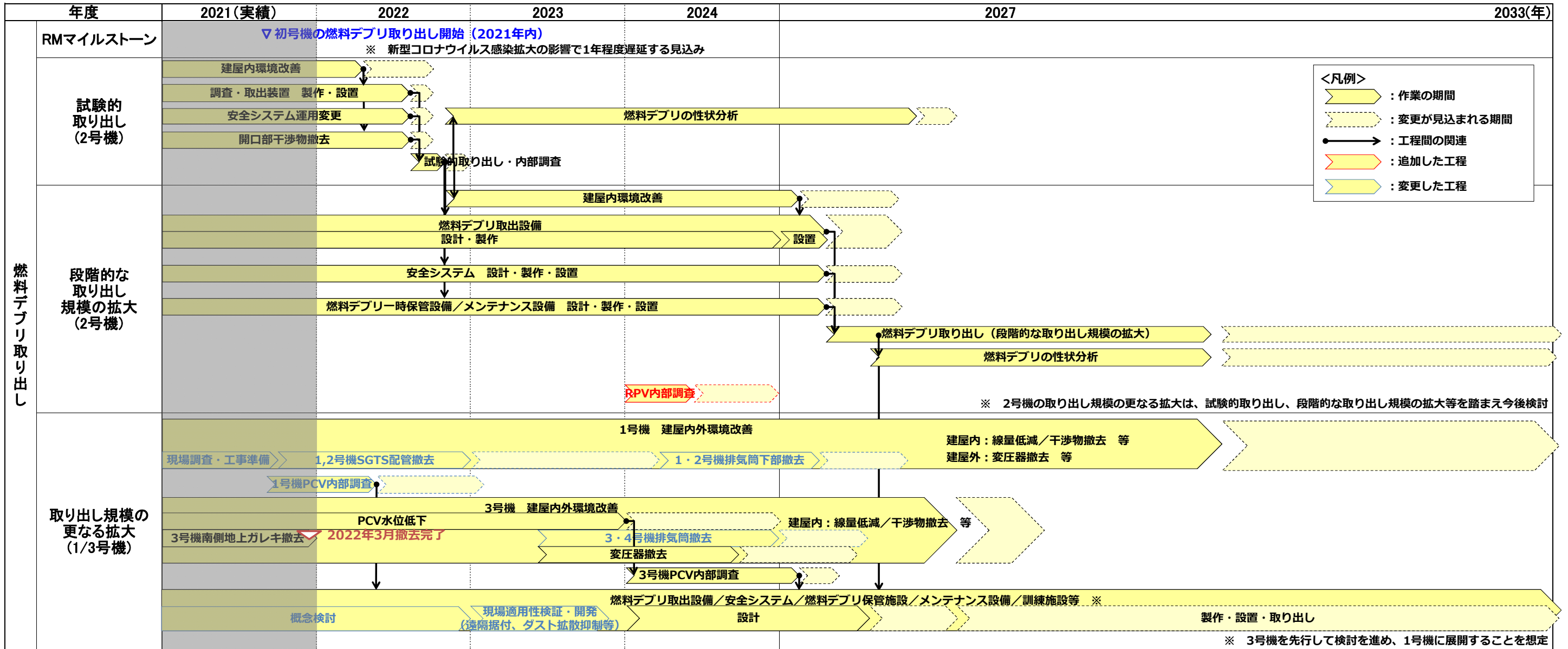


燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野	計画	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後6ヶ月の予定	2023年												備考				
				2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月以降									
燃料デブリ取り出し準備	原子炉建屋内の環境改善	1号	(実績) ○建屋内環境改善(継続) (予定) ○建屋内環境改善(継続)	2階線量低減に向けた準備作業			最新工報反映											建屋内環境改善 ・2階線量低減の準備作業'20/7/20~'23/3月中旬 ・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入口ヘッダ配管内包水サンプリング'23/2/21 ・1階北側エリア線量低減'22/7/20~'22/9/9		
		2号	(実績)なし (予定) ○建屋内環境改善(継続)			2階北側エリア除染										建屋内環境改善 ・R/5大物搬入口2階遮へい設置'21/11/29~'22/1/10 ・1階西側通路MOC撤去'22/1/11~'22/2/25 ・2階北側エリア除染'23/4月~				
		3号	(実績) ○建屋内環境改善(継続) (予定) ○建屋内環境改善(継続)																建屋内環境改善 ・北西エリア機器撤去および除染'21/7/12~'22/1/10 ・北側エリア除染'22/1/11~'22/3/22 ・北西エリア機器撤去'22/4/18~'22/7/14 ・1階北東南東エリア除染'22/8/30~'23/2/22	
	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	圧力抑制室内包水のサンプリング						最新工報反映								圧力抑制室内包水のサンプリング ・原子炉冷却材浄化系逆止弁開放(モックアップ'22/11月1日~) ・圧力抑制室底部確認。圧力抑制室内包水サンプリング		
		2号	(実績)なし (予定)なし																	
		3号	(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质改善(継続) (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质改善(継続)	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质改善開始'22/10/3~			
	燃料デブリの取り出し	共通	(実績) ○【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) (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)																(継続実施) (継続実施) (継続実施) (継続実施) (継続実施)	
		1号	(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) (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)	PCV内部調査			1/2号機SGTS配管撤去(残り分)			実施時期調整中									PCV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-Aカイトリッジ取付'22/2/8~'22/2/10 ・ROV-A2調査'22/3/14~'22/3/23 ・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~'23/2/1 ・ROV-E調査(2回目)'23/2/10~'23/2/11 ・ROV-B調査'23/3/4~'23/3/8 O1/2号機SGTS配管撤去 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配管切断ガスト飛散対策(フレーション注入)'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)MU'23/1/29~'23/3/3	
		2号	(実績) ○原子炉格納容器内部調査(継続) (予定) ○原子炉格納容器内部調査(継続)	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)			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										PCV内部調査に係る実施計画変更申請('18/7/25) 一補正申請('20/9/9)一認可('21/2/4) ・試験的取り出し作業(内部調査・デブリ採取)の善手としては2023年度後半半途中途に実施する計画。 ・PCV内部調査装置投入に向けた作業'20/10/20~ ・X-6ベネ内部詳細調査(試験調査・'20/10/28、3Dスキャン調査:'20/10/30) ・常設監視機能取外し'20/11/10~ ・X-53ベネ調査'21/6/29 ・X-53ベネ孔座拡大作業'21/9/13~'21/10/14 ・隔壁部設置作業'21/11/15~
		3号	(実績) (予定)																	

- 初号機の燃料デブリ取り出しの開始
- 取り出し規模の更なる拡大(1/3号機)
- 段階的な取り出し規模の拡大(2号機)



注：今後の検討に応じて、記載内容には変更があり得る

1号機 PCV内部調査（後半）について

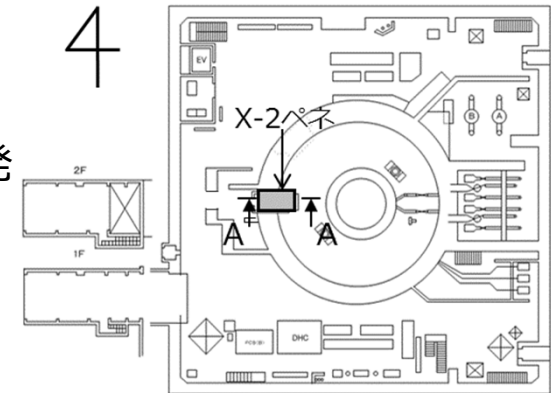
2023年3月30日

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

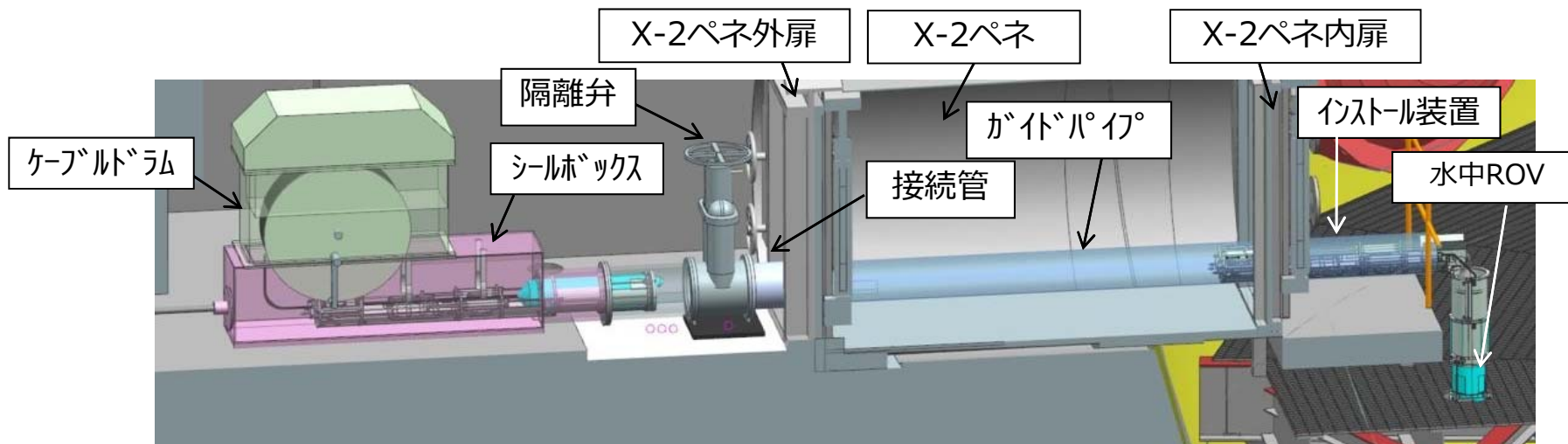
1. 1号機PCV内部調査の概要

- 1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査は、X-2ペネトレーション（以下、X-2ペネ）から実施する計画
- PCV内部調査に用いる調査装置（以下、水中ROV）はPCV内の水中を遊泳する際の事前対策用と調査用の全6種類の装置を開発
- 水中ROV調査ステップ



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置

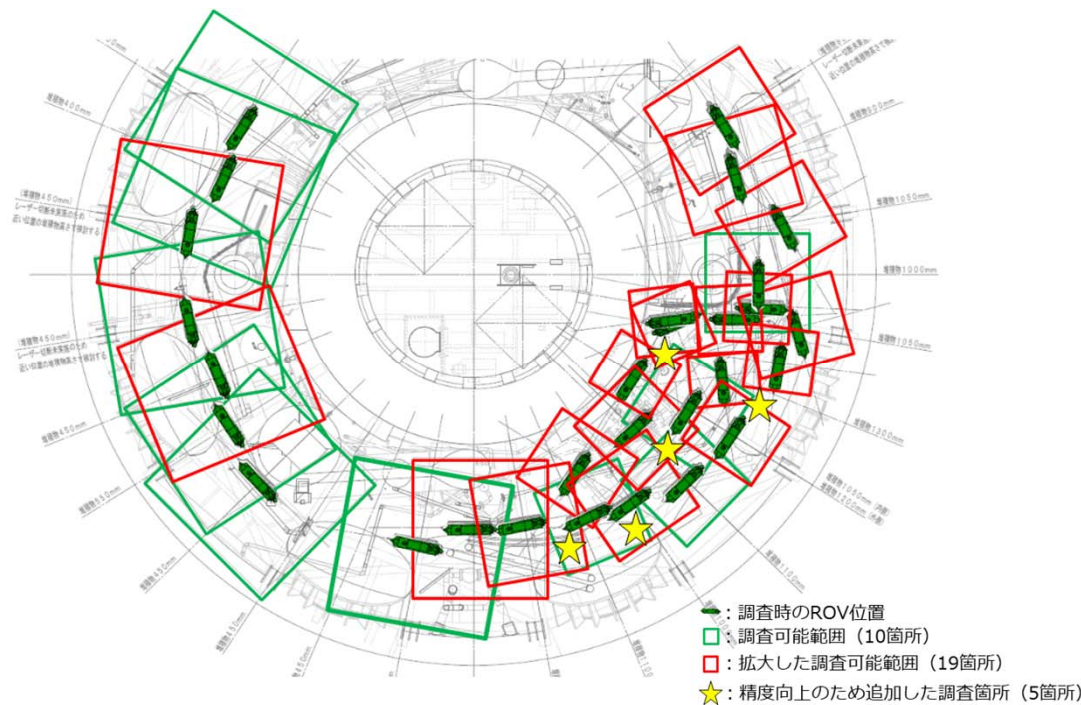
前半調査 (調査済)	① ROV-A	事前対策となるガイドリング取付
	② ROV-A2	ペDESTAL外の詳細目視
	③ ROV-C	堆積物厚さ測定
後半調査	④ ROV-D	堆積物デブリ検知・評価
	⑤ ROV-E	堆積物サンプリング
	⑥ ROV-B	堆積物3Dマッピング
	⑦ ROV-A2	ペDESTAL内部、壁部の詳細目視



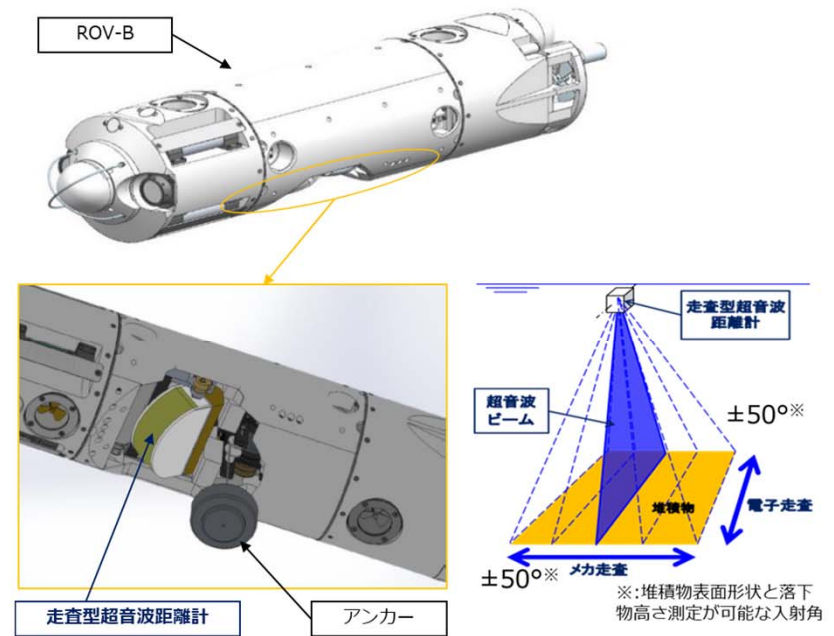
内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

2. PCV内部調査の状況

- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、3月4日から調査を開始、3月7日にかけて調査を完了したことから、翌8日にROV-Bのアンインストールを実施
- 調査実績としては、当初計画していた29箇所から、3Dマッピング精度向上のために5箇所を追加し、計34箇所の範囲において調査を実施しており、評価期間は1~2カ月程度を計画
- ROV-A2によるペDESTAL内詳細調査については、3月28日から調査を開始しており、31日までの計画で調査を実施中



ROV-Bの調査実績



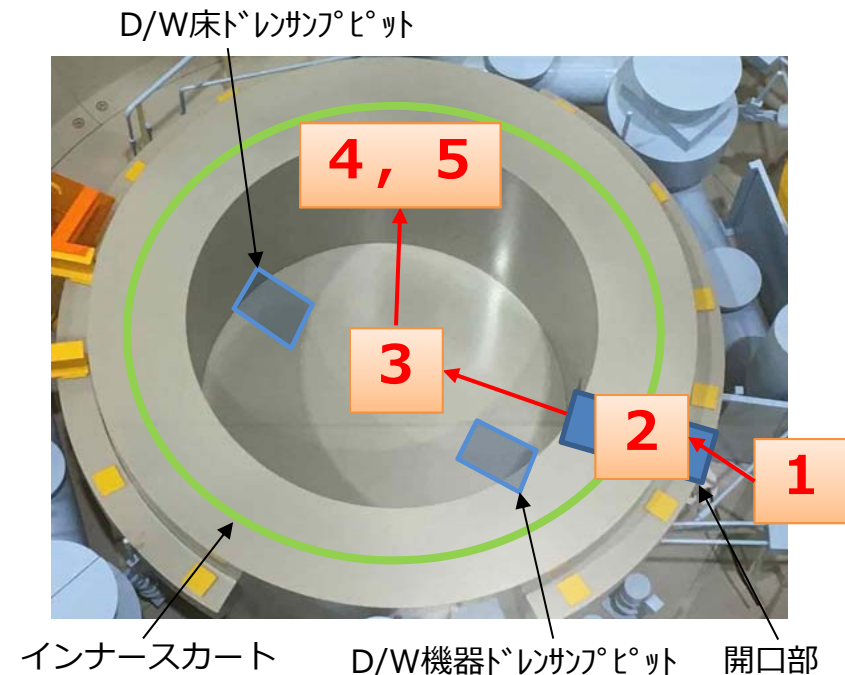
ROV-Bの装置構成

3. ROV-A2調査 (1)調査方針

- ROV-A2調査においては、前半調査において確認されている、ペDESTAL開口部付近のコンクリート損傷事象に鑑み、ペDESTAL内ならびにペDESTAL開口部について、可能な限り多くの情報取得を目指している
- 調査順序は、ROVケーブル引っ掛かりリスクが低い個所から調査を行うこととし、ペDESTAL健全性ならびに事故解析の双方の着眼点を網羅した方針とする

【ROV-A2調査順序】

順序	調査箇所		引っ掛かりリスク	目的
1	ペデ外	開口部外側	小	開口部調査
2		開口部	小	開口部調査
3	ペデ内	中央部(堆積物上)	中	全体俯瞰
4		円周方向の各ポイント(堆積物上)	中	詳細調査
5		棚状の堆積物※より下	大	堆積物下の詳細調査

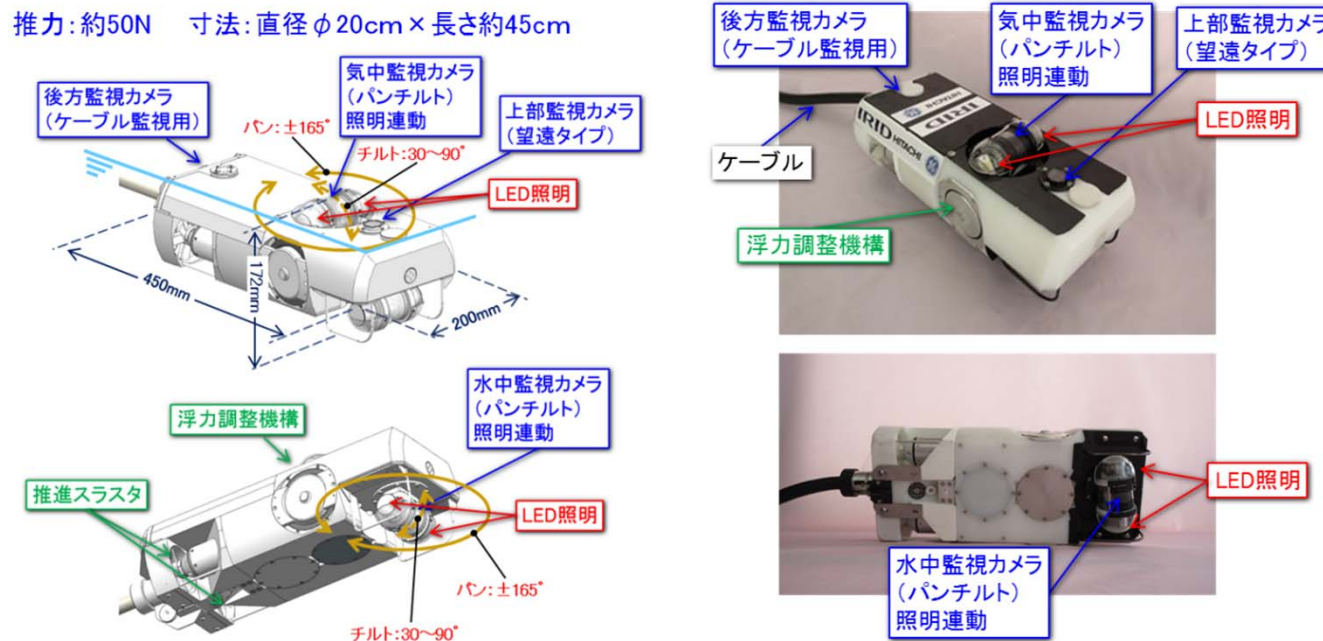


※前半調査の結果から、ペDESTAL開口部には底部から約1mの高さに棚状の堆積物が存在し、ペDESTAL内にも同堆積物が形成されていた場合、底部の調査が困難となる懸念あり

3. ROV-A2調査 (2)調査項目と装置概要

ROV-A2調査では主にカメラを用いた目視調査を実施，得られる主な情報は以下の通り

- ペDESTAL健全性の観点
 - ペDESTALの映像（損傷部および堆積物より上の壁面等）
- 事故解析の観点
 - ペDESTAL開口内，ペDESTAL内の映像（堆積物および機器の損傷状況）
 - γ線、中性子束測定(水面および堆積物に着底した状態での測定を計画)



計測器：ROV保護用（光ファイバー型γ線量計，改良型小型B10検出器） ※カメラにより確認できる気中上部の範囲は約5m程度

航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため，柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル(φ23mm)を採用

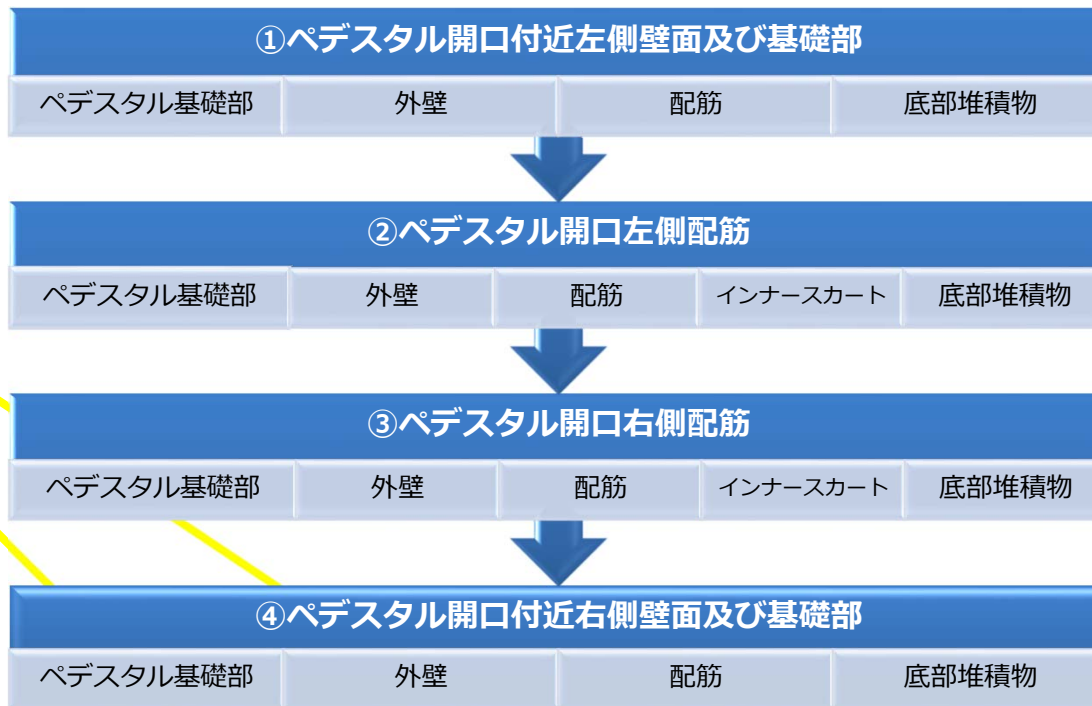
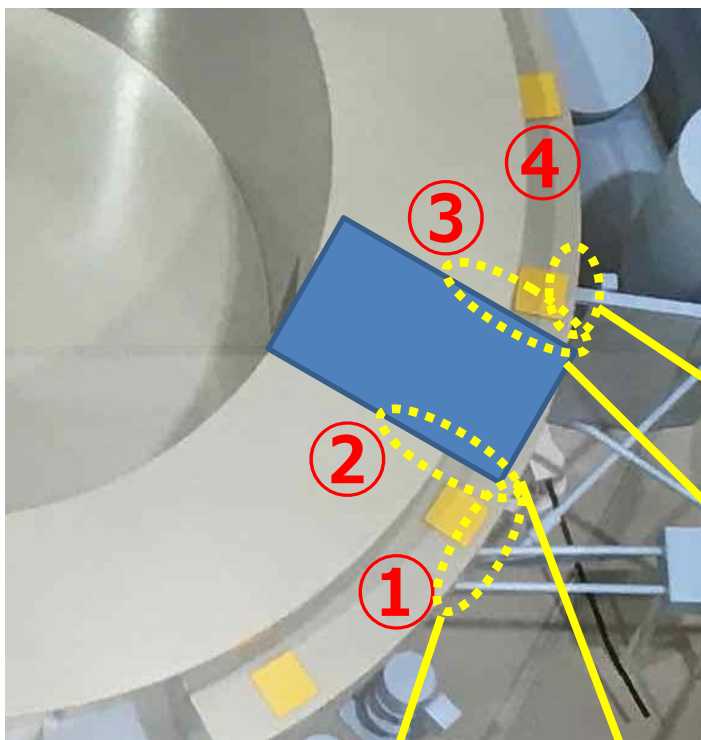
3. ROV-A2調査 (3)調査対象と目的

調査箇所	調査対象	調査方法	目的	取得情報
ペデ外	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL基礎部 ・既設構造物 ・底部堆積物 ・棚状堆積物 	外観確認 寸法確認※1	<ul style="list-style-type: none"> ・IRID耐震評価モデルの想定損傷範囲との比較から、ペDESTAL健全性を考察 ・ペDESTAL耐震評価に資するデータ取得 ・既設構造物から事故解析に資する情報収集 ・堆積物の表面や断面等の状態から生成過程、冷却過程や組成への考察 	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL開口部のコンクリート損傷範囲 ・残存コンクリート、配筋、インナースカートの状態 ・既設構造物の状態 ・底部堆積物及び棚状堆積物表面の状態や厚さ
ペデ内	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL基礎部 壁面 配筋 インナースカート ・既設構造物 ・底部堆積物 ・棚状堆積物 ・RPV底部 	外観確認 寸法確認※1 計測	<ul style="list-style-type: none"> ・IRID耐震評価モデルの想定損傷範囲との比較から、ペDESTAL健全性を考察 ・ペDESTAL耐震評価に資するデータ取得 ・既設構造物から事故解析に資する情報収集 ・堆積物の表面や断面等の状態から生成過程、冷却過程や組成への考察 ・堆積物回収、落下物解体・撤去などの工事計画に係る情報などの情報収集 ・炉内構造物等の落下物に関する情報収集 	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL開口部のコンクリート損傷範囲 ・残存コンクリート、配筋、インナースカートの状態 ・既設構造物の状態 ・底部堆積物及び棚状堆積物表面の状態や厚さ ・RPV底部の状況 ・水面及び堆積物上での中性子束

※1 映像データと図面、写真、他構造物の比較等を行い推定の寸法を算出

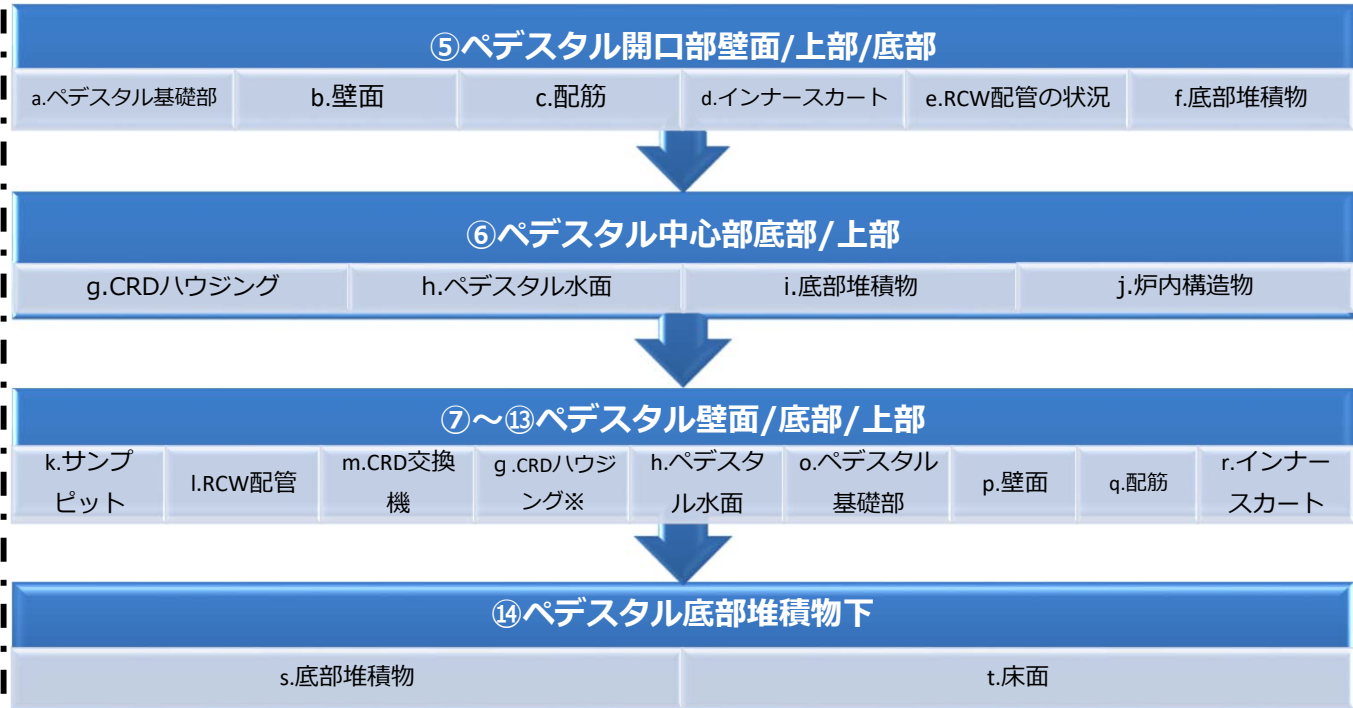
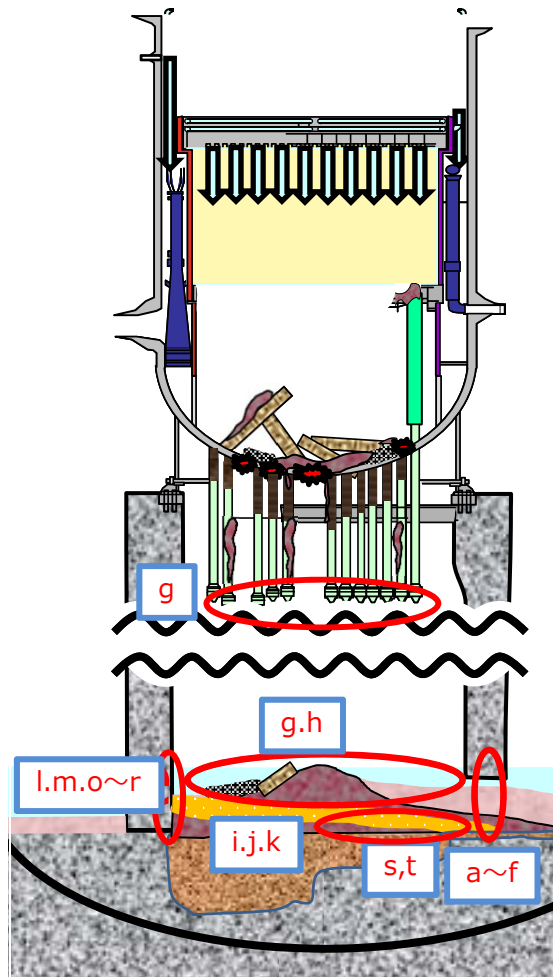
3. ROV-A2調査

(4) ROV-A2調査順序 (ペDESTAL外)

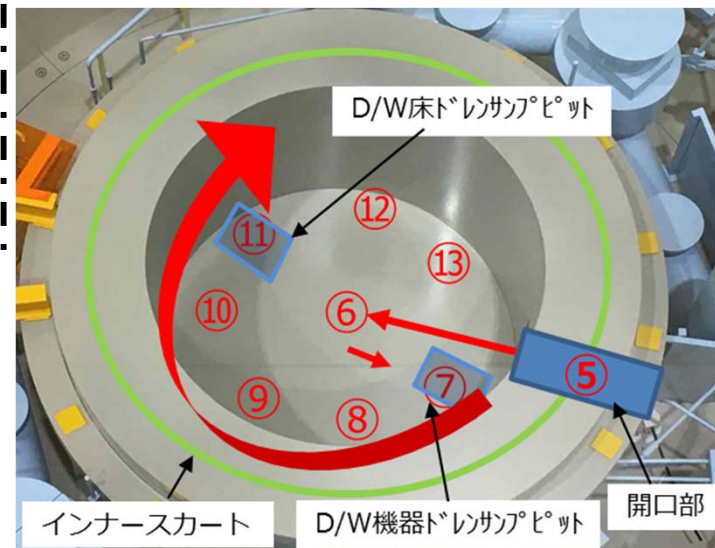


3. ROV-A2調査

(5) ROV-A2調査順序 (ペDESTAL内)



※グレーチングも同様に調査



調査経路 ※左図の経路で調査を計画しているが、⑥以降については実際のペDESTALの状況に合わせて柔軟に対応する

4-1. ペDESTAL外側開口部付近の状況 (3月28日調査分①：ペDESTAL基礎部・配筋)



写真1.ペDESTAL内基礎部配筋
(ペDESTAL開口部内にて撮影)

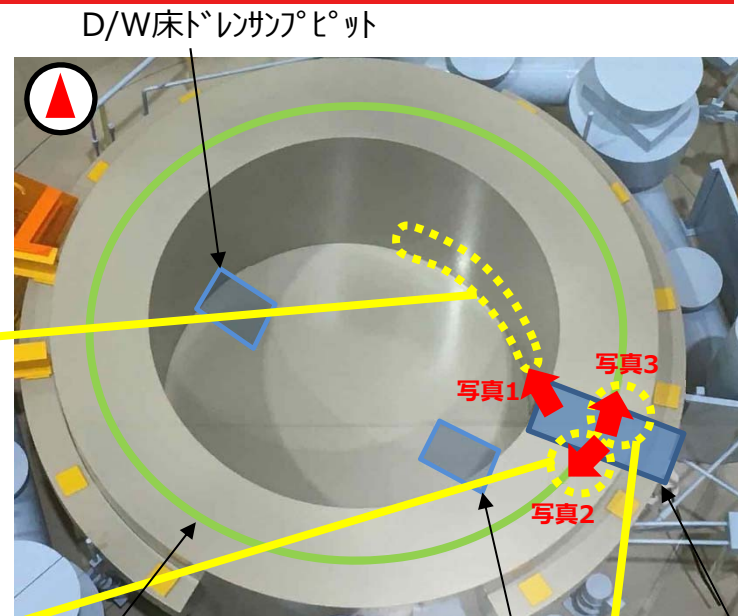


写真2.ペDESTAL開口左側配筋



写真3.ペDESTAL開口右側配筋

4-2. ペDESTAL外側開口部付近の状況(3月28日調査分②：堆積物・構造物)



写真1.堆積物上の棒状構造物
(ペDESTAL開口部内にて撮影)



写真2.ペDESTAL内開口付近堆積物

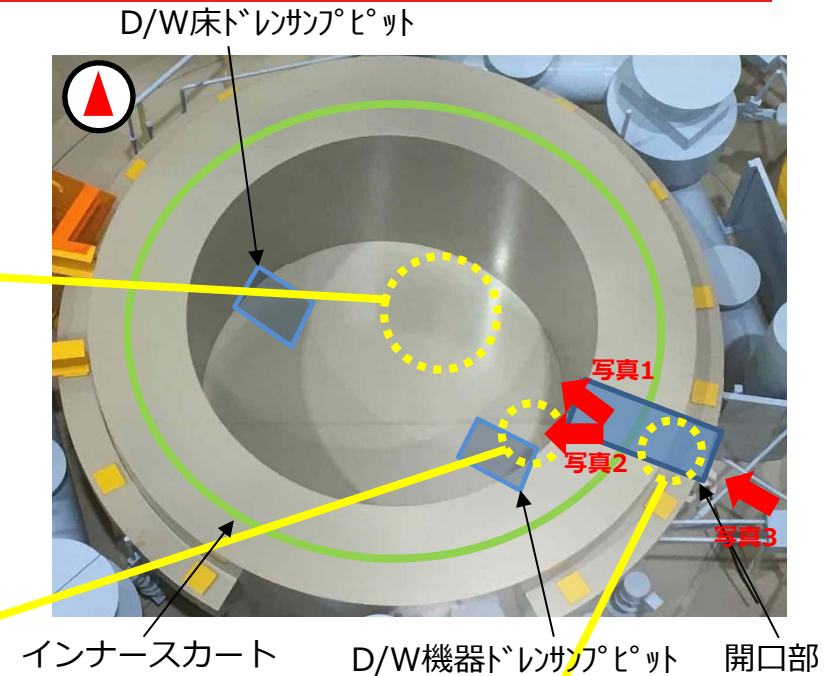


写真3.ペDESTAL開口部

4-3. ペDESTAL外側開口部外側の状況 (3月28日調査分③：ペDESTAL基礎部)

写真1.ペDESTAL開口部左上側基礎部

(参考)
①ケーブル中継箱(A)
②ケーブル中継箱(B)

写真3.ペDESTAL開口部右上側基礎部

ペDESTAL基礎部

開口部

写真2.ペDESTAL開口部左下側基礎部

棚状の堆積物

写真4.ペDESTAL開口部右下側基礎部

配筋

4-4. ペDESTAL内の状況(3月29日調査分①)：構造物



写真1. CRDハウジングと思われる構造物
(上側カメラで気中を撮影)



写真2. CRDハウジングサポートと思われる構造物
(上側カメラで気中を撮影)

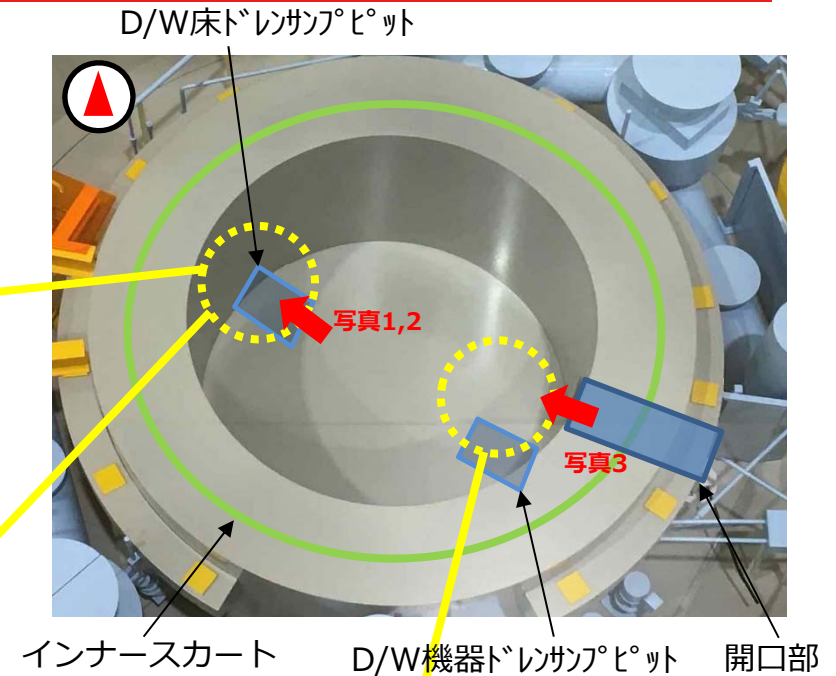


写真3. 核計装関連機器と思われる構造物
(前側カメラで水中を撮影)

4-5. ペDESTAL内の状況 (3月29日調査分②：ペDESTAL基礎部・構造物)

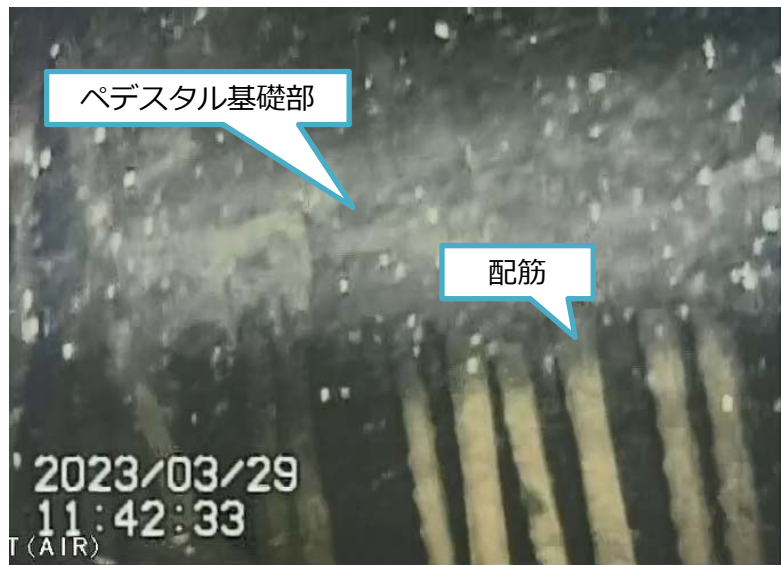


写真1.ペDESTAL内基礎部(上部)



写真2.ペDESTAL内基礎部(下部)

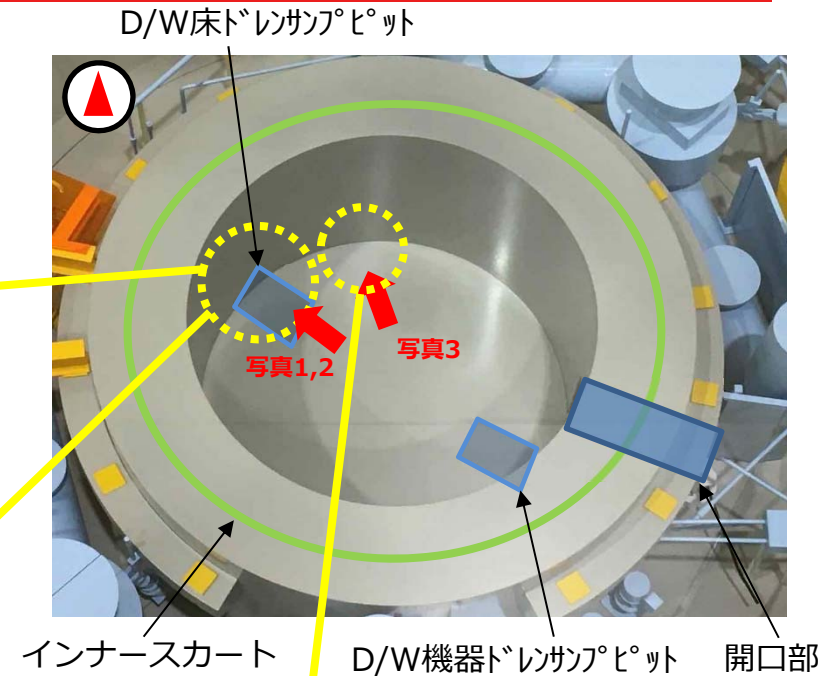
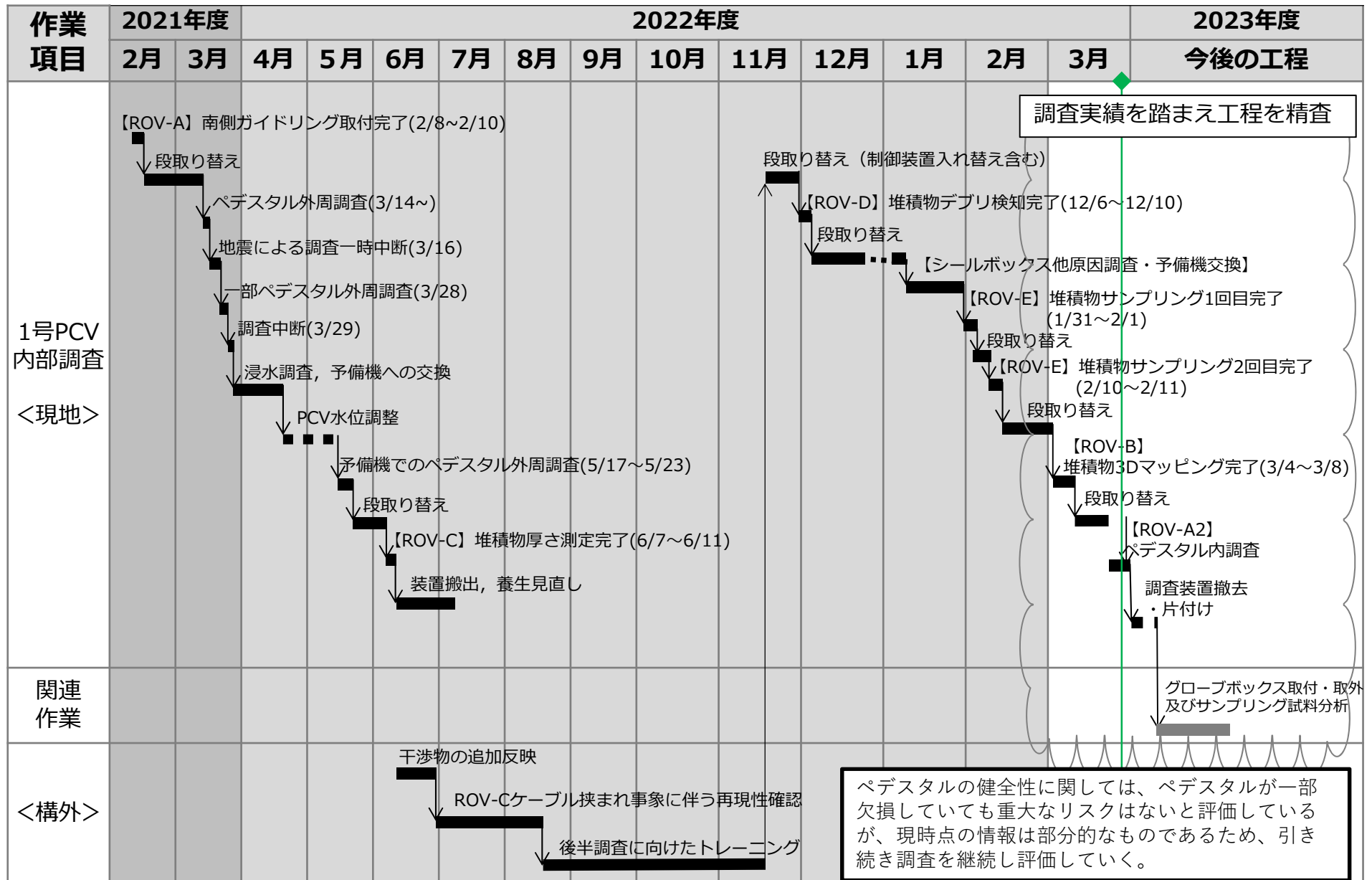


写真3.棒状の構造物(ペDESTAL底部)

5. 1号機PCV内部調査全体工程



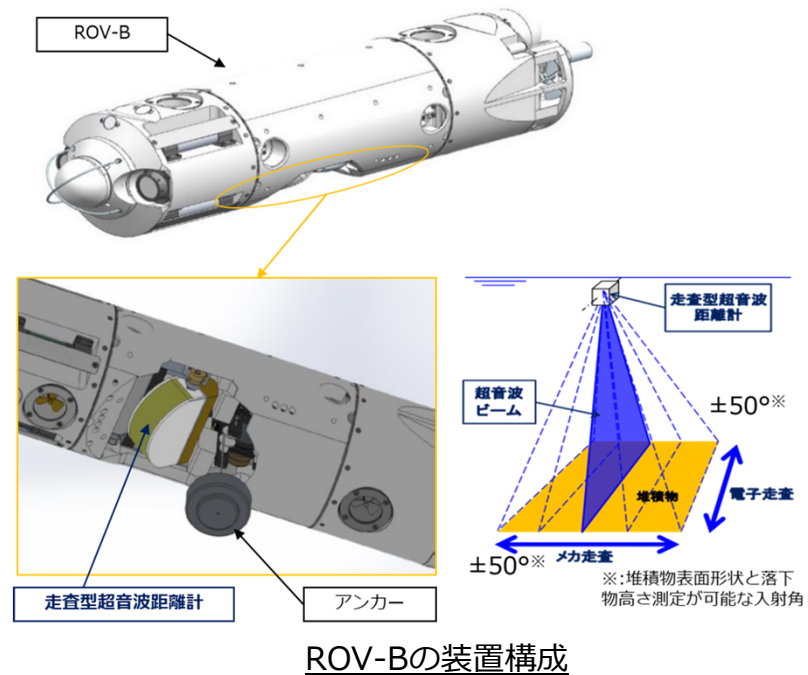
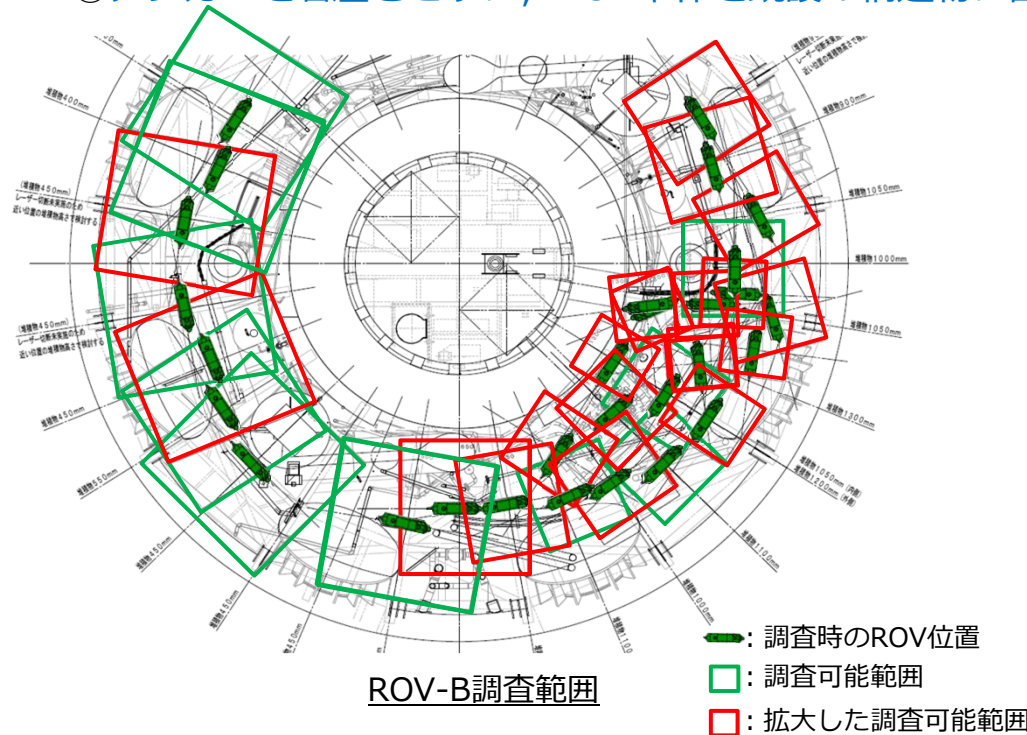
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

(参考) ROV-B (堆積物 3Dマッピング) 調査計画

- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、ペDESTAL外周の広い範囲を対象とし、点群データを取得することで、堆積物の高さ分布を確認することを計画
- トレーニング期間において、調査可能な条件の追加について検証し、調査範囲の拡大について見通しを得ている
- ただし、現地の状況（ケーブルの撚りや水流の影響）により、調査範囲が制限される可能性は残るが、可能な限り広範囲を調査する

【ROV-Bで調査可能な条件】

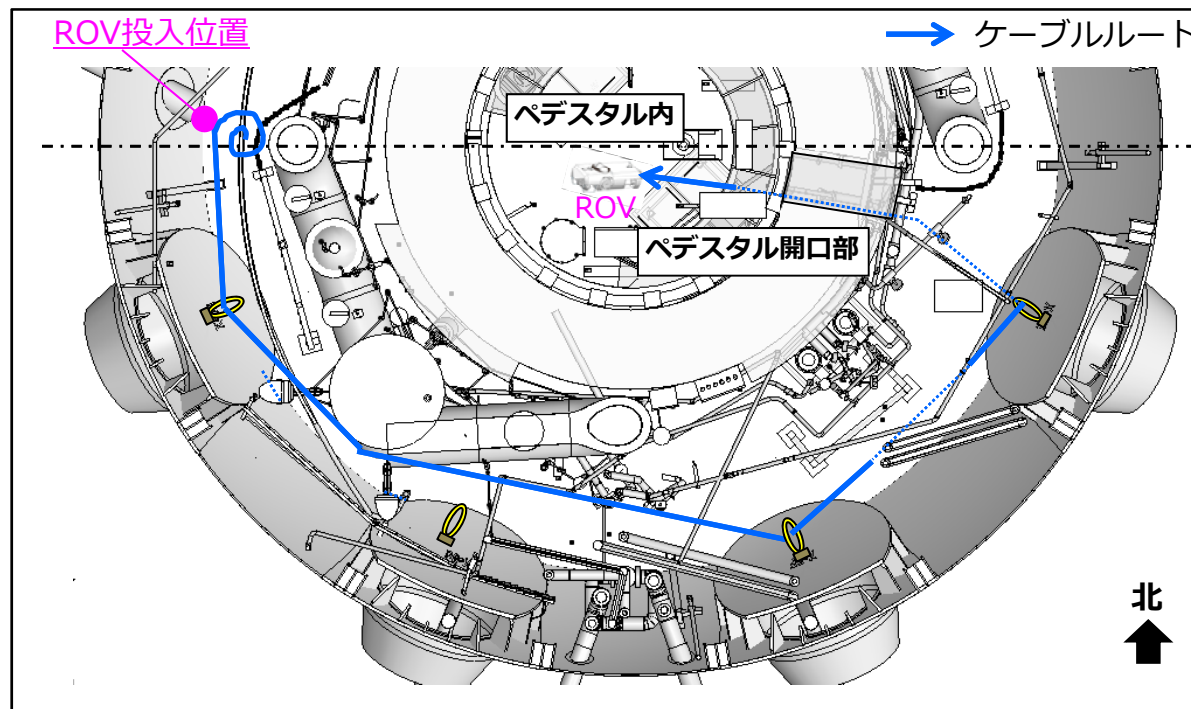
- ① ROVがPCV水面に浮上可能であること
- ② ROVに搭載されるアンカーの吊り降ろしが可能であること
- ③ アンカーを着座させずに、ROV本体を既設の構造物に固定できること（検証により追加）



(参考) ペDESTAL内へのROV残置リスクについて

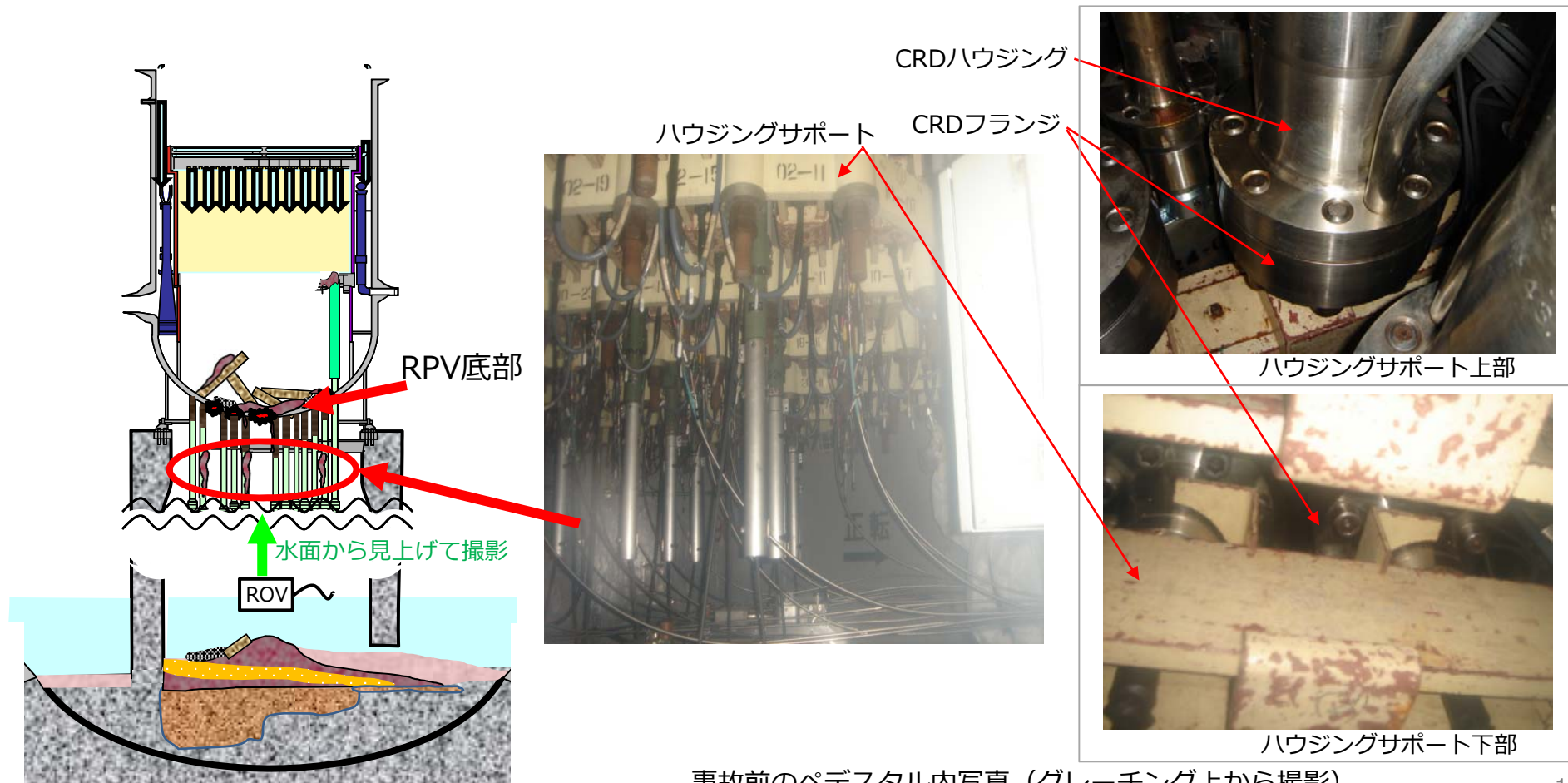
- ペDESTAL内の調査は事前情報が無く、可能な限りの情報取得を目指しており、既設構造物等にケーブルが引っ掛かり、ROVが帰還不能となるリスクが大きい
- 帰還不能となったROVはPCV内に残置することとなり、残置する場合は、X-2ペネ前にてROVケーブルを切断し、ROV投入口付近から切断したケーブルをPCV内に押し込む計画
- ROV本体及びケーブルは、ペDESTAL内にアクセスしたケーブルルートそのまま残ることになるが、燃料デブリの冷却や再臨界等の安全への影響はない
- 調査中に帰還不能リスクが高いと判明した調査箇所については、調査内容の重要性を鑑みて、調査を実施するか判断していく

残置となるケーブルルートの想定



(参考) RPV底部の状況について

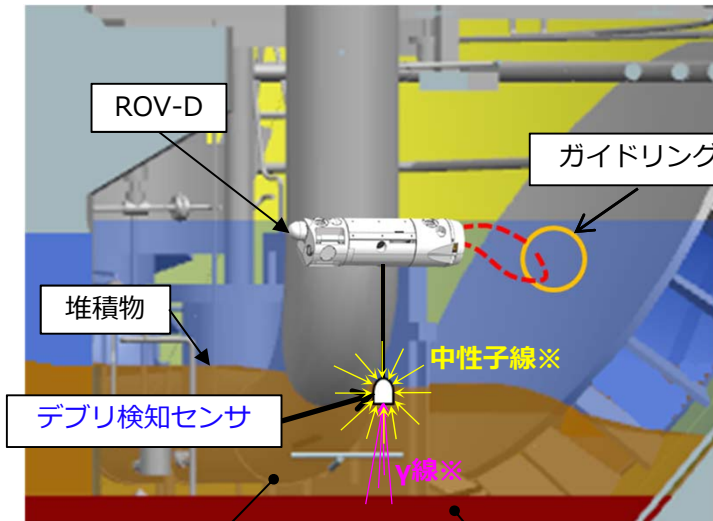
- ROV-A2によるペDESTAL内の調査では、水面付近から上部を見上げ、RPV底部の映像を取得する計画である
- 1号機RPV底部の調査は、今回が初めてであり、現状RPVは燃料が溶け落ちたことで、底部に穴が開きCRDハウジングなどが欠落していると推定されている
- 従って、ROV-A2調査では残存している構造物等の映像が取得できると想定している



事故前のペDESTAL内写真（グレーチング上から撮影）

(参考) 各ROVの調査イメージ

ROV-D (堆積物デブリ検知)



一定程度の厚さがある粉状・泥状等の堆積物イメージ
密度の高い堆積物 (板状・塊状の堆積物) イメージ

※ γ線および中性子線の示す範囲はあくまでもイメージです

デブリ検知センサを堆積物上に吊り降ろし計測を実施

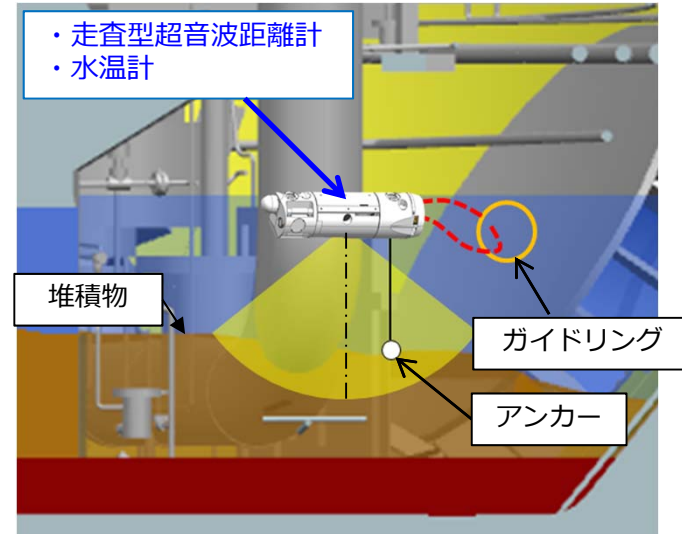


センサ吊り降ろし中

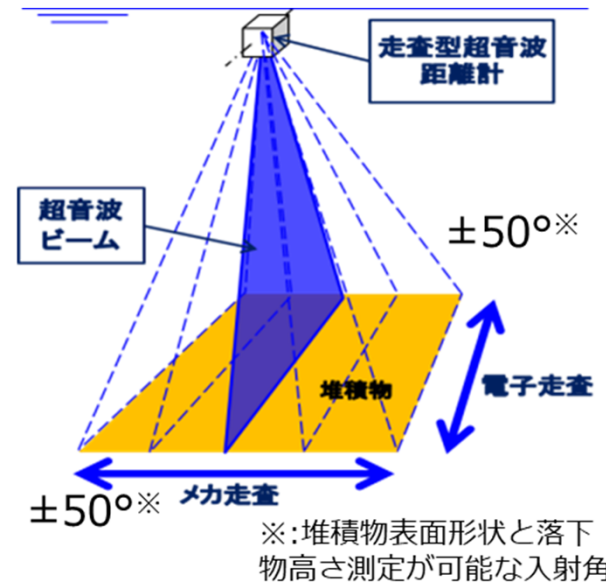


センサ吊り降ろし後

ROV-B (堆積物3Dマッピング)

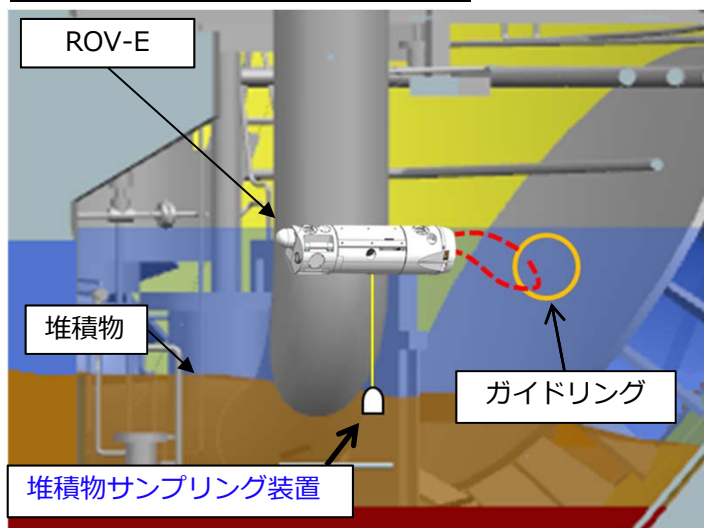


- ・走査型超音波距離計
- ・水温計



※: 堆積物表面形状と落下物高さ測定が可能な入射角

ROV-E (堆積物サンプリング)



サンプリング装置を堆積物上に吊り降ろし吸引を実施



装置吊り降ろし中

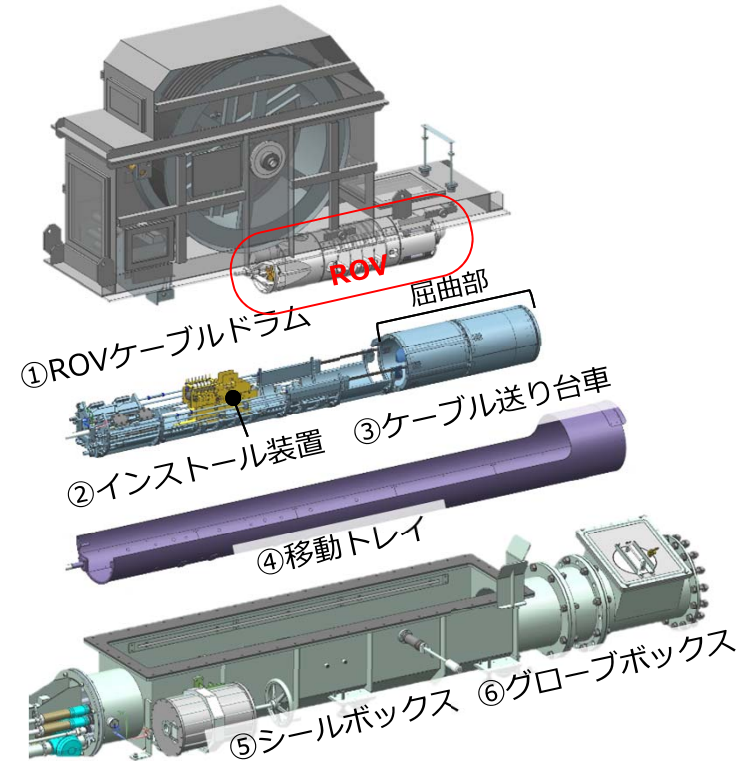
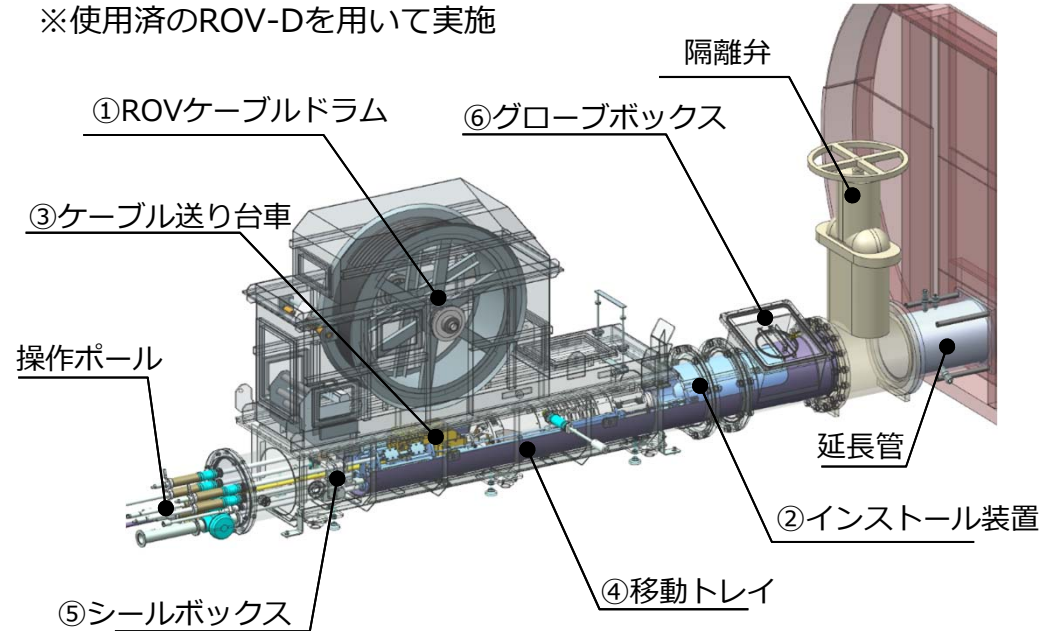


装置吊り降ろし後

(参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

- 予備機シールボックス等の搬入・交換
- 隔離弁との芯出し
- ガイドパイプとの芯出し※（仮インストール）

※使用済のROV-Dを用いて実施

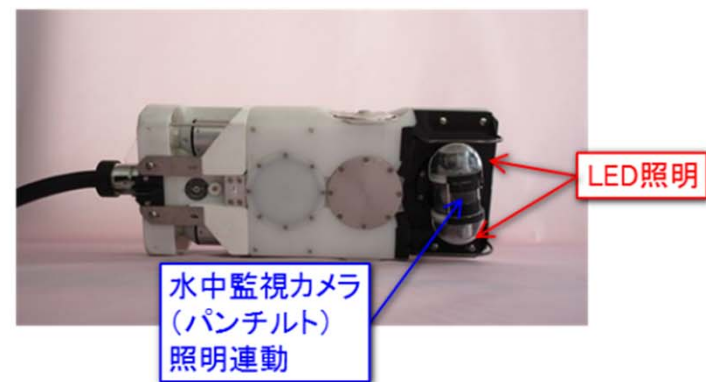
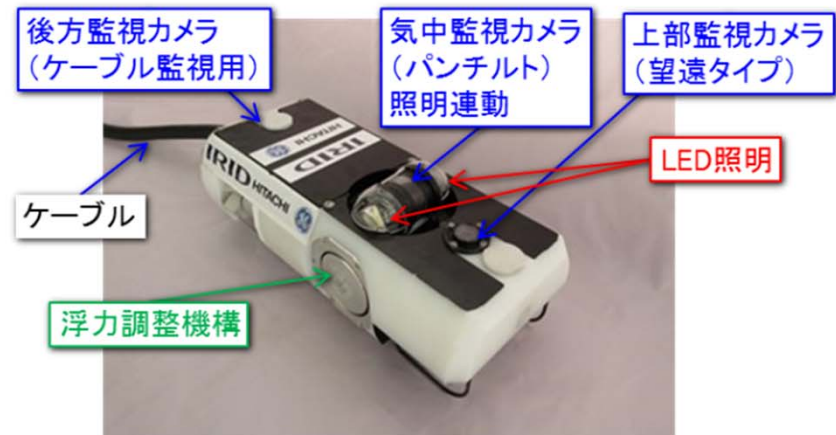
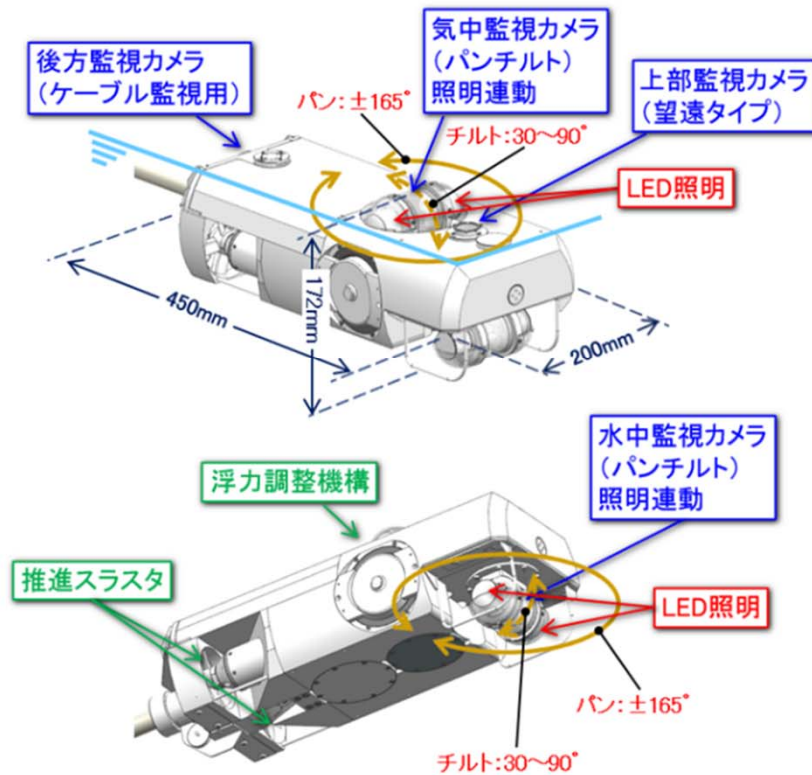


構成機器名称		役割
①	ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
②	インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③	ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④	移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤	シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥	グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

(参考) 調査装置詳細 ROV-A2_詳細目視調査用

調査装置	計測器	実施内容
ROV-A2 詳細目視	ROV保護用（光ファイバー型γ線量計※，改良型小型B10検出器） ※：ペDESTAL外調査用と同じ	地下階の広範囲とペDESTAL内（※）のCRDハウジングの脱落状況などカメラによる目視調査を行う（※アタリできた場合）
	員数：2台 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため，柔らかいポリ塩化ビニルのケーブル(φ23mm)を採用	

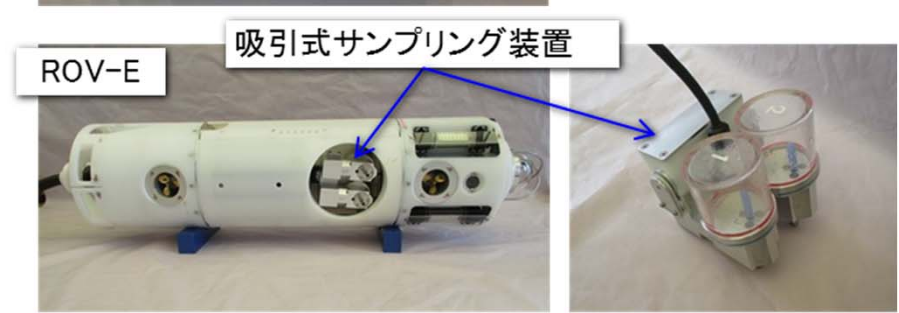
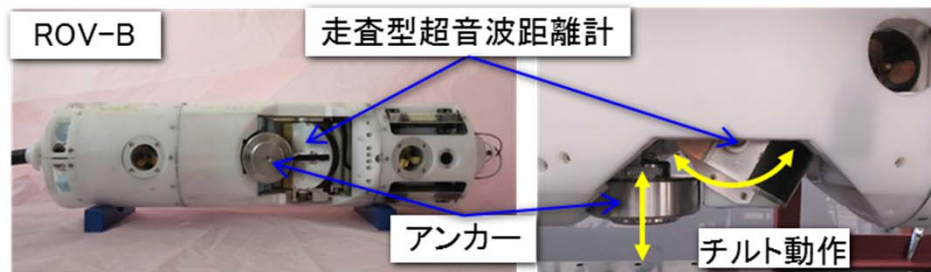
推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



(参考) 調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

調査装置	計測器	実施内容
ROV-B 堆積物3Dマッピング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 走査型超音波距離計 ・ 水温計 	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
ROV-C 堆積物厚さ測定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高出力超音波センサ ・ 水温計 	高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、デブリの高さ、分布状況を推定する
ROV-D 堆積物デブリ検知	<ul style="list-style-type: none"> ・ CdTe半導体検出器 ・ 改良型小型B10検出器 	デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、デブリ含有状況を確認する
ROV-E 堆積物サンプリング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 吸引式カプリング装置 	堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う

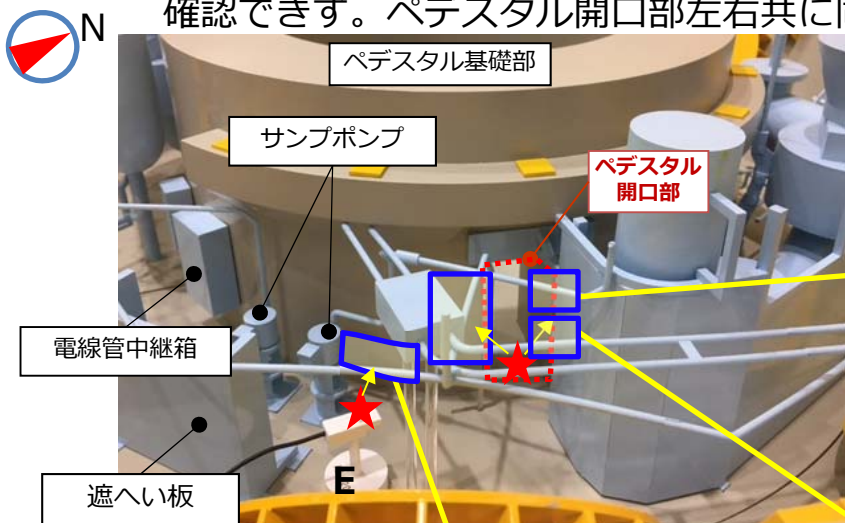
員数：各2台ずつ 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため、柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル (ROV-B：φ33mm, ROV-C：φ30mm, ROV-D：φ30mm, ROV-E：φ30mm)を採用



(参考) ROV-A2調査実績① ペDESTAL開口エリア(鉄筋露出有り)

■ ペDESTAL開口部壁面の状態(5月18、19日調査)

- テーブル状の堆積物があり、当該堆積物下部の壁面を確認したところ、コンクリートがなく、鉄筋、インナースカートが露出していることを確認。PCV底部にも堆積物があり、当該堆積物下部の状況は確認できず。ペDESTAL開口部左右共に同様の状態。



★: ROV-A2目視調査位置

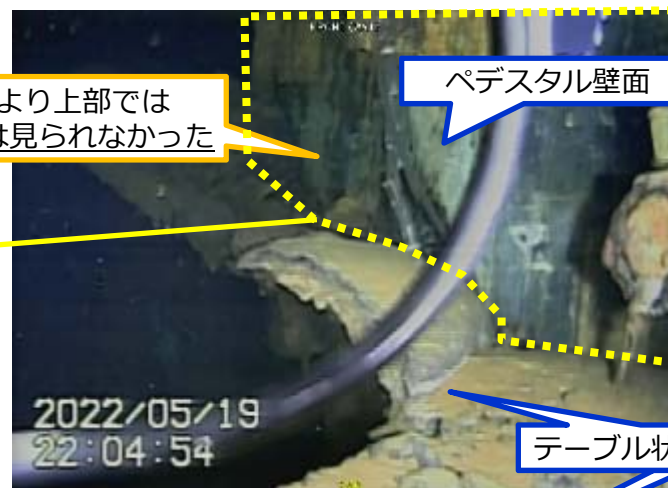


写真2.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の堆積物より上部の状況

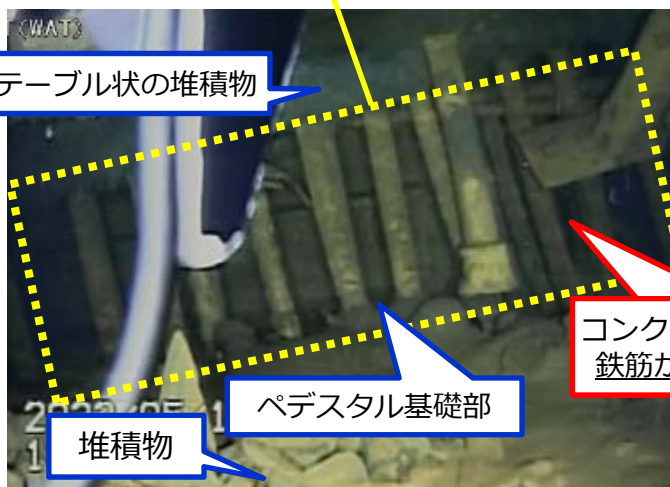


写真1.ペDESTAL基礎部付近の状況

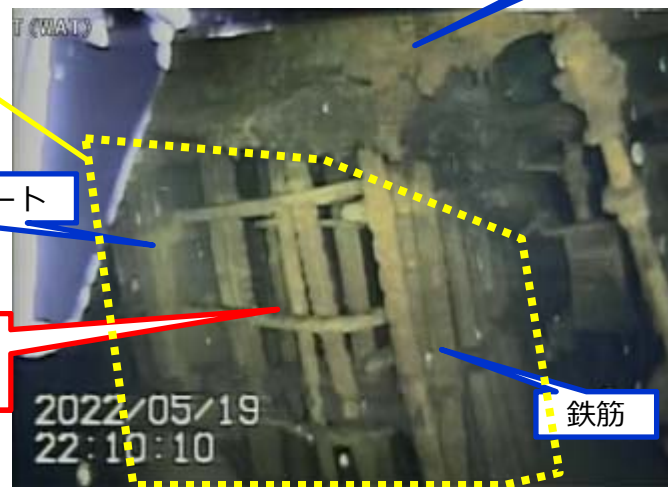
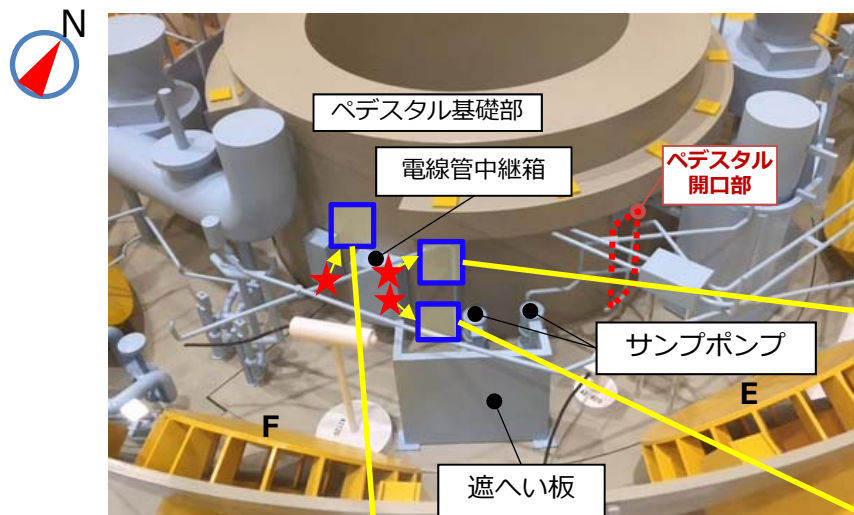


写真3.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の堆積物より下部の状況

(参考) ROV-A2調査実績② 南側エリア(鉄筋露出確認されず)

- 電線管中継箱及びサンプポンプ付近の壁面の状況 (3月16日調査)
 - PCV底部に堆積物があり、当該堆積物下部の壁面を確認することができなかったが、目視可能な範囲のペDESTAL壁面に鉄筋等が露出していないことを確認。



★: ROV-A2目視調査位置



写真5. 遮へい板裏ペDESTAL壁面(堆積物上部)

鉄筋露出等の損傷は確認されず



写真4. 中継箱奥ペDESTAL壁面(堆積物上部)

鉄筋露出等の損傷は確認されず

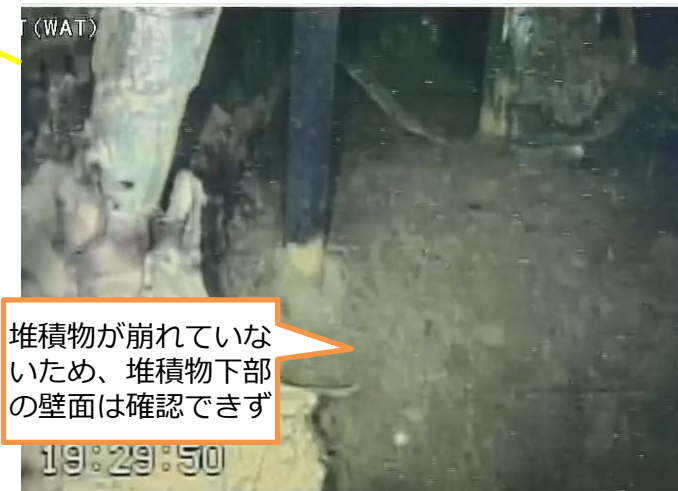
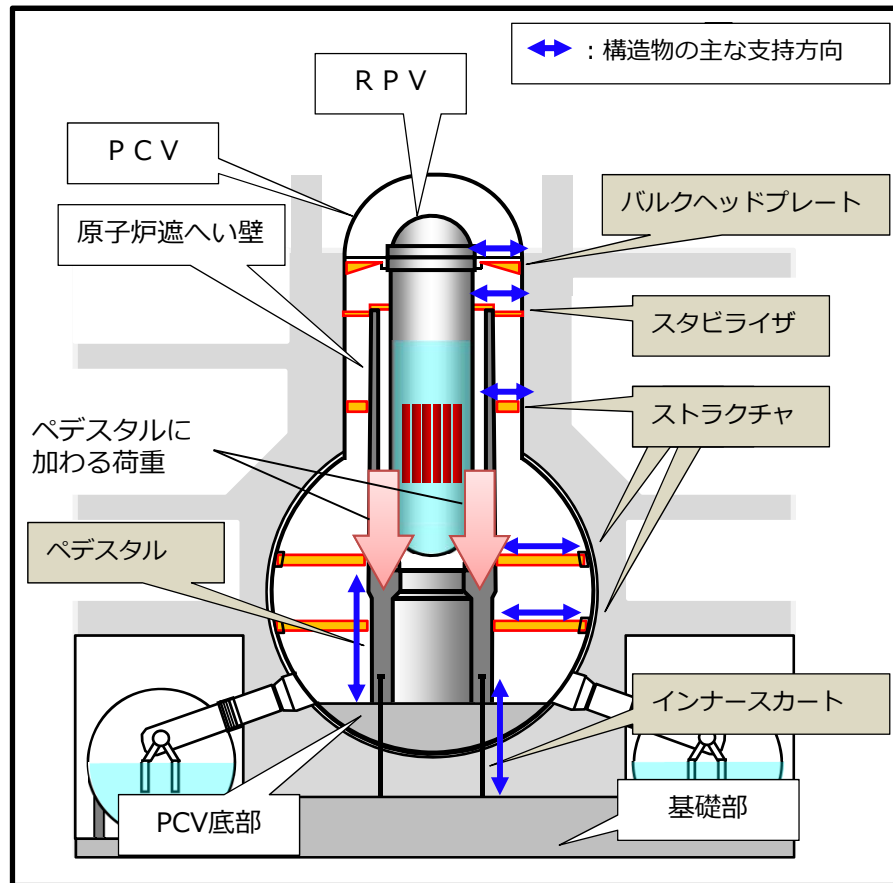


写真6. 遮へい板裏ペDESTAL壁面 (堆積物周辺)

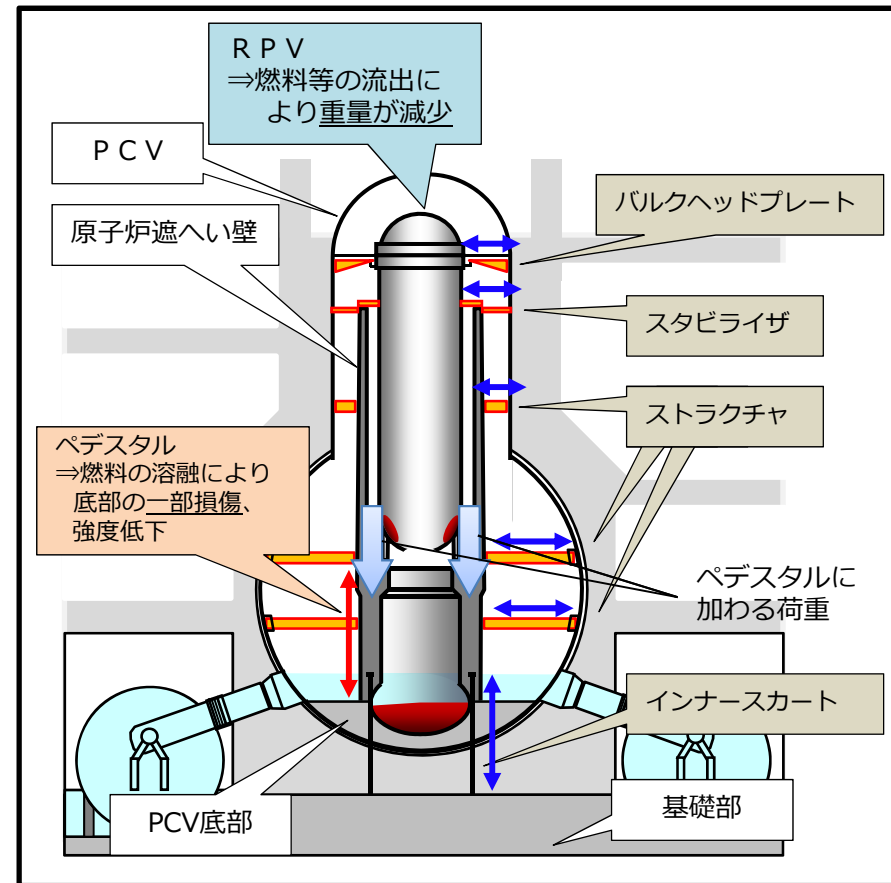
堆積物が崩れていないため、堆積物下部の壁面は確認できず

(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について 原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 原子炉圧力容器（以下、RPV）を支持する構造物と事故による支持機能への影響を下図に示す。
- 1号機は事故により燃料が溶け落ちており、当該影響を踏まえ、補助事業「廃炉・汚染水対策事業」にて、2016年度に国際廃炉研究開発機構（IRID）が圧力容器及び格納容器の耐震性・影響評価を実施し、ペDESTALの一部が劣化、損傷した状態において、所定の機能を維持することを確認（参考1～7）。



R P V 支持構造物及び周辺構造物



事故によるRPV支持機能への影響

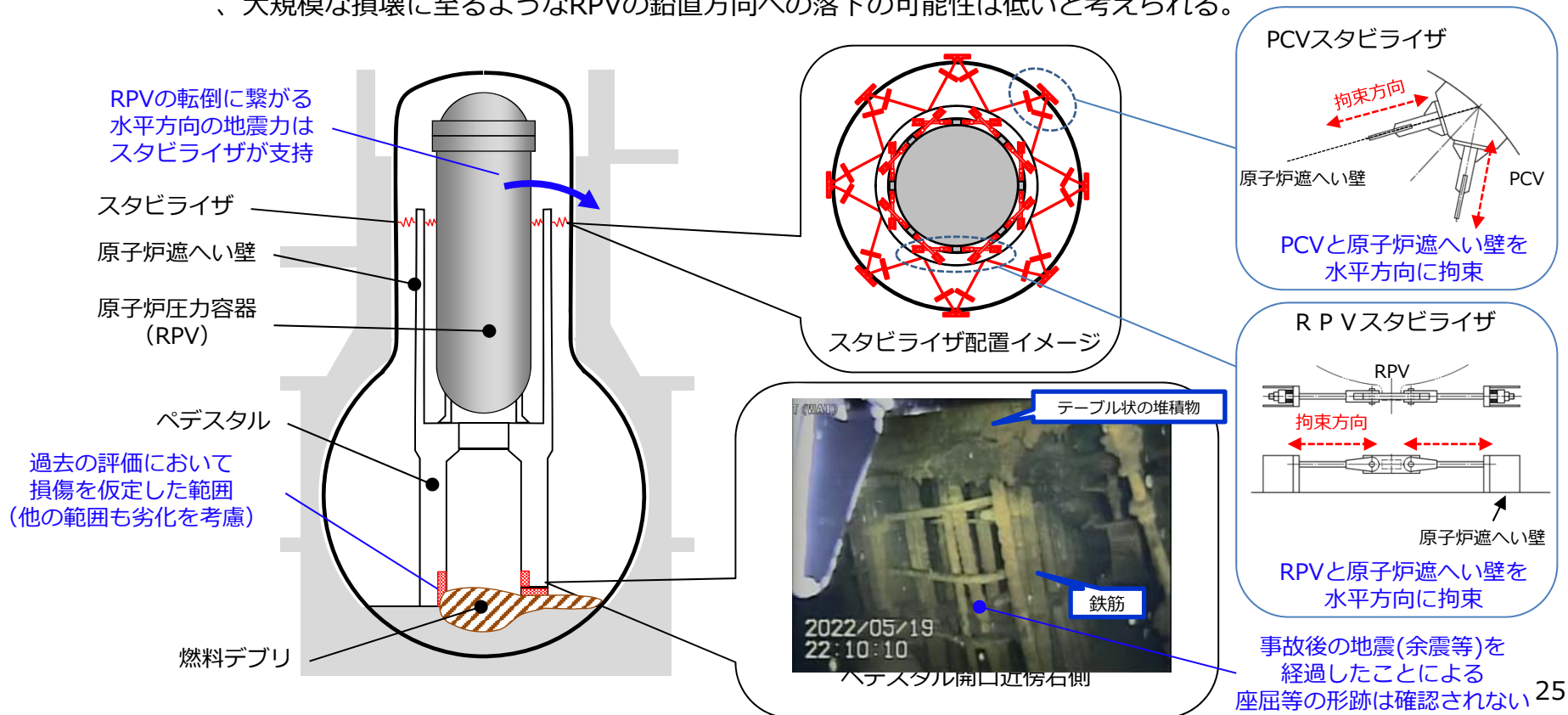
(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 今後内部調査により知見の拡充、評価を実施していくが、現時点の情報等を基に、ペDESTALの損傷に伴うプラントへの影響を考察。
- ペDESTALの損傷により想定される支持すべき構造物の水平方向への移動、衝突や鉛直方向への落下については、以下の理由から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定。

水平方向：RPVを水平方向に支持する構造物（スタビライザ等）があり、RPVの移動が拘束されていることから、PCV等を損傷させる様な衝突に至る可能性は低いと考えられる。

鉛直方向：RPVを鉛直方向に支持するペDESTALに損傷が確認された一方、事故に伴う燃料等の流出によりRPV重量は減少していること、ペDESTALの支持機能喪失を示す形跡（露出する鉄筋の座屈等）はみられないことから、大規模な損壊に至るようなRPVの鉛直方向への落下の可能性は低いと考えられる。



(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

前項に記載の通り、地震等により大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているが、仮にペDESTALの支持機能が低下し、支持対象であるRPV等が傾斜、沈下した場合の安全上の影響として、燃料デブリの冷却、ダスト飛散、臨界の影響について考察を行った。

その結果、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られる。

<燃料デブリの冷却への影響>

【RPV等の傾斜・沈下により想定される影響】

- 現状、原子炉注水設備により、既設配管（CS系、FDW系）からPCV内に注水し、燃料デブリの冷却を行うことで、PCV温度等の安定を図っている。
- 事故後10年以上が経過し崩壊熱が低下しており、原子炉への注水が停止した場合でも、温度の上昇が緩やかであること（1℃/5日程度）やPCV水位の低下によるダスト濃度への影響がないことを、注水停止試験により確認している。
- RPV等の傾斜、沈下により想定される既設配管（CS系、FDW系）の損傷については、損傷状況によっては、RPVに直接注水できないことも考えられるが、燃料デブリは、大部分がPCV底部へ落下していると考えており、PCVへの注水による冷却水供給及び湿潤環境を維持することで、燃料デブリの冷却に大きな影響を与えないと考えられる。

【更なる措置について】

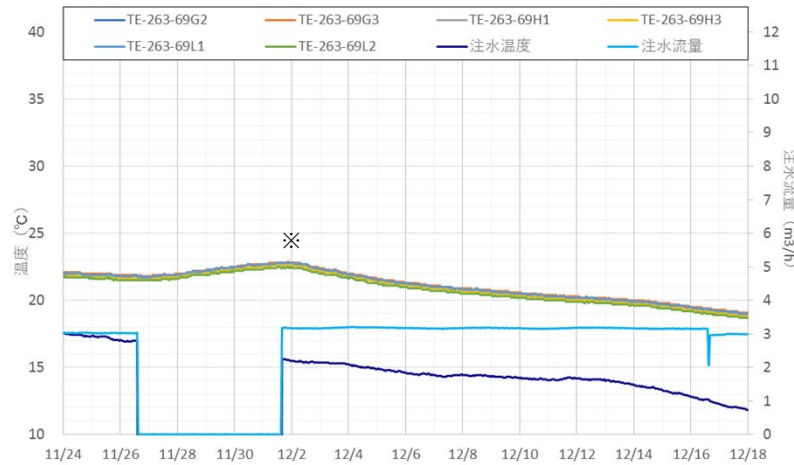
- 仮に既設設備を用いた注水が困難な場合でも、窒素封入に用いている配管（RPVヘッドスプレイライン）やPCV内部調査に伴い新設した接続口等の活用による対応についても検討する。

(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について
 支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

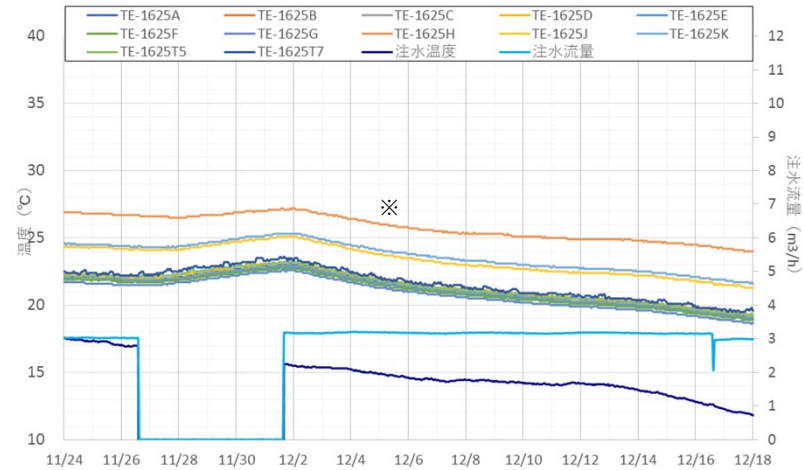
< 1号機 注水停止試験における温度上昇とPCV水位 (2020年) >

- 5日間の注水停止試験を実施し、温度の上昇が緩やかであること (1℃/5日程度) およびPCV水位の低下によるダスト濃度への影響がないことを確認

RPV底部温度

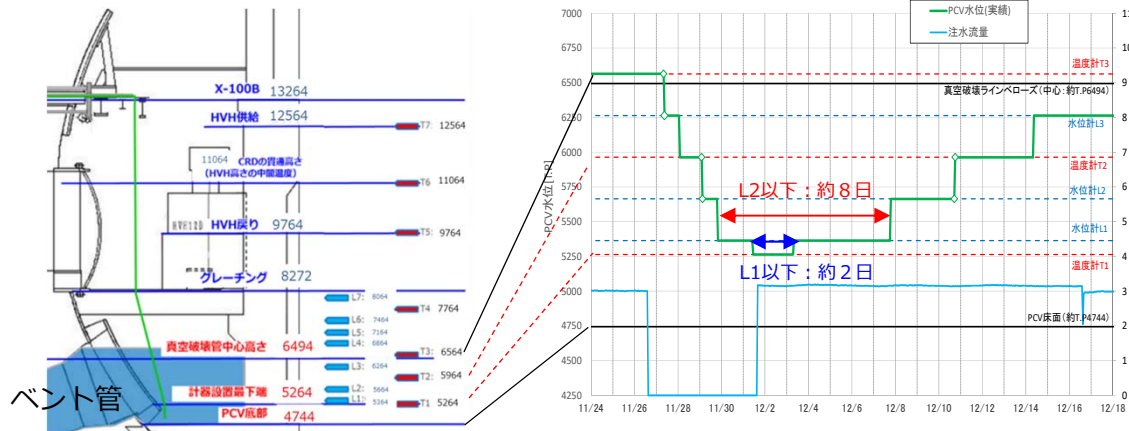


PCV温度

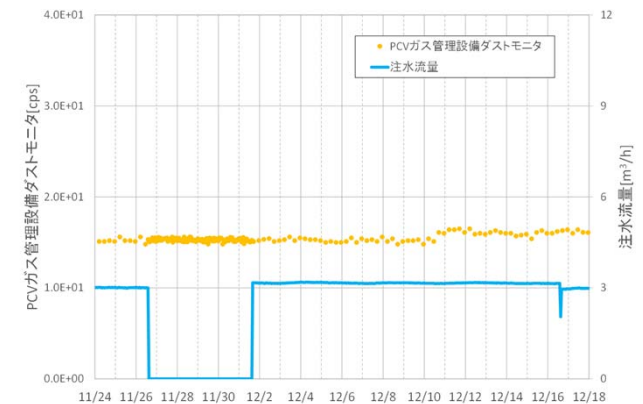


※ 注水温度の低下により全体としては、温度が低下傾向

注水停止試験時のPCV水位



ダスト濃度 (ダストモニタ指示値)



(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について 支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

<ダスト飛散の影響>

【RPV等の傾斜、沈下により想定される影響】

- 現状、PCVについては、窒素封入設備を用いた給気やPCVガス管理設備におけるフィルタを介した排気により、PCV圧力の安定化やPCVから放出されるダスト濃度等の低減を図っている。
- RPV等の傾斜、沈下により想定されるペ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の舞い上がり等については、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。
- また、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図る。

【更なる措置について】

- 現在実施中の1号機使用済燃料取り出しに向けた大型カバーの設置（2023年度頃設置完了）により、ダストの直接的な放出の更なる抑制が可能となる。
- PCV内部調査に伴い新設した接続口等の活用による対応についても検討する。

※ 乾燥状態でのダスト飛散の実例として、2021年2月および2022年3月の地震（双葉町・大熊町：震度6弱）時の1・2号機の原子炉建屋および1～3号機のタービン建屋内のダスト濃度が、通常の変動幅より1桁程度の一時的な増加に留まったことを踏まえると、湿潤状態では同程度以下と想定。また、同地震時におけるPCVガス管理設備のダストモニタに有意な上昇がないことを確認。

(参考) ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

<臨界の影響>

【RPV等の傾斜・沈下により想定される影響】

- RPV等の傾斜、沈下した場合、ペDESTAL内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕等が発生し、粒径やデブリの亀裂等の状態の変化が想定される。
- 事故の進展により損傷、熔融した炉心では、燃料の形状の変化や、熔融時に他の炉内構造物を巻き込むことで塊の状態になるため、臨界になりにくい状態になる。これまでの臨界評価において、事故時のデブリの組成、形状（粒径）、構造材の組成及び混合量などの不確定要素について、臨界になりやすいような条件で評価した結果、臨界の可能性は極めて小さいと評価している。
- RPV等の傾斜、沈下により想定される燃料デブリの粒径やデブリの亀裂等の状態の変化は、主に形状に関するものと想定され、上記の臨界評価の範囲内に留まると考えられることから、臨界の可能性は極めて小さいと考えられる。

【更なる措置について】

- 仮に、PCVガス管理設備の希ガスモニタや建屋周辺の線量表示器等により、臨界の兆候が確認された場合であっても、核分裂反応を抑制するため、PCVへホウ酸水を注入する。

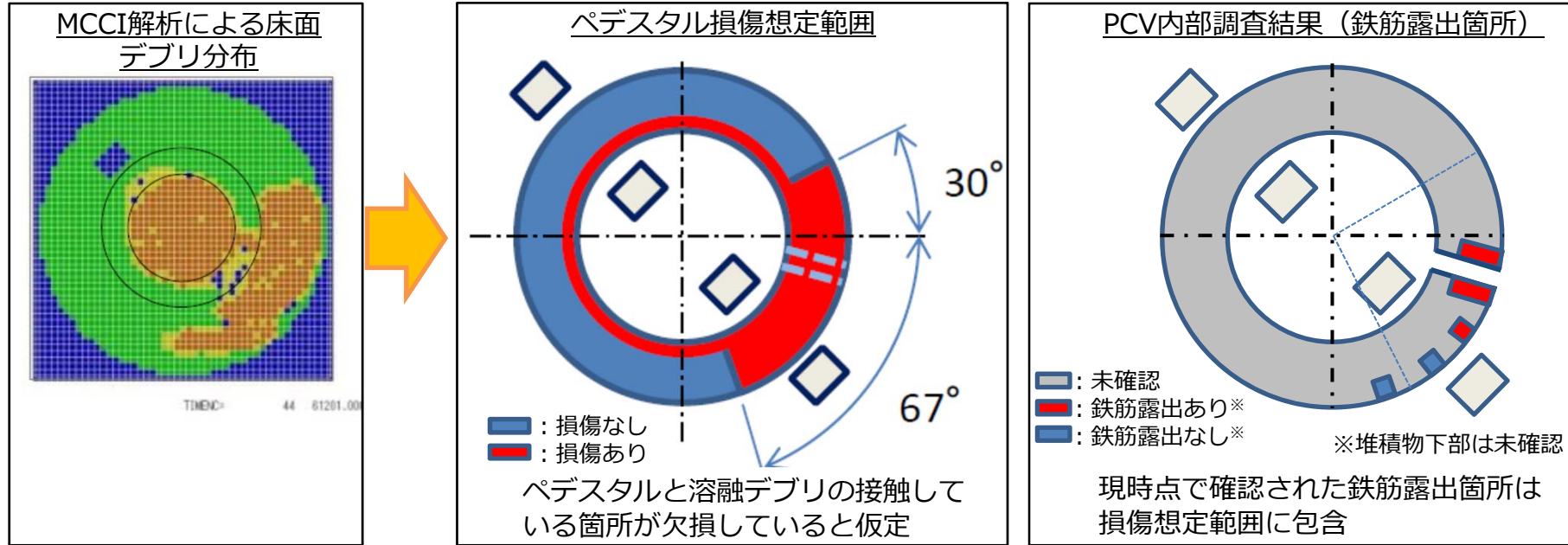
燃料デブリの臨界評価において想定した条件

項目		想定した条件	臨界になりやすいよう考慮した主な条件
デブリ組成	燃料	重核、F P、残存Gd がデブリに混合	燃料の炉心平均燃焼度を低く設定 (炉心平均燃焼度25.8GWd/tに対し20.8GWd/tを採用)
	構造材	被覆管、集合体壁、炉心支持板、支持金具、下部タイプレートがデブリに混合	構造材の混合量を少なく設定 (炉心域に存在する構造材のみが混合)
	制御棒	炉心有効長部分の制御棒のデブリへの混合	制御棒の中性子吸収材が全く含まれていない条件も評価
形状	デブリ(粒子)形状	球形(中実及び中空) 粒半径: ~10[cm]	中性子が漏れにくい体系(無限体系)を設定 デブリの粒径を小さく設定(数mm~10cm)
	堆積(体系)形状	体心立方、立方体中央に1つの場合	
	(水領域の割合)	水:デブリ体積比 = 33.67~58.42	

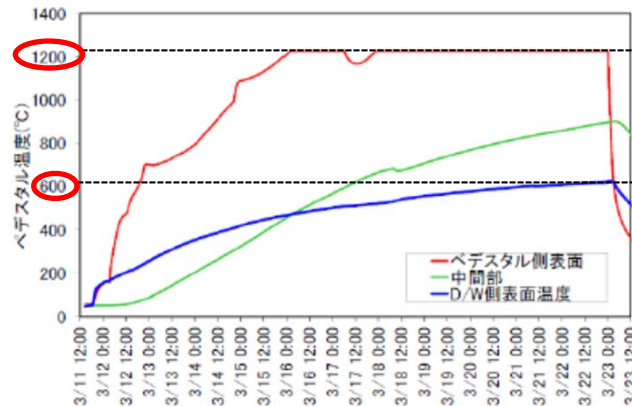
(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

■ ペDESTAL解析モデルの損傷範囲と温度条件

➤ モデル損傷範囲：MCCI解析結果を考慮し設定



➤ 温度条件：MAAP解析結果を考慮し設定



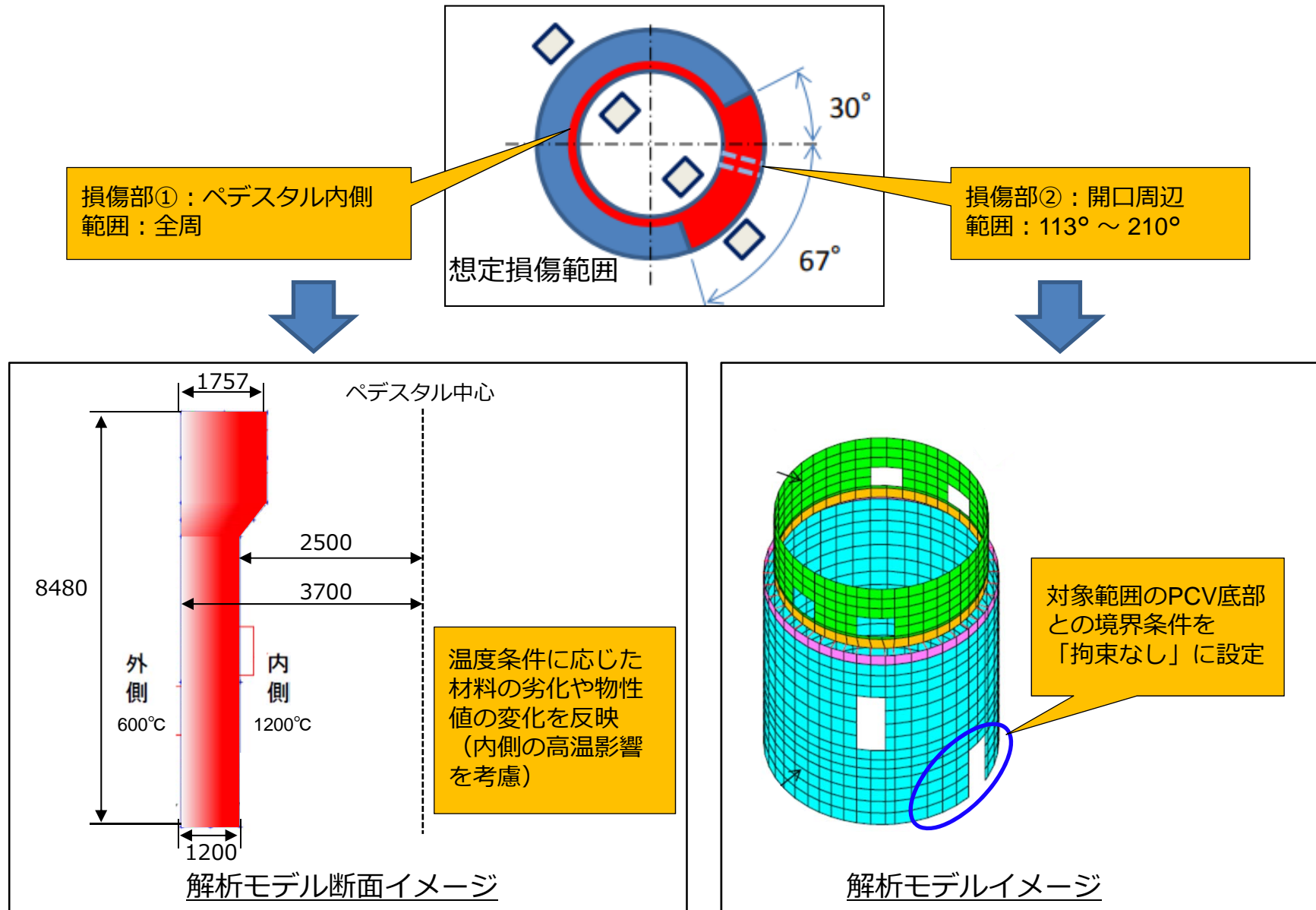
MAAP解析結果より以下を設定

ペDESTAL内側：1200°C

ペDESTAL外側：600°C

(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

■ ペDESTAL解析モデルへの損傷範囲反映



(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

- ペDESTAL解析モデルの材料劣化の条件
 - 事故時の高温状態を踏まえた材料強度の低下
 - 高温腐食及び長期腐食を踏まえた鉄筋の減肉
(長期腐食の期間は地震後40年を想定)

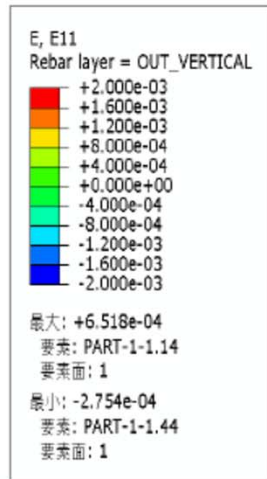
劣化	モデル化項目		モデル化方法	設定根拠
高温	材料	コンクリート	圧縮・引張強度の低減 応力ひずみ関係の軟化	平成27年度 円柱試験より設定 (1F1: 普通コン加熱後4ヶ月水中)
		鉄筋	降伏点の低減	AII耐火性ガイドを参考に設定
		付着	テンションスティフニング 効果は低減しない	平成27年度 縮小模型試験の シミュレーション解析を参考に設定
	形状	温度の 空間分布	温度分布解析を実施	熱物性の妥当性を、平成27年度 ブロック試験を参考に設定
鉄筋 腐食	材料	コンクリート	—	—
		鉄筋 (高温腐食)	腐食量に応じた 断面積(鉄筋比)の減少	中森-EPRIの回帰式により設定
		鉄筋 (長期腐食)		平成27年度 鉄筋腐食試験より設定
		付着	テンションスティフニング 効果は低減しない	平成27年度 縮小模型試験の シミュレーション解析を参考に設定
	形状	腐食の 空間分布	全面腐食と仮定	安全側に設定

出典：平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発

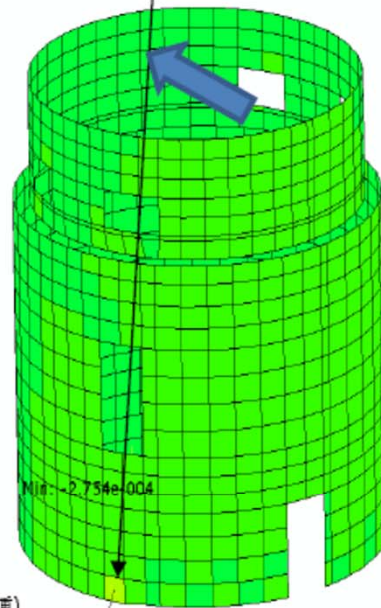
平成28年度成果報告 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_11.pdf

(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析結果 (鉄筋ひずみ)



最大値: 652 μ



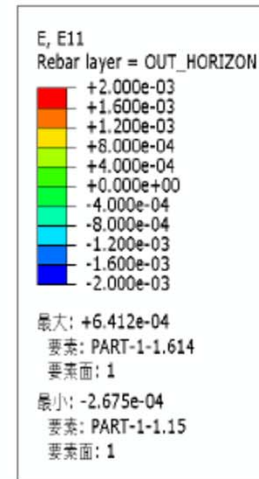
Max: +6.518e-004



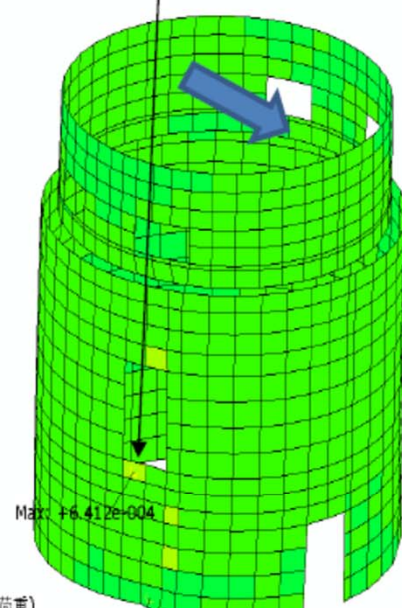
ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: E, E11
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 E->W : 温度15.5°C 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,-0.4)
ODB: 1F1PED2016_EW_15.5+H10-V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:25:55 G

タテ筋ひずみ分布



最大値: 641 μ



Min: -2.675e-004



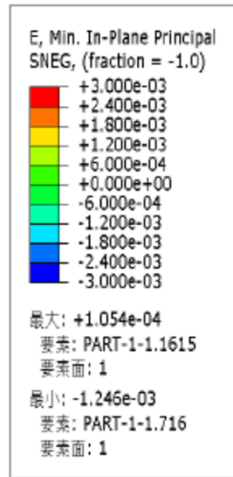
ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 23: Step Time = 1.000
基本変数: E, E11
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 W->E : 温度15.5°C 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)
ODB: 1F1PED2016_WE_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:43:31 G

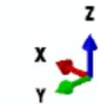
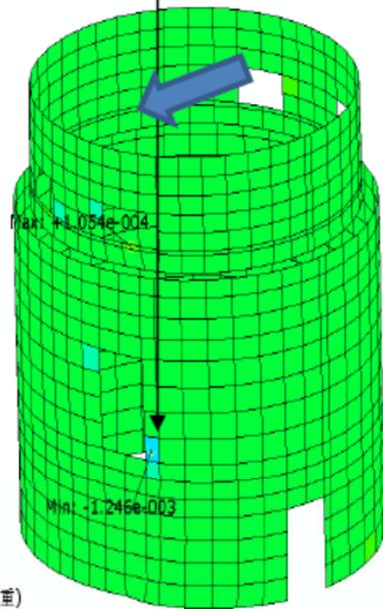
ヨコ筋ひずみ分布

(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

■ ペDESTAL解析結果 (コンクリートひずみ, 面外せん断応力)

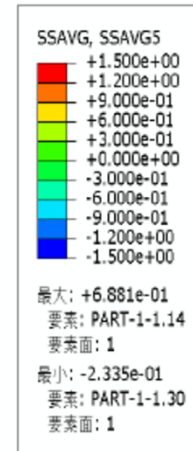


最大値: 1246 μ

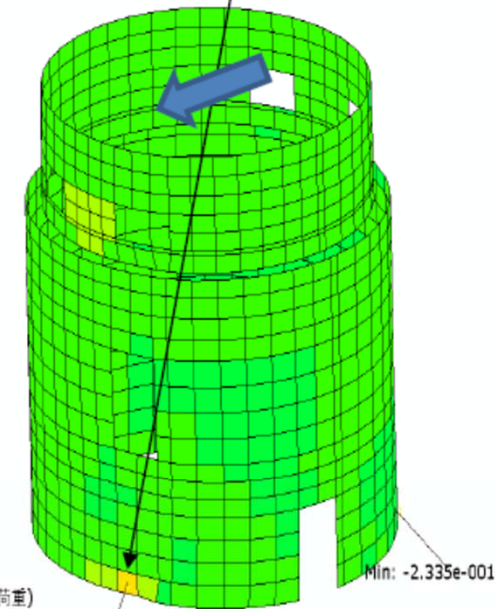


ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: E, Min. In-Plane Principal
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 N->S : 温度15.5℃ 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)
ODB: 1F1PED2016_NS_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:30:42 G



余裕最大要素の応力:
0.69N/mm²



ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: SSAVG, SSAVG5
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 N->S : 温度15.5℃ 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)
ODB: 1F1PED2016_NS_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:30:42 G

コンクリート圧縮ひずみ分布

面外せん断応力分布

(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

■ ペDESTAL解析結果

温度	デブリ 侵食	評価項目	発生応力・ ひずみ (A)	評価 基準値 (B)	基準値/評価値 (B/A)
内側：1200℃ 外側：600℃	あり	コンクリートひずみ	1246 μ	3000 μ	2.40
		鉄筋ひずみ	652 μ	5000 μ	7.66
		面外せん断応力	0.69 N/mm ²	1.44 N/mm ²	2.08

ペDESTALの損傷及び劣化を考慮したモデルでの解析結果より発生応力・ひずみが評価基準値※¹以下であることを確認

※ 1 : CCV規格等※²に基づく評価基準値との比較を実施し、健全性を評価

※ 2 : 日本機械学会 「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」

2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況

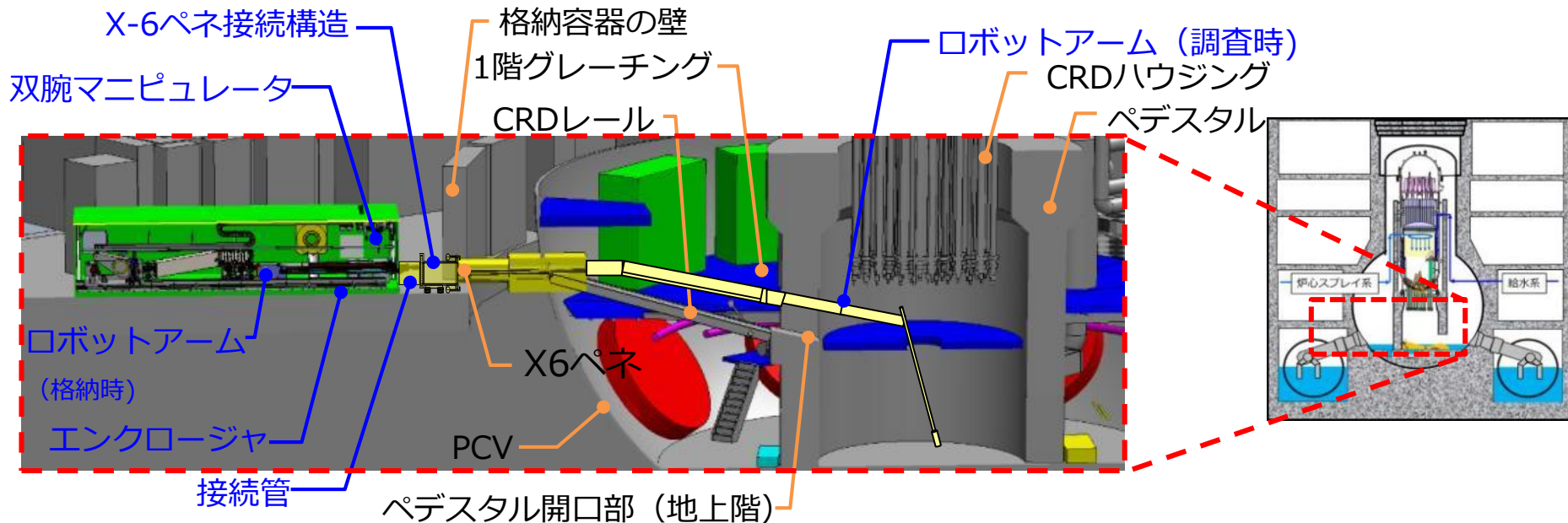
2023年3月30日

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



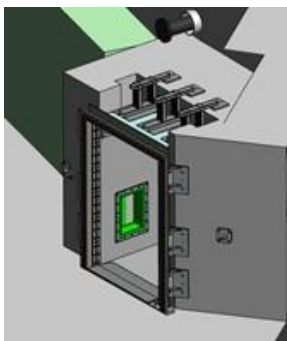
2号機 内部調査・試験的取り出しの計画概要

2 - 1. 現場作業の進捗状況 (隔離部屋設置)

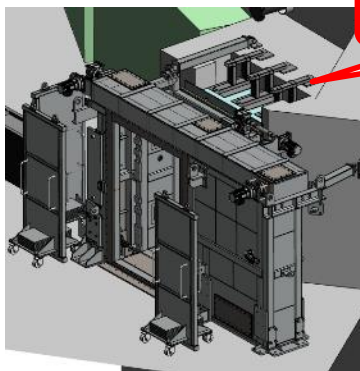
20230222
チーム会合資料再掲

- 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予定。

赤枠内：現在の設置状況



隔離部屋①の設置

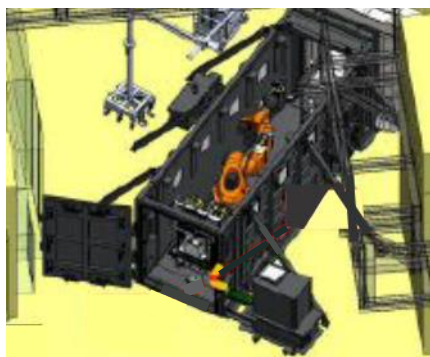


隔離部屋②の設置

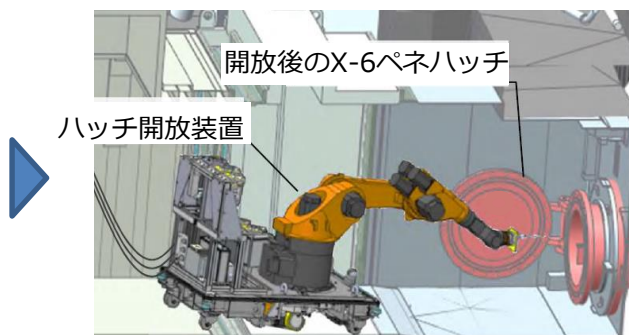


隔離部屋③の設置

※ロボットアーム設置前
まで使用



ハッチ開放装置の
隔離部屋③への搬入



ハッチ開放装置による
X-6ペネハッチ開放

- X-6ペネハッチのボルト切断
- ハッチ開放
- ペネフランジ面他清掃

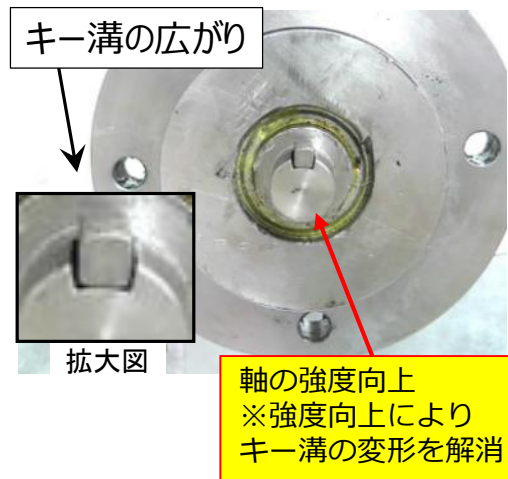
<調査結果>

- ・ 押付機構の必要なトルクに対する強度の余裕が少なく、変形の可能性があることを確認。
- ・ 強度上の最弱部であるジョイント部のピンが、ハッチ開放後のバウンダリ内にあることを確認。

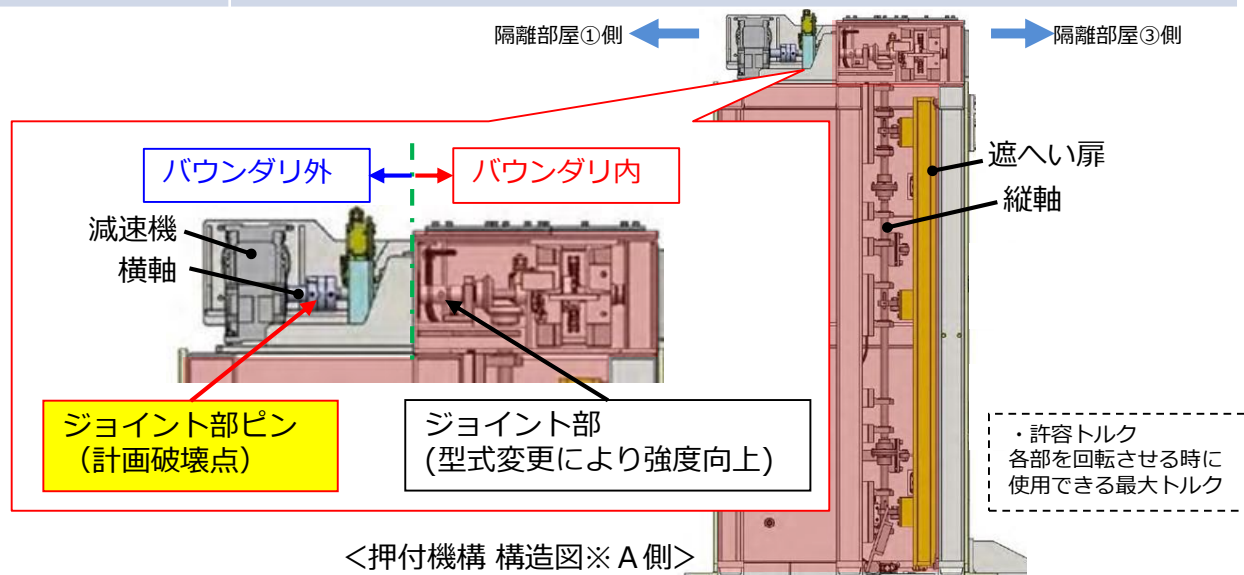
<推定原因>

- ・ 軸はジョイント部と同程度の強度になっていたため、軸の変形（キー溝の広がり）等が発生。
- 軸の変形（キー溝の広がり）により、軸回転時にキー連結部で回転ズレが発生し、押付カムの押付・開放のタイミングのズレが発生したと推定。

対策①	対策②
<p>強度向上 押付機構の許容トルクを増大</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ ジョイント部の型式変更 ➢ 軸の材質変更 	<p>計画破壊点（ピン）をバウンダリ外へ変更 押付機構の強度が最も弱い箇所（ピン）を安全装置としてバウンダリ外に設置(バウンダリ内のピンは、キー構造に変更し強度向上)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 通常使用の範囲では破断に至らないものの、万が一のピンの破断に対して、交換が比較的容易な設計の見直し



<キー溝の状況>



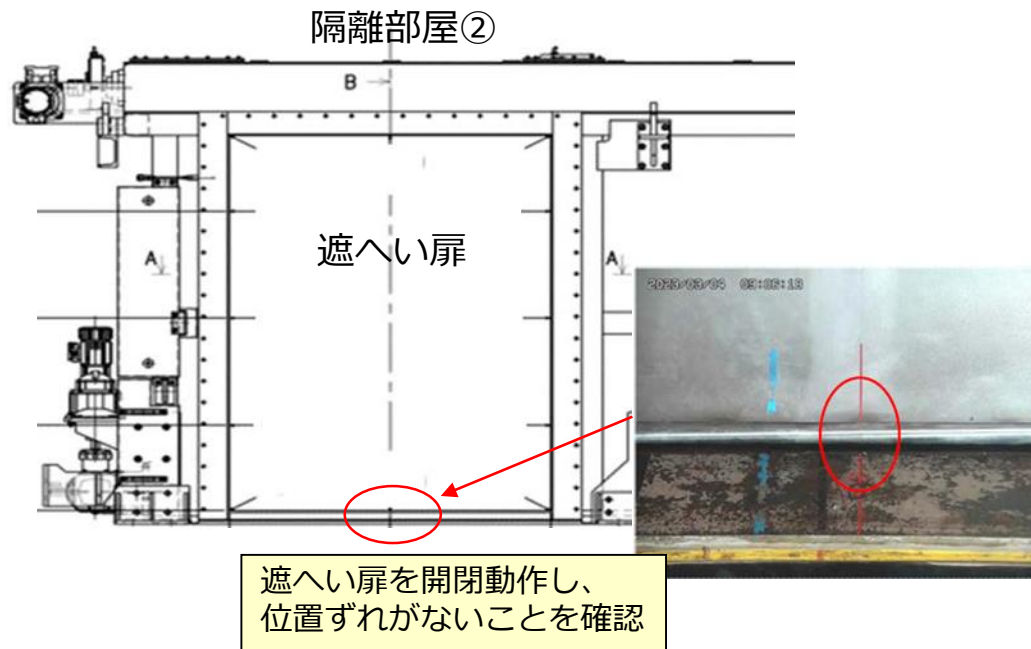
<押付機構 構造図※ A 側>

- ・ また、隔離部屋②の課題を踏まえ、並行して隔離部屋③の点検を実施中。

2 - 3. 現場作業の進捗状況

- 隔離部屋②押付機構の部品交換（強度向上等）、パッキン交換を実施。
- 押付機構の押付量調整を行い、遮へい扉の位置ずれが無いことを確認。
- 隔離部屋②の動作確認及び加圧確認を行い、問題が無いことを確認。
- 隔離部屋②をキャスク保管建屋から2号機原子炉建屋へ運搬し、X-6ペネ前に移動。
- 引き続き、隔離部屋②の据付作業を実施中。
- また、並行して隔離部屋③の点検を実施。

<キャスク保管建屋での作業状況>



動作確認状況



加圧確認状況

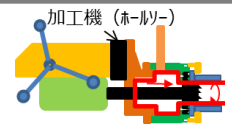
3. 工程

- 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、その中で発生した隔離部屋のゴム箱部損傷、ガイドローラ曲がり（地震対応）等については対策が完了し、現在、隔離部屋押付機構の点検・調整等について、対応しているところ。その後も、X-6ペネハッチ開放、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	3月現在	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	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）				

(参考) 現地準備作業状況 試験的取り出し作業 (内部調査・デブリ採取) の主なステップ

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

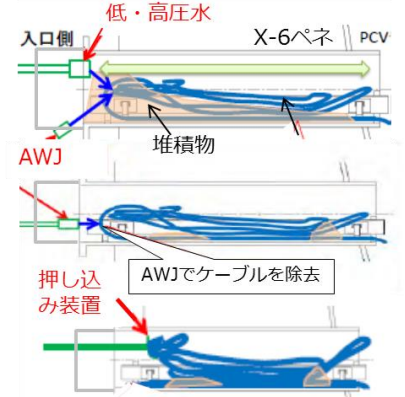
2. X-6ペネハッチ開放



- 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

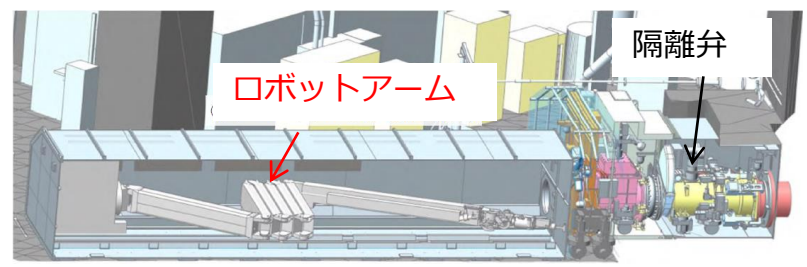
X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



- 【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

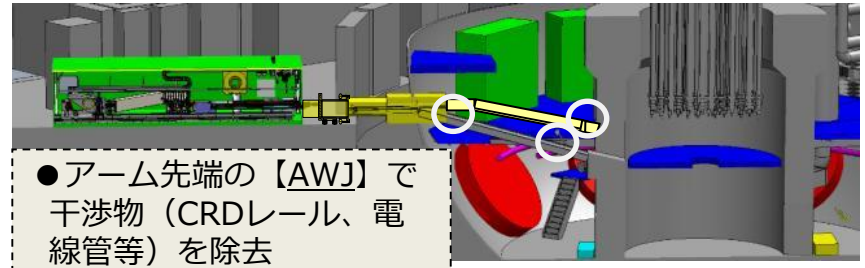
4. ロボットアーム設置

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

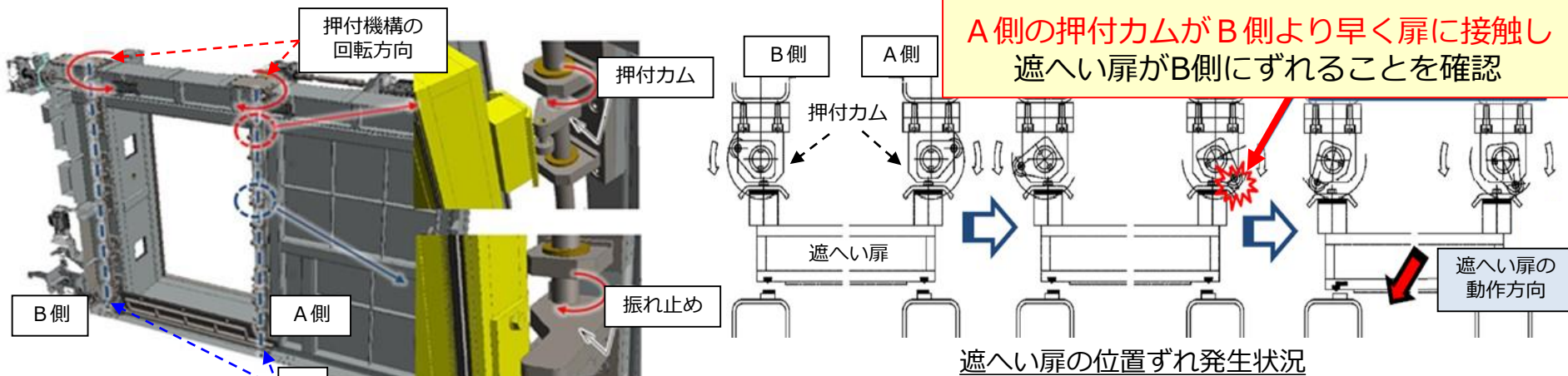


<金ブラシ型> <真空容器型>



(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

- 据付状態確認（加圧確認）時の遮へい扉からの気泡発生事象について、調査を実施。
- 遮へい扉の押付機構A側とB側の押付カムの巡回開始位置や巡回のタイミングがずれていることを確認。

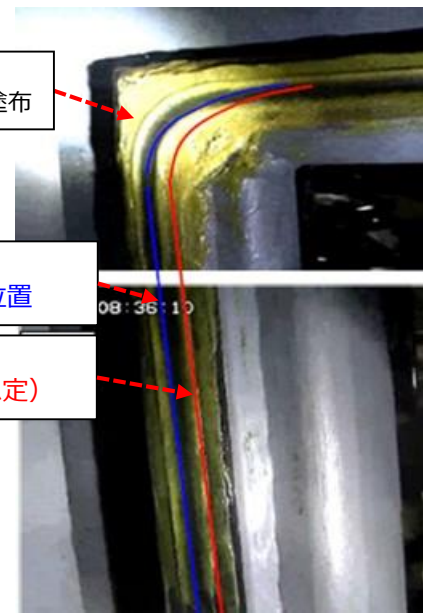


隔離部屋②押付機構

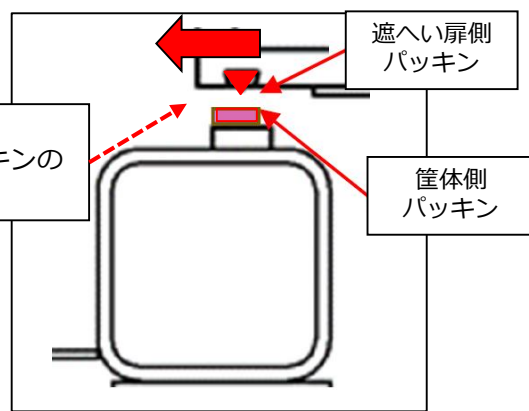
押付機構の軸をモータで回転させ、軸に取付けた押付カムで扉を押付

遮へい扉がB側にずれたことにより、遮へい扉と筐体側のパッキンが合わさらず、気泡が発生。（推定）

補助材
※工場製作時に塗布



遮へい扉の位置ずれにより、遮へい扉側と筐体側のパッキンの当たり面にずれが発生



シール面拡大図

青線：位置ずれ発生前の扉押付時の遮へい扉パッキン位置
赤線：位置ずれ発生後の遮へい扉側パッキン位置（想定）

上記写真は筐体側パッキン X-6ペネからの視点

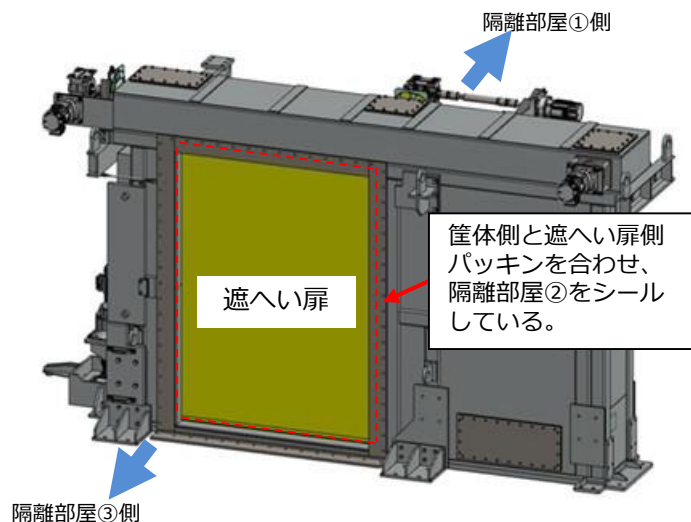
- 比較的線量の低い場所でパッキンの交換と押付機構の調整を行うため、隔離部屋②の取外しを行い、2号機原子炉建屋から搬出し、キャスク保管建屋に運搬。
- キャスク保管建屋にて押付機構の調査、パッキンの現品調査、筐体側パッキン（改良型）の取付を実施。
- パッキンの要素試験は、メーカー工場にて実施中。



<隔離部屋②運搬状況>



<隔離部屋②作業状況>



<隔離部屋②>

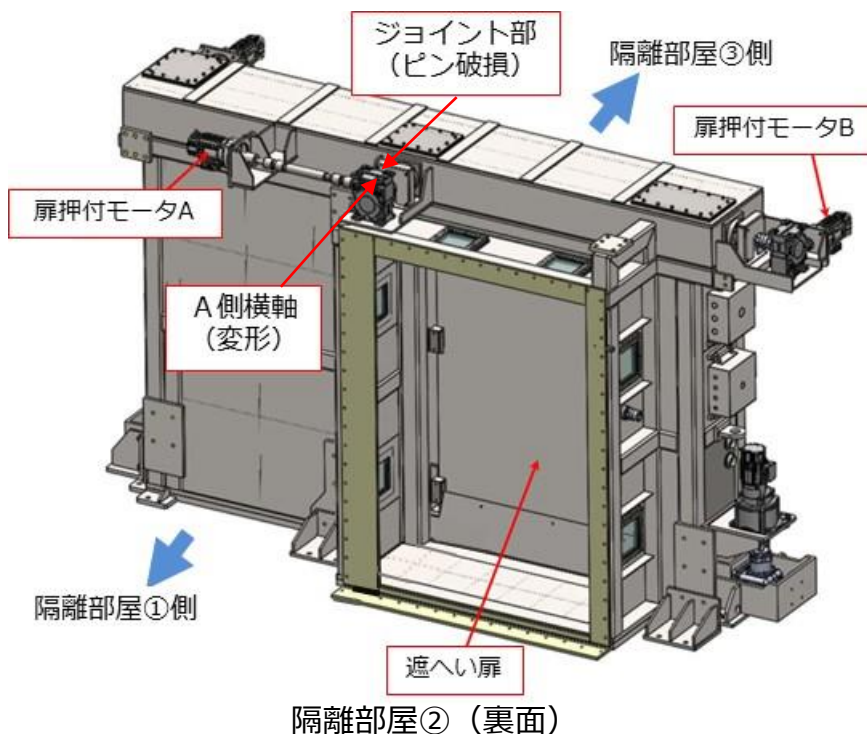


<改良型パッキン取付>

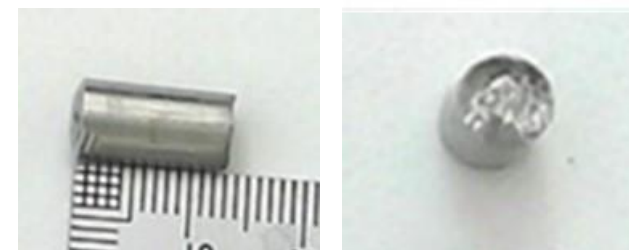


<扉側パッキン取付>

- 押付機構の押付量を調整していた際に、A側の横軸ジョイント部のピンの破損を確認。
- 押付機構 (A側、B側) の点検を行い、A側横軸の変形、B側横軸ジョイント部のピンの変形等を確認。
- ピンの破損、横軸の変形等の原因については調査中。
- 引き続き、押付機構の点検・調整を実施中。



ジョイント部



ピン破損状況

※取付前寸法約50mm



A側横軸の変形

<ジョイント部のピンの概要>

- ✓ 軸とジョイント部の連結するために使用。
- ✓ 当該ピンの許容荷重が最も小さく、機器全体に高負荷の荷重が掛かった場合、犠牲的に破損することで、その他機器を保護。

1/2号SGTS配管撤去（その1）の進捗状況について

2023年3月30日



東京電力ホールディングス株式会社

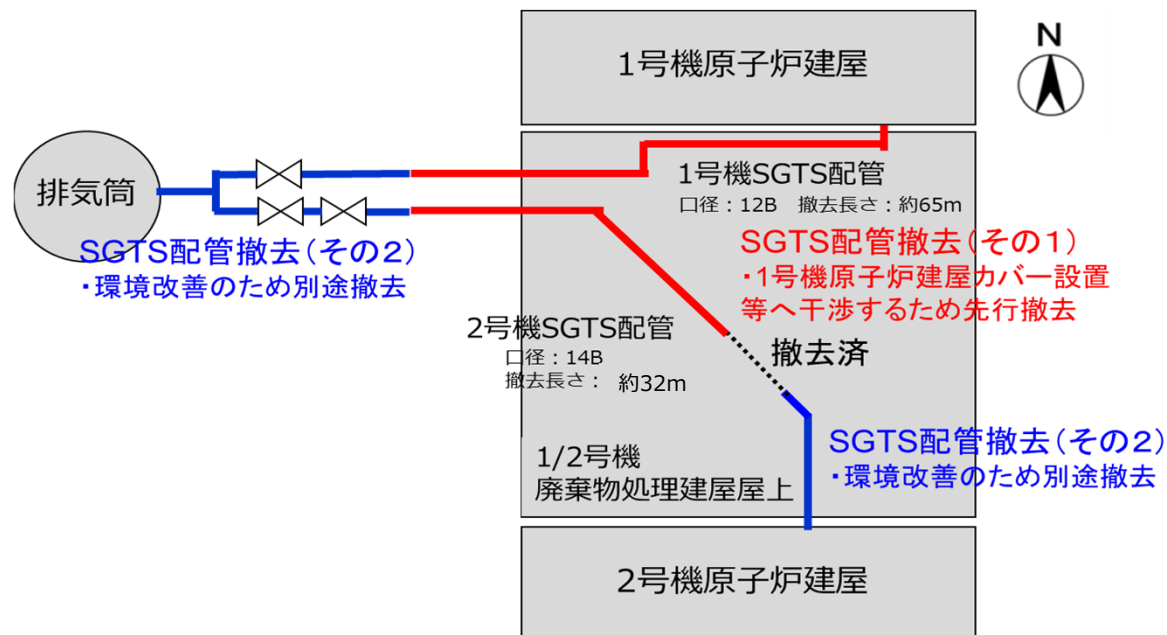
1. 概要
2. SGTS配管切断再開前のウレタン追加注入の実績
3. 信頼度向上対策の実績
4. SGTS配管切断開始前のウレタン除去作業における傷病者の発生について
5. 1/2号機周辺工事の進捗状況

参考資料

- ①M/Uの実績
- ②1/2号機SGTS配管撤去（その1）の信頼度向上対策

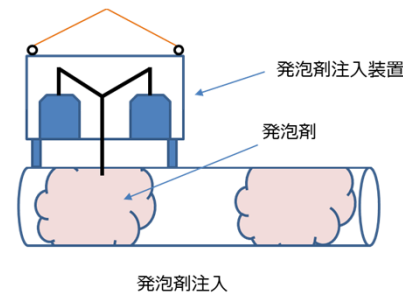
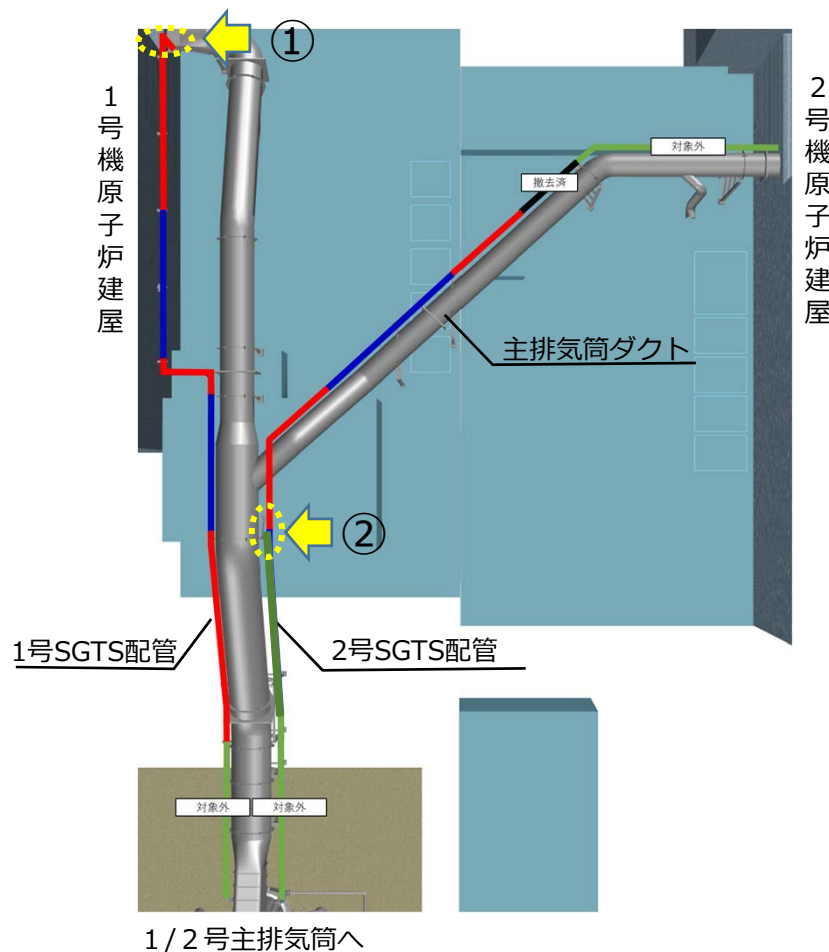
1. 概要

- SGTS配管撤去（その1）の切断装置（吊天秤）について、3月3日に県外でのモックアップ（以下、M/U）を完了。
- 海上／陸上輸送にて、3月9日に切断装置（吊天秤）を福島第一原子力発電所構内及び福島県内の試験場へ到着。その後、試験場において陸上輸送した機器の調整作業を実施していた。
- 3月13日の夜間、発電所構内で実施していたSGTS配管表面のウレタン除去作業において人身災害が発生したため、SGTS配管撤去に関連する全ての作業を中断した。
- その後、災害発生の原因分析および再発防止対策を実施し、3月27日から準備作業を再開した。



2. SGTS配管切断再開前のウレタン追加注入の実績

- ① 1号SGTS配管：3月2日完了。鉛直配管のため、念のため実施。
 ② 2号SGTS配管：2月24日完了。切断位置の変更に備えて実施。
 配管内部に水素が無いことを、穴開け時の測定にて確認した。



写真：2021年9月ウレタン注入時

【作業体制・計画線量・装備】

- 注入作業：2日間（準備作業除く）→1号，2号各1日
- 計画線量：0.9mSv（APD設定0.8mSv）
- 装備：Y装備
- 総被ばく線量：
 - ・ 穴あけウレタン注入作業（メイン作業）：1.64mSv
 - 2号（2/24） 0.93mSv（10名）
 - 1号（3/2） 0.71mSv（8名）
 - ・ 照明設置作業（付帯作業）：1.42mSv
 - 3/1（5名）
- 個人最大線量（γ線）：0.29mSv（メイン作業：玉掛け合図者）
- 個人最大線量（γ線）：0.49mSv（付帯作業：照明設置）

3. 信頼度向上対策の実績

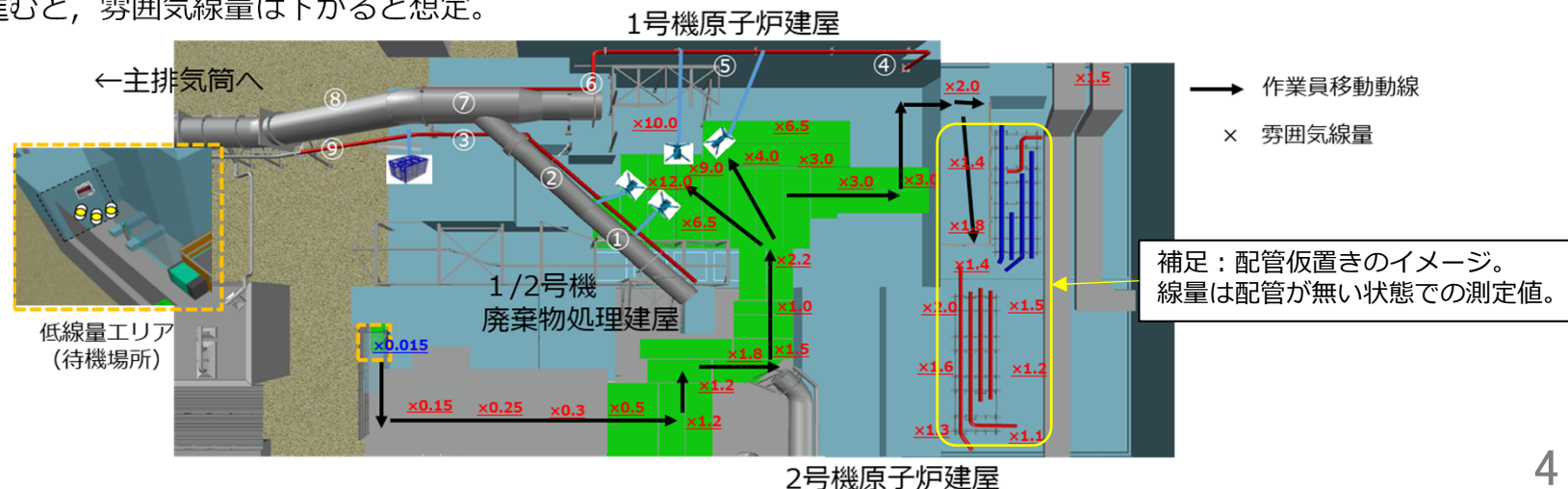
■ M/Uの実績について

- 構外のM/U場にて、現場条件を可能な限り模擬した状況でM/Uを実施し、3月3日に完了。
- 出荷条件を満足していることを確認後、3月6日に吊天秤及び付属機器を分解し、海上／陸上輸送にて出荷。3月9日に海上輸送分を発電所構内へ、陸上輸送分を県内の試験場へ、輸送を完了した。
- 3月16日から切断再開予定としていたが、陸上輸送した一部装置や部品について振動による影響が懸念されたため、県内の、発電所構外の試験場にて調整を実施。（海上輸送分については目視確認の結果良好。）
- 完了後に発電所構内へ搬入し、各機器を吊天秤へ組み込み、動作確認及び模擬配管を用いて構内M/Uを実施予定。

■ 出荷条件

- 吊天秤による模擬配管切断を行い、機器の動作及び切断状態に大きな問題が無いことを確認した。
- 現地作業時に切断装置（吊天秤）に異常が発生した場合の念のための対策として、地上重機及び搭乗設備に加えて、高所作業車を使用した作業員による直接切断や、介錯ロープによる寄り付きの補助を準備する事とした。

※現地の作業エリアの線量測定を行い、RW/Bのガレキ撤去等の進捗により人が近づける線量となっていることを確認した。尚、配管撤去が進むと、雰囲気線量は下がると想定。



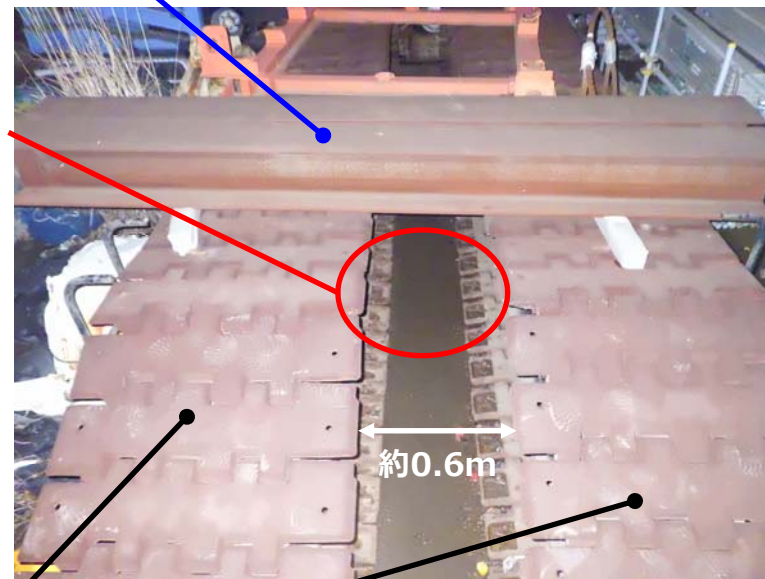
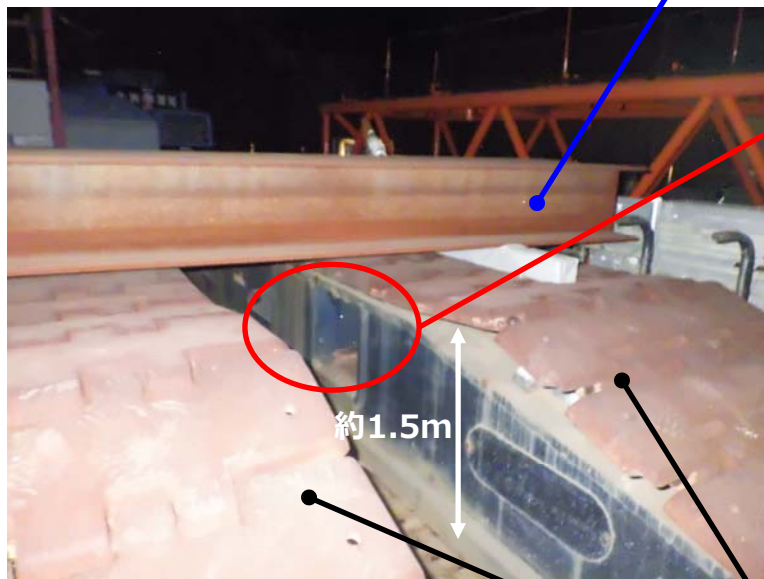
4 - 1. SGTS配管切断開始前のウレタン除去作業における傷病者の発生について **TEPCO**

■ 事象発生現場（スラッジヤード重機置き場）



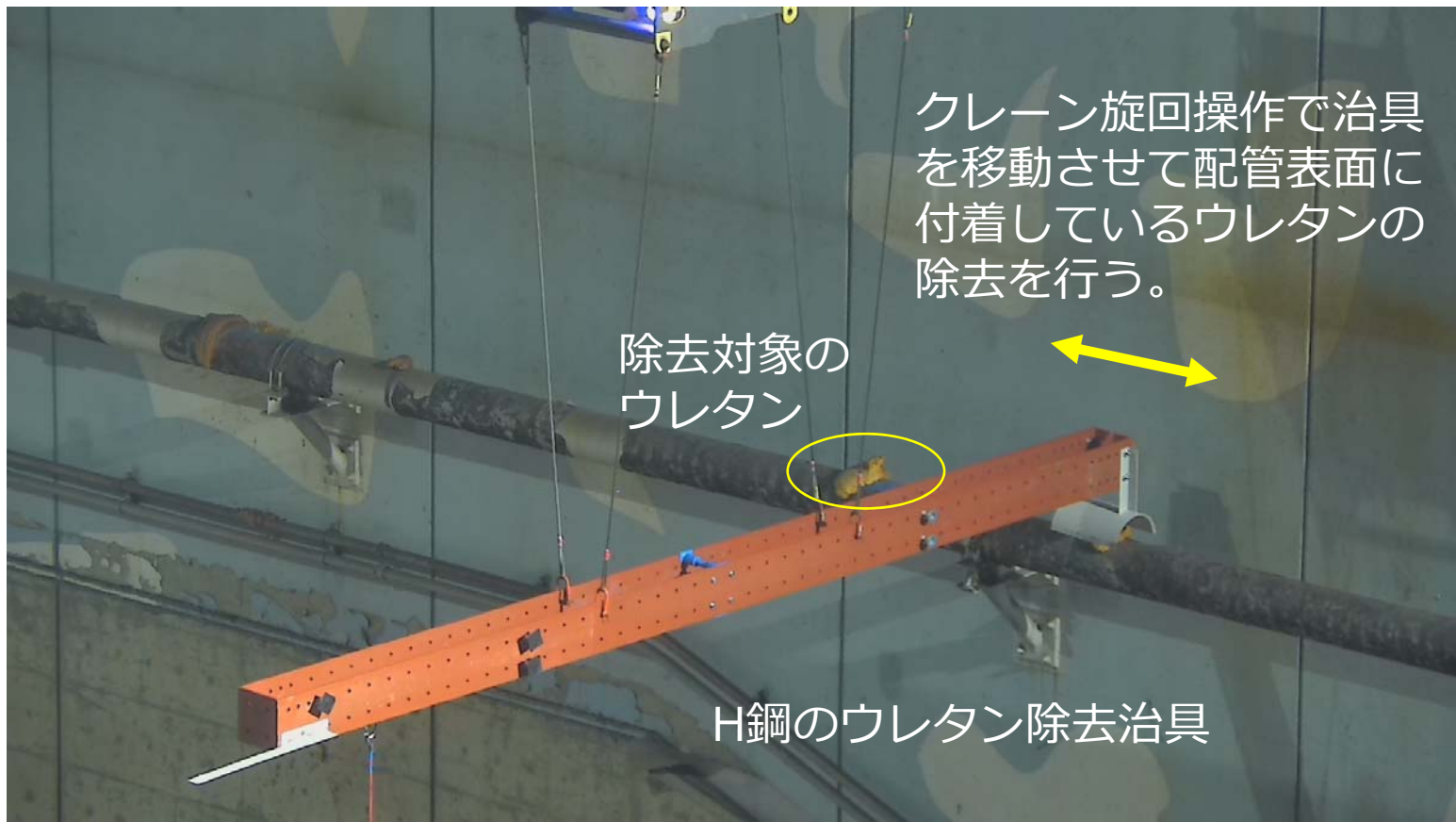
Product(C)[2021] DigitalGlobe, Inc., a Maxar company.

- ウレタン除去準備作業における傷病者の発生について
 - 3月13日、スラッジヤード重機置き場において、ウレタン除去の治具に使用するH鋼の確認作業を行っていた協力企業作業員が、H鋼等を仮置きしていた分解後のクローラクレーンキャタピラー部(高さ1.5m程度)から転落し、腰椎骨折する事象が発生。



分解後のキャタピラー

- SGTS配管へのウレタン注入時、注入孔からウレタンが逆流し配管表面へ付着。
- 付着したウレタンは切断装置（吊天秤）のワイヤーソー把持装置に干渉してしまうため、事前に除去が必要となる。
- 1250 t クローラークレーンの旋回範囲と今回実施予定のウレタン撤去場所を確認した結果、ウレタン撤去治具の変更が必要と判断し、スラッジャード重機置き場のH鋼を確認した。



4 - 2. 原因と対策

【原因①】

- ▶ 当該作業については、「作業予定表（防護指示書）」の記載にはなかったものの、元請企業（TPT）の安全管理が十分ではなく、現状の作業予定表の記載内容で作業できるものと拡大解釈してしまい、結果して予定外作業を指示することになった。

対策①

- ▶ TPT担当者・作業班全員が、翌日の作業ポイント・役割分担・作業環境等を事前に確認したうえで「詳細事項シート」を作成し、TPT担当者ならびにTPT主任技術者が作業予定表（防護指示書）の記載内容との照合を行う。
- ▶ また、「詳細事項シート」に記載のない作業は予定外作業であることを、TPT内で周知徹底を行う。
- ▶ 東京電力担当者は、作業前までに「詳細事項シート」と「作業予定表（防護指示書）」の内容を確認し、TPTへ内容確認の連絡を行う。

【原因②】

- ▶ 作業当日のTBM-KY※および現場KYについて、TPTにおける現場作業開始前のリスク抽出や役割分担の重要性について理解が不足していたため実施していなかった。

対策②

- ▶ TPT社内においてTBM-KY※および現場KYの重要性について再教育を行い、作業開始前の現場におけるリスク抽出を徹底させる。
- ▶ また、SGTS配管撤去作業に係るTBM-KYについては東京電力担当者も参加することで作業安全を徹底する。

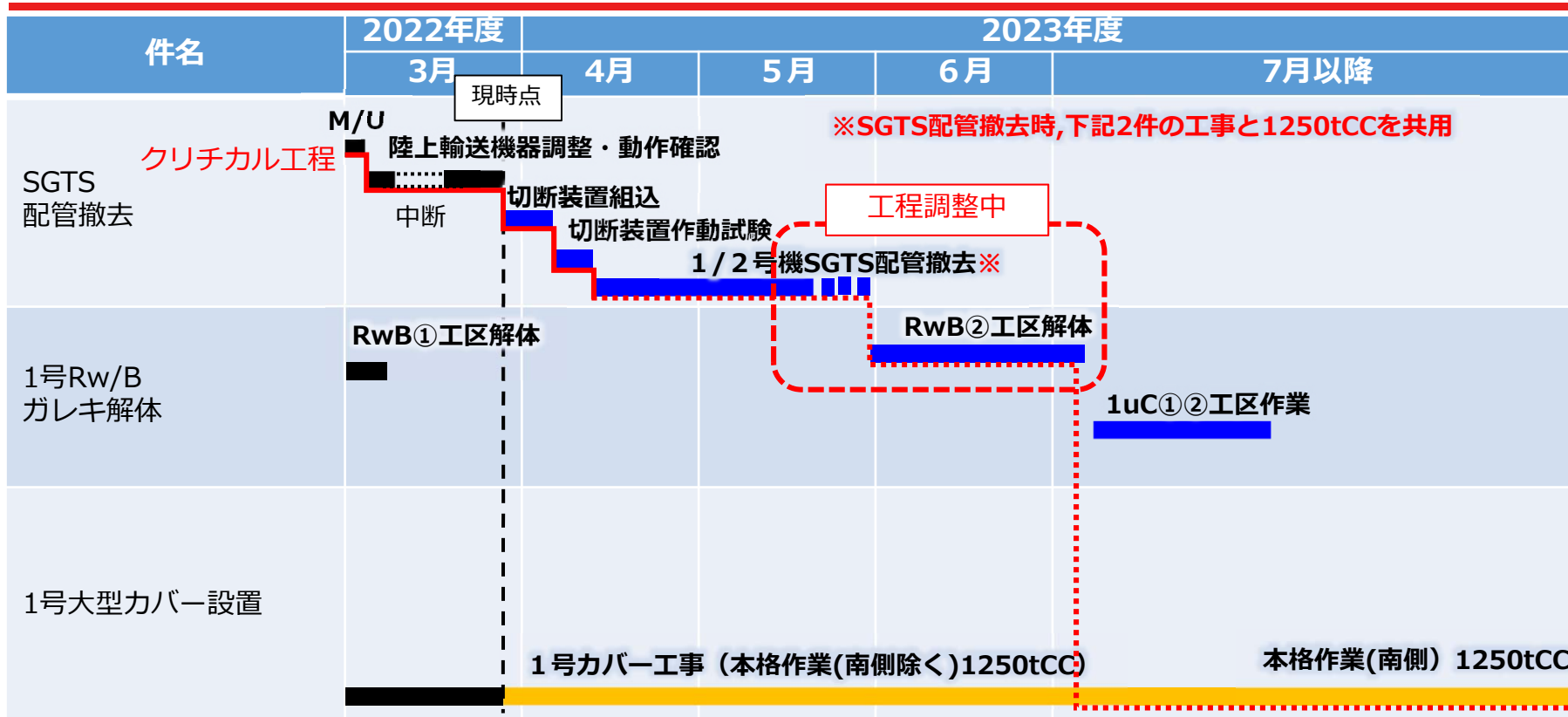
※ TBM-KY（ツール・ボックスミーティング・危険予知活動）

当日の作業範囲、段取り、分担などを話し合い、現場に潜んでいる危険を抽出し、その対策を立て、当日の行動目標を決めるミーティング。

【補足】工程（案）



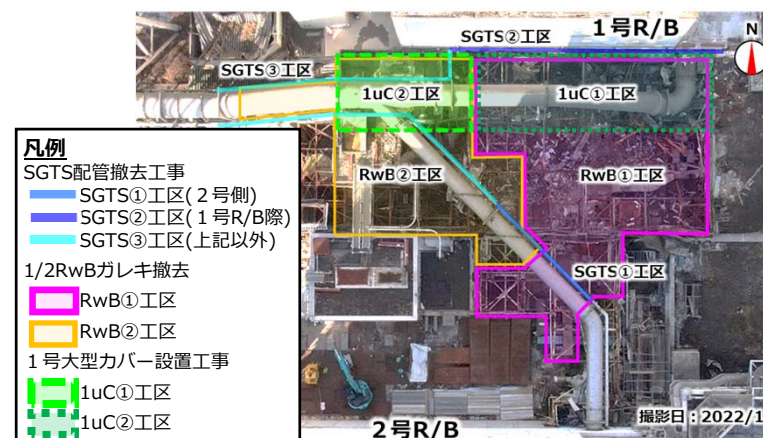
5. 1/2号機周辺工事の進捗状況



CC : クローラークレーン

○現状

- 1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去の信頼度向上対策を完了。
- SGTS配管撤去の後工程と工程調整中。
- 1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去期間中, 1号Rw/Bガレキ解体及び1号大型カバー設置と1250tCCを共用する。

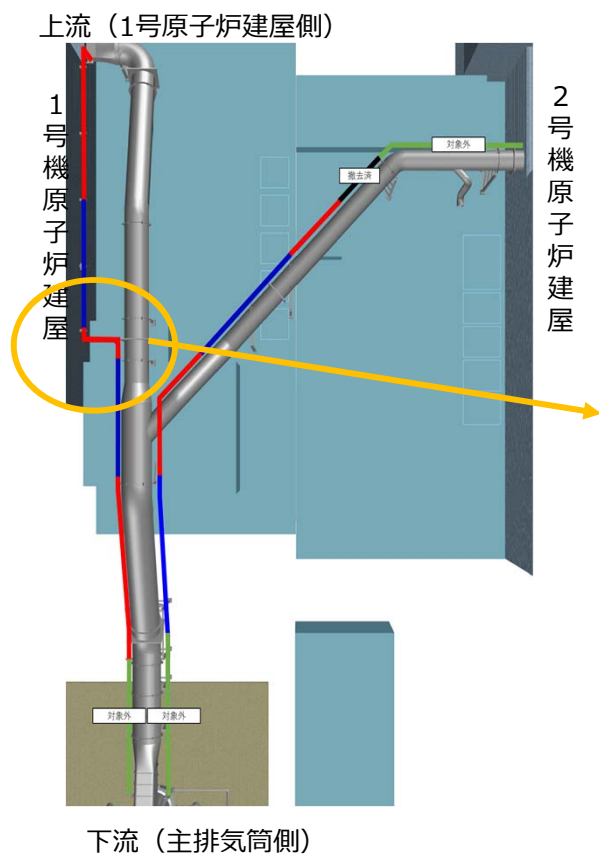


参考資料①

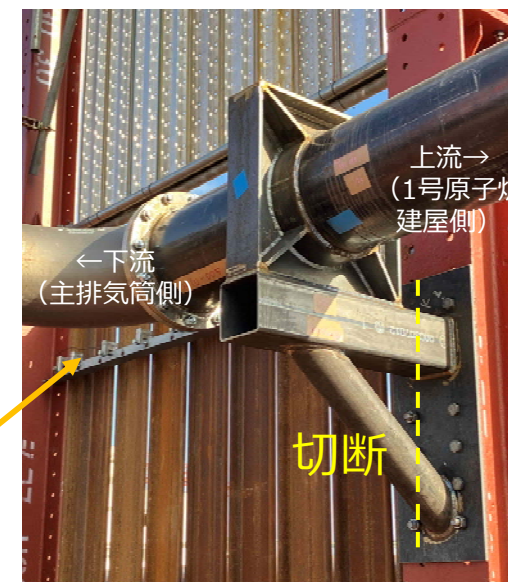
現在までのM/Uの実績

模擬配管の製作

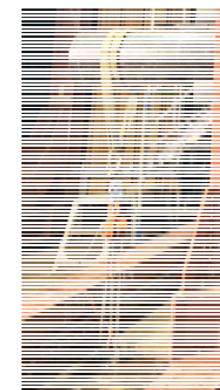
- 現場状況を可能な限り模擬し、対策後の切断装置で切断可能であることを確認する。
 - ・ 現在、構外の試験場にて模擬配管を用いて切断確認を実施した。



模擬配管 (例)



模擬配管サポート部 (例)

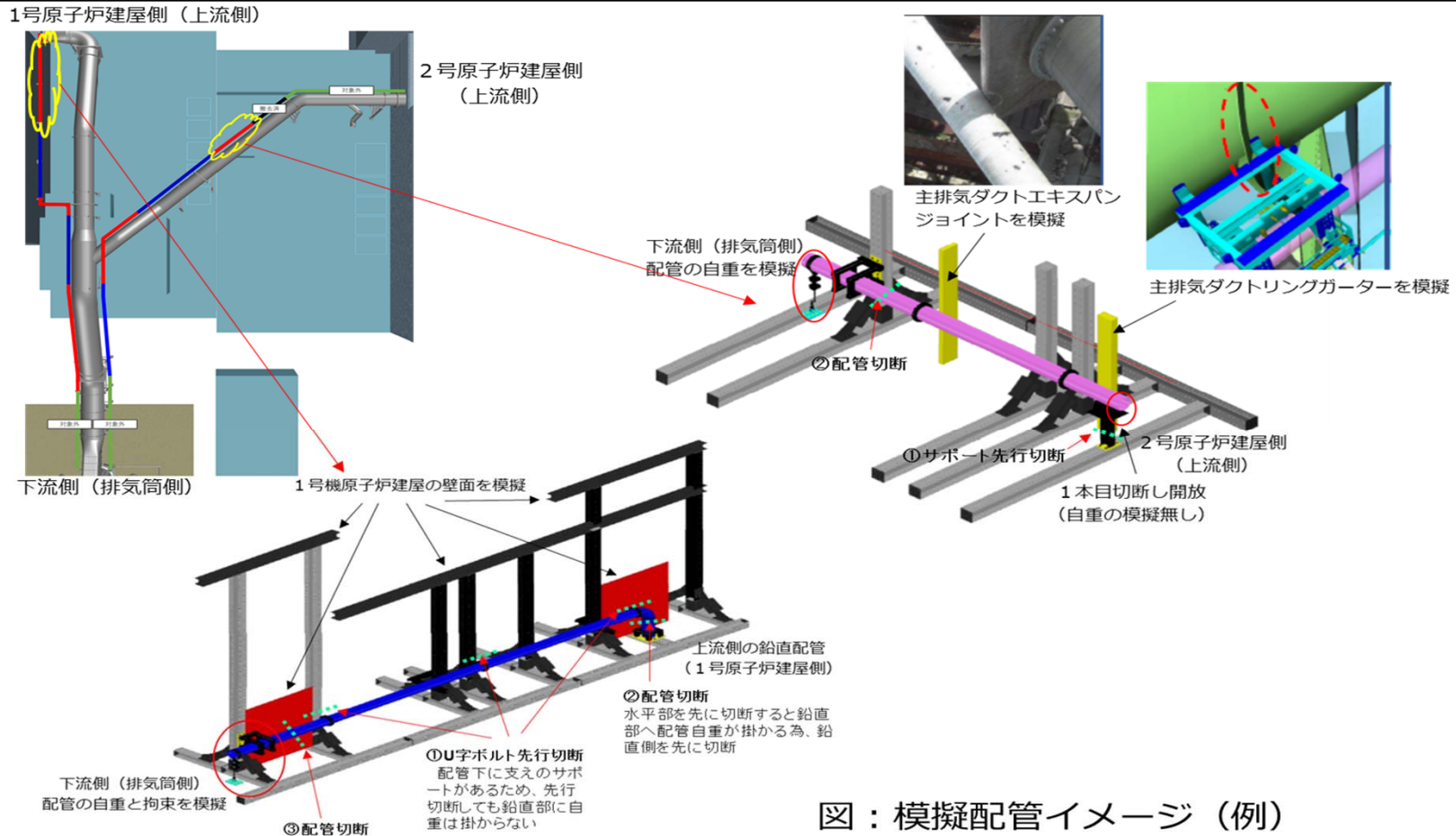


模擬配管の端部をチェンブロックで引っ張り、現場の配管自重を模擬。

【補足】 模擬配管イメージ

模擬配管の製作

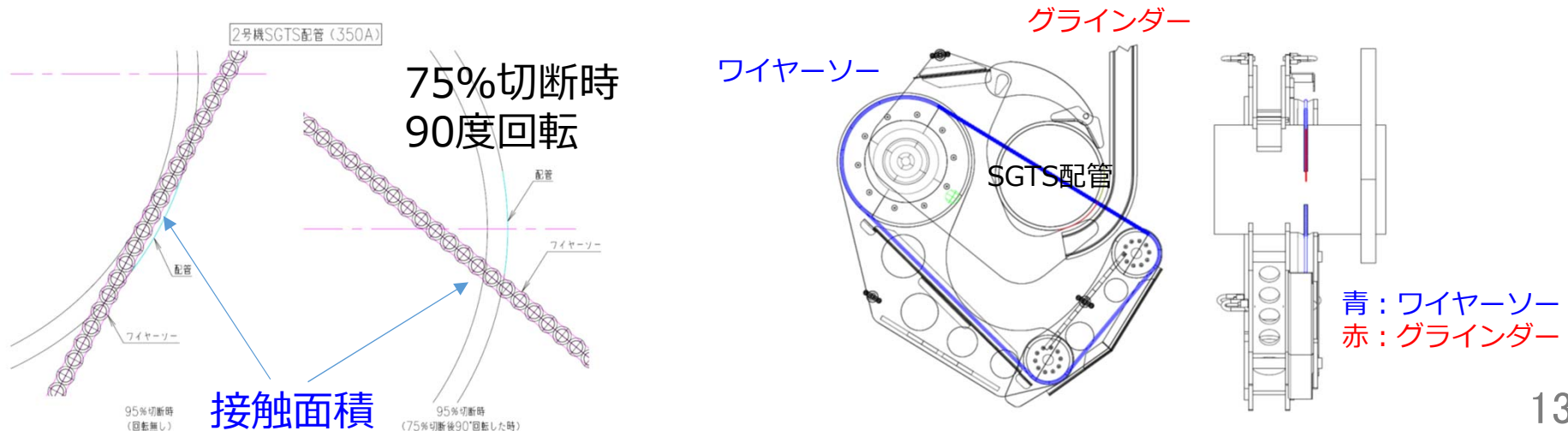
- 現場をスキャンして作成した3D画像を基に、模擬配管を製作。
- 配管サポートによる拘束状況、及び現場の干渉物を模擬。
- 模擬配管の端に負荷を掛け、配管の自重を模擬。
- ウレタンを注入した模擬配管を製作し、切断状況を確認。
- 防食テープを巻いた模擬配管を製作し、切断状況を確認。



図： 模擬配管イメージ (例)

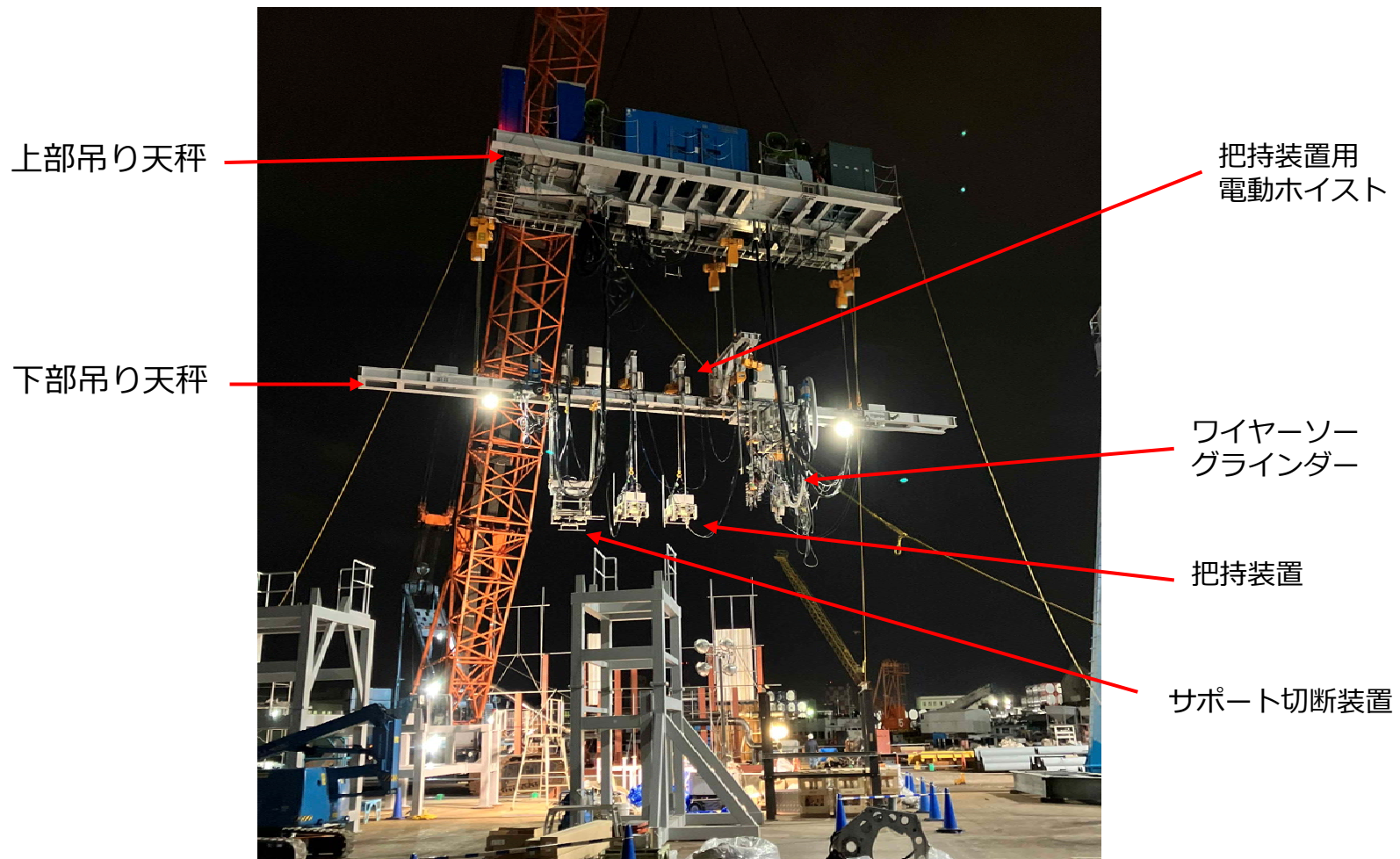
切断確認

- 過酷試験：切断面へ圧縮方向の応力を発生させ、噛み込みが発生するか確認を実施。
 - 手順
 - 模擬配管の切断を行う際、切断面の両端をレバーブロックで上・下へ引っ張り、切断面へ圧縮応力を発生させ、ワイヤーソーの噛み込みが発生することを確認。
 - 確認結果
 - 噛み込みが発生したのは、切断部の両端がサポートで固定された状態で90%切断以降。
 - 配管の残存面積が少なくなることで切断部の変形が急激に進み、切断面へ圧縮応力が発生した。
 - 切断面へ圧縮応力を発生させた状態で、対策の効果の確認を実施する。
 - 切断75%で切断装置の角度を90度変更し、切断面への接触面積を低下させ、噛み込みが発生しないことを確認した。
 - 片側のサポートを切断し、片持ち状態にすることで、噛み込みが発生しないことを確認した。
 - 90%切断でワイヤーソーを停止し、残り部分をグラインダーで切断。グラインダーの噛み込みが発生するが、噛み込みから脱出させ最後まで切断できることを確認した。

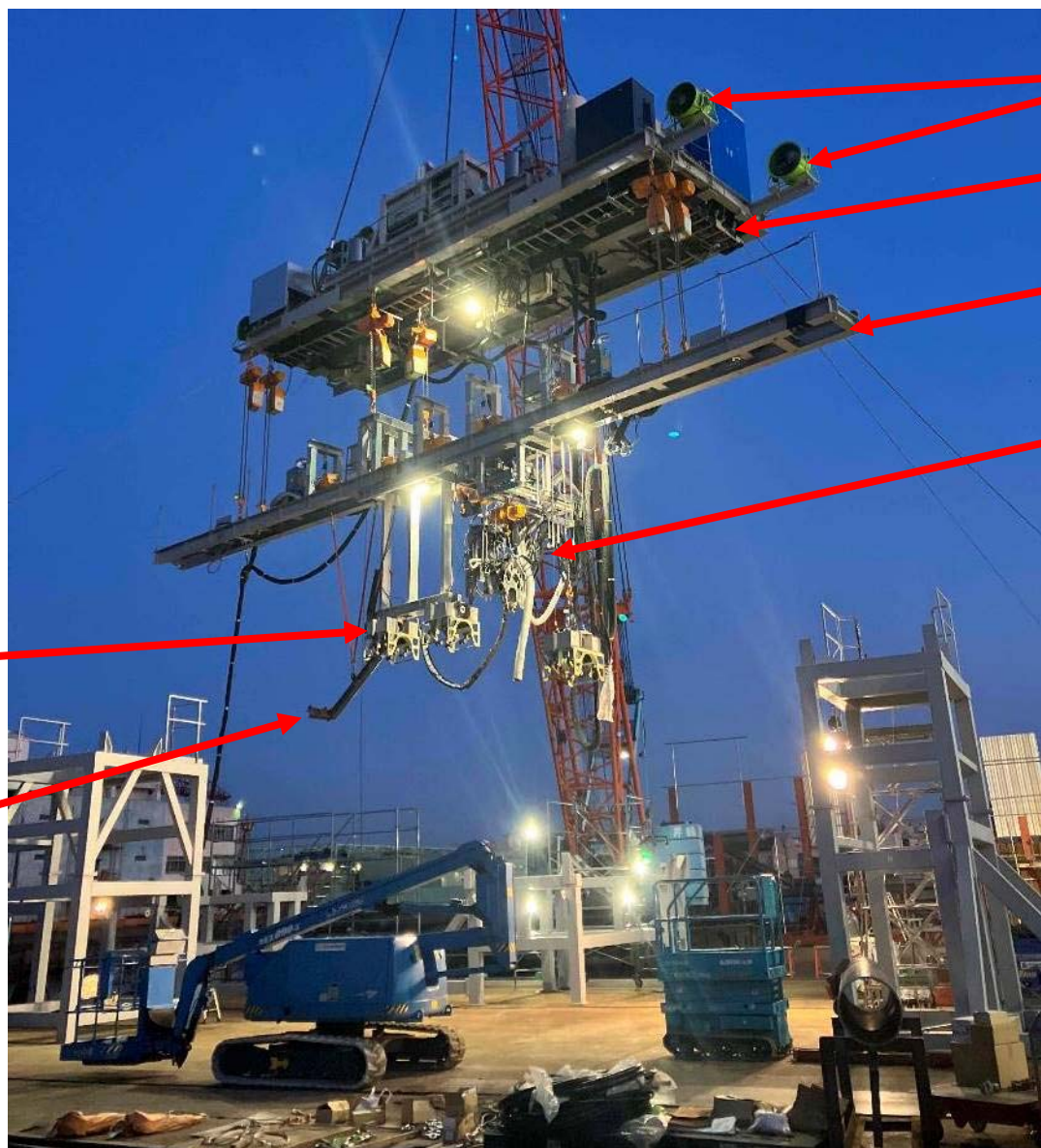


環境要因の確認（例）

- 夜間作業を想定した照明，遠隔監視用カメラの視界についてM/Uを実施。
現地で実際に使用する照明を用いて，遠隔監視用カメラの視界が良好であることを確認した。



吊天秤全体写真



旋回ファン

上部吊り天秤

下部吊り天秤

切断装置
(ワイヤーソー,
高出カグラインダー)

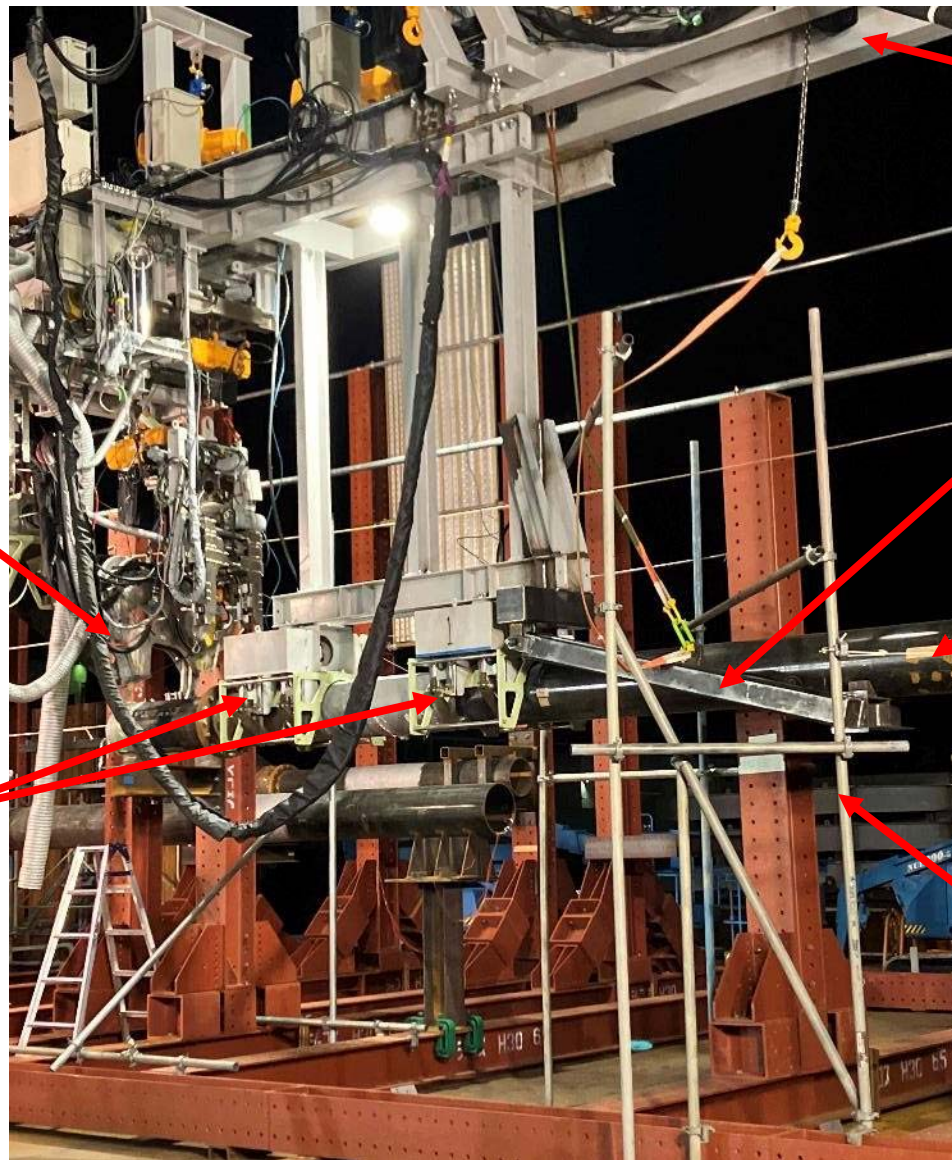
把持装置

配管サポート治具

M/U試験状況

切断装置
(ワイヤーソー,
高出力グラインダー)

把持装置



下部吊り天秤

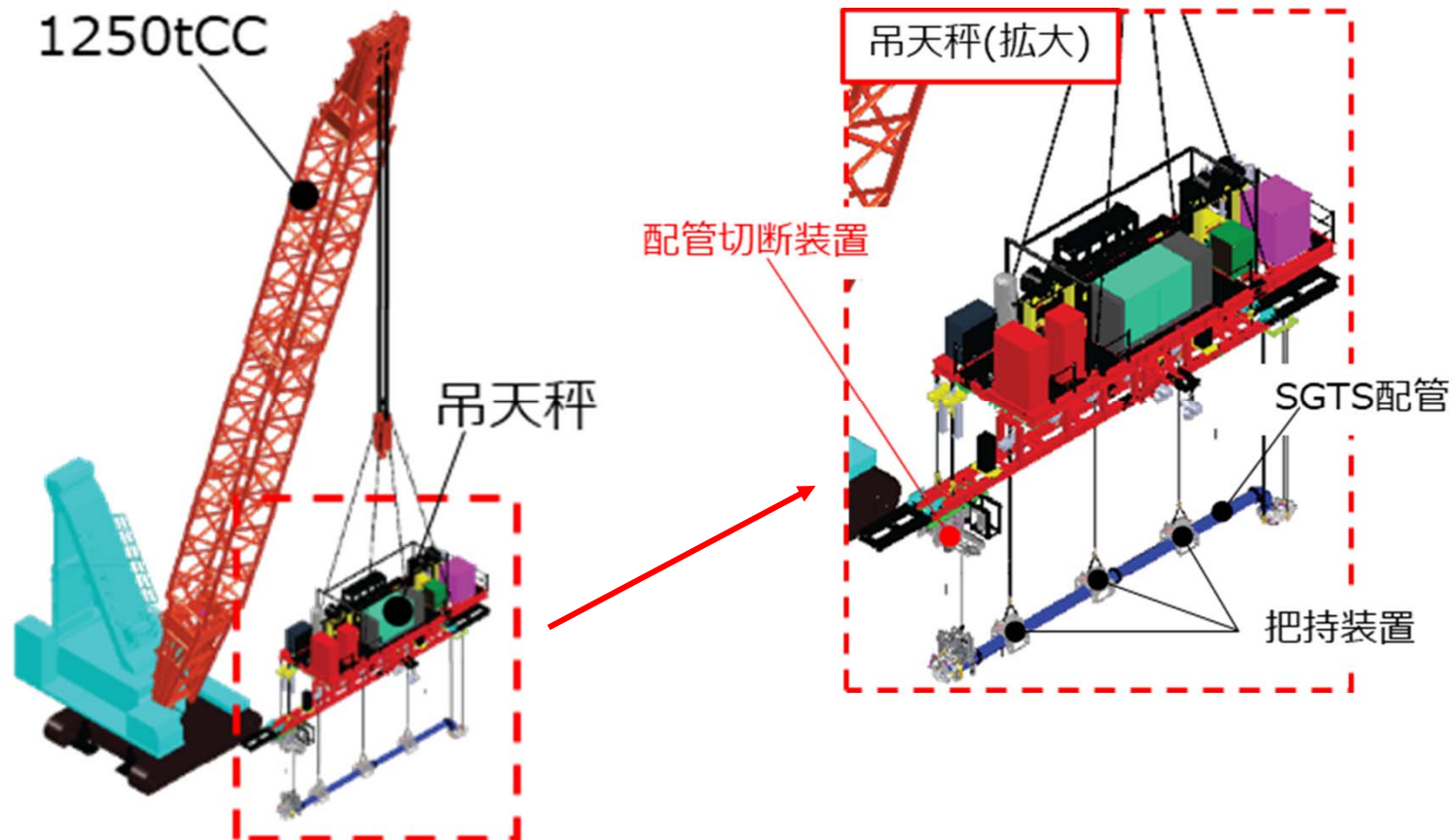
治具

模擬配管

現場干渉物模擬

【補足】切断装置（吊天秤）イメージ

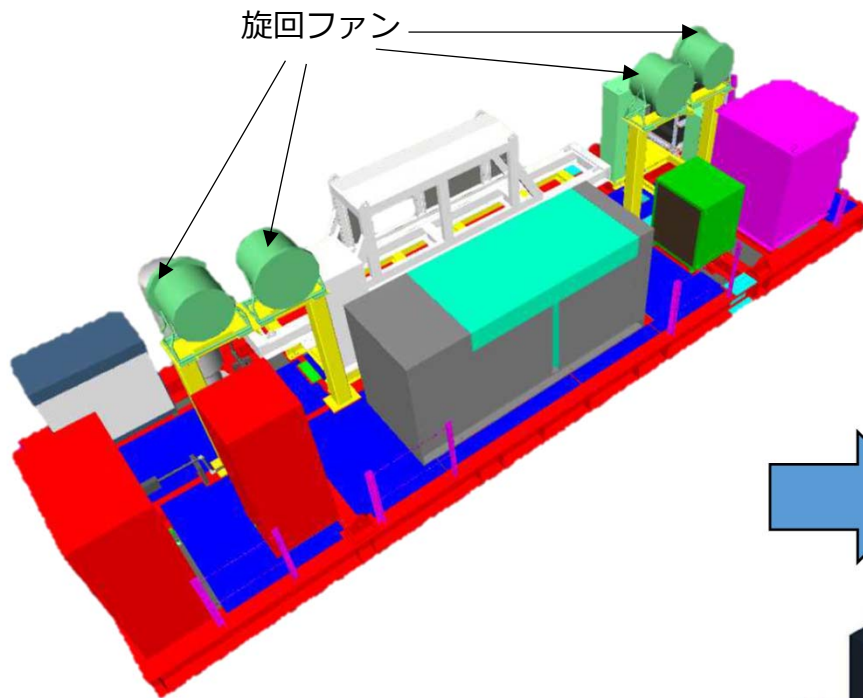
- 1250tCCで配管切断装置を吊上げ、遠隔操作で配管を切断。



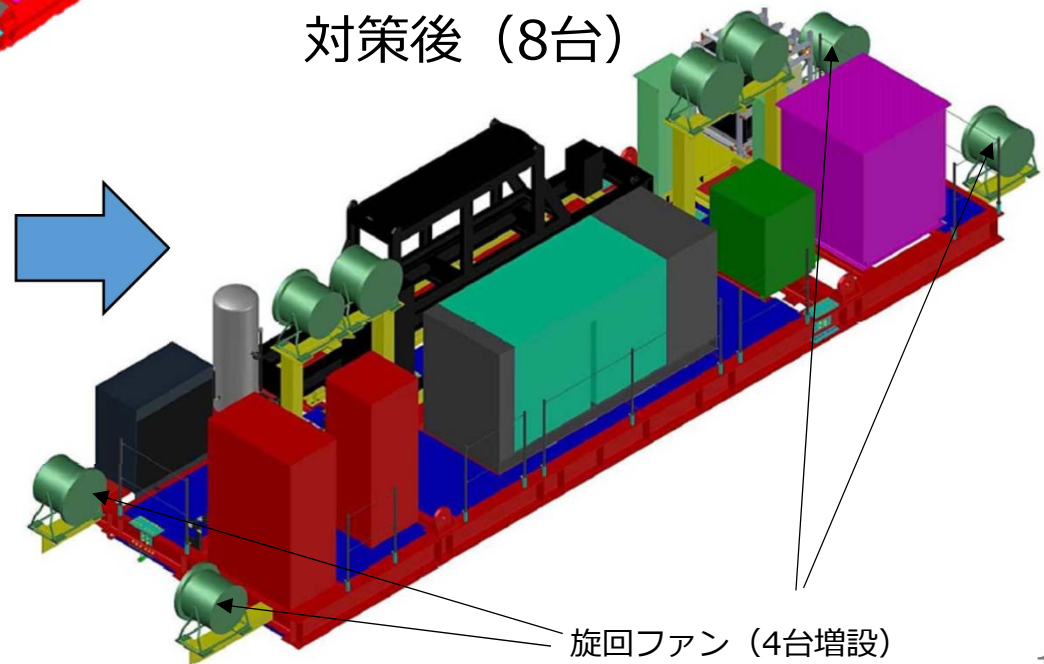
※M/Uでは200tCCを使用

主な課題：吊天秤の姿勢制御が難しく、配管への寄り付きに時間が掛かってしまう。
→対策：旋回用ファンを追加設置し、姿勢制御性が向上した。（4台→8台）

対策前（4台）



対策後（8台）



地上重機による切断

試験内容：構外の試験場にて，バックアップ切断手段のうち，地上重機のM/Uを実施。

確認事項：ワイヤーソーの切断痕の位置に，地上重機先端の切断装置の刃を合わせ切断を実施する。
追加で，サポート切断のM/Uを実施。

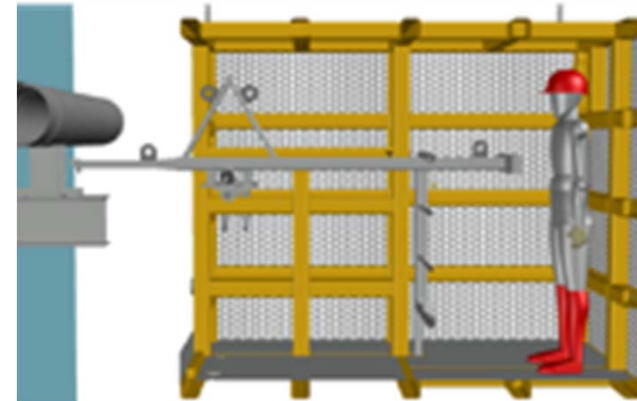


チップソー：φ305

搭乗設備による切断

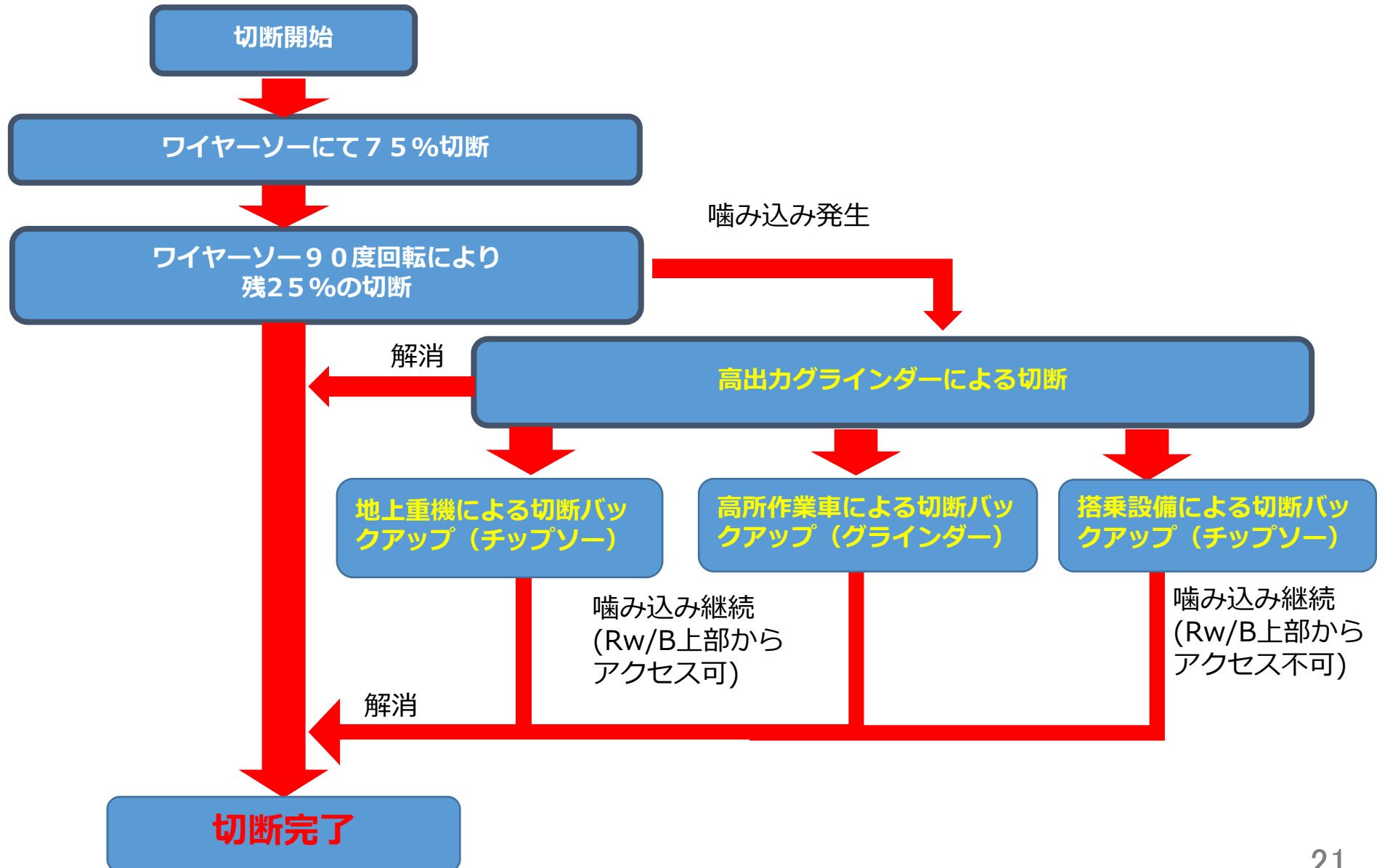
試験内容：構外の試験場にて，バックアップ切断手段のうち，搭乗設備の切断装置のM/Uを実施。

確認事項：ワイヤーソーの切断痕の位置に，搭乗設備の切断装置の刃を合わせ切断を実施。



切断作業のフロー

➤ バックアップ対策を含む、切断作業フロー



海上輸送

- 切断装置M/U完了後，海上輸送に向けラッピング（養生）作業を実施。
- 1Fに向け横浜港を3月6日に出港 → 3月9日1F入港し水切り完了。



海上輸送経路



輸送船（ラッピング状況途中）

参考資料②

1/2号機SGTS配管撤去（その1）の
信頼度向上対策

● 切断装置の改造検討

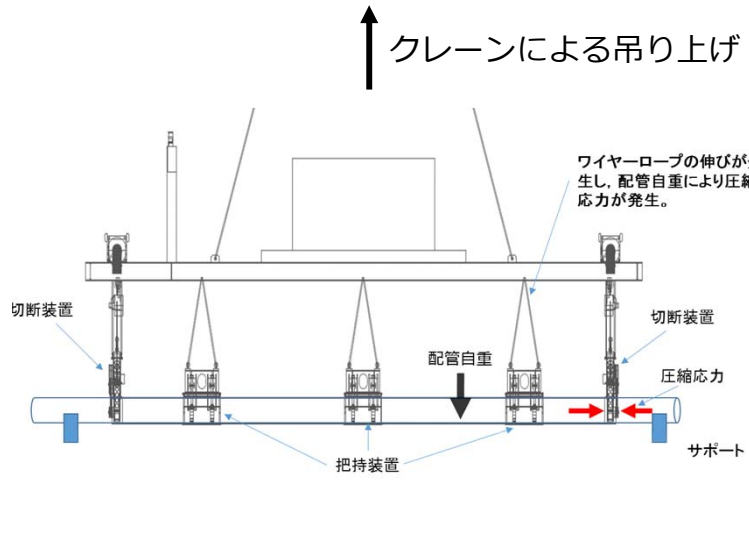
➤ 切断装置（ワイヤーソー）の配管への噛み込み発生について

推定原因

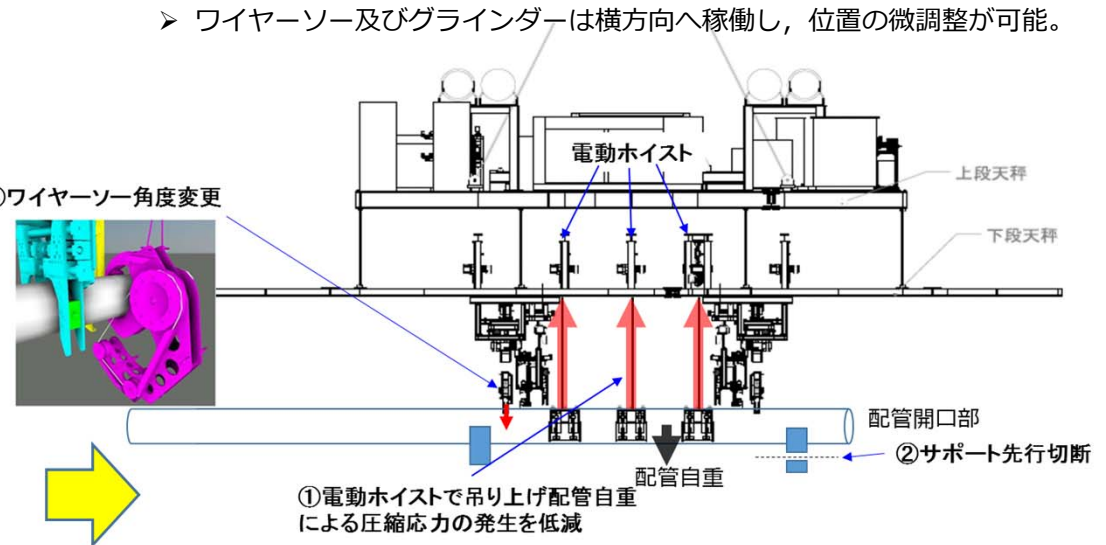
- ・切断が進むにつれ、切断面に配管自重による圧縮応力が発生し、ワイヤーソーの刃が噛み込んだ。
- ・クレーンによる吊り上げだけでは配管自重による圧縮応力の発生の低減効果が十分でなかったと推定。

対策

- ①把持装置に電動ホイストを追加し、配管を水平に維持することで圧縮応力の発生を低減。
 - ②配管サポートを先行切断することで応力の発生を低減。
 - ③切断途中でワイヤーソーの角度を変更し、切断面の接触面積を低減させ摩擦抵抗を低減させる。
- ※③項は前回切断時から継続する対策



図：対策前のイメージ



図：対策後のイメージ

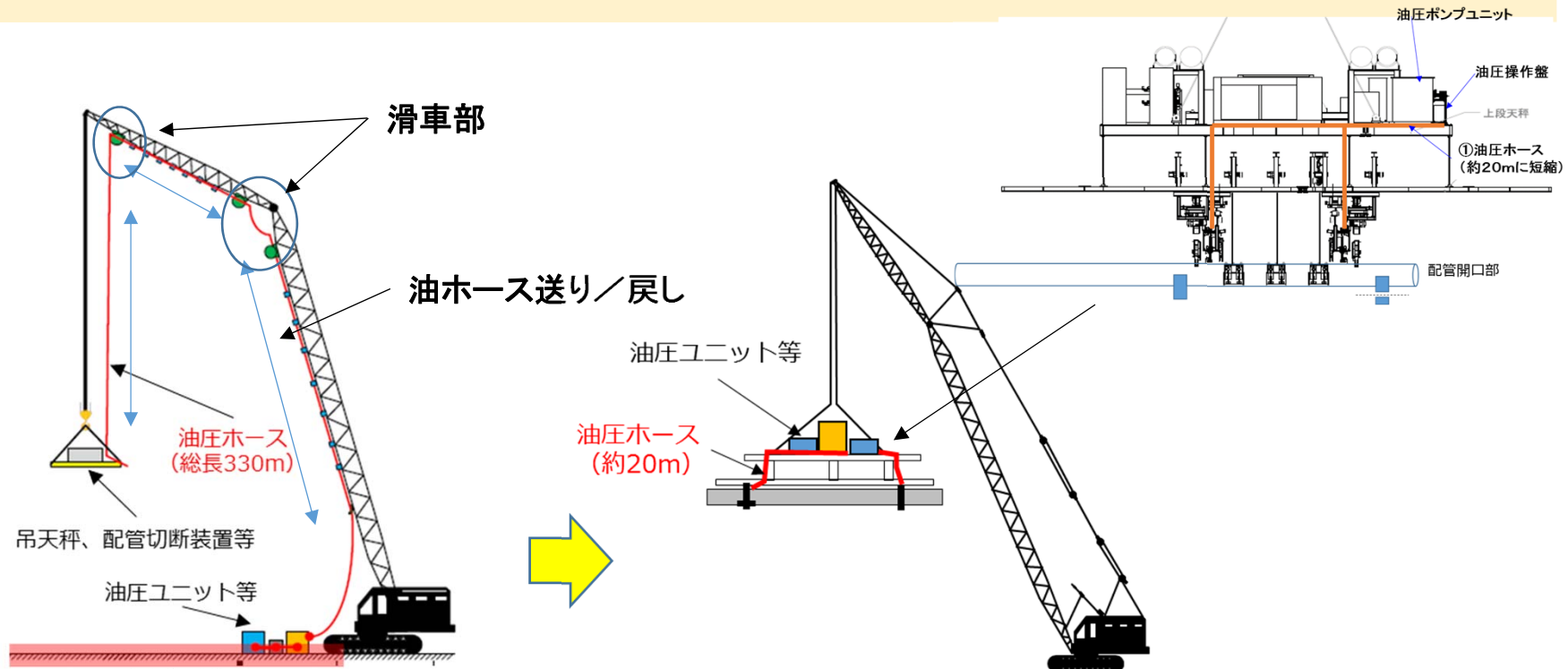
➤ 油圧ホースの油漏れ

推定原因

- ① 油圧ホースをクレーンブームに敷設しているため、ホースが長くなり（約330m）、ホースの自重により負荷がかかり、油圧ホースが損傷した。
- ② 配管切断装置の吊り上げ下げに合わせ、油圧ホースの送り／戻しを行うため、ホースに負荷がかかり、油圧ホースが損傷した。

対策

- ① 油圧ユニットを天秤に載せることで油圧ホース長を従来の約330mから約20mに短縮し、油圧ホースの送り／戻しを削減する。



図：対策前のイメージ

図：対策後のイメージ

1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去の信頼度向上対策③

➤ リカバリー対策

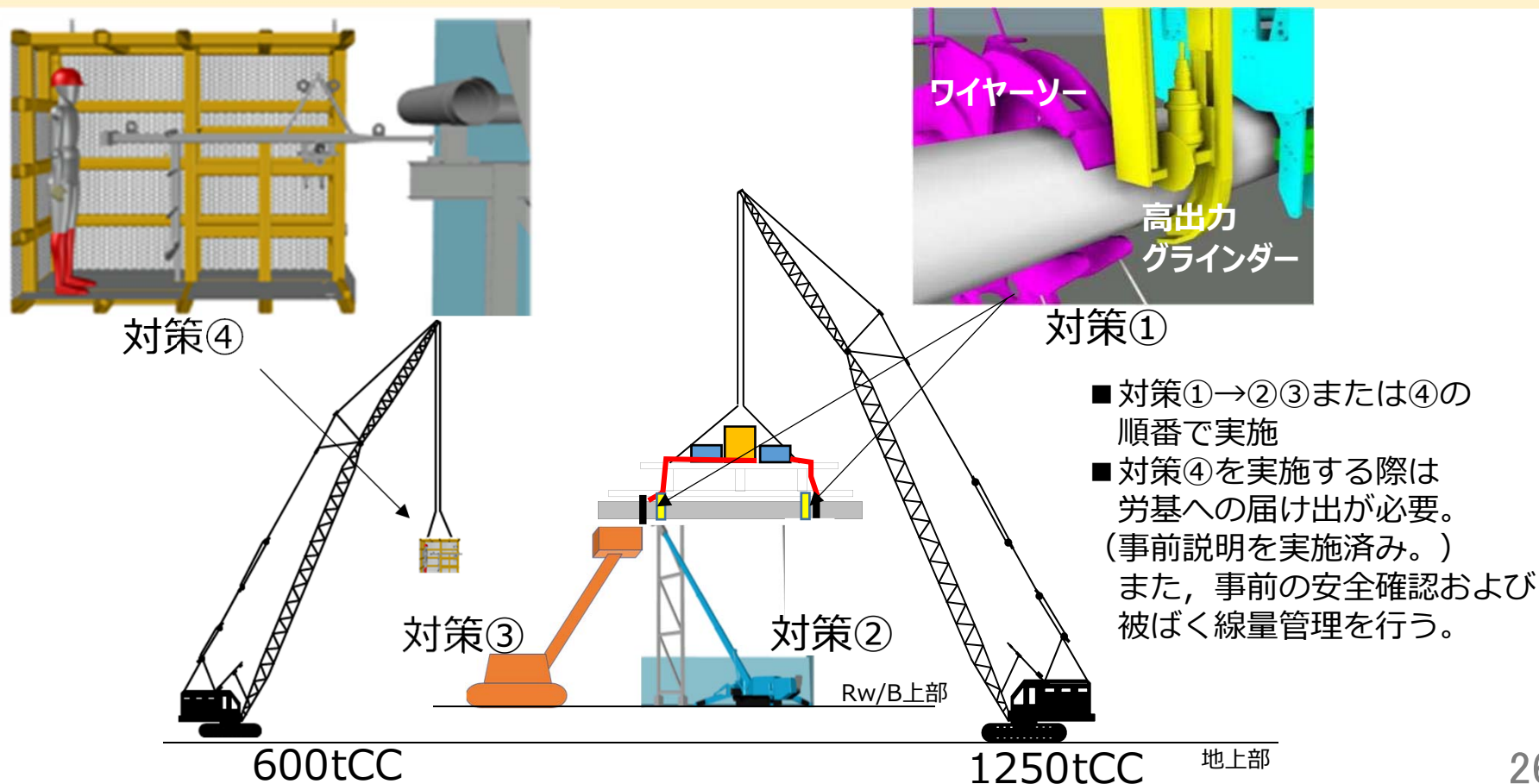
対策① ワイヤソー切断で噛み込みが発生した場合、配管の残余分を吊天秤に追設した高出力グラインダーにて切断する。

対策② 1 / 2号機Rw/B上部のガレキ撤去が完了している箇所から、地上重機による切断を準備。

対策③ 地上からアクセス可能で地上重機のアクセスが難しい箇所には高所作業車*による切断を準備。

対策④ 地上重機のアクセスが難しい箇所には、搭乗設備*による切断を準備。

※：高所作業車の作業員搭乗部分および搭乗設備には鉛遮へいによる被ばく防止対策を実施。



1号機RCW熱交換器サンプリング及び水素滞留事象 の対応について (RCW熱交換器(C)入口配管のサンプリング結果)

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年3月30日

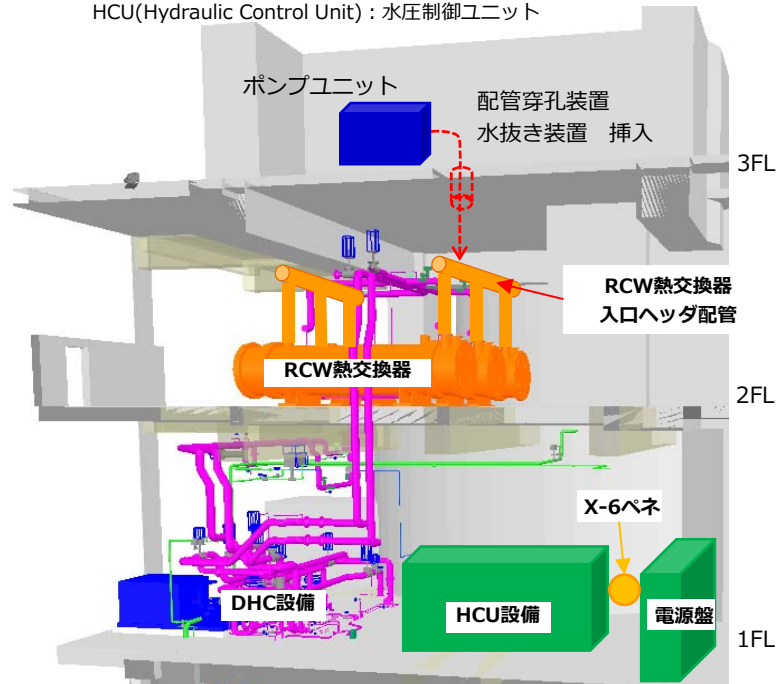
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要（経緯）

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCW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10月より実施中。
- サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管について、電解穿孔にて配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素(約72%)を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr-85(約4Bq/cm³)を検出。
- 作業の安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパージ（窒素封入）を実施し、水素濃度が可燃性限界未満(4%)になったことを確認した上、サンプリングや水抜きのための穿孔作業を実施。穿孔作業後、穿孔箇所は大気開放としているが、ダストモニタやPCVパラメータ等に異常がないことを確認。
- 現在、内包水サンプリング作業を実施中。なお、穿孔作業後、配管内の水素濃度が0%であること確認(至近3/23)。今後も配管内の水素ガスを確認する（傾向を確認しながら、一定期間）。

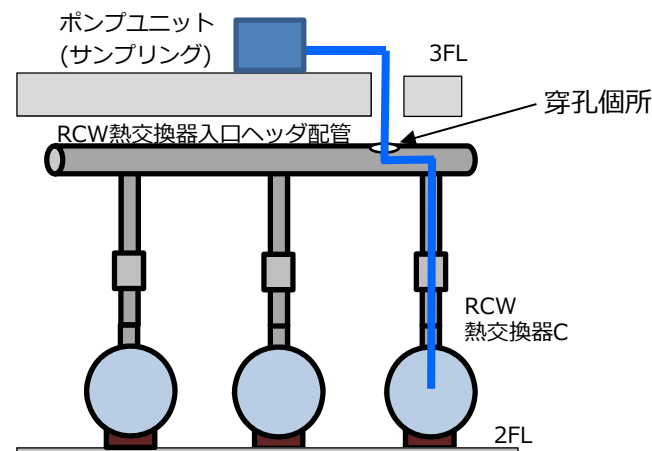
RCW(Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System) : ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit) : 水圧制御ユニット



1号機R/B 1~3階南側 断面

作業ステップ(概略)

- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔※1による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認※2を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業（機械式）を行う。
- ②配管穿孔箇所サンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせてモックアップにて火花が発生しないことを確認済み。
※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパージ（窒素封入）を行う。

2. 1号機原子炉建屋の環境改善／RCW系統の線量低減

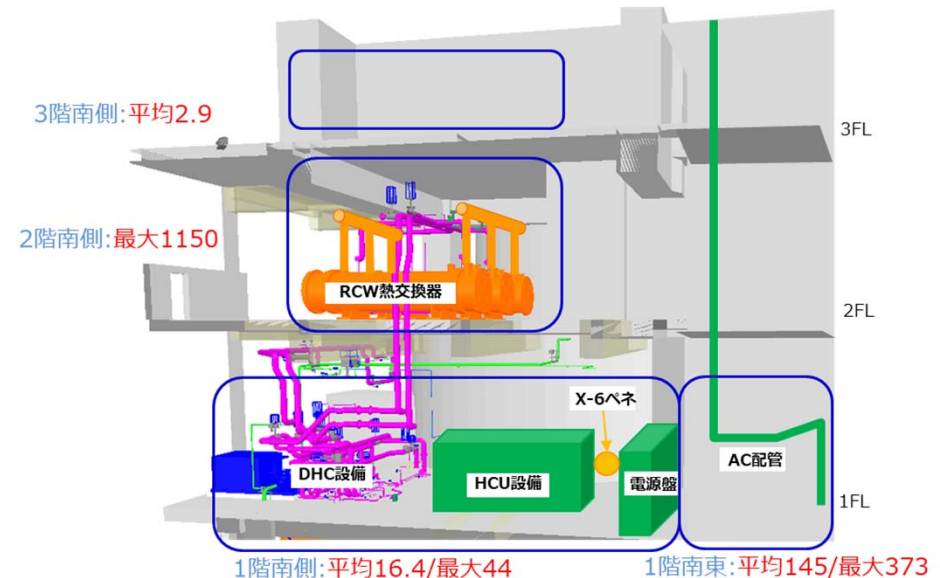
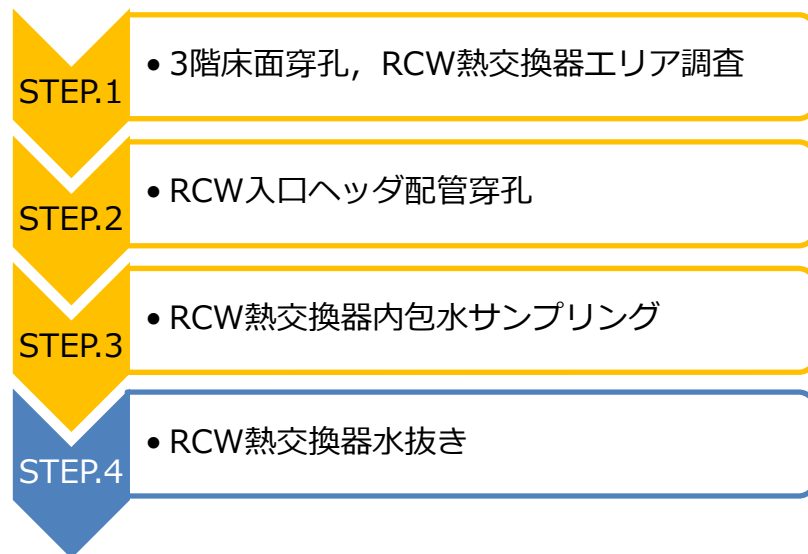
1号機原子炉建屋の環境改善

- 1号機原子炉建屋(R/B)南側エリアは高線量線源のRCW系統およびAC配管により空間線量率が高い状況であり、これらの線量低減を計画。
- 局所的な高線量箇所であり、内包水が高汚染と推測されるRCW系統（RCW熱交換器，DHC設備）から線量低減を進める。

RCW系統線量低減

- RCW系統の内包水が高汚染であると推測されることから、RCW熱交換器の水抜きを実施し線量低減を行う。
- 高線量である2階での作業を避け、3階床面に穴をあけてRCW熱交換器にアクセスする。

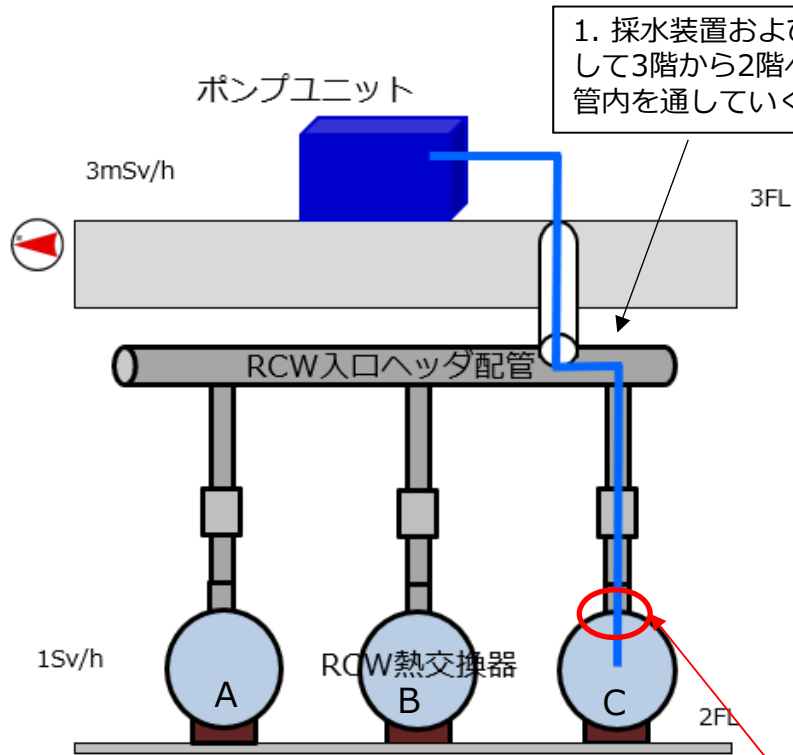
(2階の線量測定結果(2020年9～10月実施)より、内包水の放射能濃度は約 $1.8E+10$ Bq/Lと推定)



1号機R/B1～3階南側 断面
各エリアの空間線量率 単位：mSv/h (2021年2月時点)

3. サンプルング作業

1. 内包水サンプルング・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ルングの実施



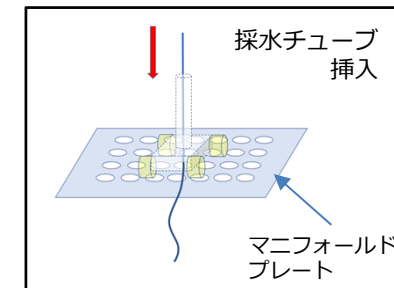
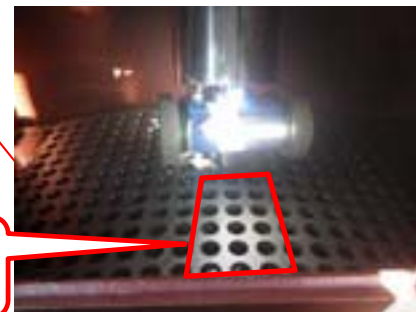
1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく



RCW熱交換器内包水サンプルング(イメージ)

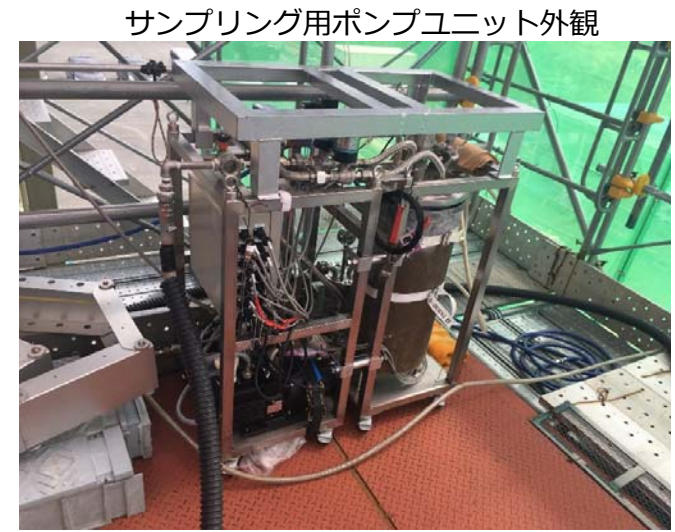
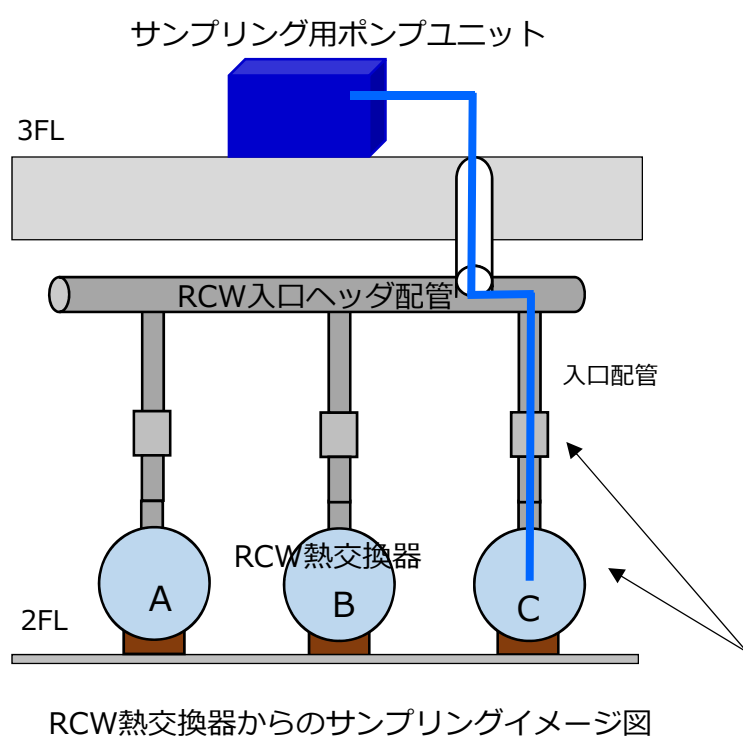
2. RCW-Hx(A),(B),(C),RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプルングに際して、マニフォールドプレートの小口径(Φ16mm)の穴に採水チューブ(Φ12mm)を通していく。なお、RCW-Hxの下部まで通せる穴は一行のみ。

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



4. サンプル箇所・分析項目

- 内包水のサンプリングは、RCW熱交換器 (C)の入口配管、熱交換器内の3カ所 (上・中・下) を予定。(熱交換器内の水位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)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

試料	目的	分析項目	採取量(予定)
RCW熱交換器(C)内包水 ^{※1}	RCW熱交換器の内包水は、線量が高いことが想定される。今後計画している水抜き作業の安全な方法・手順(希釈・移送等)の検討のため。	Cs-134、137 塩素 H-3 全α、全β 他	10mL未満

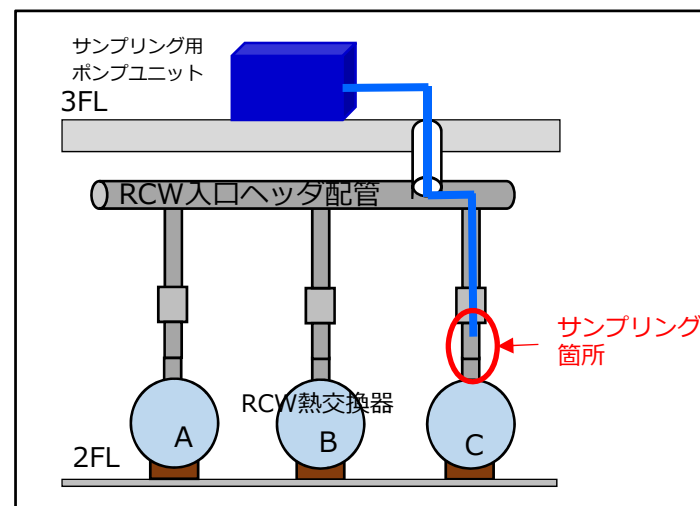
5. RCW熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

処理作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	2.85E+08	Bq/L
Cs-137	1.34E+10	Bq/L
Sr-90	4.29E+07	Bq/L
H-3	2.94E+07	Bq/L
全β	1.28E+10	Bq/L
全α	<1.15E+04	Bq/L
pH※	6.2	—
導電率※	8.8	μS/cm
Cl	1800	mg/L
Ca	170	mg/L
Mg	130	mg/L
Na	1000	mg/L
SS	<1000	mg/L
TOC	<100	mg/L
油分	<300	mg/L
発泡性※	なし	—

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<4.05E+06	Bq/L
Ru-106	<1.60E+08	Bq/L
Sb-125	<8.73E+07	Bq/L
Eu-154	<1.07E+07	Bq/L
Am-241 (γ)	<4.08E+07	Bq/L
I-129 (γ)	<4.54E+08	Bq/L
Ag-108m	<2.82E+07	Bq/L
Ba-133	<3.14E+07	Bq/L



補足)

- 事故調査のための分析項目について、Cs濃度が高すぎるため、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。
- 試料(約1mL)は、ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1000倍希釈したうえで分析。
左表の値(※以外)は、割戻りしたもの。また、※については、希釈水(精製水)の影響あり。(約1000倍の希釈)

建屋滞留水におけるCs-137, H-3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 トラス室	5.52E+05	2023/1/31

PCV内包水におけるCs-137, H-3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

6. 1号機RCW熱交換器内包水の放射能

- 1号機RCW熱交換器周辺は高い雰囲気線量が確認されていたことから、RCW熱交換器に高い汚染濃度を想定。
- 現在、RCW熱交換器(C)について、線量低減に向けた熱交換器内包水のサンプリング作業を実施中。熱交換器側のサンプリングに先立ち、入口配管のサンプリングを実施し、Cs-137の濃度を確認。

RCW熱交換器(C)入口配管のCs-137濃度： 1.34×10^{10} Bq/L

- 上記の結果から、1号機RCW熱交換器の放射能について、以下の条件にて算出。
 - ・ RCW熱交換器(C)入口配管のCs-137濃度： 1.34×10^{10} Bq/L
(熱交換器本体のサンプリングは未実施だが、入口配管と同等と想定)
 - ・ RCW熱交換器(淡水側)：1基 約 6m^3
 - ・ RCW熱交換器内包水：約 20m^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：約0.27PBq

$$1.34 \times 10^{10} \text{ (Bq/L)} \times 20 \text{ (m}^3\text{)} \times 10^3 \text{ (L/m}^3\text{)} = 2.68 \times 10^{14} = 0.27 \text{ PBq (0.027京Bq)}$$

「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（2022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515PBq(51.5京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。

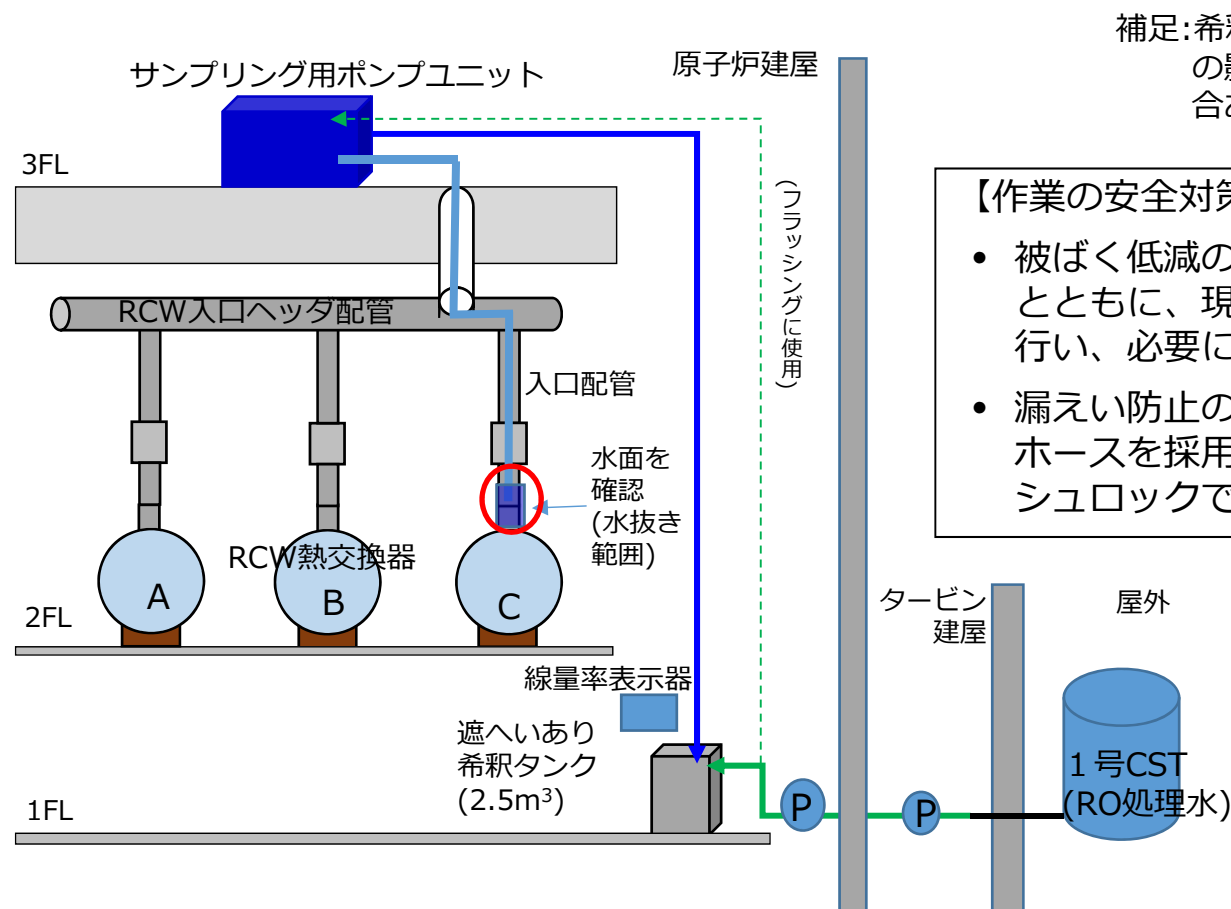
- 補足
 - 1号機RCW熱交換器内のH-3について同様な試算をしたところ、約0.59兆Bqの放射能と評価。1F発電所構内タンクのH-3の総放射能:約780兆Bq(2021年4月1日時点)に対し僅かである。
 - RCW熱交換器の入口配管の水質(速報)を踏まえた、RCW系統のCsインベントリー評価値(速報)である。
 - 今後、RCW熱交換器内部から内包水をサンプリングする予定であり、インベントリー評価値は、変わる可能性がある。

7. RCW熱交換器(C)入口配管の水抜き作業・分析

- RCW熱交換器(C)本体のサンプリング前に入口配管の水抜き(約100L)を計画。入口配管の少量を水抜きし、希釈を行った上、処理のための分析を実施。
- 分析のための水抜き作業は、下記の順で実施。

STEP1:入口配管の水を少量(約20 L)水抜き、希釈タンクへ移送。

STEP2:希釈タンク内の水をRO処理水(1号CST)で100倍程度を目安に希釈、その後分析。



補足:希釈で使用するRO処理水濃度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、現場の霧囲気線量を確認しながら行き、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。

8. RCW熱交換器(C)入口配管の内包水(20L)希釈後の結果

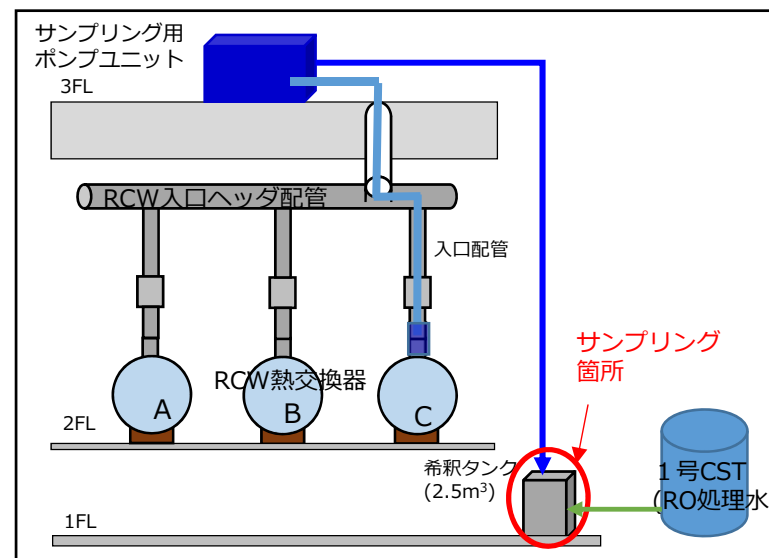
RCW熱交換器(C)入口配管内包水を希釈タンクへ移送し、RO処理水で希釈したものを分析。

処理作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	8.18E+05	Bq/L
Cs-137	4.07E+07	Bq/L
Sr-90	1.23E+05	Bq/L
H-3	1.03E+05	Bq/L
全β	3.47E+07	Bq/L
全α	<6.02E+00	Bq/L
pH	7.0	—
導電率	110	μS/cm
Cl	14	mg/L
Ca	7	mg/L
Mg	2	mg/L
Na	11	mg/L
SS	16	mg/L
TOC	2	mg/L
油分	<1	mg/L
発泡性	なし	—

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<2.34E+04	Bq/L
Ru-106	<6.74E+05	Bq/L
Sb-125	<4.16E+05	Bq/L
Eu-154	<8.06E+04	Bq/L
Am-241 (γ)	<6.67E+04	Bq/L
I-129 (γ)	<5.92E+05	Bq/L
Ag-108m	<1.40E+05	Bq/L
Ba-133	<1.63E+05	Bq/L

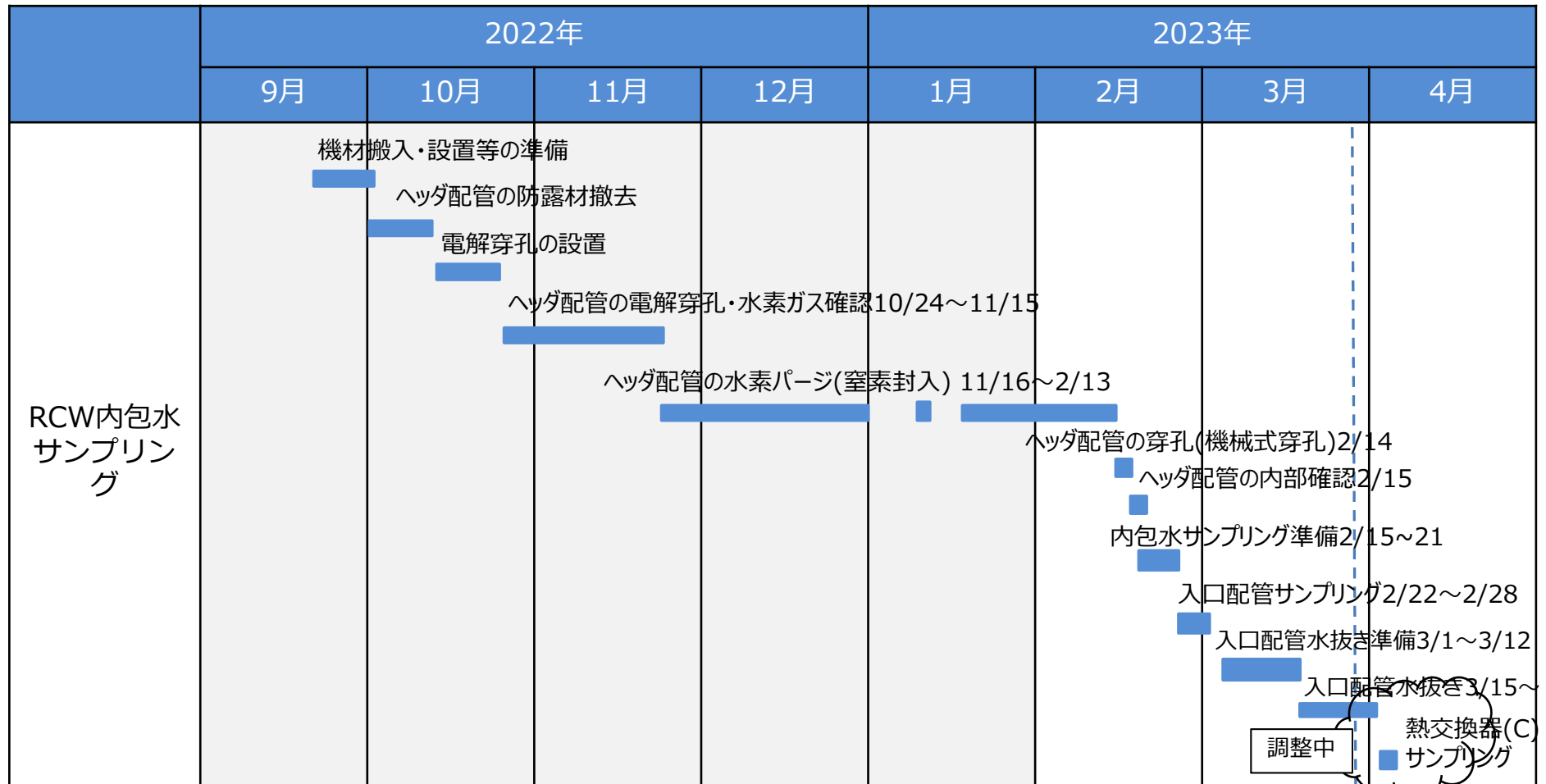


補足)

- 事故調査のための分析項目について、希釈後ではあるが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。

9. 今後の工程について

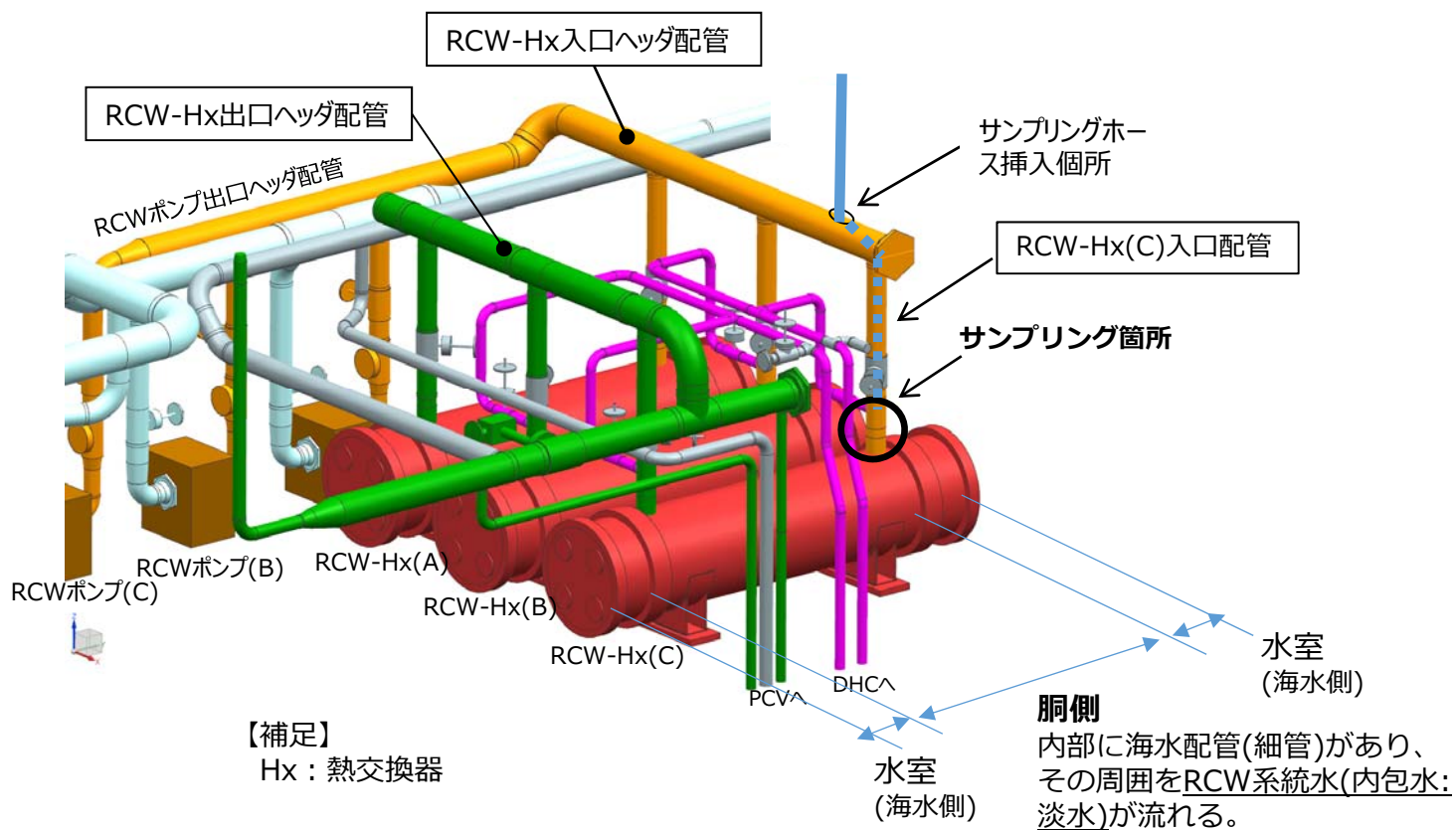
- 現在、入口配管のサンプリングが完了。今後、入口配管の水抜き・分析後、熱交換器(C)内包水のサンプリングを予定。
- 入口配管の内包水サンプリング結果を踏まえ、水抜き作業を行うにあたり、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、作業は慎重に実施していく。



10. 今後のRCW熱交換器の作業について

- 入口配管の分析結果を踏まえ、今後採取する熱交換器本体側の試料については、外部の分析機関等での実施も検討する。
- RCW熱交換器(C)の内包水のサンプリング結果をもとに、今後の熱交換器の水抜き手順等を検討する。また、入口ヘッダ配管内に滞留ガスとして水素が確認されたことから、滞留が想定される出口ヘッダ配管の調査や水素パーシ作業等を検討する。

【参考2】 RCW熱交換器(C)入口配管サンプリング箇所

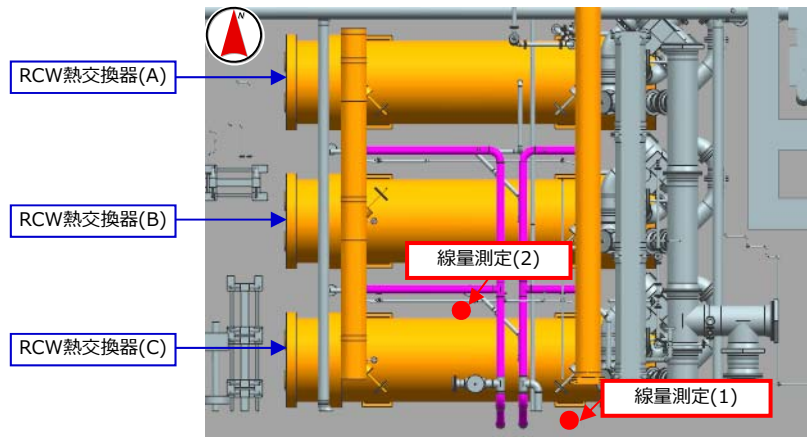


【参考3】 2階RCW熱交換器エリア 調査結果

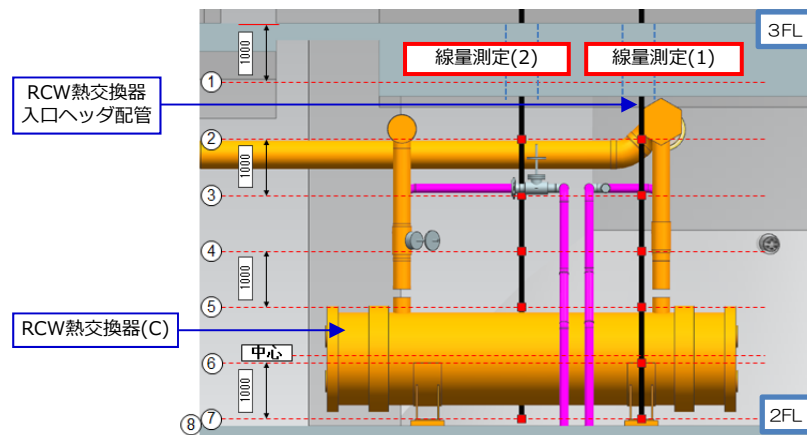


RCW熱交換器エリアの線量測定結果(2020年9～10月実施)

- 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)

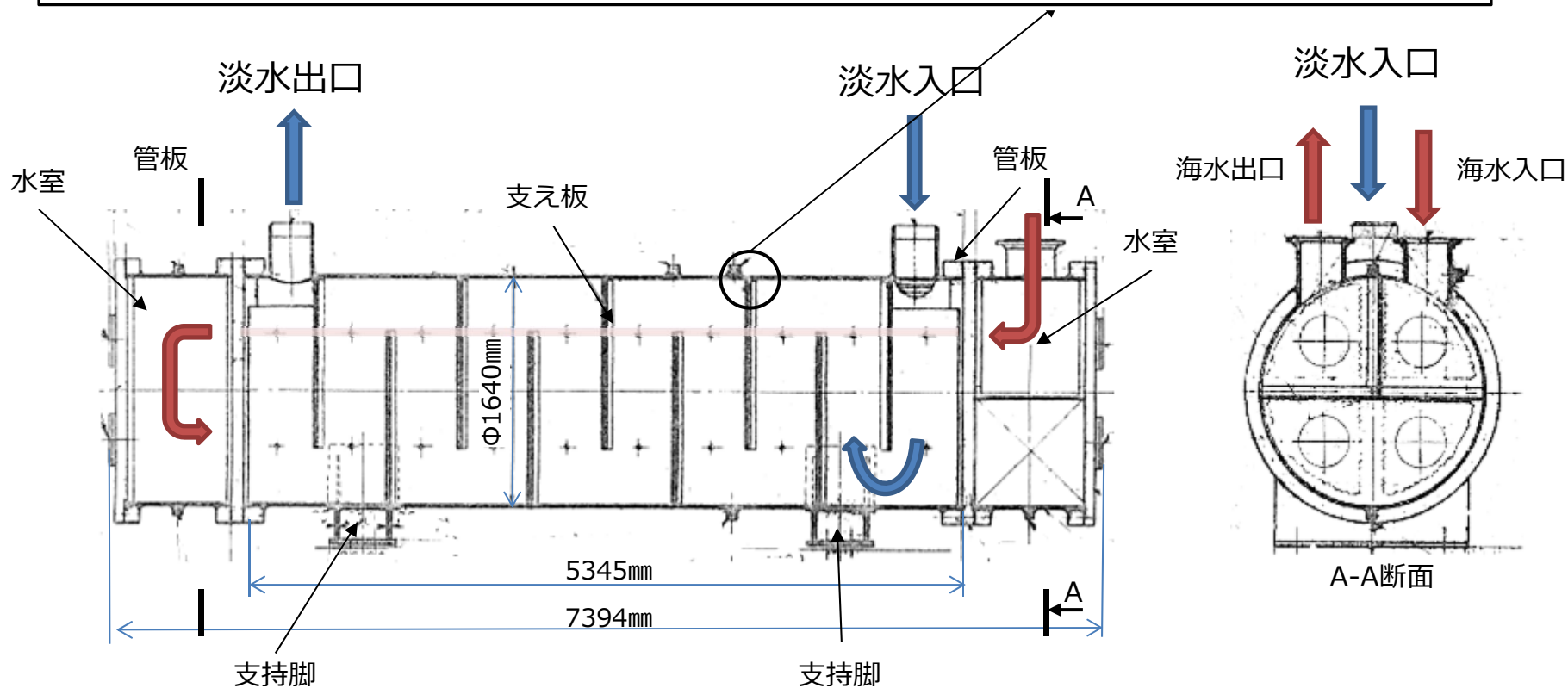
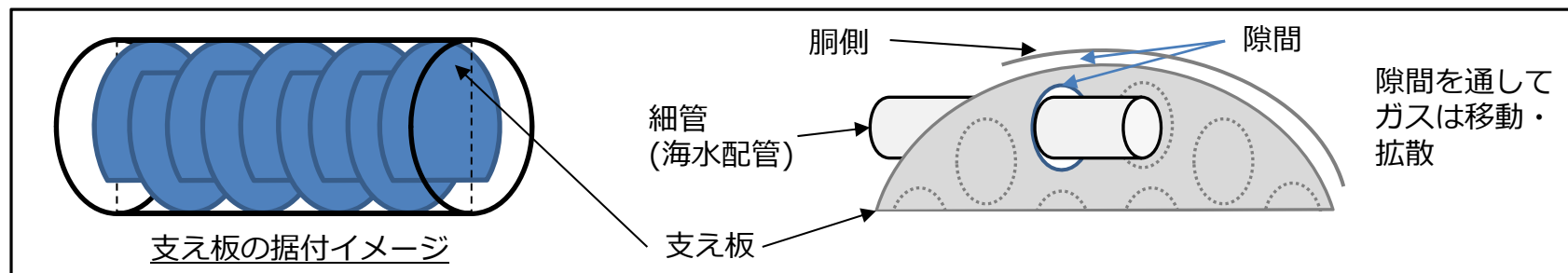


線量測定位置(3階-2階断面図)

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

【参考4】1号機RCW熱交換器構造図



内部に海水配管(細管)があり、その周囲をRCW系統水(内包水:淡水)が流れる。

1号機RCW熱交換器構造図

1 1. 水素滞留事象の対応について

■ 第105回特定原子力施設監視・評価検討会の指示事項

1 号機RCW の水素滞留事象を踏まえた東京電力ホールディングス株式会社に対して求める対応

(1)水素及び酸素の滞留が考えられる箇所の選定と影響評価

- ① これまでに判明している3号機RHR、1号機RCWのほか、水素が滞留している可能性のある箇所について、東京電力は、令和4年5月13日開催の第9回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議等において、対象箇所の選定の考え方を提示しているが、東京電力が過去自ら行った1/2号機原子炉建屋上部階調査において、事故時に使用していない配管内面に汚染が認められていることや格納容器隔離弁が事故時の温度・圧力の影響で変形し、格納容器隔離弁下流側にD/Wの気体が漏出した可能性に言及していることも踏まえ、改めて対象箇所を選定すること。
- ② ①で選定した箇所において、現実的な条件の下で水素爆発が発生すると仮定した際、選定箇所に関する閉じた系統から液状の放射性物質が流出又は気体・粒子状の放射性物質が放出され、その結果、建屋外へ流出・放出される可能性を評価すること
- ③ ②の評価の結果、敷地外への影響が大きい場合（例えば、措置を講ずべき事項に定める実効線量の評価値を大きく超えるような場合）は、その箇所について水素パーージ及び水素の供給源の除去、又は流出・放出抑制等の必要な措置を講じること。
- ④ ③に該当しない箇所は、当該箇所における線量環境等を考慮の上で実施可能であれば、次の(2)に掲げる方法で作業を行うこと

■ 影響評価を進めるにあたり

従前の選定の考え方である事故時の操作や損傷による開口からの流入に着目した選定方法で抽出した系統について、先行的に実施する方針。

■ 上記の対応事項(赤枠)に関し、以下の項目について、検討を進めているところ。

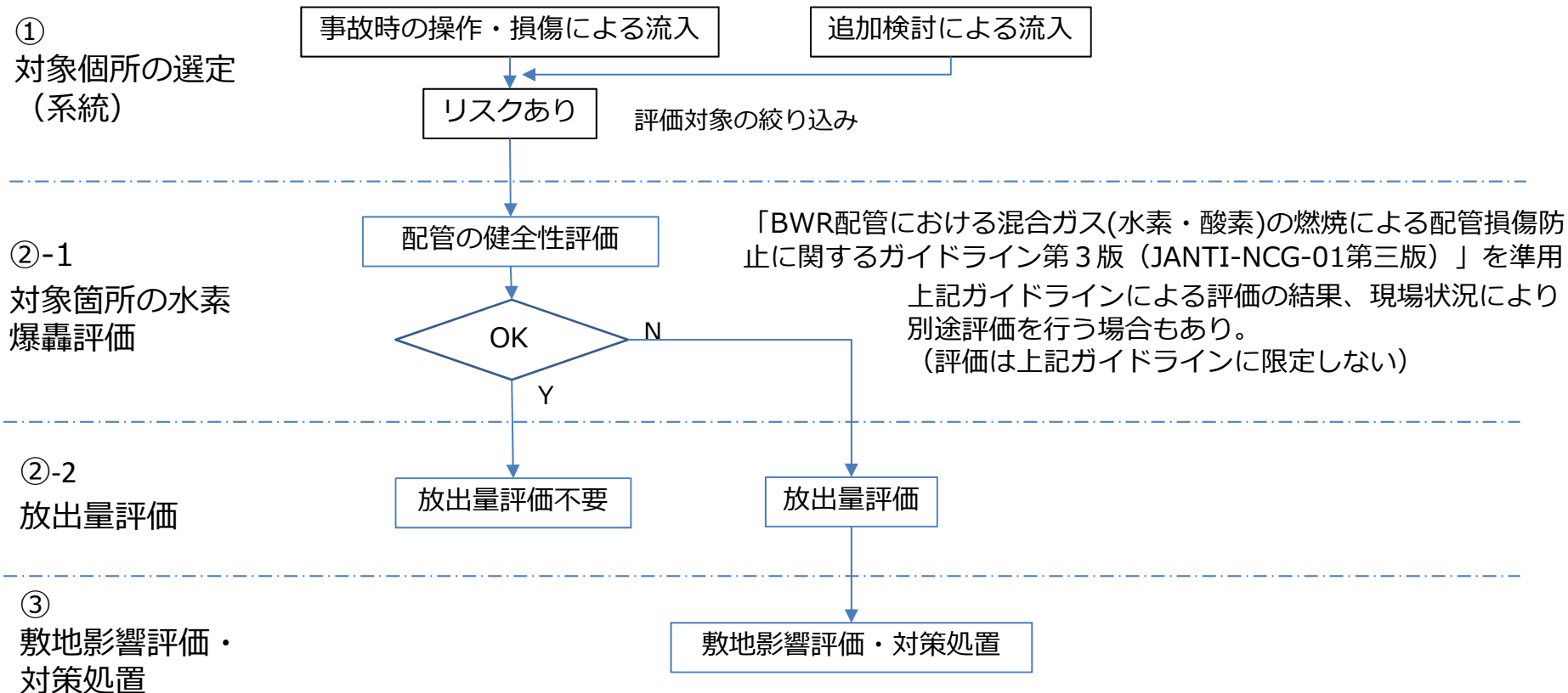
- ① 対象個所の選定(見直し)、②-1 対象箇所の水素爆轟評価、②-2 流出・放出の評価

対象系統が多岐に渡り、水素の滞留箇所や配管の内圧や水の有無が不明。

→水素爆轟評価や流出・放出の評価において、評価方法や条件設定が課題。

1 2. 影響評価の流れ

■ 影響評価の流れ



■ 課題：対象系統が多岐に渡り、水素の滞留箇所や配管の内圧や水の有無が不明

■ 配管の健全性評価の進め方(②-1)

STEP1: 共通的・包絡的な条件を設定し評価 [概略評価]

STEP2: 問題となる箇所について、必要に応じ個別毎の条件で評価 [個別評価※]

(※評価は上記ガイドラインに限定しない)

1 3. 対象箇所の配管の健全性評価

- 「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン第3版 (JANTI-NCG-01第三版)」 (以下「水素損傷防止ガイドライン」) を準用した際の評価。

3.2.2 配管の構造強度評価 (2) 評価手順2(簡易評価(弾性)) を準用 強度の検討

評価用圧力 $P1 = \alpha \cdot \beta \cdot P$

ここで α : 動的応答効果であり、2.0とする。

β : 運転圧力に対する爆轟応答比 (解説表3.3-3による : 50)

P : 運転圧力 (配管内圧力)

許容圧力 $P2 = (2 \cdot t \cdot Sy \cdot \eta) / (d_0 - 0.8 \cdot t)$: 設計建設規格 PPC-3411

ここで t : 配管・容器の厚さ

Sy : 材料の使用温度における設計降伏点

η : 長手継ぎ手の効率 : 設計建設規格 PVC-3130

d_0 : 配管・容器の外径

配管・容器の健全性として、以下の成立を確認。

$P1 \leq P2$

解説表 3.3-3 運転圧力に対する爆轟の反射圧力比 β (圧力-温度の関係)

混合ガス 温度 (°C)	運転圧力 (MPa)			
	~0.4	0.4~1.3	1.3~3.0	3.0~7.0
20~39	50	52	54	55
40~59	46	48	50	51
60~79	43	45	47	48
80~99	39	42	44	45
100~119	34	39	41	42
120~139	27	35	38	40
140~159	-	31	35	37
160~179	-	25	31	34
180~199	-	-	27	32
200~219	-	-	22	29
220~239	-	-	-	25
240~259	-	-	-	21
260~279	-	-	-	14

- : 不燃限界濃度範囲であるため、記載していない。

表中の数値は、STANJAN コード^[3]で算出した反射圧力比である。

■ 概略評価の条件設定

共通的・包絡的な条件を設定

- 配管内圧 : 「PCV気相部圧力+水頭圧」
対象の多くがRPV/PCVバウンダリに繋がり、系統内にガスが滞留・水封された場合にもPCV水位による圧力を超えないと想定。
→1~3号機のPCV圧力とPCV水位を考慮して設定
- 配管・容器の板厚 : 炭素鋼については腐食量を考慮。
- 材料の設計降伏点 : 原子力プラントで代表的に使用されている材料から設定
(STS410/STGP410/SB450/SM400B = 245MPa)

■ 1号機 RCW熱交換器(Hx)出口ヘッダ配管他の個別評価。

○ 計算条件

配管仕様

- ① 出口ヘッダ 口径500A/厚さ9.5t/材質SB46 (外径 d_0 508)
- ② Hx出口 口径300A/厚さ10.3t(Sch.40)/材質STPG42 (外径 d_0 318.5)

管内圧力 10kPa(入口側初期圧力)
 水頭圧 3m(最大高低差) : 0.0294MPa

Hx取合い配管の高さを考慮し、
 0.0294MPaと設定する。

検討内圧 0.04MPa
 腐食量 考慮しない※1

※1RCW-Hx入口ヘッダの肉厚測定結果から、公称板厚より大きな値が出ていること、防食剤入りの水を内包していた系統であることから、腐食量を考慮していない。

○ 降伏応力(S_y)

SB46(SB450相当) 245MPa
 STPG42 (STPG410相当) 245MPa

○ 計算結果

評価用圧力

$$P1 = \alpha \cdot \beta \cdot P = 2 \times 50 \times 0.04 (\text{MPa}) = \underline{4.0 (\text{MPa})}$$

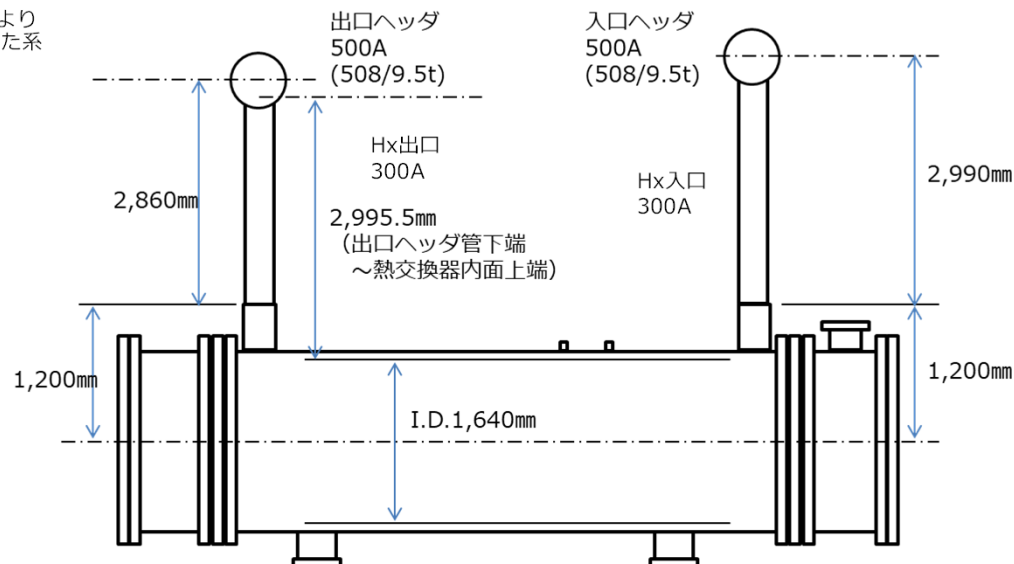
許容応力

$$P2 = (2 \cdot t \cdot S_y \cdot \eta) / (d_0 - 0.8 \cdot t) \quad \text{※}\eta=1$$

- ① 500A : 9.31MPa
- ② 300A : 16.27MPa

許容応力 > 評価用応力 となり、
 配管は水素爆発時も弾性変形域にとどまる。

RCW出口ヘッダ配管にかかる水頭圧の考え方
 出口ヘッダ管内面下端高さ
 とRCW熱交換器胴部内面上
 端との高さの差を水頭圧とした。
 差異 約3m (2995.5mm)



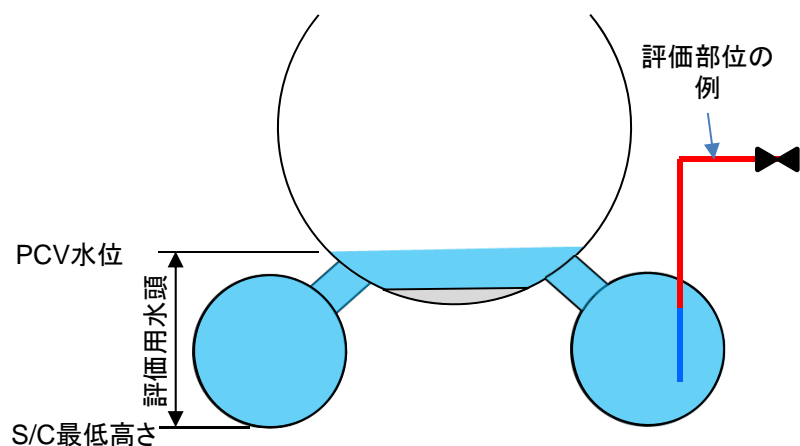
○ 結果

RCW-Hx出口ヘッダ及び接続配管は弾性変形内に
 収まり健全性は維持される。

【参考6】評価用圧力の考え方（案）

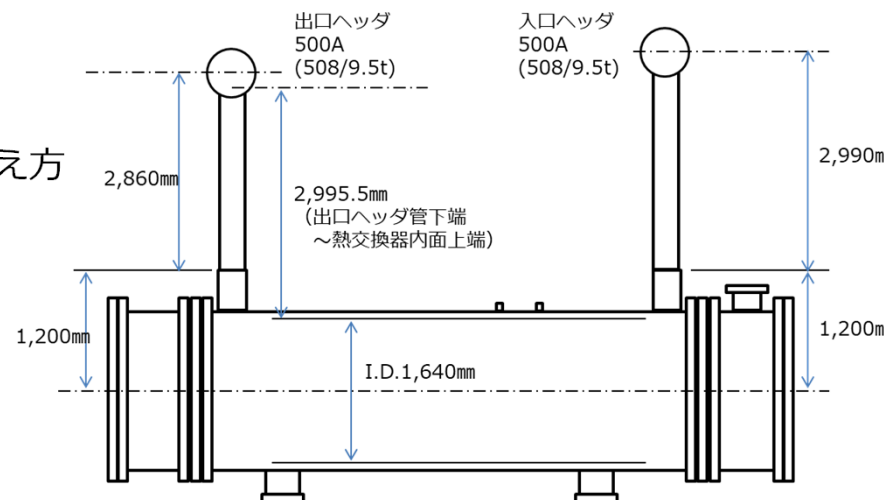
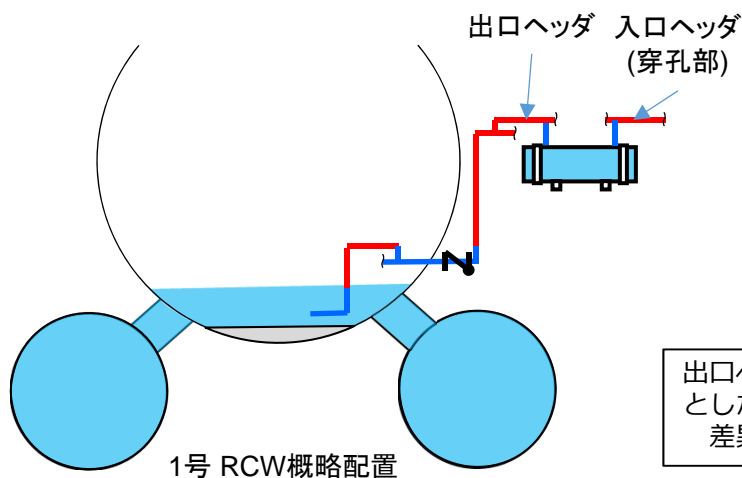
■ 評価用圧力の考え方⇒配管内圧力の設定について

➤ 概略評価：配管内圧力を「PCV気相部圧力+水頭圧」 = 0.132MPa



	気相部圧力	温度	PCV水位 (SC最低部との水位差)	水頭圧/ 評価用圧力 (MPa)
1号機	~0.8kPa程度	~30℃	T.P.5,900(約8m)	0.080
2号機	~4.0kPa程度	~30℃	T.P.2,000(約6m)	0.063
3号機	~0.5kPa程度	~30℃	T.P.8,900(約13m)	0.128
包絡	4.0kPa	~30℃	(約13m)	評価用圧力 0.132 (0.004+0.128)

➤ 個別評価：RCW出口ヘッダ配管にかかる水頭圧の考え方



1号 RCW熱交換器とヘッダ間の位置関係

出口ヘッダ管内面下端高さからRCW熱交換器胴部内面上端との高さの差を水頭圧とした。
差異 約3m (2995.5mm)

1 4. 今後について

-
- 既に水素滞留箇所が想定されている対象箇所(系統) について、影響評価を先行的に進めていく。
 - 並行して、対象となる選定箇所の見直しや放出量評価等の条件設定について検討を進めていく。