納。
- ✓ 搬出対象物の遮へい・気密は容器、アクセスルートまたはそれらの組合せにて対応。

【工法採用時のメリット】

- ✓ 構造物単位で一括にて搬出するため、環境の悪い炉内での切断作業等を最小限とすることにより、スループットの向上が期待される。
- ✓ 取り出した構造物の細断・容器への収納作業は、新設する建屋にて実施する計画である。炉内での作業と比較し、遠隔作業の難易度が下がることが期待される。



【プラン②】構造物大分割・除染の併用

【工法の特徴】

- ✓ 燃料デブリを早い段階で閉じ込め・遮へい容器に収納。
- ✓ 建屋の遮へいをできるだけPCVに近いところ(オペフロ床面)に設置。

【工法採用時のメリット】

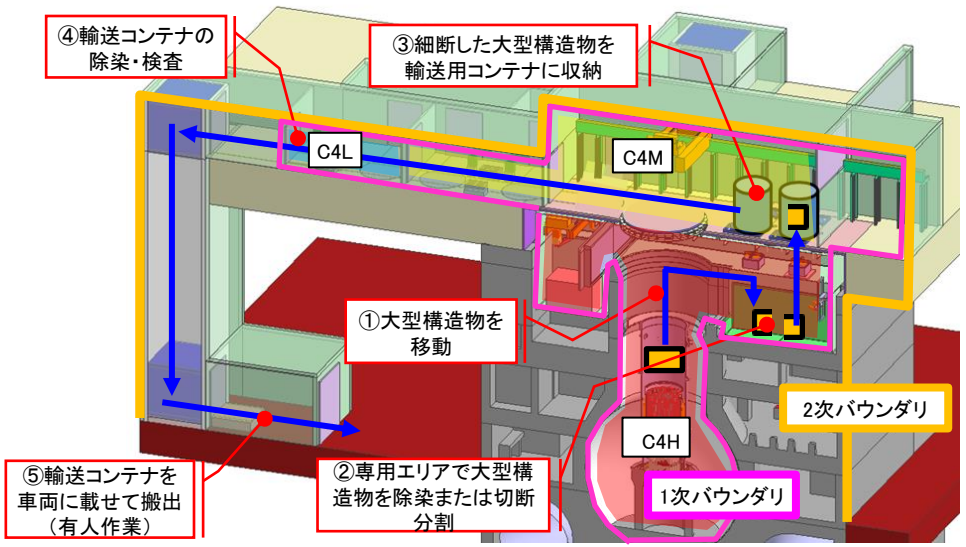
- ✓ セルに大掛かりな遮へいは不要。
- ✓ カバー建屋への荷重を大幅に削減。
- ✓ 作業員のアクセス可能エリアの拡大(非常時に優位)。
- ✓ 炉内での解体に有利(構造物変形で一体吊り上げ不可の場合有利)。

【用語補足】

C4H:高汚染エリア、作業員立ち入り不可

C4M:中汚染エリア、緊急時に限り作業員立ち入り可

C4L:低汚染エリア 通常時から作業員立ち入り可



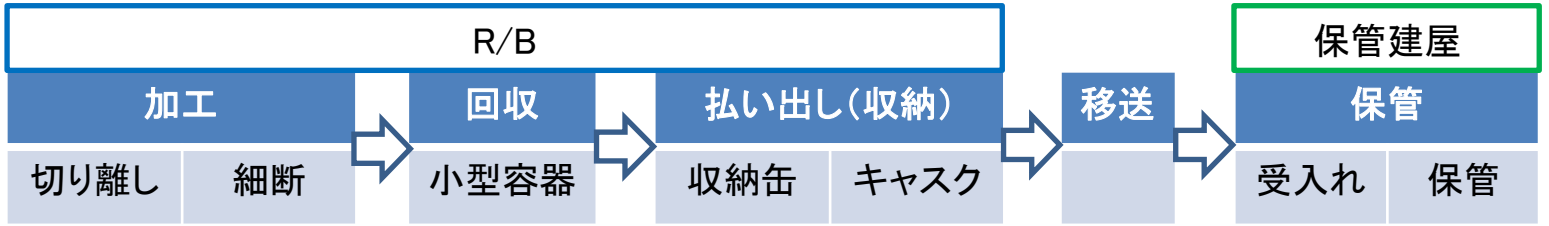
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**一体搬出工法の検討**

＜2017-2018年度補助事業の取り出し／保管プロセスイメージ＞



・補助事業でCRDハウジング遠隔切断試験、および燃料デブリ取り出し期間の試算を実施。

【課題】 ①作業性(PCV/RPV内の遠隔難作業)

②作業期間(PCV/RPV内作業がクリティカル)

⇒課題改善のためには、R/B内作業量の見直しが必要。

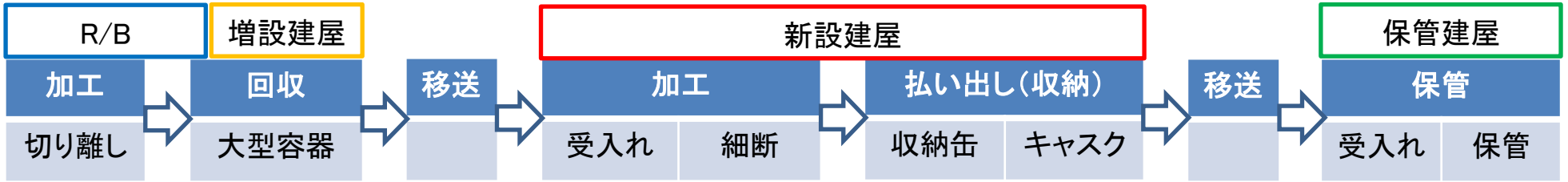
【改善案】

PCV/RPV内の作業量を低減する。 ⇒ 構造物をなるべく大きく取り出す(一体搬出工法)

・PCV/RPV内は高線量で遠隔作業は必須であるため、難作業量を減らすことにより作業性を改善。

・大きく取り出し、PCV/RPV内で実施していた保管容器収納サイズへの加工作業を別建屋で平行作業とすることで、作業期間を短縮。

＜一体搬出工法の取り出し／保管プロセスイメージ＞



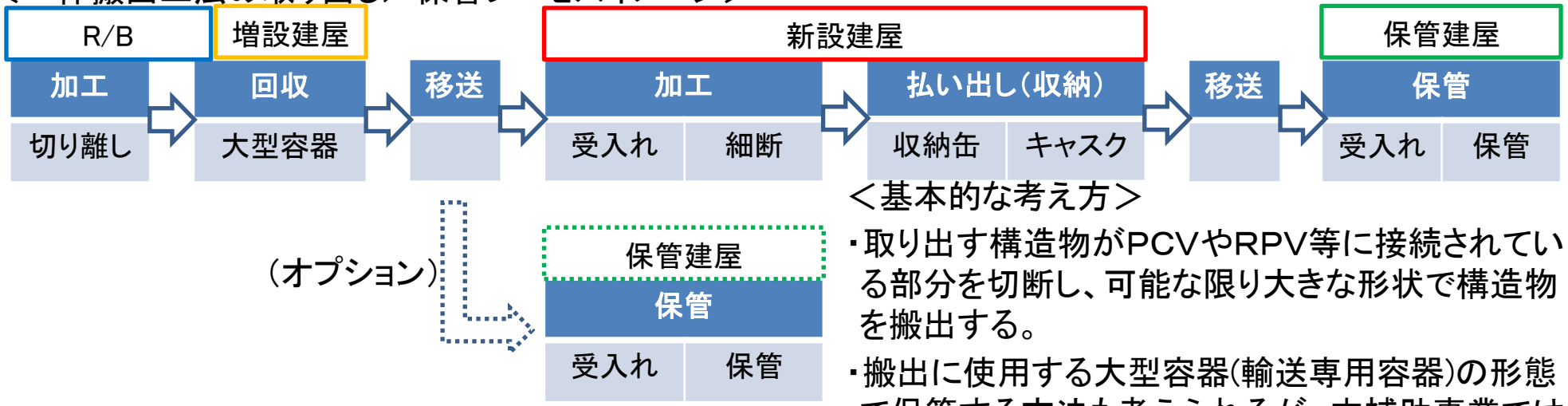
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

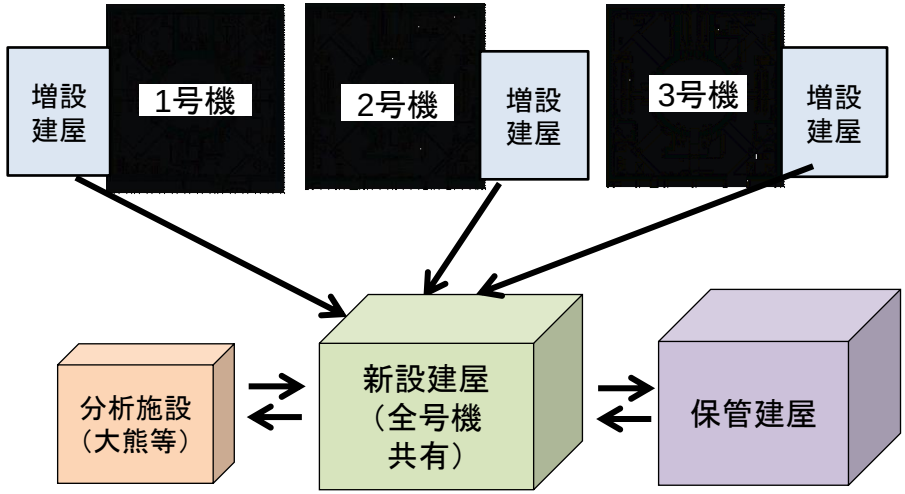
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討

＜一体搬出工法の取り出し／保管プロセスイメージ＞



＜一体搬出工法の動線イメージ＞



＜基本的な考え方＞

・取り出す構造物がPCVやRPV等に接続されている部分を切断し、可能な限り大きな形状で構造物を搬出する。

・搬出に使用する大型容器(輸送専用容器)の形態で保管する方法も考えられるが、本補助事業では搬出した構造物は保管容器に収納される前提で検討を行う。

✓増設建屋

搬出した構造物を大型容器に収納するための建屋。システム系機器も設置する。

✓新設建屋

搬出した構造物を保管容器に収納するための建屋。構造物の切断や仕分けなどを行う。

✓保管建屋

保管容器に収納された燃料デブリや廃棄物を保管するための建屋。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

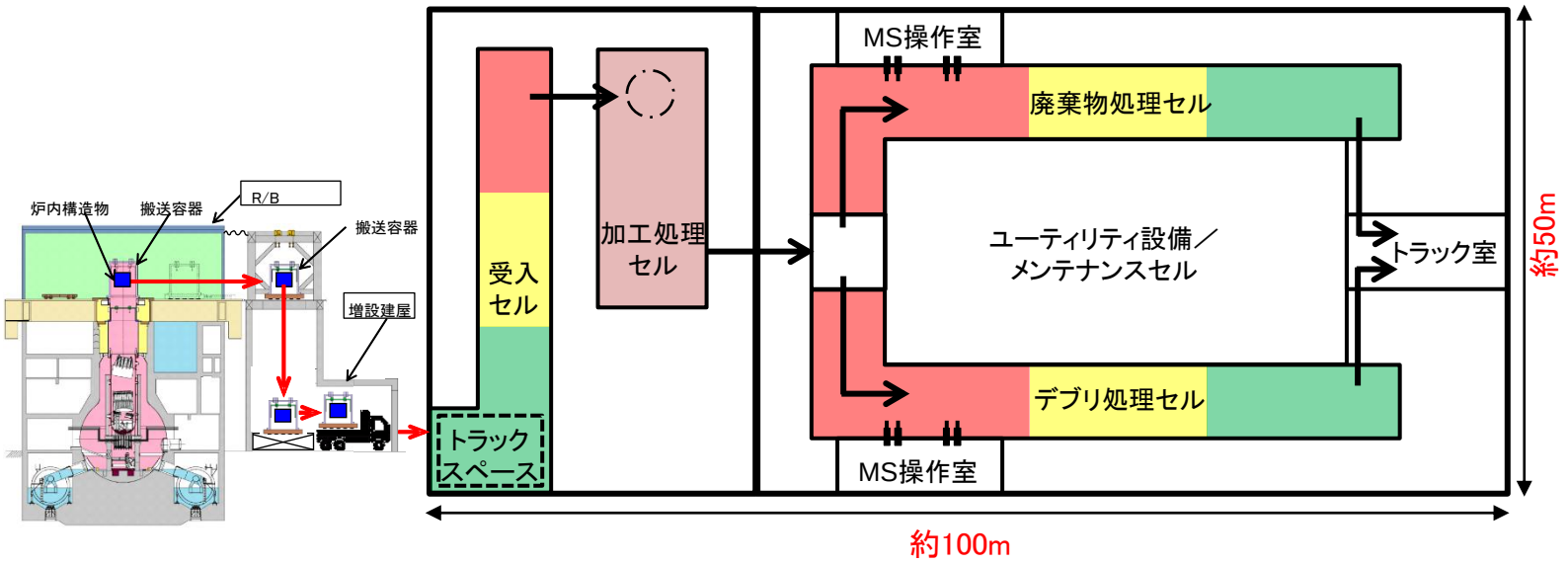
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討

PCV/RPV内よりも広いエリアで切断作業を実施することにより、遠隔作業性の改善を図ることが可能。

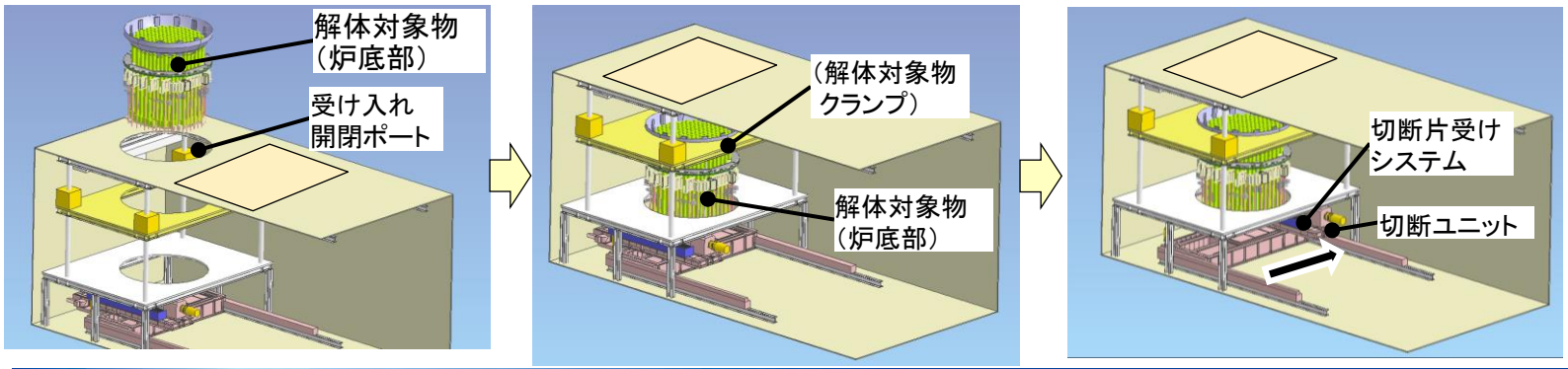
＜新設建屋のレイアウト例＞



＜新設建屋の構成＞

- 1～3号機の共有設備。
- 大型容器(輸送専用容器)で搬送された構造物を受け入れ、二重蓋ポートを持った受け入れセルから加工処理セルへ移動。
- 加工処理セルで保管容器に入るサイズに加工し、保管容器に収納。
- 保管容器はキャスク等を使用して保管建屋へ移送。

＜加工処理セルのイメージ図＞



＜今後の課題＞

- 保管方法や保管建屋の検討と合わせた、新設建屋の詳細検討が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討

【検討の進め方】

・検討の基本方針

燃料デブリ取り出し作業は各号機の損傷状態に合わせて実施されるが、各号機とも損傷状態は未確認である。そのため、一体で搬出可能な形状を確定することも困難である。よって、本補助事業では想定可能な最大形状で搬出する方法について検討を実施することとする。今後の調査や作業に伴い、搬出可能形状が本補助事業で想定した形状よりも小さくなる場合もあると想定されるが、検討及び開発した成果は応用可能と考える。

【大型重量物を扱うことに対する留意事項】

・大型重量物の取り扱い

一体搬出工法では搬出する構造物が大型重量物となるため、それらを取り扱う設備や容器について注意を払う必要がある。本補助事業では、大型重量物の取り扱いという課題について、揚重機や搬送設備、大型容器(輸送専用容器)の概念検討を行い、課題の抽出や今後の対応方針などと合わせて、実現性についての評価を実施する。

・大型化に伴う影響

これまで収納缶サイズの取り扱いについては、水素や温度に関する検討が行われている。一体搬出工法では収納缶とは搬送容器のサイズが異なるため、水素や温度、内圧上昇について概念検討を実施する。また、現在1～3号機が未臨界状態を維持してことに着目し、現状の形態を可能な限り保持したまま取り出すことを目的に、充填固化材の適用性検討を実施する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討項目・検討方針

取り出しから搬出までの主な検討項目と検討方針を以下に示す。

各項目詳細は次頁以降参照。

検討項目3:連絡通路の遮へいによる建屋負荷低減
検討方針:大型で取り出すことにより、オペフロ設備重量が増加しないように、連絡通路の遮へい重量を検討する。

検討項目2:放射性物質の漏えい防止
検討方針:作業性や設備重量などを考慮した、1次バウンダリの形成方法を検討する。

検討項目8:増設建屋のレイアウト
検討方針:増設建屋内に加工エリアを設けたレイアウトを検討する。

検討項目9:装置・設備等のメンテナンス方法
検討方針:高汚染エリアには作業員が立ち入りせず、遠隔またはメンテナンスセルで保守を実施する。

検討項目5:重量物の搬送方法
検討方針:揚重機が大型となるため、揚重機は固定式とし、取り出した構造物は台車を使用して搬送する方法を検討する。

検討項目12:臨界防止方法
検討方針:未臨界である現在の状態を維持し、取り出す為に、充填固化材について検討する。

検討項目4:ウェル開口部の気密方法
検討方針:PCVと連絡通路間の汚染拡大防止方法を検討する。

検討項目7:大型容器へ収納時の汚染拡大防止
検討方針:二重蓋(ダブルドア相当)を使用した汚染拡大防止を検討する。

検討項目6:大型一体取り出し可能寸法
検討方針:大型容器の製作可能最大寸法を調査し、一体で取り出せる寸法を検討する。

検討項目10:大型容器(輸送専用容器)の仕様
検討方針:遮へい厚の検討、運搬中の水素・温度の評価を実施する。

検討項目11:大型容器の構内輸送方法
検討方針:既存運搬車両の仕様調査を実施する。

検討項目1:各干渉物の大型取り出し方法
検討方針:従来定検で取り外しを実施している機器は締結部を切断等で切り離し、炉心部は充填固化等で固定して切断する。要素試験で実現性を確認する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討結果概要

ID.	検討項目	検討方針	検討結果概要	今後検討が必要な内容	詳細記載
1	各構造物の大型取り出し方法	・従来定検で取り外しを実施している機器は締結部を切断等で切り離し、炉心部は充填固化等で固定して切断。 ・要素試験で実現性を確認。	・シールドプラグ等の大型構造物は増設建屋で搬出可能なサイズに切断し、大型容器で搬出することにした。 ・シールドプラグから原子炉底部までの取り出しステップ図を作成し、課題と対応方針を整理した。 ・原子炉底部の切り離し作業について要素試験を実施し、遠隔作業時の課題抽出を実施した。 ・取り出しステップの概念検討結果と要素試験で得られた作業時間を元にスループットを試算した。試算の結果、取り出し期間を短縮できる可能性があることが示唆された。	・増設／新設建屋の構造検討とそれに伴う炉内作業の見直し検討 ・炉内構造物切断手法の具体化検討 ・スループット評価の見直し	・No.72～126参照
2	放射性物質の漏えい防止	・作業性や設備重量などを考慮した、1次バウンダリの形成方法を検討する。	・容器でバウンダリを構成する方法と搬送通路でバウンダリを構成する方法を比較し、容器取り合い部気密の成立性や非常時の回収性から搬送通路(連絡通路)で1次バウンダリを構成する方法を選択した。	・機器接続部気密構造の具体化検討	・No.42～49参照
3	連絡通路の遮へいによる建屋負荷低減	・大型で取り出すことにより、オペフロ設備重量が増加しないように、連絡通路の遮へい重量を検討する。	・敷地境界での線量目標値を35μSv/年以下と設定し、連絡通路の遮へい厚を検討した。 ・取り出した構造物へ局所遮へいを施すなどし、連絡通路の遮へい厚を低減することにより、遮へい重量を約2000tに抑え、過去の耐震評価時の負荷荷重約4500tを上回ることがないと考えられる。	・連絡通路の構造検討 ・建屋としての成立性検討	・No.50～54参照

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討結果概要

ID.	検討項目	検討方針	検討結果概要	今後検討が必要な内容	詳細記載
4	ウェル開口部の気密方法	・PCVと連絡通路間の汚染拡大防止方法を検討する。	・開口部を個別に閉止せず、ウェル内にスリーブを設置しPCVと連絡通路を接続する方法について検討し、スリーブをPCVベローズ近傍に接続する方法を主案とした。(個別閉止方法は別工法の中で検討中)	・接続方法の具体化検討	・No.55参照
5	重量物の搬送方法	・揚重機が大型となるため、揚重機は固定式とし、取り出した構造物は台車を使用して搬送する方法を検討する。	・搬送台車による重量物搬送方法について、台車の高さを抑えるため、エンドレスコロ方式(台形ネジ駆動)を選定し、作業ステップの検討を実施した。また、オペフロ搬送時の局部遮へい方法についても構造案の比較を実施した。	・台車駆動機構の検討 ・台車上での構造物仮置き架台等の検討	・No.56～58参照
			・揚重機について、ウェル上設置およびオペフロ設置両案のサイズ、レイアウトおよび質量等を具体化し、連絡通路の寸法検討に反映した。	・揚重機設置方法の検討	・No.59参照
6	大型一体取り出し可能寸法	・大型容器の製作可能最大寸法を調査し、一体で取り出せる寸法を検討する。	・製造メーカーへの聞き取りにより、最大加工寸法がφ6m程度であることがわかったため、大型容器の内径をφ6mとした。炉内構造物は一体で取り出し可能であるが、それ以外のΦ6mを超える構造物については、増設建屋などで切断し、容器に収納することとした。	・容器本体の製作性確認検討	―
7	大型容器へ収納時の汚染拡大防止	・二重蓋(ダブルドア相当)を使用した汚染拡大防止を検討する。	・大型容器に適用可能な二重蓋の構造案を作成した。容器は重量物であるため、二重蓋側が上下に可動し、可動部の気密を保ちながら接続可能な構造を作成した。	・二重蓋の構造成立性検討 (・安全確保PJにて、要素試験を実施中。)	―

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討結果概要

ID.	検討項目	検討方針	検討結果概要	今後検討が必要な内容	詳細記載
8	増設建屋のレイアウト	・増設建屋内に加工エリアを設けたレイアウトを検討する。	・台車の動線やφ6mを超える構造物の加工エリア、搬出入を加味した増設建屋内のレイアウト案を作成した。また、レイアウト案寸法であれば、R/B横のヤードに入る寸法であることを確認した。	・増設建屋の構造検討	・No.52～54参照
9	装置・設備等のメンテナンス方法	・高汚染エリアには作業員が立ち入りせず、遠隔またはメンテナンスセルで保守を実施する。	・取り出し作業に使用する主要機器(台車、加工装置など)は増設建屋へ搬出可能な構造とし、遠隔でのメンテナンス難度を低減させる手順とした。 ・連絡通路内壁にレールを設け、保守用マニピュレータを走行させることにより、汎用性と広域カバーを兼ねた方法を提案した。	・各機器に合わせたメンテナンスツールの具体化検討	・No.60～61参照
10	大型容器(輸送専用容器)の仕様	・遮へい厚の検討、運搬中の水素・温度の評価を実施する。	・収納する構造物に応じ、容器内に追加遮へいを設けることとし、容器本体の重量低減を図ることにした。製作性なども考慮し、容器表面で2mSv/hとなるように容器本体280mm、追加遮へい130mm(最大)、レジン100mmの遮へい厚を選定した。 ・収納後、水素濃度4%に達する時間を計算し、デブリ量や水素発生速度を厳しい条件に設定した場合には対策が必要であることを確認した。 ・構造物を容器へ収納し1週間(168h)経過後の温度評価を実施し、輸送中にシール部の冷却は不要である見通しを得た。	・水素濃度4%に達する時間によって、輸送専用容器へのベント設置や水素吸着剤の使用を検討 ・容器からの取り出し時、燃料デブリの温度上昇に対する対策検討	・No.62～68参照
11	大型容器の構内輸送方法	・既存運搬車両の仕様調査を実施する。	・既存の運搬車両の仕様を調査し、収納物を含めた大型容器の重量であれば、1F構内の傾斜を考慮しても仕様上は輸送可能であることを確認した。	・専用車両仕様への変更可否や、構内道路の拡張や補強要否の検討 ・転倒防止方式の検討	・No.69～71参照

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の検討結果概要

ID.	検討項目	検討方針	検討結果概要	今後検討が必要な内容	詳細記載
12	臨界防止方法	・未臨界である現在の状態を維持し、取り出す為に、充填固化材について検討する。	・充填固化材への要求機能を整理し、候補材であるジオポリマーについて検討を実施した。 ・ジオポリマーに対して未臨界維持が担保可能な濃度の中性子吸収材(B又はGd)を混合しても、固化できることを基礎試験で確認した。 ・施工時にジオポリマーの流動性が良く空隙なく充填可能であること、強度や耐熱性に一定の性能が担保できることを基礎試験にて確認し、候補材として有望である見通しを得た。	・実機での充填施工方法の検討。 ・空隙なく施工できたことの確認手段の検討。 ・高放射線環境下での機能維持。 ・冷却手段(要否含む)の検討および後工程への影響評価。	・No.127～133参照

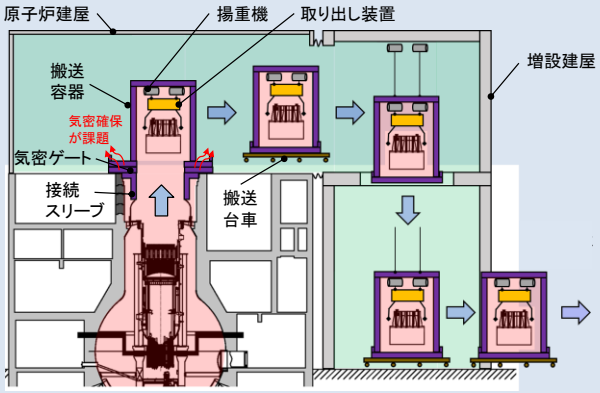
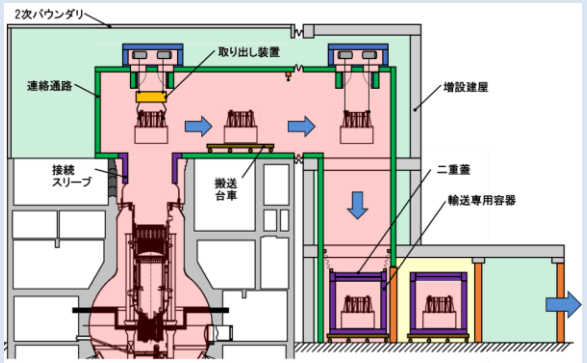
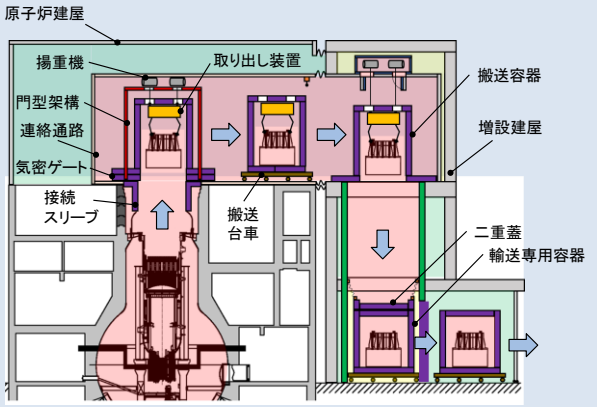
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の比較評価

候補案3件に対して比較評価を実施。

	(案A) 搬出容器方式	(案B) 連絡通路方式	(案C) 搬出容器＋連絡通路方式
概念図			
課題	• 容器およびウェル上の気密ゲートの成立性 • 容器上または容器内への揚重機収納の成立性 • 機器、セル全般的にメンテナンスが困難。特に、容器設置の揚重機にて顕著。 • 取り出し装置の非常回収が困難。	• 連絡通路の質量の低減 • 連絡通路上揚重機のメンテナンス/交換方法	• 容器＋架台となるため門型架構の高さ寸法が増加し、連絡通路高さが大きくなる。 • 揚重機のメンテナンスが困難

各方式の中で大きな課題※である①気密確保の成立性、②連絡通路の質量の低減要否 について検討を実施

※メンテナンス性も大きな課題の一つであるが、「気密確保の成立性」「連絡通路の質量の低減要否」の方が、各案の成立性を判断する上で、より重要であると考え、それらを優先して検討することとした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

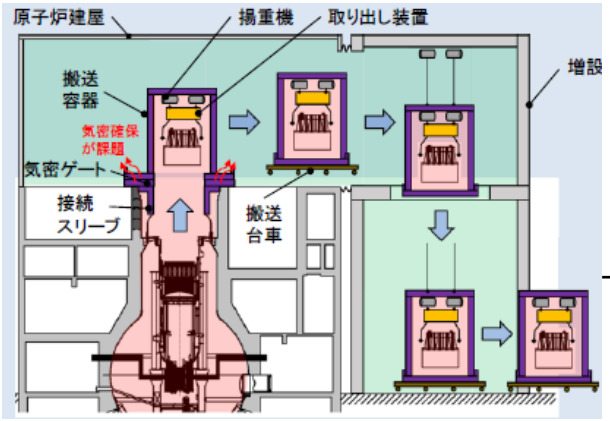
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の比較評価

設計思想:汚染エリアは極力小さく

方式案A:搬送容器方式

(気密/遮へい:容器)



概要:気密ゲートおよび大型容器を用いて、オペフロ上で構造物を容器に入れる。

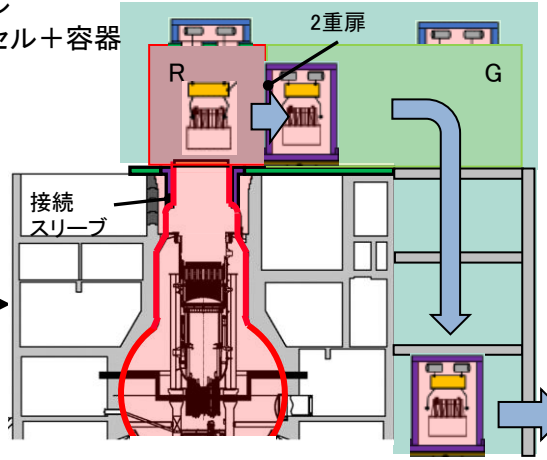
- 揚重機:メンテナンス×
- 気密:ゲートの成立性×

成立性:×

横引きで容器に入れる

方式A'1

気密:セル
遮へい:セル+容器



概要:2重扉を設けオペフロ上で大型容器に入れる。

- 2重扉を設け横引きして構造物を容器に入れる。横引き装置と2重扉の同時成立性×
- 構造物の入った容器(約1000t)をオペフロ高さから吊り降ろすため強度など課題。

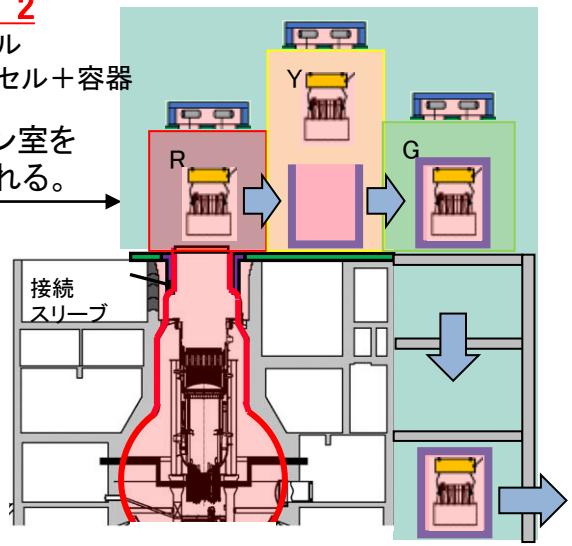
成立性:×

次ページ方式Bへ

アイソレーション室を設け容器に入れる。

方式A'2

気密:セル
遮へい:セル+容器



概要:アイソレーション室を設けオペフロ上で大型容器に入れる。

- 容器に上から構造物を入れるため揚重機の設置高さが増加する:揚重機およびセルの成立性×
- 部屋数が多く、構造物が大きいためオペフロ上に収まらない。
- 構造物の入った容器(約1000t)をオペフロ高さから吊り降ろすため強度など課題。

成立性:×

次ページ方式Cへ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

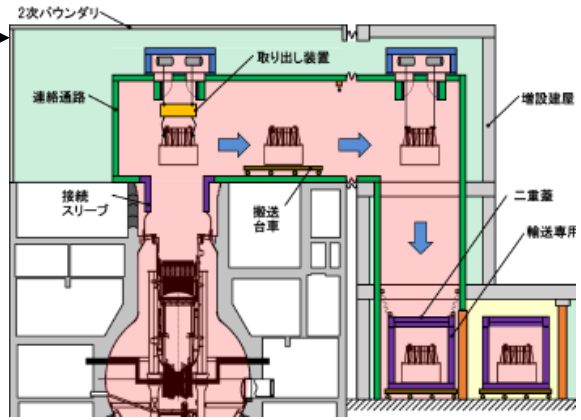
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の比較評価

設計思想:汚染エリアは極力小さく

方式A'1、2

- 容器を地上に設置
- 容器の上から挿入
- 揚重機を可能な限り低く



方式B

(気密:連絡通路、遮へい:連絡通路)

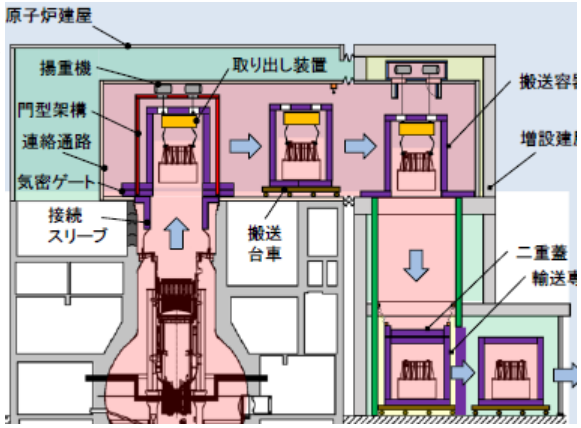
概要:連絡通路および大型容器を用いて増設建屋で構造物を容器に入れる。

- 揚重機の成立性:△
  →配置を考慮し、成立性を確保
- 総重量:△
  →部分遮へいを用いて重量低減。
- 汚染エリア:△
  →仕切りを設けて極力汚染範囲を小。

成立性:△

方式A

- 2重扉で汚染拡散を最小限に。
- オペフロ上容器と搬送用容器を準備
- 揚重機を可能な限り低く



方式C

(気密:連絡通路、遮へい:容器)

概要:連絡通路および大型容器型遮へいを用いて地上に準備した搬送容器に入れる。

- 連絡通路:容器と架台の高さ分高くなり大型化△
- 設備数が多く、装置/取り合いが複雑化△

成立性:△

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の比較評価

気密確保の成立性、連絡通路の遮へい厚の成立性の検討結果から、候補案の再比較を実施

太字/下線:重大な課題

方式	メリット	デメリット	課題	総合判定
案A (搬送容器方式)	● 汚染の範囲が小さい(気密ゲートが成立する場合) ● 質量が小さい(約4000ton)	● 取り出しから輸送までが複雑 ● 設備数が多い	● **容器およびウェル上の気密ゲートの成立性** ● メンテナンスが困難。特に、容器設置の揚重機 ● 容器上または容器内に揚重機が収まらない ● **取り出し装置の非常回収が困難**	×
案B (連絡通路方式)	● 設備数が少ない(メンテナンス対象が少ない) ● 取り出しから輸送までシンプル ● メンテナンス対象をウェル上から遠くに配置可能	● 汚染範囲が大きい ● 設備質量が大きい	● R/Bへの負荷が大きい	△
案C (連絡通路＋搬送容器方式)	● 遮へい機能を容器に持たせることで、連絡通路の板厚を小さくすることができるため、質量の低減が見込める	● オペフロ上容器の気密が完全に取れないので、汚染が拡大する ● 取り出しから輸送までが複雑 ● 設備数が多い	● 容器＋架台となるため高さ寸法が増加し、連絡通路が大きくなる。 (耐震性の懸案あり)	△

上記比較結果から、案Bを基準としつつ、案Cの部分遮へいの考え方を取り入れて、詳細検討を進める。

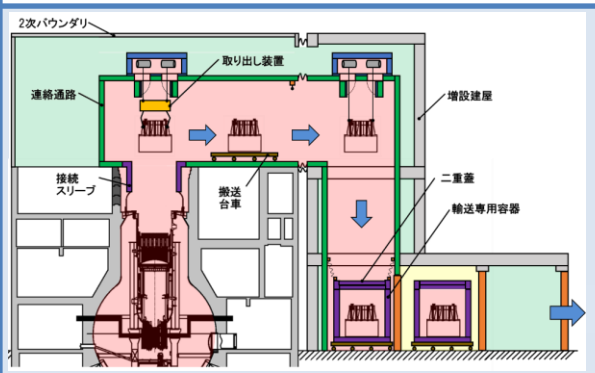
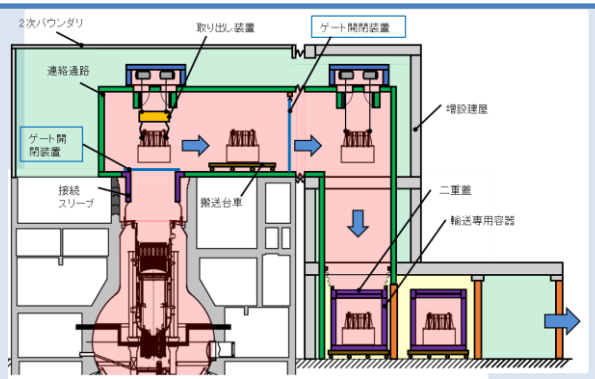
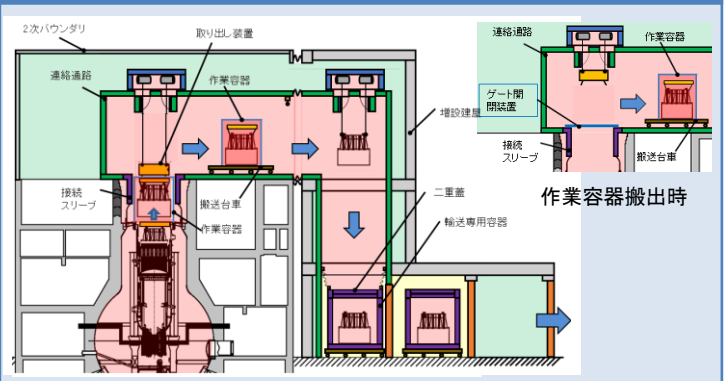
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):一体搬出工法の比較評価

B案は汚染範囲が広いことがデメリットであるため、その対応を検討した。

	(案B)	(案B)改1 ゲートで仕切り追加	(案B)改2 作業容器で仕切り追加
概念図			
メリット	・ 取り出し手順がシンプル ・ 設備構成も少なく、廃棄物量小	・ 切断中の放射性ダストはゲート閉にて連絡通路への拡散を低減	・ 切断中の放射性ダストは作業容器にて連絡通路への拡散を低減 ・ 構造物運搬時は、作業容器内も使用して運搬することで放射性ダストが連絡通路に拡散することを低減
デメリット	・ 切断中の放射性ダストは直接連絡通路に拡散(放射性ダストの蓄積大)	・ 搬送台車のレール、走行駆動部がゲート閉時に干渉が生じる。 ・ 構造物運搬時は、付着した放射性ダストが連絡通路に拡散	・ 作業容器追加により二次廃棄物量が増える。 注記:作業容器は下面の閉止はないため、搬送台車に移送時は一時的に開放される。

●取り出し作業は長期に渡って実施されるため、連絡通路内への放射性ダスト蓄積は汚染線源となることから、できるだけ低減することを考えて、(案B)改2の方法にて検討を進める。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**バウンダリ、遮へい、配置、動線のまとめ**

項目	検討結果		今後の検討項目
	構造	運用(メンテナンス性など)	
バウンダリ	接続スリーブ、連絡通路、増設建屋にて1次バウンダリを形成する。また、汚染拡散防止として、遮へい台車(汚染拡散防止リング)、作業容器を用い、更に部屋を区切ることで汚染の拡散を抑え/極力汚染エリアを小さくする設計とした。	メンテナンスロボットを配置し、照明やカメラの遠隔保守を検討。一方で、連絡通路中央などロボットの作業エリア外の範囲もあり、引き続き検討が必要。	● セル内点検・保守方法 ● 大型容器二重蓋の成立性 ● 作業容器の運用
遮へい	敷地境界への影響が0.35μSv/年となる遮へい体重量約2200ton以下に抑えることができた(連絡通路＋局所遮へいの組み合わせ)。建屋としての構造(梁/柱)および揚重機などを含めた総重量で目標の4500ton満足できるか引き続き検討を行う。	―	● 連絡通路の構造(柱/梁など) ● 作業員被ばくに対する検討
配置	揚重機350ton(87.5ton×4基)、遮へい台車、搬送台車およびその他必要機器について配置計画を実施し、配置成立の見込みを得た。 メンテナンスエリアや加工エリアについても増設建屋建屋内に配置する計画である。	機器のメンテナンスについて検討方針をまとめた。個別のメンテナンス方法については引き続き検討を行う。 増設建屋にはメンテナンスセルを設け、台車のメンテナンスを実施する。	● 台車などのユーティリティ供給と貫通部の気密の確保の成立性
動線	仮置き、加工およびメンテナンスを含め動線を検討を行い、スループットを算出した。	―	● 機器の取り合いやユーティリティの供給など含め検討を行う

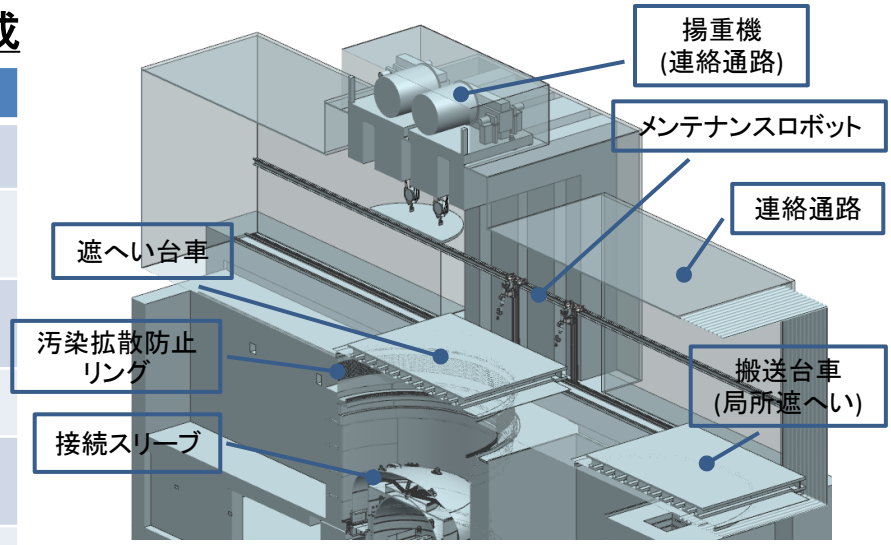
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

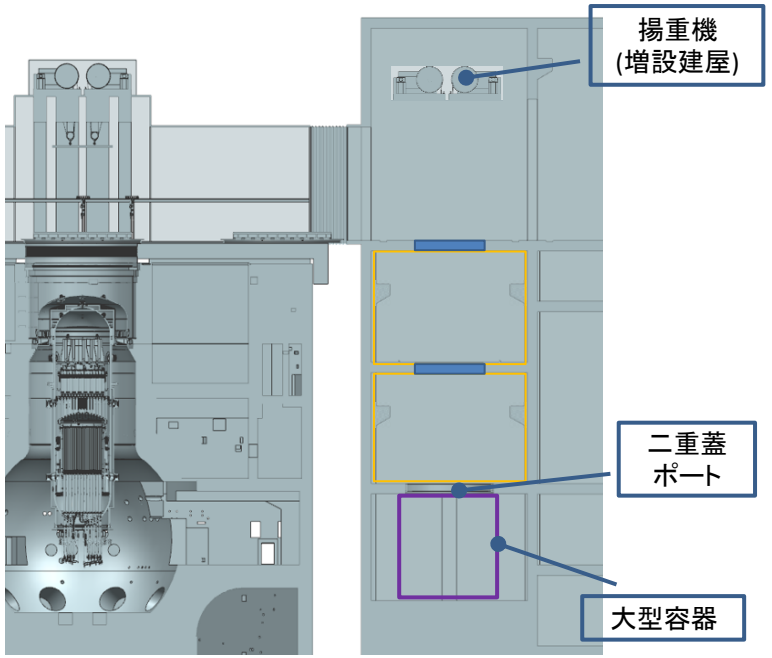
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**機器構成**

項目	概要
連絡通路	増設建屋に繋がる遮へいおよび気密性を備えた通路。
接続スリーブ	連絡通路とPCVを接続するスリーブ。(ウェルの開口部を閉止し、接続スリーブを使用しない案もある。)
揚重機(連絡通路)	連絡通路上部または新オペフロ上に設置する350tonの揚重機。ウェル内への装置の搬出入、炉内構造物の取り出しを行う。
遮へい台車	PCVからの線量を遮へいする台車。
汚染拡散防止リング	遮へい台車下に設置した蛇腹付きのリングで連絡通路内へのPCVからのダスト拡散を防止する。(ウェル上上部で昇降)
搬送台車(局所遮へい)	ウェルと増設建屋間の台車。装置や廃棄物の搬送を行う。台車上には局所遮へい体を備える。
メンテナンスロボット	連絡通路内のメンテナンスや操作を行うロボット。
増設建屋	取り出した構造部を大型容器に収納する建屋。シールドプラグなどの大型構造物の切断や機器のメンテナンス/解体も行う。
揚重機(増設建屋)	搬送台車にて搬送された構造物を揚重して大型容器に収納する。
大型容器	廃棄物を収納する大型の容器。(輸送専用容器)
二重蓋ポート	大型容器をを接続する増設建屋に設置されたポート。
作業容器	以下の工程において放射性ダストの拡散を防止する容器 ・炉内構造物等の切断時(ウェル上およびRPVフランジ上に設置) ・搬送台車による炉内構造物等の搬送時
取り出し装置	炉内構造物等を搬出可能な寸法に切断するとともに、切断片の把持、吊り上げを支援する装置





©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

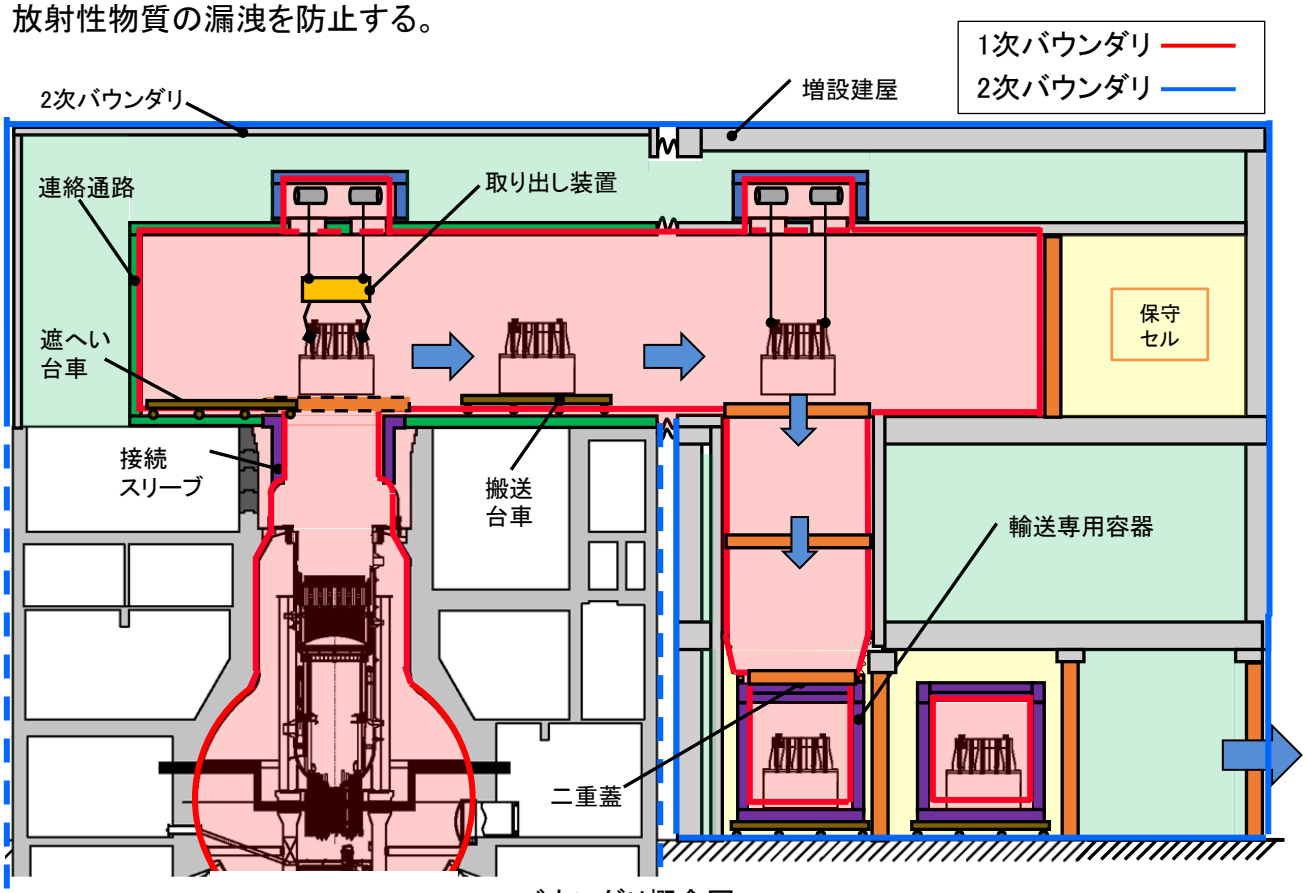
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**放射性物質の漏えい防止**

案Bにおける気密に係る検討方針について、下記に示す。

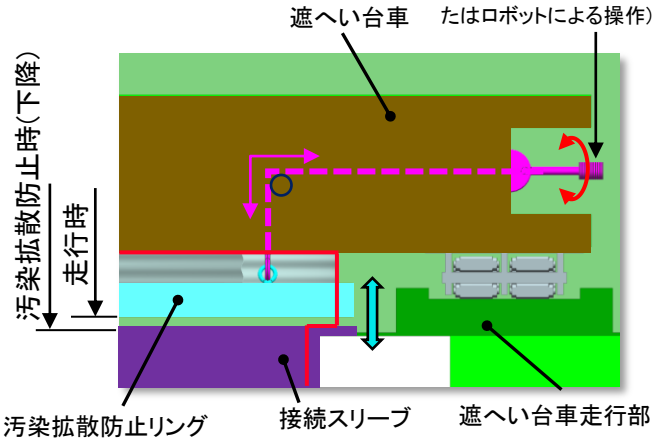
【検討方針】

連絡通路、接続スリーブ、PCV、増設建屋の一部で1次バウンダリを形成し、1次バウンダリ外への放射性物質の漏洩を防止する。

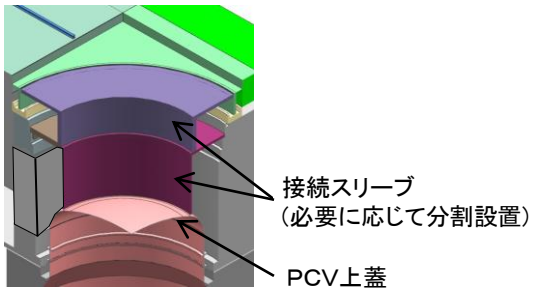


バウンダリ概念図

設置の目的:
ウェル上に遮へい台車設置時、連絡通路への汚染拡散防止



ウェル上汚染拡散防止 概念図



接続スリーブ 概念図

PCV上蓋の健全性、接続スリーブの搬入設置性等を考慮し、接続スリーブを使用せず原子炉ウェル内面を1次バウンダリとする案についても継続して検討。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):連絡通路の遮へい検討

連絡通路の遮へい厚の成立性可否検討にあたり、連絡通路自体の質量について検討を実施。

【検討条件】

- 敷地境界における線量率:35μSv/年以下*1
- オペフロ表面の線量率(平均値):[1号機]125mSv/h
- RPV上蓋開放後の炉内の線量率:[1号機]30Sv/h
- 敷地境界での線量率:現状以下(20/2月末時点)
- 各号機から敷地境界までの距離:800m
- 連絡通路:鋼製
- 構造物取り出しの所要日数*2:30日
- 構造物搬出日数*3:1日(24時間)
- 取り出す構造物:上部格子板 1000Sv/h
- スカイシャイン線:直接線の線量率の3割と仮定*4

*1:法令基準1mSv/年 ー 実施計画の敷地境界線量0.89mSv/年 ＝ 0.11mSv/年

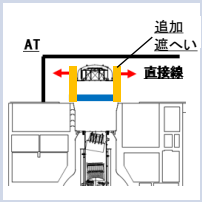
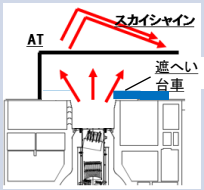
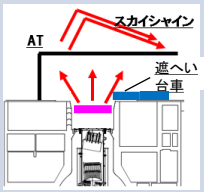
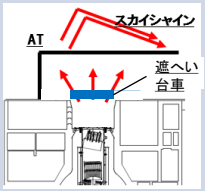
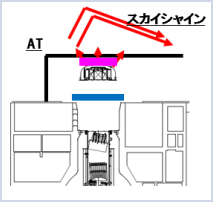
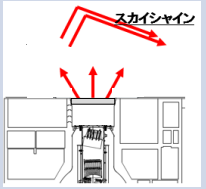
⇒1～3号機同時取り出しを想定し、1プラントあたり35μSv/年を閾値とする。

*2:炉内装置の設定や構造物切断時等、炉内からの線量を局所遮へいしていない状態の時間

*3:切断後の構造物を輸送専用容器に収納するまでの時間

*4:スカイシャイン線の条件設定が困難なため直接線の線量率の3割と仮定

【試算結果】 敷地境界での実効線量:a + b + c + d + e −f = 36.9μSv/年*5

1号機	a.	b.	c.	d.	e.	f.
線源	構造物	遮へい台車開時炉内		遮へい台車閉時炉内	構造物	現状のオペフロ線量が敷地境界へ与えている影響
種類	直接線	スカイシャイン				
手順						
日数	1日(24hr)	31日		334日	1日(24hr)	365日
		6日(144hr)	25日			
遮へい厚(mm)	追加遮へい(100)+連絡通路(80)	連絡通路(80)	吊具(100)+連絡通路(80)	遮へい台車(180)+連絡通路(80)	吊具(100)+連絡通路(80)	なし
線量率	1000Sv/h	30Sv/h	30Sv/h	30Sv/h	1000Sv/h	125mSv/h
実行線量	4.4μSv/年	29.5μSv/年	3.3μSv/年	8.8μSv/年	1.8μSv/年	10.9μSv/年
備考		取出/搬送準備	取出中			

*5:試算結果では35μSv/hを満足していないが、保守的に試算している部分も多く、概算のためこの結果を採用する。

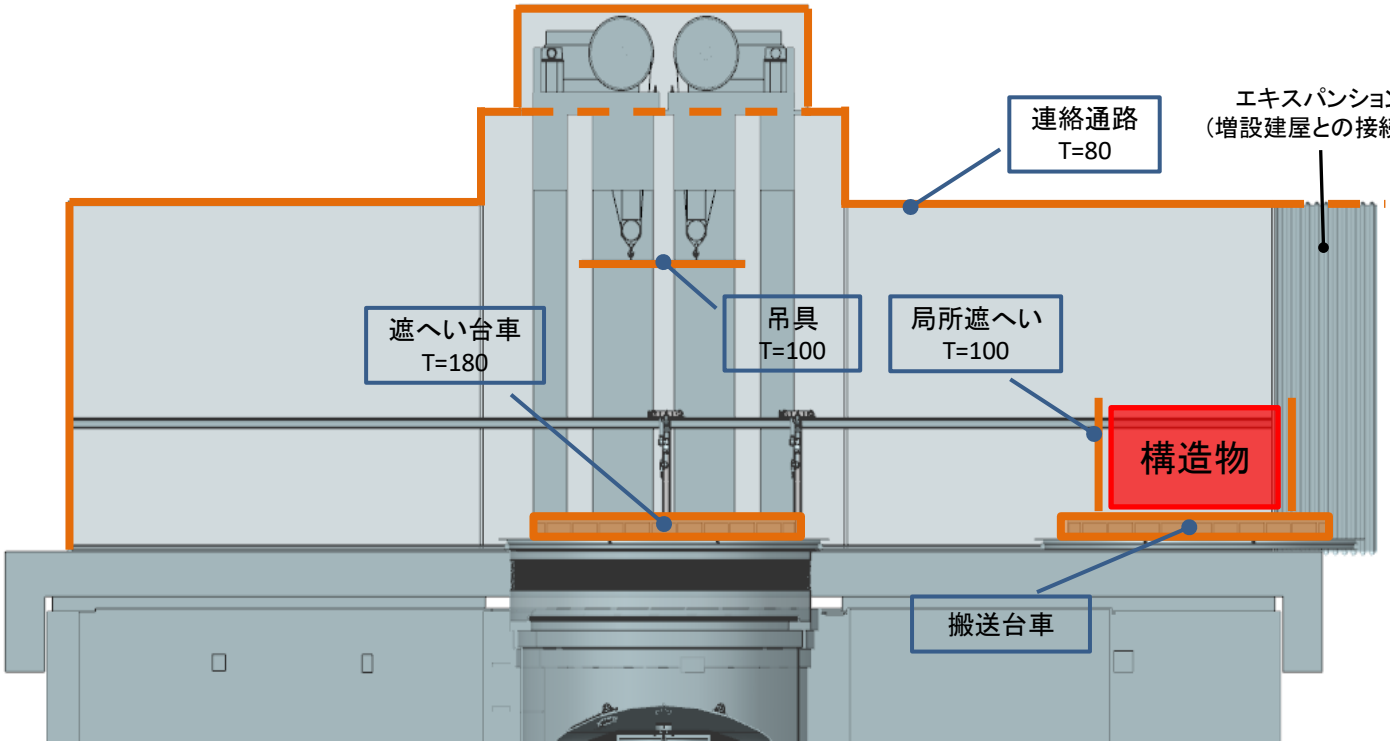
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

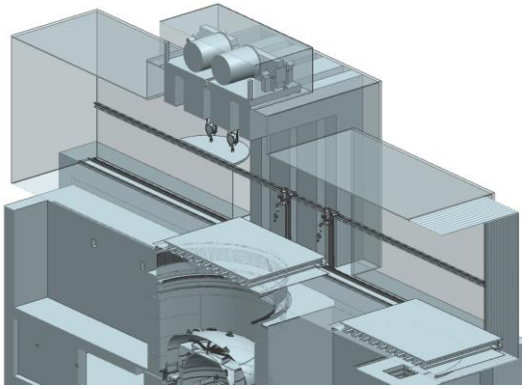
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

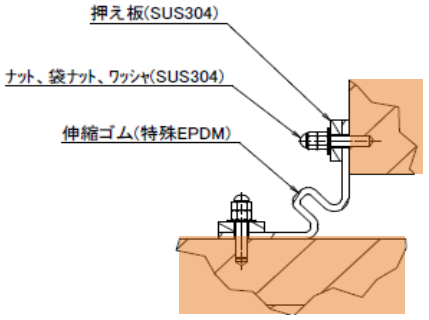
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):連絡通路の遮へい検討

遮へい体の配置および遮へい体の重量算出





項目	連絡通路	遮へい台車	局所遮へい	吊具	合計
サイズ(m)	約L40×D20×H12	□14	Φ7×H6	Φ6	
厚さ(mm)	80	180	100	100	
質量(ton)	1765	258	103	23	2149



エキスパンション部イメージ
(ラビリンス)

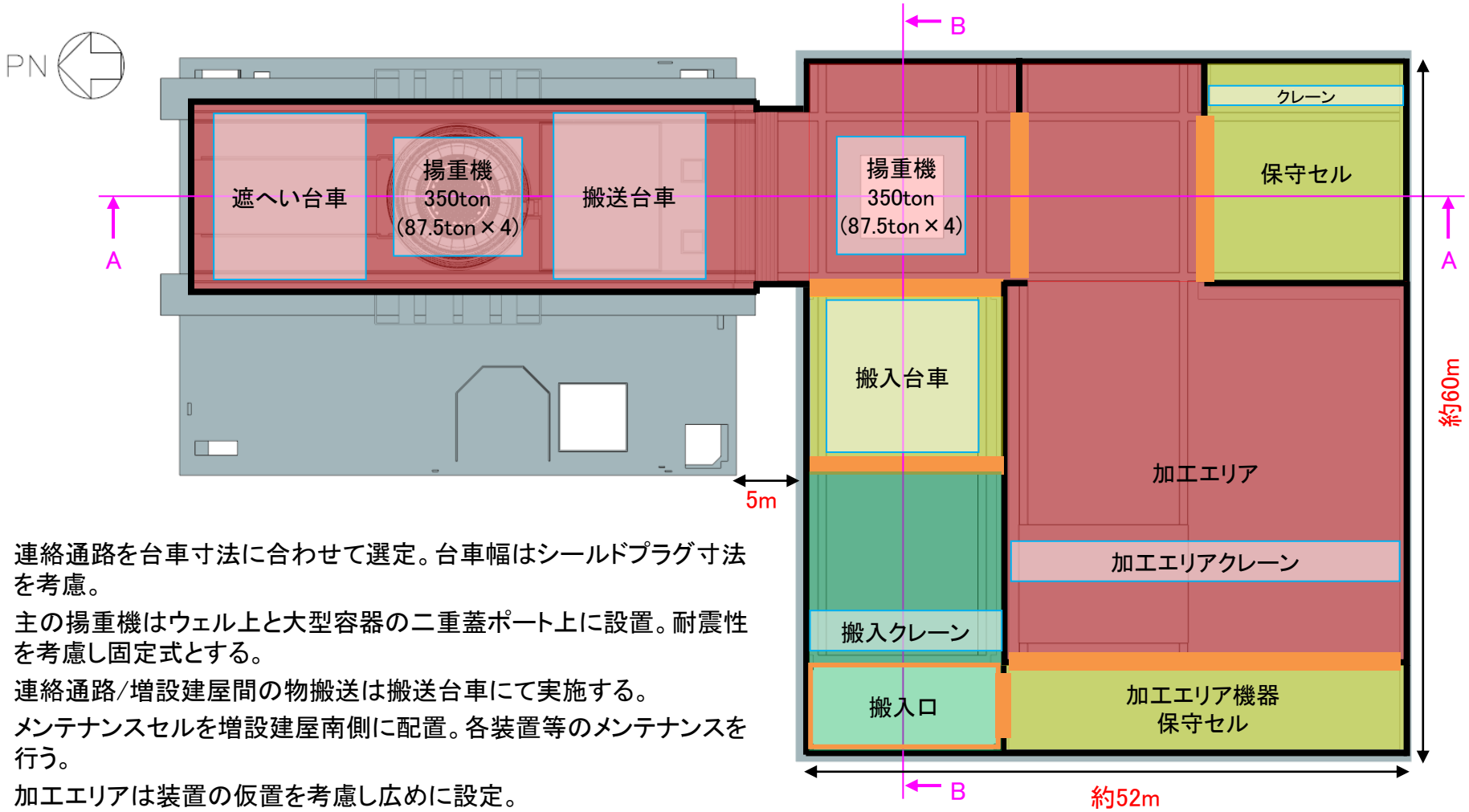
敷地境界への影響が0.35μSv/年となる遮へい体重量約2200ton以下に抑えることができた(連絡通路＋局所遮へいの組み合わせ)。建屋としての構造(梁/柱)および揚重機などを含めた総重量で目標の4500ton以下を満足できるか引き続き検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):レイアウト(平面図)



- 連絡通路を台車寸法に合わせて選定。台車幅はシールドプラグ寸法を考慮。
- 主の揚重機はウェル上と大型容器の二重蓋ポート上に設置。耐震性を考慮し固定式とする。
- 連絡通路/増設建屋間の物搬送は搬送台車にて実施する。
- メンテナンスセルを増設建屋南側に配置。各装置等のメンテナンスを行う。
- 加工エリアは装置の仮置を考慮し広めに設定。

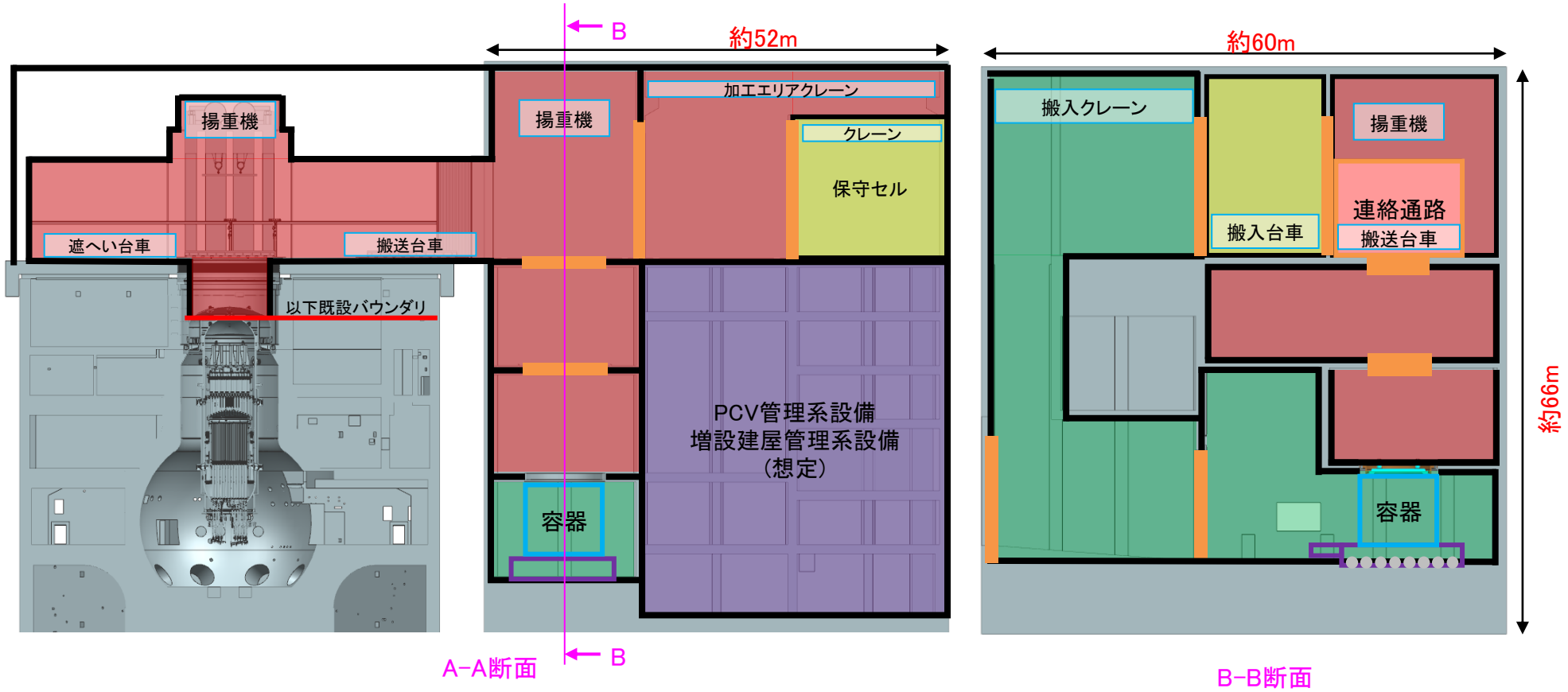
- 3号機を例に、上アクセス用増設建屋のレイアウト案を検討。今後、横アクセス工法との調整も必要となる。
- 4号RW/Bには干渉しないが、RW/Bと増設建屋間の隙間が1m以下のため重機のアクセスなどが課題になることが想定される。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):レイアウト(立面図)



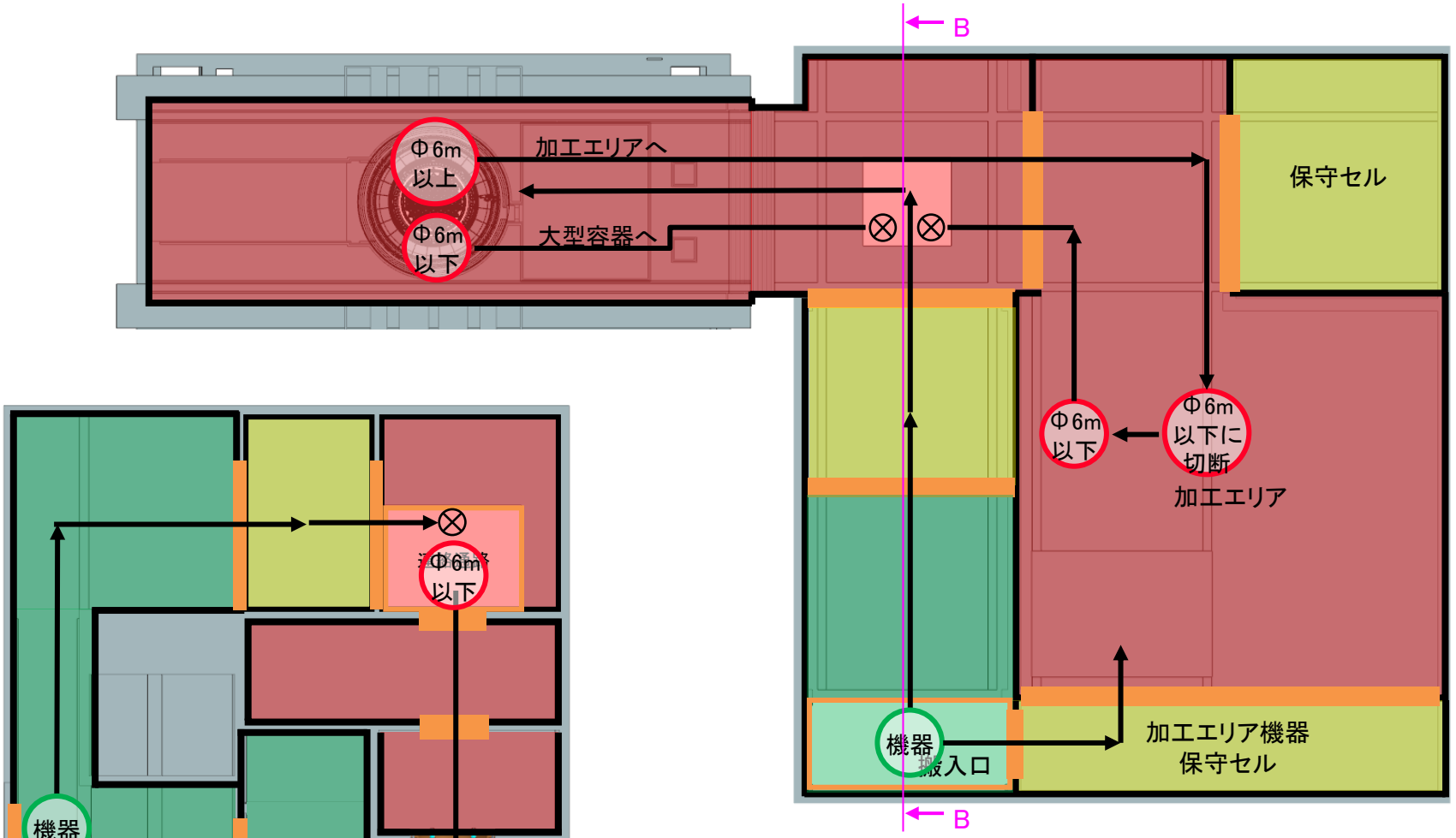
- 2重蓋の取り扱いクレーンおよびポートのメンテナンスクレーンを配置。部屋を細かく分けることにより、汚染の拡散を防止し非常時の作業員の立ち入りを考慮した。
- システム系の配置スペース(概算D30m×W60m×H40m)を確保。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):基本動線



B-B断面

- Φ6m以上の構造物は、加工エリアに搬送し6m以下に細断後、大型容器にて払い出す。
- Φ6m以下の主要構造物は取り出し後、大型容器に搬送する。
- 搬入は搬出動線と別とした。

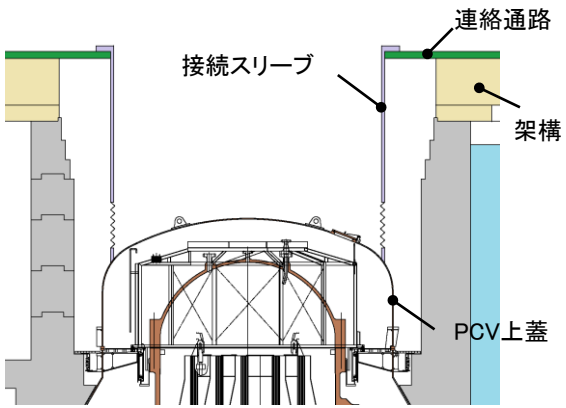
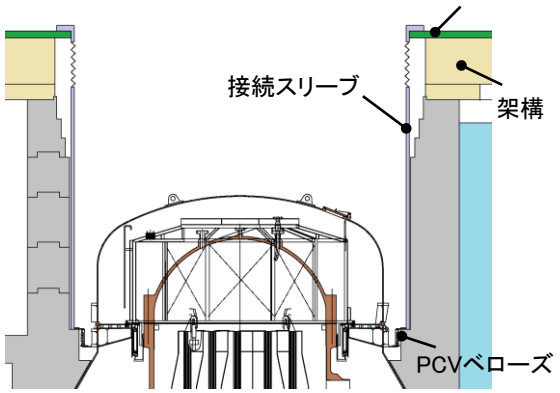
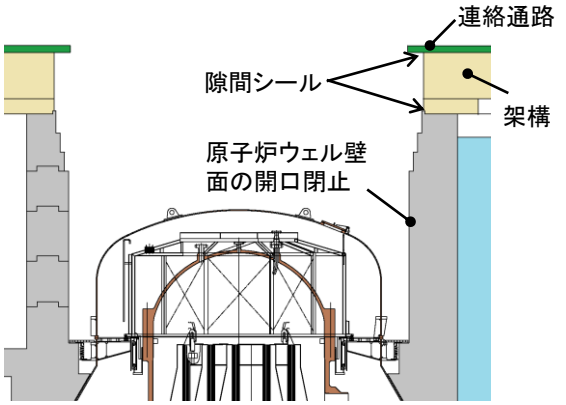
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):PCVと連絡通路間の汚染拡大防止方法

◆ PCVと連絡通路との接続方法

	案1:接続スリーブ方式		案2:開口部の個別閉止方式
	案1-1:PCV上蓋に接続	案1-2:PCVベローズ近傍に接続	
概念図			
メリット	• 接続スリーブ開口径の最小化 → 接続スリーブ搬入時の分割数、組立物量の低減	• 構造物解体時に広く作業スペースを確保 → 原子炉ウェル全域を活用 • PCV上蓋の損傷、変形の影響を受けない。	＊原子炉ウエル内の開口(プールゲート部、ドレン、ダクト等)の封止方法は中間報告(令和2年3月)で検討
デメリット	• PCV上蓋フランジの閉止が必要 → 1、3号機は漏洩の可能性を示唆 • PCV上蓋の変形の可能性があり、接続スリーブとの接続に労力が予想 → 1、3号機は水素爆発の影響の可能性あり	• 接続スリーブ開口径が拡大 → 案1に対して接続スリーブの分割数が増えて、組立工数も増加	

● 取り出し方向が上方向のみのため案1を主案とし、PCV上蓋の変形の影響を受けない案1－2にて検討を進める。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

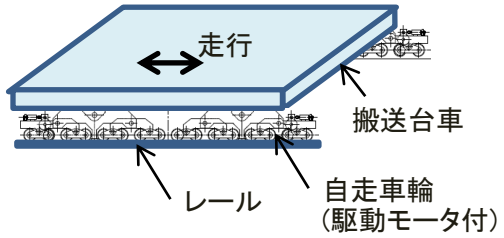
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**重量物の搬送方法(台車の検討)**

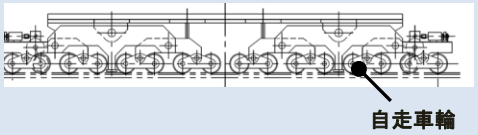
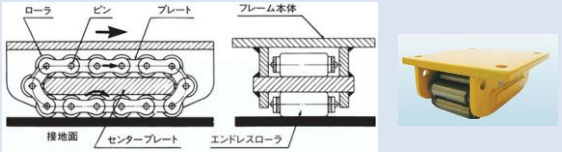
◆ 台車による重量物の搬出方法

一般的な台車方式(自走式搬送台車)の課題とその対応案



自走式搬送台車の課題

一般的な自走式搬送台車の場合、車輪＆レールで高さ約2m以上必要となるため、連絡通路大型化(R/B負荷UP)につながる。

	案1:車輪方式	案2:エンドレスコロ方式	案3:エアーキャスター方式
概念図			
メリット	• 駆動モータを車輪軸に接続が可能(自走機能の付加が可能)	• 低床化が可能	• 低床化が可能
デメリット	• 自走式車輪とレールで床下の高さが必要(推定約2m以上)	• 自走機能はないため、外部にけん引もしくは駆動機構が必要 • 荷重分散の検討が必要	• 自走機能はないため、外部にけん引もしくは駆動機構が必要 • 常時エアーを床面に吹き付けるため、気体廃棄物の処理量が増加

● 低床化、および気体廃棄物処理への影響低減の観点から、案2のエンドレスコロ方式を主案とし、自走機能がないため、外部に設ける駆動方式を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

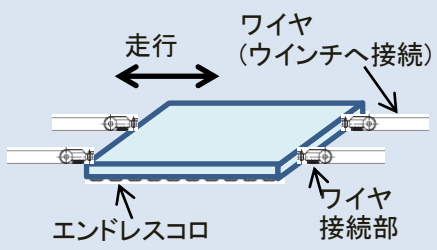
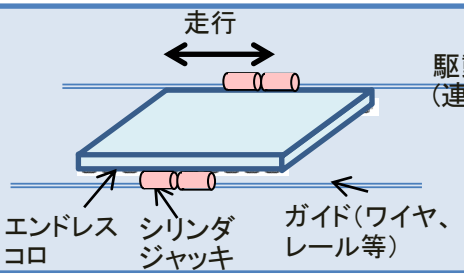
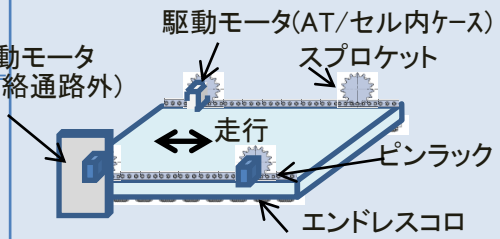
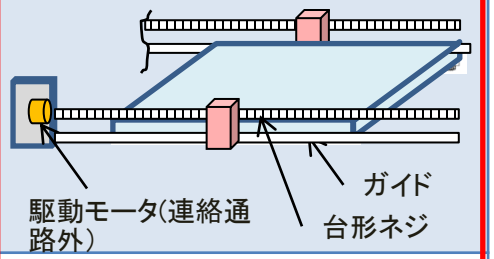
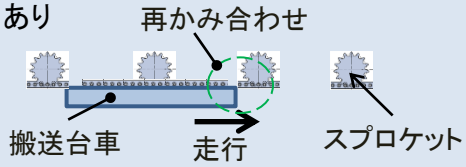
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):重量物の搬送方法(台車の検討)

◆ 台車による重量物の搬出方法

エンドレスコロ方式の適用を前提に、外部に設ける駆動方式を比較する。

	案1:ワイヤーけん引方式	案2:ジャッキけん引方式	案3:駆動機構埋設方式	案4:台形ネジ駆動方式
概念図				
メリット	・ 台車構造の簡素化が図れる。 ・ 駆動部(ウインチ等)の配置位置の自由度が高い	・ 台車構造の簡素化が図れる。	・ 台車構造の簡素化が図れる。 ・ 駆動モータおよぶケーブルは連絡通路外側に配置が可能。	・ 台車構造の簡素化が図れる。 ・ 駆動モータおよびケーブルは連絡通路外側に配置が可能。 ・ 位置精度が高い
デメリット	・ 可動範囲内にゲートがある場合、干渉回避が必要	・ 可動範囲内にゲートがある場合、干渉回避が必要 ・ 台車移動に合わせたシリンダジャッキのホース処理を要する。	・ 台車移動に合わせてラックとスプロケットの再かみ合わせ方法に課題あり 	・ 可動範囲内にゲートがある場合、干渉回避が必要
保守	・ 駆動部(ウインチ等)はワイヤー巻取りによる汚染あり配慮が必要	・ 駆動部(シリンダジャッキ)は台車と一体のため汚染あり配慮が必要	・ 駆動部(モータ)は連絡通路外配置のため汚染の影響は少ない ・ 但しラック面のゴミかみ込み対策は課題として継続検討	駆動部(モータ)は連絡通路外配置のため汚染の影響は少ない ・ 但し台形ねじのゴミかみ込み対策は課題として継続検討

● 低床化および台車構造の簡素化の観点より案4を主案とする。
但し、増設建屋の配置は未決のため、副案として案1も候補とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

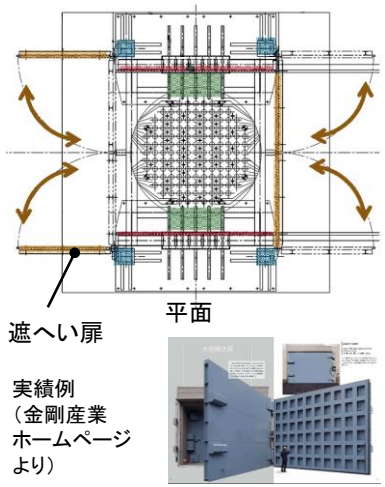
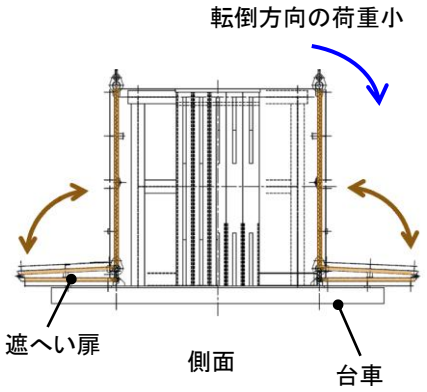
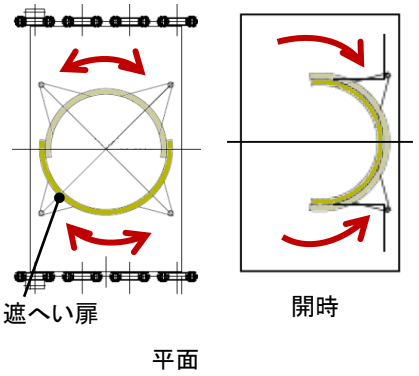
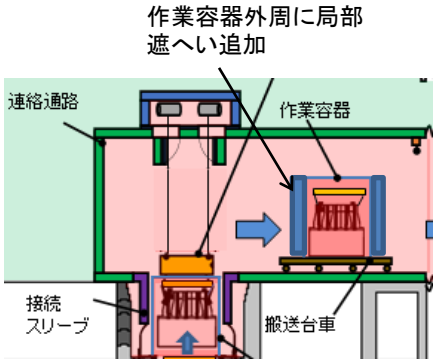
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):重量物の搬送方法(台車の検討)

◆ 台車による重量物の搬出方法

オペフロ搬送時の局部遮へい方法を比較する。

形状	案1:搬送台車に遮へい扉(開閉式)を設置する場合			案2:作業容器に局部遮へいを設置する場合
	案1-1:両開き	案1-2:折り畳み開き	案1-3:旋回開き	
概念図				
メリット	・遮へい扉内の空間を広く確保可 → 四隅の空間を利用 ・類似品の実績あり(金剛産業製) W9400×H6300mm、ドア厚350mm	・遮へい扉内の空間を広く確保可 → 四隅の空間を利用 ・開時に遮へい扉の荷重を台車で受けることで、片持ちにならず、転倒方向の荷重小	・開時に遮へい扉の張り出しスペースは不要のためコンパクトにできる。	・開閉動作等の機構が不要
デメリット	・開時に遮へい扉の張り出しスペースを要する。	・開時に遮へい扉の張り出しスペースを要する。 ・搬入物を持ち上げて扉折り畳み高さの回避を要する。	・同心円での異なる旋回動作となるため機構の組み込みが必要となる。	・作業容器の重量増加

● 開時の張り出しスペースが不要な案2を主案として作業ステップを検討する。

なお、搬送台車に固定する別方法として案1－3も副案として残す。

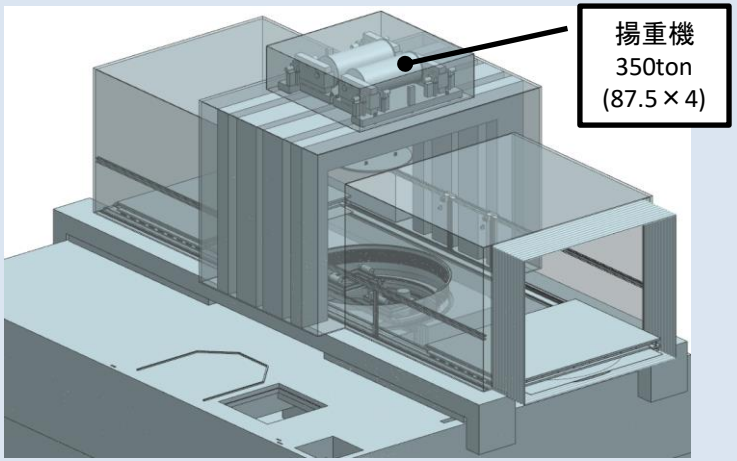
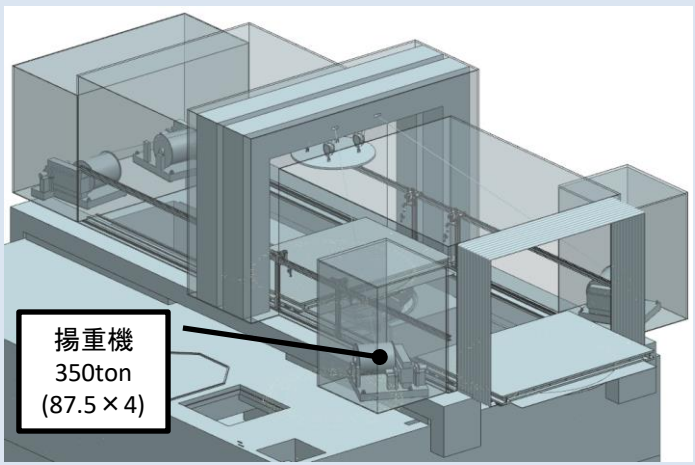
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**重量物の搬送方法(揚重機の検討)**

揚重機はウェル上に配置する案と新オペフロ上に配置する案の2案を検討。耐震計算上はオペフロ設置案が良い。配置の成立性(フックが炉底部に到達可能)を確認した。両案とも課題があるため、継続して検討を行う。

	ウェル上設置案	オペフロ設置案
概念図		
メリット	• 機器の構成が単純である。	• ドラム周辺機器のメンテナンス性が良い。
デメリット	• 揚重機の設置高さ分連絡通路の高さが高くなる。 • 揚重機の重心が高い位置にあり、耐震計算では不利。 • PCVからの直接線の影響を受ける。	• 機器の構成が複雑である。 • 揚重機室床面へ引抜力および横向きの力が発生する。
課題	• 設置方法の検討 • メンテナンス方法の検討 • 耐震性	• 設置方法の検討 • メンテナンス方法の検討 • 非常時の対応(特にワイヤーの掛け替え)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**装置・設備等のメンテナンス方法(保守方針)**

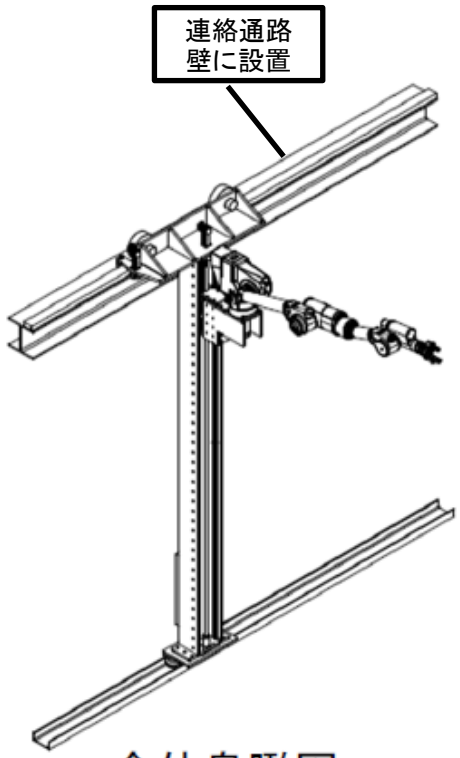
大項目	対象機器	汚染のレベル	除染の可能性	保守方針
連絡通路内機器	揚重機	ワイヤーは高い	困難	・揚重機室にて直接保守またはユニット交換
	遮へい台車	汚染拡散防止リング内は高い	困難	・連絡通路内のメンテナンスロボットにて遠隔保守またはユニット交換
	搬送台車	表面は高い	可能性あり	・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換
	その他	ー	ー	・連絡通路内で遠隔交換 ・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換
ウェル・PCV内機器	取り出し装置	高い	困難	・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換
	作業容器	高い	困難	・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換
	接続スリーブ	高い	困難	・変位吸収部はメンテナンスロボットや専用装置にて遠隔保守
	その他	ー	ー	・ウェルまたはPCV内で遠隔交換 ・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換
増設建屋	揚重機(固定)	低い	困難	・揚重機室にて直接保守またはユニット交換
	クレーン	高い/低い (用途による)	困難/可能性あり	・加工エリア機器保守セルにて直接保守またはユニット交換
	二重蓋ポート	低い	可能性あり	・メンテナンスロボットや専用装置にて遠隔保守または作業員による直接保守
	ロボット	高い/低い (用途による)	困難/可能性あり	・MSMによる保守 ・ユニットの遠隔交換 ・保守セルにて直接保守またはユニット交換
	その他	ー	ー	・ウェルまたはPCV内で遠隔交換 ・増設建屋保守セルにて直接保守またはユニット交換

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

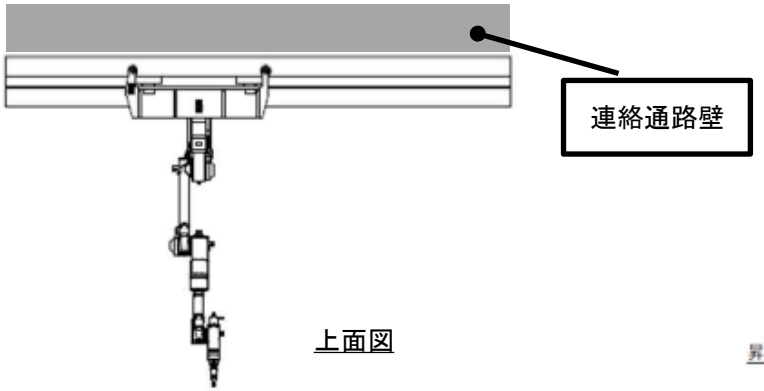
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

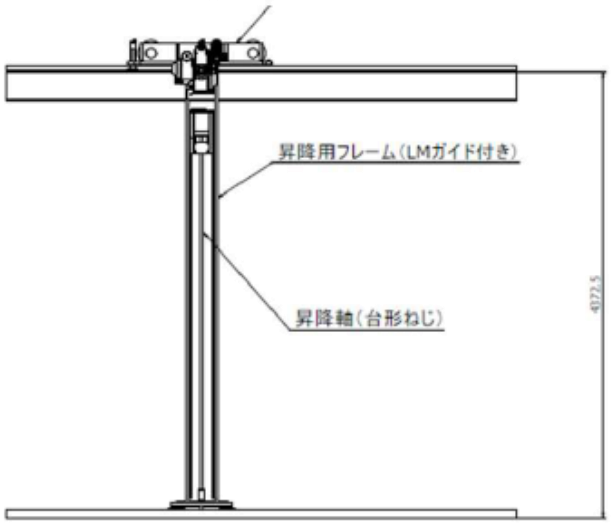
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**連絡通路内機器のメンテナンス装置(案)**



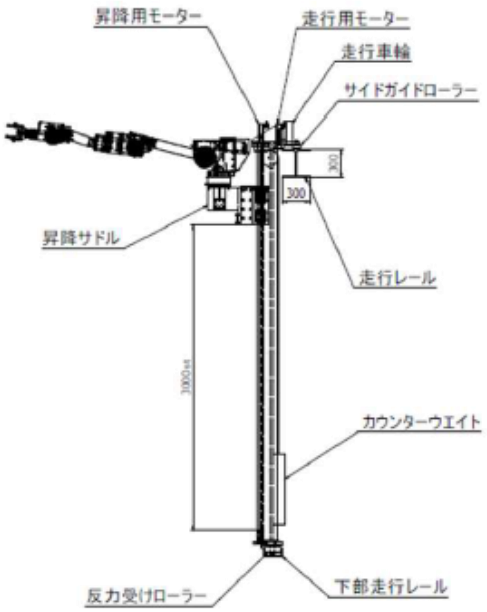
全体鳥瞰図



上面図



正面図



側面図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**大型容器の仕様(寸法)**

- 大型容器(輸送専用容器)の製作性 → 加工機による制約(直径6000mm程度)
- 取り出し対象を下表に示す。

No.	搬出対象物	搬送時概略寸法 [m]	概略重量[ton]	線量率[Sv/h]	備考
1	シールドプラグ	継続して検討		確認中	増設建屋で細断
2	PCVヘッド	継続して検討	12	4(Cs)	
3	RPV保温材	継続して検討		4(Cs)	増設建屋で細断
4	RPVヘッド	継続して検討	24	30(Cs)	増設建屋で細断
5	ドライヤ	5467×H5474	29.4	400(Cs)	
6	セパレータ+シュラウドヘッド	5385×H5632	51.8	200(Cs)	
7	ガイドロッド	Φ90×L3.1	0.1	200(Cs)*	3分割のうち最大の寸法・重量
8	給水スパージャ	3.6×0.9×t0.5	0.3		4分割で取り出し
9	炉心スプレイ配管	3.6×0.9×t1.6	0.3		
10	上部格子板(シュラウド上部胴)	5487×H1542	15.6	1000(Co)	
11	炉心部(シュラウド中間胴)	Φ4508.2×H4473.6	235.5	350(Co)	ジオポリマーで充填
12	ジェットポンプ	0.5×1.2×t4.3	0.8	200(Cs)*	ジェットポンプ上部の寸法・重量
13	ICM案内管/スタビライザ	3.2×3.2×3.8	1.2		
14	シュラウドサポート(下部胴含む)	Φ5.4×H3.8	11.0		
15	炉底部	Φ4900×H5467.7	249	150	ジオポリマーで充填、サポート類含む
16	粒状燃料デブリ 他	―	―	―	小型容器に集め、大型容器で纏めて搬出

(注記)概略寸法および重量は1F-2/3をベースとし、線量率は1F-1をベースとして検討。

*:セパレータ+シュラウドヘッドと同等と推定

**:他と比較して寸法や線量が最大等により、容器仕様の設定で特に考慮が必要な構造物

□:代表構造物**

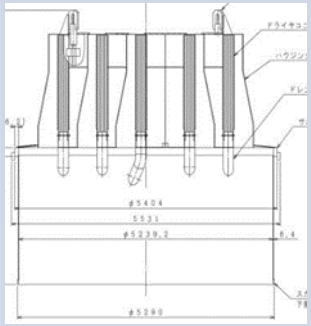
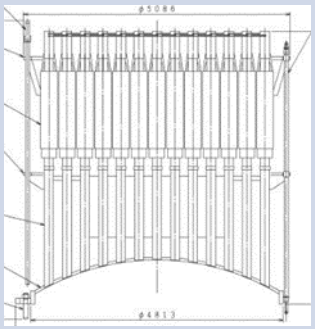
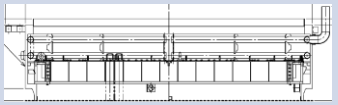
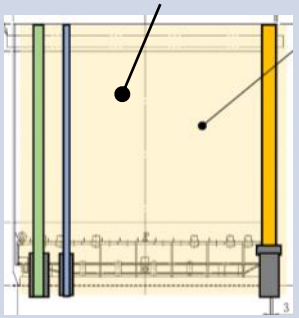
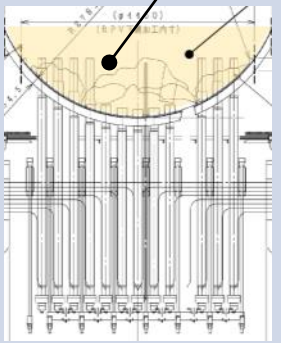
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):大型容器の仕様(寸法)

- 大型容器(輸送専用容器)の製作性 → 加工機による制約(直径6000＋αmm程度)
- 取り出し対象の代表構造物を示す。

		①ドライヤ	②セパレータ シュラウドヘッド	③上部格子板	④炉心部	⑤炉底部
図						
寸法 [mm]		5467×H5474	5385×H5632	5487×H1542	Φ4508.2×H4473.6	Φ4900×H5467.7
重量 [ton]		29.4	51.8	15.6	235.5(充填材含む)	249(充填材含む)
線量率 [Sv/h]	ガンマ線	400(Cs)	200(Cs)	1000(Co)	350(Co)	150
	中性子線	—	—	0.09		
備考			高さ寸法最大	径寸法、線量最大	ジオポリマーによる充填固化を検討。	ジオポリマーによる充填固化を検討。

代表構造物が収納できることを条件に、容器内径Φ6000mm、高さ6800mm(内寸)として検討。

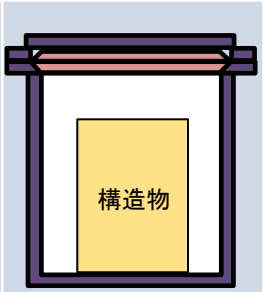
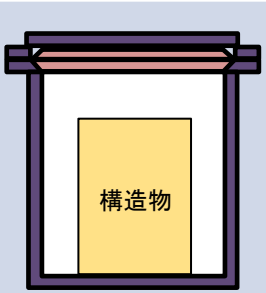
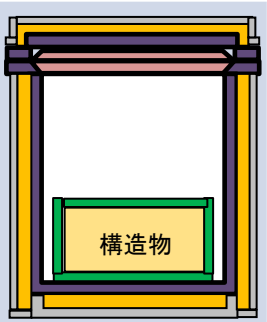
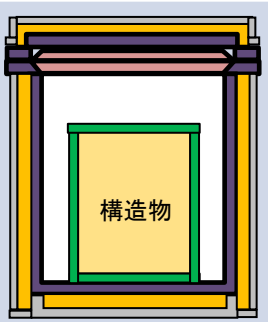
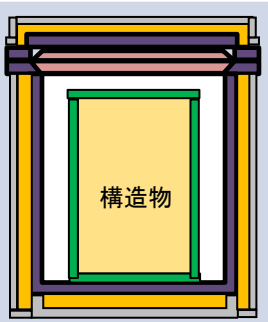
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):大型容器の仕様(遮へい厚さの検討/主要構造物)

- 主要構造物の線量を整理
- 容器表面で2mSv/hとなるように選定

	①ドライヤ	②セパレータ シュラウドヘッド	③上部格子板	④炉心部	⑤炉底部
図					
構造物の線量率[Sv/h]	400(Cs)	200(Cs)	1000(Co)	350(Co)	150
容器本体及び蓋厚さ[mm](紫)	280				
追加遮へい体厚さ[mm](青)	使用しない	使用しない	130	90	70
レジン厚さ[mm](オレンジ)	使用しない	使用しない	100		
容器表面線量率[mSv/h] (判定基準 <2.0)	1.8	0.9	0.14	1.9	1.7
表面から1m離れた 位置の線量率[mSv/h] (判定基準 <0.1)	未解析	未解析	0.08	未解析	未解析

遮へい厚さは最大で410mm必要であるが、製作性を考慮し容器板厚のベースを280mm(紫)とし、残りの必要な分を追加遮へい体(緑)として容器内に設置する。

・線量率はMAAPの結果を参考にした
・鉄280mmの遮へい率:(Co)1.5E-4、(Cs)4.47E-6

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

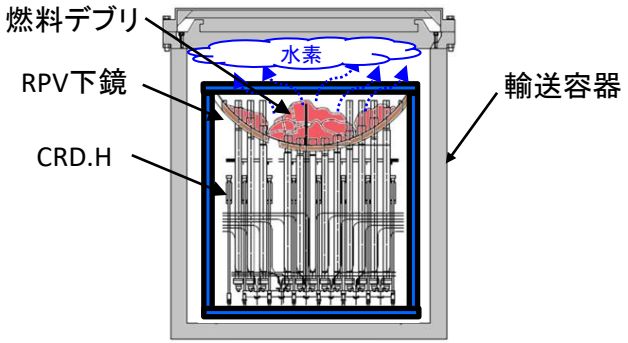
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):大型容器の仕様(水素)

● 水素評価

容器内に収納した燃料デブリの水の放射線分解により、水素が発生する。水素濃度4%に達する前に、輸送容器を増設建屋から新設建屋へ輸送し、蓋を開ける必要がある。本計算では、取り出す構造物の中で最も燃料デブリ量の多い炉底部を対象として計算を実施した。結果を下記に示す。



計算モデル

No.	パラメータ	
1	輸送容器内寸[mm]	Φ6000×H6800
2	輸送容器内容積[L]	192262
3	追加遮へい体内寸[mm]	Φ4900×H5467
4	追加遮へい体の厚さ[mm]	70
5	追加遮へい体外寸[mm]	Φ5040×H5607
6	追加遮へい体容積[L]	8768
7	構造物容積[L]	20509
8	燃料デブリの容積[L]	(64ton)11420/(32ton)7056
9	気相部の容積[L]	(64ton)151455/(32ton)155819

計算結果

容器圧力評価条件

	UO_2量 [ton]※1	ジオポリマー※2	エネルギー吸収率※3	水素発生速度 [L/h/kgUO_2]	水素濃度4Vol%に達する時間[hr]
1			全吸収	1.13×10-2	8
2	64	無	輸送計算	1.97×10-3	47
3			試験結果	7.83×10-5	1178
4		有	全吸収	2.09×10-3	44
5			輸送計算	4.45×10-4	207
6			試験結果	1.13×10-5	8164
7	32	無	全吸収	1.13×10-2	17
8			輸送計算	1.97×10-3	97
9			試験結果	7.83×10-5	2424
10		有	全吸収	2.09×10-3	91
11			輸送計算	4.45×10-4	426
12			試験結果	1.13×10-5	16798

※1:1F-2 MAAPおよびSAMPSONの解析結果による。(IRID 平成28年度 炉内状況把握の高度化)
※2:燃料デブリの臨界防止として、炉内をジオポリマーで充填したのち取り出す方法を検討中。
※3:TMI-2評価式による。(平成28年度 燃料デブリ収納・移送保管技術の開発)

- エネルギー吸収率によって水素濃度4%に達する時間に幅があるが、大型容器において168hr※4(1週間)後の水素濃度が4vol.%を下回る可能性があること確認した。
- 水素濃度4%に達する時間によっては、輸送容器にベントを設置する、水素吸着材の使用を検討する。

※4:168hrは収納缶の評価時間と同じとした

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

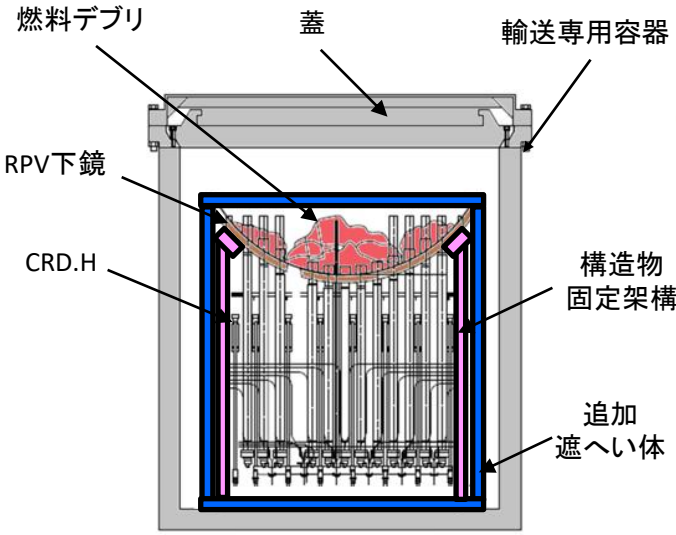
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

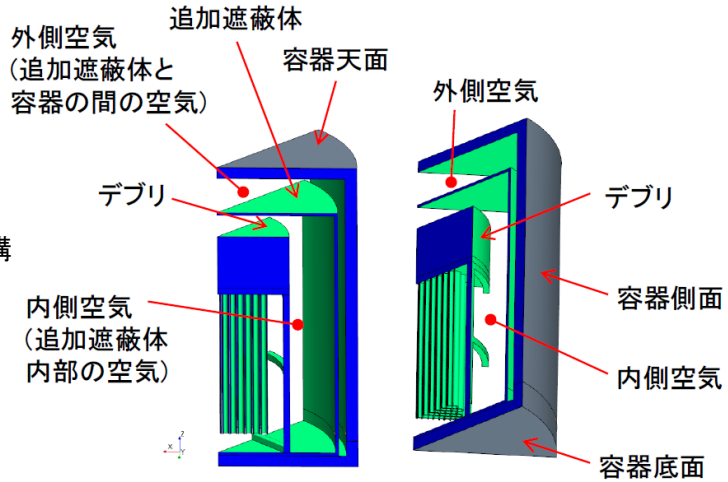
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**大型容器の仕様(温度)**

RPV内の燃料デブリの量が最も多い2号機の炉底部を搬送容器に封入した際に、どの程度温度が上昇するか、大型容器の簡易評価モデルを作成し、168hr経過後(1週間)の各部位の温度評価を行った。

その結果、輸送専用容器の閉じ込め機能に影響を与える蓋シール部近傍の温度は約65℃であり、容器自身の搬送中の冷却は不要である見通しを得た。燃料デブリの温度は290℃まで上昇しているため、新設建屋受け入れ後の対応について検討する必要がある。



搬送時の温度評価の概念図



温度評価モデル

評価条件		
燃料デブリの量※	85	ton
燃料(UO_2)成分	64	ton
構造物成分	21	ton
崩壊熱	2031年1月を想定	
容器材質	炭素鋼	
容器寸法		
内径	6.00	m
高さ	7.00	m
厚さ	0.28	m
容器/外気の初期温度	40	℃

※平成26年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金
(事故進展解析及び実機データ当による炉内状況把握の高度化)
添付資料1-3　燃料デブリ分布の推定結果(2号機)の最大値

評価結果

部位	燃料デブリ内部	蓋のOリング部	容器下面
温度	約290℃	約65℃	約42℃
許容値	ー	130℃	ー

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

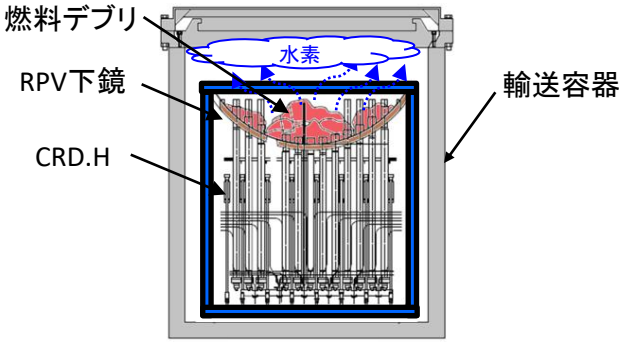
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):大型容器の仕様(圧力)

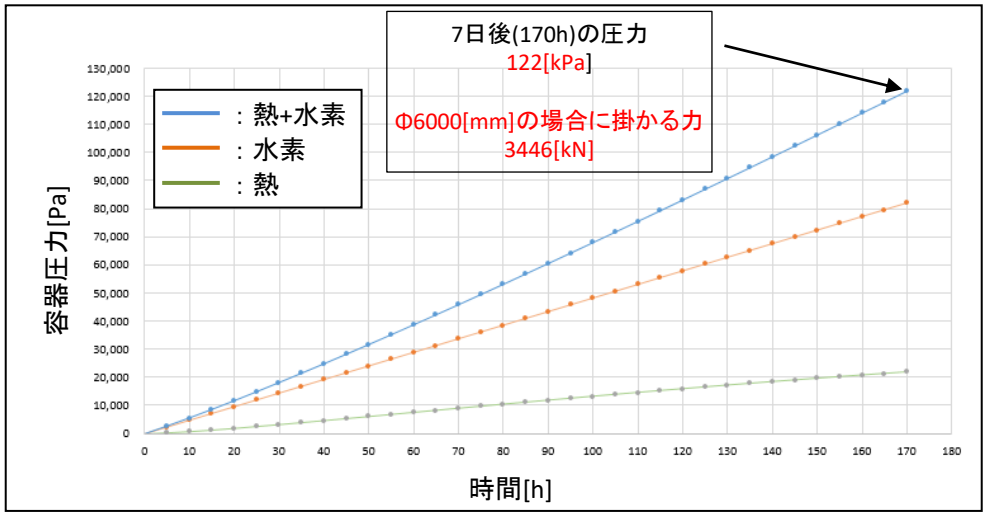
● 圧力評価

発生する水素および熱の影響で、輸送容器内の圧力が上昇する。
容器のボルト仕様を決定するため、容器内の圧力について検討した。



計算モデル

No.	パラメータ	
1	輸送容器内寸[mm]	Φ6000×H6800
2	輸送容器内容積[L]	192262
3	追加遮へい体内寸[mm]	Φ4900×H5467
4	追加遮へい体の厚さ[mm]	70
5	追加遮へい体外寸[mm]	Φ5040×H5607
6	追加遮へい体容積[L]	8768
7	構造物容積[L]	20509
8	気相部の容積[L]	151455
9	燃料デブリ量[ton]	64
10	水素発生速度[L/h/kgUO_2]	1.13×10^{-2}



[ボルト員数]
構造物収納してから168hr後(1週間)の圧力に対して必要なボルト員数を算出した。(ボルト材質は一般的なS45Cと仮定)
金属キャスク構造規格に準拠し評価を実施した。

JSME 金属キャスク構造規格
平均引張許容応力:221MPa

使用するボルトをM30と仮定した場合、36本で171MPa/本の応力となり、条件を満足する。(安全率未考慮)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

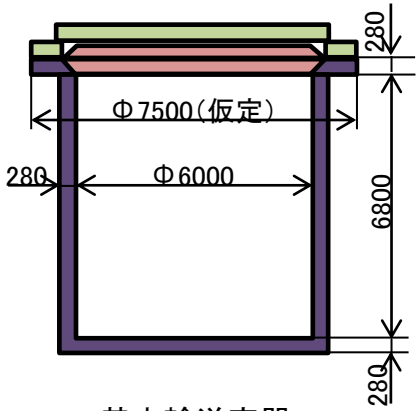
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):大型容器の仕様(まとめ)

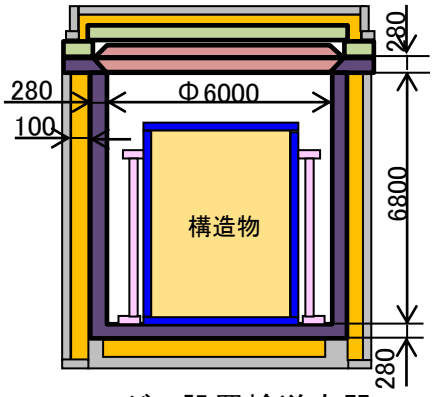
【大型搬出容器に関する基本方針・仕様】

- 収納する構造物に関係なく、共通仕様の容器を用いる。
- 構造物(線量)に応じ、追加遮へい体を設置する。
- 容器は輸送専用として、繰り返し使用する。⇒輸送時の振動等を考慮し、ゴム系のOリングを使用。

項目	容器仕様		備考
用途	構内輸送容器		
搬送対象物	ドライヤ、セパレータ、 上部格子板、炉心部、炉底部 他		
概算寸法	Φ6000×H6800[mm]		
概算重量	390[ton]		容器本体のみ
容積	190m^3		
最大線量率	1000Sv/h		上部格子板
遮へい厚	γ線	280[mm]	
遮へい厚	中性子線	100[mm]	燃料デブリ線源で評価
セル内圧力	-100 [Pa]		
容器表面 設計温度	130℃		
主材質	低合金鋼		
使用回数	未定		複数回使用を検討



基本輸送容器



レジン設置輸送容器

構造物	①ドライヤ	②セパレータ シュラウドヘッド	③上部格子板	④炉心部	⑤炉底部
追加遮へい体	使用しない		130mm 80[ton]	90mm 70[ton]	70mm 45[ton]
固定架台	使用しない				70[ton]
レジン重量	使用しない		20[ton]		
外筒重量	使用しない		検討中		
構造物重量	29.4[ton]	51.8[ton]	15.6[ton]	235.5[ton]	249[ton]
合計重量[ton]	**399.4**	**421.8**	**485.6**	**695.5**	**684**

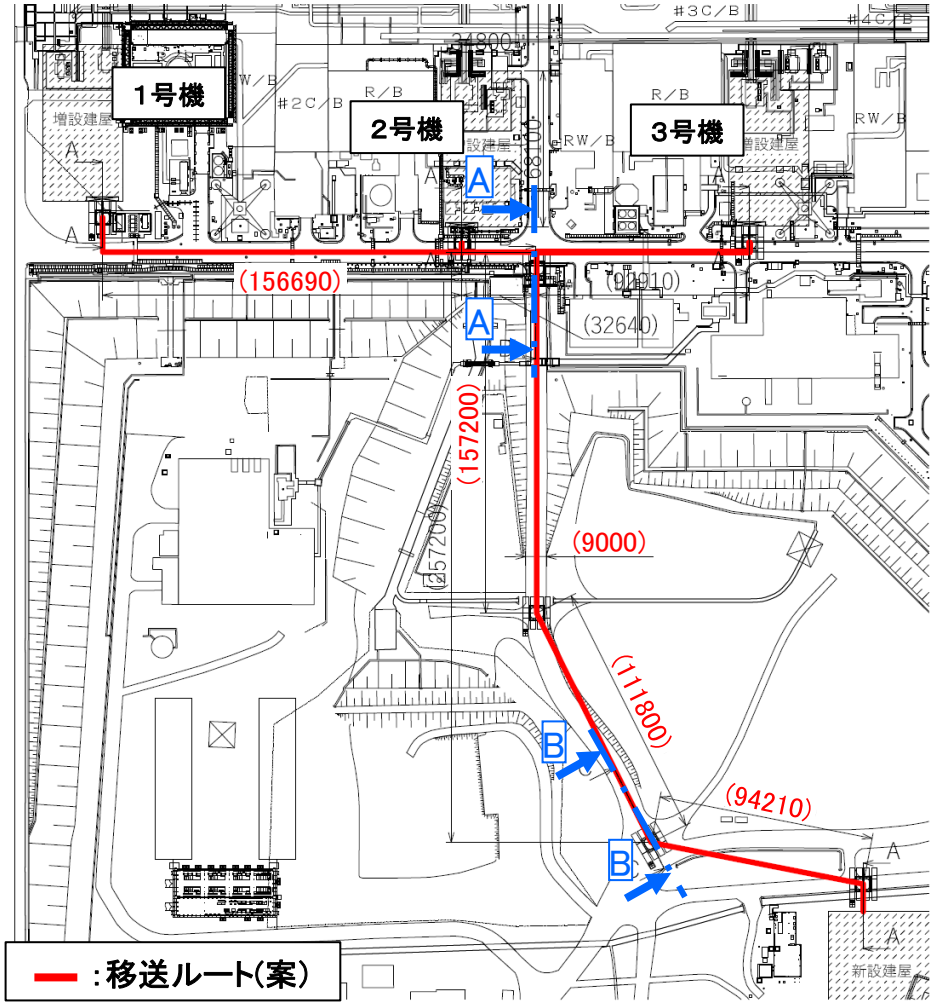
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**重量物の構内輸送方法**

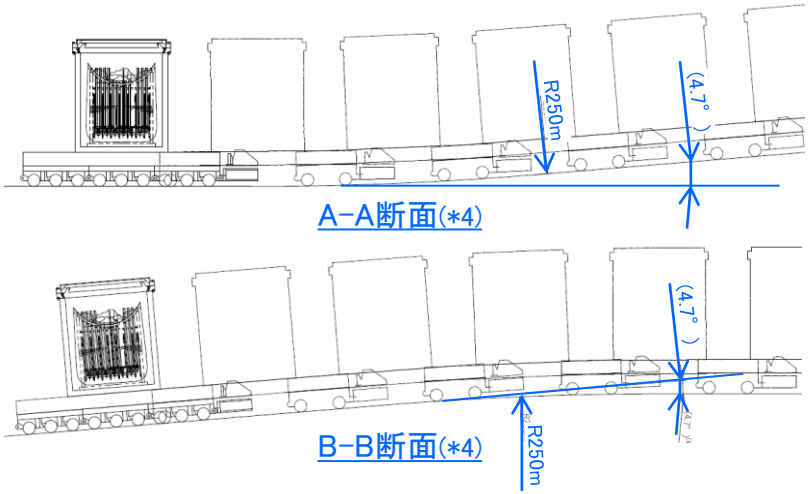
取り出した構造物を収納した輸送専用容器の構内輸送について概略検討を実施。
移送ルートを仮定し、検討条件を設定して移送キャリアーの有無などについて調査。



【構内輸送の検討条件】

- 最大総移動距離 :約560m(*1)
- 最小道幅 :約9m(*1)
- 傾斜 :約4.7° =8.2%(*2)
- 最大積載重量 :約1000ton(*3)

(*1)配置図からの推定値
(*2)距離250m、高低差20.6mで算出
(*3)輸送容器、構造物(炉底部)、構造物固定架台、
容器固定架台を合計した概算重量



(*4)道路構造令 縦断線形に関する規定より、
設計速度30km/hの曲線半径の計算から想定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):重量物の構内輸送方法

1000ton以上の運搬能力がある既存車両4種類について仕様調査を実施。仕様上は輸送可能であることを確認。
専用車両仕様への変更可否や、構内道路の拡張や補強要否については今後検討が必要。

	①Goldhofer – HEAVY-DUTY MODULES PST/ES-E(315)	②MHI(日本車両) –ドーリー (H3ロケット運搬台車)	③日本車輌 – ユニットキャリア	④SCHEUERLE – SHT – SPMT – SPMT3000
主な仕様 (荷重1000tonとした場合)	(3軸車9台) -寸法**9×17**[m] 高さ1.5 ±0.35[m] -ペイロード1215[ton] -最大登坂能力9.4[%] (SL-Eの性能) -時速1[km/h] 	-寸法3.3×25.4[m] 高さ2.84 +0.6[m] -ペイロード730[ton] -登坂能力不明 -時速2[km/h]  	ユニットキャリア:(3軸車9台) -寸法 約**10×20**[m] 高さ1.3 +0.65[m] -ペイロード1125[ton] -最大登坂能力13.7[%] -時速3[km/h] 	SHT: -寸法**10×20**[m] 高さ1.54 +0.7[m] -ペイロード1056[ton] -最大登坂能力**6.5**[%] -時速不明 SPMT:(6軸車3台+4軸車3台) -寸法 約**8×18**[m] 高さ1.5 ±0.35[m] -ペイロード1081.5[ton] -最大登坂能力9[%] -時速0.5[km/h]  SPMT3000:(6軸車3台+4軸車3台) -寸法 約**9×19**[m] 高さ1.22 +0.35/-0.30[m] -ペイロード1080[ton] -最大登坂能力12.9[%] -時速0.5[km/h] 
課題	・ES-Eとしての登坂能力不明	・ロケット専用であるため流用性不透明	・車両幅が大きい	・車両幅が大きい ・型式によって登坂能力不足
評価	△	×	△	△
備考	宇徳 スーパーキャリアⅣ・Ⅴのベース車両			3000ton以上の輸送で大きなシェア有り

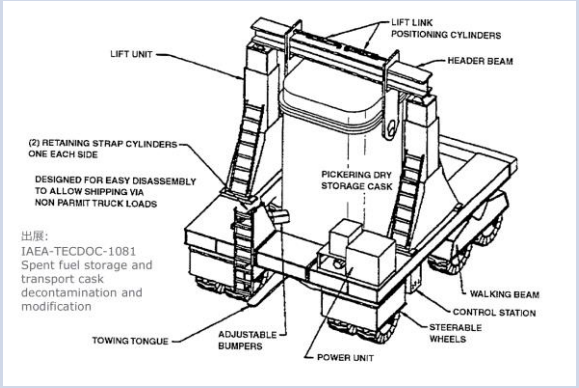
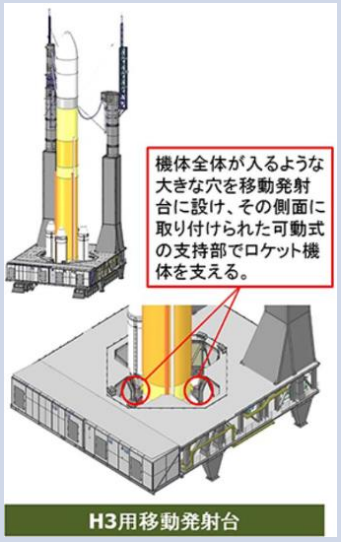
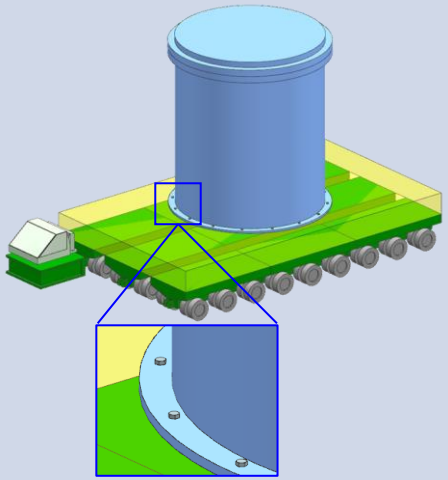
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):重量物の構内輸送方法

輸送容器は立てた状態での輸送を想定しているため、輸送中の転倒防止方法案について検討。
今後、輸送容器の構造設計と合わせた継続検討が必要。

	①アジャスタブルビーム方式	②H2A(またはH3)ロケット輸送時の転倒防止機構	③輸送容器のボルト固定
図	輸送容器を輸送車上で吊り下げた状態での輸送。 	H2A(またはH3)ロケットは発射台ごとドーリーで運搬。可動式の支持部でロケットを固定。 	輸送容器を輸送車へ直接ボルトで固定する。 
課題	設備が大型化してしまうため、輸送車のサイズがアップする可能性あり	構造の詳細不明	ボルト穴の位置合わせ構造が複雑になる可能性あり
成立性	△	ー	△
備考	カナダ ピカリング発電所で実績あり		

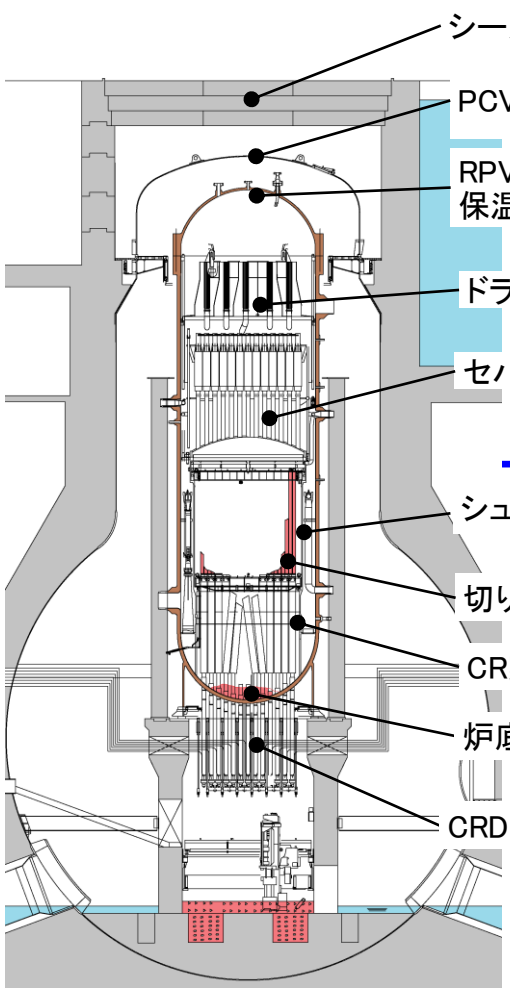
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 従来定検にて取り外しを実施している構造物とそれ以外のものに区分



従来にて定検で取り外しを実施している構造物

- 形状維持 → 締結部
  - ・従来定検と同様の方法で締結部を解除
  - ・締結部の切断分離
  - 変形、かじり等
- 形状維持 → 構造物
  - ・従来定検で使用する吊り金具を流用
  - ・吊り位置の追加、変形部の補強
  - 変形、損傷等

上記以外の構造物

- 固着せず堆積 → 燃料デブリ性状
  - ・事前に吸引等による回収（粒状デブリ、落下ペレット等）
  - ・充填固化（搬送時の剥離防止）
  - 固着
- 形状維持 → 切断位置
  - ・燃料デブリを支持している構造物の下側もしくは外側で切断
  - ・分割範囲を細分化した位置で切断
  - 変形、損傷等

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

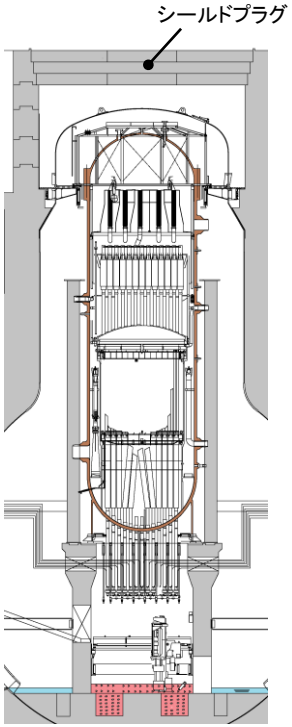
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

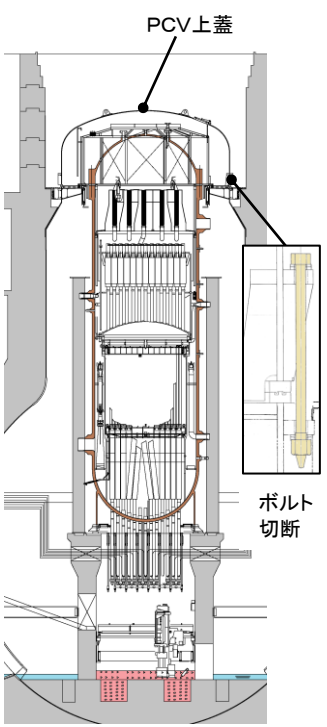
● 概略手順:従来定検で取り外しを実施している構造物

STEP1
シールドプラグ



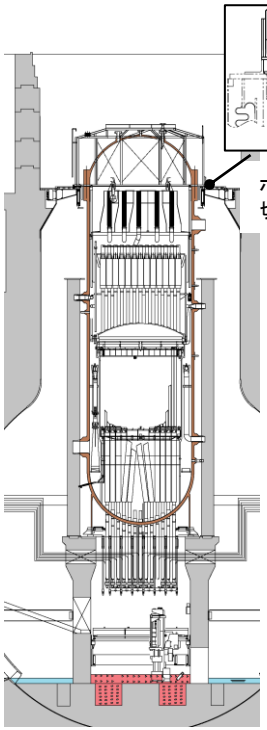
- 締結部無し
- 損傷なければ吊り金具流用して搬出

STEP2
PCV上蓋



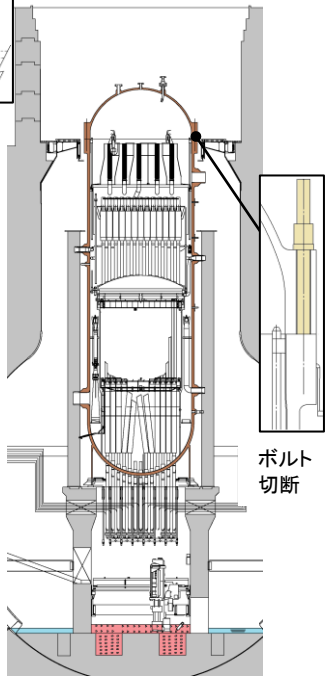
- 締結部(ボルト)切断
- 搬出可能な大きさに切断し搬出
- 切断片を把持して吊り上げ

STEP3
保温材



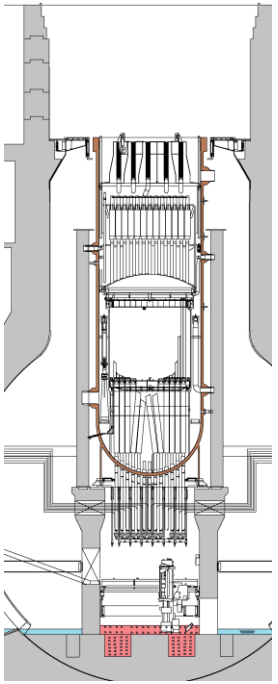
- 締結部(ボルト)切断
- 損傷なければ吊り金具流用して搬出

STEP4
RPV上蓋



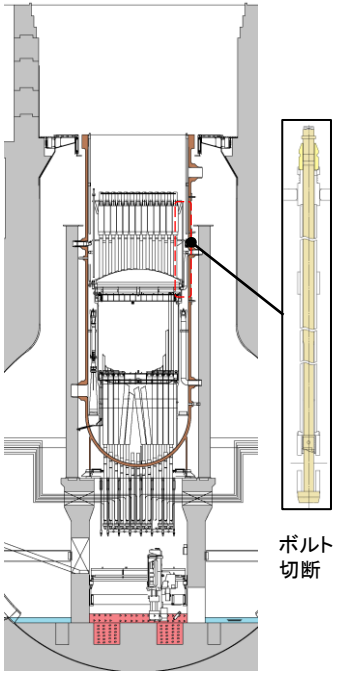
- 締結部(スタッドボルト)切断
- 損傷なければ吊り金具流用して搬出

STEP5
ドライヤ



- 締結部無し
- 損傷なければ吊り金具流用して搬出

STEP5
セパレータ



- 締結部(シュラウドヘッドボルト)切断
- 損傷なければ吊り金具流用して搬出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

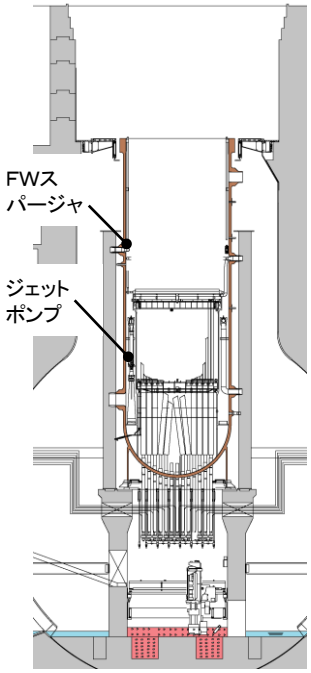
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

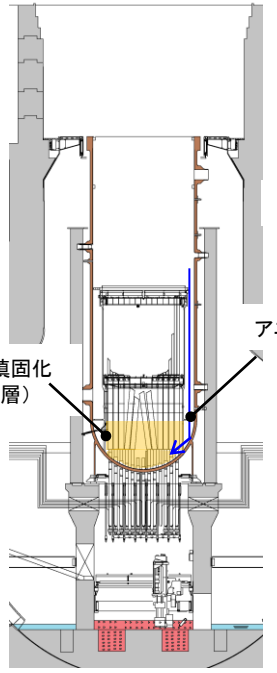
● 概略手順:従来定検で取り外し実施以外の構造物

STEP6
FWスパージャ、
ジェットポンプ等



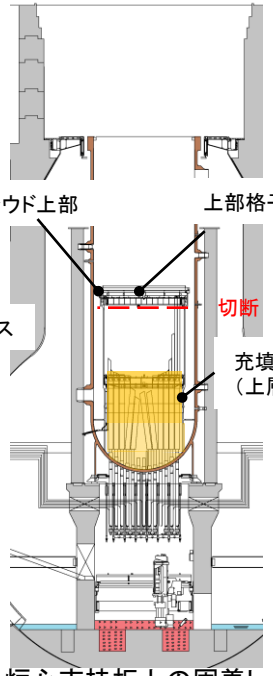
- 個々の機器切断
- ラック等に仮置きして
  まとめて搬出

STEP7
炉底部確認
充填固化



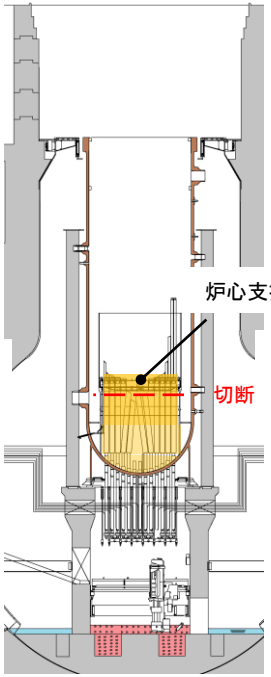
- アニュラス開口穴から
  炉底部確認
- アニュラス開口穴より
  充填材注入し、炉底部
  燃料デブリを充填固化

STEP8
上部格子板



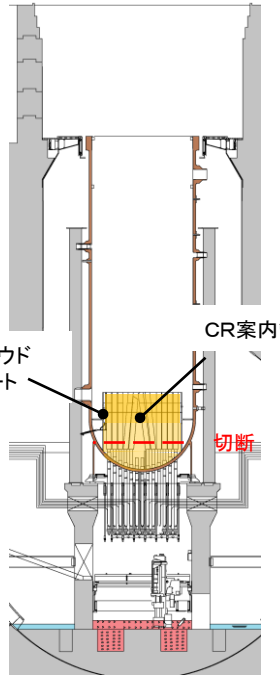
- 炉心支持板上の固着し
  ていない粒状燃料デブリ、
  ペレット等を回収
- 炉心支持板上の燃料
  デブリを上方から充填
  固化
- シュラウド上部と一体
  で切断搬出

STEP9
炉心部



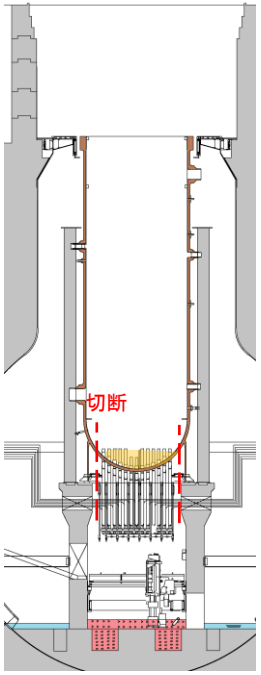
- 炉心支持板下側で
  シュラウド外周切断
- 吊り具設定し搬出

STEP10
CR案内管等



- 個々の機器切断
- ラック等に仮置きして
  まとめて搬出

STEP11
炉底部



- 燃料デブリ外側の
  下鏡位置切断
- 接続配管等の切断
- 吊り具設定し搬出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

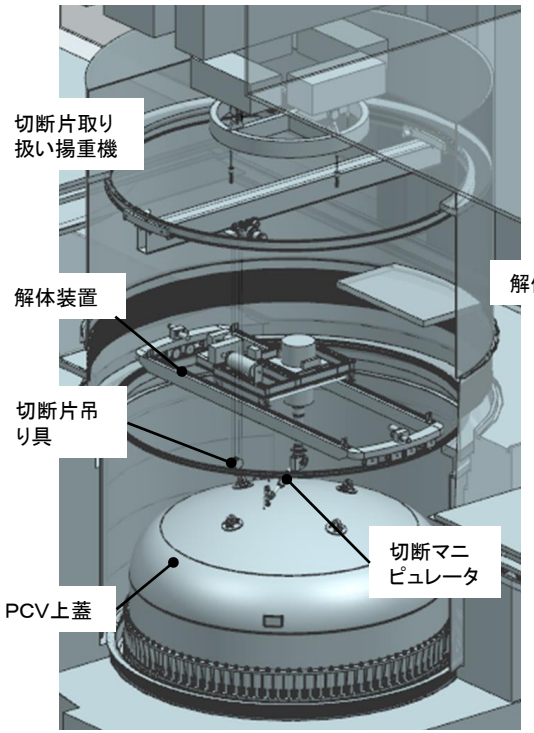
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

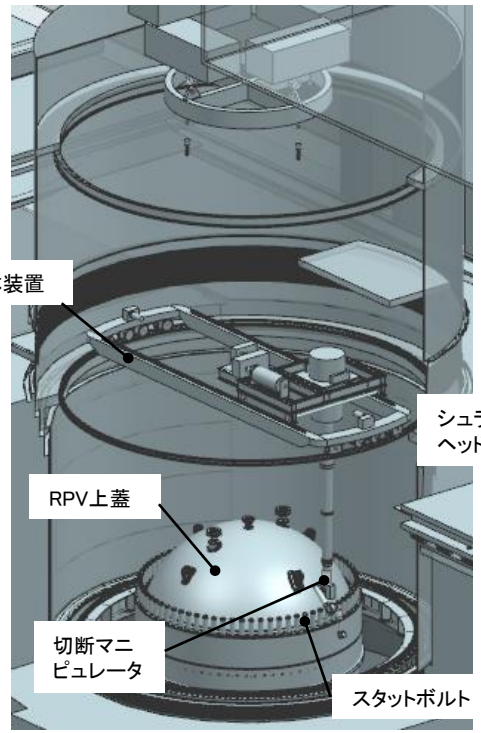
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 取り出し概念(代表例)

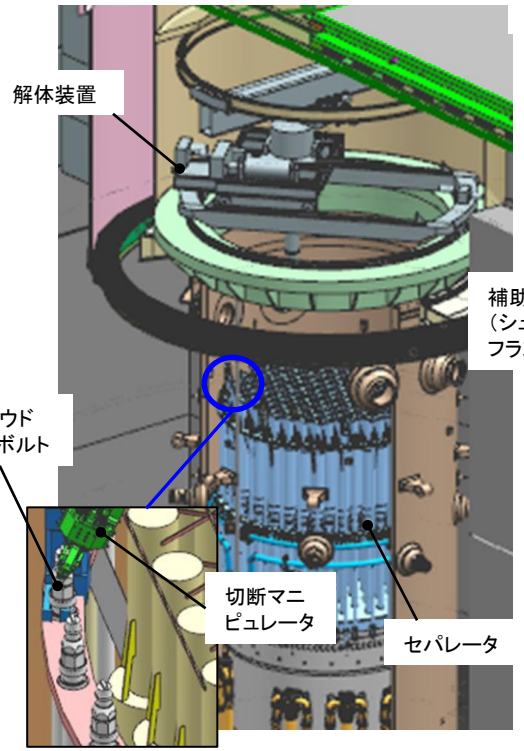
PCV上蓋取り出し概念例



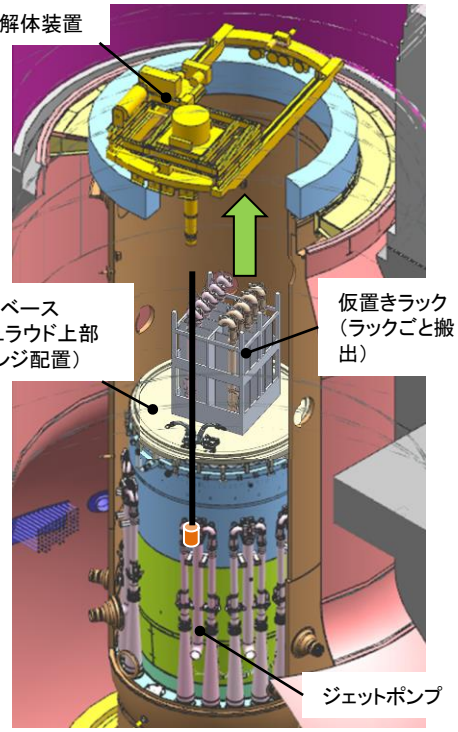
RPV上蓋取り出し概念例



セパレータ取り出し概念



ジェットポンプ取り出し概念



＜解体装置の基本構想＞

① PCV上蓋からジェットポンプ等上部構造物の解体作業は、原子炉ウエル等全域に任意の位置にアクセスを要するため、R(径方向)－θ(周方向)動作および昇降機能を備えた装置構成とする。

② 作業進捗に応じてRPV上フランジなど作業近傍に装置を配置変更し、昇降機能の負担(振れ、たわみ防止等)の軽減を図る

③ その際、装置はサイズダウンした同一思想の装置構成とし、運転操作方法の共通化を図る。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

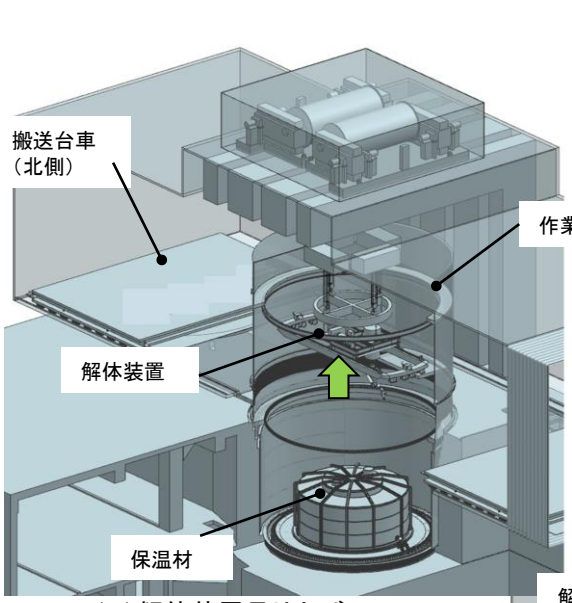
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

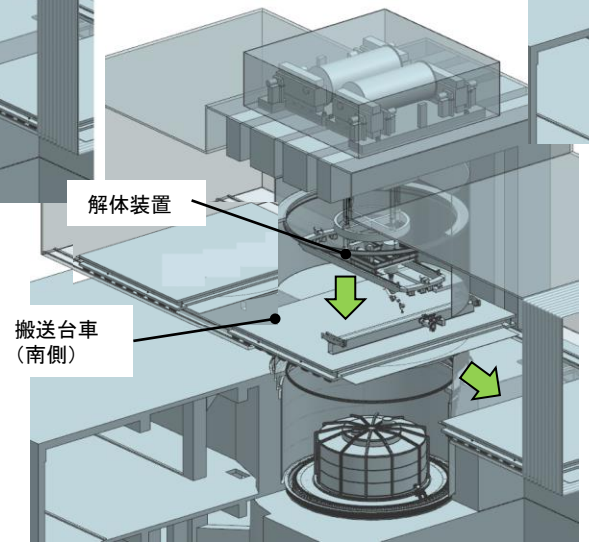
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 取り出し概念(代表例)

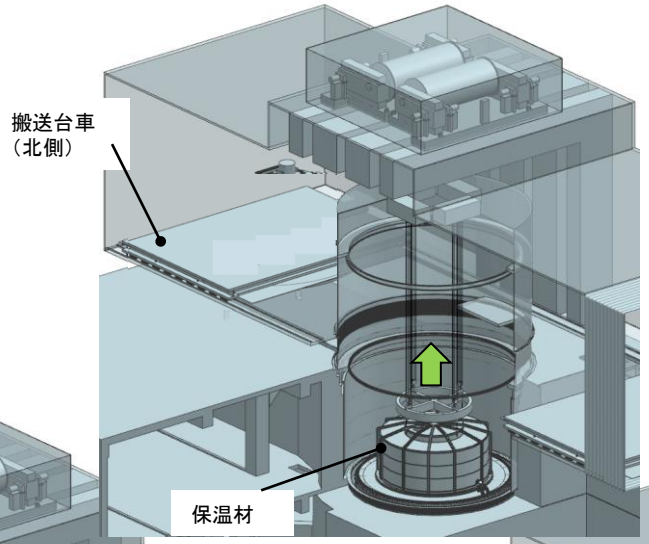
構造物を一体で搬出する場合、解体装置を搬送台車で増設建屋に搬送して仮置きし、構造物を搬出する計画(保温材による一例を下図に示す)



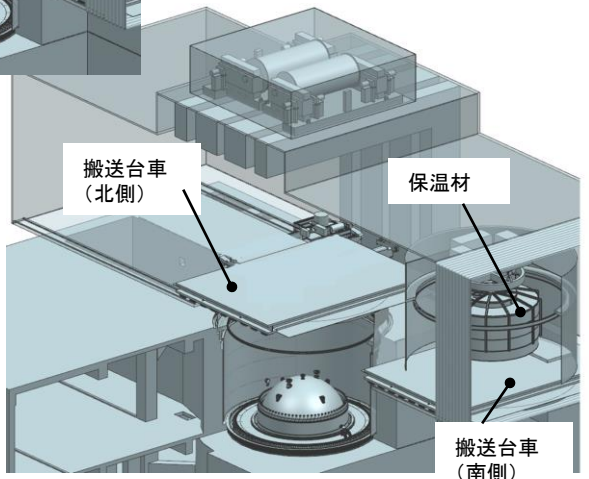
(1)解体装置吊り上げ



(2)解体装置を搬送台車に仮置きし、増設建屋に搬送



(3)保温材を吊り上げ



(4)保温材の搬出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

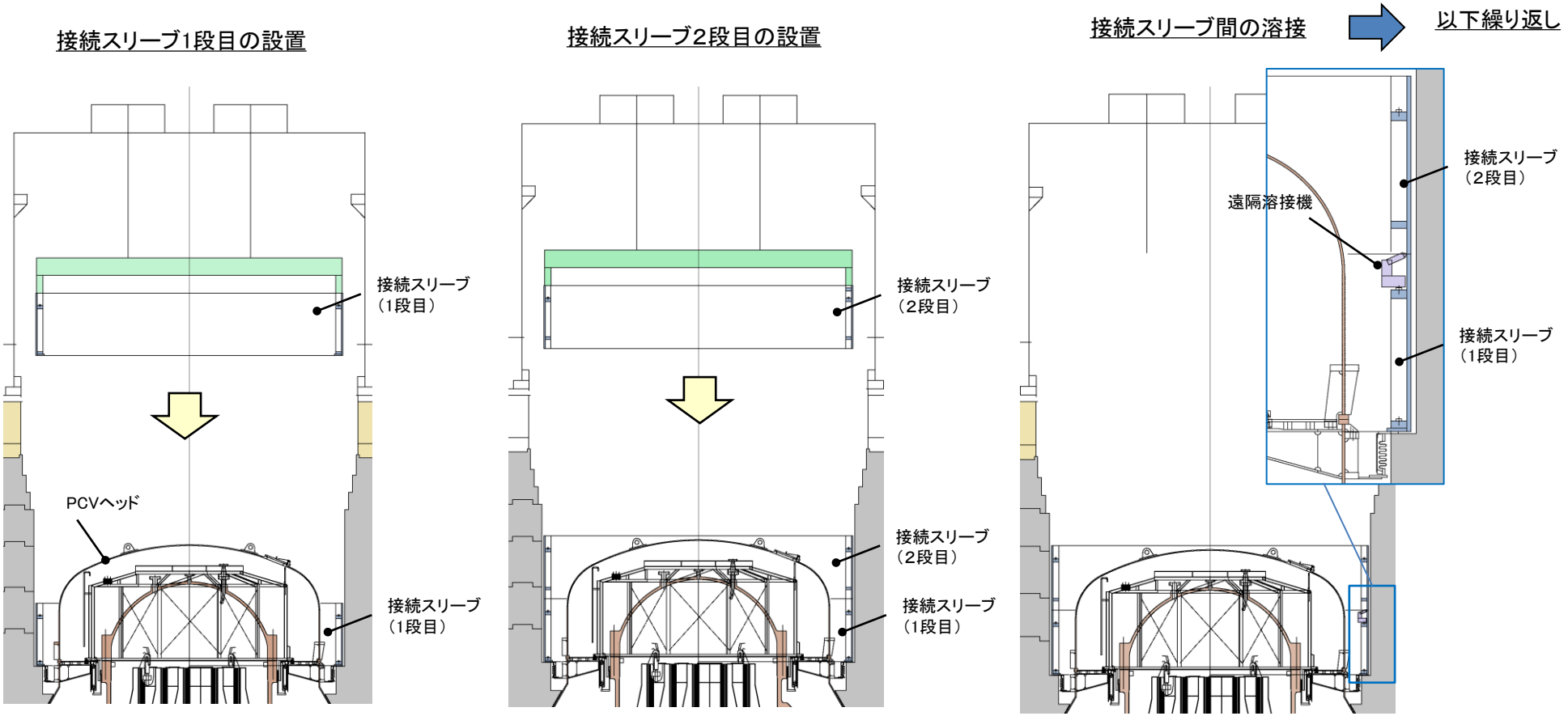
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 取り出し概念(代表例)

・接続スリーブの据付は、シールドプラグ取り外し後に実施

・接続スリーブは分割搬入し、原子炉ウェル内に設置。



● 高線量／汚染エリアのため分割品組立時の結合は溶接で対応することを計画。
接続スリーブの構造および遠隔溶接方法の検討を継続

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

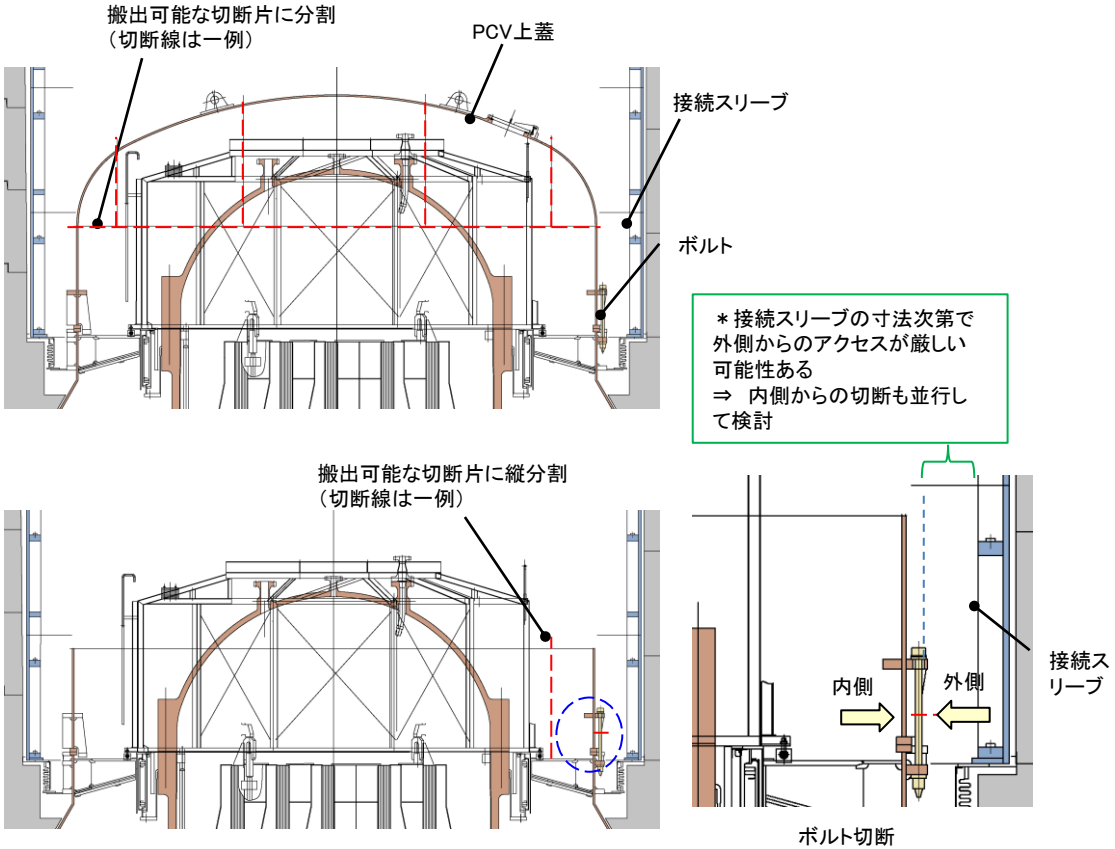
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 従来定検で取り外しを実施している構造物 ： 締結部の切り離し方法

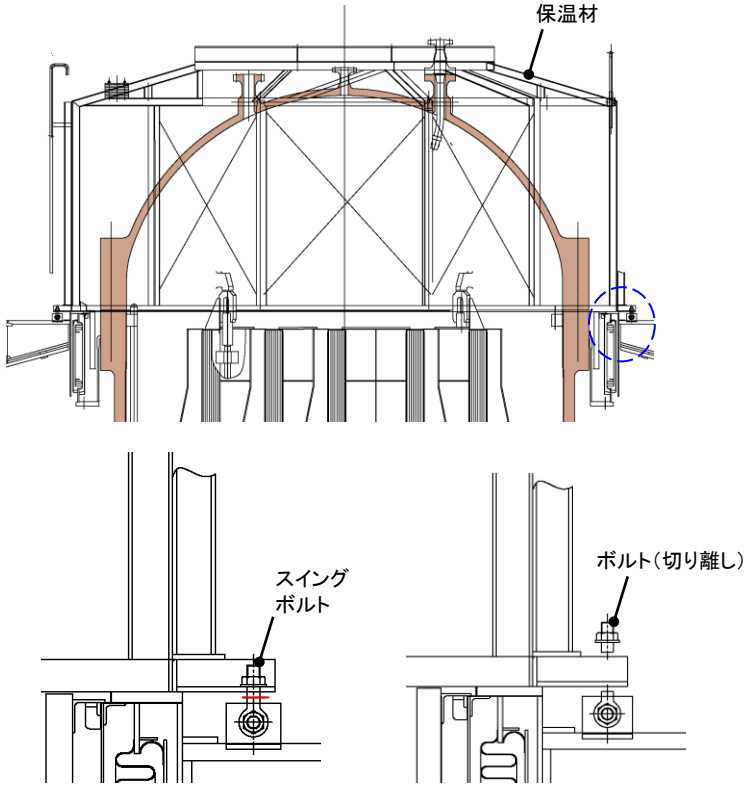
・締結部はボルト、ナット等での固定であるが、ネジの腐食、ボルトの変形等の可能性があり、従来の方法での取り外しが困難な場合、切断による連結部の切り離し方法を検討する。

＜PCV上蓋＞



● ボルトを切り離すことで引き上げは可能。但し、接続スリーブとの取り合いが厳しい可能性があるため、フランジ内外側の切断方法を検討

＜保温材＞



● スイングボルトを切り離すことで引き上げは可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

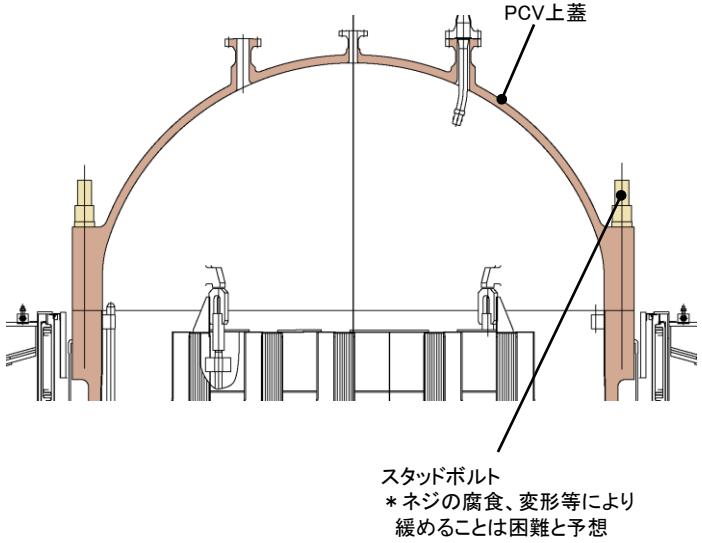
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

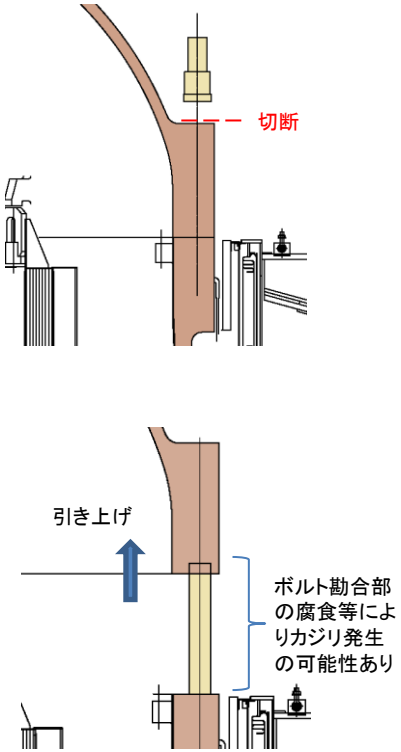
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 従来定検で取り外しを実施している構造物 ： 締結部の切り離し方法

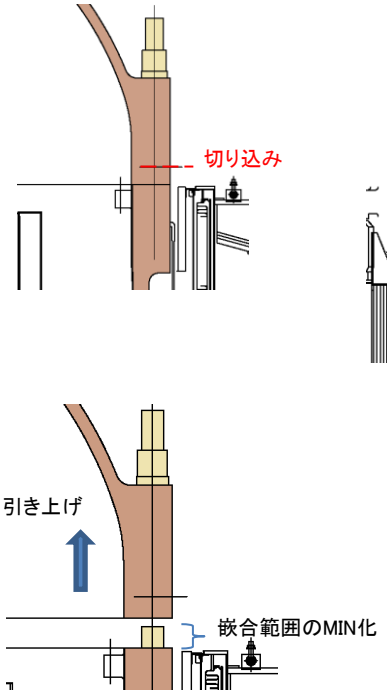
＜RPV上蓋＞



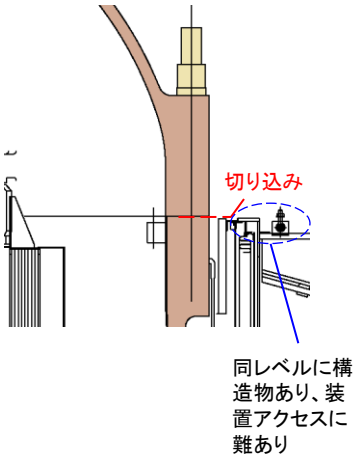
案1 ボルト頭切断



案2 フランジ切り込み
(ボルト位置深さ)



案3 上蓋フランジ隙間
からボルト切断



● スタッドボルトのため、ナット位置で切断しても引き上げが困難になる可能性あり。
RPV上蓋吊り上げ時にボルトかじりの影響の小さい案2を主案とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

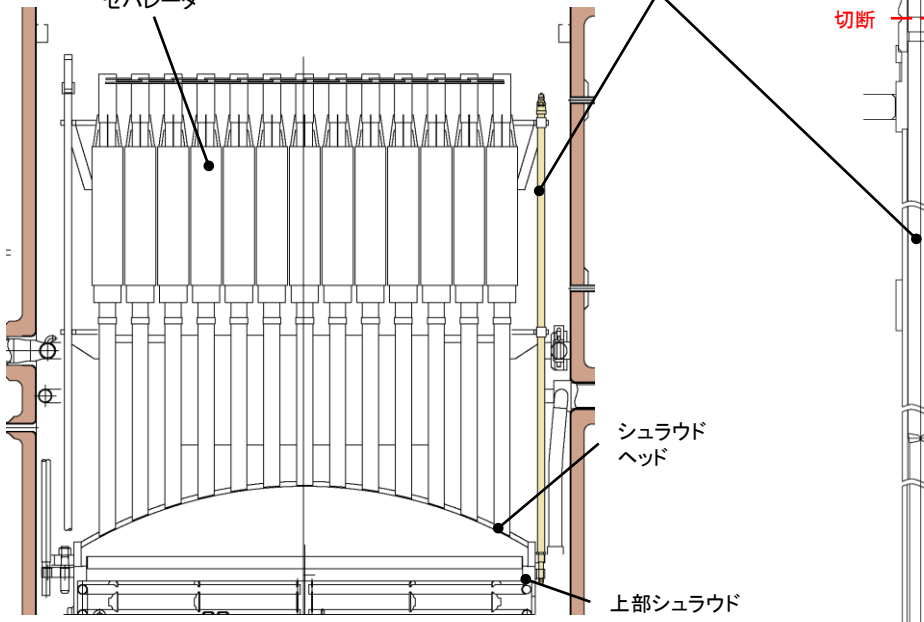
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

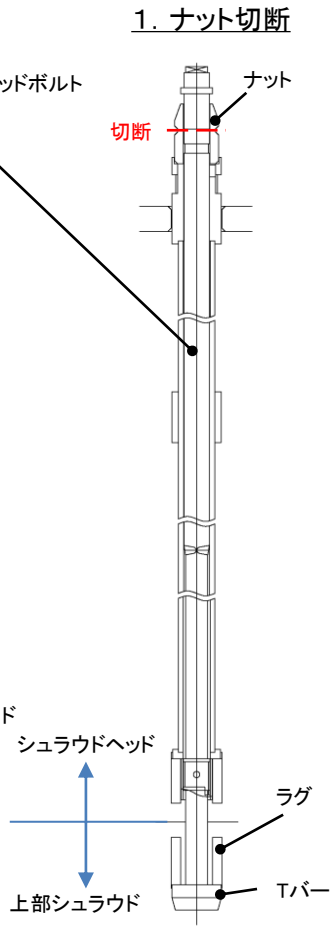
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

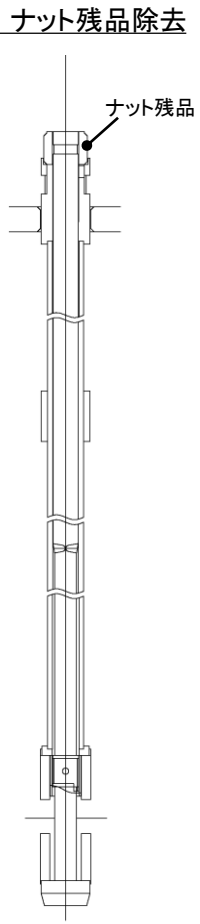
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

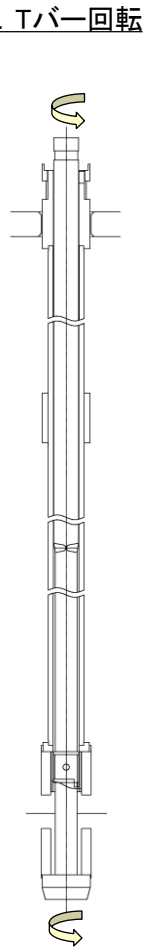
● 従来定検で取り外しを実施している構造物 ： 締結部の切り離し方法

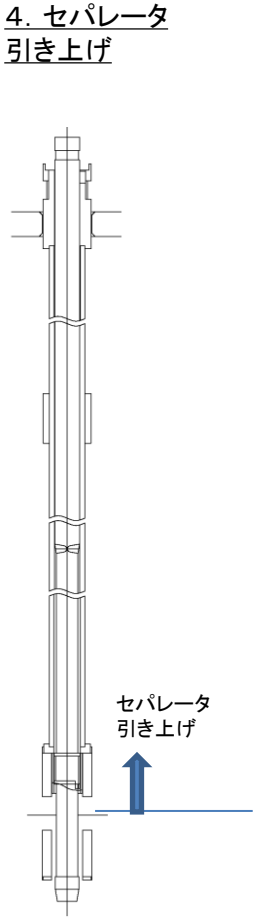
＜セパレータ＞











● ナットの締め付け解除が腐食により不可の可能性あり、ナットを切断して解除しTバーの軸を回転させてストッパーを外す。

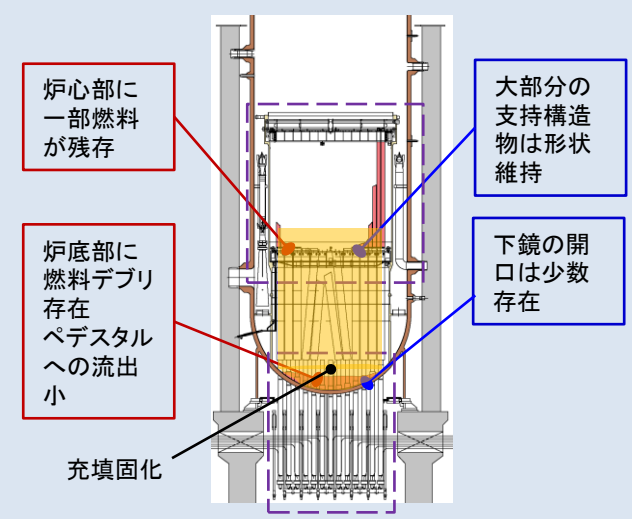
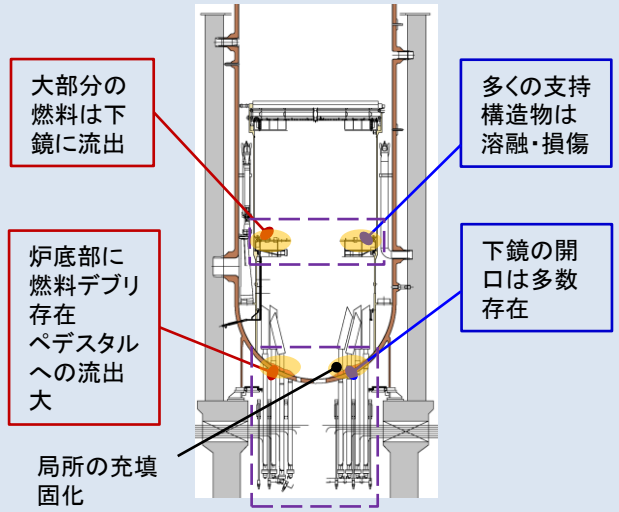
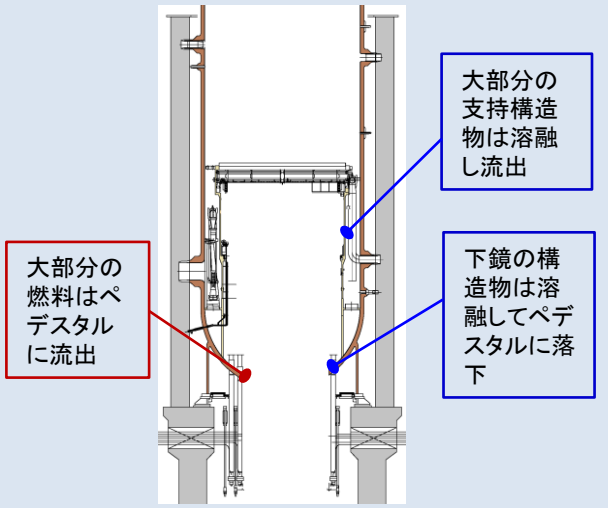
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

●充填固化の適用範囲

	A. 損傷進展小	B. 損傷進展中	C. 損傷進展大
概念図			
対応	• 炉心部、炉底部の燃料デブリを充填固化 • 大型構造物として切断して搬出	• 残存する燃料デブリに局所充填し固化 • 燃料デブリ残存部に範囲縮小して大切り搬出	• 充填固化の適用は不要 • 搬出可能な大きさで分割切断
メリット	• 大きな分割片での搬出(分割数小)	• 充填量小(二次廃棄物小) • 搬出物の重量低減	• 燃料デブリ存在量の低減 • 搬出する構造物自体の物量低減
デメリット	• 搬出物の重量大 • 充填量大(二次廃棄物大)	• 分割数の増加(作業量も増加) • 不定形状物の取り扱いが増加(作業の複雑化)	• 不定形状物の取り扱いが増加(作業の複雑化)

● 重量物を対象とした作業となるケースAを中心に工法ステップ、要素試験の検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

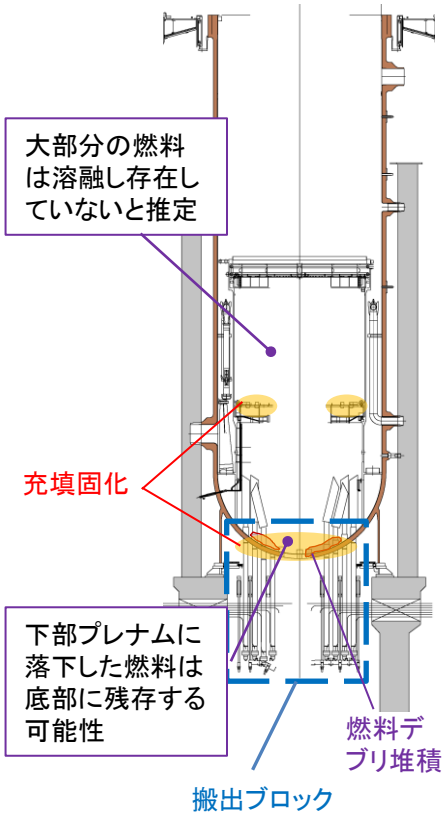
●充填材による充填範囲

・燃料デブリの堆積位置を中心に必要最小限の範囲の充填を実施(搬送時の重量軽減等)

炉内状況把握の高度化の成果からの推定

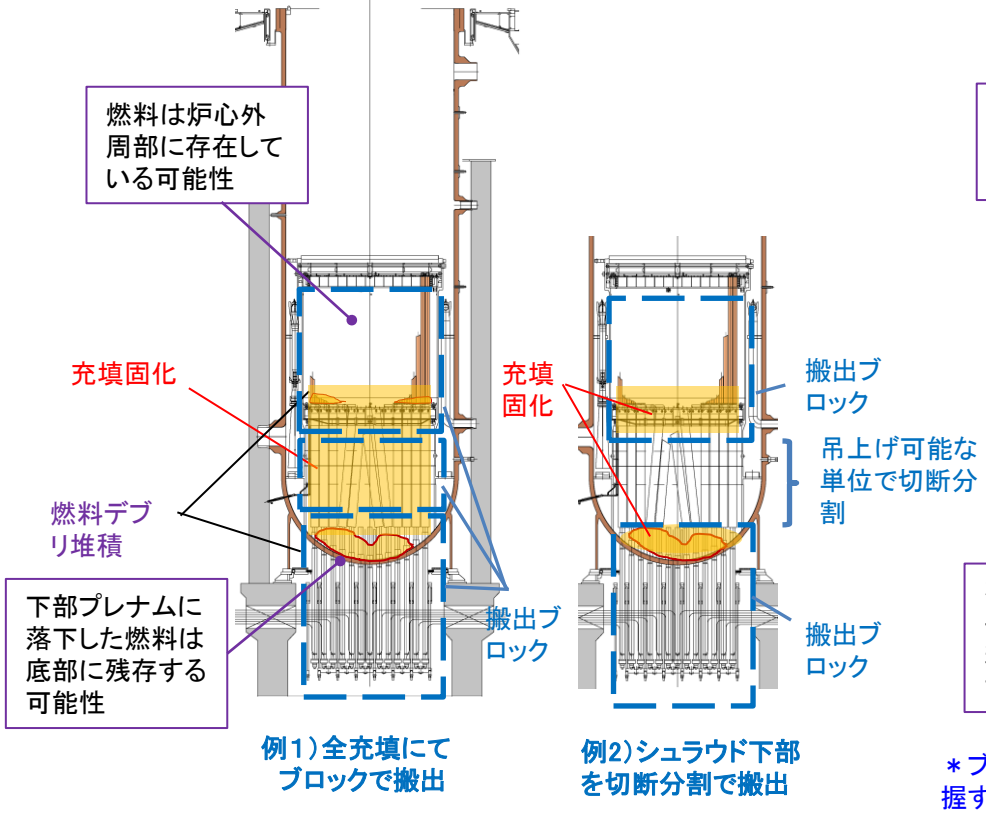
＜1号機(損傷想定B)＞

・充填範囲
燃料デブリの存在が予想される炉底部を中心に充填



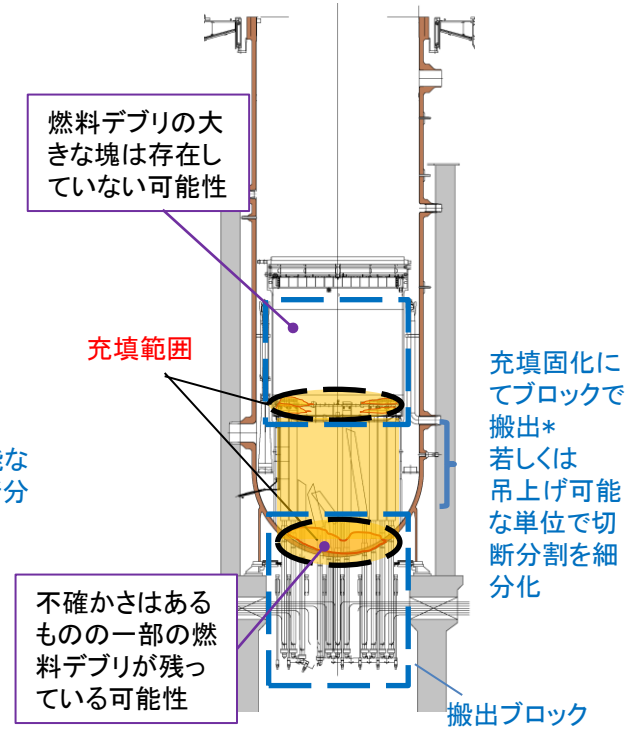
＜2号機(損傷想定A)＞

・充填範囲
燃料デブリの存在が予想される炉心部、炉底部を中心に充填
⇒ 取り出しは例1)例2)の2ケースあり



＜3号機(損傷想定AとBの中間)＞

・2号機もしくは1号機状態の両方のケースを想定



＊ブロックで搬出を評価するにあたり、充填材の特性を把握する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

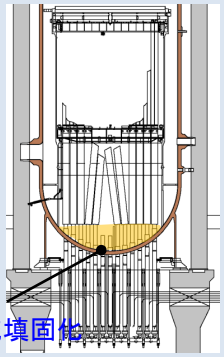
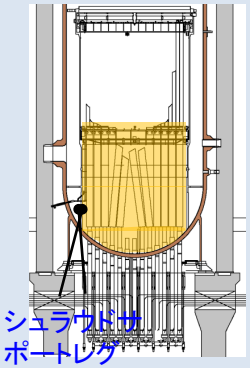
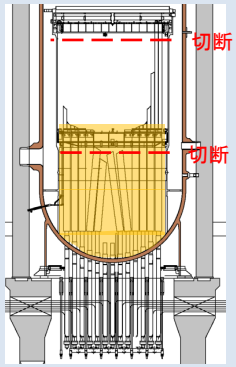
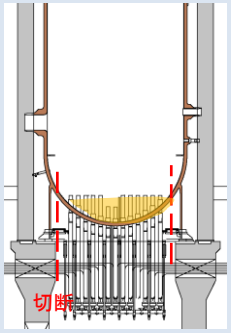
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

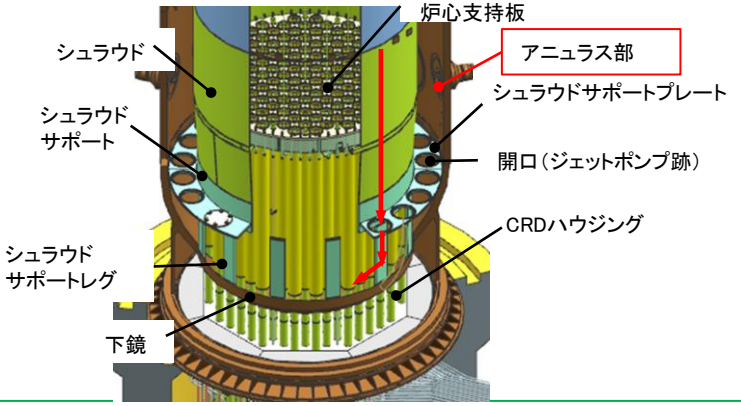
●充填固化の手順

・充填手順は、炉底部から積層して充填する方法と、炉心部から局部的に充填する方法の2ケースを検討する。

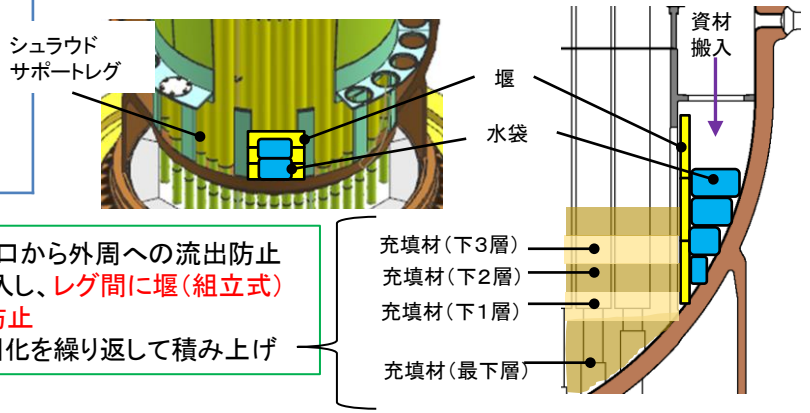
＜ケース1＞炉底部から上方に積層して充填

①充填手順およびその充填上の課題

	1. 炉底部充填	2. 炉心支持板まで積層	3. 炉心部切断	4. 炉底部切断
概略手順				
課題	①炉底部へのアクセスルート確保 ②炉底部貫通穴からの充填材流出防止	③シュラウドサポートレグ間の開口から外周への流出防止	④シュラウド構造物および充填材含めた切断方法	

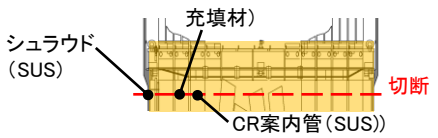


①炉底部へのアクセスルート確保
→ シュラウド外周のアニュラス部からジェットポンプ跡の開口を通過してシュラウドサポートレグの隙間から炉底部外周に侵入可能
②炉底部貫通穴からの流出防止
→ 貫通箇所の把握が必要であるが、CRDハウジングが林立しており、中心への接近に困難が伴う(課題)



③シュラウドサポートレグ間の開口から外周への流出防止
→ アニュラス部から資材を搬入し、レグ間に堰(組立式)および水袋にて押し当てし流出防止
→ 充填材を下層から層状に固化を繰り返して積み上げ

④シュラウド構造物および充填材含めた切断方法
→ 外周:シュラウド(SUS)、内側:充填材+CR案内管(SUS)組合せの切断
・切断種類・方式検討
・充填材特性把握
・切断手順検討



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

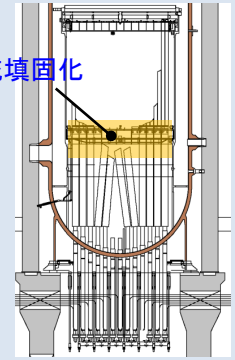
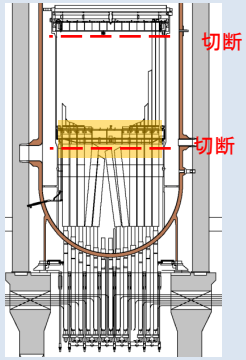
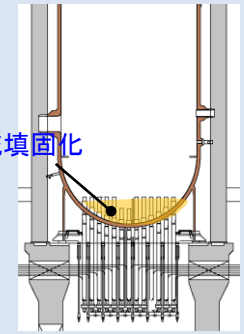
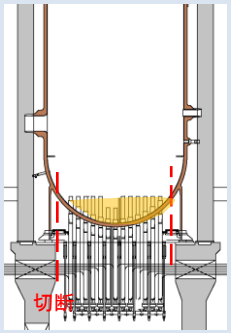
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

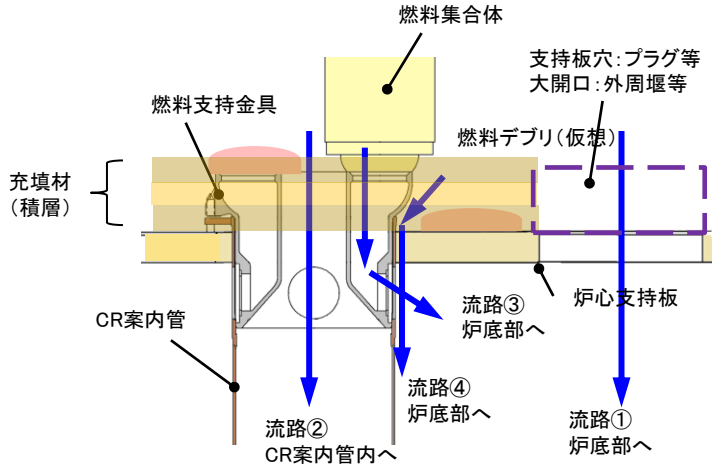
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

●充填固化の手順

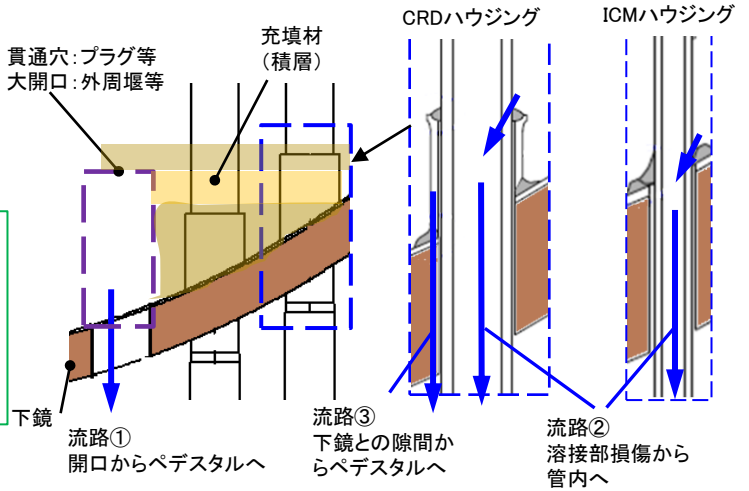
＜ケース2＞炉心部から局部的に充填

①充填手順およびその充填上の課題

	1. 炉心支持板充填	2. 炉心部切断	3. 炉底部充填	4. 炉底部切断
概略手順				
課題	①炉心支持板貫通穴からの充填材流出防止	②シュラウド構造物および充填材含めた切断方法 (ケース1と同じ)	③炉底部貫通穴からの充填材流出防止	



①炉心支持板貫通穴からの充填材流出防止
→ 開口幅の小さい流出路:流路③④
・硬化時間の短い充填材を積層
→ 開口幅の大きい流出路:流路①②
・プラグ、堰等を組み合わせ開口幅を小さくして充填材を積層



③炉底部貫通穴からの充填材流出防止
→ 開口幅の小さい流出路:流路②③
・硬化時間の短い充填材を積層
→ 開口幅の大きい流出路:流路①
・プラグ、堰等を組み合わせ開口幅を小さくして充填材を積層

● ケース1およびケース2ともに候補として検討を継続
(充填材の特性把握を進めて判断)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

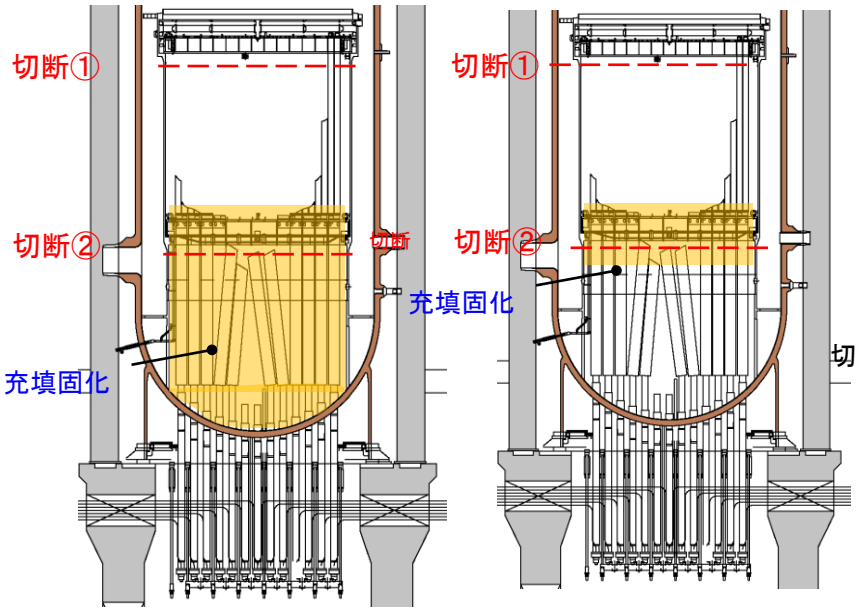
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

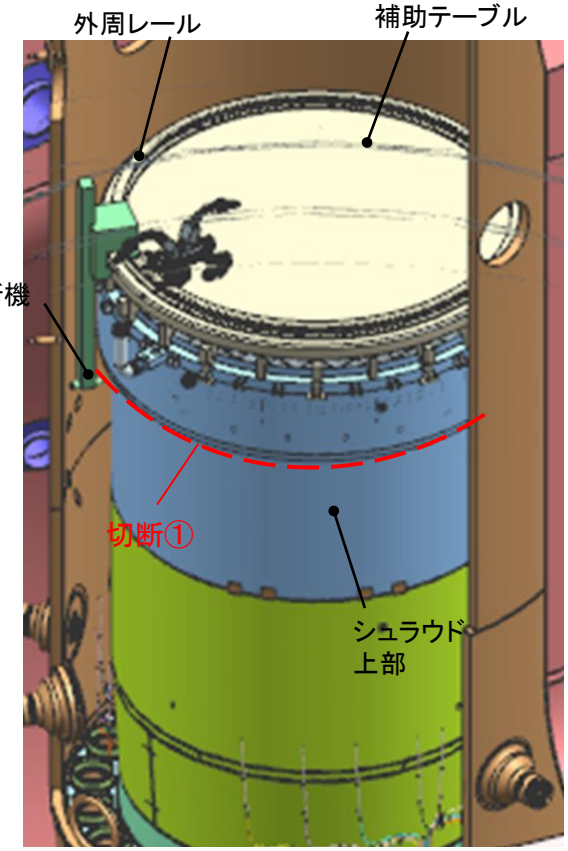
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

● 炉心部での切断:前項の充填固化手順を想定した場合の切断方法

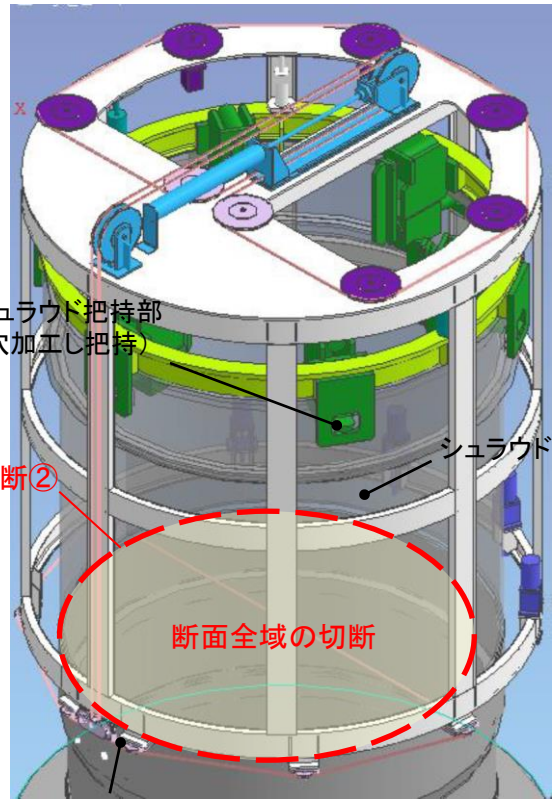
充填手順ケース1　　充填手順ケース2



＜切断①＞
・上部格子板下面のシュラウド上部で切断
→ シュラウド外周の切断



＜切断②＞
・炉心支持板下面のシュラウド下部で切断
→ シュラウド内側にも充填材、構造物あり、断面全域で切断



● シュラウド構造物と充填材を含めた切断方法の検討と合わせて、装置構想の検討を継続する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

輸送専用容器最大内径寸法約φ6mと干渉物の大きさを考慮し、各干渉物の取り出し方針を以下に整理する。

No.	干渉物	撤去方針	増設建屋での加工	容器による回収の考え方	備考
1	シールドプラグ	①加工せずに吊り上げて、増設建屋に搬送。 ②増設建屋で切断後、輸送専用容器に収納。	加工実施	一体吊り上げ → 作業容器 → 輸送専用容器	
2	PCV上蓋	①加工装置で加工し、切断片を作業容器で搬送。 ②増設建屋で輸送専用容器に収納。	なし	切断片 → 作業容器 → 輸送専用容器	
3	原子炉保温材	①加工装置で締結部を切り離し、作業容器で搬送。 ②増設建屋で切断後、輸送専用容器に収納。	加工実施	一体吊り上げ → 作業容器 → 輸送専用容器	
4	RPV上蓋	①加工装置で締結部を切り離し、作業容器で搬送。 ②増設建屋で切断後、輸送専用容器に収納。	加工実施	一体吊り上げ → 作業容器 → 輸送専用容器	
5	ドライヤ	①加工せずに吊り上げて、増設建屋に搬送。 ②増設建屋で輸送専用容器に収納。	なし	一体吊り上げ → 作業容器 → 輸送専用容器	
6	セパレータ	①加工装置で締結部を切り離し、作業容器で搬送。 ②増設建屋で輸送専用容器に収納。	なし	一体吊り上げ → 作業容器 → 輸送専用容器	
7	炉心部	①充填材を充填*し、加工装置で円筒状に加工。 ②切断片を作業容器で搬送。 ③増設建屋で輸送専用容器に収納	なし	切断片 → 作業容器 → 輸送専用容器	
8	炉底部	①炉底部に開口を設置し接続配管などを切断。 ②グレーチングや保温材などの切断片は回収容器に回収し輸送専用容器に収納。 ③炉底部は、一体で吊り上げて輸送専用容器に収納。	なし	①切断片 → 回収容器 →輸送専用容器 ②炉底部一体吊り上げ → 輸送専用容器	

*:炉内に存在すると推定する切り株燃料などの落下防止や加工/搬送時の再臨界防止などを目的とした充填材(ジオポリマー)について、東京大学と共同で検討した。落下防止に必要となる充填材の選定や再臨界防止のための中性子吸収材の添加について概念検討を実施。

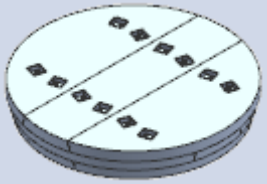
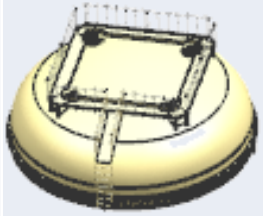
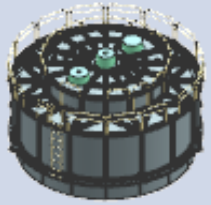
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

輸送専用容器最大内径寸法約φ6mと干渉物の大きさを考慮し、各干渉物の取り出し方針を以下に整理する。

No.	干渉物	概略仕様 (m)	加工方法の候補	撤去方法の例	撤去難易度	備考
1	シールドプラグ 	① 主要材質 コンクリート ② 主要寸法 φ12.5×H0.6(上段) φ12.1×H0.6(中段) φ11.8×H0.6(下段)	ワイヤーソー、ディスクソーなど(増設建屋内の加工設備において加工)	① 原子炉ウエルから取り外し、作業容器にて増設建屋内の加工設備に搬送する。 ② 加工設備で輸送専用容器に入る寸法に加工する。 ③ 切断片を輸送専用容器に収納する。	中	
2	PCV上蓋 	① 主要材質 SS ② 主要寸法 φ10.0×H4.5 (手摺含)	ディスクソー、カッター(架台等) AWJ(PCV上蓋) など	① 架台、手すり等、PCV上蓋を加工装置により切断し、作業容器にて増設建屋に移送する。 ② 増設建屋で輸送専用容器に収納する。	中	
3	原子炉保温材 	① 主要材質 SS ② 主要寸法 φ6.2×H3.8 (手摺含)	ワイヤーソー、ディスクソー など (増設建屋内の加工設備において加工)	① 保温材の締結部を切り離し、作業容器にて増設建屋の加工設備に搬送する。 ② 加工設備で輸送専用容器に入る寸法に加工する。 ③ 切断片を輸送専用容器に収納する。	低	

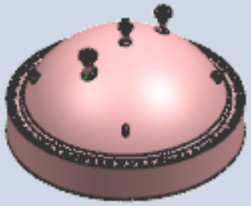
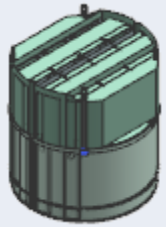
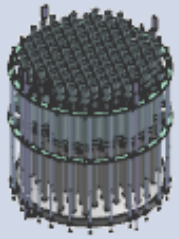
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

輸送専用容器最大内径寸法約φ6mと干渉物の大きさを考慮し、各干渉物の取り出し方針を以下に整理する。

No.	干渉物	概略仕様 (m)	加工方法の候補	撤去方法の例	撤去難易度	備考
4	RPV上蓋 	① 主要材質 低合金鋼 ② 主要寸法 φ5.5×H2.9	ワイヤーソー、ディスクソーなど(増設建屋内の加工設備において加工)	① RPV上蓋の締結部を切り離し、作業容器にて増設建屋内の加工設備に搬送する。 ② 加工設備で輸送専用容器に入る寸法に加工する。 ③ 切断片を輸送専用容器に収納する。	中	
5	ドライヤ 	① 主要材質 SUS ② 主要寸法 φ4.7×H5.0	切断しない	① 吊具を取り付けて一体で取り出す。 ② 一体のまま輸送専用容器に収納する。	中	
6	セパレータ 	① 主要材質 SUS ② 主要寸法 φ4.5×H4.6	ディスクソー、セーバーソーなど	① セパレータの締結部を切り離し、作業容器にて増設建屋に搬送する。 ② 一体のまま輸送専用容器に収納する。	中	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

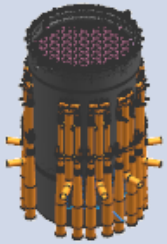
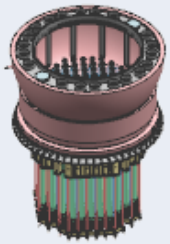
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):干渉物の取り出し方針

：要素試験模擬範囲

輸送専用容器最大内径寸法約φ6mと干渉物の大きさを考慮し、各干渉物の取り出し方針を以下に整理する。

No.	干渉物	概略仕様 (m)	加工方法の候補	撤去方法の例	撤去難易度	備考
7	炉心部 	① 主要材質 SUS ② 主要寸法 φ4.8×H7.4 (炉心領域の構造物)	ワイヤーソーなど	① 炉内に落下防止、再臨界防止などを目的とした充填材(ジオポリマー)を充填する。 ② ワイヤーソーで円筒状に切断する。 ③ 切断した炉心部を輸送専用容器に収納する。	高	東京大学と共同で充填材の概念検討を実施中。
8	炉底部 	① 主要材質 低合金鋼／SUS ② 主要寸法 φ4.8×H6.7 (CRDハウジング、 RPV下鏡など)	ディスクカッター、AWJ、レシプロソー、シャーなど	① 炉底部の充填材と燃料デブリを加工し回収容器に回収する。 ② 回収容器を輸送専用容器に収納する。 ③ 炉底部に開口部を設置して吊具を設置する。 ④ HCU配管などの接続を切り離す。 ⑤ 炉底部を一体で取り出す。 ⑥ 一体のまま輸送専用容器に収納する。	高	要素試験実施により、実現性の確認を行う。

以下の理由により炉底部取り出し方法の要素試験を行い実現性を確認する。
- 炉底部の取り出し手順が多く加工ツール(下鏡や配管、グレーチング、保温材切断用など)も多彩。
- 干渉物の中で最も狭隘な環境での作業となり、ペデスタル底部への落下防止対策が必要となる。
- 2018年度に細かく切断して取り出す要素試験を実施しており、今回の大型取り出し工法と比較可能。(スループットなどの比較)
- 2018年度に使用した装置や模擬体を有効的に活用することが可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

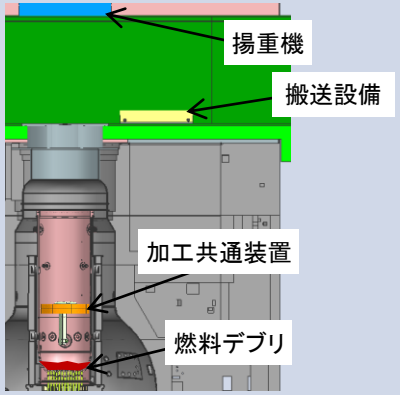
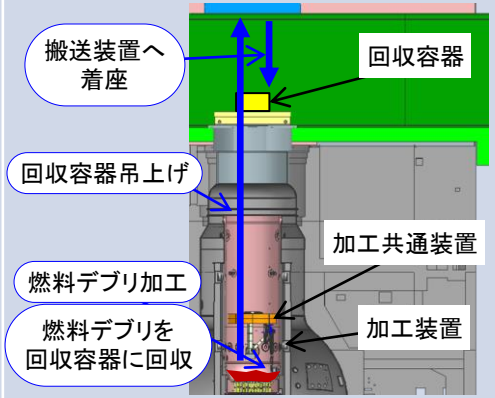
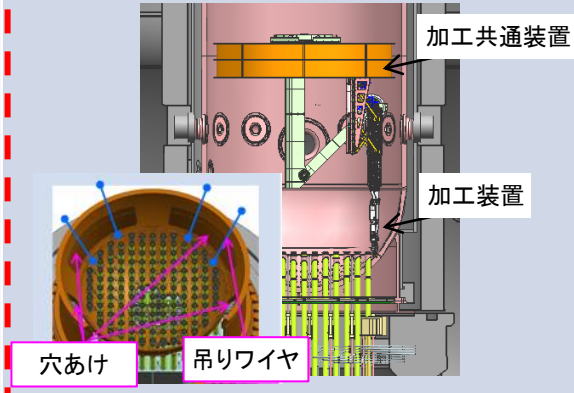
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**工法ステップの検討**

炉底部は、取り出し手順が多く加工ツールも多彩であり、最も狭隘な環境での作業となることが想定されるため、要素試験により実現性を確認する。

【炉底部の接続部を切断し、一体で取り出すステップ】

：要素試験模擬範囲

：単体試験により確認

	1. 加工装置搬入	2. 炉底部燃料デブリ回収	3. 下鏡穴あけ/吊具設置
ステップ図			
必要な機能	➢ 搬入に伴う搬送。 ➢ 加工装置の遠隔設置。	➢ 充填材と燃料デブリの加工。 ➢ 加工後の回収。 ➢ 回収容器のハンドリング。	➢ 下鏡の穴あけ。 ➢ 切断片の落下防止。 ➢ 切断片の回収。 ➢ 吊具設置。
主な課題	① 搬送に伴う設備のメンテナンス方法。 ② 加工装置の遠隔設置。	① 充填材と燃料デブリの加工方法。 ② 加工時の汚染拡大防止措置。 ③ 加工装置による回収容器ハンドリング方法。 ④ 移送中の再臨界防止。 ⑤ 加工時の非常回収方法。	① 加工装置の遠隔でのツール交換方法。 ② 厚板の切断方法。 ③ 落下防止方法。 ④ 遠隔での吊具設置方法。 (遠隔吊具設置は、要素試験で確認する)
対応案	① 主なメンテナンス項目について方針を検討。 ② 大型揚重機への加工装置設置方法や吊り天秤などについて検討。	① 充填材の加工について検討。また、充填材による再臨界防止についても検討。 ② 容器ハンドリングについては、要素試験により確認。 ③ 非常時の回収方法について検討。	① AWJにより下鏡穴あけおよび切断片回収の部分要素試験を実施。 ② 以下の形状に穴あけすることで落下防止可能な見通し。 斜めの切断線 下鏡 / 切断片 / 下鏡

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

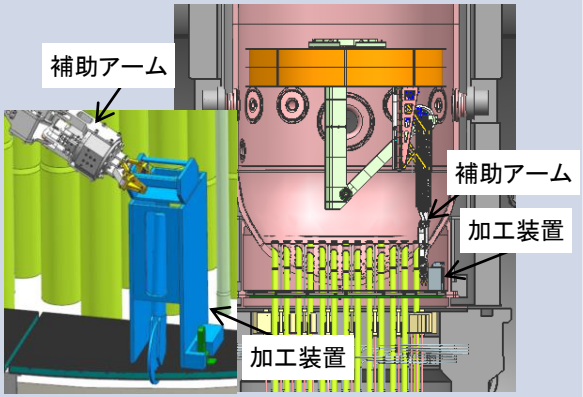
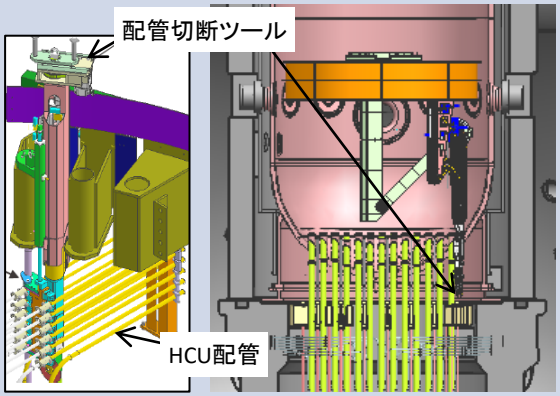
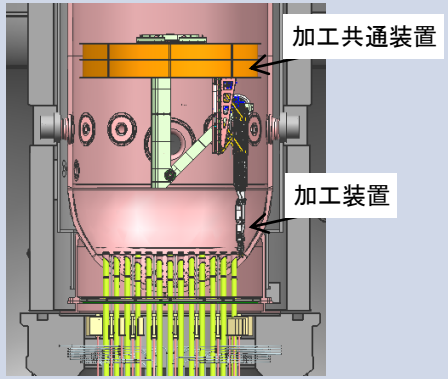
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップの検討

炉底部は、取り出し手順が多く加工ツールも多彩であり、最も狭隘な環境での作業となることが想定されるため、要素試験により実現性を確認する。

【炉底部の接続部を切断し、一体で取り出すステップ】

: 要素試験模擬範囲

: 単体試験により確認

	4. グレーチング/保温材等撤去	5. 接続配管/ケーブル類切り離し	6. 下鏡切断
ステップ図			
必要な機能	➢ 干渉物の撤去。 ➢ 干渉物の回収。 ➢ 回収容器のハンドリング。	➢ 配管/ケーブル類の切断。	➢ 下鏡の切断。
主な課題	① 干渉物の構造に合わせた撤去方法。 ② 加工ツールの交換。 ③ 切断片の落下防止と回収方法。 ④ 回収容器のハンドリング方法。	① 配管/ケーブル類に合わせた切断方法。 ② 加工ツールの交換。	① 厚板の切断方法。 ② 落下防止方法。
対応案	① 要素試験において選択した加工ツールの適用性について確認。 ② その他実現性については、要素試験において確認。	① 要素試験において選択した加工ツールの適用性について確認。 ② その他実現性については、要素試験において確認。	① AWJにより下鏡切断可能な見通し。 ② 遠隔吊具設置により落下防止可能な見通し。なお、遠隔吊具設置については、要素試験で実現性を確認。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

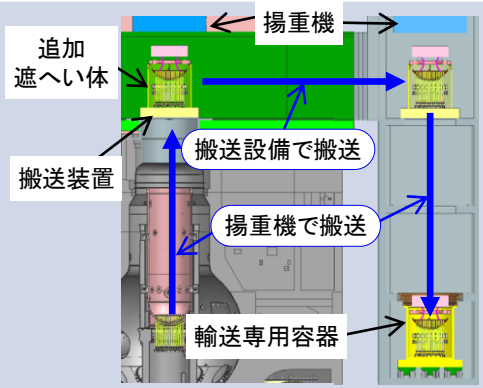
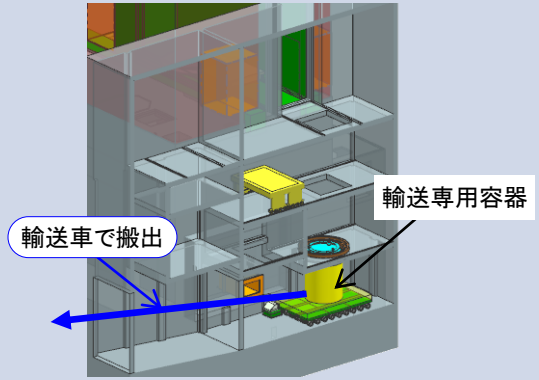
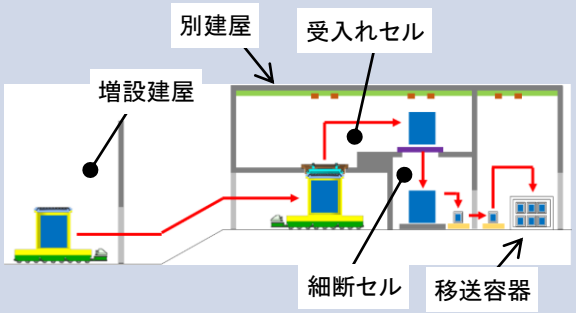
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップの検討

炉底部は、取り出し手順が多く加工ツールも多彩であり、最も狭隘な環境での作業となることが想定されるため、要素試験により実現性を確認する。

【炉底部の接続部を切断し、一体で取り出すステップ】

：要素試験模擬範囲

：単体試験により確認

	7. 炉底部の吊り上げ搬送	8. 輸送専用容器搬出	9. 別建屋受け入れ
ステップ図			
必要な機能	➢ 炉底部一体搬送。(落下防止) ➢ 輸送専用容器内における回収容器や炉底部の位置合わせ。	➢ 輸送専用容器と高汚染エリア接続および切り離し機能。 ➢ 搬出に伴う検査。 ➢ 輸送専用容器の建屋からの搬送。	➢ 別建屋での輸送専用容器の開封し取り出し。 ➢ 細断セルで細断し、廃棄物回収容器に収納。
主な課題	① 輸送専用容器内における回収容器や炉底部の固定。	① 輸送専用容器と高汚染エリア接続および切り離し時の気密維持方法 ② 遠隔による搬出検査方法。 ③ 屋外搬送方法。	① 輸送専用容器と高汚染エリア接続および切り離し時の気密維持方法 ② 細断セル設備構成および配置。
対応案	① 輸送専用容器内においては、ラックおよびスペーサーや治具などにより固定する計画。	① 高汚染エリアとの接続は大型のダブルドア方法の適用を検討。新規補助事業等において本方法の検証を計画中。 ② 必要となる検査項目と手段について検討を継続。 ③ 重量物移送は、既存の技術の応用で可能な見通し。	①「5. 輸送専用容器搬出」における①の成果を適用 ② 細断対象、細断方法および配置する装置類を整理し、細断セルに要求される条件の検討を継続。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
1	シールドプラグ撤去 取り出し方針 一体で取り出し、増設建屋で切断して搬出	① 遠隔による吊具の設置方法。 ② 落下防止対策。 ③ 加工エリア設備構成および配置。	① 吊り金具への取り付けは支援ロボット(柔構造作業アーム等)を配置して対応を計画。他の作業と合わせて共通的に使用する支援ロボットの検討を継続する。 ② シールドプラグの変形例(3号機)が報告されており、既存の吊り金具と合わせて、吊り位置を追加して安定させた吊り上げを検討する。ここは、対象の状態を正確に把握して追加の吊り位置、方法等を計測して検討する。 ③ 加工対象、加工方法および配置する装置類を整理し、加工エリアに要求される条件を継続して検討する。	
2	PCV上蓋撤去 取り出し方針 その場で切断し回収容器に回収して搬出	① 解体装置の遠隔設置および一次退避方法。 ② 解体装置による切断回収時の落下防止方法。 ③ 解体装置のツール交換、メンテナンス方法。 ④ 解体装置の非常回収方法。 ⑤ 輸送容器への切断片の収納効率の向上。	① 原子炉ウエル上部に配置した解体装置は、PCVないから切断片を搬出する際に、一時退避を要することから以下の検討を継続する。 ・遠隔設置を想定した装置構成および据付方法 ・一時退避として場所の配置および搬出手順 (現状は増設建屋の加工エリアを想定) ② 搬出可能な寸法に切断分割するため、想定した切断片に穴加工を行い、そこに吊り具(ストッパ付き)を取り付け、切断した後に吊り上げ回収することを想定。今後、切断位置、切断方法等を継続して検討しツールの具体化を図る。 ③ 増設建屋の加工エリアに移送し、遠隔にてメンテナンスを計画。なお、切断装置の刃物等の消耗品などの先端ツールの交換は、作業場所での交換を計画する。 ④ 他の揚重機、もしくは支援ロボット(柔構造作業アーム等)をバックアップとして投入を計画。今後、装置設計と合わせて検討を継続する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
2	PCV上蓋撤去		⑤ 切断片は効率的に搬送するため専用ラックにてPCV内から搬送する計画である。輸送容器にそのまま収納する際、隙間ができる可能性があることから、収納効率を上げる方法を継続して検討する。	
3	保温材撤去 取り出し方針 一体で取り出し、増設建屋で切断して搬出	① 解体装置の遠隔設置および一次退避方法。 ② 解体装置による切断回収時の落下防止方法。 ③ 解体装置のツール交換、メンテナンス方法。 ④ 解体装置の非常回収方法。 ⑤ 加工エリア設備構成および配置。	① 原子炉ウエル上部に配置した解体装置は、PCVないから切断片を搬出する際に、一時退避を要することから以下の検討を継続する。 ・遠隔設置を想定した装置構成および据付方法 ・一時退避として場所の配置および搬出手順 (現状は増設建屋の加工エリアを想定) ② 締結部はスリングボルトを使用しているため、切断後の落下はない。但し、切断したボルトは容器に回収して保温材と一緒に増設建屋に搬出することを計画。 ③ 増設建屋の加工エリアに移送し、遠隔にてメンテナンスを計画。なお、切断装置の刃物等の消耗品などの先端ツールの交換は、作業場所での交換を計画する。 ④ 他の揚重機、もしくは支援ロボット(柔構造作業アーム等)をバックアップとして投入を計画。今後、装置設計と合わせて検討を継続する。 ⑤ 加工対象、加工方法および配置する装置類を整理し、加工エリアに要求される条件を継続して検討する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
4	RPV上蓋撤去 取り出し方針 一体で取り出し、増設建屋で切断して搬出	① 解体装置の遠隔設置および一次退避方法。 ② 解体装置による切断回収時の落下防止方法。 ③ 解体装置のツール交換、メンテナンス方法。 ④ 解体装置の非常回収方法。 ⑤ 加工エリア設備構成および配置。	① 原子炉ウエル上部に配置した解体装置は、PCVないから切断片を搬出する際に、一時退避を要することから以下の検討を継続する。 ・遠隔設置を想定した装置構成および据付方法 ・一時退避として場所の配置および搬出手順 (現状は増設建屋の加工エリアを想定) ② 締結部はスタッドボルトを使用しているため、切断後の落下はない。但し、切断したボルトは容器に回収してRPVと一緒に増設建屋に搬出することを計画。 ③ 増設建屋の加工エリアに移送し、遠隔にてメンテナンスを計画。なお、切断装置の刃物等の消耗品などの先端ツールの交換は、作業場所での交換を計画する。 ④ 他の揚重機、もしくは支援ロボット(柔構造作業アーム等) をバックアップとして投入を計画。今後、装置設計と合わせて検討を継続する。 ⑤ 加工対象、加工方法および配置する装置類を整理し、加工エリアに要求される条件を継続して検討する。	
5	ドライヤ撤去 取り出し方針 一体で搬出	① 遠隔による吊具の設置方法。 ② 落下防止対策。	① 既存の吊り金具を利用できる場合は、従来定検と同様に吊り天秤の設置を行う。但し、従来は作業員が介在していたことから、柔構造作業アームに代行させる方法を検討する。 ② 従来定検の吊り具は、ドライヤの吊り金具にピンを差し込んで固定する方法を採用しており、同様の方法を実績として参考とする。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
6	セパレータ撤去 取り出し方針 一体で搬出	① 解体装置の遠隔設置および一次退避方法。 ② 解体装置による切断回収時の落下防止方法。 ③ 解体装置のツール交換、メンテナンス方法。 ④ 解体装置の非常回収方法。 ⑤ 加工エリア設備構成および配置。	① 原子炉ウエル上部に配置した解体装置は、PCVないから切断片を搬出する際に、一時退避を要することから以下の検討を継続する。 ・遠隔設置を想定した装置構成および据付方法 ・一時退避として場所の配置および搬出手順 (現状は増設建屋の加工エリアを想定) ② シュラウドヘッドボルトはナットを切断しても途中にピンがあるため落下はしない。但しそのピンが損傷していた場合、アニュラス部に落下する可能性があるため、落下時の影響等の検討を継続する。 ③ 増設建屋の加工エリアに移送し、遠隔にてメンテナンスを計画。なお、切断装置の刃物等の消耗品などの先端ツールの交換は、作業場所での交換を計画する。 ④ 他の揚重機、もしくは支援ロボット(柔構造作業アーム等) をバックアップとして投入を計画。今後、装置設計と合わせて検討を継続する。 ⑤ 加工対象、加工方法および配置する装置類を整理し、加工エリアに要求される条件を継続して検討する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
7	炉心部撤去 取り出し方針 充填材を充填してその場で大型に切断して搬出	① 炉心部ﾃﾞﾌﾞﾘの充填固化の手順、炉心支持板などの開口部閉止方法。 ② ワイヤーソーなどによる金属や充填材の加工性。 ③ 加工時の非常回収方法。 ④ 遠隔による吊具の設置および吊り上げ方法。 ⑤ 落下防止対策。	① 炉心上部から充填する方法と炉底部から充填する方法の2案の手順を検討し、その時の課題を整理したが、充填材の特性とも関係することから、継続して検討する。 ② 炉心部は断面全領域を切断する必要があるため、ワイヤーソーによる切断を候補の一つとした。但し本部位はシュラウド等の構造物と充填材が混在した領域であるため、切断実績はなく、継続して検討する。 ③ 上記②より切断方法は継続検討が必要なため非常回収はその結果も念頭に検討する。 ④ 炉心部(シュラウド)は吊り位置がないため、シュラウド側面に穴加工して把持する方法を計画。但し切断中は下方で切断するため、その支持が必要であり、検討を継続する。 ⑤ シュラウド吊り上げ時に炉心支持板下方につながる構造物は充填固化することを計画しているが、損傷が考えられることから、下方にネットを配置するなど落下防止を継続して検討する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):工法ステップからの課題の抽出

課題の抽出および対応方針について以下に示す。

No.	取り出しステップ項目	主な課題	対応方針	備考
8	炉底部撤去 取り出し方針 接続配管やケーブル類を切断後一体で搬出	① 炉心部燃料デブリの充填固化の手順、炉心支持板などの開口部閉止方法。 ② 下鏡、接続配管類の切断方法 ③ 加工時の非常回収方法。 ④ 遠隔による吊具の設置および吊り上げ方法 ⑤ 落下防止対策。	① 炉心上部から充填する方法と炉底部から充填する方法の2案の手順を検討し、その時の課題を整理したが、充填材の特性とも関係することから、継続して検討する。 ② 下鏡の厚板切断、狭隘部に位置する接続配管およびグレーチング、保温材等切断撤去に関して要素試験を実施しその適用の可能性を確認する。 ③ 上記②より切断方法は継続検討が必要なため非常回収はその結果も念頭に検討する。 ④ 炉底部は吊り位置がないため、下鏡に穴加工して把持する方法を計画。但し下鏡に開口を開ける際、落下しないように支持が必要であり、検討を継続する。 ⑥ 下鏡の燃料デブリは充填固化することを計画。但し、下鏡に接続されるCRDハウジング等は損傷していると考えられることから、下方にネットを配置するなど落下防止を継続して検討する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**炉底部取り出しに関する試験計画**

要素試験実施範囲および試験目的について整理した。実環境を想定し、暗環境や変形の考え方に基づく模擬体を使用した要素試験についても実施。

：要素試験模擬範囲
：単体試験により確認

No.	炉底部取り出しステップ	検討内容および試験目的(確認項目)	暗環境での確認	変形試験実施	備考
1	炉底部充填材/燃料デブリ加工	充填材の選定後に加工性について検討する。	－	－	
2	燃料デブリ回収/ハンドリング	No.5の試験により確認する。	－	－	
3	RPV下鏡穴あけ	ペデスタル側の接続配管やケーブル類を撤去するために、装置をアクセスする開口をRPV下鏡に設置する。	－	－	
4	RPV下鏡に吊具設置	一体吊り上げ用の吊具を設置するため、吊具の位置合わせについて確認する。	○	－	
5	グレーチング保温材撤去	ペデスタル側の接続配管やケーブル類を撤去するために、装置アクセスの妨げになる干渉物を撤去する。	○	－	
6	HCU配管切断	炉底部に接続されている配管を切断する。	○	○	
7	信号ケーブル類切断	炉底部に接続されている信号ケーブル類を切断する。	○	－	
8	CRD.Hサポートビーム切断	炉底部吊り上げ時に干渉するサポートビームを切断する。	○	○	
9	RPV下鏡切断	No.3のRPV下鏡穴あけにより切断可能であることを確認する。	－	－	
10	炉底部一体吊り上げ	重量物の吊り上げは、既存の技術の応用で可能な見通し。	－	－	

○：試験実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

炉底部取り出し試験範囲の概略と実施目的の整理を行った。

No.	作業名称	作業内容概略	実施目的	
			以降の作業用ｱｸｾｽﾙｰﾄを構築・拡張する ◎：ﾙｰﾄ構築　△：ﾙｰﾄ拡張	炉底部一体吊上を可能にする ◎：縁切り　○：落下防止(吊具)
1	RPV下鏡穴あけ	RPV下鏡の所定の位置に、落下防止用の開口および、切断装置等アクセス開口を設ける	◎	―
2	RPV下鏡に落下防止治具設置	RPV下鏡に設けた開口に、落下防止吊具を設置する	―	○
3	グレーチング保温材撤去	グレーチングを切断撤去 保温材/保温材サポートを切断撤去	◎	―
4	HCU配管切断	ペデスタルに接続されている、HCU配管を切断	△	◎ 炉底部とﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙの縁切り
5	信号ケーブル類切断	ペデスタルに接続されている、信号ケーブル類、案内管を切断	△	◎ 炉底部とﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙの縁切り
6	CRD.Hサポートビーム切断	ペデスタルに接続されている、CRD.Hサポートビーム、ブラケットを切断	△	◎ 炉底部とﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙの縁切り

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

炉底部取り出しに関する必要機能から装置概要について検討した。 ：装置化範囲

No.	炉底部取り出しステップ	必要となる機能	装置概要	備考
1	炉底部充填材/燃料デブリ加工	充填材と燃料デブリの加工	チゼルなどにより充填材や燃料デブリを加工することが可能な加工装置。	充填材選定後に検討を行う。
2	燃料デブリ回収/ハンドリング	➢ 充填材と燃料デブリの回収 ➢ 回収容器のハンドリング	充填材と燃料デブリを回収し、回収容器に収納可能な装置。	
3	RPV下鏡穴あけ	➢ 厚板の加工 ➢ 落下防止	厚板の加工と落下防止が可能な装置。(今回はAWJで厚板加工に関する単体要素試験を実施)	落下防止は、加工角度により実現性を確認。
4	RPV下鏡に吊具設置	遠隔での吊具設置	吊り具をアームで位置合わせして設置する。	
5	グレーチング保温材撤去	➢ グレーチングや保温材の加工 ➢ 切断片の落下防止 ➢ 切断片の回収	選択した加工手段による加工が可能な装置。アームによる設置(加工装置、落下防止治具)および位置合わせや切断片の回収が可能な装置。	
6	HCU配管切断	HCU配管の切断	選択した加工手段による切断が可能な装置。アームによる位置合わせや設置が可能な装置。	
7	信号ケーブル類切断	信号ケーブル類の切断	選択した加工手段による加工が可能な装置。アームによる位置合わせや設置が可能な装置。	
8	CRD.Hサポートビーム切断	CRD.Hサポートビームの切断	選択した加工手段による加工が可能な装置。アームによる位置合わせや設置が可能な装置。	
9	RPV下鏡切断	厚板の加工	No.3と同様。	
10	炉底部一体吊り上げ	重量物の吊り上げ	大型揚重機。	

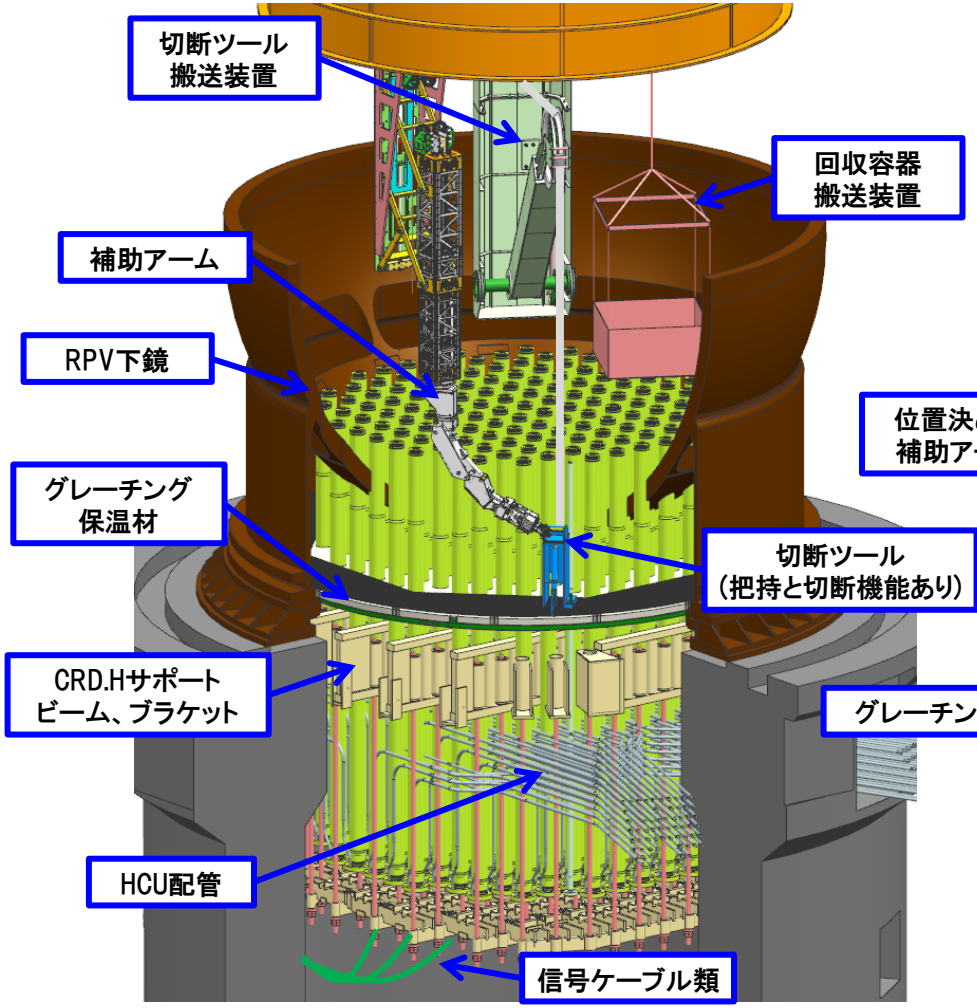
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

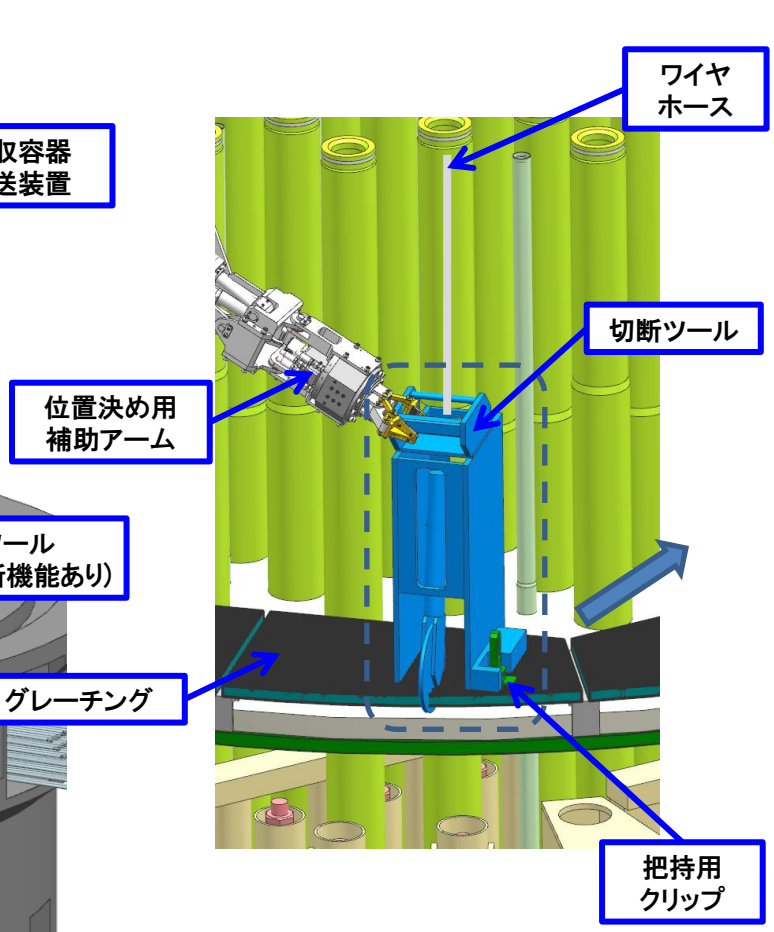
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

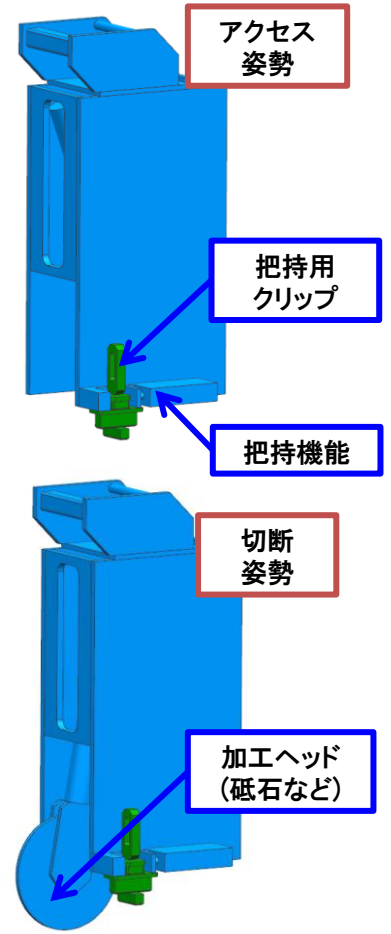
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

炉底部取り出しステップや要求機能と装置概要検討結果から、要素試験において使用する装置のイメージを以下に示す。
なお、補助アームや模擬体などは、2018年度に製作・使用したものを極力有効活用するものとする。



炉底部干渉物撤去作業イメージ





切断ツール詳細

切断ツールによる加工イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

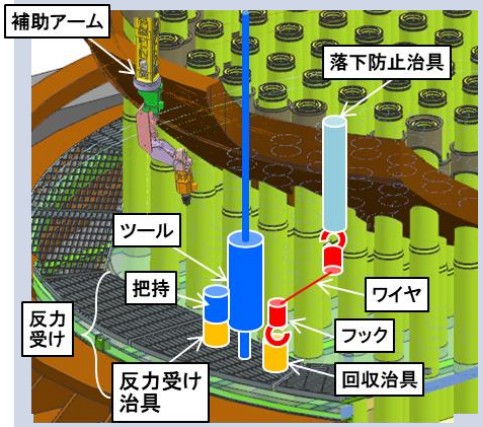
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

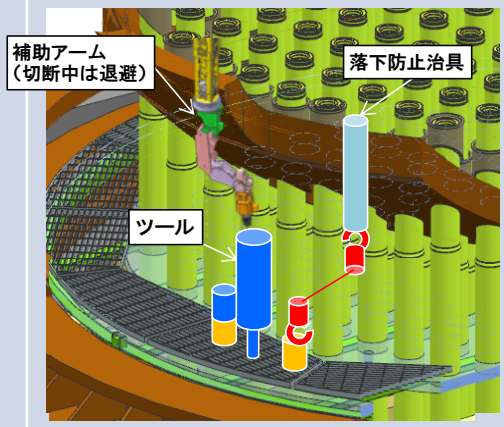
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

試験計画に基づく詳細ステップの例としてグレーチング撤去の手順を以下に示す。

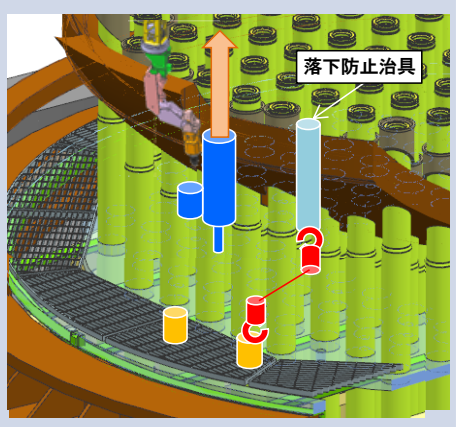
1．グレーチング加工準備



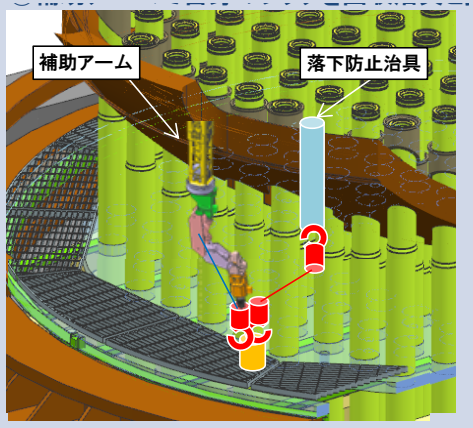
2．加工完了 回収準備



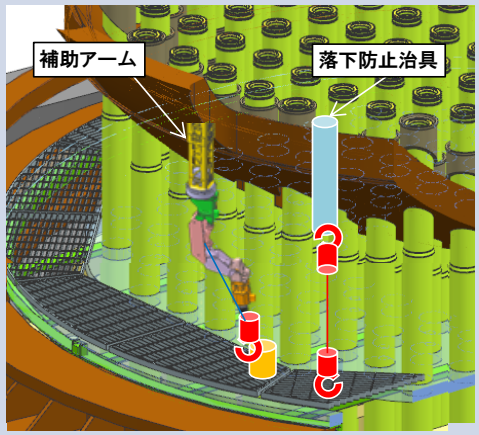
3．加工ツール撤去



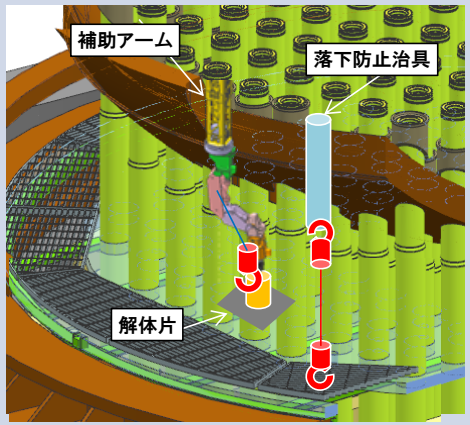
4．補助アームによる回収準備



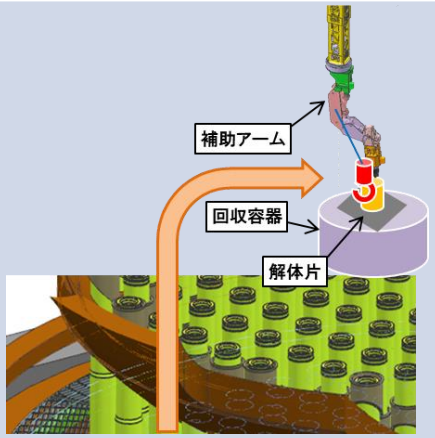
5．落下防止治具取り外し



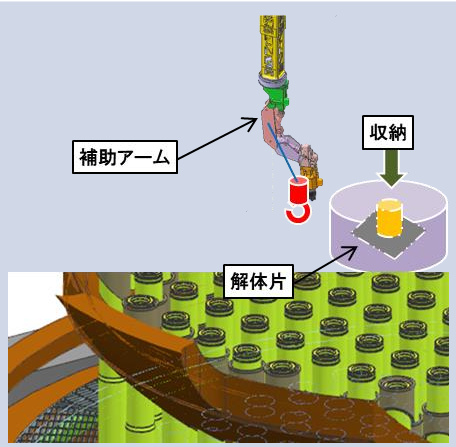
6．補助アームによる吊り上げ



7．回収容器まで搬送



8．フック取り外し



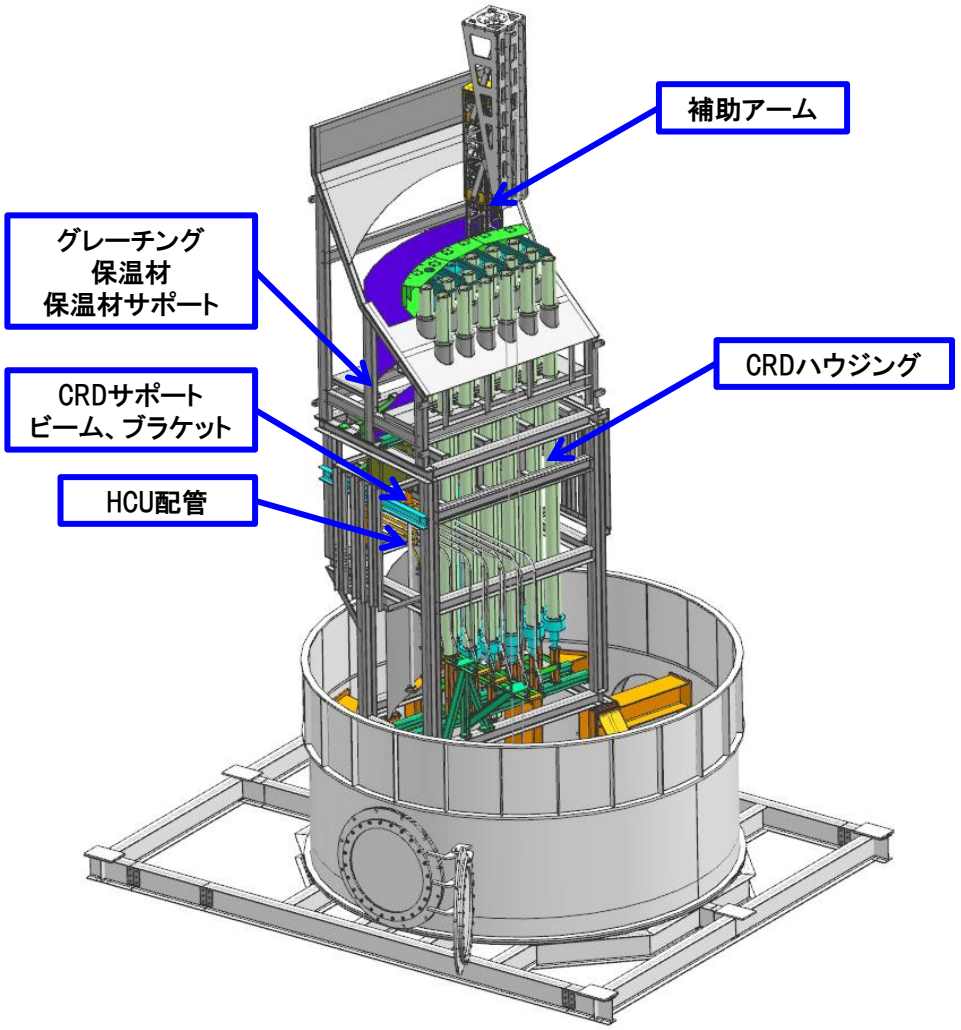
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

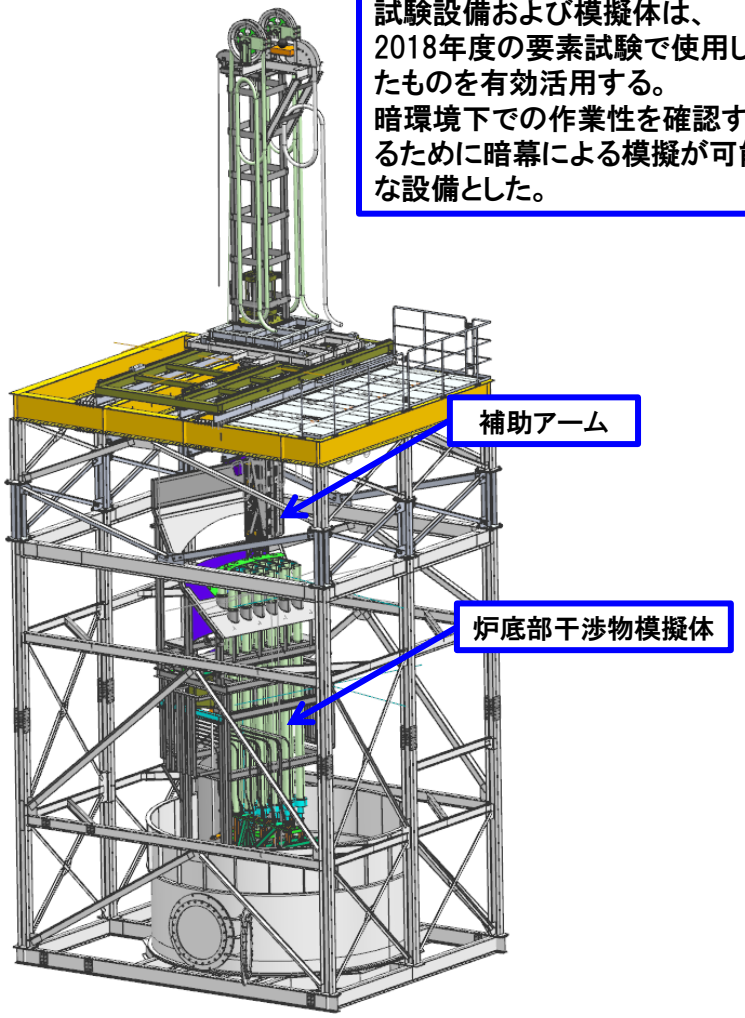
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

炉底部模擬体および要素試験設備全体のイメージを以下に示す。



炉底部模擬体イメージ

試験設備および模擬体は、2018年度の要素試験で使用したものを有効活用する。
暗環境下での作業性を確認するために暗幕による模擬が可能な設備とした。



要素試験設備全体イメージ

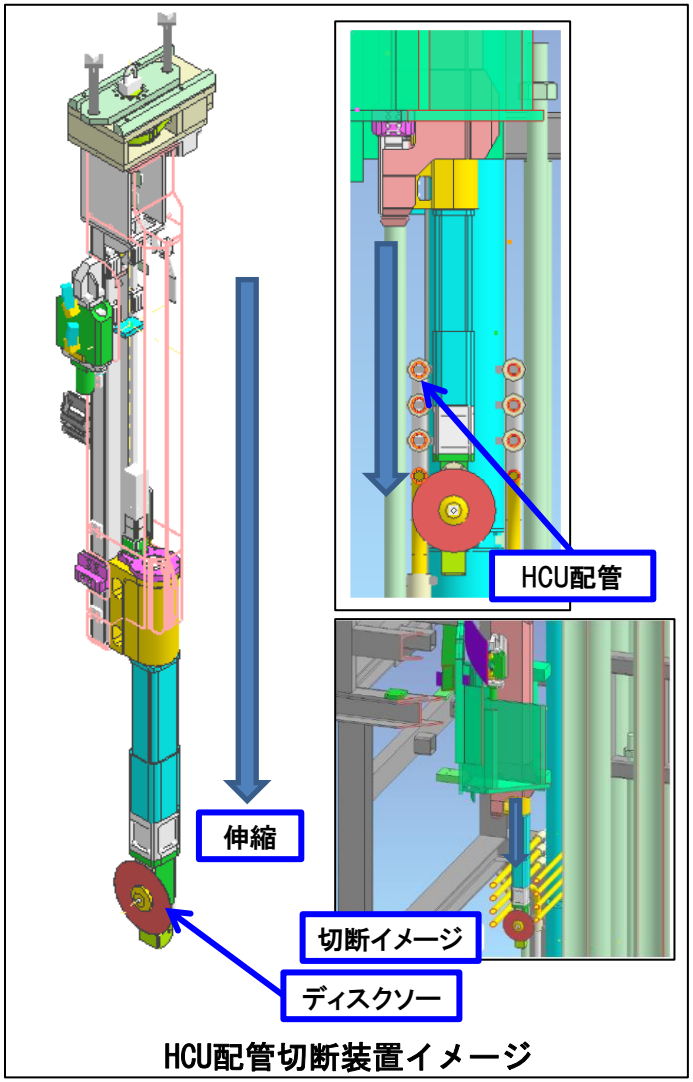
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

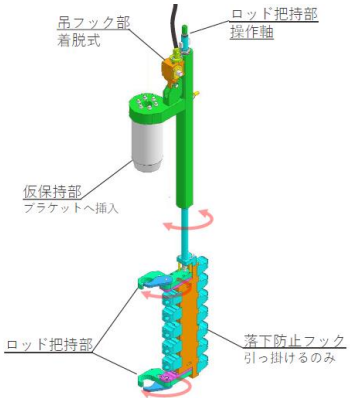
変形の考え方に基づく模擬体を使用した要素試験例について以下に示す。(HCU配管変形の例)



HCU配管切断装置イメージ

3号機の内部調査結果などから、CRD.Hの脱落が想定されている。CRD.Hが脱落している場合は、HCU配管が片持ち状態で残っている可能性があり、切断後の落下が想定される。変形の想定として、HCU配管の落下が懸念されるケースを模擬し、落下防止措置の実現性について要素試験で確認する。

HCU配管落下防止治具は、HCU配管の隙間に入れて回転し、ハンガーロッドを挟むことで固定する。



HCU配管落下防止治具イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験計画

実施する試験項目に対する試験手順と判定基準について以下に示す。

No.	試験項目	試験手順	判定基準	取得データ	備考
1	RPV下鏡穴あけ	選定した切断ツールにより、厚板の切断を行う。(単体試験により確認)	装置がアクセスするための開口が設置可能であり、切断片が落下しないこと。	・所要時間(スループット試算) ・開口部性状 ・切断片、加工屑落下リスク有無 ・周囲構造物への損傷リスク有無 ・廃棄物量(研削材)試算	
2	グレーチング保温材撤去	加工装置により接続配管類を切断するために必要となる干渉物撤去を行い、切断片を回収する。	狭隘環境下において加工装置により干渉物の加工が可能であり、落下防止を考慮し切断片を回収容器に回収可能であること。	・所要時間(スループット試算) ・開口部性状 ・切断片、加工屑落下リスク有無 ・周囲構造物への損傷リスク有無	
3	HCU配管切断	加工装置により配管を切断する。	狭隘環境下において加工装置により配管の切断が可能であること。また、変形を考慮した模擬体においても切断が可能であること。	・所要時間(スループット試算) ・加工屑落下リスク有無 ・周囲構造物への損傷リスク有無 ・変形を考慮した場合の作業難度	
4	信号ケーブル類切断	加工装置により信号ケーブル類を切断する。	狭隘環境下において加工装置により信号ケーブル類の切断が可能であること。	・所要時間(スループット試算) ・加工屑落下リスク有無 ・周囲構造物への損傷リスク有無	
5	CRD.Hサポートビーム切断	加工装置によりCRD.Hサポートビームを切断する。	狭隘環境下において加工装置によりCRD.Hサポートビームの切断が可能あること。また、変形を考慮した模擬体においても切断が可能であること。	・所要時間(スループット試算) ・加工屑落下リスク有無 ・周囲構造物への損傷リスク有無 ・変形を考慮した場合の作業難度	

要素試験を実施し、実現性を確認すると共にスループットを試算

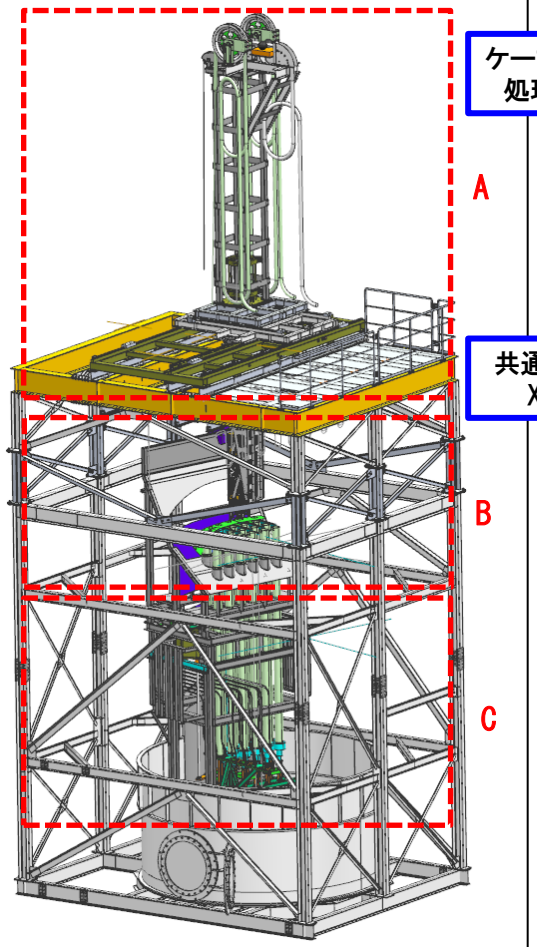
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

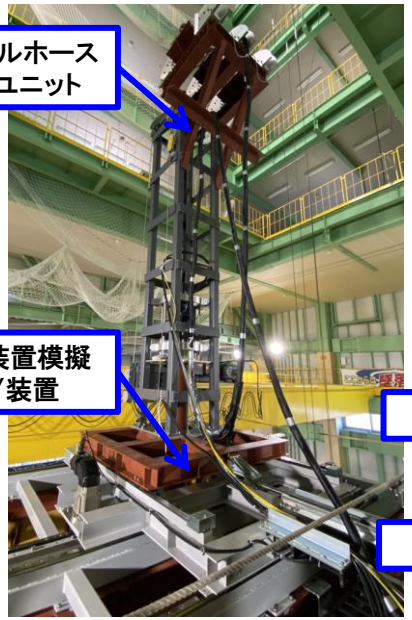
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施する試験で使用する試験設備について以下に示す。

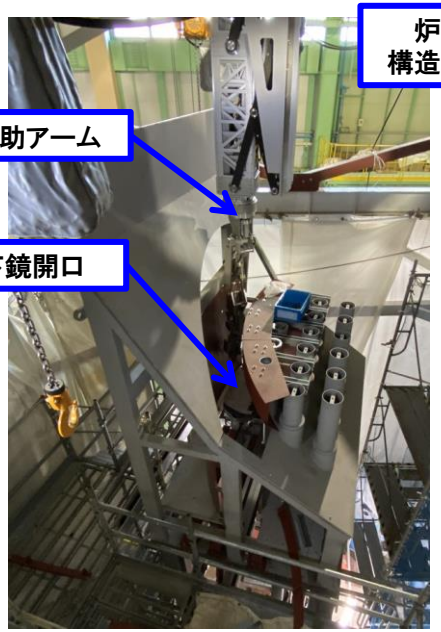


試験設備計画図



A:共通装置エリア

共通装置を模擬しており、
切断ツール、補助アームの
X-Y移動を行う。



B:下鏡開口エリア

炉底部にアクセスするための、
下鏡の開口を模擬している。
切断ツール、補助アームを
炉底部にアクセスさせる。



C:炉底部構造物エリア

切断対象の炉底部構造物を
模擬している。

試験設備写真

構造物一括撤去行うために、切断を要する炉底部の構造物および、下鏡の開口部を模擬した試験体を準備(2018年度製作の設備を改造)し、各構造物の切断試験を行った。

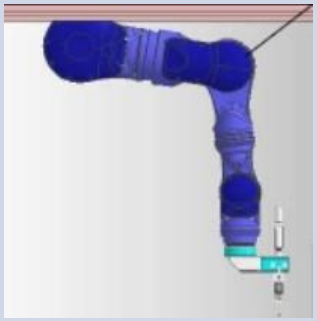
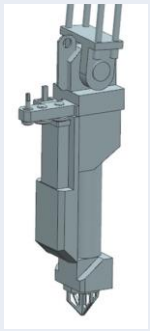
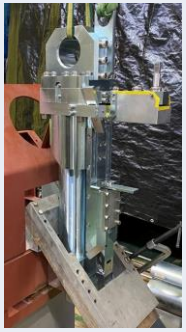
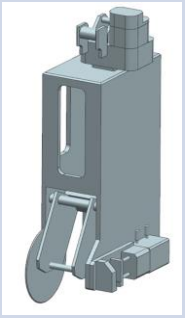
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施する試験で使用する、各種切断装置および治具類について以下に示す。

No.	名称	主機能選定	機能選定根拠	外観(計画図)	外観(写真)	概要
1	下鏡切断装置	ﾏﾆﾋﾟｭﾚｰﾀ AWJ切断	① 狭隘部にもアクセス可能 ② 厚板の切断につき、AWJ切断を選択			・多関節ﾏﾆﾋﾟｭﾚｰﾀの先端に、AWJﾉｽﾞﾙを備える。※1 ・以下の2種類の下鏡加工に使用する。 ①下鏡落下防止治具設置用の穴開け ②切断装置、補助ｱｰﾑのｱｸｾｽ開口切断 ※1 多関節ﾏﾆﾋﾟｭﾚｰﾀ、AWJﾉｽﾞﾙはﾒｰｶ所有品
2	下鏡落下防止治具	駆動源なし	① 長期に渡る設置を考慮 ② ﾜｲﾔ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止			・下鏡穴あけ後に挿入し、炉底部全体の重量を支える。 ・実機計画では、計8か所設置する。
3	ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞ切断装置	機械切断(丸鋸)	① 廃棄物の最小化 ② 他構造物の損傷回避			・ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞ用ｸﾘｯﾌﾟを把持しながら、丸鋸を動かして切断線を入れる。 ・4回切断し、ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞに任意の大きさの切断片を得る。

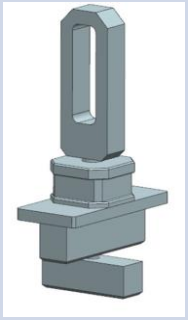
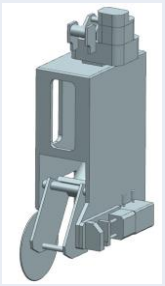
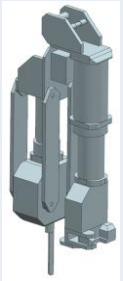
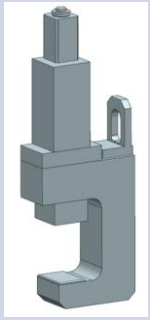
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施する試験で使用する、各種切断装置および治具類について以下に示す。

No.	名称	主機能選定	機能選定根拠	外観(計画図)	外観(写真)	概要
4	ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞ用ｸﾘｯﾌﾟ	駆動源なし	① 切断片との一体回収を考慮し、縁切り可能 ② ﾜｲﾔ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止			・ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞの格子に挿入、ｸﾗﾝﾌﾟする。 ・ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞ、保温材の切断中の切断反力受けと、切断片回収に使用する。
5	保温材切断装置(丸鋸、ﾚｼﾌﾟﾛ)	機械切断(丸鋸、ﾚｼﾌﾟﾛ)	① 廃棄物の最小化 ② 他構造物の損傷回避	 丸鋸  レシプロ		・ｸﾞﾚｰﾁﾝｸﾞ用ｸﾘｯﾌﾟを把持しながら、丸鋸またはｿｰを動かして切断する構成。 ・丸鋸式：初期開口用 ﾚｼﾌﾟﾛ式：開口拡大用 ・4回切断して任意の大きさの切断片を得る。
6	保温材用ｸﾘｯﾌﾟ	駆動源なし	① 切断片との一体回収を考慮し、縁切り可能 ② ﾜｲﾔ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止			・保温材穴あけ後に挿入、ｸﾗﾝﾌﾟする構成。 ・切断片回収に使用する。

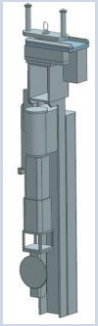
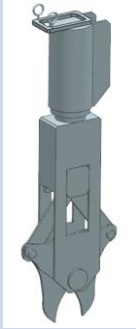
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施する試験で使用する、各種切断装置および治具類について以下に示す。

No.	名称	主機能選定	機能選定根拠	外観(計画図)	外観(写真)	概要
7	HCU配管切断装置	機械切断(丸鋸)	① 廃棄物の最小化 ② 他構造物の損傷回避			・ｻﾎﾟｰﾄﾋﾞｰﾑﾌﾞﾗｹｯﾄ上に着座し、丸鋸を下に動かして切断する構成。 ・最大7段縦に配列している配管を、一度に切断する。
8	HCU配管用ｸﾘｯﾌﾟ	駆動源なし	① 炉底部一体回収を考慮し、縁切り可能 ② ﾜｲﾔ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止	 径方向用　周方向用		・ｻﾎﾟｰﾄﾋﾞｰﾑﾌﾞﾗｹｯﾄに着座し、配管どうしの隙間に治具を挿入する構成。 ・損傷大(CRD.Hとの接続が無く、片持ち状態)のHCU配管落下防止に使用する。
9	信号ｹｰﾌﾞﾙ類切断装置	機械切断(ｼｬｰ)	① 廃棄物の最小化 ② 他構造物の損傷回避			・吊り下ろし、補助ｱｰﾑで位置や角度を調整して切断する構成。

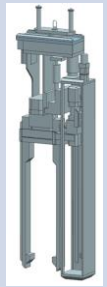
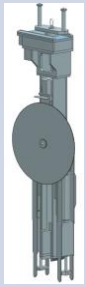
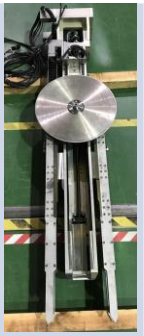
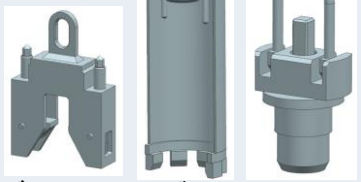
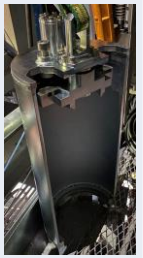
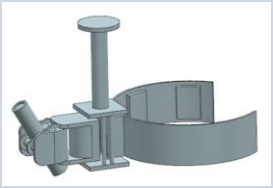
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施する試験で使用する、各種切断装置および治具類について以下に示す。

No.	名称	主機能選定	機能選定根拠	外観(計画図)	外観(写真)	概要
10	CRD.H ｻﾎﾟｰﾄﾋﾞｰﾑ 切断装置	機械切断 (丸鋸、 ﾚｼﾌﾟﾛ)	① 廃棄物の最小化 ② 他構造物の損傷回避	 レシプロ式  丸鋸式	 	・ﾋﾞｰﾑ/ﾌﾞﾗｹｯﾄをｸﾗﾝﾌﾟしながら、丸鋸およびｿｰを下に動かして切断する構成。 ・対象物(ﾋﾞｰﾑ/ﾌﾞﾗｹｯﾄ)に応じて、切断方式(丸鋸/ｿｰ)を使い分ける。 ・丸鋸式3種類、ﾚｼﾌﾟﾛ式2種類の構成。
11	CRD.H ｻﾎﾟｰﾄﾋﾞｰﾑ 用ｸﾘｯﾌﾟ	駆動源 なし	① 炉底部一体回収を考慮し、縁切り可能 ② ﾜｲﾔ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止	 ビーム用　ブラケット用	 	・ﾋﾞｰﾑ/ﾌﾞﾗｹｯﾄをｸﾗﾝﾌﾟして、切断後の落下防止に使用する。
12	ｶﾒﾗ用 治具	駆動源 なし	① ｶﾒﾗｹｰﾌﾞﾙ以外のﾎｰｽ/ｹｰﾌﾞﾙの排除による、装置の複雑化防止			・ﾊﾟﾝﾁﾙﾄｶﾒﾗに取付ける治具。 ・炉底部構造物(CRD.H)に固定して、各種切断ﾂｰﾙのｲﾝｽﾄｰﾙ/ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙや切断を監視する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

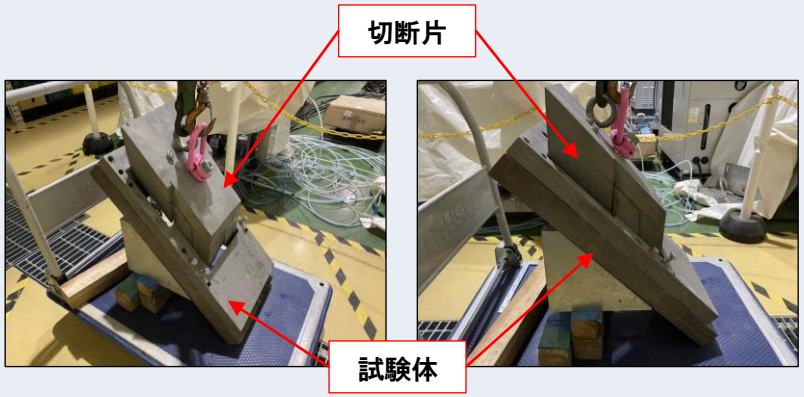
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施した要素試験の様子を以下に示す。

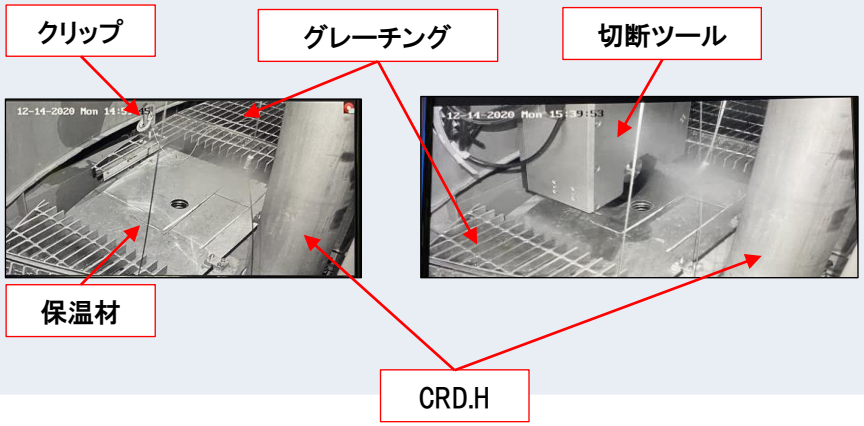
RPV下鏡穴あけ



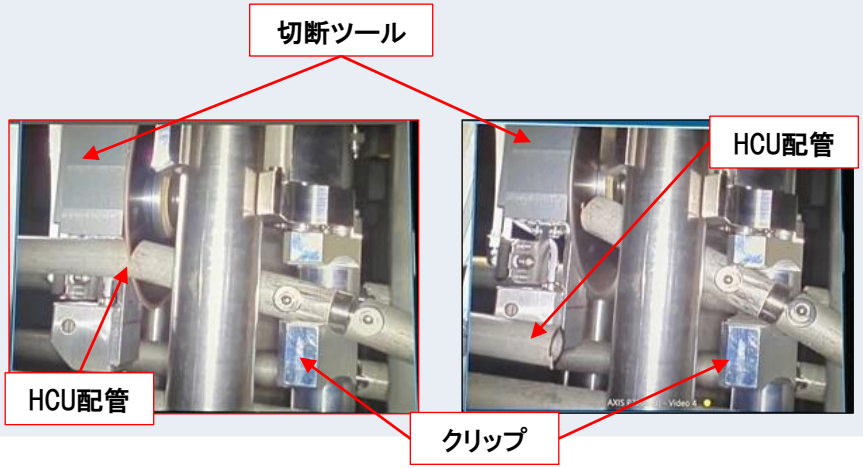
グレーチング撤去



保温材撤去



HCU配管切断



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

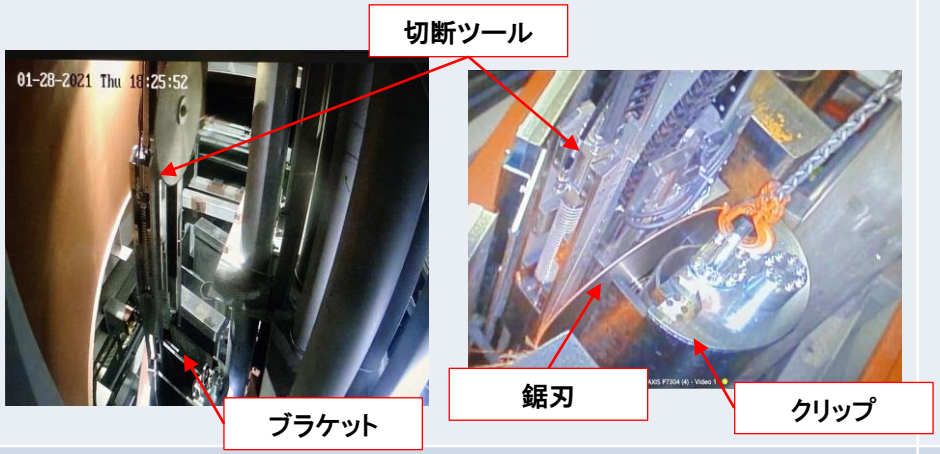
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

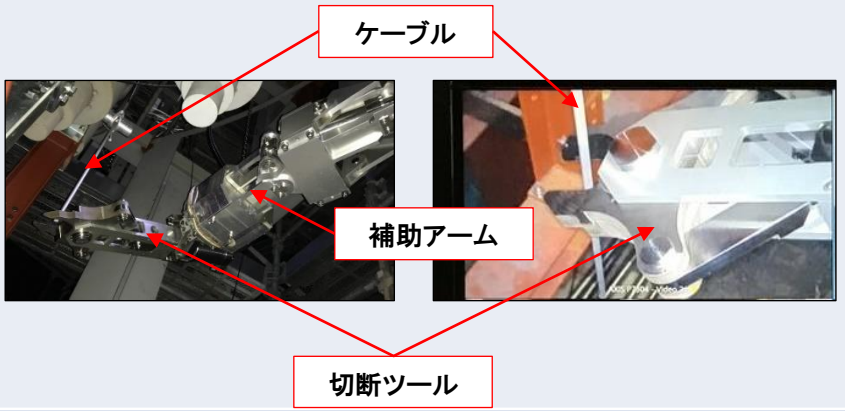
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験

実施した要素試験の様子を以下に示す。

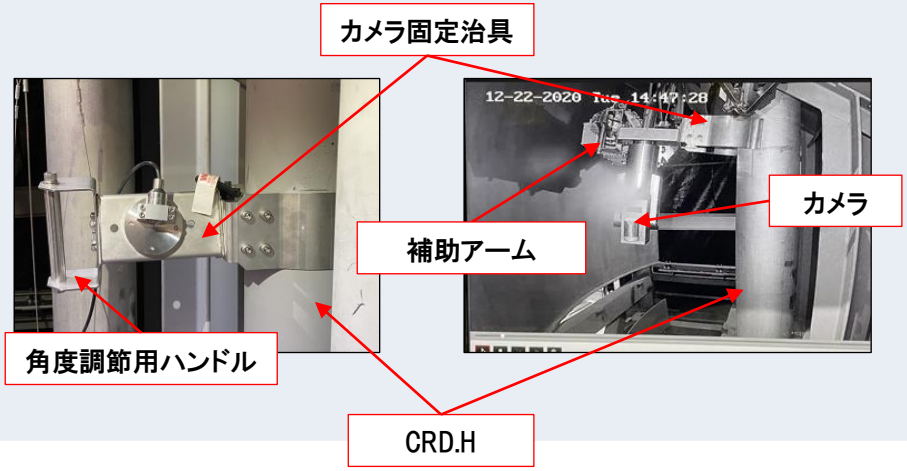
CRD.Hサポートビーム切断



信号ケーブル類切断



カメラの遠隔設置



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(1/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
①	RPV下鏡穴あけ	・ｱﾌﾞﾚｼﾌﾞ供給量:0.6kg/min ・ﾉｽﾞﾙ送り速度:1mm/min ・板厚345mm切断可能	合計作業時間:1,388hr	合計廃棄物量:50ton
			①落下防止治具用穴あけ切断(8回):8,864min	①落下防止治具用穴あけ切断(8回):5,318kg
			②ｱｸｾｽ開口径方向切断(54回):35,316min	②アクセス開口径方向切断(54回):21,190kg
			③ｱｸｾｽ開口周方向切断外周Φ5100mm(1周):16,022min	③ｱｸｾｽ開口周方向切断外周Φ5100mm(1周):9,614kg
			④ｱｸｾｽ開口周方向切断内周Φ4450mm(1周):13,980min	④ｱｸｾｽ開口周方向切断内周Φ4450mm(1周):8,389kg
			⑤切断片落下防止穴あけ(58回):9,111min	⑤切断片落下防止穴あけ(58回):5,498kg
②	グレーチング撤去	合計作業時間(1回):7hr	合計作業時間:2,684hr	機械式切断および、切断片回収のため、対象外。
		①固定カメラ設置(1回平均):25min	①固定カメラ設置(3回×16枚):1,200min	
		②落下防止(1回):55min	②落下防止(8回):440min	
		③クリップ設置(1回):106min	③クリップ設置(45回×16枚):76,320min	
		④インストール(1回):89min	④インストール(23回×16枚):32,752min	
		⑤切断(1回平均):38min	⑤切断(23回×16枚):13,984min	
		⑥切断片回収(1回):55min	⑥切断片回収(12回×16枚):10,560min	
		⑦ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(1回):70min	⑦ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(23回×16枚):25,760min	
③	保温材撤去	合計作業時間(1回):7hr	合計作業時間:5,570hr	機械式切断および、切断片回収のため、対象外。
		①ｸﾘｯﾌﾟ設置(1回平均):101min	①ｸﾘｯﾌﾟ設置(6回×16枚):9,696min	
		②ｲﾝｽﾄｰﾙ(1回平均):60min	②インストール(36回×16枚):34,560min	
		③切断(1回):437min(単体試験)	③切断(36回×16枚):251,712min	
		④切断片回収(1回):116min	④切断片回収(6回×16枚):11,136min	
		⑤ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(1回平均):47min	⑤ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(36回×16枚):27,072min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(2/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
④-1	HCU配管切断 (損傷小)	合計作業時間(1回):5hr	合計作業時間:553hr	機械式切断および、切断片回収のため、対象外。
		①固定カメラ設置(1回):56min	①固定カメラ設置(4回×26回):5,824min	
		②落下防止治具設置(1回平均):63min	②落下防止治具設置(26回):1,638min	
		③インストール(1回平均):90min	③インストール(26回):2,340min	
		④切断(1回平均):83min	④切断(274回):22,742min	
		⑤アンインストール(1回):24min	⑤アンインストール(26回):624min	
④-2	HCU配管切断 (損傷大)	合計作業時間(1回):6hr	合計作業時間:726hr	機械式切断および、切断片回収のため、対象外。
		①固定カメラ設置(1回):56min	①固定カメラ設置(4回×26回):5,824min	
		②落下防止治具設置(1回平均):63min	②落下防止治具設置(26回):1,638min	
		③インストール(1回平均):90min	③インストール(26回):2,340min	
		④切断(1回平均):121min	④切断(274回):33,154min	
		⑤アンインストール(1回):24min	⑤アンインストール(26回):624min	
⑤	柔構造作業アーム活用 (HCU配管切断)	合計作業時間(1回):4hr	合計作業時間:679hr	機械式切断および、切断片回収のため、対象外。
		①柔構造作業アームインストール/移動(1回):34min	①柔構造作業アームインストール/移動(13回):442min	
		②切断ﾂｰﾙ受取り位置決め(1回):49min	②切断ﾂｰﾙ受取り位置決め(274回):13,426min	
		③切断外周＋内周(1回):70min	③切断外周＋内周(274回):19,180min	
		④切断片回収(1回):25min	④切断片回収(274回):6,850min	
		⑤切断ツールアンインストール(1回):33min	⑤切断ツールアンインストール(13回):429min	
		⑥柔構造作業アーム移動/ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(1回):32min	⑥柔構造作業アーム移動/ｱﾝｲﾝｽﾄｰﾙ(13回):416min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(3/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
⑥	信号ケーブル類切断	合計作業時間(1回):3hr	合計作業時間:74hr	廃棄物なし。
		①固定カメラ設置(1回):56min	①固定カメラ設置(3回×14回):2,352min	
		②インストール(1回平均):67min	②インストール(14回):938min	
		③切断(1回平均):02min	③切断(74回):148min	
		④アンインストール(1回):72min	④アンインストール(14回):1,008min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(4/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
⑦-1	CRD.Hサポート ビーム切断(損傷小)	合計作業時間(1回):140hr	合計作業時間:1023hr	機械式切断のため、対象外。
		①固定カメラ設定(1回):56min	①固定カメラ設置(5回×24回):6,720min	
		②落下防止(1回):55min	②落下防止(24回):1,320min	
		③クリップ設置 ビーム用(1回):28min ブラケットA(1回):60min ブラケットB(1回):97min	③クリップ設置 ビーム用(12回):336min ブラケットA(8回):480min ブラケットB(4回):388min	
		④インストール レシプロA(1回):28min レシプロB(1回):22min 丸鋸C(1回):21min 丸鋸D(1回):61min 丸鋸E(1回):15min	④インストール レシプロA(12回):336min レシプロB(4回):88min 丸鋸C(2回):42min 丸鋸D(2回):122min 丸鋸E(6回):90min	
		⑤切断 レシプロA(1回):2,506min(想定) レシプロB(1回):2,506min(想定) 丸鋸C(1回):720min(単体試験) 丸鋸D(1回):902min(単体試験) 丸鋸E(1回):1,253min	⑤切断 レシプロA(12回):30,072min レシプロB(4回):10,024min 丸鋸C(2回):1,440min 丸鋸D(2回):1,804min 丸鋸E(6回):7,518min	
		⑥アンインストール レシプロA(1回):37min レシプロB(1回):17min 丸鋸C(1回):08min 丸鋸D(1回):26min 丸鋸E(1回):08min	⑥アンインストール レシプロA(12回):444min レシプロB(4回):68min 丸鋸C(2回):16min 丸鋸D(2回):52min 丸鋸E(6回):48min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(5/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
⑦-2	CRD.Hサポート ビーム切断(損傷大)	合計作業時間(1回):182hr	合計作業時間:1525hr	機械式切断のため、対象外。
		①固定カメラ設定(1回):56min	①固定カメラ設置(5回×24回):6,720min	
		②落下防止(1回):55min	②落下防止(24回):1,320min	
		③クリップ設置 ビーム用(1回):28min ブラケットA(1回):60min ブラケットB(1回):97min	③クリップ設置 ビーム用(12回):336min ブラケットA(8回):480min ブラケットB(4回):388min	
		④インストール レシプロA(1回):28min レシプロB(1回):22min 丸鋸C(1回):21min 丸鋸D(1回):61min 丸鋸E(1回):15min	④インストール レシプロA(12回):336min レシプロB(4回):88min 丸鋸C(2回):42min 丸鋸D(2回):122min 丸鋸E(6回):90min	
		⑤切断 レシプロA(1回):5,012min(想定) レシプロB(1回):2,506min(想定) 丸鋸C(1回):720min(単体試験) 丸鋸D(1回):902min(単体試験) 丸鋸E(1回):1,253min	⑤切断 レシプロA(12回):60,144min レシプロB(4回):10,024min 丸鋸C(2回):1,440min 丸鋸D(2回):1,804min 丸鋸E(6回):7,518min	
		⑥アンインストール レシプロA(1回):37min レシプロB(1回):17min 丸鋸C(1回):08min 丸鋸D(1回):26min 丸鋸E(1回):08min	⑥アンインストール レシプロA(12回):444min レシプロB(4回):68min 丸鋸C(2回):16min 丸鋸D(2回):52min 丸鋸E(6回):48min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験結果(6/6)について以下に示す。

No.	試験項目	所要時間 (要素試験)	想定所要時間 (実機換算)	想定廃棄物量 (実機換算)
⑧	落下防止治具設置	合計作業時間：1hr	合計作業時間：7hr	廃棄物なし。
		①下鏡開口上までインストール(1回)：05min	①下鏡開口上までインストール(8回)：40min	
		②穴への挿入(1回)：07min	②穴への挿入(8回)：56min	
		③フック旋回(1回)：30min	③フック旋回(8回)：240min	
		④くさび下降(1回)：10min	④くさび下降(8回)：80min	
		⑤下鏡裏面に接触するまで上昇(1回)：03min	⑤下鏡裏面に接触するまで上昇(8回)：24min	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験で確認された、主な課題と対応策を示す。(1/2)

No.	試験項目	試験結果	主な課題	対応方針
1	固定カメラ設置	遠隔により、CRD.Hに固定カメラを設置できることを確認した。	a) カメラ設置後にクランプ部が歪んで、カメラ全体が傾くという事象が発生した。 b) 補助アームや切断ツール等を誤ってぶつけた拍子にカメラが外れる等の課題が残った。	カメラ固定方法の検討を行う。
2	落下防止	遠隔により、落下防止用のワイヤを補助アームで接続できることを確認した。	接続する準備として、補助アームで容器の中でフックを把持する必要があるが、フックの向きによって把持が困難であった。	落下防止用のフックは、整列して同一向きに並べられる容器を検討する。
3	クリップ設置	遠隔により、吊り具による位置合わせおよび、補助アームによる設置が概ねできることを確認した。 HCU配管、ビーム用で遠隔では設置でできず、課題が残った。	a) クリップは最終的な固定や調整に補助アームによる回転操作が必要である。補助アームと共通装置(模擬)の高さ方向位置関係が狭いことで、補助アームが理想の姿勢になれず、回転させられない事象があった。 b) 構造物のたわみや、損傷による小さな変形に追従できず、クリップが設置できない事象があった。	a) 実機の共通装置と、下鏡の距離を適切に設定するよう、検討する。 b) 図面通りではない小さな変位に追従可能なクリップおよび装置を検討する。
4	インストール アンインストール	遠隔により、各装置が補助アームによる補助のみでインストール、アンインストールできることを確認した。	a) 位置決めし、固定する際のカメラによる完了確認が、マーキングがあっても難しい状況が発生した。 b) 装置の固定位置の近傍に設置された落下防止用のフックなどが、位置決めの妨げになる状況が発生した。	a) 動きで判断できるような、機械的な位置決め確認機構を検討する。 b) 切断ツールをインストールする前に、フック、ワイヤの整線を行う運用を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):炉底部取り出しに関する試験結果

要素試験で確認された、主な課題と対応策を示す。(2/2)

No.	試験項目	試験結果	主な課題	対応方針
5	切断	遠隔により。炉底部の構造物の切断が概ねできることを確認した。 ビームのレシプロ切断不可および機械切断の効率の悪さが課題として残った。	a) AWJによる切断で、周辺構造物への損傷が確認された。 b) 丸鋸の送り速度が速く、鋸刃の回転が停止する事象が複数回発生した。 c) 切断に使用する刃の消耗が想定より早く、破損する例も確認された。それに伴い、刃を頻繁に交換する必要があった。 d) 廃棄物削減の観点から、機械的な切断を選択していたが、丸鋸切断、レシプロ切断ともに、所要時間が長く、作業効率が悪い。 レシプロによる切断は特に効率が悪く、現地適用には課題が残った。 e) HCU配管に鋸刃が届かず、切残りが一部発生していることが確認された。 f) 機械式切断のため、切断線を入れたことによる構造物の変形で、刃の挟みこみが発生した。	a) AWJによる構造物の貫通後に、他の構造物の損傷を防ぐ手法を検討する。 b) モータへ一定の負荷が掛かった時点で送りを戻すなど、電気的な制御を組み込む等、機能追加の検討を行う。 c) 別の切断手法の検討または、炉内で刃を交換可能な手法の検討を行う。 d) 別の切断手法の検討または、鋸刃の見直しを行う。 特に効率の悪かった、保温材、ビームのAWJによる切断の見通しは得た。 e) 実機で想定される変位が吸収可能もしくは、微調整が可能なツールの検討を行う。 f) 切断対象の部材の変形に対応可能な構造を検討する。 別の切断手法を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):スループット試算条件

No.	項 目	条 件	備 考
1	試算範囲	シールドプラグからRPV底部までを対象とする。	ペデスタル内構造物、ペデスタル内燃料デブリは2018年度結果を使用(回収容器サイズ:φ200mm×400mm)
2	対象プラント	2号機を対象とする。	充填材注入量が多いと想定しているため
3	増設建屋での構造物切断・搬出	1. シールドプラグ、RPV保温材、RPVヘッドは、輸送専用容器へ収納するため、増設建屋で切断する。 2. 増設建屋での切断は、RPV内作業と並行で作業する。 3. 切断した構造物は、輸送専用容器へ収納して、搬出する。 4. 構造物の輸送専用容器への収納作業は、RPV内作業と並行可とする。	増設建屋での並行作業分はRPV内作業と干渉しないように実施可能と考え、スループット試算時間には含まない
4	切断片回収容器の搬出	1. PCVヘッド、ジェットポンプ、RPV底部(一部)は、切断片を収納する回収容器を準備する。 2. 回収容器は増設建屋へ搬送する。 3. 回収容器は、数個まとめて輸送専用容器へ収納して、搬出する。 4. 回収容器の輸送専用容器への収納作業は、RPV内作業と並行可とする。	増設建屋での並行作業分はRPV内作業と干渉しないように実施可能と考え、スループット試算時間には含まない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):スループット試算条件

No.	項 目	条 件	備 考
1	年間燃料デブリ取り出し日数	200日間(作業日数以外はメンテナンス日とする)	
2	1日の燃料デブリ加工時間	10時間以内	ペデスタル内の取り出し作業に適用
3	構造物の加工ツール	1. シールドプラグ : ワイヤーソー 2. 充填剤固化部 : ワイヤーソー 3. RPV底部以外の構造物 : AWJ 4. RPV底部 : AWJ、丸鋸、レシプロなど	
4	構造物の加工速度	1. RPV底部以外 ・ワイヤーソー : 30mm/min(ワイヤー幅 800mm) ・AWJ : 15mm/min(板厚 36mm～150mm) 70mm/min(板厚 6mm～ 35mm) 2. RPV底部 ・要素試験結果の切断時間	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):スループット試算条件

No.	項 目	条 件		備 考
		2020年度	(参考) 2018年度	
1	玉掛け、外し	60min	30min	要素試験結果を考慮し、作業時間を変更 要素試験範囲は試験結果を適用
2	搬送台車の移動	1m/min	1m/min	
3	各揚重機の移動、昇降	1m/min	1m/min	要素試験範囲は試験結果を適用
4	増設建屋のエリア仕切りゲート開閉	1m/min	1m/min	
5	ロボットの把持、治具取り付け作業	60min	30min	要素試験結果を考慮し、作業時間を変更 要素試験範囲は試験結果を適用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):スループット試算結果

廃棄物	分類	全体重量 [ton]	2018年度試算			2020年度試算		
			撤去対象	撤去期間		撤去対象	撤去期間	
シールドプラグ	固体放射性廃棄物	465	○	115日	777日 (3.9年)	○	9 日	76 日 (0.4年)
DSスロットプラグ	固体放射性廃棄物	121	○	54日		×	―	
PCVヘッド	固体放射性廃棄物	48	○	81日		○	28 日	
RPV保温材	固体放射性廃棄物	13	○	54日		○	3 日	
RPVヘッド	固体放射性廃棄物	66	○	164日		○	6 日	
ドライヤ	固体放射性廃棄物	31	○	98日		○	3 日	
シュラウドヘッド	固体放射性廃棄物	48	○	211日		○	27 日	
ジェットポンプ	燃料デブリ	12	○	371日	1,962日 (9.8年)	○	51 日	268 日 (1.3年)
上部格子板	燃料デブリ	7	○	210日		○	217 日 (充填固化含)	
シュラウド	燃料デブリ	46	○	831日		○		
炉心部燃料デブリ	燃料デブリ	31	○	316日		○		
炉心支持板	燃料デブリ	11	○	234日		○		
RPV底部燃料デブリ	燃料デブリ	73	○	789日	(3.9年)	○	532 日	532 日 (2.7年)
RPV底部	燃料デブリ	16.4	○	2,064日	(10.3年)	○		
RPV下部/CRDハウジングと付着した燃料デブリ	燃料デブリ	71.8	○			○		
ペデスタル内部構造物	燃料デブリ	9.2	○	223日	(1.1年)	○	223 日	(1.1年)
CRD交換台車	燃料デブリ							
ペデスタル内部燃料デブリ	燃料デブリ	222	○	2,409日	(12.0年)	○	2,409 日	(12.0年)
			合計期間	8,224日(41.1年)			3,508 日(17.5年)	

➢ 2020年度の試算結果から、取り出し期間を短縮できる可能性が示唆された。

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):スループット試算結果

RPV底部スループット試算結果の内訳を以下に示す。

No.	項 目	作業内容	切断	撤去期間	
1	RPV下鏡開口加工前準備	RPV下鏡落下防止措置、 取り出し装置設定	切断片の切り出し (切断片数 : 8体)	92 日	532 日
2	RPV下鏡開口加工	ペデスタル内へのツールアクセス加工	切断片の切り出し (切断片数 : 約50体)		
3	グレーチング	ペデスタル内へのツールアクセス加工	切断片の切り出し (切断片数 : 約192体)	115 日	
4	RPVボトム保温材		切断片の切り出し (切断片数 : 約96体)	236 日	
5	HCU配管	ペデスタル外との縁切り切断	縁切り切断	25 日	
6	配管			5 日	
7	ビーム	ペデスタルとの縁切り切断		51 日	
8	RPV下鏡切り離し切断	RPV下鏡との縁切り切断		3 日	
9	取り出し装置撤去	取り出し装置の撤去	なし	2 日	
10	RPV底部取り出し	RPV底部の一括撤去、 輸送専用容器へ収納	なし	3 日	

- HCU配管やビームなどは切り離し切断のみのため作業期間も短くなっているが、グレーチングや保温材などは切断して撤去しなければないため作業期間が長くなっている。
- 要素試験結果で切断に時間が掛かっており回数も多いため、切断条件の見直しにより作業期間の短縮が見込まれる。

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

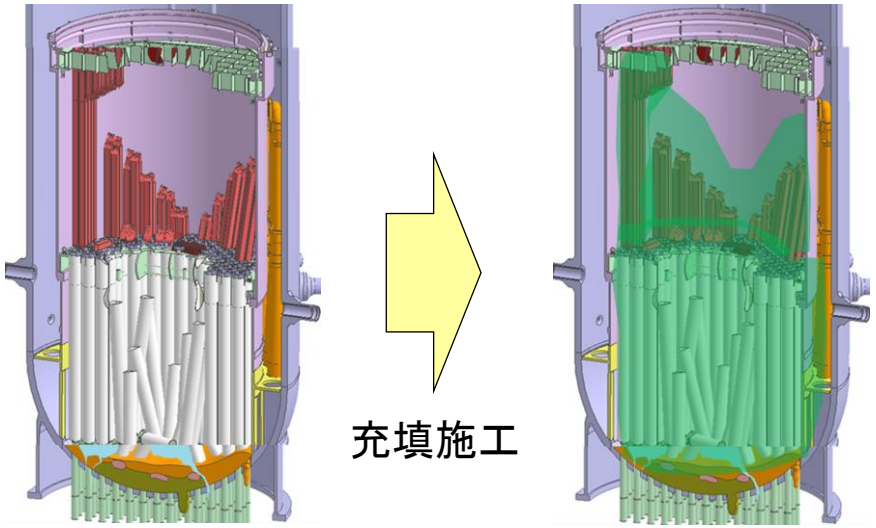
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

東京大学との共同研究

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):**充填材の検討**

開発目的と得られる成果を示す。

- 開発の目的
  - 落下防止/再臨界防止を目的とした充填材(ジオポリマー)施工の実現性確認
  - 充填材(ジオポリマー)施工工法の課題抽出
- 得られる成果
  - 充填材施工の施工条件の検討結果
  - 充填材(ジオポリマー)施工工法の実現性
  - 充填材(ジオポリマー)施工工法における課題の抽出結果と今後の検討方針



充填施工工法のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

東京大学との共同研究

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

検討項目と検討内容、基礎試験の試験項目を示す。

No.	検討項目	検討内容/試験項目	概念検討	基礎試験	備考
1	充填材施工の施工条件の検討	RPV内に充填材を施工する際の施工条件について検討を行う。	○	―	
2	充填材施工工法の実現性の検討	落下防止/再臨界防止を目的とした充填材施工工法において、充填材に求められる機能を整理する。 その後、候補材であるジオポリマーが充填材に求められる機能を有しているかを概念検討を実施し、一部の機能について基礎試験で確認を行う。	○	○	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

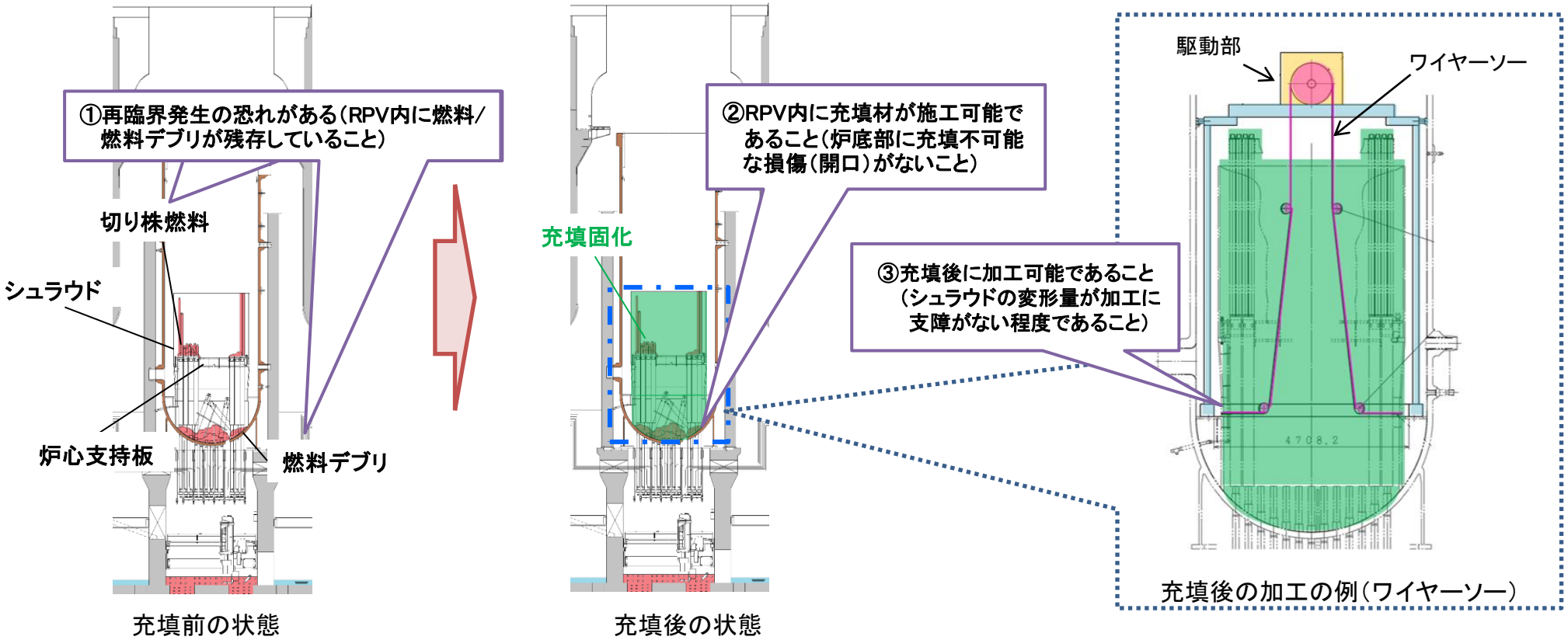
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

東京大学との共同研究

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

- RPVの炉心部以下は、切り株燃料など落下防止対策、再臨界防止を目的として、充填材(ジオポリマー)による施工を実施し、充填後にはワイヤーソー等にてシュラウドごと加工することを計画している。
- 目的および工法を踏まえると、充填施工を適用する際には、以下3つの状況を確認する必要がある。
  ①再臨界発生の恐れがある(RPV内に燃料/燃料デブリが残存している)こと
  ②RPV内に充填材が施工可能である(炉底部に充填不可能な損傷(開口)がない)こと
  ③充填後に加工可能である(シュラウドの変形量が加工に支障がない程度である)こと



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

東京大学との共同研究

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

目的や工法を踏まえ、充填材に求められる機能について概念検討を実施した結果を示す。
充填材に求められる機能のうち、充填材施工工法の実現性を左右するNo.1～4の機能について基礎試験を実施して確認を行った。

No.	求められる機能	内容	机上検討	基礎試験
1	施工時には流動性が良く、空隙なく充填可能なこと	充填材により、切り株燃料や燃料デブリの形状維持及び落下防止できること	―	○
2	充填材施工工法の未臨界担保	固化／搬出時に未臨界維持が担保できること	○ 臨界評価	○ 吸収材添加
3	充填材の物理的強度	加工／搬出に耐えうる強度があること	―	○
4	充填材の耐熱性	燃料デブリからの崩壊熱の影響を受けても、ひび割れ等の発生が抑えられること	―	○
5	充填材による水素発生抑制	搬出／運搬作業時の水素発生量を抑制可能なこと	○	―

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

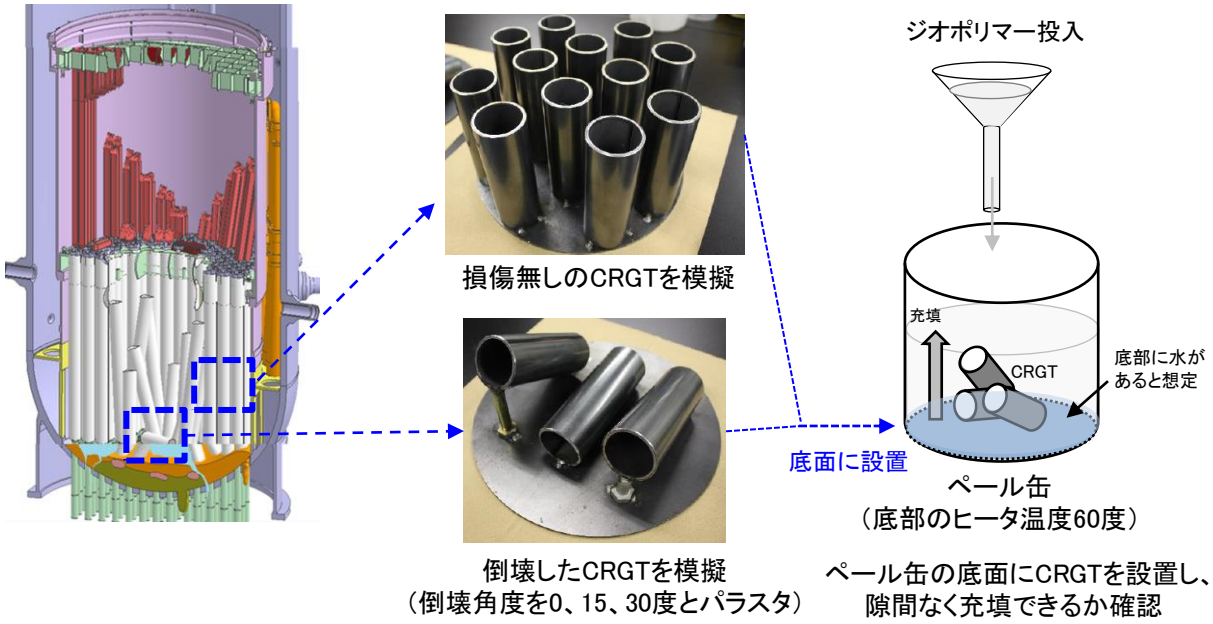
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

東京大学との共同研究

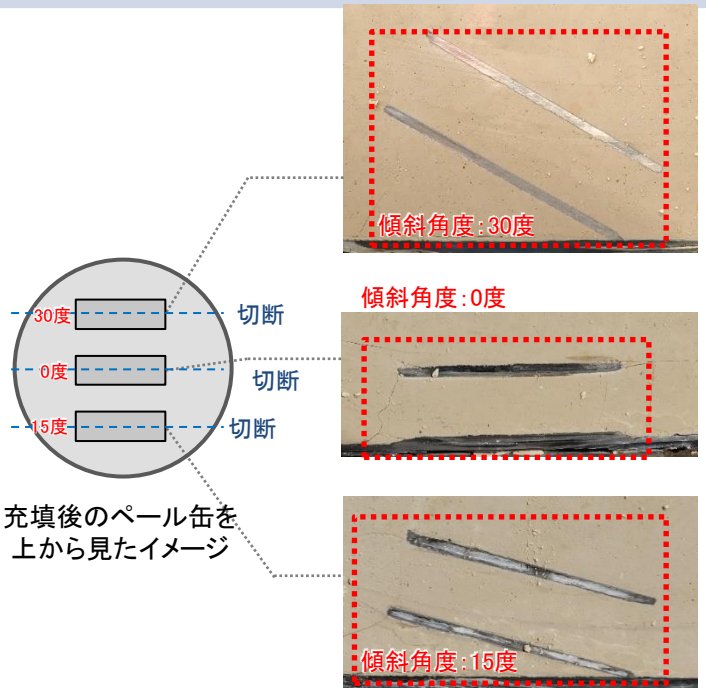
■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

前頁の機能に対して、候補材であるジオポリマーの基礎試験および文献調査で確認した結果、ジオポリマーを使用することで、充填施工工法の実現性があることを確認。

No.	充填材に求められる機能	ジオポリマーの機能の確認結果
1	施工時には流動性が良く、空隙なく充填可能なこと	室温条件では、6時間後に10Pa・s以下と充填施工可能な流動性を確保可能であり、温度が高い条件では、固化時間が早まる(80℃の環境下で60分以内に硬化)ことを確認。一方、温度を低く(5℃程度)保つと流動性が5時間以上維持されることを確認。CRGTを模擬した充填の基礎試験において、空隙なく充填可能なことを確認。



充填の基礎試験の条件について



充填の基礎試験結果(切断して内部を確認)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

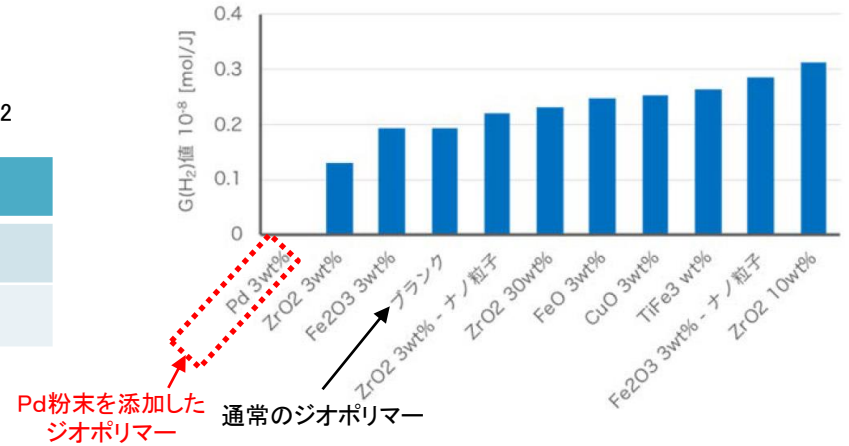
東京大学との共同研究

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

No.	充填材に求められる機能	ジオポリマーの機能の確認結果
2	充填材施工工法の 未臨界担保	固化／搬出時に未臨界維持が担保できる、中性子吸収材(BまたはGd)の濃度を臨界PJと協働して検討し、それぞれの条件がジオポリマーと混合できることを基礎試験で確認。
3	充填材の物理的強度	中性子吸収材(Gd)を混合したジオポリマーの圧縮強度が、ブランクのものと同等以上の圧縮強度(40MPa以上)をもつことを基礎試験により確認。
4	充填材の耐熱性	固化体を、300℃、1h加熱後、クラックが見られないことを基礎試験で確認。
5	充填体による 水素発生抑制※1	ガンマ線照射試験により測定した結果は、ジオポリマー単体のG値は、 約0.2～2.0[10^{-8}mol/J] であった。 なお、ジオポリマーとPd粉末を混合した試料については、水素発生量が検出限界値以下と、水素発生の抑制に大きな効果を示すことが分かっている。

ジオポリマーと混合すべき中性子吸収材の粒子径と濃度※2

中性子吸収材	粒子径 [mm]※3	濃度 [mol/L]
Gd	0.02以下	0.1以上
B	0.4以下	1.0以上



ジオポリマーのG(H_2)値※1

※1:JAEA-Review 2020-043
※2:臨界PJと協働して算出
※3:基礎試験で使用したGd、Bの粒子径を測定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

東京大学との共同研究

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):充填材の検討

今後の課題と検討方針を示す。

No.	課題	検討方針
1	充填固化体機能維持が必要	RPV内の高い放射線環境下で、充填固化体に必要と評価した機能を維持出来るか、ガンマ線照射試験により確認を行う。
2	実機を想定したRPV内への充填材(ジオポリマー)施工の検討	基礎試験の結果を踏まえ、実機のRPV内へどのように充填するか施工に関する検討を行う。 また、空隙なく施工できたか検査する手段に関する検討を行う。
3	充填による影響確認	・充填後は、原子炉注水での冷却が困難となることから、冷却要否の検討を実施する。冷却が必要と評価される場合は、代替冷却の手段を検討する。 ・充填施工工法を実施することによる、後工程への影響を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):まとめ

- 上アクセスの一体取り出し工法について、シールドプラグ撤去から原子炉底部まで各干渉物の取り出し方針・撤去方法を整理し、工法ステップ案を作成した。また、各ステップから課題を抽出し、対応方針を策定した。
- 大型重量物を取り扱うことに注意し、オペフロ上部遮へい重量の軽減策、揚重機や運搬手段について実現可能性があることを示すと共に、大型輸送用容器の寸法や遮へい重量などの仕様を作成した。
- 検討した工法ステップ案を基にスループットを試算した。狭隘でアクセス性が悪く、落下防止対策など作業手順が複雑な原子炉底部を対象とした要素試験を実施し、試験結果から得られた所用時間をスループットの試算に反映した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):まとめ

➢スループットの試算結果からは、撤去期間を短縮できる可能性が示唆された。ペデスタル内燃料デブリの撤去期間は2018年度の試算結果※1を使用したが、回収容器にφ400mmのものが使用可能であれば、試算上は目標としていた取り出し期間10年に近い期間となる。

No.	・干渉物撤去 ・炉心部の構造物／燃料デブリの取り出し ・RPV底部／燃料デブリの取り出し (2020年度試算結果)	ペデスタル内部の構造物／燃料デブリの取り出し (2018年度試算結果※1)		合計
		UC φ200×400 未臨界処置【不要】	UC φ400×400 未臨界処置【なし】	
1	約4.4年	約13.1年		約17.5年
2			約5.5年	約9.9年

※1:前期補助事業で試算した結果を引用

➢但し、スループットの試算においては、取り出した構造物を増設建屋や新設建屋で解体可能であることを前提としており、炉内構造物の切断についても概念検討の結果を適用している。今後は、増設建屋・新設建屋側での作業量等の全体のバランスを考慮した燃料デブリ取り出し工法の見直しや、炉内構造物の切断作業の具体化を実施していく必要がある。また、臨界管理について検討しているプロジェクトとは特に連係を深めていく必要もある。

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討①(構造物一括撤去・搬出):まとめ

➢今後、特に重点的に取り組むべき事項は以下である。

① 概念検討では、大型容器に直接収納できない構造物は増設建屋で切断する作業ステップとした。また、線量率の高い構造物には局所遮へいを組み合わせる。そのため、取り出した構造物を搬送する手段の具体化検討と、増設建屋側での作業性に合わせた作業ステップの見直し検討を進める。

② 概念検討では、シュラウドを上下に分割して取り出す作業ステップとした。シュラウドを含め、炉内構造物を切断する方法について再度検討し、切断方法の具体化検討を進める。

③ 構造物を新設建屋まで搬出する際の大型搬出容器(輸送専用容器)について概念検討を実施した。今後、大型搬出容器の構造について具体化し、製作性等も含めた構造成立性の検討を進める。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出工法と成立性の評価方針(工法コンセプト)

【工法の基本的な方針】

- 干渉物は、除染もしくは遮へいと組み合わせ、搬送可能な重量まで分割
- 燃料デブリは、なるべくRPVに近い位置で移送用容器に収納しそのまま搬出。乾燥、仕分け、収納缶への収納等保管に必要な作業はR/Bから離れた別建屋を設置して実施。セルの機能低減により軽量化を図る。
- 原子炉ウェルは、シールドカバーの撤去前に十分な遮へいと閉じ込めを行う。1次/2次バウンダリの設置、1次バウンダリの細分化、負圧化による動的バウンダリの採用などを行う。
  - 既存のR/Bと新設するコンテナで閉じ込めエリアを構成する。1次バウンダリとそれを　取り囲む2次バウンダリの2重の閉じ込めとし、さらに負圧化による動的バウンダリを採用する。1次バウンダリは、さらに汚染、線量により細分化(H、M、L)する。
  - 容器は、1次バウンダリの高汚染エリアから徐々に低汚染エリア、2次バウンダリと移動し搬出する。

【検討／評価手順】

- 重要課題である安全評価のアウトプットは「通常作業／保守作業／異常時対応／事故時発生対応のコンセプト」およびそれらに基づく被ばく評価となる。
- 上記、アウトプットは最も現地作業期間が長くなる燃料デブリ取り出し工事をモデルケースとして実施する。
- 燃料デブリ取り出し工事に至るまでの設備更新工事を含む全体作業シーケンスのリスク評価も実施する。

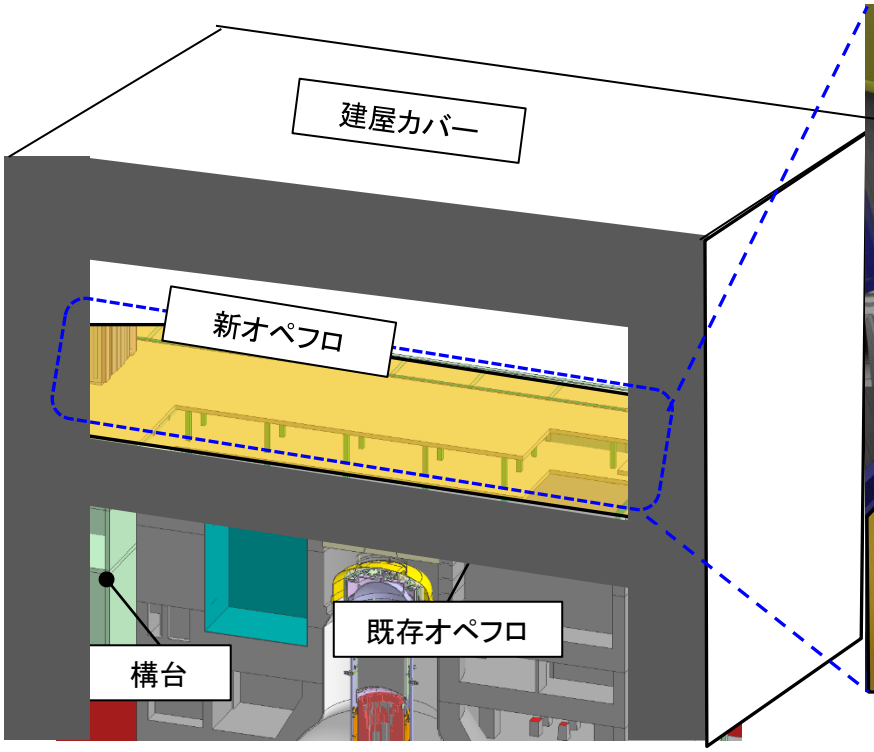
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

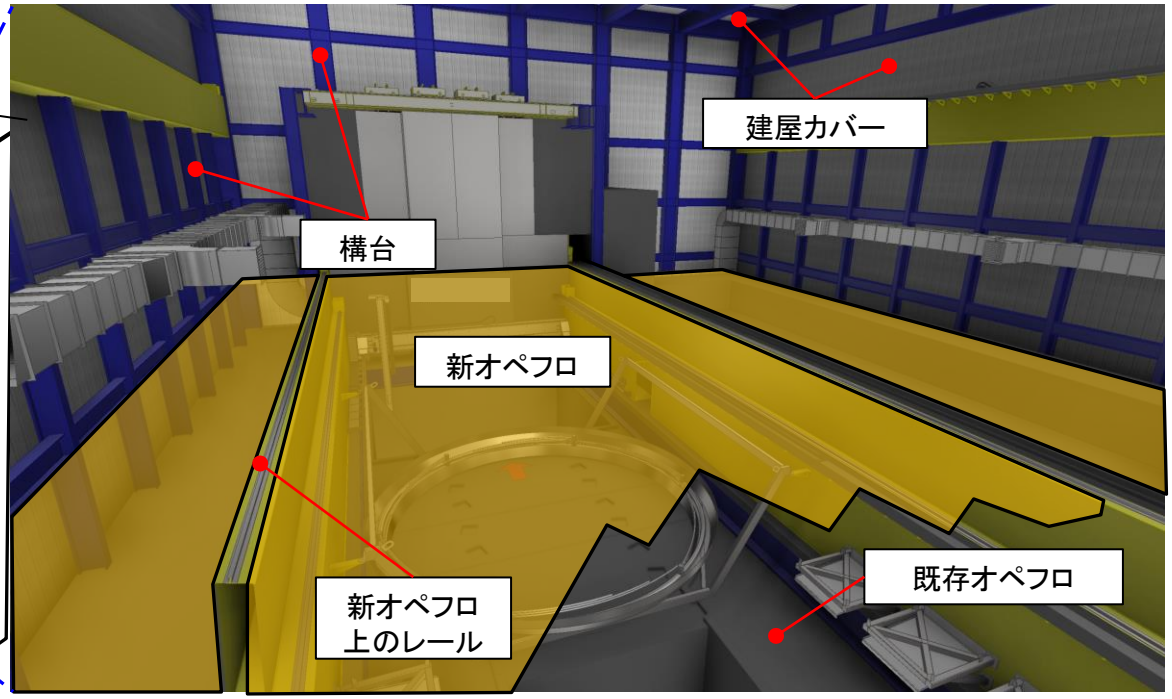
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出ルートの検討(新オペフロの役割)

- 燃料デブリ取り出し工事およびその前段階の各種工事では、既存R/Bへの荷重負荷増大を回避するために、新たなオペフロと構台を追設し、その上に各種設備を設営する。
- 新オペフロの構造概念を以下に示す。ウェルカバー取り外し工事前に、構台と新オペフロを設置する。下図では、建屋カバーも含めたものを示している。





新オペフロ上の外観概念

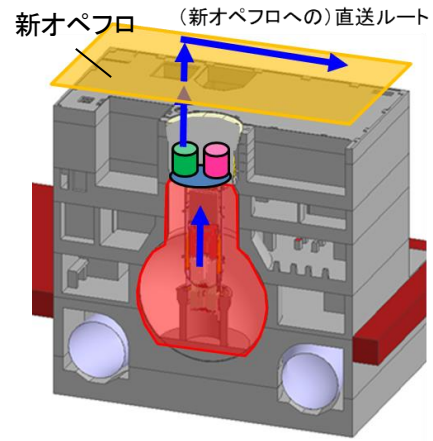
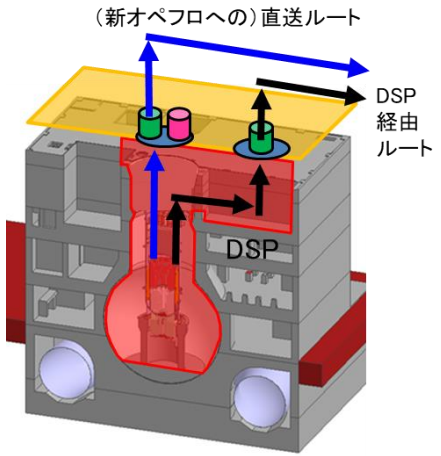
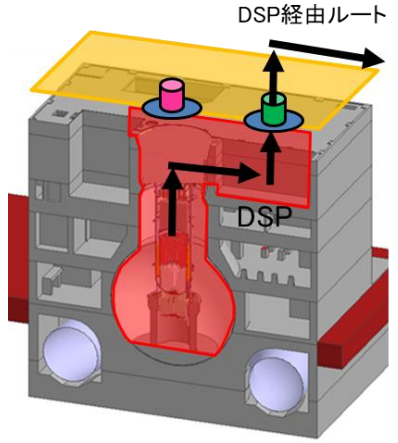
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出ルートの検討(搬出ルート候補の比較)

<table>
<tr><th></th><th>レイアウト1</th><th>レイアウト2</th><th>レイアウト3</th></tr>
<tr><td>【優位性比較凡例】
○:他案と比べて優れる
△:他案より劣るもしくは課題がある
×:実現性が低い

【図凡例】
:搬送装置
:デブリ取り出し装置
:プラットホーム</td><td>
</td><td>
</td><td>
</td></tr>
<tr><td>燃料デブリ取り出し装置と搬送装置の寸法制約に伴う影響</td><td colspan="2">×
①燃料デブリアクセス性と閉じ込め機能の同時確保が非常に難しい。
対策としてプラットホーム旋回が必要。
②RPV内で各装置を接続する作業が発生。機器配置と作業手順が複雑化する。</td><td>△
線源をウェルからDSPへ水平移動させる装置が追加で必要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">炉内構造物撤去工事からの段取り替え作業の影響</td><td>×</td><td colspan="2">○</td></tr>
<tr><td>除染:除染効果が後段工事に影響し易い
プラットホーム設置:R/Bと取り合う気密構造担保が必要。事前の除染効果が低い場合、高度汚染環境での設置作業が要求され、実現困難</td><td colspan="2">除染:ウェル内/DSP内の大掛かりな除染を回避できる。また、ウェルとDSPのライニング(金属壁面)をそのまま活用できる場合は除染性がコンクリートに比べて高く、優位に働く
プラットホーム設置:新オペフロ設置と同時にプラットホームを設置できるため、レイアウト1に比べて工事難度が低い。</td></tr>
<tr><td>燃料デブリ入りユニット缶一時保管場所</td><td>△
(RPV内で保管するスペースが無いので搬送装置に収納して新オペフロ上でストックする必要あり)</td><td>△
(DSP経由ルートはDSPにて保管スペースの確保が期待できる。直送ルートはレイアウト1と同様、搬送装置へ収納して新オペフロ上で保管する必要あり)</td><td>○
(DSPにて保管スペースの確保が期待できる)</td></tr>
</table>

各観点での評価結果を優位性比較に反映し、オペフロ直送ルートは実現困難と判断。
次ページ以降では、レイアウト3を前提にした成立評価を展開していく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

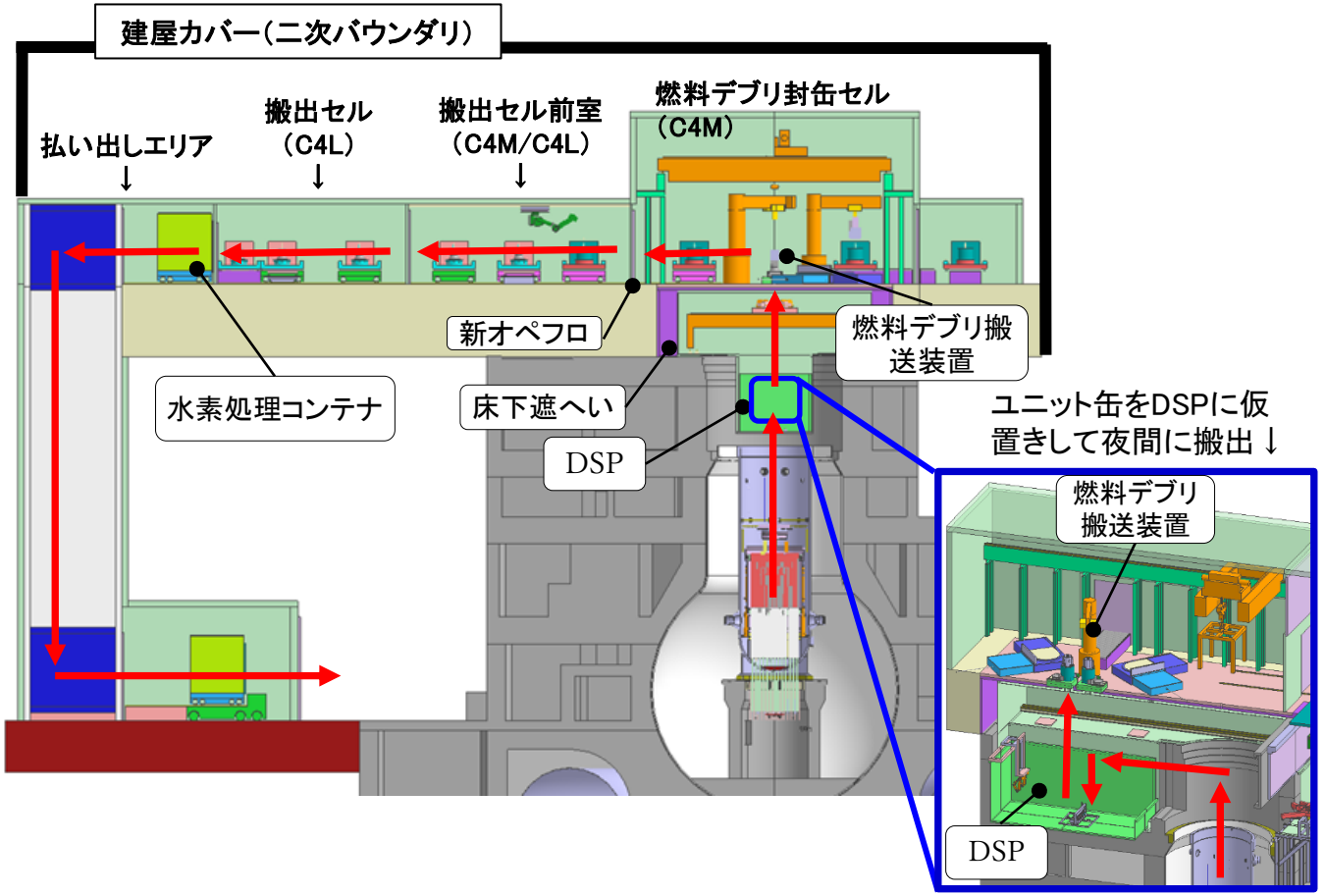
■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出ルートの検討(燃料デブリ取り出し設備全体概要)

【セル運用の考え方】
※汚染区分詳細はNo.145に記載

- C4M/C4L区分となるセルは遮へいと空調機器の配置により、一時的な作業員の立ち入りを可能な環境にする。
- セル内の作業は搬出セル(C4L)を含めて全て遠隔操作で実施できるようにする。

【作業設備と安全設備の配置】

- 予備エンジニアリングで検討する気相処理を含めた安全システム設備の検討状況を調査した。
- 安全システム設備はPCV内下部のデブリや残留と加工に伴う固体・液体・気体を処理するため、R/Bの重心が高くならないよう建屋1階～2階より下部のPCV貫通孔を活用して、既設(R/B)と増設建屋の配置を検討いくこと検討中。
- 上記は横取り出し工法に主眼を置いたものではあるが、上取り出し工法においても同様の配置方針になると想定。
- 本PJ検討工法は、DSPとSFP以外の箇所の機材配置は柔軟に対応できるコンセプトのため、新オペフロ上セルに追加する気相処理設備との取り合い余地はあると判断。



本設備の機能維持および設置実現可能性を項目ごとに評価する必要がある。

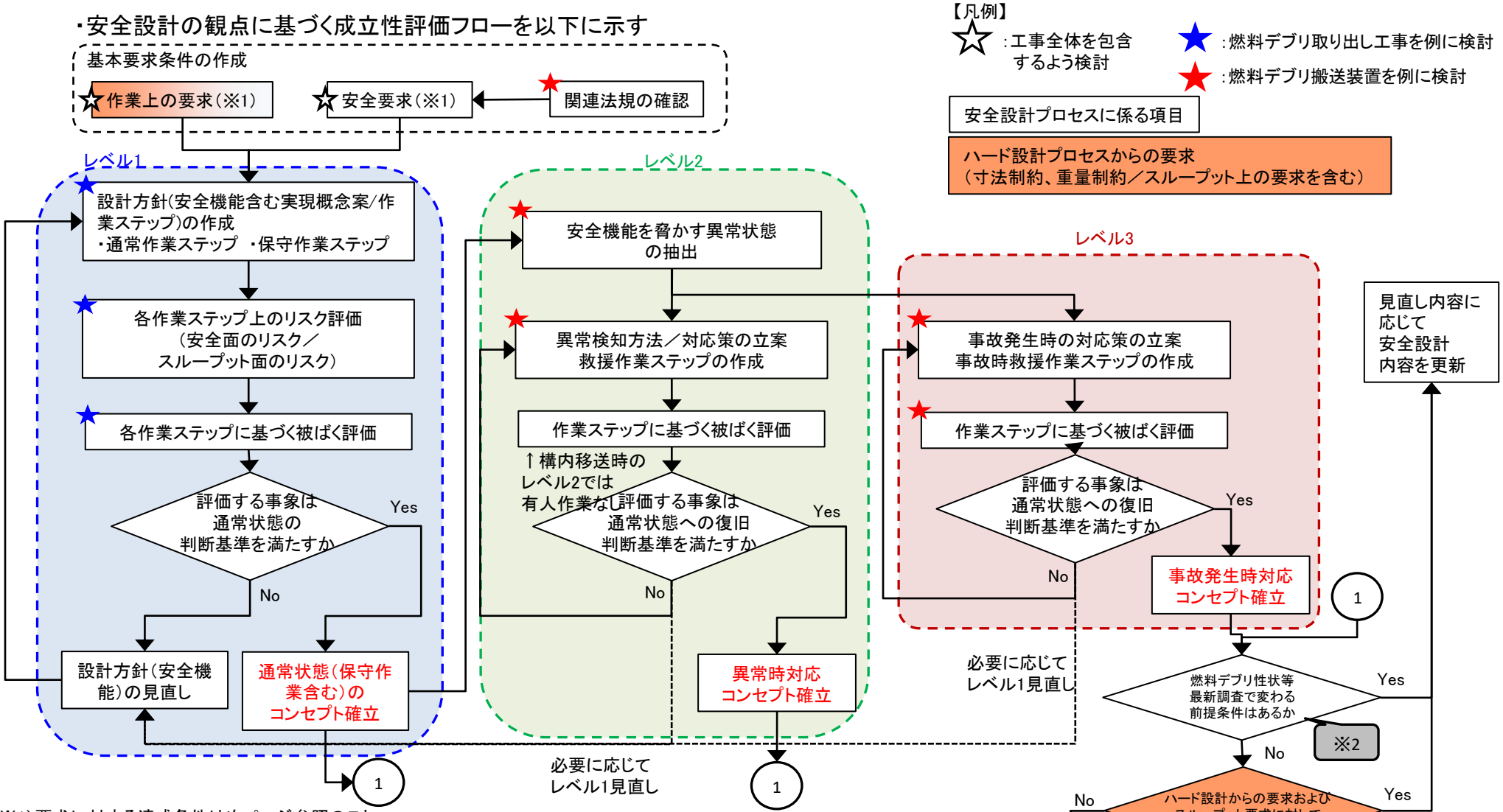
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出工法と成立性の評価(安全設計の成立性評価方針)

・安全設計の観点に基づく成立性評価フローを以下に示す



(※1)要求に対する達成条件は次ページ参照のこと
(※2)本補助事業検討ではYES/NO判定が困難であるため、提案するコンセプトの成立条件を明示する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出工法と成立性の評価(安全設計の成立性評価方針)

安全設計の観点の基づく成立性確認／安全要求と成立判断基準

原子力安全		安全原則(達成されるべきもの)		基本的安全要求	安全要求	実現方針(閉じ込め)	実現方針(遮へい)	成立判断基準
人と環境を放射線リスクから防護する	公衆と環境を放射線リスクから防護する	放射性物質の過大な放出防止	放射性物質の閉じ込め	バウンダリによる放射性物質の閉じ込め	気体中の放射性物質の安全基準で許容される以上の漏えい防止	静的バウンダリによる閉じ込め		【汚染濃度(Cs-137の場合)】 C4H: >3E+04, C4M: <=3E+04, C4L: <=3E+03
						動的バウンダリによる閉じ込め		【ゲージ圧】 PCV内圧: -500 Pa(g), C4Mセル : -400 Pa(g) C4Lセル : -300 Pa(g), C3以下 : -200 Pa(g)
					液体系の放射性物質の安全基準で許容される以上の漏えい防止	動的バウンダリによる閉じ込め		【D/W水位 or S/C水位】 (他PJで検討中) 【トーラス室水位】 (他PJで検討中)
						液体浄化設備等による放射性物質濃度低減		【PCV内滞留水放射能濃度】 (他PJで検討中)
				炉内から取り出された放射性物質の移送容器による閉じ込め	移送容器による放射性物質の漏えい防止	燃料デブリ搬送装置による閉じ込め		【インリーク】2.4L/min以下(@-2000Pa) 【アウトリーク】10Vol%/hr以下(@1000Pa)
			放射性物質の異常な追加生成の防止	追加核分裂反応の防止	核反応による異常な放射性物質の生成防止	(デブリ加工量制限、中性子吸収材(溶解性・非溶解性)、中性子・FPガスモニタによる臨界監視、(臨界Pjにて検討中))		(加工サイズ、吸収材投入量、中性子レベル、希ガス濃度、等(臨界Pjにて検討中))
				異常な加熱の防止	燃料デブリの異常な温度上昇による放射性物質の放出防止	・静的／動的バウンダリによる閉じ込め ・リスクを考慮した燃料デブリ加工手法の適用		上記、静的／動的バウンダリの成立判断基準と同じ
				切削による異常な放射性物質の拡散の防止	燃料デブリ、構造物の切削による異常な放射性物質の拡散の防止			
		放射線による過大な被ばくの防止		外部被ばくに対する防護	直接放射線による過大な被ばく防止のための遮へい		新オペフロ床面の遮へい 搬送措置の遮へい	【新オペフロ上　空間線量率(mSv/h)】 C4H: >1, C4M: <=1, C4L: <=0.1 【搬送装置線量率】 表面: 1mSv/h, 表面から1m: 0.1mSv/h
	作業員を放射線リスクから防護する	作業員の過大な外部被ばく・内部被ばくの防止 －デブリ取出し作業に必要な新規装置設置に伴う被ばく －デブリ取出し関連作業に伴う被ばく －デブリ取出し関連以外のサイト内作業員の被ばく		作業員の被ばく低減のための設計	遮蔽、汚染・線量区分の適切な設定と被ばくを低減する遠隔保守及び動線等システム設計	作業員立ち入りエリアを明確にしたセル配置および線源取り扱い作業ステップに基づく作業員被ばく評価 →対象作業: 通常作業／保守作業／救援作業		【通常作業／被ばく作業】 1日: 最大0.2mSv 年間: 20mSv
				作業員の被ばく低減のための運転管理	被ばく低減のための運転方法、保守計画及び作業管理			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出工法と成立性の評価(安全設計の成立性評価方針)

安全設計の観点の基づく成立性確認／作業要求と成立判断基準

作業上の要求	要求事項	実現方針				成立判断基準
		燃料デブリ取り出し装置	セル／搬送装置の扉構造	搬送装置本体	付帯機器(プラットホーム、床遮へい、水素処理機構)	
取り扱い性	遠隔操作による容器への燃料デブリの収納および払い出しが実施できること	遠隔操作によるユニット缶への燃料デブリ充填が可能なこと	遠隔操作による扉の開閉が可能な構造とすること	遠隔操作によるユニット缶の収納／払い出しが可能な構造とすること	---	1日300kgの燃料デブリ搬出
	遠隔操作による水素爆発対策を実施できること	---	---	遠隔操作による搬送装置本体と付帯機器の水素処理ライン同士の接続が可能な構造とすること		最大1.5L/hの水素の処理
	燃料デブリ収納・移送に関する取扱いが実施できること	燃料デブリ取り出し作業フローを考慮した寸法、重量、構造とすること	搬送装置は吊り上げおよび車両への積載が可能な構造とすること			作業エリア／周辺機器との非干渉 新オペフロ上への荷重5000ton以内
			搬送装置本体の取り扱いフローにおける作業性を考慮した寸法、重量、構造とすること			
	駆動機構が故障しても救援作業できること	駆動機構が故障しても予備代替あるいは外部アクセスで動かせること	駆動機構は人力でも動かせること		---	試験あるいは机上検討判断
	レスキューの観点から水素処理ラインは人手作業でも接続／解除できること	---	---	搬送装置本体と付帯機器の水素処理ラインは人力でも接続／解除できる構造とすること		
メンテナンス性	汚染箇所を除染できるようにすること	人手作業もしくは無人作業で搬送装置を除染できる構造とすること				
	消耗品を交換できるようにすること	人手作業もしくは無人作業で消耗品を交換できる構造とすること				
	直接補修できない保守部位はR/B外に搬出できるようにすること	人手作業もしくは無人作業で保守部品をR/B外に搬出できる構造とすること				

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ搬出工法と成立性の評価(建屋設備設置の成立性評価方針)

- 具体的なプランの検討②は既存のR/Bに新たな設備を設置するため設置後に正しく安全機能が働くかどうか、あるいは設置自体が可能かといった成立性評価は重要である。
- 原子力安全を含む各種要求から、新設備設置成立のために検討すべき項目を以下に示す。

要求		新設備設置成立に強く関係する項目か	成立性評価のために実施する内容
安全要求(原子力安全+1F特有の守るべき安全)	閉じ込め機能	既存設備/新設備との取り合い部分の機能成立を検討する必要がある	・新設備と既存設備の取り合い手段の検討
			・既存設備開口部の閉じこめと監視手段の検討
	遮へい機能	遮へいによる追加荷重がR/B負荷を超えないか検討する必要がある	・許容できる遮へい重量の設定 ・遮へい設置実現のための手段の検討
	除熱機能	燃料デブリ搬送システムの検討にて担保する。	
	臨界防止機能	燃料デブリ取り出しシステムおよび燃料デブリ搬出システムの検討にて担保する	
	火災防止機能		
	水素爆発防止機能	燃料デブリ搬送システムの検討にて担保する。	
	各種安全機能の監視	特に閉じ込め機能の監視を検討する必要がある。	・設備検討が最も進んでいる燃料デブリ搬送システムに対し、代表例としてオブジェクティブツリーを用いた評価を行う。
作業員安全	過剰被ばくの防止	セル運用計画の成立性の観点で検討する必要がある。	・燃料デブリ搬送時のリスク評価と作業員被ばく評価 ・メンテナンス時のリスク評価と作業員被ばく評価
ハード設計上の要求	システム同士の取り合い	作業設備と安全設備の配置干渉有無を確認する必要がある。	・安全設備の機器配置方針の確認
		燃料デブリ取り出し/搬出システム間のユニット缶の授受	燃料デブリ取り出し/搬送システムの検討にて担保する。
		シールドカバー撤去から燃料デブリ取り出し開始までの設備更新ステップを検討する必要がある。	段取り替え工事作業ステップの検討とリスク評価
取り扱い要求	メンテナンス性	セル運用計画の成立性の観点で検討する必要がある。	・機器ごとの保守グレードの設定　・完全無人エリアでの保守手段の策定 ・作業員被ばく評価(※作業員安全と重複)
	燃料デブリ搬出能力(スループット)	燃料デブリ搬送システムの検討にて担保する。	

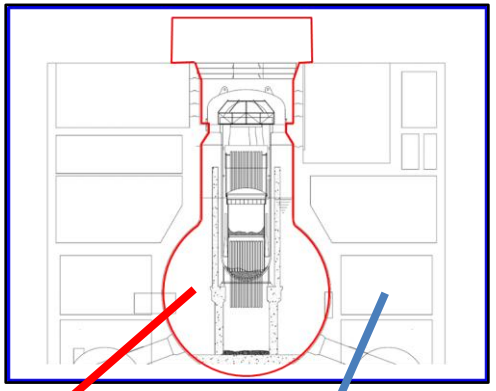
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:建屋への新設備設置の検討(バウンダリ概念/エリア区分方針)

- 1次バウンダリ、2次バウンダリは大気と比較し負圧維持。1次バウンダリ<2次バウンダリ<大気。
- 1次バウンダリは、汚染の拡大防止を考慮して複数段(H/M/L)にて構成(PCV側の圧力を低く設定。2重扉の保守を考慮して扉は3重の構成。)
- PCV外側には、万一の場合の隔離扉の設置を検討。
- 1次バウンダリは緊急時など作業員立ち入りを考慮するが、通常は立ち入り無し



	C4H(=PCV雰囲気)	C4M	C4L	C3以下
バウンダリ	1次バウンダリ			2次バウンダリ
雰囲気線量率(mSv/h)	>1	≦1 (立ち入り時間:20h/年)	≦0.1 (立ち入り時間:200h/年)	---
空気汚染濃度	[Cs-137] >3E+04 [Pu-238] >7E+0	[Cs-137] ≦3E+4 [Pu-238] ≦7E+0	[Cs-137] ≦3E+3 [Pu-238] ≦7E-1	---
通常時気圧(ゲージ圧)	-500 Pa	-400 Pa	-300 Pa	-200 Pa≦
作業員立ち入り	通常時:無し 保守時:無し 緊急時:無し	通常時:無し 保守時:無し 緊急時:有り	通常時:無し 保守時:有り 緊急時:有り	通常時:有り 保守時:有り 緊急時:有り

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

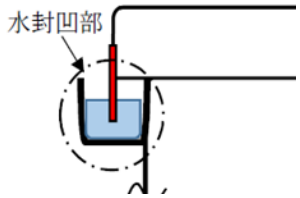
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

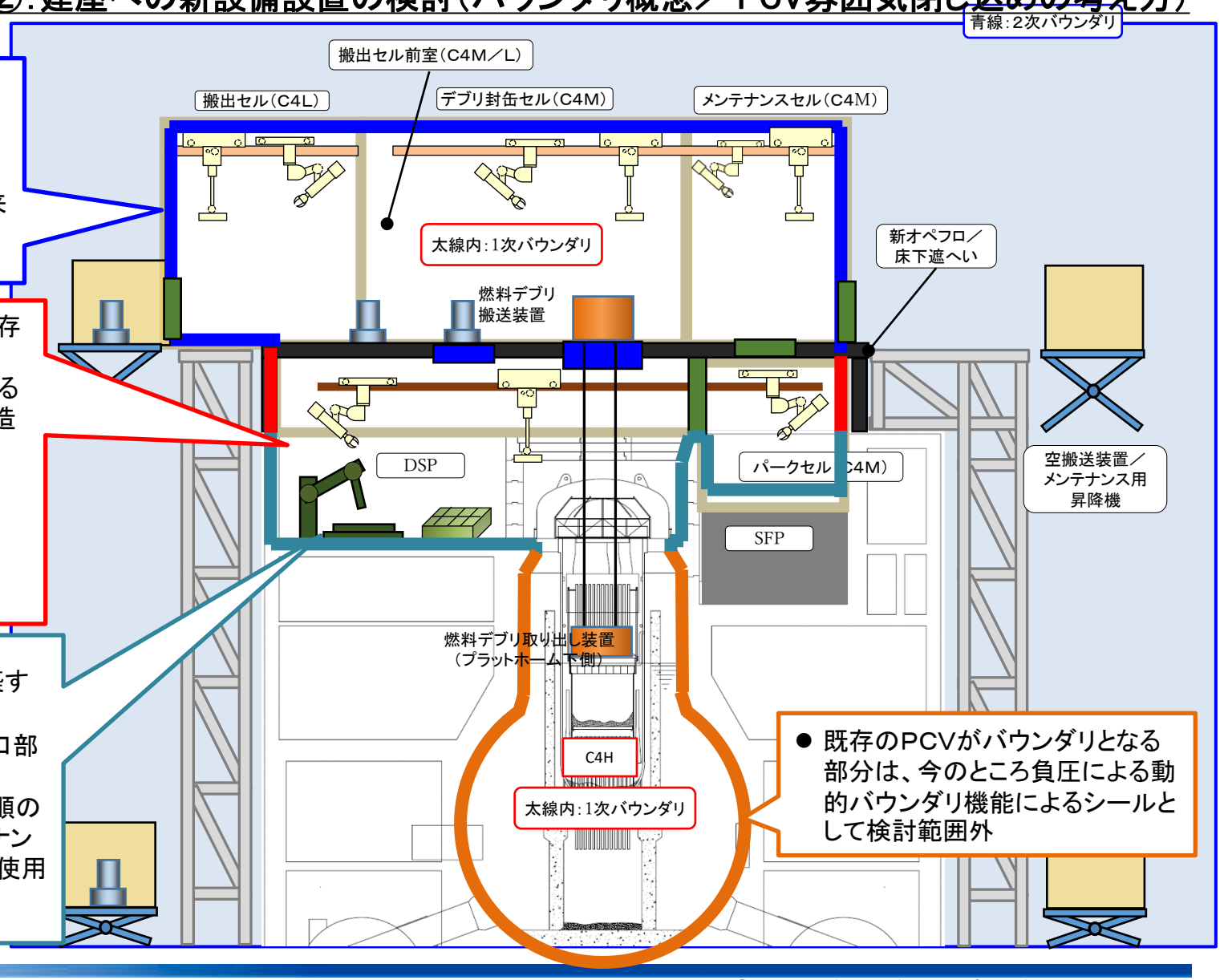
■ 具体的なプランの検討②:建屋への新設備設置の検討(バウンダリ概念／ PCV雰囲気閉じ込めの考え方)

- 新規構造物(セル)にてバウンダリを構築する部分
- セル内構造物と同様に、駆動部分を取り外してメンテナンス
- シール部品は遠隔取り外し(将来的に詳細構造検討／試験による機能評価が必要)

- 新規構造物(コンテナ建屋)と既存R/Bとの接合部
- 地震時の動作モードの違いによるズレを吸収できる水封などの構造とする



- 既存のR/Bにてバウンダリを構築する部分
- 原子炉ウェル、プール周りの開口部分を封止。定期的に補修を行う。
- 封止構造・手法を立案。施工手順の詳細化、封止確認方法とメンテナンスについて検討。特に吹付樹脂使用部分が課題。



- 既存のPCVがバウンダリとなる部分は、今のところ負圧による動的バウンダリ機能によるシールとして検討範囲外

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

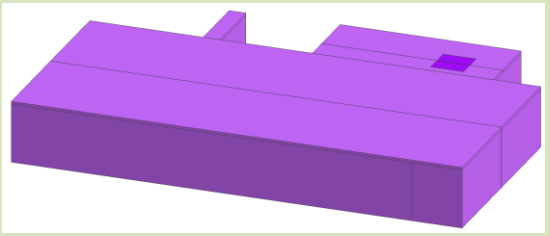
■ 具体的なプランの検討②:建屋への新設備設置の検討(遮へい概念／線源に対する遮へいの考え方)

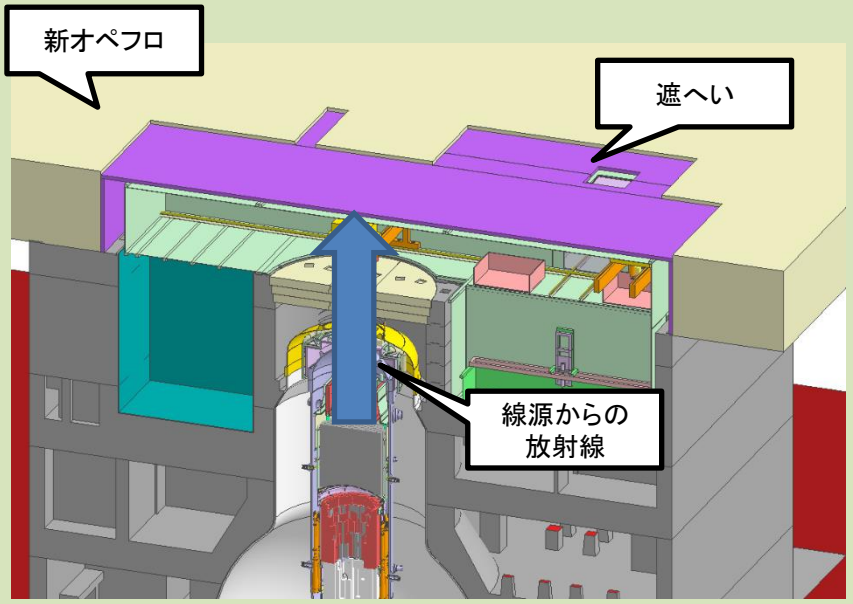
- No.27での炉内線量情報に基づき、遮へい重量のケーススタディを実施した。一方、当該線量情報のうち炉内構造物については現場データが無く、現在の線量評価結果が保守的である保証がない。より精緻な遮へい成立評価を行うためにはRPV内部調査でのデータ取得が必須である。
- 前提条件に基づいた以下のケーススタディに基づくと、最大35cm相当の遮へい厚が必要な見込み。機電設備におけるR/B構台への荷重負荷上限は5000 tonと設定しているため、成立条件についての整理が必要。

【遮へい重量のケーススタディ】

- 原子炉上方で作業員が立ち入りできる線量を最大1～5mSv/hとし、遮へい体厚さを設定
- 原子炉ウェル、燃料プール、DSPを包絡した作業エリアを設定し、遮へい体の範囲を設定。
- 遮へい体の質量は、約4000～5600ton(下表参照)となり、カバー建屋に過大な負荷がかかる。
- 実機適用前に以下の検討が必要
  →適正な遮へい範囲と厚さ設定
  →除染を組み合わせた環境線量低減対策

ウェルの汚染	RPV中央、床レベルでの線量	遮へい厚さ	遮へい体質量
1.0E+08Bq/cm^2	3.51E+04mSv/h	250mm	約4000t
1.0E+11Bq/cm^2	9.51E+05mSv/h	350mm	約5600t





©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:建屋への新設備設置の検討(遮へい概念／遮へい成立に向けた対策)

● 遮へい厚適正化と除染の組み合わせ方策

- 前ページで示した遮へい範囲と遮へい厚の適正化には限界があるため、除染効果との併用は必須である。仮に除染にてDF100を達成すると、最低でも遮へい重量を5600 ton → 4000 tonへ削減できる。これに対して遮へい厚適正化を組み合わせることで遮へい成立可能性が向上する。
- No.28に示したように将来的に行うR/Bの除染計画ではウェル壁面への対応を優先的に検討する必要がある。過去の補助事業で検討した除染技術(下図)では、汚染物質が浸透し易いとされるコンクリートに対してほぼDF100を達成している。具体的な除染装置の設計計画、除染に使用した水の取り扱い、処理などは今後の課題となるが、DF=100の除染を前提とした大分割搬出の実現性に寄与できると判断した。

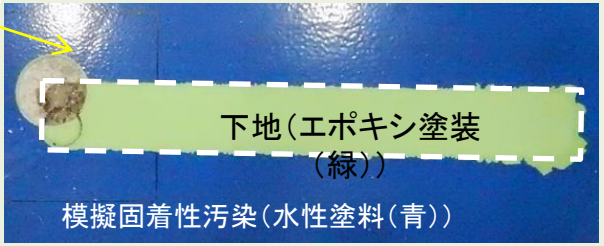
コンクリート塗装面における高圧水ジェット除染の除染性能
平成25年度「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」研究成果報告(2016.3.15)抜粋

試験対象	圧力 MPa	流量 L/min	平均除去率% 研削量 mm	除染速度 m^2/h
遊離性	30	2.6	96.1%	0.96
固着性	160	5.9	96.9%	0.72
研削(無垢)	190	6.4	0.32~6.7m m	0.07
研削(塗装厚4mm)	190	6.4	2.89~8.74 mm	0.07

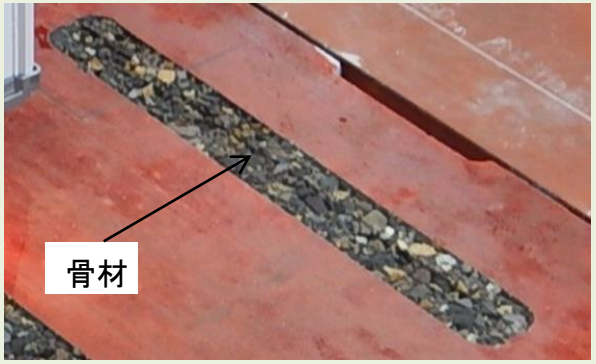
■ 遊離性汚染の除染試験



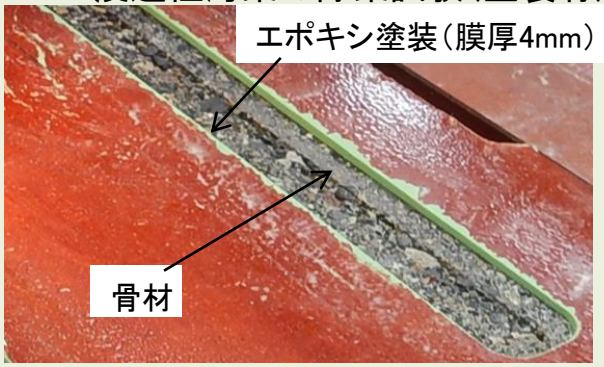
■ 固着性汚染の除染試験



■ 浸透性汚染の除染試験(無垢)



■ 浸透性汚染の除染試験(塗装有)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

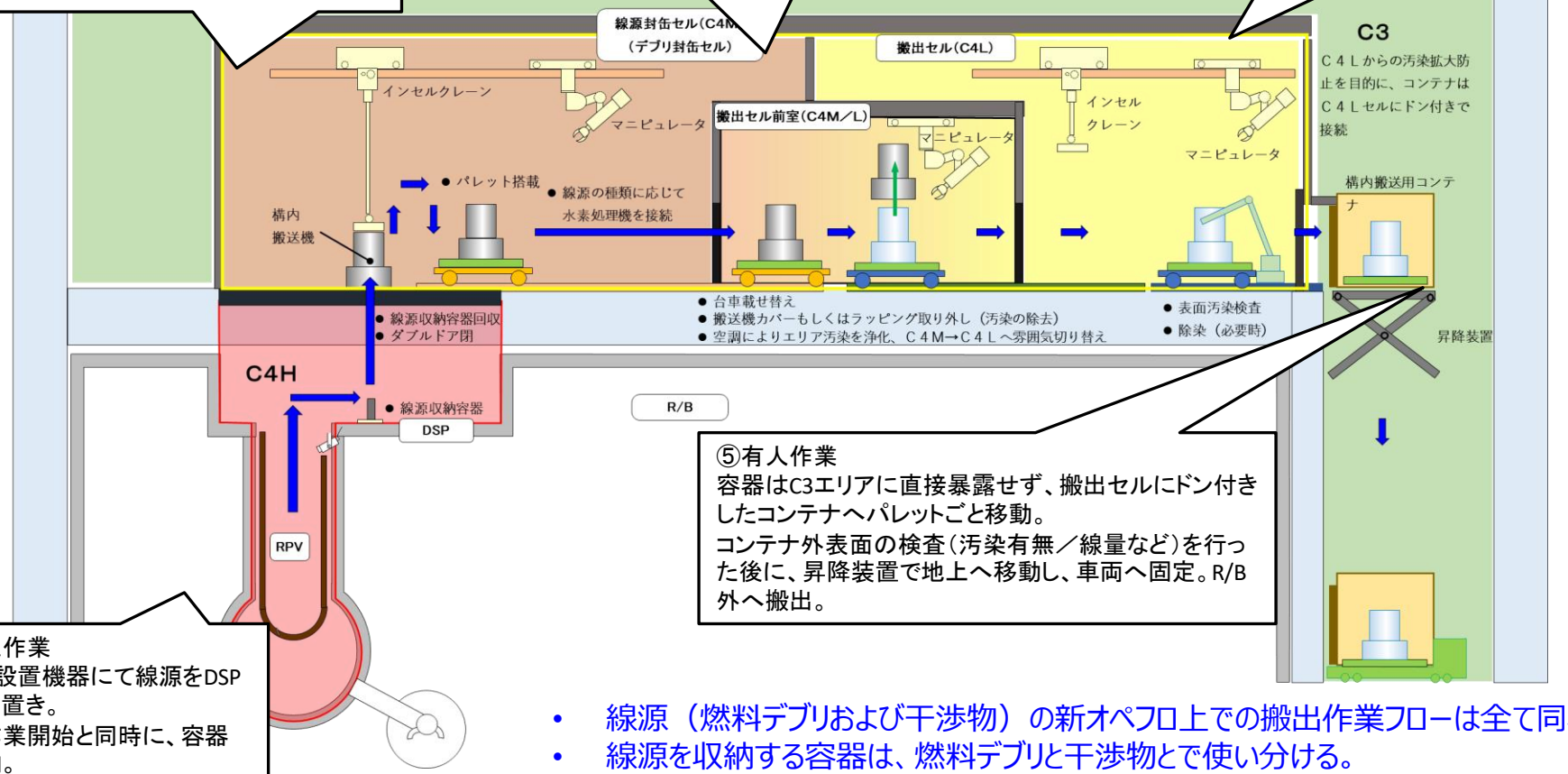
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(通常作業／作業フロー)

②無人作業
線源収納後、予備検査として容器の閉じ込め状態を確認。
インセルクレーンで容器のパレットに積載。マニピュレータで水素処理機構と搬送装置を接続。

③無人作業
パレット入室後、容器のカバー(orラッピング)をマニピュレータで取り外し、汚染物を除去。
空調機により雰囲気を浄化

④無人作業
容器を検査(汚染有無／線量など)
万一基準値以上の汚染を確認した場合は除染。



⑤有人作業
容器はC3エリアに直接暴露せず、搬出セルにドン付きしたコンテナへパレットごと移動。
コンテナ外表面の検査(汚染有無／線量など)を行った後に、昇降装置で地上へ移動し、車両へ固定。R/B外へ搬出。

①無人作業
PCV内設置機器にて線源をDSP上に仮置き。
搬出作業開始と同時に、容器へ収納。

- 線源（燃料デブリおよび干渉物）の新オペフロ上での搬出作業フローは全て同様。
- 線源を収納する容器は、燃料デブリと干渉物とで使い分ける。
- 燃料デブリ取り出し工事をモデルに作業員被ばく評価とリスク評価を実施（次ページ）。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(通常作業／被ばく評価)

※1 計算表で端数の切り上げ／捨て処理を行っているため、小計／合計は完全に合致しない

【前提条件】

- 燃料デブリ取り出し工事を想定する。
- C4エリアは遠隔作業により業員は介在しない。なお、C4Mの空間線量率は最大1mSv/hを設計目標としているが、本評価では10mSv/hと仮定。一方、C4MとLの雰囲気が交換される前室は1mSv/hとした。
- 搬送装置の表面線量は0.1mSv/h(@1m)とする。
- 直接作業で必要となる最低必要人数は7名(監督および監視員含む)と設定。監督や監視員はカメラを使った遠隔指示も期待できるが、本評価では考慮しない。

表. 搬送装置1基を搬出するときの作業員被ばく評価結果(概要)

場所	エリア区分	直接／遠隔作業	有人作業時間 [min]	最低必要人数	環境線量 [mSv/h]	被ばく量 [人・mSv]	被ばく量小計 [人・mSv] ※1
封缶セル	C4M	遠隔	0	0	10	0	0
搬出セル前室	C4M／L	遠隔	0	0	1	0	0
搬出セル	C4L	遠隔	0	0	0.1	0	0
セル外	C3以下	直接作業(搬送装置非接近)	20	7	0.01	0.02	0.20
		直接作業(搬送装置接近)	15	7	0.1	0.18	
R/B搬入口	C3以下	直接作業(搬送装置非接近)	35	7	0.01	0.03	0.92
		直接作業(搬送装置接近)	75	7	0.1	0.90	
構内移送	C3以下	直接作業(搬送装置非接近)	120	7	0.01	0.14	0.14
増設建屋搬入	C3以下	直接作業(搬送装置非接近)	10	7	0.01	0.02	0.54
		直接作業(搬送装置接近)	45	7	0.1	0.53	
増設建屋セル外	C3以下	遠隔作業	0	0	0.01～0.1	0	0
増設建屋搬入口	C3以下	遠隔作業	110	7	0.01	0.13	0.13
合計			**855**				**1.92 ※1**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(通常作業／被ばく評価)

- 作業員1名あたり1日最大0.2 mSvを被ばく上限とすると、1基搬出で9.6名が必要となり、1日(10基搬出)で96名が必要となる(下表参照)。しかし、実働100日で年間被ばく量上限(20mSv)に達してしまう。
- 作業員は1年(実働200日)通じての雇用が望ましいため、一次バウンダリ内の無人作業化だけでなく、二次バウンダリ内でも積極的な無人作業化が必要であることを本評価で確認した。

表.搬送装置1基を搬出するときの必要作業員数

	1基あたり	1日あたり
搬送装置取扱数量	1基	10基
発生総被ばく量	1.92人・mSv	19.2人・mSv
作業員1名あたりの被ばく量を0.2mSv/日に抑えるために必要な作業員数	9.6名	96名

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(通常作業/リスク評価)

燃料デブリ取り出し工事のうち、セル上のデブリ搬出作業ステップからエラーモードとその要因を定義、影響程度を評価(リスク評価)し、予防もしくは緩和の観点で対策を設定。

どのようなエラーで、

リスク要因	イベント
機械的エラー	A: 取り合い不良 B: 故障 C: 監視不足 D:設計エラー
ヒューマンエラー	A: 操作ミス

何が発生し、

安全機能	イベント
閉じ込め(気相)	A: 一次バウンダリ内でダストが漏えいする B: 二次バウンダリ内でダストが漏えいする C: 二次バウンダリ外へダストが漏えいする
閉じ込め(液相)	A: 一次バウンダリ内で汚染水が漏えいする B: 二次バウンダリ内で汚染水が漏えいする C: 二次バウンダリ外へ汚染水が漏えいする
閉じ込め(除熱)	A: 搬送装置の構成部材が耐熱温度を超えて装置外へダストおよび汚染水が漏えいする
遮へい	A: 遮へい機能を超えてデブリの直接線が発生する B: 遮へい機能を超えてPCVの直接線が発生する
水素爆発防止	A: 搬送装置内部の水素濃度が基準値を超える B: 排ガス処理タンクの水素濃度が基準値を超える C: セル/建屋内の水素濃度が基準値を超える
臨界防止	A: デブリの形状が変化して臨界を起こす

誰にどのような影響を及ぼすか。

被ばく種別	イベント
公衆被ばく	A: 遮へい機能劣化等による公衆被ばく線量率上昇(外部被ばく) B: バウンダリ外へのダスト放出による公衆被ばく線量率上昇(内部被ばく)
作業被ばく	A: 作業箇所における線量率上昇(外部被ばく) B: 作業箇所におけるダスト濃度上昇(内部被ばく)

各対策ごとに本事業で検討すべき技術開発項目があるかを判断

【エラーモードの一例】

有人作業:○	発生事象(何が、どのような状態になるのか)	リスク要因		安全機能への波及								対策(予防or緩和)	対策のために要素技術開発項目があるか	最優先開発事項か
		ヒューマンエラー	機械的エラー	閉じ込め			遮へい	被ばく対象		臨界	水素爆発			
				気相	液相	除熱		公衆被ばく	作業員被ばく					
----	水素濃度が不明	---	C 水素濃度を監視できない	C	C	---	---	A、B	---	-	A	(予防) 監視機能の導入	YES(水素処理機構の開発)	YES

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(通常作業／リスク評価)

- 燃料デブリ搬送時は閉じ込め機能として扉部と水素処理機構の開発が最重要項目と判断
- 扉部から汚染物質が漏えいした場合、一次／二次バウンダリ内が汚染。公衆被ばくへの影響はないが除染復旧が困難。(下表①)
- 水素爆発は一次バウンダリ内であっても公衆被ばくへ直結するリスクあり(下表②)。特に、1F構内移送時は深層防護フローによる安全設計が必須(下表③)

表. 燃料デブリ搬送時のリスク評価結果(一例抜粋)

作業フロー						発生事象(何が、どのような状態になるのか)	リスク要因		安全機能への波及								対策(予防or緩和)	対策のために要素技術開発項目があるか	最優先開発事項か	
									閉じ込め			遮へい	被ばく対象		臨界	水素爆発				
ID	STEP			作業項目	有人作業:○		ヒューマンエラー	機械的エラー	気相	液相	除熱		公衆被ばく	作業員被ばく						
7	h			蓋締め状態確認 (遠隔)																
7-1	h	-	1	搬送装置扉部の漏えい有無を確認	---	漏えい確認ができない	---	C(リーク状態を監視できない)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)監視機能の導入	YES(扉部の開発)	YES	①
7-2		↑		↑	---	基準値以上の漏えいがある	---	D(扉部の故障)	A	A	---	---	---	B(レスキュー時)	---	---	(予防)インリーク設計	YES(扉部の開発)	YES	
7-3		↑		↑	---	搬送装置内部のインリーク状態が崩れる	---	D(水素発生による内圧上昇で許容圧力超過)	↑	↑	---	---	---	↑	---	---	(予防)リスクを考慮した構造設計 (予防)リスクを考慮した作業スピード	YES(扉部の開発)	YES	
7-4		↑		↑	---	↑	---	D(デブリ発熱に起因した空気膨張による内圧上昇)	↑	↑	---	---	---	↑	---	---	(予防)詳細リスク評価に基づき設計	YES(搬送装置本体の開発)		②
7-5		↑		↑	---	搬送装置内部の内圧が基準値を超えたが検知できない	---	C(内圧を監視できない)	A	A	---	---	---	B(レスキュー時)	---	---	(予防)監視機能の導入	YES(水素処理機構の開発)		
20	u			建屋外へ搬出																
20-1	u	-	1	水素処理コンテナが昇降装置で地上へ移動	---	昇降装置が破損し、地上へ衝突し搬送装置内の燃料デブリが漏れ出る	A(昇降装置の暴走)		B	B	---	A	A,B	---	A	---	(予防)フェールセーフ機能の導入			
20-2		↑		↑	---	↑	---	B(昇降装置の故障)	↑	↑	---	↑	↑	---	↑	---	(予防)定期メンテナンス (予防)落下防止機能			
20-3	u	-	2	建屋外へ搬出	○	搬送中に水素濃度が上昇した	---	B(水素処理機構の故障)	C	C	---	---	A,B	B(通常作業)	A	A	深層防護チャートに基づくリスク対策実施	YES(水素処理機構の開発)	YES	③
20-4		↑		↑	○	搬送中に内圧が上昇した	---	B(水素処理機構の故障)	C	C	---	---	A,B	B(通常作業)	---	---	深層防護チャートに基づくリスク対策実施	YES(水素処理機構の開発)	YES	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／基本方針)

(C4L設置機器)
エリア事前除染の上作業員が直接保守作業を行う。

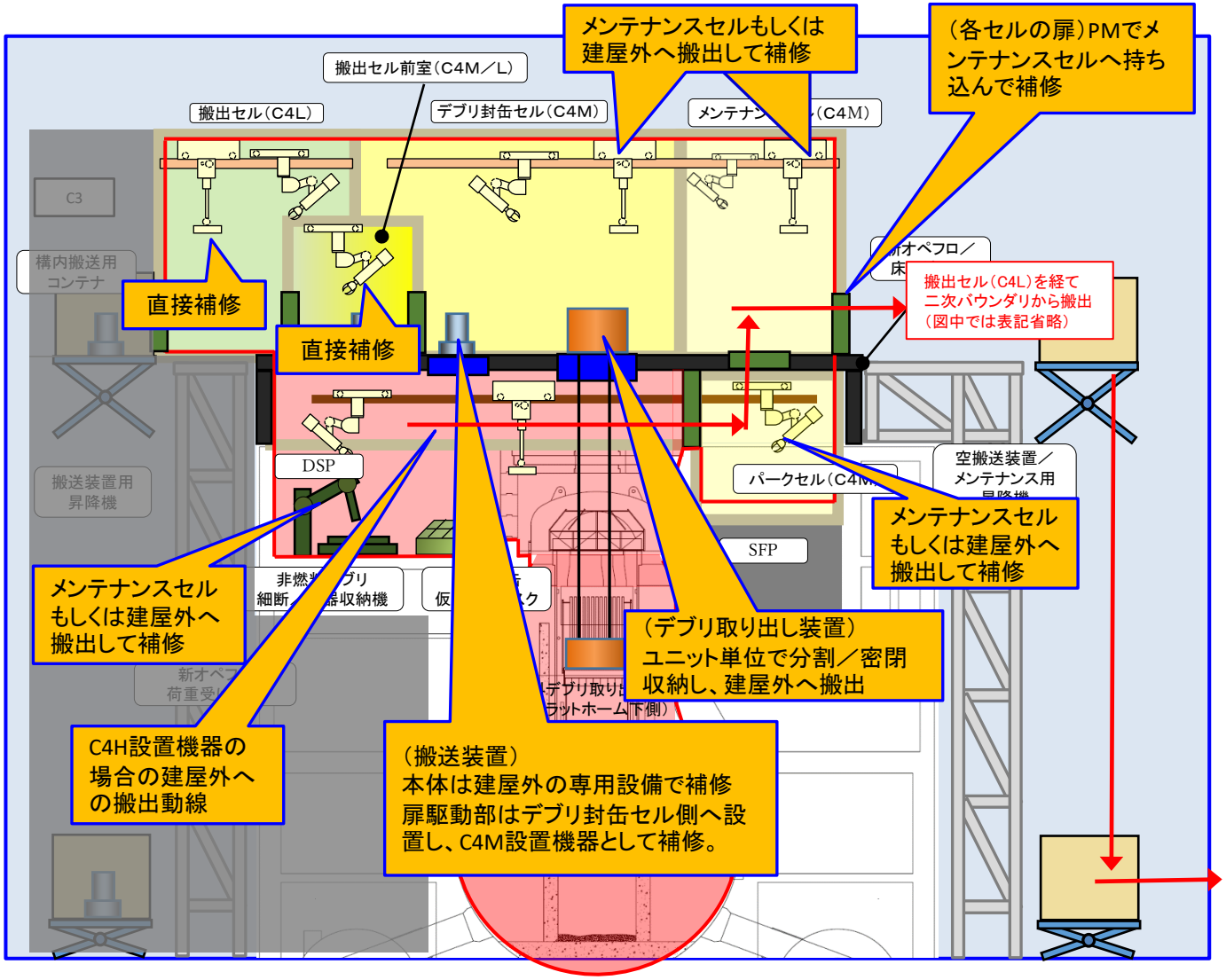
(C4M設置機器)
メンテナンスセルへ引き込み、PM(パワーマニピュレータ)で大分割した後に、同セル内に設置する専用補修エリアでMSMを用いて保守作業を行う。困難なものについては、密封処理を行った上で建屋外へ持ち出して保守作業を実施。

(C4H設置機器)
パワーマニピュレータで保守対象をユニット単位で取り外し、パークセルにて大分割し、必要なもののみメンテナンスセルへ搬入・保守作業を行う。メンテナンスセルで作業困難なものは密封処理を行った上で建屋外へ持ち出して保守作業を実施。

(扉類)
駆動部をPMで取り外してメンテナンスセルへ持ち込んで補修。駆動部は基本的に低汚染エリア側に設置。

(燃料デブリ取り出し装置)
ユニット単位で分割し、各々を梱包して建屋外に搬出して補修。ただし、燃料デブリに触れるロボットアームおよび加工治具は除染困難と想定し、交換を基本とする。

(燃料デブリ搬送装置)
本体は建屋外の専用設備で補修。プラットホームの扉駆動部は、デブリ封缶セルへ設置し、C4M設置機器として補修。

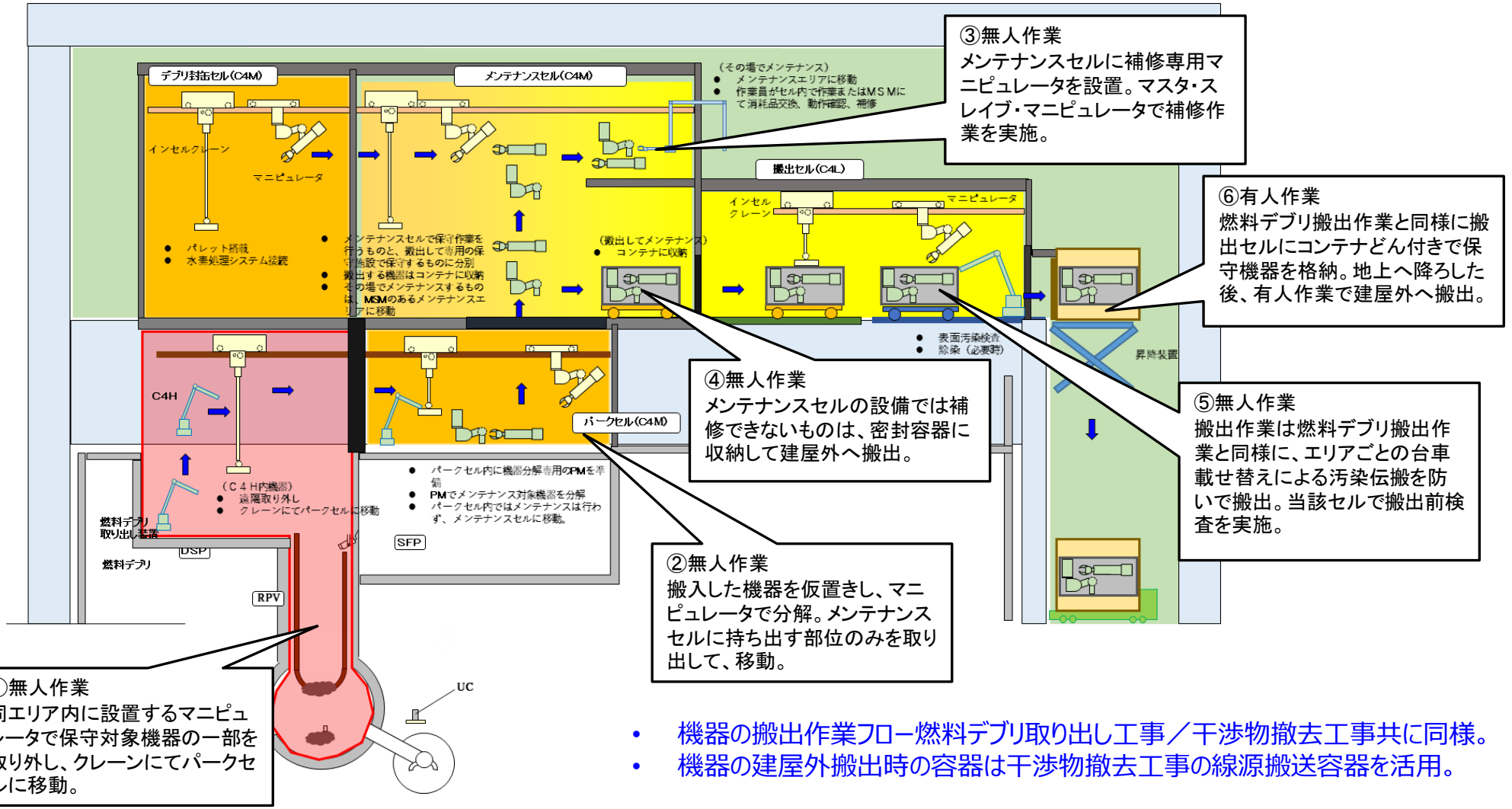


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／作業フロー)



③無人作業
メンテナンスセルに補修専用マニピュレータを設置。マスタ・スレイブ・マニピュレータで補修作業を実施。

⑥有人作業
燃料デブリ搬出作業と同様に搬出セルにコンテナどん付きで保守機器を格納。地上へ降ろした後、有人作業で建屋外へ搬出。

④無人作業
メンテナンスセルの設備では補修できないものは、密封容器に収納して建屋外へ搬出。

⑤無人作業
搬出作業は燃料デブリ搬出作業と同様に、エリアごとの台車載せ替えによる汚染伝搬を防いで搬出。当該セルで搬出前検査を実施。

②無人作業
搬入した機器を仮置きし、マニピュレータで分解。メンテナンスセルに持ち出す部位のみを取り出して、移動。

①無人作業
同エリア内に設置するマニピュレータで保守対象機器の一部を取り外し、クレーンにてパークセルに移動。

- 機器の搬出作業フロー燃料デブリ取り出し工事／干渉物撤去工事共に同様。
- 機器の建屋外搬出時の容器は干渉物撤去工事の線源搬送容器を活用。

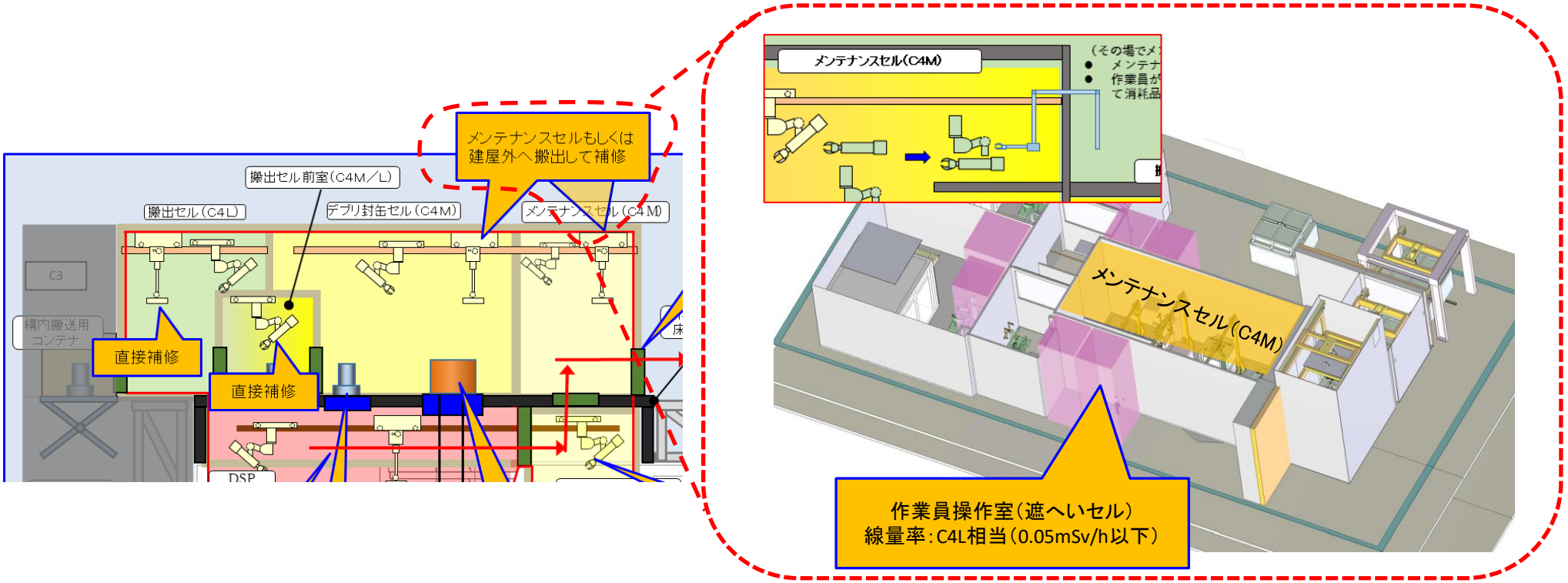
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／無人環境での作業実現方策)

- メンテナンスセルでの保守作業は、同セルに設置するマスタ・スレイブ・マニピュレータを活用。遮へい機能を持つ作業員操作室にマスターアームを設置し、操作。
- 作業員操作室の汚染レベルはC3以下。雰囲気汚染による空間線量率上昇要因はC4Lより低いものとし、空間線量率は0.05 mSv/hを維持する方針とする。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

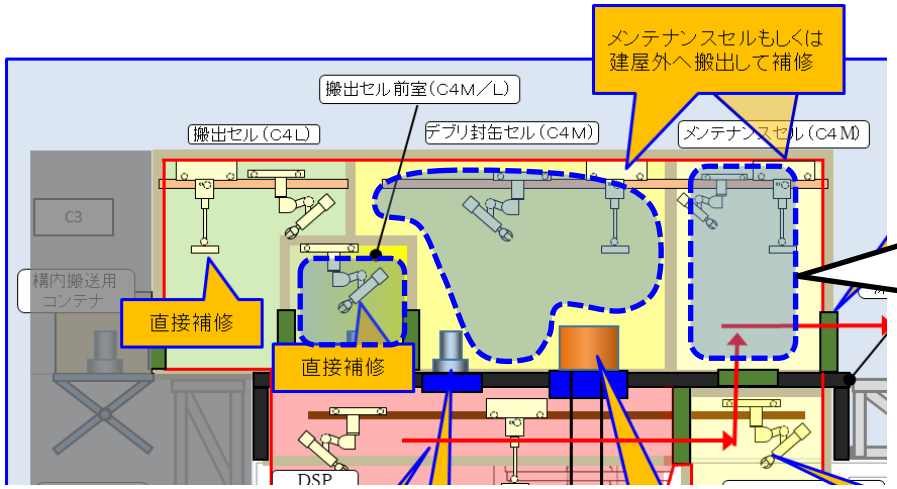
■ <u>具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／無人環境での作業実現方策)</u>

デブリ封缶セルやメンテナンスセルなどの、作業員が直接補修できないエリア内で固定される機器(レール、壁面、床面など)の保守も必要となるため、以下の方針を策定した。

【保守タイミング】
月次メンテナンスもしくは年次メンテナンス

【ボルト等の締結部の保守】
再処理設備の実例を踏襲し、固定機器は遠隔で取り外せるものを除き、溶接等で固定しメンテナンスフリーとする。

【除染】
- 再処理設備の実例を踏襲し、ロボットアーム＋専用治具による除染を行う。
- 固定機器が死角となり、ロボットアームがアクセス不可となる箇所が発生しない機器配置とする。



再処理設備のガラス固化体取り扱いセル(作業員進入禁止エリア)の固定設備は基本的にメンテナンスフリーとしている。しかし、事故時のガラス固化体の飛散リスクを想定し、ロボットアームによる除染機能を備えている。
燃料デブリ取り出しにおいては、ガラス固化体の飛散を汚染の飛散に置き換えて作業方針を策定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／機器故障に至る部材劣化モードの分析)

- PCV雰囲気下で運用する機器の故障のうち、部材の劣化を原因とするものは以下の3つのモードが挙げられる。
  ① 通常動作による振動や摩擦による機械的損耗(機械的劣化)
  ② 放射線による劣化(放射線劣化)
  ③ 湿気や燃料デブリ由来のホウ酸水／塩素の付着に伴う化学的反応による劣化(化学的劣化)
- 上記の劣化モードへの対策グレードを以下のように整理した。大きくは劣化前に部材を交換するグレードAと、劣化後に部材交換するグレードBに大別される。
- 部材の劣化を事前に予測できるものについては、故障の許容有無問わずに劣化前に部材交換するグレードA1とした。グレードA3は部材交換による通常作業の停滞を避けるための措置として設定した。

部材の劣化による故障の対策グレード

	部材の劣化を事前に予測できる	通常作業中に部材の劣化予兆を検知できる	通常作業中に部材の劣化予兆を検知できない(劣化してから判明)
通常作業中の劣化による故障が許容できない	A1 (劣化前に部材交換)	A2 (通常作業中に劣化予兆を監視。予兆確認後に部材交換する)	Z (設計エラー。構造見直しが必要)
通常作業中の劣化による故障が許容できる	A1 (劣化前に部材交換)	A3 (通常作業中に劣化予兆を監視。予兆確認後に必要に応じて部材交換する)	B1 (劣化の発生後に部材交換)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／機器故障に至る部材劣化モードの分析)

燃料デブリ取り出し装置(下部テーブル)のうち、特徴的な吊り下ろしワイヤー、エンドエフェクタの一部に係る分析結果を以下に示す。

【前提条件(炉内雰囲気環境と運用条件)】

・放射線量:5000 Gy/h、温度:50℃、湿度99%、燃料デブリは「ホウ酸水(弱アルカリ)あり、および塩化物イオン(100 ppm)含有」

・取り出し装置は日中(10時間)は上記環境にて作業。非稼働となる夜間はPCVウェルに退避(線量提言)＆水洗浄(ホウ酸水／塩化物除去)。

大項目	小項目	部材劣化モード			通常作業中の劣化による故障が許容できるか	部材の劣化を事前に予測できるか	通常作業中に部材の劣化予兆を検知できるか	対策グレード
		機械的劣化	放射線劣化	化学的劣化				
吊り下ろしワイヤー		ワイヤ巻き上げ時の摩耗による撚線の微細な断線	顕著な劣化は発生しない	顕著な劣化は発生しない(被覆されるため影響を受けない)	【許容できない】 ・発生事象はワイヤー1本断線(単一故障。装置落下は発生しない)。 ・安全性に重大な影響あり。	【機械的劣化】 ワイヤ巻き上げ数／荷重量などの要因が複雑に絡んで摩耗／断線が加速する可能性があり、予測が困難	【機械的劣化】 摩耗度はワイヤーごとの目視検査で把握できるが、遠隔操作で通常作業中にワイヤー全てを監視し、予兆検知することは困難	A1
エンドエフェクタ	レーザ切断機用レンズ	ヒュームによるレンズの微細損傷の蓄積	レンズ透明度の低下	顕著な劣化は発生しない(材質上、腐食しない)	【許容できる】 ・発生事象はレーザ使用不可 ・作業性に影響するが、安全性に重大な影響なし	【機械的劣化】 加工対象から発生するヒューム量によって損傷の蓄積が加速する可能性があり、予測が困難	【機械的劣化】 レンズの微細損傷の蓄積は透明度の低下として現れ、レンズ温度が上昇する。この温度監視による予兆検知は可能	A3 (機械的劣化が支配的な場合)
						【放射線劣化】 作業空間線量率と部材の曝露時間により、劣化の事前予測が可能	【放射線劣化】 機械的劣化と同様の理屈で予兆検知は可能	A1 (放射線劣化が支配的な場合)

どの部材劣化モードが支配的になるかで対策グレードが変わることを確認。特に対策グレードA2やA3などの劣化予兆監視を行うものは、実運用にあたって劣化発生を定義する閾値を部材ごとに設定する必要がある。この設定にあたっては、交換費用に伴う経済性や作業停滞性などのパラメータを考慮する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／稼働サイクル)

【前提条件】
5000Gy／hの環境で使う装置　:作業を行わない時間(夜間or日中)は退避し20日稼働(10時間／日)。
100Gy／hの環境で使う装置　:1000h(1年2か月)稼働。
【稼働サイクル】

- 1タームを6日と設定。そのうちの1日を簡易的なメンテナンス作業に充てる　→　週1回
- 4ターム(稼働20日)のうち、1ターム分を短期的なメンテナンスに充てる。　→　月1回
- 50タームで300日(稼働200日)。1年のうち残りの65日を長期的なメンテナンスに充てる。　→　年1回
- 機器の設計寿命を5～10年と仮定し、寿命前に更新作業を行う。　→　設備更新工事

メンテナンス頻度	メンテナンス期間	メンテナンス場所	メンテナンス内容
毎稼働日の始業前	数分～数十分	機器設置場所(退避エリアなど)	遠隔操作による動作チェック
週1回	1日間	機器設置場所(退避エリアなど)	PMなどによる遠隔操作／デブリの特性による加工ヘッドの交換／砥石など消耗品の交換
月1回	1週間	機器設置場所(退避エリアなど)、パークセルなど	PMなどによる遠隔操作／線量寿命などによるロボットアームの遠隔交換など
年1回	2か月間	メンテナンスセル、別建屋(取り外し搬送)	PMなどによる遠隔操作／メンテナンスセルで、MSMを用いた作業員のマニュアル作業より部品交換、試験運転 機器分解搬出し別建屋で部品交換
5～10年ごと	数か月間	基本的に別建屋に搬出	電機品、油圧駆動系などの更新／装置の分解点検 装置一括更新(作業進捗に伴う)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／稼働サイクル)

- 一次バウンダリ内に設置する代表的な機器の週／月／年それぞれのメンテナンス作業内容を整理した。
- 摩耗や放射線による劣化が多い燃料デブリ取り出し装置のアームについては、週1回エンドエフェクタを交換、アームおよび付属品は月1回交換する。それ以外の機器は、年1回の長期メンテナンスで交換／修繕対応する。

設置エリア	場所	機器名	週1回の作業	月1回の作業(月例メンテナンス)	年1回の作業(年次メンテナンス)
C4H	原子炉ウェル	セル内クレーン、PM	ー	ー	パワーマニピュレータなどにより遠隔で分解・取り外して保守施設へ移送。ワイヤー点検・交換 電気品・ブレーキ点検、消耗品交換 シール部材交換など
	原子炉ウェル	昇降装置・ワイヤ	ー	ー	
	原子炉ウェル	遮へいハッチ	ー	ー	
	RPV内	カメラ	ー	その場(使用箇所)で遠隔操作にて交換。交換した旧ユニットは搬出し保守施設で点検の上再利用可否を判断	
	RPV内	ケーブル・ホースおよびコネクタ	ー		
	RPV内	ロボットアーム	ー		
	RPV内	エンドエフェクタ	遠隔操作にて工具交換		
	DSP内	2次切断装置、定盤	遠隔操作にて工具交換		
	パークセル	PM	ー	ー	メンテナンスセルに移動保守
C4M	封缶セル	クレーン、PMなど	ー	ー	PMなどにより遠隔で分解・取り外してメンテナンスセルへ移送。ワイヤー点検・交換 電気品・ブレーキ点検、消耗品交換 シール部材交換など
	封缶セル	移送台車	ー	ー	
	封缶セル	パレット・水素処理機構	ー	ー	
	封缶セル	遮へいハッチ	ー	ー	
C4M／L	搬出セル前室	クレーン、PMなど	ー	ー	セル内を除染の上、作業員がセル内に入って直接メンテナンス
C4L	搬出セル	クレーンなど	ー	ー	
		移送台車	ー	ー	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／保守グレード)

- 機器メンテナンス作業フローの策定に先立ち、下表に基づく機器保守グレードの設定を行った。
- 機器仕様エリアごとの保守グレード割り振り表を以下に示す。

機器使用エリア		機器の種類	保守の考え方	保守グレード
高汚染エリア(C4H)	①	PCV雰囲気内(C4H)で使用する機器	高汚染エリア内で遠隔操作により遠隔保守	1
			移動式遠隔操作により保守施設へ移送して保守	3
	②	PCV雰囲気内(C4H)/セル(C4M)間のマテハン機器	遠隔操作により線源除去・除染が可能な場合、中汚染エリアへ移送し、中汚染エリア内で遠隔操作により遠隔保守	2
			移動式遠隔操作により保守施設へ移送して保守	3
	③	PCV雰囲気内(C4H)/セル(C4M)間の扉	移動式遠隔操作により保守施設へ移送して保守	3
中汚染エリア(C4M/C4L)	④	セル(C4M)/セル(C4L)内の常設機器	中汚染エリア内で遠隔操作により遠隔保守	2
			移送式遠隔操作により保守しセルへ移送して保守	3
	⑤	セル(C4M)/セル(C4L)内のマテハン機器	遠隔操作により線源除去・除染が可能な場合、低汚染エリアへ移送し、低汚染エリア内で直接保守	4
	⑥	セル(C4M)/セル(C4L)内の扉	低汚染エリアで直接保守	4
低汚染エリア(C3以下)	⑦	セル外(C3以下)の常設機器	低汚染エリアで直接保守	4
	⑧	セル(C4L)/セル外のマテハン機器	セル外で直接保守	4
	⑨	セル(C4L)/セル外の扉	セル外で直接保守	4

保守グレード	保守の方法	保守エリア
1	遠隔保守	機器設置場所
2	遠隔保守	メンテナンスセル
3	遠隔or直接保守	保守施設(別建屋)
4	直接保守	C4L

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／被ばく評価)

- 被ばく評価は1年を通して行うメンテナンス作業のうち、有人作業が含まれるものに対して行う
  対象:月例メンテナンス／年次メンテナンス

【前提条件】
- 燃料デブリ取り出し工事を想定する。
- C4Mの空間線量率は最大1mSv/hを設計目標としているが、本評価では10mSv/hと仮定。一方、C4MとLの雰囲気が交換される前室は1mSv/hとした。
- C3以下のエリアでは、搬出容器に接近する作業は遮へい効果(0.1mSv/h@1m)を考慮する。直接作業で必要となる最低必要人数は7名(監督および監視員含む)を基本とし、扉の開閉など明らかに人員過多のものは適宜人数を調整。

～メンテナンスセルでの無人作業～
- MSMによる作業は、作業員2名が専用操作室(遮へいセル)にて作業すると仮定。線量率は0.05mSv/h。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／被ばく評価)

月次メンテナンス1回あたりの総発生被ばく量は9.57 mSvと見積もった。

表. 月次メンテナンス1回あたりの作業員被ばく評価結果(概要)

作業班	作業	エリア区分	直接／遠隔作業	有人作業時間 [min]	最低必要人数	環境線量 [mSv/h]	被ばく量 [人・mSv]	被ばく量小計 [人・mSv] ※1
建屋内作業班	封缶セル →メンテナンスセル移動	C4M→C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	PCV雰囲気 →パークセル移動	C4H→C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	パークセル →メンテナンセル移動	C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	メンテナンスセル →搬出セル移動	C4M→C4L	遠隔作業	0	0	0.1	0	0
	地上階での搬出作業	C3以下	直接作業 (搬出容器接近)	400 (80分×5日)	7	0.1	4.67	4.78
			直接作業 (搬出容器非接近)	100 (20分×5日)	7	0.01	0.12	
移送班	構内移送	ー	直接作業 (搬出容器非接近)	1200 (2時間×5日 ×建屋間往復)	3	0.01	0.6	0.6
メンテナンス建屋内作業班	メンテナンス建屋内移送作業	C3以下	一部有人作業 (搬出容器非接近)	200 (40分×5日)	3	0.01	0.1	4.18
			一部有人作業 (搬出容器接近)	350 (70分×5日)	7	0.1	4.08	
	合計			**2525**				**9.57 ※1**

※1 計算表で端数の切り上げ／捨て処理を行っているため、小計／合計は完全に合致しない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ **具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／被ばく評価)**

年次メンテナンス1回あたりの総発生被ばく量は240.1 mSvと見積もった。

表. 年次メンテナンス1回あたりの作業員被ばく評価結果(概要)

作業班	作業	エリア区分	直接／遠隔作業	有人作業時間 [min]	最低必要人数	環境線量 [mSv/h]	被ばく量 [人・mSv]	被ばく量小計 [人・mSv] ※1
建屋内作業班	封缶セル →メンテナンスセル移動	C4M→C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	PCV雰囲気 →パークセル移動	C4H→C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	パークセル →メンテナンセル移動	C4M	遠隔作業	0	0	10	0	0
	メンテナンスセルでの保守作業	(専用遮へいセル内)	直接作業 (MSMを使った間接作業)	13500 (900分×15日)	2	0.05	22.5	22.5
	メンテナンスセル →搬出セル移動	C4M→C4L	遠隔作業	0	0	0.1	0	0
	C4L設置機器保守作業	C4L	直接作業	22200	5	0.1	185	185
	地上階での搬出作業	C3以下	直接作業 (搬出容器接近)	1500 (100分×15日)	7	0.1	17.5	18.2
			直接作業 (搬出容器非接近)	600 (40分×15日)	7	0.01	0.7	
移送班	構内移送	ー	直接作業 (搬出容器非接近)	3600 (2時間×15日×建屋間往復)	3	0.01	1.8	1.8
メンテナンス建屋内作業班	メンテナンス建屋内移送作業	C3以下	一部有人作業 (搬出容器非接近)	600 (40分×15日)	3	0.01	0.3	12.6
			一部有人作業 (搬出容器接近)	1050 (70分×15日)	7	0.1	12.3	
	合計			**2525**				**240.1 ※1**

※1 計算表で端数の切り上げ／捨て処理を行っているため、小計／合計は完全に合致しない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(メンテナンス／被ばく評価)

- 建屋内作業／移送／メンテナンス建屋内作業は別々の作業班に分かれると仮定し、作業員1名あたりの被ばく量を0.2mSvに抑えるための必要人員を見積もった(以下表)。
- 月例メンテナンスは年12回行うとすると、作業員1名の年間被ばく量は2.4mSvとなり、1年間の雇用は十分に可能な見込みとなる。
- 年次メンテナンスでは作業員の被ばく量を0.2 mSv/日以下に抑えるためには、62人を導入する必要がある。
  主な被ばく量増大要因は、C4L内での作業員直接作業である。このため、C4L内での保守作業の機器点数を減らしたり、一部作業の遠隔化を検討する必要があることを確認した。

表. 月次／年次メンテナンス1回あたりの必要作業員数

	月次メンテナンス				年次メンテナンス		
	1回あたりの総発生被ばく量	年間(12回)あたりの総発生被ばく量	総メンテナンス日数	作業員1名あたりの被ばく量を0.2mSv/日に抑えるために必要な作業員数	1回あたりの総発生被ばく量	総メンテナンス日数	作業員1名あたりの被ばく量を0.2mSv/日に抑えるために必要な作業員数
建屋内作業班	4.78 mSv	57.36 mSv	60日 (5日×12回)	5人	225.7 mSv	20日	57人
移送班	0.6 mSv	7.2 mSv		1人	1.8 mSv		1人
メンテナンス建屋内作業班	4.18 mSv	50.2 mSv		5人	12.6 mSv		4人
合計	**9.57 mSv ※1**	**114.76 mSv**	---	**11人**	**230.1 mSv ※1**	---	**62人**

※1 計算表で端数の切り上げ／捨て処理を行っているため、小計／合計は完全に合致しない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

リスク要因／安全機能への波及の凡例はNo.152を参照

■ 具体的なプランの検討②：セル運用の検討（メンテナンス／リスク評価）

- 燃料デブリ取り出し工事を例にメンテナンス時のリスク評価を実施
- メンテナンス対象機器を遠隔操作でユニット取り外しする際の、アクセス性の悪さが各作業ステップの中で最頻出（下表①）
- 次点でユニット取り外し部の固着による作業停滞も重要リスクとして抽出（下表②）。また、燃料デブリ加工部にデブリが付着し、汚染拡大につながるリスクも存在（下表③）
- ①～③はいずれもメンテナンス機器側のみならず、メンテナンス対象側の構造検討も必要と評価。再処理設備など、既存の設備でのメンテナンス方法で対応可能なものを整理していく。

表. 燃料デブリ取り出し工事時における機器搬出作業のリスク評価結果（一例抜粋）

作業フロー					発生事象（何が、どのような状態になるのか）	リスク要因		安全機能への波及								対策（予防or緩和）	
								閉じ込め			遮へい	被ばく対象		臨界	水素爆発		
ID	STEP			作業項目	有人作業：○	ヒューマンエラー	機械的エラー	気相	液相	除熱		公衆被ばく	作業員被ばく				
1	a			機器取り外し													
1-1	a	-	1	マニピュレータで取り外し	---	機器が取り外せない	---	B(マニピュレータの故障)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)定期的なメンテナンス	
1-2		↑		↑	---	↑	---	A(マニピュレータが、機器にアクセスできない)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)リスクを考慮した構造設計	①
1-3		↑		↑	---	↑	---	B(取り外し部が固着している)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)機器が取り外し用意な構造にする	②
1-4		↑		↑	---	↑	---	B(燃料デブリが付着している)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)燃料デブリ等の構造物が付着したり溜まりにくい構造にする (緩和)別マニピュレータでの付着物の除去	③
1-5		↑		↑	---	機器が落下し、周辺設備と衝突する	A(操作ミス)	---	A	---	---	---	---	---	---	---	(予防)フェイルセーフ機能 (予防)受けパンによる落下防止	
1-6	a	-	2	インセルクレーンで受け取り	---	機器を受け取れない	---	B(マニピュレータの故障)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)定期的なメンテナンス	
1-7		↑		↑	---	↑	---	A(マニピュレータが、機器にアクセスできない)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)リスクを考慮した構造設計	①
1-8		↑		↑	---	機器を受け取ったことを確認できない	---	C(受け取り確認する手段がない)	---	---	---	---	---	---	---	---	(予防)監視機能の導入	
1-9		↑		↑	---	機器が落下する	A(操作ミス)	---	A	---	---	---	---	---	---	---	(予防)フェイルセーフ機能	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

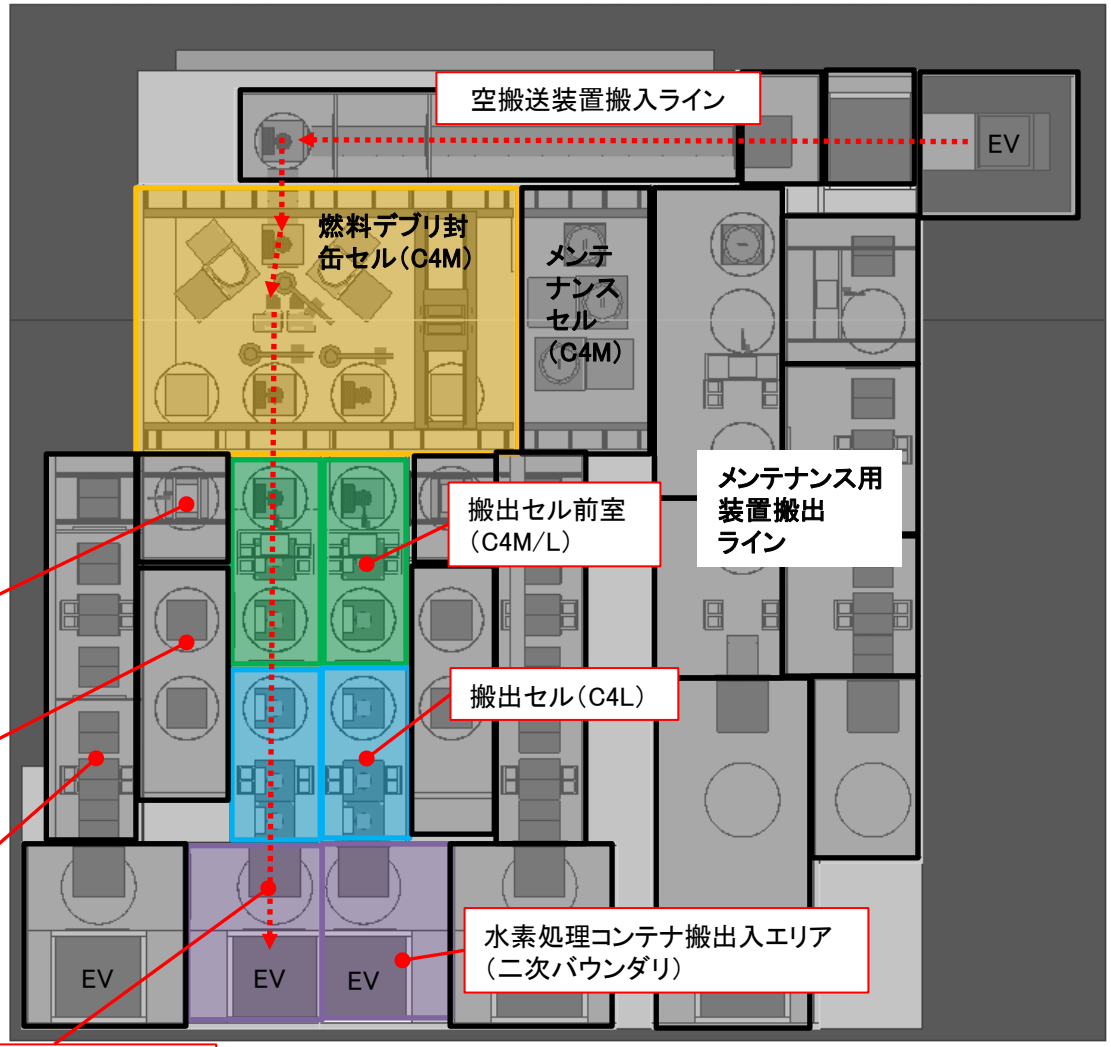
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(スループット評価／設備配置)

スループット評価へのインプットとなる
搬送装置の取り扱い設備の構成を検討した。

【設備配置検討の前提条件】

- 燃料デブリ取り出し工事における、セル上での燃料デブリ搬出作業を例とする。
- 搬出ラインのロバスト性を確保するため、消耗品搬出入、搬送装置の搬出入、メンテナンス品搬出入は全て専用ラインとする(よって、設備小型化を思考した最適化は考慮しない)
- 炉内構造物撤去工事の設備を積極的に活用する。



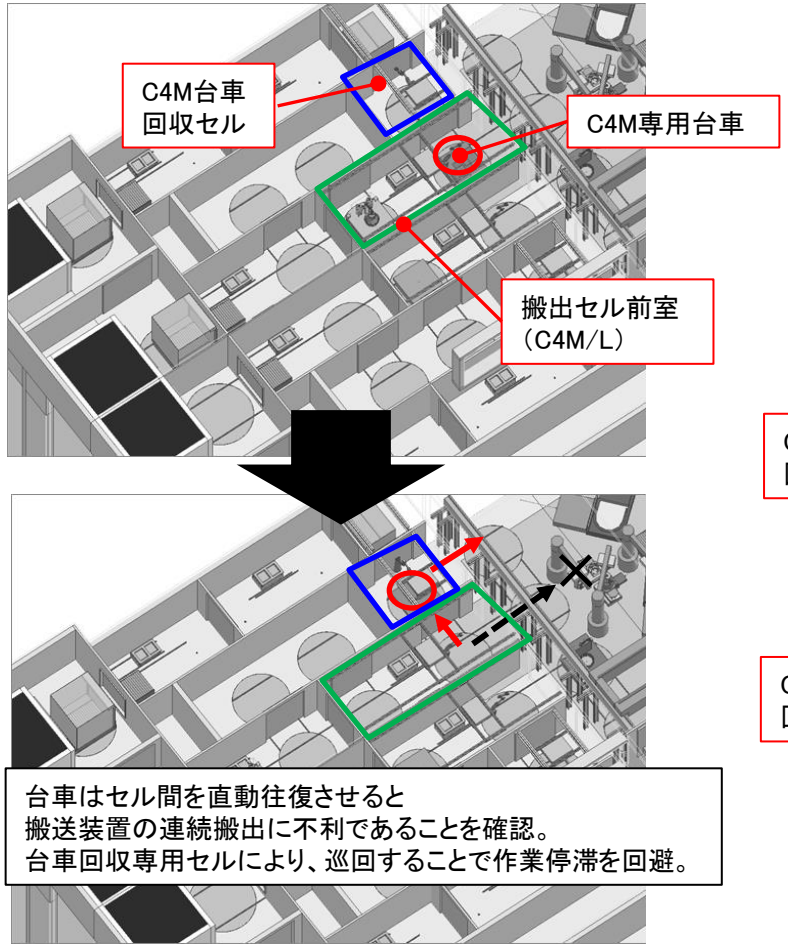
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

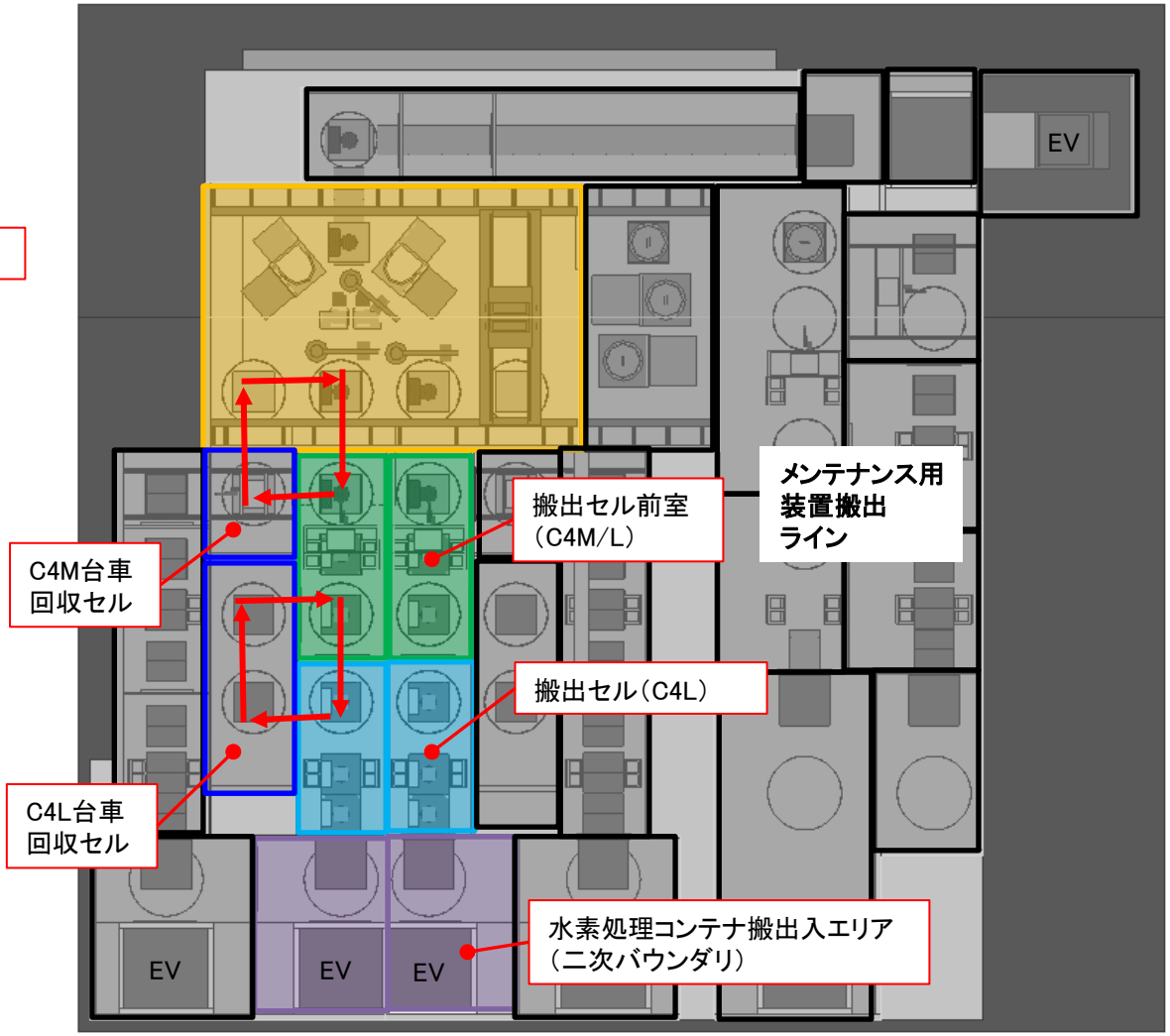
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(スループット評価／設備配置)

搬送装置を載せてレール移動する台車は、
巡回させることでスループットを向上させる。



台車はセル間を直動往復させると
搬送装置の連続搬出に不利であることを確認。
台車回収専用セルにより、巡回することで作業停滞を回避。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

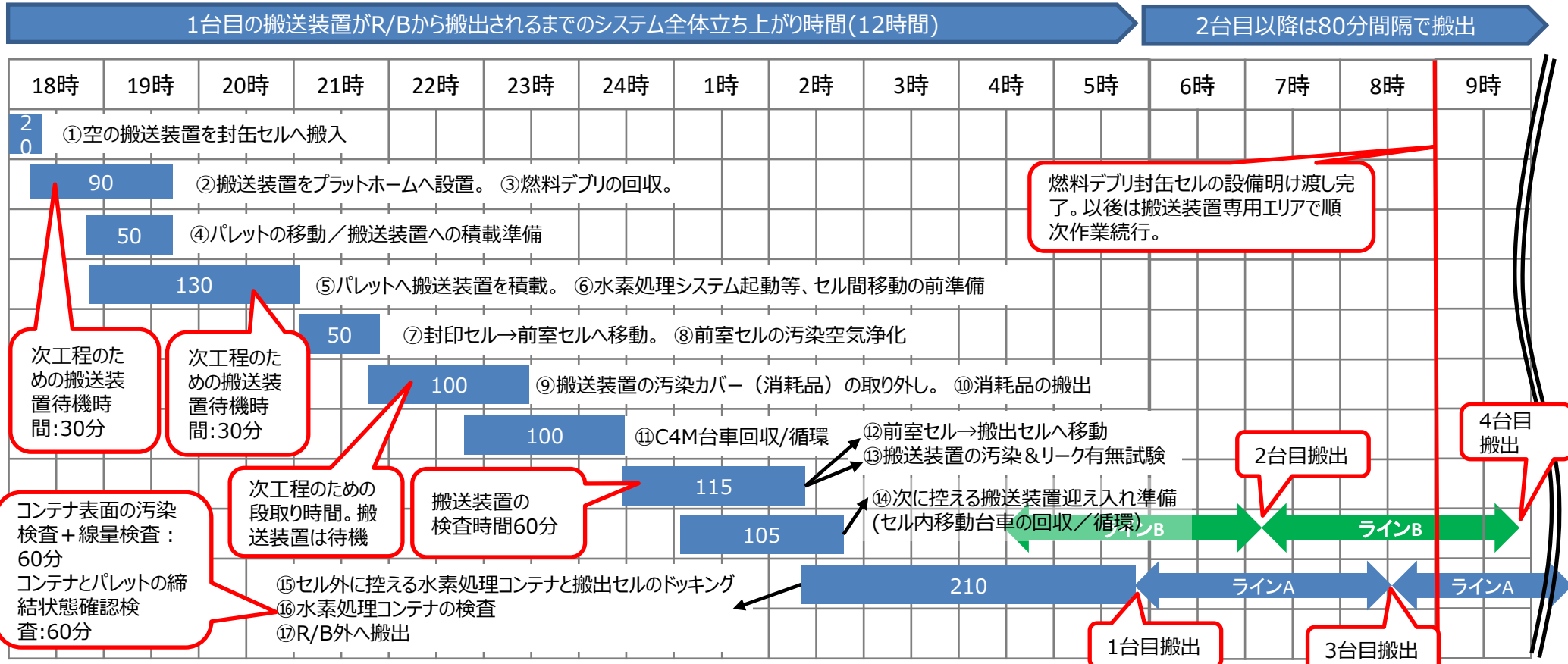
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(スループット評価／評価結果)

【評価の前提条件】

- 作業工程は「1)①干渉物撤去技術の開発 a.上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法、具体的なプランの検討②」で策定した作業ステップに基づく。各作業ステップごとに作業時間を経験則に基づき設定。
  搬送装置は1台につき1個のユニット缶を搬出する。
- 搬出作業時間は夜間から明け方(18:00～8:00、14時間)とする。
- 燃料デブリの搬出目標300 kg/dayをユニット缶10個の搬出に置き換える。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:セル運用の検討(スループット評価／評価結果)

【スループット評価方法】
- 燃料デブリ取り出し作業との干渉回避のため、18:00～8:00までの間に燃料デブリ封缶セルでの作業が完了する条件と、1ラインあたりのユニット缶搬出可能個数を評価する。

【スループット評価結果】
- 搬送システム全体の立ち上がり時間となる、搬送装置1台目のR/Bからの搬出所要時間は12時間。2台目移行は160分単位で搬出し、1ラインにつき1日(14時間)で5台まで搬出できる。
- 2ライン(ラインAとB)設けることで、1台目以降は、80分間隔で1台が搬出される。1日(14時間)で10台搬出できることを確認。

【更なるスループット向上に向けた課題】
- 各作業ステップは検査や除染等を行うが、付帯機器の構造検討を行っていないことから現状は保守的に設定(それぞれ1時間)している。付帯設備の構造検討を進め、作業時間短縮の見込みを立てる必要がある。

【(参考)全体設備小型化に向けた課題】
- 本検討ではロバスト性確保のために搬送装置、消耗品等の動線は全て区別した。しかし、消耗品の搬入と搬出は日中使用されない搬送装置搬出ラインを活用するなど、合理化する余地がある。
- 搬送装置を積載する台車は巡回方式を採用したが、直動方式にすることで設備小型化が可能。更なるスループット向上に向けた改善方策と組み合わせて、部分的な直動方式採用可能性を模索する必要がある。

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

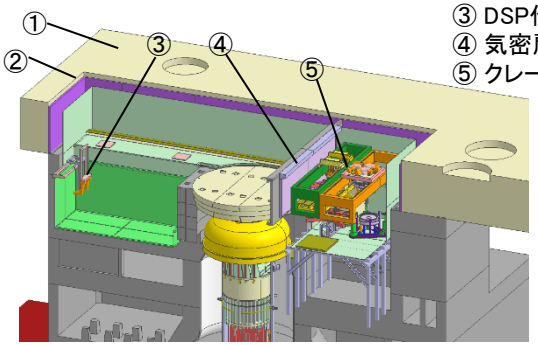
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:燃料デブリ取り出し工事に至るまでの全体シーケンスの検討

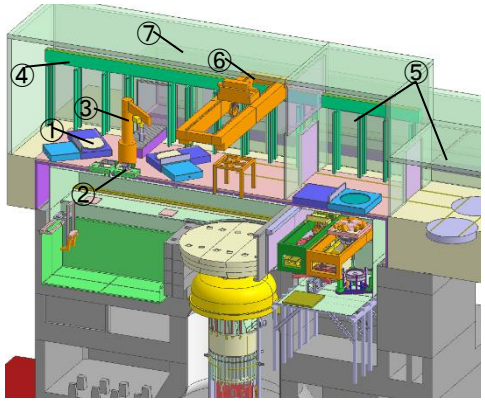
- 燃料デブリ取り出し工事およびその前に行う干渉物撤去工事は、工事切り替えに伴う設備更新(段取り替え工事)が必要。また、設備更新を含む全体シーケンスはR/Bへの負荷を抑えた合理化が必要。
- 上記のため、設備更新を含む全工事の設備設置/更新手順を3Dシミュレーションで評価し、安全上のリスク評価を実施(次ページ)。セル/クレーンはシールドカバー撤去工事～干渉物撤去工事～燃料デブリ取り出し工事全て共通化させることで段取り替え工事の発生を最低限に抑える方針とした。

【工事着手前の設備設置(1/2)】



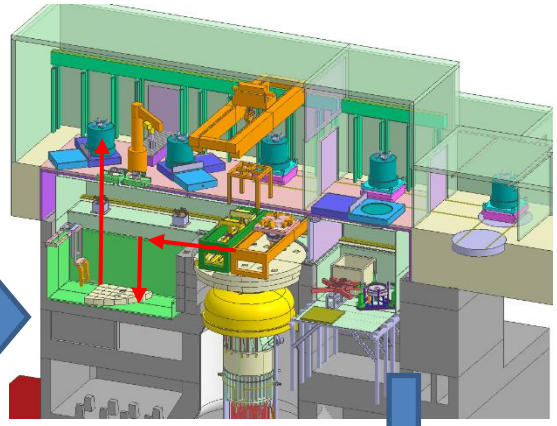
機材設置順
① 新オペフロ
② 遮へい体側壁
③ DSP作業機器
④ 気密扉
⑤ クレーン等作業機器

【工事着手前の設備成立(2/2)】



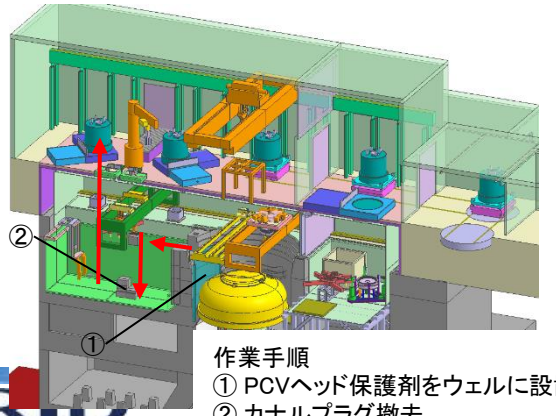
機材設置順
① 干渉物搬出用プラットホーム
② 燃料デブリ搬出用プラットホーム
③ ジブクレーン
④ クレーン走行レール
⑤ メンテナンスセルおよび付帯セル
⑥ クレーン
⑦ セル天井

【シールドカバー撤去工事】



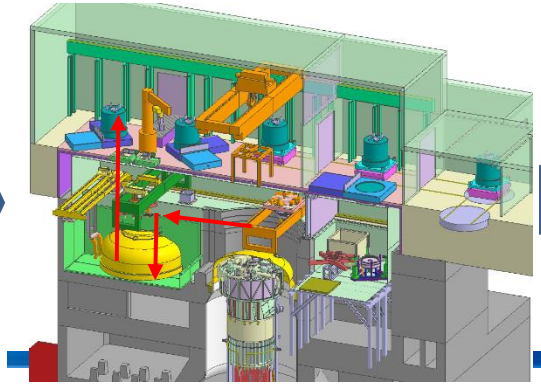
(A)

【段取り替え工事(カナルプラグ撤去)】

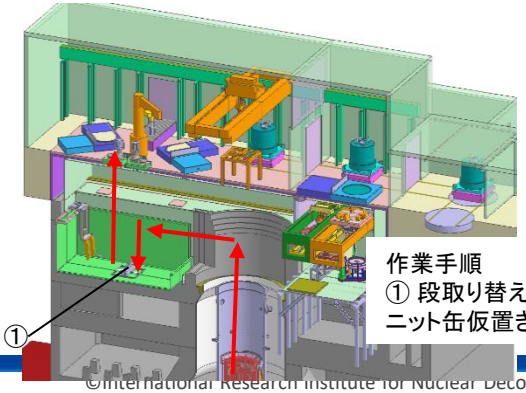


作業手順
① PCVヘッド保護剤をウェルに設置
② カナルプラグ撤去

【炉内構造物撤去工事】



【燃料デブリ取り出し工事】



作業手順
① 段取り替え工事としてユニット缶仮置き設備を設置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②：燃料デブリ取り出し工事に至るまでの設備更新ステップの検討（リスク評価）

- リスク評価結果の一部（プラットホームへの機器据え付け～シールドカバー撤去）を以下表に示す。
- クレーンや細断設備等の設置はPCVバウンダリ改変前に実施する。PCVヘッドやプラットホームへの重量物落下による既存or新構築バウンダリの破損が最頻出リスクとして抽出された（下表①）。
- 設備設置後は能動的に稼働する構造物切断機やクレーンのスタックによる作業停滞リスクが最頻出。無人作業によるレスキューシステムの導入が必須であることを確認した（下表②）

リスク要因／安全機能への波及の凡例はNo.152を参照

表. 燃料デブリ取り出し工事に至るまでのリスク評価結果（一例抜粋）

ID	STEP	作業項目	有人作業：○	発生事象（何が、どのような状態になるのか）	リスク要因		安全機能への波及							対策（予防or緩和）
					ヒューマンエラー	機械的エラー	閉じ込め			被ばく対象		臨界	水素爆発	
							気相	液相	除熱	公衆被ばく	作業員被ばく			
1	a	構造物搬送装置をプラットホームに据え付け												
1-1	a - 1	搬送装置をプラットホームに設置		搬送装置が、プラットホームへ衝突(or落下)して、プラットホームが破損する	A(クレーンの操作ミス)		A				B(レスキュー時)			・(予防)フェイルセーフ機能導入(二重ロックなど) ・(緩和)降下速度制限機能追加(衝突対策)
1-2	↑	↑		↑		A (把持治具の固定不良)	A				B(レスキュー時)			(予防)作業要領上のダブルチェック
2	b	シールドカバー撤去												
2-1	b - 1	シールドカバー切断		加工装置がストップする		B(加工装置故障)								(予防)リスクを織り込んだ構造設計
2-2	b - 2	懸架用アンカー施工		アンカーが施工できない		C(施工部を監視できていない)								(予防)監視機能を導入
2-3	b - 3	シールドカバー吊上げ		搬送装置が、懸架物吊上げ中に、スタックする		B(クレーン故障)								(緩和) ・レスキューシステム導入
2-4	b - 4	シールドカバー細断装置に吊降し		懸架物が、細断装置に衝突(or落下)して、細断装置が破損する	A(クレーンの操作ミス)		A							・(予防)フェイルセーフ機能導入(二重ロックなど) ・(緩和)降下速度制限機能追加(衝突対策)
2-5	↑	↑		↑		A (把持治具の固定不良)	A							(緩和) ・レスキューシステム導入
2-6	b - 5	シールドカバー細断加工		細断装置がストップする		B(細断装置故障)								(緩和) ・レスキューシステム導入
2-7	b - 6	小型クレーンの搬送系統で細断片をコンテナに積込み		小型クレーン搬送系統がストップする。		B (搬送系統の故障)								(緩和) ・レスキューシステム導入

①

②

②

①

②

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):計画の成立性確認に必要な要素技術

各要素技術の開発課題を抽出し開発方針を策定。既存開発技術を適用しつつ、本Pjでも要素技術開発を実施中。

ID	要素技術	開発課題	開発方針
1	搬出装置(容器)	• 気密確保方法:接続部および遠隔動作部分(蓋、揚重機) • 輸送時の水素対策、臨界管理方法 • 基本要求仕様の策定[規格基準(構内輸送基準など)、燃料デブリの仕様、作業員の介在計画]	7.1)②d.ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法
2	DSP上部プラットホーム	• 原子炉ウェルなどスペースが限られている場所での開閉方法と機構 • 燃料デブリ取り出し装置と燃料デブリ搬送装置の取り合い • メンテナンスの方法、手順	開閉方法は既存開発成果取り出し/搬送装置との取り合いは7.1)②d.ユニット缶状態での移送方法
3	ウェル内面など隙間封止、除染技術	• 炉内構造物撤去工事の開始前に必要な作業。 • ウェル内面を1次バウンダリとするための処置 • ゲートプラグ隙間などへの封止技術とその施工方法、ウェルの除染、PCVの延長などの技術	7.1)①a.原子炉ウェルを版ダリにするための開口部封止技術の開発
4	構造物の一括撤去手法(除染、切断含む)	• 大型構造物の搬出処理方法の選定と手順の検討、揚重機や吊り具 • 除染可能範囲の設定 • 遮へい体重量算出と使用可能な搬出用クレーン、最低必要な分割数の目途 • ドライヤユニットやセパレータなど複雑な構造物の切断技術	7.1)①a.上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法
5	燃料デブリ加工・回収装置	• 既存技術を大幅に上回る加工速度の達成、既存範囲を拡大した加工技術の調査 • 燃料デブリ種別ごとの加工・回収工法選択(特に検討未実施の切り株燃料など) • 核反応生成物(FP)の放出と対処方法	7.2)(i)b.燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発
6	粉じん回収装置	• 加工点近傍で発生した粉じんを、効率的に取り込む回収ヘッド、フードの検討 • メンテナンス性を考え水系へ粉じん捕獲するシステムの概念と捕獲効果、メンテナンス計画策定	別の補助事業(集じん技術開発)で対応
7	燃料デブリ取り出し用上部アクセス装置	• モジュール化によりメンテナンス性を向上させたアクセス装置概念 • メンテナンス方法立案	要素試験実施済 【実機設計にて対応】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

- 開発の目的
  - 汚染物閉じ込め境界の一つである原子炉格納容器の蓋を、炉内構造部・燃料デブリを取り出すために開放する際に必要となる新たな閉じ込め境界を、セル＋既設建屋（旧オペフロ＋DSピット壁など＋ウェル内面）＋PCVで形成するにあたり、ウェル内面の開口部を閉止するための作業手順や使用する装置を検討、さらに状態監視・保守の方法について検討する。

- 解決すべき課題
  - 開口閉止に係る作業手順、閉止確認方法、使用する装置の具体化。
  - 立案した作業手順、閉止確認方法、装置の成立性確認。

- 開発の進め方
  - 閉止対象となる開口を抽出。
  - 許容されるリーク量を算出(運転時リーク、事故と判断されるリーク)。
  - 対象ごとに、封止方案の概要を作成する。
  - 典型的封止方法(2種)が適用される箇所(2箇所)について詳細ステップ図を作成する。
  - ステップ図作成検討の中で課題を抽出し、要素試験を行う必要のある技術課題に対し、特定の開口部位を想定した要素試験計画を立案する。（要素試験の実施は今後の課題とする）
  - 既存技術による、セル＋既設建屋の閉じ込め機能についても考察する。

- 得られる成果
  - ウェル内面の開口部閉止に係る作業手順、使用する装置の成立性。
  - 監視・保守作業の成立性。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

- 基本要求機能
  - バウンダリによる放射性物質の閉じ込め
  - シール部に対する要求条件（目標値）
    - 差圧：設計差圧に対する漏えい量を今後設定する
      （バウンダリ内負圧（−100Pa）維持のための想定系統流量と、開口に対すPCV表面積比から算出）
    - 設計差圧：シール部が健全であることが必要な設計差圧を今後設定する。
    - シール部の異常を検知できること。
    - 保守時にも1次バウンダリの負圧（通常運転差圧）を維持できること。
  - 作業員の被ばく低減
    - 要求機能を達成するための手段： 完全遠隔作業を計画
    - シール部に対する要求条件： 遠隔操作によりシール部の据付／交換ができること。

- 環境要求条件
  - 線量率 ： 1000 Gy/h
  - 温度： −7～40℃
  - 湿度： バウンダリ外：外気と同程度
    バウンダリ内：≦99%
  - 設計寿命：50年（ただし消耗品は保守時に交換可能であること。）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

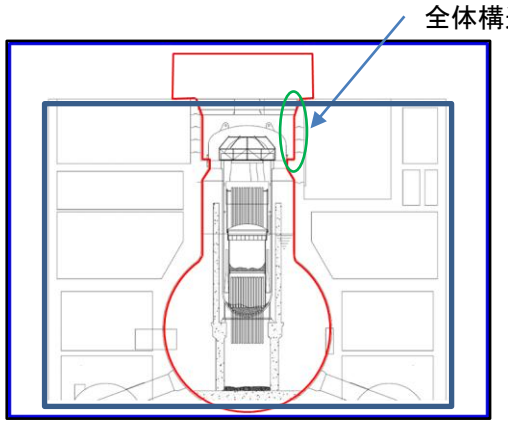
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

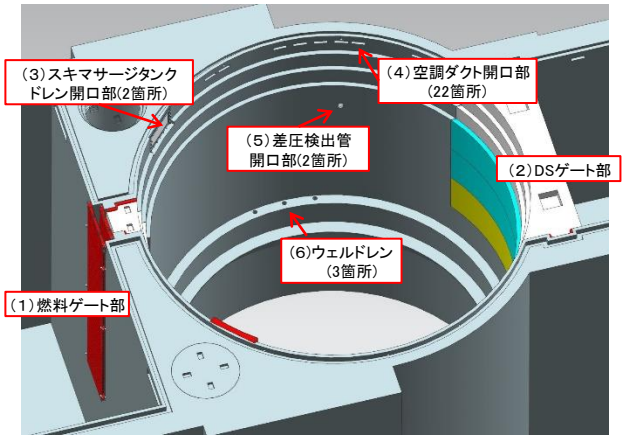
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

- シールが必要な個所の抽出結果を以下に示す。

	部 位 名 称	備 考
新設セルと既設R/Bの間	セル(構台側に接続)と既設R/Bとの接続部 (耐震上の相対変位の吸収が必要)	○
SFP	SFPゲート部（公称片側13mm）	SFP不使用時には閉止
	SFゲートスロット部のG1/G2ゲート管ドレン（1箇所）	別ドレンの検討結果を流用
	SFPライニング板（損傷している場合）	△
	SFPライニング板 /溶接個所（損傷している場合）	△
	SFPドレン	別ドレンの検討結果を流用
DSP	DSPゲート部（公称片側13mm）	DSP不使用時には閉止
	DSPライニング板（損傷している場合）	△
	DSPライニング板 /溶接個所（損傷している場合）	△
	DSPドレン	別ドレンの検討結果を流用
PCVヘッド上空間	空調ダクト開口部（22箇所）	○
	スキマサージタンクドレン開口部（2箇所）	○
	差圧検出管開口部（2箇所）	○
	エレクトスリーブ（11箇所）	閉止不要(オペフロへの開口)
	原子炉ウェルカブライナ上の手摺用ネジ穴⇒t25貫通無し	閉止不要
	ウェルドレン（3箇所）	○
	原子炉ウェルライニング板/溶接部（損傷している場合）	△
	原子炉ウェルライニング板溶接部（損傷している場合）	△
ウェルシールベローズ	本体（損傷している場合）	△
	原子炉ウェル下部ヒナ段ライニングとの溶接部（損傷している場合）	△
	PCVフランジとの溶接部（損傷している場合）	△





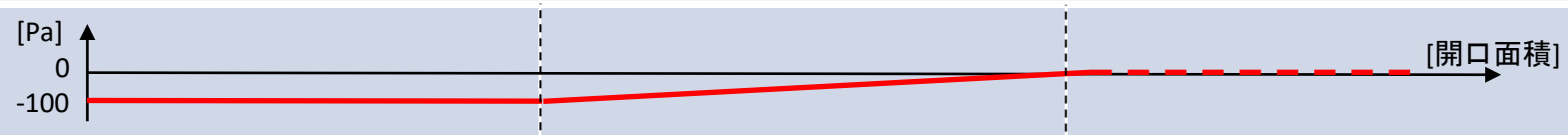
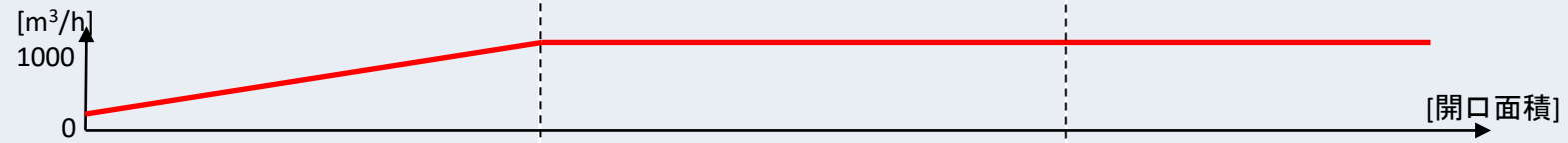
- 今回の検討では、左記のうち代表的な構造として7か所を選定した。(○)
- 溶接部の損傷の可能性ある可能性のある箇所は、損傷程度に応じた閉塞方法をとるか、一律にグラウド封止で閉止可能とし、今回は検討対象としなかった。(△)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発(差圧制御状態と対応方針)

	目標差圧に制御可能		負圧または均圧ではあるが目標差圧に届かない
差圧			
排風量 (*1)			
等価開口面積	(*2)	358cm²	1133cm²
設定根拠	• 排風量の制御によりバウンダリの目標差圧(-100Pa)を維持可能な範囲。	• 排風量は1000m³/hで飽和するが、負圧(>-10Pa)を維持可能な範囲	• ほぼ均圧になり閉じ込めが維持できない
検出方法 (状態監視)	• 排風機のファン回転数（排風量） • 差圧計（負圧度） • カメラによる水位（水シール部）とベローズの状態 • 発泡漏れ試験		• 差圧計（負圧度） • カメラで封止箇所の脱落を確認
事象発生の防止策	• 設置時の設置確認、リーク試験 • 定期メンテナンス、補修・交換	• 閉止部劣化発生以前に定期的に補修交換を行う。	• 多重閉止を実施し、ひとつの不良で大開口とならないようにする
事象発生時のリカバリ	---	• 開口箇所の特定 • 補修工事を開始する	• 開口箇所の特定 • 再据付

(*1) 空調システムとして、3000m³/h(max.)の排風機を用い、1000m³/hを窒素給気、1000m³/hを循環系に振り分けると最大1000m³/hまでの流入に対して負圧維持が可能である。流入量1000m³/hにおいて開口面積が358cm²以下であれば、差圧100Pa以上を維持できる。
同じ、流入量1000m³/hにおいて開口面積1133cm²以上になると差圧は10Pa以下となる。(ゆらぎを考慮し、負圧としての最小値を−10Paとした。)

(*2) [参考] PCVヘッド上空間の閉止対象の面積

差圧検出管開口部	201cm²
ウェルドレン	201cm²
空調ダクト	384cm²
スキマサージタンクドレン	9706cm²

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発(閉止作業の目標シール性能)

閉止における目標シール性能を設定した。2次バウンダリからの流入量1000m^{3}にて差圧100Paとなる開口面積358cm^{2}から許容開口面積を仮定

部　分	想定される開口面積
新設セル部	ほとんどなし
新設セル部と既存R/Bとのシール部	複合シール(次頁)によりほとんどなし
PCV	100cm^2　(3号機相当)(*1)
既存R/B部の開口面積の上限	{358(全体) – 100(PCV)} / 3(安全率) = 86cm^2　と仮定する

(*1)平成28年度　燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化　研究報告書(最終報告)：4.1.1(5)(d)気流解析による破損口形状の推定 による

上記86cm^{2}を各封止対象の面積・数量に応じて振り分け。差圧100Paにおける流量を閉止仕様と設定

部位	数量	面積/個 cm^2	振り分けられた開口面積 cm^2	差圧100Paでの流量 m^3/h
空調ダクト開口部	22	384	1.136	3.1
スキマサージタンクドレン開口部	2	9706	28.719	80.1
差圧検出管開口部	2	201	0.594	1.6
ウェルドレン	3	201	0.594	1.6

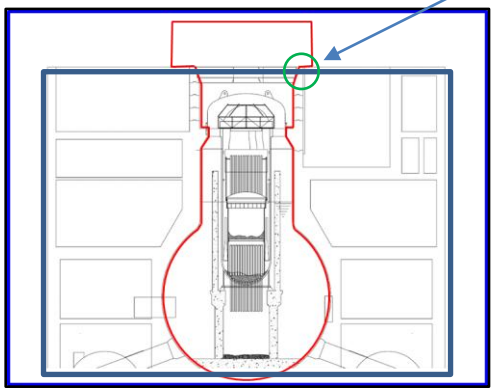
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

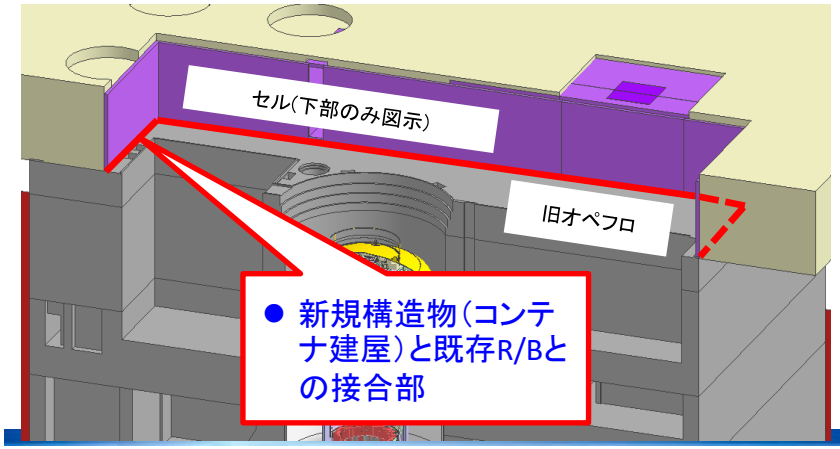
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

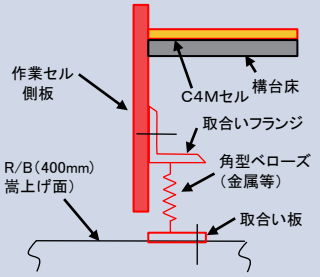
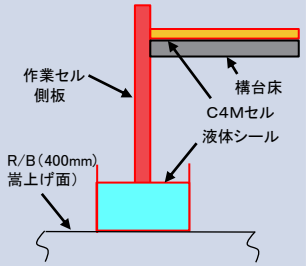
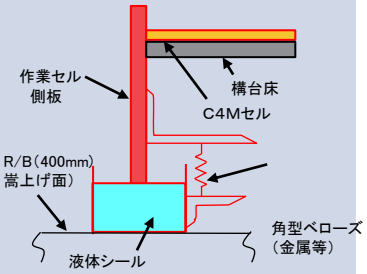
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②（構造物大分割・除染の併用）：原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

- セルと既設建屋の境界で気密構造を形成
- 地震による、セル(構台)と既設建屋の相対変位を吸収
- メンテナンス時にもシール機能が維持できる　液体＋ベローズ複合構造を第一選択とする。





	ベローズ接続	液体シール	液体＋ベローズ複合
概念図			
評価	・製作性・施工性の詳細検討が必要 ・インリークが認められる条件では成立性があると考えている。 漏洩の監視とメンテナンス法の検討が必要	・単体のみだと気密性があるが、放射性物質の閉じ込め性に疑義がある。 ・液体の漏えい防止策検討要 ・液位のコントロールは対策要（注水ライン必要）	・気密性は液体シールで担保し、漏洩防止をベローズで担う。 ・製作性・施工性の詳細検討が必要 ・液位のコントロールは検討要（注水ライン必要） ・メンテナンス方の検討が必要

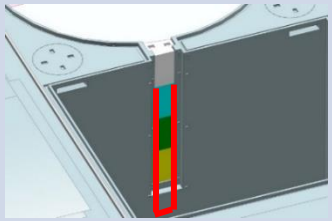
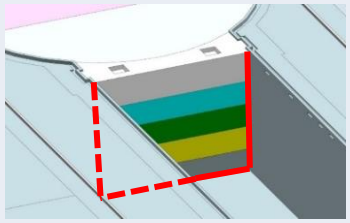
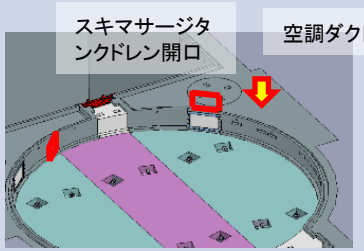
R/Bと構台の相対変位（水平方向:60mm、鉛直方向:2mmとする）を考慮

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

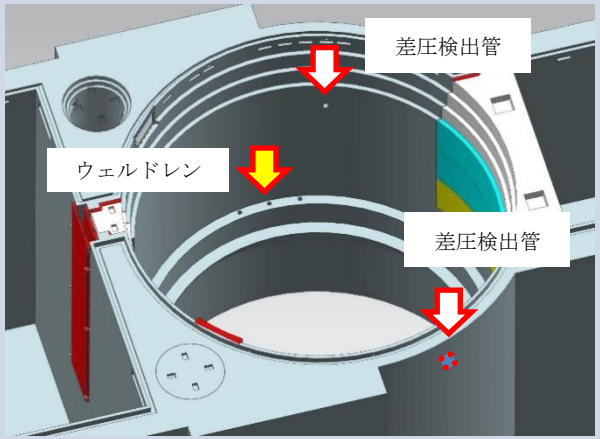
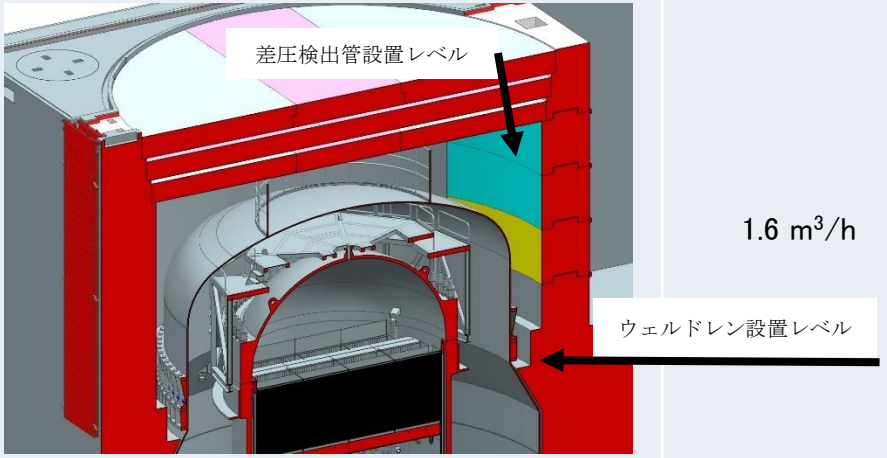
部位	形状、配置	目標シール性能	封止方法案の概要
燃料ゲート部 幅約13mm			燃料プール(SFP)不使用時は、SFPの上部開口全体をセルで覆い封止(セルと燃料プールの接続部は、吹付樹脂で封止)。 開口部側を鋼材型枠で覆い、内部にコンクリート材を注入してシールする。
DSゲート部 幅約13mm			DSピット不使用時は、ピット内にコンクリートを打設して封止する。 開口部側を鋼材型枠で覆い、内部にコンクリート材を注入してシールする。 前処理は清掃程度で済む
スキマサージタンクドレン開口 (2箇所) 約1350×650mm		80.1m³/h	(シールドカバー最上段を撤去するとスキマサージタンクドレンと空調ダクトにアクセス可能になる。設備交換回数削減のためシールドカバー撤去後に閉止作業を実施すると仮定。) 封止板を設置し、隙間部を吹付樹脂(ポリウエア:耐放性5～10MGy)で封止する。耐放性向上が課題。 開口面積が大きい。開口内部に一次の封止を行い、多重封止としてその上で封止板と吹付樹脂による隙間シールが合理的と考えられる。
空調ダクト開口 (22箇所) 約320×120mm		3.1 m³/h	隙間部を吹付樹脂で封止。 既に封止済との情報があるため、吹付樹脂による隙間シールが合理的と考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

部位	形状、配置	目標シール性能	封止方法案の概要
差圧検出管開口部 (2箇所) (φ約160mm) 水平配管		1.6m^3/h	• 差し込み式プラグで封止する。 • 開口部が配管形状であり、施工が簡便。 • 取り換えが容易 • プラグの耐放性は～1MGy程度と想定 • 最初のアクセスでは、PCVヘッド上部の手摺が干渉する。接続されている配管系統側での封止処置の可能性有り。
ウェルドレン (3箇所) (φ約160mm) 垂直配管		1.6 m^3/h	• 差し込み式プラグで封止する。 • 開口部が配管形状であり、施工が簡便。 • 取り換えが容易 • プラグの耐放性は～1MGy程度と想定 • 最初のアクセスでは、PCVヘッド上部の手摺が干渉する。接続されている配管系統側での封止処置の可能性有り。

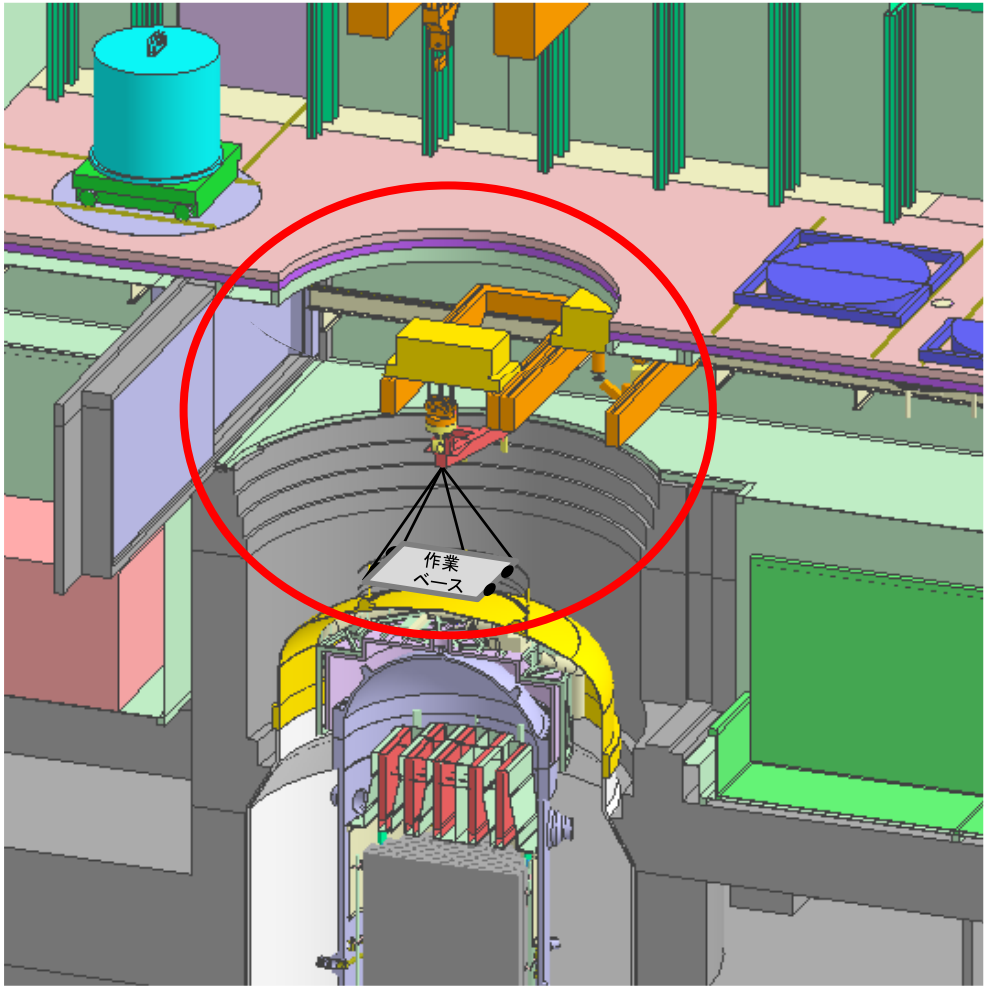
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

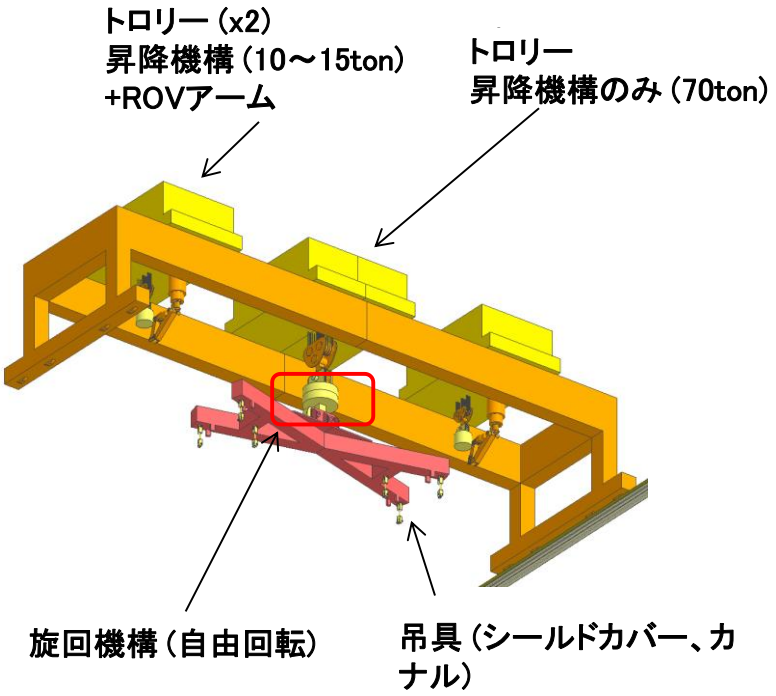
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

作業全体図





セル下部クレーン

- セル下部クレーンから封止機材・材料が乗った作業ベース(5ton程度)が懸架される。
- 作業ベースは、作業位置保持用吸盤/磁石によって固定される。

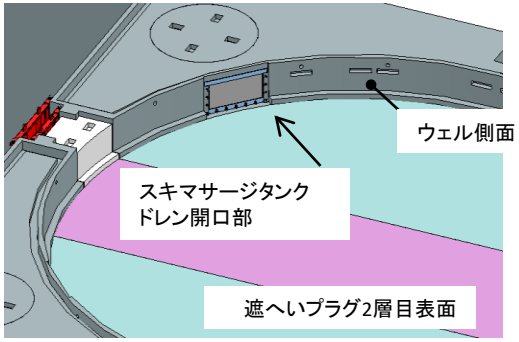
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

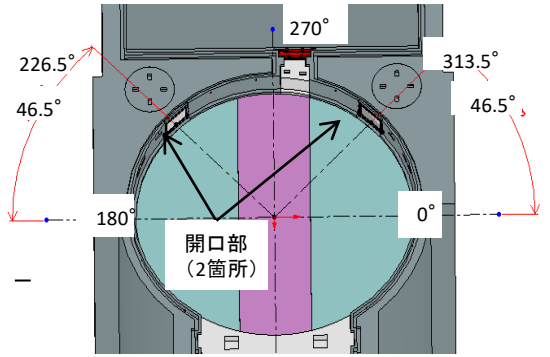
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発(スキマサージタンクドレン 封止ステップ図)

ステップ0:前提条件

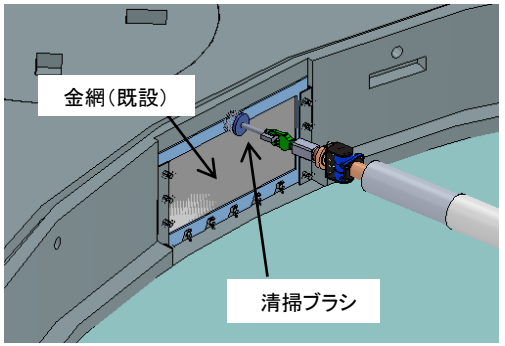


・遮へいプラグ1層目は撤去され、2層目表面の除染・清掃が完了している。
・ドレン前面に金網が設置してある。
・破損や著しい変形等がない。



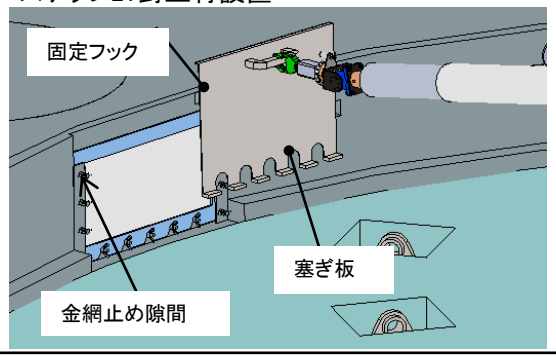
技術課題
・アクセスルートの計画
・モニタリング方法の計画
・自走作業ロボットに対する要求機能の整理

ステップ1:清掃



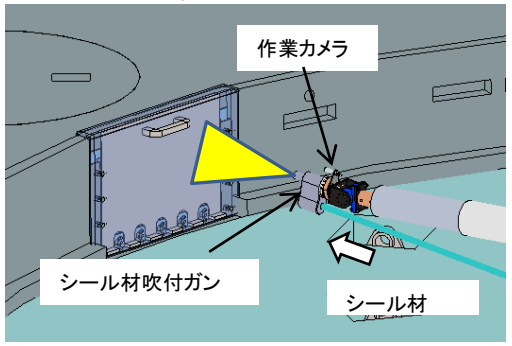
技術課題
・必要清掃レベルの設定

ステップ2:封止材設置



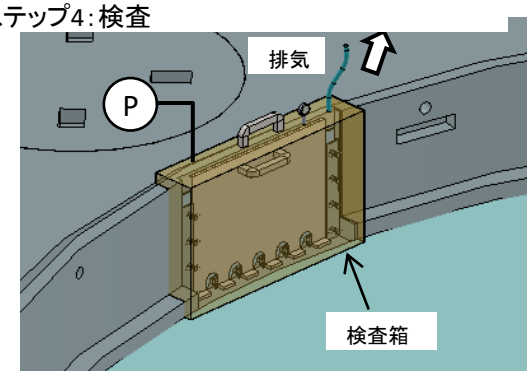
技術課題
・隙間量の許容値設定

ステップ3:シール材吹き付け



技術課題
・施工可能時間の把握
・吹き付け手順の確立
・作業終了の判断根拠の確立

ステップ4:検査



技術課題
・検査箱の構造
・リーク場所特定方法

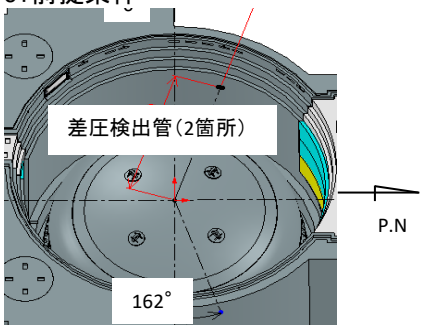
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

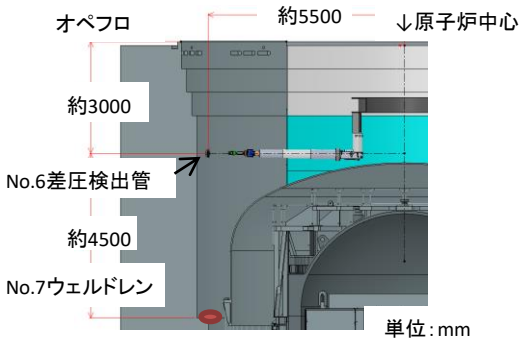
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発 (差圧検出管開口部 封止ステップ)

ステップ0:前提条件

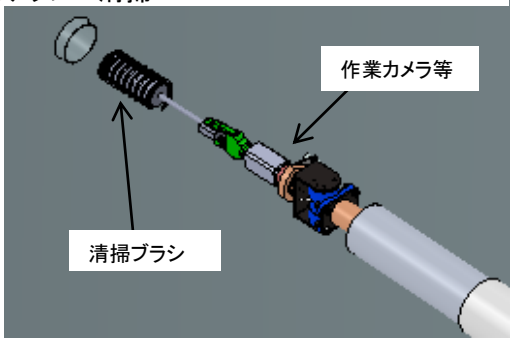


・ウェル内には、破損や著しい変形等はない。
・差圧検出管の配管径は約160mmである。



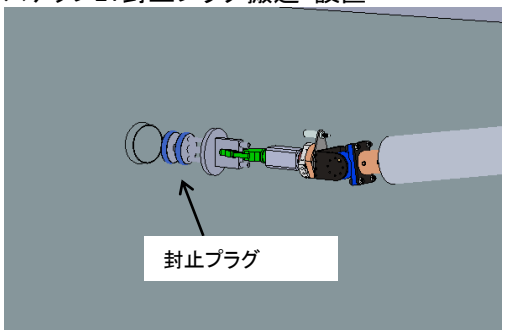
技術課題
・アクセスルートの計画
・モニタリング方法の計画

ステップ1:清掃



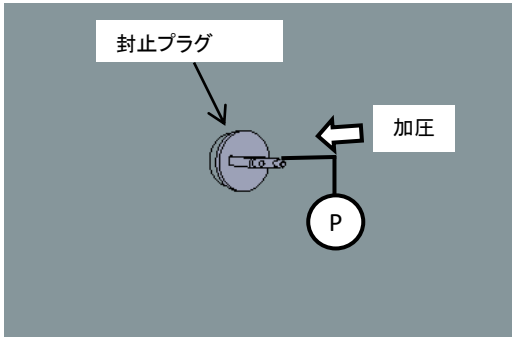
技術課題
・清掃範囲の設定
・必要清掃レベルの設定
・表面変形(凹凸)許容範囲の把握

ステップ2:封止プラグ搬送・設置



技術課題
・封止プラグの設計(機能要求の絞り込み)
・ゴムリングの材料選定
・ゴムリング拡張方法

ステップ3:検査



技術課題
・加圧方法および計測方法、計測値の確認方法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

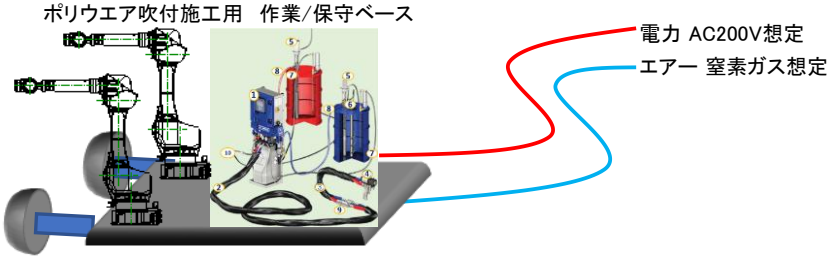
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発 (保守方案)

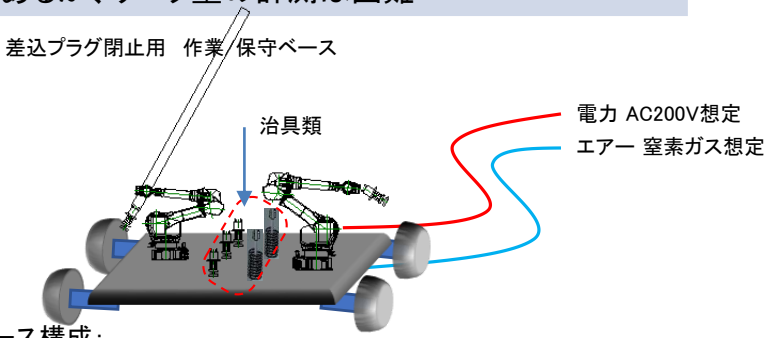
保守作業のイメージ

- 閉止穴を開放しての交換保守が実現できる場合、保守作業は初回取付と同等の作業性と考える
- 閉止穴を開放できない場合、劣化プラグを穴の奥に押し込み、新プラグを敷設する。

補修箇所	補修方法	課題
吹付樹脂による閉止箇所	上塗り吹付する	補修回数に制約がある。
差し込みプラグによる閉止箇所	交換保守: 差し込みプラグを交換する	交換時に開口部が解放状態になる。 解放状態になっても負圧維持が可能かは号機によって条件が異なる
	追加閉止による保守: ①追加の差し込みプラグを挿入。劣化したプラグは奥に押し込む。 ②上から樹脂を吹付閉止する	①保守回数に上限がある。 ②発泡漏れ試験による閉止の簡易検査は可能であるが、リーク量の計測は困難



作業ベース構成:
ノズルハンドリングロボットx2　作業位置保持用吸盤/磁石
ポリウエア複付け機材　または　ブラスト・プライマー吹付用機材
作業用カメラ



作業ベース構成:
ノズルハンドリングロボットx2　作業位置保持用吸盤/磁石
各種治具類(取付・検査・清掃・差込)
作業用カメラ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

課題の抽出

作業名	抽出された課題	抽出された課題	対応策
遠隔作業(共通)	遠隔作業確認手段	• 遠隔作業の確認に必要なカメラに必要な画質・視野と照明条件などの具体化 • ハンドリングジグ(ロボット)による開口部への位置決め確認方法の具体化	レーザマーカなど
	機材配置・固定(作業ベース配置)	• セル天井クレーンによる機材配置(位置、向き合わせ)方法の具体化 • 閉止対象開口部への作業ベース固定方法具体化	吸着(エジェクタ)
吹付樹脂による閉止	吹付面汚れ除去方法	• 想定する汚れ程度の設定 • 汚れ除去方法の具体化、確認試験の実施 • 汚れ許容値の把握と除去確認方法具体化	ふき取り⇒要素試験
	プライマー吹付施工	• 吹付施工用マスク形状の具体化 • マスクのハンドリングと設置確認方法の具体化 • 表面状態(濡れなど)に適したプライマーの付着性など、確認試験の実施 • 遠隔施工用プライマー機材配置の選定・配置検討など具体化	吹付塗装機材⇒要素試験
	樹脂吹付施工(ポリウレア吹付)	• 開口部閉止板の形状と、ハンドリングジグ・設置確認方法など具体化 • 遠隔確認可能な検査手順の具体化(カメラ目視、計測等) • 検査用吸引ジグ形状と、ハンドリングジグ・設置確認方法など具体化	硬化時間把握 泡 または 毛糸 による確認
	耐放性寿命実力把握	• 吹付樹脂施工場所の実環境条件下(線量・圧力変動など)での耐放性寿命の実力を要素試験等で把握し、適正な保守タイミングを把握する	重ね塗り性確認 耐放性への重ね塗りの影響
差込プラグによる閉止	差込プラグ取付面汚れ除去	• ハンドリングジグによる垂直穴/水平穴への汚れ除去機材の位置決め機構の具体化 • 想定する取付面(穴内面)の汚れ度合いの定義 • 許容汚れ程度の明確化とその確認方法の確立	ガイド表示 ブラシ清掃 要素試験抜去試験
	差込プラグハンドリング	• 水平/垂直穴への位置決め/挿入ジグの具体化 • 狭隘な隙間底部にあるウェルドレン穴へのアクセスジグの具体化	長尺スライド治具 穴倣い治具
	耐放性寿命実力把握	• 閉止施工場所の実環境条件下での耐放性寿命の実力を要素試験等で把握し、適正な保守タイミングを把握する	EPDMヘキサプラグを試作し耐放性試験を実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):原子炉ウェルをバウンダリにするための開口部封止技術の開発

まとめ

- 上アクセスによる燃料デブリ取り出し工法において必要な、原子炉ウェル部分をバウンダリにするための開口部封止技術を検討した
- 当該エリアに存在する開口部を調査し、検討を行う開口部を抽出した
- 汎用的に使用されている封止技術を調査し、その中から各開口部の封止技術を選定した。
- 選定した封止技術を用いた場合の施工案として、遠隔装置を用いた作業ステップ図を作成した。
- 要素試験計画の立案を通じて、作業・試験・健全性確認の成立性を検討した。
- 今後の検討として、下記が挙げられる
  - 線量や温度湿度など、設置場所の環境による封止の劣化予測、耐放射線性試験など。
  - 封止のメンテナンス計画、定期的な交換・補修作業の他、万が一封止部から漏えいが発生した際のレスキュー計画、漏えいを未然に防ぐ監視計画などの立案
  - 設置、交換作業、設置後の検査などの方法・手順の妥当性確認、モックアップ試験など
  - 開口部封止以外のバウンダリ構築方法、例えばPCVフランジから延長管敷設との比較

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討② (構造物大分割・除染の併用) : 構造物搬出・分割工法の検討

- 開発の目的
  - 原子炉圧力容器内の燃料デブリを搬出するためのルートに存在する干渉物(炉内構造物)を搬出するための作業手順や使用する装置を複数検討し、スループット改善に資する工法を開発する。

- 解決すべき課題
  - 炉内構造物撤去に係る作業手順、使用する装置の具体化。
  - 号機ごと、装置ごとに状態に応じた作業手順の立案。成立性確認。
  - スループット改善(過去補助事業(2018年度)検討比)

- 開発の進め方
  - シールドプラグについて作業手順を立案。
    - セル内での加工・搬出手順
  - PVCヘッドおよび、PCV/RPV内機器の取り出しについて、①一体取り出し＋ウェル外解体、②粗切り取り出し＋ウェル外解体、③ウェル内解体の3種の工法の適用性を検討。第一選択案を策定。
    - 対象となる炉内構造物ごとに、概略の加工手順を作成する。
    - ①一体取り出し、③ウェル内解体について代表的構造物について詳細ステップ図を作成し課題を抽出する。

- 得られる成果
  - アクセスルート構築に係る作業手順、使用する装置の成立性。
  - スループット改善に効果のあるパラメータ。

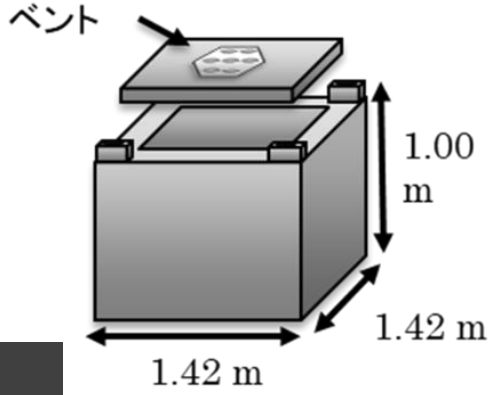
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

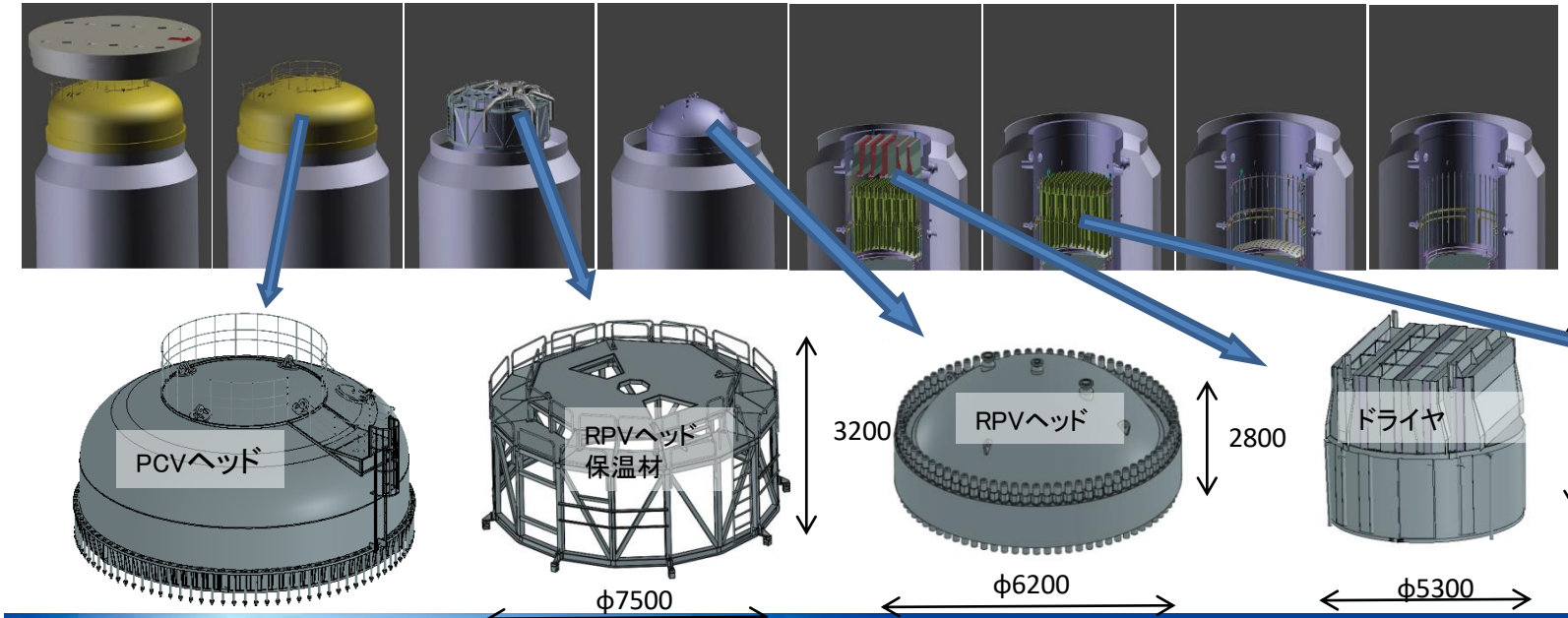
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):全体工事計画

- 既存検討の課題 ： 工程短縮と建屋負荷の改善。
  - 特にR/Bでの切断回数が非常に多く、工程短縮と設備規模の改善の阻害要因。
- 検討の方向性 ： 構造物をできるだけ大きく搬出し別建屋で細断による、固定短縮と建屋負荷改善
- 検討課題 ：
  - 構造物が非常に大きく、汚染。遮へいの規模・取り扱いの可否
  - 切断や除染の要否を含めた、最適な搬出ケースの選定
- 目標
  - アクセスルート構築にかかわる作業手順、使用装置の具体化
  - 立案した作業手順、装置の成立性確認、工程短縮



廃棄物収納容器(廃棄物Pjより)



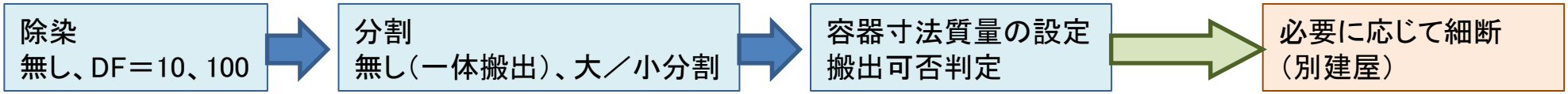
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

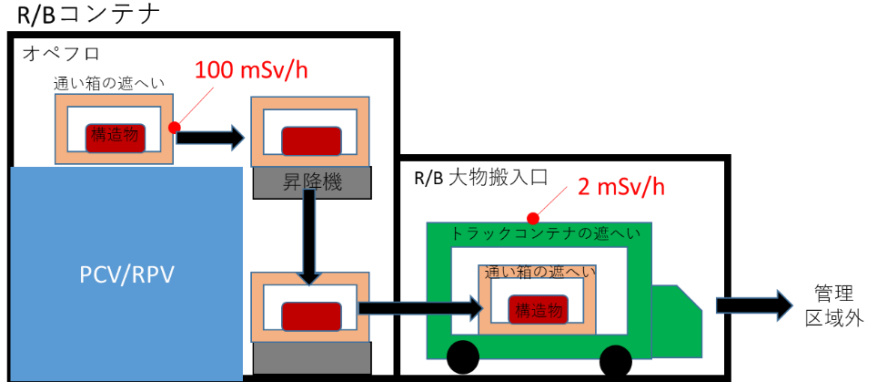
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):分割数の検討、除染要否の検討

- 大型構造物の切断、除染、遮へいによる搬出ケーススタディ
- シールドカバー(最も質量が大きい、コンクリート製)、セパレータ(線量が高い、SUS製)を例として搬出ケースの比較評価
  - 除染と分割ケース(分割の大小)による、搬出用容器の遮へい厚さ、取り扱い質量を算出し、天井クレーンによる取り扱い可否を検討



- 管理区域内での取り扱い容器表面線量を100mSv/h、取り扱い機器を容量100tのクレーンとし、容量に収まることを条件とした(管理区域外搬出時には、外側容器にて構内輸送の基準(表面2mSv/h)を満足することとした)
- 分割ケースのうち、1ケースは廃棄物処理Pjで検討中の容器に収納できる大きさとした。
- 除染または切断(分割)の1プロセスのみで搬出が可能になるケースを有望とした。
- 表面線量は、既出のシールドカバー:3.8E+03mSv/h、セパレータ7E+04mSv/hに対して1桁の余裕をとり、それぞれ3.8E+04mSv/h、7E+05mSv/hとする。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

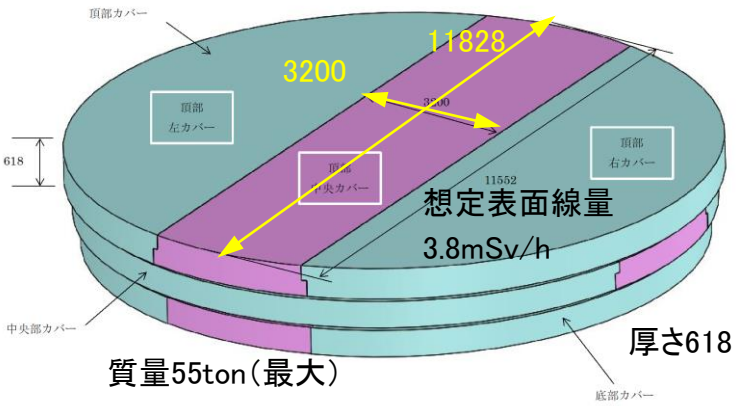
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

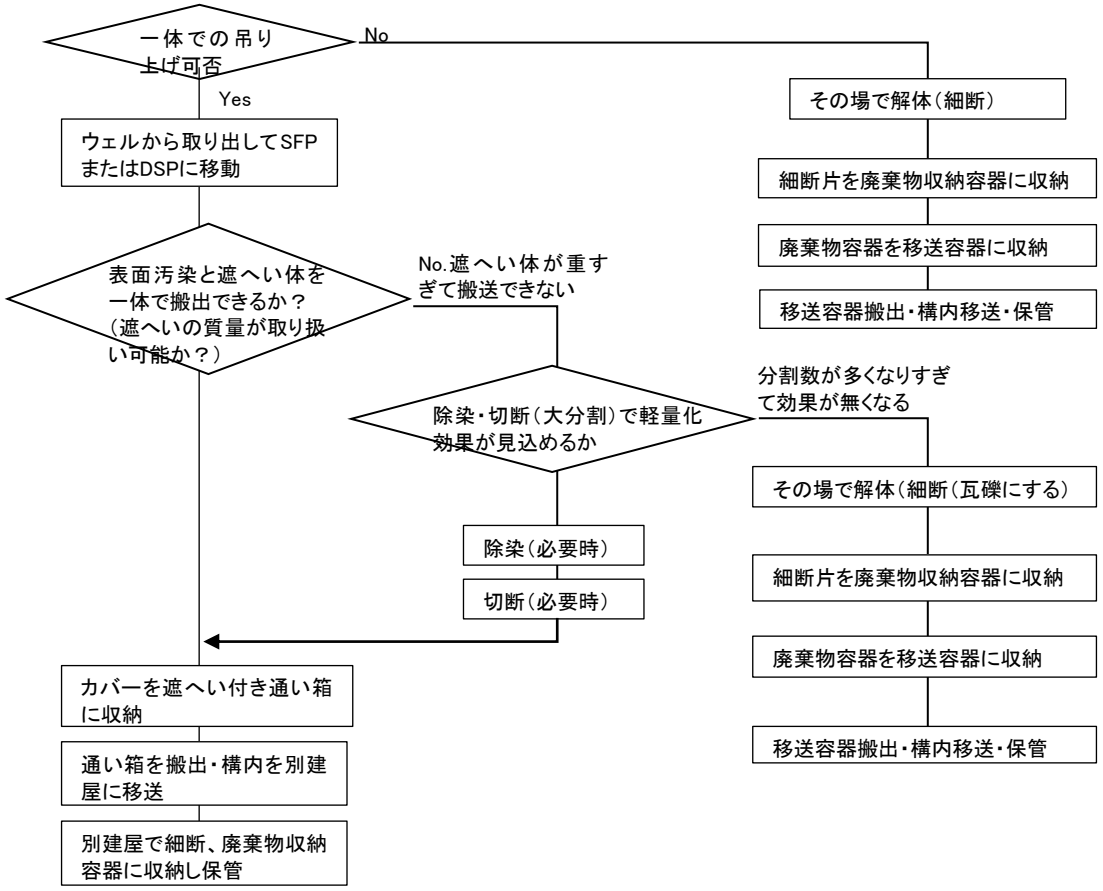
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ **具体的なプランの検討②:構造物大分割・除染の併用**

● シールドカバーを一体でDSP(またはSFP)に取り出す技術

- 廃棄物収納容器に収納され、1F構内に保管する
- R/B内で細断・容器収納の他、一括搬出し別建屋で細断・容器収納、R/B内では大分割し搬出のうえ別建屋で細断・容器収納などのケースを考える
- ただし、クリティカル工程短縮のため、R/Bでの作業(細断など)は最小限にして搬出することを指向する
- 建屋搬出のため、効果があれば除染も考慮する
- 最終的には、一括撤去、大分割、切断・除染などのいくつかのケースから、号機ごとの状態の違いも考慮して絞り込む。





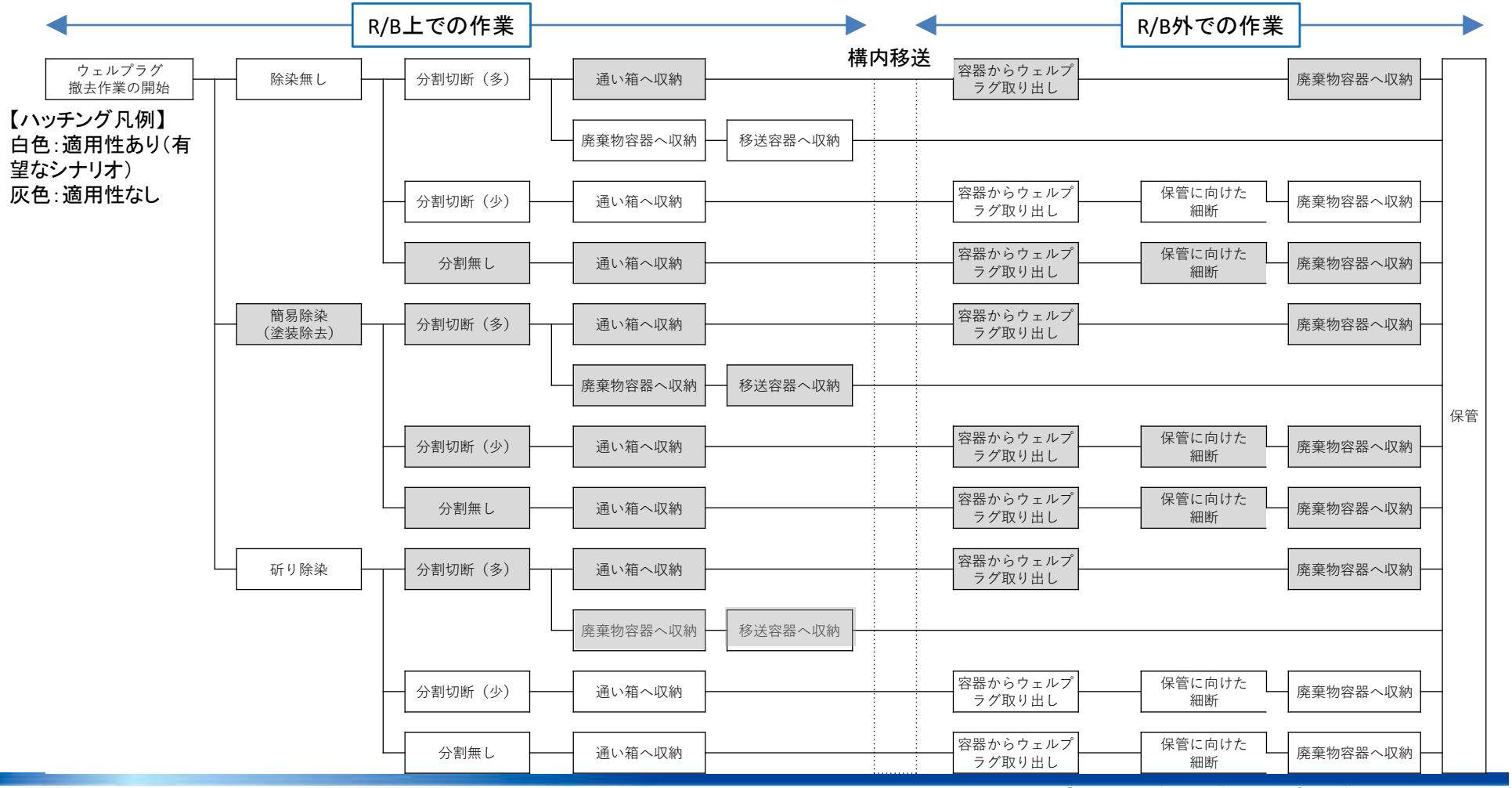
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):シナリオの絞り込み

- ウェルプラグ撤去工事
  - 既存のシナリオ(その場で細断して廃棄物容器に収納し搬出)を含めた搬出ケースに一覧を示す。
  - 最終的には残されたケースの実現性、実機調査に基づく号機適用性や工程評価により決定されるものとする。



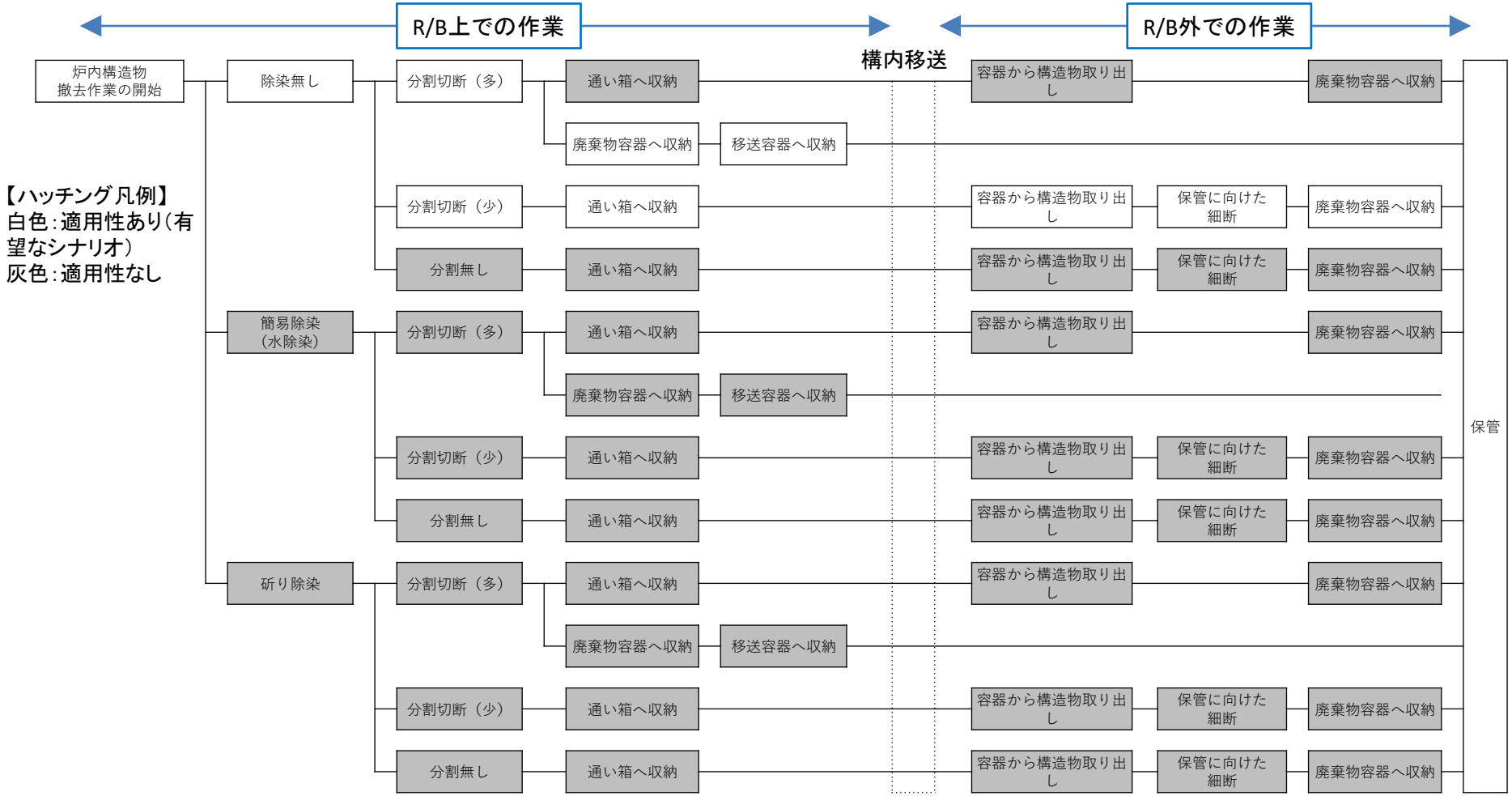
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):シナリオの絞り込み

- セパレータ撤去工事
  - 既存のシナリオ(その場で細断して廃棄物容器に収納し搬出)を含めた搬出ケースに一覧を示す。
  - 最終的には残されたケースの実現性、実機調査に基づく号機適用性や工程評価により決定されるものとする。



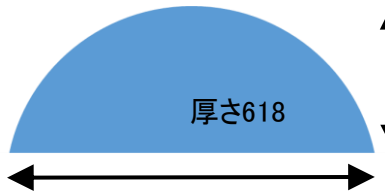
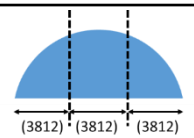
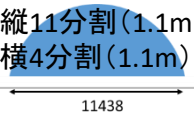
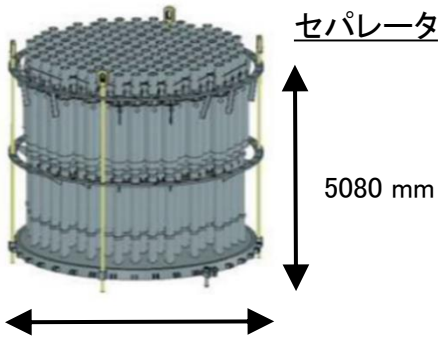
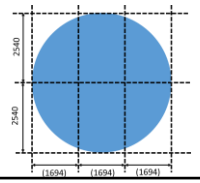
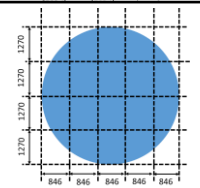
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):分割・除染併用の効果、実現性

- シールドカバーは、除染無し、細かく分割のケースが最も有望だが、除染による遮へい厚さ低減も効果があり、3分割程度で現実的に搬出可能な重量に押さえられる可能性があり有望。
- セパレータは除染は難しく、細断の上廃棄物容器に収納して搬出。

	表面汚染および線量	分割ケース	必要な遮へい厚さを考慮した搬出質量(表面線量100mSv/h)		
			除染なし	除染(DF10)	除染(DF100)
シールドカバー(1F-2上段) 	3.8E+04 [mSv/h]		×遮へい厚さ150mm 搬送質量222ton	×遮へい厚さ100㎜ 167ton	×遮へい厚さ50㎜ 111ton
			×遮へい厚さ150mm 120ton	○遮へい厚さ100mm 98.8ton	○遮へい厚さ50mm 76.9ton
		縦11分割(1.1m) 横4分割(1.1m) 	○遮へい厚さ150mm 9.31ton	○遮へい厚さ100mm 6.62ton	○遮へい厚さ50㎜ 3.93ton
セパレータ 	7.0E+05 [mSv/h]		遮へい厚さ150㎜ ×141.2ton	ー(除染はできない)	ー(除染はできない)
			遮へい厚さ150㎜ ○88.0ton	ー(除染はできない)	ー(除染はできない)

有望:切断無しで除染して遮へいに収納

次に有望:除染・大分割で遮へいに収納

有望:除染無しで44分割して遮へいに収納

有望:除染無しで50分割して遮へいに収納

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

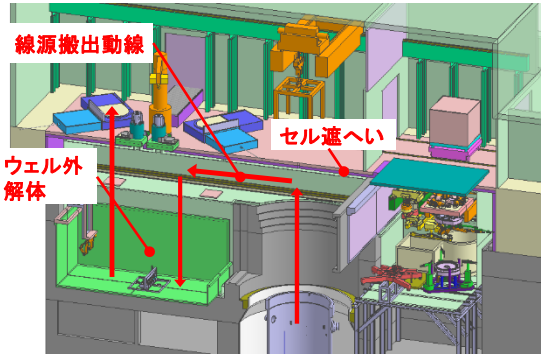
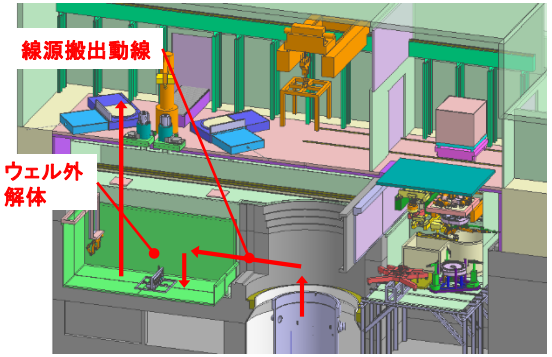
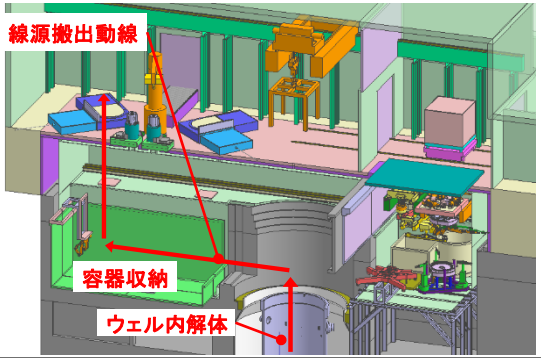
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):R/Bでの分割作業場所

●炉内構造物撤去工事(PCV雰囲気内での作業動線)

・新オペフロ上での線源(炉内構造物)の取り扱い作業フローはシールドカバー撤去工事と同じ。

・PCV内での作業場所は干渉物の状態(健全性)などに応じて、3つの案を使い分け、変形が大きく一体取り外しができない場合は原位置にて細断する。

	一体でDSピットに搬出して細断	原位置で粗切り、DSピット内で細断	原位置にて細断
搬出・加工動線			
メリット	• 構造物が健全であれば、落下のリスク少ない • 高出力の加工機が使用可能 • 切削水回収が可能	• 低い高さで搬送可能 • 高出力の加工機が使用可能 • 切削水回収が可能	• 構造物が変形等で取り外せない場合に対応できる • 重量物用クレーンが不要
デメリット	• 旧オペフロの高さまで構造物を引き上げるため、作業セルの高さが必要 • 重量物(RPVヘッド:66ton)以上の揚力が必要 • 構造物の健全性確認が困難	• 厚物切り用の設備が二重に必要	• マニピュレータの可搬重量で加工装置の能力が制限される • 切り片の落下のリスクが伴う
適用機器	シールドカバー、ドライヤ セパレータ、シュラウドヘッド	• (PCVヘッド) • (RPVヘッド)	• PCVヘッド • RPVヘッド上蓋保温架台 • RPVヘッド

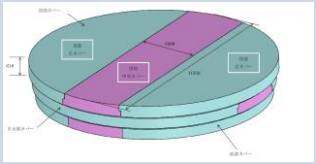
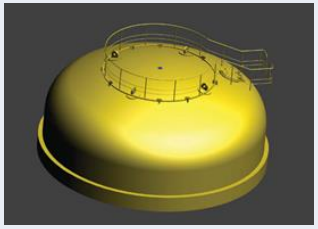
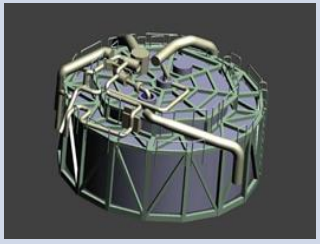
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):干渉物撤去方針のまとめ

- 構造物情報と取出方針:各取り出し対象構造物に関する基本情報と取り出し方針をまとめる
- 構造物により、その場で解体(細断)、プールに搬出し細断、のケースをとる

構造物	寸法・重量	解体手順・方法	分割・容器収納場所 解体技術	容器数量
 シールドプラグ	11.8m×3.2m×t0.6m 質量55ton 想定表面線量 3.8E+03mSv/h	1F-1や1F-3などの脱落、破損しているものも含め、ウェルよりDSPまたはSFPに取り出し。 除染後、大きく分割または一体でR/Bより搬出し別建屋で細断。 または除染せずにプールで廃棄物容器に収納できる大きさに細断。	DSPまたはSFP(一体搬出後に細断) 高圧水除染 ワイヤーソーなど	9(一体搬出時)～270(細断時)
 PCVヘッド	φ9.2m×h4.13m 概略重量:48ton	ヘッドを一体では、寸法上DSP、SFPいずれにも搬入できないため、その場(設置状態)で搬出容器に収納できるまで細断し、その場で容器に収納する。 解体、容器収納はウェル上方のガントリークレーン先端のマニピュレータで実施。 または、ヘッドを半割に切断してDSPに取り出し、細断	原子炉ウェルに設置した状態で小分割し容器収納 AWJ切断、プラズマ切断など	28
 保温材	φ6.83m×h3.17m 材質: 保温架台 SS400 保温材 SUS304(0.7ton)	ヘッドを一体では、寸法上DSP、SFPいずれにも搬入できないため、その場(設置状態)で搬出容器に収納できるまで細断し、その場で容器に収納する。 解体、容器収納はウェル上方のガントリークレーン先端のマニピュレータで実施	原子炉ウェルに設置した状態で小分割し容器収納 ディスクソー、プラズマ切断など	45

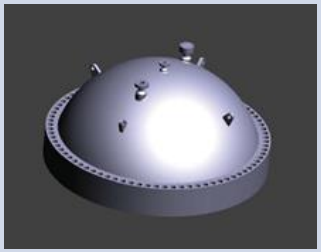
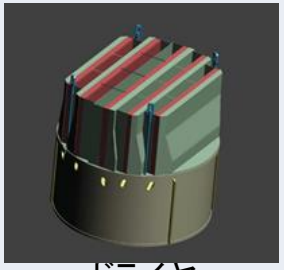
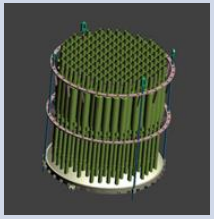
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):干渉物撤去方針のまとめ

- 構造物情報と取出方針:各取り出し対象構造物に関する基本情報と取り出し方針をまとめる
- 構造物により、その場で解体(細断)、プールに搬出し細断、のケースをとる

構造物	寸法・重量	解体手順・方法	分割・容器収納場所	容器数量
 RPVヘッド	φ6.2m 厚さ75mm 重量　66ton	ヘッドを一体では、寸法上DSP、SFPいずれにも搬入できないため、その場(設置状態)で搬出容器に収納できるまで細断し、その場で容器に収納する。 解体、容器収納はウェル上方のガントリークレーン先端のマニピュレータで実施 または、ヘッドを半割に切断してDSPに取り出し、細断	原子炉ウェルに設置した状態で小分割し容器収納 AWJ切断、プラズマ切断など	36
 ドライヤ	直径　5.4[m] 最大高さ 5.48[m] 重量:31[ton]	炉内から一体でDSPに取り出し、搬出容器収納できるまで細断。吊り耳は使用できないと想定し、中間プレートやリング、ラグなどを直接吊り上げる。 RPV内部調査などにより大変形が見られた場合には、その場(炉内)での切断分割も考慮する。	DSPで廃棄物容器に収納できる大きさに分割し、容器収納の上搬出 バンドソー、ワイヤソーなど	129
 セパレータ シュラウドヘッド	直径　4.81[m] 高さ　5.41[m] 重量:48[ton]	炉内から一体でDSPに取り出し、搬出容器収納できるまで細断。吊り耳は使用できないと想定し、シュラウドヘッド部分を直接吊り上げる。 RPV内部調査などにより大変形が見られた場合には、その場(炉内)での切断分割も考慮する。	DSPで廃棄物容器に収納できる大きさに分割し、容器収納の上搬出 バンドソー、ワイヤソーなど	210

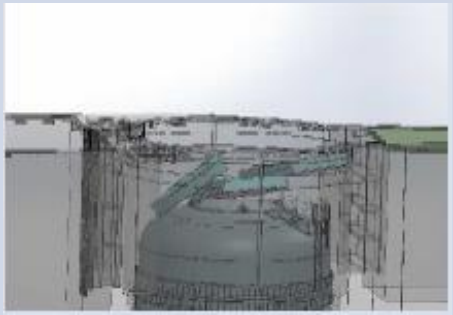
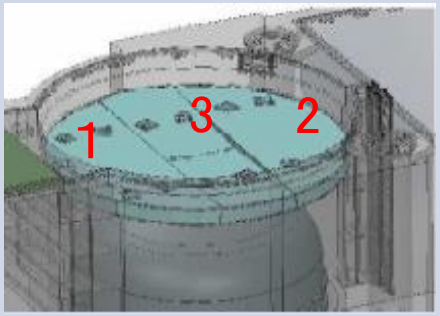
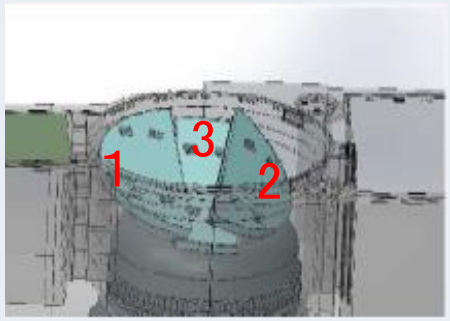
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

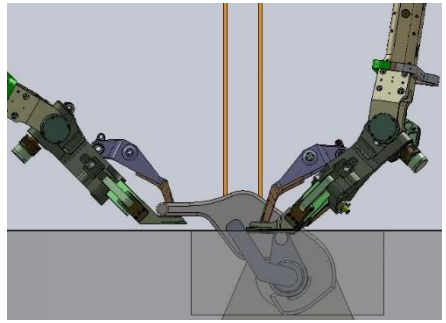
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):シールドカバー撤去方法

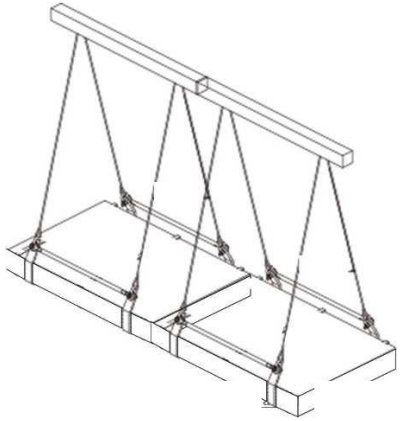
1F-1(脱落している)と1F-3(破損・変形していると想定)の取り出し方法を検討

1F-1(脱落)	1F-3(破損・変形)
	
	

- 脱落パターン、破損パターンともに、1～3の順序で取り出し
- 通常の吊りピンを吊り上げるのではなく、カバー外側をハッカーで抱え込み吊り上げ
- ハッカーの取り付けにはガントリークレーンのマニピュレータを使用







ハッカーおよび使用イメージ

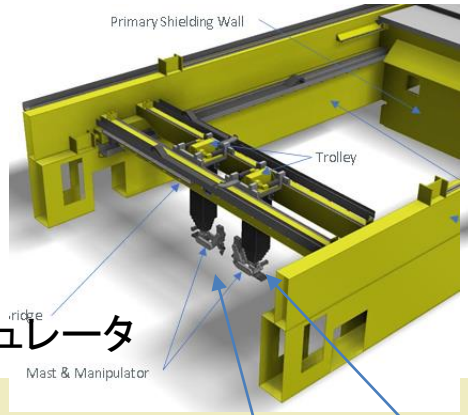
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

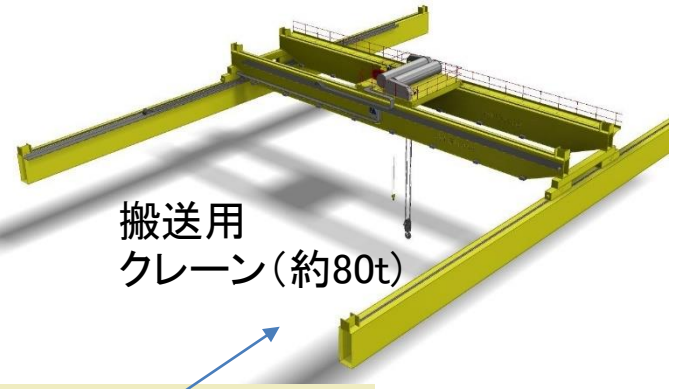
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):シールドカバー撤去方法

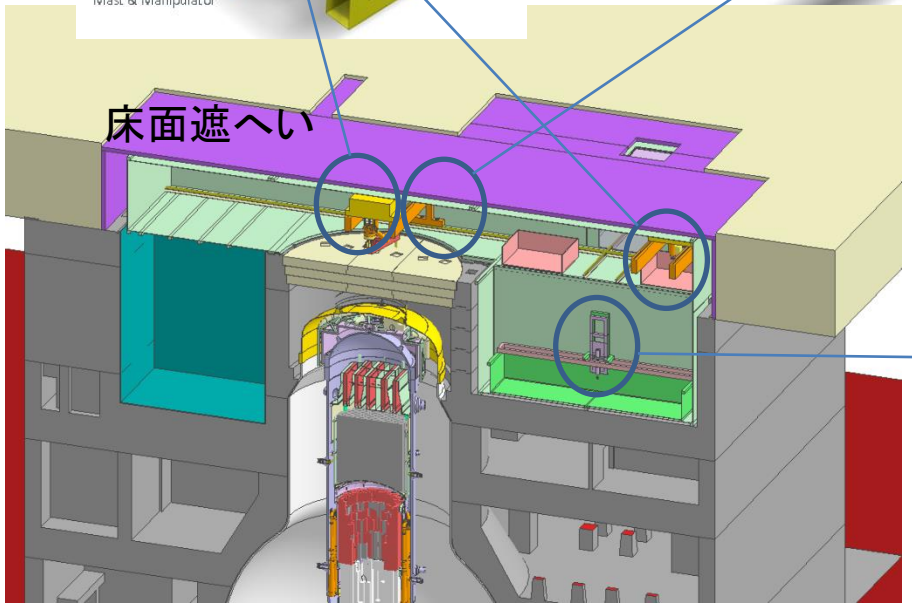
シールドカバー撤去時の全体配置計画と主な使用設備について抽出



作業用
マニピュレータ



搬送用
クレーン(約80t)



- 構台上面に遮へいを設置し、遮へいの下ですべての作業を実施。
- 天井クレーンの寸法により、遮へいの嵩上げ(現状2mと評価)計画が必要で、実機設計時の対応となる
- 主要設備の各々は既存技術の転用で可能と考えられ、遠隔化、メンテナンスなどが課題となる



切断装置
(日立プラントコンストラクション殿大型バンドソー)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):構造物搬出・分割工法の検討

構造物情報と取出方針:シールドカバー解体工法比較

一体取り出しの適用に課題が多い1、3号機などに向け、解体(細断)する工法について比較検討を行った

工法	ウォータジェット工法(工法1)	ウォールソー工法(円盤ブレード)(工法2)	斫り工法(工法3)
湿式/乾式	湿式破砕	湿式(超低水量)	乾式破砕
想定施工能力	0.2m3/日	3.2m/日(深さ0.35m)	0.3m3/日
特徴	1)反力が小さい 2)座屈部等でも作業に影響しない	1)切断深さを管理可能 2)コンクリートと鉄筋切断が同時に可能	1)汎用重機での施工が可能 2)排水が発生しない
施工イメージ	1) 反力が小さい。 2) 鉄筋は研磨剤を吹き付け 3)破損部位が突然崩落しないように、上部より局所破砕を繰り返す	1) 小型重機施工も斫りよりも反力大。 2)切り離した部位が落下しないよう掴み回収	1) 細断物は治具掴み、または真空吸引等により回収 2) 破損部位が突然崩落しないように、上部より局所破砕を繰り返す
主な課題	1)多量の作業水の排水処理設備が必要 2)噴射時の微水粒で作業視界不良になり易い	1)ダスト、飛び石等が発生する 2)入隅部は別工法で施工が必要 3)ブレードの移動、反力受けとなる治具を設置する必要がある	1)打撃・振動により周囲にマイクロクラックが発生する恐れがある 2)ダスト、飛び石等が発生する 3)鉄筋切断に時間がかかる
ウェル(特にウェルシールベローズ)への落下リスク	排水、研磨剤、破砕物が落下し回収が難しい、またベローズの損傷防止対策要	切断切りくず、加工時の破片の落下防止処置が必要	加工片の落下防止処置が必要
反力	小	大	中
ダスト飛散	飛散防止カバー内での作業		
二次廃棄物	排水量 大量 研磨剤 大量 排水と研磨剤はともに回収	排水量 小量 廃ブレード 小量	廃治具 小量
施工日数	大	小	中
評価	排水が多量に発生すること、工期が長いことから合理的ではない。他工法で不具合が生じた場合(ジャンカ等でのスタック等)のスポット対策には有効と考えられる。	ダスト、飛び石は飛散防止カバーにより対策可能。 入隅部を工法3で実施することで、適用が可能となる。	ダスト、飛び石は飛散防止カバーにより対策可能。 鉄筋切断を工法2で事前に実施すると、工期短縮につながると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ <u>具体的なプランの検討②:構造物大分割・除染の併用</u>

● シールドカバーを一体で取り出す技術

まとめ

● 上アクセスにおける干渉物であるシールドカバーの撤去について概念検討を実施した
  - R/Bで細断・廃棄物収納容器への収納搬出を行う従来案に加え、R/Bから一体で搬出し外部で細断以降の作業を行う案、R/Bで大分割を行って(軽量化の上)搬出し外部で細断以降の作業を行う案などを抽出した。
  - 各案のシナリオを選択する手順(フローチャート)と分岐点を定義したが、工法適用性は号機別に大きく異なるため、号機別の取り出し手順の立案。特に最下段の崩落やプラグ破片の落下を防止するための対策として搬送用の治具を抽出した。
  - 原子炉ウェルからの一体吊り上げ案について、作業手順、装置の概念設計を行った。
  - R/B内で細断する案について、細断方法のリストを作成し、各案の比較評価を行った。
  - シールドカバーの一体吊り上げには、上段のみならず下段まで含めたシールプラグの吊り上げ可否を検討する必要があり、実機調査でのデータなどが必要かつ重要である。
● 今後の課題(実機工事向けエンジニアリングでの対応含む)として必要な対応事項
  - プラグ取り外し後に、ウェルの壁面に付着した汚染が飛散しないための除染やペイント処理方法
  - 一体吊り上げについては、可否の判断基準策定が必要。その後一体吊り上げ移動の搬送装置の設計。
  - 一体吊り上げを判断するための、実機情報の収集(特に配筋の状態、崩落リスク、吊り上げ時に予想される線量、汚染放出を評価するための汚染状況など)。
  - 撤去時のセル構成や遮へい設置時期、遮へい規模(厚さ)検討のため、ウェル内面やカバー表面の汚染状況調査

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

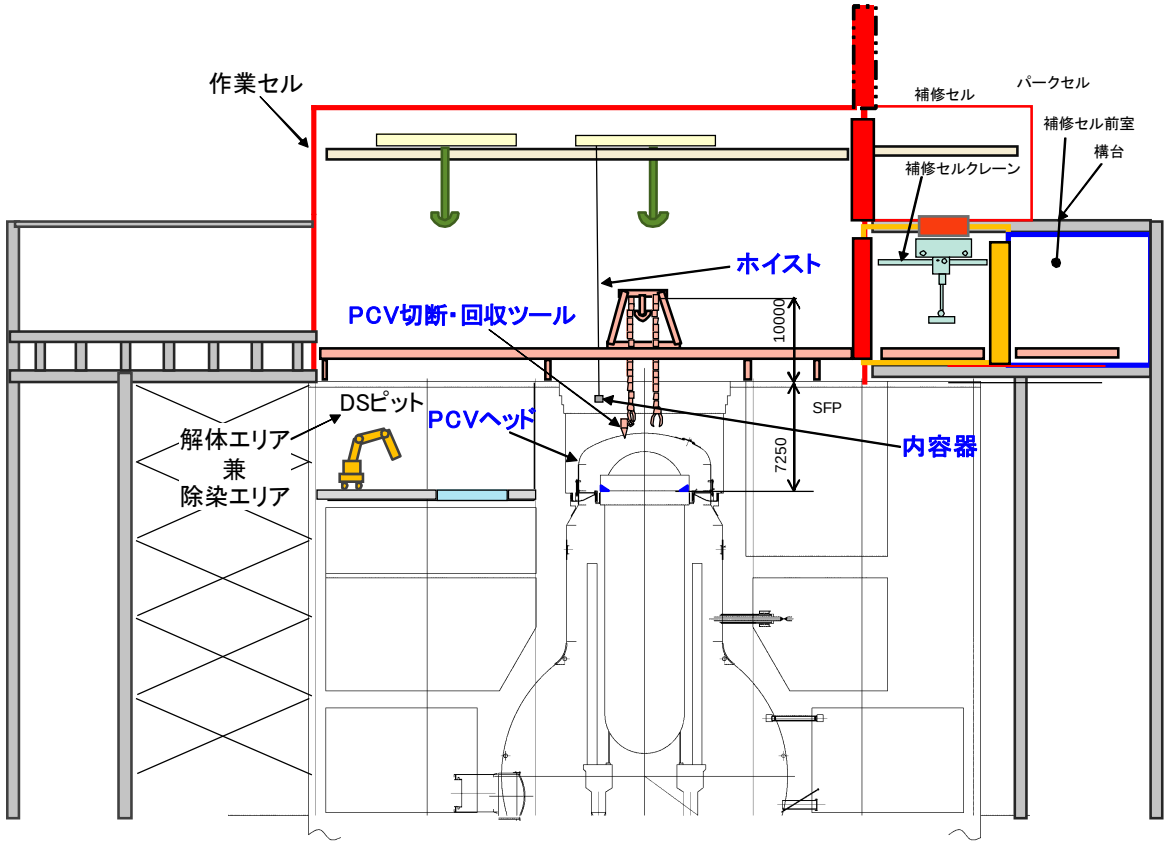
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

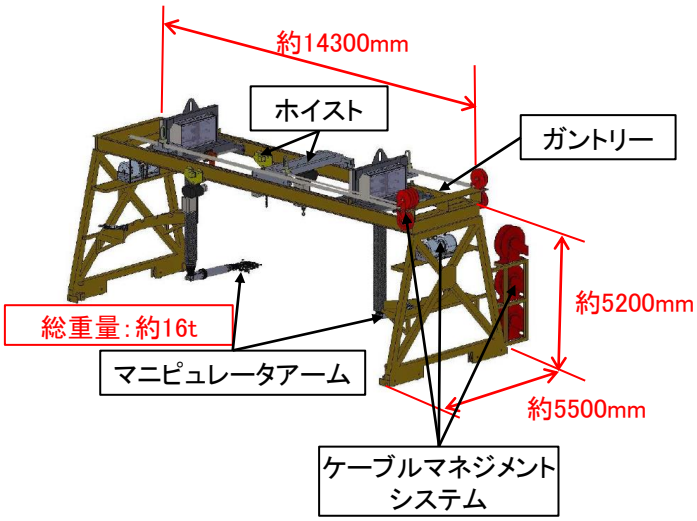
■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):大型構造物の解体手順

格納容器、圧力容器および炉内構造物撤去工法の開発:PCVヘッド原位置解体機器配置

作業全体図:ガントリークレーンに搭載されるマニピュレータアームにより、PCVヘッドの加工・回収を行う



PCVヘッド解体
ガントリークレーン付きマニピュレータで解体・撤去



ガントリークレーンの概要図

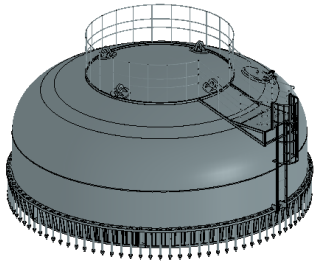
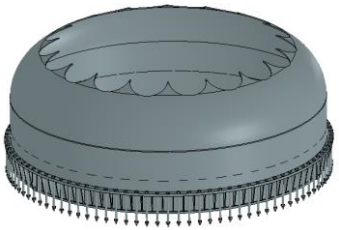
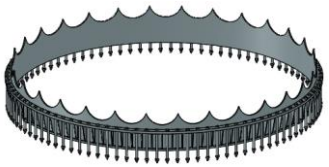
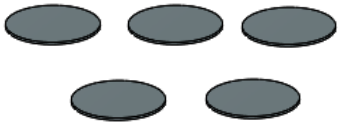
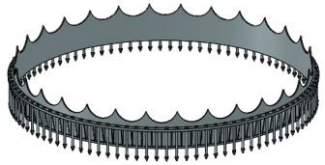
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

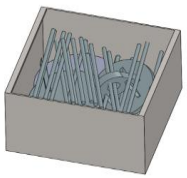
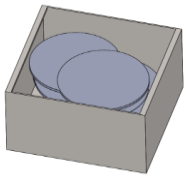
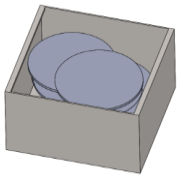
■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):大型構造物の解体手順

格納容器、圧力容器および炉内構造物撤去工法の開発:PCVヘッド原位置解体手順

PCV ヘッド	STEP1	STEP2	STEP3
			
	足場解体、中央部に穴を開ける	ヘッド中央穴より外周撤去	ボルトナット、残外周解体 適時切り出し収納箱に収納
撤去総数	撤去部材	撤去部材	撤去部材
PCV ヘッド 体積=5.92m³ 重量=46.18ton 収納箱個数15個			

体積(3Dモデルの体積)	5.86	m³	体積(3Dモデルの体積)	1.48	m³	体積(3Dモデルの体積)	2.35	m³	体積(3Dモデルの体積)	2.03	m³
体積(中実相当体積)※	5.94	m³	体積(中実相当体積)※	1.56	m³	体積(中実相当体積)※	2.35	m³	体積(中実相当体積)※	2.03	m³
重量※	45.71	ton	重量※	11.54	ton	重量※	18.33	ton	重量※	15.83	ton
収納箱個数	15	個	収納箱個数	4	個	収納箱個数	6	個	収納箱個数	5	個

※:中実相当とはパイプ材等、空洞の部材がある場合、箱に収納しても中身が詰まっているものとして外形分の容量を占める事になる。その事から、部材の外形の容量を中実相当体積とした。重量は3Dモデルの体積に対し7.8g/cmを掛けたものを示す。

収納イメージ	収納イメージ	収納イメージ
		 

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

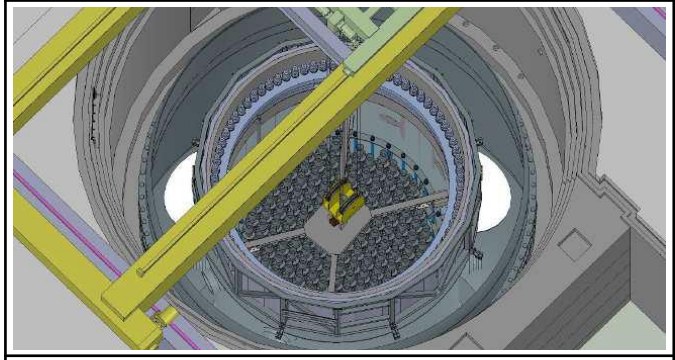
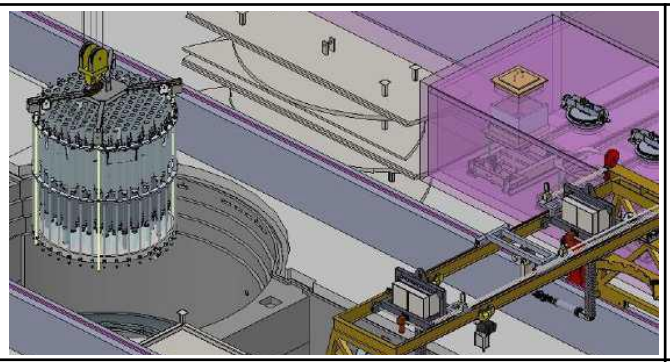
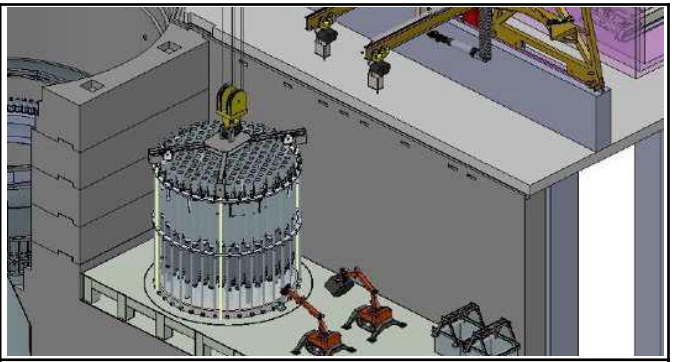
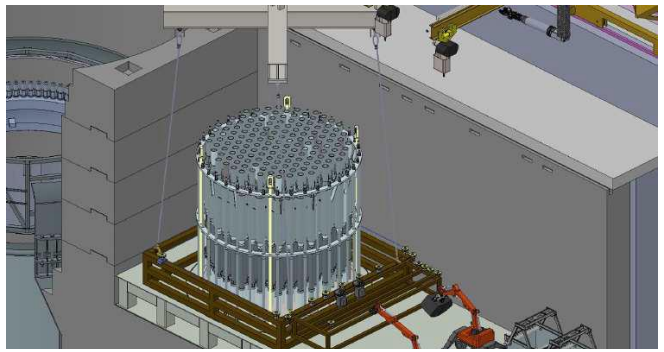
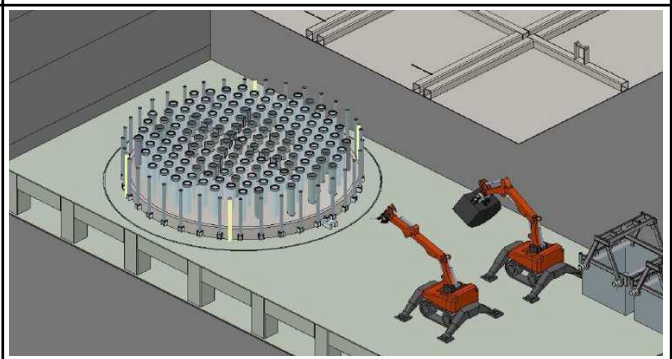
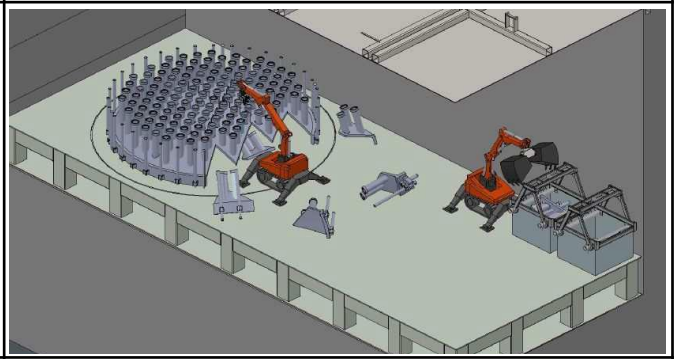
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:(構造物大分割・除染の併用):大型構造物の解体手順

●炉内構造物撤去工事(作業フローの例)

No.196に示す3案の使い分けは干渉物の寸法等の構造情報に基づく。炉内から一体状態で取り出し、DSPで細断するセパレータの作業ステップを例として以下に示す。(機材は計画の一例を示すものであり今後の検討で変更の可能性がある。)

		
【(1)吊り天秤の設置】(*) セパレーター括吊り上げの準備をする。	【(2)セパレータを一括撤去】(*) ドライヤセパレータ吊り天秤を用いて、セパレータをウェル内からDSピットへ移送する。	【(3)セパレータ設置】(*) DSピット内の回転台にセパレータを設置させる。
		
【(4)ワイヤーソー設置】(*) ワイヤーソーをセル外から搬入し、セパレータに設置する。	【(5)小割切断】(*) 回転台に残置したセパレータ下段部を小型重機に取り付けたAWJで小割切断する。	【(6)小割切断・撤去】(*) 小割切断したセパレータを内容器へ収納する。

(*)CG図上ではカナルプラグが表示されているが、実際の作業では事前に撤去済み

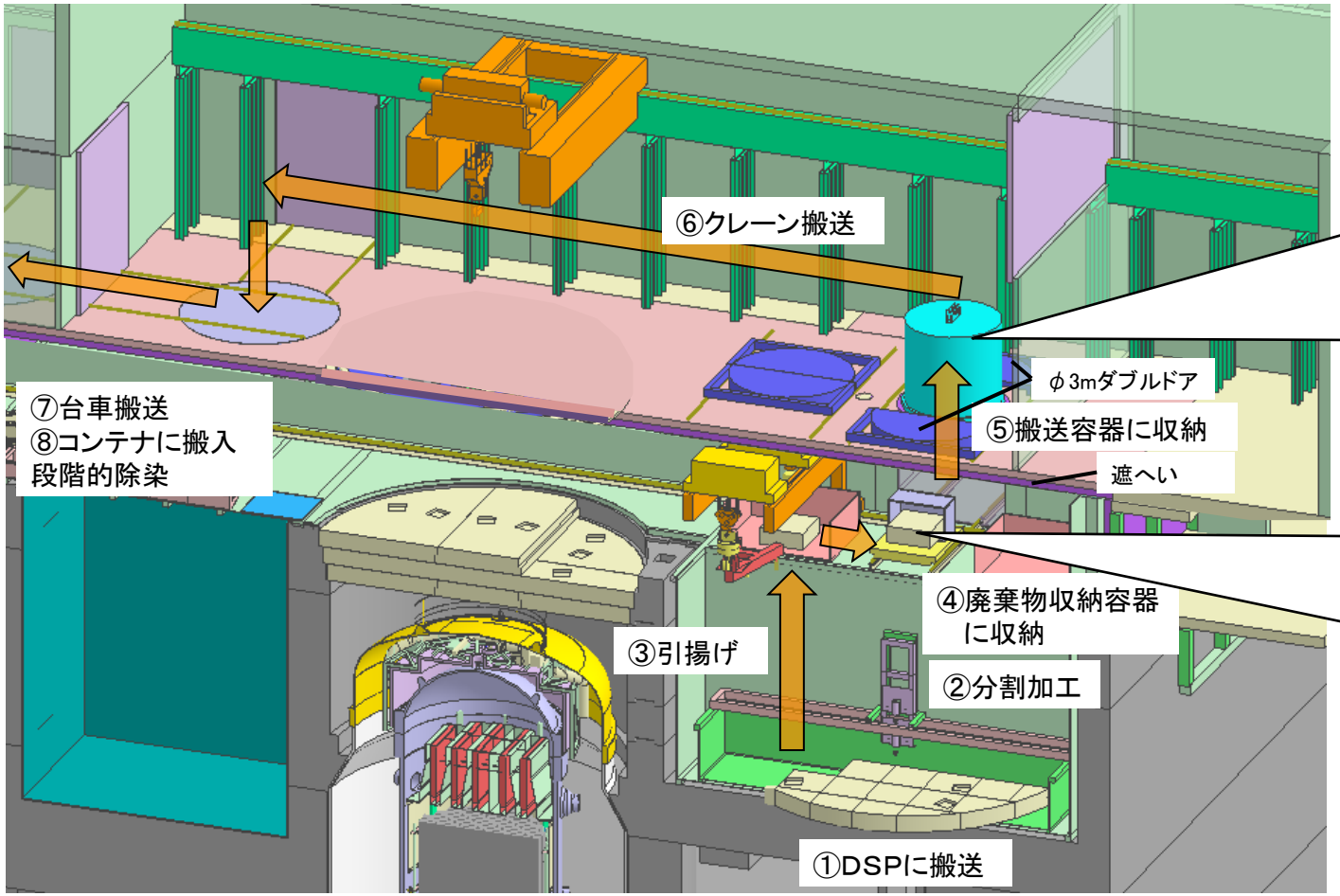
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

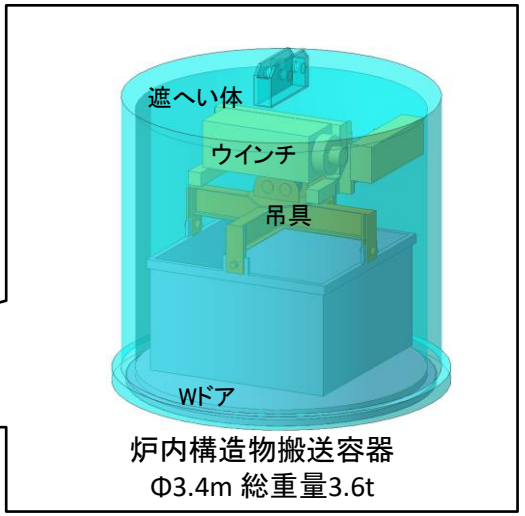
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

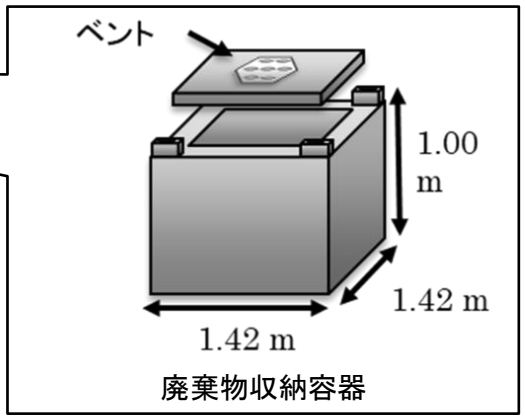
a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):構造物搬出・分割工法の検討

[搬出フロー] シールドカバー搬出時の搬出ルートと主な使用設備について抽出
・炉内構造物は高線量/高汚染であるので、炉内構造部搬送容器を輸送用コンテナに収納してR/B外に搬送する







©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):構造物搬出・分割工法の検討

課題の抽出

No.	構造物名	抽出された課題	課題への対応
1	共通	① レーザ切断時の火災リスク ② ディスクソー切断時の火災リスク	①②水素掃気を事前に行う。雰囲気の窒素置換を行う。
2	DSプラグ	① (原位置での解体では)分割撤去時に破砕物(解体片)がウェル上に落下し、バウンダリが損傷する。 ② (一体でのR/Bからの搬出に比べ)手順が複雑 ③ (一体でのR/Bからの搬出に比べ)工期が長くなる	① 一体でのDSPへの運び込みを行う。 ②③ 今後の検討の中で、一体工法と比較し、最適な撤去方法を評価する。
3	PCVヘッド	① 解体作業において、下フランジ面を損傷させる可能性がある。この場合、新プラットホームの閉じ込め性が悪化する。 ② PCVフランジボルトを切断した際、張力によりボルトが飛散する可能性がある。	② 飛散防止対策の実施
4	保温材	① 保温材は、外板と複数の反射板のサンドイッチ構造となっており、切断により分離する可能性がある。 ② ノズル保温材の解体手順の詳細化	① 切断ツールに分離防止機能を付与する ② 現場状況に応じた、専用ツール
5	RPVヘッド	① N6A/BおよびN7との取合い配管の現場状況確認 ② N6A/BおよびN7フランジの把持ツールの検討、その手順の詳細化が必要 ③ RPVフランジボルト切断した際に、張力によりボルトナットが飛散する可能性がある。	② 現場状況に応じた、専用ツール ③ 飛散防止対策の実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②(構造物大分割・除染の併用):構造物搬出・分割工法の検討

課題の抽出

No.	構造物名	抽出された課題	課題への対応
5	RPVヘッド (続き)	④ ナットの取り外し手順の詳細化	④ 半割れ切断によるナット取り外し要素試験 1) 制限されたスペース(実機と同様の寸法制約)での作業可否 2) ナット切断時の挙動確認(ねじの噛み込み有無やテンションの影響有無等)
		⑤ 下フランジ面の損傷防止可能で上下方向の厚みが850mmのフランジ部の切断方法とその手順の確立	⑤ 専用治具の設計
		⑥ 作業スペースの確保	⑥ 狭隘部での遠隔装置取り回しにおける3Dシミュレーションによる検証
		⑦ 金属Oリング等の切断・撤去方法	⑦ 現場状況に応じた、専用ツール
6	ドライヤ	① 外側バッフルプレート切断開始時の把持方法の確立	① 把持方法設置の検討
		② バッフルプレート切断時に意図しないところで内面の補強プレートに当たる可能性	
		③ ドライヤユニットの分割時にユニットが倒壊する	③ 倒壊した際の回収方法を確立する
		④ ドライヤユニット内の波板がバラバラとなり下方に散乱する	④ バラバラに落下した波板の回収方法を確立する
		⑤ 下部スカートの解体が、セパレータと干渉する	⑤吊り上げ作業とスカート解体作業を両立させる
7	セパレータ シュラウドヘッド	① 初期の作業スペースの確保のため、上部フランジと内壁の隙間から、下側に切断装置を入れ込む必要がある	① 小型レーザ切断ヘッドの装置化 狭隘部での遠隔装置取り回しにおける3Dシミュレーションによる検証
		② 外側の狭隘部からアクセスする解体となり、作業効率が悪い	② スループット向上、工法の全体見直しが必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

上アクセスにおける干渉物撤去と燃料デブリ取り出し期間について、2018年度検討と比較しまとめた

			2018年度検討(ルートA)		2020年度検討	
廃棄物	分類	物量(ton)	撤去期間	ツール	撤去期間	ツール
シールドプラグ	固体放射性廃棄物	465	160日	ワイヤーソー	158日	ワイヤーソー
DSスロットプラグ	固体放射性廃棄物	121	–	–	187日	–
PCVヘッド	固体放射性廃棄物	48	27日	レーザ/プラズマ	68日	レーザ/プラズマ
RPV保温材	固体放射性廃棄物	13	50日	レーザ/プラズマ	31日	レーザ/プラズマ
RPVヘッド	固体放射性廃棄物	66	30日	レーザ/プラズマ	29日	レーザ/プラズマ
ドライヤ	固体放射性廃棄物	31	270日	バンドソー	57日	バンドソー
セパレータ、シュラウドヘッド	固体放射性廃棄物	48	280日	ディスクカッター	125日	ディスクカッター／バンドソー
上部格子板	燃料デブリ	7	84日	レーザ	84日	レーザ
シュラウド	燃料デブリ	46	–	–	–	–
ジェットポンプ	燃料デブリ	12	–	–	–	–
炉心部燃料デブリ	燃料デブリ	31	634日	レーザガウジング	540日	レーザ／コアボーリング
炉心支持板	燃料デブリ	11	193日	レーザ	193日	レーザ
RPV底部燃料デブリ	燃料デブリ	73	1568日	レーザガウジング	1260日	レーザ／コアボーリング
RPV底部・RPV下部/CRDハウジングと付着した燃料デブリ	燃料デブリ	88.2	437日	AWJ/レーザ	437日	AWJ/レーザ
ペデスタル内構造物・CRD交換機	燃料デブリ	9.2	360日	ディスクソー	360日	ディスクソー
ペデスタル内燃料デブリ	燃料デブリ	222	2161日	チゼル	2161日	チゼル
ペデスタル外部燃料デブリ	燃料デブリ	146	–	–	–	–
			6252日 (31.3年)		5,690日 (28.4年)	

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

a. 上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

■ 具体的なプランの検討②:まとめと将来に向けた課題(工法概念の成立性検討)

検討項目		基礎データ1 (概念の根本的な成立性を確認するためのデータ)	基礎データ2 (基礎データ1と基本設計に絡めつつ今後得ていくべきもの)
安全要求に基づく設計仕様と設計目標の検討	全体	干渉物撤去工事から燃料デブリ取り出し工事へ遷移する段取り替えを見越した機器配置／作業フロー／リスク評価を実施した。	リスク評価は各工事の設備配置と現場データの更新に応じて刷新する必要がある。基本設計／詳細設計段階に応じて継続評価が必要である。
	閉じ込め機能	既存設備／新設備との取り合い手段を検討した。特に重要な既存設備開口部の閉じ込め方策と監視手段について検討し、成立に向けた課題を抽出した。	高線量環境におかれる閉止部材の対放射線性の評価、およびメンテナンスを含む無人での閉止施工技術の機器構造検討が必要である。
	遮へい機能	必要な遮へい範囲を定義し、線量評価に基づく遮へい厚と遮へい重量を算出した。除染と遮へい厚適正化が必要であることを確認した。	線量評価をより現実に近づけるためにPCV内構造物などの線量データを取得し、遮へい評価へのフィードバックが必要である。
	除熱機能	燃料デブリ移送システムにて検討した。	---
	臨界防止機能	燃料デブリ移送システムおよび燃料デブリ取り出しシステムにて検討した	---
	水素爆発防止機能	燃料デブリ移送システムにて検討した。	---
作業員安全	過剰被ばくの防止	燃料デブリ取り出し時の通常作業／保守作業フローを定義した。特に作業員が介在する燃料デブリ移送作業と保守時の機器搬出作業について作業ステップを策定し、そに基づくリスク評価と被ばく評価を実施した。一部課題が残るものの成立性を確認した。	・リスク評価は機器構造検討と現場データの更新に応じて刷新する必要がある。基本設計／詳細設計段階に応じて継続評価が必要である。 ・当初計画以上の作業範囲で無人化が求められることが判明した一方、被ばく評価では空間線量の仮決めと保守的な作業時間を設定していることから、現実的な線量データの取得と設備構造検討の詳細化による再評価が必要である。
ハード設計上の要求		機器レイアウトの観点で線源をDSP経由ルートで搬出するシナリオの優位性を見出した。また、作業設備と安全設備の緩衝を回避するため、それぞれの設備設置方針を確認・整理し、干渉回避可能性があることを確認した。	DSP経由ルートを実現するための各工事の付帯設備の構造検討を進め、本シナリオの成立可能性をより定期的に見直す必要がある。
取り扱い要求	メンテナンス性	汚染区分に基づく機器の保守グレードを設定し、それぞれの作業方針を設定した。また、メンテナンス設備へ搬出できない固定機器については既存類似設備の設計方針を踏襲する方針を設定した。	各工事の付帯設備の構造検討を進め、本シナリオの成立可能性をより定期的に見直す必要がある。
	スループット	干渉物撤去は当初見積4.1年から3.3年に短縮した。しかし、設計目標である1.5年には及ばず、さらなる作業効率向上が必要であることを確認した。	炉内構造物の現実的な状態を把握し、それに応じた撤去方法を最適化させていく必要がある。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

- 開発の目的
  - 燃料デブリを取り出すために必要となる機器ハッチからCRD開口部までのアクセスルート構築方法に関する検討を行う。

- 解決すべき課題
  - 遠隔作業範囲の拡大と作業効率化。
  - PCV内で使用する装置類のケーブルの処理方法。

- 開発の進め方
  - PCV内アクセスから干渉物撤去までの作業手順立案。
  - 機器ハッチからCRD開口部までのアクセスルート上の干渉物の撤去方法検討および要素試験。
  - PCV内で使用する装置のユーティリティ構築方法の開発。

- 得られる成果
  - PCV内アクセスから干渉物撤去までの作業手順。
  - 機器ハッチからCRD開口部までのアクセスルート構築方法。
  - PCV内で使用する装置のユーティリティ構築方法。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

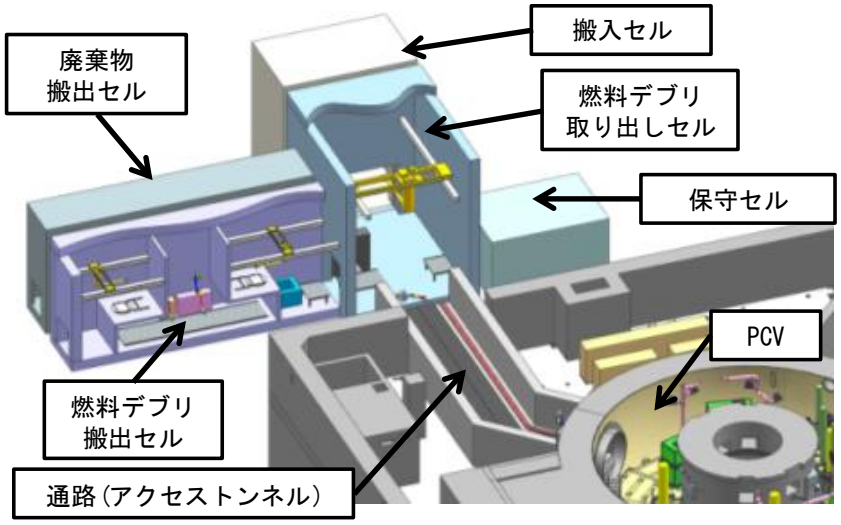
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 検討の前提条件

✓ PCVと増設建屋を通路(アクセストンネル)で接続できること。なお、アクセストンネルは、R/B外から遠隔にて送り出すことで敷設する。

✓ アクセストンネル設置のため、ヤード整備、地下構造物対策および地上構造物撤去等を実施済であること。

✓ 複数の遠隔作業装置を使用し、PCV内での干渉物撤去作業、燃料デブリ取り出し作業を実施する。必要に応じ、PCV内で装置の組み立てを実施する。



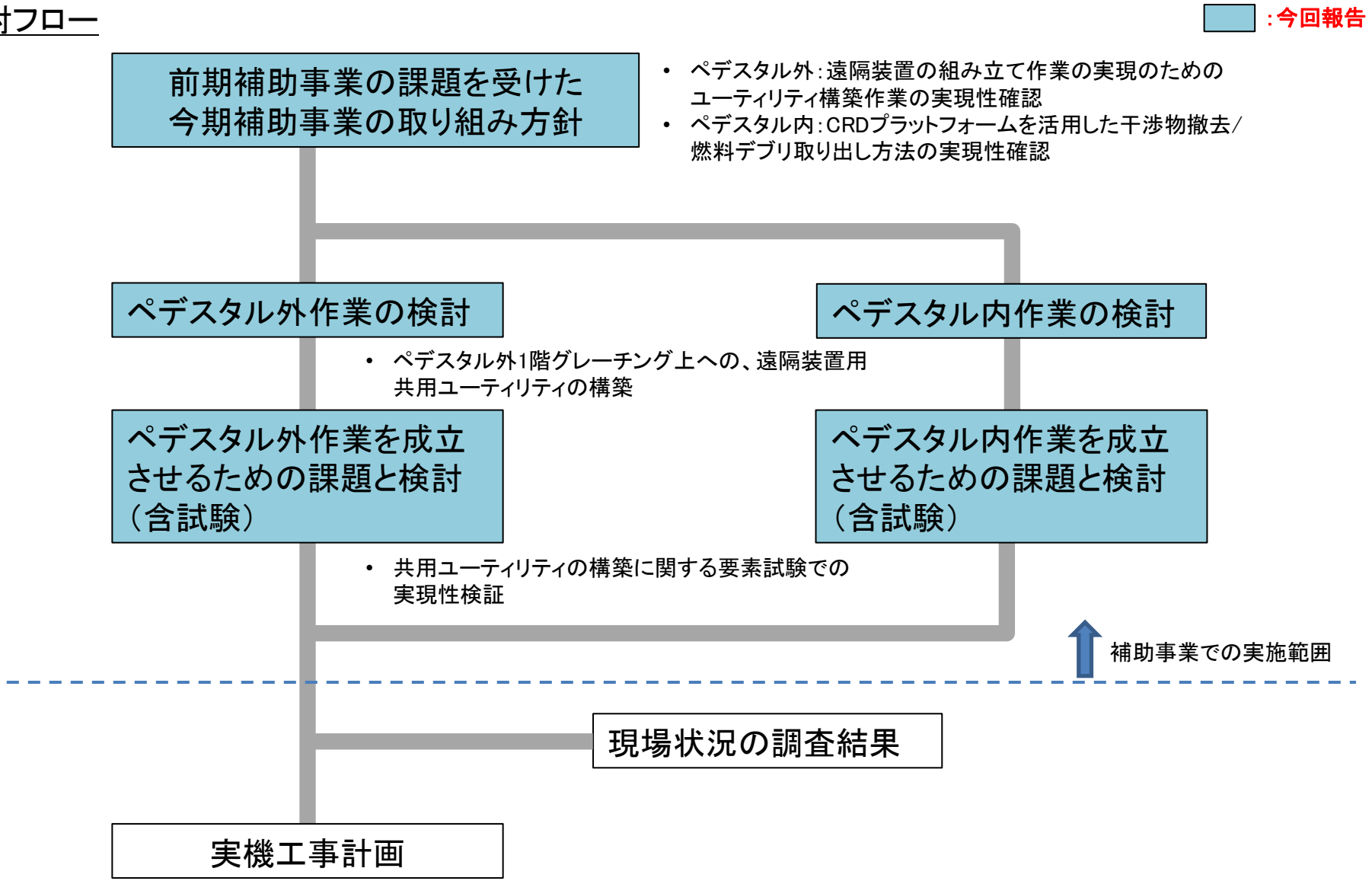
PCVと増設建屋の接続イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 検討フロー

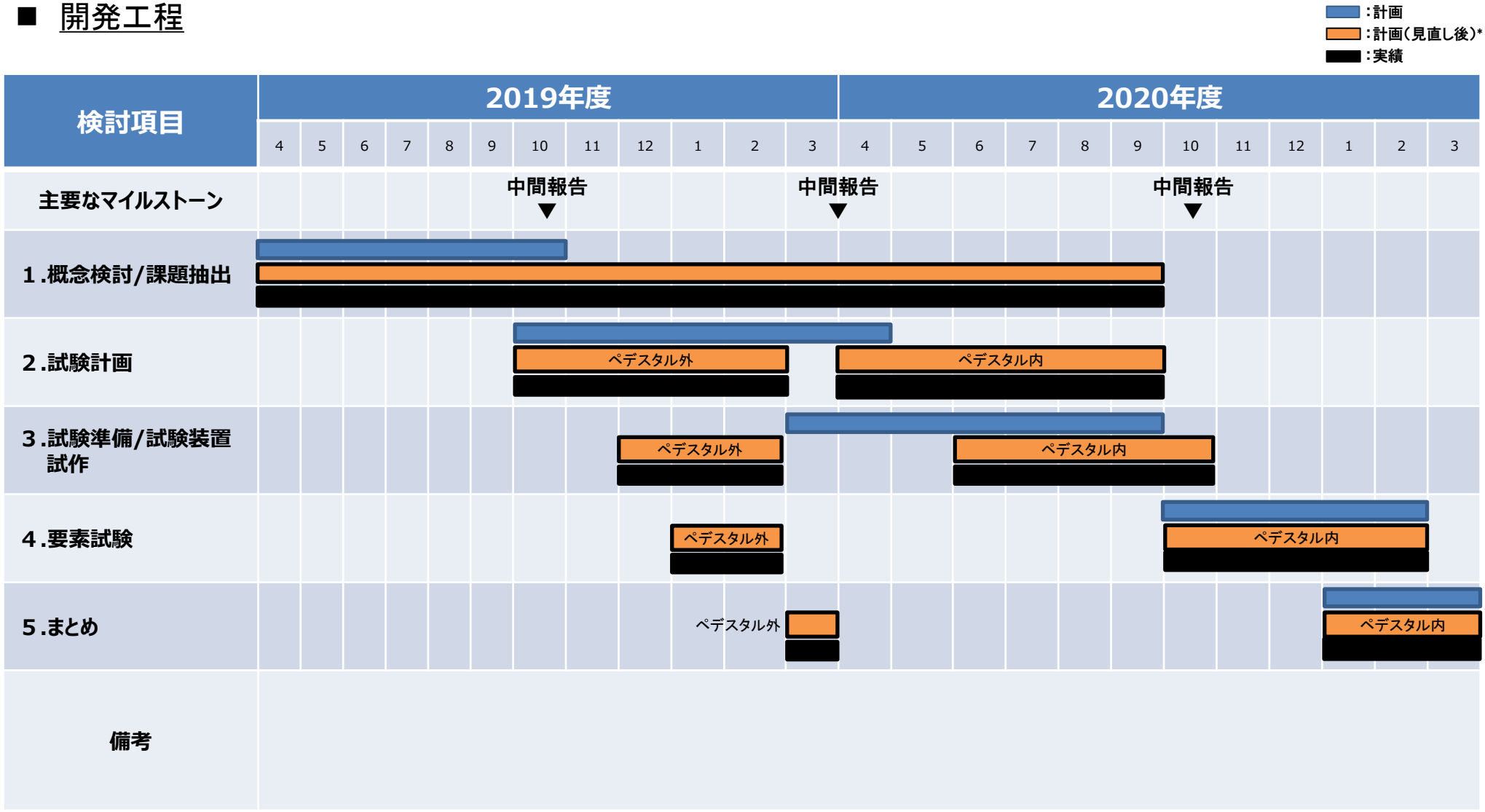


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 開発工程



*：検討進捗状況および要素試験結果を反映し、計画の見直しを実施した。

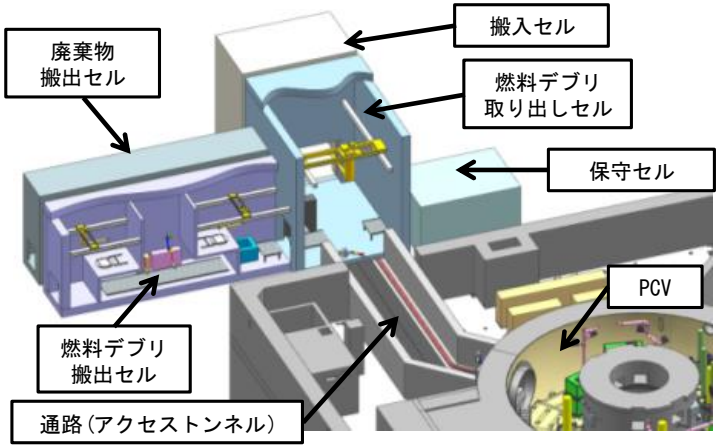
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

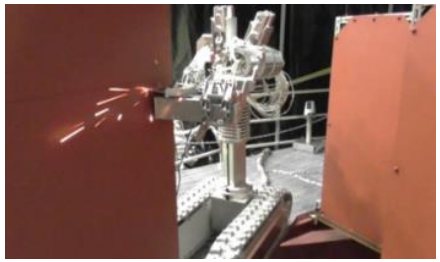
■ 検討の対象となる工法の概要

- ✓ PCVと増設建屋を通路(アクセストンネル)で接続。アクセストンネルは、R/B外から遠隔にて送り出すことで敷設する。
  - ➢ アクセストンネルの採用により、R/B内の床荷重を軽減可能。
  - ➢ 他工事とアクセストンネルの配置が干渉する場合は、アクセストンネルのルート変更により、干渉を回避可能(自由度の高い配置計画)。
  - ➢ アクセストンネルの接続先は、既存ペネのうち、機器ハッチを使用。
- ✓ 複数の遠隔作業装置を使用し、PCV内での干渉物撤去作業、燃料デブリ取り出し作業を実施。必要に応じ、PCV内で装置の組み立てを実施。
- ✓ 号機、ペデスタルの内外を問わない方法。

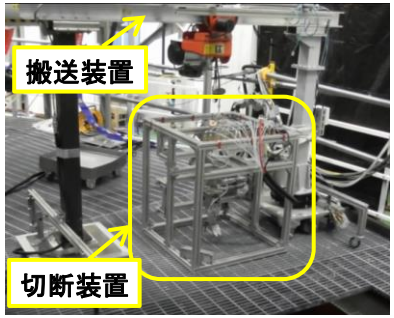


PCVと増設建屋の接続イメージ

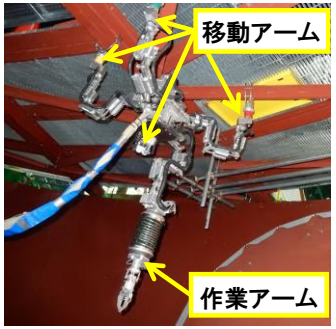
【遠隔作業装置の例】



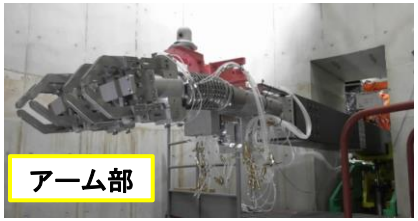
柔構造作業アーム(クローラ・双腕タイプ)

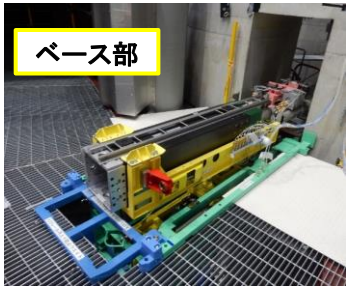


搬送装置と切断装置



柔構造作業アーム(多腕タイプ)





ペデスタル内干渉物撤去装置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

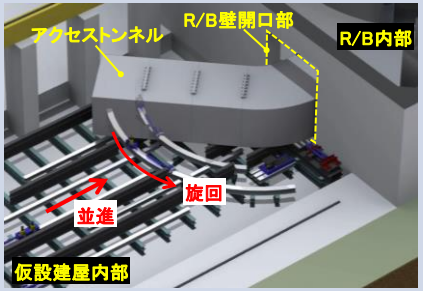
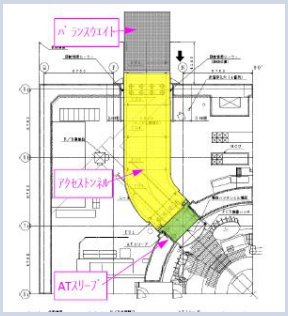
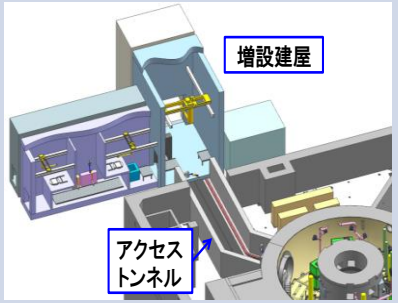
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

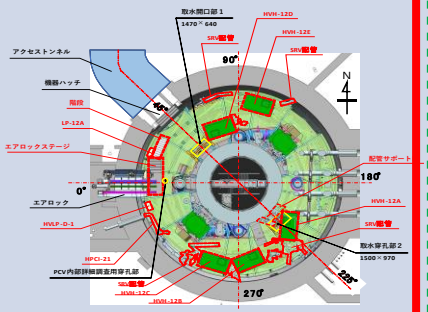
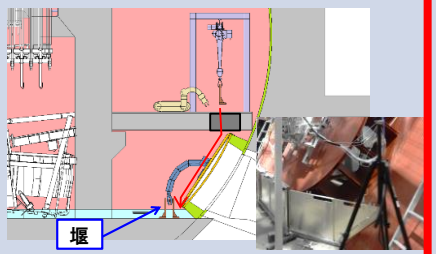
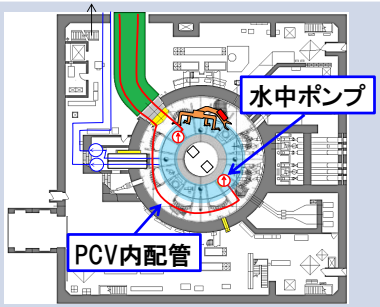
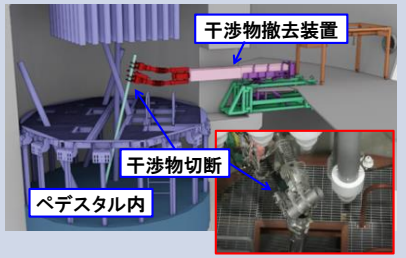
■ 主要作業ステップ

✓ 準備作業から燃料デブリ搬出までの一連の主要作業ステップは以下の通り。

：要素試験説明対象

：19-20年度での検討対象

作業ステップ	① 仮設建屋構築 R/B壁面開放	② アクセストンネル送り出し	③ アクセストンネル接続	④ 増設建屋構築
ステップ図				
備考*	• 概念検討実施済。 • 既存技術での対応可能な見込みのため、次ステップ以降の検討を優先中。	• 要素試験にて実現性確認を実施済(17-18年度)。 • 実機重量を模擬した旋回要素試験を計画。	• 本PJにてスリーブとPCV間の溶接方法に関する要素試験を実施(2020年度)。	• 事業者エンジニアリングにて詳細検討実施中。

作業ステップ	⑤ ペデスタル外干渉物撤去 (D/W内アクセスルート構築)	⑥ 汚染拡大防止堰設置	⑦ D/W内配管展開 水中ポンプ設置	⑧ ペデスタル内 干渉物撤去
ステップ図				
備考*	• D/W内(1階)の干渉物を撤去。 • 地下階へのアクセス→配管の撤去作業に関する要素試験を実施済(17-18年度)。	• D/W地下階にアクセス。 • 汚染拡大防止用に堰を設置。 • ジェットデフ(J/D)周囲への堰設置に関する予備試験を実施済(17-18年度)。	• 水循環システムを構築 • 水循環PJにて、配管敷設・ポンプ設置に関する要素試験を実施済(19年度)。	• 梁を用いた干渉物撤去方法に関する要素試験を実施済(17-18年度)。 • CRDプラットホームを活用した干渉物撤去要素試験を実施(2020年度)

*下線部は、別PJ/エンジニアリングにて実施中の内容を示す。

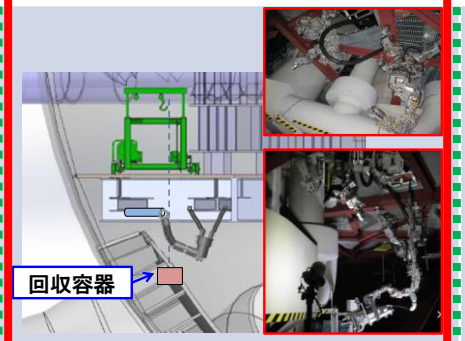
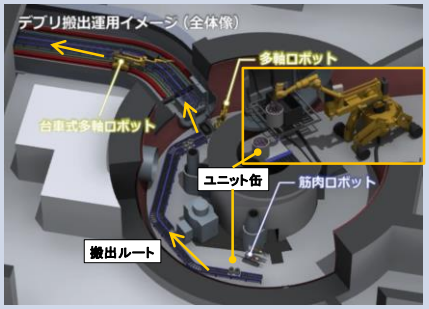
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 主要作業ステップ

：要素試験説明対象
：19-20年度での検討対象

作業ステップ	⑨ 燃料デブリ取り出し	⑩ 燃料デブリ搬出
ステップ図		
備考*	• 図はペデスタル外の作業例 • ペデスタル内は干渉物撤去装置で作業 • 梁を用いた燃料デブリ取り出し方法に関する要素試験を実施済(17-18年度)。 • CRDプラットホームを活用した燃料デブリ取り出しに関する要素試験を実施予定（2020年度）	• 概念検討実施済。 • 本ステップの搬出作業の技術開発も必要であるが、前段ステップが実現可能でなければ、本ステップ自体が成立しないことから、前段ステップの検討を優先中。

本補助事業では、ステップ③、⑤、⑥、⑧、⑨を対象とし検討を進めている。
（その他のステップは、別PJやエンジニアリングで検討中のものやこれまでに要素試験実施済みのもの）

- ✓ ステップ③については、「3)（ｉ）②接続部の閉じ込め機能確保技術」にて開発内容の詳細を説明する。
- ✓ ステップ⑤・⑧・⑨については、本項「1）①干渉物撤去技術の開発」にて開発内容の詳細を説明する。
- ✓ ステップ⑥については、「1）②干渉物撤去以外の技術の開発（b.サプレッションチェンバへの拡散防止方法）」にて開発内容の詳細を説明する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

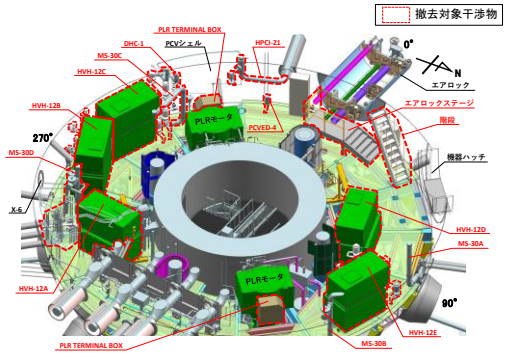
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル外干渉物撤去作業の全体戦略

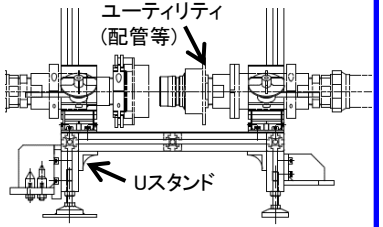
✓ ペデスタル外の干渉物撤去作業では、干渉物の撤去と撤去作業装置向けユーティリティの整備を並行して進める。
⇒干渉物自体の撤去可否と同程度にユーティリティ整備の実現性可否の確認も重要
（ユーティリティ整備の成立可否は干渉物の撤去方法に影響を及ぼすため）
⇒本PJでは、干渉物撤去に優先して、ユーティリティの整備の実現性確認に取り組む。

【干渉物の撤去とユーティリティ整備の手順】

(1) 機器ハッチより作業装置搬入
(2) 機器ハッチ(PCV内側)周囲の干渉物を撤去
(3) 機器ハッチ周囲にユーティリティ(水圧/電気)ライン設置
(4) 作業装置のケーブル接続先を、設置したユーティリティラインに変更（つなぎ換え）
(5) 周囲の干渉物を撤去
(6) ユーティリティライン延長
(7) (4)～(7)を繰り返す（CRD開口部まで）
(8) ユーティリティライン構築完了

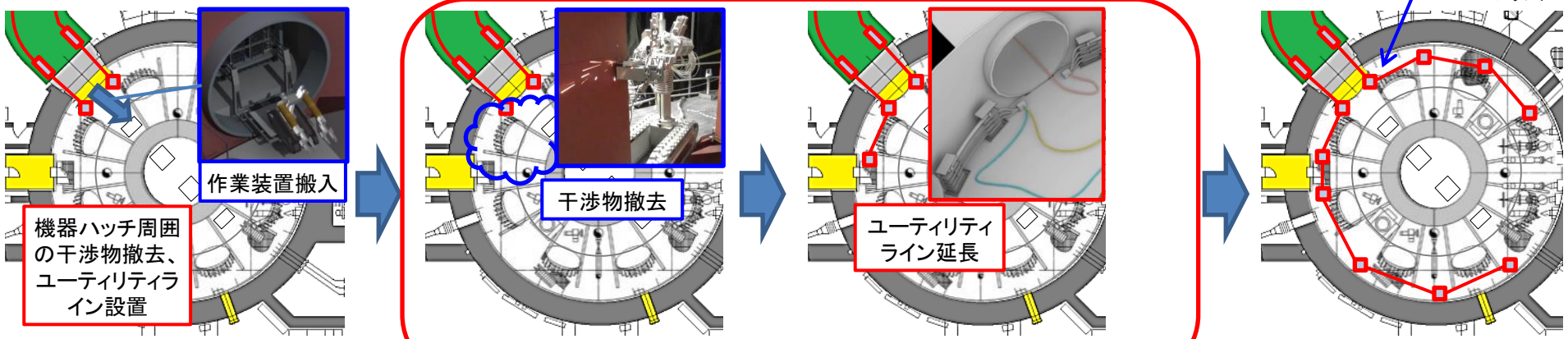


ペデスタル外（1階）の撤去対象物



ユーティリティスタンド(Uスタンド)上で配管等のユーティリティを接続

交互に繰り返し



作業装置搬入　干渉物撤去　ユーティリティライン延長　ユーティリティライン構築完了

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

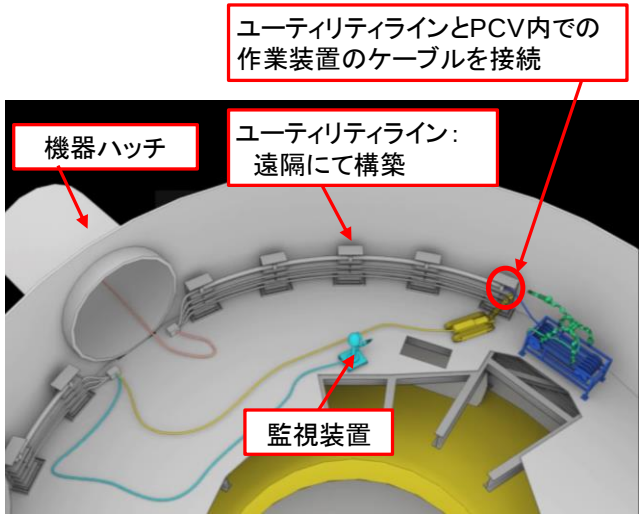
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 共用ユーティリティ構築方法の検討

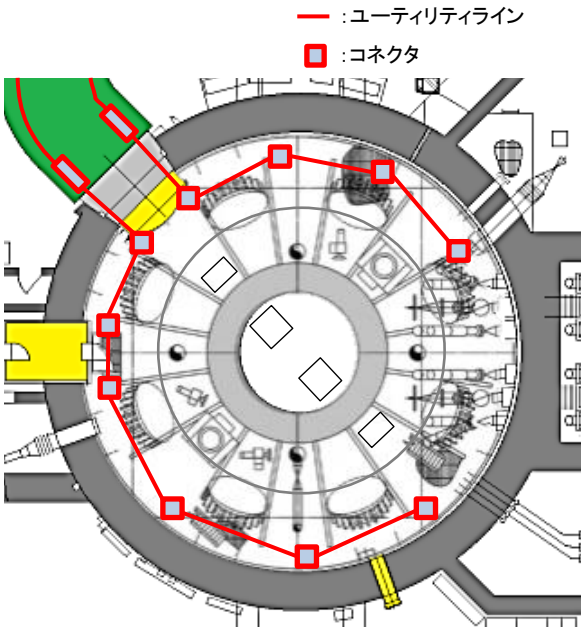
前年度にて抽出した課題であるPCV内で使用する遠隔装置の撤去装置・周辺設備の構築作業の遠隔化の解決案として、ペデスタル外周部への共用ユーティリティ設置を検討。

【共用ユーティリティの概念】

- PCV内で使用する遠隔装置の駆動源である水(水圧)、電気を供給。
- ユーティリティラインの設置作業は、独立稼働する遠隔装置(柔構造作業アーム等)にて実施。
- ペデスタル内/外での干渉物の撤去作業、燃料デブリ取り出し作業に使用する遠隔装置は、作業場所近傍のコネクタと接続し、ユーティリティ(水圧/電気)を供給。
- 遠隔装置のケーブルの一端を、機器ハッチ(増設建屋)ではなく、作業場所近傍のコネクタとすることで、長尺のケーブルマネジメントが不要となる。



共用ユーティリティの概念図



共用ユーティリティの設置範囲(計画)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

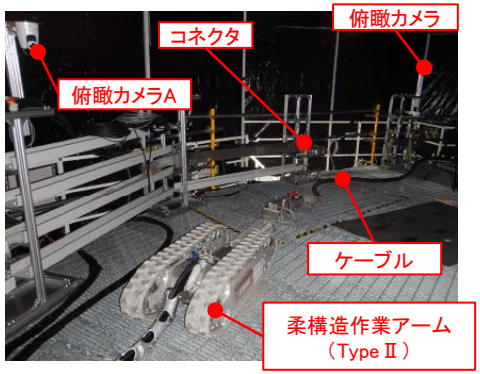
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

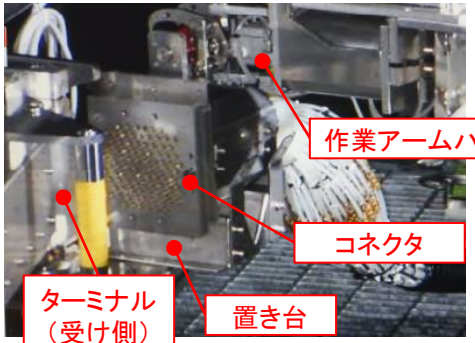
■ 共用ユーティリティ構築方法の検討

共用ユーティリティの設置について、柔構造作業アームを用いた遠隔での接続予備試験を実施。

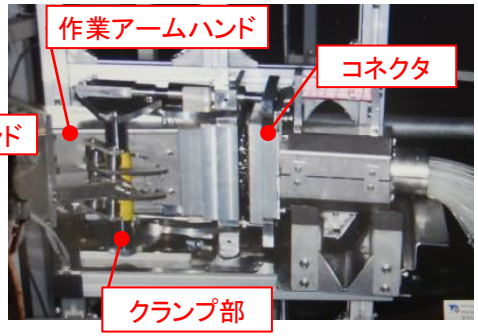
【ペデスタル外模擬環境によるコネクタ接続予備試験状況】



初期配置



コネクタ設置状況



コネクタクランプ状況

確認項目	要領	判定基準	結果
接続可否	柔構造作業アームにてコネクタ把持・運搬し、ターミナルとコネクタを位置合わせした後、クランプし固定する。作業はカメラ映像のみで行う。	・把持・運搬時にコネクタを落下させないこと。 ・ターミナルとコネクタの位置合わせ後にクランプ可能なこと。	○
接続後の確認	接続作業の完了後、カメラ映像により、ターミナル・コネクタ間の接続部を確認する。	ターミナル・コネクタ間の接続部に変形がないこと。	○
漏えい有無	接続完了後、ターミナル内の配管に通水する。	各配管から漏えいがないこと。	○

✓ 遠隔操作でコネクタ接続が可能であることを確認。

✓ 位置決め方法およびコネクタ接続完了の確認方法等が課題であり、解決策を検討した(次紙参照)。

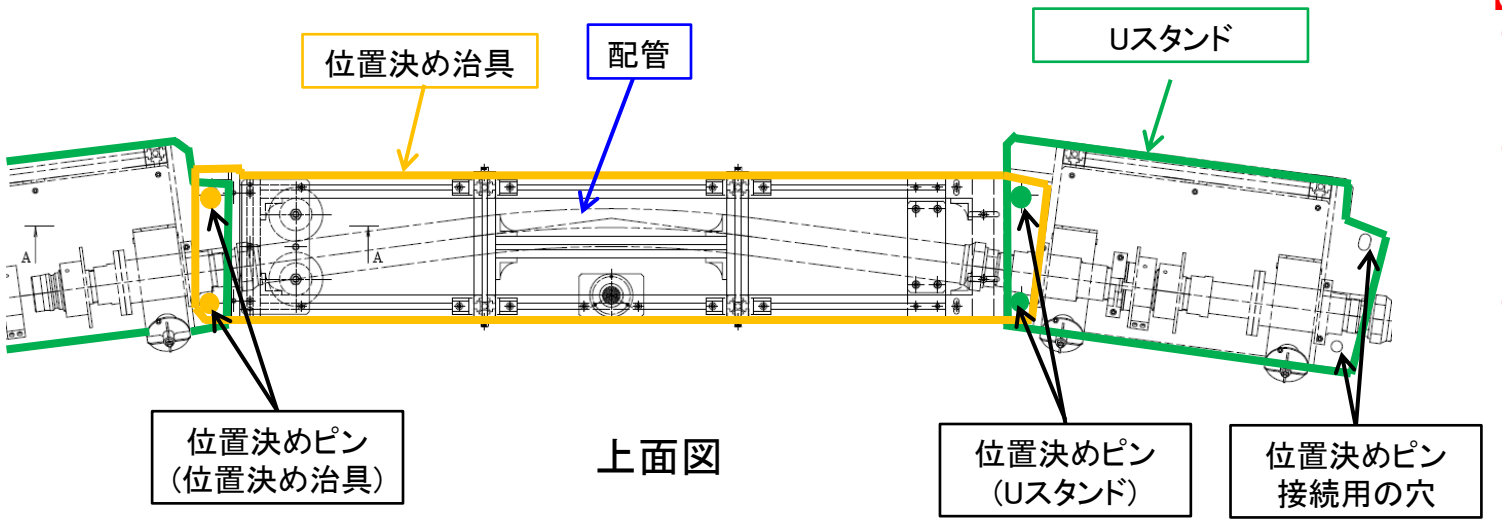
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

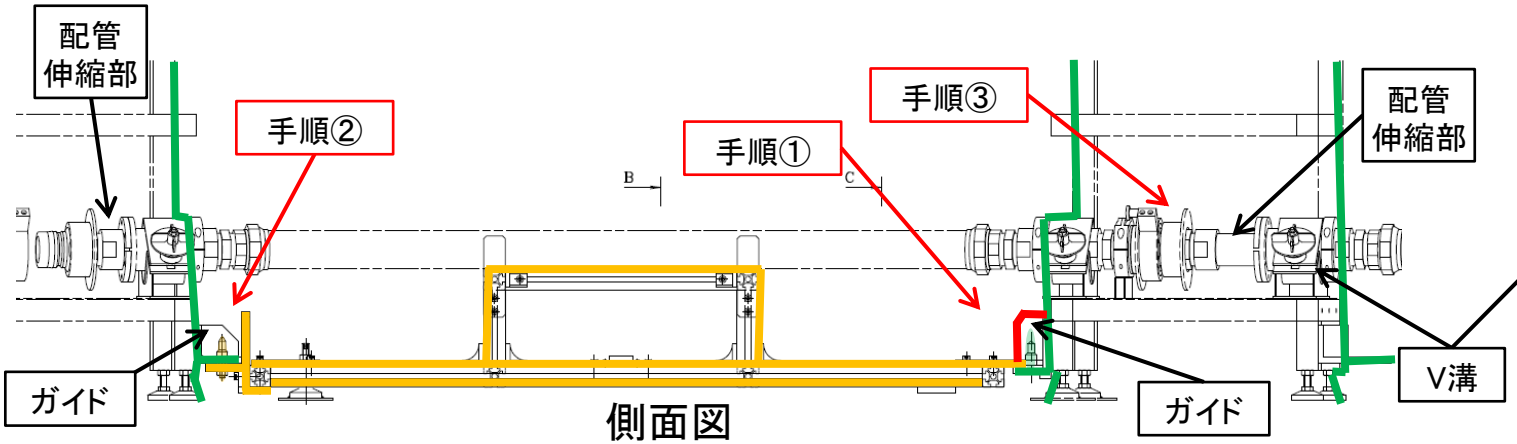
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

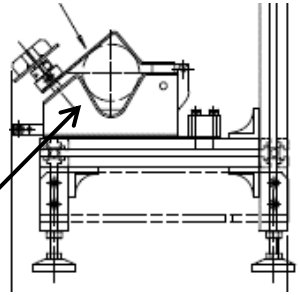
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 共用ユーティリティ構築方法の検討

予備試験結果を踏まえ、検討した共用ユーティリティの構造は以下の通り。







配管はUスタンドのV溝に入れ、配管伸縮部を動かして接続

【接続方法】

① 位置決め治具をUスタンドのガイドに押し当て、位置決めピンに接続

② 新たなUスタンドを位置決め治具のガイドに押し当て、位置決めピンに接続

③ 上記①と②を繰り返してUスタンドをD/W内に設置後、Uスタンド上で配管を接続

上記構造での遠隔施工の妥当性を、要素試験にて確認した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

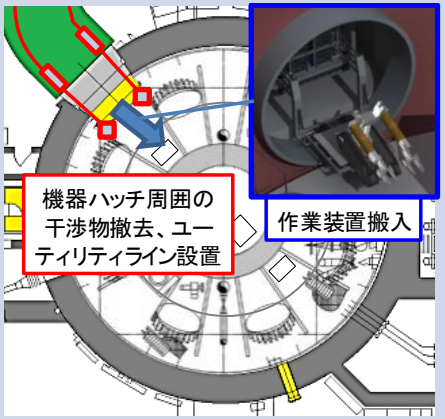
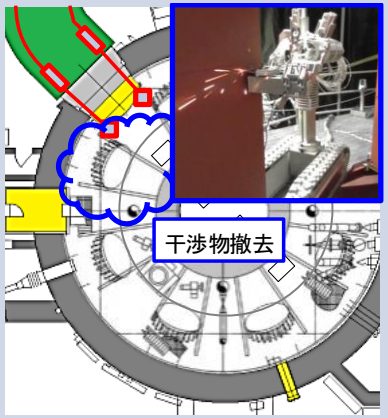
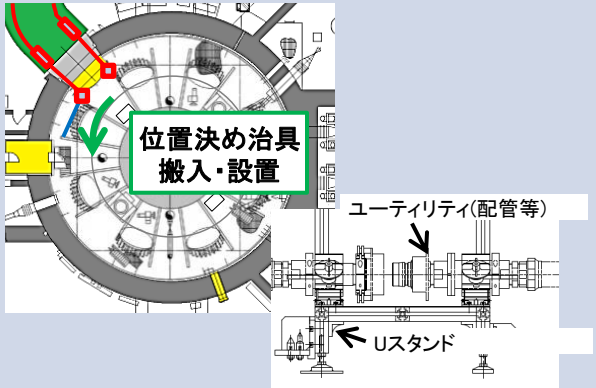
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル外の作業ステップ

✓ 共用ユーティリティの構築をステップに含むペデスタル外の作業について、作業ステップを細分化し、作業内容の具体化と課題の抽出を行った。

【ステップ④】増設建屋構築 （横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法の主要作業ステップ参照）

：要素試験での確認対象

作業ステップ	1. 作業装置搬入、干渉物撤去(機器ハッチ周囲)、ユーティリティ設置	2. DW内(1階)干渉物撤去※	3-1. ユーティリティライン延長※（位置決め治具の設置）
ステップ図			 Uスタンドの概念図
内容	機器ハッチより作業装置を搬入し、機器ハッチ(PCV内側)周囲の干渉物を撤去する。その後、機器ハッチ(PCV内側)の周囲に、アクセストンネルから延長されたユーティリティ(水圧/電気)ラインを設置する。	作業装置のケーブル接続先を前ステップで設置したユーティリティに変更する。その後、周囲の干渉物を撤去する。	作業装置を用いて、Uスタンド設置用の位置決め治具を所定位置まで搬入・設置する。
課題	• アクセストンネルから伸びたユーティリティの引き出し方法	(遠隔でのコネクタ接続可否、干渉物切断に関する要素試験を実施済[15-16年度])	• 作業装置での位置決め治具の把持可否 • 作業装置での位置決め治具の運搬 • 目標位置への設置精度 • 位置決め治具の固定可否

※1階の干渉物を撤去しながらユーティリティラインを構築(延長)するため、ステップ2→3-1～3-4を繰り返す。(CRD開口部近傍到達まで)

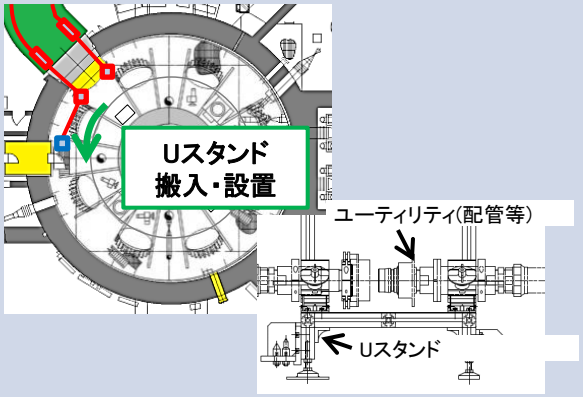
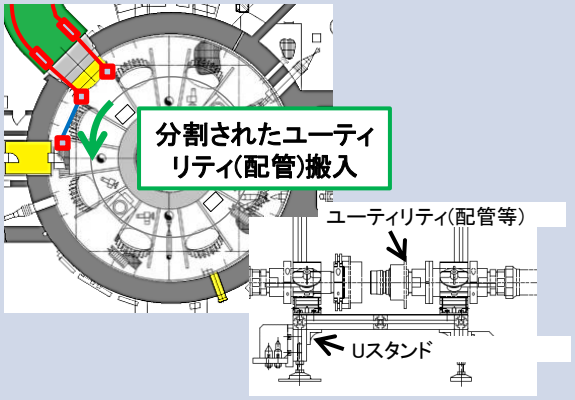
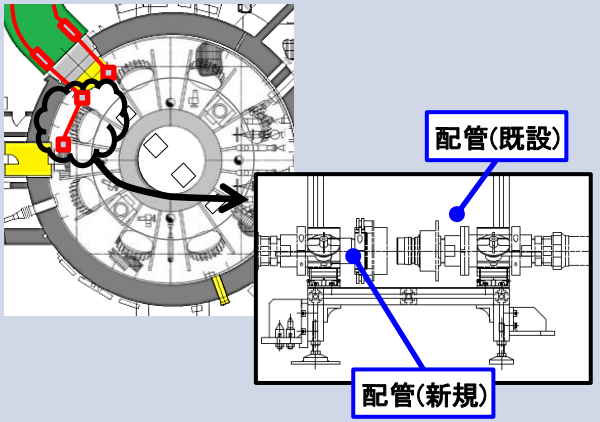
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル外の作業ステップ

：今回の要素試験対象

作業ステップ	3-2. ユーティリティライン延長※（Uスタンドの設置）	3-3. ユーティリティライン延長※（分割されたユーティリティラインの搬入）	3-4. ユーティリティライン延長※（分割されたユーティリティラインの接続）
ステップ図	 Uスタンドの概念図	 Uスタンドの概念図	
内容	作業装置を用いて、Uスタンドを所定位置まで搬入・設置する。	作業装置を用いて、分割された配管を所定位置まで搬入する。	分割された配管をUスタンド上に固定し、既設配管と接続する。
課題	• 作業装置でのUスタンドの把持可否 • 作業装置でのUスタンドの運搬 • 目標位置への設置精度 • Uスタンドの固定可否	• 作業装置でのユーティリティラインの運搬 • 目標位置への仮置き精度	• Uスタンドへの配管の固定 • 作業装置での既設配管との接続

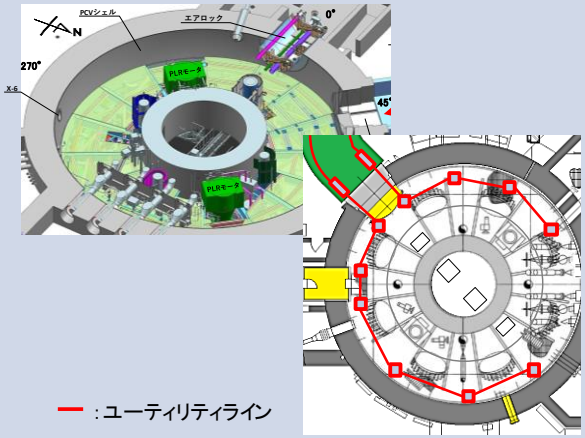
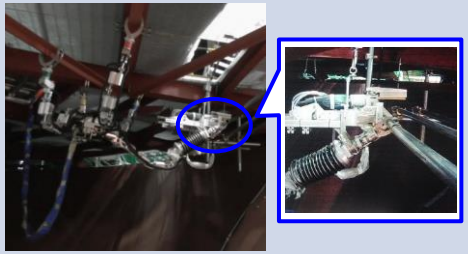
※1階の干渉物を撤去しながらユーティリティラインを構築(延長)するため、ステップ2→3-1～3-4を繰り返す。(CRD開口部近傍到達まで)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル外の作業ステップ

作業ステップ	4. D/W内(1階)干渉物撤去およびユーティリティライン敷設完了	5. グレーチング開口、干渉物撤去装置吊り降ろし	6. D/W内(地下階)干渉物撤去
ステップ図		 開口装置  地下階用干渉物撤去装置	
内容	ステップ2→3-1～3-4の繰り返しにより、D/W内1階の干渉物が撤去され、ペデスタル外周囲に作業装置用のユーティリティが敷設された状態。	グレーチングを切断し、干渉物撤去装置を地下階へインストール。	ピット内に水中ポンプを設置するため、ピット内既設ポンプ等のピット付近の干渉物を撤去。堆積物がある場合には、堆積物の撤去を行う。
課題	（ステップ2～3-4と同様）	（グレーチングを切断・開口を設け、地下階に干渉物撤去装置をインストールする要素試験を実施済［17-18年度］）	（地下階の干渉物撤去に関する要素試験を実施済［17-18年度］）

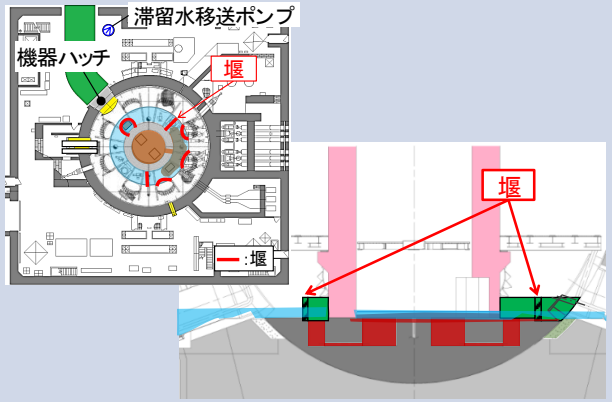
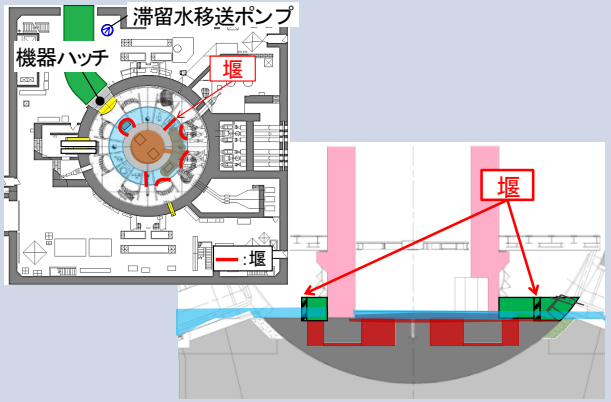
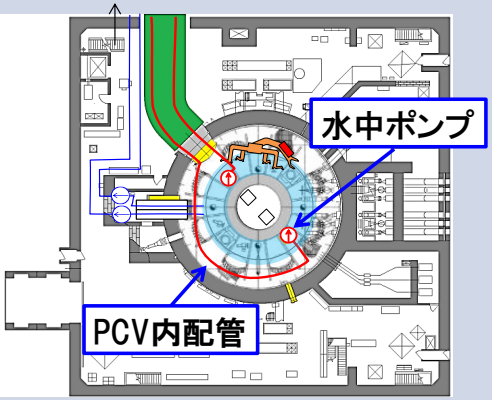
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

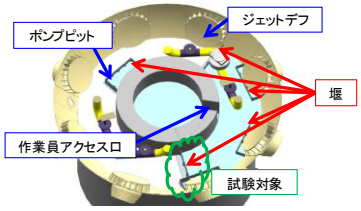
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

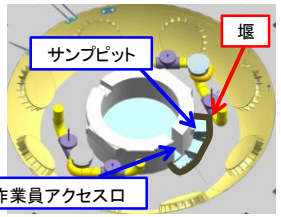
■ ペデスタル外の作業ステップ

□ :今回の要素試験対象**

作業ステップ	7-1. 汚染拡大防止堰設置※（型枠の設置）	7-2. 汚染拡大防止堰設置※（ドライモルタル投入）	8. D/W内配管展開、水中ポンプ設置
ステップ図	 （図は1号機の場合の堰設置イメージ）	 （図は1号機の場合の堰設置イメージ）	
内容	地下階用干渉物撤去装置等を用いて、グレーチング開口から折り畳んだ状態の堰(型枠)を搬入する。その後、地下階で展開・設置する。	遠隔装置(柔構造作業アーム等)で、展開した折り畳み堰内にドライモルタルを投入	D/W内に配管を展開し、ピット内に水中ポンプを設置する。
課題	• 開口(1200×600mm)から型枠(折り畳み状態)の搬入可否 • 地下階での型枠の展開可否	• 展開した型枠内へのドライモルタルの投入可否 • ドライモルタル硬化開始までの時間内での地下階への搬入可否	（水循環PJにて、配管敷設・ポンプ設置に関する要素試験を計画[19年度中実施]）



1号機での設置イメージ



2/3号機での設置イメージ

※号機ごとに所望の堰が構築できるまで、7-1～7-2を繰り返す。

**作業ステップ7-1/7-2に関する試験内容の詳細については、別項目7.(1)②c項「S/Cへの汚染拡大防止方法」にて説明

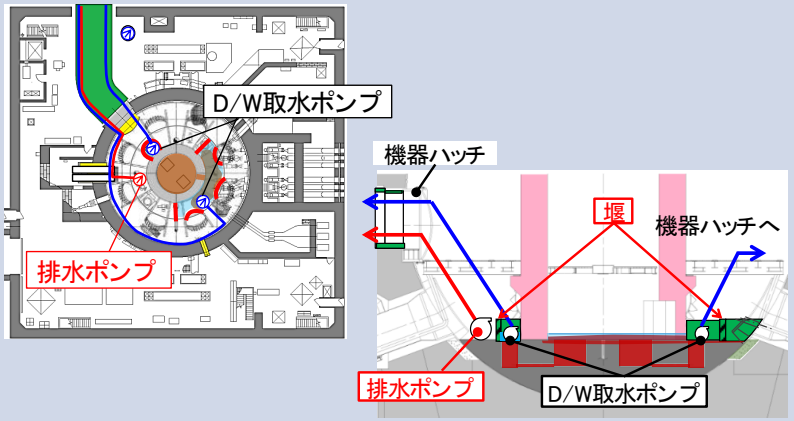
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル外の作業ステップ

□ :今回の要素試験対象

作業ステップ	9. 堰の外側への排水ポンプ設置
ステップ図	
内容	堰の外側に水中ポンプを設置する。なお、堰の内側への水中ポンプの設置は、前ステップ(ステップ8)にて対応済み。設置後に水中ポンプを稼働。
課題	(ステップ8と同様)

【ステップ⑧】ペデスタル内干渉物撤去

(横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法の主要作業ステップ参照)

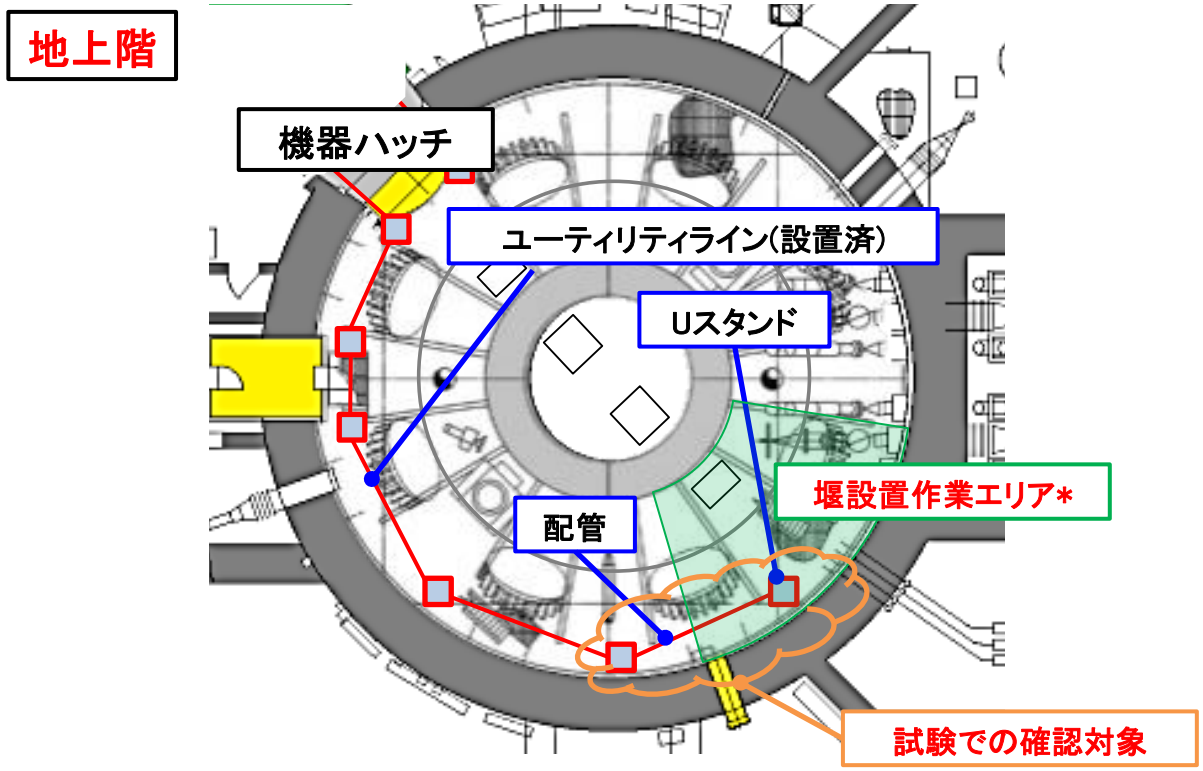
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験模擬範囲

✓ 前頁までに抽出した課題解決のため、共用ユーティリティ構築作業に関する要素試験を実施する。
✓ 共用ユーティリティの構築作業は延長作業の繰り返しのため、最終設置箇所を模擬し、それより前段のユーティリティは設置済みとする。



共用ユーティリティ構築試験模擬範囲

*汚染拡大防止堰の詳細は、別項目7.(1)②c項「S/Cへの汚染拡大防止方法」にて説明する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

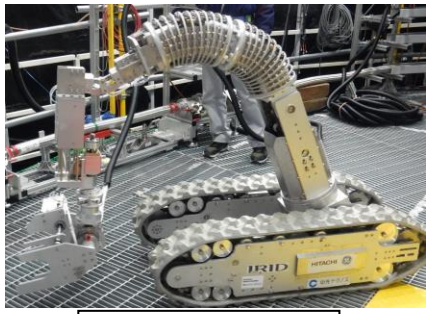
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験項目と判定基準

ID	試験項目	該当作業ステップ※1	試験要領・手順	判定基準	備考
1	スタンドの組み立て	3-1 3-2	(1)門型揚重機で位置決め治具を吊り上げ。 (2)目標位置(既設Uスタンド)まで位置決め治具を運搬。 (3)位置決め治具を既設Uスタンドのガイドに押し当てながら吊り降ろし位置決め治具を既設Uスタンドに固定。 (4)門型揚重機でUスタンドを吊り上げ。 (5)(3)で設置した位置決め治具の他端までUスタンドを運搬。 (6)位置決め治具他端側のガイドに押し当てながら吊り降ろし、Uスタンドを(3)で設置した位置決め治具の他端に固定。	• 位置決め治具の吊り上げができること。 • 位置決め治具およびUスタンドを目標位置まで運搬できること。 • 位置決め治具とUスタンド間を固定できること。	
2	ユーティリティラインの接続	3-3 3-4	(1)分割された配管を搬送台車上に設置。【人手作業】 (2)搬送台車にて、配管をUスタンド近傍まで運搬。 (3)門型揚重機にて、Uスタンド上に配管を設置。 (4)柔構造作業アームにて配管をUスタンドに固定し、接続。	• 搬送台車にて、配管を目標位置まで運搬できること。 • 搬送台車からUスタンド上に配管を設置できること。 • 柔構造作業アームにて配管を接続できること。	

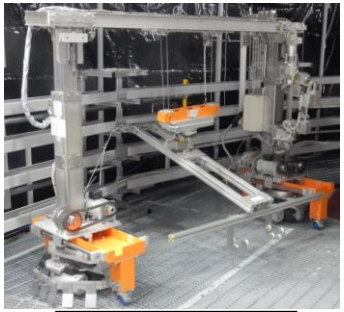
※1:ペデスタル外の作業ステップ参照

【要素試験使用装置】



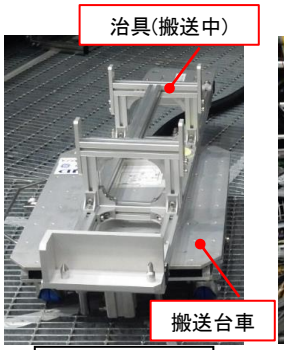
治具等の把持、作業補助

遠隔作業用柔構造アーム*



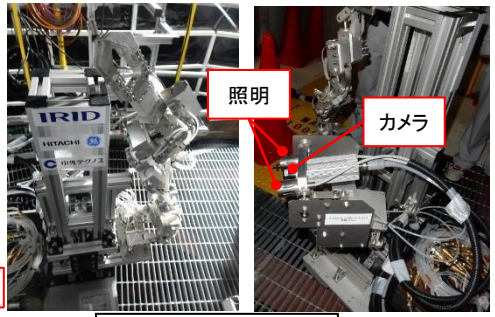
治具等の搬送・設置

門型揚重機



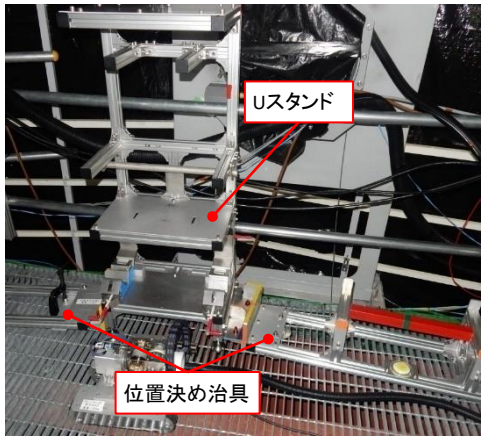
治具等の搬送

搬送台車



作業の監視

カメラ台車



Uスタンド、位置決め治具

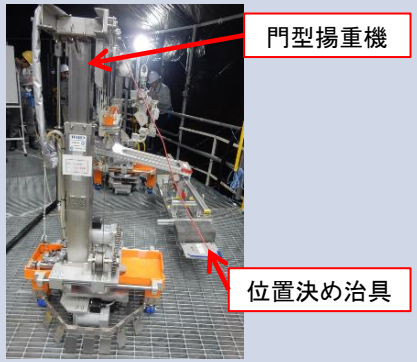
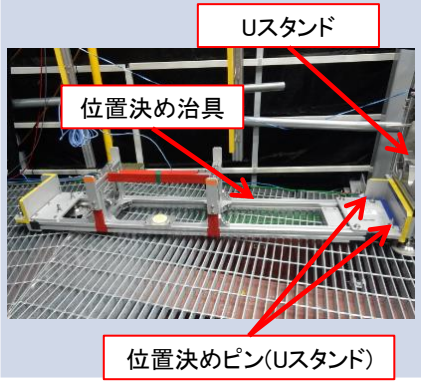
*遠隔作業用柔構造アームには様々なバリエーションがあり、上記仕様はクローラタイプの一例である。

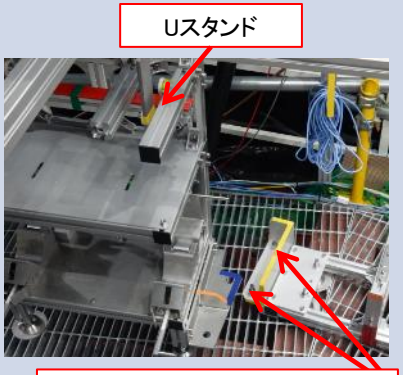
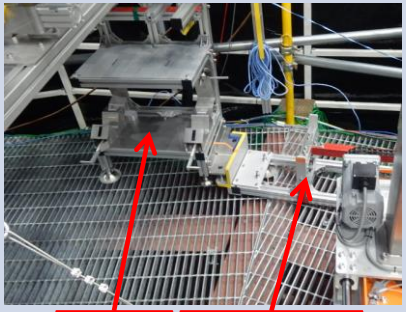
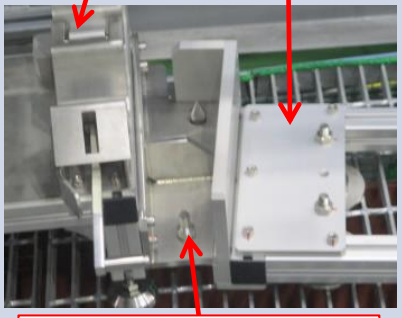
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験手順(スタンドの組み立て) ※予備試験による確認

STEP	1. 位置決め治具を搬入	2. Uスタンドの位置決めピンに接続		3. 接続完了を確認
動作図				

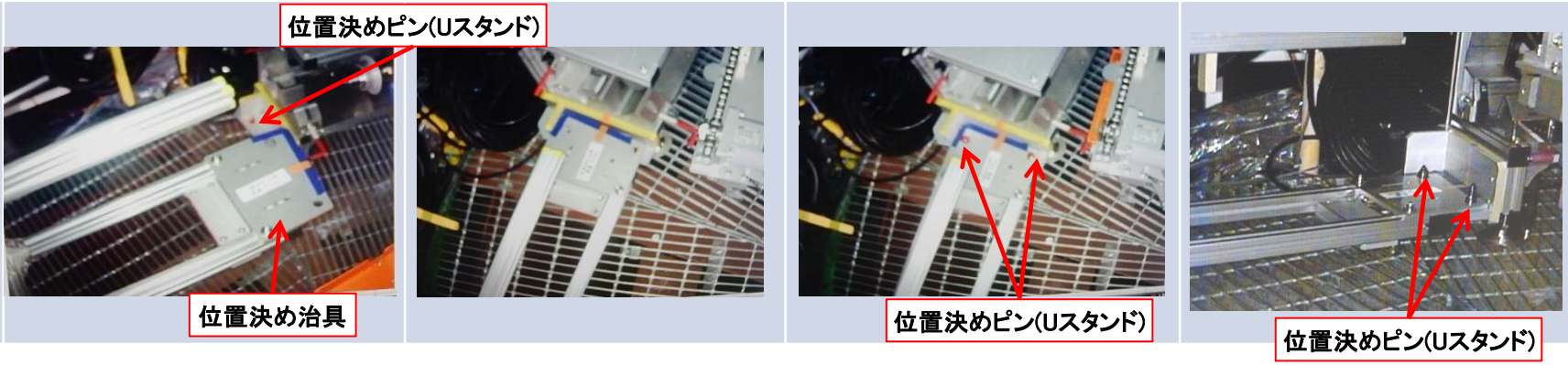
STEP	4. Uスタンドを搬入	5. 位置決め治具の位置決めピンに接続		6. 接続完了を確認
動作図				

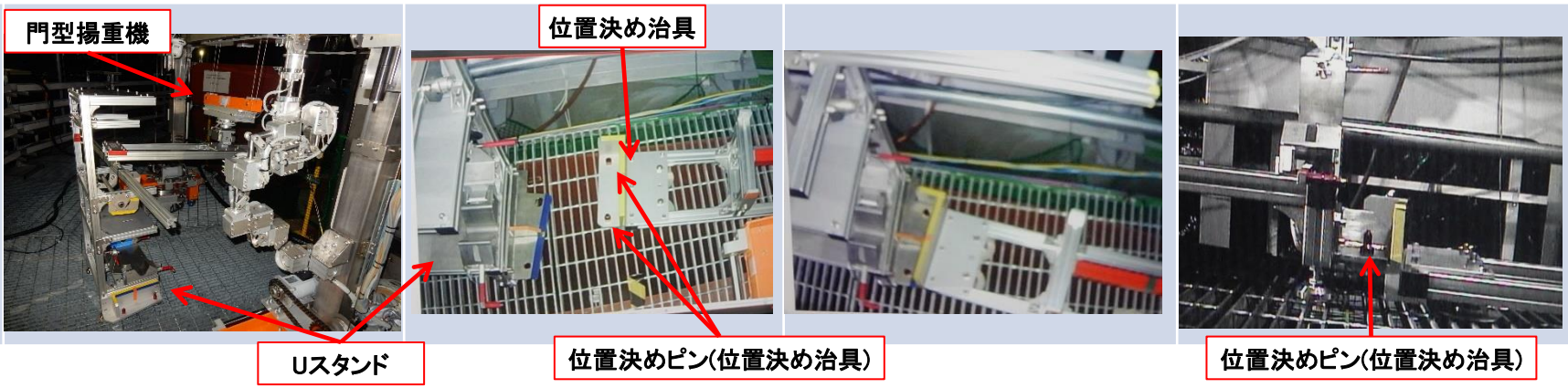
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験結果（スタンドの組み立て）

STEP	1. 位置決め治具を搬入	2. Uスタンドの位置決めピンに接続	3. 接続完了を確認
動作図			

STEP	4. Uスタンドを搬入	5. 位置決め治具の位置決めピンに接続	6. 接続完了を確認
動作図			

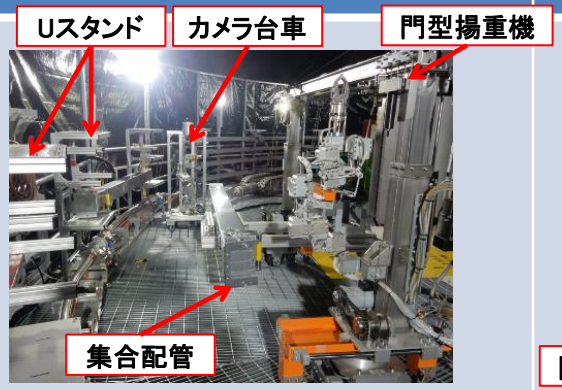
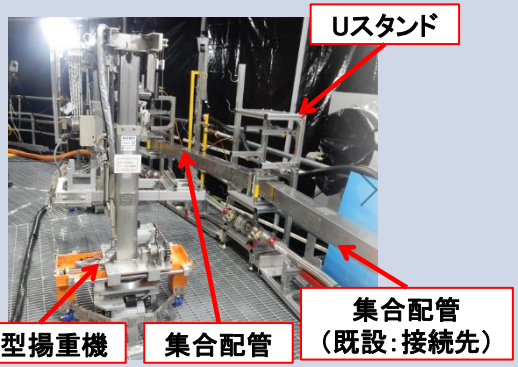
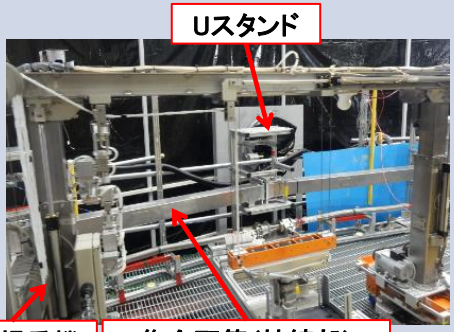
遠隔にて位置決め治具とUスタンドを設置・接続ができることを確認

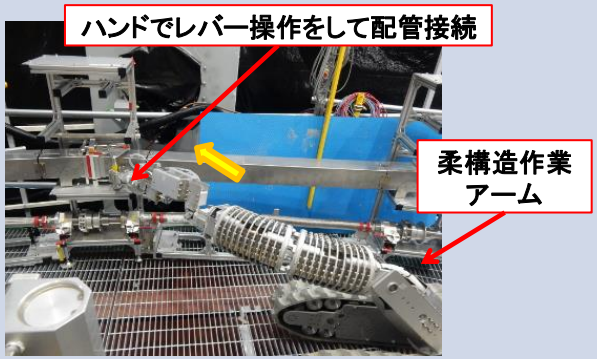
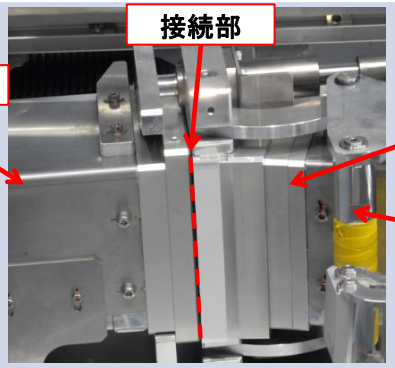
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験手順(ユーティリティラインの接続) ※予備試験による確認

STEP	1. 配管準備【人手作業】	2. 配管運搬	3. 配管設置
動作図			

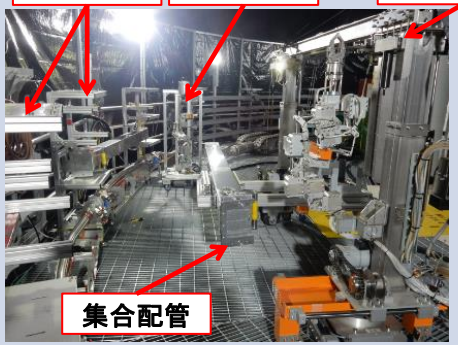
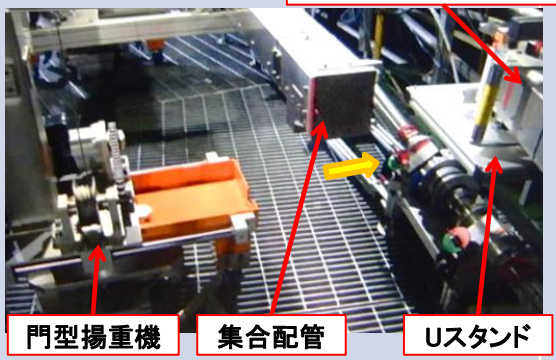
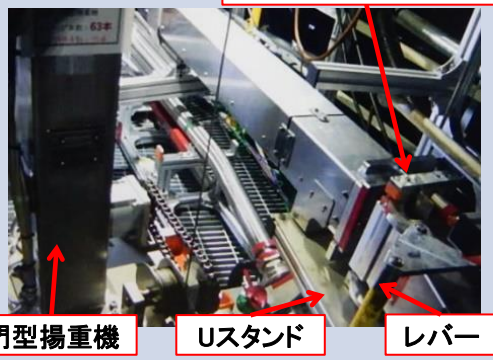
STEP	4. 配管接続	5. 接続完了を確認
動作図		

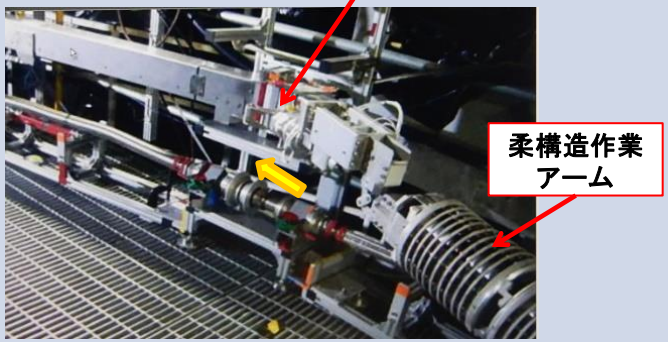
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験結果（ユーティリティラインの接続）

STEP	1. 配管準備【人手作業】	2. 配管運搬	3. 配管設置
動作図			

STEP	4. 配管接続	5. 接続完了を確認
動作図		

ユーティリティライン（集合配管）の設置、接続ができることを確認

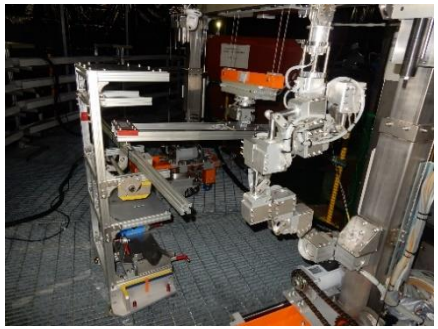
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

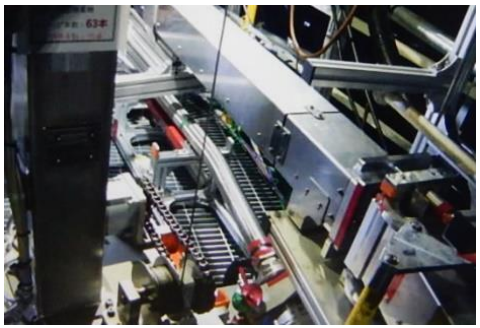
■ 要素試験結果まとめ

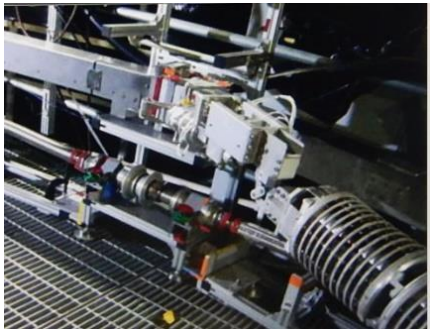
ID	試験項目	試験要領・手順	試験結果		備考
1	スタンドの組み立て	(1)門型揚重機で位置決め治具を吊り上げ。 (2)目標位置(既設Uスタンド)まで位置決め治具を運搬。 (3)位置決め治具を既設Uスタンドのガイドに押し当てながら吊り降ろし位置決め治具を既設Uスタンドに固定。 (4)門型揚重機でUスタンドを吊り上げ。 (5)(3)で設置した位置決め治具の他端までUスタンドを運搬。 (6)位置決め治具他端側のガイドに押し当てながら吊り降ろし、Uスタンドを(3)で設置した位置決め治具の他端に固定。	• 門型揚重機で位置決め治具の吊り上げができることを確認。 • 門型揚重機で位置決め治具およびUスタンドを目標位置まで運搬できることを確認。 • 位置決め治具とUスタンド間を固定できることを確認。	○	
2	ユーティリティラインの接続	(1)分割された配管を搬送台車上に設置。【人手作業】 (2)搬送台車にて、配管をUスタンド近傍まで運搬。 (3)門型揚重機にて、Uスタンド上に配管を設置。 (4)柔構造作業アームにて配管をUスタンドに固定し、接続。	• 搬送台車にて、配管を目標位置まで運搬できることを確認。 • 搬送台車から門型揚重機で配管を持ち上げ、Uスタンド上に配管を設置できることを確認。 • 柔構造作業アームにて配管接続治具を使用して配管を接続できることを確認。	○	





スタンドの組み立て





ユーティリティラインの接続

全ての判定基準を満足し、共用ユーティリティの構築作業(スタンドの組み立て、ユーティリティラインの接続)の実現性を確認。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 抽出した課題と対応方針

No.	課題	内容	対応方針
1	グレーチング(床面)上の凹凸への対応方法	今回の試験では平らなグレーチング上に人手で高さ調整をしたUスタンドを設置したが、実機のグレーチングには段差があり配管の芯合せ等の組み立て作業時の誤差の原因となる。	Uスタンドのアジャスタを遠隔で伸縮するようにする。グレーチング上に足場板を敷設して水平面を確保する。
2	作業中の監視方法 (カメラ・照明配置等)	Uスタンドと位置決め治具の接触面など、低所の位置合せ状況の確認が難しい。	各作業が見やすいよう、例えば作業装置の手先にカメラを取り付けて手元を確認する等、カメラ・照明配置の詳細検討を実施(実機工事計画時)。 また、間接的に確認ができる構造の検討を実施。 (カメラ台車の改造による改善効果を検証済)
3	装置類のケーブル処理	試験模擬範囲外(機器ハッチ～270° 付近間)でのケーブルの余長部分については、人手で介助を実施。	狭い環境下で装置もケーブルも込み合っているため、遠隔での処理方法を検討する。 (ケーブル送り台車による余長処理の有効性を検証済)

(課題と対応方針の詳細を次紙以降に示す)

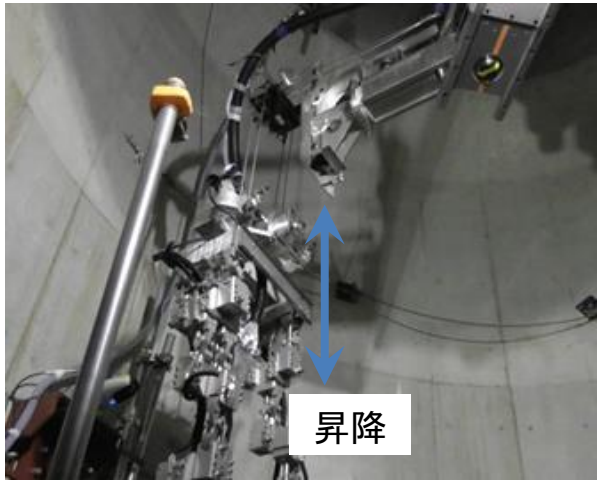
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

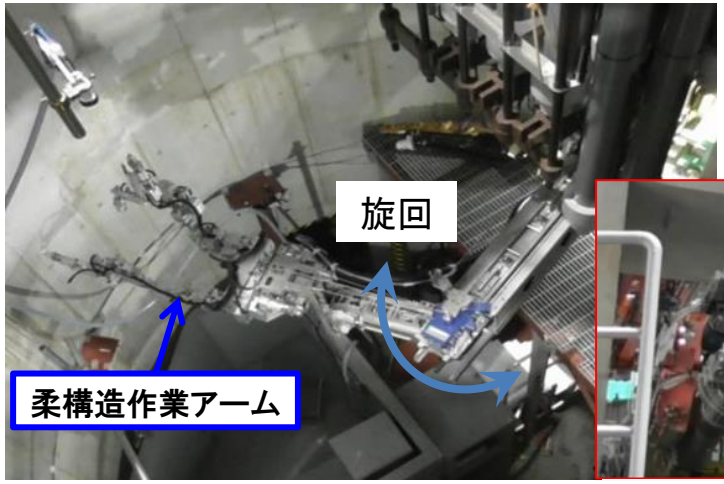
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 2018年度実施のペデスタル内干渉物撤去方法に対する成果と課題

✓ 組み立て式梁と柔構造作業アームを組み合わせた干渉物撤去装置を、ペデスタル開口部からペデスタル内に進入させ、干渉物撤去作業の要素試験を実施して実施可能な見通しを得た。

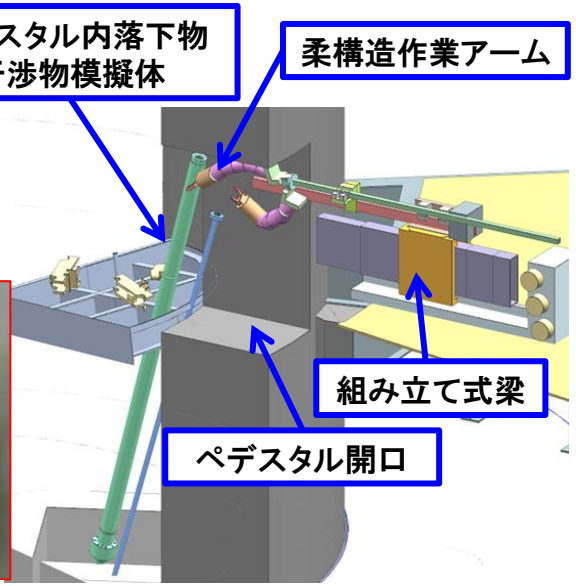




干渉物撤去要素試験の状況



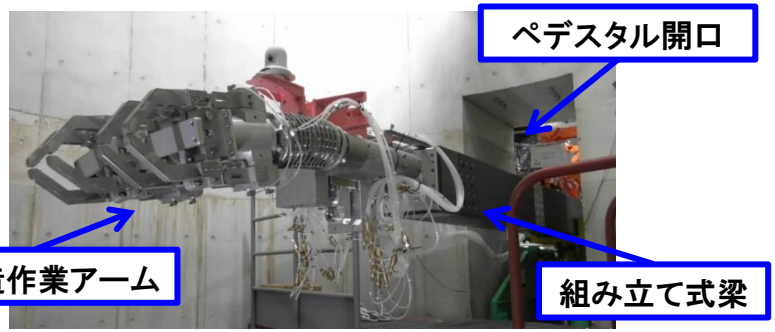
切断対象把持



要素試験イメージ

【主な課題】

- カメラ等作業監視装置の遠隔構築方法。
- 非常回収方法。
  ⇒装置が大型のため回収が難しい。
- ペデスタル開口面積が狭くなる。
  ⇒右図の通り、装置の梁がペデスタル開口を塞ぐため、非常時等に別な装置の投入が困難。



干渉物撤去装置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

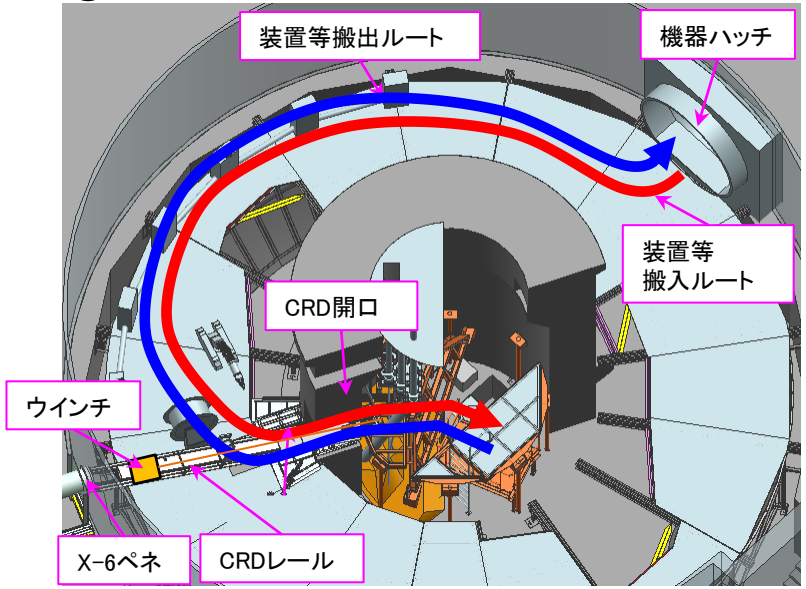
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 2018年度に抽出した課題に対する解決方法の検討

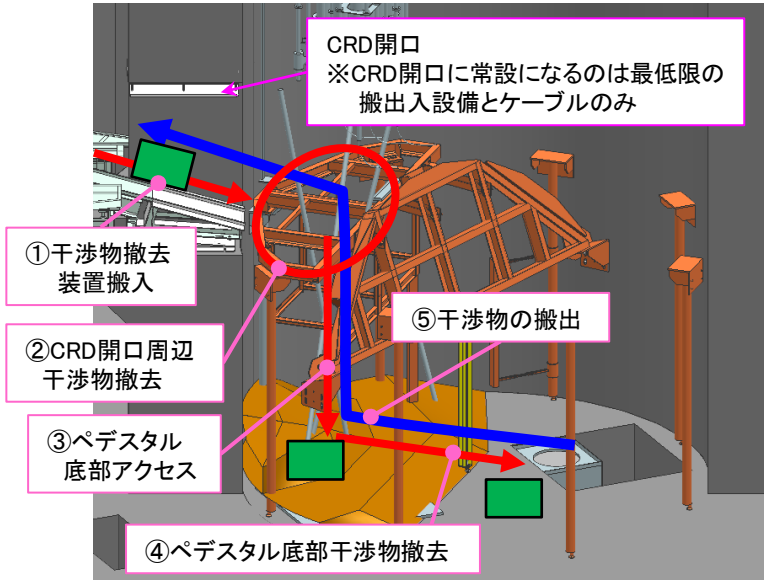
非常回収やペデスタル開口面積縮小の解決案として、小型装置を使用することにより、ペデスタル内のプラットフォーム(P/F)を利用してペデスタル底部にアクセスし、干渉物撤去および燃料デブリ取り出しをする方法を検討した。

【検討したペデスタル内作業概要】

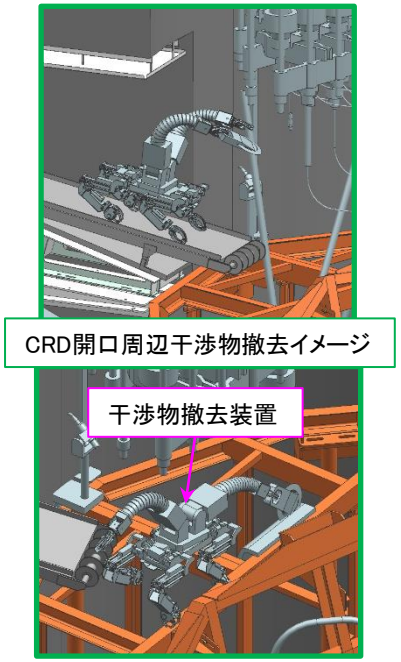
①CRDレールを活用し、CRD開口から自走することで小型の干渉物撤去装置を搬入。
②搬入した干渉物撤去装置でプラットフォーム(P/F)上を移動し、CRD開口周辺の干渉物撤去を実施。
③CRDレール上にウインチを設置し、ペデスタル内底部に干渉物撤去装置を吊り下す。
④ペデスタル底部を干渉物撤去装置が移動し、底部の干渉物撤去および、デブリ取り出しを実施。
⑤撤去後の干渉物はペデスタル底部からウインチを使用して搬出。



PCV内作業イメージ



ペデスタル内作業イメージ



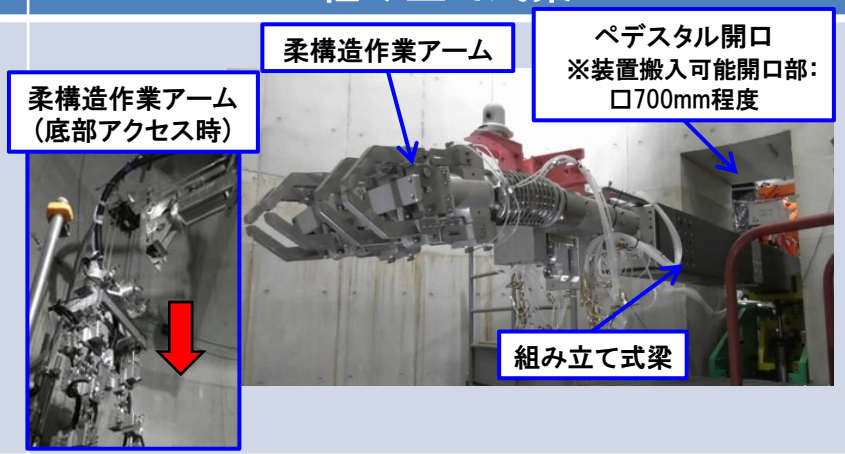
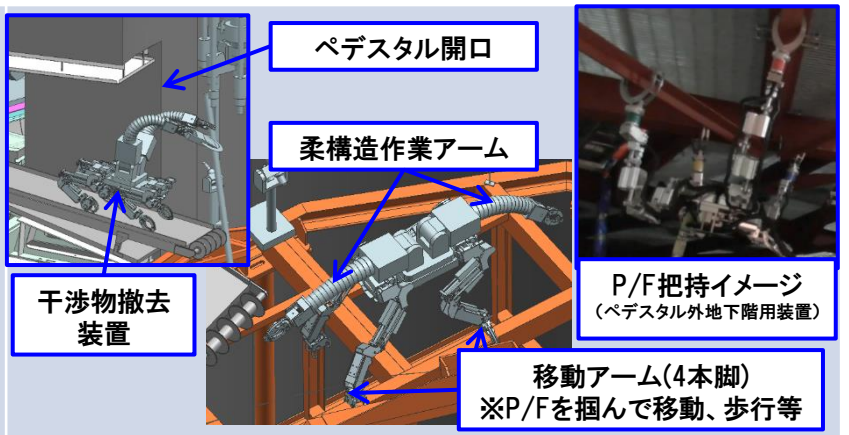
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 2018年度に抽出した課題に対する解決方法の検討

組み立て式梁による干渉物撤去装置と小型の干渉物撤去装置の仕様比較を以下に示す。

	組み立て式梁	小型装置
イメージ図		
コンセプト	梁の先端に柔構造作業アームを取り付けた装置をペデスタル開口から中に入れ、ペデスタル底部までアクセス	柔構造作業アームを取り付けた小型装置をペデスタル開口から投入し、P/F等を掴んでペデスタル底部までアクセス
メリット	・柔構造作業アームは梁に取り付けられているため、ペデスタル底部の燃料デブリに接触せずにアクセス可能 ・足場の設置が不要で、ペデスタル開口から梁の長さ分の干渉物撤去が可能	・複数台の装置を投入し、作業を分担することが可能 →装置が歩行可能な足場があれば複数装置を投入可能。 小型装置で把持できない重量のツールなどは専用装置で対応、効率的に作業ができる見込み。 ・装置が小型のため、非常回収しやすい (別な装置で切断して搬出、ウインチで引っ張る等)
デメリット	・装置が大型のため、非常回収が困難 ・装置の梁がペデスタル開口を塞ぐため、開口面積が狭くなり、別な装置等の投入が困難(この装置のみでペデスタル内作業を行うことになり、ツール交換が増える)	・底部の燃料デブリにアクセスする場合等、燃料デブリに接触する(燃料デブリ上を装置が歩く) **・複数台装置の運用、装置移動時等のケーブル処理が複雑** **今回の要素試験にて確認**
備考	実機の状態に合わせてどちらの工法とするか選択する。	【課題】複数台装置の運用時は操作が複雑になりオペレータの負担が大きい

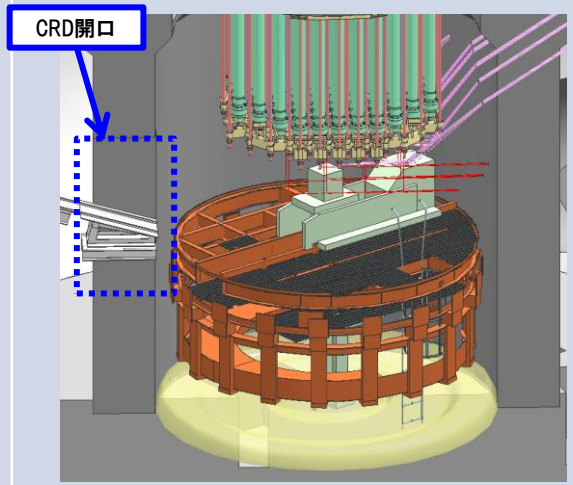
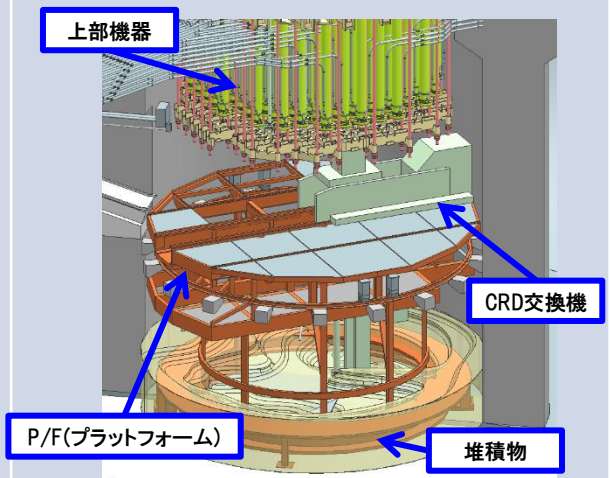
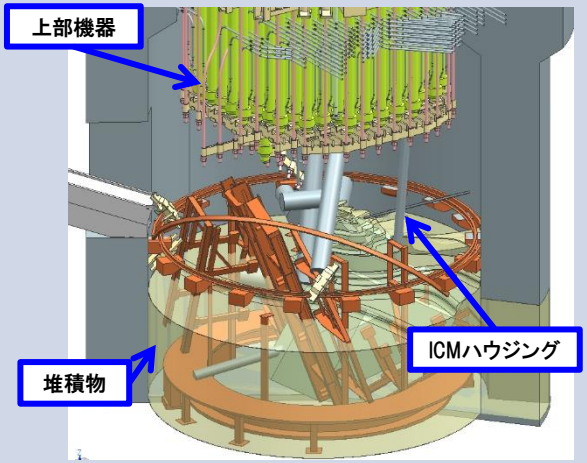
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル内干渉物の抽出結果

- ✓ CRD開口からペデスタル内にアクセスし、ペデスタル底部の燃料デブリまでアクセスする場合の各号機ごとの干渉物について抽出を実施（次頁以降参照）。
- ✓ 抽出結果に基づき、要素試験にて撤去可否・手順の確認が必要な対象物を整理した。

	1号機	2号機	3号機
ペデスタル内部状況イメージ			
調査状況	ペデスタル内調査未実施 （上記の図は健全状態）	・P/F(プラットフォーム)が残っており、グレーチングが一部脱落 ・CRD交換機は残っている ・ペデスタル底部には堆積物（堆積物内の状況は不明）	・P/F(プラットフォーム)、CRD交換機が脱落 ・ペデスタル底部には堆積物（堆積物内の状況は不明）
撤去対象干渉物	ペデスタル内調査未実施のため不明	・P/F(プラットフォーム)上堆積物 ・CRD交換機	・CRDハウジング、ICMハウジング等（落下物） ・CRD交換機

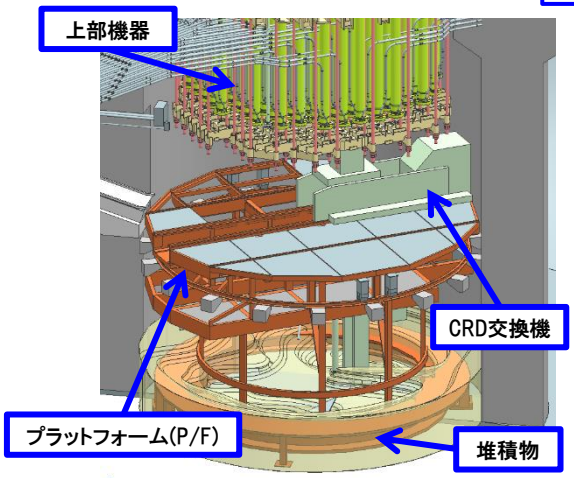
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル内干渉物の抽出結果

✓ ペデスタル内のP/Fが残っている2号機と、P/Fが崩落している3号機をベースにペデスタル底部燃料デブリ取り出し位置までのアクセスルート、撤去対象干渉物の検討を実施。
（1号機は3号機よりの状態と想定し、2、3号機で検討することとした。）



2号機ペデスタル内部状況イメージ

燃料デブリ取り出し位置まで到達の条件
➢狭隘なP/F開口を装置が通過可能か。
　通過できない場合は、P/Fの撤去ができるか。
➢ペデスタル底部の堆積物上の移動ができるか。
➢ペデスタル内の落下している干渉物が撤去できるか。

2号機

CRD開口を通過
（開口寸法：W762×H1118[mm]）

P/F上に移動

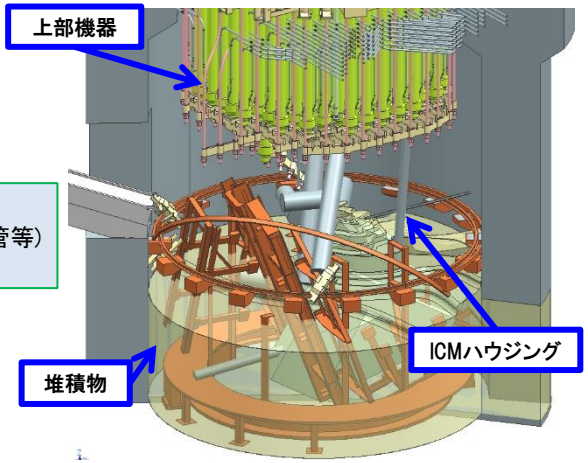
P/F開口を通過
（開口寸法①：L1000×W600[mm]）
（開口寸法②：L900×W700[mm]）

地下階干渉物
（落下物、ケーブルベア等）
を撤去しながら堆積物上を移動

3号機

ペデスタル内の干渉物
（落下ICMハウジング、落下CR案内管等）
を撤去しながら堆積物上を移動

ペデスタル底部の
燃料デブリ取り出し位置到達



3号機ペデスタル内部状況イメージ

燃料デブリ取り出し位置まで到達の条件
➢ペデスタル内の落下している干渉物が撤去できるか。
➢ペデスタル底部の堆積物上の移動ができるか。

➢各号機でペデスタル底部の燃料デブリ取り出し位置まで到達できるか要素試験にて確認する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

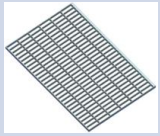
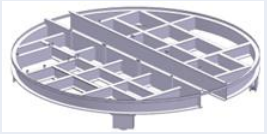
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

※1 撤去難易度は、相対的評価
※2 ○：要素試験実施予定、
△：撤去方法検討（机上検討）
：要素試験対象

■ ペデスタル内干渉物の抽出結果

✓ 2号機のペデスタル内干渉物の抽出結果

No.	干渉物	概略仕様	加工方法の候補	撤去方法の例	撤去難易度※1	試験要否※2	備考
1	グレーチング 	① 主要材質 SS+燃料デブリ ② 主要寸法 厚さ38mm ピッチ0.03×0.1m	ディスクカッター、セーバーソー	① ディスクカッター等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出（機器ハッチへ）。	中	△ 2020年度簡易的な試験実施	・燃料デブリ付着。 ・変形・溶損により不定形な形状が予測される。 ・P/Fの開口からアクセスする際に撤去が必要。
2	グレーチング支持構造物（プラットフォーム） 	① 主要材質 SS＋燃料デブリ ② 主要寸法 厚さ305mm Φ5.13m （直径）	アブレシブウォータージェット（AWJ）、レーザー	① AWJ等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出（機器ハッチへ）。	中	△	・燃料デブリ付着。 ・変形・溶損により不定形な形状が予測される。 ・ペデスタル底部にアクセスするために必要な構造物は撤去する。
3	CRD交換装置 	① 主要材質 SS+アルミ＋SUS+燃料デブリ ②主要寸法 W0.9×L0.7×H4.0m	アブレシブウォータージェット（AWJ）、レーザー	① AWJ等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出（機器ハッチへ）。	高	（○） 別途技術開発にて対応予定	・燃料デブリ付着。 ・変形・溶損により不定形な形状が予測される。 ・ペデスタル底部にアクセスするため、撤去が必要。
4	その他落下物	詳細不明	ディスクカッター、セーバーソー	① ディスクカッター等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出（機器ハッチへ）。	中	△	・調査できなかった範囲に干渉物がある可能性など、状態不明だが、次頁3号機のNo.2～4よりは切断しやすいと想定。
5	堆積物	詳細不明	吸引回収	① 水中ポンプで吸引回収 ② 吸引したものは容器に収納して搬出	小	△	・堆積物の性状は不明だが、吸引またはデブリ取り出し（回収）技術にて対応可能と想定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

※1 撤去難易度は、相対的評価
※2 ○:要素試験実施予定、
△:撤去方法検討(机上検討)
:要素試験対象

■ ペデスタル内干渉物の抽出結果

✓ 3号機のペデスタル内干渉物の抽出結果

No.	干渉物	概略仕様	加工方法の候補	撤去方法の例	撤去難易度※1	試験要否※2	備考
1	堆積物	詳細不明	吸引回収	前項2号機のNo.5と同じ	中	△	
2	落下ICMハウジング 	① 主要材質 SUS+燃料デブリ ② 主要寸法 厚さ6mm φ50mm	ディスクカッター、セーバーソー	① ディスクカッター等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出(機器ハッチへ)。	高	○	・燃料デブリ付着。 ・変形・溶損により不定形な形状が予測される。 ・対象物が固定されていないため、切断時は装置で把持する等の対策が必要。
3	落下CRDハウジング	① 主要材質 SUS+燃料デブリ ② 主要寸法 厚さ18mm φ160mm	アブレシブウォータージェット(AWJ)、レーザー	① AWJ等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出(機器ハッチへ)。	高	○	・2018年度に上取り出し工法の要素試験でAWJで切断できることを確認済み。
4	落下CR案内管	① 主要材質 SUS+燃料デブリ ② 主要寸法 厚さ4.15mm φ273mm	アブレシブウォータージェット(AWJ)、レーザー	① AWJ等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出(機器ハッチへ)。	高	○	・径が大きいためセイバーソーの刃のストロークのみでの切断は困難と想定され切断ツール構造検討が必要。 ・CRDハウジングの切断技術で対応可能と想定。
5	落下CRD交換装置 	① 主要材質 SS+アルミ+SUS+燃料デブリ ②主要寸法 W0.9×L0.7×H4.0m	アブレシブウォータージェット(AWJ)、レーザー	① AWJ等で切断。 ② 切断片は容器に収納して搬出(機器ハッチへ)。	高	(△) 別途技術開発にて対応予定	・2号機の要素試験結果を参考に撤去方法を検討する。
6	崩落P/F	詳細不明	AWJ、レーザー	前項2号機のNo.2と同じ	中	△	・状態不明だが、No.2～4よりは切断しやすいと想定。
7	その他落下物	詳細不明	ディスクカッター、セーバーソー等	前項2号機のNo.4と同じ	中	△	・状態不明だが、No.2～4よりは切断しやすいと想定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル内干渉物の抽出結果

- ✓ 干渉物抽出結果を基に撤去難易度を評価。
- ✓ 評価の結果、CRDハウジング、ICMハウジング等(落下物)およびCRD交換装置を対象とした要素試験について実施優先度が高い。
- ✓ CRD開口部から装置を搬入し、燃料デブリにアクセスするためには、アクセスルート上(CRD開口部付近等)に落下している落下物の撤去が必要である。

⇒ • そこで、本PJでは、落下物撤去に関する課題解決に優先して取り組む。

• CRD交換装置の撤去方法検討および要素試験は、別途技術開発にて対応する計画。

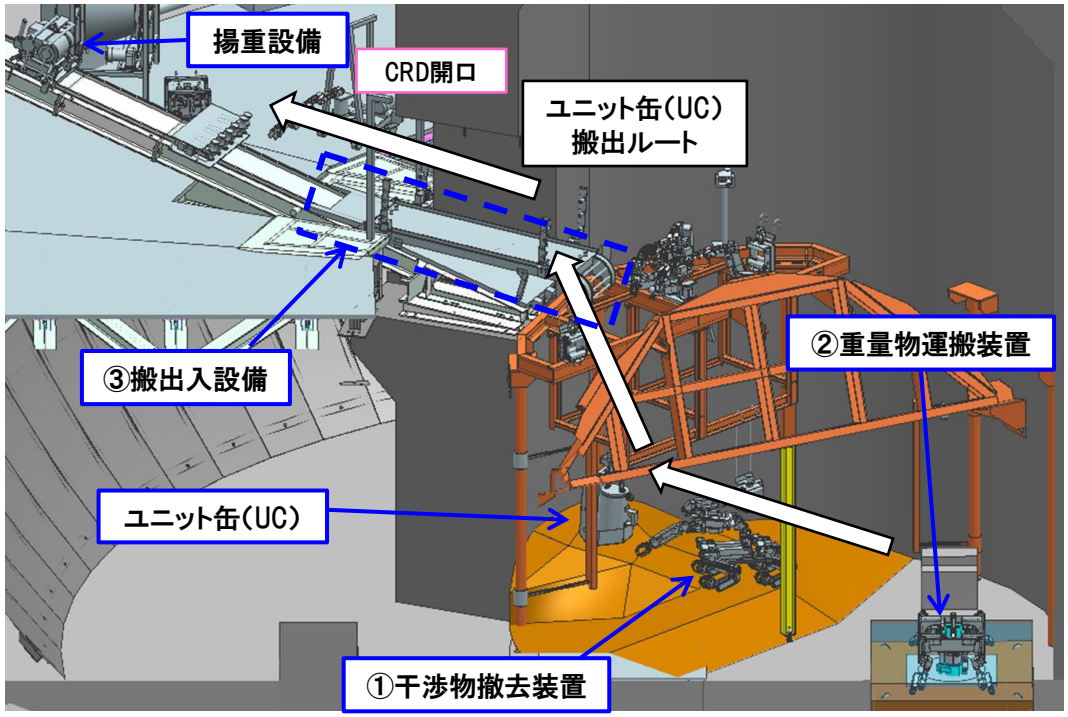
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：全体構成

装置全体構成



ユニット缶(UC)搬出時のイメージ

代表的な装置の概略説明
※各装置仕様の詳細は次紙以降参照

No	装置	対応作業	作業方法
①	干渉物撤去装置	軽量物取扱（～10[kg]）	装置のアームに切断ツール等比較的軽量な物品を持たせて運搬等の作業をする。
		ペデスタル内状況確認	装置の自走によりペデスタル内を移動し、カメラにて状況を確認する。
		干渉物撤去	装置のアームに持たせた切断ツールにより、干渉物を撤去する。
②	重量物運搬装置	重量物運搬（10～150[kg]）	装置の自走により、破砕装置（チゼル）、中性子検出器ユニット等の重量物を運搬し、所定の場所に位置決めする。
		燃料デブリ加工	破砕装置（チゼル）を使用して、燃料デブリを加工する。
③	搬出入設備	装置の搬出入	CRDレール上に揚重設備を設置し、ペデスタル内外への装置搬出入を行う。
		ケーブル・ホース処理	ペデスタル内へ搬入する装置のケーブル・ホースを補助装置にて搬出入設備の処理機構により処理する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

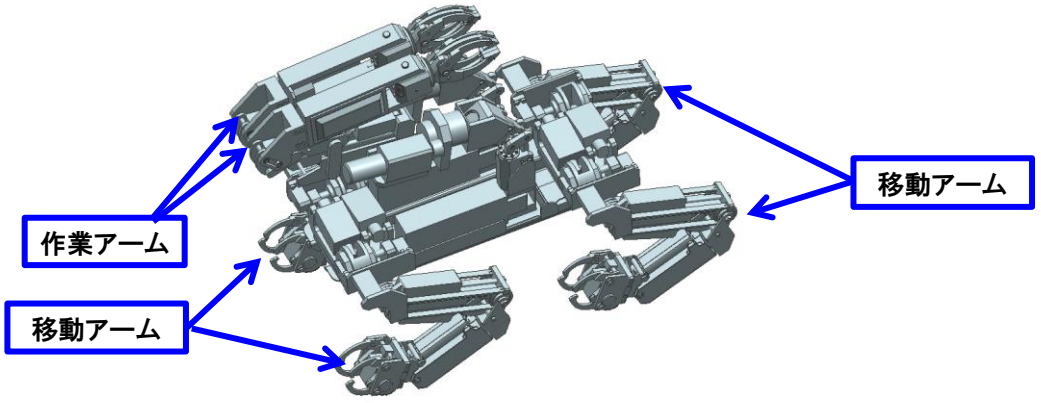
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：干渉物撤去装置



干渉物撤去装置



干渉物撤去装置モデル

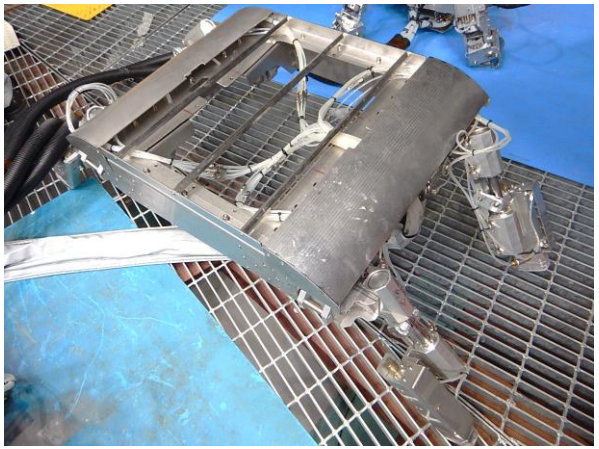
項目		仕様	要求事項・備考
装置寸法[mm]		L約1503×W約463×H約575	CRD開口（W762×H1118）、P/F開口①（L1000×W600）を通過可能
構成		作業アーム×2本	1本のアームで作業を行い、もう1本のアームで作業補助（切断対象物の固定など）が可能
		移動アーム×4本	ペデスタル内・底部の歩行移動、プラットフォーム（P/F）を把持しての移動、昇降が可能 ※現状、移動アームにて把持する箇所があれば移動可能
用途		ペデスタル内の干渉物撤去 および燃料デブリ回収	加工ツール・カメラ等の移動・設置、ケーブル・ホース処理など
作業アーム可搬重量[kg]		約10／アーム1本	切断ツール等比較的軽量な物品の把持・移動が可能
装置重量[kg]		約80	必要な機能を搭載し、可能な限り軽量化 ※損傷を受けたプラットフォーム（P/F）の耐荷重が不明のため
駆動源		水圧	電気部品を使用していないため、感電のリスクがない
ケーブル	長さ[m]	約100	ペデスタル内・底部全域を移動可能な長さを検討中 ケーブル長による装置動作の影響を見るために、長く設定（ペデスタル底部全域を移動可能な長さは約20m）
	径[mm]	約φ60	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

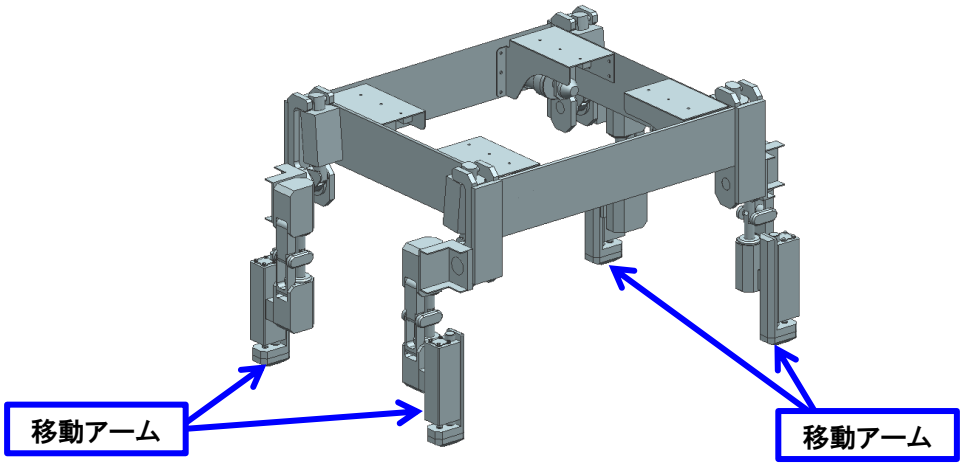
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：重量物運搬装置(1/3)



重量物運搬装置



重量物運搬装置モデル

項目		仕様	要求事項・備考
装置寸法[mm]		L約981×W約598×H約486	CRD開口（W762×H1118）、P/F開口②（L900×W700）を通過可能
構成		移動アーム×4本	ペデスタル底部の歩行移動が可能
用途		ペデスタル内への重量物運搬	
可搬重量[kg]		約150	中性子検出器ユニットの重量を想定
装置重量[kg]		約55	必要な機能を搭載し、可能な限り軽量化 ※損傷を受けたプラットフォーム（P/F）の耐荷重が不明のため
駆動源		水圧	電気部品を使用していないため、感電のリスクがない
ケーブル	長さ[m]	20以上	ペデスタル底部全域を移動可能な長さとする
	径[mm]	約φ60	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

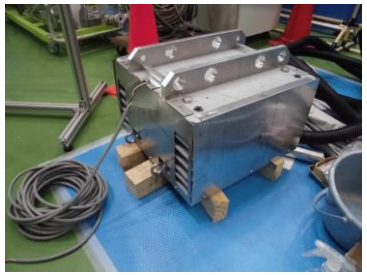
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：重量物運搬装置(2/3)

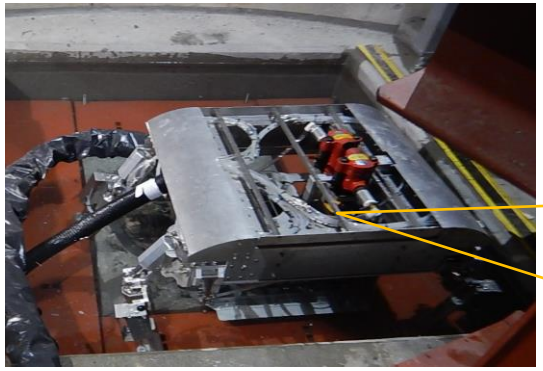


重量物運搬装置(中性子検出器ユニット模擬体搭載)

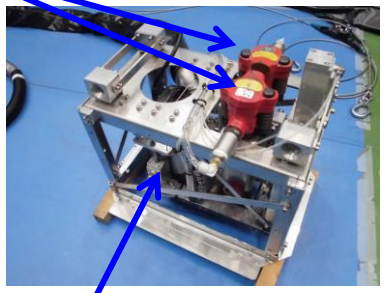


中性子検出器ユニット模擬体

項目		仕様	要求事項・備考
装置寸法[mm]		L約981×W約598×H約486	CRD開口(W762×H1118)、P/F開口②(L900×W700)を通過可能
中性子検出器ユニット模擬体寸法[mm]		□約500	2018.7.11基盤-臨界PJ合同会議資料「燃料デブリの臨界管理技術の開発_臨界近接監視システムの概要とハードの設計に当たり必要となるインプット条件」参考
中性子検出器ユニット模擬体重量[kg]		約156	IRID資料「2020.4_令和元年度2回中間成果報告」参考
ケーブル	長さ[m]	20以上	ペデスタル底部全域を移動可能な長さとする
ケーブル	径[mm]	約φ10	模擬ケーブル



重量物運搬装置(破砕吸引装置搭載)



項目		仕様	要求事項・備考
装置寸法[mm]		L約981×W約598×H約532	CRD開口(W762×H1118)、P/F開口②(L900×W700)を通過可能
破砕吸引装置重量[kg]		約58	チゼル(8.3kg/本)とポンプ(11.9kg)の重量含む
チゼル本数[本]		2	ピックハンマー(TCA-7AV);打撃数:1250[bpm] 2018年度補助事業で使用したチゼルと同じものを選定
チゼル駆動源		空圧	電気部品を使用していないため、感電のリスクがない
ポンプ台数[台数]		1	ツルミポンプ(50PN2.4S-53/63)
ポンプ駆動源		電力	
ケーブル	長さ[m]	20以上	ペデスタル底部全域を移動可能な長さとする
ケーブル	径[mm]	約φ130	

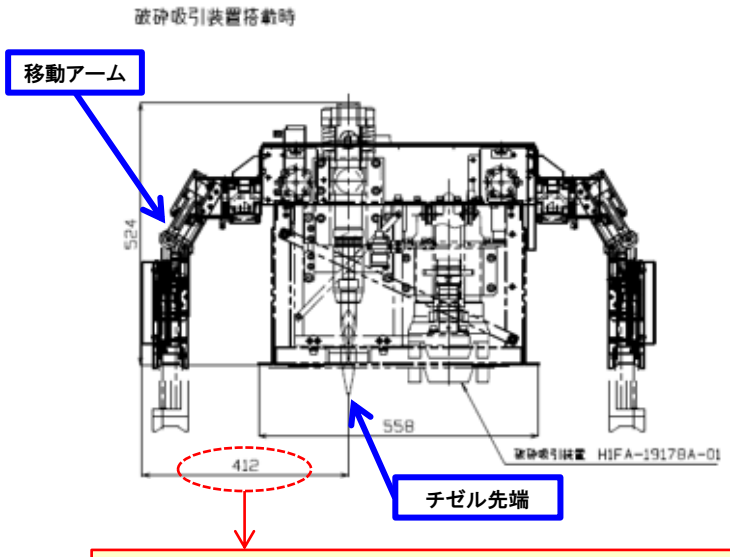
※汚染拡大防止を目的に破砕しながらの水中ポンプによる局所回収を検討したが、単体試験結果から難しいと判断したため、**要素試験では破砕のみの試験を実施した。**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

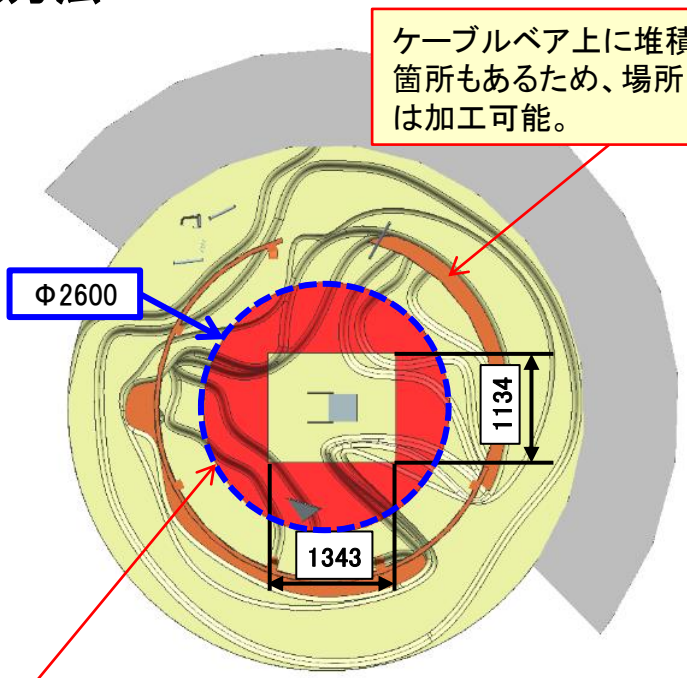
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置 : 重量物運搬装置(3/3)



現状の重量物運搬装置では壁面や柱からの距離が412[mm]離れていれば加工可能である。



現状の加工可能範囲: 3.78[㎡]

2号機ペデスタル底部燃料デブリ加工可能想定範囲

【ペデスタル底部全域を加工するための対策案】

前提条件:地下階干渉物(CRD交換装置、落下物、ケーブルベア等)の撤去

- ✓ 重量物運搬装置の移動アームに加工ツール(チゼル等)を搭載できる構造にする。
- ✓ 加工ツール(チゼル等)を装置の真下以外へもアクセスできる構造にする。
- ✓ 干渉物撤去装置の作業アームに加工ツール(チゼル等)を把持して加工する。

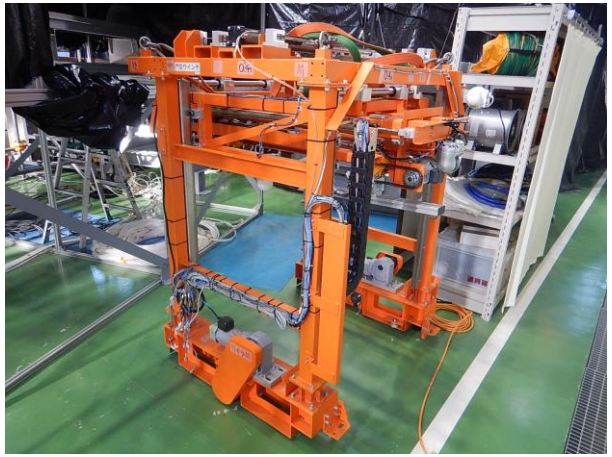
→**次年度以降にCRD交換装置の撤去技術を開発することで加工可能範囲を広げる。**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

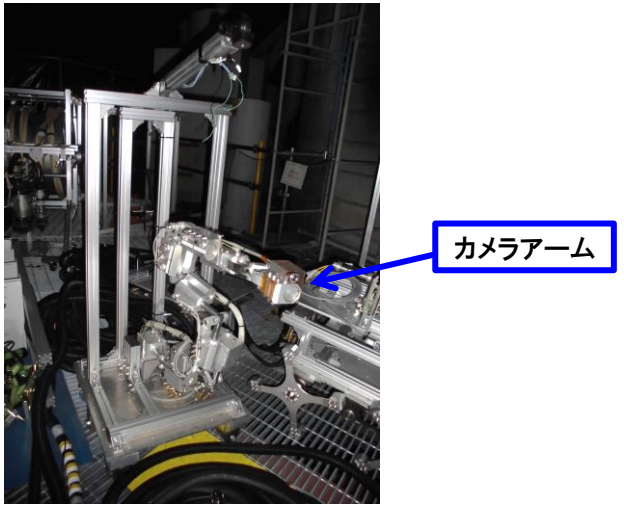
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：門型ウインチ、カメラ台車



門型ウインチ

項目		仕様
装置寸法[mm]		L約1695×W約1480×H約1725
用途		ペデスタル外での装置運搬、設置
可搬重量[kg]		約300
装置重量[kg]		約550
駆動源		水圧、空圧、電力
ケーブル	長さ[m]	20以上
	径[mm]	約φ50



カメラ台車

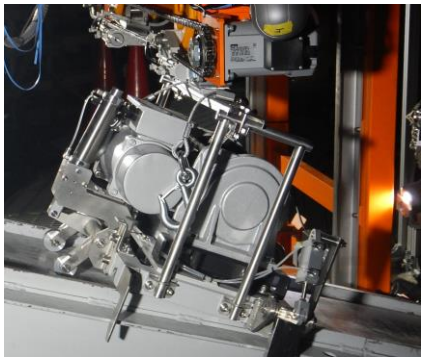
項目		仕様
装置寸法[mm]		L約1376×W約550×H約1153
構成		カメラ+カメラアーム×1本+走行部
用途		ペデスタル外での作業監視、 ペデスタル外からのペデスタル内作業監視
装置重量[kg]		約100
駆動源		電力
ケーブル	長さ[m]	20以上
	径[mm]	約φ40

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

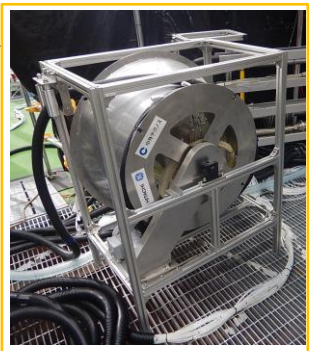
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

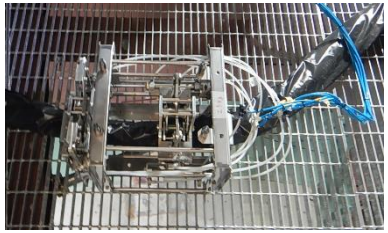
■ 使用装置：付帯設備(1/3)



揚重設備



ユーティリティドラム



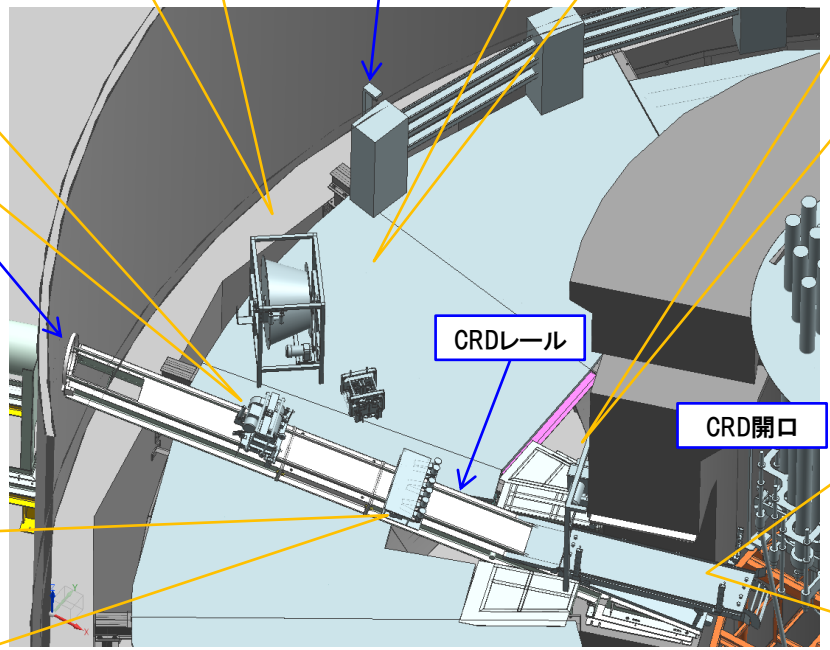
ケーブル送り装置



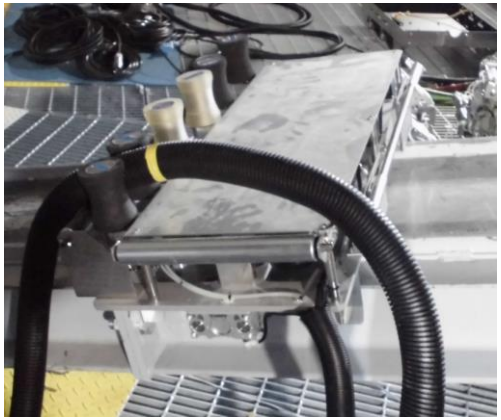
補助ウインチ

ユーティリティライン
（機器ハッチからの
水圧供給ライン）

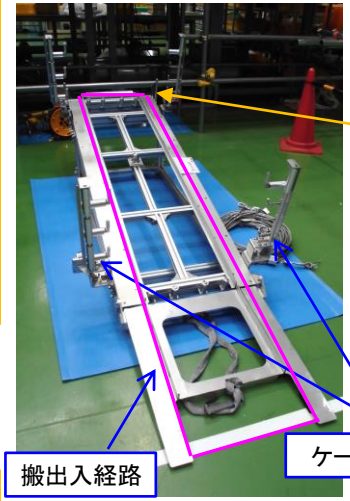
X-6ペネトレーション



CRD搬出入口付近 付帯設備設置状況



CRDレール上ケーブル処理装置





底部アクセスガイド

搬出入設備

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：付帯設備(2/3)

	項目	仕様	要求事項・備考
揚重設備	寸法[mm]	L約572×W約730×H約564	
	用途	ペデスタル内外への装置搬出入	搬出入設備上をペデスタル内外へ装置の搬出入が可能なこと
		ペデスタル底部への装置搬出入	搬出入設備の底部アクセスガイドからペデスタル底部へ装置の吊り下し・吊り上げが可能なこと
	荷重[kg]	200	中性子検出器ユニット搭載の重量物運搬装置（搬出入装置最大重量：約200[kg]）の吊り上げが可能なこと
	重量[kg]	約80	
ユーティリティドラム	寸法[mm]	L約1065×W約876×H約1300	
	用途	重量物運搬ロボのケーブルホース処理	
	重量[kg]	約55	
ケーブル送り装置	寸法[mm]	L約511×W約380×H約445	
	用途	装置のケーブル・ホース処理	X-6ペネ付近のユーティリティラインに接続した装置のケーブル・ホースの余長の処理が可能なこと
	重量[kg]	約22	
補助ウインチ	寸法[mm]	L約553×W約330×H約261	
	用途	重量物運搬装置の吊り姿勢変更	揚重設備と併用
	重量[kg]	約55	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：付帯設備(3/3)

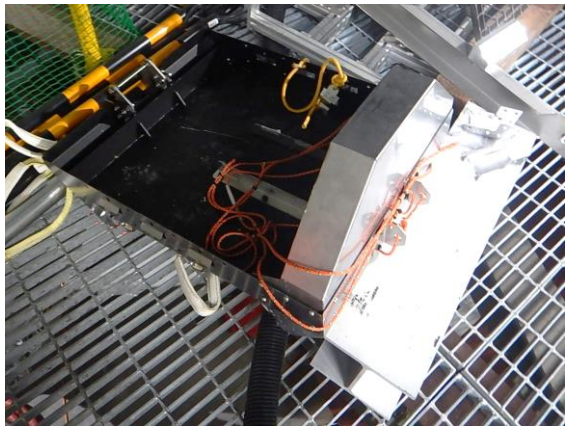
	項目	仕様	要求事項・備考
CRDレール上ケーブル処理装置	寸法[mm]	L約916×W約474×H約318	
	用途	CRDレール上のケーブル処理	CRDレール上の装置ケーブルホースの余長の処理が可能なこと
	重量[kg]	約55	
搬出入設備	寸法[mm]	L約2776×W約952×H約1006	CRDレール上に遠隔で設置が可能なこと
	構成	搬出入経路	ペデスタル内外への装置搬出入時に揚重設備ワイヤの保護が可能なこと
		ケーブル･ホースガイド	装置搬出入の妨げとならないようにケーブル･ホースの処理が可能なこと
		底部アクセスガイド	底部への装置搬出入時に装置の荷重をかけることが可能なこと
	用途	装置の搬出入経路の確保	
		CRDレール上のケーブル処理	
	重量[kg]	約60	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

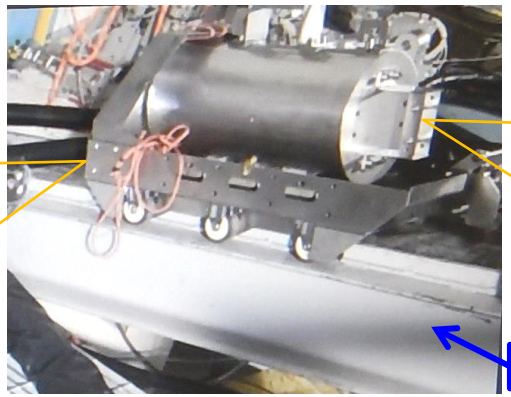
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

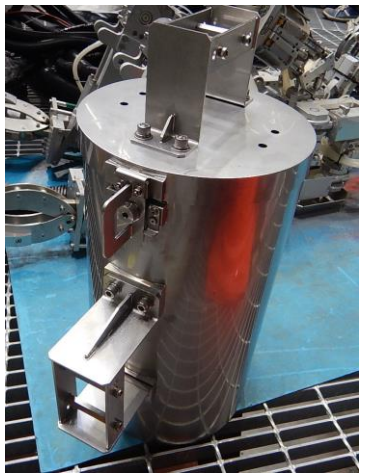
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：搬出入台車



搬出入台車





ユニット缶(UC)

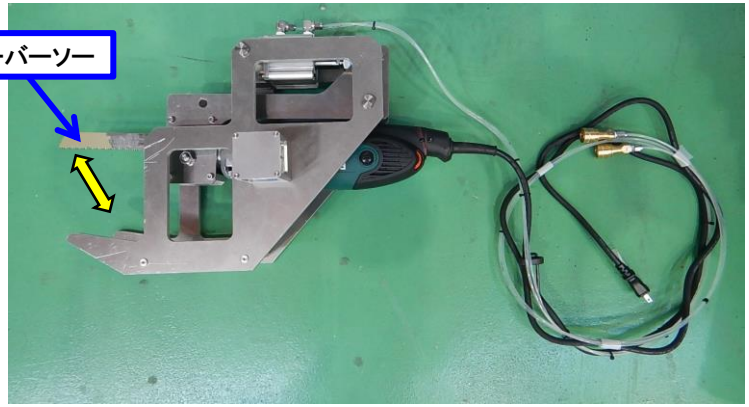
	項目	仕様	要求事項・備考
搬出入台車	用途	ペデスタル内外へのユニット缶(UC)の搬出入、干渉物の搬出	
	重量[kg]	約14	
ユニット缶(UC)	寸法(容量)[mm]	深さ約420×内径約φ248×容器厚さ約1	
	重量[kg]	約6	
	用途	回収した燃料デブリの収納	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

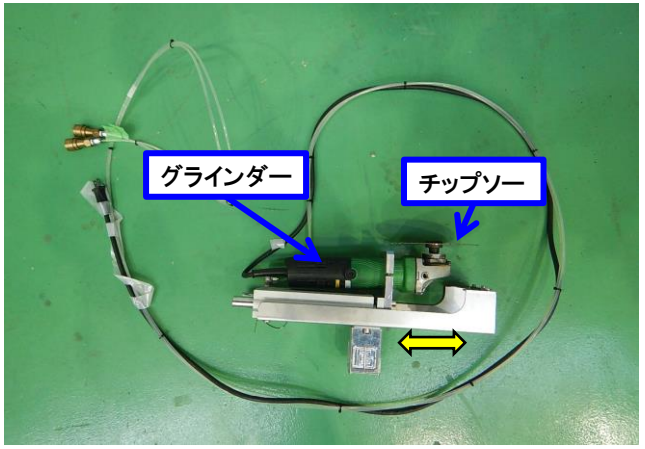
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 使用装置：ICMハウジング切断治具、グレーチング切断治具



ICMハウジング切断治具



グレーチング切断治具

項目	仕様
装置寸法[mm]	L約660×W約218×H約351
用途	ICMハウジングの切断
切断機器	パイプソー（型式：PS200PS）
装置重量[kg]	約9.5
駆動源	空圧、電力
動作	セーバーソーを押し当てる動作
選定根拠	切断実績有

項目	仕様
装置寸法[mm]	L約321×W約178×H約436
用途	固着したグレーチングの切断
切断機器	グラインダー（型式：G10VH）
装置重量[kg]	約8.5
駆動源	空圧、電力
動作	チップソーを押し当てる動作
選定根拠	切断実績有

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

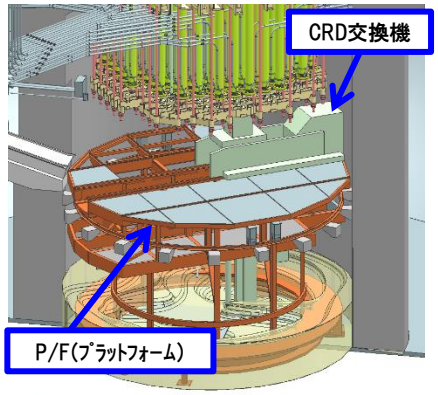
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験模擬範囲(1/2)

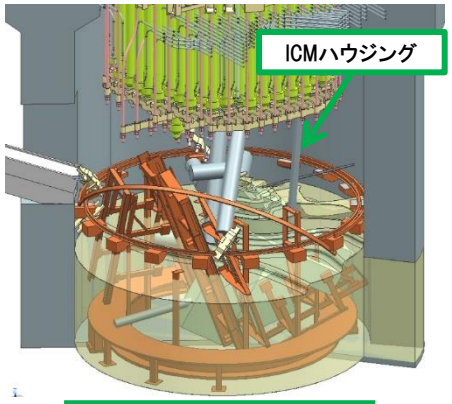
✓ 前頁までに検討した装置が要求機能を満足できるか確認するため、要素試験を実施する。

✓ 今回は2号機と3号機の実機状況をもとに、1つの試験体に両号機の干渉物を模擬した。



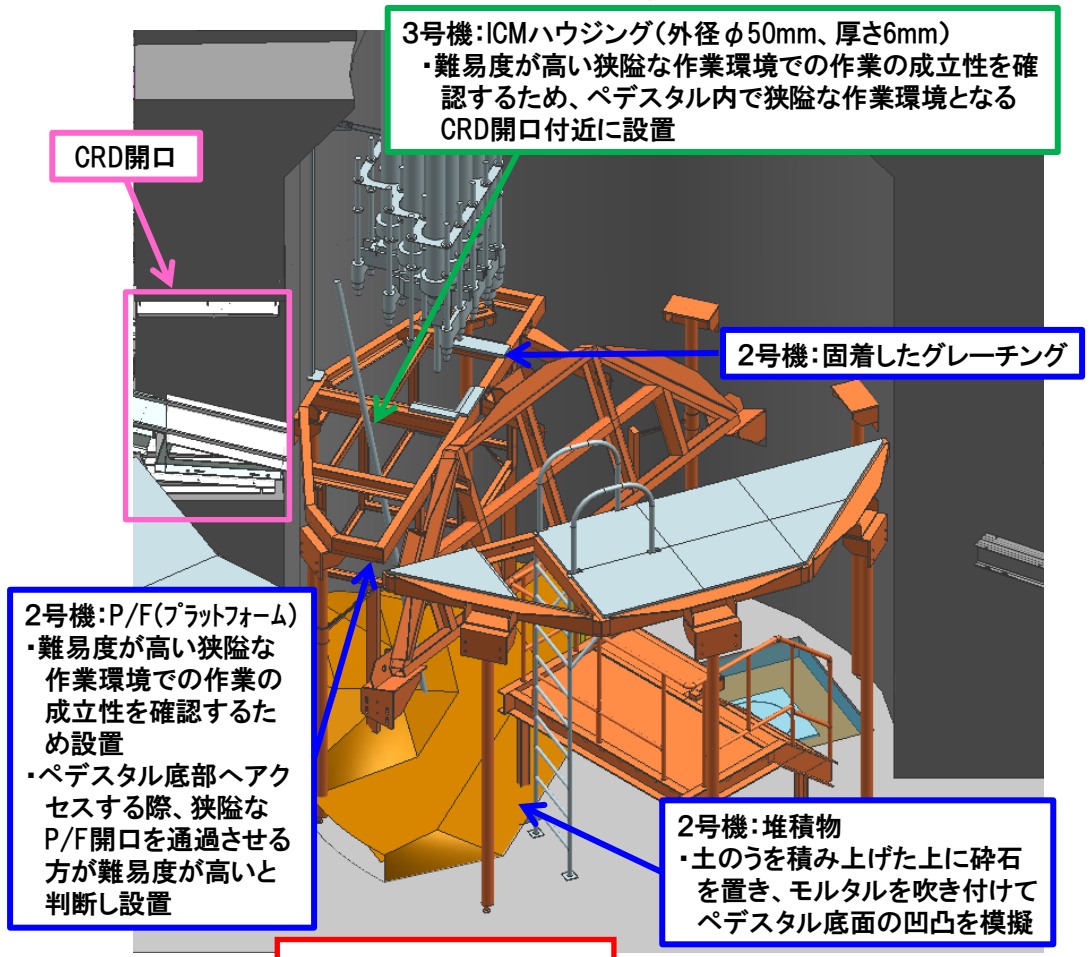
2号機実機状況

P/Fが残存している狭隘な環境でペデスタル底部へアクセスできるか



3号機実機状況

P/F等上部構造物が脱落した環境でCRD開口周辺の干渉物を撤去しながらペデスタル底部へアクセスできるか



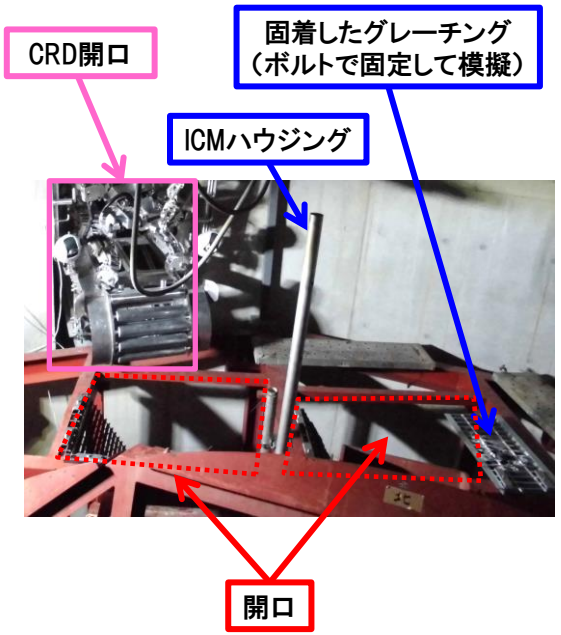
試験模擬範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

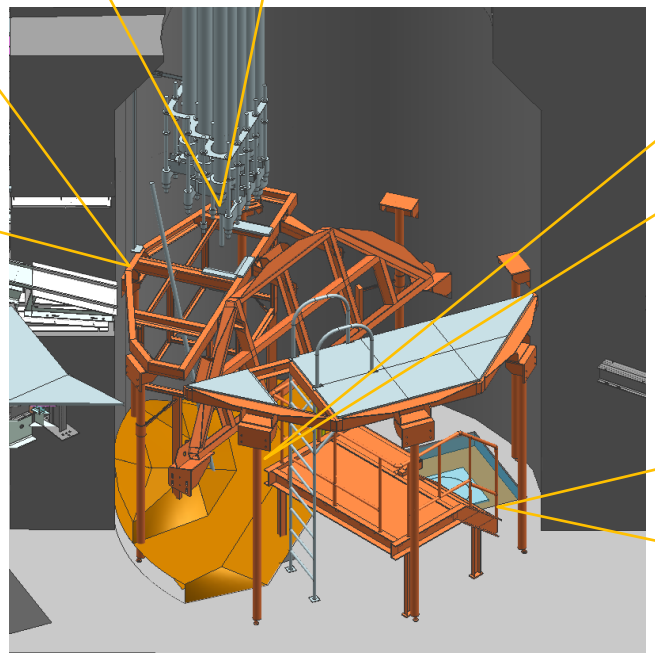
■ 要素試験模擬範囲(2/2)



2号機プラットフォーム(P/F)模擬部

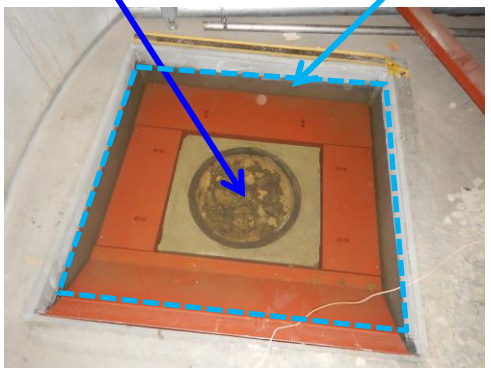


ペデスタル上部模擬部





2号機堆積物模擬部



MCCI模擬試験体

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

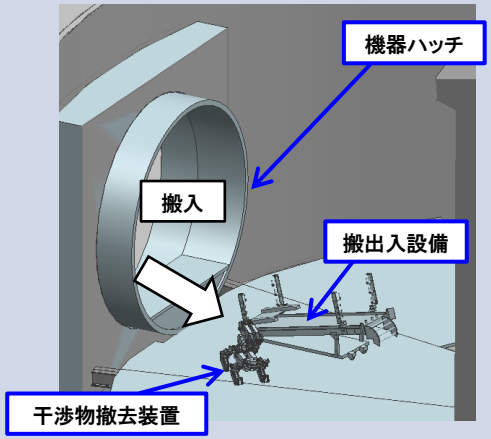
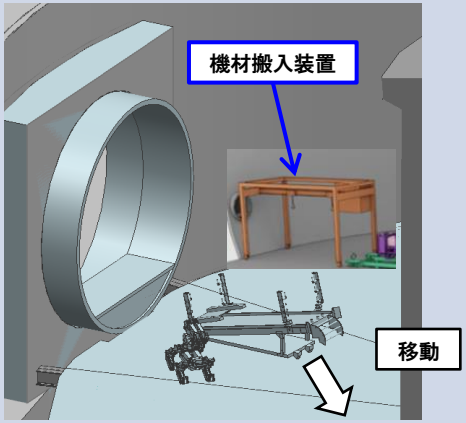
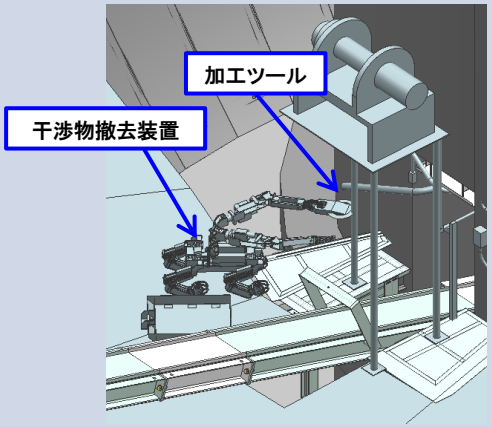
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル内作業ステップ(1/7)

✓ 要素試験対象である、ペデスタル内干渉物撤去、燃料デブリ取り出しを含むペデスタル内の作業について、作業ステップを細分化し、作業内容の具体化と課題の抽出を行った。

【ステップⅦ】D/W内配管展開・水中ポンプ設置 (前述の主要作業ステップ参照)

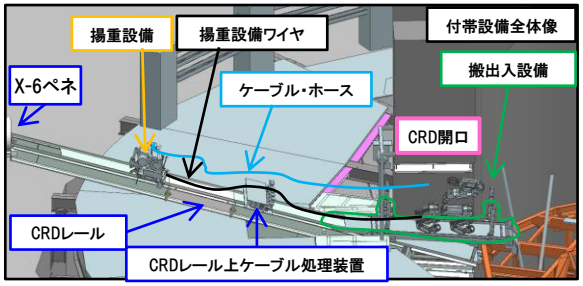
作業ステップ	A. 干渉物撤去装置をPCV内へ搬入	B. 干渉物撤去装置をペデスタル開口へ移動	C. ペデスタル開口部付近干渉物撤去
ステップ図			
内容	干渉物撤去装置をPCV内へ搬入	機材搬入装置を用いて、干渉物撤去装置をペデスタル開口部付近まで運搬	ペデスタル開口部付近の干渉物を撤去
要求機能	PCV内へ干渉物撤去装置を搬入できること	干渉物撤去装置をペデスタル開口部付近まで運搬できること	ペデスタル開口部付近の干渉物を撤去できること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

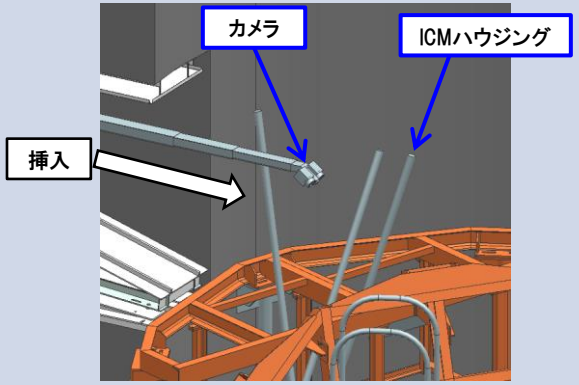
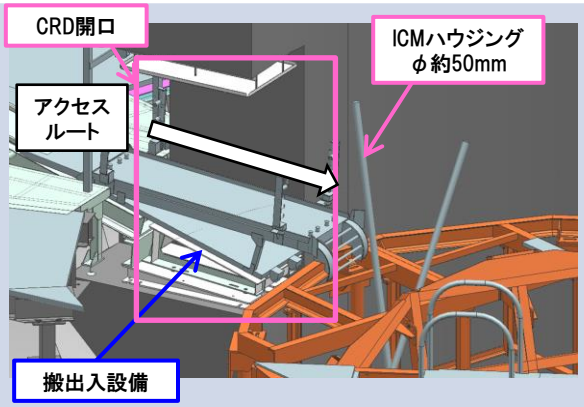
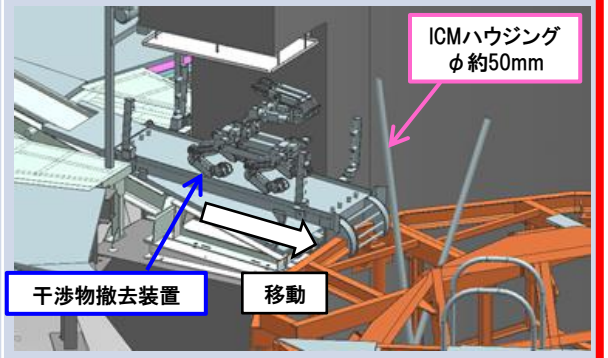
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ ペデスタル内作業ステップ(2/7)



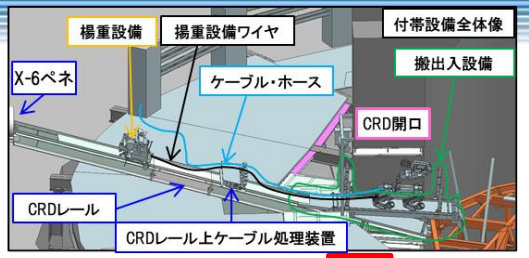
:要素試験での確認対象

作業ステップ	D. ペデスタル内状況の確認	E. 搬出入設備の設置	F. ペデスタル開口近傍の干渉物へアクセス
ステップ図			
内容	ペデスタル内進入前にカメラ等を用いて内部の損傷状況、撤去対象となる干渉物の状況、装置搬入可否を確認	搬出入設備を遠隔装置を用いて設置 (ペデスタル外でCRDレール上に搬出入設備を設置し、ペデスタル内まで移動し、P/F開口に固定する。)	干渉物撤去装置を搬出入設備上を自走させて、ペデスタル内へ進入させ撤去対象となる干渉物へアクセス
要求機能	ペデスタル内進入前に内部状況を観察できること	遠隔装置を用いて設置できること	干渉物へアクセスできること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

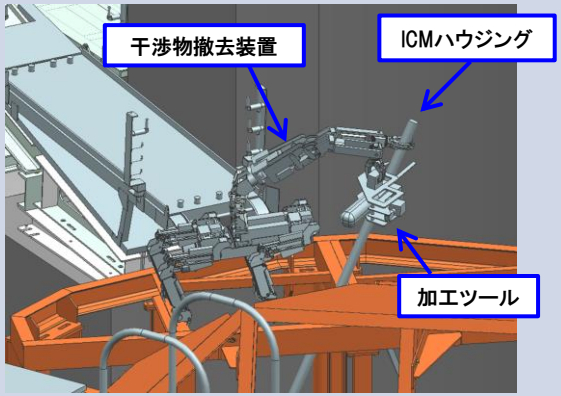
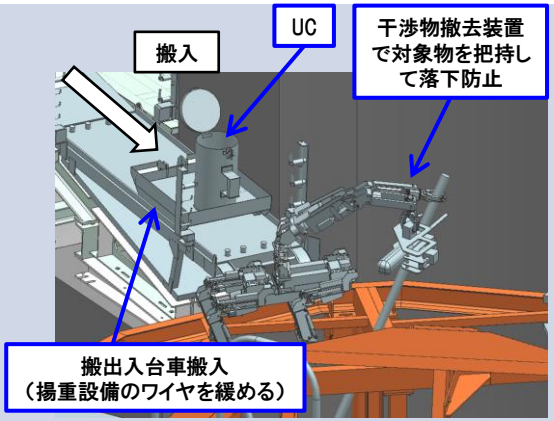
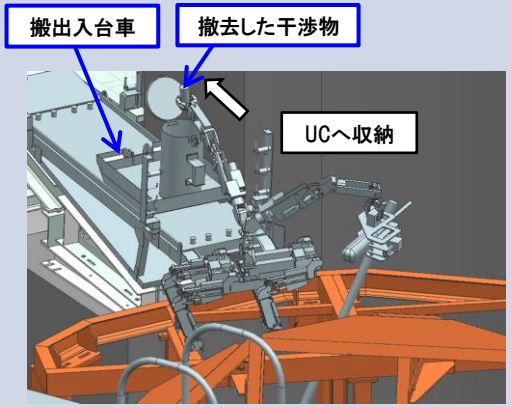
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法



■ ペデスタル内作業ステップ(3/7)

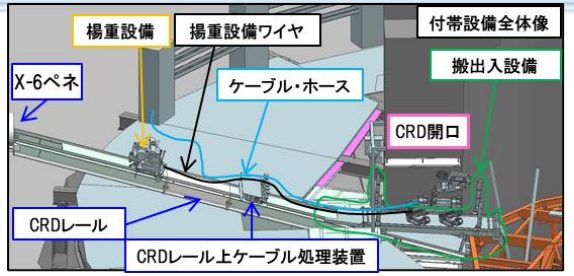
□ : 要素試験での確認対象

作業ステップ	G. ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去(気中)	H. 干渉物回収準備	I. 干渉物をユニット缶(UC)へ収納
ステップ図			
内容	干渉物の落下防止措置をした上で撤去作業を実施	撤去した干渉物をペデスタル内からペデスタル外へ搬出するための搬出入台車とUCを、揚重設備のワイヤを緩めて干渉物撤去装置付近まで搬入	干渉物撤去装置を用いて撤去した干渉物を搬出入台車上のUCへ収納
要求機能	・干渉物を落下させることなく加工できること ・狭隘環境で適用可能な加工ツールを有すること	搬出入台車とUCをペデスタル内へ搬入できること	干渉物を搬出入台車上のUCへ収納できること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

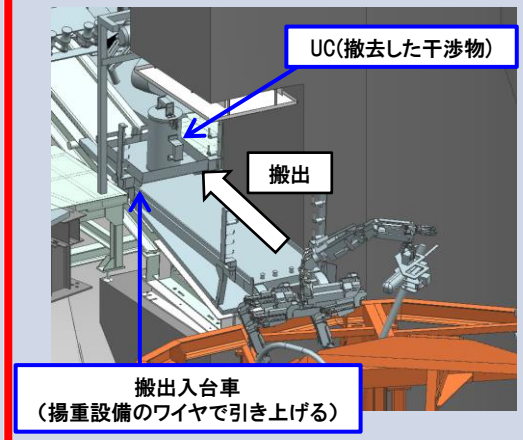
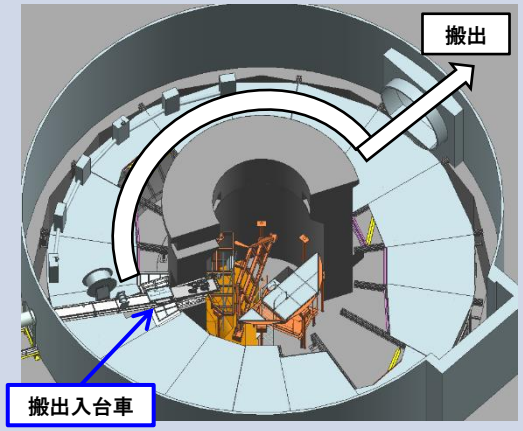
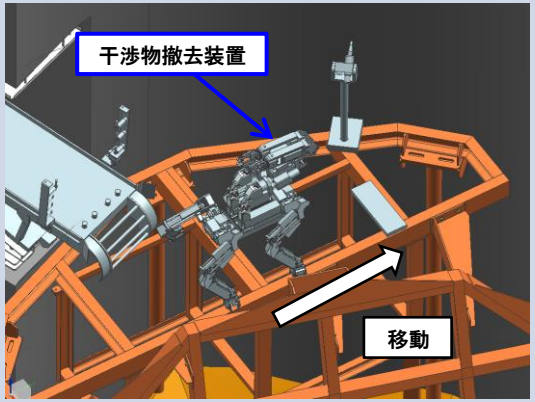
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法



■ ペデスタル内作業ステップ(4/7)

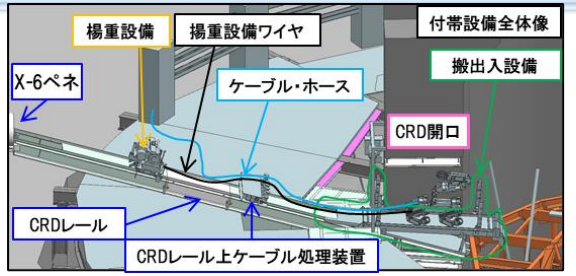
:要素試験での確認対象

作業ステップ	J. ユニット缶(UC)をペデスタル外へ搬出	K. ユニット缶(UC)をPCV外へ搬出	L. 干渉物撤去装置のプラットフォーム(P/F)移動
ステップ図			
内容	ペデスタル内からペデスタル外へ搬出入台車(UC)を揚重設備のワイヤで引き上げ搬出	UCをPCV外への搬出ルート上へ運搬	干渉物撤去装置にプラットフォーム(P/F)を掴ませて、目的位置まで移動
要求機能	干渉物を収納したUCをペデスタル外へ搬出できること	UCを運搬できること	干渉物撤去装置が撤去対象付近まで移動できること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

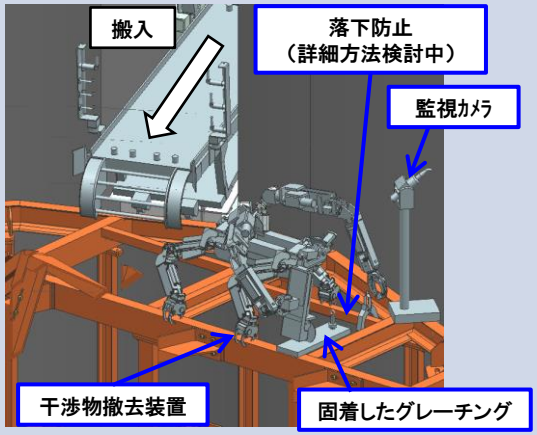
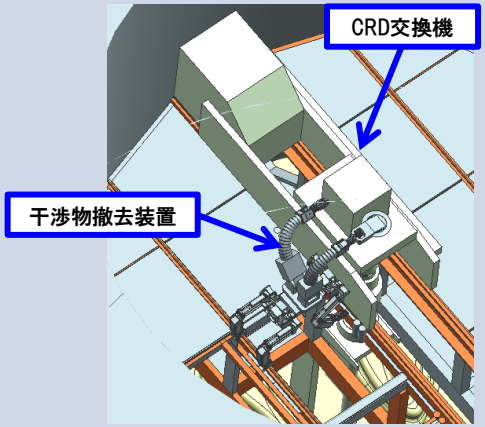
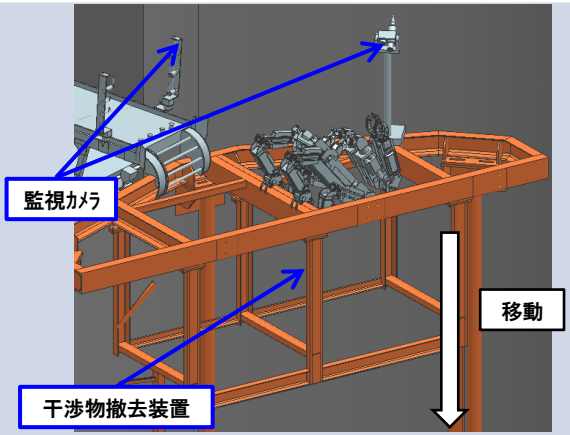
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法



■ ペデスタル内作業ステップ(5/7)

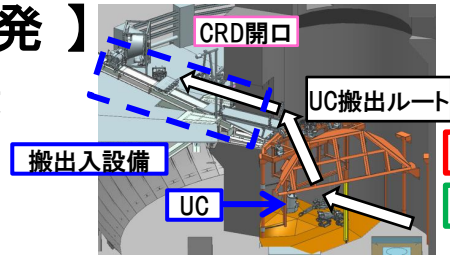
□ :要素試験での確認対象

作業ステップ	M. プラットフォーム(P／F)固着グレーチング撤去	N. CRD交換機撤去	O. ペデスタル底部へアクセス（開口通過）
ステップ図			
内容	干渉物撤去装置を用いて撤去対象であるP/F固着グレーチングを撤去	干渉物撤去装置を用いて撤去対象であるCRD交換機を撤去	干渉物撤去装置に開口を通過させる
要求機能	P/F固着グレーチングを撤去できること	CRD交換機を撤去できること **※別途技術開発にて対応する**	干渉物撤去装置が開口を通過できること （開口寸法：600×1000）

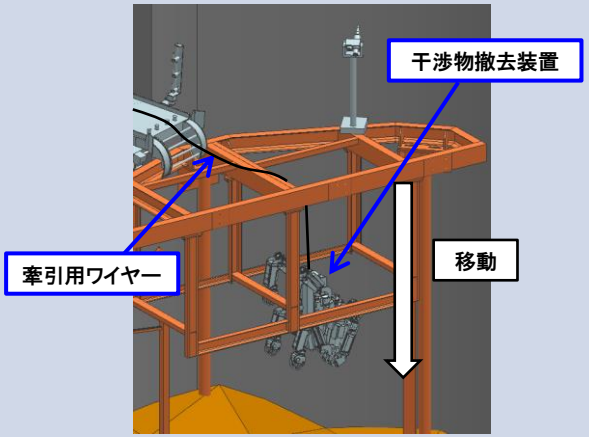
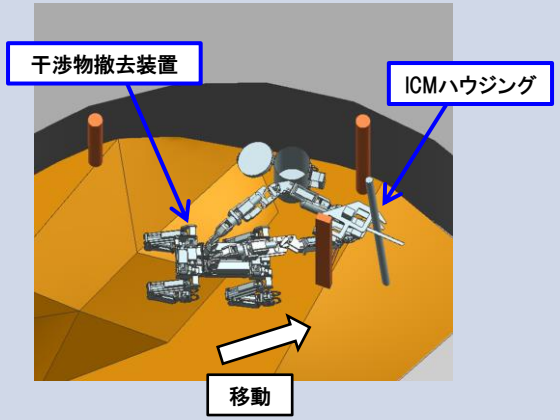
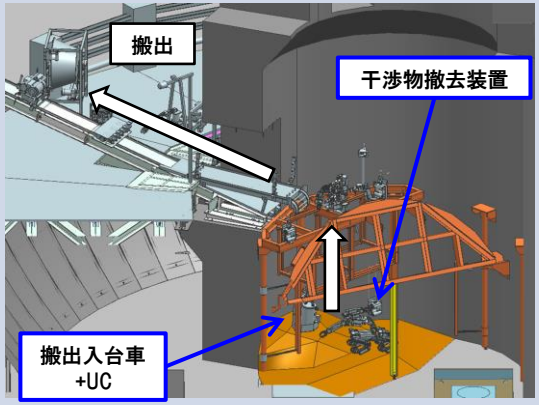
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法



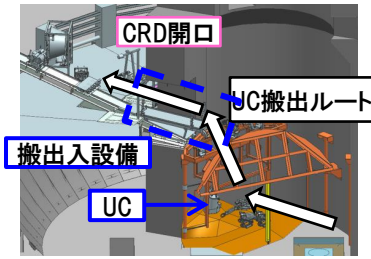
■ ペデスタル内作業ステップ(6/7)

作業ステップ	P. ペデスタル底部へアクセス（吊り下ろし）	Q. 地下階干渉物撤去	R. 干渉物をペデスタル外へ搬出
ステップ図			
内容	干渉物撤去装置を揚重設備のワイヤで吊り下ろし、ペデスタル底部へアクセス	干渉物撤去装置を用いて撤去対象である地下階干渉物を撤去	ペデスタル底部からペデスタル外へ干渉物を搬出
要求機能	・干渉物撤去装置がP/F開口を通過できること（開口寸法：600×1000） ・干渉物撤去装置がペデスタル底部へ進入できること	地下階干渉物を撤去できること	干渉物をペデスタル外へ搬出できること

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

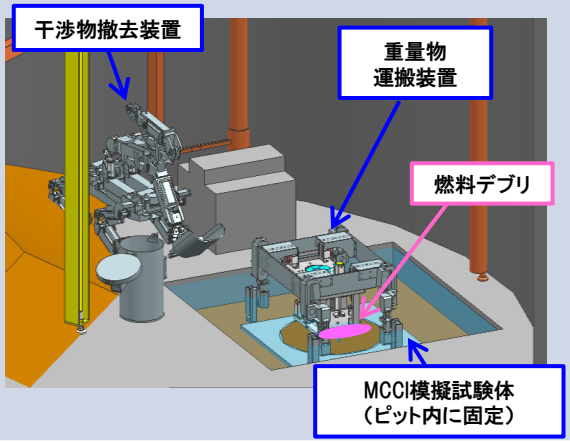
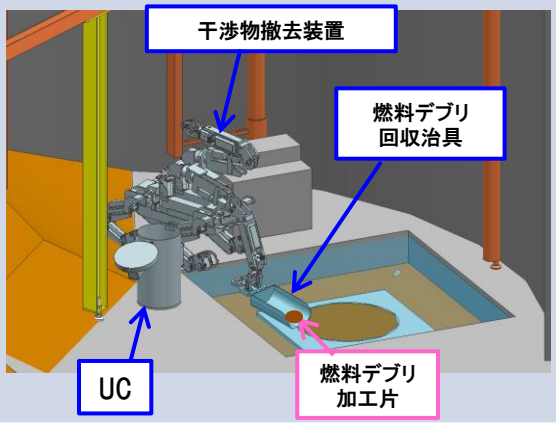
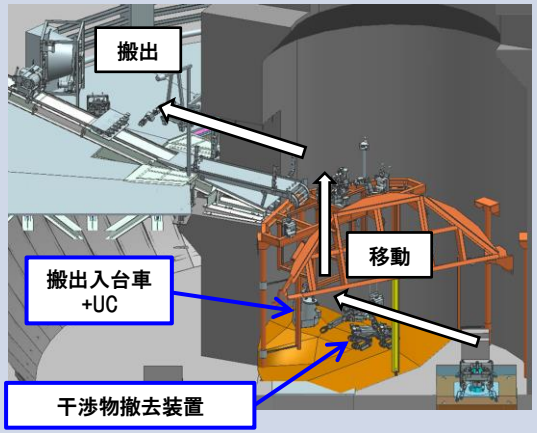
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法



:要素試験での確認対象

■ ペデスタル内作業ステップ(7/7)

作業ステップ	S. 燃料デブリの加工	T. 燃料デブリの回収	U. 燃料デブリの搬出
ステップ図			
内容	重量物運搬装置をペデスタル底部に搬入して、チゼルでペデスタル底部の燃料デブリをUCに収納できるサイズに加工	干渉物撤去装置を用いて加工した燃料デブリをUCに収納	回収した燃料デブリを収納したUCを揚重設備にてペデスタル外まで搬出
要求機能	UCに収納できるサイズに加工できること	UCに回収できること	回収した燃料デブリをペデスタル外へ搬出できること

【ステップX】燃料デブリ搬出 (前述の主要作業ステップ参照)

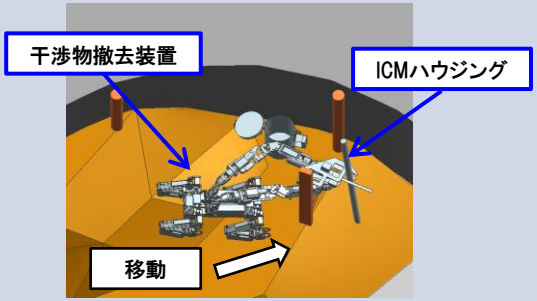
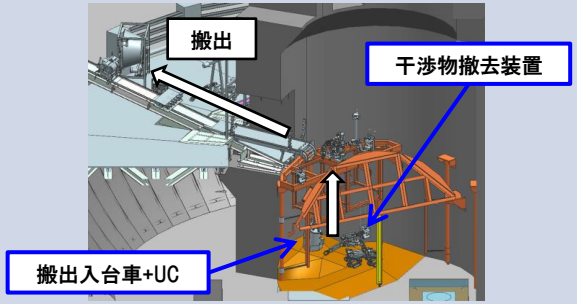
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

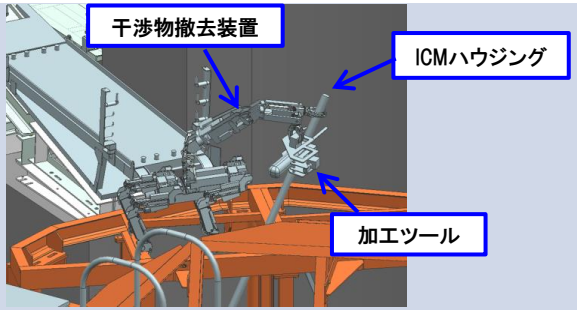
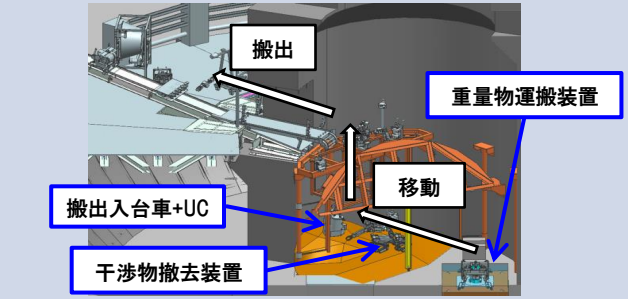
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

作業ステップ【Q. 地下階干渉物撤去】、【R. 干渉物をペデスタル外へ搬出】について、
作業ステップ【G. ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去（気中）】、【U. 燃料デブリの搬出】が可能なら
作業可能と判断したたため、今回は試験未実施。

※下記試験にて確認

作業ステップ	Q. 地下階干渉物撤去	R. 干渉物をペデスタル外へ搬出
ステップ図		
内容	干渉物撤去装置を用いて撤去対象である地下階干渉物を撤去	ペデスタル底部からペデスタル外へ干渉物を搬出
要求機能	地下階干渉物を撤去できること	干渉物をペデスタル外へ搬出できること

作業ステップ	G. ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去(気中)	U. 燃料デブリの搬出
ステップ図		
内容	干渉物の落下防止措置をした上で撤去作業を実施	回収した燃料デブリを収納したUCを、揚重設備にてペデスタル外まで搬出
要求機能	・干渉物を落下させることなく加工できること ・狭隘環境で適用可能な加工ツールを有すること	回収した燃料デブリをペデスタル外へ搬出できること

※作業ステップQよりGの方が、狭隘環境での作業になるため難しいと判断
　作業ステップRよりUの方が、ペデスタル内に搬入している装置が多いため難しいと判断

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 要素試験項目と判定基準

要素試験における試験項目および作業実現性を判断するための判定基準について検討した。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	判定基準	取得データ※
1	搬出入設備の設置	E	搬出入設備を設置する	搬出入設備を遠隔装置を用いて設置できること	・設置手順、時間
2	ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去	F、G	ペデスタル開口近傍の干渉物にアクセスして、落下防止措置をした後、切断する	・想定した撤去対象の干渉物にアクセスできること ・干渉物が落下しないこと ・切断作業ができること	・アクセス手順、時間 ・干渉物把持方法 ・落下防止措置(干渉物把持)までの時間 ＊干渉物撤去装置の作業アームにて干渉物を把持して落下防止を実施 ・干渉物切断時間
3	ペデスタル開口近傍の干渉物の干渉物搬出	H、I、J	ペデスタル開口近傍の干渉物を回収し、ペデスタル外へ搬出する	・干渉物の回収ができること ・ペデスタル外への搬出ができること	・切断片回収時間 ・干渉物搬送時間
4	プラットフォーム(P/F)固着グレーチング撤去	L、M	干渉物であるP/F固着グレーチングにアクセスして、落下防止措置をした後、切断する	・想定した撤去対象の干渉物にアクセスできること ・干渉物が落下しないこと ・切断作業ができること	・P/F上の移動手順、時間 ・落下防止措置方法 ・干渉物切断時間
5	ペデスタル底部へアクセス	O、P	装置をペデスタル底部へ進入させる	P/F上からペデスタル底部へ降下ができること	・P/Fから底部への下降手順 ・下降時間 ・ケーブル処理手順
6	燃料デブリ加工(地下階)	S	燃料デブリを加工する	燃料デブリをユニット缶(UC)に収納できるサイズに加工できること(MCCI模擬試験体を加工予定)	・燃料デブリ加工速度 ・複数台装置の運用方法
7	燃料デブリ搬出(地下階)	T、U	燃料デブリを回収し、ペデスタル外へ搬出する	・燃料デブリの回収ができること ・燃料デブリのペデスタル外への搬出ができること	・燃料デブリ加工片回収速度 ・燃料デブリ搬送時間 ・複数台装置の運用方法
8	重量物運搬装置の搬出	V	重量物運搬装置をペデスタル底部からペデスタル外へ搬出する	・重量物運搬装置のペデスタル外への搬出ができること ・ケーブル・ホースを作業の妨げにならないように処理できること ・カメラ映像のみで作業ができること	・搬出時間

※:各装置のオペレータ、装置移動時等のケーブル処理状況についても適宜確認してデータを取得する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験条件

要素試験における試験体の模擬範囲と設定根拠、試験の確認項目を下記に示す。

試験体の模擬範囲

2号機

・ペデスタル内P/Fは残存
➢調査状況から実機環境を模擬

・ペデスタル内P/Fは健全
➢調査状況から健全であると想定

・ペデスタル内P/F開口は堆積物を考慮した寸法
➢調査状況から寸法を想定

・ペデスタル底部の堆積物は固化状態
➢調査状況から固化していると想定

・MCCI模擬試験体は水中環境内に設置
➢調査状況から実機環境を模擬

＋

3号機

・撤去対象干渉物は落下ICMハウジング
➢ペデスタル内干渉物の抽出結果から選定

試験の確認項目

装置の進入・移動性能
・装置のペデスタル内への移動、P/F上の移動、狭隘なP/F開口の通過、ペデスタル底部への移動、ペデスタル底部の移動

装置の燃料デブリの加工、回収、搬出性能
・水中環境におけるMCCI模擬試験体の加工、回収、搬出の一連の手順

装置の干渉物撤去性能
・ペデスタル内干渉物(ICMハウジング)の撤去

複数装置の並行作業性
・複数台装置によるケーブル処理作業や燃料デブリの加工作業を並行して行うことが可能か

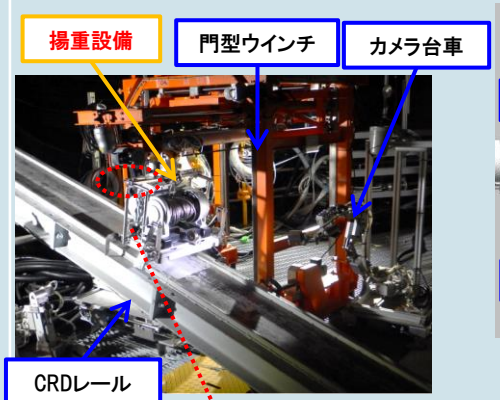
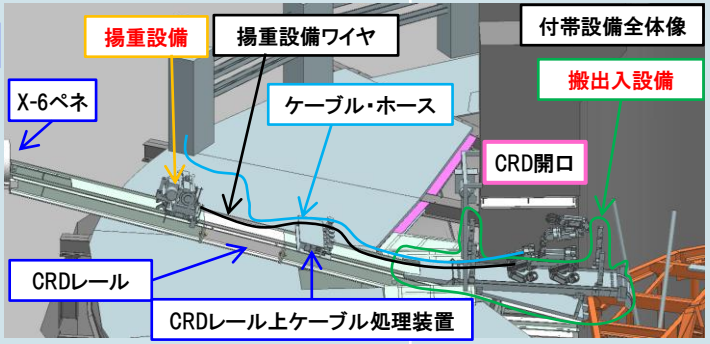
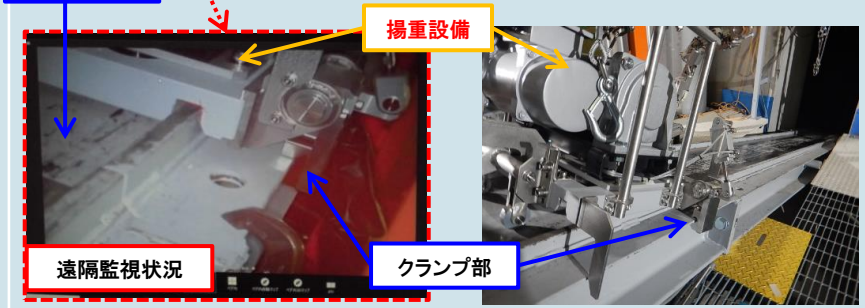
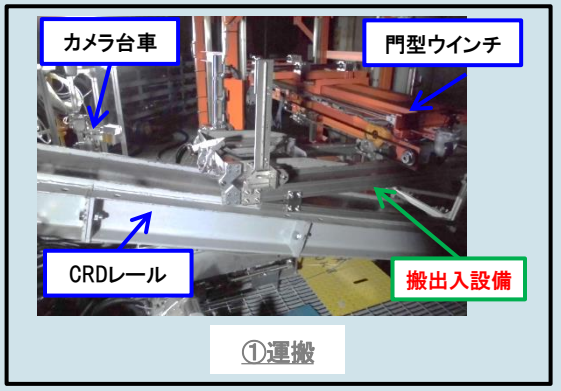
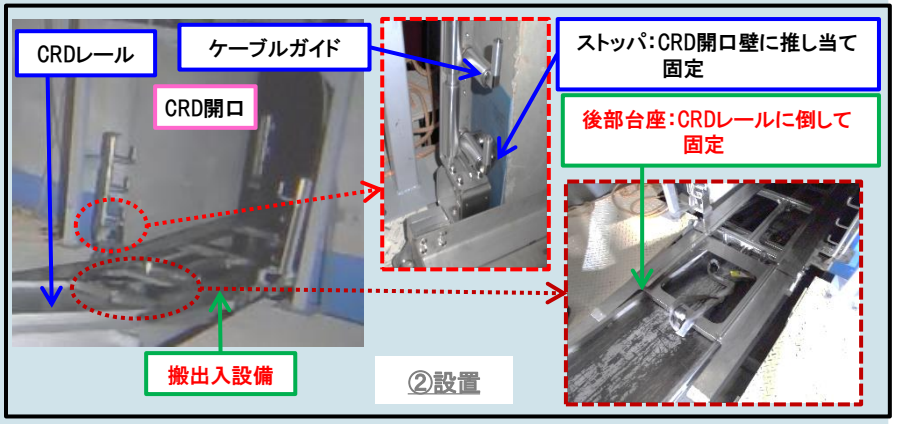
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：E. 搬出入設備※の設置

※:搬出入設備：揚重設備(ウインチ)、搬出入設備(台座)

STEP	揚重設備（ウインチ）設置	搬出入設備（台座）設置
試験状況	   ①設置	 ①運搬  ②設置
試験結果	• 門型ウインチにて揚重設備(ウインチ)を運搬し、CRDレール上に設置できることを確認した。 • 揚重設備の固定シリンダでCRDレールをクランプして固定ができることを確認した。	• 門型ウインチにて搬出入設備(台座)を運搬し、CRDレール上に設置できることを確認した。 • 搬出入設備のストッパでCRD開口に固定、後部台座を倒してCRDレールに固定ができることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

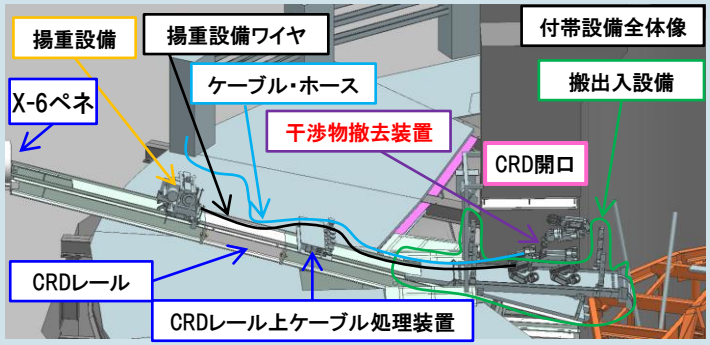
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

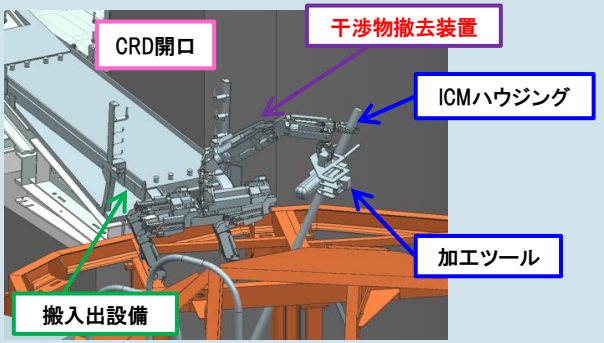
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

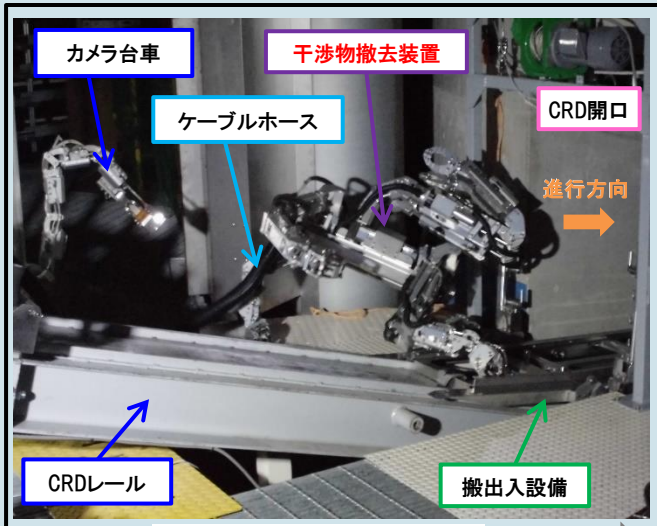
■ 試験結果：F. ペデスタル開口近傍の干渉物へアクセス

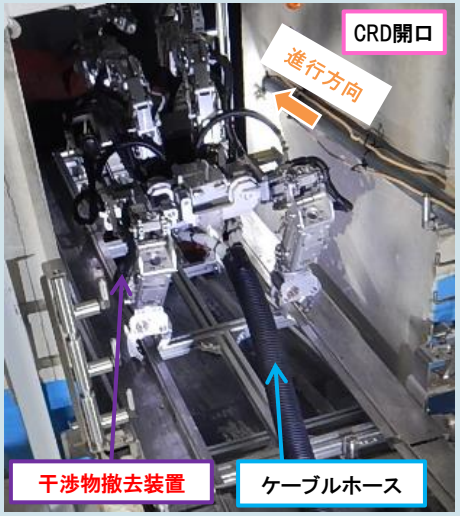
STEP	ペデスタル開口近傍の干渉物へアクセス

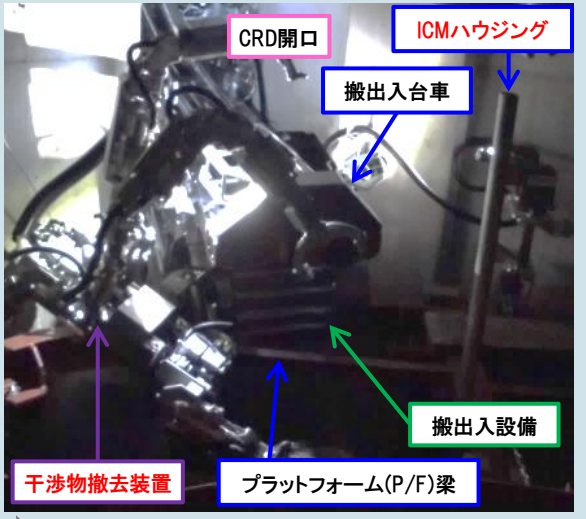
試験状況











①ペデスタル外から進入 → ②ＣＲＤ開口通過 → ③プラットフォーム(P/F)へ到達

試験結果

- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、CRDレール(搬出入設備)への乗り移り、CRDレール上(搬出入設備)の移動、プラットフォーム(P/F)への乗り移りができることを確認した。

※移動アームにて把持できる箇所があればアクセス可能

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

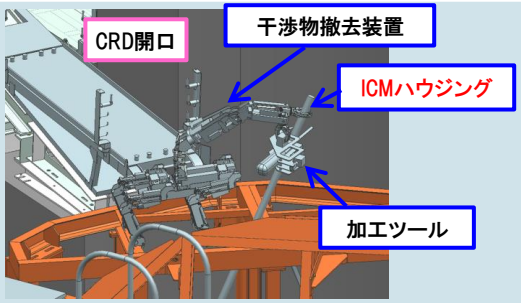
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

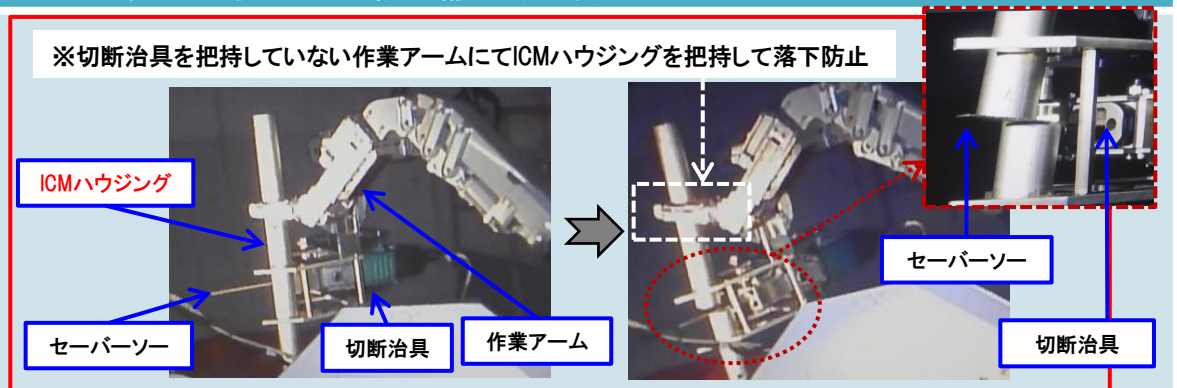
■ 試験結果：G. ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去(気中)、H. 干渉物回収準備、I. 干渉物を搬出入台車へ収納

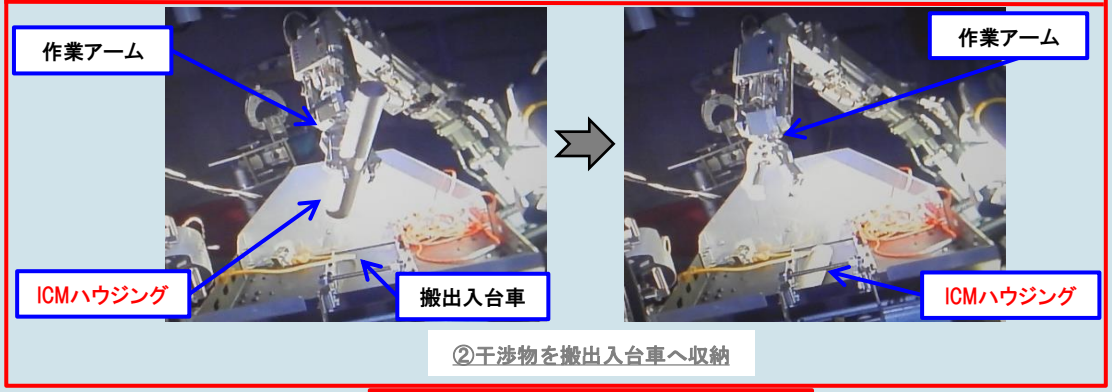
STEP	ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去(気中)

試験状況









ペデスタル外からの監視状況

試験結果

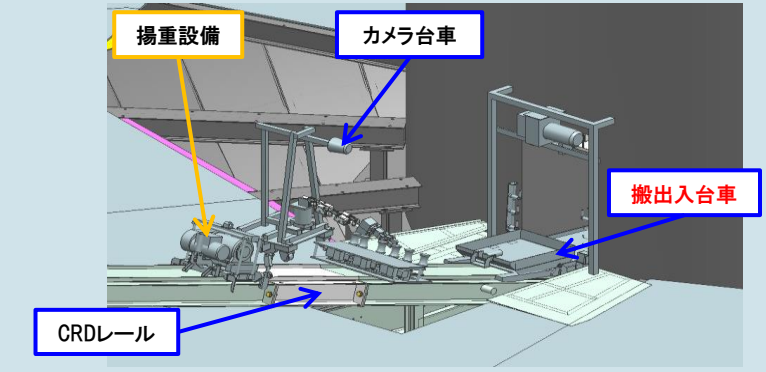
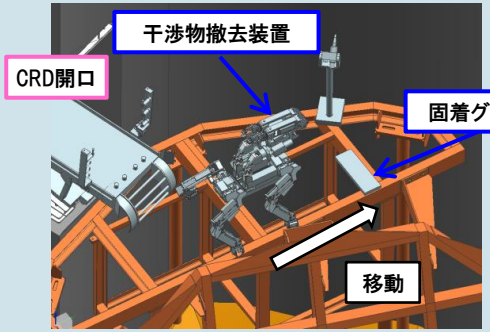
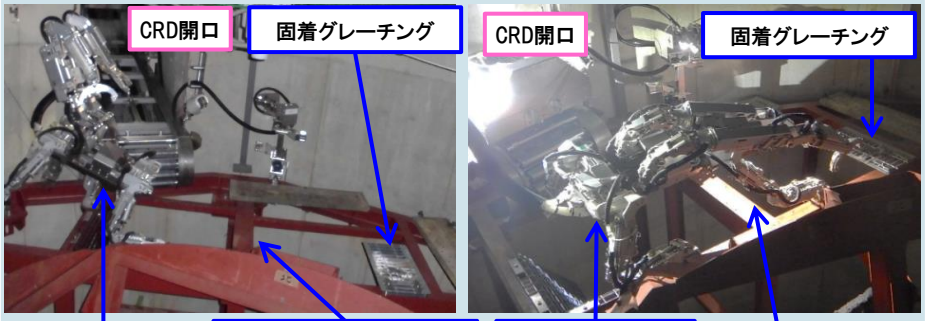
- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、切断治具にてプラットフォーム(P/F)開口の干渉物を撤去できることを確認した。
- 狭隘な環境においても、干渉物撤去装置を遠隔操作して加工ができることを確認した。
- 搬出入台車をペデスタル内へ搬入できることを確認した。
- 干渉物を搬出入台車へ収納できることを確認した。※ペデスタル外にて干渉物をUCに収納できることは確認済み。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：J. 加工した干渉物をペデスタル外へ搬出、
L. 干渉物撤去装置のプラットフォーム(P/F)上の移動

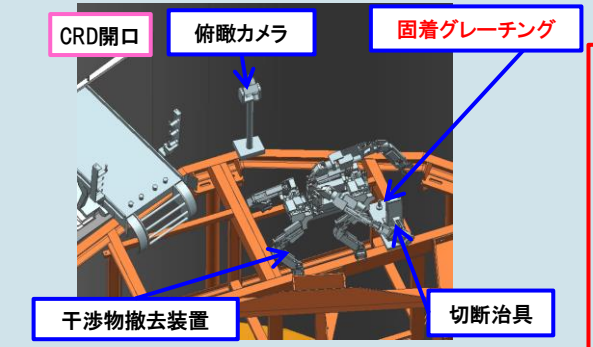
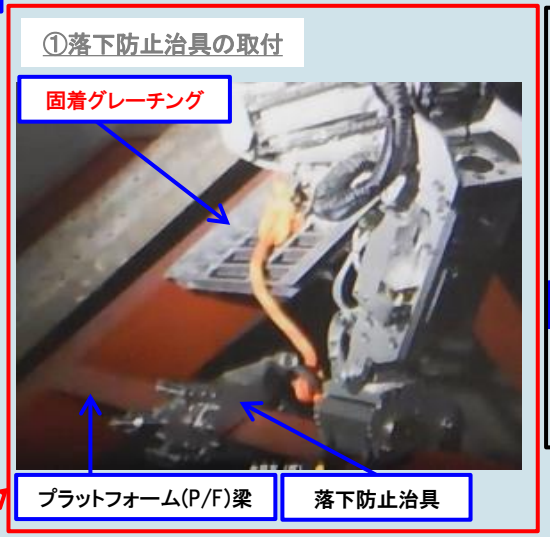
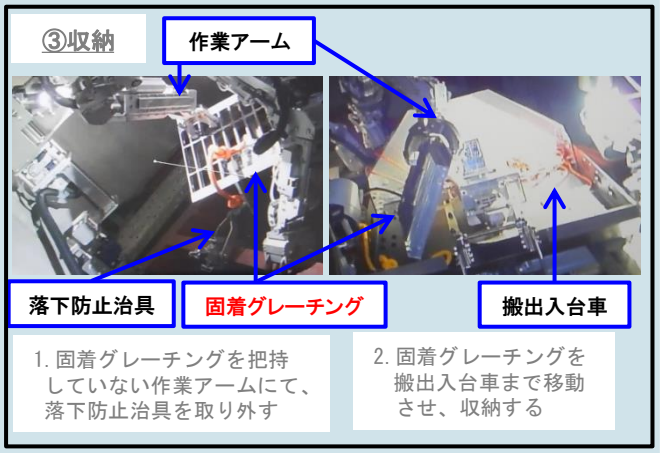
STEP	加工した干渉物をペデスタル外へ搬出	干渉物撤去装置のプラットフォーム(P/F)上の移動
試験状況	  ①ペデスタル内からペデスタル外へ搬出	  ①CRD開口付近から移動 ⇒ ②目標位置(固着グレーチング撤去位置)到達
試験結果	• 揚重設備ワイヤを巻き取り、加工した干渉物を搭載した搬出入台車をペデスタル外へ搬出できることを確認した。	• 干渉物撤去装置を遠隔操作して、プラットフォーム(P/F)上を移動して目標位置(固着グレーチング撤去位置)に到達できることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：M. プラットフォーム(P/F)固着グレーチング撤去

STEP	プラットフォーム(P/F)固着グレーチング撤去
試験状況	    
試験結果	• 干渉物撤去装置を遠隔操作して、プラットフォーム(P/F)固着グレーチングの加工ができることを確認した。 • 加工した固着グレーチングを落下させることなく、搬出入台車へ収納できることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

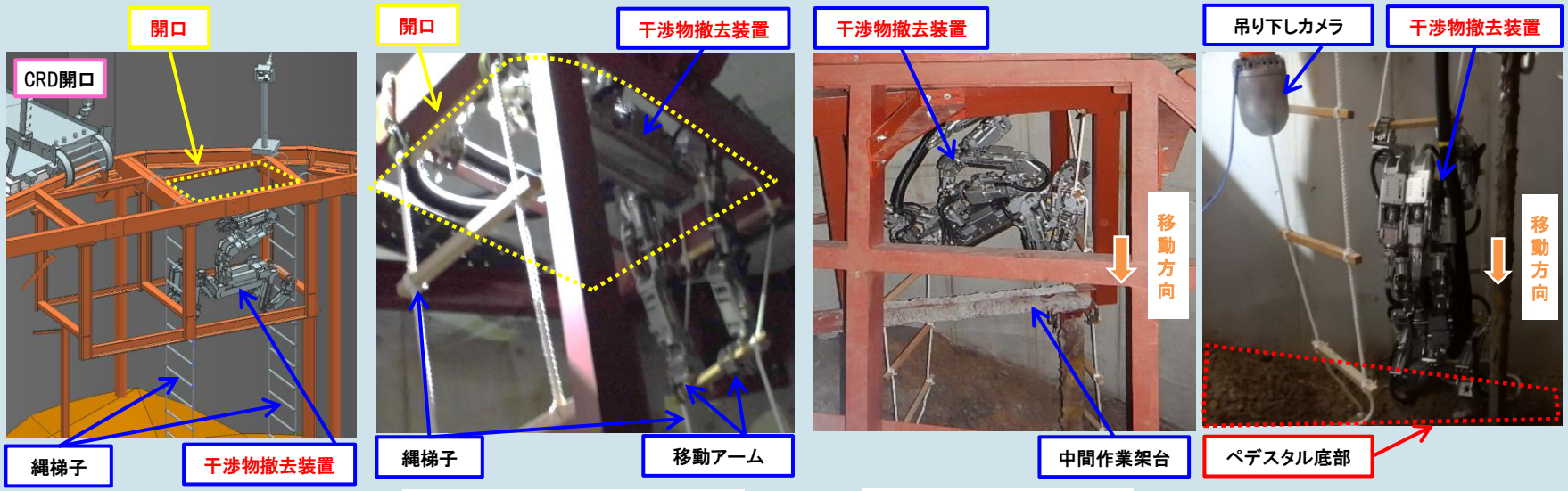
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：0. ペデスタル底部へアクセス(開口通過)

STEP	ペデスタル底部へアクセス(開口通過)

試験状況



①プラットフォーム(P/F)開口通過 ⇨ ②中間作業架台付近通過 ⇨ ③ペデスタル底部到達

1. 縄梯子を設置し、移動アームにて縄梯子を把持しながらプラットフォーム(P/F)上からペデスタル底部へ移動。
   ＊縄梯子の設置について、遠隔操作にて各装置(カメラ、ケーブルガイド等)をペデスタル内に設置することができたことから、縄梯子の設置も可能と判断し今回は人手で設置した。

試験結果

- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、プラットフォーム(P/F)開口※を通過できることを確認した。
- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、ペデスタル底部へアクセスできることを確認した。

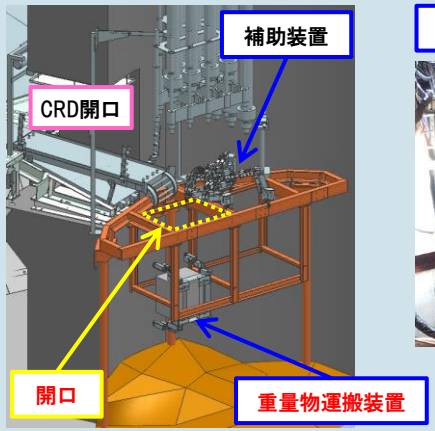
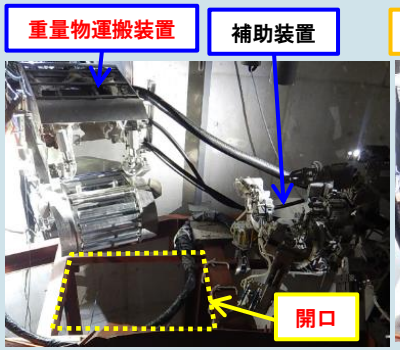
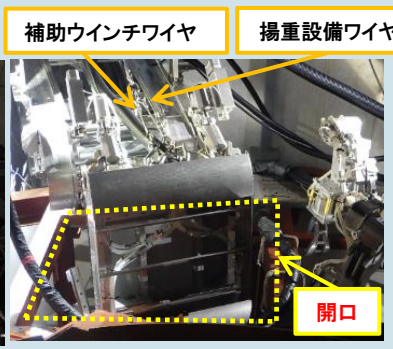
※:開口寸法(600×1000[mm])

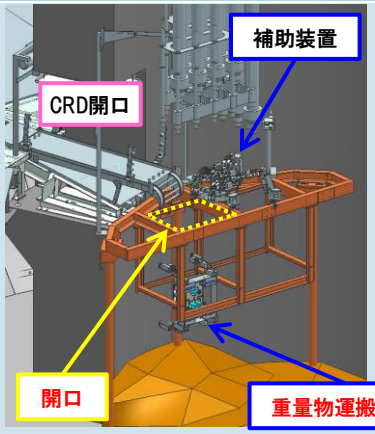
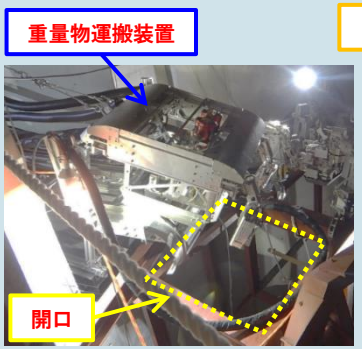
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：P´. ペデスタル底部へアクセス(重量物運搬装置) ※追加作業ステップ

STEP	ペデスタル底部アクセス(重量物運搬装置中性子検出器ユニット搭載)
試験状況	     ①プラットフォーム(P/F)開口通過 ②ペデスタル底部到達

STEP	ペデスタル底部アクセス(重量物運搬装置破砕吸引装置搭載)
試験状況	     ①プラットフォーム(P/F)開口通過 ②ペデスタル底部到達
試験結果	• 揚重設備と補助ウインチのワイヤを送り出し、重量物運搬装置がプラットフォーム(P/F)開口※を通過できることを確認した。 • 揚重設備と補助ウインチのワイヤを送り出し、重量物運搬装置がペデスタル底部へアクセスできることを確認した。

※:開口寸法(700×900[mm])

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

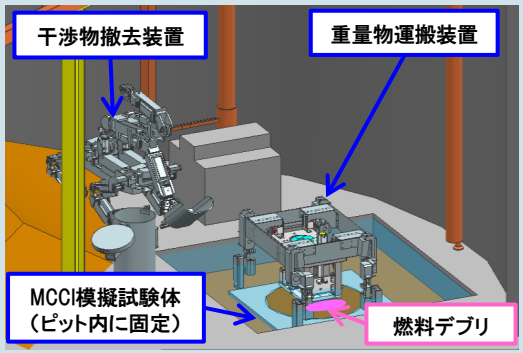
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：S. 燃料デブリの加工

STEP	燃料デブリの加工

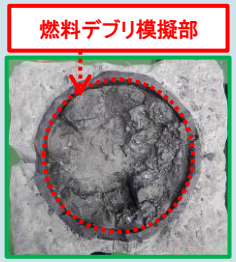
試験状況



並行作業状況

※燃料デブリ取り出し作業に必要な装置をすべてペデスタル内に搬入した状態で、作業ができることを確認した。

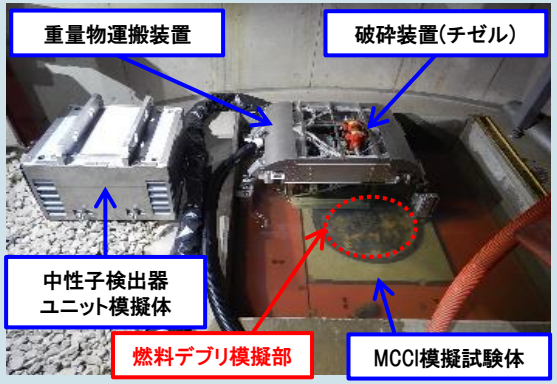


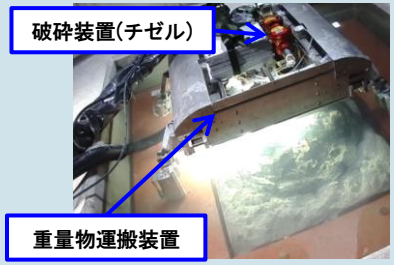


MCCI模擬試験体破砕後

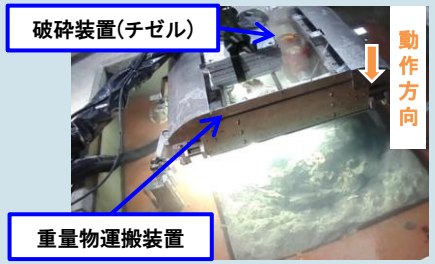


燃料デブリ模擬部破砕片





重量物運搬装置設置



MCCI模擬試験体加工

1. 加工位置まで重量物運搬装置を移動させ破砕装置(チゼル)にて加工。

試験結果

- 重量物運搬装置を遠隔操作して、搭載している破砕装置(チゼル)でMCCI模擬試験体燃料デブリ模擬部の水中環境での加工ができることを確認した。
- 重量物運搬装置を遠隔操作して、MCCI模擬試験体燃料デブリ模擬部をユニット缶(UC)に収納できるサイズに加工ができることを確認した。

【加工時間(移動+加工)：約147(145+2)[分]、加工量：約15[kg]、加工速度：約6[kg/h]】
※遠隔操作での装置の移動に時間がかかった※。→加工速度を上げるため対策が必要。

※ピット内にMCCI模擬試験体を設置し、その周囲に足場を設置したため、比較的歩行しやすい状態でのデータ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

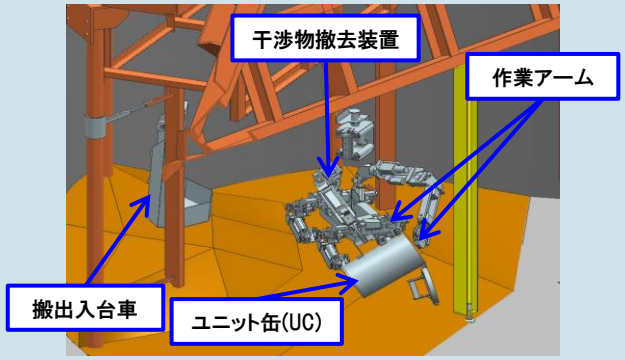
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

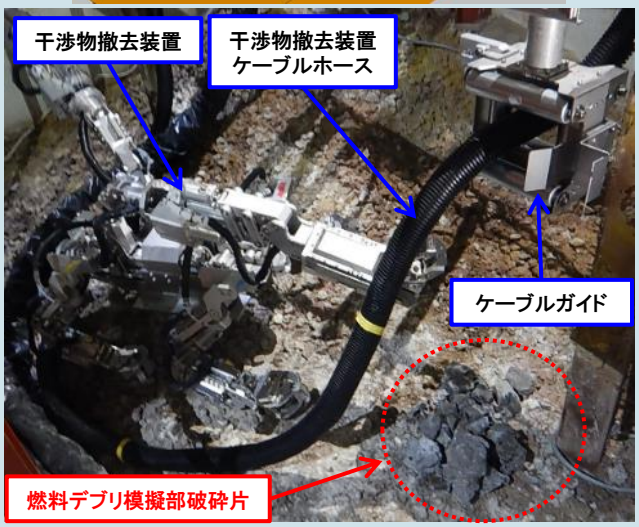
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

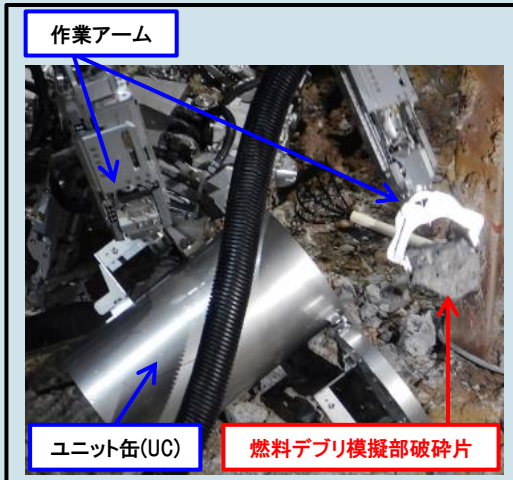
■ 試験結果：T. 燃料デブリの回収

STEP	燃料デブリの回収

試験状況









①燃料デブリ模擬部破砕片の把持 ⇒ ②ユニット缶(UC)への収納

1. 片方の作業アームでユニット缶(UC)を把持して固定、もう片方の作業アームで燃料デブリ模擬部破砕片を把持してUCへ収納。
※作業アームでの回収治具の取り扱いが難しかったため、今回は作業アームで直接把持して回収した。

2. ユニット缶(UC)を把持していない作業アームでUCの蓋を閉め、蓋が開かないようにロック機構を固定。

試験結果

- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、MCCI模擬試験体燃料デブリ模擬部破砕片をユニット缶(UC)に収納できることを確認した。

【回収時間：約50[分]、回収量：約6[kg]、回収速度：約7.2[kg/h](UCへの収納～蓋閉め～ロック機構の固定まで)】

今回の装置構成の場合、燃料デブリ模擬部破砕片を大きく加工し、作業アームで把持する1回の回収量を多くすれば回収速度を上げられそうな見通しを得た。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

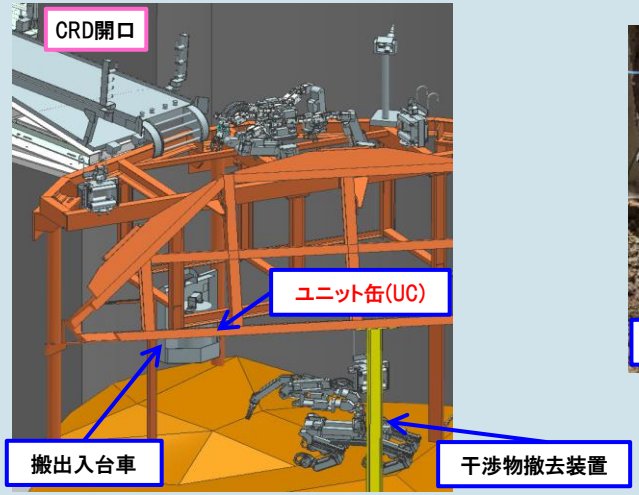
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：U. 燃料デブリの搬出

STEP	燃料デブリの搬出

試験状況

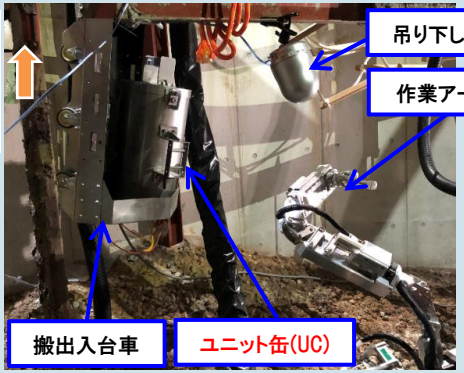


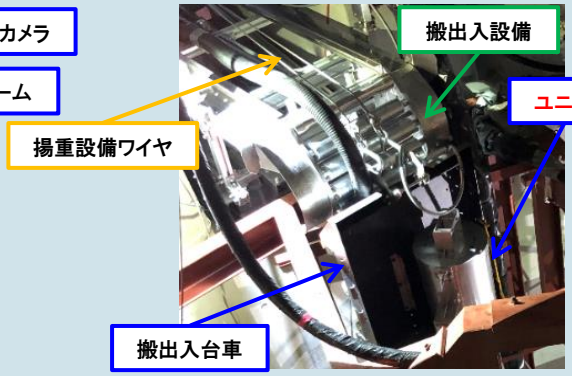


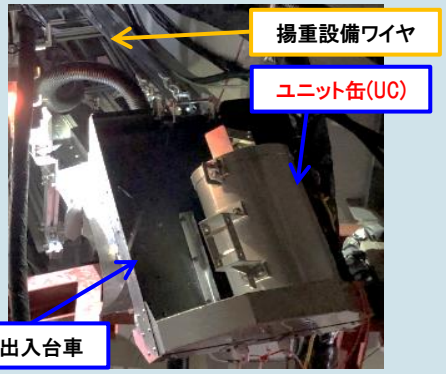
①ユニット缶(UC)移動



②搬出入台車への収納







③ペデスタル底部からの搬出入台車搬出 → ④プラットフォーム(P/F)開口通過 → ⑤プラットフォーム(P/F)到達

試験結果

- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、ユニット缶(UC)を搬出入台車に収納できることを確認した。
- 揚重設備ワイヤを巻き取り、燃料デブリ模擬部破砕片を収納したユニット缶(UC)を搬出できることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

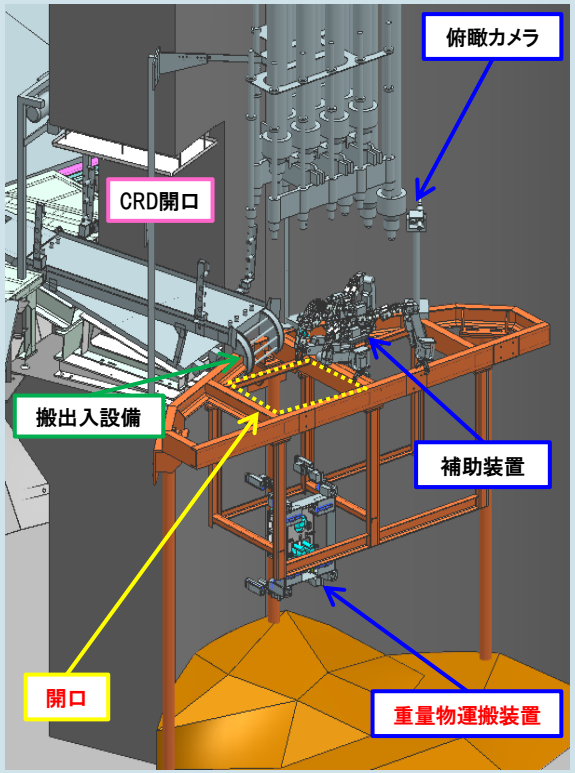
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

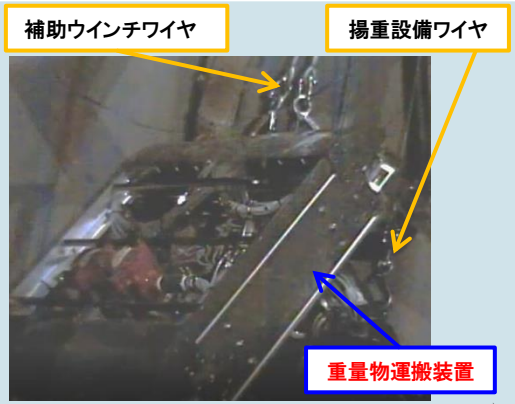
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：V. 重量物運搬装置の搬出　※追加作業ステップ

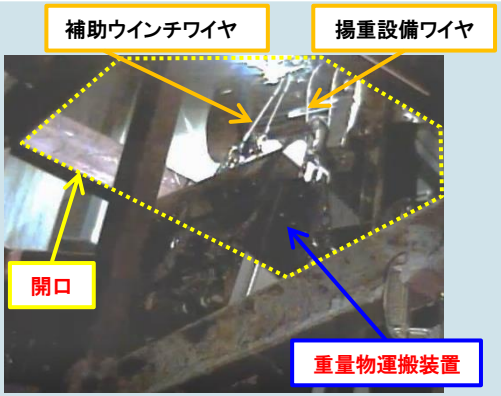
STEP	重量物運搬装置(破砕吸引装置搭載)の搬出

試験状況

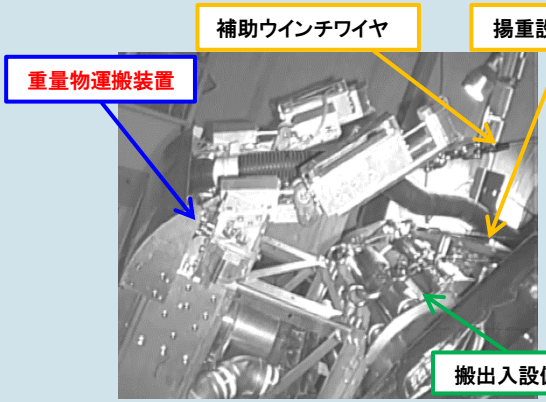




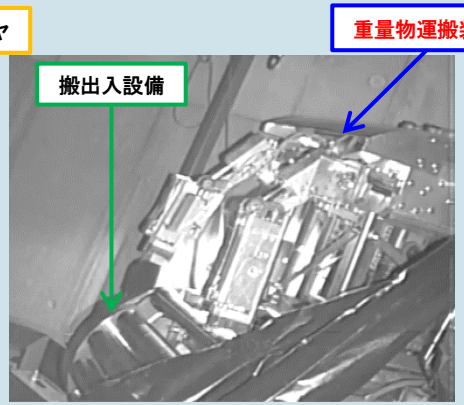
①ペデスタル底部からの移動



②プラットフォーム(P/F)開口通過



③プラットフォーム(P/F)到達



④搬出入設備まで搬出

試験結果

- 揚重設備と補助ウインチのワイヤを巻き取り、重量物運搬装置をペデスタル底部からペデスタル外へ搬出できることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

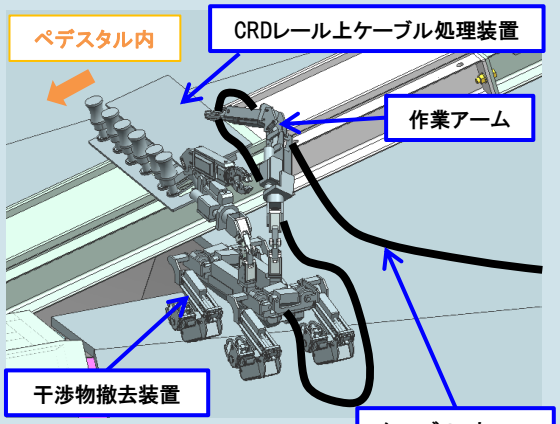
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

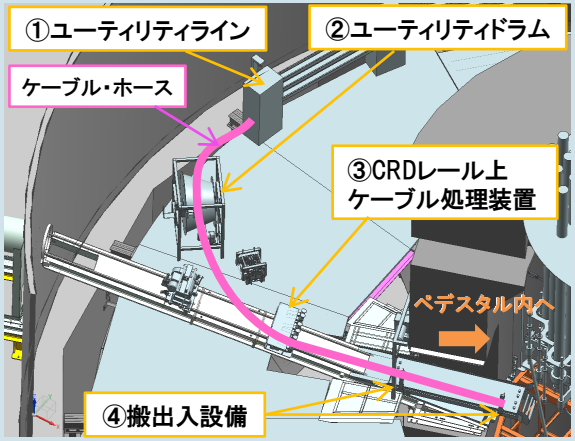
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：共通. ケーブル・ホース処理(1/2)

STEP	CRDレール上ケーブル処理装置

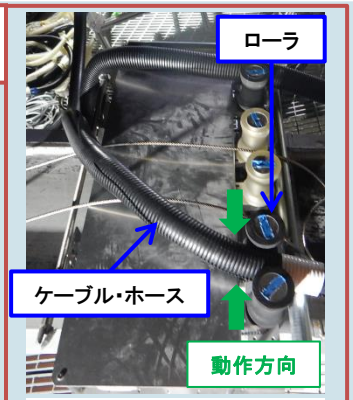
試験状況





重量物運搬装置ケーブル・ホースルート

ケーブル・ホース処理原理

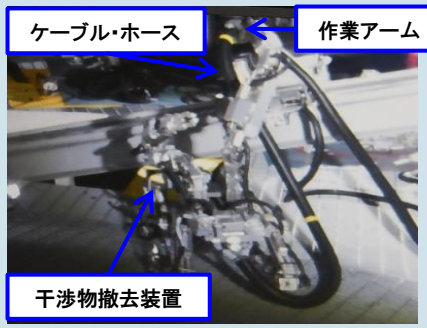


1. ローラをクランプして
ケーブル・ホースを固定。

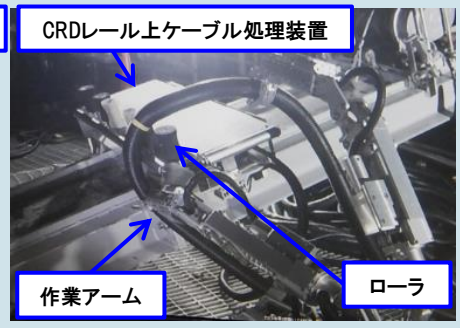


2. ローラを回転させ、
ケーブル・ホースを送る。

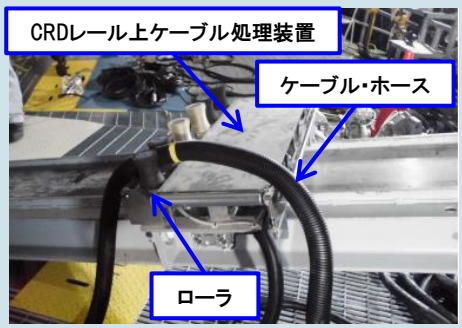
ケーブル・ホース処理



1. 干渉物撤去装置の作業アームにて
ケーブル・ホースを把持。



2. ケーブル・ホースをCRDレール上ケーブル
処理装置の上のローラ間に移動。



3. ローラをクランプしてケーブル・ホース
を固定。

試験結果

- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、CRDレール上ケーブル処理装置にケーブル・ホースの処理ができることを確認した。
- CRDレール上ケーブル処理装置搭載のアクチュエータによりローラを回転させ、装置の移動に合わせてケーブル・ホースの処理ができることを確認したが、揚重機のワイヤや他ケーブルがCRDレール上に集中するといった課題も確認された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

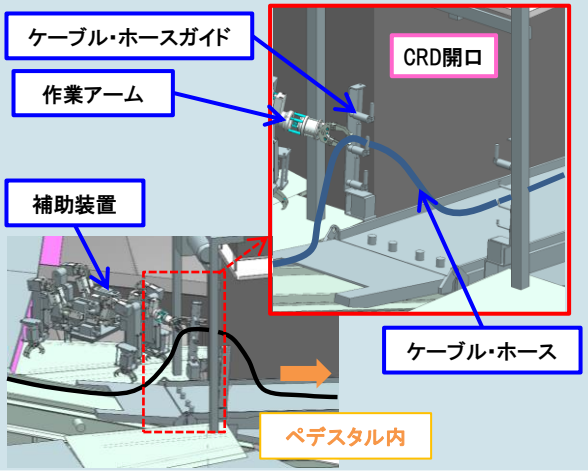
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

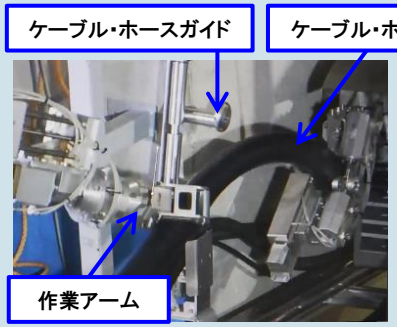
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：共通. ケーブル・ホース処理(2/2)

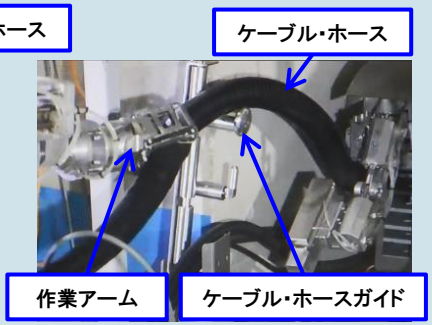
STEP	搬出入設備ペデスタル外ケーブルホースガイドへの処理

試験状況

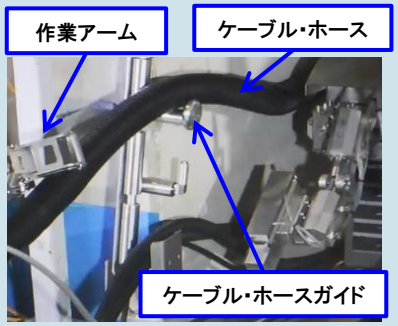




1. 補助装置の作業アームにてケーブル・ホースを把持。



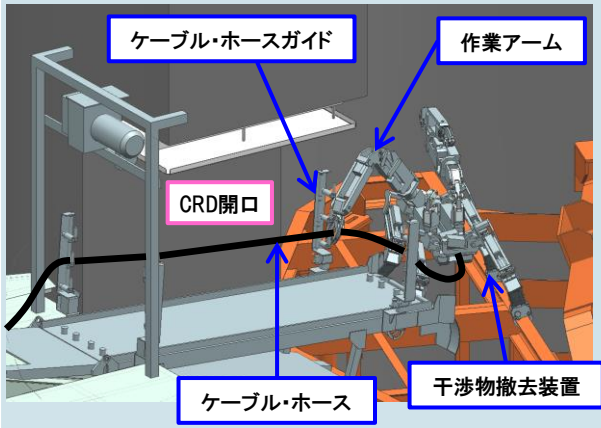
2. ケーブル・ホースを搬出入設備ケーブル・ホースガイドの処理する位置へ移動。

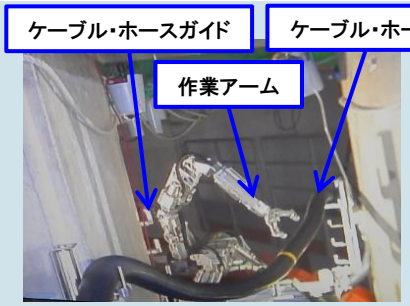


3. ケーブル・ホースを搬出入設備ケーブル・ホースガイドに処理。

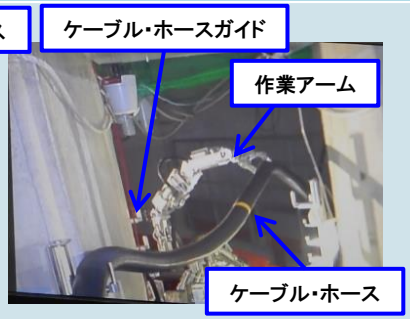
STEP	搬出入設備ペデスタル内ケーブルホースガイドへの処理

試験状況

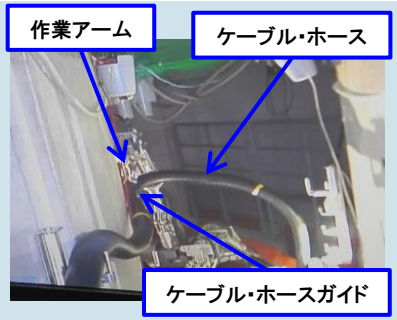




1. 干渉物撤去装置の作業アームにてケーブル・ホースを把持。



2. ケーブル・ホースを搬出入設備ケーブル・ホースガイドの処理する位置へ移動。



3. ケーブル・ホースを搬出入設備ケーブル・ホースガイドに処理。

試験結果

- 補助装置を遠隔操作して、ケーブル・ホースが交差して引っ掛かったり、設備と干渉したりせずにペデスタル外CRD開口付近のケーブル・ホースの処理ができることを確認した。
- 干渉物撤去装置を遠隔操作して、ペデスタル内に搬入した装置のケーブル・ホースの余長の処理ができることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：まとめ(1/5)

要素試験における各試験項目の試験手順･結果および取得データを下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	確認項目	判定基準	取得データ
1	搬出入設備の設置	E	**1-1. 搬出入設備をCRDレール付近に搬送した状態から試験開始** ①門型ウインチの昇降装置にて搬出入設備を上昇 ②門型ウインチの移動装置にて搬出入設備をCRD上に移動 ③門型ウインチの昇降装置にて搬出入設備を降下させCRD上に設置 ④搬出入設備の固定装置にて固定	1-1. ①設備と干渉せず上昇ができること ②設備と干渉せず移動ができること ③設備と干渉せず設置ができること ④設備の固定ができること	･遠隔装置を用いて搬出入設備の設置ができること →設置可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･設置時間 →約240[分] ※搬出入設備：揚重設備(ウインチ)、搬出入設備(台座)
2	ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去	F、G	**2-1. 干渉物撤去装置をCRDレール付近に搬送した状態から試験開始** ①移動アームにてCRDレール上に移動 ②移動アームにてCRDレール上を移動してCRD開口を通過 ③移動アームにてP/F上に移動してペデスタル開口近傍の干渉物にアクセス **2-2. 搬出入台車に揚重設備のワイヤを取付、切断治具を搭載してCRDレール上に設置した状態から試験開始** ①揚重設備のワイヤを送り出し、CRDレール上を移動させ、搬出入台車をペデスタル内へ搬入 ②作業アームにて切断治具を把持して搬出入台車から取り出す ③作業アームにて把持した切断治具を切断位置に設定 ④切断治具を把持していない作業アームにて干渉物が切断後に落下しないように把持(落下防止措置) ⑤切断治具にて干渉物を切断	2-1. ①転倒せず移動ができること ②設備と干渉せず通過ができること ③転倒･落下せず移動ができること 2-2. ①設備と干渉せず搬入ができること ②治具の取り出しができること ③位置設定ができること ④落下防止措置ができること ⑤切断ができること	･想定した撤去対象の干渉物にアクセスできること →アクセス可能を確認 ･干渉物が落下しないこと →落下防止ができることを確認 ･切断作業ができること →切断可能を確認 ･ケーブル･ホースを作業の妨げにならないように処理できること →処理可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･アクセス時間 →約380[分] ･落下防止措置（干渉物把持）時間 →約15[分] ･干渉物(ICMハウジング)切断時間 →約10[分] ICMハウジング：SUS、φ50.4[mm]、厚さ6.2[mm]

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：まとめ(2/5)

要素試験における各試験項目の試験手順･結果および取得データを下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	確認項目	判定基準	取得データ
3	ペデスタル開口近傍の干渉物の干渉物搬出	H、I、J	**3-1.干渉物を切断した状態から試験開始** ①作業アームにて切断した干渉物を搬出入台車に収納 ②作業アームにて切断治具を搬出入台車に収納 ③揚重設備のワイヤを巻き取り、CRDレール上を移動させ、搬出入台車をペデスタル外へ搬出	**3-1.** ①落下させず収納ができること ②落下させず収納ができること ③設備と干渉せず搬出ができること	･干渉物の回収ができること →回収可能を確認 ･ペデスタル外への搬出ができること →搬出可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･切断片回収時間 →約5[分] ･干渉物搬送時間 →約2[分]
4	プラットフォーム(P/F)固着グレーチング撤去	L、M	**4-1. 干渉物撤去装置が干渉物を切断した位置から試験開始** ①移動アームにてP/F上を移動して固着グレーチング切断位置にアクセス **4-2. 搬出入台車に揚重設備のワイヤを取付、落下防止治具を搭載してペデスタル内に搬入した状態から試験開始** ①作業アームにて落下防止治具を把持して搬出入台車から取り出す ②作業アームにて落下防止治具をP/Fの梁と固着グレーチングに取付 **4-3. 搬出入台車に揚重設備のワイヤを取付、切断治具を搭載してペデスタル内に搬入した状態から試験開始** ①作業アームにて切断治具を把持して搬出入台車から取り出す ②作業アームにて把持した切断治具を切断位置に設定 ③切断治具を把持していない作業アームにて固着グレーチングを把持して固定 ④切断治具にて固着グレーチングを切断 ⑤作業アームにて切断治具を搬出入台車に収納 ⑥固着グレーチングを把持していない作業アームにて落下防止治具を取外し ⑦作業アームにて固着グレーチングを搬出入台車に収納	**4-1.** ①転倒･落下せず移動ができること **4-2.** ①治具の取り出しができること ②取付位置に取り付けができること **4-3.** ①治具の取り出しができること ②位置設定ができること ③固定ができること ④切断ができること ⑤落下せず収納ができること ⑥治具の取り外しができること ⑦落下せず収納ができること	･想定した撤去対象の干渉物にアクセスできること →アクセス可能を確認 ･干渉物が落下しないこと →落下防止ができることを確認 ･切断動作ができること →切断可能を確認 ･ケーブル･ホースを作業の妨げにならないように処理できること →処理可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･P/F上の移動時間 →約30[分] ･落下防止措置（落下防止治具取付）時間 →約50[分] ･干渉物切断時間 →約30[分]

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：まとめ(3/5)

要素試験における各試験項目の試験手順･結果および取得データを下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	確認項目	判定基準	取得データ
5	ペデスタル底部へアクセス	O、P´	**【干渉物撤去装置】** **5-1. 干渉物撤去装置をP/F上に設置した状態から試験開始** ①P/F開口に縄梯子を設置 ※今回は人手にて設置 ②移動アームにて縄梯子を把持して下降 ③下降に合わせてペデスタル外のケーブル処理装置にて干渉物撤去装置のケーブルホースを送り出す ④補助装置にてP/F上の干渉物撤去装置のケーブルホースを処理 **【重量物運搬装置】** **5-2. 重量物運搬装置に揚重設備と補助ウインチのワイヤを取付、搬出入設備のペデスタル内側先端に設置した状態から試験開始** ①揚重設備と補助ウインチのワイヤを送り出し、重量物運搬装置をペデスタル底部へ搬入 ②搬入に合わせてペデスタル外のケーブル処理装置にて重量物運搬装置のケーブルホースを送り出す ③補助装置にてP/F上の重量物運搬装置のケーブルホースを処理	5-1. ①ペデスタル底部まで縄梯子の展開ができること ②P/F開口と干渉せず降下ができること ③設備と干渉せず送り出しができること ④ペデスタル内で処理ができること 5-2. ①P/F開口と干渉せず搬入ができること ②設備と干渉せず送り出しができること ③ペデスタル内で処理ができること	･P/F上からペデスタル底部へ降下ができること →降下可能を確認 ･ケーブル･ホースを作業の妨げにならないように処理できること →処理可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･下降時間 →約200[分] ･ケーブル処理手順 →試験体内でのケーブル処理手順を確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：まとめ(4/5)

要素試験における各試験項目の試験手順･結果および取得データを下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	確認項目	判定基準	取得データ
6	燃料デブリ加工（地下階）	S	**6-1. 重量物運搬装置をペデスタル底部の開口直下に設置した状態から試験開始** ①移動アームにて燃料デブリ加工位置までアクセス ②重量物運搬装置に搭載している破砕装置（チゼル）にて燃料デブリを加工	**6-1.** ①転倒せず移動ができること ②UCに収納できるサイズに加工ができること	燃料デブリをユニット缶(UC)に収納できるサイズに加工できること（MCCI模擬試験体を加工予定） →加工可能を確認 ･ケーブル･ホースを作業の妨げにならないように処理できること →処理可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･燃料デブリ加工速度 →約6.0[kg/h] ･複数台装置の運用方法 →試験体内での複数台装置の並行作業ができることを確認
7	燃料デブリ搬出(地下階)	T、U	**7-1. 搬出入台車にUCを搭載して搬出入設備のペデスタル内側先端に設置した状態から試験開始** ①揚重設備のワイヤを送り出し、搬出入台車をペデスタル底部へ搬入 ②作業アームにてUCを把持して搬出入台車から取り出す ③作業アームにてUCを燃料デブリ回収位置へ移動 ④UCを把持していない作業アームにてUCの蓋を開ける ⑤UCを把持していない作業アームにて燃料デブリを把持してUCに収納 ⑥UCを把持していない作業アームにてUCの蓋を閉める ⑦UCを把持していない作業アームにてUCの蓋が開かないようにロック機構を固定 ⑧作業アームにてUCを搬出入台車に収納 ⑨揚重設備のワイヤを巻き取り、搬出入台車を搬出入設備上へ移動 ⑩揚重設備のワイヤを巻き取り、CRDレール上を移動させ、搬出入台車をペデスタル外へ搬出	**7-1.** ①設備と干渉せず搬入できること ②UCの取り出しができること ③落下させず移動ができること ④蓋を開けることができること ⑤収納ができること ⑥蓋を閉めることができること ⑦ロック機構の固定ができること ⑧収納ができること ⑨P/F開口と干渉せず移動ができること ⑩設備と干渉せず搬出ができること	･燃料デブリの回収ができること →回収可能を確認 ･燃料デブリのペデスタル外への搬出ができること →搬出可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･燃料デブリ加工片回収速度(UCへの収納～蓋閉め～ロック機構の固定まで) →約7.2[kg/h] ･燃料デブリ搬送時間 →約30[分] ･複数台装置の運用方法 →試験体内での複数台装置の並行作業ができることを確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果：まとめ(5/5)

要素試験における各試験項目の試験手順･結果および取得データを下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	試験手順	確認項目	判定基準	取得データ
8	重量物運搬装置の搬出	V	**8-1. 重量物運搬装置に揚重設備と補助ウインチのワイヤを取付、ペデスタル底部の開口直下に設置した状態から試験開始** ①揚重設備と補助ウインチのワイヤを巻き取り、重量物運搬装置を搬出入設備上へ移動 ②揚揚重設備と補助ウインチのワイヤを巻き取り、CRDレール上を移動させ、重量物運搬装置をペデスタル外へ搬出	**8-1.** ①P/F開口と干渉せず移動ができること ②設備と干渉せず搬出ができること	･重量物運搬装置のペデスタル外への搬出ができること →搬出可能を確認 ･ケーブル･ホースを作業の妨げにならないように処理できること →処理可能を確認 ･カメラ映像のみで作業ができること →作業可能を確認	･搬出時間 →約40[分]

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ 試験結果

要素試験の各試験項目における懸案事項と今後の検討事項を下表に示す。

No.	試験項目	該当作業ステップ	懸案事項	今後の検討事項
1	搬出入設備の設置	E	①設備の設置完了を確認するのが困難だった	①カメラ設置位置、装置自身へのカメラの取付位置
2	ペデスタル開口近傍の干渉物の撤去	F、G	①干渉物撤去装置が移動アームにて把持する対象がないと移動困難だった	①干渉物撤去装置の構造(自走移動、操作性向上)
3	ペデスタル開口近傍の干渉物の干渉物搬出	H、I、J	①搬出入台車が搬出入設備の後部台座に干渉する場面があった	①搬出入台車の構造(搬出入設備との干渉回避構造)
4	プラットフォーム(P/F)固着グレーチング撤去	L、M	①干渉物撤去装置自身が作業確認の妨げになる場面があった ②落下防止治具を取り付けるのが困難であった	①カメラ設置位置、装置自身へのカメラの取付位置 ②落下防止治具の構造(操作性向上)
5	ペデスタル底部へアクセス	O、P´	①干渉物撤去装置の操作(固定されていない縄梯子の降下)が困難だった ②降下途中で作業確認が困難な場面があった ③重量物運搬装置がP/F開口と干渉する場面があった	①ペデスタル底部へのアクセス方法 ②カメラ設置位置、装置自身へのカメラの取付位置 ③重量物運搬装置の構造(寸法)
6	燃料デブリ加工（地下階）	S	①重量物運搬装置の移動に時間がかかった	①重量物運搬装置の構造(操作性向上)
7	燃料デブリ搬出(地下階)	T、U	①燃料デブリ回収治具による回収ができなかったため、作業アームで把持して回収した	①燃料デブリ回収治具の構造
8	重量物運搬装置の搬出	V	①重量物運搬装置がP/F開口と干渉する場面があった	①重量物運搬装置の構造(寸法)
9	複数台装置の運用	共通	①環境が狭隘で操作が難しく、作業に時間がかかった	①搬入する装置の構造(操作性向上) ②装置の搬入手順(操作性向上)
10	ケーブル・ホース処理	共通	①処理するために装置の入れ替えをした場面があった ②処理作業に時間がかかる場面があった	①ケーブル・ホースの処理手順(操作性向上) ②ケーブル・ホースを処理する装置の構造(操作性向上)

カメラ設置位置、ケーブル・ホース処理といった共通的な課題は、次年度以降のCRD交換装置の撤去技術の開発でも引き続き検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

①スループットの試算条件

✓ 燃料デブリ取り出し作業のスループットを試算するための前提条件は2018年度に実施した「平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化」と同様とし、PLAN-Bでの<u>ペデスタル内の燃料デブリの取り出し時間のみ見直して評価する</u>こととした。

No.	項目	条件	備考
1	年間燃料デブリ取り出し日数	200日間(作業日数以外はメンテナンス日とする)	
2	燃料デブリの量	総量が最も多い3号機を想定する。(ペデスタル内:最大222ton、ペデスタル外:最大146ton、CRD.H等構造物:81ton、合計:374ton)	横アクセス工法の場合 2018年度と同じ条件
3	燃料デブリの性状	ペデスタル内外の燃料デブリの半数は加工しなくても回収できると想定する。 (加工することなく最初から容器サイズ以下の粒状および粉状の燃料デブリが一定量存在する可能性があるため。) →ペデスタル内222tonのうち、111tonは直接回収、111tonは加工後回収とする。	2018年度と同じ条件
4	燃料デブリ加工ツール	1. MCCI:チゼル加工として試算 →<u>2018年度:36kg/h(人手で位置決め)、2020年度:6kg/h(遠隔で位置決め)</u> 2. CRD計装管付着:ディスクカッター、AWJ、レーザなど。 3. 金属類付着:ディスクカッター、AWJ、レーザなど。	加工速度は各年度の要素試験結果を反映 No.2と3については2018年度結果から変更なし
5	ペデスタル内外デブリ撤去方法	ペデスタル内デブリ撤去については要素試験結果を反映して試算する。 今回の方式はペデスタル外にも適用できる可能性があるためペデスタル外の作業ステップも同じと手順と仮定して試算する。	組み立て式梁方式はCRD開口に大型の梁を設置する構造であるため、ペデスタル外は別手順で評価した
6	試算範囲	燃料デブリを収納したUC2つを機器ハッチ前まで搬送する時間を試算する。	2018年度と同じ条件
7	UCサイズ	外形寸法:φ200mm×400mm、φ390×400mm (高さは、アクセストンネル内の搬送上の制約から400mm とした。)	2018年度と同じ条件 (共通化検討会設計条件)
8	UCでの回収量	充填率30%とする。 UCφ200mm:15kg、UCφ390mm:50kg	2018年度と同じ条件
9	ペデスタル内干渉物撤去	今回は試算しない。2018年度はCRD.H、CRD交換機等の構造物を燃料デブリとしてUCで搬出する条件で試算し、撤去期間の試算結果は約4.1年だった。	次年度補助事業でのCRD交換機の撤去方法の検討結果で見直し予定
10	ペデスタル外干渉物撤去	今回は試算しない。2018年度はφ550mmの廃棄物回収容器で搬出する条件で試算し、撤去期間の試算結果は約2.2年だった。	次年度補助事業でのHVH撤去方法の検討結果で見直し予定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

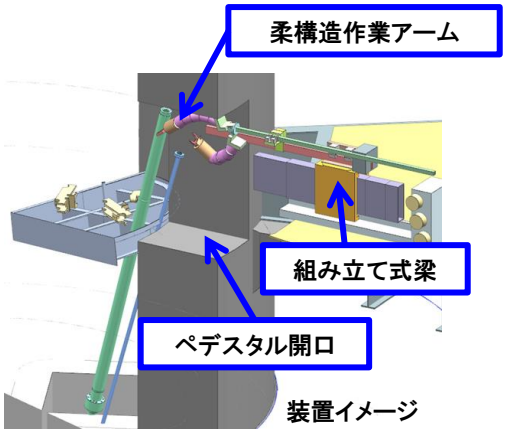
7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

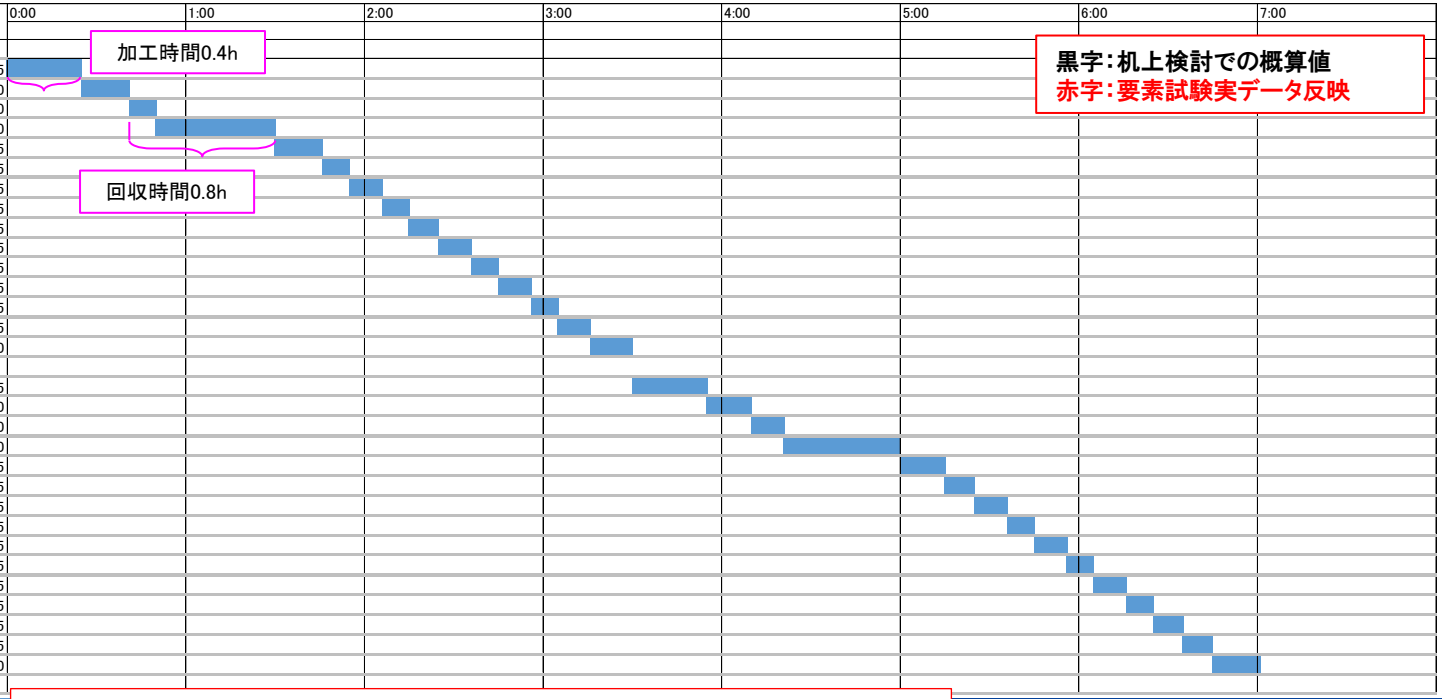
②組み立て式梁方式でのスループットの評価

- ✓ 2018年度に検討、試験を実施した組み立て式梁では梁の先端に搭載可能な装置が1種類のみだったため、ツール交換に時間を要していた。
- ✓ PCV外にφ200mmのUC2つ(UC1つの回収量15kg×2つ)を搬出する作業時間について、要素試験による実データ反映後の結果は約7.0時間だった。
- ✓ ただし、チゼルの加工速度は人手で位置決めしたものであることや、総作業時間のうち実データ反映分は1.5h(21%)であり、それ以外の作業時間は机上検討で設定した推定値である。



装置イメージ

No.	タスク	所要時間	開始	終了
1	15kg加工	0:25	0:00	0:25
2	ツールチェンジ(回収用)	0:15	0:25	0:40
3	バケット回収(3kg/回)	0:10	0:40	0:50
4	No.3繰り返し(4回)	0:40	0:50	1:30
5	ツールチェンジ(把持運搬用)	0:15	1:30	1:45
6	UC把持	0:10	1:45	1:55
7	UCペデスタル外搬出	0:10	1:55	2:05
8	UCを搬送装置に設置	0:10	2:05	2:15
9	機器ハッチ前まで搬送	0:10	2:15	2:25
10	機器ハッチ前移送容器に収納	0:10	2:25	2:35
11	空UC把持	0:10	2:35	2:45
12	UCを搬送装置に設置	0:10	2:45	2:55
13	ペデスタル入り口まで搬送	0:10	2:55	3:05
14	空UCペデスタル内搬送	0:10	3:05	3:15
15	ツールチェンジ(加工用)	0:15	3:15	3:30
16				
17	15kg加工	0:25	3:30	3:55
18	ツールチェンジ(回収用)	0:15	3:55	4:10
19	バケット回収(3kg/回)	0:10	4:10	4:20
20	No.3繰り返し(4回)	0:40	4:20	5:00
21	ツールチェンジ(把持運搬用)	0:15	5:00	5:15
22	UC把持	0:10	5:15	5:25
23	UCペデスタル外搬出	0:10	5:25	5:35
24	UCを搬送装置に設置	0:10	5:35	5:45
25	機器ハッチ前まで搬送	0:10	5:45	5:55
26	機器ハッチ前移送容器に収納	0:10	5:55	6:05
27	空UC把持	0:10	6:05	6:15
28	UCを搬送装置に設置	0:10	6:15	6:25
29	ペデスタル入り口まで搬送	0:10	6:25	6:35
30	空UCペデスタル内搬送	0:10	6:35	6:45
31	ツールチェンジ(加工用)	0:15	6:45	7:00
32				



黒字:机上検討での概算値
赤字:要素試験実データ反映

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

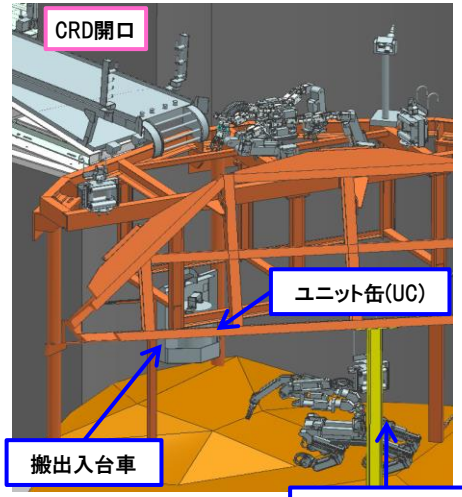
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

③小型装置方式でのスループットの考え方

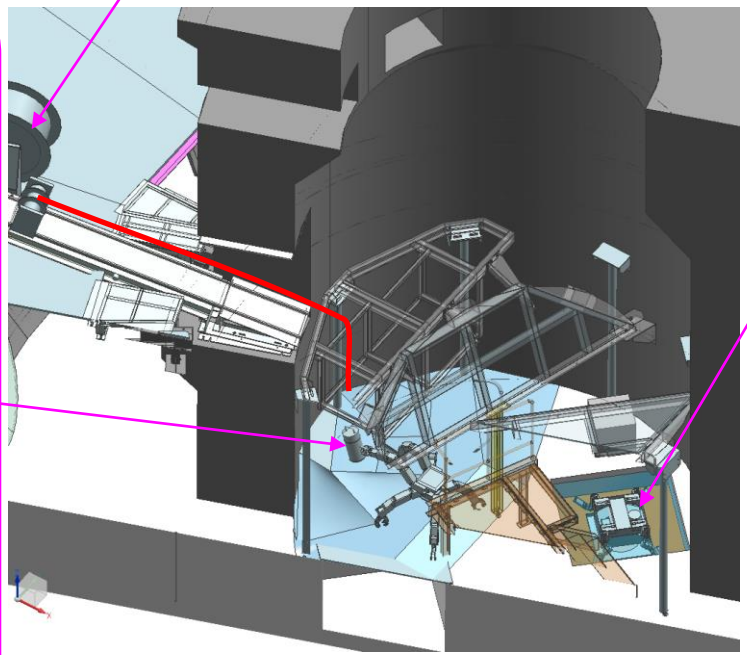
✓ ペデスタル内に自走する小型装置を複数投入することで、加工と回収を並行して実施することでスループットが向上するか要素試験で取得した実データを反映して評価した。

干渉物撤去装置
【回収、UC搬出】



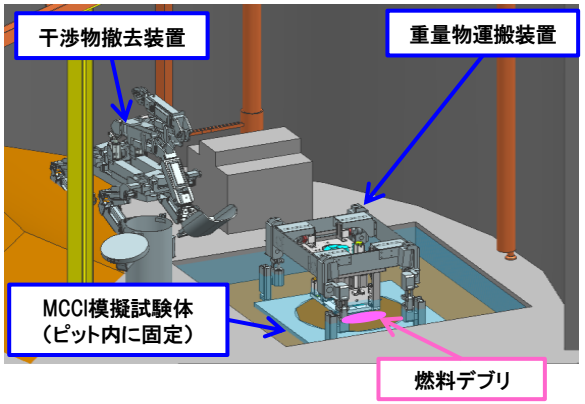
【作業内容】
・燃料デブリをバケットで掬う
・燃料デブリをUCに投入
・UCを搬出入台車に収納

昇降ウィンチ



ペデスタル内並行作業イメージ

重量物運搬装置
【加工】



【作業内容】
・チゼルによる燃料デブリ加工
・小径燃料デブリの吸引回収

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

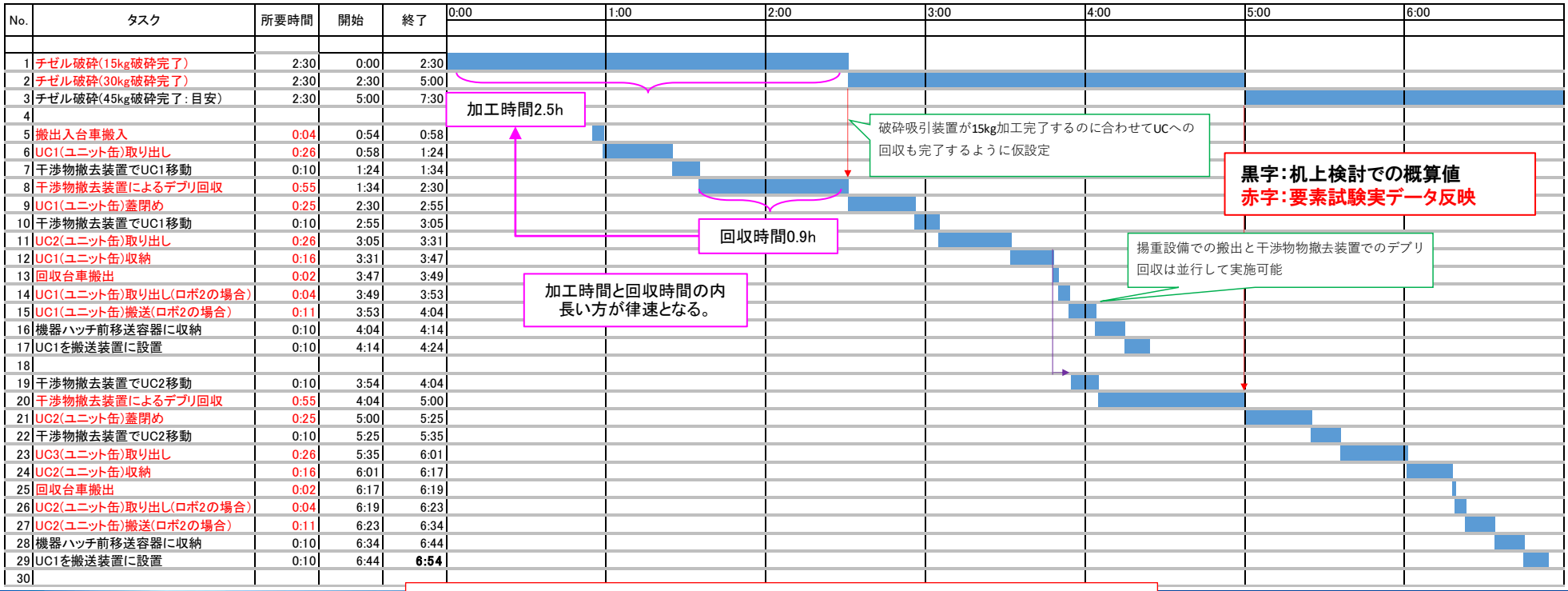
b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

④小型装置方式でのスループットの評価

- ✓ 燃料デブリの加工、回収について要素試験による実データを反映して作業時間について評価した。
- ✓ PCV外にφ200mmのUC2つ（UC1つの回収量15kg×2つ）を搬出する時間は6.9時間だった。
- ✓ 実データ反映時間は5.1h（74%）と組み立て梁方式より多くのデータを反映できているが、堆積物上の干渉物撤去装置の移動時間は推定値であり、実機の環境によって大きく変化する可能性がある。
- ✓ 回収と加工を並行作業すると、UC一つ分の加工時間と回収時間の内長い方が律速になる。
- ✓ 今回は遠隔でのチゼルでの位置決めに時間を要したため、加工時間が律速になった。

No.	タスク	所要時間	開始	終了
1	チゼル破砕(15kg破砕完了)	2:30	0:00	2:30
2	チゼル破砕(30kg破砕完了)	2:30	2:30	5:00
3	チゼル破砕(45kg破砕完了：目安)	2:30	5:00	7:30
4				
5	搬出入台車搬入	0:04	0:54	0:58
6	UC1(ユニット缶)取り出し	0:26	0:58	1:24
7	干渉物撤去装置でUC1移動	0:10	1:24	1:34
8	干渉物撤去装置によるデブリ回収	0:55	1:34	2:30
9	UC1(ユニット缶)蓋閉め	0:25	2:30	2:55
10	干渉物撤去装置でUC1移動	0:10	2:55	3:05
11	UC2(ユニット缶)取り出し	0:26	3:05	3:31
12	UC1(ユニット缶)収納	0:16	3:31	3:47
13	回収台車搬出	0:02	3:47	3:49
14	UC1(ユニット缶)取り出し(ロボ2の場合)	0:04	3:49	3:53
15	UC1(ユニット缶)搬送(ロボ2の場合)	0:11	3:53	4:04
16	機器ハッチ前移送容器に収納	0:10	4:04	4:14
17	UC1を搬送装置に設置	0:10	4:14	4:24
18				
19	干渉物撤去装置でUC2移動	0:10	3:54	4:04
20	干渉物撤去装置によるデブリ回収	0:55	4:04	5:00
21	UC2(ユニット缶)蓋閉め	0:25	5:00	5:25
22	干渉物撤去装置でUC2移動	0:10	5:25	5:35
23	UC3(ユニット缶)取り出し	0:26	5:35	6:01
24	UC2(ユニット缶)収納	0:16	6:01	6:17
25	回収台車搬出	0:02	6:17	6:19
26	UC2(ユニット缶)取り出し(ロボ2の場合)	0:04	6:19	6:23
27	UC2(ユニット缶)搬送(ロボ2の場合)	0:11	6:23	6:34
28	機器ハッチ前移送容器に収納	0:10	6:34	6:44
29	UC1を搬送装置に設置	0:10	6:44	**6:54**
30				



スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

⑤組み立て式梁方式および小型装置方式によるスループット比較評価

- ✓ これまでの結果から、燃料デブリ取り出し作業全体でのスループットを評価した。
- ✓ 小型装置方式ではペデスタル内、外の作業ステップは同じとした。
- ✓ φ200mmのUCで回収する場合は、延長梁方式では約21.4年に対して、小型装置方式では約20.5年とわずかに早くなった。加工速度は小型装置方式の方が大幅に遅いが、並行作業による効率化で時間が短縮された。
- ✓ 一方、φ390mmのUCを使用した場合は、収納すべき燃料デブリの量が多くなるため、回収に対して加工が遅く、回収の待機時間が長くなり、組み立て式梁方式よりも時間を要する結果になった。

No.	項目	回収容器サイズ	回収容器/UC本数	収納量/本	未臨界処置	ｽﾙｰﾌﾟｯﾄ	備考
1	組み立て式梁での燃料デブリ取り出し（2018年度要素試験結果反映）	φ200mm×400mm	30,241本	約15.0kg	―	約21.4年	加工速度36kg/h（人手で位置合せ）
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	なし	約10.3年	
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	1h/回	約12.2年	
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	3h/回	約16.1年	
2	小型装置での燃料デブリ取り出し（2020年度要素試験結果反映）	φ200mm×400mm	30,241本	約15.0kg	―	約20.5年	加工速度6kg/h（遠隔装置で位置合せ）
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	なし	約12.3年	回収速度に対して加工速度が遅いため、回収の待機時間が蓄積し、2018年度より遅くなった。 対策等は次頁参照
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	1h/回	約14.2年	
		φ390mm×400mm	9,266本	約50.0kg	3h/回	約18.1年	

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

⑥加工、回収速度向上による影響の評価

- ✓ 加工、回収速度が向上した場合のスループットへの影響について評価した。
- ✓ 表のNo.2の通り加工速度が10kg/h以上になれば、No.6の組み立て式梁方式と比較して期間が短くなった。
- ✓ No.3の通り加工、回収速度を早くすることで全てのケースで期間を短縮できているため、加工、回収速度の向上は重要な要素であるといえる。
- ✓ No.3に対して加工、回収速度のどちらかを早くした場合、No.4の通り加工速度を早くしても期間に変化はないが、No.5の通り回収速度を早くすると期間が短くなった。これは、回収側の作業にはUCの搬出を含み作業時間が長いためで、加工速度よりも回収速度が速い方が効率が良いと言える。
- ✓ No.3とNo.7で加工、回収速度を30kg/hに統一して比較した結果、小型装置方式の方が期間が短くなった。
- ✓ ただし、小型装置方式において、堆積物上の干渉物撤去装置の移動時間は推定値であり、実機の堆積物の状況などの環境によって大きく変化する可能性がある。

No.	項目	加工速度	回収速度	UCφ200×400 未臨界処置【不要】	UCφ390×400 未臨界処置【なし】	UCφ390×400 未臨界処置【1h】	UCφ390×400 未臨界処置【3h】	備考
1	小型装置（試験結果反映）	6kg/h	16.3kg/h	約20.5年	約12.3年	約14.2年	約18.1年	チゼルは遠隔で位置決め
2	No.1の加工速度10kg/h向上時	10kg/h	16.3kg/h	約19.1年	約9.7年	約11.7年	約15.5年	
3	No.1の加工・回収速度30kg/h	30kg/h	30kg/h	約16.9年	約6.5年	約8.5年	約12.3年	
4	No.3の加工速度向上	40kg/h	30kg/h	約16.9年	約6.5年	約8.5年	約12.3年	
5	No.3の回収速度向上	30kg/h	40kg/h	約16.3年	約6.3年	約8.2年	約12.1年	
6	組み立て式梁（験結果反映）（人手位置決め）	36kg/h	18kg/h	約21.4年	約10.3年	約12.2年	約16.1年	チゼルは人手で位置決め
7	No.6の加工・回収速度30kg/h	30kg/h	30kg/h	約20.1年	約8.8年	約10.8年	約14.6年	

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ スループットの検討

⑧スループット向上に向けた今後の対応方針について

✓ 前述のスループットにおける課題から、スループット向上のために必要な事項を整理した。

No.	課題	課題の詳細	今後の対応方針
1	チゼルでの燃料デブリの加工速度	加工速度が6kg/hと遅い。 重量物運搬装置での移動(チゼルの位置合わせ)に非常に時間がかかっている。	・重量物運搬装置の移動性能向上 ・チゼルの高出力化 ・加工手順の見直し(回収方法と合わせて最適な加工手順、加工ピッチを検討) ・次年度以降に実施するCRD交換装置撤去技術の開発においてペデスタル内で作業する装置(干渉物撤去装置)でもチゼルを取り扱えるようにし、加工効率が高くなるか検討する。
2	干渉物撤去装置による燃料デブリの回収速度	回収速度が16.3kg/hと遅い。 干渉物撤去装置でMCCI破砕片を一つずつ把持して回収容器に入れる作業に時間を要した。	・ハンド構造見直し、回収ツールの検討 ・水中ポンプでの吸引回収方法検討 (把持回収と並行して作業できるように検討) ・CRD交換装置撤去技術の開発においてペデスタル内で作業する装置で上記作業ができるように検討する。
4	干渉物撤去装置の動作速度	干渉物撤去装置での回収容器の取り扱いなどの作業に時間を要する。	・回収容器形状見直し(蓋閉め構造の簡易化、蓋なしで搬出可能な容器形状検討) ・CRD交換装置撤去技術の開発においてペデスタル内で作業する装置の動作を速める。
5	オペレータ習熟度	今回の試験に使用する装置を用いて、実機模擬環境でカメラ映像による操作は初めてだったため、作業に時間がかかった。	・モックアップトレーニング等によるオペレータの習熟度向上 ・オペレータの操作支援方法の検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)① 干渉物撤去技術の開発 】

b. 横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法

■ まとめ

- 今回実施した要素試験項目については、懸案事項は残ったが装置の遠隔操作により、干渉物撤去作業やケーブル処理作業が可能な見通しを得た。
  また、複数台装置により、ケーブル処理作業や燃料デブリの加工作業を並行して行うことが可能な見通しを得た。
- 1F-2のようなペデスタル内にプラットフォーム(P/F)が残存している狭隘な環境では、それを利用しながら作業が可能な見通しを得た。
- ペデスタル底部に進入する干渉物撤去装置の移動について、ペデスタル外からペデスタル底部までは搬出入設備やP/Fの梁、または縄梯子を把持することで移動可能なことを確認した。
  一方、ペデスタル底部のような把持する対象のない状況では移動ができなかった。
  今回の試験では2号機ペデスタル底部の調査映像から床面は固化しているとの想定で実施したが、実機では、ペデスタル底部の堆積物の性状(床面が滑りやすさ、崩れやすさ、柔らかさ)により、装置の滑倒や埋没により移動が難しいと考えられる。
  1F-1、3のようなペデスタル底部の堆積物の性状や状況が不明な場合、現地調査を実施し、堆積物を模擬した試験体にて要素試験を行う必要があると考えられる。

■ 今後の対応

- 現状の干渉物撤去装置は移動性能に問題(把持なしでの歩行が不能)があったため、今後改良していくことを検討する。
  また、実機で考えられるペデスタル底部堆積物の性状を想定して、その上を移動可能な装置構成を検討する。
- 遠隔操作により落下ICMハウジングのような比較的小型の干渉物の撤去ができる見通しを得られた。今回の試験結果を踏まえて、次年度以降はCRD交換装置のように大型で燃料デブリ取り出し作業に大きな障害となるような干渉物を遠隔で撤去する方法を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

1） 燃料デブリ取り出し工法の開発

② 干渉物撤去以外の技術の開発

干渉物撤去技術以外の技術として、遠隔装置の操作を支援するシステム、PCV外への汚染拡大を防止する技術、R／B内の被ばく線量低減のための遮へい体の構築等を考慮したアクセスルートの構築に必要と考えられる技術について技術開発を行う。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発。

・モックアップを製作し、従来手法との比較検証によって、開発手法の有効性を確認。

b.サプレッションチェンバ（S／C）への汚染拡大防止方法。

・遠隔操作を考慮した堰の構築方法として、型枠分割搬入方式に関する要素試験を実施。

c.セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討。

・セルの小型軽量化を意図した固定レール方式のアクセス装置を考案し、取り出し設備としての成立性を評価、検証。

d.ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法。

・燃料デブリをユニット缶状態で移送するシステムの搬出手順および設備を立案。作業時間を評価し、通常/保守作業時のリスク・対応を検討。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

● 開発の必要性

【一般技術】
- オペレータは、マニピュレータの“手先”を見て操作する
- マニピュレータの“肘”“肩”など他の関節の動きは、なりゆき任せ ⇒ “肘”“肩”が干渉しやすい

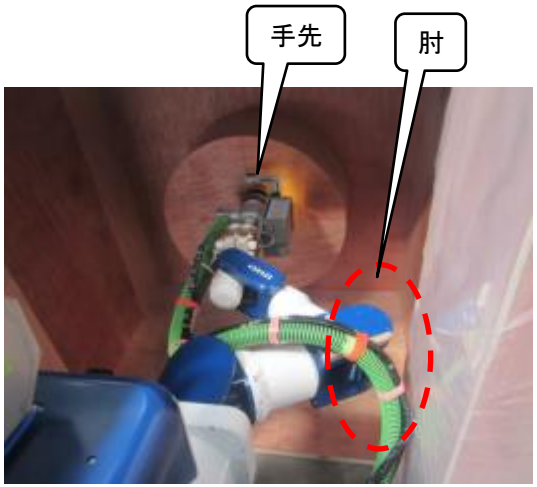
【これまで補助事業で開発した手法】
- “肘”“肩”を1つ1つ指示すれば、任意の方向へ動かせる

【新たな課題】
- マニピュレータのどの部位が干渉しそうか？
- マニピュレータのどの軸をどちらへ動かせば回避できるか？

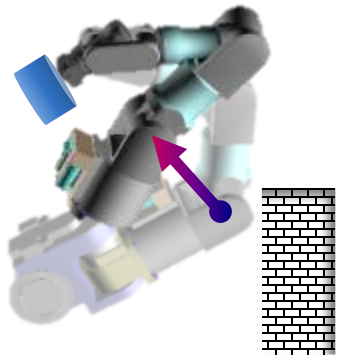
⇒ 限られた視点/視野で全ての動作を監視することは難しい

⇒ “手先”“肘”“肩”など多数の関節を一人のオペレータで同時操作はできない(複数人で連携操作することも難しい)

【本開発の目標】
- マニピュレータの干渉回避動作を自動化し、オペレータの作業負荷を軽減することによって、遠隔操作における安全性・作業効率を向上させる



X-6ペネの作業性検証の様子
（原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発PJ）



“肘”“肩”の干渉回避動作イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

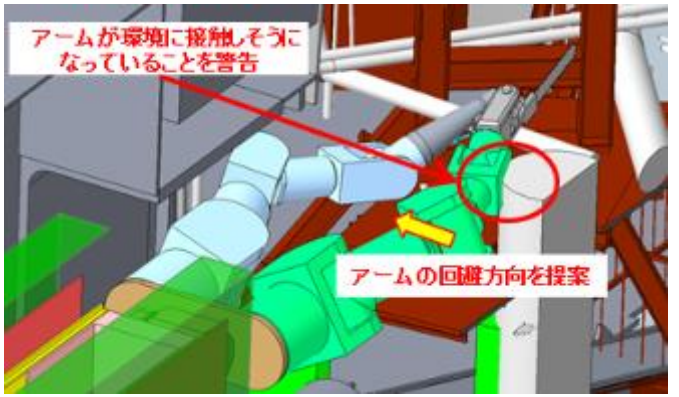
a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

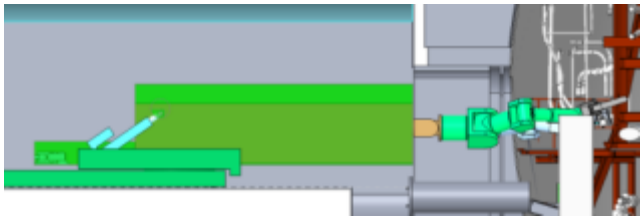
- 開発の目的
  - 視界不良かつ狭隘環境において、ロボットを遠隔操作するオペレータの作業負荷を軽減し、操作の効率化を図れる制御手法を開発する

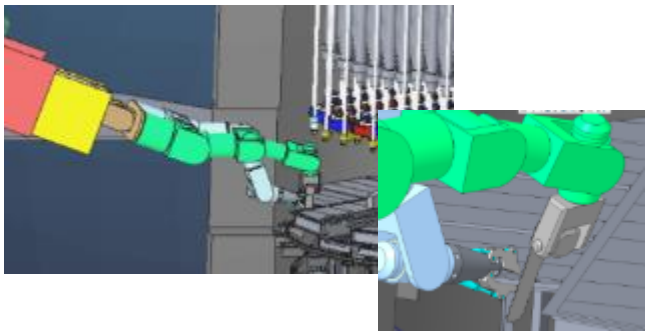
- 解決すべき課題
  - 狭隘で視界不良なPCV内の環境において、視野が制限される条件下で、接触を回避しながら、アクセス装置の遠隔操作を行うことは、オペレータの負担が大きいため、その操作をアシストする遠隔操作技術が必要。
  - 既存の技術では、ロボットのティーチング等によりロボットの効率的な動作を可能としているが、状況が不明確で変化するPCV内では、ティーチングデータの作成・修正に時間がかかるものと予想される。

- 開発の進め方
  - マニピュレータの干渉物回避を自動化する手法(軌道計画)の検討
  - 軌道計画プログラムの開発
  - 要素試験による有効性の検証

- 得られる成果
  - 短時間で操作可能にすることで、オペレータの負荷を低減(効率向上)
  - PCV内で作業する装置の干渉回避(安全性向上)







©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 検討フロー

遠隔操作における課題の整理

マニピュレータの干渉物回避を自動化する手法（**軌道計画**）の検討

軌道計画プログラムの開発

要素試験による有効性の検証（シミュレータ）

↑2019年度の実施内容

↓2020年度の実施内容

要素試験機（ロボット）への適用

要素試験による有効性及び実現性の評価（モックアップ試験）

今後の課題と対応方針の抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

● 開発工程

【凡例】計画: 実績:

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン						MRI中間報告 ▼					MRI中間報告 ▼							MRI中間報告 ▼						MRI最終報告 ▼
1. 概念検討																								
2. 机上検証（マニピュレータ制御ソフトを開発し、シミュレータ上で検証する）																								
3. 要素試験（既存装置にマニピュレータ制御ソフトを適用、モックアップ設備で検証する）																								
4. まとめ																								

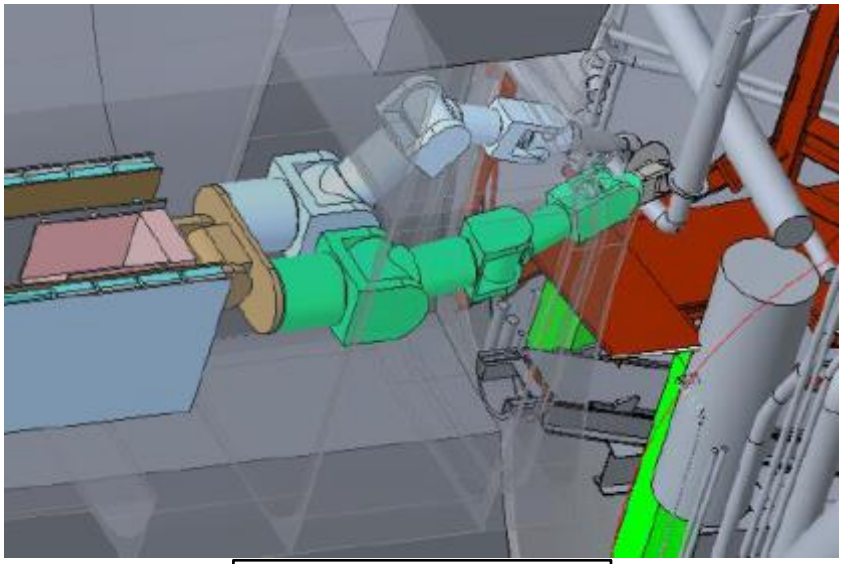
備　考	有識者会議を適宜実施 2019年11月、2020年6月、2020年8月、（2020年12月）、2021年2月 有識者の要素試験見学 2020年11月

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

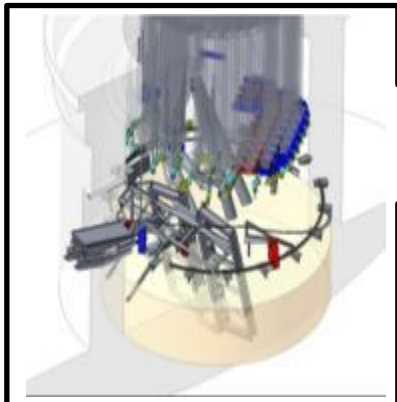
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 検討の前提条件
  - タスクとして、『PCV内の干渉物撤去作業』における双腕マニピュレータのアプローチ動作を設定
    - ← 狭隘かつ視界不良な環境下で、接触を回避しながら遠隔操作を行うため
    - ← 作業進捗に伴って状況が変化する難しい環境のため
  - 2号機と3号機のCADデータ、計測データを基に、不足箇所を補完した環境モデルを使用する
  - ロボットモデルは、一例として2本のマニピュレータ＋アクセスレールを使用する
    - ← 現行の「燃料デブリの大規模取り出し」工法検討を踏襲
    - ← 将来的に他の多関節ロボットへの展開が可能な仕組みを目指す



干渉物撤去作業（CADモデル）



ペデスタル内の環境モデル
（CADモデル）

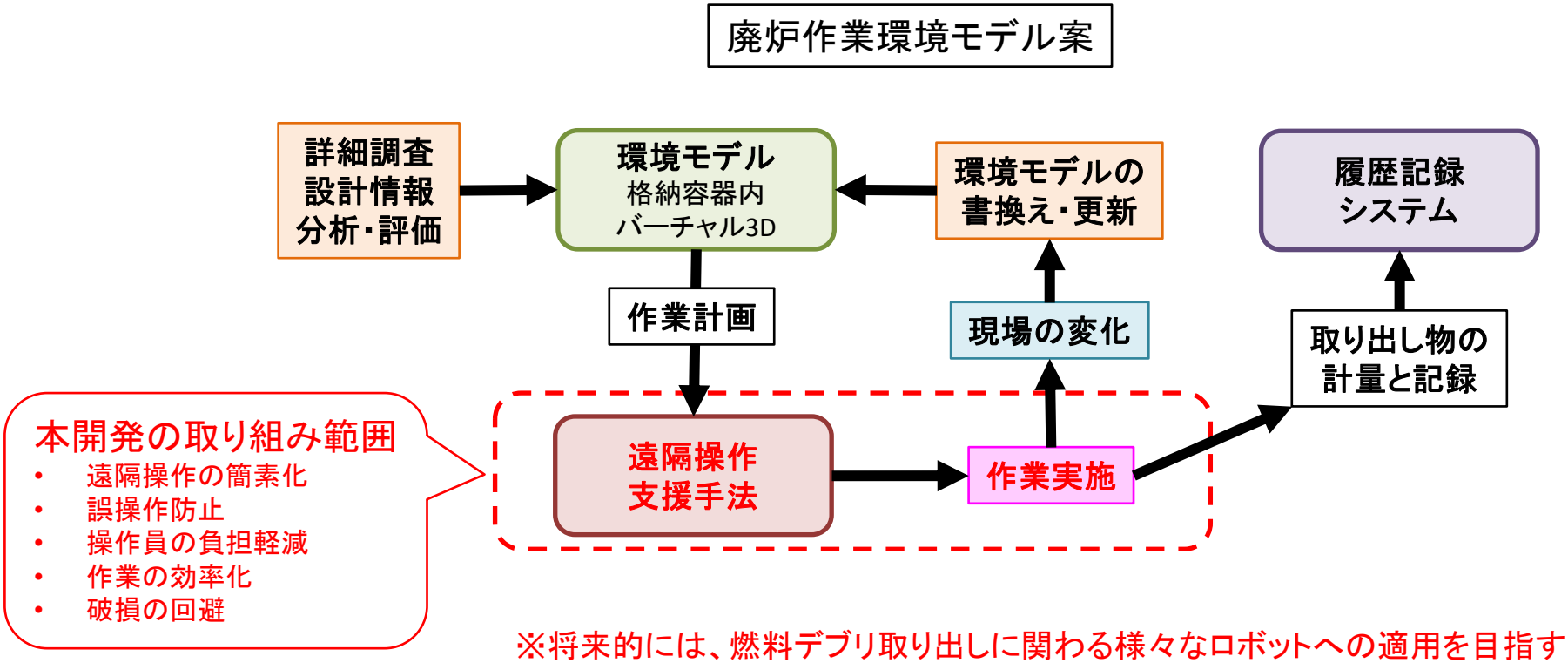
PCV内の環境モデル（CADモデル）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 遠隔操作支援システムWGの取り組み
  - 事前に環境モデルを用いて、作業計画を行う。
  - 遠隔操作支援システムを用いて、安全・効率的に作業を実施する。
  - 取り出した燃料デブリ等を計量・記録し、作業履歴記録システムに登録する。
  - 作業による現場の変化に対し、環境モデルを更新する。



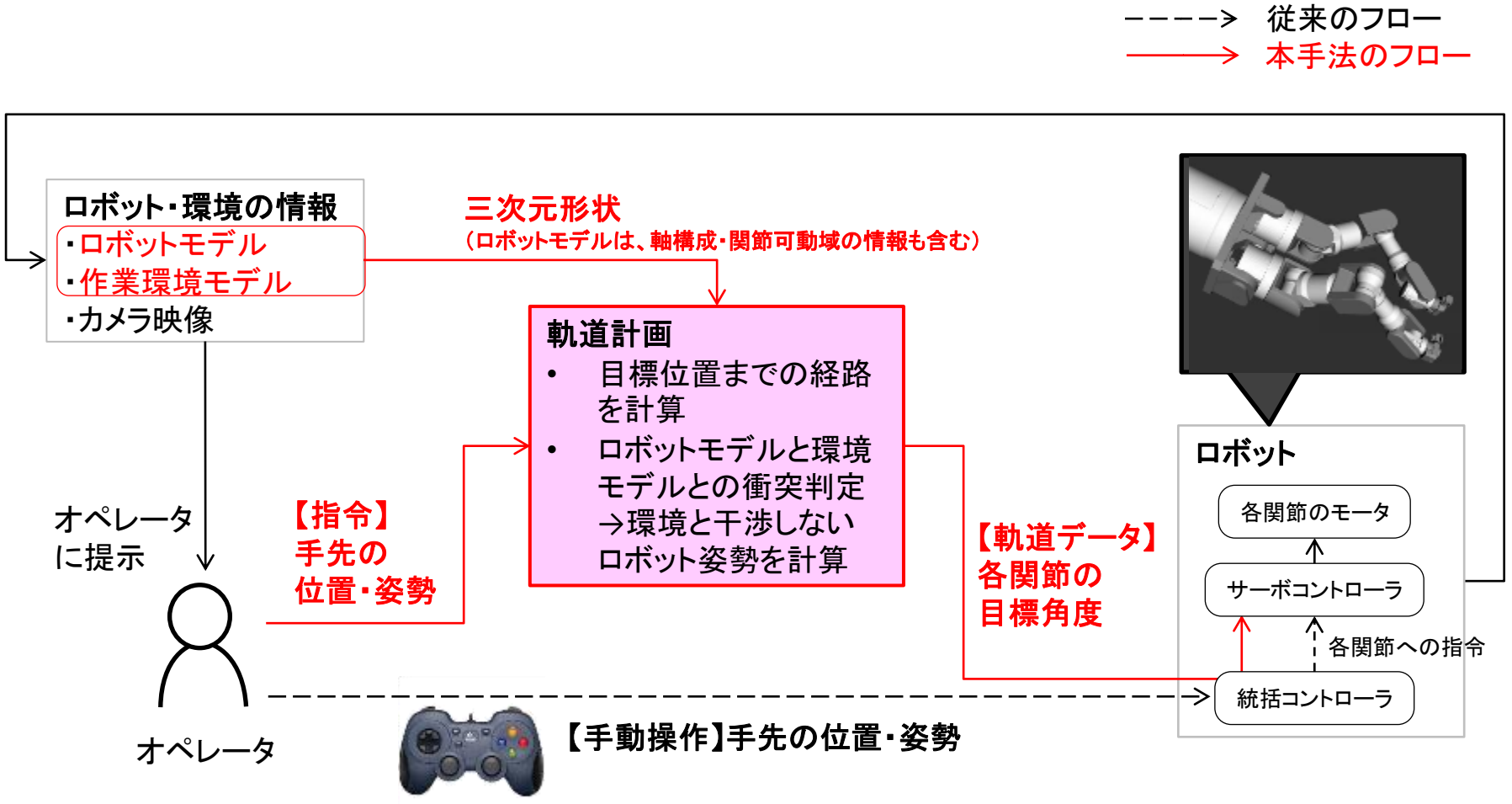
※将来的には、燃料デブリ取り出しに関わる様々なロボットへの適用を目指す

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 干渉回避手法の概念検討(マニピュレータ制御フローの検討)
  オペレータの遠隔操作において、『軌道計画』で自動生成された軌道データを用いる

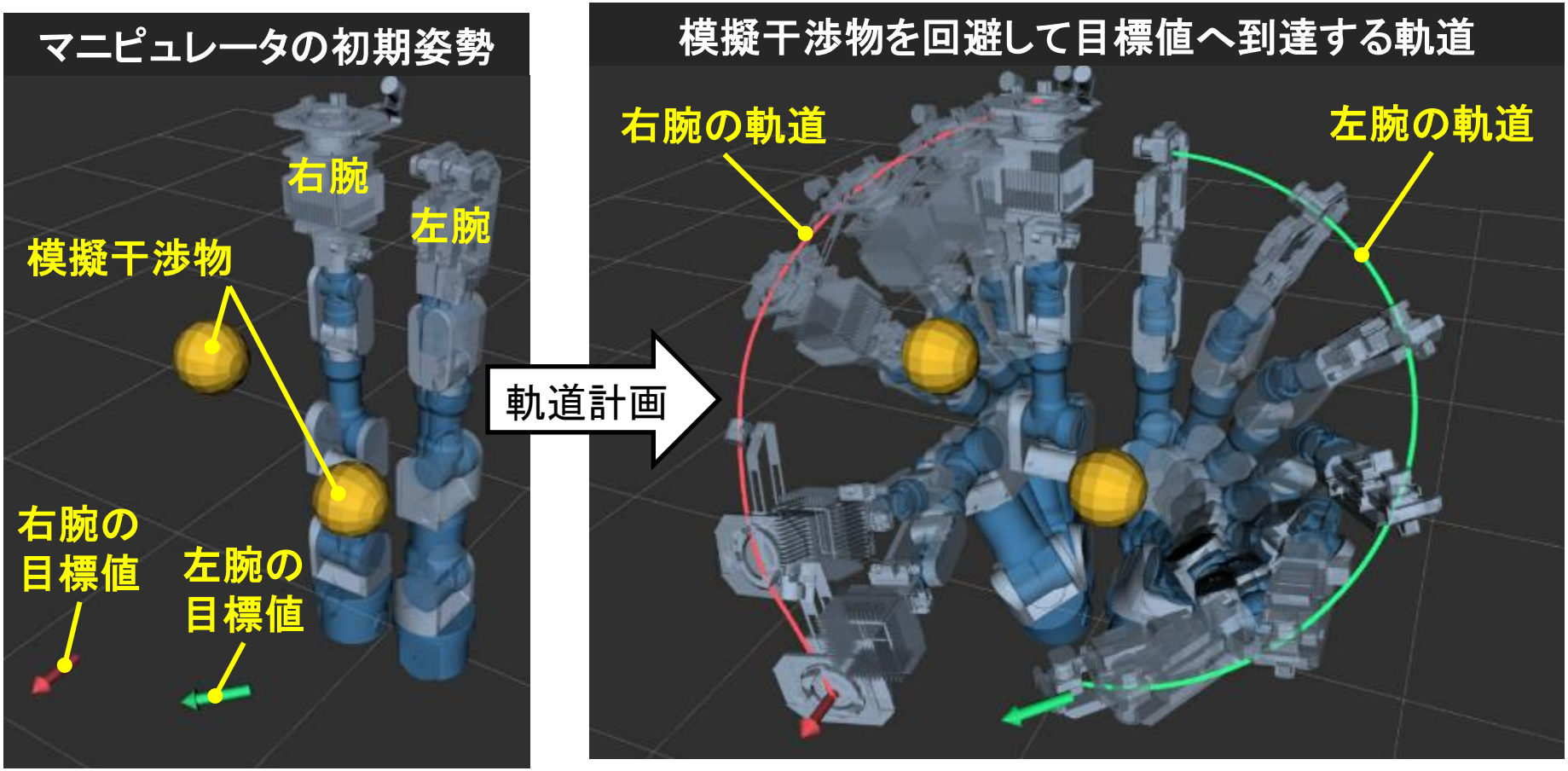


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

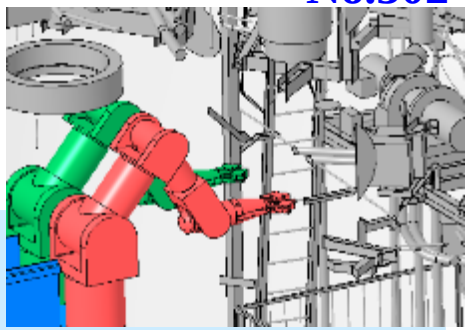
- シミュレーション検証の様子



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発



- マニピュレータ遠隔操作において軌道計画を用いる目的

【従来技術】
- 手動操作・・・オペレータが、マニピュレータの手先位置・姿勢を逐一操作する
- ティーチング・・・事前にマニピュレータの軌道を作成し、現場でオペレータが再生する

【課題】
- 手動操作・・・操作が複雑でオペレータの負荷が高い、誤操作が発生しやすい
- ティーチング・・・事前準備に時間がかかる、現場で臨機応変に対応できない

【解決策】
軌道計画…干渉回避するマニピュレータ軌道を自動生成し、安全・効率的に作業を進める手法の開発

↓

【肯定的意見】 今後の遠隔解体において有用で、他の解体作業への水平展開を期待する
【否定的意見】 オペレータが習熟すれば本手法は不要では？
【不明】 マニピュレータの遠隔操作がどんなものか良く分からないので、必要性が分からない

↓

【本開発の取組み】
- 従来の操作方法と、軌道計画とを比較検証することによって、「マニピュレータの遠隔操作」に関する認識を合わせながら、本手法の有効性を確認し、今後の課題を抽出する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

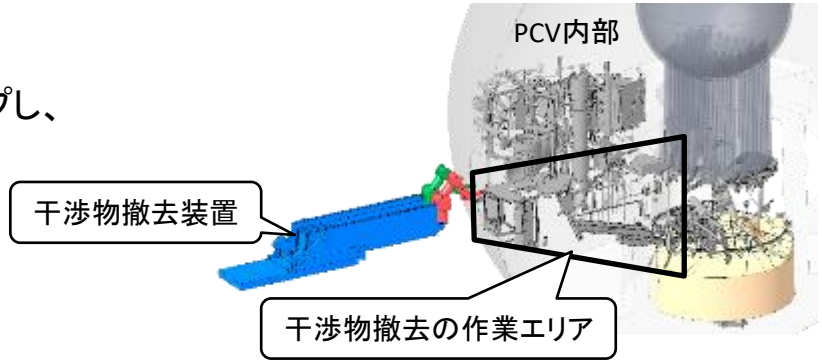
a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

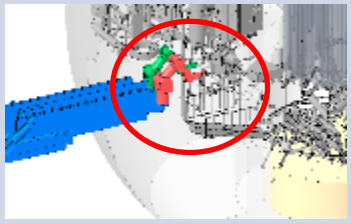
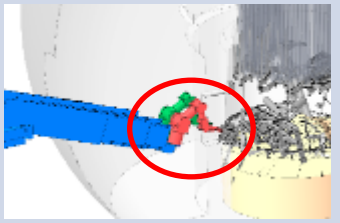
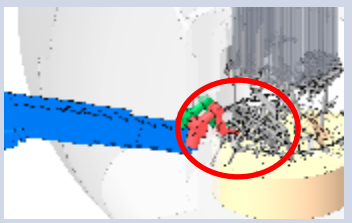
- 要素試験の概要

『PCV内の干渉物撤去作業』における双腕マニピュレータのアプローチ動作を設定する
← 狭隘かつ視界不良な環境下で、接触を回避しながら遠隔操作を行うため
← 作業進捗に伴って状況が変化する難しい環境のため

干渉物撤去の作業エリアから、異なる環境条件の箇所をピックアップし、
現場を模擬したモックアップを製作した。

双腕マニピュレータを使って、その手先を設定したゴールまで
アプローチさせる動作の遠隔操作性を検証する。



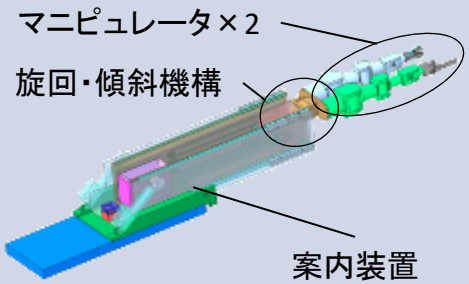
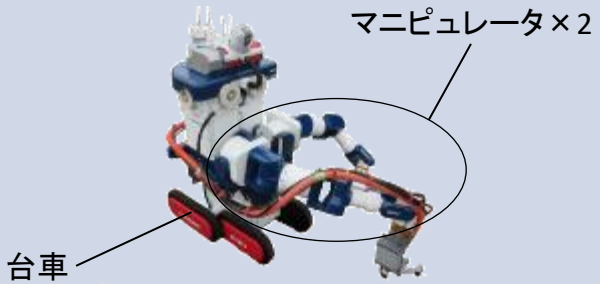
	課題1	課題2	課題3	課題4
PCV干渉物撤去作業 イメージ図				
ゴール高さ	上段	中段	左:下段、右:中段	左:下段、右:中段
周辺の障害物	左右にあり	上、左右にあり	上下左右にあり	上下左右にあり
手前の障害物	左腕の回避が必要	左右腕とも回避が必要	なし	左右腕とも回避が必要
左右の交差	交差なし	交差の必要あり	一部交差の必要あり	交差なし

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

● 装置の仕様比較・・・干渉物撤去装置と要素試験機との比較

		干渉物撤去装置	要素試験機(上部階除染装置)
外観			
開発プロジェクト		平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化)」 にて検討	平成25年度 補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発)」 ※保管期間は終了
主な用途		PCV内の干渉物撤去	2本のマニピュレータによる作業
主な装備		マニピュレータ×2 テレスコ梯子	マニピュレータ×2 階段昇降可能な台車
主な仕様	マニピュレータ可搬質量	150kg×2	25kg×2
	自由度	マニピュレータ:8軸×2式 旋回・傾斜機構:2 案内装置:2(伸縮・傾斜)	マニピュレータ:8軸×2式 傾斜機構:1 合計:17軸

大きさ、可搬質量は異なるが、
軸構成や制御システムは近しいため、
要素試験の検証に使用可能と判断した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

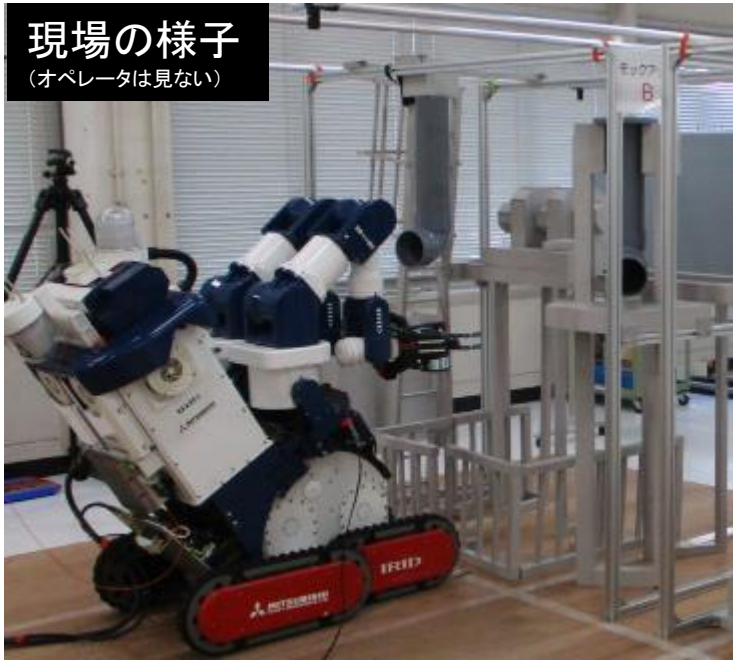
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 要素試験の検証方法
  - オペレータは、モニタを見ながらゲームパッドを操作して、ロボットの手先をゴールまで移動させる
  - 1つの課題に対して、「**手動操作**」「**ティーチング**」「**軌道計画**」の3パターンの操作方法で計測を行う
    （**手動操作**・**ティーチング**：従来手法　**軌道計画**：開発手法）
  - 3パターンの操作方法について、それぞれ評価を行う
    - 作業時間（ゴールに到達するまでの時間）　・・・作業効率の評価
    - モックアップとの接近距離（後からログデータを解析）　・・・安全性の評価



オペレータの操作卓



要素試験機（ロボット）とモックアップ

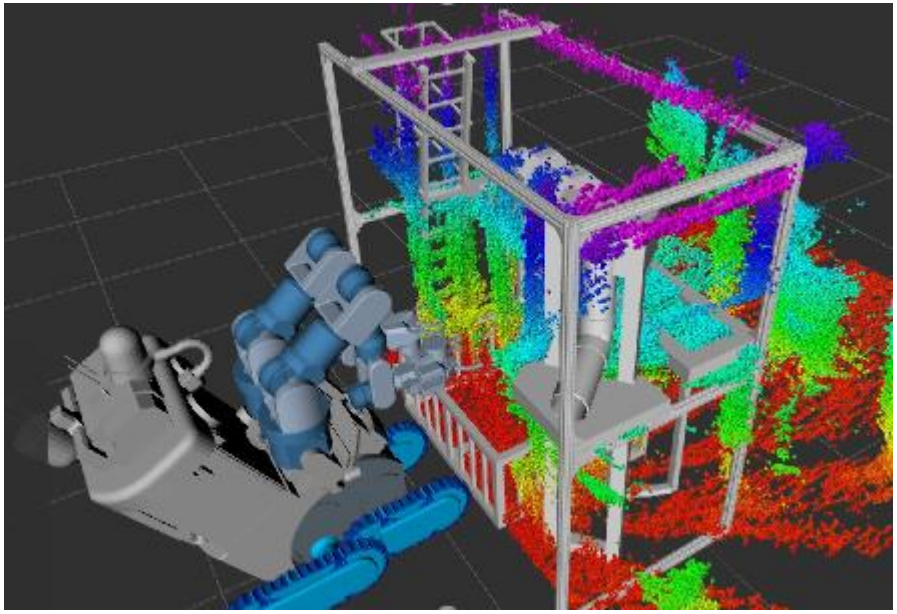
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

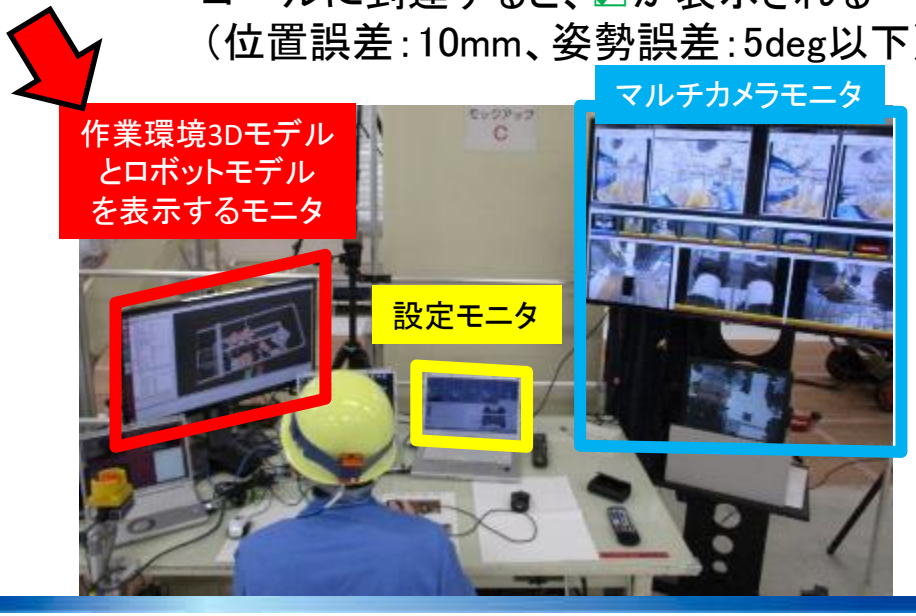
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 要素試験の検証方法
  （作業環境3Dモデルとロボットモデルを表示するモニタ）
  - ロボットモデルは実機に連動して動く
  - 自由に視点移動、拡大・縮小が可能

1. 始めに手先のレーザセンサでスキャンする
   → ズレ・差異がないことを確認する
   ※今回は、ズレ・差異がないよう調整済み
   ※ズレ・差異への対処は今後の課題
2. ゴールを示すマークに向かって手先を操作する
   ゴールに到達すると、☑が表示される
   （位置誤差：10mm、姿勢誤差：5deg以下）





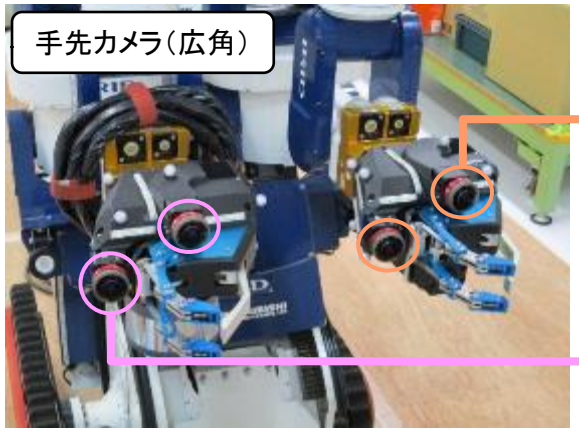


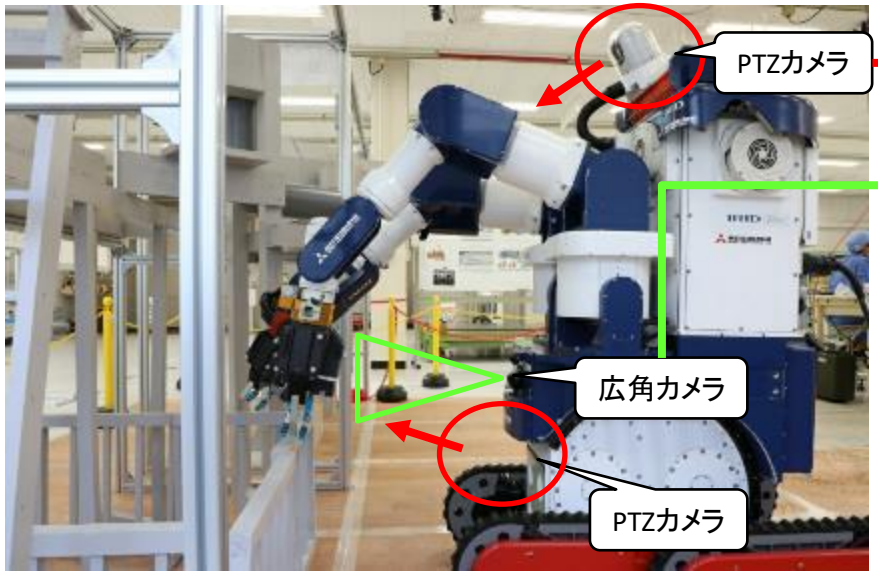
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

● 要素試験の検証方法(カメラの設置状況)





マルチカメラモニタ



【手先カメラ】
- 左右の手先に、広角カメラを2つずつ搭載
  (画角にハンドの爪が映り込む)

【本体カメラ】
- 上部と下部にそれぞれPTZ(パン・チルト・ズーム)カメラを搭載
- 中央に広角カメラを搭載

※PCV内での作業開始直後に、環境中に
十分な数の監視カメラを設置できない状況を模擬

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

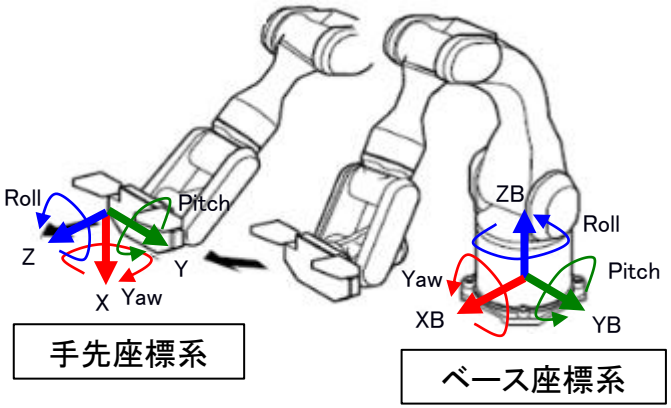
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 操作方法(1/3) 手動操作(従来手法)

先端位置を操作 3軸

先端姿勢を操作 3軸



冗長軸を操作 3軸

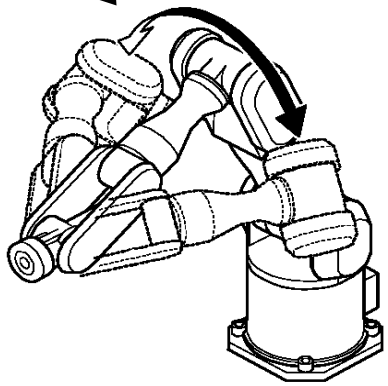


図 1-1：冗長軸による肘の操作

各軸角度を操作

8軸+1軸

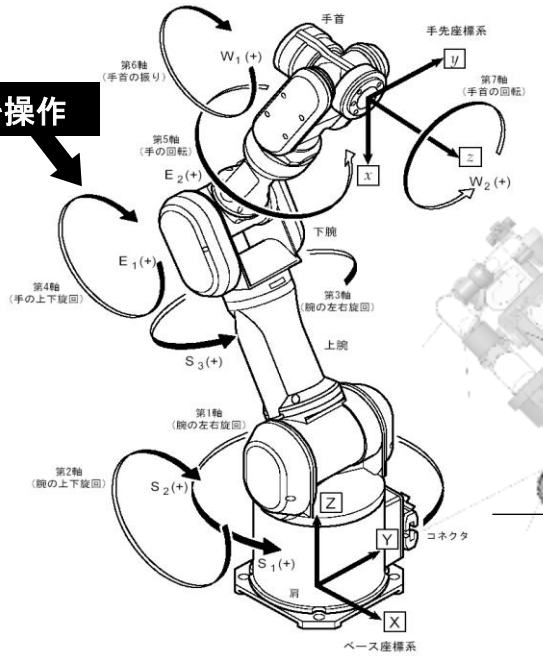
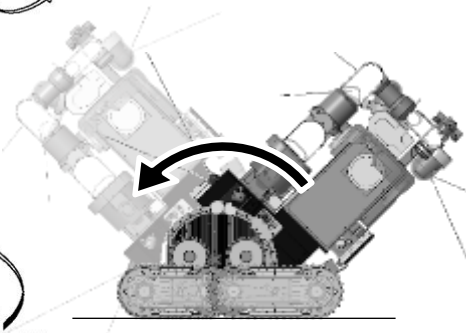


図 2-1：PA10-7C の軸名称



傾斜機構の操作



設定モニタ

※オペレータは事前に操作練習を行い、
操作に習熟した状態で試験に臨んだ。



【手動操作】

- オペレータは**操作モード**を選択する
  → 意図した動きをするために、どのモードを選択するか？
- **操作モード**に応じて、キー割り当てが変化する
  → 意図した動きをするために、どのキーを操作するか？
- ゲームパッドの左右のキーが左右のマニピュレータに対応する
  → どちら側のキーを操作するか？
- 先端位置/姿勢を操作する際は、手先/ベース座標系を選択する

※複雑な動きができるマニピュレータは、選択肢が多い。(35種)
状況認識と選択を常に行う必要がある

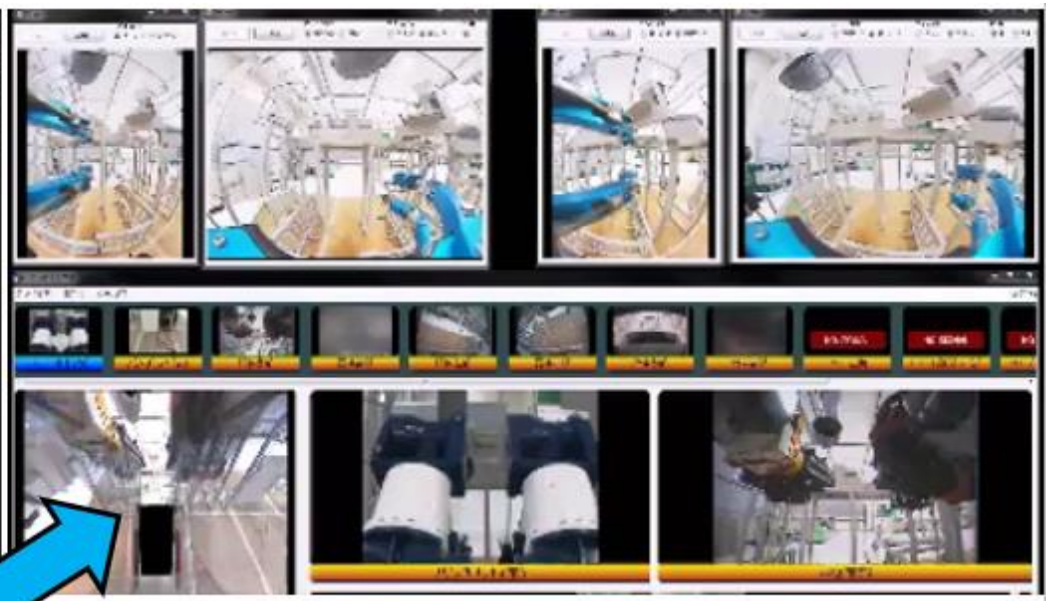
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 操作方法(1/3) 手動操作(従来手法)









©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

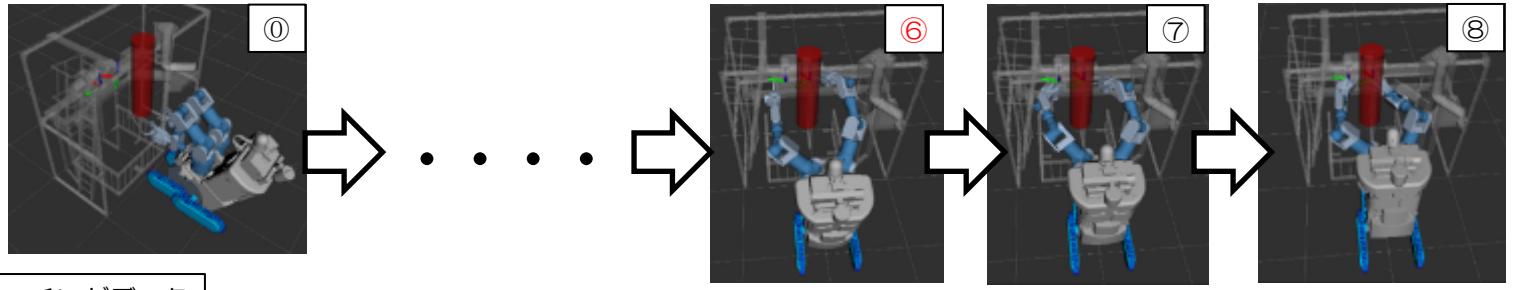
a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 操作方法(2/3) ティーチング(従来手法)
  - 事前にシミュレータ上でティーチングデータを作成する(今回は、オペレータとは別の人間が作成した)
  - 現場では、オペレータがゲームパッドのスティックを倒すとティーチングデータが再生される(速度調整/停止可能)

【ティーチングデータの作り方】

- シミュレータ上でロボットモデルを手動操作し、1場面ごとにロボットの姿勢を作り、全ての関節角度を記録する
- ゴールに到達するまで、複数の場面を作成する





課題1のティーチングデータ

		左腕の関節								右腕の関節								
場面	傾斜軸	S0軸	S1軸	S2軸	S3軸	E1軸	E2軸	W1軸	W2軸	S0軸	S1軸	S2軸	S3軸	E1軸	E2軸	W1軸	W2軸	
⓪	-30	30	0	50	0	130	0	-90	0	30	0	50	0	130	0	-90	0	作成時間 約1時間
①	-30	32.44	19.31	54.56	18.32	119.03	28.36	-92.9	90	30.62	-10.28	50.4	-11.26	127.11	-17.21	-90.31	9.16	
②	-30	10.14	10.87	18.28	33.04	106.03	76.8	-46.53	20.73	19.17	-11.27	10.49	-4.08	97.33	-66.47	-16.56	63.38	
③	-25	16.03	64.27	29.79	-36.95	90.98	87.84	-24.02	28.95	6.23	-27.89	42.79	33.4	69.34	-49.85	9.03	28.49	
④	-20	16.03	64.27	29.79	-36.95	90.98	87.84	-24.02	28.95	8.97	-35.72	53.57	73.76	44.86	-15.96	44.42	-35.79	
⑤	-10	3.57	63.58	52.82	-63.94	74.9	132.35	-1.13	5.46	16.78	-30.8	39.14	74.34	35.15	-15.89	51.94	-27.87	
⑥	-5	13.51	69.46	39.52	-63.61	60.68	135.26	-46.41	-102.28	2.43	-48.92	38.12	78.53	57.17	-9.54	51.22	-24.93	
⑦	0	6.55	68.08	48.44	-69.03	65.9	129.56	-37.29	-90.2	2.59	-57.97	47.06	95.95	83.53	-67.45	3.26	16.58	
⑧	3.945	3.66	80.24	46.79	-88.54	82.16	121.97	-12.59	-74.24	1.5	-46.72	29.53	71.03	88.1	-47.95	-13.05	17.06	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

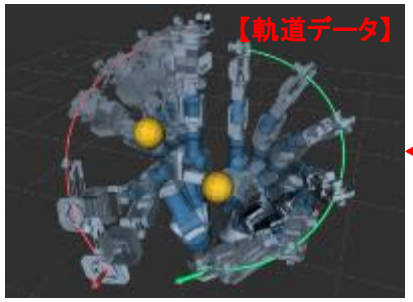
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

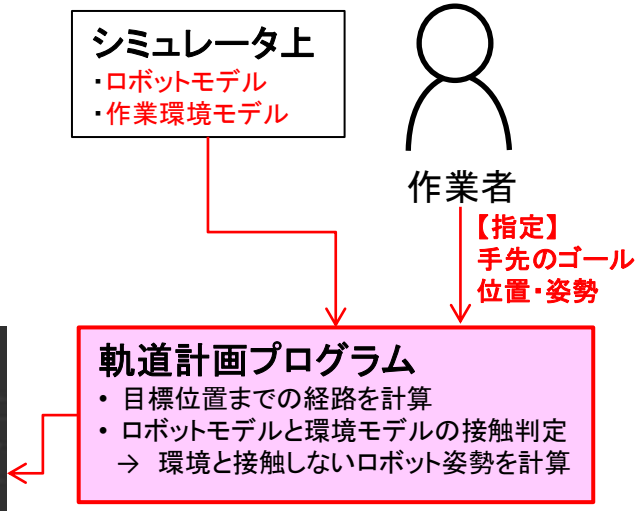
a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 操作方法(3/3) 軌道計画(開発した新手法)
  - 事前に軌道計画プログラムを使って干渉回避軌道を生成する
  - 現場では、オペレータがゲームパッドのスティックを倒すと軌道データが再生される(速度調整/停止可能)



※将来的には、燃料デブリ取り出しに関わる
様々なロボットへの適用を目指す





ティーチングと軌道計画の比較

	ティーチング	軌道計画
事前準備における作業環境	シミュレータ上	シミュレータ上
軌道の作成方法	作業者による手動操作	プログラムによる自動生成 (ゴール、経由点は作業者が設定する)
スタート～ゴールの軌道作成時間	1時間～3時間	1回の計算時間:30秒～1分30秒 設定、軌道データ確認、再計算含めて6分～33分
出来上がる軌道の特徴	・右腕、左腕、傾斜機構を順に動かしていく ・なるべく安全な軌道を設定(作業者に依存)	・全ての関節(17軸)が連動する ・ゴールまで最短経路を進もうとする
現場のズレへの対応性	部分的修正なら数十分、 大規模修正は数十分～数時間	現場で条件(初期姿勢や作業環境モデル)を変更し、再計算を行う:数分～30分程度

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

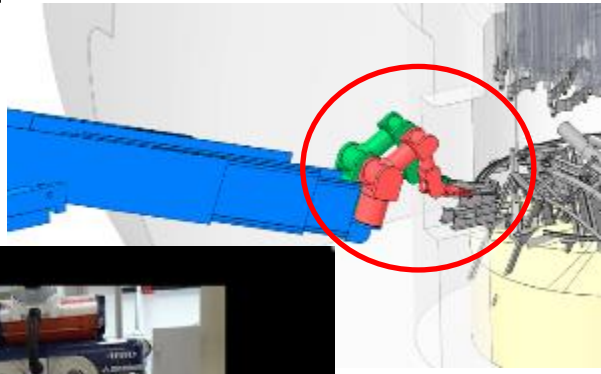
- 要素試験の実施内容
  - 操作パターンごとの作業時間を比較検証した(オペレータ A～D の4人)

	課題1	課題2	課題3	課題4
				
オペレータA オペレータB (ベテラン(10年以上))	手動操作	手動操作	手動操作	手動操作
オペレータC (中級者)	ティーチング	ティーチング	ティーチング	ティーチング
オペレータD (初心者)	軌道計画	軌道計画	軌道計画	軌道計画

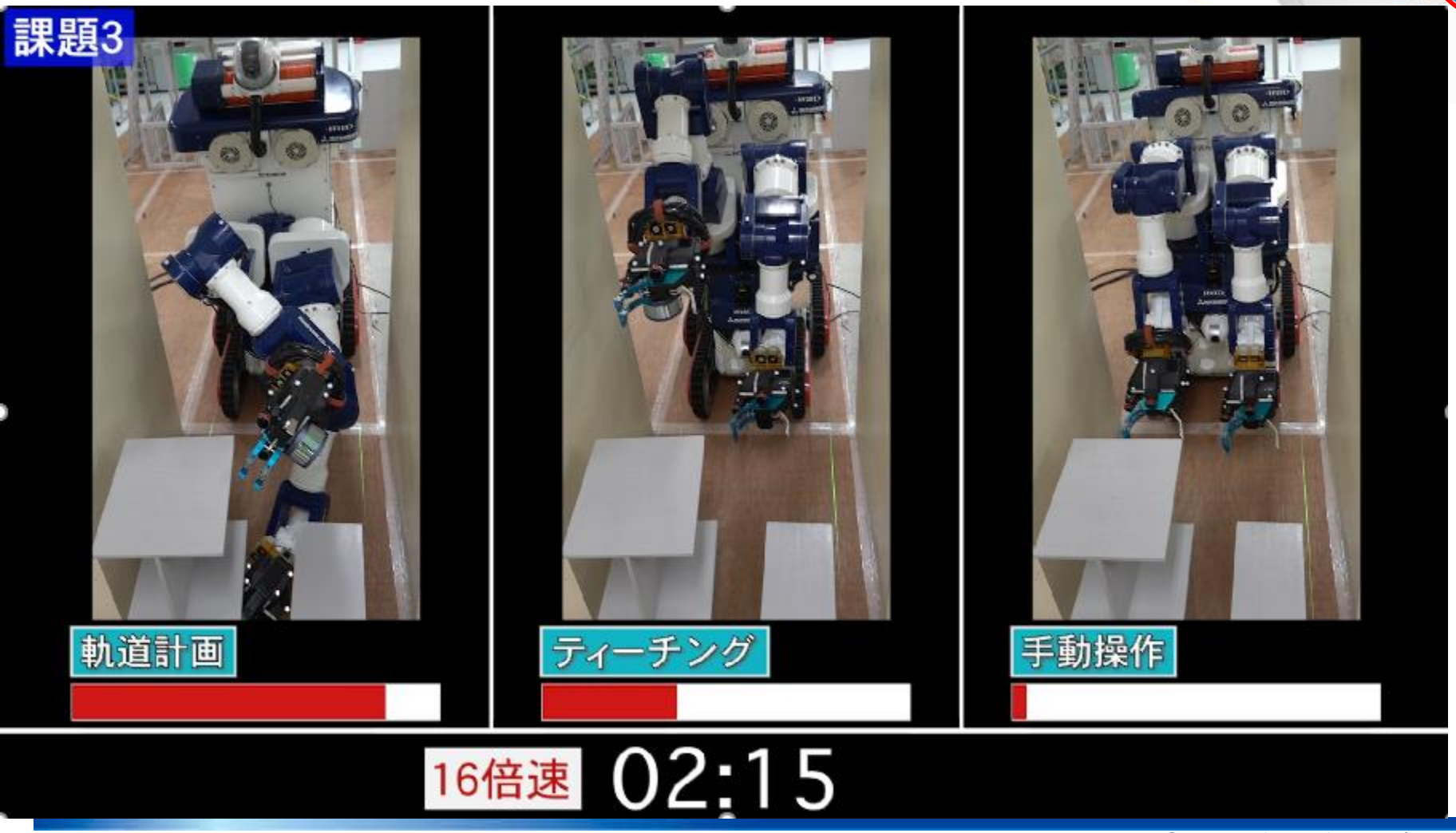
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発



- 要素試験の結果まとめ(作業時間)
  - 操作パターンごとの作業時間を比較検証した 【課題3】 (オペレータD)

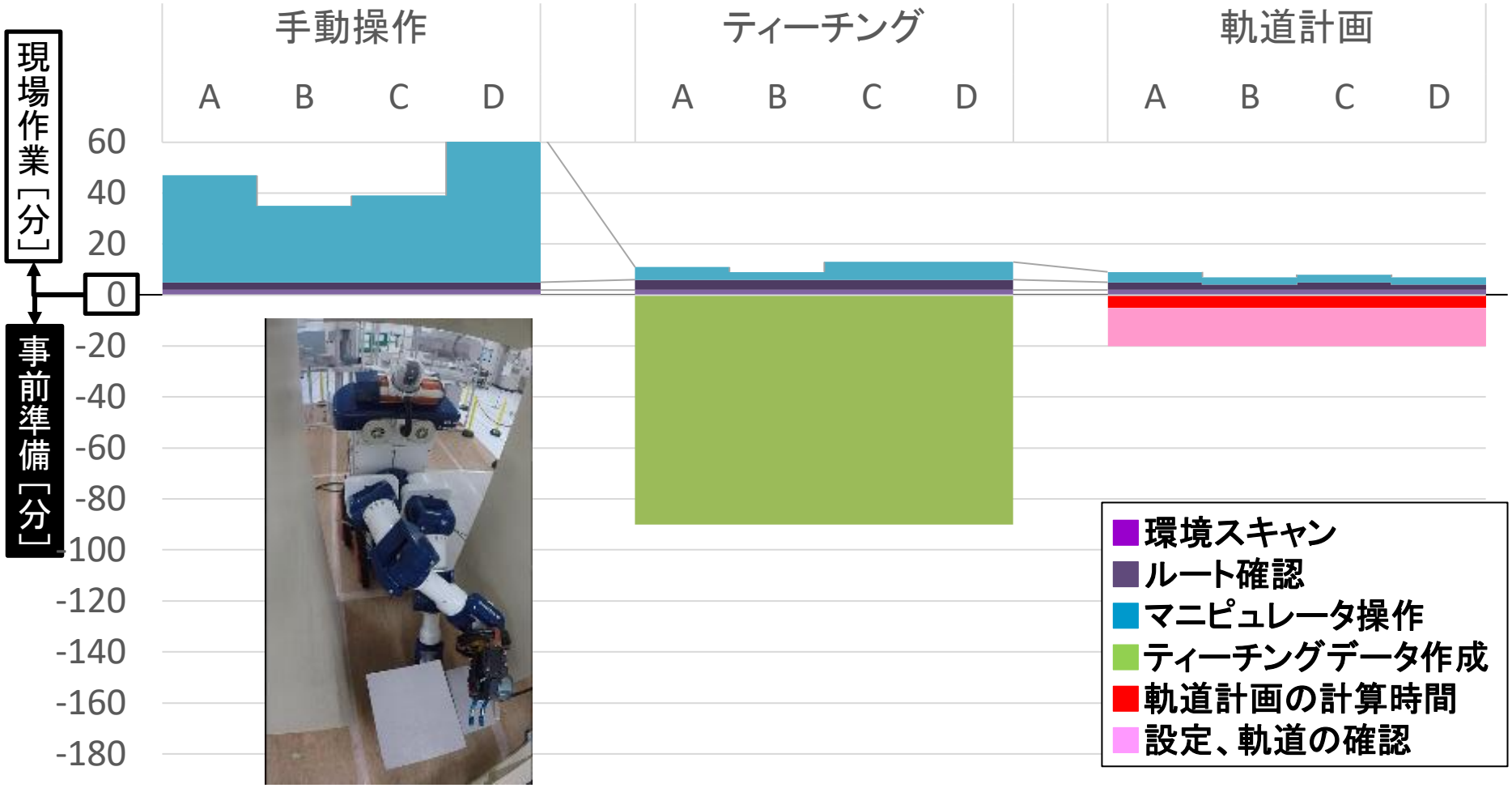


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

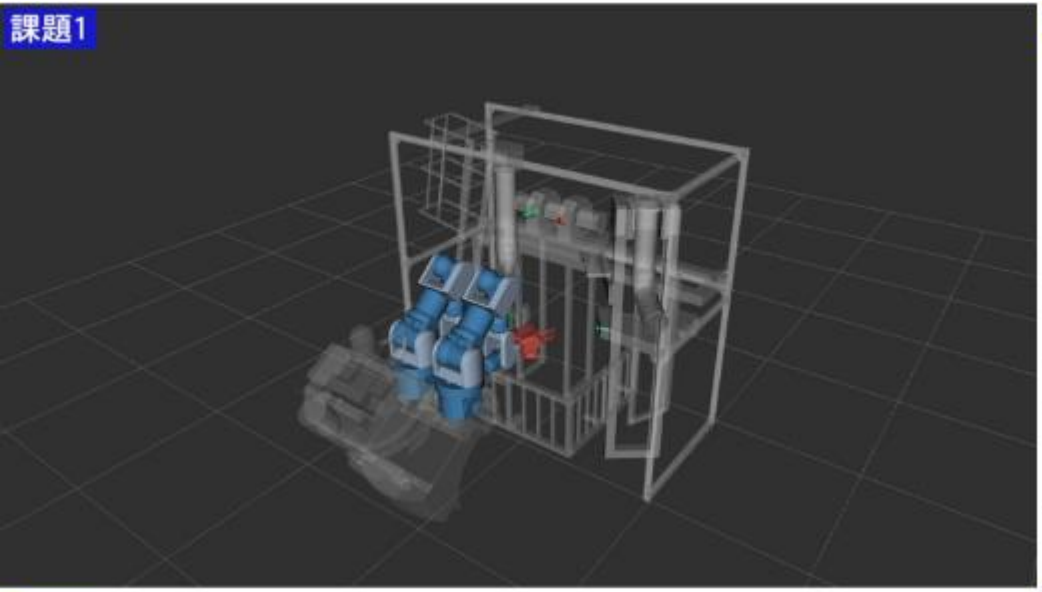
- 要素試験の結果まとめ(作業時間)
  - 操作パターンごとの作業時間を比較検証した 【課題3】

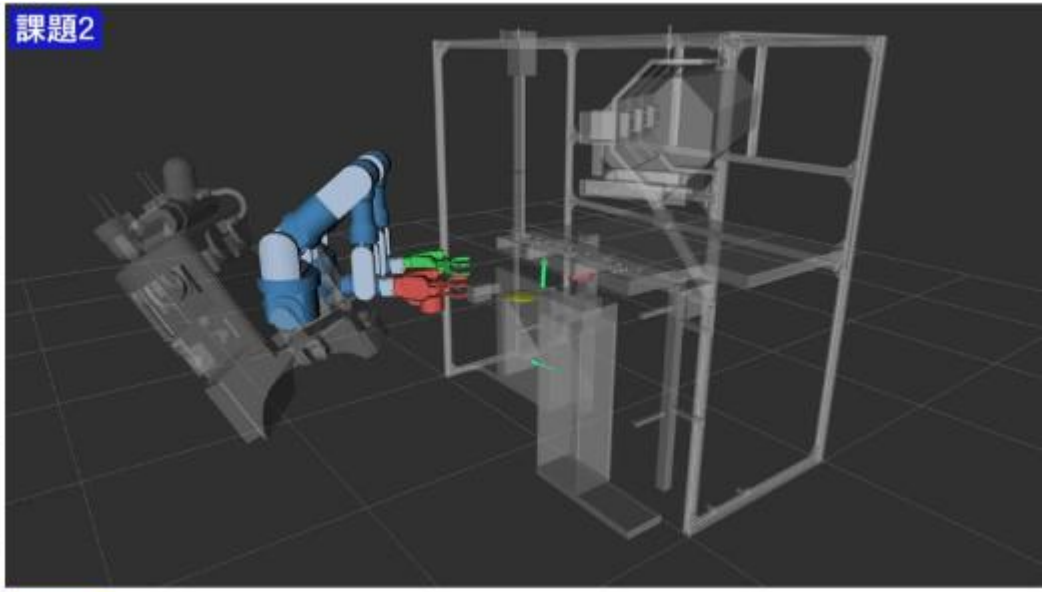


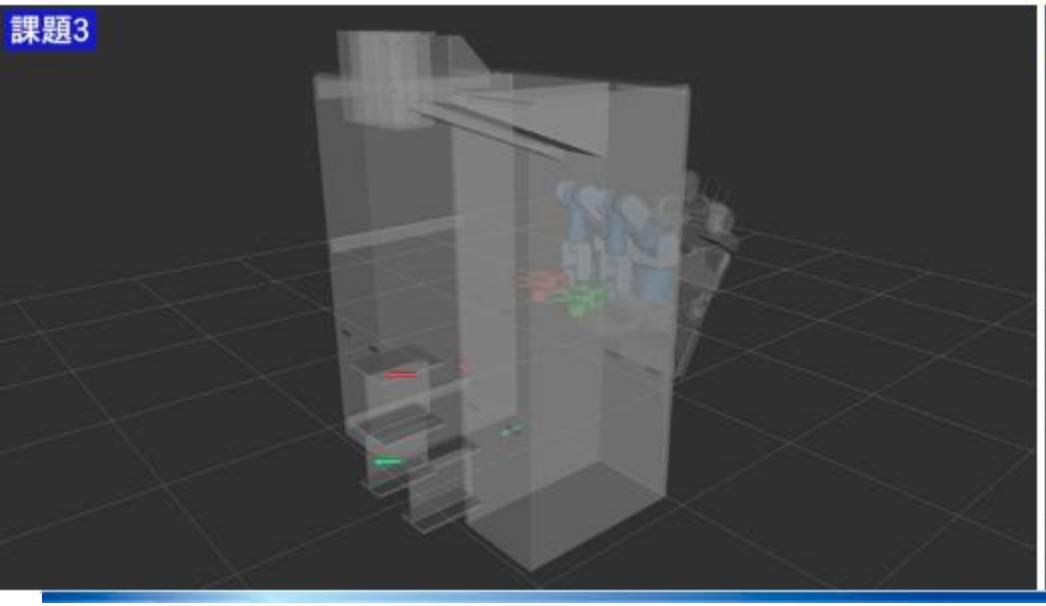
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

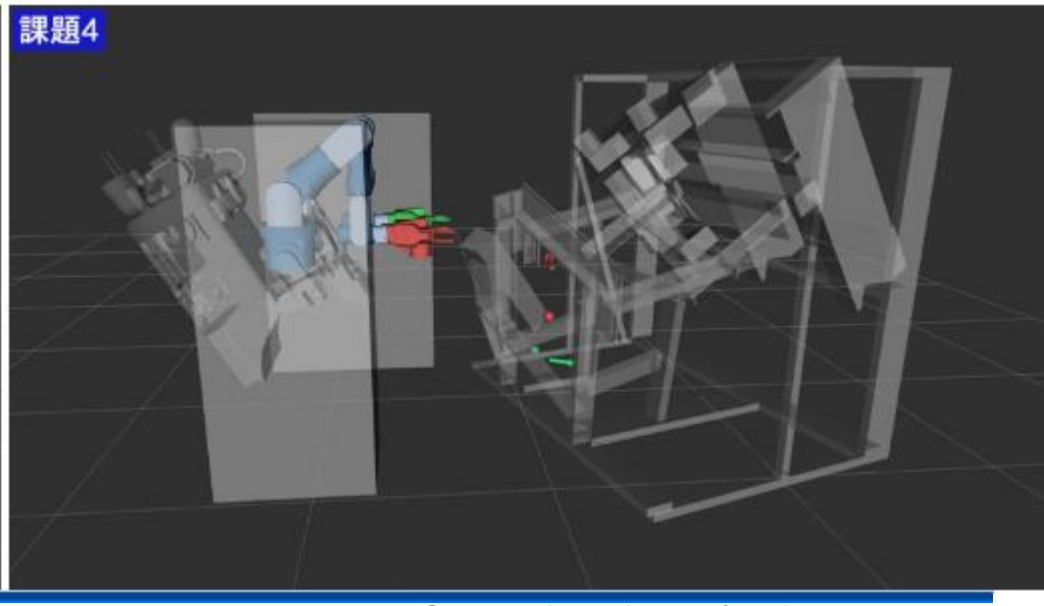
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発







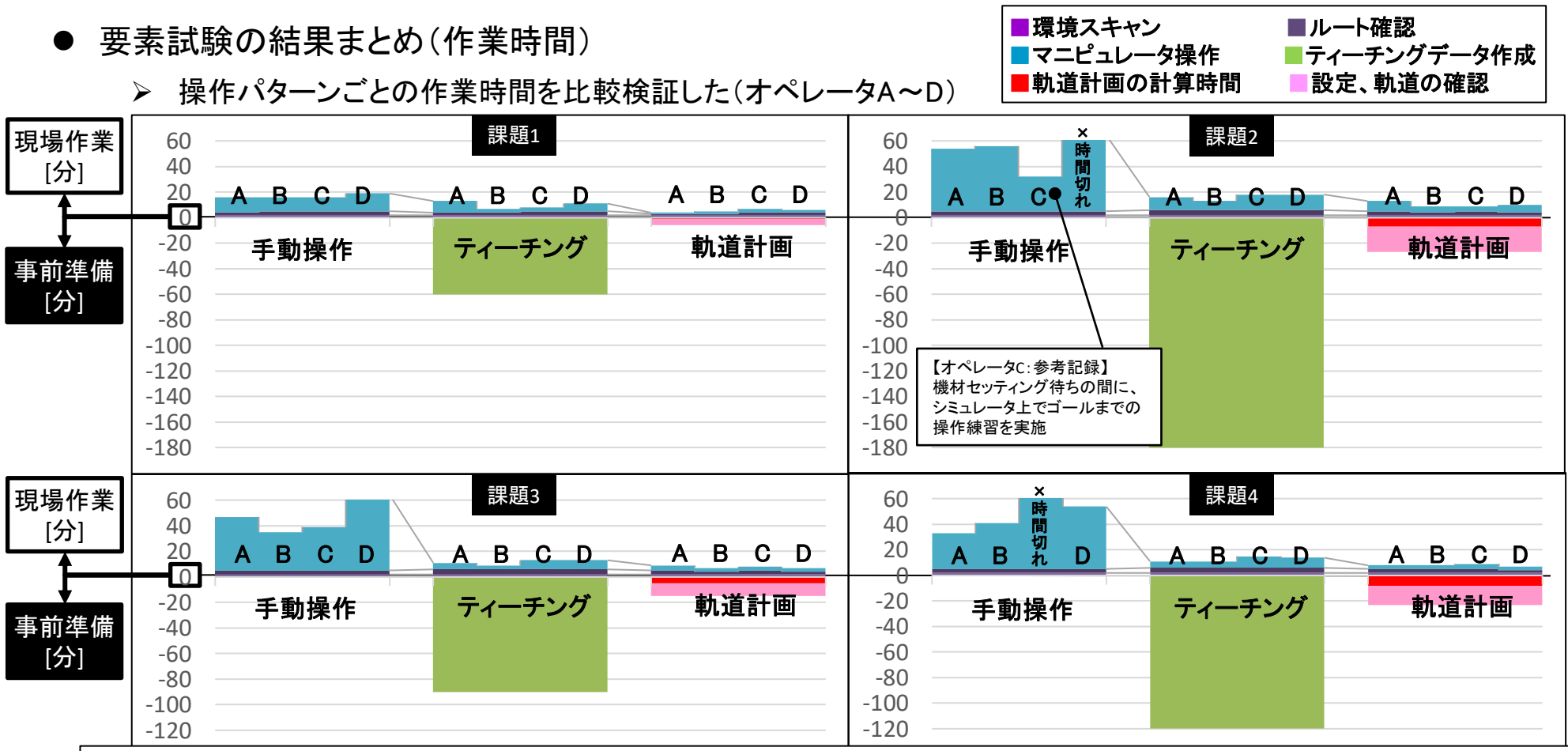


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 要素試験の結果まとめ(作業時間)
  - 操作パターンごとの作業時間を比較検証した(オペレータA～D)



【結論】

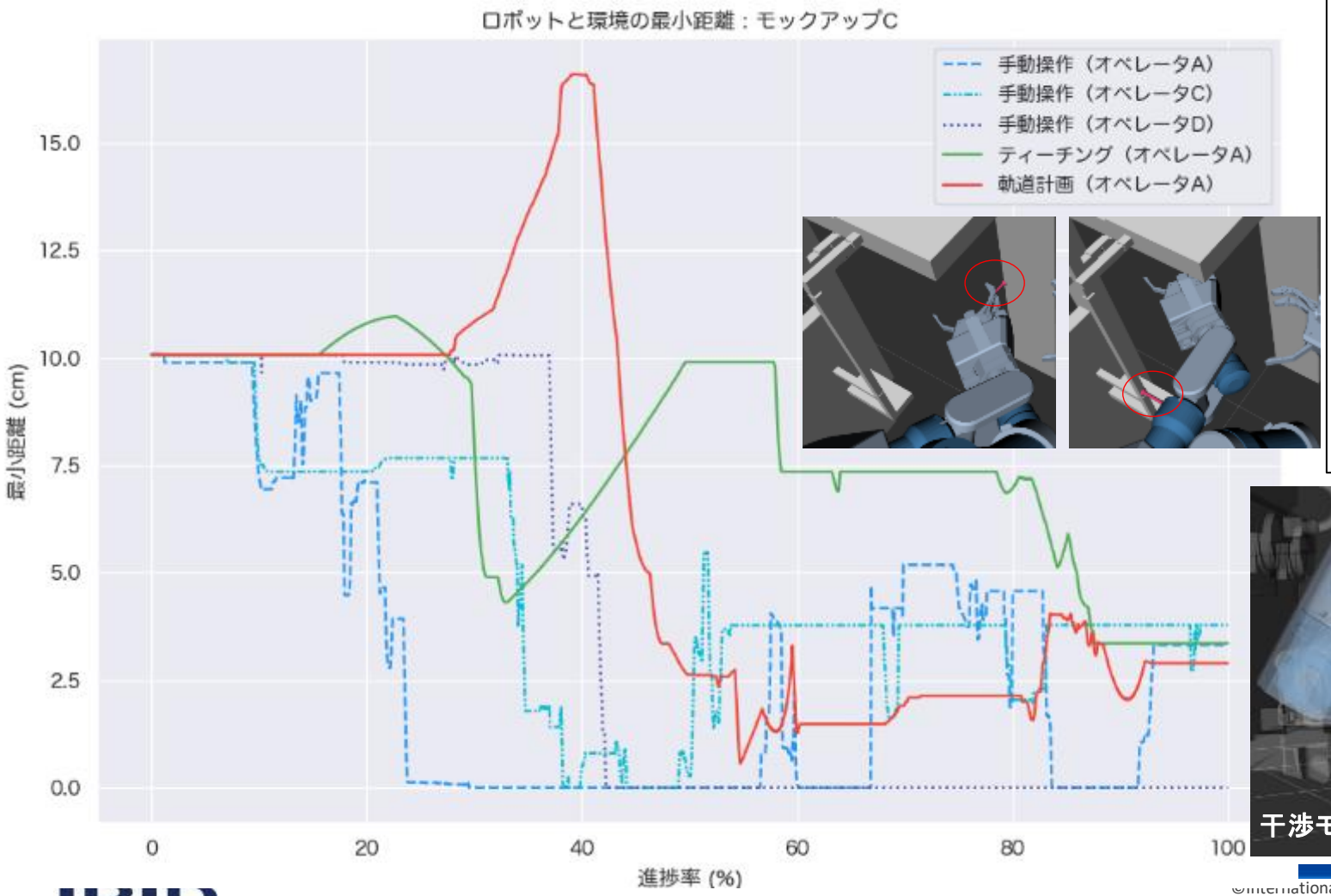
- **手動操作**では、難度が上がるほど**マニピュレータ操作**にかかる時間が長い(60分を超える場合も)
- **ティーチング**と**軌道計画**は、難度によらず**マニピュレータ操作**にかかる時間は数分(**軌道計画**の方がやや短い)
- **ティーチングデータ作成**にかかる時間は60～180分、**軌道計画(計算＋設定・確認)**にかかる時間は6分～33分

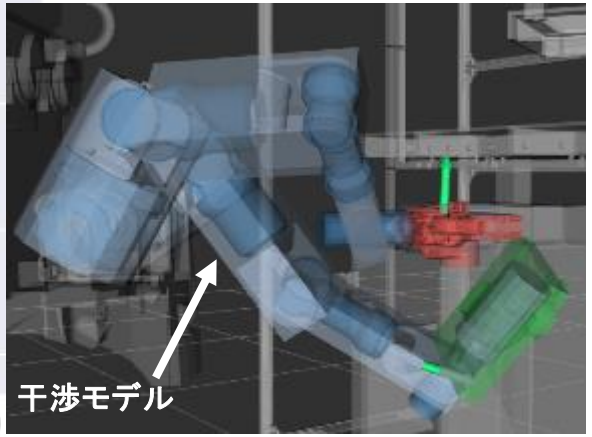
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 要素試験の結果まとめ（モックアップとの最接近距離）
  - 試験のログデータを解析し、ロボットと環境との最接近距離を算出・比較した





【結論】

- **手動操作**は、オペレータに依存するが、**接触のリスクは最も高い**
- **ティーチング**は**接近距離を大きく確保できる**傾向がある
- **軌道計画**は、設定した「干渉モデル」の余裕しろに依存する（**干渉モデルを大きく設定すれば、最短距離を大きく確保できる**）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

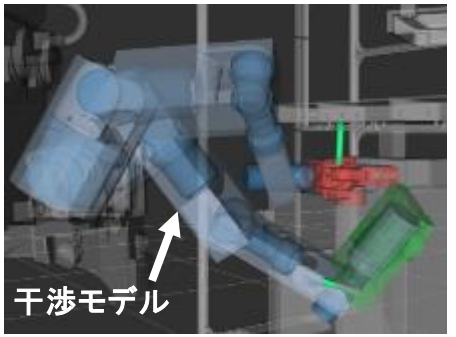
a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- まとめ
  - 視界不良かつ狭隘環境において、ロボットを遠隔操作するオペレータの作業負荷を軽減し、操作の効率化を図るため、遠隔操作支援手法（軌道計画）の検討を行った。
  - 軌道計画について要素試験で検証を行い、有効であることを確認した。

【有効性の確認結果】

- マニピュレータ操作時間の短さ： 軌道計画＜ティーチング＜＜手動操作
  （87～90%低減 （対 ベテランの手動操作））
- 事前準備の短さ： （手動操作＜）軌道計画＜ティーチング
  （80～90 %低減）
- 安全性（接近距離の大きさ）： ティーチング＞軌道計画＞手動操作

※軌道計画の干渉モデルを修正して接近距離を大きくできる可能性あり



【要因】

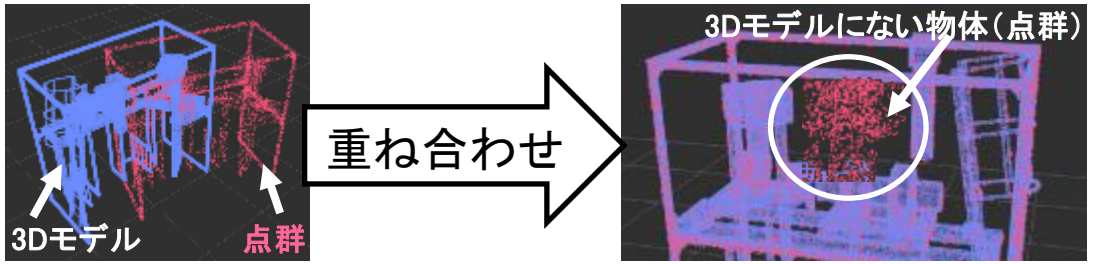
- 手動操作では、オペレータが処理する情報量が多い → ヒューマンエラーを生みやすい
  一点集中すると他がおろそかになる、手先が反転すると＋/－を間違える、左右を間違える 等
- ティーチングの現場作業は楽だが、事前準備が大変（やっていることは“手動操作”そのもの）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

a. 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- 今後の課題
  - 3Dモデル(CADモデル)と現場の実物との違いや、ロボットの設置誤差によるズレへの対応
    - 現場でオペレータが、3Dモデルやロボットの位置を修正できる仕組みの開発
    - 現場で環境モデルの不足部分を計測・補完する仕組みの開発
    - 現場でオペレータが軌道計画を再計算できる仕組みの開発



  - 今回はアプローチまでだったが、切断・把持回収などの施工を行うため、施工時の動きしろの確保、切断後の撤去物を把持した状態での回収動作　等の課題に対応していく必要がある。

  - 施工は手動操作がメインになると想定されるため、手動操作でも干渉回避をアシストし、ヒューマンエラーを防止する仕組みが必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

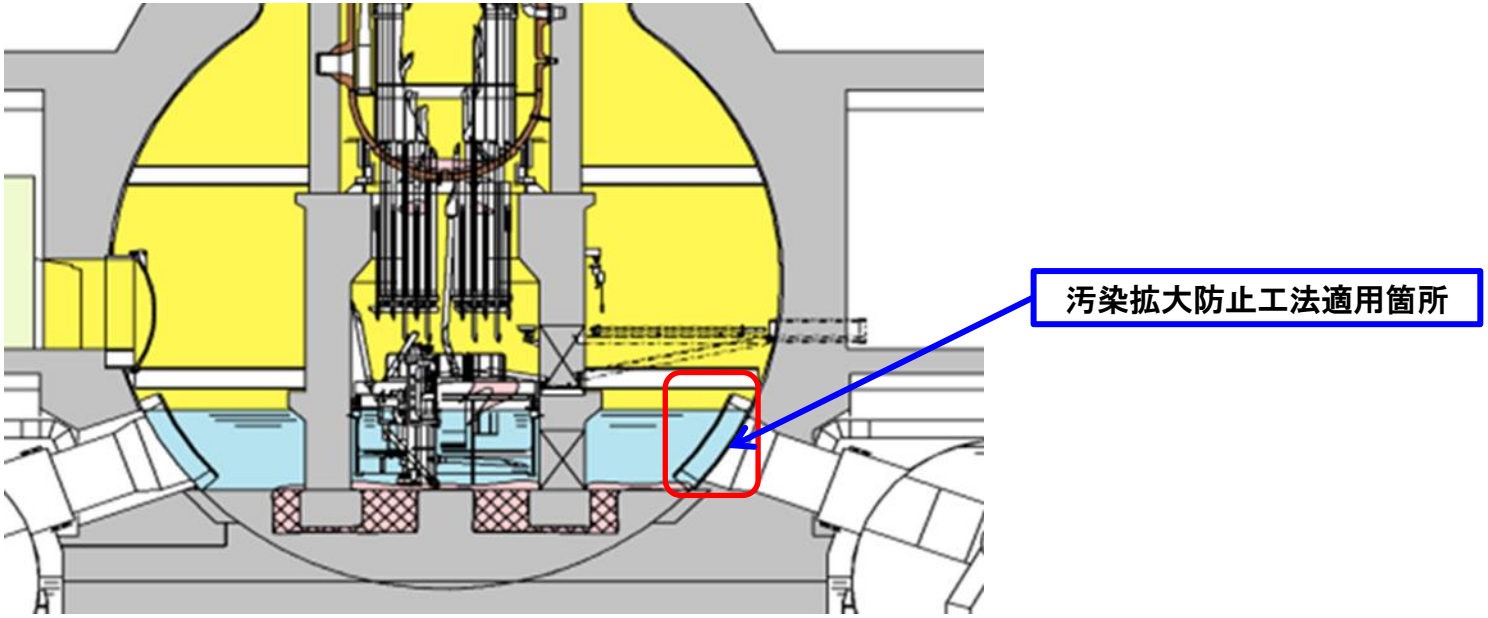
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 実施内容

- ペデスタル内、外の燃料デブリを加工すると燃料デブリが小片化し、汚染水の流れなどによりジェットデフからS/Cなどに拡散する可能性がある。
- 燃料デブリがS/Cなどに拡散すると燃料デブリの回収範囲が広がり、取り出し期間が長くなる可能性がある。
- 現状においてS/Cなどに燃料デブリが存在すると仮定した場合、燃料デブリの拡散により再臨界する可能性がある。

→**汚染水がS/Cに拡散することを防止するためにPCV内に堰を設置する方法を検討する。**



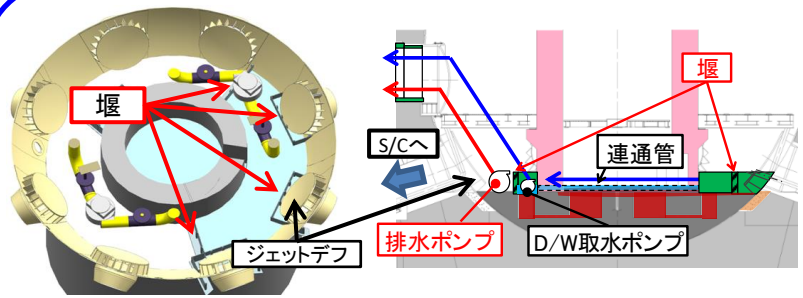
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

- 開発の目的
  - 堰の遠隔設置を考慮した更なる作業性の向上。
  - 遠隔設置した堰の性能評価。

- 解決すべき課題
  - 堰の漏えいを考慮した作業ステップの具体化。
  - 遠隔作業範囲の拡大および作業の効率化。



堰の内外に設置するポンプでの排水と
組み合わせ、S/Cへの汚染拡大を防止

- 開発の進め方
  - 遠隔設置に関する効率化した作業ステップの検討。
  - 作業ステップに基づく実現性確認のための要素試験計画。
  - 要素試験による作業性の確認と、堰からの漏水量の評価。
  - 堰設置後の漏えい等のリスクを考慮した、長期健全性に対する概念検討。

- 得られる成果
  - 遠隔設置に関する効率化した作業ステップ。
  - 要素試験による作業性の確認結果および堰からの漏水量の評価結果。
  - 堰設置後の漏えい等のリスクを考慮した、長期健全性に対する概念検討結果。

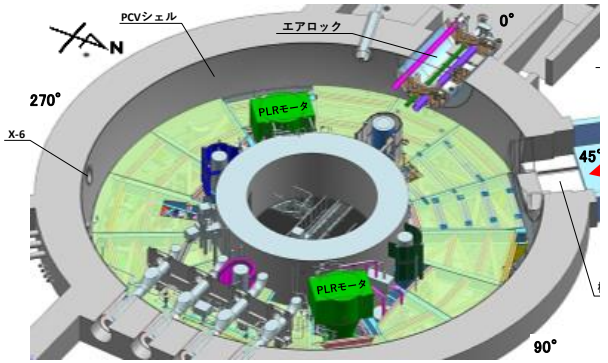
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 前提条件

- ✓ PCVと増設建屋が通路(アクセストンネル)で接続されており、ペデスタル外の干渉物が撤去されていること。
  (D/W内アクセスルートが構築されていること)
- ✓ 堰設置位置周囲の堆積物が撤去されていること。
- ✓ D/W水位が現状の2号機以下、すなわちベントノズル下端以下であること。(次頁以降参照)



ペデスタル外干渉物撤去状態

■ 要求事項

No.	要求事項	設定理由
1	水位300mmで堰の設置ができること	堰設置作業時に汚染水がS/Cへ流出することを防止するため
2	管理可能な漏えい量:25L/h以下(暫定)	堰の外側の水を堰の内側に戻すことができればベントノズル下端まで水位が上昇することがなく、S/Cへの漏えいはない。1日に1回ポンプで水を戻すとすると、S/Cへ流入しない様に管理できる漏えい量は25L/h以下となる。
3	メンテナンス性を有すること	漏えいが生じた場合でも補修ができるようにするため
4	堰の幅:300mm以上	堰に水圧が加わった時の転倒とずれが生じない厚さとして設定
5	堰の高さ:600mm以上	保守的に通常水位約300mmの2倍以上を確保して600mmと設定
6	遠隔装置で設置、組立てが可能なこと	PCV内では完全遠隔作業での堰の構築が必要なため
7	型枠、投入する材料重量が20kg以下なこと	遠隔装置の可搬重量を考慮して設定
8	耐放射線性に優れる材料を使用すること	燃料デブリ取り出し完了まで堰が必要なため

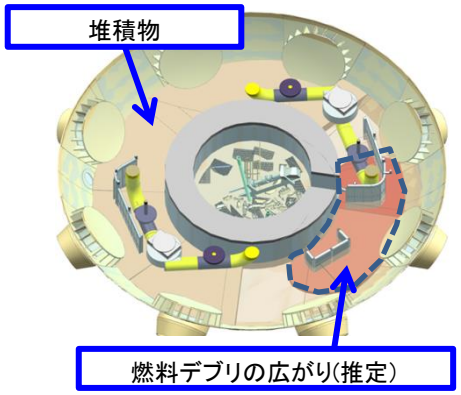
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

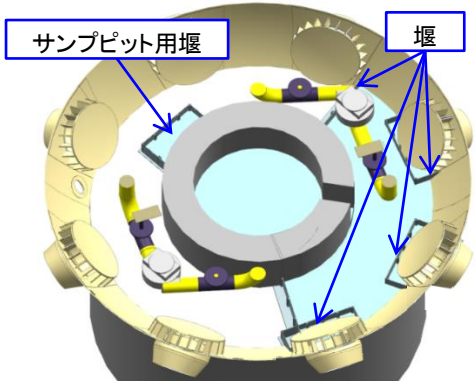
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 汚染拡大防止堰の設置範囲の検討

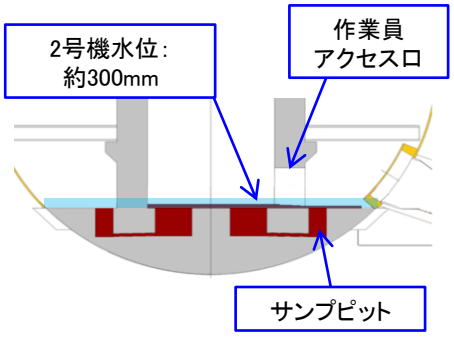
- ✓ 汚染拡大防止範囲を最小化するため、汚染拡大防止堰の設置範囲が最小となるケースを検討した。
- ✓ 堰の設置については、これまでの解析、調査結果から以下の通り想定している。
  - ✓ 1号機は燃料デブリがペデスタル外にも流出している可能性があり、デブリを囲う形で堰を設置する。
  - ✓ 2、3号機は燃料デブリがペデスタル外にはほとんど流出していない可能性があり、作業員アクセス口、サンプピットを囲う形で堰を設置する。



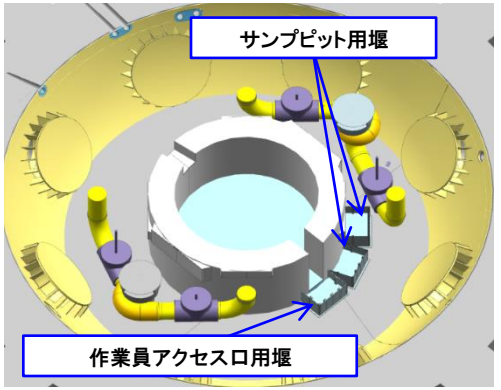
1号機のデブリ広がり状態(推定)



1号機の堰設置範囲(案)



サンプピットへのデブリ広がりイメージ



2、3号機の堰設置範囲(案)

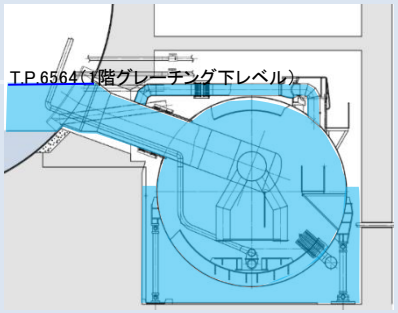
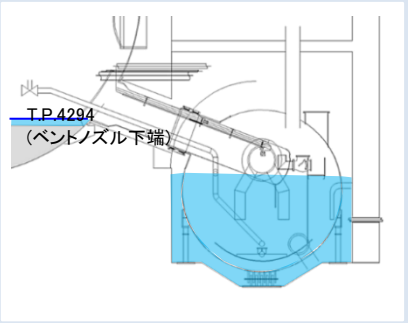
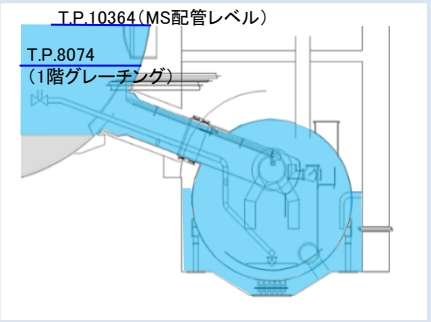
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 汚染拡大防止堰の設置時の水位の検討

- ✓ 堰設置作業時は汚染水がS/Cへ流出することを防止するために、水位はベントノズル下端以下で作業することが望ましい。
- ✓ D/W床面からベントノズルまでの高さの最大値は1号機の287mmであり、堰設置中の水位上昇などの水位変動も考慮し、堰設置時の水位は300mmとして要素試験を実施することとした。
- ✓ 堰の高さは保守的に通常水位約300mmの2倍以上を確保し、600mmと設定した。

号機		1号機	2号機	3号機
概要図				
D/W現状水位*1		T.P.6564(1820mm)	T.P.4294(250mm)	T.P.10364(6320mm)
参考	ベントノズル下端位置*1	T.P.5031(287mm)	T.P.4294(250mm)	T.P.4294(250mm)
参考	PCV床面(DW底部)高さ	T.P.4744	T.P.4044	T.P.4044

*1:()内の数値はD/W底面からの高さ

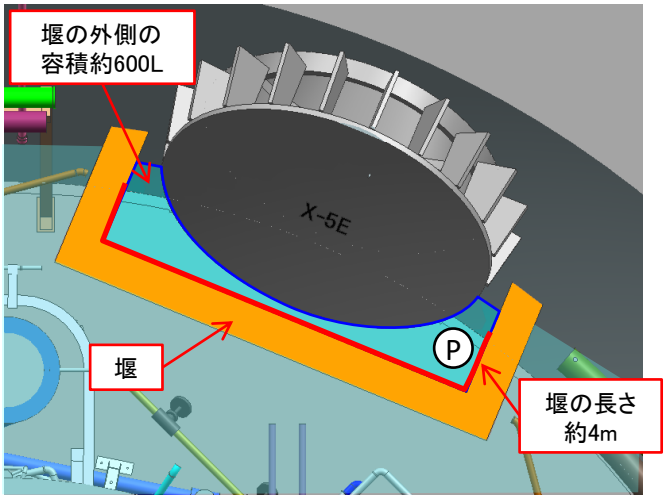
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

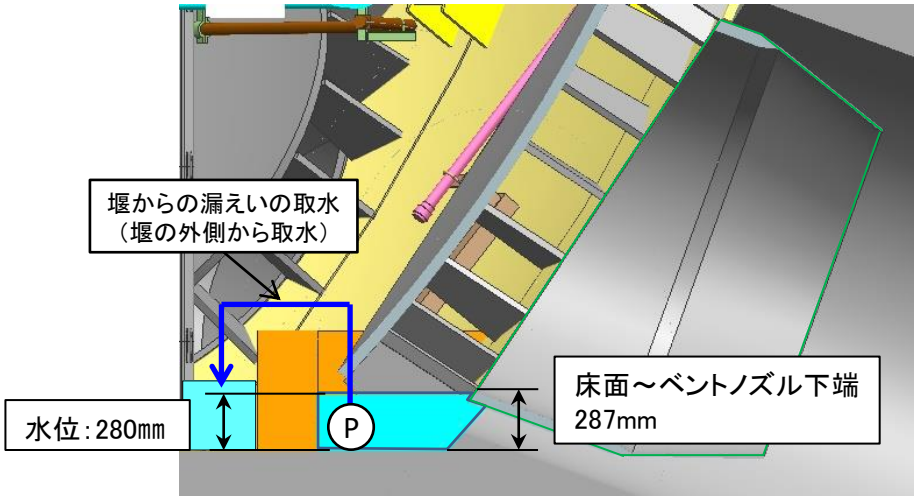
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 汚染拡大防止堰設置後の漏えい量の考え方について

- ✓ 堰からの漏えいは、漏えいした水がベントノズル下端(D/W床面から水位287mm)を超えるとS/Cに流入してしまうため、水位がそれ以下になるように堰の外側の水を堰の内側に戻さなければならない。
- ✓ 以下図の通り1号機でジェットデフを囲うように堰を設置した場合、堰の外側の空間は約600L(632L)である。
- ✓ 実機での運用を考慮してポンプで水を回収する頻度を少なくできるように、1日に1回ポンプで水を戻すとすると、S/Cへ流入しない様に管理できる漏えい量は25L/h以下となる。(堰の内側の辺の長さ:約4m)
- ✓ 実際の運用は実機工事時に周辺の環境や、ポンプがどの程度の頻度で使用できるかで見直すことが必要だが、今回は上記漏えい量を目標値に試験を実施した。



1号機のジェットデフ周り堰設置範囲(案)



1号機の堰設置範囲(案)

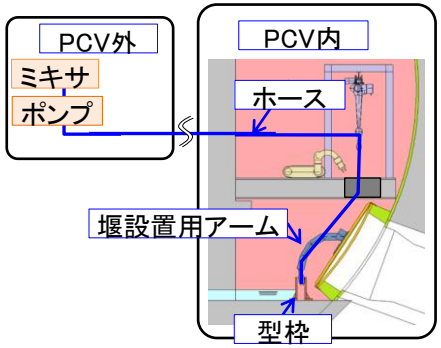
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

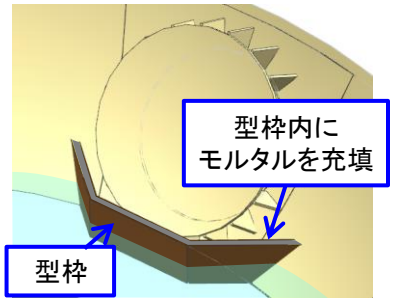
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 前期補助事業までの検討結果

- ジェットデフに対する汚染拡大防止方法案の比較。
  →堰設置方式を選択。
- 具体的な止水方法の検討。
  →モルタル打設による堰の構築方法を抽出。
- 堰構築方法の成立性確認。
  →モルタル打設による堰構築手法について成立性を確認。
  （抽出した課題は以下の通り）



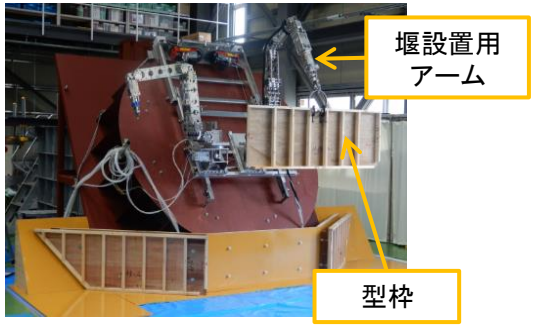
堰構築のためのモルタルの打設イメージ



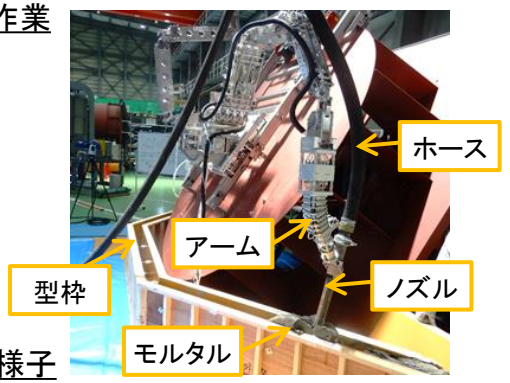
汚染拡大防止堰イメージ

試験により抽出した課題と対応方針

ID	課題	対応方針
1	モルタルを充填するホースを型枠上の所定の位置に設定することが難しかった。 （現状ではホースを真上から降ろす必要があり、グレーチングの開口範囲が広くなってしまう。）	堰単体（土のうなど）で堰を構築可能かなどを含め、施工がしやすい方法について検討して、要素試験を実施する。 （遠隔装置による堰の設置性確認試験、堰の止水性確認試験など）
2	堰設置後は堰の外側の水の排水をするためのポンプや配管が必要だと考えられる。	上記の試験に合わせて、堰の外側の水を排水するポンプ、配管の設置性などの確認試験を実施する。
3	堰設置後に漏えいが発生するリスクがある。	長期健全性を担保するため、遠隔補修方法などを検討する。



堰型枠の設置作業の様子



堰型枠へのモルタル充填作業の様子

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 検討フロー

: 今回報告

前期補助事業の成果と課題を受けた今期補助事業の取り組み方針

- ジェットデフに対する汚染拡大防止方法案の比較。
  →堰設置方式を選択。
- 具体的な止水方法の検討。
  →モルタル打設による堰の構築方法を抽出。
- 堰構築方法の成立性確認。
  →モルタル打設による堰構築手法について実現性を確認(ただし、施工上の課題を抽出)。

合理化した堰の構築方法の比較検討

- 土のう方式と型枠分割搬入方式の2方式について比較検討を実施。

採用した堰構築方法の詳細検討

- 型枠分割搬入方式について詳細検討を実施。

堰に関する要素試験

- 要素試験の結果、堰の構造および止水性に関して課題が生じたため、追加要素試験を計画。

堰に関する追加要素試験

補助事業での実施範囲

現場状況の調査結果

実機工事計画

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 開発工程

：計画
：計画(見直し後)*
：実績

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼					中間報告 ▼							中間報告 ▼					最終報告 ▼
1.概念検討																								
2.試験計画																								
3.試験準備/試験装置試作																								
4.要素試験																								
5.まとめ																								

追加要素試験
追加試験準備
追加試験

備考	*要素試験で抽出した課題について、対応方針の確認のために追加要素試験を実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

S／Cへの汚染拡大防止用の堰について、遠隔操作を考慮した構築方法について比較検討を実施。

		従来方式	【合理化案1】 土のう方式	【合理化案2】 型枠分割搬入方式
特徴		型枠を設置し、型枠内に止水材(モルタル)を投入する [水を加えたモルタルをホースで圧送する]	止水性のある袋を積み上げる [ドライモルタルを入れた袋を積み上げる]	折り畳み式の型枠(メッシュ式)を複数個使用。型枠を搬入後、展開・設置し、型枠内に止水材(ドライモルタル)を投入
評価	止水性	○	▲ 積み上げ方に依存。隙間なしに積み上げる必要あり。	△ 完全止水は困難であるが、水位差の確保は可能
	遠隔操作性	▲ ホース位置決め、型枠の設置	▲ 隙間のない積み上げ方実現への対応	△ 型枠の配置・設置
	凹凸面への追従性	○	△ 袋を押し付けても追従性は限定的	△ 型枠からのドライモルタルの漏出による
	長期健全性 (メンテナンス頻度)	○	△ 袋の材質に依存	○
総合評価		▲	▲	△

【凡例】○:良好、△:一部課題あり、▲:課題あり(△よりも課題が大きい)



従来方式



土のう方式



型枠分割搬入方式

- ✓ 従来方式の最大の課題であった遠隔操作性の解決方法として、土のう方式と型枠分割搬入方式の2方式を検討。
- ✓ 土のう方式については、遠隔操作での隙間の無い積み上げ方法、床面の凹凸面への追従性が課題。
- ✓ 型枠分割搬入方式(折り畳み式の型枠(メッシュ)にドライモルタルを投入する方法)については、モルタル硬化までの時間制約下での作業の成立性、メッシュ袋の最適な粗さ・材質の選定が課題。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 合理化案1、2の採用可否

✓ 床面(凹凸面)への追従性:
- 土のう方式では外力による押しつけを行っても限定的。改善のためには袋内の止水材量を減らす等、要求機能を満足できない方法となることから、対応は困難。
- 型枠分割搬入方式では、メッシュ袋の採用により、凹凸面への追従性を確保可能。

✓ 遠隔操作性:
- 土のう方式では、遠隔にて隙間の無い積み上げを実現するのは難易度が高く、従来方式と同程度(従来方式の大きな課題は、遠隔でのホース位置決め)。
- 型枠分割搬入方式では、折り畳み・展開が容易なXフレーム構造の採用により、遠隔操作での搬入・設置が可能。

✓ 止水性:
- 土のう方式では積み上げ方に依存することから止水性の確保難。
- 型枠分割搬入方式では、予備試験により水位差を確保可能であることを確認済(別途、メッシュモルタル硬化時間制約下での作業成立確認が必要)。

⇒ 型枠分割搬入方式を採用する。



人手



遠隔

土のうの積み上げ方法の比較





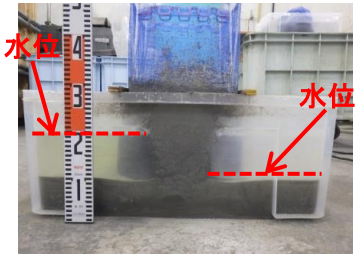
凹凸面への追従性(土のう)



型枠:折り畳み状態



型枠:展開後



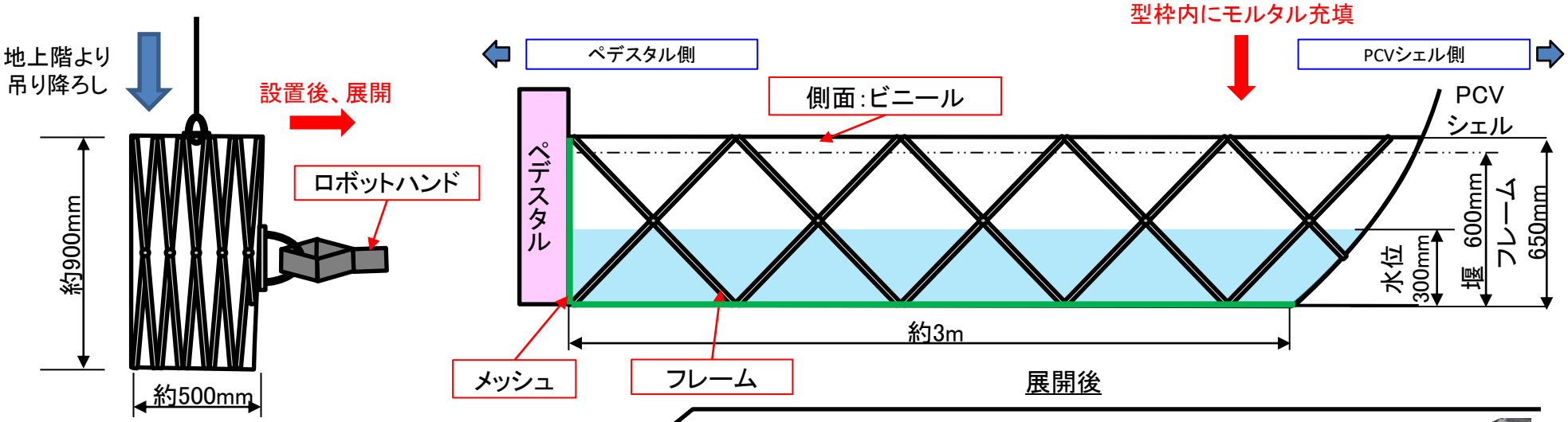
モルタル硬化後の排水状況

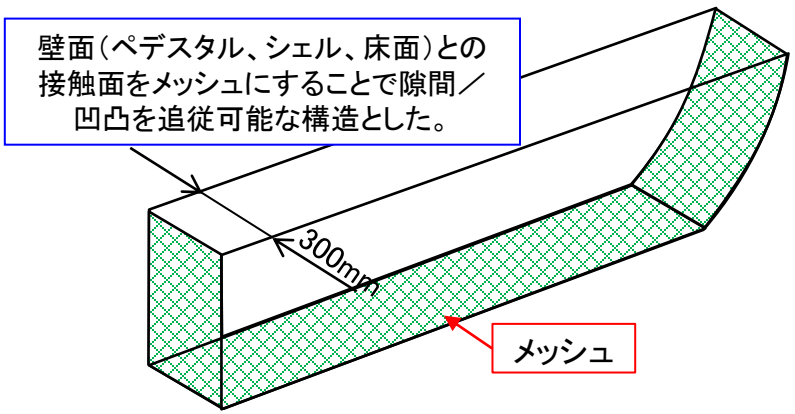
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

詳細検討を実施した型枠分割搬入方式による堰構築イメージを以下に示す。

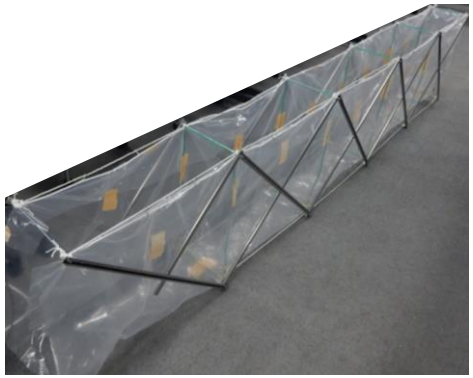




予備試験の様子*1



展開中



展開完了

*1:展開構造確認を目的とした予備試験のため、全面にビニールで試作

上記構造での遠隔施工の妥当性を、要素試験にて確認した

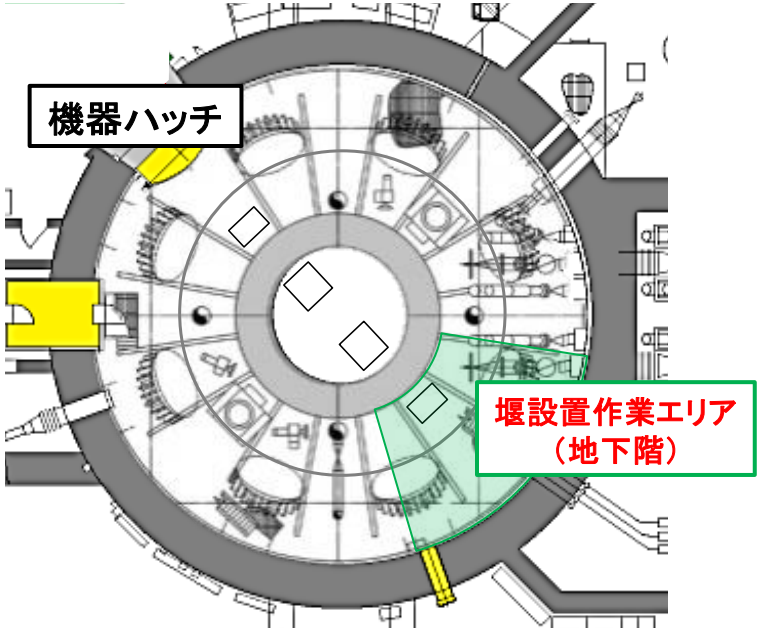
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

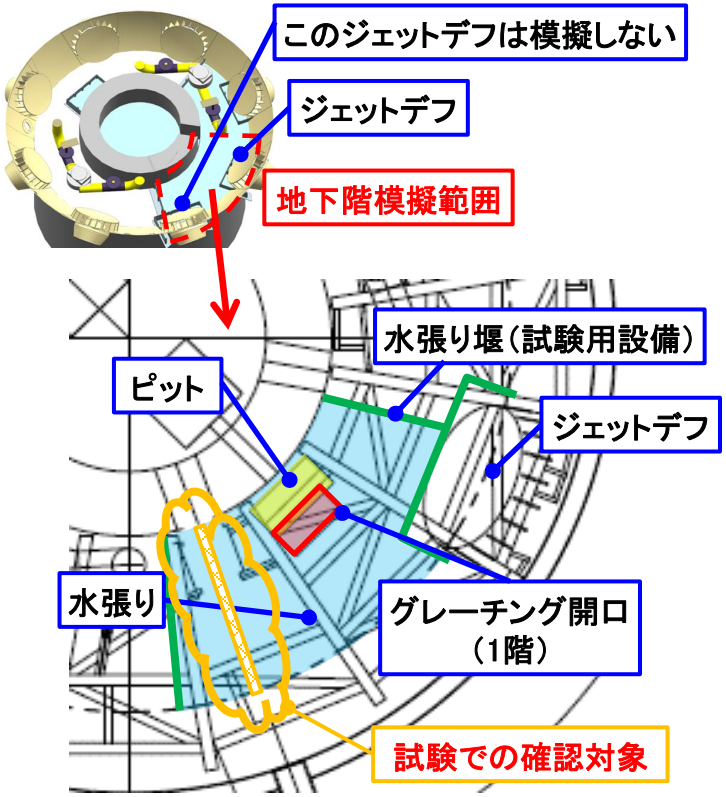
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験模擬範囲

✓ 作業ステップにて抽出した課題解決のため、堰構築に関する要素試験を実施する。
✓ 堰の構築作業は、実機では水中での設置作業であることから、水張り状態で試験を行う。床面・壁面への止水性を確認するため、ペデスタル外壁−PCV内壁に接するように堰を設置することで模擬する。



1階



地下階

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験項目と判定基準

ID	試験項目	該当作業ステップ※1	試験要領・手順	判定基準	備考
1	型枠の搬入・展開	7-1	(1)門型揚重機で型枠を吊り上げ。 (2)門型揚重機を既設開口上まで移動させる。 (3)門型揚重機のウィンチを用いて、型枠を地下階に吊り下ろす。 (4)柔構造作業アーム(地下階)にて型枠を把持し、門型揚重機のウインチを巻き上げる。 (5)柔構造作業アームにて型枠を展開する。	• 門型揚重機を開口上に位置決めできること。 • 開口(1200×600mm)から型枠を搬入できること。 • 型枠を展開できること。	
2	ドライモルタルの投入	7-2	(1)柔構造作業アームにて型枠直上にホース(ドライモルタル投入用)を位置決めする。 (2)柔構造作業アームにてホースを移動させながら型枠内にドライモルタルを投入する※2。 (2)簡易堰(試験用)と堰の間の水を抜く。【人手作業】 (3)漏えい量を測定する。【人手作業】	• 型枠内にドライモルタルを投入できること。 • モルタルが固化すること。 • 水抜きにより堰の内外で水位差ができること。 • 堰からの漏えいがないこと。(目標)	※2: ホース内へのモルタル投入は人手にて実施

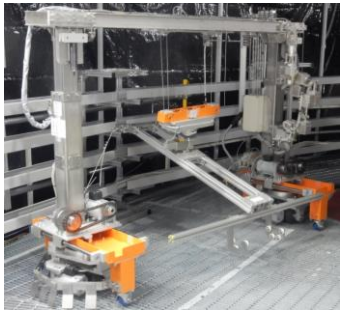
※1:「横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法」でのペデスタル外の作業ステップ参照

【要素試験使用装置】



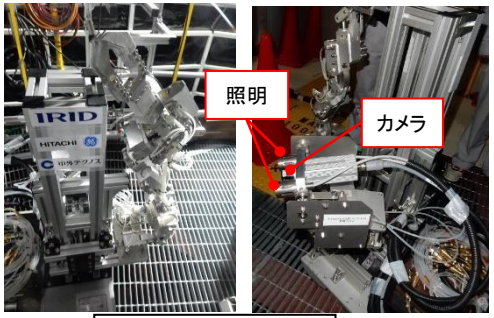
治具等の把持、作業補助

遠隔作業用柔構造アーム*



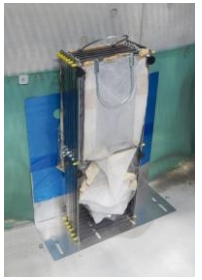
治具等の搬送・設置

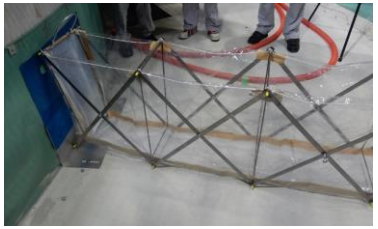
門型揚重機



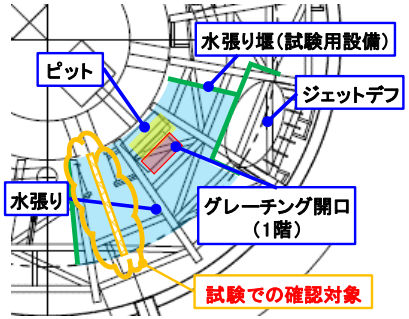
作業の監視

カメラ台車





型枠



試験イメージ

*遠隔作業用柔構造アームには様々なバリエーションがあり、上記仕様は歩行タイプの一例である。

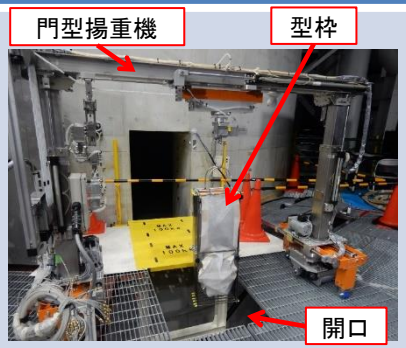
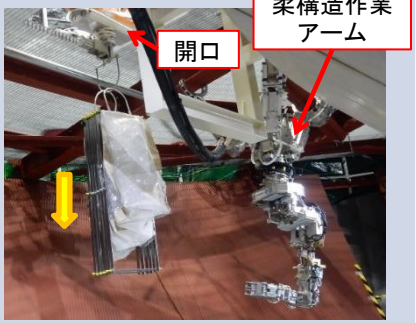
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

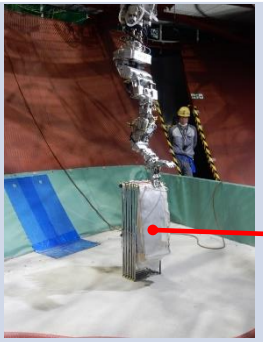
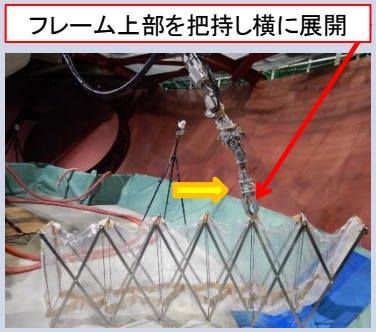
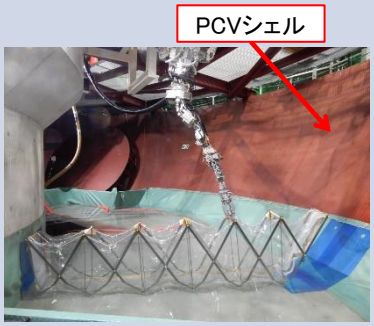
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 試験手順(型枠の搬入・展開) ※予備試験による確認

ID	試験項目	該当作業ステップ	試験要領・手順	判定基準	備考
1	型枠の搬入・展開	7-1	(1)門型揚重機で型枠を吊り上げ。 (2)門型揚重機を既設開口上まで移動させる。 (3)門型揚重機のウィンチを用いて、型枠を地下階に吊り下ろす。 (4)柔構造作業アーム(地下階)にて型枠を把持し、門型揚重機のウインチを巻き上げる。 (5)柔構造作業アームにて型枠を展開する。	• 門型揚重機を開口上に位置決めできること。 • 開口(1200×600mm)から型枠を搬入できること。 • 型枠を展開できること。	

STEP	1. 門型揚重機で型枠吊上げ → 2.門型揚重機開口上へ移動	3. 型枠吊り下ろし	4. 型枠受渡し
動作図			

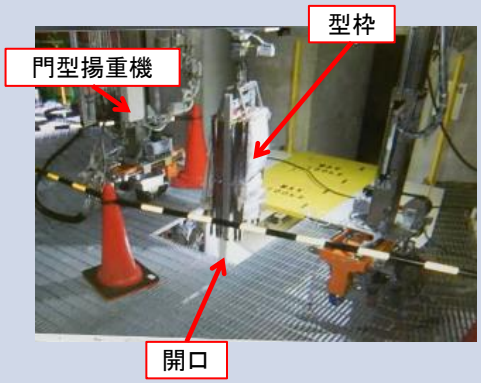
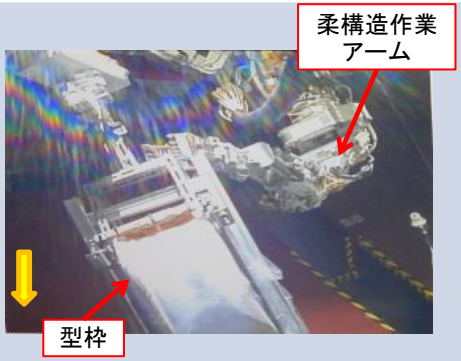
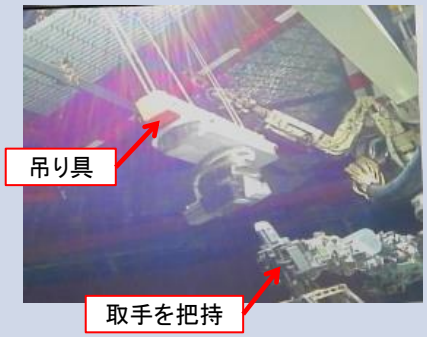
STEP	5. 型枠展開			
動作図				

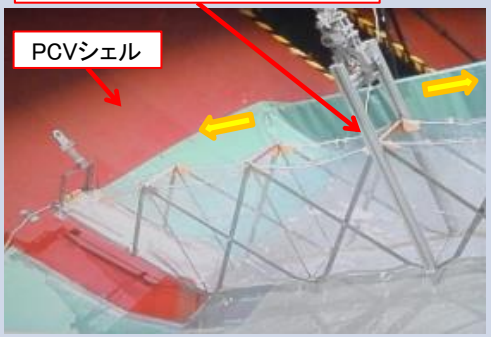
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験結果(型枠の搬入・展開)

STEP	1. 門型揚重機で型枠吊上げ → 2.門型揚重機開口上へ移動	3. 型枠吊り下ろし	4. 型枠受渡し
動作図			

STEP	5. 型枠展開			
動作図				

型枠の搬入・展開ができることを確認

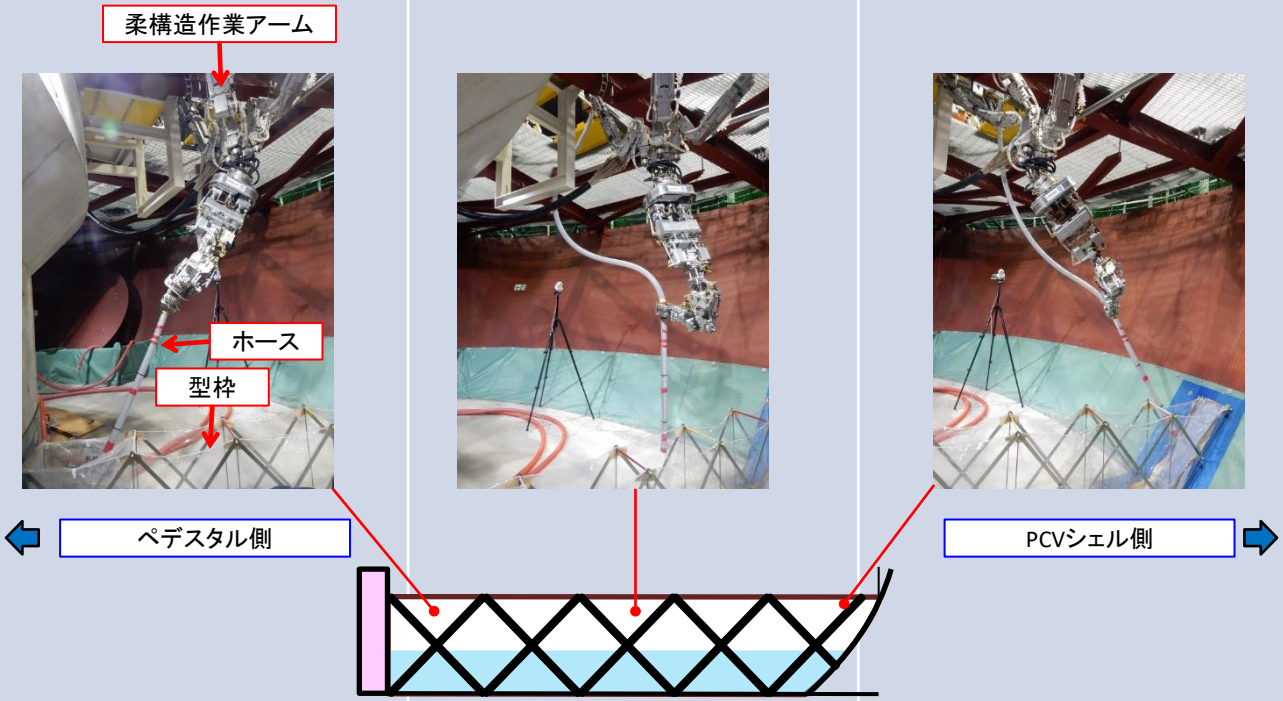
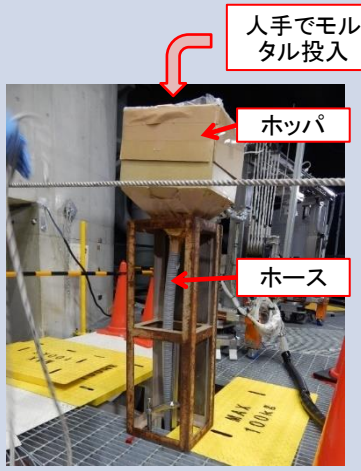
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 試験手順(ドライモルタルの投入) ※予備試験による確認

ID	試験項目	該当作業ステップ	試験要領・手順	判定基準	備考
2	ドライモルタルの投入	7-2	(1)柔構造作業アームにて型枠直上にホース(ドライモルタル投入用)を位置決めする。 (2)柔構造作業アームにてホースを移動させながら型枠内にドライモルタルを投入する※2。 (2)簡易堰(試験用)と堰の間の水を抜く。【人手作業】 (3)漏えい量を測定する。【人手作業】	• 型枠内にドライモルタルを投入できること。 • モルタルが固化すること。 • 水抜きにより堰の内外で水位差ができること。 • 堰からの漏えいがないこと。(目標)	※2: ホース内へのモルタル投入は人手にて実施

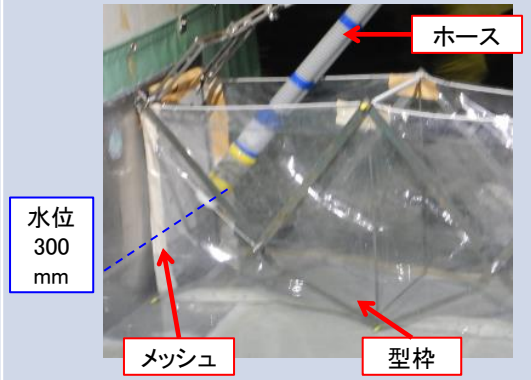
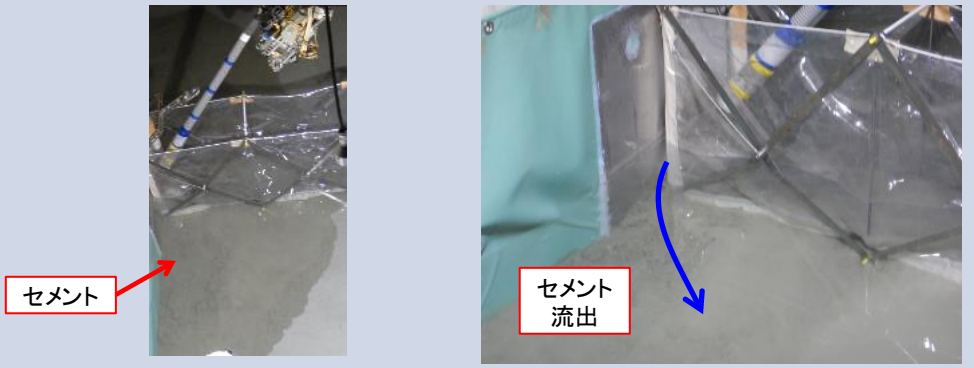
STEP	1. 型枠上へのホース位置決め			
動作図				 グレーチング上

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

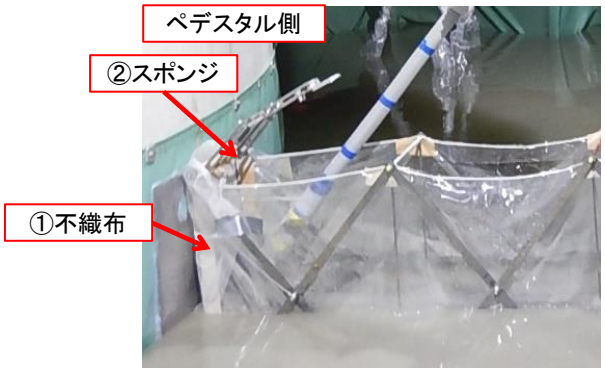
■ 要素試験結果(ドライモルタルの投入)

STEP	1. ホース位置決め(ペデスタル側)	2. モルタル投入
動作図		

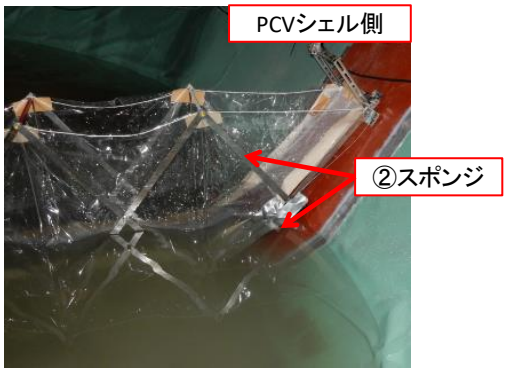
ホース位置決め、モルタル投入ができることを確認したが、
型枠と壁面の隙間からのセメントの流出が大きい。

⇒試験を中断し、メッシュ目開き、壁面との隙間対策後試験を継続した。

【対策内容】
①メッシュ(目開き1mm)の外側に
不織布を取り付け。
②壁面との隙間をスポンジで閉止。
(PCVシェル側、ペデスタル側の
片側)



ペデスタル側の堰の状況



PCVシェル側の堰の状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

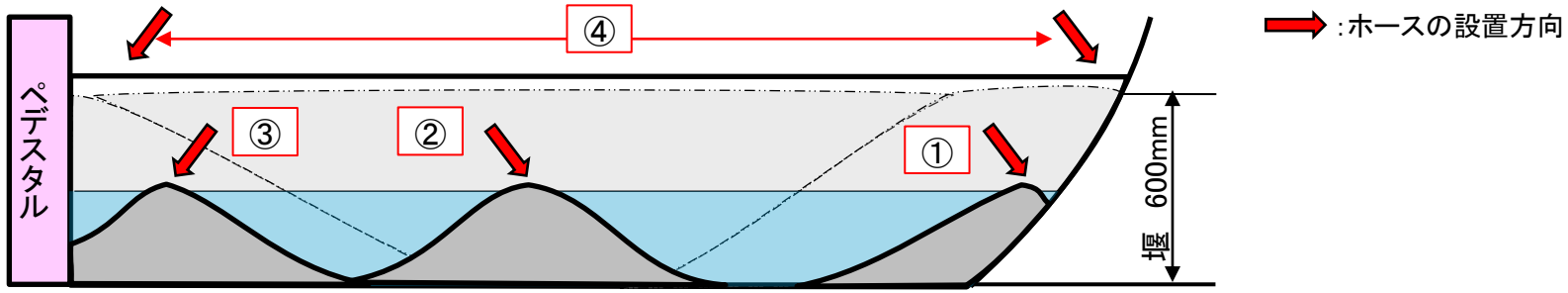
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験結果(ドライモルタルの投入)

✓ 前述の隙間対策後、モルタルの投入を継続、モルタル投入を完了した。(投入状況は次頁)

✓ モルタルの投入箇所については、モルタルの積み上がり状況を見ながら以下の手順で実施した。

No.	投入位置	内容	基準
①	PCVシェル側底面	壁面との隙間および底面が埋まるようにモルタルを投入する。	モルタルの山の頂点が気中に出るまで投入。
②	中央底面	底面のメッシュが埋まるようにモルタルを投入する。	モルタルの山の頂点が気中に出るまで投入。
③	ペデスタル側底面	壁面との隙間および底面が埋まるようにモルタルを投入する。	モルタルの山の頂点が気中に出るまで投入。
④	気中全域	モルタル高さが600mmになるよう全体にモルタルを投入する。	気中部の積み上がり状況を確認しながら投入。



モルタル投入位置及び積み上がり状況(推定)

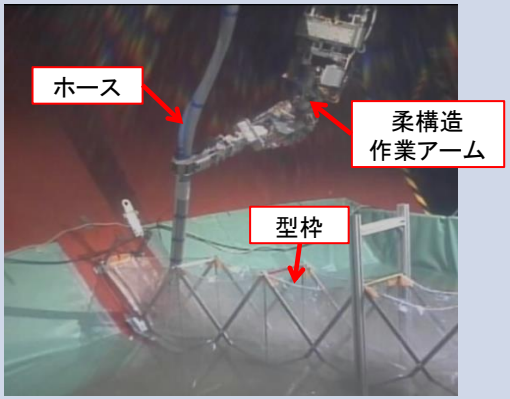
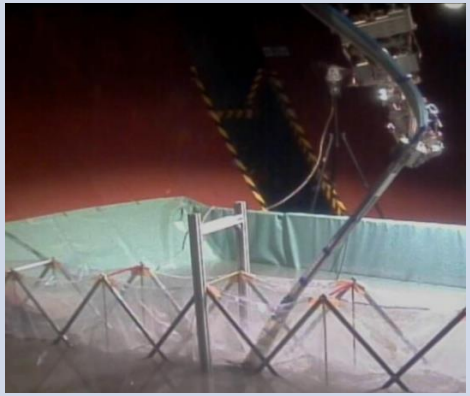
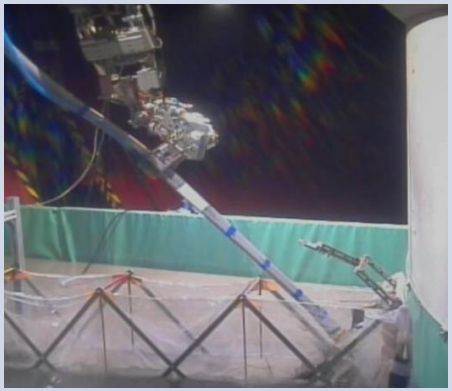
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

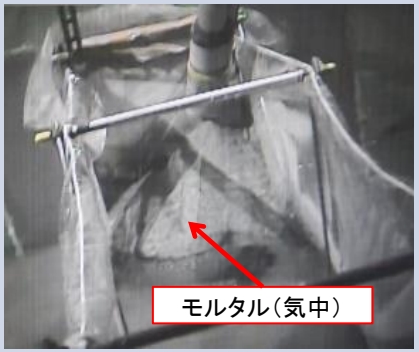
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験結果(ドライモルタルの投入)

✓ 前述の対策後、モルタルの投入を継続、モルタル投入を完了した。

STEP	1. ホース位置決め、モルタル投入 (①PCVシェル側)	2. ホース位置決め、モルタル投入 (②中央部)	3. ホース位置決め、モルタル投入 (③ペデスタル側)
動作図			

STEP	4. モルタル投入監視状況(③ペデスタル側)		5. モルタル投入完了後
動作図			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

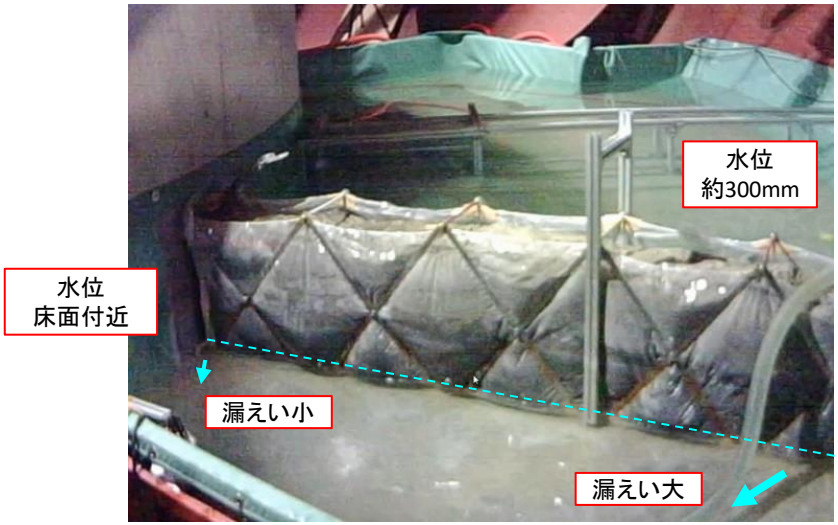
■ 要素試験結果(ドライモルタルの投入):漏水量の確認状況

✓ モルタル硬化後、水抜きにより堰の内外で水位差ができることを確認したが、堰のPCVシェル側からの漏えいが大きくすぐに水位差がなくなった(10分程度)。

→特にPCVシェル側について、隙間をスポンジで埋めていたが、メッシュ袋が壁面に密着するように膨らんでいなかったため、漏えい量が大きかった。



堰外側水抜き前の状況



堰外側水抜き直後の状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

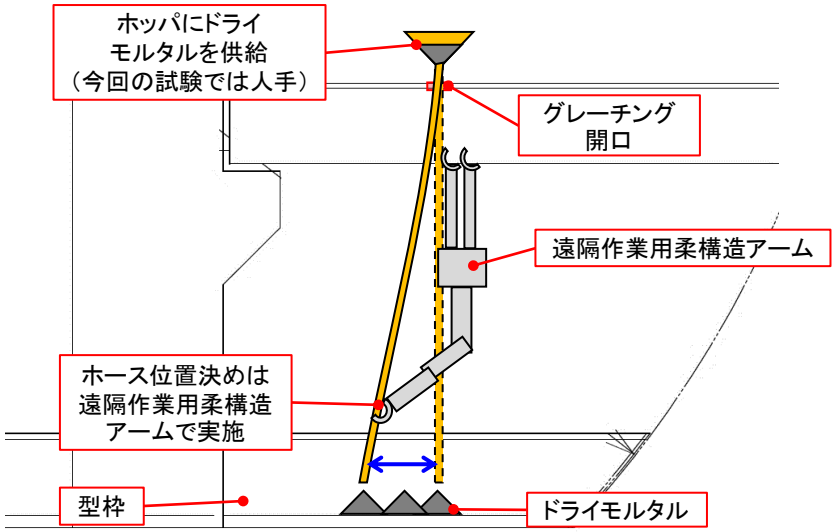
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ モルタルの投入方法について

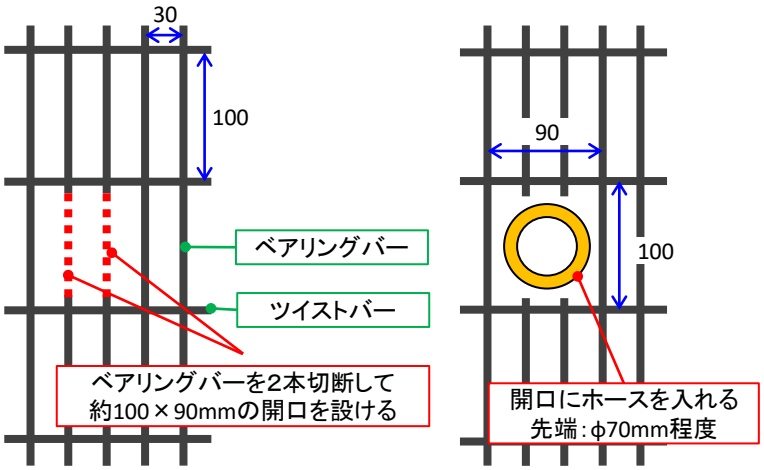
型枠分割搬入方式について、モルタルの投入方法を検討した。

✓ モルタルを連続投入できるよう、従来方式と同様にグレーチング上からホースでモルタルを投入する方法を採用した。
（ただし、水と練り混ぜたモルタルを圧送する高圧仕様のホースと違い柔軟なホースを使用して遠隔操作性を向上）

✓ 地下階に装置を搬入するグレーチング開口と型枠の位置は離れてしまう可能性があるため、型枠直上付近のグレーチングのバーを2本程度切断して開口を設けることを想定。



モルタル投入イメージ



グレーチング開口イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

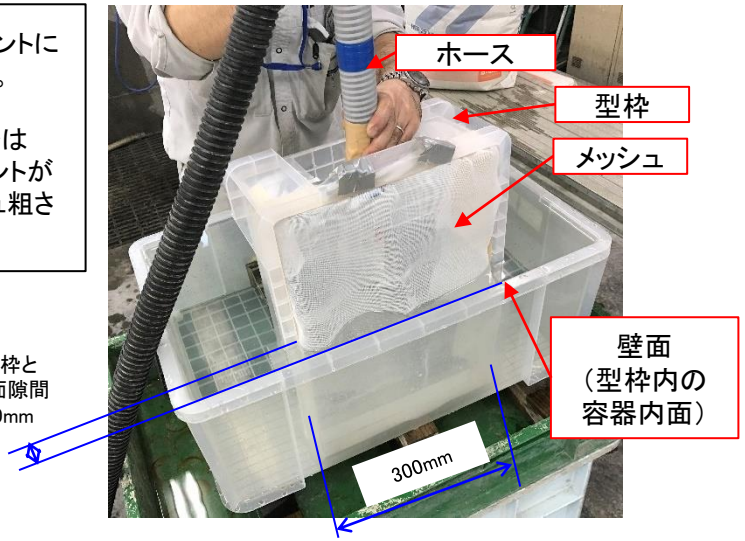
■ 予備試験内容

型枠分割方式の成立性(主に壁面との隙間への追従性)を確認する試験を実施した。

【試験条件】

- ✓ 型枠寸法:幅300×長さ200×高さ450mm
- ✓ 壁側の型枠の仕様:メッシュ(目あき:1mm※)
- ✓ 水深:300mm
- ✓ 壁面との隙間:50mm
- ✓ モルタル投入ホース:長さ1m
- ✓ ホース先端カバー(φ700mm)から排気して粉塵抑制

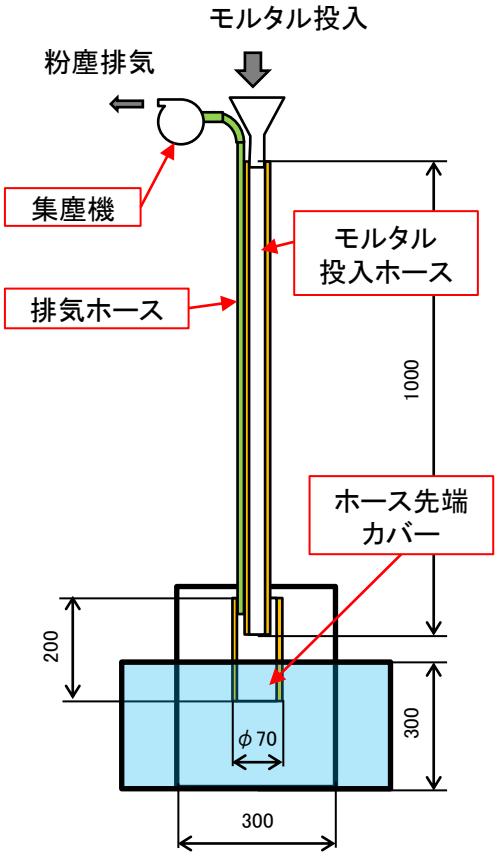
※モルタルはセメントに砂を混ぜたもの。予備試験および要素試験では砂は漏れ出さずセメントが漏れ出すメッシュ粗さを選定した。



試験体外観



モルタル投入方法



モルタル投入構成

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

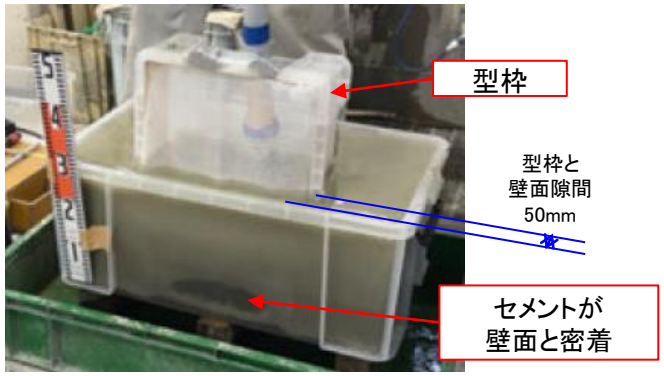
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 予備試験結果

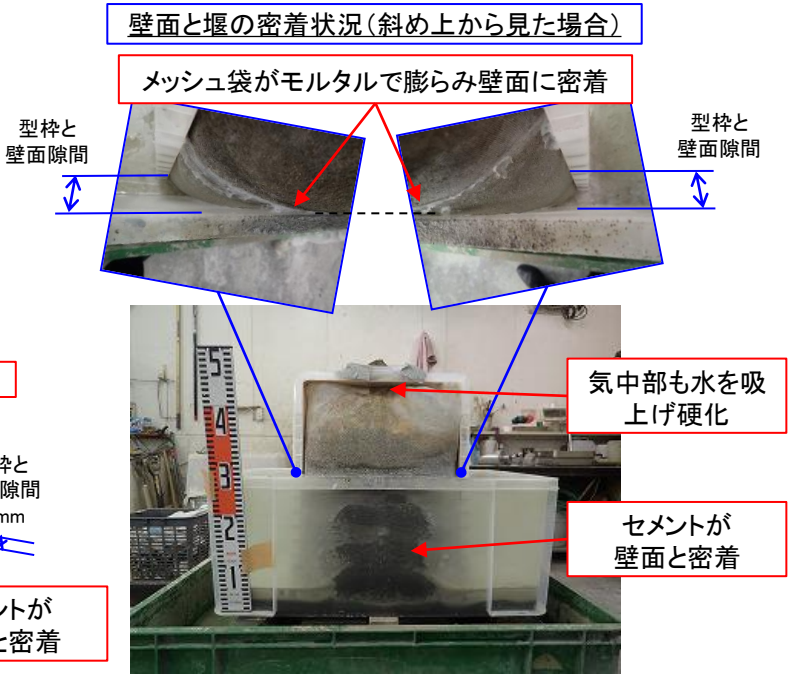
- ✓ メッシュからモルタルが流出するが、型枠内にモルタルが積み上がることを確認した。
- ✓ メッシュ袋が膨らむことで隙間を埋めるように膨らみ壁面に追従することを確認した。
- ✓ メッシュから流出したセメントが壁面と密着することを確認した。
- ✓ モルタル投入直後から水が濁ってしまったため、投入状況の確認は気中部に出てきたモルタルを監視することとした。
- ✓ 気中に投入したモルタルも水を吸上げて硬化することを確認した。



モルタル投入状況(開始直後)



モルタル投入状況



硬化後の状況

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

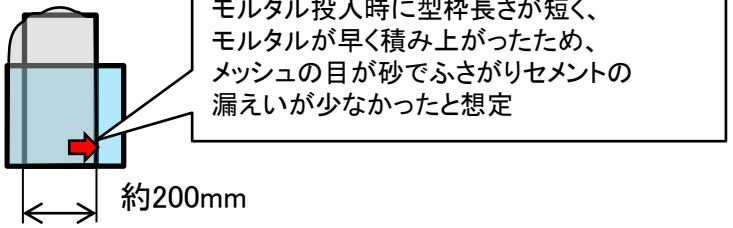
■ 予備試験結果と要素試験結果の差異の検討

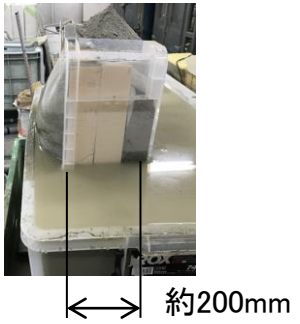
✓ 予備試験ではセメントが流出しながらも、型枠模擬体の長さが短いため砂が早く堆積していき、早い段階でメッシュの目が砂でふさがったため、セメントの漏えいは比較的少なかったと想定される。

→**型枠の長手方向の模擬も必須。**

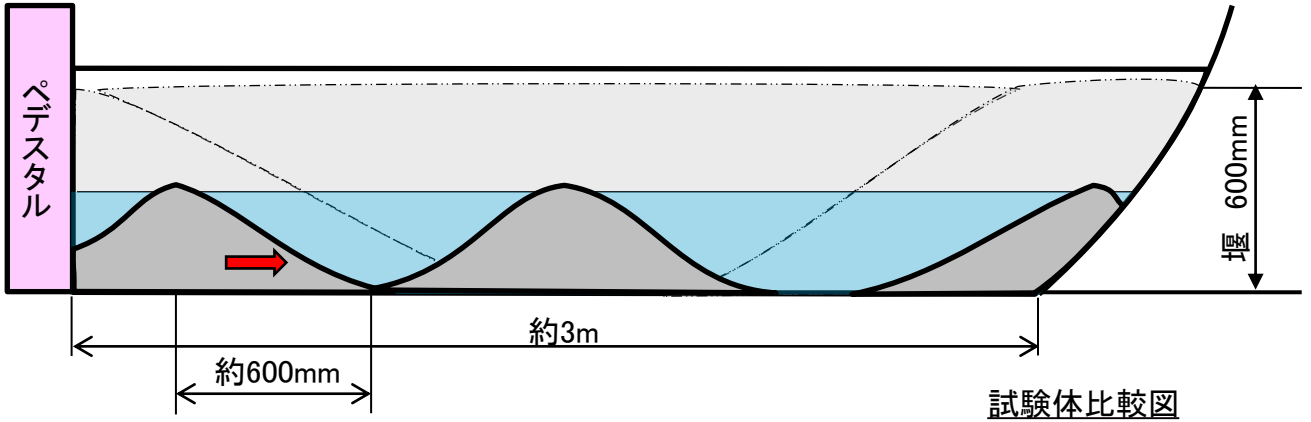
（要素試験ではモルタルを300mm積み上げるまでに横方向に約600mm広がったのに対し、予備試験での型枠の長さは約200mmだった。）

【予備試験型枠寸法】
・幅300×**長さ200**×高さ450mm
・水深：300mm





【要素試験型枠寸法】
・幅300×**長さ3000**×高さ600mm
・水深：300mm



試験体比較図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

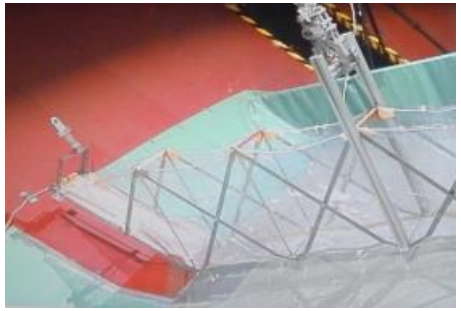
b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 要素試験結果まとめ

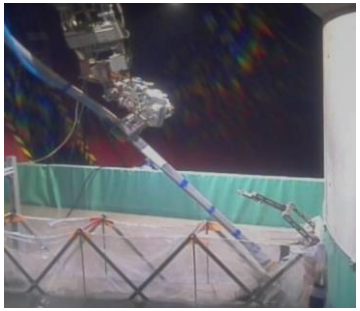
ID	試験項目	試験要領・手順	試験結果		備考
1	型枠の搬入・展開	(1)門型揚重機で型枠を吊り上げ。 (2)門型揚重機を既設開口上まで移動させる。 (3)門型揚重機のウィンチを用いて、型枠を地下階に吊り下ろす。 (4)柔構造作業アーム(地下階)にて型枠を把持し、門型揚重機のウインチを巻き上げる。 (5)柔構造作業アームにて型枠を展開する。	• 門型揚重機を開口上に位置決めできることを確認。 • 門型揚重機で開口(1200×600mm)から型枠を地下階に搬入でき、柔構造作業アーム(地下階)にて型枠を把持できることを確認。 • 柔構造作業アーム(地下階)にて型枠を展開できることを確認。	○	
2	ドライモルタルの投入	(1)柔構造作業アームにて型枠直上にホース(ドライモルタル投入用)を位置決めする。 (2)柔構造作業アームにてホースを移動させながら型枠内にドライモルタルを投入する※1。 (2)簡易堰(試験用)と堰の間の水を抜く。【人手作業】 (3)漏えい量を測定する。【人手作業】	• 柔構造作業アーム(地下階)にてホースを位置決めし、型枠内にドライモルタルを投入できることを確認。 • 水中に投入したモルタルが固化することを確認。 • 型枠内にモルタルを投入できたが、メッシュからセメントが大量に流出。 • 水抜きにより堰の内外で水位差ができるが、堰からの漏えいが大きくすぐに水位差がなくなる。	▲	※1: ホース内へのモルタル投入は人手にて実施



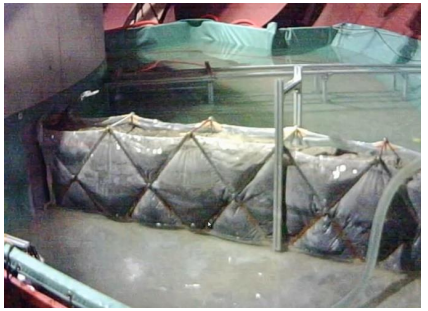
型枠の搬入



型枠の展開



ドライモルタル投入



堰外観

遠隔操作性に関する判定基準を満足していることを確認できたが、
堰の構造、止水性に課題あり。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 抽出した課題と対応方針

No.	課題	内容	対応方針
1	型枠と壁面の隙間の閉止方法	型枠と壁面の隙間が大きいと隙間を埋めきれず壁面と密着しないため、止水ができない。	メッシュの目の粗さ等再度検討して**追加要素試験により効果を確認する。**
2	メッシュからのセメントの流出防止方法	メッシュの目が粗いためモルタルのセメント成分が流出してしまう。	上記改善と合わせ、メッシュの目の粗さ等の再検討による効果を**追加要素試験により確認する。**
3	漏えい発生時の補修方法	長期間の中で漏えい量が増えた場合に補修する必要があるが、現状の方法では補修は困難。	補修方法について机上検討を行い、**追加要素試験により有用性を確認する。** 今回の要素試験のように止水ができない場合のバックアップ工法としても検討する。
4	モルタル投入状況の確認方法	モルタルの投入状況を型枠外から監視することは困難。(今回は人手でホース付近にカメラを設置して試験を実施した。)	カメラ・照明の詳細配置にて対応(実機工事時)。

No.1～3について追加要素試験を実施した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ メッシュの目の粗さ検討のための予備試験



- ✓ 前述の要素試験では、ドライモルタルの構成材料であるセメントの粒子径が細かいため、メッシュの目から漏れ出て、水が濁ったと考えられた。そこで、布の種類とドライモルタルの水中への漏出量を確認した。
- ✓ 要素試験で使用したメッシュではメッシュの10cm上からモルタルを投入した場合、全体重量の内約18%が漏出することが確認された。
- ✓ より目の細かい不織布でも約14%の漏出が確認されており、セメントを流出させて壁面との隙間を埋めることは難しいこと考えられる。
- ✓ そこで、型枠と壁面等の界面との隙間をなくなるように型枠構造を検討して追加要素試験を実施することとした。

布の種類	洗い方法	洗い前の乾燥質量(g)	洗い後の乾燥質量(g)	水中への漏出量(g)	洗い前の質量に対する漏出量の比率(%)
メッシュ(目合1mm)	10cmから落下	201.14	164.95	36.19	17.99
	完全洗い	200.73	80.27	120.46	60.01
不織布(目合0.1mm)	10cmから落下	200.01	171.79	28.22	14.11
	完全洗い	200.05	110.35	89.7	44.84
メッシュ(目合い0.25mm)	完全洗い	200.30	106.69	93.61	46.73

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ セメントの流出対策に関する予備試験(1/2)

- ✓ これまでの試験結果から、ドライモルタルをそのまま水中に投入すると、床面に到達するまでにモルタルが砂とセメントに分離してしまい、メッシュからセメント分が流出してしまうことで水が濁ることが確認された。
- ✓ 上記のセメント流出対策として、少量のドライモルタル(150g)を水溶紙に包んで投入することで、モルタルが床面に到達するまでに水をまきこむ量が減り、モルタルの分離を抑制できると考えて予備試験を実施した。
- ✓ 試験の結果、水溶紙①に包んで投入することで、セメントの流出が低減することを確認したため、型枠を模擬した容器に投入しての予備試験を実施することとした。

No.	課題	内容	評価
1	ﾄﾞﾗｲﾓﾙﾀﾙをそのまま投入	モルタルが容器底部に達するまでに分離してしまい、セメント分流出して水中を漂い水が濁る。	×
2	水溶紙① (A社製、厚さ:標準) に包んで投入	容器底部に到達してから水溶紙が溶けて、水溶紙は多少残るが、セメントの流出は少なくなる。	○
3	水溶紙② (A社製、厚さ:厚い) に包んで投入	水溶紙がほとんど溶けず、水みちになる恐れがある。	△
4	水溶紙③ (B社製、水溶性:高) に包んで投入	モルタルの流出は他に比べて少し多い。水溶紙は溶けたが、水にとろみが生じてしまったため、水処理システム等への影響が懸念。	△



ドライモルタルそのまま投入



水溶紙①で包んで投入

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

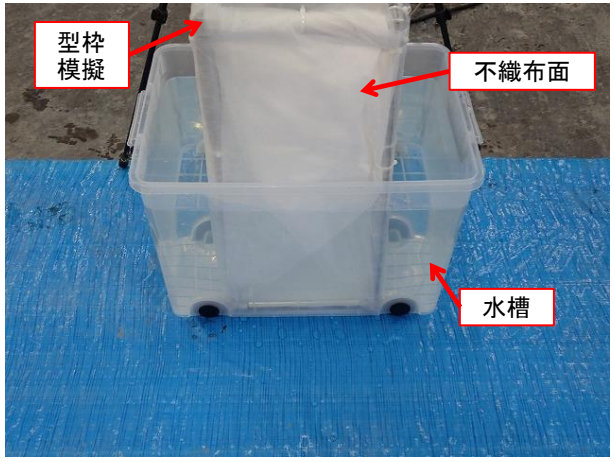
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ セメントの流出対策に関する予備試験(2/2)

- ✓ 前述の予備試験から規模を拡大して確認するため、ドライモルタル(1kg)を水溶紙に包んで型枠内に投入する予備試験を実施した。
- ✓ 型枠と壁面を接着する面には目の細かい不織布を使用し、壁面との隙間が空いた状態で試験を実施した。
- ✓ 試験の結果、型枠外に流出するセメントは減少して型枠外の濁りは多少低減したが、型枠内の濁りにほとんど変化はなく、モルタルがセメントと砂に分離してしまい、セメントが流出してしまっている。
- ✓ 水溶紙に包んだモルタルの一段目投入時は比較的セメントの流出が少ないが、二段目以降は先に投入したモルタル上に落下することでセメントを巻き上げてしまい、セメントが流出してしまうことを確認した。

ドライモルタルを水溶紙に包むことで、セメントの流出は低減できたが、
型枠内全体に投入するには課題があり、型枠底部(一段目)のみに使用することとした。



型枠模擬の外観



モルタル袋投入状況



モルタル袋投入完了後の状況

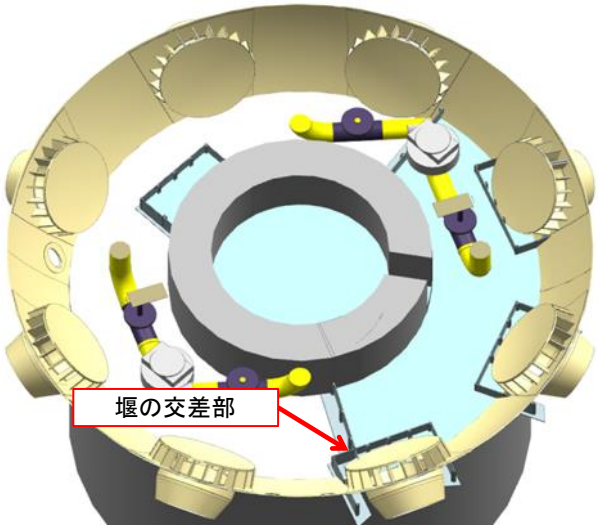
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

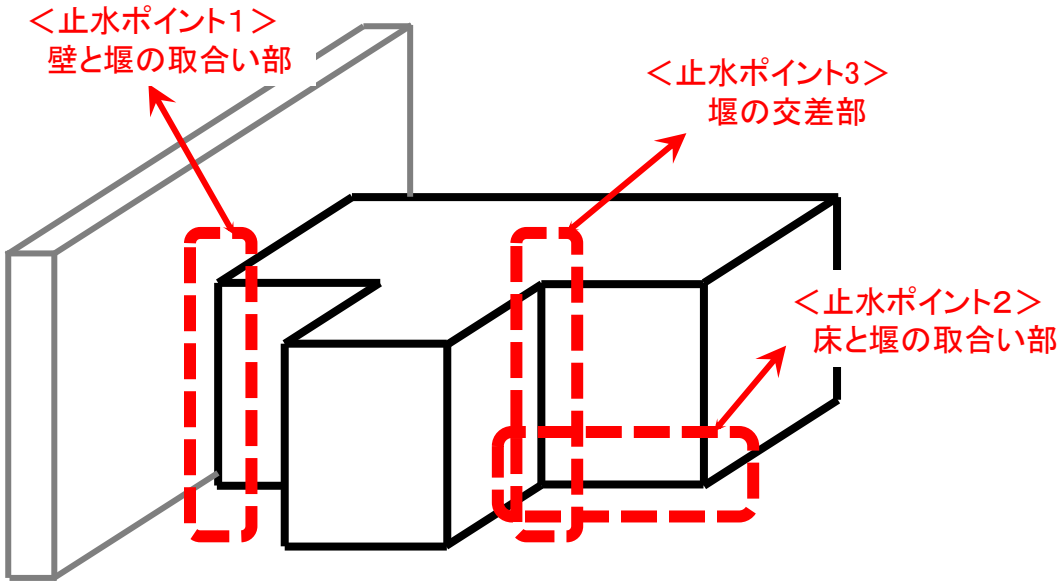
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験(小規模試験/中規模試験)の目的

- ✓ セメント粒子は微小なため、布製の型枠ではセメント粒子が漏れ出した。このため、広範囲にセメントが堆積した。
- ✓ 追加要素試験1では、止水ポイント1および2の解決に向けた型枠の納まり、および打設手順を検討し、堰構築後の水抜きで、その効果を確認する。
- ✓ 追加要素試験2では、止水ポイント3の解決に向けた型枠の納まりを検討し、堰構築後の水抜きで、その効果を確認する。





©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

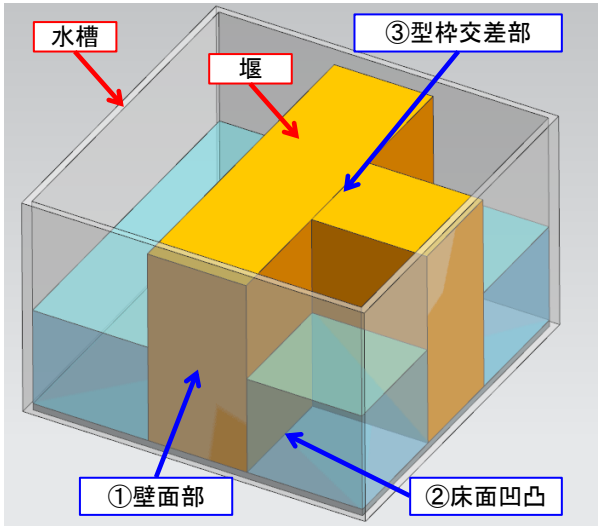
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験に向けた堰構築方法の検討

✓ 2018年度試験結果とこれまでの要素試験結果から、型枠構築方法を以下の通り見直して試験を実施することとした。

- ✓ 型枠と壁面の隙間はスポンジを取り付けて隙間からセメントが流出しないようにする。
- ✓ 型枠底部は開放し、ドライモルタルを水溶紙に包んで投入することで、セメントの流出する可能性を低減した上で床面凹凸部に使用する。



追加要素試験試験体(中規模)イメージ

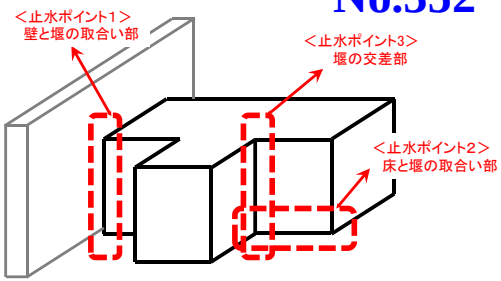
組合せ方法検討結果

No.	型枠			壁面との隙間	モルタル投入方法				評価
	壁面	底面素材	側面		①壁面	③型枠交差部	②床面凹凸	その他	
1	メッシュ（目開き1mm）	メッシュ	ビニール	処置なし	ドライモルタル			ドライモルタル	2018年度要素試験で確認 隙間からセメント流出大
2	不織布（目開き小）	メッシュ	ビニール	スポンジ	ドライモルタル			ドライモルタル	2018年度要素試験で確認 壁面との隙間を人手で埋めてセメント流出低減
3	不織布	不織布	ビニール	スポンジ	ドライモルタル			ドライモルタル	
4	不織布	不織布	ビニール	スポンジ	水溶紙に包んだドライモルタル			ドライモルタル	隙間が小さくなるように処置
5	不織布	不織布	ビニール	スポンジ	ドライモルタル	水溶紙に包んだドライモルタル		ドライモルタル	試験で確認
6	不織布	開放（一部ビニール）	ビニール	スポンジ	ドライモルタル		水溶紙包ドライモルタル	ドライモルタル	
7	不織布	不織布	ビニール	土のう	水練りモルタル			ドライモルタル	最初に土のうを壁面との隙間に投入

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法



■ 追加要素試験に向けた堰構築方法の検討

✓ 改良した納まり(案)は、止水ポイント1では、ジャバラ型枠の端部に、台座を介してスポンジを取り付け、躯体にスポンジを押し付ける。

✓ 止水ポイント2では、型枠(ビニル)を下方に伸ばし、端部に独立した錘を取り付ける。

取合い部	原因	対策(案)
止水ポイント1（壁ー堰）	■ジャバラ型枠と壁との間にすき間ができ、そこから漏れ出る。 ■すき間の原因は、次が考えられる。 ・ジャバラ型枠が伸びきらない。 ・壁の立ち上がりが鉛直でない(PCV-型枠間) ・堰がPCVの半径上にない。	①型枠の端部に、壁とのすき間を埋められる型枠延長材を取り付ける。 ②型枠延長材は、壁の形状やすき間の大きさに追従できる柔軟性のある材質とする。
止水ポイント2（床ー堰）	■型枠の設置レベルは床面だが、床面にデブリをはつり取った凹部があることにより、型枠の下方にすき間が開く箇所ができる。	①型枠は、下方を開放にし、ドライモルタルで凹部を埋められるようにする。 ②型枠の下部と床とのすき間を埋められる型枠延長材を取り付ける。 ③型枠延長材は、凹部の形状やすき間の大きさに追従できる柔軟性のあるシート材とし、下方に錘を付ける。 ④ドライモルタルを水溶紙で包装してセメント粒子の漏出しを遅らせる、または型枠底部を閉空間にして、セメント粒子を出さない。

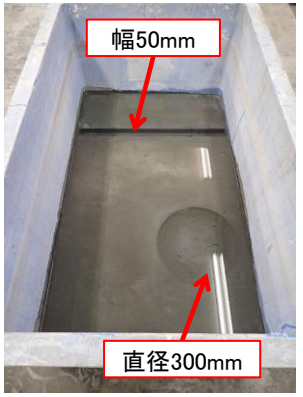
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

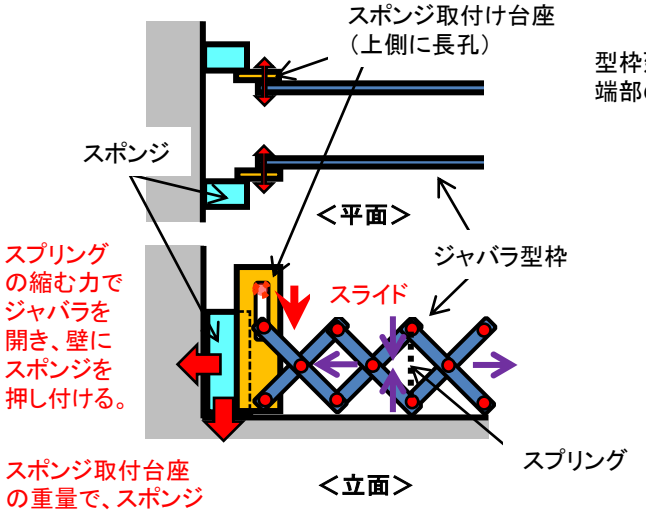
■ 追加要素試験1の試験内容<堰構築前の床面の状態、型枠形状>

No.	試験条件	設定理由
1	水位:300mm	実機での水位条件に合わせる
2	床面は凹形状を有する	幅50mmの溝と直径300mmの凹みを設けても止水できるか確認する
3	試験での堰の大きさ 幅300mm×長さ1200mm ×高さ600mm	幅、高さ:実機スケール模擬 長さ:モルタルが水平方向に広がりながらも積み上がるか、要素試験での安息角※を基に1m以上必要なため、水槽寸法に合わせて設定 (※:水中部300mm積み上げるまでに横方向に約600mm広がった)
4	型枠の展開:人手	遠隔装置での型枠展開が可能なことは要素試験で確認済みのため
5	ドライモルタル投入:人手	遠隔装置でのドライモルタル投入が可能なことは要素試験で確認済みのため

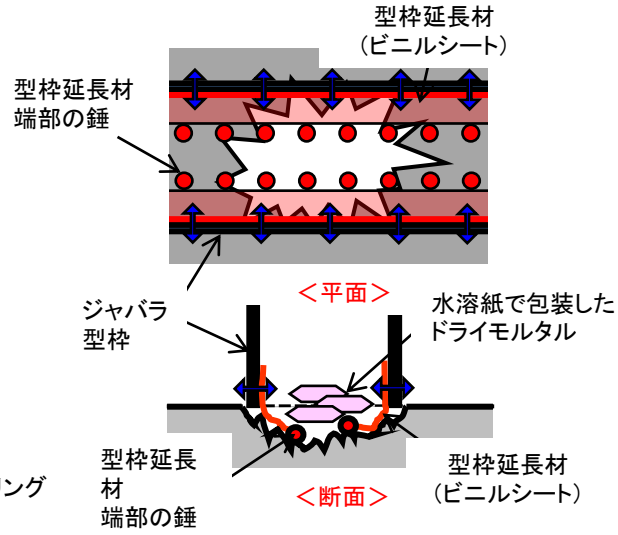


試験水槽底面

(水槽内面寸法
幅750mm、長さ1230mm)



止水ポイント1に対する改良(案)



止水ポイント2に対する改良(案)



たたんだ状態のジャバラ型枠



開いた状態のジャバラ型枠



型枠側面のスポンジとメッシュシート



型枠底面(ビニル型枠を沈める錘)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験1の試験状況(底部への水溶紙に包んだドライモルタルの投入状況)

- ✓ まずは、型枠底面の隙間を埋めるため、水溶紙で包んだモルタル(1kg)を底面全体に投入した。
- ✓ モルタル投入直後に、水溶紙が溶解して底部の溝からセメントが流れ出していくことが確認された。
- ✓ しかし、モルタルを投入していくことで次第に溝が埋まり、モルタルの漏出しが止まることを確認した。
- ✓ 水溶紙に包んだモルタルの投入後、型枠内に比べて型枠外の水の濁りは少なかった。



水溶紙入りモルタルの投入前の状況



水溶紙が溶解して溝から出るモルタル



モルタル1袋投入後の凹部(円形)の状況

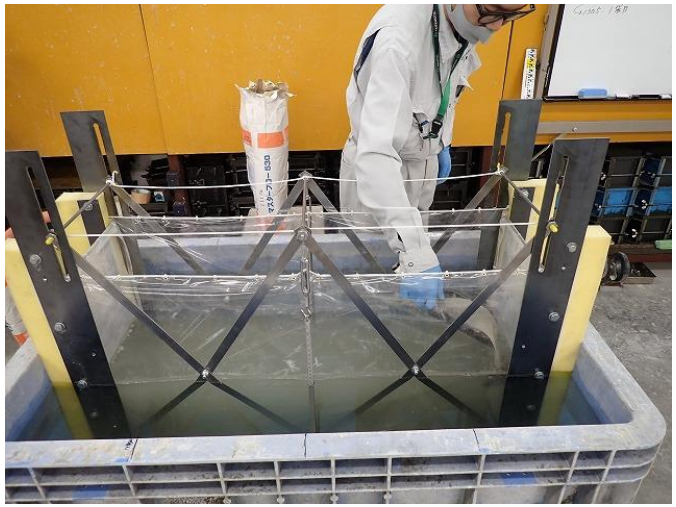
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

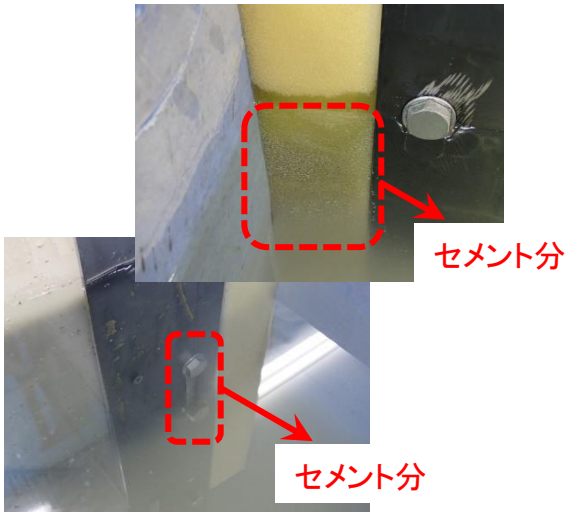
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験1の試験状況(ドライモルタルの投入状況)

- ✓ 底部に水溶紙で包んだドライモルタルを投入した後は、ドライモルタルをそのまま投入した。
- ✓ まずはメッシュシート間にモルタルを投入し、ジャバラ構造の型枠が縮まないようにしてから、メッシュシートと水槽間へのモルタルを投入した。
- ✓ スポンジ部分からわずかにセメントのにじみ出しが確認されたが、壁面との隙間などからモルタルが流れ出ることは無く、型枠前面にドライモルタルの投入を完了した。



型枠内へのバラモルタルの投入



スポンジからのセメント分のにじみ出し



型枠外の水の濁り状況

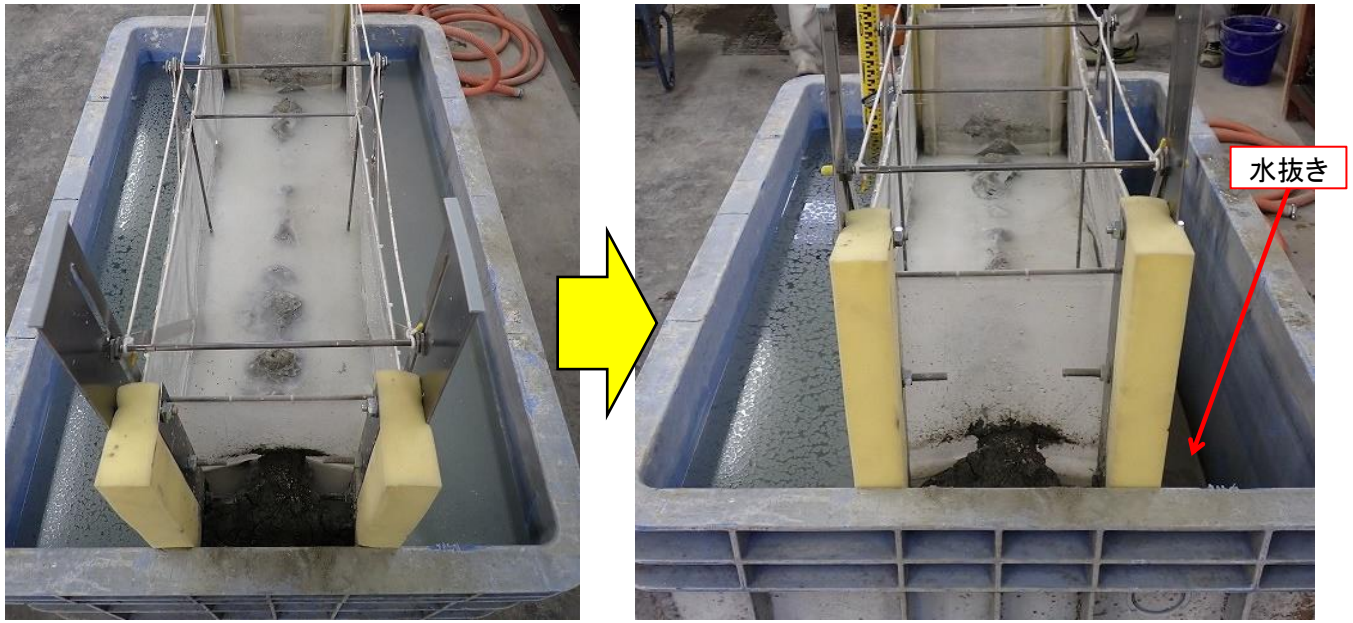
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験1でのモルタル硬化後の堰の止水状況

- ✓ モルタルの硬化後、水槽内の片側から水を抜いて止水状況について確認した。
- ✓ 水抜きから35分経過した時点で、水位が4cm下がった(外観上、明確な水漏れ箇所は確認できず)。
- ✓ 堰1mあたりの漏水速度は15.8L/hであり、1号機ジェットデフ周り堰(4m)換算で63.2L/hだった。
  (堰1mあたりの漏水速度＝水位低下量から算出した漏水量／水位低下までの時間／堰の長さ)
  (以降漏えい量については同様の方法で計測した。)
- ✓ 漏えい量が多いため、漏えい個所の補修を実施することとした。



水抜き前の水の状況　　水抜き後の水の状況(堰の右側から水抜き)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

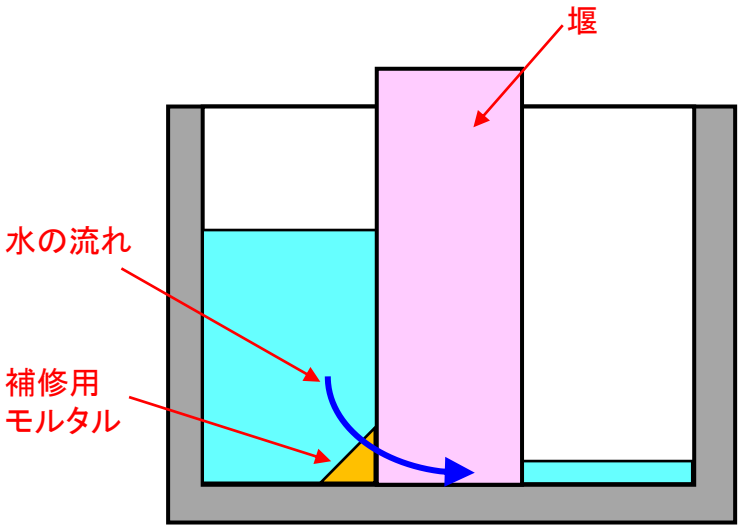
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験1での堰の補修後の状況

- ✓ 明確な漏水の流れは見えないが、おそらく、堰の下方から漏水しているものと想定し、補修を行った。
- ✓ 補修は、堰の下方にできていると考えられるすき間をモルタルで埋める方法とし、水の上流から下流に、モルタルが流れて、すき間を閉塞させるよう、水溶紙で包んだモルタルを設置した。
- ✓ 補修により、堰1mあたりの漏水速度は5.5L/hまで減少し、1号機ジェットデフ周り堰(4m)換算14.8L/hとなり、管理可能と想定される漏えい量となった。

  (補修前の約1/3の量。漏水箇所は、部分的に濡れていることから、スポンジ部であると推察される。)
- ✓ この補修方法は、堰を長期使用した場合の漏えい対策としても使用可能である。



補修のイメージ



堰際への補修用モルタル設置の状況



水張り側



水抜き側

堰際への補修用モルタル設置の状況

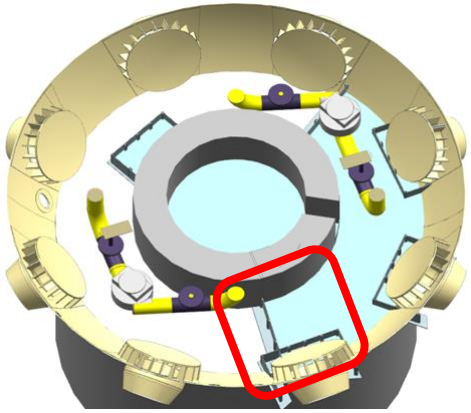
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

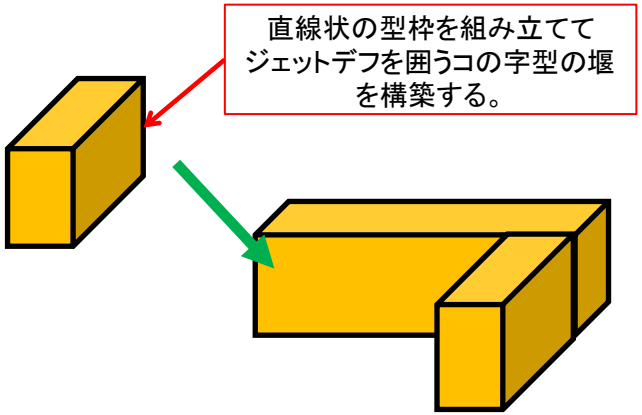
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験2の目的

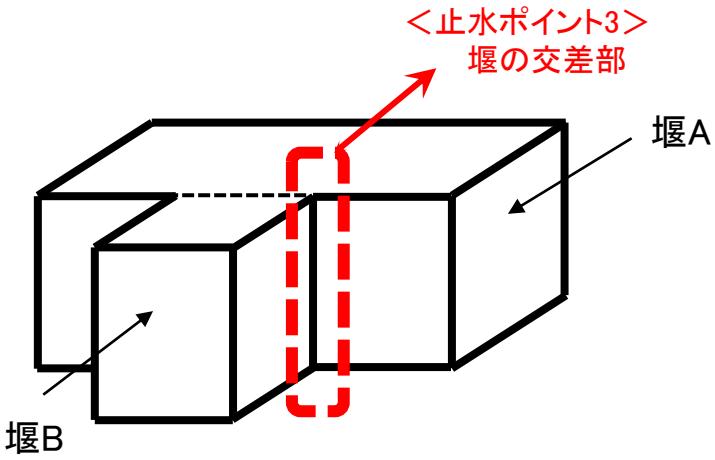
- ✓ 汚染拡大防止堰の構築にあたり、ジェットデフの周囲に堰を取り付ける場合、下図のように堰の交差部（＝堰Aと堰Bの取合い部）が発生する。
- ✓ セメント粒子漏出抑制の観点から、堰の交差部に布製の型枠は使用できない。一方でビニル製の型枠を使用した時、堰は縁が切れるため、水みちが残るリスクがある。
- ✓ このため、堰Aと堰Bは、一体化して、モルタルを打ち込む必要がある。しかし、堰Bの型枠が取り付く堰Aの型枠はビニル製のため、密着がむずかしい。
- ✓ そこで、堰Aの型枠に、堰Bの型枠が密着して取り付けられる方策を検討し、その効果を試験で確認する。また、この方法で製作した堰の止水性能を確認する。



1号機の堰設置範囲イメージ



型枠の組立てイメージ



追加要素試験2での模擬範囲

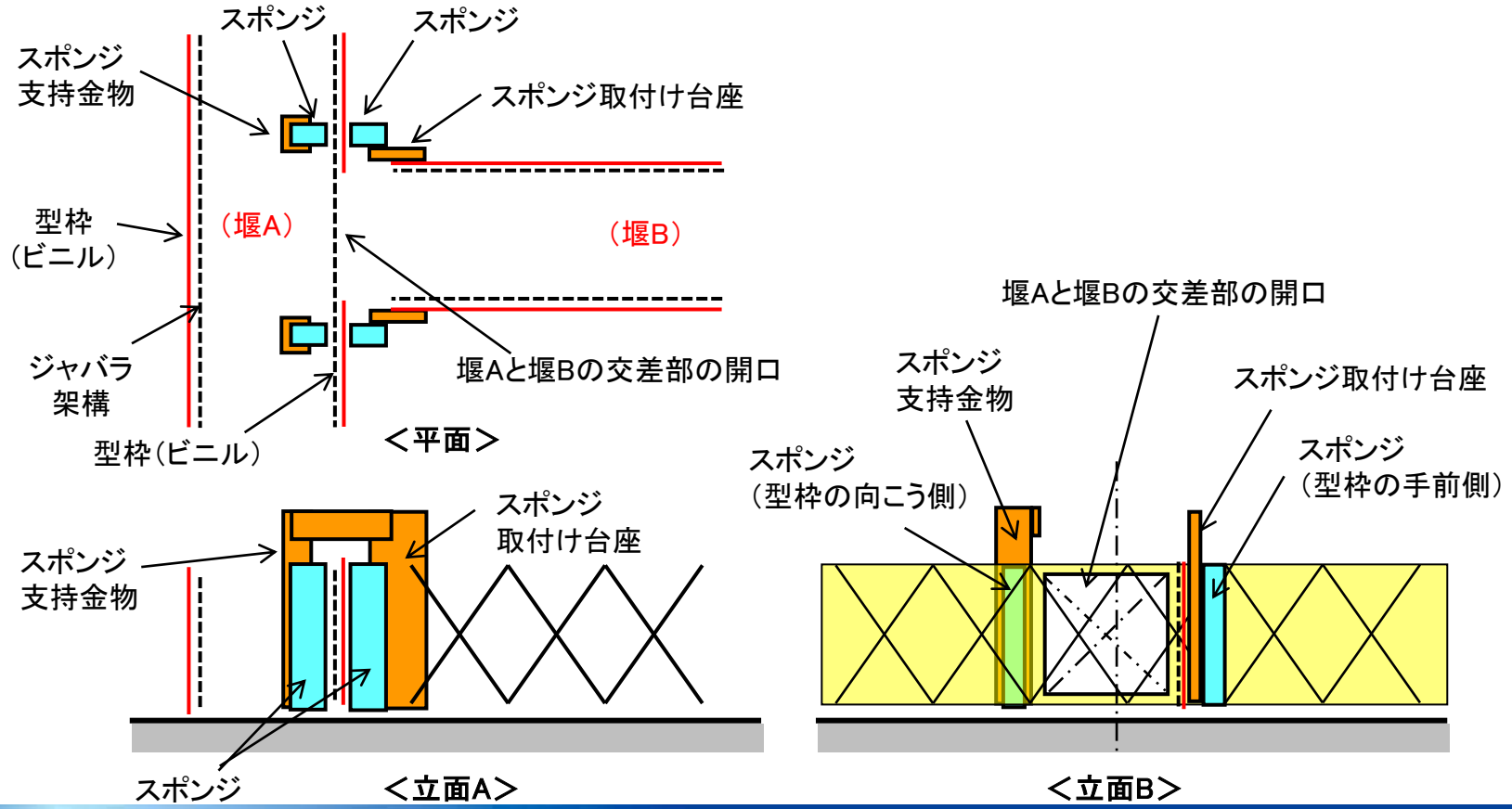
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験2の堰設置方法

- ✓ 堰B用のジャバラ型枠の端部に、(スポンジ取付け台座＋スポンジ)に向き合うように、(スポンジ支持金物＋スポンジ)を取り付ける。
- ✓ 堰B用のジャバラ型枠を取り付ける際、2つのスポンジで、堰Aのジャバラ型枠の(ジャバラ架構＋型枠(ビニル))をはさむようにして下す。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験2＜試験方法＞

(Step1)試験には、1m³水槽(縦1,580mm×横1,085mm×深さ590mm)を使う。
※水槽底面の状態はフラットとする。

(Step2)水槽に、堰Aのジャバラ型枠を設置する。

(Step3)水槽に、堰Aのジャバラ型枠の開口部位置に、堰Bのジャバラ型枠を、堰Aのジャバラ型枠に対して、トの字になるように取り付ける。

(Step4)止水ポイント1＆2を対象にした追加要素試験1と同様の方法で、堰Aと堰Bに、ドライモルタルを打設する。

※打設の順番は、水溶紙入りドライモルタル→バラのドライモルタル

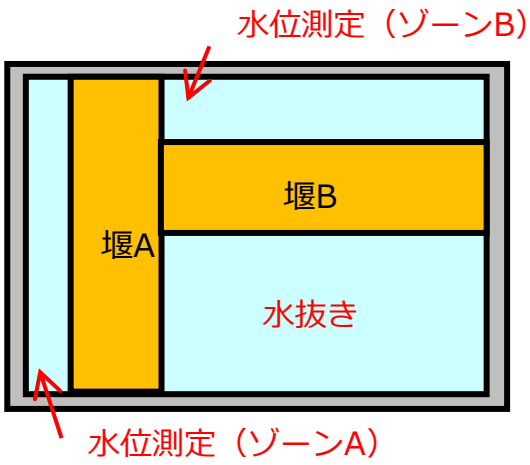
(Step5)堰Aおよび堰Bのジャバラ型枠に打設したモルタルを硬化させる。(1日以上)

(Step6)図の箇所の水を抜き、ゾーンAおよびBの水位を測定して、止水性を確認する。



1m³水槽

No.	試験条件	設定理由
1	水位:300mm	実機での水位条件に合わせる
2	床面は凹形状を有する	幅50mmの溝と直径300mmの凹みを設けても止水できるか確認する
3	試験での堰の大きさ 幅300mm×長さ約1m ×高さ600mm	幅、高さ:実機スケール模擬 長さ:モルタルの安息角を考慮して1m以上
4	型枠の展開、組立て: 人手	遠隔装置での型枠展開が可能なことは要素試験で確認済みのため
5	ドライモルタル投入: 人手	遠隔装置でのドライモルタル投入が可能なことは要素試験で確認済みのため



1m³水槽中の堰Aおよび堰Bの配置

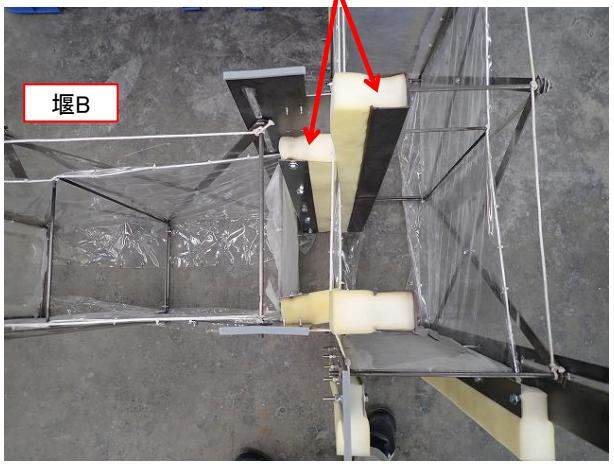
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

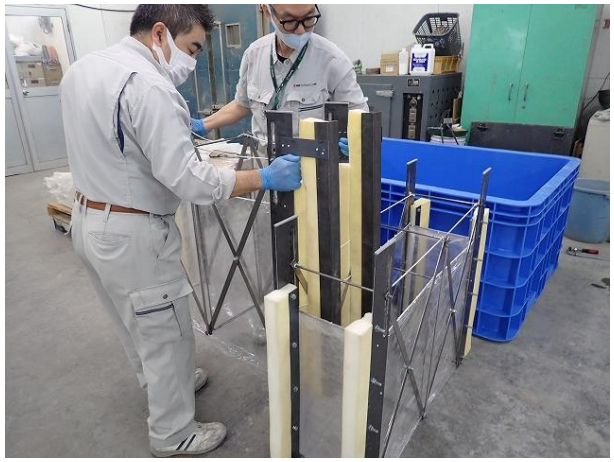
b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験2での試験状況

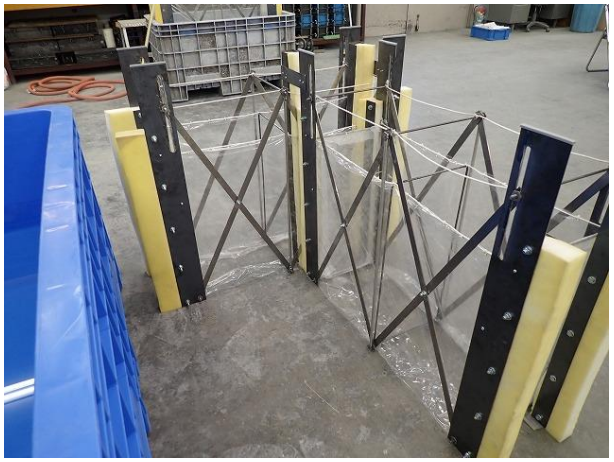
✓ 堰B用の型枠を人手で下ろしていき、2つのスポンジで、堰Aの型枠をはさむようにして下していくことで、型枠を組み立てられることを確認した。



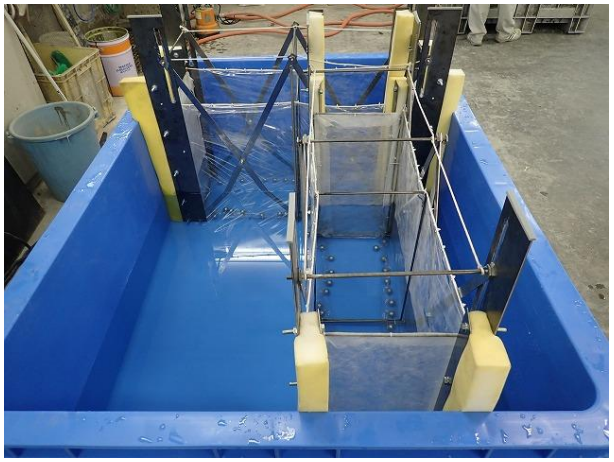
水槽内でのジャバラ型枠の設置状況



ジャバラ型枠の仮組立て時の状況



ジャバラ型枠の仮組立て後の状況



水槽内でのジャバラ型枠の設置状況

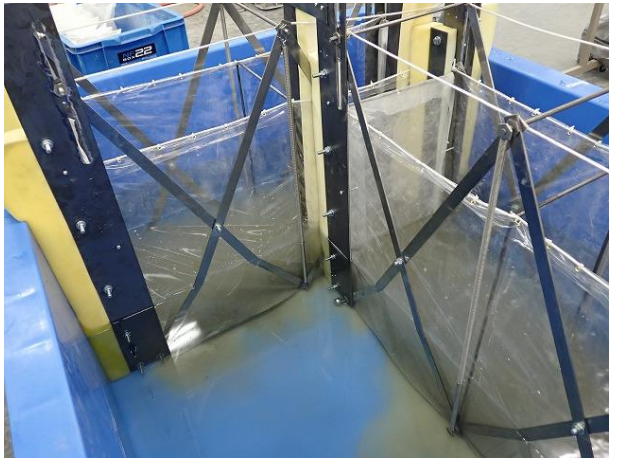
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ 追加要素試験2での試験状況

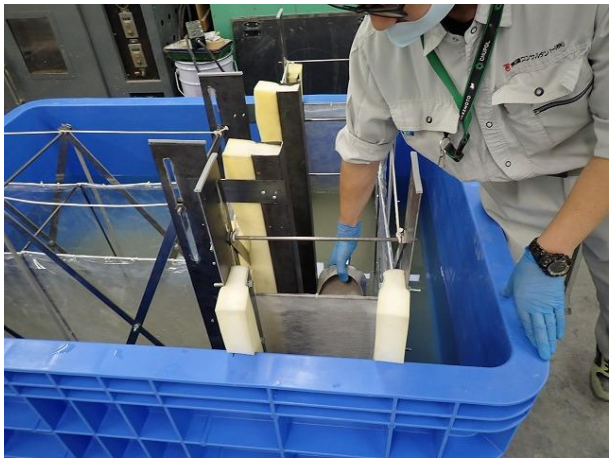
- ✓ 追加要素試験1と同様の手順でモルタルを投入した。
- ✓ 水溶紙に包んだドライモルタルを型枠底面に投入していくと、底面が開いているため、ところどころセメントが漏出してしまったが、水の濁りはほとんどなかった。
- ✓ ドライモルタルを直接投入していくと、スポンジやスポンジと型枠を取り付けた部分の隙間からセメントが流れ出して水槽底部の水が濁ったが、要素試験の際に比べて水の濁り(＝セメントの流出)が低減することを確認した。



袋入りドライモルタルの打設状況



型枠底部への打設完了時



ドライモルタルの打設状況



ドライモルタルの打設完了

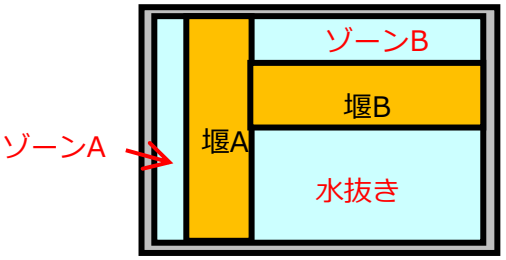
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

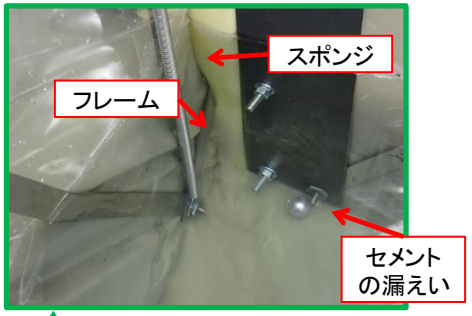
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

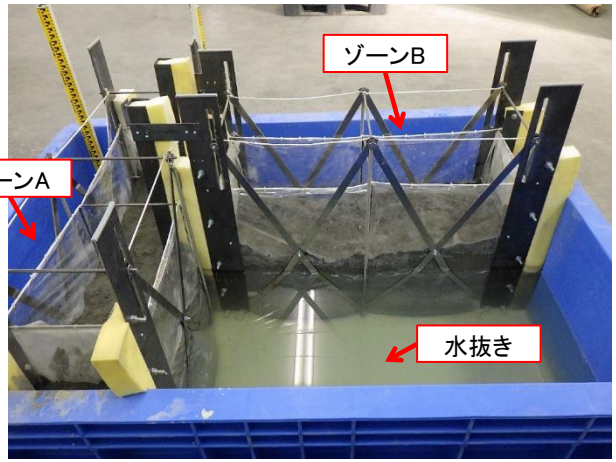
■ 追加要素試験2でのモルタル硬化後の止水状況

- ✓ 水抜き直後は、ゾーンA・Bとも、水抜き前の水位と同等であった。
- ✓ 水抜き1時間後は、ゾーンAからの漏えいは確認されなかった。(水位変化なし)。
- ✓ ゾーンBからは堰1mあたりの漏水速度3.70L/hが確認され、1号機ジェットデフ周り堰(4m)換算14.8L/hとなり、管理可能と想定される漏えい量となった。
- ✓ スポンジとジャバラ型枠のフレームとのすき間が水みちになった可能性が考えられるが、材質・構造を見直すことで隙間を低減し、漏えい量も減らすことが可能だと考えられる。





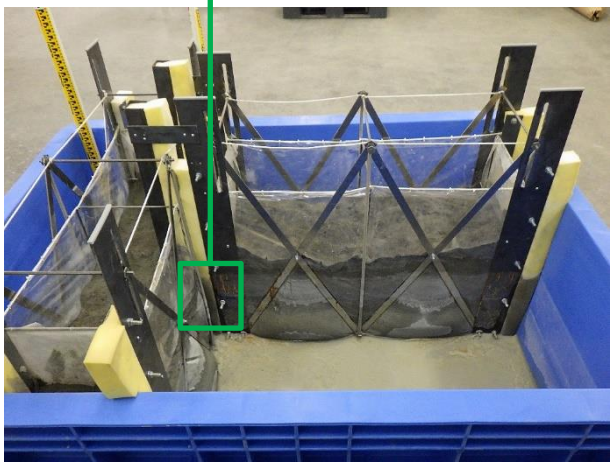
ドライモルタル投入中の状況



止水性能試験の結果(水抜き前(全景))



止水性能試験の結果(水抜き後(全景))



止水性能試験の結果(水抜き1時間後(全景))

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 追加試験結果のまとめと今後の課題

✓ 追加要素試験結果のまとめと今後の課題を以下に示す。

✓ 要素試験で確認された主要な課題に対する対応方針については、追加要素試験で有効性を確認することができた。

No.	課題	試験結果	課題と対応方針
1	型枠と壁面の隙間の閉止方法	型枠と壁面の隙間が大きい部分にはスポンジを取り付けて壁面に追従させることで隙間が埋まり、モルタルの流出が大幅に低減されることを確認した。	実機適用時は設置位置の寸法、壁面の状況を考慮して型枠構造を検討する必要があるため、堰設置前に事前調査を実施することで、隙間が生じるリスクを低減する。(実機工事時)
2	メッシュからのセメントの流出防止方法	上記の通り、型枠側面にスポンジを取り付けて隙間を小さくした。また、型枠底部へのモルタル投入時は水溶紙に包んだドライモルタルを投入することで、セメントの流出を低減する方法とした。 追加要素試験で、型枠外へのセメントの流出が低減することを確認した。	スポンジを独立気泡型のものにするなど、実機施工環境に合わせて適切な材料を選定する。(実機工事時)
3	漏えい発生時の補修方法	硬化後の堰の上流側から水溶紙に包んだドライモルタルを投入することで、漏えい量が低減することが確認された。	今回の試験の様に完全な止水ができない場合は、型枠の下流側から漏えい水を定期的に回収する。他にも漏えいが低減された状態で自己充填コンクリート※1や水ガラスなどの材料を上流側から流し込んで止水する方法などを検討する。(実機工事時)

※1:「平成27年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発」にて検討された止水材の使用などを検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ まとめと今後の課題

✓ 要素試験結果のまとめと今後の課題を以下に示す。

No.	確認事項	検討、試験結果	課題と今後の対応方針
1	遠隔設置に関する効率化した作業ステップ	折り畳み式の型枠にドライモルタル(水を練り混ぜる前のモルタル)を投入して堰を構築する方法を検討した。 また、要素試験結果を反映して、作業時間を評価したところ、1号機での作業日数は16日だった。	実機施工時は、燃料デブリの広がり範囲に応じた堰設置位置、D/W1階開口位置を検討して効率的な作業計画を立案する。(実機工事時)
2	要素試験による作業性の確認結果および堰からの漏水量の評価結果	要素試験で遠隔施工性について確認し、遠隔で堰が設置できる見通しを得た。 堰からの漏えい量についても、追加要素試験で管理可能な漏えい量以下になることを確認した。	遠隔施工に関する成立条件については次頁参照。 漏えいに対する対応方針については以下No.3参照。
3	堰設置後の漏えい等のリスクを考慮した、長期健全性に対する概念検討結果	堰の材料はモルタルのため、堰本体が割れて漏えいが生じるリスクはほとんど無いと考えられるが、壁面や床面との界面からの漏えいが生じる恐れがある。 漏えい発生時の補修方法で確認した通り、硬化後の堰の上流側から水溶紙に包んだドライモルタルを投入することで、漏えい量が低減できると考えられる。	今回の試験の様に完全な止水ができない場合は、型枠の下流側から漏えい水を定期的に回収する。(実機工事時)

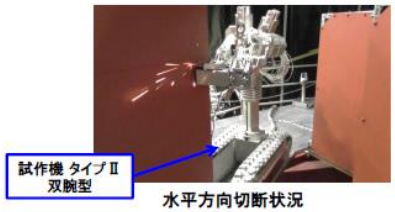
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

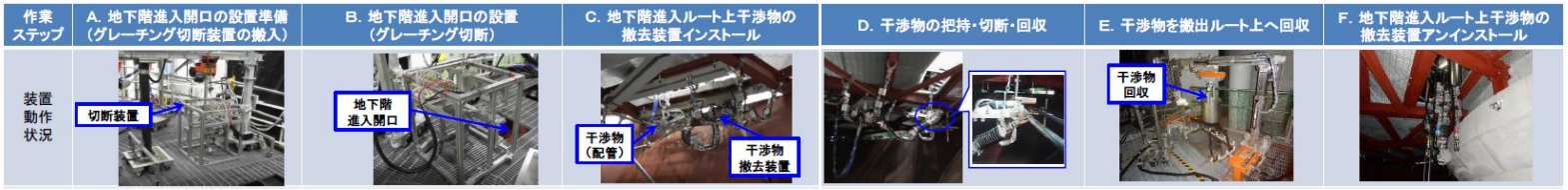
b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 遠隔施工に関する成立条件

No.	成立条件	対応状況	対応方針
1	PCV内に装置、機材の搬入が遠隔でできること。	アクセストンネルの開発を実施中。	PCV内に搬入する装置がアクセストンネル内搬送装置に納まる寸法になるように検討する。
2	D/W1階ペデスタル外の干渉物が撤去されていること。	D/W1階の干渉物切断作業については予備試験で確認済み。※1	ペデスタル外の構造物の内、大型の干渉物として、HVHの解体方法を検討する。 (HVHを模擬した試験体を製作し、具体的な切断/回収方法の検討と要素試験による実現性の確認を実施する。)
3	D/W地下階へアクセス可能なこと。	D/W1階グレーチングに開口を設けて地下階へアクセスできることを要素試験で確認済み。※2	現時点で開口可能と想定された位置のうち、代表箇所での要素試験は実施済みだが、全体計画の中で適切な開口位置を選定する。(実機工事時)
4	D/W地下階ペデスタル外の干渉物が撤去されていること。	地下階に干渉物撤去装置を搬入し、梁付近の配管を撤去できることを要素試験で確認済み。※2	地下階干渉物の内、大型の干渉物としてポンプピット内干渉物撤去方法を検討する。 (配管等干渉物を撤去しポンプピット内を整備する方法の詳細検討および要素試験による実現性の確認を実施する。)
5	D/W地下階ペデスタル底部の堆積物が回収されていること。	燃料デブリの加工、回収方法の開発を実施中。	実機工事前に堆積物の性状を確認し、燃料デブリの加工、回収方法で対応可能か検討する。



D/W1階干渉物撤去予備試験状況※1



D/W地下階干渉物撤去要素試験状況※2

※1:「平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業」にて予備試験を実施済み
※2:「平成28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料 デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化」にて要素試験を実施済み

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

■ 作業時間に関する検討

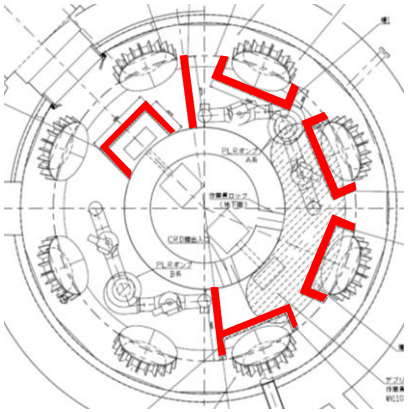
✓ 堰設置作業について、堰設置範囲が広いと想定される1号機ベースで試算し、作業時間は16日だった。

堰設置作業時間の試算条件

No.	試算条件		根拠
1	型枠設置	2h	要素試験での遠隔設置時間1.73hから仮定(地下階への型枠の搬入から型枠設置までの時間)
2	型枠の設置個数	16個	1号機の堰設置個数から仮定(コの字型の堰は直線状の型枠3個とみなす)
3	作業装置の移動時間	10h	各作業ステップ間の装置の移動時間 堰設置位置とD/W1階開口の位置関係で大きく変わるため、型枠1か所につき10時間で仮設定
4	ドライモルタル投入量	18.54ton	1号機の設置位置案から型枠の体積を算出し、ドライモルタルの比重を3と仮定
5	ドライモルタル投入速度	100kg/h	人手での投入速度約200kg/hの半分で仮定(ホース位置決め時間を含む)
6	1日の作業時間	24h	これまでのｽﾙｰﾌﾟｯﾄ評価条件※を踏襲 (※「平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化」)
7	試算範囲外作業	堰の外側への水中ポンプの設置(漏えい対策のためのポンプ設置時間は本試算の範囲外とした)	

堰設置作業時間の試算結果

No.	作業ステップ	作業時間				
1	作業ロボ移動	10h	×	16個	=	160h
2	型枠設置	2h	×	16個	=	32h
3	ドライモルタル投入	18.54ton	÷	100kg/h	=	185.4h
4					作業時間合計	377.4h
5					作業日数※	16日



1号機の堰設置位置(案)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

b. サプレッションチェンバ(S／C)への汚染拡大防止方法

■ まとめ

- 遠隔設置に関する効率化した作業ステップとして、折り畳み式の型枠にドライモルタルを投入して堰を構築する方法を検討した。
- 遠隔での堰構築に関する要素試験で遠隔施工性を確認し、遠隔での型枠の設置、ドライモルタルの投入ができることを確認した。
- 上記要素試験時の課題である堰の構造・止水性に関して、型枠の構造、モルタルの投入方法について再検討した上で追加要素試験を実施し、管理可能な漏えい量であることを確認した。
- 堰設置後の漏えい等のリスクを考慮し、漏えいが生じた場合にもドライモルタルを投入することで、漏えいが低減することを確認した。

■ 今後の対応

- S/Cへの汚染拡大防止をするための要素的な技術の見通しを得たが、遠隔施工が成立するために必要なD/W1階のHVHの解体方法、D/W地下階のポンプピット内干渉物撤去方法について検討する。
- 実機工事に向けては、上記検討結果を反映し、各号機の状況に応じた堰の設置位置、手順等を検討した上で汚染拡大防止堰を設置する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

- 開発の目的
  - 設計段階に向けて、H29～30度までの検討結果である工法案に他のPJの進捗、安全面、設置場所の制約条件等の検討を加え、燃料デブリ取り出し設備の構成・配置案を再検討することで、成立性確認のための工法計画の精緻化を図る。
- 解決すべき課題
  - R/B内外の床面の許容荷重値を満足させるための設備の軽量化が必要
  - R/B外側の既設設備との干渉を避けるための設備配置の最適化が必要
  - 設備・配置の最適化に向け、作業ステップの詳細化と工法や機器を具体化が必要
- 開発の進め方
  - 設備軽量化と設置エリア最適化に向けた検討条件の詳細化と再整理
  - 設備軽量化およびエリア最適化方法案の検討
  - 取り出し設備の設置、搬入、据付工法案の検討
  - 取り出し工法案の具体化検討と成立性評価
- 得られる成果
  - 成立性のある燃料デブリ取り出し設備の構成、配置案および取り出し工法案の精緻化

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

・開発の必要性

【2018年度成果に基づく課題・問題点】

① 比較的大型のアクセス装置によりセルが大型化

② 設置する遮へい体の増加により、セルの重量が増大

③ 吊り橋状セル据え付け架台を検討し、R/B内部のセル荷重をR/B外部に持ち出すことで、R/B床面荷重の低減(相殺によりゼロ)を実現

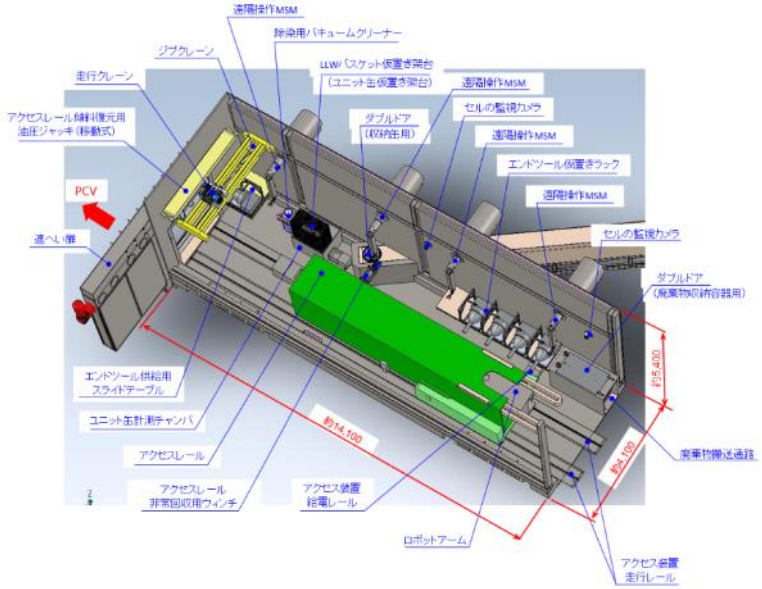
④ 但し、吊り橋状セル据え付け架台の支柱やアンカー固定部には、R/B内部のセル荷重に対応し、比較的大きな荷重が負荷。

⑤ R/B近傍には、地下タンクなどの既設の構造物があり、検討の結果、支柱やアンカー固定部に加わる荷重を支えるために必要な強固な基礎を施工することが困難と判断

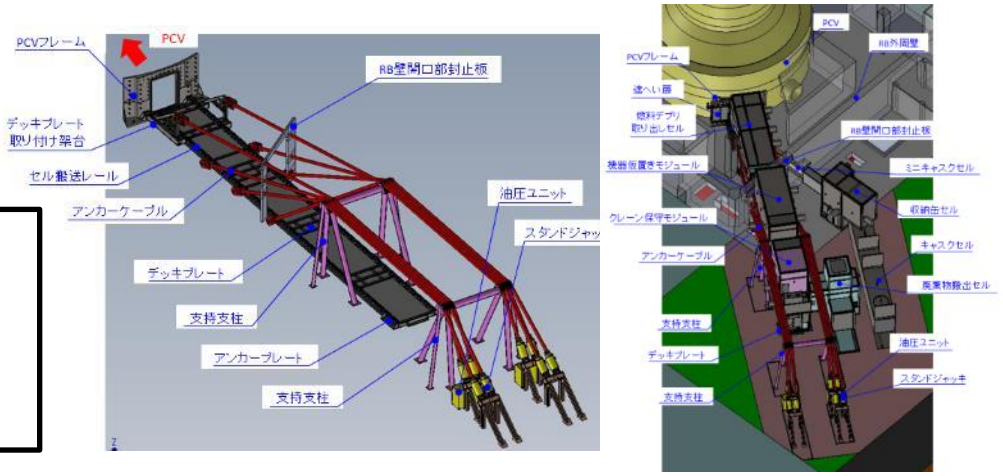
吊り橋状のセル据え付け架台以外のR／B1階床荷重軽減方策が必要となる。

【検討方針と目標】

- セルの自重の低減及びセル自重による荷重の分散化によりR/B床面荷重を低減
- 吊り橋状セル据え付け架台の廃止により、R/B外部での局所的な荷重の集中を防止



先に検討した燃料デブリ取り出しセルの構造図



先に検討した吊り橋状セル据付架台概要図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

・検討の流れ

- ・アクセス装置の小型化検討
- ・セルの小型化検討

↓

- ・遮へい体取付範囲の検討
- ・遮へい厚の検討
- ・設置架台による床面荷重／分散化検討

↓

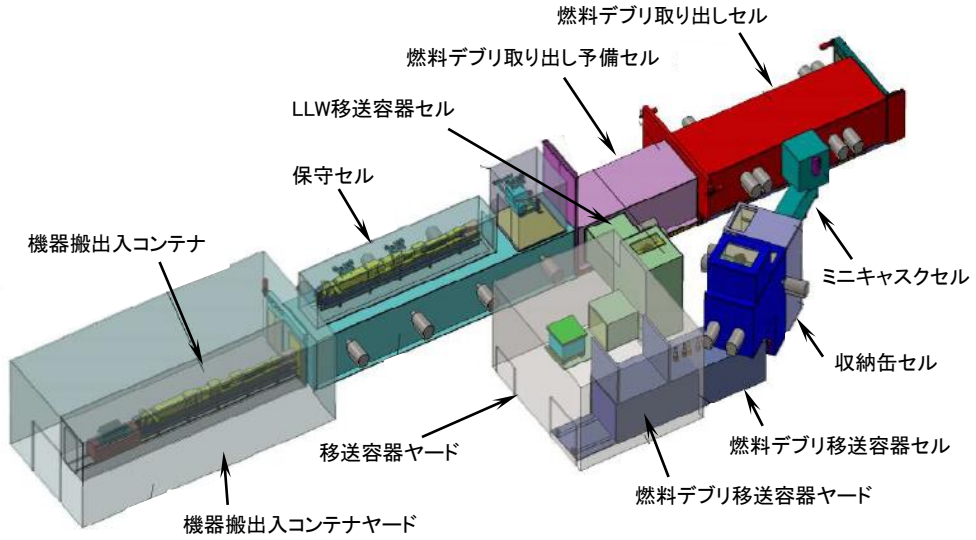
・セルサイズ、重量と想定床面荷重の評価

↓

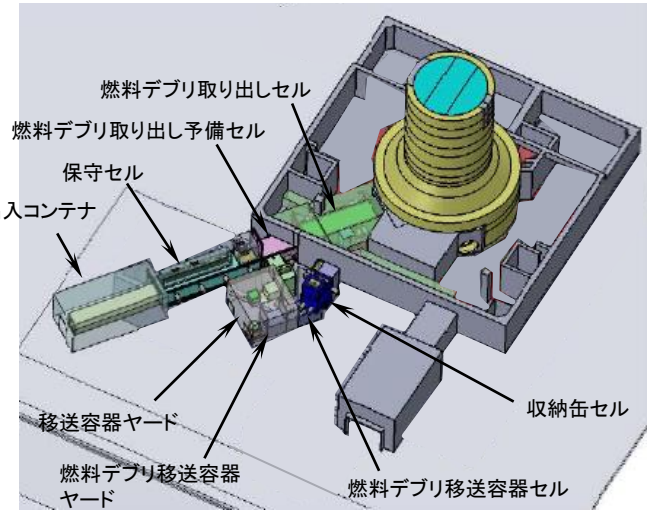
・セルの設置・据付方法の検討

↓

・燃料デブリ取り出し作業の作業、設備運用、設備配置、設置工事、保守・メンテナンス等観点から、見直し案の有効性と実現性に関する評価



【燃料デブリ取り出し設備　全体図】



【燃料デブリ取り出し設備　配置鳥観図】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

R/B内のセル（燃料デブリ取り出しセル）の小型軽量化に向けた検討項目

目的	検討項目	概要
セルの自重の低減	① アクセス方式の変更	アクセスレール方式を廃し、固定レール方式とすることで、セル高さの低減を図る。
	② セルの高さ低減	セル内機器の構成、配置を見直すことで、セル高さの低減を図る。
	③ セルの遮へい体取り付け範囲の検討	燃料デブリの搬送方式エリアを制限することで、遮へい体重量の低減を図る。
	④ 遮へい厚の低減	合理的な範囲で、遮へい厚の低減を図ることで、遮へい重量の低減を図る。
セル自重による荷重の分散化	⑤ 設置架台による床面荷重の分散化	セルの底部に設ける架台により、セルによる床面荷重を分散させる。

- R／B外のセルについては、先の補助事業にて検討を行った結果、特に大きな問題となっていない。従って、R／B内外のセルの設置に伴う荷重負荷を低減化に向けては、R／B内に設置される燃料デブリ取り出しセルの小型軽量化及び床面荷重分散化を主眼とし、検討を進める。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

・開発工程

【凡例】 計画: 実績:

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主なマイルストーン							中間報告 ▼					中間報告 ▼							中間報告 ▼					最終報告 ▼
1. 検討条件案の整理																								
2. アクセスルート構築案の作成																								
3. アクセスルート構築案の絞り込み																								
4. アクセスルート構築案の具体化検討																								
5. アクセスルート構築案の成立性評価																								
6. 結果纏め																								
備　考																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

本事業の内容

1 アクセス装置の検討

2 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

3 セルの設置・据付方法の検討

4 検討結果の有効性と実現性の評価

5 検討結果のまとめと今後の課題

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

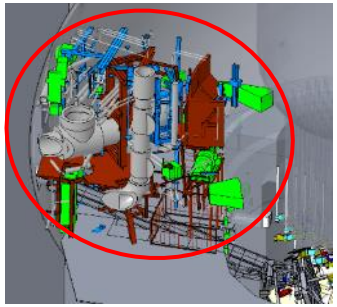
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

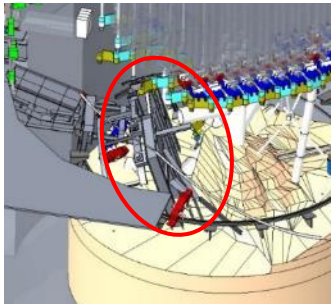
1. アクセス装置の検討

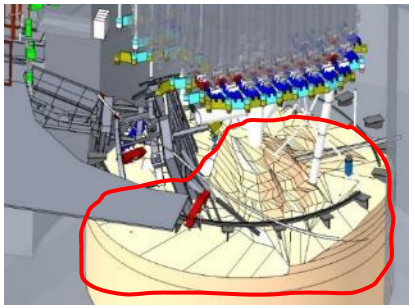
【燃料デブリ取出装置への要求機能】

<table>
<tr><th rowspan="2"></th><th colspan="2">干渉物</th><th colspan="3">燃料デブリ</th></tr>
<tr><th>ペデスタル外</th><th>ペデスタル内</th><th>粒状</th><th>塊状</th><th>MCCI等</th></tr>
<tr><td>撤去対象</td><td>・X6ペネ～CRD交換開口までのアクセスで干渉する構造物。</td><td>・燃料デブリへのアクセスに干渉する構造物。</td><td colspan="3">・燃料の溶融に伴い、構造物を溶かし、単独もしくは混合してペデスタル内で固化したもの。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">要求機能</td><td colspan="2" rowspan="2">・臨界防止の観点から、落下防止のため、把持して切断。
・切断した干渉物は、当面、燃料デブリ取出作業の妨げとならない場所に残置＊。
・ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ等に備え、LLWバスケットによる搬出機能は装備。</td><td colspan="3">・ユニット缶による搬出。</td></tr>
<tr><td>・吸引による回収を想定。</td><td>・把持してユニット缶に入るよう加工。</td><td>・高硬度が予想され、大きな力で加工。</td></tr>
</table>

（＊:LLWの処分方法が決まるまでは、取り出すよりも残置した方が、取り扱い的にも、時間的にも有利と考えたもの。）







©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

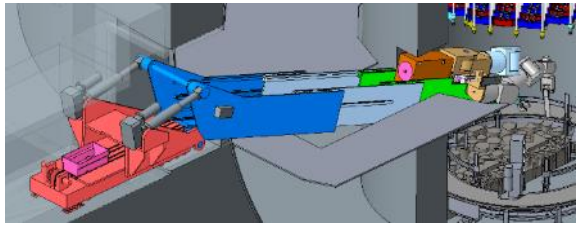
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

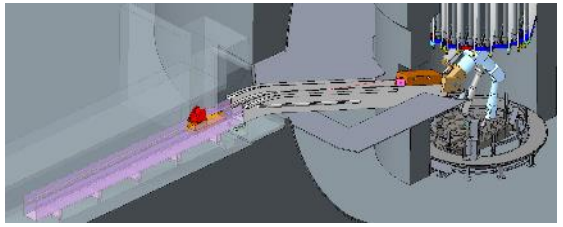
【燃料デブリ取り出し 装置の適用シナリオ】

搬送方式	アーム型式	干渉物		燃料デブリ		
		ペデスタル外	ペデスタル内	粒状	塊状	MCCI等
テレスコ式 （固定レール敷設のため）	双腕電動アーム （150kg/1アーム）	○	○			
固定レール	双腕電動アーム （150kg/1アーム）		○	○	○	
	液圧アーム （大きな力で加工 2ton/アーム）					○

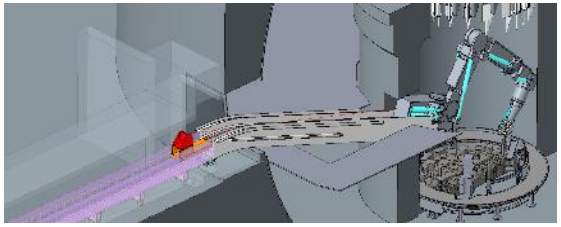
注：2018年度は、全ての対象物に対し、双腕電動、又は、液圧をテレスコ式で案内する方式で検討。



テレスコ式干渉物撤去装置
（双腕電動アーム）



固定レール式双腕電動アーム



固定レール式液圧アーム

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

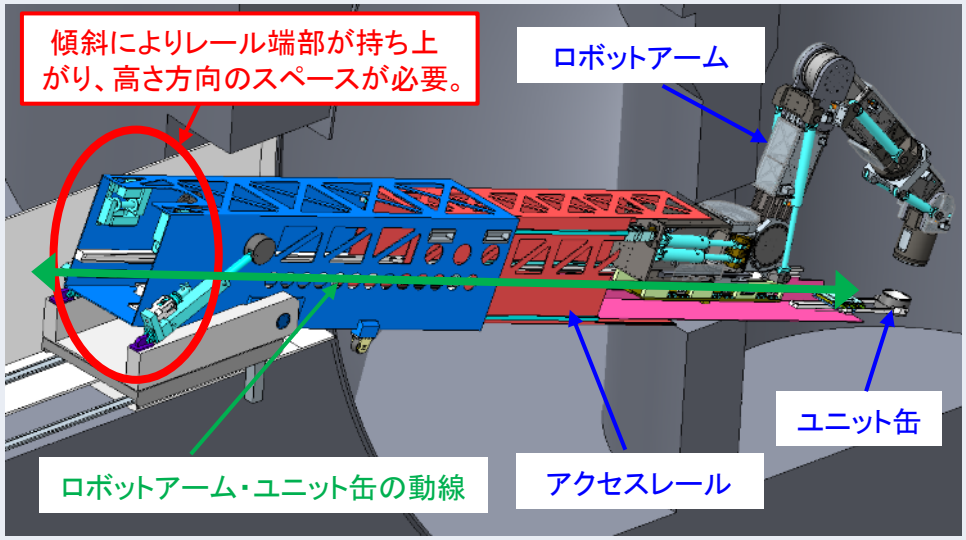
1. アクセス装置の検討

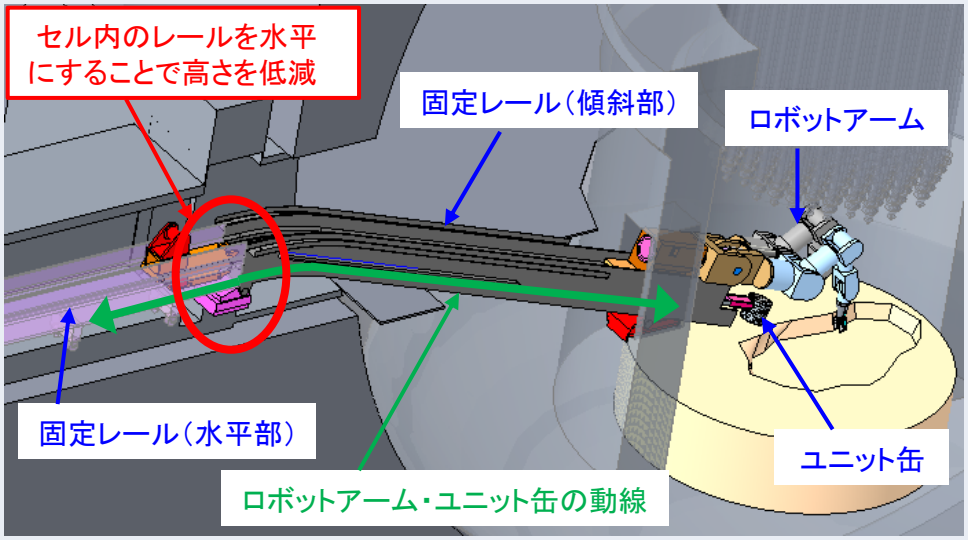
【目的】

- X-6ペネ部からペデスタルのCRD交換開口に向けて一体型の固定レールとすることで、セル内での高さを低減。

アクセスレール方式の課題と対応方針

アクセスレール	固定レール
• アクセスレールの搬入出を考え、セル長さを短くする目的で3段の伸縮式を採用。 • アクセスレール傾斜により、レール端部が持ち上がり、セル内に高さ方向のスペースが必要となった。	• セル内のレールを水平にすることで高さを低減。 • レールは水平部と傾斜部に分割することで、レールの長さを短尺化し、搬入可能とする。 • ロボットアーム、ユニット缶は水平部と傾斜部を連続で移動するよう工夫。





©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

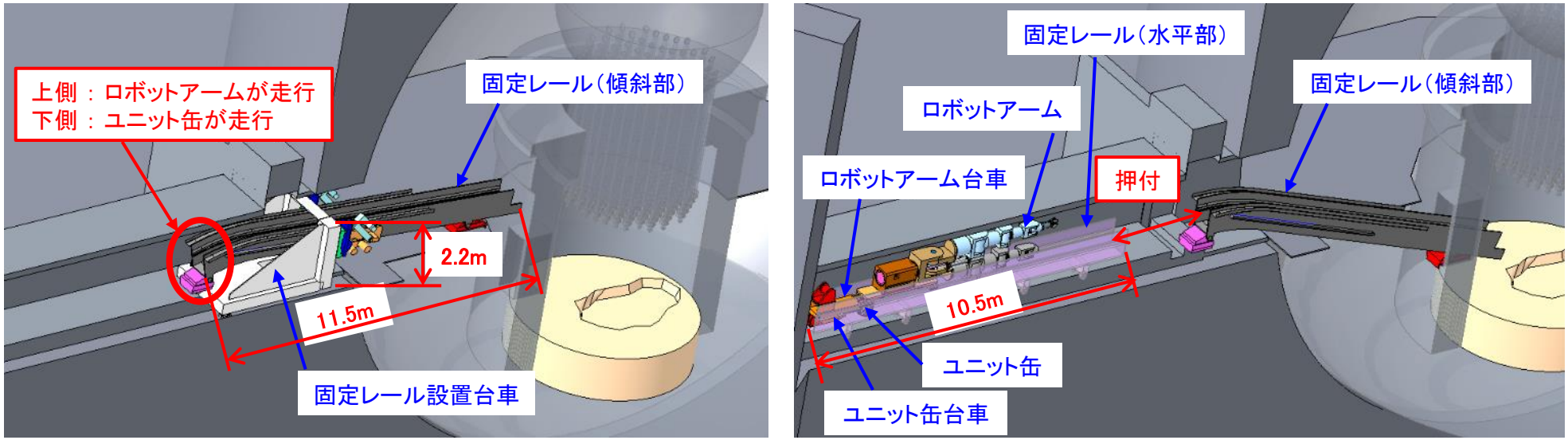
1. アクセス装置の検討

【固定レール方式の効果】

- アクセス装置小型化によりセル高さを低減
- レールを設置した状態でロボットアームを搬入出することで、スループットを改善
  （アクセスレールではロボットアーム搬出時、レールも合わせてセル内に収容する動作が必要）
- 駆動部を持たないメンテナンス不要なレールとし、常時設置とすることで、廃棄物量を低減

【固定レールの構造】

- 傾斜部は固定レール設置台車で搬入し設置。
- 水平部はロボットアーム、ユニット缶を搭載した状態でセル内を走行し、傾斜部に押し付け。
- 上方を開口したコの字形状のレール内に、上下2段の走行部を有し、上側をロボットアームが、下側をユニット缶が走行。



固定レール方式の概念図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

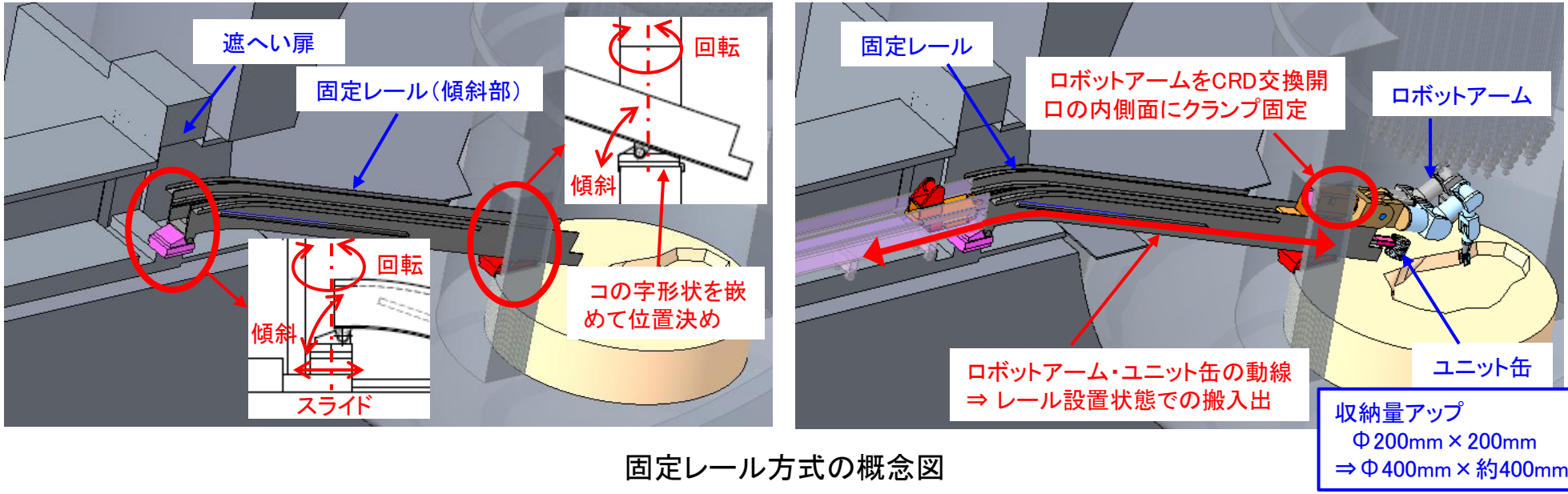
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レールの構造(続き)】

- セルの遮へい扉部、ペデスタルのCRD交換開口部に設置(載せるのみで固定しない計画)。
  ⇒ ロボットアームは、ペデスタルのCRD交換開口の内側面にクランプ機構を張り出して固定。
- セル側の固定部及びペデスタルのCRD交換開口部の荷重を預ける部分には地震時の変位を吸収する機構を設置。



固定レール方式の概念図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レールの仕様】

名称	寸法	質量	動作速度	備考
固定レール （傾斜部）	長さ ： 11.5m 幅 ： 1130mm （CRD開口部は640mm） 高さ ： 800mm	7.1ton	―	• X-6ペネ部からCRD開口に向けたレール • セル側、ペデスタル側接地部に地震変位吸収機能装備
固定レール （水平部）	長さ ： 10.5m 幅 ： 1130mm 高さ ： 1300mm	8ton	走行 ： 3[m/min]	• ロボットアーム台車、ユニット缶台車をセル内で移動させる台車
ロボットアーム台車	長さ ： 1.5m 幅 ： 550mm 高さ ： 780mm	1ton	走行 ： 1[m/min] ウインチ： 1[m/min]	• ロボットアームを固定レール（水平部）内で移動させる台車 • ロボットアームを引き上げるためのウインチを装備
ユニット缶台車	長さ ： 1.4m 幅 ： 540mm 高さ ： 350mm	1ton	走行 ： 6[m/min] ウインチ： 9[m/min]	• ユニット缶を固定レール（水平部）内で移動させる台車 • ユニット缶を引き上げるためのウインチを装備

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

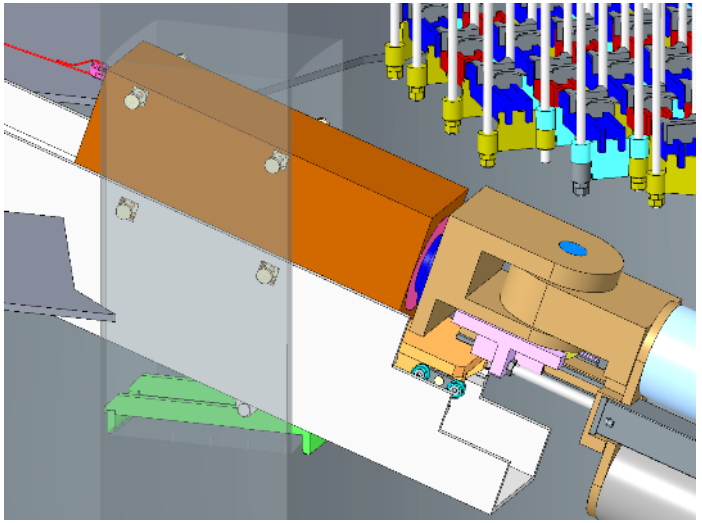
【CRD開口部の健全性】

以下条件で健全性を評価

- 普通コンクリート圧縮強度 : 18～45[N/mm^2](JIS A 5308)
- 地震加速度 : 1G(水平・垂直)
- 固定レール質量 : 7[ton](1/2の3.5[ton]が負荷)
- 固定レール設置面積 : 750×1000[mm^2]
- ロボットアーム質量 : 2.5[ton]
- ロボットアームクランプ力 : 0.5×4[ton]
- クランプパッド径 : φ50[mm]

CRD開口下面の荷重＝0.16 [N/mm^2]
CRD開口側面の荷重＝5.6 [N/mm^2]

何れもコンクリート圧縮強度(18～45[N/mm^2])より十分小さいことを確認。



CRD開口クランプ概念図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

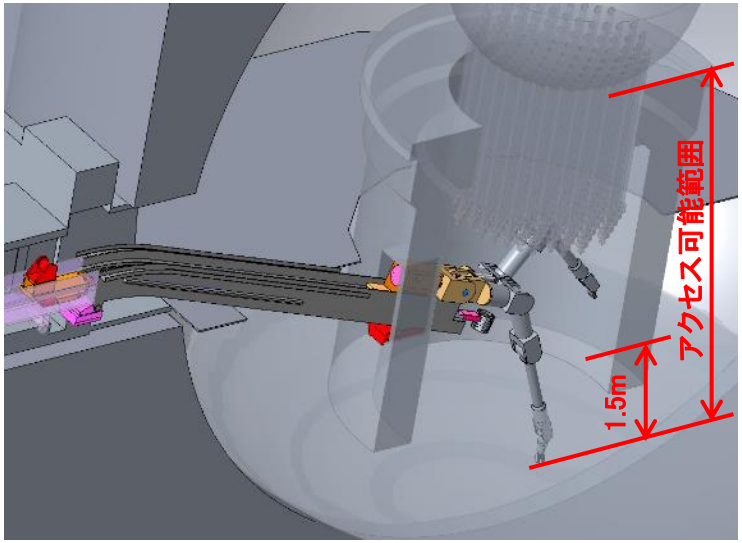
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

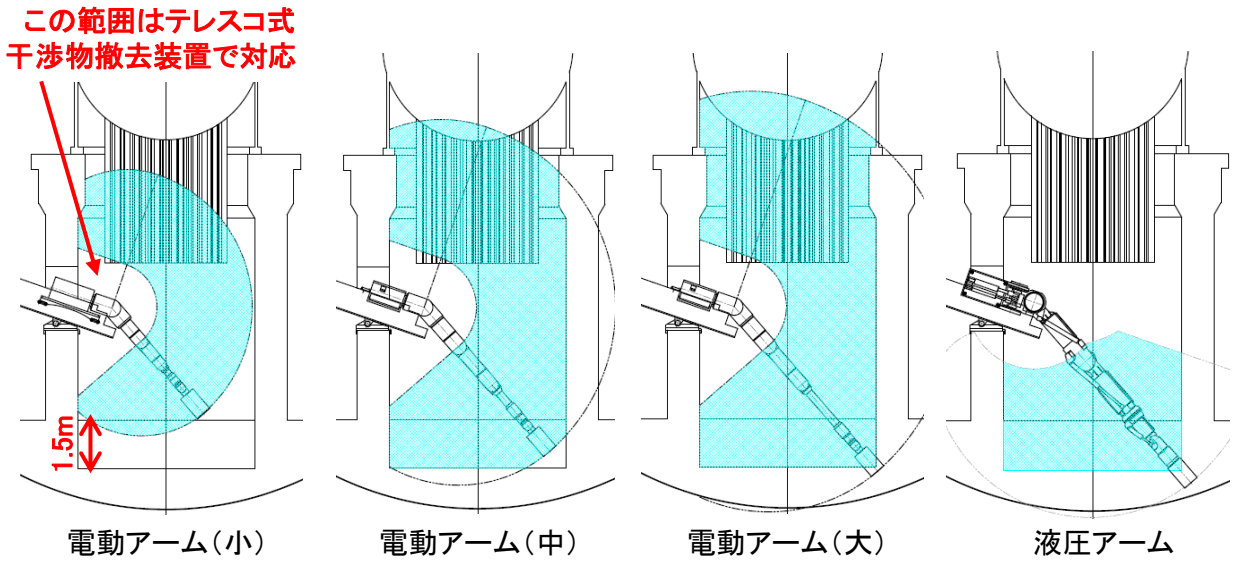
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レール方式のアクセス範囲】

- ペデスタル底面への燃料デブリ溶け込みを考慮し、ペデスタル底から1.5mを想定。
- 取り出し対象を掴んで切るため、アームは、把持用、切断用の2本。
- 液圧アーム2本は寸法的に現実的でなく、また、近くの対象物には可動範囲の広い電動が有利なため、アームは電動。
- 双腕電動アームは、2本配置に必要なスペース、先端ツール・撤去対象物質量を考慮し、150kg可搬。
  (参考:粒状燃料デブリ吸引回収装置150kg、中性子検出器20kgで可搬可能。)
- 双腕電動アームは状況に応じて変更可能。燃料デブリ取り出しが進むにつれて、長いアームに交換。現状3種類を想定。
- 双腕電動アームによる落下可能性のある干渉物・燃料デブリの取り出し完了後、液圧アームに交換。
  (液圧アームを固定レールに適用するには小型化が必要。)





固定レール方式のアクセス可能範囲図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

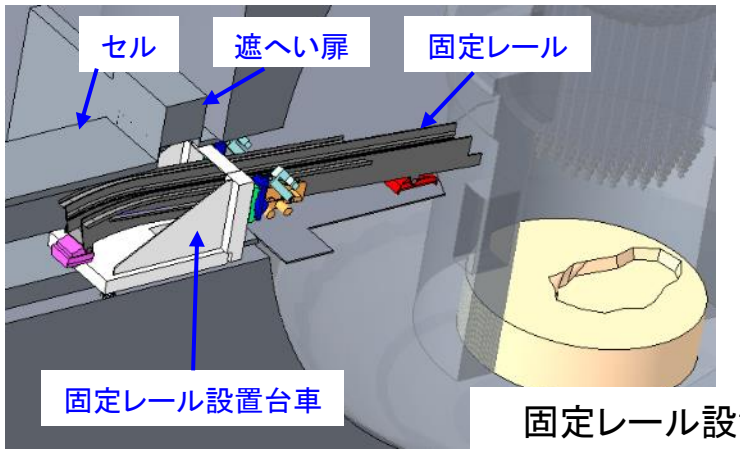
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

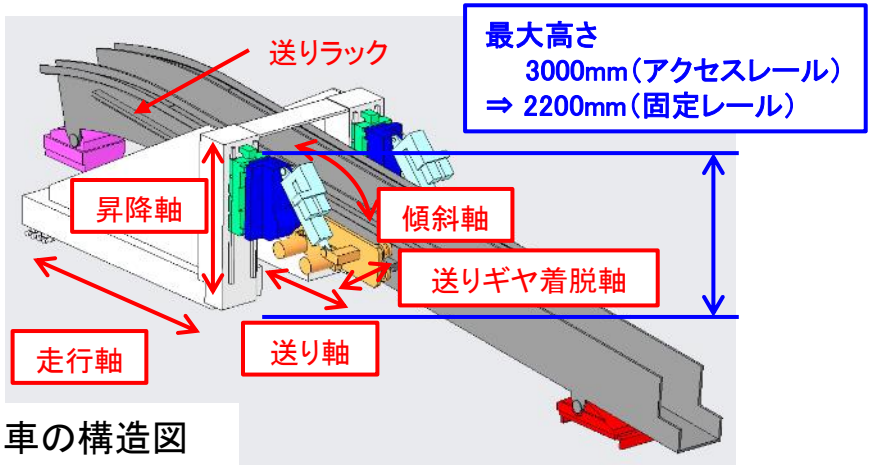
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レールの設置方法】

- 固定レール設置台車に固定レールを搭載した状態でセル内に搬入する。
- 固定レール設置台車で、固定レールの高さ、傾き等の位置を調整しながらペデスタルのCRD交換開口に向けて送り出し、設置する。
- セルからペデスタルのCRD交換開口に向けて位置を調整しながら設置するには、以下の5軸が必要。
  - 走行　：固定レールを案内、設置する固定レール設置台車を、予備セル側から走行、案内させる。
  - 昇降、傾斜　：この2軸でセル床面より下方にあるペデスタルのCRD交換開口に向けて固定レールの位置を調整する。
  - 送り　：固定レール側面に送りラックを取り付け、ラック&ピニオン方式で送って設置する。
  - 送りギヤ着脱　：固定レール設置完了後、送りギヤを切り離し、固定レール設置台車を搬出する。
- 固定レール先端に使い捨てのカメラを設置し、カメラ画像を元にペデスタルのCRD交換開口に向けて位置を調整する。（カメラは固定レール設置後は故障しても問題ないため、メンテナンス対象外。）
- 故障時の対応は、各軸のモータを2重化し、片方のモータが故障してももう片方のモータで機能維持。





固定レール設置台車の構造図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定設置台車の仕様】

軸名称	アクチュエータ	動作速度	説明
走行	電動モータ	4[m/min]	固定レール設置台車をセル内で移動させる軸
送り	電動モータ	2.4[m/min]	固定レールをセル内からPCV内を送り出す軸 固定レール側面に設けたラックをギヤで送り出す
傾斜	電動モータ	1[° /min]	固定レールをセル床面より下方にあるペデスタルのCRD開口に向けて傾斜させる軸
昇降	電動モータ	0.3[m/min]	送りと協調作業で固定レールをペデスタルのCRD開口に位置合わせする軸
送りギヤ着脱	エアシリンダ	―	固定レール設置完了後、固定レール設置台車を搬出するため、送りギヤを切り離す軸
寸法 ： (長さ)6m × (幅)2.4m × (高さ)2.2m			
質量 ： 24ton			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

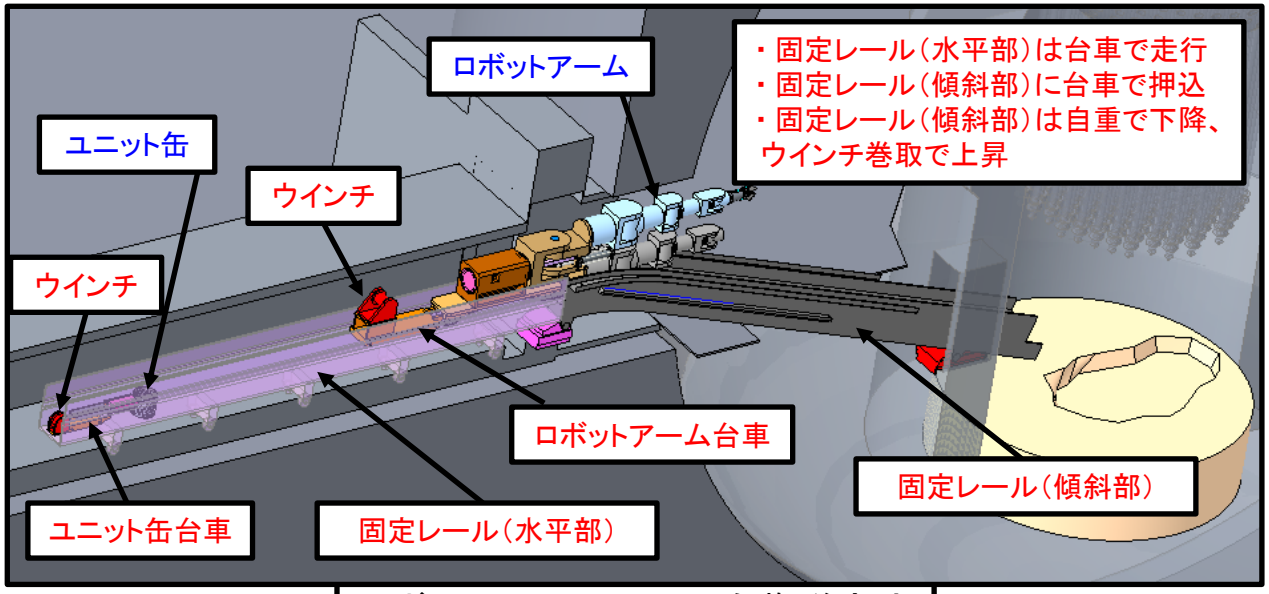
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【ロボットアーム・ユニット缶搬送方法】

- ロボットアーム台車とユニット缶台車を、固定レール（水平部）に載せた状態でセル内に搬入し、固定レールに押し付ける。
- ロボットアームは固定レール上を自重で下降、ウインチによるワイヤ巻き取りで上昇するが、固定レールには水平部があるため、ロボットアームが自重で下降する固定レール傾斜部までロボットアーム台車で押し込む。
- 固定レールの傾斜部は、ロボットアーム台車に搭載されたウインチによるワイヤ操作で下降する。
- ユニット缶もロボットアーム同様の方法で搬送する。



ロボットアーム・ユニット缶搬送方法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

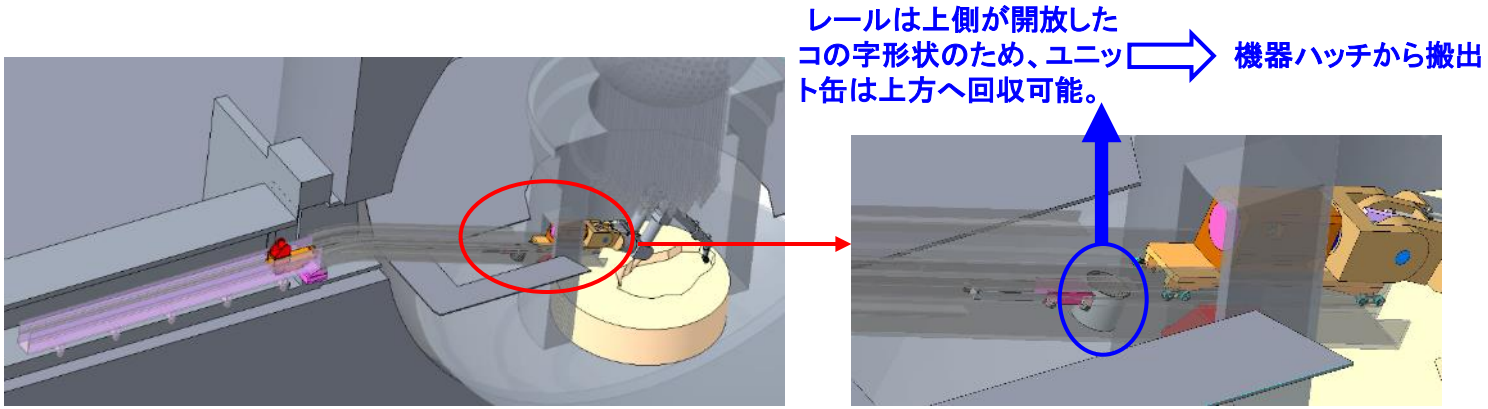
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【ユニット缶の機器ハッチからの搬出】

- ユニット缶は燃料デブリ取り出しセルに回収し、搬出する計画。
- 燃料デブリ取り出しセルの作業負荷を低減させるため、機器ハッチを利用する方法も検討。
- ユニット缶がペデスタル内から燃料デブリ取り出しセルへ戻る途中のペデスタルを出た辺りでユニット缶を上方に回収し、機器ハッチ側に移送。



ユニット缶の機器ハッチからの搬出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

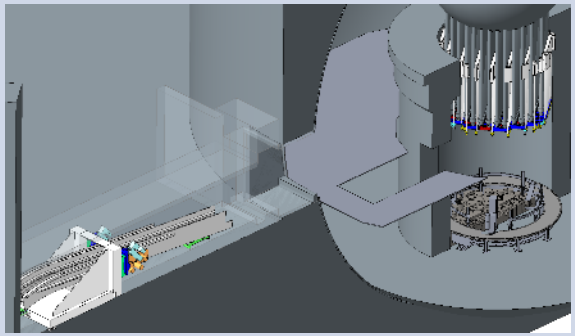
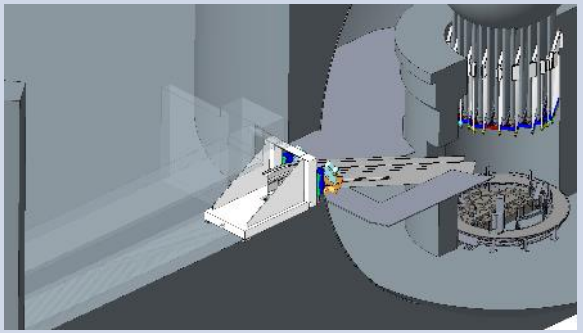
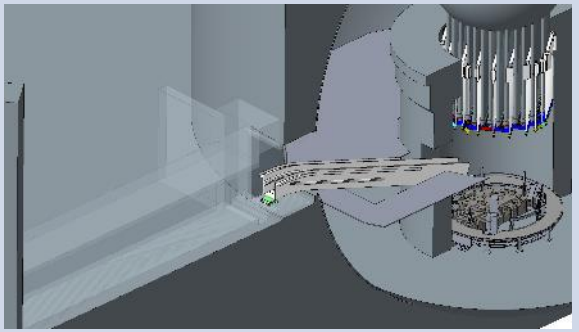
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レール方式の作業ステップ(1/4)】

- 取出対象までの距離、状況に応じ、電動アーム(小)⇒(中)⇒(大)⇒液圧アーム順次交換して取出作業を実施。

作業ステップ	1. 固定レールをPCV内に搬入	2. 固定レールをペデスタルのCRD交換開口に設置	3. 固定レール設置台車を搬出
ステップ図			
作業内容	1. 固定レールを搭載した固定レール設置台車を搬入。 2. 搬入は固定レール先端に設置したカメラ画像を確認しながら行う。	1. 固定レール設置台車で位置を調整しながら、固定レール先端をペデスタルのCRD交換開口を通過させる。 2. 位置を調整しながら固定レールのペデスタル側をCRD交換開口に、セル側を遮へい扉に設置。	1. ペデスタル側、セル側ともに設置されたことを確認し、固定レール設置台車を搬出する。

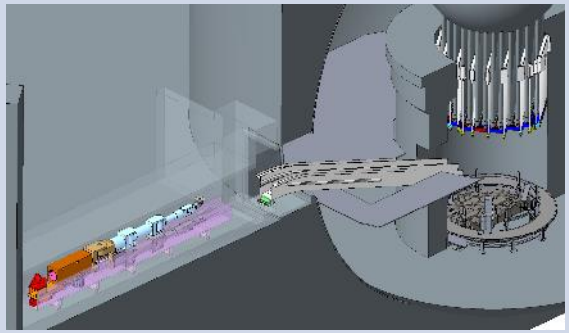
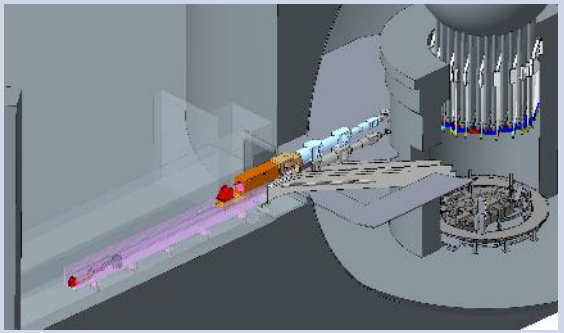
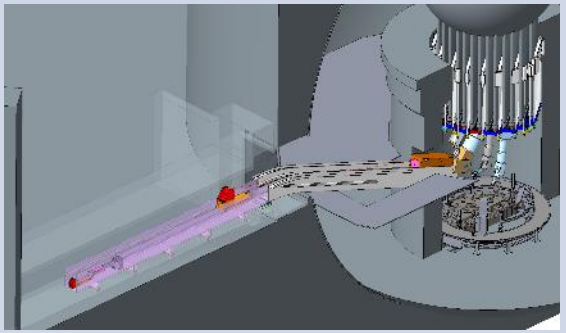
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レール方式の作業ステップ(2/4)】

作業ステップ	4. 固定レール(水平部)をセル内に搬入	5. ロボットアーム台車を固定レール(傾斜部)まで送り込み	6. ロボットアームが自重で下降しながら固定レール先端に移動
ステップ図			
作業内容	1. ロボットアーム台車とユニット缶台車を搭載した固定レール(水平部)を搬入。 2. 固定レール(傾斜部)のセル側端面に向けて送り込み。	1. 固定レール(水平部)を固定レール(傾斜部)に押し付け。 2. ロボットアームを固定レールの傾斜部まで送り込み。	1. 固定レール(傾斜部)を自重で下降。 2. 下降途中でロボットアーム先端がペデスタル外面に接触するため、途中で姿勢を変えて下降。 3. ロボットアームのクランプ機構でCRD交換開口の内側面にクランプ固定。 4. ロボットアーム配置を縦から横に変更。

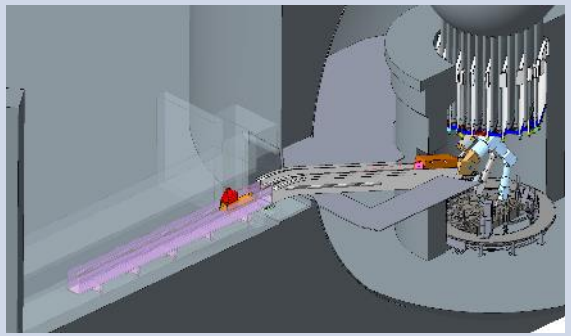
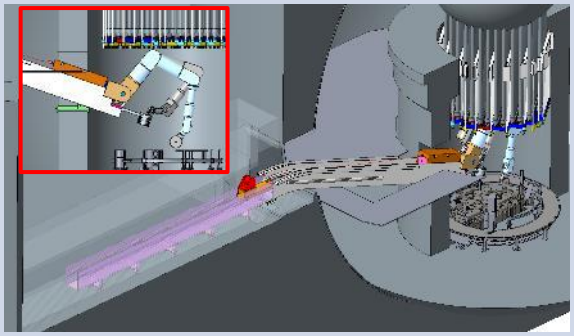
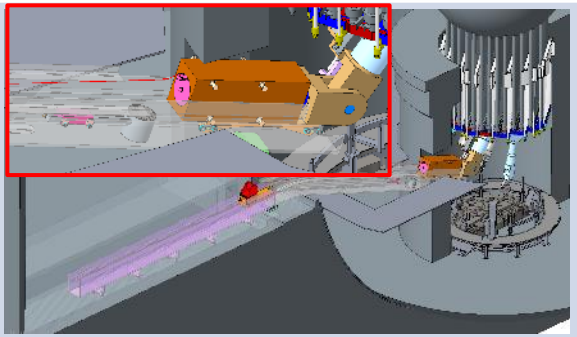
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レール方式の作業ステップ(3/4)】

作業ステップ	7. ユニット缶を固定レール先端に移動・燃料デブリ加工	8. 加工した燃料デブリをユニット缶に回収	9. ユニット缶をセル内に移動
ステップ図			
作業内容	1. ユニット缶をロボットアーム同様の手順で固定レール先端に移動。 2. 燃料デブリ加工。	1. 加工した燃料デブリをユニット缶に回収。	1. ワイヤ巻き取りにより、ユニット缶をセルに向けて引き上げ。 2. ペデスタルを出た辺りでユニット缶を上方に回収し、機器ハッチ側からの搬出も可能。

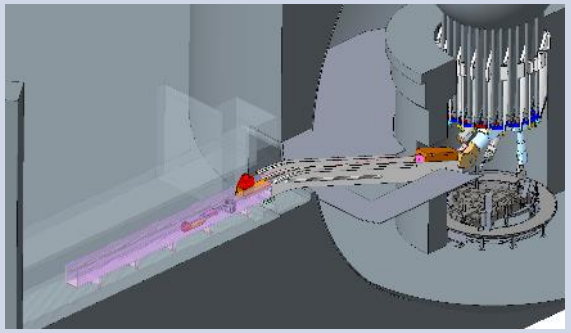
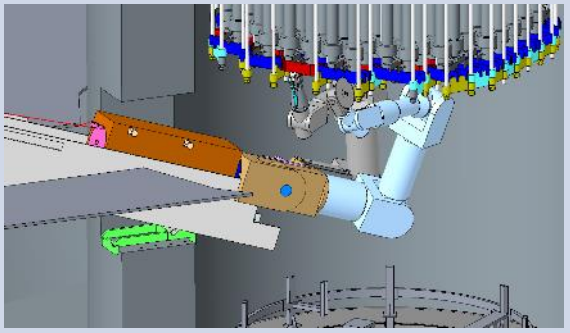
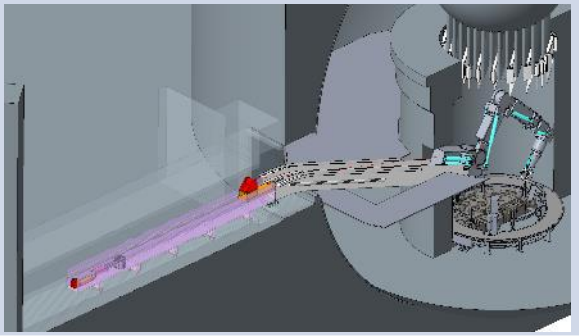
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レール方式の作業ステップ(4/4)】

作業ステップ	10. ユニット缶のセル内移動完了	11. CRD切断(必要な場合)	12. 液圧アームによる燃料デブリ加工
ステップ図			
作業内容	1. ユニット缶のセル内移動完了。 2. ユニット缶を収納管に収納して搬出。	1. CRD支持金具、CRDを切断(燃料デブリ取出作業時に干渉する部分が対象)。	1. ロボットアームを電動アームから液圧アームに交換し、燃料デブリ加工。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

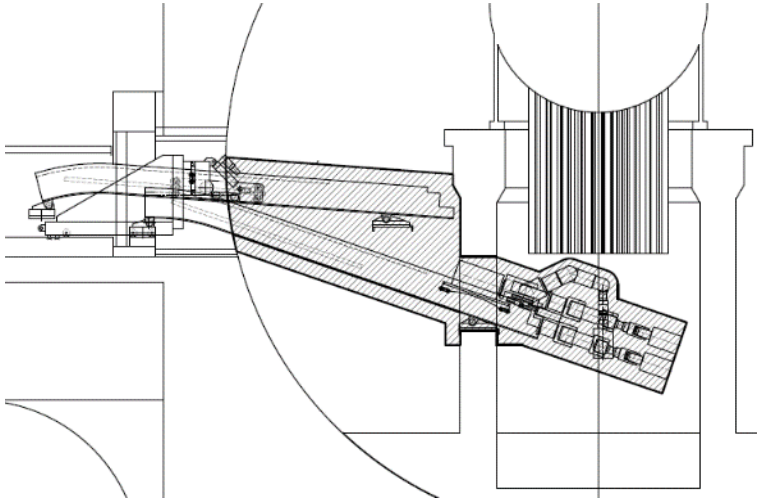
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去装置の目的】

- 固定レールを設置するスペースにある干渉物を撤去し、固定レール設置スペースを確保する。



固定レール設置に必要な撤去範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

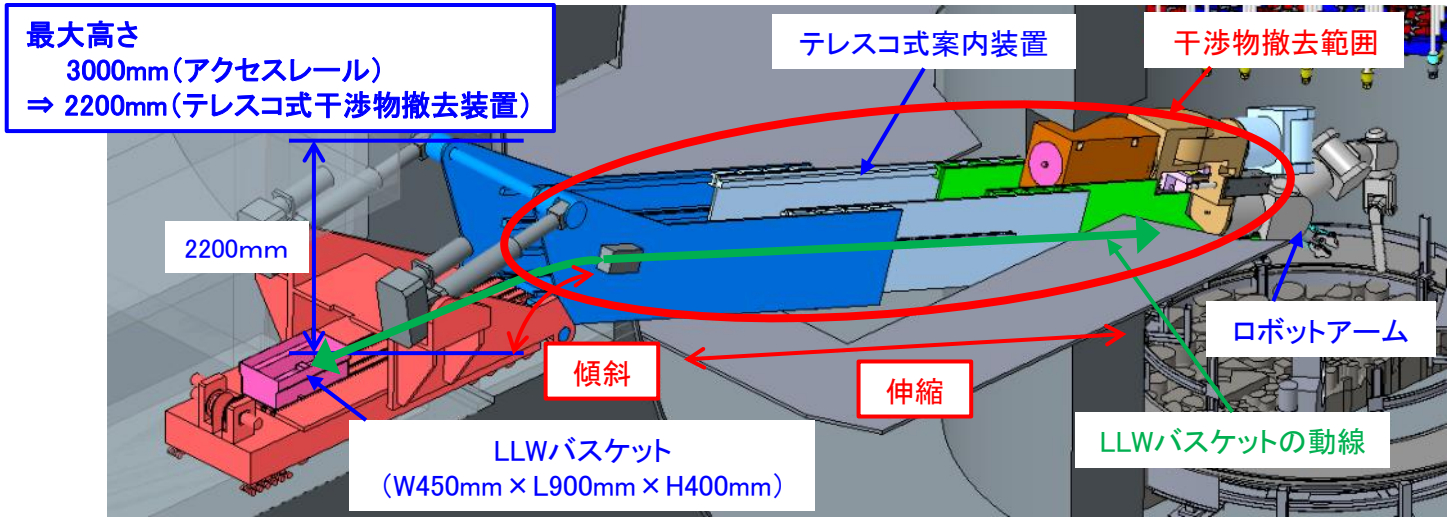
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

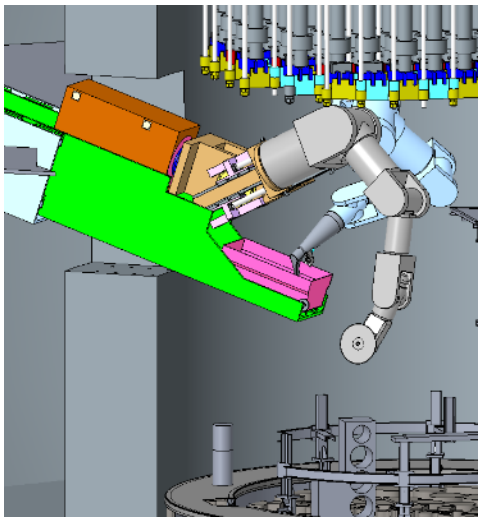
1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去装置の概念】

- PCV壁近傍からペデスタル内までの干渉物を徐々に撤去するには、ロボットアームを移動させながら干渉物撤去を行う必要があるため、要素試験実績のある3段伸縮式のテレスコ式案内装置の先端にロボットアームを搭載し、手前から干渉物を撤去しながら、ペデスタル内に送り込み。
- 傾斜軸で装置角度を調整しながら、伸縮軸でロボットアームをペデスタル内に案内。
- アクセスレールの課題であった傾斜によりレール端部持ち上がり、高さ方向の必要スペースが大きいことについては、固定レール同様、装置のセル内の部分を水平にすることにより対応。
- 撤去した干渉物はLLWバスケットにて搬出。



テレスコ式干渉物撤去装置の概念図



LLWバスケットへ
のアクセス状態図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

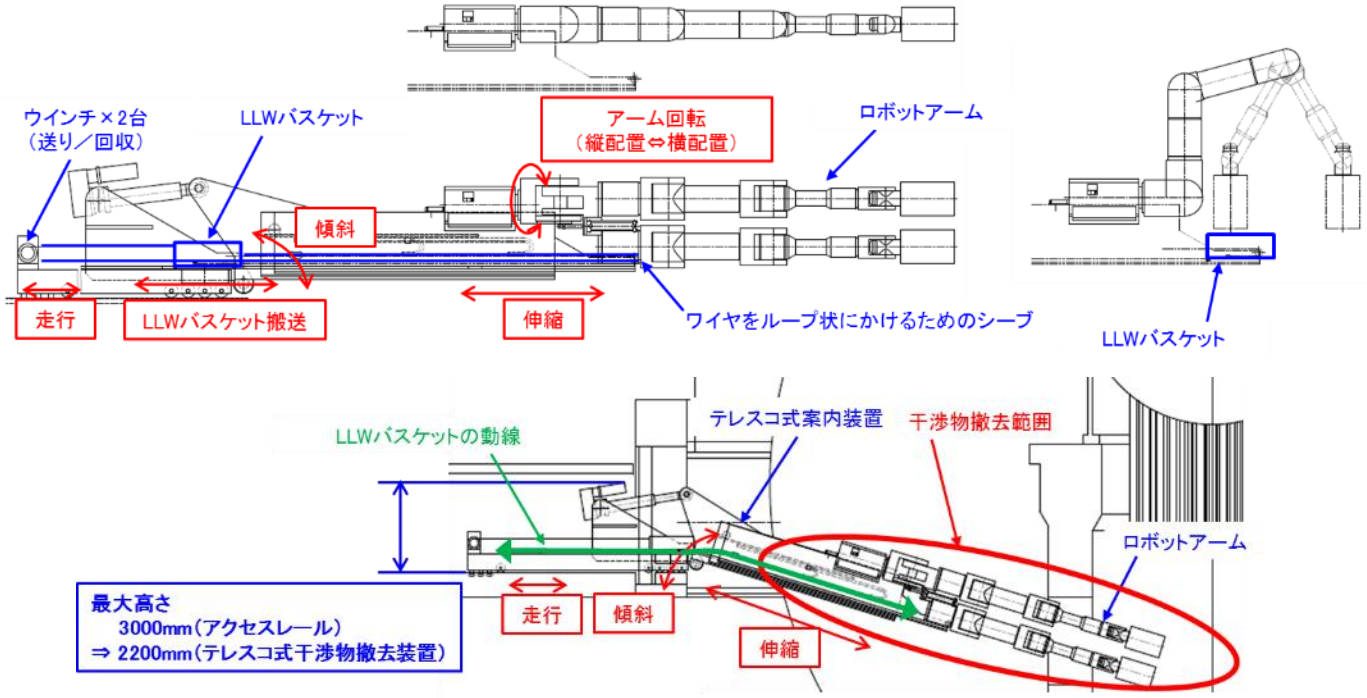
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去装置の構造】

- 傾斜軸で装置角度を調整しながら、伸縮軸でロボットアームをペデスタル内に案内。
- ペデスタルのCRD交換開口通過時は幅方向の寸法制約より2本のアームを縦配置、干渉物撤去時は、アーム回転軸で回転し横配置。
- LLWバスケットは、レール先端にループ状にワイヤをかけ、2台のウインチで搬送(送り／回収)。
- 故障時の対応は、各軸のモータを2重化し、片方のモータが故障してももう片方のモータで機能維持。



テレスコ式干渉物撤去装置の構造図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去装置の仕様】

軸名称	アクチュエータ	動作速度	説明
走行	電動モータ	3[m/min]	テレスコ式干渉物撤去装置をセル内で移動させる軸
傾斜	電動モータ	1[° /min]	テレスコ式干渉物撤去装置をセル床面より下方にあるペデスタルのCRD開口に向けて傾斜させる軸
伸縮	電動モータ	0.7[m/min]	テレスコ部を伸縮させる軸
LLWバスケット搬送	電動モータ	3[m/min]	2台のウインチ(送り/回収)によるワイヤ操作でLLWバスケットを搬送する
寸法 ： (長さ)8.9m × (幅)2.6m × (高さ)2.2m × (伸縮ストローク)5.8m			
質量 ： 19ton			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

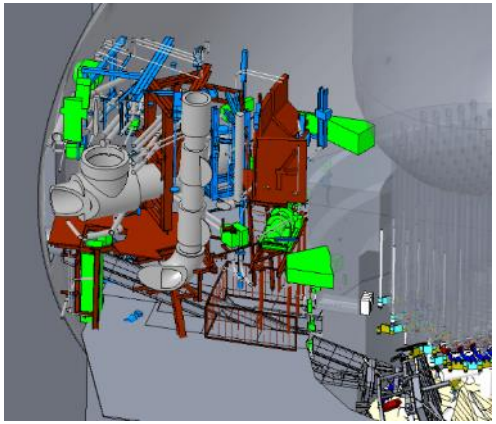
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

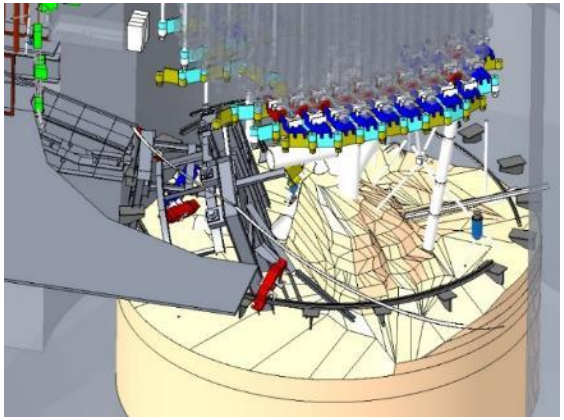
1. アクセス装置の検討

【干渉物の処置方法】

- 撤去した干渉物は、当面の廃棄物量低減の観点からPCV内に残置する計画。
- テレスコ式干渉物撤去装置で干渉物を切断し、干渉物を把持した状態でテレスコを縮めペデスタル外に残置。
- 搬出する場合に備え、LLWバスケットによる搬出機能は装備。

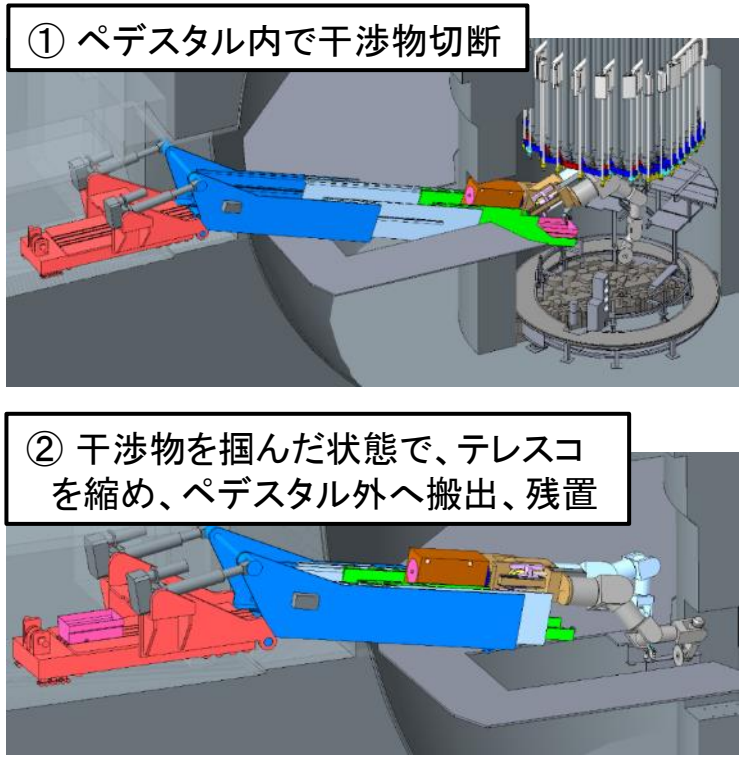


ペデスタル外



ペデスタル内
（内部調査結果を基にCAD化）

3号機の撤去前の干渉物



干渉物撤去手順

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

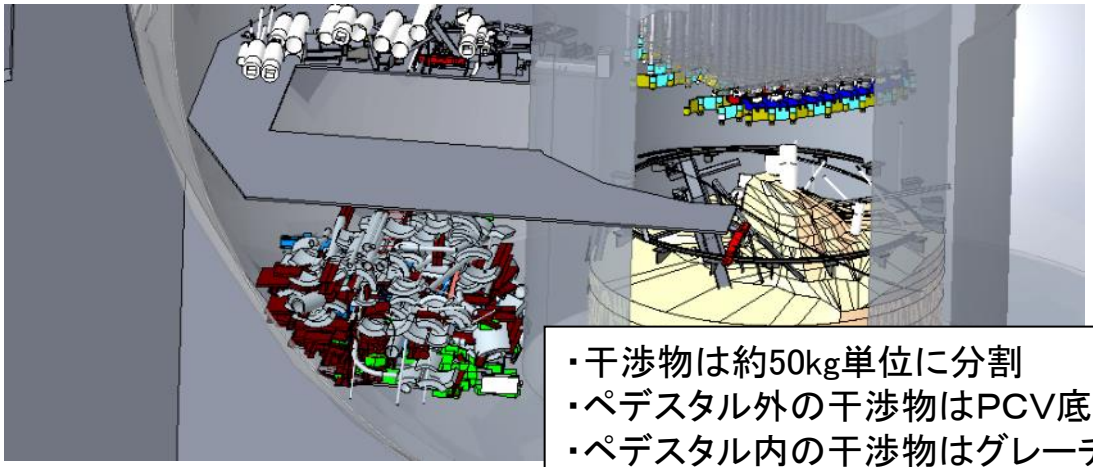
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【干渉物残置の状況】

- 残置場所は、ロボットアームのアクセス性からX-6ペネからCRD開口の間のグレーチング上が候補。
- 全ての干渉物をペデスタル外のグレーチング上に残置すると耐荷重が課題。
- 燃料デブリ付着の可能性がないペデスタル外の干渉物は、水が溜まっている可能性のあるPCV底に残置。
- 燃料デブリ付着の可能性があるペデスタル内の干渉物はグレーチング上に残置。



・干渉物は約50kg単位に分割
・ペデスタル外の干渉物はPCV底に残置
・ペデスタル内の干渉物はグレーチング上に残置

干渉物残置の状況

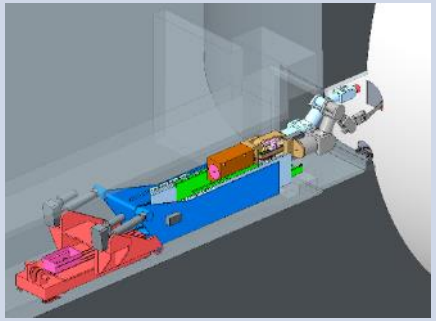
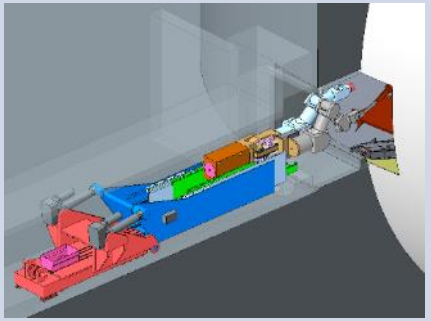
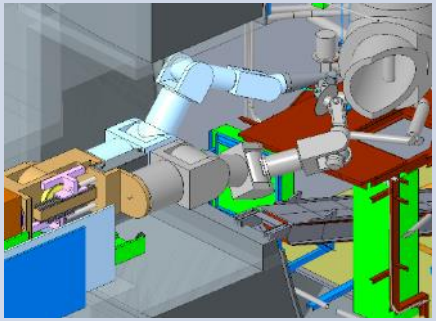
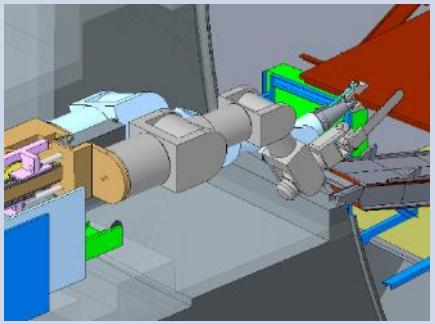
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

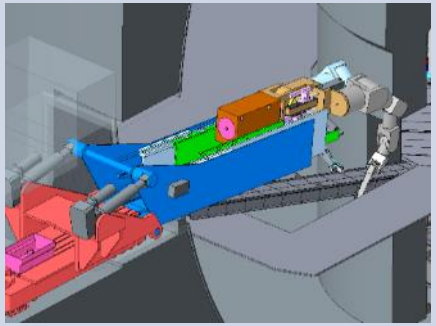
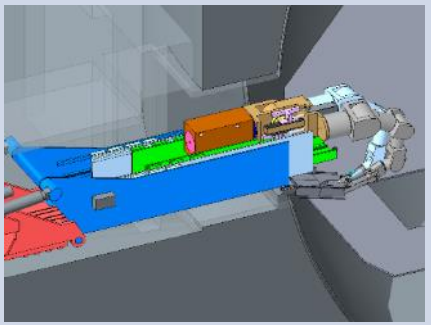
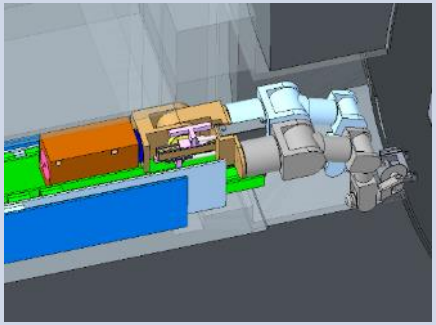
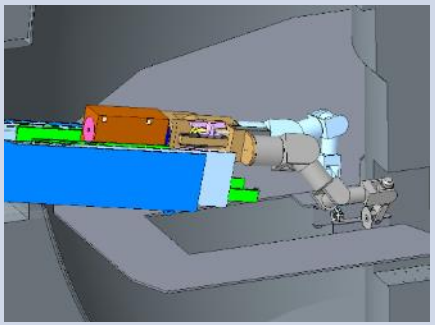
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去の作業ステップ(1/2)】

1. PCV壁切断	2. PCV壁切断 (CRDレール接続部は残す)	3. 配管類切断	4. PCV内のX-6ペネ上方グレーチング切断
			

5. CRDレールを奥側から切断	6. CRDレール手前側を切断	7. 残ったX-6ペネを切断	8. CRDレール周辺のグレーチング切断
			

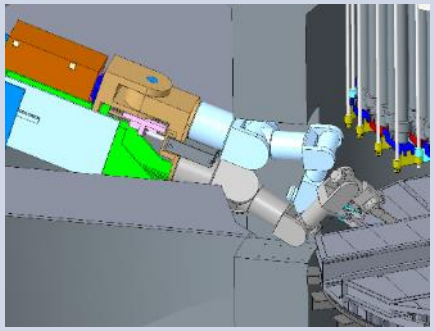
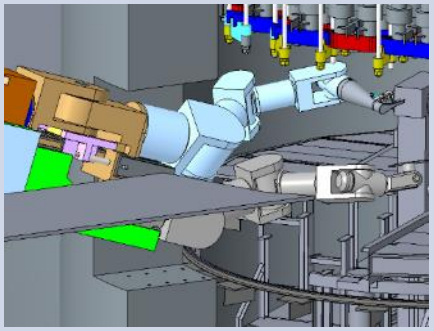
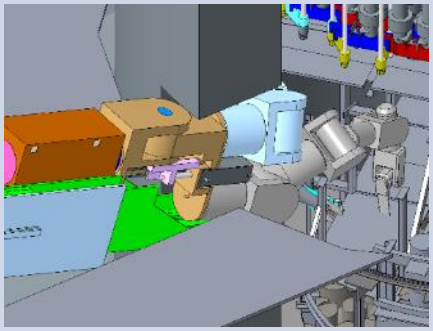
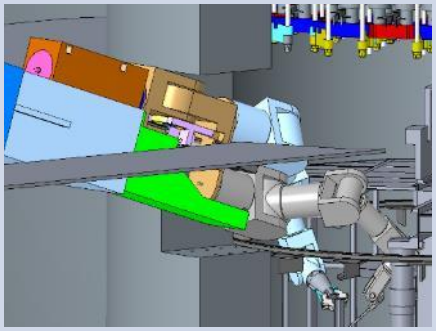
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

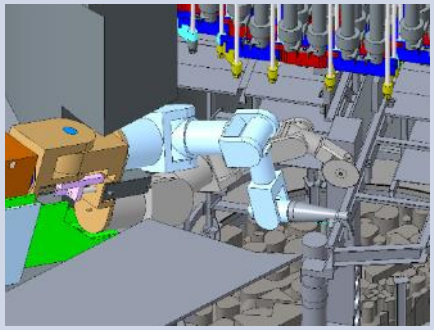
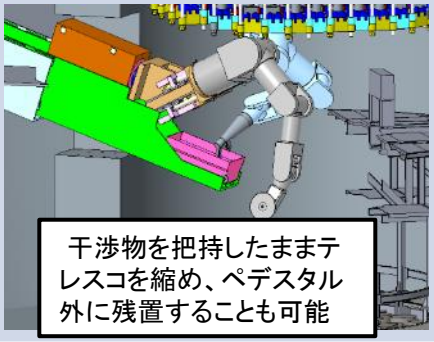
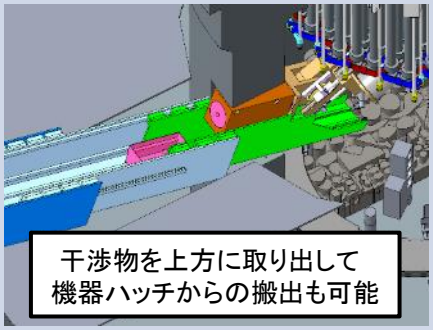
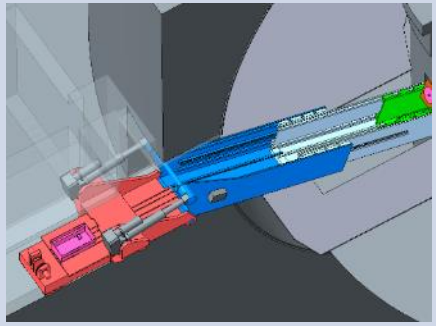
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【テレスコ式干渉物撤去の作業ステップ(2/2)】

9. プラットホーム切断	10. CRD交換機切断	11. 中間作業架台切断	12. 中間作業架台の梁切断
			

13. プラットホームの梁切断	14. 切断した干渉物をLLWバスケットに回収	15. LLWバスケットをセル内に移動	16. LLWバスケットのセル内移動完了
			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

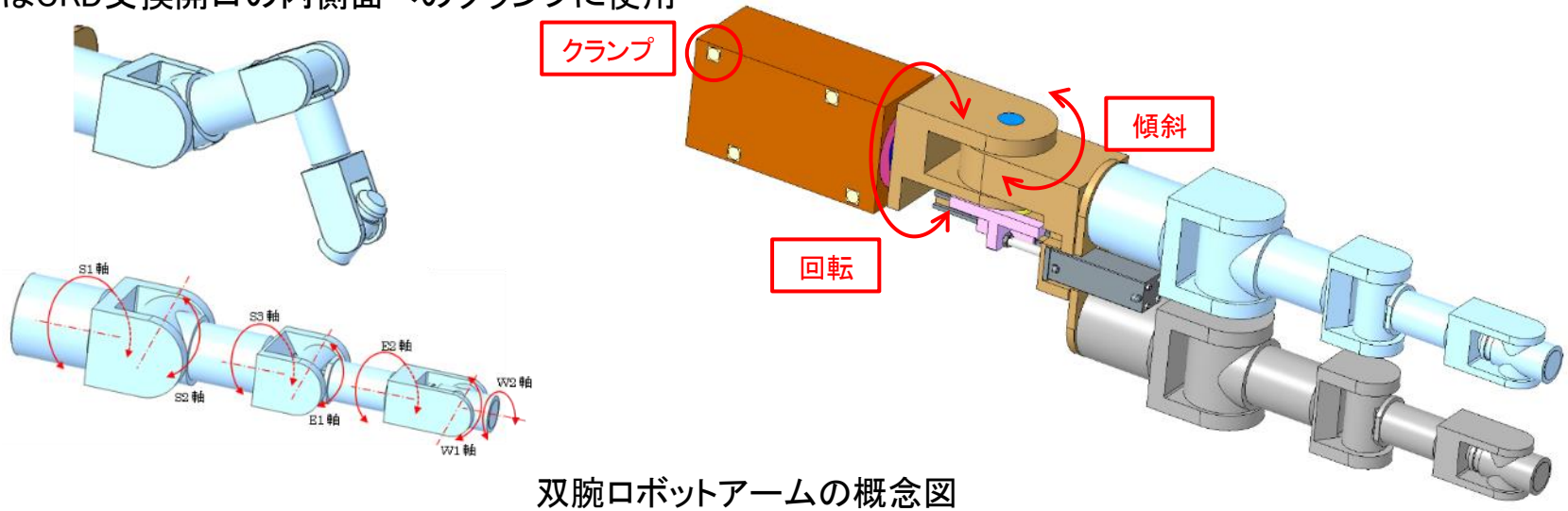
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【双腕ロボットアームの概要】

- 撤去対象を掴んで切るため、ロボットアームは双腕とし、把持・切断で機能を分割。
- CRD交換開口の寸法制約から、ロボットアームは150kg可搬。
- 把持ツール質量を50～100kgと想定し、干渉物は50kg単位、燃料デブリはユニット缶に収容可能な寸法に切断。
- 近くの撤去対象にアクセスするには可動範囲の広い電動が有利なため、ロボットアームは電動。
- 撤去対象までの距離の応じて3種類の長さのロボットアームを準備。
- 2本のロボットアーム根元に、傾斜・回転・クランプの3軸を装備。
- 傾斜はアクセス性向上に寄与、回転はCRD交換開口通過時の縦配置から作業時の横配置への姿勢変更に使用、クランプはCRD交換開口の内側面へのクランプに使用



双腕ロボットアームの概念図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【双腕ロボットアームの仕様】

項目	仕様			備考(選定理由)
	大アーム	中アーム	小アーム	
外形寸法	長さ: 5390mm 幅 : 491mm 高さ: 565mm	長さ: 4540mm 幅 : 491mm 高さ: 565mm	長さ: 3210mm 幅 : 385mm 高さ: 470mm	ペデスタル底面へのアクセス
質量	1000kg	900kg	550kg	
軸数 容量	7軸 可搬質量 : 150kg			把持ツール50～100kg、把持対象物50kgと想定
駆動源	ACサーボモータ			可動範囲の広い電動方式を採用
先端速度	100mm/sec			ペデスタル内の狭隘環境での作業性から設定
目標精度	繰り返し位置決め精度 : ±1mm			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

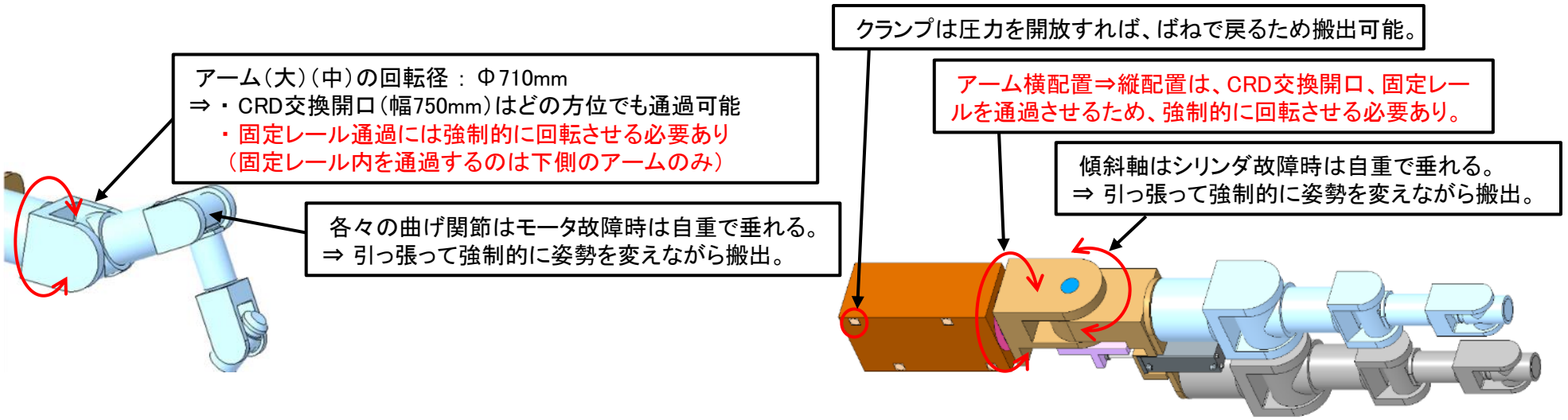
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【双腕ロボットアームの非常脱出】

- アームの曲げ関節、2本のアームを纏めて傾斜させる軸の故障時は自重で垂れるため、引っ張って強制的に姿勢を変えながら搬出。
- クランプはシリンダの圧力を開放すればばねで戻り、搬出可能。
- アーム2本が横配置では、CRD交換開口、固定レールを通過しないため、強制的に回転させる非常脱出機構が必要。
- アーム根元は矩形形状で、方位によっては固定レールを通過しないため、強制的に回転させる非常脱出機構が必要。

⇒ これらの軸は後方からのアクセスが可能であるため、軸を回転させる機能を持った台車をレールに沿って吊り下ろし、軸を強制的に回転させて搬出姿勢に変更させる。



双腕ロボットアームの非常脱出

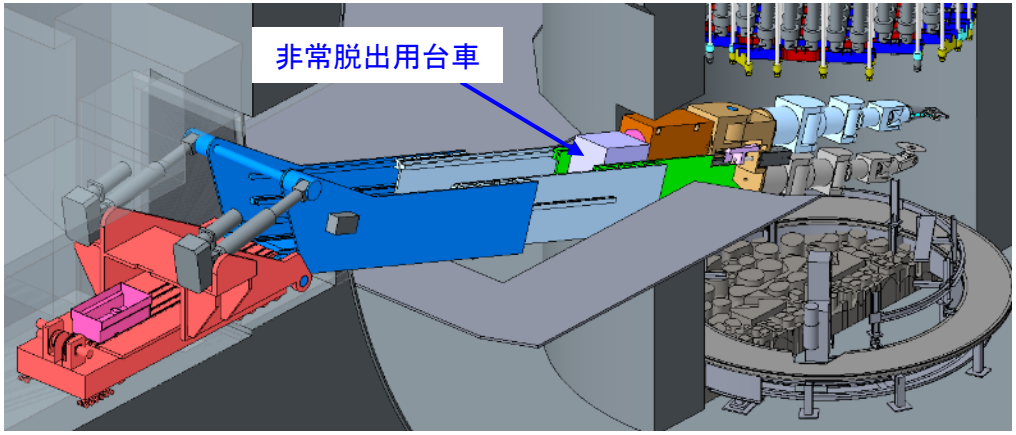
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【双腕ロボットアームの非常脱出要領】



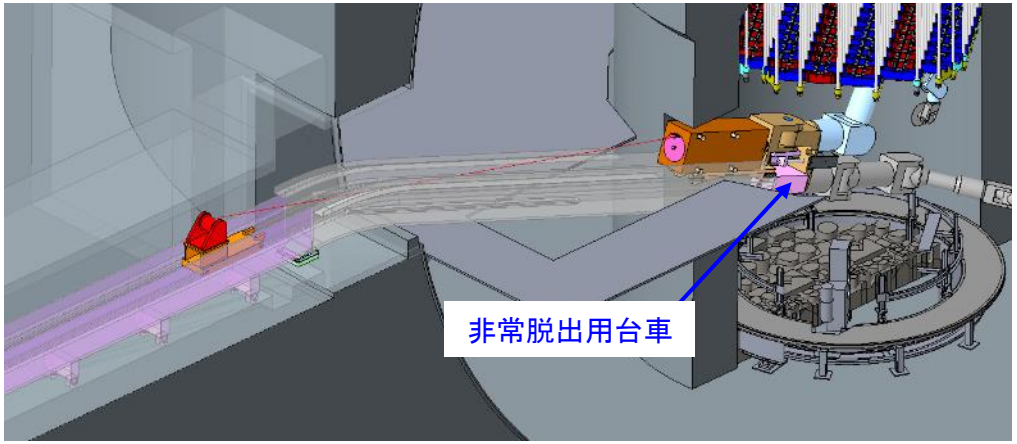
横配置⇒縦配置の非常脱出（固定レールの場合も同様）

[CRD開口を通過するためアーム2本を横配置から縦配置に変更する場合]

① 軸を回転させる機能を持った台車を搬入。
② 装置後端の強制回転軸に連結。
③ 2本のアームを搬出姿勢である縦配置に回転。

[下側アームを固定レール内に回収するため、アーム最後端の矩形形状ブロックを縦向きにする場合]

① 軸を回転させる機能を持った台車を搬入。
② 下側アーム後端の強制回転軸に連結。
③ 固定レールを通過する方向にアーム根元を回転。



ロボットアーム根元回転の非常脱出

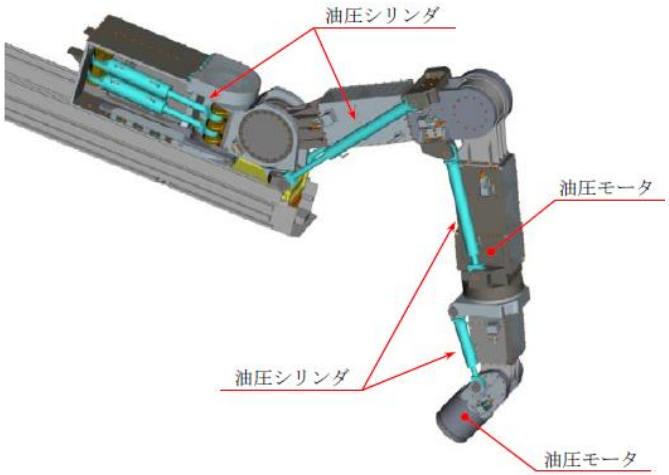
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【液圧ロボットアームの仕様】



項目	仕様	備考(選定理由)
外形寸法	長さ: 7100mm 幅 : 700mm 高さ: 920mm	ペデスタル底面から1.5mへのアクセス
質量	4000kg	
軸数 容量	6軸 掘削反力 : 2000kg(下向き)	コアボーリング時の給圧1500kgに余裕を見込んで2000kgと設定
駆動源	使用圧力 : 28MPa ポンプ吐出量 : 40ℓ/min 作動油 : 脂肪酸エステル系	小型で高出力が期待できる液圧方式を採用
先端速度	位置決め動作 : 2mm/sec 通常動作 : 50mm/sec	位置決めはカメラによる監視の下、遠隔操作で行うことから、位置決め時2mm/sec、位置決めまでの速度を50mm/secと設定
精度	繰り返し位置決め精度 : ±5mm	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

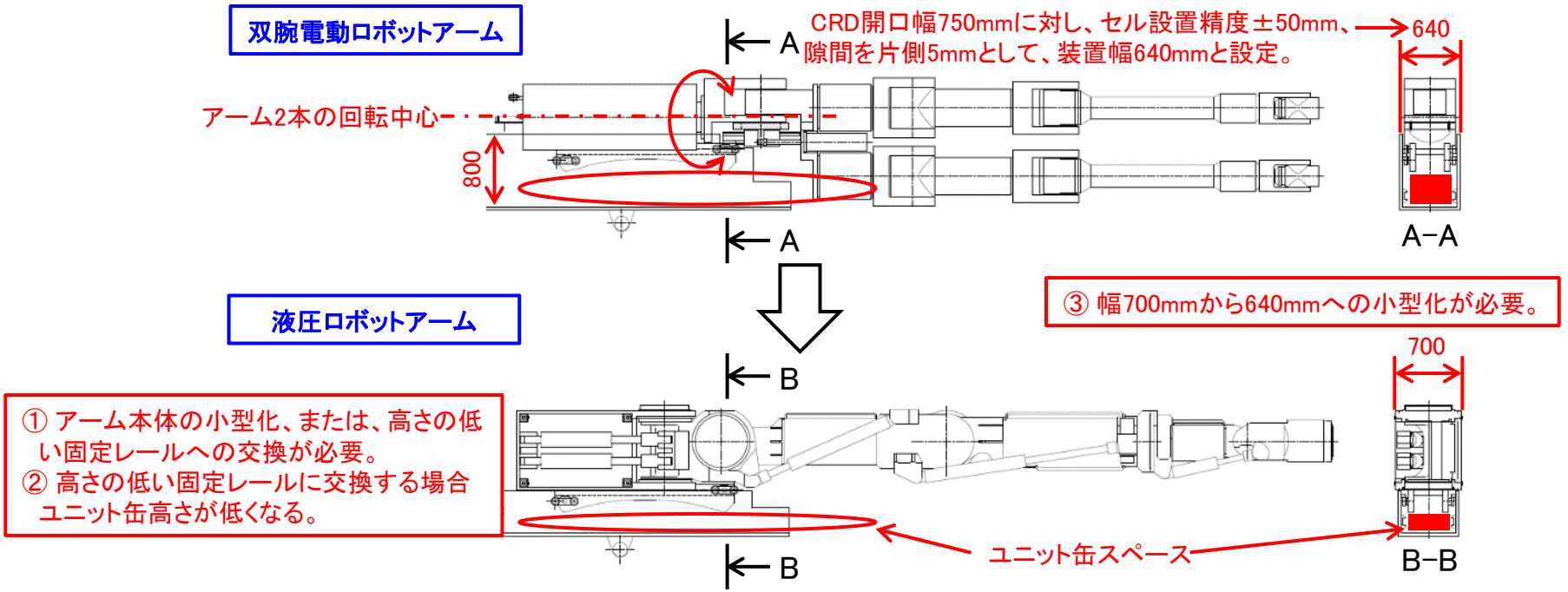
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【固定レールへの液圧ロボットアーム適用】

- 2018年度までに検討した液圧ロボットアームは双腕電動ロボットアームに比べて高さが高いため、CRD開口を通過させるには、アーム本体の小型化、または、高さの低い固定レールに交換が必要。
- 但し、高さの低い固定レールに交換する場合、ユニット缶高さが低くなる。
- セルの設置精度を考慮すると、幅を700mmから640mmにスリム化が必要。
- 上記の具体的な検討は、現状の押付力2tonの見直しも含め、エンジニアリングの段階で実施する。



固定レールへの液圧ロボットアーム適用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【まとめ】

- 干渉物、燃料デブリへのアクセス装置の概念検討完了。
  - ✓ 固定レール、テレスコ式案内装置の概念、構造、据え付け方法。
  - ✓ 双腕電動アームの概念、構造、搬入方法、非常脱出方法。
  - ✓ 液圧アームの固定レールへの適用方法。
- アクセス装置高さは、3mから2.2mに低減。
- アクセス装置荷重によるペデスタルCRD開口の健全性に問題ないことを確認。
- 干渉物、燃料デブリ取り出し手順をブラッシュアップし、具体化を図った。
- 干渉物、燃料デブリへのアクセス装置に係る技術課題抽出と対応方針検討を実施。

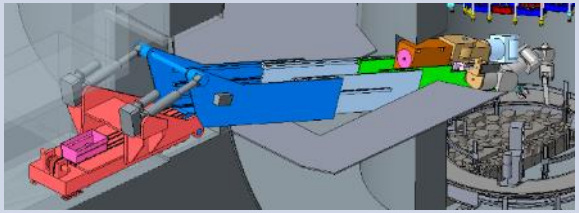
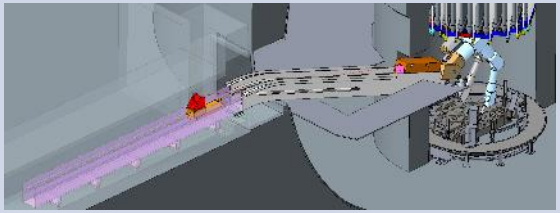
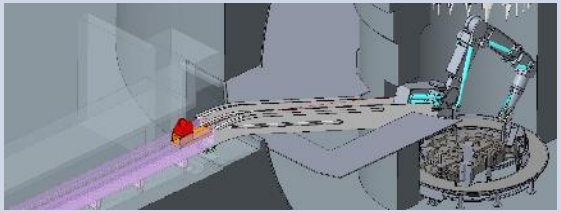
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

1. アクセス装置の検討

【まとめ(続き)】

	干渉物撤去		燃料ﾃﾞﾌﾞﾘ取り出し
	テレスコ式	固定レール	
	双腕電動アーム		液圧ｱｰﾑ
概要	・テレスコ式案内装置の先端にアームを搭載し、手前から順次撤去。 ・アームは双腕、電動、150kg可搬。 ・切断した干渉物をセルへ搬送する機能装備。 	・固定レール上をアームが移動し、ペデスタル内に進入。 ・アームは双腕、電動、150kg可搬。 ・切断した干渉物、燃料デブリをセルへ搬送する機能装備。 	・固定レール上をアームが移動し、ペデスタル内に進入。 ・アームは単腕、液圧、2tonの押付。 ・切断した燃料デブリをセルへ搬送する機能装備。 
アーム	・双腕、電動、150kg可搬	・双腕、電動、150kg可搬	・単腕、液圧、2tonの押付
先端ツール	・把持工具 ・ディスクカッタ ・セーバーソー	・粒状燃料デブリ吸引回収工具 ・把持工具 ・ディスクカッタ　・セーバーソー ・レーザ	・回収工具(掴み工具) ・ディスクカッタ ・セーバーソー ・コアボーリング
撤去物の搬送方法	・PCV内残置の方針 ・LLWバスケット(W450×L900×H400)	・干渉物はPCV内残置の方針 ・ユニット缶(Φ200/Φ400×H400)	・ユニット缶(Φ200/Φ400×H400)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

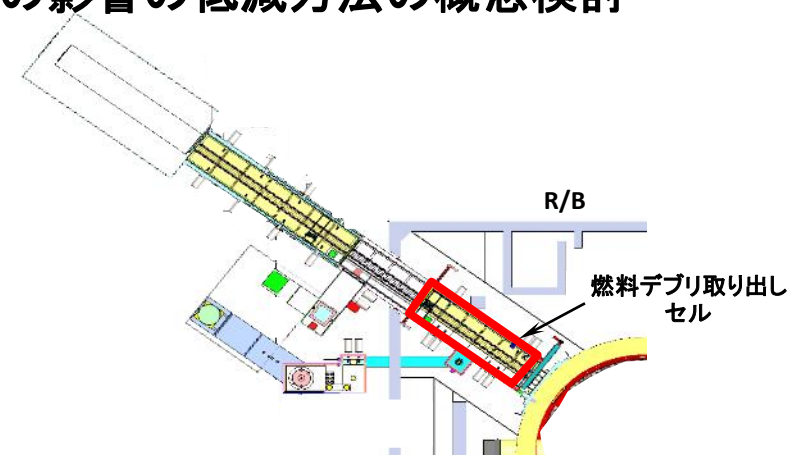
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-1. 燃料デブリ取り出しセルの必要機能

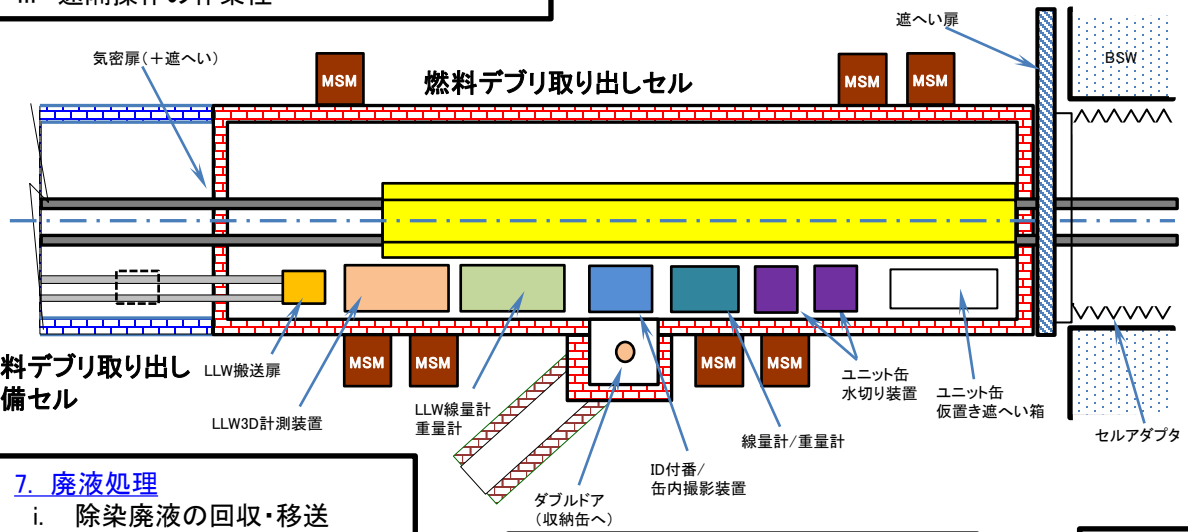
【セル設計思想】

- 閉じ込め確保、汚染拡大抑制
- セル内作業は全て遠隔操作
- X-6ペネに対して直線に配置し機器搬出入の円滑化



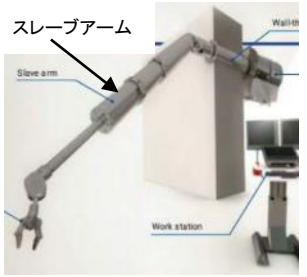
1. バウンダリの構築
- i. 放射性物質の閉じ込め（構造・気密性・耐震性・設置性）
- ii 遮へい機能（外部線量、作業員保護）
- iii 遠隔操作の作業性

2. 燃料デブリ取り出し
- i. ユニット缶の受け取り/缶識別確認/水切り／重量測定／缶内撮影
- ii. 収納缶へユニット缶挿入
- iii. 新規ユニット缶受入／送り出し

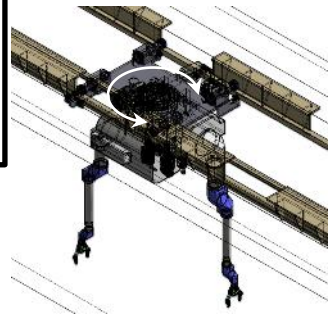


3. 廃棄物取り出し
- i. 新規内容器の受け入れ
- ii. LLW受入、内容器へ収納
- iii. LLW移送

4. 交換/メンテナンス
- ①エンドエフェクタの交換
- ②ロボットアーム交換
- ③セル内カメラ、照明、マイク交換
- ④排気フィルタ交換
- ⑤線量計校正/交換
- ⑥遠隔MSM交換（スレーブアーム）
- ⑦天井走行式双腕ロボット/ユニット缶専用クレーン交換



遠隔MSM



天井走行式双腕ロボット

7. 廃液処理
- i. 除染廃液の回収・移送

8. その他
- i. ダスト濃度等監視系
- ii. セル据え付け性
- iii. 搬入と搬出ルートの分離

6. 除染
- i. ユニット缶取扱いエリア
- ii. エンドエフェクタエリア
- iii. LLW取扱いエリア
- iv. ロボットアーム・エンドエフェクタ

5. 保管
- i. エンドエフェクタ
- ii. 新ユニット缶
- iii. ユニット缶（燃料ﾃﾞﾌﾞﾘ内包）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-2. セル内の機器配置検討(1/3)

【機器配置の方針】(1/2)

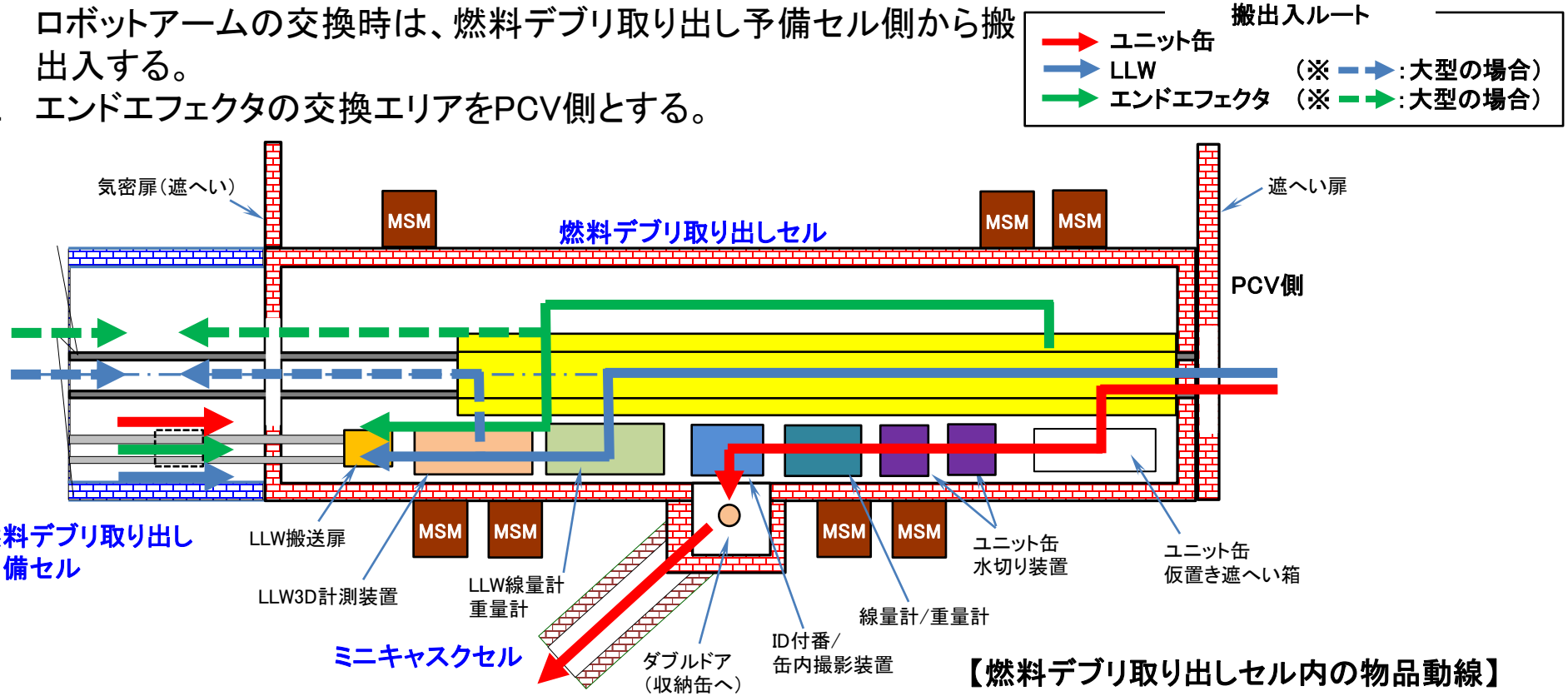
(1)作業動線の考慮

i. 燃料デブリ(ユニット缶)の取り扱い作業の流れに合わせる。

ii. LLWは、LLW容器に入れて燃料デブリ取り出し予備セルへ移送する。

iii. ロボットアームの交換時は、燃料デブリ取り出し予備セル側から搬出入する。

iv. エンドエフェクタの交換エリアをPCV側とする。



【燃料デブリ取り出しセル内の物品動線】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-2. セル内の機器配置検討(2/3)

【機器配置の方針】(2/2)

(2)バウンダリの考慮

i. 燃料デブリ取り出しセルと他セルとのユニット缶などの移送部分は閉じ込め(隔離・汚染拡大抑制)を考慮する。

ii. 外部線量やメンテナンス時の作業員の接近性を考慮して遮へいを設ける。

(3)作業エリアの考慮(除染作業への考慮)

i. 燃料デブリの取り扱いエリア(ユニット缶取り扱いエリア)をPCV接続側周辺に限定する。

ii. 除染作業は、汚染しやすい上記作業エリアを考慮する。
(除染方法:ブラッシング+吸引除染、必要の応じて水洗除染)

(4)保管スペースの確保

i. ユニット缶の仮置きスペースを設ける。(万が一の人アクセスに備え、遮へい容器を設置)

ii. エンドエフェクタの仮置きあるいはスペアパーツなどの保管スペースを設ける。

(5)遠隔操作性の考慮

i. 遠隔操作機器(天井走行式双腕ロボット/遠隔マスタースレーブアーム/ユニット缶専用クレーン)は、セル内の作業性(通常作業/メンテナンス作業)を考慮して配置する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

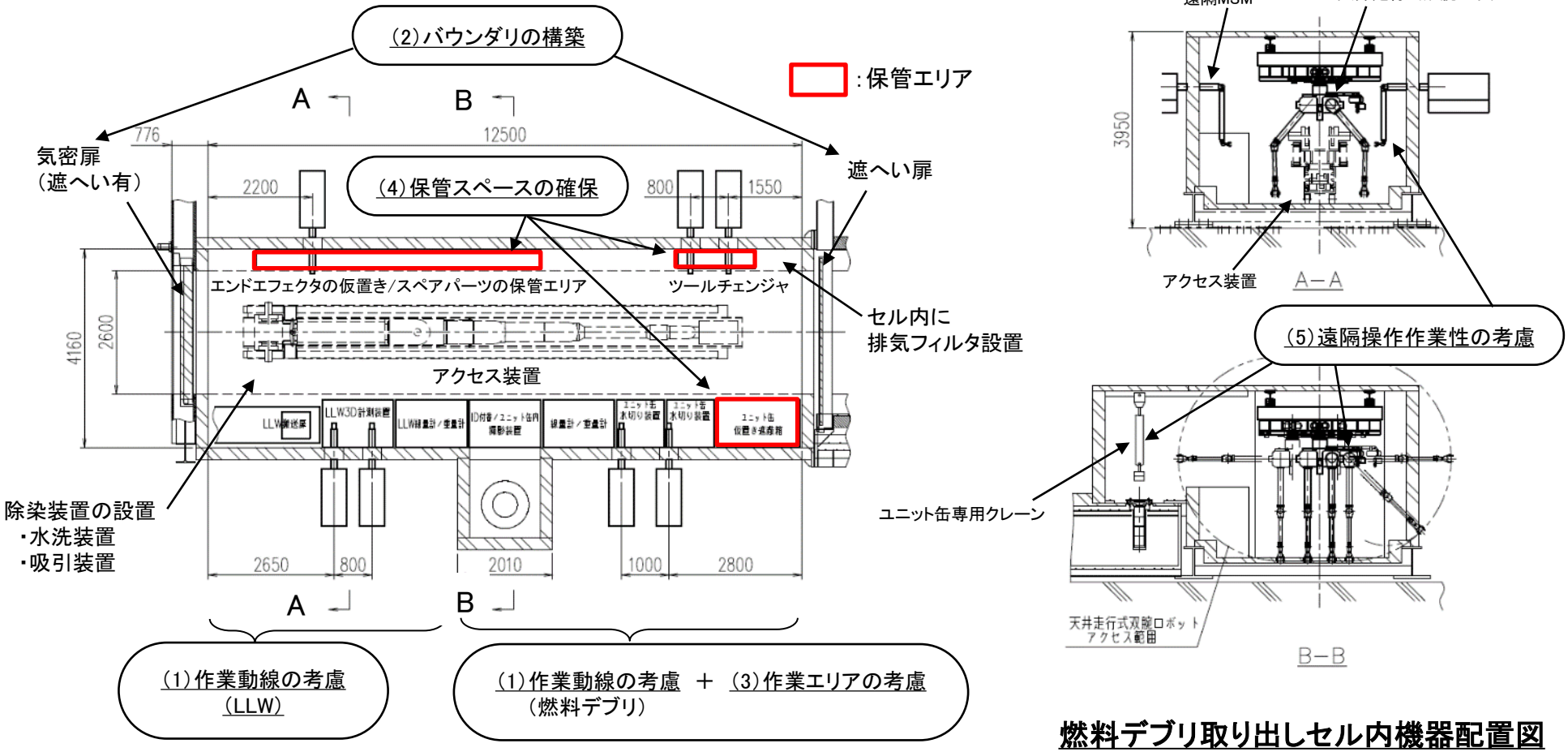
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-2. セル内の機器配置検討(3/3)

【セル内機器配置(平面)】

燃料デブリ取り出しセル内の機器配置方針に基づき、検討したセル内機器配置図を以下に示す。
検討の結果、約13m×約4mのセルサイズにて成立する見通しを得た。



燃料デブリ取り出しセル内機器配置図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

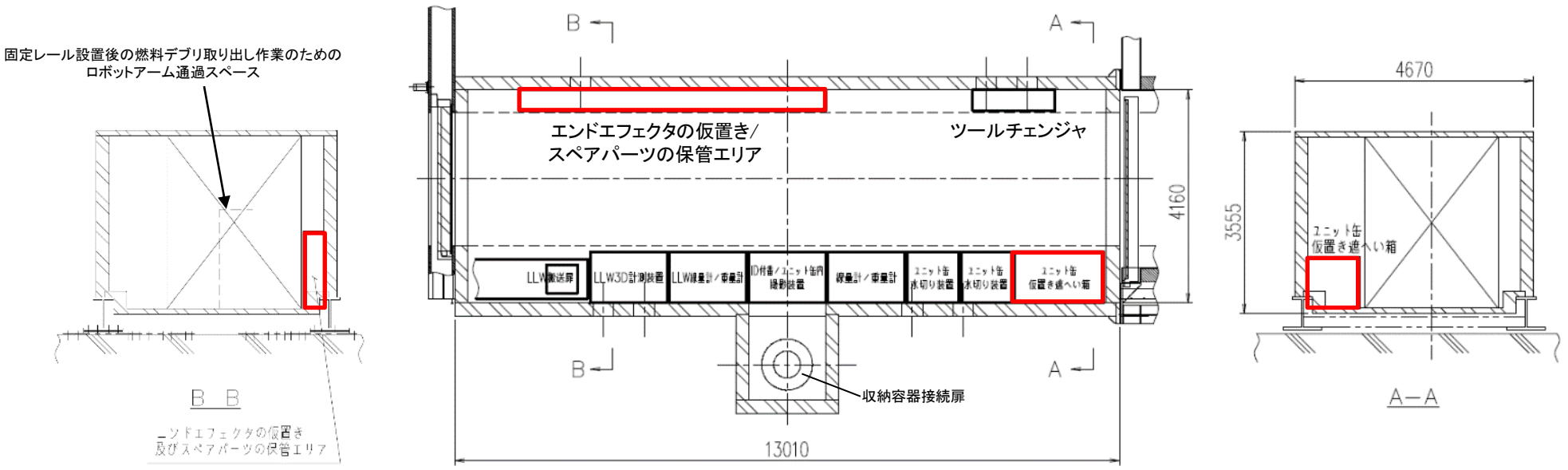
2-3. セル内の保管エリアの検討

通常時の取り出し作業や運用面やメンテナンスの安定的な運用性向上を考慮して、
以下の一時保管エリアを設ける。

①バッファ用としてのユニット缶の保管エリア
（長さ1m×幅1m×高さ1m：ユニット缶4個収納）

②エンドエフェクタの仮置き及びスペアパーツの保管エリア
（長さ7m×幅0.6m×高さ1.5m：ラック式の保管棚を設置）

※更なる保管スペースを燃料デブリ取り出し予備セルに設けることを計画中。



燃料デブリ取り出しセル内機器配置図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-4. セル内の操作性の検討(1/4)

(1)セル内操作機器の基本的な考え方

- ユニット缶の水切り、重量測定及び外観撮影、エンドエフェクタの交換などのセル内の作業は、天井走行式双腕ロボットを主に、そのバックアップとしてセル壁面に設けた遠隔MSMにて行う計画である。
- 収納缶へのユニット缶移送は、ユニット缶専用クレーンにて行う。

(2)カメラ、照明の配置方針

① カメラ

- 作業に必要な視野を確保する俯瞰カメラをセル内壁面及び天井面に設ける。
- 天井走行式双腕ロボットには、胴体部に専用カメラを設ける。
- 遠隔MSM及びユニット缶専用クレーンには、各操作範囲を視認できる専用カメラをセル壁面又は、天井面に設ける。

② 照明

- セル内全体を照らすための照明をセル天井面に設ける。
- 天井走行式双腕ロボットには、胴体部に専用照明を設ける。
- 操作上、必要な個所には、ピンポイント照明をセル壁面に設ける。

(3)その他

- 天井走行式双腕ロボットには、作業時の音を集音するためのマイクを設ける。
- 操作あるいは監視の観点より必要な箇所にマイクをセル壁面に設ける。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

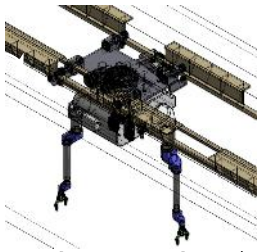
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

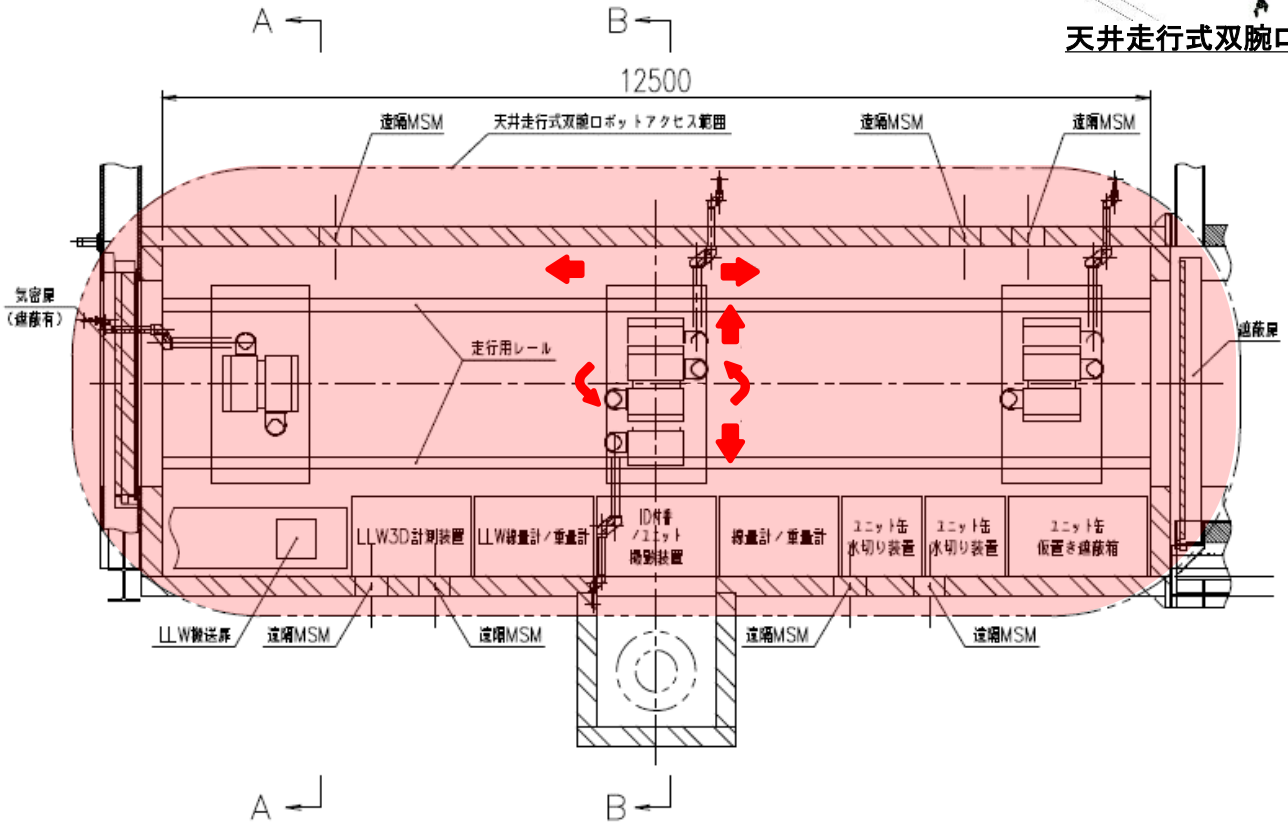
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

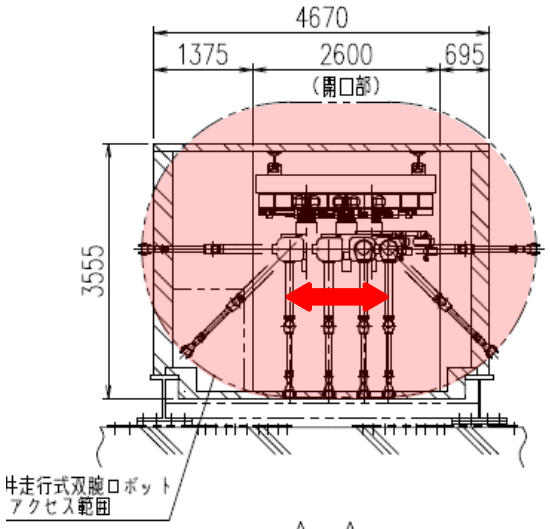
2-4. セル内の操作性の検討(2/4)

【天井走行式双腕ロボット】

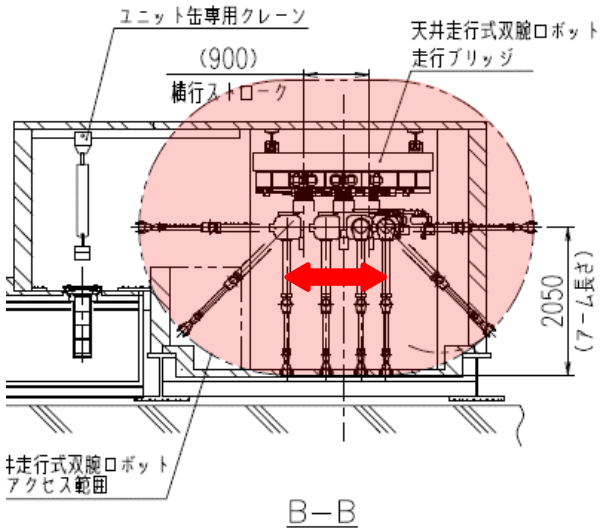


天井走行式双腕ロボット





A−A



B−B

天井走行式双腕ロボットのアクセス範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

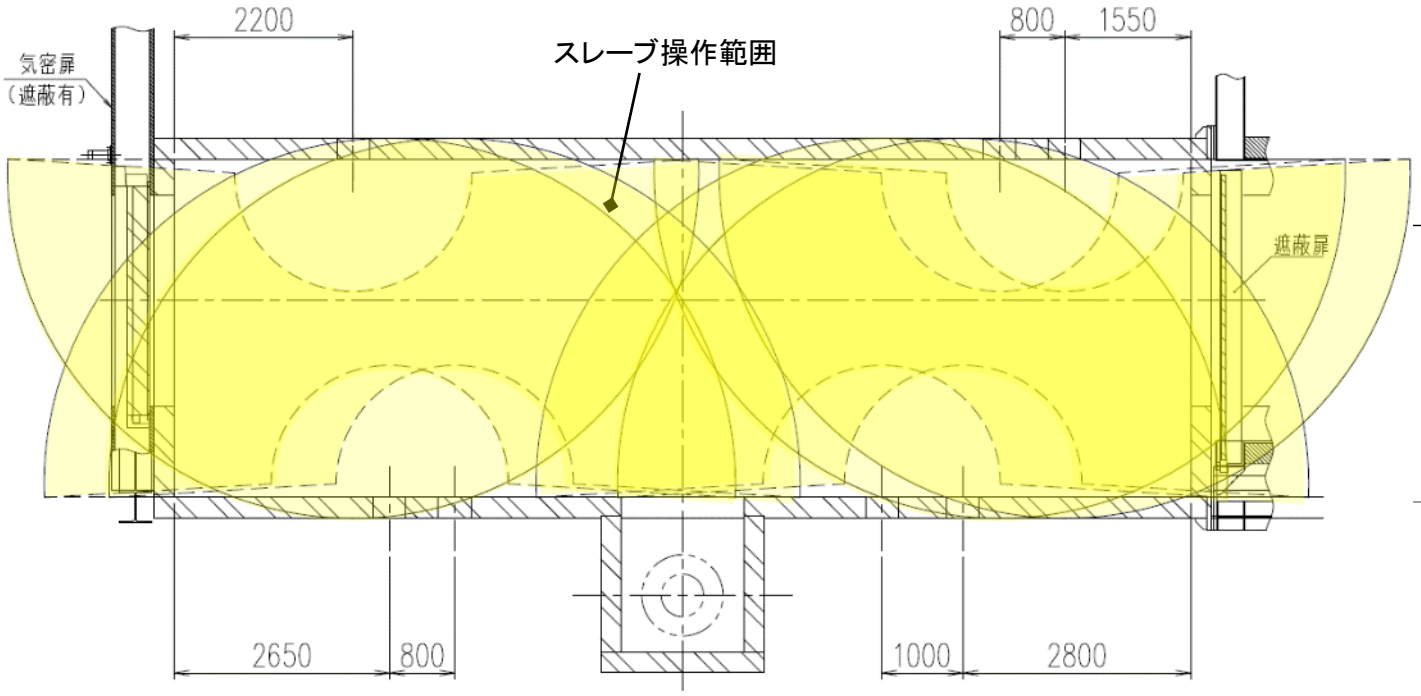
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

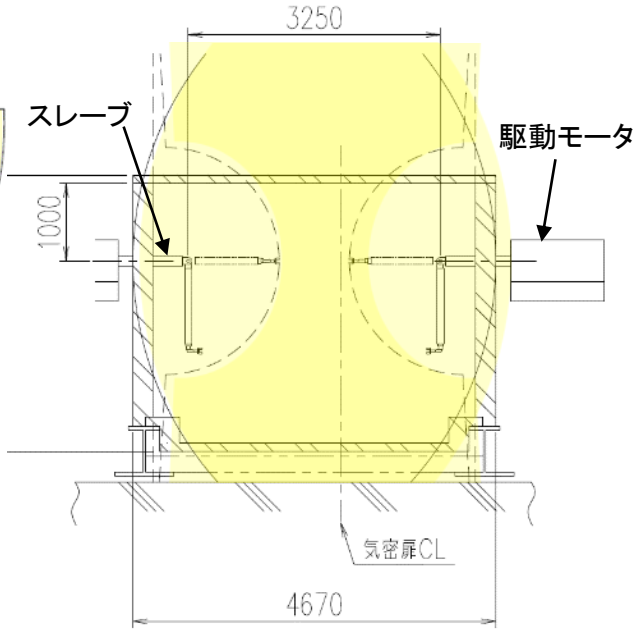
2-4. セル内の操作性の検討(3/4)

【遠隔MSM】

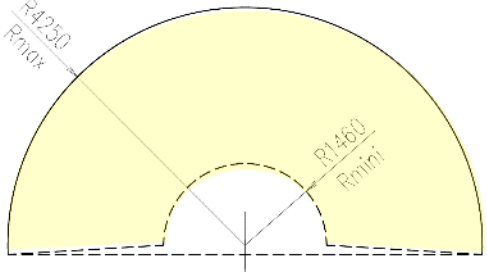


平面図

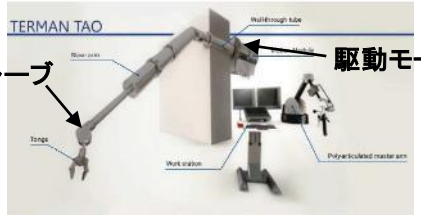
デブリ取り出しセル



側面図



スレーブ操作範囲



遠隔MSM

セル内のスレーブアームのアクセス範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

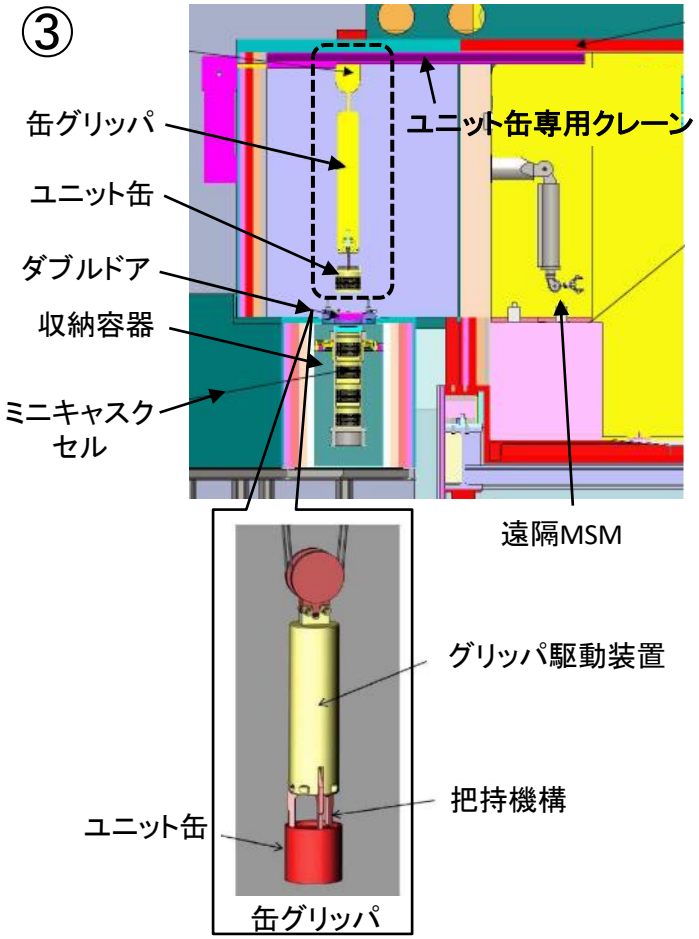
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

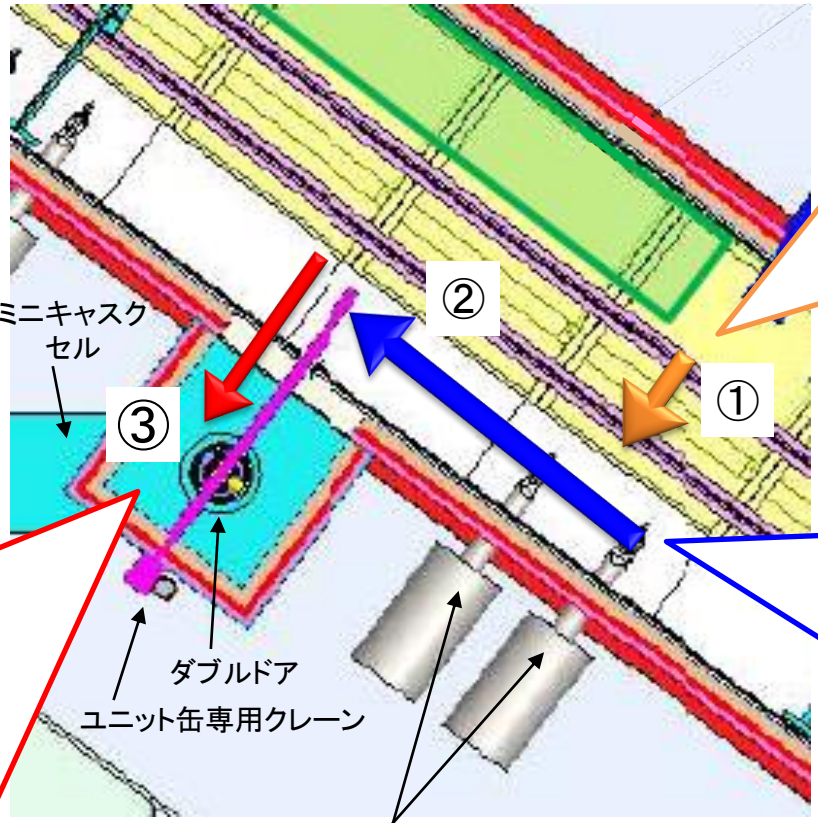
2-4. セル内の操作性の検討(4/4)

【ユニット缶専用クレーン】

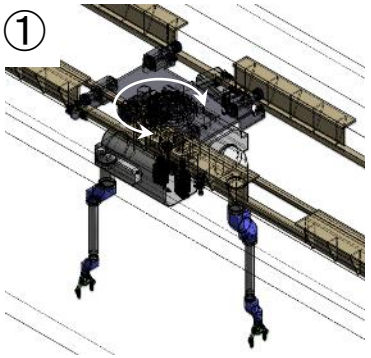


- ユニット缶専用クレーンにより、ユニット缶をミニキャスクセル内の収納容器に収納。
- ダブルドアの開閉は、天井走行式双腕ロボットにて実施。

燃料デブリ取り出しセル

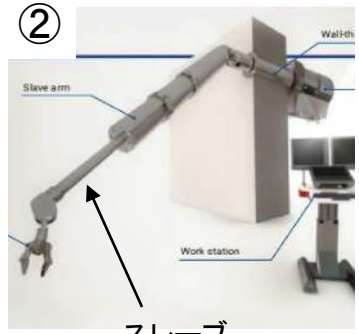


【天井走行式双腕ロボット】



・ユニット缶搬送台車からユニット缶を取り出し、仮置き遮へい箱へ格納

【遠隔MSM】



・遠隔MSMにより水切り処理/線量・重量計測/ID付番/缶内撮影を実施。

ユニット缶専用クレーン
(ユニット缶の取り扱い動線)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

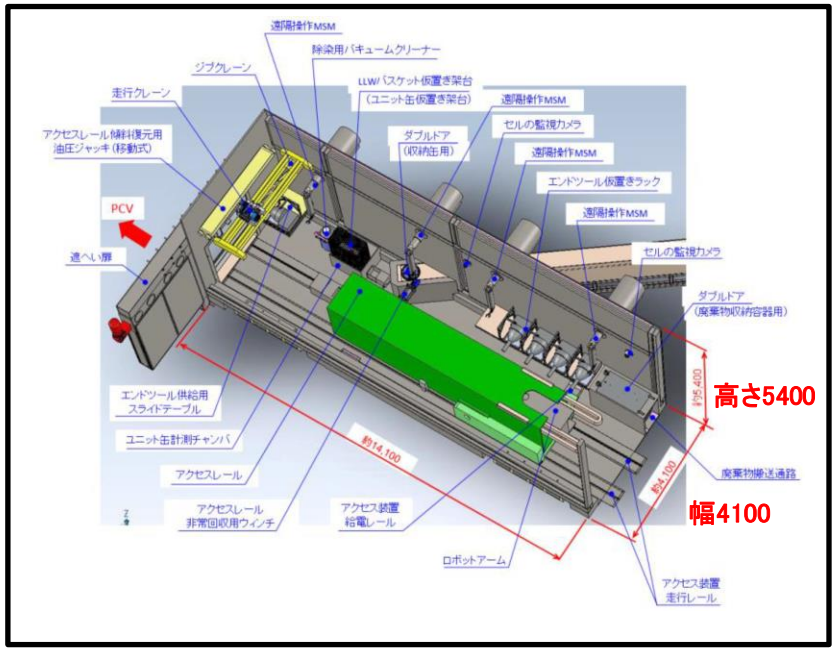
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

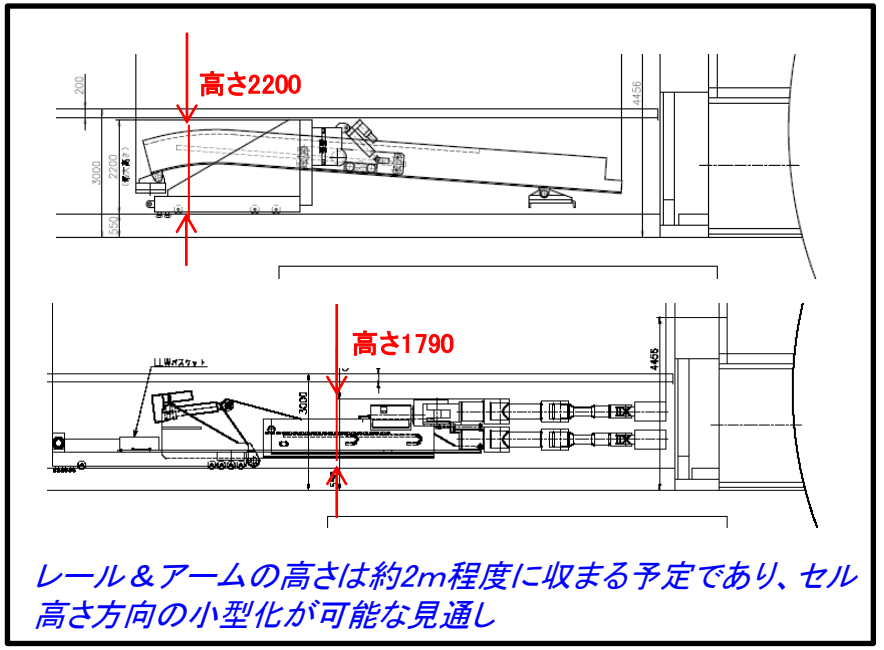
2-5. セル高さの検討(1/2)

- 燃料デブリ取り出しセル内のアクセス装置について、アクセスレールから固定式レールにすることによってユニット缶の受け取り位置を下げることができる。
- ユニット缶の取扱い位置を低く見直したことにより、セル高さも低くすることができる。

【変更前】



【変更後】



レール＆アームの高さは約2m程度に収まる予定であり、セル高さ方向の小型化が可能な見通し

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

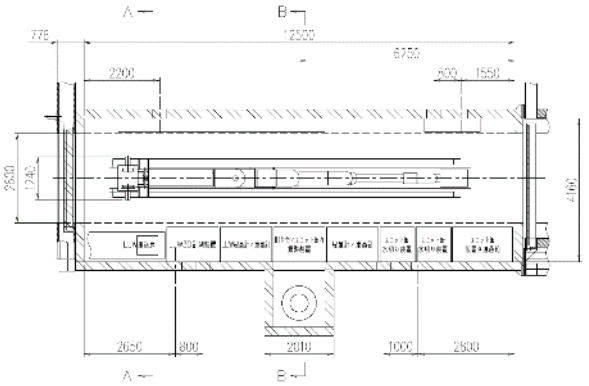
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

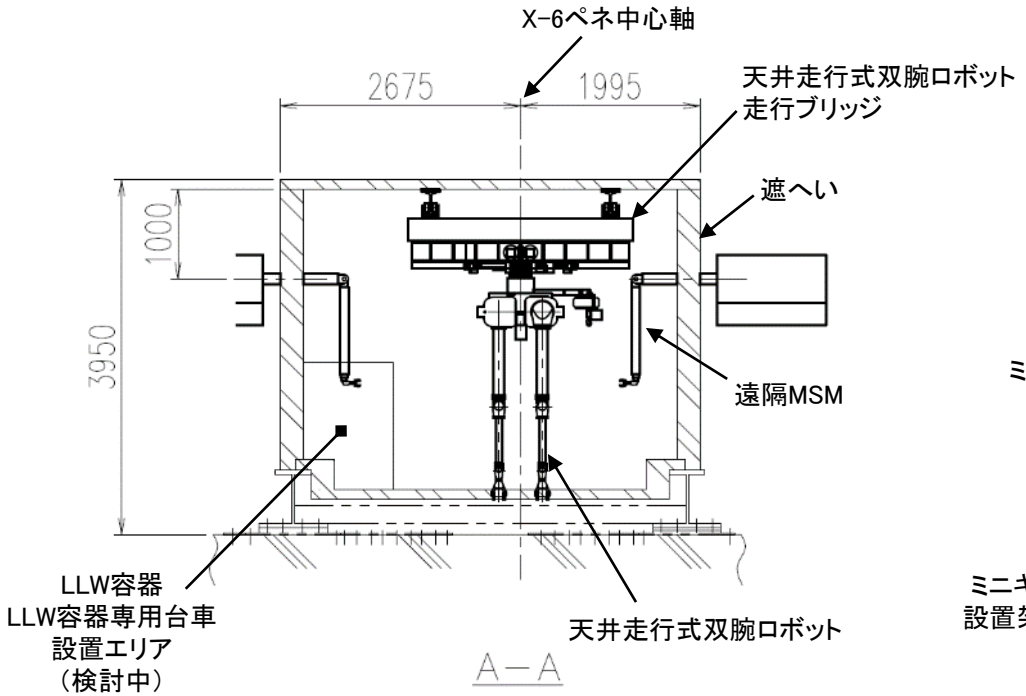
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

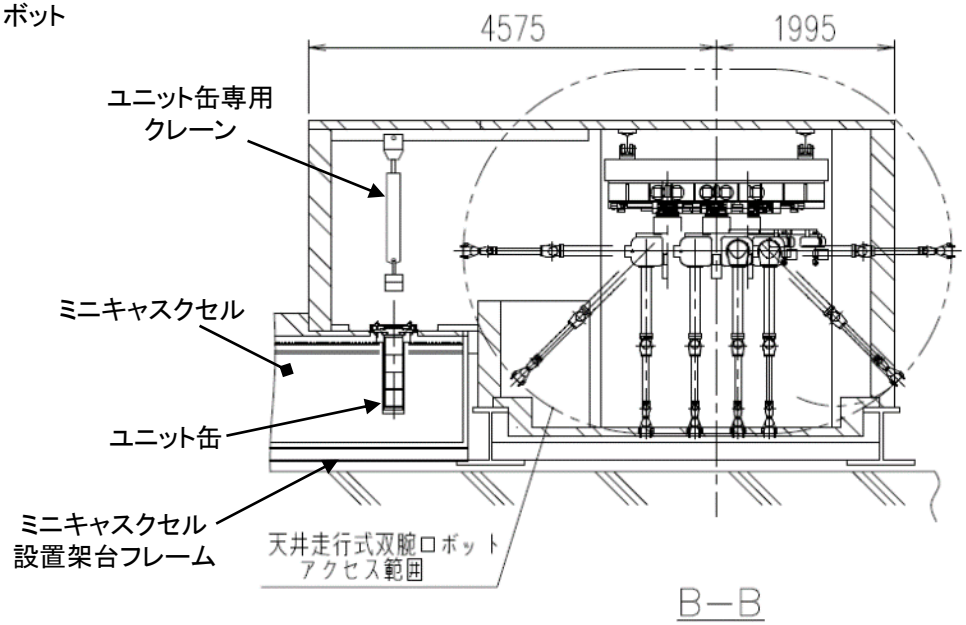
2-5. セル高さの検討(2/2)

ユニット缶の収納容器への移送、LLWのLLW容器への移送を確保した上で、セル高さ約4mとする成立の見通しを得た。





※LLWは、双腕ロボットによりLLW容器に入れる。その後LLW容器は、LLW容器専用台車にて燃料デブリ取り出し予備セルへと移送する。



※ユニット缶は、ユニット缶専用クレーンにより持ち上げて、ミニキャスクセル内の収納缶へダブルドアを介して収納する。

燃料デブリ取り出しセル内機器配置(断面図)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-6. 燃料デブリ搬出時の乾燥機能・水素爆発対策の検討

（1） 水切り処理

ユニット缶にて取り出してきた燃料デブリを吸引処理して、表面に付着している水を取り除く。

付着した水を除去することにより、放射性分解による水素発生を低減する。

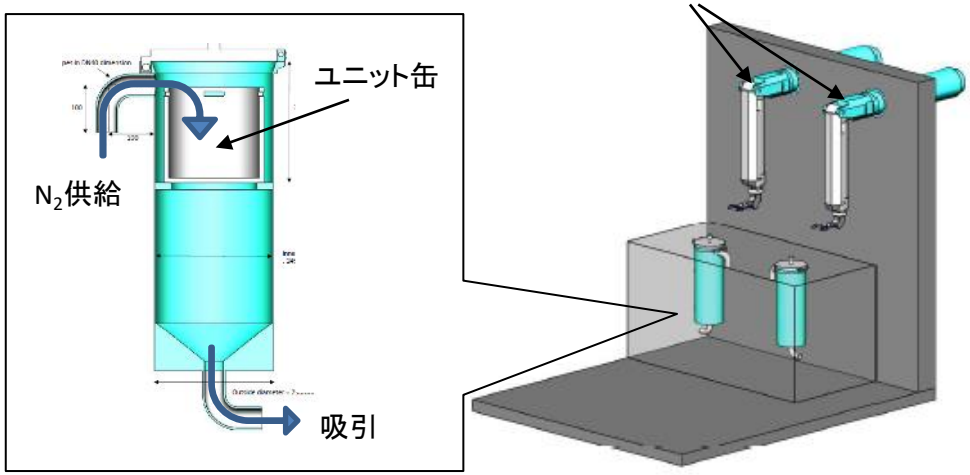
1個のユニット缶に15kgの燃料デブリが入っている場合の水分吸引量及び吸引時間は、以下の通り想定する。

- 水分吸引量：2.4ℓ
- 吸引時間：5分

※1：燃料デブリは、ウラン・ジルコニウム酸化物を想定。（密度：6.3g/cm^3）

※2：水堆積50%と吸引時間は、他プロジェクト（注）の水切り試験結果より想定。

（注）平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化



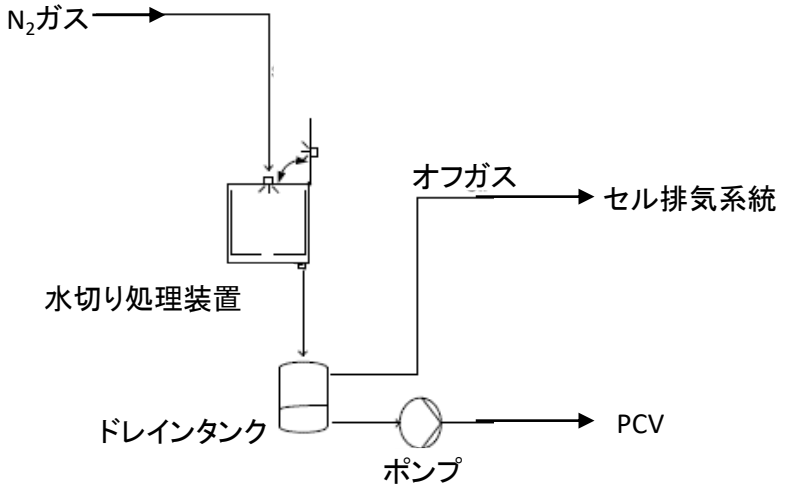
水切り処理装置　概略図

（2） 水素排気ライン付収納缶/キャスクの使用

収納缶およびキャスクには、容器内のガスをベントするラインを設ける。

（3） セル内換気

セル内を窒素にて換気して、更に水素濃度が爆発限界以下であることを監視することにより水素の爆発防止対策を行う。



水切り処理装置　機器系統図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

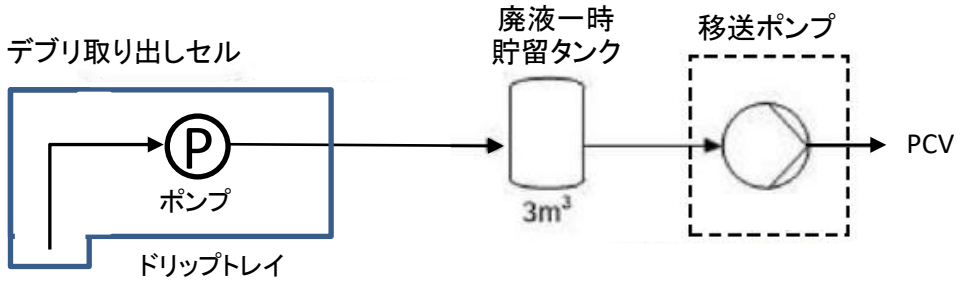
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-7. セル内廃液処理の検討

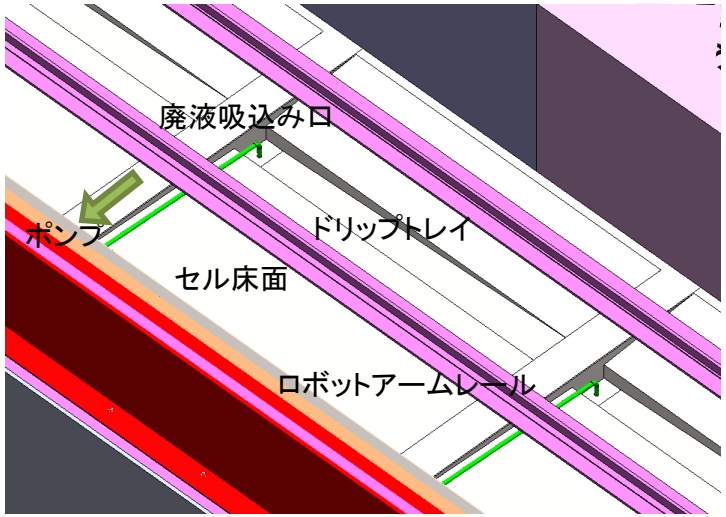
（1） 基本方針

除染作業にて発生したセル内廃液については、ポンプにて回収し、PCV内へ戻す方針とする。

（2） 廃液処理装置の構成



廃液処理装置 概略系統図



セル床面ドリップトレイ

（3） 廃液発生量の想定

ロボットアームは、洗浄機にて水洗により除染を行う計画である。その廃液発生量については、以下の通り試算する。

放水量5L/min × 洗浄作業5min/回 ＝ 25L/回

（※放水量は、一般産業品の洗浄機のスペックを参照とする。）

なお、ロボットアームを2回/日洗浄すると仮定した場合、3m³の廃液一時貯留タンクに60日分の廃液を溜めることが可能である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-8. セル換気の検討(1/3)

(1) セル換気の考え方

燃料デブリ取り出しセルの換気の考え方は、

- 放射性物質の閉じ込めの観点から負圧に維持することを基本方針
- セル内の汚染の拡散防止を考慮
- 遮へい扉などの開閉状態によりそれぞれ対応

燃料デブリ取り出しセル内の遮へい扉、燃料デブリ取り出し予備セル間の気密扉の開閉状態が以下のケースによって連通する空間が異なるため、それぞれに合わせた換気制御を行う。

①燃料デブリ取り出し作業時
②ロボットアーム収納時
③ロボットアーム搬出入時

それぞれの状態により各換気システムの流量配分が変化するため、排風機の制御範囲に収まる様に、設計具体化の段階でフィードバックしていく必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

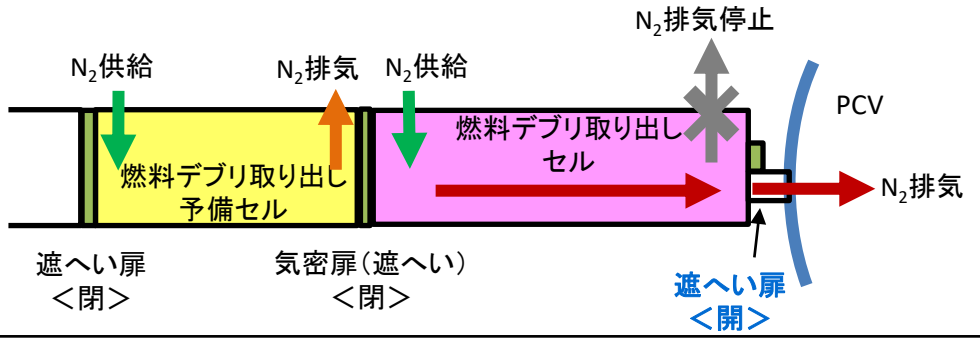
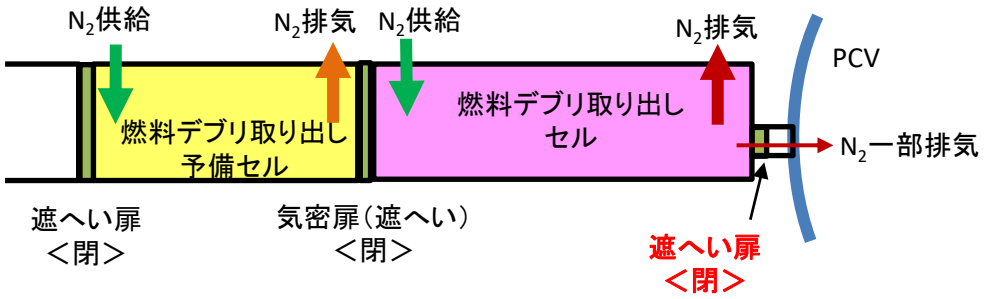
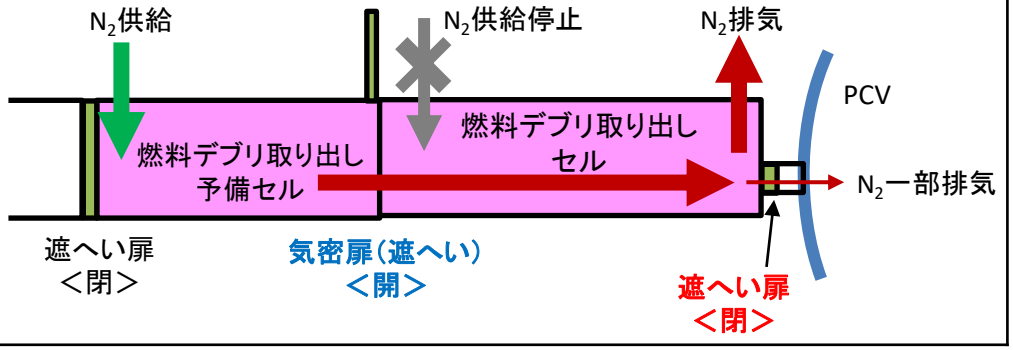
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-8. セル換気の検討(2/3)

(2) 燃料デブリ取り出しセルの換気方式

燃料デブリ取り出し作業時	
ロボットアーム収納時	
ロボットアーム搬出入時	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

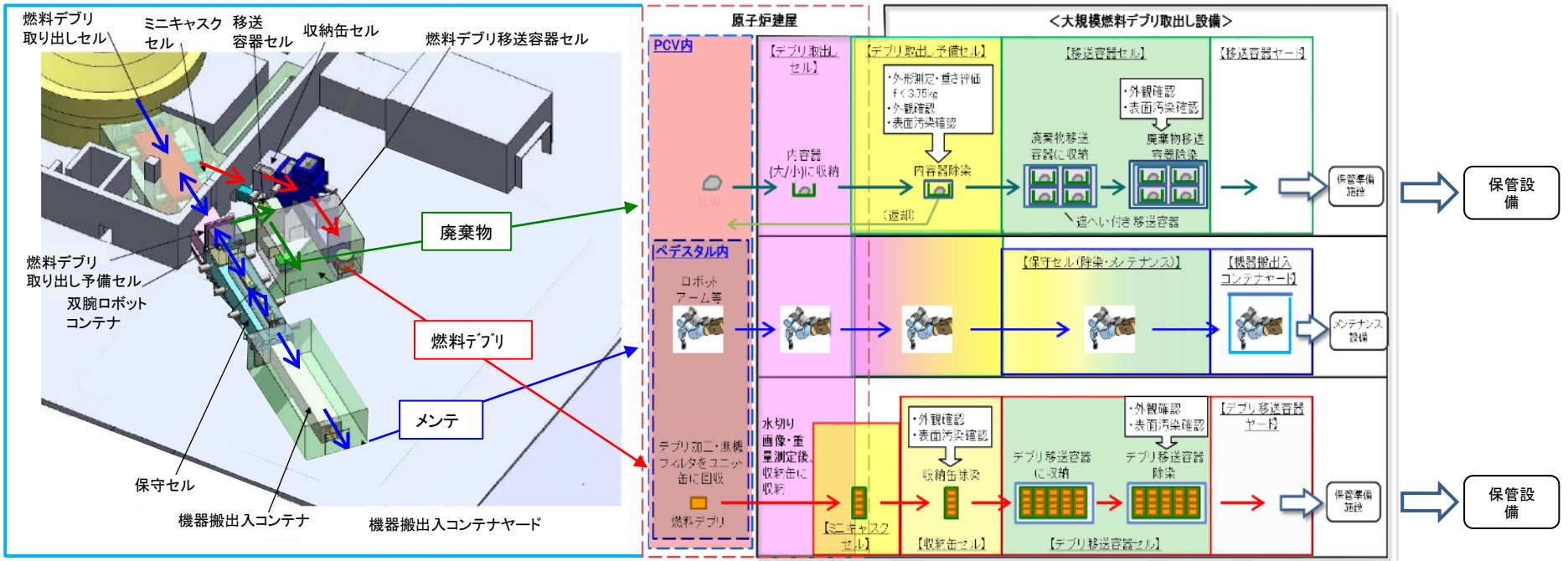
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-8. セル換気の検討(3/3)

(3)各セルについて：各セルのエリア区分の設定



セル内で取扱う物の汚染レベル、放射能レベルにより各セルをエリア分けする。(今後、汚染レベルの詳細化要)

E区分	：(立ち入り想定せず) PCV内
D区分	：(万が一の立ち入り考慮) 燃料デブリを直接取扱うエリア
C区分	：(非常時短時間立ち入り想定) 汚染した物を取扱う(ﾃﾞﾌﾞﾘ以外)エリア
B区分	：(通常時短時間立ち入り想定)オーバーパック等で放射性物質が拡散されない状態のものを取扱うエリア
A区分	：(立ち入り可) 汚染のないものを取扱うエリア

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

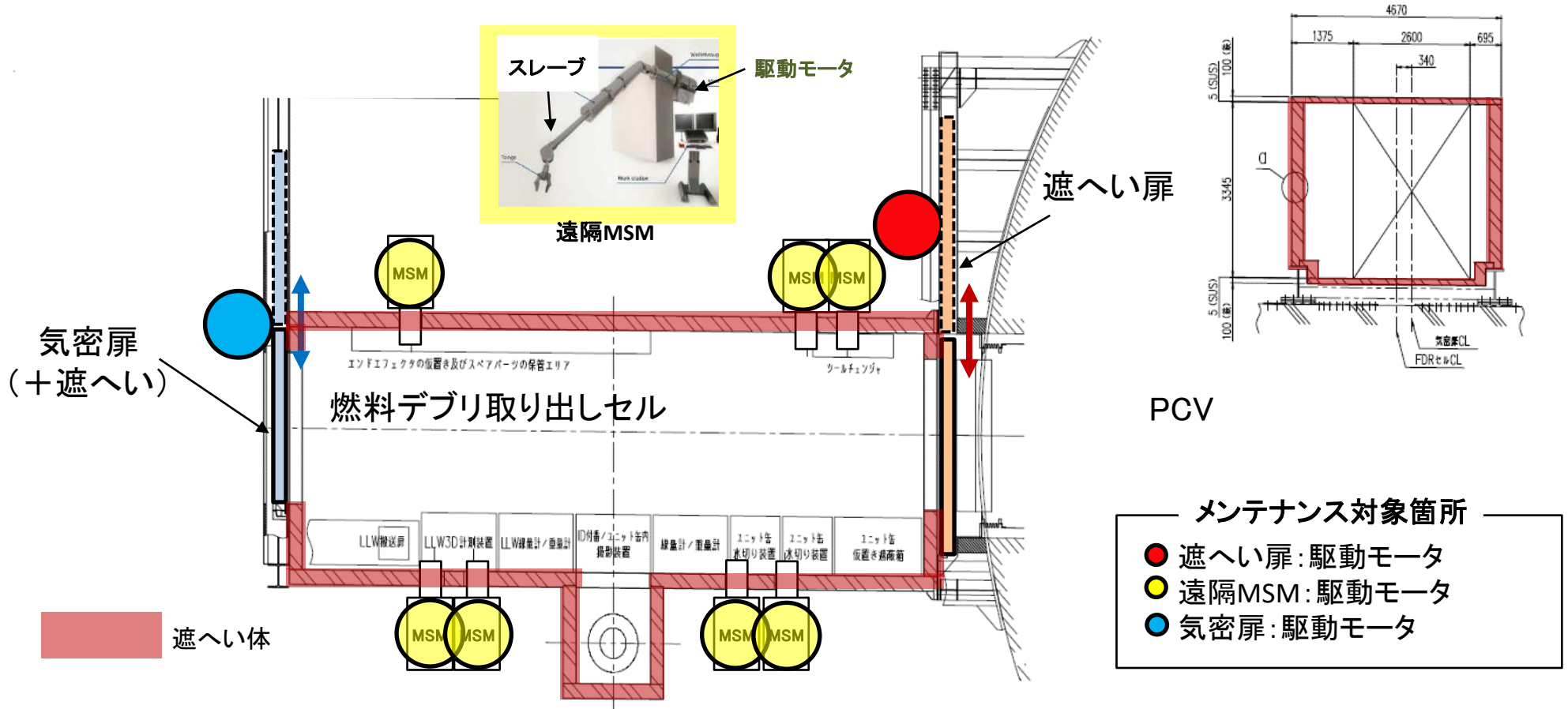
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-9. セルの遮へい体取り付け範囲の検討

- メンテナンス時に作業員が接近する際の被ばく低減のためにセル遮へい体は必要。
- セル外にて作業員が近づく必要がある対象箇所を下図に示す。



【燃料デブリ取り出しセル　セル外部品のメンテナンス時に作業員接近箇所】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

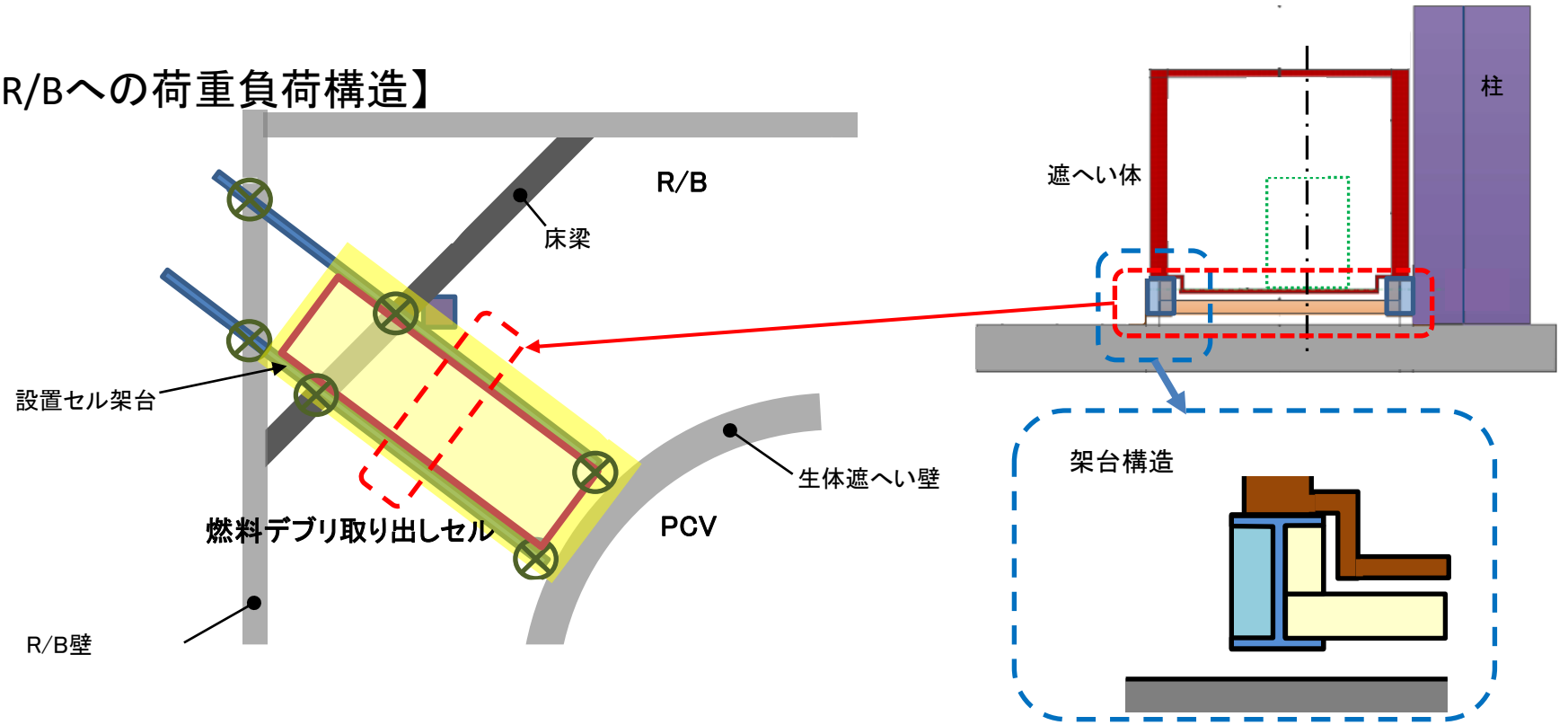
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-10. 設置架台による床面荷重の分散化(1/3)

- 遮へい体の合理化も加えることにより、セル重量を382tonから270tonに低減した。
- 更にセル重量を直接R/B床面に分散荷重せずに、R/Bの床梁や壁の強度部材にて支える構造とする。この構造を採用することにより、確実に重量物であるセルをR/B内に設置する。
  （⊗: 荷重支点）
- セルの架台部材とセル遮へい体などの構造部材を一体化することにより強度を確保する。
  （極力、追加の補強材を減らして、重量の増加を抑制）

【R/Bへの荷重負荷構造】



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

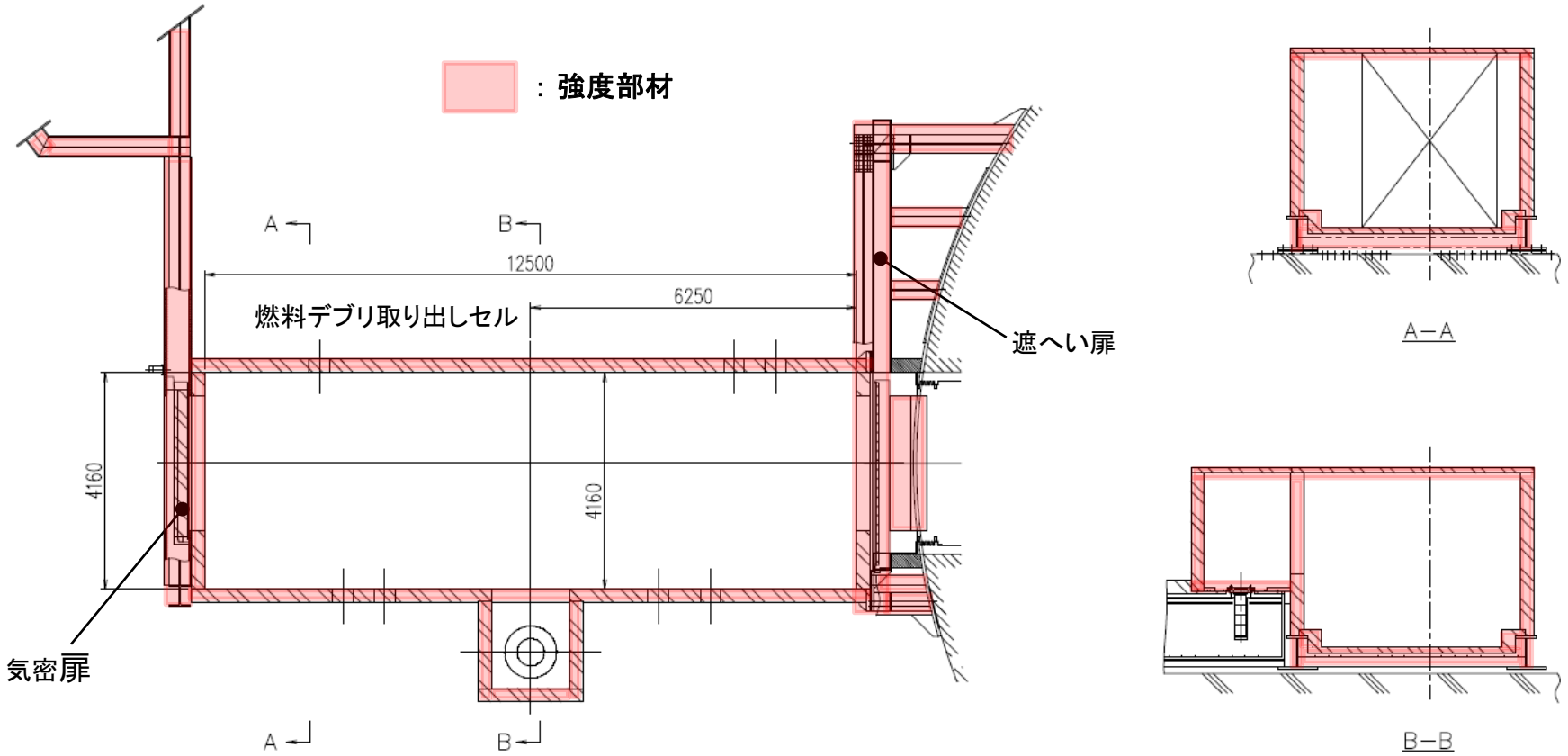
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-10. 設置架台による床面荷重の分散化(2/3)

【セルの強度評価】

- セルの架台部材とセル遮へい体などの構造部材を一体化することにより、強度を確保する。(極力補強材を少なくする。)



燃料デブリ取り出しセル/遮へい扉/気密扉の強度部材

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-10. 設置架台による床面荷重の分散化(3/3)

【R/B強度評価】

（建屋全体的な評価）

- R/B床面荷重に対しては、今回のセル重量：270tonと2018年度から軽量化できたこと。
- 原子炉床面にセル荷重を負荷する代わりに壁及び床梁の強度部材に負荷する方法としたこと。

以上から荷重を負荷するR/B壁、床梁の強度評価を行い、床面荷重は問題ないことを確認した。

- PCV開口寸法は、幅3.5m × 高さ4.5m→幅3.5m × 高さ3.2mと小さくなったこと。
- R/B西壁開口部寸法は、幅8.5m→7.9m、高さ7.3m→4.5mと小さくなったこと。

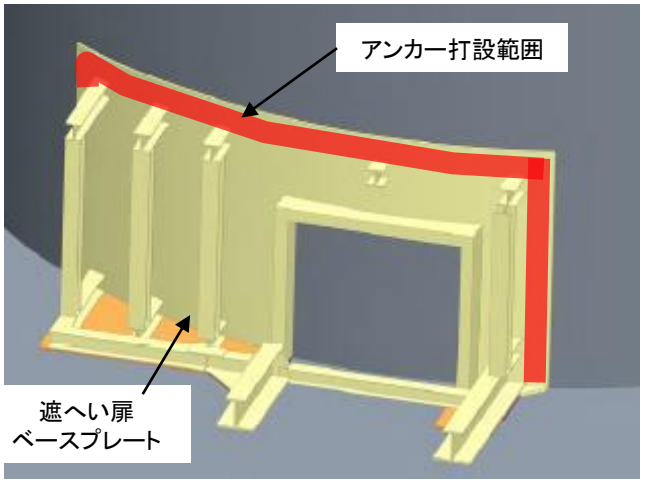
以上より、2018年度の評価結果よりR/B西壁開口に対してコンクリート補強あるいは鉄骨補強することにより成立する目途を得た。（なお、2018年度多質点モデルにより耐震壁の平均的な応力、せん断ひずみ量を算出し、評価基準値以下であることを確認した。）

（セル固定用アンカーボルト評価）

- 生体遮へい壁にベースプレートを後打ちアンカーボルト(M20)にて取り付けて、セル重量の約半分135ton、セル架台及び遮へい扉を支える方法を採用。
- 上記方法にておいて、生体遮へい壁に打設するアンカーボルトの強度評価を実施し、両者とも問題がないことを確認。

（建屋埋設物確認）

- アンカーボルトの打設位置については、鉄筋探査を実施することにより打設出来ることを確認。



遮へい扉

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

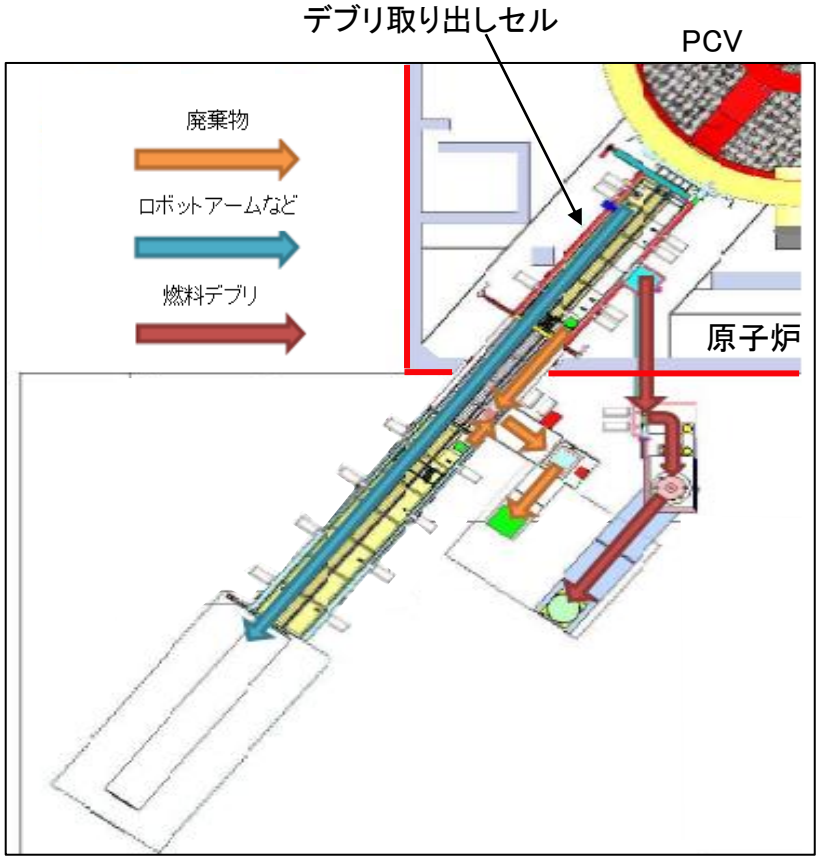
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(1/13)

(a)セル全体レイアウト(1/2)

- PCV内より取り出したデブリを非密封の状態で取り扱うエリアをデブリ取り出しセル内に限定する。
- PCVの第一バウンダリともなるデブリ取り出しセルをR/B内に収める。
- 万が一デブリが拡散した場合もR/Bに閉じ込めるレイアウトとする。
- 最短距離でペデスタル内のデブリにアクセスできる様に、ペデスタル開口～X-6ペネの直線上にロボットアームを取り扱うセルを配置する。
- デブリを搬出するラインとLLWを搬出するラインをそれぞれ設けたレイアウトとする。



【燃料デブリ・LLW・ロボットアーム等の移送ルート】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

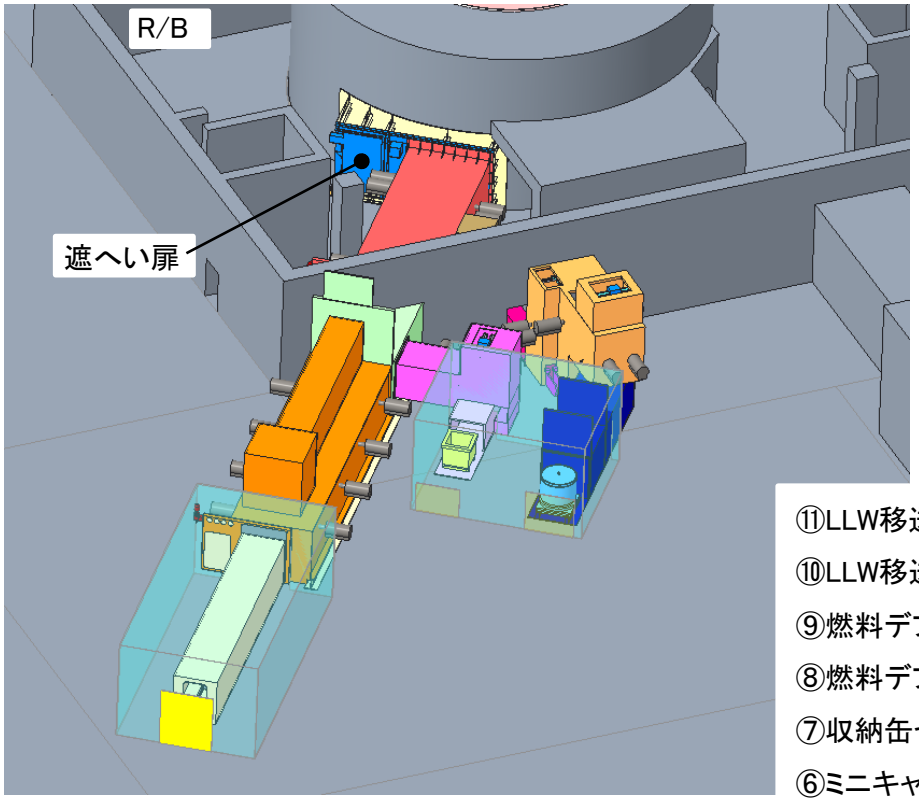
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

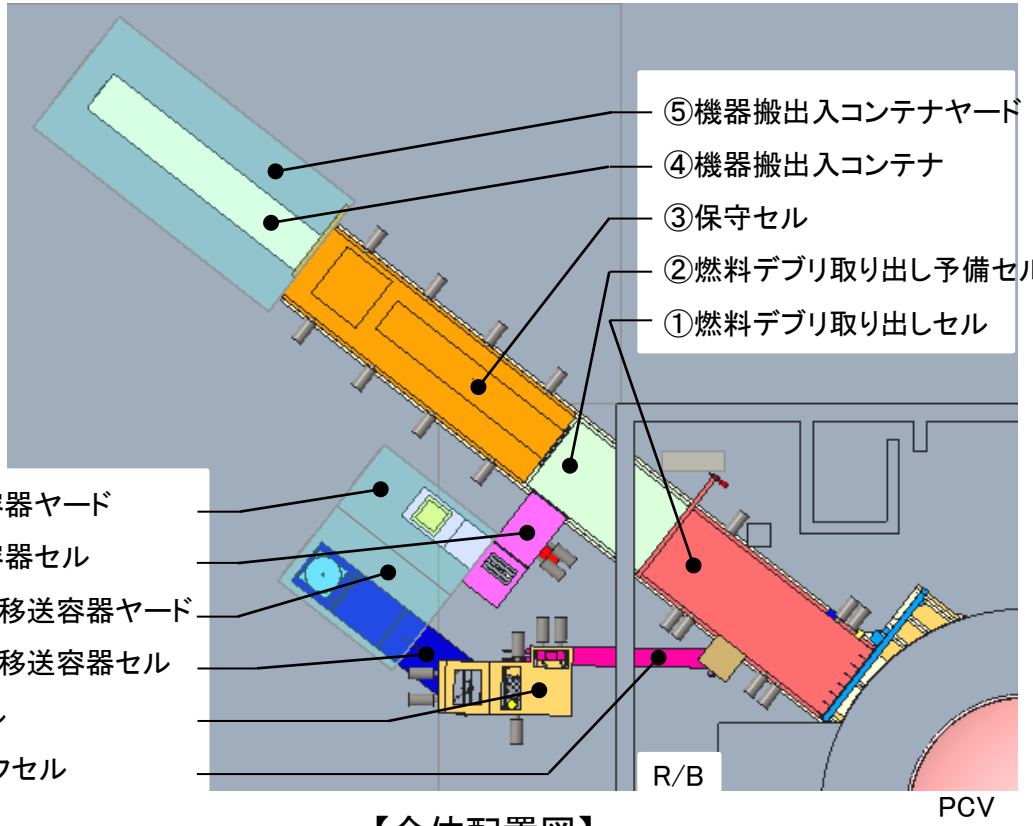
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(2/13)

(a)セル全体レイアウト(2/2)



【全体鳥瞰図】



【全体配置図】

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

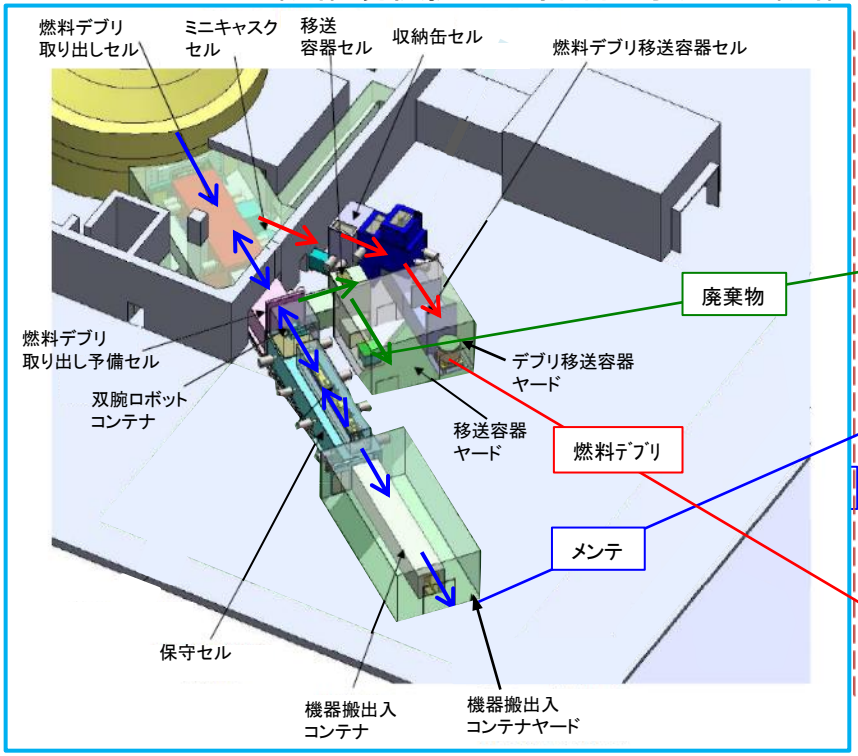
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

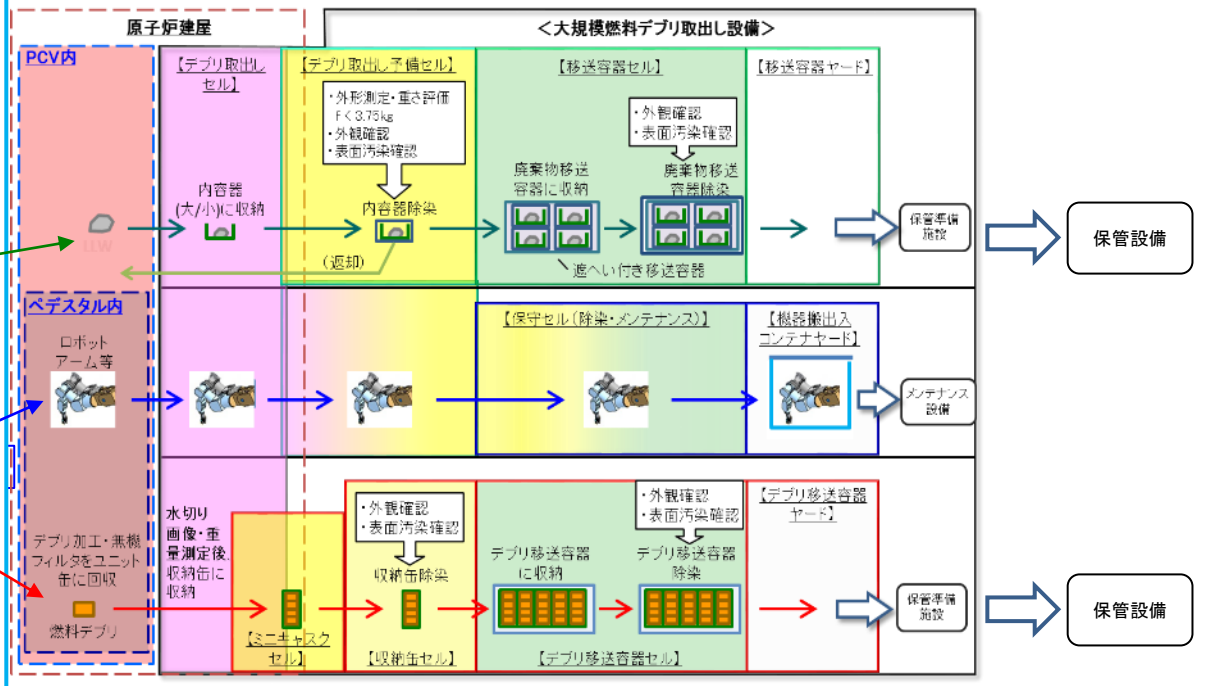
2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(3/13)

(b)各セルの物品搬出の役割分担

燃料デブリ取り出し設備は、燃料デブリと放射性廃棄物とそれぞれのセル内の取扱い物を明確に分けて、汚染レベルを段階的に下げていく管理を行うことにより、以下の効果を図る。

- 汚染拡大防止
- 運用性の向上(適正な管理レベルにて運用)
- 設備規模拡大の抑制(局所的な設備対応が可能)





取扱う物の汚染レベル、放射能レベルにより各セルをエリア分けする。

- E区分: (立ち入り想定せず) PCV内
- D区分: (万が一の立ち入り考慮) 燃料デブリを直接取扱うエリア
- C区分: (非常時短時間立ち入り想定) 汚染した物を取扱う(直接、燃料デブリは取扱わない)エリア
- B区分: (通常時短時間立ち入り想定) 除染され、更にオーバーパック等で放射性物質が拡散されない状態のものを取扱うエリア
- A区分: (立ち入り可) 汚染のないものを取扱うエリア

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

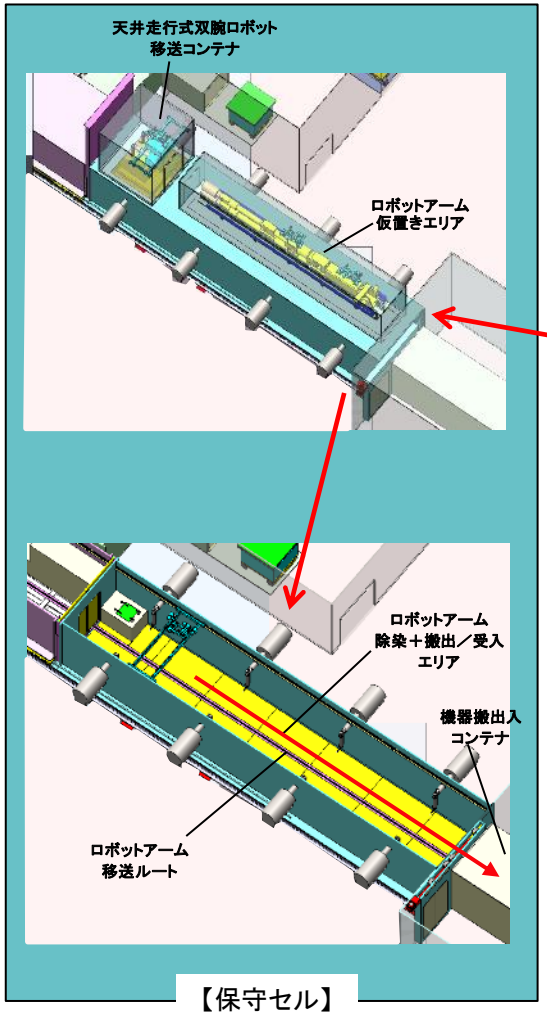
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

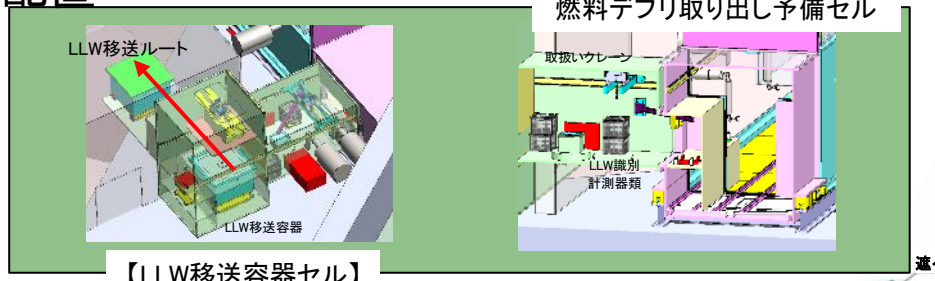
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

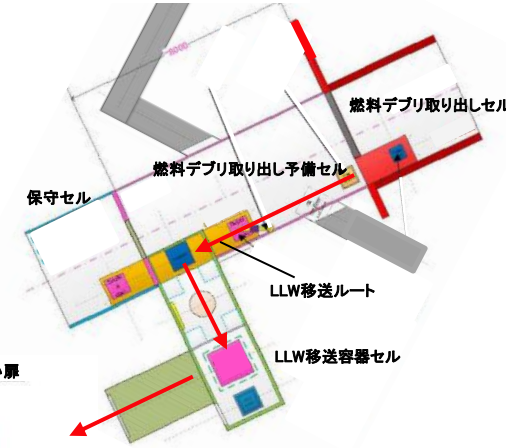
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(4/13)

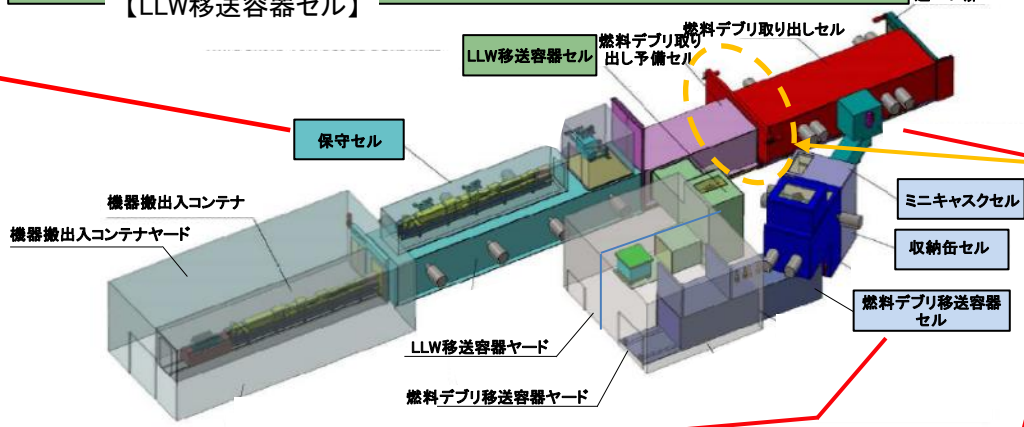
(c)各セル内の概略機器配置

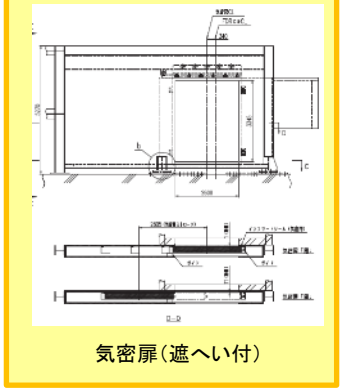


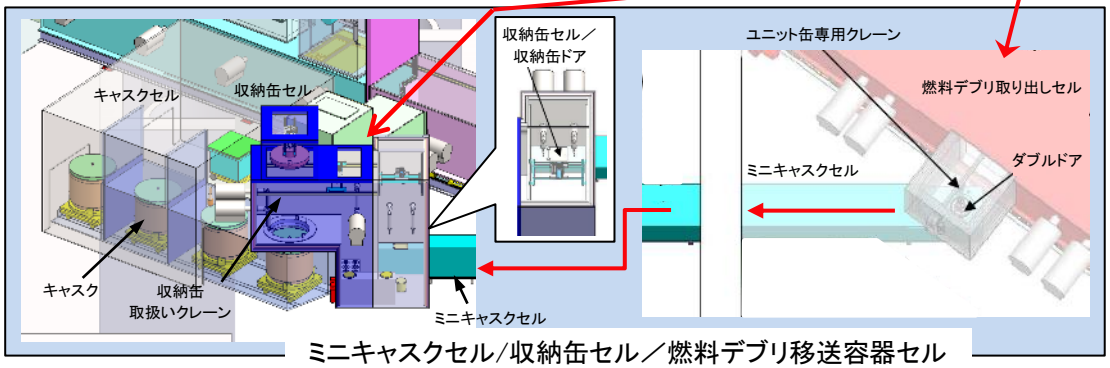




LLW移送容器セルへの
つながり







©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(5/13)

(d)保守・補修方針(1/4)

(1)保守・補修の考え方

- セル内の作業は、遠隔操作機器(天井走行式双腕ロボット及び遠隔スレーブアーム)にて行う。

- ロボットアームの本格保守／修理、その他セル内装機器の修理が必要となった場合は、燃料デブリ取り出し設備内で除染したコンテナに収納、その他、1Fサイト内に設けた専用のメンテナンス設備に搬送してメンテナンスを実施する。

遠隔操作のため複雑な作業を避けること、また、燃料デブリ取り出し設備内のメンテナンス時間の短縮を図ることにより、燃料デブリ取り出し処理量のアップ及び高稼働率の維持を目指す。

(1)保守・補修の考え方

- R/B内のセル外部の機器に対しては、作業員が近接して作業することを考慮し、補助遮へいを設けて作業エリアを確保する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(6/13)

(d)保守・補修方針(2/4)

(2)燃料デブリ取り出しセルのメンテナンス(セル内)

№	機器名称	メンテナンスモード	メンテナンス方法	使用機器	
				天井走行式 双腕ロボット	遠隔MSM
1	エンドエフェクタ	切削刃の交換 等	・ロボットアームからエンドエフェクタを取り外し ・切削刃交換済のエンドエフェクタをロボットアームに取り付け ・取り外したエンドエフェクタの切削刃を交換 ・セル内保管スペースにて保管	○	※
2	天井走行式双腕ロボット	爪先交換	・セルに固定されている爪先交換治具を用いて爪を先交換	○	※
		カメラ/照明/マイク	・天井走行式双腕ロボット本体に取り付けられたカメラ、照明またはマイクのケーブルコネクタの取り外し ・カメラ、照明またはマイク本体を固定部より取り外し ・LLW廃棄物として搬出 ・新品のカメラ/照明/マイクの取り付け	○	※
3	遠隔MSM	爪先交換	・セルに固定されている爪先交換治具を用いて爪を先交換	※	○
4	線量計／重量計	定期校正	・遠隔MSMによる分銅等にて定期校正	※	○
5	カメラ/照明	定期交換	・カメラまたは照明のケーブルコネクタを取り外し ・カメラまたは照明本体を固定位置から取り外し ・LLW廃棄物として搬出 ・新品のカメラ/照明の取り付け	○	○

※部は、作業性を向上させる観点から、必要に応じてサポートをすることを考慮する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(7/13)

(d)保守・補修方針(3/4)

(2)燃料デブリ取り出しセルの保守:(セル内)(案)

№	機器名称	故障モード	保守方法	使用機器	
				天井走行式 双腕ロボット	遠隔MSM
1	エンドエフェクタ	駆動部の故障 等	・ロボットアームからエンドエフェクタを取り外し ・保守セルへ移動して除染後に搬出コンテナに収納 ・メンテナンス設備へ移動し保守	○	※
2	天井走行式双腕ロボット	アーム故障 (内部ギア故障 等)	・保守セルへ自走 ・除染後に専用コンテナに収納 ・メンテナンス設備へ移動し保守	○	※
3	遠隔MSM	スレーブアーム故障	・スレーブアームをセル壁面から取り外し ・保守セルへ移動して除染後に搬出コンテナに収納 ・メンテナンス設備へ移動し保守	○	※
4	ユニット缶移送クレーン	グリッパ駆動装置の故障	・ホイストからグリッパ駆動装置を取り外し ・保守セルへ移動して除染後に搬出コンテナに収納 ・メンテナンス設備へ移動し保守	○	※
5	ユニット缶水切り装置	吸引ポンプの故障	・吸引ポンプの配管接続コネクタの取り外し ・LLW廃棄物として搬出	※	○
6	線量計／重量計	検出器または計測器の故障	・検出器または計測器のケーブルコネクタの取り外し ・LLW廃棄物として搬出	※	○
7	LLW3D計測装置	受発光部の故障	・受発光部(ユニット)の取り外し ・LLW廃棄物として搬出	※	○
8	ID付番／ユニット缶内撮影装置	カメラ本体の故障	・カメラ本体からケーブルコネクタの取り外し ・LLW廃棄物として搬出	※	○

※は、作業性を向上させる観点から、必要に応じてサポートをすることを考慮する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(8/13)

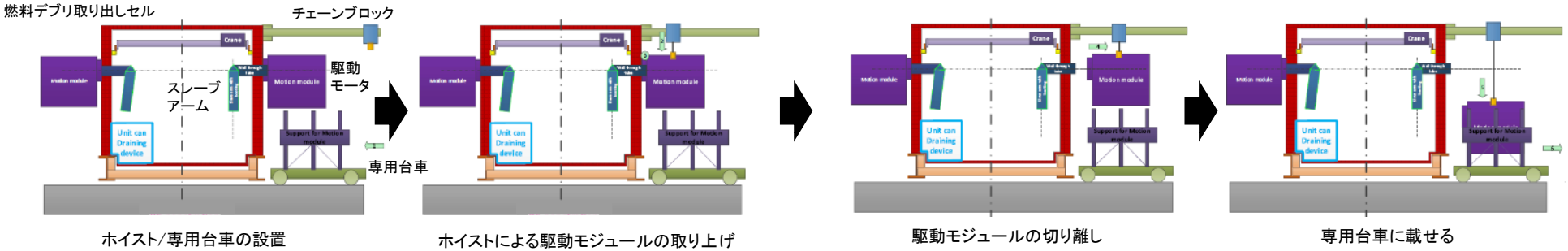
(d):保守・補修応(4/4)

(2)燃料デブリ取り出しセルの保守・補修(セル外)(案)

№	機器名称	故障モード	メンテナンス方法	使用機器 ※ チェーンブロック+台車
1	遠隔MSM	駆動モジュールの故障	・駆動モジュールをホイストにて吊りアームからアーム接続部を切り離す ・専用台車に載せる ・メンテナンス設備へ移動し保守	○
2	遮へい扉	駆動モータの故障	・移動式チェーンブロックにて遮へい扉の外側に取り付けられた駆動モータを吊り扉から取り外す ・移動式チェーンブロックにてR/Bへ搬送	○
3	気密扉 (燃料デブリ取り出しセル及び燃料デブリ取り出し予備セル間)	駆動モータの故障	・移動式チェーンブロックにて遮へい扉の外側に取り付けられた駆動モータを吊り扉から取り外す ・移動式チェーンブロックにてR/Bへ搬送	○
		シール材の損傷	・シール材を扉外部から取り外せる構造とする ・移動式チェーンブロックにてシール材が格納された戸袋部を取り外す ・シール材を交換	○

※ 保守・補修作業は、作業員により実施する。

【遠隔MSM(駆動モータ)交換方法】



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(9/13)

(e)各セルのサイズ及び重量

セル名称		機能	寸法 [m]		変更後重量 [ton]	
			変更前	変更後	変更前	変更後
(変更前)燃料デブリ取り出しセル	(変更後)燃料デブリ取り出しセル	ユニット缶のミニキャスクセルへの収納 アクセス装置のエンドエフェクタ交換	L:14.09 W:4.06 H:5.38	L:12.8 W:4.5 H:3.5	382	270
	燃料デブリ取り出し予備セル	廃棄物(LLW)バスケットをLLW搬送ボックスへ収納		L:8.0 W:4.5 H:3.5	-	R/B内:30 R/B外:87
保守セル		アクセス装置のメンテナンス(除染・部品交換) セル内クレーンのメンテナンス 交換部品の一時仮置き 機器搬出入	L:23.62 W:4.06 H:5.38	L:17.4 W:4.5 H:3.5	320	210
LLW移送容器セル		LLW搬送ボックスにて廃棄物(LLW)バスケットを移送 LLW搬送ボックスの計量(ID・外観確認、重量・放射線量計測)及び除染 LLW搬送コンテナへLLW搬送ボックスを収納 LLW搬送コンテナの搬出入	L:9.5 W:3.3 H:8.3	L:7.4 W:2.3 H:5.3	140	64
ミニキャスクセル		ミニキャスクにて収納缶の移送	L:16.8 W:1.0 H:1.2	L:10.9 W:1.0 H:1.5	59	52
収納缶セル		ミニキャスクセルより収納缶を取り出し 収納缶の計量(ID・外観確認、重量・放射線量計測)及び除染 ダブルドアを介してデブリ移送容器へ収納缶を格納	L:7.4 W:3.9 H:7.8	L:6.2 W:3.5 H:6.2	340	281
燃料デブリ移送容器セル		燃料デブリ移送容器の蓋閉止 燃料デブリ移送容器の計量(ID・外観確認、重量・放射線量計測)及び除染 燃料デブリ移送容器の搬出入	L:20 W:3 H:2.8	L:10.6 W:2.8 H:2.8	130	86

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

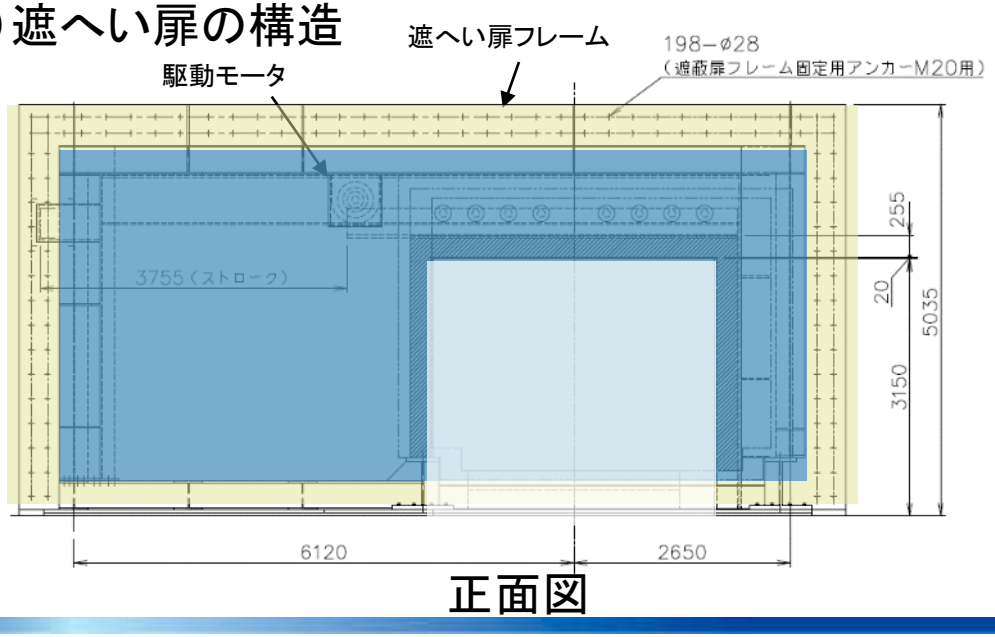
2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(10/13)

(f)遮へい扉の検討(1/3)

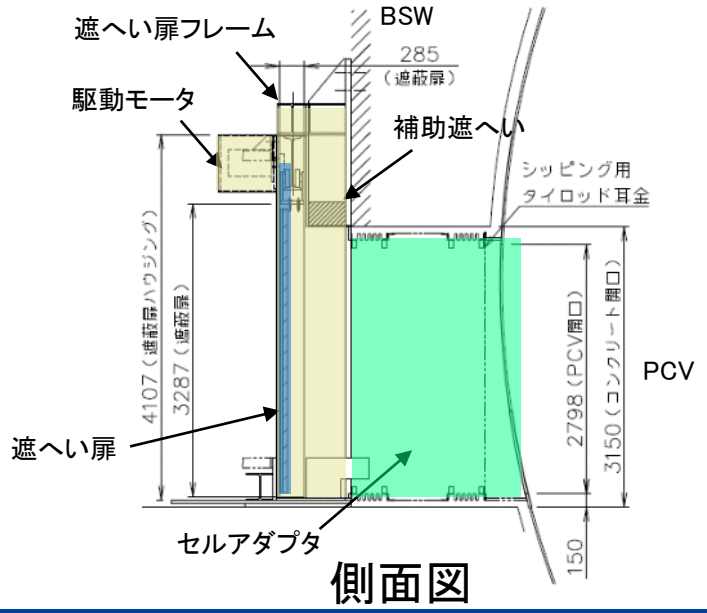
(1)遮へい扉の必要性

設備据付工事時	・PCV壁開口時の作業員への遮へい ・セル据付時の作業員への遮へい
通常運用時	・ロボットアームがセル内に戻ってきた時のセル内機器への遮へい
メンテナンス時	・作業員がセルへ接近する必要がある場合の遮へい ・ロボットアーム交換時の燃料デブリ取り出し予備セルなどの後段接続セルへの遮へい

(2)遮へい扉の構造



正面図



側面図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

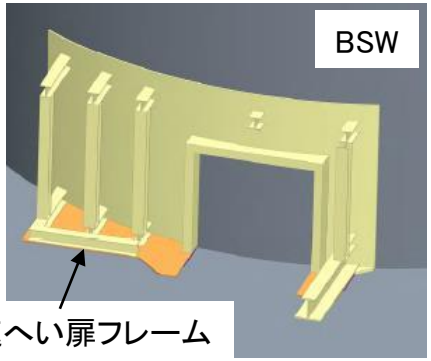
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

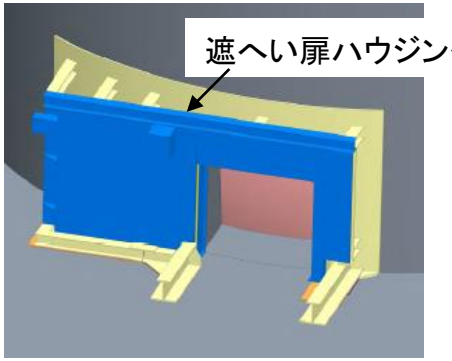
2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(11/13)

(f)遮へい扉の検討(2/3)

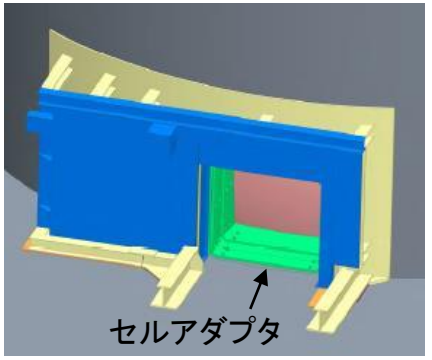
(3)遮へい扉～燃料デブリ取り出しセル据付の流れ



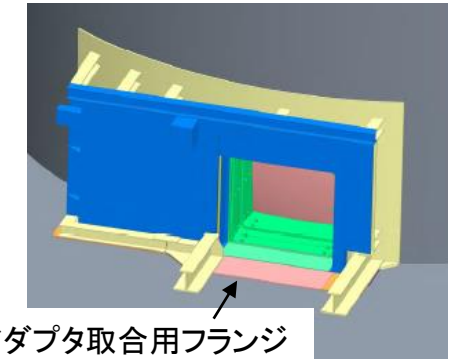
①フレーム設置



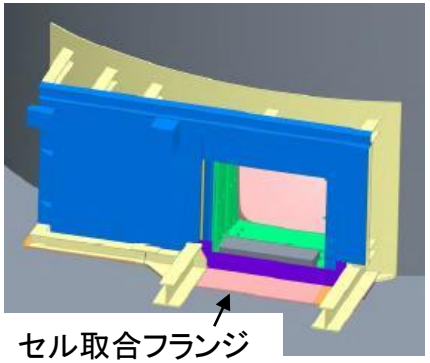
②遮へい扉設置



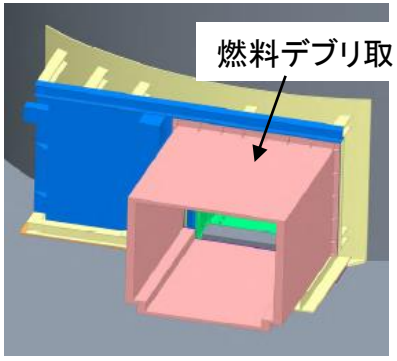
③セルアダプタ設置



④セルアダプタ取合用
フランジ設置



⑤セル取合フランジ設置



⑥燃料デブリ取り出しセル設置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

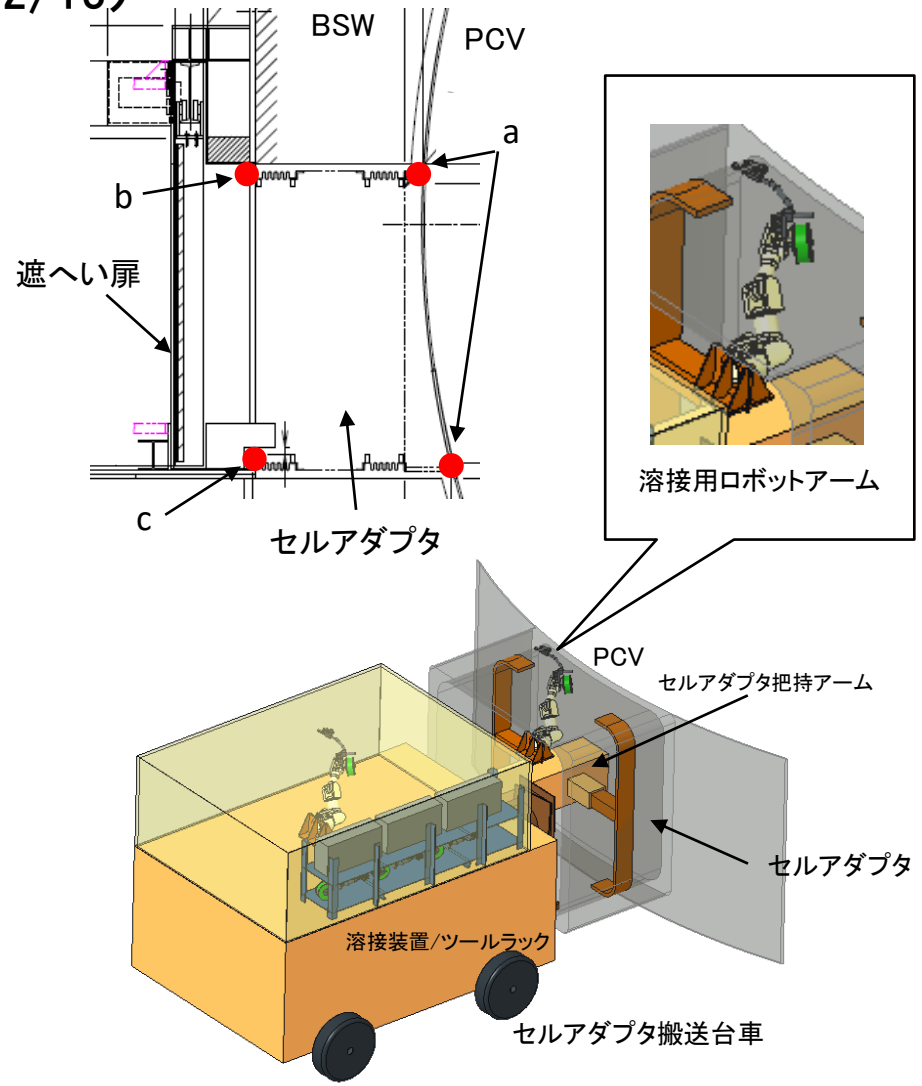
2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(12/13)

(f)遮へい扉の検討(3/3)

(4)セルアダプタの据付手段

作業ステップ			
1. 事前準備			
	(1)	PCV壁面 接合面の表面研磨	
	(2)	PCV壁面 接合面の3D計測	
	(3)	セルアダプタの製作	（工場）
	(4)	セルアダプタ接合面の加工	
2. セルアダプタ接続作業			
	(1)	セルアダプタの挿入	
	(2)	セルアダプタの位置合わせ	
	(3)	セルアダプタの溶接／検査	
		①	PCV側の位置合わせ(図中 a)
		②	PCV側とPCV壁面を溶接(図中 a)
		③	セル側の位置合わせ(図中 b)
		④	セル側と遮へい扉を本溶接(図中 b)
		⑤	セルアダプタ取合用フランジの搬入、位置合わせ(図中c)
		⑥	セルアダプタ取合用フランジの溶接(図中c)
		⑦	燃料デブリ取り出しセルの搬入、位置合わせ
		⑧	燃料デブリ取り出しセルと遮へい扉を溶接
		⑨	溶接部の検査



セルアダプタ搬送台車及び溶接装置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

2. 燃料デブリ取り出しセルの小型・軽量化検討

2-11. セルサイズ及び重量と想定床面荷重(13/13)

(e)まとめ

- 燃料デブリ取り出しセルの機能を明確にし、セル内配置機器を検討し、セル構造の具体化、小型化を図った。
- 今回のセルの小型化、遮へい体の合理化により、R/B内に設置する燃料デブリ取り出しセルの重量を382tonから270tonへ低減できた。
- R/B内のセル設置方法について、床面にセル荷重を負荷する代わりに、R/Bの強度部材である壁及び床梁にセル設置架台を取付けてセル重量を支える方法を採用することにより成立する見通しを得た。
- 上記のセル設置条件にて、R/Bの強度の評価を実施し、今回の見直しによりR/B内に燃料デブリ取り出しセルが設置できる事を確認した。
- セル間インターフェースを整理・検討し、小型セルをベースとした取り出しシステムの成立性の見通しを得た。
- 据え付け工法の詳細化のため、通常運用時、メンテナンス時等に必要となる遮へい扉の構造の具体化を行った。特にセルアダプタの据付については、手順を整理して遠隔操作作業の装置イメージを検討した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-1. セルの設置・据付方法の前提条件

福島第一原子力発電所3号機を代表例として、燃料デブリ取り出しに係る大規模デブリ PCV壁横取り出し工法を実現させるため、屋外から建屋内までのセル設置・据付に係る現地準備作業の検討を行った。

検討における前提条件は以下の通り。

【前提条件】

＜3号機R/B建屋内＞

３号機R/B建屋内でのセルの設置・据付に関して、環境改善が完了していること。

・除染がされ、1.0mSv/h以下の作業環境であること

・干渉物撤去がされていること

＜3号機R/B建屋外＞

セル設置に掛かる床強度は問題ないと想定しているが、

長期的に建屋・タンク・残置物の経年劣化・健全性等観点より、

R/B建屋地下1階及び地下2階の一部及び地下貯蔵建屋の解体処置が完了していること。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-2. 横取り出し工法準備工事フローの検討

セル搬入前の事前準備からセル搬入、設置

・据付までに必要な作業項目を抽出し、

全体のフローを作成し、作業の流れを検討した。

アクセスルート構築までに以下を完了させる必要がある。

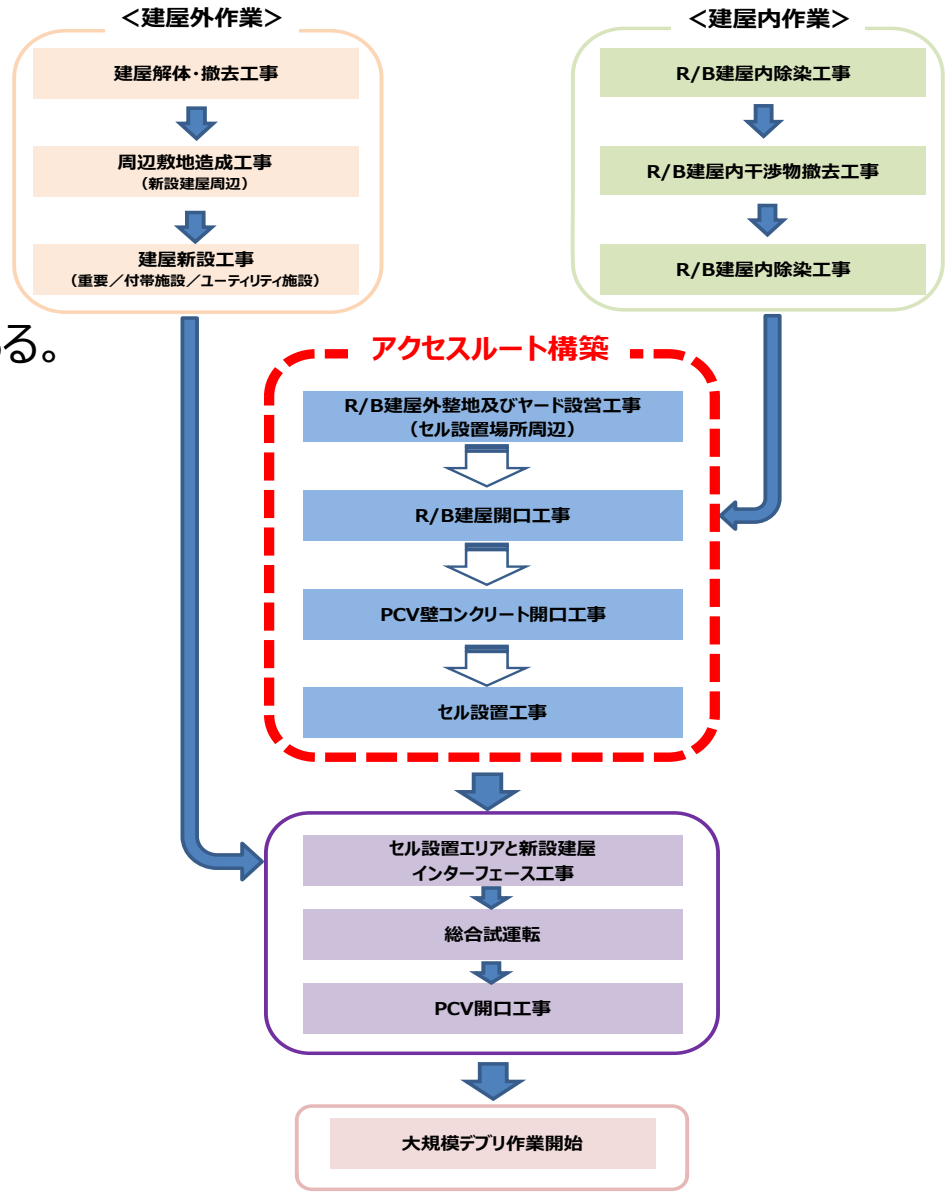
<建屋外作業：セル設置前まで>

・既存建屋撤去・周辺敷地の造成

・建屋新築工事

<建屋内作業：R/B建屋開口作業開始前まで>

・建屋内の除染・干渉物撤去作業



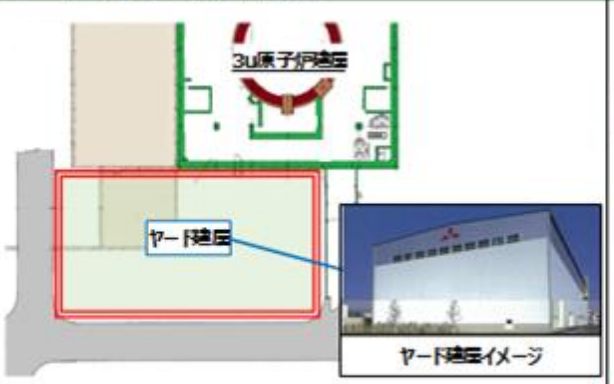
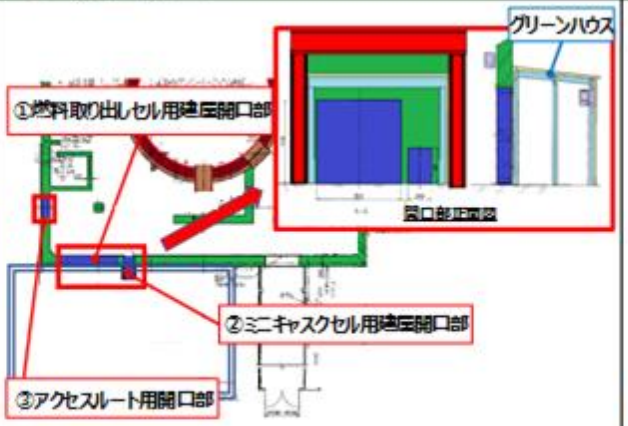
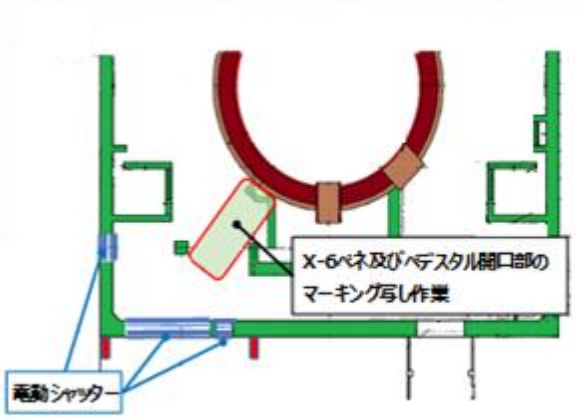
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-3. セルの設置・据付作業ステップ案(1/5)

	1 屋外ヤード建屋設営	2 建屋開口	3 ペデスタル開口部位置のマーキング
イメージ図			
手順	3号機RB建屋西側に隣接し西側道路に面する屋外ヤードを設営 ＜屋外ヤード仕様案（参考）＞ ・屋外ヤード建屋寸法 ：幅52.0m×奥行28.0m×高さ20.0m ・建屋開口部：３箇所 ・天井クレーン：110tクレーン（想定）、10tクレーン	他サイトでの経験を活かし建屋を開口（下記3か所を想定） 【開口必要寸法】※開口サイズは参考値 ① 燃料取り出しセル用（幅7.9m x 高さ4.5m） ② ミニキャスクセル用（幅2.0m x 高さ2.0m） ③ アクセスルート用（幅2.4m x 高さ3.0m） ・建屋開口を覆う上部屋根が開閉可能なグリーンハウス設置 (RB建屋内の汚染拡大を防止する為のバウンダリを構築)	ペデスタル開口部位置計測、マーキング及びプラグ施工 ① X-6 ペネおよびペデスタル開口部中心位置計測 ② X-6 ペネおよびペデスタル開口部マーキング写し ③ X-6 ペネプラグ施工
懸念事項	・FSTR タンク(原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク，廃スラッジ貯蔵タンク)，B1F 部の処置 ・建屋周囲の整地 (盛土・鉄板等の撤去・平坦化処置)	・各開口寸法、形状決定 ・グリーンハウスの仕様決定	・X-6 ペネ及びペデスタル開口部マーキング方法の検討 ※芯出し方法/X-6 ペネとペデスタル開口位置計測 ・仮設遮へいの検討

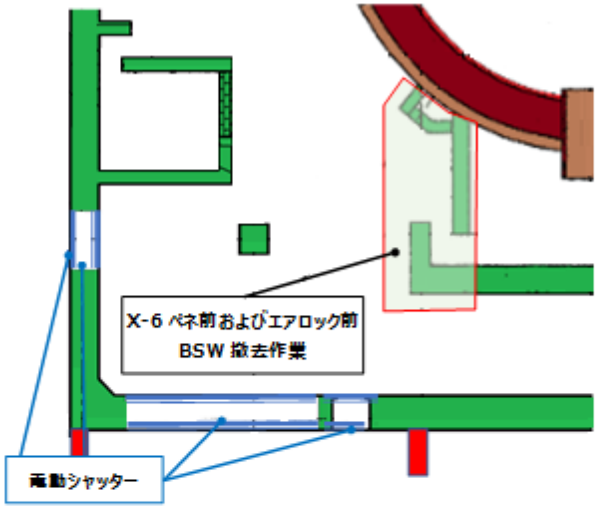
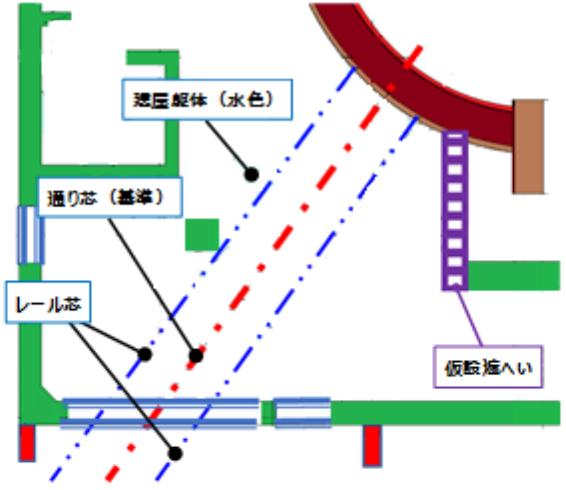
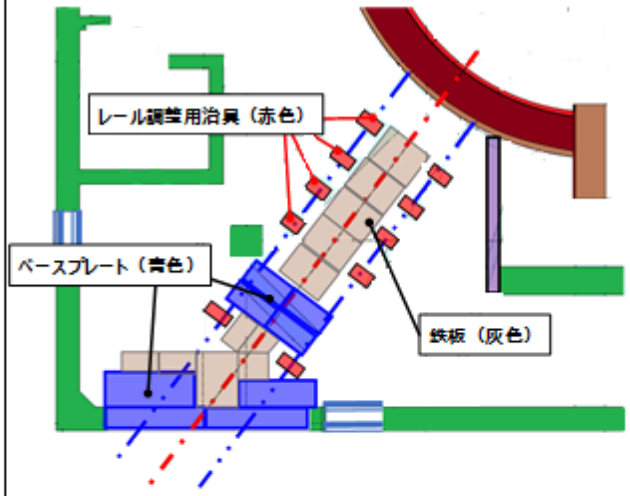
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-3. セルの設置・据付作業ステップ案(2/5)

	4 建屋内準備作業	5 建屋内芯出し作業	6 レール用ベースプレート等設置
イメージ図			
手順	1）X-6 ペネ前およびエアロック前 BSW 撤去 2）エアロック前に仮設遮へい設置 3）建屋内床面清掃実施	1）芯出し作業 ① PCV壁（開口部）および遮へい扉ベースプレートのケガキ作業 ※3項で写したマーキングを基にケガキを実施 ② 床面芯だし ③ ベースプレート・レール調整用治具位置ケガキ作業	1）建屋内外ベースプレート及びレール調整用治具敷設 2）屋内外レベル調整 3）作業用敷鉄板設置
懸念事項		・床面レベル出し方法 / 要求精度	

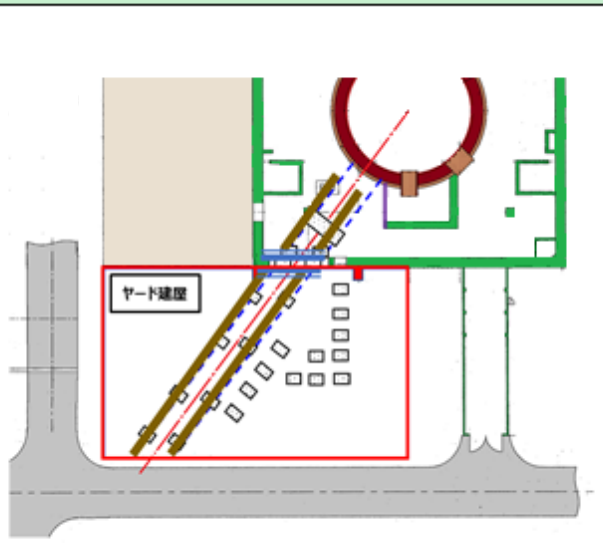
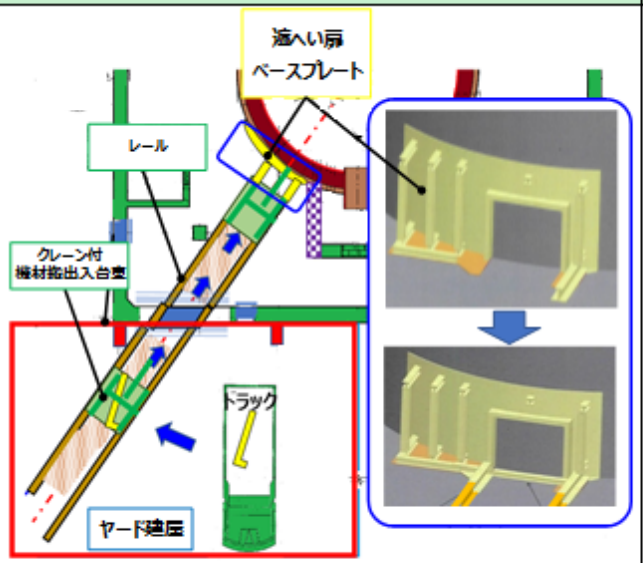
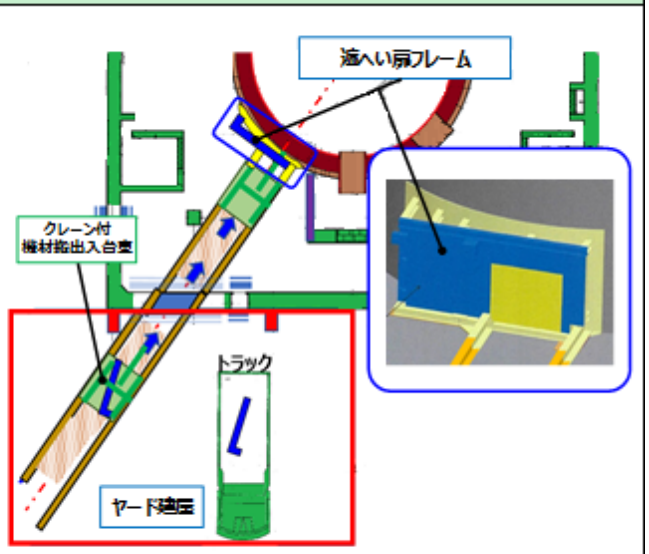
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-3. セルの設置・据付作業ステップ案(3/5)

	7 建屋内外セル搬出入用レール敷設	8 遮へい扉ベースプレート設置	9 遮へい扉フレーム・遮へい扉設置
イメージ図			
手順	1) 建屋内セル搬出入用レールを設置。 2) 必要に応じシム調整し建屋内レベル合わせ実施 ※建屋外・ヤード建屋についても同様に実施。	1) ヤード建屋クレーンで搬出入台車を屋外レールに搭載 2) 機材搬出入台車に遮へい扉ベースプレートを搭載 3) ケガキに合わせ設置 (アンカー打設) 4) レールと遮へい扉ベースプレートの結合	1) 機材搬出入台車に遮へい扉フレームを搭載 2) ケガキに合わせ設置 3) 遮へい扉を機材搬出入台車で搬入 4) 遮へい扉動作試験
懸念事項	・レールの分割と結合方法 ・レール設置要求精度 ・原子炉建屋外のレール固定方法の検討	・クレーン付機材搬出入台車仕様検討 ・遮へい扉ベースプレートと PCV の隙間調整 ・遮へい扉ベースプレートの分割 (位置・数) ・既設床面レールと遮へい扉運搬用レールとの芯出し・位置合わせ方法検討	・遮へい扉フレームの分割 (位置・数)

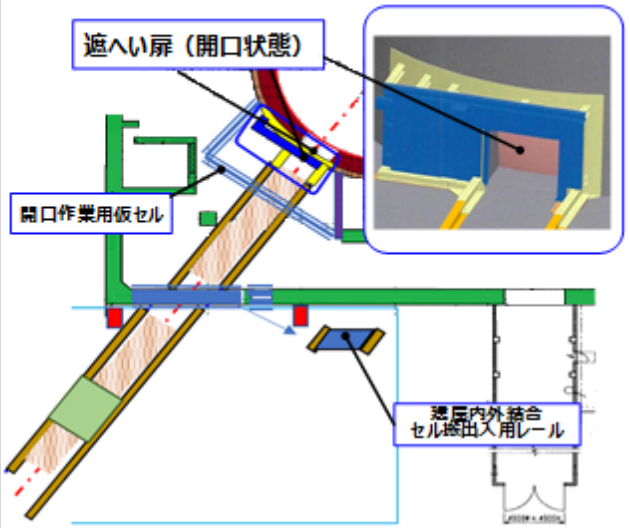
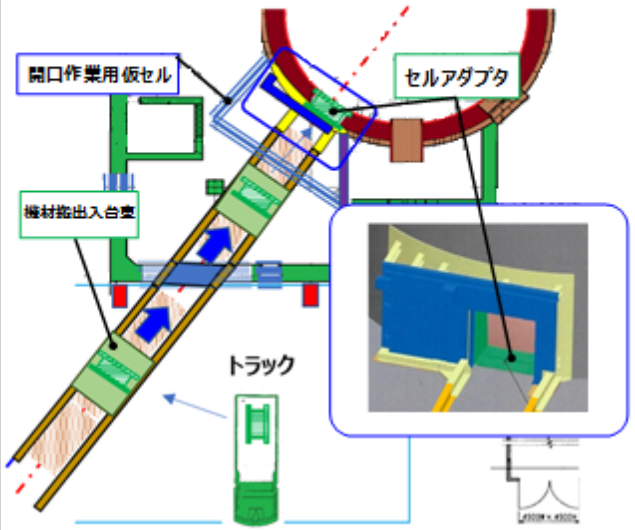
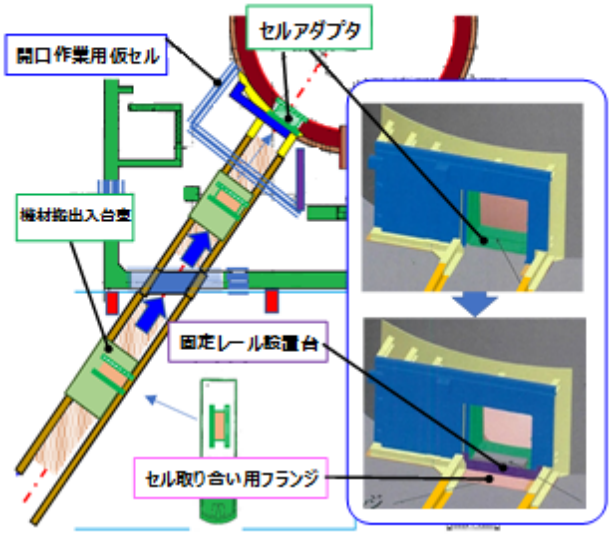
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-3. セルの設置・据付作業ステップ案(4/5)

	10 PCV 壁コンクリート開口作業	11 セルアダプタの搬入・設置作業	12 建屋内セル設置準備
イメージ図			
手順	1）開口作業用セル設営 2）開口作業（ガレキ等は搬入作業と逆手順で実施） ※開口作業の進捗に従い遮へい扉を少しずつ閉じる	1）セルアダプタ搬入前準備 (PCV壁面清掃・3D形状計測/セルアダプタ開先作業) 2）ヤード建屋クレーンで搬出入台車を屋外レールに搭載 3）機材搬出入台車にセルアダプタを搭載 4）ケガキに位置合わせを行いながら設置	1）固定レール設置台搬入・設置する。 2）機材搬出入台車にセル取り合い用フランジを搭載 3）ケガキに位置合わせを行いながら設置 4）遮へい扉閉止後、開口作業仮セル解体
懸念事項	・開口工法検討 ➡ PCV鋼板を損傷させない加工方法 ・開口部表面仕上げ要否 （セルアダプタ設置への影響考慮） ・開口作業用仮セル仕様及び開口時のダスト対策 ・X-6 ペネ撤去工法及び汚染管理	・セルアダプタ据付・設置 （開口部に吊ピース及び搬入用ローラの設置等）	・セル取り合い用フランジ要否，遠隔搬入・設置工法 ・作業時の仮設遮へい方法

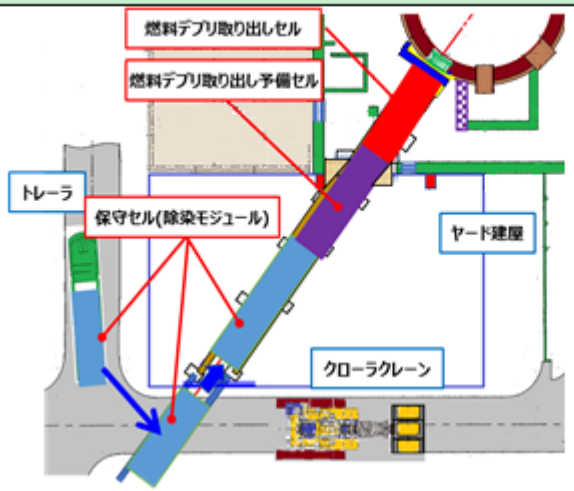
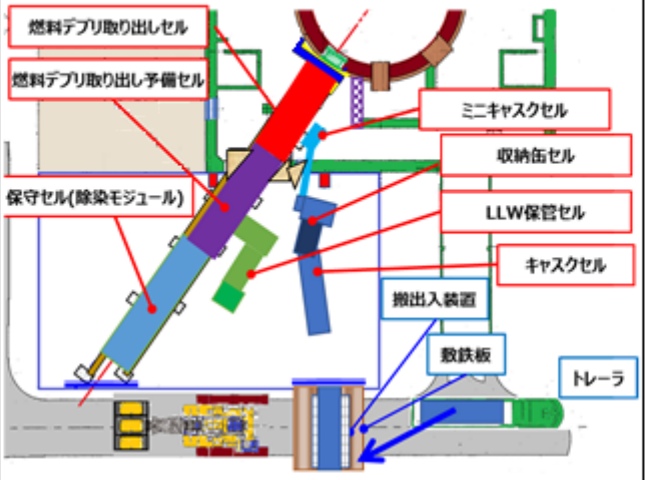
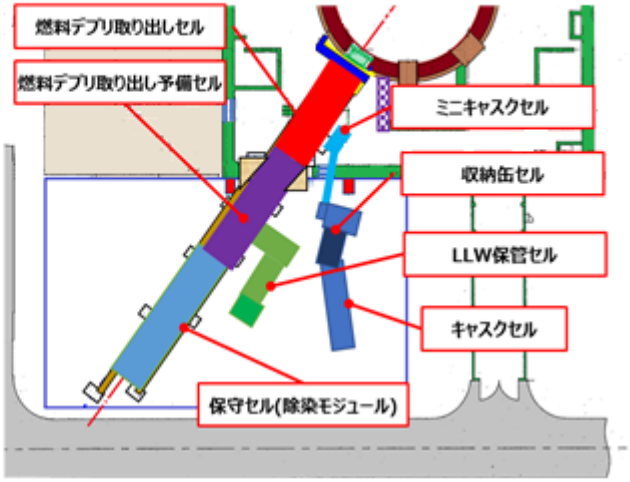
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-3. セルの設置・据付作業ステップ案(5/5)

	13 装置・機器搬出入系統セル設置	14 燃料デブリ搬出系統セル設置	15 セル設置完了
			
手順	1) ヤード建屋内搬出入レールの延長上に仮設レール敷設 2) 建屋西側道路に燃料デブリ取り出しセルを搭載したトレーラ移動 3) 西側道路に設置したクローラクレーンで燃料デブリ取り出しセルを搬出入レールに搭載 4) 搬出入レールを使用し燃料デブリ取り出しセルを搬入 5) 各セル結合 2) ～5) を燃料デブリ取り出し予備セル・保守セルも同様に実施	1) 道路に敷鉄板敷設 2) 建屋西側道路にミニキャスクセルを搭載したトレーラ移動 3) 西側道路に設置したクローラクレーンでミニキャスクセルを搬出入装置に搭載 4) 搬出入装置を使用しミニキャスクセルを搬入 5) セル間結合 2) ～5) を収納缶セル・LLW保管セル・キャスクセルも同様に実施	1) セル設置後、付帯設備・ユーティリティ設備を設営、セル設置完了 2) 作動試験
要素技術	・セル間接続方法 / セル位置調整方法 ・セル固定方法	・セル間接続方法 / セル位置調整方法 ・セル固定方法	

マーキングに基づき大型セルの搬入・設置・据付を実施することで要求精度内になるものと考えられる※マーキングの方法及び精度成立性は今後検討が必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

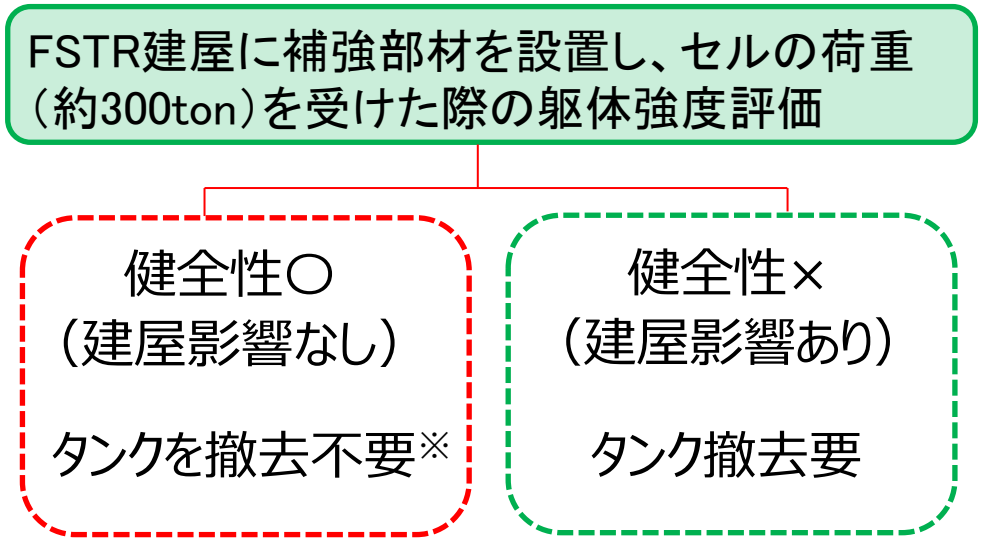
c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-4. FSTR建屋に関する検討

- 大型セルは寸法の関係からR/B内外に設置する際、R/B外の真下にはFSTR建屋がある。
- FSTR建屋内には廃スラッジ貯蔵タンク等が設置されており、荷重分散のために建屋内に補強部材を設置して、セルの荷重を受ける計画。

【FSTR建屋処置方針】



※大規模規模燃料デブリ取り出し工事期間及びタンク劣化状況を考慮すると事前のタンク撤去が望ましい。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-5. まとめ

- 大規模燃料デブリ横取り出し工法準備工事フローを検討、 案の作成完了
- アクセスルート構築におけるセル設置・据付工法のステップ図を検討、 案の作成完了
- セル設置・据付に係る技術課題抽出を実施

1）セル設置・据付基準マーキング手法確立

⇒ ペデスタル開口部やX-6ペネ等からセル設置・据付に必要な基準線を設定するための事前計測及びマーキング手法の確立が必要。

2）BSW 開口工法確立

⇒ 開口作業時の被ばく低減及びバウンダリの維持を考慮し、PCV 鋼板を損傷することなく開口が必要であり、先行プロジェクトにて開発が行われた生体遮へい壁撤去方法を基にしてBSW(コンクリート+鉄筋)を撤去する工法の確立が必要。

3）その他

⇒ 遮へい扉及びセルアダプタの搬入・据付・設置工法の検討
大型セル搬入・設置に関わる調整治具及び最適なレール長の検討
干渉物（ RHR配管等）の撤去方法及び環境改善の実現

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

3. セルの設置・据付方法の検討

3-6. 据付作業員の被ばく評価

・仮設遮へいの検討

作業員作業場所の線量率がBG考慮せずに1mSv/h以下(注1)となるよう、仮設遮へいを検討

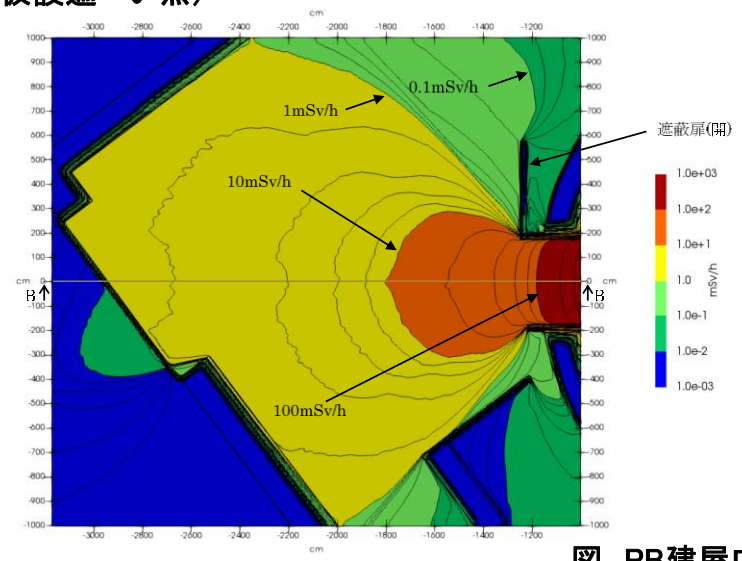
（注1）作業員が作業可能な現実的な線量率

表　作業場所の線量率と仮設遮へい検討結果（代表例）

評価ケース	対象	作業員位置	線量率 (仮設遮へいなし) (mSv/h)	仮設遮へい(鉄) 必要厚さ※ (cm)	線量率 (仮設遮へい考慮) (mSv/h)	備考
case1 PCV壁開口作業後 （遮へい扉：開）	作業員A	遮へい扉から1m	約10	5	約0.8	PCV壁コンクリート開口作業を窓付き遮へいで横から監視する作業を想定
	作業員B	作業用仮セルから1m	約13	6	約0.8	PCV壁コンクリート開口を正面近傍で補助する作業を想定

※線量率はγ線が支配的であるため、Cs137の鉄のγ線減衰率より仮設遮へいの必要厚さを算出

（仮設遮へい無）



（仮設遮へい考慮）

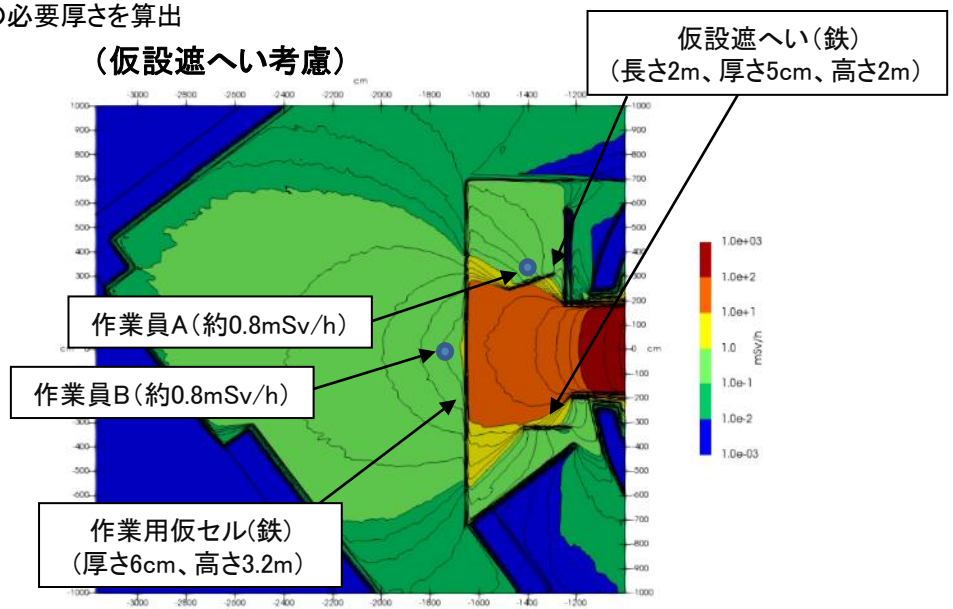


図　RB建屋内線量率分布図

（注2）RB建屋内BG（平均5.3mSv/h）を考慮しない線量率分布図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

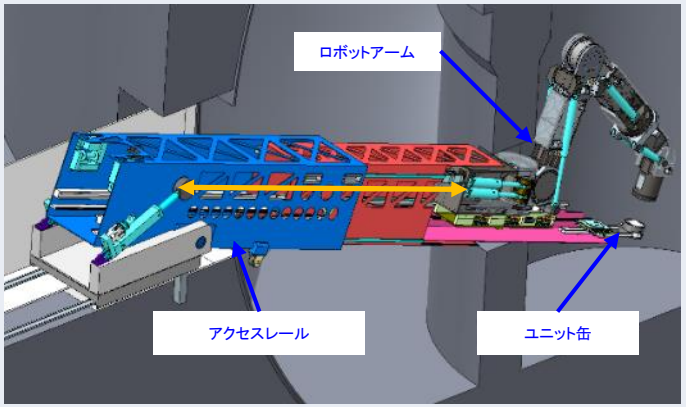
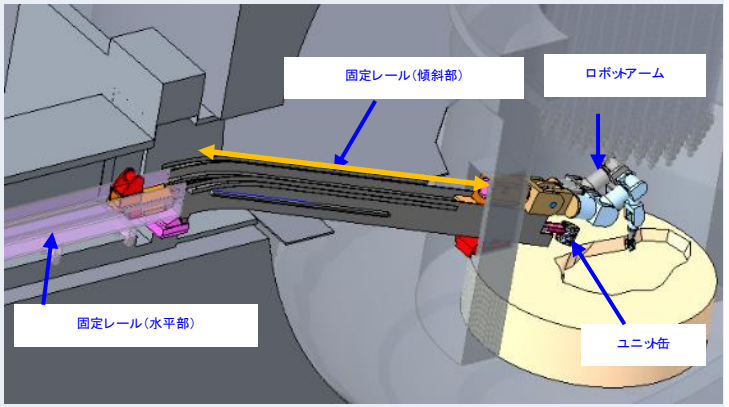
7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

4. 有効性と実現性に関する評価(1/4)

(1)燃料デブリ取り出し作業及び設備運用性

2018年度と2020年度の工法の違いについて、以下に整理する。
レールの固定化により、燃料デブリ取り出し時のロボットアームの搬出入時間等の短縮によりペデスタル内の燃料デブリ取り出しのスループットの向上が図れる。

項目	2018年度	2020年度
アクセス装置	アクセスレール方式	固定レール方式
	 ※ロボットアーム搬出入時、アクセスアームを伸縮	 ※ロボットアーム搬出入時、ロボットアームのみ固定レール上を移動
ロボットアーム搬出入時間	2時間	30分

1.5時間の短縮

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

4. 有効性と実現性に関する評価(2/4)

(2)燃料デブリ取り出し設備の配置成立性(1/2)

○R/B内

(セル小型・軽量化)

アクセス装置小型化/セル小型・軽量化、更にR/B内のセル荷重の支える方式を見直し、R/B内にセルを設置可能であることを強度評価を踏まえて確認できた。

項　目	2018年度	2020年度
ロボットアーム 必要高さ低減	(アクセルレール方式) 3m	(固定レール方式) 2.2m
セル重量低減※	382ton	270ton
セル荷重方式	吊り橋方式	設置架台方式 (建屋壁・床梁にて支える)

※遮へい体の合理化低減も含む。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

4. 有効性と実現性に関する評価(3/4)

(2)燃料デブリ取り出し設備の配置成立性(2/2)

○R/B内(続き)

(セル設置・据付工法)

- R/Bの外側開口から生体遮へい壁を開口して、セルの据付を完了させるまでの一連の工事手順案を構築した。
- 実現性に向けた技術課題抽出した。
- 生体遮へい壁の開口工法、遮へい扉及びセルアダプタの設置工法などについて、遠隔操作装置作業も踏まえた詳細な工法検討(必要装置・設備の検討含)の方向性を明確にした。

○R/B外

- セルの全体レイアウト及び設置工法を検討し、R/B外の他設備に干渉しない範囲で設置可能であることを確認した。
- セルの一部は、地下構造物の上に据え付ける必要があり、地下構造物の建物壁にセル設置架台を支える構造として据え付ける方向である。
- 但し、基礎の補強を必要な場合、地下構造物の撤去が必要となることも想定して、FSTRの撤去方法についても検討を行い、工法案を構築した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

4. 有効性と実現性に関する評価(4/4)

(3)燃料デブリ取り出し設備の保守・メンテナンス性

- 燃料デブリ取り出しセルに着目し、保守・メンテナンスに対して型式・可動範囲を検討し、必要な遠隔操作機器(※1)を検討した。
  (※1):天井走行式双腕ロボット、遠隔MSM、(ユニット缶専用クレーン)
- 燃料デブリ取り出しセル内の保守・メンテナンス対象機器を想定して、メンテナンス方法の概略内容を整理した。
  なお、故障の観点からの保守方法の検討は、今後機器の具体化と併せて検討を進める計画である。
- 遠隔MSMの交換方法については、2018年度から以下の通り見直した。

項　目	設置場所	2018年度	2020年度
スレーブアーム	セル内	(作業員) グリーンハウスを設置して、一体でセル外へ引き出し交換	(遠隔操作機器) セル内で接続部を外し交換
駆動モータ	セル外		(作業員) セル外の接続部を外し交換

⇒セル外の作業員による交換作業時間の短縮(※2)を図ることができる。

(※2)セル外へMSMを一体で引き出して交換するために必要な想定作業日数
グリーンハウス設置(1日)＋交換作業(1日)＋グリーンハウス撤去(1日)＝3日
駆動モータのみの場合、グリーンハウス設置・撤去が不要となるため、交換作業(1日)のみとなる。

- 今後、更に他セルの保守・メンテナンス性についても、内容を具体化する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(1/6)

(1)検討結果のまとめ

(a)アクセス装置の検討

- 固定式レールと双腕アームのアクセス装置について、装置概念検討を完了した。
- 固定式レールを用いることにより、アクセス装置の高さ3m→2.2mに低減できる見通しを得た。
- 干渉物、燃料デブリの取り出し手順をブラシュアップし、具体化を図った。

(b)セルの小型化・軽量化の検討

- 各セルの機能と物品搬出ルートを整理し、セル全体の概念検討を完了した。
- 特に燃料デブリ取り出しセルについては、セルサイズの小型化及び遮へい体合理化を踏まえたセル構造検討を行い、セル重量を382ton→270tonに低減できる見通しを得た。
- R/Bの床梁・壁にてセル荷重を支える方式を採用し、セルをR/B内に設置できる見通しを得た。
- R/Bの強度評価を実施し、セル設置の成立性を確認した。

(c)セルの設置・据付方法の検討

- 燃料デブリ取り出し設備について、準備工事からセル設置・据付までの成立性の見込みのある工法のステップ図を検討した。
- セル設置・据付に係る技術課題の抽出し、本課題については、今後継続し検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(2/6)

赤字は、次年度以降に検討予定

(2)今後の課題・対応方針

(a)アクセス装置の検討

- 固定レールへの液圧ロボットアーム適用性検討
  今回は適用に向けた方向性・概念の検討までのため、構造の詳細化・具体化を実施する必要がある。

- CRDの切断方法
  液圧ロボットアームを使用する場合は、ペデスタル内で姿勢変更する際CRDと干渉する恐れがあるため、構造の小型化等の見直しと共にCRDの撤去方法の検討が必要である。
  CRDは異なる材質の多層構造であり、機械式の切断が難しい。また、切断時の落下対策も必要である。内部調査の結果も踏まえて加工ツールの試作・試験を実施し、加工方法を選定する必要がある。尚、本検討は、RPV底部に付着しているデブリ回収の観点からも有効と考える。

- 先端ツールの概念検討
  想定される干渉物、燃料デブリに対し、ある前提条件のもととなるが、切断方法や先端ツール概念を検討し、スループットを含め、全体的な作業を見通すことが重要と考える。

- 燃料デブリの性状に適した加工方法の選定
  スループットを向上させるには燃料デブリの性状に適した加工方法とする必要がある。内部調査や段階的に規模を拡大した取り出しの結果を踏まえ、先端ツールの試作・試験を実施し、加工方法を具体化する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(3/6)

赤字は、次年度以降に検討予定

(2)今後の課題・対応方針

(a)アクセス装置の検討(続き)

- 電動ロボットアーム内への先端ツールケーブルの敷設可否確認
  アーム操作性の観点から、先端ツールへのケーブル類はアーム内への敷設が必要であるが、回転部のケーブル類の動きは机上検討では把握し難い。筒にケーブルを巻き付けて動きを確認する等の要素試験が必要である。

- アーム長さ・軸数の最適化
  複数の代表的な撤去物に対し、周辺との干渉を踏まえたアクセス性をシミュレータで確認し、現状の状況に適したアームの仕様を決定する必要がある。

- 先端ツールによる振動の影響
  振動による影響評価は机上では困難であるため、模擬燃料デブリを用いた加工試験を実施し、影響を確認する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(4/6)

赤字は、次年度以降に検討予定

(2)今後の課題・対応方針

(b)セルの小型化・軽量化の検討

- **遮へい扉及びセル間の構造詳細化**
  作業員の被ばく低減のために効率的な据付方法の具体化ための遮へい扉の分割構造及びセル間の接続部構造などを詳細化する。

- **セルアダプタ構造の具体化**
  遠隔操作作業によるセルアダプタ設置工法のためのセルアダプタの構造を具体化する。

- 燃料デブリ取り出しセル以外の具体化
  燃料デブリ取り出しセル以外の他セルの運用、装置仕様及び保守項目などを具体化する。

- セル換気システム・必要なユーティリティなどの具体化
  各セル間の運用を明確にして、換気システムの具体化をする。
  セル内の機器、監視カメラ及び照明などの計器を明確にして電気、圧縮空気、工業用水などの必要なユーティリティを具体化する。

- 遠隔除染・保守装置の基本機能検証
  セル内の遠隔除染や各種保守装置を具体化して、基本機能を試験等にて成立性を検証する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(5/6)

赤字は、次年度以降に検討予定

(2)今後の課題・対応方針

(b)セルの小型化・軽量化の検討(続き)

- 保守性の成立性確認
  燃料デブリ取り出しセル及びその他のセル内の機器仕様および保守項目を明確にしてモックアップ、トレーニングによる保守の成立性を確認する。

- 燃料デブリ取り出し設備のリスクアセスメント
  燃料デブリ取り出し設備の具体化に伴い、機器故障モード等を想定して、そのリスク評価を行い、対策案を検討する。

- R/Bの強度再評価
  セルサイズ及びセル配置の見直しに伴う燃料デブリ取り出し設備の配置及び支持・固定方法と補強方法案を反映し、R/Bの強度の詳細を再評価する。

- 作業員の被ばく量の再評価
  セル内機器構成やセル内機器配置等の見直し結果を反映し、作業員被ばく量を再評価する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 1)② 干渉物撤去以外の技術の開発 】

c. セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

5. 検討結果のまとめと今後の課題・対応方針(6/6)

赤字は、次年度以降に検討予定

(2)今後の課題・対応方針

(c)セルの設置・据付方法の検討

- セル設置・据付基準のマーキング手法確立
  ペデスタル開口部やX-6ペネ等からセル設置・据付に必要な基準線を設定するための事前計測およびマーキング手法を確立する。

- BSW開口工法確立
  開口作業時の被ばく低減およびバウンダリの維持を考慮し
  PCV 鋼板を損傷することなくBSW(コンクリート+鉄筋)を撤去する工法を確立する。

- 遮へい扉及びセルアダプタの搬入・据付・設置工法の具体化

- 大型セル搬入・設置に関わる調整治具及び最適なレール長の検討

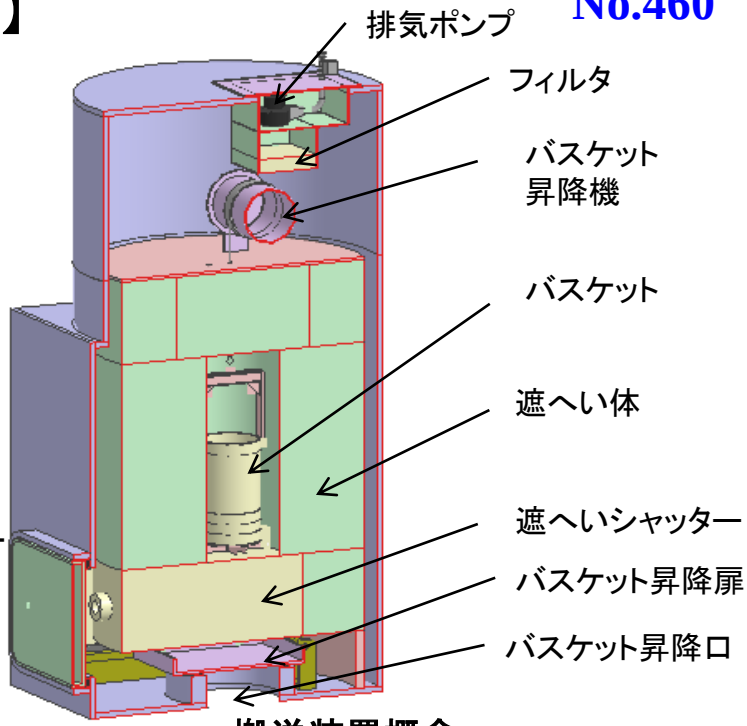
- 干渉物(RHR配管等)の遠隔操作による撤去方法及び除染技術確立

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

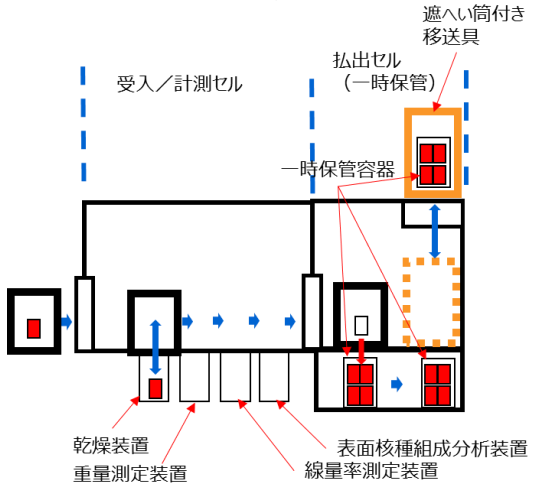
7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

- 開発の目的
  - ユニット缶をR/Bから離れた建屋へ搬送する方法を開発する。
- 解決すべき課題
  - 密封など燃料デブリ収納容器の搬出処理をR/Bから離れた建屋で実施する場合、建屋までの搬送用の閉じ込め装置が必要
  - 閉じ込め装置の概念検討、成立性の検証が必要
  - 燃料デブリ保管容器への閉じ込め処理を行う建屋概念が未検討
- 開発の進め方
  - ユニット缶状態でR/Bから離れた建屋への搬送検討
    - 搬送時間の1次評価、閉じ込め装置の仕様策定
    - 技術開発項目を抽出し、試験や解析などで成立性評価（水素発生、冷却、遮へい など）
  - 閉じ込め装置及び建屋機器の保守メンテナンス、通常点検、故障時等を考慮した必要処理系統数の検討
- 得られる成果
  - 燃料デブリをユニット缶状態で搬送する装置の成立見込み



搬送装置概念



燃料デブリ保管のための処理を行う建屋（イメージ）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 検討の流れ

既存設計の問題点と課題、改善のねらい

- 既存検討における作業手順と課題
- 課題に対する解決策

⇩

改善する設計の概念検討

- 燃料デブリ取り出し工法のレイアウトと組み合わせた設備の概念検討
- 各ステップにおける、搬送装置と建屋バウンダリの組み合わせ検討
- 基本機能要求の設定
- 燃料デブリを収納したユニット缶の搬送で必要となる安全機能の設定
- 安全要求に基づく基本設計条件の設定
- 取り扱い要求に基づく基本設計条件の設定
- 設計仕様と課題の設定

⇩

技術課題への対応

- 扉部の閉じ込め機構の検討
- 水素爆発の防止機構の検討
- 取扱作業ステップ、設備配置と作業工程の評価

⇩

まとめ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 開発スケジュール

【凡例】計画: 実績:

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼				中間報告 ▼								中間報告 ▼					最終報告 ▼
1.要求仕様策定、概念設計																								
2.要素試験計画、要素試験要領策定、要素評価装置仕様策定																								
5.予備試験準備																								
6.取り扱い計画立案、予備試験、全体概念成立性検討																								
7.まとめ																								
備考																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

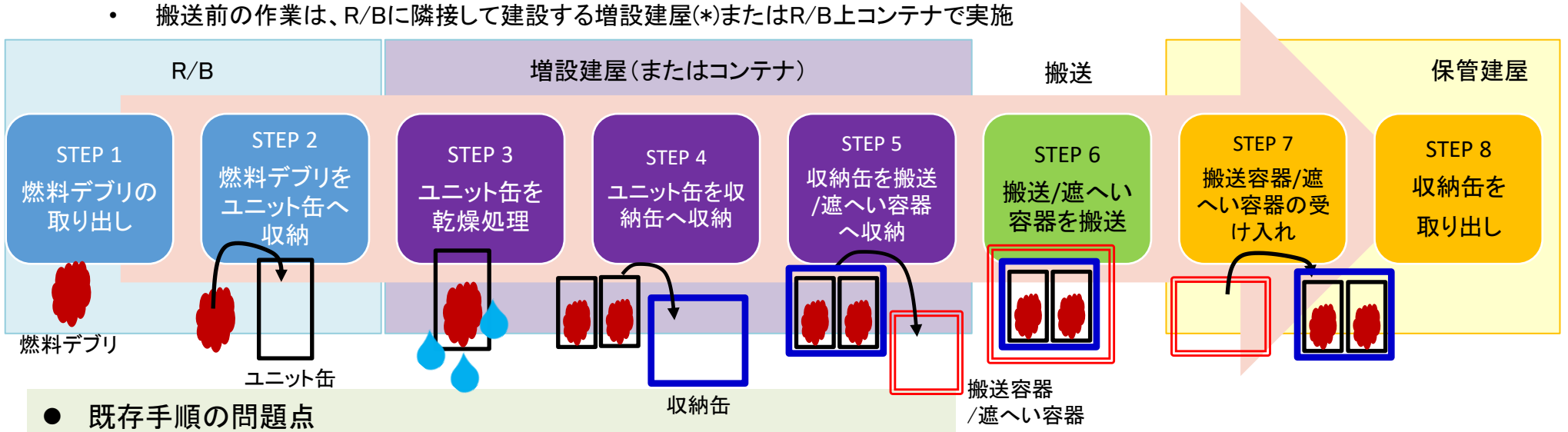
7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

(*):燃料デブリ乾燥を含む保管に向けた前処理機能を持つ設備

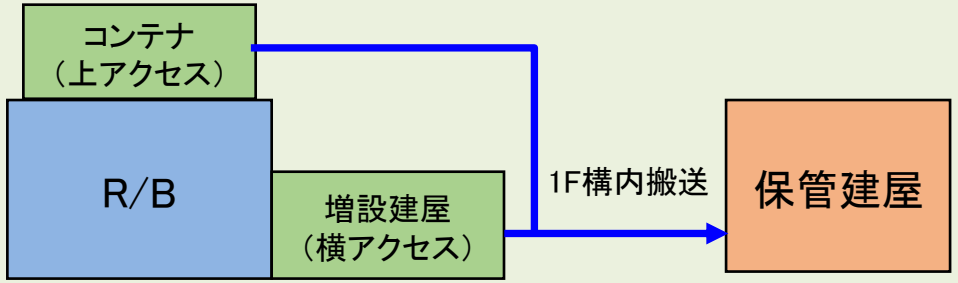
■ 既存設計の問題点と課題、改善のねらい(既存検討における作業手順)

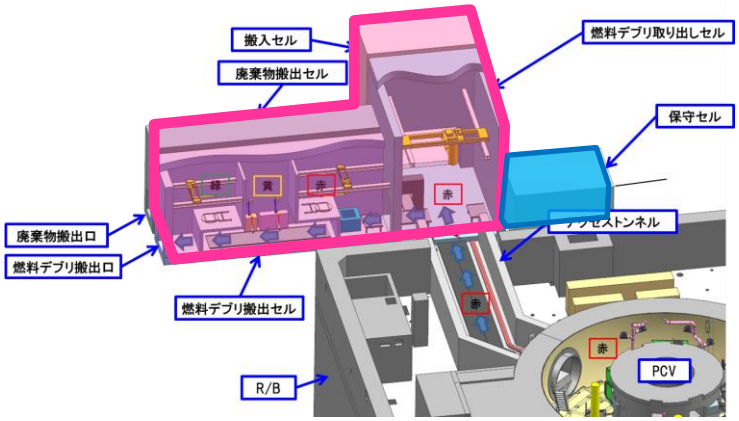
- ユニット缶は、乾燥後に収納缶に収納し、保管建屋にて保管
- R/Bからの搬送時には、気密/搬送/遮へい容器に収納
- 搬送前の作業は、R/Bに隣接して建設する増設建屋(*)またはR/B上コンテナで実施



● 既存手順の問題点

- 増設建屋の規模が大きく、サイトのレイアウトに影響
- 上アクセスのコンテナも3000～5000ton規模の遮へい
- 号機ごと、上／横アクセス毎に増設建屋(コンテナ)が必要





増設建屋の例

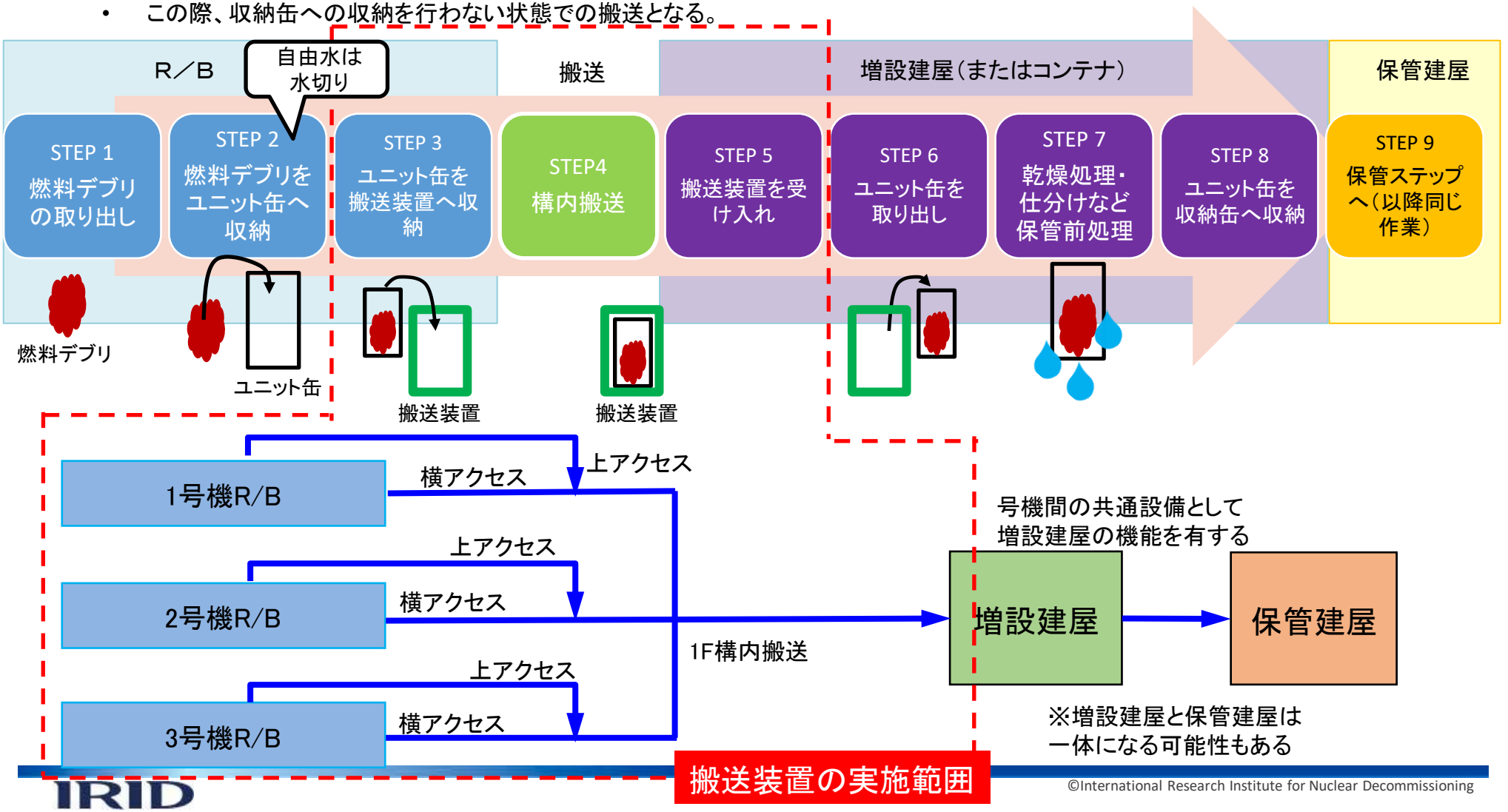
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 既存設計の問題点と課題、改善のねらい（課題に対する解決策）

- 増設建屋をR/Bから分離して設置し、構内を搬送する
- 設置した増設建屋は、号機、上／横アクセス共用設備とする
- この際、収納缶への収納を行わない状態での搬送となる。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の前提条件（搬送対象物仕様など）

- 搬送対象物（ユニット缶）
  - 数量 ： 1基
  - 外形寸法、質量などは右記参照
  - 水分除去を行う前の段階であり、水分含有を考慮
  - 水素および酸素の発生あり
- 環境条件（設定値）
  - 温度 ： 0～40℃
  - 湿度 ： 最大99%
  - 環境線量 ： 最大3000 Gy/h（想定炉内環境の中央値）
- 搬送仕様
  - １日の取り扱い ： 10基
  - 年間取り扱い回数 ： 2000回（年間200日の稼働）
  - 設計寿命 ： 50年（ただし消耗品は保守時に交換可能であること）
  - 取り扱い範囲 ： 建屋内および発電所構内に限定（構外は取り扱わない）
  - 作業員のアクセス（作業介在）
    C4Lでの１次バウンダリ搬出前検査は作業員が介在（可能な限り遠隔化）
    C4Mでのハンドリング作業、蓋の閉止確認、除染作業を遠隔装置で実施できるよう設計する
- その他
  - ユニット缶１基を炉内（炉底部）から吊り上げて内部に収納
  - ユニット缶吊り上げ揚程：約10m（新オペフロプラットホームからDSP底部までを想定）
  - プラットホーム上の搬送装置の稼働領域は目標Φ3m以内

表. 搬送するユニット缶の仕様（収納缶Pjの情報に基づく）

	タイプ1	タイプ2
外形寸法※1	Φ210×h400 mm	Φ390×h400 mm
UO2重量(最大)	36.6 kg	133.3 kg
水分含有率	30%	30%
水素発生量	0.4 L/h	1.5 L/h
酸素発生量	0.2 L/h	0.75 L/h
デブリの大きさ	粒径0.1 mm以上	

※1: 外径寸法は上／横アクセスで最も大きいタイプを参考に設定した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（燃料デブリを充填したユニット缶の搬送で必要となる安全機能）

安全機能	内容
漏えい防止	搬送装置からの放射性物質の漏えいによる作業員や公衆の被ばくの防止
遮へい	放射線による作業員や公衆の被ばくを防止する
未臨界維持	未臨界の維持
冷却・除熱	燃料デブリの温度上昇による安全阻害要因の防止
安全機能を維持するために必要な機能	搬送装置の取り扱いを考慮し、漏えい防止や未臨界維持など必要な安全機能を維持するために適切な構造強度
	発生する水素の爆発防止
	使用期間中の材料の腐食や劣化などの経年変化に対する、閉じ込め機能などの維持
	ジルカロイなどの粉体金属による火災防止
機能維持のための基本要求事項（一般的な共通事項）	使用環境条件での機能維持
	必要な信頼性、必要に応じ多重化、多様化
	必要な検査、メンテナンスが実施可能な設備
	必要な監視機能の装備
	必要な運転操作、特に必要な現場操作が実施可能な設備
	ハザード（内部、外部）への適切な対処が可能な設備

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（安全要求に基づく基本設計条件）

安全原則		機能要求	設計方針
放射性物質の過大な放出防止	放射性物質の閉じ込め	燃料デブリを収納したユニット缶を収納し、取り扱い中における汚染の漏えいを防止する	・搬送装置本体（水素処理機構を含む）による閉じ込め区域（１次バウンダリ）に加え、管理区域外への搬出時には本体・水素処理機構をコンテナ（２次バウンダリ）に収納し、コンテナを取り扱う。 ・水素処理機構においてタンクに貯蔵された排ガスは、管理区域外では外部に放出せず、R/Bまたは新設建屋の気相処理システムへ引き渡す。
			・搬送装置本体は、水素発生に伴い異常時は正圧になる可能性があるため、コンテナは負圧管理し、万が一搬送装置本体から汚染が放出されても、コンテナから外部への放出を防ぐ。 ・コンテナには換気空調設備を設け、万が一汚染が搬送装置本体から放出された場合にも、コンテナ内の気体を浄化する。また、搬送装置本体およびコンテナ内側は遠隔装置による除染ができるように設計する。
			コンテナの開口扉は2重化し一つが開いても残り一つが閉じているようにし、輸送装置本体の閉じ込めと合わせ仕切りを常に2重化する。
			使用期間中の材料の腐食や劣化などの経年変化を考慮し、シール部の健全性を保てるように交換を可能にする。
			取り扱い中に輸送装置が落下や転倒などの衝撃を受けないように、取り扱い設備には適切な耐震クラスの設定や転倒防止の対策を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（安全要求に基づく基本設計条件）

安全原則		機能要求	設計方針
放射性物質の過大な放出防止	放射性物質の異常な追加生成の防止	追加核分裂反応の防止	搬送装置本体の幾何学形状により、燃料デブリの未臨界を維持する。 取り扱い中に臨界防止機能を喪失する重大な損傷を生じないよう、取り扱い中に輸送装置が落下や転倒などの衝撃を受けないように、取り扱い設備には適切な耐震クラスの設定や転倒防止の対策を行う。
		異常な加熱の防止	搬送装置本体の放熱で健全性を維持（シール部の許容温度範囲を維持する）できる構造とする。
		切削による異常な放射性物質の拡散の防止（適用外）	
放射線による過大な被ばくの防止		輸送装置本体外部に作業員が直接アクセスできるよう放射線の遮へいを行う。	搬送装置本体外面での放射線量が表面で2 mSv/h以下。1m離れた箇所で0.1 mSv/hとなるよう遮へい構造を設ける。
			搬送装置本体外部で作業が行えるよう、汚染を閉じ込める
作業員の過大な被ばく・内部被ばくの防止（※2）		作業員の被ばく低減のための設計	遮へい、汚染・線量区分の適切な設定と被ばくを低減する遠隔保守および燃料デブリ構内搬送動線とする。
		作業員の被ばく低減のための運転管理	被ばく低減のための運転方法、保守計画および作業管理とする。
滞留水素による火災・爆発の防止		水素爆発下限を維持するための水素濃度あるいは酸素濃度の管理	水素が溜まらない構造とする。 水素処理機構で水素濃度が設計値未満を維持できるよう希釈する。 希釈による排ガスは搬送装置本体に接続したタンクに放出し、搬送中は一次貯蔵する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（安全要求に基づく基本設計条件）

安全原則	機能要求	設計方針
遠隔操作性	遠隔作業によって搬送装置本体を作業足場上に設置できること	遠隔操作によって、搬送装置の位置決め、設置、プラットホームへの固定ができること
		遠隔操作によって、プラットホームと搬送装置の開口部蓋の開閉ができること
		遠隔操作によって、搬送装置の除染作業ができること
放射性物質の閉じ込め	万が一の場合に、作業員がプラットホーム上（搬送装置本体外側）にアクセスできること	プラットホームと搬送装置本体の界面からの放射性物質の漏えいを防止すること。また、耐震クラスを設定し、地震時にも放射性物質の漏えいを防止することができるようにする。
	搬送装置本体搬出のため、外表面は除染できるようにすること	搬送装置本体を1次バウンダリから搬出するため、装置本体の外表面を除染できるような構造とする
メンテナンス	遠隔メンテナンス	PCVプラットホーム部分の装置について、遠隔でのメンテナンス、消耗品交換が可能なこと
		作業員が常時アクセス可能な部分の機器は、人で作業でのメンテナンス、消耗品交換が可能なこと

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（設計仕様と課題の設定）

※1：日本原子力学会標準「使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物 輸送容器の安全設計及び検査基準：2013」より引用

設計方針と法規制対応方針に基づく設計仕様と課題を抽出

搬送装置設計仕様・		特に検討・試験などで確認が必要な課題	本PJでの検討
閉じ込め	• 搬送装置からの漏えい、搬送装置とプラットホーム接続部からの漏えいが制限値以下 • 取り扱い中の想定事象に対し、搬送装置が破損せずに閉じ込めを維持	・ユニット缶の収納／払い出し時に開閉する扉部の「閉じ込め」および「汚染防止」を両立させて構内搬送できる構造の検討が必要。 ・扉部の開閉を含む運用は遠隔操作で行える構造が必要	• 作業フローの策定とリスク評価。リスクが残る事象に対してシミュレーションや試験等で閉じ込めを維持する構造強度を有することを確認する • 閉じ込めに特に重要な扉部分の装置概念を策定し、実現性を検討
	• コンテナ外表面：0.4 Bq/cm^{2}以下 ※1	• 特になし（設計段階で想定する汚染箇所が除染しやすい構造とする)	• 簡易に除染できる構造とする
臨界防止	• 取り扱い中の想定事象に対し、搬送装置が破損せずにユニット缶の形状を維持できること	• 特になし（なお、ユニット缶の基本設計完了後に取り合い条件の検討が必要）	• 作業フローの策定とリスク評価。リスクが残る事象に対してシミュレーションや試験等で形状を維持する構造強度とする
除熱	• 搬送装置の部材が、各機能を損なわない温度を維持する	• 構造設計の実現性を確認	• シミュレーション等で確認する
遮へい	• 搬送装置表面：2 mSv/h • 表面から1mの距離：0.1 mSv/h	• 構造設計の実現性を確認	• シミュレーション等で確認する
水素爆発防止	• 水素爆発下限界濃度（4vol%）を十分に下回る状態を維持する。維持に当たっては1F構内搬送中に高圧ガスを用いない。	• 水素発生に伴う搬送装置本体内部の圧力上昇防止策　→高耐圧仕様にすると搬送装置が大型化（＋重量増）。圧力上昇を避けつつ水素　濃度を低下させるシステムの検討 • 搬送装置内部の水素濃度は遠隔監視し、通常作業では遠隔操作で水素処理できる構造が必要	• 空気や窒素などの不活性ガスの注入による水素処理システムの成立性を机上検討や試験等で確認する

重要開発項目

重要開発項目

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 改善する設計の概念検討（設計仕様と課題の設定）／水素処理および閉じ込めの基本要求

- 基本要求
  - ・水素発生時にも搬送装置本体の内圧を負圧（−500Pa(g)以下）に維持する
  - ・通常時は内圧の負圧維持、事故時（正圧時）は漏えいによる被ばく防止ができるシール
- 水素処理機構
  - ・系統数　：2系統
  - ・希釈ガス供給流量　：空気または窒素23 L/hour以上（※1）
  - ・混合ガス回収流量　：24 L/hour以上（※2）
  - ・混合ガス一次貯留量　：7日間分の排気混合ガスを貯留
  - ・監視　：搬送装置本体内部および排ガス処理タンクの水素濃度、圧力
  - ・操作性　：完全遠隔作業で水素処理すること
- 閉じ込め機能
  - ・漏えい量　：① インリーク　：　2.4L/min以下（@−2000Pa(g)）
    負圧を作るポンプで最も排気量が少ないポンプ
    （水素処理機構で採用予定のシリンダ型ポンプ）の容量以下
    ：② アウトリーク　：　10Vol%/h以下(@1000Pa(g))
    搬送装置内部の想定汚染濃度は今後の調査状況などで決定することとし、暫定値。
    シール部の実力値を要素試験にて確認し、現時点での想定汚染濃度にて作業員を対象にした被ばく評価を行い、当該設定値の妥当性を確認する。
  - ・設計差圧　：最大負圧−2000Pa(g)／最大正圧+1000Pa(g)に対して健全性を維持すること
  - ・監視　：シール部の異常を検知できること
  - ・操作性　：完全遠隔作業で扉を開閉すること
  - ・メンテナンス性　：メンテナンスフリー、もしくは遠隔操作によりシール部の据付け／交換できること

※1　環境条件で設定する装置本体内部の水素発生量に対して、水素濃度を2Vol%維持（暫定）することを想定。
※2　混合ガス量=水素＋酸素＋希釈ガス

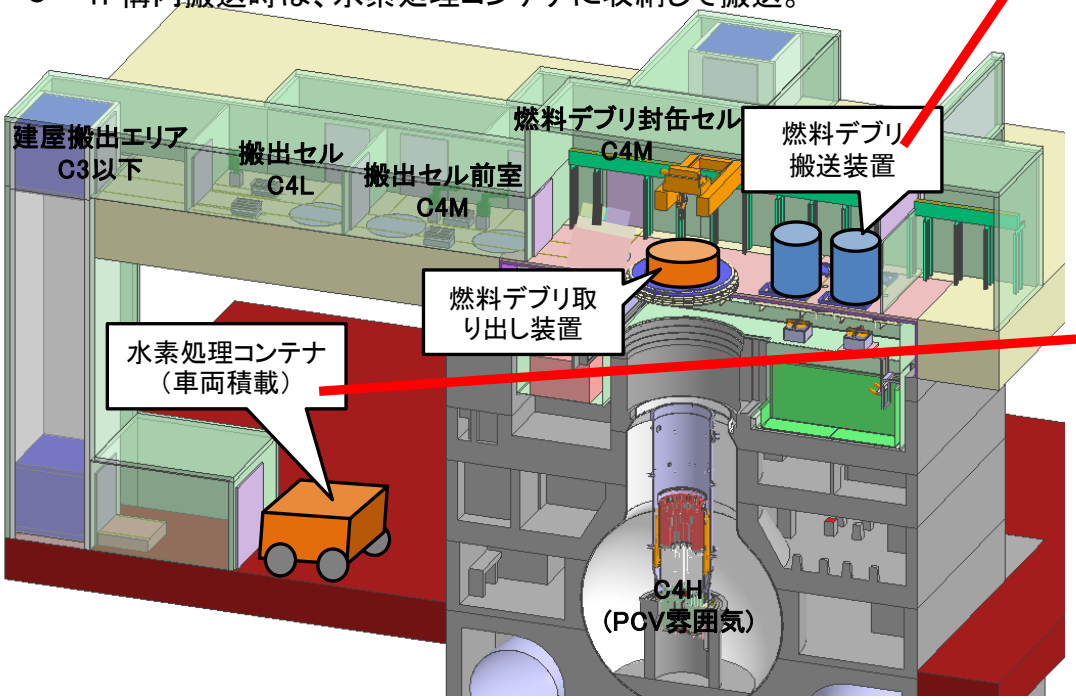
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

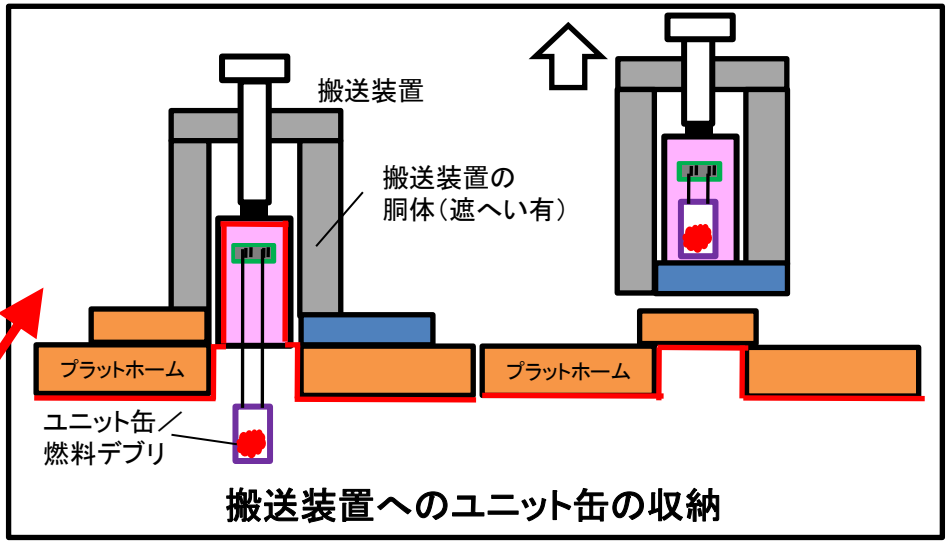
7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

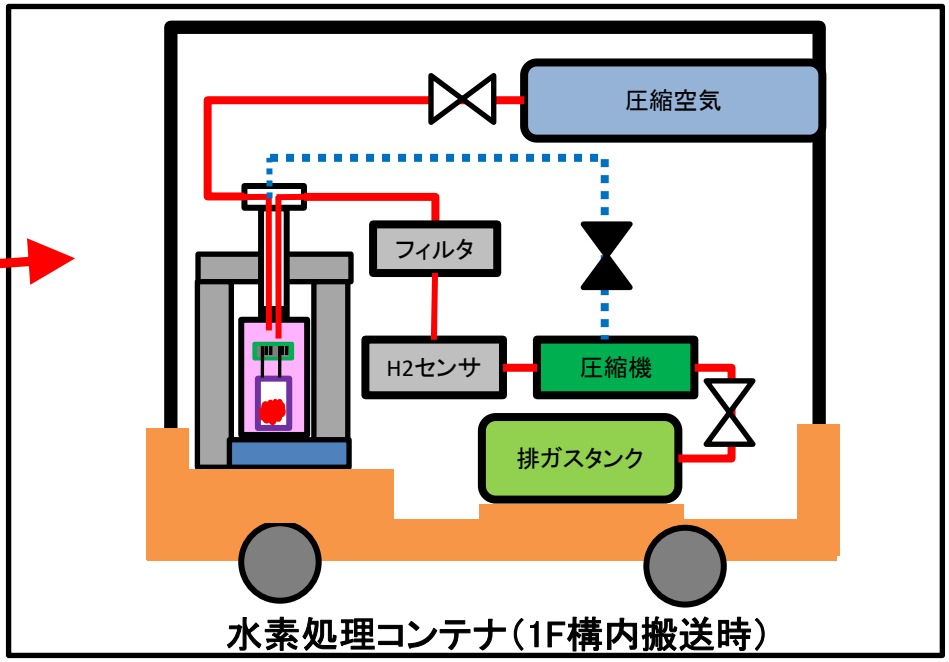
■ 課題に対する設計方針（全体概要）

- 上／横取り出し共通設備を基本とするが、本事業では上取り出し工法への適用を想定。
- R/B上での設備レイアウトは、「1)① 干渉物撤去技術の開発／a.上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法／具体的なプランの検討②」にて示したレイアウト3を活用
- デブリに対する最低限の遮へい（構内搬送時に守るべき基準値）は搬送装置本体の遮へい厚で担保。R/Bにおいてはプラットホーム以外のセルや付帯機器に遮へいは設けない。
  →作業員は通常時から搬送装置に接近できるように設計する。
- 1F構内搬送時は、水素処理コンテナに収納して搬送。





搬送装置へのユニット缶の収納



水素処理コンテナ（1F構内搬送時）

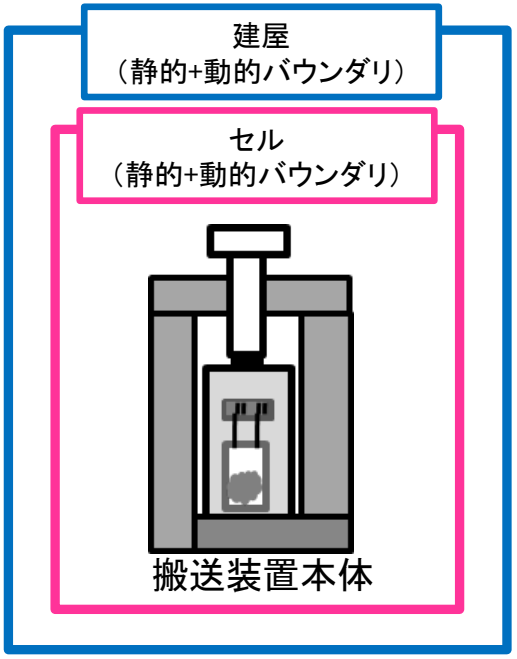
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

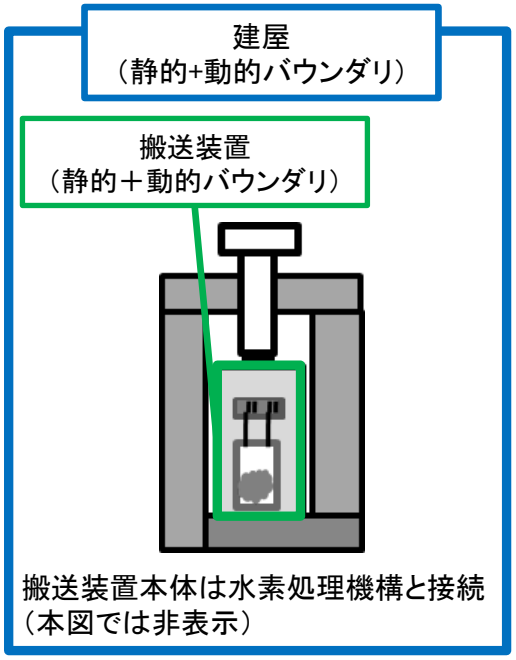
d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 課題に対する設計方針（バウンダリ構成）

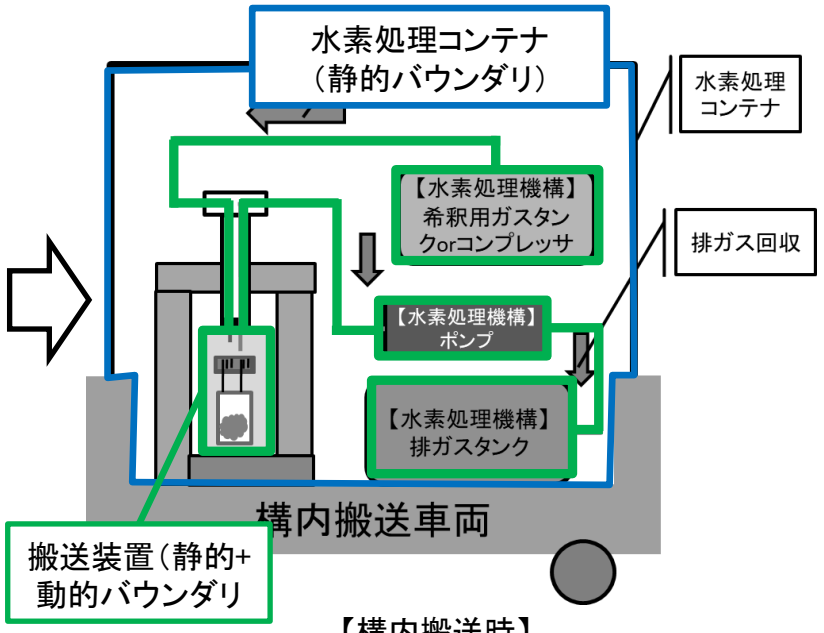
- 燃料デブリは1F構内搬送を含めて、常に二重の静的バウンダリ（＋動的バウンダリ）下に置く。
- 1F構内搬送中は、搬送装置本体と水素処理機構で1次バウンダリ（＋動的バウンダリ）を構築する。
- 上記に関連し、搬送装置本体と水素処理機構を収納するコンテナ（水素処理コンテナ）で静的な2次バウンダリを構成する。なお、水素処理コンテナと搬送装置とで気相部体積に大きな差が無く、気圧勾配維持の制御が難しいことから水素処理コンテナに動的バウンダリは設けない。



【建屋セル（1次バウンダリ）内搬送時】
閉じ込めは、以下で実施。
- セル（静的1次バウンダリ）
- 建屋（静的2次バウンダリ）
- セルと建屋それぞれの動的バウンダリ



【建屋セル外（2次バウンダリ）】
閉じ込めは、以下で実施。
- 搬送装置（静的1次バウンダリ）
- 建屋（静的2次バウンダリ）
- 搬送装置と建屋の動的バウンダリ



【構内搬送時】
閉じ込めは、以下で実施。
- 搬送装置本体（静的1次バウンダリ+動的バウンダリ）
- 水素処理コンテナ（静的2次バウンダリ）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

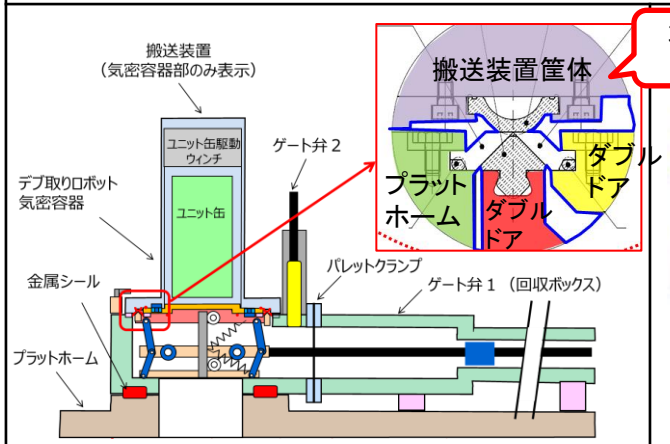
7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

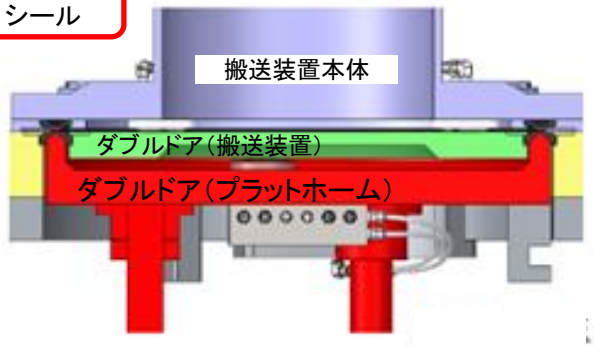
d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

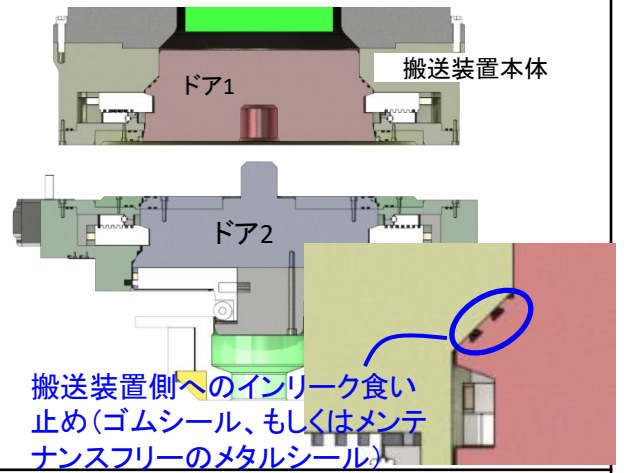
■ 閉じ込め機構（蓋部分の構造案）

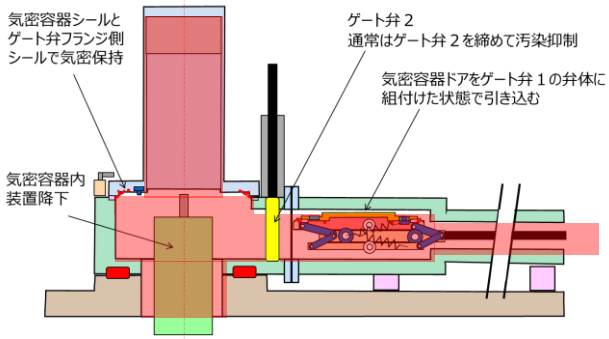
構造／動作特徴が異なる3つの方式を検討。

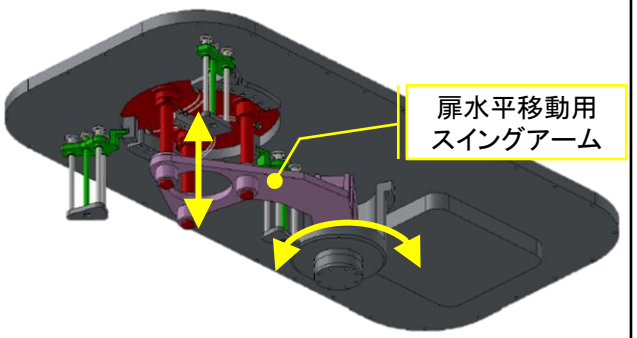
案1　ゲート式	案2　スイング式	案3　プラグ式
遮へい機構と閉じ込め機構を分けた「遮へい／閉じ込め」分離コンセプト（シール構造は共通）		遮へい機構と閉じ込め機構を一体化した「遮へい／閉じ込め」一体コンセプト

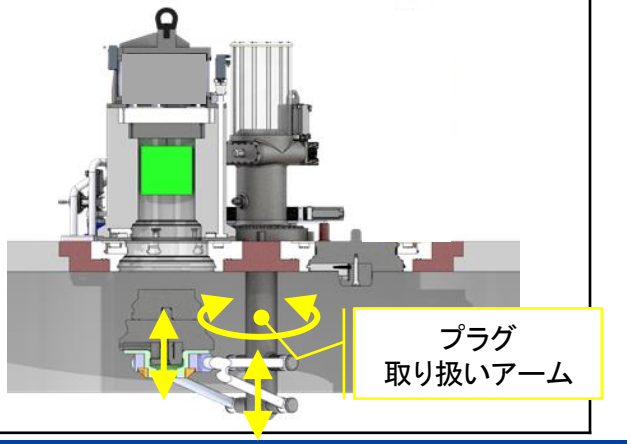












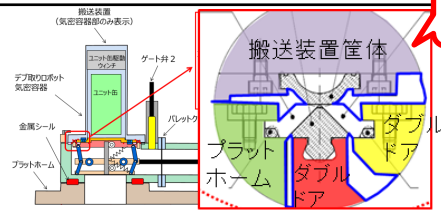
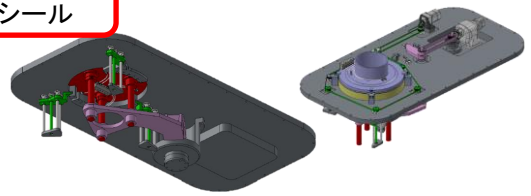
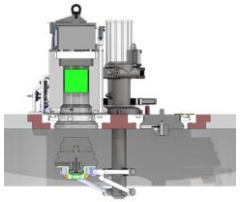
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 閉じ込め機構（各案の最終比較結果）

案1／2は開発効率向上のため、共通シール構造（三点接触シール）とした。

評価項目 【凡例】 ◎：他案に比べて特に優れている ○：◎に劣るが△よりは優れている △：他案に比べて課題が多い、または不利		「遮へい／閉じ込め　分離」コンセプト		「遮へい／閉じ込め　一体」コンセプト
		案1 【ゲート方式】	案2 【スイング方式】	案3 【プラグ方式】
		 3点接触シール		
		• ダブルドアには閉じ込め機能だけを持たせ、遮へい扉の開閉は別駆動にする。 • プラットホームの上側に駆動装置を設け、メンテナンス性を重視した構造とする。	• ダブルドアには閉じ込め機能だけを持たせ、遮へい扉の開閉は別駆動にする。 • プラットホームの下側に駆動装置を設け、フットプリント最小化を重視した構造とする。	• ダブルドアに閉じ込め機能と遮へい機能の両方を持たせる。 • 遮へい厚を持たせた密封蓋（プラグ）をプラットホーム下側の駆動装置にて動かす。フットプリント最小化を重視した構造とする。
構造	シール部	特殊な形状。構造の最適化が必要	三点接触シール	原子力産業で流通する形状で対応 Oリング状シール
取り扱い性	メンテナンス性	◎ ダブルドア駆動機構をプラットホームより分離し、専用保守設備へ搬出できる。	○ PCV雰囲気内で遠隔保守が必要	○ PCV雰囲気内で遠隔保守が必要
	プラットホーム上占有面積（フットプリント）	△ ダブルドアの稼働範囲が最も広い	○	◎ 遮へい機能と閉じ込め機能をプラグに包含することで他案に比べてコンパクト化が期待できる
	扉部重量	◎ （現時点でスイング方式と有意差はない）	◎ （現時点でゲート弁方式と有意差はない）	△ 密閉蓋に遮へい厚を持たせることから重くなる
	ダブルドア重量	○	○	△ ドアの遮へい重量により重くなる
	扉開閉動作速度	将来的に要素試験にて評価すべき項目		
原子力安全	遮へい機能	○	○	△ アームがPCV上にせり上がり、線源になるため、線量低減策が追加で必要
	閉じ込め機能	将来的に要素試験にて評価すべき項目		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法

■ 閉じ込め機構(設計最適化のための予備試験/試験内容の検討)

- 前ページ各案のダブルドアの閉じ込め機能は、将来的に要素試験が必要。そのため必要なインプットとアウトプットを整理した。代表例として案1と2の整理結果を以下表に示す。
- 青色ハッチングで示す箇所(ID 1-1、1-2)の一部は、机上検討による最適化に限界がある。試験規模が大きくなる要素試験実施前に、予備試験で机上検討内容にフィードバックをかける必要がある。

表. 要素試験で想定するインプット/アウトプット

ID	インプット(部材、環境)
1-1	机上検討によって押し付け力を最適化したパレットクランプ(エア/モータ)
1-2	机上検討によって材質/形状/大きさを最適化したシール部
1-3	机上検討で構造を最適化した押し付け機構の構造
1-4	机上検討で形状を最適化したドア
1-5	机上検討で設定した雰囲気圧力: -2000 Pa～2000Pa
1-6	微小位置決め誤差の再現

【インプットのハッチング部凡例】
白色:机上検討で最適化させた値
青色:予備試験データで設計へフィードバックをかける必要のある項目

ID	アウトプット①(試験生データ)
2-1	パレットクランプの動作データ (モータ駆動力/エア圧など)
2-2	リーク量(微小位置決め誤差の影響含む) (-2000Pa～2000Pa)
2-3	接続構造全体の動作状況(映像写真)

ID	アウトプット②(設計への反映)
3-1	パレットクランプの必要駆動力決定
3-2	シール部の形状決定
3-3	押し付け機構の形状決定
3-4	ドアの形状決定
3-5	インリーク量に基づく負圧化ポンプの要求仕様決定
3-6	アウトリーク量に基づく深層防護のクライテリア見直し

表. 予備試験で求められるデータと試験内容

ID	インプット(部材、環境)	データ取得のために実施する試験
4-1	机上検討で抽出したシール部材質の絞り込みに資するデータ	圧力降下試験(位置決め誤差の影響確認含む)
4-2	机上検討で抽出したシール部材質の最適な押し付け力の決定に資するデータ	ヘリウムリーク試験

予備試験では材質と押し付け力に係るデータを取得し、机上検討結果にフィードバックをかける。

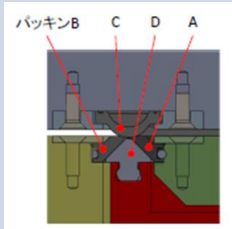
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 閉じ込め機構（設計最適化のための予備試験／結果まとめ）

- 三点接触シールは製作性を含めて4種類の材料候補が挙げられる。
- 以下の3つの試験を通じて段階的に絞り込みを行った。

パッキン名		グループ①	グループ②	グループ③	グループ④
	A(搬送装置側ダブルドア)	SUS304	SUS304	EPDM(金型成型)	EPDM(切削成型)
	B(プラットホーム)	SUS304	SUS304	EPDM(金型成型)	EPDM(切削成型)
	C(搬送装置)	EPDM(金型成型)	EPDM(切削成型)	EPDM(金型成型)	EPDM(切削成型)
	D(プラットホーム側ダブルドア)	EPDM(金型成型)	EPDM(押出成型)	SUS304	SUS304
試験1　ヘリウムリーク試験 初期圧力から一桁以上の内圧低下はあるか		パッキンA/C：無し パッキンA/D：無し パッキンB/D：有り	パッキンA/C：無し パッキンA/D：有り パッキンB/D：有り	パッキンA/C：無し パッキンA/D：有り パッキンB/D：有り	パッキンA/C：無し パッキンA/D：無し パッキンB/D：無し

試験1の結果：相対評価で上位となったグループ①と④にて試験2を実施

試験2　放置圧力試験 （位置決め誤差無し） 相対評価で著しい内圧低下はあるか	何れのパッキンも初期圧力から有意な圧力降下なし			何れのパッキンも初期圧力から有意な圧力降下なし

試験2の結果：グループ①と④の優位差は確認できず、いずれも試験3を実施

試験3　放置圧力試験 （位置決め誤差有り） 相対評価で著しい内圧低下はあるか	最大位置決め誤差0.5度まで有意な圧力降下無し			位置決め誤差0.3度にて有意な圧力降下を確認

グループ①を実機および要素試験の採用候補とし、構造図へ反映した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

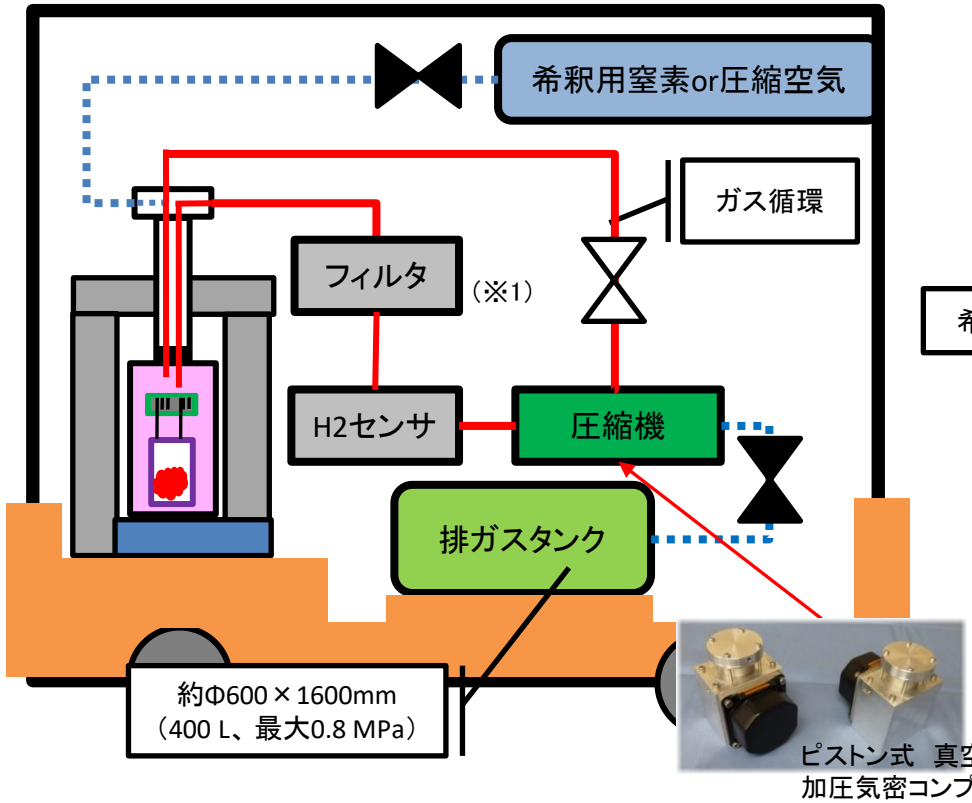
d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法 ■ 水素処理機構／設計方針

【水素処理】
- 水素濃度を、爆発下限（4Vol%）以下に維持。
- 搬送装置本体の水素濃度を常時監視。基準値を超えた場合、希釈用ガスを注入。浄化後、排ガスは圧縮機で廃ガスタンクに一時的に貯留。排ガスタンクは最大で約7日間連続貯留とする。貯留した排ガスは、搬送先またはR/Bの換気空調系統に引き渡す。

【搬送装置の負圧化】
水素処理以外の役割として、圧縮機にて搬送装置内の負圧化も常時維持。内圧も監視し、基準値を超えないよう制御。

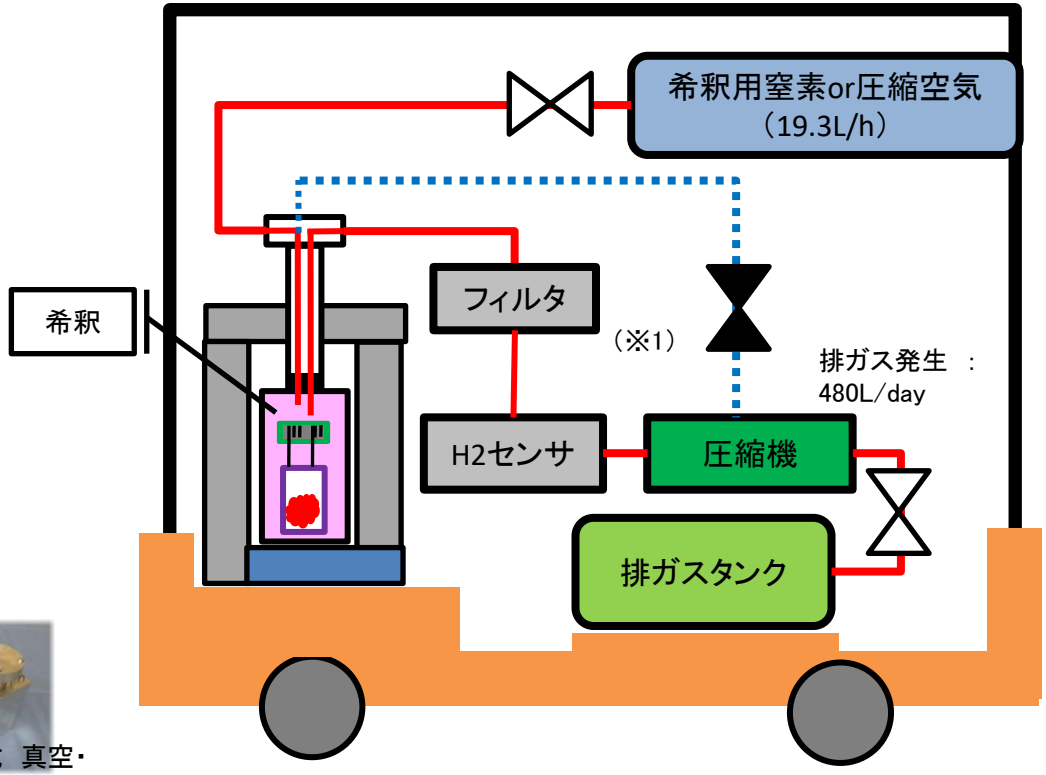
【安全設計方針】
1F構内移動時に行う本制御は通常作業フローに基づくリスク評価の中で、作業員被ばく／公衆被ばくに最も影響があると判断。レスキュー対応を含めた深層防護フローを深堀り検討した（次ページ以降）。

① 通常監視時



ピストン式 真空・
加圧気密コンプレッサー

② 水素発生時（希釈時）



※1：フィルタは高線量化を考慮して搬送装置本体内部への設置も検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／安全設計（深層防護フロー）

搬送装置内部は、燃料デブリ入りユニット缶を収納／扉を閉めた段階では、PCV内の環境条件と同じと仮定。
その後、燃料デブリからの水素発生に伴い、内圧と水素濃度が上昇する。

【内圧の変化に伴う搬送装置内部の物理的現象】

- 通常状態では、搬送装置内部は、負圧による動的バウンダリと、シール部バウンダリの2つを併せ持つ。
- 内圧が大気圧になると、動的バウンダリは消失する。シール部バウンダリは維持されるが、一定の漏えいが発生し、水素処理コンテナ内部が汚染される。
- 内圧1000Pa以上でシール部破損による予期せぬ箇所からの漏えいを防ぐために、搬送装置外へのベント処理を行う。

内圧[Pa(g)]	動的バウンダリ	シール部バウンダリ	放射性物質漏えい有無
0 未満	維持	維持	無し
0以上 1000未満	無し	維持	搬送装置外への 漏えいの可能性あり
1000以上	無し	無し （シール部破損回避の ためにベント）	ベントによって搬送装置外へ 漏えいが発生

⇨ 動的バウンダリ喪失となる内圧0～1000Paを事故へ至る過程状態と定義

【水素濃度の変化に伴う搬送装置内部の物理的現象】

- 搬送装置内部は空気雰囲気であるため、水素濃度4Vol%以上で水素爆発が起きる可能性が高まる。

水素濃度[Vol%]	水素爆発が起きる可能性
0以上、4未満	無し
4以上	可能性あり

⇨
- 水素爆発条件の定義が困難であることから濃度4Vol%未満に抑える要求を設定
- 市販水素センサの警報精度（±25%）を参考に事故へ至る過程状態を定義

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／安全設計（深層防護フロー）

- 深層防護フローでは、内圧と水素濃度の基準値をそれぞれ設けて、どちらかの条件を満たした場合はレベルを移行する
- 現在の水素発生量は保守的に設定しており内圧上昇速度が速い（10分で約300Pa上昇）。燃料デブリの性状把握に応じて本基準値を適宜見直す方針とした。今年度報告書にて、現時点での定量的評価結果を含む各種基準値設定の考え方をまとめる。

【水素濃度・内圧基準値に基づく深層防護レベル】

- 水素濃度0.7vol%以下、内圧−600Pa(g)以下を維持している場合はレベル1
  →水素濃度：測定誤差(+25%)を考慮して設定
  →内圧：−600→0Pa(g)への到達速度（約20分）を考慮
  →どちらかが超えた場合はレベル2へ移行

- レベル2は、水素処理機構の本機から予備機への配管切り替えでシームレスに遠隔操作

- 予備機への配管切り替え失敗、あるいは予備機の故障等で水素濃度3.0vol%以下、内圧 1000 Pa(g)以下を維持できない場合は、レベル3へ移行

【評価条件】
初期圧力　：−2000Pa(g)　装置内容積　：50L（※1）
水素発生量　：　0.5L/h　酸素発生量　：　0.25L/h
※1：タイプ1（内径200mm）ユニット缶に対応した場合

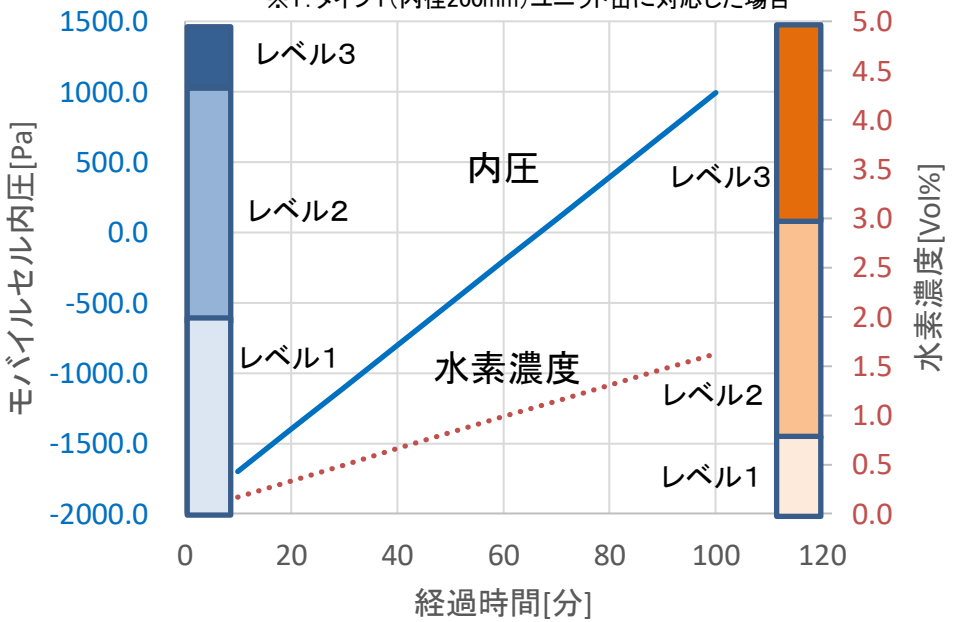


図. PCV内圧を−2000Pa(g)としたときの、搬送装置内部の圧力、水素濃度の時間変化

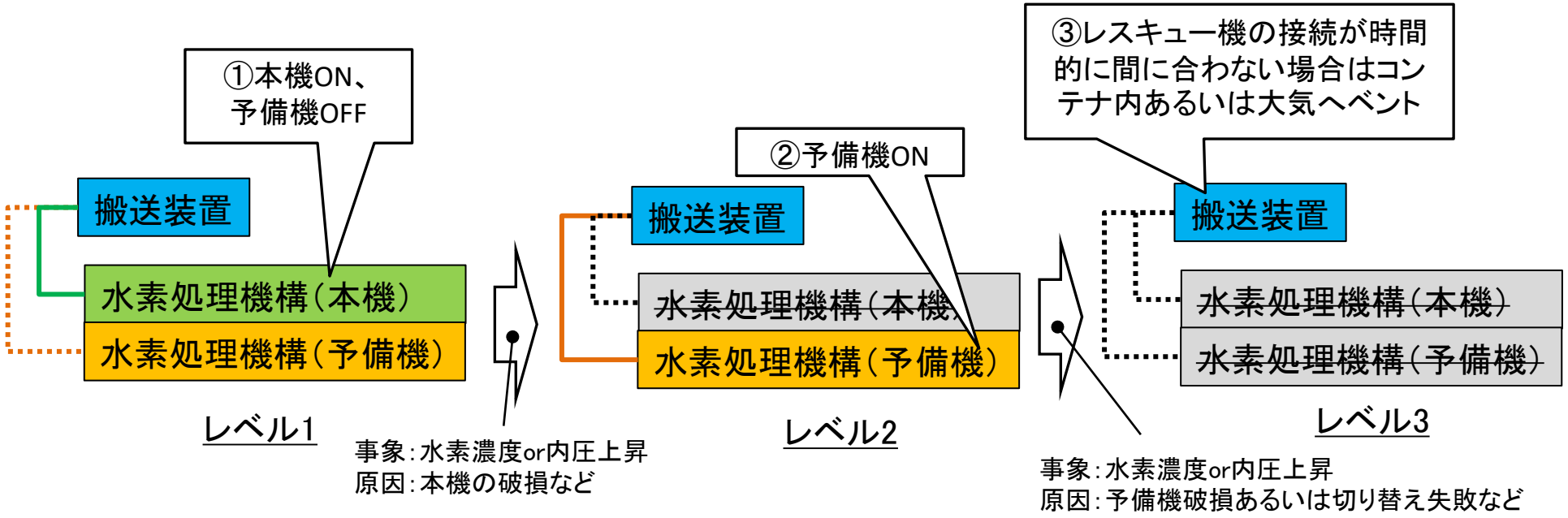
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法

■ 水素処理機構/安全設計(深層防護フロー)

- 水素処理機構は本機と予備機の2系統を1F構内移動中の搬送装置と接続(下図①と②)
  →全て遠隔作業で対応
- レベル3移行後は一次バウンダリを持つ緊急避難建屋へ避難開始。
  →移動時間が確保できない場合は水素処理コンテナ内もしくは大気にベントすることでレスキュー時間を確保(下図③)
- 緊急避難建屋への移動後は、ユニット缶回収/除染/機器メンテナンスを経て通常状態へ復旧
- レベル3では一部作業で作業員の介在が入る計画。このため、最も被ばく度合いが高い作業を選定し、リスク評価と被ばく評価を実施した(次ページ以降)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

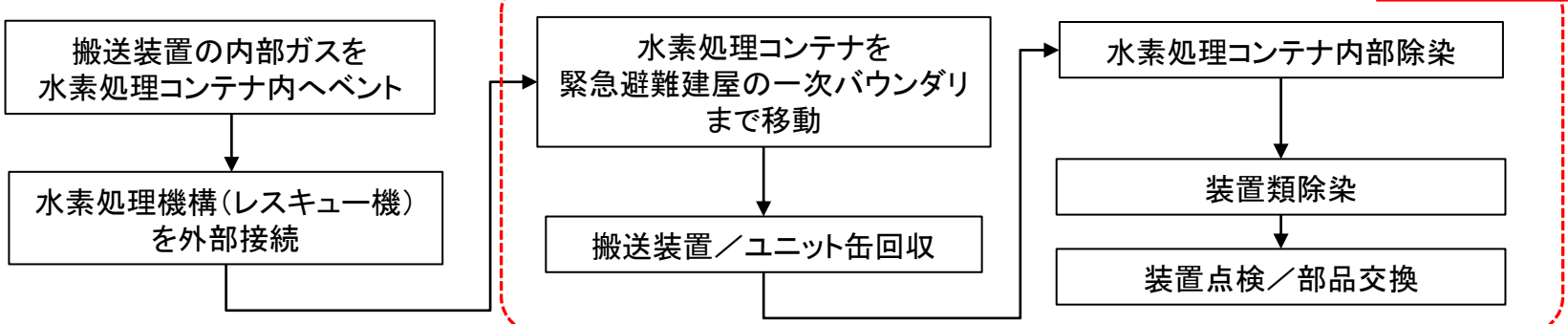
d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／安全設計（深層防護フロー）

● **レスキュー時のエラーモード分析（リスク評価）**

- 深層防護レベル3のうち、水素処理コンテナ内でのベント後のレスキューの中で作業員が最も被ばくリスクが高まる項目としてコンテナ内部除染を特定。
- コンテナ内部汚染環境および作業時間を仮定し、被ばく評価を実施した（次ページ）。

作業員が最も線源に接近する作業が含まれる
→リスク評価／被ばく評価を実施



作業フロー				発生事象（何が、どのような状態になるのか）	リスク要因		安全機能への波及								対策（予防or緩和）
							閉じ込め			遮へい	被ばく対象		臨界	水素爆発	
ID	STEP	作業項目	有人作業：○		ヒューマンエラー	機械的エラー	気相	液相	除熱		公衆被ばく	作業員被ばく			
3	c	コンテナ内部除染													
3-1	c - 1	コンテナ内部除染	○	作業員が過剰に被ばくする	---	B(ベント時のガスに混入した個体燃料デブリの機器付着)	A	---	---	A	---	A,B	---	---	(予防)ベントラインへフィルタ設置
3-2	↑	↑	--	↑	---	B(ベント時の放射性希ガスがコンテナ内に充満)	A	---	---	A	---	A,B	---	---	(予防)作業員アクセス前の十分なコンテナ内換気

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／安全設計（深層防護フロー）

● レスキュー時のエラーモード分析（作業員被ばく評価）

- 1台の水素処理コンテナのレスキューで174.8mSvの総被ばくを試算。
- 主な要因は水素処理コンテナを緊急避難建屋（一次バウンダリ内、C4M）に移動させた後の有人作業
  →汚染機器の取り出し作業とコンテナ内部の除染作業
- 作業員の1日の許容被ばく量を5mSvとした場合、35名が必要な見積もりとなる。合理的な被ばく量低減策が必要である一方、水素処理コンテナ内にベントした場合、汚染品は除却／廃棄する方針への切り替えも選択肢に加える必要性を確認。
- ハード設計においては、水素処理コンテナ内へのベントによる作業環境線量の適正化と、水素処理コンテナ内の取り付け部品点数の最適化の必要性を確認。

作業班	作業	エリア区分	直接／遠隔作業	有人作業時間 [min]	最低必要人数	環境線量 [mSv/h]	被ばく量 [人・mSv]	被ばく量小計 [人・mSv] ※1
移送班	水素処理コンテナ移動	構内	有人作業	60	3	0.01	0.03	0.03
緊急避難建屋内作業班	水素処理コンテナ　緊急避難建屋（一次バウンダリ内）退避	C3以下	一部有人作業（搬出容器非接近）	35	7	0.01	0.04	0.57
			一部有人作業（搬出容器接近）	45	7	0.1	0.53	
	水素処理コンテナ内除染	C4M	一部有人作業	240	4	10	160	174
		C4L	有人作業	120	7	1	14	
	装置点検／部品交換	C3以下	有人作業	180 (コンテナ内作業)	4	0.01	0.12	0.26
			有人作業	120 (機器動作確認)	7	0.01	0.14	
	合計			**2525**				**174.8　※1**

※1　計算表で端数の切り上げ／捨て処理を行っているため、小計／合計は完全に合致しない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／要素試験の計画

- 水素処理機構は将来的に要素試験が必要であることから、必要なインプットとアウトプットを整理した（下表参照）。
- 要素試験実施前に、空気の注入による希釈とポンプによるガス排出で水素濃度と内圧を監視・制御する原理の成立を確認する必要がある。小型ポンプを用いた予備試験でこれを確認した。

表. 要素試験で想定するインプット／アウトプット

ID	インプット（部材、環境）
1-1	机上検討で最適化したポンプ
1-2	搬送装置内容積を再現した模擬ユニット缶収納部
1-2	連続ガス処理を想定した模擬排ガスタンク
1-3	机上検討で設定した希釈ガス注入量
1-4	机上検討で設定した水素発生量
1-5	机上検討で設定した希釈モード開始値
1-6	机上検討で設定した搬送装置内部の負圧維持値
1-7	机上検討で設定した搬送装置内の雰囲気

ID	アウトプット①（試験生データ）
2-1	ポンプ稼働データ
2-2	摸擬ユニット缶収納部の水素濃度/圧力（時系列データ）
2-3	摸擬排ガス処理タンクの水素濃度/圧力（時系列データ）

ID	アウトプット②（設計および繰り返し試験への反映）
3-1	希釈モード開始値の決定
3-2	摸擬排ガスタンクの必要容積の決定
3-3	深層防護で設定したクライテリアの見直し
3-4	ポンプの仕様決定（扉部の要素試験と比較）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／原理成立確認のための予備的試験（試験概要）

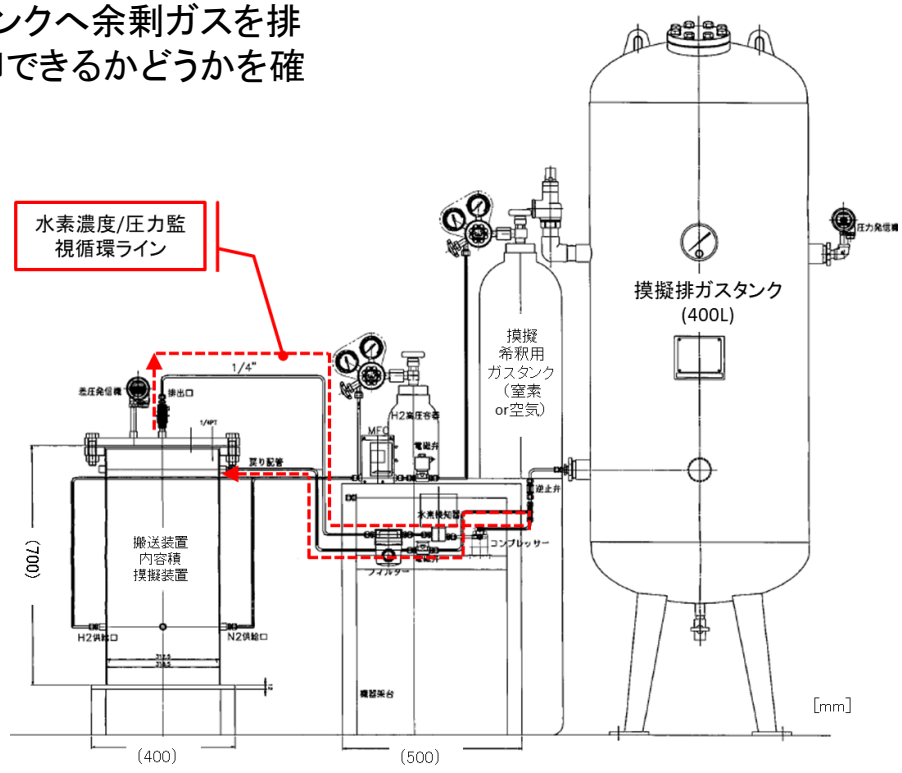
● 試験での確認項目

【水素濃度制御の成立性確認】
搬送装置の内容積を模擬したタンク（搬送装置模擬タンク）内の水素濃度を監視し、希釈により水素濃度を一定値に安定して制御できるかどうかを確認する。

【搬送装置内圧制御の成立性確認】
希釈によって搬送装置の内圧が上昇しないよう、排ガスタンクへ余剰ガスを排出し、搬送装置模擬タンクの内圧を一定値に安定して制御できるかどうかを確認する。

● 試験装置の構造

- 搬送装置模擬タンクに水素／空気を継続注入し、右図赤破線の閉ループにて水素濃度と圧力を監視。閉ループ内のガス循環はポンプで実施。
- 内圧制御のための排ガスタンクへの余剰ガス排出は、上記閉ループ上の電磁弁切り替えで実施。
- 搬送装置模擬タンク内の水素濃度は閉ループ上のセンサで監視、内圧は搬送装置模擬タンク直接取り付けたセンサで監視。



試験装置外観

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 水素処理機構／原理成立確認のための予備的試験（試験結果）

【試験条件】
湿度：90%以上
水素注入量：3 cc/min
希釈空気注入量：417 cc/min
余剰ガス排出タイミング：
タンク内圧−0.8 kPa(g)

【データ解説（図1）】
①水素濃度はほぼ一定値で安定している。プロット点の揺らぎはセンサ測定精度によるものと判断。

②時々刻々と上昇する圧力に対して、適宜排ガス処理を行い、負圧（インリーク状態）を維持。

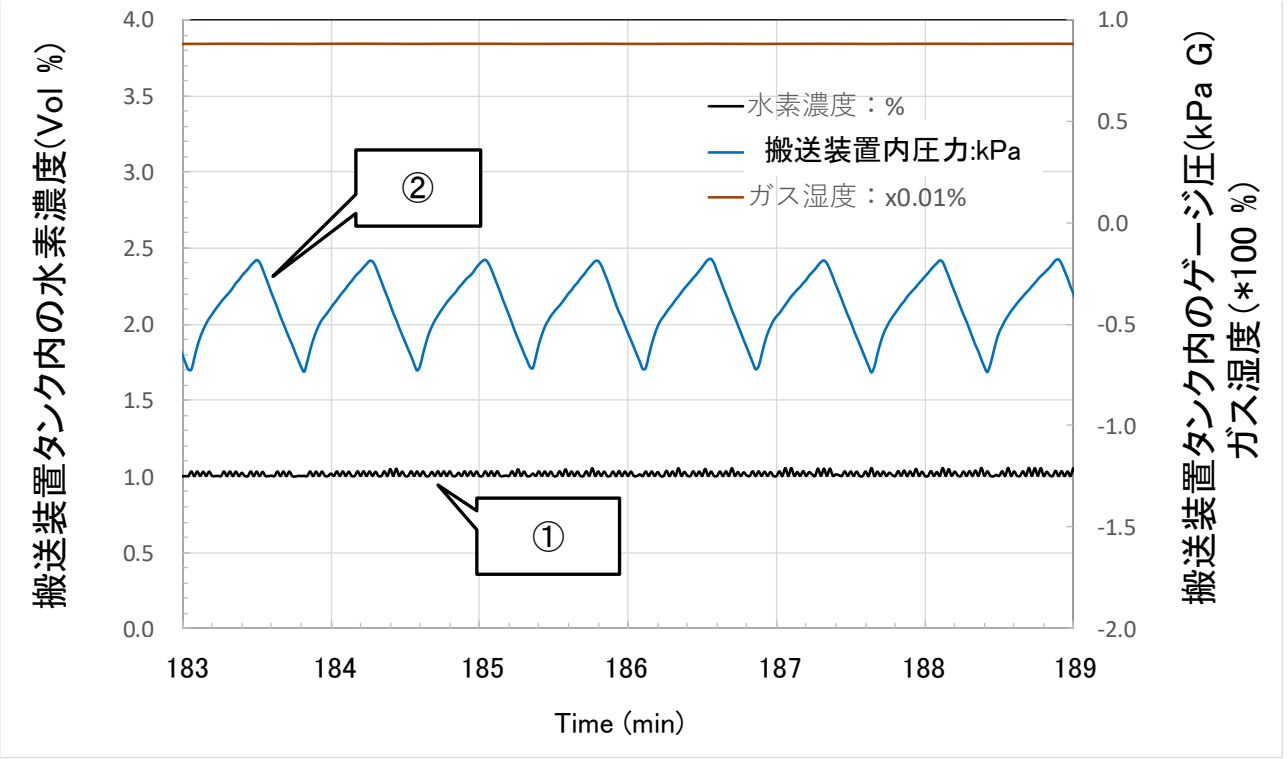


図1 搬送装置タンク内の水素濃度および内圧（ゲージ圧）

水素濃度と内圧の制御は可能であり、原理成立を確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 監視機能多様化／オブジェクティブツリー

- 燃料デブリ搬送装置の構内移送時における監視機能が多様化できるよう、オブジェクティブツリー（OT）を活用した見直し評価を実施した（※1）。

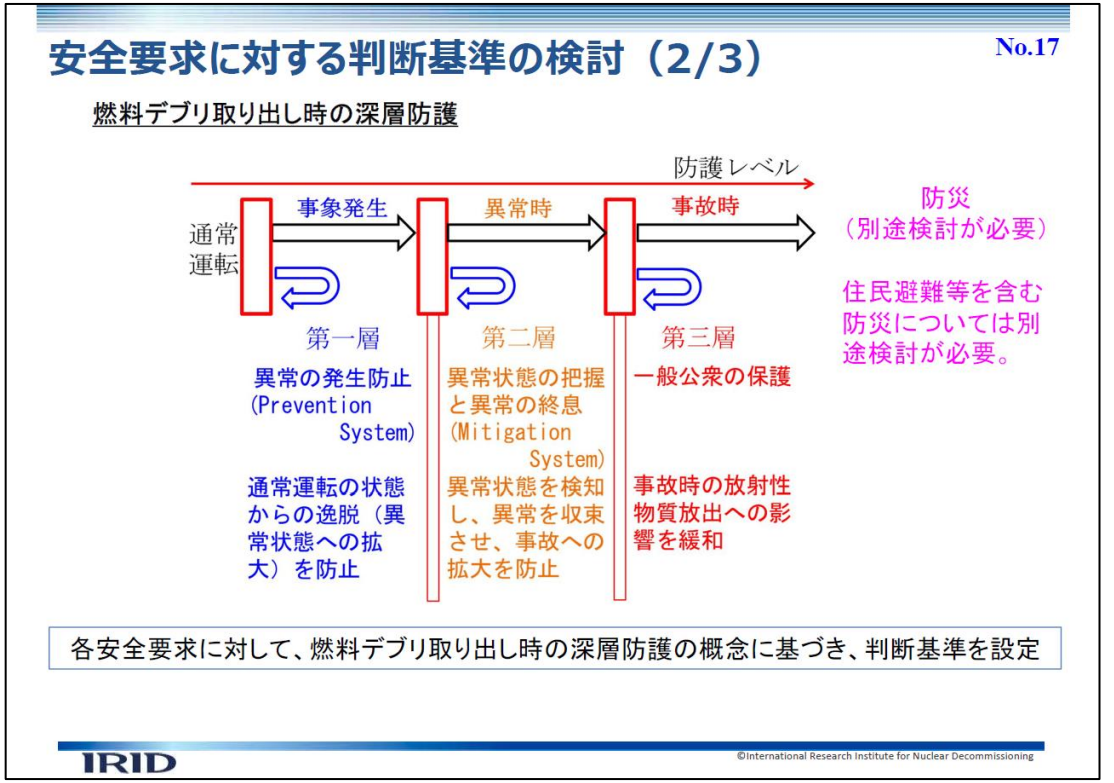
【前提条件】

- OTは深層防護レベル1～3ごとにそれぞれ展開する。深層防護の考え方は、過去の補助事業（※2）にて整理したもの（右図）を適用する。また、本評価では単一故障を前提に検討する。

- 現地適用にあたっては、作業員が誤った作業をしたまま次の作業に移ることの防止を目的とした監視策も必要。監視対象抽出のためには具体的な作業要領に基づく必要があるため、本評価からは除外する。

- 監視機能の二重化にあたってはそれに付随する電源二重化、本機との配線ライン区別化を前提とする。

- なお、事故状態から通常状態へ復帰する機能については、機器構造レベルで検討する必要があるため、本評価から除外する。（ただし、水素処理機構の安全評価にて事故状態からの復帰シーケンスは一例として別項目で検討（本資料／本項の「水素処理機構／安全設計」の説明ページを参照のこと）。



（※1）OTは監視のみに拘らず、全体作業ステップと全体システムに着目することが本来の活用法である。しかし、本件では「監視機能」の概念設計推進のために、所定の作業プロセスに対してOTを部分的に活用した。

（※2）平成28年度「燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業」

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

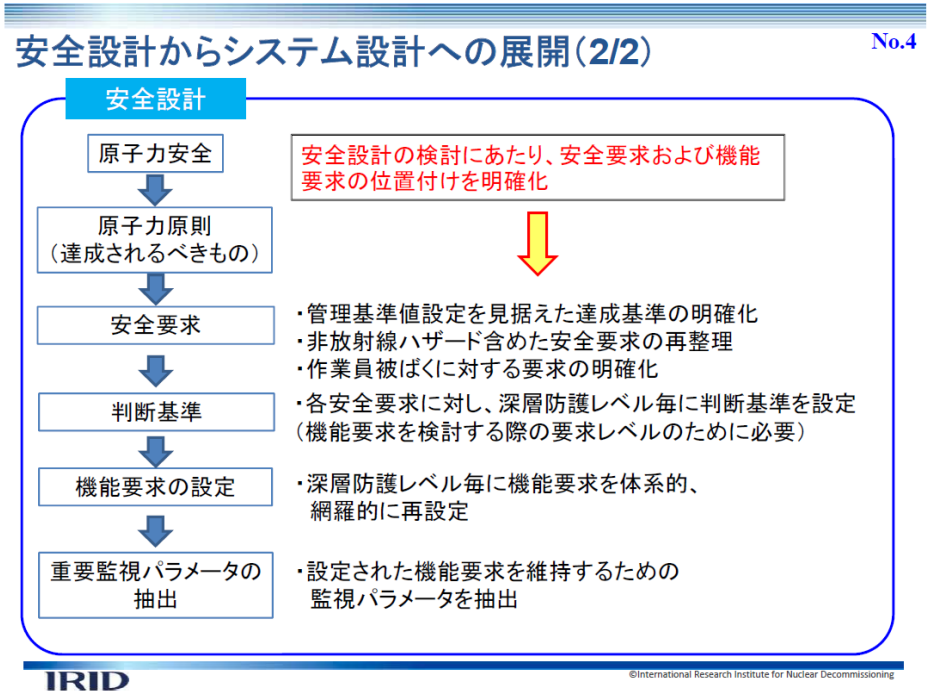
d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

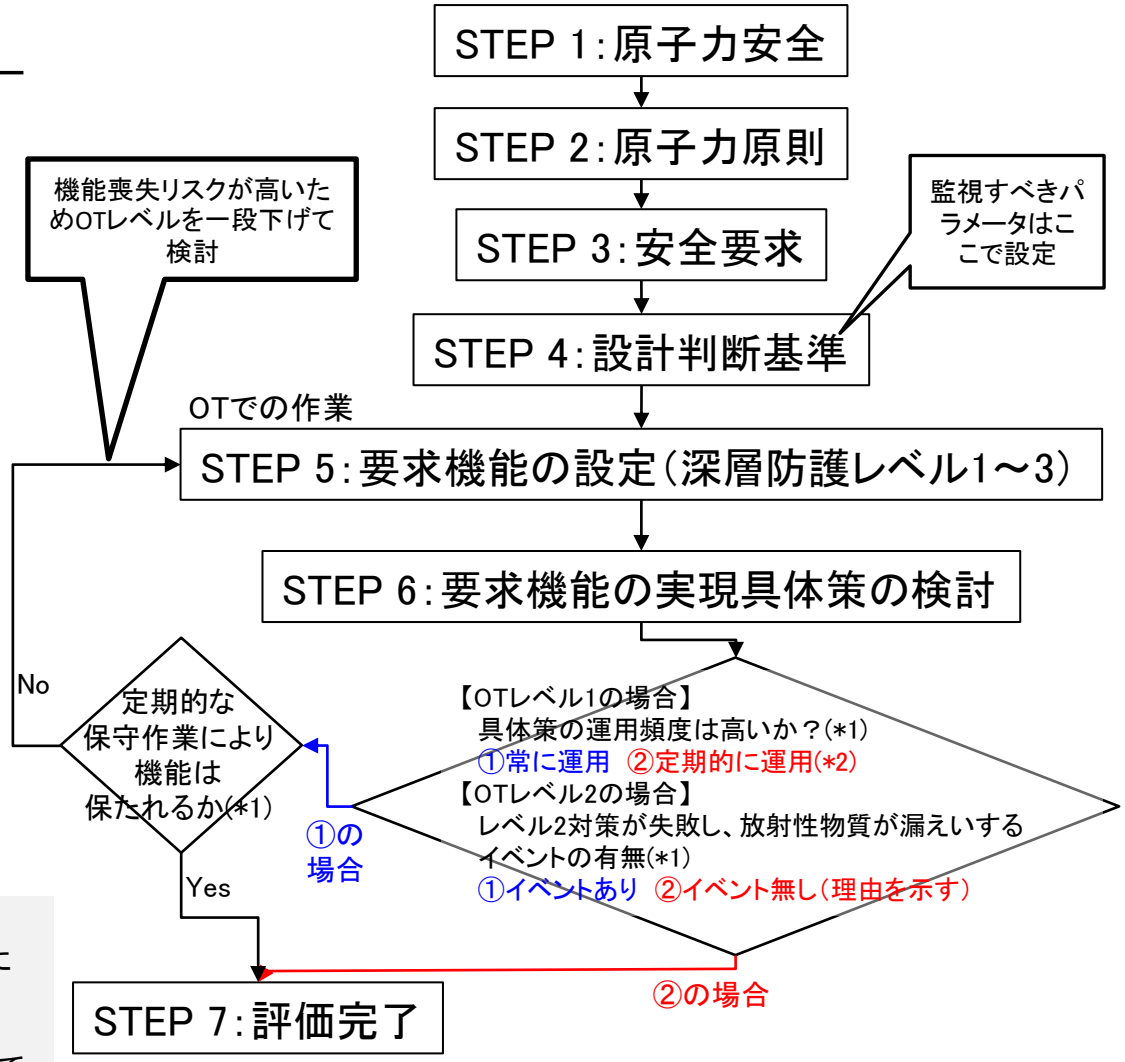
※1 平成28年度「燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業」

■ 監視機能多様化／オブジェクティブツリー

●評価フロー（全体概要）

過去の補助事業(※1)にて整理した安全設計フロー（下図）を基に、評価フロー（右図）を構築した。





(*1)本分岐フローの整合性について
STEP1～7の試運用を繰り返し、達成すべき目標との不整合が出た場合には都度フロー内容を修正し最適化させた
(*2)
レベル3で設定した監視機能(例. 緊急ベントなど)がレベル1の監視においても有効活用できる場合は、STEP7完了後に追加。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 監視機能多様化／オブジェクティブツリー

●評価フロー（STEP1～3：原子力安全→安全原則→安全要求）

原子力安全		安全原則（達成されるべきもの）		基本的安全要求	燃料デブリ搬送システムへの要求基本機能
人と環境を放射線リスクから防護する	公衆と環境を放射線リスクから防護する	放射性物質の過大な放出防止	放射性物質の閉じ込め	バウンダリによる放射性物質の閉じ込め	閉じ込め機能のうち、高圧破損防止機能
				炉内から取り出された放射性物質の移送容器による閉じ込め	
			放射性物質の異常な追加生成の防止	追加核分裂反応の防止	臨界防止機能 →ユニット缶の内径維持と移送前の軽量管理にて担保
				異常な加熱の防止	閉じ込め機能のうち、除熱機能
				切削による異常な放射性物質の拡散の防止	
			放射線による過大な被ばくの防止	外部被ばくに対する防護	密封容器外の汚染物質からの直接線に対する遮へい機能 →密封容器からの汚染物質放出による雰囲気線量上昇を考慮
		放射線による過大な被ばくの防止			密封容器からの直接線に対する遮へい機能
	作業員を放射線リスクから防護する	作業員の過大な被ばく・内部被ばくの防止 ・デブリ取り出し作業に必要な新規装置設置に伴う被ばく ・デブリ取り出し関連作業に伴う被ばく ・デブリ取り出し関連以外のサイト内作業員の被ばく		作業員の被ばく低減のための設計	遮へい、汚染・線量区分の適切な設定と被ばくを低減する遠隔保守および燃料デブリ構内移送動線とする。
				作業員の被ばく低減のための運転管理	被ばく低減のための運転方法、保守計画および作業管理とする。
	1F特有リスクから人と環境を防護する	滞留水素による火災・爆発の防止		水素爆発下限を維持するための水素濃度あるいは酸素濃度の管理	閉じ込め機能のうち、水素爆発防止機能 →水素爆発による密閉境界破損に伴う閉じ込め機能喪失を想定

本来OTで検討対象に入れるべき項目であるが監視機能に特化させるために除外した

上記の赤色ハッチング部の要求基本機能を組み合わせてOTのトップ事象を決定する

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

(*)平成28年度「燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業」に基づき設定

d. ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法

■ 監視機能多様化／オブジェクティブツリー　●評価フロー（STEP 4：設計判断基準）

- 燃料デブリ搬送装置の構造設計を進めるための判断基準として、各機能における通常／異常／事故状態を定義
  注記：検討漏れを防ぐために監視に直接関与しない基準も含む
- OTで抽出する異常／事故発生メカニズムごとにさらに詳細に個別設定する。

本機能の喪失をOTのトップ事象に据える

本機能の喪失をOTのトップ事象に据える

安全原則	要求基本機能		レベル1（通常状態）	レベル2（異常状態）	レベル3（事故状態）	設定根拠
放射性物質の過大な放出防止	閉じ込め機能	高圧破損防止機能	-600 Pa(g)以下	1000 Pa(g)以下	公衆被ばく5mSv/事象(*)	燃料デブリからの水素と酸素発生速度から決定
			放射性物質は閉じこめられている	放射性物質は閉じこめられている	搬送装置シール部から放射性物質が漏えいする	
		除熱機能	50度未満（PCV内の最高温度）	100度未満（ゴムシール耐熱限界温度）	公衆被ばく5mSv/事象(*)	ゴム製シール部が閉じ込め機能喪失に影響するとして仮設定
			放射性物質は閉じこめられている	放射性物質は閉じこめられている	搬送装置シール部から放射性物質が漏えいする	
		水素爆発防止機能	0.7 Vol%以下	3.0 Vol%以下	3.0 Vol%より上	・燃料デブリからの水素発生速度と一般的な水素濃度監視センサの測定誤差から決定
			水素爆発しない	水素爆発しない	水素爆発しない（軽水炉事業の考え方を踏襲し、爆発の有無関わらず水素濃度4Vol%未満に抑える要求を設定）	
	遮へい機能	密閉容器外の汚染物質からの直接線	---（閉じ込め機能にて担保）	---（閉じ込め機能にて担保）	公衆被ばく5mSv/事象(*)	レベル3は放射性物質漏えいによる周辺線量の上昇を想定
			放射性物質漏えいなし	放射性物質漏えいなし	一次バウンダリから放射性物質漏えいあり	
放射線による過大な被ばくの防止		密封容器からの直接線	装置表面から1mの箇所で0.1 mSv/h以下	作業員被ばく 20 mSv/年(*)	作業員被ばく100mSv/事象(*)	搬送装置の規模から露出した密封容器によるスカイシャイン影響より、直接線による作業員被ばくが顕著と判断
			密閉容器の露出無し	密封容器が一部露出	密封容器が大幅に露出	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 監視機能多様化／オブジェクティブツリー

●まとめ

安全原則	要求基本機能			レベル1（通常状態）	レベル2（異常状態）	レベル3（事故状態）
放射性物質の過大な放出防止	閉じ込め機能	内圧破損防止機能	基準	-600 Pa(g)以下	1000 Pa(g)以下	公衆被ばく5mSv以下
			具体策	・水素処理機構によるガス排出	・水素処理機構の予備機	・水素処理コンテナ内への緊急ベント
			監視	・（直接監視）圧力センサ ・（間接監視）水素濃度センサなど	・圧力センサ二重化 ・水素処理機構予備機の起動監視センサ	・緊急ベント動作信号 ・コンテナ内の線量＆ダストモニタ
		除熱機能	基準	50度未満（PCV内の最高温度）	100度未満（ゴムシール耐熱限界温度）	公衆被ばく5mSv以下
			具体策	・フィン放熱	・水素処理機構によるガス循環	・水素処理コンテナによる閉じこめ
			監視	・（直接監視）温度センサ ・（間接監視）サーモカメラ	・温度センサ二重化 ・水素処理機構の起動監視センサ	・コンテナ内の線量モニタ ・コンテナ内のダストモニタ
		水素爆発防止機能	基準	0.7 Vol%以下	3.0 Vol%以下	3.0 Vol%より上
			具体策	・水素処理機構による希釈ガス	・水素処理機構の予備機	・水素処理コンテナ内への緊急ベント
			監視	・（直接監視）水素濃度センサ ・（間接監視）圧力センサなど	・水素濃度センサ二重化 ・水素処理機構予備機の起動監視センサ	・緊急ベント動作信号 ・コンテナ内の水素濃度監視センサ
	遮へい機能	密閉容器からの放射性物質漏えい	基準	---（閉じ込め機能にて担保）	---（閉じ込め機能にて担保）	公衆被ばく5mSv以下
			具体策	---	---	・水素処理コンテナによる閉じこめ
			監視	---	---	・コンテナ内の線量モニタ ・コンテナ内のダストモニタ
放射線による過大な被ばくの防止		密封容器からの直接線	基準	装置表面から1mの箇所で0.1 mSv/h以下	作業員被ばく20 mSv/年	作業員被ばく100mSv/事象
			具体策	・吊り上げクレーン二重ロック（落下防止） ・二重吊りワイヤ（落下防止）	・緩衝材 ・遮へい部大破損を防ぐ吊り上げ高さ	・無人作業化による作業員接近防止 ・水素処理コンテナによる距離減衰
			監視	・監視カメラ	・監視カメラ ・インターロック	・コンテナ内の線量モニタ

センサの故障モードも想定した上で監視機能の多様化整理が完了。

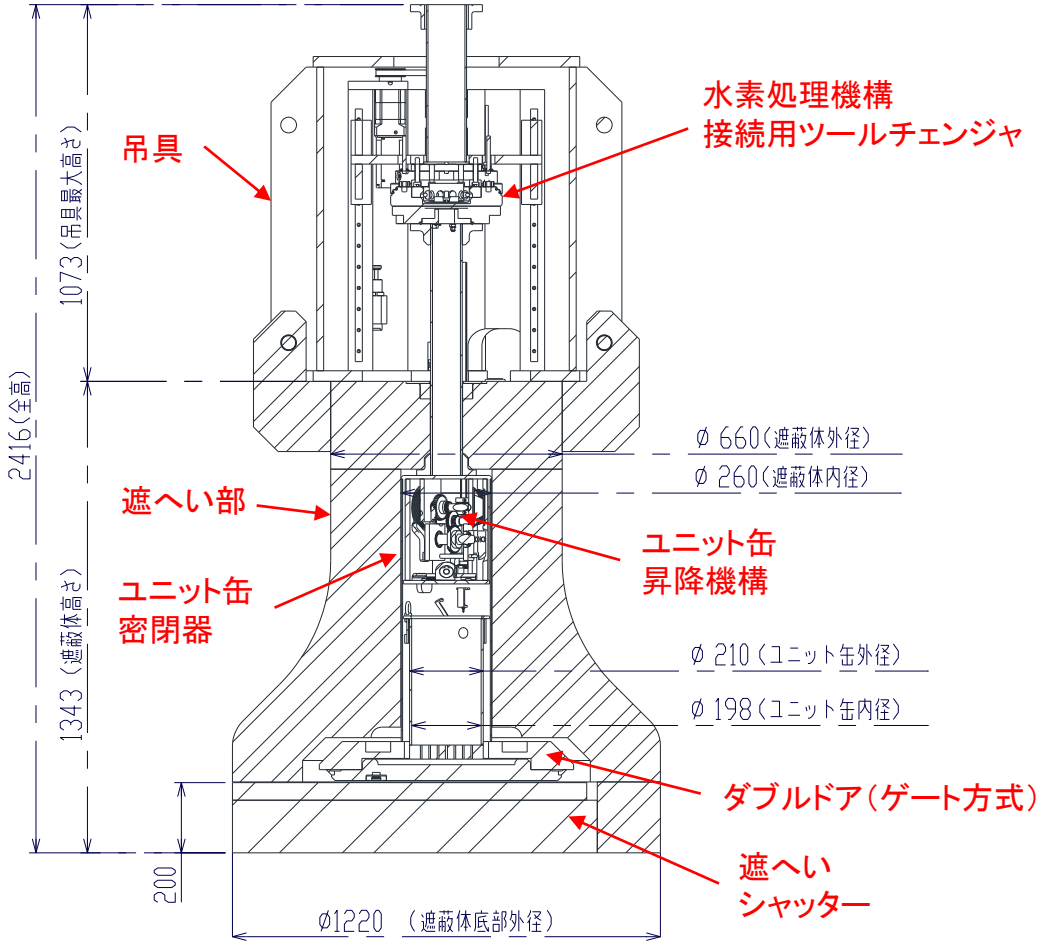
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

■ 各検討結果に基づく燃料デブリ搬送装置の構造

- 燃料デブリ搬送装置（小型ユニット缶対応版）の外形構造を示す。除染性を高めるため外殻は滑らかな形状とした。
- 重量は約6.3 ton（吊具を除く）となり、設計目標10 ton以内を達成。



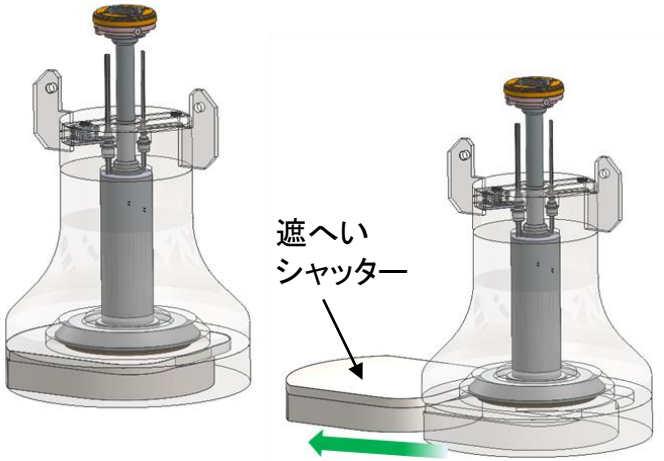


図. 遮へいシャッター開閉シーケンス

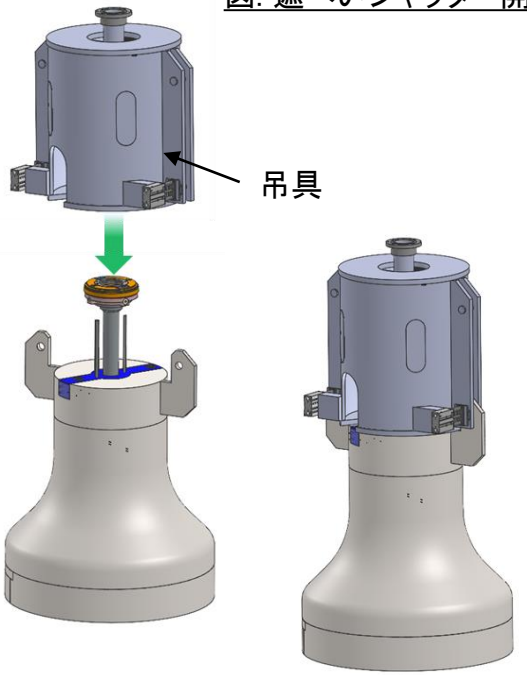


図. 吊具取り付けシーケンス

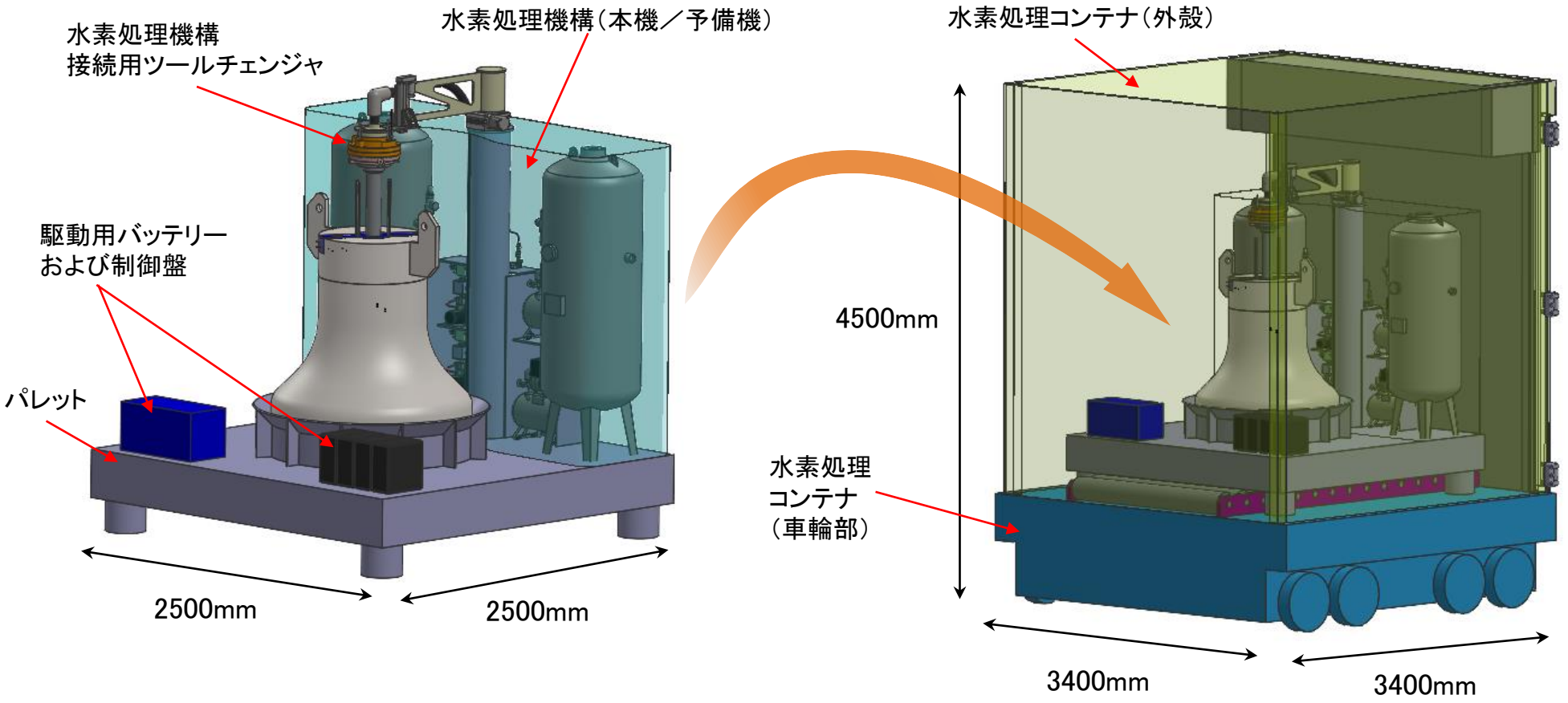
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法

■ 各検討結果に基づく燃料デブリ搬送装置の構造

- 建屋内移動を補助するパレット(水素処理機構搭載)と構内移送時の水素処理コンテナの外形構造を示す。
- 水素処理コンテナはレール上を車輪移動してトラック荷台に自力移動し、固定した後に車両移送される。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7.本事業の実施内容【1)②干渉物撤去以外の技術の開発】

d. ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法

スループットの試算結果は、現時点での評価値であり、今後変更があります。

■ まとめ（本プロジェクトでの活動の総括と将来的な課題）

燃料デブリをユニット缶状態で搬送する装置の成立見込みを得るための検討を行った。基礎データは概念検討フェーズで得る基礎データ1と、今後基本設計に向けて得ていくべき基礎データ2がある。本プロジェクトでは基礎データ1を取得した。

検討項目		基礎データ1 （概念の根本的な成立性を確認するためのデータ）	基礎データ2（基礎データ1と基本設計に絡めつつ今後得ていくべきもの）
安全要求に基づく設計仕様と設計目標の検討	全体	・適応すべき法規制を調査抽出し、それに基づく安全要求を整理 ・各機能の担保を監視する機能を整理	・規制との対話を行うための前提条件（対応すべきリスク等）の整理 ・監視機能実現に向けた監視環境の詳細評価
	閉じ込め機能	重要開発項目として、機能別ダブルドアを3種類の構造概念を検討。運用作業ステップに基づくリスク評価を行い、将来的に行うべき要素試験項目を抽出	基本設計を見越した3種類のダブルドアの絞り込み検討。それに資する要素試験データ。
	遮へい機能	数値計算による遮へい評価を行い、設計基準を満たす遮へい厚を設定	基本設計を見越した数値計算による詳細な評価。
	除熱機能	数値計算による除熱評価を行い、設計基準を満たすことを確認	
	臨界防止機能	収納缶PJの評価条件を参考に、数値計算による臨界評価を行い、設計基準を満たす形状寸法を設定	
	水素爆発防止機能	重要開発項目として希釈による水素爆発防止機構の構造概念を検討。運用作業ステップに基づくリスク評価を行い、将来的に行うべき要素試験項目を抽出	基本設計を見越した水素処理機構の実力確認要素試験。収納缶PJにて検討する触媒方式の併用検討。
作業員安全		・通常／メンテナンス作業ステップを策定し、ステップ毎に応じたリスク評価と被ばく評価を実施。作業成立のために必要人員数を確認。 ・1F構内移送中の圧力上昇に伴う閉じ込め機能喪失リスクをモデルに、事故復旧シーケンスを検討。作業員介在条件と作業ステップを定義し、リスク評価と被ばく評価を実施。作業成立のために必要人員数を確認。	各装置／設備の構造変更に伴う作業ステップとリスク評価の定期的な見直し。
ハード設計上の要求		燃料デブリ取り出し装置との取り合い条件を検討。双方干渉しないための寸法／構造条件を整理。	
取り扱い要求	メンテナンス性	メンテナンス難度が最も高いPCV雰囲気に設置するダブルドアのメンテナンス方策を検討。メンテナンス性に特化したダブルドアの構造概念を検討。	基本設計を見越したダブルドアのメンテナンスシステム実力確認要素試験。
	スループット	設備配置に基づく作業工程表から燃料デブリ搬出能力を評価。夜間に10基の搬送装置を搬出できる見込みを得た。	各装置／設備の構造変更に伴う定期的な見直し。トラブル対応性の向上、さらなるスループット向上に向けた設備構造の検討。

7. 本事業の実施内容

２） 燃料デブリ取り扱い技術の開発

（ｉ）燃料デブリ回収・収納システムの技術開発

PCV内にはRPV内の溶融損傷燃料に加えて、ペデスタル底部等の構造物上の様々な場所に堆積する燃料デブリが多様な状態（ルース燃料デブリ、汚泥状、微細（粉）燃料デブリ、破砕/切削等の加工による燃料デブリ等）で存在する。燃料デブリ取り出しを効率化するために、燃料デブリの状態に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発し、必要に応じ要素試験を実施し成立性を確認する。
要素試験では、回収効率を評価するデータ等を取得し、燃料デブリの場所、状態を考慮した燃料デブリ取り出し効率の評価に役立てる。また、取り出し効率を高める収納方法、システムについて、安全確保と現場適用性を考慮した概念検討を行う。
主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a. <u>粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発。</u>

・PCV水位（水中、低水位、気中）に分けて検討し、対応方針を策定。

・粒状燃料デブリの捕集量を向上するためのセパレータ構造を検討。

・粒状燃料デブリ吸引回収システムに適したポンプストレーナ形状を検討。

b. <u>燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発。</u>

・燃料デブリの分布状態を推定分類。状態ごとに加工回収法を立案。

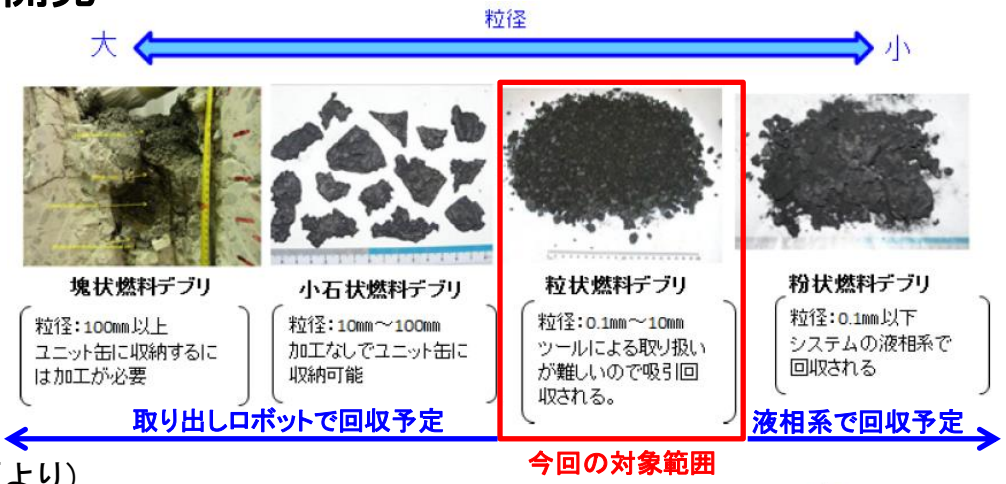
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

- 粒状燃料デブリ吸引回収システムの開発の目的
  - ➢ 取り出しロボットや液相系で回収困難な粒状燃料デブリを、効率よく回収することを目的として粒状燃料デブリ吸引回収システムを開発する。

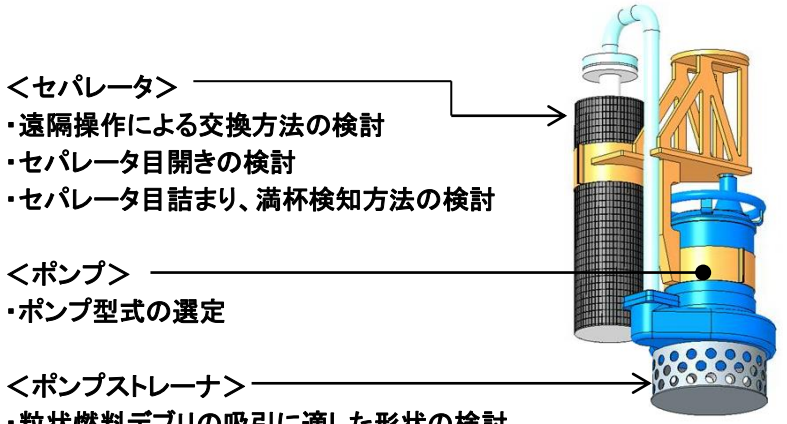
- 解決すべき課題
  - ➢ 1F環境を想定した、仕様、装備、保守、運用性等の具体化。



- 開発の進め方（前期補助事業にて抽出した主要課題より）
  - a) 本システムに適したポンプストレーナ形状の検討
  - b) ユニット缶（セパレータ）※の満杯検知方法の検討
  - c) ユニット缶（セパレータ）※の交換方法の検討
  - d) 気中からの吸引☆に適したポンプ型式の検討
    （水中からの吸引ポンプ型式は検討済）

  ☆気中からの吸引とは、「低水位及び気中（湿潤環境）」と定義する。

  上記の結果を踏まえ、要素試験を実施し、システムの成立性を検討する。



粒状燃料デブリ吸引回収システム　検討課題

- 得られる成果
  - ➢ 1F環境に適した粒状燃料デブリ吸引回収システムの具体化した仕様。

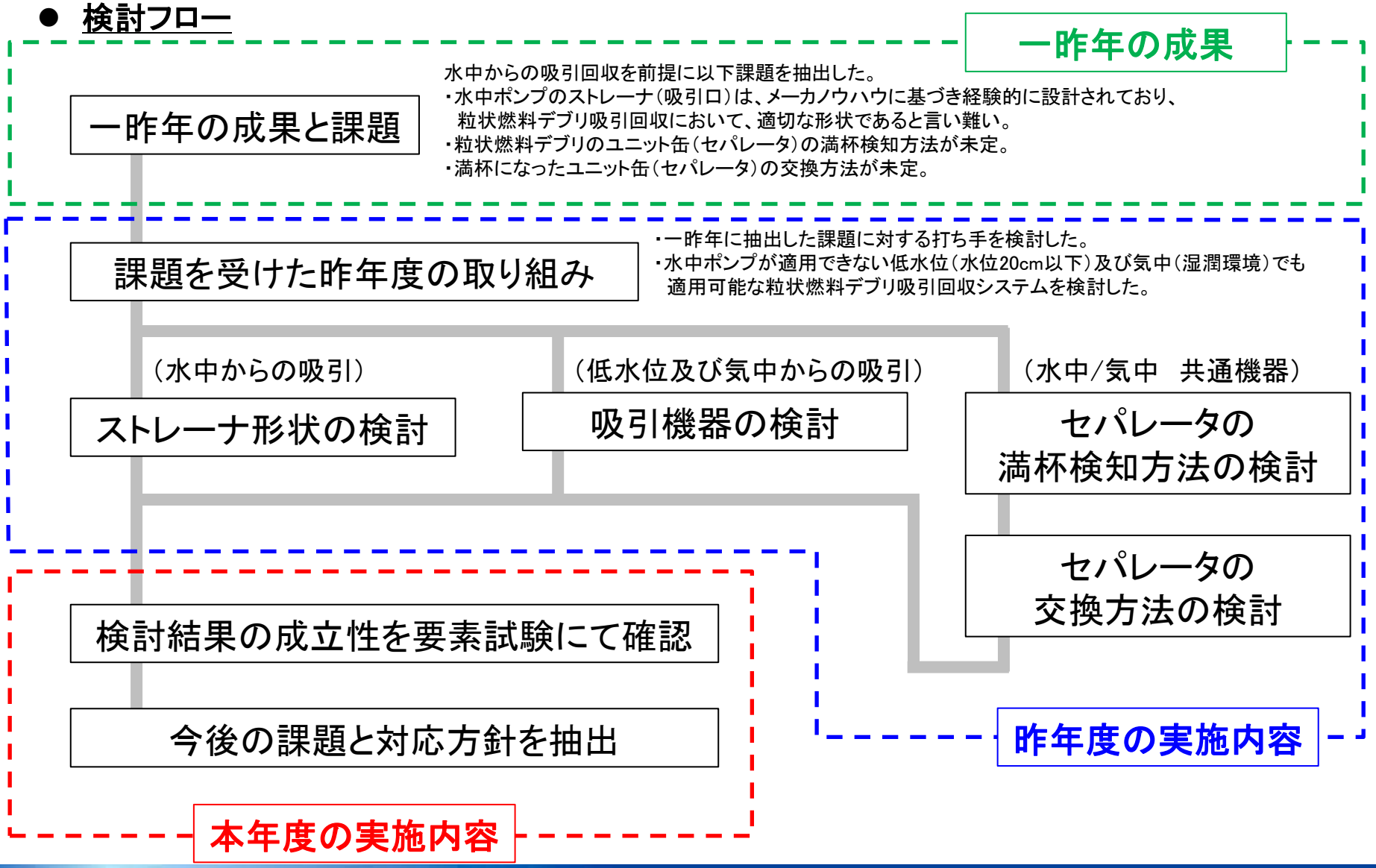
※ユニット缶（セパレータ）
本システムでのユニット缶は、周囲の媒体と共に移送された粒状燃料デブリを分離・捕集することから、ここでは分離装置（セパレータ）と呼ぶ。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

● 検討フロー



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

■ 開発工程

【凡例】計画: 実績:

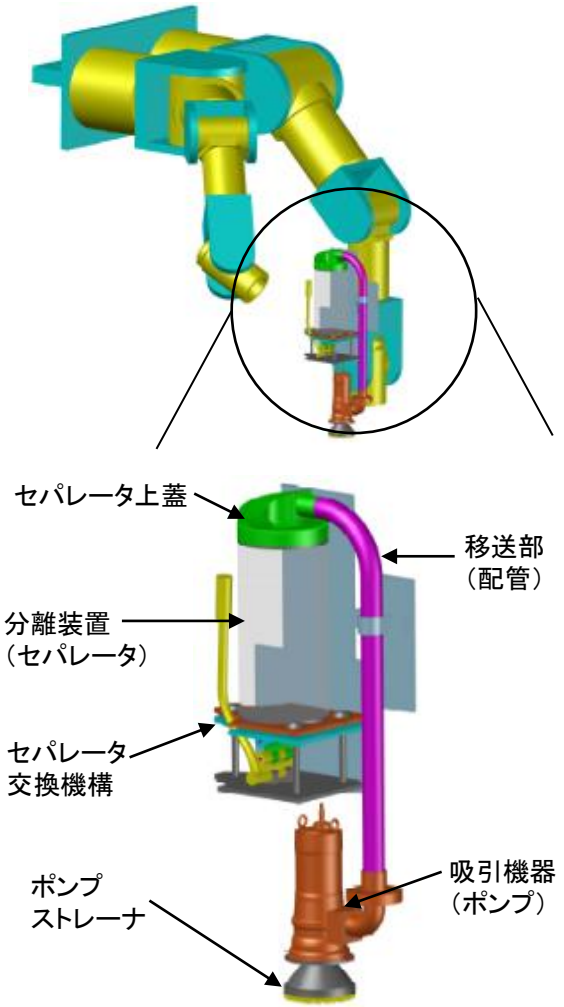
検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン						中間報告 ▼						年度報告 ▼							中間報告 ▼					最終報告 ▼
1. 技術調査/概念検討																								
2. 試験計画/試験装置試作																								
3. 要素試験																								
4. まとめ																								
備 考																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

- **検討の前提条件**
  - 燃料デブリの回収は、回収に適したツールに適宜切り替え、場所を移動しながら進める方式を主案として検討している。粒状燃料デブリ吸引回収システムにおいても、他ツールとの切り替え性を考慮し、取り出しロボット先端に設置できるよう、本システムはコンパクトかつ軽量であること。
  - 粒状燃料デブリの吸引回収速度は、100kg/h以上であること。（100kg/h未満の場合、取り出しロボットによる“掬う”方法より優位性なくなるため）
  - 粒状燃料デブリを収納したセパレータは、塊状燃料デブリや小石状燃料デブリと同様、固定レール上の台車に搭載し、セルに搬出する。
  - 粒状燃料デブリ吸引回収システムの保守は、セル内のマニピュレータにて行う。
- **開発目標**
  - 炉底部に存在すると考えられる粒状燃料デブリ（0.1mm～10mm）を効率的に回収する吸引回収システムの開発



取り出しロボット搭載例
イメージ図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

a)課題と対応方針

(1)PCV水位に対する対応方針

- 一昨年の概念検討では、水位の低い2号機を想定し、吸引機器として水中ポンプを選定した。
- 一方、水位の高い1号機や3号機は、PCV耐震性等の問題から、極力水位を下げる方針となった。
- 水位が低下しても対応できるよう、水中(水位20cm以上)、低水位(水位20cm以下)、気中(湿潤環境)に分けてそれぞれ検討する。

(2)セパレータ

- 粒状燃料デブリの捕集量を向上するためのセパレータ構造を検討する。
- セパレータの交換タイミングを検知するため、遠隔でセパレータの満杯を検知する方法を検討する。
- 遠隔操作で満杯となったセパレータを交換する必要があるので、容易にセパレータが交換できる 方法を検討する。

(3)吸引機器のストレーナ構造

- 右下図に示す市販の水中ポンプには、偶発的に吸引された固形物によって、水中ポンプが閉塞しないよう、ストレーナが設けられている。
- 一方、粒状燃料デブリ吸引回収システムは、偶発的に固形物を吸引するのではなく、積極的に粒子を吸引し移送することが求められる。
- 本システムに求められるストレーナの機能は、市販の水中ポンプのストレーナと異なるので、そのまま適用することは困難。
- 従って、本システムに適したストレーナ構造を検討する。



水中ポンプのストレーナ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

b) 検討結果

(1)PCV水位に対する対応方針結果

粒状燃料デブリ吸引回収システムの吸引機器は、
- コンパクトかつ軽量であり、取り出しロボットに搭載可能。
- 固形物の吸引、移送も可能。

を満たし、かつ適用環境(水中及び低水位、気中)にマッチした、以下ポンプを選定した。

①水中からの吸引(水深20cm以上)
- 目的とする粒子を移送できる流速(水)が確保できる水中ポンプを選定。
- 但し、水中ポンプを使用した吸引にはある程度の水深(20cm程度)が必要。

②低水位からの吸引(水深20cm以下)
- 水位に関係なく粒子の吸引、搬送が可能なエジェクターポンプを選定。
- 但し、吸引水量が少ないため、吸引回収速度が小さく、適用範囲が限定される。
- PCVへの排気風量は、駆動源である圧縮エア分(約60m^3/h)のみ。

③気中からの吸引
- 目的とする粒子を移送できる流速(空気)が確保できるエジェクターポンプを選定。
- 但し、周囲の空気(約400Nm^3/h)を吸引して排気するため、排気風量(約460Nm^3/h)が大きい。

③の気中からの吸引は、PCVへの排気風量が約460Nm^3/hと大きく(レーザー切断時のアシストガス量の約44倍、排気速度は約80m/sの見込み)、ダスト状デブリの飛散が懸念され、気相システム側への負荷が大幅に増大すると考えられる。しかし、代替手段として、燃料デブリを取り出しロボットから“掬う”方法等が考えられるため、今回の検討対象から除外する。
また、低水位からの吸引の課題は、水中からの吸引の課題に包含されるので、水中/低水位からの吸引の切り替えは、吸引機器のみの交換で対応可能。(配管やセパレータの共用化が可能)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

b) 検討結果

(2)セパレータ検討結果

➢ 捕集量向上のための構造検討

- セパレータの流入水量が多い場合や、セパレータが目詰まりした場合、排水が追い付かず、早期にセパレータ上部よりオーバーフロー(満杯の誤検知)し、充てん率(捕集量)が低下する。
- よって、セパレータがデブリで満たされるまでの間、セパレータの排水性を維持することが重要となる。
- セパレータの排水性を維持し、デブリを上手くセパレータに捕集する構造の検討結果を以下に示す。

① 水切り性を考慮し、側面及び底面を金網で構成する。

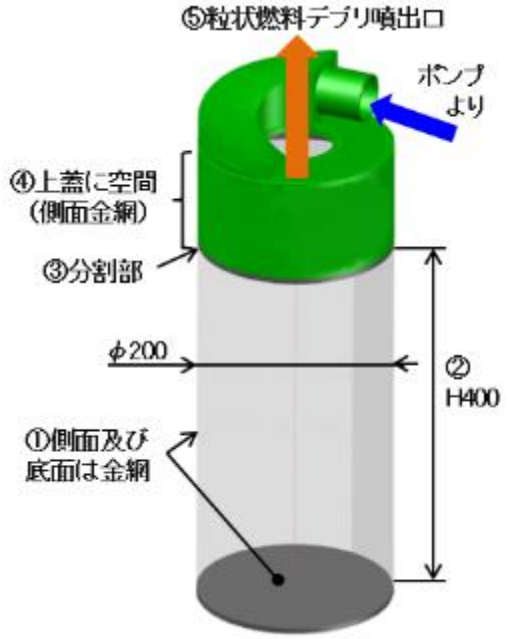
② セパレータが満杯になった際の交換による作業時間を低減するため、高さを400mmとし捕集量を増やす。

③ 廃棄物量低減のため、上部蓋とセパレータは分割できる構造とし、φ200×H400の容器(セパレータ)のみ交換する。

④ セパレータの排水が間に合わず、セパレータがオーバーフロー(満杯の誤検知)するのを防ぐため、セパレータ上蓋の側面を高くし、また金網で構成し、セパレータ上部から噴出する水のタイミングを遅らせ、粒子捕集量を大きくする。

⑤ 満杯となった際の粒状燃料デブリの噴出口は、流速が低減される中央部から噴出する構造とする。

検討したセパレータの有効性を確認するため、要素試験で検証する。



セパレータ構造
検討結果(イメージ図)

セパレータについては、寸法上の制約があるため、複雑な構造を採用で出来ず、コンパクトかつシンプルな構造で、効率的に燃料デブリを捕集する機能が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

b) 検討結果

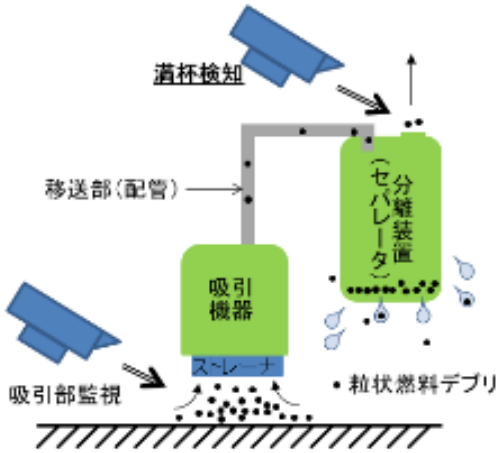
(2)セパレータ検討結果

➢ 満杯検知方法

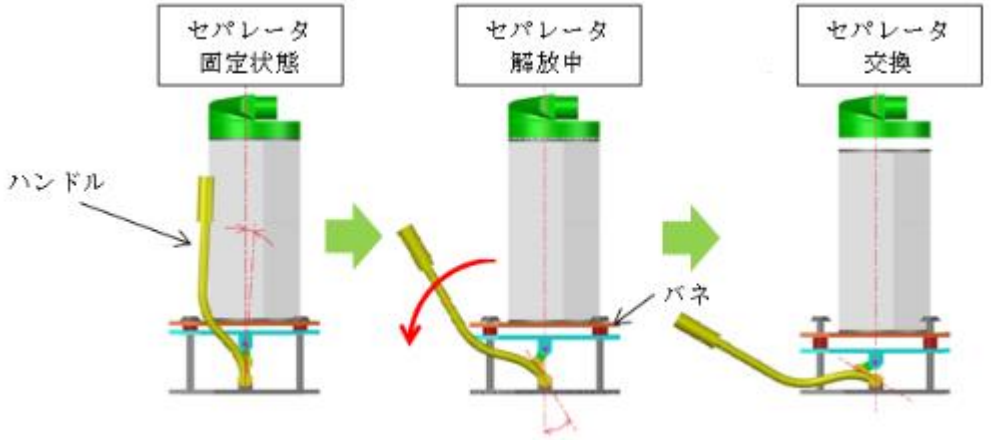
- ロードセル等でセパレータの質量を測定する方法は、回収する粒子の質量が一定でないため、質量を計測する方法による満杯検知は、困難と判断。
- ポンプの吐出圧や流量の変化等を測定し、満杯を検知する方法は、直接的でなく間接的に満杯を検知する方法なので、誤検知や正確性に課題が残る。
- そこで、監視用に取り出しロボットに搭載されるカメラで、直接的に満杯検知を行う方法を検討した。
- セパレータ上部に孔を開け、セパレータが燃料デブリで満杯になった際、セパレータ上部孔より燃料デブリが噴出すると考えられるので、これをカメラで監視する方法を考案した(左下図)。

➢ セパレータ交換方法

遠隔操作で容易に交換できる構造として、トグル機構+バネによるワンタッチ取付/取外し機構を考案した。
なお、ハンドルはイメージ(右下図)で、取り出しロボットに適したアタッチメントとする。



セパレーター満杯検知方法 イメージ図



セパレーター交換機構案 イメージ図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

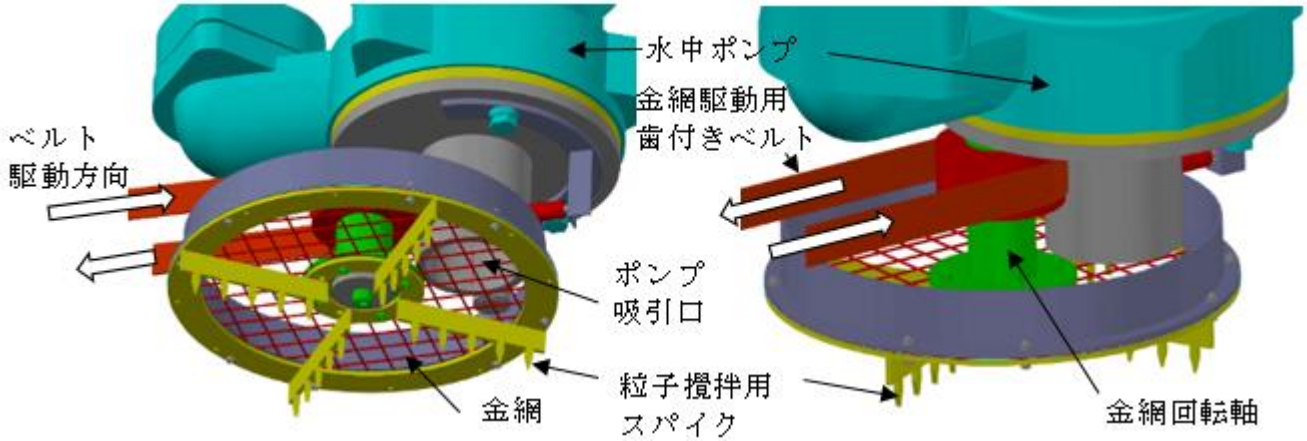
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

b) 検討結果

(3)ストレーナ検討結果

- PCVに存在するデブリは、密度やサイズが一様でなく、吸引回収に必要な流速は、比重の大きい二酸化ウラン(粒径10mm)の終末沈降速度を前提に設定することとなる。
- 設定した吸引流速では、コンクリート粒子のような比重の小さい場合に対して大きすぎるため、水中ポンプを閉塞させるような大きい粒子を吸引する可能性があるが、市販の水中ポンプのような単純な形状のストレーナでは、大きな粒子が吸着し、吸引できなくなる可能性がある。
- 粒状燃料デブリ吸引回収システムにおけるストレーナは、市販の水中ポンプのように偶発的に固形物を吸引するのではなく、積極的に継続して固形物を吸引し、移送する事が求められる。
- ストレーナに求める機能は水中ポンプのストレーナと異なるので、粒状燃料回収システムに適した目的とする粒子径以下の粒子を選択的に連続して吸引するストレーナとして、金網回転式ストレーナを考案した。
- 考案した金網回転式ストレーナを以下に示す。



金網回転式ストレーナ　検討結果(イメージ図)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

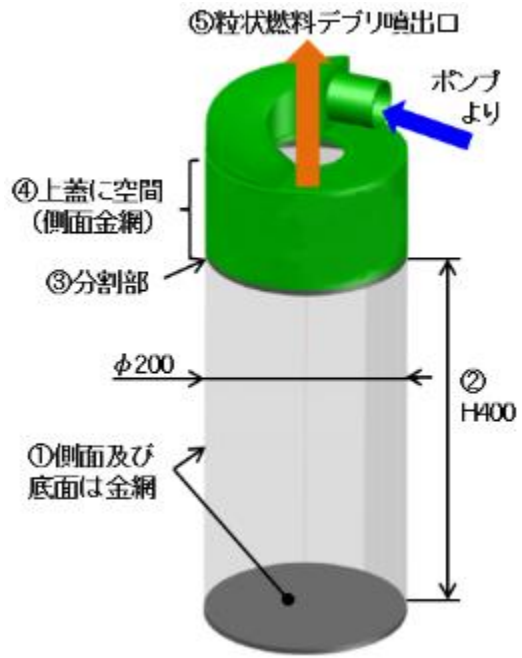
c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【目的】
セパレータの排水性を維持できれば、充てん率（捕集量）の向上につながるため、排水性の維持は重要である。
排水性を維持し、充てん率（捕集量）を向上するためのセパレータ構造を考案したので、有効性を確認する。

排水性に影響を与えると考えられる以下因子をパラメータとした要素試験を実施し、粒状燃料デブリ吸引回収システムの実用化に向けて有効な設計データを取得する。

- 粒子種（粒子比重）
- セパレータへの流入水量（流速、配管径）
- セパレータ目開き
- セパレータ上蓋高さ、目開き



セパレータ構造
検討結果（イメージ図）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

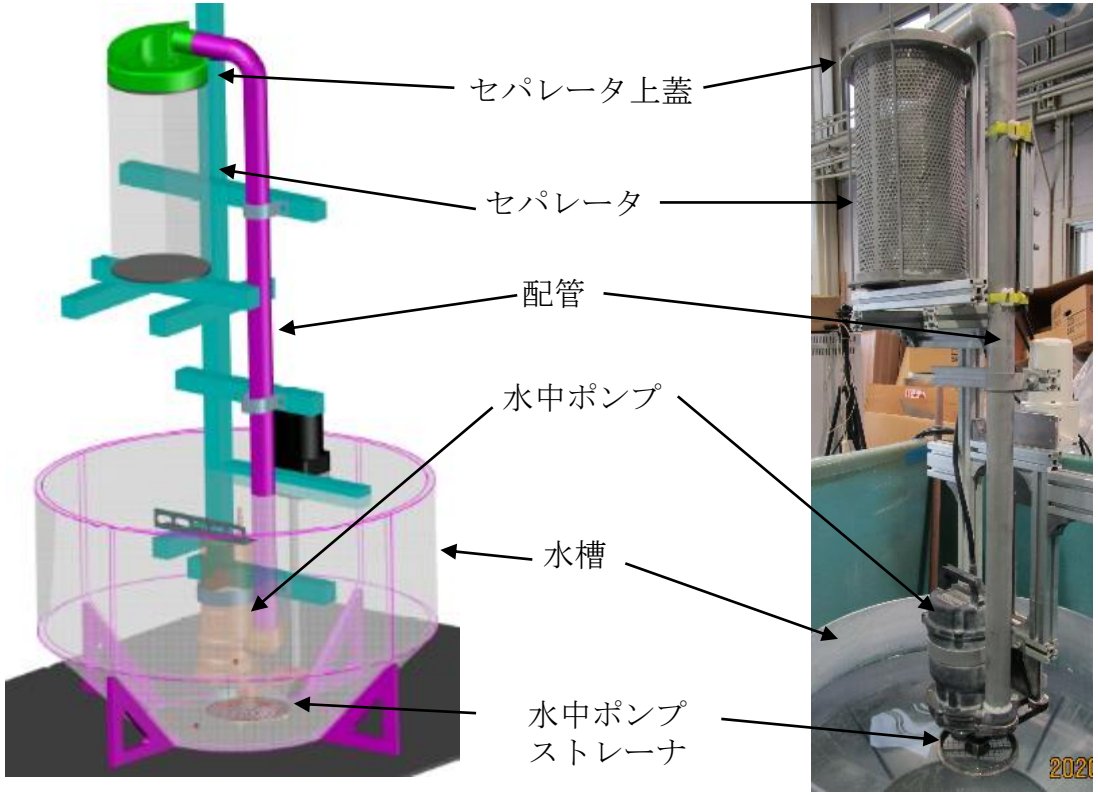
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【試験装置】
水中ポンプストレーナ、水中ポンプ、配管、セパレータ、セパレータ上蓋より構成される試験装置を製作した。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

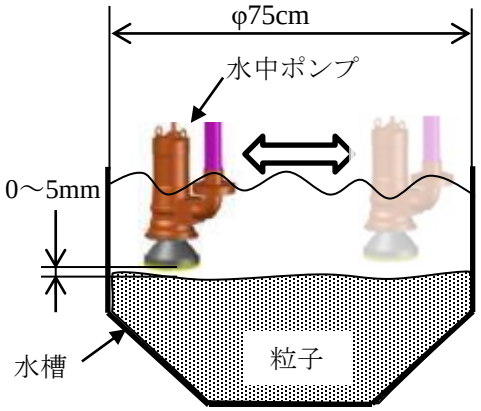
a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

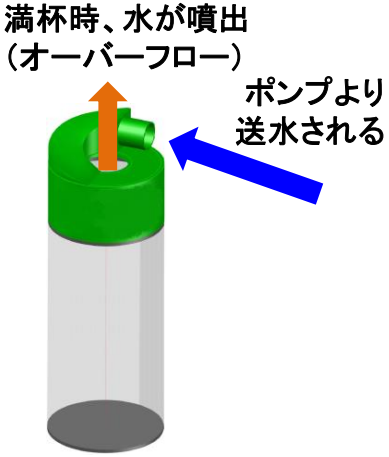
(1)セパレータ要素試験結果

【試験方法】

- 粒子を水槽内に投入し、粒子を平らに整える。
- 水中ポンプを水槽内に投入し、水中ポンプ及び金網回転式ストレーナを起動する。
- 水中ポンプのストレーナと粒子表面の距離が0～5mmとなるよう、左下図に示す通り、クレーンにて水中ポンプ（試験装置）の高さを調整し、水中ポンプを適宜水平に移動して粒子を吸引する。
- セパレータ上部より水が噴出（オーバーフロー）した場合（右下図）、セパレータが粒子で満杯になったとし、試験を終了する。
- 試験終了後にセパレータに捕集された粒子量を測定する。



粒子吸引方法　イメージ図





セパレータから水が
噴出する様子

オーバーフロー（満杯検知）説明　イメージ図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

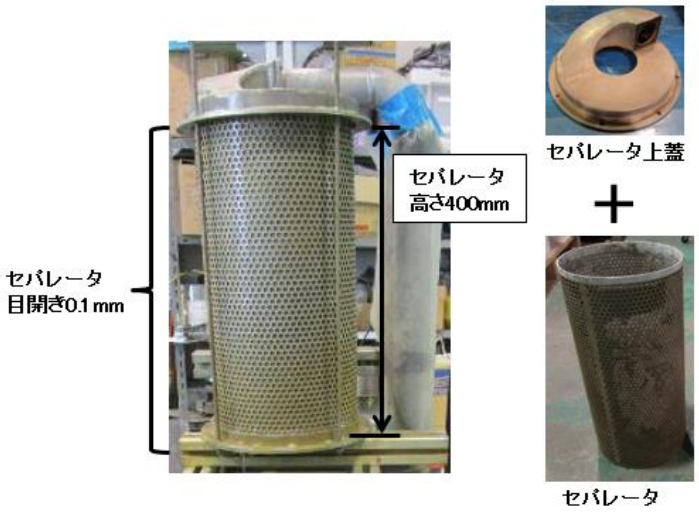
a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

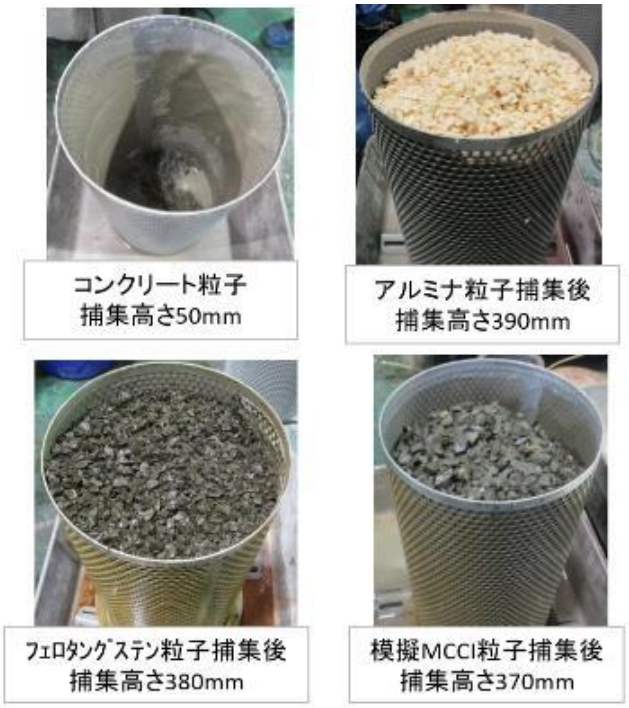
(1)セパレータ要素試験結果

【試験結果】

- 各粒子の捕集結果



セパレータ構造



セパレータ捕集量状況

- コンクリート粒子を除く、アルミナ粒子、フェロタングステン粒子、模擬MCCI粒子は、セパレータ（目開き0.1mm）のみで、満杯まで捕集することができた。
- コンクリート粒子については、セパレータ壁面に粒子が付着し、セパレータ満杯まで粒子の捕集が出来ない結果となった。
- 以降のセパレータ試験で、排水性向上を意図した試験を実施し、その効果を検証する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【試験結果】

- セパレータ上蓋目開きの違いによる捕集量確認結果



セパレータ構造



セパレータ捕集量状況

- セパレータ上蓋の目開きを大きくすることで、排水性の悪いコンクリート粒子及び、小さい粒子が多い珪砂粒子を満杯まで捕集できたが、粒径2mm以下のコンクリート粒子は満杯まで捕集できない結果となった。
- 粒径2mm以下のコンクリート粒子の排水性を向上するため、セパレータの目開きを0.1mmから1.0mmとして、捕集状況を確認する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

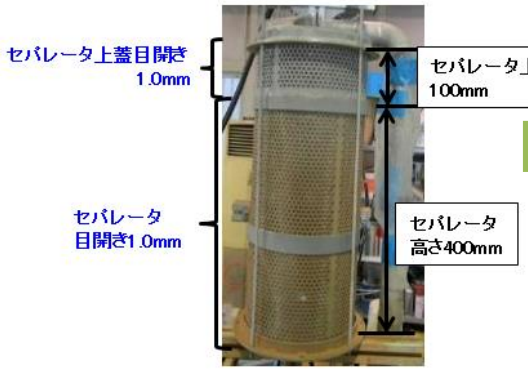
a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【試験結果】

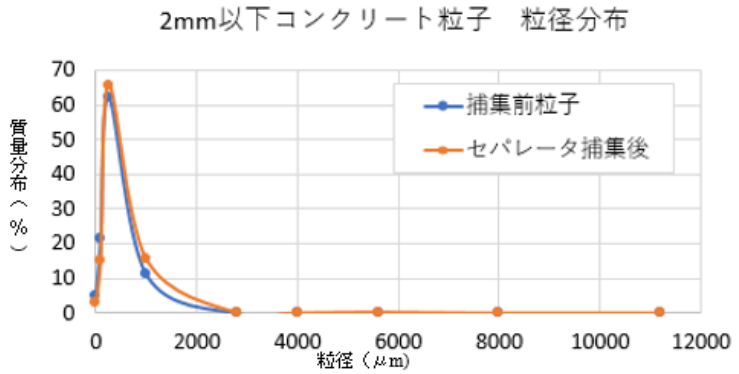
- セパレータ上蓋目開きの違いによる捕集量確認結果
  （セパレータ上蓋に加え、セパレータの目開きを変更）



セパレータ構造



セパレータ捕集量状況



粒径分布測定結果

- セパレータの目開きを0.1→1.0mmとすることで、粒径2mm以下のコンクリート粒子を満杯まで捕集できた。
- また、粒径0.1mmの小さい粒子も捕集できる事を確認した。

- 金網に付着して目詰まりを起こす粒子（セパレータ内で浮遊して排水と共に流される粒子）を上手く排出できたので、セパレータ上部からの水の噴出（オーバーフロー）のタイミングを遅らせることができ、その間に粒子を捕集することができたためと考える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【まとめ】

セパレータに対し排水性の悪い粒子でも、セパレータ目開きを大きくしたり、セパレータ上蓋の側面を設けてセパレータ上蓋の目開きを大きくすれば、満杯まで捕集可能であり、また目開きを大きくしても目開きより小さい粒子も捕集できる事を確認した。

実際の適用にあたっては捕集対象粒子により、下表の通りセパレータ及びセパレータ上蓋を設定すれば、満杯まで捕集することができると考えらえる。

捕集対象粒子	セパレータ目開き	セパレータ上蓋	
		要否	目開き
干渉物(金属)やMCCIなど、比重が大きく、また水との親和性が小さく、金網に付着しにくい粒子。	0.1mm	不要	ー
コンクリートなど、比重が小さく、また水との親和性が高くスラリー化しやすい粒子で、主に粒径10mm程度以下の粒子。	0.1mm	要	0.3mm
コンクリートなど、比重が小さく、また水との親和性が高くスラリー化しやすい粒子で、主に粒径2mm程度以下の粒子。	1.0mm	要	1.0mm

なお、コンクリート粒子は金網に付着しやすく、目詰まりを起こしやすいが、軽い衝撃を与えると、粒子が剥がれ落ちる程度の付着力であった。

従って、コンクリート粒子吸引中に粒子が金網に付着し、セパレータの排水性が低下した場合(捕集量が少ない場合)、セパレータに軽い衝撃を与え、付着した粒子を落とし、吸引回収を再開し、捕集量を増やす方法も考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ｉ) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【まとめ】

セパレータ及びセパレータ上蓋の目開きが0.1mmを超える場合、粒径0.1mmの粒子を取りこぼす可能性がある。

一方、セパレータは目詰まりを起こしても完全に閉塞はしないので、取りこぼした粒径0.1mmの粒子は以下方法で回収することも可能と考える。

- セパレータ上蓋を無くし、セパレータ（目開き0.1mm）のみとして、小さい流速で吸引し、オーバーフローした際には吸引を停止し、水切りが終了したら、吸引を再開する（間欠運転）。
- 粒径0.1mmの粒子は浮遊しており、液相システム側へ流入する可能性あるので、液相システムで処理する。

これらの方法でも回収できない粒径0.1mmの粒子は、水ガラスや凝集剤などを投入し、粒径を大きくして回収する方法も考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

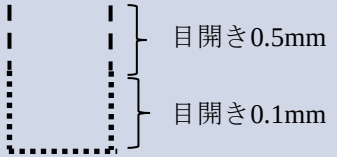
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(1)セパレータ要素試験結果

【効率的にデブリを捕集するセパレータ構造の検討】

	Case1	Case2
構成イメージ図	要素試験と同様、セパレータ上蓋に側面を設置する。  	セパレータ上蓋の側面は無しとし、セパレータ内に2種類の目開きの金網を設置する。  （例） セパレータ上端より100mmまでは、目開き0.5mm。それ以外は目開き0.1mmなど（下図イメージ参照）。 
メリット	・ コンクリートを含め、全ての粒子を満杯まで捕集することができる（コンクリート吸引回収に特化した構造）。	・ 回収する粒子径に応じて、柔軟にセパレータ目開きを変更できる。 ・ セパレータの上蓋の側面が不要で、軽量・コンパクトとなる。
デメリット	・ コンクリートのような比重の小さい粒子が少ない場合、セパレータ上蓋の側面上部まで粒子を捕集する（捕集しすぎてしまう）。 ・ 上蓋の側面の目開を一度設定すると、システム交換まで変更することができない。 ・ Case2に比べ、若干大きく、重くなる。	・ コンクリートのような排水性が悪い粒子が多い場合、捕集量は低下する（要素試験で用いたコンクリート粒子の場合、Case1と比較し、充てん率は45%→35%程度になる見込み）。

セパレータに対し排水性の悪い粒子のみを吸引するだけではないので、Case2のセパレータ構造が効率よく粒子を回収すると考える。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

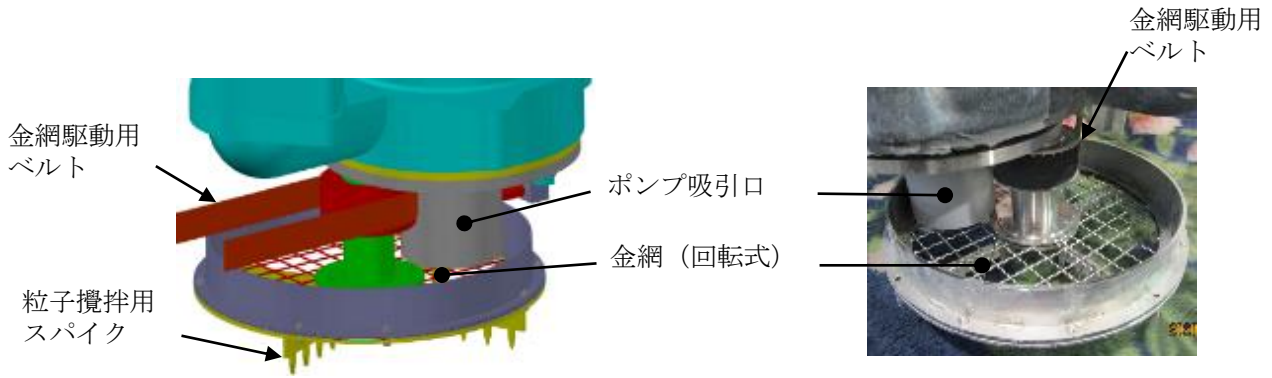
(2)金網回転式ストレーナ要素試験結果

【目的】

水中ポンプの閉塞を防ぎ、安定的に粒状燃料デブリを吸引するには、目的とする粒子径以下の粒子を選択的に連続して吸引することが重要となる。

目的とする粒子径以下の粒子を吸引するストレーナを考案したので、有効性を確認するために、粒子の吸引回収速度に影響を与えると考えられる以下因子をパラメータとした要素試験を実施し、有効な設計データを取得する。

- 粒子種(粒子比重)
- 金網の回転数
- 配管径



金網回転式ストレーナ構造

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

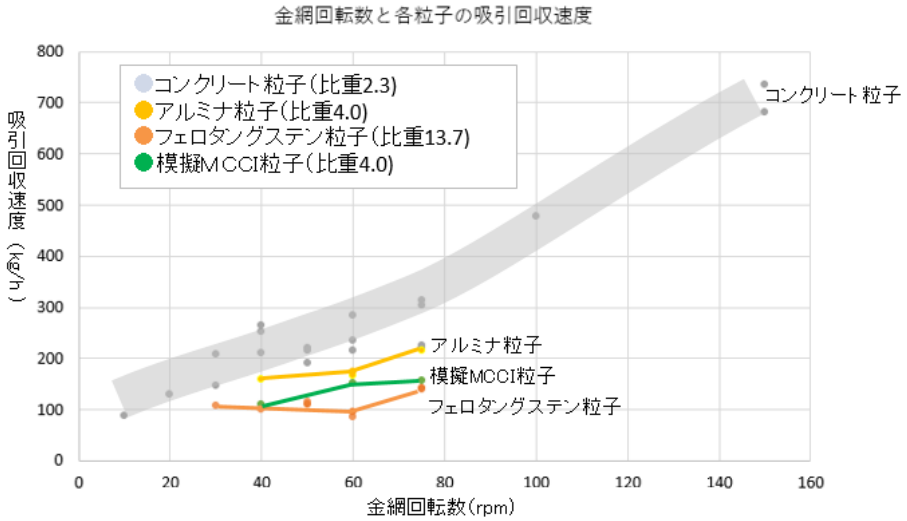
c) 要素試験結果

(2)金網回転式ストレーナ要素試験結果

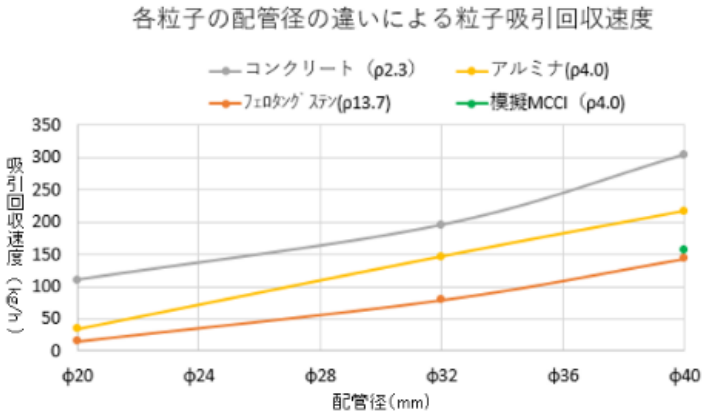
【試験結果】

➢ 金網回転数と、粒子種(比重)による吸引回収速度測定結果(左図)

• 金網の回転数を大きくしてもメリットが小さいことから、金網の回転数は60～75rpmに設定する。



金網回転数による各粒子の吸引回収速度



各粒子の配管径の違いによる吸引回収速度

➢ 配管径の違いによる吸引回収速度測定結果(右図)

• 配管径が細くなると、吸引回収速度は小さくなり、概ね流量(配管断面積)に比例する。

考案したストレーナは、目的とする粒子径以下の粒子を連続して吸引することができ、有効であることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ｉ) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

c) 要素試験結果

(3)まとめ

- セパレータに対し排水性の悪い粒子でも、セパレータ目開き及びセパレータ上蓋目開きを変える事で排水性が向上し、セパレータの充てん率を向上することができる。
- 目詰まりを起こす粒子（セパレータ内で浮遊して排水と共に流される粒子）は、セパレータより排出されるが、このような小さな粒子は、セパレータの目開きを0.1mmとし、吸引流速を低下し、間欠的に吸引することで捕集可能と考える。
- 考案したストレーナは、目的とする粒子径以下の粒子を連続して吸引することができ、有効であることを確認した。
- 金網の回転数、及び比重や配管径の違いによる吸引回収速度を確認し、仕様（性能）を推定することができ、有用な設計パラメータを得た。
- 粒状燃料デブリ吸引回収システムの設計を行う上で、必要な設計パラメータを得る事ができた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

気中からの吸引は、気相システム側への負荷が大幅に増大することと、燃料デブリを取り出しロボットで“掬う”方法や、粒状燃料デブリを水中へ没し、吸引回収する方法等の代替手段が考えられるため、今回の検討から除外した。
従って、水中及び低水位からの吸引について、成立性を評価する。

(1)適用可能条件

粒状燃料デブリ吸引回収システム　適用可能条件

	水中からの吸引	低水位からの吸引
PCV水位 （吸引対象の水位）	20cm以上	20cm以下 但し気体は吸引しないこと
建屋条件	特になし	圧縮エア消費量60Nm^3/h にて影響ないこと

- PCVの水位から適用できる吸引機器を選定したので、 適用する際のPCV水位が異なる。
- 低水位からの吸引は、ごく低い水位の場合、気体を吸引する可能性があり、気相システム側への負荷が増大するので、気体を吸引しないことが条件となる。
- 建屋条件について、水中からの吸引に制限ないが、低水位からの吸引は、圧縮エアを動力源としたエジェクターポンプを選定したため、ダスト飛散や建屋の負圧管理上、気相システムの具体化検討結果をもって、適用可否の評価を実施する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(2)仕様

粒状燃料デブリ吸引回収システム　仕様表

		水中からの吸引 （水位20cm以上）	低水位からの吸引 （水位20cm以下）
吸引機器		水中ポンプ	エジェクターポンプ
動力		電力(AC220V)	圧縮エア （約60Nm^3/h ）
吸引流速		2.6m/s （水）	0.2m/s （水）
配管径		Φ40mm	
吸引可能粒径	比重2.3	～10mm	～7mm
	比重11		～0.9mm
粒子比重		2.3～11 （コンクリート （比重2.3） から二酸化ウラン （比重11.0） の範囲）	
吸引回収速度	比重2.3	300kg/h	60kg/h
	比重4	200kg/h	40kg/h
	比重13.7	140kg/h	測定不能※1
セパレータ充てん率		35%※2～45%	45%
寸法		（縦） 300mm × （横） 500mm × （高さ） 1500mm	
総質量 （デブリ捕集時）		149kg	117kg

※1
比重13.7のフェロタングステン粒子の吸引回収速度が小さく、測定出来なかった。

※2
排水性の悪い粒子の場合

- 吸引可能粒径は、比重によって異なるため、想定される最も軽い粒子(コンクリート:比重2.3)と最も重い粒子(二酸化ウラン:比重11)の吸引可能粒径を示した。
- 水中からの吸引での吸引可能粒径は、水中ポンプで移送できる粒径の最大値が10mmであるため、最大10mmとなる。低水位からの吸引での吸引可能粒径は、試験での測定結果とした。
- 吸引回収速度とセパレータ充てん率は、試験での測定結果とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ｉ) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(2)仕様

試験結果より、低水位からの吸引（水位20cm以下）での比重が重い粒子の吸引回収速度は小さく、測定不能であった。

比重の重い粒子をエジェクターポンプで吸引回収することは困難だが、以下方法で回収する方法が考えられる。

- 取り出しロボットのバケット状ツールで粒状燃料デブリを掬う場合、バケットの隙間から水と共に粒子が流出し、取りこぼす可能性あるが、比重が重い粒子の場合、水中で舞いにくく、分散しにくいので、バケットで掬っても水と共に粒子が流出しにくいと考えられるので、取り出しロボットのバケット状ツールで回収する。
- 比重の重い粒子を水位20cm以上の場所へ掃き出し、水中ポンプで吸引回収する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

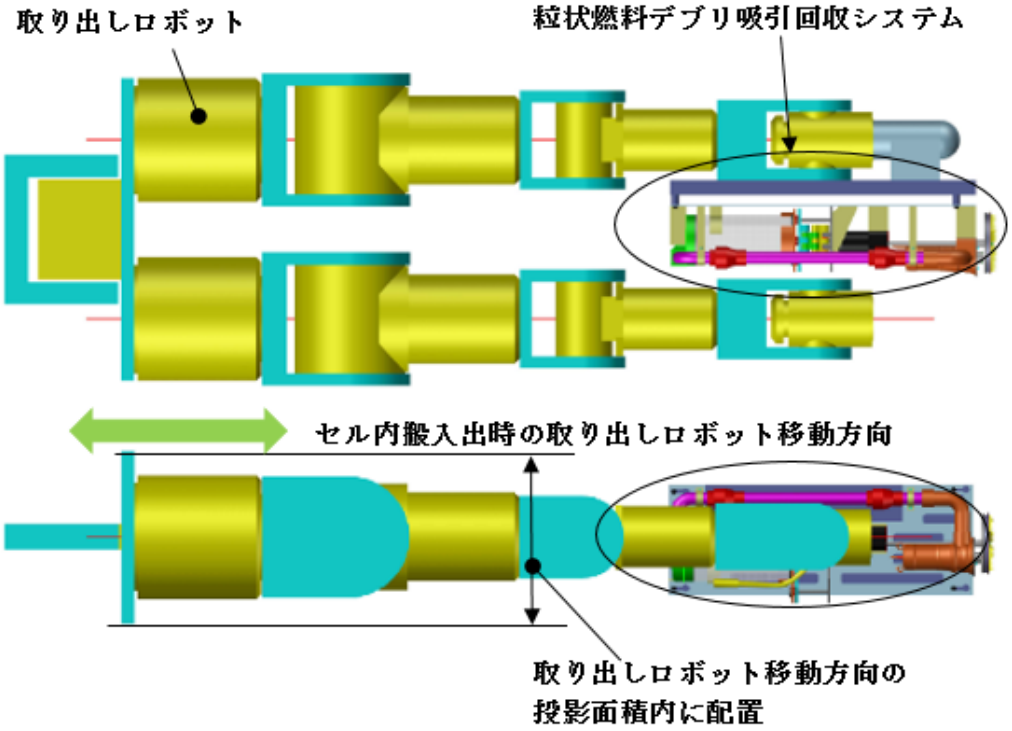
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

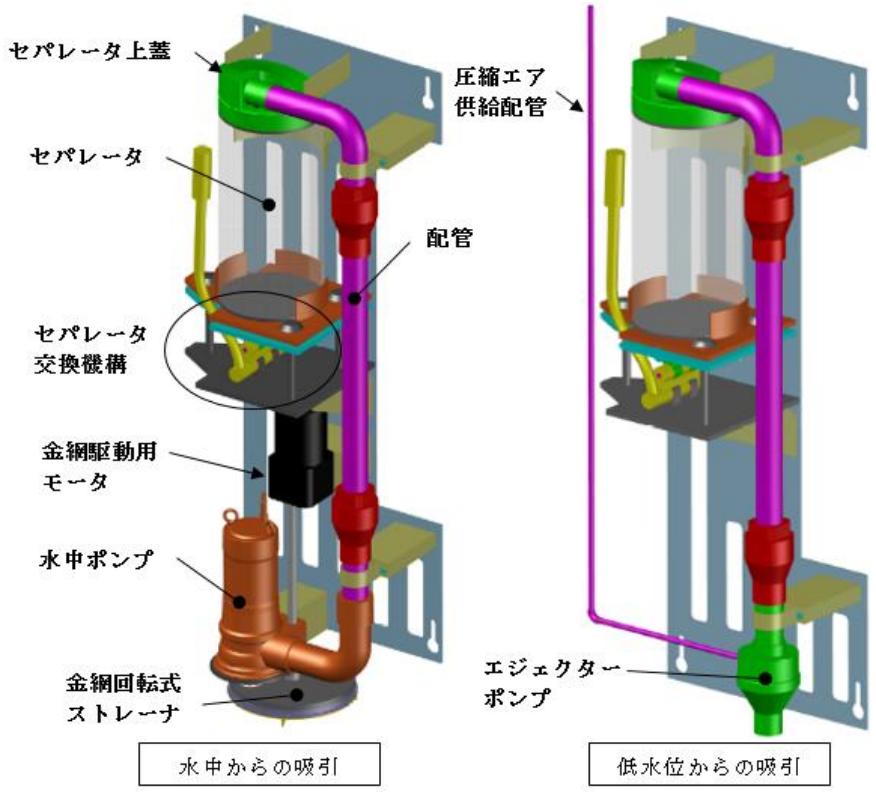
d) 成立性評価結果

(3)取り出しロボットへの積載性

- 保守側に、寸法が大きく、質量の重い水中からの吸引方式で評価する。
- 寸法上、積載性が厳しくなるのは、取り出しロボットをセル内に搬入出する際の取り出しロボットの姿勢と考えられるので、その際の干渉有無を検討した。



取り出しロボットへの積載性検討結果(水中からの吸引)



粒状燃料デブリ吸引回収システム　外観

- 取り出しロボットの移動方向の投影面積以内にあるので、寸法的に本システムが搭載できることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

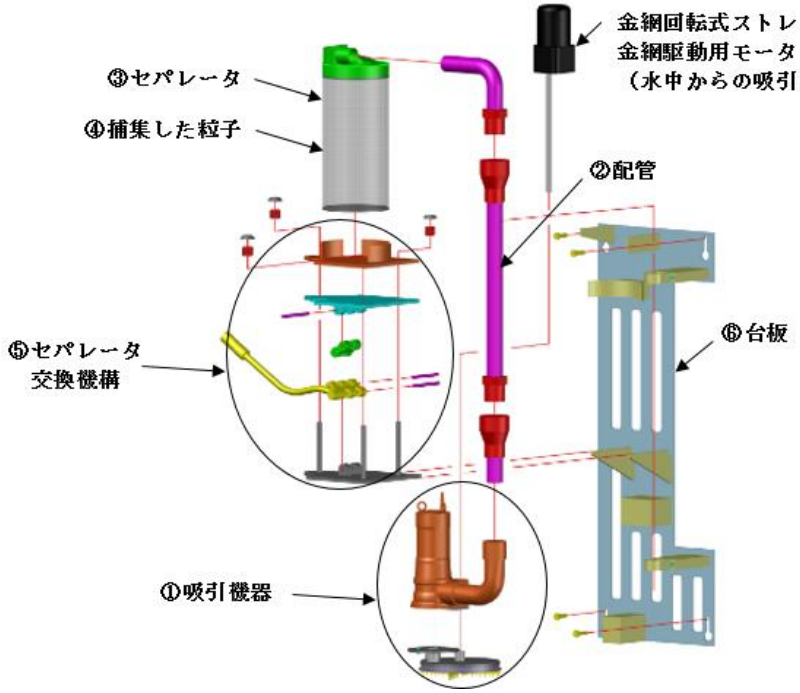
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(3)取り出しロボットへの積載性

- 水中及び低水位からの吸引における、本システムの質量を算出した。



No	名称	水中からの吸引	低水位からの吸引
①	吸引機器	37kg (水中ポンプ +ストレーナ)	5kg （エジェクター ポンプ）
②	配管	8kg	
③	セパレータ	4kg	
④	捕集した粒子	63kg （二酸化ウラン（比重11）充てん率45%時）	
⑤	セパレータ交換機構	23kg	
⑥	システム設置用台板	14kg	
合計		149kg	117kg

粒状燃料デブリ吸引回収システム　質量検討

- 質量は、取り出しロボットの積載荷重150kg以下なので、質量的に本システムを搭載できることを確認した。

従って、粒状燃料デブリ吸引回収システムは、取り出しロボットや開口部に干渉することなくセル内に搬入出可能で、また取り出しロボットの積載荷重以下であり、積載可能と考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

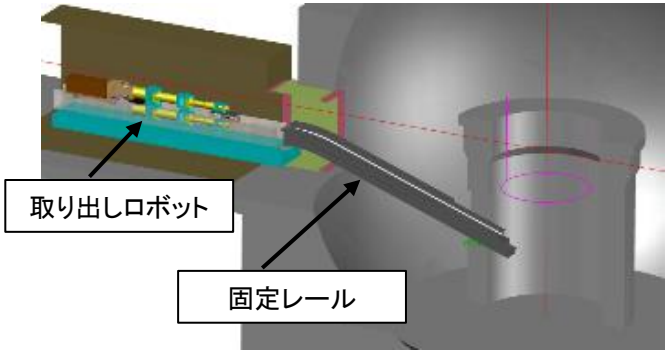
d) 成立性評価結果

(4)運用方法

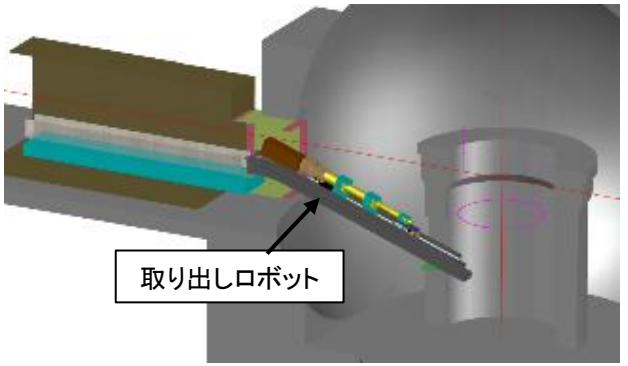
(ア) PCVへの搬入・搬出方法

- PCVへの搬入・搬出は、取り出しロボットにより行う。
- 取り出しロボットへの搭載は、他燃料デブリ取り出しツールと同様、ツールチェンジャーを介して搭載する。
- PCVへの搬入・搬出方法をステップ図を用いて以下説明する。

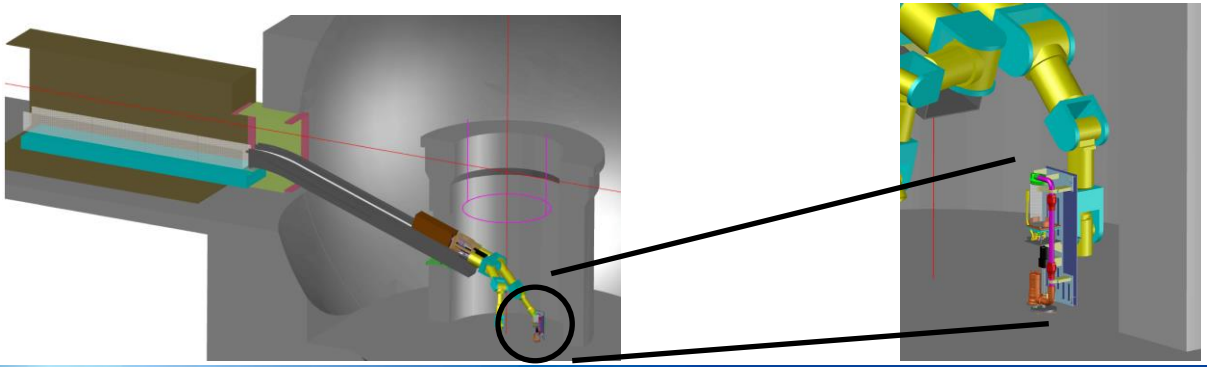
① 取り出しロボット上に粒状燃料デブリ吸引回収システムを搭載する。



② 取り出しロボットをPCVへ移動する。



③ ペデスタル内到着後、取り出しロボットを展開し、吸引回収する。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

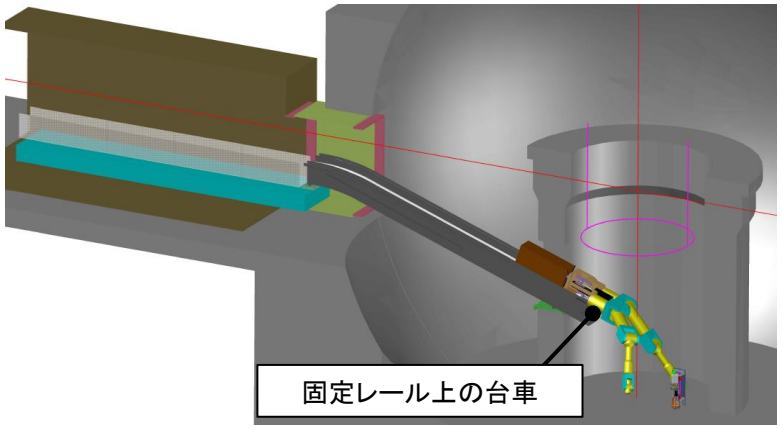
a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(4)運用方法

(ア) PCVへの搬入・搬出方法

④セパレータが満杯になった場合、セパレータを取外し、固定レール上の台車に載せる。



⑤吸引作業終了後、③→②→①の順序で取り出しロボットをセル内へ搬入する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(4)運用方法

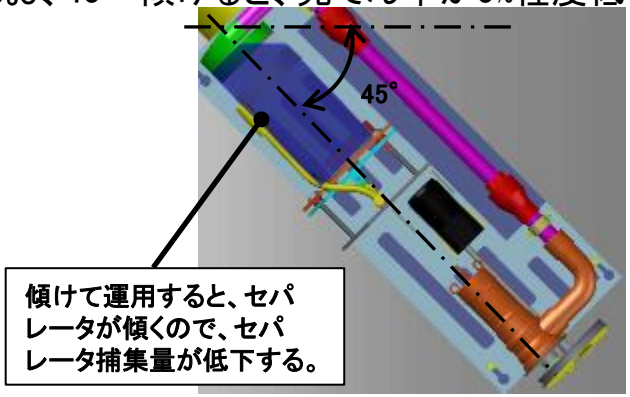
(イ) 粒状燃料デブリ吸引回収システムの使用方法(案)

①吸引可能距離

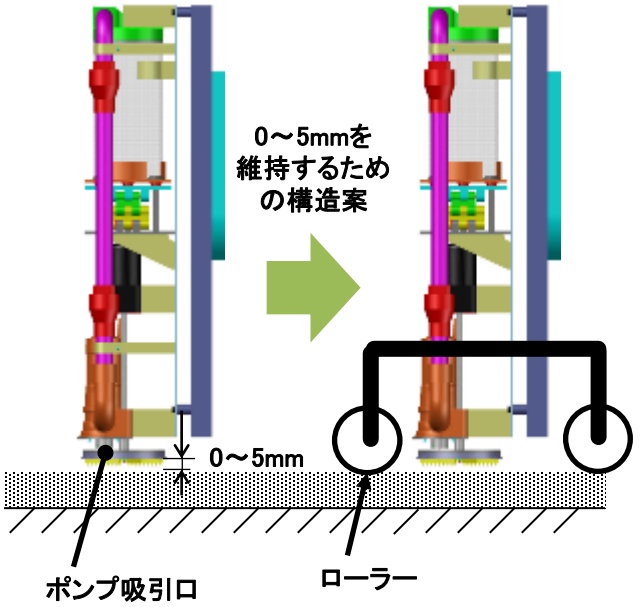
- 右図に示す通り、粒子の吸引回収速度を維持するため、金網回転式ストレーナより0～5mm以内に燃料デブリを近接させる。
- なお、要素試験では、右下図に示す通り、キャスターを用いて粒子と金網回転式ストレーナの間隔(0～5mm)を維持した 。
- 燃料デブリが視認できない場合、右図に示す通り、ローラー等を設け、ストレーナが燃料デブリにめり込まないようにして、間隔を維持する方法もある。

②傾斜角度

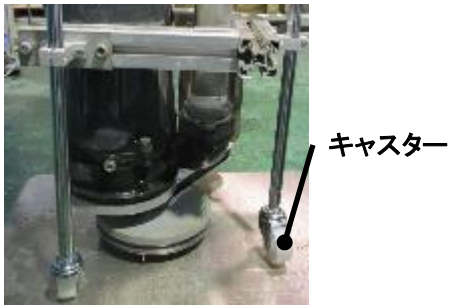
- 吸引機器は、傾けて使用しても性能には影響ない。
- 但し、傾けて使用すると粒子がこぼれ、セパレータの粒子捕集量が低下する(下図)。
- なお、45° 傾けると、充てん率が5%程度低下すると想定される。



傾けて運用した場合のイメージ図



燃料デブリとの間隔



要素試験時の間隔維持方法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

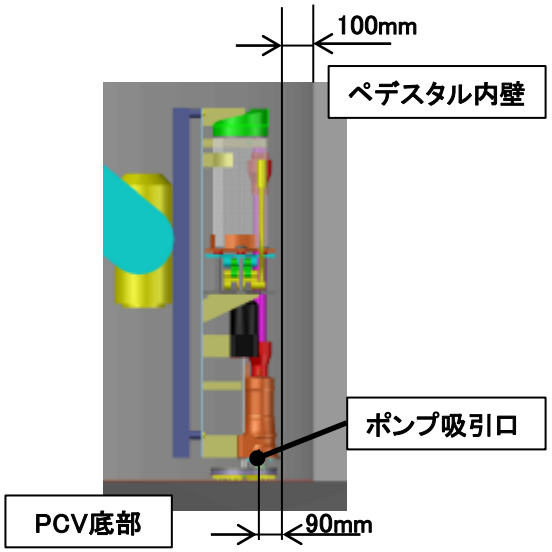
d) 成立性評価結果

(4)運用方法

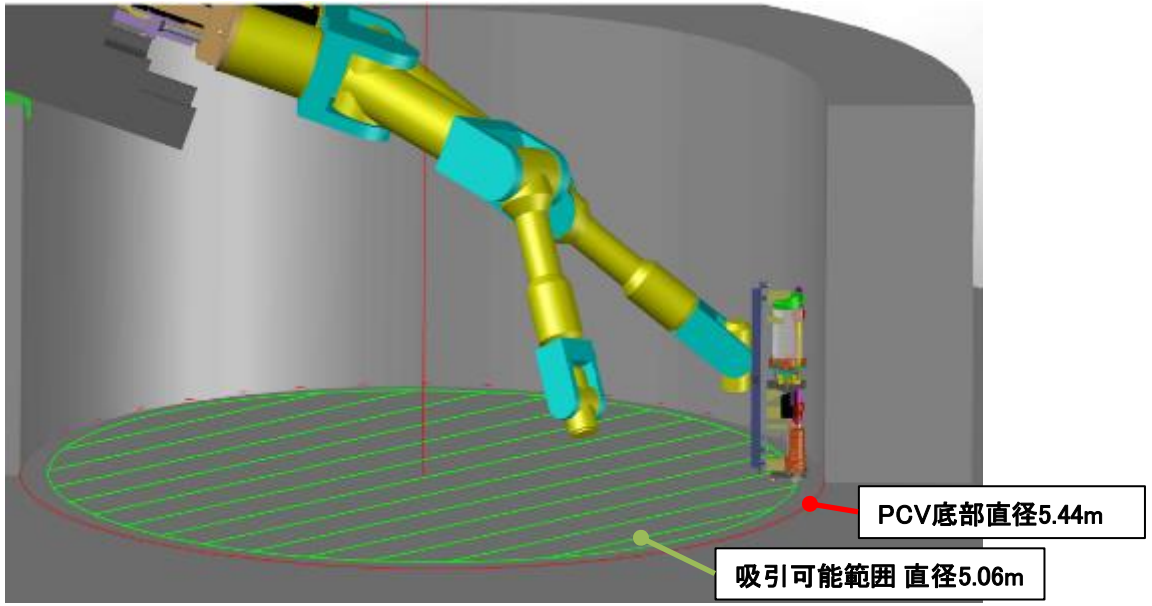
(イ) 粒状燃料デブリ吸引回収システムの使用方法

③吸引可能距離

- 左下図に示す通り、粒状燃料デブリ吸引回収システムの吸引口をペデスタル内壁に接近させることはできない。
- 本システムと壁の隙間を100mmとすると、本システムの端より90mmの位置にポンプ吸引口があることから、右下図に示す通り、PCV底部直径5.44mに対し、吸引可能範囲は直径5.06mとなる。
- 吸引出来ないエリアは、水中ポンプより小さいエジェクターポンプによる吸引や、吸引可能範囲に粒子を掃き出しから吸引する方法がある。



ペデスタル内壁との距離



粒状燃料デブリ吸引回収システム　吸引可能範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

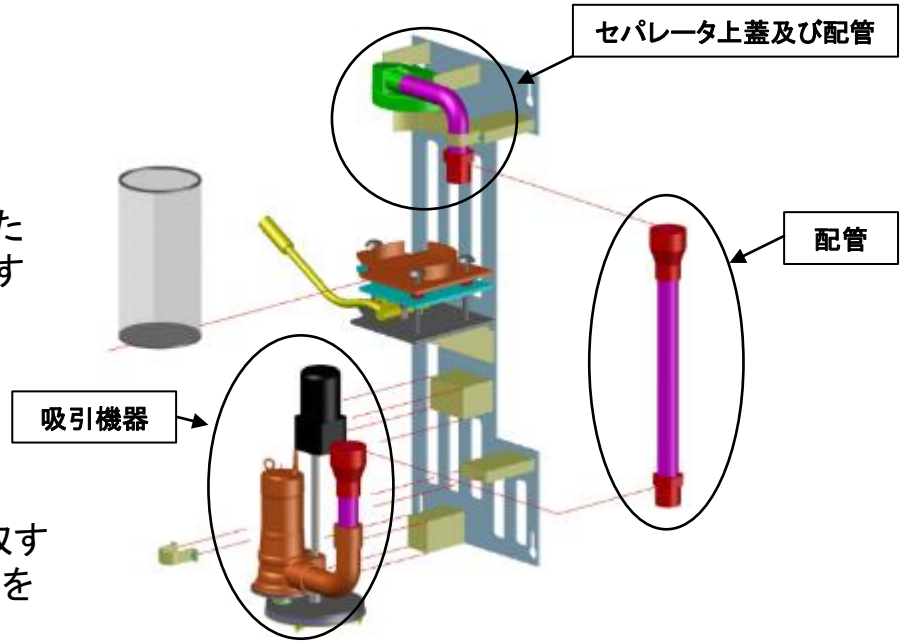
a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

d) 成立性評価結果

(4)運用方法

(ウ) 保守

- 保守は、取り出しロボットをセル内に収納してから行う。
- 故障、摩耗した部品は、全て交換で対応する。
- 交換は右図に示すとおり、セル内のMSMで行えるよう、また廃棄物収納容器(LLWバスケット)に収納できるよう、考慮する。
- 機器の分割方法の詳細設計は、実用段階にて行う。



セル内での保守時の機器分割　イメージ図

(5)他捕集方法のケーススタディー

粒状燃料デブリ吸引回収システムのセパレータは、吸引回収する粒子種に応じて目開きを適宜設定すれば捕集できる見込みを得た。

本項では他の捕集方法として液体サイクロンセパレータを適用した場合の粒径0.1mm粒子の捕集効率を、安全側にみて76%程度と推定した。

(5)まとめ

- 適用環境を整理し、仕様(性能)を推定した。
- 機器構成及び配置の具体化を行い、取り出しロボットへの積載性を確認した。
- 運用方法や保守方法を整理し、取りまとめた。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

a. 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

e) まとめ（粒状燃料デブリ吸引回収システムの開発）

- 概念検討の結果、机上検討では得る事が出来ない、設計データを取得することを目的に、セパレータとストレーナの要素試験を実施した。
- セパレータにおいては、課題となっていたセパレータの排水性の向上に寄与する設計パラメータ（金網目開き）を確認し、また粒子種によって排水性が異なるといった設計的知見を得た。実用化に向けては、粒子種による金網目開きの設定が課題として考えられる。
- ストレーナにおいては、安定して継続的に粒子を吸引できることを確認し、また、粒子比重や配管径の違いによる、粒子の吸引回収速度の設計パラメータを得た。実用化に向けては、1F環境を想定し、水中ポンプを含めて耐久性の向上が課題として考えられる。
- また、粒状燃料デブリ吸引回収システムの実用化に向けて、セル内での保守を考慮し、MSMで分解・組立でき、かつ廃棄物がLLWバスケットに収納できる分割方法の検討が課題として考えられる。

● 今後の対応方針
- 金網目開きの設定は、今後実施される内部調査や燃料デブリ取り出し作業で明らかになる、燃料デブリの性状等を考慮し、必要に応じてエンジニアリングで具体化を図る。
- 水中ポンプやストレーナの耐久性の向上や、セル内の分割方法の検討は、エンジニアリングで具体化を図る。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

【開発の目的】

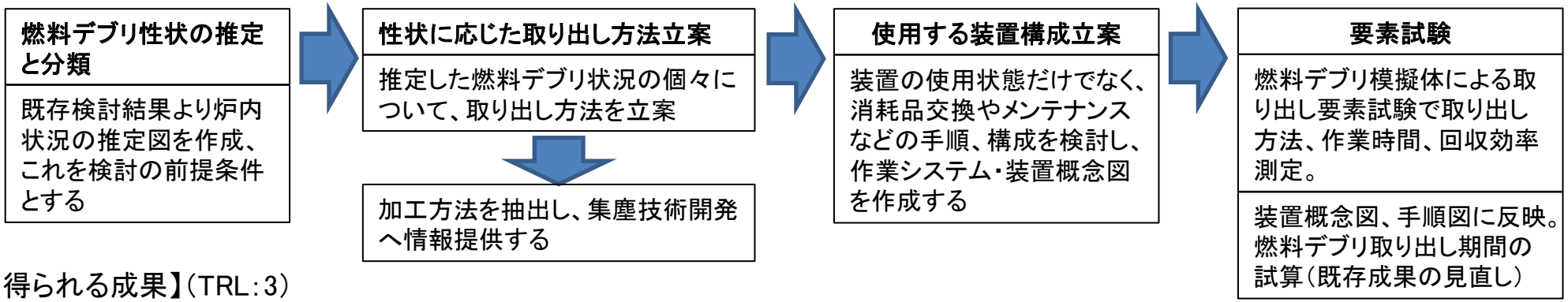
- 燃料デブリ取り出しの効率化のため、燃料デブリの状態に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発し、必要に応じ要素試験を実施し成立性を確認する。

【解決すべき課題】

- 想定した様々な燃料デブリの回収手順、使用装置具体化
- 立案した作業手順、装置の成立性確認
- 作業時間評価の精度向上、短縮化

【開発の進め方】

- 溶融固化、粒子状、ペレット、損傷燃料など、燃料デブリの様々な形態を前提条件として整理し、回収工法(手順・必要な装置)を検討(粒径や切り株燃料など、状態に応じた回収方法検討)
- 作業時間短縮化、稼働中保守、故障時対応等を考慮
- 切断方法の調査と採用検討(加工能力やダスト評価など)、必要に応じて要素試験
- 加工～掴み～ユニット缶収納・搬出の工法成立性検討
- 別PJ「燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術開発(燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発)」と連携



【得られる成果】(TRL:3)

- 燃料デブリの状態(溶融固化、粒子状、ペレット、損傷燃料など)に応じた回収工法(手順、必要な装置)の概念立案
- 立案した加工技術の試験
- 作業時間、想定されるデブリ取り出し期間の試算

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅰ) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■ 開発工程

【凡例】計画: 実績:

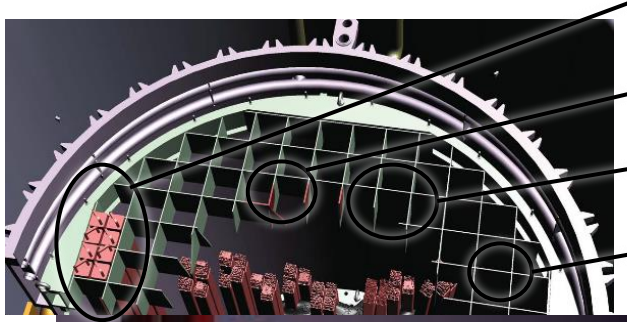
検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼					中間報告 ▼							中間報告 ▼					最終報告 ▼
1.概念検討																								
2.要素試験計画策定																								
3.概念検討に必要な予備試験																								
4.要素試験準備																								
5.要素試験																								
6.まとめ																								
備考																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

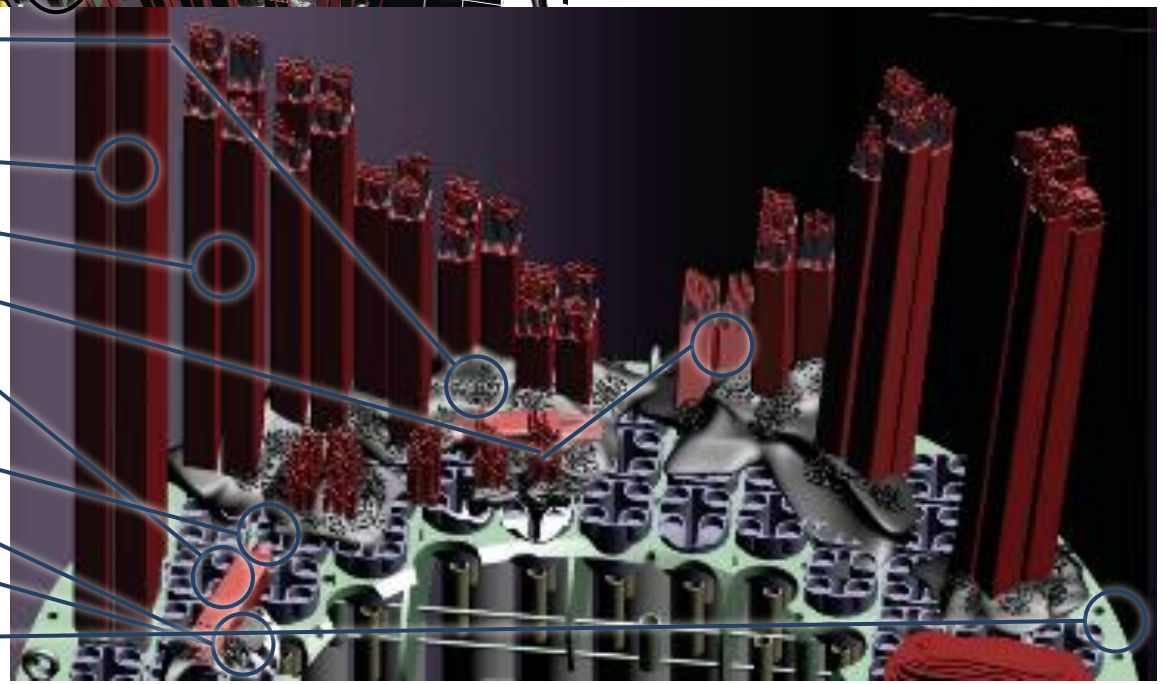
b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■検討の前提条件（RPV内燃料デブリの状態推定：上部格子板・炉心近傍）
既存の推定結果をまとめ、取り出し検討のために推定図を作成



損傷のない燃料集合体
損傷のない制御棒
中央付近が溶融して開口
中央付近でクリープ変形 溶融燃料の付着無し
損傷無し 溶融燃料の付着なし

燃料棒や炉心支持板上に粒子状デブリ(アブレイシブ含む)や燃料ペレットが堆積	焼けたペレット
	粒状の溶融固化燃料
	アブレイシブ
外周部から中央部に倒れこんで、加工・回収装置に衝突する可能性がある燃料集合体が存在	損傷なし
	おおむね直立
	傾き、隣に接触
	横倒し
	損傷。デブリ付着なし
燃料支持金具が炉心支持板上に残存	内部に燃料デブリ付着
	炉心支持板と固着
炉心支持板上で周囲の構造物が溶融して固化	
炉心支持板とシュラウド胴の間に入り込んだ溶融デブリ	



出典資料「総合的な炉内状況把握の高度化」(平成29年度成果報告；2018年6月)　デブリ分布・RPV・PCV状態の推定図
「福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2018」1～3号機の燃料デブリ分布の推定　など

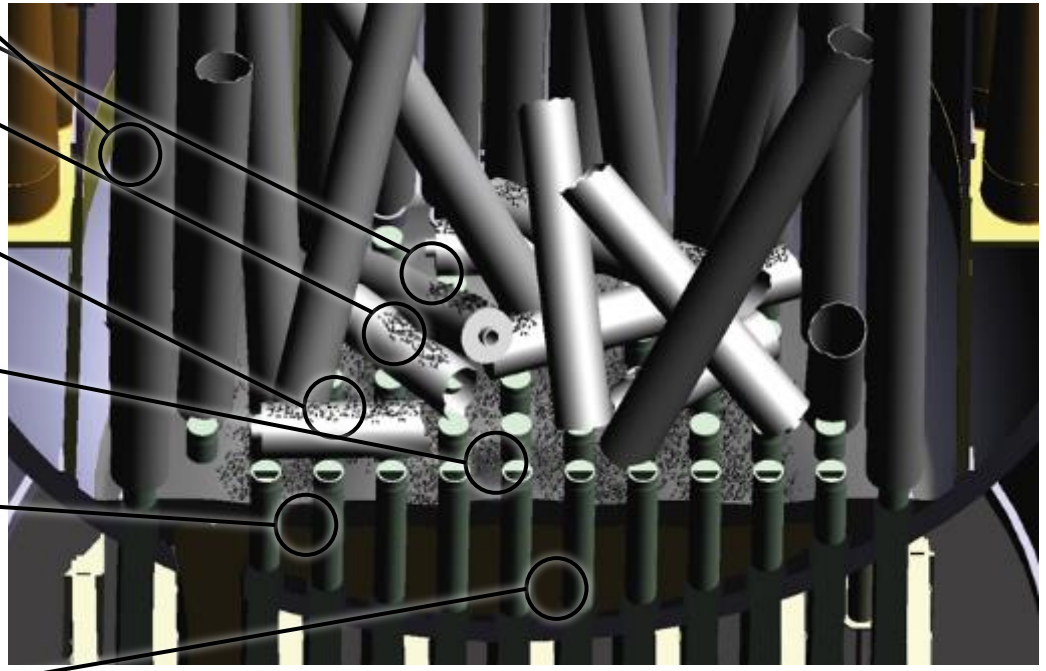
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■検討の前提条件（RPV内燃料デブリの状態推定：下部プレナム、炉底部）

正立：損傷なし	
折り重なって倒壊	溶融デブリの付着は僅か
	多くの溶融デブリが付着
バラバラににになったペレット/被覆管、構造物(ハンドル/燃料支持金具)	融着なし
	融着あり
粒状に冷え固まった溶融物（金属リッチ）	融着なし
	融着あり
クラスト状デブリ	独立して存在
	他の構造物(CRD/下鏡)と融着
溶融金属：プール状	金属リッチ
	セラミックリッチ
溶融金属ボール状	金属リッチ
	セラミックリッチ



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■検討の前提条件（RPV内燃料デブリの状態を種類別に分類）

想定した燃料デブリの状態に応じた分類をし、別補助事業（デブリ性状把握）で検討したデブリ特性を当てはめた。

デブリの分類			質量（ton）		組成	気孔率	硬さ	融点
上部格子板周辺	損傷の無い燃料集合体および炉内構造物	損傷のない燃料集合体	51					
		損傷のない制御棒						
		損傷のない上部格子板						
	損傷した上部格子板	損傷・変形した上部格子板						
炉心支持板上部の燃料デブリ（切り株燃料）	形状を保持した燃料棒が残存（燃料棒であることが判断できる）	損傷規模が小さく直立する切り株燃		17	UO2 ZrO2 (U、Zr)O2 Zr(O)	～10%	燃料6GPa 被覆管 1～3GPa	燃料2850°C 被覆管 1850°C
		大きく損傷した切り株燃料						
		損傷し周囲の構造物に支えられた切り株燃料						
		横倒しになった燃料集合体						
炉心支持板、燃料支持金具周辺	燃料支持金具が炉心支持板上に残存	損傷のない燃料支持金具		17				
		損傷のない炉心支持板						
		損傷して周囲と溶融固化した燃料支持金具						
		損傷して周囲と溶融固化した炉心支持板						
	堆積しているデブリ	固着せず堆積した塊状燃料デブリ		17	(U、Zr)O2 (Zr、U)O2	～88%	6～ 10GP	2500～ 2700°C
		固着せず堆積した小石状燃料デブリ						
		固着せず堆積した粉・粒状燃料デブリ						
	構造物や燃料が溶融して固化	炉心支持板上で固着した燃料デブリ						
		シュラウドと炉心支持板の間で溶融固化した塊状燃料デブリ						
制御棒案内管周辺（炉心支持板から炉底部までの間）	制御棒案内管・制御棒駆動機構起立または損傷し倒壊して残存	損傷なく直立して残存するCRGT	85	15				
		倒壊し損傷の少ないCRGT						
		倒壊して燃料が付着したCRGT						
炉底部	炉底部で固化したデブリの塊	炉内構造物と溶融固化した燃料デブリ		35	(U、Zr)O2 (Zr、U)O2 ZrO Fe	～88%	6～17GPa	1075～ 2700°C
	CRDハウジング	損傷なく残存するCRDハウジング						
	炉底部の堆積物	固着せず堆積した塊状燃料デブリ						
		固着せず堆積した小石状燃料デブリ		35	(U、Zr)O2 (Zr、U)O2	～30%	6～10GPa	2500～ 2700°C
		固着せず堆積した粉・粒状燃料デブリ						

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別と回収方針

- 200mm以下の大きさの燃料デブリは、加工無しで回収する
  - 10mm以上は拾い上げ（バケット、ジャミング吸着パッドなど）／10mm以下は吸引など
- 溶融固化した塊
  - 単純動作で加工速度の速いチゼル（スパイキーハンマー）や脆い部分はバケットで崩すことを優先するが、アクセス性や対象物の物性で崩せない場面を想定し、下記代替プランを準備
    ⇒切断砥石（セラミック・金属の両方の加工ができる）
    ⇒コアボーリング⇒デブリが安定しない（崩れる）可能性あり超音波コアボーリングの併用も考慮⇒セリ矢による開口穴の拡幅
    ⇒熱的加工（レーザおよびガウジング）
- 燃料集合体、燃料棒
  - 損傷が無くそのまま取り外せるものは、搬送装置の収納最大長さに切断して引き込み
  - 燃料棒は、運転中の照射で脆化が進み、油圧カッターやバケットでむしり取りが可能と考えるが、カッターでの切断・破砕が困難な場合には、油圧カッターの損傷が発生する前に、下記代替プランを準備
    ⇒切断砥石（ディスクソー）で一部ずつ切り取り
    ⇒熱的加工（レーザおよびガウジング）
- 構造物
  - 炉内構造物は、溶融固化部を超音波チゼルなどでそぎ落とし切断
    ⇒塊の燃料支持金具や炉心支持板はディスクソー
    ⇒厚肉のシュラウドやCRGTなどはレーザ、AWJ
    ⇒薄肉の上部格子板は油圧カッター

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

◎:最も適用性が高い加工法
○:適用性の高い加工法
△:課題があるが適用が見込める加工法

■ RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法の立案

過去の補助事業(2017年度デブリ取り出し基盤技術の高度化)で整理した加工方法のうち、試験未実施のものを試験対象とした。
それに先立ち、分類した燃料デブリに対する加工法の適用候補を机上検討した。

対象	コアボーリング 超音波コアドリル	ディスクソー		油圧カッター	バケット	チゼル ハンマー	AWJ	レーザー切断 ﾚｰｻﾞｰｶﾞｳﾌﾝｸﾞ
		丸鋸*1	切断砥石*2					
損傷のない燃料集合体		加工せず回収						
損傷のない制御棒		○					△	◎
損傷のない上部格子板		○					△	◎
損傷・変形した上部格子板		○					△	◎
損傷規模が小さく直立する切り株燃			○	◎				
大きく損傷した切り株燃料			△	○	◎			
損傷し周囲の構造物に支えられた切り株燃料			◎	○				
横倒しになった燃料集合体			△	○	◎			
損傷のない燃料支持金具		加工せず回収						
損傷のない炉心支持板		○					△	◎
損傷して周囲と溶融固化した燃料支持金具		○	◎				△	○
損傷して周囲と溶融固化した炉心支持板		○	◎				△	○
固着せず堆積した塊状燃料デブリ		○	◎			○		
固着せず堆積した小石状燃料デブリ		加工せず回収						
固着せず堆積した粉・粒状燃料デブリ		加工せず回収						
炉心支持板上で固着した燃料デブリ			◎		△	○		○
シュラウドと炉心支持板の間で溶融固化した塊状燃料デブリ								◎
損傷なく直立して残存するCRGT		○					△	◎
倒壊し損傷の少ないCRGT		○					△	◎
倒壊して燃料が付着したCRGT			◎				△	○
炉内構造物と溶融固化した燃料デブリ	△		○		△	◎		
形状を維持したCRDハウジング		○					△	◎
固着せず堆積した塊状燃料デブリ			◎			○		
固着せず堆積した小石状燃料デブリ		加工せず回収						
固着せず堆積した粉・粒状燃料デブリ		加工せず回収						
試験履歴	2017年度済	未実施	未実施	未実施		2017年度済	2016年度済	2016年度済

※1:切削により対象を加工　※2:砥粒による研削で対象を加工

2019/20年度で予備試験実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法の立案

- 基本要求機能
  - 先端ツール（加工ツール、回収ツール）は、上部格子板の高さより下方で圧力容器の内側全域にアクセスできること。
  - 先端ツールは、PCV内で着脱し交換できること。
  - 消耗品交換などのメンテナンスのため、先端ツールはPCV上部のプラットホームより搬出する。このため、ユニット缶を搬出する開口を通過できること。
  - マニピュレータが操作可能な力以下であること（一般的なパワーマニピュレータのペイロード2000N以下）
    - 加工ツール質量500N、加工時反力1000N以下とする。
    - 燃料集合体の質量約3000Nを考慮する。
  - 炉心部および炉底部に供給できるユーティリティとして以下とする
    - 電源 ： 3φ、200V、10A
    - 水 ： 約1m3/h
- 環境要求条件
  - 線量率 ： 炉内、炉底部 ： 1000～5000 Gy/h
  - 作業プラットホーム上（作業員のアクセスエリア） ： 1mSv/h
  - 温度： −7～40℃ （建屋周辺）
  - バウンダリ内：≦99%
  - 設計寿命：50年（ただし消耗品は保守時に交換可能であること。）

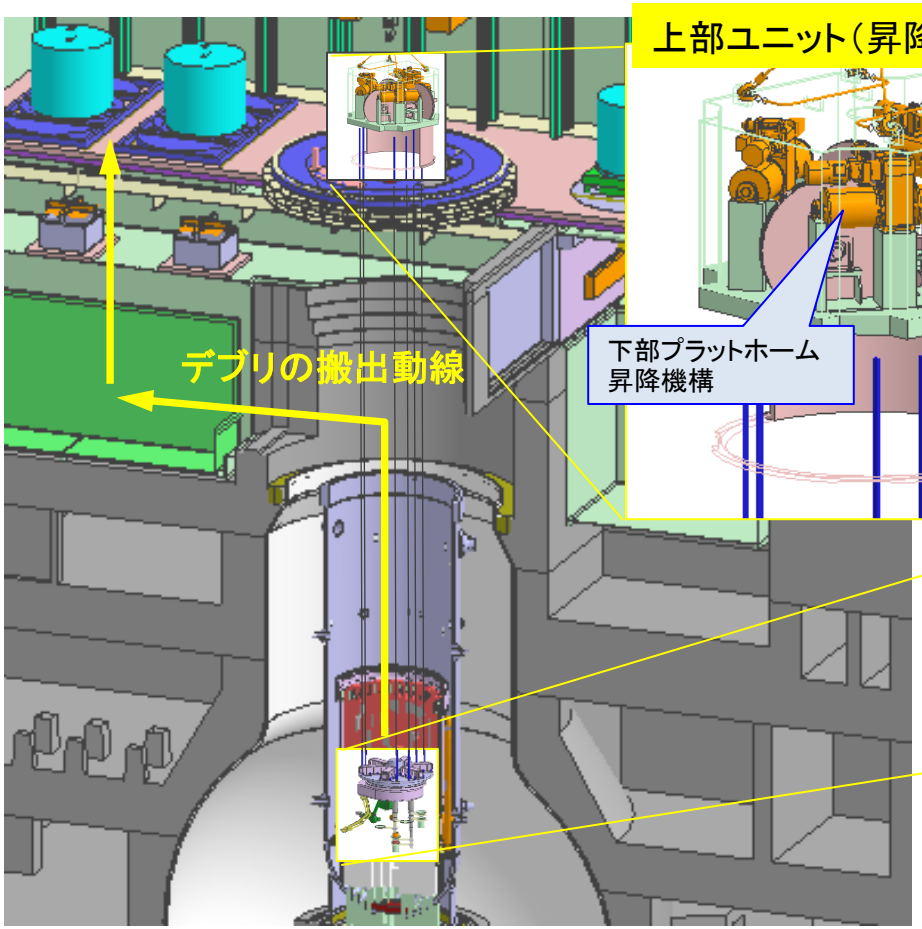
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

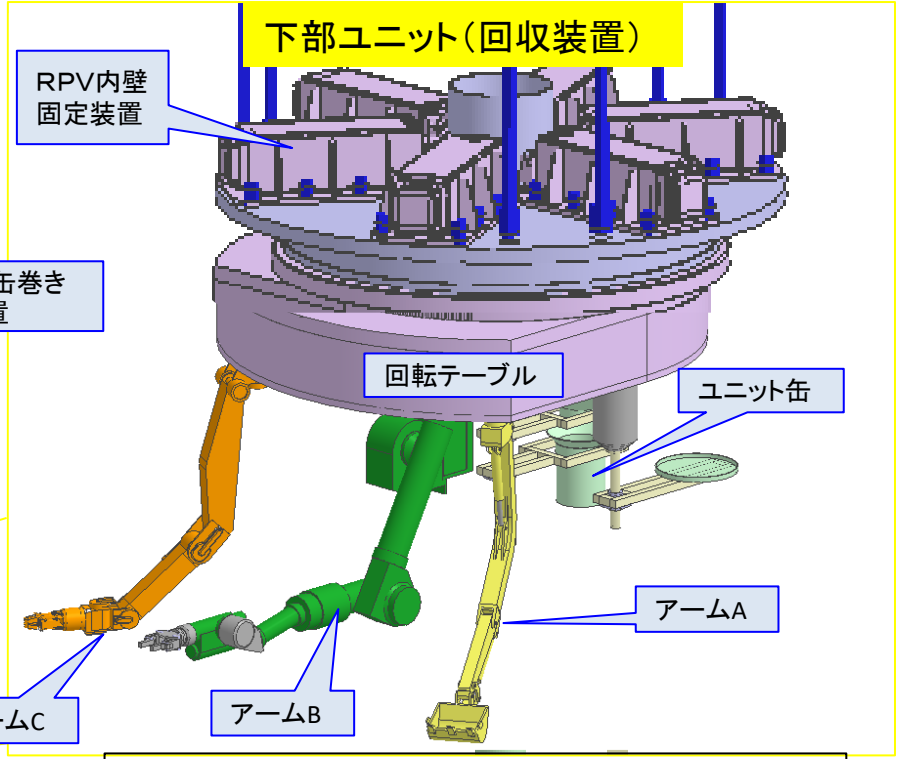
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■ 燃料デブリ加工・回収にかかわる主な装置構成

- 上部ユニット（昇降装置）によって吊り下げられた下部ユニットで燃料デブリを加工・回収
- ユニット缶に回収した燃料デブリは、いったんDSPに移動しユニット缶を仮保管
- 炉内作業と干渉しない時間帯（夜間）に、まとめてDSPからユニット缶を搬出





アームA：把持機構・バケット・セリ矢などの搬送を行う。
アームB：最大450kg程度の持ち上げ力を想定。油圧カッター・切断砥石・超音波コアドリルなどの搬送を行う。
アームC：100～200kgの対象を扱う。中性子検出器・切断砥石・バケット・吸引装置などの搬送を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

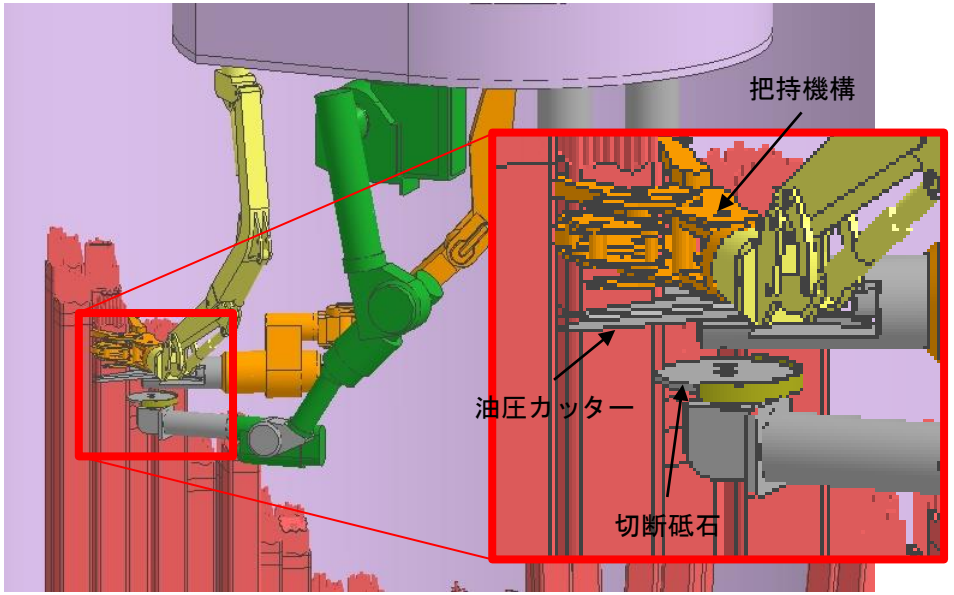
b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法の立案

損傷規模が小さく直立する切り株燃料の工法案

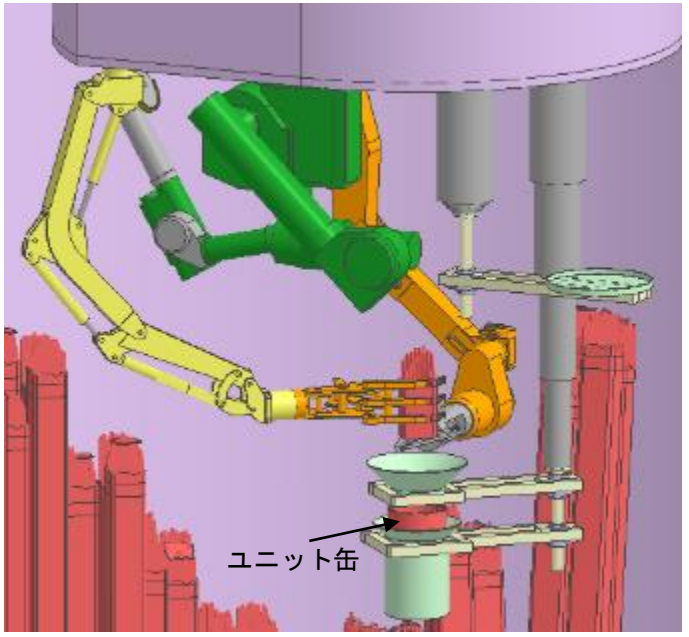
TMI-2で燃料棒切断の実績がある油圧カッターや、金属とセラミックスを同時に加工可能な砥石カッターで対象を切断。切断後にペレットが落下しないよう工具で支えながらユニット缶に収納。

切り株燃料を把持して切断



① 周囲のスペースにあわせて横から把持機構を移動
② 切断位置まで把持機構を移動し対象を挟む
③ カッターの刃をユニット缶に収納可能な切断長となる場所に位置合わせする
④ 油圧カッターを対象が切断する位置まで移動
⑤ 油圧カッターの刃を閉じる
⑥ 切断しきれない場合は切断砥石を使って切っていく

切断した切り株燃料をユニット缶に収納



⑦ 油圧カッターの刃を閉じたままアーム同士と連動して対象物を移動
⑧ ユニット缶に収納

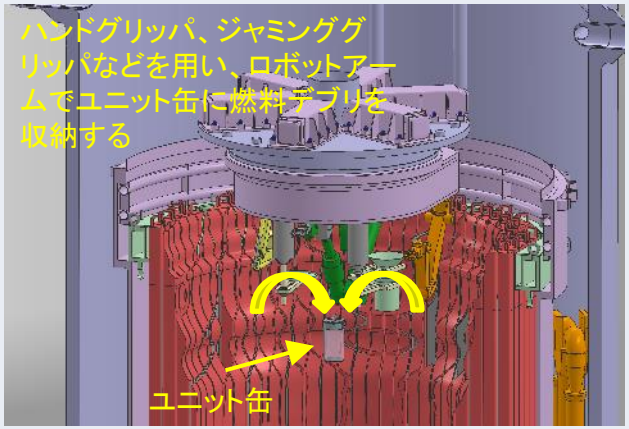
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

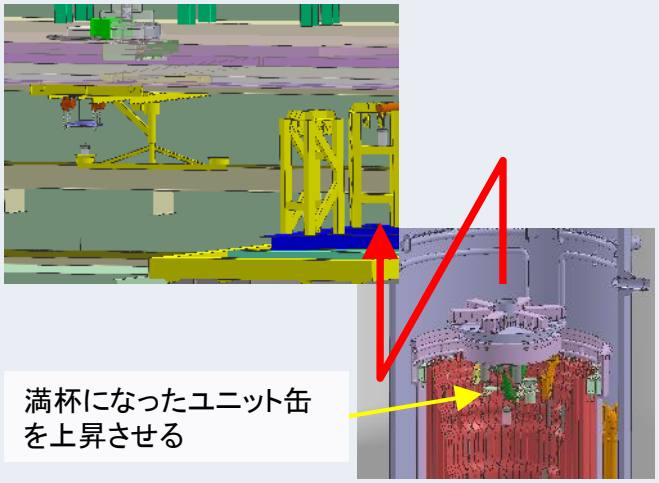
b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの回収方法の立案(DSPへの搬送方法)

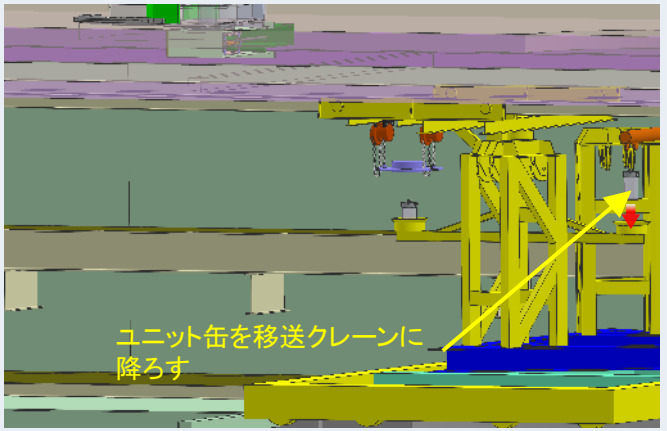
ユニット缶へのデブリ収納



ユニット缶の上昇

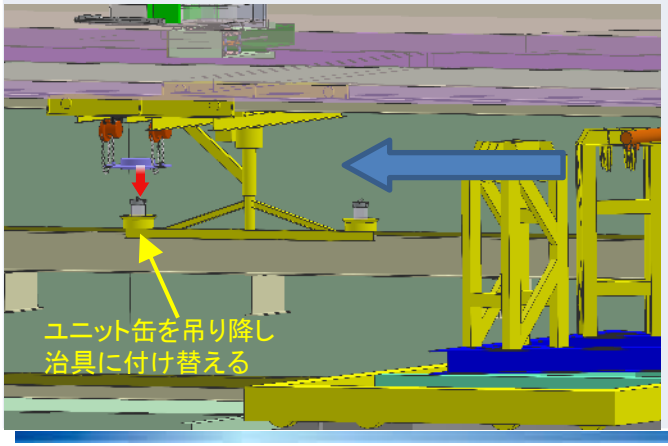


ユニット缶を搬送台車に引き渡し

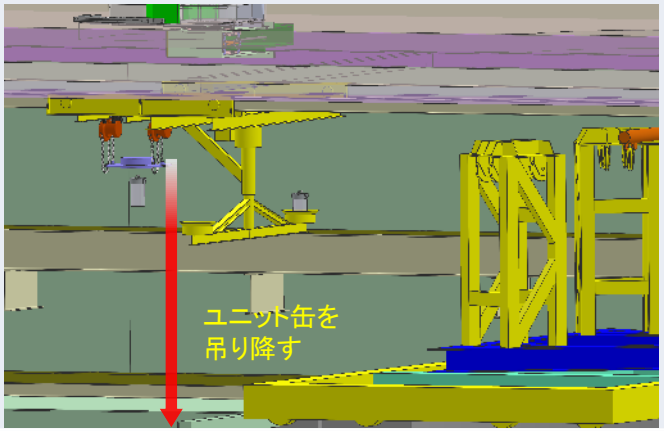


搬送台車にてDSP上に移動

搬送台車をDSP上に平行移動する

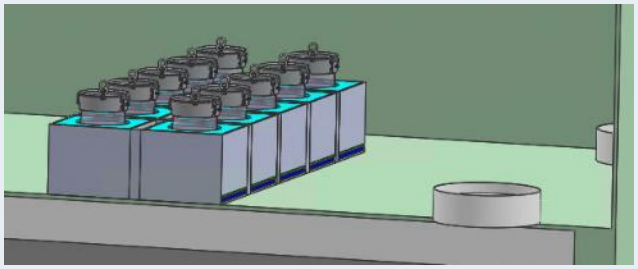


DSPにユニット缶を吊り降ろし



夜間まで、ユニット缶を仮保管

DSPに設置したラックにユニット缶を収納し、夜間の搬出タイミングまでユニット缶を仮保管する。また、新しいユニット缶をラックより炉内に投入し燃料デブリを収納する

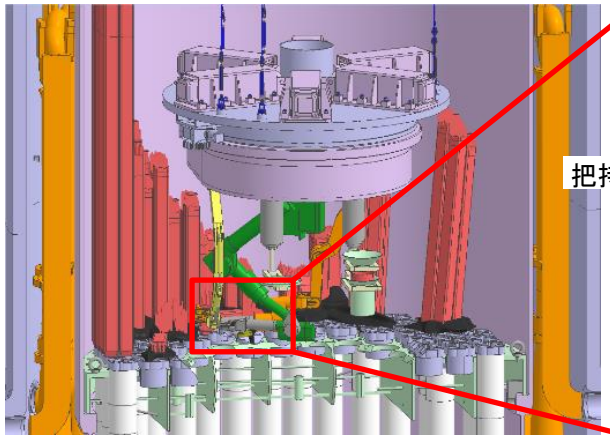
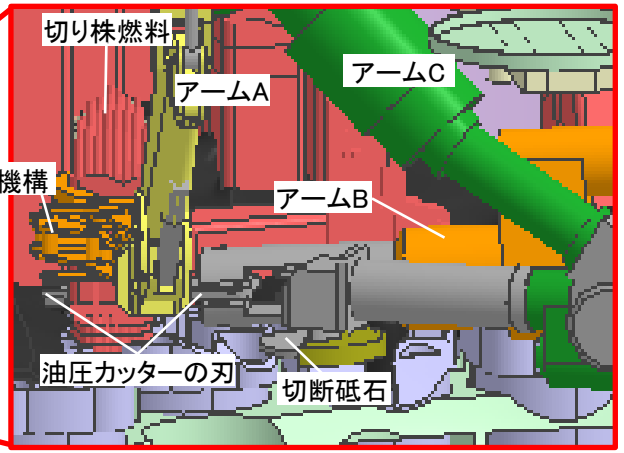
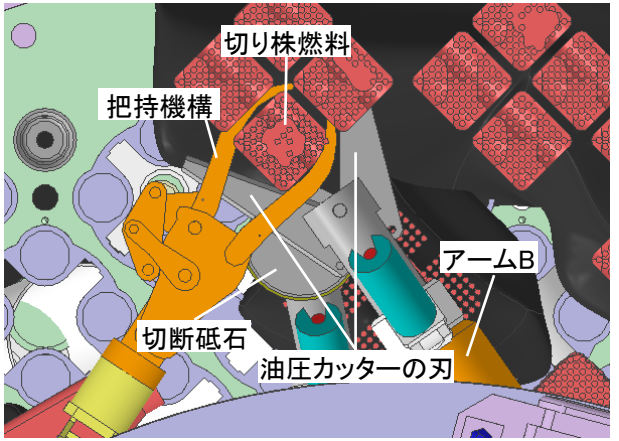
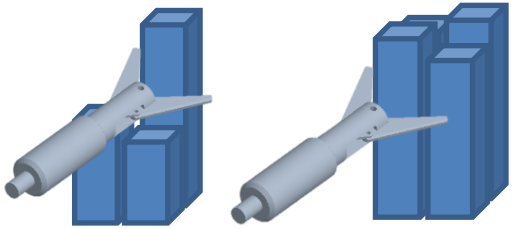


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法・手順の立案（大きく損傷している切り株燃料）

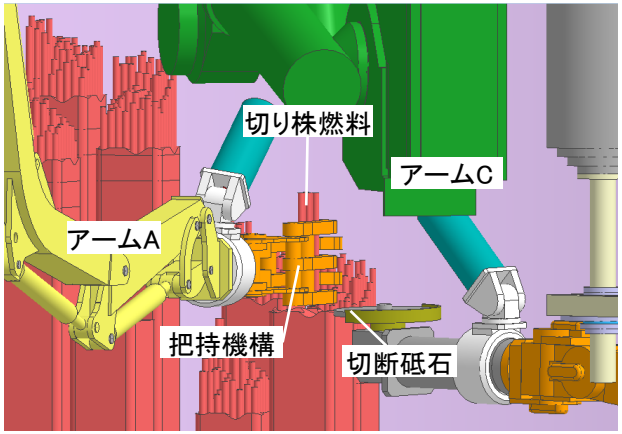
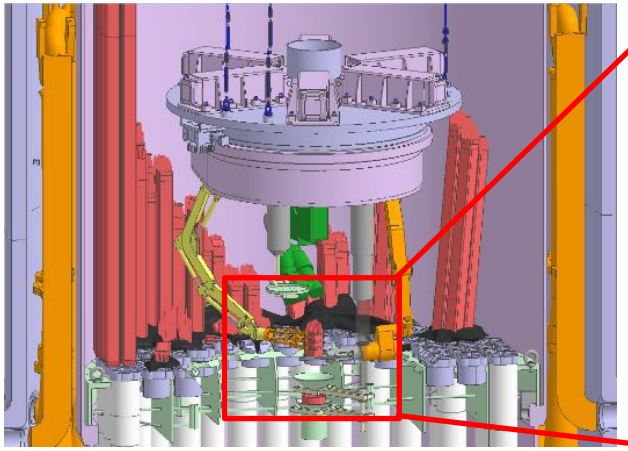
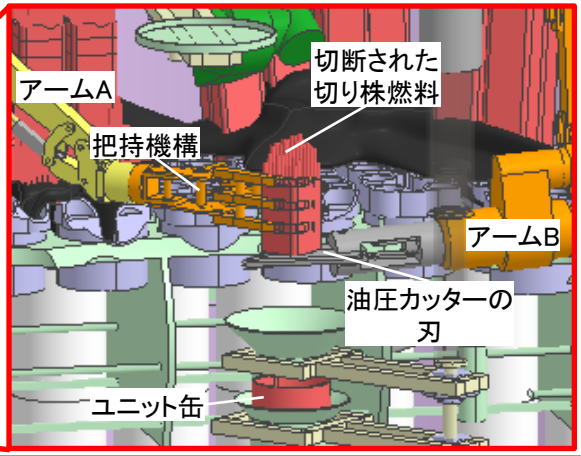
作業図		
作業内容	①把持位置に把持機構(アームA) を移 動 ②対象物(切り株燃料)を把持 ③油圧カッター(アームB)の刃を閉じ切り株燃料を切断する。	左図を上から見た状態
リスク	a. 切り株燃料の損傷が激しく、把持しただけで崩落する。 b. 長めの燃料集合体では、加工点の両側を把持する必要が生じる可能性がある。 c. 燃料集合体の間に、刃や把持機構を差し込めない。 d. 刃に同時に当たる燃料棒の本数が多いと、力が分散して切断できない。 e. 把持のアームと加工のアームが干渉する。 f. 加工点が影になる、霧が立ち込めるなどして見えない。	
対策	a. 最初にバケットで当たり砕けそうなものはそのまま回収する。 b. 効率的な把持方法を検討する。 c. 鎌状刃で一本ずつ切断、または砥石カッターで手前から切断。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法・手順の立案（大きく損傷している切り株燃料）

作業図			
作業内容	④切断しきれない場合は切断砥石(アームC)を使って切っていく	⑤切断片の落下防止のため油圧カッターの刃を閉じたまま把持機構(アームA)と連動して対象物を移動。 ⑥ユニット缶に収納する。	
リスク	a. 複数本の燃料棒を把持した場合、全ての把持の確認ができないため、切断砥石を外すと、切断片が滑り落ちる可能性がある。	a. 油圧カッターの刃では切断後のペレット落下防止できない。 b. 適切な把持点でないと、切断後のバランスが崩れ大きなモーメントがかかることで、落下もしくはアームの損傷についながる。	
対策	a. 切断砥石を落下防止の押さえとして、把持機構と連動してユニット缶まで移送する。	a. 複数アームの連動制御の検討 b. 把持点設定のルール設定	

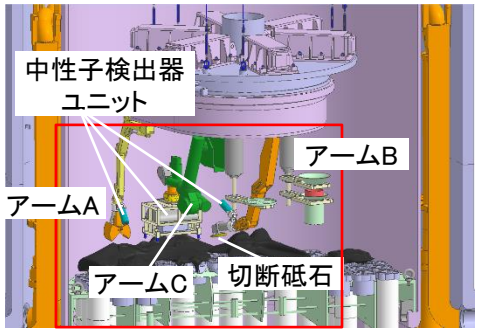
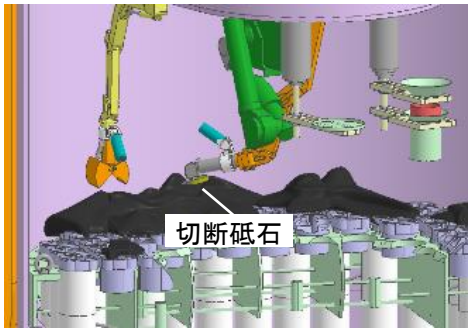
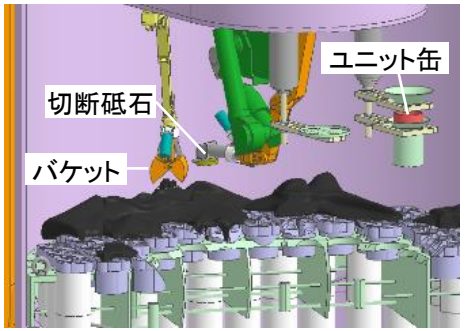
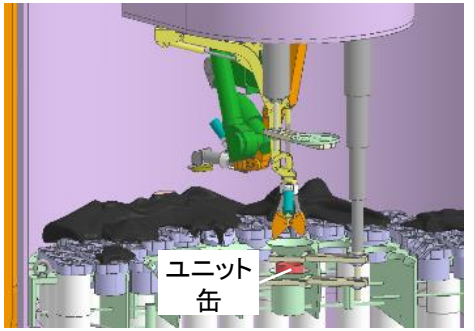
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法・手順の立案

リスク評価／加工性（炉心支持板上で固着した燃料デブリ）

作業図				
作業内容	①中性子検出器ユニット(アームC)にて 加工箇所を測定	②切断砥石(アームB)を対象近傍へ移動 ③切断砥石を使って対象物(炉心支持 板上で固着した燃料デブリ)を破砕、切出し。	④切断砥石を退避 ⑤切り出した切断片をバケット(アームA)で破砕しながら回収。	⑥ユニット缶を収納位置に移動 ⑦ユニット缶に収納する。
リスク	（非加工作業のた加工性に係るリスク無し）	a.切断砥石の面ブレにて、燃料デブリの表面で刃が滑る。 b.反力不足で加工が遅い/できない c.燃料デブリ中の空洞に有る金属粒によって砥石がスタックし刃を抜くことができなくなる。	a.切断片の角度によってはバケットに格納することができない。 b.干渉物を回避すると、バケットが適切な角度で対象物にアクセスできない。	a. ユニット缶に燃料デブリを収納できない
対策	---	a.アームの剛性UP b.突っ張り機構を含めた系全体のガタの確認を行う。 c.エンドエフェクタの切り離し機構(ツールチェンジャ含む)の検討	a.吸着による「引きずり出し」も検討する b.レーザスキャン等による干渉物の位置把握	a.燃料デブリをユニット缶開口部に収納できる大きさまで加工できる装置の設置

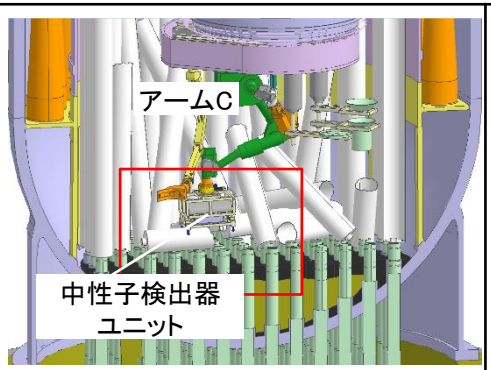
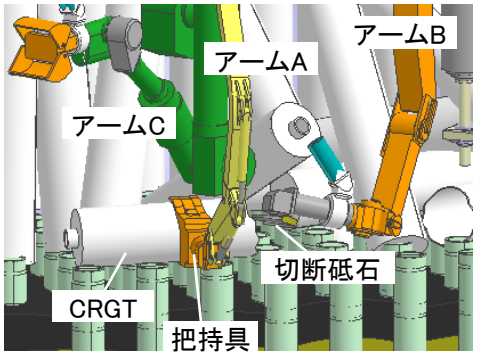
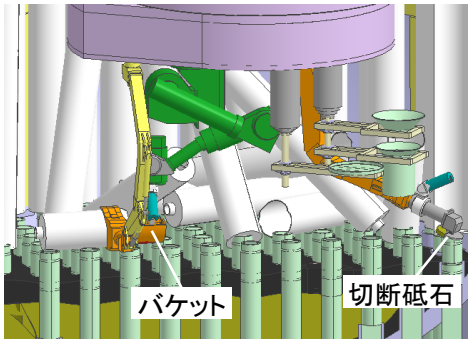
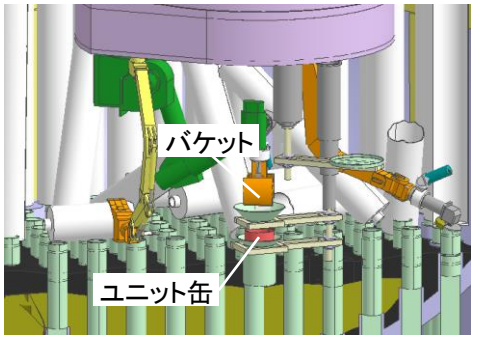
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

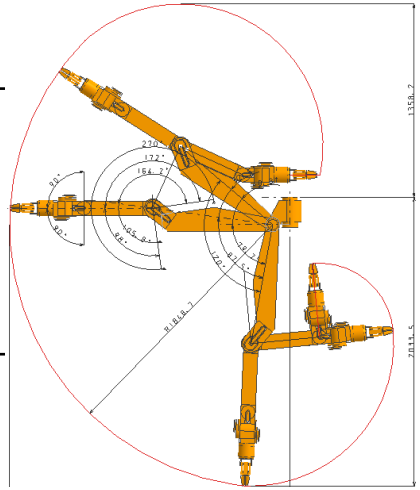
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法・手順の立案

リスク評価／加工性（倒壊して燃料が付着したCRGT）

作業図				
作業内容	①中性子検出器ユニット(アームC)にて加工箇所を測定	②把持具(アームA)を対象近傍へ移動 ③把持具で対象物(CRGT)を把持 ④切断砥石(アームB)でCRGTを破砕	⑤切断砥石(アームB)を退避 ⑥バケットをアームCに装着 ⑦切断砥石で破砕した対象物(CRGT)をバケット(アームC)で回収	⑧バケット(アームC)を移動 ⑨回収した対象物(CRGT)をユニット缶に収納する。
リスク		a.別のCRGTを支えているCRGTを動かしてしまうことで、加工装置の上に構造物が崩れ落ちて来る。 b.倒れた下面で、構造物と溶着していて刃が入らない。 c.把持・切断の方向と稼働範囲が合わない	a.狭隘な空間で、ツールの持ち換えができない。 b.切断片の落下	a. ユニット缶に燃料デブリを収納できない
対策		a.作業開始前に3次元マップを作成し、取り出しプロシージャ策定する。 b.力触覚技術を応用し、自由(別の構造物を支えていない)なものを識別する。	a.作業開始以前に、必要なスペースがあるかを確認する作業のルール化 b.把持と吸着の併用も考える	a.燃料デブリをユニット缶開口部に収納できる大きさまで加工できる装置の設置



把持する方向、加工工具の向きが合わないと、稼働範囲内でも保持・加工できないという事象が生じる

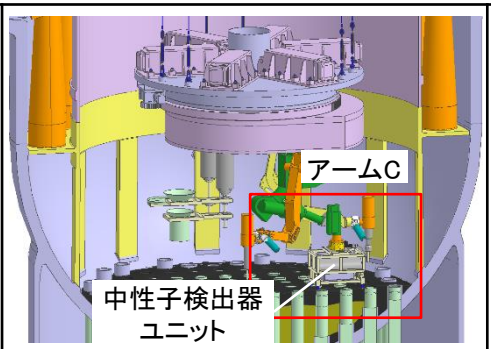
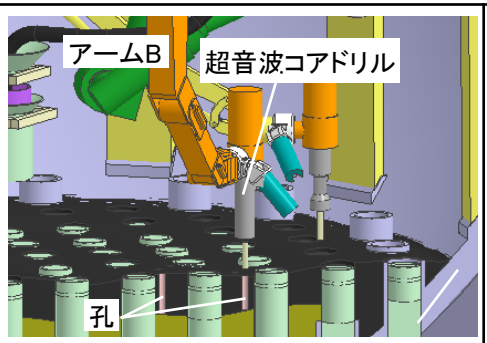
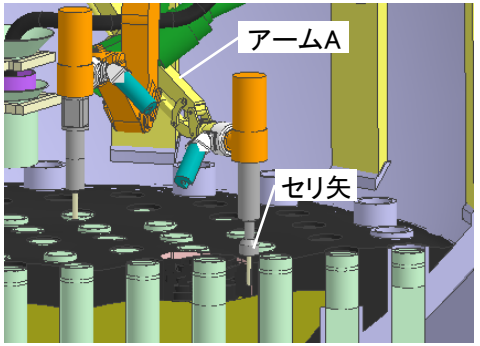
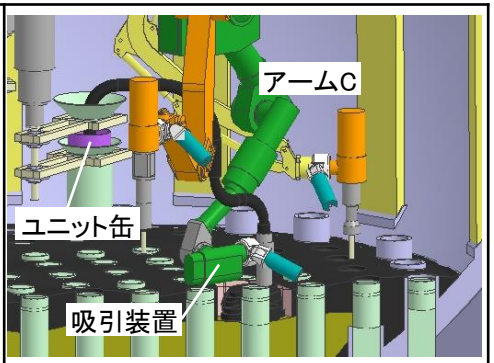
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法・手順の立案

リスク評価／加工性（CRDハウジングと溶融固化した燃料デブリ）

作業図				
作業内容	①中性子検出器ユニット(アームC)にて加工箇所を測定	②超音波コアドリル(アームB)を対象近傍へ移動 ③超音波コアドリルで燃料デブリに穿孔	④穿孔した孔にセリ矢(アームA)を挿入 ⑤セリ矢を徐々に挿入し燃料デブリを破砕	⑦アームCに吸引装置を装着 ⑧堆積した燃料デブリを吸引回収する。
リスク	（非加工作業のた加工性に係るリスク無し）	a.セリ矢を挿入する孔をあけるのが遅い/できない。 ➢ 金属小片を噛み込んでドリルがスタックする ➢ 不均質な対象に起因する側圧の発生によりドリルが動かなくなる。 b.コアを折り取ることができない。 c.アームによる死角が発生し、作業状況が把握できない	a.表面はセラミックリッチだが、内部が金属リッチでセリ矢が効かない。 b.下鏡の強度が判らず大きな力(反力や衝撃力)をかけられない c.RPBの強度が判らず下部プラットホームの固定ができない。 d.対象が割れず、セリ矢が抜けなくなる。 e.炉底部開口から、ペデスタルに切断片が落下する	a. ユニット缶に燃料デブリを収納できない
対策	---	c. 複数カメラの使用。俯瞰カメラの搭載。	a.砥石カッターの併用。内部調査の結果の反映。 d.ツールチェンジャーで切り離し可能な構造とする	--- （アクセス性リスク対応策にて包含）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた回収方法の立案

加工ツール候補技術の加工性調査

金属とセラミックは、通常それぞれに適した工具を用いて、切断加工が行われる。

炉内の状況予測を踏まえ、金属とセラミックによる複合材料に対して、同一工具による切断加工のフィージビリティ確認予備試験を実施し、課題を抽出する。

工具	対象	課題	試験内容
油圧カッター (破砕具併用)	損傷規模が小さく直立する切り株燃	➢ 金属(被覆管)とセラミックス(燃料ペレット)が混在する対象の切断可否、切断時の挙動把握 ➢ 刃先形状の違いが切断時挙動に与える影響*	➢ 油圧カッターによる加工可否 ➢ 燃料棒切断時における課題の抽出
切断砥石	損傷し周囲の構造物に支えられた切り株燃料	➢ 金属(炉内構造物)とセラミックス(溶融燃料)が混在する対象を同じ工具、同じ加工条件で同時に加工可能か ➢ 金属とセラミックスを同時に加工した場合の工具寿命	➢ 切断砥石による加工可否 ➢ 加工速度や工具寿命 ➢ 切断砥石による加工時の課題
チップソー	損傷して周囲と溶融固化した燃料支持金具	➢ 金属(炉内構造物)とセラミックス(溶融燃料)が混在する対象を同じ工具、同じ加工条件で同時に加工可能か ➢ 金属とセラミックスを同時に加工した場合の工具寿命	➢ チップソーによる加工可否 ➢ 加工速度や工具寿命 ➢ チップソーによる加工時の課題
セリ矢 (油圧/衝撃)	炉内構造物と溶融固化した燃料デブリ	➢ 炉底部で想定される塊状燃料デブリの圧縮強度での加工性	➢ 御影石の加工
超音波 コアドリル		➢ 各種試料に対するドリルレートの改善	➢ パラメータを変更して、各試料でのドリルレート測定

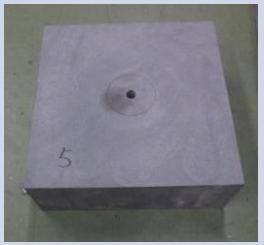
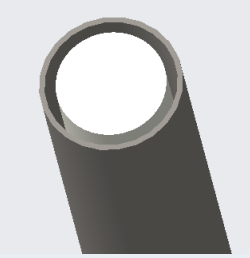
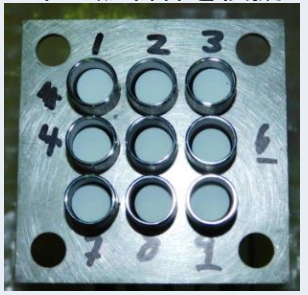
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた加工方法の選択とフィージビリティ確認予備試験

一般的に硬脆材料の破壊挙動の因数で用いられる圧縮強度を比較して材料選定

模擬対象	対象物の物性（圧縮強度）	材料選定と理由	試験体	
溶融固化した燃料デブリ	圧縮強度 ： 230MPa 平成30年度 燃料デブリ性状把握報告書 付録-4 燃料デブリ特性リスト (3) マクロ性状表 にて溶融固化した燃料デブリの圧縮強度	御影石(山西黒) 圧縮強度：約450MPa 溶融脆化した燃料デブリに近い自然石から選定	SIZE：40x40x40cm または40x40x15cm	
未照射の燃料棒	圧縮強度 ： 1000MPa Igata、N. Domoto、K (1972/1973): “Fracture stress and elastic modulus of Uranium dioxide including excess oxygen”、Journal of Nuclear Materials、Vol.45、pp317-322.	ジルコニア 圧縮強度：4000MPa 強度を包含できるものとして、未照射のウランペレットより圧縮強度の高いものとして選定	SUS管(φ13mm t1mm)に ジルコニアの丸棒(φ10mm L200mm)を挿入	 1本の燃料棒を模擬
		高純度・ポーラスアルミナ 圧縮強度：950MPa 複数のセラミックスの圧縮強度を計測したなかで、ウランペレットの圧縮強度1000MPaに近いアルミナを選定	SUS管(φ13mm t1mm)にアルミナペレット(φ10mm L10mm)を5個挿入	 燃料集合体を模擬 ピッチ15㎜
燃焼によりペレットが脆くなった燃料棒	圧縮強度 ： 230MPa 平成30年度 燃料デブリ性状把握報告書 付録-4 燃料デブリ特性リスト (3) マクロ性状表 にて切り株燃料の圧縮強度	ムライト 圧縮強度：160MPa 近い圧縮強度を有するセラミックスから選定	SUS管(φ13mm t1mm)にムライトの丸棒(φ10mm L200mm)を挿入	

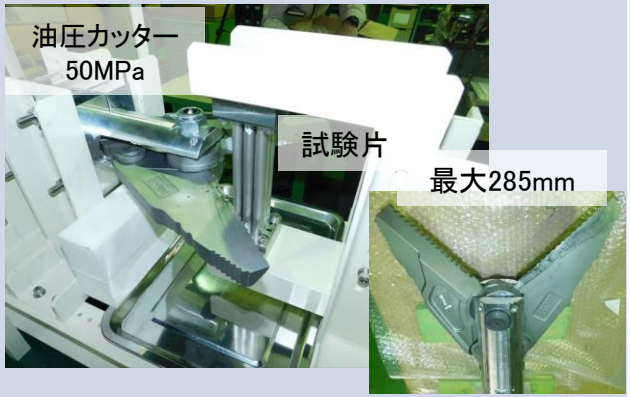
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

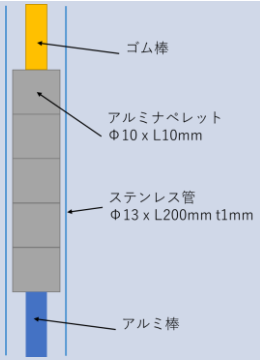
7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

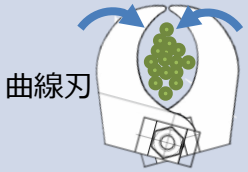
■RPV内燃料デブリの種別に応じた加工方法の選択とフィージビリティ確認予備試験

油圧カッター(直線刃)	油圧カッター(鎌状刃)	平行破砕刃併用





燃料模擬体構造



曲線刃は複数管を抱きかかえながら切断する。

破砕刃外見



切断前に、並行刃にて硬い燃料ペレットを圧縮破砕することで、切断時の刃の損傷の軽減を狙う。



切断力350 kN（代表値）刃の角度、当たる位置により切断力は変化する









- ムライト（圧縮強度160MPa）は容易に切断できるがジルコニア（4000MPa）は切断できず、工具形状などを見直し継続検討要

- 燃料ペレット相当の圧縮強度950MPaのアルミナをφ13mmのSUS管に封入。
- 切断圧力　50MPa
- 切り込み本数　4本

- 並行刃で圧縮破砕後、鎌状刃で切断
- 破砕圧力　30MPa
- 完全切断　2本／一部切り込み　6本

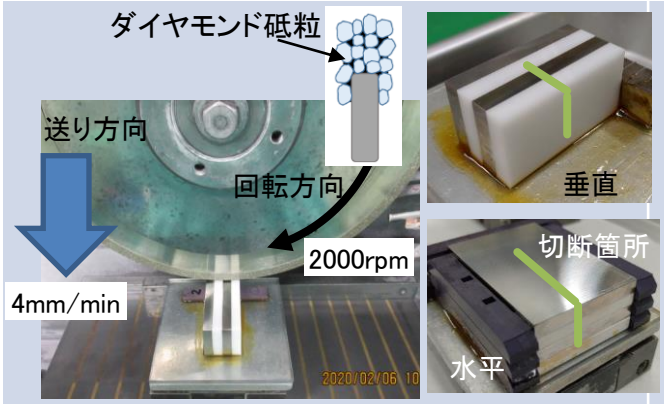
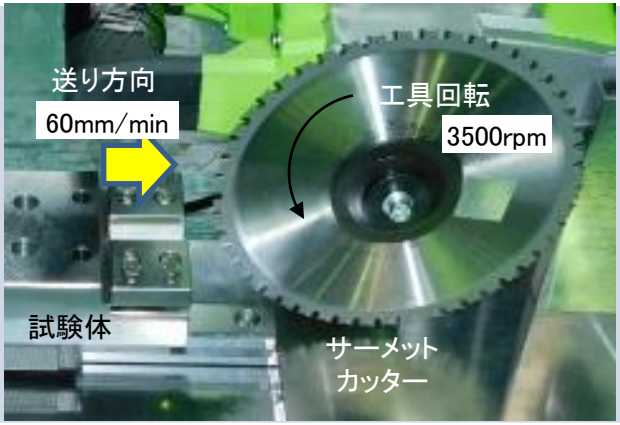
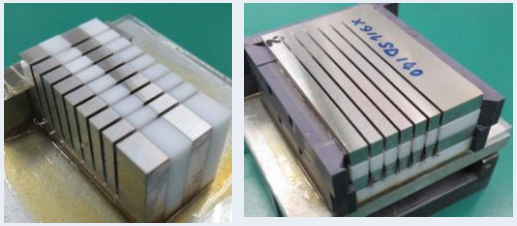
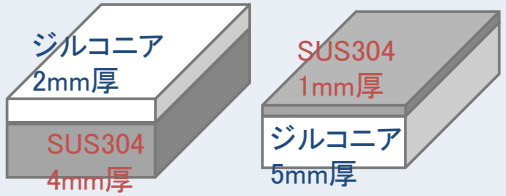
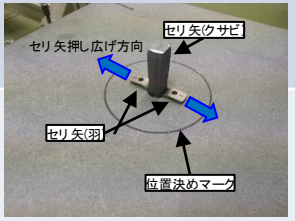
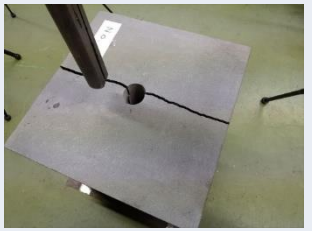
- ムライトは問題なく切断でき、照射後の燃料ペレットは複数の燃料棒からなる集合体でも切断できると見込めるが、万が一未照射相当の燃料ペレットが存在すると、複数の燃料棒の切断は難しくなる
- この場合は別の手段の使用が考えられる

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■RPV内燃料デブリの種別に応じた加工方法の選択とフィージビリティ確認予備試験

切断砥石	チップソー	セリ矢
		 油圧による試験装置  衝撃力(落下)試験装置
	 金属リッチ　セラミックリッチ	 セリ矢設置状況 試験体：溶融固化した燃料デブリの圧縮強度(230MPa(*)を模擬した御影石（山西黒）
• 電着ブレード、メタルブレードで切削液を使わない条件でも金属とセラミックスを積層した試験体の切断が可能であることを確認 • メタルブレードの方が工具寿命は長く、約19、000[mm²]と推測 • 加工速度（断面積）は80mm²/min	• 溶融固化燃料の模擬（ジルコニア）と金属（SUS304）の積層構造を模擬 • 刃の接触箇所でクラックが発生し、進展。ジルコニア板が割れることを確認したが、一方で刃先のチップが損傷 • チップ損傷でステンレスに対する加工性が低下し、バリが発生	 静圧(油圧)による破砕 • クサビ荷重約90kN。所要時間5～10秒 衝撃力(錘の落下)による破砕 • 20kgの錘を1mの高さから落とすこと(推定衝撃荷重302kN)で破砕 (*)平成30年度 燃料デブリ性状把握報告書 付録-4　燃料デブリ特性リスト(3) マクロ性状表 より
• セラミック用切断砥石はスピードは遅いがジルコニアとSUSの積層材は刃の損傷なく切断可能。	• 金属用チップソーでセラミックは刃の損傷が大きく加工可能とは判断できない。	• ダストの発生も微量で熔融固化燃料の加工の有力候補である。

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■燃料デブリの加工・回収プロシージャの検討

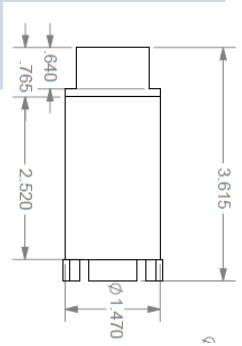
超音波コアドリルのフィージビリティ確認予備試験

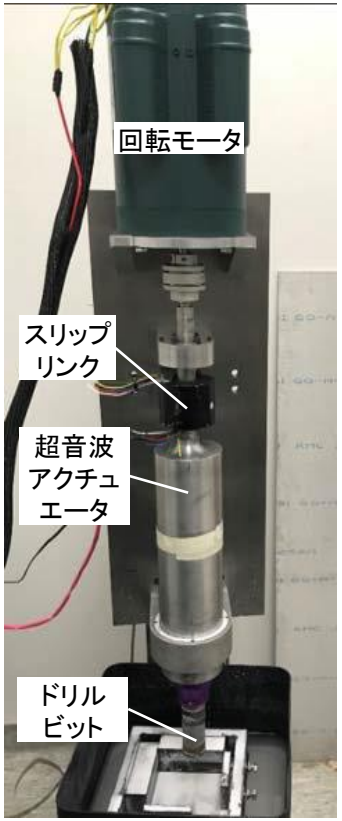
2000Wの出力を持つアクチュエータを備えた市販ユニットにダイヤモンド埋込ビットを装着し各種の試験体に対し予備加工試験を実施した。

試料	アルミナ	ジルコニア	金属	模擬(MCCI)デブリ		
				上層部	中層部	下層部
2018年度検討	3.3kg/h	—	0.63kg/h (ステンレス)	—	—	—
2020年度検討	16.8kg/h	2.3kg/h	6.9kg/h (鉄筋)	11.1kg/h	13.9kg/h	2.8kg/h
加工後の形状						
備　考	回転数　超音波　予荷重 2018年　600rpm　23kHz、100W　444.8N 2020年　1780rpm　19.5kHz、500W(AVE.)　200N(模擬デブリ(上層/中層)は50N) 試料サイズ：120x120x25mm　ビット：ダイヤモンド埋込　径38.2mm					

- 2018年度検討に比べ予荷重444.8N⇒200Nと減少させたが、回転数と超音波パワーの増大でドリルレートが改善した。
- 目標加工レート300kg/日(30kg/h)に対して、ジルコニア・金属リッチな模擬デブリは改善が必要な状況である。(コアは折り取れることを前提とした。)







超音波コアドリルシステム全景(上図)とドリルビット先端(左図)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

■燃料デブリの加工・回収プロシージャの検討

加工候補技術の加工性調査 まとめ

工具	試験内容	試験結果	抽出された課題
油圧カッター(破砕刃併用)	➢ 想定燃料デブリ(特に溶け残った燃料棒)の加工可否 ➢ 燃料棒切断時における課題の抽出	● 被覆管は剪断(塑性変形)、燃料は圧縮力によって破砕する。要する時間は数秒～10秒程度 ● 燃料の硬度が高い場合は、複数の燃料棒をまとめて切断が難しい。作業手順などの検討が必要。 ● 破砕刃併用の効果はあるが、改善が必要。	● 脆化していない対象の切断方法 ➢ 破砕と組み合わせる手順 ➢ 切断力の向上
切断砥石	➢ 想定燃料デブリ(特に溶融固化した燃料デブリ)の加工可否 ➢ 加工速度や工具寿命 ➢ 切断砥石による加工時の課題	● 金属とセラミックを積層した試験体の切断が可能。金属と燃料が混ざり合って溶融固化したデブリの加工可能性はある ● 加工速度は、断面積80mm^2／minと遅い ● メタルブレードの方が工具寿命は長い ● 加工可能面積はメタルブレードで約19,000[mm^2]と推測	● 塊のデブリを切り取る手順 ● 対象の凹凸に倣わせる位置制御、等加工支援技術 ● 砥粒の大きさや量、ボンドの種類、スリットの導入など
チップソー	➢ 想定燃料デブリ(特に溶融固化した燃料デブリ)加工可否 ➢ 加工速度や工具寿命 ➢ チップソーによる加工時の課題	● セラミックは、クラックの進展により材料が破砕し加工が進むが、刃先のチップが同様に損傷することを確認 ● 金属単体であれば問題なく加工は進むが、チップ損傷でステンレスに対する加工性が低下し、バリが発生	● セラミックの加工性が低く、UO2の溶融固化物などが混ざる燃料デブリには砥石のほうが適用性が高い。
セリ矢(油圧/衝撃)	➢ 御影石の加工	● 【油圧】20～25MPa(油圧ポンプの圧力計)で破砕。所要時間5～10秒 ● 【落下衝撃】20kgの錘を1mの高さから落とすと破砕	● セリ矢挿入用の穴あけの精度と時間 ● セリ矢加工に必要な自由面が無い状況での加工法
超音波コアドリル	➢ パラメータを変更して、各試料でのドリルレート測定	● 予荷重を低減しても、ドリルの回転数、超音波パワーの増大でドリルレートの改善は可能 ● 加工速度最大16.8kg/h	● 目標の加工性能は未達 ● 特性向上はテストベッドの堅牢化に由来。マニピュレータの剛性が課題

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発 ■全体総括と将来的な課題

	開発アイテム	本開発終了時点(*1)での状況	次フェーズ(*2)への移行に必要な検討アイテム
切断加工	加工対象の状況把握	炉心部、炉底部における状況推定図を作成・分類した。	• 内部調査による構造物の損傷情報反映対象の位置、総量、線量など情報入手 • 作業中に時々刻々と変化する加工対象状態の情報入手方法の検討
	加工法の選択	状況推定に基づき加工方法の適用マトリックスを作成した。	• マニピュレータの腕先相当の安定度における加工性能の要素試験の実施 • 要求反力の設定 • 金属/セラミック共用可能な加工具の開発の継続 • 内部調査(サンプリングなど)を反映した要素試験向け試験体の選定 • 作業時間の把握/改善 • 耐放性に関するデータの取得 • 交換(メンテナンス)に関するデータの取得
		金属用加工具でのセラミックの加工/セラミック加工具での金属の予備試験を実施。 • セラミック加工用切断砥石での金属加工は刃の損傷が少ない。【有望】 • 金属加工用チップソーでのセラミック加工は刃の損傷が大きい。 • 金属加工用油圧カッターによる模擬燃料集合体の加工では、炉内に支配的に残っていると思われる照射した燃料を想定したセラミックは切断(破砕)できるが、未照射相当のセラミックの切断は難しく、当初計画の代替案を用いたシナリオが有望であることを確認した。	
		• 油圧カッター使用前に並行刃による圧縮破砕を行うことで加工性を向上できる	• 並行刃の破砕圧・刃の強度向上
		• セリ矢は、セラミックの加工はできるが金属加工は困難	• セリ矢用穴開け加工法検討

(*1) 従来経験のほとんど無い領域で要求ファンクションに関する基礎データを取得している段階。
(*2) 上に続いて、システムとしての成立性を確認するための基礎データを取得する段階。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(i) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 】

b. 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発 ■全体総括と将来的な課題

	開発アイテム	本開発終了時点(*1)での状況	次フェーズ(*2)への移行に必要な検討アイテム
切断加工	作業ステップの検討	以下の作業リスクを抽出した	---
		外観では材料特性が把握できないことによる安全or作業停滞事象の発生	対象の性状未知を前提とした加工プロシージャの作成(二の矢/三の矢)
		工具のスタックなどによる救援の必要性の把握	救援シナリオの策定およびそれに基づく具体策(ツールチェンジャによる工具切り離しなど)の検討
		視　野:水蒸気・冷却水・ダストによる視認性低下	カメラ視認に頼らない炉内状態把握技術の開発／全体構成図の作成
		アクセス:加工対象へのアクセス性向上	アクセスシミュレーターの開発
		安　全:加工時の落下発生	対象の性状未知を前提とした加工プロシージャの作成(二の矢/三の矢)
容器収納	収納法の選択	対象の性状および大きさに応じた回収手段を策定	対象の性状未知を前提とした回収プロシージャの作成(二の矢/三の矢)
	作業停滞リスクの抽出	収納作業時の落下防止策の必要性の把握	容器収納作業ステップの策定および具体策の検討
搬出	搬出動線の設定	ユニット缶をウェルに引揚げ、水平移動にてDSPに搬送する動線を設定した。	引揚げ時のユニット缶の揺れ押さえなどのリスク回避案策定
			より効率的・安定的なユニット缶受け渡し方法の検討

(*1) 従来経験のほとんど無い領域で要求ファンクションに関する基礎データを取得している段階。
(*2) 上に続いて、システムとしての成立性を確認するための基礎データを取得する段階。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

２） 燃料デブリ取り扱い技術の開発

（ⅱ）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発

① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術

燃料デブリから循環冷却水中に溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術について、溶解性核種除去用吸着技術に関する要素試験を実施して最適な吸着材を選定する。要素試験は、アルファ核種を対象として行う。また、その結果を踏まえ、吸着除去設備の概念システム設計を行う。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.溶解性核種除去設備の概念システム設計。

・アルファ核種（U、Pu等）を用いた吸着試験の計画立案に必要な予備試験を実施のうえ吸着試験を実施し、アルファ核種吸着材を選定するためのデータを取得した。

b.ほう酸調整設備の概念設計。

・ほう酸調整設備等について、析出対策を踏まえた運転調整範囲や廃液からのほう酸回収の可能性を文献及び試験で確認し、設備概念を整理した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

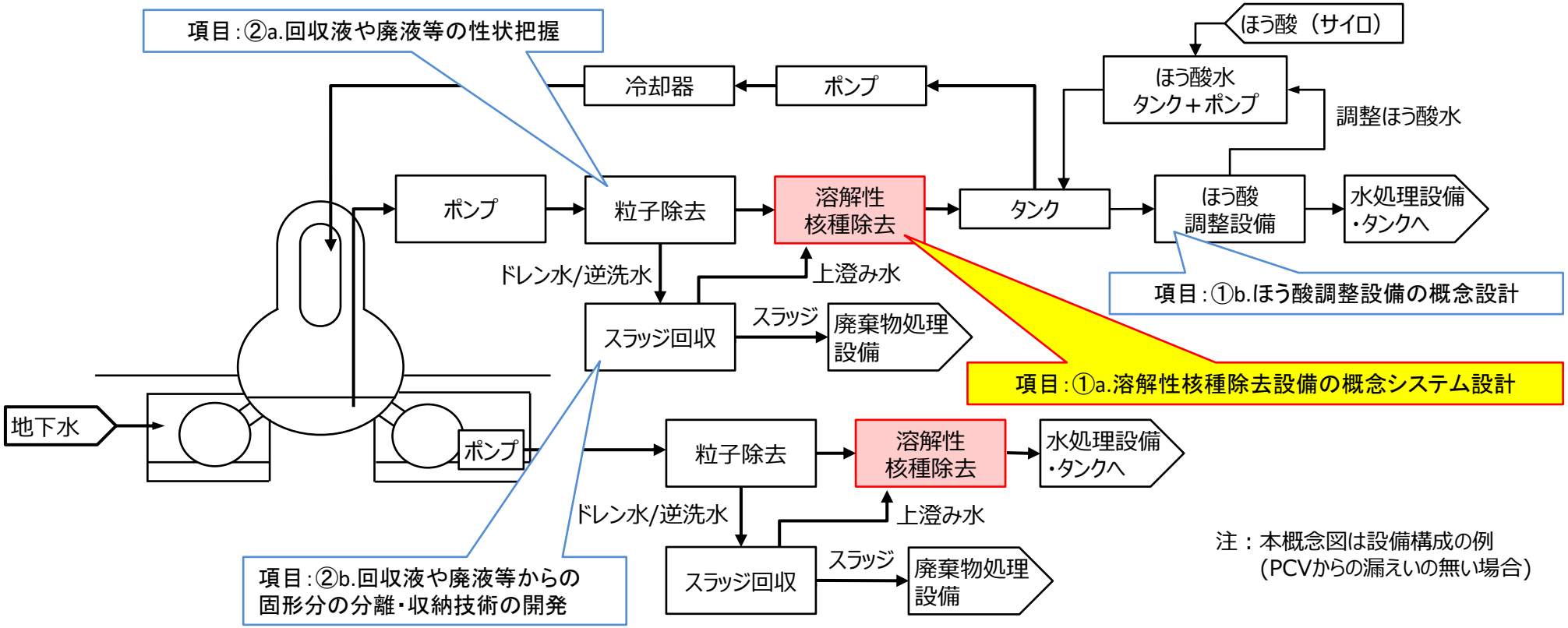
２） 燃料デブリ取り扱い技術の開発

（ⅱ）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発

① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術

燃料デブリ取り出し時の汚染水処理システムの概念図を下段に示す。

：本項目の事業で試験を行う設備



図．燃料デブリ取り出し時の液体系システム(概念図)と要素試験の実施対象

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

- 開発の目的
  α核種（Pu、U、Np、Am、Cm）を吸着除去する吸着材の種類および使用量を選定するためのデータ取得を行う。

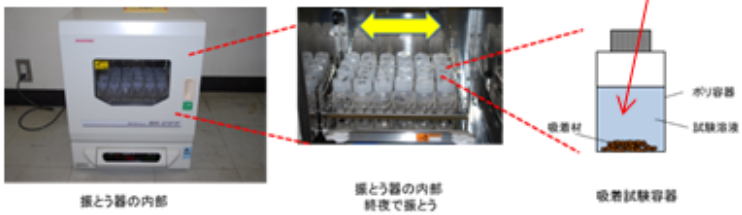
- 解決すべき課題
  溶解性核種除去設備で使用するα核種吸着材の核種吸着性能のデータが不足。

- 開発の進め方
  （1） 要素試験準備
    ① 実機想定水質の整理
    ② 想定水質におけるアルファ核種の存在形態の検討
    ③ Am以外のアルファ核種（Pu、U、Np等）を吸着除去する吸着材の文献調査と候補吸着材の選定
    ④ 吸着試験方法(条件、手順)の検討
  （2） 要素試験計画に必要な予備試験
    ② 想定水質におけるアルファ核種の存在形態の検討
  （3） α核種(U、Pu等)を用いた吸着試験(浸漬試験、流通試験)

<<核種吸着性能の確認試験の例>>

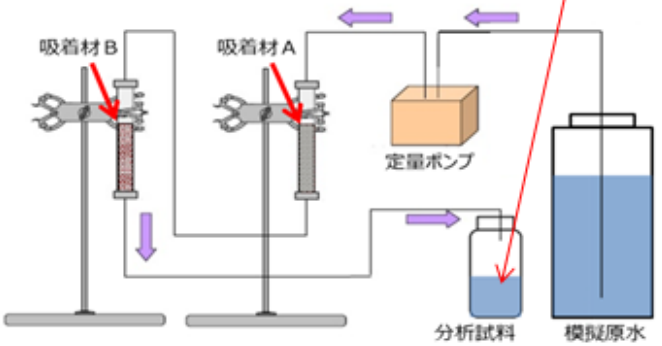
①浸漬試験
- 精度の高い試験手順確立
- Pu、Uなどの試験実施

試験開始前後で容器中の被吸着質の物質濃度を測定し、吸着量を測定



②流通試験
- 核種使用量を低減可能な試験手順確立
- Pu、Uなどの試験実施

被吸着質の物質濃度の経時変化を測定し、初期DFを把握



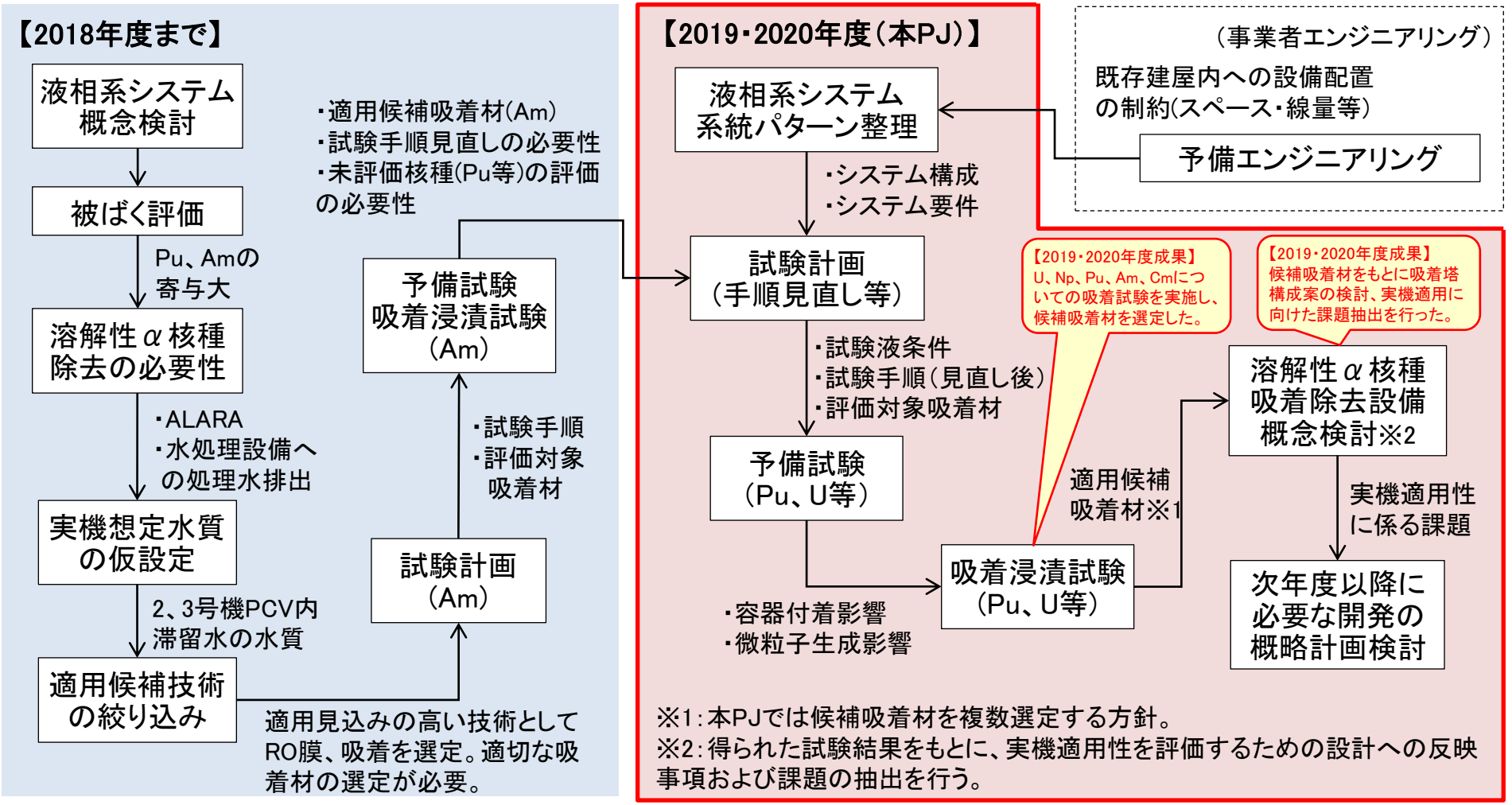
- 得られる成果
  溶解性核種除去設備で使用するα核種吸着材を選定するためのデータ。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

本開発では、燃料デブリから循環冷却水中への溶出が想定される溶解性核種のうちアルファ核種について、吸着技術を用いた除去システムの実機適用性の判断に向けた検討・試験評価を行った。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 開発工程

【凡例】 計画: 実績:

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼						中間報告 ▼						中間報告 ▼					最終報告 ▼
1.概念検討																								
2.要素試験計画																								
2-(1).要素試験準備 (試験用品手配含む)																								
2-(2).要素試験計画に必要な予備試験																								
3.要素試験																								
4.まとめ																								
備考																								

新型コロナウィルスの影響でPuの納入が9月上旬に後倒しされた。これに伴い、Puを用いた試験は2月中旬まで実施する工程に変更となった。

Am･Uなどを用いた予備試験

Puを用いた予備試験

U･Puなどの吸着試験

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 除去対象とするα核種

被ばく評価に用いている55核種のうちα核種は13種類、多核種除去設備の除去対象核種に含まれるα核種は9種類である。これらを網羅した15種類のα核種(U、Np、Pu、Am、Cm)を除去対象核種として設定した。

表 被ばく評価核種・多核種除去設備の除去対象核種に含まれるα核種

元素	α核種	被ばく評価 対象核種※1	多核種除去設備の 除去対象核種※2
ウラン	U-234	○	—
	U-235	○	—
	U-236	○	—
	U-238	○	—
ネプツニウム	Np-237	○	—
プルトニウム	Pu-238	○	○
	Pu-239	○	○
	Pu-240	○	○
	Pu-242	○	—
アメリシウム	Am-241	○	○
	Am-242m	○	○
	Am-243	—	○
キュリウム	Cm-242	○	○
	Cm-243	—	○
	Cm-244	○	○

※1:電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版)」に基づき、5年から300年の間で存在割合が0.1%以上となる55核種が選定されている。

※2:FP核種、CP核種ともに原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定し、得られた推定濃度が告示濃度に対し1/100を超える核種として、トリチウムを除く62核種が選定されている。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 除去対象とするα核種のPCV内滞留水濃度

- 実測されているPCV内滞留水のα核種濃度について、除去対象として想定している15種類の元素の告示濃度（排水中の濃度限度＝多核種除去設備の出口水の濃度要求）と比較すると、下表のようになる。
- Uは告示濃度に比べて大幅に低い濃度であるのに対し、Pu、Am、Cmは告示濃度の数十倍の濃度となっている。

表　2号機および3号機PCV滞留水のα核種濃度と告示濃度の比較

元素	除去対象α核種	半減期	PCV滞留水濃度※1[Bq/cm3]	告示濃度※2[Bq/cm3]	告示濃度比（半減期未考慮）	告示濃度比＞1（半減期考慮）
ウラン	U-234	約2.5×10^5年	7.7E-04	2E-02	3.85E-02	×
	U-235	約7.0×10^8年	5.1E-06	2E-02	2.55E-04	×
	U-236	約2.3×10^7年	1.2E-04	2E-02	6.00E-03	×
	U-238	約4.5×10^9年	1.7E-04	2E-02	8.50E-03	×
ネプツニウム	Np-237	約2.1×10^6年	データなし	9E-03	—	?
プルトニウム	Pu-238	約88年	2.4E-01	4E-03	6.00E+01	○
	Pu-239	約2.4×10^4年	2.7E-01	4E-03	6.75E+01	○
	Pu-240	約6.6×10^3年		4E-03		
	Pu-242	約3.7×10^5年	データなし	4E-03	—	?
アメリシウム	Am-241	約4.3×10^2年	2.7E-01	5E-03	5.40E+01	○
	Am-242m	約1.4×10^2年	データなし	5E-03	—	?
	Am-243	約7.3×10^3年	データなし	5E-03	—	?
キュリウム	Cm-242	約163日	3.0E+01	6E-02	5.00E+02	×
	Cm-243	約29年	データなし	6E-03	—	?
	Cm-244	約18年	3.8E-01	7E-03	5.43E+01	○

※1：2、3号機のデータのうち最も高い濃度を記載している。　※2：周辺監視区域外の水中の濃度限度

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 実機想定水質の整理：海水成分およびコンクリート成分の溶出、ほう酸水注入を想定して、PCV内滞留水および建屋内滞留水に対して条件を設定

- 条件１　PCV内滞留水（循環冷却水）にてイオン等の溶出がほとんどない～軽微の評価
- 条件２　建屋内滞留水を想定する場合の評価（PCV内滞留水が建屋地下に移行する場合）
- 条件３　PCV内滞留水（循環冷却水）にてほう酸水を注入する場合の影響評価
- 条件４　建屋内滞留水にほう酸水が混入する場合の影響評価（条件3のPCV内滞留水が建屋地下にリークする場合）
- 条件５　PCV内滞留水（循環冷却水）にてコンクリート成分のみ溶出する場合の影響評価

表　実機想定水質条件一覧

液条件	想定対象水	海水成分	コンクリート成分	ほう酸水添加	条件						備考（試験液条件）
					温度 [℃]	Clイオン濃度 [ppm]	Caイオン濃度 [ppm]	ほう素濃度 [ppm]	pH	SS濃度 [ppm]	
1-1	PCV内滞留水	なし	なし	なし	10～40	0	<1	<1	中性付近	<1	純水
1-2	PCV内滞留水	あり	なし	なし	10～40	20程度	<1	<1	中性付近	<1	1000倍希釈海水
1-3	PCV内滞留水	あり	なし	なし	10～40	100程度	1程度	<1	中性付近	<1	200倍希釈海水
2	建屋内滞留水	あり	あり	なし	10～40	350程度	40程度	<1	弱アルカリ	<1	50倍希釈海水相当(Ca濃度調整あり)
3	PCV内滞留水	あり	なし	あり	10～40	20程度	<1	7,000	弱アルカリ	<1	1000倍希釈海水＋ほう酸水
4	建屋内滞留水	あり	あり	あり	10～40	350程度	40程度	7,000	弱アルカリ	<1	試験液条件2＋ほう酸水
5	PCV内滞留水	なし	あり	なし	10～40	<1	45程度	<1	高	<1	20倍希釈石灰水

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 候補吸着材の選定 : 既往文献の調査結果・α核種の溶液中の存在形態から候補材を選定。

① 既往文献を調査し、除去対象核種元素ごとに候補吸着材を選定

α核種	候補吸着材	選定の考え方(文献調査)
Pu	クリノプチロライト	実地下水での試験実績にて10^3オーダーのKdあり
	チャバサイト	実地下水での試験実績にて10^2オーダーのKdあり
Am	クリノプチロライト	実地下水での試験実績にて10^3オーダーのKdあり
	ケイチタン酸	30%希釈海水(ほう素3000ppm)での試験実績にて10^3オーダーのKdあり
Cm	該当なし	酸性領域で評価している吸着材文献はあるが中性付近での研究結果はない
U	モルデナイト	NaCl(10^{-3}mol/l～10^{-1}mol/l)pH6～7での試験実績にて10^3オーダーのKdあり
	吸着サイト添着活性炭	KNO_3(I=0.1)pH7～8での試験実績にて10^4オーダーのKdあり
Np	X型ゼオライト	0.1M NaCl／0.001mol/l HCl pH6での試験実績にて～800ml/gのKdあり

②除去対象α核種の存在形態を考慮して候補吸着材を選定

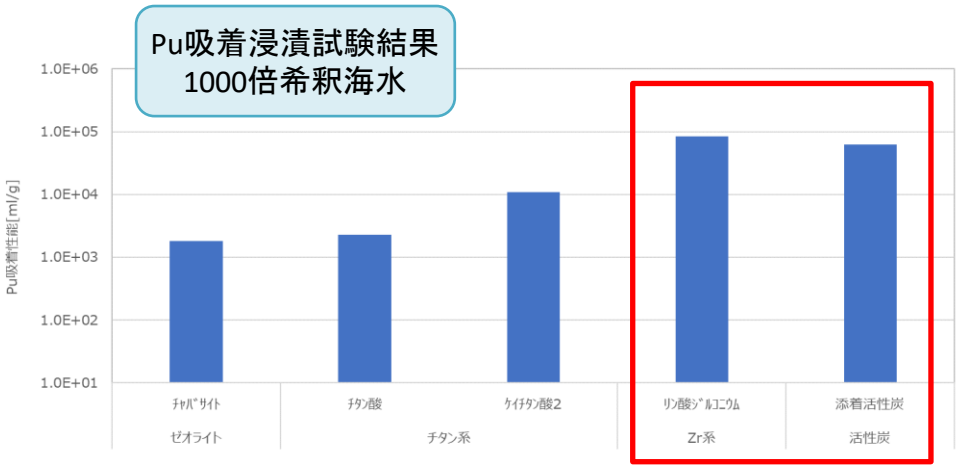
α核種の存在形態		候補吸着材	選定の考え方
イオン	2価陽イオン 分子状イオン	ゼオライト・チタン酸・ ケイチタン酸	陽イオンの吸着能を有する吸着材として選定。なお、2017・2018年度の補助事業におけるAm試験において高い吸着率を確認済み。
	3価陽イオン	リン酸ジルコニウム	3価イオンの吸着能を有する吸着材として選定。
コロイド		活性炭	中性物質の吸着に優れるため、コロイドや有機物と反応した分子の除去を期待。

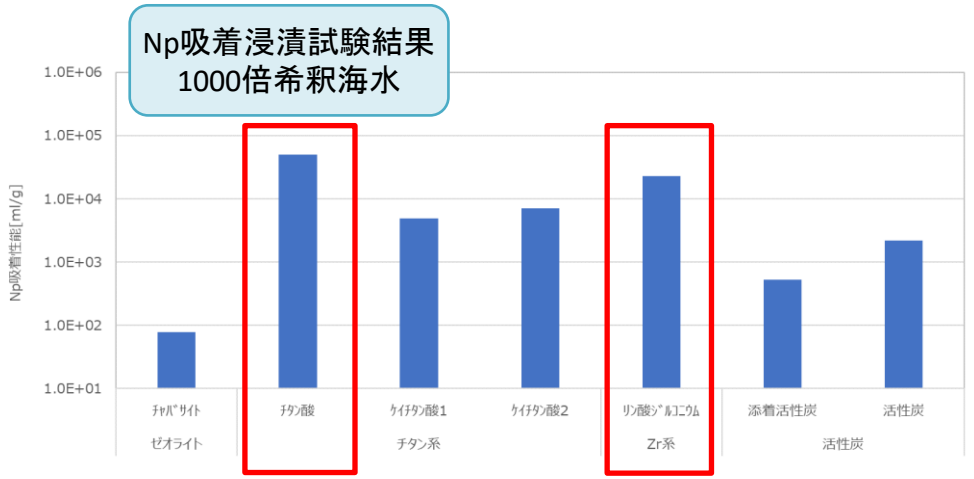
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

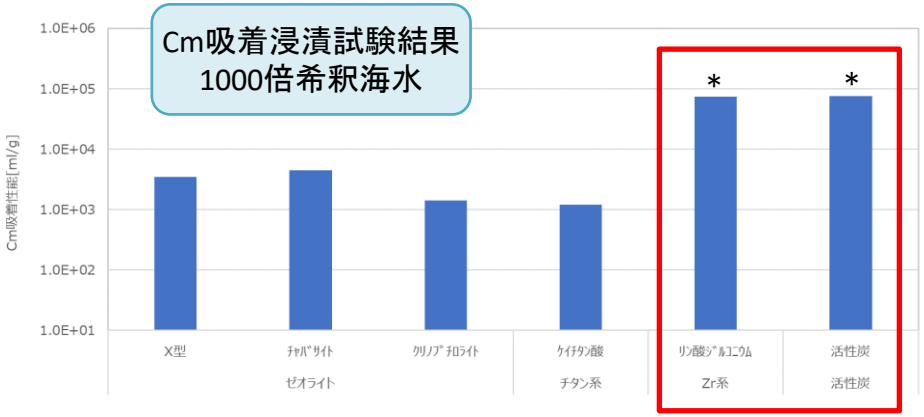
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 吸着試験 ：U、Np、Pu、Am、Cmについて浸漬によるアルファ核種の吸着試験を行い、吸着性能の高い吸着材として、リン酸ジルコニウム、活性炭、チタン酸を選定。







分配係数 $K_d = \dfrac{(C_i - C_f)}{C_f} \times \dfrac{V}{m}$

C_i ：吸着前の液相中の吸着対象濃度

C_f ：吸着後の液相中の吸着対象濃度

V ：浸漬液相の体積 [ml]

m ：吸着材重量 [g]

*のついたデータは浸漬後濃度がNDのため、定量下限値を用いてKdを算出

浸漬期間：21日

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ **概略システム検討 : 選定した候補吸着材をもとに、吸着塔構成の検討および課題の抽出を行った。**

- 水中のα核種は、イオンとコロイドが混在していることが想定される。既存の多核種除去設備における吸着塔構成と同様に、コロイドを除去するための活性炭吸着塔を先頭に設置し、後段へのコロイド影響を排除する。
- 吸着塔数を可能な範囲で減らすために、複数のα核種に対して吸着性能の高い吸着材として、リン酸ジルコニウム吸着塔を適用する。ただし、リン酸ジルコニウムのNp吸着性能は比較的高い程度であり、通水処理による濃度低減が不十分である可能性がある。Npの濃度低減が不十分な場合、あるいはSrを合わせて除去したい場合にはリン酸ジルコニウムの後段にチタン酸吸着塔を設けることを考慮する。
- 各塔の必要塔数を設定するためには、通水処理により十分な除去機能(濃度低減機能)を発揮するかどうかについての評価が必要となるため、通水処理による核種濃度低減性能の確認が課題となる。
- また、試験においては個別の核種を単独で評価していることから、複数の核種を同時に除去する場合の相互影響の有無についての確認が課題となる。

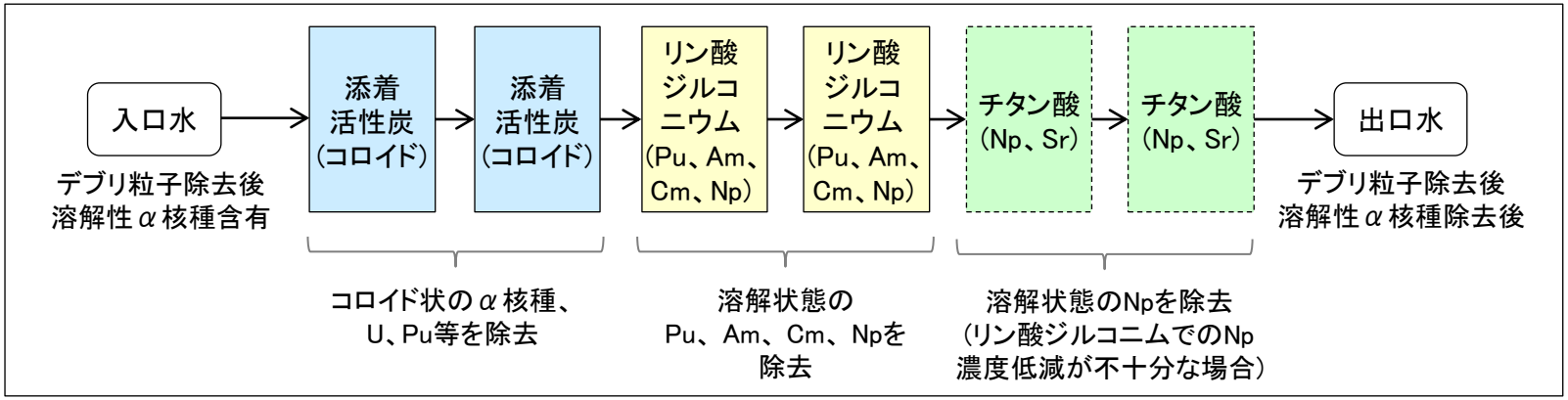


図 アルファ核種吸着除去システムの吸着塔構成案
(各塔数は仮で2としている)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ 課題抽出 ： 本PJにおける取り組み成果をもとに、溶解性核種除去設備の実機適用に向けた課題抽出を行った。

項目		本PJにおける取り組み成果	実機適用に向けた課題
①	処理対象水のα核種濃度	海水成分の溶出、臨界防止剤である五ホウ酸ナトリウムの注入を想定した水質にて評価を行い、各α核種の溶解挙動を把握した。コンクリート溶出影響については大気環境では炭酸カルシウムの生成に伴いα核種が共沈するため、PCV環境に近い還元雰囲気での評価が必要となることを確認した。	・還元雰囲気でのα核種の溶解挙動の把握 ・コンクリート成分の溶出に伴うアルカリ液性での溶解挙動の把握
②	適用吸着材	浸漬試験によるα核種吸着性能を評価した結果、活性炭、リン酸ジルコニウム、チタン酸が適用候補吸着材として選定された。浸漬試験により平衡吸着量の大きい吸着材を選定できた段階のため、通水処理に適用した場合の性能確認が課題である。なお、ラボ試験にて多量のα核種を取り扱う流通試験が実施できないことから、評価方法が課題となる。	・通水処理に適用した場合の吸着除去性能の評価方法
③	吸着塔構成	コロイド状のα核種を除去するための活性炭を先頭にして、Pu、Am、Cm、Npを吸着するためのリン酸ジルコニウム、Np等を吸着するためのチタン酸を直列に並べた塔構成とし、メリーゴーランド運用を想定して各塔2塔を仮定した。それぞれの核種が同時に溶液中に存在する場合の影響評価や、通水処理時の除去性能・交換頻度をもとに、塔構成は適切に見直す必要がある。	・複数のα核種の相互影響 ・通水処理時の除去性能・交換頻度をもとにした塔構成の見直し
④	交換タイミング／交換頻度	適用候補として選定した吸着材はいずれもCs吸着性能が低いため、塔表面線量の上昇による交換の発生リスクは低い。吸着性能低下による交換頻度を求めるには、流通試験による評価を行うことが一般的だが、ラボ試験にて多量のα核種を取り扱う流通試験が実施できないことから、評価方法が課題となる。	・吸着材交換頻度の評価方法

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

a. 溶解性核種除去設備の概念システム設計

◆ まとめ

➢ 2ヵ年の開発成果

- 燃料デブリから循環冷却水中への溶出が想定される溶解性核種のうちアルファ核種（U、Np、Pu、Am、Cm）について、トレーサを用いた吸着試験（浸漬試験）を行うことで、吸着技術を用いた除去システムに適用するための候補吸着材の吸着性能データを取得した。
- 得られた吸着性能データを用いてシステムに適用する候補吸着材および吸着塔構成を設定し、実機と気相部環境が異なることによるα核種の溶解状態の変化、および吸着材での吸着除去メカニズムの変化による影響の確認が課題であることを確認した。
- 浸漬試験によるα核種吸着性能の評価により候補吸着材を選定し、実機での通水処理に向けた課題を抽出した。

➢ 実機適用に向けた課題への対応方針案

- 気相部環境を実機に近づけた体系での試験評価を行い、選定した吸着材の適用性を確認する。
- pH上昇などの水質変化による吸着性能への影響を評価する。必要に応じてpH調整による吸着性能を行うことを検討し、pH調整のための薬液添加を想定した条件での吸着性能評価を行う。
- 通水処理による吸着除去性能を評価するための方法、複数核種を同時に除去する際の吸着性能を評価するための方法を検討する。
- 候補吸着材に対する阻害成分を調査し、必要に応じて前処理要否の検討や水質管理方針へ反映するためのデータ取得を行う。
- エンジニアリングによる設備仕様の詳細化、現場適用可能なオペレーションの検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

- **開発の目的**
  安全系システムとして、溶解性中性子吸収材を用いた臨界管理に必要な設計要求(設備ニーズ)を整理し、プロセスの具体化する。
  五ほう酸ナトリウム使用時の物性データ(五ほう酸ナトリウムの物性、析出挙動等、蒸発時の移行データなど)を取得し、設計要求を整理していく。

- **解決すべき課題**
  五ほう酸ナトリウムの析出挙動等の物性データの取得。
  五ほう酸ナトリウムの物性データを考慮した臨界管理システムへの設計要求の整理。
  実機環境下(線量等)での臨界管理システムの運転・保守への要求検討。

- **開発の進め方**
  五ほう酸ナトリウムのふるまいについて、文献調査、要素試験(要すれば実機を想定した試験)を行い、設計に必要なデータを取得する。
  取得データを用いて臨界管理システムへの要求を整理する。
  払い出し先(既存水処理設備相当)へのほう酸の移行量を提示し影響を確認する(要すれば要素試験等を実施)。

- **得られる成果**
  実機設計に向けた物性データ。
  五ほう酸ナトリウムを使用した臨界管理システム概念。
  払い出し先へのほう酸の移行量とその影響。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

【背景：概要】

- 補助事業（臨界管理PJ）では、燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法として、溶解性と非溶解性の中性子吸収材の双方を用いる場合について技術開発に取り組んでいる。

- 臨界管理PJ（2018年度）の技術開発として、溶解性中性子吸収材を用いたシステムは液相系システム（循環ループ系統）と密に関係することから、液相系システムを含めた前提条件を仮決めした上で系統構成案を作成し、課題の抽出と検討を実施している。

- 本事業では昨年に引き続き、抽出した課題解決に向けた検討を実施する。

- 抽出した課題(詳細は次葉参照)

  課題①　五ほう酸ナトリウムの析出
  系内（PCV、循環ループ、ほう酸調整設備）でのほう酸析出と系統への影響

  課題②　五ほう酸ナトリウム、pH調整剤の注入量
  系内（PCV、循環ループ、ほう酸調整設備）でのほう酸損失（ほう酸注入系の負担増）

  課題③　五ほう酸ナトリウムの移行量
  払い出し先へのほう酸移行量と影響

  課題④　系統ドレン水からの五ほう酸ナトリウム水の回収
  粒子除去ドレン水からのほう酸回収方法の具体化

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

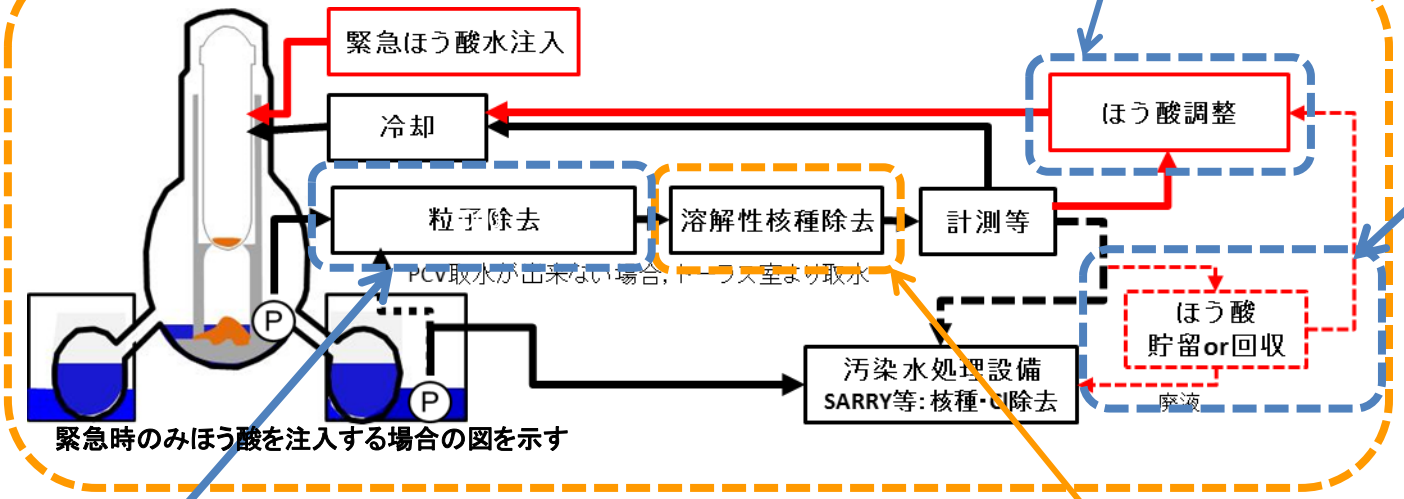
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

【五ほう酸運用システムの課題】

課題①五ほう酸ナトリウムの析出対策
➡閉塞、機器性能 の低下、ほう素濃度低減等を懸念

課題②五ほう酸ナトリウム水の調整方法
➡ほう酸濃度等の調整項目や調整範囲、並びに系統概念(運転イメージ)の具体化



緊急時のみほう酸を注入する場合の図を示す

課題③払い出し水からの五ほう酸ナトリウム水の回収
➡不定期に発生する払い出し水からのほう酸回収方法及び系統概念(運転イメージ)の具体化

課題④系統ドレン水からの五ほう酸ナトリウム水の回収
➡粒子の粗取り等でサイクロンやセパレータを用いる場合に連続で発生するスラリーからのほう酸回収方法及び系統概念(運転イメージ)の具体化

吸着材の性能低下 →他で実施
・五ほう酸ナトリウム水はほう素濃度、ナトリウム濃度が除去対象核種の濃度に比べて高く、核種除去性能に影響する恐れがある。

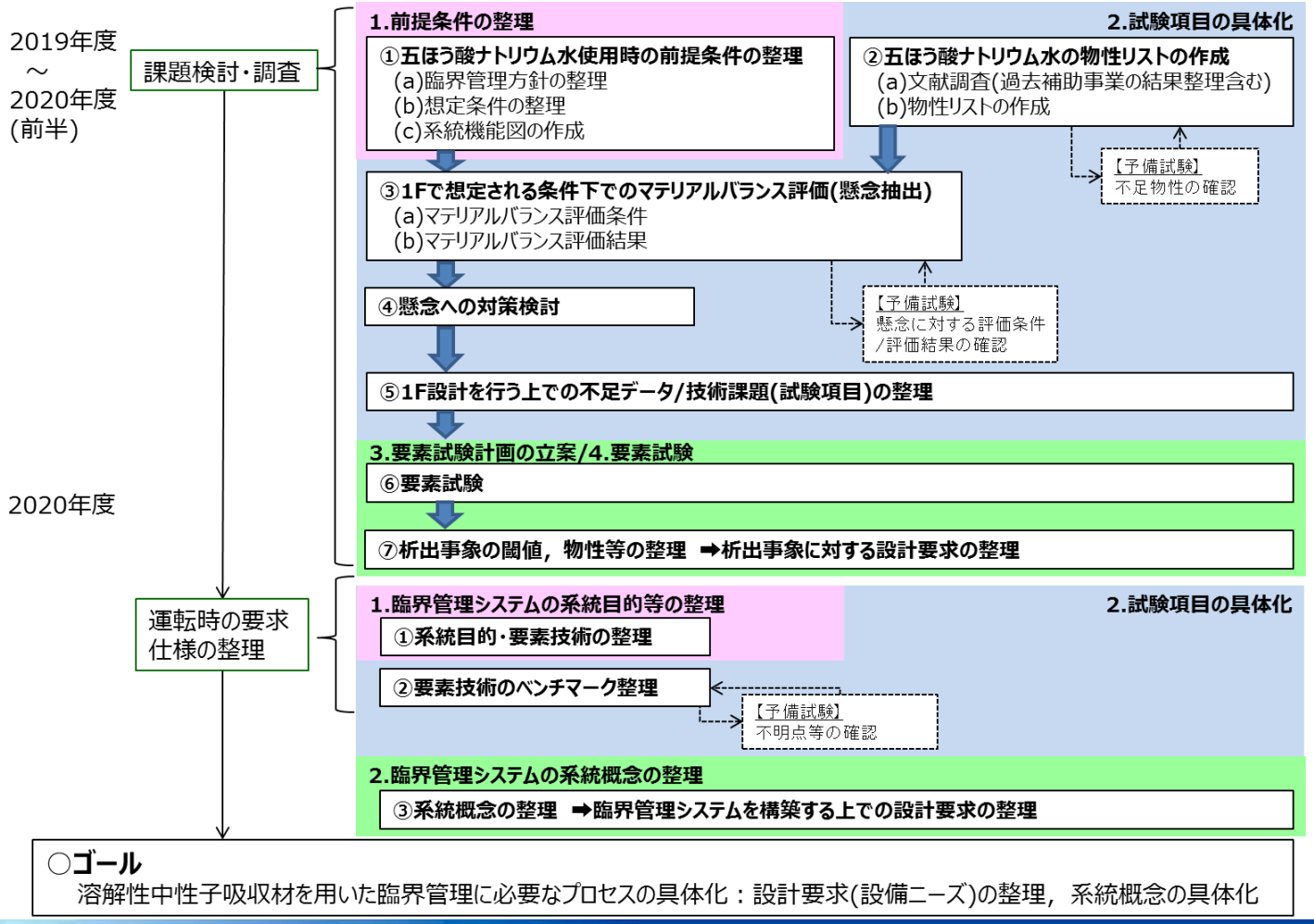
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

【作業フロー】

系統設計段階でデータ不足がないよう、これまでの補助事業の検討成果及び追加の文献調査を基に、五ほう酸ナトリウムの基礎物性を整理した上で、不足データを要素試験で取得する。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

【凡例】 計画: 実績:

検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン			IDR(研究計画) ▼					IDR(試験計画) ▼			IDR(進捗報告) ▼						IDR(進捗報告) ▼		IDR(進捗報告) ▼			IDR(年度末報告) ▼		
1.前提条件の整理と課題の抽出																								
2.課題に対する検討 ①析出事象、②調整方法 ・文献調査・検討→試験																								
3.課題に対する検討（継続） ①析出事象 ・不足データを取得しつつ、運転管理条件に反映する。								試験結果に基づく運転条件整理										追加データ取得			運転条件への反映			
②調整方法 ・設計方針を整理する。																						析出事象の結果反映を予定		
③払い出し水からの回収方法 ・想定される払い出し条件に応じた回収方法について、予備試験を行いつつ、情報を整理する。						回収について、要求(払い出し条件)を整理し、技術の1次調査・検討												追加調査・データ取得				回収方針、技術整理		
④ドレン水からの回収方法 ・ホウ酸回収の必要性を整理し、システム構成や概略系統を検討する。								必要性整理、機器調査										追加調査・データ取得					ホウ酸回収システムの検討	
4.まとめ（報告資料作成）																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(1)本開発の概要 ①2018年度までの取組内容と本開発の取組内容

本開発では、2018年度までに実施した「臨界評価手法の確立」及び「臨界管理技術」のうち、**溶解性中性子吸収材(五ほう酸ナトリウム)を使用した際の課題検討を対象**とする(その他も別PJで引き続き検討中)。

【2018年度まで(前PJ)】

平成29年度補助事業 臨界管理方法の確立に関する技術開発 最終報告を基に整理。

- 臨界評価手法の確立
  - ・臨界シナリオの検討
  - ・デブリ加工方法毎の評価及び臨界管理方法の検討
- 最新情報や互いにフィードバックしつつ、アップデート
- 臨界管理技術の開発
  - ・臨界近接監視技術
  - ・再臨界検知技術
  - ・臨界防止技術
    - →非溶解性中性子吸収材
    - →溶解性中性子吸収材

【2019・2020年度(本PJ)】

●「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発」

臨界評価手法の確立

臨界管理技術の開発

- ・臨界近接監視技術
- ・再臨界検知技術
- ・臨界防止技術(非溶解性中性子吸収材)

●本開発の対象

臨界防止技術の開発:溶解性中性子吸収材

- 課題に対する検討
- ・試験で確認する事項(試験項目)を抽出
- 試験計画の立案
- 予備試験(試験方法の確認)
  - ・試験方法
  - ・試験条件
- 要素試験(必要に応じて)
- 概念設計 ※1

【2021年度以降】

- 方針設定
- システム設計への反映

【目的】

臨界管理技術の候補技術のうち、五ほう酸ナトリウムを適用する場合に備え、この場合の課題検討を実施し、設計方針を整理する。

※1:五ほう酸ナトリウムを適用する前提での概念設計を行う。

溶解性中性子吸収材の取り組み

- 吸収材の選定
- 五ほう酸ナトリウムを選定
- 必要な設備の検討
- 以下の設備が必要
  - ・非常用注入設備
  - ・調整設備
  - ・回収設備
- 設備運用時(五ほう酸ナトリウム使用時)の課題の抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(1)本開発の概要 ②システムイメージ 【緊急時のみ五ほう酸ナトリウムを使用】

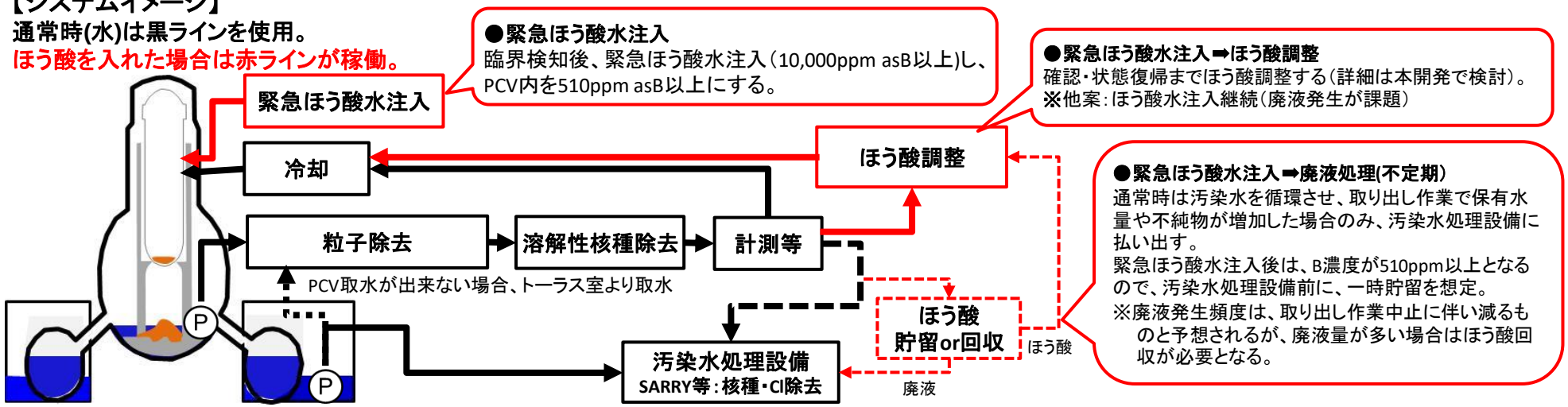
【燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法】(H29年度報告書(臨界管理方法の確立に関する技術開発)(IRIDほか、2019)図4.2.2.2(1)(i)-1に基づく)

レベル1(通常状態)	レベル2(逸脱状態)	レベル3(異常状態)	機能要求
取り出し作業制限 中性子吸収材による臨界防止(非溶解性)	失敗(臨界近接発生)		管理基準内に未臨界度を維持すること
成功	臨界近接監視 ➡取り出し作業中止	失敗(臨界発生)	想定以上の臨界近接を検知して、取り出し作業を停止することで、臨界を防止すること
見直した臨界管理方法で取り出しを再開	成功	臨界検知 ➡緊急ほう酸水注入	臨界を検知し、速やかに停止すること
		成功 / 失敗(臨界継続)	
		機動的対応	一般公衆・作業員会場被ばく防止

【システムイメージ】

通常時(水)は黒ラインを使用。

ほう酸を入れた場合は赤ラインが稼働。



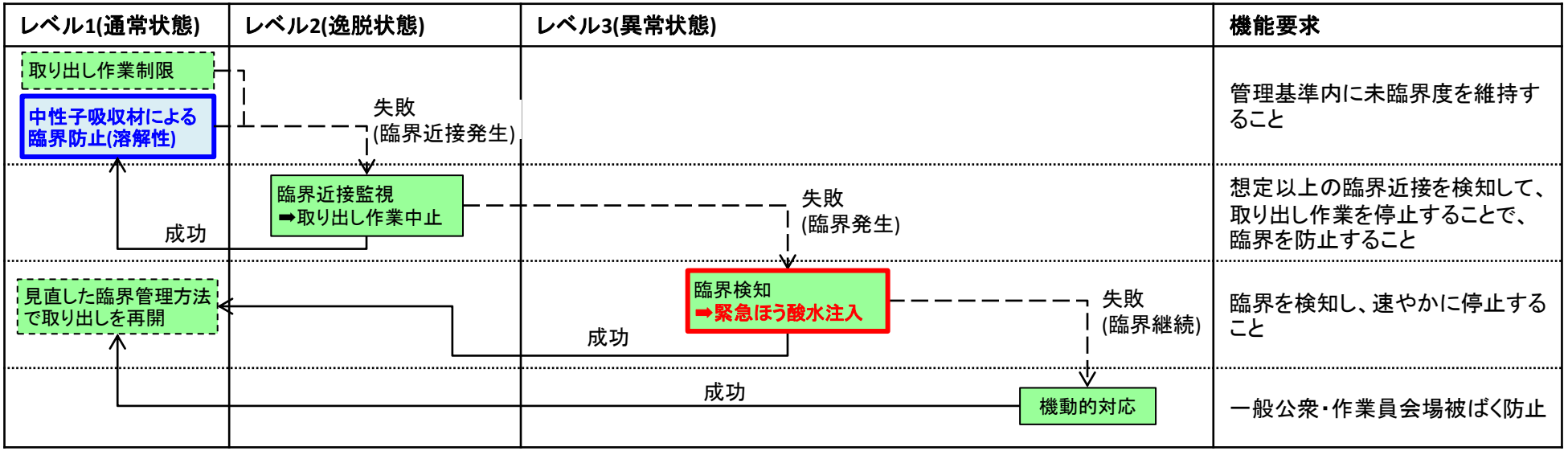
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

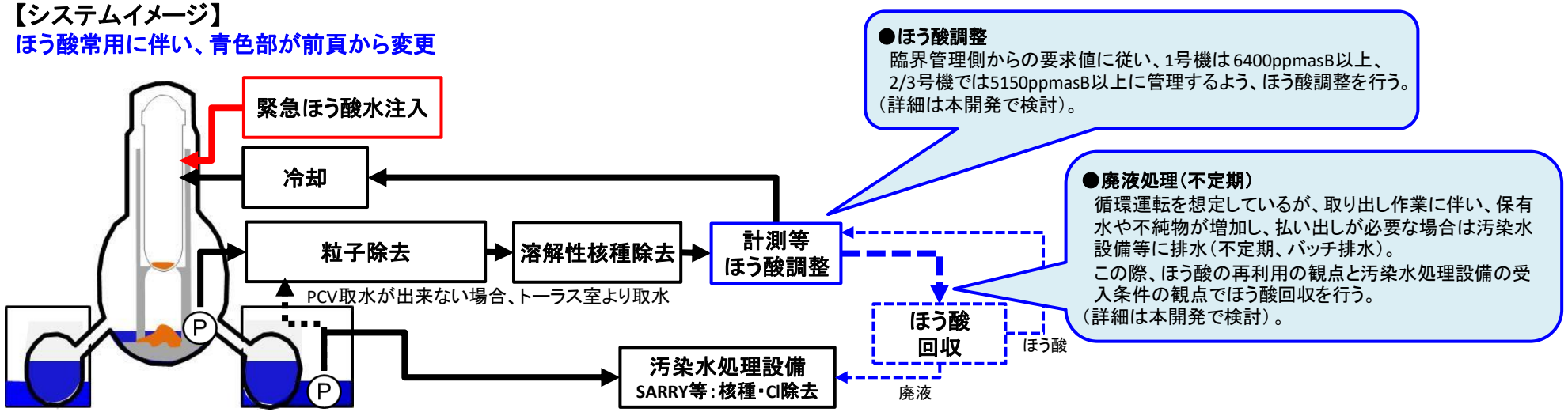
(1)本開発の概要 ②システムイメージ 【通常時から五ほう酸ナトリウムを使用】

【燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法】(H29年度報告書(臨界管理方法の確立に関する技術開発)(IRIDほか、2019)図4.2.2.2(1)(i)-1に基づく)



【システムイメージ】

ほう酸常用に伴い、青色部が前頁から変更



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(1)開発の概要 ③五ほう酸ナトリウムを使用する場合の課題

五ほう酸ナトリウムを使用する場合の課題を下図に示す。

なお、緊急時のみ五ほう酸ナトリウムを使う場合(No.3)であっても、緊急注入後に一定期間ほう酸環境を維持することが考えられる。このため、状況の違い(*1)はあるが、基本的な課題は共通と考える。

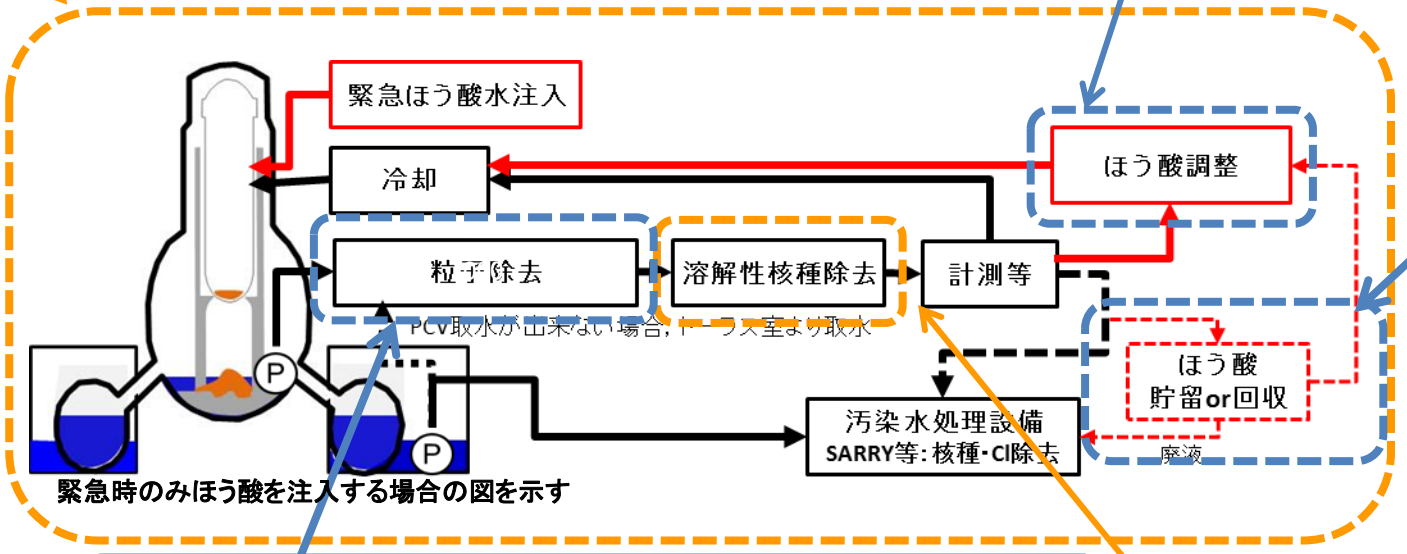
*1:No.3の状況(課題を検討する上で緩和される状況)

①取り出しが中止されている➡デブリ切削等による不純物が発生が抑制されるため、析出が生じにくいと思われる。また、ループ水の払い出し頻度低減やそれに伴うほう酸貯留等での処理量低減が期待される。

②ほう素濃度が低い➡通常時から使う場合に比べてほう素濃度が小さいため、ほう酸調整、回収等の設備負荷が低減されると思われる。

●五ほう酸ナトリウムの析出対策
➡閉塞、機器性能 の低下、ほう素濃度低減等を懸念

●五ほう酸ナトリウム水の調整方法
➡ほう酸濃度等の調整項目や調整範囲の具体化



緊急時のみほう酸を注入する場合の図を示す

●払い出し水からの五ほう酸ナトリウム水の回収
➡不定期に発生する払い出し水からのほう酸回収方法の具体化

●系統ドレン水からの五ほう酸ナトリウム水の回収
➡粒子の粗取り等でサイクロンやセパレータを用いる場合に連続で発生するスラリーからのほう酸回収方法の具体化

●吸着材の性能低下 →他で実施
・五ほう酸ナトリウム水はほう素濃度、ナトリウム濃度が除去対象核種の濃度に比べて高く、核種除去性能に影響する恐れがある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

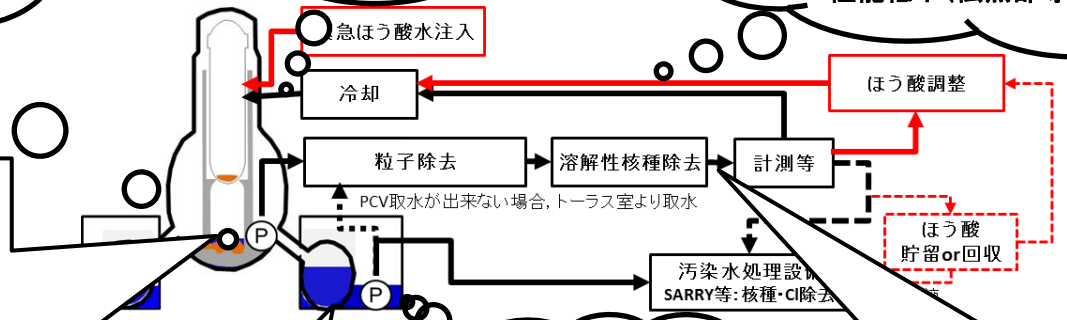
(2)本開発で得られた成果 ①析出に関する知見及び対応方針

○五ほう酸ナトリウム水の析出事象とシステムへの影響懸念箇所

懸念：炉内
⇒析出事象①
・析出によるB濃度低下
（臨界防止機能の低減）
・析出物の飛散による被ばく
（TMI事象）

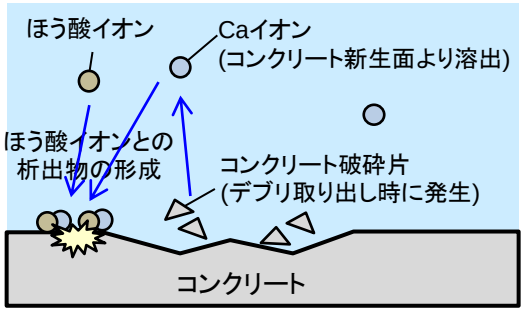
懸念：PCV注水口
⇒析出事象①～③
・長期使用時の閉塞

懸念：システム
⇒析出事象①～③
・析出物の固着による機器故障、性能低下
ポンプ故障、フィルタ目詰まり
性能低下（伝熱部等への固着等）



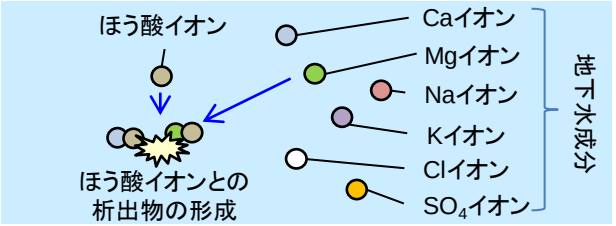
懸念：トーラス室
⇒析出事象②
・析出ボロンの飛散による被ばく(TMI事象)

①コンクリート、保温材から溶出したカルシウムとほう酸の化合物形成
【析出原理】



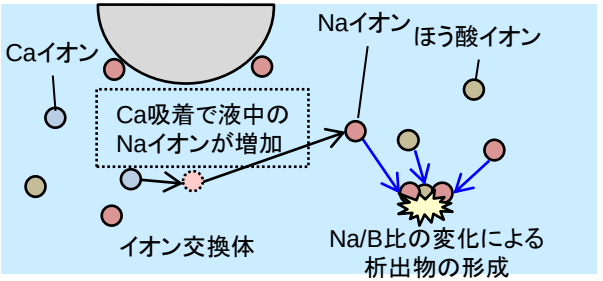
【補助事業による確認項目】
・溶出量
・カルシウムとほう酸の析出条件

②地下水成分とほう酸の化合物形成
【析出原理】



【補助事業による確認項目】
・各成分とほう酸の析出条件

③系統操作（Na/B比・pH変動）によるほう酸の析出
【析出原理】



【補助事業による確認項目】
・Na及びB濃度（Na/B比）によるほう酸の析出条件
・pHの変動によるほう酸の析出条件

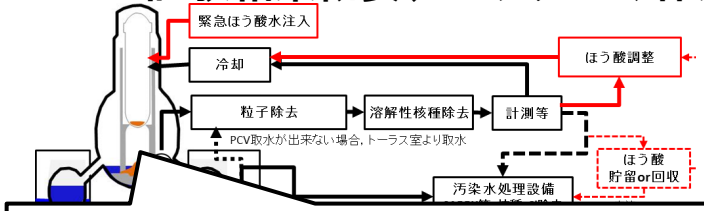
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

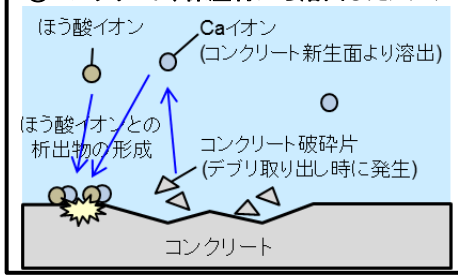
b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ①析出に関する知見及び対応方針

○試験結果概要(コンクリート、保温材からのカルシウムとの析出物の形成)

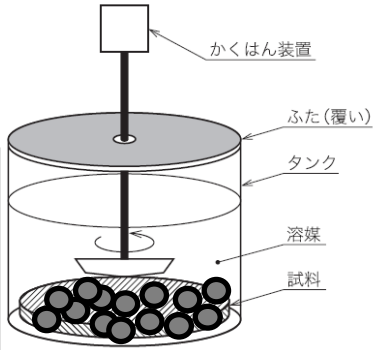


①コンクリート、保温材から溶出したカルシウムとほう酸の化合物形成



【確認項目】
- **溶出量**
- **カルシウムとほう酸の析出条件**

[試験装置イメージ]



[試験条件]

コンクリート種類:以下を想定。

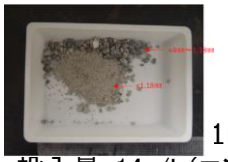


表 コンクリートの化学組成

Ca wt%	Cl wt%	SO4 wt%	B wt%	Na wt%	Mg wt%
4.35	0.015	0.37	<0.01	0.07	0.22

※JIS R5202(セメントの化学分析)に準拠

1mm 37%、1~2mm 15%、2~4mm 47%)

投入量:14g/L(コンクリート300kg/dに対する液量20m3相当)と仮定

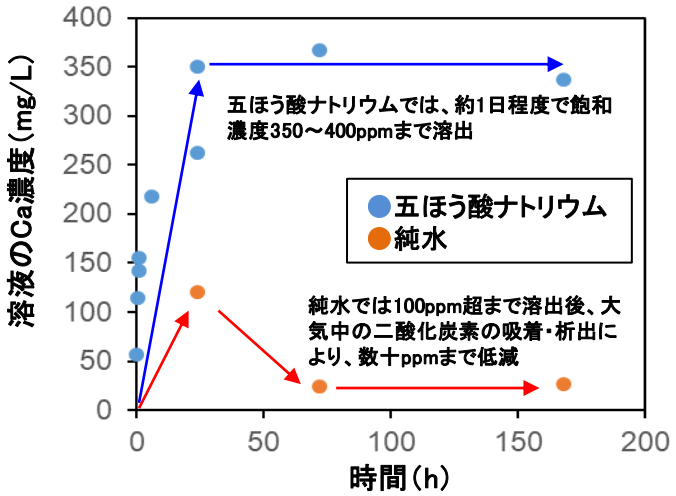
五ほう酸ナトリウム濃度:6000mg/L(asB)

撹拌速度:200rpm (撹拌翼 直径68mm)

溶出時間:最大7日(1、3、7日でサンプリング)

温度 :室温(20℃程度)

[溶出試験の結果]



【五ほう酸ナトリウム水環境下の試験結果】
- 24時間程度で飽和濃度(約350ppm asCa)に到達。

【水環境下の試験結果】
- 五ほう酸ナトリウム水に比べて溶出速度は24時間で半分程度。
- Ca濃度は100ppm(asCa)まで溶出後、時間経過に伴い、Ca濃度が数十ppmまで低減。これは、大気中の炭酸吸着で炭酸カルシウムの化合物(飽和濃度10ppm程度)が形成されたためと推察する。

【対応方針案】
- 流量を確保することで、Ca濃度が飽和濃度(析出が生じる濃度)に達するまでの時間を確保する。
- 緊急時のみほう酸を利用する場合、析出分を考慮し、5%程度多く注水する(水酸化カルシウムの飽和濃度は920mg/L程度とされており、ほう酸環境下での飽和濃度350mg/Lとの差分は600mg/Lとなる。試験結果より、CaとBは1:1で析出しており、10000ppmasBの緊急注入を行う場合、析出による増加は6%程度と思われる)。
- 通常時からほう酸を使用する場合は循環運転時のCa濃度を監視し、飽和濃度(Caで380ppm)に達する前に対策(払い出し及び除去)を行う。

※取り出し対象の全てがコンクリートで、かつ、4㎜以下に破砕することは考えにくいため、試験結果(24時間で飽和)より猶予はあると考える。

※水環境下での炭酸カルシウムの析出について、PCV内(窒素環境、炭酸なし)で数百mg/Lまで溶出したCaが、系統内の開放系で炭酸を吸着し、析出する点が懸念される。但し、水環境下でのCa溶出速度は遅く、コンクリート粉末も多量に発生しないと思われるため、析出量は限定的と推測する。このため、通常保守の期間内で確認し、問題が生じる場合は交換で対応できる範囲と考える。
(要すれば、CSTタンク等で実施しているような脱気等の対策と講じることで注水・取水配管の析出は抑制可能と考える)。

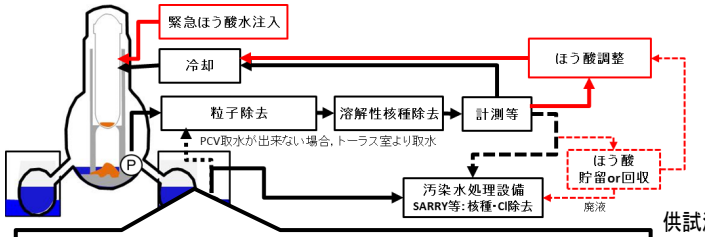
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

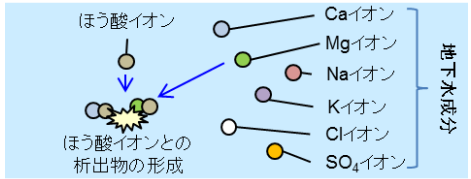
b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ①析出に関する知見及び対応方針

○ 試験結果概要(地下水成分との化合物形成)

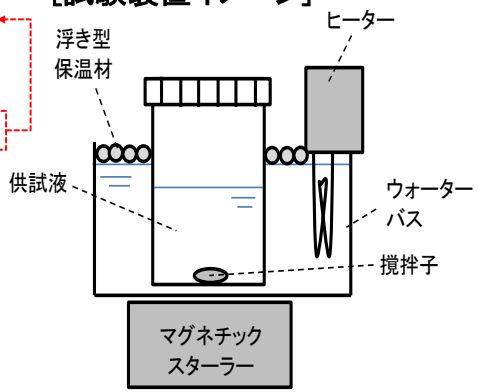


②地下水成分とほう酸の化合物形成



※PCV取水が成立せず、トーラス室から取水する場合

[試験装置イメージ]



[試験条件]

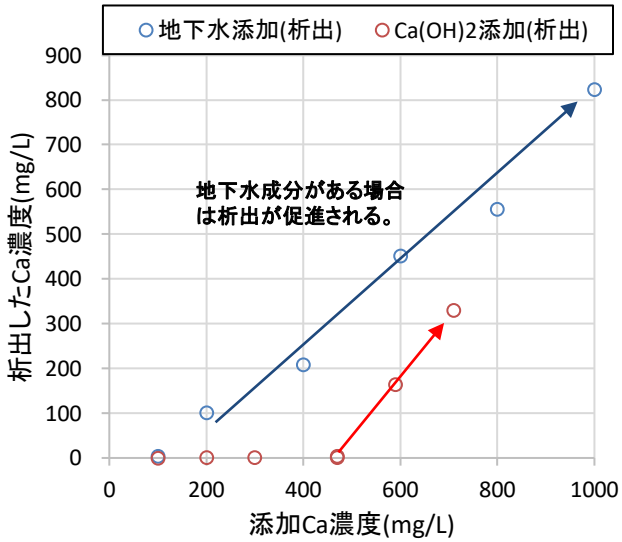
地下水成分　:以下を想定。

表　地下水の想定組成

Na mg/L	K mg/L	Ca mg/L	Mg mg/L	Cl mg/L	SO_4 mg/L	SiO_2 mg/L
78	4	24	11	46	3	43

五ほう酸ナトリウム濃度:6000mg/L(asB)
地下水添加量:4倍～400倍
地下水成分が同様に濃縮されるものとして設定。
試験時間:24h
溶液温度:20℃

[試験結果]



【地下水成分の影響】

・地下水成分がない場合は添加Ca濃度400mg/L相当までは析出なし。
・地下水成分がある場合は添加Ca濃度200mg/L相当で半分相当(100ppm)のCa析出物が発生。
➡文献調査及び個別試験結果((3)①項)から個々のイオンの影響は以下となり、Ca及びSiによる析出促進の効果が高かったものと推測される。
Ca:単体でも析出を形成。Siの析出物がある場合、B吸着を促進するものと推定。
Mg:単体ではCl共存下で10,000mg/Lまで析出しないことを確認。
Siの析出部がある場合、B吸着を促進するものと推定。
Cl、SO4:Caイオンによる析出が緩和される傾向。
Si:高濃度となりSiの析出物が形成されると、析出部がCa、Mg及びBを吸着。

【対応方針案】

・地下水成分の混入を防ぐ ➡ PCV取水によるトーラス室への漏洩抑制(PCV取水)
・上記が難しい場合、前頁のとおり、Ca濃度管理により対策する。この際、Si等の働きによって析出・吸着が促進されることから、Ca濃度の制限はより厳しくなる(350～400mg/L→200mg/L以下)。

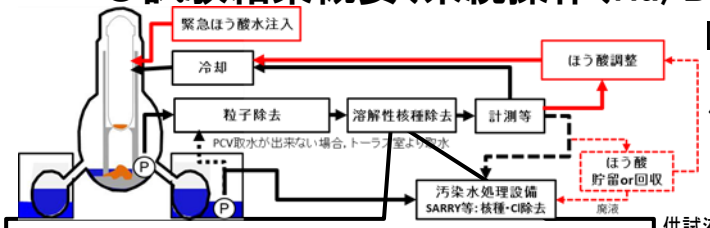
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

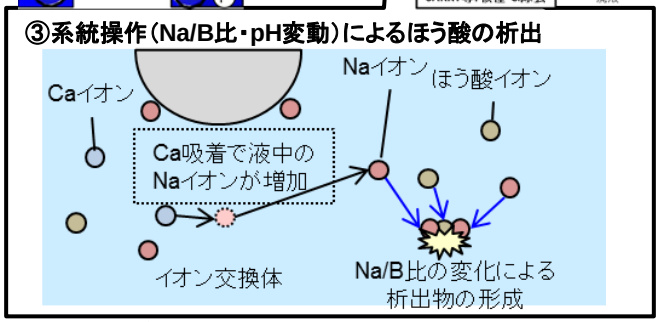
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

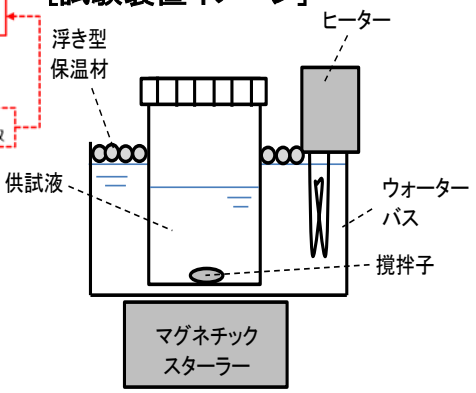
(2)本開発で得られた成果 ①析出に関する知見及び対応方針

○試験結果概要(系統操作(Na/B比の増減、pH調整)による析出)





[試験装置イメージ]

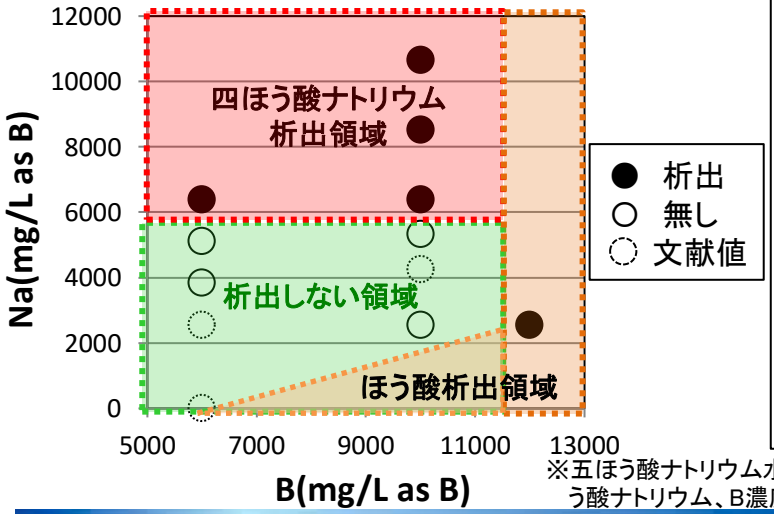


[試験条件]

B濃度:1000mg/L前後(緊急時のみほう酸を利用する場合)
6000mg/L前後(緊急時のみほう酸を利用する場合)
Na濃度:上記のB濃度に対してNa/B比0.1～0.5(モル比)
Ca濃度:200～600mg/L …Ca濃度とNa/B比の重畳時の影響確認
pH :Na/B比による成り行き
なお、pHの影響検討ではNaOH等で調整
溶液温度:10～50℃
試験時間:24h

[試験結果@10℃]

※ほう酸常用時;臨界管理要求5150mg/L



※五ほう酸ナトリウム水は溶液の中で複数の状態を取り、Na/B比及びpHに応じてその比率が変わる。この結果、Na濃度の割合が高くなると四ほう酸ナトリウム、B濃度の割合が高くなるとほう酸が析出する。

【Na/B比の変化】

①五ほう酸ナトリウム水(6000mg/LasB)
- Na/B<0.12(B10000mg/L以上、@10℃)又はNa/B>0.4(Na5100mg/L以上、@10℃)でほう酸が析出。
- Na/B比が0.2(通常時)から変動している場合、Caとの析出物形成が促進される(Na/B比0.27の場合は300mg/Lで析出…(3)①項)

②五ほう酸ナトリウム水(1000mg/LasB)
- Na/B=0.033(B6000mg/L、@10℃)又はNa/B=0.5(Na1060mg/L、@10℃)でも析出はない(文献値)。

【pHの影響(NaOH等での調整)】(一部文献等からの推定含む)
- 五ほう酸ナトリウム水(6000mg/LasB)では、低pH側の析出は見られず、高pH側はpH9.5で析出。
- 五ほう酸ナトリウム水(1000mg/LasB)では、いずれのpHでも析出は見られない。

【対応方針案】
- 系統操作時には高pH(9.5)にならないようにする。
- 循環運転時のNa/B比、pHを監視し、調整設備でNa/B比、pHを調整する。

※Na/B比の変動について、核種吸着等でのB吸着、あるいは、イオン交換体でのイオン種の入れ替え等が考えられるが、五ほう酸ナトリウム水の濃度は他イオンより少なくとも一桁以上高いため、対象核種の除去性能が担保できるよう、ほう酸に対しては有意な吸着が生じない吸着材を選定することを前提とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

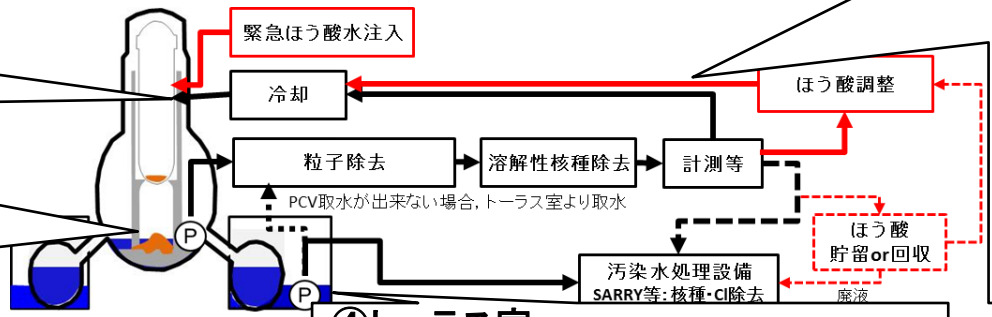
b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ①析出に関する知見及び対策方針

○対策方針案まとめ

①PCV注水口
・析出しないよう水質管理したほう酸水を注水する。
➡ほう酸調整設備で対応(後掲)

②炉内
・析出しないよう水質管理したほう酸水を注水する。
・臨界防止の観点でのB濃度に余裕を持たせたほう素濃度で運転する。
➡ほう酸調整設備で対応(後掲)



③系統
・析出しないように水質管理を行う。
・取水近傍等は不純物等の 調整ができず、析出するリスクがあるため、保守交換対応を前提とする。
➡水質管理はほう酸調整設備で対応(後掲)
➡個別機器の保守方針の選定(予備エンジニアリングで考慮)

④トーラス室
・PCV取水の成立によってほう酸水の流出を防ぐ。
➡予備エンジニアリングでの検討

懸念	①PCV注水口	②炉内・炉底部		③系統		④トーラス室
懸念	長期使用時の閉塞	ほう素濃度低下(臨界)	気中への飛散 (B飛散@TMI)	長期使用時の閉塞 性能低下	性能低下(伝熱部等での析出)	気中への飛散 (B飛散@TMI)
対策案	水質管理 ・Na/B比、Ca濃度等を調整した冷却水を供給することで析出を防止する。	水質管理 (一時的なB濃度の変動を想定した濃度での運転) ・Na/B比、Ca濃度等を調整した冷却水を供給することで析出を防止する。 ・水質管理を前提とする場合、析出による濃度低下は限定的であり、中性子吸収効果の低下による臨界リスクは少ないと考える。 ・緊急注入時はCa析出分を考慮した注水を行う。	水質管理及び気相系システムでの捕集 ・Na/B比、Ca濃度等を調整した冷却水を供給することで析出を防止する。 ・気中に飛散した粒子は気相系システムで捕集されるため、B飛散による被ばくリスクは防止可能と考える。 ・水質管理により析出を防止することで、気相系システムの交換頻度への影響も低減可能と考える。	水質管理 万一析出した場合は保守(洗浄、交換等) ・Na/B比、Ca濃度等を監視し、閾値に到達する前に払い出し及び除去を行う。 ・局所的な濃度変動がある場合に析出に至るリスクがあるが、試験結果では濃度を適正範囲に戻すと再溶解することを確認しており、洗浄による対策も候補となる。	水質管理 ・Na/B比、Ca濃度等を調整した冷却水を供給することで析出を防止する。 ・万一析出した場合は保守(洗浄、交換等)で対応する。	漏洩防止(PCV取水) ・トーラス室に移行する場合は地下水成分との化合物生成による析出は防げない可能性が高い。このため、PCV取水による漏洩防止を前提とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

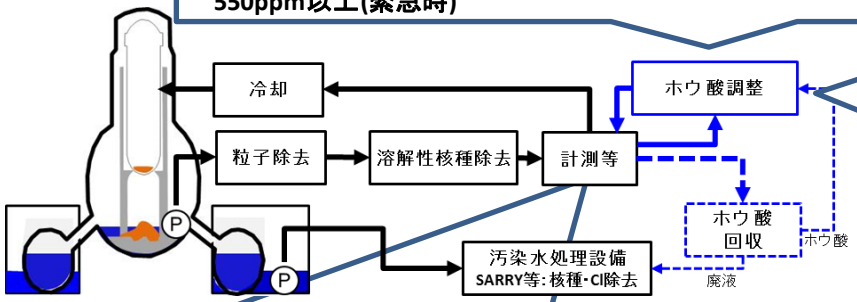
(2)本開発で得られた成果 ②ほう酸調整設備の系統概念

○設置目的

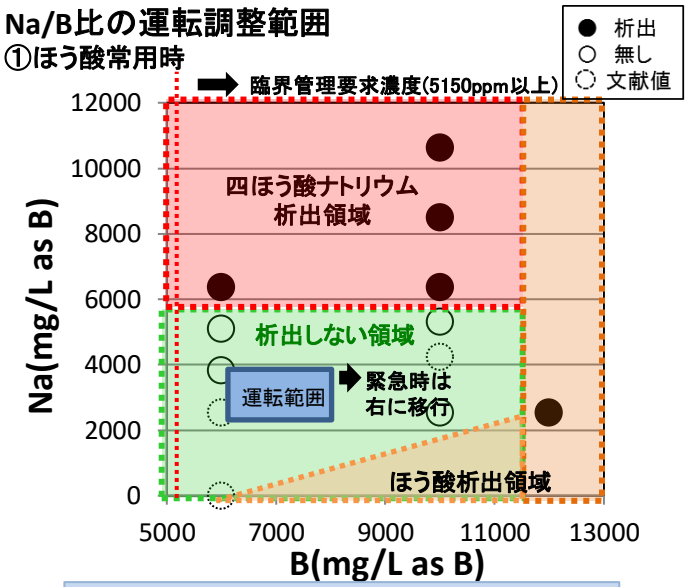
目的：五ほう酸ナトリウム水の水質調整を行うこと

- 臨界管理要求濃度の確保
- Na/B比(pH)の調整（析出の防止）※通常時からほう酸を使用する場合のみ必要

臨界管理要求濃度
①ほう酸常用時
1号機は6400ppmasB以上、2/3号機では5150ppmasB以上
②緊急時のみほう酸を利用する場合
550ppm以上(緊急時)



Na/B比の運転調整範囲
①ほう酸常用時



【運転管理範囲】2/3号機でのほう酸環境での例を示す。
B=7000±1000ppm、Na=3000±400ppm
※1号機は臨界管理要求濃度が高いため、B濃度で1000ppm程度増加させる必要がある。

②ほう酸を緊急時のみ利用する場合
以下の理由から、原則、不要とする。
- B濃度1000ppm程度の場合、Na/B比の変動に伴う析出は発生しない。
- デブリ取り出しがなく、有意な水質変動は生じないと仮定。

循環ループにおける不純物の払い出し基準 (本補助事業より設定)

不純物	増加要因	ほう酸と析出を生じる濃度	払い出し基準案
Ca	コンクリート・保温材からの溶出 地下水混入	300mg/L as 以上	≦200mg/L
Mg	地下水混入	Cl環境では析出せず	—(地下水混入時には考慮要)
Cl	地下水混入、PCV残留物の溶出	—（腐食防止の観点100mg/L以下）	<100mg/L
SO_4	地下水混入	—（腐食防止の観点100mg/L以下）	<100mg/L
SiO_2	地下水混入	150mg/L 以上	100mg/L(地下水混入時に考慮要)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ②ほう酸調整設備の系統概念

○系統概念

・受槽兼調整槽で廃液を分析し、所定の運転管理内にあること確認後、注水ラインに戻す。

・分析の結果、調整が必要な場合は以下の対応を行う。

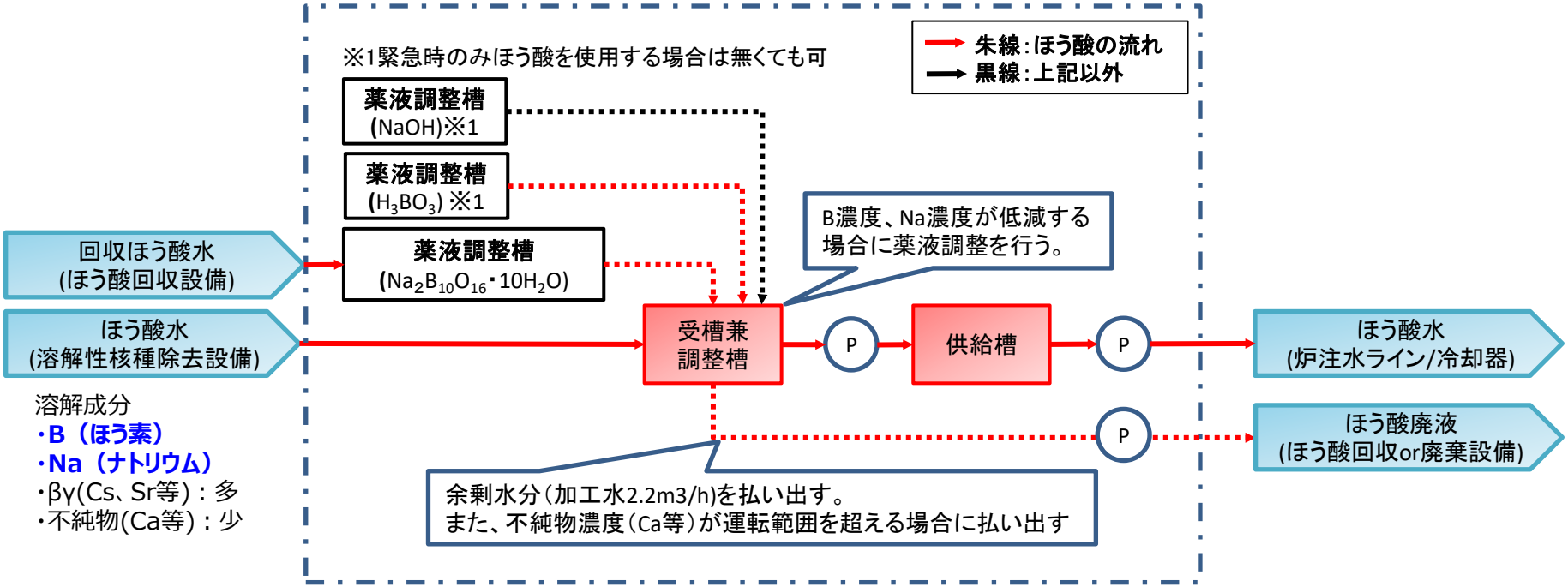
①B濃度が臨界管理の要求値を下回る場合 ➡薬液調整(H_3BO_3)

②Na/B比が析出防止を考慮した運転範囲を逸脱する場合 ➡薬液調整(NaOH、H_3BO_3)

③析出に起因する不純物(Ca等)が運転範囲を逸脱する場合 ➡廃液処理

※薬液(H3BO3)は廃液発生の抑制のため、10000ppmasB程度を想定するが、この場合はBの溶解度を超える。このため、ヒートトレースを敷設する、あるいは五ほう酸ナトリウム溶液(B濃度が高い状態)で管理するなどが必要となる。

ほう酸調整設備の構成要素



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

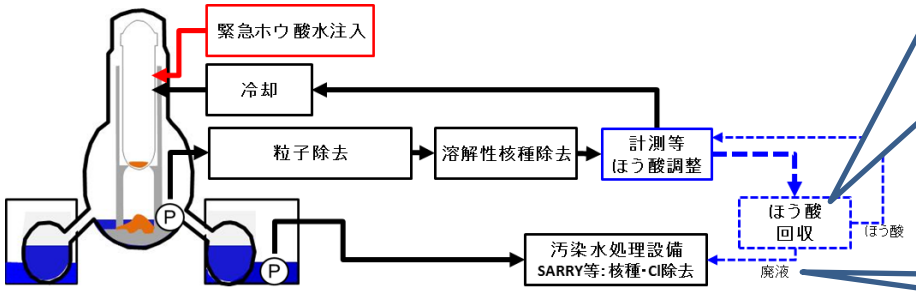
b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ③ほう酸回収設備(払い出し水)の系統概念

○設置目的

目的:以下の観点で、ほう酸廃液(不定期発生)からバッチ処理で回収すること

- ほう酸の再利用による新品ほう酸及び廃液の低減
- 汚染水処理設備へ移送する廃液のB濃度低減



ほう酸の再利用による新品ほう酸及び廃液の低減

①ほう酸常用時

不定期に発生するほう酸廃液(～2.2m3/h、6000ppmasB程度)からほう酸を回収する。回収性能の目安は90%以上とする。

②ほう酸を緊急時のみ利用する場合

緊急注入以降に発生するほう酸廃液(流量未定、平均1000ppmasB程度、最大12000ppm程度)からほう酸を回収する。但し、以下の点を踏まえて予備エンジニアリングで設置要否の判断が必要。

- 上記期間はデブリ取り出し作業が行われないことをから、廃液発生量は限定的と考える。
- 臨界発生時の液性は不確定要素が多く、回収後の利用について懸念が残る。
- ほう酸常用時に比べてB濃度は低く、希釈廃棄も考えられる。

汚染水処理設備の受入基準までのB濃度低減

受入条件[1)]

SARRY:700ppm(asB)、ALPS:200ppm(asB)

なお、ALPS前段のROを考慮すると50ppm(asB)

【廃液が発生する状況】

払い出し状況		原因	備考
保有水量の増加		系統運転での液調整	―
		地下水等の混入(*1)	―
不純物濃度の増加	Ca	コンクリートからの溶出	析出防止の観点で、380ppm以下に管理が必要。 ※数値は析出試験結果を基に適宜見直し
		地下水等の混入(*1)	
	Cl	残留海水等の混入	炉注水管理(腐食防止)の観点で、現行管理値の100ppm以下に管理が必要。
		地下水等の混入(*1)	
	他	地下水等の混入(*1)	粒子除去、溶解性核種除去で取り切れない不純物が想定されるが、払い出し要否等不確定につき、課題とする。

*1:PCV取水/水位低下ができず、現状のようなトーラス室からの取水が中心となる場合に考慮が必要。

1)平成28年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金事業 燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化 研究報告書(最終報告) 4. 2.3(6)(ii)(イ)既存設備へのほう酸影響に関する要素試験の考察より抜粋

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ③ほう酸回収設備(払い出し水)の系統概念

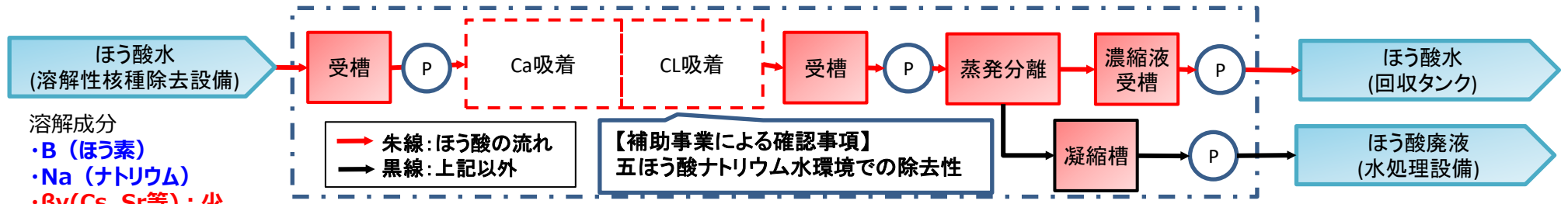
○系統概念

・ほう酸廃液をバッチ処理で回収。この際、**回収技術は前段の溶解性核種除去の性能によって以下の使い分けを想定。**

回収技術の使い分け案	放射性核種	
	多	小
蒸発分離	×(加工水等への利用ができない、※1)	○
弱酸性R/O	△(要素技術として性能確認が必要)	×(設備数が多く不向き)

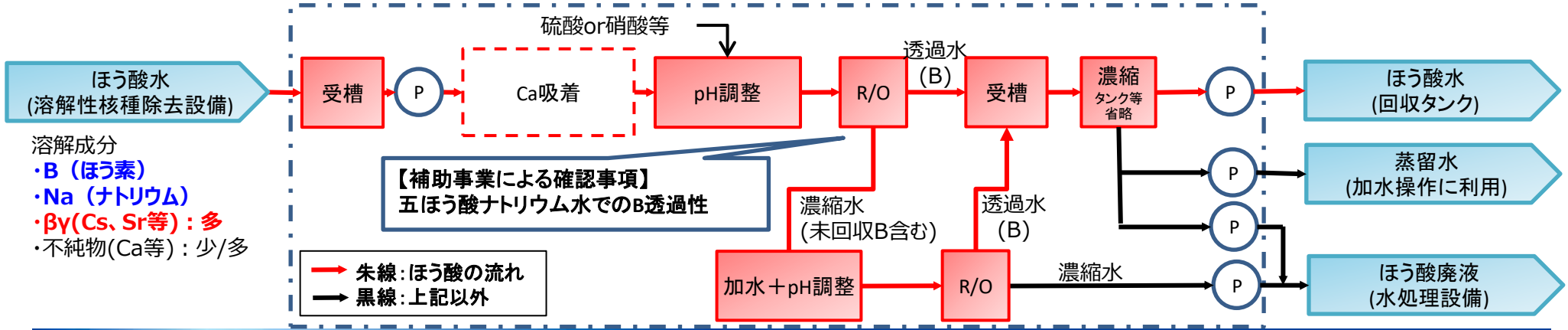
※1 扱う廃液は異なるが、高放射性廃液の濃縮操作は原子力施設で実績がある。
ただし、蒸発操作に伴うオフガス処理、また、回収ほう酸の線量増加に伴う利用先の制限(加工水への利用が不可)等を考慮すると、弱酸性R/Oの利用が望ましいと考える。

ほう酸調整設備の構成要素(蒸発分離利用時)



溶解成分
・**B(ほう素)**
・**Na(ナトリウム)**
・**βγ(Cs、Sr等):少**
・不純物(Ca等):少/多

ほう酸調整設備の構成要素(R/O膜利用時)



溶解成分
・**B(ほう素)**
・**Na(ナトリウム)**
・**βγ(Cs、Sr等):多**
・不純物(Ca等):少/多

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

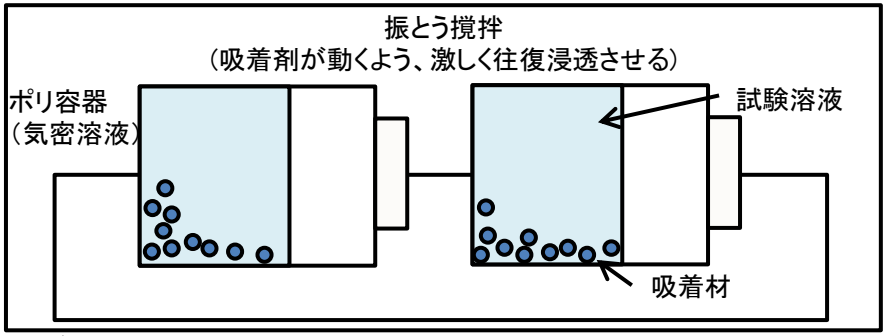
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果

③ほう酸回収設備(払い出し水)の系統概念

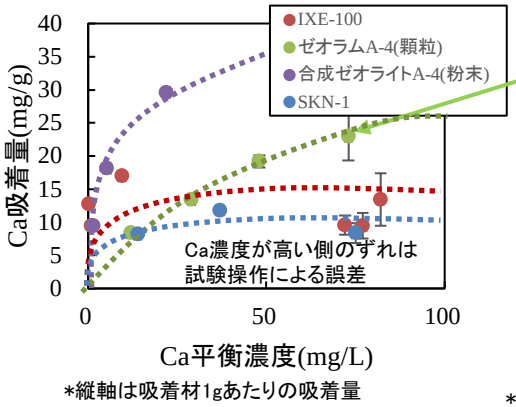
○試験結果概要(五ほう酸ナトリウム水環境下でのCa、Cl除去)



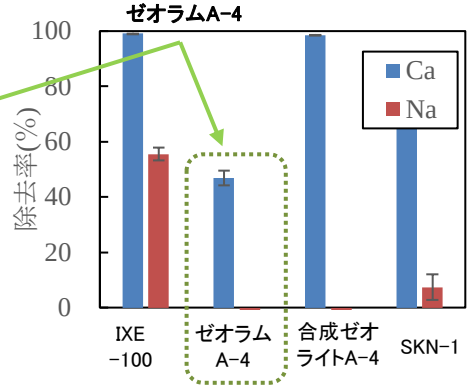
[試験条件]

項目	試験範囲	備考
B濃度 (mg/L as B)	6000	五ほう酸Naとして添加
Ca濃度	100	Ca除去試験時にCa(OH)2として添加
Cl濃度	100	Cl除去試験時にNaClとして添加
温度(℃)	25℃	
固液比(g/L)	1～10	
試験時間(h)	24～168	
カチオン吸着材 (Ca吸着)	4種	・Zr系吸着材IXE-100 ・A型ゼオライト ゼオラムA-4 ・合成ゼオライトA-4 ・陽イオン交換樹脂SKN-1
アニオン吸着材 (Cl吸着)	4種	・Mg-Al系 IXE-700F ・シリカ・アルミナ系ニッカゲルM ・Bi系水酸化物IXE-6107 ・陰イオン交換樹脂SAN-1

[Ca除去試験結果] Na吸着がないゼオラムA-4が候補

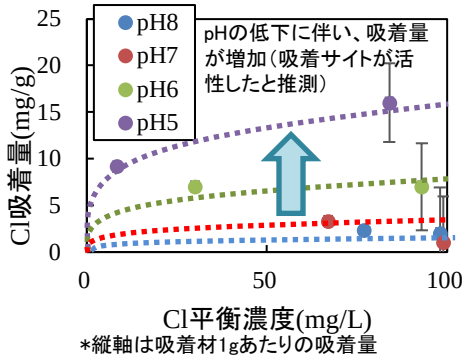


*縦軸は吸着材1gあたりの吸着量

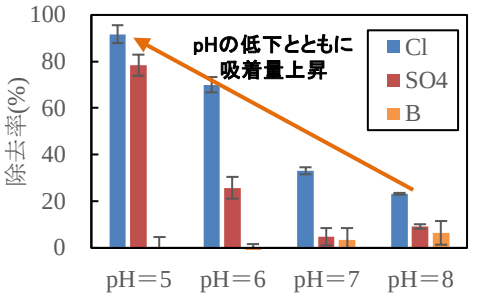


*吸着材1g/0.1L五ほう酸ナトリウム溶液、Ca 100mg/L

[Cl除去試験結果] ビスマス系水酸化物が候補。
ビスマス系水酸化物はpHが低いほど吸着性能が増加。



*縦軸は吸着材1gあたりの吸着量



*吸着材1g/0.1L五ほう酸ナトリウム溶液
Cl 100mg/L、SO_4 100mg/L

【試験結果/吸着材となる候補の確認結果】
・Ca除去ではA型ゼオライトが除去率40%(造粒)でNa吸着を抑制できている。
・Cl除去ではビスマス系水酸化物(pH＝7以下)が除去率40%未満(粉末)でB吸着を抑制できている。ただし、pH調整に使用したSO4等が透過している。

【課題】
・不純物がある状態での吸着性能

【対応方針】
・廃液性状(取合条件)、また、ほう酸の利用方針(通常時からほう酸を利用する、緊急時のみほう酸を利用する)で要否が変わるため、予備エンジニアリングで必要性を確認後、必要があれば課題に対する追加検討を行う。

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

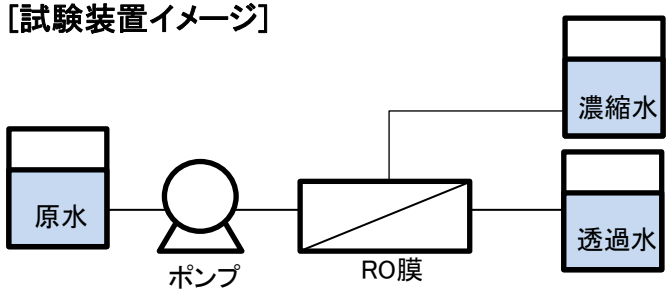
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(2)本開発で得られた成果 ③ほう酸回収設備(払い出し水)の系統概念

○試験結果概要(弱酸性R/O膜を用いたほう酸と不純物の分離)

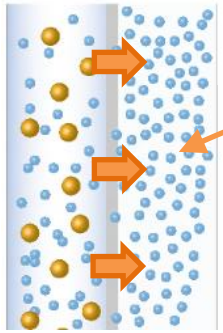
[試験装置イメージ]



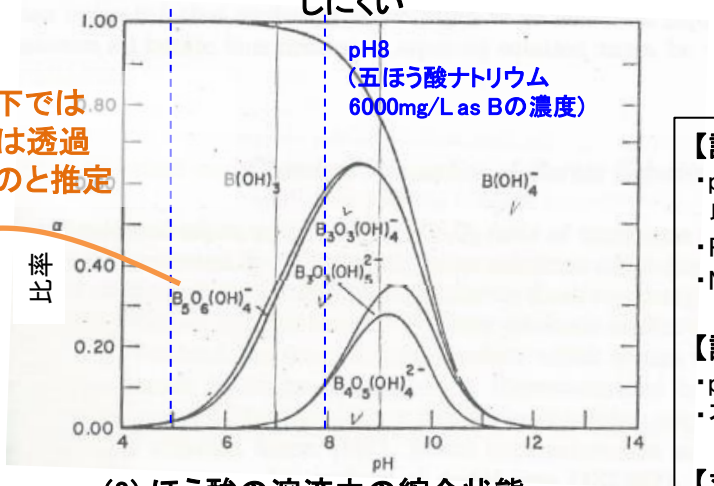
イオンは水和半径が
大きいことから透過せず

pHが低いと
分子状が多い

pHが高いと縮合体、イオンの比率が高く透過しにくい



pH5以下では
ほう酸は透過
するものと推定



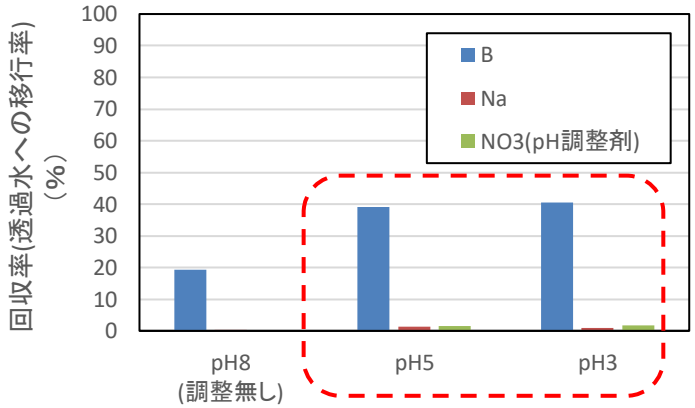
(1) ROの原理

(2) ほう酸の溶液中の縮合状態

図 ROにおけるほう酸透過の原理

[試験結果]

pHを5以下にすることでほう酸の回収率が上昇することを確認



【試験結果】

- pH＝8前後(五ほう酸ナトリウム水を扱う場合に目安となるpH)では、Bの回収率は20%程度と低いが、pH5以下にすることで、回収率が増加する。
- R/Oの複数段構成によって回収率は増加する。
- Naは1%(60mg/L)程度、pH調整剤(NO_3イオン)は1～2%(200mg/L)程度透過

【課題】

- pH調整剤を考慮した運転方法又は透過率が低い条件の選定
- 不純物(Cl等)の透過率の確認

【対応方針】

- 予備エンジニアリングで必要性を再度吟味した上で、必要があれば課題に対する追加検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

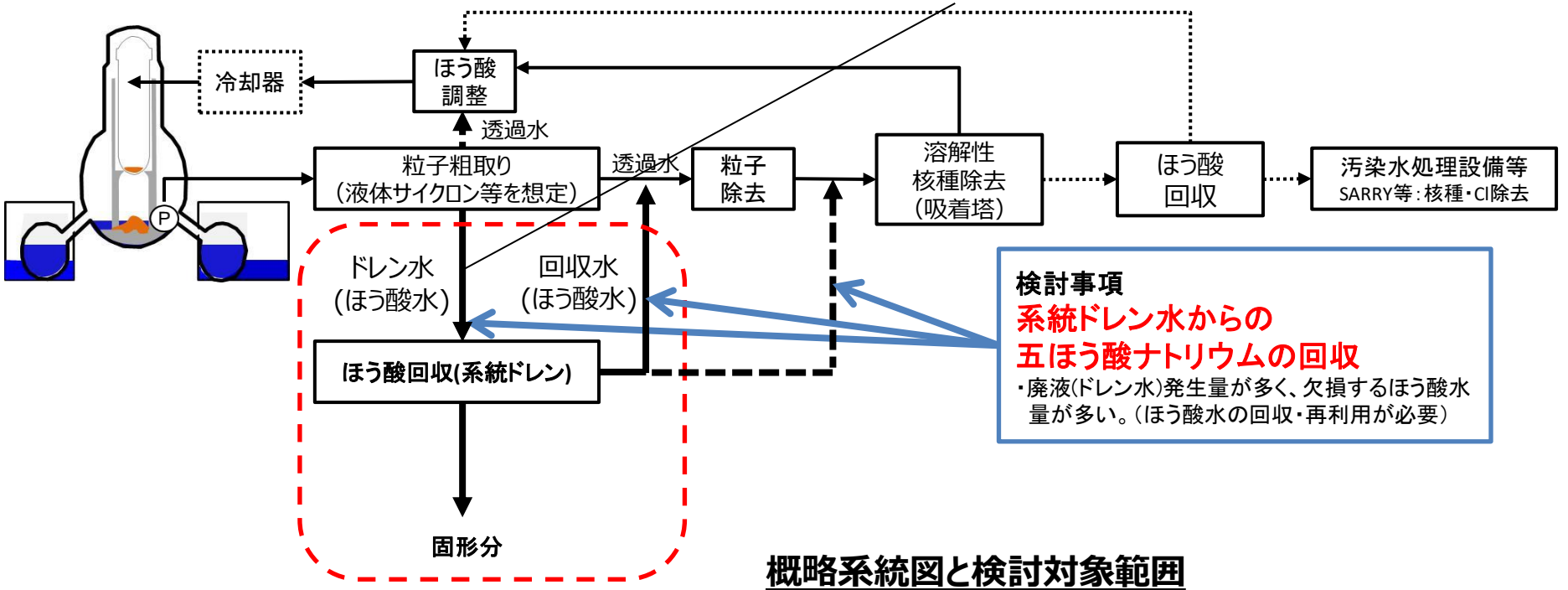
(2)本開発で得られた成果 ④ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

〇設置目的

粒子除去(粗取り)への適用を検討している液体サイクロン等は、系外へ流出するドレン量が多いため、溶解性中性子吸収材として五ほう酸ナトリウム水を使用する場合、ほう酸の損失量が多く無視できない。

⇒**ほう酸水を使用した場合、系統ドレン水からほう酸水を回収・再利用するために、含有する固形分を分離するシステムを設置する。**

液体サイクロン、オートストレーナからのドレン水処理を想定
・排出状態：連続排出
・排出量：循環冷却流量の約5%
・粒子径：30μm以上



概略系統図と検討対象範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

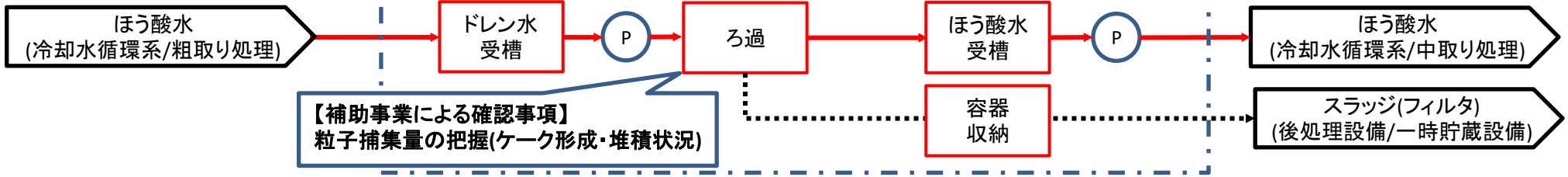
(2)本開発で得られた成果 ④ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

〇系統概念

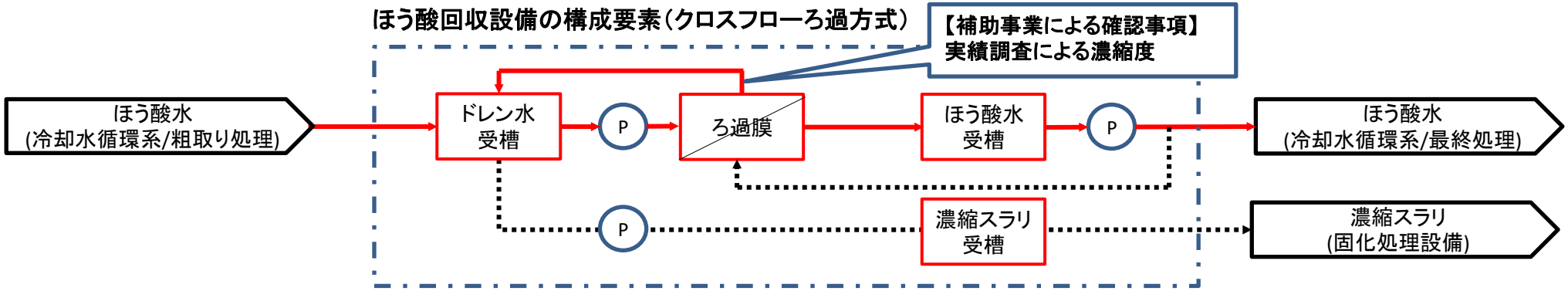
・粒子を含むドレン水をほう酸水と固形分に分離回収。この際、回収技術は後段の処理・処分方法によって以下の使い分けを想定。

方式	乾燥処理(長期貯蔵)	固化処理(最終処分)
全ろ過方式	〇 (スラッジ回収により含水率が低いため、乾燥処理の設備負荷が小さい)	× (異物との分離や異物を含めた固化処理の検討が必要)
クロスフローろ過方式	× (濃縮スラリ回収により含水率が高いため、全ろ過に比べ設備負荷が大きい)	〇 (最終処分に向けた固化処理が容易)

ほう酸回収設備の構成要素(全ろ過方式)



ほう酸回収設備の構成要素(クロスフローろ過方式)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

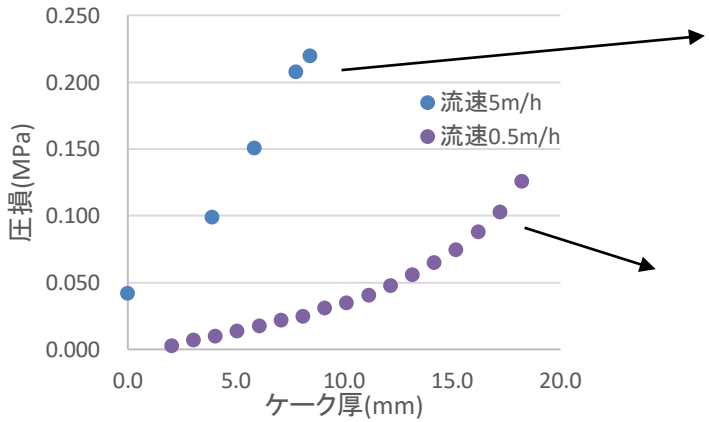
(2)本開発で得られた成果 ④ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

○試験結果概要

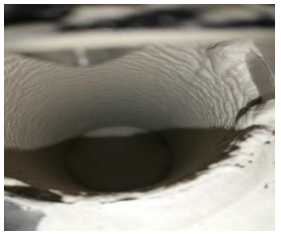
円筒膜でのケークろ過

全ろ過処理での粒子捕集量に対する各因子の影響を確認

[流速によるケーク厚への影響]

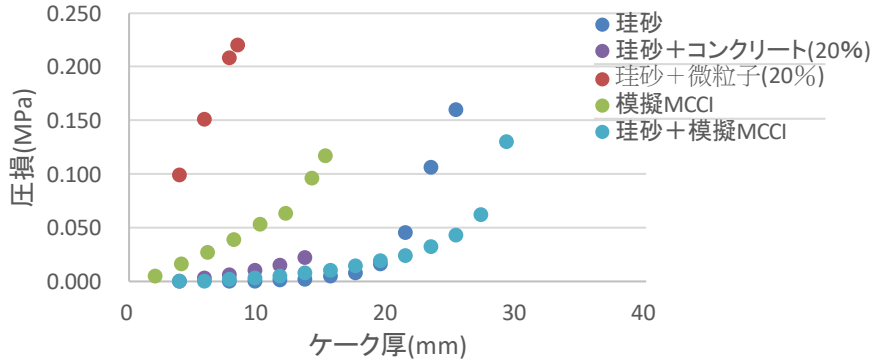






流速低減によるケーク厚と圧損の相関

[粒子種類、粒径によるケーク厚への影響]



粒子種類、粒径によるケーク厚と圧損の相関

【試験結果】

①ケークろ過の理論式の成立性を確認。

ケークろ過理論式 ： Darcyの法則

$\Delta P = k \times \mu \times L \times u$

ΔP:圧力損失【Pa】

k:実験定数【m-2】

μ:粘性係数【Pa･s】

L:充填層厚み(ケーク厚)【m】

u:透過流速【m/s】

②粒子種類によらず流速を低減することでケーク形成が可能。

③微粒子の混入、コンクリート及び模擬MCCIは珪砂に比べケーク形成がしにくい。その理由として、微粒子の混入により粒子間の隙間に堆積することで圧密度が増加し、微粒子がないものに比べ圧損が増加したものと考える。また、コンクリートや模擬MCCIは、針状結晶が多く、フィルタ孔や粒子間の隙間を閉塞させたことで、球状結晶が多い珪砂に比べ圧損が増加したと考える。

④試験結果を基にほう酸回収性能、廃棄物発生量などを評価。

- ほう酸回収性能 ： 99%以上
- 廃棄物発生量 ： 20本以上(容器換算本数)

【課題】

①フィルタメディアの選定、プロセスデータ(圧損等)や交換頻度の把握を目的に粒径分布や燃料デブリ取り出し時の廃液性状が不明な実廃液を用いたろ過性能の確認が必要

【対応方針】

①全ろ過処理は1候補であるため、後段の処理・処分方法を踏まえ、予備エンジニアリングで処理方法を検討し、必要があれば課題に対する追加検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認 【概要】

五ほう酸ナトリウムの析出対策として水質管理を行う際の目安を得るため、析出が生じる原因(因子)と析出事象に与える影響(閾値)を整理中。

因子		本格取り出し時の想定	析出事象に与える影響(閾値等)	運転上の考慮
環境条件	温度	10～50℃	Na/B析出物は温度低下で溶解度低下。 Ca/B析出物は溶解度への影響はほとんどない。	考慮
液の組成	B	水環境下 (通常時):0ppm、(緊急時):510ppm以上 ほう酸環境下 (通常時)1号機:6400ppm 2/3号機:5150ppm (緊急時)通常時＋510ppm	**Na/B比が低、あるいは、高で析出(Na、B析出物)** (参考)五ほう酸ナトリウム 6000mg/L asBにNaまたはBを添加した場合に ・Na/B<0.12(B10000ppm以上)で析出 @10℃ ・Na/B>0.4(Na5100ppm以上)で析出 @10℃ ※Na/B比はモル比	考慮
	Na	Na/B比の析出条件を踏まえ設定。 薬品注入、水処理による変化を想定。		考慮
	Ca	コンクリートからの溶出を懸念。	**Ca濃度が増えると析出(Ca、B析出物)** ・380ppm asCa@20℃	考慮
	Mg	トーラス室での地下水との混合を懸念。	$MgCl_2$で析出は発生せず。	考慮不要 (試験結果よりMgによる析出懸念は無し)
	Cl	海水成分の残留、地下水との混合を懸念。 ≦100ppm	Clイオン共存下では溶解度が増加傾向を示す。	考慮不要 (Clイオン共存下は保守的になる)
	SO_4	コンクリートからの溶出を懸念。	Clと同じ傾向	考慮不要 (SO_4イオン共存下は保守的になる)
	pH	水環境下:pH7前後 (現状と同程度と想定) ほう酸環境下:pH8前後 (五ほう酸ナトリウム注入時は現状よりアルカリ側に移行と想定)	Na/B比の変動やCa濃度の上昇で間接的に変化するが、pH自体が析出に影響しない推測。	考慮不要 (Na/B比、Ca濃度に従属)

※ここで挙げた影響因子は、あくまで文献調査結果に基づくもので、実機状態から網羅的に因子を確認したものではない(例えば、有機物、SS等)。
こういった点を考慮し、実液を用いた実証ステップが今後必要である

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

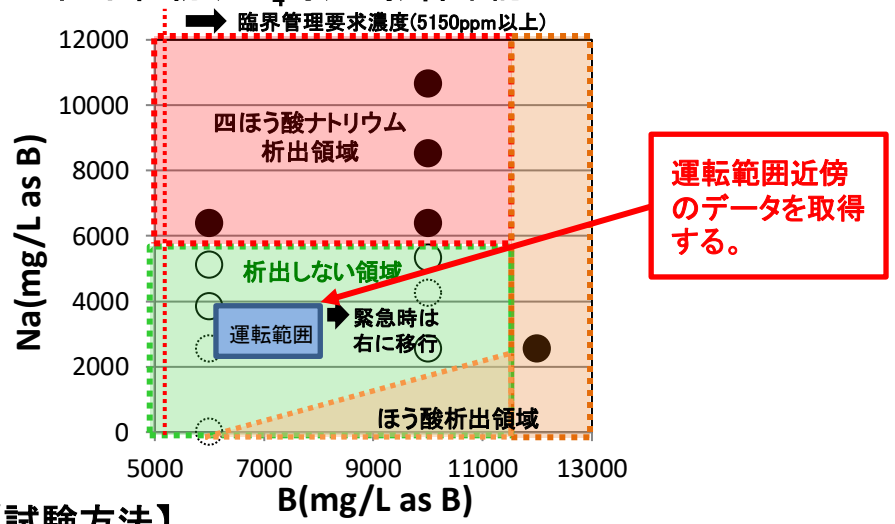
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

【目的】

運転管理目安の作成に向け、以下に示す不足データを取得する。

- Ca濃度とNa/B比の重畳時の影響確認
- 他不純物(SO_4等)の影響確認



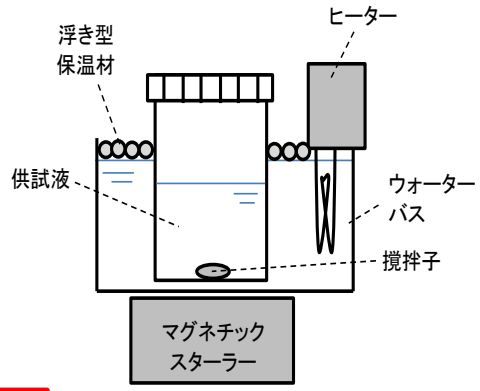


図 試験装置イメージ

表 試験条件表

項目	試験範囲	備考
B濃度 (mg/L as B)	510～ 10000	
Caイオン濃度 (mg/L)	0～800	$Ca(OH)_2$の飽和濃度より設定
SO4、Mg等	0～ 10000	必要に応じて地下水相当の成分を追加

【試験方法】

①所定の溶液を調整し、所定時間、温度で攪拌

②所定時間後にろ過し、ろ液、フィルター、ビーカ洗浄液を別々に分取。

③ろ液、フィルタの成分分析を実施(B、Na、Ca、Mg等)

【評価結果の反映先】

五ほう酸ナトリウム使用時の系統運転条件(運転管理目安)

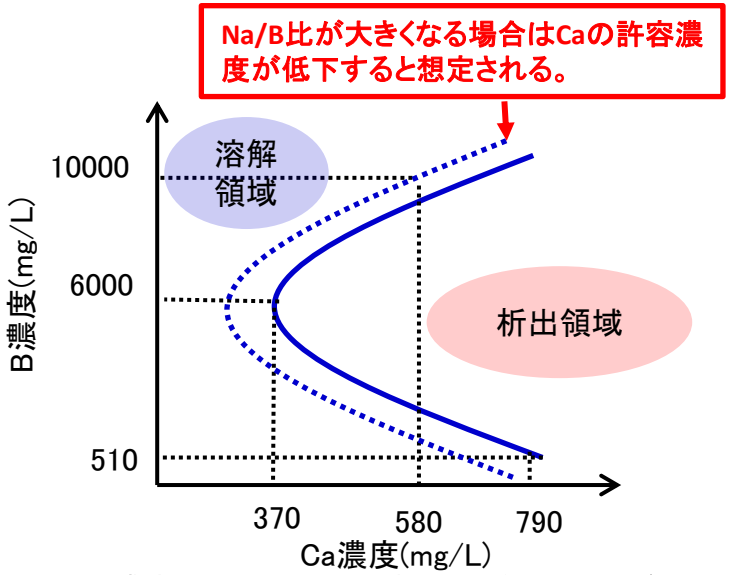


図 Ca濃度とNa/B比の重畳時の試験結果イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

【試験結果】

＜Na/B比変化の影響＞

Na/B比<0.1で析出を確認。
析出物はBが主体であり、H_3BO_3と推定。



Na/B比 0.08時の
析出物外観

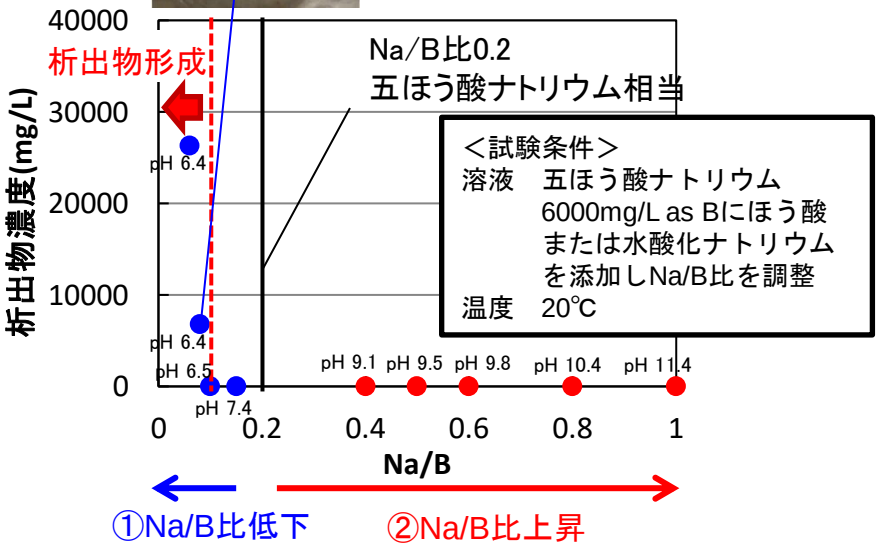
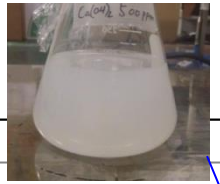


図1 Na/B比変化の影響確認試験

＜Ca濃度の影響＞

$Ca(OH)_2$添加時、380mg/L as Ca 以上で析出を確認。
析出物のCa/Bモル比は0.3程度。文献情報を考慮し、
析出物は$Ca_2B_6O_{11}\cdot 13H_2O$と推定。



590mg/L as Ca添加時の
析出物外観

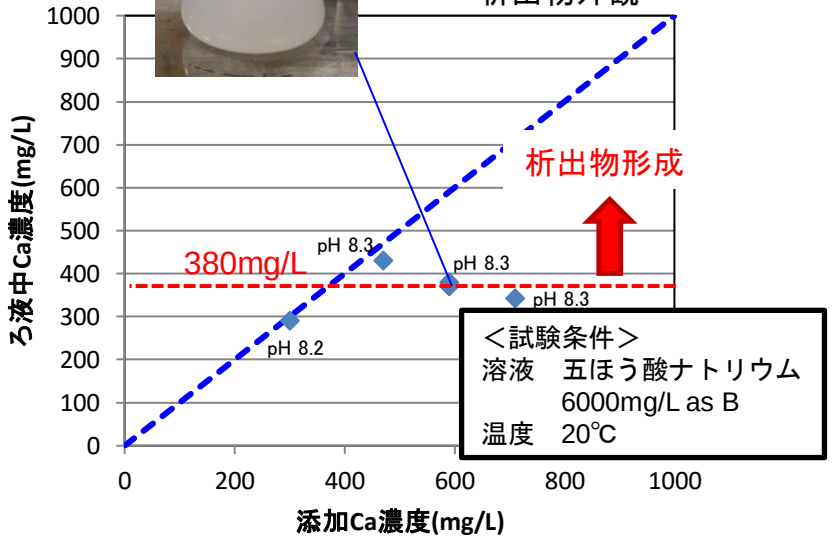


図2 Ca添加による析出試験結果 概要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

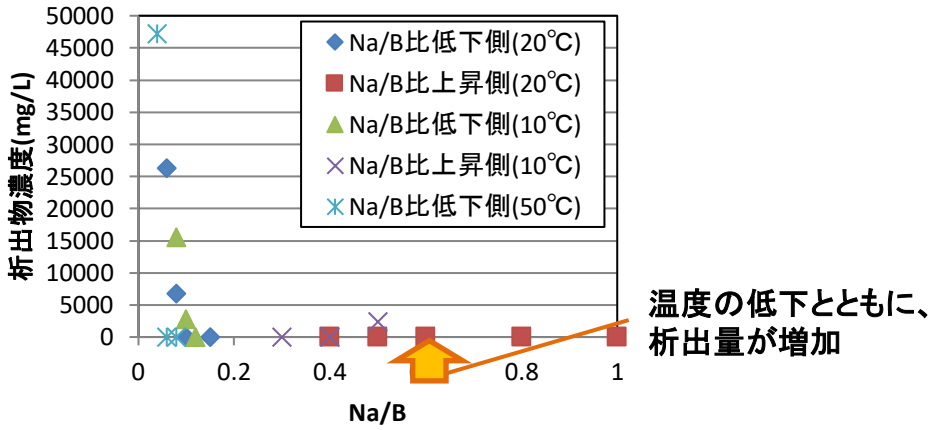
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

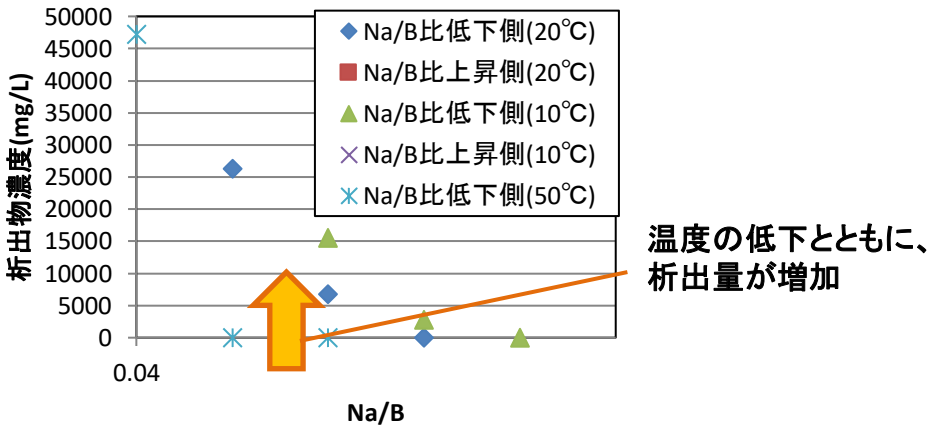
【試験結果】

＜Na/B比変化による析出における濃度と温度の影響＞

Na/B上昇側、低下側とも温度の低下とともに析出量が増加する傾向を確認

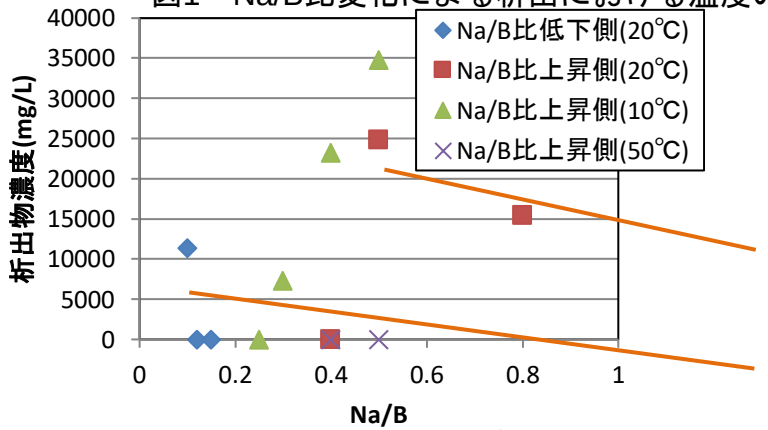


(1)全体図



(2)低Na/B比側拡大図

図1 Na/B比変化による析出における温度の影響確認試験(6000mg/L as BにNaまたはBを添加)



・Na/B上昇側(20℃)
五ほう酸ナトリウム6000mg/L as B 析出は見られず
五ほう酸ナトリウム10000mg/L as B 0.1 Na/B比0.5で析出が発生
・Na/B低下側(20℃)
五ほう酸ナトリウム6000mg/L as B Na/B比0.08で析出が発生
五ほう酸ナトリウム10000mg/L as B Na/B比0.1で析出が発生
→いずれも濃度が上昇すると析出が促進される傾向を確認

図2 Na/B比変化による析出における五ほう酸ナトリウム濃度の影響確認(10000mg/L as BにNaまたはBを添加)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

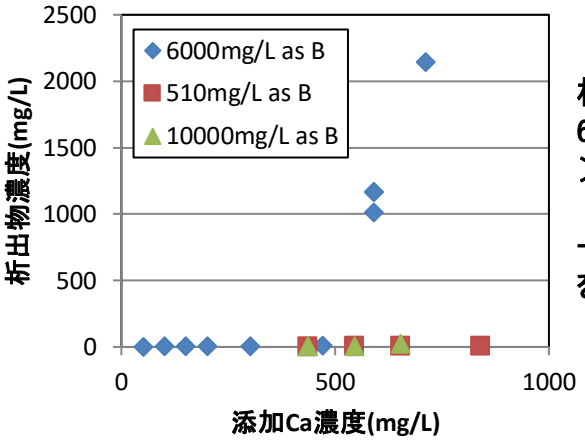
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

【試験結果】

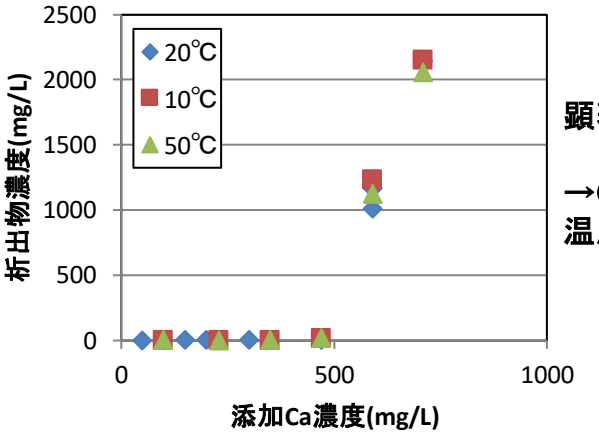
＜Ca濃度変化による析出における濃度、温度及びpHの影響＞



析出物量
6000mg/L as B
＞510mg/L as B、10000mg/L as B

→中間濃度で析出物量が多い傾向を確認

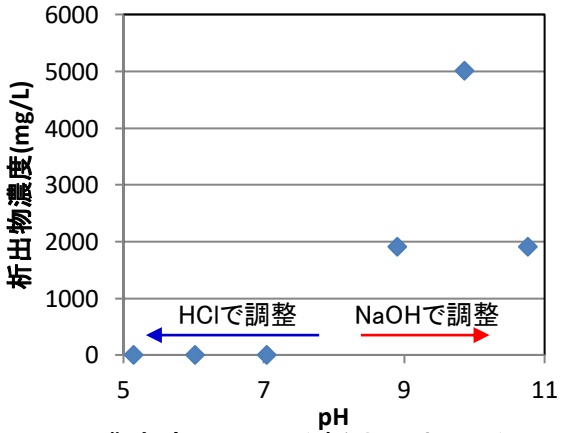
図1 Ca濃度変化による析出における五ほう酸ナトリウム濃度の影響確認試験



顕著な差異無し。

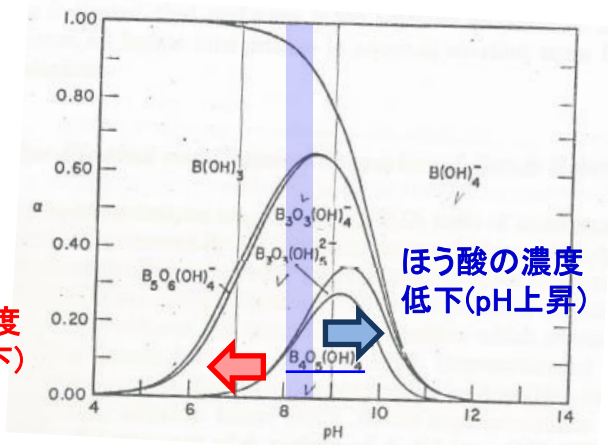
→Caによる析出は、顕著な温度による影響は見られず

図2 Ca濃度変化による析出における温度の影響確認試験



pHが大きくなるに従い、析出物量が増加する傾向を確認

図3 Ca濃度変化による析出におけるpHの影響確認試験



ほう酸の濃度上昇(pH低下)

ほう酸の濃度低下(pH上昇)

特定の縮合形態(例えば $2B_4O_5(OH)_4^{2-}$)が析出に影響しているものと推定。

五ほう酸ナトリウムの濃度変化によりpHが変化し、析出傾向が変化したものと推定

図4 pHとほう酸の縮合形態の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

【試験結果】

＜Ca濃度変化による析出におけるCl、SO4の影響＞

OH^-イオンが、Cl^-イオン、SO_4^{2-}イオンに置き換えられるのに従い、析出が抑制される傾向を確認

OH^-イオンが、Cl^-イオン、SO_4^{2-}イオンに置き換えられることで、pHが低下し析出が抑制されたものと推定。

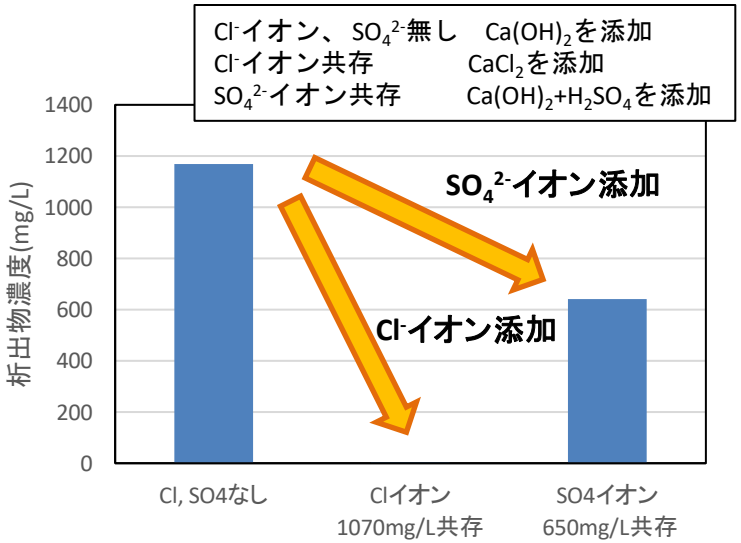


図1 Ca濃度変化による析出におけるCl、 SO_4 の影響確認試験

＜Mg濃度変化による析出影響＞

地下水との混合を想定しMgCl2が混入した場合、Mg<10000mg/Lまで析出物は見られず。

Mgは添加形態として$MgCl_2$を想定したため、Clイオン共存条件ではpHが低下し、析出が起こらなかったものと推定。

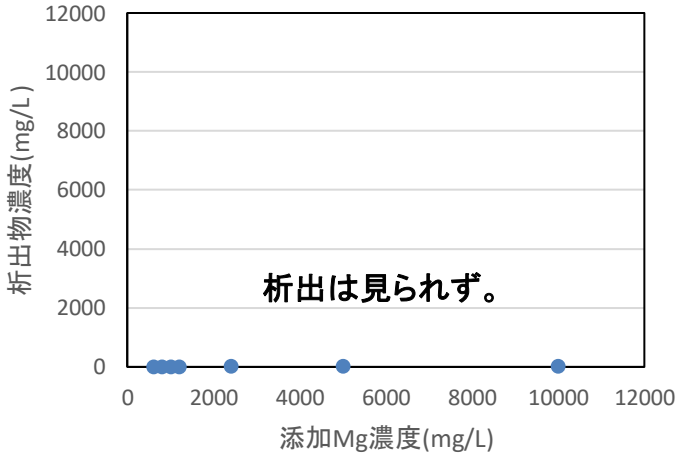


図2 Mg濃度変化による析出影響確認試験

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

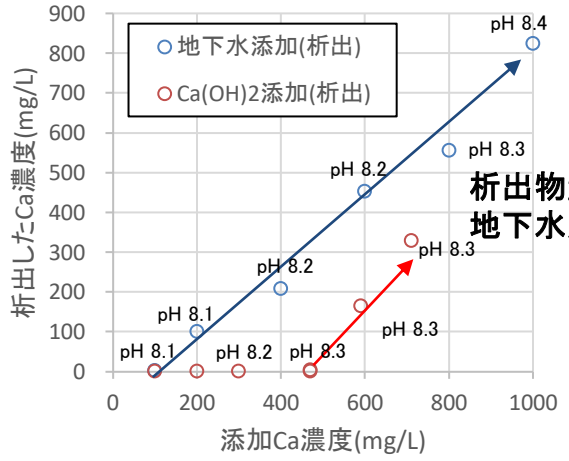
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 析出事象の閾値確認

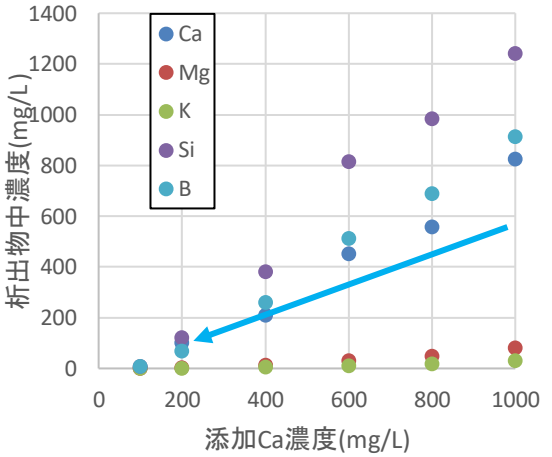
【試験結果】

＜Ca濃度変化による析出における地下水成分の影響＞

$Ca(OH)_2$と比較し、地下水成分が共存するとCaの析出(固相側への移行)が多く、固相でBが検出
→地下水成分はBの固相側への移行を促進

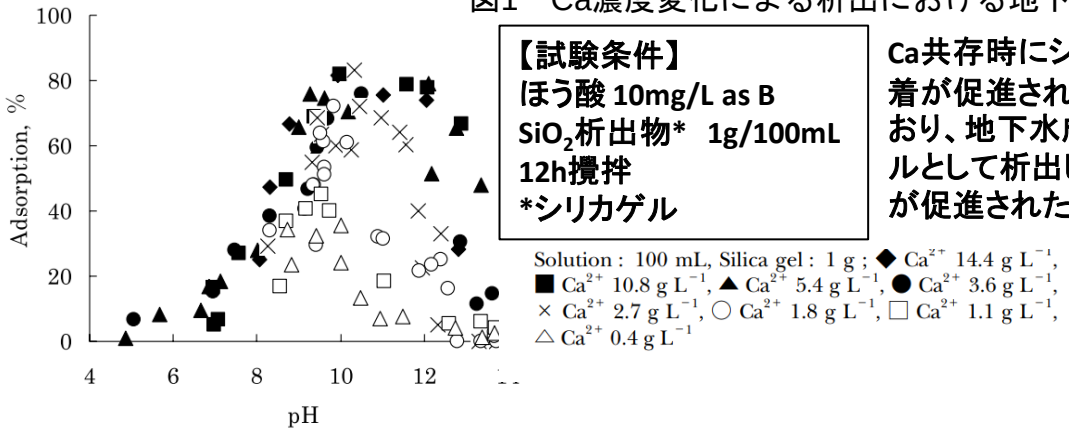


析出物量
地下水成分添加＞$Ca(OH)_2$添加



Ca 200mg/Lを超えるとBの固相側への移行を確認

図1 Ca濃度変化による析出における地下水成分の影響確認試験



【試験条件】
ほう酸 10mg/L as B
SiO_2析出物* 1g/100mL
12h攪拌
***シリカゲル**

Ca共存時にシリカゲルへのBの吸着が促進されることが報告されており、地下水成分のSiO_2がシリカゲルとして析出し、CaによりBの析出が促進されたものと推定。

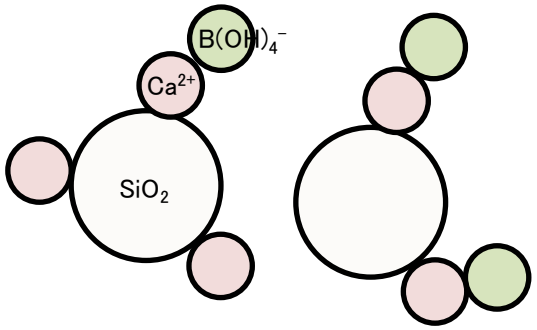


図2 Ca共存によるシリカゲルへのBの吸着

図3 シリカゲルへのB、Caの吸着イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 コンクリートからのCa溶出

【目的】

PVC内の水質は、①ほう酸析出の観点からCa＜380mg/Lで管理、②腐食防止の観点からCl・SO_4の濃度を管理する必要がある。

PCVへのCa、Cl、SO_4の持ち込み要因として、コンクリートからの溶出が挙げられる。そこで、コンクリートからのCa、Cl、SO_4の溶出量を確認するための試験を実施した。

【試験方法】

①試験液を調整し、所定量のコンクリート粉末を添加し、攪拌

②所定時間後に一部液を分取。

③ろ液等の分析を実施。

【結果の反映先】

Ca等の不純物の溶出量概略把握

表 試験条件

試料	コンクリート粉体
粒径	＜4mm（＜0.1mm、＜4mm、4～10mm、＞10mmも併せて実施）
添加量	14g/L
温度	室温、50℃
攪拌速度	200rpm、20rpm
水質	五ほう酸ナトリウム6000mg/L as B
浸漬時間	24h(max7d)

モルタルからのCa成分の溶出

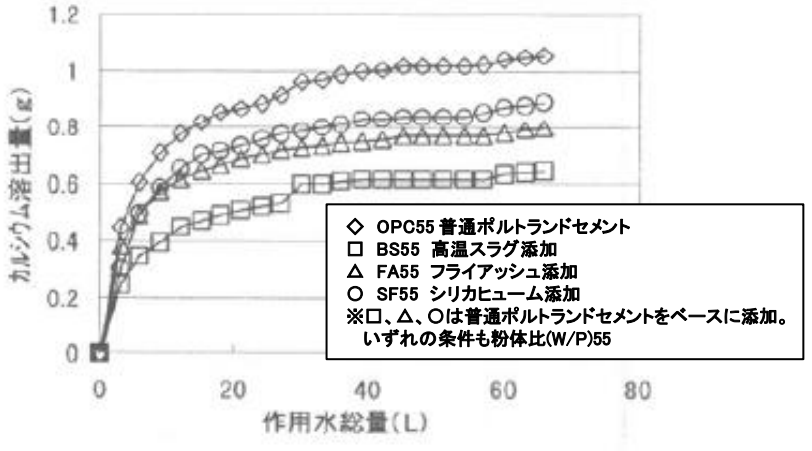


図 モルタルからのコンクリート溶出量累計

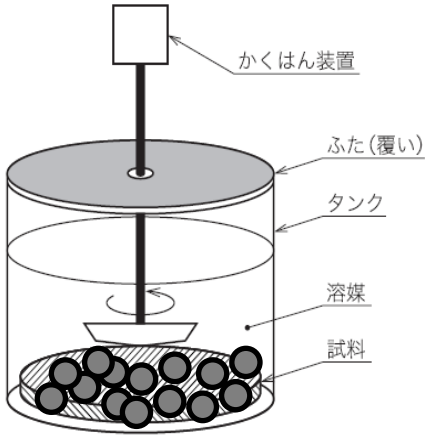


図 試験装置イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 コンクリートからのCa溶出

【試験結果】

＜標準条件における結果＞

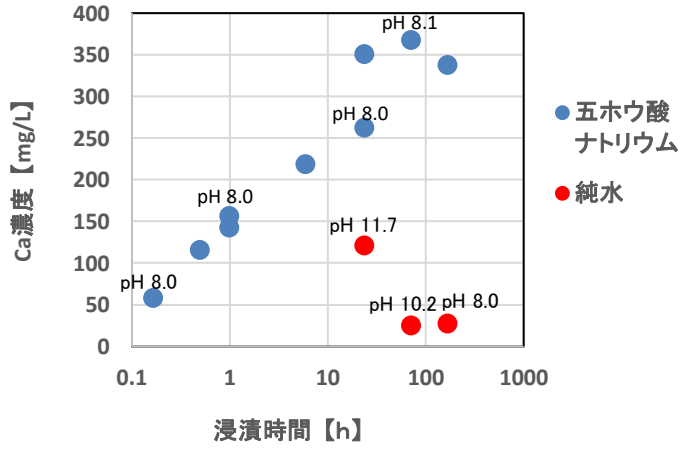
成分	試験結果概要
Ca	時間と共に濃度があがり、約24hで平衡濃度となる。その時の濃度は約350mg/Lであるが、粒径が小さくなると約400mg/Lまで上昇。
Cl	コンクリート内のClが少なく、分析下限値以下
SO_4	溶解濃度は最大21mg/L.（溶解率40%）
Mg	溶解濃度は最大0.7mg/L（溶解率2%）

＜他の因子の影響＞

因子	試験結果概要
時間	約24hで平衡濃度となった。
温度	Ca溶解に対する温度の影響は小さい。
粒径	粒径が小さいほどCa溶解速度が高い傾向があった。
攪拌速度	攪拌速度が大きいほうが溶出速度が大きかった。

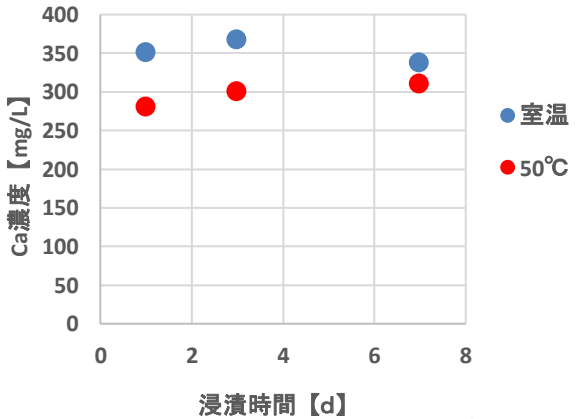
① 攪拌時間の影響

攪拌時間に従い、Ca濃度が上昇。



② 温度の影響

Ca溶解の温度による影響は小さい。



③ 粒径の影響

粒径が小さいほうがCa溶出量が大きい傾向があった。

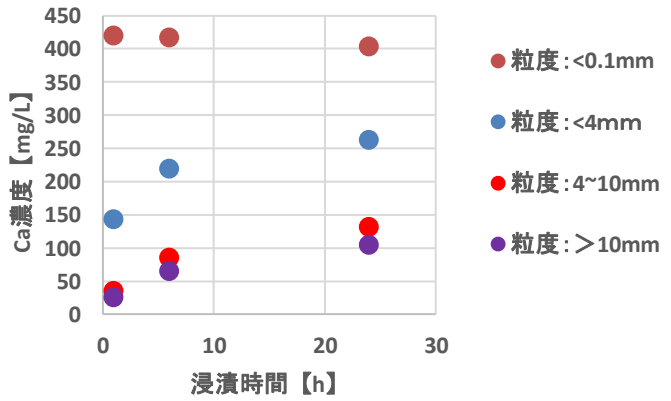


図 コンクリートからの溶出試験結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○試験/調査結果 保温材からのCa溶出

【目的】

PVC内の水質は、①ほう酸析出の観点からCa＜380mg/Lで管理を行うことが望ましい。Caの溶出源として、保温材(ケイ酸カルシウム)が挙げられることから、溶出量を確認するための試験を実施した。

【試験方法】

①試験液を調整し、所定量の保温材の粉末を添加し、攪拌
②所定時間後に一部液を分取。
③ろ液等の分析を実施。

【結果の反映先】

Ca等の不純物の溶出量概略把握

表 試験条件

試料	ケイカルスーパーシリカ 主成分:ゾノライト結晶(6CaO・6SiO2・H2O) 組成： Ca 27.7%、B＜0.01%
粒径	＜4mm
添加量	14g/L
温度	室温
攪拌速度	200rpm
水質	五ほう酸ナトリウム[g-B/L] (純水)
浸漬時間	24h(max7d)



図 試験に使用した保温材

【試験結果】

保温材のCa溶出量は、0.02g/g。
(保温材含有Caに対する溶出Ca比率は、約7%)
保温材に含有する溶出性Caは、1日で溶出

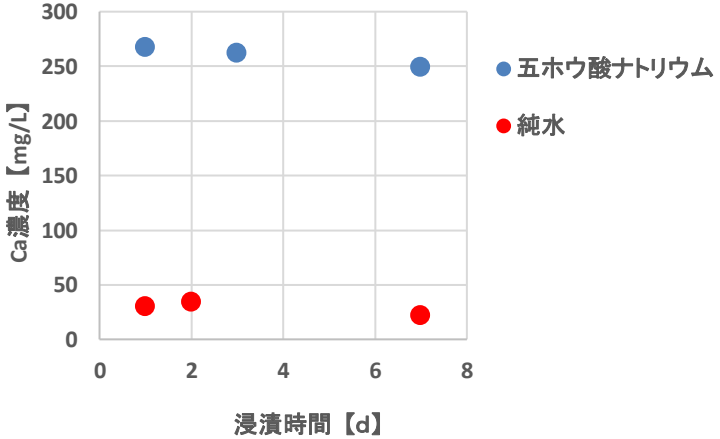


図 保温材からの溶出試験結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】 No.598

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ①五ほう酸ナトリウムの析出事象に関する試験結果

○注水時のCaの影響評価

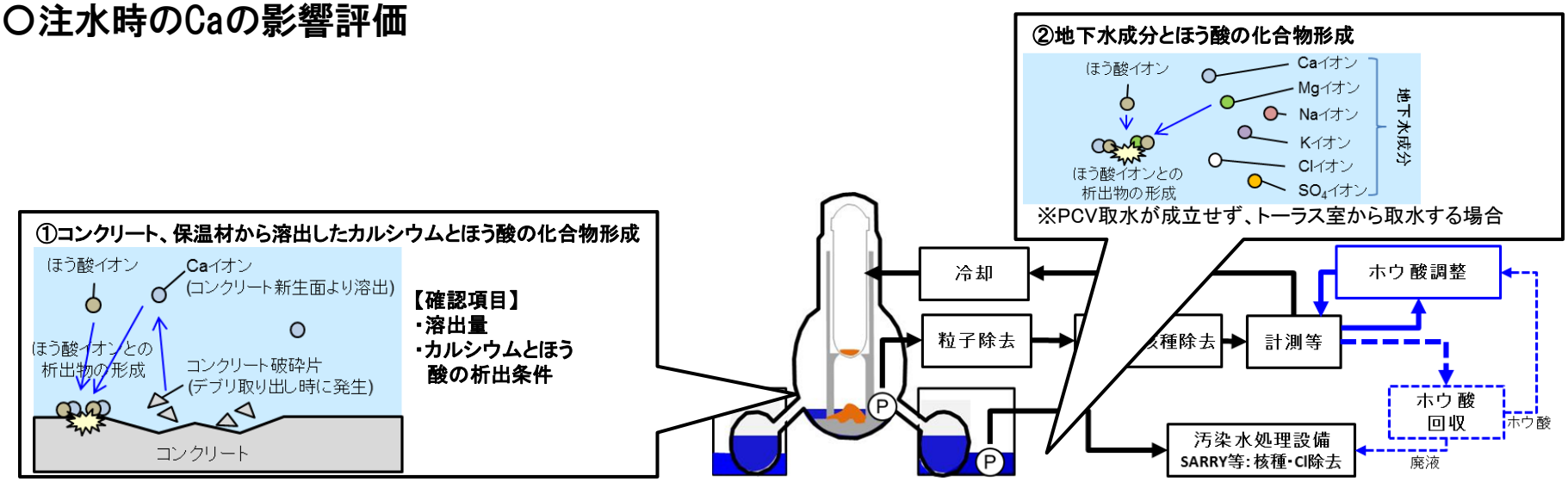


図 系統における析出事象

【注入時の水質中のCaの影響評価】

・コンクリート中からはCa(OH)2が溶出するため、系統内で最大920mg/L as Ca程度となる。

・五ほう酸ナトリウム注入時にCaと析出物を形成可能性があり($Ca_2B_6O_{11}\cdot 13H_2O$、$CaB_6O_{10}\cdot 4H_2O$等)、CaとBは質量でほぼ等量析出することから、最大920mg/L低下する可能性がある。

・以上から、注入前に溶出しているCaへの対策としては、以下が挙げられる。

①注入前のCa濃度モニタリング、Ca濃度に応じた五ほう酸ナトリウム余剰添加

注入五ほう酸ナトリウム濃度 = 目標五ほう酸ナトリウム濃度 + Ca濃度分の五ほう酸ナトリウム

②Ca飽和濃度を想定した五ほう酸ナトリウム余剰添加

注入五ほう酸ナトリウム濃度 = 目標五ほう酸ナトリウム濃度 + 920mg/L as B分の五ほう酸ナトリウム

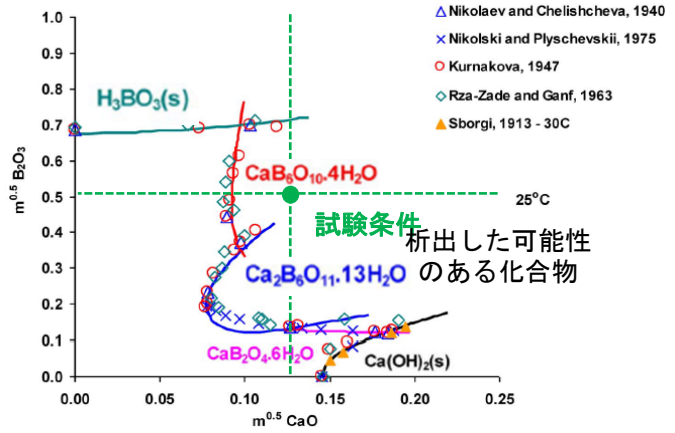


図 溶解析出曲線および析出形態

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ②五ほう酸ナトリウムの調整に関する試験結果
○試験/調査結果 Na/B比調整

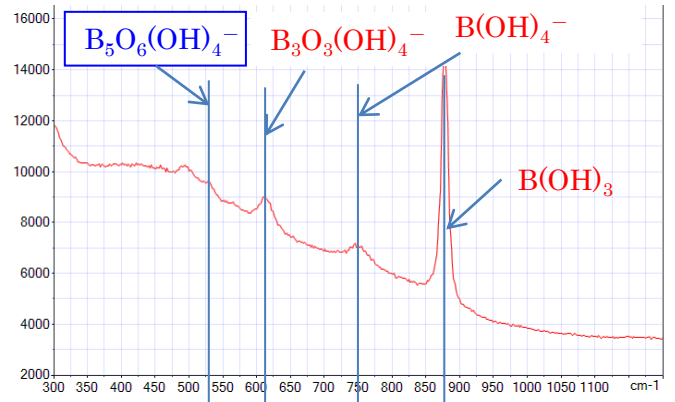
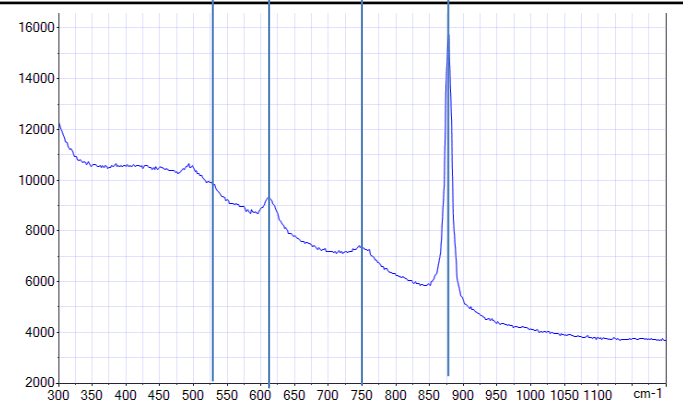
【目的】
Na/B比の調整がほう酸(H3BO3)又はNaOHの追加で可能であるかを確認するための試験を実施した。

【試験方法】
①試験液を調整

【結果の反映先】
五ほう酸ナトリウム溶液の調製方法

表 試験条件

試料	五ほう酸ナトリウム溶液 ほう酸＋水酸化ナトリウム溶液
濃度	6000mg/L as B 2550mg/L as Na
液音	20℃
液条件	静置
測定	ラマン分光測定
試験時間	1h

ケース	ラマン分光による化合形態の分布確認結果（一例）
五ほう酸ナトリウム溶液のスペクトル ・溶解後1hr ・6000ppm(asB) ・Na/B=0.2 ・20℃	
ほう酸にNaOHを追加した溶液のスペクトル ・溶解後1hr ・6000ppm (asB) ・Na/B=0→0.2に調整 ・20℃	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

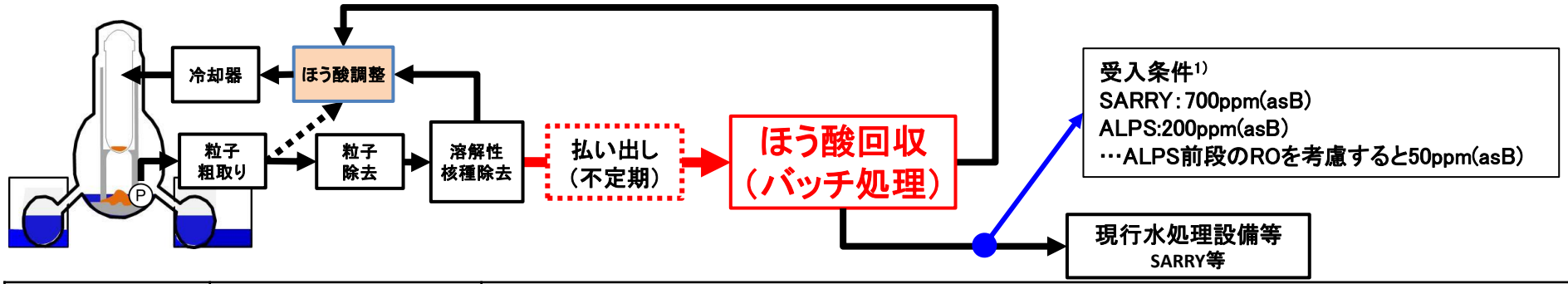
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○回収を必要とする状況

水系システムの保有水量や不純物濃度を管理する目的で払い出しが行われる場合に、五ほう酸ナトリウムの再利用、または、払い出し先(現行水処理設備)の受入条件までほう酸濃度を低減させるため、ほう酸回収を行う。

【保有水の払い出しが必要な状況】



払い出し状況		原因	備考
保有水量の増加		系統運転での液調整	―
		地下水等の混入(*1)	―
不純物濃度の増加	Ca	コンクリートからの溶出	析出防止の観点で、380ppm以下に管理が必要。 ※数値は析出試験結果を基に適宜見直し
		地下水等の混入(*1)	
	Cl	堆積物等からの溶出	炉注水管理(腐食防止)の観点で、現行管理値の100ppm以下に管理が必要。
		地下水等の混入(*1)	
	他	堆積物等からの溶出	粒子除去、溶解性核種除去で取り切れない不純物が想定されるが、払い出し要否等不確定につき、課題とする。

*1:PCV取水/水位低下ができず、現状のようなトーラス室からの取水が中心となる場合に考慮が必要。

1)平成28年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金事業 燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化 研究報告書(最終報告) 4. 2.3(6)(ii)(イ)既存設備へのほう酸影響に関する要素試験の考察より抜粋

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○系統概念

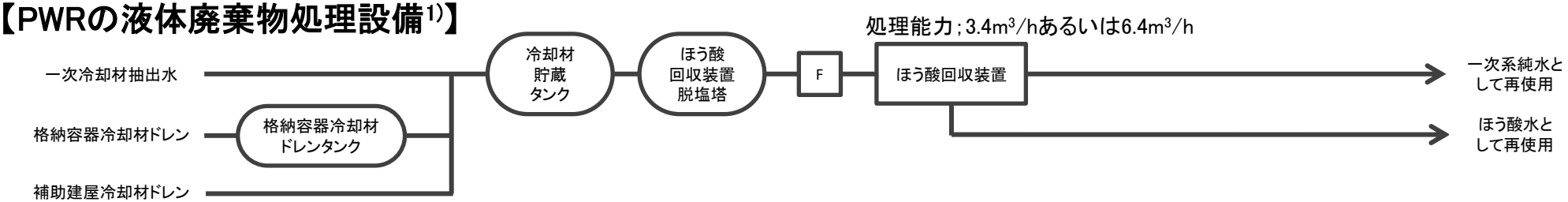
PWRの液体廃棄物処理設備でのほう酸回収を参考に、不純物を除去後、蒸発濃縮処理を行い、ほう酸水を回収する系統を基本構成と想定。但し、1F環境では以下に示す特徴/難しさがあるため、これらの観点で技術調査を実施中。

- 含まれている不純物が多い(PWRは厳しい水質管理)。
- 五ほう酸ナトリウムを使用(PWRではほう酸(H_3BO_3)を使用)。

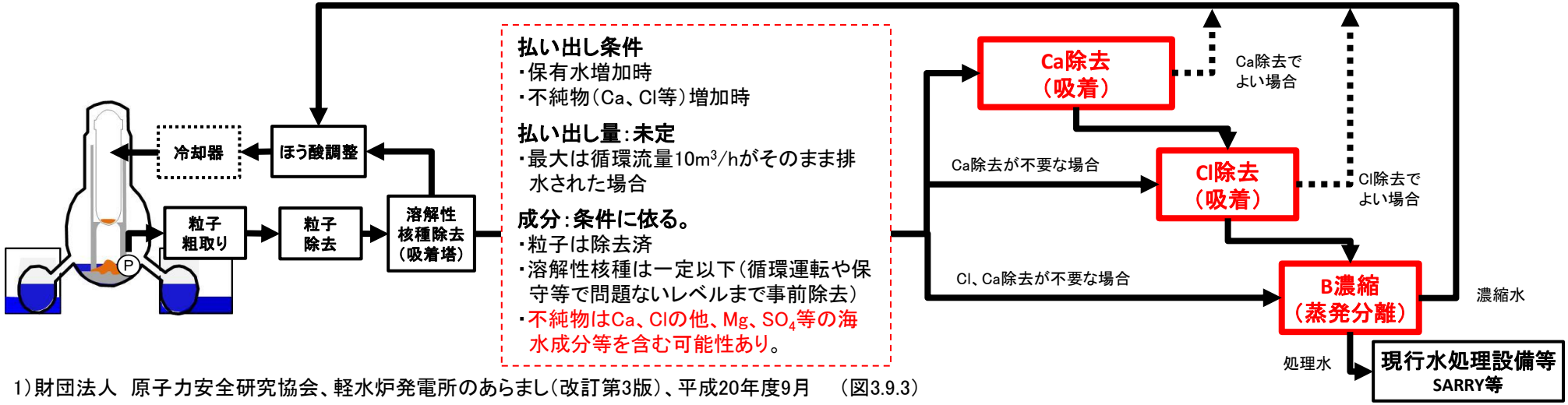
} 特に吸着への影響が懸念(析出は前述で確認中)

(運用するほう素濃度が高い点を考慮し、溶解度の高い五ほう酸ナトリウム水を選定…過去補助事業(臨界))

【PWRの液体廃棄物処理設備[1)]】



【上記を踏まえた系統構成案】



1)財団法人 原子力安全研究協会、軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)、平成20年度9月 (図3.9.3)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○ほう酸回収に関する技術調査

ほう酸回収において、PWRの液体廃棄物処理設備では蒸発濃縮処理を用いているが、技術的には他技術も考えられる。これらについて、調査状況を以下に示す。

- ほう酸の再利用を目的とした場合、蒸発濃縮又はROが候補となる。
- 蒸発濃縮及びRO(弱塩基性)を用いる場合、CaやCl等の不純物等はほう酸側に同伴するため、不純物除去、あるいは、ほう酸回収と廃液処理の組み合わせが必要となる。
- RO(弱酸性)ではCa及びCl等の不純物は濃縮水側、ほう酸水は透過水側で分かれて回収されるが、回収率が他と比べて低い点や高濃度ほう酸環境下での性能及び膜への影響が課題となる。

回収技術	蒸発濃縮	RO (弱塩基性)	RO (弱酸性)	吸着 (イオン交換樹脂)	凝集沈殿	溶媒抽出
原理	系統水を加熱し、蒸発濃縮することで、濃縮水側と蒸留水側に分離する。	逆浸透膜を用いて廃水中のほう酸を濃縮水側に保持する。	pHを酸性側に調整し、逆浸透膜を用いて透過水側へほう酸を透過させる。	イオン交換樹脂により、液中からほう酸を回収する。	Ca化合物及びAl化合物を添加し、沈殿分離する。	2-エチルヘキサノールに抽出し、排水中からほう酸を除去する。
性能	回収率:90%以上	回収率:80～90%	回収率:55%	吸着:90%以上	除去:90%以上	除去:90%以上
移行形態	濃縮水	濃縮水	透過水	イオン交換樹脂	スラッジ	有機溶媒
再利用	可	可	可	難(塩酸での溶離)	難(沈殿物の溶解)	難(有機溶媒分離)
処理量	数m3/h程度(PWR)	1万ton/d(一般産業)	不明	～200m3/h	不明	不明
課題	・ミスト同伴率評価 ・伝熱管付着物除去 ・伝熱管腐食対策(Clイオン) ・不純物の除去	・透過率の確認 ・逆浸透膜の劣化	・処理条件(pH等)の検討 ・逆浸透膜の劣化 ・濃縮水の処理	・イオン交換樹脂保管、処理 ・ほう酸の追加注入の成立性	・性能評価 ・スラッジの除去方法検討 ・スケール対策 ・ほう酸の追加注入の成立性	・有機溶媒の処理 ・ほう酸の追加注入の成立性
備考	PWRほう酸回収に利用					

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

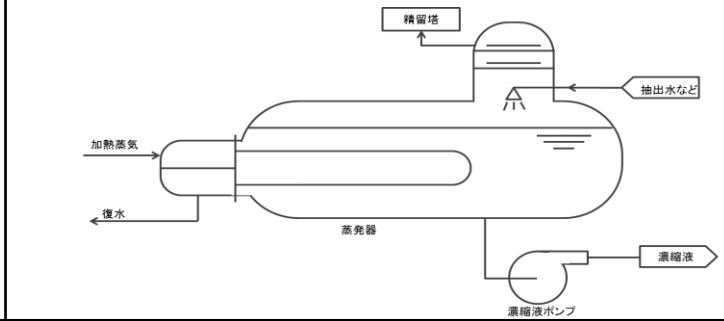
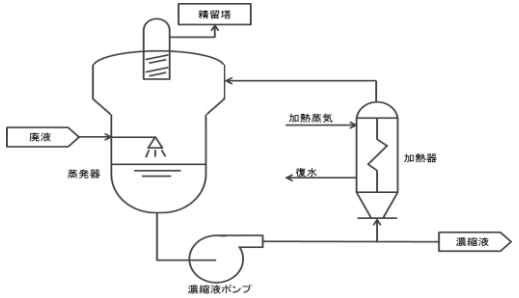
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○ほう酸回収に関する技術調査(蒸発分離)

蒸発濃縮処理技術について、原子力及び一般産業の実績等の調査状況を以下に示す。

- 実績面ではPWRのほう酸回収に利用しているケトル型(浸漬式)があるが、1F環境のように不純物等を含む可能性が高い場合は析出・腐食防止の観点で蒸発部と伝熱部を分けた循環型の適用も考えられる。
- 必要ユーティリティは、数m3/h程度の処理能力を確保するためには、加熱蒸気が必要。但し、一般産業品で電気(減圧沸騰+ヒートポンプ式)も可能性あり。

型式	ケトル型			循環型		
	浸漬式		非浸漬式			
実績	○PWR 液体廃棄物処理設備[1]でほう酸回収に利用	△RRP 高レベル放射性廃棄物濃縮缶[2]でFP等含む廃液濃縮に利用	△一般産業 ほう酸回収に利用 (他海水淡水化等幅広く利用)	△PWR 液体廃棄物処理設備[1]で廃液濃縮に利用 (強制循環式)	△RRP プルトニウム濃縮缶[2]で硝酸プルトニウム溶液の濃縮に利用 (自然循環式)	△一般産業 ほう酸回収に利用 (晶析と組合せほう酸ソーダで回収する技術も火力発電等で実績あり)
必要なユーティリティ	加熱蒸気 (起動等の給電は必要)	加熱蒸気 (起動等の給電は必要)	加熱蒸気 又は電気(ヒートポンプ式)	加熱蒸気 (起動等の給電は必要)	加熱蒸気 (起動等の給電は必要)	加熱蒸気 (電気は追而調査)
参考図 (PWR実績のみ参考として掲載)						

1)財団法人 原子力安全研究協会、軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)、平成20年度9月 (図3.9.4、図3.9.5)
2)日本原燃株式会社、再処理事業所 再処理事業指定申請書

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

〇不純物除去に関する技術調査

不純物(Ca、Cl)の除去について、現時点の結果概要を以下に示す。

・可能性があるのは、RO(弱酸性)または吸着。

・RO(弱酸性)は、ほう酸回収技術で言及したとおり、不純物とほう酸を分離できるが、課題が多い。

・吸着は原子力及び一般産業で使われている技術となるが、Na(五ほう酸ナトリウム)の影響や他不純物の影響で課題があり追加調査予定。

Ca除去	RO (弱酸性)	吸着 (イオン交換樹脂)	吸着 (無機吸着材)	凝集沈殿 (ライムソーダ法) ➡性能が出ず、除外
原理	pHを酸性側に調整した上で逆浸透膜を用いることで、Caイオンを濃縮水側へ留めつつ、ほう酸を透過水側に移行させる。	イオン交換能を有する官能基で修飾した樹脂を塔に充填し、通水することで陽イオンを除去する。	ナトリウムが吸着したA型ゼオライトを用い、水質中のCaイオンをNaイオンに交換/除去する。 Ca除去:カチオン交換型 Cl除去:アニオン交換型	系統水にNa_2CO_3を添加し、$CaCO_3$として凝集沈殿し、回収する。
性能	99%(NaClの場合) 但し一定量のほう酸も同伴する。	除去率99%以上	除去率85%程度 (濃度に依存)	高濃度ほう酸環境下での除去性能低下を過去補助事業で確認済(一般的な水環境下では95%程度の除去性能見込みがあるが、上述の理由で除外)
処理量	10000ton/日(プラント)	～200m^3/h	―	―
課題	・処理条件(pH等)の検討 ・逆浸透膜の劣化 ・濃縮水の処理	・性能確認(Na、不純物環境下) ・イオン交換樹脂の劣化 ・廃棄物処理法の検討	・性能確認(Na、不純物環境下) ・ペレット化等使用条件検討 ・廃棄物処理方法の検討	・添加pH等の条件検討 ・性能確認 ・スラッジの処理方法検討 ・スケール除去方法検討
備考		PWRほう酸回収で利用。	一般産業で使用実績あり。	一般産業で広く利用。

上記の他、RO(弱塩基性)及びイオン交換膜等もCa及びCl除去で用いられるが、これらの技術はほう酸とCa及びClが同じ挙動を示す(分離できない)ことから、対象外とした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○試験/調査結果 弱酸性R/O膜を用いたほう酸の分離回収

【目的】

払い出した系統水からのほう酸回収のため、弱酸性でのRO膜の成立性について確認する。

【試験方法】

①所定の溶液(原水)を調製。

②所定時間、所定圧力でRO膜ユニットへ送液し、透過水と濃縮水を回収。

③原水、透過水、濃縮水の成分分析(ほう酸)を実施し、目的成分の回収率を算出。

【評価結果の反映先】

RO膜を用いたほう酸回収法の基礎データ

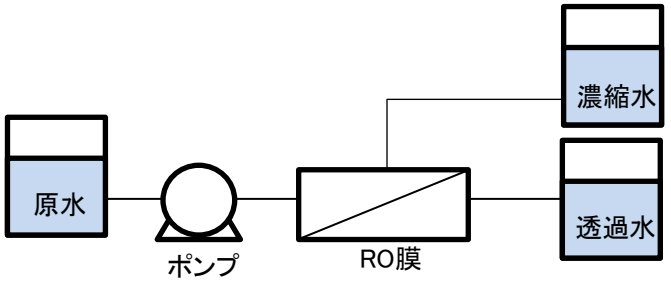


図 装置概要

表 試験標準条件

項目	試験範囲	備考
ほう酸濃度 (mg/L as B)	6000	五ほう酸Naとして添加
原水流量	1～4m^3/day	
濃縮率	50～83%	透過水量/原水量×100
pH	3～8	
加水	0～200%	
温度	25℃	
段数	1～2	

表 試験条件

試験条件	確認項目	pH	調製する酸	濃縮量 (%)	段数及び加水
1	pHの影響確認	8程度*1	―	50%	1
2		5	HNO_3	50%	1
3		3	HNO_3	50%	1
4	濃縮倍率、段数の影響確認	5	HNO_3	75%	1(加水100%)
5		5	HNO_3	83%	1(加水200%)
6		5	HNO_3	83%	2(加水200%)

*pH調整無し

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○試験/調査結果 弱酸性R/O膜を用いたほう酸の分離回収

【試験結果】

＜pHの影響確認＞

pHを5以下にすることでほう酸の回収率が上昇することを確認

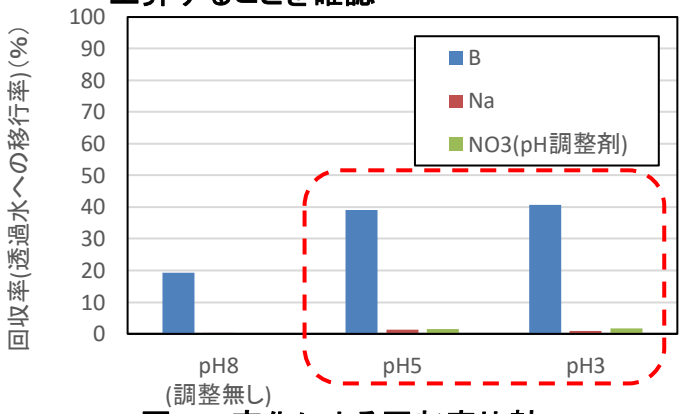


図 pH変化による回収率比較

＜段数の影響確認＞

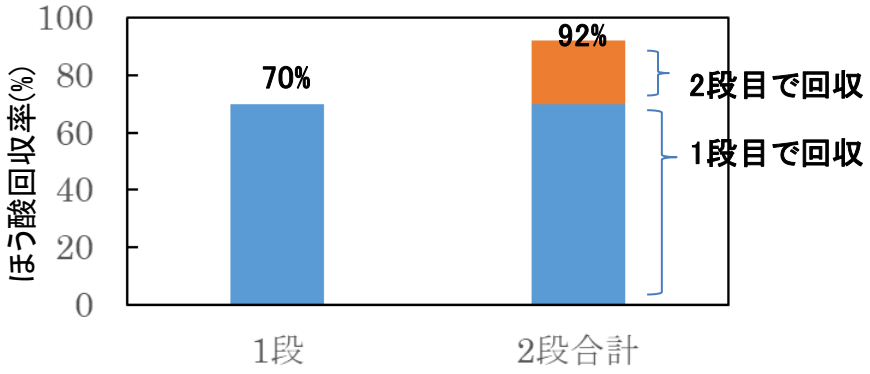


図 処理段数による回収率比較

＜濃縮率の影響確認＞

濃縮率が高い条件では膜透過水量増加に伴い回収率が向上

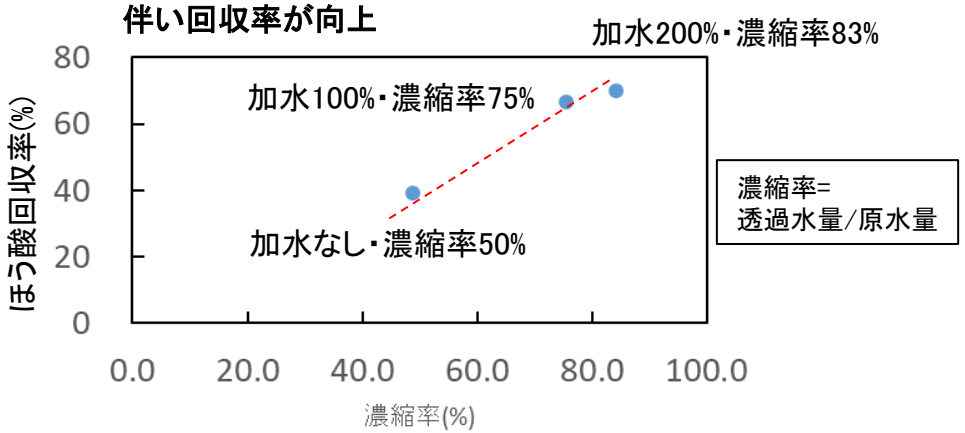
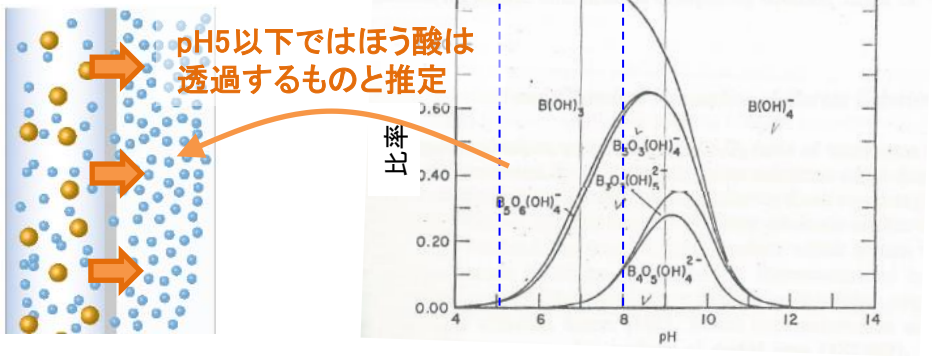


図 濃縮率変化による回収率比較

イオンは水和半径が大きいことから透過せず

分子状が多い 縮合体、イオンの比率が高い



(1) ROの原理 (2) ほう酸の溶液中の縮合状態

図 ROにおけるほう酸透過の原理

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果
○試験/調査結果 五ほう酸ナトリウム環境下でのCa、Cl等の吸着

【目的】

PVC内の水質は、①ほう酸析出の観点からCa＜380mg/Lで管理、②腐食防止の観点からCl・SO_4の濃度を管理する必要がある。

吸着材による吸着を検討しており、五ほう酸ナトリウム共存下での吸着材によるカチオン、アニオンの吸着挙動を確認する。

【試験方法】

①所定の溶液を調製。
②吸着材と混和し、所定時間、所定温度で振とう攪拌。
③成分分析を実施(B、Ca、Cl)。

【評価結果の反映先】

五ほう酸Na溶液環境下でのCa、Clの吸着性能の基礎データ取得

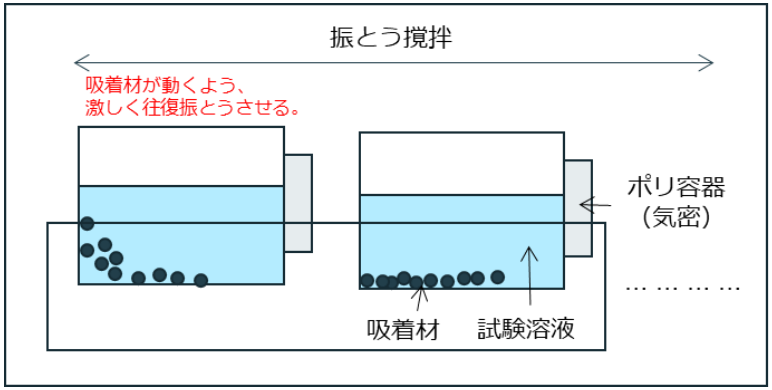


図 試験装置概要



図 無機吸着材 ゼオラムA-4（顆粒）東ソー

表 試験条件表

項目	試験範囲	備考
B濃度 (mg/L as B)	6000	五ほう酸Naとして添加
Ca、Cl、SO_4濃度	100	Ca(OH)2、NaCl、Na_2SO_4として添加
温度(℃)	25℃	
固液比(g/L)	1～10	
試験時間(h)	24～168	
カチオン吸着材	4種	・Zr系吸着材IXE-100 ・A型ゼオライト ゼオラムA-4 ・合成ゼオライトA-4 ・陽イオン交換樹脂SKN-1
アニオン吸着材	4種	・Mg-Al系 IXE-700F ・シリカ・アルミナ系ニッカゲルM ・Bi系水酸化物IXE-6107 ・陰イオン交換樹脂SAN-1

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ③五ほう酸ナトリウムの回収設備(払い出し水)に関する試験結果

○試験/調査結果 五ほう酸ナトリウム環境下でのCa、Cl等の吸着

【試験結果】

<カチオン吸着材>

いずれの条件でもCaの吸着を確認
造粒されており、適用が容易なことからゼオラムA-4型を候補として選定

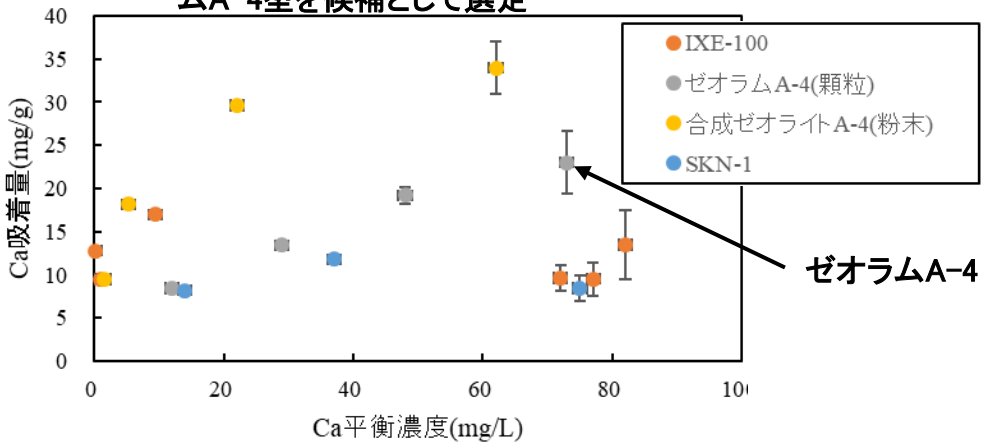


図 カチオン吸着材 吸着性能比較

<アニオン吸着材>

IXE-6107とSAN-1でClイオンの吸着を確認
Bの吸着量が少ないIXE-6107を候補として選定

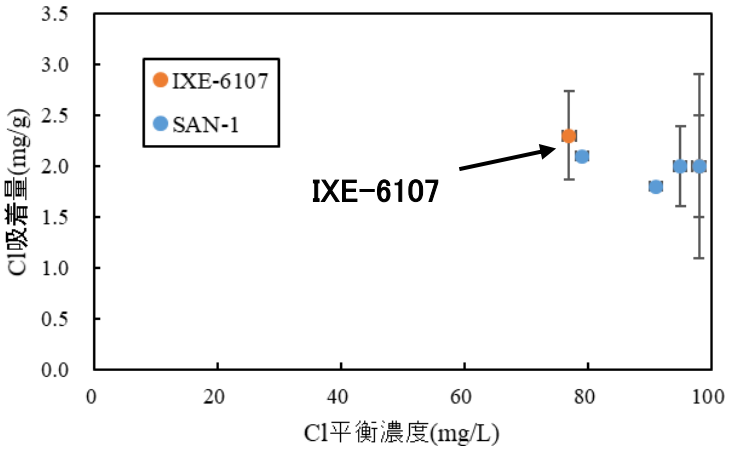
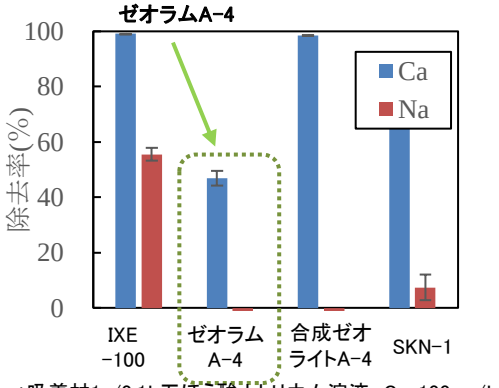


図 アニオン吸着材吸着性能比較



*吸着材1g/0.1L五ほう酸ナトリウム溶液、Ca 100mg/L

図 カチオンの除去率

ゼオラムA-4(顆粒)ではLangumuirの式で直線が得られた
⇒吸着量 : 数mg～10mg/g

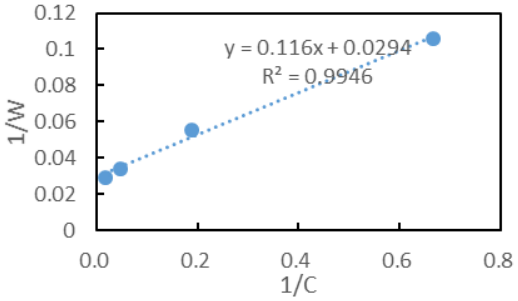
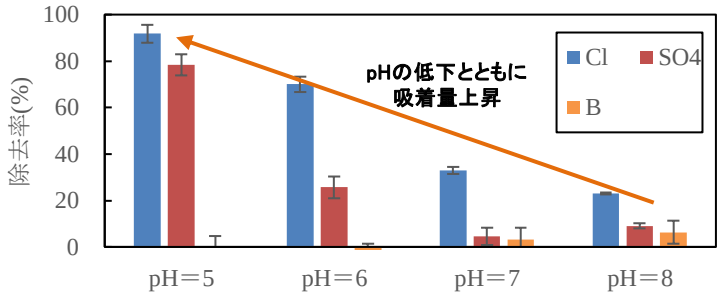


図 ゼオラムA-4(顆粒) Langmuirプロット

低pH条件で吸着性能が向上することを確認



*吸着材1g/0.1L五ほう酸ナトリウム溶液 Cl 100mg/L、SO_4 100mg/L

図 IXE-6107 pH変化による吸着量比較

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

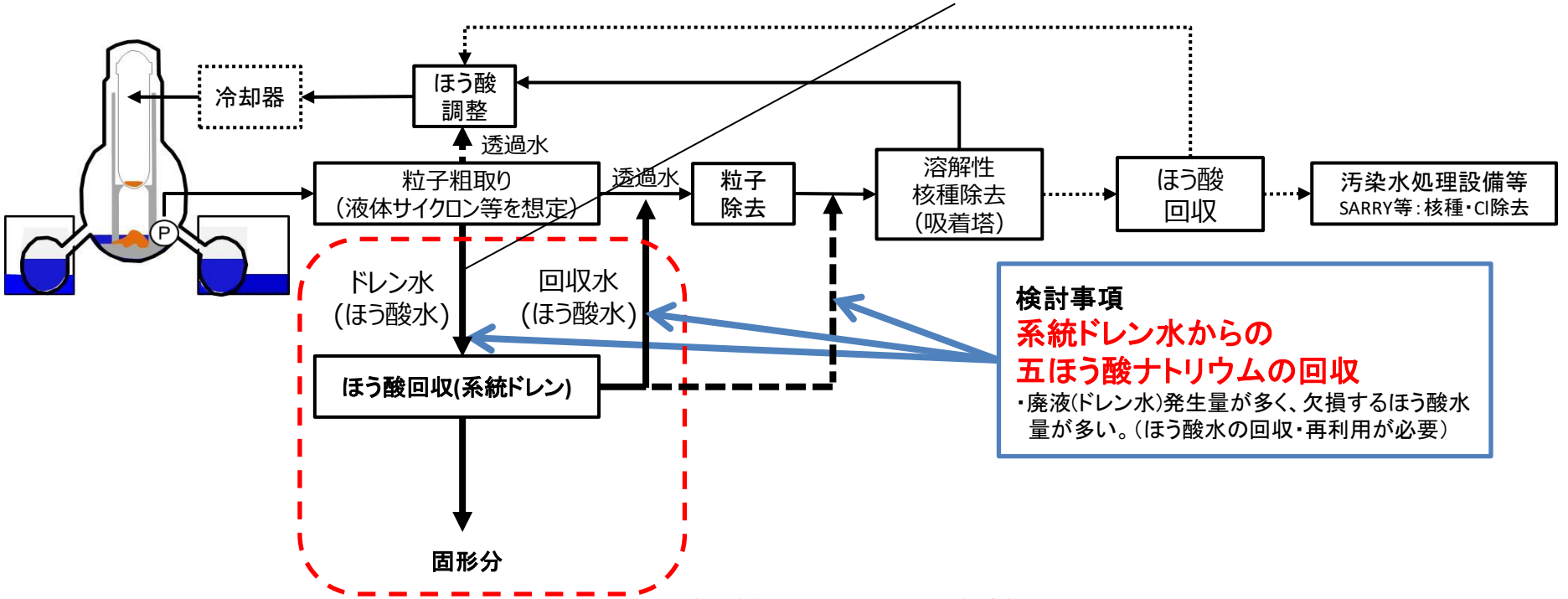
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

〇懸念箇所

粒子除去(粗取り)への適用を検討している液体サイクロン等は、系外へ流出するドレン量が多いため、溶解性中性子吸収材として五ほう酸ナトリウム水を使用する場合、ほう酸の損失量が多く無視できない。

⇒**ほう酸水を使用した場合、系統ドレン水からほう酸水を回収・再利用するために、含有する固形分を分離することができるシステムの検討が必要になる。**

液体サイクロン、オートストレーナからのドレン水処理を想定
・排出状態：連続排出
・排出量：循環冷却流量の約5%
・粒子径：30μm以上



概略系統図と検討対象範囲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収に関する技術調査結果

系統ドレン水からのほう酸回収について、適用が考えられる技術を調査した。

- ほう酸回収を目的とした場合、ろ過、遠心分離が候補となる。
- 圧搾は、ろ布等が開放された状態のため、機器内での放射性物質の閉じ込めが課題となる。
- 蒸発分離は、固形分、ほう酸共に濃縮側に移行するため、ほう酸水の回収・再利用ができない。

⇒ ろ過では、全ろ過またはクロスフローろ過、遠心分離では原子力での実績(再処理)がある遠心清澄機を候補機器とした。

技術	ろ過		遠心分離	凝集沈殿	圧搾	蒸発分離
	全ろ過	クロスフローろ過				
原理・特徴	系統ドレン水の全量をろ過膜でろ過する	系統ドレン水をろ過膜の表面に対し平行に流す。全ろ過に比べろ過流量は少なくなるが、高いろ過性能の維持が可能	内部の回転体を回転させることで遠心力を得て、固体と液体を分離させる。	系統ドレン水に凝集剤を加え微細粒子を凝集し、フロック化した後に沈降分離する。	系統ドレン水をろ布に間に流し、圧力をかけて固体と液体を分離させる	系統ドレン水を加熱し、蒸発濃縮することで、濃縮水側と蒸留水側に分離する。
固液分離	可	可	可	可(制約有)	可	可
ほう酸水の回収	可	可	可	可(制約有)	可	不可
課題	・回収したほう酸の再利用や、後段のほう酸回収に影響が無いことの確認			・高濃度ほう酸水環境下での凝集効果	・機器内での放射性物質の閉じ込め性	・固形分、ほう酸共に濃縮液側に移行
備考				補助事業*1で対応		

＊1:燃料デブリ・堆積物等の処理に関わる技術開発 PCV内から回収された堆積物等の処理技術開発

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

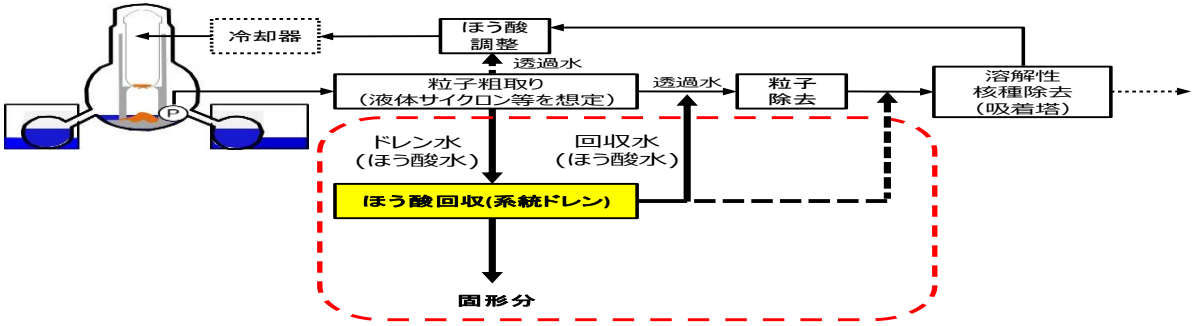
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

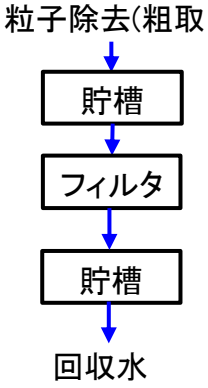
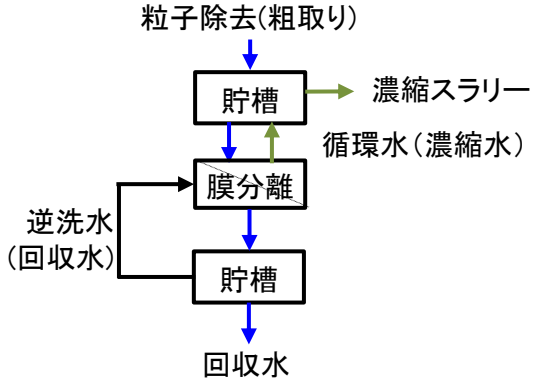
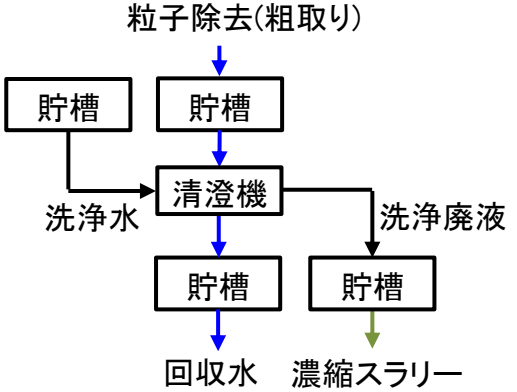
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収システム構成の概略検討

候補とした機器を適用し、系統ドレン水からほう酸を回収する場合のシステムイメージを下記に示す。



	全ろ過	クロスフローろ過	遠心清澄機
系統イメージ			
特徴	・固形分はフィルタろ材にスラッジとして回収 ・定常的にフィルタ交換が必要。 ・設備構成が単純。	・固形分は濃縮スラリーで回収。 ・フィルタろ過に比べ、フィルタ交換は少ない。 ・設備構成が比較的単純。	・固形分は濃縮スラリーで回収。 ・モータ等の動的機器の保守が必要。 ・設備構成が比較的単純。

システムは、上記の他に、クロスフローろ過や遠心清澄機と全ろ過を組み合わせた方法も考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果
○ほう酸回収システム構成の概略検討

ほう酸回収システムの系統イメージの組合せを基に、ほう酸を回収し、
分離した固形分を容器に収納することを前提とした以下の5ケースのシステム概略検討を行った。

- 濃縮(クロスフローろ過)
- 濃縮(遠心清澄機)
- 全ろ過
- 濃縮(クロスフローろ過)＋全ろ過
- 濃縮(遠心清澄機)＋全ろ過

処理後の廃棄物形態は濃縮スラリ(濃縮)とスラッジ(全ろ過)に分類。
分離後の処理・処分(最終処分、一時貯蔵)の観点から一般的なメリット、デメリットを整理。

項目	濃縮処理(濃縮スラリ)	全ろ過処理(スラッジ)
メリット	・最終処分を考慮した場合、濃縮スラリとして回収するため、処分に適した処理が容易。	・分離後に乾燥処理を行うことを想定した場合、比較的水分の少ないスラッジで回収するため、乾燥設備への負荷が小さい。 ・分離後に一時貯蔵を行うことを想定した場合、廃棄物発生量が少ないため、保管するスペースが小さい。
デメリット	・分離後に乾燥処理を行うことを想定した場合、水分の多いスラリで回収するため、乾燥設備への負荷が大きい。 ・分離後に一時貯蔵を行うことを想定した場合、廃棄物発生量が多いため、保管するスペースが大きい。	・最終処分を考慮した場合、フィルタ等の異物が混入するため、処分に適した処理の検討が必要。

⇒ 濃縮後の濃縮スラリは最終処分に適した処理が容易、全ろ過後のスラッジは一時貯蔵時の保管スペースが小さい
⇒ 濃縮処理、全ろ過処理でのそれぞれの系統候補を廃棄物発生量の観点から検討した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収システム構成の概略検討

廃棄物発生量は、ドレン水分離後のほう酸水の回収量、分離後の固形分の廃棄物発生量から容器発生本数を検討し、濃縮処理、全ろ過でのそれぞれの系統候補を選定した。

以下を設定して廃棄物発生量を検討した。

- 濃縮処理(クロスフローろ過、遠心清澄機)後の粒子濃度
  ⇒ 実績調査より設定。

- 全ろ過処理(円筒膜によるろ過)後の粒子捕集量
  ⇒ 円筒膜では可能な限り粒子を内側に捕集・堆積させる用途に用いた実績が少ない
  ⇒ 粒子捕集量の傾向(ケーク厚、透過流束、圧損)を把握するため、予備試験を実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・ケークろ過の理論

ケーキろ過の理論式(Darcyの法則。2019FY報告書より)

$$\Delta P/L = k \cdot Us \cdot \mu$$

変形すると、

$$Us = \Delta P/(L \cdot k \cdot \mu)$$

空塔速度(フラックス)はケーク厚、圧力の関数で、kはﾌｨﾙﾀｰ＆ケーク種、μ は溶媒に依存する値。

- ✓ Darcyの法則では空塔速度はケーク厚、圧力の関数であるため、相関関係を把握し、法則の成立性を確認する。また、上記法則より圧力一定で流速低減によるケーク厚への影響を確認する。
- ✓ Darcyの法則では粒子の種類(粒径分布、比重など)はkに含まれるため、粒子種類、粒子粒径に対してkを求めることでkの範囲を把握する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

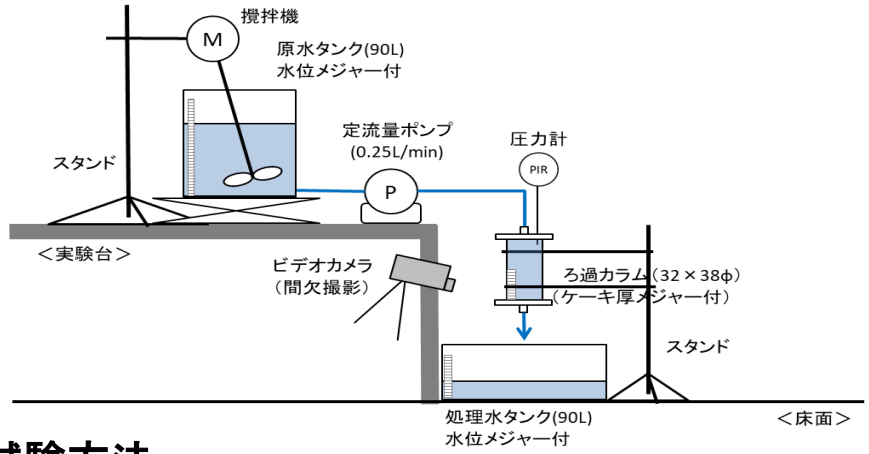
7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験方法/装置

○ 試験装置: 下図参照



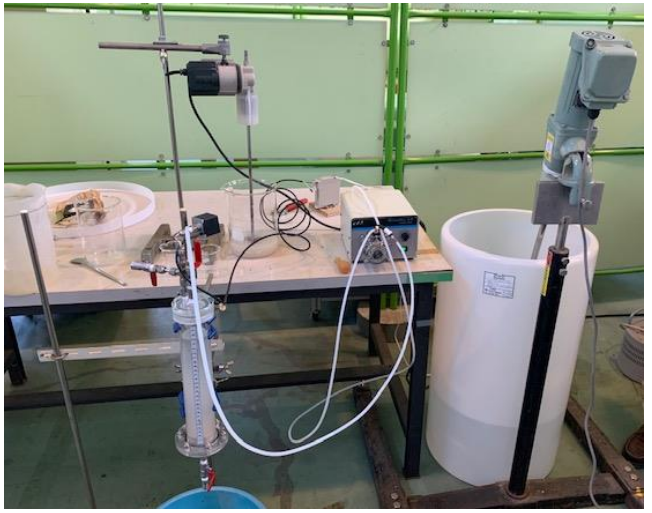


図 試験装置

○ 試験方法

① ケーク厚を一定に作成し、一定圧で水道水を流し、Fluxを計測。

② 連続通水によりケーク厚、圧損を計測。

計測項目	方法	備考
圧力	目視	水位一定となるように常に調整
水温	温度計	
処理水SS	濁度法	低濃度のため濁度を計測
透過流量	重量法	Flux=流量÷時間÷ろ過面積



図 ろ過機(平膜試験)

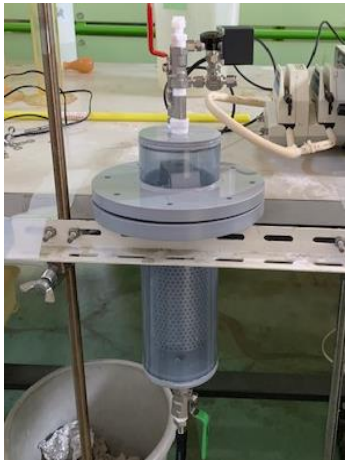


図 ろ過機(円筒膜試験)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果
○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験条件

項目	実機条件	試験条件	設定理由
温度	＜50℃	常温	温度による粒子捕集量への影響はないため、常温とする。
流量	0.5m^3/h	線流速より設定	線流速＝ろ過面積×流量であるため、線流速より設定。
粒径	30μm＜	5~100μm	微粒子(＜30μm)、粗大粒子(100μ＜)の混入を想定。
粒子種類	燃料成分、MCCI構造材、コンクリート	模擬MCCI、コンクリート、瑞浪9号	
粒子濃度	―	100~50000mg/L	
ほう酸濃度	7000mg/L asB	―	2017~2018年度要素試験にてろ過にてほう酸濃度の影響はないことを確認。
ろ過膜型式	―	円筒膜	粒子を内側に捕集するため円筒膜とする。
通水方式	―	内→外	粒子を内側に捕集するため、内⇒外とする。
膜形状	―	―	収納缶φ220mm×H1000mmへの収納可能な形状を想定するが、線流速より設定するため膜形状は設定しない。
メッシュ	―	25μm	粒径より設定。
ろ過面積	―	線流速より設定	線流速＝ろ過面積×流量であるため、線流速より設定。
線流速	―	0.5～5m/h	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

〇調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験ケース

試験項目		試験No.	試験条件						備考
			膜形状	粒子種類	ケーク厚(mm)	ΔP (M Pa)	SS濃度 (mg/L)	線流速 (m/h)	
ケーキ厚と透過流束、圧損の相関	事前ケーク厚調整	101	平膜	瑞浪9号	10	0.005 0.001 0.05 0.1 *1	—	—	
		102	平膜	瑞浪9号	20		—	—	
		103	平膜	瑞浪9号	30		—	—	
		104	平膜	瑞浪9号	40		—	—	
		105	平膜	瑞浪9号	50		—	—	
	連続通水試験	151	平膜	瑞浪9号	—	—	100	5	
		152	平膜	瑞浪9号	—	—	500	5	
		153	平膜	瑞浪9号	—	—	1000	5	
		154	平膜	瑞浪9号	—	—	5000	5	
		155	平膜	瑞浪9号	—	—	10000	5	
		156	平膜	瑞浪9号	—	—	30000	5	
		157	平膜	瑞浪9号	—	—	50000	5	
粒径分布の影響確認	事前ケーク厚調整	202	平膜	瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	40	＊1と同様	—	—	
		203	平膜	瑞浪9号(80%)＋粗大粒子(20%)	40		—	—	
	連続通水試験	251	平膜	瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	—	—	10000	5	
		252	平膜	瑞浪9号(80%)＋粗大粒子(20%)	—	—	10000	5	
粒子種類の影響確認	事前ケーク厚調整	301	平膜	コンクリート(100%)	30	＊1と同様	—	—	
		302	平膜	コンクリート(100%)	60		—	—	
		303	平膜	瑞浪9号(50%)＋コンクリート(50%)	30		—	—	
		304	平膜	瑞浪9号(50%)＋コンクリート(50%)	60		—	—	
	連続通水試験	351	平膜	瑞浪9号＋コンクリート	—	—	10000	5	
		352	平膜	コンクリート	—	—	10000	5	
	事前ケーク厚調整	311	平膜	模擬MCCI	30	＊1と同様	—	—	
		312	平膜	瑞浪9号(50%)＋模擬MCCI(50%)	30		—	—	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

〇調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験ケース

試験項目		試験No.	試験条件						備考
			膜形状	粒子種類	ケーク厚(mm)	ΔP(M Pa)	SS濃度(mg/L)	線流速(m/h)	
円筒型膜を用いた連続通水試験	連続通水試験	551	円筒膜	瑞浪9号	―	―	30000	5	
		552	円筒膜	瑞浪9号	―	―	1000	5	
		553	円筒膜	瑞浪9号(80%)＋コンクリート(20%)	―	―	30000	5	
		554	円筒膜	瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	―	―	30000	5	
		555	円筒膜	瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	―	―	30000	0.5	
		556	円筒膜	瑞浪9号	―	―	30000	5	
		557	円筒膜	瑞浪9号	―	―	30000	5	
		558	円筒膜	瑞浪9号	―	―	30000	5	
		559	円筒膜	瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	―	―	30000	0.5	
		651	円筒膜	模擬MCCI	―	―	30000	5	
		652	円筒膜	模擬MCCI	―	―	1000	5	
		653	円筒膜	模擬MCCI	―	―	30000	0.5	
		751	円筒膜	微粒子(JIS1-3種)	―	―	30000	0.5	
		753	円筒膜	微粒子(JIS1-3種)	―	―	30000	0.25、0.1	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

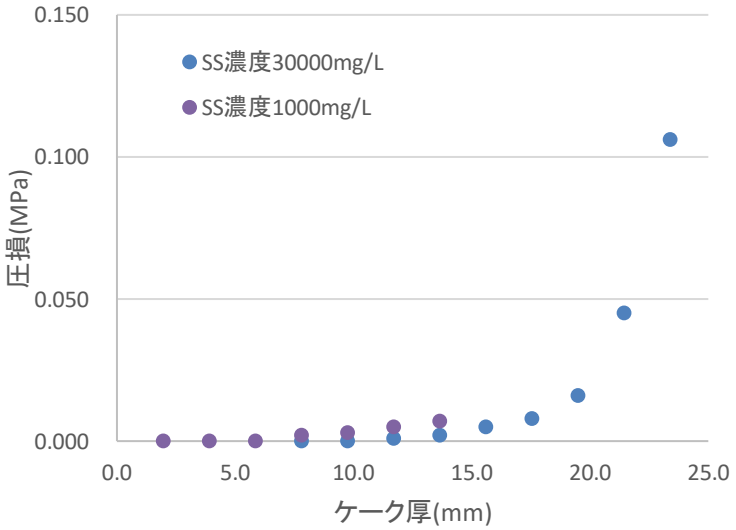
・試験結果

粒子濃度のケークへの影響

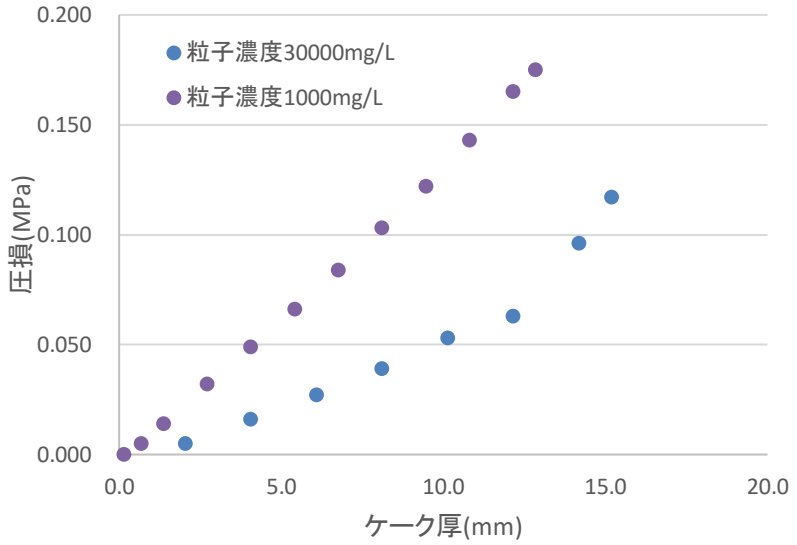
円筒膜による粒子濃度の粒子捕集量(ケーク厚)への影響を確認。

- 均一圧力の場合、粒子濃度が高いほどケーク形成しやすい。
- 粒子種類(珪砂、模擬MCCI)に関係なく、粒子濃度のケークへの影響は同じ。

⇒ 上記試験結果となったが、本来SS濃度と圧力損失に依存性はなく、ケーク層の形成状態が異なることが原因と考えられる。粒子濃度が高い場合、ケーク形成時間が短いため、ろ材の部位によってケーク厚のばらつきが大きくなり、ケークが薄い部分は圧力が低くなったと考えられる。



粒子濃度によるケーク厚と圧損の関係
(珪砂)



粒子濃度によるケーク厚と圧損の関係
(模擬MCCI)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

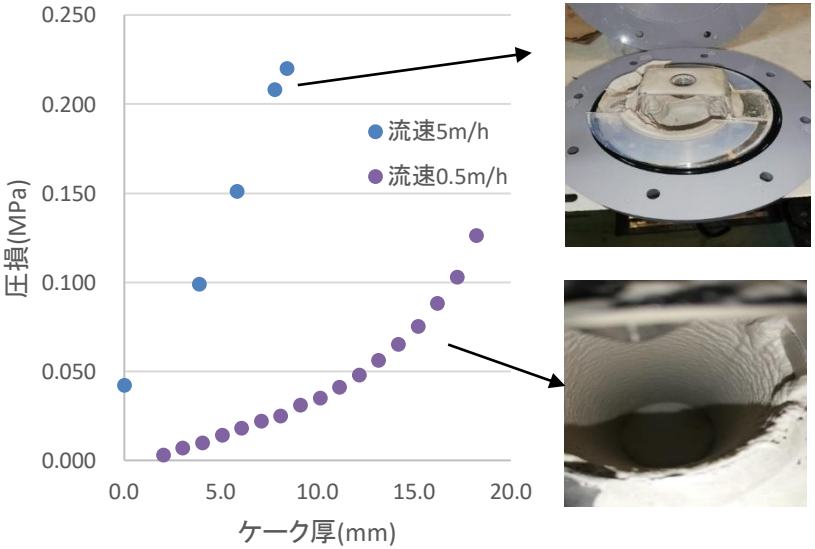
○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験結果

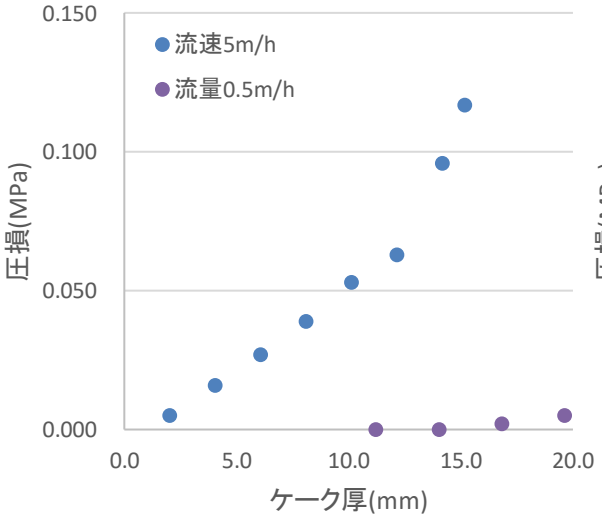
流速のケークへの影響

円筒膜による流速の粒子捕集量(ケーク厚)への影響を確認。

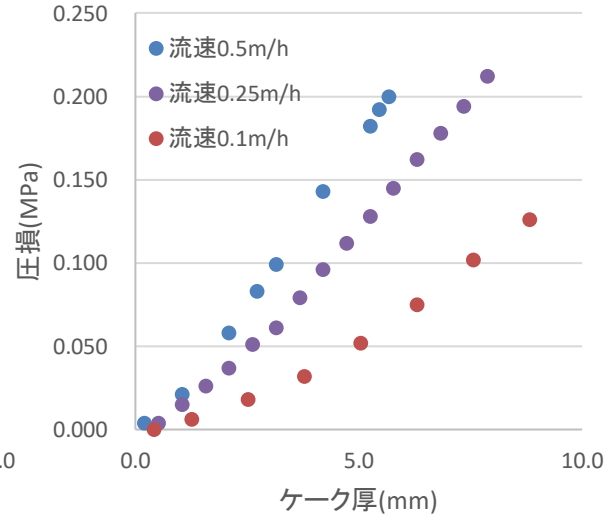
- 流速が遅いほど低圧損でケーク形成が可能。
- 粒子種類(珪砂＋微粒子、微粒子、模擬MCCI)に関係なく、流速のケークへの影響は同じ。



流速によるケーク厚と圧損の関係
(珪砂＋微粒子)



流速によるケーク厚と圧損の関係
(模擬MCCI)



流速によるケーク厚と圧損の関係
(微粒子)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果
○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

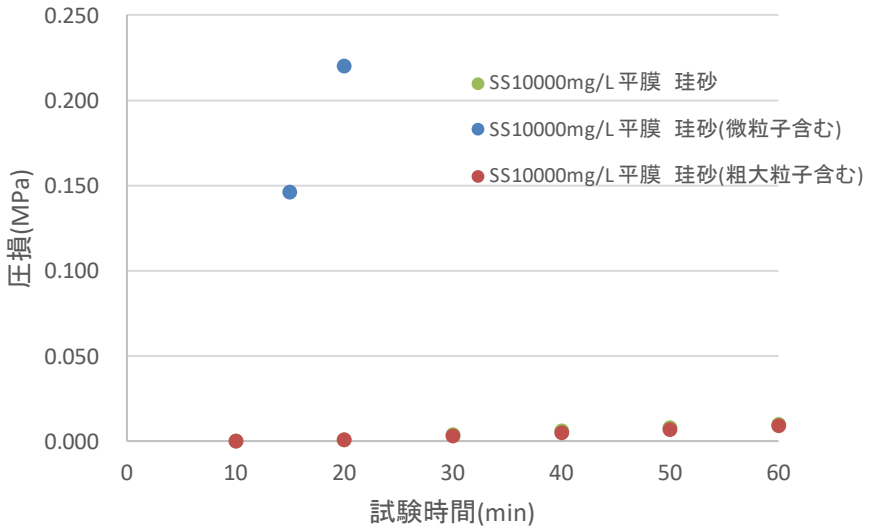
・試験結果

粒径の影響

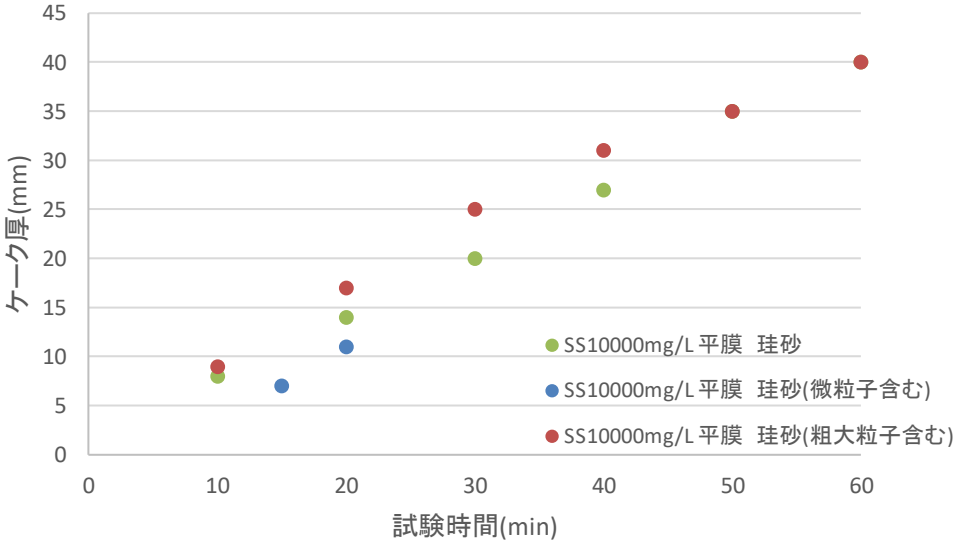
粒子粒径(珪砂、珪砂＋微粒子、珪砂＋粗大粒子)のケーク厚への影響を確認。

- 微粒子の混入により圧損が高く、ケーク形成しにくい。
- 粗大粒子の混入により圧損が低く、ケーク形成しやすい(珪砂と同様の傾向)。

⇒微粒子の混入により粒子間の隙間に堆積することで圧密度が増加し、微粒子がないものに比べ圧損が増加したものと考える。



粒子粒径毎の圧損の上昇傾向の確認



粒子粒径毎のケーク厚の上昇傾向の確認

*1:グラフ上では、“平膜 珪砂”は “平膜 珪砂(粗大粒子含む)”と同一線上にある。

珪砂(瑞浪9号):～150μm、微粒子(JIS試験用粉体1(3種珪砂):5～75μm、粗大粒子(瑞浪7号):75～300μm

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

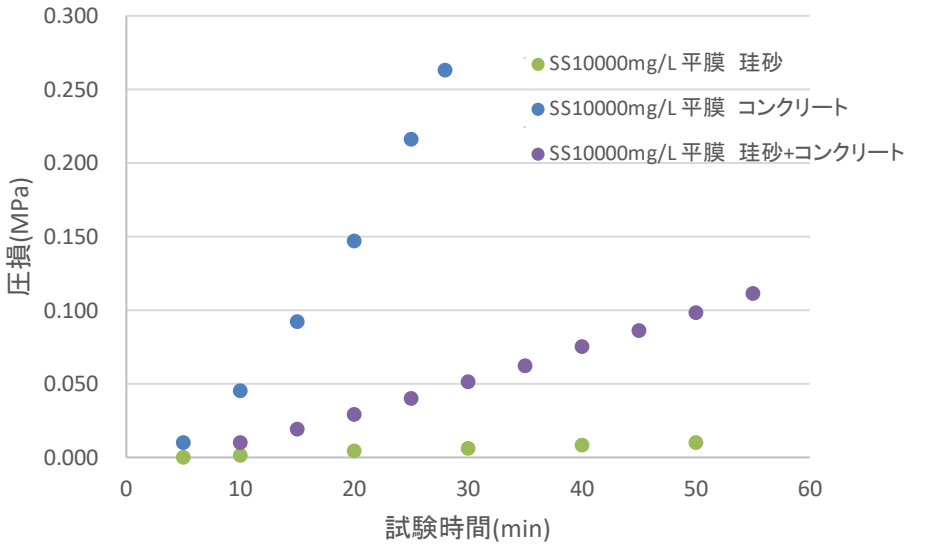
・試験結果

粒子種類の影響

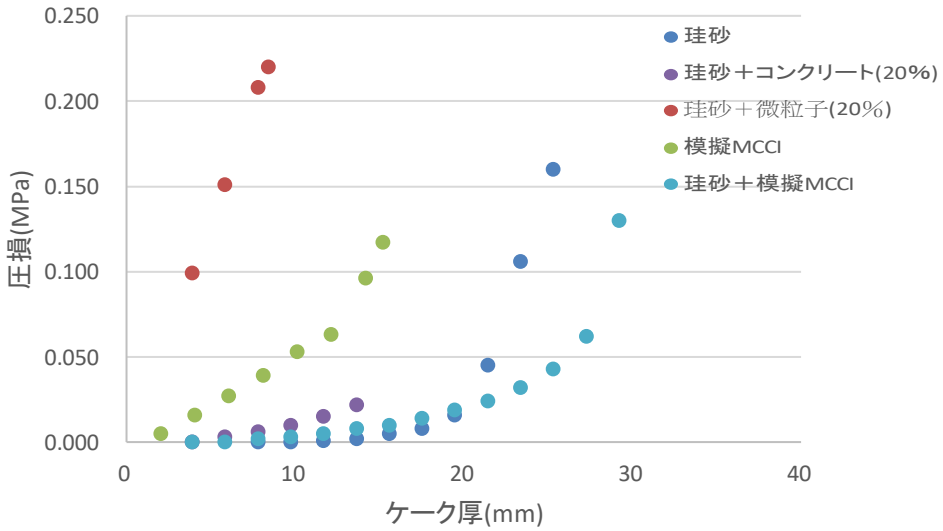
粒子種類(珪砂、模擬MCCI、コンクリート、混合物)のケーク厚への影響を確認。

- 微粒子の混入により圧損が高く、ケーク形成しにくい。
- 模擬MCCI、コンクリート単体の場合でも目詰りしやすい。
- 模擬MCCI、コンクリートの混合割合に応じて目詰りしにくくなる。

⇒ コンクリートや模擬MCCIは、針状結晶が多く、フィルタ孔や粒子間の隙間を閉塞させたことで、球状結晶が多い珪砂に比べ圧損が増加したと考える。



粒子種類毎の圧損の上昇傾向の確認



粒子種類毎のケーク厚と圧損の関係

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

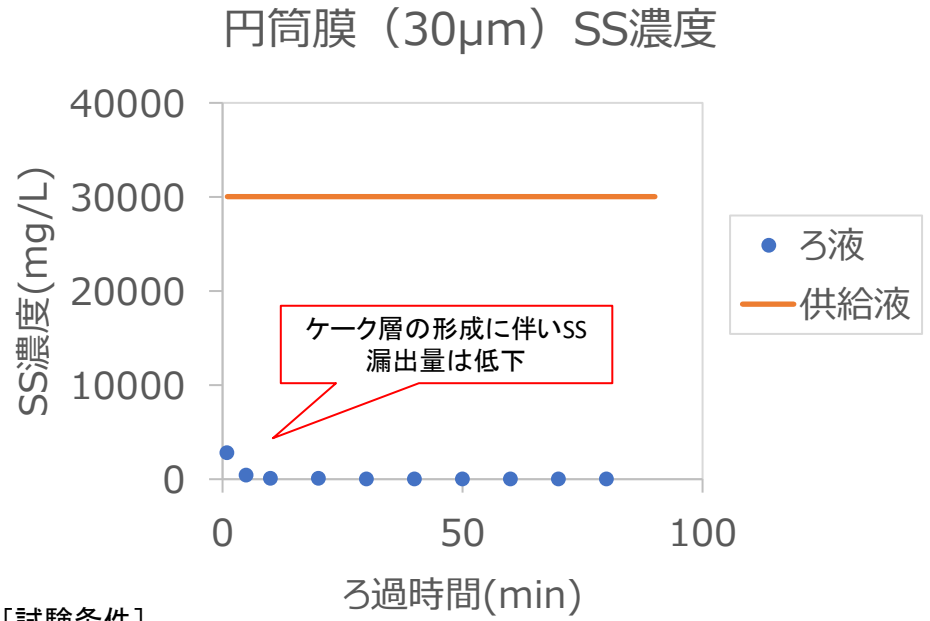
〇調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

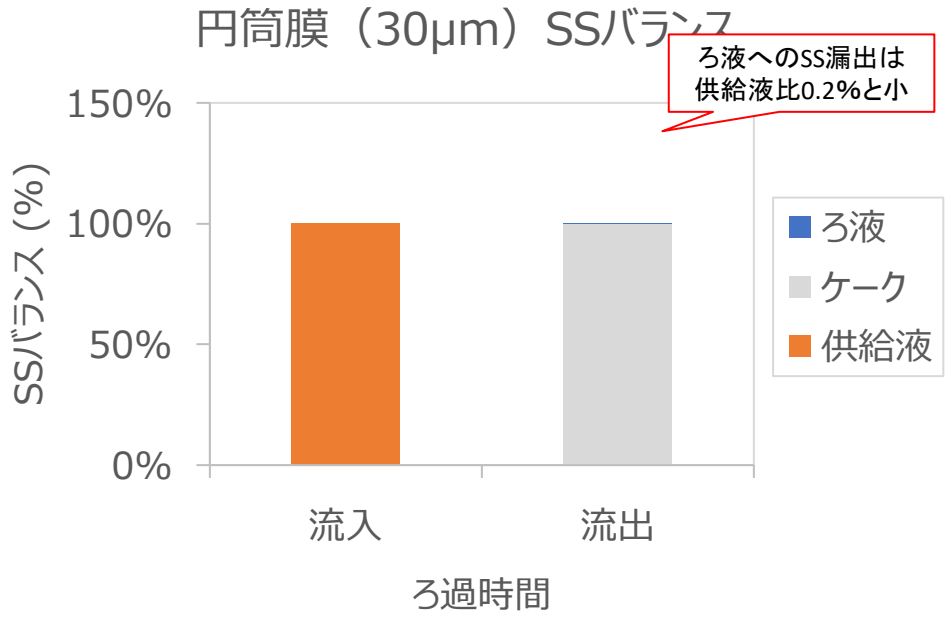
・試験結果

ろ過水の性状

連続通水試験でのろ過水の性状を確認。

- 粗取り後のフィルタ分離ではろ過開始直後に粒子の漏出が認められるが、ケーク層の形成に伴い漏出量は減少し、SS濃度10mg/L程度まで減少する。
- 供給液のSSは大部分がケークとして捕集され、ろ液としての流出量は0.2%相当。





[試験条件]
粒子 珪砂9号(0.01～0.04mm) 80%＋10μm砂 20%、供給SS 30,000mg/L、
Flux 0.51$m^3/m^2/h$、水温17.5～18.5℃、フィルタ 金網 円筒膜、目開き 30μm

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・試験結果

通水後のスラッジの含水率

連続通水試験後のスラッジを回収し、スラッジ中に含まれる水分量を確認。

- 試験後のケークには、約30%の水分量が含まれる。
- 微粒子が混入する場合には、粒子間に微粒子が混入することで含水率が低くなる。

粒子種類	膜形状	SS濃度 (mg/L)	線流速 (ml/min)	試験終了後のケークの含水率
瑞浪9号	平膜	500	5	13%
瑞浪9号	平膜	50000	5	19.3%
瑞浪9号	円筒膜	30000	5	24.6%
瑞浪9号	円筒膜	1000	5	28.8%
瑞浪9号	円筒膜	30000	5	26.7%
コンクリート	平膜	10000	5	16%
瑞浪9号(80%)＋コンクリート(20%)	平膜	10000	5	26.6%
瑞浪9号(80%)＋コンクリート(20%)	円筒膜	30000	5	27%
瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	平膜	10000	5	14.1%
瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	円筒膜	30000	5	19.4%
瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	円筒膜	30000	0.5	13.2%
瑞浪9号(80%)＋微粒子(20%)	円筒膜	30000	0.5	22.8%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

〇調査結果 全ろ過処理後の粒子捕集量に対する各因子の影響

・まとめ

〇 粒子濃度(500～50000mg/L)
- 均一圧力の場合、粒子濃度が高いほどケーク形成しやすい結果となったが、本来SS濃度と圧力損失に依存性はなく、ケーク層の形成状態が異なることが原因と考えられる。粒子濃度が高い場合、ケーク形成時間が短いため、ろ材の部位によってケーク厚のばらつきが大きくなり、ケークが薄い部分は圧力が低くなったと考えられる。

〇 流速
- 粒子種類によらず流速を低下することで低圧損でケーク形成しやすい。

〇 粒子粒径(珪砂、微粒子混合、粗大粒子混合)
- 珪砂及び珪砂(粗大粒子を含む)は、粒子間の隙間が均一、もしくは、粗大粒子混入により大きくなることから低圧損でケーク形成がしやすい。
- 微粒子は、粒子間の隙間に詰まりやすいため、圧損が高くケーク形成しにくい。

〇 粒子種類(珪砂、コンクリート、模擬MCCI、混合物)
- 微粒子混入以外では、模擬MCCIやコンクリート(推定)でも目が詰まりやすい。

〇 ろ過水の性状
- 供給液のSSは大部分がケークとして捕集され、ろ液としての流出量は0.2%相当。

〇 スラッジの含水率
- 回収スラッジは約30%の水分量を含む。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計
(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果
○系統ケースの廃棄物発生量評価

・全ろ過処理の廃棄物発生量等の検討結果

全ろ過処理にてスラッジ(フィルタ)として回収する3つの系統ケースの概略検討結果を基に、廃棄物発生量を以下にまとめた。

- ほう酸回収性能 ： 各方式に大差はない。
- 容器発生本数 ： 各方式に大差はない。(予備試験結果)
- 設備規模 ： 全ろ過が少ない。

システムパターン		ろ過*2	濃縮*1+ろ過*2	
		全ろ過	ｸﾛｽﾌﾛｰろ過＋全ろ過	遠心清澄+全ろ過
回収水	ほう酸回収性能	高	高	高
固形分	形態	スラッジ(フィルタ)	スラッジ(フィルタ)	スラッジ(フィルタ)
	容器発生本数	少ない	少ない	少ない
	容器充填率 (容積比)	低い	低い	低い
	フィルタ交換頻度	高い	高い	高い
設備規模＊3		少ない	多い	やや多い

＊1:濃縮後の粒子濃度の実績調査結果により30000mg/Lに濃縮することを想定。
＊2:円筒膜のケークろ過結果(予備試験)を参考に粒子捕集量を算定。
＊3:各方式を用いた場合の機器数を定性的に記載、

⇒ 全ろ過選定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○系統ケースの廃棄物発生量評価

・全ろ過処理の廃棄物発生量等の検討結果

廃棄物発生量の検討結果を以下に示す。

システムパターン			ろ過	濃縮+ろ過		備考
			全ろ過	クロスフローろ過＋全ろ過	遠心清澄+全ろ過	
条件	流量(m^3/h)		0.5	0.0017	0.04	
	粒子濃度(mg/L)		100	30000	30000	
	粒子種類		珪砂			
	フィルタ形状(mm)		φ200×H800			収納缶に収納可能な形状を想定。
	ろ過面積(m^2)		0.53			フィルタ形状より設定。
	流速(m/h)		0.94	0.0032	0.07	流量／ろ過面積
	通水方式		内→外			
	ケーク厚(mm)		45			予備試験結果に基づき、フィルタ差圧が0.07MPa時のケーク厚を設定。
	粒子比重(t/m^3)		2.3			
	燃料デブリ取り出し期間(y)		10			設計条件より
	年間作業日数(d/y)		200			設計条件より
	1日の作業時間(h/d)		10			設計条件より
評価結果	回収水	ほう酸回収性能	99%＜	99%＜	99%＜	
	固形分	形態	スラッジ(フィルタ)	スラッジ(フィルタ)	スラッジ(フィルタ)	
		フィルタ1体の粒子捕集量	＜約55kg	＜約55kg	＜約55kg	ろ過面積×ケーク厚×粒子比重
		容器発生本数	約20本＜	約20本＜	約20本＜	粒子発生量(全量)/フィルタ1体の粒子捕集量
		容器充填率(容積比)	＜約70%	＜約70%	＜約70%	(フィルタ1体の粒子捕集量/粒子比重)／容器容積
		フィルタ交換頻度	＜約1200h/回	＜約1200h/回	＜約1200h/回	フィルタ1体の粒子捕集量／1時間当たりの粒子発生量
	設備規模		8基	16基	19基	各方式を用いた場合の機器数を記載、

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○系統ケースの廃棄物発生量評価

・濃縮処理の廃棄物発生量等の検討結果

濃縮処理にて濃縮スラリとして回収する2つの系統ケースの概略検討結果を基に、廃棄物発生量を以下にまとめた。

- ほう酸回収性能 ： 各方式に大差はない
- 容器発生本数 ： 各方式に大差はない。
- 設備規模 ： クロスフローろ過が少ない。

システムパターン		濃縮*1	
		クロスフローろ過	遠心清澄
回収水	ほう酸回収性能	高	高
固形分	形態	濃縮スラリ	濃縮スラリ
	容器発生本数	多い	多い
	粒子充填率 (容積比)	低い	低い
	容器充填率 (容積比)	高い	高い
	フィルタ交換頻度	低い	―
設備規模*2		少ない	やや少ない

＊1：濃縮後の粒子濃度の実績調査結果により30000mg/Lに濃縮することを想定。
＊2：各方式を用いた場合の機器数を定性的に記載、

⇒ クロスフローろ過を選定。

なお、分離後に容器保管を行う場合には保管スペースが大きくなることから、タンク貯蔵により保管スペースを低減する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果 ④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○系統ケースの廃棄物発生量評価

・濃縮処理の廃棄物発生量等の検討結果

廃棄物発生量の検討結果を以下に示す。

システムパターン			クロスフローろ過	遠心清澄機	備考
条件	流量(m^3/h)		0.0017	0.04	
	粒子濃度(mg/L)		30000	30000	
	粒子種類		珪砂		
	容器容積(m^3)		0.025		臨界形状管理された容器形状(φ220mm×H800mm)を想定。
	粒子比重(t/m^3)		2.3		
	燃料デブリ取り出し期間(y)		10		設計条件より
	年間作業日数(d/y)		200		設計条件より
	1日の作業時間(h/d)		10		設計条件より
評価結果	回収水	ほう酸回収性能	99%＜	99%＜	
	固形分	形態	濃縮スラリ	濃縮スラリ	
		容器1体の粒子量	約0.8kg	約0.8kg	容器容積×粒子濃度
		容器発生本数	約1400本＜	約1400本＜	粒子発生量(全量)/容器1体の粒子量
		粒子充填率(容積比)	＜約1.3%	＜約1.3%	(容器1本の粒子量/粒子比重)／容器容積
		容器充填率(容積比)	99%＜	99%＜	
	設備規模		12基	14基	各方式を用いた場合の機器数を記載、

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

廃棄物形態(スラッジ、濃縮スラリ)ごとの処理・処分(最終処分、一時貯蔵)に対する優位性を考慮し、2ケースの系統概念をまとめた。

・全ろ過方式(容器貯蔵)

長期的な一時貯蔵を考慮し、全ろ過により捕集されたスラッジをフィルタリングにて回収を行い、容器に保管することを目的とした全ろ過方式(容器貯蔵)の特徴を以下にまとめた。

項目		全ろ過方式(容器貯蔵)
処理概要		・系統ドレン水をろ過し、処理水を回収、再利用。 ・分離後の固形分はフィルタにて回収。
水環境		ほう酸水
設備規模	設備構成	貯槽、ポンプ、フィルタ
	規模	小
	遠隔交換	要(フィルタ遠隔交換の検証が必要)
	交換頻度	粒子捕集量の増加が可能であるため、頻度は少なくなる (実廃液での検証が必要)
	付属設備	遠隔操作設備、フィルタ滞留水吸引設備(詳細検討必要)
安全性	臨界管理	フィルタ、収納容器の形状管理要。
	水素掃気	収納容器の開発要。
後段処理への影響	乾燥処理⇒長期的な一時貯蔵	・乾燥処理の場合には水分量の少ないスラッジ(フィルタ含む)で回収するため、設備負荷が小さい。(粒子捕集量の増加に伴う乾燥設備負荷の確認が必要) ・保管スペースが小さい。
	固化処理⇒最終処分	フィルタ等の異物を含むため、処分に適した処理検討要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

・全ろ過方式(容器貯蔵)

ドレン水よりスラッジを分離し、ほう酸水を回収する技術の調査結果を基に、**容器保管を前提**とした場合に設備規模、廃棄物発生量の観点から**全ろ過方式(容器保管)を候補**とし、**予備試験により成立の目途を得た**。

・全ろ過により**ほう酸水を回収し、冷却水循環系中取り処理へ戻す**ことが可能。

・全ろ過では流速の低減によりフィルタ内にケークを堆積させることで**容器への粒子充填率の向上、発生本数の低減が可能**。

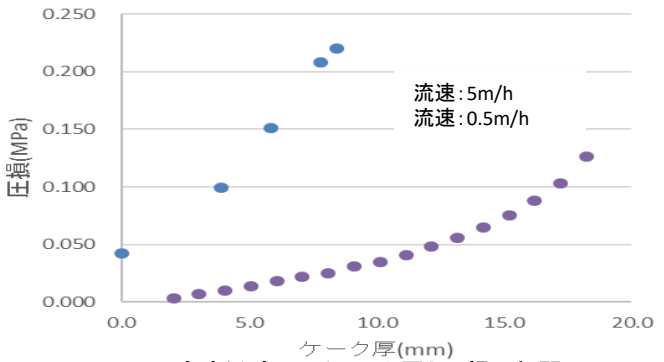
・使用済フィルタは、遠隔操作で交換し、臨界形状管理された容器に収納し、後処理設備、または、一時貯蔵設備に搬送。

全ろ過性能(粒子捕集量)の確認

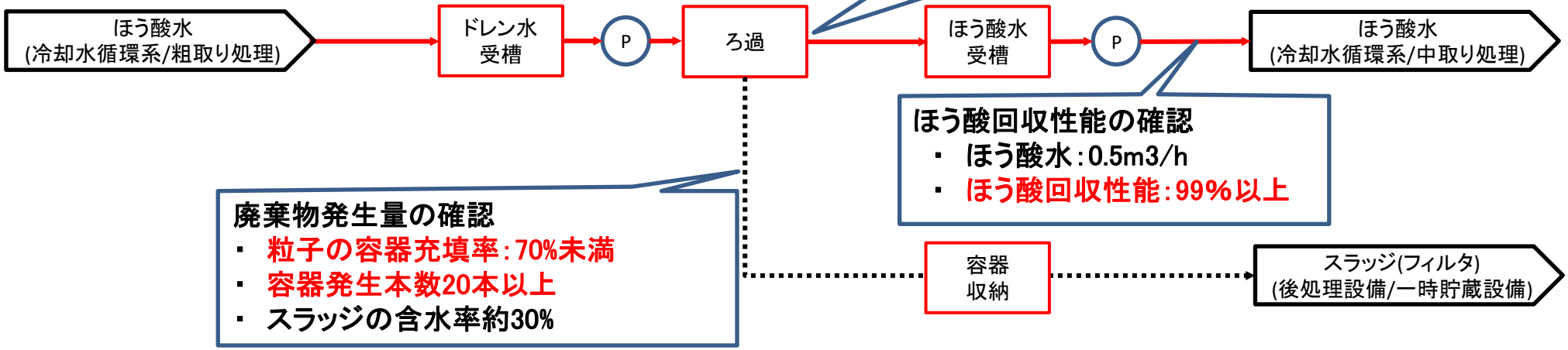
・**ケークろ過の理論式(Darcyの法則**:ΔP＝k×μ×L×u)**の成立性を確認**。

(ΔP:圧損、μ:粘度、L:ケーク厚、u:透過流速)

・粒子種類により圧損とケーク厚の関係が異なるが、**流速の低減によりケーク形成が可能**。



流速低減によるケーク厚と圧損の相関



ほう酸回収性能の確認

- ほう酸水:0.5m3/h
- **ほう酸回収性能:99%以上**

廃棄物発生量の確認

- **粒子の容器充填率:70%未満**
- **容器発生本数20本以上**
- スラッジの含水率約30%

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

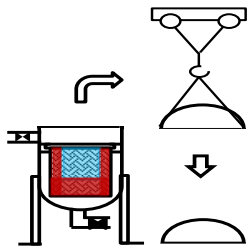
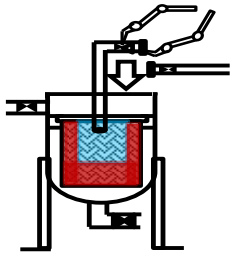
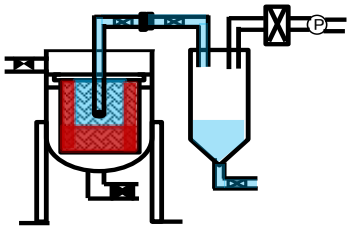
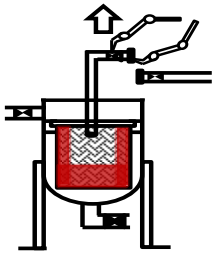
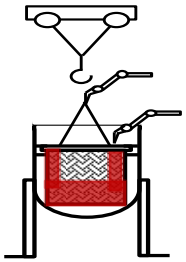
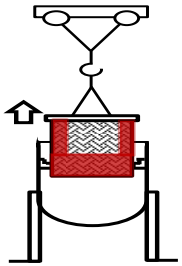
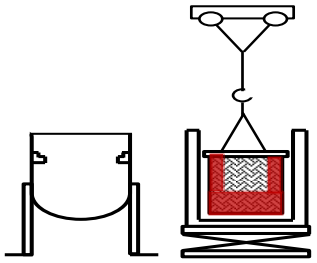
b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

・全ろ過方式(容器貯蔵) フィルタ内水抜き、交換案

全ろ過では、フィルタ内に水が滞留し、フィルタ交換時に漏えいする可能性があるため、フィルタ内の水抜き及び交換手順案を以下にまとめた。今後、詳細設計、機器設計を行い実機を用いた遠隔操作技術の確認を行う必要がある。

手順	①ケーシング蓋取外し	②吸引ホースの設置	③フィルタ滞留水の吸引	④吸引ホースの撤去
概要図				
概要	・MSM及びクレーンを用いてケーシング蓋を取り除く。	・フィルタ内に水が滞留しているかを確認。 ・MSMを用いて吸引ホースを設置。	・ポンプ等を用いてタンクを負圧化させる。 ・タンクの負圧化によりフィルタ内の滞留水を吸引。	・滞留水を吸引後、MSMを用いて吸引ホースを撤去。
手順	⑤フィルタへの吊具取付	⑥フィルタの引き抜き	⑦フィルタの容器収納	
概要図				
概要	・MSMを用いてクレーンに吊具を取り付ける。	・クレーンを上昇させ、フィルタを引き抜き、所定場所に搬送。	・事前に設置された臨界形状管理された容器にクレーンを用いてフィルタを収納させる。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(3)本開発の検討・調査・試験結果④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

・クロスフローろ過方式(タンク貯蔵)

最終処分(固化処理)を考慮し、クロスフローろ過により濃縮されたスラリをタンクに貯蔵することを目的としたクロスフローろ過方式(タンク貯蔵)の特徴を以下にまとめた。

項目		クロスフローろ過方式(タンク貯蔵)
処理概要		・系統ドレン水をろ過し処理水を回収、再利用。 ・分離後の固形分は濃縮スラリにて回収。
水環境		ほう酸水
設備規模	設備構成	貯槽、ポンプ、ろ過膜
	規模	大
	遠隔交換	要(ろ過膜の遠隔交換の検討要)
	交換頻度	逆洗により目詰りを防止するため、交換頻度は少なくなる(ろ過膜の耐久性確認要)
	付属設備	遠隔操作設備
安全性	臨界管理	ろ過膜、収納容器の形状管理要
	水素掃気	先行再処理施設での実績あり。
後段処理への影響	乾燥処理⇒長期的な一時貯蔵	・乾燥処理の場合には、水分量の多いスラリで回収するため、設備負荷が大きい。 ・保管スペースが大きい。
	固化処理⇒最終処分	異物を含まないため、処分に適した処理が可能。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

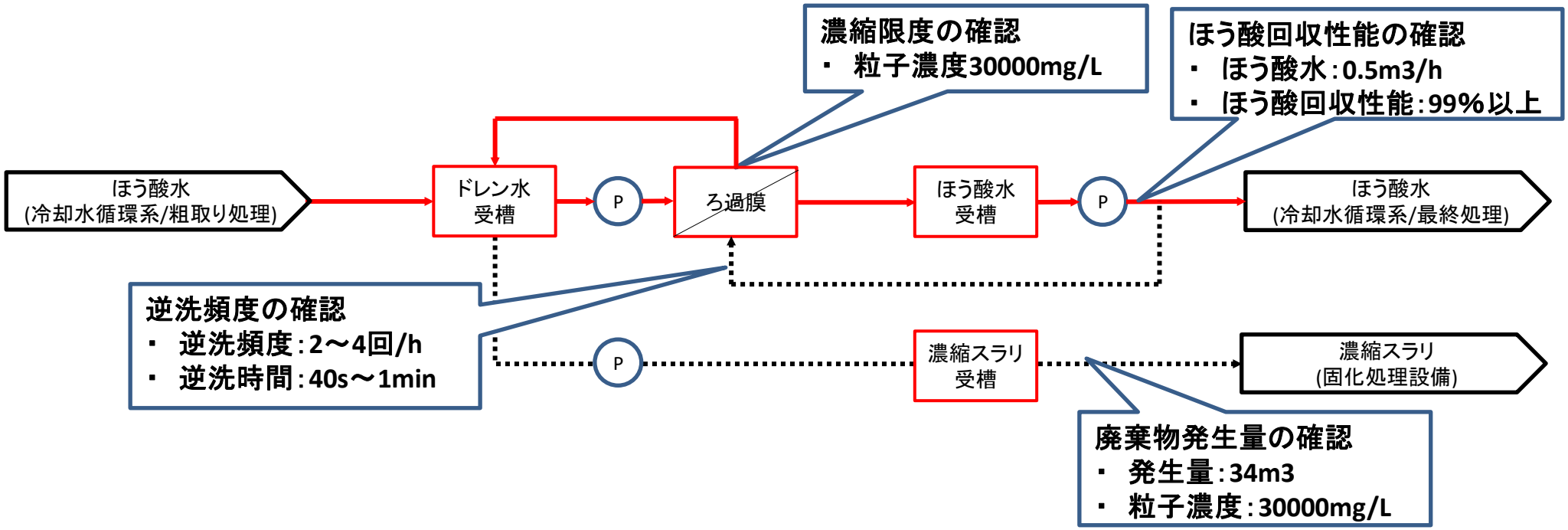
(3)本開発の検討・調査・試験結果④五ほう酸ナトリウムの回収設備(ドレン水)に関する試験結果

○ほう酸回収設備(ドレン水)の系統概念

・クロスフローろ過方式(タンク貯蔵)

ドレン水よりスラッジを分離し、ほう酸水を回収する技術の調査結果を基に、設備規模、廃棄物発生量の観点から最終処分(固化処理)への対応が容易なクロスフローろ過方式(タンク貯蔵)を候補とした。

- ろ過膜を透過した微粒子(＜0.8μm)を含むほう酸水を回収し、冷却水循環系最終処理へ戻す。
- ろ過膜を透過しない粒子は濃縮スラリとして回収し、実績調査結果である30000mg/Lまで濃縮。
- ろ過膜前後の差圧、流量及び圧力の異常を検知し、分離したほう酸水で逆洗する。
- ろ過膜の交換は、遠隔操作で行い、臨界形状管理された容器に収納後、一時貯蔵設備に搬送。
- 濃縮スラリは濃縮スラリ受槽に貯留後、最終処分を行う処理設備へ移送。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】
b. ほう酸調整設備の概念設計

(4)総括 ①まとめ

臨界管理方法として五ほう酸ナトリウム水を使用する場合のシステムの課題について検討し、以下の成果が得られた。本年度を以って、当初予定していた課題に対する検討は完了とし、得られた成果は予備エンジニアリングに展開の上、今後の系統設計に利用していく。

○析出事象

ほう酸の析出事象について文献調査を行い、①Caの化合物形成、②地下水成分との化合物形成、③系統操作(Na/B比、pH調整)による析出を整理。上記の①～③について試験を行い、閾値等のデータを取得するとともに、析出対策案を整理。

○ほう酸調整設備

臨界管理要求濃度の確保、②Na/B比(pH)の調整による析出防止の要求事項を整理。なお、緊急時のみほう酸を利用する場合、目的②は原則不要と考えられる(循環するほう素濃度が平均1000ppm以下と予想され、Na/B比の観点においては析出が生じない)。

○ほう酸回収設備(払い出し水)

ほう酸廃液(不定期発生)からほう酸をバッチで回収する場合について廃液発生が生じる状況と候補技術として蒸発分離、弱酸性R/Oを整理。なお、緊急時のみほう酸を利用する場合は状況次第で不要となる可能性がある。これらの系統検討における原理確認として、五ほう酸ナトリウム水環境下におけるCa及びCl除去の吸着材候補の確認、弱酸性R/OによるB回収を確認(以降は方針選定後に必要があれば展開)。

○ほう酸回収設備(ドレン水)

粒子除去(粗取り)設備で液体サイクロン等を用いる場合のドレン水からのほう酸を回収する候補技術として全ろ過方式及びクロスフローろ過を整理。このうち、全ろ過においてケーク形成に伴う交換頻度低減の可能性を確認するための試験を実施し、流速を低減することでケーク形成に伴う交換頻度の低減が可能であることを確認(以降は方針選定後に必要があれば展開)。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ⅱ)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】

b. ほう酸調整設備の概念設計

(4)総括 ②課題

補助事業の結果及び抽出した課題は以下。

○析出事象の課題

No.	課題項目	課題内容	今後の展開
1	析出対策	デブリ取り出し時の想定条件及び方針に応じた析出対策を講じる必要がある。	本検討結果(析出事象、閾値、対策方針案)を予備エンジニアリングの系統設計に展開する。
2	実廃液による析出事象確認	取り出し作業時の廃液性状を踏まえた検討	今後の取り出し作業に向けた取り組みの中で得られた実廃液の情報を基に、析出因子の増加程度の確認及び追加試験等を検討する。

○調整設備の課題

No.	課題項目	課題内容	今後の展開
1	調整設備の具体化	デブリ取り出し時の想定条件及び系統方針に応じた試薬量、調整頻度、調整手順の具体化が必要。連続運転時のNa/B比(pH)調整で系統の煩雑化を避けることが必要。	予備エンジニアリングにおいて、ほう酸の利用方針(緊急時のみほう酸を利用、通常時からほう酸を利用)や想定条件等、また、本補助事業における析出事象に関する試験結果(Ca溶出量等)に基づくマテリアルバランスを計算し、試薬量、調整頻度、調整手順を具体化する。

○ほう酸回収設備(払い出し水)の課題

No.	課題項目	課題内容	今後の展開
1	設置要否の判断	デブリ取り出し時の想定条件及び系統方針に応じて、ほう酸回収設備及び前処理(Ca除去、Cl除去)の設置有無の判断が必要となる。	本検討結果(機器ベンチマーク、性能データ)を予備エンジニアリングで実施中の方針検討に展開する。 ※予備エンジニアリングにおいて、取り扱う廃液性状、ほう酸の利用方針による系統影響・方針の整理を実施中。
2	不純物環境での性能確認	実液に対する性能確認が必要となる。	No.1により必要と判断された技術を対象に性能を確認する。
3	ほう酸廃液の処理技術	緊急時のみほう酸を利用する場合等ではほう酸を回収せずに処理することも想定される。ここでのほう酸廃液の処理方針及び方法が必要となる。	本検討結果(機器ベンチマーク、性能データ)を基に予備エンジニアリングでほう酸の利用方針の選定及び廃液発生量を試算し、処理方針を設定する。
4	実廃液による回収性能確認	取り出し作業時の廃液性状を踏まえた検討	今後の取り出し作業に向けた取り組みの中で得られた実廃液の情報を基に、回収設備の性能確認及び追加試験等を検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(ii)① 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術 】 No.637

b. ほう酸調整設備の概念設計

(4)総括 ②課題

○ほう酸回収(ドレン水)の課題

No.	課題項目	課題内容	今後の展開
1	実廃液を用いたフィルタ性能確認	フィルタ試験では模擬粒子を用いた粒子捕集の傾向を確認したが、フィルタ機器や周辺機器の設計、製作を行うため、実廃液を用いた性能確認が必要。	予備エンジニアリングにて本検討結果を含めたスラッジ回収システムの検討を行い、本方式が選定された場合には、補助事業にてフィルタメディアの選定、プロセスデータ(圧損等)や交換頻度の把握を目的に粒径分布や燃料デブリ取り出し時の廃液性状が不明な実廃液を用いたフィルタ性能試験を行い、全ろ過の成立性を確認するとともにフィルタ機器や周辺機器の設計、製作を行う。
2	フィルタ遠隔交換の検討・実証	フィルタの遠隔交換に対する対応としてケーシングを開放し、遠隔操作にてフィルタを交換する案を示したが、成立性の確認が必要。	予備エンジニアリングにて本検討結果を含めたスラッジ回収システムの検討を行い、本方式が選定された場合には、補助事業にてフィルタ、ケーシングの機器設計、製作、実規模での遠隔交換の実証試験を行い、成立性を確認する。
3	フィルタ内水抜きの検討・実証	フィルタ交換時に内部に水が滞留する事象の対応案として圧縮空気供給によりケーシング内の内圧を上昇させ、フィルタ内部に設けた配管より滞留水を吸引する案を示したが、成立性の確認が必要。	予備エンジニアリングにて本検討結果を含めたスラッジ回収システムの検討を行い、本方式が選定された場合には、補助事業にてフィルタ遠隔交換の実証と関連して、実規模でのフィルタ内の水抜きの実証試験を行い、成立性を確認する。
4	スラッジ回収容器の開発	収納容器は収納缶を想定したが、スラッジを回収する容器が未開発のため開発が必要。	燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発にて、回収スラッジを収納するための容器に関する検討を行い、容器仕様を設定する。
5	回収スラッジの処理	廃棄物発生量低減の観点からデブリを収納缶に多く詰めることを前提とした回収スラッジの処理を候補としたが、乾燥処理等の検討次第では系統構成及び方針の見直しが必要となる。	燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発にて、乾燥処理等を含めた回収スラッジの処理方針及び系統構成を検討し、予備エンジニアリングのシステム設計へ反映する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

2）燃料デブリ取り扱い技術の開発

（ⅱ）燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発

② PCV内から回収された堆積物等の処理技術

PCV内底部等に存在する燃料デブリを含む堆積物の回収時には堆積物を含む回収液 の発生や、また、燃料デブリ取り出し作業時には、循環冷却水系のフィルタ等を逆洗する場合に、固形物を含む廃液等の発生がある。これらの取り扱い、保管にあたっては、液中から固形成分を分離することが、安全性、減容等の観点から必要である。そこで、液中から固形物を分離し、収納するための処理技術について、収納効率、遠隔操作、保守等を考慮した技術の開発を行い、廃液処理設備の概念システム設計を行う。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.回収液や廃液等の性状把握。

・非溶解性核種除去の候補装置である中取りフィルタの差圧対策試験を実施。

b.回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発。

・回収液や廃液中の固形分の分離技術として、凝集沈降分離の適用可能性を確認。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

燃料デブリ取り出し時の汚染水処理システムの概念図を下段に示す。

:本項目の事業で試験を行う設備

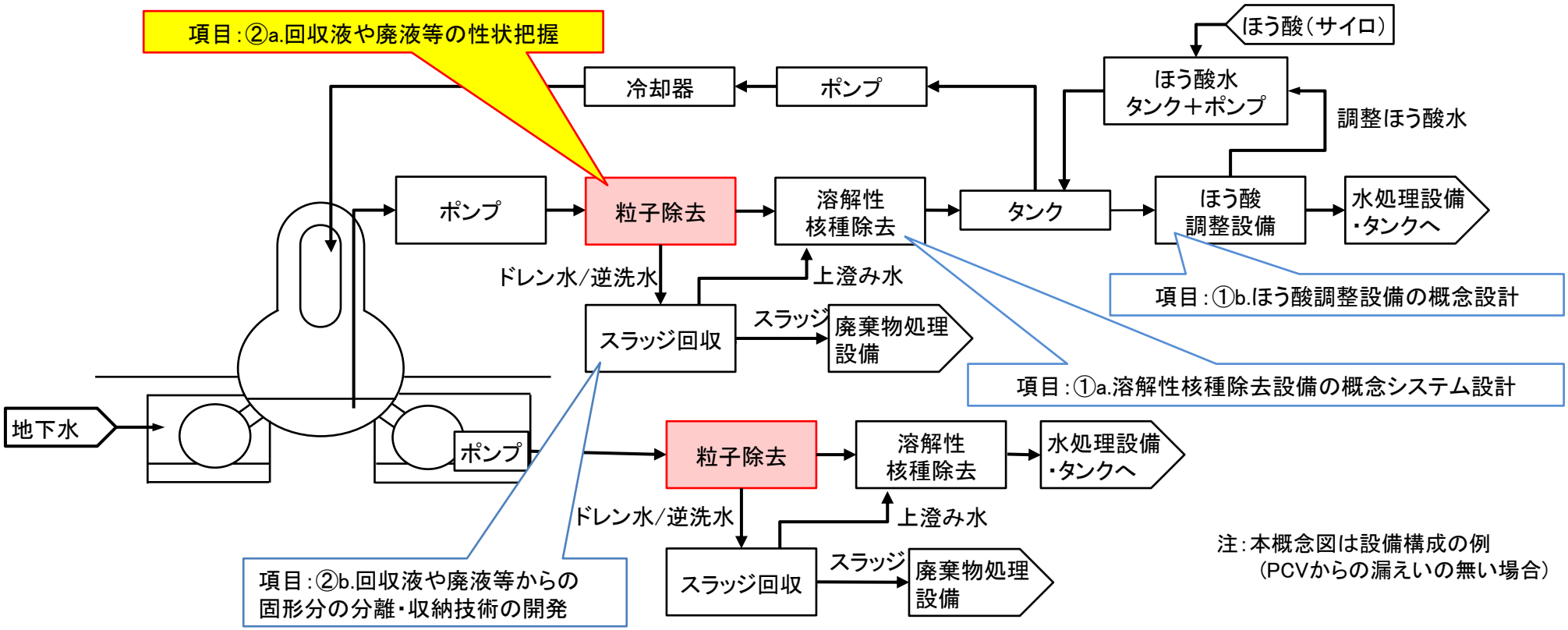


図. 燃料デブリ取り出し時の液体系システム(概念図)と要素試験の実施対象

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

- 開発の目的

非溶解性核種除去設備に適用する粒子捕集機器を選定するため、フィルタ通水試験を実施することにより粒子捕集率、差圧挙動、発生廃液性状などのデータ取得を行う。

- 解決すべき課題
  - 適用する粒子捕集技術が未選定。
  - 粒子捕集機器の設計適正化が必要。
  - 長期通水した場合の粒子捕集機器の通水・逆洗性能等のデータが不足。

- 開発内容
  1. フィルタ負荷適正化試験(中取り系統フィルタの設計改善)。
  2. 要素試験結果を反映した粒子除去システムの系統構成の改善
  3. 長期通水試験。
  4. 要素試験結果を反映した概念システム設計。

- 成果
  1. 各候補粒子捕集機器の設計適正化および通水時の運用データの取得。
  2. 粒子除去システムの概念システム設計

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 検討フロー；本PJでは、前回補助事業で抽出した候補装置の設計適正化と長期運用データの取得を行い、概念システム設計に反映する。

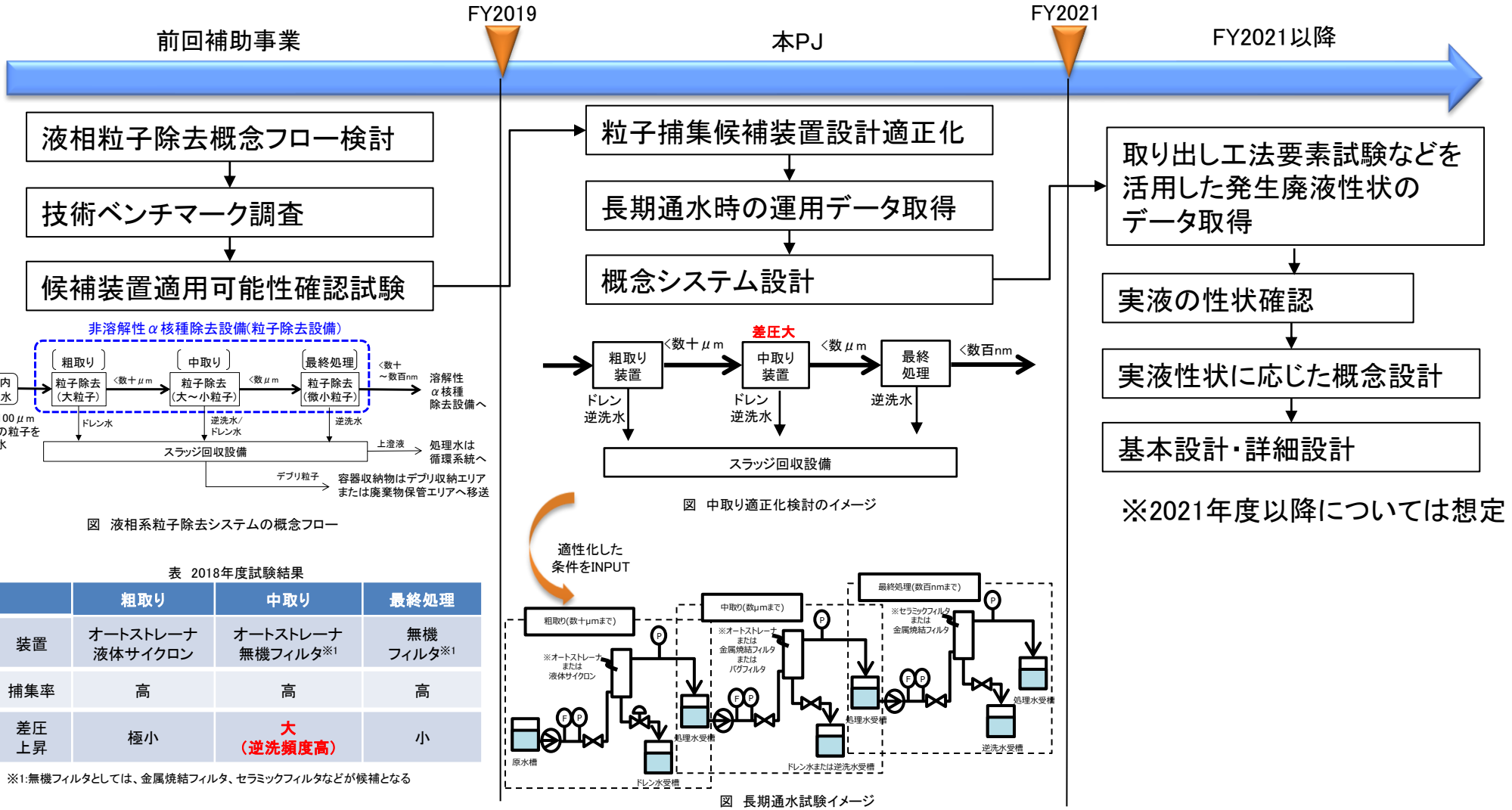


図 液相系粒子除去システムの概念フロー

図 中取り適正化検討のイメージ

図 長期通水試験イメージ

※2021年度以降については想定

表 2018年度試験結果

	粗取り	中取り	最終処理
装置	オートストレーナ 液体サイクロン	オートストレーナ 無機フィルタ※1	無機フィルタ※1
捕集率	高	高	高
差圧上昇	極小	大（逆洗頻度高）	小

※1:無機フィルタとしては、金属焼結フィルタ、セラミックフィルタなどが候補となる

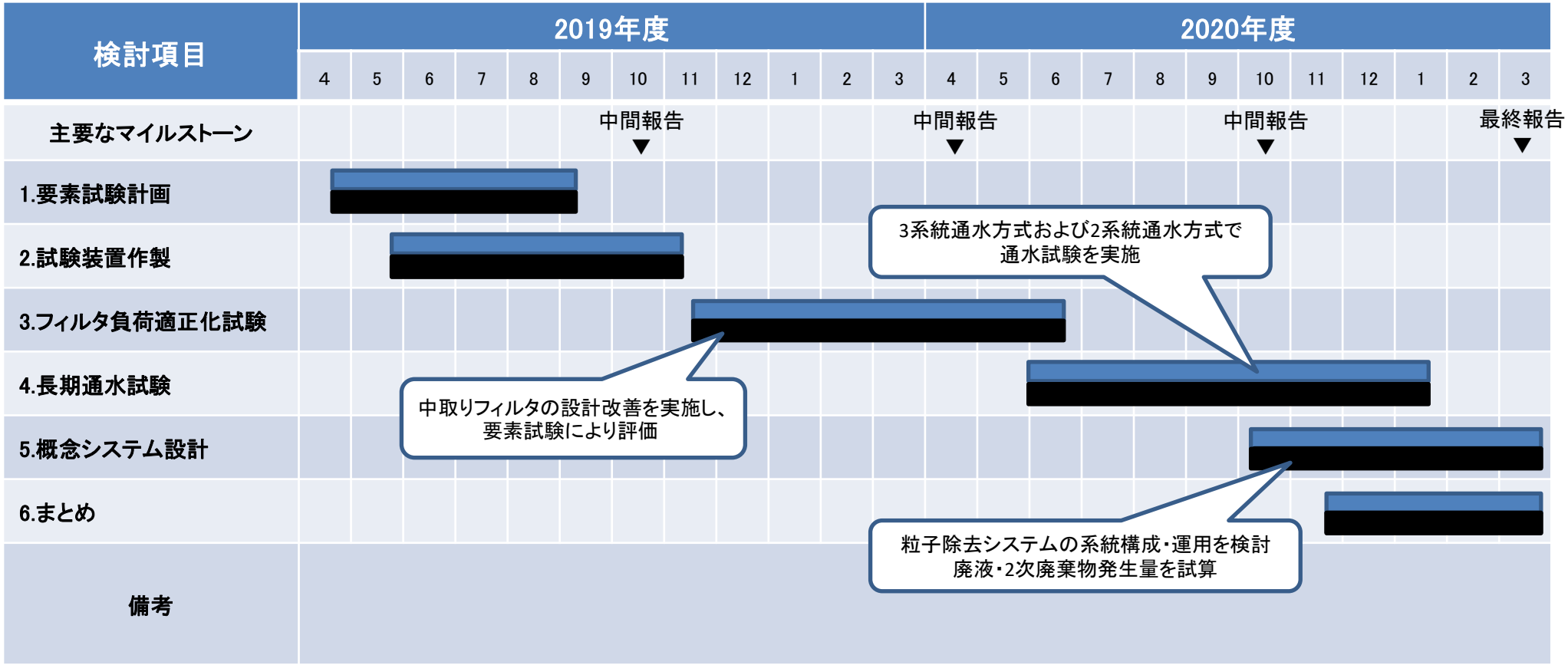
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

■ 開発工程

【凡例】 計画: 実績:



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 粒子除去システム系統構成

2018年度までの補助事業において検討されていた、粒子除去システムの系統構成を下記に示す。

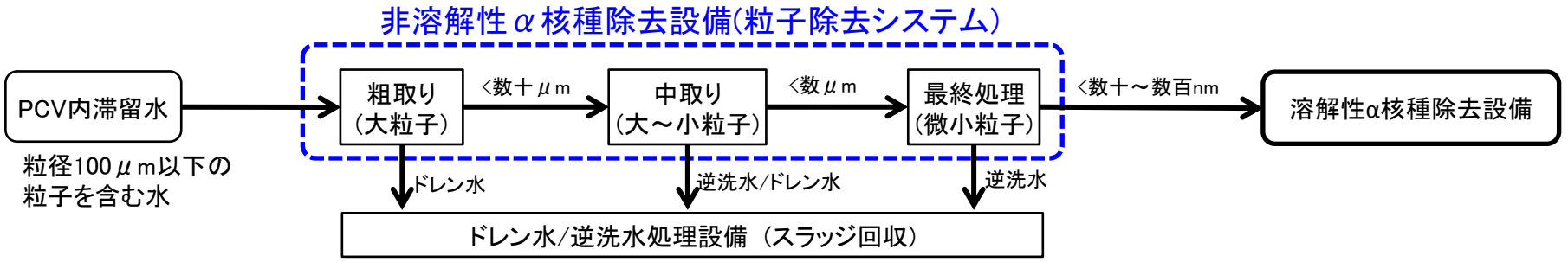


図　粒子除去設備系統構成の概念図

➢ 粒子除去システムの基本要求

表　粒子除去システムの要求事項一覧

項目	設定値	考え方
目標除去性能	DF100	安全評価結果より設定
SS濃度	100 ppm	スループット、燃料デブリ想定質量、使用水量、燃料デブリ加工技術要素試験結果などから算出
捕集範囲粒径	0.1～100 μm	ストークスの式による粒子の沈降速度、ポンプの吸い込み能力などの評価結果から、PCV内より液相系システムへ移行する粒子の粒径は100μm以下と想定
処理流量 (系統基本流量)	10 m^3/h	気中工法におけるPCV内水量700m^3の2倍程度の水量を1週間で処理可能な流量、また、燃料デブリ取り出し加工時にPCVに投入される炉注水量、散水量などの合計に余裕を見た流量として設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 粒子除去システム系統構成

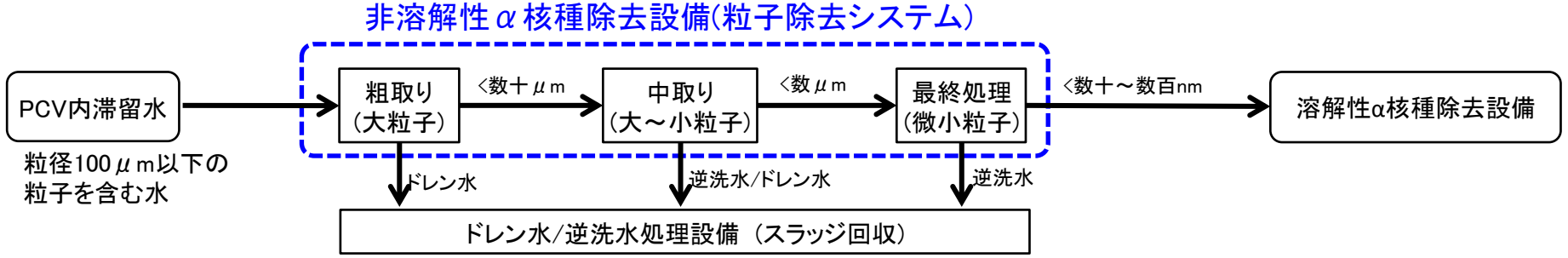


図　粒子除去設備系統構成の概念図

➢ 粒子捕集機器候補

2018年度までの文献調査、要素試験結果を基に下表のように選定した。
下表の粒子捕集機器を使用した通水試験を実施し、各系統への適用性を評価する。

表　フィルタ通水試験　粒子捕集機器一覧

No.	系統	粒子捕集機器	フィルタメッシュサイズ	備考
1	粗取り	オートストレーナ	50 μm	2018年度補助事業と同じメッシュサイズを選定
		液体サイクロン		
2	中取り	オートストレーナ	10、20 μm	メッシュサイズ5μmのオートストレーナでは差圧上昇が顕著であったため、メッシュサイズの大きいフィルタで試験を実施
		金属焼結フィルタ	2、5、10、20 μm	メッシュサイズ2μmの金属焼結フィルタでは差圧上昇が顕著であったため、メッシュサイズの大きいフィルタで試験を実施
		バグフィルタ		
3	最終処理	MF膜、UF膜 (セラミックフィルタ)	20、50、100 nm	メッシュサイズ50、100nmのUF膜では差圧上昇が緩やかであったため、10nmのUF膜についても試験を実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.645

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ フィルタ通水試験条件

No.	項目	条件	備考
1	温度	常温(25℃程度)	フィルタ性能の温度依存性は小さいと想定されるため、代表温度として常温で試験する。
2	pH	中性(無調整)	pH影響により粒子が凝集、析出、溶解する可能性があるが、そうした場合に変化する因子は粒子径、SS濃度などであると考えられるため、それらについてパラメータ設定し、pHは無調整とする。
3	五ほう酸ナトリウム	0ppm	2018年度の補助事業成果より、五ほう酸ナトリウム濃度のフィルタ性能への影響はほぼないと想定されるため無添加とする。
4	塩分	0ppm	燃料デブリ取り出し時の循環冷却水には事故時に投入された海水由来の塩分が含まれると想定されるが、塩分濃度の高い水質条件であっても数百ppm程度であり、流体の密度、粘度への寄与は小さいためフィルタ性能への影響は小さいため無添加とする。
5	SS濃度	30ppm ～ 300ppm	基本条件を100ppmとし、加速試験条件300ppmとする。 燃料デブリ取り出し工法の要素試験、想定される取り出し期間、炉注水量などより算出した。
6	粒子径	0.1μm ～ 100μm	非溶解性核種除去設備で捕集対象とする粒径範囲とする。 なお、想定粒子の水中での自然沈降時間などより、系統まで移行すると予想される粒子径を算出した。
7	流量	3～10m^3/h	現状の炉注水量である3m^3/h、取り出し作業にて使用する水量および地下水流入量などを考慮し、3～10m^3/hを基本条件とした。

項目	模擬対象(比重)	模擬粒子(比重)	備考
粒子成分	二酸化ウラン(11)	炭化タングステン(15) 二酸化タングステン(11)	粒子除去設備にて捕集する粒子は、燃料成分、炉内構造材、コンクリート成分に大別されると想定される。 オートストレーナなどの粒子捕集機器は遠心効果により、粒子を分離する構造であるため、模擬対象粒子と比重が近い粒子を用いて試験を使用する。
	炉心構造物(8)	SUS316L(8)	
	コンクリート成分(2～3)	ケイ砂(3)	

上表をもとに各フィルタの通水試験ごとに適切なパラメータを設定する

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】No.646

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ オートストレーナの中取り設備への適用性評価

- オートストレーナのドレン弁を常時開とし、ドレン側に常に一定量排水し続けることにより、差圧上昇を抑制
  →旋回流速が速くなり遠心分離効果が増大する
  →ハウジング内の粒子が常にドレン側に排出されるため、エレメントに捕捉される粒子量が減少

試験条件

項目	ドレン弁常時閉	ドレン弁常時開
スリット幅	20 μm	
膜面積	0.13 m^2	
SS濃度	300 ppm	
粒径	20 μm	
模擬粒子	WC、SUS316L、ケイ砂(混合)	
流量	3 m^3/h	
ドレン流量	0 m^3/h	0.3 m^3/h (入口水の10%)

試験結果

項目	ドレン弁常時閉	ドレン弁常時開
粒子除去率	93%	96%
逆洗設定圧力到達までの通水時間	15 sec	4 min

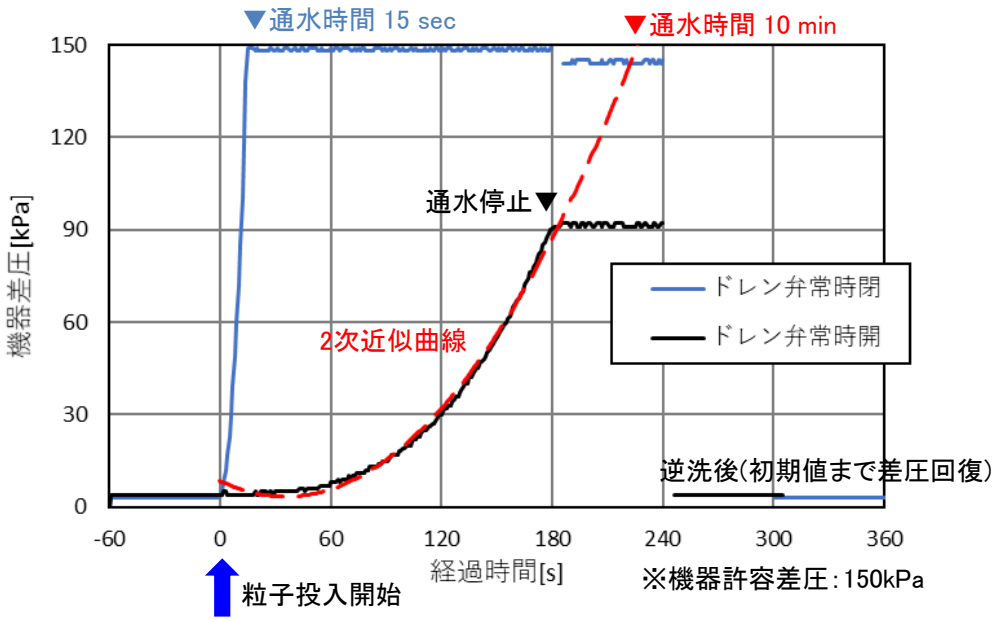


図 ドレン弁閉/開とした場合の20 μmオートストレーナ通水試験差圧挙動

- ドレン弁を常時開とした場合、差圧上昇は比較的緩やかになるが、依然として速いことを確認した。
  →オートストレーナはフィルタろ過と遠心分離効果の2つの効果により固液分離する機構であるが、
  ドレン弁開とし旋回流を大きくした場合でも、捕集範囲の粒子の粒径が小さいため遠心分離効果の寄与が小さいと推定
- ドレン流量をより大きくすることにより、差圧上昇をさらに抑制可能であるが、ドレン水発生量増大の問題が生じる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】No.647

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ オートストレーナの中取り設備への適用性評価

- オートストレーナのスリット幅を5μmから20μmと拡大し、差圧上昇を抑制
  →粒子捕集範囲をより大粒径粒子のみと限定し、目詰まりを抑制する

試験条件

項目	2018年度試験	2019年度試験
スリット幅	5μm	20μm
膜面積	0.13 m^2	
SS濃度	100 ppm	30 ppm
粒径	5μm	50～0.1μm
模擬粒子	WC、SUS316L、ケイ砂(混合)	
流量	10 m^3/h	

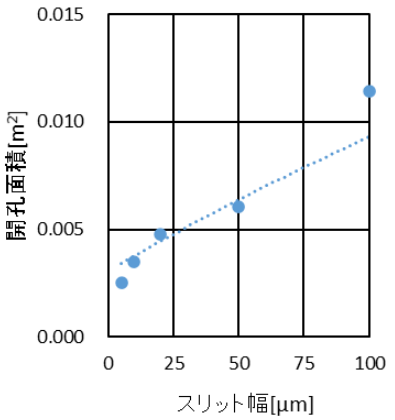


図 オートストレーナの開孔面積

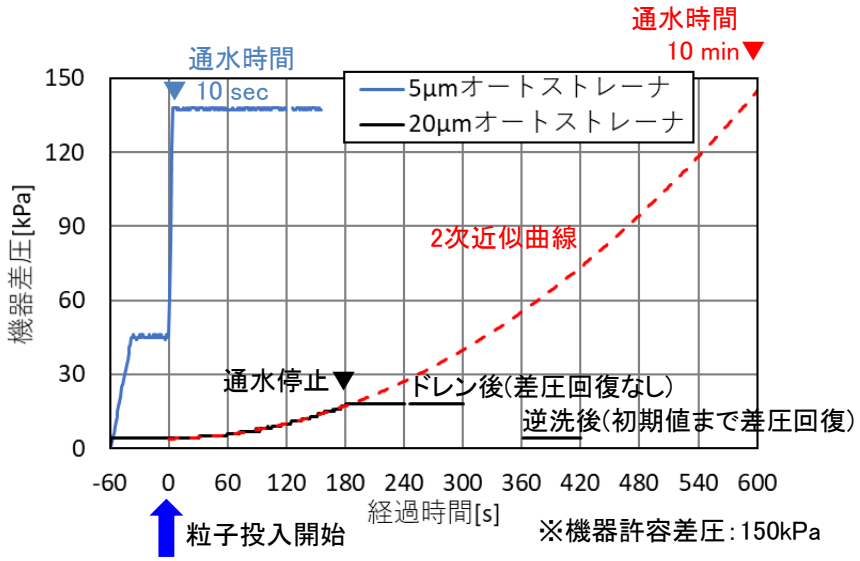


図 5μm、20μmオートストレーナ通水試験差圧挙動

試験結果

項目＼年度	2018年度試験	2019年度試験
粒子除去率	90%	30%
逆洗設定圧力到達までの通水時間	10 sec	10 min

- 設計変更後のスリット幅20μmのオートストレーナでも、通水可能時間は約10minと短いことを確認した。
- スリット幅20μmのエレメントでも開孔面積が小さいこと、捕集範囲の粒子の粒径が小さいため遠心効果の寄与が小さい
  ことなどが原因で、十分な差圧上昇の軽減が図れないと推定した。
- ドレンによる差圧回復は確認されず、逆洗によって初期値まで差圧が回復することを確認した。
  →完全閉塞に近い形態で目詰まりが発生しているものと推定した。

➡ 中取り系統へオートストレーナを実装すると高頻度で逆洗を実施しなければならないため、実機適用は困難

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.648

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 金属焼結フィルタの中取り設備への適用性評価

✓ 試験評価方針

- 2017・2018年度補助事業にて実施した中取り設備としての金属焼結フィルタの通水試験より、フィルタの逆洗頻度が高く、実機への適用が困難な結果が得られた。なお、金属焼結フィルタの孔径は2μm、10μmともに同様の差圧挙動であった。
- そこで本PJでは、実機での運用が可能と考えられる範囲への金属焼結フィルタの逆洗頻度の低減可否を確認するために差圧上昇に影響を及ぼす因子(※)として、フィルタの膜面積と流量をパラメータとした試験を実施する。

※フィルタの差圧上昇に影響を及ぼすパラメータとして、フィルタ孔径も挙げられるが、2017・2018年度補助事業の評価にて、孔径2μmと10μmで差圧挙動に差異がないことを確認済みである。さらにフィルタ孔径を大きくすると、除去対象粒径が、前段の粗取り設備と同程度となり中取り設備としての効果を果たさないことから、孔径をパラメータとした試験評価は実施しない。

✓ フィルタ通水試験条件

上記試験評価方針を踏まえ、以下3条件にて通水試験を行う。

- No.1:基準条件(フィルタ孔径、流量、模擬粒子仕様は2017・2018年度補助事業と同条件)
- No.2:No.1に対して膜面積を増やした条件
- No.3:No.1に対して通水流量を低減した条件

表 金属焼結フィルタの中取り設備への適用性評価 試験条件一覧

No	パラメータ	フィルタ仕様			試験条件			
		フィルタ	孔径(μm)	膜面積(m^2)	流量(L/min)	通水量(L)	SS濃度(ppm)	模擬粒子粒径(μm)
1	基準条件	金属焼結	2	約0.05	10	約300	300	0.1μm単一
2	膜面積	金属焼結	2	約0.1	10	約300	300	0.1μm単一
3	流量	金属焼結	2	約0.05	7.5	約300	300	0.1μm単一

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.649

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 金属焼結フィルタの中取り設備への適用性評価

➢ 試験結果

✓ 2017・2018年度に評価した条件(No.1)にて実施した結果、実機適用した場合の逆洗頻度を保守的に評価(※)すると、非現実的な値となった。
※粗取り設備で粒子がまったく除去されない状況を想定し、入口水のSS濃度として100ppmを設定。

✓ 膜面積を大きくした場合および流量を低減した場合の評価を行ったが、逆洗頻度は依然として高く、実機適用可能なレベルまで低減されなかった。(右表参照)

✓ 入口水の粒子条件次第では中取り設備に金属焼結フィルタを適用できる可能性はあるが、デブリ取り出し作業にて発生・移行する粒子の粒径分布制御は困難と想定されるため、中取り設備への金属焼結フィルタ適用はロバスト性が低く難しいと考えられる。

表 中取り設備に金属焼結フィルタを適用した場合の逆洗頻度評価結果

No.	膜面積 (m^2)	流量 (L/min)	実機適用時の逆洗頻度 (回/日)
1	約0.05	10	約960
2	約0.1	10	約48
3	約0.05	7.5	約180

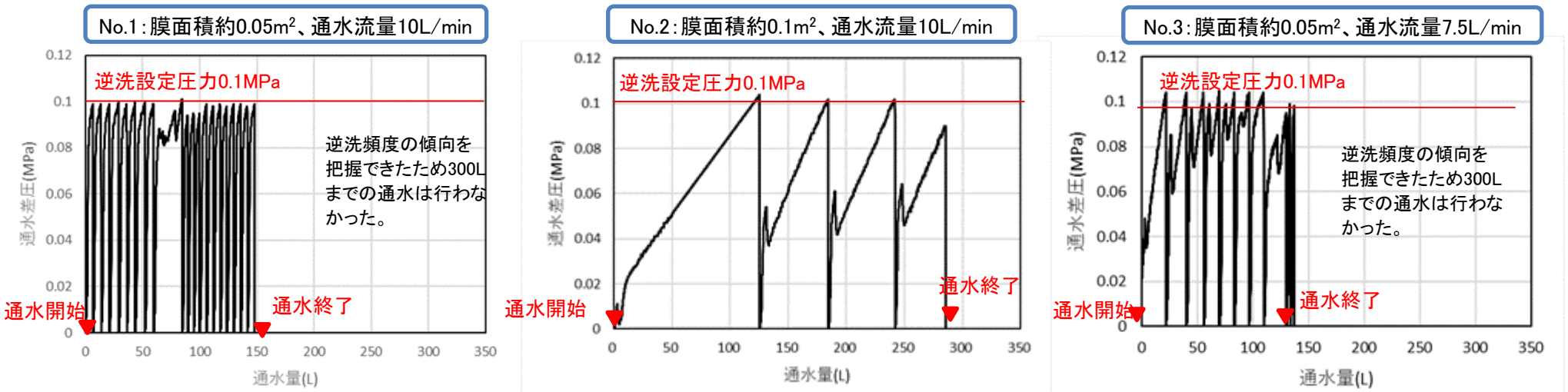


図 中取り設備 金属焼結フィルタ(孔径2μm) 通水試験結果(フィルタ差圧挙動)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

a. 回収液や廃液等の性状把握

＜参考＞金属焼結フィルタ(中取り) 実機逆洗頻度の算出条件

実機の逆洗頻度の算出条件を以下に示す。

・1日あたりのデブリ処理量(g/日)÷実機逆洗までの粒子捕捉量(g/回)=実機逆洗頻度(回/日)
・1日あたりのデブリ処理量(g/日)=系統流量×デブリ取り出し時間×粒子除去設備入口SS濃度
・実機逆洗までの粒子捕捉量(g/回)=要素試験SS濃度×逆洗までの通水量×実機エレメント数

表 中取り設備(金属焼結フィルタ) 実機逆洗頻度 算出条件一覧

No	項目	試験条件 No.1	試験条件 No.2	試験条件 No.3	備考
1	中取り設備への入口SS濃度（ppm）	100	100	100	粒子除去設備入口水のSS濃度条件として設定した100ppmに対し、デブリの粒径分布として粗取り設備の除去対象粒径（100～数十μm）よりも小さい粒子しかない場合を想定して100ppmと仮定。
2	系統流量（m^3/h）	10	10	10	粒子除去システムの基本要求条件
3	運転時間（h）	24	24	24	循環冷却システム内への実装の場合、常時稼働となるため24hと仮定。
4	1日あたりのデブリ処理量（g/日）	24000	24000	24000	No.1×No.2×No.3=No.4
5	要素試験流量（m^3/h）	0.6	0.6	0.45	要素試験条件
6	要素試験フィルタ本数（本）	1	2	1	要素試験条件
7	実機エレメント数（本）	17	34	23	No.2/No.5×No.6=No.9
8	要素試験SS濃度（ppm）	300	300	300	要素試験条件
9	逆洗までの通水量（L）	約5	約50	約20	要素試験結果
10	捕集率（%）	100	100	100	保守的に100%と仮定。微粒子が多く後段へ移行する粒子が多い場合にはこの値は低下する。
11	実機逆洗までの粒子捕捉量（g/回）	約25	約500	約133	No.7×No.8×No.9×No.10=No.11
12	実機逆洗頻度（回/日）	約960	約48	約180	No.4/No.11=No.12

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.651

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 中取り系統機器の適正化検討の成果

- 中取り系統の粒子捕集機器候補として、オートストレーナ・金属焼結フィルタ・バグフィルタを選定した。
- 通水試験を実施した結果、いずれも差圧上昇が顕著な結果となり、逆洗頻度が高く、廃棄物発生量が増大することが示唆された。
- 中取り系統機器の設計改善を実施し、通水試験を実施したが、本質的な改善には至らず適用性は低い結果であった。

➡ 粒子除去システムの系統構成の改善により対応

➢ 粒子除去システムの適正化検討

従来の粒子除去システムは、粗取り→中取り→最終処理の3系統通水方式を検討していたが、
上記要素試験結果を反映し、粗取り→最終処理の2系統通水方式に設計変更し適用性を評価

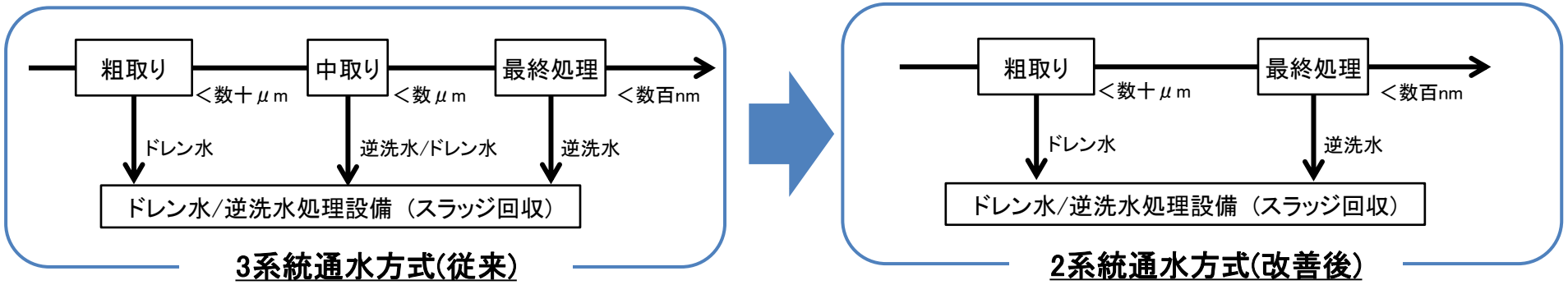


図 粒子除去システムの改善案 概念図

➡ 上記の2系統構成による粒子除去の可否を通水試験により評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.652

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ **粗取りオートストレーナ通水試験**

試験条件

機器	50μmオートストレーナ
膜面積	0.13 m^2
SS濃度	100 ppm
粒径	100～10μm
模擬粒子	WC、SUS316L、ケイ砂(混合)
流量	10 m^3/h

試験結果

粒子除去率	58%
逆洗設定圧力到達までの通水時間	90 min

※機器許容差圧:150kPa

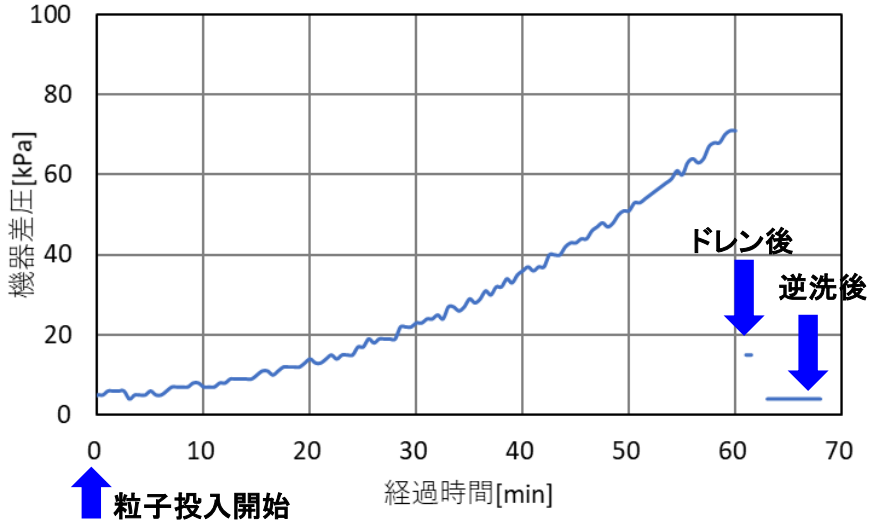


図 50μmオートストレーナ通水試験差圧挙動

- 粗取り系統で捕集する範囲の粒子(数十μm以上)を捕集可能である。
- ドレンにより差圧は復帰するが初期値までは低下しない(約60%回復)。通水・ドレンを実施する度に初期差圧が徐々に上昇していく。
- 逆洗による差圧の回復傾向は良好であり、ほぼ初期値まで低下する。通水・逆洗を繰り返し実施することによる初期差圧の上昇はほぼない。(2018年・2019年度要素試験結果)
- 粗取り系統の運用として、粒子が発生する燃料デブリ取り出し作業時は、ドレン弁の開閉操作のみで差圧を復帰させ、燃料デブリ回収・収納作業時に逆洗を実施する運用が適切と考えらえる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.653

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 最終処理UF膜通水試験

試験条件

機器	0.05 μ mUF膜
膜面積	0.24 m^2 × 7エレメント
SS濃度	500 ppm
粒径	10～0.1 μ m
模擬粒子	WC、SUS316L、ケイ砂(混合)
流量	1 m^3/h

試験結果

粒子除去率	99.9%
逆洗設定圧力到達までの通水時間	300 min

※機器許容差圧:600kPa

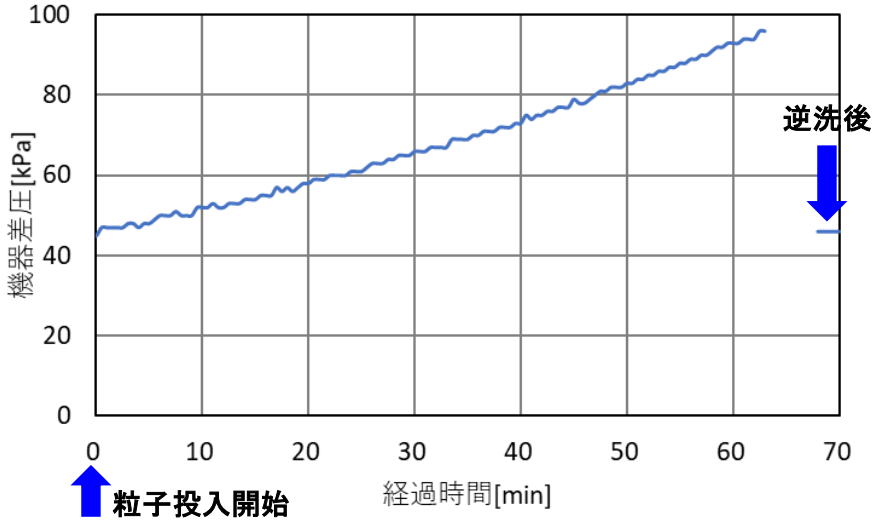


図 0.05 μ mUF膜通水試験差圧挙動

- 最終処理系統で捕集する範囲の粒子(0.1 μ m以上)を捕集可能である。
- 中取り系統をバイパスし、中取り分のフィルタ負荷を最終処理系統で負担する運用(2系統通水方式)においても、差圧の上昇は緩やかであり、実機へ適用可能である見込みを得た。
- 逆洗による差圧の回復傾向は良好であり、ほぼ初期値まで低下する。ただし、通水・逆洗を繰り返すことにより初期差圧が徐々に増加する傾向を確認(2018年度要素試験結果)。
- 最終処理系統の運用として、装填するエレメント数を逆洗頻度が1回/日以下となる数だけ装填し、1日のデブリ加工作業が終了した時点で逆洗操作を実施し、差圧復帰させる運用が適切と考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.654

a. 回収液や廃液等の性状把握

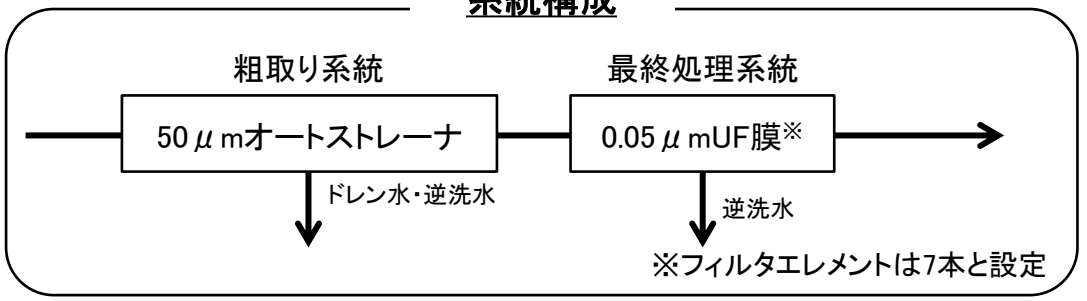
➢ 2系統(粗取り→最終処理)組合せ通水試験

下記の2系統を組み合わせた系統構成にて、想定される水質を処理可能かを検証した。

入口水条件

SS濃度	100 ppm
粒径	100～0.1 μm
模擬粒子	WC、SUS316L、ケイ砂(混合)
流量	10 m^3/h

系統構成



試験結果

	粗取り	最終処理	全体
粒子除去率	22.1%	77.9%	99.9%以上
逆洗設定圧力到達までの通水時間	170 min	210 min	–

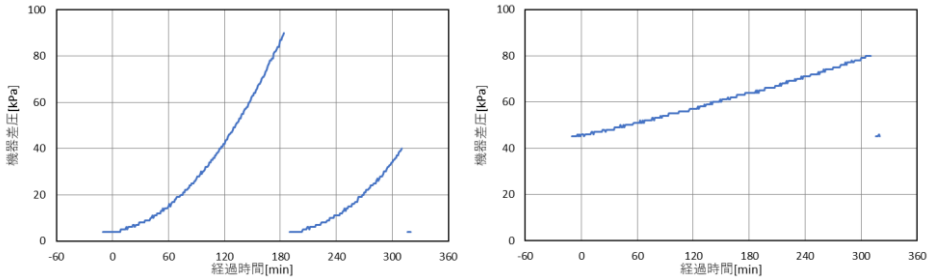


図 通水試験差圧挙動

- 2系統構成の粒子除去システムにより、想定される水質条件の液を固液分離処理可能である見込みを得た。
- 逆洗までの通水時間は、各系統で200min前後であり実運用に耐えうると考えられる。
- 粒子捕集量の割合は、粗取り系統:最終処理系統＝約20:80という結果となった。ただし、取り出し工法により発生粒子の粒径分布は変化するため、実機での各系統の粒子捕集割合もそれに伴い変化する。

  →採択される燃料デブリ取り出し工法の方針が決定した段階で詳細な評価が必要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.655

a. 回収液や廃液等の性状把握

- PCVおよびトーラス室より取水された汚染水を各受槽にて受け入れ、粗取り・中取り・最終処理の3段階のフィルトレーションにより粒子成分を除去し、処理液を溶解性核種除去設備へ払い出す。
- 各系統における粒子捕集機器候補は別表に記載する。
- 中取りフィルタは常時バイパスする運用とし、最終処理フィルタの負荷上昇時のみ通水する。
- 2次廃棄物発生量低減のため、定期的にドレンもしくは逆洗を実施し、ドレン水・逆洗水はスラッジ回収設備へ払い出す。
- 各機器のバイパスライン・逆洗系統は常設設備として設置する。

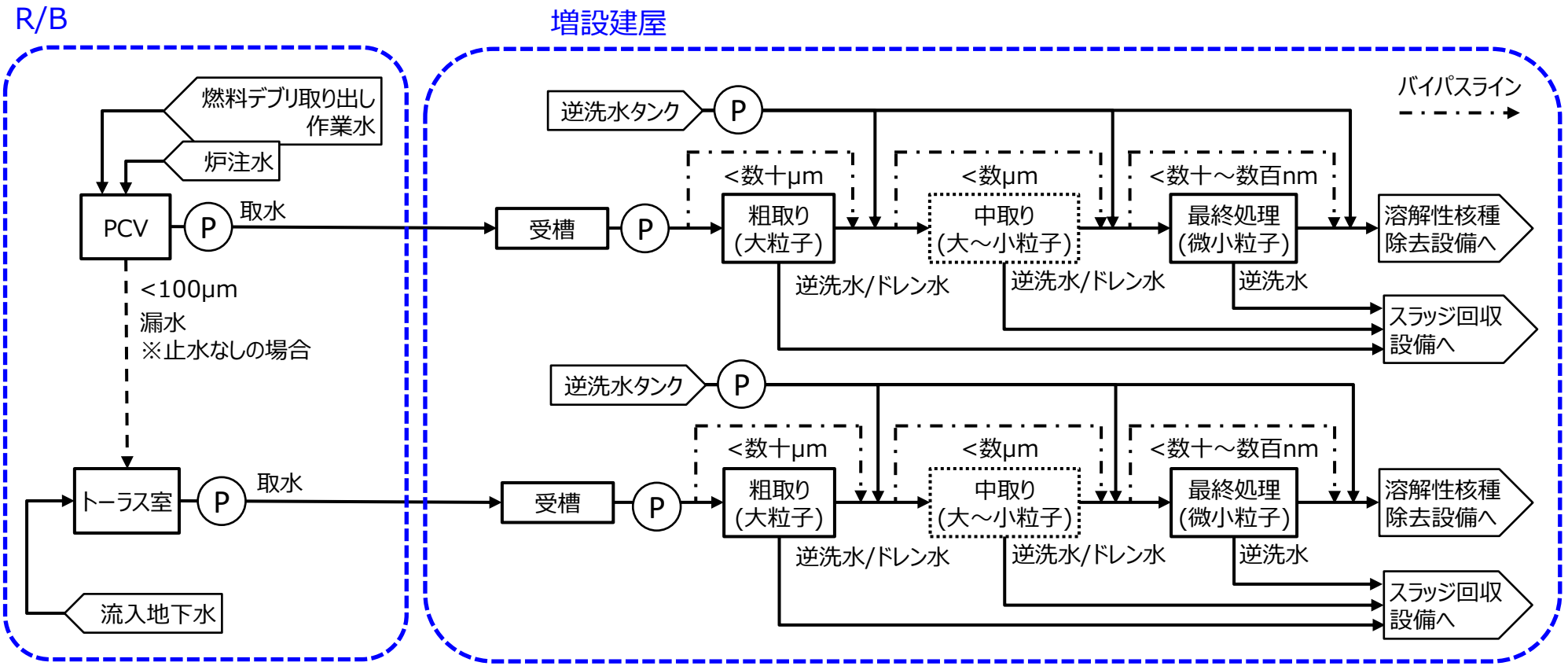


図. 非溶解性核種除去システム(補助事業検討ベース)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.656

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ **非溶解性核種除去設備運用の検討**

- **燃料デブリ取り出し時作業期間**

要素試験結果を考慮し、燃料デブリ取り出し作業期間の液相系システムの運用について検討

表 燃料デブリ取り出し作業と液相系システムの運用サイクルのイメージ

STEP	燃料デブリ取り出し作業	液相系システム	
		粗取り系統	最終処理系統
1	燃料デブリの加工作業開始 (燃料デブリの切削粉が発生し液相系に流入) (10時間)	通水(目詰まりにより差圧上昇) • 数時間でドレンが必要になると想定されるため、間欠ドレン(1回/1～2h)により差圧上昇を抑制 ドレン操作実施のタイミングについては、一定時間経過後もしくは機器差圧が設定値に達した時点を想定	通水(目詰まりにより差圧上昇) • エレメント数を調整し、機器差圧が許容値を超えるのに要する時間を10h以上確保し、加工作業時間内に逆洗を実施するのを避ける
2	燃料デブリの加工作業終了	通水(液相系統内の粒子濃度が十分に低下するまで)	通水(液相系統内の粒子濃度が十分に低下するまで)
3	ツール交換、燃料デブリ回収・収納・移送作業など (粒子発生なし)	バイパス運転に切り替え • 逆洗を実施し差圧復帰(1回/日)	バイパス運転切り替え • 逆洗を実施し差圧復帰(1回/2～3日)
4		通水運転に切り替え	通水運転に切り替え
5	STEP1へ		

- **メンテナンス作業期間**

粒子捕集機器のメンテナンス・交換作業を実施する。
メンテナンス方法・交換方法については、今後具体化検討が必要な課題である。

- 粗取り系統機器交換周期:2回/年(塩素による材の腐食が律速)
- 最終処理系統機器交換周期:5～8回/年(目詰まりによる差圧上昇が律速)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.657

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ **非溶解性核種除去設備運用の概念検討**

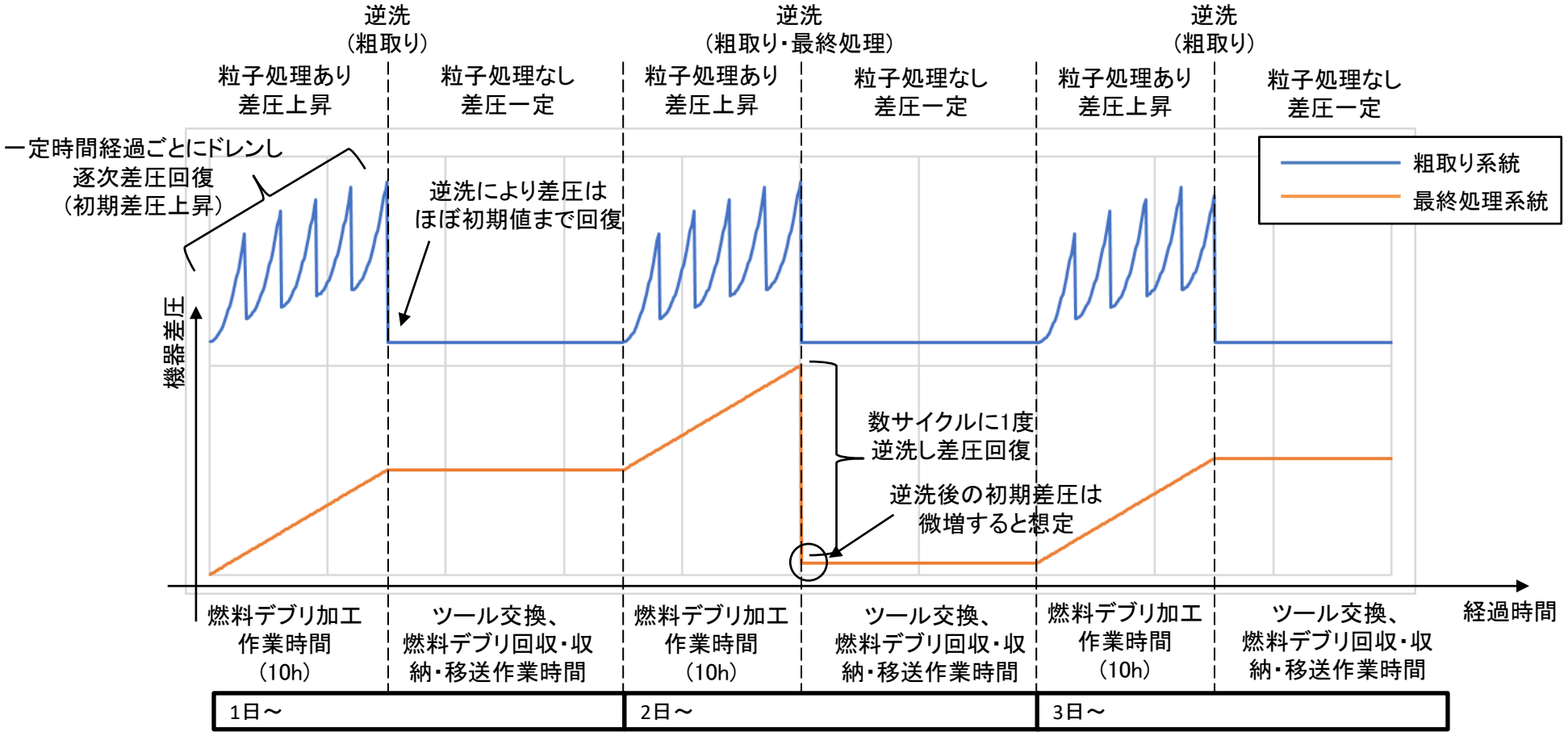


図 燃料デブリ取り出し作業期間の粒子除去システムの運転サイクルの検討

上記運転パターンは、燃料デブリ取り出し加工が10h連続的に実施されると仮定した場合の一例である。
燃料デブリ取り出し加工が断続的に実施される場合は、前段にバッファタンクを設ける系統構成とする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.658

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 非溶解性核種除去設備の仕様および発生する廃液・2次廃棄物量の検討

フィルタ性能評価結果まとめ(3系統通水構成)

系統	粒子捕集機器		必要基数	必要エレメント数	定格流量	ろ過精度	除去効率	概略寸法(1基あたり)	必要エリア寸法(1基あたり)	交換周期(寿命)	2次廃棄物発生量	ドレン・逆洗回数	廃液発生量
			基/1系統	個	m3/h	μm以上	%以上	φ__m×__mH	__mL×__mW	回/year	kg/year	回/day	m3/year
粗取り	オートストレーナ	間欠ドレン	1	1	10～30	50	99	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	2.5	167
		常時ドレン	1	1	10～30	50	99	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	常時ドレン	1300
	液体サイクロン		1	1	10	40	80	φ0.4m×1.1mH	1.6mL×1.6mW	–	–	常時ドレン	2000
中取り	オートストレーナ	間欠ドレン	1	1	10～30	20	96	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	502	33500
		常時ドレン	1	1	10～30	20	96	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	118	9200
	金属焼結フィルタ		3	11	6.5	2	99	φ0.21m×1.2mH	3.0mL×1.6mW	18300	146500	25.1	815
	バグフィルタ		4	122	10	3	99	φ0.7m×1.6mH	2.0mL×2.0mW	5	440	–	–
最終処理	UF膜	0.1μm	2	33	6.5	0.1	99	φ0.21m×1.3mH	3.0mL×1.6mW	8	314	0.17	5.5
	UF膜	0.05μm	3	46	<23	0.05	99	φ0.3m×1.4mH	1.4mL×1.4mW	3	152	0.11	48.2

フィルタ性能評価結果まとめ(2系統通水構成)

系統	粒子捕集機器		必要基数	必要エレメント数	定格流量	ろ過精度	除去効率	概略寸法(1基あたり)	必要エリア寸法(1基あたり)	交換周期(寿命)	2次廃棄物発生量	ドレン・逆洗回数	廃液発生量
			基/1系統	個	m3/h	μm以上	%以上	φ__m×__mH	__mL×__mW	回/year	kg/year	回/day	m3/year
粗取り	オートストレーナ	間欠ドレン	1	1	10～30	50	99	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	2.5	167
		常時ドレン	1	1	10～30	50	99	φ0.5m×1.0mH	1.4mL×1.4mW	2	11	常時ドレン	1300
	液体サイクロン		1	1	10	40	80	φ0.4m×1.1mH	1.6mL×1.6mW	–	–	常時ドレン	2000
最終処理	UF膜	0.1μm	2	33	6.5	0.1	99	φ0.21m×1.3mH	3.0mL×1.6mW	8	314	0.34	11
	UF膜	0.05μm	3	46	<23	0.05	99	φ0.3m×1.4mH	1.4mL×1.4mW	5	253	0.23	98.6

➡ 発生廃液量や2次廃棄物量の観点からも、2系統通水方式の方が適切であると考えられる

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.659

a. 回収液や廃液等の性状把握

➢ 開発成果

- 粒子除去システムの各系統の候補粒子捕集機器を選定し、通水試験を実施し各機器の適用性を評価した
- 中取り系統の機器差圧の上昇が顕著であり、廃液・2次廃棄物発生量が大きい結果となったため、粒子除去システムの系統構成を、従来の3系統通水方式から2系統通水方式に設計変更
- 粗取り→最終処理の2系統通水により、想定水質条件の液を処理可能である見込みを得た。また、その時のドレン・逆洗回数、機器交換周期、廃液発生量、2次廃棄物発生量などを試算した。

➢ 今後の検討方針

- 本開発の要素試験結果、検討成果をエンジニアリング側にインプットし、粒子除去システムの系統構成・運用方法などについて検討を継続する。

➢ 課題整理

- 各粒子捕集機器の粒子形状分布(針状・薄片状粒子など)の影響評価
- 取り出し工法要素試験などで発生した切削紛を用いた通水試験
- 中取り系統粒子捕集機器として適切なフィルタ機器を選定(本開発で検討したフィルタ機器以外を検討)
- 粒子除去システムの各機器の交換・メンテナンス作業などの具体化検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.660

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

燃料デブリ取り出し時の汚染水処理システムの概念図を下段に示す。

: 本項目の事業で試験を行う設備

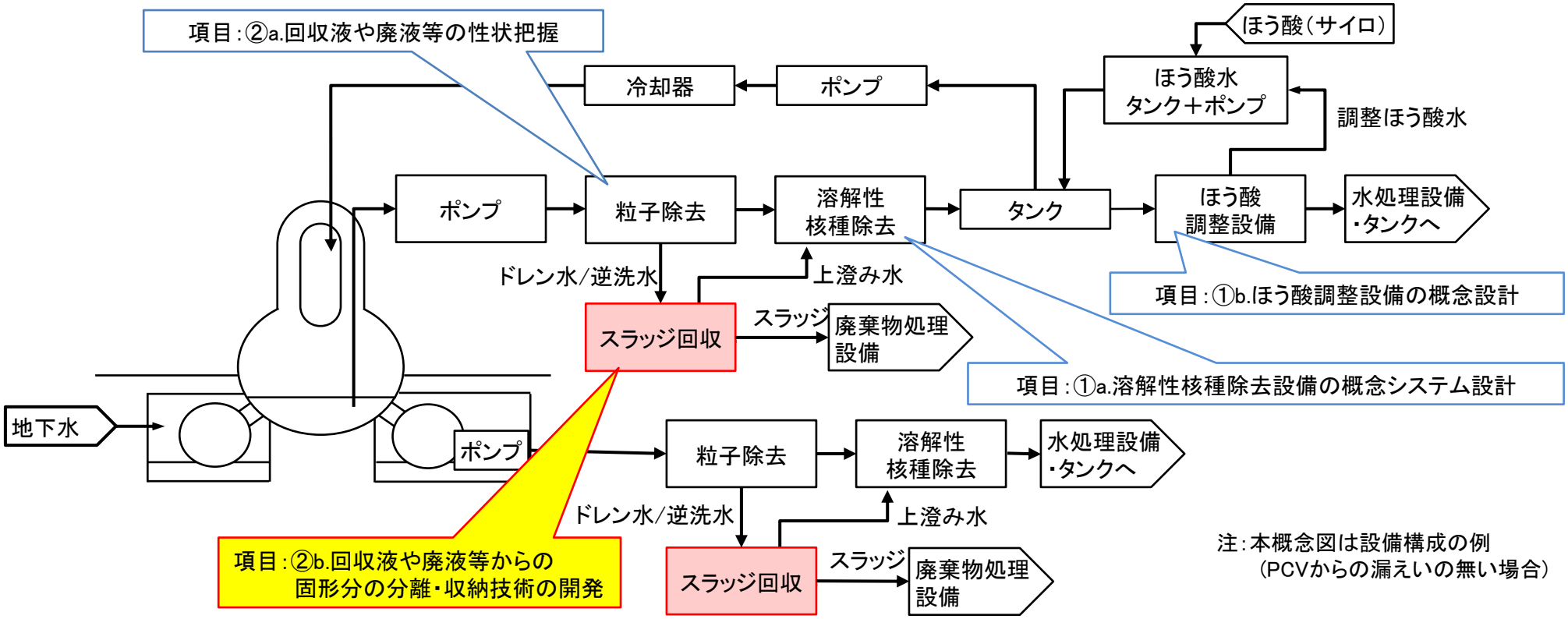


図. 燃料デブリ取り出し時の液体系システム(概念図)と要素試験の実施対象

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.661

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

- 開発の目的
  - 粒子除去設備およびRO膜設備から発生する廃液に含まれる固形分の分離技術を選定する。
  - 選定された固液分離技術の実機適用性を要素試験により評価する。

- 解決すべき課題
  - 廃液中に含まれる微粒子は、自然沈降するのに数時間から数十時間を要し、固液分離を促進する技術の開発が必要。
  - 分離した固形分の収納、遠隔操作、保守等を考慮した設備の具体化に必要なデータが不足。

- 開発内容
  - 文献調査による固液分離技術の選定。
  - 文献調査による凝集剤の選定。
  - 凝集剤を選定するための予備試験。
    - ① 模擬廃液を使用した凝集剤の沈降分離効果の確認(ビーカー規模試験)。
    - ② 凝集剤の吸着材への影響評価(バッチ試験)。
    - ③ 試験装置(沈降分離槽)の設計・製作。
  - 沈降分離槽の実機適用性を確認するための要素試験。
    - ④ 沈降分離槽を使用した凝集沈殿試験。
    - ⑤ 凝集剤の吸着材への影響評価(バッチ試験、カラム通水試験)。

- 成果
  - 凝集剤添加による凝集沈降技術の実機適用性の評価結果。
  - 沈降分離槽の概念設計と運用データの取得。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.662

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ 検討フロー

本PJでは、ビーカー試験にて凝集沈降処理の適用性を検証し、その後、装置試験にて操作・運用性を検証する。

FY2019（本PJ開始）

FY2020

FY2021（本PJ終了）

FY2021以降

分離技術選定
（下表参照）

（成果）
・固液分離法として
凝集沈降を選定。

凝集沈降
ビーカー試験

（成果）
・ほう酸添加、無添加系ともに凝集沈降可能
・凝集剤候補：高塩基PAC、硫酸アルミ

装置試験
及び概念設計

（成果）
・装置仕様とその評価
・操作・運用性

実液性状確認
及び概念設計

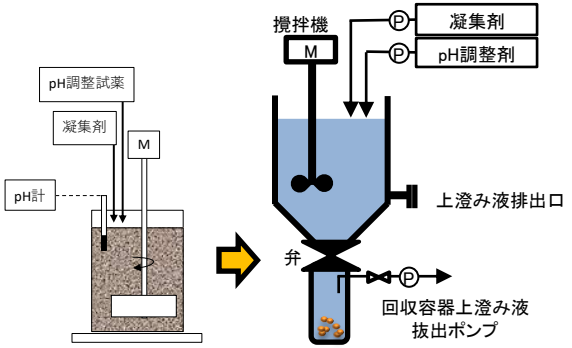
基本/詳細設計

沈殿スラッジの安定化
処理技術の開発

※2021年度以降については想定

表　固液分離方法の特徴とスラッジ回収への適用性(文献調査まとめ)

固液分離法	特徴	スラッジ回収への適用性
凝集沈降	**・分離能は主に粒子表面性状(電荷等)に依存。 ⇒粒径が多少変動しても冗長性有。** ・燃料デブリとの接触を考慮し、凝集剤は基本的に無機系。 ・後段吸着システム等に対する凝集剤の影響が不明。	○
遠心分離	・構造が簡易で保守性に優れる。 ・分離能は粒径や比重に強く依存する。	△
ろ過	・分離能は粒径に強く依存する。 ・微粒子の分離には顕著な差圧上昇を伴う可能性有。 ・脱水性には優れる(フィルタプレス等)。	△
浮上法	・粒子の比重に強く依存(比重大だと浮上しない)。 ・浮上粒子の回収方法の検討が必要。	×



ビーカー試験イメージ　　装置試験イメージ

試験における確認項目
・沈降時間、スラッジ体積、吸着材への影響
・pH、水温、ほう酸有無といったパラメータの影響　等

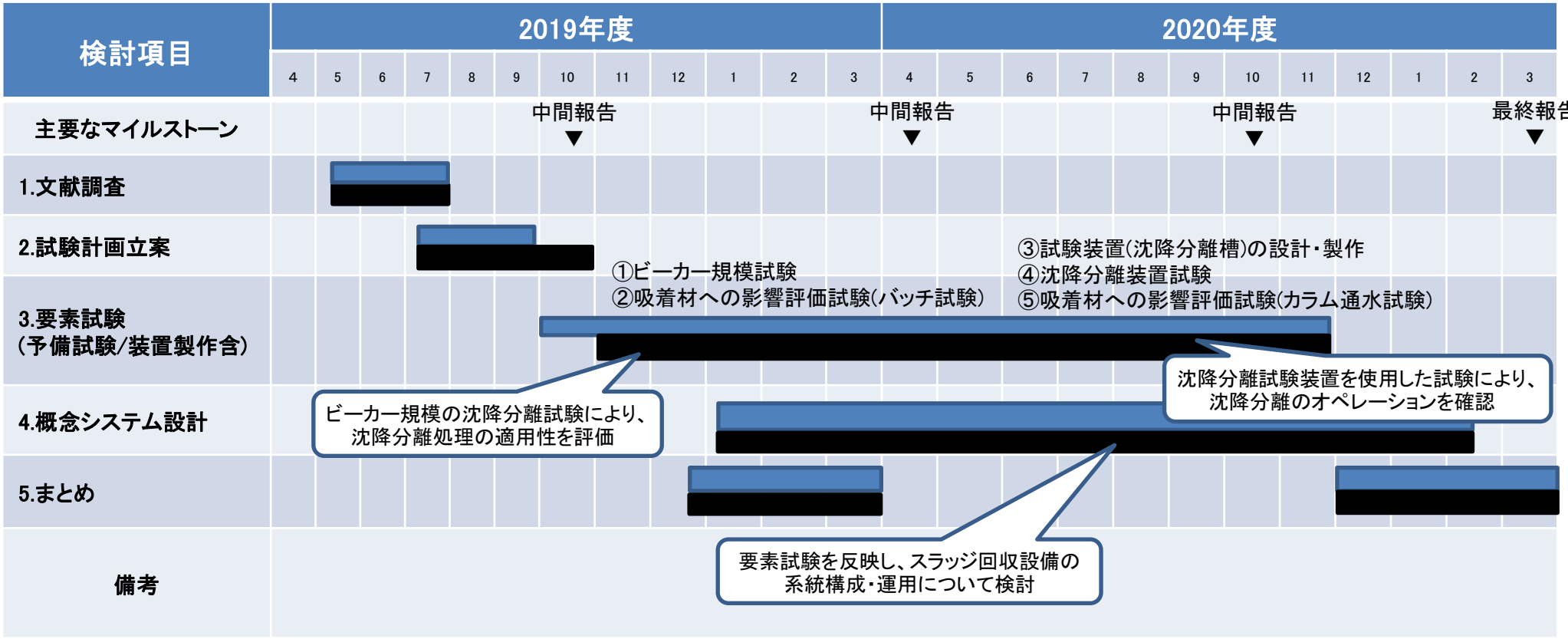
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.663

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ 開発工程

【凡例】 計画: 実績:



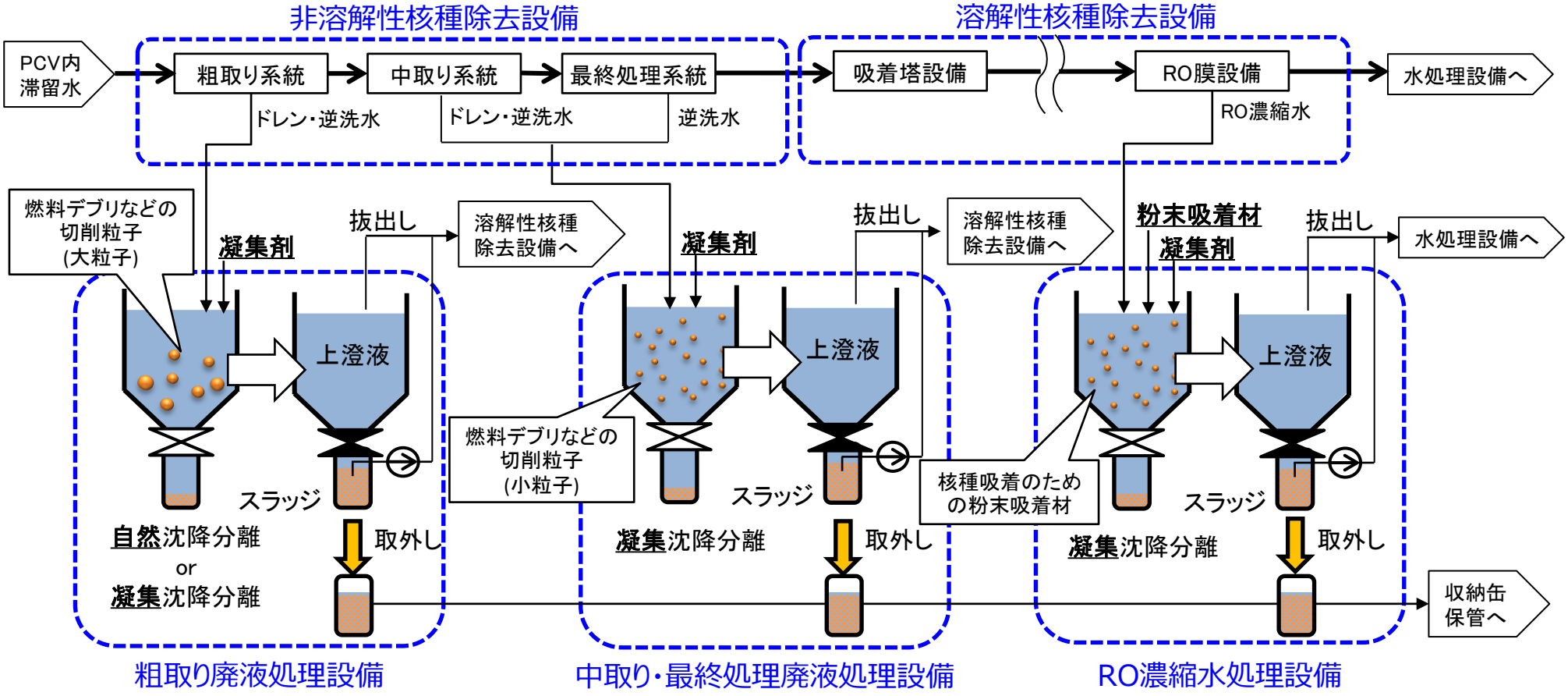
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.664

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ スラッジ回収システム系統構成

非溶解性核種除去設備およびRO膜設備より発生する廃液より固形成分を回収する



- 粒子除去設備発生廃液 → フィルタ機器で捕集した粒子を、凝集剤を添加することにより沈降分離
- RO濃縮水 → RO膜により濃縮した溶解性核種を、粉末吸着材を添加し吸着分離し、その後凝集剤を添加し沈降分離

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.665

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ スラッジ回収システムの要件

各沈降分離設備における処理対象液と処理要求を以下に示す

表 各沈降分離設備におけるシステム要件

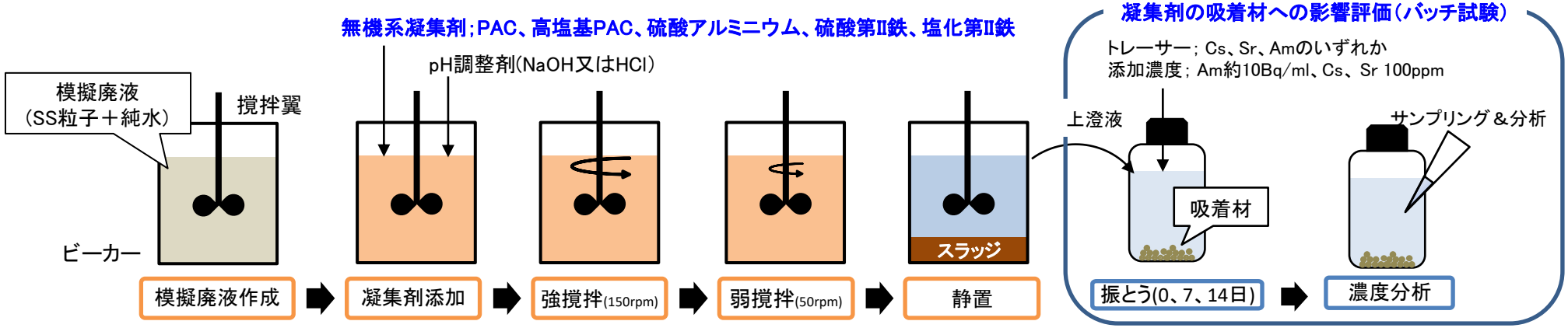
No.	項目	粗取り廃液処理設備	中取り・最終処理廃液処理設備	RO濃縮水処理設備
1	処理対象水	粗取り機器より発生する ドレン水・逆洗水	中取り機器・最終処理機器より 発生する逆洗水 (燃料デブリ取り出し作業時は中取り系統 はバイパス運転を仮定)	RO膜装置より発生するRO濃縮水
2	含有粒子成分 (凝集沈降対象)	溶融燃料、炉心構造物、コンクリート成分、その他固形分 (粒径100～数十μm)	溶融燃料、炉心構造物、コンクリート成分、その他固形分 (粒径数十～0.1μm)	核種吸着用の粉末吸着材
3	粒子濃度	数千～10000 ppm フィルタ要素試験結果より	数千～10000 ppm フィルタ要素試験結果より	数百～10000 ppm 吸着材要素試験結果より
4	処理流量	間欠ドレン：100 m3/year 常時ドレン：1300 m3/year フィルタ要素試験結果より	0.1μmUF膜：10 m3/year 0.05μmUF膜：100 m3/year フィルタ要素試験結果より	8 ～11 m3/day 燃料デブリ取り出し作業水（22 m3/日）にRO膜濃縮倍率を2～3倍と仮定し算出
5	処理流量要求	間欠ドレン：1.0 m3/day以上 常時ドレン：8.2 m3/day以上 設備稼働率80%で処理可能とするための流量	0.1μmUF膜：0.063 m3/day以上 0.05μmUF膜：0.63 m3/day以上 設備稼働率80%で処理可能とするための流量	14 m3/day以上 設備稼働率を80%で処理可能とするための流量
6	稼働方式	バッチ処理 1日で1バッチ処理完了を想定		

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.666

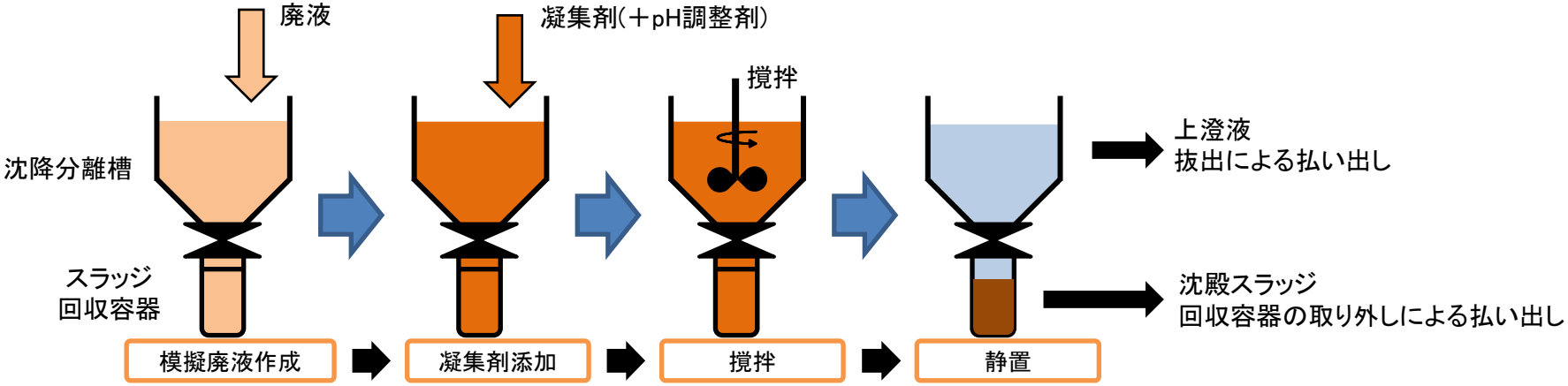
b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

- 要素試験内容
- ビーカー規模凝集沈降試験



ビーカー規模沈降分離試験及び吸着材影響評価バッチ試験　イメージ図

- 凝集沈降試験装置(沈降分離槽)試験



凝集沈降試験装置(沈降分離槽)試験　イメージ図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.667

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ ビーカー規模凝集沈降試験 試験条件

➢ ドレン水・逆洗水処理試験

表 ドレン水・逆洗水処理試験 試験条件

No.	項目		設定	検討方針
1	水質条件	SS種類	炭化タングステン(燃料デブリ模擬) SUS316L(炉心構造材模擬) ケイ砂(コンクリート模擬)	ドレン水・逆洗水には燃料デブリ、炉心構造材、コンクリート成分が含まれるものと想定しそれらの模擬粒子を選定。 沈降時間は粒子の比重に依存するため、比重が近い粒子を選定。 また、粒子はいずれも負電荷を帯びているものと仮定し、模擬粒子も負電荷を帯びていると想定される粒子を選定。
2		SS粒径	0.1～100μm	粒子除去システムで捕集される粒子の粒径は0.1～100μmの範囲であるため、同設備より発生する廃液には同じ範囲の粒子が含有すると想定
3		SS濃度	10000ppm	フィルタ機器の要素試験結果より、ドレン水・逆洗水のSS濃度は10000ppmと設定
4		五ほう酸ナトリウム	0、7000ppm	処理液にほう酸が混入した場合を想定し、系統のほう酸管理基準値である7000ppm条件でも試験
5		pH	中性	初期値は中性とし、凝集沈殿処理におけるpH調整では、それぞれの凝集剤で推奨されているpH(中性領域)に調整(NaOH、HClを使用)
6		水温	10～40℃	基本条件を25℃とし、四季変動を考慮し設定
7	凝集剤種類		① PAC(ポリ塩化アルミニウム) ② 高塩基性PAC ③ 硫酸アルミ ④ 硫酸第II鉄 ⑤ 塩化第II鉄	デブリとの接触を考慮し、有機系凝集剤は検討対象外とし無機系凝集剤を選定。 添加量についてはメーカー推奨値を基準にパラメータサーベイを実施。 既設吸着塔設備に与える影響についても検証。
8	凝集剤添加濃度		数百～数千ppm	数百～数千ppmの間で十分な凝集沈降性能が達成できる濃度をパラメータサーベイ。
9	撹拌速度／時間		強撹拌:150rpm/5min 弱撹拌:50rpm/15min	一般的なジャーテストの条件を踏襲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.668

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ ビーカー規模凝集沈降試験 ドレン水・逆洗水(純水系廃液)処理試験結果(一例)

- ✓ いずれの凝集剤も添加濃度1000ppm前後で、凝集沈降を可能なことを確認した(沈降時間40分以内) 。
- ✓ SS濃度、SS粒径、pH、水温などの水質が変動した場合も、問題なく凝集沈降処理が適用可能であることを確認した。
- ✓ ほう酸無添加廃液については、特に高塩基PACと塩化第Ⅱ鉄が沈降性が良いことを確認した。
- ✓ いずれの凝集剤を使用した場合も、初期液量に対する凝集物容積(vol.%)は15～20%程度であり、沈殿スラッジの含水率は最大で約95%となった。

＜試験条件＞
凝集剤濃度:100～1500ppm、投入粒子:ケイ砂(SiO_2)0.1μm、SS濃度:10000ppm、ほう素(B)0ppm、廃液pH(凝集剤添加後pH調整時):7±0.5
液温:25℃、撹拌速度/時間:強撹拌150rpm×5min→弱撹拌50rpm×15min、液量440mL

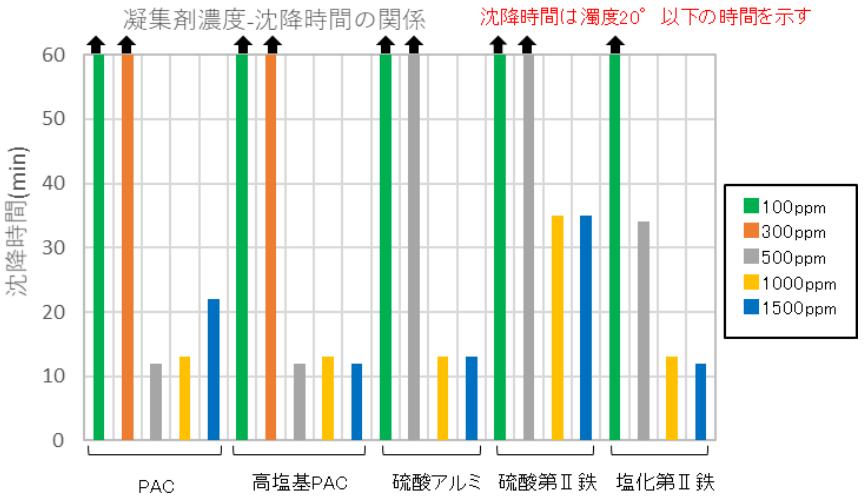


図 各種凝集剤添加時の沈降時間

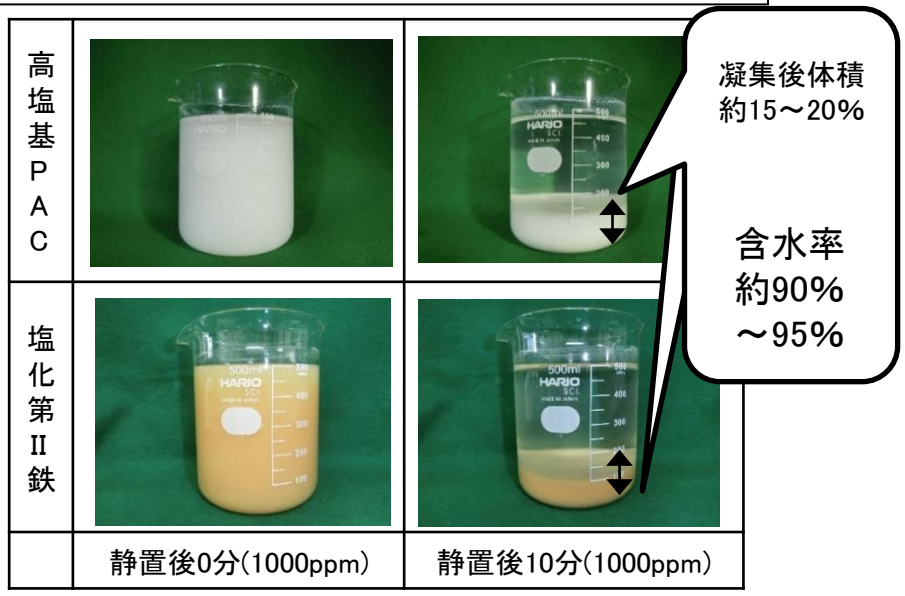


図 凝集沈降処理前後の様子

➡ いずれの凝集剤でも、純水系廃液を凝集沈降処理可能である見込みを得た。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.669

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ ビーカー規模凝集沈降試験 ドレン水・逆洗水(ほう酸含有廃液)処理試験結果(一例)

- ✓ ほう酸含有廃液は、純水系廃液と同様の中性領域(pH7)に調整した場合は凝集沈降しないことを確認した。
- ✓ pH調整範囲を酸性領域(pH4.5～5.0)、アルカリ性領域(pH11.5～12.0)で良好な沈降性を確認した。酸性領域の方がpH調整が簡易であり、実機適用性が高いと考えられる。
- ✓ 沈降に必要な静置時間は、200min程度であり、純水系廃液処理より長いことを確認した。
- ✓ 試験した凝集剤のうち、硫酸アルミはほう酸含有量の影響が少なく沈降性良好であった。
- ✓ 凝集物の容積および含水率は純水系廃液とほぼ同様の結果 (凝集物容積:20vol.%、含水率:95%)となった。

＜試験条件＞
凝集剤濃度:1000ppm、投入粒子:ケイ砂(SiO2)0.1μm、SS濃度:10000ppm、ほう素(B)200～7000ppm、
廃液pH(凝集剤添加後pH調整時):4.5～5.0、液温:25℃、撹拌速度/時間:強撹拌150rpm×5min→弱撹拌50rpm×15min、液量440mL

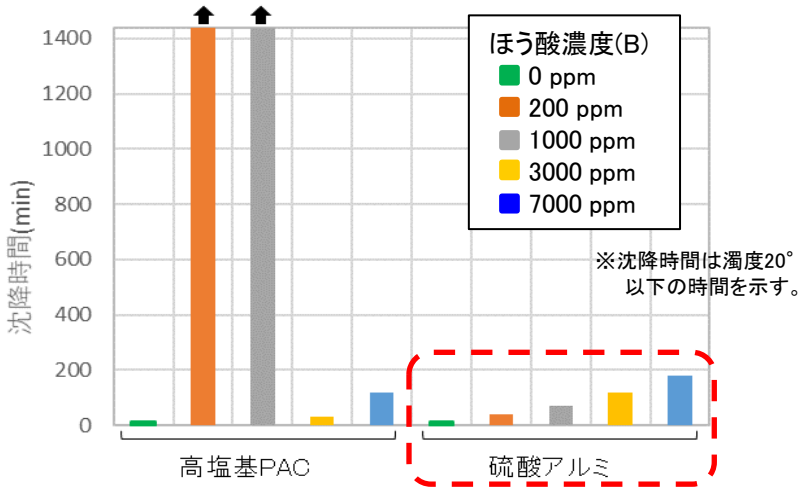


図 各種凝集剤添加時の沈降時間(ほう酸系)

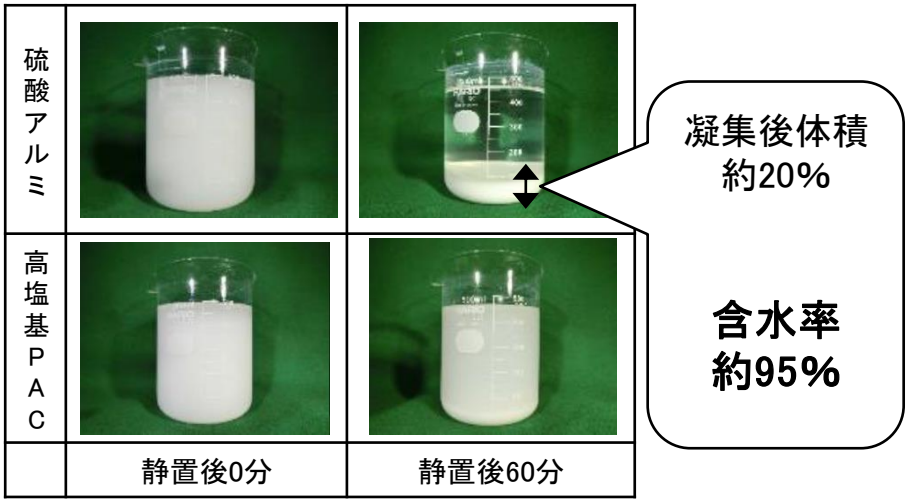


図 凝集沈降処理前後の様子(ほう酸濃度200ppm)

➡ ほう酸含有廃液に対しても、凝集沈降処理は適用可能である見込みを得た。
ほう酸濃度の影響が少ない硫酸アルミニウムを凝集剤として選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.670

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ ドレン水・逆洗水処理試験結果まとめ

- ✓ 粒子除去設備より発生するドレン水・逆洗水に対して、凝集沈降処理の有効性を確認した。
- ✓ 凝集剤としては高塩基PACや硫酸アルミが適用性が高いことを確認した。
- ✓ 処理対象水の水質がある程度変動した場合も、凝集沈降処理が適用可能であることを確認した。

表 ビーカー規模沈降分離試験 試験結果概要

No.	項目	試験条件	試験結果
1	凝集剤濃度	100～1500ppm	**・どの凝集剤も添加濃度1000ppm以上で凝集沈降を確認。** **・沈降時間と凝集剤添加濃度から凝集剤の優劣をつけると、上から高塩基PAC、PAC≒塩化第II鉄、硫酸アルミ、硫酸第II鉄。** ・No2以降のパラメータ試験の基準添加濃度を1000ppmと設定。
2	SS種類	①SiO_2のみ(基準条件) ②3成分混合(WC、SUS、SiO_2)	・①②どちらの条件でも凝集沈降は確認された。沈降時間は同程度。 ・凝集物の容積は3成分混合の方が小さい(比重大の粒子を含むため圧密化すると推察)。
3	SS粒径	0.1～100μm (基準条件;0.1μm)	・沈降時間は0.1μmでは10～15分程度、1μm以上では5分程度。 ・粒径大きい方が凝集沈降に有利。
4	SS濃度	2000～50000ppm (基準条件;10000ppm)	・SS20000ppmまでは沈降性良好(50000ppmは沈降せず)。 ・高塩基PACはSS濃度高いほど沈降時間が短い。
5	pH	7±約2 (基準条件;7±0.5)	**・適正pH範囲は、高塩基PACがpH6～8.5、塩化第II鉄がpH4.5～7.1。** ・実機pHを中性～塩基性と想定すると、高塩基PACの方がpH調整剤使用量を抑制できる可能性有。 **・ほう酸濃度7000ppmの廃液の場合はpH4.0～5.0で良好な沈降性を確認。**
6	水温	10～40℃ (基準条件;25℃)	・本温度範囲での影響は確認されず(基準25℃と同じ結果となった)。
7	吸着材への影響	Cs・Sr吸着材:チタンケイ酸塩 α核種(Am)吸着材:活性炭	**・凝集剤成分の残留による吸着材の吸着性能の劣化は確認されなかった(除去率ほぼ100%)**
8	五ほう酸ナトリウム	0～7000ppm as B	・高塩基PACは、ほう酸濃度200ppmと1000ppmでは沈降性不良。 **・硫酸アルミは、酸性条件下でほう酸の濃度変化の影響が少なく沈降性良好。**

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ ビーカー規模凝集沈降試験 試験条件

➢ RO濃縮水処理試験

表 RO濃縮水処理試験 試験条件

No.	項目		設定	検討方針
1	水質条件	除去対象核種(トレーサ)	Cs、Sr、Am(Euで代替)	循環冷却水に含まれる代表核種として、Cs、Sr、Amを選定。 Amはα核種であり取扱いが困難であるため、化学的相似性のあるEuで代替し試験を実施。
2		共存イオン(濃度)	Cl(0、1400ppm) Ca(0、40ppm) B(0ppm)	PCV内滞留水およびトーラス室滞留水中に、比較的高い濃度で存在が確認されているClおよびCaの影響度を評価。なお、RO膜通水により濃縮された条件にて各濃度を設定。 ホウ素については、前段のほう酸調整設備で大部分が除去されると想定し未考慮(0ppm)
3		pH	中性	初期値は中性とし、凝集沈殿処理におけるpH調整では、それぞれの凝集剤で推奨されているpHに調整(NaOH、HClを使用)
4		水温	25℃	粒子除去設備発生廃液処理のビーカー規模試験結果より、温度依存性は小さいことが確認されたため、代表条件として常温25℃で試験を実施。
5	粉末吸着材	種類	① チタン酸 ② チタンケイ酸塩 ③ 活性炭 ④ ヘマタイト ⑤ マグネイト	溶解性核種除去設備開発の要素試験結果、および既設水処理設備での使用実績からα核種除去用の吸着材を選定。 ※顆粒状に成形することができず、吸着塔充填が困難な吸着材からも選定
6		粒径	数μm	各粉末吸着材に差異はあるが、いずれも数μmオーダーの材を選定。 ※チタンケイ酸塩(0.3mm以上)と活性炭(数百μm)のみ大粒径のサンプルも試験。
7		添加濃度	200～50000ppm	200～50000ppmの間で十分な除去性能が達成できる濃度をパラメータサーベイ。
8	凝集剤種類	種類	① PAC(ポリ塩化アルミニウム) ② 高塩基性PAC ③ 硫酸アルミ ④ 硫酸第II鉄 ⑤ 塩化第II鉄	デブリとの接触を考慮し、有機系凝集剤は検討対象外とし無機系凝集剤を選定。 添加量についてはメーカー推奨値を基準にパラメータサーベイを実施。
9		添加濃度	100～10000ppm	100～10000ppmの間で十分な凝集沈降性能が達成できる濃度をパラメータサーベイ。
10	撹拌速度／時間		強撹拌:150rpm/5min 弱撹拌:50rpm/15min	一般的なジャーテストの条件を踏襲

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.672

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

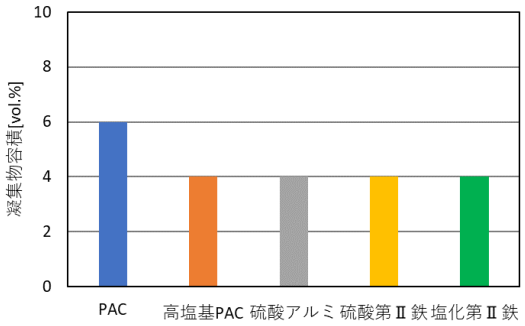
➢ ビーカー規模凝集沈降試験 RO濃縮水処理試験結果(一例)

- ✓ 今回試験した粉末吸着材は、いずれの凝集剤を使用した場合も、凝集剤添加濃度1000ppm以上で凝集沈降可能なことを確認した(沈降時間60分以内)。
- ✓ 凝集沈殿処理後に発生する沈殿物の容積は、初期液量の10vol.%以下、含水率90%以上となった。
- ✓ 特に高塩基PACが凝集剤添加濃度に対する冗長性が大きく、適用性が高い見込みを得た。

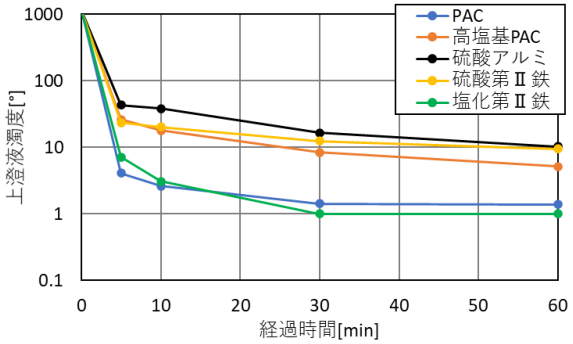
代表例として、チタン酸を使用した試験結果を以下に示す

※チタン酸以外の粉末吸着材(チタンケイ酸塩、活性炭、ヘマタイト、マグネタイト) を使用した試験でもほぼ同様の傾向を確認

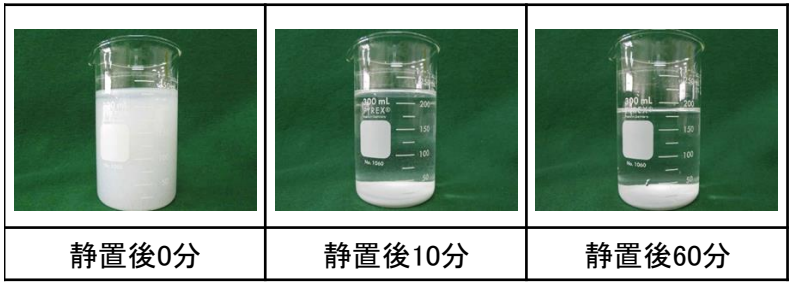
＜試験条件＞
凝集剤濃度:1000ppm、粉末吸着材:チタン酸、吸着材濃度:1000ppm、廃液pH(凝集剤添加後pH調整時):7±0.5
液温:25℃、撹拌速度/時間:強撹拌150rpm×5min→弱撹拌50rpm×15min、初期液量440mL



各凝集剤の凝集沈殿物の容積



各凝集剤の凝集沈殿処理の沈降時間



高塩基PAC添加時の凝集沈殿処理前後の様子

- ✓ いずれの粉末吸着材と凝集剤の組み合わせでも、凝集沈降処理は可能であることを確認した。
- ✓ 特に高塩基PACが、沈降時間、凝集沈殿物の発生量、各パラメータに対する冗長性などが良好な結果となった

➡ RO濃縮水処理用の凝集剤として、高塩基PACを選定した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

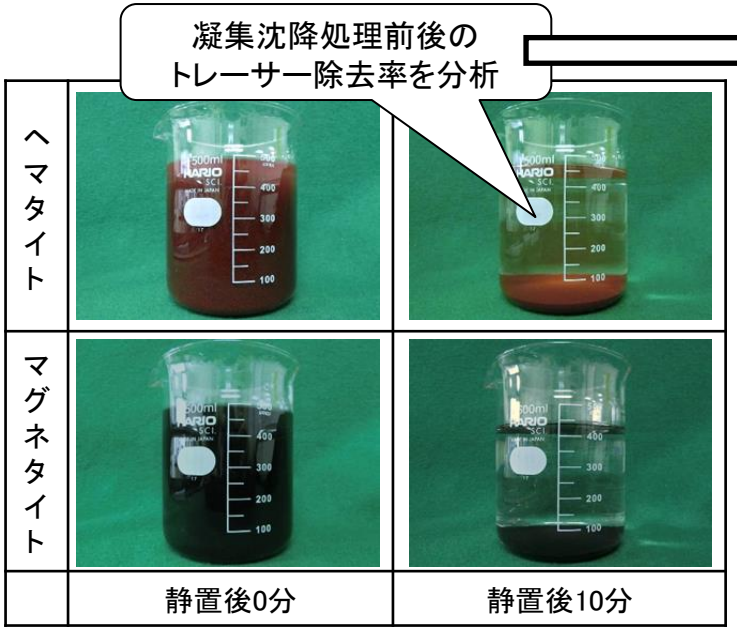
7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.673

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ ビーカー規模凝集沈降試験 RO濃縮水処理試験結果(一例)

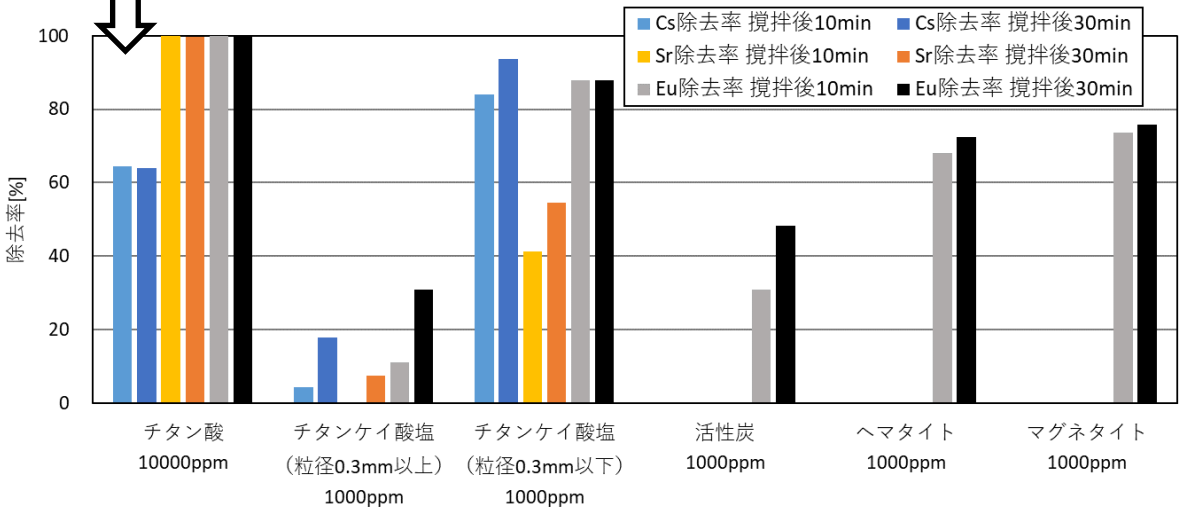
- ✓ チタン酸やチタンケイ酸塩はCs、Sr、Eu(Am)いずれの除去率も高いことを確認した。
- ✓ 活性炭、ヘマタイト、マグネタイトはCs、Srの除去率はほぼ0%であり、Eu(Am)除去率のみ高いことを確認した。
- ✓ 撹拌10minと30minで除去率に優位差は見られない。撹拌10minでほぼ吸着平衡となっている。
- ✓ 凝集剤の影響による吸着された核種の脱着は特に確認されなかった(処理後60日間まで確認)。

溶解性α核種を選択的に除去するシステムとする場合は、活性炭、ヘマタイト、マグネタイトが適切
放射性核種全般を除去するシステムとする場合は、チタン酸やチタンケイ酸塩が適切



凝集沈降処理前後(高塩基PAC)の様子

※α核種としてAmを想定し、化学的相似性のあるEu(コールドトレーサー)を使用
上記の粉末吸着材はいずれも凝集沈降処理可能であることを確認済み



凝集沈降処理による液中からのトレーサー除去率 評価結果一覧

➡ RO濃縮水中から核種を分離除去する方法として、本処理技術が適用可能な見込みを得た

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.674

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

■ RO濃縮水処理試験結果まとめ

- ✓ RO膜設備より発生するRO濃縮水の処理技術として、粉末吸着材と凝集剤を併用した凝集沈降処理技術が適用可能である見込みを得た。
- ✓ 粉末吸着材としては下表No.1のように選定し、凝集剤としては高塩基PACを選定した。
- ✓ 各試薬の添加量やpH調整範囲などについて、パラメータサーベイを実施し、適切な処理が可能な条件を選定した。

表 ビーカー規模沈降分離試験 試験結果概要

No.	項目	試験条件	試験結果
1	粉末吸着材種類	① チタン酸 ② チタンケイ酸塩 ③ 活性炭 ④ ヘマタイト ⑤ マグネイト	・**溶解性α核種を選択的に除去するシステムとする場合は、活性炭、ヘマタイト、マグネタイト**が適用性が高い ・**放射性核種全般を除去するシステムとする場合は、チタン酸やチタンケイ酸塩**が適用性が高い
2	粉末吸着材濃度	200～50000ppm	・Amの除去率から**チタン酸は10000ppm**以上、 **チタンケイ酸塩、活性炭、ヘマタイト、マグネイトは1000ppm**以上の添加濃度が必要 →以降の要素試験の**粉末吸着材添加濃度を1000ppm(チタン酸のみ10000ppm)と設定**。
3	凝集剤種類	① PAC(ポリ塩化アルミニウム) ② 高塩基性PAC ③ 硫酸アルミ ④ 硫酸第II鉄 ⑤ 塩化第II鉄	・左記の凝集剤のいずれでも凝集沈降処理可能であることを確認した。 ・その中でも高塩基PACが凝集沈降に必要な時間が短く、適用性が高い。 →**凝集剤として高塩基PACを選定**
4	凝集剤濃度	100～10000ppm	・**いずれの凝集剤も添加濃度数百ppm以上で凝集沈降性が良好**なことを確認。 ・**凝集沈殿物の発生量は添加濃度1000ppm以上から増大する**傾向を確認。 →以降の要素試験の**凝集剤添加濃度を1000ppmと設定**。
5	共存イオン(濃度)	Cl(0、1400ppm) Ca(0、40ppm) B(0ppm)	・Cl濃度1400ppm、Ca濃度40ppmの条件では、凝集沈降処理に与える影響は軽微であることを確認。 →基本的には塩析現象もしくは共沈現象により、より沈降現象が促進される傾向であった。
6	pH	7±1 (基準条件;7±0.5)	・適切なpH調整範囲は、ドレン水・逆洗水処理方法と同様にpH7±1と評価された。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

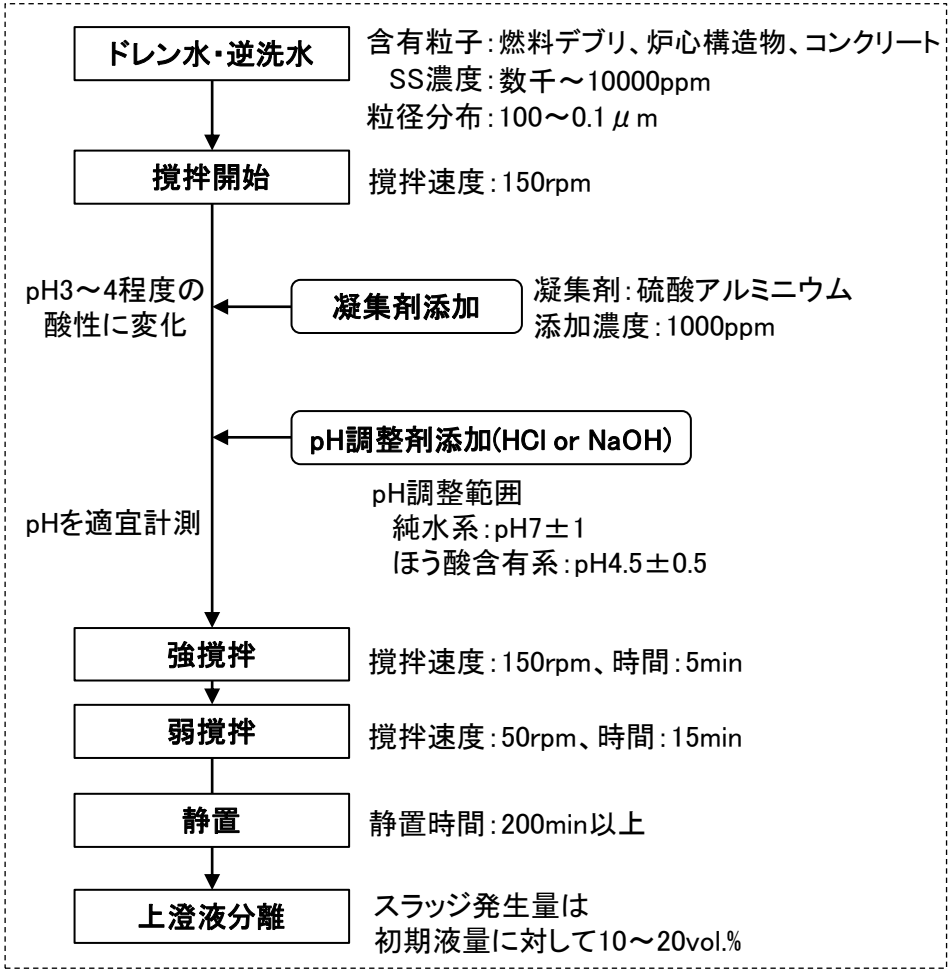
7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.675

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

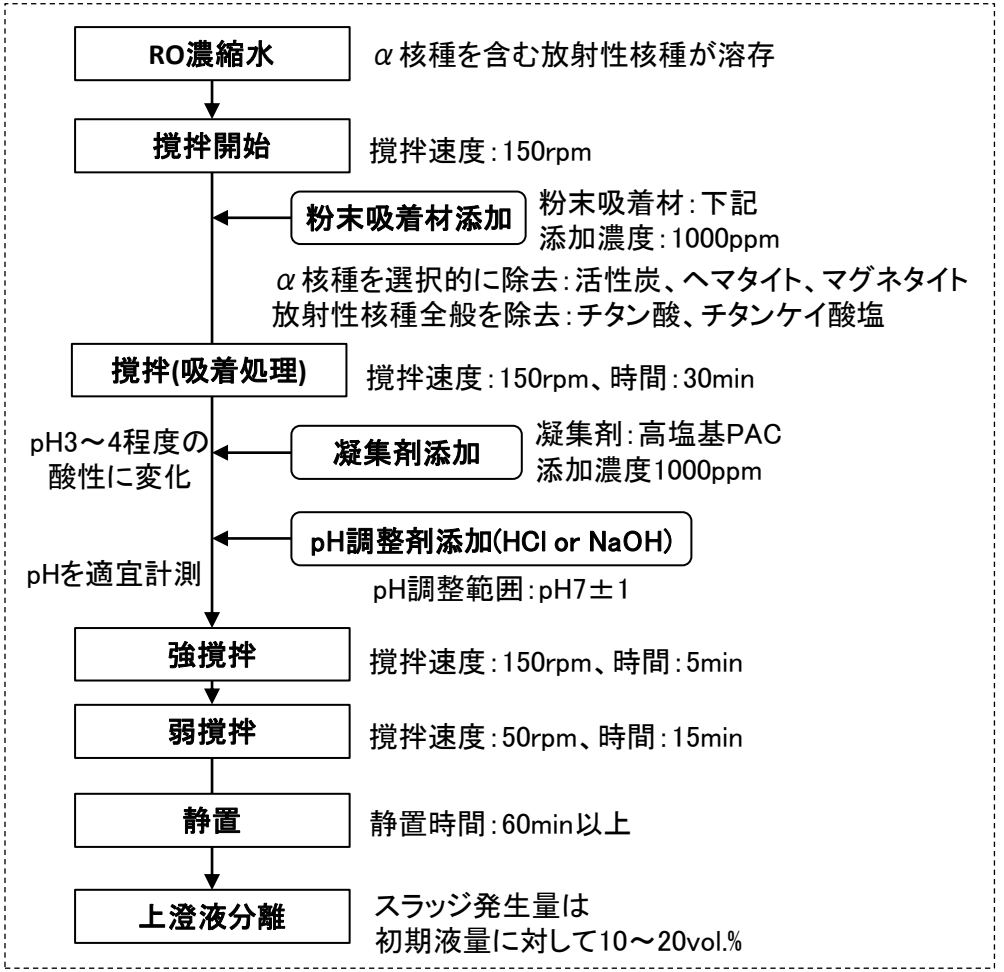
■ 凝集沈降処理プロセス

ビーカー規模試験結果より、凝集沈降処理プロセスを立案

ドレン水・逆洗水 凝集沈降処理プロセス



RO濃縮水 凝集沈降処理プロセス



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

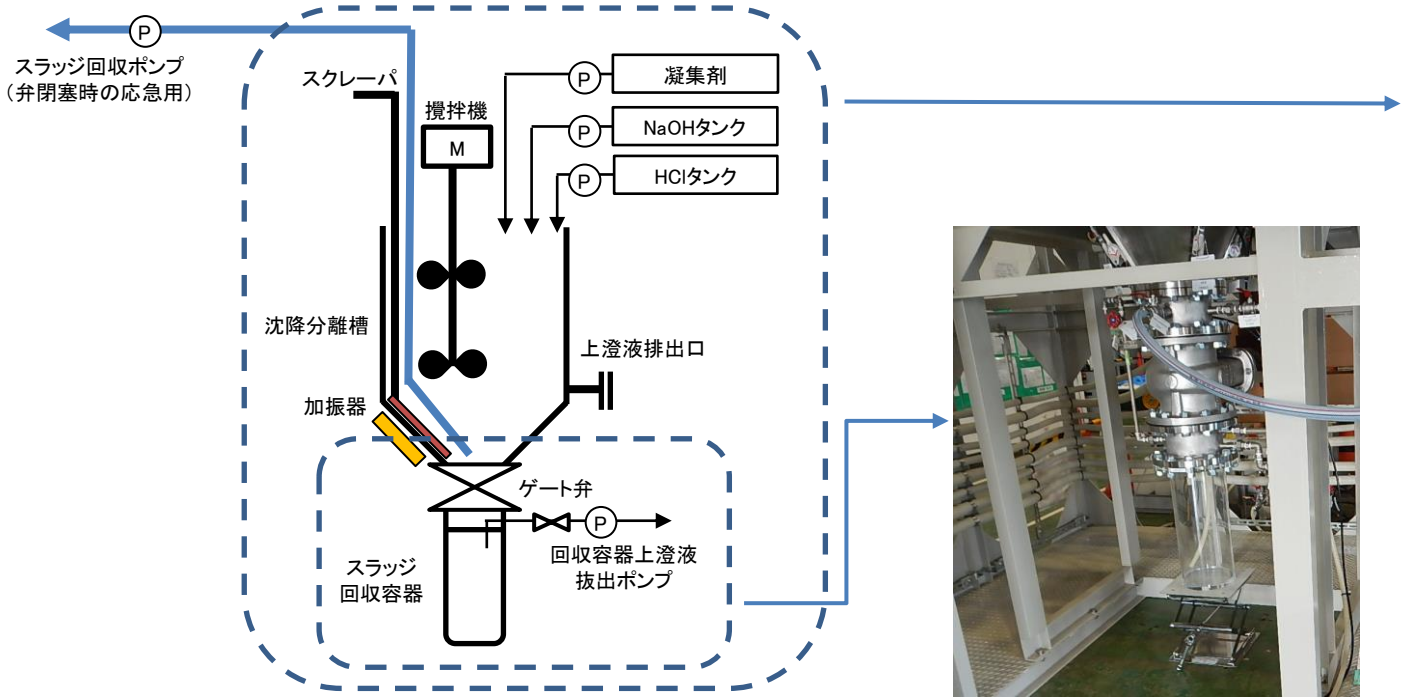
7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】No.676

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ 沈降分離試験装置(沈降分離槽)

沈降分離試験装置を用いて下記の項目について確認した。

- 沈降分離槽を用いた沈降分離処理のオペレーションの成立性
- 沈降分離槽の各機構の動作性



試験装置概念図

スラッジ回収容器



試験装置の外観

※凝集沈殿スラッジが完全には回収容器に収容されない場合は複数回に分割して払い出しを実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.677

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

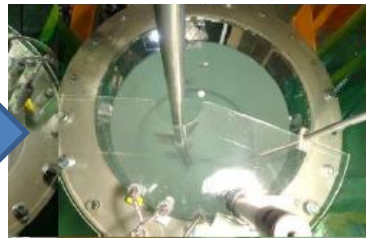
➢ 沈降分離試験装置(沈降分離槽)を使用した試験 試験結果(一例)

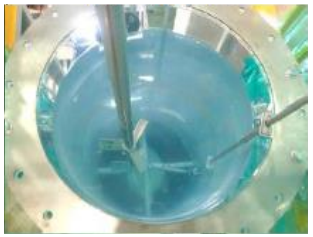
- ✓ 凝集沈降性能、沈殿スラッジの性状などは、ビーカー規模試験と同様の傾向を確認した。
- ✓ 静置を除く沈降分離処理の一連のオペレーションは60min以内に完了した。
- ✓ 凝集沈殿処理後に必要な静置時間は、高さ2.5mの槽において200～300 min程度となった。
- ✓ 回収容器を取り外して沈殿スラッジを払い出すことに成功した。

＜試験条件＞
凝集剤:硫酸アルミニウム、凝集剤濃度:1000ppm、廃液濃度:ケイ砂(SiO_2)0.1μm 10000ppm、ほう素(B)0ppm、
廃液pH(凝集剤添加後pH調整時):7±0.5、液温:25℃、撹拌速度/時間:強撹拌115rpm×5min→弱撹拌38rpm×15min、液量600L

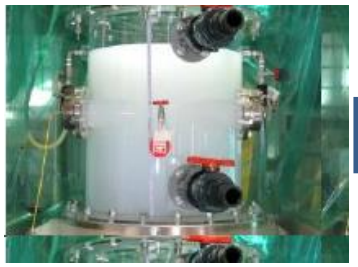

模擬廃液調整(0 min)

凝集沈殿処理


凝集沈殿処理後(3 h)

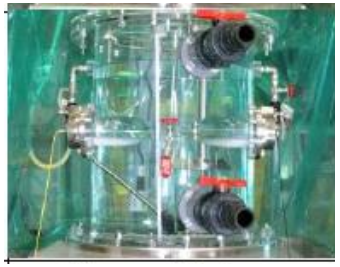

凝集沈殿処理後(24 h)

凝集沈降処理の様子(上面)

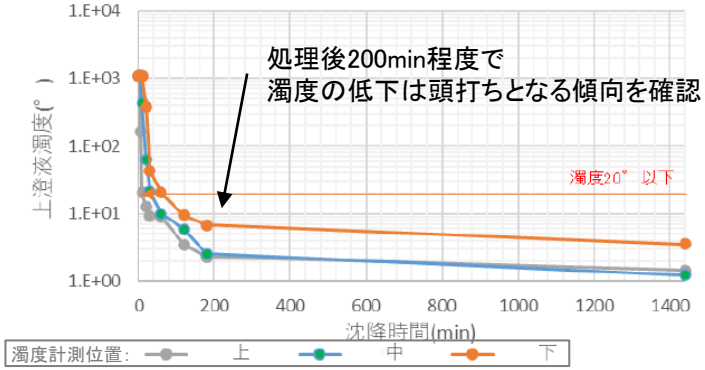

凝集沈殿処理前(0 min)

凝集沈殿処理


凝集沈殿処理後(30 min)


凝集沈殿処理後(24 h)

凝集沈降処理の様子(側面)



凝集沈殿処理後の上澄液濁度の推移


回収容器(沈殿スラッジ回収後)

・粘性200～300mPa・s
・固形分濃度約10wt%
・回収率(計算値)90%

※1度で回収できない場合は
複数回、着脱を繰り返し実施

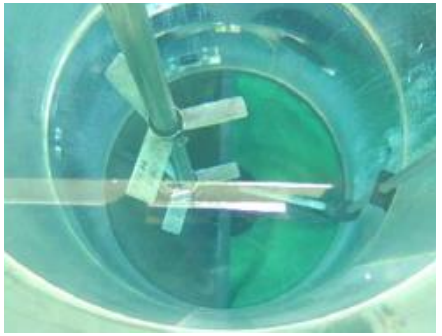
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.678

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ 沈降分離試験装置の各機構の動作性確認試験結果

No.	機構	検証事項	検証結果
1	ゲート弁	スラッジ噛み込みの有無	沈殿スラッジをゲート弁に干渉させた状態で、200回の開閉操作実施後もゲート弁は正常に動作することを確認した。 大粒子のみを投入した試験において、過負荷によりゲート弁が停止する現象を確認。粒径が大きく固い炭化タングステン粒子がゲート弁摺動部に噛込んだことが原因と推定される。 →ゲート弁については、検討要
2		回収容器取り外し後の液だれの有無	ゲート弁の摺動試験中、50回の弁開閉ごとに回収容器を取り外し、液だれの有無を確認したが、液だれは確認されなかった。
3	沈降分離槽底部円錐部	沈殿スラッジの堆積の有無	沈殿スラッジの円錐部(水平からの角度60°)への堆積は確認されなかった。
4	回収容器	沈殿スラッジの回収	粒子投入量に対して、回収容器への回収率は約90%となった。未回収の粒子については上澄液への残留および、上澄液払い出し時に沈殿スラッジが同伴したものと推測。
5		複数回に分割しての沈殿スラッジの回収	沈殿スラッジの容積が回収容器容積を超えた状態で、ゲート弁を閉として回収容器を取り外し、その後新規品を取り付けるというプロセスにより、スラッジを払い出すことに成功した。
6	加振器	沈降分離槽底部円錐部の堆積スラッジの回収容器への収納	円錐部にスラッジが堆積しなかったため未検証。 スラッジの堆積がない状態で動作確認のみ実施。
7	スクレーパ	沈降分離槽底部円錐部の堆積スラッジの回収容器への収納	円錐部にスラッジが堆積しなかったため未検証。 スラッジの堆積がない状態で動作確認のみ実施。
8	濁度計器	レーザー強度による廃液の濁度測定	濁度が100度を超える領域では、レーザー光が透過せず計測が困難。濁度100度以下の範囲では、レーザー光強度と濁度に相関関係が確認された。
9	スラッジ回収ポンプ	上部からの沈殿スラッジ抜出	上部から配管を挿入し、回収容器内に堆積したスラッジを抜き出すことに成功した。2回試行し、抜出の所要時間は8.5minと5.5min。



凝集沈降処理後の
沈降分離槽底部の外観



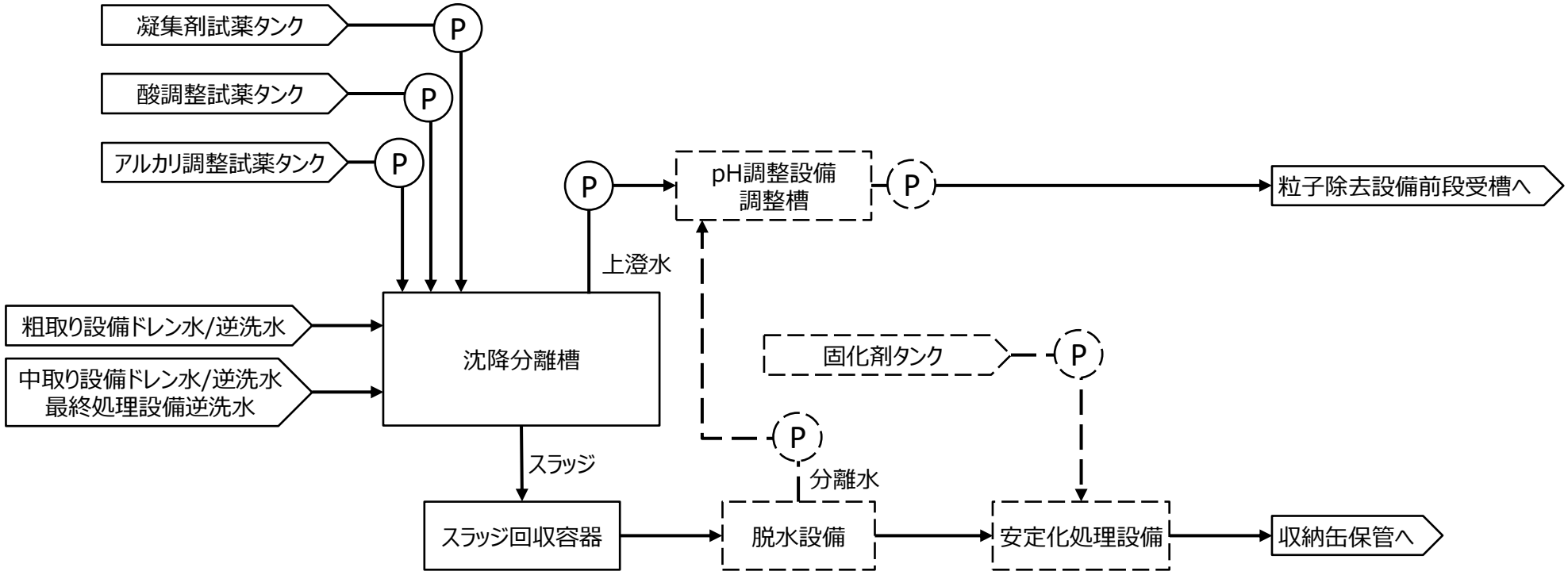
摺動試験終了直後のゲート弁の外観

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.679

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

- 非溶解性核種除去設備より発生するドレン水・逆洗水は沈降分離槽にて受け入れる。
- スラッジ回収システムとして設置する沈降分離槽は、粗取り系統より発生するドレン水・逆洗水処理用と、中取り・最終処理系統より発生するドレン水・逆洗水処理用の2つの沈降分離槽を設置する。
- 付帯設備として凝集剤試薬・酸試薬・アルカリ試薬の3つの供給設備を設置する。
- 凝集沈降処理により、受入廃液をスラッジ(凝集沈殿物)と上澄水に分離する。
- 凝集沈降処理したスラッジは回収容器に収容し、脱水・安定化処理を実施後、収納缶保管ラインへ払い出される。適用する脱水技術・安定化技術およびそれらの必要性については、今後の検討課題である。
- 分離された上澄水は、pH調整設備での中和処理後、粒子除去設備前段の受槽へ払い出される。



※点線表記は適用技術について検討要な設備

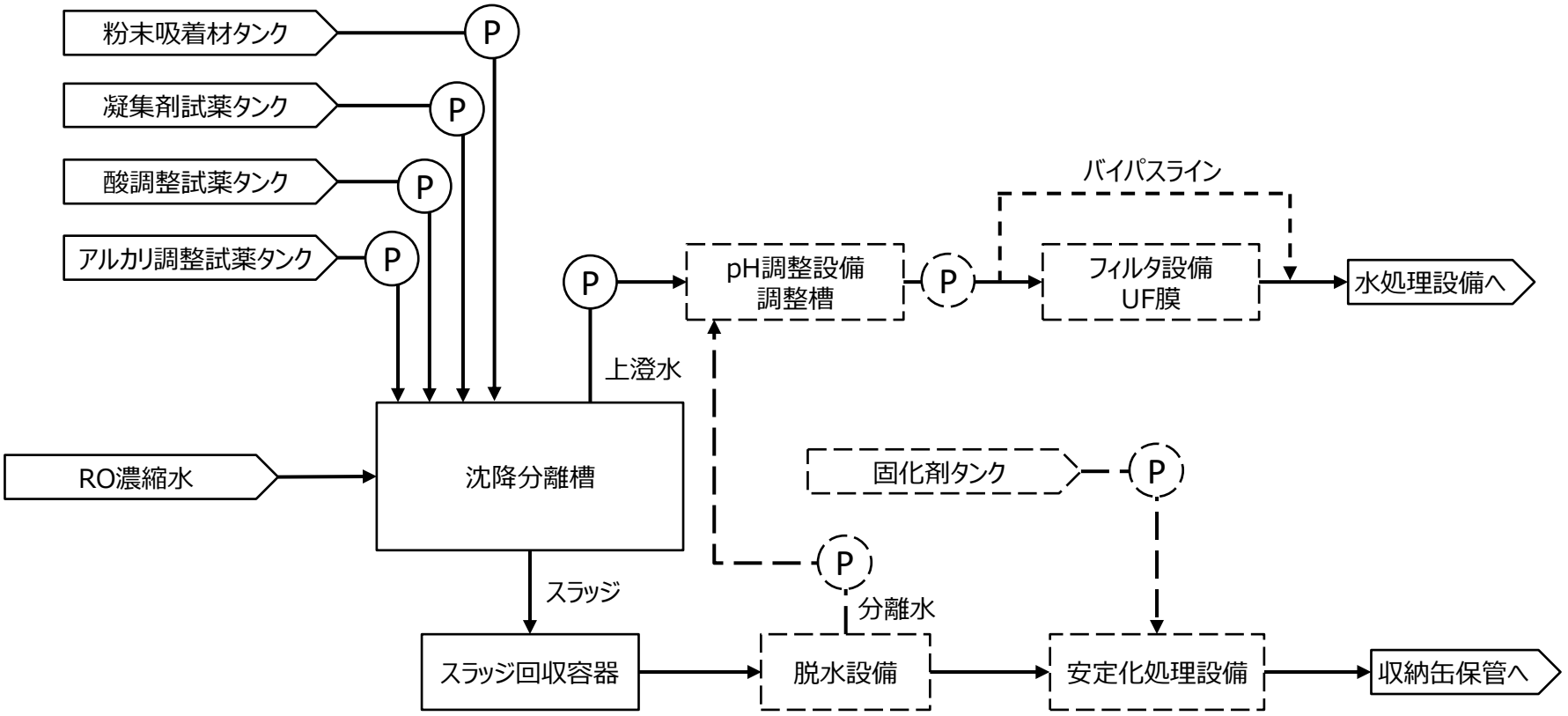
図. ドレン水・逆洗水処理用スラッジ回収設備(沈降分離設備)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.680

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

- 溶解性核種除去設備のうちRO膜より発生するRO濃縮水は、沈降分離槽にて受け入れる。
- 付帯設備として粉末吸着材・凝集剤試薬・酸試薬・アルカリ試薬の4つの供給設備を設置する。
- 吸着処理により受入廃液中のα核種をスラッジ化処理後、凝集沈降処理によりスラッジ(凝集沈殿物)と上澄水に分離する。
- 凝集沈降処理したスラッジは回収容器に収容し、脱水・安定化処理を実施後、収納缶保管ラインへ払い出される。適用する脱水技術・安定化技術およびその必要性については、今後の検討課題である。
- 分離された上澄水は、pH調整設備での中和処理およびUF膜相当のフィルタ通水後、水処理設備へ払い出される。



※点線表記は適用技術について検討要な設備

図. RO濃縮水処理用スラッジ回収設備(沈降分離設備)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.681

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ スラッジ回収システムの運用

要素試験結果を考慮し、燃料デブリ取り出し作業期間のスラッジ回収システムの運用について検討
下記のプロセスにて1日1バッチの処理が完了する運用を検討

燃料デブリ取り出し作業とスラッジ回収システムの運用サイクルのイメージ

燃料デブリ取り出し作業工程	燃料デブリ加工作業時間 10 h	ツール交換、燃料デブリ回収・収納・移送作業時間 14 h			
	ドレン水・逆洗水・RO濃縮水の払い出しあり	ドレン水・逆洗水・RO濃縮の払い出しなし			
沈降分離槽の運用工程	ドレン水・逆洗水・RO濃縮水受入 10 h	凝集沈殿処理 2 h※1	静置 7～8 h※2	上澄液払い出し 10～15 min	沈殿スラッジ払い出し 2 h※3

※1 装置試験では凝集剤処理、pH調整の各ステップを30min程度で実施
※2 試験結果からは最大で約6 h静置する必要があると想定される沈降性が良いケースでは約10 min
※3 1回の払い出しに掛かる時間は30min程度であり、複数回に分けて払い出すことを想定し4回分の時間を想定

凝集沈殿処理のプロセス

ドレン水・逆洗水処理用沈降分離槽	凝集剤添加	撹拌 20～30 min	pH調整剤添加	撹拌 20～30 min		
RO濃縮水処理用沈降分離槽	粉末吸着材添加	撹拌(吸着処理) 30～60 min	凝集剤添加	撹拌 20～30 min	pH調整剤添加	撹拌 20～30 min

上記運転パターンは、燃料デブリ取り出し加工が10h連続的に実施されると仮定した場合の一例である。
燃料デブリ取り出し加工が断続的に実施される場合は、下記のような系統構成とすることにより対応する。
また、静置時間が上記よりも必要になる場合や、その他の作業に想定より時間を要する場合も、同様の対策を実施する。

- 沈降分離槽を複数統設置し、交互受入方式により数日で1バッチ処理が完了するような構成とする
- 前段にバッファタンクを設けて廃液を受け入れ、燃料デブリ加工作業時間も凝集沈殿処理が可能な構成とする

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.682

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ スラッジ回収設備の仕様および発生する廃液・2次廃棄物量の検討

粒子除去設備発生廃液処理用沈降分離槽　性能評価結果まとめ

設備	廃液払い出し元機器				想定受入廃液量	処理流量要求	タンク容量	処理時間	回収率	濃縮倍率	発生スラッジ量
					m3/year	m3/day	m3/基	h/1バッチ	%	倍	m3/year
粗取り廃液処理用	粗取り系統		オートストレーナ	間欠ドレン	167	1.1	1.4	14h以内（静置時間含む）	50～90	18	11
中取り廃液最終処理廃液処理用	パターン1	中取り系統	金属焼結フィルタ		815	5.4	6.8				54
		最終処理系統	UF膜	0.05μm	48.2						
	パターン2	中取り系統	バグフィルタ		－	0.4	0.5				4
		最終処理系統	UF膜	0.05μm	48.2						
	パターン3	中取り系統	-		－	0.7	0.9				7
		最終処理系統	UF膜	0.05μm	98.6						
合計	パターン1				1030.2	6.5	8.2	－	－	－	65
	パターン2				215.2	1.5	1.9	－	－	－	15
	パターン3				265.6	1.8	2.3	－	－	－	18

RO濃縮水処理用沈降分離槽 性能評価結果まとめ

設備	廃液払い出し元機器	想定受入廃液量	処理流量要求	タンク容量	処理時間	回収率	濃縮倍率	発生スラッジ量
		m3/year	m3/day	m3/基	h/1バッチ	%	倍	m3/year
RO濃縮水処理用	RO膜装置	2750	17.2	21.5	14h以内（静置時間含む）	50～90	10	310

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【2)(ii)② PCV内から回収された堆積物等の処理技術】 No.683

b. 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

➢ 開発成果

- 粒子除去設備から発生するドレン水・逆洗水および、RO膜装置から発生するRO濃縮水中よりスラッジを回収する技術として、沈降分離処理を選定し、要素試験(ビーカー規模試験・試験装置試験)により実機適用性を評価した。
- 適用可能と想定される凝集剤として、硫酸アルミニウムや高塩基PACを選定した。
- 凝集沈殿処理後に発生する上澄液・沈殿スラッジの物性データを取得した。
- 沈降分離槽の各機構について、試験装置を使用し動作性を確認した。
- スラッジ回収設備のシステムの系統構成、運用方法、設備規模、廃棄物発生量などについて検討した。

➢ 今後の展望

- 本開発成果をエンジニアリング側にインプットし、スラッジ回収システムに関する設計検討を継続する

➢ 課題整理

- 沈降分離設備の保守・メンテナンス方法についての具体化検討
- 凝集沈殿スラッジの脱水・安定化処理技術の開発
- 実液(燃料デブリ粒子)を用いた沈降分離処理の検証試験

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

2）燃料デブリ取り扱い技術の開発

(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

PCV内から取り出されたものを、燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術を調査する。

仕分けを行うための方法について検討し、実現性の評価について、「燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発」及び「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」等の関連事業とともに実施する。

① 仕分けに関するシナリオ策定に向けた検討

・前提条件（仕分け要求）の整理し、仕分け要求フローを検討した。

② 仕分けに必要な技術の検討

・各仕分け判定方法の適用場所を整理し、技術調査の要否を検討した。

・技術調査を実施し、仕分けへの適用可能性を検討した。

③ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価

・技術調査結果を基に、各仕分けポイントの技術的な実現性を評価し、実現性を考慮した仕分けシナリオを策定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

- 開発の目的
  - 燃料デブリとして保管する量を低減するため、燃料デブリと放射性廃棄物を仕分け（分別）
  - 燃料デブリと放射性廃棄物が仕分けできる技術の実現可能性の評価
- 解決すべき課題
  - 燃料デブリ/放射性廃棄物の仕分け方法の導出
  - 燃料デブリ/放射性廃棄物の仕分け手順（シナリオ）及び仕分け実施場所が未定
- 開発の進め方
  - 取り出し、移送、保管の観点から、仕分けに関する要件を整理
  - 要件の整理結果から、燃料デブリの仕分け方法案を設定
  - 燃料デブリの仕分けに必要な処置及び計測技術を特定
  - 燃料デブリの仕分けに必要な処置及び計測技術に関する調査
  - 燃料デブリの仕分けのシナリオ案及び実施場所案の設定
  - 燃料デブリ/放射性廃棄物の仕分けに必要な開発課題と難易度の整理
- 得られる成果
  - 燃料デブリ/放射性廃棄物の仕分け方法の設定
  - 燃料デブリ/放射性廃棄物の仕分けに必要な開発課題の特定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 検討フロー

各事業からの仕分け要求の調査	目的、対象、仕分け内容、実施方法、実施場所、必要な技術、要求側で想定する課題、関連する事業などをアンケート調査
↓	
仕分け要求の分類と整理	以下に分類・整理して検討対象を設定 ①各事業内で検討する要件 ②取合い条件として設計で検討する要件 } 検討対象外 ③検討対象とする仕分け要件
↓	
仕分け要求フローの検討	仕分け要件と実施場所から考えられるすべての仕分け要求ポイントを論理的に、機械的に並べたフロー図を作成
↓	
仕分けシナリオ案の整理	各仕分けポイントの得失評価、技術的な実現性の想定を基に、仕分け要求フロー図から複数の仕分けシナリオ案を作成
↓	
仕分けに必要な計測技術の特定	判定方法として必要な計測技術について、バックグラウンドの大小の観点で実施場所を分類し、技術調査対象を特定
↓	
技術調査	目視(画像)判定技術、PCV内核物質分布推定技術、核物質測定技術の調査を行い、適用可能性を評価
↓	
燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価	技術調査結果を基に、各仕分けポイントの技術的な実現性を評価し、実現性を考慮した仕分けシナリオを策定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 開発工程

【凡例】計画: 実績:

検討項目	2019年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主なマイルストーン							中間報告 ▼					年度末報告 ▼
1. 前提条件と仕分シナリオ案の整理												
2. 燃料デブリの仕分に必要な技術の調査												
3. 燃料デブリの仕分シナリオの実現性評価												
4. 結果纏め												
備　考												

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 前提条件(仕分け要求)の整理

抽出した仕分け要求の中から、検討対象とする仕分けの要件(目的、対象物、仕分けの実施場所、判定方法、判定基準、想定される課題、仕分けの得失等)を整理した。

●検討対象とする仕分け要求

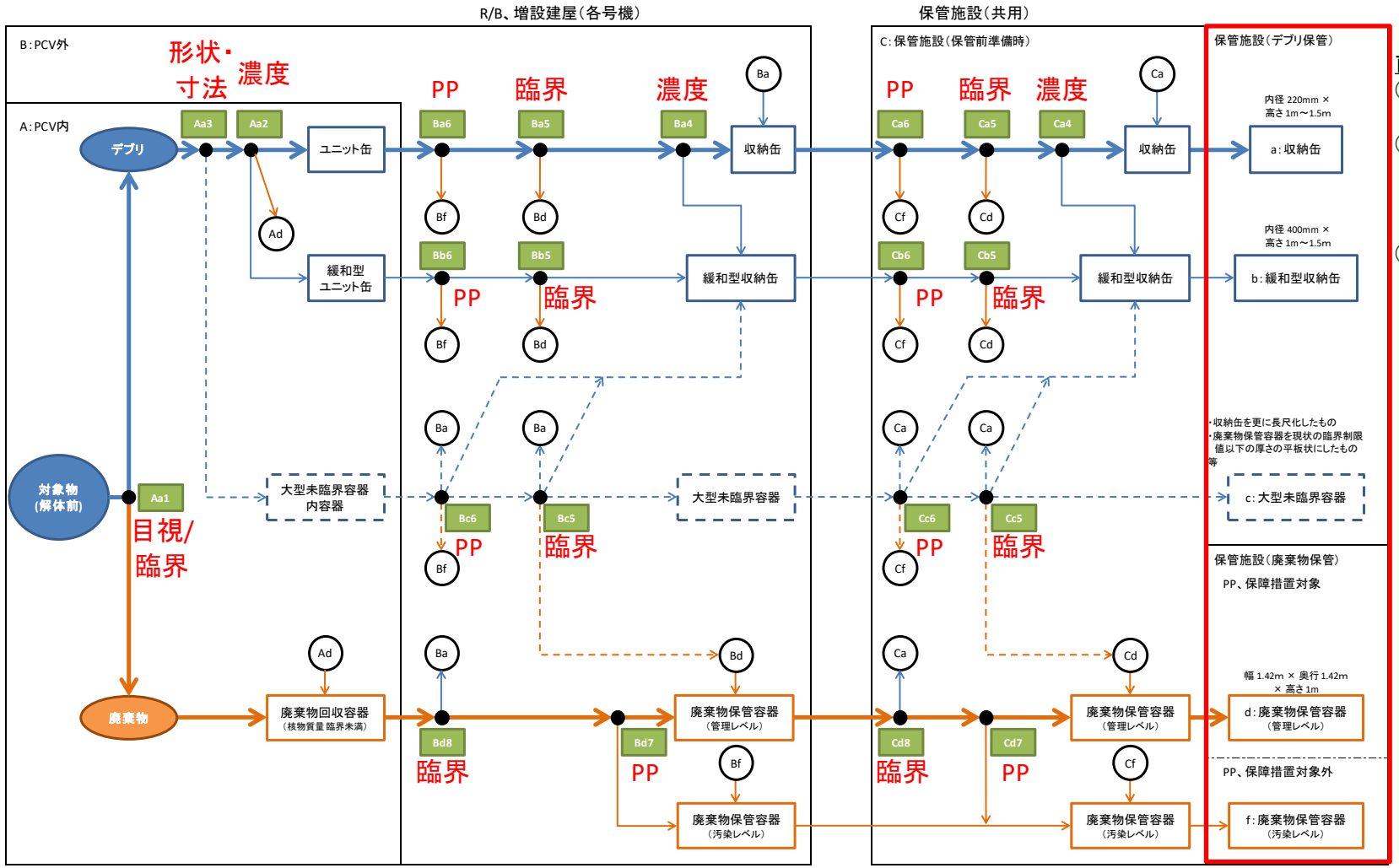
番号	目的	趣旨、仕分け内容	仕分けの実施場所	必要な技術
1	臨界安全の確保	有意な核燃料物質を含むものは形状管理の容器(収納缶)に収納して臨界安全を確保	A:PCV内	目視(画像)判定/核物質分布推定/臨界安全管理用核物質測定
2	取り出しスループットの向上	核物質量が小さい回収物は収納缶より大型の緩和型収納缶に収納	A:PCV内	核分裂性物質濃度測定用核物質測定
3		対象物大の回収物は大型未臨界容器に収納	A:PCV内	目視による形状・寸法の把握
4	燃料デブリ保管規模の縮小	核物質量が小さい回収物は収納缶より大型の緩和型収納缶に収納	B:各号機 PCV外 C:保管施設	核分裂性物質濃度測定用核物質測定
5		核物質量が小さい回収物は廃棄物容器に収納		臨界安全管理用核物質測定
6		保障措置対象外の回収物は廃棄物容器に収納		PP、保障措置の終了判断用核物質測定
7	廃棄物の保管・管理の合理化	保障措置対象と保障措置対象外の廃棄物を分別	B:各号機 PCV外 C:保管施設	PP、保障措置の終了判断用核物質測定
8		廃棄物に未臨界の制限値を超えない核物質量しか含まれていないことを確認	A:PCV内 B:各号機 PCV外 C:保管施設	臨界安全管理用核物質測定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分に関するシナリオ策定に向けた検討結果の概要（仕分け要求フロー図）

仕分け要件と実施場所から考えられるすべての仕分け要求ポイントを物流フローにそって、論理的に、機械的に並べたもの



前提条件

① PCV内では、燃料デブリ、廃棄物は内容器に入れられる
② 内容器は、PCV外にてそれぞれ対応する外容器（収納缶、廃棄物保管容器等）に入れられる
③ 大型未臨界容器は従来検討されていない新しい概念なので、点線で表記する

仕分けポイントを●で示す。
仕分けポイントは、仕分けを行う場合の場所と順序を示しており、必ずそのポイントで仕分けを行うことを意味するものではない。
上流側で仕分けが完結した場合は、下流側の仕分けを実施する必要はない。

仕分けポイントの表記法

1桁目：区域記号
2桁目：ライン記号
3桁目：仕分け要件番号

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分に関するシナリオ策定に向けた検討結果の概要

●仕分け分類結果と判定基準(暫定案)

仕分け分類	仕分け要件の番号	判定基準(暫定)				
		(右記のいずれも満足しない)	燃料デブリ中のU-235濃度:1.5wt%相当の反応度以下 *1	収納缶への収納が困難な大きさのもの	核物質量が3.7kg/容器以下 *2	核物質量が、核物質防護対象、保障措置終了となる量(未定)以下
a:収納缶(内径220mm、高さ約1m)	1	○	―	―	―	―
b:緩和型収納缶(内径400mm)	1、2、4	―	○	―	―	―
c:大型未臨界容器 *3	1、3	―	―	○	―	―
d:廃棄物保管容器(管理レベル)	1、5、7、8	―	―	―	○	―
f:廃棄物保管容器(汚染レベル)	1、5、6、7、8	―	―	―	○	○

*1:収納缶PJの過去の評価で、燃料デブリが全てU-235とU-238で構成されると仮定した場合に、燃料デブリに占めるU-235の重量割合1.7wt%程度以下であれば、内径400mmの収納缶が適用できるという結果が得られていることから、この1.7wt%に余裕を見込んで1.5wt%と設定
*2:保管時の配置・段積み等を考慮して、最小臨界量(約30kg)を8個の廃棄物保管容器で等分して設定
*3:大型未臨界容器については、アイデア段階であり、具体的な仕様は未設定

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果（技術調査対象の特定）

仕分け要件整理で抽出した判定方法について、判定の難易度に影響するバックグラウンドの大小の観点で実施場所を分類し、それぞれ技術調査の対象該否を設定した。（下表の○が調査対象）

No.	判定（測定）技術	適用場所及びバックグラウンドの目安			備考
		A：PCV内（内容器収納前） 数10～数100 Sv/h	B：各号機 PCV外（RB、増設建屋） 数mSv/h レベル	C：保管施設（保管前準備時） 500 μSv/h 以下（アンバー区域）	
1	目視（画像）判定 ・識別見本*1による照合 ・画像処理判定（AI含む）	○ （1－A）	○ （1－B）	○ （1－C）	*1) 構造材の形状データ等、目視判定の判断材料となるもの
2	PCV内核物質分布推定	○ （2－A）			事故時挙動解析、サンプリング分析結果から分布図を作成 ⇒ 直接、分布を測定する技術を調査
3	核物質測定（核種、濃度）				
	①核分裂性物質濃度測定用	○ （3①－A）	○ （3①－B）	○ （3①－C）	・緩和型収納缶への収納可否判断用
	②臨界安全管理用	○ （3②－A）	○ （3②－B）	○ （3②－C）	・廃棄物保管容器への収納可否判断用
	③PP、保障措置の終了判断用		○ （3③－B）	○ （3③－C）	・PP、保障措置対象の判断用

注）下段の記号は、調査技術の適用場所を示すため、判定（測定）技術の番号と適用場所の記号（A、B、C）を組み合わせたもの

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果（技術調査対象技術）

既存の判定（測定）技術を調査し、原理、性能、使用環境、装置構成・サイズ、測定時間（測定速度）、使用実績、適用場所、課題を調査票に整理

●：想定するもの

調査対象技術	適用を想定する判定（測定）目的											
	目視（画像）判定			分布推定	濃度測定			臨界安全管理			PP、保障措置	
	1-A	1-B	1-C	2-A	3①-A	3①-B	3①-C	3②-A	3②-B	3②-C	3③-B	3③-C
反射率計測	●	●	●	―	―	―	―	―	―	―	―	―
画像判定	●	●	●	―	―	―	―	―	―	―	―	―
パッシブα線計測	―	―	―	●	●	●	●	●	●	●	―	―
パッシブγ線計測	―	―	―	●	●	●	●	●	●	●	―	―
パッシブ中性子計測	―	―	―	●	●	●	●	●	●	●	―	―
アクティブX線計測	―	―	―	―	●	●	●	●	●	●	―	―
X線透過	―	―	―	―	―	●	●	―	●	●	―	―
宇宙線散乱計測	―	―	―	―	―	●	●	―	●	●	―	―
アクティブ中性子計測	―	―	―	―	―	―	―	―	●	●	●	●
パッシブ中性子計測+γ線計測	―	―	―	―	―	―	―	―	●	●	●	●
パッシブ・アクティブ中性子計測+γ線計測	―	―	―	―	―	―	―	―	●	●	●	●

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果(主な測定技術調査票(1/4))

表-1 測定技術調査票

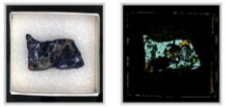
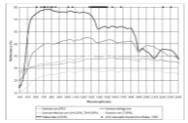
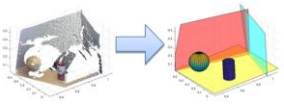
技術名称	反射率計測技術(ハイパースペクトルカメラ)	
原理	・ハイパーカメラで対象表面の反射率分布を取得し、事前測定した各種材料とのスペクトルと比較することで、材質を識別する。 ・得られる情報は表面に限定されるため、比較的損傷の少ない構造物等に適用することで、構造物表面の材質(燃料成分の付着の有無等)を大まかに評価する。  図1:鉱石の材料評価の例 https://www.klv.co.jp/hyperspectral/case_study/case_study06.htmより引用  図2:ウラン鉱石のスペクトル PRELIMINARY STUDY ON THE DETECTION OF RADIOACTIVITY WITH AIRBORNE REMOTE SENSING SYSTEMS より引用	
性能	分解能	・測定対象表面のコンクリート、金属などの大まか組成分布が分かる程度 ・測定対象表面のみのデータになるため、測定対象物の燃料成分の重量やUO2等の割合の測定は不可 ・測定対象物の損傷が比較的少ない場合、その画像と構造物の設計図面を照合することで、測定対象物が何かを推定できる可能性あり
	測定下限値	絶対値での評価は困難
使用環境 (バックグラウンド)	詳細不明(遮蔽体が必要)	
装置構成・サイズ	【装置構成】 ・カメラ及びそれを操作する機構が必要 ・カメラは対放射線性がないため、遮蔽体が必要 ・データはケーブルで伝送する 【サイズ】 ・遮蔽体のサイズ依存するため、対放射線性試験などで評価必要 ・カメラ単体(Headwall社Nano-Hyperspec):約76 × 76 × 120 mm(移動用機構、遮蔽体を除く)  図3:カメラの外観例 (Headwall社Nano-Hyperspec)  図4:構造のイメージ	
測定時間 (測定速度)	1画像あたり、数秒 ※画角はレンズによって異なる。	
使用実績	一般的な鉱石の仕訳実績あり。UO2やデブリの測定実績なし	
適用場所	1A,1B,1C。ただし、容器収納後は蓋を開けるなどの作業が必要	
課題	・対象内部の組成情報が得られない(×) ※表面状態(組成分布)の大まかな確認にのみ使用する場合は△ ・遮蔽体の設計および耐放射線性の評価が必要(△) ・カメラの操作機構の開発が必要(△) ・照明の種類、配置の最適化検討が必要(△) ・水分などによるスペクトルの変動影響評価が必要(△) ・事前にウランなどの測定対象材料のスペクトルデータの作成が必要(△)	

表-2 測定技術調査票

技術名称	画像判定技術(カメラ画像、3D形状を活用した構造物判定)	
原理	・可視カメラで対象の外観を撮影した画像や、レーザー光線によるTOF(タイム・オブ・フライト、Time Of Flight)方式のレーザスキャナーなどで測定した対象の外観形状を構造物の外観写真や図面データなどと比較し構造物の種類を識別する。 ・構造物の外観写真や図面データなどと比較するため損傷の少ない構造物に適用が限定されるが、市販センサ(認識処理は別)で構造物の種類が識別できる可能性がある。  図1:車載カメラによる画像認識の例 https://jp.mathworks.com/discovery/image-recognition.html より引用  図2:形状フィッテイングの例 https://jp.mathworks.com/discovery/image-recognition.html より引用	
性能	分解能	・外観(形状・寸法)に特徴的な違いがある構造物の種別を識別可能 ・外観(形状・寸法)と図面データなどを比較するため、損傷のある対象には適用不可。
	測定下限値	周囲の状況や測定対象に依存。
使用環境 (バックグラウンド)	半導体センサを使用するため、高線量環境では遮蔽体が必要。 耐放射線カメラの場合は、耐放性があるため遮蔽体は不要。	
装置構成・サイズ	【装置構成】 ・カメラ/レーザスキャナー及びそれを操作する機構が必要。 ・外観画像や外観形状から構造物を識別する処理が必要。 ・半導体センサ(カメラ/レーザスキャナー)は耐放射線性がないため、遮蔽体が必要(耐放射線カメラ使用時は除く)。 ・データはケーブルで伝送。 【サイズ】 ・遮蔽体のサイズ依存するため、耐放射線性試験などで評価が必要 ・耐放射線性カメラ単体:約Φ41×250[mm] ・レーザスキャナー単体(FARO社 FOCUS150):約230x183x103mm ※移動用機構、遮蔽体を除く  図3:耐放射線性カメラの外観例 (Diakont社 STS-40M)  図4:レーザスキャナーの外観例 (FARO社 FOCUS150)	
測定時間 (測定速度)	可視カメラ:1画像あたり1秒以下(画角はレンズによって異なる) レーザスキャナー:数分~数十分(測定範囲、測定ピッチによって異なる)	
使用実績	・車載カメラによる画像認識 ・PCV内部調査(3号機)で取得した画像評価の一部	
適用場所	1A	
課題	・損傷のある対象には適用不可(×) ・類似の構造物と識別が不可能な可能性あり(×) ・遮蔽体の設計および耐放射線性の評価が必要(△) ・カメラ/レーザスキャナーの操作機構の開発が必要(△) ・識別処理の検討が必要(△) ・トレーニングデータ(学習データ)が必要(△) ・照明の種類、配置の最適化検討が必要(△)	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果(主な測定技術調査票(2/4))

表-7 測定技術調査票

技術名称	パッシブγ線計測技術(CdTeセンサ)	
原理	・CdTe半導体とγ線との相互作用で生じた電荷量を測定 ・事前に準備した変換係数を用いて、電荷量をCdTe半導体への付与エネルギーに変換 ・エネルギー分布から入射したγ線の放出核種を評価 ・Eu-154由来γ線束の有無やその量から核燃料の有無やその量を推定	
性能	分解能	12.9keV @662keV
	測定下限値	測定時間に依存 例:8.6×10^{-3} /cm^2/s @1274keV
使用環境 (バックグラウンド)	使用済み燃料集合体測定時の実績値:19.4Gy/h	
装置構成・サイズ		
測定時間 (測定速度)	測定環境に依存 例:使用済み燃料集合体測定時の実績:3分以上	
使用実績	・使用済燃料集合体を利用した放射線環境下で動作確認済み ・1F-1PCV内部詳細調査でROVに搭載して使用予定	
適用場所	・2-A(センサ走査要) ・3②-A、3②-B、3②-C(他技術や事前分析・解析結果と組合せ要)	
課題	・適用環境に応じた遮蔽及びコリメータ設計(△) ・ウラン重量への換算方法(△) ・同位体元素の濃度測定(×:3①-A,B,C) ※他技術や事前分析・解析結果と組合せで測定対象の有無や濃度の高低の推定に使用する場合には△。	

表-16 測定技術調査票

技術名称	パッシブ中性子計測技術(改良型小型B-10センサ)	
原理	・B-10と熱中性子との核反応で生じた荷電粒子のエネルギーに相関を持つ電荷量(波高値)を測定 ・波高値スペクトルを測定し、任意の領域を中性子計測領域と定め、計数値を取得 ・事前に取得した熱中性子感度を利用して計数値から熱中性子束を評価 ・熱中性子束の有無やその量から核燃料の有無やその量を推定	
性能	分解能	ー
	測定下限値	測定時間に依存(熱中性子感度:0.2 cps/nv)
使用環境 (バックグラウンド)	線量率耐性:650Gy/h 累積線量:1MGy以上(付帯ケーブルが制約)	
装置構成・サイズ	外寸:φ7mm×100mm ケーブル:同軸ケーブル1本 	
測定時間 (測定速度)	測定環境に依存 例:使用済み燃料集合体測定時の実績(PCV内部詳細調査PJで実施):1分程度	
使用実績	・使用済燃料集合体を利用した放射線環境下で動作確認済み ・1F-1PCV内部詳細調査でROVに搭載して使用予定	
適用場所	・2-A(センサ走査要) ・3②-A、3②-B、3②-C(他技術や事前分析・解析結果と組合せ要)	
課題	・指向性(中性子減速材やコリメータの搭載性)(△) ・ウラン重量への換算方法(△) ・同位体元素の濃度測定(×:3①-A,B,C) ※他技術や事前分析・解析結果と組合せで測定対象の有無や濃度の高低の推定に使用する場合には△。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果(主な測定技術調査票(3/4))

表-19 測定技術調査票

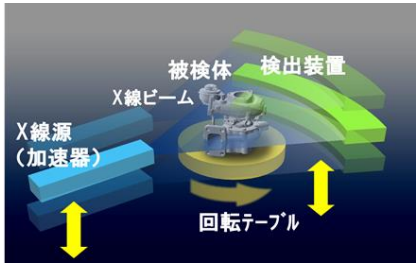
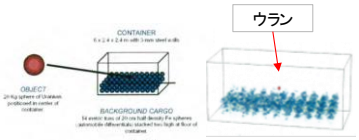
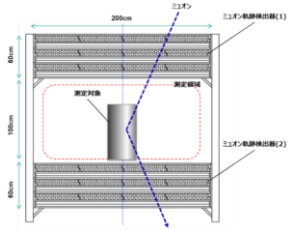
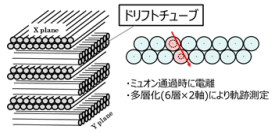
技術名称	X線透過(高エネルギX線CT法)	
原理	・撮像原理は医療用X線CTと同様。 ・測定対象物を回転テーブルにより一回転させて撮像。 ・X線源に加速器(LINAC)を使用することにより，大型構造物，高密度物質の断層撮像が可能。 ※1 http://www.hitachi.co.jp/products/healthcare/products-support/catalog/industrial_ct/pdf/HiXCT-BR-070_j.pdf ※2 上坂，他：日本原子力学会2019秋の大会予稿集	
性能	分解能	画像分解能：0.4mm※1
	測定下限値	-
使用環境 (バックグラウンド)	通常環境程度(各号機PCV外，または保管施設での使用を想定)	
装置構成・サイズ	<以下は，※1関連情報> 構成：X線源(加速器)，回転テーブル，X線検出器(ラインセンサ) サイズ：概略4m×4m(フットプリント，メンテナンスエリア含む) 測定対象物重量：最大100kg程度 測定対象物高さ：最大1000mm程度 X線透過能力：鉄320mm，コンクリート1080mm (9MVのX線源を使用した場合) その他：X線検出器前面にコリメータを設置し，測定誤差(画質劣化)の原因となる散乱線の影響を低減  	
測定時間 (測定速度)	10～15秒/断面(※1)(第3世代撮像(一回転撮像方式)，シングルエネルギ) →ユニット缶(内寸高さ360㎜)を測定対象とした場合，3600～5400秒(約1～1.5時間)	
使用実績	・廃棄物ドラム缶内部状態観察(※1) ・燃料集合体検査(回転＋並進撮像方式) 石見，他：JAEA-Data/Code 2014-012 ・各種非破壊検査(自動車エンジン等機械部品(※1)，橋梁(※2)等)	
適用場所	3①－B、3①－C、3②－B、3②－C	
課題	・単一X線エネルギでの断層像から得られるのは，密度分布情報のみだが，複数のX線エネルギを用いる方法(※2)により元素情報を取得し，ウラン等の核燃料と，鉄，コンクリートを識別できる可能性あり(△) ・同位体識別不可。同位体比測定等，他の計測・評価方法等との組み合わせ要(△) ・デブリ由来のγ線による測定精度への影響低減(△) ・BG低減(△)	

表-20 測定技術調査票

技術名称	宇宙線散乱計測技術(ミュオン散乱法)	
原理	・宇宙線ミュオンが物質を通過するに、通過する物体の原子番号に応じた角度で散乱する特性を利用し、散乱角の大きさ、広がりから物質中の組成を解析する。 ・原子番号が大きい物質ほど散乱角が大きく、鉄などに比べウランを選択的に評価できるが、同位体分析は不可 ・宇宙線を利用するため線源が不要 ・大まかな3次元分布も取得可能  図1 鉄14tonの中の20kgのウラン球を検知 [1]LA-UR-04-3985, Information Extraction from Muon Radiography Data	
性能	分解能	ウラン:直径8cm、重量20kg[1] ※容器の大きさ、環境の空間線量率および測定時間に依存
	測定下限値	ウラン単体の測定では1～10kg程度 ※容器の大きさ、環境の空間線量率および測定時間に依存
使用環境 (バックグラウンド)	可能な限り低バックグラウンドでの使用を前提 ※空間線量率の上限は、検出器の大きさで変わる。	
装置構成・サイズ	【装置構成】 2つのミュオン軌跡検出器から構成され、上段のミュオン軌跡検出器で所得した軌跡と、下段のミュオン軌跡検出器での軌跡から、散乱地点および散乱角を測定する。 【サイズ】 サイズは2.5m×1.5m×3m程度(電源盤、制御盤含まず。) ※環境の線量率や測定時間に依存するため最適化が必要  図2： 装置構成の例  図3 検出器の構成	
測定時間 (測定速度)	1ユニットの測定あたり約数分～1時間[1] ※空間線量率および検出器の有効測定面積で変わる	
使用実績	・セキュリティスキャナ ・低線量下で使用済み燃料入りのキャスク(PWR用MC-10Cask)の測定実績あり Phys. Rev. Applied 9, 044013,"Verification of Spent Nuclear Fuel in Sealed Dry Storage Casks via Measurements of Cosmic-Ray Muon Scattering"	
適用場所	3①－B、3①－C、3②－B、3②－C	
課題	・BGおよびデブリからのγ線の影響でミュオンの測定効率が低下する。遮蔽体を追加するとγ線の影響は低減可能だが、燃料の検知精度が低下するため、最適化の検討が必要(△) ・同位体の識別、濃縮度が測定できないため、平均濃縮度等から導出する方法の検討が必要(△) ※同位体比や、燃焼度が測定できる手法(燃焼度モニタなど)と組み合わせることで、測定精度、確度の向上の可能性あり。 ・1F環境下(放射線、粉塵、振動など)での長期的な運用、メンテナンス方法の検討が必要(△)	

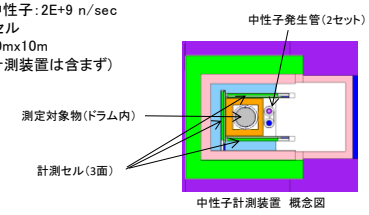
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 仕分けに必要な技術の検討結果(主な測定技術調査票(4/4))

表-21 測定技術調査票

技術名称	アクティブ中性子計測技術(高速中性子直接問いかけ(FNDI)法)	
原理	①中性子発生装置から高速中性子を試料に照射 ②試料及び計測装置の体系内で熱中性子に減速される。 ③試料内に含まれる核分裂性物質が核分裂を誘発し即発中性子が放出される。 ④計測体系に設置された中性子検出器により計測される。 ⑤核分裂中性子の消滅時間と計測により核物質量を計算評価する。	
性能	分解能	核物質(U-235,Pu-239,Pu241)の総量が計測可能 比較的短時間で計測可能。 高速中性子を使用するために、大型で高密度の容器に適用できる。 分可能に関しては不明。
	測定下限値	不明
使用環境 (バックグラウンド)	可能な限り低バックグランドでの使用を前提とする。	
装置構成・サイズ	構成設備 ①中性子検出器バンク(中性子検出器、減速材等含む) ②中性子発生装置(DT管) ③信号処理部 ④計算評価用計算機 デブリ収納缶の周辺に検出器バンクを設置する構造であり、また高速中性子を減速させるための減速材及び中性子発生装置動作時の周辺の放射線レベルを低減するための遮へいを周辺に設ける必要があり、かなり大規模となる。 装置サイズ:2m(W) x 2m(D) x 2.2m(H) 	
測定時間 (測定速度)	要求される検出限界に応じて測定時間が変化する。 一般的に 計測セルのバックグランド計測、収納缶の搬入、計測、搬出の合計で1時間程度。	
使用実績	JAEA 人形峠環境技術センター ウラン廃棄物の計量管理用測定装置(JAWAS-N)	
適用場所	3②-B、3②-C、3③-B、3③-C	
課題	収納缶内のデブリの状況把握が最も大きな課題。(△)	

表-23 測定技術調査票

技術名称	パッシブ・アクティブ中性子計測+γ線計測技術(圧縮減容ドラムを対象としたγスペクトロメトリー及び中性子計測装置)	
原理	1.γスペクトル計測装置 2.Passive中性子計測装置 3.Active中性子計測装置 で得られる計測結果の基づく a.全U及び全Pu量評価 b.Alpha Activity (Pu,Cm,全α) c.Beta Activity (Cs137,Sr90-Y90,Pu241) d.崩壊熱 を評価する。	
性能	分解能	核分裂性物質量 ・計測結果から得られる統計誤差:約10% ・校正誤差:約30%
	測定下限値	検出限界: ・U235+Pu239+Pu241の合計で100mg ・U235+U238+Pu239+Pu241の合計で100g
使用環境 (バックグラウンド)	γスペクトル計測装置は十分に低いバックグランドに抑える必要がある。 中性子計測装置は検出器の特性により検出器周辺で2rad/h以下となるように周辺及び測定対象からのγ線レベルを低減する必要あり。 従って、周辺バックグランドレベルの高い場所は不向き。	
装置構成・サイズ	計測対象ドラム:直径 約1m 高さ 約1.5m γスペクトル計測装置: 高純度Ge検出器 ドラム回転及び上下駆動装置 設置スペース:不明 中性子計測装置: 計測セル3面方向に各83本の中性子検出器(有感長:1000mm) 合計249本 中性子発生装置2セット 発生中性子:2E+9 n/sec 中性子減速材で構成する計測セル 設置スペース:計測セル10mx10mx10m (中性子発生装置付属機器及び計測装置は含まず)  中性子計測装置 概念図	
測定時間 (測定速度)	γスペクトル計測装置:15 ～ 45min 中性子計測装置:45 ～ 60min	
使用実績	La Hague圧縮減容施設	
適用場所	3②-B、3②-C、3③-B、3③-C ただし、装置が大型でありRBへの設置は難しいと思われ、装置に応じた設計が可能となる新増設建屋や保管準備施設への設置が想定される。	
課題	計測対象が再処置工場から排出されるハル・エンドピースであり内容物の素性が明らかである。 一方、燃料デブリに関しては、内容物を特定できないことから密度、材質等の評価に重要なパラメータをどの様に評価するのかが大きな問題となる。 従って、これらの不確定要素を把握するために、tomographyの様な内容物の密度、分布の状態等を推定評価できる計装装置の追加設置が必要となる可能性が高い。(△) その結果、装置の規模が大きくなることが予想される。(△)	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果

●調査技術ごとの評価(1/3)

○:適用が見込める
△:実現の可能性がある
×:現段階で、実現性に乏しい
ー:対象外

A:PCV内(内容器収納前)
B:各号機 PCV外(RB、増設建屋)
C:保管施設(保管前準備時)

調査対象技術	性能 ①分解能 ②測定下限値	主な仕様 ①耐放性または使用環境実績 ②機器サイズ ③測定時間	主な課題点	[1] 目視(画像)判定	[2] PCV内核物質分布推定	[3①] 核分裂性物質濃度測定用	[3②] 臨界安全管理用	[3③] PP、保障措置の終了判断用
						燃料デブリ中のU-235濃度:1.5wt%相当の反応度以下	核物質量3.7kg/容器以下	未定
反射率計測	①表面の大まか組成分布が分かる程度 ②絶対値での評価は困難	①詳細不明(遮へい体が必要) ②76×76×120mm ③1画像あたり、数秒	・対象内部の情報が得られない ・測定対象材料のスペクトルデータ作成	*1 A:× B:× C:×	—	—	—	—
画像判定	①特徴的な違いがある構造物の種類を識別可能 ②—	①遮へい体が必要 ②約230×183×103mm ③カメラ:1画像あたり1秒以下、レーザスキャナ:～数10分	・損傷のある対象には適用不可 ・学習データが必要	*2 A:△ B:△ C:△	—	—	—	—
パッシブα線計測(アルファカメラ)	*3 ①位置分解能:2cm程度 ②アルファ放射能:4Bq/cm^2	①詳細不明(遮へい体が必要)*3 ②400×300×250mm ③1画像あたり、数秒から数分最大1000秒程度	・高線量γ線、β線発光の影響 ・対象内部の情報が得られない	—	*1 A:×	—	—	—
パッシブα線計測	①— ②測定時間に依存	①線量率耐性:350Gy/h ②センササイズ3×3mm ③測定環境に依存	・α線感度 ・ウラン重量への換算方法 ・同位体濃度測定	—	*1 *4 A:△	A:× B:× C:×	*1 *4 A:△ B:× C:×	—

*1:対象表面の情報取得は可能性あり
*2:核燃料の特定は不可。ただし、形状計測などで仕分けのサポートへは適用できる可能性あり
*3:固体廃棄物PJで開発中。暫定値
*4:他センサや手法との組合せ要

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果

●調査技術ごとの評価(2/3)

○:適用が見込める
△:実現の可能性がある
×:現段階で、実現性に乏しい
ー:対象外

A : PCV内(内容器収納前)
B : 各号機 PCV外(RB、増設建屋)
C : 保管施設(保管前準備時)

調査対象技術	性能 ①分解能 ②測定下限値	主な仕様 ①耐放性または使用環境実績 ②機器サイズ ③測定時間	主な課題点	[1] 目視(画像)判定	[2] PCV内核物質分布推定	[3①] 核分裂性物質濃度測定用	[3②] 臨界安全管理用	[3③] PP、保障措置の終了判断用
						燃料デブリ中のU-235濃度:1.5wt%相当の反応度以下	核物質量3.7kg/容器以下	未定
パッシブγ線計測	①12.9keV @662keV ②測定時間に依存	①19.4Gy/h(使用済み燃料集合体測定時の実績値) ②検出器サイズ Φ7×51mm ③測定環境に依存	・遮へい/コリメータ設計 ・ウラン重量への換算方法 ・同位体濃度測定	―	*4 A:△	A:× B:× C:×	*4 A:△ B:△ C:△	―
パッシブ中性子計測	①ー ②測定時間に依存	①線量率耐性:650Gy/h ②検出器サイズ Φ7×100mm ③測定環境に依存	・指向性 ・ウラン重量への換算方法 ・同位体濃度測定	―	*4 A:△	A:× B:× C:×	*4 A:△ B:△ C:△	―
アクティブX線計測	①― ②μgオーダのウランを検知可能	①ラボ分析前提 ②不明 ③不明	・高BG環境下測定 ・同位体濃度測定 ・サンプル取り出し方法	―	A:×	A:× B:× C:×	A:× B:× C:×	―
X線透過	①画像分解能:0.4mm ②ー	①通常環境程度 ②(フットプリント)4×4m ③10～15秒/断面(ユニット缶:1～1.5Hr)	・ウラン等と鉄・コンクリートの識別 ・BG、燃料デブリ由来のγ線影響低減	―	―	*5 A:― B:△ C:△	*6 A:― B:△ C:△	―

*4:他センサや手法との組合せ要
*5:核物質の重量を推定する。U-235濃度の換算は濃縮度、組成比を仮定する等により再評価する必要あり。
*6:測定対象の総重量等で補正するなどによる再評価の必要あり。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果

●調査技術ごとの評価(3/3)

○:適用が見込める
△:実現の可能性がある
×:現段階で、実現性に乏しい
ー:対象外

A:PCV内(内容器収納前)
B:各号機 PCV外(RB、増設建屋)
C:保管施設(保管前準備時)

調査対象技術	性能 ①分解能 ②測定下限値	主な仕様 ①耐放性または使用環境実績 ②機器サイズ ③測定時間	主な課題点	[1] 目視(画像)判定	[2] PCV内核物質分布推定	[3①] 核分裂性物質濃度測定用	[3②] 臨界安全管理用	[3③] PP、保障措置の終了判断用
						燃料デブリ中のU-235濃度:1.5wt%相当の反応度以下	核物質量3.7kg/容器以下	未定
宇宙線散乱計測	①ウラン:直径8cm、重量20kg *7 ②ウラン単体で1～10kg程度	①空間線量率の上限0.3～0.5mSv/h程度 ②2.5m×1.5m×3m ③1ユニットあたり、数分～1Hr	・BG、燃料デブリからのγ線の影響 ・同位体識別、濃縮度の導出	―	―	*5 A:― B:△ C:△	*6 A:― B:△ C:△	―
アクティブ中性子計測	①不明(核物質総量が計測可能) ②不明	①低BGでの使用を前提 ②2m×2m×2.2m ③1Hr程度(BG計測、搬入、計測、搬出)	・容器内の収納物の状況把握	―	―	―	*8 A:― B:△ C:△	*9 B:△ C:△
パッシブ中性子計測＋γ線計測	①全ての誤差要因を総合的に評価し測定値の30% ②不明	①廃棄物ドラムをマニピュレータで操作できる程度 ②不明 ③不明	・容器内の収納物の状況把握	―	―	―	*8 A:― B:△ C:△	B:× C:×
パッシブ・アクティブ中性子計測＋γ線計測	①統計誤差約10%、校正誤差約30% ②U235+Pu239+Pu241:100mg 上記+U238:100g	①BGの高い場所には不向き ②(設置スペース:計測セル)10m×10m×10m ③γスペクトル計測:15～45分、中性子計測:45～60分	・容器内の収納物の状況把握 ・装置の大型化	―	―	―	*8 A:― B:△ C:△	*8 *9 B:△ C:△

*5:核物質の重量を推定する。U-235濃度の換算は濃縮度、組成比を仮定する等により再評価する必要あり。
*6:測定対象の総重量等で補正するなどによる再評価の必要あり。
*7:遮へい機能付き収納缶に対象を入れた場合の性能
*8:核分裂性物質核種の構成比が既知であることを前提に評価している。⇒燃料デブリでは燃焼度を推測する等の他の計測手法を併用
*9:燃料デブリを測定対象とした場合の検出限界・計測誤差を再評価する必要あり。

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 仕分けに必要な技術の検討結果

●まとめ

○：適用が見込める技術
△：実現の可能性がある技術
×：現段階で、実現可能性のある技術なし

No.	判定（測定）技術	適用場所		
		A：PCV内 （内容器収納前）	B：各号機 PCV外 （RB、増設建屋）	C：保管施設 （保管前準備時）
1	目視（画像）判定	（1－A） △画像判定	（1－B） △画像判定	（1－C） △画像判定
2	PCV内核物質分布推定	（2－A） △パッシブα線計測 △パッシブγ線計測 △パッシブ中性子計測		
3	核物質測定（核種、濃度）			
	①核分裂性物質濃度測定用	（3①－A） ×	（3①－B） △X線透過（高エネルギX線CT法） △宇宙線散乱計測（ミュオン散乱法）	（3①－C） △X線透過（高エネルギX線CT法） △宇宙線散乱計測（ミュオン散乱法）
	②臨界安全管理用	（3②－A） △パッシブα線計測 △パッシブγ線計測 △パッシブ中性子計測	（3②－B） △パッシブγ線計測 △パッシブ中性子計測 △X線透過（高エネルギX線CT法） △宇宙線散乱計測（ミュオン散乱法） △アクティブ中性子計測（FNDI法） △パッシブ中性子計測＋γ線計測 △パッシブ・アクティブ中性子計測＋γ線計測	（3②－C） △パッシブγ線計測 △パッシブ中性子計測 △X線透過（高エネルギX線CT法） △宇宙線散乱計測（ミュオン散乱法） △アクティブ中性子計測（FNDI法） △パッシブ中性子計測＋γ線計測 △パッシブ・アクティブ中性子計測＋γ線計測
	③PP、保障措置の終了判断用	－	（3③－B） △アクティブ中性子計測（FNDI法） △パッシブ・アクティブ中性子計測＋γ線計測	（3③－C） △アクティブ中性子計測（FNDI法） △パッシブ・アクティブ中性子計測＋γ線計測

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの評価）

① 前提条件

- 同一内容の仕分けを複数の場所で行うことは考えない。（上流側で仕分けていれば下流側では仕分けを行わない。）
- 各号機PCV外（RB、増設建屋）よりも保管施設（保管前準備時）の方が低バックグラウンドで、仕分け設備の設置スペース確保は容易であり、仕分け設備の設置性は保管施設側が優位であるとする。
- PCV内では核物質測定が他に比べて難しい可能性があり、PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が目視（画像）判定のみでは対応困難な場合も想定する。

② 実現性を考慮した仕分けシナリオの策定

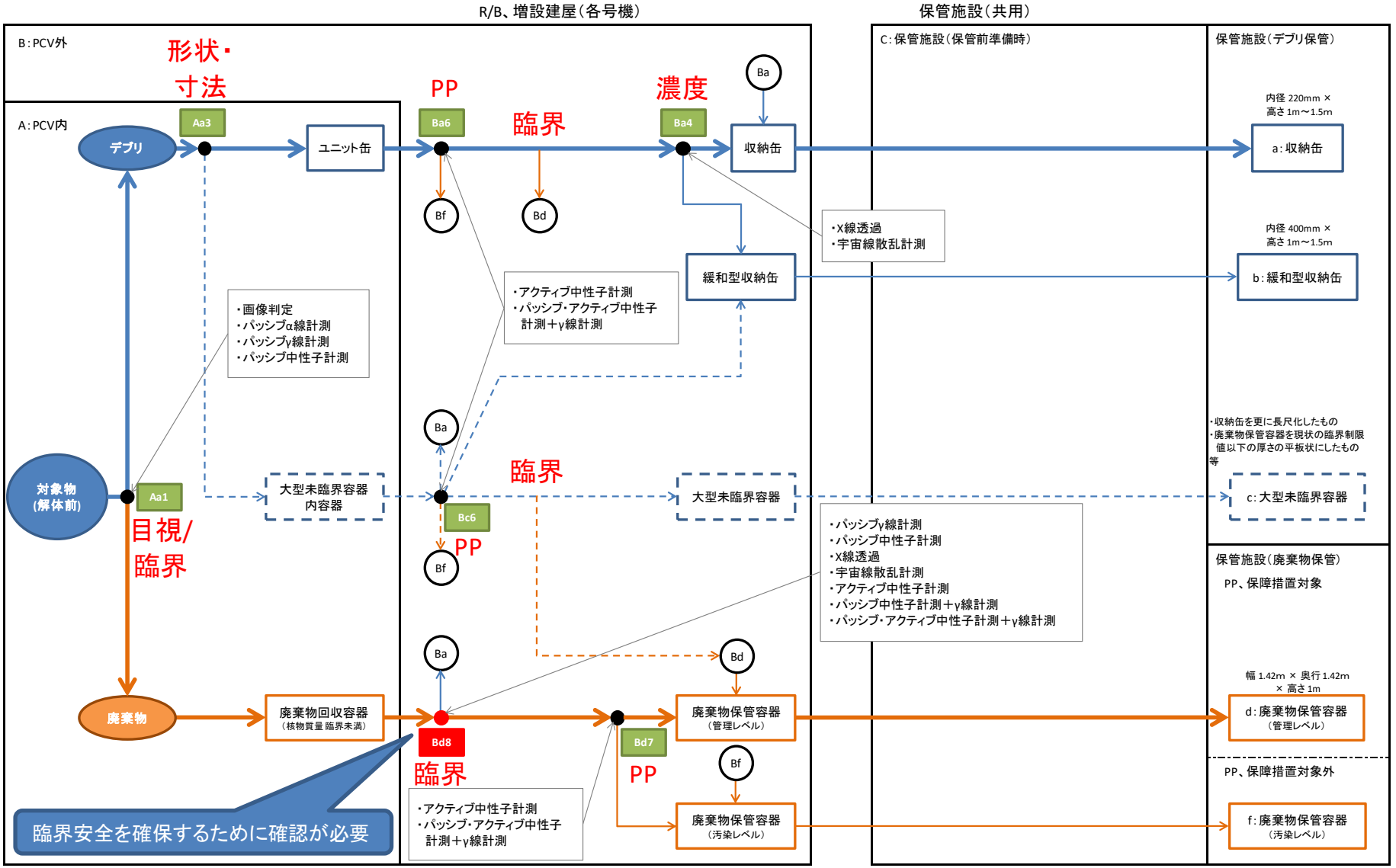
- シナリオA：なるべく早い段階で仕分けるとしたシナリオ
- シナリオB：仕分け設備の設置性を重視したシナリオ
- シナリオC：PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合①（なるべく早い段階で仕分け）
- シナリオD：PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合②（仕分け設備の設置性を重視）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの評価）

シナリオA：なるべく早い段階で仕分けるとしたシナリオ

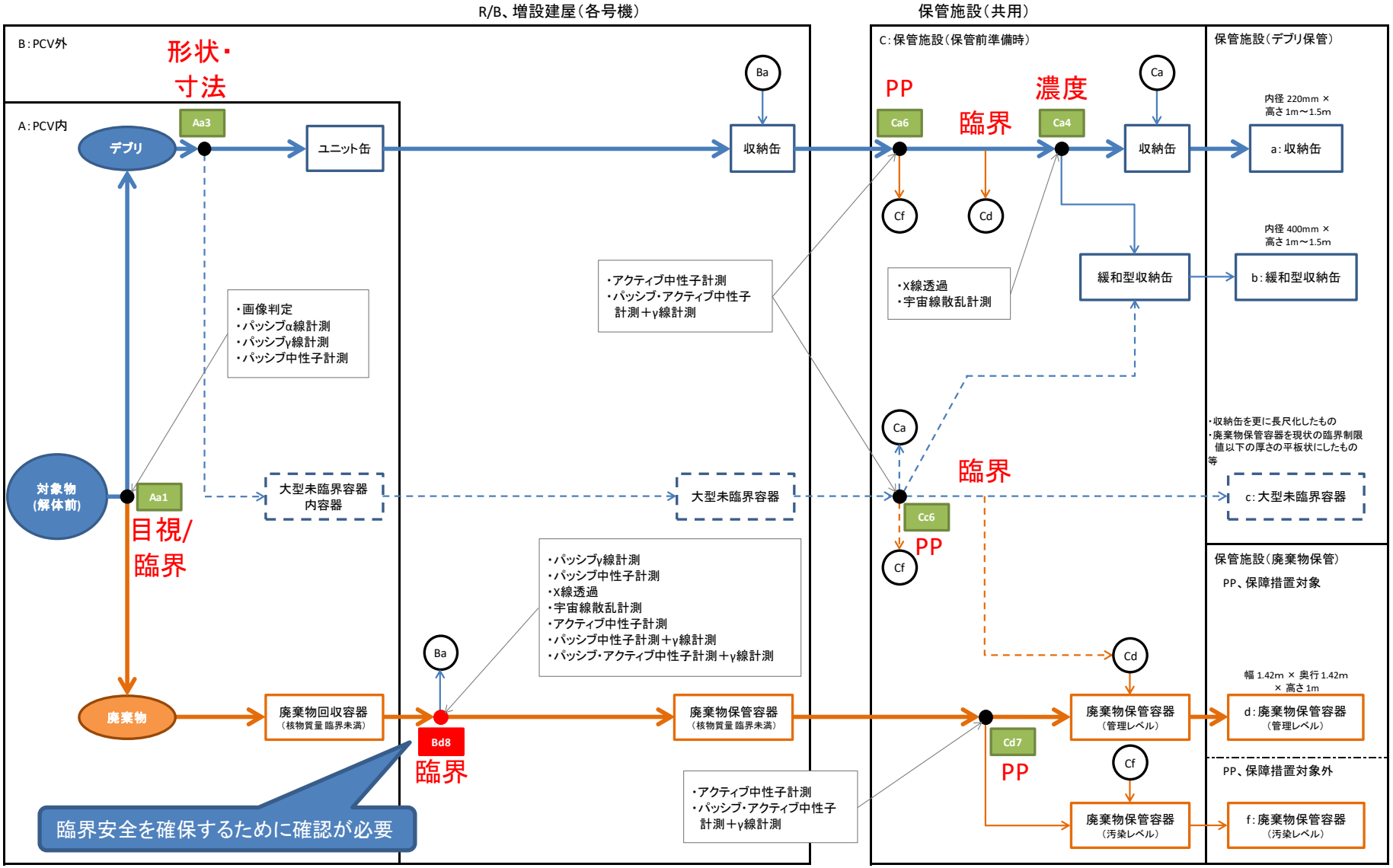


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの評価）

シナリオB：仕分け設備の設置性を重視したシナリオ

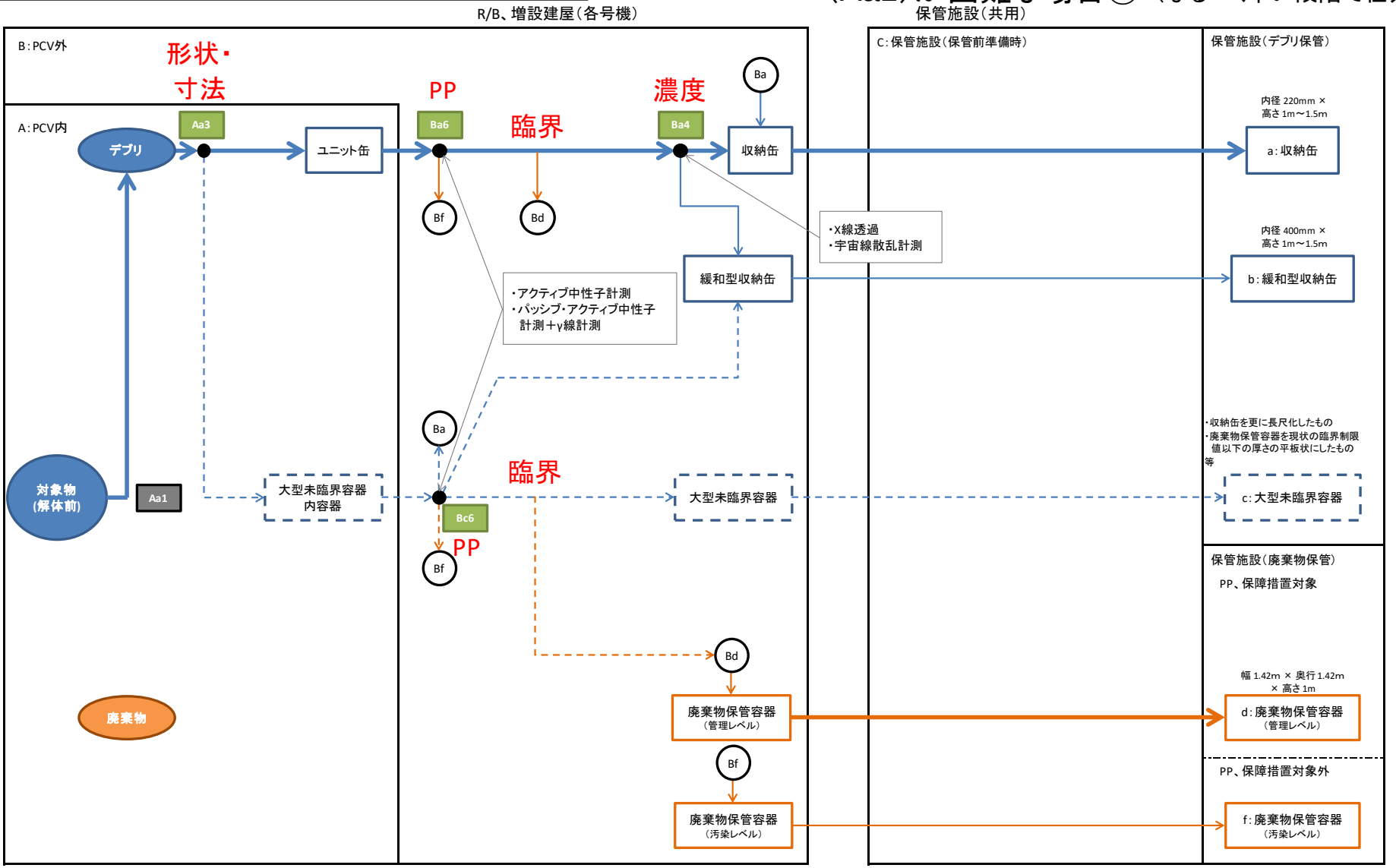


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの評価）

シナリオC：PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合①（なるべく早い段階で仕分け）

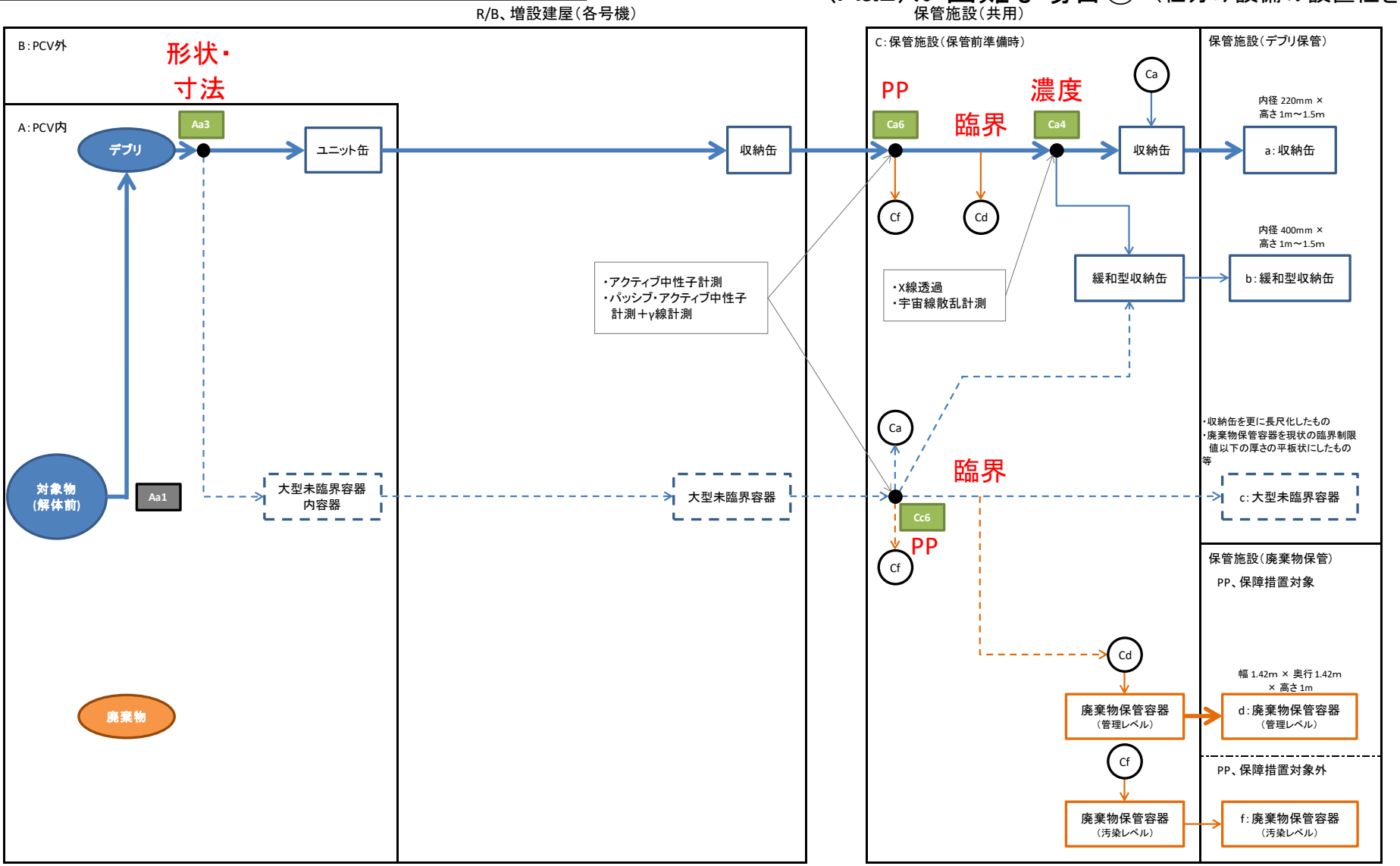


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの評価）

シナリオD：PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合②（仕分け設備の設置性を重視）



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 2)(iii) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 】

■ 燃料デブリの仕分けシナリオの技術的な実現性の評価（仕分けシナリオの比較）

仕分けシナリオ（主な実施場所）		利点	欠点	評価
シナリオA A：PCV内 B：PCV外	なるべく早い段階で仕分け	➢ ホットセルを共用できる ➢ 移送前に仕分けが終わるため、移送物量が最適化できる	➢ 各号機に仕分け設備が必要 ➢ 燃料デブリ取り出し設備と仕分け設備が混在するため設置場所確保に課題が想定される	➢ 移送物量の最適化など仕分けの効果が大きいが設備の設置性に課題が想定される ➢ PCV内仕分けの難易度が高い
シナリオB A：PCV内 C：保管施設	仕分け設備の設置性を重視	➢ 仕分け設備を共用化できる ➢ シナリオAに比べて仕分け設備の設置場所確保が容易	➢ 保管施設にホットセルが必要 ➢ シナリオAに比べて収納缶の移送物量低減効果が低い	➢ 設備の共用化、設置性にメリットあるが収納缶の移送物量低減効果が低い ➢ PCV内仕分けの難易度が高い
シナリオC （B：PCV外）	PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合① （なるべく早い段階で仕分け）	➢ PCV内作業がシナリオA、Bに比べて少ない ➢ シナリオAに比べて仕分けポイントが少ない ➢ （シナリオAの利点と同様）	➢ シナリオA、Bに比べてユニット缶の払い出し量が多い ➢ シナリオAに比べてBa6の処理量が増加 ➢ （シナリオAの欠点と同様）	➢ PCV内での仕分け作業が少ないが設備の設置性に課題が想定される
シナリオD （C：保管施設）	PCV内での燃料デブリ・廃棄物の仕分け（Aa1）が困難な場合② （仕分け設備の設置性を重視）	➢ PCV内作業がシナリオA、Bに比べて少ない ➢ シナリオBに比べて仕分けポイントが少ない ➢ （シナリオBの利点と同様）	➢ シナリオA、Bに比べてユニット缶の払い出し量が多い ➢ シナリオBに比べてCa6の処理量が増加 ➢ 保管施設にホットセルが必要 ➢ 全シナリオの中で収納缶の移送物量が最も多い	➢ PCV内及びPCV外での仕分け作業が最も少なく、難易度は低いがユニット缶の払い出し量や収納缶の移送物量低減効果は低い

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ まとめ（課題と今後の対応）

課題

① 技術調査の結果、現状技術のまま仕分けに適用できる技術はなく、実現の可能性がある技術については、それぞれの課題について、たとえば、測定対象の性状把握を行って測定誤差を補正するなどの対応策が必要である。＜計測技術＞

② PCV内での核物質測定は難易度が高いため、仕分けの実現のためには複数の手法の組み合わせが必要である。＜計測技術＞

③ 廃棄物容器に入れる際には、臨界安全を「担保」するための何らかの確認手段が、安全上必ず求められるはずであり、その計測手段については開発が必要である。＜計測技術＞

④ どのシナリオでも燃料デブリ保管量の低減は可能である。しかし、取り出し作業量の低減のためにはPCV内での仕分けが有効であり、移送物量の低減の効果を高めるためには、より早い段階（PCV内やPCV外）での仕分けが有効である。一方、早い段階での仕分けはバックグラウンドレベルや設置スペースなどの設置性に課題が大きく、相反する結果となる。＜シナリオ＞

⑤ 仕分けそのものはコスト増加要因であり、仕分けによる燃料デブリ保管や廃棄物保管のコスト低減効果との得失を評価する必要がある。＜シナリオ＞

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

■ まとめ（課題と今後の対応）

今後の対応

仕分けの実現に向けて、今後取り組むべき事項

① シナリオ決定には、仕分けの実施や、どの段階で仕分けるかを決める必要がある。これらについては燃料デブリ取り出しの全体計画を踏まえて選定していくべきであり、事業者による検討が求められる。＜シナリオ＞

② 各シナリオで必要となる画像判定技術や核物質測定技術の開発が必要である。公開情報・文献を中心とした技術調査により適用性を判断することは困難であり、今後の開発にあたっては、計測器、遮へい構造、データ解析技術などについて、ベンダーを交えて検討することが重要である。＜計測技術＞

③ 本検討では、仕分けの実施を前提として、シナリオを検討した。今後、仕分け設備仕様の具体化、配置検討、経済性評価などにより、仕分けの有効性を検証していく必要がある。＜シナリオ＞

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

３） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ｉ）閉じ込め機能に関わる要素技術開発

① PCV内でのダスト挙動予測技術

公衆、作業員の安全を確保する観点で、閉じ込め機能は重要である。燃料デブリ加工時に発生するアルファ核種を含むダストのPCV内での挙動の予測に必要なPCV内部の気流解析とエアロゾル挙動の解析技術の組み合わせについて研究開発するとともに、R/B内での挙動予測を行うための解析モデルの拡張に関する開発を行う。これによって、ダスト中のエアロゾル除去効果の予測と適切なモニタリング技術の選定や監視位置の検討を行う。

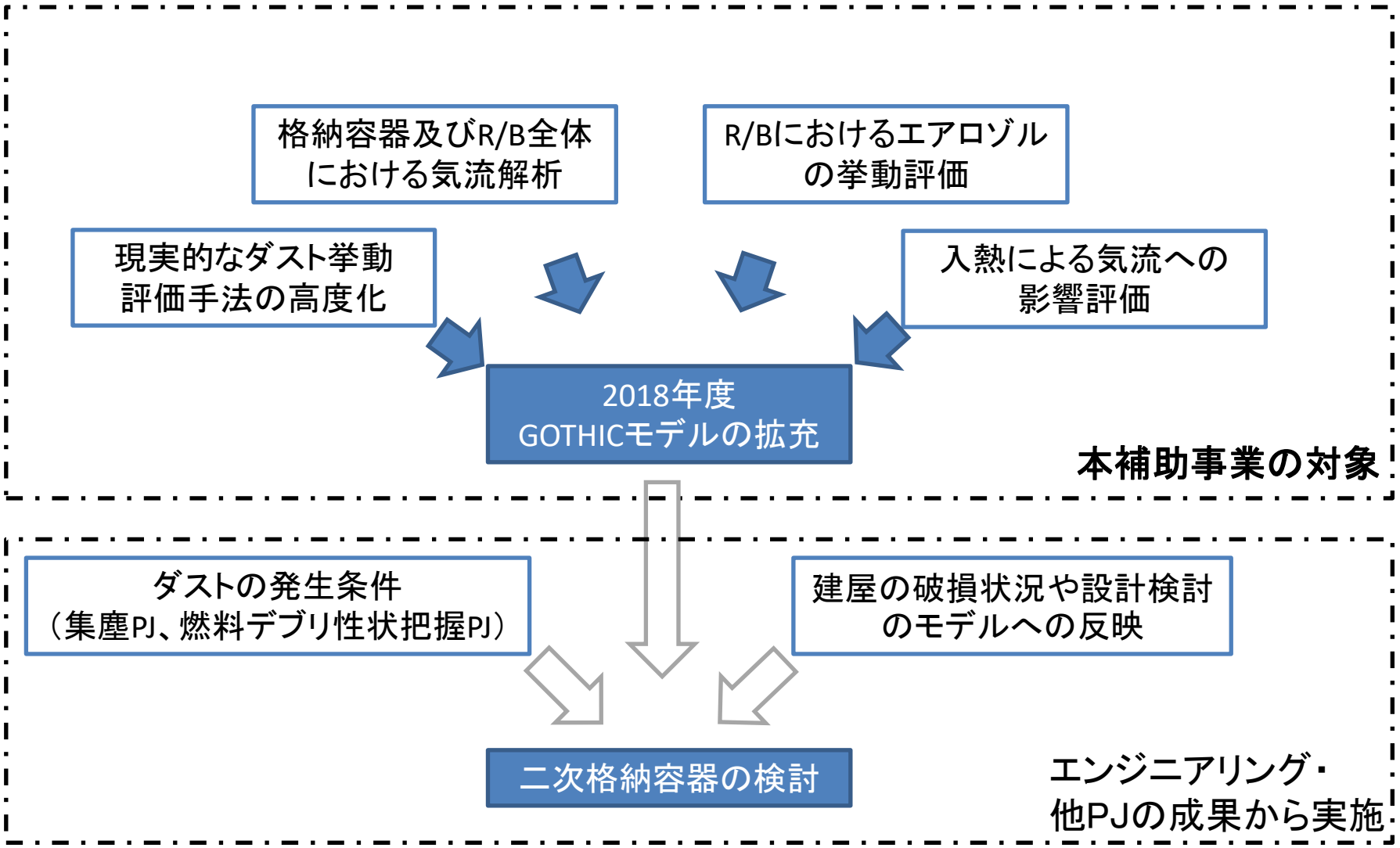
主な開発検討項目として以下を含む。

a.気流解析

- 現実的なダスト挙動評価手法の高度化を実施した。
- 格納容器及びR/B全体における気流解析を実施した。
- 入熱による気流への影響について評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

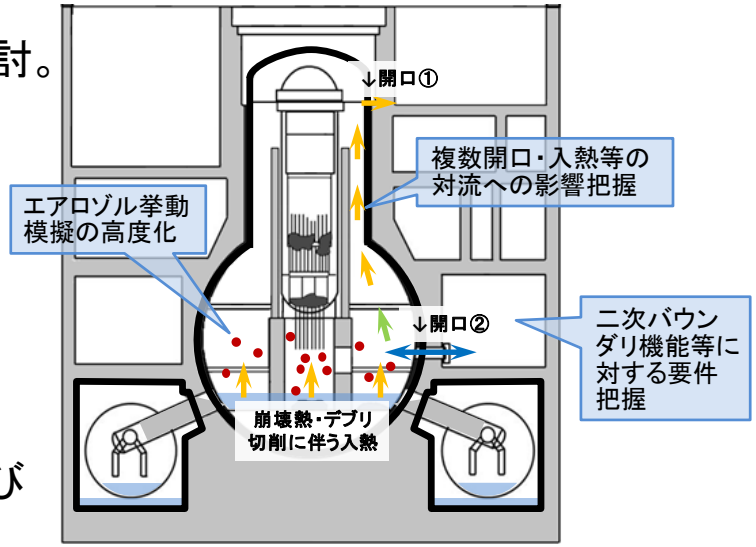


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

- 開発の目的
  - 前期補助事業までの検討において、GOTHICコードによるPCV内でのダスト挙動予測の手法を構築し、系統設計に適用できる可能性を得た。今年度は、昨年度未検討の課題について検討し、以下2項目を達成することを目的とする。
    - 異常時における放射性ダストの閉じ込め機能確保に向けたR/Bの気密性及びガス管理システムの要求仕様(換気率、負圧度)の策定
    - PCVからのダスト異常漏えい発生時において、R/B内のモニタリングにおける公衆及び作業員被ばく低減の観点から有効な監視位置の抽出

- 解決すべき課題
  - エアロゾル除去メカニズムにおいて、再浮遊を考慮した評価手法の検討。
  - R/Bを考慮した気流解析への影響の検討。
  - 崩壊熱／燃料デブリ加工時の入熱による気流への影響の検討。



- 開発の進め方
  - 現実的なダスト挙動評価手法の高度化
  - 格納容器及びR/B全体における気流解析
  - R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価
  - 入熱による気流への影響評価

- 得られる成果
  - 異常時における閉じ込め機能確保のためのR/Bの気密性及びガス管理システムの要求仕様(換気率、負圧度)
  - PCVからの異常漏えい発生時においてR／B内のモニタリングにおける公衆及び作業員被ばく低減の観点から有効な監視位置の抽出

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

■ 開発工程

【凡例】計画: 実績:

検討項目	2019年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主なマイルストーン							中間報告 ▼					年度末報告 ▼
1．現実的なダスト挙動評価手法の高度化												
2．格納容器及びR/B全体における気流解析												
3．R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価												
4．入熱による気流への影響評価												
5．まとめ												
備 考												

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
①現実的なダスト挙動評価手法の高度化(1/5)

✓ 今年度実施事項[I] −重力沈降以外のダスト除去メカニズムを考慮した評価手法の確立−

・重力沈降以外のメカニズムによるダストの除去メカニズムに関わる知見の適用
→GOTHIC各除去メカニズムおよび現象解析モデルを調査した。調査の結果、1F格納容器内環境を考慮すると、重力沈降を適切に考慮することでエアロゾル挙動評価は可能であることがわかった。

・各種除去メカニズムを考慮した上での空間ダスト濃度分布の適切な評価手法の検討を実施
→重力沈降が支配的である場合、空間濃度分布評価においては、メッシュ感度(特に重力の作用方向)が大きい結果。モデルのファインメッシュ化を実施することで空間浮遊ダスト(及び排気移行量)を適切に評価できるようになった。

✓ 今年度実施事項[II] −湿潤環境によるダスト除去効果の確認−

・粒径成長による除去促進効果の確認
→湿潤環境における粒径成長は吸湿性エアロゾルの場合のみであり、燃料デブリ取り出しで発生するダストに吸湿性のものは含まれないと考えられるため、湿潤環境を特に意識する必要はないことが明らかとなった。

・凝縮水落下による除去促進効果の確認
→PCV内部調査で観測されている雨だれ状の落水について、除去効果を検討したが、スプレイによる除去とはならず、効果は小さいことから、考慮の必要はないことが明らかとなった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
①現実的なダスト挙動評価手法の高度化(2/5)

✓ 今年度実施事項[III] -再浮遊を考慮したダスト挙動評価手法の確立-

・再浮遊ダスト挙動を適切に模擬するための手法検討

→GOTHICV8.3の再浮遊モデルは、二相流境界での液滴エントレインメントがモデル化されており、1Fエアロゾル解析では適用できないとの結論。機構論的モデルの組み込みも可能であることが明らかとなったが、流速を見ると、再浮遊が生じないことが明らかとなったため、考慮の必要はないことがわかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

①現実的なダスト挙動評価手法の高度化(3/5)

	メカニズム	環境支配要因	適用性検討	PCV環境	気流解析における取扱い方針
自然除去	重力沈降	なし	2018年度実施の妥当性確認により適用可の結論	ー	自然除去において支配的であり、かつ適用性が確認できているため、GOTHICの当該モデルを常に有効にして評価する。
	慣性衝突	Stokes数（流速ノズル径）	・GOTHICモデルの捕集効率が50%程度となるStk数領域（～0.3）での適用性を確認 ・Stk数が小さいと慣性衝突は発生しにくいが、GOTHICモデルではそのような領域でも除去が計算されるため、非保守的となる傾向 ・ただし、低Stk数領域で評価される捕集効率は極めて小さく（<1E-5）、無視しうる程度であることから影響を及ぼさない	低Stk領域（～1E-5）	・PCV内環境では慣性沈着が生じるような流速とはならないため、GOTHICの当該モデルを無効にして評価する。（有効にしても実質的に問題ないが傾向としては非保守的となるため。） ・高Stk数が想定される状況があれば、影響も大きく、適用性も確認できるため、有効にする。
	拡散沈着	流速	・拡散沈着は壁面近傍（～1E-4m）での現象であり、乱流によりエアロゾルが壁面近傍に輸送されても、拡散沈着の対象となる領域が全空間に対して極めて小さいため、効果は限定的である。 ・GOTHICの拡散モデルは、管内気液二相流（乱流）を想定した試験結果をフィッティングしたモデルを採用しており、大空間におけるドライな状態を模擬したものではない。	配管内等に比べ極めて大空間	・乱流拡散は、作用する領域は限定的であり、大空間においては重力沈降に対して有意に影響することはない。よって、無効にして評価する。 ・配管内乱流等に着目する場合は有効にして評価する。
	熱泳動	温度勾配	・GOTHICではヒートシンク表面で発生する ・GOTHICモデルは媒質ガスの熱運動速度論に基づくモデルであることを確認。このため、広い温度領域で適用可能であると判断 ・ただし、温度差が極めて小さい状況では、重力沈着が支配的となることから影響を及ぼさない ・サブミクロンオーダーの粒径では寄与を持つ可能性 ・大きな体系では効果が限定的である	想定される温度差は5℃程度	・適用性については確認できたが、温度差が殆どない状況では影響はないため、無効にして評価しても差し支えない。（有効にしても問題ない） ・配管内などの小さな体系で、大きな温度差があり、かつ小さい粒径を扱う場合は有効にして評価する。
	拡散泳動	濃度勾配 （または水蒸気凝縮率）	・GOTHICでは、冷壁面で水蒸気凝縮が生じる場合に発生する ・小さい濃度差（窒素ガス中で希薄な水蒸気を含む場合）において、水蒸気移動量を拡散係数を用いて評価した場合に比べGOTHIC計算値は数十倍大きくなることを確認 ・これは、GOTHICが蒸気凝縮率から水蒸気移動量を計算しており、その凝縮率とガス拡散移動が相違しているためと考えられる ・熱泳動と拡散泳動の沈着速度は一般的に同等であり、GOTHIC評価値には懸念が残る	想定される濃度差は（0.3mol/m3）程度 **注）5℃の飽和水蒸気濃度の差**	・濃度差が殆どない（水蒸気凝縮が殆ど発生しない）状況では影響はなく、あえて考慮する必要がないため、無効にして評価する。（濃度差が生じる場合でも、沈着を過剰に評価する可能性があるため、有効にすべきではない。）

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
①現実的なダスト挙動評価手法の高度化(4/5)

	メカニズム	環境 支配要因	適用性検討	1F PCV環境	気流解析における取扱い方針
湿潤影響	吸湿粒径成長	相対湿度	・エアロゾルが湿分を吸収し粒径が成長することで除去が促進される効果であるが、GOTHICではモデル化されていない ・粒径成長が顕著なのは、海塩粒子などの潮解性を有するエアロゾルや湿分を吸収するゼオライト、シリカゲル等、一部の粒子である(これらは相対湿度100%未満でも湿分を吸収) ・これら以外のエアロゾル(疎水性)の湿分吸収による粒径成長は限定的である ・「U3O8、Feの酸化物、などは、湿潤環境の凝集過程で形状因子が変化し、重力沈降が促進される効果が報告されている	相対湿度は最大で100%	・機械的切削により吸湿性を有するエアロゾルの発生は考えにくい ・吸湿性のないエアロゾルも幾分かの粒径成長は考えられるが、効果は限定的である ・よって、湿潤環境下においても、吸湿による粒径成長を考慮する必要はないため、新たに、モデル化は行わない。(但し、多分散を考慮する場合は、エアロゾル性状により考慮を要する場合がある)
	雨だれ状の落水による除去	液滴密度 温度差	・雨だれによる除去メカニズムとしては、スプレイ効果が考えられる ・スプレイによるエアロゾル除去として、GOTHICでは、スプレイ液滴とエアロゾルのAgglomerationが取り扱われる ・Agglomerationとしては、乱流拡散、重力沈降が考慮される ・しかし、スプレイによる除去メカニズムは一般的に、液滴周りの気流に関わる、慣性衝突、さえぎり、ブラウン拡散、泳動によるものである ・工学的スプレイのように液滴個数密度が大きくなると、除去対象範囲が大きくなり、除去効果が期待できる ・液滴温度が低く、液滴表面で蒸気凝縮が発生する場合は泳動系除去メカニズムが働き、有意な捕集効率を期待できる	液滴密度が小さい 温度差は僅か(5℃程度)	・GOTHIC除去モデルが液滴周りの気流によるものではないため、別途、モデルの組み込みが必要となる ・しかし冷却水による雨だれ、ドレン水の蒸発・凝縮量程度では、液滴個数密度が低くスプレイ除去とはならない ・また、液滴と空間の温度差がない状況では、泳動系除去が働かず、除去効率は極めて小さい ・よって、現状見られる雨だれ状の落水による除去を考慮する必要はなく、新たなモデル化は行わない。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
①現実的なダスト挙動評価手法の高度化(5/5)

メカニズム	環境支配要因	適用性検討	1F PCV環境	気流解析における取扱い方針
再浮遊(ドライ環境)	流速	・GOTHICV8.3の再浮遊モデルは、環状気液二相流境界での液滴エントレインメントをモデル化したもので、ドライ条件には適用できない ・ドライ条件で沈着した一次粒子の再飛散は生じにくいが、沈着量が増加し粉体層が形成されると、微少凝集粒子が再飛散するようになる。 ・せん断応力と付着力の力学的バランスで再浮遊量を評価するモデルの作成は可能と考えられる ・ただし、10m/s未満の流速では、継続的な再飛散は発生しない	・想定される流速は、0.6m/s未満（PCV内） 0.3m/s未満（R/B内） ※99%累積値	・GOTHICの再浮遊モデルは適用不可 ・凝集粒子の再飛散を評価するモデルの組み込みは可能であるが、ドライな表面にドライエアロゾルが沈着する状況があるとしても、継続的な再浮遊が発生するほどの気流は発生しない ・よって、新たに、モデル化は行わない

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
②格納容器及びR/B全体における気流解析(1/3)

- ✓ R/Bを考慮したGOTHIC解析モデルの構築
  →GOTHICコードの各模擬方法の特徴を調査し、建屋モデルの構築方法について検討。これまでの調査から垂直フローパスを経由したエアロゾル輸送自体は計算できないものの、気流随伴による輸送は評価可能であることから、垂直、水平フローパスを用いたR/Bモデルを構築。

- ✓ R/Bを考慮した場合のPCV内圧力の大気圧追従性の確認、その結果として負圧の維持可否の評価
  →R/Bモデル構築後、大気圧変動を条件として与えた圧力挙動評価を実施し、2018年度と同様に、PCV圧力が大気圧に追従しないことを確認。

- ✓ R/Bの破損状況による建屋の気密性把握
  →建屋破損条件を与えた圧力挙動評価を実施。建屋健全である場合は負圧化による機密性確保が可能。また、オペフロが大気開放されている場合でも、その下階から排気を行い、かつ、オペフロへの流路を絞ることにより、負圧化による機密性確保が可能であることを確認。

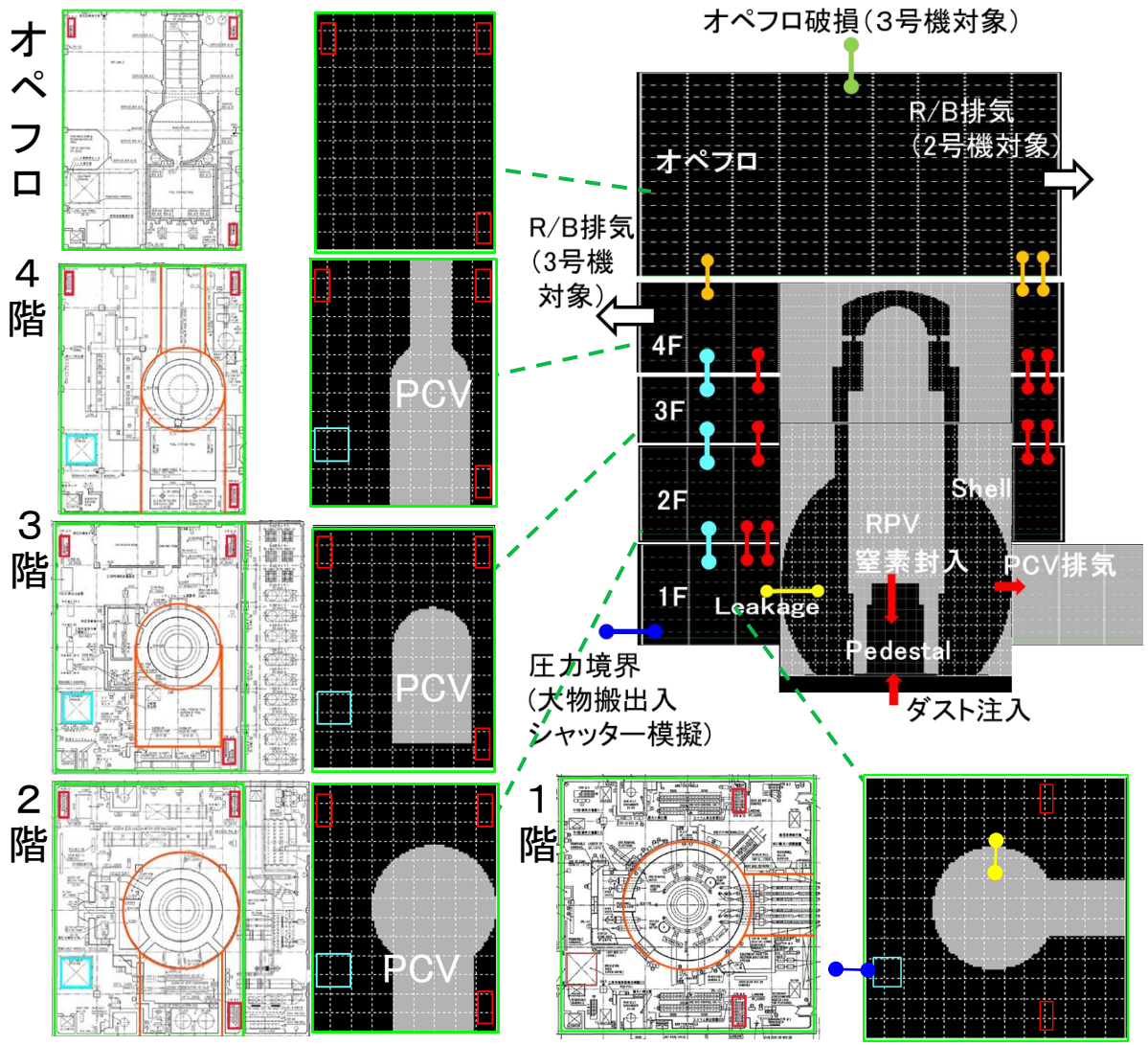
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
②格納容器及びR/B全体における気流解析(2/3) ～解析条件～

【2号機：建屋破損なし】
- ✓ オペフロから10,000[m³/h]にて排気（等流量境界）
- ✓ オペフロ破損による圧力境界は考慮しない

【3号機：建屋破損あり】
- ✓ オペフロ天井部の破損を想定（圧力境界）
- ✓ 建屋4階から10,000[m³/h]にて排気（等流量境界）
- ✓ 4階からオペフロ間へ繋がる階段面積は、建屋負圧対策実施を想定（流路面積を1/100とする）

【R/B共通事項】
- ✓ 地上階（1階から5階）の二次格納施設をモデル化の対象とする
- ✓ 建屋フロア間の機器ハッチは開放状態。但し、オペフロの機器ハッチは閉止
- ✓ 階段室扉は開放
- ✓ フロア間流路は階段室、および機器ハッチとし、それぞれを垂直Flowpathでモデル化
- ✓ 1階の機器搬出入シャッターは締め切りであるが、機密性がないため大気圧等圧境界とする
- ✓ 各フロアのうち自由空間に含まれない領域（PCVやMSトンネル室）をBlockageで閉塞

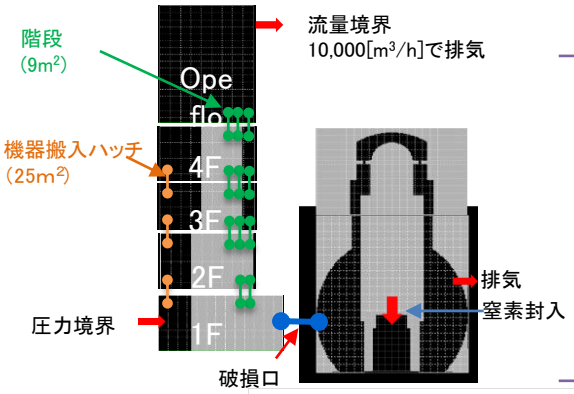


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
②格納容器及びR/B全体における気流解析(3/3)

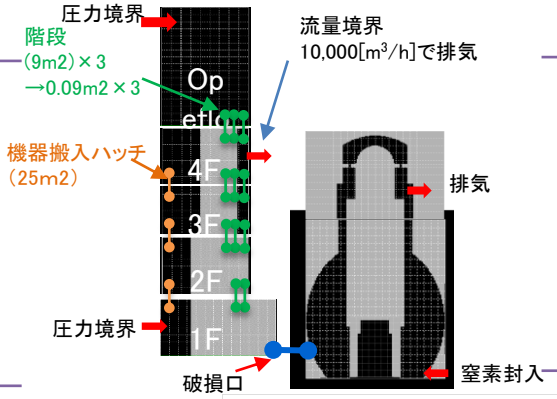
- ✓ 建屋の気密性が確保されている状況（建屋破損なし）では、現状のオペフロから10,000[m3/h]で排気を行うことで建屋の負圧化が可能。また、PCV内も建屋に対して0.1kPa程度の負圧を達成できる見込み
- ✓ 建屋の気密性が喪失（オペフロ天井の破損；建屋破損あり）では、オペフロからの排気に意味がないため、建屋排気を4Fに移設した評価を実施したが、オペフロ側からの外気流入により、負圧化できない結果
- ✓ 建屋対策として、オペフロ−4F間の階段断面積を1/100（0.09m^2×3本）に絞ることで、建屋を0.1kPa程度に負圧化できる結果。また、PCV内も建屋に対して0.1kPa程度の負圧を達成できる見込み

【建屋破損なし】

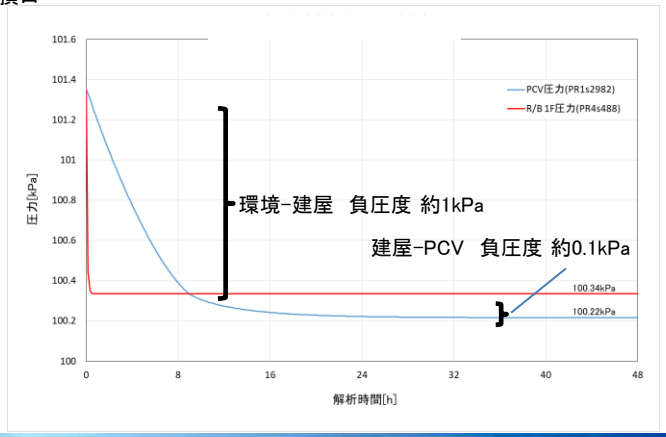


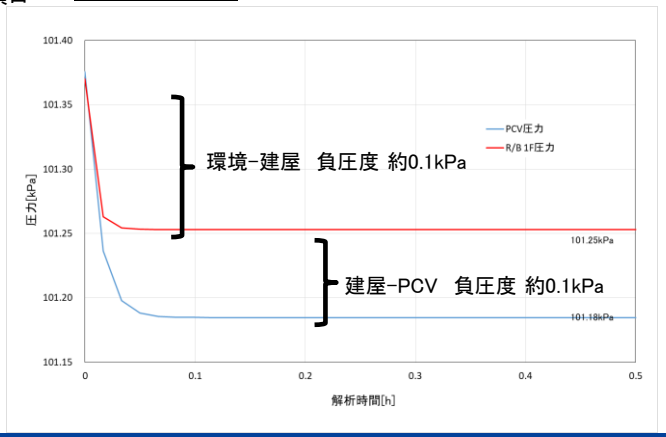
解析条件	風量
窒素封入	**15.6 Nm³/h** RPV頂部から封入した窒素は全量RPV底部からPCVに流出すると仮定
破損口	D/W球殻部を仮定 前年度検討より、面積は**1.0E-4m²**を使用する
PCVからの排気風量	**16.8 Nm3/h** 前年度検討より、PCV外側を大気と仮定した場合、PCV負圧度0.1kPaを達成するために必要な風量

【建屋破損あり】



解析条件	風量
窒素封入	**1700 Nm³/h** 前年度検討より、負圧及び酸素濃度緩和のため必要な風量をRPV底部からの封入
破損口	D/W球殻部を仮定し 前年度検討より、面積は**1.0E-2m²**を設定
PCVからの排気風量	**2000 Nm3/h** 前年度検討より、PCV外側を大気と仮定した場合に、PCV負圧度0.1kPa、及び酸素濃度緩和のために必要な風量





©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(1/6)

R/B内エアロゾル挙動評価に向け、R/Bモデルを含めた解析条件を設定。建屋気密性が喪失している、3号機相当において、PCV漏洩条件として最も厳しい、PCV排気停止後、窒素封入および燃料デブリ切削が継続されている場合を想定したR/B内エアロゾル挙動評価を実施した。

✓ R/Bにおけるダスト異常漏洩時の挙動評価
R/Bダスト挙動評価を実施し、以下のような知見を得た。
- 気相流速が速いエリアでは、ダスト沈着量が少なく、流速が遅い(淀み)エリアでは、沈着量が多い傾向を確認。気流流速が重要なパラメータであることが明らかとなった。
- 漏洩検知モニタリングの観点からは、沈着量が多いエリアで一定時間経過後、沈着FPからのバックグランドの影響により、空間線量率を正しく計測できない可能性が明らかとなった。

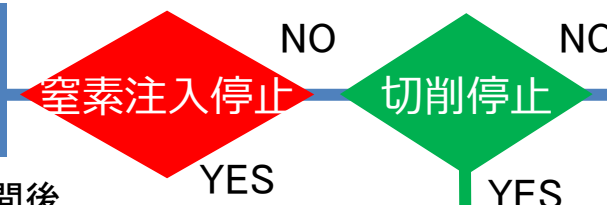
✓ R/Bダスト挙動に関する感度解析
PCV破損口位置による影響、PCV排気システム停止時の対応による影響、建屋空調条件による影響を感度解析として評価し、以下の知見を得た。
- 異常漏えい検知後、早急にダスト切削を停止することで、汚染拡大を防止可能
- R/Bを負圧状態に維持できない場合でも、建屋排気実施により、環境へのダスト漏洩は発生しない結果。これにより、建屋内負圧化を図らなくとも、閉じ込め機能を担保できる可能性。
- ただし、建屋内負圧化を図らない場合、漏洩階の汚染は拡大。また、建屋での沈着が増加するため、建屋排気へのダスト移行は減少。
- 建屋排気未実施の場合、PCVからの漏洩ガスにより、環境へダストが漏洩する結果。ダスト閉じ込めとして、建屋の換気は必須。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

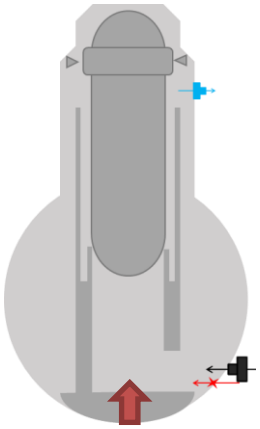
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(2/6)

✓ PCVからのダストアウトリーク量を検討するため、2018年度に感度解析を行った結果、**PCV排気停止時、窒素注入継続で、且つダスト継続切削**が最も厳しいことが分かっている。よって、同様の条件を使用し、建屋内ダスト漏洩評価を実施する。

何らかの原因で排気が停止した場合



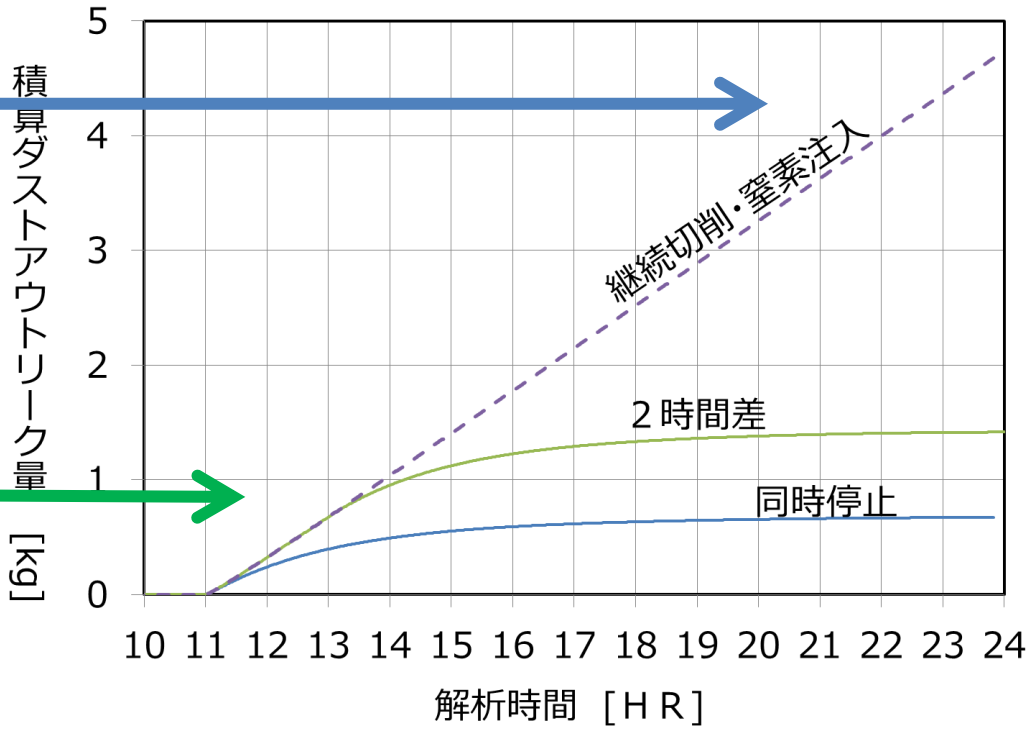
- 切削開始:1時間後
- 排気停止:11時間後
- ダスト粒径:1μm



エアロゾル注入

破断口　窒素注入　排気口

排気停止0h、1h、2h後



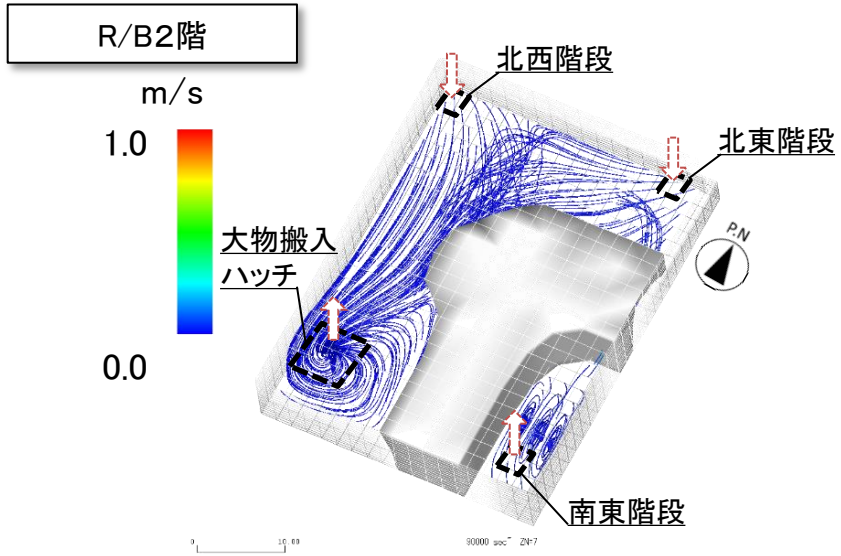
＊ 平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化)」技術開発成果より

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

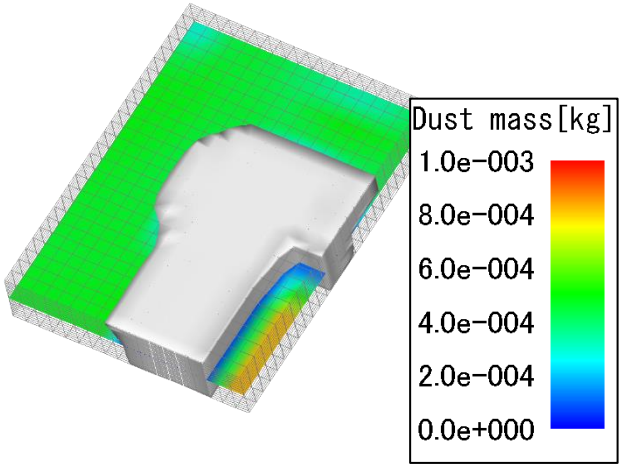
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(3/6) ～エアロゾル質量分布～

【ベースケース解析結果（1階から2階）】

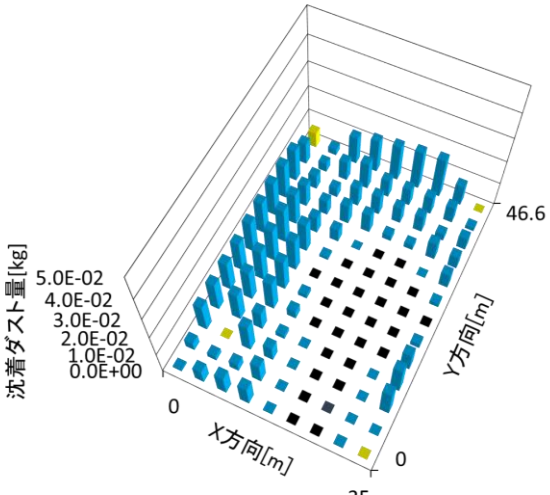
R/B2階



ダスト空間浮遊量 ※中心高さ

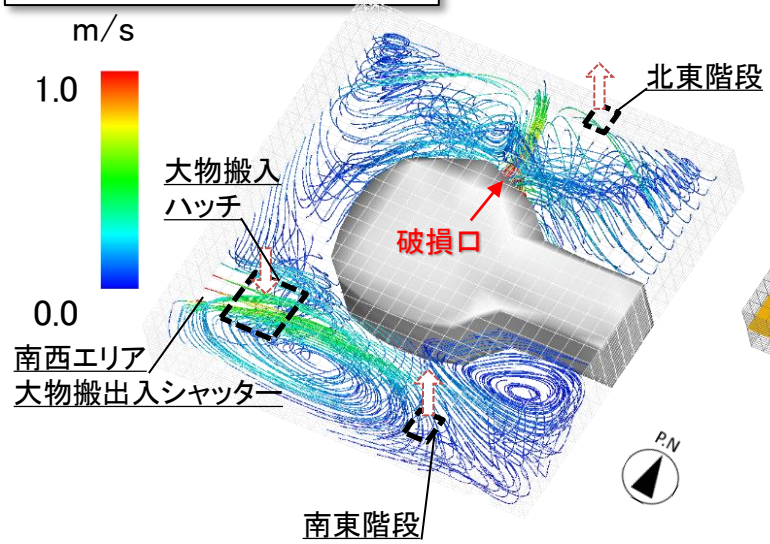


ダスト沈着量

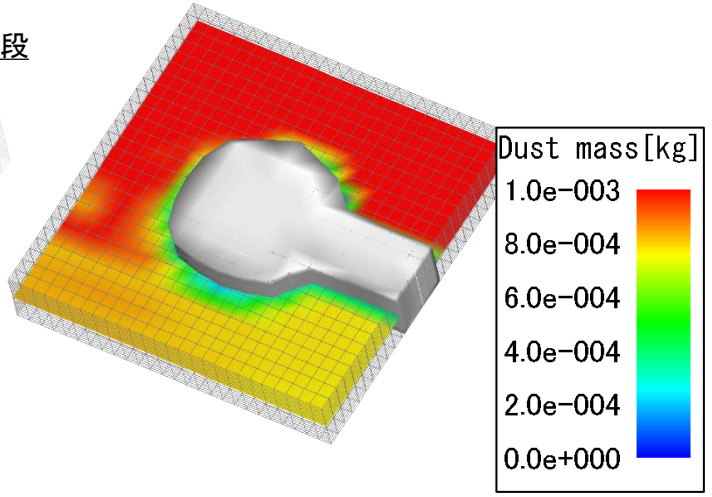


※ダスト漏洩から24時間後

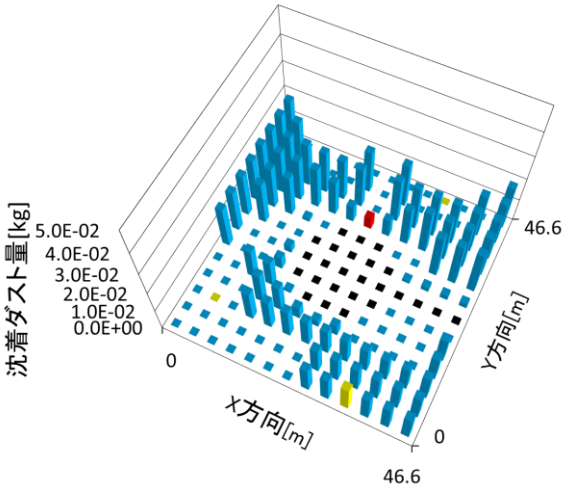
R/B1階（漏洩フロア）



ダスト空間浮遊量 ※中心高さ



ダスト沈着量



※ダスト漏洩から24時間後

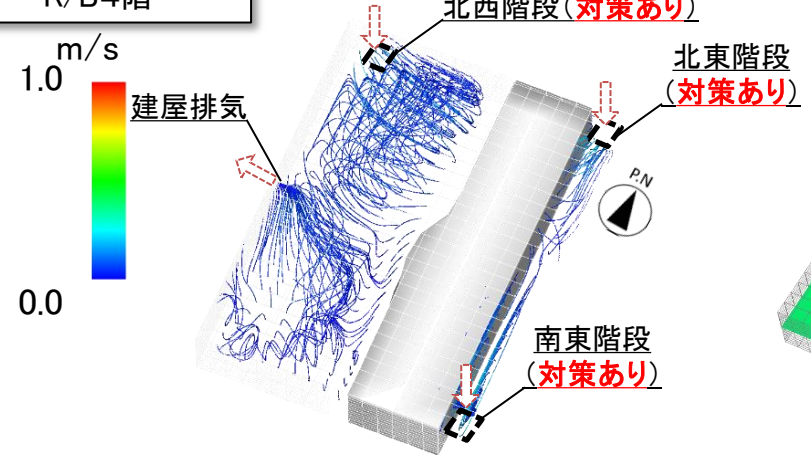
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

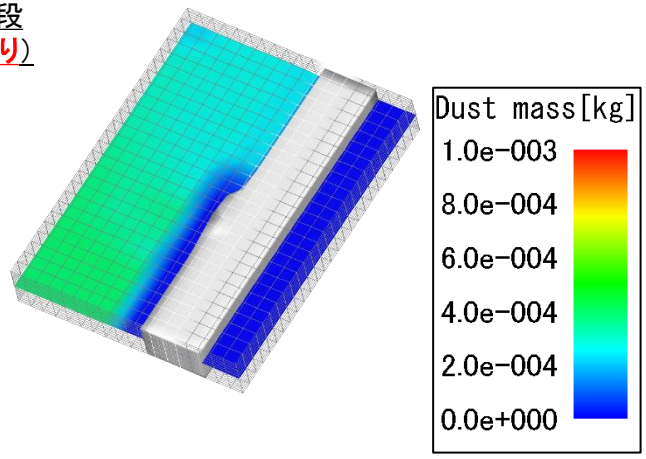
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(4/6) ～エアロゾル質量分布～

【ベースケース解析結果(3階から4階)】

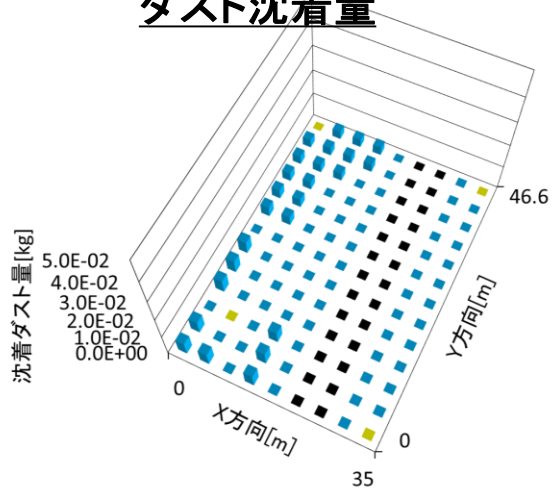
R/B4階



ダスト空間浮遊量 ※中心高さ

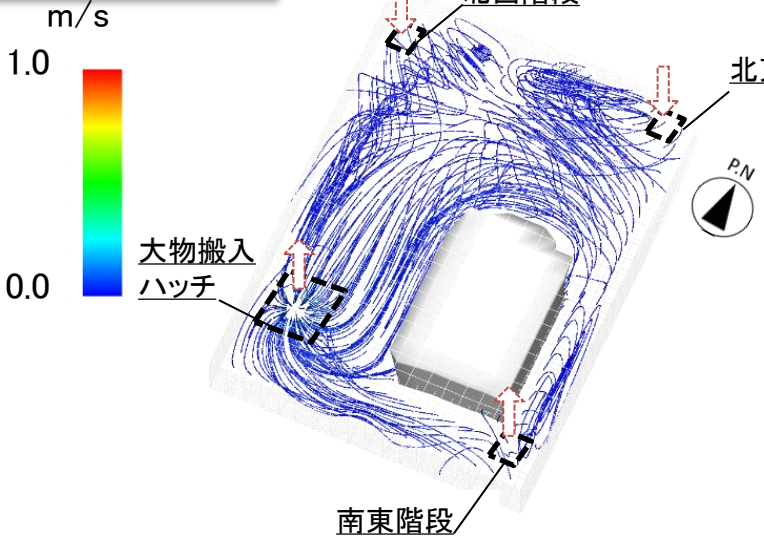


ダスト沈着量

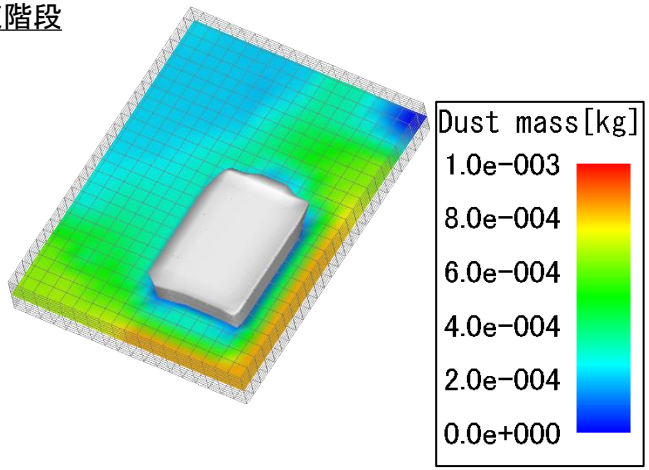


※ダスト漏洩から24時間後

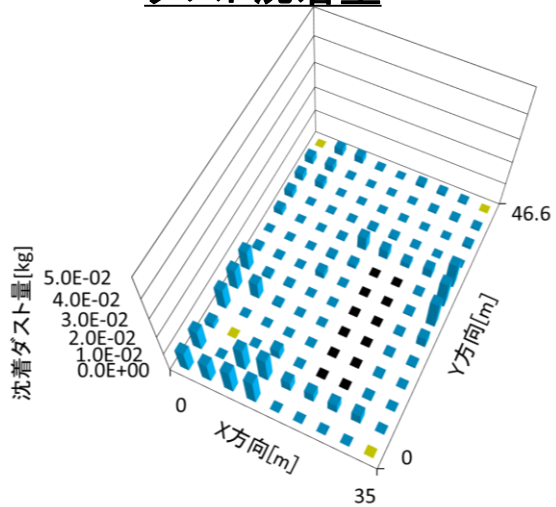
R/B3階



ダスト空間浮遊量 ※中心高さ



ダスト沈着量



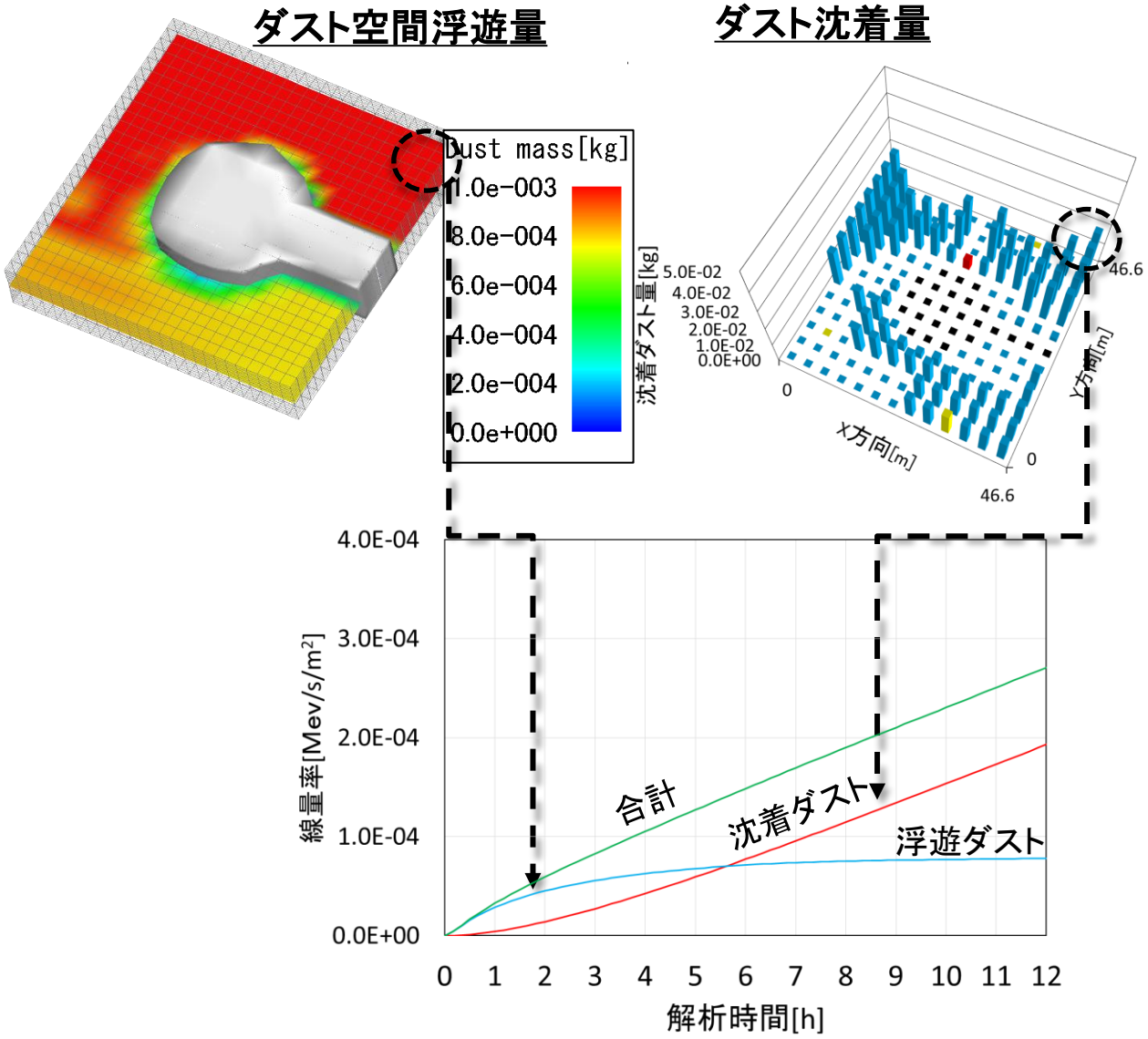
※ダスト漏洩から24時間後

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(5/6) ～モニタリング線量率寄与～

- ✓ 一辺が3mの立方体に浮遊するFPと、それがすべて床面に沈着した場合の線量率寄与を簡易的に評価すると、**浮遊FPの寄与が沈着FPの約3倍となる**
- ✓ 沈着量が最も厳しいエリアにおいて、**5．5時間までは浮遊ダストの線量率寄与が優位**で、それ以降は、沈着ダストによる寄与が高くなる

- ✓ モニタリングの観点から、ダスト沈着量の多いエリアでは、**一定時間経過後、空間線量が適切に計測できない**可能性がある



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

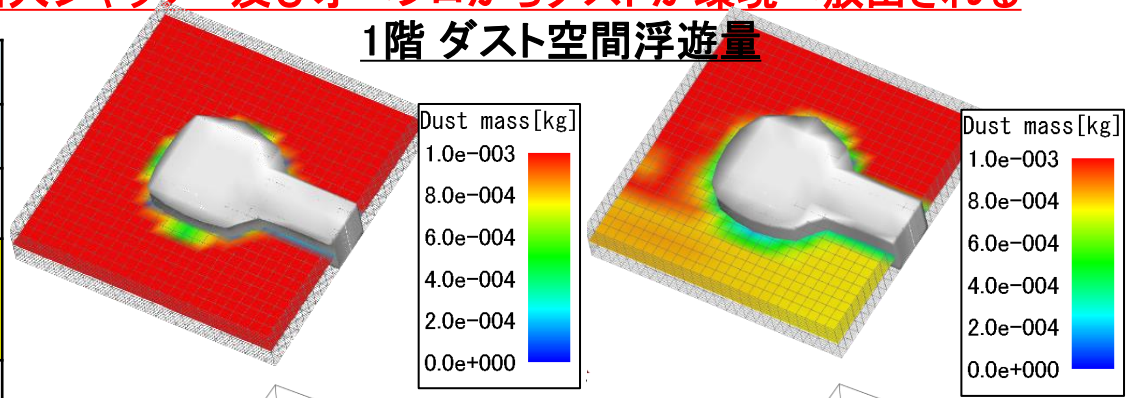
③R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価(6/6) ～建屋側対策による感度解析～

- ✓ 負圧対策未実施の場合でも、**ダストは環境へ放出されない可能性**
- ✓ 負圧対策未実施の場合、**建屋内ダストが増加**し、建屋1階から2階の汚染が拡大する
- ✓ 負圧対策を実施することで、建屋内のダスト量を減少し、汚染を防ぐことが可能である一方、**建屋排気ダストが増加**する
- ✓ さらに、**建屋排気を実施しない場合、大物搬出入シャッター及びオペフロからダストが環境へ放出される**

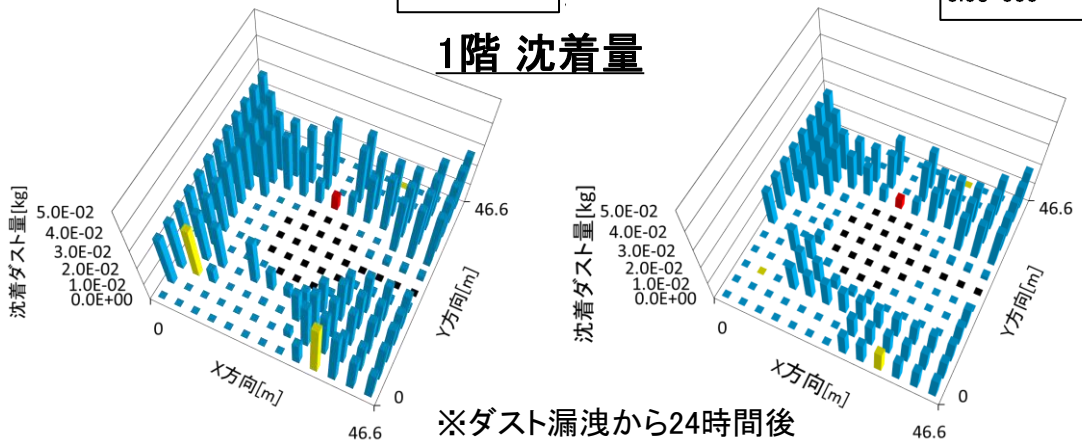
		負圧対策実施	負圧対策未実施
階段室面積		0.09[m²]	9.0[m²]
負圧度		0.1[kPa-diff]	0.0[kPa-diff]
オペフロ外気吸込み		2.0[kg/s] (Gas)	2.9[kg/s] (Gas)
4Fダスト排気量		5.2[kg]	2.1[kg]
※ ダスト質量	4F	0.3[kg]	0.2[kg]
	3F	0.4[kg]	0.5[kg]
	2F	0.9[kg]	2.4[kg]
	1F	2.1[kg]	3.8[kg]
大物シャッター外気吸込み		0.9[kg/s] (Gas)	0.04[kg/s] (Gas)

※ 浮遊+沈着量合計

1階 ダスト空間浮遊量



1階 沈着量



※ダスト漏洩から24時間後

負圧対策未実施 (0[kPa-diff])

負圧対策実施 (0.1[kPa-diff])

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】 No.727
④入熱による気流への影響(1/9)

・燃料デブリの崩壊熱や燃料デブリ切削時にダスト及び床面近傍が高温になった場合、上昇気流によりダストもより多く舞い上がり、漏えい量や排気への移行量が大きくなる懸念がある。
・PCV内に温度勾配が生じ、且つPCV破損口が複数ある場合は煙突効果により破損口を介した気流の出入りが生じることになる。これによりダスト挙動に影響を与えると考えられる。

✓ 今年度実施事項[Ⅰ]
–燃料デブリの崩壊熱や燃料デブリ切削時における入熱の気流に対する影響の評価手法含めた検討–
→ 代表的切断法として熱的な影響の大きいプラズマ切断と、アシストガス量が多いレーザ切断を選定し、文献を基にダスト発生量と入熱量(切断時の放熱および切断されたダストの崩壊熱)を評価。また、入熱量を気流に付加するモデルを構築。
→ アシストガスの吹き出しや入熱にともなう排気風量の増大を考慮し、入熱による気流温度の上昇などを解析で確認。

✓ 今年度実施事項[Ⅱ]
–入熱による温度勾配の把握と、それに基づく破損口位置と煙突効果の関係性把握–
→ GOTHICモデルに、PCV・建屋コンクリート間隙を模擬するサブボリュームを追加。高さと流況の異なる破損口位置2ケースを設定。
→ PCV内を–200 Paから–300 Paの負圧に設定した場合、PCV内部とPCV外側間隙の間に煙突効果によるアウトリーク無し。PCV内圧力の上昇要因として切断時の放熱が支配的。

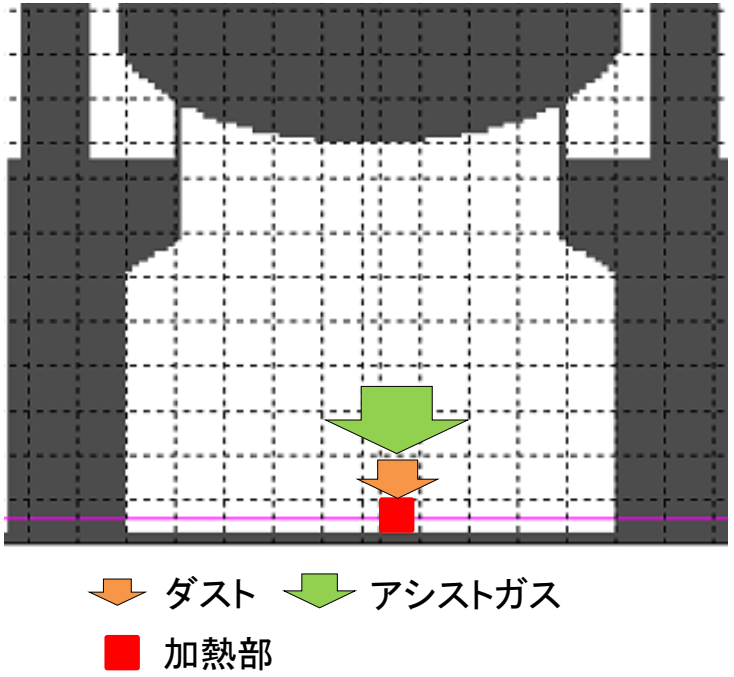
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
④入熱による気流への影響(2/9)

- ✓ 切断法として熱的に影響が大きいプラズマ切断とアシストガス量が多いレーザ切断を選定し、文献を基にダスト発生量と入熱量(切断時の放熱および切断された燃料デブリの崩壊熱)を検討。
- ✓ 入熱量の付加モデルを構築。燃料デブリ切断位置でプラズマガス・アシストガスの流れに排気熱損失を付加。

入熱による影響評価のパラメータ案の検討

解析条件	プラズマ切断	レーザ切断
切断電流・レーザ出力	200 kW(600 A)	6 kW
稼働率*1	50%、25 %	50%、25 %
プラズマガス・アシストガス	Ar、 N_2	N_2
ガス流量*2	19.5 L/min	175 L/min
排気熱損失*3	7%	7%
ダスト発生量(水中切断)*2	3.7×10^{-6} kg/s	1.8×10^{-6} kg/s
ダスト粒径*4	0.05×10^{-6} m	1.0×10^{-6} m



ダストとガスおよび入熱量の付加

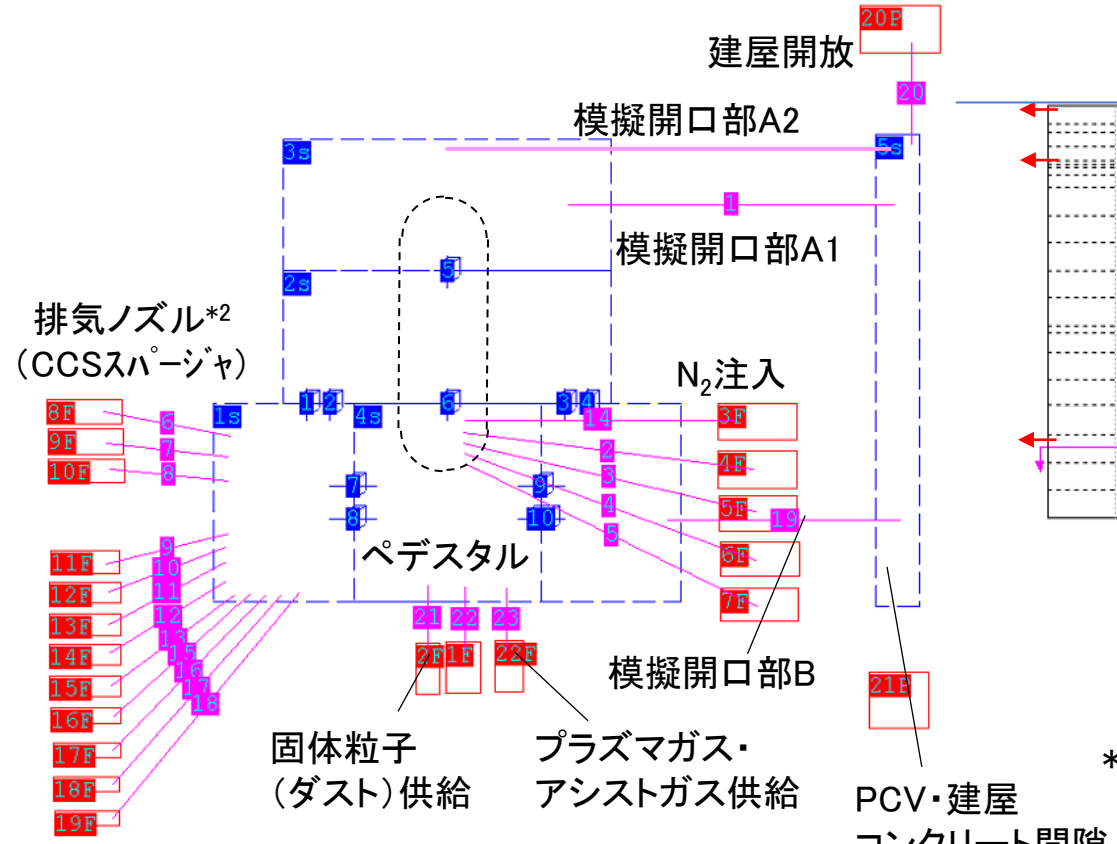
*1:作業時間からトーチの引き上げ・移動等の非加熱時間を除いた正味切断時間の割合(50 %、見積値を引用)。
*2:稼働率50 %時の値。
*3:鋳造分野でのプラズマガスの排気熱損失割合の評価値を利用。水中切断では排気に同伴する熱量以外は、熱容量とサブクールが大きい水に移行すると仮定。
*4:JPDR解体実地試験プラズマ切断のダスト粒径分布を引用。SUS304レーザ切断時のダスト粒径分布を引用。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

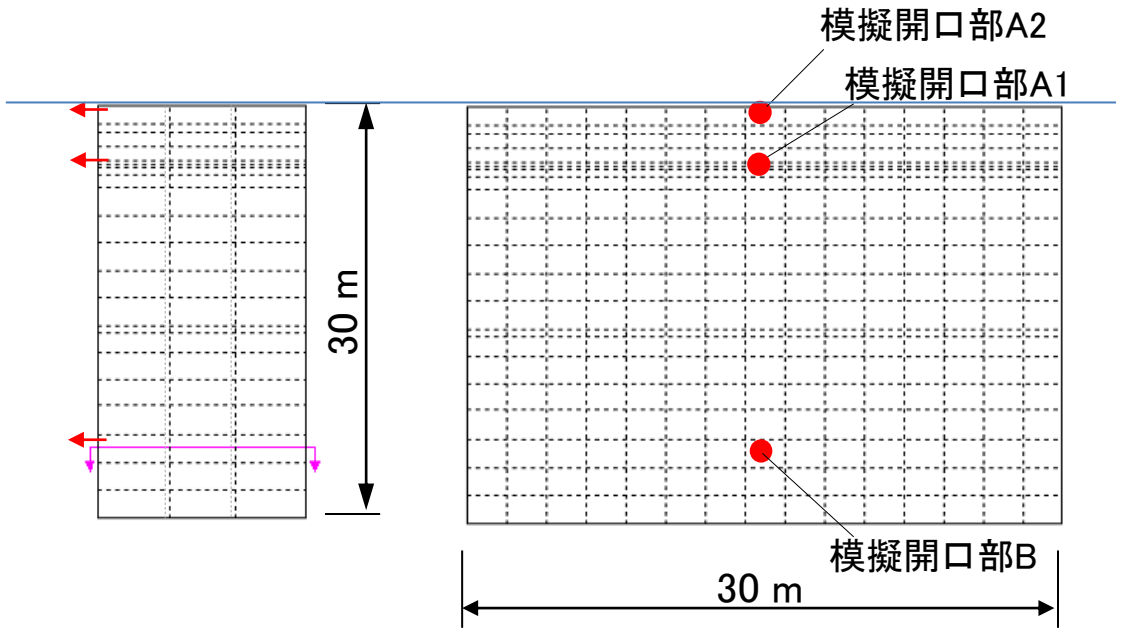
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

④入熱による気流への影響(3/9)

- ✓ 煙突効果を解析するため、GOTHICモデルに、PCV外側にPCVと建屋コンクリートの間隙を模擬するサブボリュームを追加。上部破損口の模擬開口部について、高さと流況の異なる位置（A1：トップヘッドフランジ、あるいはA2：トップヘッド頂部）を検討。
- ✓ PCVトップヘッド近傍の開放部を建屋と連通。*1



コントロール・ボリュームの設定



PCV・建屋間隙のサブボリューム設定

*1：アウトリークが発生して間隙の温度が上昇した場合は、配管貫通孔を通じて建屋とのガスの置換を考慮したモデルを設定する予定であったが、今回の解析結果では、アウトリークが発生しないことを確認できたため、考慮は不要と判断した。

*2：今回の解析では現状の排気系を模擬。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】 No.730

④入熱による気流への影響(4/9)

- ✓ 燃料デブリ切断状況を模擬した解析を行い、煙突効果とダスト拡散挙動を評価。
- ✓ 本プロジェクトの評価[5]に基づき、解析ではPCV内を−200 Paから−300 Paの負圧になるよう排気流量を設定。

切断工法毎の排気流量

ケース No.	切断工法	開口位置 切断稼働率	排気流量	切断時最大圧力 [負圧]
]1	プラズマ（水中）	ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ 50 %	3.96 kg/min (0.066 kg/s)	101.11 kPa [-215 Pa]
2		ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ 25 %	3.38 kg/min (0.056 kg/s)	101.05 kPa [-275 Pa]
3		ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞ頂部 50 %	3.96 kg/min (0.066 kg/s)	101.11 kPa [-215 Pa]
4	レーザ（水中）	ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ 50 %	2.88 kg/min (0.048 kg/s)	101.11 kPa [-215 Pa]
5		ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ 25 %	2.88 kg/min (0.048 kg/s)	101.05 kPa [-275 Pa]
6		ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞ頂部 50 %	2.88 kg/min (0.048 kg/s)	101.11 kPa [-215 Pa]
7	プラズマ（気中）	ﾄｯﾌﾟﾍｯﾄﾞﾌﾗﾝｼﾞ 50 %	11.8 kg/min (0.196 kg/s)	101.04 kPa [-285 Pa]

- ✓ 放熱量が多い水中プラズマ切断のプラズマガス流量(19.5 L/min、稼働率50 %時)は、レーザ切断のアシストガス(175 L/min)より1オーダー少ないにも関わらず、負圧維持のための排気流量が約38 %増加した。
- ✓ ガス発生量が比較的少ない気中プラズマ切断(13.5 L/min)では、排気流量が水中切断より増加した。
- ✓ PCV内の圧力が上昇する要因として切断時の放熱が支配的と考えられる。

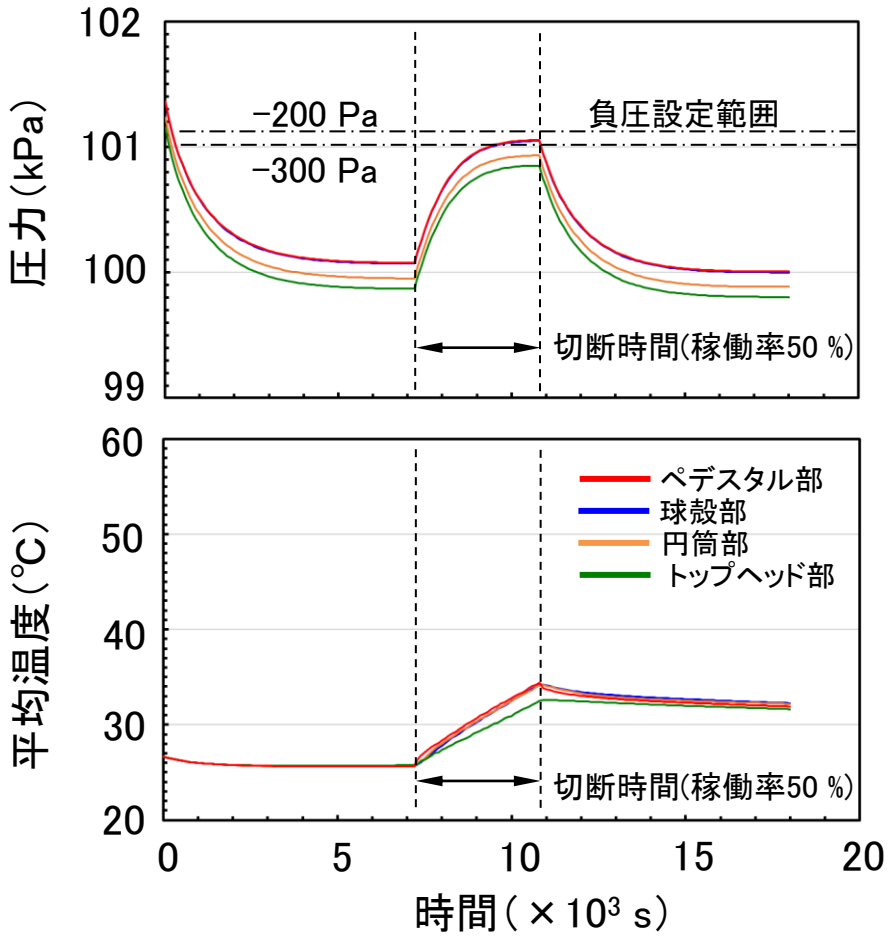
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

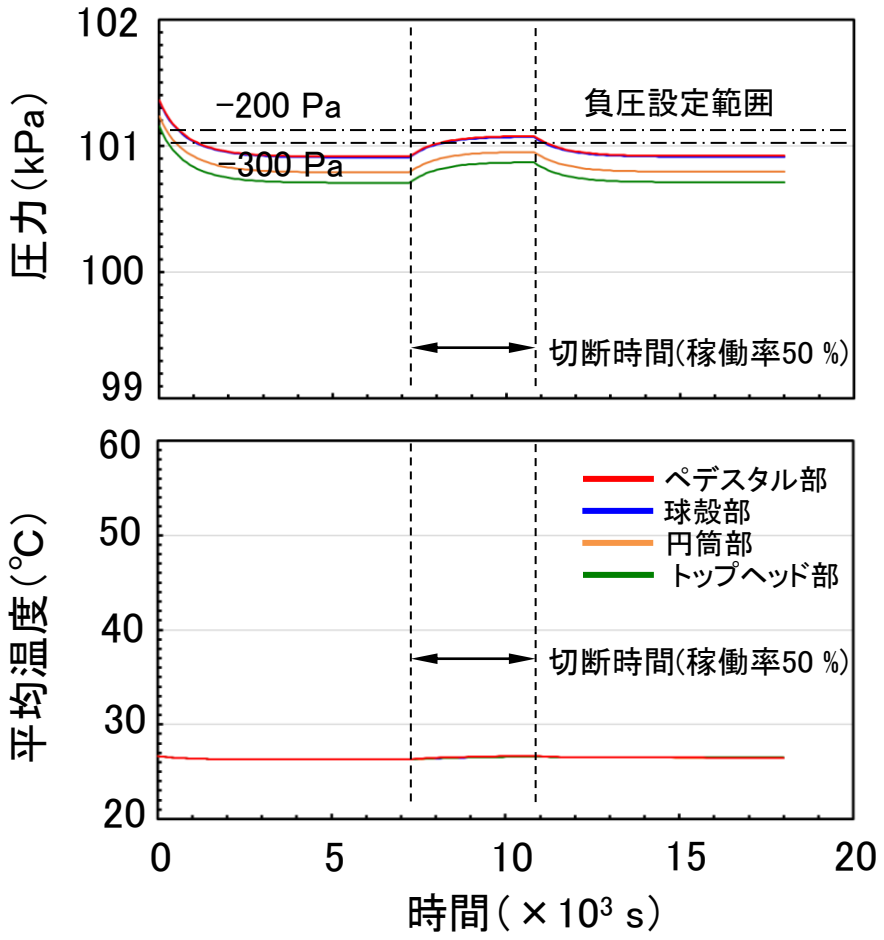
④入熱による気流への影響(5/9)

✓ 1ケースの解析は、計算上の負圧安定化2 h、実際の切断時間1 h、クールダウン2 hの計5 h。

切断時のPCV内圧力と温度の挙動(切断工法の比較)



水中プラズマ切断(フランジ開口)



水中レーザ切断(フランジ開口)

✓ 水中レーザ切断は圧力変化と温度上昇が少ないことから、保守的に水中プラズマ切断で煙突効果を評価する。

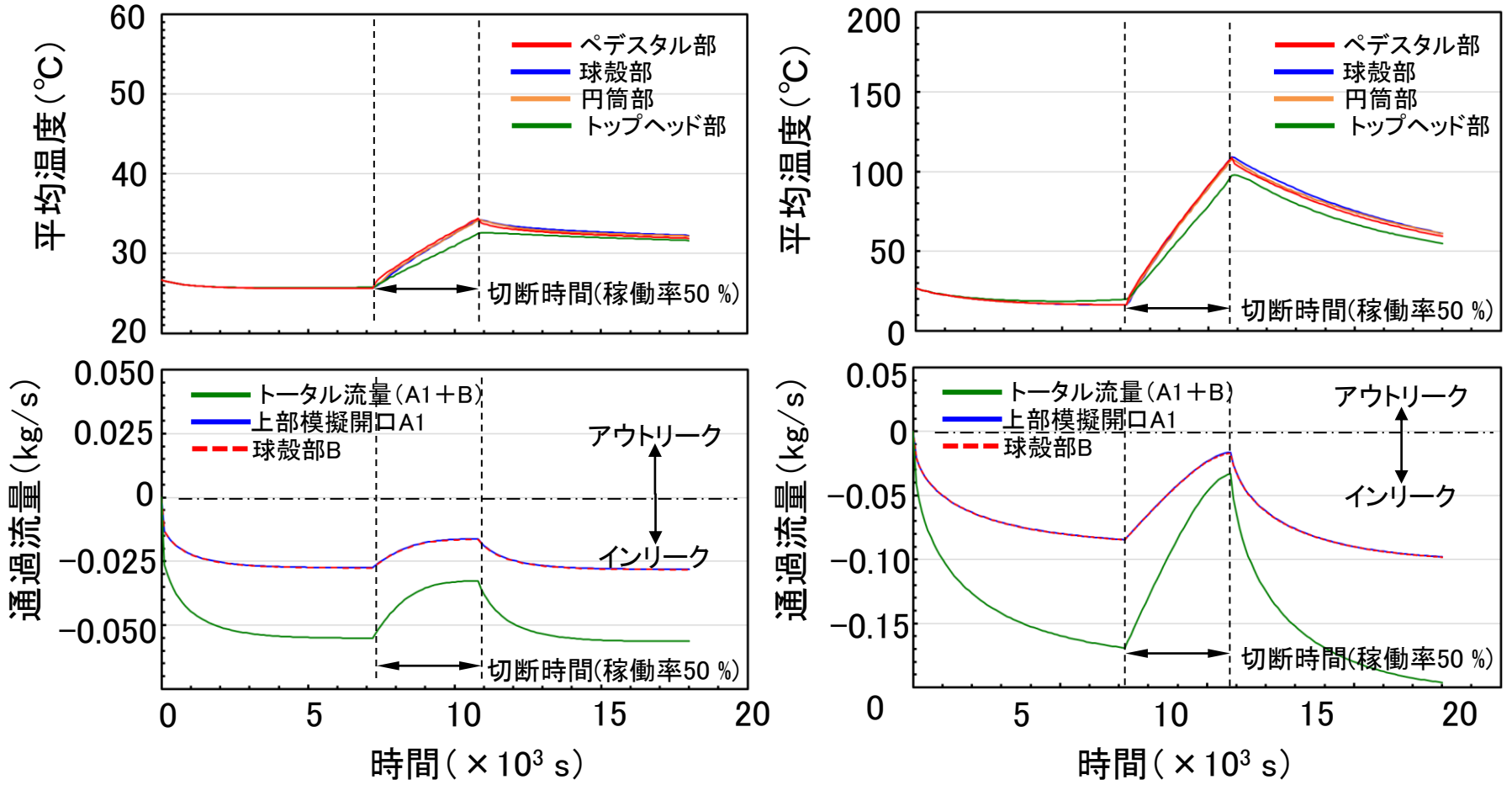
✓ 圧力分布図から窒素封入と排気、開口部からのインリーク等による局所的な圧力の偏りは見られなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

④入熱による気流への影響(6/9)

プラズマ切断時のPCV内各部の温度と開口部通過流量の挙動(水中切断と気中切断の比較)



水中プラズマ切断(フランジ開口)　　気中プラズマ切断(フランジ開口)

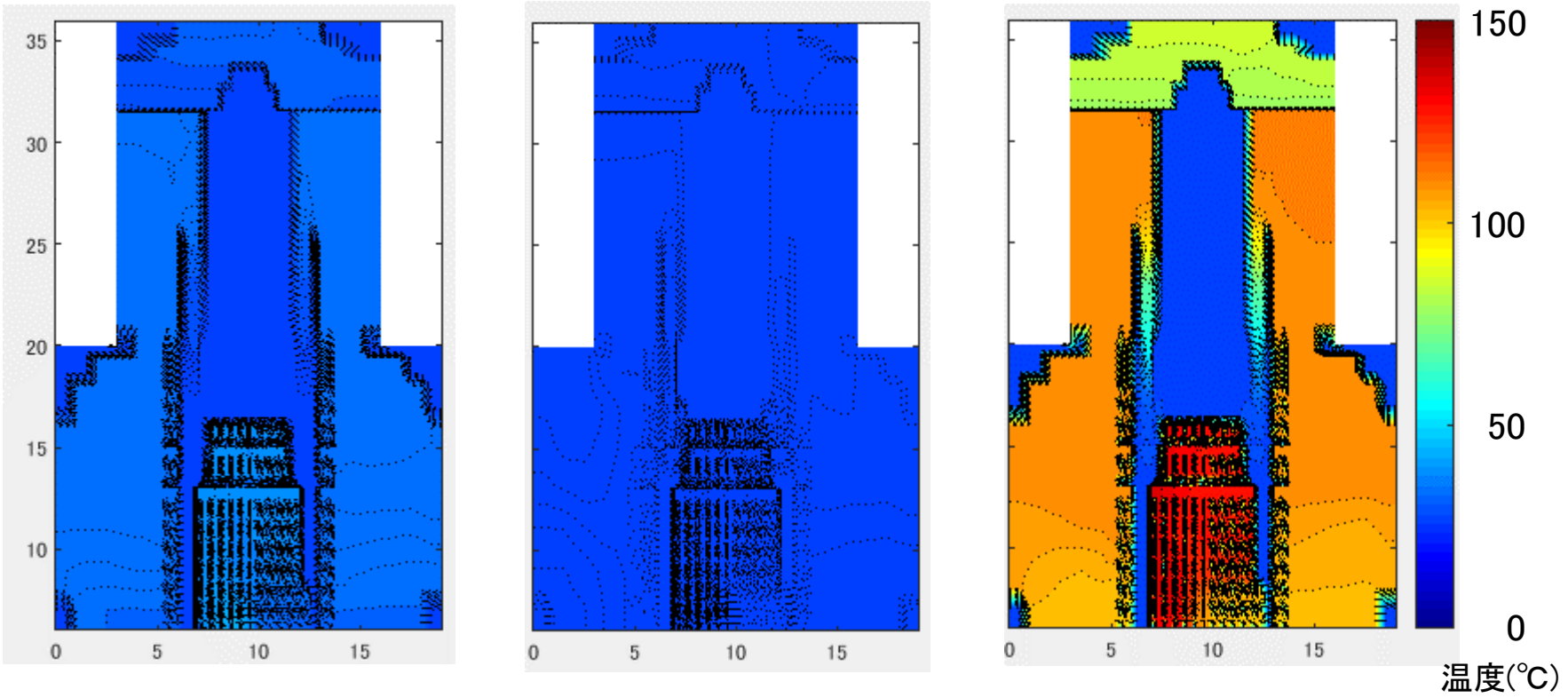
- ✓ 水中プラズマ切断では入熱によってPCV各部に温度差が生じたが、アウトリークの発生には至らなかった。
- ✓ また、開口部位置による差はほとんど見られなかった。
- ✓ 気中プラズマ切断では水中切断より顕著にPCV各部の温度が上昇したが、アウトリークは発生しなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

④入熱による気流への影響(7/9)

切断終了時のPCV内温度分布



ケース1（10800 s）
・水中プラズマ切断
・稼働率50 %
・トップヘッドフランジ開口

ケース4（10800 s）
・水中レーザ切断
・稼働率50 %
・トップヘッドフランジ開口

ケース7（10800 s）
・気中プラズマ切断
・稼働率50 %
・トップヘッドフランジ開口

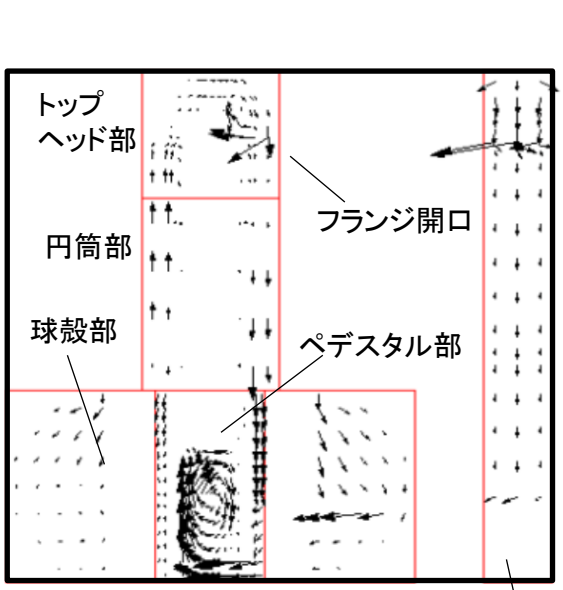
- ✓ 切断工法毎の熱流の差異による高さ方向の温度変化が観察された。また、圧力分布も評価し、密度差による高さ方向の圧力変化が観察された。
- ✓ 温度差が比較的大きい気中と水中のプラズマ切断を対象に、気流を比較する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

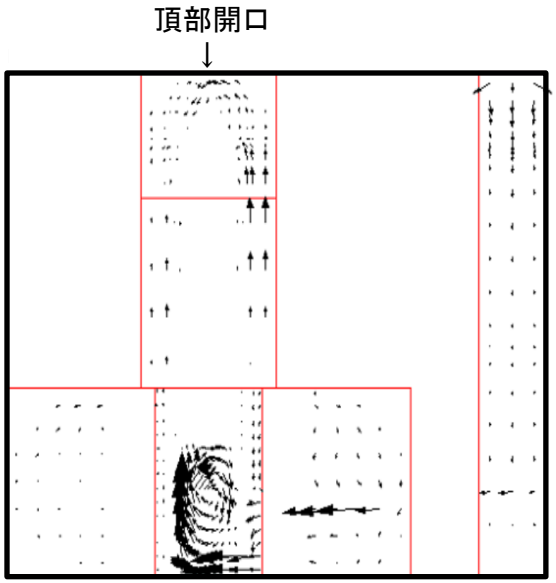
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

④入熱による気流への影響(8/9)

切断時のPCV内の速度分布(開口部位置と切断条件)

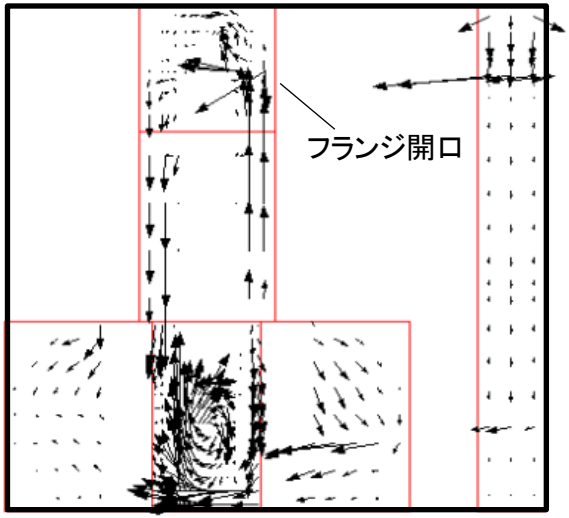


ケース1(9600 s)
・水中プラズマ切断
・稼働率50 %
・トップヘッドフランジ開口



ケース3(9600 s)
・水中プラズマ切断
・稼働率50 %
・トップヘッド頂部開口

水中プラズマ切断



ケース7(9600 s)
・気中プラズマ切断
・稼働率50 %
・トップヘッドフランジ開口

気中プラズマ切断

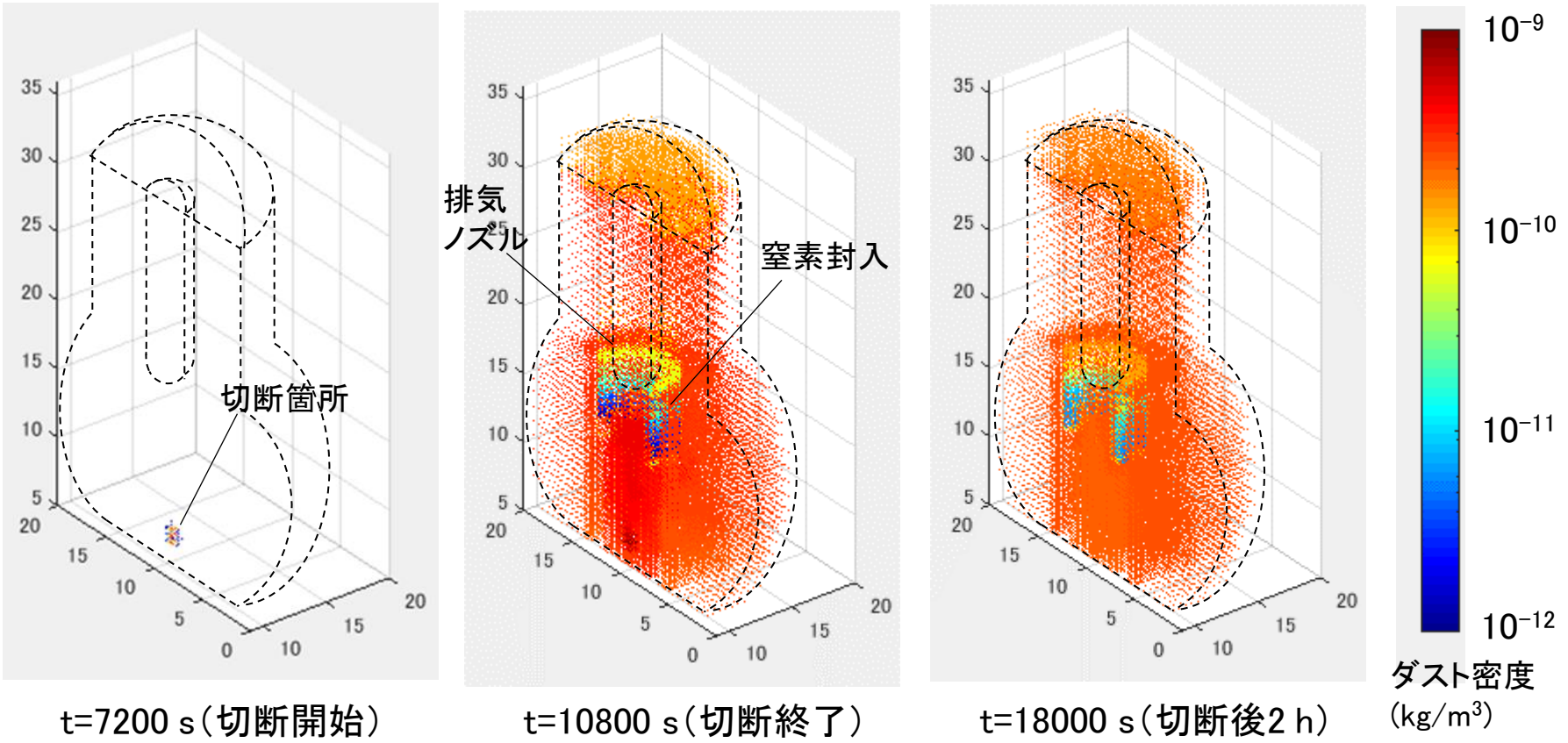
- ✓ フランジ開口ではPCV内側に向かうインリーク流れを確認した。頂部開口では間隙側の速度ベクトルからインリーク流れを確認した。
- ✓ 気中プラズマ切断ではPCV円筒部や球殻部の対流が顕著になったが、煙突効果によるアウトリークは発生しなかった。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

④入熱による気流への影響(9/9)

PCV内のダスト濃度分布（水中プラズマ切断、稼働率50 %、フランジ開口）



t=7200 s（切断開始）　t=10800 s（切断終了）　t=18000 s（切断後2 h）

- ✓ 切断終了時はペデスタル部のダスト濃度が高かった。切断終了後2 hでは、濃度がいく分低下したものの、PCV全体にダストが分布した。
- ✓ また、頂部開口条件では、フランジ開口と比較して大きな差異は見られなかった。
- ✓ 水中プラズマ切断ではダスト濃度の減少に時間を要した。排気中のダスト濃度を管理する場合は、排気流量の増加が必要となる可能性がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】

⑤まとめ(1/4)

◆ 燃料デブリ取り出しにより発生するダストの挙動を評価するため、以下4項目の技術開発を実施した。各実施項目における成果を以下にまとめる。

① 現実的なダスト挙動評価手法の高度化

・GOTHICコードにおけるエアロゾルモデルの妥当性及び1Fへの適用性を調査し、重力沈降のみの考慮でエアロゾル挙動評価は可能と判断。

② 格納容器及びR/B全体における気流解析

・新たにR/Bモデルを構築し、建屋の破損有無をパラメータとした圧力挙動解析を実施。建屋破損を想定した条件下においても、排気位置や流路を絞る等の対策で、負圧化(気密性担保)が可能である見通しを得た。

③ R/Bにおけるエアロゾルの挙動評価

・R/Bモデルを用いたエアロゾル挙動評価を実施し、異常漏えい検知のための適切なモニタリング箇所抽出に向けた知見、及びエアロゾルの沈着傾向を把握した。

・建屋空調条件等を変化させた感度解析を実施し、閉じ込め機能確保のために必ずしも建屋内負圧が必要ではない可能性があるが、建屋内排気は必須であるである見込みを得た。

④ 入熱による気流への影響

・ダスト発生量と、崩壊熱や燃料デブリ切断時の放熱などの入熱を検討し、入熱量を気流に付加するモデルを構築。

・解析で切断工法ごとの必要排気流量を把握するとともに、温度勾配や破損口位置の影響を評価し、想定される負圧では煙突効果が生じないことを確認。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】 ⑤まとめ(2/4)

開発項目として掲げていた以下2項目についての成果は以下の通りである。

① 異常時における閉じ込め機能確保のためのR/Bの気密性及びガス管理システムの要求仕様
⇒建屋4階から10,000[m^3/h]の排気による換気率を前提として、オペフロ−4F間の流路面積を現在の1/100(0.09[m^2]程度)に絞ることが必要であると言える。すなわち、オペフロ−4F間の流路面積を絞る負圧化対策案がR/Bの気密性及びガス管理システムの要求仕様の一つとなり得る。

② PCVからの異常漏えい発生時においてR/B内のモニタリングにおける公衆及び作業員被ばく低減の観点から有効な監視位置の抽出
⇒適切な監視位置としては、PCV漏洩ガスの流速が速い位置でのモニタリングが最適である。なお、PCV漏洩ガスの流速が速い位置はPCV破損口近傍であるが、PCV破損位置が不明な状況においては、流速が続いて速い漏洩ガスの各階間の主流路となる階段室、ハッチ近傍が最適である可能性が考えられる。
⇒適切なモニタリング技術の選定としては、漏洩検知の観点から空間浮遊量を測定する必要があると考えられるため、沈着FPからのバックグラウンド線量を拾わないような対策(例えば、コリメータを設置するなど)が有効であると考えられる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
⑤まとめ(3/4)

◆ 1F環境を考慮した、エアロゾルの物理的挙動に基づくダスト挙動評価手法を構築した

◆ ここで得られた成果を用いることで、燃料デブリ取り出しに向けた以下のようなエンジニアリングにおいて、様々な検討が可能となった

- 切削加工方法、及び切削加工時のPCV内環境
- 切削作業シーケンスのイメージトレーニング
- PCVガス管理システムの最適化
- 閉じ込め機能確保に向けたR/B対策および換気システムの最適化
- アウトリークを防止できるシステム運転条件と過渡時の安全裕度評価
- 異常時漏洩モニタリングや緩和対策の検討　など

◆ 個別エンジニアリングに向けては、本PJで開発した解析手法を用いて、現場調査や実機試験の成果などを適宜反映した条件を設定し、また、必要に応じてモデルの拡張・修正を行い、試験結果と突き合わせるなどしながら、解析の信頼性を確保していく必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)① PCV内でのダスト挙動予測技術 】
⑤まとめ(4/4)

◆ 残る課題としては以下のようなものが挙げられる

➢ 解析精度向上に向けた課題
- 粒径分布を考慮した多分散における挙動の確認
- セルサイズ以下の局所熱流動挙動の影響評価（CFD等） など

⇒ダスト集塵PJや燃料デブリ性状把握PJ等の成果をもとに、加工方法に応じたエアロゾル条件（粒径分布、組成、形状因子）およびその発生条件（発生量、発生速度など）を適切に反映できる評価手法の開発を補助事業等を通じて実施。

➢ 実機の評価に向けた課題
- 内部調査PJと連携した切削着手前のダスト付着状態の把握
- 取り出し工法に応じた実機PCV、R/Bモデル化
- 燃料デブリ性状把握PJと連携したダスト物性と発生量の評価
- 切削加工方法等に応じた実際のエアロゾル条件の設定　など

⇒他PJ及びエンジニアリングの進捗に基づき、実施。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

３） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ｉ）閉じ込め機能に関わる要素技術開発

② 接続部の閉じ込め機能確保技術

燃料デブリ取り出しのための作業セル等、R／Bに設置する大型の新設設備について、PCV等の既設構造物との接続部の閉じ込め機能確保のための技術開発として、接続部の構造、工法、検査、シール材等の保守等について検討し、必要な要素試験を実施し技術の成立性を確認する。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.アクセストンネルにおけるPCVとの接続方法。

- アクセストンネル接続部の基本要求について整理した。
- 機器ハッチ前遮へいプラグの取り外し手順を考慮したアクセストンネル接続完了までの作業ステップを検討した。
- 溶接接続に関する要素試験を実施し、ギャップ20mmの溶接においても溶接可能であることを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

- 開発の目的
  - 片持ちによる送り出し方法の実現性が確認されたアクセストンネルについて、PCVとの接続手順およびシール方法の検討を行う。

- 解決すべき課題
  - PCVとの接続構造(シール方法)および設置手順の確立。

- 開発の進め方
  - 遠隔作業を考慮した機器ハッチ前遮へい体取り外しからアクセストンネルのPCV接続までの作業手順の立案。
  - PCVとスリーブ、スリーブとアクセストンネルの取り合い構造検討および要素試験による実現性確認。
  - 遮へい機能の見直しと軽量化に関する概念検討。

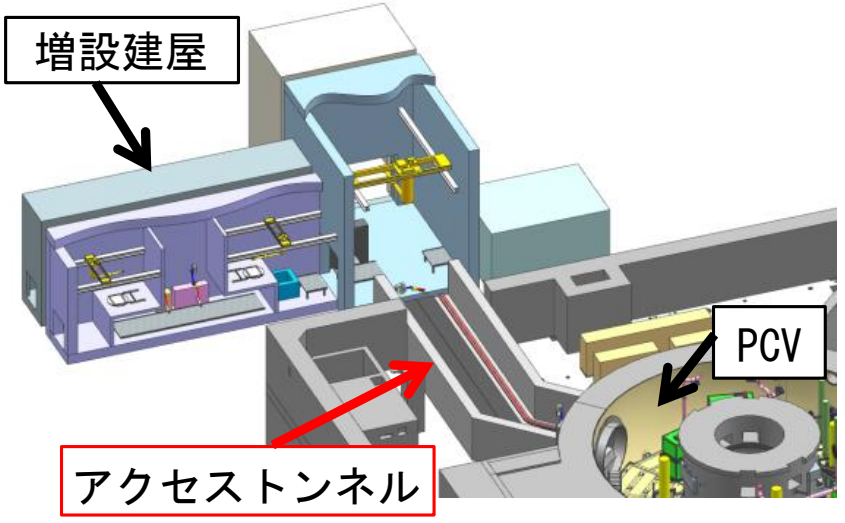
- 得られる成果
  - 遠隔作業を考慮した機器ハッチ前遮へい体取り外しからアクセストンネルのPCV接続までの作業手順。
  - PCVとスリーブ、スリーブとアクセストンネルの取り合い構造の実現性確認結果。
  - 遮へい機能の見直しと軽量化に関する概念検討結果。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル設置に関する前提条件

- ✓ アクセストンネル設置のため、ヤード整備、地下構造物対策および地上構造物撤去等を実施済であること。
- ✓ アクセストンネルでPCVと接続する増設建屋が建設可能であること。
- ✓ アクセストンネル設置のため、R/B外壁に開口が設置可能であること。なお、アクセストンネルはR/B外から遠隔にて送り出すことで敷設する。

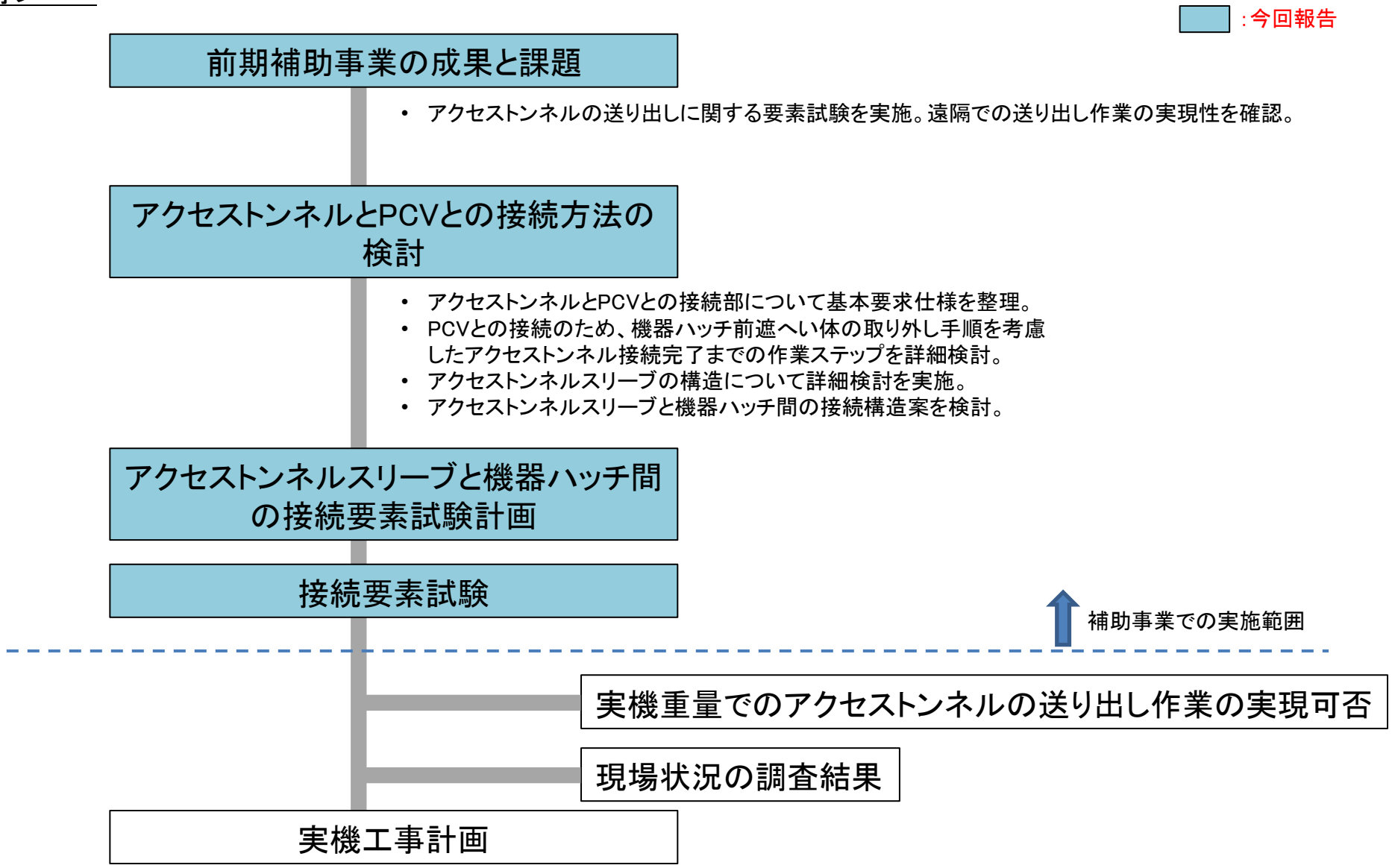


PCVと増設建屋の接続イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 検討フロー



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 開発工程

【凡例】計画: 実績:

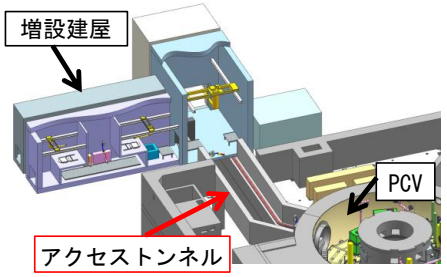
検討項目	2019年度												2020年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼					中間報告 ▼							中間報告 ▼					最終報告 ▼
1.概念検討/接続方式選定																								
2.試験計画																								
3.試験準備/試験装置製作																								
4.要素試験																								
5.まとめ																								
備考																								

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル接続部の基本要求仕様

- ✓ アクセストンネル設置工法については、前年度までに、遠隔での送り出し方法について要素試験を実施し、実現性の見通しを得た。
- ✓ 本補助事業(19-20年度)では、PCVとの接続方法に関する検討を実施する。
- ✓ 接続部分の検討にあたり、アクセストンネル接続部の基本要求について整理した。
- ✓ 基本要求を踏まえた対応方針を検討し、要素試験を実施する。



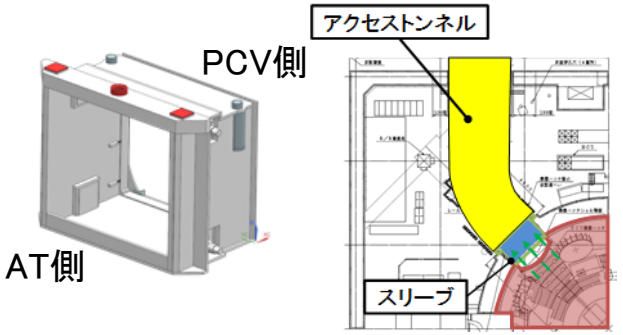
アクセストンネルの概念



遠隔送り出しの実現性の確認試験の様子(前年度成果)

表. アクセストンネルにおけるPCVとの接続部の基本要求

	項目	仕様
基本要求	要求機能	放射性物質を閉じ込められること
	接続部に対する要求仕様条件	設計差圧(200Pa)に対して接続部が健全であること
		保守時にも1次バウンダリの負圧(通常運転差圧)を維持できること
	作業員の被ばく低減	完全遠隔作業にて、接続作業、保守作業が可能であること
	設計寿命	50年
	強度	変位吸収機構の自重(約3ton、但し溶接部にかかる自重は約0.5ton)に耐えられること ※溶接部:脚長6mm、のど厚4mmで検討中(必要脚長:0.1mm以下)
	点検・メンテナンス	カメラによる確認(定期)
環境条件	線量率	(R/B 1階)5～10mSv/h (PCVシェル外壁付近)10～100Sv/h
	温度	-7～40℃
	湿度	≦100%



アクセストンネルスリーブのイメージ

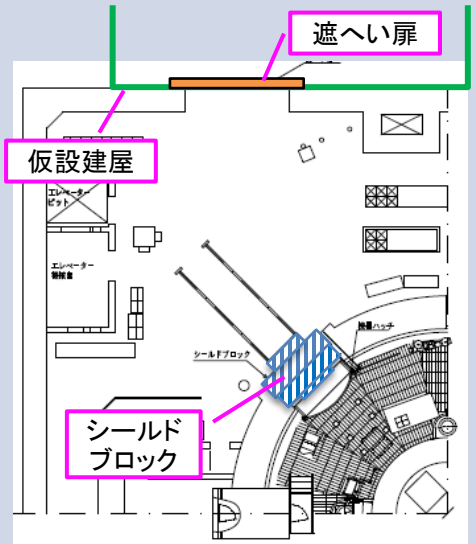
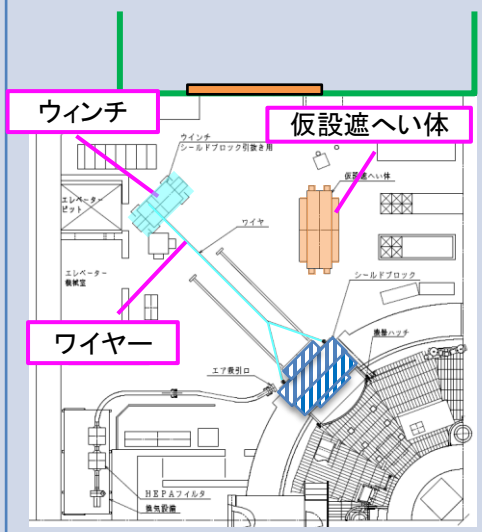
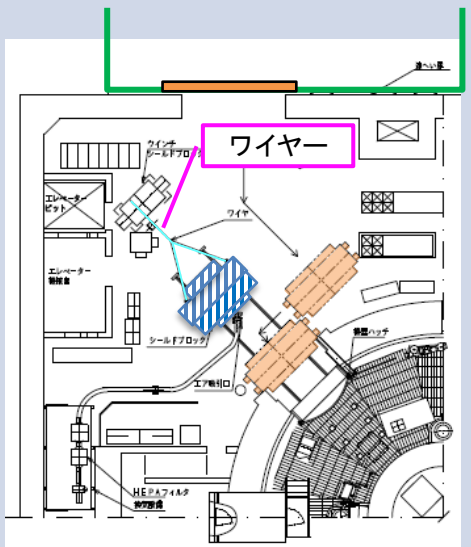
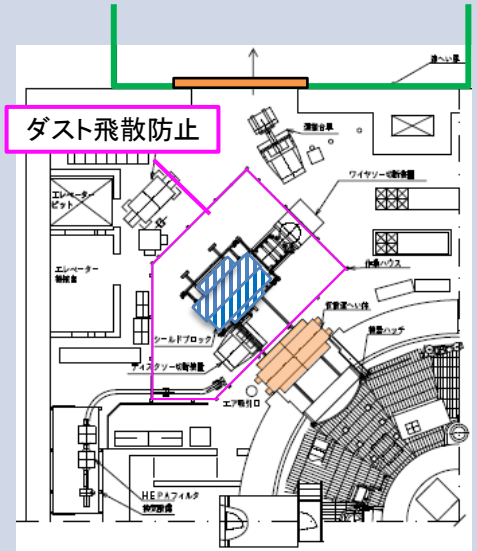
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の作業ステップ(1号機)

- ✓ 前年度までは、主に、R/B外→R/B内でのアクセストンネル(AT)の送り出しに関するステップを検討。
- ✓ 今回は、PCVとの接続のために、機器ハッチ前遮へい体の取り外し手順を考慮したアクセストンネル接続完了までの作業ステップを検討。

【アクセストンネル設置ステップ図(1/2)】

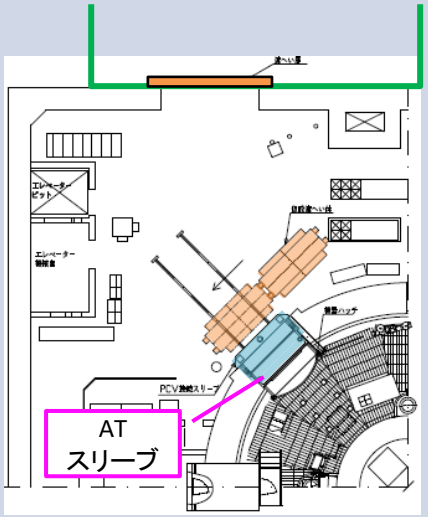
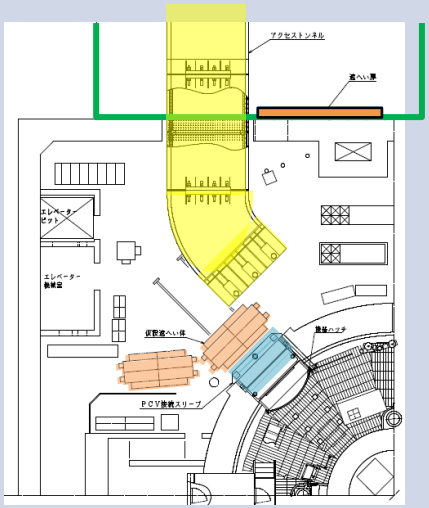
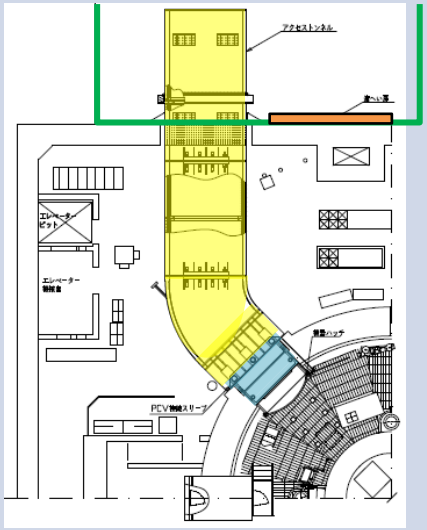
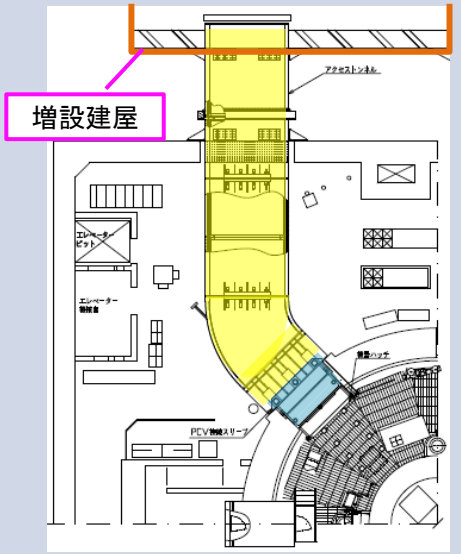
Step.1	Step.2	Step.3	Step.4
			
● 仮設建屋の設置※ ● 遮へい扉の設置(R/B外) ● R/B内干渉物の撤去 ※仮設建屋は必要に応じて設置する。	● 仮設遮へい体の仮置き ● シールドブロック引き抜き準備(ワイヤーおよびウィンチの設置)	● シールドブロックの引抜 ● 3Dスキャンの実施 ● 仮設遮へい体の設置	● ダスト飛散防止の設置 ● シールドブロックの解体・撤去

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の作業ステップ(1号機)

【アクセストンネル設置ステップ図(2/2)】

Step.5	Step.6	Step.7	Step.8
			
● 機器ハッチシェル端面の錆取り・足場の一部撤去 ● ATスリーブの設置 ● ATスリーブの溶接・検査	● アクセルトンネル組立て ● AT送り出し設備の設置 ● AT送り出し ● 仮設遮へい体の撤去	● ATとATスリーブの接続 ● ATとATスリーブ溶接・検査 ● 耐圧試験 ● 仮設建屋の撤去	● 増設建屋の設置・稼働 ● 機器ハッチ開口

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機)

アクセストンネルの設置に関わる作業において作業員のR/B内作業は以下を想定している。※1
- ✓ R/B内干渉物(盤類)の撤去作業(撤去対象は調査が必要)
- ✓ 仮設遮へい体の設置
- ✓ シールドブロックの撤去※2

本検討では仮設遮へい体の設置とシールドブロックの撤去(2案)について作業手順を検討し被ばく評価を実施した。

No.	項目	方法	作業場所	作業の目的	作業内容	被ばく線量(mSv)
1	仮設遮へい体の設置	人手/遠隔	R/B内	シールドブロックの引抜後、R/B内への作業員の立ち入りを考慮し、PCVからの線量を遮へいするために設置する。	R/B北側開口から搬入し、機器ハッチ開口に設置するまでの作業を検討。	4
2	シールドブロックの撤去(細断案)	人手/遠隔	R/B内	機器ハッチ部に設置された既設遮へい体であり、アクセストンネル本体と干渉するため撤去する必要がある。	シールドブロックの引抜から解体・撤去までの作業を検討。ダスト飛散の防止を行いR/B内で搬送できる大きさに細断し、搬送する。	349
	シールドブロックの撤去(一体案)	人手/遠隔	R/B内		シールドブロックの引抜から撤去までの作業を検討。細断せずに一体での取り出しを行う。	27.5

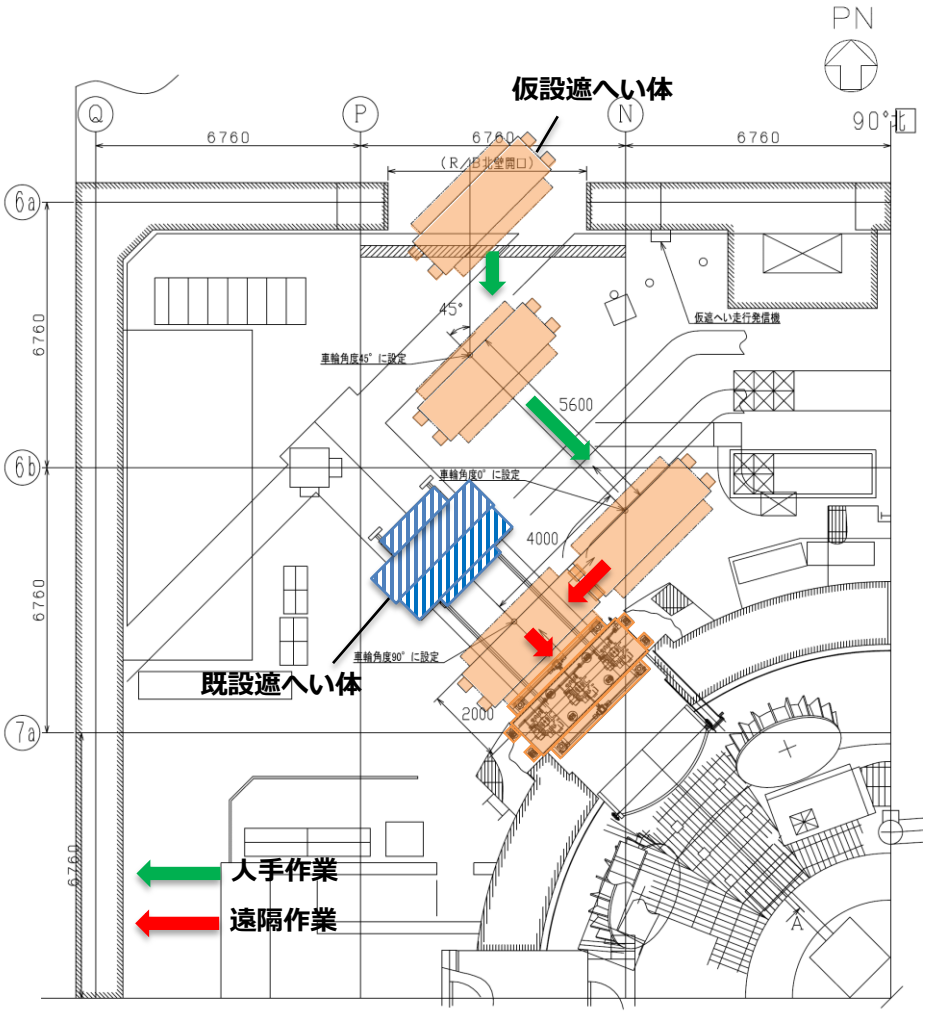
※1:今後の設計進捗により、作業員よるR/B内作業が発生する可能性がある。
※2:1号機シールドブロックの撤去、2、3号機のBSWのブロックアウトについては次年度以降検討を実施する予定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):仮設遮へい体の設置

STEP	手順	方法	作業内容
1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。
2	BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置する。
3	シールドブロック引抜	遠隔	シールドブロックを引き抜く。
4 -1	BSW開口前に設置	遠隔	南西方向に移動させる。
4-2		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキアップする。
4-3		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、チルローラの方向を90°変える。
4-4		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキダウンする。
5-1	BSW開口に挿入	遠隔	南東方向に移動させる。
5-2		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキアップする。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):仮設遮へい体の設置

- 作業時間はR/B内での作業時間とする。
- PCVからの線量は、シールドブロック撤去前0mSv/h(空間線量に含む)、仮設遮へい体設置時1.0mSv/hとする。
- 環境線量は、2020.12.14までに公開されている空間線量(測定)と仮設遮へい体設置時のPCVからの線量を合計したものとする。
- 作業時間は、概算とする。

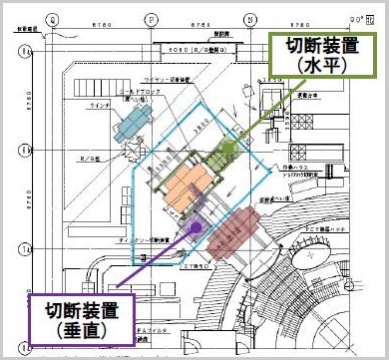
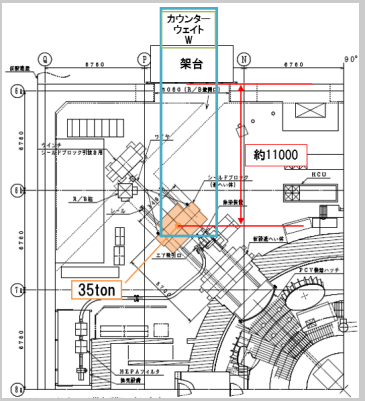
※データ採取期間:2019/4/1～2020/3/31

STEP	手順	方法	作業内容	作業場所	作業時間 (hr)	環境線量 (mSv/h)	被ばく線量 (mSv/人)	人数	被ばく線量 (mSv)
1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。	R/B内	シールドブロックの撤去検討参照				
2	BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置。	R/B内	0.5	2	1	4	4
3	シールドブロック引抜	遠隔	シールドブロックを引き抜く。	R/B内	シールドブロックの撤去検討参照				
4 -1	BSW開口前に設置	遠隔	南西方向に移動させる。	操作室	0	0	0	0	0
4-2		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキアップする。	操作室	0	0	0	0	0
4-3		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、チルローラの方向を90°変える。	操作室	0	0	0	0	0
4-4		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキダウンする。	操作室	0	0	0	0	0
5-1	BSW開口に挿入	遠隔	南東方向に移動させる。	操作室	0	0	0	0	0
5-2		遠隔	遠隔作業用ロボットを用いて遠隔ボルトを操作し、ジャッキアップする。	操作室	0	0	0	0	0
							合計	4	4

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(各案の比較)

項目	細断案	一体案
イメージ		
概要	シールドブロックの引抜から解体・撤去までの作業を検討。ダスト飛散の防止を行いR/B内で搬送できる大きさに細断し、搬送する。	シールドブロックの引抜から撤去までの作業を検討。細断せずに一体での取り出しを行う。
メリット	大がかりな装置が不要であり、R/B内で作業が完結する。	R/B内で細断しないため、R/B内作業が少なく、被ばくのリスクが低い。
デメリット	ダスト飛散防止によるR/B内作業の増加	R/B外装置の大型化
課題	● 作業エリアが狭いことによる装置の干渉・成立性 ● 遠隔による切断・搬送の実現性 ● 人手作業増加による被ばく線量の増加	● 装置の成立性(未検討) ● 他工程との干渉(増設建屋建設やR/B外の干渉物撤去など)
被ばく線量(試算)	349mSv	27.5mSv

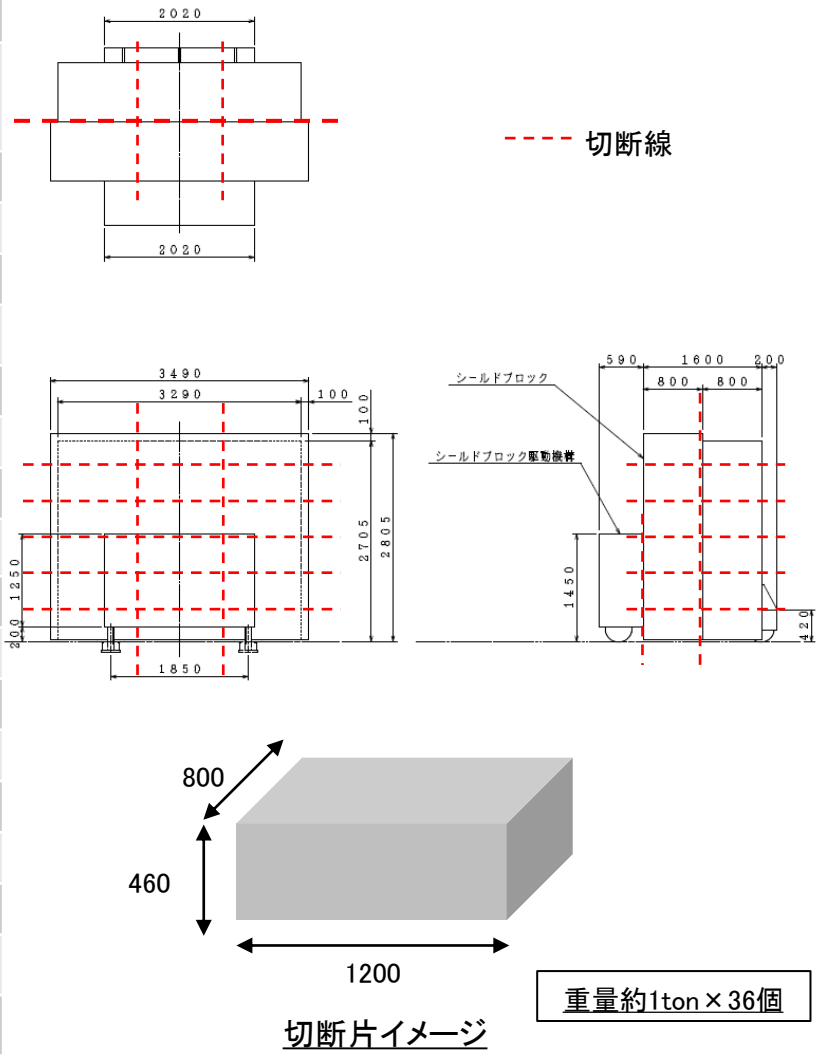
引き続きシールドプラグの撤去(1号機)およびBSWのブロックアウト方法(2、3号機)について検討を実施する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(細断案)

STEP	手順	方法	作業内容
1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。
2	仮設遮へい体 BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置する。
3 -1	シールドブロック引抜	人手	アンカーの設置
3 -2		人手	ワイヤーの設置
3 -3		遠隔	シールドブロックの引抜
4	仮設遮へい体設置	遠隔	BSW開口前に設置
5-1	除染およびスミヤ	遠隔	シールドブロックの除染
5-2		遠隔	シールドブロックのスミヤ
6-1	解体用ダスト飛散防止および排気装置の設置	人手	排気装置の設置
6-2		人手	ダスト飛散防止の設置
7-1	シールドブロック切断	人手	解体装置の設置(ワイヤーソー)
7-2		人手	解体装置の設置(ディスクソー)
7-3		遠隔	水平切断1200mm (ワイヤーソー)
7-4		遠隔	垂直切断800mm/深さ460mm(ディスクソー)
7-5		遠隔	垂直切断1200mm/深さ460mm (ディスクソー)
8-1	シールドブロック片撤去	遠隔	搬送台車へ切断片を設置
8-2		遠隔	搬送
9	切断装置撤去	人手	切断装置をR/B外へ搬出する
10	ダスト飛散防止他撤去	人手	ダスト飛散防止を解体し、撤去する



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(細断案)

- 作業時間はR/B内での作業時間とする。
- PCVからの線量は、シールドブロック撤去前0mSv/h(空間線量に含む)、仮設遮へい体設置時1.0mSv/hとする。
- 環境線量は、2020.12.14までに公開されている空間線量(測定)と仮設遮へい体設置時のPCVからの線量を合計したものとする。
- 作業時間は、概算とする。

※R/B内データ採取期間:2019/4/1～2020/3/31

STEP	手順	方法	作業内容	作業場所	作業時間 (hr)	環境線量 (mSv/h)	被ばく線量 (mSv/人)	人数	被ばく線量 (mSv)
1 -1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。	R/B内	1	2	2	4	8
1-2		人手	排気装置の設置	R/B内	4	2	8	5	40
2	仮設遮へい体 BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置する。	R/B内	仮設遮へい体の設置検討参照				
3 -1	シールドブロック引抜	人手	アンカーの設置	R/B内	1	2	2	3	6
3 -2		人手	ワイヤーの設置	R/B内	0.5	2	1	3	3
3 -3		遠隔	シールドブロックの引抜	操作室	0	0	0	0	0
4	仮設遮へい体設置	遠隔	BSW開口前に設置	操作室	仮設遮へい体の設置検討参照				
5-1	除染およびスミヤ	遠隔	シールドブロックの除染	操作室	0	0	0	0	0
5-2		遠隔	シールドブロックのスミヤ	操作室	0	0	0	0	0
6	解体用ダスト飛散防止の設置	人手	ダスト飛散防止の設置	R/B内	16	3	48	5	160

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(細断案)

STEP	手順	方法	作業内容	作業場所	作業時間 (hr)	環境線量 (mSv/h)	被ばく線量 (mSv/人)	人数	被ばく線量 (mSv)
7-1	シールドブロック切断	人手	解体装置の設置(ワイヤーソー)	R/B内	2	3	6	4	24
7-2		人手	解体装置の設置(ディスクソー)	R/B内	2	3	6	4	24
7-3		遠隔	水平切断1200mm (ワイヤーソー)	操作室	0	0	0	0	0
7-4		遠隔	垂直切断800mm/深さ460mm(ディスクソー)	操作室	0	0	0	0	0
7-5		遠隔	垂直切断1200mm/深さ460mm (ディスクソー)	操作室	0	0	0	0	0
8-1	シールドブロック片撤去	遠隔	搬送台車へ切断片を設置	操作室	0	0	0	0	0
8-2		遠隔	搬送	操作室	0	0	0	0	0
9	切断装置撤去	人手	切断装置をR/B外へ搬出する	R/B内	2	3	6	4	24
10	ダスト飛散防止他撤去	人手	ダスト飛散防止を解体し、撤去する	R/B内	4	3	12	5	60
							合計	37	349

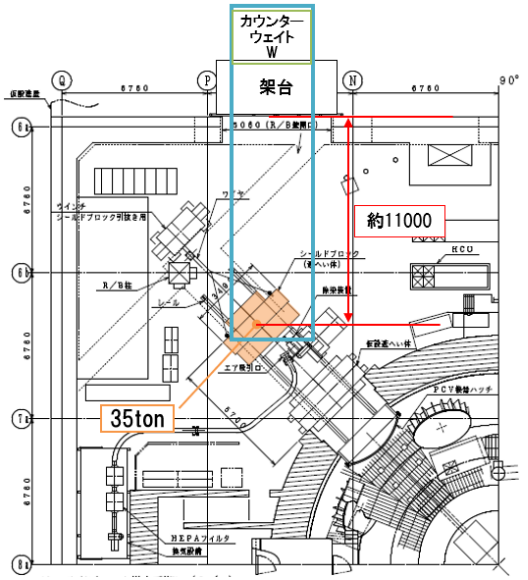
備考
※作業時間および人数については概算である。人数についても作業時間に応じて班を分けるなど実施する必要がある。
※シールドブロックの解体作業の検討は次年度以降実施する。その結果により、被ばく線量は変動する。今回の検討では初回に切断機器を設置後、全て遠隔で切断・搬送することとした。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

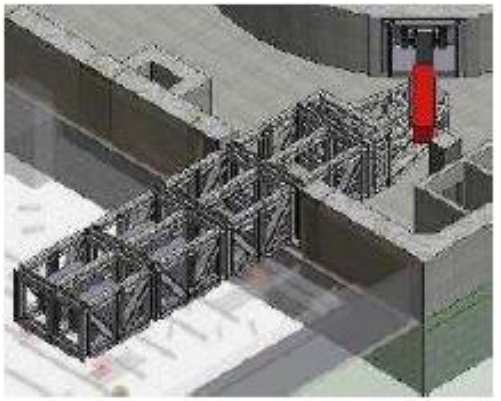
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(一体撤去案)

STEP	手順	方法	作業内容
1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。
2	仮設遮へい体 BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置する。
3 -1	シールドブロック引抜	人手	アンカーの設置
3 -2		人手	ワイヤーの設置
3 -3		遠隔	シールドブロックの引抜
4	仮設遮へい体設置	遠隔	BSW開口前に設置
5-1	除染およびスミヤ	遠隔	シールドブロックの除染
5-2		遠隔	シールドブロックのスミヤ
6	PCV接続スリーブ設置装置の設置	人手	送り出し装置をR/B外に設置する。
7-1	シールドブロックの一括撤去	人手	吊治具の取付
7-2		人手	玉掛
7-3		遠隔	搬出



一体取り出しのイメージ



装置イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル工法の被ばく評価(1号機):シールドブロックの撤去(一体撤去案)

- 作業時間はR/B内での作業時間とする。
- PCVからの線量は、シールドブロック撤去前0mSv/h(空間線量に含む)、仮設遮へい体設置時1.0mSv/hとする。
- 環境線量は、2020.12.14までに公開されている空間線量(測定)と仮設遮へい体設置時のPCVからの線量を合計したものとする。
- 作業時間は、概算とする。

※R/B内データ採取期間:2019/4/1～2020/3/31

STEP	手順	方法	作業内容	作業場所	作業時間 (hr)	環境線量 (mSv/h)	被ばく線量 (mSv/人)	人数	被ばく線量 (mSv)
1	シールドブロック解体準備	人手	シールドブロック解体用の引抜装置を設置。	R/B内	1	2	2	4	8
2	仮設遮へい体BSW開口周辺へ仮設置	人手	シールドブロック引抜動線と干渉を避け、BSW開口周辺へ仮設置する。	R/B内	仮設遮へい体の設置検討参照				
3-1	シールドブロック引抜	人手	アンカーの設置	R/B内	1	2	2	3	6
3-2		人手	ワイヤーの設置	R/B内	0.5	2	1	3	3
3-3		遠隔	シールドブロックの引抜	R/B内	0	0	0	0	0
4	仮設遮へい体設置	遠隔	BSW開口前に設置	操作室	仮設遮へい体の設置検討参照				
5-1	除染およびスミヤ	遠隔	シールドブロックの除染	操作室	0	0	0	0	0
5-2		遠隔	シールドブロックのスミヤ	操作室	0	0	0	0	0
6	PCV接続スリーブ遠隔設置装置の設置	人手	R/B南側のスペースに装置を設置する。	R/B外	仮設遮へい体の設置検討参照				
7-1	シールドブロックの一括撤去	人手	吊治具の取付	R/B内	3	1	3	3	9
7-2		人手	玉掛	R/B内	1	0.5	0.5	3	1.5
7-3		遠隔	搬出	操作室	0	0	0	0	0
							合計	16	27.5

備考

※作業時間および人数については概算である。人数についても作業時間に応じて班を分けるなど実施する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

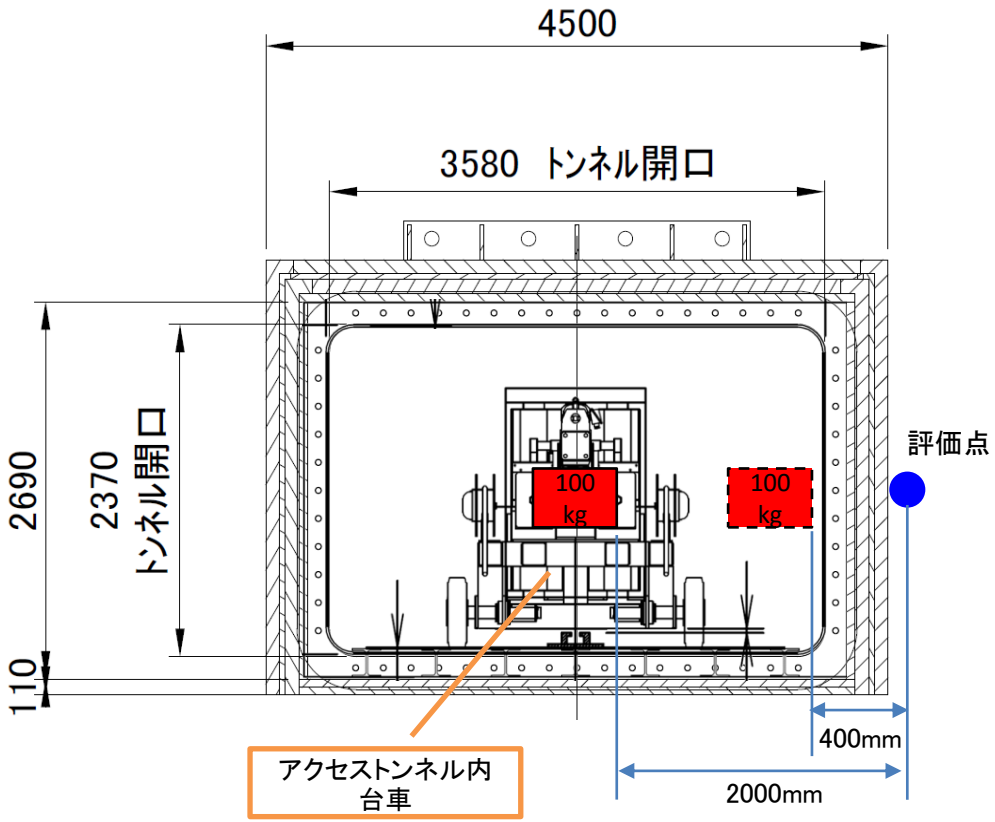
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル本体遮へい厚さの見直し

- アクセストンネル送り出し重量低減のため、遮へい厚さの見直しを実施。
- 燃料デブリから評価点までの距離を見直した。
- 評価点での線量1mSv/h以下

※アクセストンネル上部への作業員の立ち入りはないものとして検討を実施

項目	昨年までの検討	見直し版
線源	Cs137	
線源の重量	100kg	
評価点までの距離	400mm	2000mm
必要遮へい体	300mm	220mm
遮へい体(側面/底面)	300/110	220/100
アクセストンネル重量 (1号機送出し時)	約430ton	約330ton
最大送り出し重量	約1100ton	約900ton



遮へい計算イメージ

送出すアクセストンネル重量は約100tonの削減となるが、送り出し設備に対する影響は限定的のため、更なる送出し重量の削減を検討する。
→アクセストンネルをフレーム構造化し、送出して設置した後に遮へい体を設置する(後設遮へい体工法)。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 後設置遮へい体の概念検討(板遮へい体設置方式)

- フレーム構造としたアクセストンネルを送り出し、アクセストンネルスリーブ接続後に追加の遮へい体を設置する。
- 送り出し時のアクセストンネル重量は概算で約200tonとなる。

項目	説明
概略寸法	W4500×H3500×L16000mm(5 分割構造※) ※仮設建屋からのアクセストンネル送り出し時
主要構成	● 底板125mm ● 天板25mm ● 側板25mm、35mm(ユニット5 のみ※) ● 骨部材16mm ● フランジ厚み150mm ● 固定ボルト M64、27 本(ユニット間あたりの数量)
重量	約200 ton(送り出し時空重量) ただし、ボルト重量含まず
完成時遮へい能力	300mm相当 ※遮へい体分割による遮へい欠損の対策が必要
後設置遮へい体	アクセストンネル側面用 (板遮へい体 68 枚) アクセストンネル天井面用(板遮へい体 9 枚)

現状案より送り出し重量が半減するため、送り出し設備の小規模化が見込める。

課題および今後の検討項目

- 遮へい体を分割するため、遮へい欠損が発生する。補助遮へい体等による全体重量の増加が考えられる。
- 送り出し時のたわみ量低減のため、強度を担保したフレーム構造の検討が必要。
- アクセストンネルの内側に遮へい体を設置するため、ユーティリティを考慮した後付け方法の検討が必要。

→鉄球などを流し込む案と比較検討を実施、実現性の検討を行う必要がある。

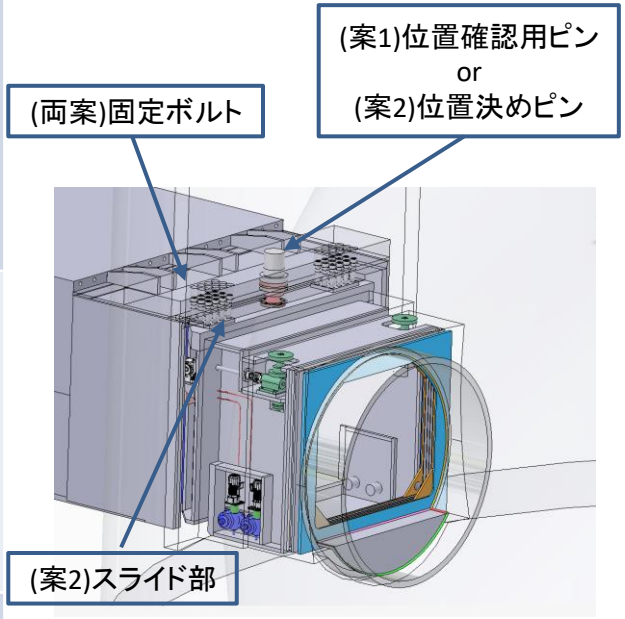
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネルとアクセストンネルスリーブの接続方法の検討

- アクセルトンネル本体とアクセストンネルスリーブはボルト結合＋シール溶接を検討中。
- ボルトのサイズや本数は地震時の解析実施して決定する必要がある。
- 検討中の接続は2案あり、詳細については継続して検討を行う。

項目	案1	案2
概要	アクセストンネルをATスリーブ近傍まで送り出した後、カメラなどの映像を確認しながら位置調整を行う。アクセストンネルに設置した位置確認用ピンとATスリーブに設置したピン受け(筒)にてアクセストンネルとATスリーブの位置を確認する。ピンは自由落下とし、ピンが落下した位置が最終位置となり、固定用ボルトにて締結を行う。ピンと受けのクリアランスは±10~20mmを想定。	アクセストンネルをATスリーブ近傍まで送り出した後、カメラなどの映像を確認しながら位置調整を行う。アクセストンネルに設置した位置決めピンをATスリーブに設置したピン受け(筒)に強制的に挿入し、アクセストンネルをスライドさせる。締結は、固定用ボルトにて行う。ピンと受けのクリアランスは±1~2mmを想定。
手順	① カメラ映像を確認しながら微調整を行う ② (※位置確認用ピンが落下したら位置決め完了) ③ アクセストンネルをスリーブに着座 ④ ボルトにより固定 ⑤ カウンターウェイトなどの取り外し ⑥ シール溶接(スペーサ使用)	① カメラ映像を確認しながら微調整を行う。(※位置決めピンが筒に少しでも掛かれば位置決め完了) ② アクセストンネルをスリーブに着座 ③ カウンターウェイトを取り外す ④ 油圧にて位置決めピンを筒に差し込む。(※アクセストンネルをスライドさせる) ⑤ ボルトにより固定 ⑥ シール溶接
課題	● 最大±10~20mmのずれが生じるため、内部のユーティリティなどの接続方法が課題	● BSWにスリーブを固定し、アクセストンネルのスライド荷重を受けるため、BSWのスリーブ支持部の構造確認が必要。 ● スライド部の成立性(設置精度、面圧の確保 他)。



位置合わせ後のイメージ

成立性の検討・課題の整理を継続して実施。必要に応じてモックアップの提案を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ ATスリーブの接続方法の検討

➢ ATスリーブ構造(1号機)

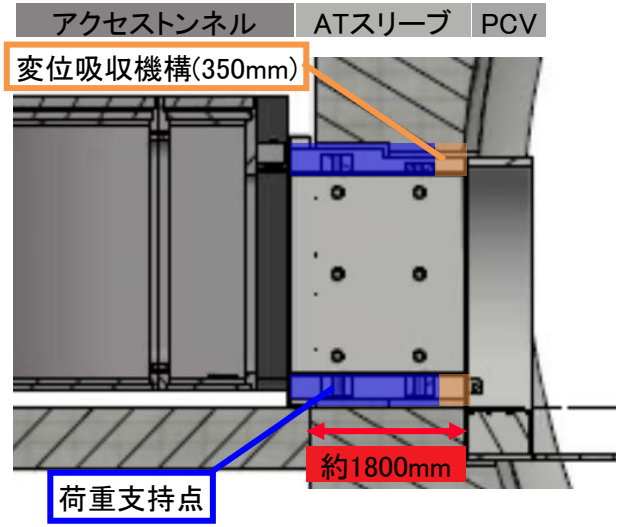
✓ PCVとアクセストンネル(AT)をATスリーブで接続する。ATスリーブはATの荷重を支持すると共に、PCV側に設けた変位吸収機構により地震時の変位を吸収する。

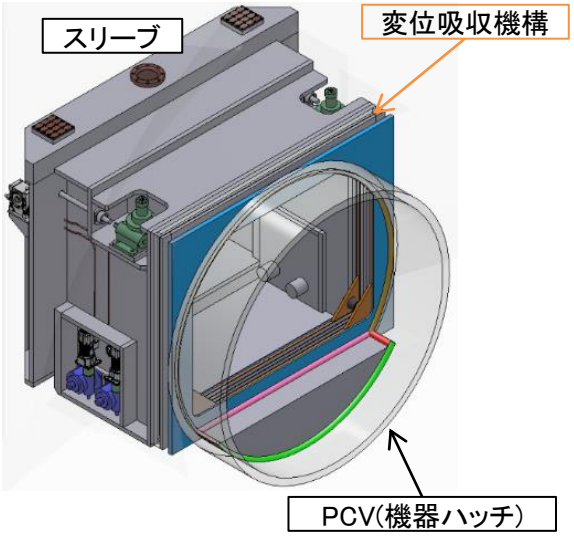
✓ ATスリーブの構成要素である変位吸収機構について詳細検討を実施。

【地震時の変位量の設定】

トンネルとスリーブは固定されており、地震時はR/Bと一体で動く(地震時の変位は変位吸収機構で吸収)。水平方向に±12.5mmの変位量の確保が必要

⇨ 適用部分での面間距離は350mm程度のため、変位吸収量は約3mm。
ベローズ構造等の既存技術での対応は困難のため、新規構造の検討を実施中。





アクセストンネルとPCVとの接続部構造の一例

水平方向変位*

位置	OPからのレベル[mm]	評価点[mm]	水平変位[mm]
ハッチ上端	12905	13490	12.5
ハッチ中央	11260	11180	9
ハッチ下端	9675	9760	7

鉛直方向変位*

位置	OPからのレベル[mm]	評価点[mm]	鉛直変位[mm]
ハッチ上端	12905	13490	0.12

*平成27年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金事業「圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発」での報告内容より設定(オペフロ付加設備:6100ton、地震動:900Gal)

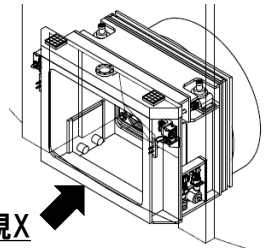
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

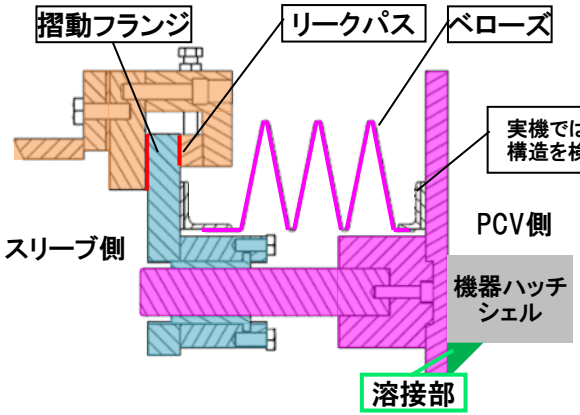
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ ATスリーブの接続方法の検討

➢ ATスリーブ構造(1号機)

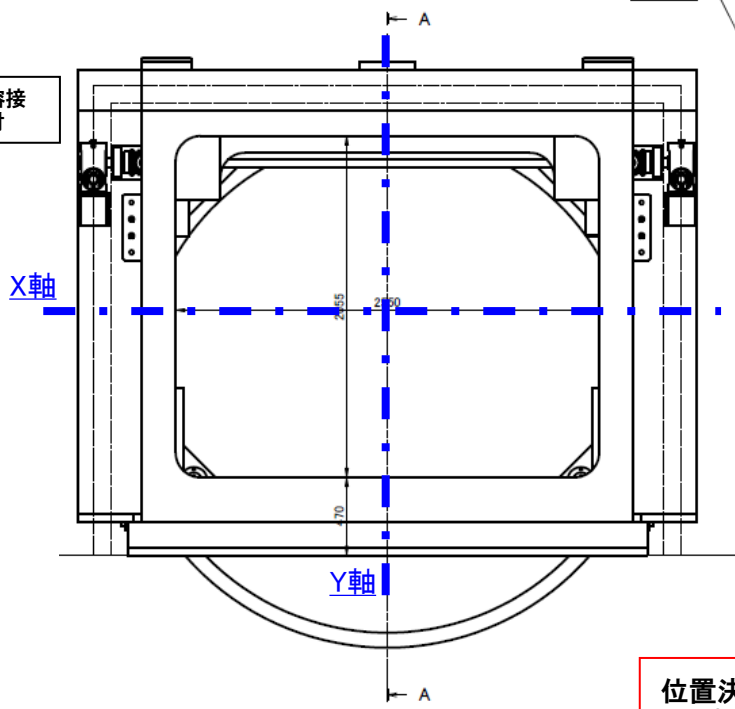
・変位吸収機構：地震時の変位を吸収
・反力ジャッキ：アクセストンネル接続後の反力を調整
・位置決めジャッキ：スリーブ設置時の位置決め調整

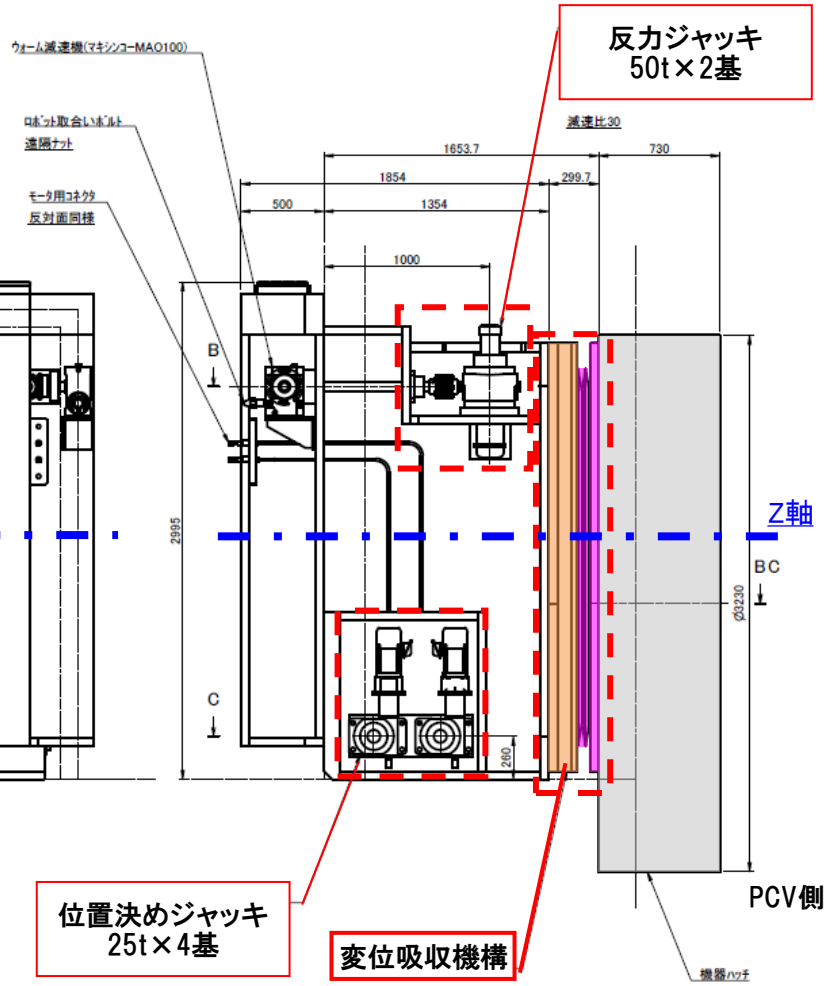




変位吸収機構詳細

変位方向	対応
軸直角	摺動フランジ
軸	ベローズ





・軸直角方向の変位は、摺動フランジで対応
・軸方向の変位は、ベローズで対応
(注記)フローティングフランジと摺動フランジは同義である。

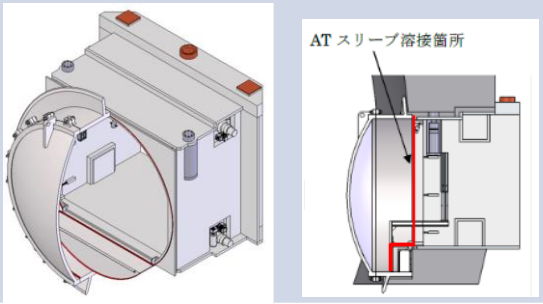
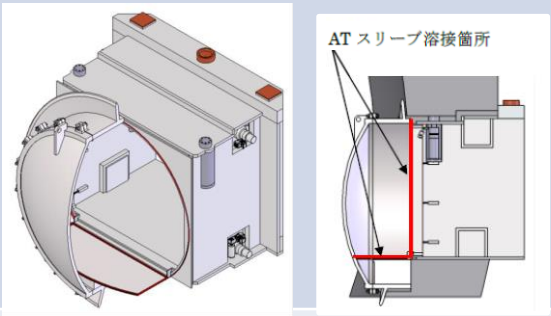
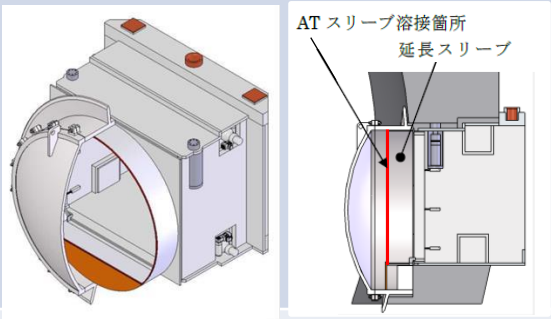
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ ATスリーブの接続方法の検討

➢ 機器ハッチとATスリーブの接続構造

✓ 複数の溶接接続構造案を検討し、比較評価を実施

		ケース1	ケース2	ケース3
				
		• 機器ハッチ内足場は部分撤去 • ATスリーブは機器ハッチシェルの端面に溶接 • ATスリーブの下側は、足場シールカバーを介して機器ハッチシェルの内面に溶接	• 機器ハッチ内足場は部分撤去 • ATスリーブは機器ハッチシェルの端面に溶接 • 足場の上にプレートを設置し、ATスリーブの下側と機器ハッチ内面および機器ハッチ扉と溶接	• 機器ハッチ内足場は部分撤去 • 機器ハッチ内の下側にATスリーブと取り合うプレートを溶接 • ATスリーブに延長スリーブを追加 • 機器ハッチ内面とATスリーブ取り合いプレートを溶接
ATスリーブ内への汚染閉じ込め		◎ 接続部は全て溶接	◎ 接続部は全て溶接	◎ 接続部は全て溶接
施工性	設置ステップ数	○ 足場撤去あり、耐圧試験1回	△ 足場撤去あり、耐圧試験2回	○ 足場撤去あり、耐圧試験1回
	開先合わせ（機器ハッチ内）	○ 足場シールカバーと足場撤去部の取合い検討が必要	◎ 足場プレートは置くだけを想定	△ 取り合いプレートの設置精度が必要 （AT スリーブに対する水平度／距離）
	溶接作業性	○	○	△ 上向き溶接部のギャップ大
総合評価		○	△	△

ケース2は1回目の耐圧試験が困難、ケース3は溶接施工が困難と考えられるため、ケース1を選定。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

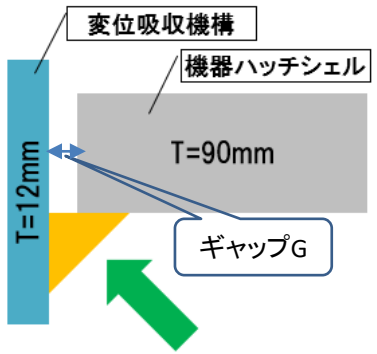
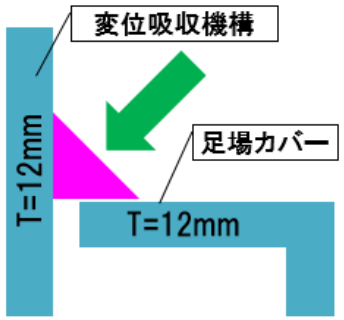
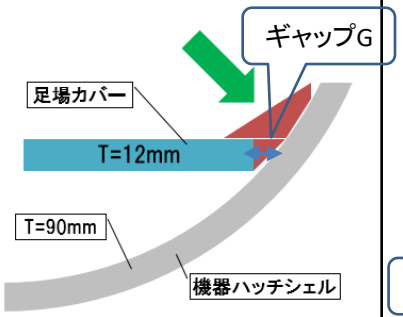
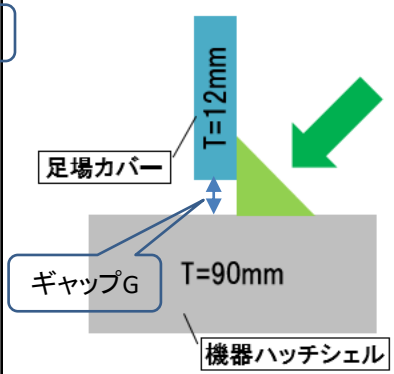
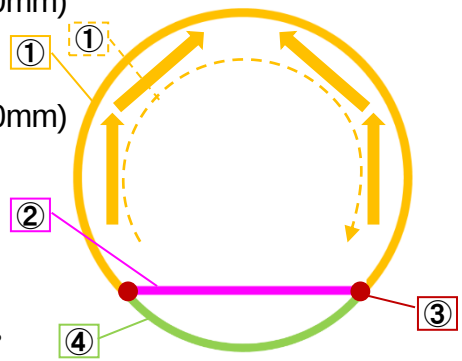
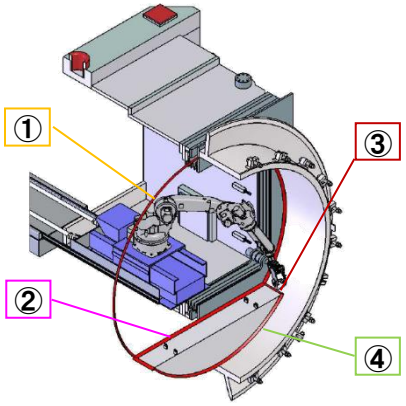
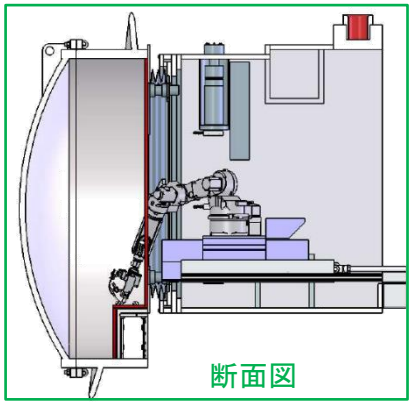
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ ATスリーブの接続方法の検討

➢ 機器ハッチとATスリーブの溶接方法

✓ 検討したケース1について、溶接方法の検討を実施

※寸法は1号機。

項目/条件	①	②	③	④
溶接条件				
軌跡	① 曲線R1525(約7200mm) ② 直線(約2200mm) ③ 直線(約500mm) ④ 曲線R1525(約2400mm) ※①は遠隔施工を考えると、点線の方が良いと考えられる。 			
溶接姿勢	上向水平すみ肉 立向(上進)	水平すみ肉	水平すみ肉	水平すみ肉 立向(上進)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ ATスリーブの接続方法の検討

➢ 溶接接続に関する主な課題

① ギャップ

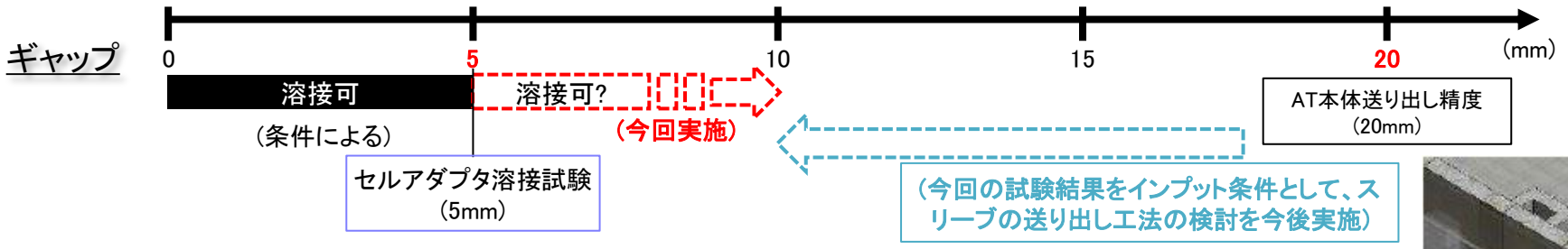
・大型かつ重量物であるATスリーブの設定においては、通常よりギャップが大きくなることが想定される。

・2015－16年度の補助事業にて、燃料デブリ取り出しセルに係る遠隔シール溶接に関する試験(セルアダプタ溶接試験)が実施されており、ギャップ5mm以下であれば遠隔溶接可能な装置および要領について基本的な成立性が確認されている。

・しかし、2018年度に実施したアクセストンネルの送り出しに関する要素試験において、送り出し精度は20mmであったことから、ギャップ5mm以上での遠隔溶接や設置工法の検討を行う必要がある。

⇒ギャップ5mmを超える溶接要領の確立(積層方法/溶接条件)

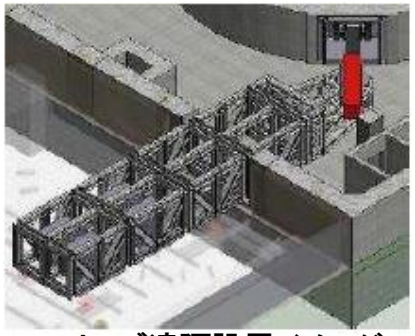
※アクセストンネル本体側の、スリーブ送り出し工法の検討も今後検討予定。



② 母材厚さ

・母材(機器ハッチシェル)の板厚は90mmと厚い。(1号機の場合)

⇒低温割れの懸念があるため、上記のギャップと併せて対応を検討



スリーブ遠隔設置イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

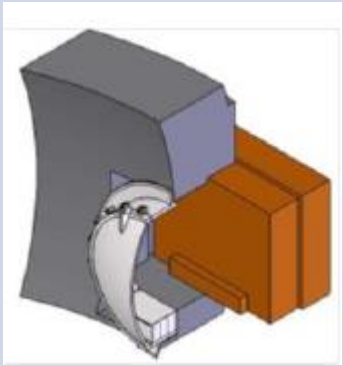
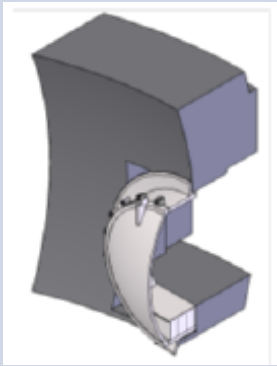
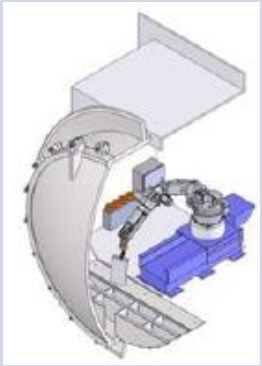
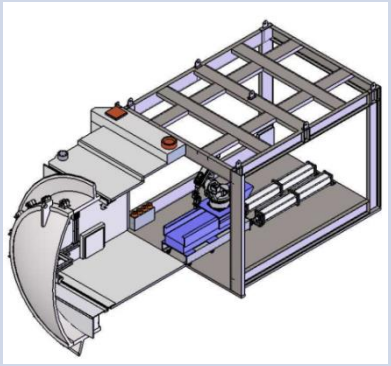
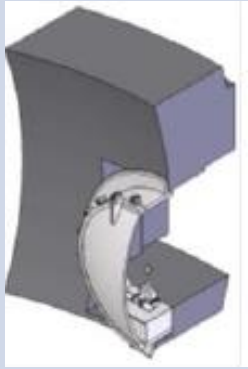
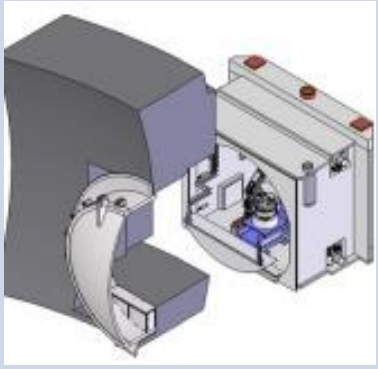
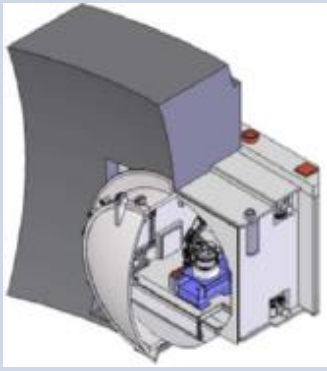
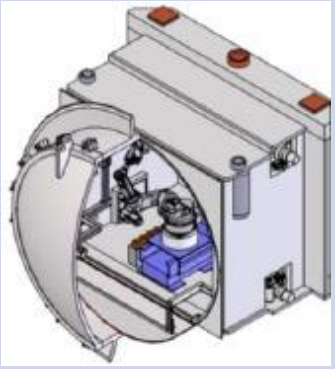
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネルとPCVとの接続に関する作業ステップ(1/2)

✓ 機器ハッチ前遮へい体の取り外しから機器ハッチ開口までの作業ステップについて、溶接・検査に関わる部分を中心に整理した。

【作業ステップ図(1/2)】

□ :要素試験での確認対象

① 遮へい体引き出し	② 遮へい体撤去	③ 足場撤去	④ 機器ハッチ内錆び取り
			
⑤ 3Dスキャン	**⑥ ATスリーブ設置**	**⑦ 足場カバー設置**	**⑧ ATスリーブ溶接**
			

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

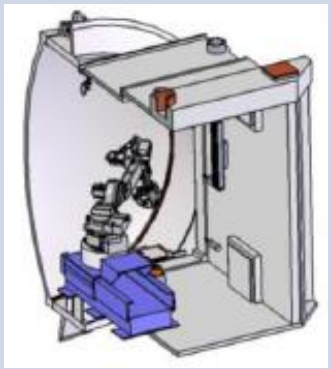
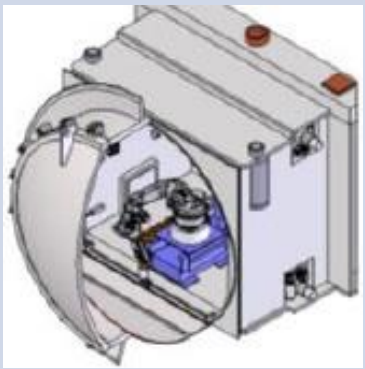
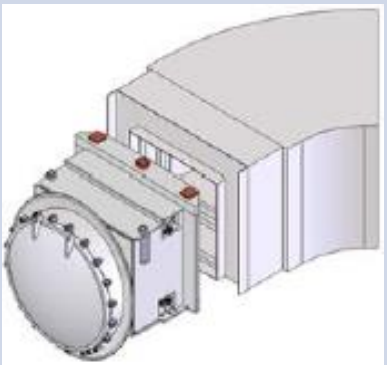
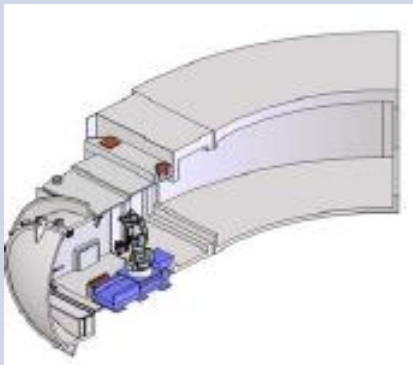
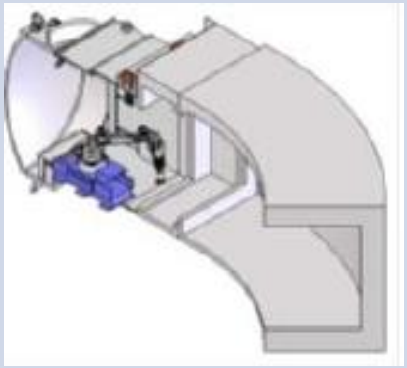
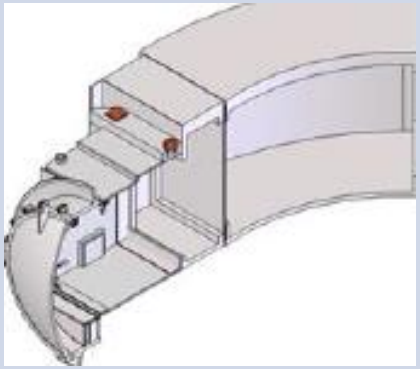
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネルとPCVとの接続に関する作業ステップ(2/2)

✓ 機器ハッチ前遮へい体の取り外しから機器ハッチ開口までの作業ステップについて、溶接・検査に関わる部分を中心に整理した。

【作業ステップ図(2/2)】

: 基礎試験での確認対象(参考)

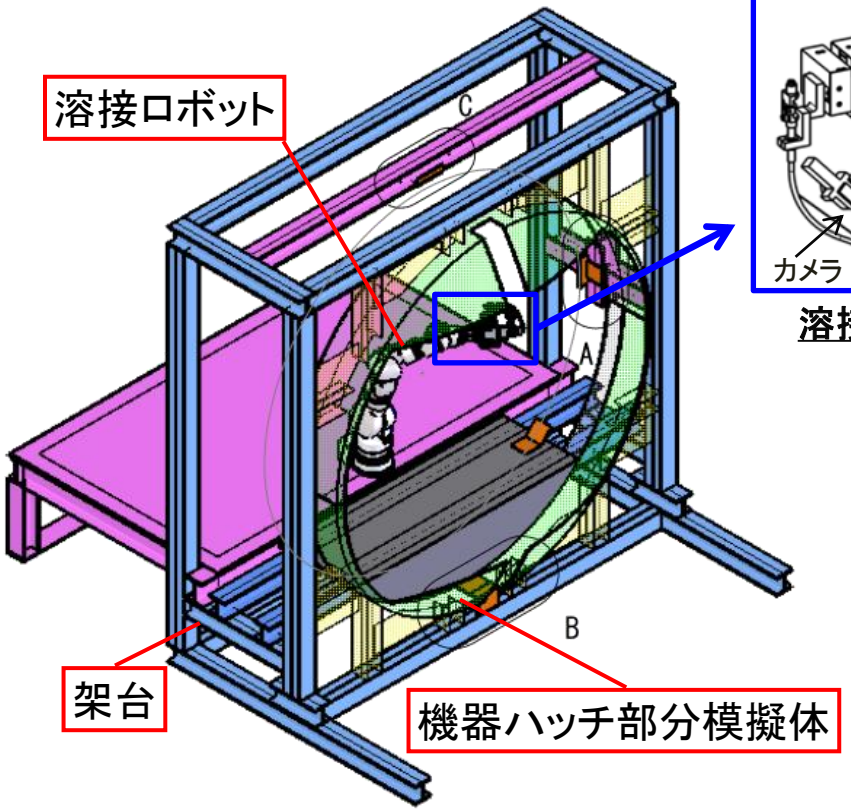
⑨ 機器ハッチ扉溶接	⑩ 溶接部検査	⑪ ATユニット設置	⑫ ATユニット溶接
			
⑬ 溶接部検査	⑭ 耐圧試験	⑮ 機器ハッチ開口	
			

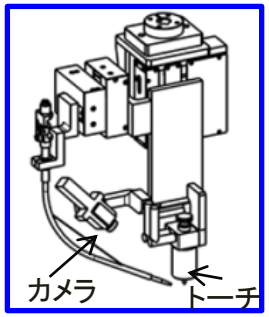
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

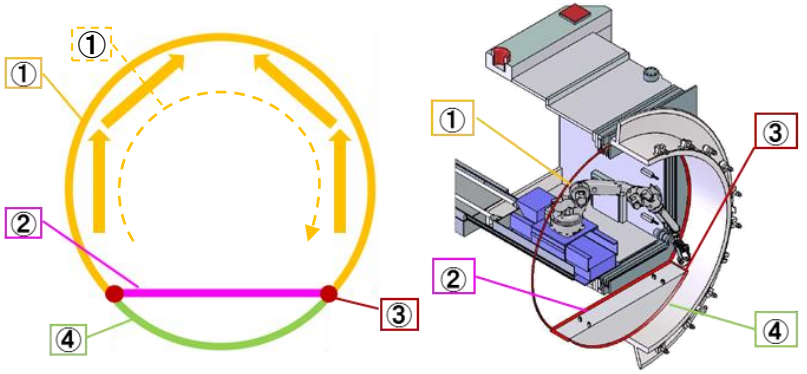
■ 要素試験模擬範囲

✓ 機器ハッチとATスリーブの溶接に関する課題解決のため、要素試験を実施する。





溶接ヘッド

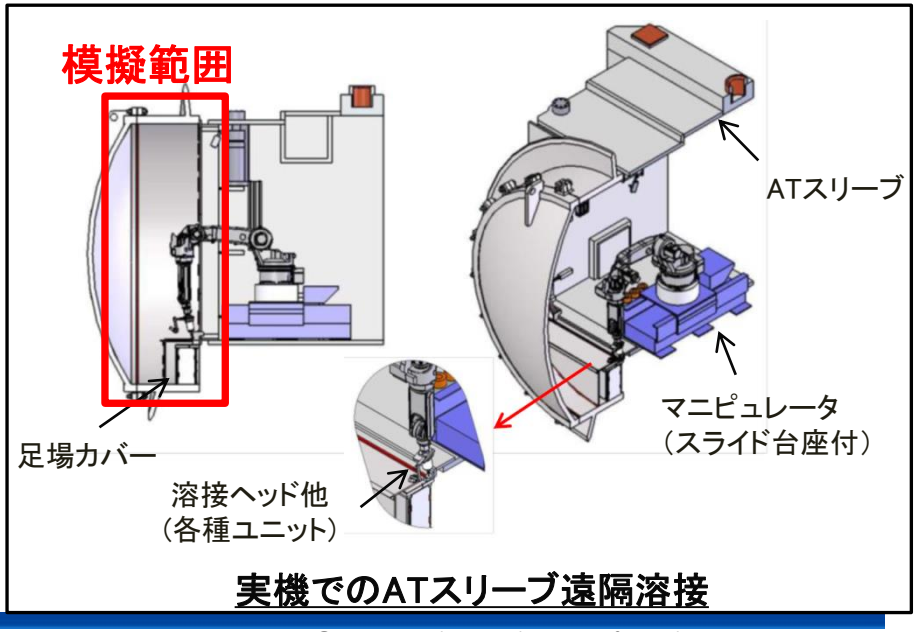


溶接時の軌跡(再掲)

要素試験での模擬設備

※試験体は平板

（詳細は次紙以降参照）



実機でのATスリーブ遠隔溶接

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 要素試験項目と判定基準

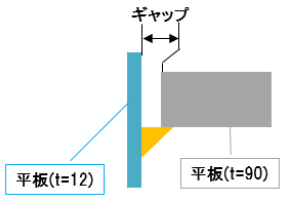
要素試験項目

ID	確認項目	試験項目	試験要領・手順	判定基準	備考
1	溶接方法	ギャップ溶接試験	条件出し試験(※)にて決定した溶接条件にて、溶接機(ロボット含む)を用いて、部分的に模擬した機器ハッチおよびスリーブの溶接を行う。 ギャップ:7.5mm(5mm以上)、7.5+αmm(20mm目標で限界値を確認) ※条件出し試験 板厚およびギャップを模擬した環境で溶接を実施し、各パラメータ(積層方法、溶接姿勢、溶接入熱)の最適値を取得する。	• ギャップ7.5mm以上で溶接ができること(限界値を確認)。 [溶接部健全性に関する判定基準] ・PT、VT:外観上の割れまたはアンダーカット、オーバーラップ、クレータ、スラグ巻込み、ブローホール等で有害なものが無いこと ・寸法測定:断面マクロ観察の結果より、所定・脚長(6mm以上)を満足すること ・断面マクロ:上記脚長確認 ・硬さ試験:参考測定	
2	検査方法	蛍光PT適応性基礎試験	複数の磨きツールを用いて溶接ビード表面を磨き、磨きツールの違いによる蛍光PT結果の状態を確認する。 磨きツール案:フラップホイール/ナイロンブラシ/ワイヤブラシ等	• データ取得のための基礎試験(判定基準なし) ※蛍光PTができることを確認	参考
3		溶接ビードの研削性確認試験	ギャップ溶接試験試験体の溶接ビードを研削し、研削ツールの違いによる溶接ビードの研削性を確認する。 研削ツール案:超硬バー(短/長)	• データ取得のための基礎試験(判定基準なし)	参考

【溶接に関わる試験ステップおよび確認項目(取得データ)(案)】

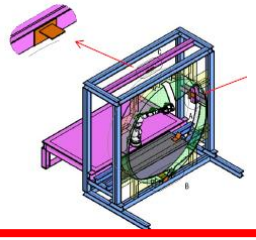
今後検討

条件出し試験



- ✓ 積層方法
- ✓ 溶接姿勢
- ✓ 溶接入熱
- ✓ 溶接ギャップ

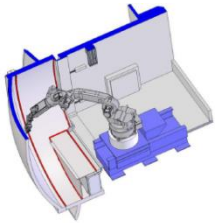
要素試験



- ✓ 溶接ギャップ
(実機に近い設備)

実施範囲

フルモックアップ試験



- ✓ 一連の手順
- ✓ 前処理
- ✓ 検査・補修
- ✓ 溶接ひずみの確認
- ✓ スペーサーの検討

TIG溶接の限界値を確認する試験。
(ひずみ等は本試験で得た結果を用いてモックアップ試験にて確認する)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ PCV接続スリーブ溶接条件出し試験の確認ステップ

条件出し試験および要素試験の詳細ステップ(確認内容)を以下に示す。

確認ステップ		確認試験体 (溶接方法)		材質	ギャップ G	確認内容	溶接姿勢
1	条件出し試験①	突合せ (ブリッジ溶接)	レール走行 自動TIG	SS400 (P-1)	1mm 3mm 5mm	● ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)	下向
2	条件出し試験②	T継手 (すみ肉溶接)	レール走行 自動TIG	SS400 (P-1)	3mm 7.5mm	● 各溶接姿勢における溶接可能条件	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
3	条件出し試験③	T継手 (すみ肉溶接)	レール走行 自動TIG	SS400 (P-1)	3mm 7.5mm	● 各溶接姿勢におけるビードの安定性	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
4	条件出し試験④	T継手 (すみ肉溶接)	レール走行 自動TIG	SS400 (P-1)	20mm	● 各溶接姿勢の積層手順	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
5	要素試験	T継手 (すみ肉溶接)	自動TIG ロボット	SGV480 SM400B (P-1)	7.5mm 20mm	● 設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 (立向下進)

備考
※SGV480は実機相当材

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

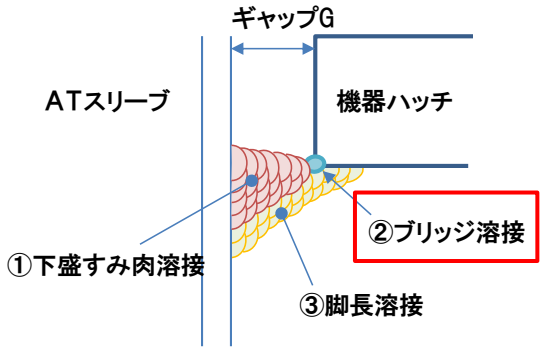
■ 要素試験内容(1/4)

1-1) ギャップ溶接試験(条件出し①)

試験名称	継手区分	溶接方法	設備	母材	溶材	ギャップG	溶接姿勢
ギャップ溶接 条件出し試験	すみ肉溶接 (ブリッジ溶接)	TIG	自動 溶接機	SS400 ＋ SS400	TG-S50	1mm 3mm 5mm	水平すみ肉

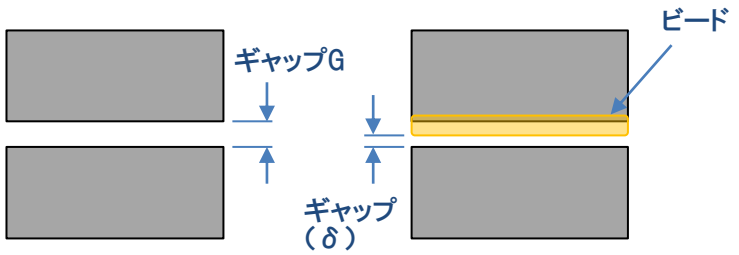
備考

本試験(条件出し試験③④)前の基礎試験
- 1パスでブリッジ溶接ができない場合は片側からビードを繋げ、ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)を確認する。
- 予熱:なし



ギャップGが大きい場合の積層手順(案)

試験体イメージ



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 要素試験内容(2/4)

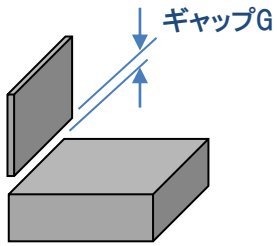
1-1) ギャップ溶接試験（条件出し②）

試験名称	継手区分	溶接方法	設備	母材	溶材	ギャップG	溶接姿勢
ギャップ溶接 条件出し試験	すみ肉溶接 （ブリッジ溶接）	TIG	走行レール ＋ 自動溶接機	SS400 ＋ SS400	TG-S50	3mm 7.5mm	水平すみ肉 立向(上進) 立向(下進) 上向水平すみ肉

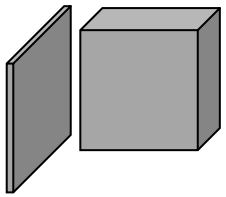
備考

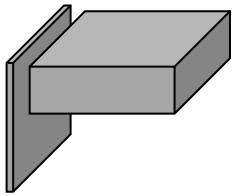
本試験(条件出し試験③④)前の基礎試験
- ギャップGを設けた試験体を用いて溶接姿勢、溶接条件を変えながら適正溶接条件を確認する。
- 予熱：なし

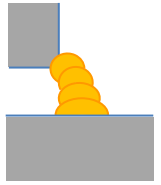
試験体イメージ



水平すみ肉


立向


上向水平すみ肉


積層の一例

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

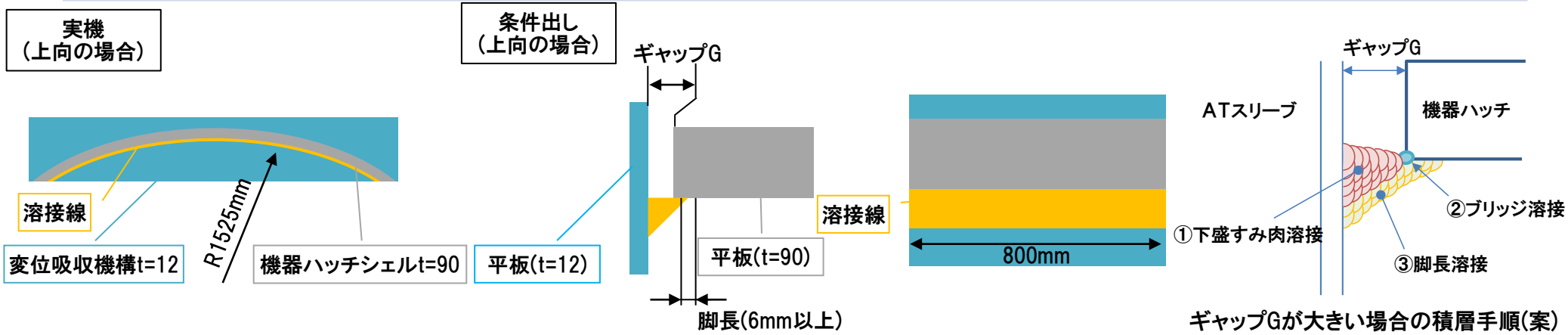
■ 要素試験内容(3/4)

1-1) ギャップ溶接試験(条件出し③④)

試験名称	継手区分	溶接方法	設備	試験体形状	母材	溶材	ギャップG	溶接姿勢	溶接部健全性
ギャップ溶接 条件出し試験	すみ肉溶接 (ブリッジ溶接)	TIG	走行レール ＋ 自動溶接機	平板＋平板 (12t×200-800＋ 90t×200-800)	SS400 ＋ SS400	TG-S50	3mm 7.5mm 7.5+αmm	水平すみ肉 立向(上進) 立向(下進) 上向水平すみ肉	PT 断面マクロ VT 寸法測定

備考

- 設備:条件出しのための自動溶接機。
- 試験体:今回の試験体90mmは1F-1寸法。1F-2は80mm、1F-3は70mm。
- ギャップ:7.5mm以上のギャップについては、試験状況に応じて設定する。追従可能な実力値を判断できるような事前試験も実施する。一様なギャップとする。
- 予熱:なし



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 要素試験内容(4/4)

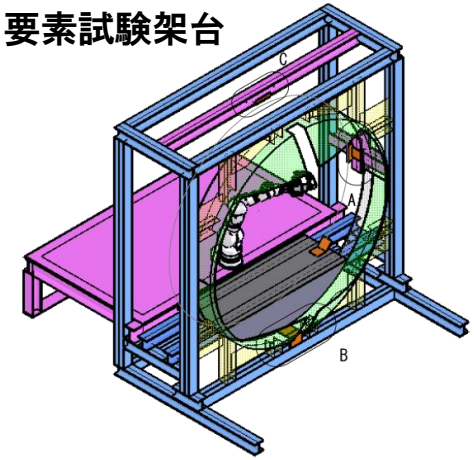
1-2) ギャップ溶接試験(要素試験)

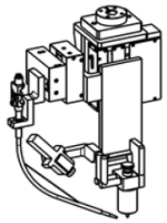
試験名称	継手区分	溶接方法	設備	試験体形状	母材	溶材	ギャップ	溶接姿勢	溶接部健全性
ギャップ溶接 要素試験	すみ肉溶接 (ブリッジ溶接)	TIG	マニプレータ ＋ 新規小型溶接ヘッド	平板＋平板 (12t×200-300＋85t×90-300)	SM400B ＋ SGV480	TG-S50	7.5mm 7.5+αmm (限界値)	水平すみ肉 立向 上向水平すみ肉	PT VT 断面マクロ 寸法測定 硬さ試験

備考

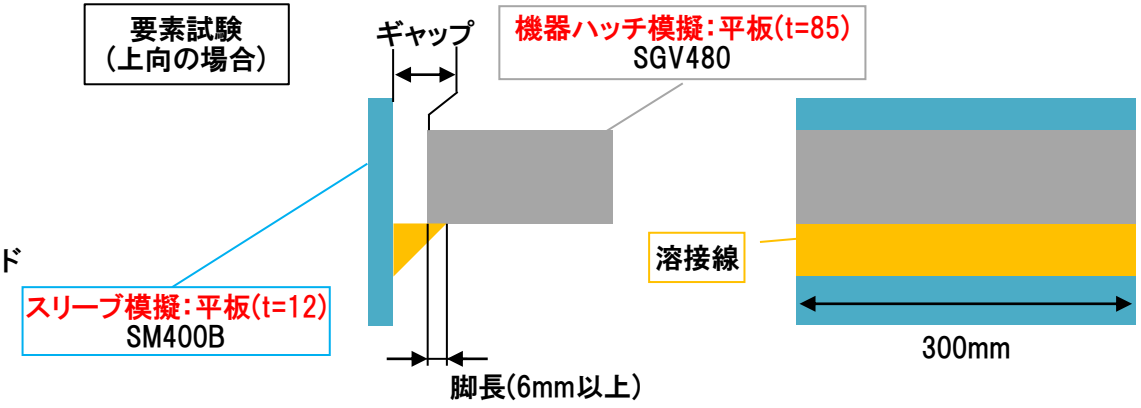
- 設備:マニプレータ＋新規小型溶接ヘッド
- 試験体:今回の試験体90mmは1F-1寸法。1F-2は80mm、1F-3は70mm
- ギャップ:7.5mm以上のギャップについては、試験状況に応じて設定する。一様なギャップとする。
- 溶接姿勢:立向きは条件出し試験結果にて判断
- 予熱:なし

要素試験架台





小型TIG溶接ヘッド

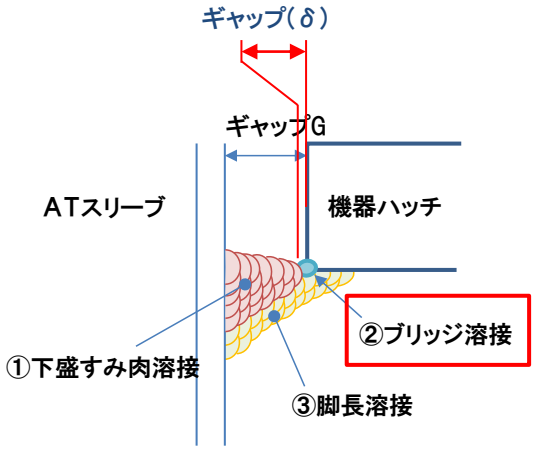


©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

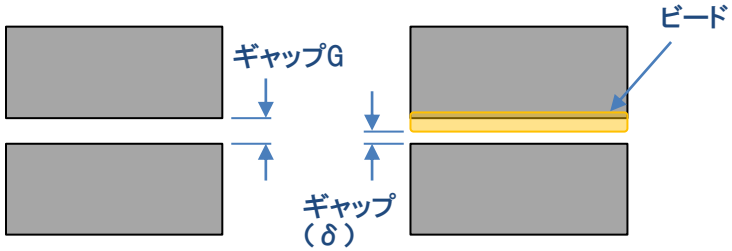
■ 試験結果：確認ステップ(1) 条件出し試験①

確認内容	ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)
確認方法	平板を並行に並べてギャップを形成し、ブリッジ溶接可能な適正ギャップ(δ)を確認する。
成果	ブリッジ溶接前の適正ギャップ(δ)を確認。ギャップ(δ)は2mm程度。



ギャップGが大きい場合の
積層手順(案)

試験体

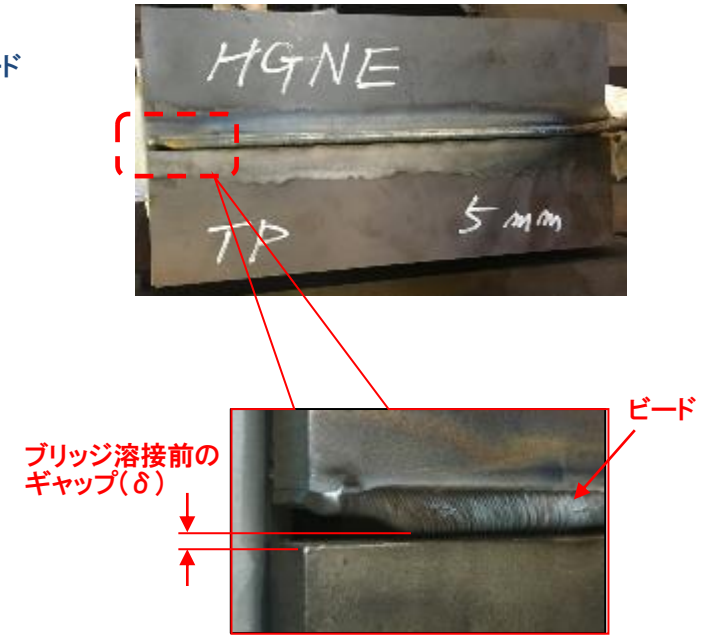


ギャップ(δ)は1mm、3mm、5mmで確認

試験要領

1パスでブリッジ溶接ができない場合は片側からビードを繋げ、ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)を確認する。

試験結果



ギャップ(G)が3mmにおいて溶け落ちが発生する条件有
(写真はギャップG 5mm)

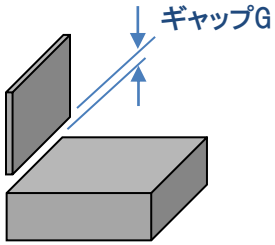
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

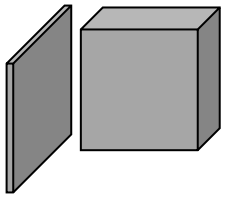
■ 試験結果：確認ステップ(2) 条件出し試験②

確認内容	各溶接姿勢における溶接可能条件
確認方法	ギャップGを設けた試験体を用いて溶接姿勢、溶接条件を変えながら適正溶接条件を確認する。
成果	各溶接姿勢における溶接施工条件を取得。

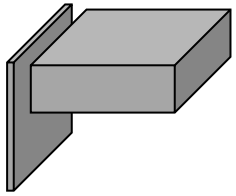
試験体



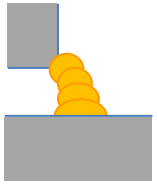
水平すみ肉



立向



上向水平すみ肉



積層の一例

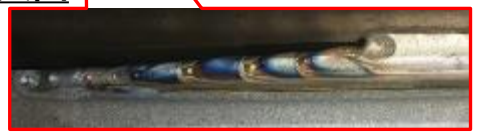
ギャップG寸法は3mm、7.5mmで確認

試験結果



ギャップG：7.5mm、溶接姿勢：水平すみ肉

拡大図



取得した溶接条件

電流(P)	電流(B)	電圧	溶接速度	溶接入熱
A	A	V	mm/min	J/cm
140 ~ 240	100 ~ 200	10 ~ 11	80 ~ 90	8000 ~ 18150

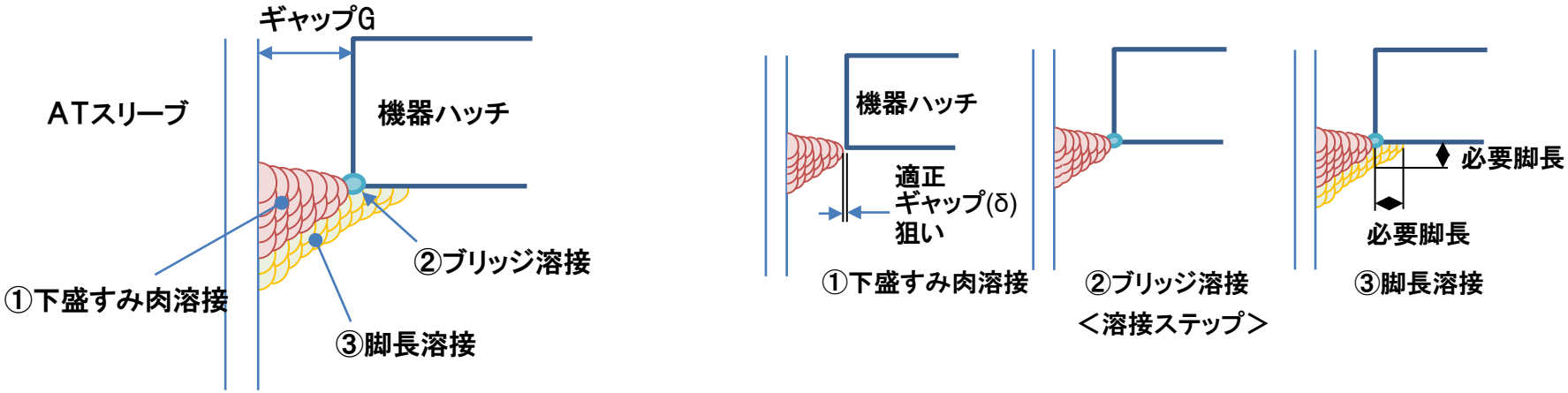
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(3) 条件出し試験③(1/3)

確認内容	各溶接姿勢におけるビードの安定性
確認方法	条件出し試験②で得た溶接施工条件をベースに溶接を実施。 試験体を固定し、各溶接姿勢の模擬を行ない、自動溶接機を走行。
成果	安定したビードで溶接が可能であることを確認。ギャップG 3mm、7.5mmの溶接は、各溶接姿勢において問題なく施工できることを確認。

溶接要領



① 下盛すみ肉溶接 ：ギャップGを埋めるためのすみ肉溶接
② ブリッジ溶接 ：下盛すみ肉溶接と機器ハッチを接続する溶接
③ 脚長溶接：脚長を満足させるためのすみ肉溶接

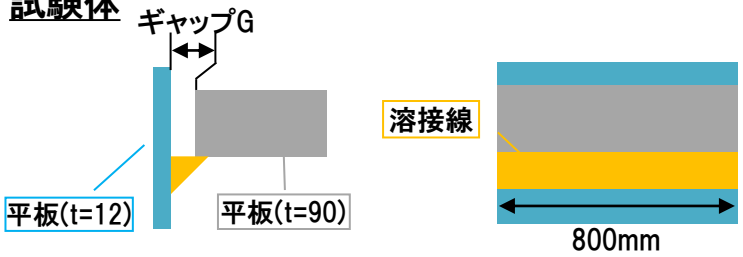
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

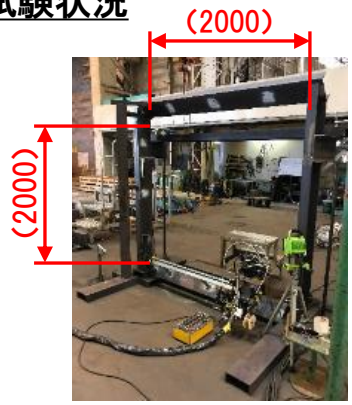
■ 試験結果：確認ステップ(3) 条件出し試験③(2/3)

確認内容	各溶接姿勢におけるビードの安定性
確認方法	条件出し試験②で得た溶接施工条件をベースに溶接を実施。 試験体を固定し、各溶接姿勢の模擬を行ない、自動溶接機を走行。
成果	安定したビードで溶接が可能であることを確認。ギャップG 3mm、7.5mmの溶接は、各溶接姿勢において問題なく施工できることを確認。

試験体



試験状況

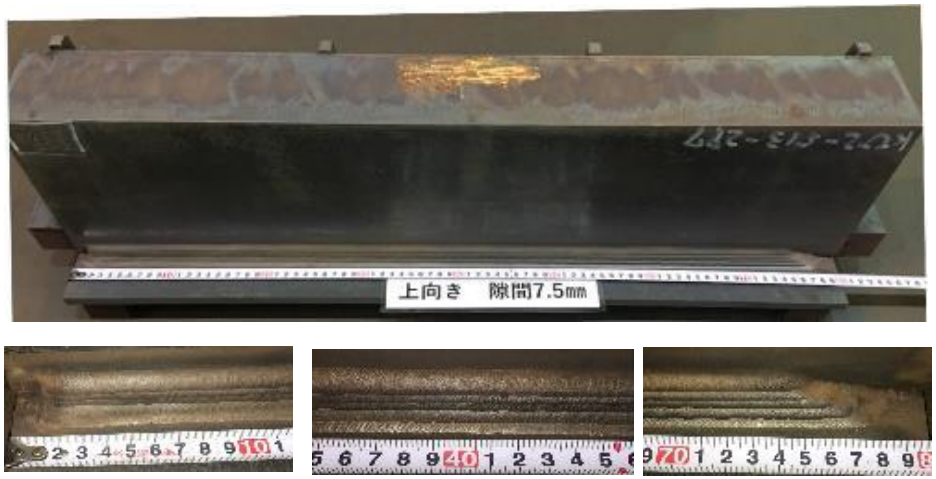


＜試験架台＞



＜溶接状況＞

溶接後試験体(上向水平すみ肉ギャップG 7.5mm)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

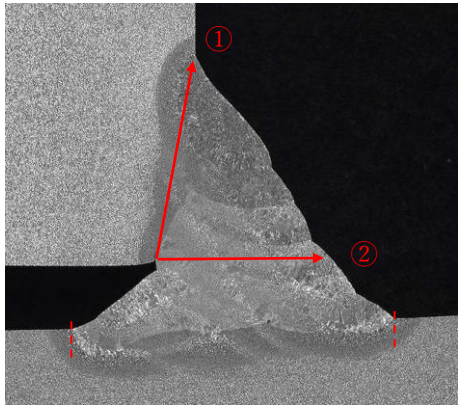
7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(3) 条件出し試験③(3/3)

確認内容	各溶接姿勢におけるビードの安定性
確認方法	条件出し試験②で得た溶接施工条件をベースに溶接を実施。 試験体を固定し、各溶接姿勢の模擬を行ない、自動溶接機を走行。
成果	安定したビードで溶接が可能であることを確認。ギャップG 3mm、7.5mmの溶接は、各溶接姿勢において問題なく施工できることを確認。

断面観察結果(上向水平すみ肉ギャップG 7.5mm)

(観察位置は中央付近)



寸法測定位置

測定位置	①	②
測定値(mm)	14.7	12.0

最小溶接脚長6mmを満足

染色PT結果(上向き水平すみ肉ギャップG 7.5mm)

指示模様無し



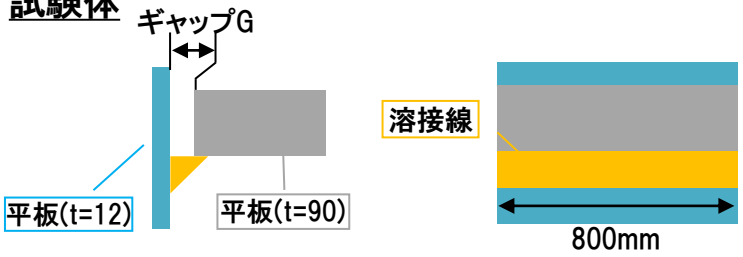
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

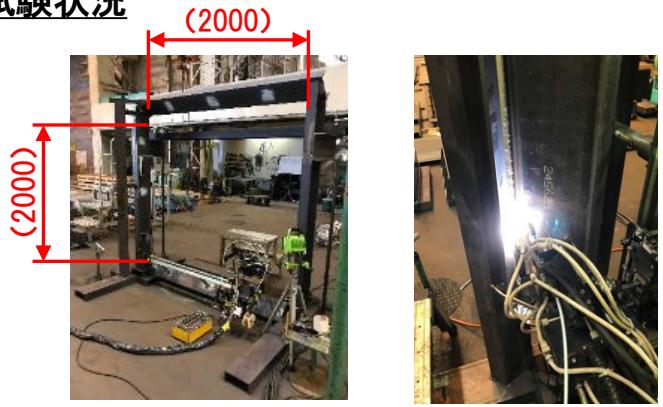
■ 試験結果：確認ステップ(4) 条件出し試験④(1/2)

確認内容	各溶接姿勢の積層手順
確認方法	溶接条件は確認ステップ3で確認した条件をベースに設定。ギャップGはATスリーブの設置精度を考慮して20mmとした。 試験設備および試験体についてもステップ3と同様。
成果	立向下進溶接以外はギャップGに関わらず安定したビードで溶接が可能であることを確認した。 ギャップG拡大時の積層手順を確認し、下盛すみ肉溶接の幅を広げ積層を増やすことで対応可能である見通しを得た。

試験体



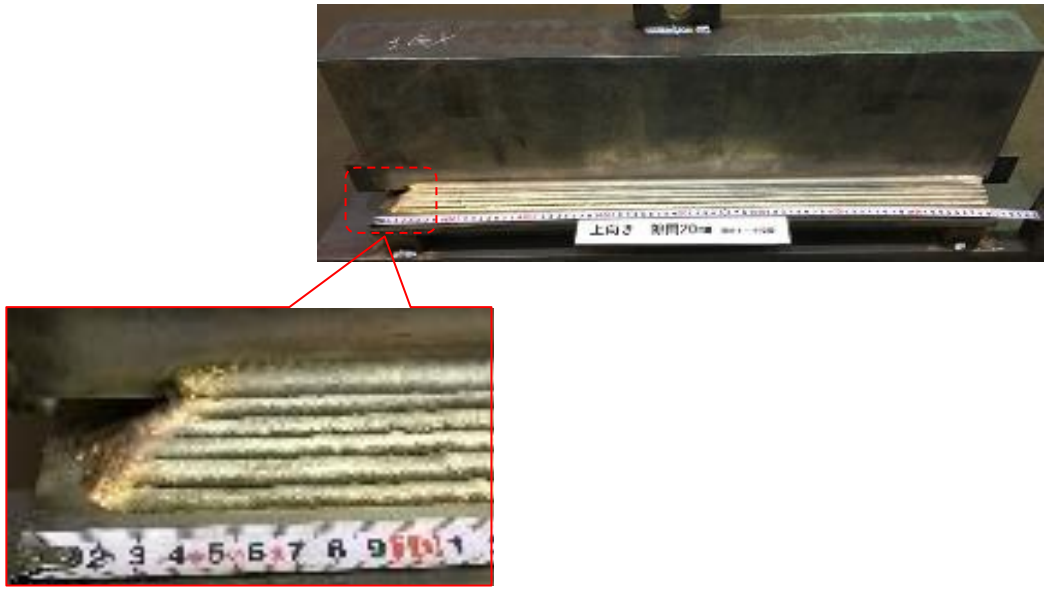
試験状況



＜試験架台＞

＜溶接状況＞

試験状況(上向水平すみ肉　ギャップG 20mm)



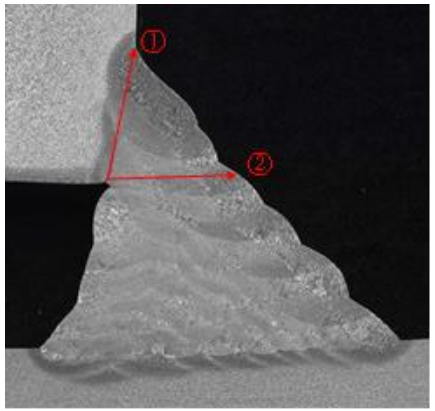
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(4) 条件出し試験④(2/2)

確認内容	各溶接姿勢の積層手順
確認方法	溶接条件は確認ステップ3で確認した条件をベースに設定。ギャップGはATスリーブの設置精度を考慮して20mmとした。 試験設備および試験体についてもステップ3と同様。
成果	立向下進溶接以外はギャップGに関わらず安定したビードで溶接が可能であることを確認した。 ギャップG拡大時の積層手順を確認し、下盛すみ肉溶接の幅を広げ積層を増やすことで対応可能である見通しを得た。

断面観察結果(上向水平すみ肉ギャップG 20mm)
(観察位置は中央付近)



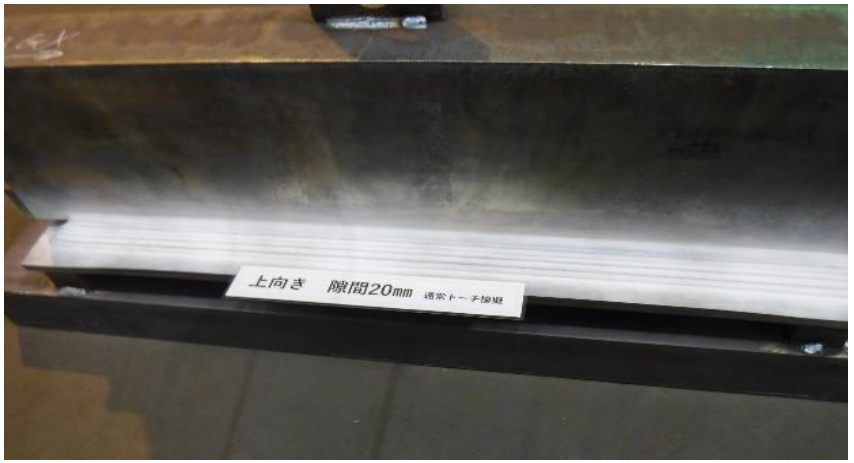
寸法測定位置

測定位置	①	②
測定値(mm)	13.4	13.3

最小溶接脚長6mmを満足

染色PT結果(上向きすみ肉ギャップG 20mm)

指示模様無し



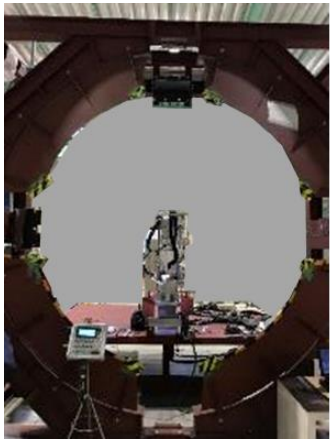
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

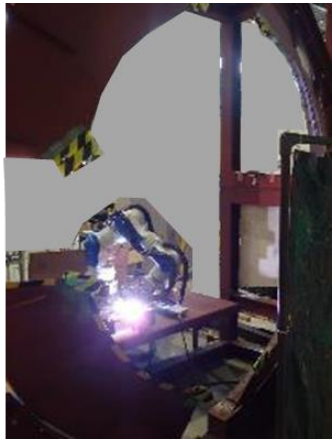
■ 試験結果：確認ステップ(5) 要素試験(1/4)

確認内容	設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価および設備の確認
確認方法	条件出し試験で設定した各溶接姿勢における基本溶接条件にて溶接を実施する。溶接は、マニピュレータに軽量小型TIG溶接ヘッドを取り付けて行う。
成果	条件出し試験で取得した溶接条件で溶接は可能であることを確認した。(但し、パス間での磨きが必要になったため、実機での作業効率低下が懸念されるため、シールド性の向上による磨き回数の低減が必要)

試験写真



＜マニピュレータ設置＞

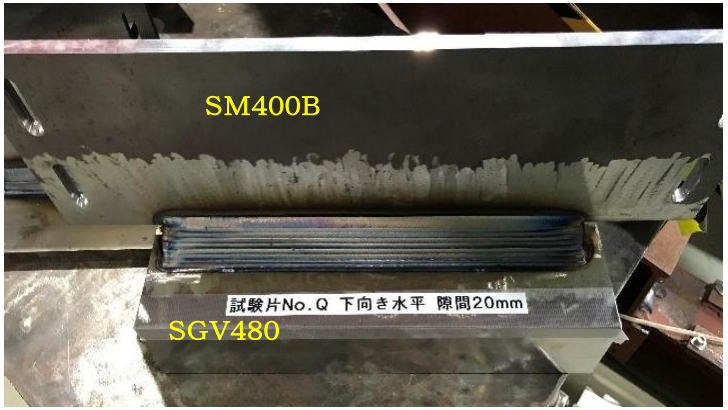


＜アーク出し中＞



＜溶接機＞

試験結果(水平すみ肉ギャップG 20mm)



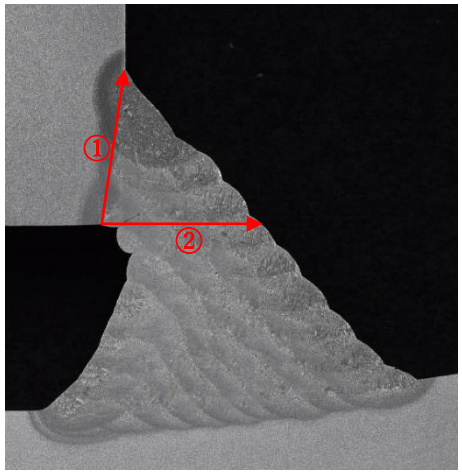
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(5) 要素試験(2/4)

確認内容	設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価および設備の確認
確認方法	条件出し試験で設定した各溶接姿勢における基本溶接条件にて溶接を実施する。溶接は、マニピュレータに軽量小型TIG溶接ヘッドを取り付けて行う。
成果	条件出し試験で取得した溶接条件で溶接は可能であることを確認した。(但し、パス間での磨きが必要になったため、実機での作業効率低下が懸念されるため、シールド性の向上による磨き回数の低減が必要)

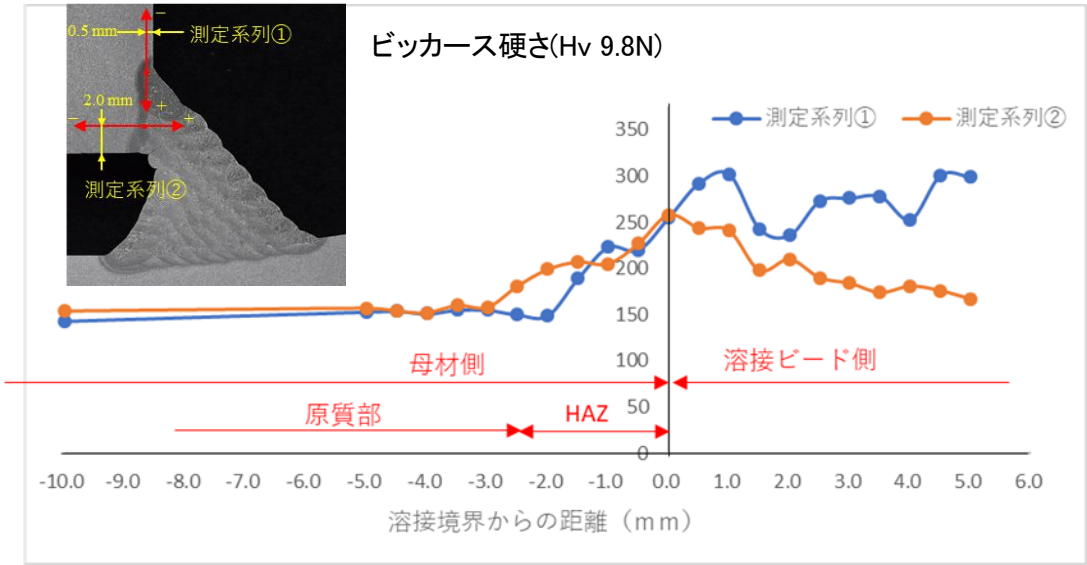
断面観察結果(上向水平すみ肉ギャップG 20mm)
(観察位置は中央付近)



測定位置	①	②
測定値(mm)	16.8	17.4

最小溶接脚長6mmを満足

硬さ試験結果(上向水平すみ肉ギャップG 20mm)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

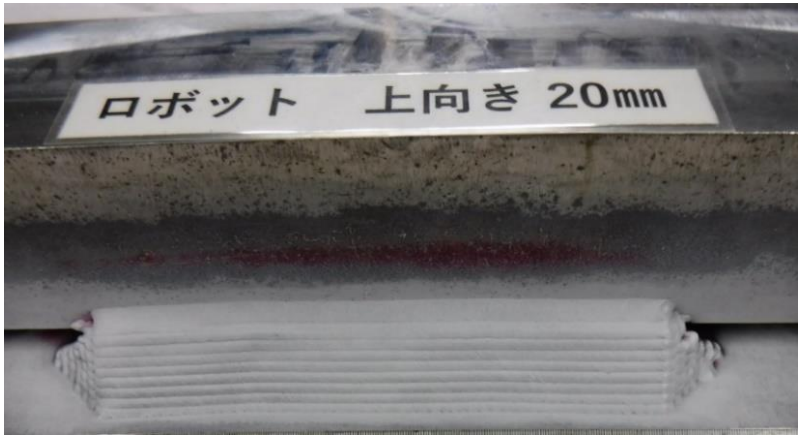
7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(5) 要素試験(3/4)

確認内容	設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価および設備の確認
確認方法	条件出し試験で設定した各溶接姿勢における基本溶接条件にて溶接を実施する。溶接は、マニピュレータに軽量小型TIG溶接ヘッドを取り付けて行う。
成果	条件出し試験で取得した溶接条件で溶接は可能であることを確認した。（但し、パス間での磨きが必要になったため、実機での作業効率低下が懸念されるため、シールド性の向上による磨き回数の低減が必要）

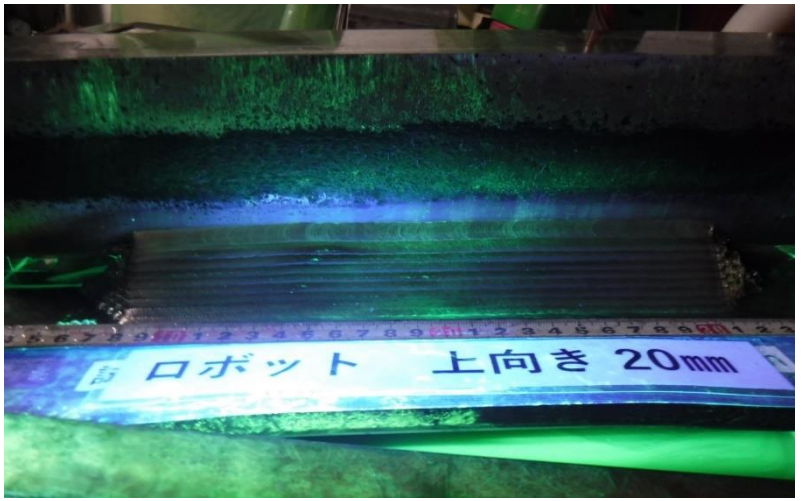
染色PT検査の結果(上向水平すみ肉ギャップG 20mm)

指示模様無し



蛍光PT結果(上向水平すみ肉ギャップG 20mm)

指示模様無し



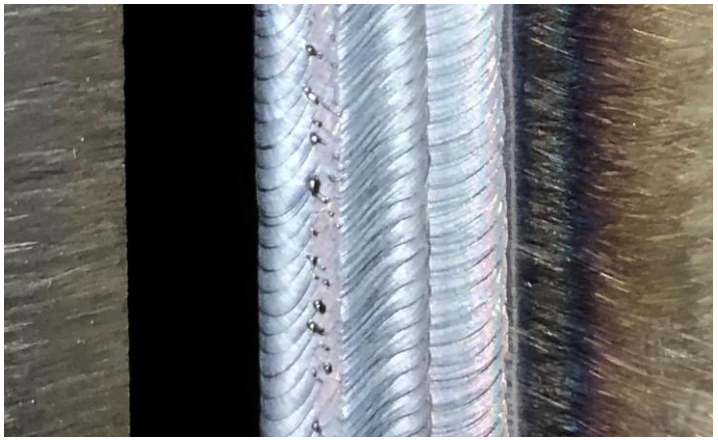
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：確認ステップ(5) 要素試験(4/4)

確認内容	設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価および設備の確認
確認方法	条件出し試験で設定した各溶接姿勢における基本溶接条件にて溶接を実施する。溶接は、マニピュレータに軽量小型TIG溶接ヘッドを取り付けて行う。
成果	条件出し試験で取得した溶接条件で溶接は可能であることを確認した。(但し、パス間での磨きが必要になったため、実機での作業効率低下が懸念されるため、シールド性の向上による磨き回数の低減が必要)

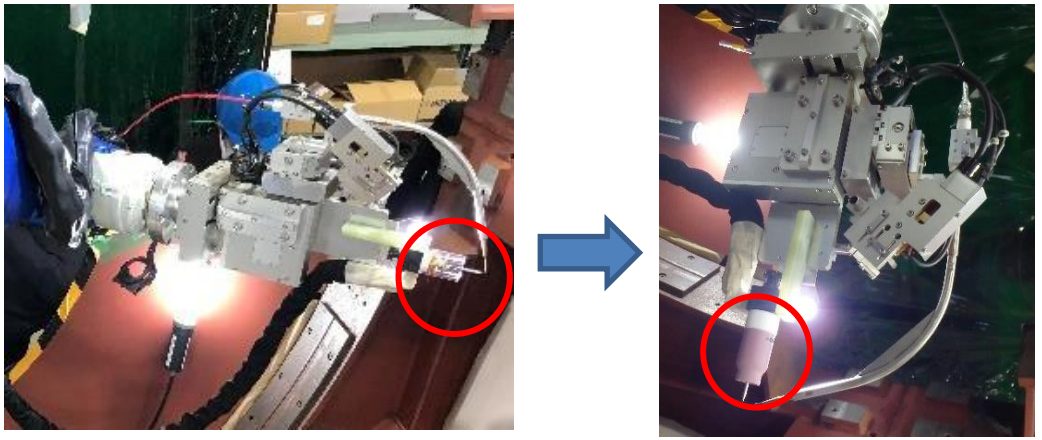
酸化物の発生



立向上進ギャップG20mm

酸化物の発生はピットやブローホールなどの溶接欠陥に繋がる。シールド性が主要因と考えられる。

ノズル形状の変更



シールド性の向上

シールドガスノズル変更によりシールド性を向上
→ただし、パス間磨きが必要(溶接は可能)

実機施工を考慮し、更なるシールド性の向上を図る

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 試験結果：まとめ

条件出し試験および要素試験で得られた成果を示す。

確認ステップ		確認内容	成果	溶接姿勢
1	条件出し試験①	ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)	● ブリッジ溶接時の適正ギャップ(δ)を確認。ギャップ(δ)は2mm程度。	下向
2	条件出し試験②	各溶接姿勢における溶接可能条件	● 各溶接姿勢における溶接施工条件を取得	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
3	条件出し試験③	各溶接姿勢におけるビードの安定性	● 安定したビードで溶接が可能であることを確認 ● ギャップG 3mm、7.5mmの溶接は、各溶接姿勢において問題なく施工できることを確認	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
4	条件出し試験④	各溶接姿勢の積層手順	● 立向下進溶接以外はギャップGに関わらず安定したビードで溶接が可能であることを確認 ● ギャップG拡大時の積層手順を確認し、下盛すみ肉溶接の幅を広げ積層を増やすことで対応可能である見通しを得た	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 立向下進
5	要素試験	設定した条件に対する成立性や作業に対する影響評価	条件出し試験で取得した溶接条件で溶接は可能であることを確認した。(但し、パス間での磨きが必要になったため、実機での作業効率低下が懸念されるため、シールド性の向上による磨き回数の低減が必要)	水平すみ肉 上向水平すみ肉 立向上進 (立向下進)

備考：※SGV480は実機相当材

立向下進以外の溶接姿勢でギャップ20mmの溶接が出来る見込みを得た。
プロセス管理が重要なことが分かったので、プロセス管理の具体化など引き続き検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 第7回共通基盤技術レビューWG(溶接技術)における議論

No.	レビュー頂いた内容	レビュワーからの主なコメント
1	溶接ギャップ5mm以上の溶接の実現性	● ギャップが20mmのブリッジで溶接するので、初期のビードにクラックがないということを証明する必要がある。現地では断面マクロや硬さ試験はできないので、モックアップ試験でデータを取得しプロセス管理を実施して同じように保証できるというシナリオ考えるべきである。 ● 品質はプロセス管理が必要のため、プロセス管理の項目を具体的に検討すること。今回の試験の結果もエビデンスとして提示できるだけの内容を確認しておくこと。 ● プロセス管理は、非常重要。姿勢が上向水平、立向、下向と変わっていく中でギャップを埋める必要があり、溶接電流、溶接電圧、溶接速度のパラメータ以外にも、溶接の狙い位置も非常に重要なのでどのように管理していか検討する必要がある。
2	母材厚さによる低温割れ発生の危険性	● 実機の予熱温度はミルシートに全ての成分が記載されていないので算出が難しい。よって、相当材で割れ感受性のデータを集め、PWHT/予熱を避けることができないかと考えている。割れ感受性が高ければ予熱または予熱不要の方法をする必要がある。
3	溶接部の長期信頼性と保守性	● 設計寿命が50年なのに建設当初だけの耐圧試験、漏洩試験しかできないようになっているので規制庁から溶接の品質を厳しく要求される可能性があるのでそのようなことも考慮に入れてどうするかを決めておくべきである。 ● 体積検査の方法については、現状良い案はない。APCDなど使用できないか引き続き検討すること。

今後の検討項目(次回WGにおける議論)

- 溶接施工のプロセス管理項目と内容を具体化する。
- 供用中の点検・補修を勘案したアクセストンネルの再検討を行う。
- リスク管理に基づいた説明シナリオを複数作成する。
- アクセストンネルのクラス分類を再検討し、説明シナリオを検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 課題整理(閉じ込めに関わる課題)

No.	課題	区分	試験/検討結果	本補助事業で抽出された課題と対応方針
1	TIG/すみ肉溶接では溶接可能ギャップが0～5mm程度までであるため、アクセストンネルスリーブ設置時に想定されるギャップ(最大20mm)への対応が課題となっている。	溶接	● 全ての姿勢においてギャップ7.5mmまでの溶接が実施できることを確認した。 ● 立向下進以外は、ギャップ20mmまで溶接できることを確認し、適正な溶接条件を取得した。 ● 条件出し試験の初期段階で融合不良が発生した。(課題①) ● 要素試験の一部の条件で酸化物の付着が発生しており、層間の研磨により対応した。(課題②)	課題①融合不良 (対応方針) トーチの狙い位置の不備によるものであり、技量アップにより改善のできるものである。実機に向けてモックアップおよびトレーニングにより技量アップを行い、全体的なプロセス管理を行う。 課題②酸化物の発生 (対応方針) 酸化物の原因はシールド性と考えられる。研磨による対応も可能ではあるが、実機施工を考慮し小型溶接ヘッドのシールド性の向上を検討する。 その他:立向下進溶接 (対応方針) ギャップ20mmまで対応できていないが、立向上進にて代替可能であり、立向下進のギャップ20mmまで対応可能な溶接条件の取得は実施しない。必要性が明らかになった段階で実施する。
2	母材の厚さにより、一般的には溶接後熱処理(または予熱)を実施するが、機器ハッチシェル全体の加熱は困難である。	溶接	● アクセストンネルをクラス4とした場合、規格上は溶接後熱処理(予熱含む)は定められていないが、母材のが70～90mmと厚いため、一般的には予熱を実施する必要がある。(課題③) ● アクセストンネルをクラス4以外とした場合、規格上溶接後熱処理が定められており、溶接後熱処理(または予熱)を実施する必要がある。(課題③)	課題③予熱の実施 (対応方針①) 試験(T字継手)の実施により、割れないことを確認する。必要に応じてヒートボックスの作成を行う。 (対応方針②) 機器ハッチシェル全体を予熱することは難しいため、部分的な予熱方法による実施や他の溶接方法を検討する。
3	溶接後、寸法検査、蛍光PTおよび耐圧試験の実施を検討しているが、疑似欠陥の発生や水を使用することによる錆の発生などが課題として考えられる。	検査	● 疑似欠陥の発生を防ぐためには研磨が重要であり、基礎試験にて疑似欠陥が出にくい研磨材を選定した。 ● 蛍光PT以外の検査方法について継続して検討を実施する。(課題④)	課題④検査方法の検討 (対応方針) 溶接WGなどにおいて有識者と意見交換を行いながら引き続き検討を実施する。 その他:疑似欠陥の発生 (対応方針) 今回の試験は基礎試験のため、今回選定した研磨材を用いて実環境に近い試験を実施し、蛍光PTの実現性を確認する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ 課題整理(モックアップまでに検討/確認する項目)

No.	検討/確認項目	検討確認する由来 (本補助事業で抽出された課題)	検討概要
①	プロセス管理の具体化	**融合不良**	実機は遠隔施工であり、カメラ視野も限られる。そのため、トーチの狙い位置や角度等をモックアップにて確認しておく必要があり、何を確認するのか具体化を行う必要がある。
②	小型溶接ヘッドの検討	**酸化物の発生**	条件出し試験においては酸化物の発生は見られなかった。ガスノズルの最適化により、酸化物の発生を抑え研磨の回数を極力減らす必要がある。
③-1	低温割れ試験の検討	**予熱の実施**	試験(T字継手)の実施により予熱無しにおける低温割れ防止の検証方法や溶接方法の検討を実施する。
③-2	予熱方法	**予熱の実施**	機器ハッチの予熱方法(部分および全体)の検討を実施する。 (③-1で実施できる場合はこの限りではない)
④	蛍光PT以外の検査方法の検討	**検査方法の検討**	遠隔で実施可能な方検査法について引き続き検討を行う。
⑤	溶接の手順等の詳細 (仮止めや溶接の順番)	**立向下進溶接** (課題ではないが試験結果を受けて)	本補助事業において立向下進は立向上進で代替できるため、ギャップ7.5mmまでの溶接条件の確認とした。しかし、溶接の手順によっては立向下進で実施した方が作業性等が良い場合も考えられる。まずは、手順等を検討することにより、立向下進の必要性を明らかにする。
⑥	選定した研磨材の実環境適用性	**疑似欠陥の発生** (課題ではないが試験結果を受けて)	本補助事業において取得したデータを基に、実環境における適用性を検討・評価する必要がある。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ｉ)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル全体の課題整理(1/2)

No.	課題	概要	対応方針	備考
1	シールドブロック(1号機)およびBSWのブロックアウト(2、3号機)	(1号機)既設シールドプラグを引き抜いた後、アクセストンネル本体と干渉するため撤去が必要。 (2、3号機)BSWをブロックアウト	(1号機)一体取り出しまたは細断案について引き続き検討を行う。 (2、3号機)遠隔でのブロックアウト方法について過去の事例などから検討を行う。 また、床面(アクセストンネルスリーブ設置面)の整備を含め検討を行う。	
2	R/B内干渉物の撤去	アクセストンネル設置時にR/B内の既設構造物とアクセストンネルスリーブおよびアクセストンネル本体が干渉する。干渉物の撤去が必要であり、高線量の構造物もあると考えられる。	R/B内の干渉物の調査および撤去方法の検討を実施する必要があり、撤去に課題がないか等早期に検討を行う必要がある。	
3	アクセストンネルスリーブの設置精度	アクセストンネルスリーブはPCV機器ハッチシェルに溶接(本PJとの溶接試験内容)にて接続する。ギャップ20mmにおいても溶接が出来ることは確認できたが、現場施工性、溶接時の熱収縮の影響、品質を考慮するとギャップを可能な限り小さくすることが必要である。	引き続き遠隔設置装置の検討および設置精度の検討・確認を実施する。	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ アクセストンネル全体の課題整理(2/2)

No.	課題	概要	対応方針	備考
4	アクセストンネル本体送り出し重量の低減による送り出し設備の小規模化および設置工程の短縮	アクセストンネル本体の送り出し重量は約430ton、バランスウェイトを含めると1000tonを超える。そのため、送り出し設備およびR/B外の整備が大規模であり、増設建屋建設工事などR/B周辺整備を開始できないなど課題がある。	アクセストンネルの軽量化(必要遮へい厚さの見直し)および送り出し重量の低減(後設置遮へい体工法)の検討を引き続き実施する。合わせて、設置設備の見直し(仮設建屋など)を行う。	
5	アクセストンネル本体とアクセストンネルスリーブの接続方法	接続は剛接合とする方針であるが、その構造および接続時の位置合わせに課題がある。	引き続き検討をを実施し、必要に応じてモックアップ試験などの提案を実施する。	
6	変位吸収機構の成立性および製作性	アクセストンネルスリーブとPCVの変位は面間距離が短いため、一般的な金属ベローズでは吸収できず、新規の変位吸収機構を開発する必要がある。	軸方向はベローズ、軸直角方向は摺動フランジにて変位吸収を検討中。検討した変位吸収機構を製作し、機能試験(変位量の確認/漏えい量の確認)を実施する。	安全確保PJで検討を実施中。
7	アクセストンネル本体送り出し時の支承部の設計	アクセストンネルの送り出しでは、アクセストンネルを旋回させて送出す必要がある。旋回は支承部(スライド部)に一部荷重を預けてスライドさせるため、支承部の設計が重要となり、橋梁などでも前例がなく開発が必要である。	支承部(スライド部)の詳細設計を実施し、実重量にて旋回を実施し、支承部の確認を実施する。	安全確保PJで検討を実施中。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(i)② 接続部の閉じ込め機能確保技術 】

■ まとめ

- 遠隔作業を考慮した機器ハッチ前遮へい体取り外しからアクセストンネルのPCV接続までの作業手順を立案し、非遠隔作業について被ばく線量の試算を実施した。
- PCVとATスリーブ、ATスリーブとアクセストンネルの取り合い構造を検討し、PCV(機器ハッチ)とATスリーブの溶接接続に関する要素試験計画を立案した。
- 要素試験計画に基づき、溶接に関する要素試験を実施し、ギャップ20mmの溶接においても溶接可能なことを確認した。
- ATスリーブとアクセストンネルの取り合いについては引き続き検討を実施する。
- ATスリーブの構成要素である変位吸収機構についてはスリーブ本体と組み合わせ、継続して検討する(安全確保PJにて試験を実施予定)。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

3）燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発
（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発

- 臨界管理のための技術開発の全体像

今回の範囲
2020年度

②臨界近接監視
・臨界に近づいていないかを監視
（取り出し作業域近傍）
・臨界の前に対応

①臨界防止

a.臨界にならないよう作業手順を制限・管理

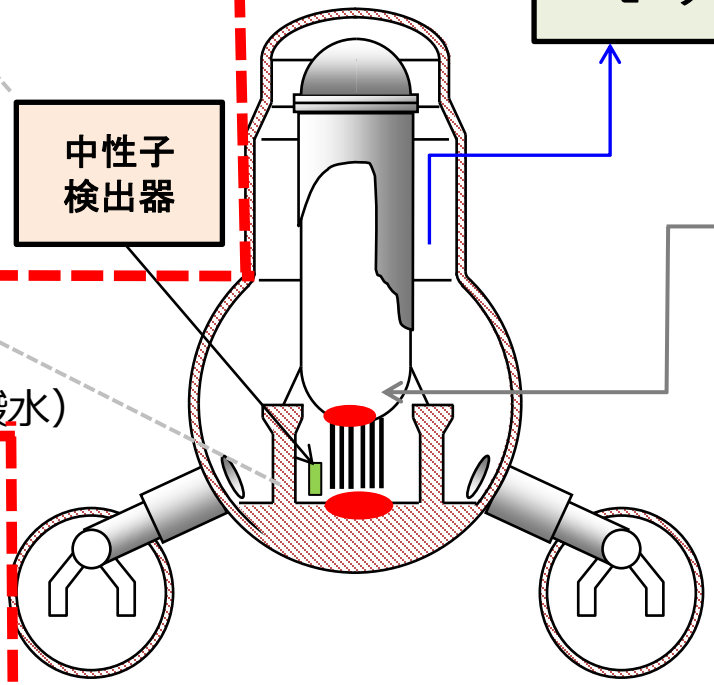


2019年度

b.中性子吸収材の投入
①溶解性中性子吸収材（ホウ酸水）
②非溶解性中性子吸収材



B4C金属焼結材　B・Gd入ガラス材　Gd2O3粒子　水ガラス/Gd2O3造粒紛



③臨界検知
・臨界の兆候を速やかに検知
（格納容器全体）

④影響緩和
・臨界になったら速やかに停止

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

3） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発

① 臨界監視の管理方法の技術開発

これまでの開発成果と本年度（2020年度）の実施内容

最終目標	実機適用までの達成目標	達成状況	本年度の内容
未臨界度測定技術の確立	① 測定手法の確立	炉雑音法と中性子源増倍法を組み合わせた手法を選定（完了） 測定誤差低減のための検出器感度・配置を検討	
	② システム仕様策定	検出器、測定回路等のシステム仕様を策定（完了）	
	③ 中性子検出器の仕様	中性子検出器の仕様策定と試作機用の検出器選定	
	④ システム設計・試作	試験用システムとして中性子検出器と測定回路と分析用PCで構成されるシステムを試作	
	⑤ 未臨界度測定の成立性確認	均一燃料デブリ模擬条件で確認（KUCA試験#1/#2） 大型燃料デブリ模擬条件で確認（KUCA試験#3）	不均一な燃料デブリ/非溶解性中性子吸収材を用いた条件の確認試験（KUCA試験#4）の評価
燃料デブリ取り出しシステムへの組み込み	① 中性子検出器の現場への適用性確認	ロボットアームで移送するための中性子検出器ユニットの仕様項目を整理 ケーブルハンドリング概念を策定	・代替中性子検出器（コロナ型、SiC型、マルチセルHe-3型）の試作と基本性能確認 ・中性子検出器ユニットの設計試作 ・プリアンプの耐放射線性の検討
	② 電磁ノイズ対策	模擬ノイズによる影響を評価、対策案を整理	
	③臨界近接管理手順の検討	測定に要する時間を評価	デブリ取り出し工法の各ステップでの臨界近接監視の手順

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

3） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発

① 臨界監視の管理方法の技術開発

燃料デブリ取り出し作業に起因する臨界の発生を防止するためには監視しながら、慎重な取り出し作業が求められる。そこで、福島第一原子力発電所の状態を模擬した大型で複雑な燃料分布体系での未臨界度測定精度を確認し、未臨界度測定の成立性を確認する。また、関連事業「燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業（小型中性子検出器の開発）」の成果を踏まえ、中性子検出器の現場への適用性を確認する。あわせて、東京電力のエンジニアリングと連携し、臨界近接監視手順の策定、管理パラメータの設定方法を含む管理手順の立案等を行い、現場適用のための実証計画の策定等の検討を行う。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.<u>未臨界度測定の成立性確認</u>

・京都大学臨界試験装置（KUCA）において、既存の中性子検出器（B-10比例計数管）を用いて未臨界度測定試験（ファインマンα法）を実施して、不均一な燃料デブリや中性子吸収材が混合している場合の成立性を確認した。

b.<u>中性子検出器の現場への適用性確認</u>

・現場への適用性向上を図り、小型化された3種類の中性子検出器を新たに試作して、基本性能確認試験を行い、未臨界度測定への適用性を確認した。なお、当初はKUCA試験(注；上記のKUCA試験とは別)を予定していたが、KUCAが運転停止(*)となったため、デブリ模擬炉心での検証については次年度以降に計画を変更し、中性子源を用いた基本性能確認試験で適用性の見通しを得た。

c.<u>臨界近接管理手順の検討</u>

・燃料デブリ取り出し工法の各ステップでの臨界管理の考え方を整理して、臨界近接監視の方法と制約条件、臨界管理上の注意点を整理した。

(*) 京都大学のKUCA許認可に係る事故評価の誤りにより、2020年12月以降KUCAの運転が中止された。

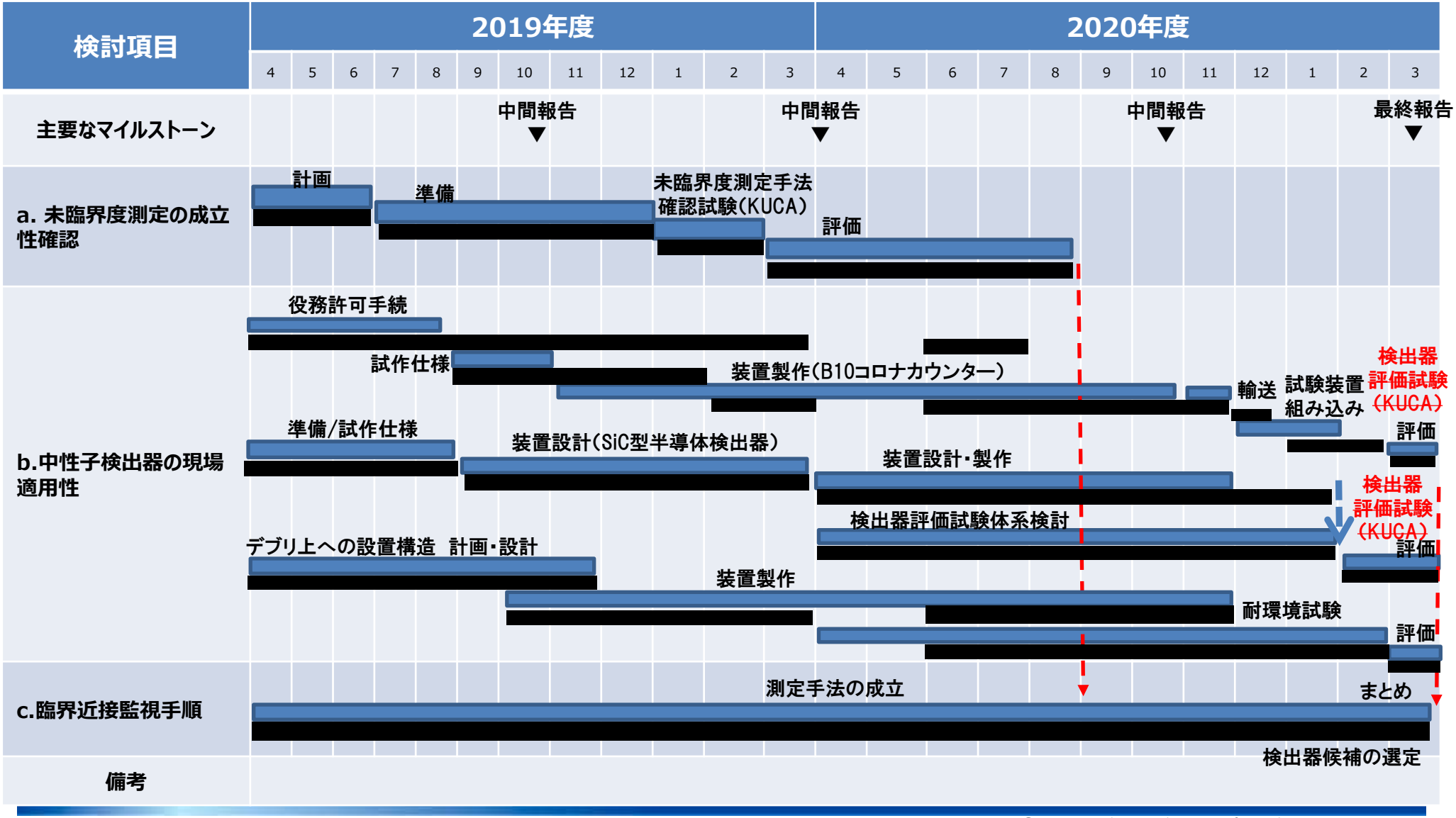
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

● 開発工程

新型コロナウィルス影響およびKUCAで設置変更申請が必要となったこと等により、2020/11月以降に遅延が生じたため、以降のスケジュールを見直した

【凡例】計画: 実績:



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

a. 未臨界度測定の成立性の確認

- 開発の目的
  - ２号機ペデスタルのように、大きく広がった燃料デブリの未臨界度を測定する手法を開発する。

- 解決すべき課題
  - （最小臨界量よりも）大きな燃料デブリでは、局所的に臨界になり易い部分となり難い部分が混在していると考えられ、こうした不均一の体系に対する未臨界度測定の知見がない。
  - 燃料デブリ加工・取り出しの際には、非溶解性の中性子吸収材を投入する可能性があるため、未臨界度測定への影響が懸念される。

- 開発の進め方
  - 京都大学臨界試験装置（KUCA）において大型不均一燃料デブリを模擬した未臨界体系を構築し、臨界近接監視システムを用いて未臨界度測定試験を行う。（図１）
  - また、炉心部と検出器の間に中性子吸収材を配置した体系において未臨界度測定試験を行う。（図2）

- 得られる成果
  - 燃料デブリの未臨界度測定において見込むべき誤差
  - 燃料デブリに対する測定の方法（検出器感度、配置、測定時間）

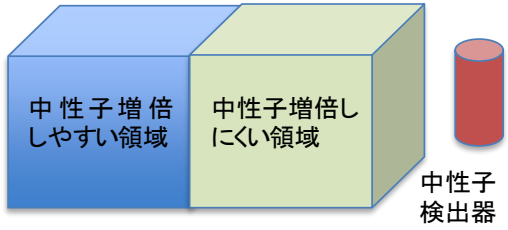


図1　不均一体系の試験イメージ

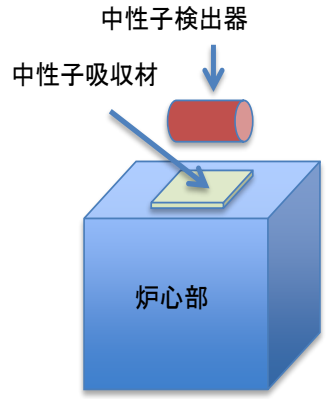


図2　中性子吸収材を用いた試験イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

a. 未臨界度測定の成立性の確認

- 試験装置の概要
  - 京都大学臨界試験装置(KUCA)(図1)
  - 燃料:濃縮ウラン
  - 減速材:ポリエチレン(固体減速材)
  - 濃縮ウランセルの枚数やポリエチレンセルの枚数、吸収材含有セル等の枚数を変えて所望の燃料デブリ模擬炉心を準備する。

- 臨界近接監視システム
  - 中性子検出器:B－10比例計数管型 ×3本(図2、3)
  - 観測された中性子信号の時刻歴を100nsecの間隔で識別して記録(図4)
  - ファインマンα法による分析を実施

- 試験期間
  2020.2.18～2020.2.27

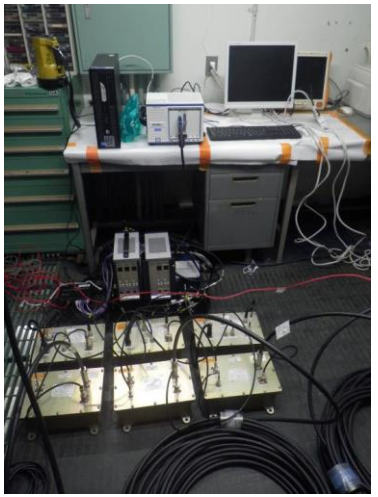
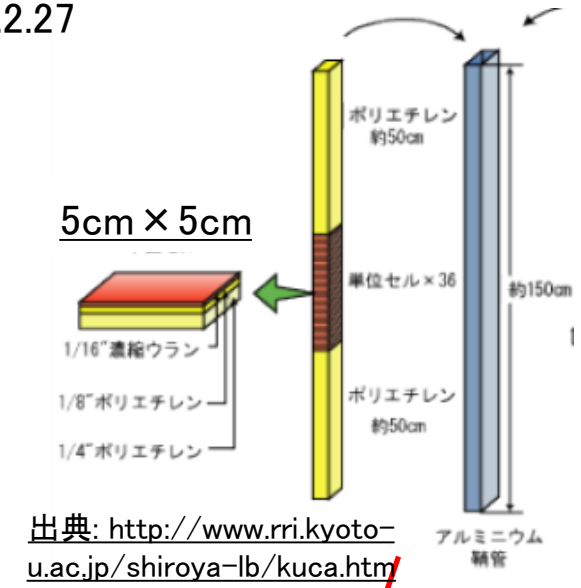


図3 測定装置



出典: http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/shiroya-lb/kuca.htm

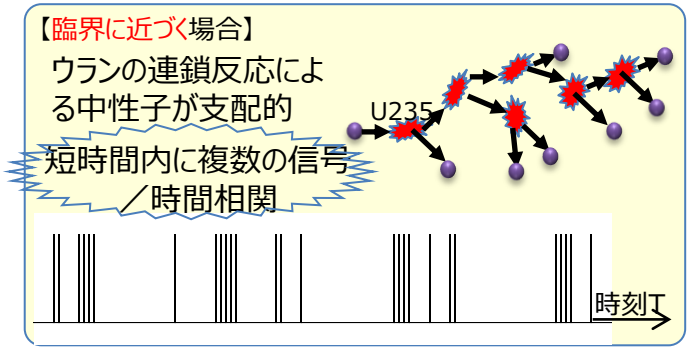


図4 中性子信号の時系列データ

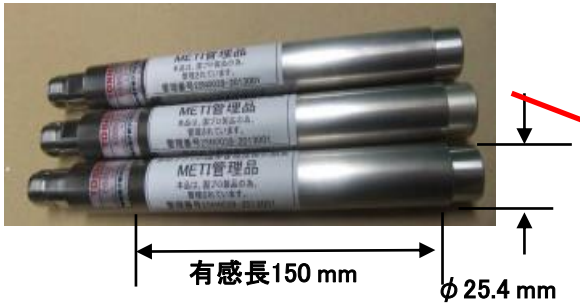


図2 B-10比例計数管型 中性子検出器

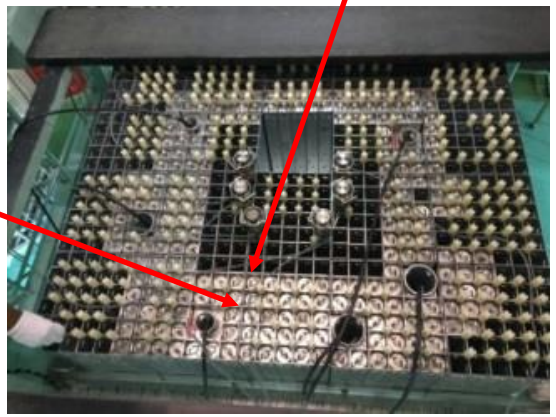


図1 KUCA臨界実験装置

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

a. 未臨界度測定の成立性の確認

- 試験の目的
  - 不均一な燃料デブリ分布へのファインマンα法による未臨界度測定の適用性確認
  - 中性子吸収材が混合する燃料デブリ分布への未臨界度測定の適用性確認
- 試験の方法
  - Uとポリエチレンと黒鉛の構成を変えて反応度の異なる3種類の燃料で不均一分布を模擬（図1）
  - 一部に中性子吸収板（LiF）を混合して非溶解性吸収材が混合した状態を模擬（図2）
  - 3本の中性子検出器の配置を変えて未臨界度を測定（図1、2）

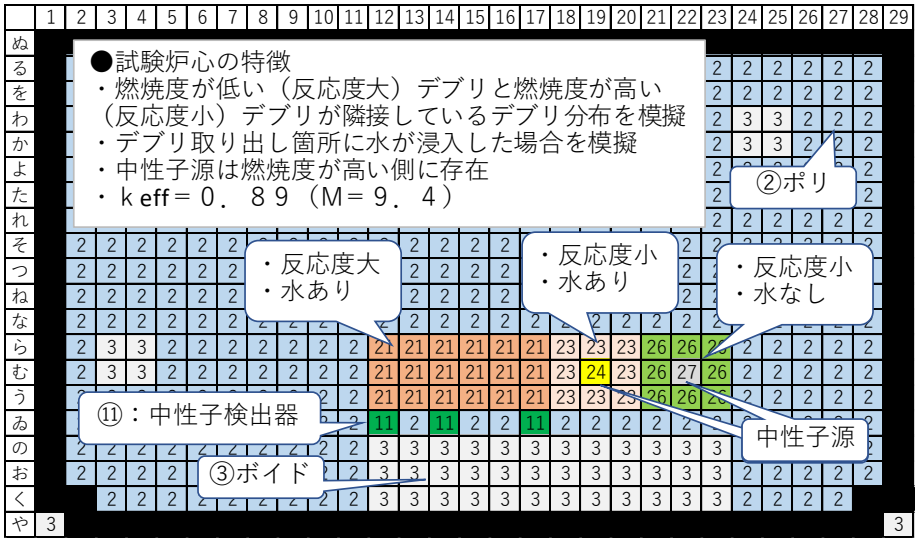


図1 不均一な燃料デブリ分布を模擬した試験炉心

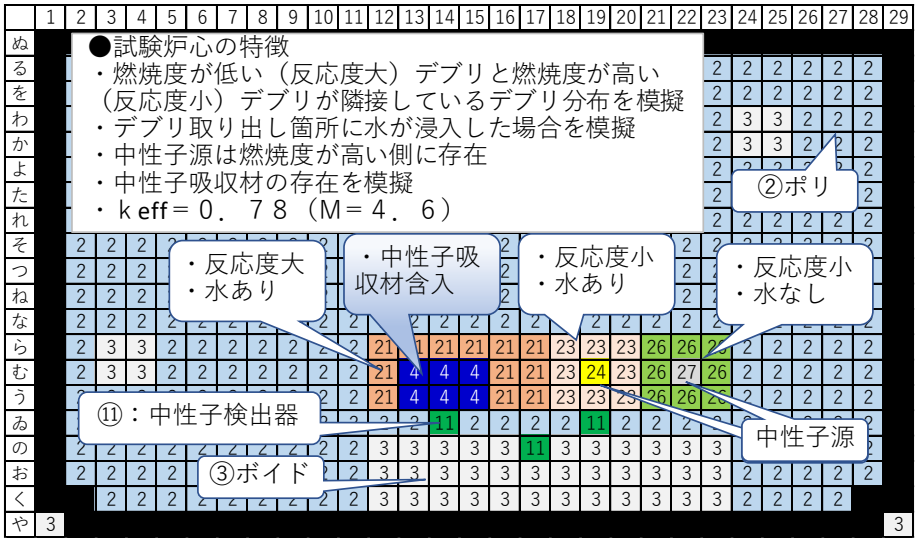


図2 中性子吸収材の混合を模擬した試験炉心

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

a. 未臨界度測定の成立性の確認

- 試験の結果
  - 不均一な燃料デブリ分布を模擬した試験炉心
    - 不均一な燃料デブリでは、ファインマンα法による未臨界度の測定値に位置依存性が生じることを確認した。(−6～+4%dk/k)
    - 反応度が高い燃料体の近傍に検出器を配置すると体系全体の実効増倍率に近い推定値が得られた。
    - 炉心から離れると若干大きい実効増倍率の推定値が得られた。
  - 中性子吸収材の混合を模擬した試験炉心
    - 中性子吸収材が混在している場合でも、ファインマンα法による未臨界度測定が可能であることを確認した。(−15～+14%dk/k)

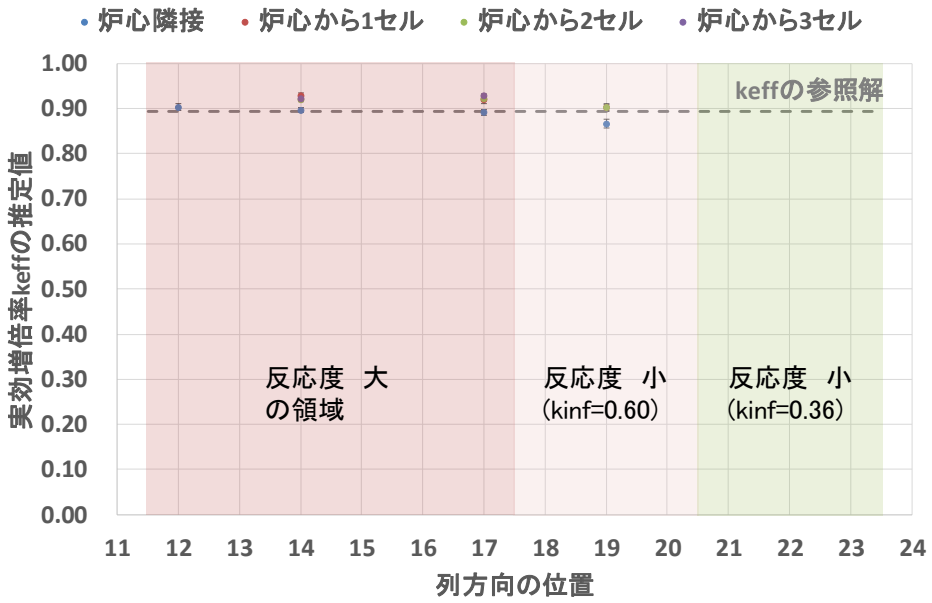


図1 不均一な燃料デブリ分布を模擬した試験炉心

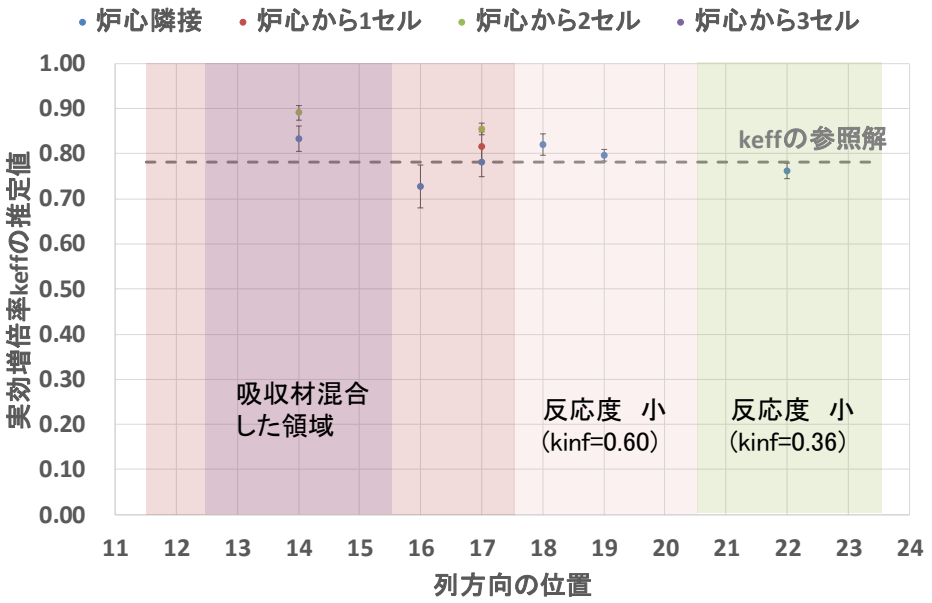


図2 中性子吸収材の混合を模擬した試験炉心

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

a. 未臨界度測定の成立性の確認 成果まとめ

- 京都大学臨界試験装置（KUCA）にて試験を行い、不均一な燃料デブリでは測定値に位置依存性が生じることを確認した。
- 中性子吸収材が混在している場合でも、未臨界度測定が可能であることを確認した。
- 燃料デブリの未臨界度測定において見込むべき誤差の程度を把握した。
- 燃料デブリに対する測定方法（検出器感度、配置、測定時間）による実効増倍率推定値の傾向を把握した。
- 実験の傾向を再現するようにシミュレーションモデルを調整して、現場で想定されるデブリに対する未臨界度測定の事前検討を行うことが今後の課題である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

- 開発の目的
  - 燃料デブリの未臨界度を測定するために、ロボットアームで搬送して燃料デブリ上に設置可能な中性子検出器ユニットの基本仕様を策定する。(図1)

(注)ユニット:複数のセンサーと遮へい、場合によってはプリアンプを含む一体構造を示す

- 解決すべき課題
  - 燃料デブリの未臨界度を測定するための中性子検出器には、高感度・高時間分解能・ガンマ線耐性・電磁ノイズ耐性、が求められる。
  - ロボットアームで搬送するためには、小型・軽量化が求められている。

- 開発の進め方

(b-1) 小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討 (その1 RosRAO社Corona型)
(b-2)小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討(その2 IPL社SiC型)
(b-3) 検出器ユニット構造の検討(CETD社マルチセル型He-3比例計数管)
(b-4) ノイズ対策の検討
(b-5) プリアンプの耐放射線性(積算線量)の検討

- 得られる成果
  - 中性子検出器ユニットの基本設計
  - 中性子検出器の代替候補

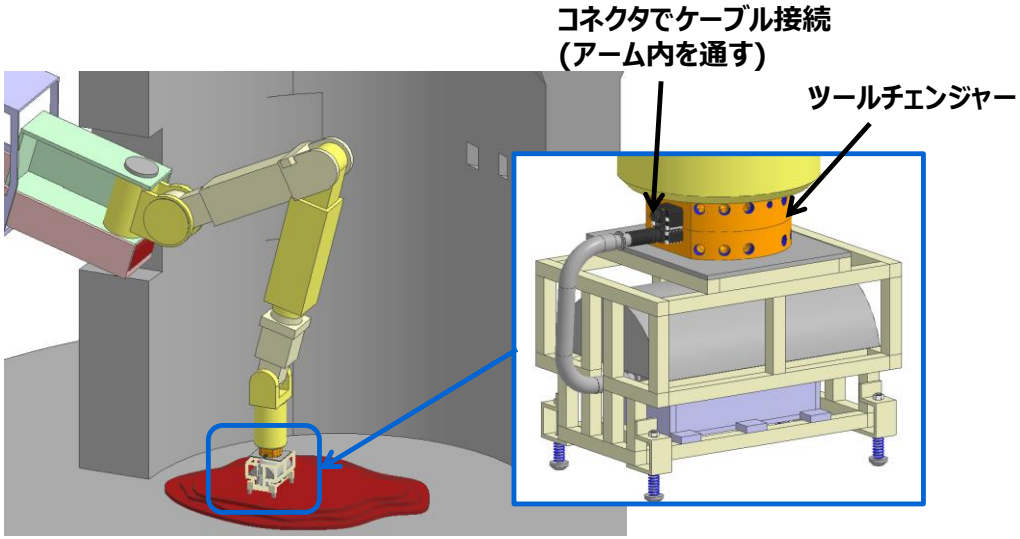


図1 横取り出し工法における中性子検出器ユニットのイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

- 各検出器の開発の位置づけ

未臨界度測定（Feynman−α法）への適用が**確認されている既存の技術**から候補を選定

B−10/He−3比例計数管(*1)

課題　・高ガンマ線環境下で中性子検出感度が不足
・大型・重量化

対策
・複数単位を集めて感度を向上
・単純に複数個を束ねるのではなく、マルチセル構造の採用で小型軽量化

マルチセル型He−3比例計数管

対策　耐ガンマ線に優れた代替候補

未臨界度測定（Feyman−α法）への適用が**未確認の新技術**

SiC型検出器　　**Corona型検出器**(*2)

比較評価　KUCA試験結果(*3)に基づき、未臨界度測定性能を比較評価
（実際の工事の段階では、現場状況と取り出し工法に応じて適切なものを選択する）

*1 改良小型B−10比例計数管を含む

*2 中性子有感物質として、B−10を用いる場合とHe−3を用いる場合がある

*3当初はKUCA試験を予定していたが、KUCAが運転停止となったため、代替手段として中性子源を用いた基本性能確認試験で適用性の見通しを得た。KUCAを用いたデブリ模擬炉心での検証については次年度の補助事業公募で提案中。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-1.小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討（その1 RosRAO社*1Corona型）

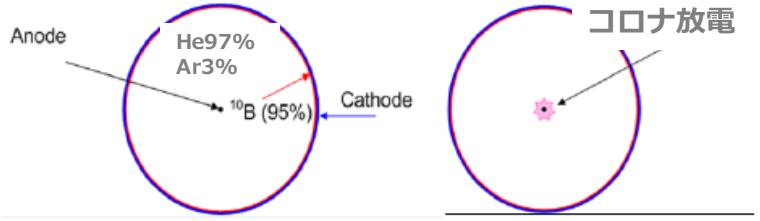
● 実施内容

関連事業「燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業（小型中性子検出器の開発）」の成果を踏まえ、小型中性子検出器（Corona検出器）の現場への適用性確認のための試作機の仕様をまとめ、基本性能確認試験を実施した。

KUCAで性能試験するための試作機(検出部)に対する要求仕様

項目	要求仕様
環境条件	温度：0～40℃ 湿度：結露しないこと γ線バックグラウンド線量率：～100mGy/h
寸法	KUCAを構成するアルミ製角パイプの内部に収容できる大きさとし、有感長は炉心高さ350mmとして設定する。
材質	封入ガス：Ar、He 中性子コンバータ：^{10}B 及び ^{3}He
熱中性子感度	2cps/nv以上（^{10}Bタイプ） 15cps/nv以上（^{3}Heタイプ）

*1 RosRAOはFEOに社名変更した



コロナ検出器のイメージ
(B-10コロナ検出器)

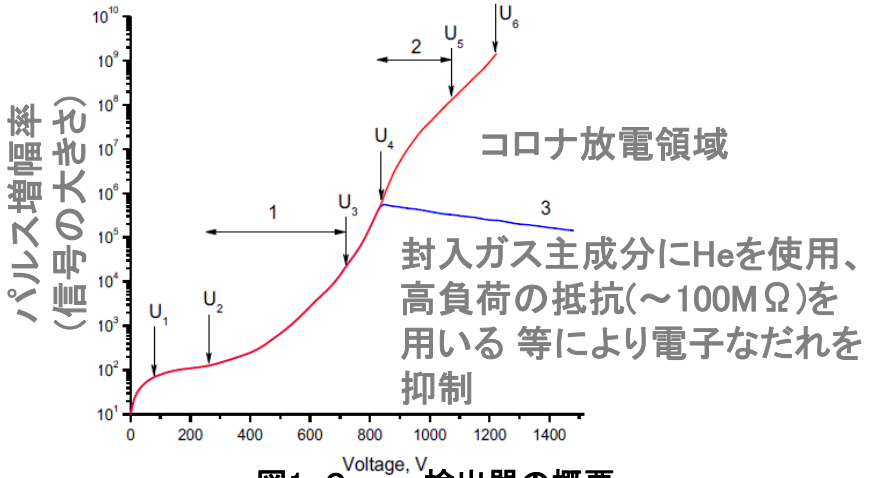


図1 Corona検出器の概要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-1.小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討（その1 RosRAO社*1Corona型）

Corona型検出器　試作機性能確認試験の概要（^{10}B）

項目	試験方法	結果
熱中性子感度	FEO社におけるCs-137照射場における中性子照射試験	3.4 cps/nv (0 Gy/h) 2.7 cps/nv (8Gy/h) KUCAでの未臨界度測定試験に適用可能
中性子時間分解能	中性子源測定時のパルス波形の観察	2μsec 未臨界度測定に適用できる範囲だが、時間分解能が長いため測定誤差への影響が懸念される
未臨界度測定への適用性	自発核分裂中性子源Cf-252を用いたFeynman-α測定試験	理論曲線が得られたことから未臨界度測定へ適用できると評価（右下図）



図1 Corona型検出器（^{10}B）の外観

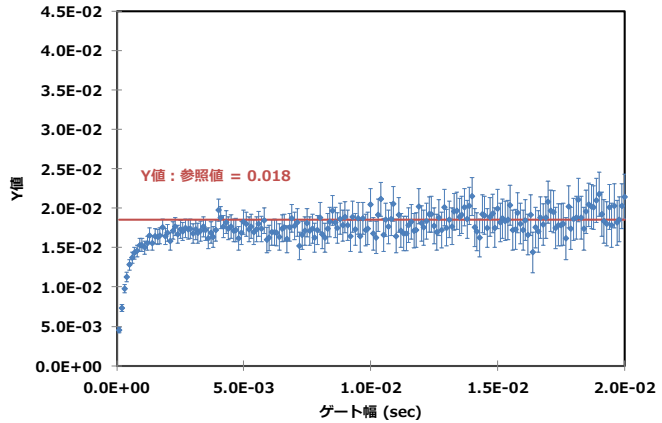


図2 Cf中性子源に対するFeynman-α測定結果（^{10}B）

- **残された課題**

臨界集合体試験設備（KUCA）での性能確認試験により現場への適用性を確認する。

*1 RosRAOはFEOに社名変更した

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

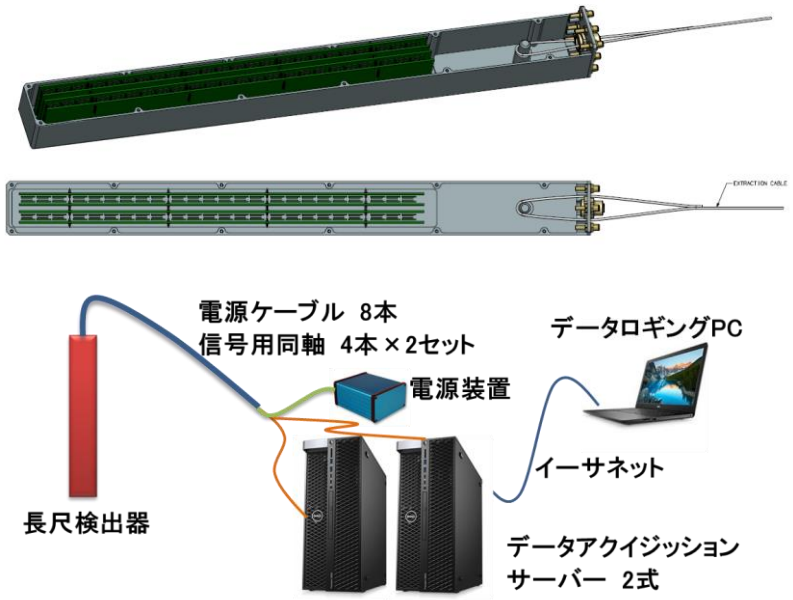
b-2.小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討（その2 IPL社SiC型）

- 実施内容

関連事業「燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業（小型中性子検出器の開発）」の成果を踏まえ、小型中性子検出器（半導体中性子検出器）の現場への適用性確認のための試作機の仕様をまとめ、基本性能確認試験を実施し、試作を完了した。

KUCAで性能試験するための試作機(検出部)に対する要求仕様

項目	要求仕様
環境条件	温度：0～40℃ 湿度：結露しないこと γ線バックグラウンド線量率：～100mGy/h
寸法	KUCAを構成するアルミ製角パイプの内部に収容できる大きさとし、有感長は炉心高さ350mmとして設定する。
材質	基材： 薄型SiC半導体 中性子コンバータ：^{10}B
熱中性子感度	KUCAでの炉雑音法測定に必要な熱中性子感度として5~10cps/nvとするが、有感長、外径サイズ等から具体的な実現可能な感度を詳細設計・製作段階で評価する



検出器（センサーチップ72枚/1基板×4基板）及び検出システム概念構成

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-2.小型軽量化に向けた代替中性子検出器候補の仕様検討（その2 IPL社SiC型）

SiC型検出器　試作機性能確認試験の概要

項目	試験方法	結果
熱中性子感度	NPL(英国物理研究所)の標準照射場での中性子照射試験	KUCAでの炉雑音法測定に十分な感度である、8cps/nvが得られていることを確認
ガンマ線感受性	NPLでの標準ガンマ線源を用いた照射試験	ガンマ線感受性は低く、デブリ体系への適用が可能であることを確認
中性子時間分解能	信号処理ソフトウェアの検証 NPL照射試験結果の分析	炉雑音法測定に十分な10nsの時間分解能で中性子を計測できることを確認
その他確認項目	IPL社での動作確認試験	中性子検出データ処理サーバーとSiC型検出器を接続した状態での良好な動作が確認できた

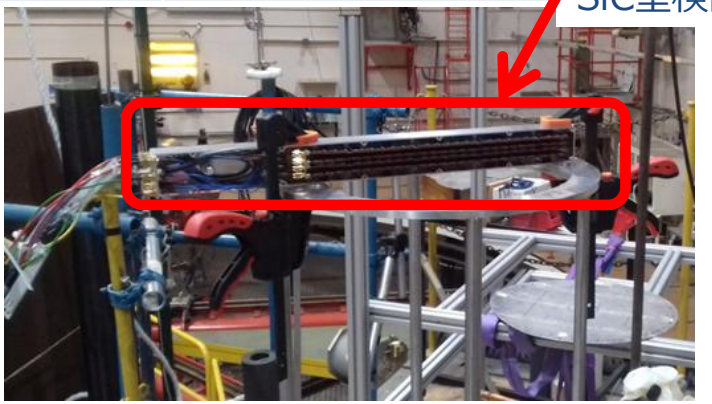


図1 性能確認試験状況（英国物理学研究所）



図2 SiC型検出器　試作機外観図

- **残された課題**

臨界集合体試験設備（KUCA）での性能確認試験により現場への適用性を確認する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-1/2.京都大学臨界集合体(KUCA)を用いた代替中性子検出器の性能確認試験

- 試験の目的

代替中性子検出器(Corona検出器／SiC検出器)がファインマンα法による未臨界度測定(中性子炉雑音測定)に適用できることを確認する。

- 試験の方法

過去に実施した未臨界度測定と同等の炉心を構成し、代替中性子検出器(Corona検出器／SiC検出　器) を用いて、未臨界度を測定する。

- 当初はKUCA試験を予定していたが、KUCAが運転停止となったため、代替手段として中性子源を用いた基本性能確認試験で適用性の見通しを得た。KUCAを用いたデブリ模擬炉心での検証については次年度の補助事業公募で提案中。

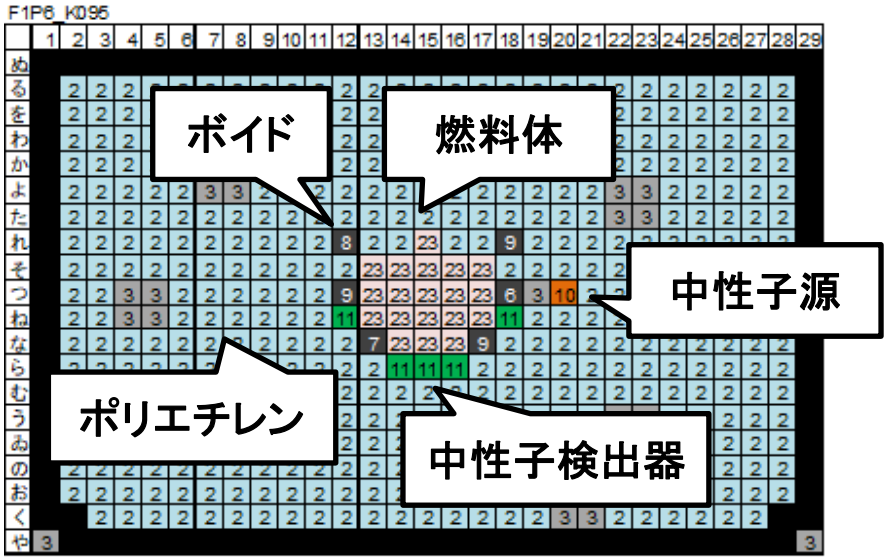
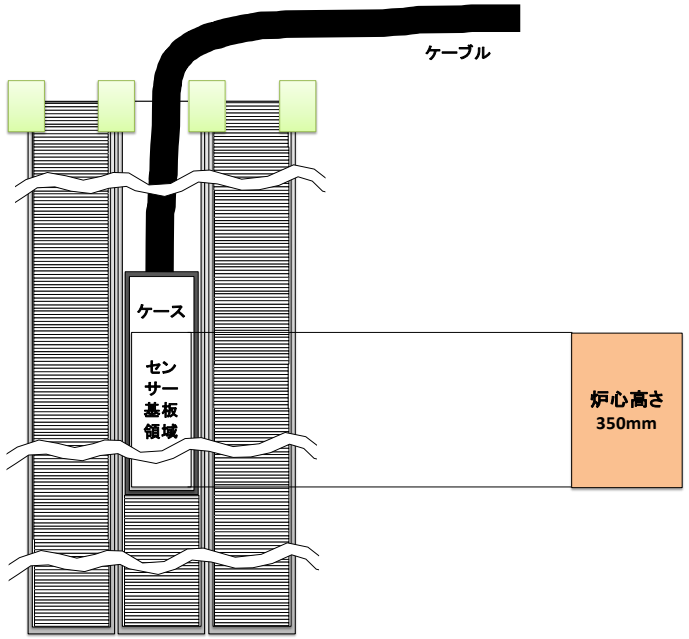


図1　KUCA試験(1回目)の炉心の例
(臨界に近接した状態を模擬した炉心)



軸方向断面の検出器設置のイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-3.検出器ユニット構造の検討(He-3比例計数管)

- 実施内容
  - 検出器ユニット(※)の設計／製造上の課題に対応するため、検出器ユニット(および中性子検出器)の設計を見直した。

※ 検出器ユニットは、燃料デブリ取り出しの準備期間および燃料デブリ取り出し中の未臨界度測定に用いることを想定したものである(次ページ参照)。

表1　検出器ユニットの設計／製造上の課題と対応の方針

課題	課題に対する対応の方針	2019年度 実施概要	2020年度 実施予定
重量の低減 (目標:50kg未満)	He-3比例計数管の設計パラメータ(検出器の)を見直すことで、耐放射線性の向上を図る。	He-3比例計数管の設計検討	He-3比例計数管の試作試験による成立性確認
環境条件への対応	1Fの環境条件に耐えうる構造を検討する。試作／試験により実力を確認する。	検出器ユニットの設計検討	検出器ユニットの試作試験による成立性確認
電磁ノイズの影響の低減	検出器ユニットにプリアンプを内蔵することでS/N比(信号対ノイズ比)の向上を図る。		
遠隔操作でのケーブルの取り扱い	ツールチェンジャ方式(ロボットアーム内部にケーブルを這わせる)を採用することで、格納容器内でのケーブルの取り扱いそのものをなくす。	-	ツールチェンジャの試作試験による成立性確認

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-3.検出器ユニット構造の検討(He-3比例計数管)(続き)

- (補足) 検出器ユニットの運用
  - 検出器ユニットは、(A)大規模取り出しの準備期間 および (B)日毎の未臨界度測定に用いる。

表1　燃料デブリ(大規模)取り出し時の未臨界度測定／臨界近接監視

作業フェーズ		測定の内容	測定頻度の目標	測定時間の目標
A	大規模取り出しの準備期間	①検出器ユニットで、大規模取り出しを開始する前の段階で局所的な未臨界度の分布を測定する。適切に未臨界度が得られることを確認するため、最初の1回だけは長時間の測定を行う。	最初の1回 以降数10回程度	1週間／1回 1時間／1回
B	日毎の取り出し作業開始前	①検出器ユニットで、日毎の燃料デブリ取り出し前に十分に深い未臨界であることを確認する(Cの測定で基準とする未臨界度と計数率を取得する。)	2回／1日	1時間／1回
C	日毎の取り出し作業実施中	②単体検出器で、日毎の燃料デブリ取り出し中に、臨界近接に至っていないことを確認する。	1回／1回の加工or回収	10分間／1回
D	実効的な中性子源強度の変化が認められた時	燃料デブリの形状の変化／検出器の移動 等が認められた場合に、①検出器ユニットおよび②単体検出器で、Cの測定で基準とする未臨界度と計数率を取得し直す。	必要時	1時間／1回
E	その他必要と認められた時	何等かの要因で未臨界の程度を把握する必要が認められた場合(トラブル時)に測定を行う。	必要時	1日間／1回

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

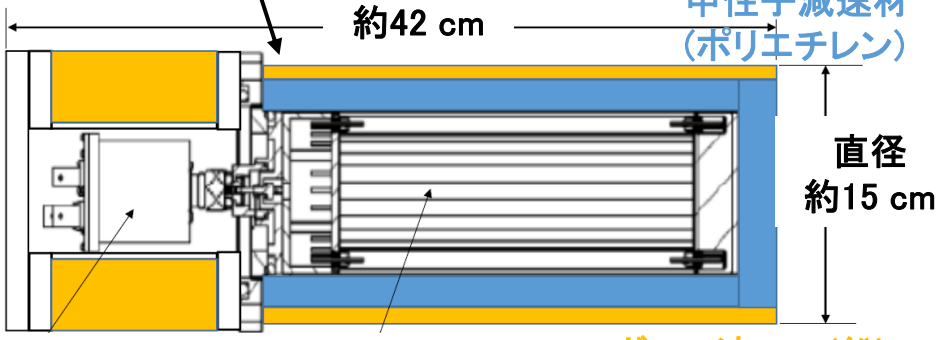
7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-3.検出器ユニット構造の検討(He-3比例計数管)(続き)

- これまでに得られた成果
  - 検出器の設計パラメータを見直すこと(マルチセル型He-3比例計数管の採用)で、重量を大幅に低減できる見通しが得られた。
    - 2018年度の設計案 約120 kg ⇒ 約40 kg(プリアンプなし)、約60 kg(プリアンプあり)

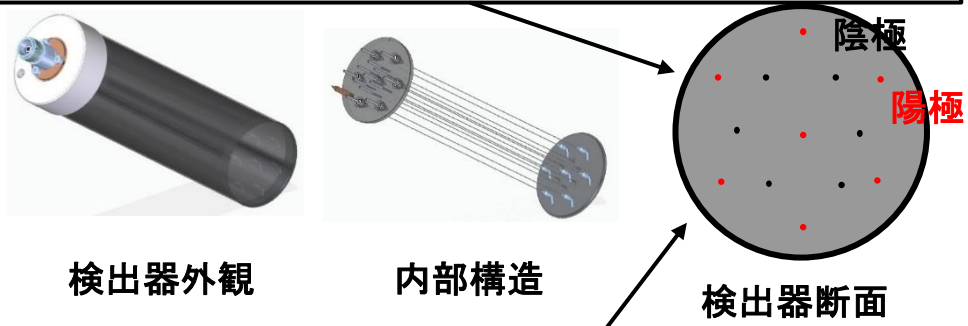
検出器の耐放射線性の向上に伴い、鉛遮へいを薄くすることで重量を低減



※ 上部および側部には、測定対象ではない燃料デブリからの中性子を遮へいするための、中性子遮へい(ポリエチレン)を取り付ける予定

図1 検出器ユニットの構造(案)

【原理】
1個のHe-3ガス入り容器内に複数の陽極と陰極を配置することで、複数本の比例係数管と同等の測定ができる



径を大きくすることでガンマ線によるノイズの影響(パイルアップ)を抑制

図2 マルチセル型He-3比例計数管の原理及び構造(案)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-3.検出器ユニット構造の検討(He-3比例計数管)(続き)

マルチセル型He-3比例計数管　試作機性能確認試験の概要

項目	試験方法	結果
熱中性子感度	中性子照射試験	21～28 cps/nv KUCAでの未臨界度測定試験で十分な高性能が期待できる
中性子時間分解能	中性子源測定時のパルス波形の観察	600～800nsec 未臨界度測定に適用可能
未臨界度測定への適用性	自発核分裂中性子源Cf-252を用いたFeynman-α測定試験	理論曲線が得られたことから未臨界度測定へ適用できると評価（図3）

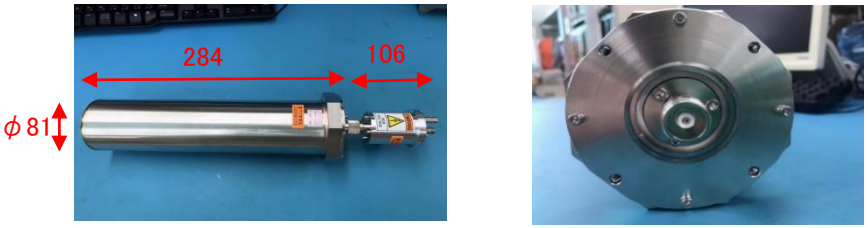


図1 マルチセル型He-3比例計数管(アンプ一体型）の外観

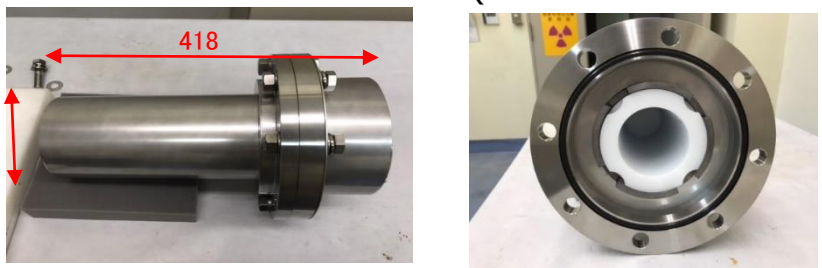


図2 He-3比例計数管の検出器ユニットの外観

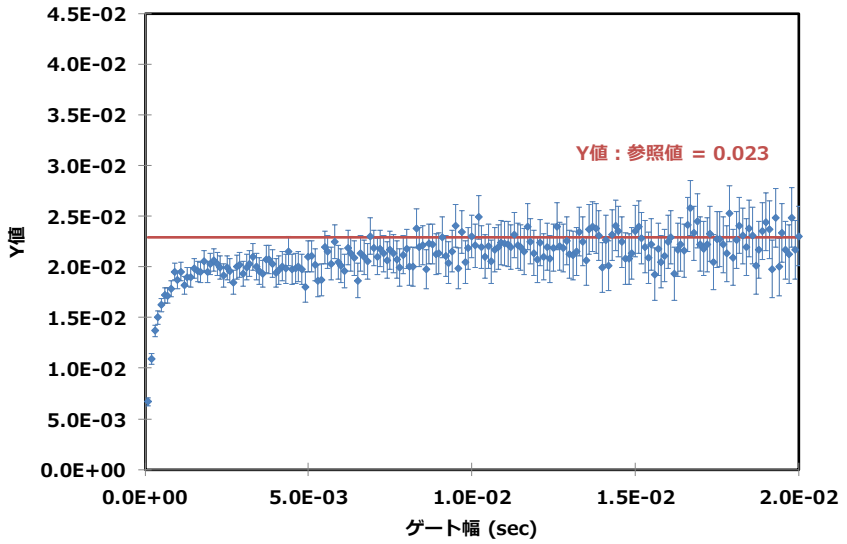


図3 Cf中性子源に対するFeynman-α測定結果

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-4. 取り出し装置由来ノイズの対策

● 背景

横取り出し工法では、燃料デブリ取り出し装置のケーブルと中性子検出器のケーブルは同じペデスタル開口部やPCV貫通部を通す可能性が高く(図1)、中性子計測系はケーブルの近接による誘導ノイズにより計測が影響を受ける[1]。

● 実施内容

・B-10比例計数管-プリアンプ間のケーブルを銅網シールドで覆った耐ノイズケーブル(図2)により、誘導ノイズの波高値が最大1桁低減する事を確認した(図3)。

・取り出し装置用ケーブルと検出器用ケーブルを近接させた試験(図4)により、誘導ノイズの影響無く共存が可能であることを確認した(表1)。

● 残された課題

・電源系統からの回り込みによるノイズ対策(電気系統の独立、ノイズ除去/抑制)

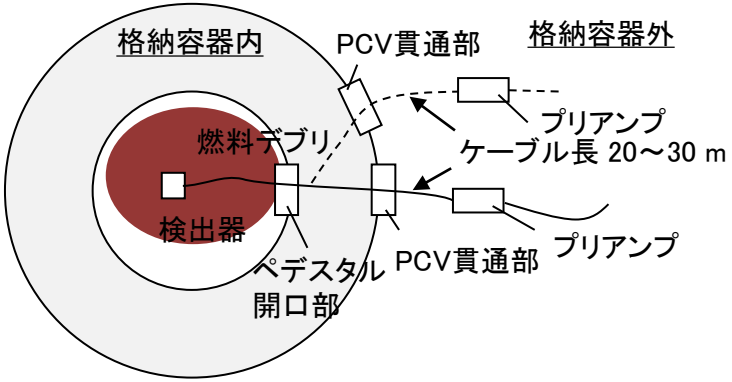


図1. 1F適用時の設置イメージ

模擬ノイズ試験

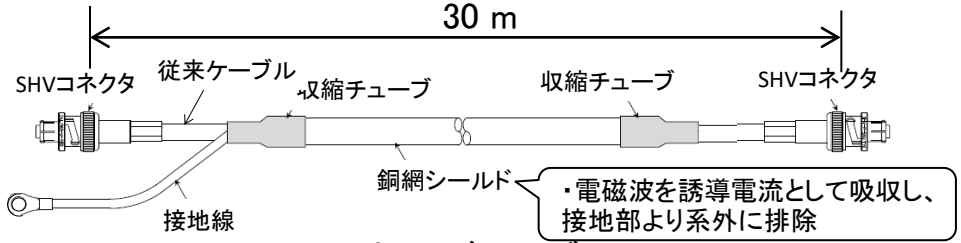


図2 耐ノイズケーブル

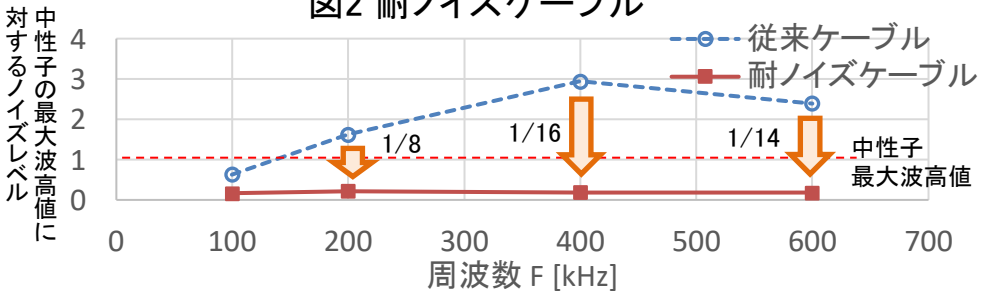


図3 誘導ノイズ低減効果(誘導ノイズ電流値200 mAの時)

共存試験

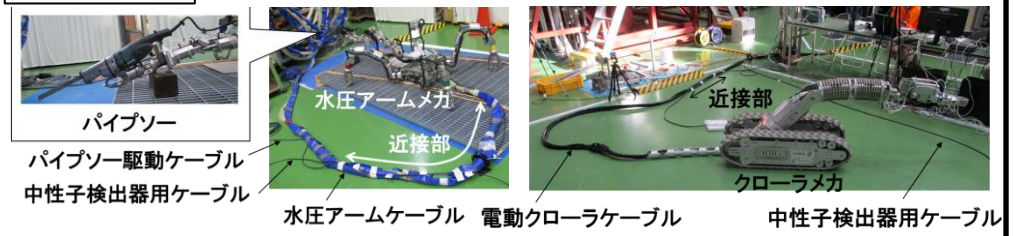


図4. 取り出し装置との共存試験

表1. 取り出し装置由来の誘導ノイズによる感度低下割合

ケーブル種類	従来ケーブル	耐ノイズケーブル
パイプソー	32 %	0 %
水圧アーム	0 %	0 %
電動クローラ	50 %	0 %

[1] IRID、平成29年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高感度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)」研究報告

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認

b-5. プリアンプの耐放射線性(積算線量)の検討

● 背景

・横取り出し工法では、燃料デブリ取り出し装置のケーブルと中性子検出器のケーブルは同じペデスタル開口部やPCV貫通部を通す可能性が高く、誘導ノイズによる影響が懸念される[1]。このためPCV内にプリアンプを設置しノイズ影響を最小化したいが、耐放射線性が課題。

● 実施内容

・Co60線源を用いてプリアンプを高放射線環境下に置き(図1)、積算線量を変化させた場合の波高値分布をの変化を基にプリアンプの動作を確認した(図2、図3)。

● 結果

・積算線量約1MGy程度(100Gy/hで1年)まで計測を継続可能な耐放性を有する可能性を確認

● 残された課題

・PCV内設置可能なプリアンプの試作と耐放射線性の確認

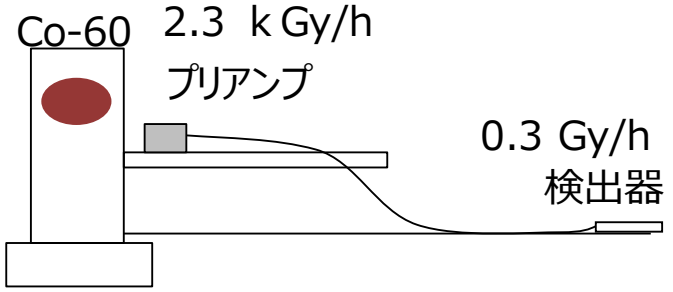
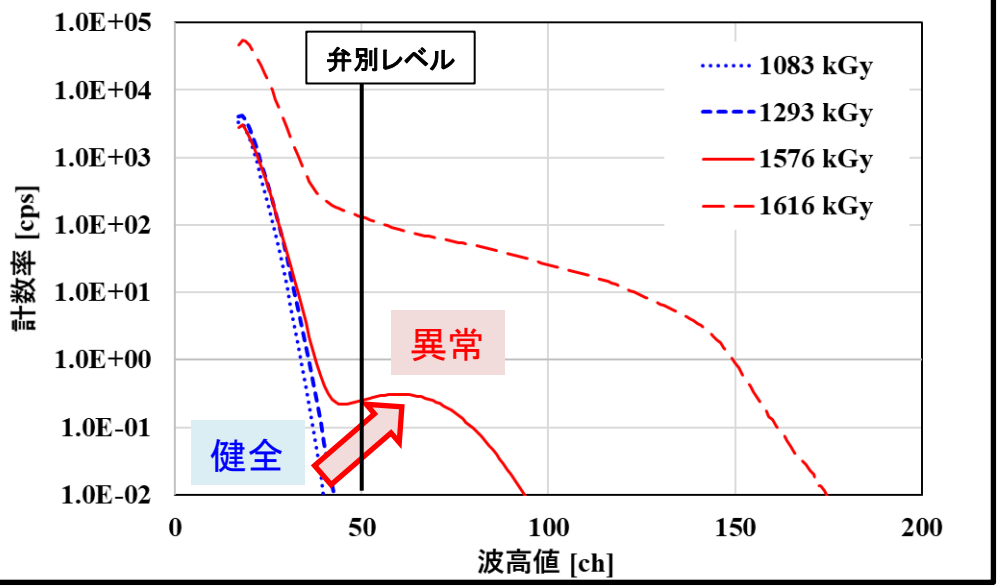
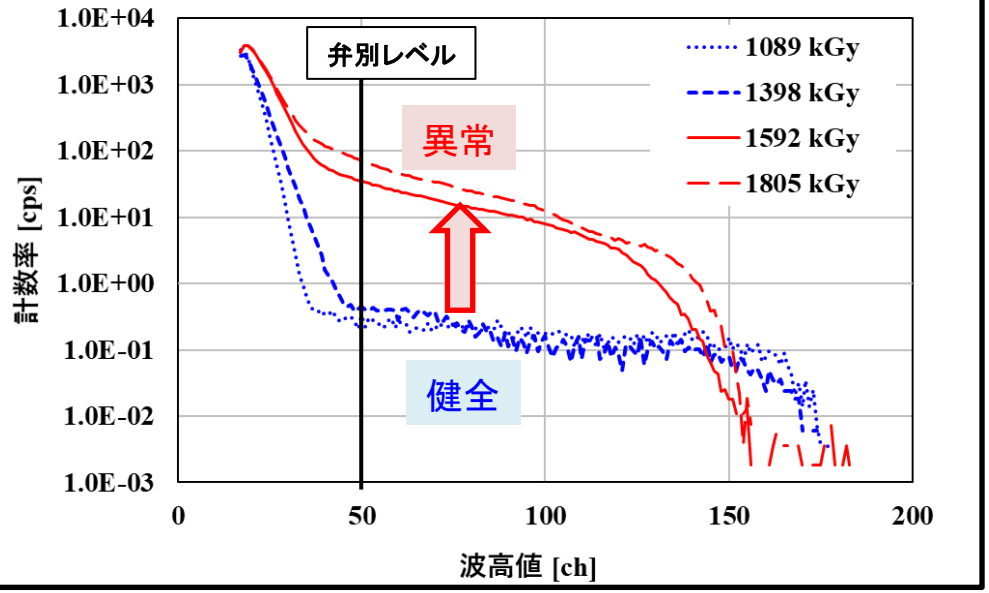


図1. プリアンプ耐放射線(積算線量)試験体系の概要

中性子源のない時の波高値分布の変化(例)



中性子計測時の波高値分布の変化(例)



[1] IRID、平成29年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高感度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)」研究報告

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

b. 中性子検出器の現場への適用性確認　成果まとめ

- 未臨界度測定の観点から、従来のB-10比例計数管の代替候補となる中性子検出器を選定した。代替候補となる3種類の検出器（コロナ型、SiC型、マルチセルHe-3型）を試作して、未臨界度測定への適用可能性の見通しを得た。
- 次年度以降、KUCAでの性能確認試験（注；a.とは異なる）により現場への適用性を確認する。
- 中性子検出器ユニットの基本設計を行い、従来よりも軽量化できる見込みが得られた。
- 加工装置の発するノイズ対策法を検討し、耐ノイズケーブルの効果を確認した。
- プリアンプについて、積算線量約1MGy程度(100Gy/hで1年)まで計測を継続可能な耐放性を有する可能性を確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～工法との調整～

● 実施内容

デブリ取り出し時の臨界近接管理手順を検討するため、現在検討されているデブリ取り出し工法（横アクセス3工法、上アクセス2工法、次ページ図)ごとに、取り出し各ステップでの臨界管理方法を検討し、適用すべき臨界近接監視方法を検討した。

● 残された課題

・今回整理した工法・取り出し設備からの制約条件に基づき臨界近接監視システムの概念を確立する。
・工法検討に臨界管理の要求・懸念事項を反映し、現場の管理手順を確立する。

表　取り出し各ステップでの臨界管理方法検討（工法との調整の観点）

項目	明確にすべき点	観点
臨界近接監視システム	・監視を行うステップ、監視の方法、使用する検出器 ・取り出しシステムの搭載・可搬重量	・臨界近接監視システム検討条件の明確化 ・取り出し手順との整合性確認
臨界管理方法(加工制限等)	・臨界管理が必要なステップ、臨界管理の要求	・取り出し手順との整合性確認
非溶解性中性子吸収材	・吸収材投入が必要となる可能性のあるステップ ・取り出しシステムの搭載・可搬重量	・アームへの吸収材投入装置搭載の検討条件明確化
臨界管理上の注意点	・臨界管理から注意を求める事項	・設備の故障モードの分析・対応に向け、臨界面での懸念事項を明確にする。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

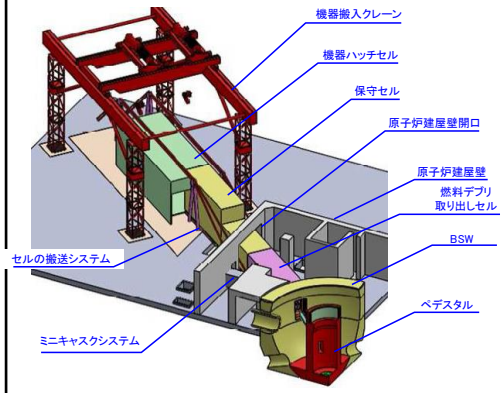
7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～工法との調整～

図　検討中の工法(横アクセス:PLAN－A～ C、 上アクセス:プラン①②)

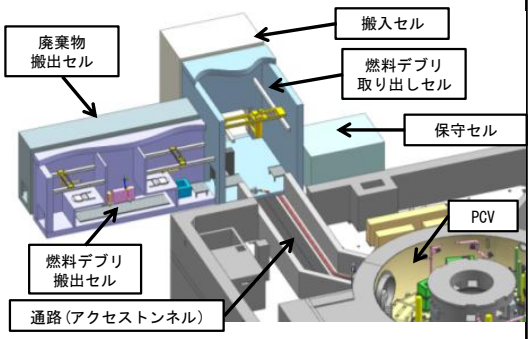
横

PLAN-A



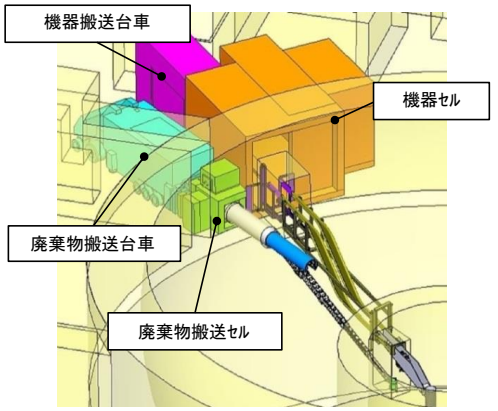
・X-6ペネからアクセス
・大型アーム使用

PLAN-B



・機器ハッチからアクセス
・複数の作業装置を使用

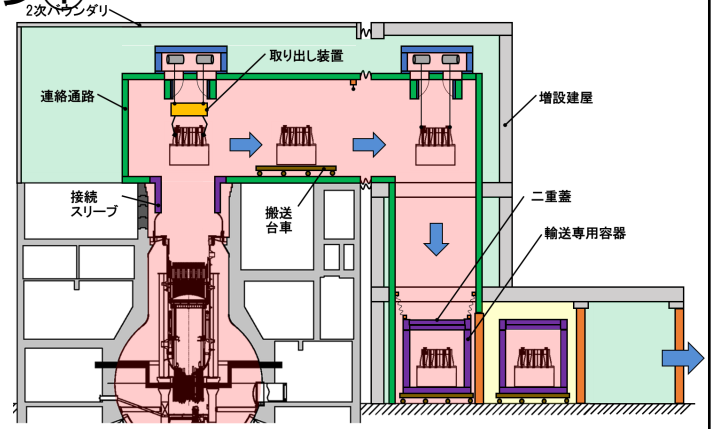
PLAN-C



・X-6および新開口からアクセス
・装置搬入・廃棄物搬出の動線を別系統

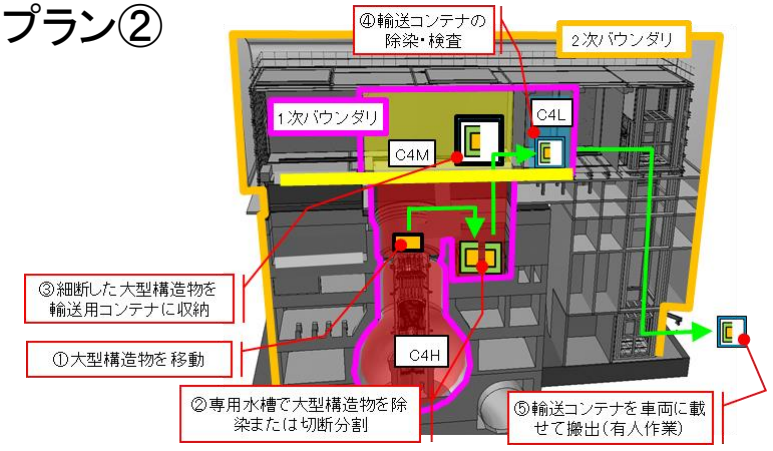
上

プラン①



・構造物単位で一体で搬出。
・取り出した構造物の細断、容器への収納は別建屋にて実施

プラン②



・構造物は可能な限り大きく搬出。
・搬送形態を踏まえ、除染と遮へいの組合せを実施

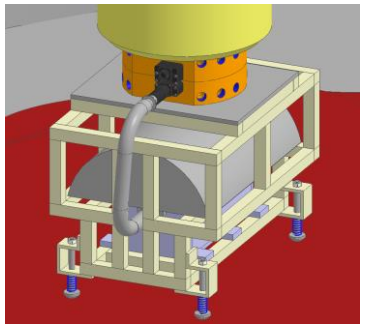
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

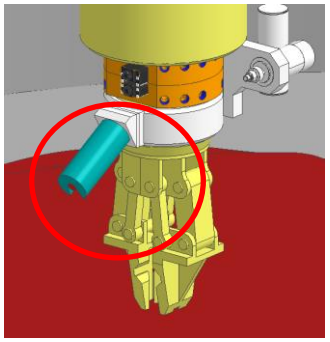
7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

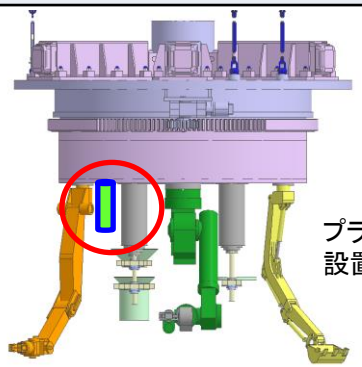
c. 臨界近接管理手順の検討　～臨界近接監視の考え方～

名　称	未臨界度測定用検出器	臨界近接監視用検出器	連続監視用検出器
使用目的	作業前状態の把握	加工着手判断	予期せぬ変化の検知
機　能	未臨界度測定	加工前後の 臨界近接監視	加工中の 中性子束連続監視
	中性子増倍率の 絶対値測定	中性子増倍率の相対変化測定	
形　態	アーム搭載型	加工ツール並置型	プラットフォーム設置型 /加工ツール並置型
重　量	60kg～100kg (検討中)	30～50kg （検討中）	30kg以下
計測時間	数日から1週間(検討中)	10分程度	連続
測定点	取り出し開始点近傍 の1点	加工位置に応じて、 適宜移動させる。	加工位置から離れて俯瞰 できる場所

（注）現場のガンマ線が弱く、デブリの中性子が強いような条件によっては、「臨界近接監視用」と「連続監視用」は兼用できる可能性がある。







プラットフォーム
設置型

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～取り出しステップへの臨界管理の展開～

・取り出しステップに臨界管理の考え方を展開し、監視システムへの制約条件や、臨界管理上の注意点を整理した。

取り出し各ステップでの臨界管理方法・要求の例

ステップ	サブステップ	アーム最大搭載重量	加工制限・臨界管理方法	吸収材事前投入可能性	臨界近接監視			その他の臨界防止対策	備考(*2)
					未臨界度測定	一定量加工毎の臨界近接監視	加工中連続監視		
2. PCV内干渉物撤去・燃料デブリ取り出し準備									
③PCV内干渉物撤去	4)干渉物の加工・切削	(PCV内への搬入)～100 kg (アーム搭載)～30kg	燃料デブリと推定される付着物なし: 制約なし	ー(*1)	ー	ー	ー	・ペデスタル内堆積物への切断片の落下防止 ・ペデスタル内堆積物への上部の重量物の・落下防止(CRD等への接触防止対策 ・切断ツール落下防止対策)	
			付着物あり(変形量小*1): 下部堆積物上への切削粉落下量制限	ー	ー	ー	ー		*1 変形量の判断基準は最小臨界重量(30～60kg)
			付着物あり(変形量大): ・臨界近接監視を行いながらの加工 ・下部堆積物上への切削粉落下量の制限	○ 臨界近接時	ー	加工・切削の前後で中性子束測定・臨界近接監視	バックアップとして加工中の連続監視を求められる可能性あり		

＊1 “ー”は非該当を意味する。
＊2 特記事項ない場合はブランクにしている。

取り出し工法のステップ区分（臨界側でサブステップを挿入）

検出器や非溶解性吸収材投入装置の制約条件

臨界管理法の方法、加工制限など

非溶解性吸収材を適用する可能性のあるステップ

どのような臨界近接監視を行うか？その方法。

臨界管理からの注意点（主に付随事象の発生防止対策）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～横取り出し時臨界監視(IPL型検出器を用いた場合)～

・IPL型SiC半導体中性子検出器を用いた臨界監視システム

臨界近接監視の3機能をアーム搭載型および加工ツール並置型で実現する。
加工前後の臨界近接監視を、加工ツール並置型で実施することにより、加工ツールと検出器の交換時間が不要となり、デブリ取り出しスループットに与える影響は大幅に小さくできる。

表　IPL型検出器を用いた臨界近接監視システム構成と成立見通し

	アーム搭載型	加工ツール並置型
形態	先端ツールとしてアームに搭載する大型検出器	デブリ加工ツールあるいはアームに設置する小型検出器
機能	①未臨界度測定	②加工前後の臨界近接監視、 ③加工中の連続監視
重量	要求）取り出し用アームの搭載重量から50～100kg	要求）取り出し用アームの搭載重量から10kg程度
中性子検出感度	要求）①4.5cps/nv以上、30cps/nvが望ましい	要求）②3cps/nv以上、③1cps/nv以上
	見通し）先行設計では8cps/nv(13kg)であり、スケールアップで①を達成しても50kg程度に収まる見込み	見通し）先行設計では2.4cps/nv(1.4kg)であり、若干のスケールアップで②までの目標を達成可能と見込まれる。
識別可能なパルス間隔	要求）未臨界度測定のために100ns未満 見通し)試作結果から見通し有り	要求なし
ガンマ線線量率・耐積算線量	要求)100 Gy/h、 0.6MGy以上(8か月間連続使用) 見通し）先行設計で1kGy/h、5MGyを達成できる見込み	

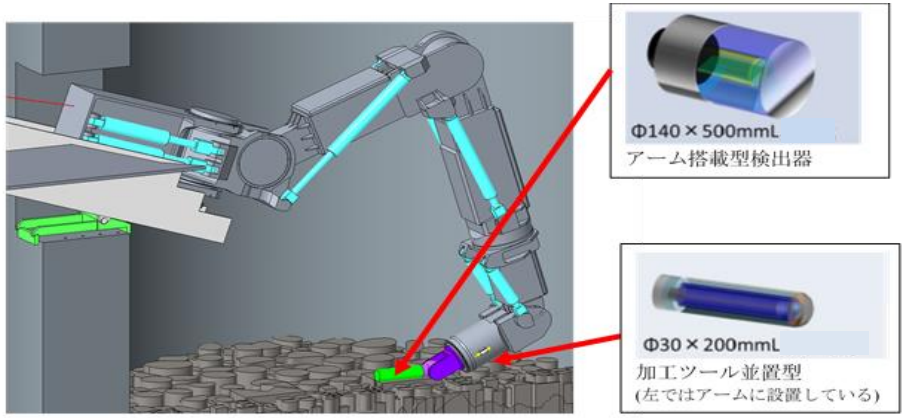


図　IPL型検出器を用いた臨界近接監視システム概念図

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ⅱ)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～横取り出し時臨界監視(IPL型検出器を用いた場合）～

・IPL型検出器を用いた横取り出し時の臨界監視方法

ペデスタル内デブリ取り出し、干渉物撤去時の監視方法手順を検討した。

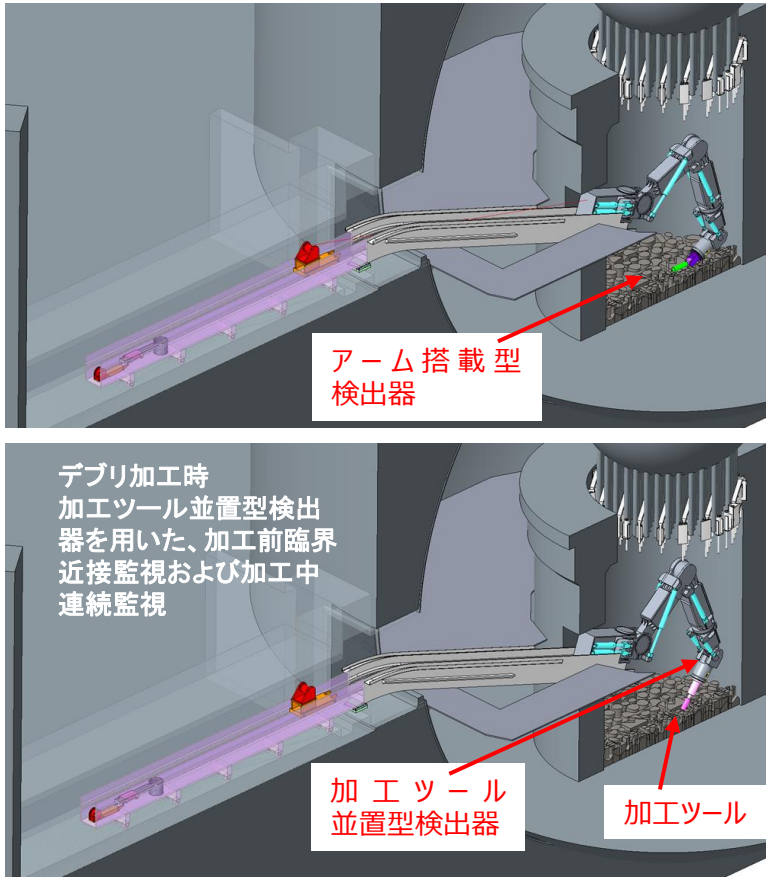


図　デブリ取り出し時臨界監視(抜粋)

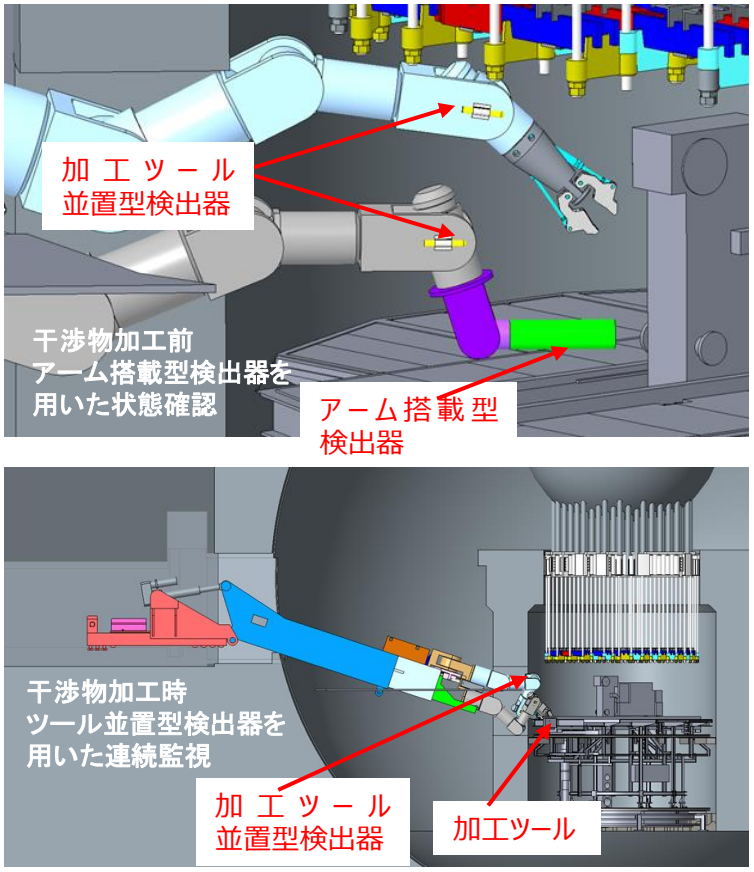


図　干渉物撤去時臨界監視(抜粋)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　～上取り出し時の臨界監視～

- 実施内容

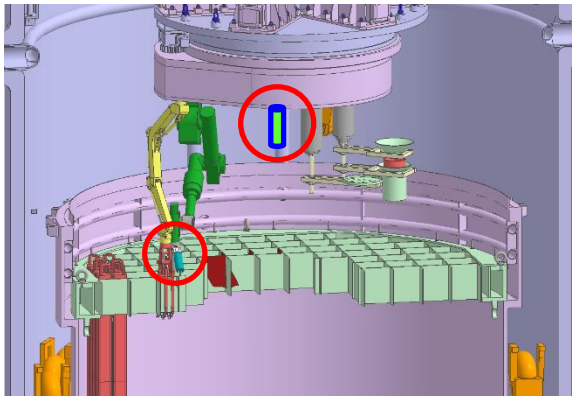
上取り出し工法を代表例として燃料デブリ取り出しステップにおける臨界近接監視の方法を検討した。

臨界近接監視は3種類の中性子計測で構成されるが、全ての作業ステップにおいて3種類の監視を行う必要は無い。

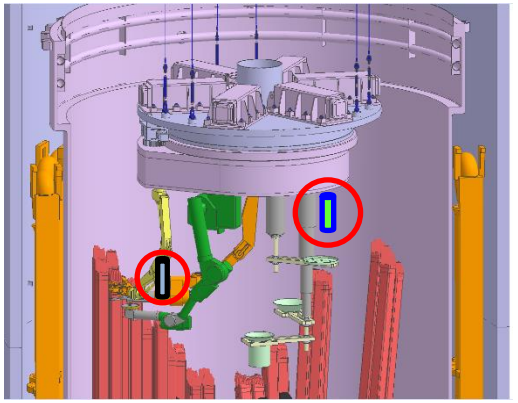
想定される臨界リスクに応じて監視の手段を使い分ける。(3種類 or 2種類)

- 残された課題

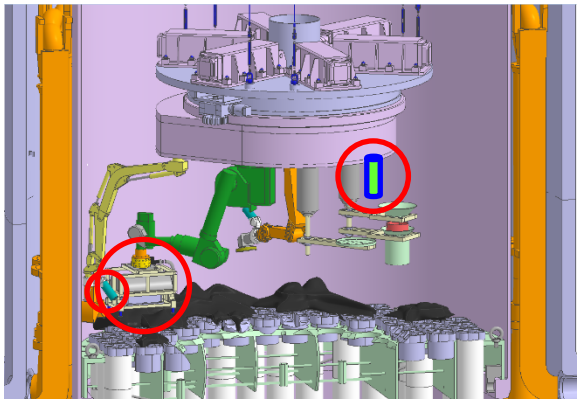
・取り出しステップにおける臨界近接監視の手順のさらなる具体化



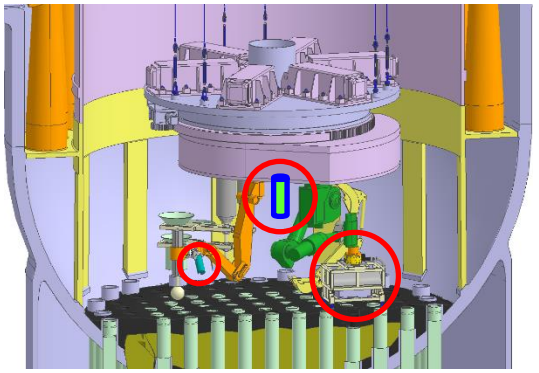
上部格子版



炉心部残存燃料



炉心支持板



RPV底部

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)① 臨界監視の管理方法の技術開発 】

c. 臨界近接管理手順の検討　成果まとめ

- 複数の燃料デブリ取り出し工法ごとに各ステップでの臨界管理の考え方を整理して、臨界近接監視の方法と制約条件、臨界管理上の注意点を整理した。
- 取り出しステップにおける臨界近接監視の手順について、さらに具体化を進めることが今後の課題である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

3） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ii）臨界防止・監視に関わる要素技術開発

② 臨界防止技術の開発

これまでの開発成果と本事業の実施内容

最終目標	実機適用までの達成目標	達成状況	本事業の内容
臨界防止技術の確立	① 候補材の選定	基礎特性、照射特性、核的特性の確認により非溶解性中性子吸収材の候補材を選定（4種類の候補材を選定）	―
	② 施工性の確認と未臨界維持条件の仕様	想定した使用法による投入必要量を試算 チゼルによる破砕燃料デブリでの施工性確認、および吸収材分布確認と未臨界維持評価（固体型吸収材）	
	③腐食影響の評価	長期照射試験から、水素発生G値は設計値未満および吸収材成分が溶出した希釈海水はpH6以上	照射下での防錆剤効果に及ぼす影響の評価
	③ 副次的影響の評価	収納缶本数および廃棄量は固体型吸収材で最大約10%、固化型吸収材で最大約40%増加	
燃料デブリ取り出しシステムへの組み込み	① 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討	吸収材の投入方法を策定 チゼルによる燃料デブリ加工に対する吸収材投入手順を策定（ペデスタル下のMCCI燃料デブリを想定）	水中投入できることの確認 加工による影響の確認
	② 吸収材投入装置の設計	吸収材投入装置の重量・寸法制約、吸収材搬送経路制約を踏まえて吸収材投入装置概念を策定	
	③ 取り出し装置との組み合せ検証	燃料デブリ位置毎の燃料デブリ加工方法に対する適用吸収材を整理	

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容

３） 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

（ⅱ）臨界防止・監視に関わる要素技術開発

② 臨界防止技術の開発

燃料デブリ取り出し時の燃料デブリの状態に応じた非溶解性中性子吸収材の使い分け方法や投入装置の概念設計等、非溶解性中性子吸収材の運用方法を検討する。また、燃料デブリ加工が非溶解性中性子吸収材の機能に与える影響等を要素試験により確認し、運用方法の検討へ反映する。さらに放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した環境における、非溶解性中性子吸収材の構造材等への腐食影響を検討する。

主な開発検討項目として以下を含むものとし、必要に応じて要素試験を実施することにより課題を抽出し整理する。

a.非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討

- 非溶解性中性子吸収材を水中で投入できることを試験で確認した。
- 吸収材の加工による影響を試験で確認した。

b.放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討

- 防錆剤とB・Gd入ガラス材の併用が可能であることを照射試験で確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討

- 開発の目的
  - 臨界を防止するための非溶解性中性子吸収材をデブリに対して投入するための装置を開発する。

- 解決すべき課題
  - これまでに固体や固化体(液体→固体に変化)の中性子吸収材が開発されてきた(図1)。これらを投入する装置の概念を検討したが(図2)、水中で使用できるか、不明である。
  - 中性子吸収材はデブリ加工前に投入され、デブリと一緒に加工される運用が想定されている。固体タイプの吸収材については加工による影響を試験で確認したが、固化体タイプの吸収材については不明である。



B_4C金属焼結材(固体)　B・Gd入ガラス材(固体)

Gd_2O_3粒子(固体)　水ガラス／Gd_2O_3造粒粉材(粘性体)

図1　非溶解性中性子吸収材

- 開発の進め方
  - 吸収材を投入する装置の設計仕様と運用方法を検討する。
  - 燃料デブリの状態を仮定し、中性子吸収材の使い分け方法を検討する。
  - 中性子吸収材を投入した状態の模擬デブリを加工する要素試験を行い、燃料デブリ加工が中性子吸収材の機能に与える影響を確認する。

- 得られる成果
  - 中性子吸収材の投入装置の基本仕様
  - 中性子吸収材の運用方法

固体(粉体)向け投入装置の例

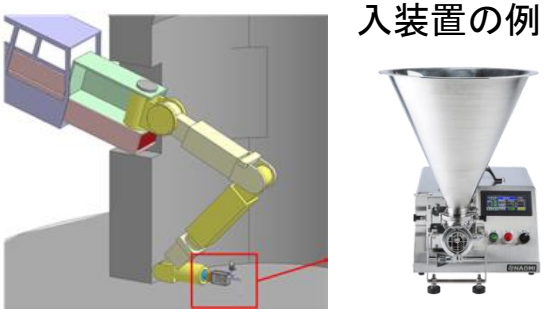


図2　ロボットアームに吸収材投入装置を実装するイメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討

- 開発工程

【凡例】計画: 実績:

検討項目	2019年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼					年度末報告 ▼
1. 使い分け方法	シナリオ整理			条件整理			臨界解析			まとめ		
2. 投入装置の設計・製作・要素試験	計画			準備				水中投入試験		評価		
3.デブリ加工による影響確認	計画			準備				吸収材加工試験		評価		
備考												

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討
吸収材の使い分け方法

- 燃料デブリの形状は、棒状、粒状など、様々な形状が想定される。様々なデブリ形状に対応して、中性子吸収材も最適なタイプを使い分ける。
- 非溶解性中性子吸収材は、固体タイプと、時間経過により液体から固体へ固化するタイプ(水ガラスタイプ)に分けられる。水ガラスタイプは、投入直後に流動性・粘性を有するため、残存燃料(切株燃料)が垂直に林立するような場合(図5)、デブリの間隙が小さい場合(図3、4)、デブリ表面の凹凸が大きい場合(図6)には有効である。

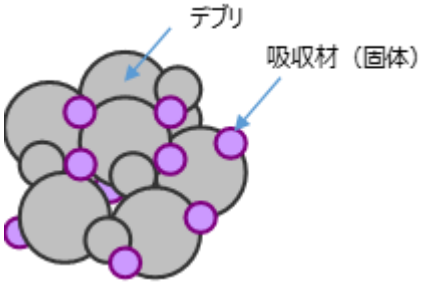


図1 小石状デブリに固体タイプの吸収材を使用

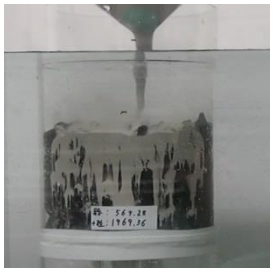




図3 小石状デブリに液体→固化タイプの吸収材を使用

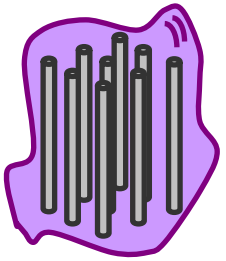


図5 棒状デブリに液体→固化タイプの吸収材を使用

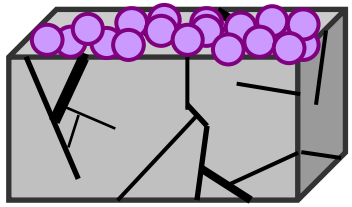


図2 岩盤状デブリに固体タイプの吸収材を使用

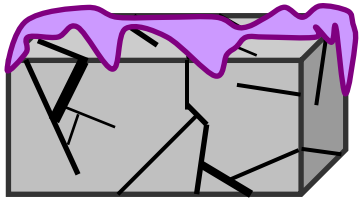


図4 岩盤状デブリに液体→固化タイプの吸収材を使用



図6 凹凸の大きなデブリに液体→固化タイプの吸収材を使用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討
中性子吸収材の水中投入試験

- 試験の目的
  - 投入装置のベースとなる技術は気中での使用を想定しており、これまで水中で使用された実績は無い。
  - 水深が深くなると水圧に抗して吸収材を吐出することが困難になると予想される。
  - 水中において固体および粘性体の非溶解性中性子吸収材の投入が可能であることを確認する。
- 試験の方法
  - 1F-3号の水位を想定して、水中5m環境の水圧(0.5気圧)を模擬するため、再圧チャンバに設置した水槽内で試験を行った。(図1)
  - 吸収材の投入速度を評価した。

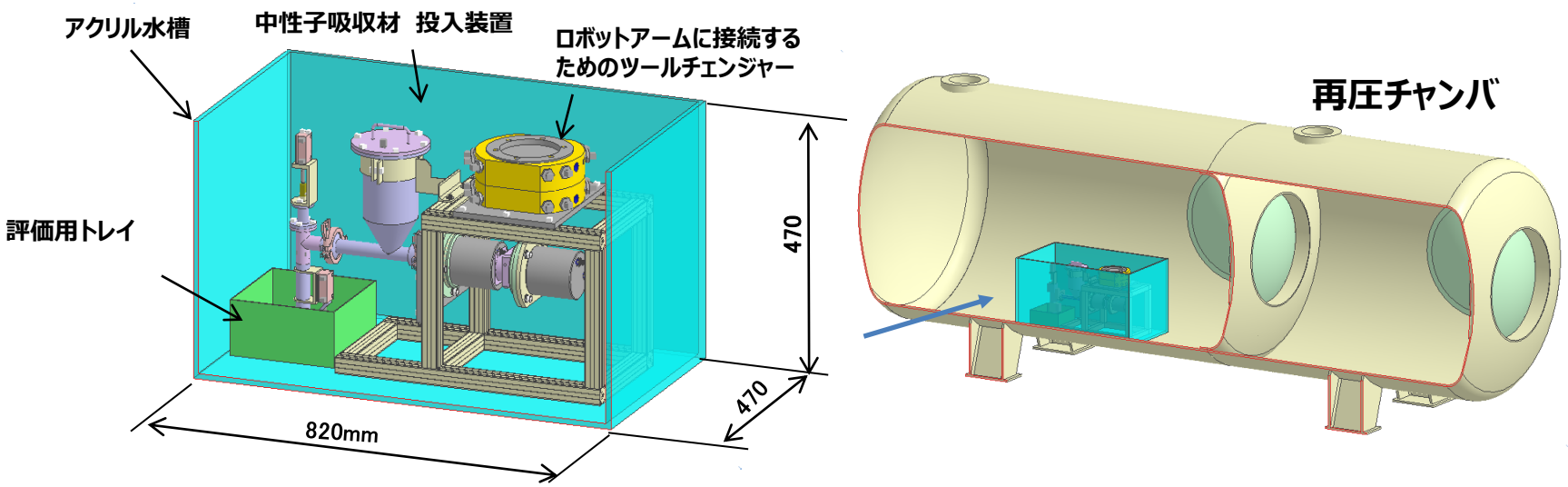


図1 試験装置の概要

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討
中性子吸収材の水中投入試験（続き）

- 試験結果
  - 固化体（Gd粒子タイプ）および粘性体（水ガラスタイプ）のどちらも、水深5m相当の水中において、安定した速度で吸収材を投入できた。（図1）
  - 目標とする投入速度を達成することができた。（図2）
    Gd粒子タイプ：3.3g/sec
    水ガラスタイプ：2.8L/min
    （1日の取り出しデブリ300kgに対して必要とされる量を30分で投入するものと仮定して算出）
  - 水中向けに試作したツールチェンジャーについて水深5mの耐水性能が確認された。（図3）
    （JIS防水規格IP7に準じて30分間の静的浸漬試験）

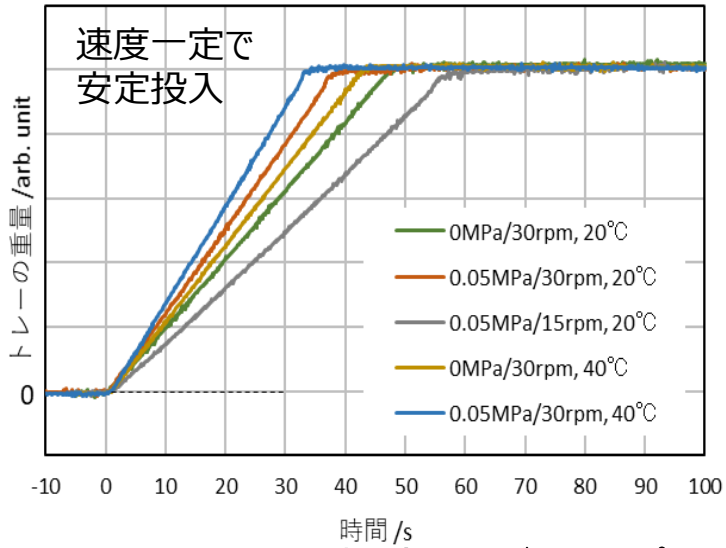


図1 吸収材投入量の時間変化（水ガラスタイプ）

- 実機適用時の課題
  - 水ガラスタイプの吸収材を投入する際に、沈降しない微粒子が舞い上がり水が濁った。
    水処理系システムへの影響やデブリ加工作業の視認性への影響を確認する必要がある。

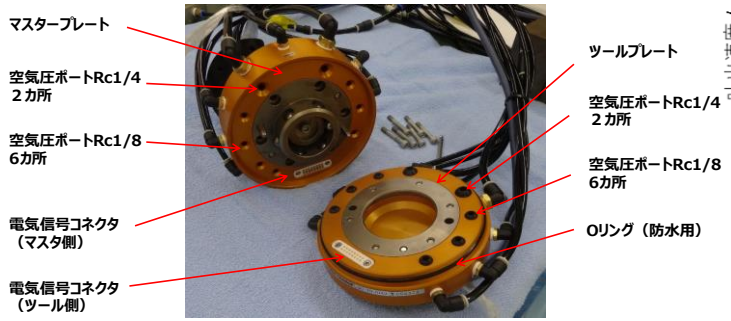


図3 水中向けに試作したツールチェンジャー

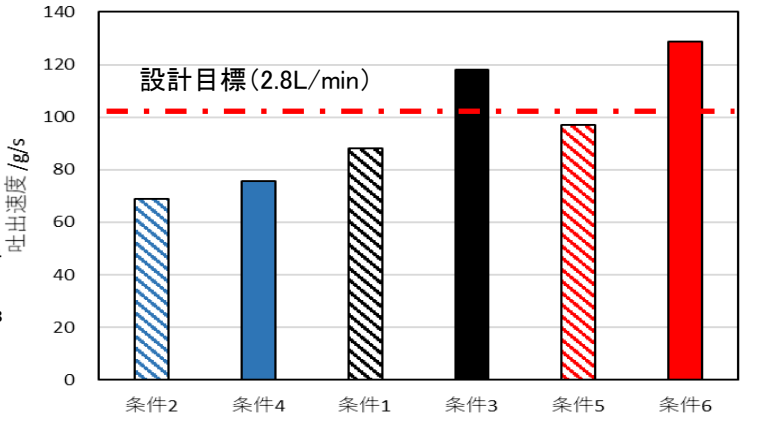


図2 吸収材の投入速度（水ガラスタイプ）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討
デブリ加工による影響確認

- 試験の目的
  - デブリの上に吸収材を散布した状態でデブリを加工する際に、加工による影響を把握する(図1)。
  - 吸収材が有効に機能すること(加工後にデブリと吸収材が混合すること)を確認する。
  - 吸収材が覆っていたとしてもデブリ加工が問題なく行われることを確認する。
  - 加工された吸収材の細粉の大きさ(粒径)を調べる。

- 試験の方法
  - 模擬デブリとして、MCCIデブリを想定して圧縮強度を調整したモルタルを作成
  - 模擬デブリの表面に吸収材(水ガラスタイプ)を滴下(図2)
  - チゼル加工装置(電動ハンマー)を用いて模擬デブリ表面(深さ5cm程度)を破砕(5cm間隔で9箇所)(図3)
  - 水中(粒径測定)および気中(混合測定)で実施



図2 水ガラスタイプ吸収材(粘性固化体)

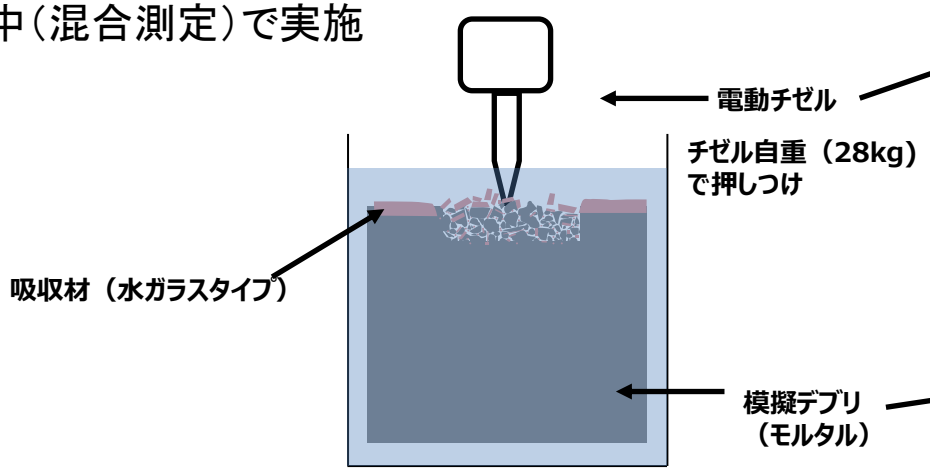


図1 チゼル加工のイメージ



図3 試験装置の概要イメージ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

a. 非溶解性中性子吸収材の投入装置、運用方法の検討
デブリ加工による影響確認（続き）

- 試験結果
  - 9箇所の加工に要した時間は90～150秒であり、吸収材の有無によって有意な差は見られなかった。
  - チゼル加工後の破砕片を回収し、ふるいで分級し、重量を計測して、粒径分布データが得られた（図1）。吸収材ありの場合には、粒径250[μm]未満の微細片が多くなる傾向が見られた。中性子吸収材が粉砕もしくは分解し生じた微小分散物に由来するものと考えられる。本成果を水処理システム設計のインプットとして提示する。

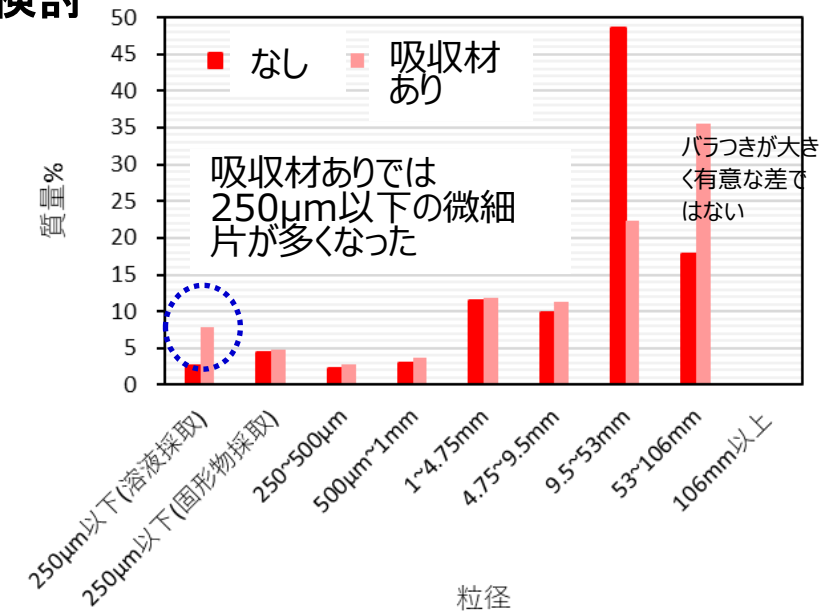


図1 チゼル加工による破砕片の粒径分布

- 加工後の試験体をエポキシ樹脂で含浸固化し、コアボーリングでΦ30[mm]の分析用サンプルを採取し、深部（5-7cm）まで中性子吸収材（Gd）が浸入（混合）していることが確認された。（図2；白色箇所）（図3）

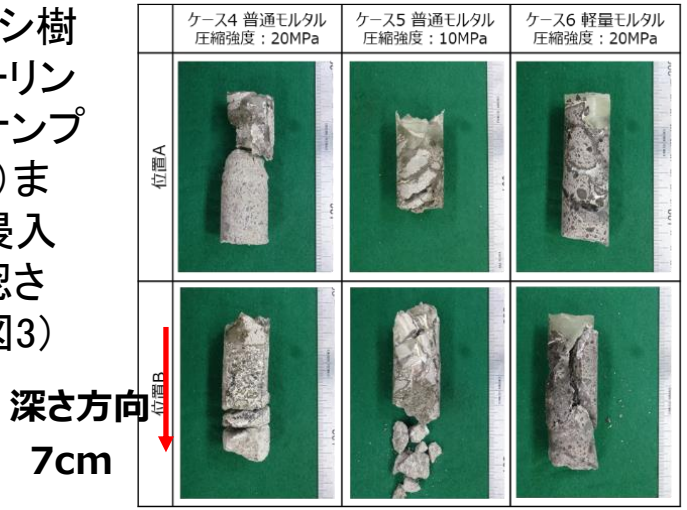


図2 コアボーリング採取した分析用サンプル

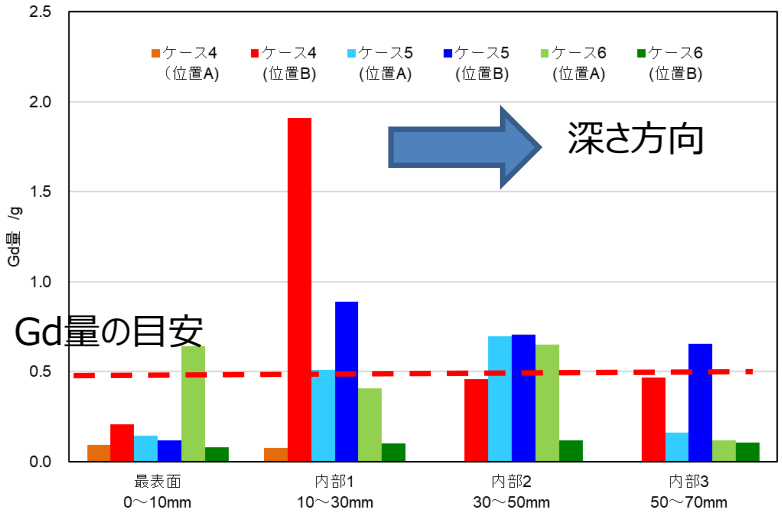


図3 加工後の深さ方向に含まれる吸収材(Gd)重量

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

b. 放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討

- 開発の目的
  - 臨界を防止するための非溶解性中性子吸収材を開発する。
- 解決すべき課題
  - これまでに中性子吸収材による腐食影響を長期ガンマ線照射に伴う水質変化の観点で評価してきた。残された課題は、炉水環境としてPCV腐食抑制のために防錆剤(表2)の使用を考慮する場合である。
- 開発の進め方
  - ガンマ線照射環境での腐食挙動に及ぼす影響が不明な希土類を含む中性子吸収材について、防錆剤効果に及ぼす影響を実験的に評価する。(表1)
- 得られる成果
  - 適用可能な防錆剤と非溶解性中性子吸収材の組合せ

表2 防錆剤と検討対象水質

分類	防錆剤	検討対象水質	
		B濃度 (ppm)	pH
I.	$Na_2B_{10}O_{16}$	≧4000	(8-9)
II.	Na_2WO_4 +$Na_2B_{10}O_{16}$	＜4000	(8-9)
III.	ZSMMP	＜(40)	6-8
IV.	ZSCMP	＜(40)	≧10

括弧内は実績値

表1 選定候補材の溶出特性と副次的影響評価状況

分類	候補材	溶出特性		取り出し時		後続工程	
		pH	溶出成分	デブリ加工 (チゼル)	防錆対策 (机上検討※)	収納缶 (長期照射)	廃棄物
固体	B_4C金属焼結材	7～9	Fe、 B	影響なし	影響なし	設計内	評価済
	B・Gd入ガラス材	6～9	B、 Gd、 希土類	影響なし	実験的評価要	設計内	評価済
	Gd_2O_3粒子	7～9	Gd	未評価	影響なし	設計内	評価済
液体→固体	水ガラス/Gd_2O_3造粒粉材	12	Na、 Gd、 Ca	影響なし	水質調整必要	設計内	評価済

ZSMMP:亜鉛/炭酸ナトリウム混合リン酸塩、ZSCMP:亜鉛/モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩

※pHおよび溶出成分を基に机上検討

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

b. 放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討

- 開発工程

【凡例】 計画: 実績:

検討項目	2019年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
主要なマイルストーン							中間報告 ▼					年度末報告 ▼
1. 計画				詳細試験計画 GST高崎研実験課題採択								
2. 試験準備							試験付帯設備設営 試験片・試験液準備					
3. 吸収剤照射試験								吸収材照射試験				
4. 試験結果評価											評価	
備考												

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

b. 放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討

- 防錆対策との組合せ
  - B・Gd入ガラス材溶出液とpH域が合致する分類I. II. III.に対して評価した(表3)。
- 実験方法
  - 防錆対策を決定した試験方法に原則準拠し、吸収材溶出成分(表4)を含有した試験液を用いて、PCV用炭素鋼SGV480に対して腐食試験を実施した。
  - QST高崎研ガンマ線照射施設において、防錆対策決定時と同じ線量率4 kGy/hで試験した。
  - 均一腐食に対して浸漬腐食試験、局部腐食に対して酸化皮膜型防錆剤(分類I.およびII.)について電気化学試験を実施した。

表3 試験液の構成と実験的評価

分類	防錆剤		吸収材	人工海水濃度	水質		実験的評価	
	成分	機構			B濃度(ppm)	pH	均一腐食	局部腐食
I.	$Na_2B_{10}O_{16}$ 4000 ppm (as B)	酸化皮膜	B・Gd入ガラス材	1000倍希釈	4000	8	浸漬腐食	電気化学
II.	Na_2WO_4 5000 ppm +$Na_2B_{10}O_{16}$ 1000 ppm	酸化皮膜	B・Gd入ガラス材	1000倍希釈	1000	8-9	浸漬腐食	電気化学
III.	ZSMMP 4000 ppm	沈殿皮膜	B・Gd入ガラス材	10000倍希釈	0.6-0.8	7-8	浸漬腐食	—

ZSMMP:亜鉛/炭酸ナトリウム混合リン酸塩

表4 吸収材(B・Gd入ガラス材)からの溶出成分 [ppm]

B	Ba	Zn	Bi	La	Gd
0.6-0.8	0.4-0.6	0.1-0.2	0.07	0.01	0.01

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

b. 放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した腐食影響の検討

【試験結果】

- 均一腐食(浸漬腐食試験)(図1)
  - いずれの防錆対策も腐食量を大幅に低減し、吸収材溶出成分の影響はなかった。
- 局部腐食(電気化学測定・試験)(図2)
  - 線量率4 kGy/hのガンマ線照射環境で吸収材溶出成分を含有した場合、自然浸漬電位が上昇し局部腐食が生じやすい方向に変化した。
  - 電位の測定値を基準に条件を設定し、局部腐食の進展性を評価したところ、吸収材溶出成分を含有した場合においても、自然浸漬電位の測定値に対して0.45 V以上の余裕をもって進展性がなかった。
- 防錆対策との共存性
  - 分類I.、II.およびIII.の防錆対策に対して、B・Gd入ガラス材溶出成分との共存が可能であることを確認した。

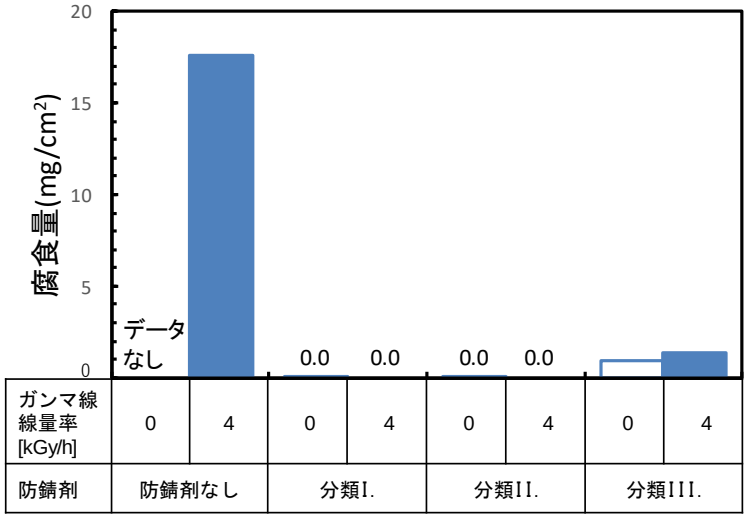


図1 浸漬腐食試験(500 h)による腐食量
(B・Gd入ガラス材溶出成分あり)

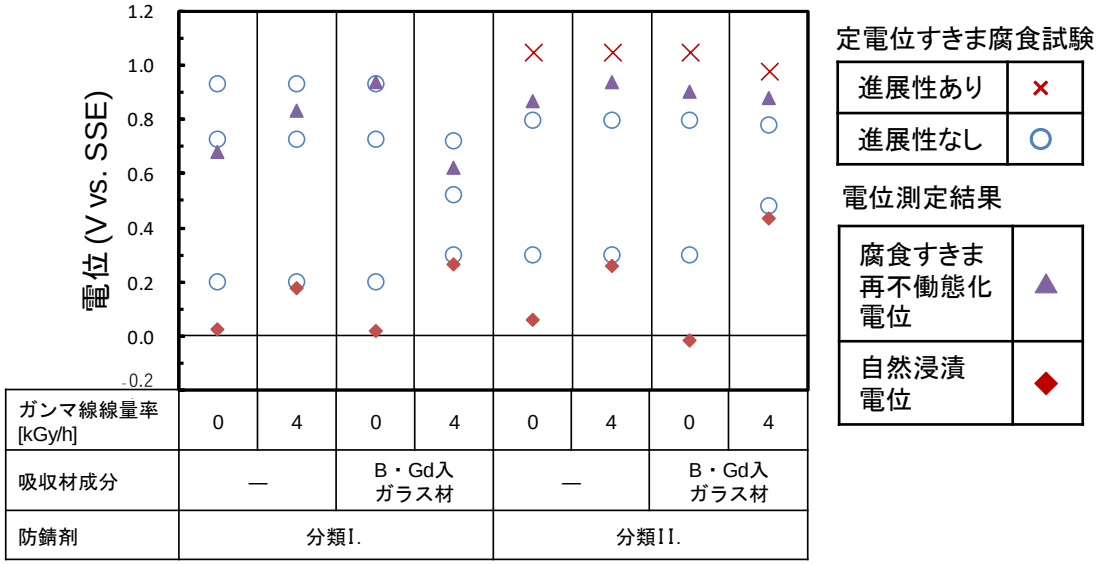


図2 電気化学試験による局部腐食進展評価
※吸収材成分を含まないデータは腐食PJ結果から引用

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7. 本事業の実施内容 【 3)(ii)② 臨界防止技術の開発 】

成果まとめ

- 非溶解性中性子吸収材を水中で投入する装置の基本仕様について成立する見通しが得られた。
- 投入装置をツールチェンジャーでロボットアームに接続して水中使用する運用の可能性が示された。
- 非溶解性中性子吸収材をデブリ上に投入してから加工する工法が成立する見通しが得られた。
- 非溶解性中性子吸収材は分類I～IIIの防錆剤と共に使用できることが確認された。
- 残された課題は、デブリ乾燥工程に及ぼす非溶解性中性子吸収材（固化型）の副次的影響（デブリの乾燥を阻害する懸念）である。
- また、デブリの加工・回収作業の手順に対応した非溶解性中性子吸収材の設置・散布等の運用方法について、さらに具体化を進めることが今後の検討課題である。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(1)燃料デブリ取り出し工法の開発

①干渉物撤去技術の開発

- 上アクセス工法におけるアクセスルートおよび構造物搬出方法の概念検討を実施し、搬出用設備やセルの検討を行った。原子炉底部の切り離し作業について要素試験を実施し、遠隔作業時の課題を抽出した。今後は、取り出した構造物の搬出手段、切断方法および大型干出容器の構造等について具体化検討を進める。
- 横アクセス工法におけるペデスタル外周部へのユーティリティ敷設方法に関する要素試験を実施し、実現性を確認した。また、ペデスタル内干渉物撤去に関する要素試験を実施し、遠隔操作により落下 ICM ハウジングのような比較的小型の干渉物の撤去ができる見通しを得た。今後は、CRD 交換装置のように大型で燃料デブリ取り出し作業に大きな障害となるような干渉物を遠隔で撤去する方法を検討する。

②干渉物撤去以外の技術の開発

- 視界不良かつ狭隘環境下での遠隔操作支援手法の開発において、遠隔操作支援手法について、PCV内の干渉物を模擬したモックアップを製作し、双腕ロボットを遠隔操作して干渉回避しながら目標位置に到達できることを確認した。また、従来の操作方法と比較検証することにより、オペレータの作業負荷を軽減できることを確認した。今後は、環境モデル(3Dデータ)と現場の差異・ずれに対応できる仕組みの確立や、切断・把持動作のアシスト機能開発に取り組む。
- S／Cへの汚染拡大防止方法について、遠隔での堰構築に関する要素試験を実施し、堰の遠隔施工性を確認した。今後は、遠隔施工が成立するために必要な D/W1 階のHVHの解体方法、D/W 地下階のポンプピット内干渉物撤去方法について検討する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(1)燃料デブリ取り出し工法の開発(続き)

②干渉物撤去以外の技術の開発(続き)

- 燃料デブリ取り出し用セルを用いたアクセスルート構築およびR／B等への床荷重への影響の低減を目的とした概念検討において、アクセス装置の小型化を図るため、従来のアクセスレール方式から固定レール方式への変更を検討し、アクセス装置の小型化の具体化検討を行うことにより成立性に関する目途を得た。そして、アクセス装置の小型化の成果を基に、セルの小型化、遮へい厚さの見直しを実施し、セル質量の低減を図り、かつ建屋内へのセル設置方法の見直しを行い、建屋内へのセルの設置の成立性の目途を得た。今後は、セルとPCVの接続部構造及び据付工法の検討を進め、工法の実現性を確認する。
- ユニット缶状態でのR／Bからの移送方法について、燃料デブリをユニット缶状態で搬送する閉じ込め装置(燃料デブリ搬送装置)の概念検討を実施。安全要求仕様をまとめ、装置対応方針を策定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(2)燃料デブリ取り扱い技術の開発

(ⅰ)燃料デブリ回収・収納システムの技術開発

- 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発について、検討結果や要素試験結果を踏まえ、機器構成案を構築し、取り出しロボットへの積載性を確認すると共に、仕様を具体化し、運用・保守方法を取りまとめ、成立性を評価した。また、今後のエンジニアリングに向け、セパレータやストレーナ等の機器の課題を抽出し、今後の対応方針を策定した。
- 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発として、燃料デブリの状態・性状を推定した。推定に基づき取り出し方法と取り出し手順を立案し、単体試験を実施した。

(ⅱ)燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発

①循環冷却水中の溶解性核種の除去技術

- 除去対象α核種であるPu、U、Am、Cm、Npの5核種について、吸着試験を実施し、吸着材候補を選定した。今後は、選定した吸着材候補のPCV内気相環境下(窒素雰囲気)における性能評価を実施し、吸着材候補の選定を継続する。
- 臨界管理方法として五ホウ酸ナトリウム水を使用する場合の課題として、析出に対する文献調査及び試験、並びに、ホウ酸廃液からホウ酸を回収する技術について文献調査及び試験を実施した。また、今後のエンジニアリングに向け、系統概念案及び設計要求を整理した。

②PCV内から回収された堆積物等の処理技術

- 要素試験結果を反映し、従来の3系統通水方式の粒子除去システムを2系統通水方式へと改善し、通水試験により実機適用性を評価した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(2)燃料デブリ取り扱い技術の開発(続き)

(ⅱ)燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発(続き)

②PCV内から回収された堆積物等の処理技術(続き)

- ビーカー規模試験により、粒子除去設備発生廃液およびRO濃縮水に対して、凝集沈降処理が適用可能である見込みを得た。また、凝集沈降試験装置を用いた試験を実施し、凝集沈降処理のオペレーションの成立性について検証した。今後は、沈殿スラッジの処理方法について検討予定である。

(ⅲ)燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

- 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術について、各仕分けポイントの技術的な実現性を評価し、実現性を考慮した仕分けシナリオを策定した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

(ⅰ)閉じ込め機能に関わる要素技術開発

①PCV内でのダスト挙動予測技術

- 現実的なダスト挙動評価手法の高度化を実施し、格納容器及びR/B全体における気流解析を実施。エアロゾルの物理的挙動に基づくダスト挙動評価手法を確立した。
- 燃料デブリの崩壊熱、及び加工時の入熱を考慮した気流解析を実施。想定される負圧状況下では煙突効果によるアウトリークは発生しないことを確認した。

②接続部の閉じ込め機能確保技術

- アクセストンネルを用いたPCVとの接続方法について、遠隔作業を考慮した機器ハッチ前遮へい体取り外しからアクセストンネルのPCV接続までの作業手順を検討し、PCV(機器ハッチ)とスリーブの溶接接続に関する要素試験を実施し、ギャップ20mmの溶接においても溶接可能であることを確認した。今後は、モックアップ試験による実現性確認やスリーブの遠隔設置方法の検討等を実施する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発(続き)

(ⅱ)臨界防止・監視に関わる要素技術開発

①臨界監視の管理方法の技術開発

- 未臨界度測定の成立性について京都大学臨界試験装置(KUCA)にて試験を行い、不均一な燃料デブリでは測定値に位置依存性が生じることを確認した。また、中性子吸収材が混在している場合でも、未臨界度測定が可能であることを確認した。
- 現場適用性の観点から3種類の中性子検出器(コロナ型、SiC型、マルチセルHe-3型)を試作して基本性能確認試験を行い、未臨界度測定に適用可能であることを確認した。当初予定していたKUCA試験が中止となったため、次年度以降に試験を行い、未臨界度測定性能を評価することが課題である。
- 中性子検出器ユニットの構造設計を行い、従来よりも軽量化できる見込みが得られた。また、加工装置の発するノイズ対策法を検討し、耐ノイズケーブルの効果を確認した。
- プリアンプについて、積算線量約1MGy程度(100Gy/hで1年)まで計測を継続可能な耐放性を有する可能性を確認した。
- 燃料デブリ取り出し工法の各ステップでの臨界管理の考え方を整理して、臨界近接監視の方法と制約条件、臨界管理上の注意点を整理した。次年度はデブリ加工・回収作業の手順に対応した中性子検出器と非溶解性吸収材の運用方法について検討することが課題である。

②臨界防止技術の開発

- 非溶解性吸収材の投入装置を試作して試験を行い、目標速度で水中投入できることを確認した。また、吸収材を投入後にチゼルで加工する試験を行い、加工後にデブリと吸収材が混合することを確認した。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8. まとめ

(3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発(続き)

(ⅱ)臨界防止・監視に関わる要素技術開発(続き)

②臨界防止技術の開発(続き)

- 放射線影響下での防錆材の使用を考慮した腐食影響の検討について照射試験を実施し、防錆材とB・Gd入ガラス材の併用が可能であることを確認した。

なお、本事業では以下を考慮して開発を進めた。

・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、取り扱いに配慮する必要がある。

実設計の段階においては、装置の信頼性確保が必要となる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

9. 実施目的を達成するための具体的目標

(1)燃料デブリ取り出し工法の開発	
①干渉物撤去技術の開発 ・上アクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬出方法	上アクセス工法におけるアクセスルートを確保するための工法（干渉物の撤去を行うための技術、装置の基本仕様および手順など）について、遠隔操作や保守・被ばく低減などを考慮に入れて検討され、要素試験による工法の成立性が確認できていること。 （終了時目標TRL：レベル3）
・横アクセスによるペデスタル内外の干渉物撤去方法	機器ハッチからのCRD開口までのPCV内のルートにおいて、ルート上の干渉物撤去方法に影響を及ぼす遠隔装置のユーティリティ構築方法に関する工場での要素試験が完了しており、判定基準を満足していること。または、解決すべき課題と対応方針が明確であること。 （終了時目標TRL：レベル4）
②干渉物撤去以外の技術の開発 ・視界不良かつ狭隘環境下での遠隔操作支援手法の開発	オペレータ作業負荷を低減し、効率化を図るために遠隔操作ロボットが自動で干渉物を回避する制御手法を開発し、シミュレータ検証及び要素試験等によりその制御手法を適用した場合の有効性と実現性が評価され、今後の課題の抽出及び対応方針が示されていること。 （終了時目標TRL：レベル3）
・S/Cへの汚染拡大防止方法	堰を用いたS／Cへの汚染拡大防止方法について、工場での要素試験が完了しており、要素試験の判定基準を満足していること。または、解決すべき課題と対応方針が明確であること。 （終了時目標TRL：レベル4）
・セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討	R／B内外のセルの設置に伴う荷重負荷を低減するために、セルを小型化する工法案及びセルの設置方法案を考案し、その有効性と実現性が評価され、今後の課題の抽出及び対応方針が示されていること。 （終了時目標TRL：レベル3）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

9. 実施目的を達成するための具体的目標

(1)燃料デブリ取り出し工法の開発（続き）	
②干渉物撤去以外の技術の開発 ・ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法。	燃料デブリを収納したユニッ缶をR/Bから搬出し、別建屋まで構内を搬送する機器に関し、閉じ込めや臨界防止、水素発生対策などの安全設計や機器仕様策定などの概念検討を行い、閉じ込め機構や水素処理機構の要素試験などによる工法・機器の成立性が確認できていること。 （終了時目標TRL：レベル3）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

9. 実施目的を達成するための具体的目標

(2)燃料デブリ取り扱い技術の開発	
(i)燃料デブリ回収・収納システムの技術開発 ・粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発	粒状の燃料デブリ吸引回収システム案が構築され、要素試験等により燃料デブリの回収速度等の有効性とロボットアームへの搭載性や運用方法等の実現性が評価されるとともに、今後の課題の抽出及び対応方針が示されていること。 （終了時目標TRL：レベル3）
・燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス	これまで「総合的な炉内状況把握の高度化（平成29年度）」で推定した多岐にわたる燃料デブリ（溶融固化、粒子状、ペレットなど）に対して、炉心部、炉底部およびペデスタル内にアクセスし、当該位置での燃料デブリの切断加工、容器収納、搬出など一連の回収手順および必要な装置の概念検討を行い、加工や取り扱い装置の要素試験などによる工法・機器の成立性が確認できていること。 （終了時目標TRL：レベル3）
(ii)燃料デブリ・堆積物の処理に関る技術開発 ①循環冷却水中の溶解性核種の除去技術	溶解性α核種除去設備とほう酸調整設備について、概念設計結果に基づく設備の有効性及び成立性が、要素試験などにより検証されていること。 （終了時目標TRL：レベル3～4）
②PCV内から回収された堆積物等の処理技術	固液分離、及び固形分の回収・収納に係る廃液処理設備の概念設計結果の有効性及び成立性が、要素試験などにより検証されていること。 （終了時目標TRL：レベル4）
(iii)燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査 【19年度終了】	燃料デブリの仕分けに関するシナリオ案を策定し、シナリオ案に基づく仕分けに必要な技術調査を行い、技術調査結果に基づく仕分けシナリオ案の現場環境を考慮した実現性の評価と課題の抽出がなされていること。 （終了時目標TRL：レベル2）

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

9. 実施目的を達成するための具体的目標

(3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発	
(i)閉じ込め機能に関わる要素技術開発 ①PCV内でのダストの挙動予測技術 【19年度終了】	閉じ込め機能に関するバウンダリ内での気流、エアロゾル挙動予測のための解析モデルの拡張を行い、より適切評価手法が検討されていること。また、閉じ込め機能確保のためのPCV、R／Bのバウンダリ機能(静的)及びガス管理機能(動的)の要件が検討されていること。 PCVからのダスト漏えい時におけるR／B内エアロゾル挙動を予測し、モニタリング監視位置等の検討結果が示されていること。 (終了時目標TRL:レベル3)
②接続部の閉じ込め機能確保技術	アクセストンネルとPCV(機器ハッチ)の接続部の構造および接続方法について、アクセストンネルスリーブと機器ハッチ間の接続に関する要素試験の判定基準を満足していること。または、解決すべき課題と対応方針が明確であること。 (終了時目標TRL:レベル4)
(ii)臨界防止・監視に関わる要素技術開発 ①臨界管理の管理方法の技術開発	中性子検出器候補の未臨界度測定への適用性が確認されていること。 中性子検出器を燃料デブリ上に設置するための構造体について基本設計が行われ、課題と成立性が示されていること。 (終了時目標TRL:レベル4)
②臨界防止技術の開発 【19年度終了】	非溶解性中性子吸収材の副次的影響である腐食影響や燃料デブリ加工に伴う影響が確認されていること。 非溶解性中性子吸収材を投入するための装置について基本設計が行われ、課題と成立性が示されていること。 (終了時目標TRL:レベル4)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

用語説明(1/3)

No.	用語	説明
1	1F	福島第一原子力発電所
2	R/B	原子炉建屋
3	PCV	原子炉格納容器
4	RPV	原子炉圧力容器
5	CRD	制御棒駆動機構
6	オペフロ	オペレーティングフロア
7	DSP	機器貯蔵プール
8	SFP	使用済燃料プール
9	X-6ペネ	PCV配管貫通部の一つ
10	S/C	サプレッションチェンバー
11	ジェットデフ	ジェットデフレクター
12	インフレートシール	膨張性のシール材
13	セルアダプタ	PCVとセルを繋ぐピースのこと
14	M/U体	モックアップ体
15	BSW	生体遮へい壁
16	MCCI	溶融炉心ーコンクリート相互作用
17	UC	ユニット缶(燃料デブリを入れる容器)
18	AWJ	アブレイシブウォータージェット
19	HVH	空調ユニット
20	HCU	水圧制御ユニット

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

用語説明(2/3)

No.	用語	説明
21	CRGT	制御棒案内管
22	JPDR	動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor）
23	MAAP	米国電力中央研究所(EPRI)所有の過酷事故解析コード
24	GOTHICコード	汎用熱流動解析コードの1つ（開発元はEPRI/ ZACHRY）
25	煙突効果	PCV内外の気体の密度差により、複数の破損口を介した循環流が形成されてアウトリークに至る事象
26	FSTR	廃棄物地下貯蔵建屋
27	MSM	マスタースレーブマニピュレータ

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

用語説明(3/3)

No.	用語	説明
1	TRL7	実用化が完了している段階。
2	TRL6	現場での実証を行う段階。
3	TRL5	実機ベースのプロト機を製作し、工場等で模擬環境下での実証を行う段階。
4	TRL4	開発、エンジニアリングのプロセスとして、試作レベルの機能試験を実施する段階。
5	TRL3	従来の経験を応用、組合せによる開発、エンジニアリングを進めている段階。または、従来経験のほとんど無い領域で基礎データに基づき開発、エンジニアリングを進めている段階。
6	TRL2	従来経験として適用できるものがほとんど無い領域の開発、エンジニアリングを実施し、要求仕様を設定する作業をしている段階。
7	TRL1	開発、エンジニアリングの対象について、基本的内容を明確化している段階。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning