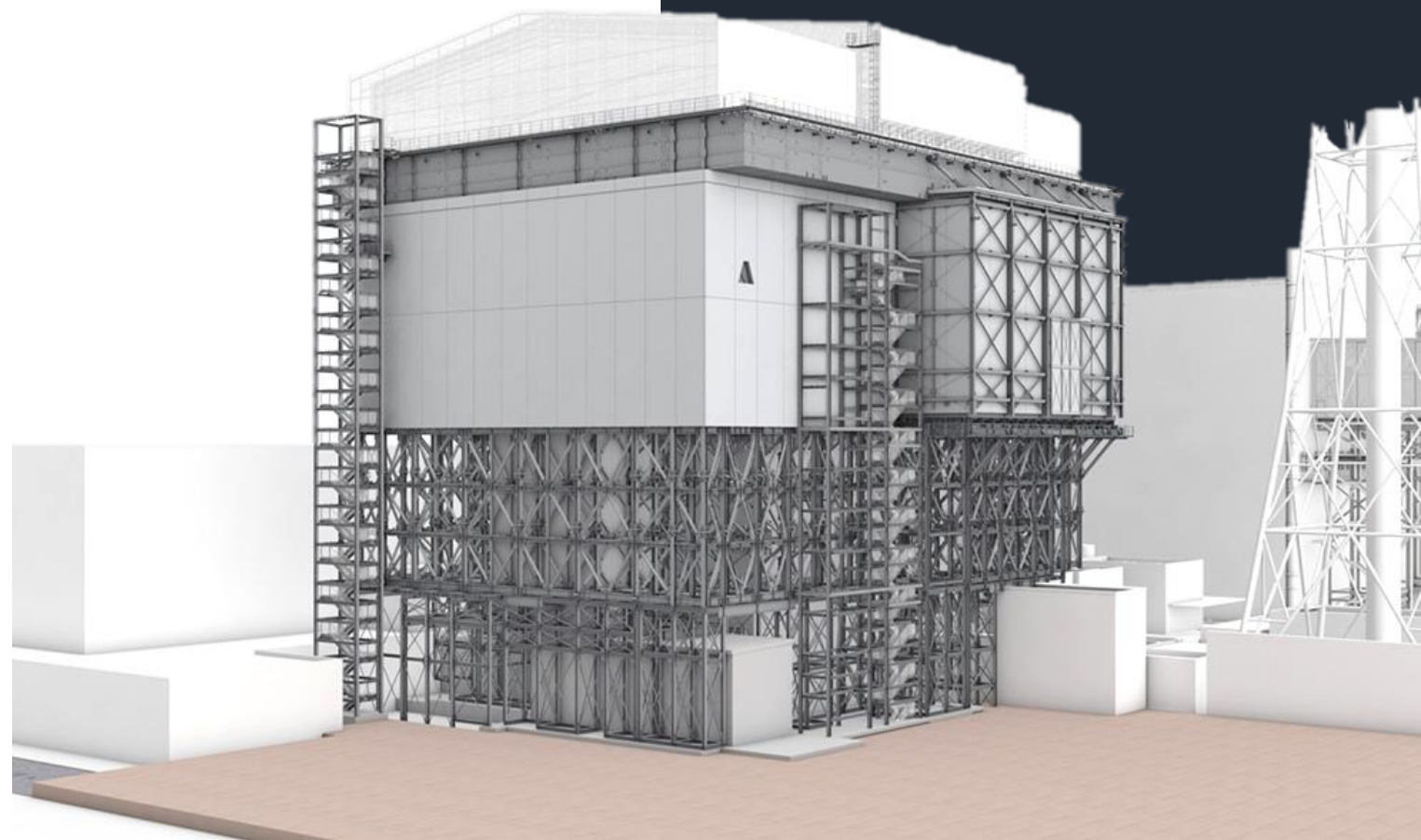


これからの廃炉の取り組み2026  
-廃炉中長期実行プラン別冊-





「廃炉中長期実行プラン」は  
中長期ロードマップや原子力規制委員会の  
リスクマップに掲げられた目標を達成する  
ための、廃炉全体の主要な作業プロセスを  
示すものです。

「復興と廃炉の両立」の大原則の下  
地域および国民の皆さまのご理解を  
いただきながら進めるべく  
廃炉作業の今後の見通しについて  
より丁寧に、わかりやすくお伝えして  
いくことを目指していきます。

また、この  
廃炉中長期実行プラン2026をもとに  
発注計画を作成し、地元企業の参入拡大や  
発注拡大などに向けて、努力いたします。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は  
世界でも前例のない取組が続くため  
本プランは進捗や課題に応じて定期的  
に見直ししながら、廃炉を安全・着実かつ  
計画的に進めていきます。

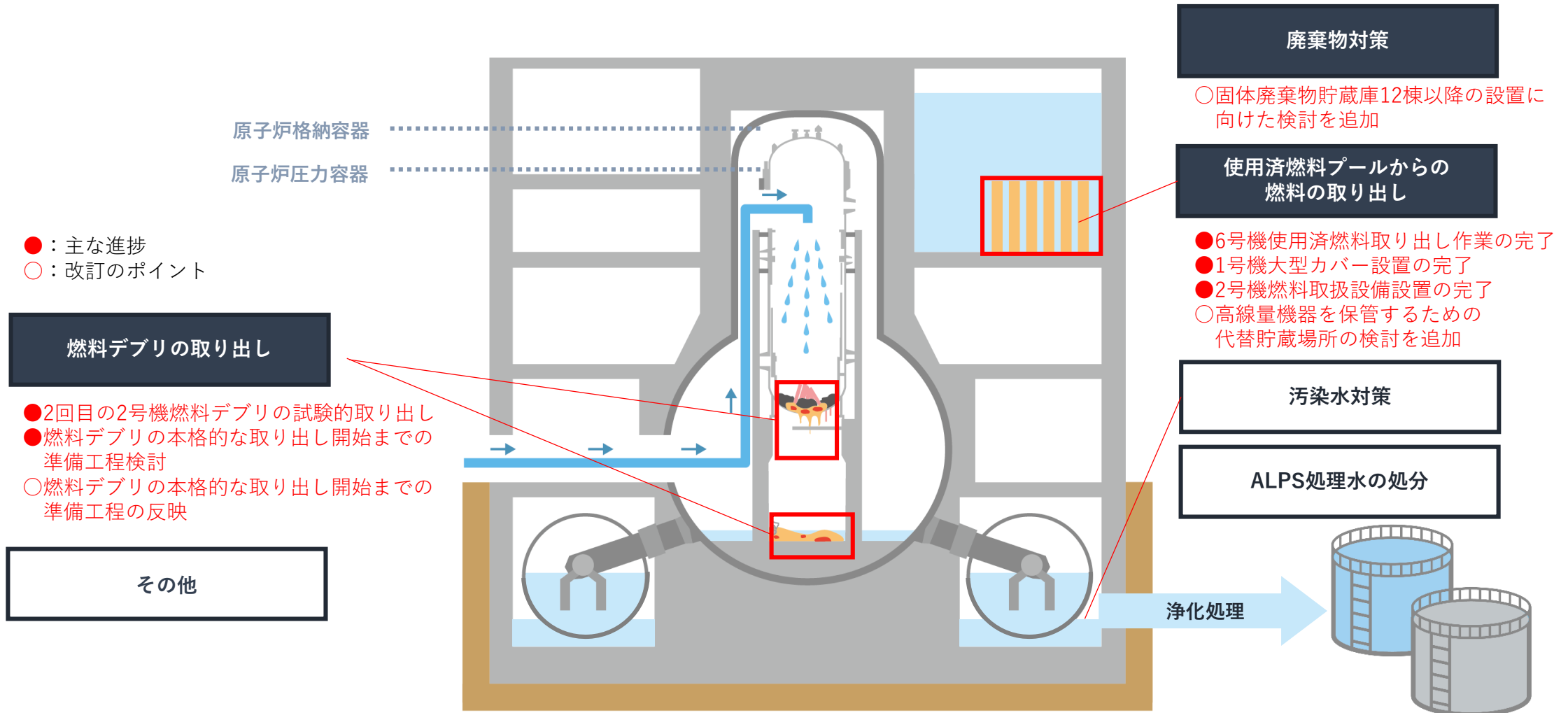
本資料は、『福島第一原子力発電所の廃炉を専門的でなく分かりやすく』というご意見を踏まえ、本編（廃炉中長期実行プラン2026）をベースにイラストや写真を用いながらお示ししています。

なお、詳細につきましては、本編をご確認ください。

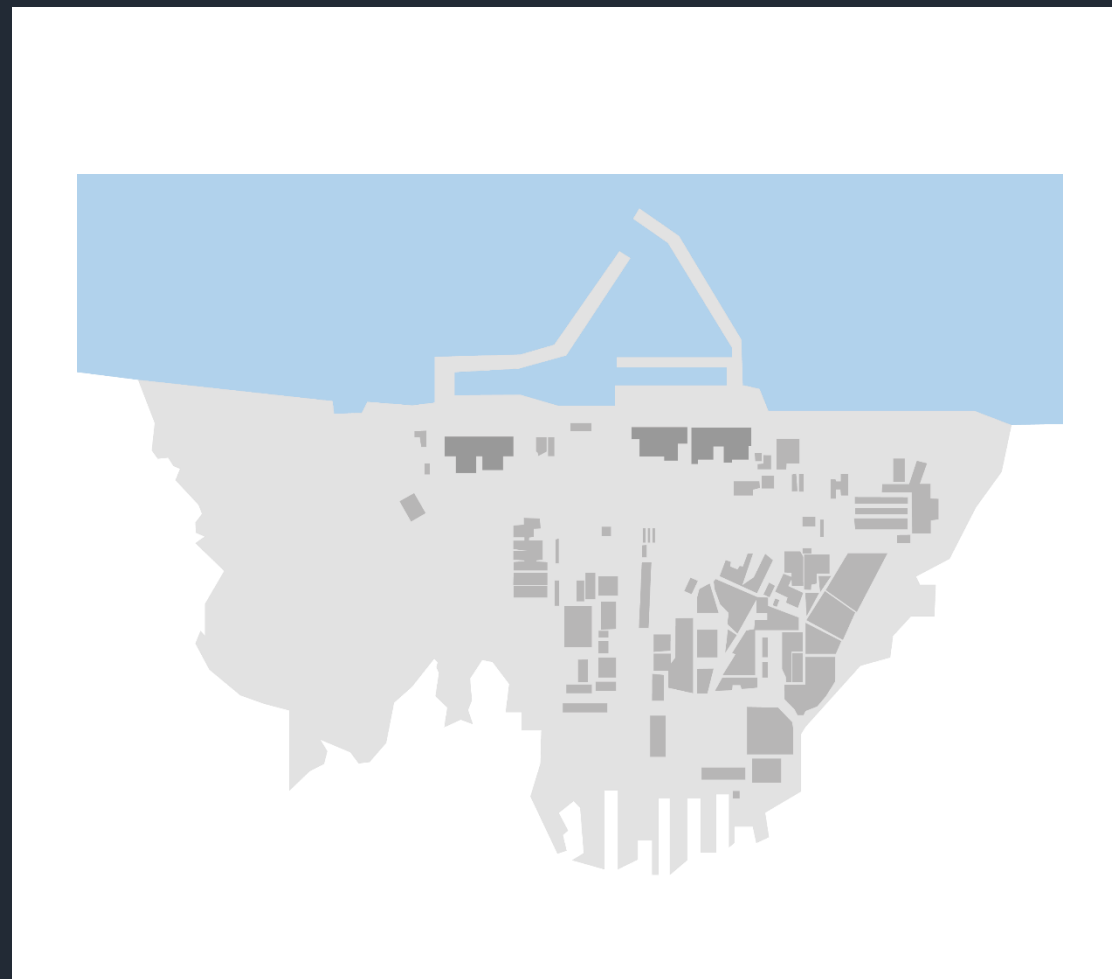
## 2025 主な進捗と改訂ポイント

廃炉は、地域の皆様や環境への放射性物質によるリスクを低減するための作業です。主な取り組みは5つに分けられます。

廃炉中長期実行プラン2026の**主な進捗と改訂ポイント**は下記の通りです。



● 廃炉の全体工程



# 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた進捗状況

## 主な課題



### 汚染水対策

### ALPS処理水対策

## 今までの実績・至近の取り組み

- ▶ 高濃度汚染水の浄化を2015年に完了（残水を除く）
- ▶ 汚染水の発生量を約470m<sup>3</sup>/日（2014年度）から約70m<sup>3</sup>/日（2024年度）
- ▶ 港湾内の放射性物質濃度を事故直後の100万分の1程度まで減少

## これから10年程度先までの計画

- ▶ 汚染水発生量の低減、建屋内滞留水の減少に向けた取り組みの継続
- ▶ 将来の燃料デブリ取り出しの段階にあわせて必要な対策を実施
- ▶ ALPS処理水の安全な放出（廃止措置完了までの期間に実施）と、廃炉作業に必要な敷地を確保

汚染水発生量100m<sup>3</sup>/日  
(2025年内)

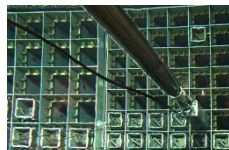
汚染水発生量50~70m<sup>3</sup>/日  
(2028年度)

建屋への地下水流入対策



### 使用済燃料プール内の燃料の取り出し

- ▶ 3号機と4号機で燃料取り出しが完了
- ▶ 6号機で使用済燃料の取り出しが完了

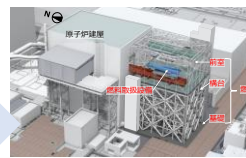


- ▶ 1号機と2号機の燃料取り出し
- ▶ 2031年以内に、1~6号機燃料の取り出し完了

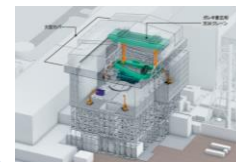
2031年内  
1~6号機燃料取り出し完了

2024~2026年度開始

2号機燃料取り出し



2027~2028年度開始  
1号機燃料取り出し



### 燃料デブリ※ 取り出し

※溶融した燃料等が冷えて固まったもの

- ▶ 燃料が溶けた1~3号機は安定的に冷却し、冷温停止状態を維持
- ▶ 燃料デブリ取り出しに向け原子炉格納容器の内部調査等を実施
- ▶ 2号機燃料デブリ試験的取り出しに成功
- ▶ 燃料デブリの本格的な取り出しについて「準備に係る作業内容とその工程」等を報告

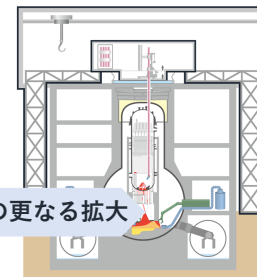
- ▶ 試験的取り出しの結果を踏まえて方法を検証・確認した上で段階的に取り出し規模を拡大

試験的取り出し  
2号機

段階的な取り出し規模の拡大

1・3号機

取り出し規模の更なる拡大



### 廃棄物対策

- ▶ 廃炉作業等で発生した固体廃棄物を表面線量に応じて分別し、主に屋外にて保管



- ▶ 2028年度内までに、すべての固体廃棄物の屋外での保管を解消（水処理二次廃棄物および再利用・再使用対象を除く）

2028年度内  
屋外保管の解消

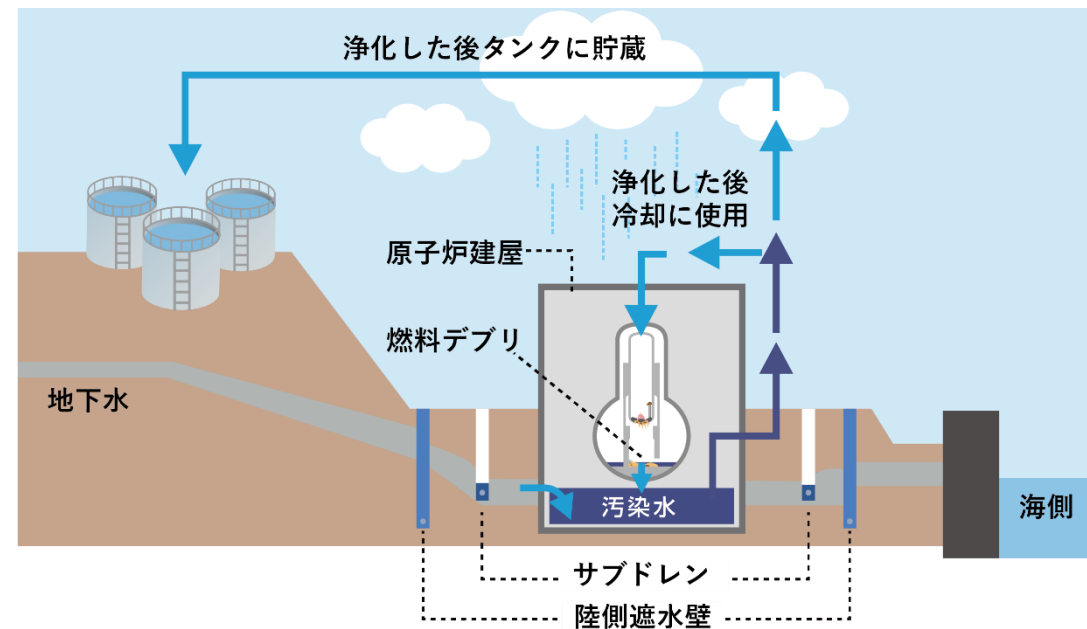
固体廃棄物貯蔵庫等 廃棄物関連施設の設置

## 廃止措置の完了

- ▶ 冷温停止状態達成（2011年12月）から30~40年後の廃止措置完了が目標

- ▶ 廃止措置に関する事項は廃炉作業や研究開発等の進捗状況を踏まえ、燃料デブリ取り出し開始以降に定める。

## ●汚染水対策





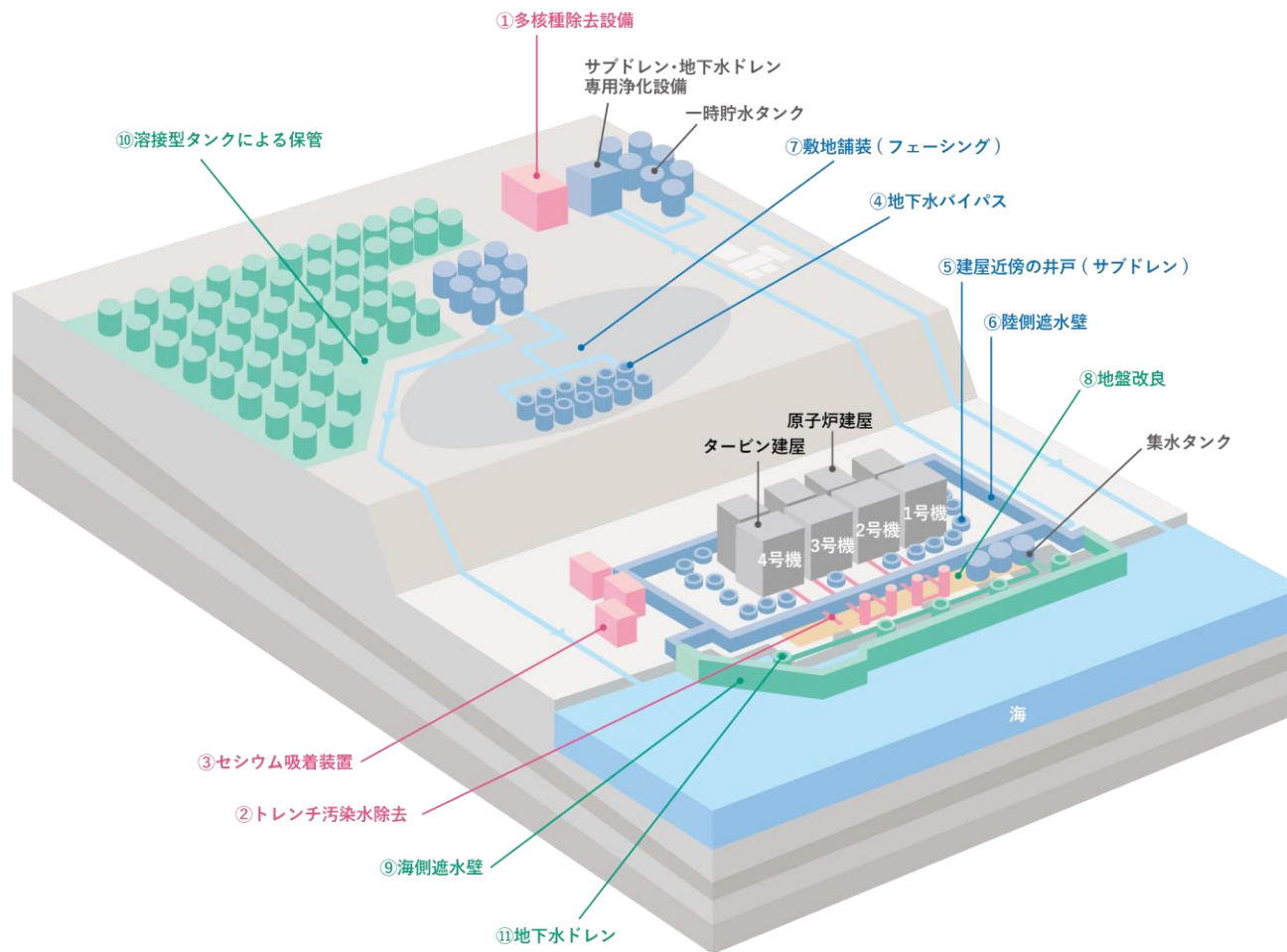
汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」  
汚染水を「漏らさない」の3つの基本方針に沿って、地下水を安定的に  
制御するための予防的・重層的な汚染水対策を進めています。

## 汚染水対策 3つの基本方針

山側から海側に流れている地下水や破損した建屋から入る雨水などが、原子炉建屋等に入れ込み、建屋内等に溜まっている放射性物質を含む水と混ざることなどで汚染水は発生します。

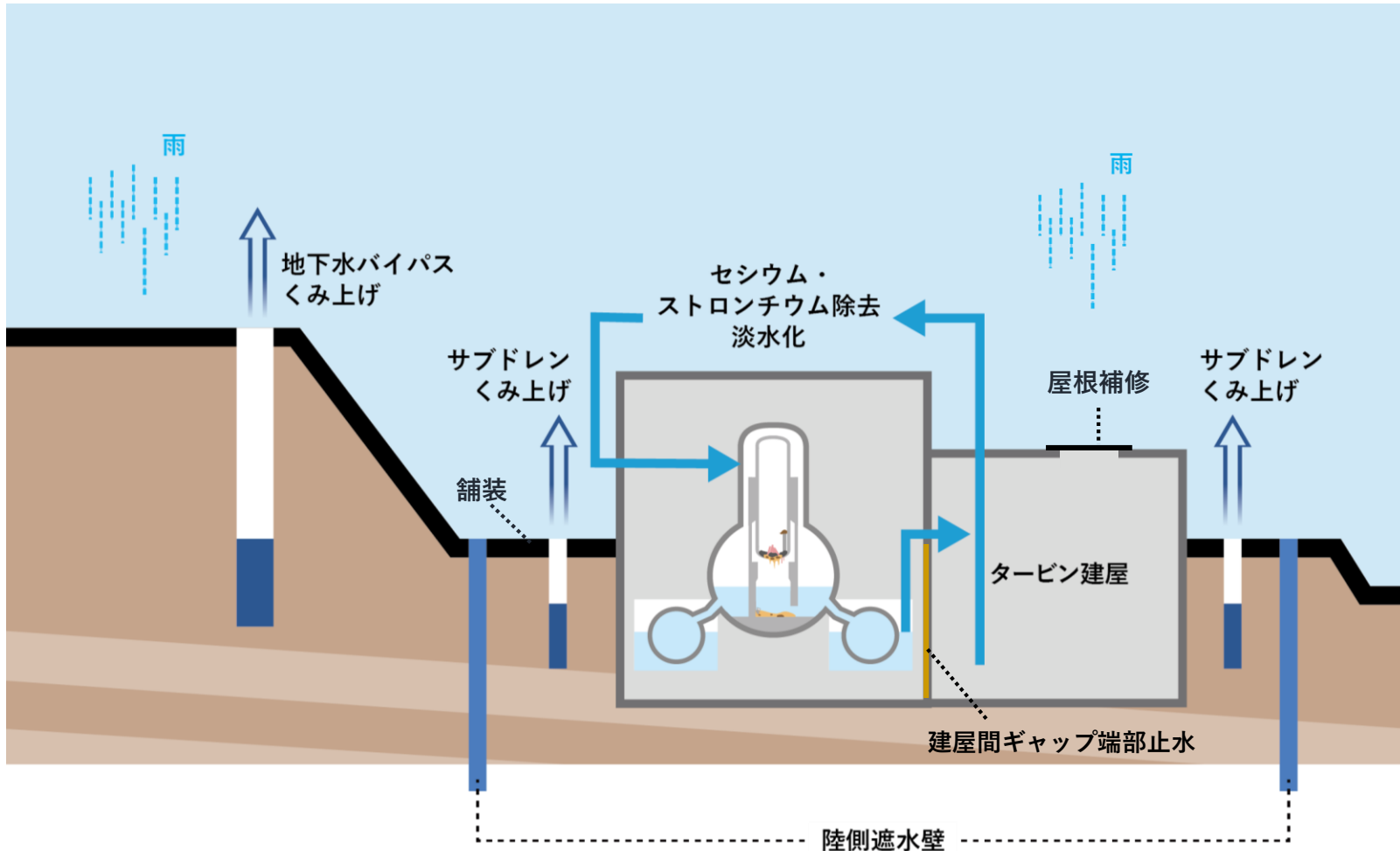
汚染源を「取り除く」・汚染源に水を「近づけない」・汚染水を「漏らさない」の3つの基本方針に沿って、地下水を安定的に制御するための重層的な汚染水対策を進めています。

 <b>取り除く</b>
汚染水の浄化処理を進めて、リスクの低減を図っています。
 <b>近づけない</b>
地下水が汚染源に触れることで、汚染水とならないように取り組んでいます。
 <b>漏らさない</b>
汚染水が漏れいするなどして、環境に影響を与えることがないように取り組んでいます。



## 汚染水発生量の抑制

現在は、地下水バイパス／サブドレン／陸側遮水壁の維持管理運転を継続し、建屋周辺の地下水を低位で安定的に管理しています。また、雨水浸透防止対策として、「**陸側遮水壁内側の敷地舗装**」および「**建屋屋根破損部の補修**」、「**建屋間ギャップ止水**」を実施しています。



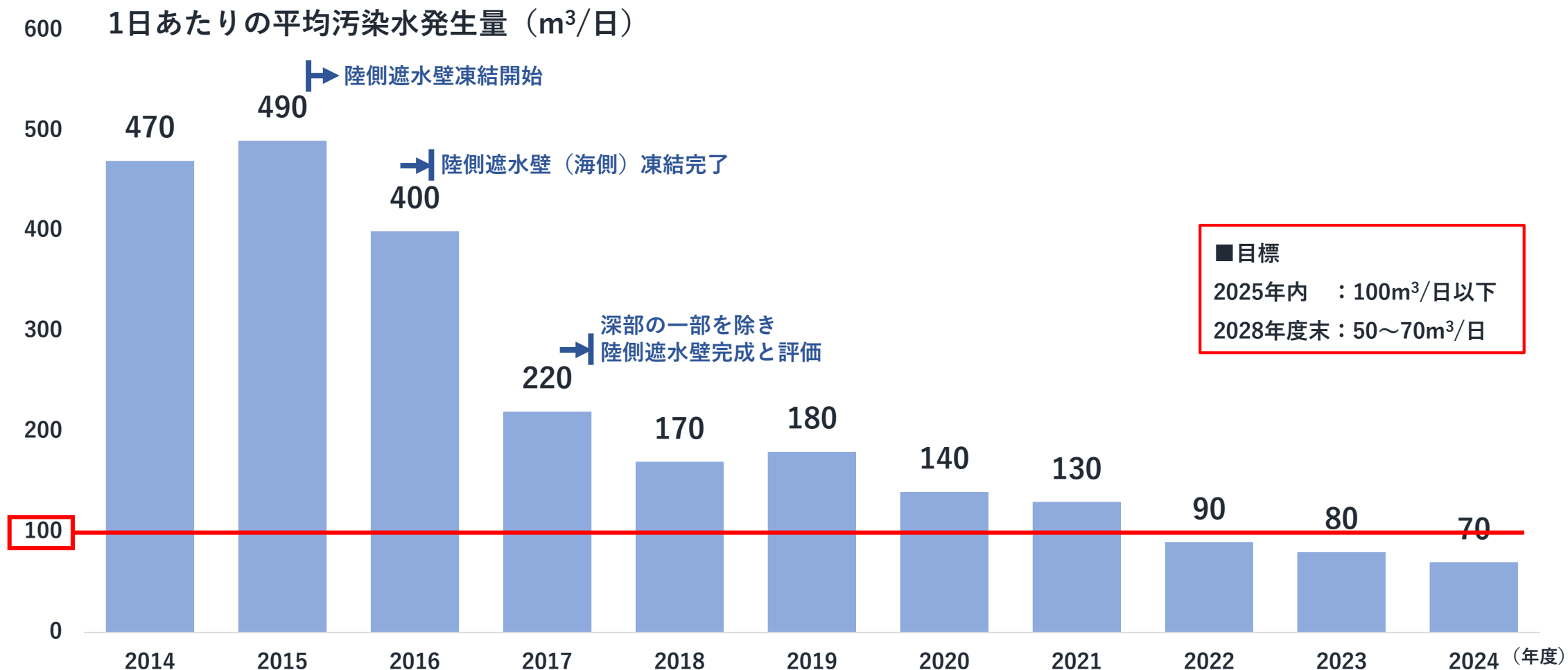
4号機原子炉建屋山側 敷地舗装



3号機タービン建屋 損傷部補修

## 汚染水発生量の低減について

平均的な降雨に対して、**2025年以内に汚染水発生量を100m<sup>3</sup>/日以下**に抑制するマイルストーンを、2023年度に前倒して達成しました。



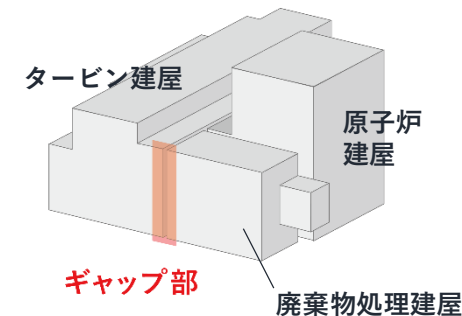
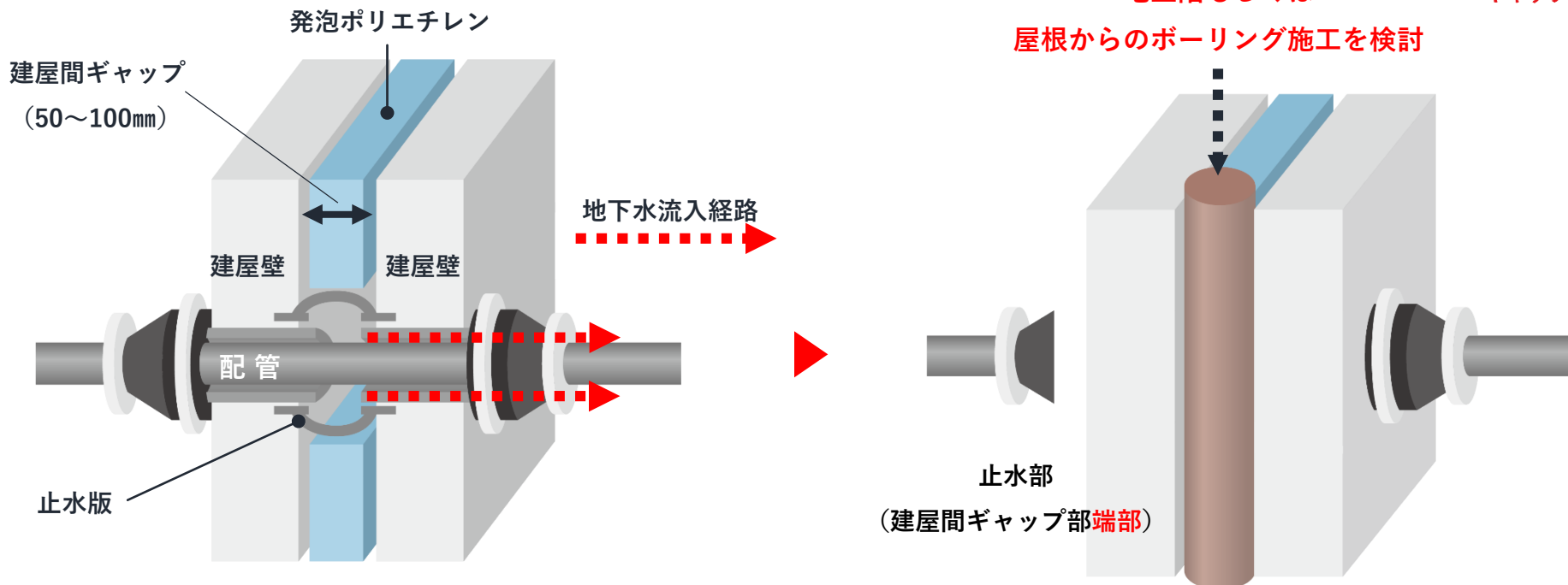
## 汚染水発生量の抑制施策 [建屋間ギャップ止水]

建屋と建屋の間には50～100mmのギャップ（隙間）が存在し、発泡ポリエチレンが設置されています。

このギャップ部分には多数の貫通配管が存在しているため、地下水がギャップ部分に侵入し

配管等貫通部から建屋内部に流入すると考えられるため、局所的な建屋止水を実施する予定です。

### ■建屋間ギャップ部端部止水イメージ



2025年度

短期 (至近3年)

中長期 (2029～2037年度)

▼ 汚染水発生量を50～70m<sup>3</sup>/日程度に抑制 (2028年度末)

3号機

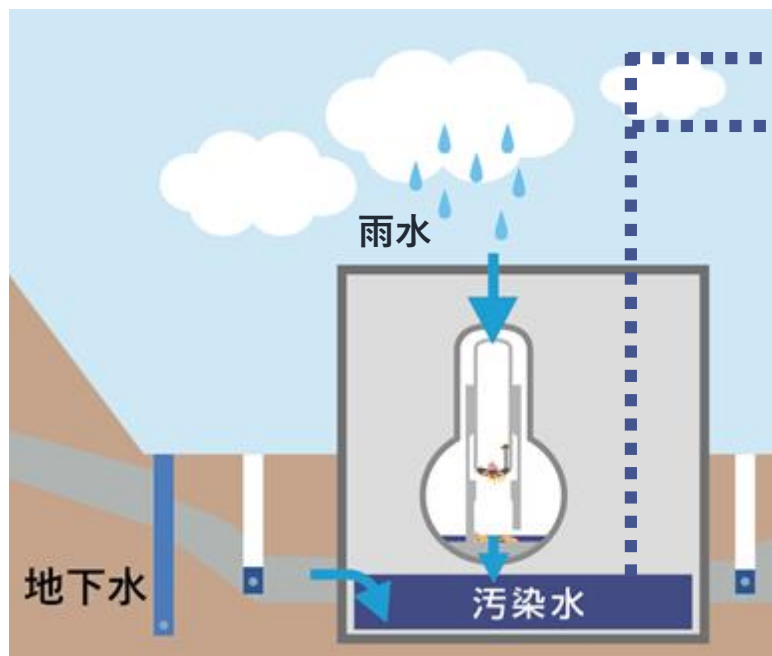
1,2,4号機

## 建屋内滞留水の処理（プロセス主建屋/高温焼却炉建屋）

「プロセス主建屋」および「高温焼却炉建屋」に滞留する汚染水を処理するために以下の対策を実施します。  
最終的には、「プロセス主建屋」と「高温焼却炉建屋」の汚染水を処理し、**床面の露出**を目指しています。

- ①各建屋の**最地下階**に存在する**高線量のゼオライト土嚢等を回収**。（→P11）
- ②2つの建屋は汚染水を「セシウム吸着装置」で処理する前に一時的に溜める目的で使用しているため「**代替となるタンク**」を設置。（→P12）
- ③汚染水中のスラッジ\*等に含まれる $\alpha$ 核種の移動を抑制する「 **$\alpha$ 核種除去設備**」を「セシウム吸着装置」の出口に設置。（→P13）

※泥状物質、汚泥



事故当時  
1～4号機の原子炉建屋内において  
「高線量の水」が増え続け  
建屋から溢れるリスクがあったため  
別の建屋へ「高線量の水」を移送。

プロセス主建屋



高温焼却炉建屋



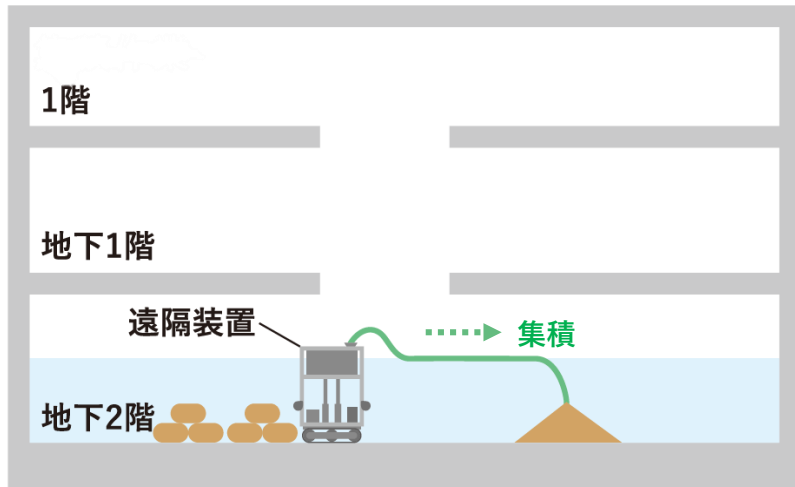
移送した水の線量を少しでも下げるために  
放射性物質を吸着する「ゼオライト土嚢」  
を建屋内に設置。



## 建屋内滞留水の処理（プロセス主建屋/高温焼却炉建屋） [①ゼオライト土囊等の回収]

各建屋の最地下階に存在する高線量のゼオライト土囊等を遠隔装置で集積し、その後金属製の保管容器に回収します。

### ステップ①：集積作業

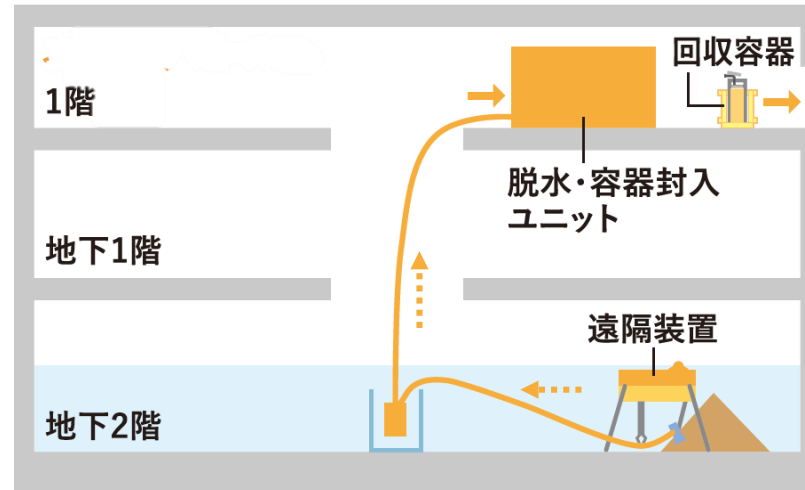


集積作業用の遠隔装置を地下階に投入。  
ゼオライトを吸引し、集積場所に移送する。



集積用ロボット

### ステップ②：容器封入作業



集積されたゼオライトを容器封入作業用の遠隔装置  
で地上階に移送し、金属製の保管容器に封入する。



回収用ロボット

2025年度

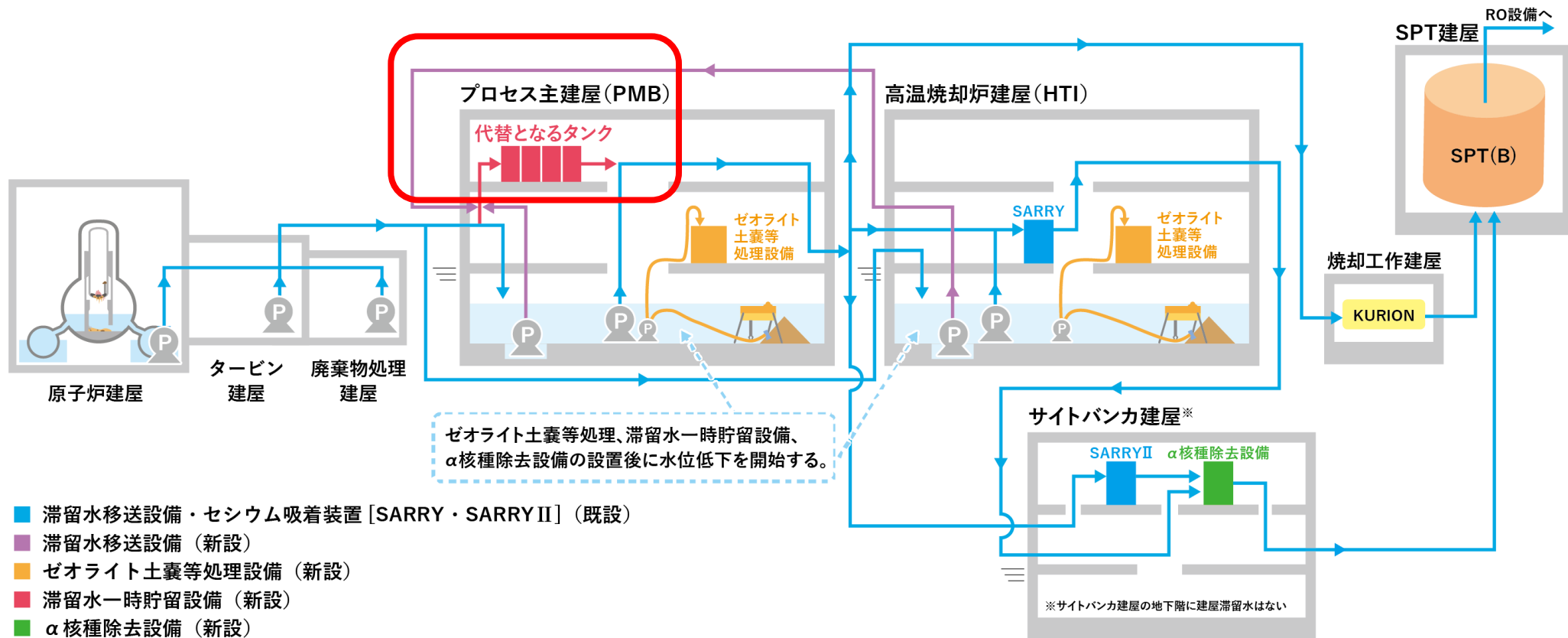
短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

ゼオライト土囊等の集積・回収  
（装置の設計・製作等を含む）

## 建屋内滞留水の処理（プロセス主建屋/高温焼却炉建屋） [②代替となるタンクの設置]

「プロセス主建屋」および「高温焼却炉建屋」の2つの建屋は、汚染水を「セシウム吸着装置」で処理する前に一時的に溜める目的で使用しています。今後、2つの建屋の床面を露出するために「代替となるタンク（滞留水一時貯留設備）」をプロセス主建屋に設置します。



2025年度

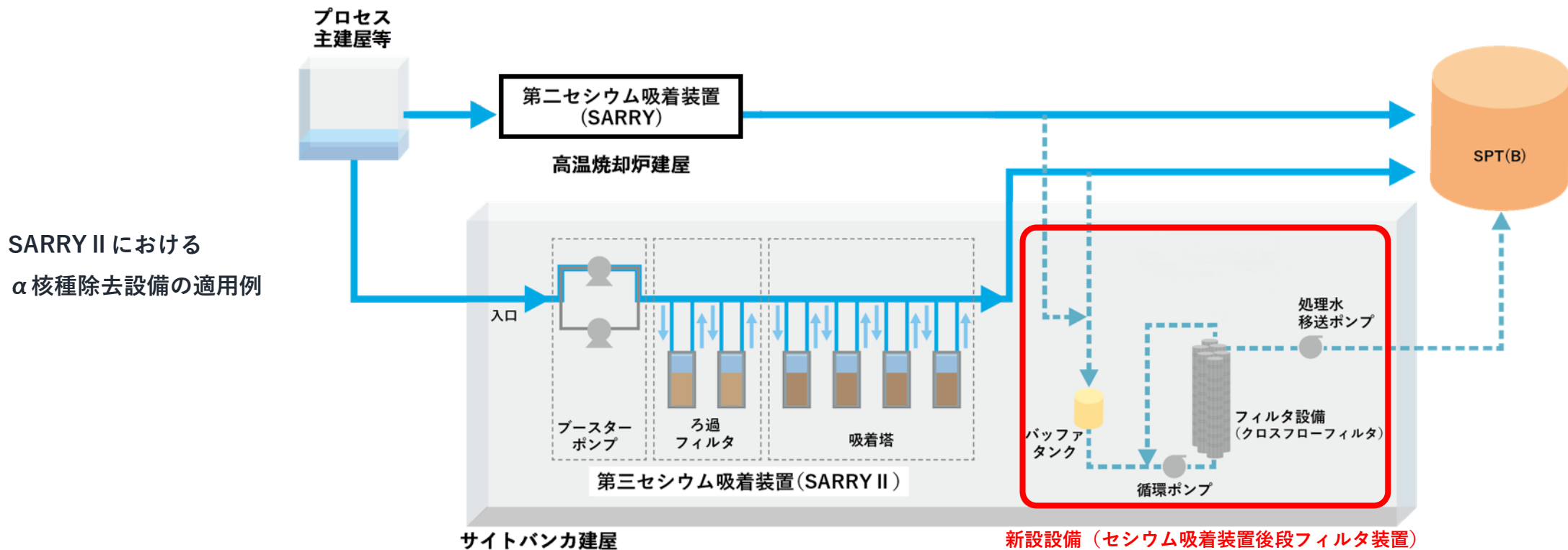
短期 (至近3年)

中長期 (2029~2037年度)

代替となるタンクの  
設計・製作・設置

## 建屋内滞留水の処理（プロセス主建屋/高温焼却炉建屋） [③ α核種除去設備の設置]

比較的高濃度の「α核種」を有する原子炉建屋等の滞留水に対して、今後の「α核種」の汚染拡大リスクの最小化を図るために新たにフィルタ設備を設置する予定です。なお、α核種の分離・除去のための具体的な運用方法を検討することが課題です。



2025年度

短期 (至近3年)

中長期 (2029~2037年度)

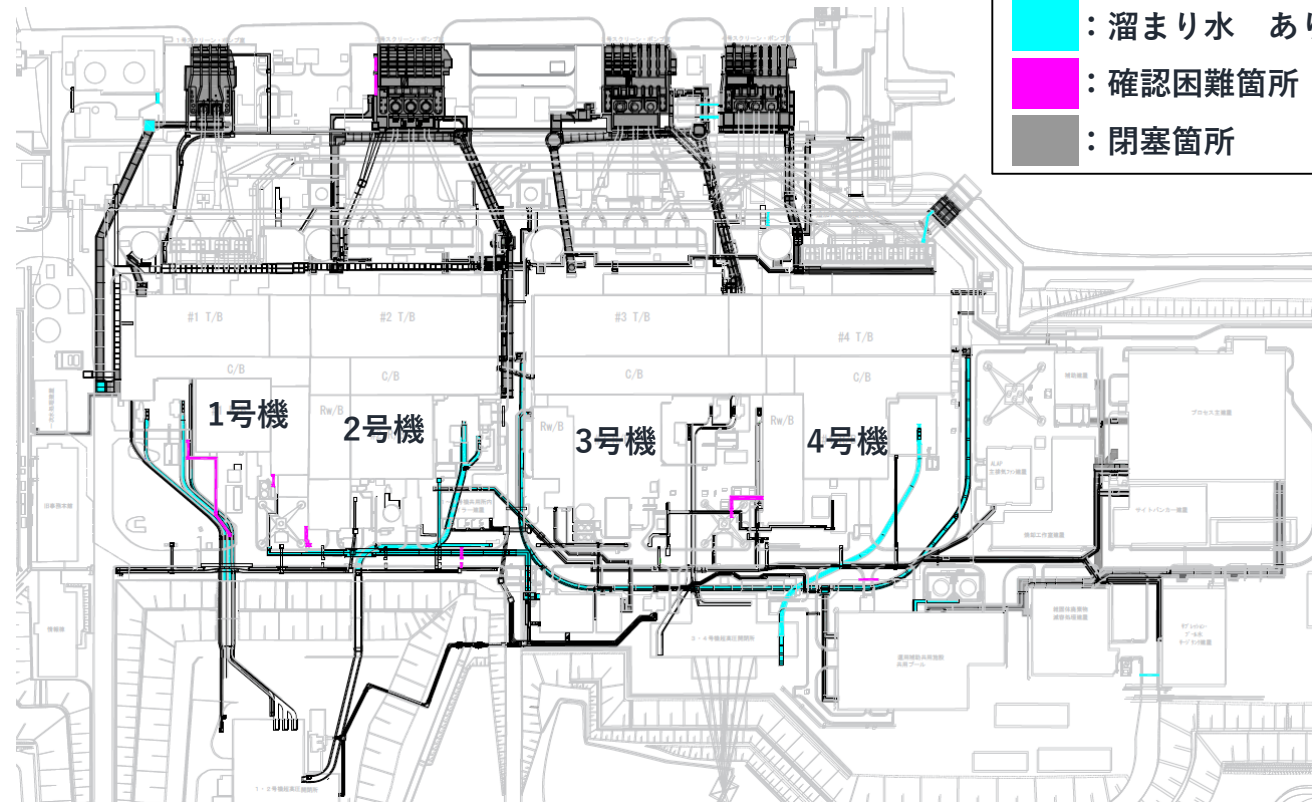
設計

製作・設置

## 溜まり水対策 (1/3)

福島第一原子力発電所構内の溜まり水の除去として、「**建屋周辺トレンチの調査**」「**溜まり水の除去**」を進めております。

1~4号機周辺の滞留水がある  
もしくは  
過去に滞留水があった建屋に  
接続しているトレンチなど  
(平面図)



### 凡例

- ：溜まり水 あり
- ：確認困難箇所（高線量・支障物）
- ：閉塞箇所

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

未調査箇所の溜まり水調査・除去

## 溜まり水対策（2/3）

震災後、「**汚染水を貯留した地下貯水槽**」については、**ダストが拡散しないような解体方法**を検討した上で**撤去**する予定です。  
なお、地下貯水槽を解体する際に発生する汚染廃棄物の減容や保管対策に課題があります。



地下貯水槽（No.1～7）配置図

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

概念検討

設計・撤去

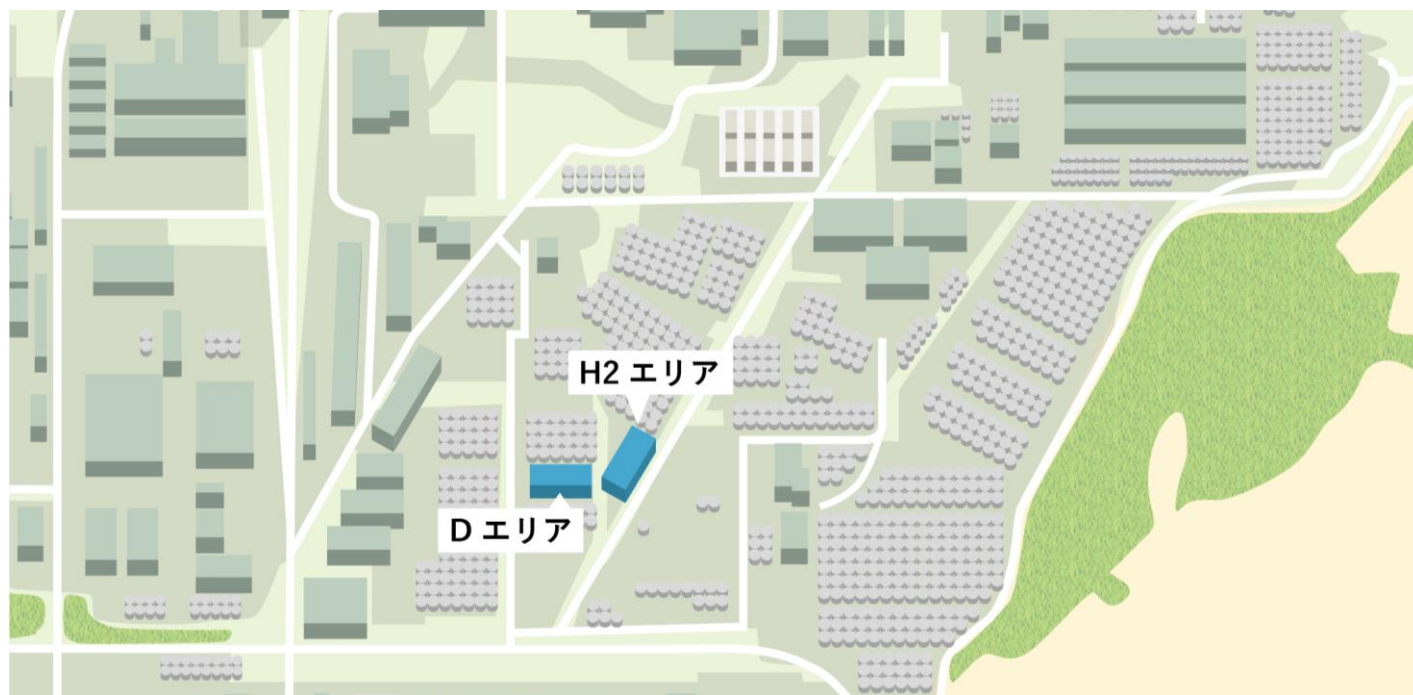
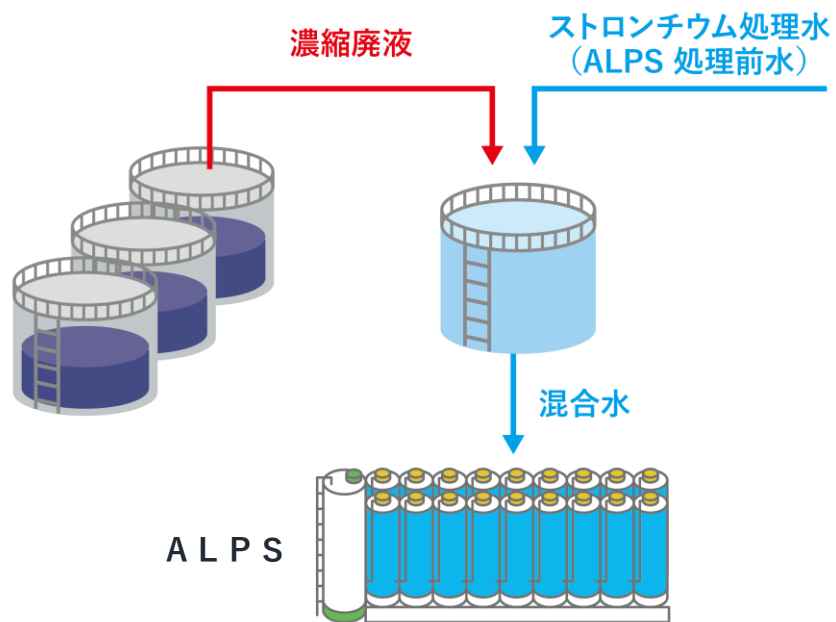
## 溜まり水対策 (3/3)

震災当初、建屋滞留水を原子炉注水に再使用するため、「淡水化装置」および「蒸発濃縮装置」を使用していました。

「蒸発濃縮装置」にて、蒸留した水を原子炉注水として使用し、濃縮した水を濃縮廃液としてタンクに貯留しています。

そのタンク内の濃縮廃液は、日々発生するストロンチウム処理水（ALPS処理前水）にて濃度を調整し、ALPSで処理を行うことで問題がないかを確認中です。

### ■濃度調整処理



濃縮廃液の貯留状況

2025年度

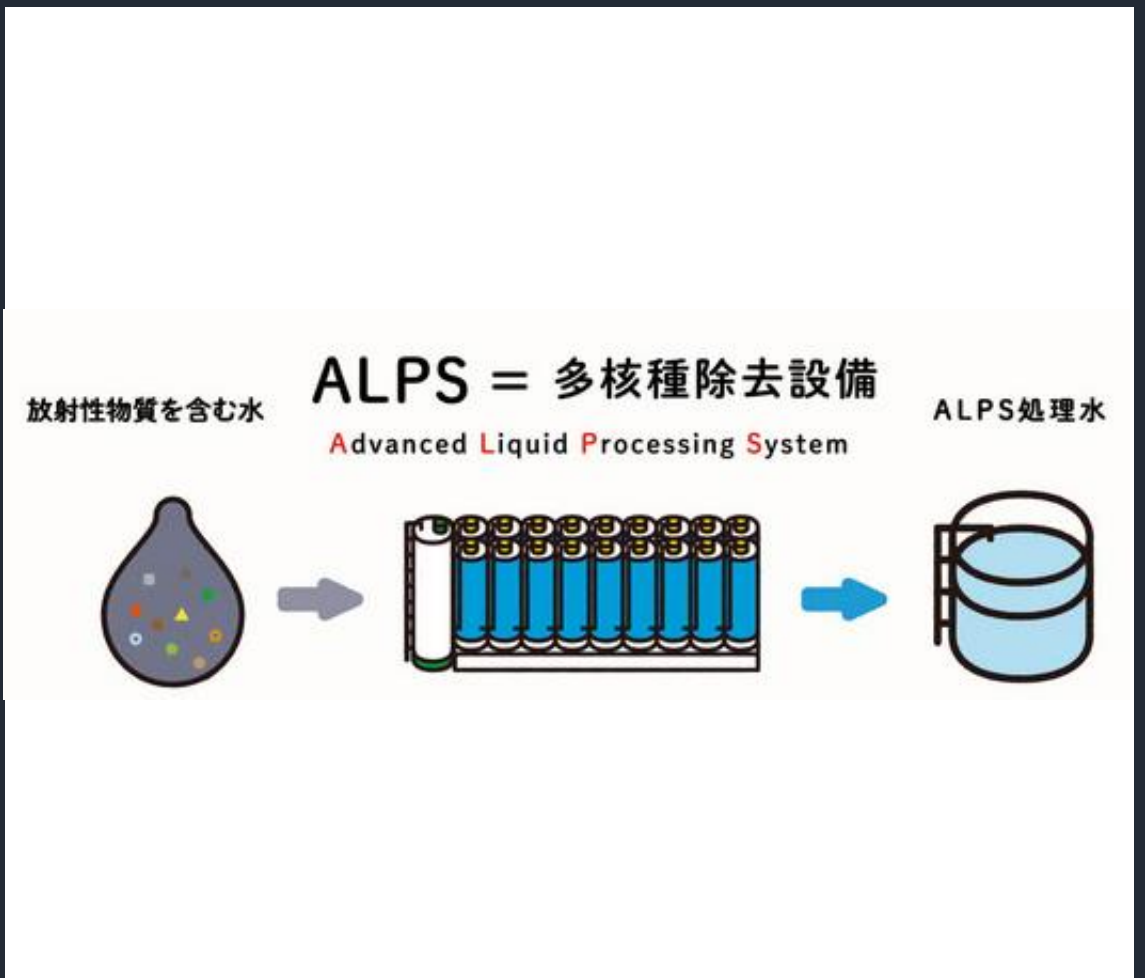
短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

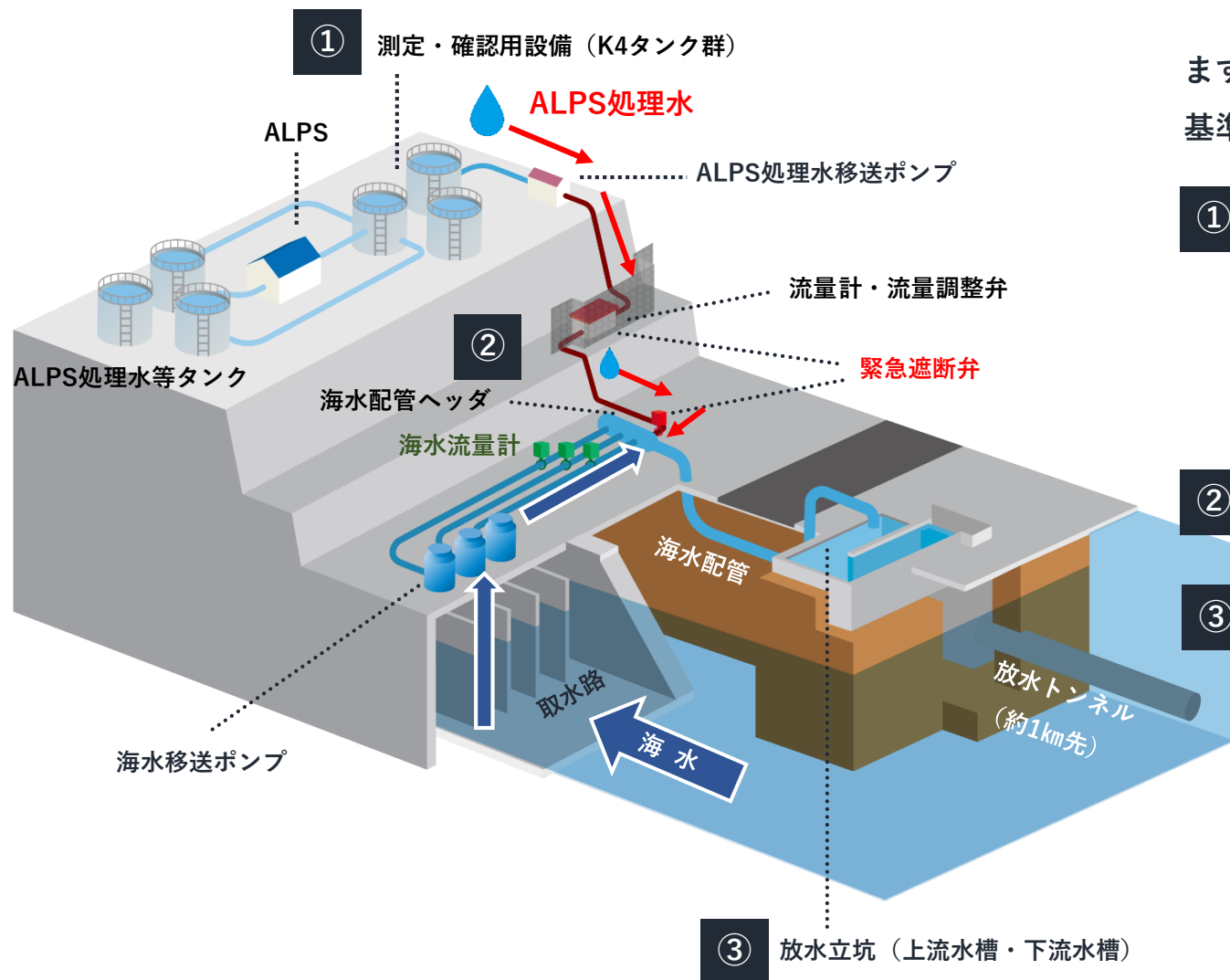
処理方法検討  
試験的先行処理

濃縮廃液（上澄み水）の処理

● 処理水対策



## ALPS処理水の海洋放出の流れ



まず、汚染水からトリチウム以外の放射性物質をALPS等で、国の規制基準値を確実に下回るまで除去します。

① 測定・確認用設備 (K4タンク群) にて、上記の水を「受け入れ」タンク群内でかく拌循環して水を均一化した上で「測定」します。**放射性物質**の放出基準である**告示濃度比総和1未満 (トリチウムを除く)**を「確認」した後、ALPS処理水を移送ポンプで送ります

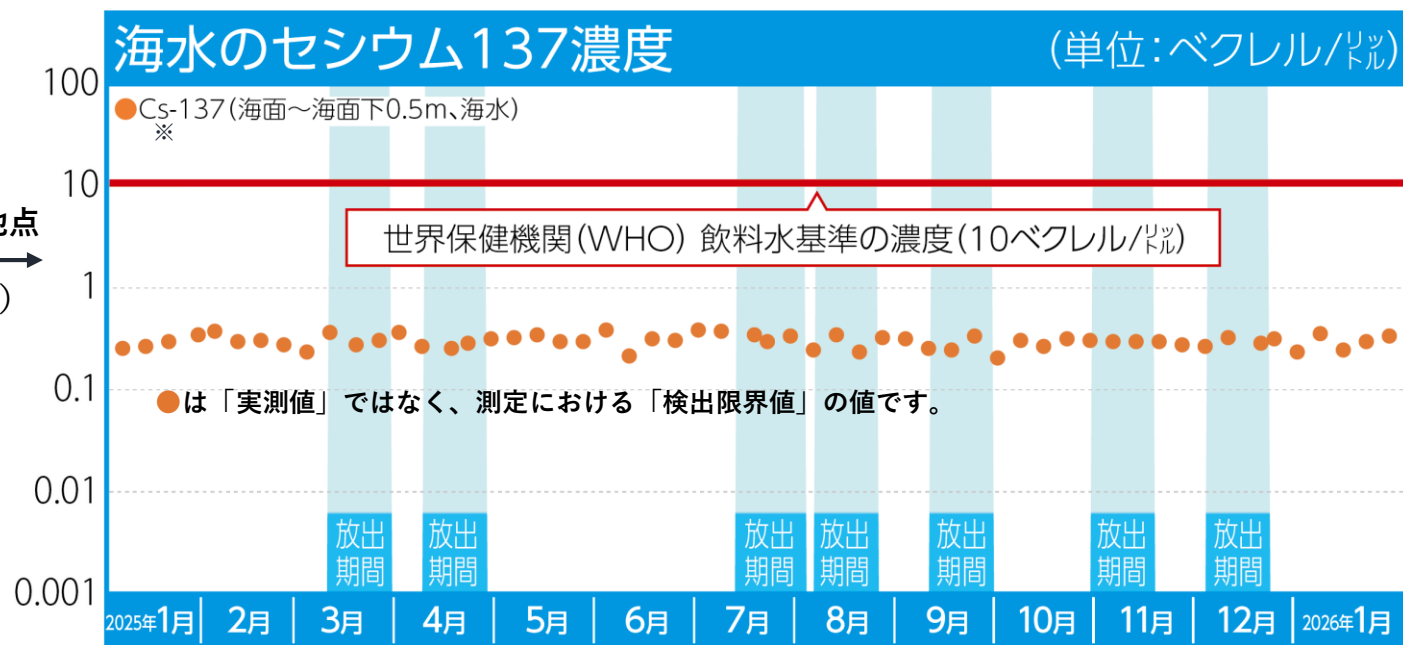
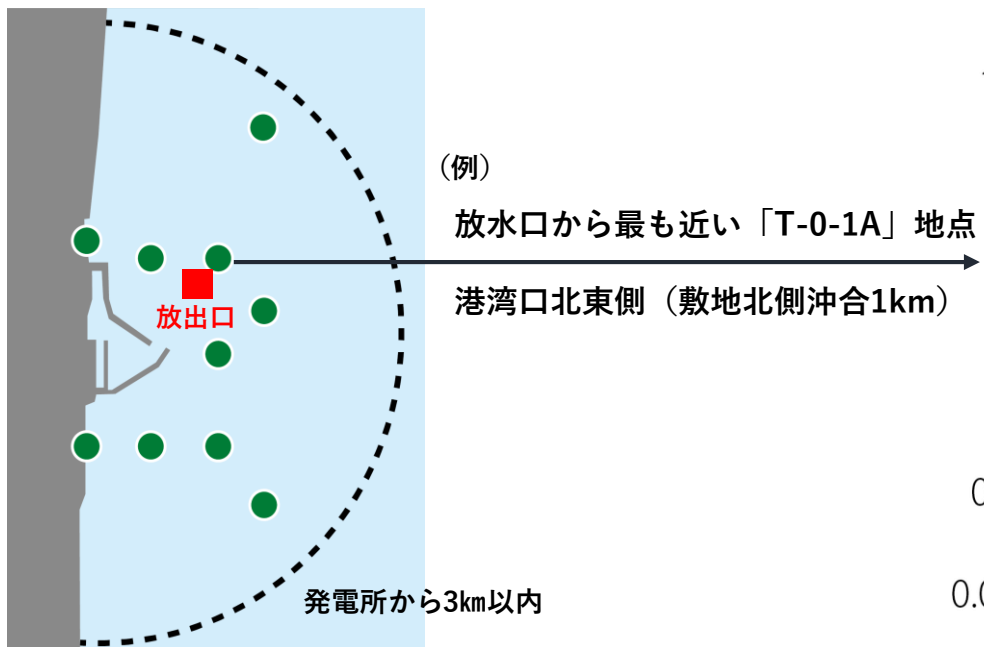
② 配管ヘッダで海水と混合し、100倍以上に薄めます

③ **トリチウムが「1,500ベクレル/l未満」**であることを**確認**して発電所の1km沖合から放出します

## 海域モニタリング【放射性物質（セシウム137）】

ALPS処理水の海洋放出前から海水モニタリングを実施しており、環境の変化を見るための**主要核種**である放射性物質「**セシウム137**」の**濃度**は**これまでの変動範囲と同程度の濃度**で推移しています。

### ■迅速測定「セシウム137 濃度（単位：ベクレル/ℓ）」



※●印は、測定値が検出限界値（検出下限値）未満であったことを示しています。  
検出限界値は測定環境や測定器ごとの特性によって変動します。

東京電力HP  
処理水ポータル

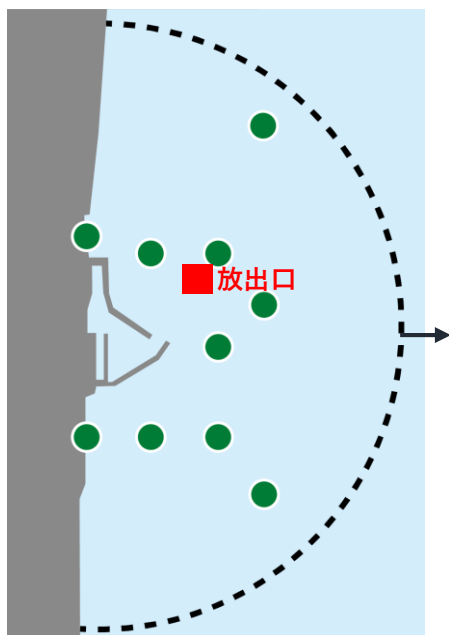


## 海域モニタリング【トリチウム】

放出開始以降、「発電所から3 km以内：10地点」「発電所正面の10km四方内：4地点」において、検出限界値を10ベクレル/ℓ程度に上げて**迅速に結果を得る測定**を実施してきました。「**当社の放出停止判断レベル（運用指標）**：＜発電所から3 km以内で700ベクレル/ℓ＞  
＜発電所正面の10km四方内で30ベクレル/ℓ＞」を**全て下回っています**。

参考：「WHO飲料水ガイドライン：1万ベクレル/ℓ」「政府方針で示された海洋放出のトリチウム濃度の上限：1,500ベクレル/ℓ」

### ■迅速測定「トリチウム濃度（単位：ベクレル/ℓ）」



#### 発電所から3 km以内 10地点

2025年度

- 第1回：検出限界値未満～**最大27** < 700
- 第2回：検出限界値未満～**最大31** < 700
- 第3回：検出限界値未満～**最大61** < 700
- 第4回：検出限界値未満～**最大23** < 700
- 第5回：検出限界値未満～**最大43** < 700
- 第6回：検出限界値未満～**最大35** < 700
- 第7回：

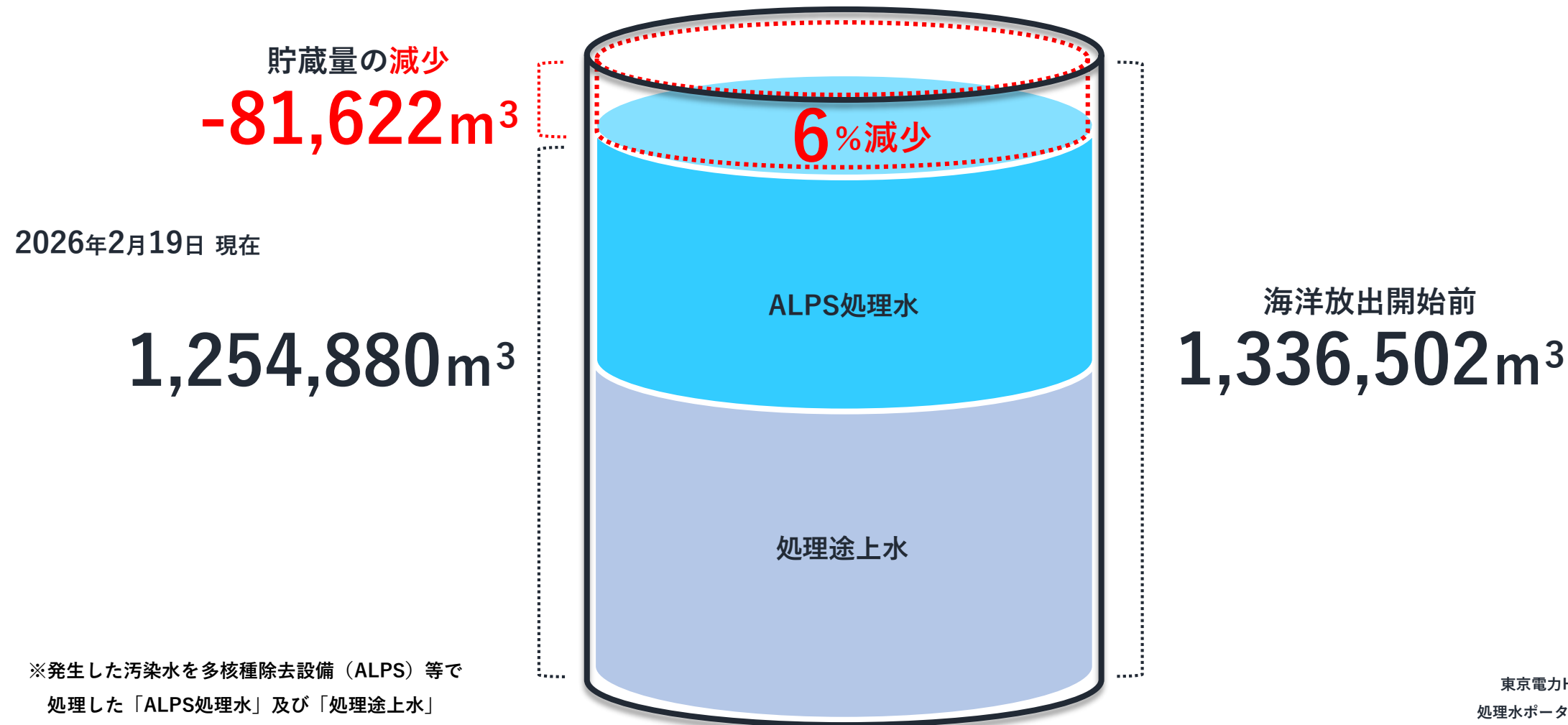


発電所正面の10km四方内の4地点  
すべて検出限界値未満



## ALPS処理水等※の貯蔵量の低減状況

2023年8月24日の放出開始から2026年2月19日の間に、合計「**133,321m<sup>3</sup>**」のALPS処理水の**放出**を実施しました。また、放出開始以降のALPS処理水の**新規発生量**が「**51,699m<sup>3</sup>**」となっており、ALPS処理水等※の**貯蔵量**は、**放出前に比べて約6%減少**しています。



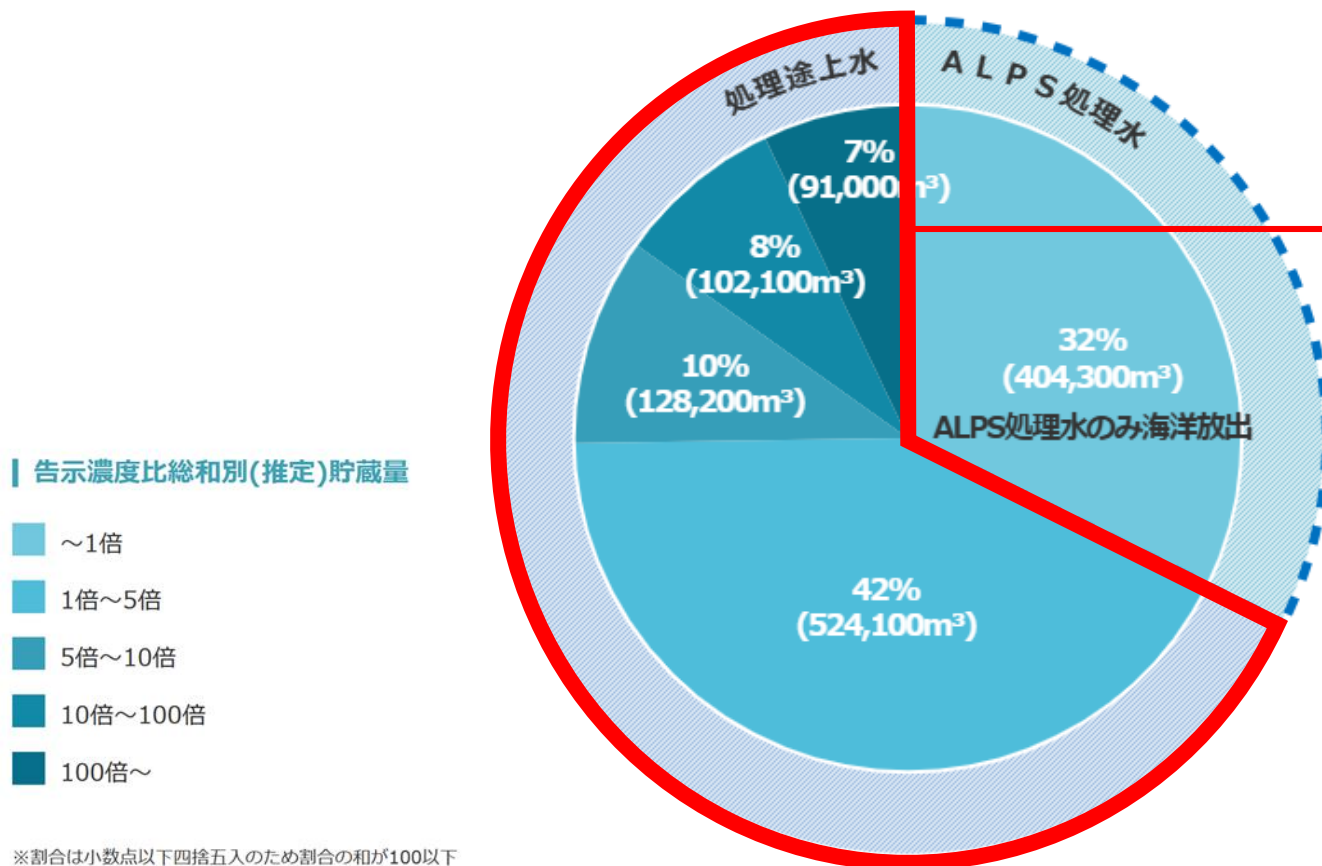
※発生した汚染水を多核種除去設備（ALPS）等で処理した「ALPS処理水」及び「処理途上水」

東京電力HP  
処理水ポータル



## 処理途上水の二次処理について

処理途上水の二次処理については、処理途上水移送配管の設置に関する実施計画の変更認可申請を2025年7月に行っており、2026年度中に開始予定です。当面の間、二次処理した水は、二次処理を実施した年度の放出計画には織り込まず、一旦貯留し翌年度以降の放出候補とします。



告示濃度比総和別(推定)貯蔵量

- ~1倍
- 1倍~5倍
- 5倍~10倍
- 10倍~100倍
- 100倍~

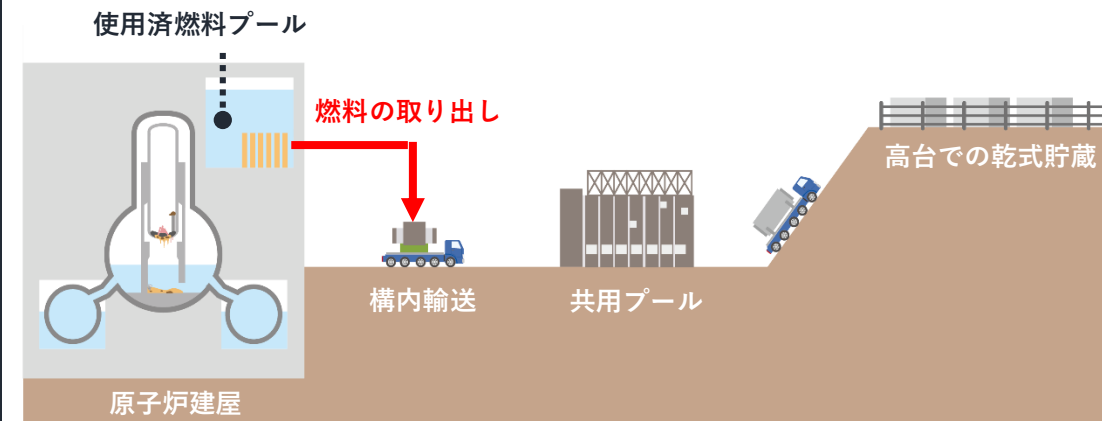
※割合は小数点以下四捨五入のため割合の和が100以下になる場合があります

(2025年12月31日現在)

### 処理途上水

タンクに保管されている水のうち、約7割には「環境に放出する場合の規制基準」を超える濃度で放射性物質が含まれています。この処理途上水は、国の規制基準を満たすまでALPS（多核種除去設備）で再浄化（二次処理）してから海洋放出を行います。

## ●使用済燃料プールからの燃料取り出し



原子炉建屋の中には、燃料が残存しています。取り出しは『燃料が収納されている使用済燃料プールから取扱機器を用いて回収し、原子力発電所構内の共用プールに運搬。その後、共用プールから搬出し、高台で乾式貯蔵する。』という一連の作業からなります。

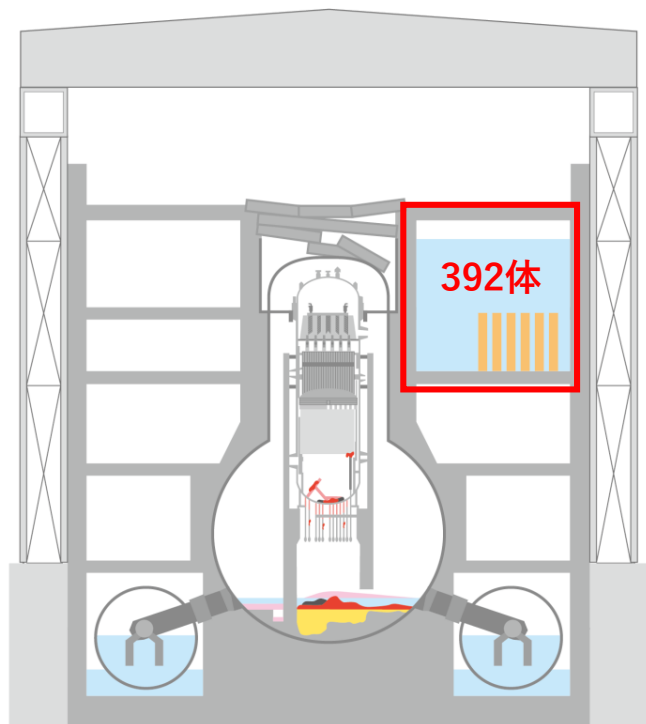
## [1～4号機] プール燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しに当たっては、作業に伴って放射性物質が飛散しないよう、慎重に実施する必要があります。そのため、号機ごとに最適な工程の下、作業や準備を進めており、**2031年内に全ての号機（1～6号）で燃料の取り出し完了**を目指しています。

### 1号機



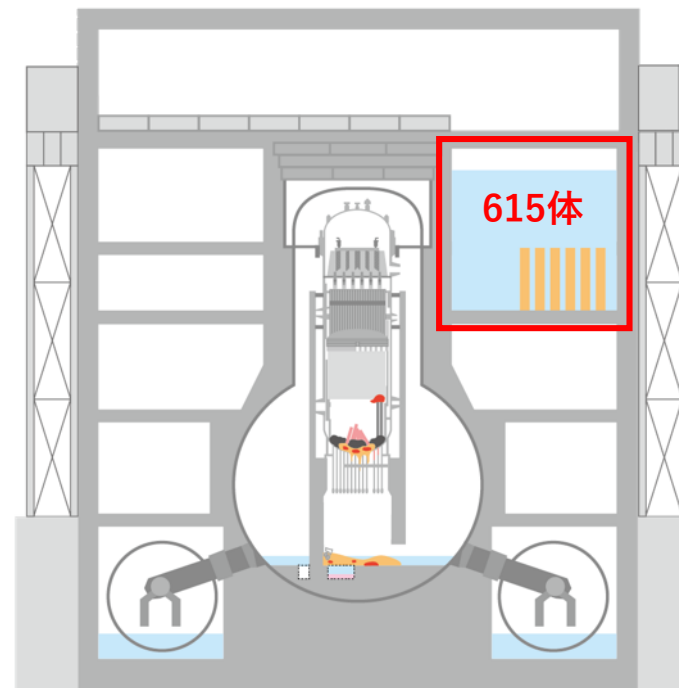
燃料取り出し開始  
2027～2028年度



### 2号機



燃料取り出し開始  
2024～2026年度



### 3号機

2021年2月

燃料562体の取り出し完了



### 4号機

2014年12月

燃料1535体の取り出し完了



## [5・6号機] プール燃料取り出し

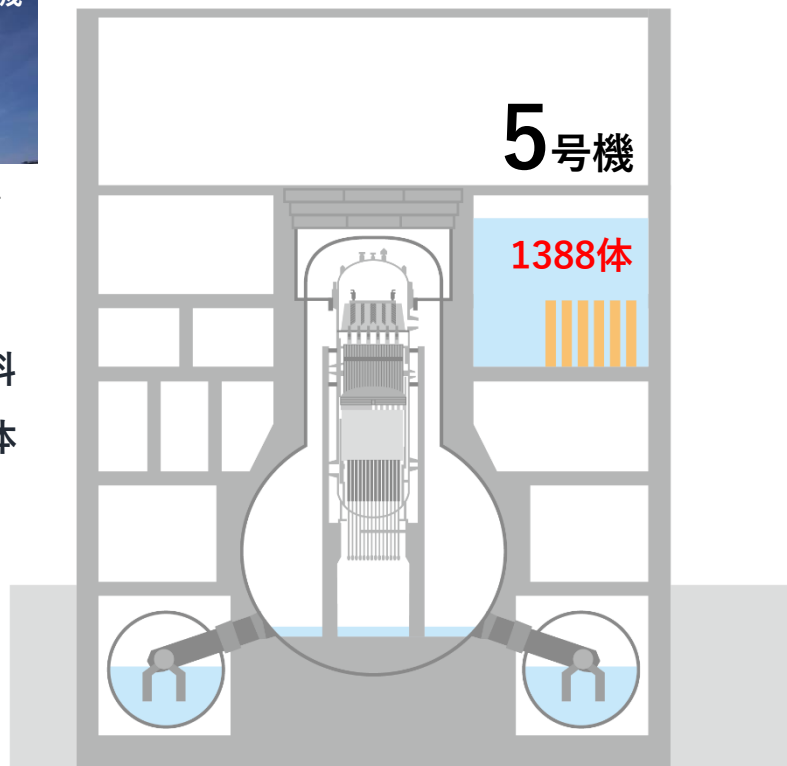
5号機および6号機の燃料については、1号機および2号機の燃料取り出し作業に影響を与えない範囲で燃料を取り出す予定です。



5号機

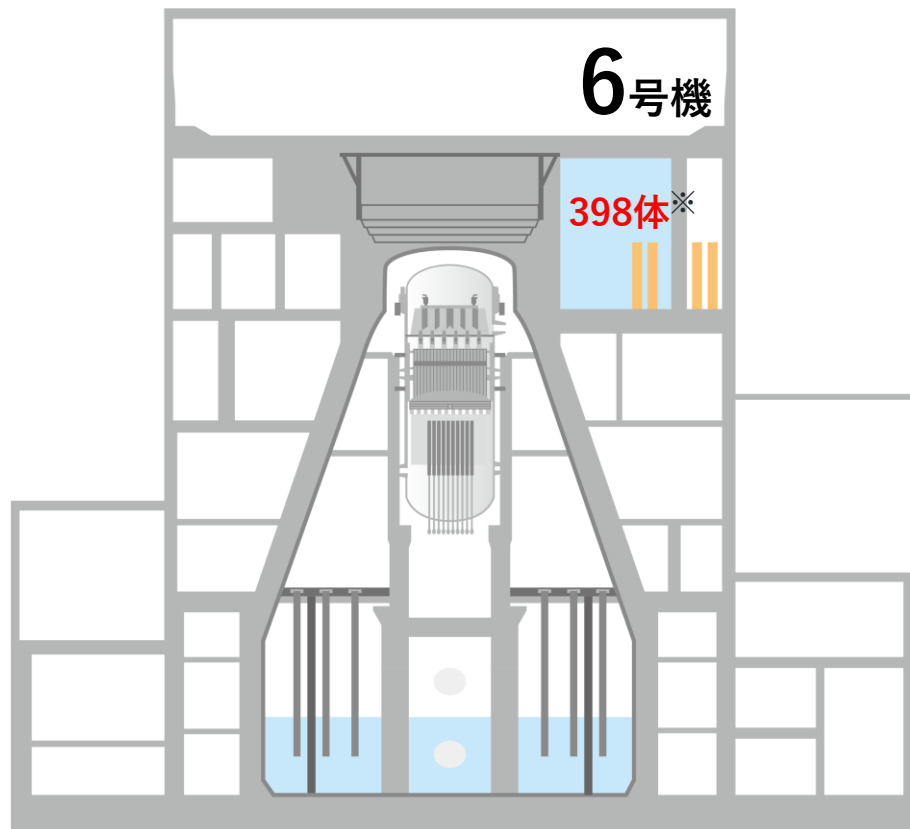
燃料取り出し開始  
2025年7月23日～

取り出し完了燃料  
154/1542 体  
(2026/2/25時点)



5号機

1388体



6号機

398体※



6号機

使用済燃料取り出し  
2025年度4月 完了

取り出し完了燃料  
1486/1884 体  
(2026/2/25時点)

※新燃料428体のうち、  
30体について米国搬出が完了  
(2026/2/25時点)

2025年度

短期 (至近3年)

中長期 (2029～2037年度)

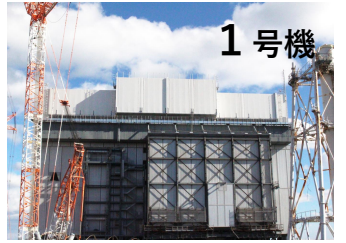
6号機

5号機

▼ 燃料取り出し完了 (2031年内)

- [1号機] 使用済燃料プールからの燃料取り出し

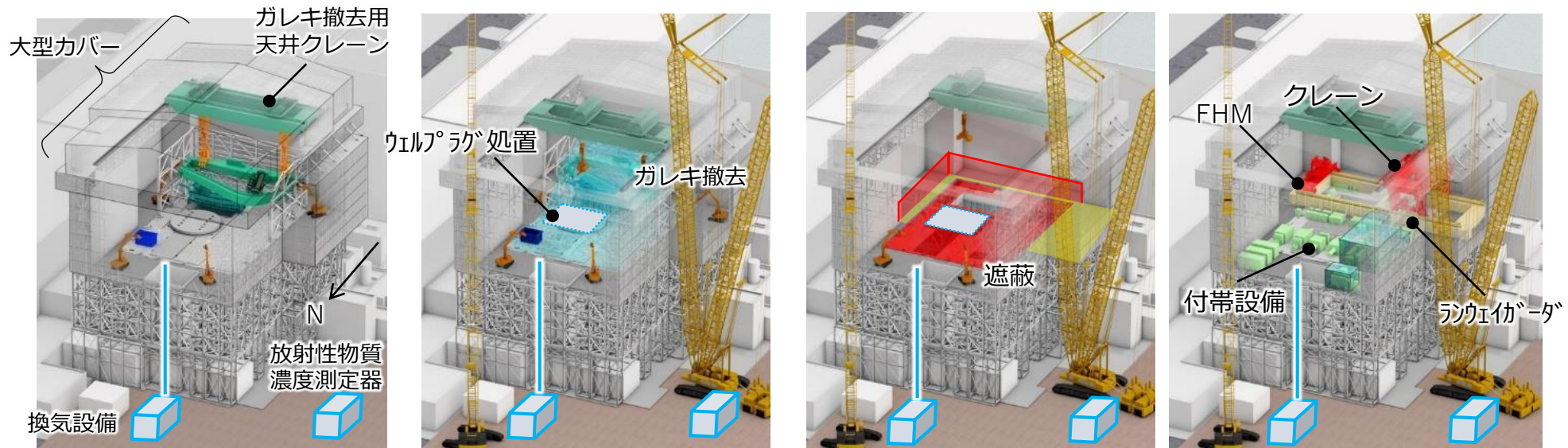
# [1号機] プール燃料取り出し



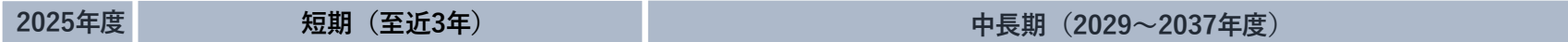
1号機

大型カバーを設置した後は、燃料取り出しに向けた「ガレキ撤去等」「燃料取扱設備の設置」等の準備作業を実施した後に、**燃料取り出しを開始**する予定です。なお、信頼性の高い「ガレキ撤去」や、「効果的な除染・遮へい」「震災前から貯蔵している破損燃料の取り扱い」に関する計画の検討および実施に課題があります。

燃料取り出し開始  
2027-2028年度



※イメージ図につき実際と異なる部分がある場合がある



燃料取り出し開始 (2027~2028年度) ↔ 燃料取り出し完了 (2031年内)



## [1号機] 大型カバー設置工事の完了

大型カバーは、下段に「仮設構台」を設置し、その上に「下部架構」<sup>※</sup>「上部架構」「ボックスリング」、最上部に「可動屋根」を設置する構造となっています。1月19日に「大型カバー」の設置が完了しました。

※架構：柱と梁で構成される建築物の構造

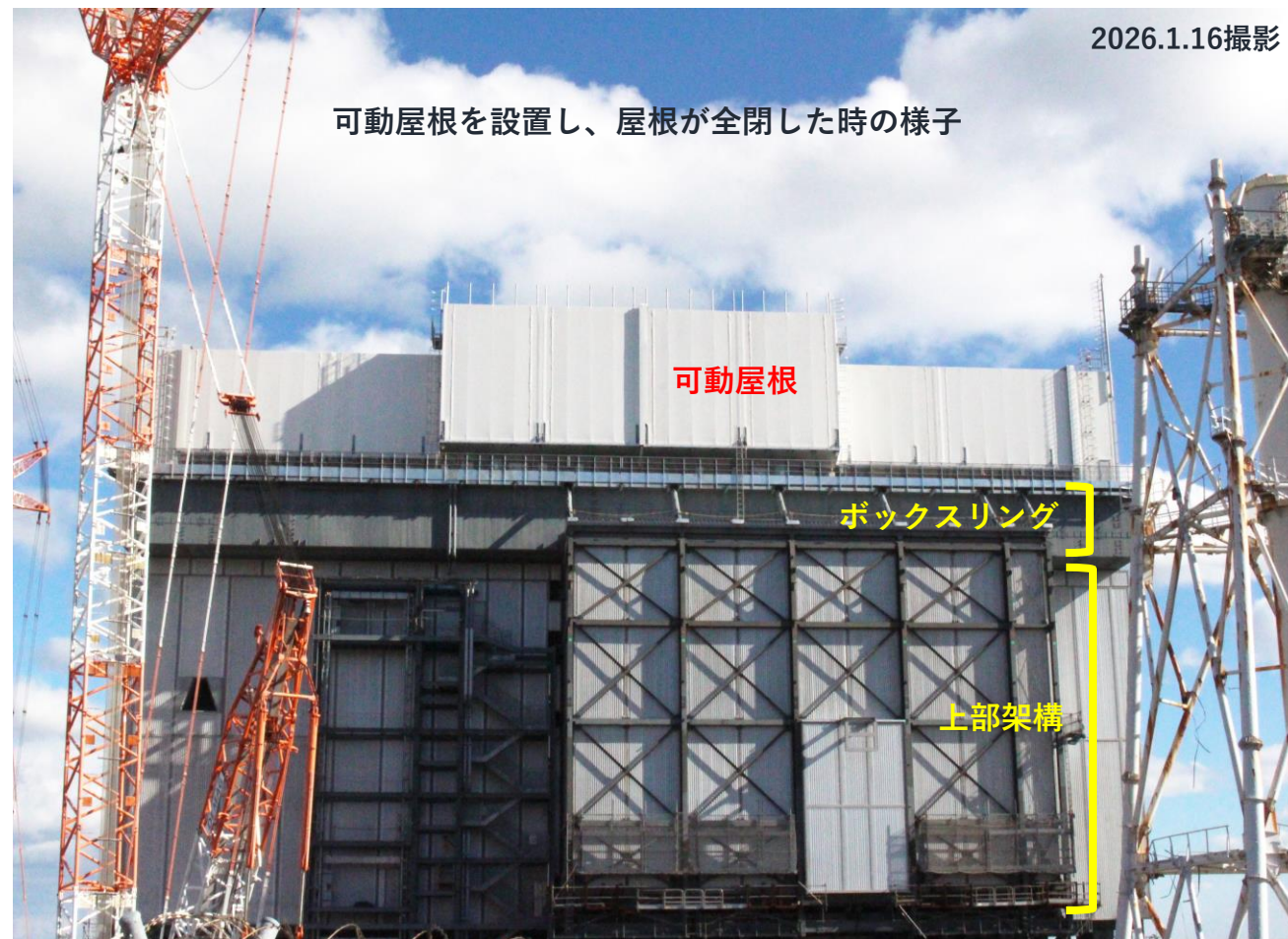
大型カバー設置前の様子

2022.7.15撮影



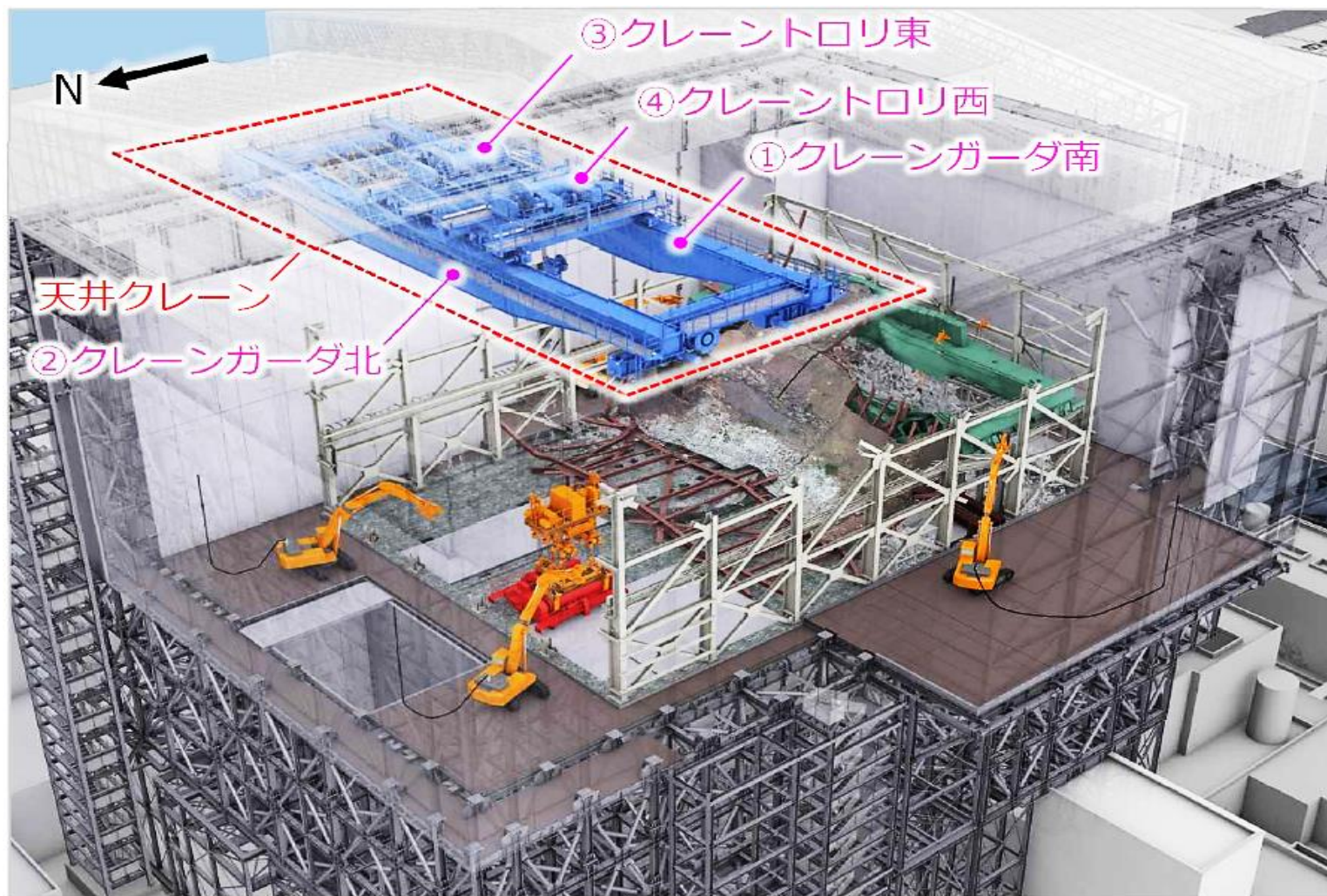
可動屋根を設置し、屋根が全閉した時の様子

2026.1.16撮影



## [1号機] ガレキ撤去用天井クレーンの設置

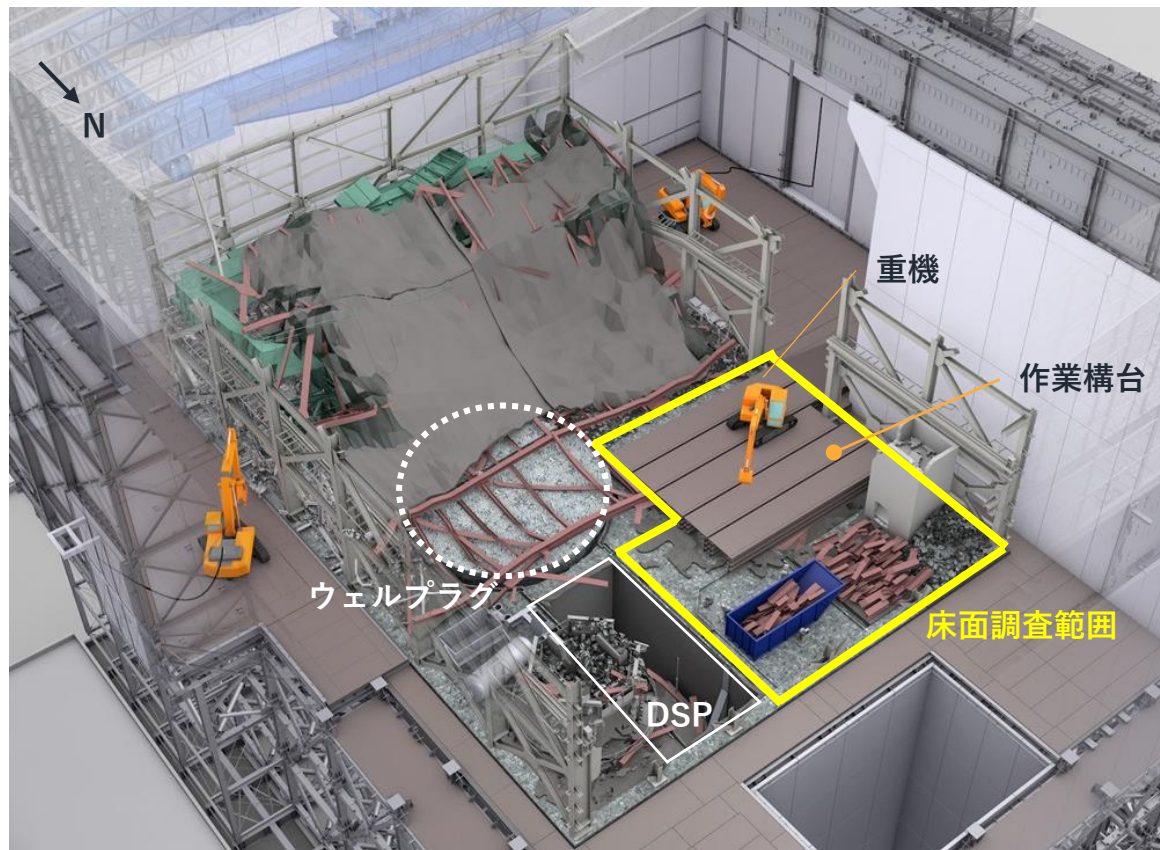
1月20日から、可動屋根（北半分）を再度開放し、「**ガレキ撤去用天井クレーン**」の**設置**を開始しました。天井クレーンは「クレーンガーダ2ブロック」「クレーントロリ2ブロック」の計4ブロックで構成されており、ブロック毎に運搬し、3月19日に**設置が完了**しました。



## [1号機] オペフロ北側床面調査について

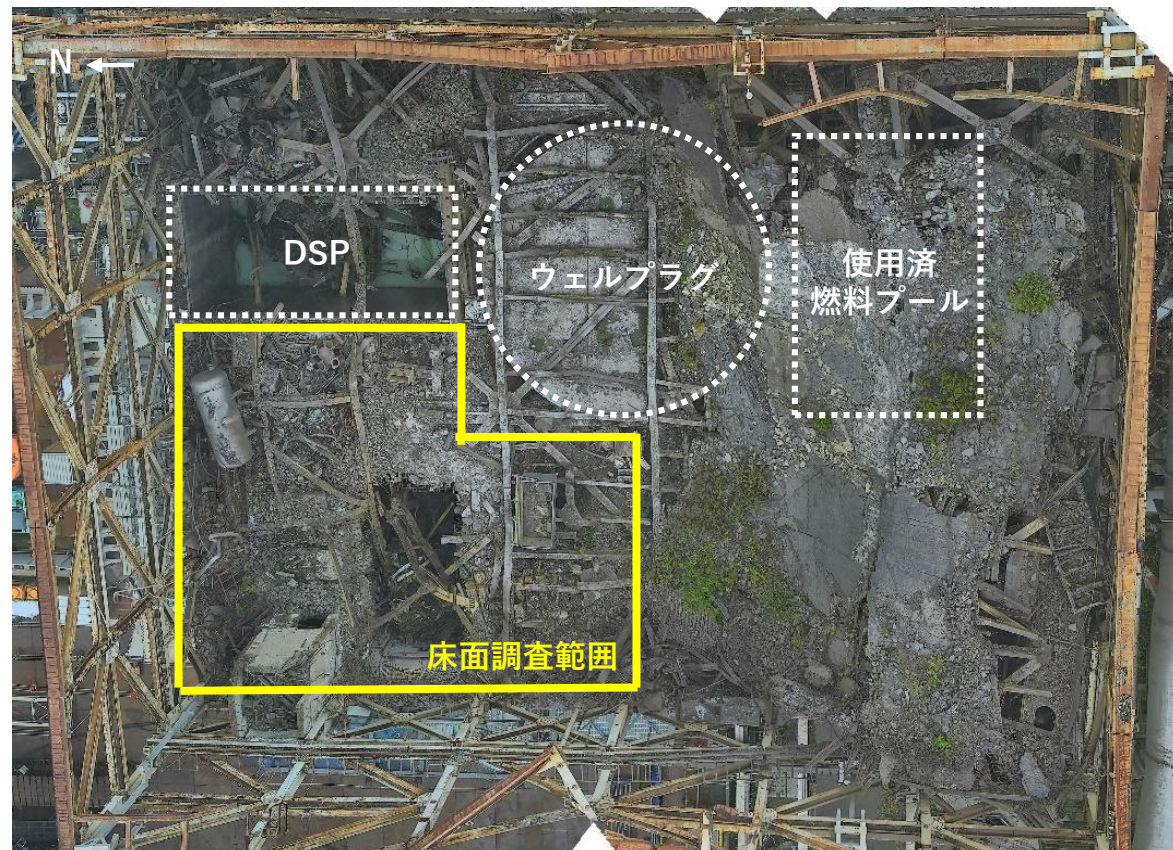
オペフロ北側にはガレキ処理用の**作業構台**や**重機**を置く必要があります。その床面の状態が十分に確認できていないため**ガレキ撤去の準備作業**として、1月15日より、**床面の調査**を開始しました。

作業構台等設置のイメージ



DSP：機器貯蔵プール

オペフロ北側床面調査範囲

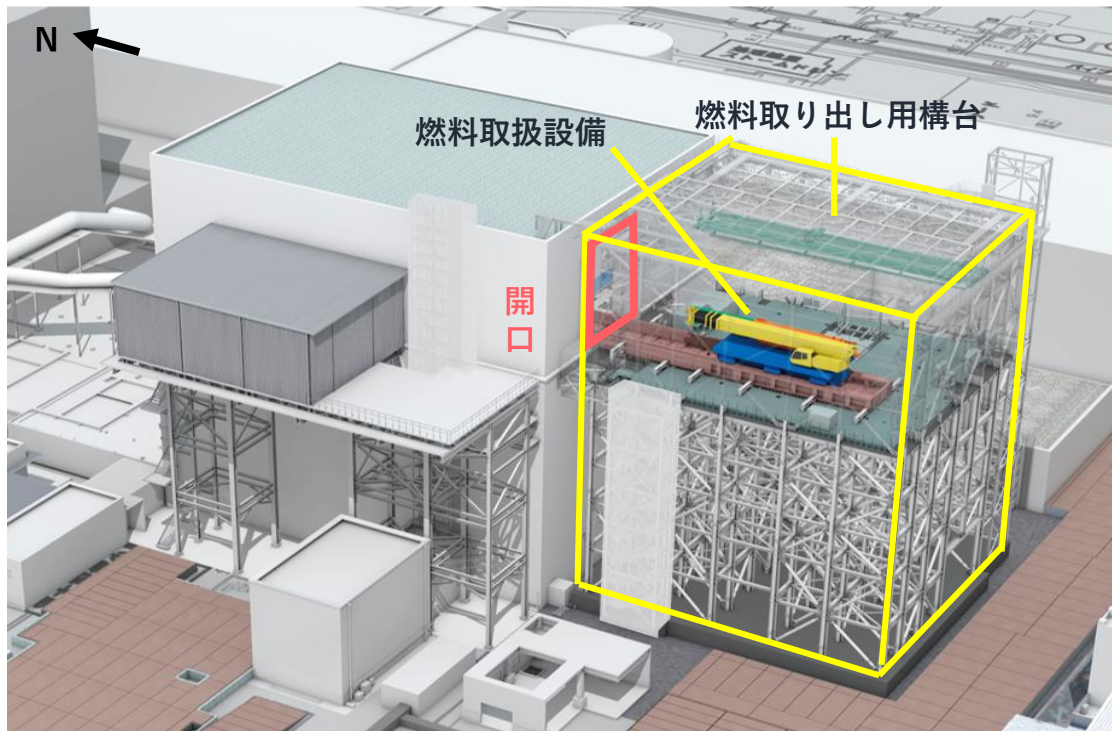


- [2号機] 使用済燃料プールからの燃料取り出し

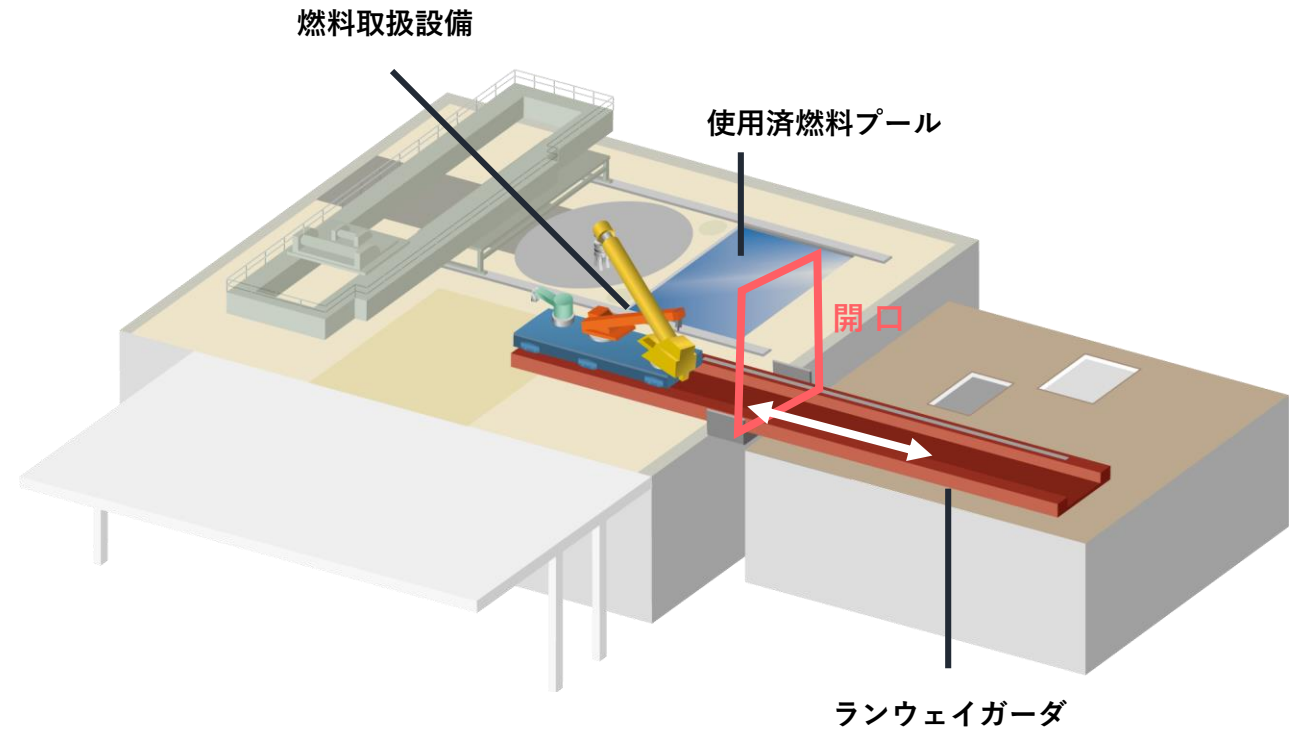
## [2号機] プール燃料取り出し

建屋南側に「燃料取り出し用構台」を設置しました（2024年6月完了）。建屋を解体せず、建屋の南側に開口を設け、そこから「燃料取扱設備」を「ランウェイガーダ※」上のレールで走行させ、燃料を取り出します。

### ■燃料取り出し用構台



※ランウェイガーダ：原子炉建屋と構台をまたぐ形で敷設された移動用レールの基礎



2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

燃料取り出し開始（2024～2026年度）

燃料取扱  
設備設置

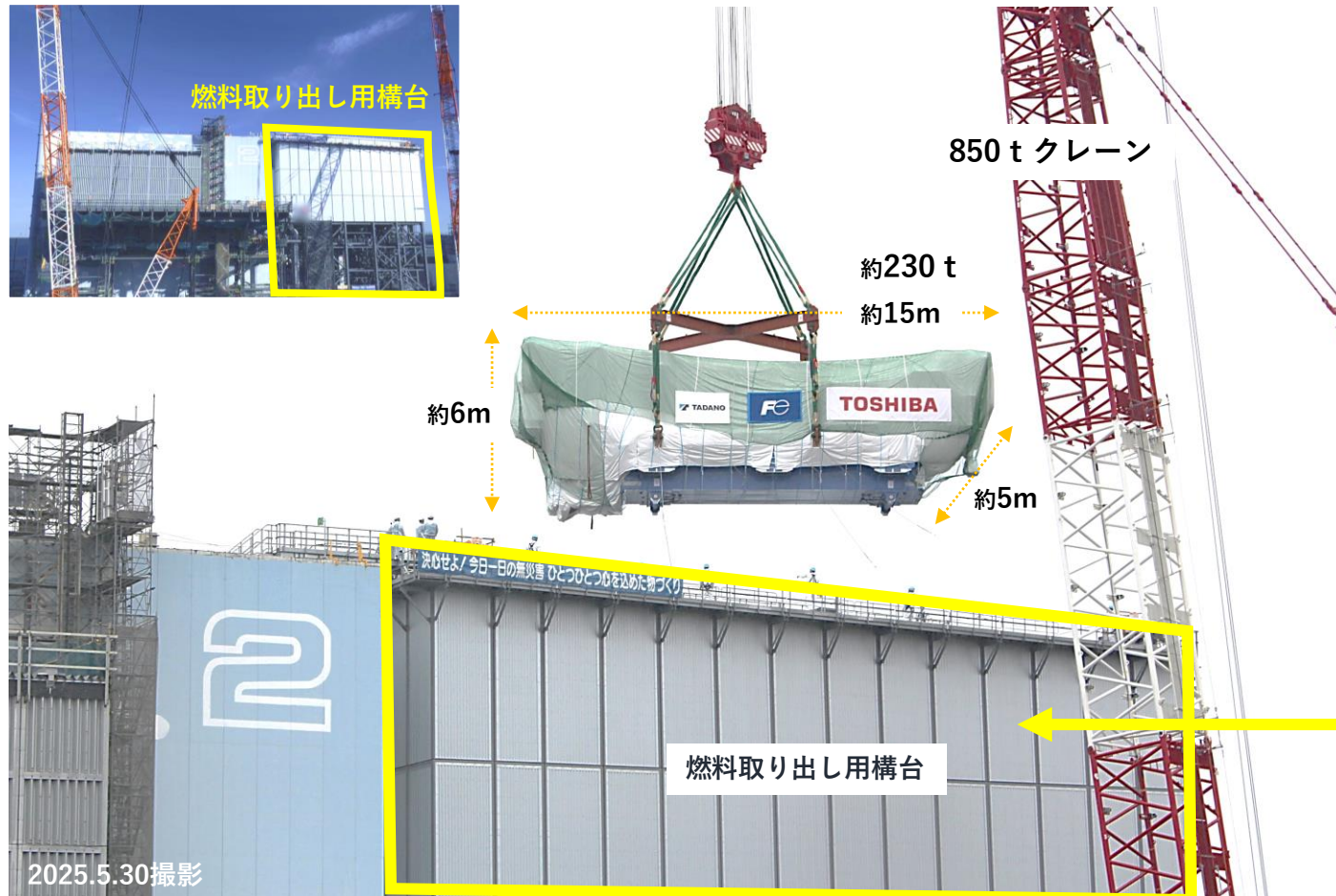
燃料  
取り出し

燃料取り出し完了（2031年内）

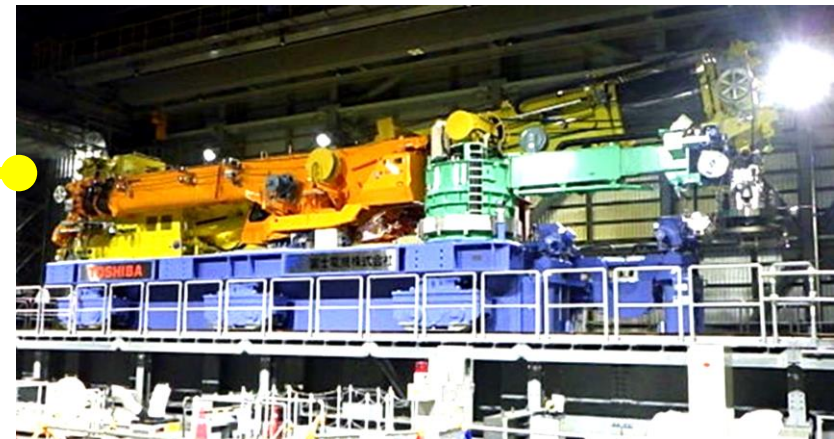
燃料取り出し用構台・開口設置

## [2号機] 燃料取扱設備設置の進捗

2025年5月30日、「燃料取扱設備」を「燃料取り出し用構台」に吊り上げ、ランウェイガードのレールへの据え付けを行いました。

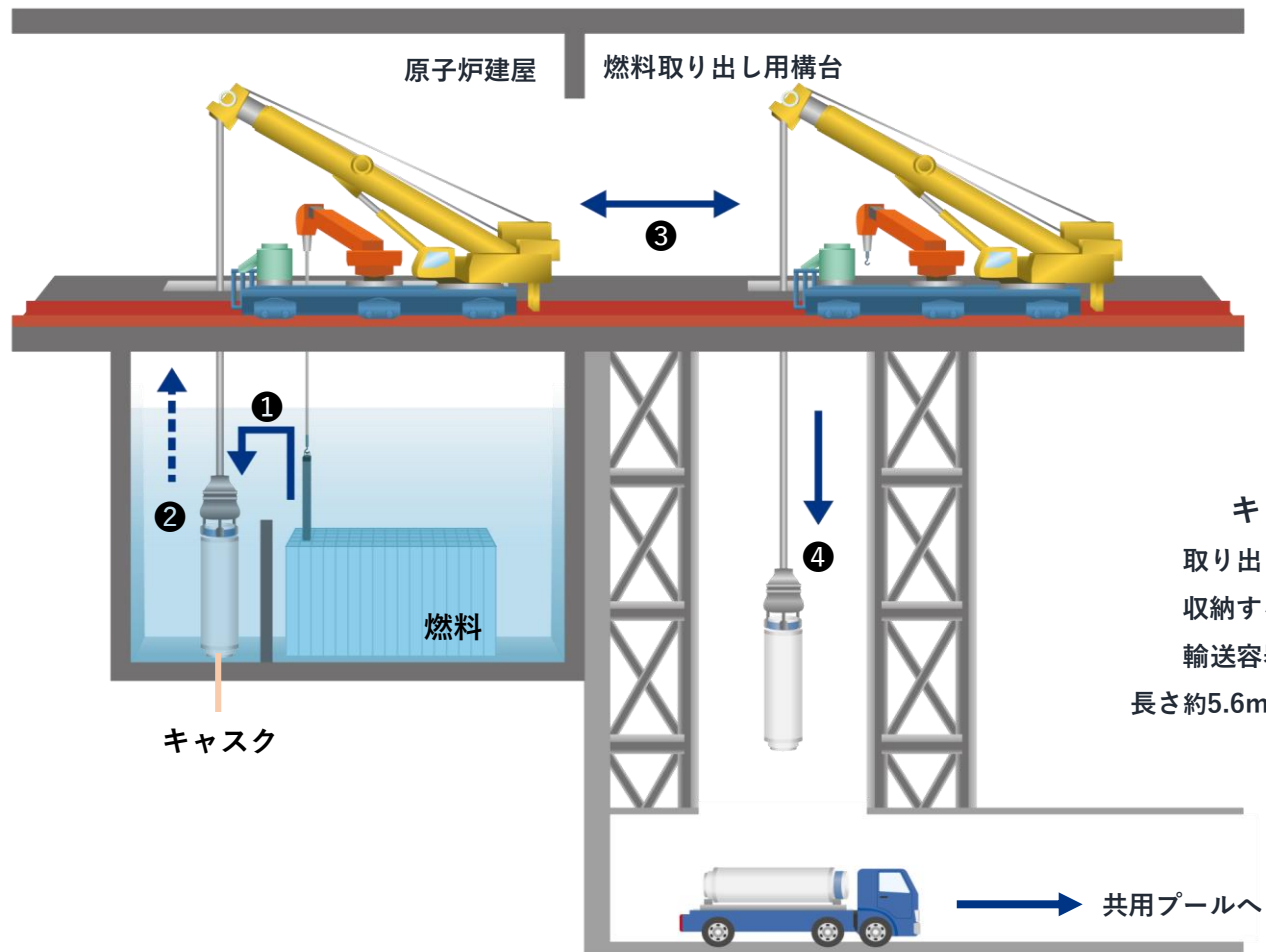


養生カバー取り外し



## [2号機] 燃料取扱設備について

「使用済燃料プール」から「燃料取扱機」で燃料を取り出し、「キャスク」に移します①。  
そして、キャスクを使用済燃料プールから「クレーン」で引き上げ②、移動させます③。  
その後、「クレーン」でキャスクを吊り下ろし、④トレーラーに載せて、1F構内の「共用プール」に輸送して貯蔵します。

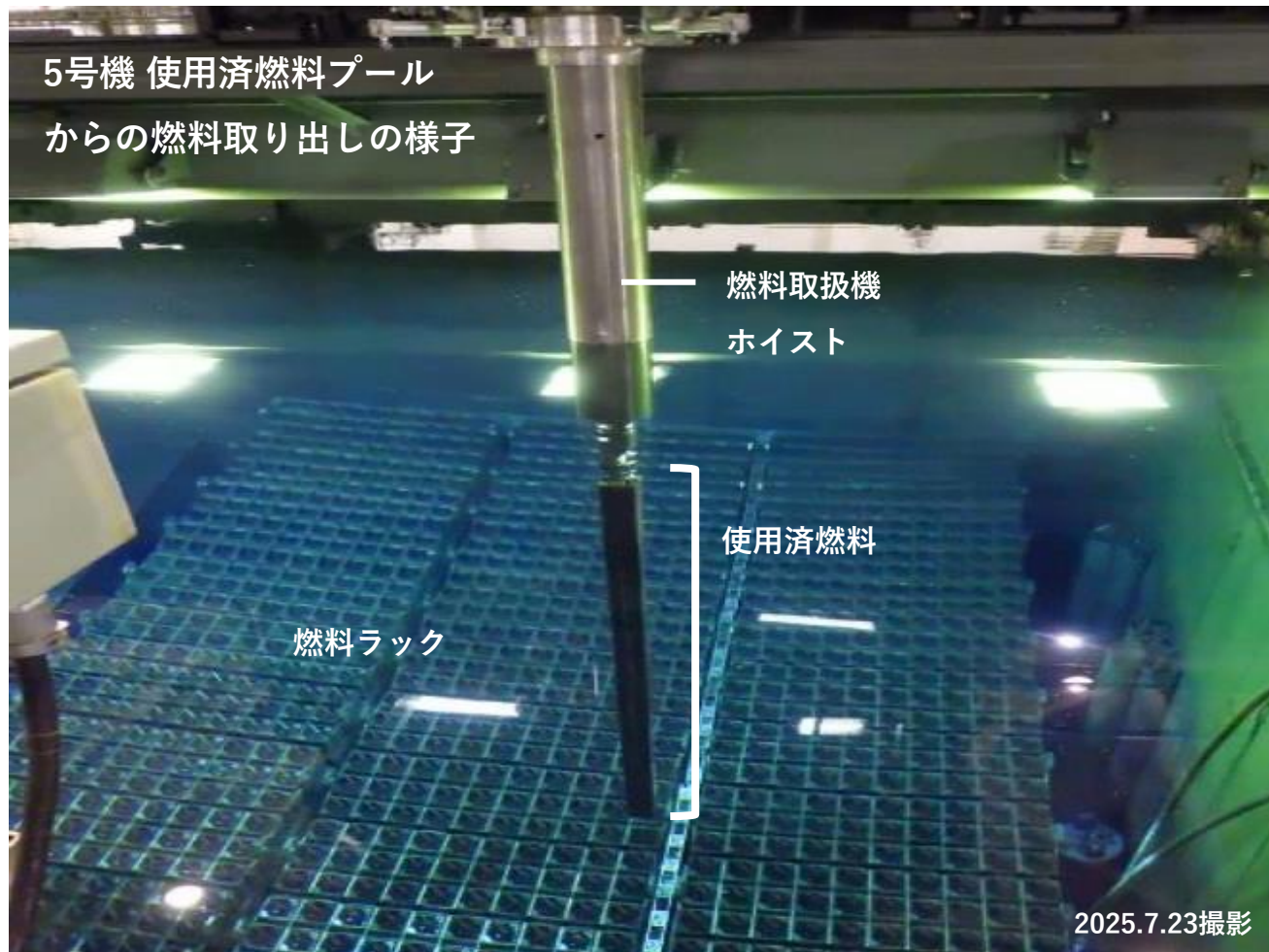


燃料取扱設備 工場写真

- [5・6号機] 使用済燃料プールからの燃料取り出し

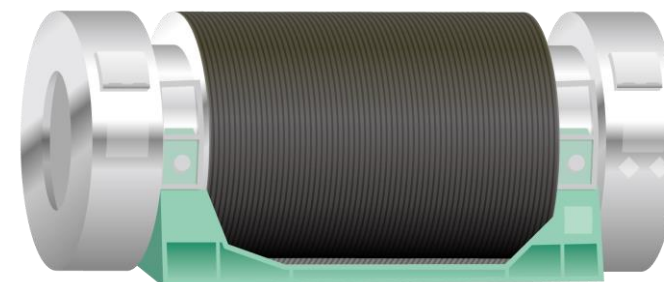
## [5号機] 燃料取り出しの進捗

5号機 原子炉建屋に貯蔵されている燃料1,542体（使用済燃料1,374体、新燃料168体）のうち、使用済燃料の共用プールへの取り出しを2025年7月23日に開始しました。6号機と同様に、取り出した燃料は、22体収納できる輸送容器に収納し、輸送します。



### ■輸送容器（NFT-22B）

総重量：約97t／外径：約2.6m／長さ：約6.3m／収納体数：22体



8～10月は共用プールの設備点検（燃料取扱機の点検）があるため取り出し作業は実施せず、11月以降に取り出し作業を再開する予定です。

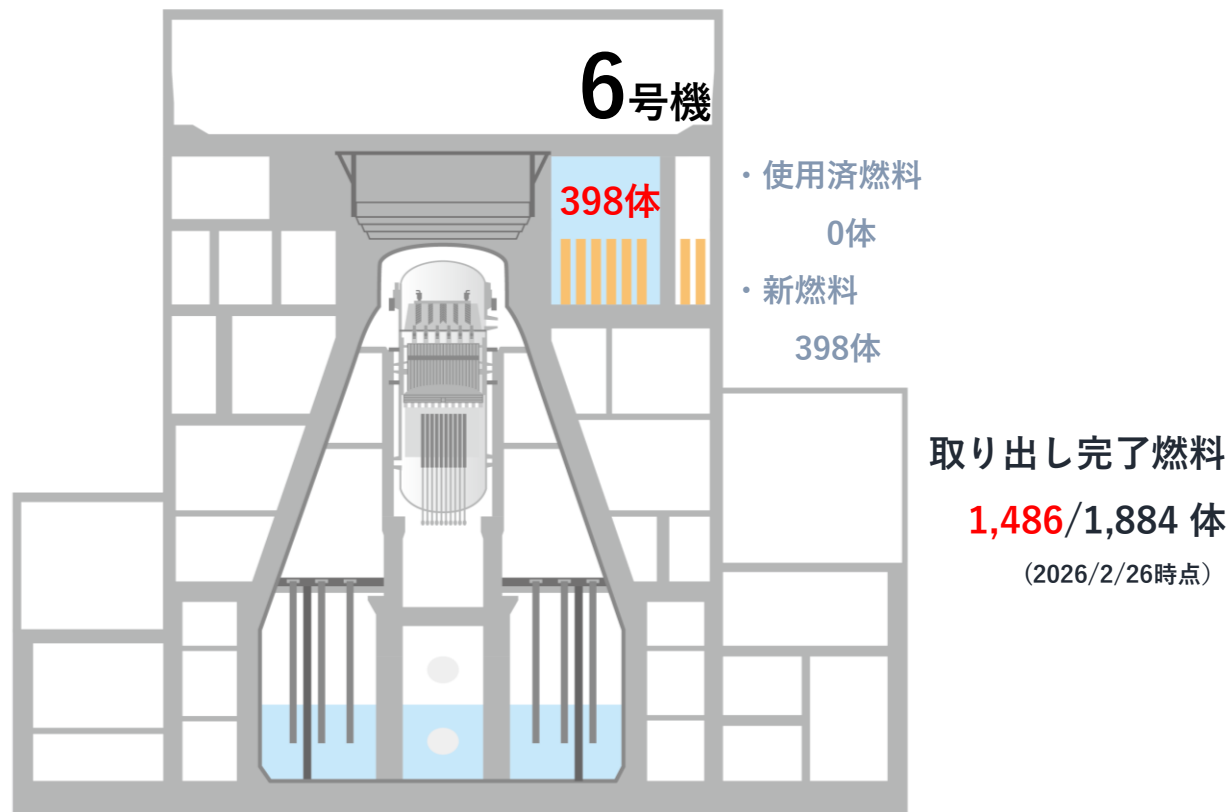
取り出し完了燃料

154/1,542 体

(2026/2/26時点)

## [6号機] 燃料取り出しの進捗

6号機 原子炉建屋に貯蔵されている燃料1,884体（使用済燃料1,456体、新燃料428体）のうち、使用済燃料の共用プールへの取り出しを2025年4月16日に完了しました。また、新燃料428体のうち、「米国で製造された56体」については、2025年度下期に30体を米国工場へ搬出。2026年度に26体を搬出する予定です。



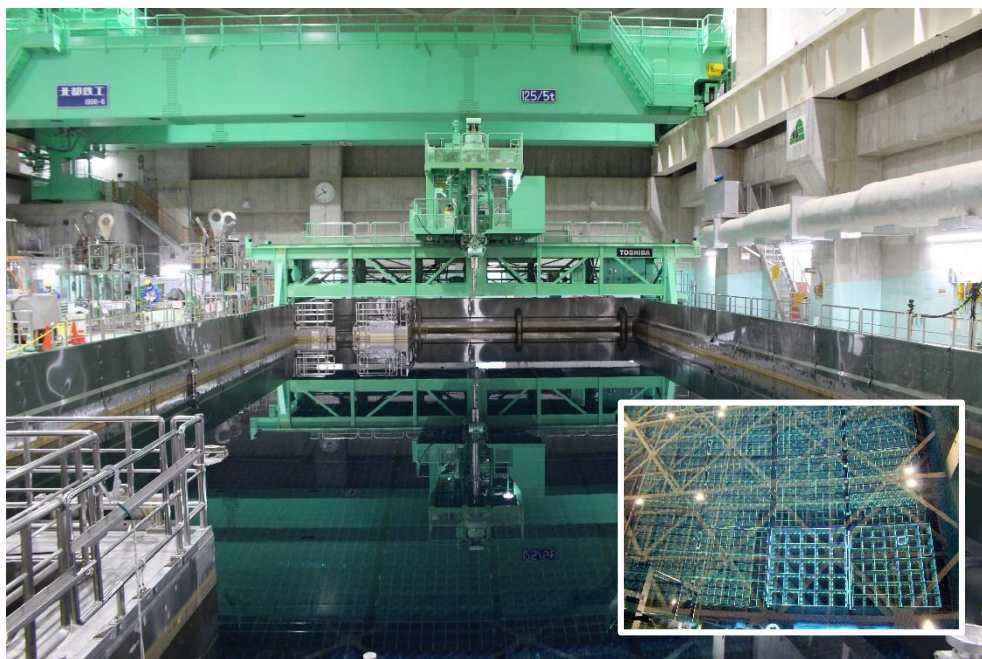
## ●取り出した燃料の輸送・貯蔵

## 各号機から取り出した燃料の輸送

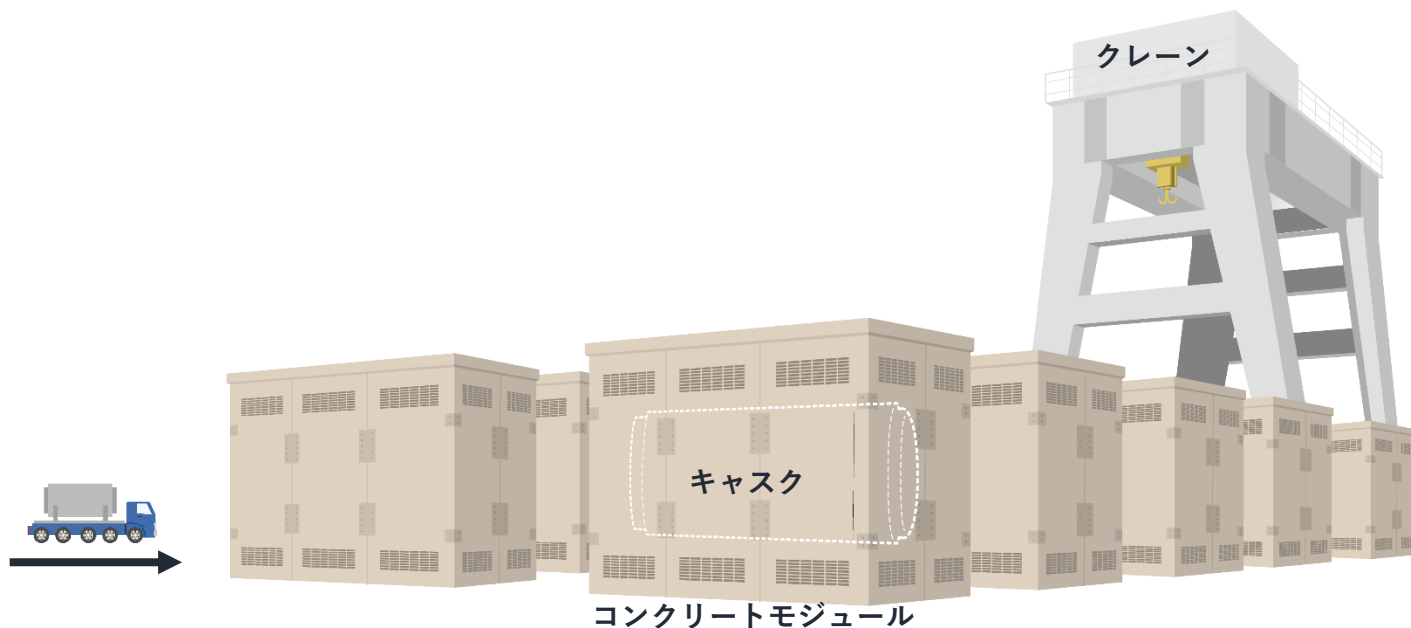
各号機から取り出した使用済燃料は、「共用プール」に輸送します。「共用プール」で十分に冷却された使用済燃料は、「共用プール」の空き容量を確保するために、「乾式貯蔵容器（キャスク）」に入れ、高台の仮保管設備に輸送します。そこで、「コンクリートモジュール」に格納し空気による自然対流で冷却します。

なお、5,6号機も含めた燃料取り出し計画に合わせた乾式キャスク仮保管設備の増設に課題があります。

### ■共用プール



### ■乾式貯蔵容器（キャスク）の仮保管設備（イメージ図）



2025年度

短期（至近3年）

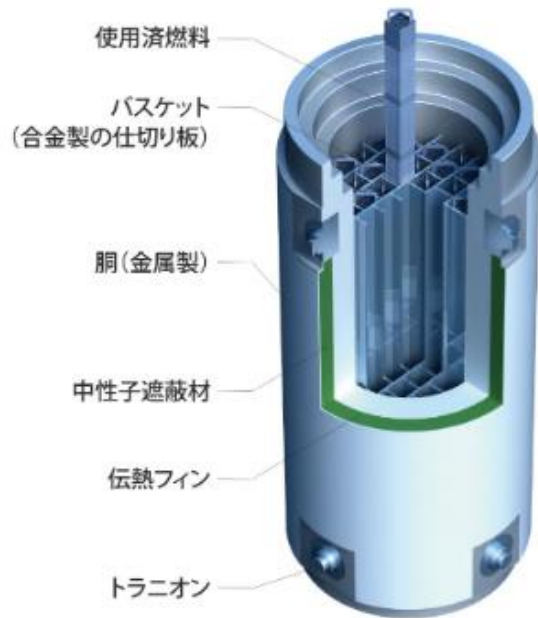
中長期（2029～2037年度）

共用プール空き容量確保

## プール燃料取り出し [各号機から取り出した燃料]

共用プールに貯蔵している燃料の高台における**乾式貯蔵の選択肢**として、既存の「**金属キャスク**」に加え、「**コンクリートキャスク**」の**適用性の検討**を進めています。なお、震災前から貯蔵している破損した燃料の乾式貯蔵方法の検討が課題です。

■金属キャスク（例）



■コンクリートキャスク（例）



出典：電気事業連合会「使用済燃料貯蔵対策の取り組み」  
[https://www.fepec.or.jp/library/pamphlet/pdf/18\\_chozo\\_taisaku\\_torikumi.pdf](https://www.fepec.or.jp/library/pamphlet/pdf/18_chozo_taisaku_torikumi.pdf)

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

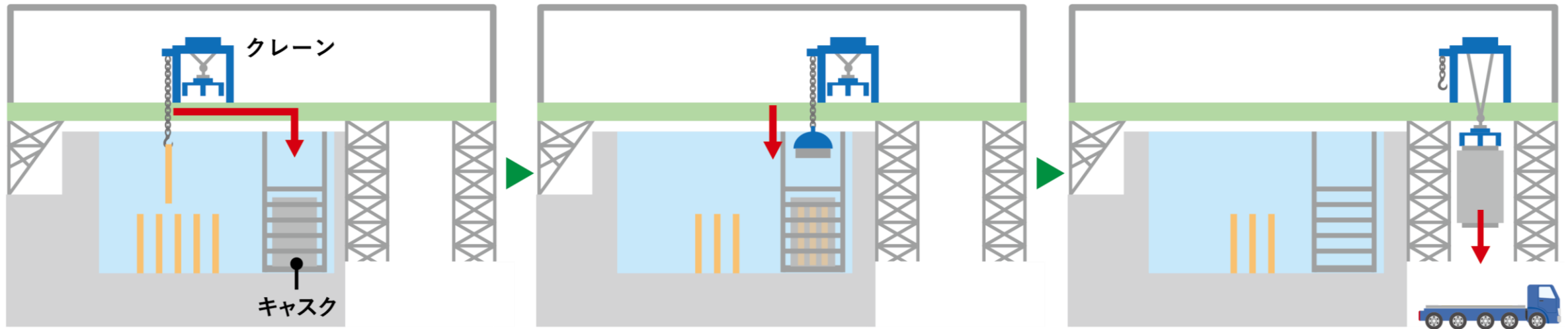
金属又はコンクリートキャスクの検討・設計・設置工事

高台での乾式貯蔵

## プール燃料取り出し [高線量機器取り出し]

各号機の使用済燃料プールから燃料を取り出した後に、使用済燃料プールで貯蔵している「**使用済制御棒等の高線量機器**」の取り出しを実施します。1,2,4号機高線量機器等を**保管するための新たな施設**を設置する予定です。4号機については、大型高線量機器を貯蔵しているため併せて取り出す予定です。また、1～4号機SFPの保有水漏えいリスク低減等を早期に図るため、**高線量機器等を暫定的に貯蔵する代替貯蔵場所**についても検討を進めていきます。

なお、寸法形状の異なる多様な機器の具体的な取り出し方法（遠隔操作・移送・貯蔵）の検討に課題があります。



- ・ 輸送容器（カスク）使用済燃料プール内搬入
- ・ 高線量機器を輸送容器内へ収納

- ・ 輸送容器 一次蓋の取り付け

- ・ 輸送容器搬出

2025年度

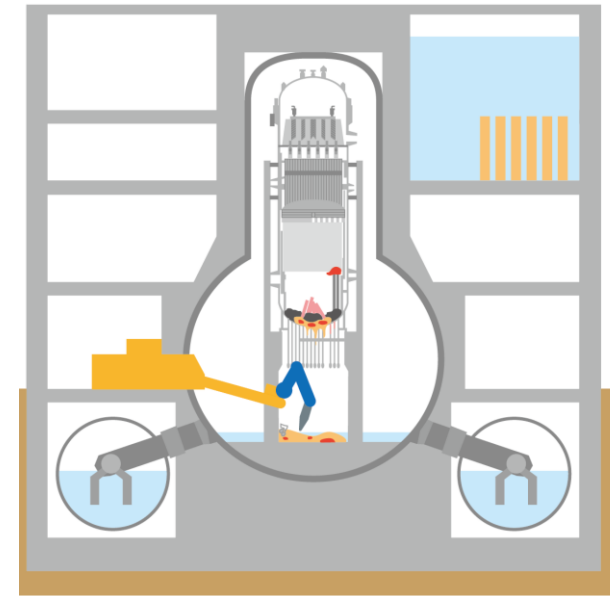
短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

3号機（高線量機器取り出し・プール水抜き）

4号機（高線量機器取り出し・大型機器の取り出し準備等）

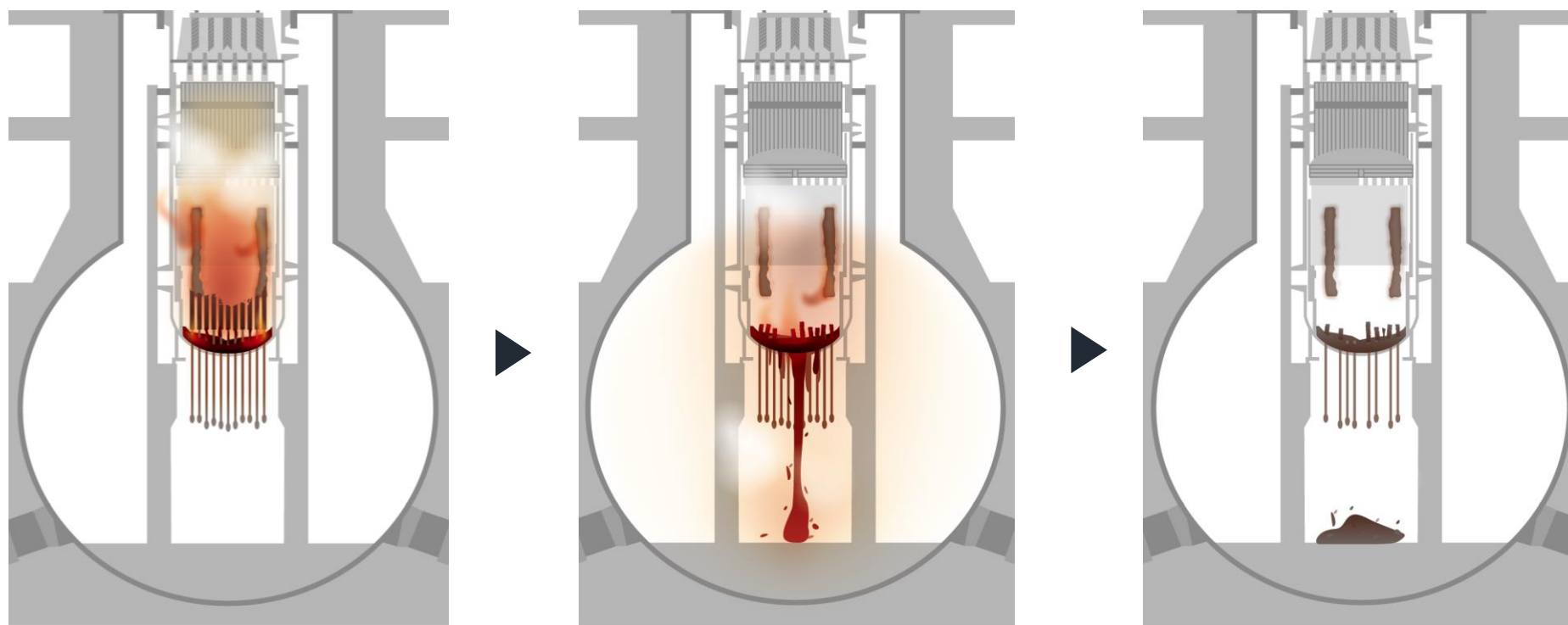
## ●燃料デブリ取り出し



原子炉格納容器の内部は放射線量率が高いため  
遠隔操作ロボットも活用しながら  
内部状況を詳細に把握するための調査を行っています。  
燃料デブリの試験的取り出しに成功しました。

## 燃料デブリとは

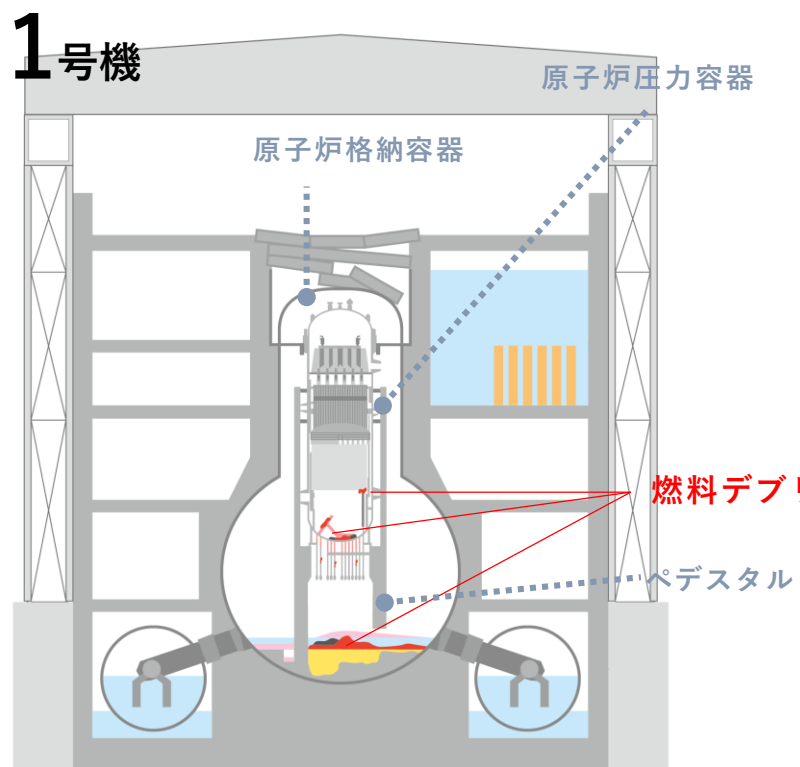
事故当時、1～3号機は稼働中だったため炉心に燃料が格納されていました。事故発生後、非常用電源が失われたことで炉心を冷やすことができなくなり、この燃料が過熱、燃料と燃料を覆っていた金属の被覆管などが溶融しました。その溶融した燃料等が冷えて固まったものが燃料デブリです。



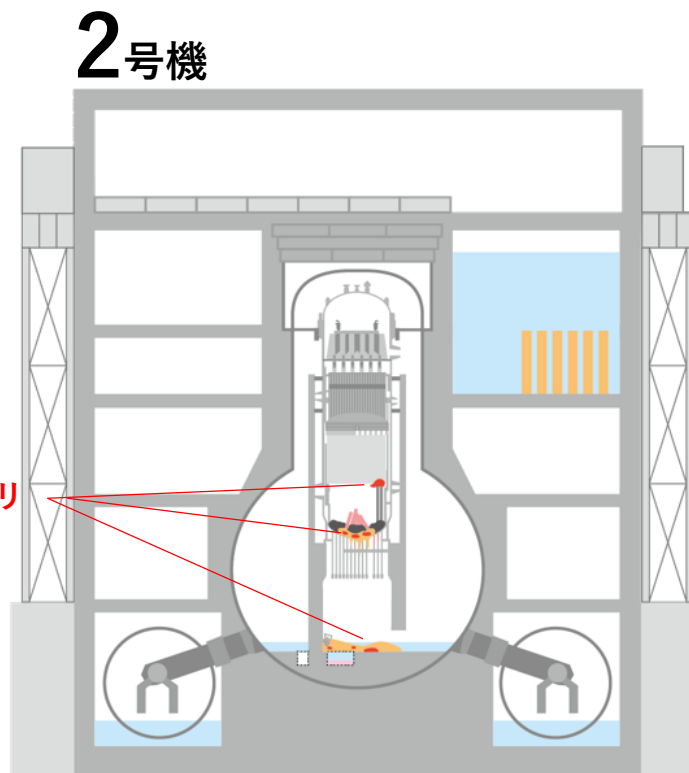
1～3号機の燃料デブリには継続的な注水を行っています。また、燃料デブリが持つ熱は事故の後から大幅に減少しており安定した状態を保っています。現在、原子炉格納容器内の温度は約15～35℃で維持されています。

## 1～3号機の燃料デブリ分布の推定

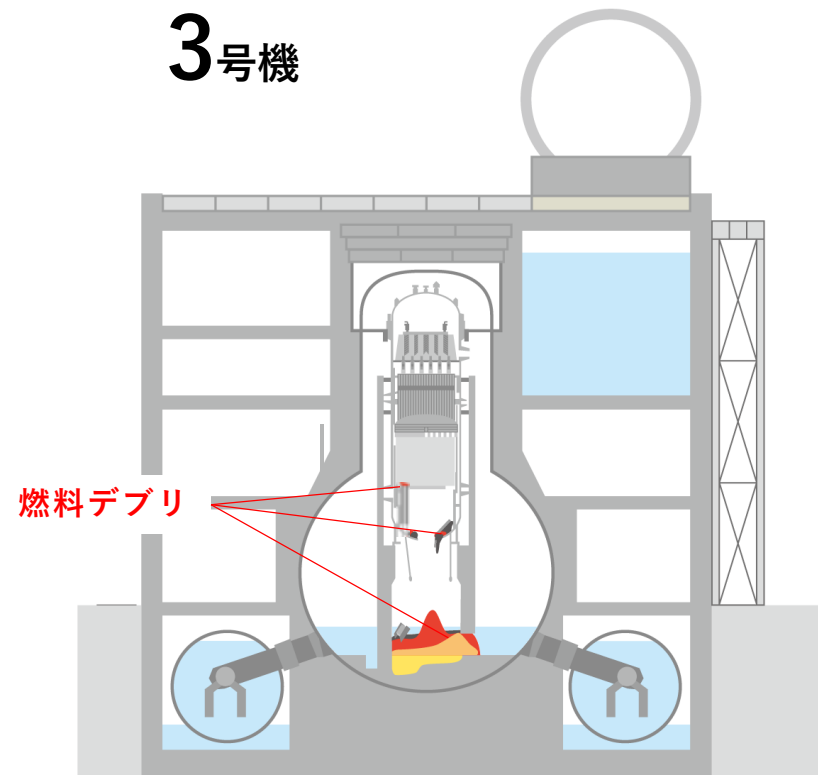
現在に至るまで、様々な調査と事故分析を行っており、それらの結果から「各号機における燃料デブリの分布」を推定しています。



圧力容器内にはほぼない状態。  
ほとんどは格納容器内に溶け落ちている。



圧力容器底部に多くが残っている状態。  
格納容器内の量は少ない。



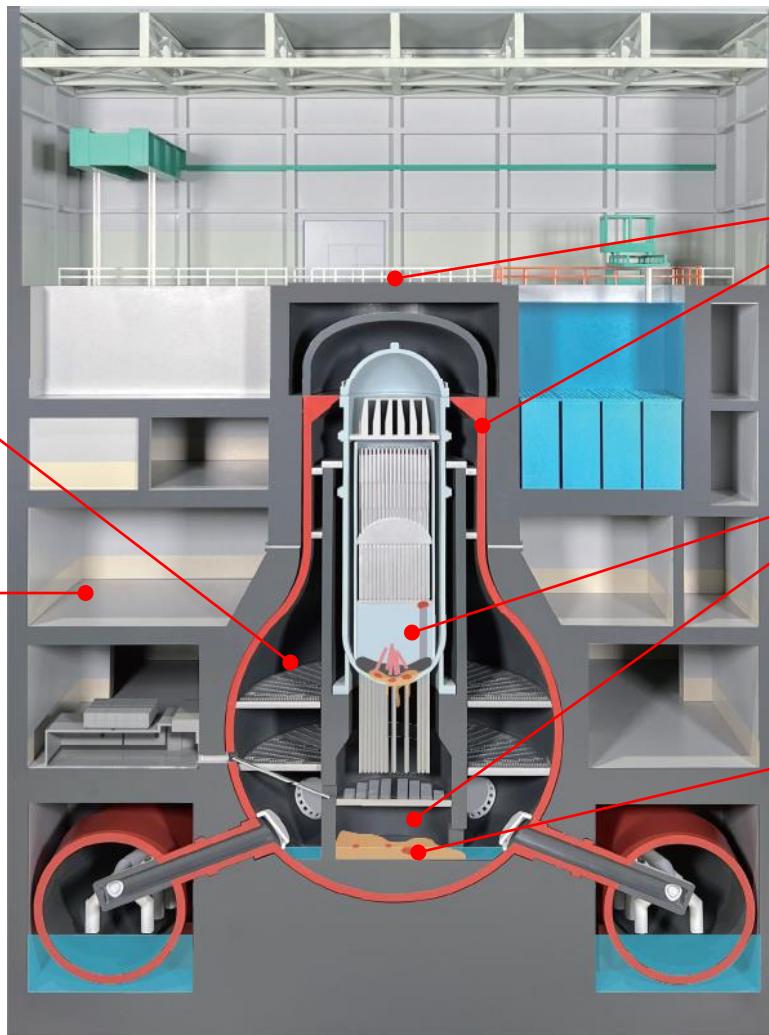
圧力容器内には少ない。  
格納容器内にある程度存在している。

## 燃料デブリ取り出しにおける課題

「燃料デブリ取り出し」には、さまざまな課題があります。

原子炉格納容器の中は非常に高線量であり遠隔装置による対応が必要。

原子炉建屋の中は比較的高線量であり、長時間の作業が難しい。



原子炉格納容器の開口部は、放射性物質の拡散を抑えるよう工夫しなければならない。

内部調査を進めているが現場の状況が分かっていない箇所がある。

燃料デブリを取り出す際には再臨界しないよう慎重に扱う必要がある。

## 燃料デブリの取り出しの作業工程

作業工程は3つのフェーズに分けられます。取り出し作業における「現場の放射線線量が比較的 low、早期に原子炉格納容器内部にアクセス可能」等の状況から「2号機」を燃料デブリ取り出しの初号機に設定しました。

2号機は試験的取り出しに成功したため、フェーズ2に入りました。

### フェーズ①

原子炉格納容器の状況把握 ・ 取り出し工法の検討等

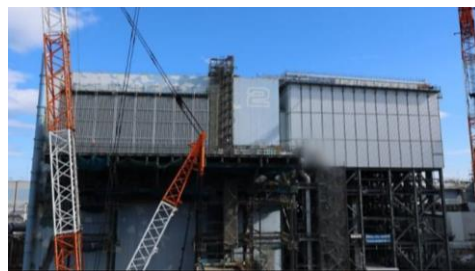
1号機 3号機



### フェーズ②

燃料デブリの取り出し

2号機



### フェーズ③

保管・搬出



2号機:先端治具で燃料デブリを把持した様子 (2024.10.30)

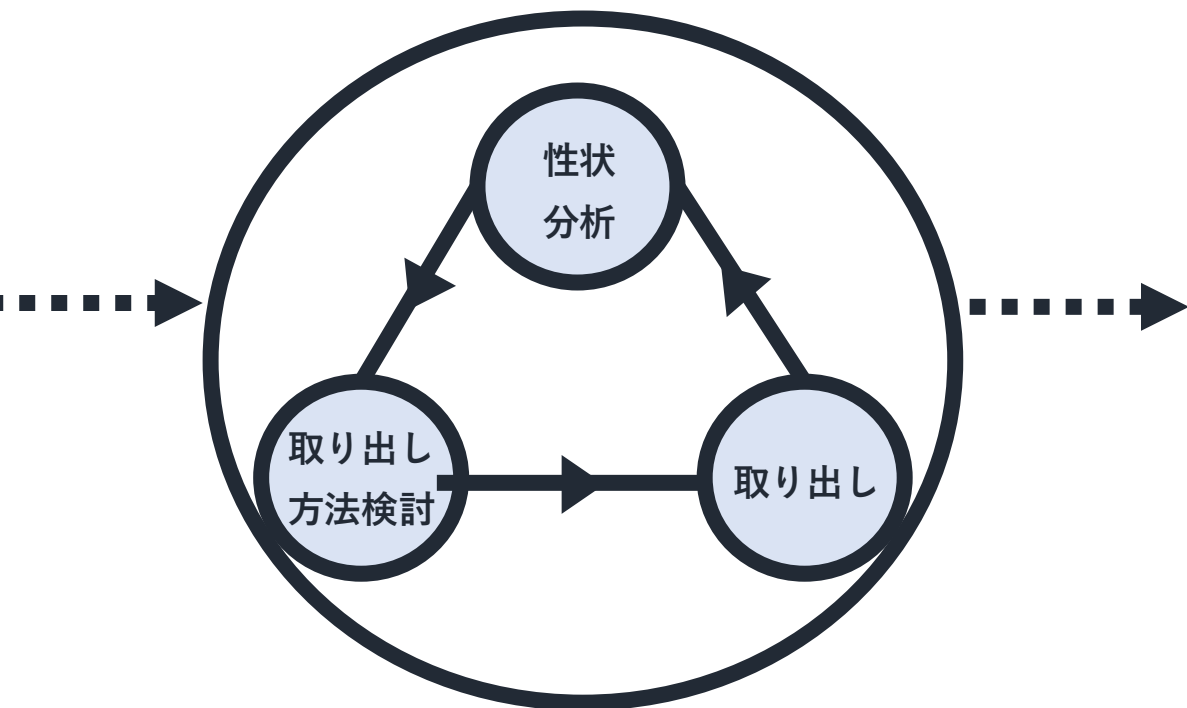
## 燃料デブリ取り出しの規模拡大に向けて

遠隔操作ロボットなどを活用しながら、「PCV内部調査」や「燃料デブリ試験的取り出し」を行います。調査で得られた「PCV内部の情報」や採取した「デブリの性状分析等の情報」をもとに、専用の取り出し装置を開発し、燃料デブリの取り出し規模を段階的に拡大していく「ステップ・バイ・ステップ」の一連の作業として進めていきます。

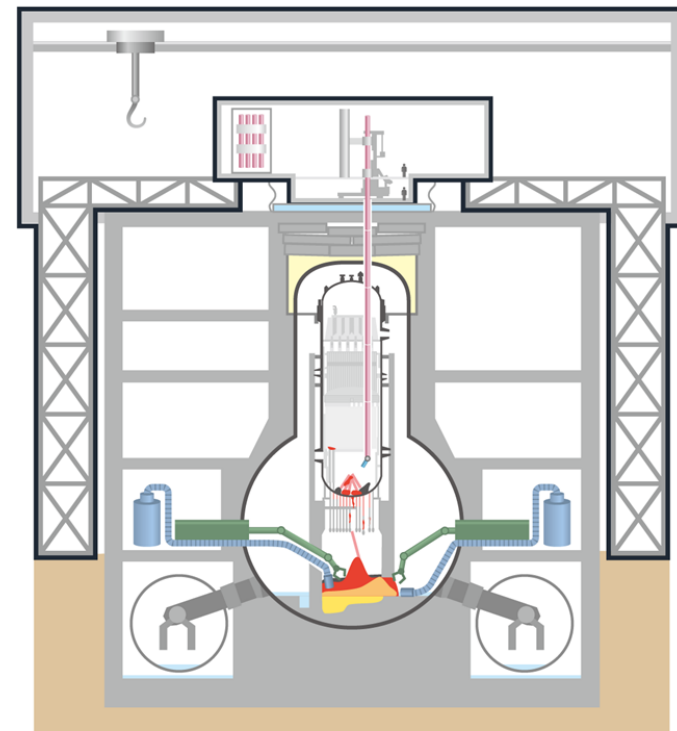
### 試験的取り出し



### 段階的に拡大



### 本格的取り出し



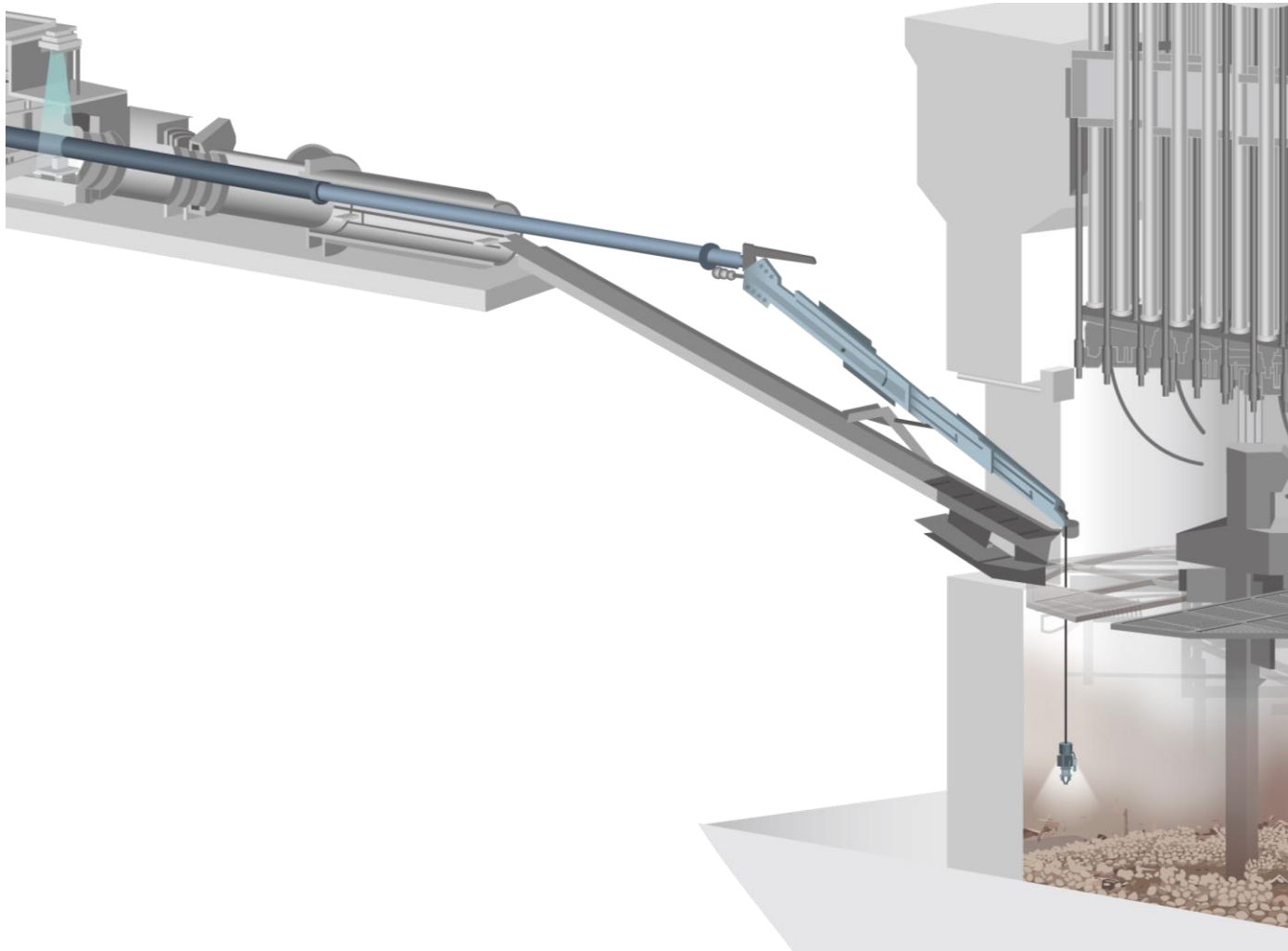
(例) 燃料デブリ取り出し工法イメージ

- [2号機] テレスコ式装置による燃料デブリ試験的取り出し

## [2号機] 燃料デブリ試験的取り出し①の実施

2024年10月30日、ペDESTAL内に入進させたテレスコ式装置の先端治具を吊り降ろし「燃料デブリ」を<sup>はじ</sup>把持しました。

その後、採取した「燃料デブリ」を「建屋内運搬容器」に収納し、1回目の「試験的取り出し」を完了しました（2024年11月7日）。



## [2号機]燃料デブリ①の分析について（外観分析）

2024年11月14日より、JAEA大洗研究所にて、燃料デブリの非破壊分析が行われました。

燃料デブリのサンプルは、**不均一**であり、全体的に**赤褐色**となっています。また、表面の**一部に黒色**、**光沢**をもつ領域が確認できました。

燃料デブリサンプルの外観

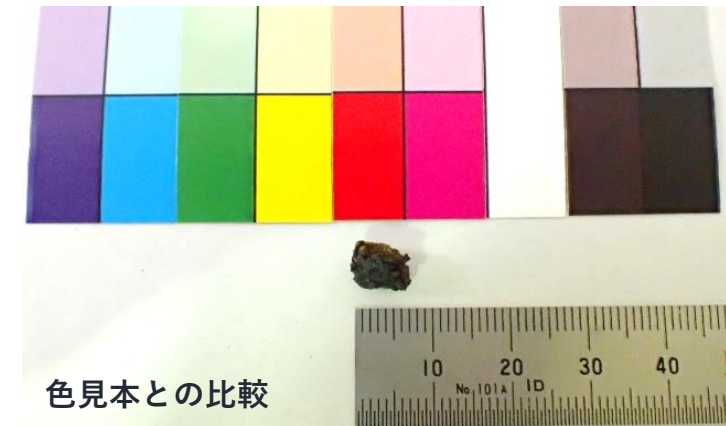
（斜め約45度の角度から撮影）

（裏側）

●大きさ：約9mm×約7mm

●重量：約0.69g

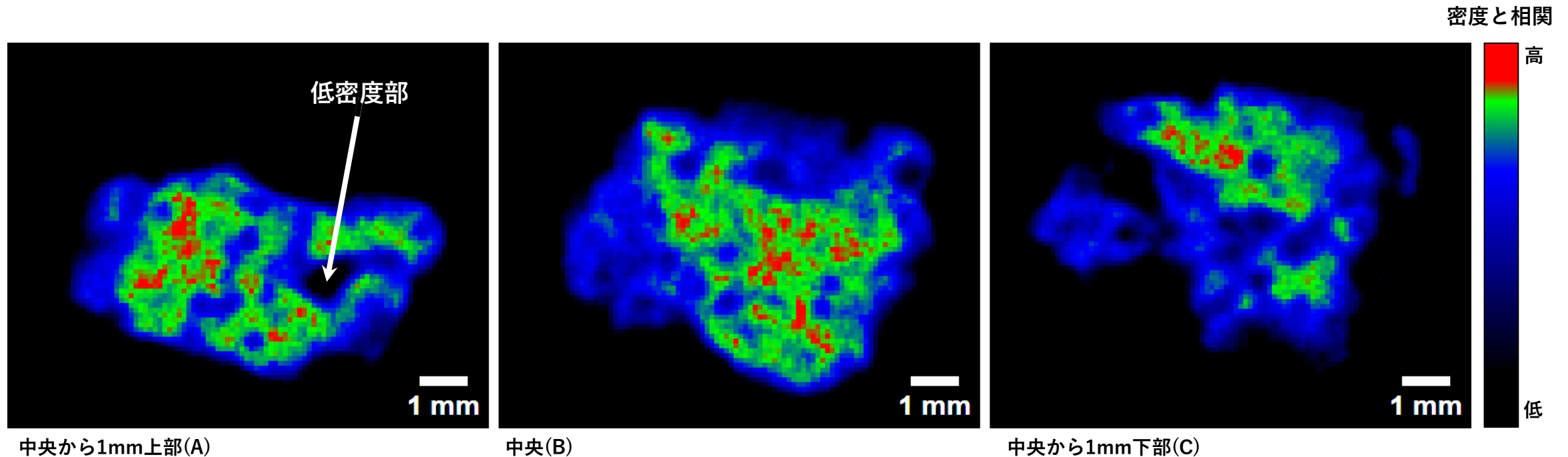
●線量率※（ $\gamma$ 線）：約8mSv/h



※電離箱で、試料をポリプロピレン製の容器に収納した状態で計測(試料から1~2cmの距離)

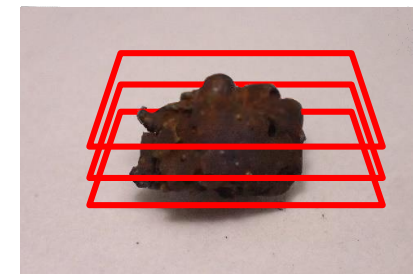
## [2号機]燃料デブリ①の分析について (X線CT※1測定結果)

試料にX線を照射することで、試料の内部を透過し、密度の高低を分析して色分けしました。高密度の箇所と低密度の箇所が存在しており、すき間と推定される密度が低い「黒い部分」が広く分散しています。画像から算出した体積は、約 $0.1\text{cm}^3$ ※2でした。



※1 X線CT：X線コンピューター断層撮影 (CT)。試料にX線を照射することで対象物の密度分布を非破壊的にスキャンし、内部構造を明らかにするX線イメージング。

※2 体積は燃料デブリ内部の空隙も含む値です。



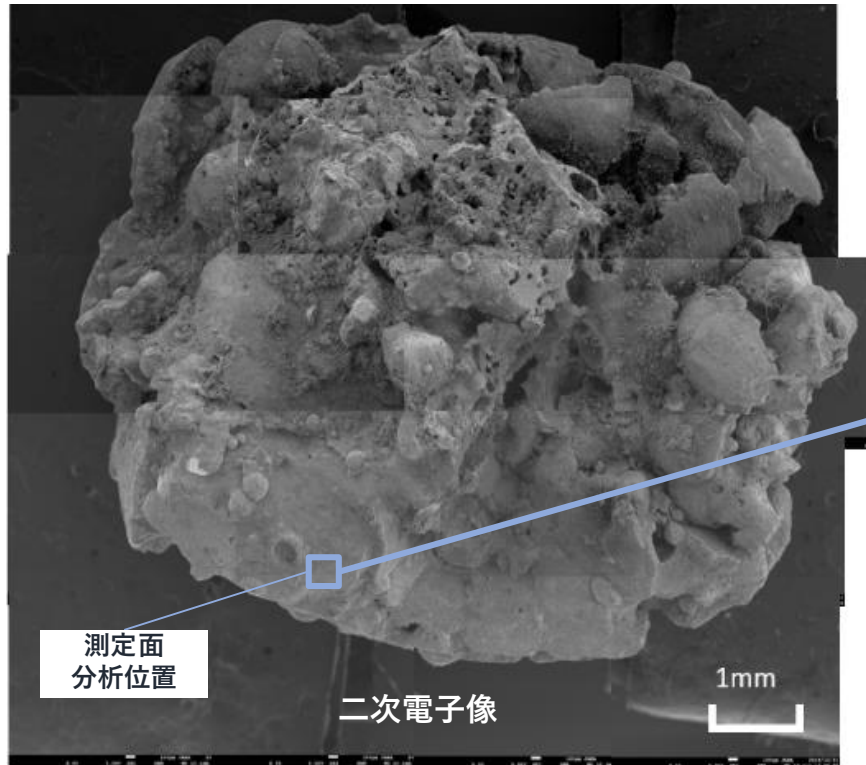
X線CT撮像位置

- ◀ 中央から1mm上部(A)
- ◀ 中央(B)
- ◀ 中央から1mm下部(C)

## [2号機]燃料デブリ①の分析について (SEM-WDX測定結果)

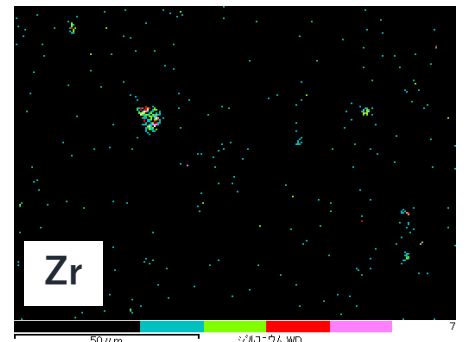
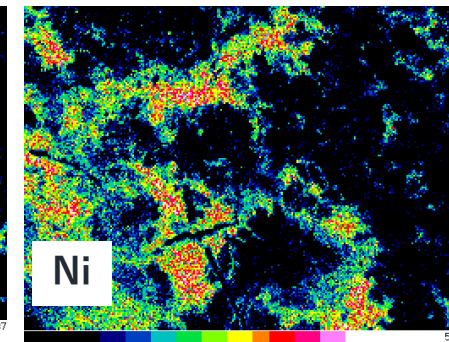
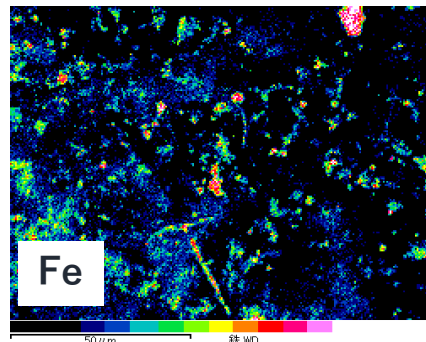
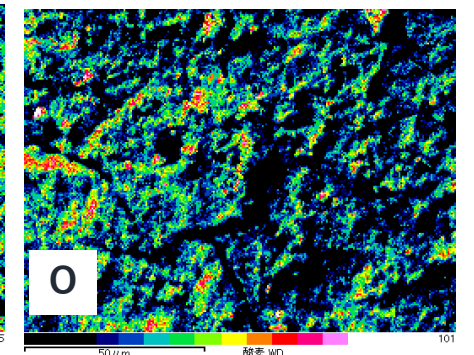
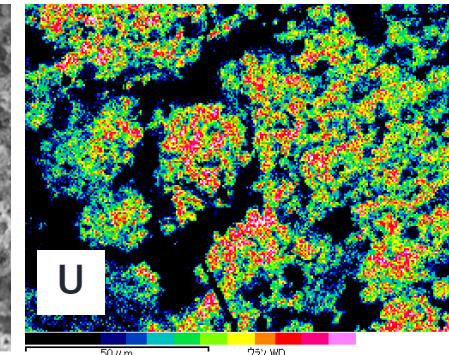
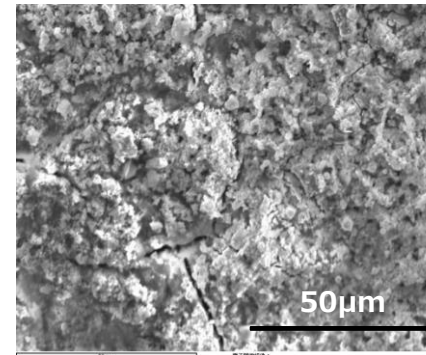
試料に電子線を照射することで発生する蛍光X線の波長を測定し、その波長から組成を推定する「波長分散型X線分析 (WDX)」を行いました。その観察結果から、表面に広く「ウラン (U)」を含む箇所があることを確認しました。また、「鉄 (Fe)」「ニッケル (Ni)」「酸素 (O)」「ジルコニウム (Zr)」も確認しました。

### 燃料デブリの走査電子顕微鏡※ (SEM) 観察結果



拡大  
二次電子像

### 燃料デブリの波長分散型X線分析 (WDX) の面分析測定結果

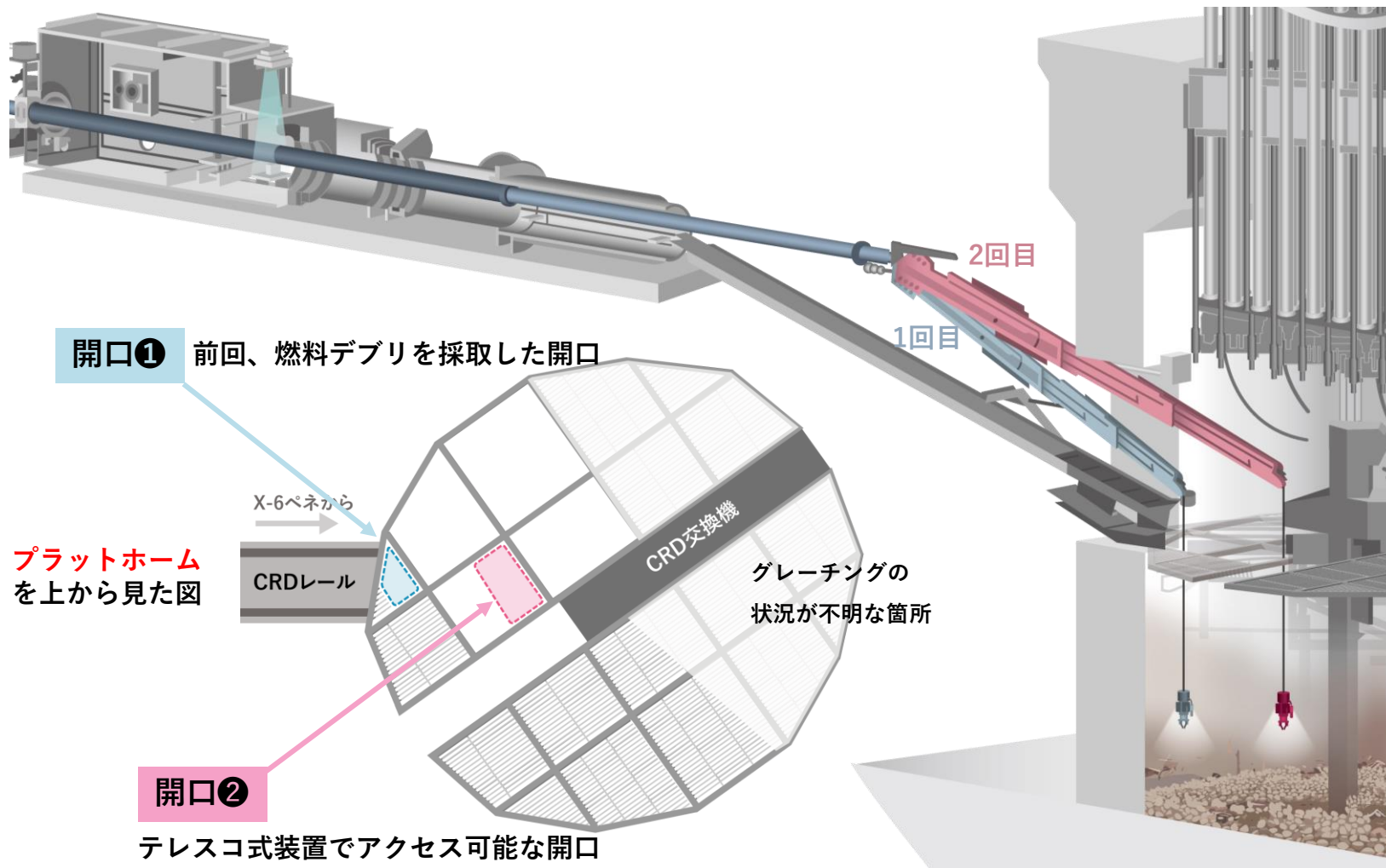


燃料被覆管に含まれている物質

※走査電子顕微鏡：波長の短い電子線を利用し、光学顕微鏡では観察不可能な微小な表面構造を鮮明に観察することができる顕微鏡

## [2号機]燃料デブリ試験的取り出し②の実施

2回目の取り出し作業は「ペDESTAL内の状況把握」及び「初回の採取位置とは異なる位置から採取する」という観点で  
前回よりも原子炉格納容器の中心付近に位置する開口②からの取り出しを計画しました。



テレスコ式装置のカメラ映像  
を貼り合わせた画像  
(2024.9)

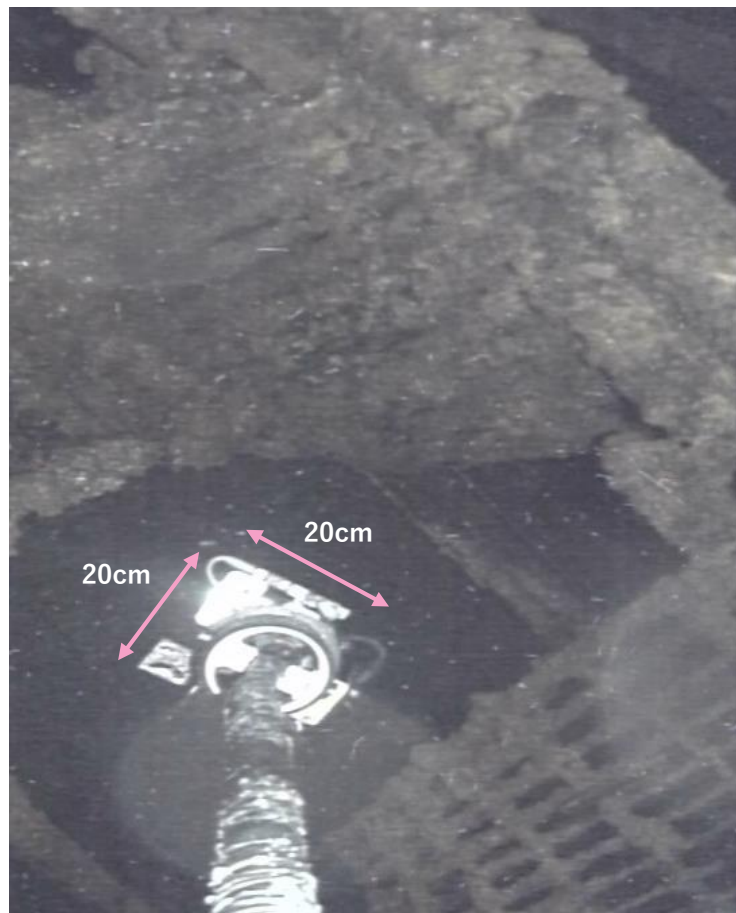


## [2号機] 燃料デブリ②の把持作業の完了について

4月17日、原子炉注水停止後の「原子炉格納容器内の状況」、「テレスコ式装置の動作確認」等を行いました。

そして、テレスコ式装置の先端治具を「開口②」から底部へ吊り降ろし、先端治具のグリッパで燃料デブリを把持しました。

「開口2」上部の状況



「開口2」底部で燃料デブリを把持した状態



燃料デブリを把持した状態



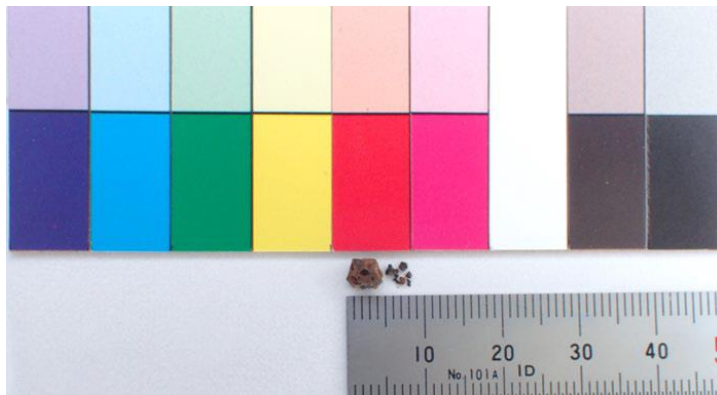
遠隔操作室の状況

## [2号機]燃料デブリ②の分析について（外観分析、重量・線量率の測定）

4月28日より、JAEA 大洗原子力工学研究所にて、燃料デブリの非破壊分析が開始されました。

燃料デブリのサンプルは、**不均一**であり、全体的に**茶色に近い褐色**（1回目よりも明るい色合い※<sup>1</sup>）であり、**表面に黒色の領域や空孔**がありました。

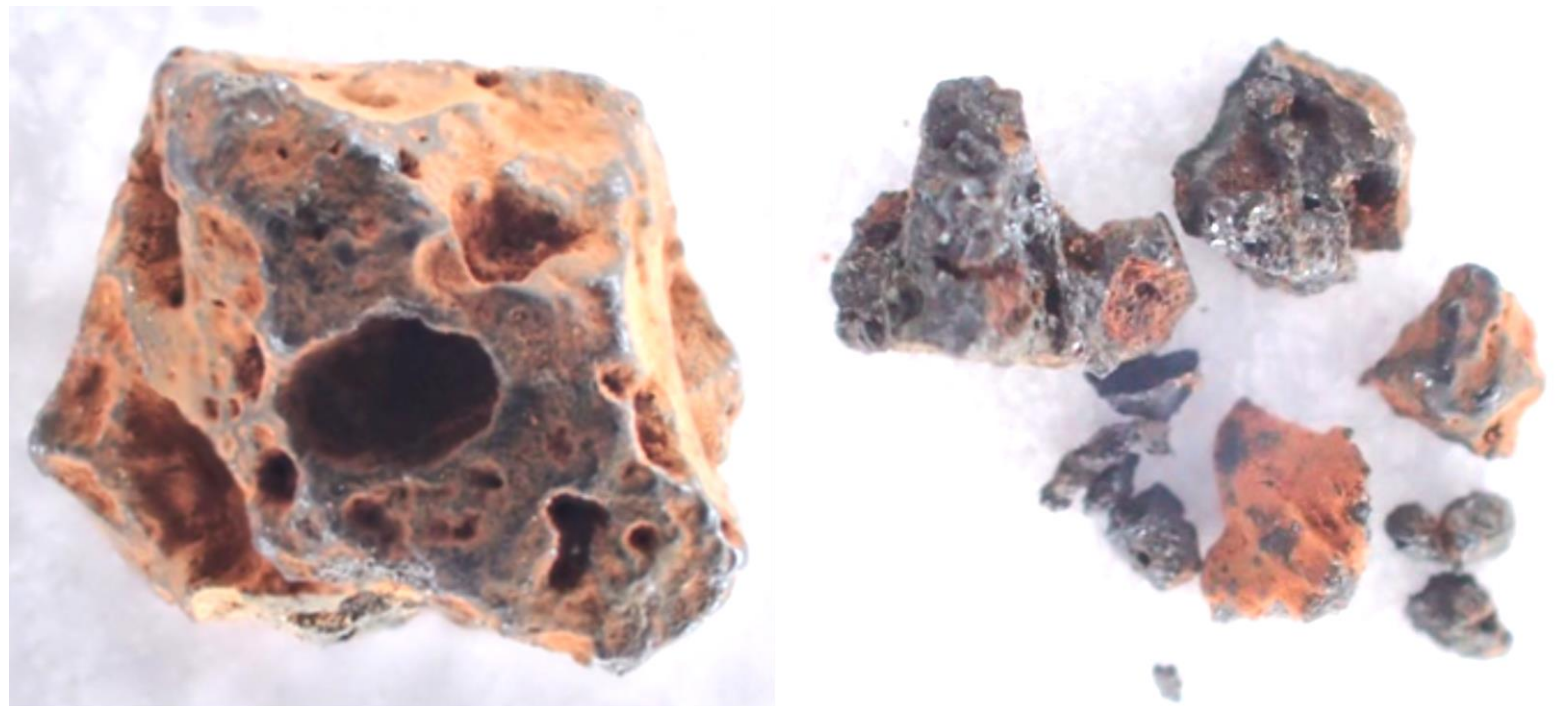
燃料デブリサンプルの外観・拡大写真（真上から撮影）



●**大きさ**：約**5mm**×約**4mm**（最も大きいサンプル）

●**重量**：**0.187g**（サンプルの総量）

●**線量率**※<sup>2</sup>（ $\gamma$ 線）：約**0.3mSv/h**



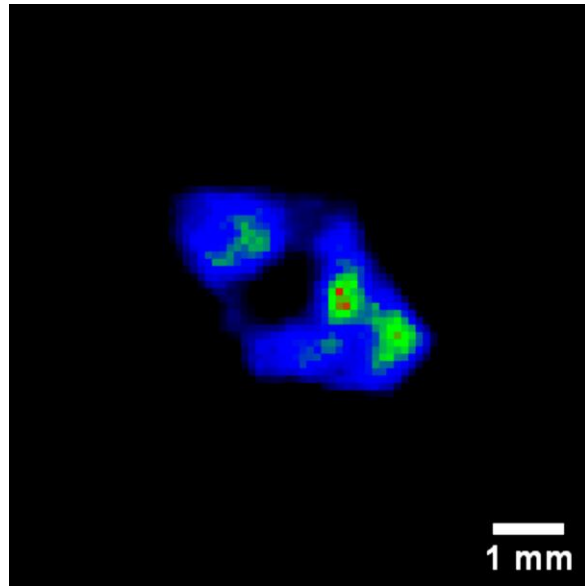
※<sup>1</sup>：肉眼で見た印象

※<sup>2</sup>：電離箱で、試料をポリプロピレン製の容器に収納した状態で計測（試料から1～2cmの距離）

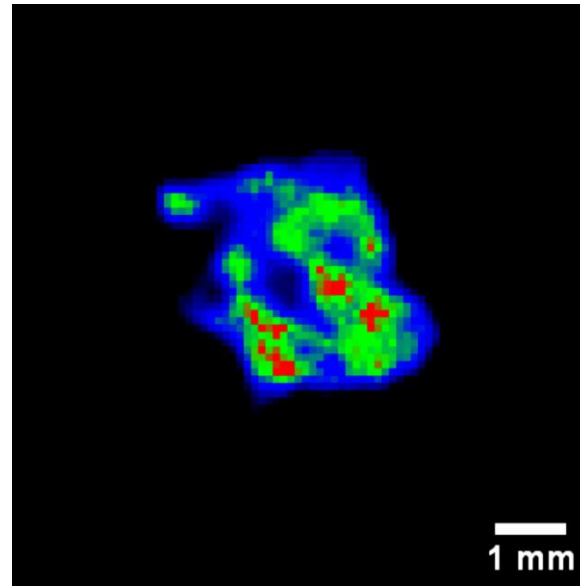
## [2号機]燃料デブリ②の分析について (X線CT※1測定結果)

試料にX線を照射し、試料の内部を透過したX線を測定することで、密度の高低を分析して色分けしました。1回目と同様に全体的に形状および密度は均一ではなく、密度が低い「黒い部分」が広く分布しています。画像から算出した体積は、約 $0.03\text{cm}^3$ ※2でした。

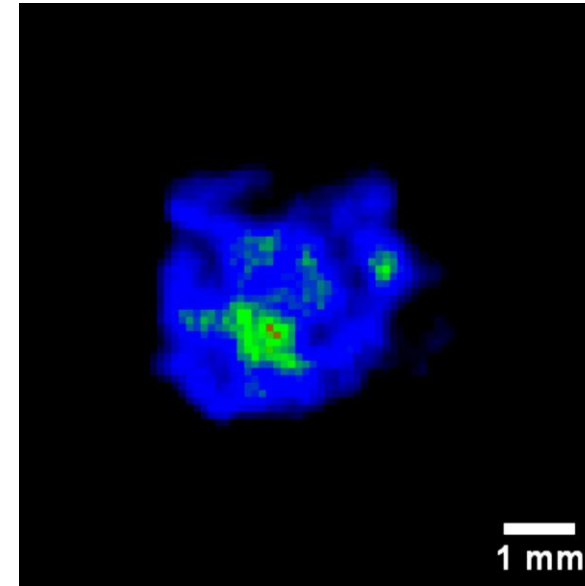
燃料デブリサンプルのX線CT像



中央から1mm上部(A)

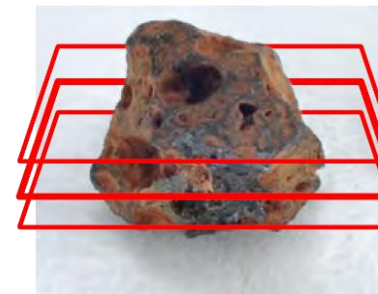


中央(B)



中央から1mm下部(C)

密度と相関



X線CT撮像位置

- ◀ 中央から1mm上部(A)
- ◀ 中央(B)
- ◀ 中央から1mm下部(C)

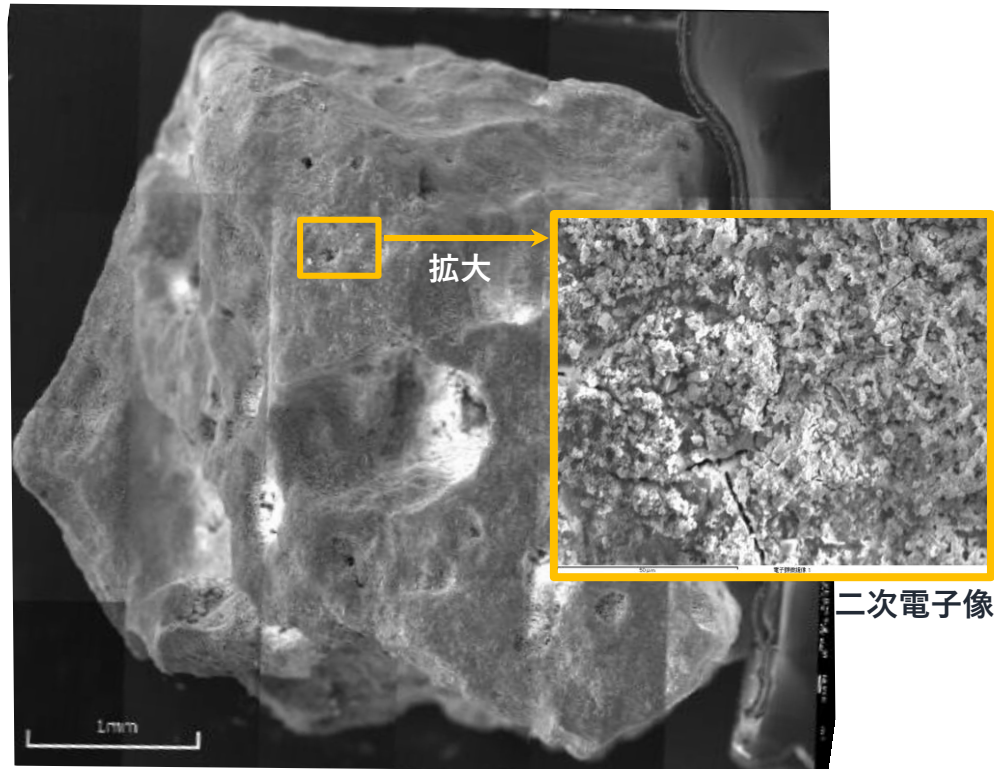
※1 X線CT：X線コンピューター断層撮影 (CT)。試料にX線を照射することで対象物の密度分布を非破壊的にスキャンし、内部構造を明らかにするX線イメージング。

※2 精査中。

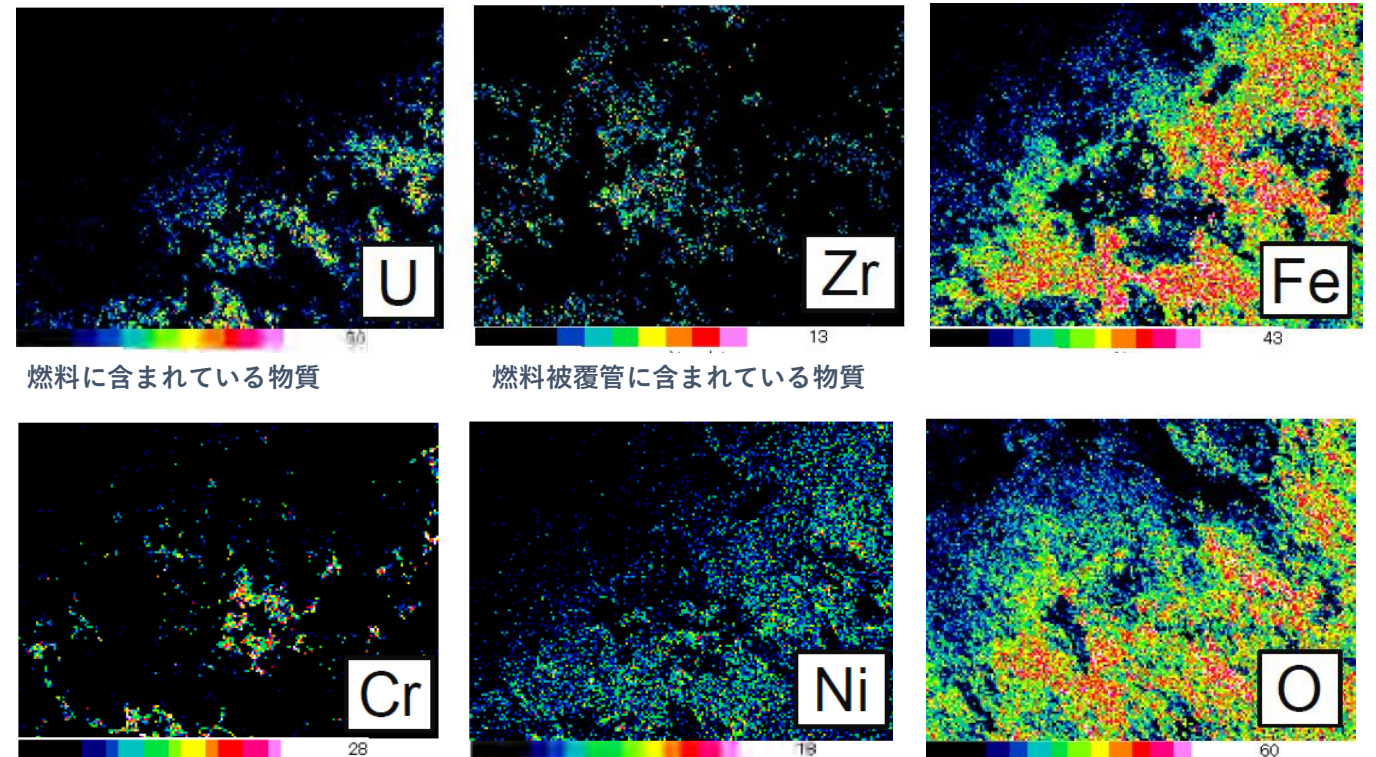
## [2号機]燃料デブリ②の分析について (SEM※1-WDX測定※2結果)

1回目と同様に、**燃料成分**である「**ウラン(U)**」が表面に広く分布していることを確認しました。また、1回目とは異なり、「**ウラン(U)**」**燃料被覆管**に含まれる**成分**「**ジルコニウム(Zr)**」、その他の**構造材成分**「**鉄(Fe)・クロム(Cr)・ニッケル(Ni)**」及び「**酸素(O)**」の**6元素のみ**が**検出**され、「**シリカ(Si)**」「**カルシウム(Ca)**」「**アルミニウム(Al)**」等の元素は検出されませんでした。

### 燃料デブリの走査型電子顕微鏡※1 (SEM) 観察結果



### 燃料デブリの波長分散型X線分析※2 (WDX) の面分析測定結果



※1 走査型電子顕微鏡 (SEM) : 波長の短い電子線を利用し、光学顕微鏡では観察不可能な微小な表面構造を鮮明に観察することができる顕微鏡

※2 波長分散型X線分析 (WDX) : 試料に電子線を照射することで発生する蛍光X線の波長を測定し、その波長から組成を推定する。

## [2号機②]今後の分析について

燃料デブリサンプルは**破碎**、**分取**することが可能であったため、計画通り**各分析機関**に振り分け、**1年程度**かけて**詳細分析**（固体及び溶液分析）を実施し、**結果の取りまとめ**を行う予定となっています。

(JAEA)  
●日本原子力研究開発機構 大洗原子力工学研究所

固体分析（燃料成分元素組成、ウラン同位体比、元素・化合物分布の評価）  
化学分析（放射能濃度の評価）

(JAEA)  
●日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

化学分析（主要元素組成、ウラン同位体比、放射能濃度の評価）



●日本核燃料開発株式会社(NFD)

固体分析（U結晶構造、組成、元素分布の評価）

●MHI原子力研究開発株式会社(NDC)

化学分析（主要元素組成、微量元素組成、ウラン同位体比の評価）

(JAEA)  
●日本原子力研究開発機構 播磨放射光RIラボラトリー  
大型放射光施設（SPring-8）内

固体分析（微小結晶構造、ウラン価数の評価）

## 分析結果の廃炉への活用について

今回の試験的取り出しでは、少量の燃料デブリ分析から貴重なデータを得られたと考えており、知見を今後の燃料デブリ取り出しに活用していきます。また、今回は少量の分析結果による評価であり、今後も分析で得られる知見を基に継続的に見直します。

### ■サンプル取得箇所状況の把握

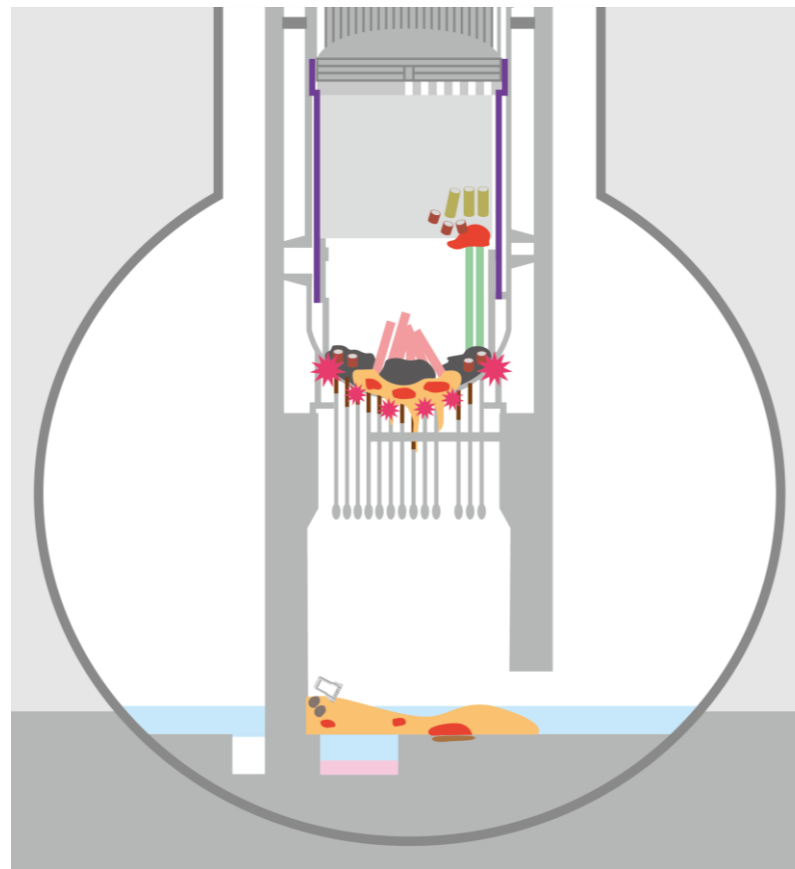
- ・取り出し時の安全対策や、保管方法の検討
- ・燃料デブリ取り出し時の非破壊測定技術開発の検討ための情報
- ・取り出し工法・工具の検討のための基本情報

等

### ■燃料デブリ生成過程の推定

- ・炉内状況推定図の精緻化による取り出し工法の検討  
や内部調査の検討

等

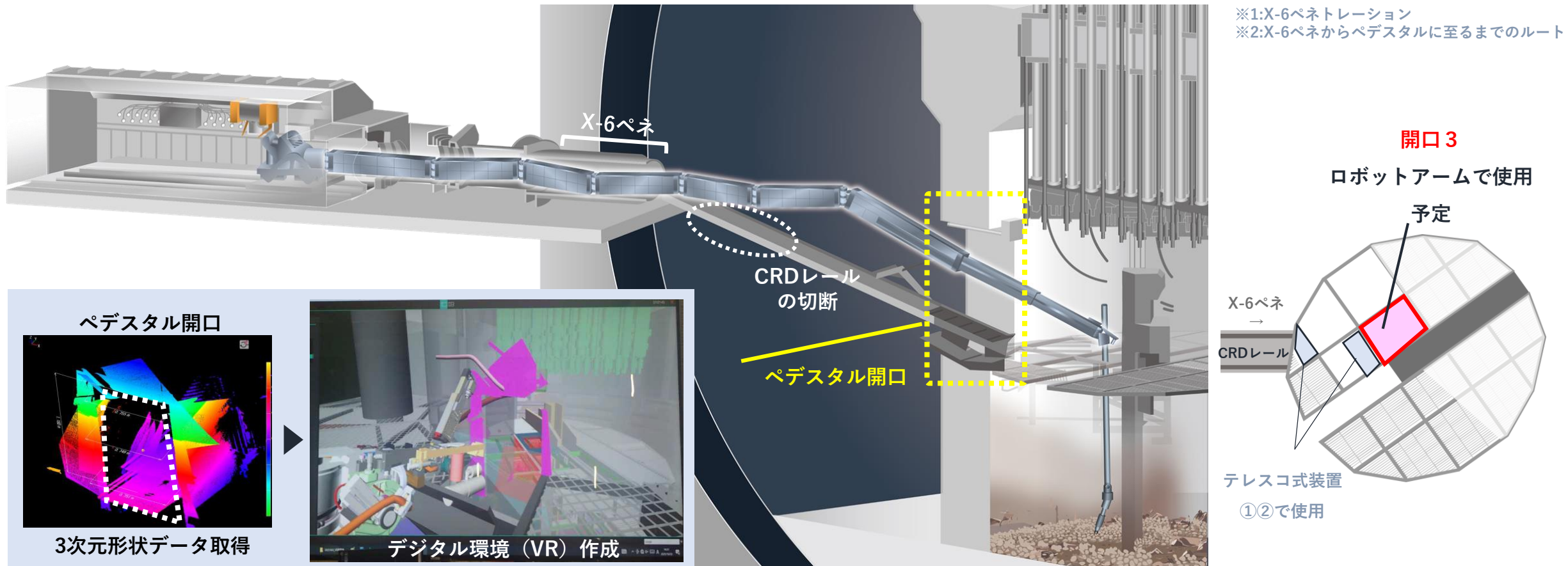


- [2号機] ロボットアームによる燃料デブリ試験的取り出し

## ロボットアームによるPCV内部調査・試験的取り出しの目的

PCVの「貫通孔X-6ペネ※1」から、ロボットアームを進入させ、内部調査や試験的取り出しを行います。目的は3つです。

- テレスコ式装置より大型の「ロボットアーム」を進入させる際に障害となる干渉物を撤去する「**アクセスルートの構築※2**」
- 「規模を拡大して取り出す装置の設計」や「作業計画の妥当性確認」に活用するため、「**PCV内部の3次元形状データや映像等を取得**」する
- デジタル環境（VR等）を活用した「**完全遠隔オペレーション作業の実証**」や「**高線量環境下での長期間使用による装置の実証**」

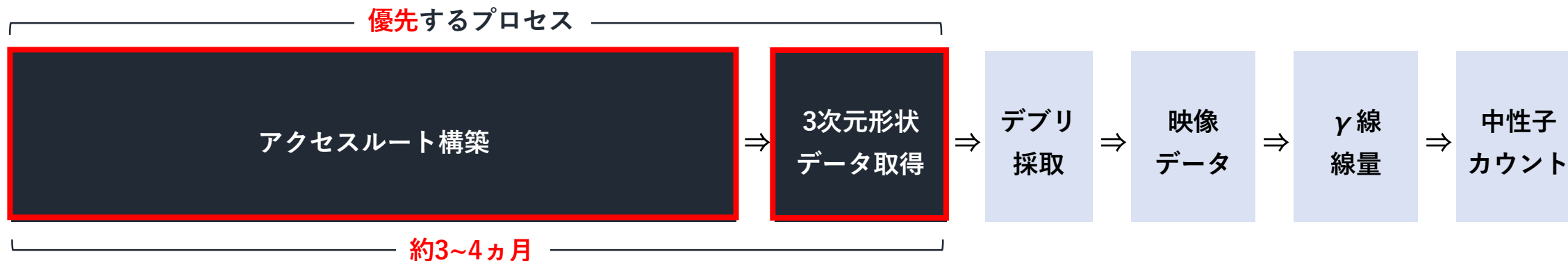


## 作業工程について

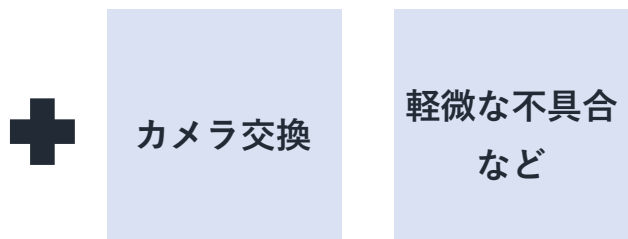
工程については、「アクセスルート構築」「3次元形状データ取得」「デブリ採取」「その他データの取得」の計画です。

この中では、「**アクセスルート構築**」、的確な「装置設計・妥当性検証」や「オペレーションの検証・効率化」を行うための

「**ペDESTAL内の3次元形状データ取得**」を**優先**して実施します。全工程を実施すると、**全体で約6ヵ月**のオペレーションとなります。



上記の作業ステップ中に、適宜追加で実施



(カメラ交換は照射試験状況からの目安として設定)

全体の作業期間

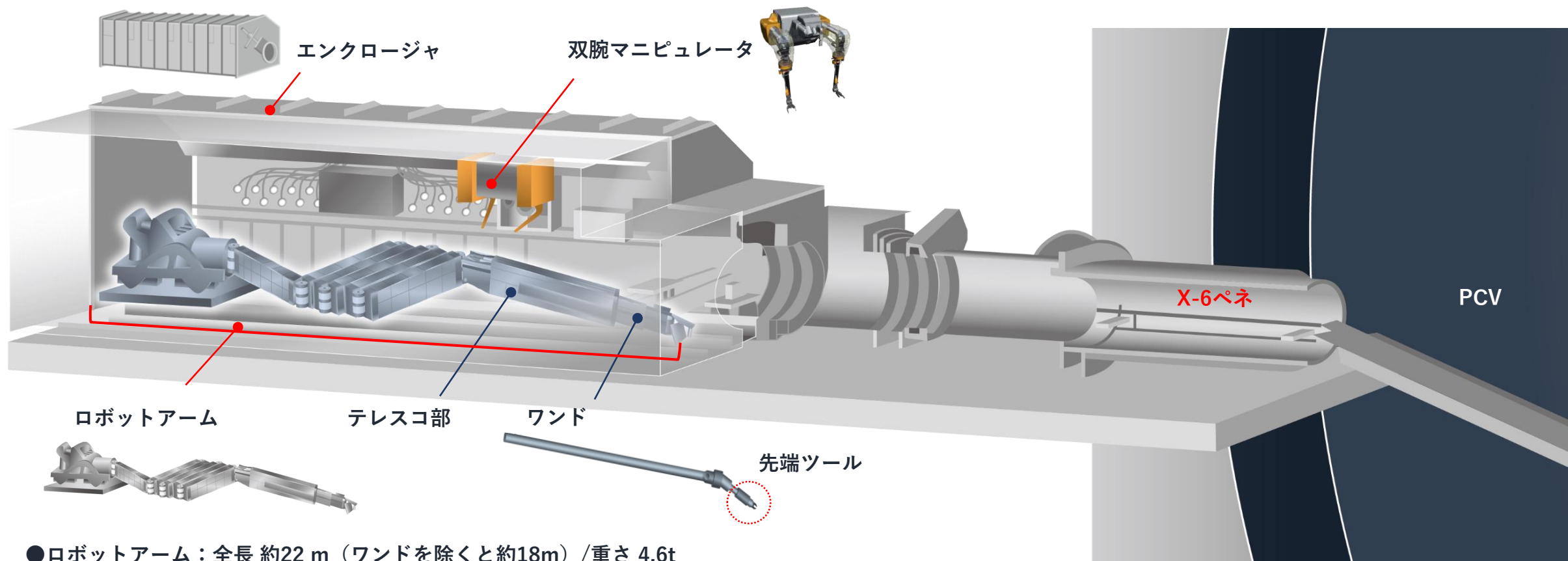
**約6ヵ月**

(休祭日を含む)

## ロボットアームの構造

PCV内の気体を隔離する「**エンクロージャ**」内に、「**ロボットアーム**」及び「**双腕マニピュレータ**」を格納しています。

「**双腕マニピュレータ**」は、「**ロボットアームの先端治具の交換**」や「**カメラ交換等のメンテナンス**」「**採取したデブリの容器への収納**」を行います。また、「**ロボットアーム**」には先端ツールを取り付ける「**ワンド**」を搭載しています。



●ロボットアーム：全長 約22 m（ワンドを除くと約18m）/重さ 4.6t

●エンクロージャ：大きさ 約2.4m×約8.8m×高さ約2.0m/重さ 約30t（アーム・双腕マニピュレータ等を含む）

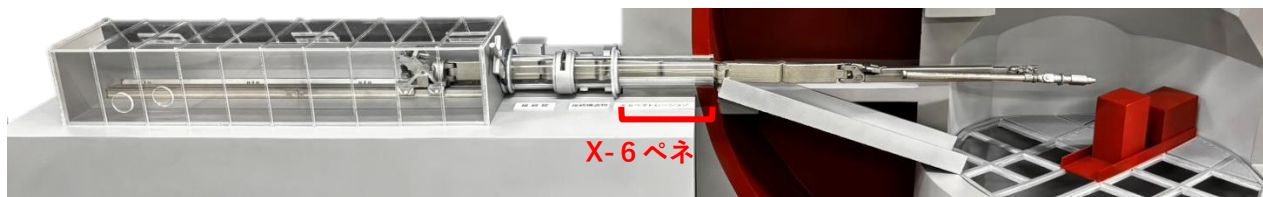
## ロボットアームの動作

ロボットアームを「**エンクロージャ**」から「**X-6ペネ**」を通して「**PCV内**」へ進入させます。その後、「**テレスコ部**」を**延伸**させ「**ワンド**」を**立ち上げ**、ペDESTAL底部へアプローチします。



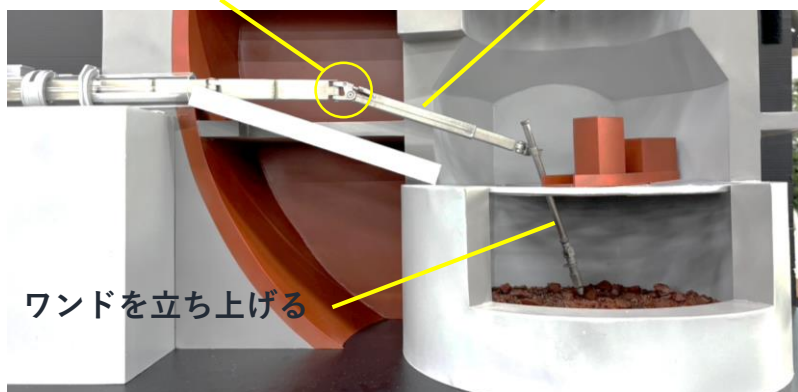
ロボットアームがエンクロージャに格納されている

ロボットアームを延伸させ、アームをX-6ペネからPCV内へ進入させる

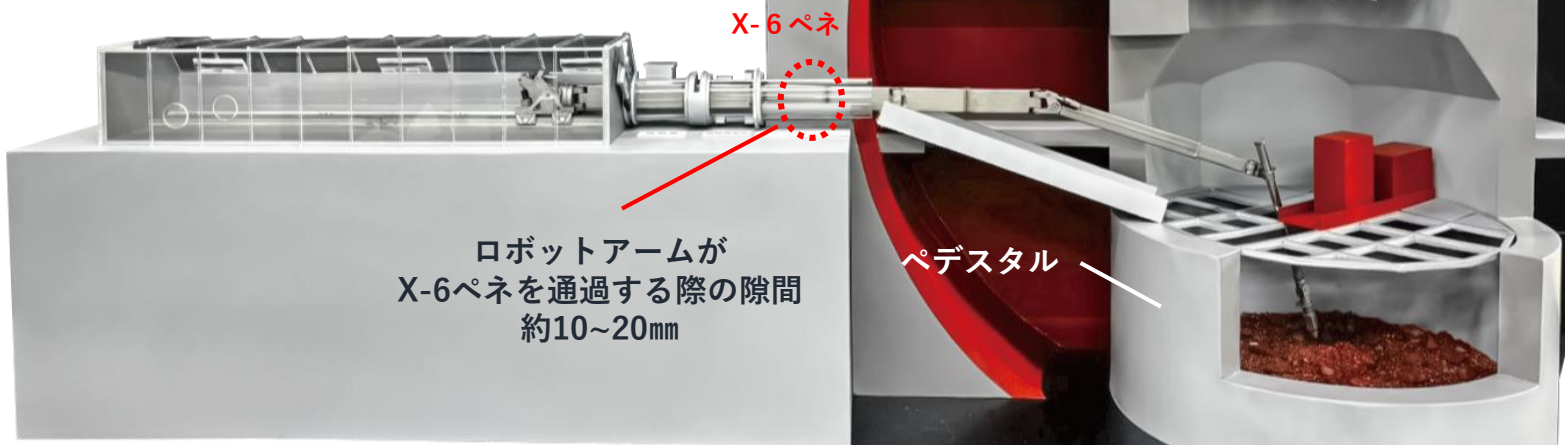


チルト機構で角度をつける

テレスコ部を延伸する



ワンドを立ち上げる



ロボットアームがX-6ペネを通過する際の隙間  
約10~20mm

ペDESTAL

## 双腕マニピュレータの遠隔操作

ロボットアームのワンドに装着する「先端ツール」は複数あり、作業内容に応じて交換します。その「**先端ツール**」の**交換はエンクロージャ内の「双腕マニピュレータ」**で行います。この双腕マニピュレータは、**遠隔で手動操作**します。

遠隔手動操作



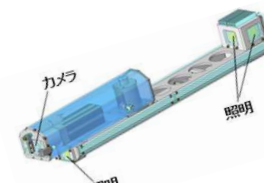
<先端ツール>



切断ツール

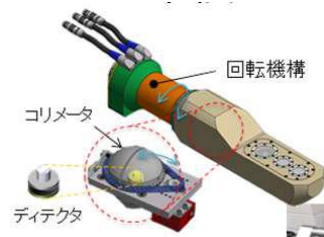
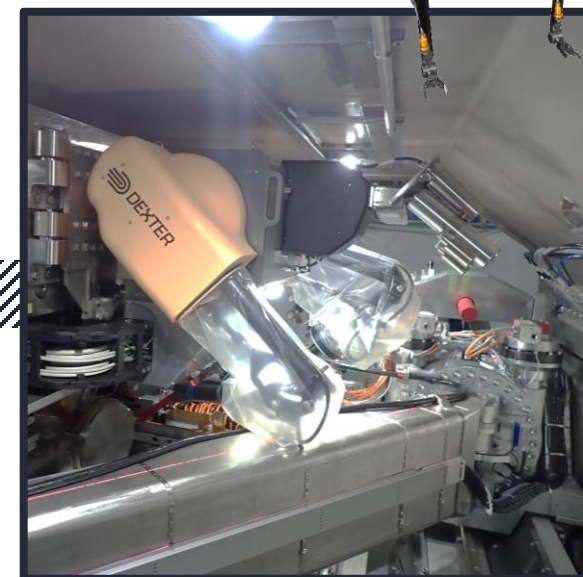


3次元形状データ

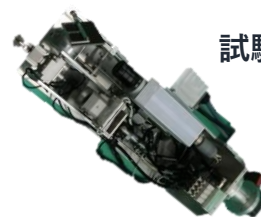


映像データ

双腕マニピュレータ



ガンマ線量



金ブラシ型

試験的取り出し

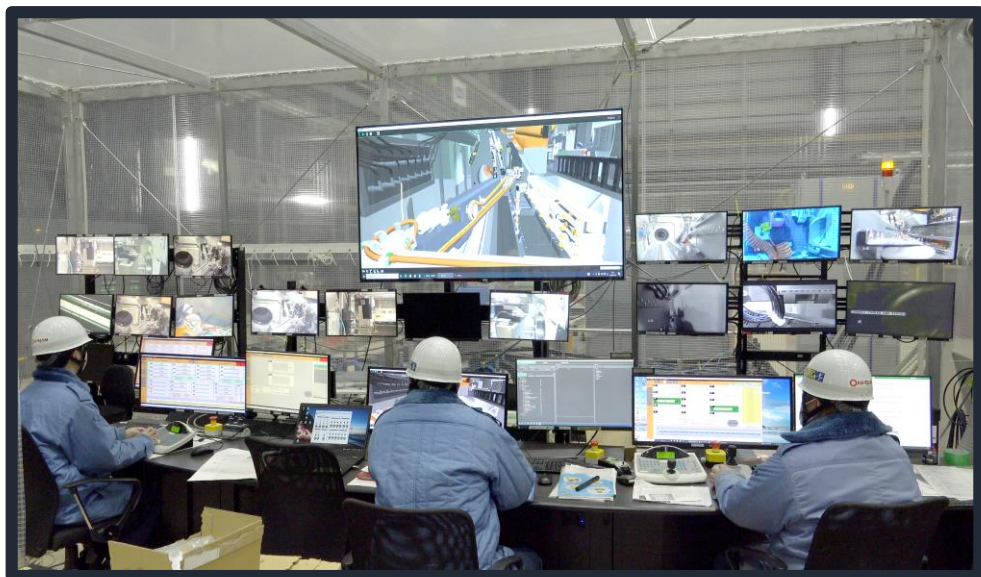


真空容器型

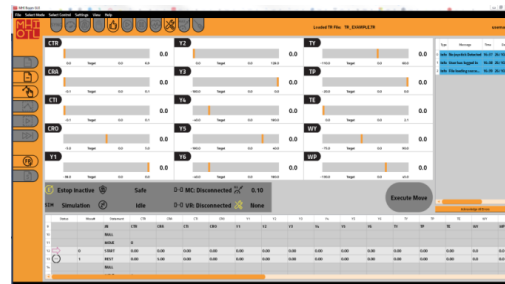
## ロボットアームの遠隔操作

位置調整等を人が現場で操作するテレスコ式とは異なり、今回のプロジェクトで使用するロボットアームは、実規模大の配管等を用いた**アクセス性検証**を重ねた、精度の高い**動作プログラム**に基づき**操作**します。予め**干渉回避**を前提とした**検証済みの動作プログラム**を用いて操作することで、**再現性と安全性**を確保した**遠隔オペレーション**を実現します。

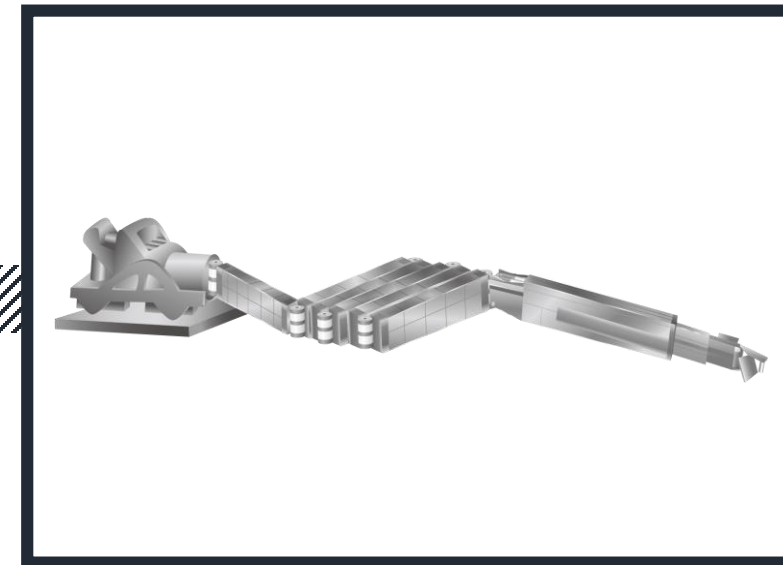
### ロボットアーム操作（動作プログラムによる遠隔操作）



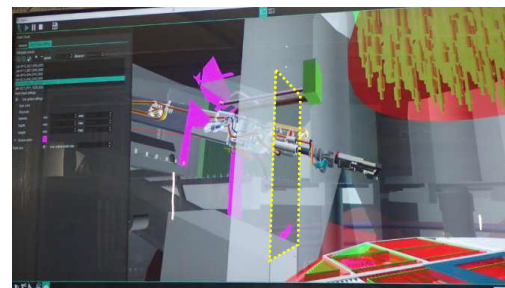
### 制御システム



### ロボットアーム



### VR



## (ご参考) デジタル技術の活用について

ロボットアームをPCVペDESTAL内に進展させる際には、「カメラからの映像」や「**レーザスキャナにて取得した3次元形状データ**とアーム関節の軸の位置情報」を組み合わせて構築した**VR環境**を確認しながら、動作プログラムを操作します。

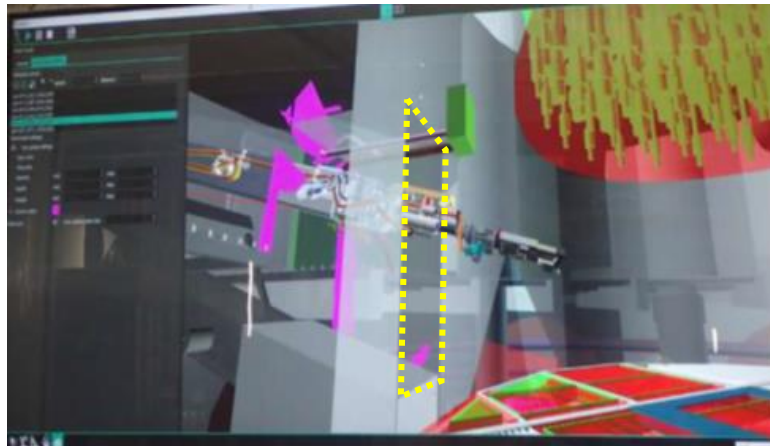


プログラム読み込み

プログラム再生

アームの各軸の関節情報

プログラム画面表示



操作停止 動作速度設定

MHI Boom HMI

File Select Mode Settings Save Help Maintenance

Roll: +0.24 度 最大左0.00°(00mm) 最大右0.00°(00mm)  
Tilt: +1.71 度 TR File: WAND\_COM\_ALL\_20260218\_OUTPUTTr

UPS運転中

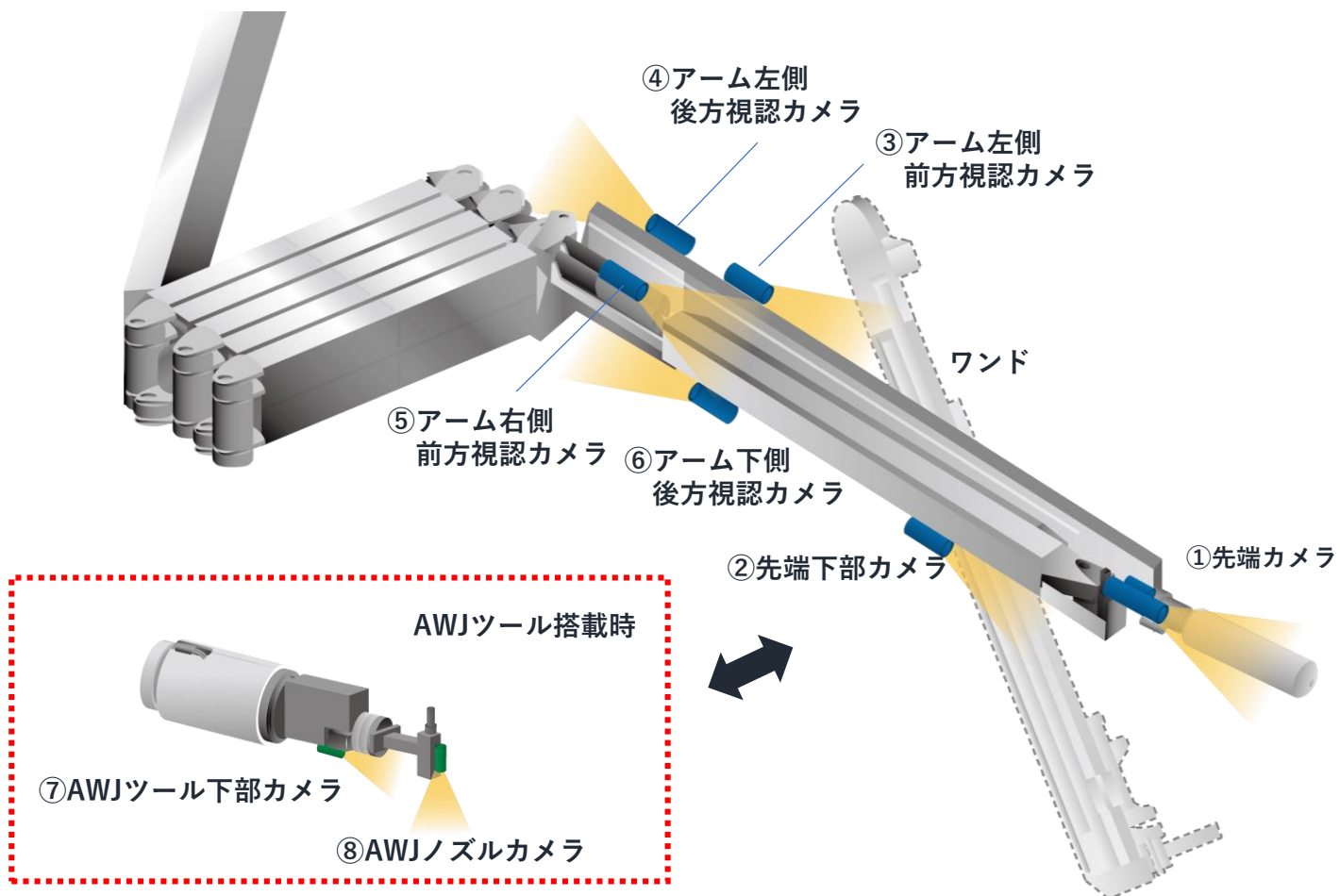
CTR	-6925.000	Y2	118.871	TY	0.141
CRA	100.496	Y3	-95.219	TP	1.503
CTI	1.980	Y4	19.555	TE	-2090.000
CRO	0.000	Y5	-8.216	WY	2.170
Y1	-37.828	Y6	3.756	WP	0.000

Estop Inactive     MC: Connected     Servo: Connected    1.00     Waiting  
 Motion     PLC: Connected     VR: Connected    Wand Plus Dummy Tool    # Move#26   

Status	Move#	Substanc	CTR	CRA	CTI	CRO	Y1	Y2	Y3	Y4	Y5	Y6	TY	TP	TE	WY
104		MOVE	25													
105	00	START	-9126	103E	1.98	0	-37.817	127.819	-105.744	29.829	-0.164	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17
106	01	REST	-9126	103E	1.98	0	-37.817	118.86	-95.219	19.555	-0.164	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17
107		NULL														
108		MOVE	21													
109	12	START	-9126	103E	1.98	0	-37.829	118.86	-95.219	19.555	-0.216	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17
110	03	REST	-9126	103E	1.98	0	-37.829	118.818	-84.875	17.592	-0.304	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17
111		NULL														
112		MOVE	27													
113	13	START	-9126	103E	1.98	0	-37.829	118.818	-84.875	17.592	-0.304	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17
114		NULL														
115	14	STOP	-9126	103E	1.98	0	-37.829	118.818	-84.875	17.592	-0.304	2.797	3.145	1.5	-2310	2.17

## カメラについて

メーカー仕様の耐放射線性が確認できない一部のカメラ（②③④⑤）については、**テレスコ式装置**での取り出し作業で**実績のあるカメラに変更**しました。変更したカメラは**照射試験**を行い、メーカー仕様通りの**耐放射線性を確認**しました。しかし、**耐放射線性が現地作業の計画線量よりも低いため**、**双腕マニピュレータ**での遠隔操作により**適宜交換**を行い、**オペレーションを継続**していきます。



- 内部調査・デブリ採取作業の累積線量は概算で約100kGyと想定。
  - ・アクセスルート構築：約10kGy
  - ・内部調査・デブリ採取：約90kGy



- 変更カメラについては、現場環境に合わせた照射試験（線量率100Gy/h）を実施。メーカー仕様の耐放射線性50kGy以上を確認。ただし、累積線量に応じて映像の劣化を確認。



**カメラ交換は、状況に応じて1カ所あたり、3～4回程度の交換を想定**

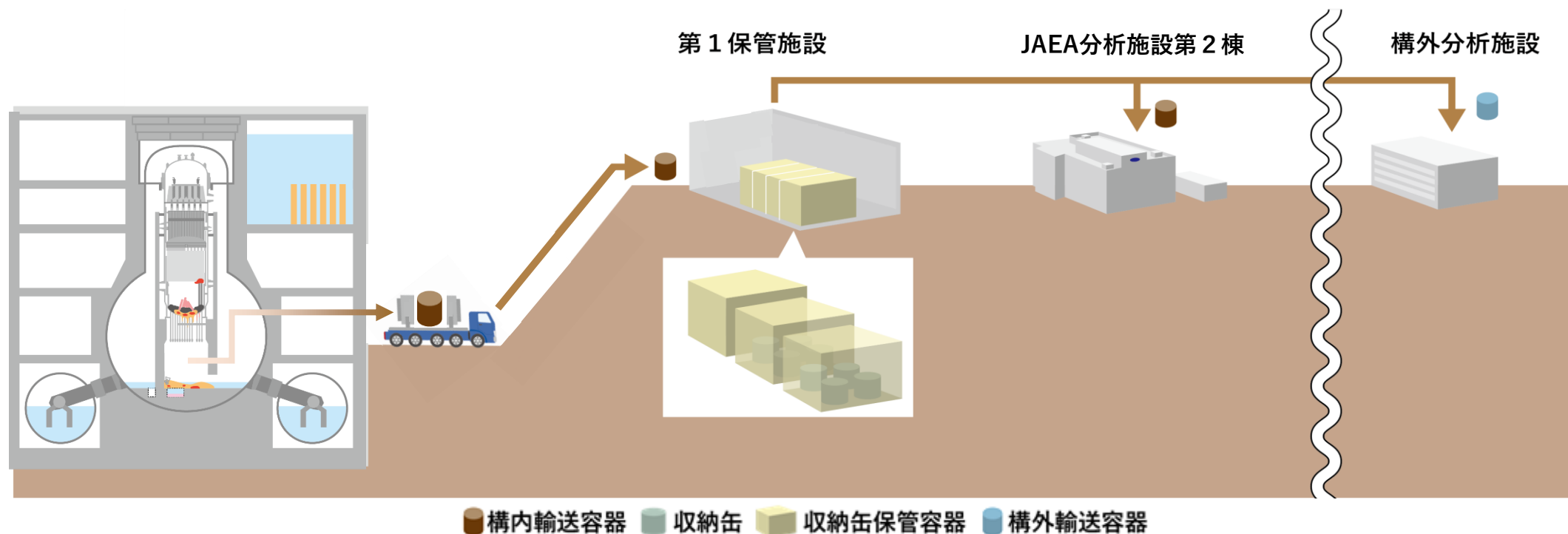
## [2号機] 段階的な取り出し規模の拡大

燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大に向け、**原子炉建屋1階の放射線量を低減**するための「**建屋内環境改善**」などを行っています。

試験的取り出しを通じて得られる知見等も踏まえ、「**燃料デブリ取出設備**」「**安全システム**（閉じ込め、冷却維持、臨界管理等）」

「**燃料デブリ保管施設**」「**取出設備のメンテナンス設備**」の**設計・製作・設置**を進めます。

なお、原子炉格納容器内の燃料デブリ加工や構造物の撤去時などのダスト拡散抑制策の検討が課題です。



2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

燃料デブリ取出設備・保管施設等の  
設計・製作・設置

燃料デブリ取り出し

- [3号機] 燃料デブリ本格的取り出しに向けて

## [3号機]燃料デブリ取り出し工法 検討の経緯

燃料デブリ取り出し工法の選定は、技術的な成立性のみならず、廃炉の工程やリソースなどに影響する**重要事項**です。

そのため、東京電力だけでなく、「原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）」が設置した「**燃料デブリ取り出し工法評価小委員会**」で「**3号機の燃料デブリ取り出し**」を対象として、安全性を大前提に**総合的な検討・評価**が実施されました。

その報告書に沿って、3号機燃料デブリ取り出しに係る**設計検討**を進め、結果を取りまとめました。



廃炉等技術委員会



燃料デブリ取り出し工法評価小委員会



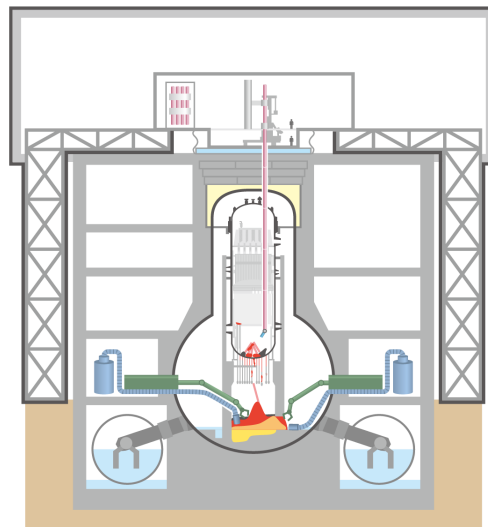
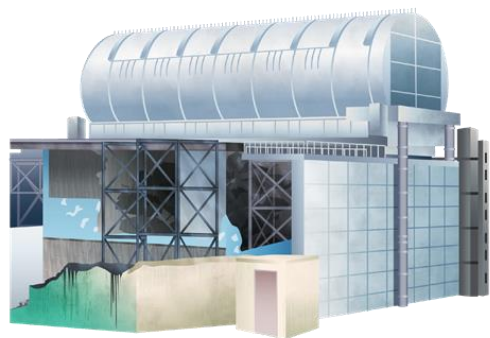
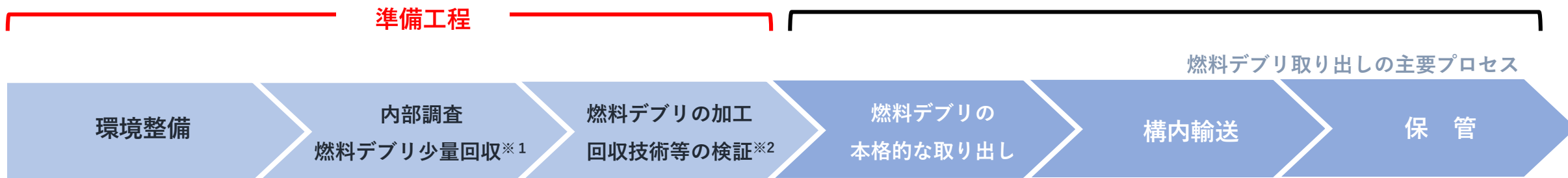
2023年に小委員会が設置され  
12回の議論を経て、2024年3月に  
「工法選定に関する提言等」の  
報告書が取りまとめられました。

## [3号機]燃料デブリ取り出し工法の検討について

燃料デブリ取り出しの**主要プロセス**を設定して、検討を進めてきました。

技術的根拠をもって提示できるのは  
「準備に係る作業内容」とその「工程」のみ

準備工程で得られる情報などにより、今後見直し



・集中監視施設

・保管前処理施設

・保管施設  
・制御室



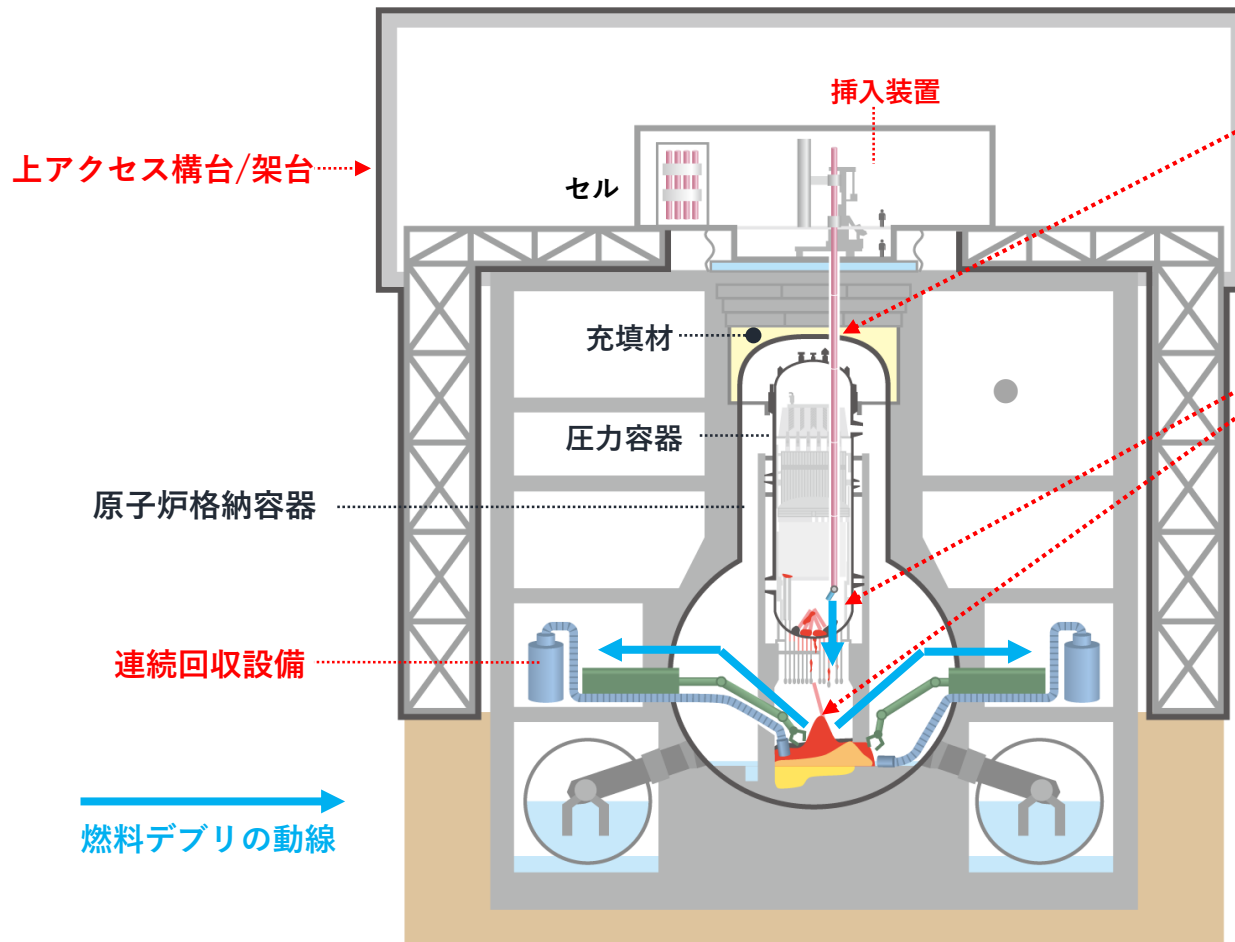
※1 燃料デブリを少量回収し、組成や性状等を分析

※2 加工・回収等に係わるダスト飛散や水質変動への対策及び、保管に関するデータ拡充等

## [3号機]燃料デブリ取り出し工法の方針

①上アクセスと②横アクセスの装置を組み合わせ、取り出しを進めます。①原子炉建屋の最上階（上部）から格納容器内にアクセスし、圧力容器内の燃料デブリを加工し格納容器の底部に降ろします。そして、②横から加工・連続回収を行います。

燃料デブリ取り出しの準備工事として、上から燃料デブリを降ろす装置等を支える「上アクセス構台／架台」を新規で設置する必要があります。



### 小さい開口からのアクセス

既存の遮へい壁等による遮へい機能を活用する。  
(追加するセル等の遮へいを小規模化)

### 燃料デブリの取り扱い※の統一化・単純化

- ・燃料デブリを小片に加工 ※加工・回収など
- ・小片の燃料デブリを連続回収

### 上/横アクセスの組み合わせ

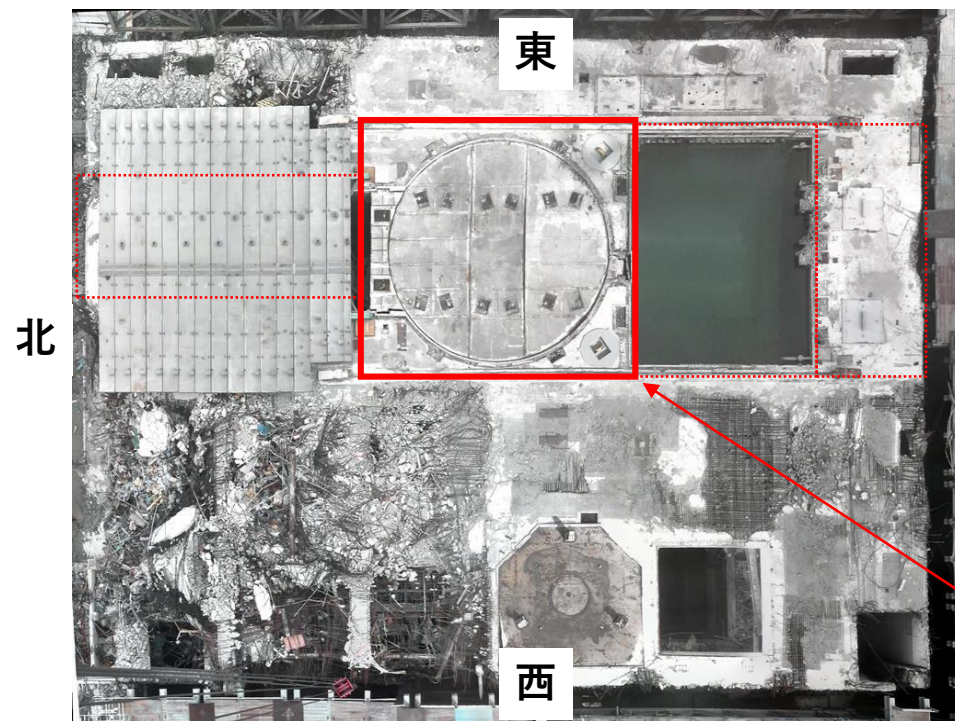
- ・上アクセスで加工した燃料デブリを圧力容器底部の開口から下へ降ろし、横アクセスと連携して連続回収
- ・横アクセス単独でも連続回収

●使用済燃料プールの燃料は取り出し完了済

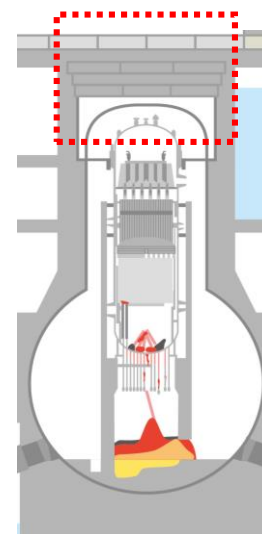
## [3号機]上アクセス構台/架台の必要性

3号機原子炉建屋は水素爆発の影響を受けており、5階（オペフロ）の床面は、耐震評価上では**一部損傷**もしくは**全壊**の状況です。現状の原子炉ウェル上部※1に負荷可能な重量（鉛直荷重）は最大で約150トン※2であり、「**上アクセスの装置**」の**設置**に必要な**耐荷重を満足しない**ため、その装置を**支持する構造物が必要**です。

### ■3号機原子炉建屋 5階の状況

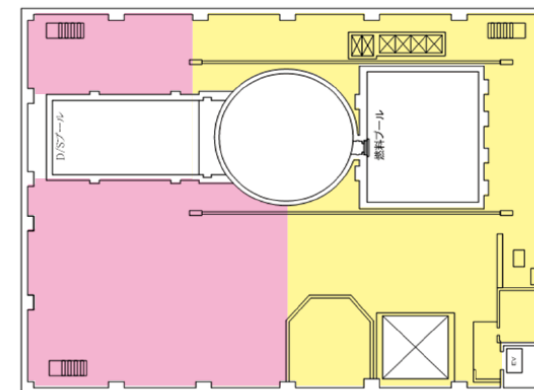


※1 原子炉ウェル上部



5階で荷重が載せられる主な範囲（4階の梁、壁部分）

### ■耐震評価上の評価



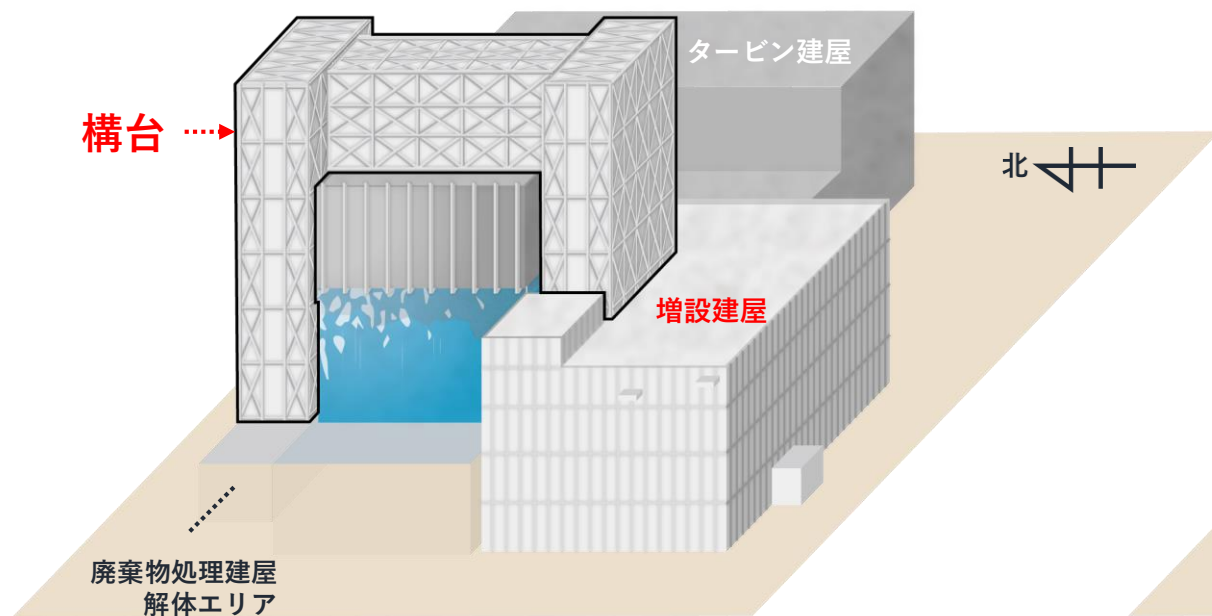
■ 一部損傷  
■ 全壊

※2：4階の一部が未調査で推定部分があるものの、健全と仮定して算出

## [3号機]上アクセス構台/架台の構造案

3号機の使用済燃料プールから燃料を取り出すために設置したカバーを撤去後、燃料デブリ取り出し用の「上アクセス構台/架台」を設置します。設置方法は、南北方向、東西方向の2案があります。

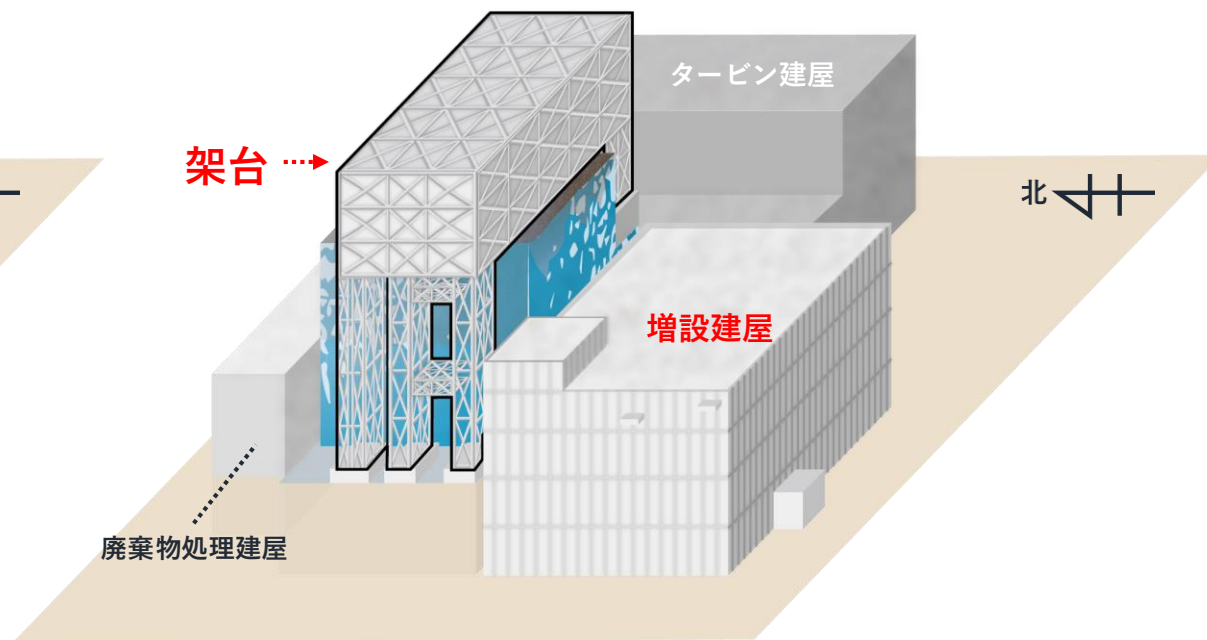
### 南北構台案



想定される  
主な課題

3号機 廃棄物処理建屋との干渉

### 東西架台案



想定される  
主な課題

原子炉建屋の耐荷重による積載設備の制約

## [3号機]環境整備の推進について(建屋外)

「**上アクセス用構台/架台**」の**設置に伴い**、**干渉する建屋・構築物の撤去**が必要となります。

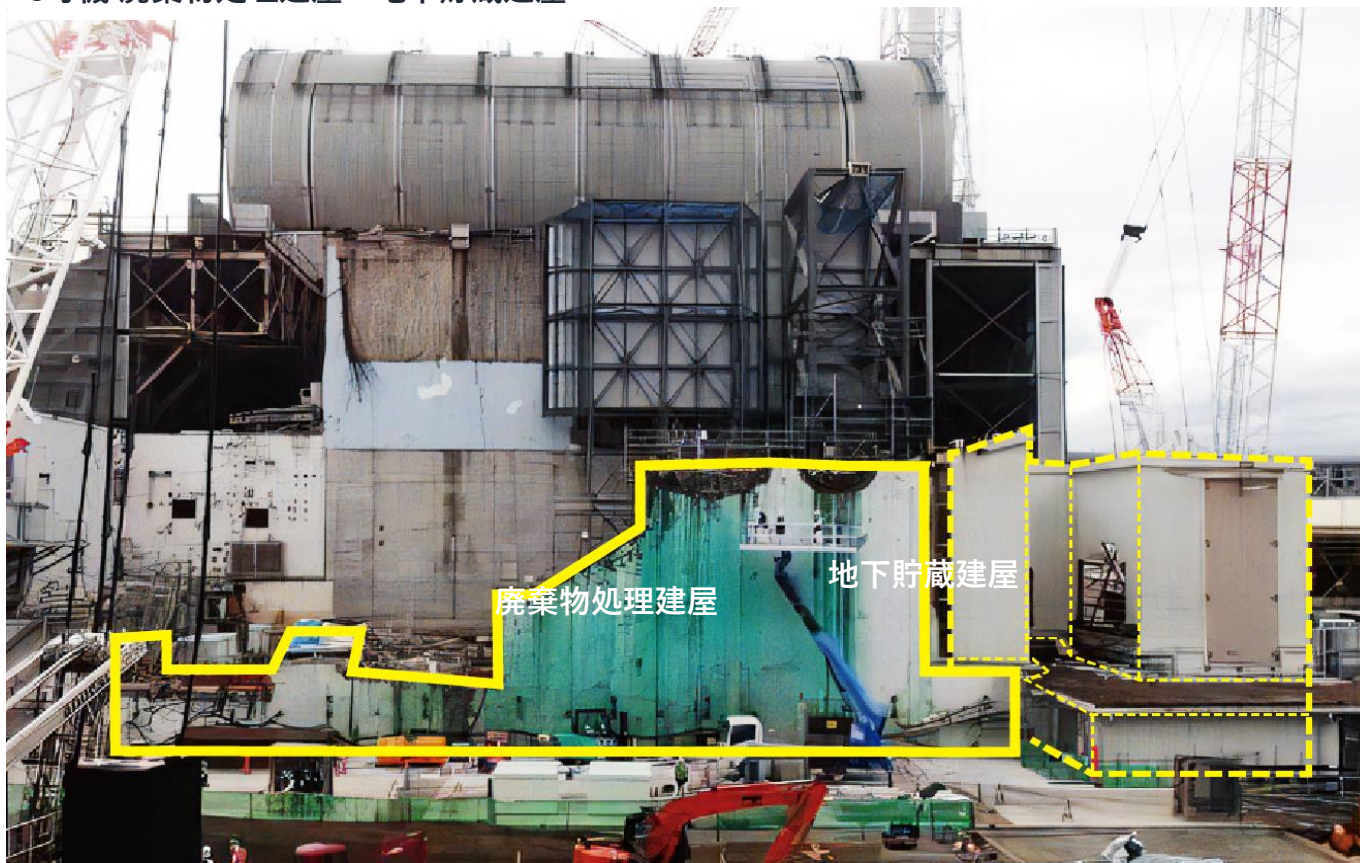
また、燃料デブリの「(構内)移送前処理」及び「取り出し」に際して必要な**付帯システム**(主にPCV内の気体・液体に含まれる放射性物質を低減する施設)を**格納**する「**増設建屋**」を3号機原子炉建屋南側ヤードに設置します。



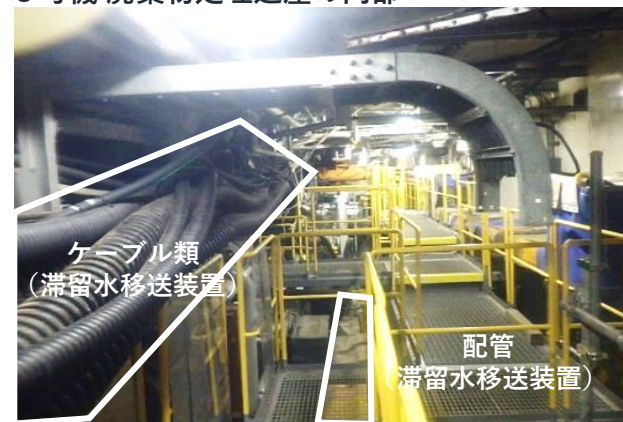
## [3号機]廃棄物処理建屋について

「3号機 廃棄物処理建屋」は、3号機の北側に設置されており、原子炉建屋、タービン建屋で発生した**放射性廃棄物**を**処理**する建屋です。原子炉冷却材の浄化に使用した**高線量の廃樹脂**を**貯蔵するタンク**などが設置されています。建屋の解体に合わせて**震災前に設置された設備の撤去**、及び**震災後に設置した設備の移設**が必要となります。

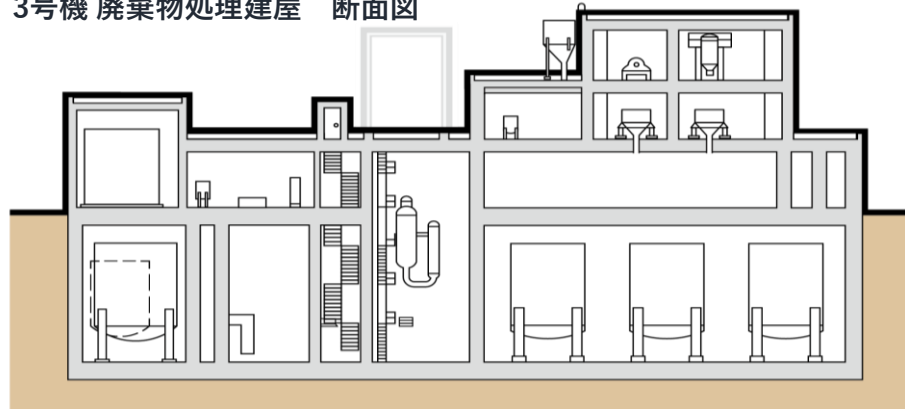
3号機 廃棄物処理建屋・地下貯蔵建屋



3号機 廃棄物処理建屋の内部



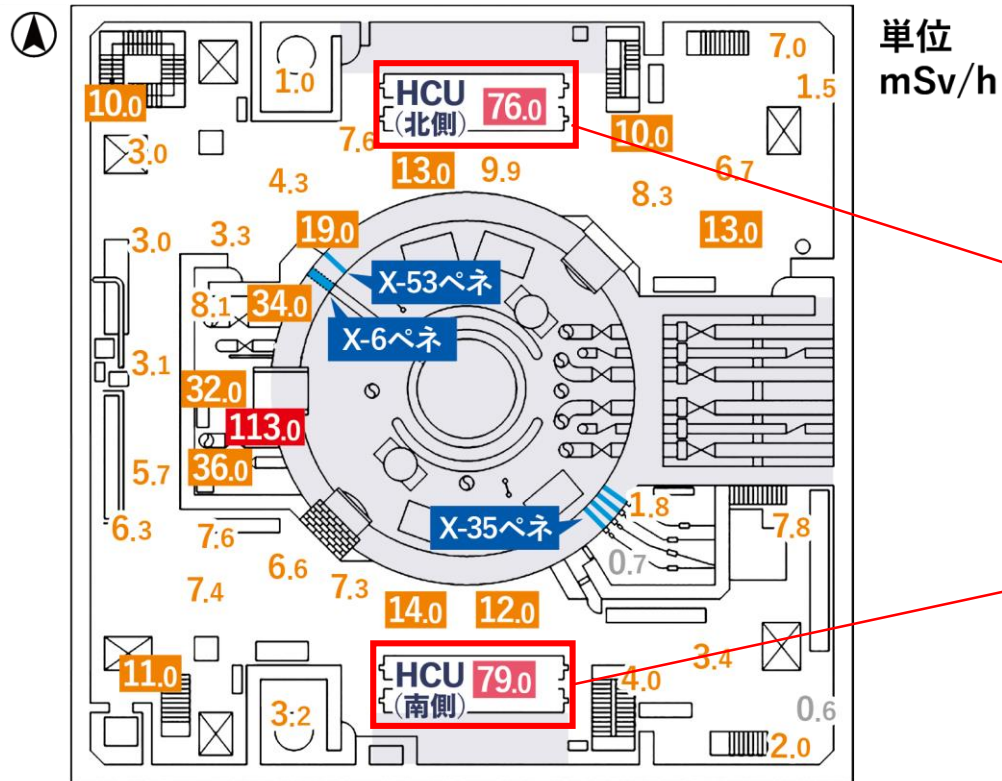
3号機 廃棄物処理建屋 断面図



## [3号機]環境整備の推進について(建屋内)

原子炉建屋内では、主に放射線量の低減等を実施します。原子炉建屋1階の線量が全体的に高いため、線源を把握しその撤去や遮へい等の線量低減対策を繰り返し実施することを計画中です。特に、HCU（制御棒駆動制御ユニット）が高線量であることからHCUの汚染箇所の把握等を進め、遮へいや撤去などを施工計画に反映します。

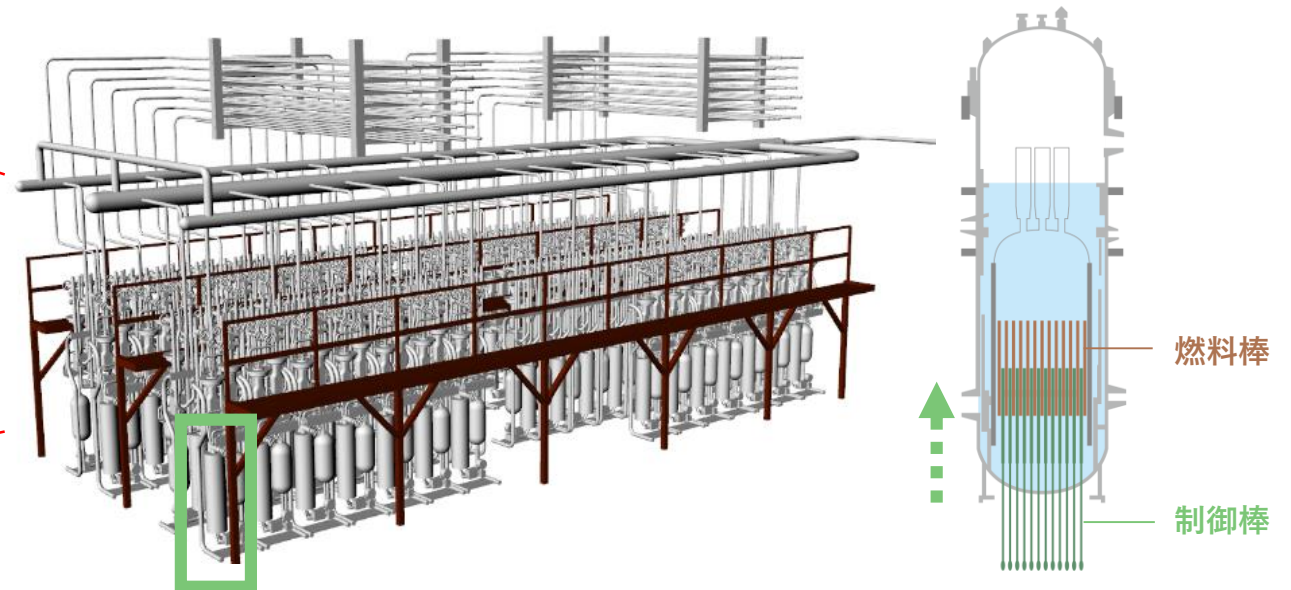
### ■原子炉建屋1階 線量低減が必要なエリア



(上図の線量は、2023年～2025年に計測した放射線量)

### ■HCU（制御棒駆動制御ユニット）外観

原子力発電では、「制御棒」で原子炉の出力を調整し、核分裂の連鎖反応を制御します。その「制御棒」に水を供給して駆動させるのが「HCU」です。

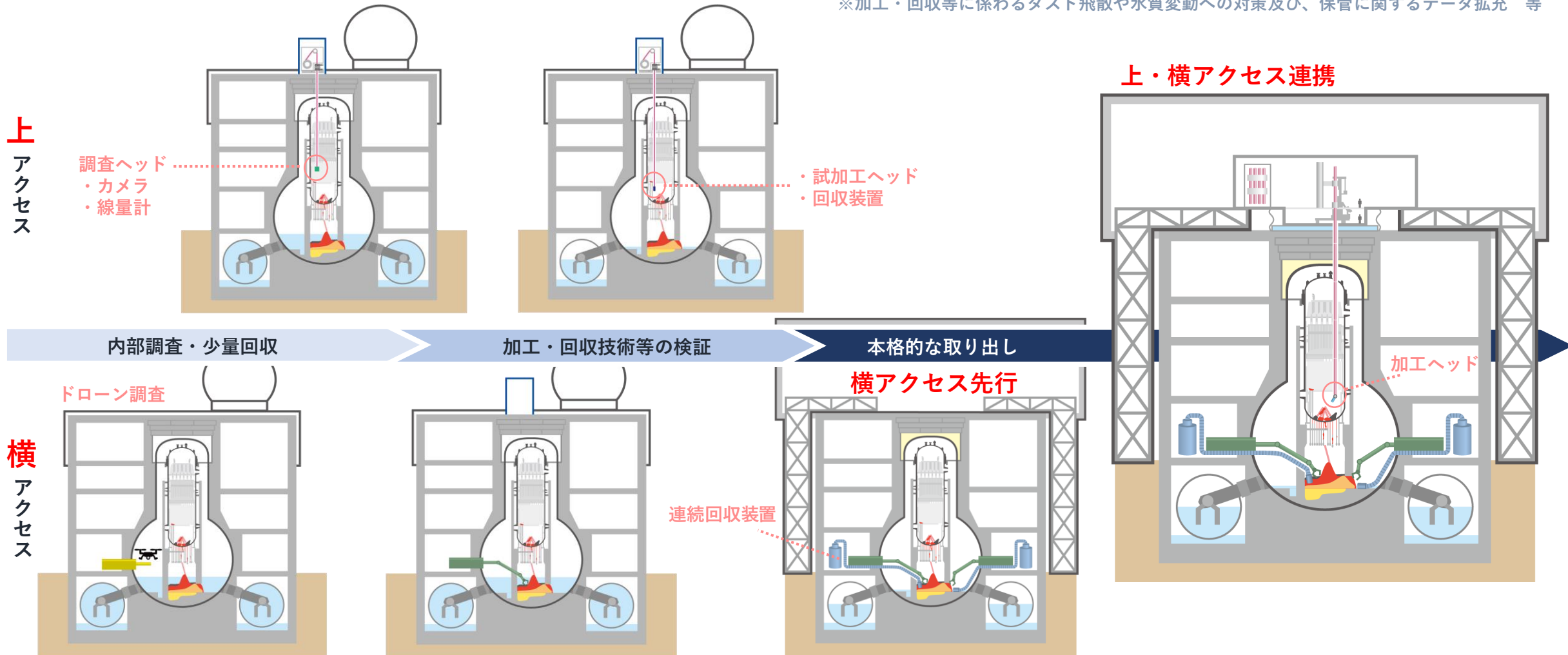


1本の制御棒に対して、1個の制御棒駆動制御ユニット（HCU）が設置されており北側と南側合わせて、137体のユニットがあります。

## [3号機]燃料デブリ取り出しシナリオ

燃料デブリ取り出しシナリオは、「環境整備」を進めつつ、並行して「内部調査・少量回収」、さらに「加工・回収技術等の検証※」を進めその後「本格的な取り出し」の実施となります。各段階で得られた情報、経験等を活かすようステップ・バイ・ステップで進めていきます。

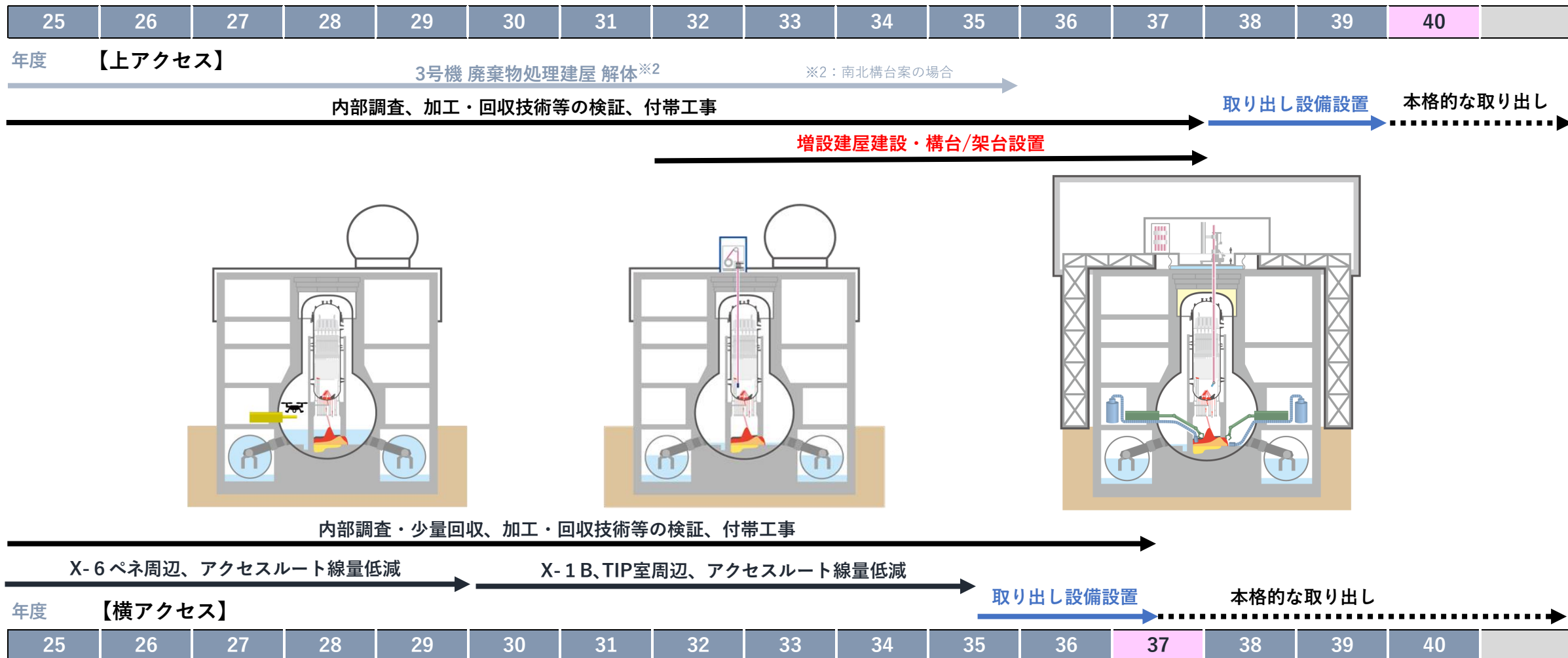
※加工・回収等に係わるダスト飛散や水質変動への対策及び、保管に関するデータ拡充 等



## [3号機]本格的な取り出し開始までの準備工程

一定の想定の下で、「**本格的な取り出し開始**」までの**準備工程**を検討しました。「**南北構台案・東西架台案**」ともに「**上アクセスの準備工程**」が**15年程度**、「**横アクセスの準備工程**」が**12年程度**と評価<sup>※1</sup>しています。

※1：本検討結果は、更なる確認が必要な項目がある中で、想定通り進捗するとしたものです。

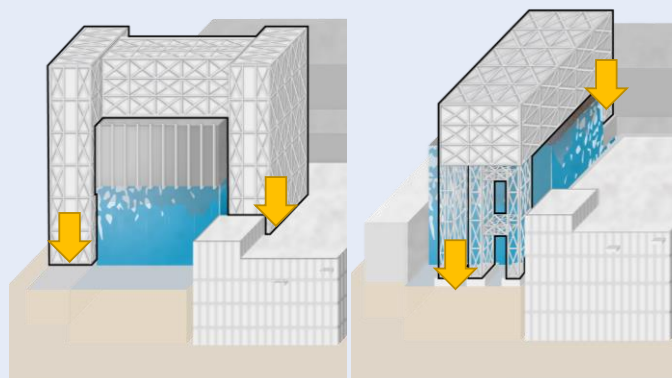


## [3号機]準備工程における更なる確認が必要な項目

準備工程の主な想定は下記の通りです。また、**更なる確認が必要な項目**（現場情報が不足している項目または、設計検討が更に必要な項目等）については、今後、**至近1、2年**で**現場検証**、**設計検証**を行います。

### 主な想定①

上アクセス構台/架台は  
上アクセス設備を積載した際  
十分な裕度を持つことが可能

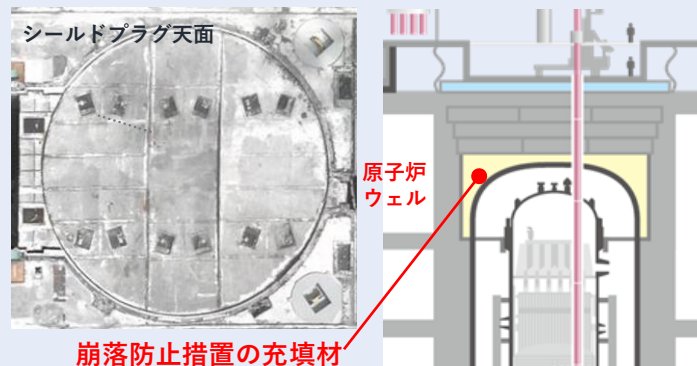


南北構台案

東西架台案

### 主な想定②

原子炉格納容器上部のシールドプラグ  
は準備工程段階では撤去しない



崩落防止措置の充填材

原子炉格納容器上部のシールドプラグは損傷  
しているため、崩落防止措置が必要

▼ 今後の検証事項 ▼

#### 【設計検証】

上アクセス設備の設備検討

#### 【現場検証】

構台/架台の支持部(原子炉建屋下屋、オペフロ)の調査

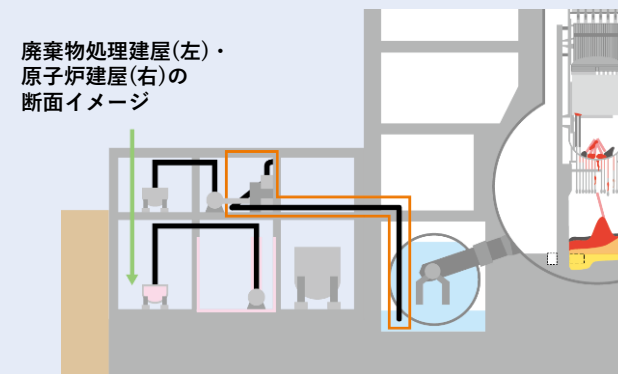
#### 【現場検証】

崩落防止措置を行う範囲

(原子炉ウェル壁・ 使用済燃料プールのゲート)の調査

### 主な想定③

3号機 廃棄物処理建屋の解体・撤去の際  
同時並行作業が可能



廃棄物処理建屋(左)・  
原子炉建屋(右)の  
断面イメージ

原子炉建屋と連結する設備の撤去・  
高線量廃棄物の回収が必要

#### 【現場検証】

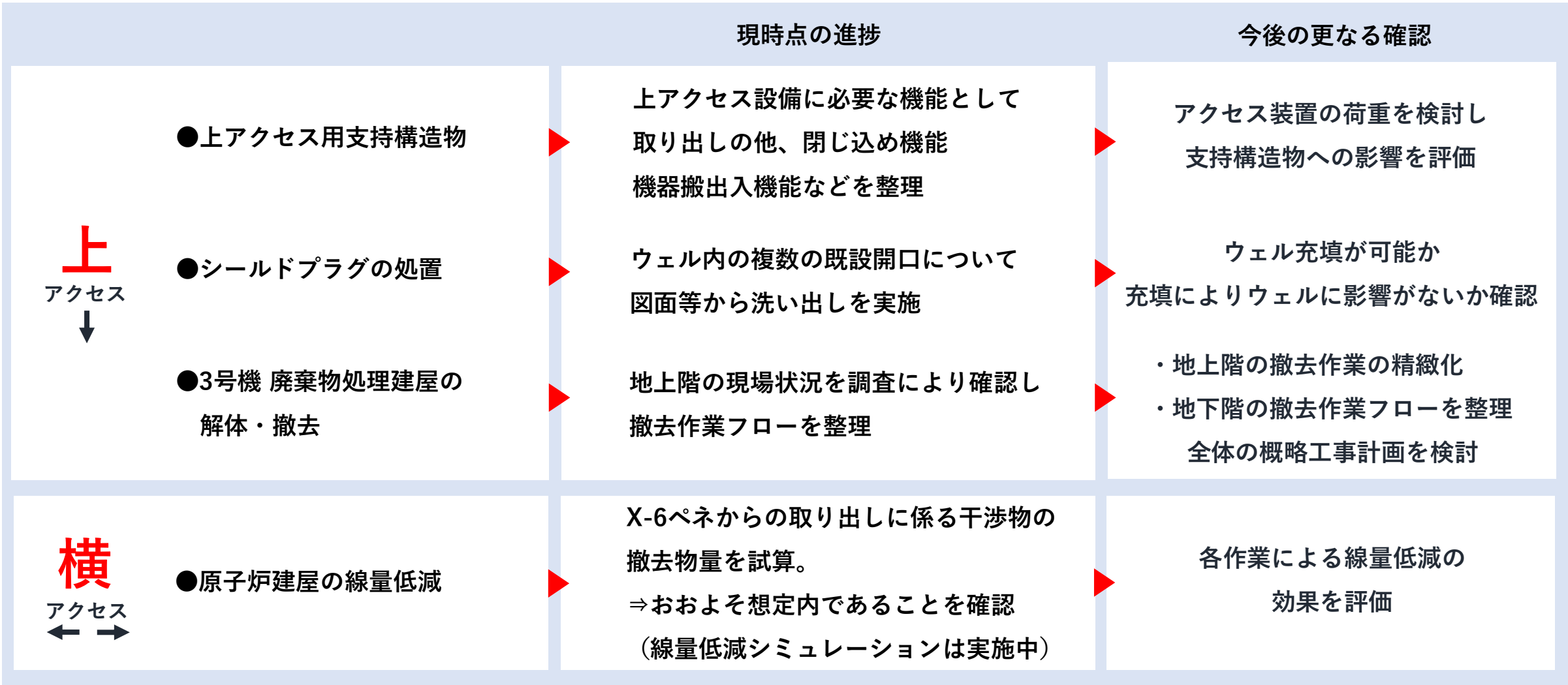
撤去対象機器の干渉状況調査、地下階線量調査

樹脂※の性状調査

※：原子炉運転中の原子炉冷却材の浄化に使用

## 現時点の進捗と今後の確認

現時点での進捗は以下のとおり。引き続き小委員会の助言等を受けながら進めます。



# 燃料デブリポータルサイト

「燃料デブリポータルサイト」では、1～3号機の燃料デブリに関する情報をイラストや動画等を使用して、わかりやすく紹介しています。

「3号機 燃料デブリ取り出しの設計検討」に関する情報や、これまで各号機で実施してきた調査や作業をご覧ください。

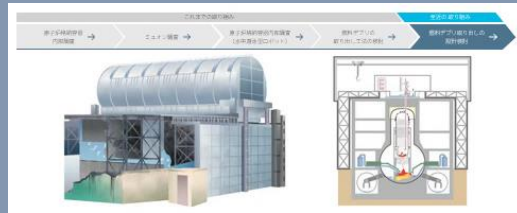


## NEWS お知らせ

2025.08 福島第一原子力発電所 3号機燃料デブリポータルサイトの開設状況

2025.08 【中長期ロードマップ資料】燃料デブリランサム（仮称）の設計検討結果（概観）と今後の進捗について

2025.08 【中長期ロードマップ資料】2号機燃料デブリ取り出し作業の状況

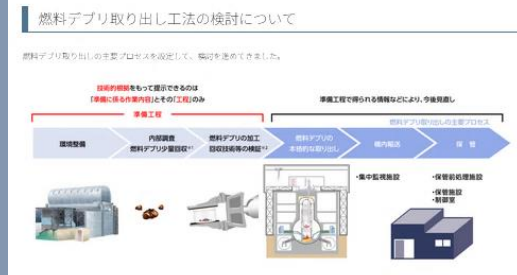


### 燃料デブリ取り出し工法 検討の経緯

燃料デブリ取り出し工法の選定は、技術的観点からのみならず、廃炉の工程やリスク、コストにも着目する考えです。そのため、廃炉能力だけでなく、「原子力規制庁（廃炉等）と連携（NDF）」の観点から「燃料デブリ取り出し工法評価委員会」で「3号機の燃料デブリ取り出し」を主眼として、安全性を大前提に複数の候補を評価が実施されました。その報告書に基づき、3号機燃料デブリ取り出しに係る設計検討が進め、結果が取りまとめられました。

**NDF 原子力損害賠償・廃炉等支援機構**  
↓  
**廃炉等技術委員会**  
↓  
**燃料デブリ取り出し工法評価委員会**

2023年に小委員会が設置され12回の議論を経て、2024年3月に「工法選定に関する提言等」の報告書が取りまとめられました。



※1 燃料デブリを少量回収し、構成や性状等を分析  
※2 加工・回収に係るダスト問題や水質変動への対策及び、保管に関するデータ収集等

### 取り出し工法検討の概要

#### 燃料デブリ取り出し工法の方針

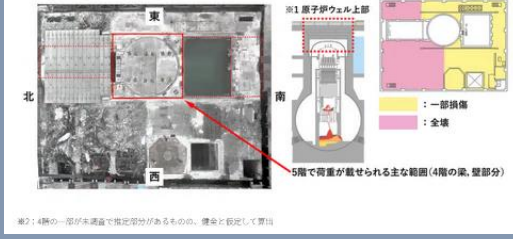
上アクセスと横アクセスの設置を組み合わせ、●原子炉建屋の最上層（上部）から、格納容器内の燃料デブリを加工し、格納容器の底層に降ろす。そして●機から加工・液封回収を行うことで、取り出しを進めます。燃料デブリ取り出しの準備工事として、上から燃料デブリを降ろす装置を支える「上アクセス構台/架台」を新規で設置する必要があります。

- 小さい開口からのアクセス  
既存の開口による降へい機を使用する。  
(追加するセル等の降へい機を小規模化)
- 燃料デブリの取り出し（加工・回収等）の  
機を複数台設置
- 燃料デブリを小井に加工  
・小井の燃料デブリを連続回収
- 上アクセスの降へい機  
・上アクセスで運送した燃料デブリを降ろす  
機を複数台設置し、連続回収する  
・上アクセス機でも加工・連続回収

### 環境整備について

#### 上アクセス構台/架台の必要性

3号機原子炉建屋は地震の影響を受けており、5階（メイズ12）の床面は、耐震性能は一部損傷もしくは全壊の状況です。現状の原子炉ウェル上層側に降ろす可能な重量（取付可能）は最大で50トン程度であり、上から燃料デブリを降ろす装置の設置に必要な耐震性を満たさないため「上アクセス」の設置を支える構造物が必要となります。



### 「上アクセス構台/架台」の構造案

3号機の既存燃料デブリ容器から燃料を取り出すために設置したカマールを撤去後、燃料デブリ取り出し用の「上アクセス構台/架台」を設置します。設置方法は、南北方向、東西方向の案があります。

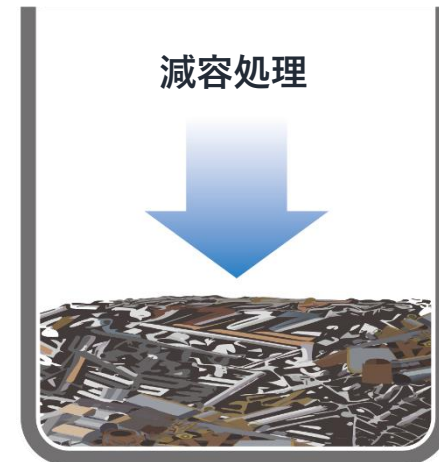
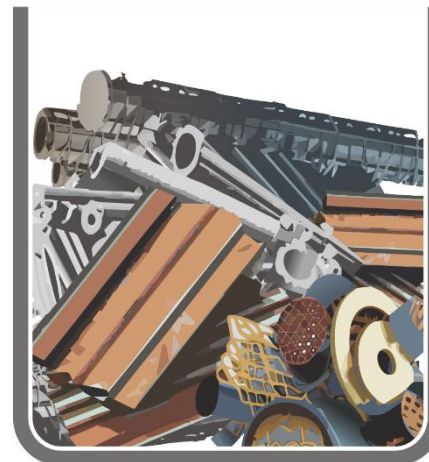
### 環境整備の推進について（建屋外）

「上アクセス構台/架台」や「取付機」の設置に伴い、下階する構造物・構造物の撤去が必要となります。また、燃料デブリの「機内」移送機及び「取り出し」に際して必要な付帯システム（主にPC内の気体・液体に汚染される放射性物質を捕捉する施設）を格納する「取付機」を3号機原子炉建屋隣接地に設置します。

東京電力HP  
燃料デブリポータル



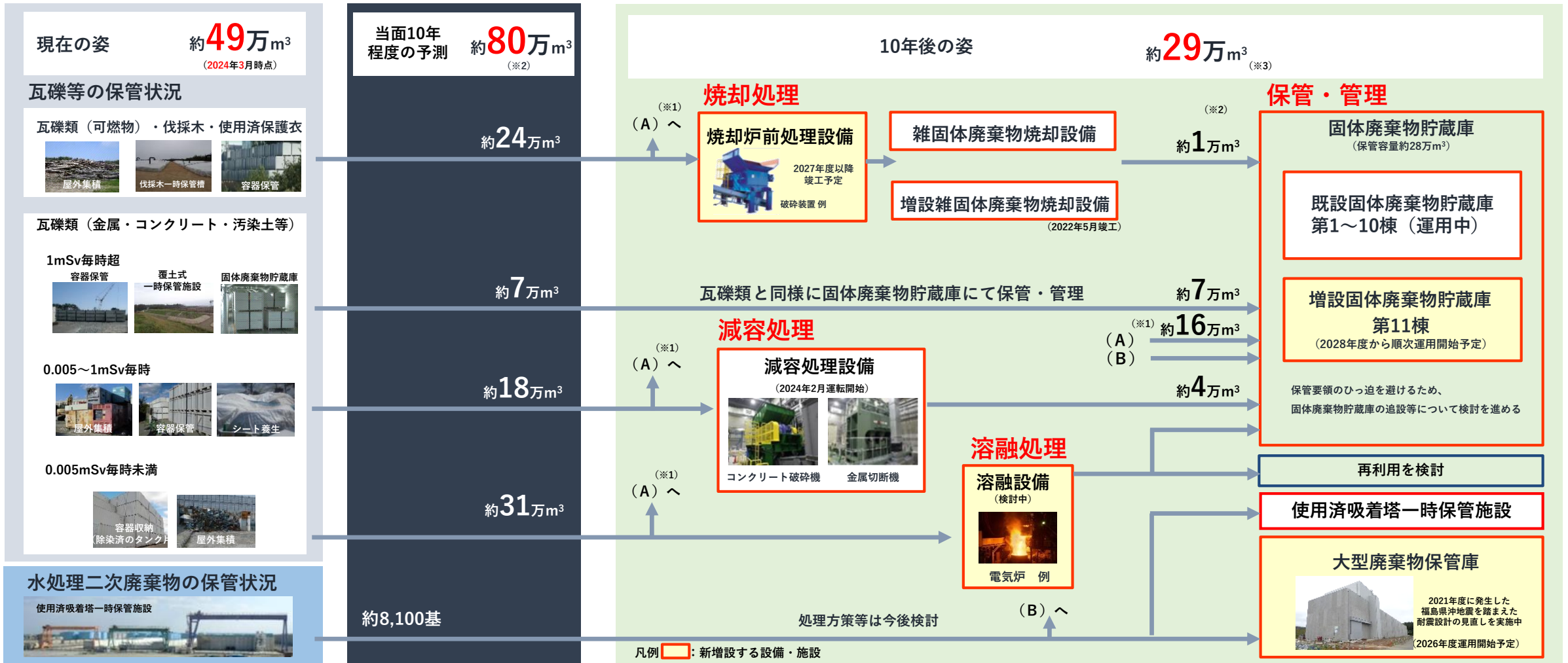
## ●廃棄物対策



廃炉作業に伴い発生する廃棄物は、放射線量に応じて分別し減容処理を行った上で、福島第一原子力発電所の構内に保管します。

# 廃棄物対策 [固体廃棄物]

毎年度、廃棄物の発生量実績および今後10年程度の廃棄物発生量予測値を反映した「**固体廃棄物の保管管理計画**」を公表しており、2024年12月に8回目の改訂を行いました。**屋外に一時保管している廃棄物の焼却・減容処理を進め「固体廃棄物貯蔵庫」で保管します。**



注) 現時点で処理・再利用が決まっている焼却前の使用済保護衣類、BGレベルのコンクリートガラは含んでいない

(※1) 焼却処理、減容処理、溶融処理、再利用が困難な場合は、処理をせずに直接固体廃棄物貯蔵庫にて保管  
 (※2) 数値は端数処理により、1万m<sup>3</sup>未満で四捨五入しているため、内訳の合計値と整合しない場合がある  
 (※3) 2028年度末時点では、約21万m<sup>3</sup>の廃棄物を固体廃棄物貯蔵庫に保管する予測となっている

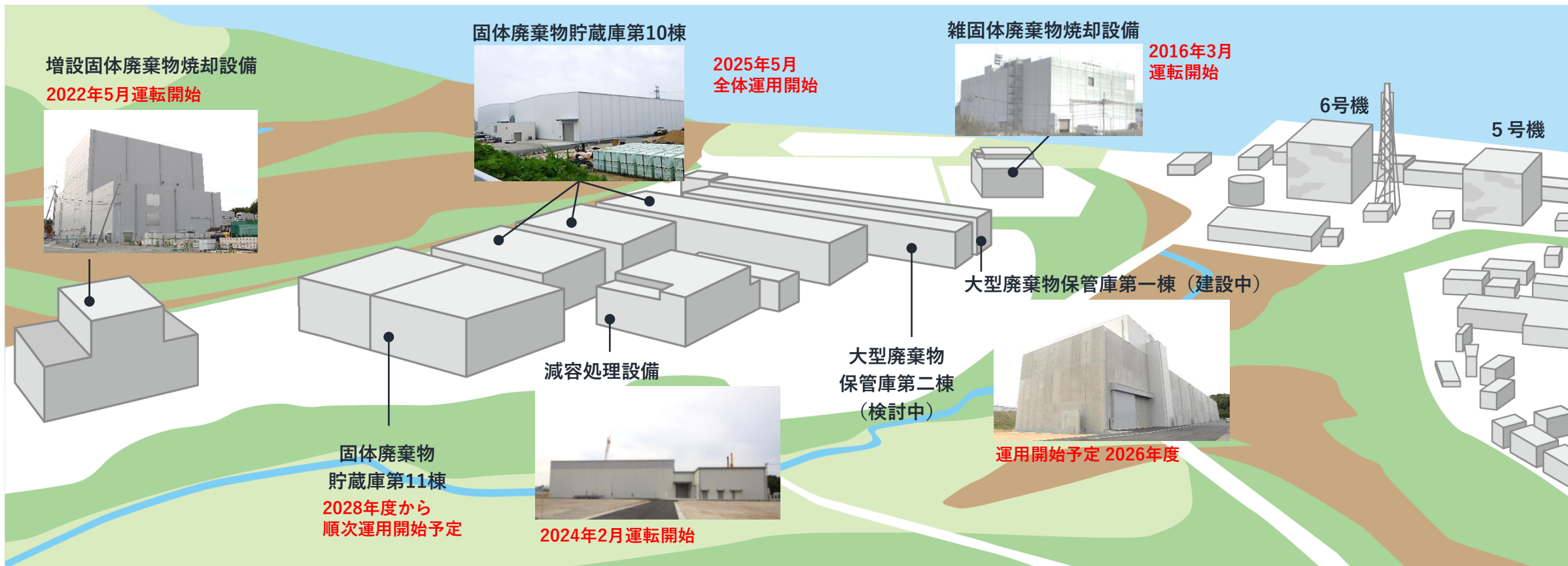
・屋内保管への集約および屋外保管の解消により、敷地境界の線量は低減する見通しです。  
 ・焼却設備の排ガスや敷地境界の線量を計測し、ホームページ等にて公表しています。

「固体廃棄物の保管管理計画の概要 (2026年2月改定版)」

## 廃棄物対策 [固体廃棄物]

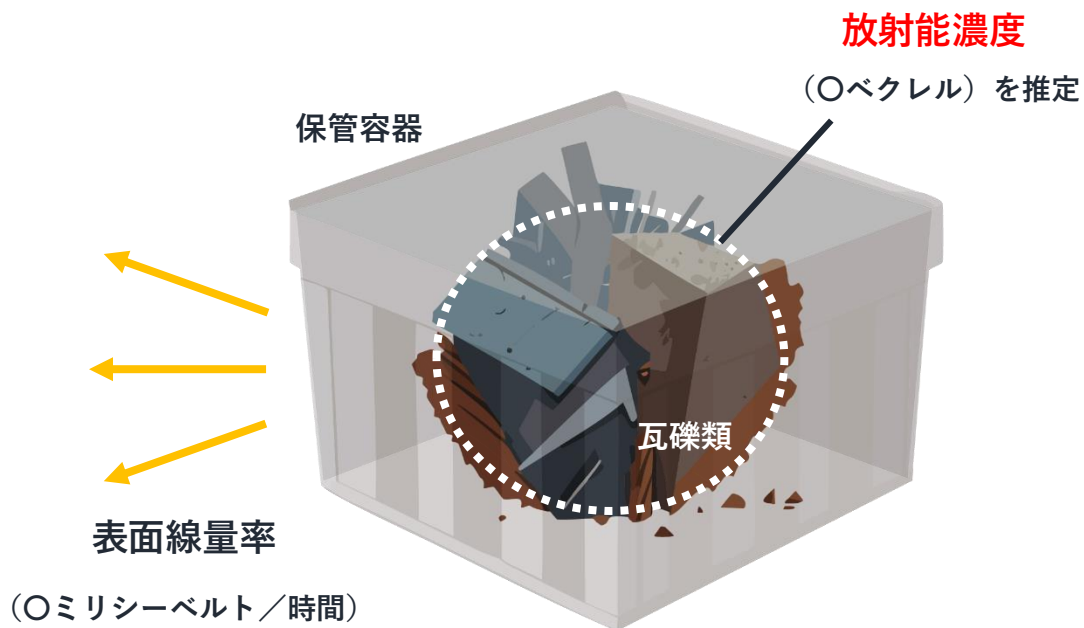
中長期ロードマップの目標工程である「**2028年度内までに、水処理二次廃棄物および再利用・再使用対象を除く、全ての固体廃棄物の屋外での保管を解消**」の達成に向け、屋外に一時保管している廃棄物の焼却・減容処理を進め「**固体廃棄物貯蔵庫**」で保管する計画です。

現在建設が計画されている「**固体廃棄物貯蔵庫第11棟**」までの**保管容量は約25万m<sup>3</sup>**ですが、中長期ロードマップ目標工程の**2028年度末時点**では「**約21万m<sup>3</sup>**」と**予測**されており、中長期ロードマップの目標工程につきましては「**達成の見込み**」と考えております。



## 廃棄物対策 [固体廃棄物]

現在、**表面線量率**により**区分・管理**が行われている既発生の**瓦礫類**について、**放射能濃度**による**推定・管理**ができる**手法**を構築しています。  
まずは、既発生の瓦礫類について分析を進め、**放射能濃度管理手法**の構築を進めます。



### <放射能濃度の評価・管理の方針>

- 今後、測定可能な保管容器の表面線量率により保管容器内の**廃棄物の核種毎の平均放射能濃度**（総放射エネルギー）を推定する。
- データの代表性、不確かさを考慮し、**説明が難しい場合には保守的な推定**を行う。
- 一方、過度に保守的となることを避けるため可能な範囲で**記録等に基づくグルーピング**について検討する。

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

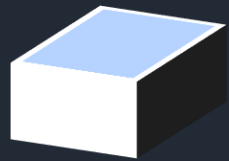
ガレキ類の放射能濃度管理手法の構築・検討

## 廃棄物対策 [固体廃棄物]

将来発生する建屋解体物等については、文献調査などを行った上で、「3・4号機廃棄物処理建屋」をモデルケースに汚染調査・評価方法や解体方法・除染方法などを検討し、将来実施する施設の解体、発生する解体物等の対策に展開します。

建屋解体物等  
の検討の流れ

### 解体モデルケース検討

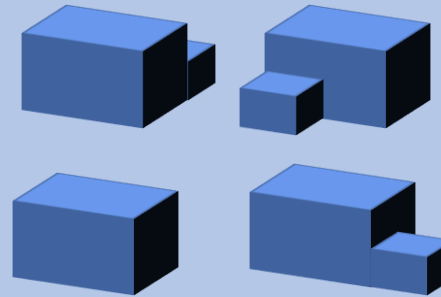


3・4号機  
廃棄物処理建屋

特定の施設を対象に、解体に係る  
一連の試検討を実施。

- ・ 汚染調査・評価方法
- ・ 解体方法・除染方法
- ・ 廃棄物区分・保管方法
- ・ 放射能濃度管理方法

### 将来の施設解体に展開

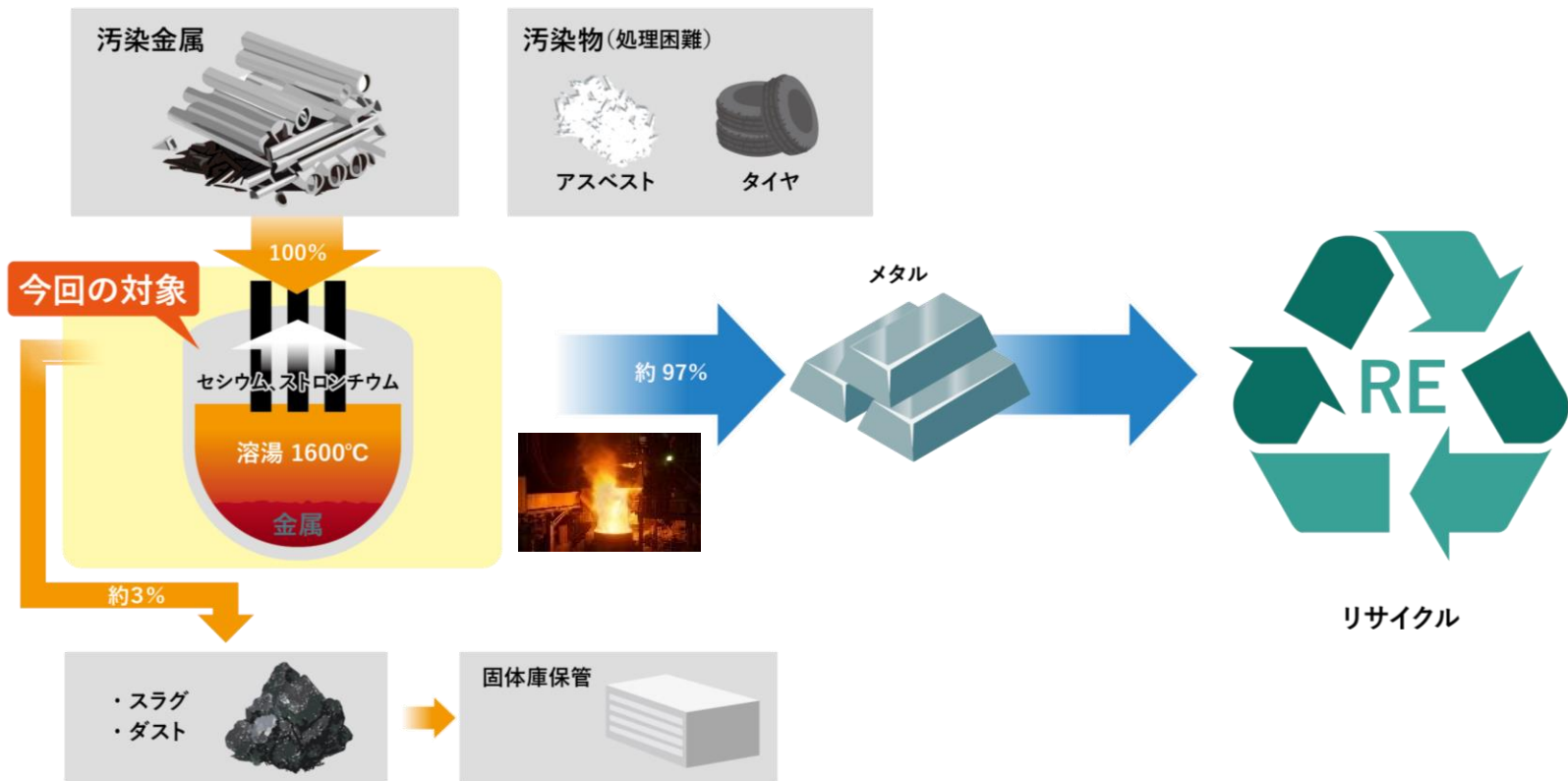


将来実施する施設の解体  
発生する解体物等の対策に展開  
(段階的に適用対象拡大)

## 廃棄物対策 [溶融設備]

1 F 構内にある**溶融可能な金属**などの**廃棄物**等を**除染・減容**することを目的に、**溶融設備**を設置します。

その溶融対象となる廃棄物の種類等は、今後の設計進捗に合わせて適時見直します。



2025年度

短期 (至近3年)

中長期 (2029~2037年度)

設計・製作・設置

## 廃棄物対策 [水処理二次廃棄物]

廃炉作業に伴い発生する水処理二次廃棄物（吸着塔類）は、大型廃棄物保管庫を設置し、その中で保管します。



セシウム吸着装置  
(SARRY)



屋外保管の現状

セシウム吸着装置  
(KURION)



屋内保管  
大型廃棄物保管庫

2025年度

短期（至近3年）

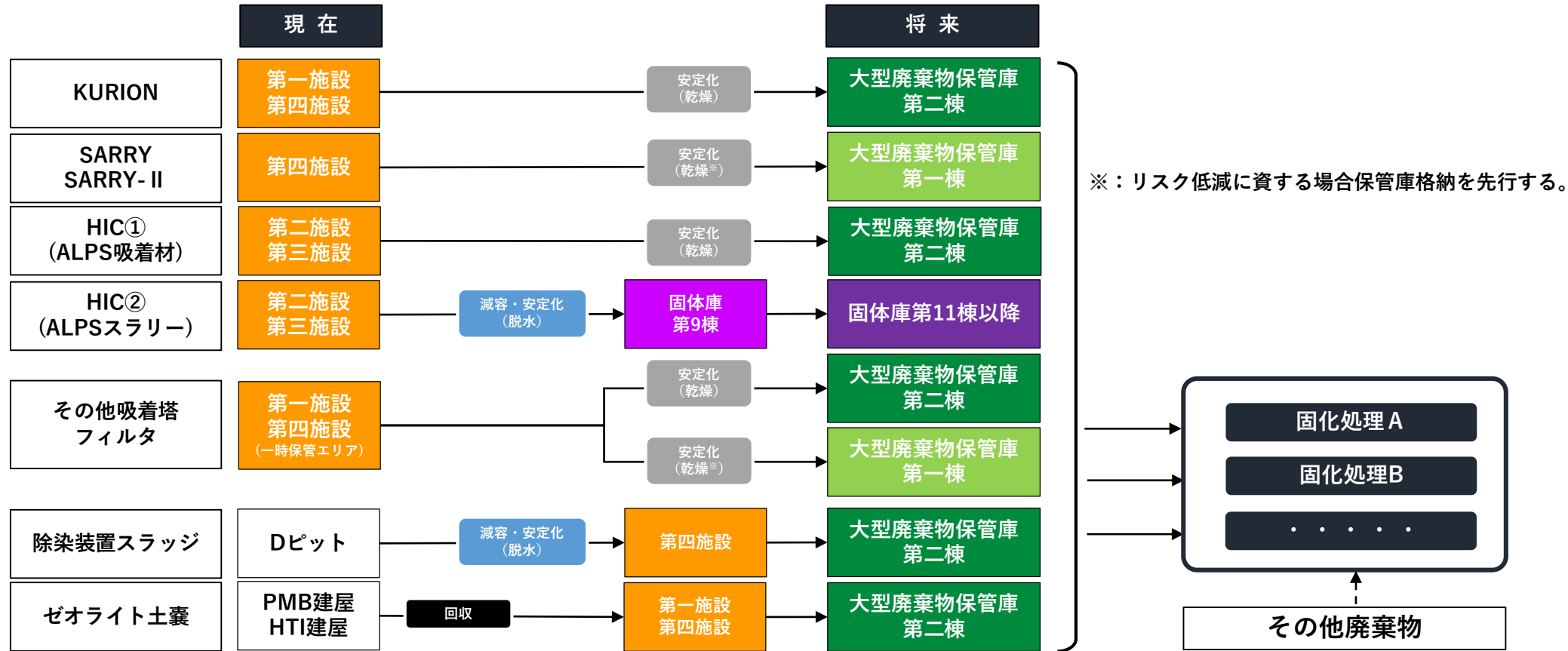
中長期（2029～2037年度）

大型廃棄物保管庫第一棟  
設置・耐震補強工事

大型廃棄物保管庫第二棟  
検討・設計・設置

# 廃棄物対策 [水処理二次廃棄物]

ALPSの吸着材などの水処理二次廃棄物は、**保管中の腐食・漏えいリスクを解消**することを目的とした、**保管管理方針**を策定します。



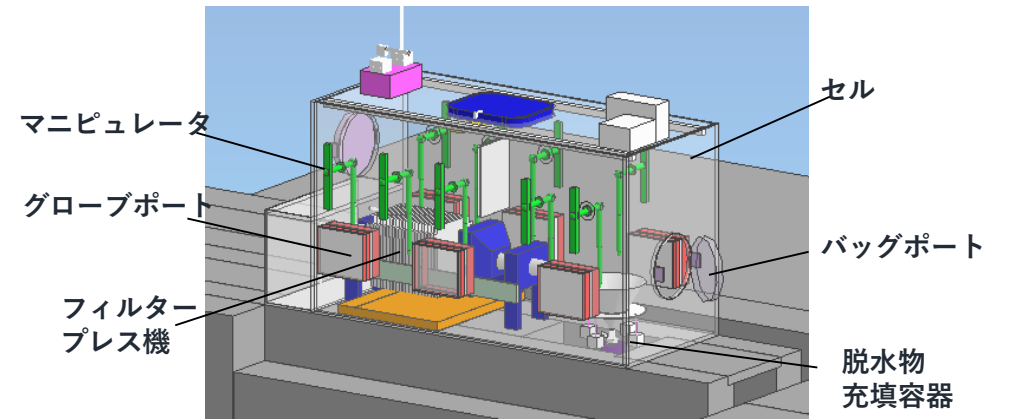
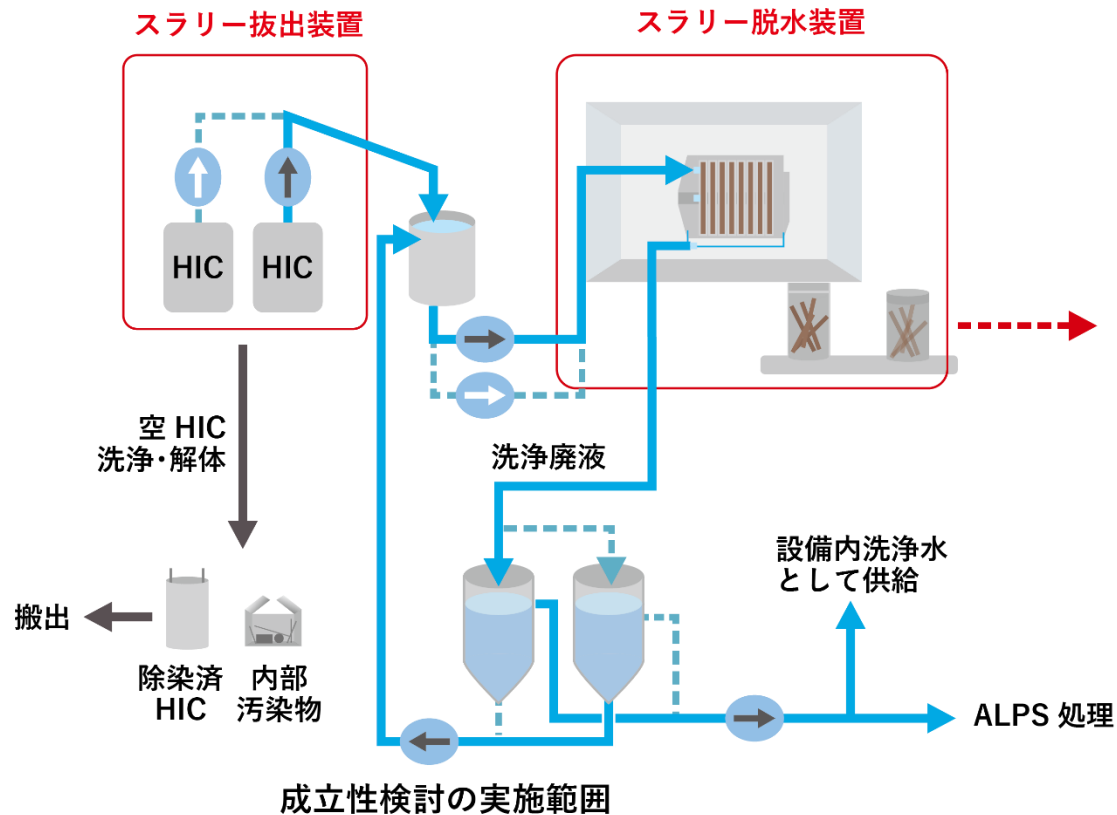
2025年度 | 短期 (至近3年) | 中長期 (2029~2037年度)

水処理二次廃棄物の処理技術オプションの検討等

## 廃棄物対策 [水処理二次廃棄物]

多核種除去設備で浄化処理する際には、薬剤の注入により細かい沈殿物が発生し、水に混ざったもの（スラリー※）が水処理二次廃棄物として発生します。スラリーには多くの水分が含まれており、漏えい等のリスクを下げるため、脱水（安定化処理）を実施します。

※液体中に鉱物や汚泥等が混ざった液状の懸濁物



スラリー脱水装置の概要

- ・ 模擬スラリーを使用した脱水試験により、スラリーの脱水性を確認した。
- ・ マニピュレータを使用した遠隔操作試験により、セル内の機器配置の成立性脱水処理およびメンテナンスの成立性を確認した。
- ・ 脱水処理時、脱水物充填時において有意なダスト飛散がないことを確認した。

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

設計・製作・設置

スラリー安定化処理

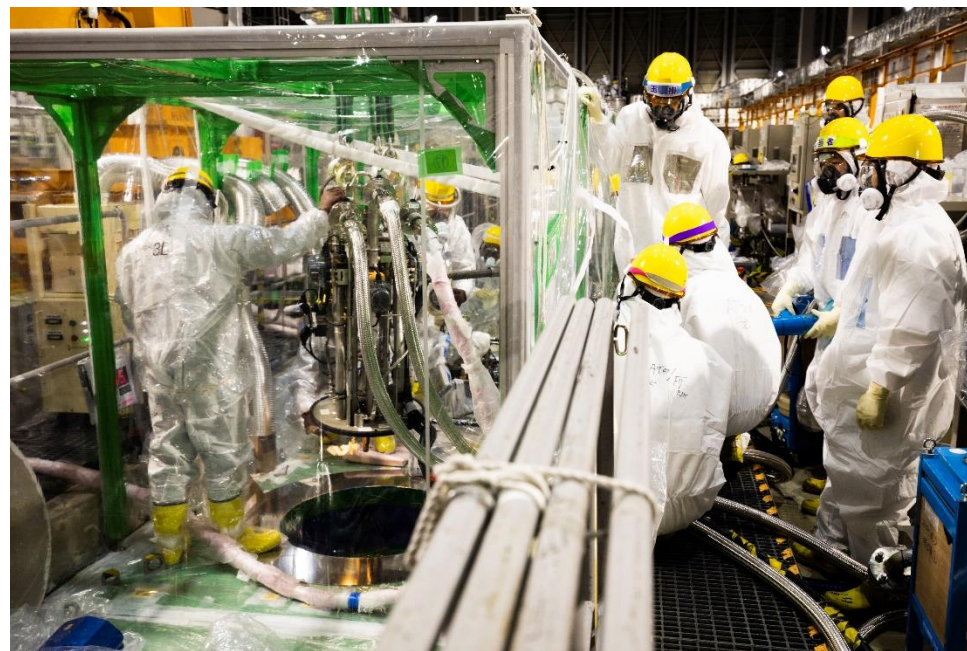
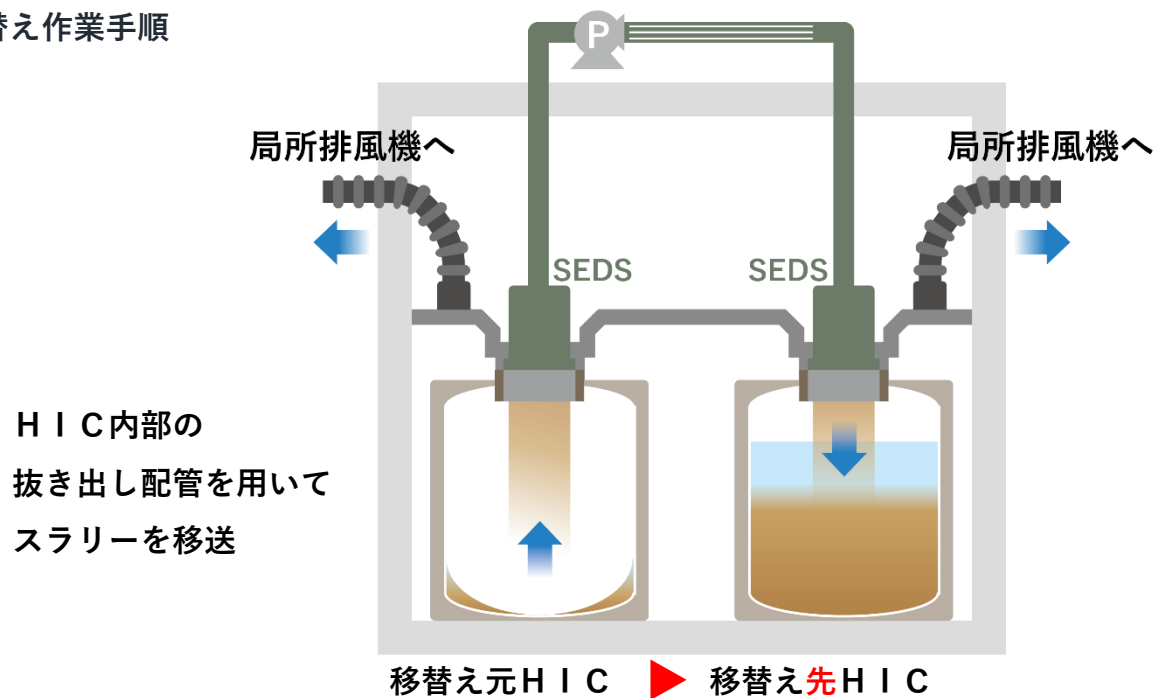
## 廃棄物対策（水処理二次廃棄物）

多核種除去設備で処理した際に発生する水処理二次廃棄物であるスラリーは「高性能容器（HIC）」に收容しています。

静置状態では漏えいリスクはないものの、スラリーの放射線影響によりHICが劣化し、

万一落下した場合に健全性が確認できないHICについてはスラリー安定化処理設備の運用開始までにスラリーの移替えを実施します。

### ■ 移替え作業手順



作業風景

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

スラリーの移替え

●その他

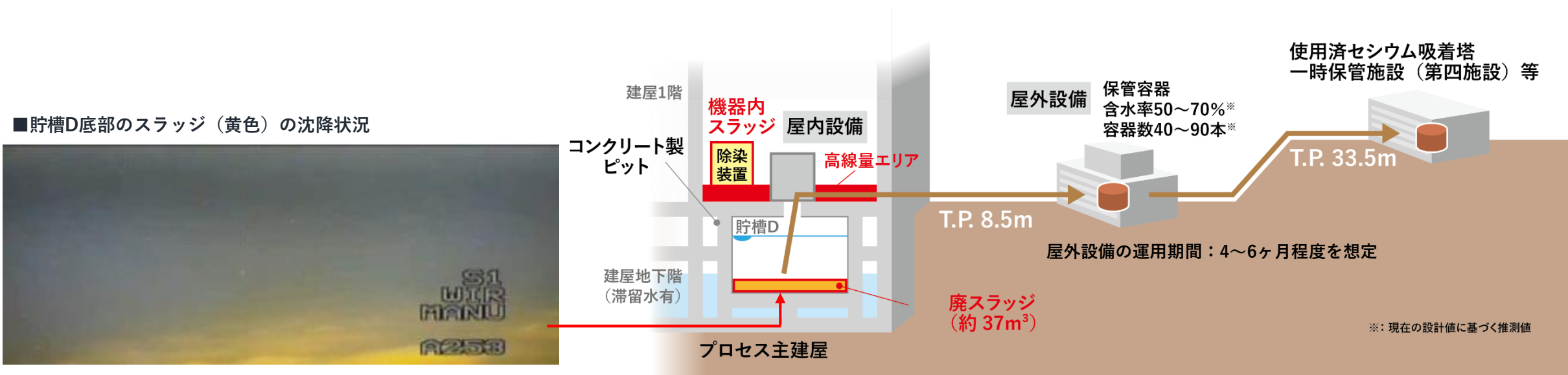
## 自然災害対策

「プロセス主建屋」に設置している**除染装置**は、震災後に発生した汚染水を処理（2011年6-9月）していました。

運転中に発生した「**高濃度スラッジ**※」は「プロセス主建屋」内の「**造粒固化体貯槽**」に保管しています。

プロセス主建屋は**海拔8.5m盤**に位置しているため、**津波の影響を受けないよう**「**高濃度スラッジ**」を**高台（海拔33.5m盤）**に**移送**する計画です。

※泥状物質、汚泥



2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

スラッジ移送設備 検討・設計・製作・設置・移送

## 自然災害対策

1～3号機原子炉建屋の長期的な**健全性を確認**するため、高線量下でも調査が可能な「**遠隔操作ロボット**」を活用した建屋内調査や「**地震計による傾向分析**」等の取り組みを進めています。

### 遠隔操作ロボット

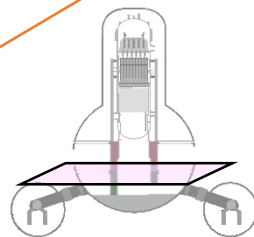
(5号機原子炉建屋調査のモックアップ)



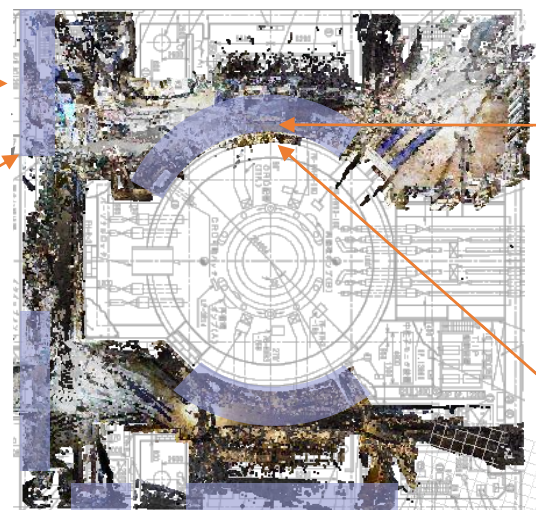
北西外壁画像



北西外壁点群



### 4足歩行ロボット調査データ



3号機原子炉建屋 1階



壁面調査可能範囲



北側シェル壁画像



北側シェル壁点群

2025年度

短期 (至近3年)

中長期 (2029～2037年度)

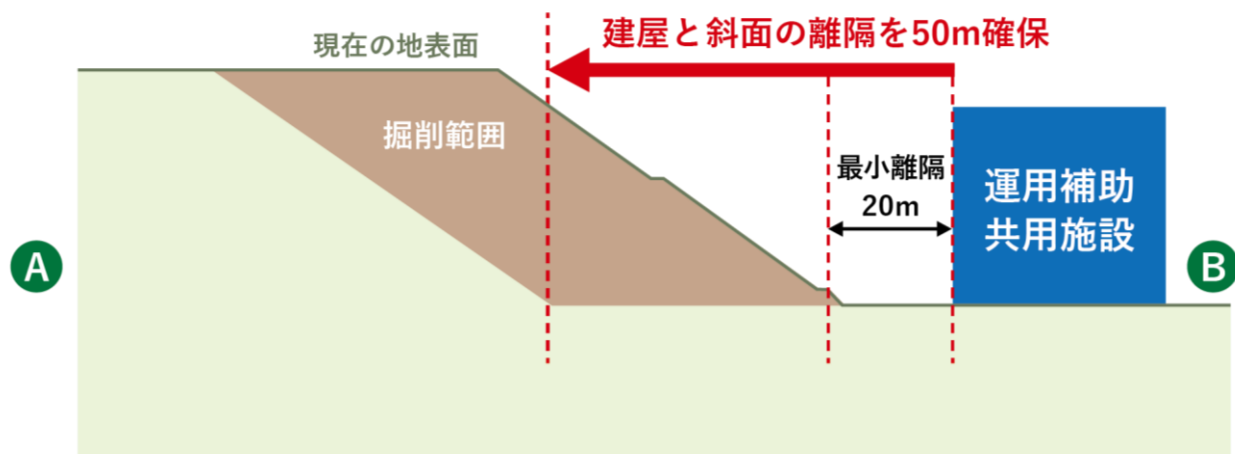
1号機原子炉建屋屋上への  
地震計設置



## 自然災害対策

検討用地震動※を想定した場合の斜面崩壊リスクを考慮し、プール燃料取り出し等のために供用する「運用補助共用施設（共用プール建屋）」周辺の斜面对策工事を実施します。

※東北地方太平洋沖地震後の知見や、新規制基準を踏まえ、1Fの建屋等の耐震性評価に用いる地震動



A-B 断面図

※工事の詳細は検討中であるため、本図から変更の可能性がある。



2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

運用補助共用施設（共用プール）の斜面对策 検討・設計・工事

## 分析施設

今後の廃炉作業の進捗に応じて発生する**廃棄物の種類などを推定**し、今後必要となる「**分析機能を有する施設**」を設置します。  
また、分析需要の変化にも柔軟に対応できるよう、「**分析体制**」等を構築します。

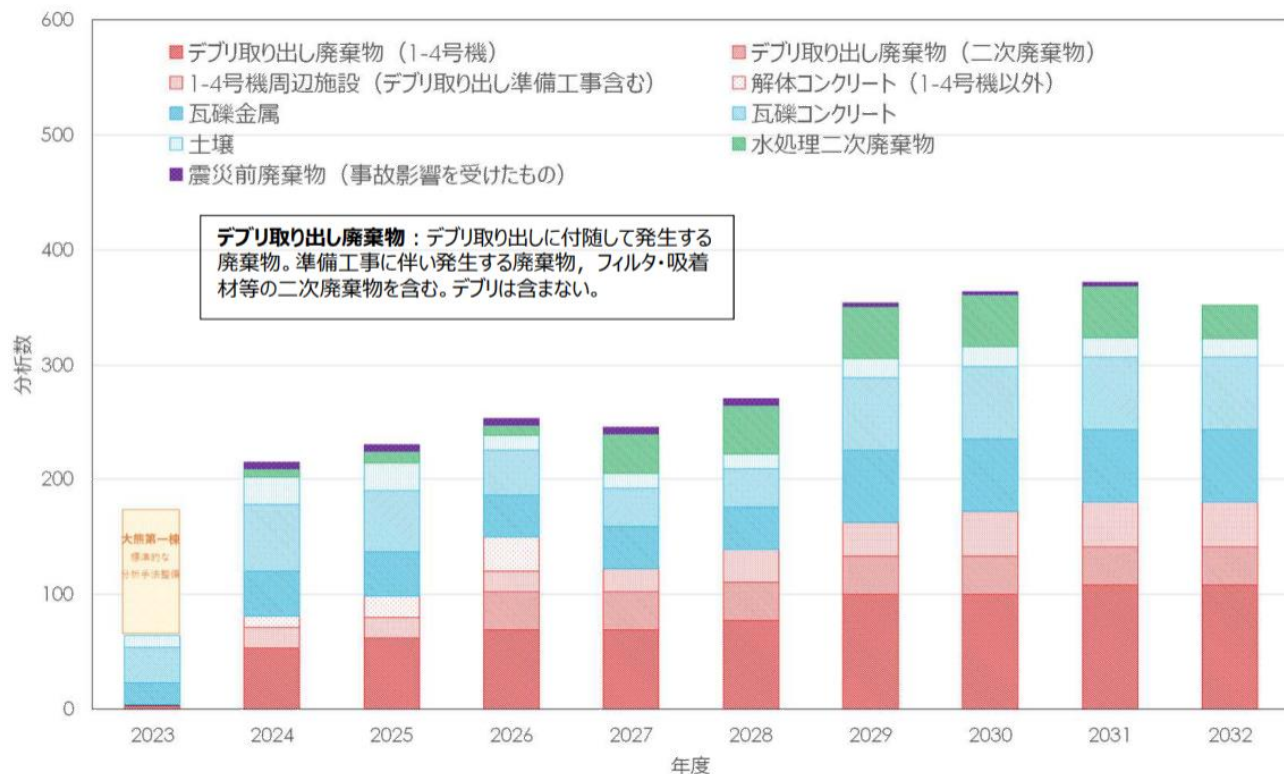
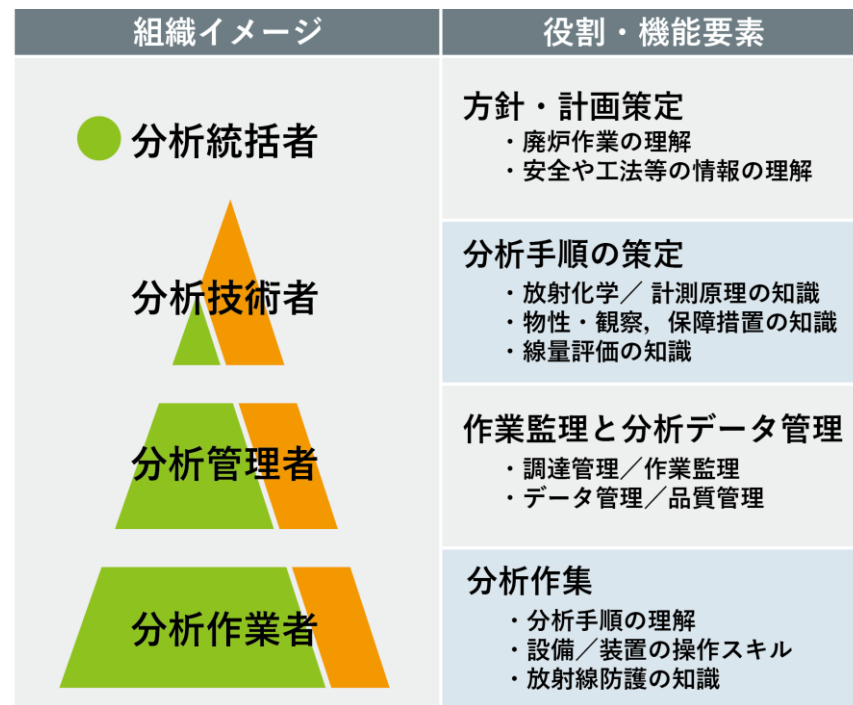


図 全体分析計画（年度毎の分析数の推移）



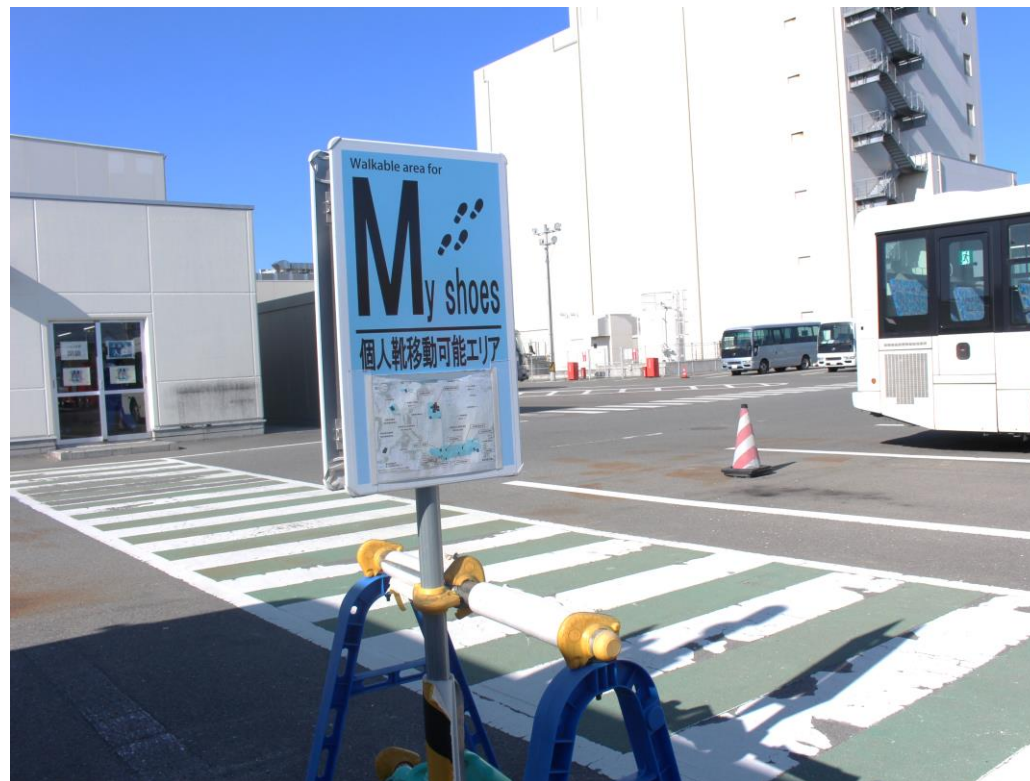
## その他

発電所構内での**作業効率**を**向上**するため、管理対象区域内の協力企業棟を休憩所等として利用できるように**整備を進めています**。

協力企業棟



My Shoes 個人靴移動可能エリアの拡大



## 設備・施設の維持・撤去

廃炉設備について、**長期間安定的に維持**できるように、**信頼性向上のための設備更新**などを計画します。



■検討を進めている対象設備・施設の例



淡水化装置（RO装置）



多核種除去設備（ALPS）

2025年度

短期（至近3年）

中長期（2029～2037年度）

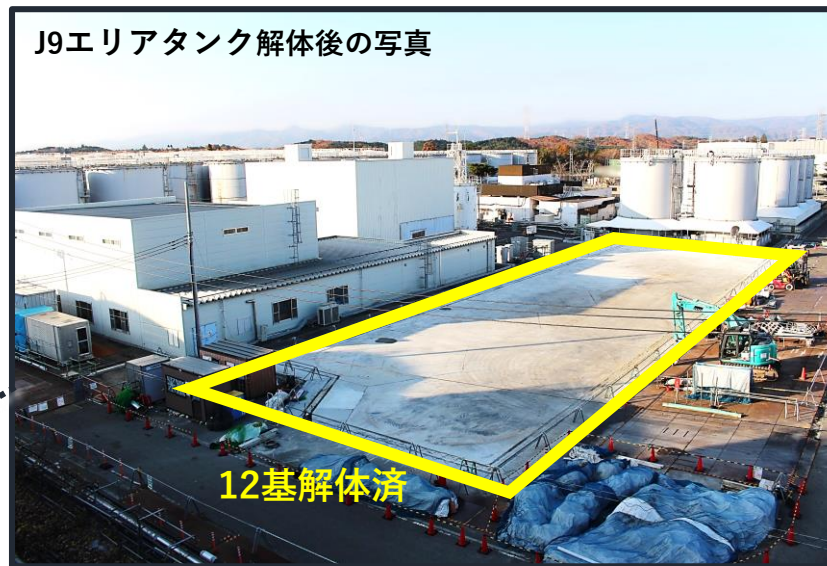
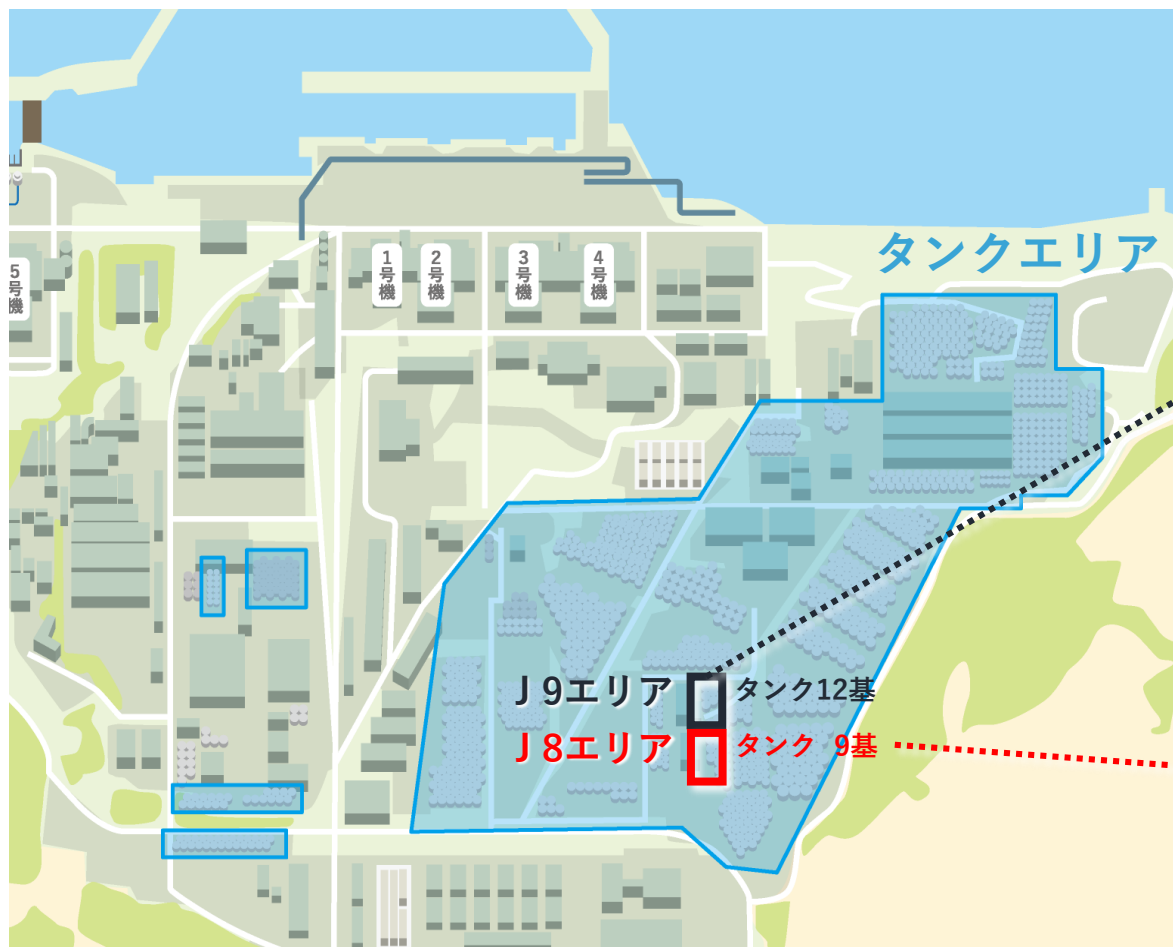
廃炉設備の維持・撤去に係る計画の実行

新設ALPS・新設RO装置 検討・設計・設置

運用

## 設備の撤去（タンクの解体）

ALPS処理水の海洋放出に伴い、「処理水等の貯蔵に使用しなくなったタンク」は計画的に解体を行い、廃炉に必要な施設を建設する敷地を確保する計画です。「J9、J8エリア」の溶接型タンクから解体作業を実施する計画であり、解体した敷地には「3号機の燃料デブリ取り出し関連施設」の建設を想定しています。2025年9月3日に「J9エリア（12基）」のタンク解体が完了しています。



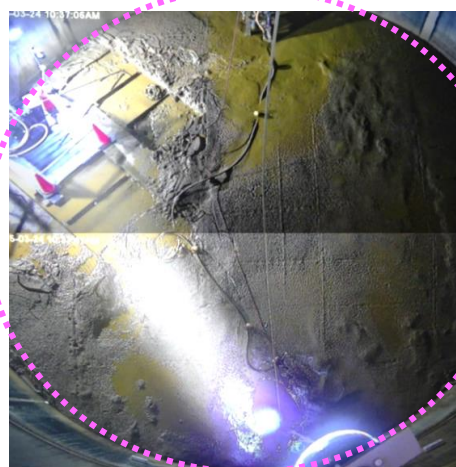
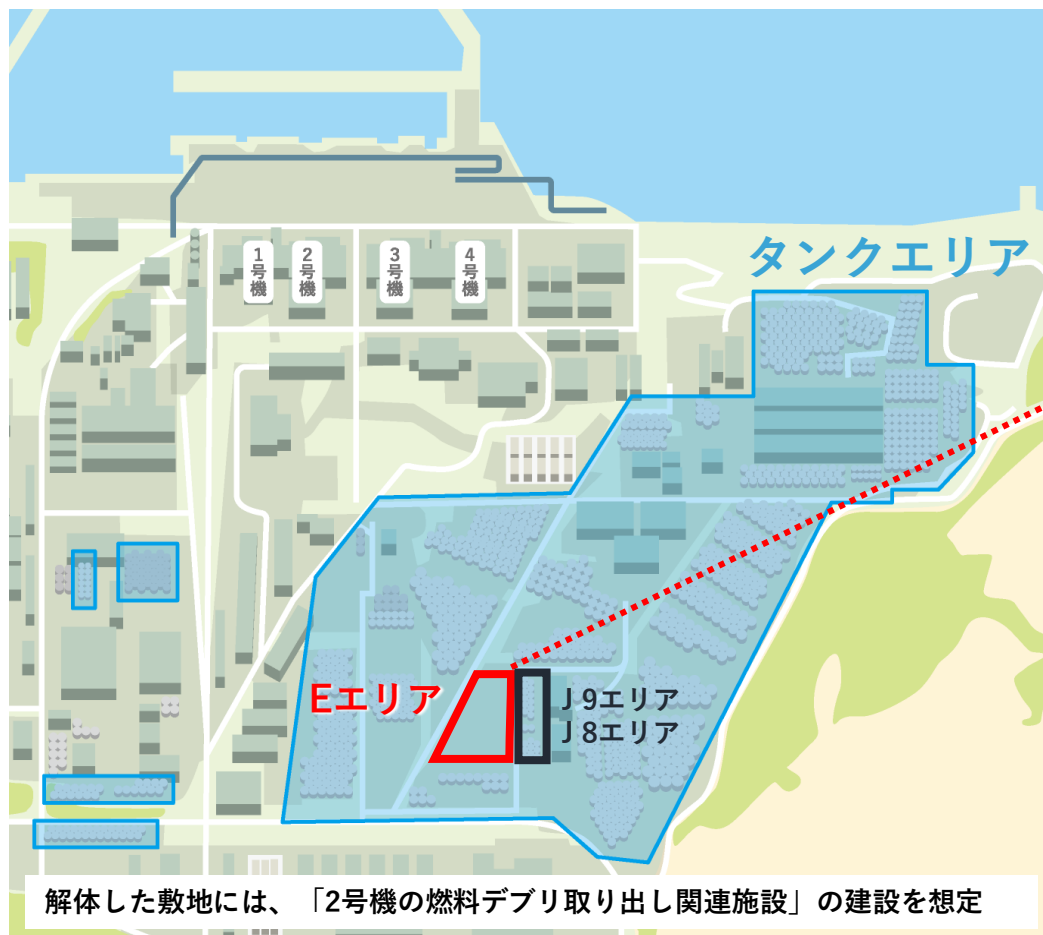
## 設備の撤去（フランジ型タンクの解体に向けて）

Eエリアでは2019年5月からフランジ型タンクの解体を進めており、2024年7月までに全49基中48基の解体が完了しています。

残りの1基となる「D1タンク」は、2025年11月にタンク内のスラッジ※回収が完了し、2026年1月14日、タンク内の洗浄作業が完了しました。

今後は、タンク内の除染を行い、2026年度上期のタンク解体完了に向けて、作業を進めます。

※タンク内の底に溜まった残渣



タンク底部の  
スラッジ回収

