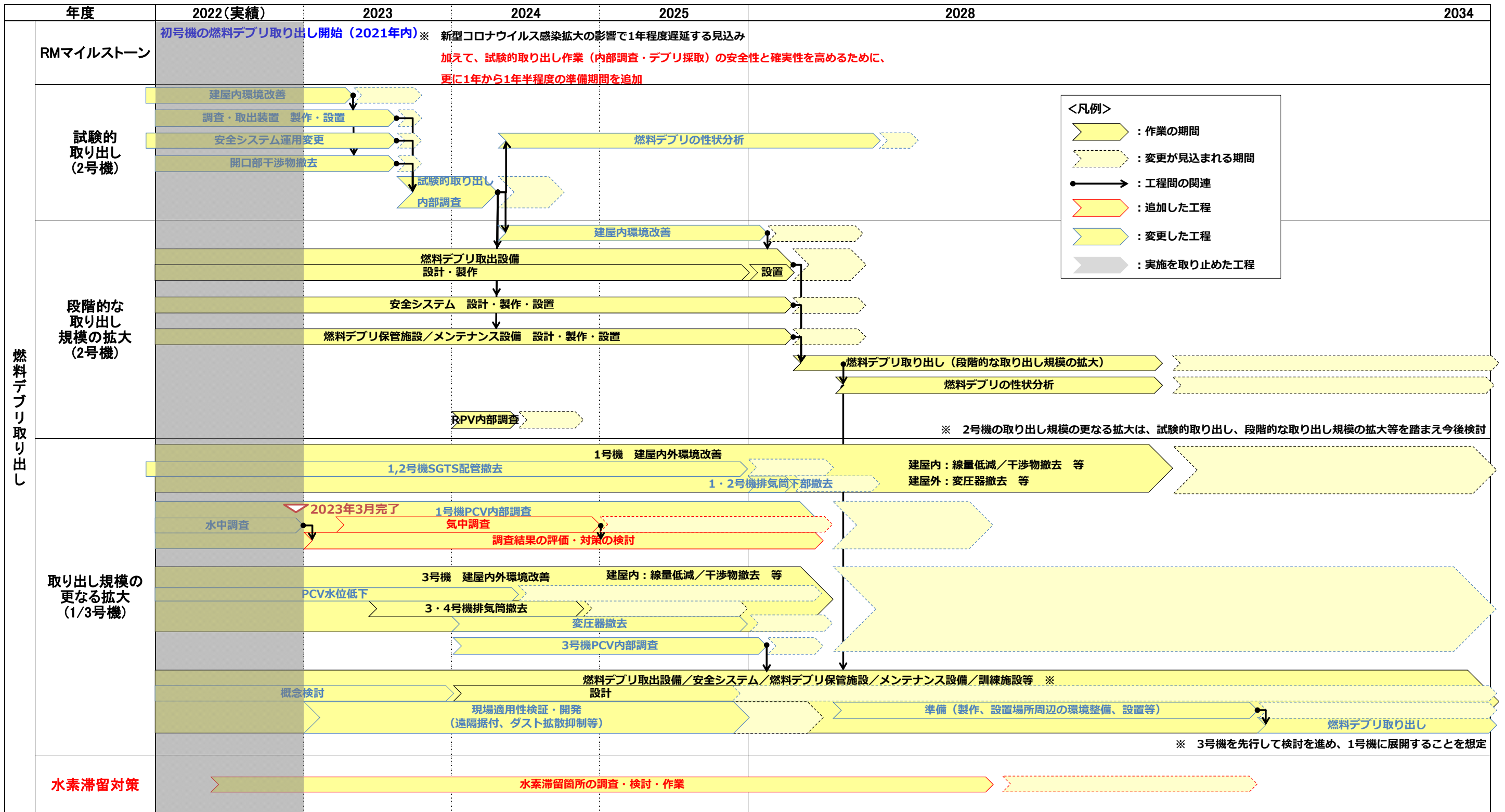


燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野	炉中長期実行プラン2023 目標工程	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後6ヶ月の予定	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月以降	備考			
				27 1 3 10 17 24 27	1 3 10 17 24	1 3 10 17 24 31	1 3 10 17 24	1 3 10 17 24 31	1 3 10 17 24 31	1 3 10 17 24 31					
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) (予定) ○建屋内環境改善(継続)	現場作業								建屋内環境改善 ・2階線量低減の準備作業'20/7/20~'23/7/21 他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			
			2号 (実績)なし (予定) ○建屋内環境改善(継続)	現場作業		2階北側エリア除染	実施時期調整中						建屋内環境改善 ・R/B大物搬入口2階へい設置'21/11/29~'22/1/10 ・1階西側通路MCC撤去'22/1/11~'22/2/25 ・2階北側エリア除染'23/4/10~ ・原子炉系計装配管の線量低減'23/8/30~'23/9月下旬予定		
			3号 (実績) ○建屋内環境改善(継続) (予定) ○建屋内環境改善(継続) ○圧力抑制室内滞留ガスパージ	検討・設計 現場作業			原子炉系計装配管の線量低減	実施時期調整中							
		格納容器内水循環システムの構築	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							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 ・北側エリア仮設置へい設置'22/1/11~'22/3/22 ・北西エリア機器撤去'22/4/18~'22/7/14 ・1階北東側エリア除染'22/8/30~'23/2/22 圧力抑制室内滞留ガスパージ'23/10月下旬~'22月末予定 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昇降機(モックアップ'22/11/1~'23/7/4)'23/7/18~'23/9月予定 ・圧力抑制室底部確認、圧力抑制室内包水サンプリング'23/10月予定	
				2号 (実績)なし (予定)なし	現場作業										
				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)	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) ・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~
	燃料デブリ取り出し	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)	検討・設計									(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)	現場作業										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-Aガイドリング取付'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~'23/2/1 ・ROV-E調査(2回目)'23/2/10~'23/2/11 ・ROV-F調査'23/3/4~'23/3/8 ・ROV-A2調査'23/3/28~'23/4/1 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/U'23/1/29~'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。
					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)	検討・設計		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)							
				現場作業		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 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

2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況

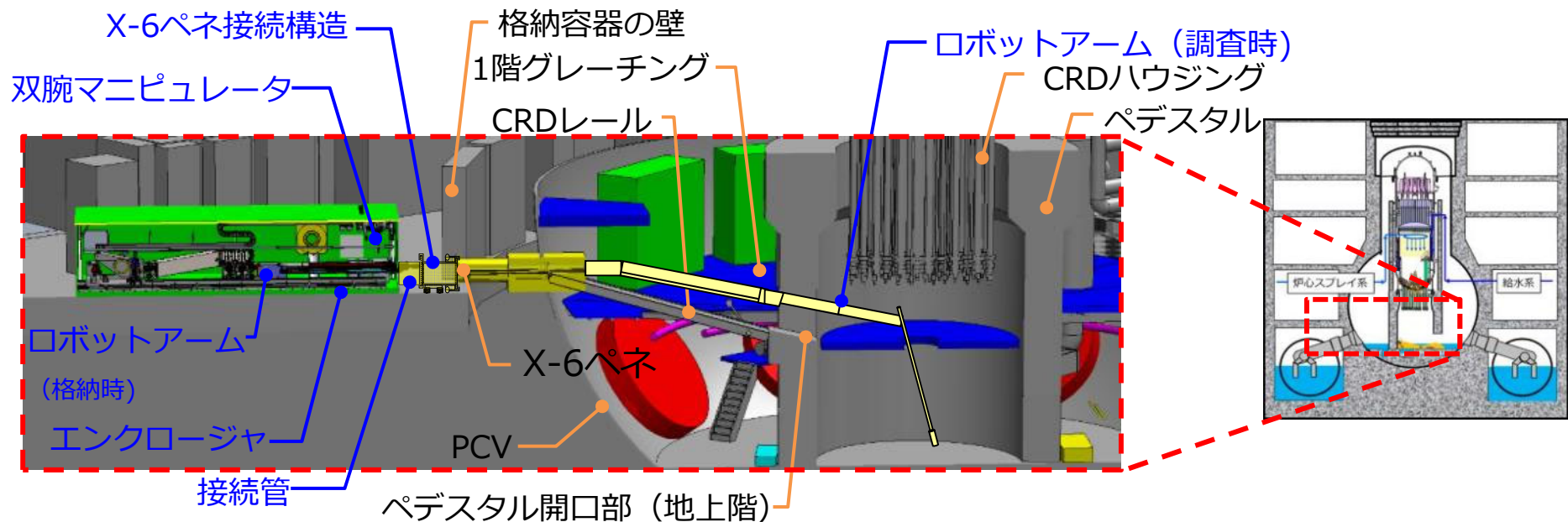
2023年9月28日

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内へ進入させ、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. 2号機 燃料デブリの試験的取り出し装置の試験状況

性能確認試験項目

- 楢葉モックアップ施設を用いて、現場を模擬したモックアップ試験を実施中。
- 手動運転にてペDESTAL底部まで周辺構造物へ接触することなくアクセスできることが確認できたため、現在、制御プログラムの改善を行いつつ遠隔自動運転でのペDESTAL底部へのアクセス試験を実施中。
- 引き続き、接触リスクの低減を図るべく制御プログラムを改善、最適化し、その他試験も並行し進めていく。

性能確認試験項目

試験分類	試験項目	楢葉
ロボットアーム関連	X-6ペネの通過性	実施中
	AWJによるX-6ペネ出口の障害物の撤去	実施中
	各種動作確認（たわみ測定等）	完了
	PCV内部へのアクセス性 ・ペDESTAL上部へのアクセス ・ペDESTAL下部へのアクセス	実施中
	PCV内部障害物の撤去 ・X-6ペネ通過後のPCV内障害物の切断	今後実施
双腕マニピュレータ関連	センサ・ツールとアームの接続	完了
	外部ケーブルのアームへの取付/取外し	完了
	センサ・ツールの搬入出	完了
	アーム固定治具の取外し	完了
	アームカメラ/照明の交換	完了
	エンクロージャのカメラの位置変更	完了
	アームの強制引き抜き	今後実施
ワンスルー試験 (アーム+双腕マニピュレータ)	アームと双腕マニピュレータを組み合わせ、調査に必要な一連の作業を試験で検証 ・ペDESTAL上部調査 ・ペDESTAL下部調査	今後実施

今回報告

3-1. 2号機 燃料デブリの試験的取り出し装置の試験状況 【ペDESTALアクセス試験】

- ・アームの機能/適用性を見極めるため、重要かつ技術的ハードルが高い、「プラットフォーム開口（狭隘部）を通過しペDESTAL底部へのアームのアクセス」に着目した試験を実施中。
- ・作業員補助でのペDESTAL底部までのアームアクセスが可能なこと及びその過程にてT&RF※の作成完了、現在、ステップ②～④を実施中。

※：ティーチ&リピートファイル（アーム各軸の動作を設定したファイル）

<試験概略フロー>

ステップ①

- ・ペDESTAL底部までのアームアクセス（作業員補助）
- ・T&RF※の作成

完了

ステップ②

アームにレーザスキャナを搭載し、アーム周辺の障害物の位置・形状データ（点群データ）取得

実施中

ステップ③

アームVRシステムへの点群データの反映

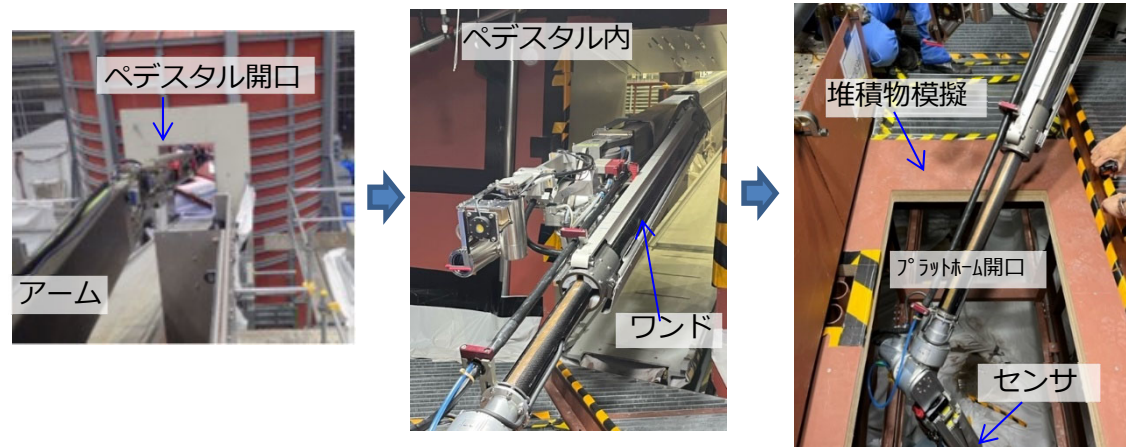
実施中

ステップ④

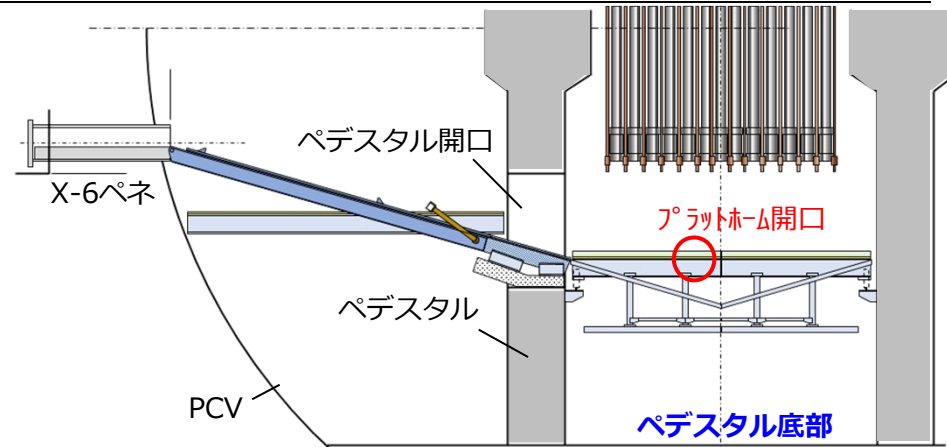
T&RF※及びVRとカメラによる底部へのアクセス

- ・VR精度の把握
- ・カメラ視認性の確認

実施中

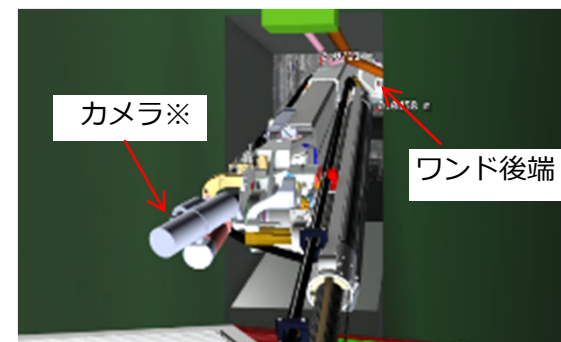


ペDESTAL底部までのアームのアクセス状況（ステップ①）



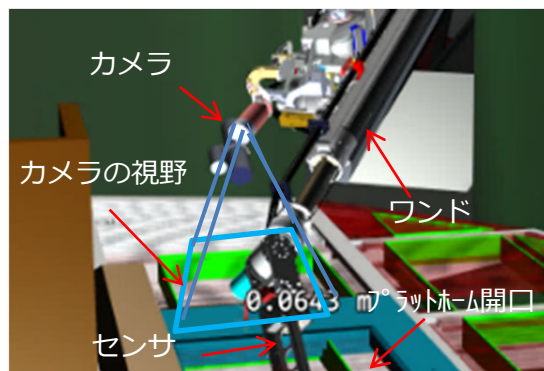
3-2. 2号機 燃料デブリの試験的取り出し装置の試験状況 【カメラ視認性の確認】

- ペDESTルアクセス試験はVR及びT&RF機能による遠隔自動運転をベースに実施予定だが、特にアームの進行方向及び後方(ワンド後端)のカメラによる視認性についても確認中。
- 視認性が十分でない場合は、VR精度も踏まえ、必要に応じカメラ追設等の改良を検討。



アームの後方 (ワンド後端)

※カメラ①を後ろ向きに反転し、ワンド動作時に後端部と周辺構造物が干渉しないようカメラにて隙間を確認。視認性が十分でない場合はVR精度評価結果も踏まえ、必要に応じて装置改良を検討



VR画面

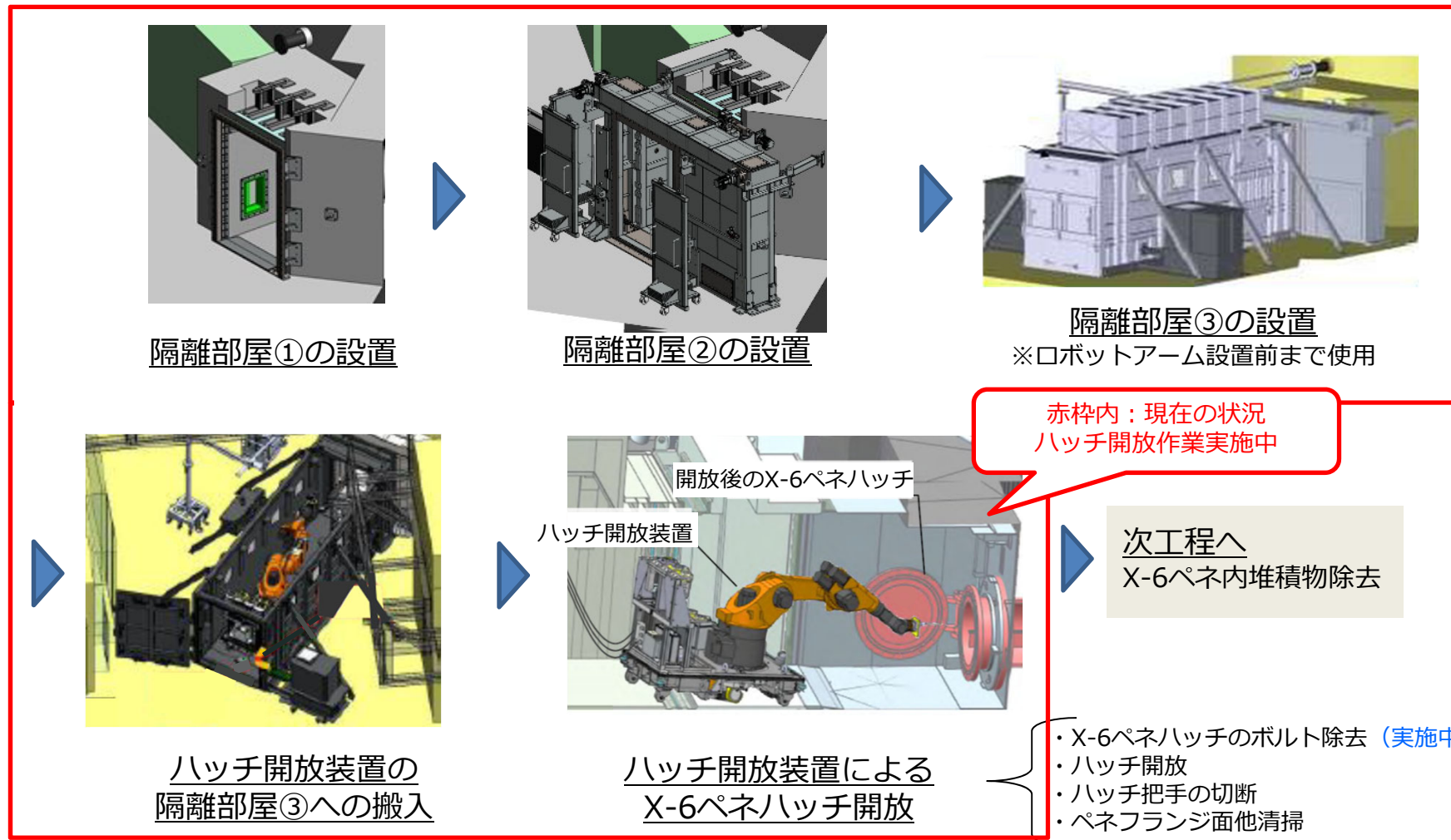


カメラの画像 (視認性は問題無し)

アーム先端をプラットフォーム開口部に進入させた状態

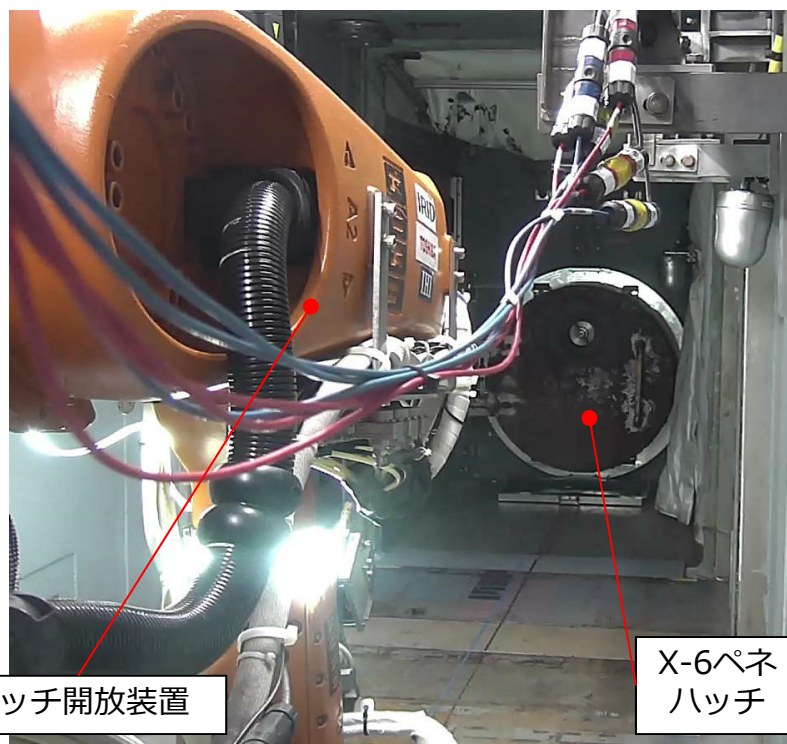
4 - 1. 現場作業の進捗状況

- 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。



4 - 2. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチボルト除去)

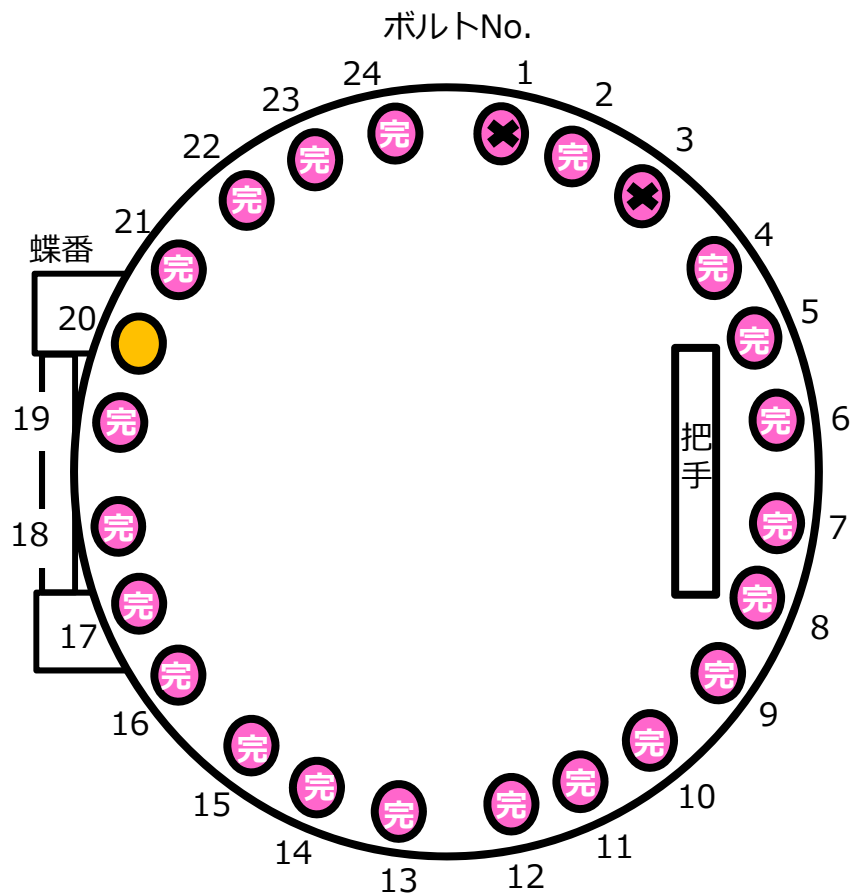
- X-6ペネハッチの24本の除去対象ボルトのうち、意図しないハッチの開放防止のために残す4本を除いた20本のボルトについて、ボルト切削ツール（ホールソー）を使用し、ボルトのねじ部外周を削り細くすることで、**ボルトとナットの締結を解除**。
 - 締結解除後、押し込みツールを使用し、ボルトを奥側へ押し出して落下させることで、**ボルトを取り外す**。
 - その後、残りの4本のボルトとナットの締結を解除、ボルトを押し込んで取り外し、ハッチを開放する予定。
- 除去対象ボルト：24本のうち、締結解除完了：23本、取り外し完了：21本



ボルト除去作業状況

4 - 3. 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。

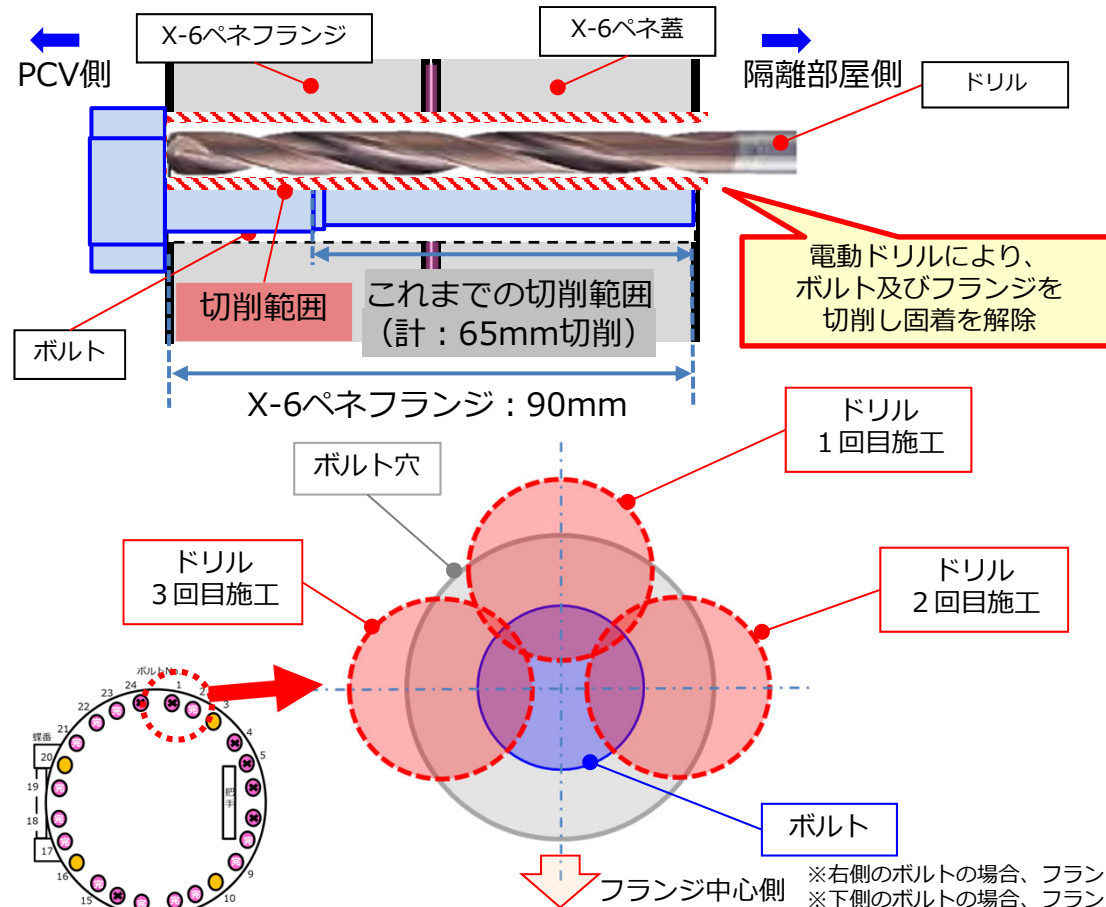


- : ボルト・ナット締結解除完了 (23本/24本中)
- : ボルト取り外し完了 (21本/24本中)
- : 最終取り外しボルト (1本/24本中)
- : 固着しているボルト (2本)

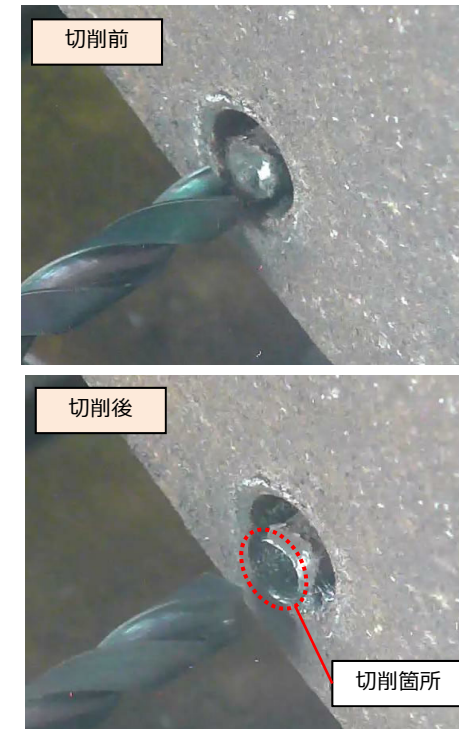
- ・ No.3,10,16 : ナット締結解除実施
- ・ No.10,16 : 押し込み実施 (除去完了)
- ・ No.3 : 電動ドリルによるボルトの先端切削 (完了)
長尺ホールソーによる深めに切削 (完了)
電動ドリルによるボルトの切削を実施中
- ・ No.1 : 更なるドリル施工等の対策を実施予定

4-4. 現場作業の進捗状況 (電動ドリルによるボルト切削)

- 固着しているボルト8本 (No.1,4,5,6,7,13,14,24) について、電動ドリルで更に深め (ハッチを貫通する程度) にボルトを切削する工法について、工場検証を行い、作業成立性が確認できたことから、現場に適用し、**ボルトの切削を実施し、No.4,5,6,7,13,14,24ボルトの除去が完了。**
- 固着しているボルトNo.1については、ドリル1回目施工が僅かに左寄りになってしまったことから、ドリル3回目施工時にドリルの位置ずれが発生し施工できず、同状態で押し込みを行ったが押し込みないため、更なるドリル施工等の対策を検証中。



電動ドリルによるボルト切削のイメージ

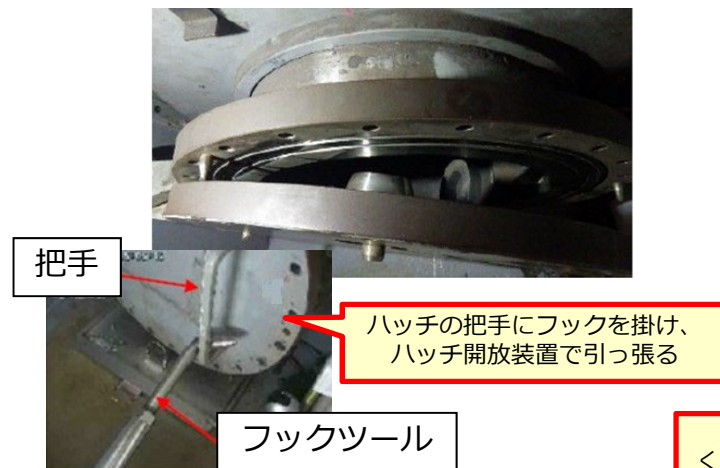


電動ドリルによるボルト切削状況

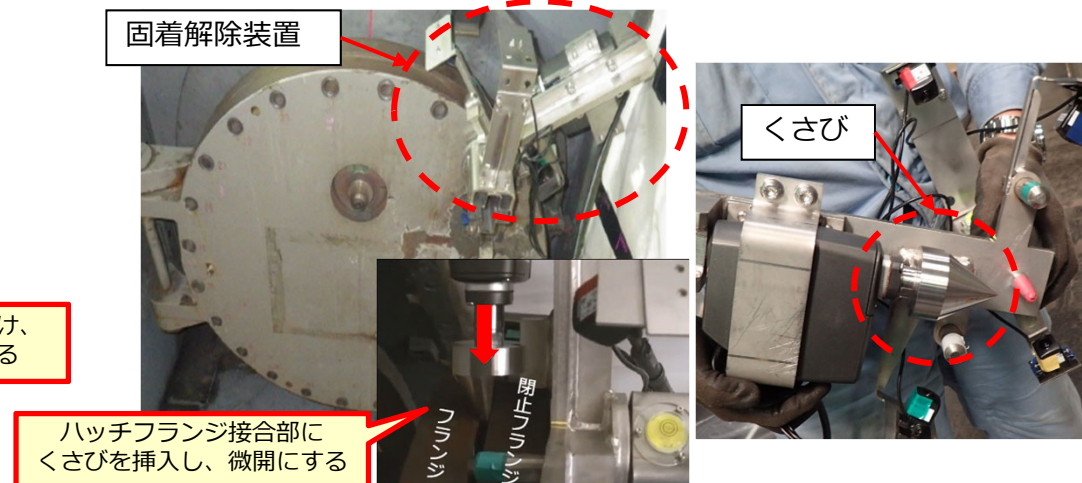
5. ハッチフランジ固着解除方法の検討

- X-6ペネハッチのボルトの固着状況からハッチフランジ部の固着を想定し、下記の固着解除対策を準備中。
また、現状の対策で固着解除できないリスクを考慮し、更なる対策の検討及び成立性を検証中。

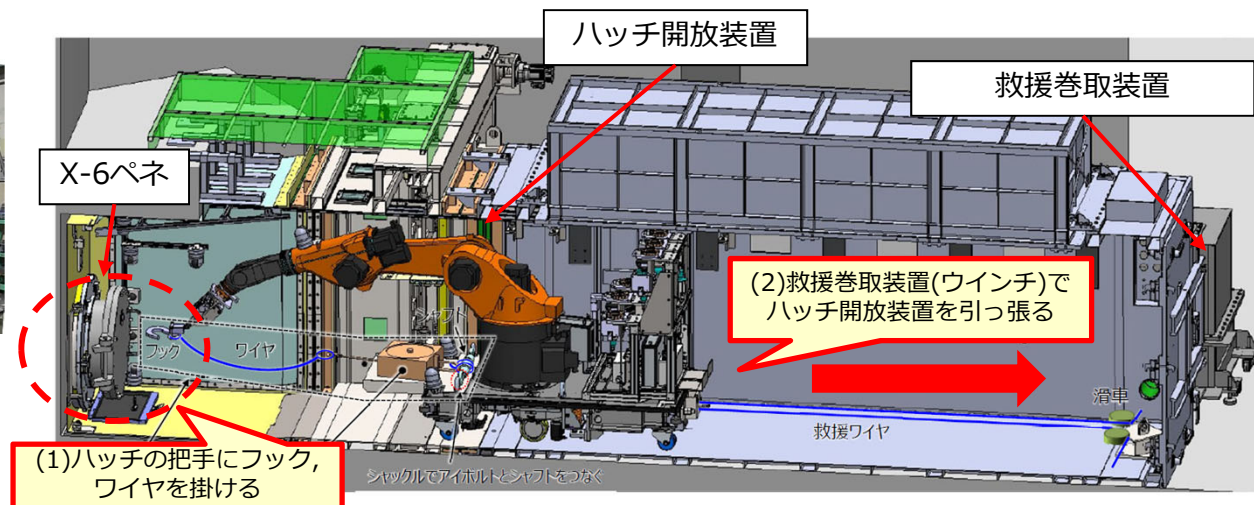
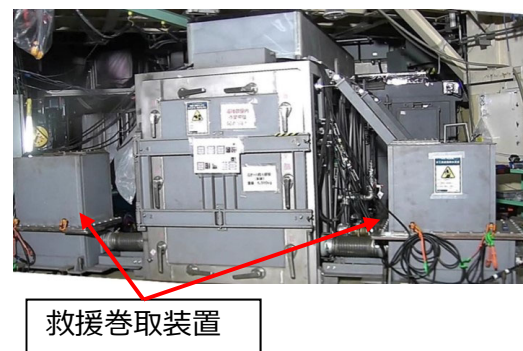
①フックツール



②固着解除装置（くさび）



③救援巻取装置（ウインチ）

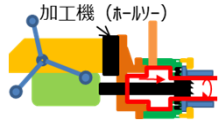


6. 工程

- 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。
- また、2号機現場の準備工事として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。
- 他方、ハッチ開放準備作業において確認されたボルトの固着状況等を踏まえると、X-6ペネ内の堆積物が完全に除去できない場合でも、燃料デブリの取り出し可能な手法を検討することが必要。
- これまでも燃料デブリの取り出し手法について様々検討してきたが、過去の調査で用いた実績があり、ペDESTAL底部へのアクセス性が確認できているテレスコ式の装置について、ロボットアームでの内部調査・試験的取り出しを補完する手法として並行して検討を進めている。

	~2021年度	2022年度	2023年度 ▽9月現在
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）		
・スプレイ治具取付作業 ・隔離部屋設置	X-53ペネ孔径拡大作業	隔離部屋設置	スプレイ治具取付け
・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

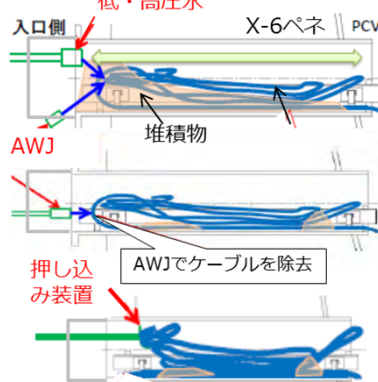
ハッチ開放装置



- 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

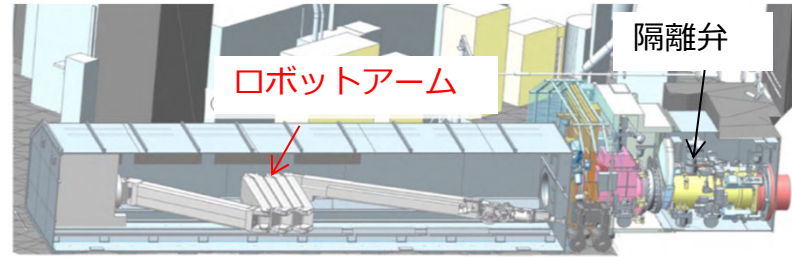
X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



- 【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

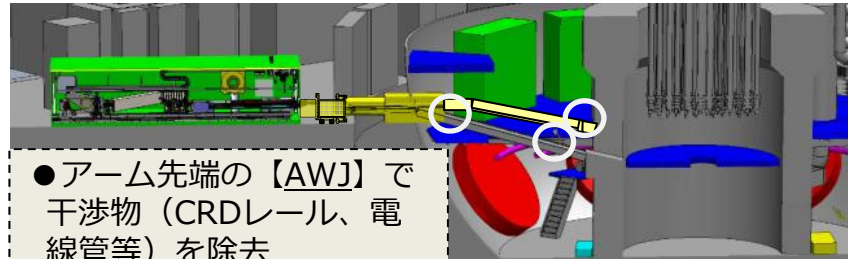
4. ロボットアーム設置

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>

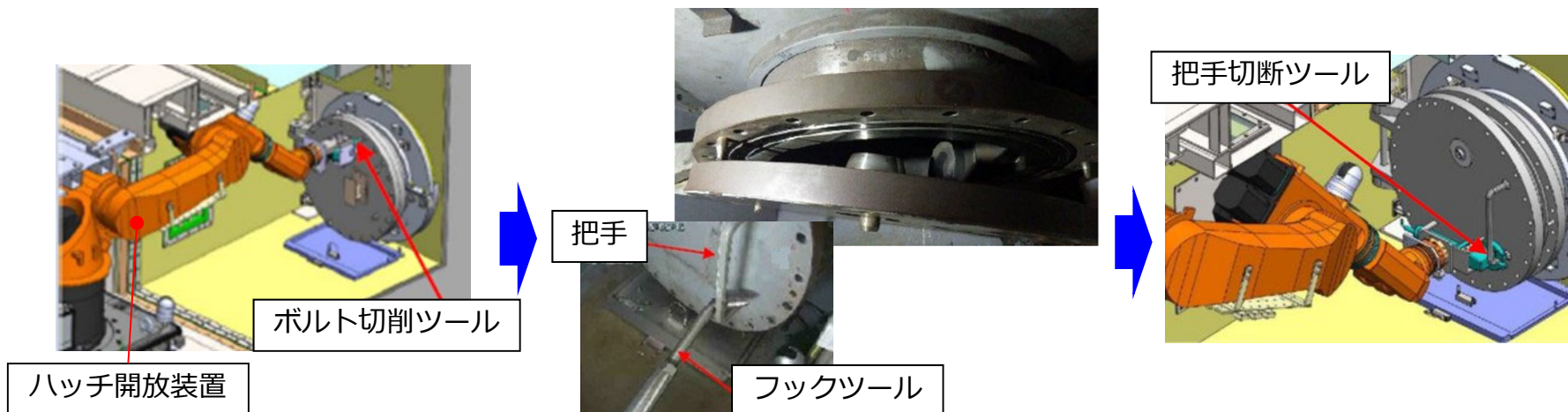


(注記)

- ・ 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

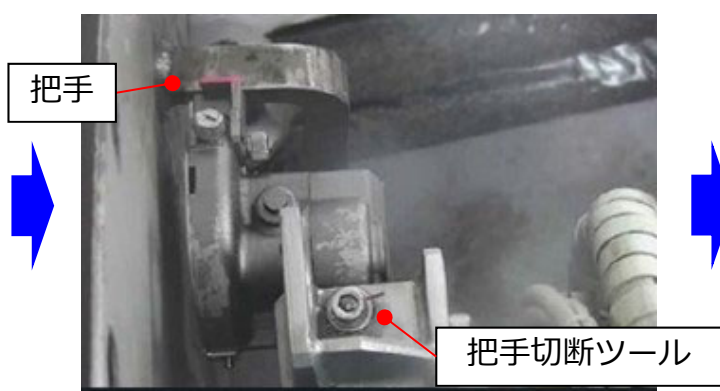
- 工場でのモックアップ試験において、ハッチ開放装置でX-6ペネハッチの把手が切断できることを確認。
- ハッチ開放作業の確実性を高めるため、ハッチ開放後に把手を切断する手順で実施。



＜ボルト除去＞
ボルト切削ツールでボルトとナットの締結を解除

＜ハッチ開放＞
ハッチ把手にフックツールを引っ掛けハッチを開放

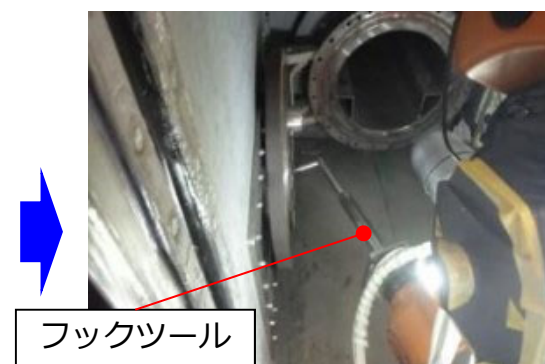
＜把手切断＞
ハッチ開放状態で、把手を切断



＜把手切断中＞



＜把手切断後＞



＜ハッチ90度開放＞
ハッチにフックツールを引っ掛けハッチを90度開放

参考. 取り外したボルトの状況

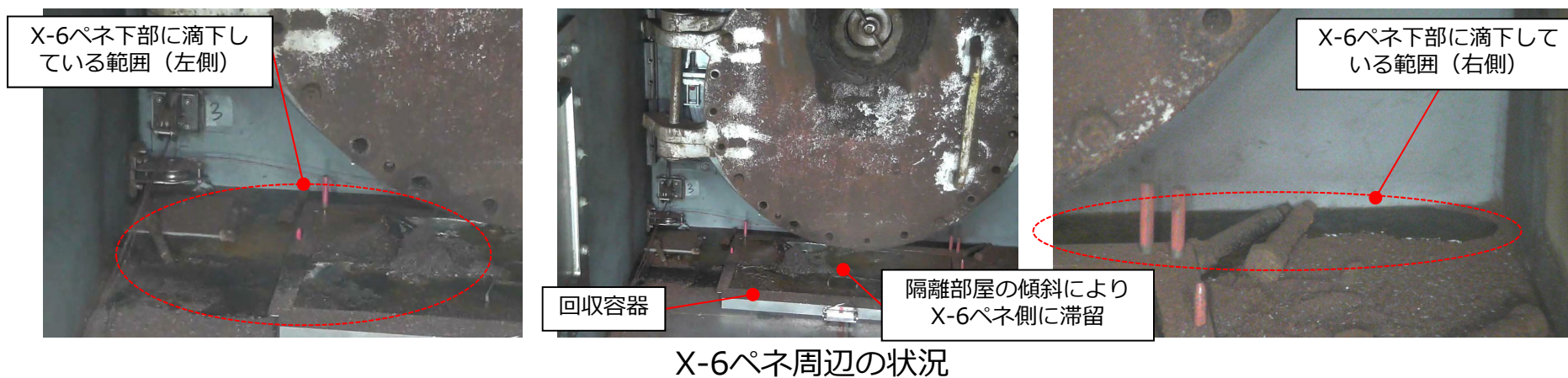
- 震災時、X-6ペネハッチフランジ面間に隙間が生じた可能性があり、その隙間からハッチ外側に溶出物が漏れ出て、X-6ペネフランジ下部や床面に付着していることを確認。（過去の除染作業時に回収）
- 今回のボルト除去作業時に取り外したボルトの変色範囲から、溶出物はX-6ペネフランジ面間の中心から、ボルト軸方向に広がっていると推定。
- 長尺ホールソー及び電動ドリルで追加切削を実施することで、ボルト中央部からハッチ奥側まで切削できれば、ボルトの固着を低減する効果があると考え、固着対策を検討し、作業を実施中。



取り外したボルトの状況

参考. X-6ペネフランジ部からの水の滴下について

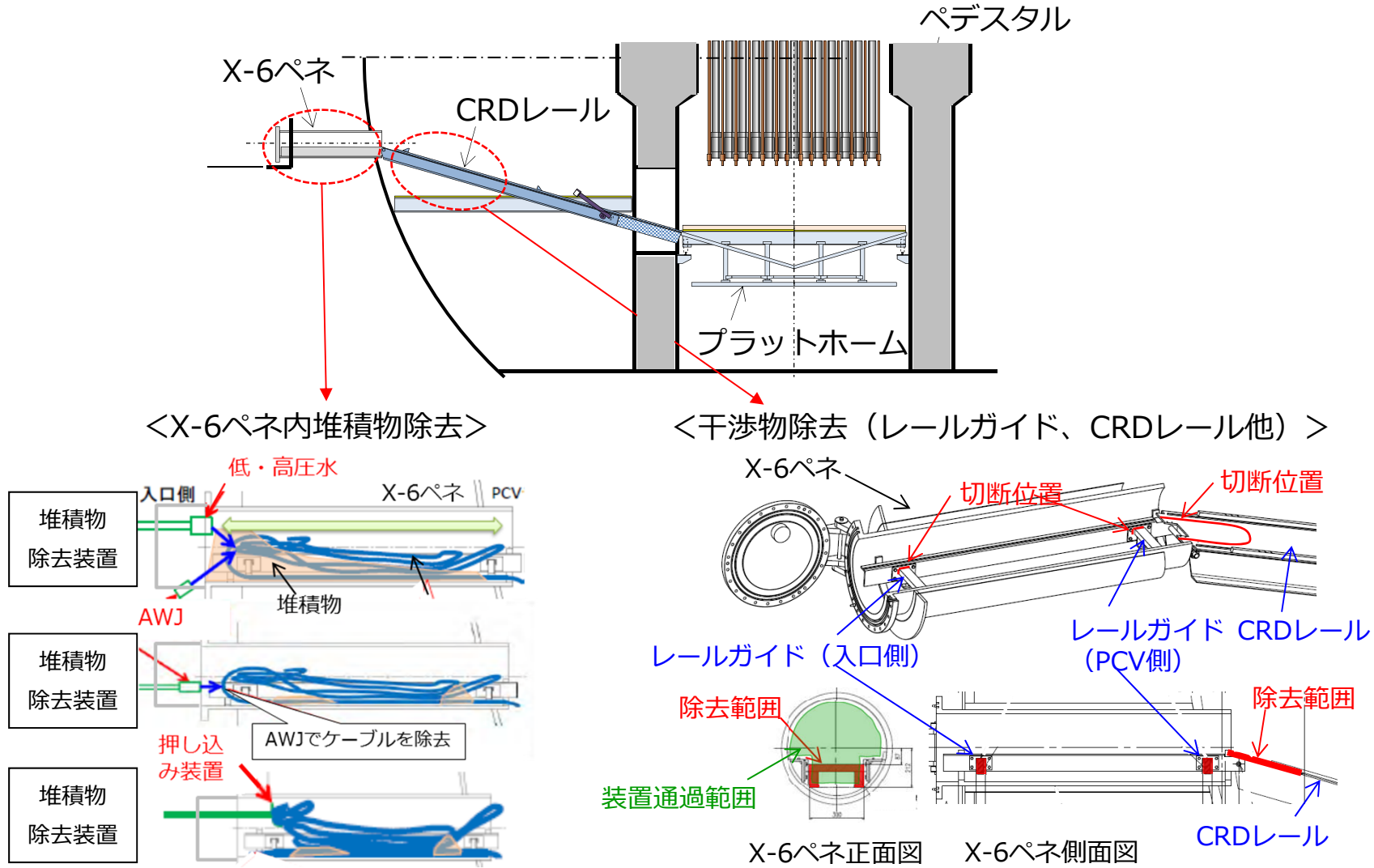
- X-6ペネハッチボルトの除去作業を実施している中で、フランジ部からの水の滴下を確認し、現在も滴下継続中。フランジ部からの水の滴下は2015年のX-6ペネ除染時に確認しており、**フランジ下部のボルトを除去したことで、滴下量が増加したと推定。**
- なお、**X-6ペネ周辺に吸水材を設置し、滴下した水の回収を実施。** 今後も回収を継続予定。



参考. X-6ペネハッチ開放後の作業

- X-6ペネハッチ開放後は、X-6ペネ内の**堆積物除去**や**干渉物除去**（レールガイド、CRDレール他※）が控えており、安全かつ慎重に作業を進める必要がある。

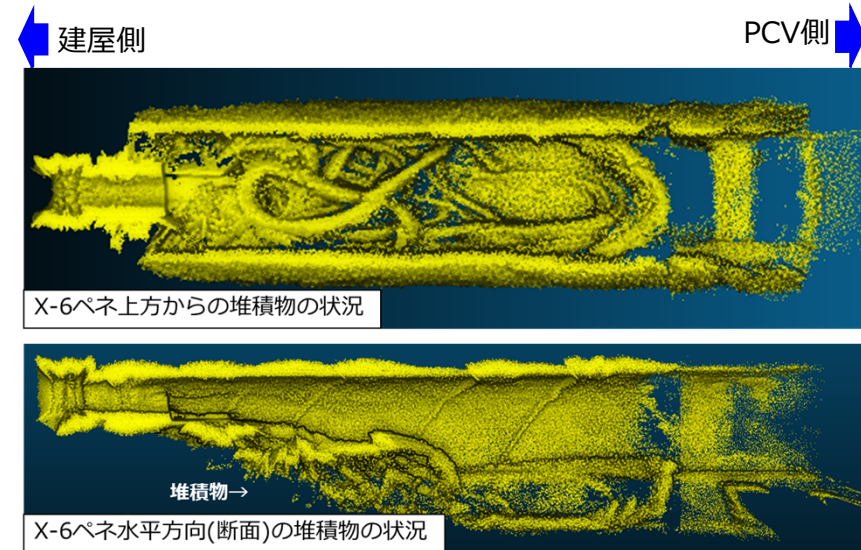
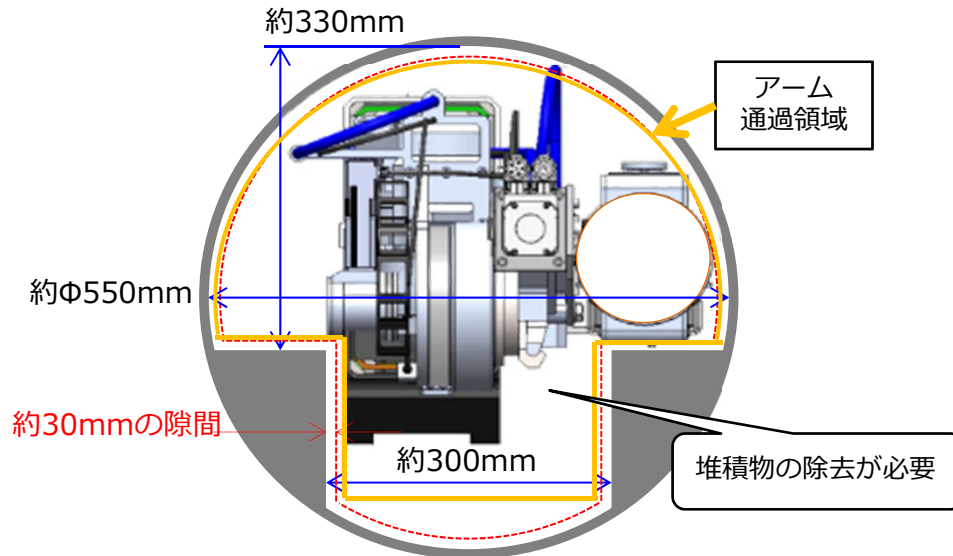
※レールガイドは堆積物除去装置、CRDレール他はロボットアームで除去



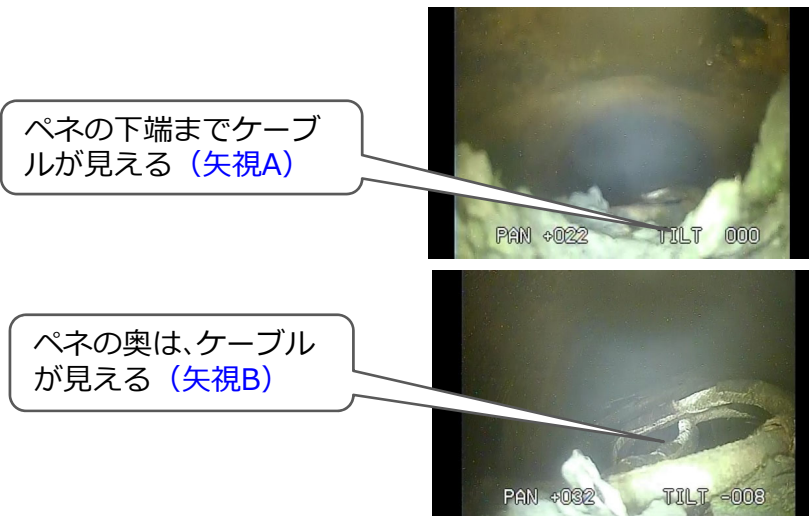
参考. X-6ペネ通過時のロボットアームの状態

ロボットアーム

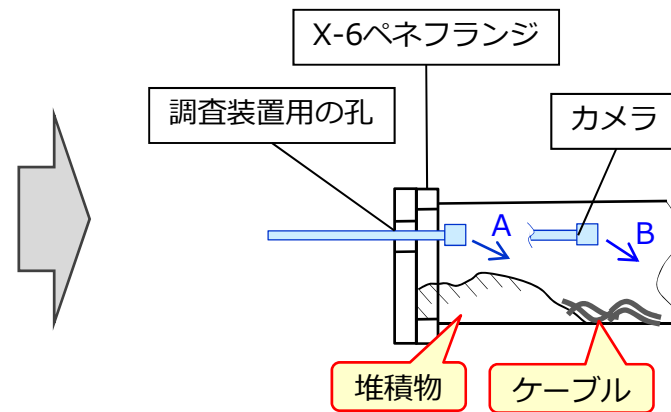
(X-6ペネ通過時の断面図)



2020年10月 3Dスキャン調査結果



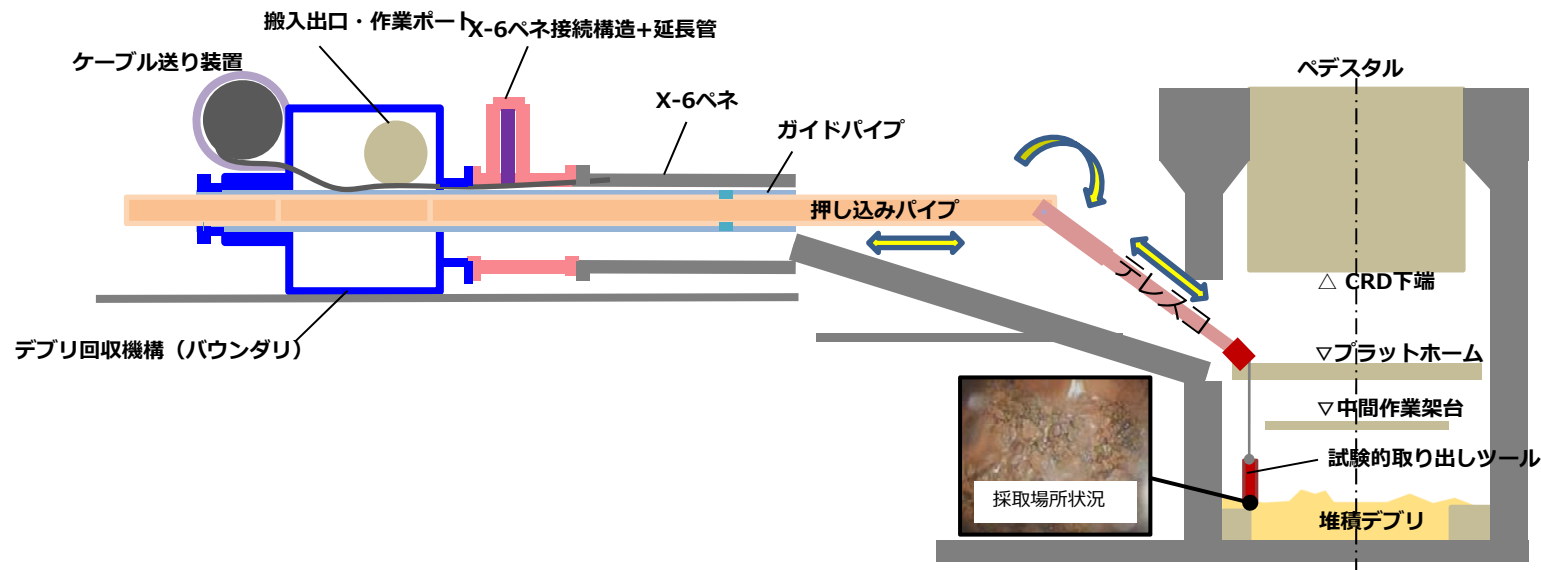
2017年1月の状態 (X-6ペネ調査装置用の孔からカメラを挿入)



堆積物想像図

参考. テレスコ式装置の概要

- 現在、X-6ペネ開放に向けた準備作業にて確認されたハッチボルトの固着状況等を踏まえ、X-6ペネ内の堆積物が完全に除去できない場合でも、燃料デブリの取り出し可能な手法を検討することが必要。
- ロボットアームに加えて、これまでの調査等で用いた実績があり、ペDESTAL底部へのアクセス性が確認できており、テレスコ式の装置についてもロボットアームでの内部調査・試験的取り出しを補完する手法として並行して検討。



テレスコ式装置のイメージ図

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

TEPCO

2023年9月28日

東京電力ホールディングス株式会社

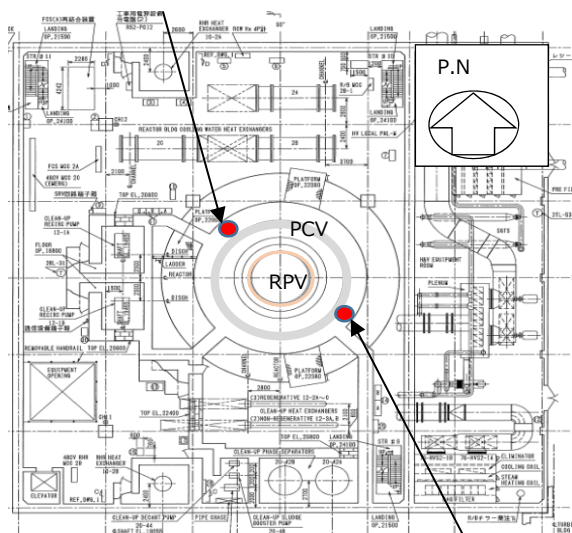
1. 原子炉系計装配管の線量低減作業（作業概要）

- 2号機原子炉系計装配管を用いたRPV内部調査の作業エリアであるペネトレーション近傍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実施。

実施日：X-28ペネトレーション側：8/30～9/12

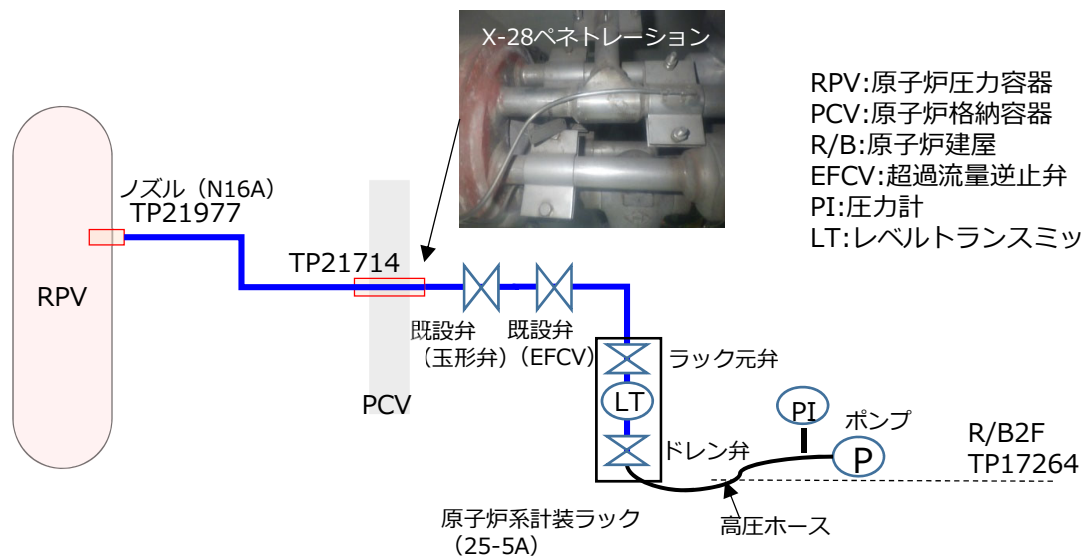
X-29ペネトレーション側：8/30～9/26

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



配管洗浄作業イメージ図 (X-28-C)

RPV:原子炉圧力容器
PCV:原子炉格納容器
R/B:原子炉建屋
EFCV:超過流量逆止弁
PI:圧力計
LT:レベルトランスミッタ

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

2. 原子炉系計装配管の線量低減作業（実施概要）

- 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、配管内の洗浄等を実施。
- 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。ドレン弁下流からガスではなく水を確認。

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、事故調査のため、サンプリング箇所追加X-28-d、f、X-29-a)



③配管洗浄

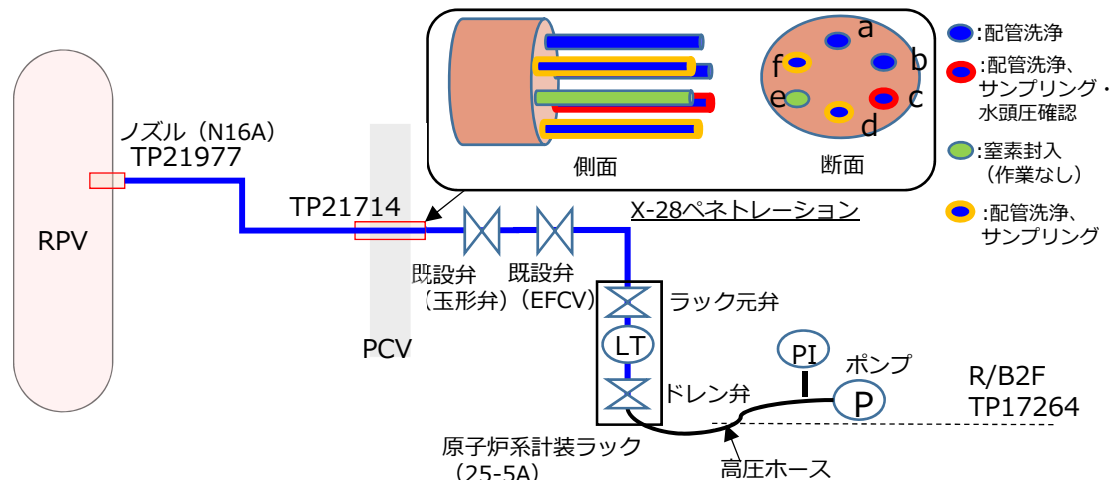
配管内付着物除去のため、計装ラックからRPVへろ過水を供給・押し出し線量低減を行う

X-28:5ライン(a.b.c.d.f)
X-29:3ライン(a.c.d)

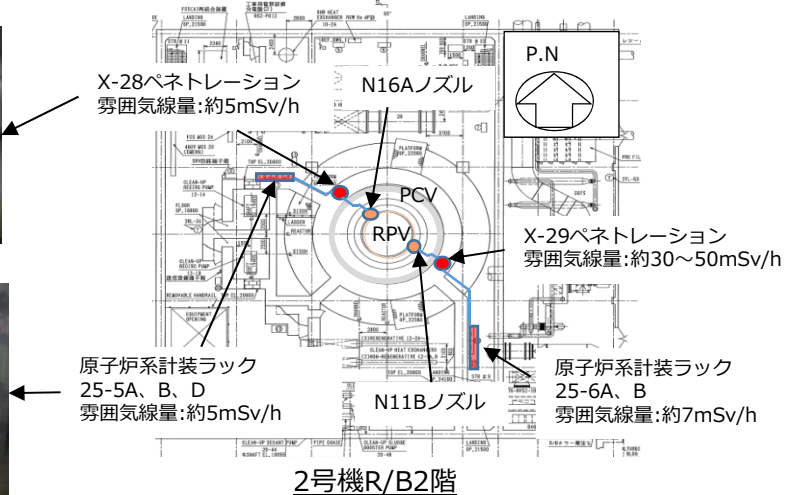


④作業後線量測定

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)

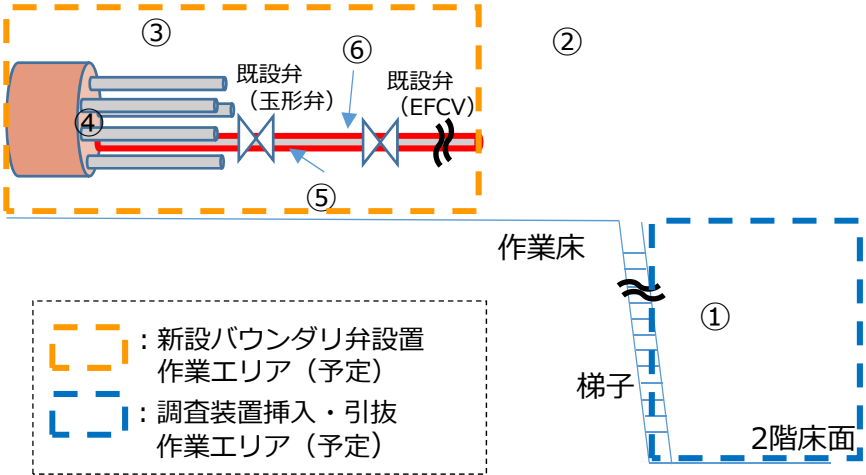


3. 原子炉系計装配管の線量低減結果

■ X-28ペネトレーション

RPV内部調査を行うための新設バウンダリ弁設置作業エリア③～⑥の線量が概ね低減したことを確認。

今後、新設バウンダリ弁設置および調査装置挿入・引抜作業エリアの更なる線量低減を目的に遮へい等の設置を検討する。



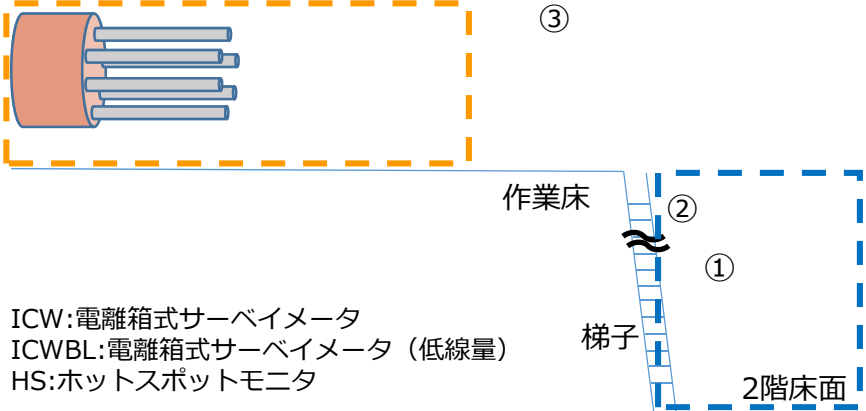
測定ポイント	作業前		作業後		備考
	線量当量率 (mSv/h)				
	2023年8月30日		2023年9月12日		
	γ線	γ+β線	γ線	γ+β線	
①	2.5	8.5	3.0	6.0	床上1.5m
②	4.0	8.5	4.0	6.5	作業床上1.5m
③	5.5	12	4.0	10	作業床上1.5m
④	3.0	>100	3.5	>100	表面
⑤	12	45	5.0	45	表面 (下部)
⑥	6.0	50	4.0	45	表面 (上部)

測定器 : ICW、ICWBL

■ X-29ペネトレーション

ペネトレーション近傍エリア③の雰囲気線量が大幅に低減したことを確認。

今後、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のため、追加線量調査を検討する。



ICW:電離箱式サーベイメータ
ICWBL:電離箱式サーベイメータ (低線量)
HS:ホットスポットモニタ

測定ポイント	作業前		作業後		備考
	線量当量率 (mSv/h)				
	2023年8月30日		2023年9月26日		
	γ線	γ+β線	γ線	γ+β線	
①	7.5	18	4.5	10	床上1.5m
②	8.0	-※	5.4	-※	
③	30	-※	4.4	-※	作業床上1.5m

※:被ばく低減のため、測定対象外

測定器 : ICWBL、HS

4. まとめ

■ サンプルング

配管洗浄前のX-28ペネトレーション（c、d、fライン）のサンプルングを実施した結果、ガスではなく水を確認。X-29ペネトレーションのaラインからは、ガスも水も確認できなかった。なお、現在サンプルングした水の分析を実施中であり、得られた結果は事故調査等に活用していく。

■ 水頭圧確認

RPV内部調査候補であるX-28-cラインの水頭圧確認（および配管洗浄）を実施した結果、調査に影響するような詰まりは確認されなかった。

■ 線量低減

・ X-28ペネトレーション

配管洗浄により、作業エリアの線量が低減したことを確認できた。今後、RPV内部調査の実現に向け、遮へい等による更なる線量低減を検討する。

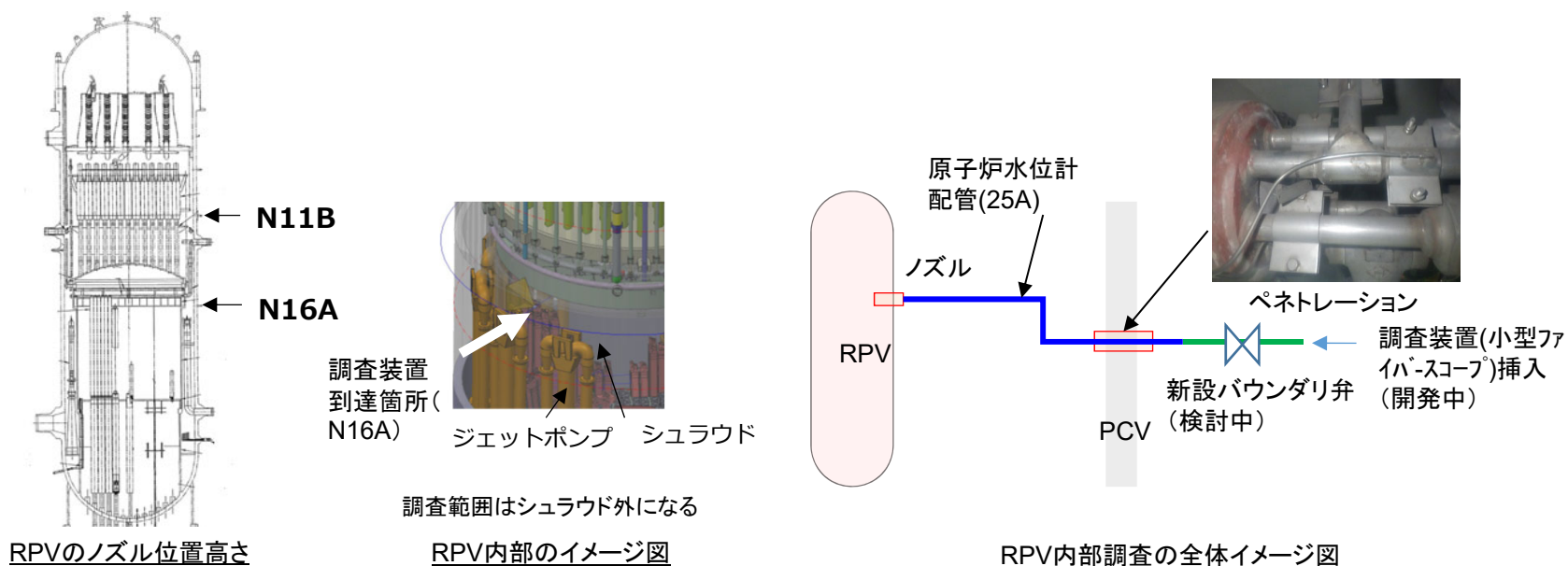
・ X-29ペネトレーション

配管洗浄により、作業エリアの線量が低減したことを確認できた。今後、RPV内部調査の実現に向け、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のため、追加線量調査を検討する。

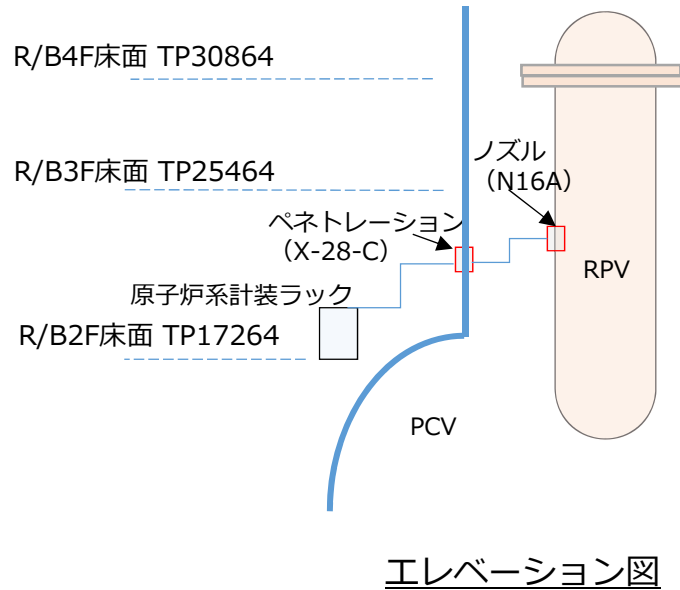
(参考①) 2号機 既設計装配管を用いたRPV内部調査

- 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。

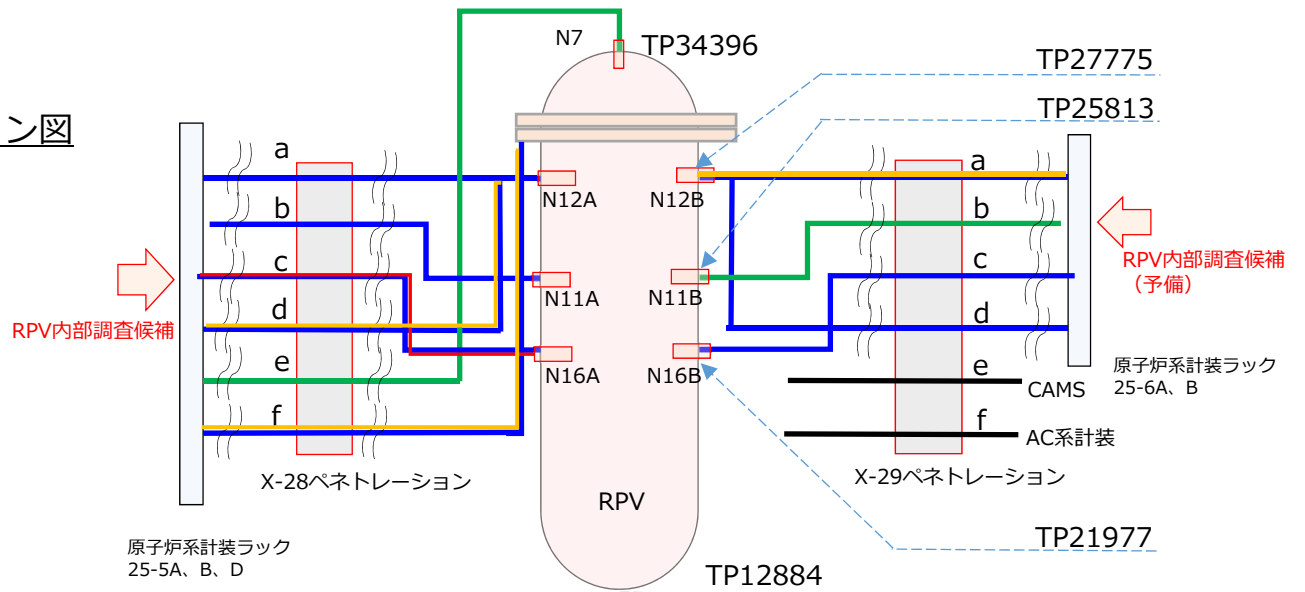
※今後の線量低減等の結果によっては、変更の可能性あり



(参考②) 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
- 黄線：サンプリング箇所
- 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

(参考③)スケジュール



≈	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				
		配管洗浄他※ 8/30～9/26			遮へい設置
			サンプル分析		
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

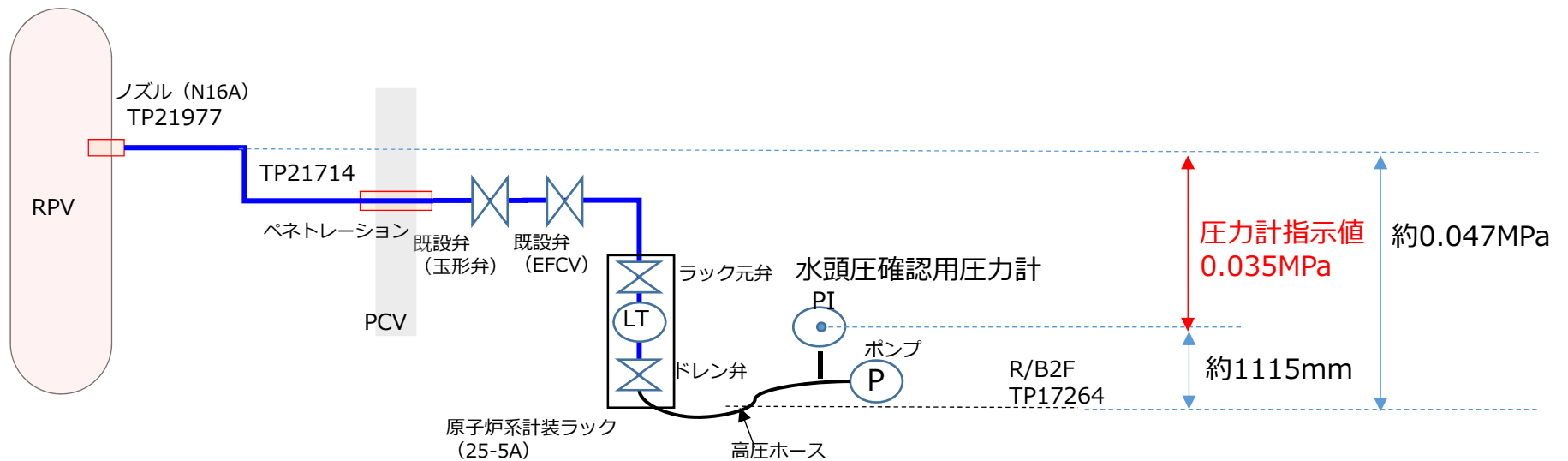
※2号機試験的取り出し作業(X-6ペネトレーションハッチ開放、堆積物除去)と作業エリアは干渉しないが、いずれの作業もPCVパラメータ等に影響を与える可能性のある作業であるため、作業時期が干渉しないよう実施。
当該作業の進捗に応じて工程を見直す可能性あり。

(参考④)原子炉系計装配管の水頭圧確認結果

■ X-28-cペネトレーション

- ・ N16AノズルからR/B2階床面までの水頭圧は約0.047MPaと想定。
- ・ 水頭圧確認の結果、ノズルまでの水頭圧相当の圧力が確認されたことから、RPV内部調査に影響するような詰まりはないと想定。

配管名	流体	実施日	水頭圧確認開始時圧力	水頭圧確認終了時圧力	水頭圧確認時間
X-28-c	水	2023年9月4日	0.035MPa	0.035MPa	10分



水頭圧確認作業イメージ図 (X-28-C)

3号機 S/C内滞留ガスのパーシ作業について

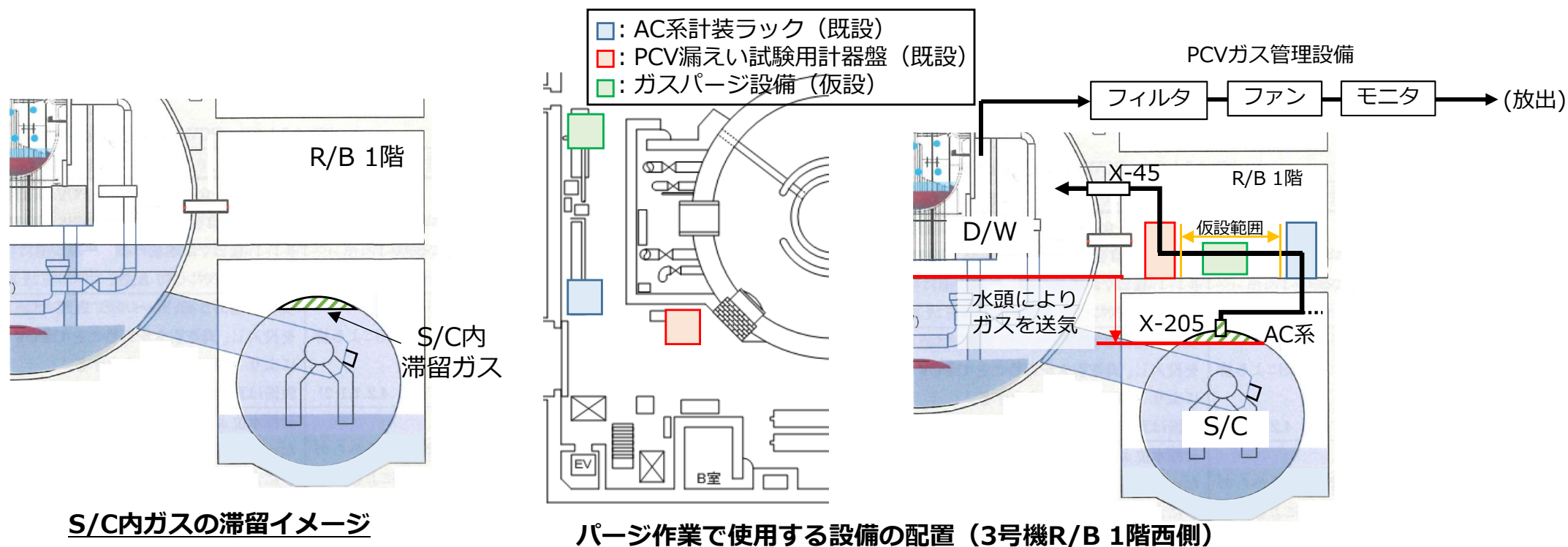
2023年9月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

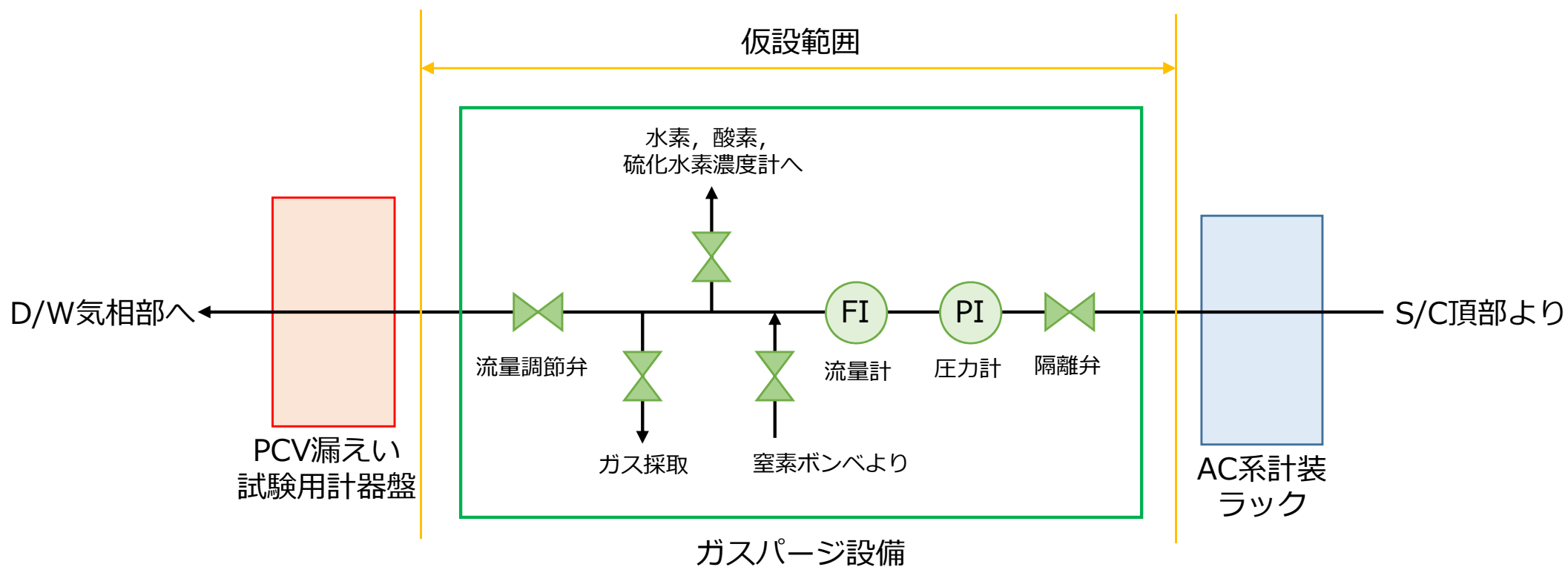
1. 3号機 S/C内滞留ガスのパーシ作業の概要

- 3号機S/Cは、震災以降、窒素封入の実績が無いことから、事故時に発生したガスの滞留に加え、水の放射性分解による水素ガスもS/C内に滞留していると想定。
- 水素を含むS/C内滞留ガスは、PCV保有水によりS/C内で水封され安定状態にあると推定するが、S/Cからパーシし水素燃焼に至るリスクを低減することで原子力安全の向上を図る必要あり。
- パーシ作業は、既設設備のAC系計装ラック（S/C頂部に接続）とPCV漏えい試験計器盤（D/W気相部に接続）をガスパーシ設備（仮設）を介して接続し、PCV保有水の水頭によりS/C内滞留ガスをD/Wに送気することで、PCVガス管理設備による管理放出を実施。



2. ガスパージ設備の概要（計画）

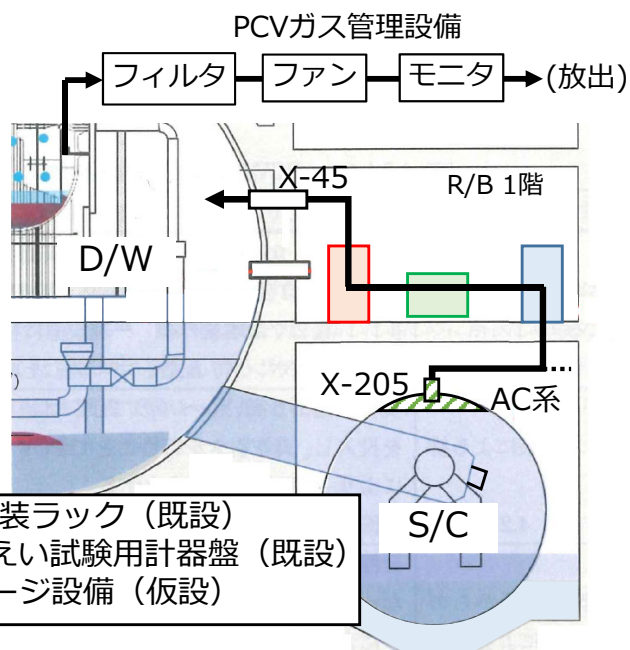
- PCV保有水の水頭にて送気されたS/C滞留ガスは，ガスパージ設備にて濃度計測（水素，酸素，硫化水素）やガス採取（Kr-85分析）が可能。
- PCV環境への影響を抑えるため，S/C内滞留ガスをD/Wへ送気する流量の調整が可能。



ガスパージ設備のイメージ

3. パージ作業におけるパラメータの管理

- パージ作業により、D/Wへ水素を含む滞留ガスを送気するが、PCVガス管理設備を經由することで、**PCVパラメータ（水素・希ガス・ダスト濃度）を監視しながら放出可能。**
- 同様にS/C滞留ガスのパージにより、S/C気相部へPCV保有水が移行し、PCV水位が低下する可能性があるため、必要に応じて**パージ作業前に原子炉注水量を調整。**
- ガスパージ設備にて水素濃度の確認やパージ流量の調整が可能であるため、**PCVパラメータ（水素・希ガス・ダスト濃度、水位）に影響を与えないよう慎重に作業を実施。**
- パージ作業は、PCV保有水の水頭によりS/C内滞留ガスをD/Wへパージし、**ガスパージ設備の水素濃度が可燃限界（4%）未満になるまで実施。**系統内に水素が残留する場合は、必要に応じて系統内に窒素を封入する予定。



パージ作業中のS/C内滞留ガスの流れ

パージ作業におけるPCVパラメータの管理方針

管理パラメータ	管理方針	管理方針から逸脱する場合
PCV水素濃度	運転上の制限2.5%以下を満足するよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度を低減することを確認。
PCV希ガス濃度	現状の希ガス濃度から有意な変動が無いよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度を低減することを確認。
PCVダスト濃度	現状のダスト濃度から有意な変動が無いよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度を低減することを確認。
PCV水位	PCV水位・温度計の最下位（L1）が気中露出しないよう管理。	ガスパージ作業を中断し、必要に応じて炉注水量を増加。

4. パージ作業の工程

- 10月以降，準備作業としてガスパージ設備の運搬・設置や既設設備の健全性確認などを実施予定。
- パージ作業は，日中帯の数時間実施する予定であり，当初はパージ量を少量としPCVへの影響を確認後，パージ量を増加（最大5m³/h）する計画。

	2023年		
	10月	11月	12月
準備（ガスパージ設備の運搬・設置，既設設備の健全性確認など）	■		
ガスの採取・分析	■		
パージ作業	■ 少量パージ	■ 連続パージ	
片付け			■

滞留ガスの状況に応じて変動

少量パージ：PCVへの影響確認をしながら，パージ量を徐々に増加

連続パージ：PCVに影響がないと確認できた最大量にてパージ（少量パージ同様に日中帯に実施する計画）

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9月28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。	7/11技術会合でご説明済。
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。	7/11技術会合でご説明済。
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。	7/11技術会合でご説明済。
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。	7/11技術会合でご説明済。
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。	本資料でご説明。
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。	7/11技術会合でご説明済。
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。	7/11技術会合でご説明済。

1. 1号機 PCVインナースカート¹の構造健全性評価
 - ・原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）を準用
 - ・アクセス開口の影響を考慮
 - ・クラスMC容器としての座屈判定の実施
 - ・Ss900地震動による評価を追加

2. 1号機 ペDESTAL損傷時の地震時水平方向荷重支持について
 - ・ペDESTAL上部構造物の地震時曲げモーメントによる水平荷重支持検討
対象：PCVスタビライザ、バルクヘッド
 - ・事故時熱履歴によるスタビライザの形状の想定。

1. 1号機PCVインナースカートへの構造健全性評価

- 「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）」を準用し、インナースカート開口部の影響を考慮してSs600地震動によりインナースカート単体に発生する応力（「鉛直」「曲げ」「せん断」），座屈防止の判定を実施。
- 「耐火性ガイドブック（2008）」より400MPa級炭素鋼材料の熱履歴(800℃)による許容応力の低下(0.9)を考慮。
 - PCV内部調査で確認された鉄筋状況を，鉄筋の高温腐食試験結果と比較し保守的に800℃と設定。
- クラスMCの地震時許容応力（Ds）で評価を実施し，**許容応力以下であることを確認。**

表1. Ss600に対するインナースカートの強度評価結果

	許容応力※1	発生応力	許容応力比※2	備考※3
①鉛直(σ_w)※4	297 MPa (3S')	44.6 MPa	0.16	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ(σ_M)※4	297 MPa (3S')	85.4 MPa	0.29	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断(τ)	144 MPa (0.4Su')	25.8 MPa	0.18	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-52より
④組み合わせ	297 MPa(3S')	137.5 MPa	0.47	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-57より
⑤座屈の判定	1	0.70	—	JEAC 4601-2008 4.2.3.1-1より

表2. Ss600の荷重・加速度を1.5倍としたインナースカートの強度評価結果

	許容応力※1	発生応力	許容応力比※2	備考
①鉛直(σ_w)※4	297 MPa (3S')	52.1 MPa	0.18	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-49/50より
②曲げ(σ_M)※4	297 MPa (3S')	128.1 MPa	0.44	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-51より
②せん断(τ)	144 MPa (0.4Su')	38.7 Mpa	0.27	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-52より
④組み合わせ	297 MPa(3S')	192.2 Mpa	0.65	JEAC 4601-2008 附 5.2.1-57より
⑤座屈の判定	1	0.96	—	JEAC 4601-2008 4.2.3.1-1より

※1：許容応力は，材料許容応力値 $S \cdot Su$ に熱履歴残存係数0.9を乗じた値 $S' \cdot Su'$ を設定して導出。現在の1号機の状況は，昇温/昇圧していないことから，PCV内圧/温度は常圧/常温として評価を実施。

※2：発生応力／許容応力

※3：原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）で適用した評価式を記載。

※4：鉛直時の評価は，自重+地震時鉛直荷重を考慮して評価を実施。

【参考1-1】インナースカート構造強度の評価内容(Ss600相当の場合)

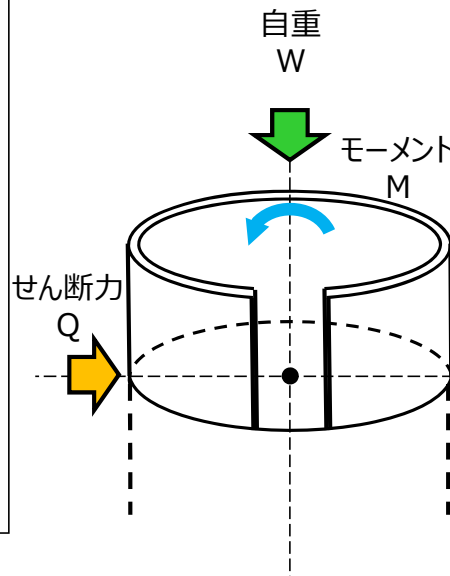
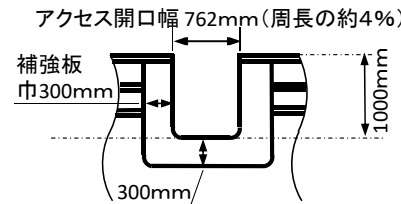
- 地震等により、上部構造物に直接応力が負荷された状態で、インナースカートの構造強度を評価。
- 本評価を実施するにあたっては、以下を考慮。
 - インナースカートに負荷する荷重の範囲は、ペDESTAL上部構造物の自重、モーメント、せん断力が対象。
 - 残存するコンクリート・鉄筋の強度は期待せず、インナースカート単体での支持可否を評価。
 - インナースカートの板厚は、燃料デブリ漏出経路の近傍であることから、腐食量を保守的に考慮。
 - 上記仕様を基に、構造上、インナースカートと等価となる円筒を模擬し、構造強度を評価。
 - 構造強度の比較は、地震による「鉛直」、「曲げ」、「せん断」、「座屈防止の判定」を対象として実施。

○**検討用重量・モーメント・せん断力**

- ・ペDESTAL基礎上部重量 W : 1,776 ton = 17420kN
(工認重量 2,076t - 落下重量 300t = 1,776t)
- ・ペDESTAL基礎部モーメント M : 74,800 kN・m
- ・ペDESTAL基礎部せん断荷重 Q : 7,550 kN
(モーメント・せん断力はSS600 連成解析結果より)

○**インナースカートの検討条件**

- ・インナースカート材質 : SM41A (SM400A相当)
- ・材料降伏応力 Sy : 235MPa (板厚36mm)
- ・材料縦弾性係数 E : 203,000MPa
- ・インナースカート平均半径 r : r = 3,118mm
- ・インナースカート板厚 t_s : t_s = 公称板厚t₀ - (腐食量f×2)
- ・腐食量 f : f = 2.44 mm (補助事業検討値を採用)
- ・インナースカート公称板厚 t₀ : t₀ = 36mm
- ・インナースカート外直径 Do : Do = 2×r + t_s
- ・インナースカート内直径 Di : Di = 2×r - t_s
- ・インナースカート平均直径D_a : D_a = 2×r = Di + t_s
- ・インナースカート開口幅 B : B = 762mm
- ・開口部長さ Y : Y = D_a · sin⁻¹(B/D_a)
- ・断面積 A_s : A_s = (π · D_a - Y) · t_s
- ・断面二次モーメント I_s : I_s = $\frac{\pi \times D_a^3 \cdot t_s}{8} - \frac{D_a^2 \cdot t_s \cdot Y}{4}$
- ・断面係数 Z_s : Z_s = I_s / (D_a / 2)



○**許容応力と熱履歴による許容応力低下の考え方**

- ・クラスMC容器の供用状態 Dsの許容応力を適用
- ・熱履歴による材料許容応力残存率は0.9とする。

■ **構造強度の検討**
JEAC-4601に基づく、開口部を持つ円筒構造物の評価

○通常時質量の応力及び鉛直方向地震時の質量の応力

- ・自重による応力 $\sigma_{w0} = W / ((\pi \cdot Da - Y) \cdot t_s) = W / A_s$
- ・鉛直方向加速度C_v (C_v:0.5g) による応力 σ_{w1}
 $\sigma_{w1} = C_v \cdot W / A_s$
- ・鉛直方向応力 $\sigma_w = \sigma_{w0} + \sigma_{w1}$

○水平方向地震力による応力

- ・曲げモーメントによる応力 σ_M
 $\sigma_M = \frac{M}{Da \cdot t_s \cdot ((\pi \cdot Da) / 4 - Y / 2)}$

- ・せん断応力 $\tau : \tau = 2 \times Q / ((\pi \cdot D_a - Y) \cdot t_s) = 2 \times Q / A_s$
- 組み合わせ応力 σ_c (絶対値和)
- ・組み合わせ応力 $\sigma_c = ((\sigma_{w0} + \sigma_m + \sigma_{w1})^2 + 3 \cdot \tau^2)^{0.5}$

○クラスMC容器の座屈の防止の判定式

判定式 $1 \geq \frac{a_B \cdot ((1 + C_v) W / A_s)}{f_c} + \frac{a_B \cdot (M / Z_s)}{f_b}$

a_B : 安全率, f_c, f_b : 許容応力 (JEAC参照)

■ インナースカート構造材料（SM41A(SM400A相当))の熱履歴による強度低下

○ 加熱冷却後の機械的性質

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017」の内容をもとに、図1.③.1(a)にSS400材の、図1.③.1(b)にSM490材の加熱冷却後試験結果(平均値)をグラフ化したものを示す。また、加熱冷却後特性と標準偏差を表1.③.1に示す。鋼材は変態点温度(約720℃)を超えると材質に変化が生じ、降伏点が不明瞭になる。同図から、600℃以上の熱履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

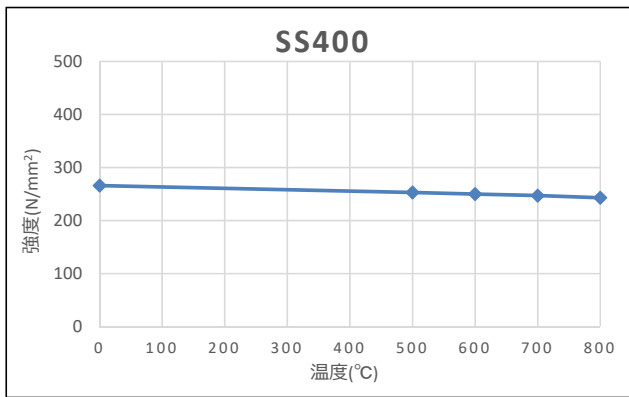


図1.③.1(a) SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

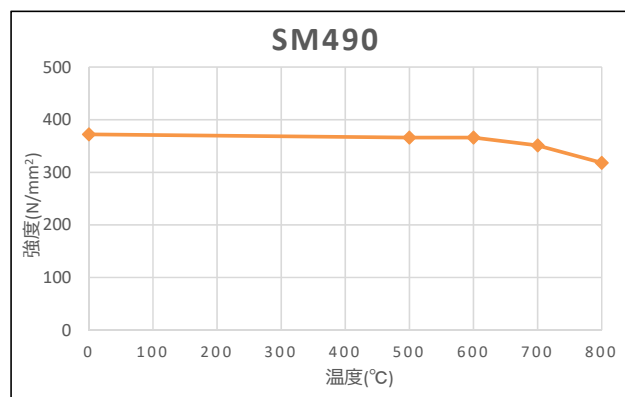


図1.③.1(b) SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表1.③.1 加熱冷却後における降伏強度の平均値と標準偏差

		試験温度									
		常温	100	200	300	400	500	600	700	800	
SS400 (N/mm²)	サンプル数	3	/	/	/	/	3	3	3	3	
	平均値	266	/	/	/	/	253	250	247	243	
	標準偏差	7	/	/	/	/	15	12	15	19	
SS490 (N/mm²)	サンプル数	7	/	/	/	/	7	7	7	7	
	平均値	372	/	/	/	/	366	366	351	318	
	標準偏差	41	/	/	/	/	33	37	41	13	

(出典) 構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)より抜粋

・耐火性ガイドブックでは、SS400 及び SM490の加熱冷却後の機械的性質が記載されており、その値は以下の通りである。

SS400 : $243/266 = 0.91$

SM490 : $318/372 = 0.85$

SM41Aは、引張強さ400MPa級の炭素鋼であり、化学成分もSS400に包絡されることから、加熱・冷却による強度低下はSS400相当と考えられる。

本概略検討では、保守的に熱履歴を経たのちの降伏強度（熱履歴残存係数）を0.9と設定する。

- インナースカート構造材料（SM41A(SM400A相当))の成分と構造強度
 - SM41AはSS400の規定に包絡されており，加熱・冷却後の強度低下は，耐火性ガイドブックに記載されているSS400相当と考えられる。
 - 上記の理由から，インナースカートの加熱冷却後の熱履歴残存係数として，0.9を採用する。

表1-②-1 現行JISのSM400AとSS400との規定値概要の比較（耐火ガイドブック値）

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 σ_y (MPa)	引張強さ σ_s (MPa)	伸び (%)
SM400A (t=36)	≤ 0.23	—	$2.5 \times C$	≤ 0.035	≤ 0.035	$235 \leq$	400~510	$22 \leq$
SS400	—	—	—	≤ 0.050	≤ 0.050	$235 \leq$	400~510	$21 \leq$

表1-②-2 JIS G3106「溶接構造用圧延鋼材」（1959版）の概要（実材料の規格）

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 (kg/mm ²)	引張強さ σ_s (kg/mm ²)	伸び (%)
SM41A (t=36)	≤ 0.23	—	$2.5 \times C$	≤ 0.040	≤ 0.050	$\sigma_s/2 \leq$	41~50	$21 \leq$

2. 1号機 ペDESTAL損傷時の地震時水平方向荷重支持について

- 地震時の水平方向荷重を支持（拘束）する機能を有する機器として、スタビライザ・バルクヘッドの評価実施。
 - ・スタビライザ：水平方向支持構造物として、想定される荷重に対して強度評価を実施【検討1】
また、構造上事故時の熱履歴により変位が発生している可能性があるため、支持に必要な形状を維持しているかを検討【検討2】
 - ・バルクヘッド：ペDESTAL上部構造物の傾斜時に水平荷重支持に有効な構造物として強度評価実施【検討1】
なお、運転時・事故時に荷重を受けるものではなく事故時に損傷していないと想定

- 【検討1】仮にペDESTAL基礎部剛性が著しく低下した場合の、水平方向拘束可否の検討
 - ペDESTAL基礎部剛性が著しく低下しているとした場合、ペDESTAL上部構造物に生じる水平方向荷重はスタビライザにより支持される。スタビライザの支持機能が失われた場合にも、バルクヘッドにより移動が拘束される。
 - スタビライザには、RPVスタビライザとPCVスタビライザとがあるが、RPVスタビライザは熱伸びを吸収できる構造であることから損傷しておらず、水平方向の荷重を支持できると考えられるため、PCVスタビライザの構造強度についての検討を実施。
 - スタビライザ及びバルクヘッドの地震時水平方向荷重の支持可否の評価を実施。

- 【検討2】事故後のスタビライザの形状に関する検討
 - 事故時にPCV内は設計温度を超える温度が負荷されていることから、事故時熱履歴を考慮して、スタビライザが支持機能を有する形状を維持しているかを検討。
 - PCV内部調査の結果から、到達している温度・腐食量などを設定。
 - RPVスタビライザは、RPVと原子炉遮蔽壁(BSW)の熱伸び差を吸収できる構造であることから評価を割愛。
 - PCVスタビライザは、BSWとPCVの熱伸び差を吸収する構造となっていないため、破断・大規模な変形の有無を検討。

2.検討1-1 大規模地震時の支持構造物・移動拘束部材の評価荷重

- ペDESTAL基礎部が欠損した場合の、水平方向荷重を導出し、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの構造強度を評価
 - ペDESTAL基礎部の剛性が著しく低下した状態として、基礎部ピン支持の状態（ペDESTAL基礎部で曲げモーメントを負担できない状態）を想定。鉛直荷重はインナースカート及びペDESTAL基礎残存部で支持。
 - ペDESTAL上部構造物に生じる曲げモーメントから、スタビライザ・バルクヘッド部材にかかる水平方向荷重を導出して評価。
 - RPV内圧がないことから、配管破断時のジェット荷重は考慮しない。
- Ss600相当/Ss900相当地震時の評価対象にかかる水平荷重条件を下表に示す。

➢ ペDESTAL基礎部を支点とした曲げモーメント

項目	Ss600相当	Ss900相当	備考
ペDESTAL上部重量 (ton)	1776.38	1776.38	W：建設時工認重量-300ton
床面からの重心高さ (m)	13.74	13.74	L0：燃料落下分を考慮した重心位置
水平方向加速度 (g) ^{※1}	0.56	0.84	G：水平方向加速度
曲げモーメント (kN・m)	134,000	201,000	M0：M0 = W・L0・G・9.80665

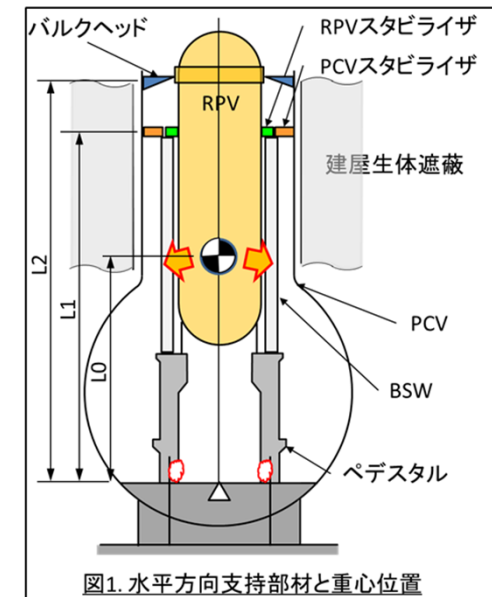
※1：1号機原子炉建屋の地震応答解析結果(実施計画Ⅱ 2.6 添付資料-2構造強度及び耐震性)から設定。
Ss900相当加速度は、Ss600相当加速度の1.5倍。

➢ PCVスタビライザにかかる水平荷重

	Ss600相当	Ss900相当	備考
スタビライザ設置高さ (m)	21.77	21.77	L1：スタビライザの床面からの高さ
水平方向荷重 (kN)	6,156	9,233	F1：F1 = M0/L1

➢ バルクヘッドにかかる水平荷重

	Ss600相当	Ss900相当	備考
バルクヘッド設置高さ (m)	25.36	25.36	L2：バルクヘッドの床面からの高さ
水平方向荷重 (kN)	5,283	7,925	F2：F2 = M0/L2



2.検討1-2 大規模地震時の支持構造物・代替支持部材の評価結果

- 導出された水平方向荷重から、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの構造強度を評価
バルクヘッドはPCV本体に溶接接続されており、水平方向の荷重を受けることによるPCV円筒部の曲げ応力も評価
- Ss600相当地震時の水平方向応力評価結果を下表に示す。
- Ss600相当地震時にペDESTAL上部構造物による荷重がかかった際にも、**スタビライザ・バルクヘッドで水平方向荷重を支持することができる**ため、**ペDESTAL上部構造物がPCVに衝突することはない**。

➤ PCVスタビライザ各部材に発生する応力計算結果

Ss600相当時

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備 考
接続管	引張/圧縮	369.0 MPa (3ft)	76.6MPa	0.21	STPL380相当材
プレート	曲げ応力	550.3 MPa (3fb)	43.9MPa	0.08	SGV480相当材
	せん断	275.4 MPa(3fs)	21.0MPa	0.08	SGV480相当材
高力ボルト	引張	439.4MPa(1.5ft)	86.5MPa	0.20	SCM435相当材

➤ バルクヘッド水平方向にかかる圧縮応力計算結果

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備 考
支持梁 4本※3	圧縮	432MPa(3Sm')	84.0MPa	0.19	SGV480相当材

➤ バルクヘッドに水平方向荷重が負荷された場合のPCV円筒部が受ける曲げ荷重

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備 考
PCV円筒部	曲げ応力	432MPa(3Sm')	16.3MPa	0.04	SGV480相当材

- ※1：許容応力は、PCVスタビライザはクラスMC支持構造物として導出。バルクヘッド・PCV本体は、クラスMC容器として許容応力を導出。
バルクヘッドは燃料交換ウェル満水時の水受け容器であることから、クラスMC容器の許容応力を準用した。
許容応力を算出する基準となるSm,Sy,Suに強度残存係数0.9をかけた値 Sm',Sy',Su'をもとにJEAC-4601を準用し許容応力を導出。
- ※2：発生応力／許容応力
- ※3：バルクヘッドの構造部材は、隔壁プレートで溶接接続されているが、保守的に載荷方向±30°の部材で受けるものとする。
バルクヘッド1周(360°)に対して、支持梁は15°ピッチで設置。360°/24本 = 15°/本：60°/15° = 4本 として水平方向支持を検討。

2.検討1-3 大規模地震時の支持構造物・代替支持部材の評価結果

- 導出された水平方向荷重から、PCVスタビライザ及びバルクヘッドの構造強度を評価
バルクヘッドはPCV本体に溶接接続されており、水平方向の荷重を受けることによるPCV円筒部の曲げ応力も評価
- Ss900相当地震時の水平方向応力評価結果を下表に示す。
- Ss900相当地震時にペDESTAL上部構造物による荷重がかかった際にも、**スタビライザ・バルクヘッドで水平方向荷重を支持することができる**ため、**ペDESTAL上部構造物がPCVに衝突することはない**。

➤ PCVスタビライザ各部材に発生する応力計算結果

Ss900相当時

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
接続管	引張/圧縮	369.0 MPa (3ft)	114.9MPa	0.31	STPL380相当材
プレート	曲げ応力	550.3 MPa (3fb)	65.8MPa	0.12	SGV480相当材
	せん断	275.4 MPa(3fs)	31.5MPa	0.12	SGV480相当材
高力ボルト	引張	439.4MPa(1.5ft)	129.8MPa	0.30	SCM435相当材

➤ バルクヘッド水平方向にかかる圧縮応力計算結果

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
支持梁 4本※3	圧縮	432MPa(3Sm')	126.0MPa	0.29	SGV480相当材

➤ バルクヘッドに水平方向荷重が負荷された場合のPCV円筒部が受ける曲げ荷重

	応力の種類	許容応力※1	発生応力	応力比※2	備考
PCV円筒部	曲げ応力	432MPa(3Sm')	24.5MPa	0.06	SGV480相当材

- ※1：許容応力は、PCVスタビライザはクラスMC支持構造物として導出。バルクヘッド・PCV本体は、クラスMC容器として許容応力を導出。
バルクヘッドは燃料交換ウェル満水時の水受け容器であることから、クラスMC容器の許容応力を準用した。
許容応力を算出する基準となるSm,Sy,Suに強度残存係数0.9をかけた値 Sm',Sy',Su'をもとにJEAC-4601を準用し許容応力を導出。
- ※2：発生応力／許容応力
- ※3：バルクヘッドの構造部材は、隔壁プレートで溶接接続されているが、保守的に載荷方向±30°の部材で受けるものとする。
バルクヘッド1周(360°)に対して、支持梁は15°ピッチで設置。360°/24本 = 15°/本：60°/15° = 4本 として水平方向支持を検討。

2.検討2-1 事故時熱履歴を経たPCVスタビライザの状態の想定

- 水平方向支持機能を持つスタビライザが、事故時熱履歴を考慮して機能を保持することを確認する。
 - RPVスタビライザは、RPVと原子炉遮蔽壁(BSW)の熱伸び差を吸収できる構造であることから評価を割愛。
 - PCVスタビライザは、BSWとPCVの熱伸び差を吸収する構造となっていないため、支持機能維持の検討を実施。

表-1 スタビライザの機能保持に関する概略検討

手順	実施内容	目的	検討結果
1	D/W内/外の状況の想定	以下の検討実施の条件設定 ・各構造物の熱伸び量 ・昇温/降温速度 ・想定腐食量	事故時想定環境 PCV気相部温度 約600°C D/W本体平均温度 約340°C 腐食量 ほぼ無し※1
2	各構造物の熱伸び量の想定	・各構造物の相対変位を算定 部材の熱履歴による影響を考慮する条件	
3	優先検討対象の設定	構造部材の寸法/材料を調査し選定 ・荷重負荷断面積の小さな部材 ・高温強度が低い部材	PCVスタビライザ(接続管) 取付ボルト
4	選定部材の熱履歴を考慮した概略評価	熱伸び（二次応力）の影響を想定 ・PCV昇温時/降温時	降伏応力は超えるが伸びは許容値内に収まり変形するが破断しない
5	検討結果まとめ	水平方向の支持機能を有するスタビライザは、一部部材が降伏応力を超え変形すると推定するが、破断には至らず荷重を負担できると考えられることから、一定の支持機能を有すると判断	

※1：1号は運開後50年以上経過するが、震災前のPCV肉厚調査により、公称肉厚以上であることを確認済み。また、震災後のPCV内部調査の結果から、事故後の腐食進展は微小であることを確認している。

2. 検討2-2 PCVスタビライザの機能維持に関する検討結果と考察

- 鉛直方向の熱伸び量から導出したPCVスタビライザの応力/ひずみを示す。

【検討条件】

○構造物最高温度

PCV内構造物(ペDESTAL除く)	: 600℃
PCV本体	: 340℃
PCV外気相部	: 80℃

○平均線膨張係数

炭素鋼	: 13.57×10^{-6}
鉄筋コンクリート	: 10.00×10^{-6}

【検討結果】

○鉛直方向熱伸び量

BSW側熱伸び量	: 126.3 mm
PCV側熱伸び量	: 94.5 mm
熱伸び量の差異	: 31.8 mm

○PCVスタビライザの曲げ応力とひずみ

発生応力(max)	: 613.1MPa
ひずみ(max)	: 5066.3×10^{-6} (0.5%)

- スタビライザの破断について
事故時熱履歴を経た後にも、ひずみ量は0.5%程度。PCVスタビライザの構造材であるSTPL380は、常温破断伸び量が22%以上であり、温度が高くなると破断伸び量が増加する傾向であることから、**PCVスタビライザは破断していないと判断**。
- スタビライザの変形について
鉛直方向のBSW側熱伸び量とPCV本体側の熱伸び量との差は32mm程度であり、接続管が250A（外径：267.4mm/肉厚：25.4mm）であることを考慮すると、高温時に局部応力が降伏点を超えるが、PCV内温度の低下に伴い、**元の形状に近い状態に戻り大規模な変形はないと想定**。
なお、PCVスタビライザ自体の熱伸びは、PCV取り合い部とBSW取り合い部に寸法を制限されるので、高温時熱伸びする分が圧縮され、温度の低下に伴い、スタビライザに残留引張力がかかる。

⇒ PCVスタビライザの変形は、熱伸びに伴う二次応力による変形であり、破断に至らず、荷重を伝達できる状態。しかしながら、PCVスタビライザには変形や残留応力が残ると想定されることから、支持できる荷重が健全時から低下している可能性を考慮し、PCVスタビライザの構造強度裕度と、バルクヘッドによる水平荷重支持の可否について、【検討1】で確認する。

【参考2-1】PCVスタビライザの状態に関する想定

- 事故時に負荷された熱伸び量を想定し、PCVスタビライザの状態を検討する。
- 評価にあたっては、以下を考慮。
 - PCV内構造物温度・PCV本体温度を保守的に仮定し、構造物の熱伸び量を設定。
 - 設定した伸び量から、構造的に弱い部材にかかる応力・ひずみを導出し、事故時の状態を推定。
 - 推定した状態から、水平方向の荷重支持可否を想定。
- PCVスタビライザに発生する事故時の応力は、降伏応力を超過するが破断伸びを超過しない。熱膨張差により発生する応力・ひずみは、変位制御型（二次応力的）で、き裂は発生しておらず、一定の支持力を有していると想定。

○検討用熱履歴の想定

- ・PCV内部構造物温度 t_i : $t_i = 600^\circ\text{C}$ (max)
配管保温のアルミ外装板が溶融していないことから想定
- ・PCV外部気相部温度 t_o : $t_o = 80^\circ\text{C}$
PCV鋼板と建屋生体遮蔽間の気相部温度を 80°C と想定
- ・PCV鋼板温度 t_{pcv} : $t_{pcv} = 340^\circ\text{C}$ (max)
- ・初期温度(常温) t_r : $t_r = 20^\circ\text{C}$

○事故時高温腐食の影響

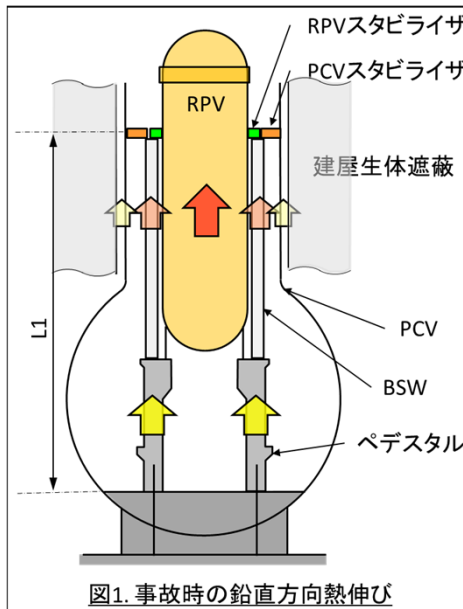
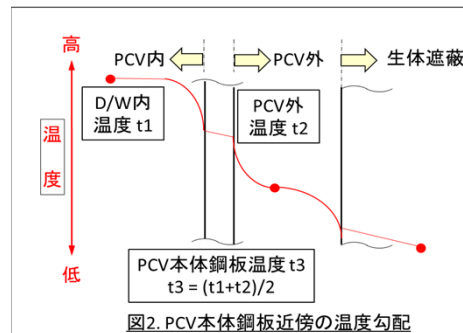
- ・ベデスタル下部近傍を除くPCV内構造物は、内部調査の状況から、事故時の高温腐食はほぼないものと想定。
【補足資料 2-⑨参照】

○構造部材の線膨張係数

- ・炭素鋼 Δ_{cs} : 13.57×10^{-6}
JSME 炭素鋼の 350°C までの平均線膨張係数
- ・鉄筋コンクリート Δ_{rc} : 10.0×10^{-6}
コンクリートは、常温では鉄と同様の線膨張係数で、高温時骨材が膨張・コンクリートは収縮するため、常温時同等と仮定
BSWも鉄骨とコンクリートの構造物であり、本値を使用。

○各構造部材の床面からの高さ

- ・スタビライザ 設置高さ $L1$: $L1 = 21.77\text{m}$ (27.95-6.18)
- スタビライザ位置 : O.P. 27.95m
- D/W床面 : O.P. 6.18m



○許容応力と熱履歴による許容応力低下の考え方

- ・クラスMC容器の供用状態 D_s の許容応力を適用
- ・熱履歴による材料許容応力残存率は0.9とする。

■ 熱伸びの差

- ・BSW側伸び量 $d_{BSW} = \Delta_{rc} \cdot (t_{BSW} - t_r) \cdot L1$
- ・PCV側伸び量 $d_{PCV} = \Delta_{cs} \cdot (t_{PCV} - t_r) \cdot L1$
- ・熱変位差 $a = d_{BSW} - d_{PCV}$

■ PCVスタビライザに生じる応力

BSW側が溶接、PCV側がボルト接続であり、固定-支持の梁として発生応力を導出。

- ・変位 $\delta = PL^3/3EI$ を変形し、 $PL = 3EI\delta/L^2$
P : 集中荷重, E : 縦弾性係数, I : 断面二次モーメント
L : 梁の長さ, Z : 断面係数, D : 梁の外径
 $I/Z = D/2$ であるから、
モーメント $M = PL = 3EI\delta/L^2$
応力 $\sigma = M/Z = 3EI\delta/ZL^2 = 3ED\delta/2L^2$

■ PCVスタビライザに生じるひずみ

- ・ひずみ X : $X = \sigma / \text{縦弾性係数}$
※ : JSMEで炭素鋼/ 600°C の縦弾性係数は提示されないため、ASME Sec. II Part.D (2019)を参考に121,000MPaと設定。

2. 地震時水平方向荷重の支持に関する検討結果 まとめ

【検討結果】

- ペDESTAL基礎部が欠損した場合に、地震時にペDESTAL上部構造物に生じる水平方向荷重を支持する鋼構造物として、スタビライザとバルクヘッドを挙げ、概略構造強度の検討を実施。
- 検討1の結果から、**スタビライザ又はバルクヘッドは、どちらも単体でSs900相当の地震時水平荷重を支持可能。**
- 検討2の結果から、スタビライザは変形している可能性があるが、支持機能は維持していると判断
 - **RPVスタビライザ**は、鉛直方向の熱伸びを吸収できる構造であり、**事故時熱履歴を考慮しても、支持機能を維持している。**
 - **PCVスタビライザ**は、鉛直方向の熱伸びを吸収できる構造ではないため、**事故時熱履歴により一部変形及び残留応力が残る状態と考えられるが、荷重を負担できる状態であり、一定の支持機能を有すると評価。**
- PCVスタビライザに変形や残留応力が残り、支持できる荷重が健全時から低下していることを考慮した場合にも、以下の検討より水平方向荷重を支持することができると評価。
 - 検討1より**PCVスタビライザ**は現在の環境条件でSs900相当の地震を仮定しても、クラスMC支持構造物の許容応力に対する発生応力が小さいことから、**変形等によりスタビライザが支持可能な荷重が低減しても、水平荷重を支持できる可能性**あり。
 - **仮にスタビライザの支持機能が完全に失われた状態**であった場合にも、RPVの周囲には十分な強度を有する**バルクヘッドが存在しており、地震時に発生する水平荷重を支持することが可能。**

【まとめ】

- 1号機 PCV内部調査により、ペDESTAL基礎部コンクリートが欠損していることが確認されたが、ペDESTALに埋設されるインナースカートは、Ss900相当の地震を仮定しても単体で十分な強度を有しており、**残存するペDESTALとインナースカート、スタビライザでペDESTAL上部構造物を支持することが可能。**
- 仮にスタビライザの支持機能が失われた場合にも、代替拘束部材であるバルクヘッドによりペDESTAL上部構造物の地震時水平方向荷重を支持することが可能であり、**Ss900相当の地震を仮定しても、RPVを含むペDESTAL上部構造物が転倒することはない。**

以降 補足説明資料

TEPCO

- バルクヘッドはPCVの内側に配置。原子炉燃料交換時にウェルを満水とするための隔壁。
燃料交換時は、PCV上蓋、RPV上蓋を取り外し、ウェル及び原子炉内を満水とする。
- スタビライザはPCVの内側の生体遮蔽壁(BSW)の上部に配置され、原子炉/生体遮蔽壁(BSW)を支持する。

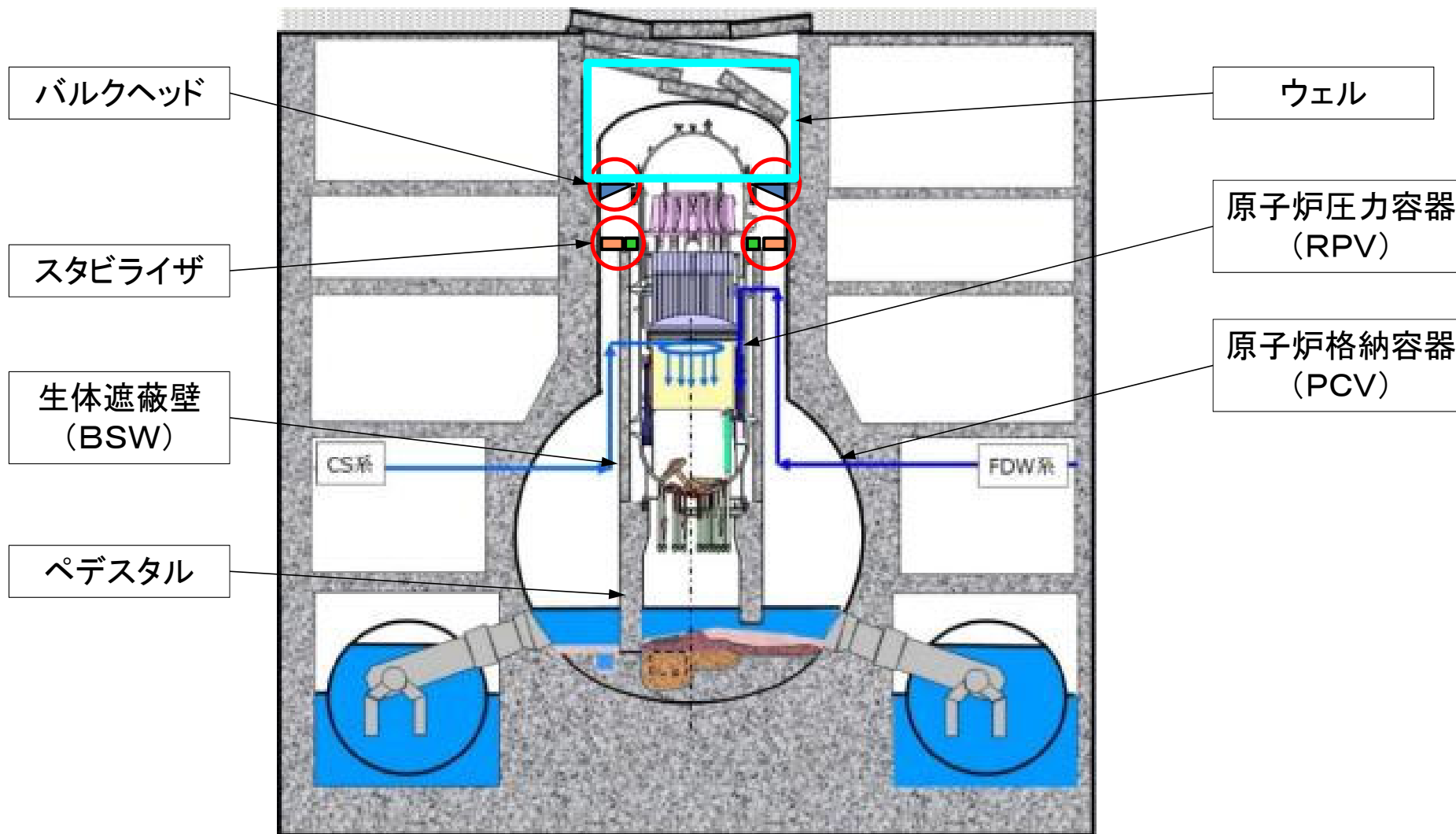


図.2-① 1号機構造物配置概要

- RPV及び原子炉遮蔽壁(BSW)はペDESTALの上部に設置されており、上下方向に拘束されていない。
- RPVスタビライザは、取り付け部がピン支持であり、RPVとBSWとの熱伸び量の差を吸収できるため、熱による応力は発生しない。
- RPVスタビライザは、高温に強い材料を使用している。

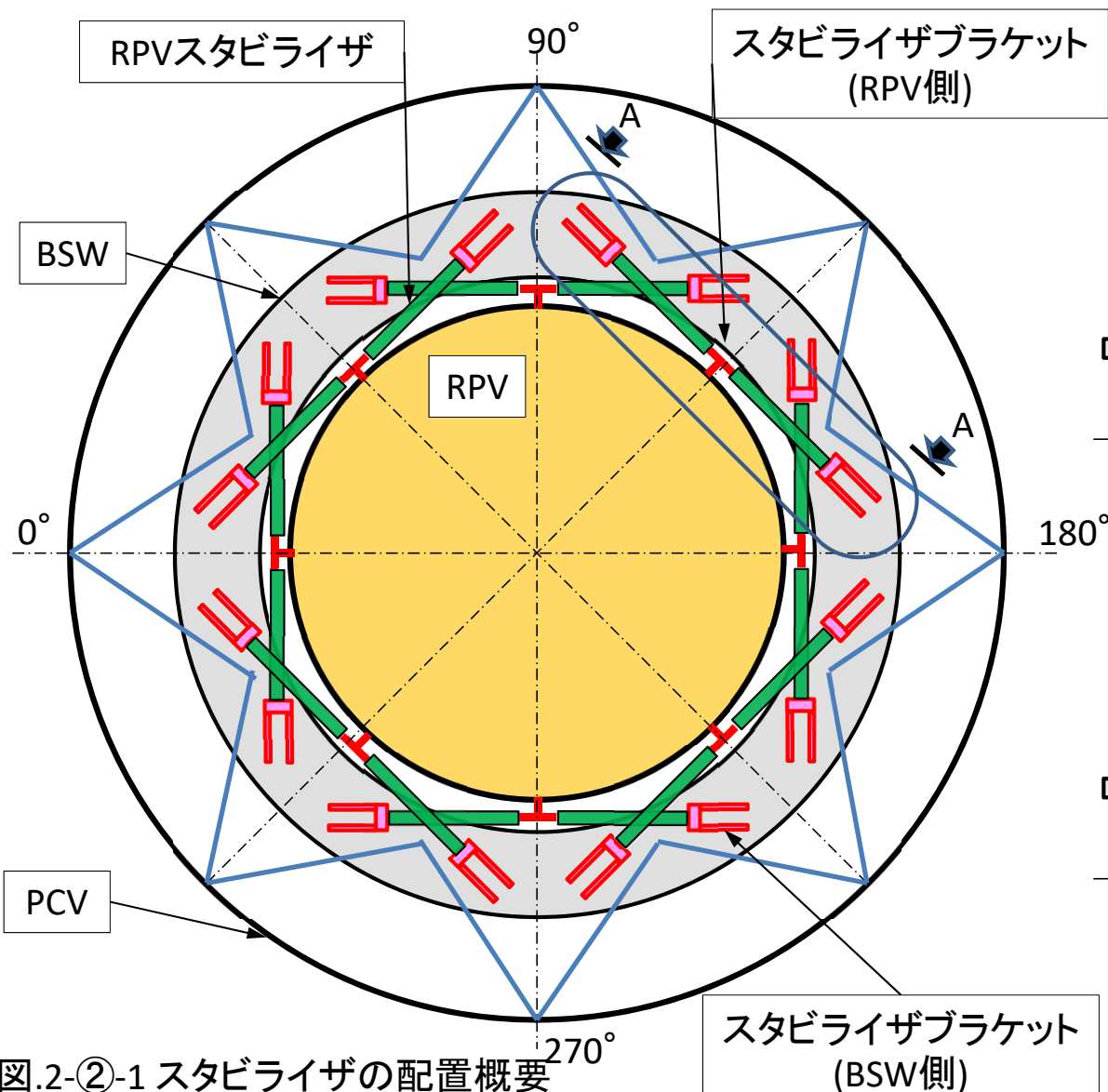


図.2-②-1 スタビライザの配置概要

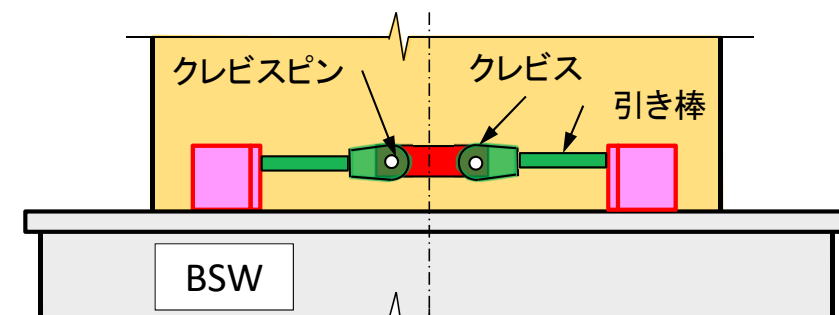


図.2-②-2 RPVスタビライザ側面(A-A断面)

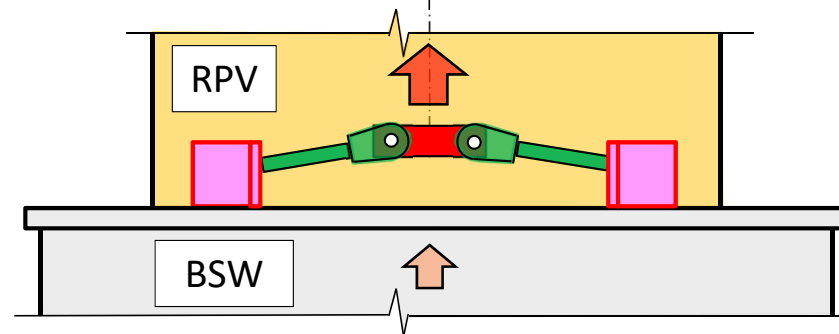


図.2-②-3 熱伸び差の吸収イメージ

- 原子炉遮蔽壁(BSW)及びPCVはPCV基礎部上に設置されており、上下方向に拘束されていない。
- PCVスタビライザは、PCVとBSWとの熱伸び量の差を吸収できる構造ではないが、生じる応力は二次応力である。

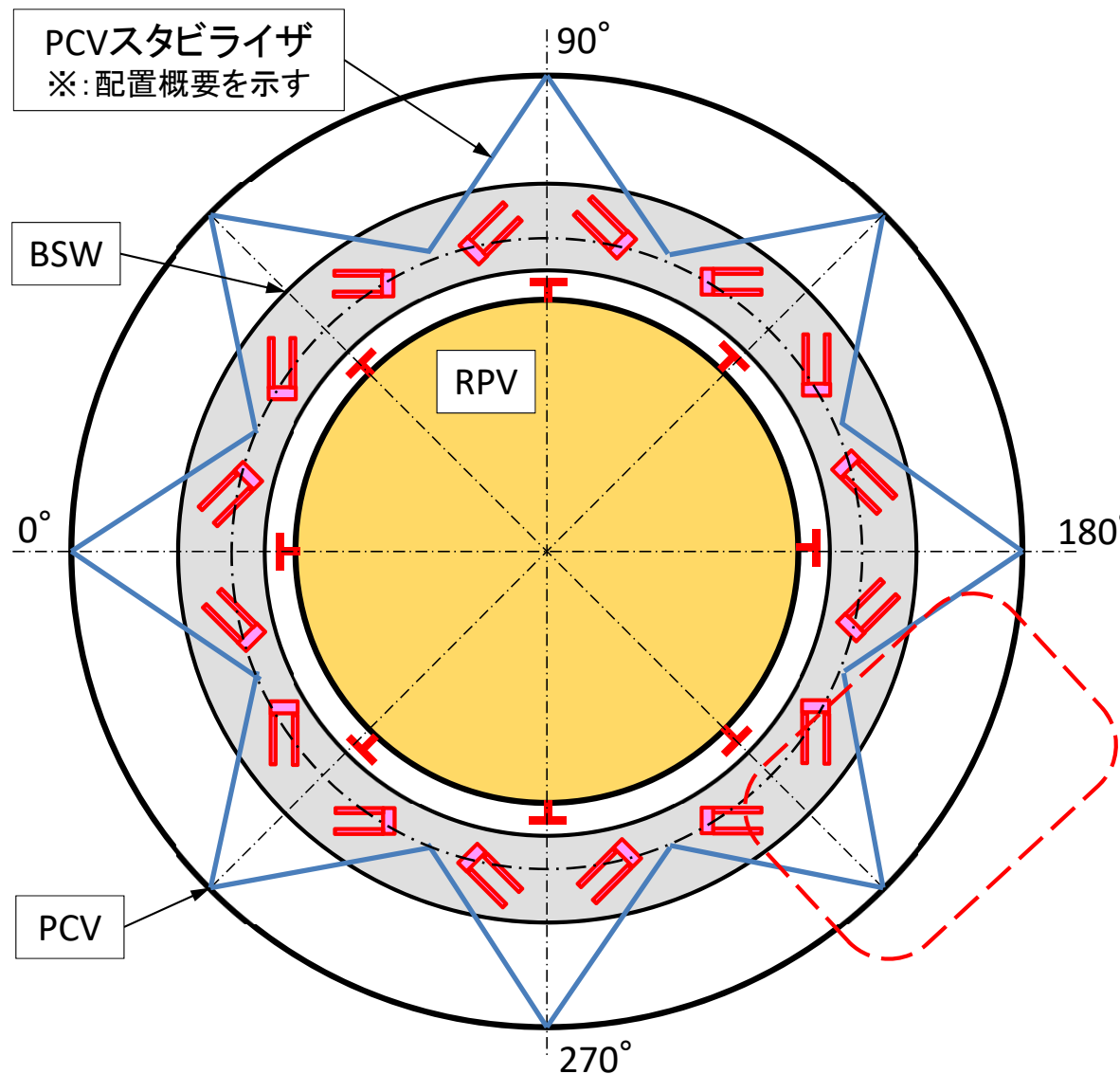


図.2-③-1 PCVスタビライザの配置

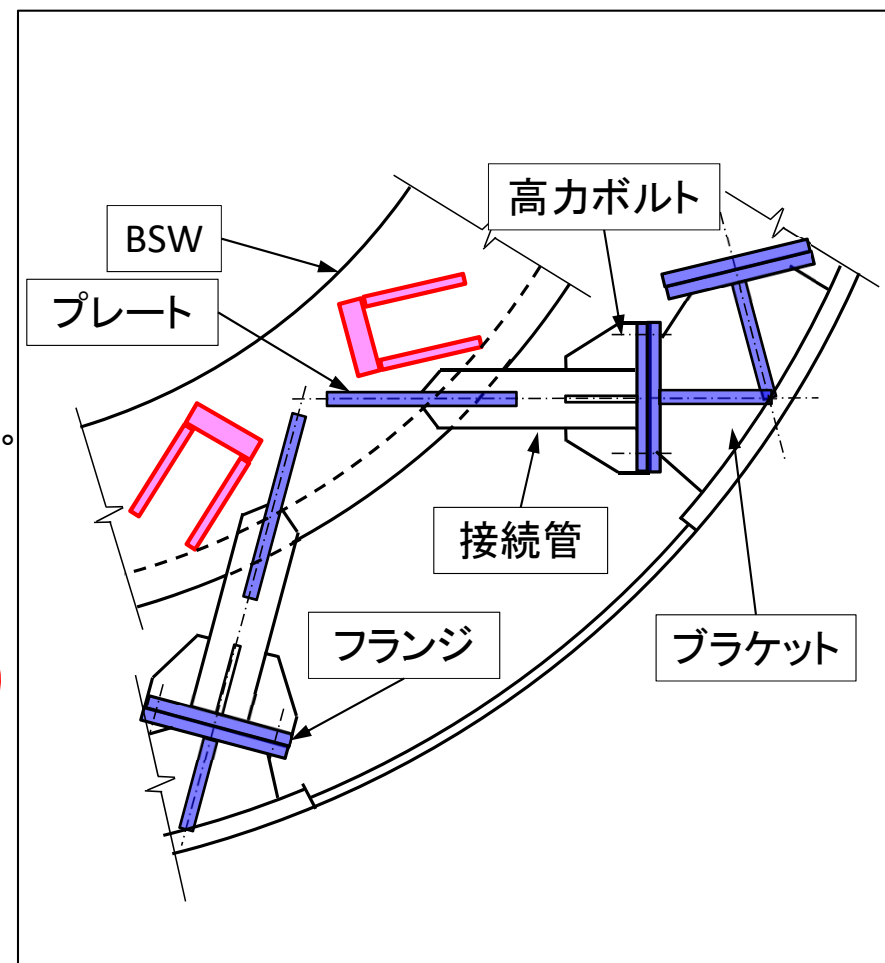


図.2-③-2 PCVスタビライザの構造概要

- 地震により水平方向荷重Wがかかった際の、PCVスタビライザ各アームにかかる荷重を導出。
 - 8か所のPCV取り合い部に力が分配される場合、それぞれのPCVスタビライザーにかかる荷重Fは以下となる。

$$W = 2 \cdot W1 + 4 \cdot W2 \cdot \cos(45^\circ)$$

$$W2 = W1 \cdot \cos(45^\circ)$$
 上記式より、
$$W = 2 \cdot W1 \cdot (1 + 2 \cdot \cos^2(45^\circ)) = 4 \cdot W1$$
 - スタビライザトラスにかかる引張荷重・圧縮荷重 F は

$$F = W1 / (2 \cdot \sin(31.37^\circ))$$
 - 引張荷重・圧縮荷重Fによる、接続管、プレート、高力ボルトの構造強度評価を実施。

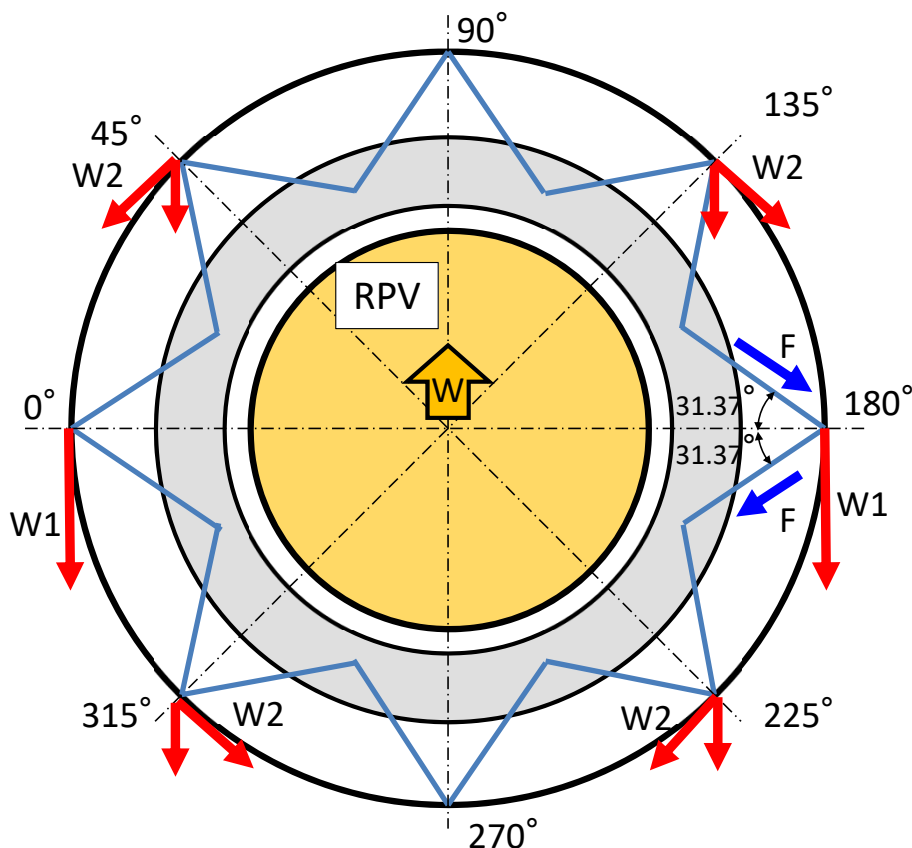


図.2-④-1 PCVスタビライザトラスにかかる荷重

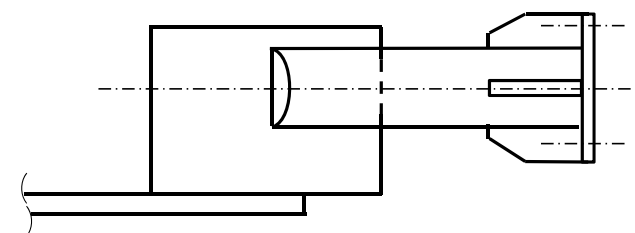


図.2-④-2 PCVスタビライザトラス側面図

項目	Ss600相当	Ss900相当	備考
荷重 W (kN)	6,156	9,233	
荷重 W 1 (kN)	1,539	2,308	
荷重 F (kN)	1,478	2,217	

表.2-④-1 PCVスタビライザにかかる荷重計算結果

- バルクヘッドは燃料交換時に原子炉内及びウェルを満水にするためのD/Wとウェルとの隔壁。
- ペDESTAL基礎部剛性が低下し、上部構造物が傾いた場合、バルクヘッドに荷重がかかる。
- RPVとバルクヘッドの間隙は約 350mm程度であり、上部構造物の傾きは1°以下にとどまる。
- 隔壁プレートはRPV周囲全周にわたるため、地震時にペDESTAL上部構造物が傾いた場合には、発生する荷重はドーナツ状の構造物で支えられる。(隔壁フランジ/ウェブは上面が隔壁プレートで接続されており、荷重が分散される。)

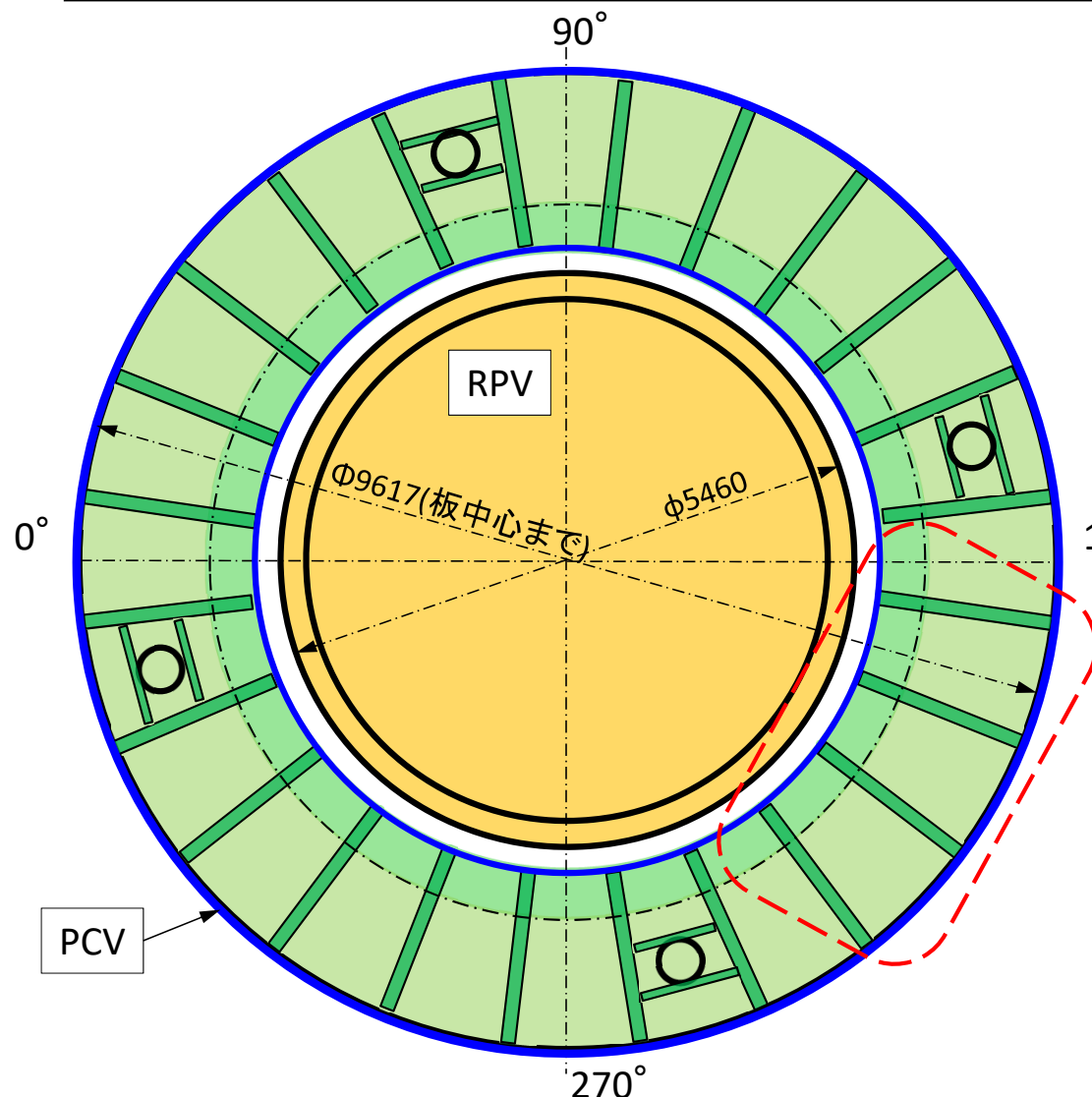


図.2-⑤-1 バルクヘッドの構造概要

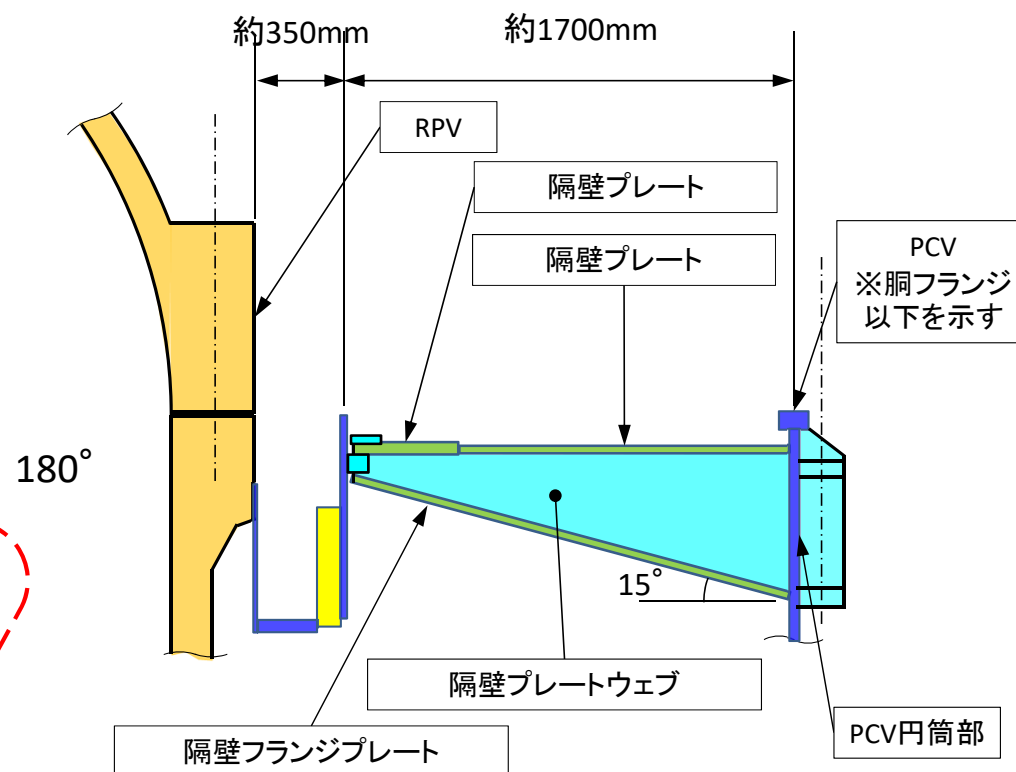


図.2-⑤-2 バルクヘッドの断面概要

【補足資料2-⑥】地震時にバルクヘッドに水平荷重がかかった場合の概略検討 **TEPCO**

- バルクヘッドは、RPV主フランジの外面に隔壁として一周配置され、溶接構造物であるため、地震時にペDESTAL上部構造物の水平荷重がかかった際には、バルクヘッド全体で荷重を受け止めると考えられる。ここでは、保守的に接触方向の数本で圧縮荷重を受けるとした場合の部材応力を導出。
 - 保守的に、検討用の梁寸法は、W250×H157×L1712×t26のH鋼と設定。
 - H鋼4本で水平方向荷重を受け止めた場合の鋼材の圧縮応力について検討を実施。
 - 接触時の上部構造物の傾き角度は1°以下であるため、鉛直方向荷重についての検討は割愛。
 - バルクヘッドにかかる重量によるPCVの曲げ応力の検討も実施。

項目	記号	計算値	備考
断面積 (mm ²)	A	15,730	H250×157×t 26 で断面を検討
断面二次モーメント (mm ⁴)	I	59,013,771	
断面係数 (mm ³)	Z	751,768	

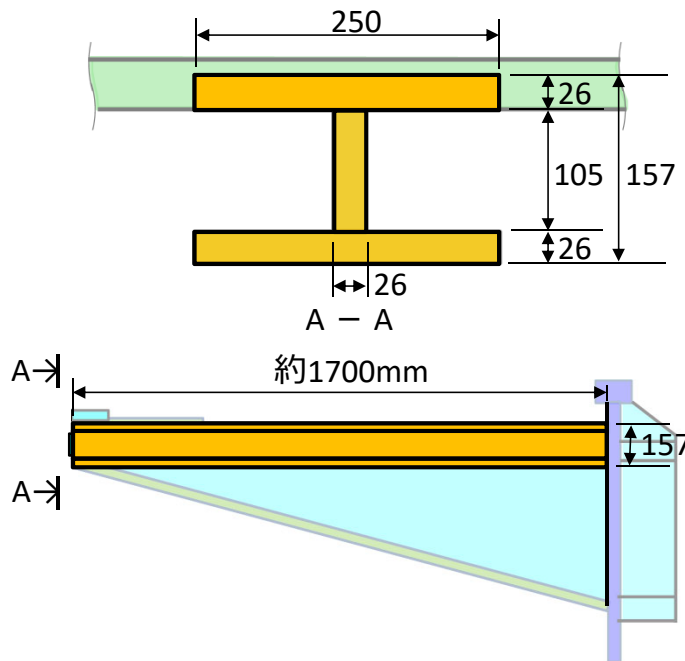


図.2-⑥-1 バルクヘッドH鋼梁モデル

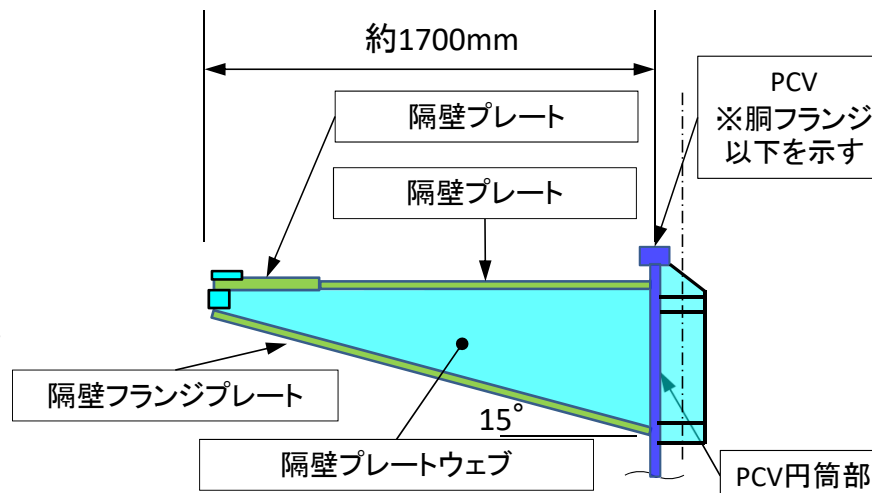


図.2-⑥-2 実際のバルクヘッド寸法

- **PCV構造強度の検討**
- バルクヘッドからの入力による水平方向応力
- ・ 曲げモーメントによる応力 σ_M
- モーメント $M_{pcv} = F \cdot L$
- $\sigma_M = M_{pcv} / Z_{pcv}$

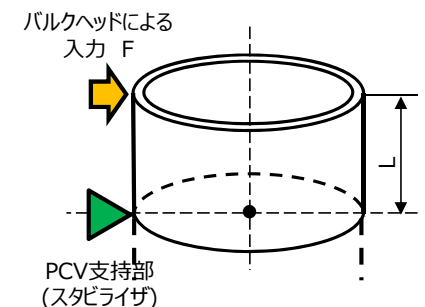


図.2-⑥-3 PCVにかかる曲げ応力

■ バルクヘッド・PCVスタビライザ構造材料（SA-212-Gr.B+SA-3300(SGV480相当)及びSA-333-Gr.1(STPL380相当)の熱履歴による強度低下

○ 加熱冷却後の機械的性質

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017」の内容をもとに、図2.⑦.1(a)にSS400材の、図2.⑦.1(b)にSM490材の加熱冷却後試験結果(平均値)をグラフ化したものを示す。また、加熱冷却後特性と標準偏差を表2.⑦.1に示す。鋼材は変態点温度(約720℃)を超えると材質に変化が生じ、降伏点が不明瞭になる。同図から、600℃以上の熱履歴を経た場合、引張強度に影響を与え、700℃で引張強度は約90%に低下する。

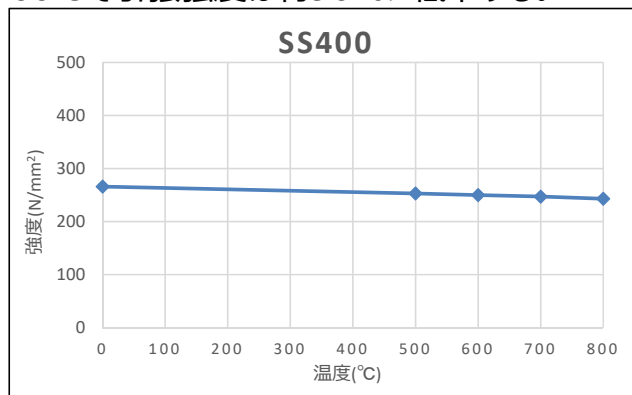


図2.⑦.1(a) SS400の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

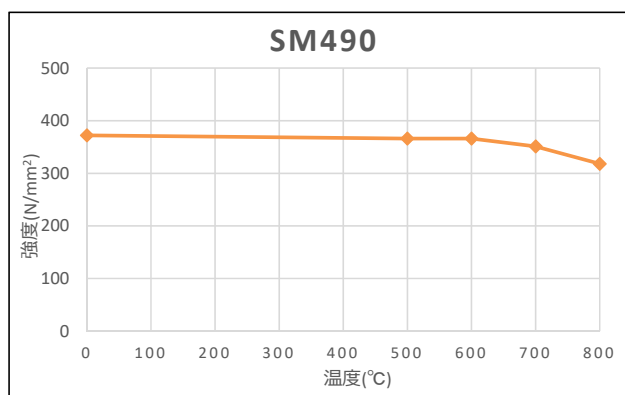


図2.⑦.1(b) SM490の加熱冷却試験結果表3.2.25参照

表2.⑦.1 加熱冷却後における降伏強度の平均値と標準偏差

		試験温度								
		常温	100	200	300	400	500	600	700	800
SS400 (N/mm ²)	サンプル数	3	/	/	/	/	3	3	3	3
	平均値	266	/	/	/	/	253	250	247	243
	標準偏差	7	/	/	/	/	15	12	15	19
SS490 (N/mm ²)	サンプル数	7	/	/	/	/	7	7	7	7
	平均値	372	/	/	/	/	366	366	351	318
	標準偏差	41	/	/	/	/	33	37	41	13

(出典) 構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)より抜粋

・耐火性ガイドブックでは、SS400 及び SM490の加熱冷却後の機械的性質が記載されており、その値は以下の通りである。

$$\text{SS400 : } 250/266 = 0.93$$

$$\text{SM490 : } 366/372 = 0.98$$

バルクヘッド及びスタビライザは、燃料デブリと接触した部材ではなく、熱履歴はPCV内気相部温度相当と考えられるため、600℃程度であると推定。

そのため、熱履歴による降伏応力の低下はほぼないと考えられるが、**保守的に熱履歴を経たのちの降伏強度比（熱履歴残存係数）を0.9と設定する。**

- 高温時の鉄筋コンクリートの熱膨張係数を「構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)」をもとに設定。
 - コンクリートは110℃以上で骨材は膨張、コンクリートは収縮することから、高温時までの平均線膨張率として常温同様の値を設定。
平均線膨張率（鉄筋コンクリート： 10×10^{-6} ）
 - BSWも鉄とコンクリートの構造物であることから、鉄筋コンクリートと同様の値を使用。

「構造材料の耐火性ガイドブック 2017(日本建築学会)」抜粋

2.3.2 熱膨張係数

コンクリートは、一般に加熱されると膨張し、加熱時の膨張量はコンクリート中の構成材料によって支配される。セメントペーストおよび骨材は、80～90℃までの温度ではいずれも膨張するが、約110℃以上になると骨材は膨張し、セメントペースト部分は収縮に転ずる。このように、高温下では水分損失による収縮と熱膨張が同時に進行する。このため、モルタルやコンクリートの熱膨張係数は、セメントと骨材の構成比および骨材の熱膨張特性によって大きく影響される。常温におけるコンクリートの熱膨張係数は $7 \sim 12 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ である。

- PCVスタビライザの接続管構造材料（SA333-Gr.1(SPTL380相当)）の成分と構造強度
 - SA-333は告示501号では、STPL380の強度向上材料との記載あり。
ASME材料の読替表（ガス工作技術基準の解釈例 等）では、Gr（グレード）により、読み替える材料が異なるが、本検討ではSTPL380として検討を実施。
 - 構造材料の耐火性ガイドブックには、同等の材料が参照されていないが、600℃までの熱履歴では、相変態点を超えないため、常温に戻った場合にも大きな強度低下は生じないと想定。
 - 加熱冷却後の熱履歴残存係数として、0.9を採用する。
※：耐火性ガイドブックでは、同一材料の試験結果が参照されていないが、0.3%以下炭素鋼として適用。

表-2-⑨-1 JIS G3460「低温配管用鋼管」（2018版）の概要

材料名	化学成分					機械的性質		
	C (%)	Si (%)	Mn (%)	P (%)	S (%)	降伏点 (N/mm ²)	引張強さ σ_s (N/mm ²)	伸び (%)
STPL380 (t=25.4)	≤0.25	≤0.35	≤1.35	≤0.035	≤0.035	205≤	380≤	22≤

- 1号機PCV内部調査の結果から、以下を推定。
 - D/W内配管のアルミ外装板が溶融していないことから、D/W到達温度(max)は約600℃程度と想定。D/W下側ペDESTALアクセス開口近傍（燃料デブリ漏出ルートに近く、温度の高い個所）に位置するRCW配管の保温外装が溶融していないことが確認されている。
 - スタビライザ・バルクヘッドは、D/W上部に位置しており、燃料デブリとは直接接しない位置に配置。熱源から離れた場所であり、さらに温度が低いと考えられる。
 - CRDサポートロッドのボルト/ナットの状況から、事故時の高温腐食の影響は極めて軽微と判断。炭素鋼のねじ部分が抜け落ちていないことから、腐食量は少なく、締結部分は有効であると判断。
- 以上から、事故時の高温腐食・熱履歴を以下のように設定。
 - ペDESTAL下部近傍を除くD/W内雰囲気温度（最高値）：600℃
 - ねじ部の締結は有効であるとする。

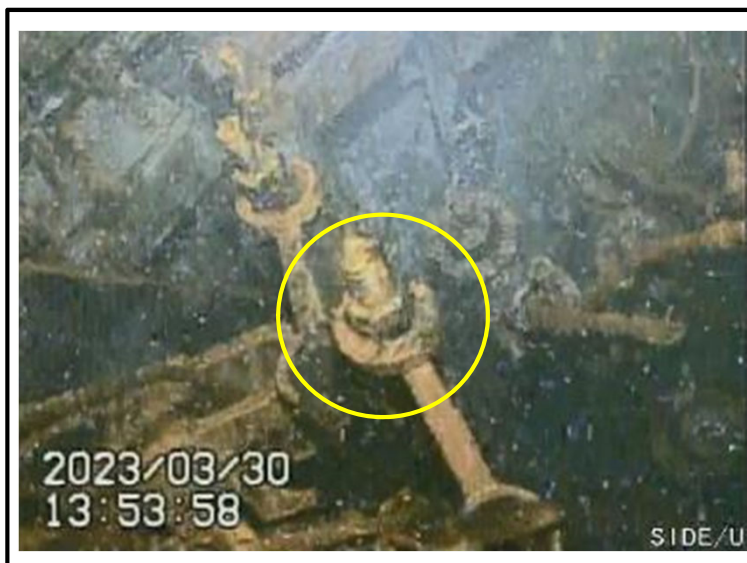


写真1. CRDサポートロッドの状況

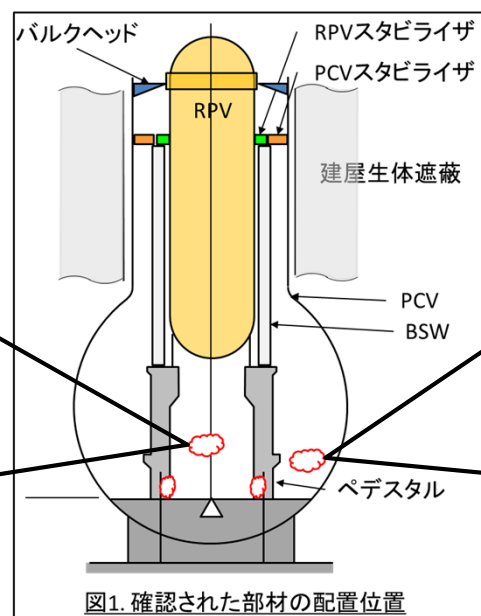


写真2. D/W内配管の状況

■ 本検討で使用した計算条件の使用数値と出展、採用の不確かさ

- 燃料デブリ落下後のRPV重量減損は300tonと想定。(燃料200t/炉水100t：ミュオンの結果から)

構造部材の想定到達温度				
エリア	部材	想定温度 (°C)	根拠	備考
PCV内上部	バルクヘッド	600	PCV内の使用材料の溶融状況から推定	PCV内部調査画像からの判断 (アルミ材料の溶融状態)
	RPVスタビライザ	600	熱源 (燃料デブリ) から離れており低下していると想定	PCV内部調査画像からの判断 (アルミ材料の溶融状態)
	PCVスタビライザ	600		PCV内部調査画像からの判断 (アルミ材料の溶融状態)
ペDESTAL	インナースカート	800	補助事業試験結果の写真と比較して推定	PCV内部調査画像(鉄筋状態) と IRID試験結果との比較による
	露出鉄筋	800	熱源 (燃料デブリ) に近く、放射熱の影響も受けると想定	PCV内部調査画像(鉄筋状態) と IRID試験結果との比較による
PCV内本体	PCV本体	340	内外温度の中間値 直接確認されていない気相部温度を使用しているため	
PCV外	気相部	80	事故時のR/B内の想定 (事故時作業からの聞き取り等) 建屋との隙間部の温度であり、建屋通路より温度は高い	直接調査されていない数値

高温領域の破断伸び/降伏点				
材料	物性値	JSME記載値	考え方	備考
炭素鋼材料	降伏点	~350°Cまで	ASME B&PV-Code Sec. II Part.Dでは537.7°Cまで提示あり	例) SA333(STPL380) : 122.7MPa at 537.7°C
	破断伸び	常温	一般に温度が高くなると、破断伸びが大きくなる。	

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)では350°Cまで提示あり。350°Cを超える部分はASME sec. II Part D (2019)を参考とする。

高温領域の線膨張係数				
材料	部材	線膨張係数 (×10 ⁻⁶)	内容	出展
炭素鋼材料	PCV本体	13.57	~350° までの0.3%炭素鋼線膨張係数	JSME S-NC1-2005による
鉄筋コンクリート	BSW・ペDESTAL	10	~600° までの鉄筋コンクリート線膨張係数	耐火性ガイドブックの記載を参考に仮設定

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)より (~425°Cまで)、425°Cを超える部分はASME B&PV-Code Sec. II Part.Dを参考とする。

高温領域の縦弾性係数				
材料	部材	縦弾性係数 (Mpa)	内容	出展
炭素鋼材料	PCVスタビライザ	121,000	~600° までの0.3%炭素鋼縦弾性係数	ASME B&PV-Code Sec. II (2019)の記載値を参考として仮設定

鉄鋼材料は、JSME設計建設規格(2005)より (~425°Cまで)、425°Cを超える部分はASME Boiler&Pressure Vessel Code Sec. II Part D (2019/2021)を参考とする。
ASME Boiler&Pressure Vessel Code Sec. II Part D (2019)では、0.3%以下の炭素鋼の縦弾性係数は~550°Cまでであり、類似する0.3%以上の縦弾性係数を参考として仮設定した。