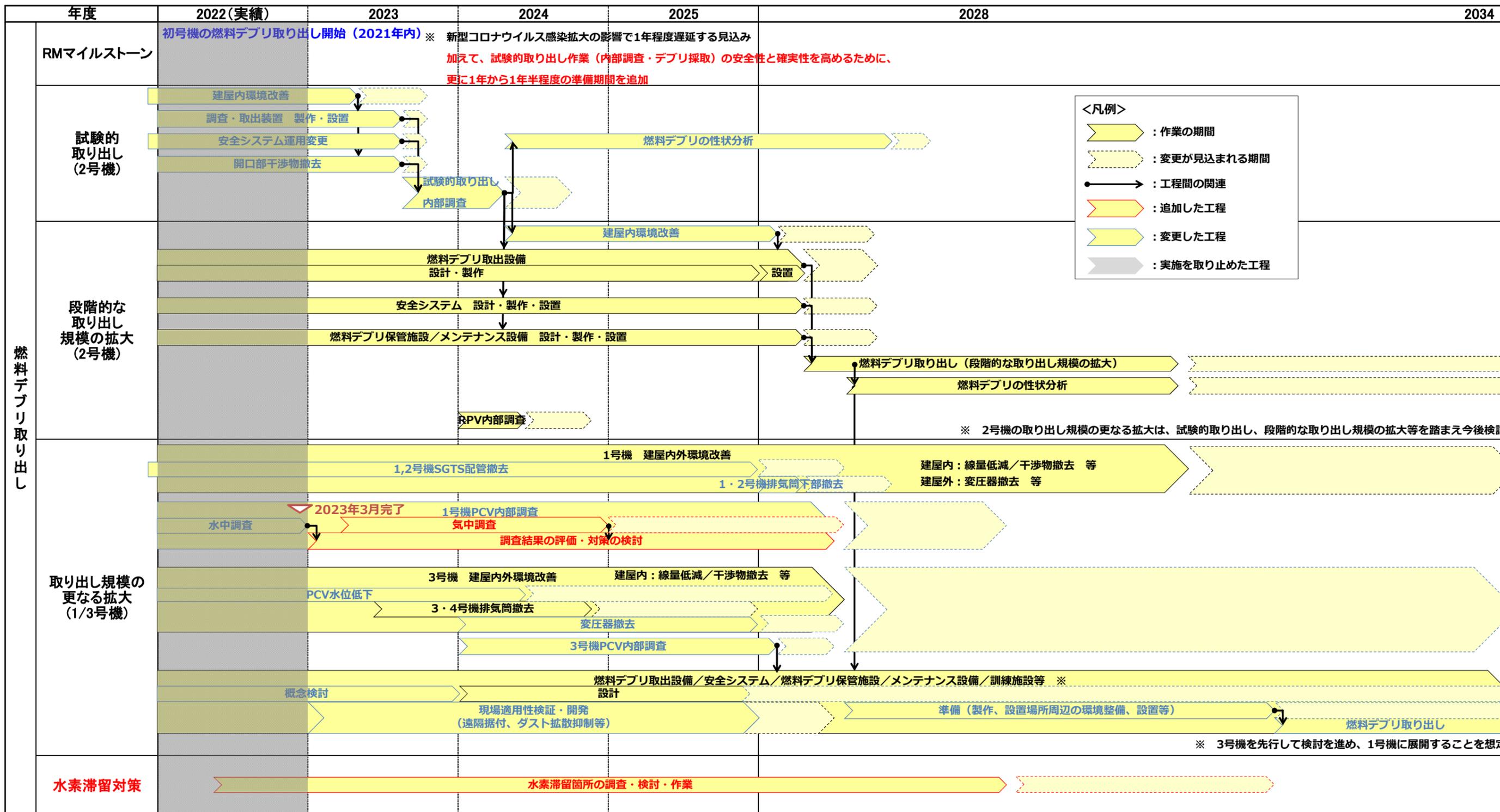


燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野	燃料デブリ取り出し準備	目標工程	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後6ヶ月の予定			6月	7月					8月			9月			10月			11月			12月			1月以降			備考					
					20	2	9	16	23	30	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下						
燃料デブリ取り出し準備	原子炉建屋内環境改善	原子炉建屋内の環境改善	1号	(実績) ○建屋内環境改善(継続)	現場作業	2階線量低減に向けた準備作業																														建屋内環境改善 ・2階線量低減の準備作業20/7/20~23/7/21 ・工事との工程調整のため作業中断中。22/2/23~22/9/19 ・RCW入口ヘッダ配管穿孔22/10/24~22/11/14 ・RCW熱交換器(C)入口配管内包水サンプリング23/2/22 ・RCW熱交換器(C)内包水サンプリング23/6/21~23/7/6	
				(予定) ○建屋内環境改善(継続)		2階北側エリア除染																															実施時期調整中
				(実績)なし (予定) ○建屋内環境改善(継続)		原子炉系計装配管の線量低減																															最新工程反映 実施時期調整中
		格納容器内水循環システムの構築	1号	(実績)なし (予定) 圧力抑制室内包水のサンプリング	現場作業	圧力抑制室内包水のサンプリング																														圧力抑制室内包水のサンプリング ・原子炉冷却材浄化系停止弁開放(モックアップ)22/11/1~23/7/4 23/7/18~23/8月上旬予定 ・圧力抑制室底部確認、圧力抑制室内包水サンプリング23/9月予定	
				(実績)なし (予定)なし																																	
				(実績) ○原子炉格納容器水位低下(継続) ○圧力抑制室内包水の水質改善(継続)		現場作業	3号機格納容器内取水設備の運転開始																														(継続実施) ・3号機原子炉格納容器内取水設備設置に係る実施計画変更申請(21/2/1) 一補正申請(21/7/14) 一認可(21/7/27) ・取水設備設置21/10/1~22/3/31 ・使用前検査(3号) (22/4/26) ・3号機格納容器内取水設備による圧力抑制室内包水の水質改善開始 22/10/3~
	(予定) ○原子炉格納容器水位低下(継続) ○圧力抑制室内包水の水質改善(継続)																																				
	(実績)なし ○【研究開発】格納容器内部詳細調査技術の開発(継続) ○【研究開発】圧力容器内部調査技術の開発(継続) ○燃料デブリ取出設備 概念検討(継続)	検討・設計																																			
	(予定) ○【研究開発】格納容器内部詳細調査技術の開発(継続) ○【研究開発】圧力容器内部調査技術の開発(継続) ○燃料デブリ取出設備 概念検討(継続)																																				
	(実績) ○原子炉格納容器内部調査(継続) ○1/2号機SGTS配管撤去(継続)		現場作業	1/2号機SGTS配管撤去(残り分配管①~⑧)																														OPCV内部調査 PCV内部調査に係る実施計画変更申請(18/7/25) 一補正申請(19/1/18)一認可(19/3/1) 【主要工程】 ・PCV内部調査装置投入に向けた作業19/4/8~21/10/14 ・PCV内部調査21/11/5~ ・ROV-A1ドリリング取付22/2/8~22/2/10 ・ROV-A2調査22/3/14~22/5/23 ・ROV-C調査22/6/7~22/6/11 ・ROV-D調査22/12/6~22/12/10 ・ROV-E調査(1回目)23/1/31~23/2/11 ・ROV-E調査(2回目)23/2/10~23/2/11 ・ROV-B調査23/3/4~23/3/8 ・ROV-A2調査23/3/28~23/4/1 ○1/2号機SGTS配管撤去(その1)に係る実施計画変更申請(21/3/12)一認可(21/8/26) 【主要工程】 ・1/2号機SGTS配管切断時ダスト飛散対策(ウレタン注入) 21/9/8~21/9/26 ・1/2号機SGTS配管切断 22/5/23~23/5月中旬 ・1/2号機SGTS配管切断(残り分) M/U23/1/29~23/3/3 ・1/2号機SGTS配管切断(残り分配管①~⑧) 23/4/18~23/7/14 ・1/2号機SGTS配管切断(残り分配管⑨)については実施時期調整中。			
	(予定) ○原子炉格納容器内部調査(継続) ○1/2号機SGTS配管撤去(継続)																																				
	(実績) ○原子炉格納容器内部調査(継続)	検討・設計																																			
(予定) ○原子炉格納容器内部調査(継続)	現場作業		PCV内部調査 ロボットアームの性能確認試験・モックアップ・訓練(国内)																														時期調整中				
(実績) ○原子炉格納容器内部調査(継続)			PCV内部調査 PCV内部調査装置投入に向けた作業																														時期調整中				





注：今後の検討に応じて、記載内容には変更があり得る

# 1/2号SGTS配管撤去（その1）の進捗状況について

2023年7月27日



東京電力ホールディングス株式会社

<SGTS配管撤去の実績>

(前のご報告)

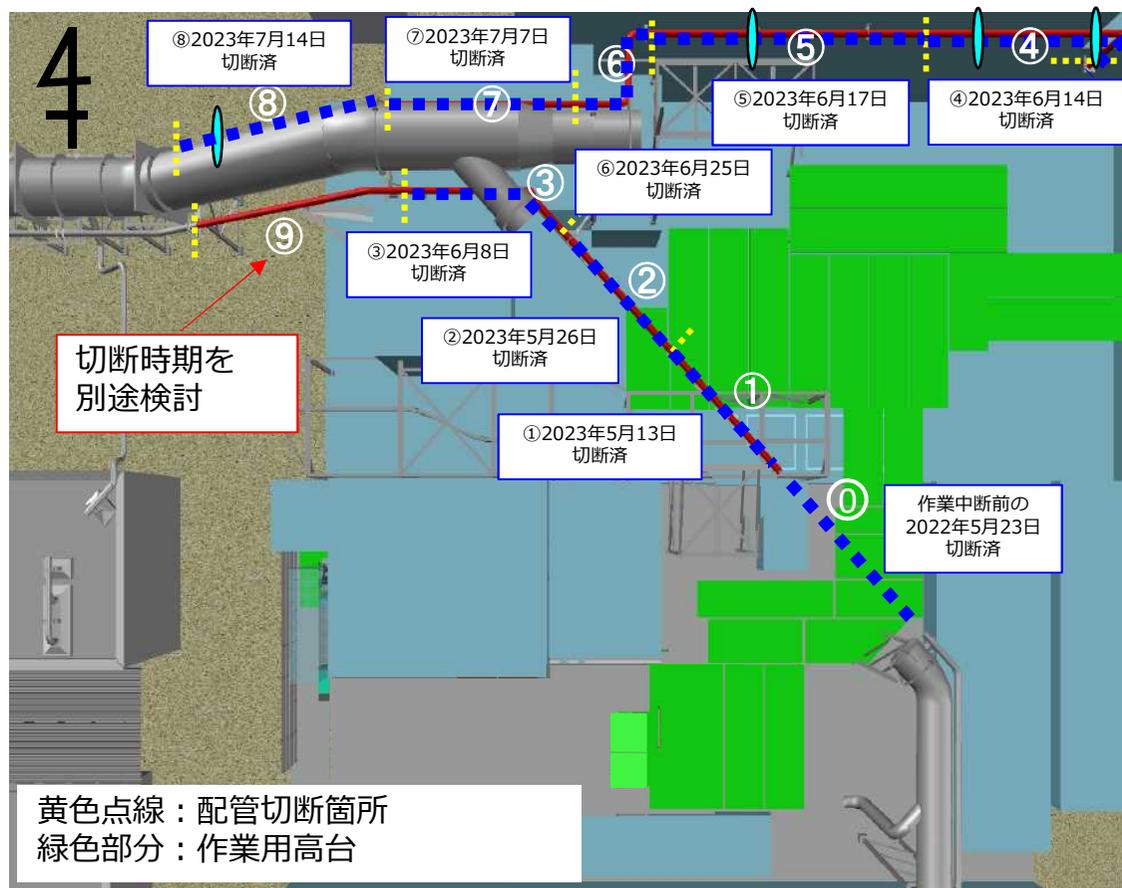
- 6月24日夜～6月25日朝, 配管⑥切断・撤去 ⇒完了。

(前のご報告以降の作業実績)

- 7月6日夜～7月7日朝, 配管⑦切断・撤去 ⇒完了。
- 7月7日夜～8日朝, 配管⑧中間サポート先行切断 ⇒完了。
- 7月13日夜～7月14日朝, 配管⑧切断・撤去 ⇒完了。
- 配管①～⑧の切断作業中, 作業用仮設ダストモニタ及び構内ダストモニタの値に有意な変動はなかった。

## SGTS配管撤去（その1）の配管切断箇所

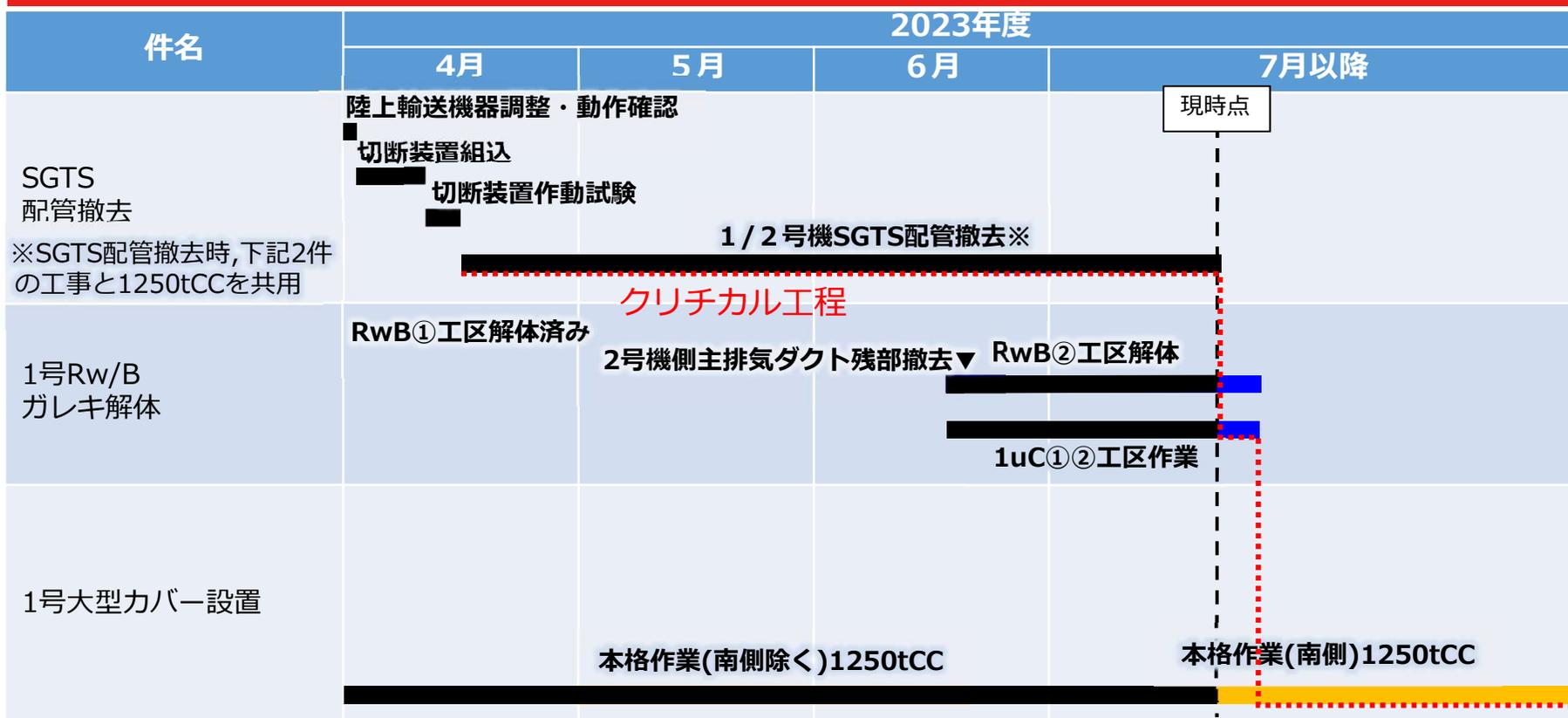
- 1/2号機非常用ガス処理系(SGTS)配管について、1号機原子炉建屋カバー設置に干渉する①～⑧の配管の切断撤去作業を完了した。
- 1号機大型カバー設置工事と干渉がない⑨の部分に関しては周辺ガレキの撤去が必要であるため、工程組み替えを行いガレキを撤去した後に、建屋干渉物の撤去及びSGTS配管の切断、撤去を行う予定。



○：先行切断対象のサポート※  
⇒7月8日で、対象サポート  
の先行切断を完了済み。

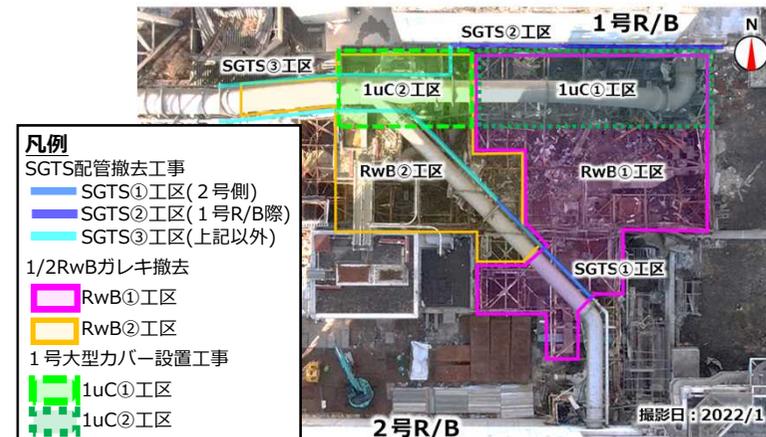
※配管サポート：SGTS配管を  
支える部材

# SGTS配管撤去工程及び1/2号機周辺工事の進捗状況



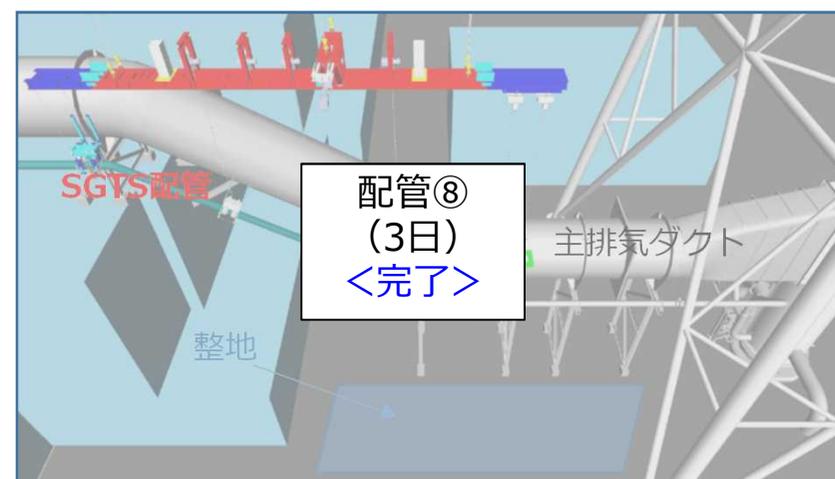
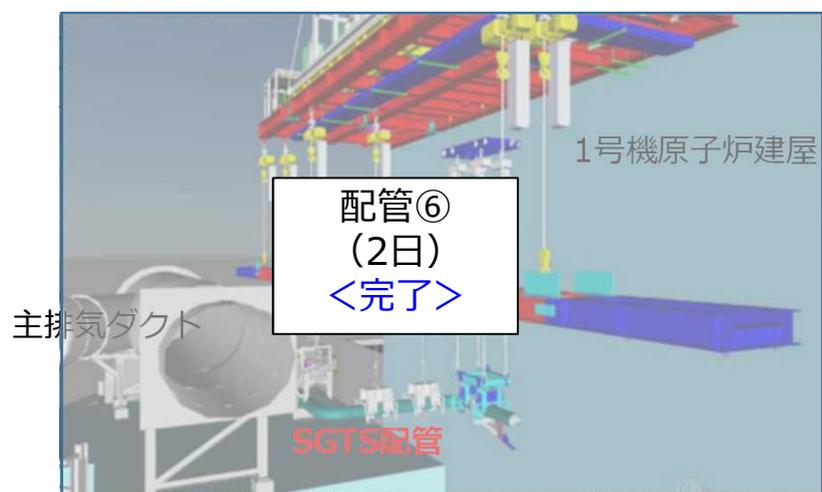
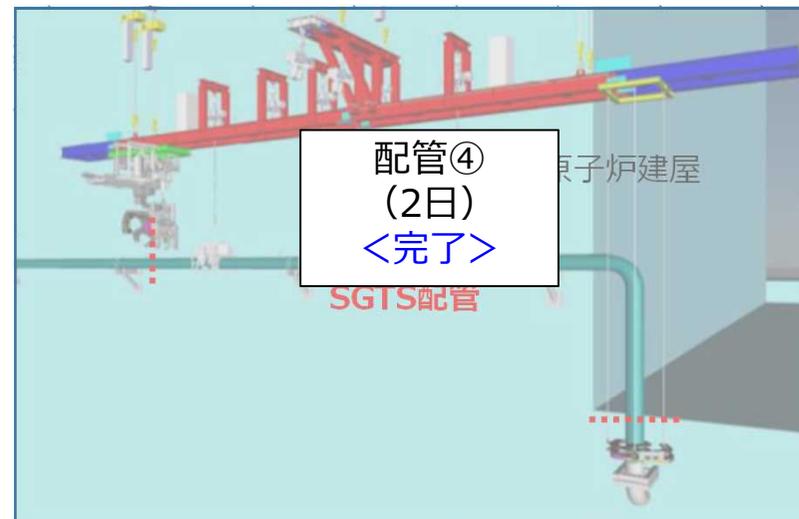
CC : クローラークレーン

- 1/2号Rw/B屋上雨水排水工事を2023年3月に完了。
- 配管⑨は切断時期を別途検討する。



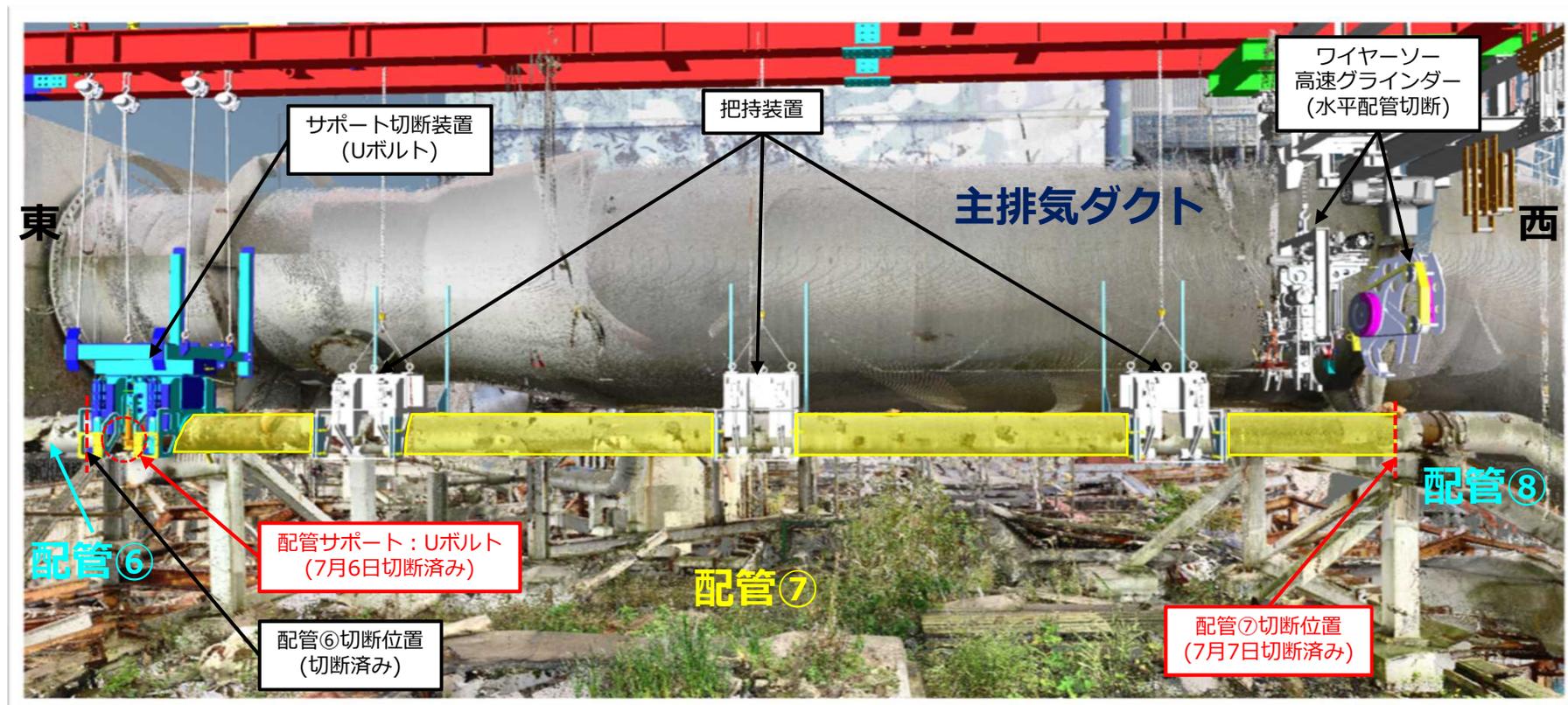
## 【補足】作業予備日の内訳（合計：19日）

- 強風等の悪天候：11日 ⇒過去3カ年の6月，7月の気象庁データから算出
- 想定リスク対応：8日 ⇒下記の図を参照

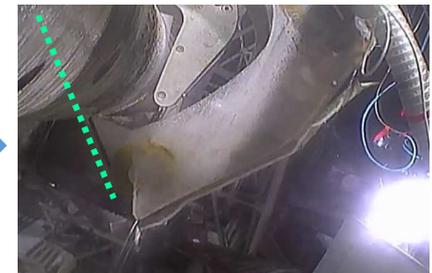
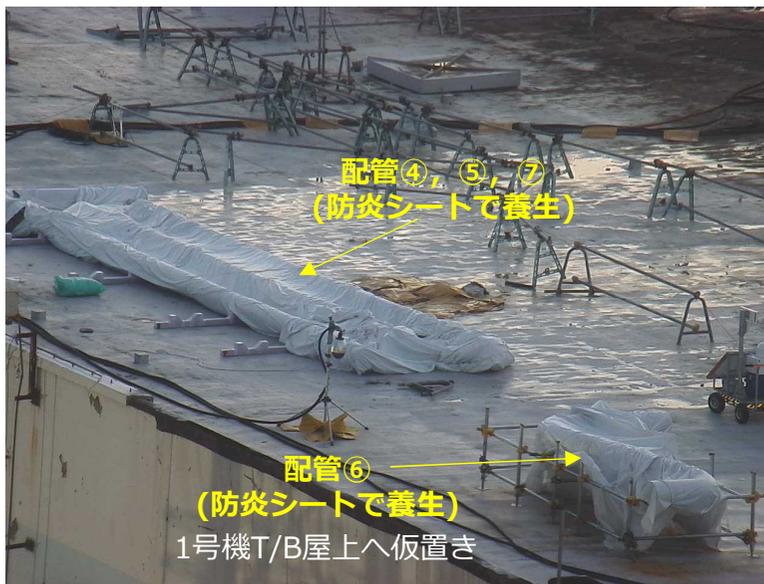


## 配管⑦：寄付き確認，切断及び仮置き作業状況

- 配管寄付き確認を実施し，結果良好。
- 配管サポート及び水平配管切断を実施し，噛み込み等のトラブルなく，完了。
- 切断した配管を1号機T/B屋上へ仮置き。
- なお，切断作業中の仮設・構内ダストモニタの値に有意な変動はなかった。

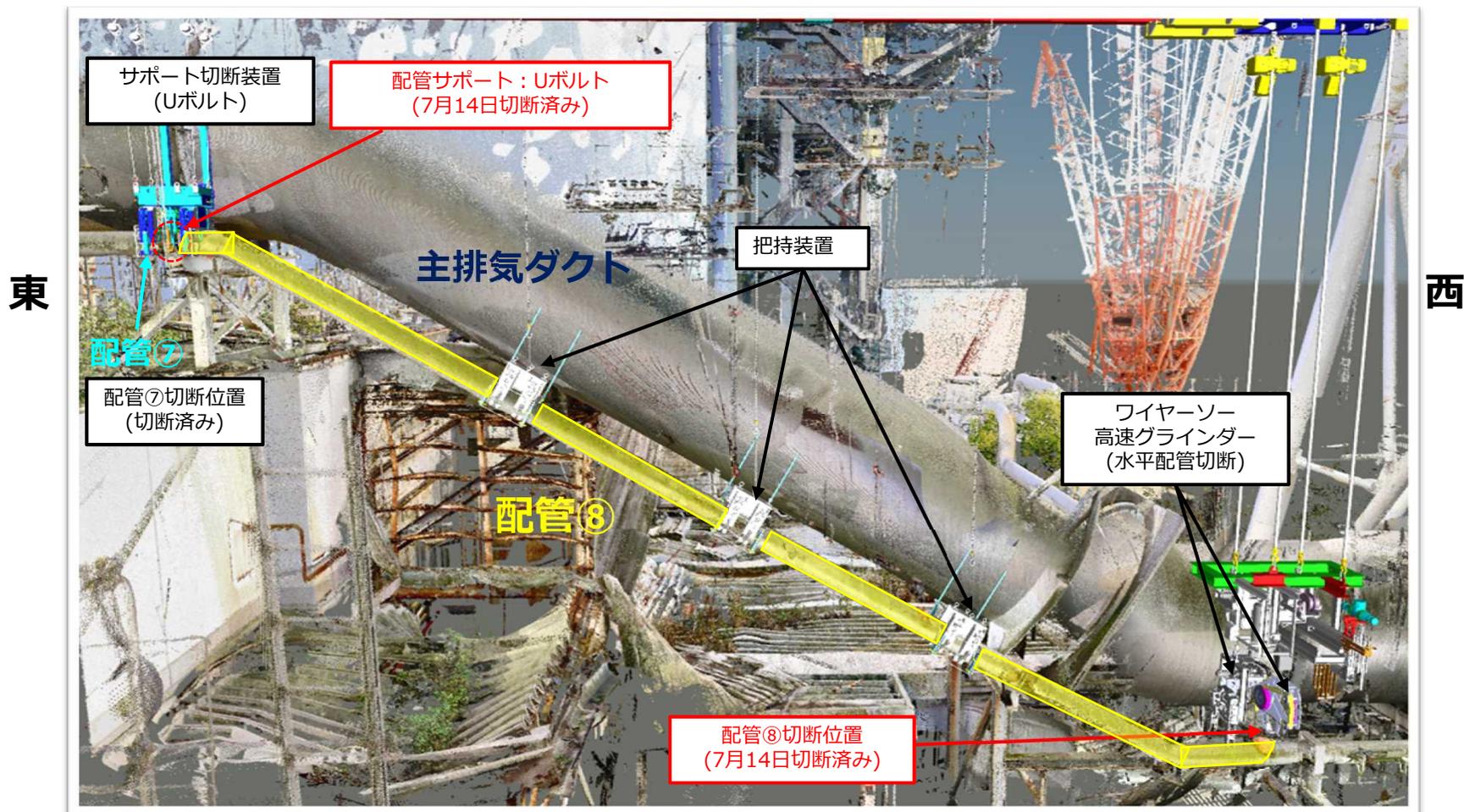


# 配管⑦：寄付き確認，切断及び仮置き作業状況

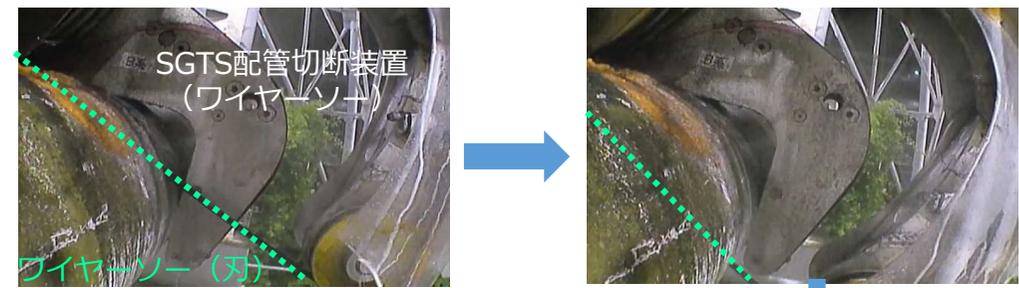
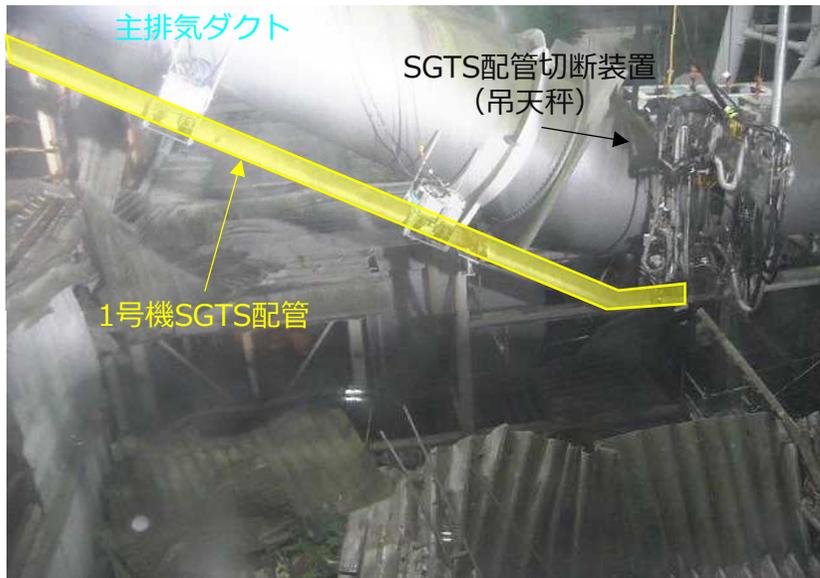


## 配管⑧ 寄りき確認, 切断及び仮置き作業状況

- 配管寄りき確認を実施し, 結果良好。
- 配管サポート及び水平配管切断を実施し, 噛み込み等のトラブルなく, 完了。
- 切断した配管を1号機T/B屋上へ仮置き。
- なお, 切断作業中の仮設・構内ダストモニタの値に有意な変動はなかった。

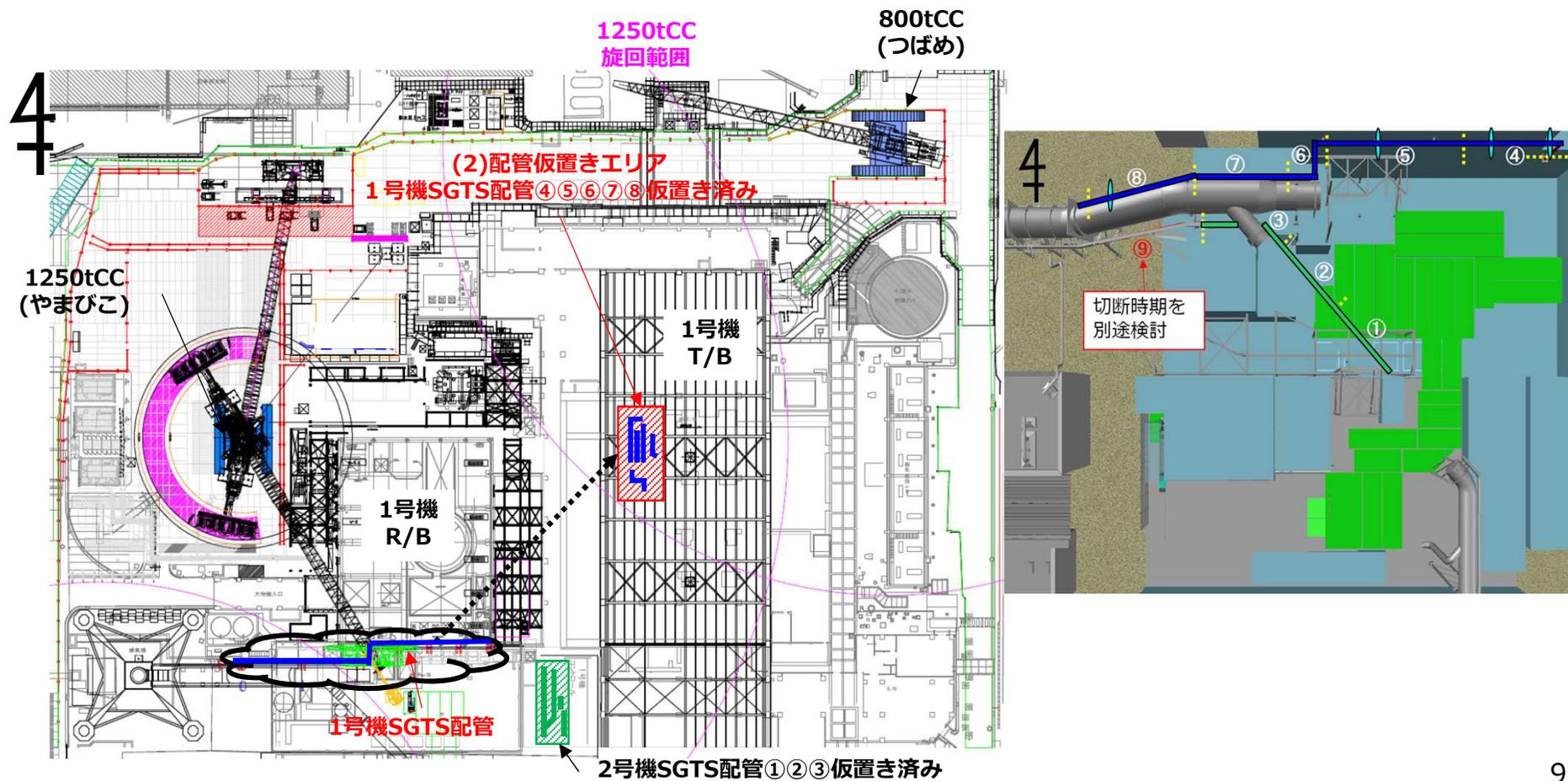


# 配管⑧：寄付き確認，切断及び仮置き作業状況



## 1号機SGTS配管の仮置き場所について

- 1号機SGTS配管は、大型カバー設置工事・Rw/Bガレキ解体工事との干渉，周辺エリアへの線量影響を考慮し，1号機T/B屋上に仮置きする。
- 対象の配管④⑤⑥⑦⑧について，1号機T/B屋上へ仮置き完了。（7月14日）



## 参考：1/2号機Rw/Bのガレキ撤去における主排気ダクト撤去の進捗 **TEPCO**

- ▶ 2021年9月より作業を開始した1/2号機Rw/Bのガレキ撤去において、SGTS配管撤去工事の進捗に沿って、1/2号機共用排気筒へ繋がる主排気ダクトの撤去を実施中。
  - ① 2022年8月末に2号機側先行撤去範囲（約8m）を撤去。
  - ② 2022年10月～11月に1号機側のSGTS配管と干渉しない範囲（約24m）を撤去。
  - ③ 2023年6月14日に2号機側の残部（約19m）を撤去。
  - ④ 今後、1号機側と2号機側の合流部分（約12m）を撤去する計画。
- ▶ 作業は、ダスト飛散抑制対策として飛散防止剤を散布した上で、ダストモニタによるダスト濃度の監視下で実施しており、これまでに有意なダスト濃度の上昇は発生していない。

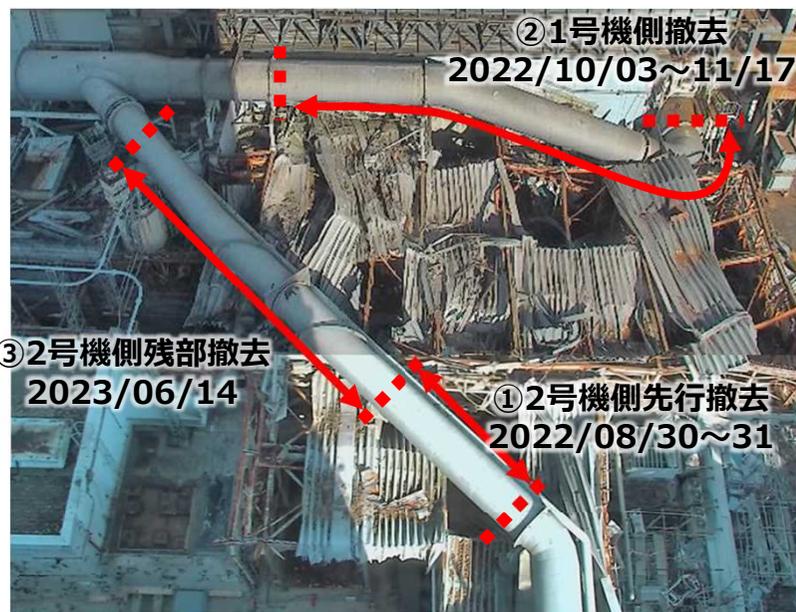


写真1：1/2号機Rw/B ガレキ撤去前

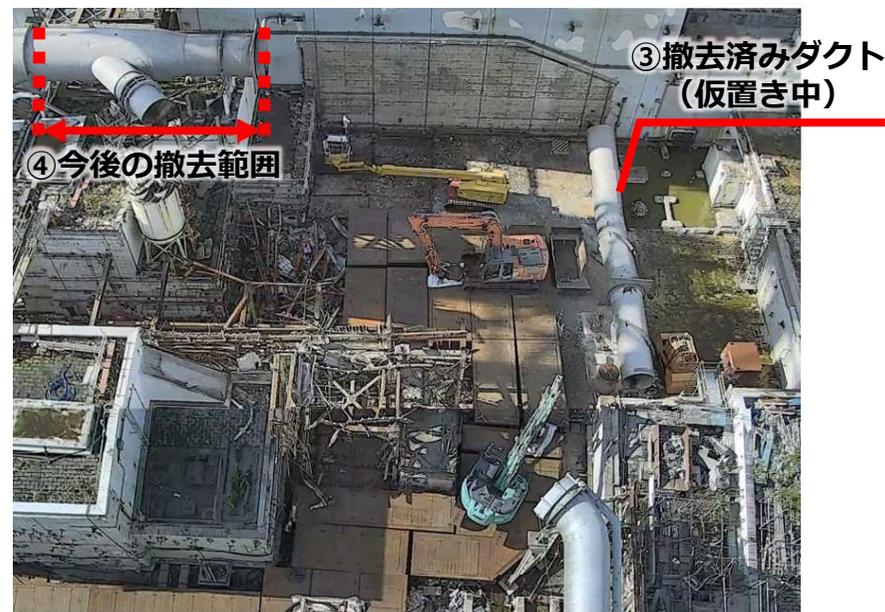


写真2：1/2号機Rw/B 現状

# 3/4号機排気筒解体に向けた 現場調査の実施状況について

2023.7.27

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

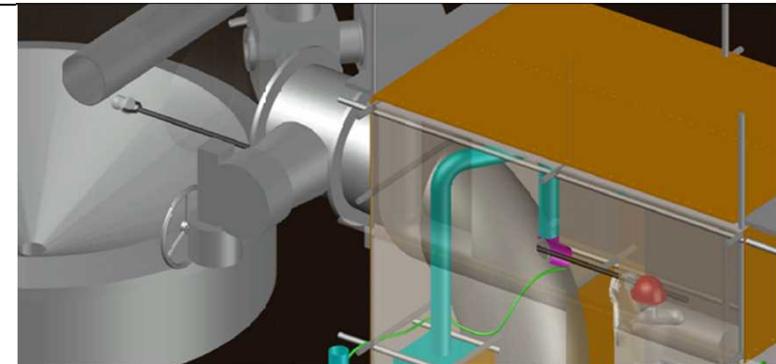
# はじめに

- 3/4号機排気筒撤去に向けた現場調査として、排気筒及びSGTS配管の内部線量調査を実施する。
- 3/4号機は1/2号機に比べ雰囲気線量が低く汚染リスクも低いですが、作業安全に万全を期すため、**1/2号機同様にダスト対策用ハウス・局所排風機を設置して調査**を行う。  
(3/4号機の雰囲気線量 平均約0.650mSv/h・1/2号機の雰囲気線量 平均約7.600mSv/h)
- **調査の目的：3/4号機排気筒解体時における、筒身切断作業時の線量影響及びダスト飛散防止対策の検討のため。**

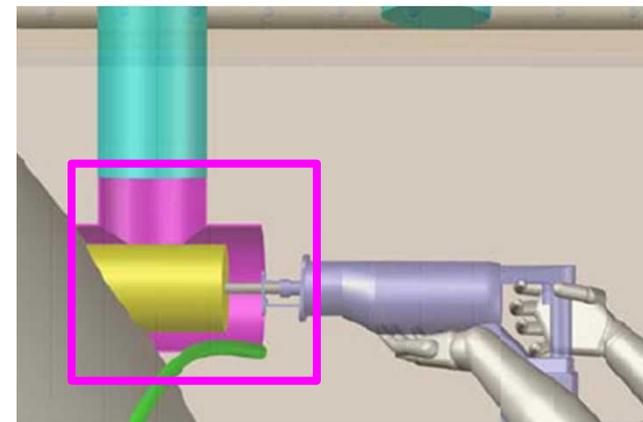
## <主な作業手順>



1/2号機排気筒内部調査で実績のある工法を採用する。



内部確認作業イメージ (1/2号機排気筒調査時)



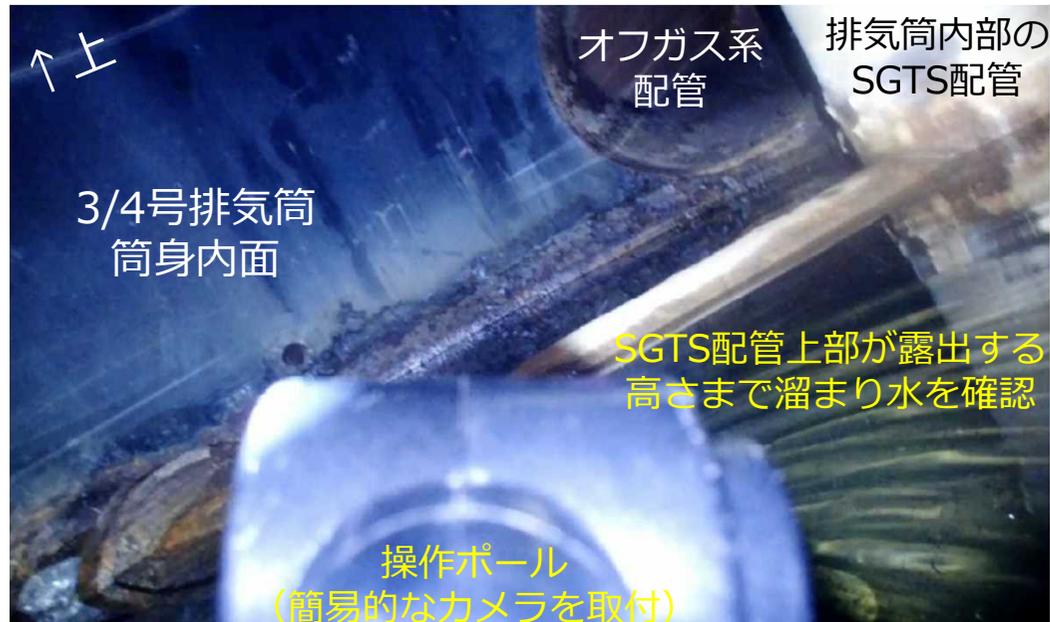
ダスト飛散防止用治具イメージ

# 1. 排気筒の筒身内部の画像確認

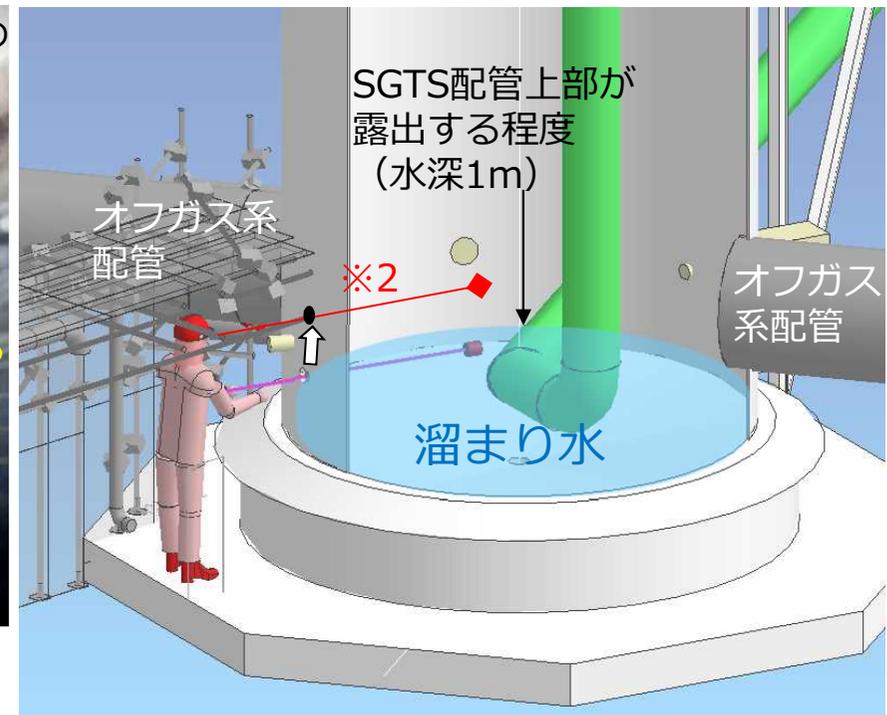
TEPCO

- 2023年6月13日に排気筒の筒身へ穿孔を行い，内部を確認したところ，筒身内部SGTS配管上部（水平配管）が露出する高さ（水深約1m）までの溜まり水（雨水）を確認した。
- 溜まり水の分析の結果，排気筒ドレンサンプルピットの水準を上回る**全β放射能を検出**。
- 排気筒の外観確認を実施したところ，配管貫通部等からの漏えいは確認されず，溜まり水は排気筒内部に留まっている。今後の対応を別途検討する予定。

## <筒身内部の様子>



## <イメージ>

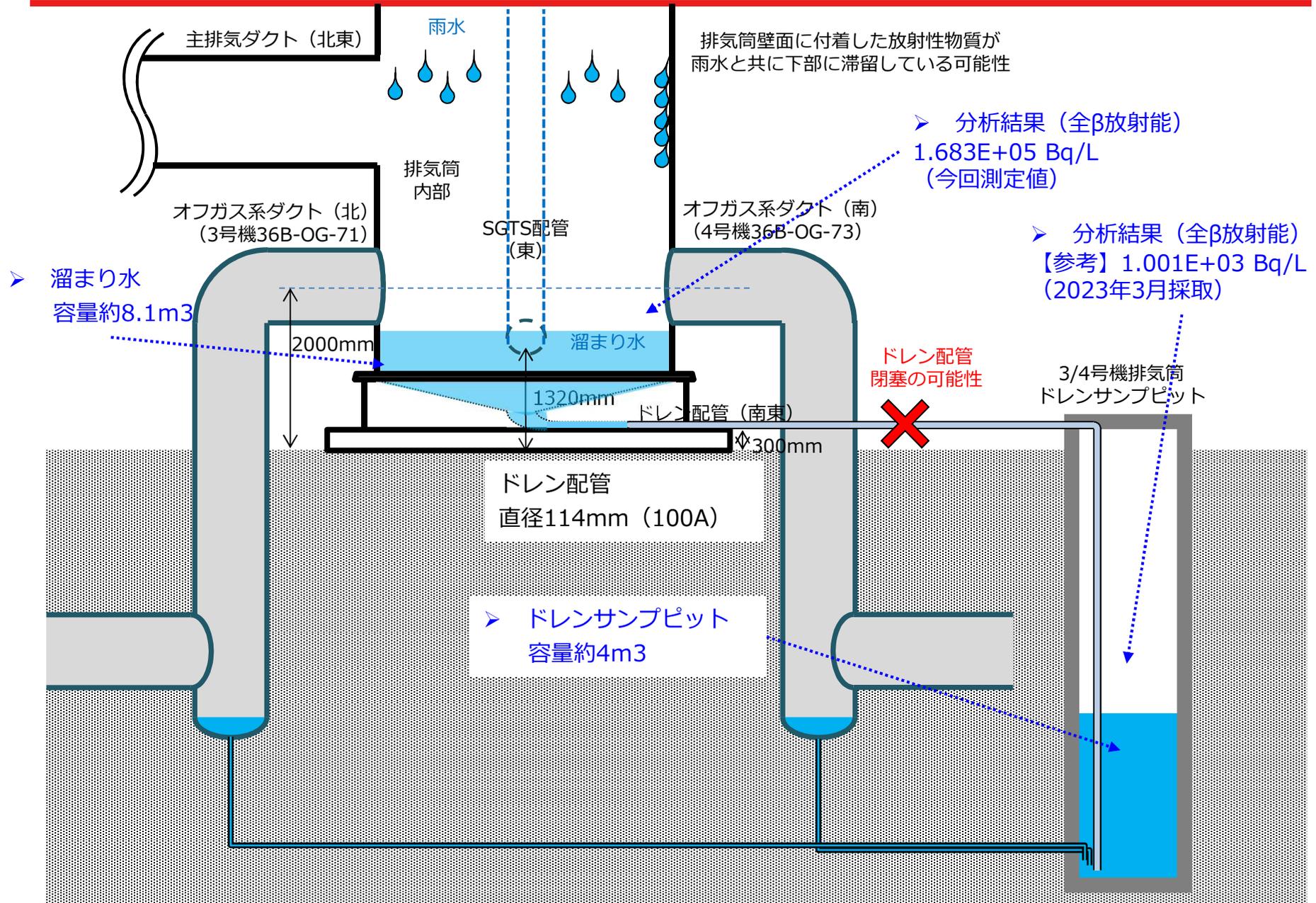


### ➤ 分析結果（全β放射能）

- ・ 排気筒溜まり水：1.683E+05 Bq/L（今回測定値）
- ・ 【参考】 排気筒ドレンサンプルピット：1.001E+03 Bq/L（2023年3月採取）

※2 実際の穿孔位置は，オフガス系配管の中心よりやや上

# 補足：溜まり水の状況（推定）

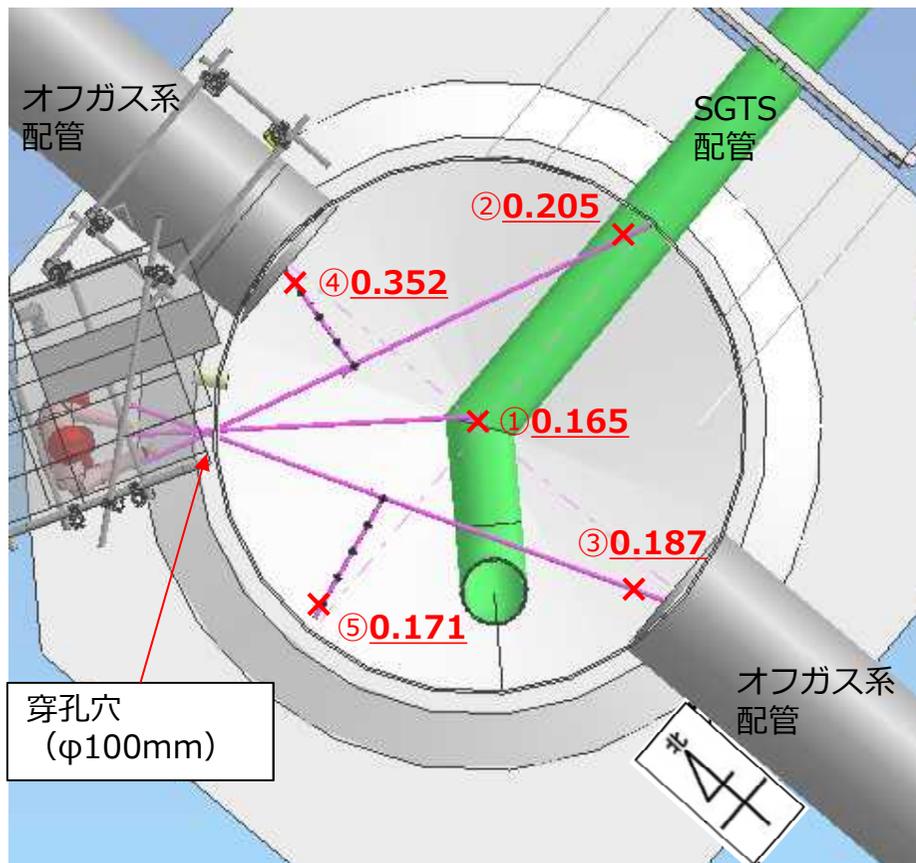


## 2. 調査結果速報（排気筒の筒身内部線量測定）

- 筒身内部の線量測定を実施したところ、約0.165～0.352mSv/h（5箇所）という結果であった。

### <線量測定結果>

× : 線量測定箇所



①筒身中央	0.165mSv/h
②筒身内側面から200mm	0.205mSv/h
③筒身内側面から200mm	0.187mSv/h
④筒身内側面から200mm	0.352mSv/h
⑤筒身内側面から200mm	0.171mSv/h

### <参考>

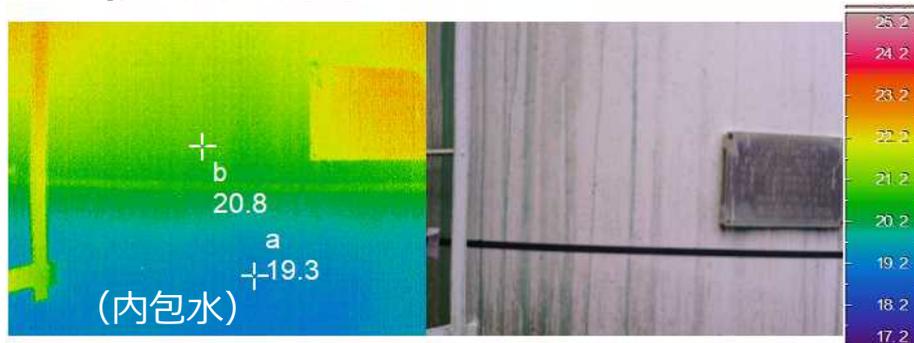
- 溜まり水は今回の排気筒の筒身内部調査に支障は無い。

### 3. SGTS配管の内部線量測定

- SGTS配管にも溜まり水がある可能性を考慮し、赤外線サーモにて外観温度の比較を実施した。
- SGTS配管温度が周辺温度と同程度であるため、溜まり水は無いと判断しSGTS配管の穿孔及び内部線量調査を実施。

#### <外観温度比較結果>

##### ➤ 排気筒の筒身



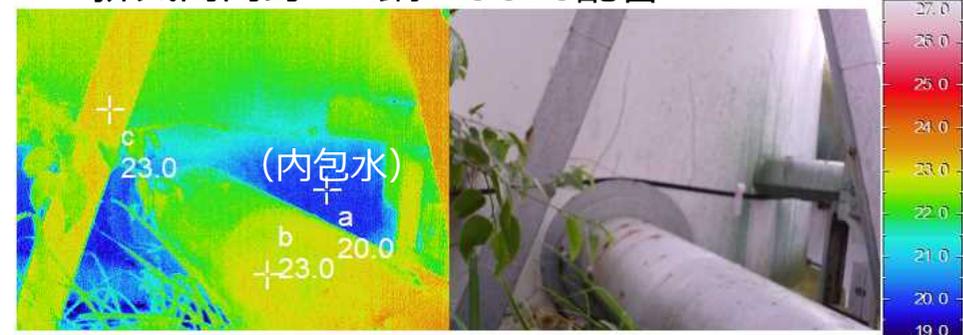
##### ➤ SGTS配管



##### ➤ 排気筒の筒身・SGTS配管



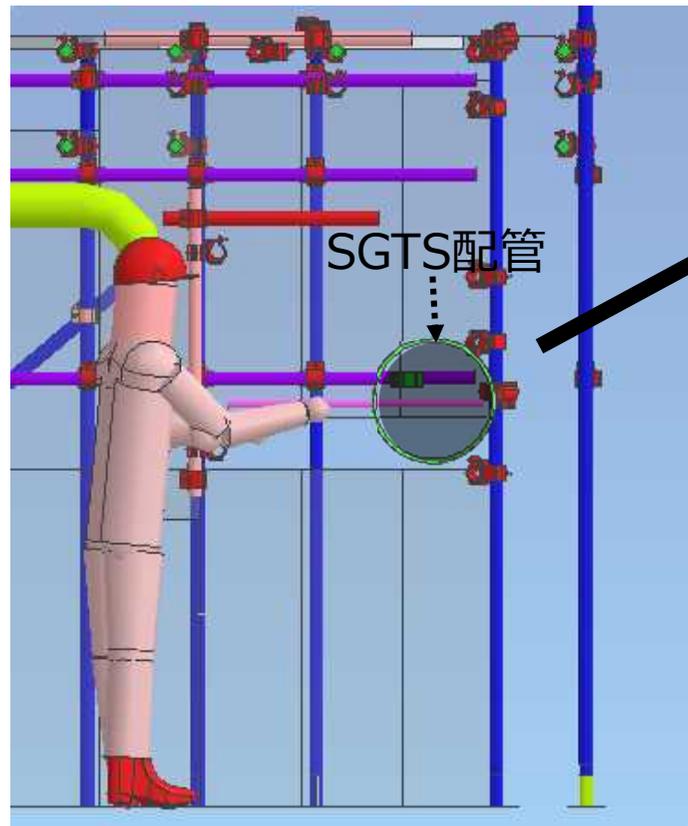
##### ➤ 排気筒筒身・H鋼・SGTS配管



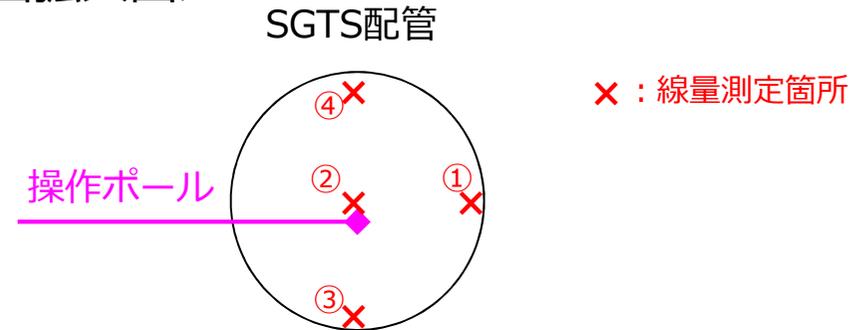
## 4. 調査結果速報（SGTS配管内部線量測定）

- 2023年6月23日、SGTS配管内部の線量測定を実施したところ、約0.336～0.650mSv/h（4箇所）という結果であった。

### <線量測定結果>



### <断面拡大図>



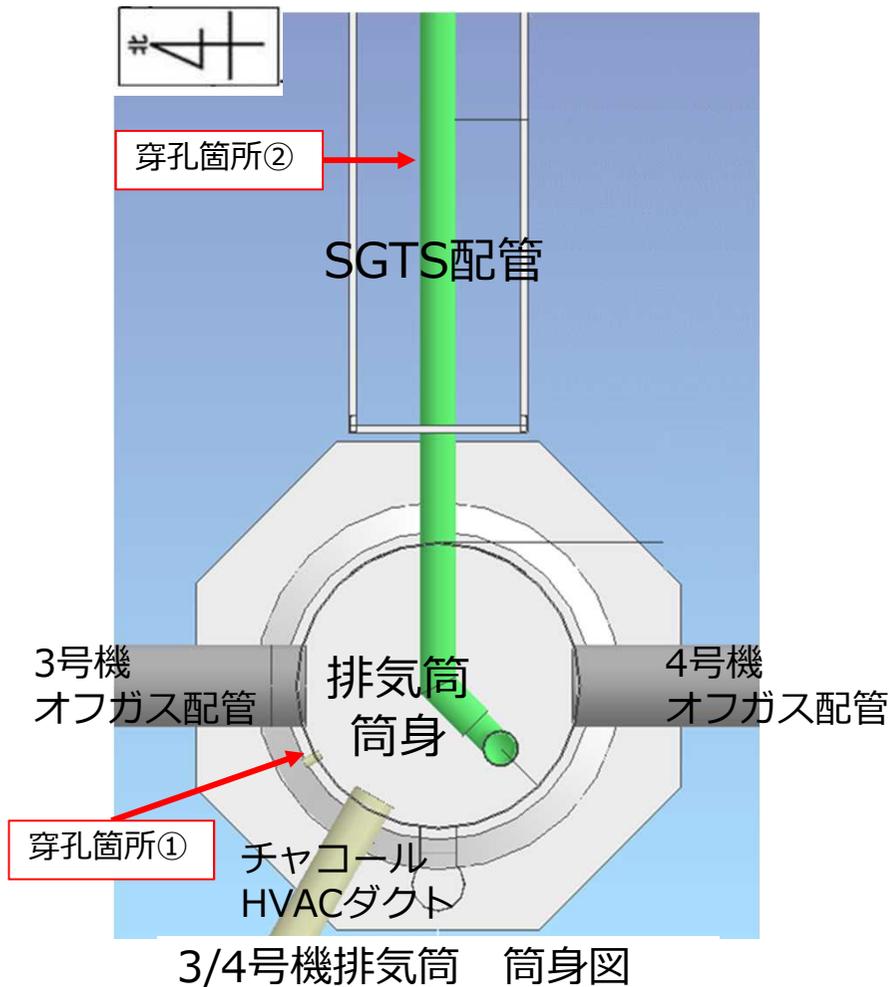
①SGTS配管内面穿孔位置正面壁面	0.425mSv/h
②SGTS配管内中央	0.425mSv/h
③SGTS配管内面下部	0.650mSv/h
④SGTS配管内面上部	0.336mSv/h

# 補足：穿孔箇所



- 3/4号機排気筒の筒身に1箇所，SGTS配管に1箇所の計2箇所に穿孔して内部線量調査を実施。

## <穿孔箇所>



## 5. 排気筒の筒身内部調査の分析結果

- 分析結果から、Cs-137が支配的であることを確認。
- 筒身内部の状況から、雨水以外の流入はないと考えられる。何らかの理由で筒身内に存在した放射性物質が、雨水に交じり筒身底部に溜まったと考えられる。

### <分析結果>

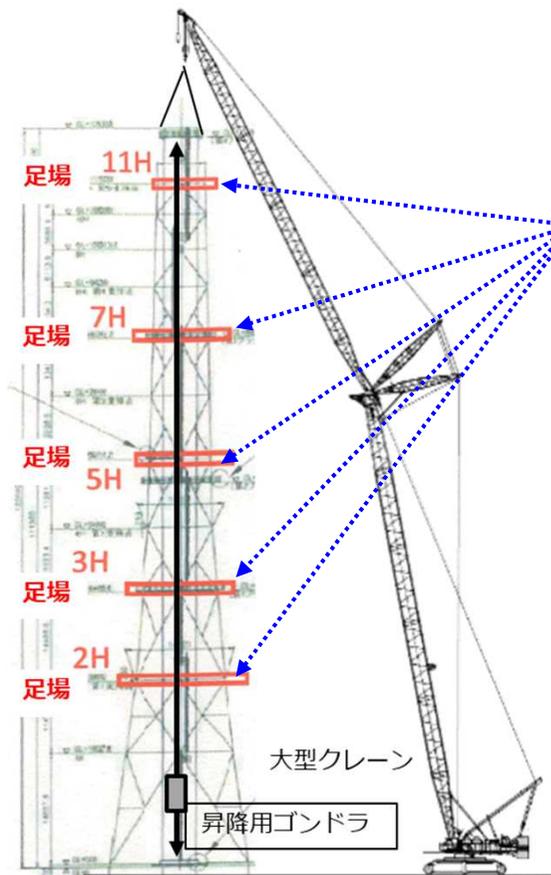
項目	筒身溜まり水 1回目採取 (Bq/L)	筒身溜まり水 2回目採取 (Bq/L)	SGTS配管 スミヤ (Bq/cm <sup>2</sup> )	筒身 スミヤ (Bq/cm <sup>2</sup> )
Cs-134	3.616E+03	3.493E+03	<3.341E-01	<1.621E-01
Cs-137	1.461E+05	1.411E+05	7.360E+00	1.611E+00
全β	1.683E+05	1.732E+05	3.120E+00	2.065E-01
Sr-90	3.166E+02	3.653E+02	<2.214E-02	<2.145E-02

### <解体作業に向けた対応>

- 解体作業前までに筒身内部の溜まり水の処理を検討する。
- 溜まり水の処理方法については、筒身切断時のダスト飛散リスクも考慮して検討する。

## 6. 調査結果速報まとめ

- 筒身内部の線量は約0.165～0.352mSv/h（5箇所），SGTS配管内部の線量は約0.336～0.650mSv/h（4箇所）という結果であった。
- 筒身外側周辺の雰囲気線量平均約0.650mSv/hと比較して低い値であり，線量計画を立て，排気筒の具体的な切断工法検討を行う。



### <工法検討（案）>

- 排気筒を大型クレーン等で吊り上げ，切断箇所を高所足場を組み，足場上で切断を実施。
- 切断工法について，従来工法の採用可・否の検討を行う。

図：工法イメージ

※5/6号機排気筒塗装時の図面を使用

# 7. 3/4号機排気筒内部線量調査工程（実績）



# 参考資料

再掲：2023年4月27日チーム会合資料抜粋

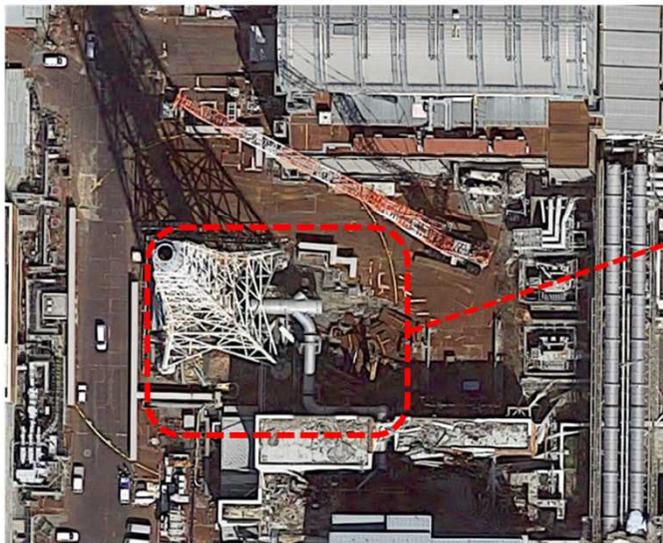
## 参考 1 . 3/4号機排気筒撤去の目的・スコープ

■目的：燃料デブリ取出設備等のための敷地確保のため、3/4号機排気筒の撤去を行う。

■解体工事のスコープ

- 3/4号機排気筒の地上部及び内部のSGTS配管
- 3/4号機排気筒から4号T/B建屋までの間の主排気ダクト及び地上部のSGTS配管

1. 3/4号機主排気ダクト：3号機側は除却済のため、4号機側のみ
2. SGTS配管：4号機R/B－3/4号機排気筒間
3. 3/4号機排気筒：上部、下部



対象エリア



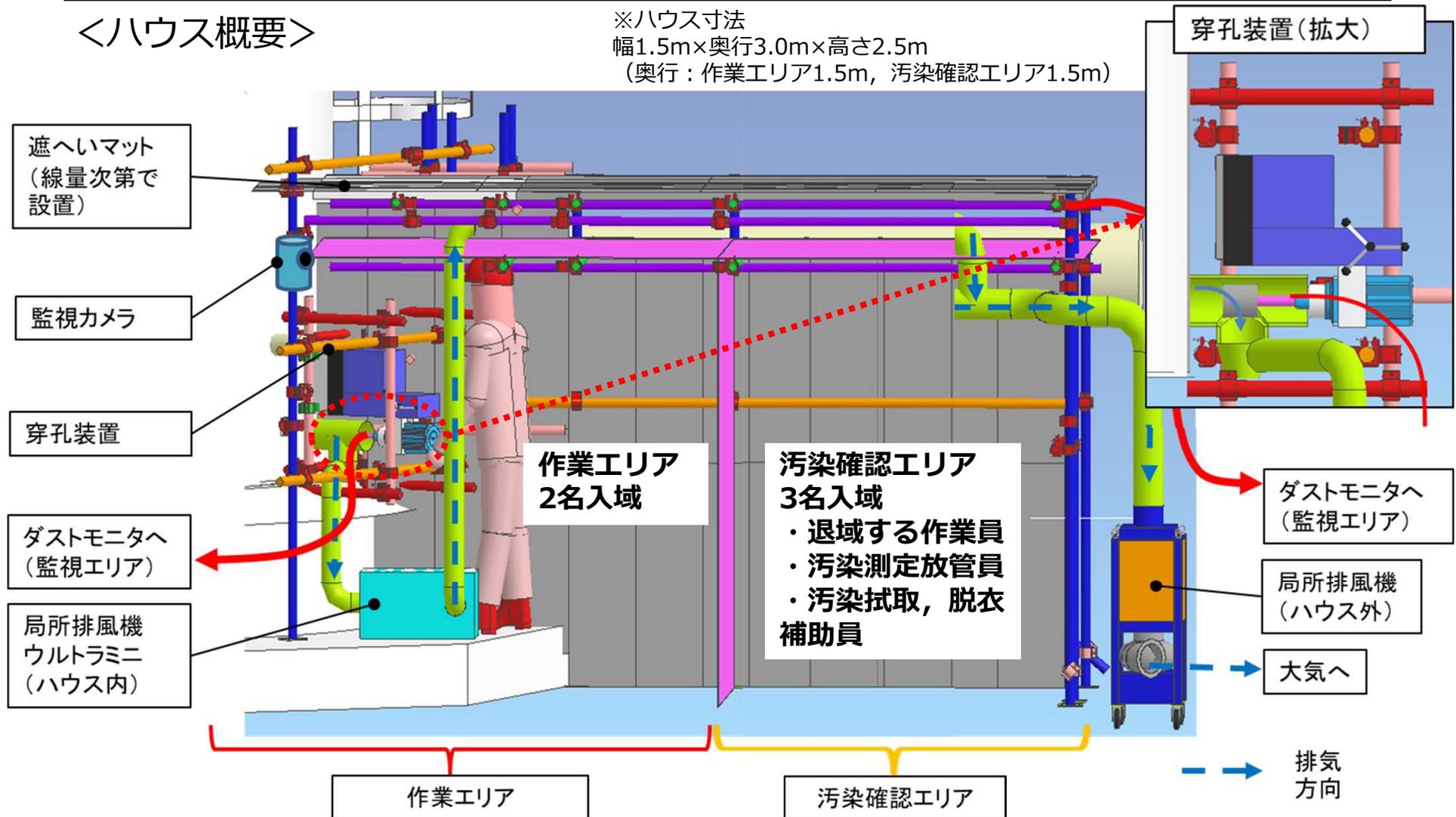
除却対象

## 参考2-1. 調査概要（準備作業）

- 準備作業として、ダスト飛散防止用ハウス及び局所排風機を設置し、穿孔装置を治具により局所排風機に接続。

### ＜ハウス概要＞

※ハウス寸法  
幅1.5m×奥行3.0m×高さ2.5m  
(奥行：作業エリア1.5m, 汚染確認エリア1.5m)



## 参考 2 - 2. 調査概要（穿孔作業）

- 3/4号機排気筒筒身及びSGTS配管に内部線量調査用の穿孔を行う。
- $\Phi 10\text{mm}$ で事前穿孔を行い，ダストの気流確認後問題なければ $\Phi 100\text{mm}$ で本穿孔を行う。

### <穿孔作業イメージ>



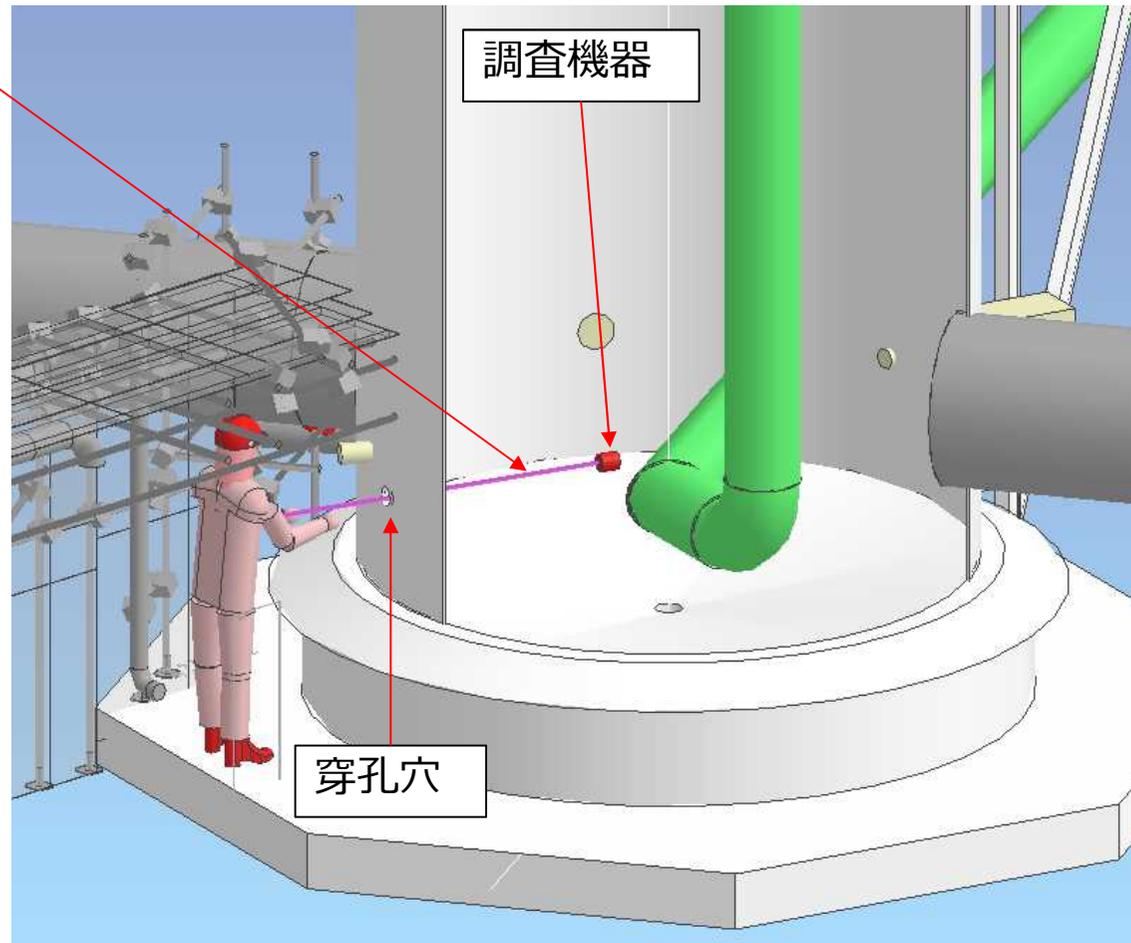
オフガス系配管の穿孔装置設置状況（1/2号機排気筒内部調査時）

## 参考 2 - 3. 調査概要（内部線量調査）

- 穿孔箇所から操作ポールを挿入し，操作ポール先端の調査機器を適宜交換し内部線量調査を行う。（線量測定・スミヤ採取・カメラによる内部確認）

### <内部線量調査イメージ>

操作ポール  
(伸縮式)



※内部線量調査の詳細は参考 3 を参照

## 参考 2 - 4 . 調査概要（閉止作業）

- 内部線量調査完了後，穿孔穴に鉄栓（閉止蓋）の取付を行う。
- 閉止蓋取付後にパテ等で固定する。

<閉止蓋取付イメージ>

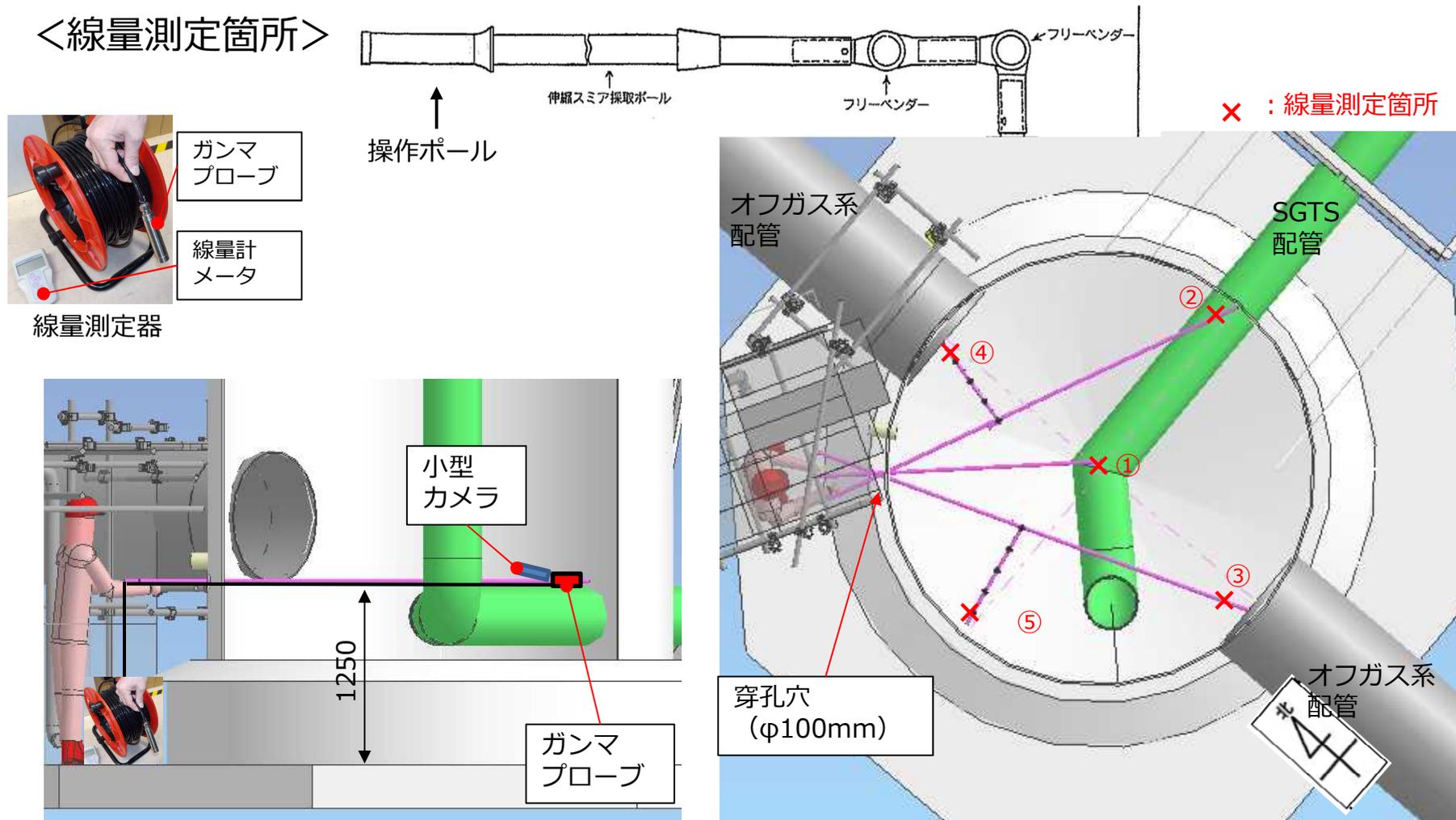


1/2号機排気筒調査時 穿孔箇所への閉止蓋取付状況

## 参考 3 - 1 . 筒身内部調査 (線量測定)

- 操作ポール先端に小型カメラ及び線量計を取付け、排気筒内部の線量測定を実施。
- 線量測定箇所は以下図の位置を想定。(①は筒身中心付近, ②～⑤は筒身内側表面より200mm程度離して測定)

### <線量測定箇所>

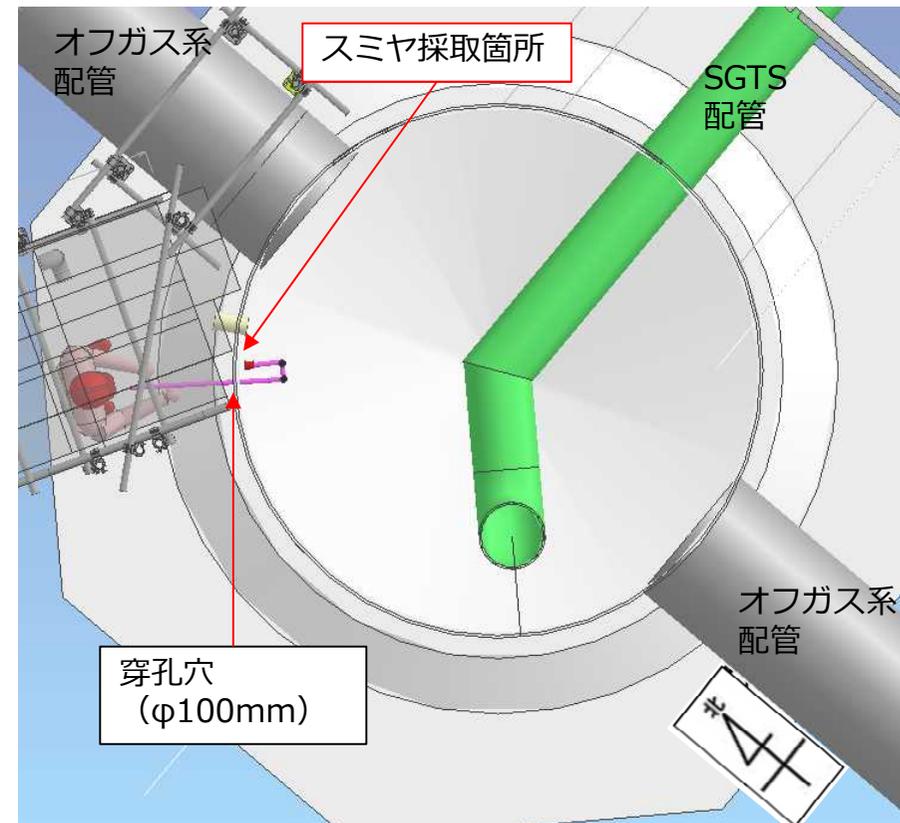
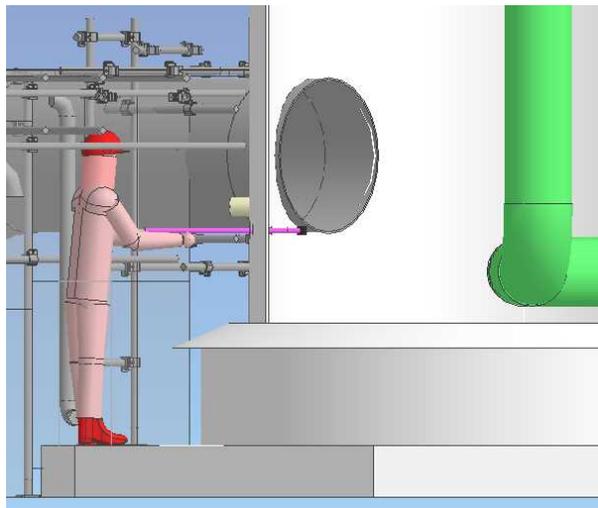
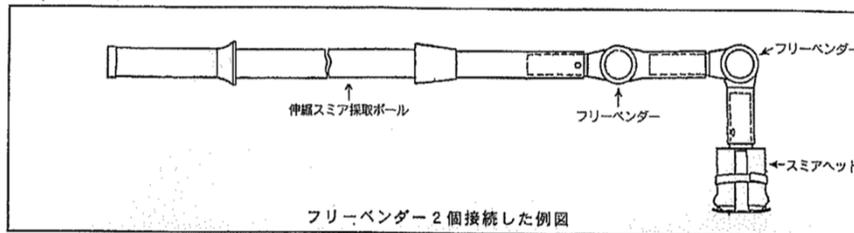


## 参考3-2. 筒身内部調査（スミヤ採取）

- スミヤポールを用いて筒身内部のスミヤ採取を実施。
- スミヤ採取箇所は以下図のように穿孔部近傍を想定。

### <スミヤ採取箇所>

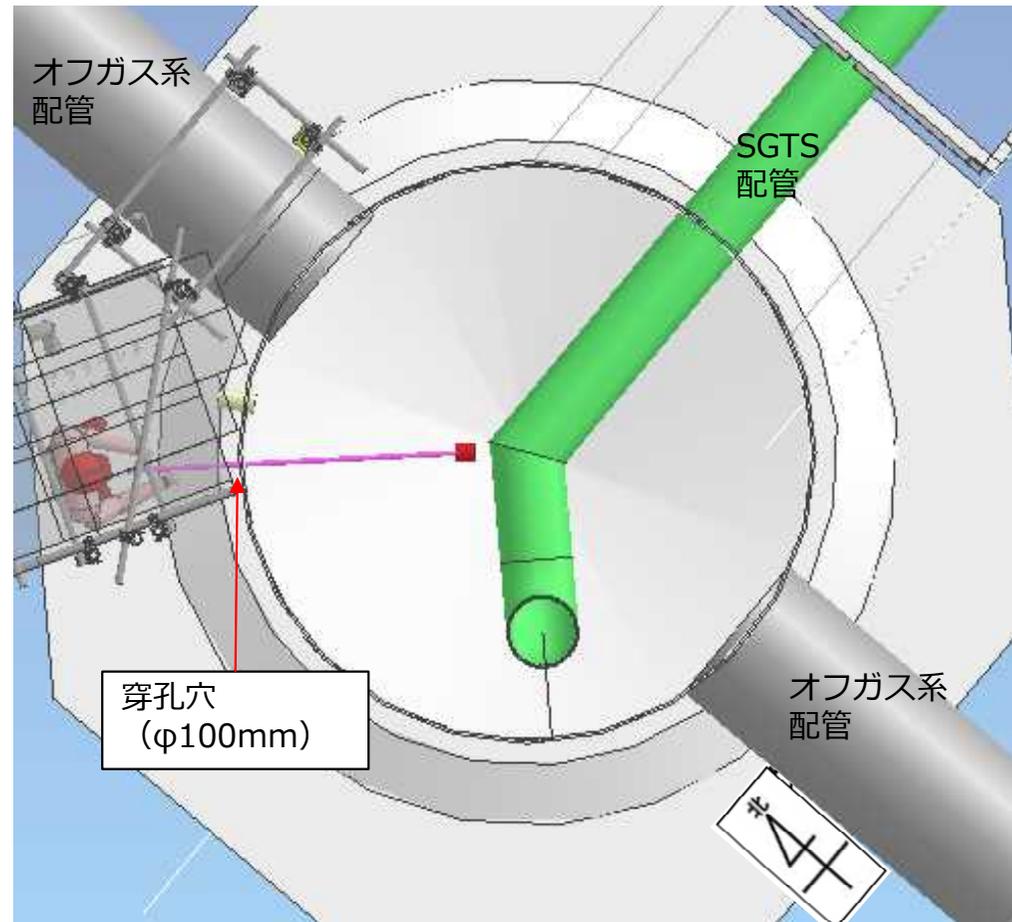
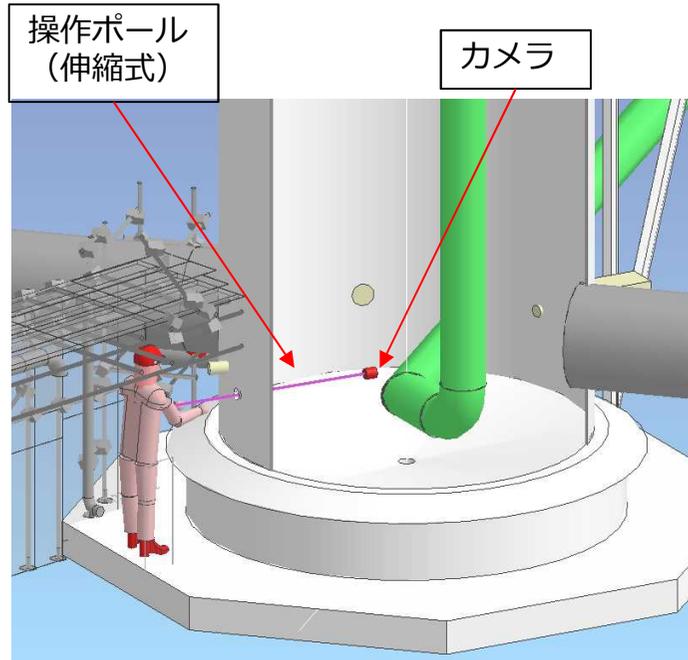
スミヤポール（高所用）



## 参考3-3. 筒身内部調査（カメラによる内部確認） **TEPCO**

- 操作ポールにカメラを取付け、筒身内部の底部・側面の状況を確認・記録。
- 使用するカメラはモックアップにて映像を確認した上で選定。

### <カメラによる内部確認箇所>



360度Webカメラ



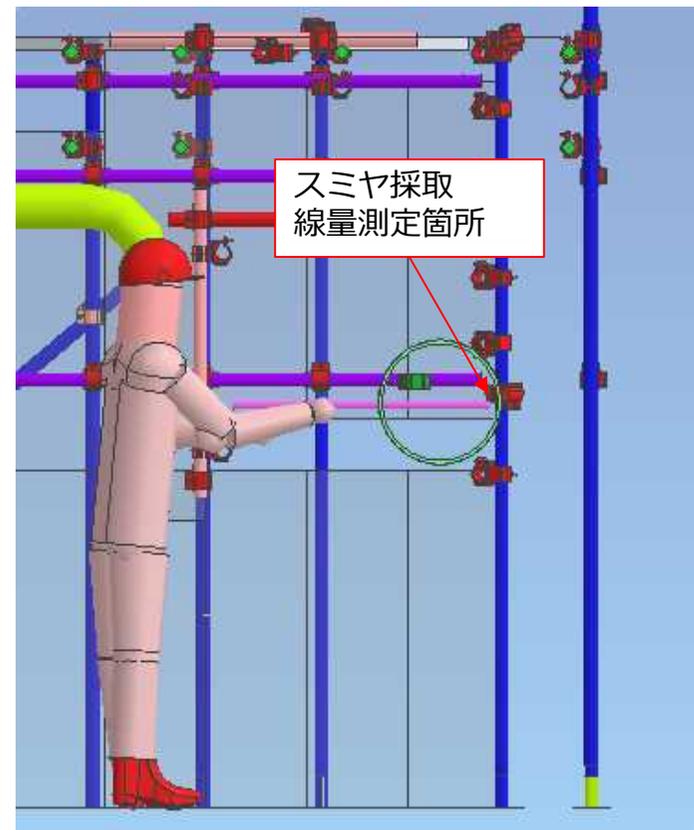
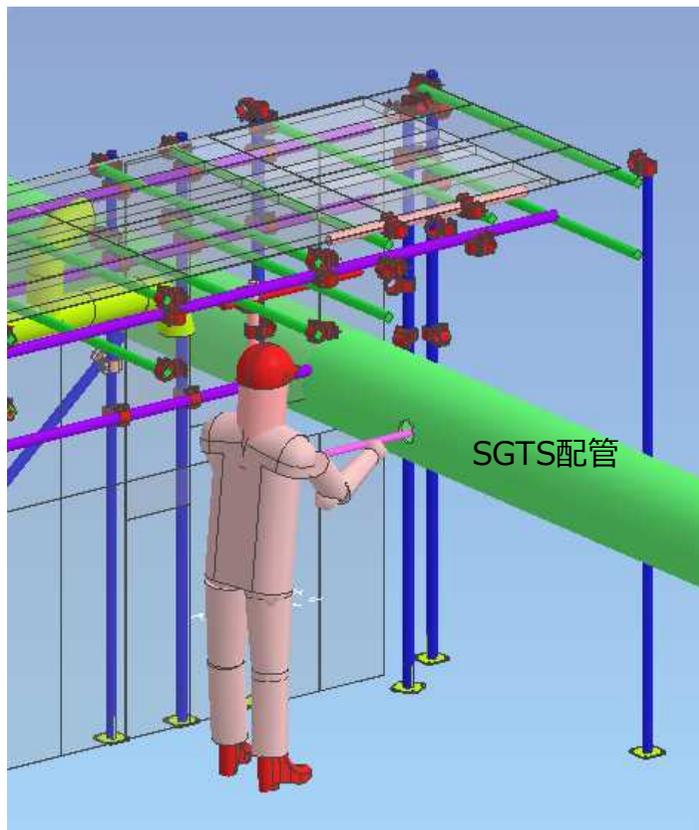
ネットワークカメラ  
(前回作業で実績あり)

使用するカメラの例

## 参考 3 - 4 . SGTS配管内部調査

- スミヤポールを用いて，SGTS配管内部の線量測定・スミヤ採取を実施。
- 小型カメラにて穿孔部付近の内部状況を確認。

<内部調査箇所>



# 2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況

2023年7月27日

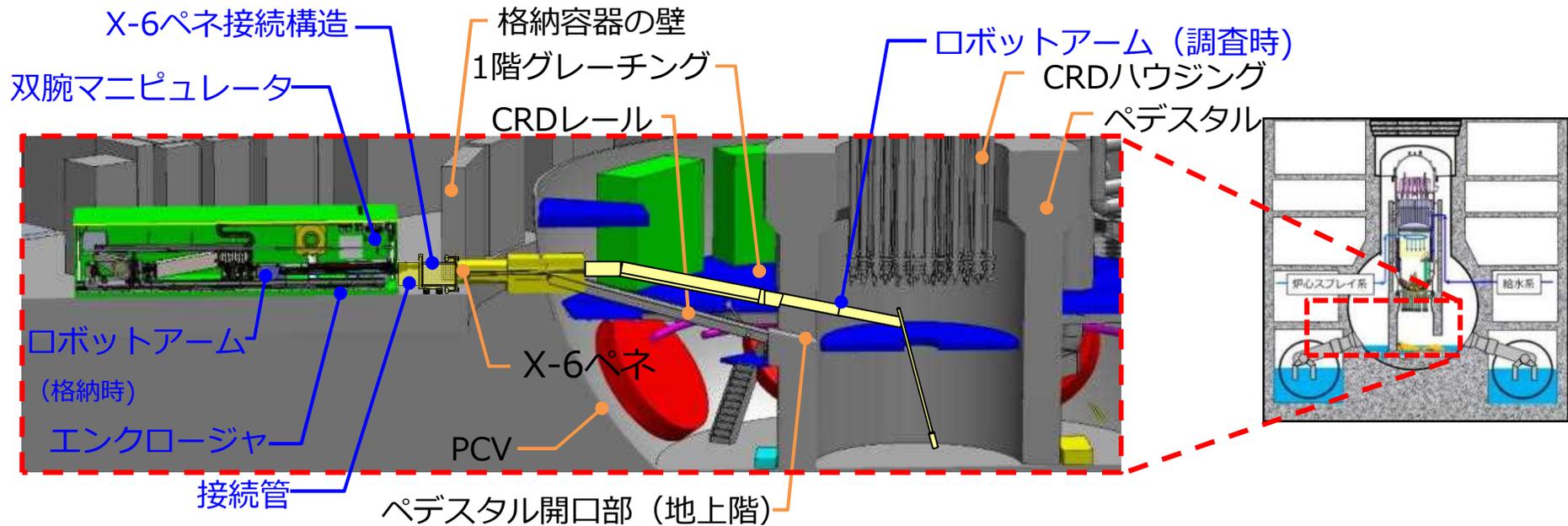
**IRID** **TEPCO**

---

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社

# 1. PCV内部調査及び試験的取り出しの計画概要

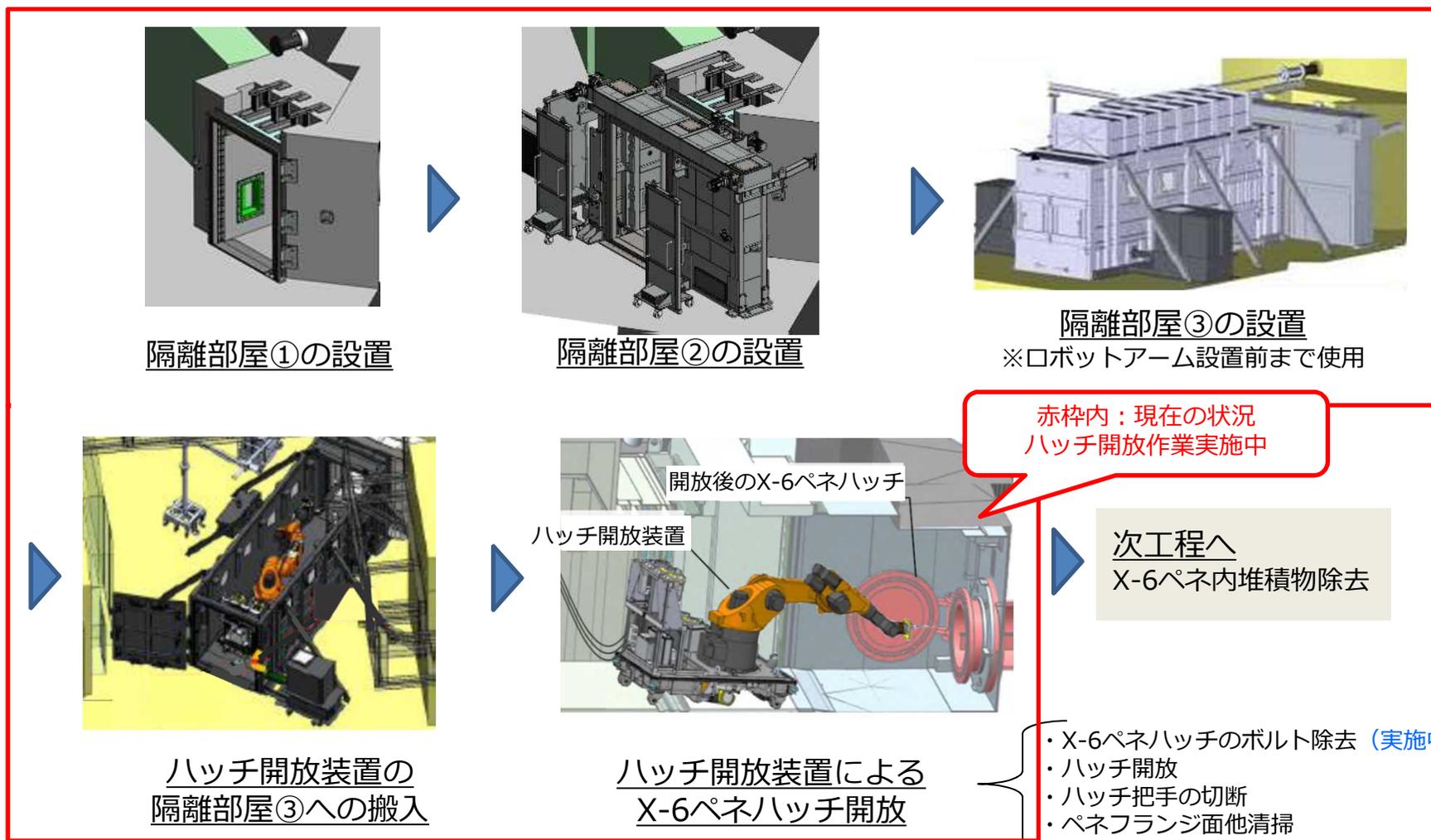
- 2号機においては、PCV内部調査及び試験的取り出し作業の準備段階として、作業上の安全対策及び汚染拡大防止を目的として、今回使用する格納容器貫通孔（以下、X-6ペネ）に下記設備を設置する計画
  - X-6ペネハッチ開放にあたり、PCVとの隔離を行うための作業用の部屋（隔離部屋）
  - PCV内側と外側を隔離する機能を持つ X-6ペネ接続構造
  - 遮へい機能を持つ 接続管
  - ロボットアームを内蔵する金属製の箱（以下、エンクロージャ）
- 上記設備を設置した後、アーム型装置をX-6ペネからPCV内に進入させ、PCV内障害物の除去作業を行いつつ、内部調査や試験的取り出しを進める計画



2号機 内部調査・試験的取り出しの計画概要

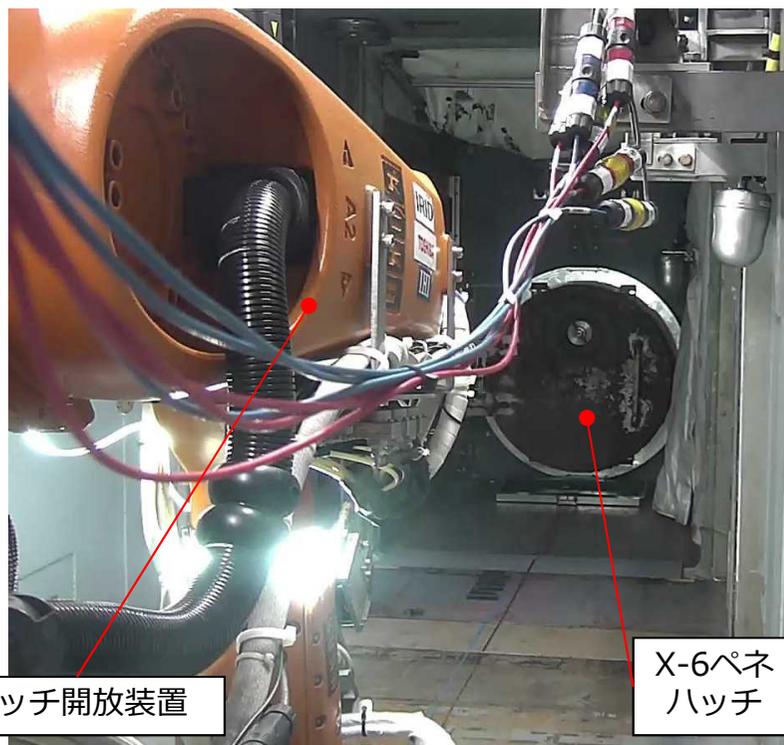
## 2 - 1. 現場作業の進捗状況

- X-6ペネ開放時のバウンダリとなる隔離部屋を設置し、PCV内の気体が外部に漏れ出て周辺環境へ影響を与えないよう作業する。
- これまでの作業と同様に、PCV内の気体が外部に漏れ出て周辺環境へ影響を与えていないことを確認するため、作業中はダストモニタによるダスト測定を行い、作業中のダスト濃度を監視する。



## 2 - 2. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチボルト除去)

- X-6ペネハッチの24本の除去対象ボルトのうち、意図しないハッチの開放防止のために残す4本を除いた20本のボルトについて、ボルト切削ツール（ホールソー）を使用し、ボルトのねじ部外周を削り細くすることで、**ボルトとナットの締結を解除**。
  - 締結解除後、押し込みツールを使用し、ボルトを奥側へ押し出して落下させることで、**ボルトを取り外す**。
  - その後、残りの4本のボルトとナットの締結を解除、ボルトを押し込んで取り外し、ハッチを開放する予定。
- 除去対象ボルト：24本のうち、締結解除完了：20本、取り外し完了：9本



ハッチ開放装置

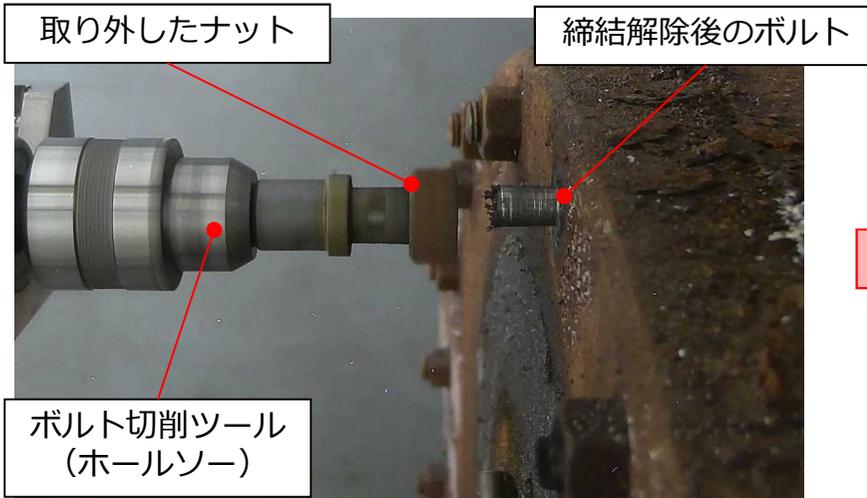
X-6ペネハッチ



ボルト除去作業状況

## 2 - 3. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチボルト除去)

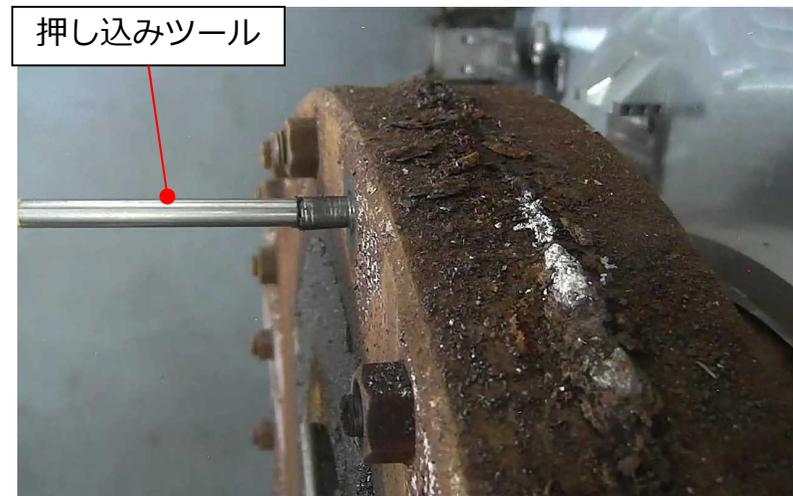
- ボルト除去作業 (ボルト締結解除～押し込み～取り外し) 状況は以下の通り。



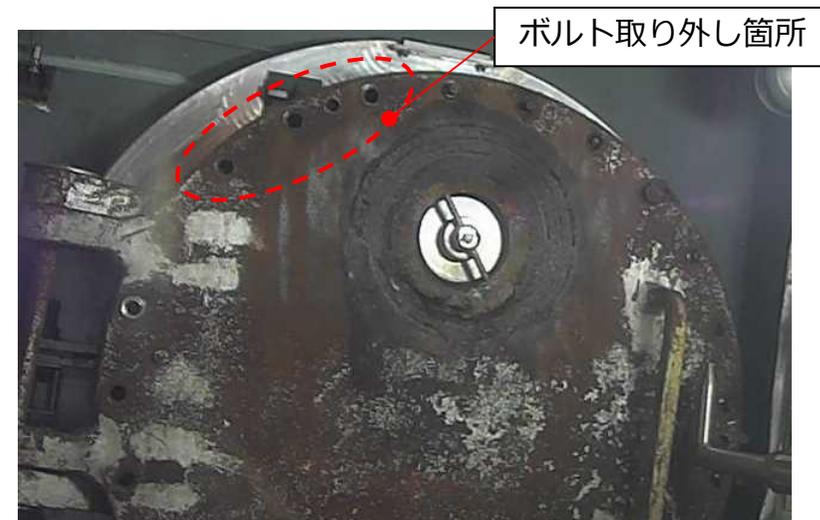
ボルトとナットの締結解除作業状況



ナット取り外し後



ボルト押し込み作業状況

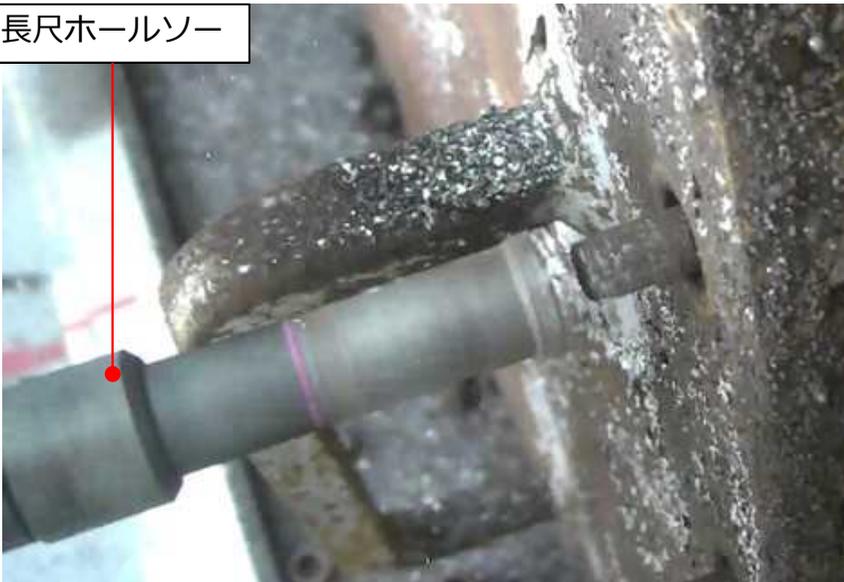


ボルト取り外し後

## 2 - 4. 現場作業の進捗状況（長尺ホールソーによる追加切削）

- 押し込みツール等で押し込めず、固着していると思われるボルト11本について、長尺ホールソーを使用し追加切削することで固着の解消を検討。
- 工場検証により、作業成立性が確認できたことから、現場へ適用し、ボルトとハッチの追加切削を実施中。
- その後、押し込みツール等を使用し、ボルトを奥側へ押し出して落下させることで、ボルトを取り外す計画。
- 並行して、より強い力で押し込める新たな押し込み治具の作業成立性の検証を実施中。

長尺ホールソー



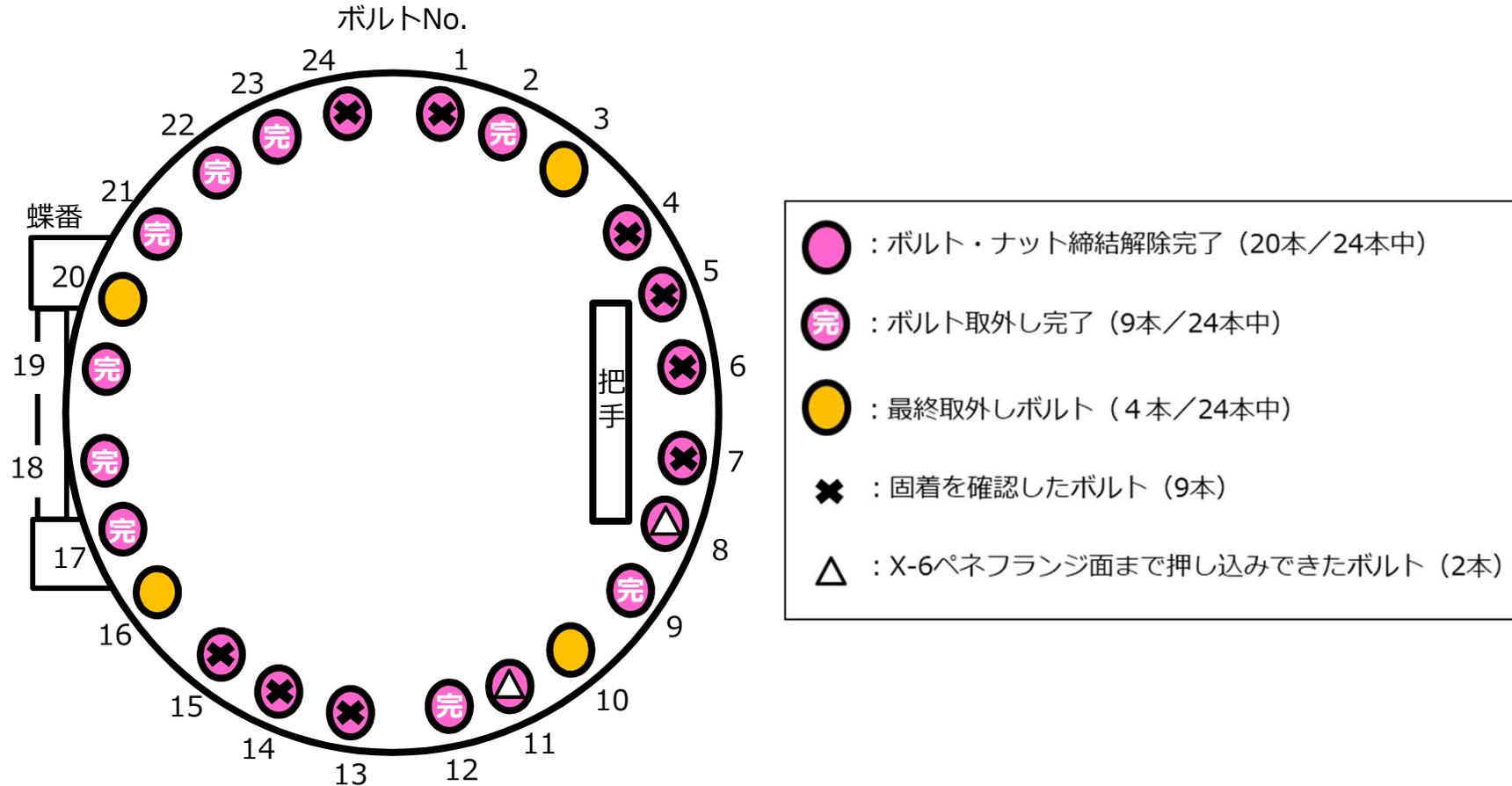
切削後、隙間が広がったことを確認



長尺ホールソー切削作業状況

## 2 - 5. 現場作業の進捗状況（ボルト切削・取り外し進捗状況）

- ボルト切削及び取り外し作業の進捗状況は以下の通り。



### 3. 工程

- ・ロボットアームについて、2022年2月より実施している現場を模擬した楢葉モックアップ試験を通じて把握した情報と、事前シミュレーション結果との差異を補正することで、燃料デブリ取り出し時の接触リスクを低減するべく、現在、制御プログラム修正等の改良（※）に取り組んでいる。  
 （※改良点：制御プログラム修正・精度向上、アーム動作速度上昇、ケーブル取付治具の改良、視認性向上、把持部の改良等）
- ・また、2号機現場の準備工事として、2021年11月よりX-6ペネハッチ開放に向けた隔離部屋設置作業に着手しており、2023年4月に隔離部屋の設置が完了したことから、現在、X-6ペネハッチ開放に向けてハッチボルトの除去作業を実施しているところ。その後も、X-6ペネ内の堆積物除去作業等を控えており、安全かつ慎重に作業を進める必要がある。

	~2021年度	2022年度	2023年度
ロボットアーム・ エンクロージャ 装置開発		性能確認試験・モックアップ・訓練（国内）	
・スプレー治具取付作業 ・隔離部屋設置	X-53ペネ孔径拡大作業	隔離部屋設置	▽7月現在 スプレー治具取付け
・X-6ペネハッチ開放			
・X-6ペネ内の堆積物除去 ・試験的取り出し装置設置			
試験的取り出し作業 （内部調査・デブリ採取）			

0. 事前準備作業



- 事前にスプレイ治具取付事前作業（X-53ペネ孔径拡大）を実施

1. 隔離部屋設置



- ハッチ開放にあたり事前に隔離部屋を設置

2. X-6ペネハッチ開放

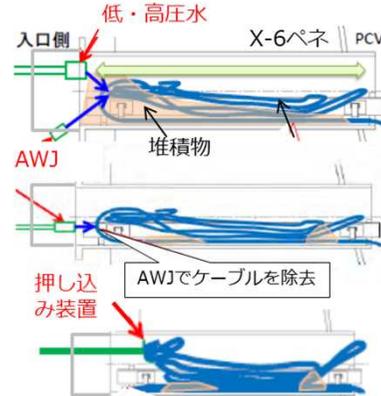
ハッチ開放装置



- ハッチ開放装置によりハッチを開放

3. X-6ペネ内堆積物除去

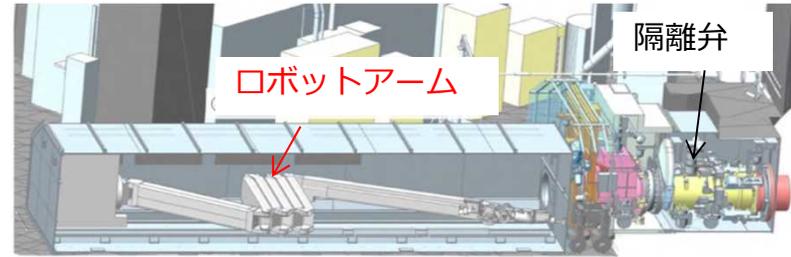
X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



- 【低・高圧水】で堆積物の押し込み
- 【AWJ】でケーブル除去
- 【押し込み装置】でケーブルを押し込み

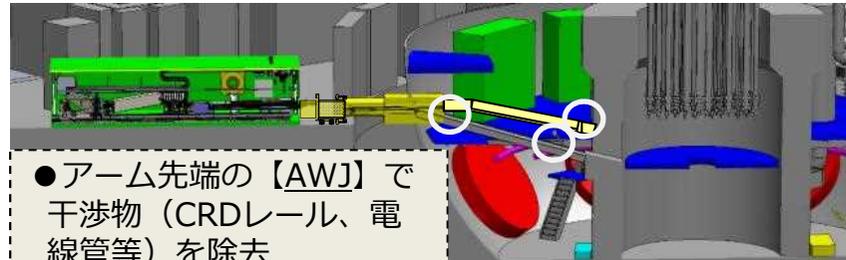
4. ロボットアーム設置

認可済



5. 試験的取り出し作業（内部調査・デブリ採取）

① ロボットアームによるPCV内部調査



- アーム先端の【AWJ】で干渉物（CRDレール、電線管等）を除去

② ロボットアームによるデブリ採取

申請予定

燃料デブリ回収装置先端部



<金ブラシ型> <真空容器型>

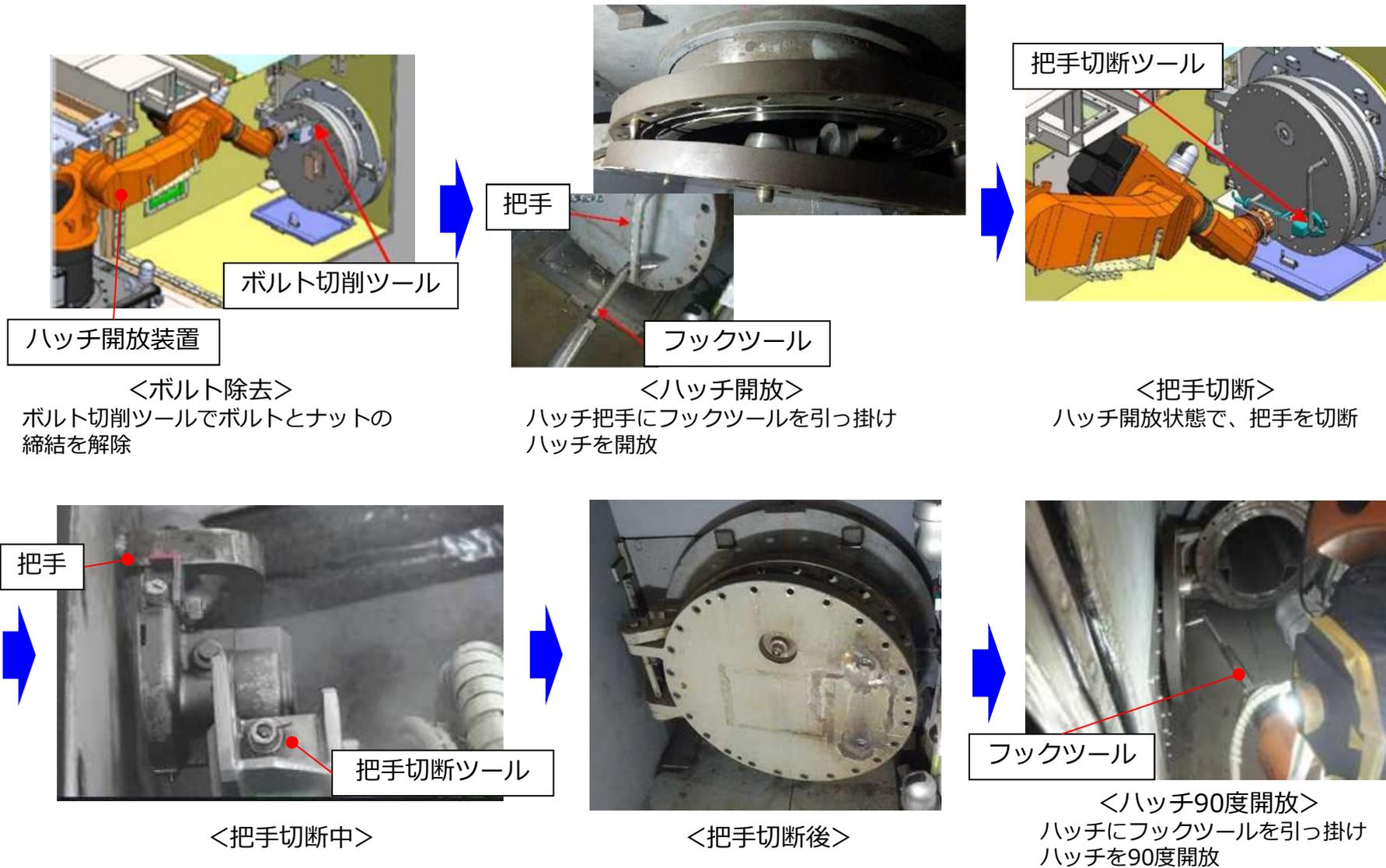


(注記)

- ・ 隔離弁：PCV内/外を仕切るために設置した弁
- ・ AWJ（アブレシブウォータージェット）：高圧水に研磨材（アブレシブ）を混合し、切削性を向上させた加工機

# 参考. X-6ペネハッチ開放手順

- 工場でのモックアップ試験において、ハッチ開放装置でX-6ペネハッチの把手が切断できることを確認。
- ハッチ開放作業の確実性を高めるため、ハッチ開放後に把手を切断する手順で実施。



# 2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業について

RPV:原子炉圧力容器

2023年7月27日

**TEPCO**

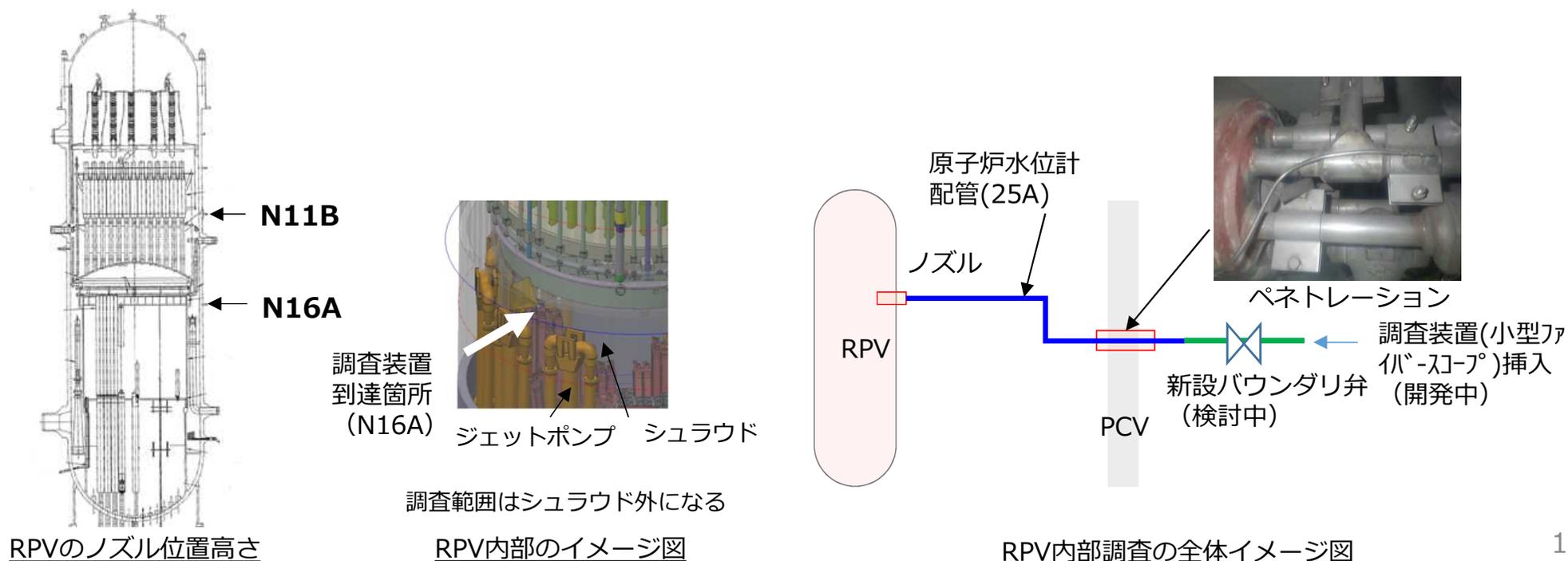
---

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 2号機 既設計装配管を用いたRPV内部調査

- 2号機 RPV内部調査として、**まずは早期に内部を確認する目的で、既設計装配管**を用いた調査を検討中。
- 調査方法として、計装配管を通過可能な耐放性の小型ファイバースコープによる調査を行う。
- 調査に使用する計装配管として、以下の条件を考慮して、作業の成立性が期待できる原子炉水位計配管を選定。
  - ・ RPVに接続する配管の内、損傷の可能性が低いと考えられる炉心領域より上部のノズルに繋がるもの。
  - ・ 調査装置である小型ファイバースコープが配管内の障害(オリフィス・エルボ等)を通過できるもの。
  - ・ 作業エリアとして、雰囲気線量が比較的低い箇所。
- 上記の条件を踏まえ、RPVのノズルN16A、N11Bに繋がる原子炉水位計配管を候補※に、調査装置や調査方法を開発・検討中。

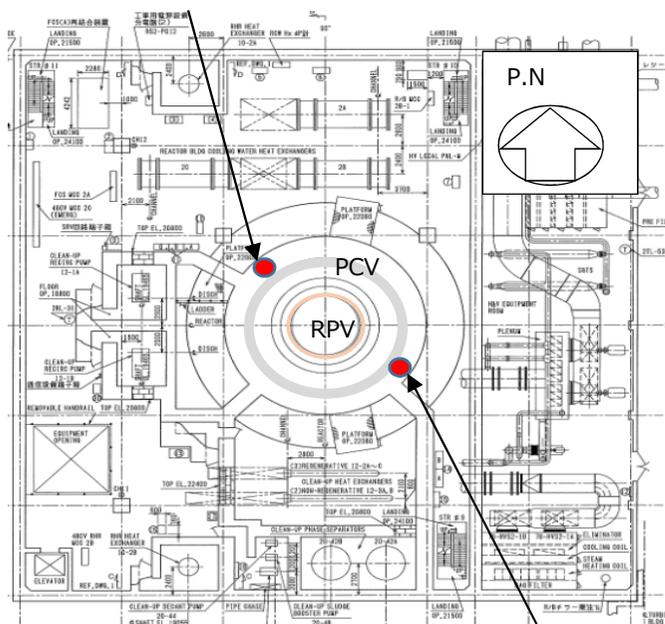
※今後の線量低減等の結果によっては、変更の可能性あり



## 2. 計装配管の線量低減作業（作業概要）

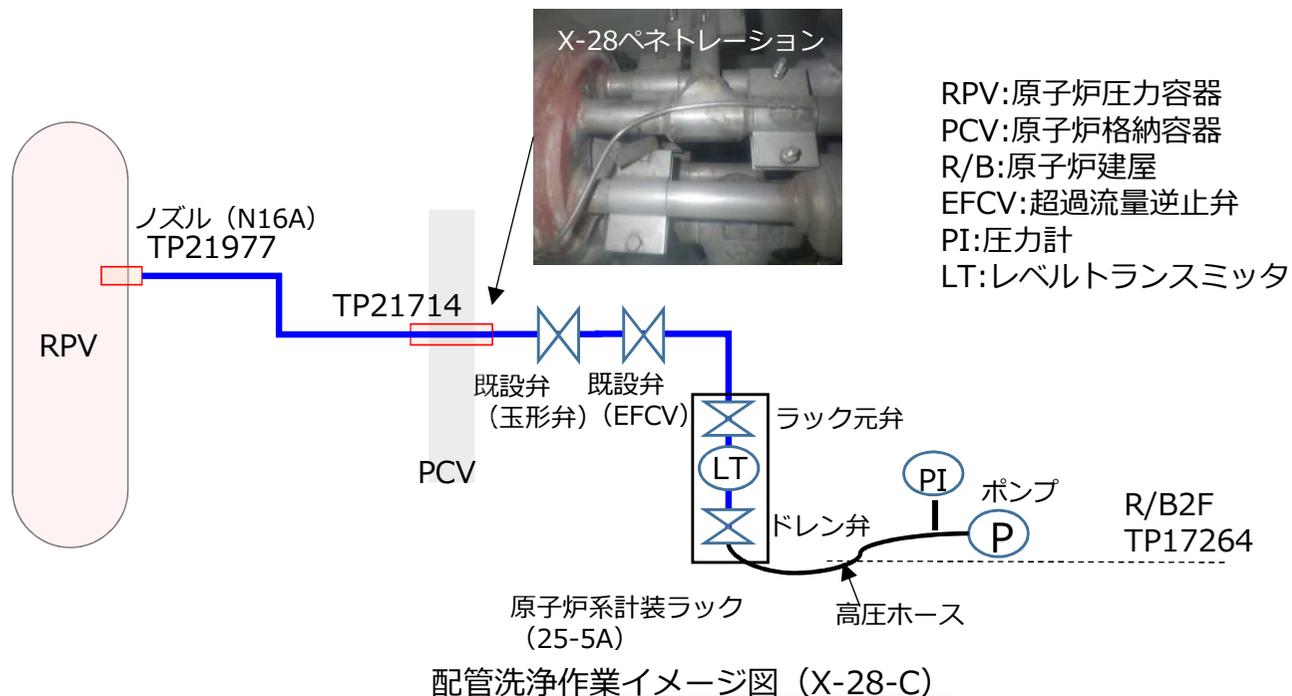
- 2号機計装配管を用いたRPV内部調査として、RPVのノズルN16A、N11Bに繋がる原子炉水位計配管の使用を検討中。
- 各々の原子炉水位計配管は、PCV貫通部であるX-28およびX-29ペネトレーションを介してPCV外へ繋がっている。RPV内部調査として、これらペネトレーション周辺での作業を検討しており、当該ペネトレーションの周辺は、雰囲気線量が高いことから、作業員の被ばく低減を目的に線量低減の必要がある。
- 作業エリアの線量低減を目的に、原子炉建屋2階のX-28およびX-29ペネトレーションの原子炉系計装配管内の洗浄作業等を行う計画。
- 今回作業によって得られた結果を、今後のRPV内部調査の遮へい設置等の検討や建屋線量低減等の検討にも活用する。

X-28ペネトレーション  
雰囲気線量:約5mSv/h



X-29ペネトレーション  
雰囲気線量:約30~50mSv/h

2号機R/B2階 ペネトレーション雰囲気線量



(参考) 過去のRPV温度計挿入作業において、配管内洗浄によりベネ部(X-51)の線量が約3割減になった実績あり

### 3. 作業内容

- 計装配管の線量低減作業は、原子炉系計装ラックから、ペネトレーションを貫通する配管内にろ過水を送水し、配管内の洗浄を行う。
- 計装配管には事故時のガスが滞留している可能性があることから、配管内の洗浄前にサンプリングを実施する計画。

#### ①作業前線量測定

X-28ペネトレーション、X-29ペネトレーションの線量測定

#### ②配管水頭圧確認※

RPV内部調査で使用する配管（予定）を水張り、水頭圧による確認を行う(X-28-C)

※事前に計装ラック配管内部の滞留ガス確認および流体サンプリングを行う (X-28-C)

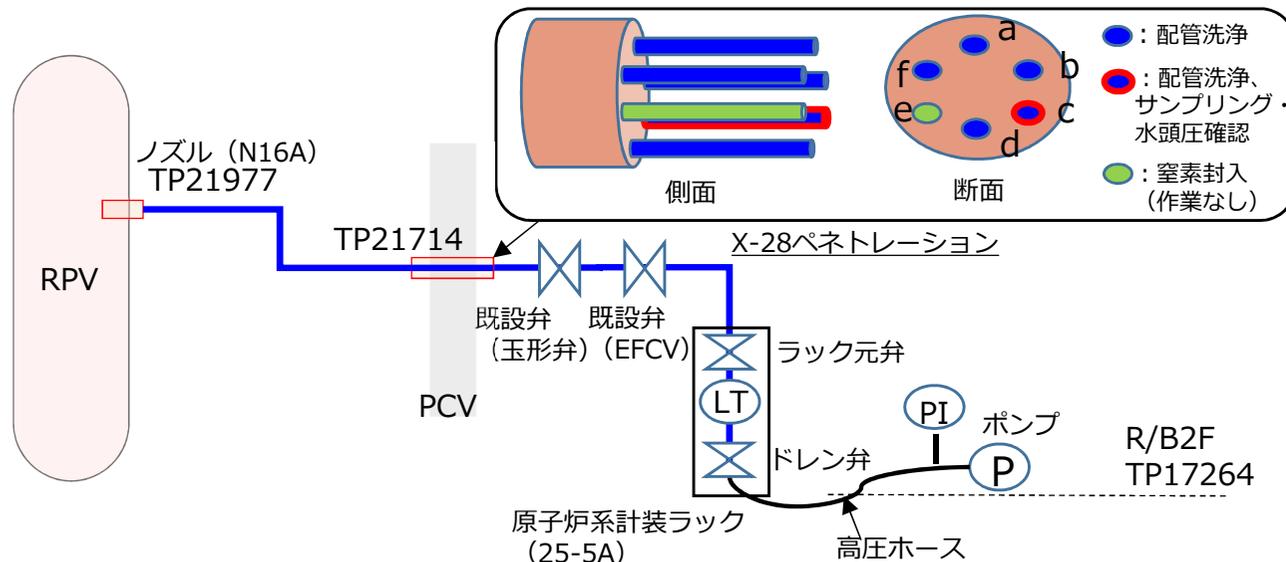
#### ③配管洗浄

配管内付着物除去のため、計装ラックからRPVへろ過水を供給・押し出し線量低減を行う

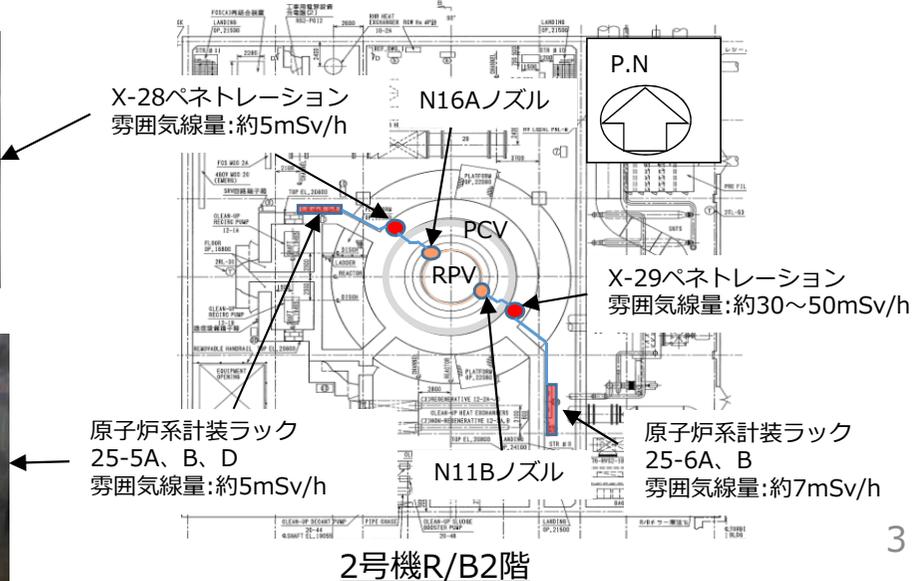
X-28:5ライン(a.b.c.d.f)  
X-29:3ライン(a.c.d)

#### ④作業後線量測定

X-28ペネトレーション、X-29ペネトレーションの線量測定



配管洗浄作業イメージ図 (X-28-C)



2号機R/B2階

## 4. 線量低減作業（配管洗浄）時のPCV内部への影響

### <配管洗浄作業におけるRPVへの送水によるPCV内部への影響>

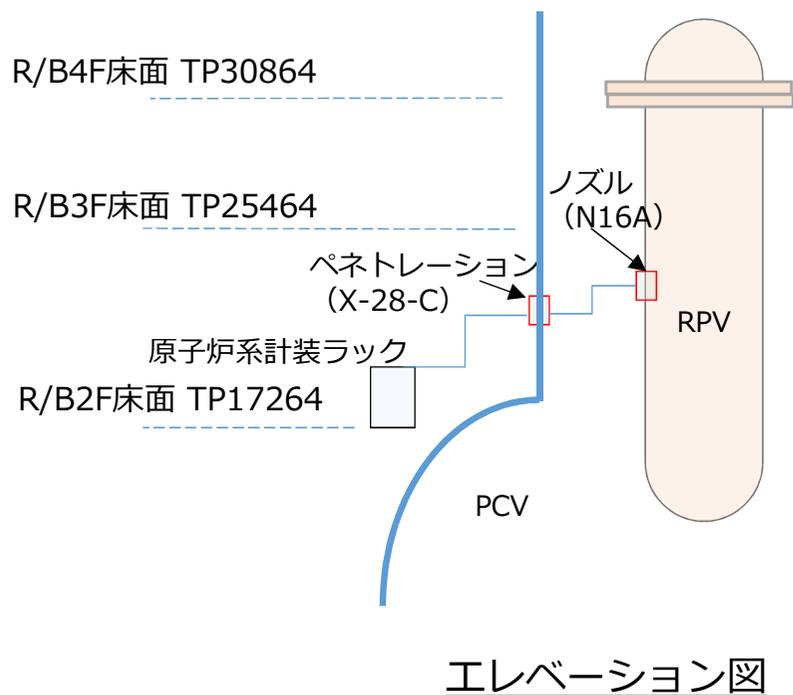
- 配管洗浄作業に使用する水量は、計装配管の容積を踏まえ1配管あたり約60L（容積の3倍程度）として、合計約480L（8ヶ所）を想定。
- 1日1配管ずつ実施する計画であり、PCV内部への影響（PCV圧力やダスト濃度他の変動）は低いと考えているが、PCVパラメータを監視しながら慎重に行う。

## 5. スケジュール（予定）

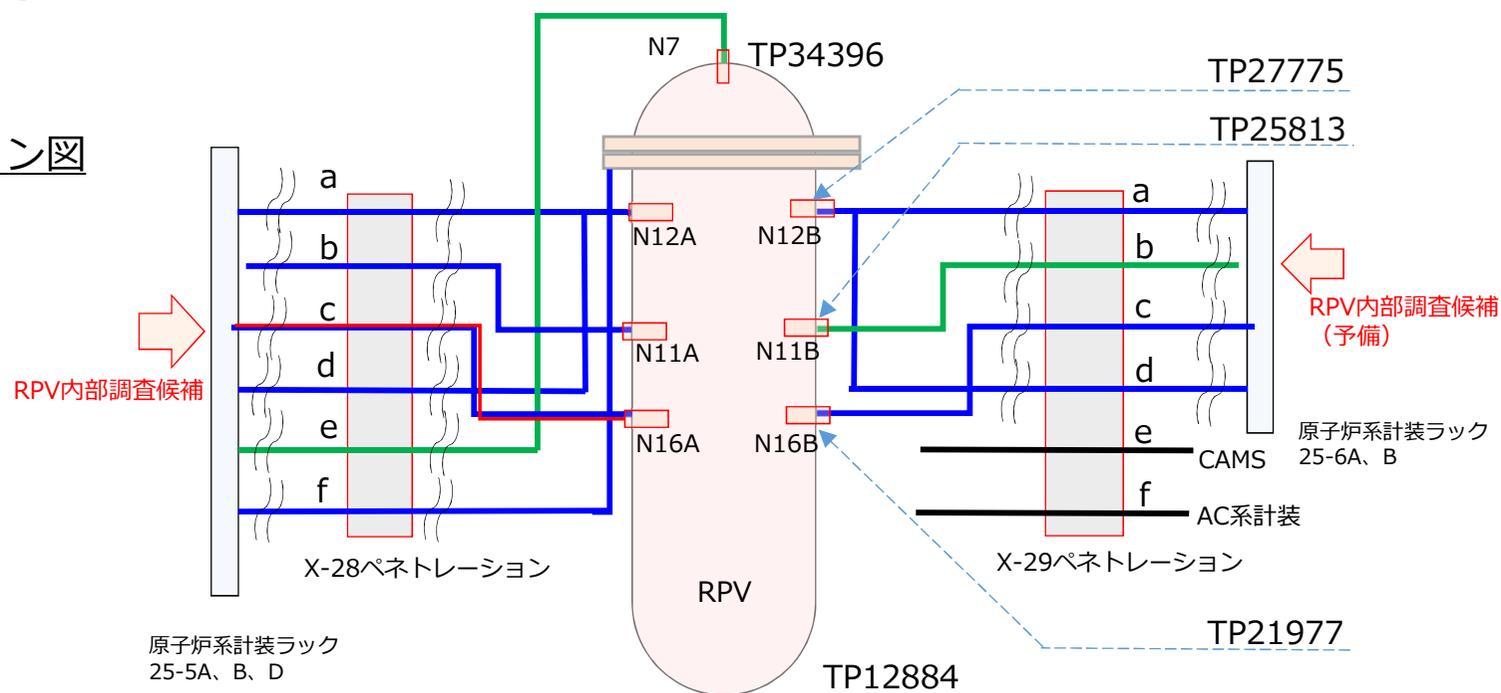
≈	2023年度				2024年度
	7月	8月	9月	10～3月	
線量低減作業	準備作業、床面除染作業				遮へい設置
		配管洗浄他※			
RPV内部調査	調査装置の開発（バウンダリ構築含む）他				内部調査

※2号機試験的取り出し作業（X-6ペネトレーションハッチ開放、堆積物除去）と作業エリアは干渉しないが、いずれの作業もPCVパラメータ等に影響を与える可能性のある作業であるため、作業時期が干渉しないよう実施。当該作業の進捗に応じて工程を見直す可能性あり。

# (参考①) 配管洗浄ラインのペネトレーション及びノズル位置



青線：配管洗浄箇所  
 緑線：窒素封入箇所（作業なし）  
 赤線：サンプリング・配管水頭圧確認箇所  
 黒線：作業なし



CAMS:格納容器雰囲気モニタ  
 AC:不活性ガス系

ペネトレーション及びノズル位置の詳細図

# 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年7月27日

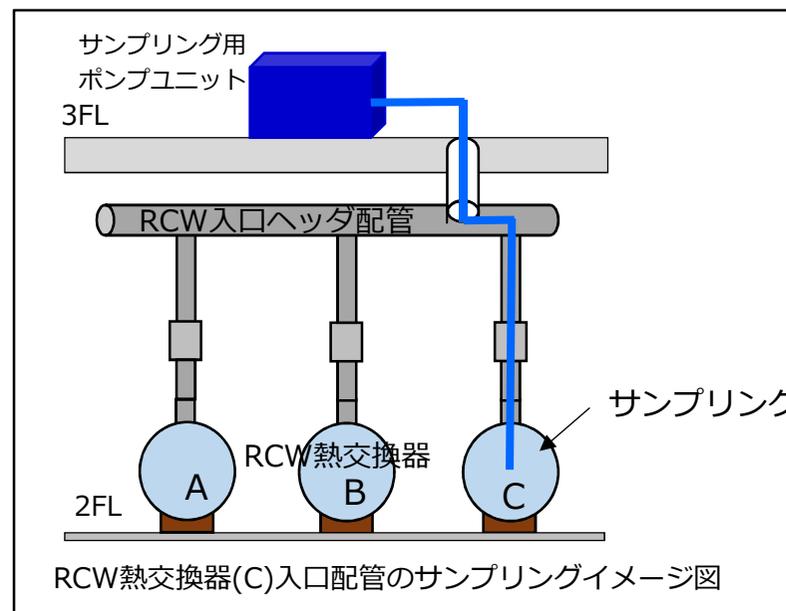
---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 概要

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCW内包水について、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を2022年10月より実施。
- RCW熱交換器(C)について、2023年6月より本体側の内包水サンプリングを実施。熱交換器の上・中・下部のサンプリングを終え、現在、試料の分析中（上・中・下部のサンプリング結果の一部について判明したところ）。
- サンプリング作業で発生した余剰水は、これまでと同様にRO処理水により1号機R/B滞留水と同等の濃度に希釈した上、1号機R/B地下階へ移送し、建屋滞留水としてPMB/HTIを經由し水処理設備で処理を実施。
- 今回のサンプリング作業や分析結果を踏まえ、熱交換器本体の水抜きに向けた希釈方法・被ばく低減等の検討を行う。



## 2. 分析項目

- RCW熱交換器(C)本体のサンプリングで得る内包水試料は、構内ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1~3mL<sup>※0</sup>の採取を実施。
- 分析項目(予定)を下表に示す。前回(入口配管内包水)で実施した項目に加え、追加実施と記載した項目を実施する。また、試料量に応じて候補1~3に記載した項目を実施予定。(追加理由：事故調査のためFP移行や炉内・PCV内構造物等の成分に着目)
- 試料の線量により、採取量・分析項目について制約があり、変更する場合もある。

処理作業のための分析項目		事故調査のための分析項目		事故調査のための分析項目	
Cs-134	前回実施 (入口配管内包水)	Co-60 <sup>※2</sup>	前回実施 <sup>※5</sup> (入口配管内包水)	SiO <sub>2</sub> <sup>※2・3</sup>	候補1
Cs-137		Ru-106 <sup>※1</sup>		K <sup>※4</sup>	
Sr-90		Sb-125 <sup>※1</sup>		Fe <sup>※2・3</sup>	
H-3		Eu-154 <sup>※1</sup>		Al <sup>※2・3</sup>	
全β		Am-241(γ) <sup>※1</sup>		Cu <sup>※2</sup>	候補2
全α		I-129(γ) <sup>※1</sup>	Zn <sup>※2</sup>		
pH		Ag-108m <sup>※1</sup>	Ni <sup>※2</sup>	候補3	
導電率		Ba-133 <sup>※1</sup>	Cr <sup>※2</sup>		
Cl		Ag-110m <sup>※1</sup>	Co <sup>※2</sup>		
Ca <sup>※3</sup>		Ce-144 <sup>※1</sup>	Li <sup>※4</sup>		
Mg		Eu-152 <sup>※1</sup>	Ti <sup>※2・3</sup>		
Na		Eu-155 <sup>※1</sup>	Ba <sup>※1</sup>		
SS		K-40 <sup>※4</sup>	V <sup>※2</sup>		
TOC			Mn <sup>※2</sup>		
油分					
発泡性					

※0 少量の小分けにした試料の総量

※1 核燃料物質・FP等燃料デブリ由来のもの ※2 炉内構造物・PCV内構造物由来のもの

※3 コンクリート由来のもの ※4 事故時の海水注入によるもの

※5 γ核種分析について、Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になると想定されることから、参考としてAMP法(リンモリブデン酸アンモニウム法)による分析も予定。

### 3. R C W熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果 (1 / 2)



目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
処理作業のため	Cs-134	Bq/L	2.85E+08	6.38E+08	5.31E+08	6.59E+08	5.46E+04
	Cs-137	Bq/L	1.34E+10	3.09E+10	2.83E+10	3.20E+10	2.70E+06
	Sr-90	Bq/L	4.29E+07	1.01E+08	8.29E+07	9.25E+07	2.43E+03
	H-3	Bq/L	2.94E+07	6.26E+07	6.37E+07	6.96E+07	1.50E+05
	全β	Bq/L	1.28E+10	2.88E+10	3.32E+10	3.40E+10	2.98E+06
	全α	Bq/L	<1.15E+04	2.14E+03	1.37E+03	1.74E+03	<1.82E+01
	pH※	—	6.2	6.2	5.9	5.9	7.6
	導電率※	μS/cm	8.8	19.0	18.0	19.0	1100
	Cl	mg/L	1800	3900	4000	3900	94
	Ca	mg/L	170	<100	<100	<100	69
	Mg	mg/L	130	200	220	200	5
	Na	mg/L	1000	2100	2200	2200	69
	SS	mg/L	<1000	<1000	<1000	<2000	340
	TOC	mg/L	<100	240	160	<100	247
	油分	mg/L	<300	<300	<300	<300	<3.0
発泡性※	—	なし	なし	なし	なし	あり	

(補足)

- ※については、分析時に実施した精製水による希釈(約1000倍)の影響あり(雨水除く)。
- 熱交換器(上中下部)のサンプリングについて、雨水の混入あり(雨水の混入量は、約600Lと推定)。入口配管のサンプリングについて、雨水の混入なし。なお、雨水のデータは、R/B3階の作業エリア周辺の床面の溜水を採取したもの。

### 3. R C W熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果 (2 / 2)



目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
事故調査 のため	Co-60	Bq/L	<4.05E+06	<2.34E+07	<2.74E+07	<2.34E+07	<1.21E+03
	Ru-106	Bq/L	<1.60E+08	<6.43E+08	<5.01E+08	<5.99E+08	<4.45E+04
	Sb-125	Bq/L	<8.73E+07	<6.11E+08	<3.69E+08	<3.98E+08	<2.71E+04
	Eu-154	Bq/L	<1.07E+07	<8.54E+07	<6.17E+07	<7.88E+07	<4.10E+03
	Am-241 (γ)	Bq/L	<4.08E+07	<5.86E+07	<5.42E+07	<5.89E+07	<3.47E+03
	I-129 (γ)	Bq/L	<4.54E+08	<4.77E+08	<4.44E+08	<4.44E+08	<2.87E+04
	Ag-108m	Bq/L	<2.82E+07	<1.37E+08	<1.38E+08	<1.36E+08	<8.06E+03
	Ba-133	Bq/L	<3.14E+07	<1.43E+08	<1.42E+08	<1.46E+08	<9.20E+03

(補足)

- 熱交換器（上中下部）のサンプリングについて、雨水の混入あり（雨水の混入量は、約600Lと推定）。入口配管のサンプリングについて、雨水の混入なし。なお、雨水のデータは、R/B3階の作業エリア周辺の床面の溜水を採取したもの。
- Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。γ核種分析について、参考としてAMP法(リンモリブデン酸アンモニウム法)による分析も予定。

追加実施する分析項目については、現在対応中。

**建屋滞留水におけるCs-137, H-3, 全α濃度**

測定項目		採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	過去建屋内で確認された高濃度汚染水の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の汚染水濃度	1号機R/B トーラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の汚染水濃度	1号機 R/B トーラス室	5.52E+05	2023/1/31
全α	過去建屋内で確認された高濃度汚染水の濃度	3号機R/B MSIV室	1.69E+06	2021/7/8
		3号機R/B トーラス室(深部)	5.39E+05	2021/7/13

**PCV内包水におけるCs-137, H-3, 全α濃度**

測定項目	採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11
全α	1号機 D/W内包水	<1.11E+01	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	1.59E+01	2022/11/11

## 4. 1号機RCW熱交換器内包水の放射能

- 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果から、RCW熱交換器(3基分)の放射能(Cs-137)について評価を実施。

RCW熱交換器(3基)の放射能：約0.64PBq(0.064京Bq)

以下の条件にて算出。

- ・ RCW熱交換器(C)のCs-137濃度： $3.20 \times 10^{10}$ Bq/L（最大値：下部）
- ・ RCW熱交換器(淡水側)：1基 約 $6\text{m}^3$
- ・ RCW熱交換器内包水：約 $20\text{m}^3$

熱交換器3基(満水) + 出入口配管の滞留水を加味し算出

RCW熱交換器(3基)の放射能

$$3.20 \times 10^{10} (\text{Bq/L}) \times 20 (\text{m}^3) \times 10^3 (\text{L/m}^3) = 6.40 \times 10^{14} = 0.64 \text{PBq} (0.064 \text{京Bq})$$

「原子力規制庁 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（2023年3月版）、放射性物質(主にCs-137)の所在状況」において、1Fの総放射能は約520PBq(52.0京Bq)相当と評価。今回確認された放射能は総放射能に対し僅かである。

### ■ 補足

- ・ 1号機RCW熱交換器内のH-3について同様な試算をしたところ、約1.40兆Bqの放射能と評価。1F発電所構内タンクのH-3の総放射能:約780兆Bq(2021年4月1日時点)に対し僅かである。
- ・ RCW熱交換器(C)の内包水の水質を踏まえた、RCW熱交換器(3基分)のCsインベントリー評価値であるため、今後、RCW熱交換器(A,B)の内包水のサンプリング結果により、インベントリー評価値は、変わる可能性がある。

## 5. RCW熱交換器(C)の内包水について

- RCW熱交換器(C)内のCsの濃度について、これまで確認されたものよりも高い値であったが、想定していたものと同程度( $10^{10}$ Bq/L)であった。また、Cs等の放射性物質や水質に係る物質の濃度について、熱交換器内(上下間)で顕著な差異がないことを確認。
- 今回のサンプリング作業において、系統の内包水の一部をRO処理水による希釈にて処理を実施。今回の作業や内包水の分析結果から、今後計画している熱交換器の内包水の処理について、希釈により滞留水処理設備に影響なく処理ができる見込みが得られた。
- ただし、熱交換器本体の水抜き量は多いことから、今回のサンプリング作業を踏まえ希釈方法・作業員の被ばく低減等の検討を行う。また、サンプリング結果については、1Fにおける事故調査にも活用していく。

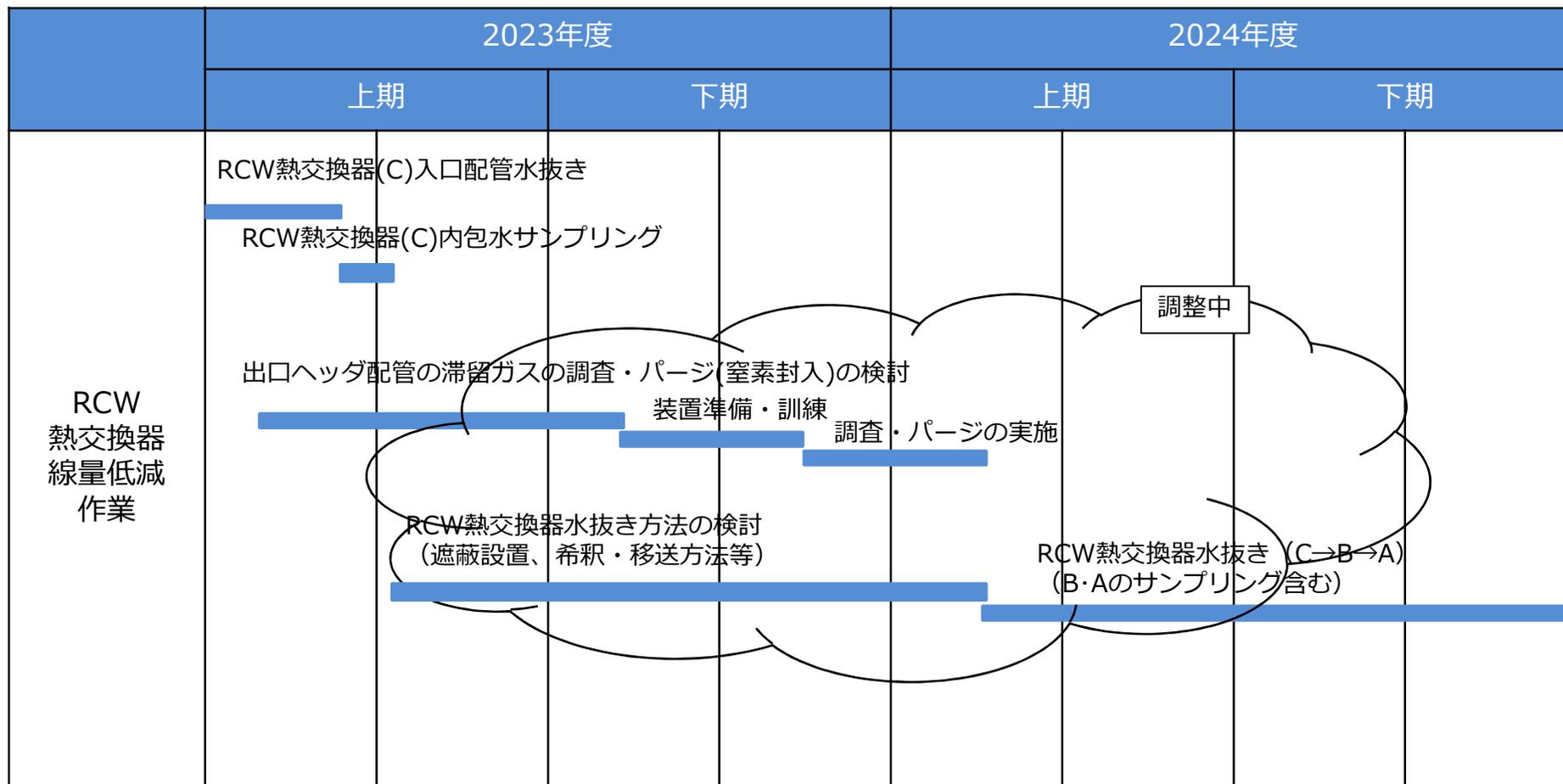
## 6. RCW熱交換器(C)サンプリング工程

- RCW熱交換器(C)内包水のサンプリング作業は、7/6に完了。

	6月					7月	
	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週	第1週	第2週
RCW熱交換器(C)サンプリング	入口配管水抜き			~6/20			
				採水装置設置 6/20			
				■ 熱交換器サンプリング 6/21~ ~7/6			

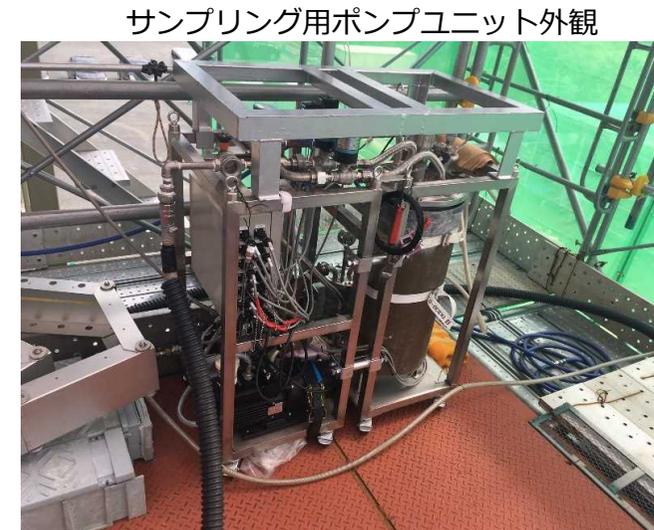
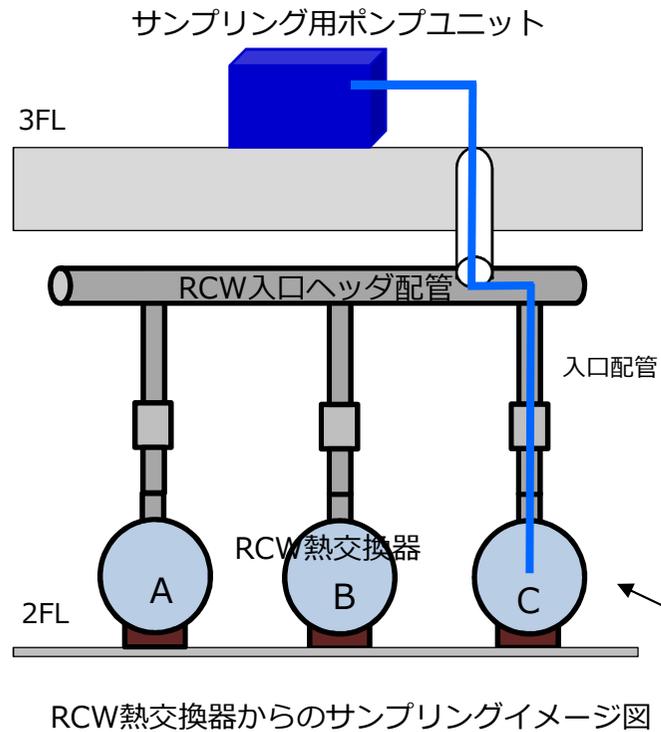
## 7. RCW熱交換器本体の水抜き（線量低減）の予定

- RCW熱交換器（A,B,C）の水抜き（線量低減）は、RCW熱交換器の出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査やパージ作業後に実施する予定。
- 今回のサンプリング作業を踏まえ、熱交換器水抜きに向けた希釈方法・被ばく低減等の検討を行う。



## 参考 2. RCW熱交換器(C)のサンプリング

- 内包水のサンプリングは、RCW熱交換器(C)の熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。熱交換器内の状況や内包水の線量状況によっては変更の可能性あり。

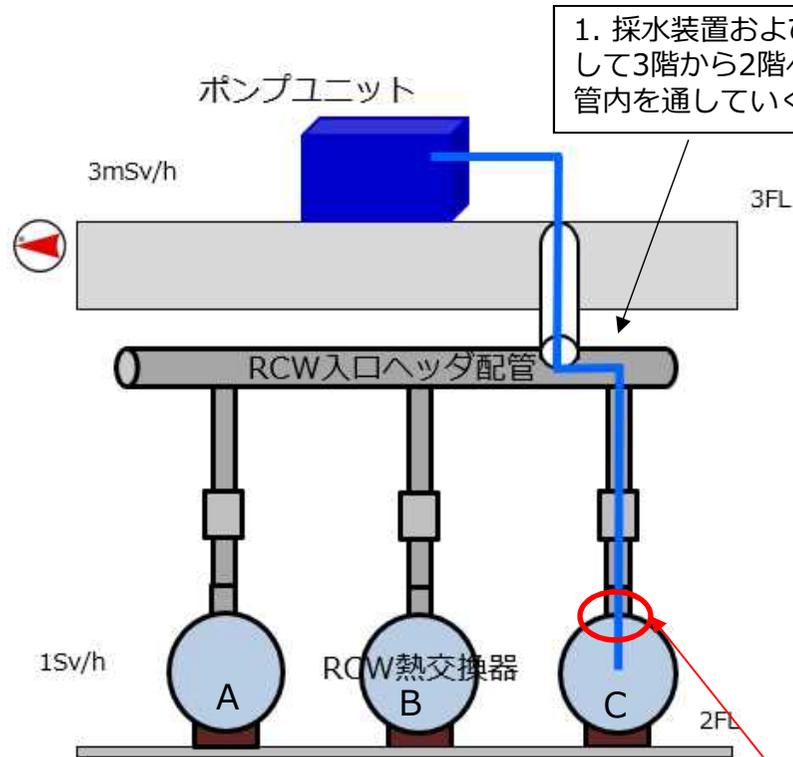


サンプリング箇所  
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

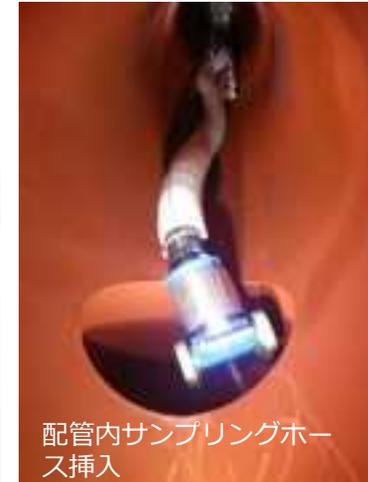
サンプリング作業は、採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、内部の状況やチューブの曲がり等の影響により、下部側に到達しない可能性もある。

# 参考3. サンプルング作業

1. 内包水サンプリング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプリングの実施



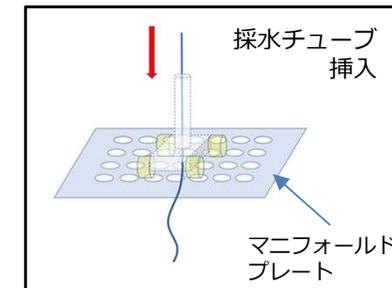
1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく



RCW熱交換器内包水サンプリング(イメージ)

2. RCW-Hx(A)、(B)、(C)、RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプリングに際して、マニフォールドプレートの小口径 (Φ16mm) の穴に採水チューブ (Φ12mm) を通していく。なお、RCW-Hxの下部まで通せる穴は一行のみ。

採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、使える孔に制限がある



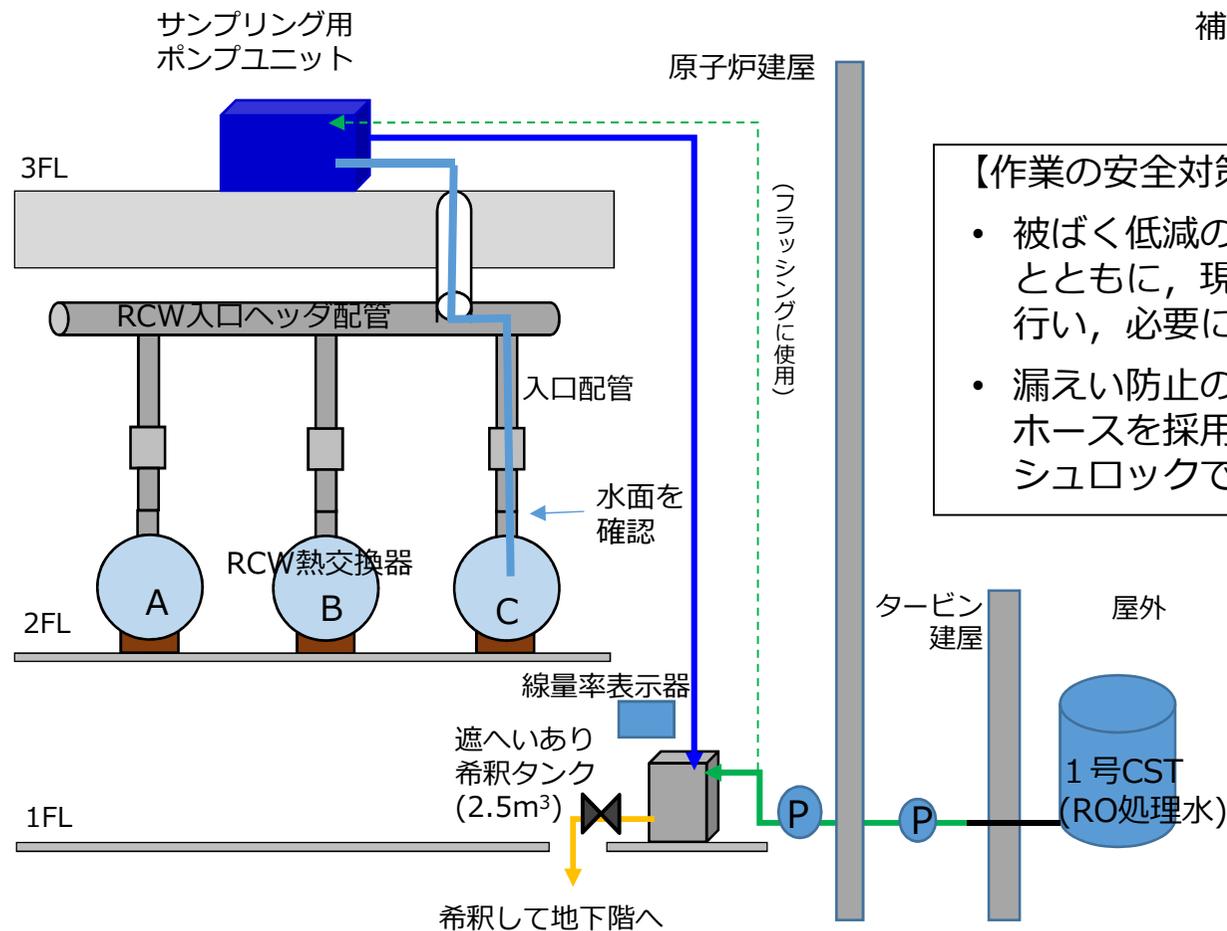
## 参考4. RCW熱交換器(C)の水抜き・移送作業（余剰水）

- 水抜き・移送作業（余剰水）は下記のSTEPを繰り返し実施。

STEP1:入口配管の水を少量（約10～20 L）水抜き，希釈タンクへ移送。

STEP2:RO処理水（1号CST）で100倍程度を目安に希釈。

STEP3:希釈後，地下階に移送（約2m<sup>3</sup>）



補足:希釈で使用するRO処理水濃度や処理状況等の影響により希釈量は変更する場合があります。

### 【作業の安全対策】

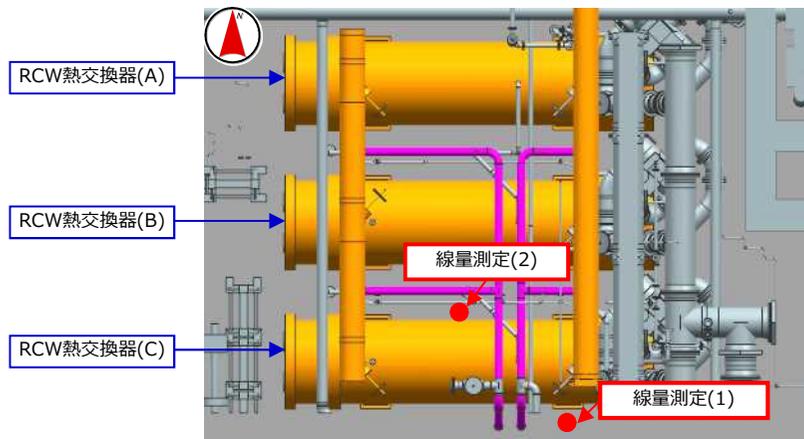
- 被ばく低減の観点から，遠隔にて作業を行うとともに，現場の雰囲気線量を確認しながら行い，必要に応じてフラッシングを実施。
- 漏えい防止の観点から，移送ラインは二重ホースを採用し，接続部（カプラ）はインシュロックで固縛，養生を実施。

## 参考5. 2階RCW熱交換器エリア 調査結果

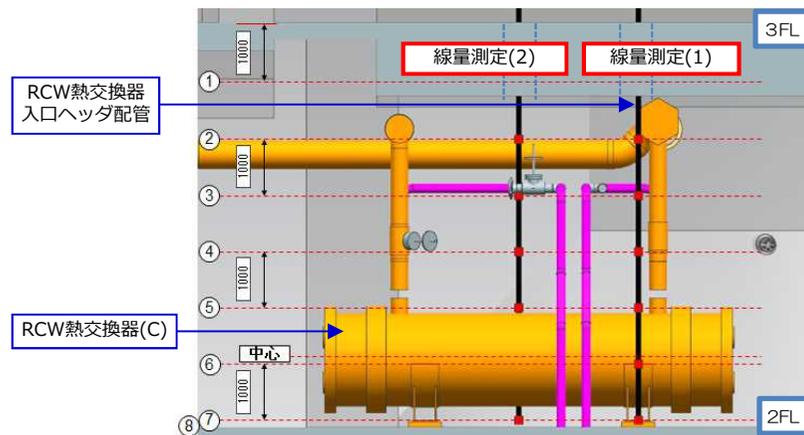


### RCW熱交換器エリアの線量測定結果(2020年9～10月実施)

- 3階床面の調査用穿孔部より線量測定を実施。RCW熱交換器中心付近が高線量となっていることから、熱交換器が線源と推定される。
- 線量調査結果より内包水の放射能濃度は約 $1.8E+10$  Bq/Lと推定される。



線量測定位置(3階からみた2階平面図)



線量測定位置(3階-2階断面図)

単位：mSv/h

測定位置	線量測定(1)	線量測定(2)
①3階床面から1000mm下	9.7	47
②3階床面から2000mm下	58	205
③3階床面から3000mm下	103	410
④3階床面から4000mm下	207	560
⑤3階床面から5000mm下	380	790
RCW熱交換器中心 (3階床面から5950mm下)	550	1150
⑥3階床面から6000mm下	490	1040
⑦3階床面から7000mm下	215	590
⑧3階床面から7200mm下(2階床面)	225	320

# 1号機 PCV内ペDESTALの状況を踏まえた対応状況 (コメント回答)

2023年7月27日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

No.	実施日	指摘事項	回答内容
1	2023.6.5 技術会合	被ばく評価について、過去の調査でPCV内の汚染度合いとして、α核種による汚染も確認されたデータがあるので、これまでに認められた事実に基づき評価すること。	本資料「1.」で説明。
2	2023.6.5 技術会合	大型カバーでどの程度直接放出量を低減ができるのかを示すこと。	本資料「3.」で説明。
3	2023.6.5 技術会合	RPVペDESTAL支持機能低下における機動的対応で示された「影響の緩和措置」は、具体的に何をどのくらいの時間で行うのか整理すること。	本資料「2.」で説明。
4	2023.6.5 技術会合	万が一のRPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する影響緩和策として、最も有効であると思われる、窒素封入の停止について、今後以下を示すこと。 ・窒素封入を停止するトリガーとなる事象。 ・窒素封入停止をする時間、窒素封入停止後ダスト濃度の低下を確認し、窒素封入を再開する手順等の対策の一連の具体的な流れ。 ・実施計画における運転上の制限(LCO)との関係の整理。	本資料「2.」で説明。
5	2023.6.5 技術会合	次回以降、ペDESTALの支持機能が失われた場合のRPV、PCVの構造上への影響を技術会合で議論するので検討を進めること。	準備ができた検討結果について7月頃より順次説明。
6	2023.6.5 技術会合	閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況(試験の優先度、タイミング)について、1号機の優先度は高く、試験のタイミングはなるべく早くすべき。引き続き、試験の時期・意義について検討すること。	本資料「4.」で説明。
7	2023.6.5 技術会合	PCVの鋼材に対する腐食の進展の影響について、局所的な腐食の懸念を次回以降の会合で具体的な説明をすること。	本資料「5.」で説明。

1. ダスト飛散による影響の追加評価
  - 1-1 放出される核種を追加した場合の影響評価
  
2. ダスト放出抑制対策の検討
  - 2-1 ペDESTAL支持機能低下時の対応の整理
  - 2-2 窒素封入停止策の検討状況
  
3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果
  
4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況
  
5. PCV内の局所的な腐食の懸念

# 1. ダスト飛散による影響の追加評価

## 1-1 放出される核種を追加した場合の影響評価

- 第10回技術会合で示したケースA-1（RPV支持構造物が座屈。接続配管等を引っ張りながらRPVが沈下。PCVに大開口が発生。構造物の表面汚染物が表面乾燥状態でこすられて剥離。）では、1号機AWJ時にダストモニタにてα核種が検出されなかった実績より、Cs汚染を想定して敷地境界での実効線量を評価。
- 過去のPCV内部調査等で回収された試料からα核種が確認されていることを踏まえ、ケースA-1から更に想像を広げ、構造物の表面汚染物にもα核種が含まれ、放出されることを想定したケーススタディを実施。
- 本想定を追加しても事故時の基準5mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないとする。

ダスト汚染の想定と敷地境界での実効線量

ケース	前回	今回	
	A-1	A-1a	A-1b
ダスト発生対象	RPV外表面積で剥離すると仮定		
ダスト汚染の想定	Cs汚染	Cs汚染 + 全α検出限界濃度※1 より設定したα汚染	Cs汚染 + 試料分析結果※2 より設定したα汚染
実効線量	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象
(α核種の寄与)	(-)	(約0.00009mSv/事象)	(約0.00008mSv/事象)

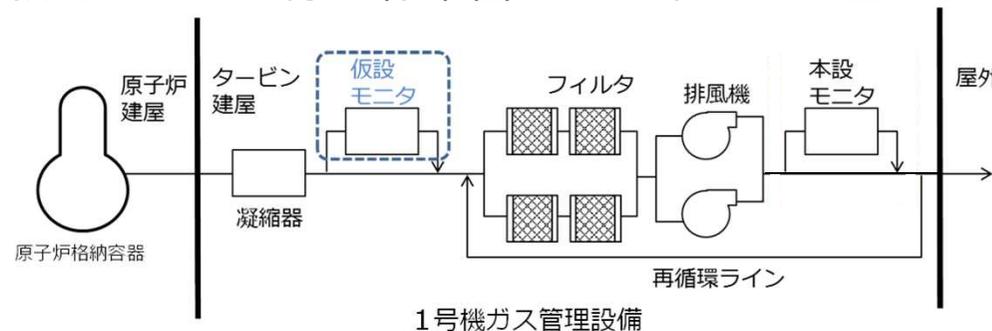
<ダスト発生シナリオと被ばく評価条件の保守性>

- インナーカートは座屈に至らないと判断しているが、万が一座屈が生じたらと仮定
- 上部構造物（RPV/RSW/ベデスタル他）が1.3m程度沈下した場合でもベネ部の構造健全性（PCV閉じ込め機能）は維持されると考察しているが、PCVに大開口が発生すると仮定
- PCV内は湿潤状態でダストは飛散し難い環境だが、乾燥状態を仮定
- PCV内で発生したダストは、PCV内で時間の経過とともに拡がるが、瞬時に拡がると仮定
- PCVから漏えいするダストは、PCVからの漏えい箇所の一部が捕集され、残りのダストは建屋内に滞留して沈着・沈降により減少し、建屋からの漏えい箇所ですらに捕集されて減少する見込みだが、PCVや建屋からの漏えい箇所での捕集効果、建屋での沈着・沈降効果がないと仮定

※1：1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約2.7E-2Bq/cm<sup>3</sup>）を記録した際、α核種は検出されなかったが、その際の全α検出下限値（約4E-7Bq/cm<sup>3</sup>）を全α濃度と仮定し、それに相当する全α汚染密度をRPV外表面積に設定。

※2：「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEAより、1号機格納容器堆積物の核種分析結果を代表に、α核種/Cs-137の組成比を求め、前回示したRPV外表面積に設定したCs汚染密度（Cs-137）に乗じてα核種の汚染密度を設定。

- ダスト発生源
  - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
    - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準としてCs汚染密度を想定。  
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
    - 仮設モニタ(下図)において上記の全β最大ピーク濃度を記録した際にα核種は検出されなかったが、過去の調査でPCV内でのα核種の汚染が確認されていることから、α汚染を設定。上記の全β最大ピーク濃度を記録した際の全α検出下限値（約 $4E-7Bq/cm^3$ ）を全α濃度と仮定し、その際の作業箇所を基準として全α汚染密度を想定。



- 給排気条件
  - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
  - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）
- 低減効果
  - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
  - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
- 被ばく経路
  - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
  - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01
全α	1.3E-03

ケースA-1に同じ

- 環境へ放出される放射エネルギー(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09
全α	2.8E+04 <sup>※</sup>

ケースA-1に同じ

※線量評価の際は、評価結果が保守的になるように、全αの放出量(Bq)に対して、被ばく経路別に最も大きなα核種の線量換算係数及びγ線実効エネルギーを適用。

- ダスト発生源
  - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
    - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準としてCs汚染密度を想定。  
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
    - 1号機格納容器堆積物の核種分析結果※1からα核種/Cs-137の組成比を代表的に求め、上記Cs汚染密度(Cs-137)に乗じてα核種の汚染密度を想定。

※1：「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

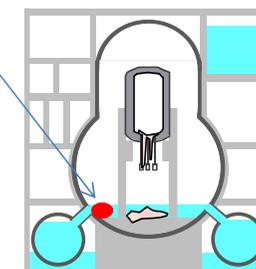
- 給排気条件
  - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
  - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）

- 低減効果
  - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
  - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
  - α核種はPCVから放出されるまでに $1/100$ ※2

※2：α核種はCs137に比べて、気相中に浮遊し続けることが難しく、PCV外に放出されにくい傾向があることを分析データから確認し、実施計画（2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について）では、α核種はPCVから放出されるまでに $1/100$ 倍に低減されることを考慮した被ばく評価条件としている。本評価においても、PCV内の分析データから設定したα核種がPCV外に放出するまでに $1/100$ の低減が得られるものと想定。

- 被ばく経路
  - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
  - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

PCV底部堆積物



1号機

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01
U-234	3.7E-05
U-235	7.5E-07
U-236	5.8E-06
U-238	8.9E-06
Np-237	4.9E-06
Pu-238	5.6E-02
Pu-239	5.4E-03
Pu-240	8.9E-03
Pu-242	4.7E-05
Am-241	3.3E-02
Cm-242	2.3E-04
Cm-244	4.2E-02

ケースA-1に同じ

α核種：分析結果※に記載のα核種

ダスト濃度：分析結果※から求めたα核種/Cs-137の組成比をCs137ダスト濃度に乗じて設定

※「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEAにおける1号機格納容器堆積物の核種分析結果

- 環境へ放出される放射能量(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09
U-234	8.4E+00
U-235	1.7E-01
U-236	1.3E+00
U-238	2.0E+00
Np-237	1.1E+00
Pu-238	1.3E+04
Pu-239	1.2E+03
Pu-240	2.0E+03
Pu-242	1.0E+01
Am-241	7.3E+03
Cm-242	5.2E+01
Cm-244	9.4E+03

} ケースA-1に同じ

- 「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

### 原子炉建屋瓦礫(格納容器堆積物, TIP配管閉塞物) 核種分析結果(1/2)

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	<sup>55</sup> Fe (約2.7年)	<sup>60</sup> Co (約5.3年)	<sup>63</sup> Ni (約100年)	<sup>54</sup> Mn (約312日)	<sup>90</sup> Sr- <sup>90</sup> Y (約29年)	<sup>93</sup> Zr (約1.5×10 <sup>6</sup> 年)
1号機格納容器堆積物	(1.7±0.1)×10 <sup>4</sup>	(1.1±0.1)×10 <sup>4</sup>	(6.6±0.1)×10 <sup>3</sup>	—	(6.1±0.1)×10 <sup>4</sup>	(1.6±0.1)×10 <sup>0</sup>
2号機TIP配管閉塞物	(7.7±0.1)×10 <sup>5</sup>	(9.5±0.1)×10 <sup>5</sup>	(1.7±0.1)×10 <sup>5</sup>	(5.2±0.1)×10 <sup>2</sup>	(2.0±0.1)×10 <sup>3</sup>	(3.9±0.3)×10 <sup>-1</sup>

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	<sup>93m</sup> Nb (約16年)	<sup>94</sup> Nb (約2.0×10 <sup>4</sup> 年)	<sup>93</sup> Mo (約4.0×10 <sup>3</sup> 年)	<sup>99</sup> Tc (約2.1×10 <sup>5</sup> 年)	<sup>106</sup> Ru- <sup>106</sup> Rh (約374日)	<sup>110m</sup> Ag (約250年)
1号機格納容器堆積物	(2.6±0.1)×10 <sup>1</sup>	(3.4±0.7)×10 <sup>-1</sup>	<2×10 <sup>0</sup>	(4.6±0.2)×10 <sup>0</sup>	(7.7±0.1)×10 <sup>2</sup>	(1.1±0.1)×10 <sup>2</sup>
2号機TIP配管閉塞物	(1.2±0.1)×10 <sup>2</sup>	(2.1±0.1)×10 <sup>0</sup>	(8.3±1.9)×10 <sup>-2</sup>	<3×10 <sup>-1</sup>	<8×10 <sup>0</sup>	—

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	<sup>121m</sup> Sn (約55年)	<sup>126</sup> Sn (約2.3×10 <sup>5</sup> 年)	<sup>125</sup> Sb (約2.8年)	<sup>134</sup> Cs (約2.1年)	<sup>137</sup> Cs (約30年)	<sup>144</sup> Ce (約285日)
1号機格納容器堆積物	(1.6±0.1)×10 <sup>3</sup>	(9.7±0.2)×10 <sup>0</sup>	(7.3±0.2)×10 <sup>4</sup>	(2.4±0.1)×10 <sup>5</sup>	(3.2±0.1)×10 <sup>6</sup>	(1.4±0.2)×10 <sup>3</sup>
2号機TIP配管閉塞物	(1.1±0.2)×10 <sup>1</sup>	<3×10 <sup>-1</sup>	(1.6±0.1)×10 <sup>2</sup>	(2.9±0.2)×10 <sup>3</sup>	(3.1±0.1)×10 <sup>4</sup>	<5×10 <sup>0</sup>

⇒ α核種/Cs-137の組成比算出では、分析値(計数誤差除く)を使用 (赤枠□が参照値)

- 「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

## 原子炉建屋瓦礫(格納容器堆積物, TIP配管閉塞物) 核種分析結果(2/2)

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	<sup>152</sup> Eu (約14年)	<sup>154</sup> Eu (約8.6年)	<sup>155</sup> Eu (約4.8年)	<sup>234</sup> U (約2.5 × 10 <sup>5</sup> 年)	<sup>235</sup> U (約7.0 × 10 <sup>8</sup> 年)	<sup>236</sup> U (約2.3 × 10 <sup>7</sup> 年)
1号機格納容器堆積物	<5 × 10 <sup>1</sup>	(3.8 ± 0.1) × 10 <sup>3</sup>	(1.7 ± 0.1) × 10 <sup>3</sup>	(1.6 ± 0.2) × 10 <sup>0</sup>	(3.2 ± 0.1) × 10 <sup>-2</sup>	(2.5 ± 0.1) × 10 <sup>-1</sup>
2号機TIP配管閉塞物	<3 × 10 <sup>0</sup>	(5.0 ± 0.2) × 10 <sup>1</sup>	(2.2 ± 0.1) × 10 <sup>1</sup>	(9.9 ± 2.2) × 10 <sup>-5</sup>	(1.5 ± 0.3) × 10 <sup>-6</sup>	(3.3 ± 0.8) × 10 <sup>-6</sup>

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	<sup>238</sup> U (約4.5 × 10 <sup>9</sup> 年)	<sup>237</sup> Np (約2.1 × 10 <sup>6</sup> 年)	<sup>238</sup> Pu (約88年)	<sup>239</sup> Pu (約2.4 × 10 <sup>4</sup> 年)	<sup>240</sup> Pu (約6.6 × 10 <sup>3</sup> 年)	<sup>241</sup> Pu (約14年)
1号機格納容器堆積物	(3.8 ± 0.1) × 10 <sup>-1</sup>	(2.1 ± 0.1) × 10 <sup>-1</sup>	(2.4 ± 0.1) × 10 <sup>3</sup>	(2.3 ± 0.1) × 10 <sup>2</sup>	(3.8 ± 0.1) × 10 <sup>2</sup>	(3.9 ± 0.1) × 10 <sup>4</sup>
2号機TIP配管閉塞物	(1.8 ± 0.1) × 10 <sup>-5</sup>	<6 × 10 <sup>-5</sup>	(6.4 ± 1.2) × 10 <sup>-2</sup>	(1.4 ± 0.3) × 10 <sup>-2</sup>	(5.0 ± 1.0) × 10 <sup>-3</sup>	<5 × 10 <sup>-2</sup>

試料名	放射能濃度[Bq/試料]			
	<sup>242</sup> Pu (約3.7 × 10 <sup>5</sup> 年)	<sup>241</sup> Am (約4.3 × 10 <sup>2</sup> 年)	<sup>242</sup> Cm (約163日)	<sup>244</sup> Cm (約18年)
1号機格納容器堆積物	(2.0 ± 0.1) × 10 <sup>0</sup>	(1.4 ± 0.1) × 10 <sup>3</sup>	(1.0 ± 0.1) × 10 <sup>1</sup>	(1.8 ± 0.1) × 10 <sup>3</sup>
2号機TIP配管閉塞物	<2 × 10 <sup>-6</sup>	(4.0 ± 0.3) × 10 <sup>-2</sup>	(2.9 ± 1.3) × 10 <sup>-3</sup>	(3.8 ± 0.5) × 10 <sup>-2</sup>

⇒ a核種/Cs-137の組成比算出では、分析値(計数誤差除く)を使用 (赤枠□が参照値)

- 2020年10月13日面談資料「2号機原子炉格納容器内部詳細調査アクセスルート構築作業時の影響評価について」

## 1. PCV内ダスト浮遊量

### X-6ペネ内堆積物のWJによる洗浄・落下による浮遊

ダスト浮遊量[Bq]  
=放射能濃度[Bq/g]×堆積物量[g]×気相移行率[-]

<放射能濃度> (α核種, β核種の考慮)

- α核種として, 2号機ガイドパイプシールリングのスミアの結果に基づき, Am-241/Cs-137放射能比を1と設定。
- PCV外へ放出されるまでに1/100に低減されると想定。
- β核種として, PCVガス管理システムにおける過去のPCVガス濃度測定結果に基づき, Sr-90をCs-137の放射能比25倍に設定。

**【参考】2号機PCV内部調査装置のサーベイ結果**

TEPCO

- サーベイ日: 2019年2月28日
- 表面線量率: 左下図の図中参照〔γ〕: 1cm線量当量率, (β+γ): 70μm線量当量率
- 表面汚染密度: フロントシール部をスミアサンプリングした試料のγ線核種分析および全α計測を実施
- 全α/Cs-137存在比:  $8 \times 10^{-1}$
- γ線核種分析の検出核種: 右下表参照
- 備考: スミアの表面線量率(β+γ)が高いため, サーベイ員や分析員の被ばく低減を考慮してスミアを別のスミアで再サンプリングし, 相対濃度(存在比)を評価した(スミアをスミアでサンプリングする際の採取効率を設定できないため, 定量評価はできない)。

検出核種	Cs-137に対する存在比
Cp-60	$4 \times 10^{-1}$
Ru-106	$1 \times 10^0$
Rh-106	$1 \times 10^0$
Sb-125	$5 \times 10^{-1}$
Cs-134	$9 \times 10^{-2}$
Cs-137	-
Ce-144	$5 \times 10^{-1}$
Eu-154	$1 \times 10^0$
Ba-135	$6 \times 10^{-1}$
Am-241	$8 \times 10^{-1}$

PCV内外部のα核種の広がりに関するデータ

TEPCO

<Cs-137に対するα核種の存在比>

	1号機	2号機	3号機
①PCV内汚染物	2017/4 α核種分析* $6 \times 10^{-2}$ [1]	2015/2 全α計測 $8 \times 10^{-1}$ [1]	-
②PCVガス管理設備 フィルタ前サンプリング [1] (相対比フォイル)**	2016/12 全α計測 $10^{-1}$	2017/5 全α計測 $10^{-1}$	2017/4 全α計測 -
③PCV内滞留水 [1]	-	2013/8 α核種分析* $10^{-1}$	2013/8-2015/10 α核種分析* $10^{-1}$
④建屋1階瓦礫等 [1]	2013/5-2015/11 α核種分析* $10^{-1} \sim 10^{-2}$	-	2014/3 α核種分析* $10^{-1} \sim 10^{-2}$
⑤オオバフロ瓦礫等 [1]	2016/10-2016/4 α核種分析* $10^{-1} \sim 10^{-2}$	2014/7-2014/5 α核種分析* $10^{-1} \sim 10^{-2}$	-

\*α核種分析結果のPu-238, Pu-239+240, Am-241, Cm-244の計算値  
\*\*PCVガス管理設備フィルタ後の全α計測結果は1~3号機すべてNO

図 シールリングスミア結果とα核種の広がり傾向 (参考資料1参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

⇒ α核種はPCVから放出されるまでに1/100に低減するものと想定 (赤枠□が参照箇所)

### 1-1. 被ばく評価結果まとめ

- これまでのペDESTAL強度評価結果等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているが、シナリオ想定に保守性を持たせケーススタディを実施。
- 想像を広げたシナリオにおいても、事故時の基準5mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えている。
- 上記の通り、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、万が一の事態に備え今後の方策(閉じ込め強化、機動的対応)を検討している。

ダスト発生シナリオと敷地境界での実効線量

ケース	A-0	A-1	B	
ダスト発生シナリオ	事象	RPV支持構造物が <b>座屈</b> 。 接続配管等を <b>引っ張り</b> ながらRPVが <b>沈下</b> 。 PCVに <b>大開口</b> が発生。		
	発生モード	構造物の <b>表面汚染物</b> が、 <b>表面湿潤状態</b> で <b>こすられて剥離</b> 。	構造物の <b>表面汚染物</b> が、 <b>表面乾燥状態</b> で <b>こすられて剥離</b> 。	RPVに残存・付着した <b>燃料デブリ</b> が、 <b>乾燥状態</b> で <b>振動により浮遊</b> 。
	発生対象	なし。 (PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的)	1号機AWJ最大ダスト濃度を記録した汚染表面の比例倍。 (RPV外表面積で剥離すると仮定)	燃料デブリ11.2ton ※ (燃料の全てが粉状と仮定)
実効線量	極めて軽微	約0.03mSv/事象	約0.04mSv/事象	

<ダスト発生シナリオと被ばく評価条件の保守性>

- ・インナースカートは座屈に至らないと判断しているが、万が一座屈が生じたと仮定(ケース共通)
- ・上部構造物(RPV/RSW/ペDESTAL他)が1.3m程度沈下した場合でもペネ部の構造健全性(PCV閉じ込め機能)は維持されると考察しているが、PCVに大開口が発生すると仮定(ケース共通)
- ・PCV内は湿潤状態でダストは飛散し難い環境だが、乾燥状態を仮定(ケースA-1、B)
- ・RPVに残存・付着した燃料デブリは塊状になっているものも混在しているが、燃料の全てが粉状と仮定(ケースB)
- ・PCV内で発生したダストは、PCV内で時間の経過とともに拡がるが、瞬時に拡がると仮定(ケースA-1、B)
- ・PCVから漏えいするダストは、PCVからの漏えい箇所の一部が捕集され、残りのダストは建屋内に滞留して沈着・沈降により減少し、建屋からの漏えい箇所ですらに捕集されて減少する見込みだが、PCVや建屋からの漏えい箇所での捕集効果、建屋での沈着・沈降効果がないと仮定(ケースA-1、B)

既往最大のダスト濃度を計測した1号機AWJ実績に基づく、**表面汚染物からのダスト飛散**を想定したシナリオ。

**燃料デブリからダストが発生**することを仮定したシナリオ。

2021年2月、2022年3月の地震(双葉町・大熊町:震度6弱)でも、構造物の表面汚染物や燃料デブリに力が加わった可能性はあるが、**PCV内ダスト濃度上昇として検知されるほどのダスト追加発生は確認されていない。その観測事実は考慮せず**、当該状況が発生し、**ダスト追加発生があるものと仮定**したシナリオ。

※ 以下の参考文献から、RPV底部およびRPV下部CRDハウジングに付着した燃料デブリに含まれる燃料(UO<sub>2</sub>)として、11.2tonとした。(参考)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等による炉内状況把握の高度化」、IRID

第10回技術会合

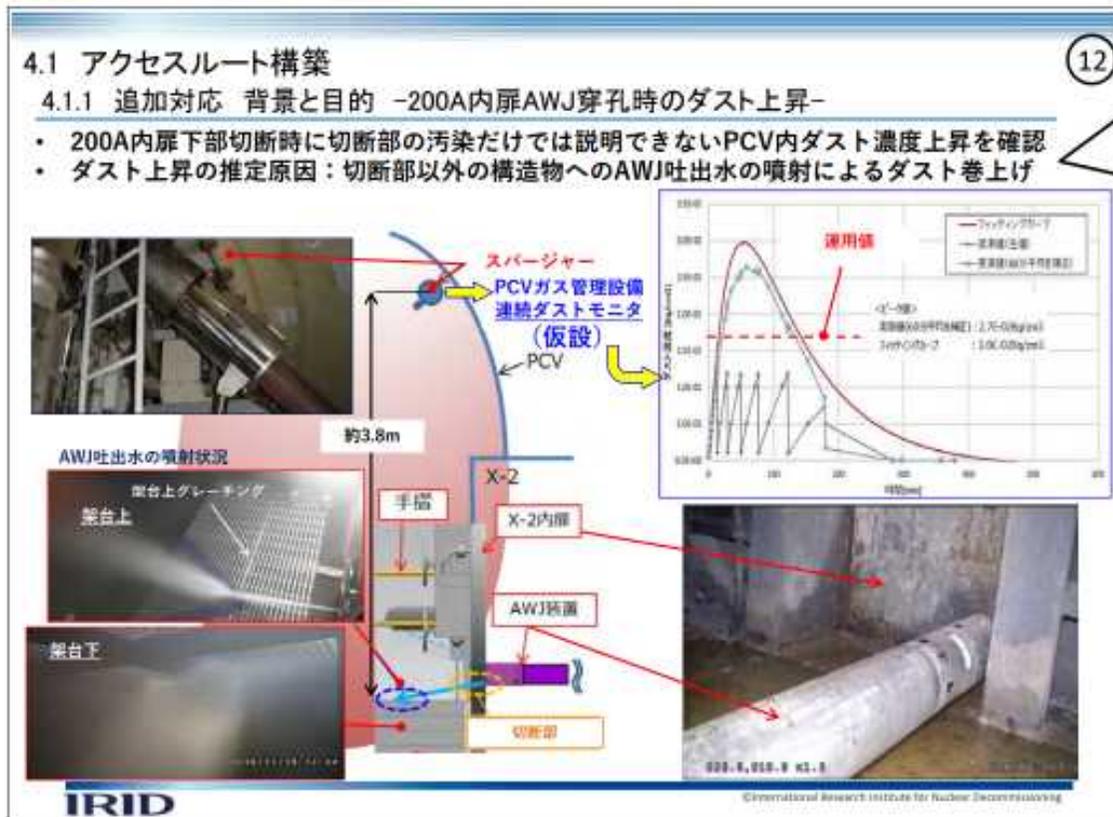


1-3. 被ばく評価 (①ダスト発生想定：ケースA-1)

ダスト発生シナリオ

- ・ RPV支持構造物が**座屈**。**接続配管等を引っ張り**ながらRPVが**沈下**。
- ・ **構造物の表面汚染物**が、**表面乾燥状態でこすられて剥離**。

ダスト発生想定



12 全β最大ピーク濃度約2.7E-2Bq/cm<sup>3</sup>を確認した2019年6月4日作業において、AWJ吐出水が作用したと考えられる推定面積を基準に、作用面積に対するピーク濃度を評価。  
(注)

作用面積にRPV外表面を設定し、AWJ吐出水が作用したと考えられる推定面積の比例倍としてダスト飛散を評価。  
なお、全βとしてCs134+137を設定。

平成29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内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証) 平成31年度・令和元年度実施分成果報告  
令和2年8月 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

(注) PCVガス管理設備ラインに設置した仮設モニタにおいてダスト濃度の上昇は確認されているが、PCVガス管理設備の本設モニタや建屋のモニタに有意な変動は確認されていない。

### 【参考】ケースA-1 <評価条件>

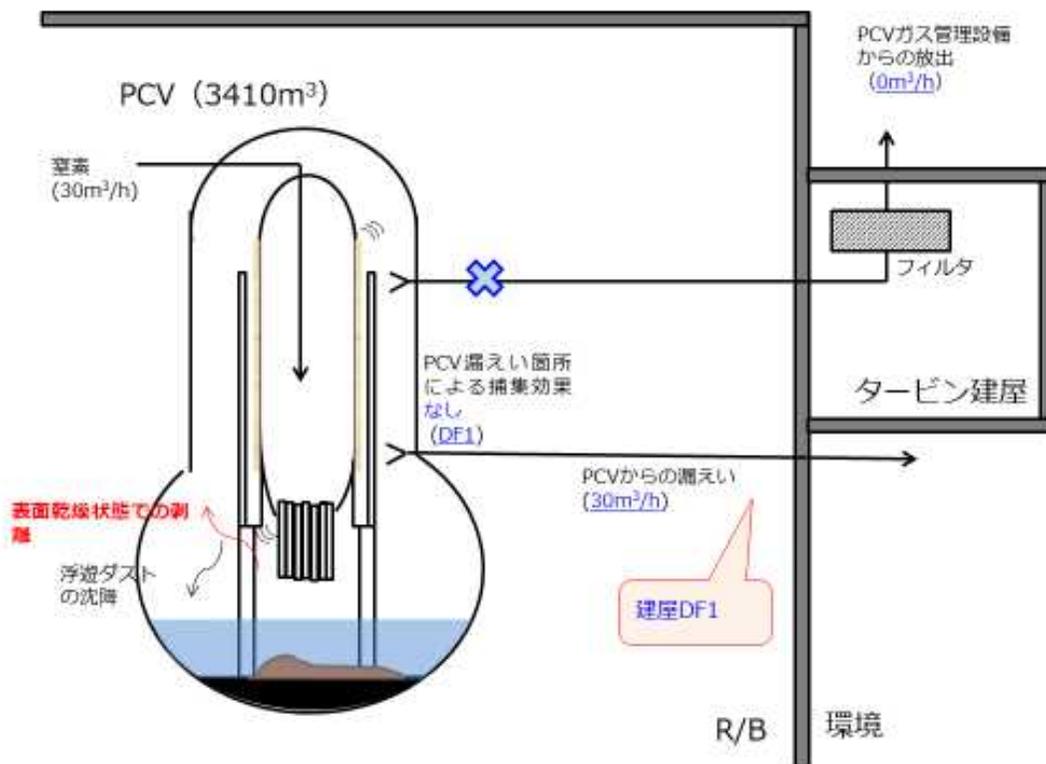
- ダスト発生源
  - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
    - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準として汚染密度を想定  
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
- 給排気条件
  - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
  - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）
- 低減効果
  - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
  - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
- 被ばく経路
  - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
  - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

### 【参考】ケースA-1 <評価体系>

#### ダスト発生シナリオ

- RPV支持構造物が**座屈**。**接続配管等を引っ張り**ながらRPVが**沈下**。
- **構造物の表面汚染物**が、**表面乾燥状態でこすられて剥離**。

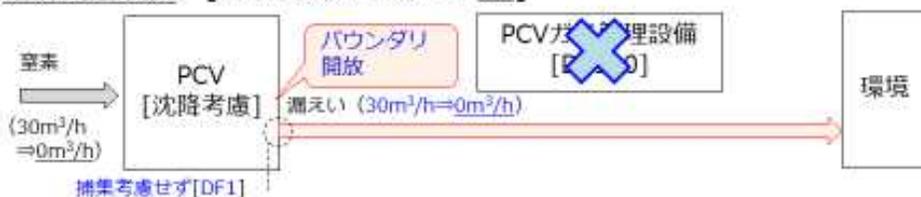
#### 評価モデル



#### <PCV内のダスト飛散想定>

- ✓ 1号機AWJ時の最大ピーク濃度を基準に、作用面積に応じてダスト飛散を想定
- ✓ 発生したダストは、瞬時にPCV内に均一拡散するものと仮定

#### 給排気量収支 [窒素封入停止時間: 1h]



### 【参考】PCV内浮遊ダスト濃度、環境への放出量 <ケースA-1>

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01

- 環境へ放出される放射能量(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09

## 2. ダスト放出抑制対策の検討

### 2-1 ペデスタル支持機能低下時の対応の整理

- 仮にペデスタル支持機能が低下した場合でも、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えている。
- 更なる安全上の措置として、機動的対応やPCV閉じ込め機能の強化の検討を進めている。
- 事象発生後の対応は、より効果を得られるように、機能喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴を考慮したものとする。

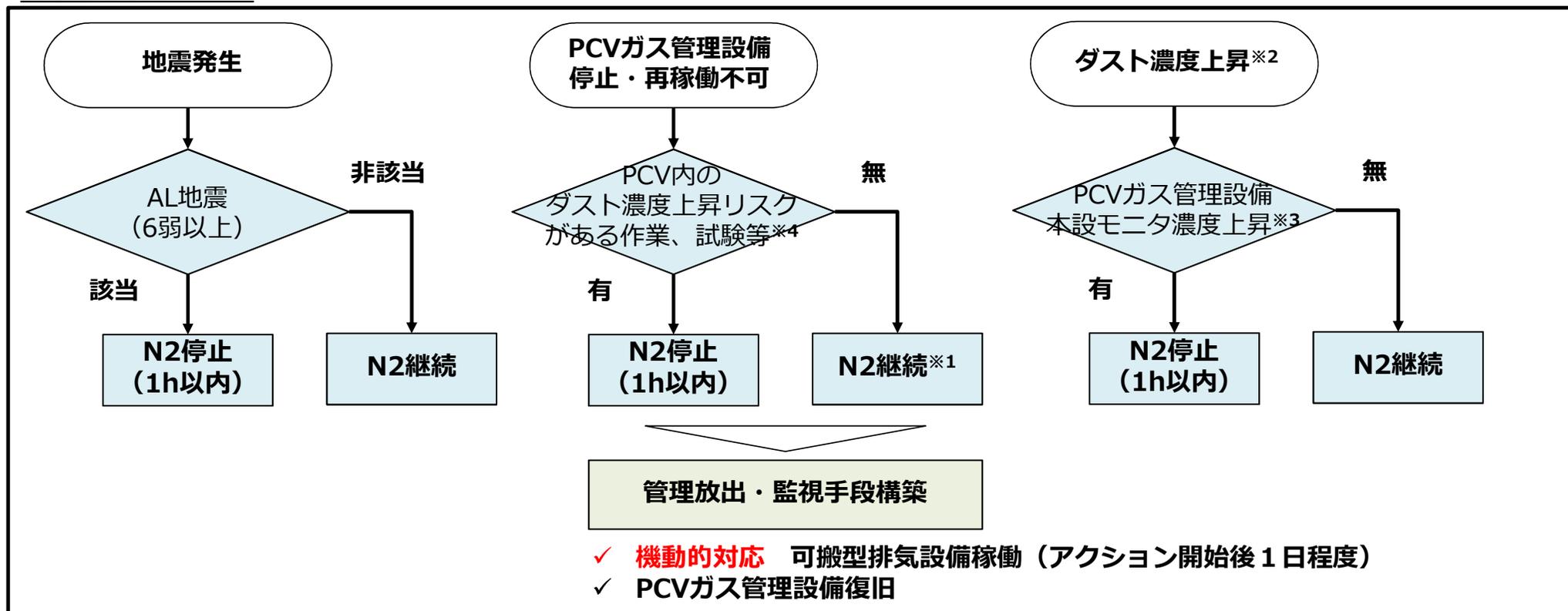
### 機能喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴と対応の優先順位

事象発生	喪失機能	機能喪失の想定	喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴	対応の効果的なタイミング	対応の優先順位
ペデスタル 支持機能低下	放出抑制	ダスト発生 管理放出喪失	事象発生直後にダスト放出リスクが大きく、時間経過に従ってリスクは低下する。	事象発生 <b>初期</b>	①
	冷却	注水不良 冷却不足	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、温度やダスト濃度が上昇する可能性がある。 (無注水でも1℃/5日程度の上昇(1号機))	事象発生後、 <b>長時間喪失状態が続く場合</b>	② (湿潤化によってダストが浮遊しづらくなる効果があるため、準備が整い次第復旧することが望ましい)
	不活性雰囲気維持	窒素封入配管損傷 (閉塞・狭窄)	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、水素濃度が上昇する可能性がある。 (PCV内水素濃度2.5%上昇まで90日)	事象発生後、 <b>長時間喪失状態が続く場合</b>  ただし、ダスト濃度が低下する前に窒素封入を再開することは、ダスト放出リスク低減と相反することに留意	③ (ただし、ダスト濃度が十分低下するまでは窒素封入再開待機)

事象発生初期に効果の大きい放出抑制への対応を優先して実施する。

➔ 「窒素封入量 < PCVガス管理設備排気量」への移行により、非管理放出を抑制することを基本とする。  
(次ページ) 起因事象毎に対応手順を整理。

## 放出抑制フロー



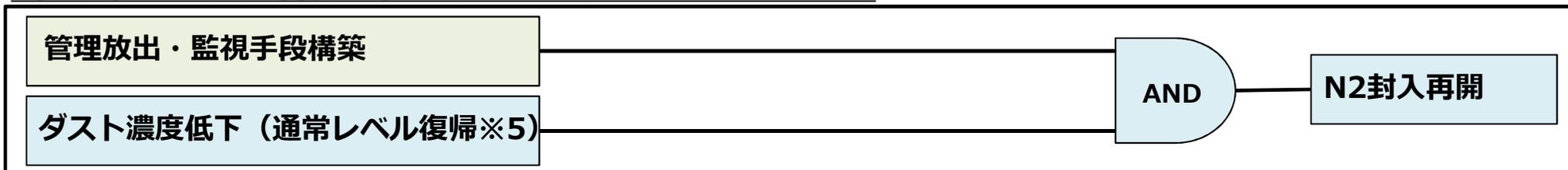
※1：長期のPCVガス管理設備の停止が見込まれる場合には、建屋ダストモニタ等の推移を確認し、万が一ダストの上昇が確認される場合にはN2封入量を低減する操作を検討する。

※2：廃炉を進めるための一時的なリスク上昇を伴う取り組み（PCV内作業や試験等）を実施している間は、この限りではない。

※3：明らかな異常が確認された場合（例：B.G.の10倍（実施計画3章2.2線量評価で想定した放出量と比べて桁違いに小さいレベル）等）

※4：※3相当のPCV内のダスト濃度上昇リスクがある作業や試験等

### （補足）窒素封入再開条件（異常の無い号機については条件無し）

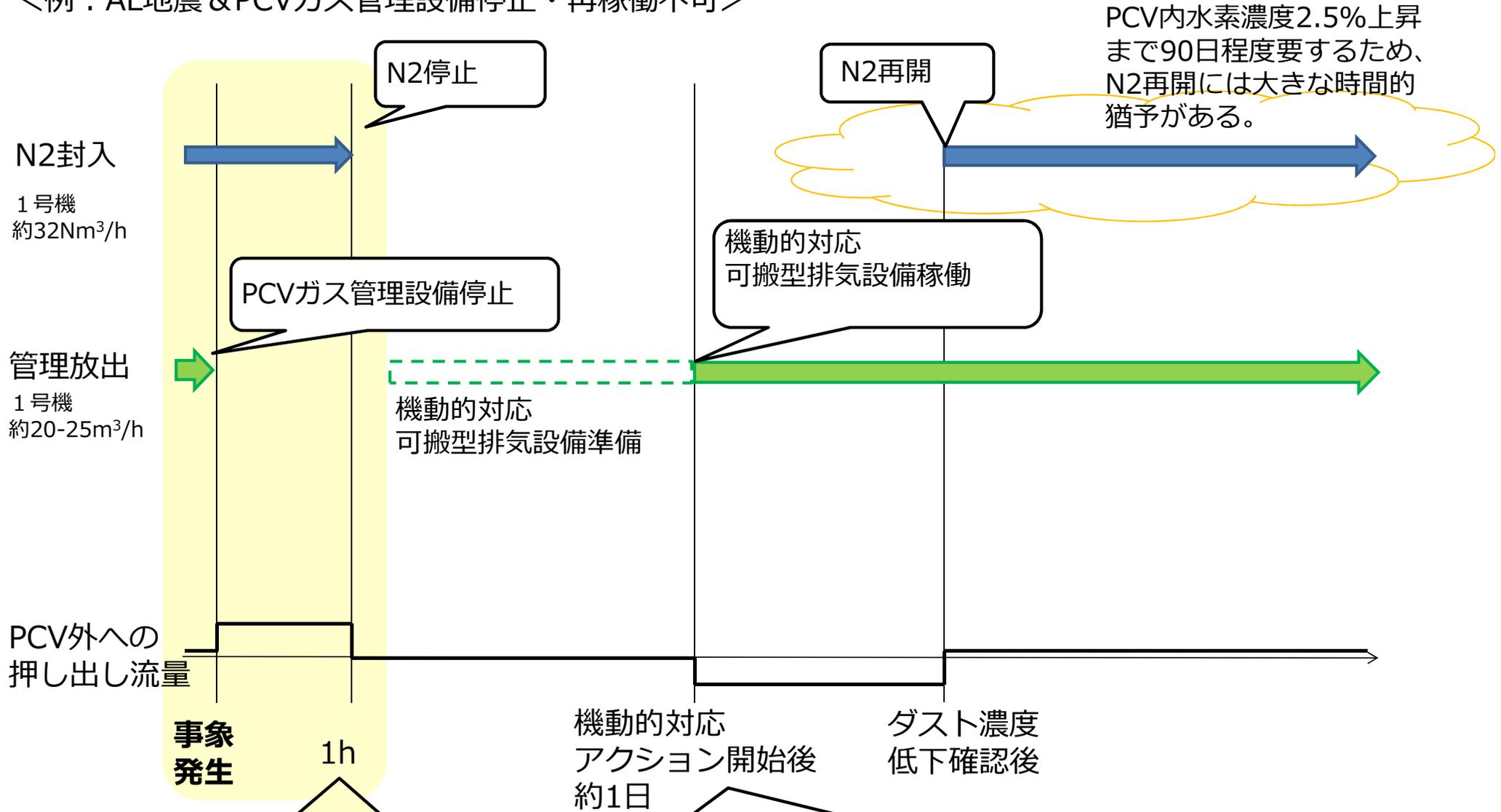


※5：基本的には事象発生前と同等レベルに下がる状態を想定。1号機AWJ時の実績に基づけば、1日以内には復帰する見通し。

## 2-2 窒素封入停止策の検討状況

### タイムラインイメージ

<例：AL地震&PCVガス管理設備停止・再稼働不可>



放出抑制に効果的なN2停止は、  
プラント状況やサイト被災状況  
によらず操作できる見通し。

機動的対応等のその後の対応は、PCV外への押し出しが抑制され  
た状態にあることから、状況を確認しながら順次対応していく。

## 2-2 窒素封入停止策の検討状況（実施計画Ⅲ第1編第25条のLCOとの関係）

実施計画Ⅲ第1編第25条では、水の放射線分解で発生する水素の拡散を目的に、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認し、必要な窒素封入量を確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すことが求められている。一方、現状、水の放射線分解で発生する水素の量は小さく、窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならない状況。ダスト濃度上昇時の窒素封入停止を行うにあたっては、以下の通り、LCOの見直しが必要と考えており、今後、規制庁殿と面談等で確認していく。

- 現行の実施計画には、除外規定として「窒素封入設備の点検、電源停止等のために計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。」との記載がある。よって、PCVガス管理設備が運転中で水素濃度の確認が可能な状況では、あらかじめダスト飛散抑制対策の対応手順を定め、ダスト濃度上昇時に計画的に窒素封入を停止する場合は、現行の条文の中で対応が可能と考えられる。
- 一方、PCVガス管理設備の停止中（水素濃度確認不可）に窒素封入を停止する場合は、現行の条文において窒素封入停止時に要求される1時間に1回の水素濃度の確認が出来なくなる。現状、窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならないことを踏まえて、新たな除外規定の追加等、条文を見直すことが必要。

### 実施計画Ⅲ 第1編 第25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能（抜粋））

2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。

(2) 当直長は、窒素ガス分離装置を運転するとともに、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。

検討中

## 現状採り得る対応（現行の実施計画25条の除外規定の中で対応）

- LCO適用除外規定は、その設備の状態が安全上許容できる場合において、必要な条件をあらかじめ定め、実施することでLCO逸脱とは見なさないとするもの。
- 本条文については、水の放射線分解で発生する水素により、格納容器内の水素濃度が実施計画の運転上の制限（2.5%）に至る時間余裕を踏まえ、窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止する場合は、水素濃度を1時間に1回確認することを条件に、窒素封入停止を許容している。
- 仮に地震等によりPCV内ダスト濃度が上昇した場合でも、沈降等によりダスト濃度が低下し窒素封入再開までは、長くても数日程度※と想定されるが、窒素封入停止時に水素濃度が実施計画の運転上の制限（2.5%）に到達する時間は、PCVの容積では90日程度（保守的にRPVの容積とした場合でも10日以上）あり、十分時間的が余裕がある。
- よって、あらかじめダスト飛散抑制対策のための窒素封入停止の手順を定めて、ダスト濃度上昇時に窒素を停止する場合には、適用除外規定を適用可能と考えられる。

※ 1号機AWJ時の実績に基づけば、PCV内のダスト濃度は1日以内には低下する見通し。

### 実施計画Ⅲ 第1編 第25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）

格納容器内の不活性雰囲気維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（1）窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。

（2）運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。

（省略）

検討中

**今後採るべき対応（実施計画第25条の見直し）**

- ・PCVガス管理設備の停止時には現行のLCO適用除外規定は適用不可となる。
- ・窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならないことを踏まえて、実施計画第25条を見直す。  
 第18条(原子炉注水系)を参考に、LCO適用除外規定に窒素封入停止許容時間を設定。

現状	変更案
<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持機能)                      第25条                      (省略)                      ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。                      (省略)</p>	<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持機能)                      第25条                      (省略)                      ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) <b>運転中の窒素ガス分離装置の停止等、窒素封入が停止した時点から〇日間以内に窒素封入を再開した場合。</b></p> <p><del>-(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。</del>                      (省略)</p>

### 1. ダスト飛散抑制対策の検討

- これまでも2022年3月の地震など強い地震を経験しているが、ペDESTALの支持機能は維持されている
- しかしながら、これまでの経験や耐震評価の結果をもって、支持機能に問題はないとするのではなく、仮に支持機能を喪失したとしても、その際に取り得る方策については検討を進めている

#### <万が一の事態に備えて以下の方策を検討>

- RPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する方策
  - ダスト飛散抑制に関わる機動的対応 (地震でPCVガス管理設備機能喪失した時の可搬式設備を用いたPCV排気)
  - PCV閉じ込め強化 : PCV均圧<sup>※1</sup>、窒素封入停止策<sup>※1, 2</sup>、大型カバーによるPCVからの直接放出量の低減

※1 技術会合において議論を行う「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に沿って検討中

※2 窒素封入設備 A、B号機は、遠隔による停止が可能。C号機については、現在、遠隔操作機能の改造を計画。改造までは速やかに現場での停止を行うこととする。

### 2. RPVペDESTAL支持機能低下における機動的対応

#### ■ RPVペDESTAL支持機能低下により想定される影響に対する機動的対応

- ペDESTAL支持機能が低下した場合でも、PCVへの水・ガスの流路が完全に喪失することは考え難いが、万一の可能性として、既存のRPV注水設備・PCVガス管理設備・窒素封入設備(以下、冷却設備)による燃料デブリの冷却やPCVのダスト飛散の抑制機能が喪失すると想定。
- それらの代替として、冷却設備の復旧までPCV内環境を維持できるよう、機動的対応として、可搬式設備やPCVへの新たな注水口・吸込口等を整備。  
なお、機動的対応として、現在の冷却設備の運用状況と同程度の機能になるよう想定。

#### ■ 機動的対応の現場展開

- 事象発生後、まずは「影響の緩和措置」を実施。その後、「機動的対応」に展開。
  - ・ 機動的対応は、「冷却設備を使用する場合」「可搬式設備を使用する場合」の2通りを想定。
  - ・ 機動的対応の現場展開に約1日程度での対応を想定。
- 高線量エリアである原子炉建屋内での作業になることから、予め専用の接続口や配管・ホース等を敷設することが必要。

#### ■ 機動的対応の準備状況

- 現在、必要な資機材(可搬式設備含む)、工事の検討中。
  - ・ 新しい接続口の選定・バウンダリ構築(冷却設備含む)・配管等の敷設ルートの設定(既存設備の軽微な改造が発生)
  - ・ 可搬式設備(PCVガス管理設備相当)の仕様、モニタリング機能の扱い(設備付け)
- 資機材を先行取得して対応整備→追加工事で対応の向上を図る。  
主たる資機材の抽出を終え、現在整備中(2023年12月末完了予定)。  
(補足) 上記の専用機材の整備まで、応急的対応として構内資機材(準備済)の活用。

## 第10回技術会合



### 【参考】RPV・PCV冷却設備の機動的対応(1)

【RPVペDESTAL支持機能低下により想定される影響に対する機動的対応】

想定される影響		影響緩和策	機動的対応	状況(資機材)	
燃料デブリの冷却	原子炉注水設備	RPV等の傾斜、沈下により既設配管(CS系、FDW系)の損傷し、燃料デブリの冷却が阻害される。	PCV内でRPVへの直接配管が損傷(破断)した場合、PCV内への注水は継続される。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・窒素封入に用いている配管(RPVヘッドスプレイライン)に切り替えて注水。</li> <li>・PCV内部調査に伴い新設した接続口(X-2(φ200<sup>※1</sup>))から原子炉注水ラインを敷設してPCVへ注水。</li> <li>・注水は原子炉注水設備(CS系ラインを活用)または可搬式設備による。</li> <li>・可搬式設備として、消防車を使用。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPVヘッドスプレイ切替資機材について整備済</li> <li>・新設の接続口の取付治具を整備中</li> <li>・ラインとなるホース、消防車は整備済</li> </ul>
ダスト飛散の抑制	PCVガス管理設備	<p>RPV等の傾斜、沈下にペDESTAL内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕によるダスト飛散や、衝撃、振動による構造材に付着しているダストが舞い上がる。</p> <p>PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的と考えられる。</p> <p>PCVガス管理設備の吸込口は、PCV内のCCSスプレイとしているため、損傷の可能性は低い。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ダストが舞い上がったとしても、PCVガス管理設備のフィルタを介した排気流量の増加により、ダスト濃度上昇の影響の緩和を行う。</li> <li>・フィルタ差圧が上昇した場合、待機系統への切替及びフィルタの交換を行う。</li> </ul> <p>窒素封入量の低下・停止操作によるPCVからの漏えい抑制により、ダスト濃度上昇の影響の緩和を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PCV内部調査に伴い新設した接続口(X-2(φ250<sup>※1</sup>))及び他の接続口から排気ラインを敷設。</li> <li>・敷設した排気ラインをPCVガス管理設備または可搬式設備に取付、排気。</li> <li>・可搬式設備として、PCVガス管理設備と同程度のファン・フィルタ等を準備。</li> </ul> <p>(モニタリングは可搬式設備に設置、または手動によるサンプリングを実施)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新設の接続口の取付治具・ホース、可搬式設備を準備中</li> </ul> <p>上記の専用機材の整備まで、応急的対応として構内の下記資機材の活用(ダクトホース、局所排風機(フィルタ付)準備済)</p>
不活性雰囲気維持	窒素封入設備	RPV等の傾斜、沈下により既設配管(RVH系、JP計装系)の損傷し、RPV内の不活性雰囲気の維持が阻害される。	RPV封入ラインからPCV封入ラインへ切り替えることで窒素封入を継続・再開(ダスト飛散時は窒素封入量の低下・停止となる)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPV封入ラインからPCV封入ラインへ切り替えることで窒素封入を継続・再開。</li> </ul>	整備済

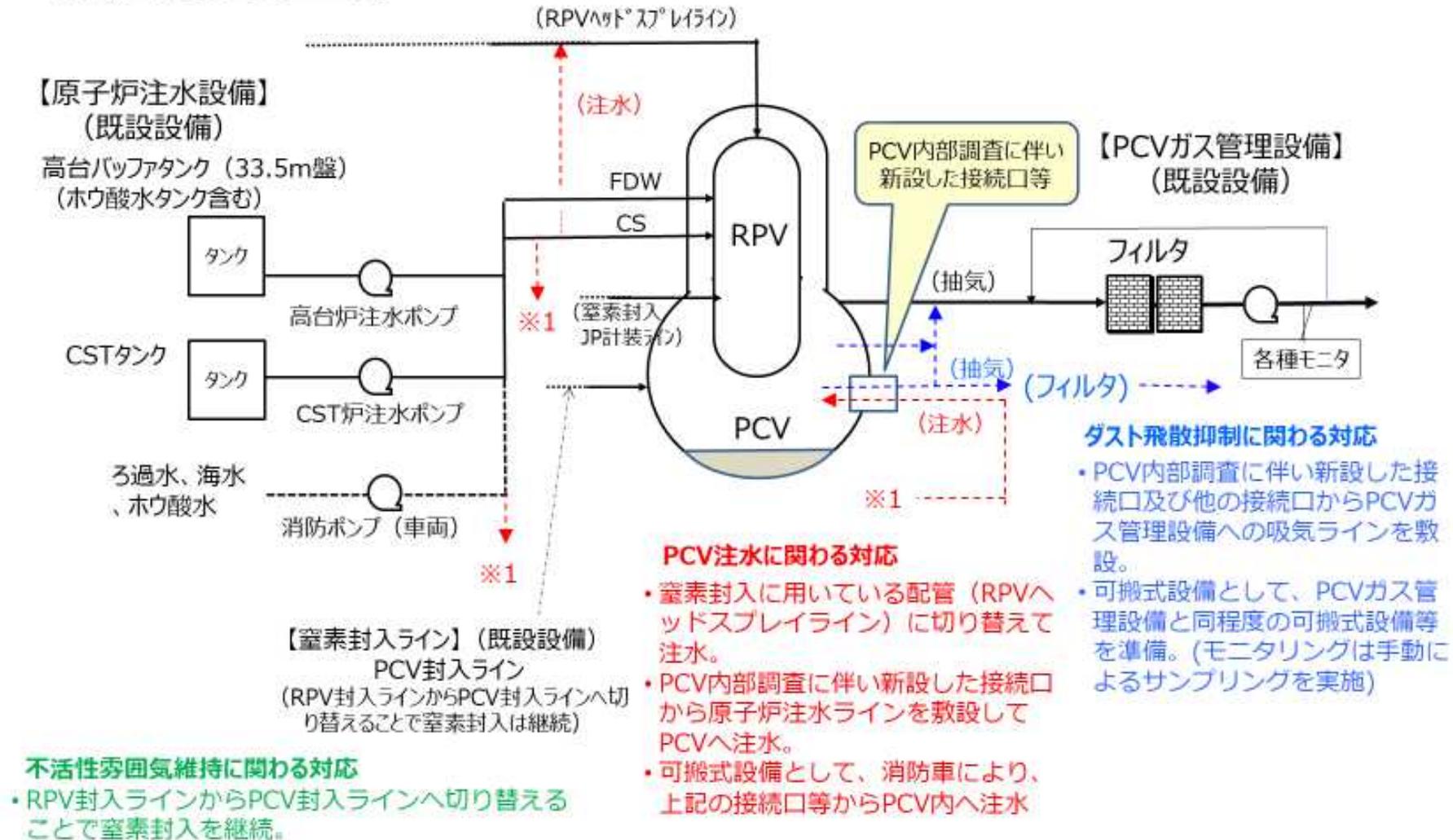
※1 現場状況や操作性により変更の場合あり

## 第10回技術会合



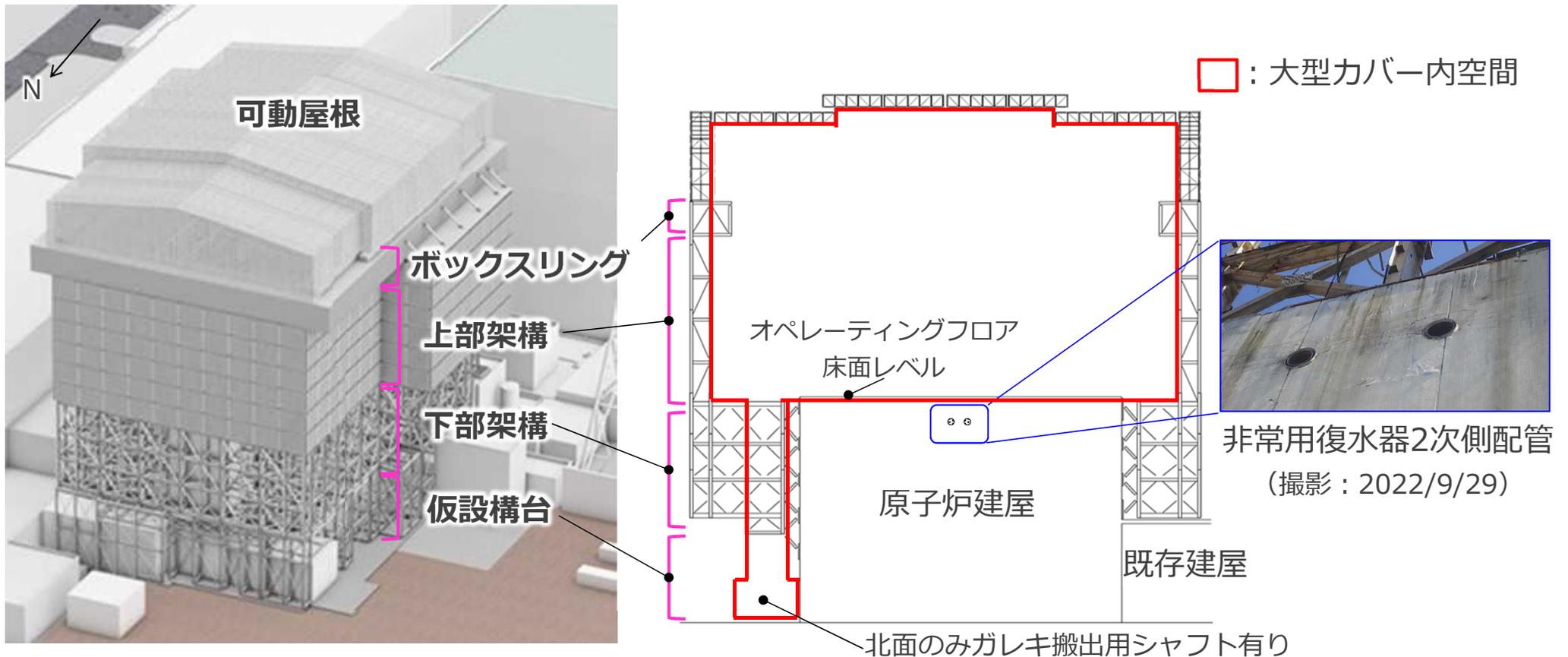
### 【参考】RPV・PCV冷却設備の機動的対応(2)

#### 機動的対応イメージ 【窒素封入ライン】(既設設備)



### 3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果（1号機大型カバーの概要）

- 1号機の燃料取り出しにあたり、ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、その中でガレキ撤去を行う計画である。
- 大型カバーは、オペレーティングフロア及びガレキ搬出を行うシャフト部を覆い、その中で発生するダストの飛散抑制を図るため、可能な限り隙間が少ない構造としている。
- 非常用復水器2次系配管は、大型カバーの外側に位置している。当該配管は個別に閉鎖する計画である。



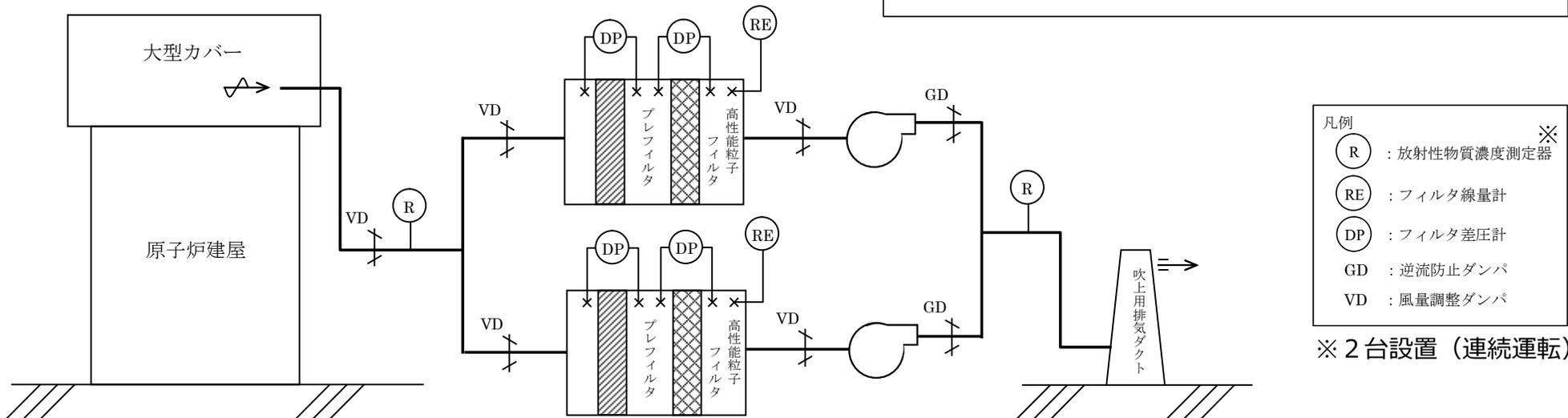
大型カバー全体の概要図

### 3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果（1号機大型カバー換気設備の概要）

- 大型カバー内で発生する放射性物質を含むダストの大気への放出を抑制するため、フィルタを含む換気設備を設置する。
- 排風機及び排気フィルタユニットは、換気風量約30,000m<sup>3</sup>/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。
- 換気設備は耐震Cクラスとして設計している。なお、大型カバー架構は、基準地震動Ss900に対し、崩壊しないことを確認しているため、換気設備が損傷した場合においても、一定のダスト放出抑制効果があると想定。

＜換気設備の構成・性能＞

- 排風機 : 2台（内1台予備）
- プレフィルタ : 2台（内1台予備）
- 高性能粒子フィルタ : 2台（内1台予備）
- 換気風量 : 30,000m<sup>3</sup>/h
- フィルタ効率 : 97%



大型カバー換気設備系統図

## 4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（1号試験工程）

特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合（第12回）2023年7月11日

### ○1号PCV閉じ込め機能強化試験 工程

号機	実施内容	2023年						2024年				
		6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	.....	
1号機	試験内容・手順検討、試験前準備 (保安運営委員会、PTW作成、仮設計器設置等)	■										
	試験実施（PCV水位低下前）					■						
	試験結果整理							■				
	PCV水位低下								■	■	■	
	試験実施（PCV水位低下後）										■	

検討中  
(他関連作業の進捗により、  
変更可能性あり)

### ○1号試験時期

#### ・PCV水位低下前：

試験内容等※検討、規制庁殿への十分な説明を踏まえると、  
早くても10月以降になる見込み

※ 試験に必要な計器設置検討・設置

PCV封入・排気バランス変更時のPCV温度上昇の対応検討 等

#### ・PCV水位低下後：新設PCV水位計設置後のPCV水位低下の時期を踏まえて検討

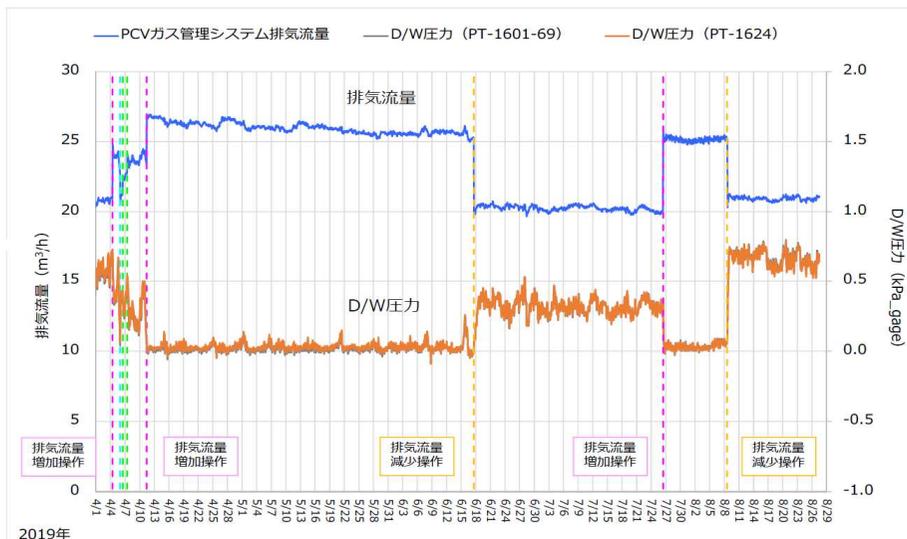
## 4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（PCV水位低下前に1号試験を実施する意義）

検討中

### ○1号PCV閉じ込め機能強化試験 PCV水位低下前に実施する意義

目的	試験内容
<p>①ペDESTAL損傷を踏まえ、現状でダスト抑制操作に必要なデータ採取</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・差流量管理試験(均圧・負圧)</li> <li>・窒素封入停止試験</li> <li>⇒ 現状、閉じ込め強化のために、封入量減少、N2停止フローを整理中であり、主な運転パターンの確認を行う。</li> </ul>
<p>②将来(PCV水位低下後)の差流量管理運用に向けたデータ確認</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・差流量管理試験(均圧・負圧)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒ 例えば、現状で負圧達成出来ない場合は、水位低下後(漏洩口露出)負圧管理は難しいと想定されることから、水位低下後の試験内容の検討および運用管理に向けたデータを取得。</li> </ul> </li> <li>・PCVガス管理設備ファン(A)(B)の性能差確認                             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒ 現状のファン(A)(B)に性能差(同程度のPCV圧力を達成するための ファン(A)(B)の排気流量の差)があることが確認されている。 PCV水位低下後(漏洩口露出)はPCV圧力が0kpa程度になり、PCV圧力によるファンの流量調整できないことから、水位低下前に負圧状態でのファンの性能差を確認する。</li> </ul> </li> <li>・ガスバランス変更時の一部PCV温度計の上昇確認                             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒ 実施計画18条の監視温度計として選定している一部のPCV温度計については、窒素封入・排気のガスバランス変更時に温度の上昇が確認されており、今後の差流量管理等の運用を行う場合に、LCO逸脱の可能性がある。そのため、ガスバランス変更時の当該温度計の温度上昇の程度とPCV内のダスト濃度の上昇の有無を確認し、実施計画18条の監視温度計の設定の見直し等を検討するためのデータを取得する。</li> </ul> </li> </ul> <p>なお、試験においては、実施計画Ⅲ第1編第32条を適用し、「必要な安全措置」※を講じた上で冷却状態に問題ないことを確認しながら試験を実施することを検討中。</p> <p>※ 注水の継続、その他の温度計等のプラントパラメータの監視、PCVガス管理設備のダスト濃度の監視等</p>

(参考) 1号機PCVガス管理設備の排気流量とPCV圧力

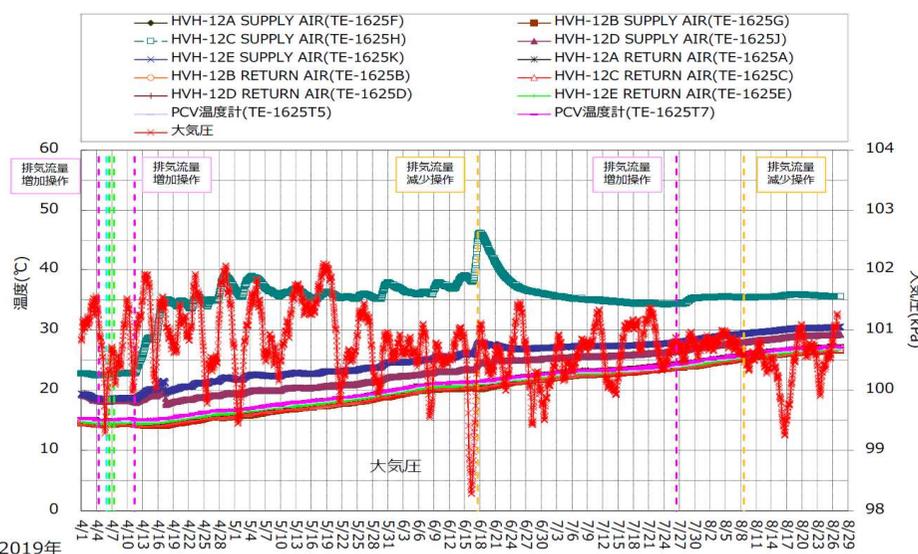


13

- PCV減圧試験 (2019年 AWJ作業関連) において、0kPaとするため、排気流量を増加した際、一部の既設PCV温度計 (複数) の上昇を確認
- また、気圧の変動に応じて変動する傾向も確認

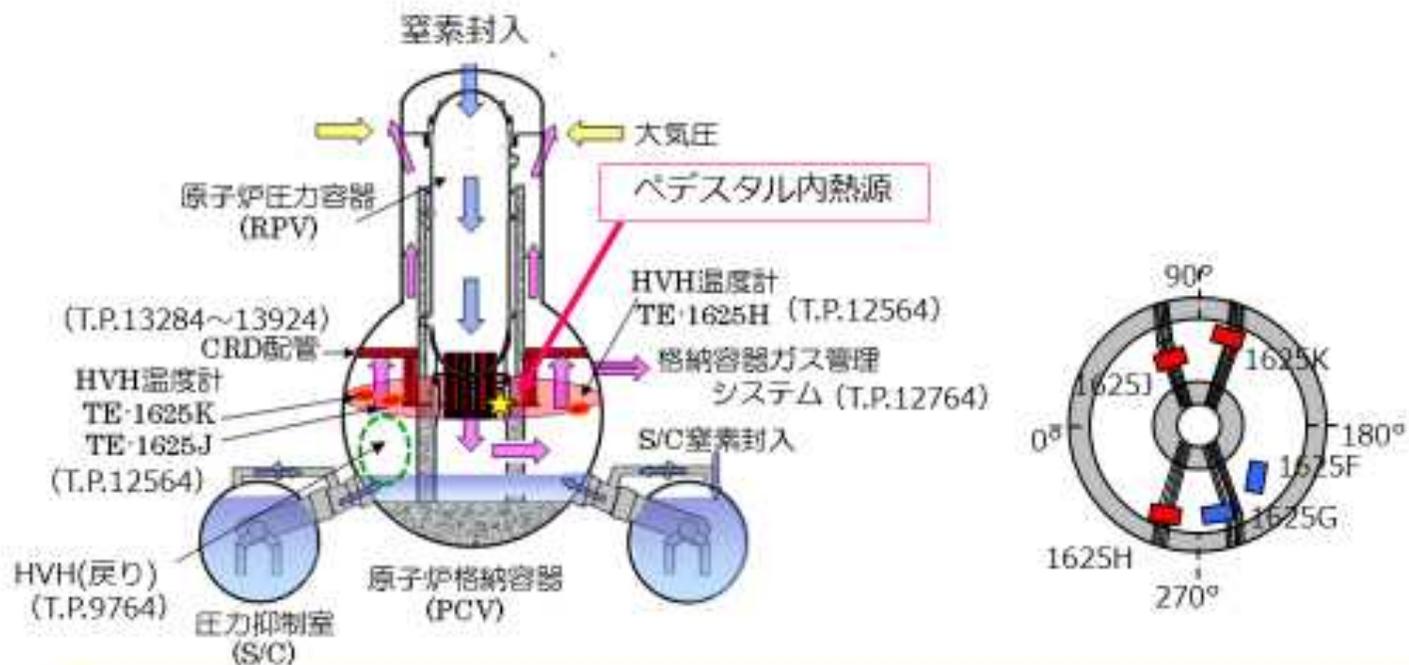
廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議 (第69回)  
1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について  
2019年8月29日より

(参考) 1号機 大気圧変動とPCV内温度の上昇



12

(参考) 温度計の設置位置関係と推定メカニズム



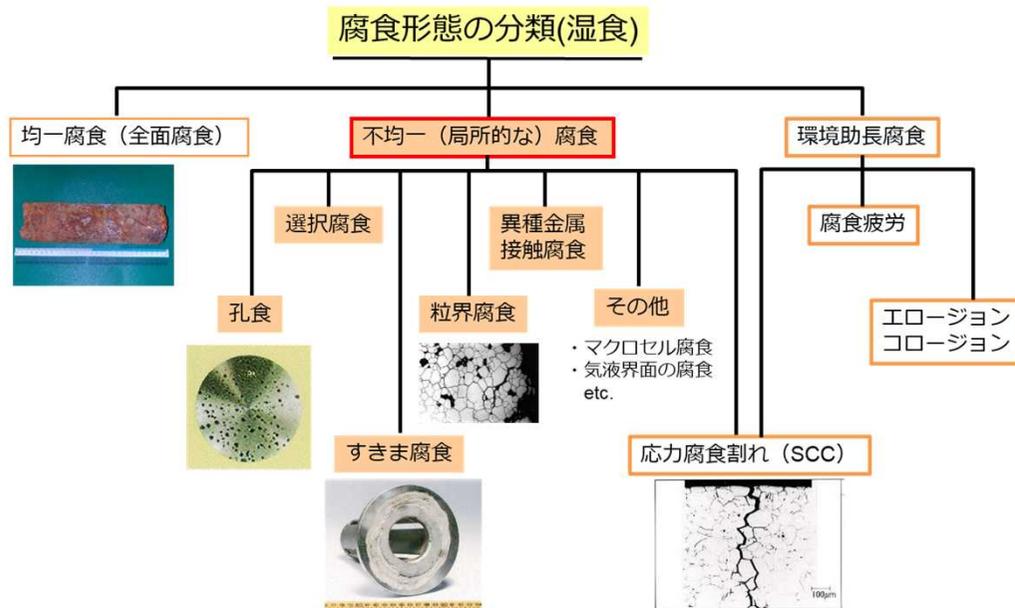
- ベデスタル内のCRD配管近傍に熱源が存在し、熱伝達、熱伝導によりCRD配管周辺が加熱と推定。
- 大気圧の上昇時にPCVからのアウトリークが減少することから、ベデスタル外のCRD配管周辺の流れが滞りHVH温度計指示値が上昇すると推定。
- ベデスタル外のCRD配管周辺の流れが増加・安定すると、温度が高い領域が小さくなり、HVH温度計の指示値が安定すると推定。

# 5. PCV内の局所的な腐食の懸念

- 既往知見より、事故時及び経年的な劣化（炭素鋼の全面腐食）を考慮しても、PCV内主要構造物が所定の耐震性を有していることを報告（第10回技術会合）。
- 一方、PCV閉じ込め機能強化に伴い、酸素濃度上昇が長期間継続する場合、全面腐食以外の不均一（局所的な）腐食の懸念を否定できないことについても報告。局所的な腐食は、対象金属に係る条件（水質、材料、環境等）が不均一もしくは不連続な箇所では電池が形成された結果、局所的に腐食が進展する事象であり、例としてすきま腐食や異種金属接触腐食、気液界面の腐食などが挙げられる。
- 局所的な腐食のメカニズムは複雑であり、温度やpH、電気導電率、放射線量率等、様々な要因によっても腐食速度が変化することが分かっているが、酸素濃度の上昇は腐食速度を増加させる傾向にあり、PCV負圧化により酸素濃度が上昇することによる、PCV内構造物の腐食への影響を否定できない。
- そのため、PCV閉じ込め強化に向けた差流量管理試験時のPCV関連パラメータ（圧力、温度、酸素濃度等）を確認したうえで、ダスト濃度上昇リスクがない状態では、酸素濃度を極力抑える運用※を検討した上で対応する。

※：水素爆発/火災防止の観点からも同様な運用が必要

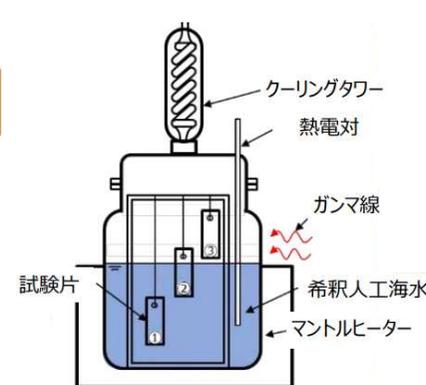
放射線環境下での腐食データベースの構築より  
(英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業)



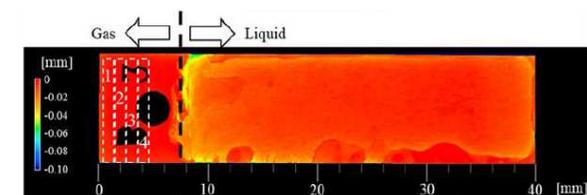
腐食形態の分類

## 気液界面の腐食

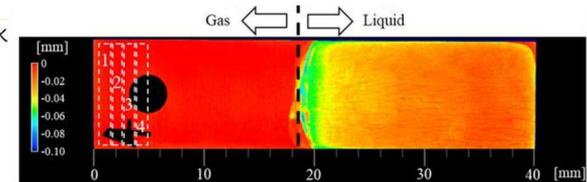
加速条件下（大気開放）で、試験片の気液界面で大きな腐食速度を観測。さらに放射線（γ線）環境下では約2倍の腐食速度増加を確認。



試験概要



0kGy/h, 336h, 大気開放



2.11kGy/h, 336h, 大気開放