

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会
第39回会合

議事次第

1. 日 時 令和5年9月12日（火）14：00～18：00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議 題

(1) 1号機原子炉格納容器内部調査を踏まえた検討について

〔 ・ 1号機原子炉格納容器内部調査の状況について [東京電力] 〕

(2) モニタリングポスト等の空間線量率データ等の分析について

〔 ・ モニタリングポストデータの活用に関する検討 [規制庁] 〕

(3) 1号機における3月11日午後10時前後の高線量率について

〔 ・ 1号機及び3号機の事故初期高線量率の原因推定（問題提起） [規制庁] 〕

(4) その他

〔 ・ 1号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る検討状況、サンプリング結果 [東京電力]
・ 3/4号機排気筒下部の調査状況 [東京電力]
・ 1号機 PCV 水位低下に向けた作業の進捗状況 [東京電力]
・ CIGMA 装置体系での凝縮による水素蓄積に関する実験計画 [JAEA]
・ コンクリート喪失に関する実験等の検討状況 [規制庁]
・ 原子力規制庁における現地調査状況 [規制庁] 〕

4. 配布資料

資料1：1号機原子炉格納容器内部調査の状況について [東京電力ホールディングス株式会社]

資料2：モニタリングポストデータの活用に関する検討 [原子力規制庁]

- 資料3 福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故初期高線量率の原因推定
に向けて（問題提起）〔原子力規制庁〕
- 資料4-1：1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討およびRCW熱交換器（C）
のサンプリング結果について〔東京電力ホールディングス株式会社〕
- 資料4-2：3/4号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況について〔東京
電力ホールディングス株式会社〕
- 資料4-3：1号機PCV水位低下に向けた作業の進捗状況（1号機CUW配管の滞
留ガス確認について）〔東京電力ホールディングス株式会社〕
- 資料4-4：CIGMA装置体系での凝縮による水素蓄積に関する実験計画〔国立研究
開発法人日本原子力研究開発機構〕
- 資料4-5：コンクリート喪失に関する実験等の検討状況について〔原子力規制
庁〕
- 資料4-6：現地調査の実施状況〔原子力規制庁〕

1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について

2023年9月12日

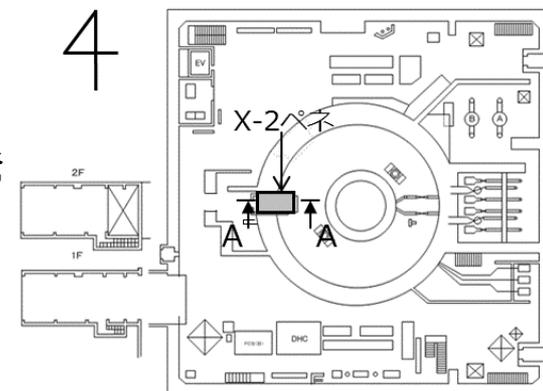
IRID **TEPCO**

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

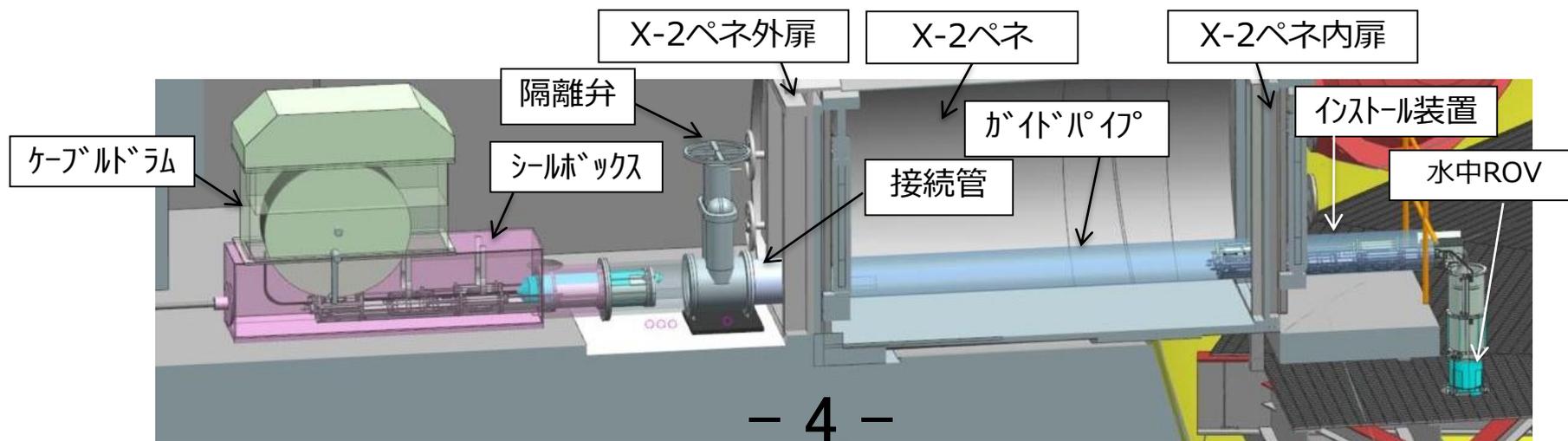
1号機PCV内部調査の概要

- 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
- 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

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 (調査済)	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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

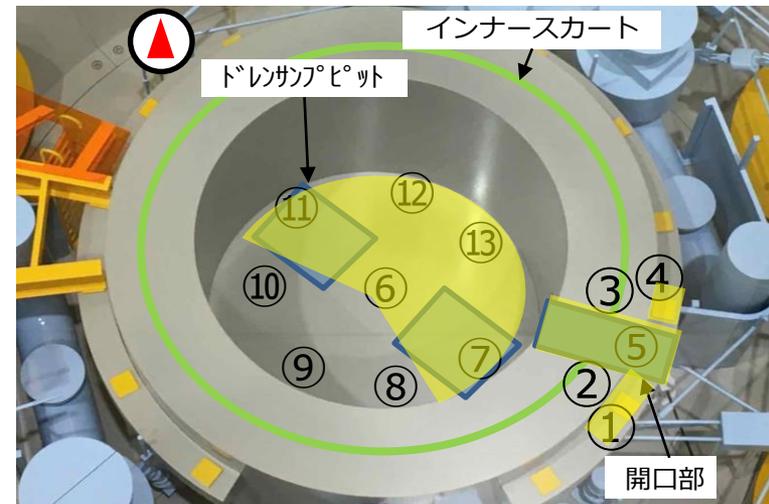
ROV-A2調査(後半)の実施状況について

- ROV-A2調査(後半)では、主にペDESTAL開口部やペDESTAL内部を撮影し、ペDESTAL基礎部、ペDESTAL内構造物、堆積物等を確認
- ROVの遊泳範囲として、開口部外側からペDESTAL内部の北側（右下図：黄色エリア）まで到達することができたが、南側は寄り付きでの調査はできていない
- 南側の映像については、ペDESTAL開口部(⑤)の位置や遊泳時の撮影映像から状況を確認

【ROV-A2調査順序】

実施日	場所	調査箇所
3/28	①⇒②⇒③⇒④⇒⑤	ペDESTAL外部
3/29	⑪⇒⑫⇒⑬⇒⑦	ペDESTAL内部
3/30	⑬⇒⑥～⑦の間	ペDESTAL内部
3/31	⑤	ペDESTAL外部 ※⑤開口部まで進入 (ケーブル余長の関係のため)
未実施	⑧⑨⑩	ペDESTAL内部 ※⑤からの遠距離撮影映像なら びに遊泳時の撮影映像あり

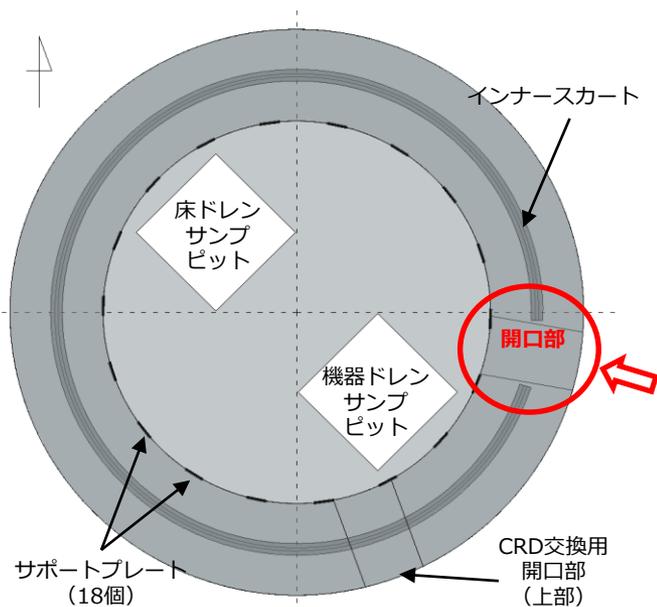
【1号機ペDESTAL内部】



ROV到達エリア:

ペデスタル開口部の状況

- 開口部に棚状堆積物が存在
- 事故前に存在していた構造物（CRD交換機等）は存在せず
- 開口部の床から1m程度はコンクリートがなくなり、鉄筋だけが残存（インナースカート高さに相当）
- 開口部のペデスタル内への出口付近に1m程度の高さの堆積物を確認



← カメラの撮影方向

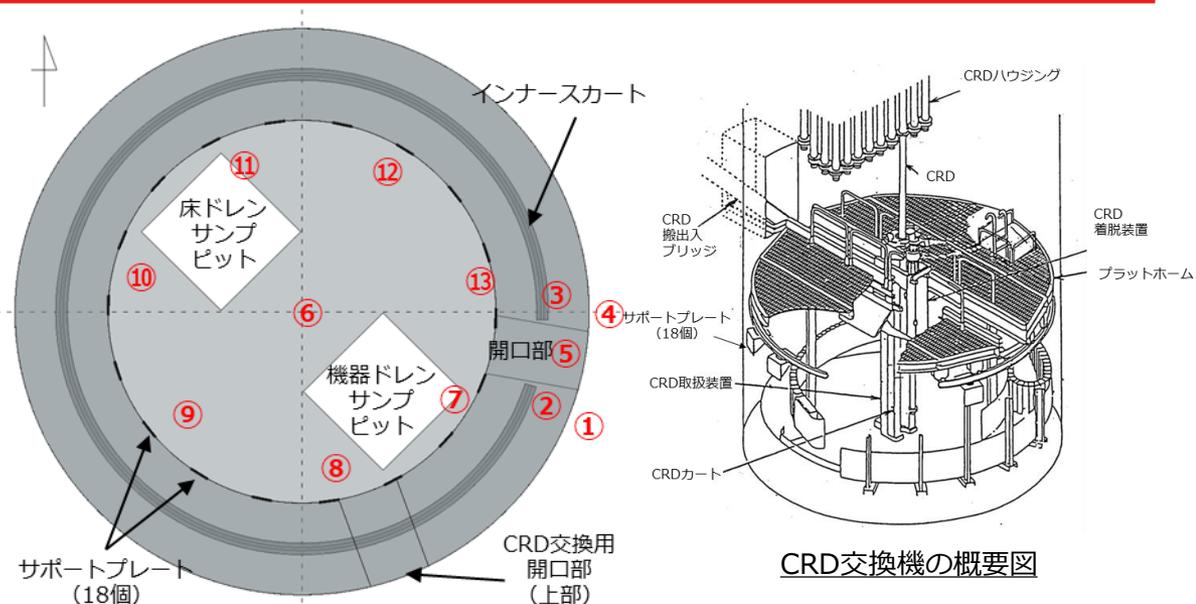


上下の写真の中間部の写真は存在せず



ペDESTラル内部の外観

- CRD交換機自体が存在せず
- 開口部同様、全周にわたり床から高さ1m程度までの高さで鉄筋が露出
- ペDESTラル外、開口部同様、一部に棚状堆積物を確認
- ペDESTラル壁周辺に落下してきたCRDハウジングを確認



⑦

⑧

⑨

⑩

⑪

⑫

⑬



*位置は推定

開口部出口から撮影したペDESTラル内部のパノラマ写真



ペDESTAL内で確認できた構造物

- CRD 交換機 のレイルが 設置 されて いた サポートプレート (等 間 隔 に 18 個) が 残 存 (ROV の 位 置 確 認 に も 活 用)
- 6 つ あ っ た CRD 交 換 機 の 車 輪 と 推 定 さ れ る 構 造 物 を 堆 積 物 上 に 確 認
- CRD 交 換 機 の レイル は ~1/4 程 度 残 存



サポートプレート (レイル無し)



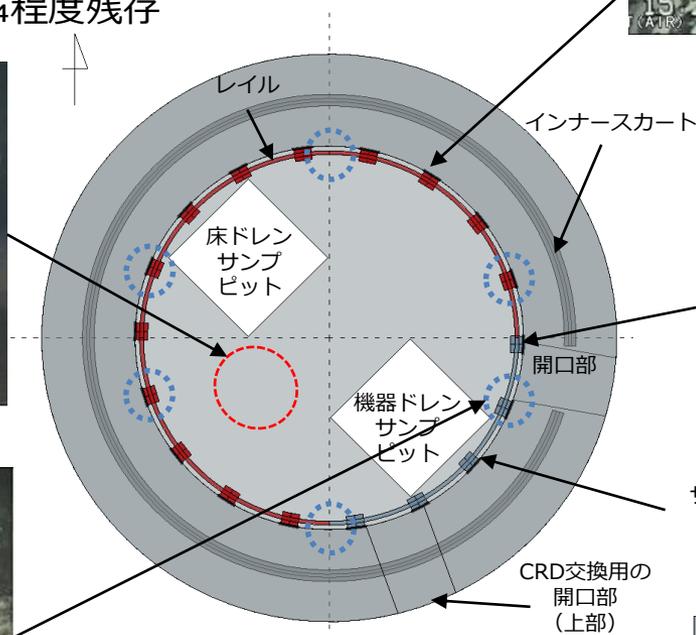
サポートプレート (18個) サポートプレートとレイル



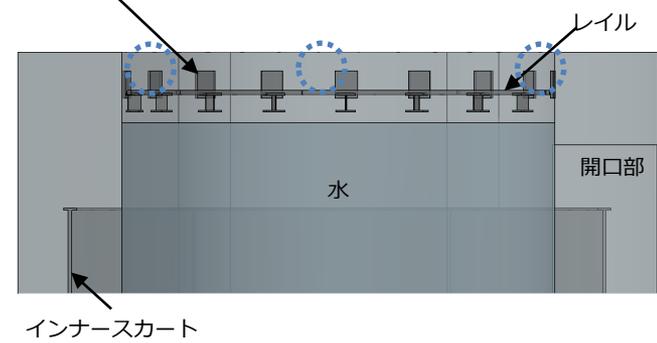
CRD 交換機 の 車 輪 ?



サポートプレートと 残存するレイル

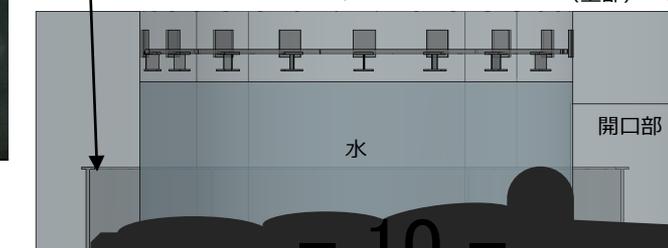
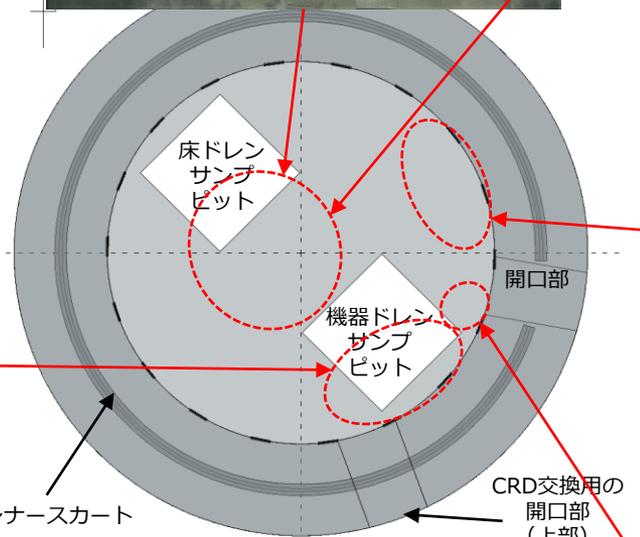
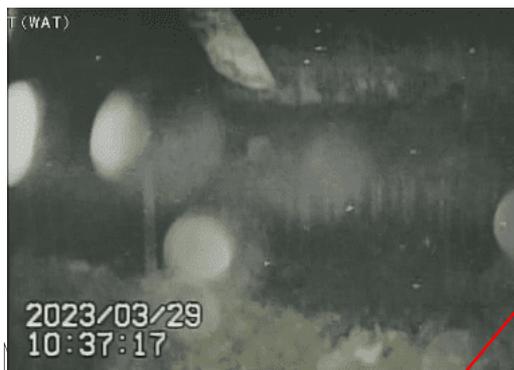


- レイルが確認されたサポートプレート
- レイルが確認できないサポートプレート
- 6つのCRD交換機(車輪)の位置
*位置は推定



堆積物の高さ分布

- ペDESTAL内は大きな起伏はなく、比較的平坦
- 堆積物の最高部は開口部周辺の1m程度の堆積物の山
- 内部の平均的な高さは約60cm程度と推定
- 開口部の右側と左側を比較すると、右側が若干高い



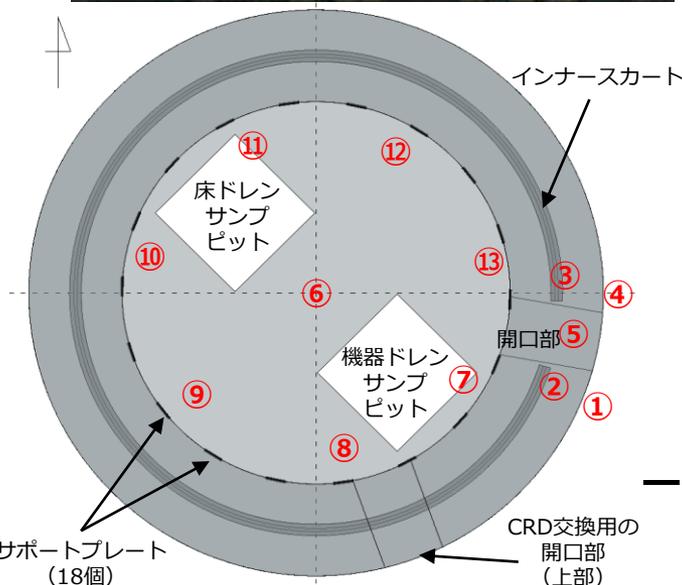
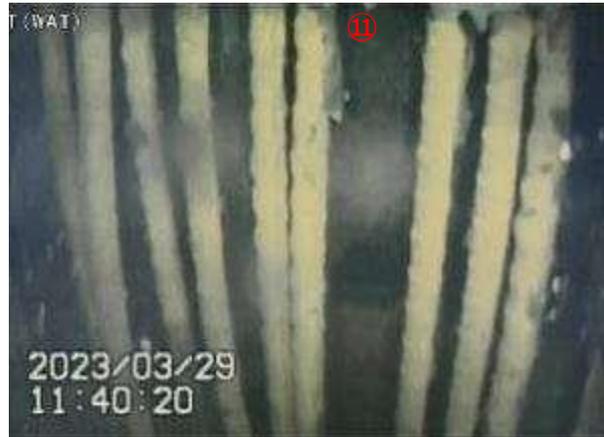
推定される堆積高さのイメージ



*位置は推定

コンクリート壁の劣化状況 (1/2)

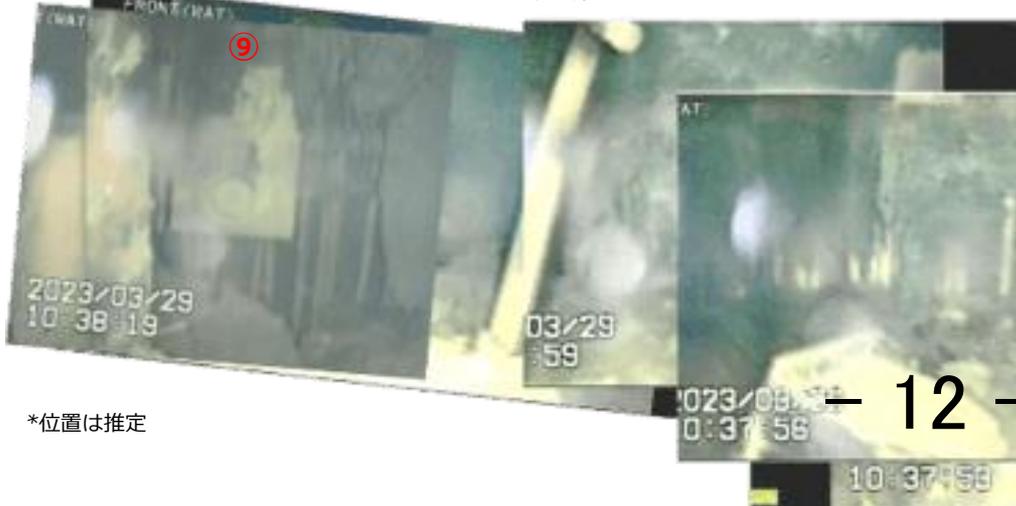
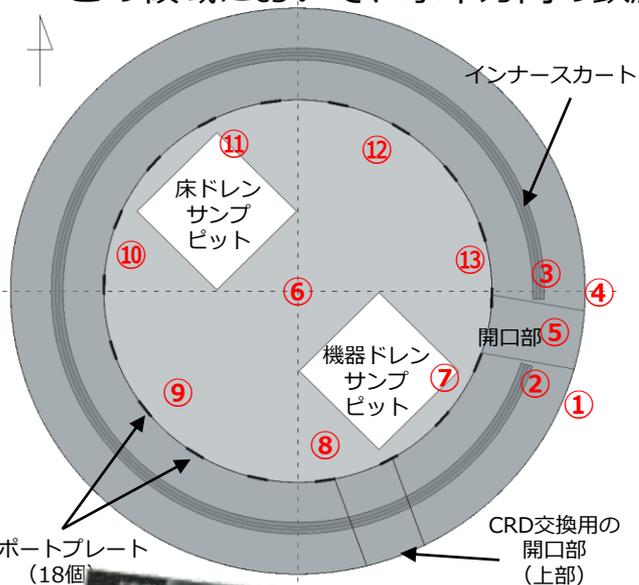
- 鉛直方向の鉄筋には大きな損傷は見られない（表面のエンボス加工も確認できる）
- 水平方向の鉄筋はほとんど確認できない（脱落したと推定）
- ポイント⑪では、インナースカート表面にある水平方向の突起物（インナースカートリブ）も確認でき、開口部での観察結果も含め、インナースカートには変形がないと推定



- 11

コンクリート壁の劣化状況 (2/2)

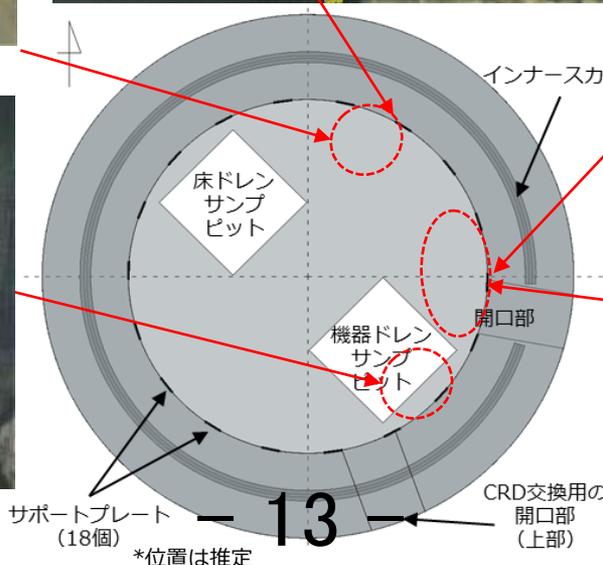
- ポイント ⑧, ⑨, ⑩の壁周辺には寄り付けなかったが、調査動画中にたまたま映り込んだ映像を確認することで状況を確認することができた。
- この領域において、水平方向の鉄筋が確認できた (自重により変形したと推定)



*位置は推定

ペDESTAL内の棚状堆積物の状況

- ペDESTALの内部の棚状堆積物は先端が比較的なめらかな形状を持ち、また、棚の上下の領域では表面性状が大きく異なる
- 鉄筋露出部の直上に、ペDESTAL外と連続性のない二層目の棚状堆積物がある可能性（左下写真）
- CRDハウジングが落下している箇所の棚状堆積物（中央写真）は、落下物により破損した可能性

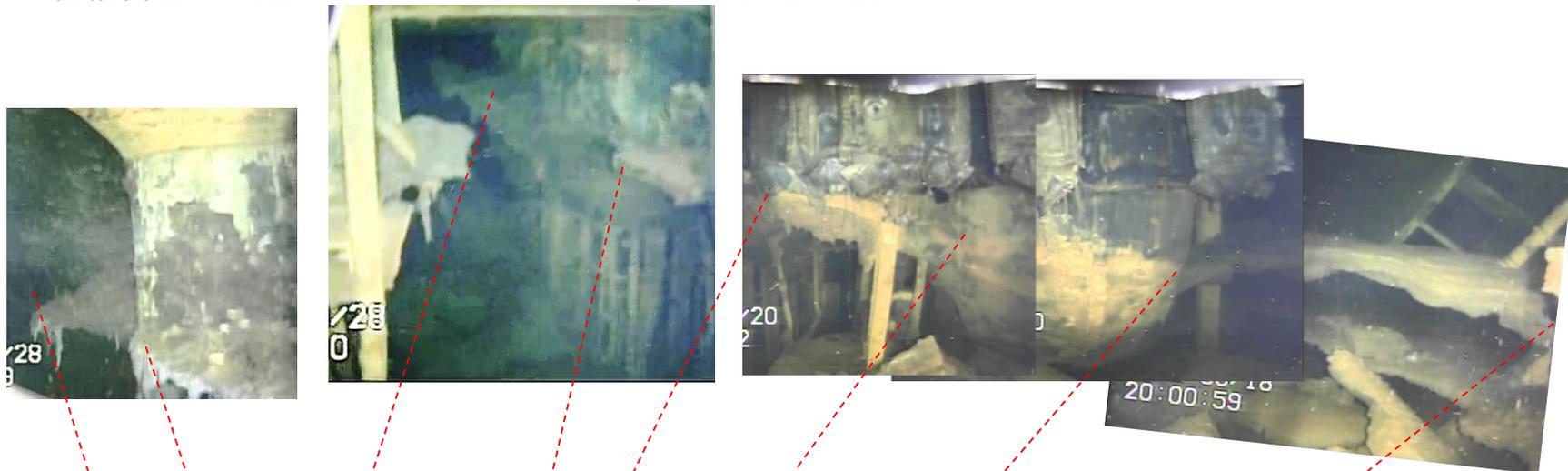


鉄筋露出部直上にある2層目の棚状堆積物？

棚状堆積物位置の開口部との比較

棚状堆積物の連続性

- ペDESTAL内→開口部→ペDESTAL外の棚状堆積物には連続性があり、格納容器壁に近づくにつれて少しずつ低くなっている。



*位置は推定

ペDESTAL内壁の状況

- 棚状堆積物の上部の壁表面にはところどころ黒い物質が付着している
- コンクリート表面の劣化は棚状堆積物の下部から始まり、表面が黒くなっているほか、大量の付着物が存在
- 床から1m程度の高さまで、鉄筋が露出



— 15 — 壁の状況の鉛直方向の分布
*各レイヤーの分布・有無は異なる場合がある

ペDESTAL開口部内の状況

- ペDESTAL内壁の状況と同様の状況が確認できる

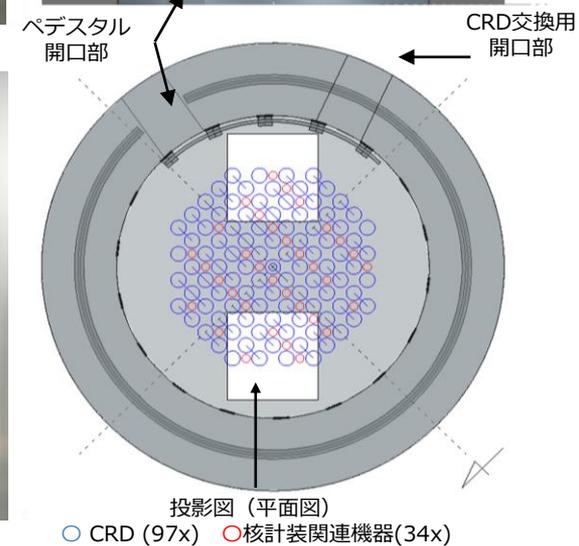
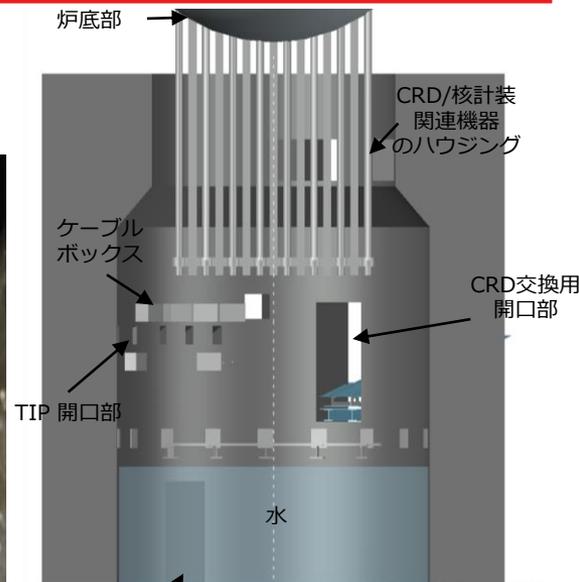
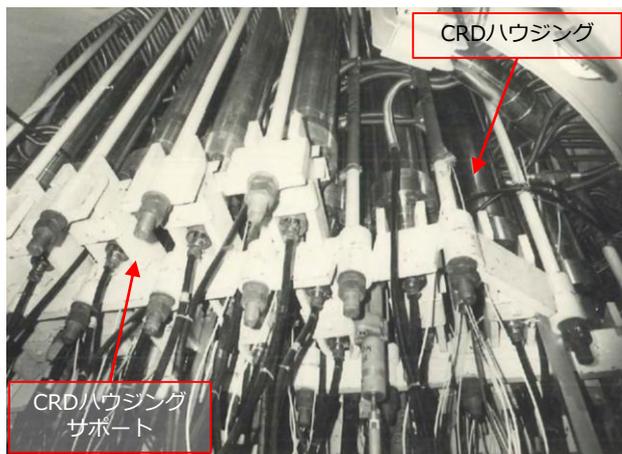
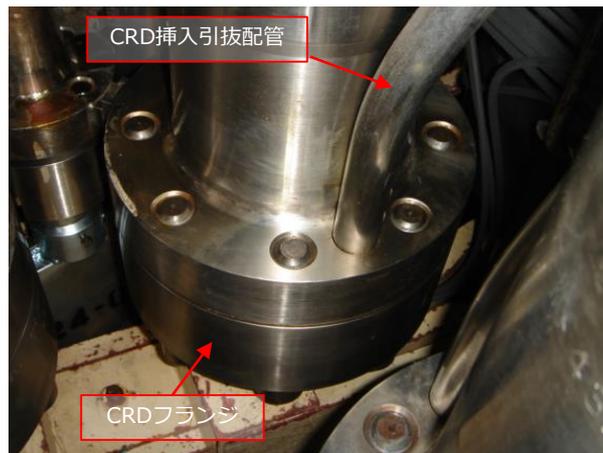
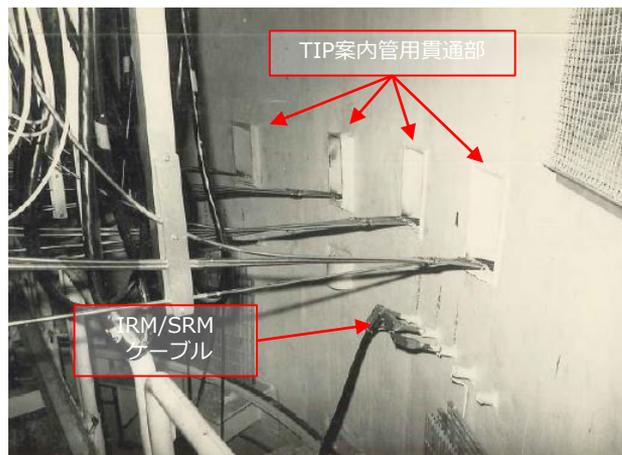


壁の状況の鉛直方向の分布

*各レイヤーの分布・有無は異なる場合がある



ペDESTラル上部内機器配置 (事故前)

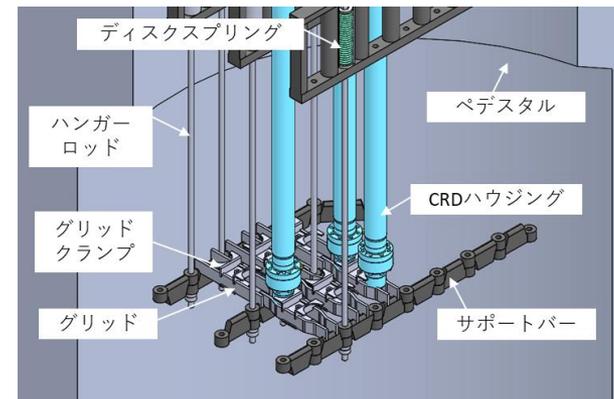


CRDハウジング等の状況について

- 崩落したCRDハウジングの部品は堆積物上に存在
- 著しい変形がないため、部品の特定が可能
- 落下した部品の一部に塊状の堆積物が付着

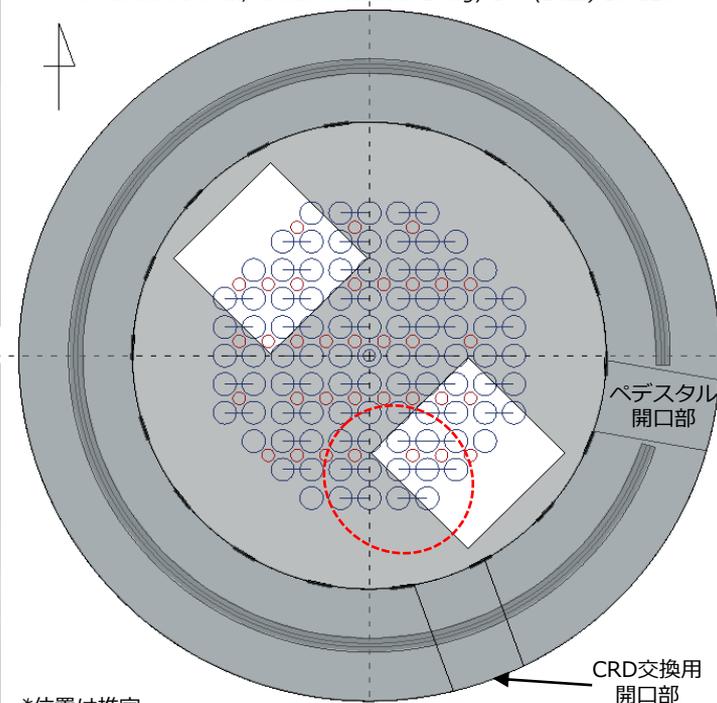


気中の状況



CRDハウジングサポートのイメージ図

T. Yamashita et al., Annals of Nuclear Energy 173 (2022) 109129



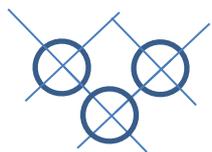
*位置は推定



CRDハウジング等の状況について

- 複数のCRDハウジング及び核計装関連機器ハウジングの水平方向の変位が外周に確認
- 正確な垂直方向の位置特定が困難
- 事故前の各CRDの間隔：～6 cm

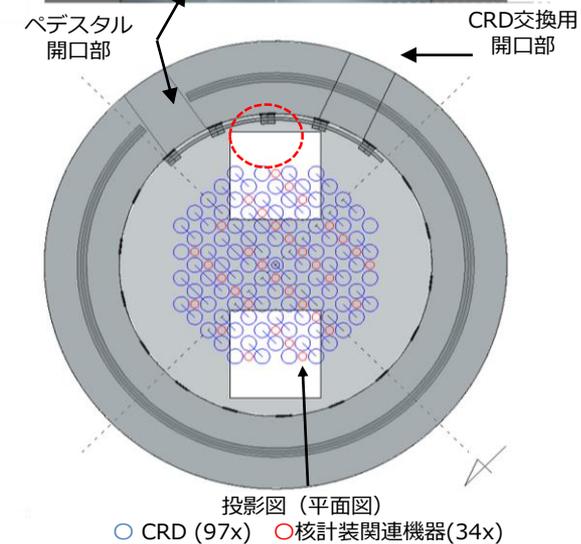
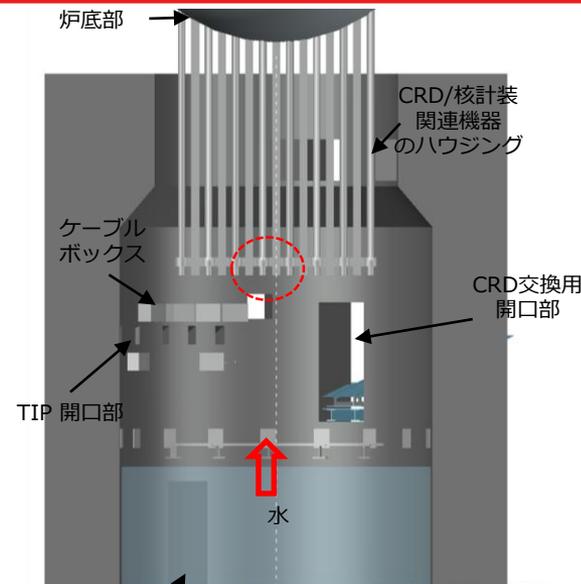
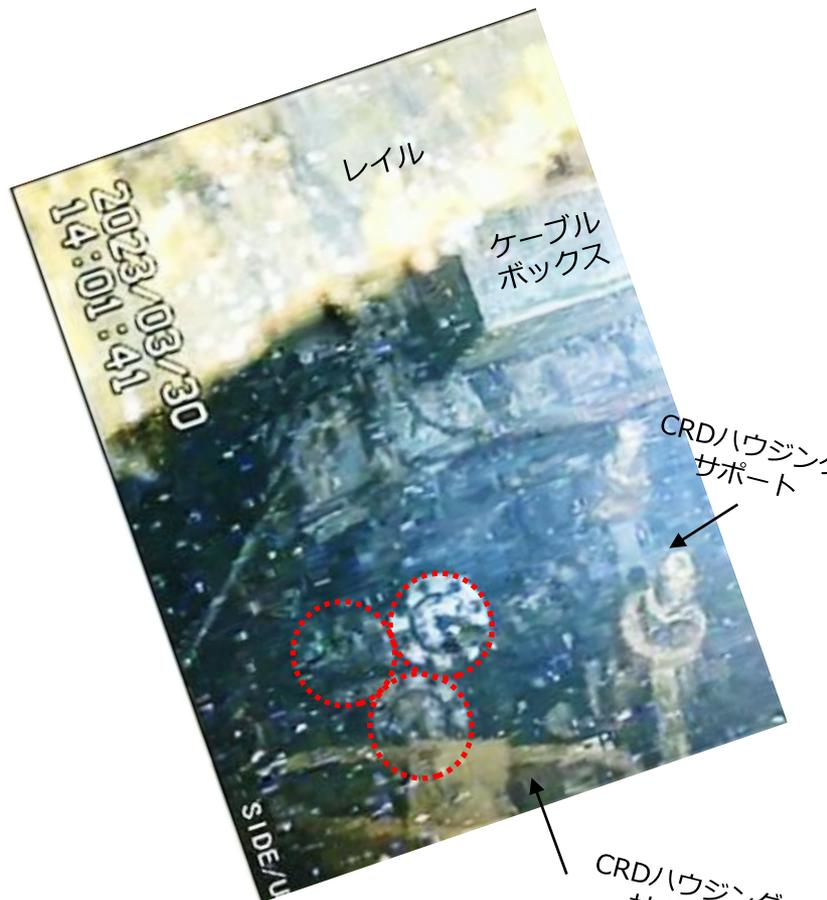
元のCRD配列



観測された配列



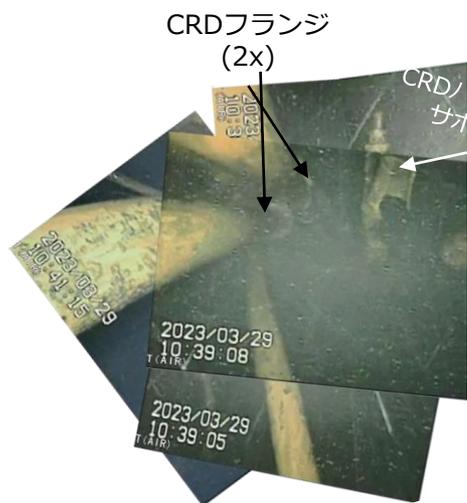
← カメラの撮影方向
*位置は推定



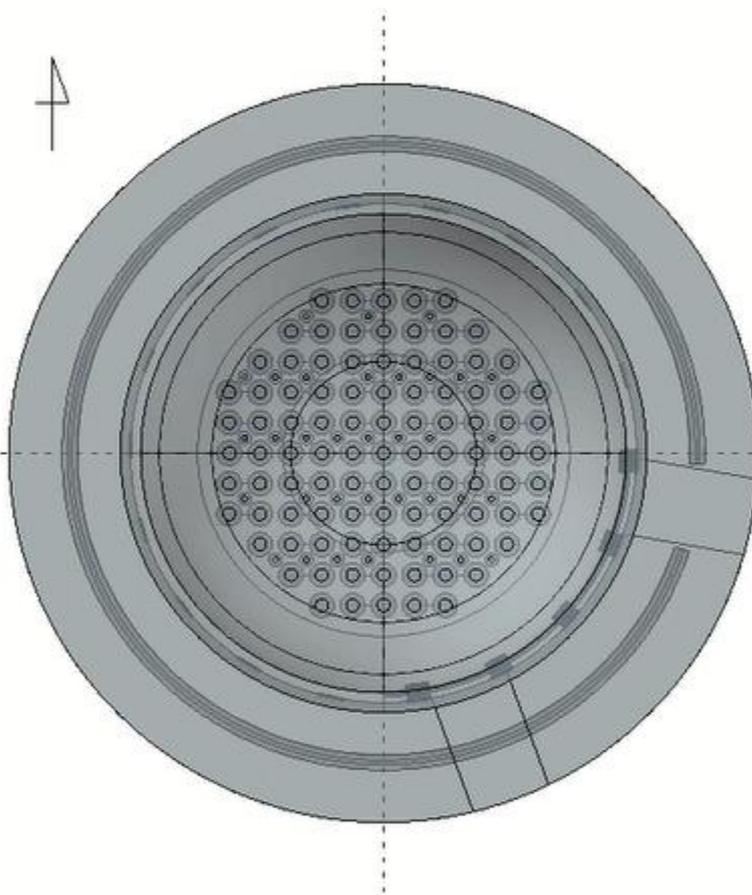
ペDESTAL内機器配置のイメージ図*
*CRD交換装置、CRDハウジングサポート、ケーブル類、CRD挿入引抜配管、TIP配管、PIPケーブル等は省略

CRDハウジング等の

- 上下逆になったCRDハウジ及びペデスタル上部に引っかけ
- *イメージ図は下から上に見上げ



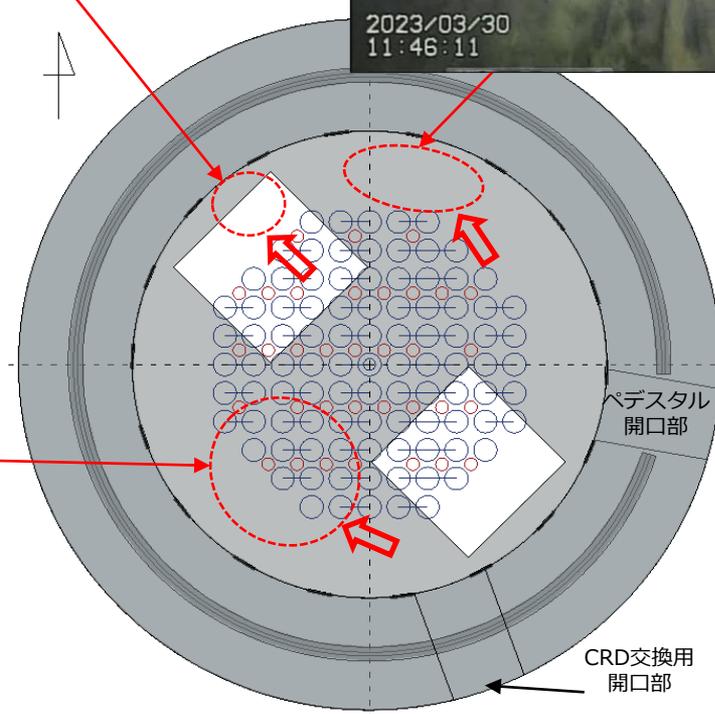
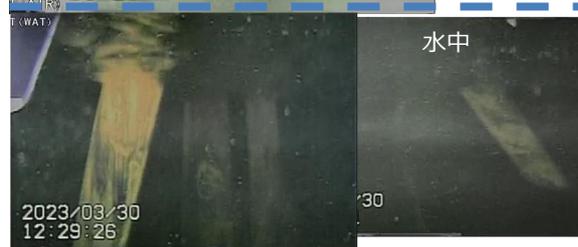
サポートプレート



*位置は推定

CRDハウジングの状況について

- ペDESTAL壁周辺に落下しているCRDハウジングを10本以上確認
- 一部の落下したCRDハウジングは部分的にペDESTAL床の堆積物に埋まっている状況
- 2号機では上部タイププレートが、3号機ではCRGTが確認されたが、1号機ではペDESTALに落下した炉内構造物の特定はできず



← カメラの撮影方向
*位置は推定

落下CRDハウジングの変形について

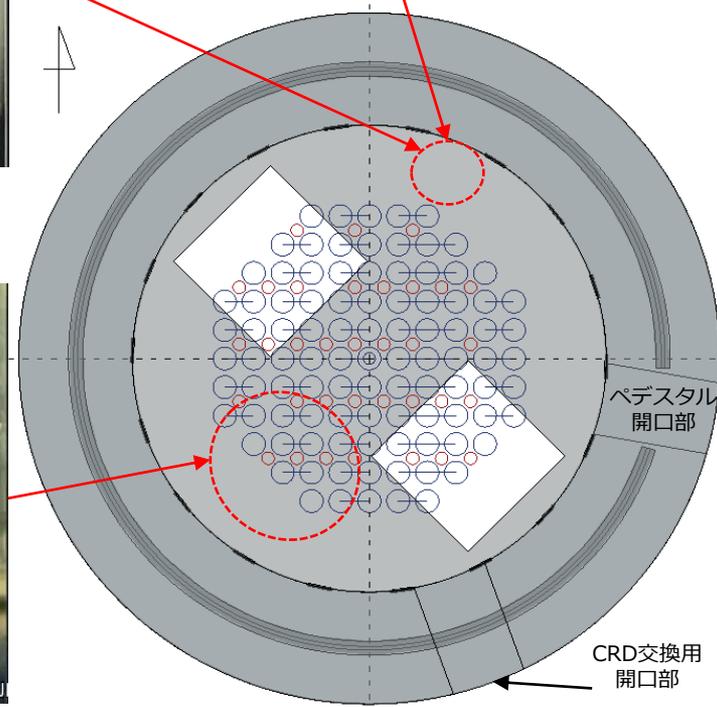
- 中間部がえぐれているCRDハウジングを確認
- CRDハウジングの断面において、固化した溶融物（燃料デブリの可能性のある物質）が存在することを確認



CRDハウジングの表面がえぐれている状況

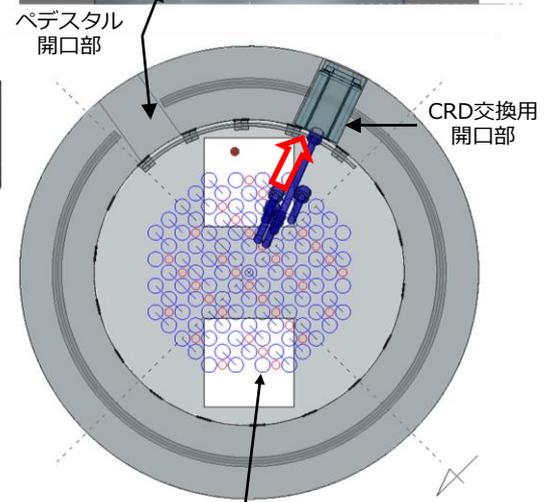
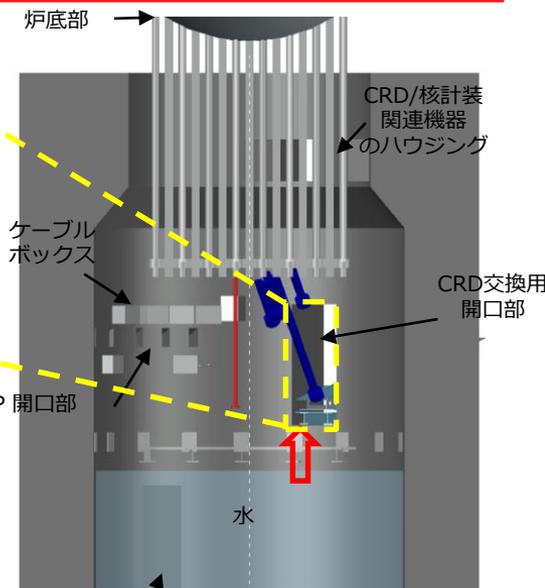


CRDハウジングの中間部がえぐれている状況



引っかかったCRD/核計装関連機器のハウジング

- CRD交換用開口部に、上方より落下したCRDハウジングが存在していることを確認
- 今後、調査や廃炉作業において、当該開口部を活用する場合は、それを前提とした計画立案を検討することが必要
- CRD交換用開口部は溶融物のペDESTAL外への移行パスの可能性

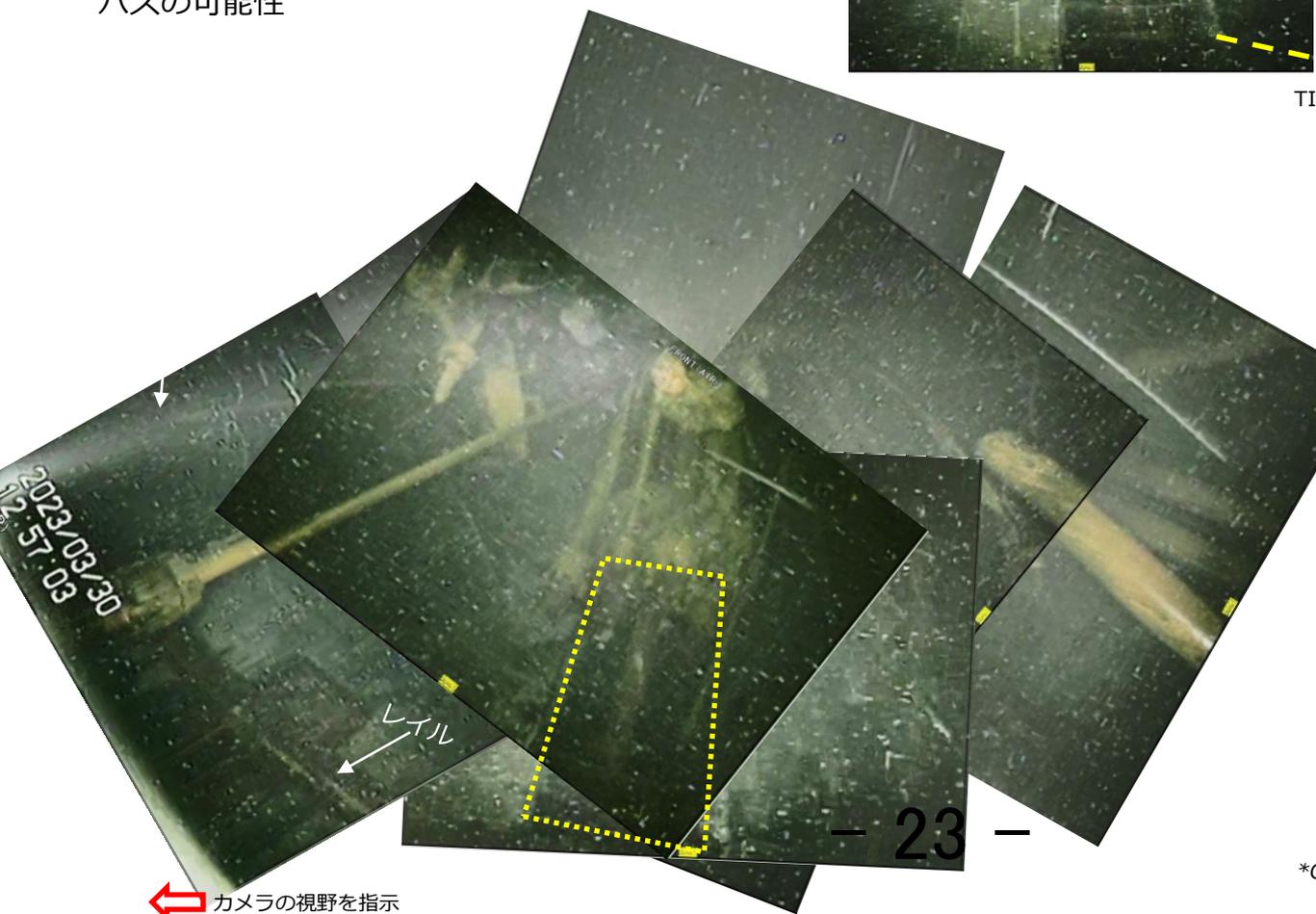


投影図 (平面図)

○ CRD (97x) ○ 核計装関連機器(34x)

ペDESTAL内機器配置のイメージ図*

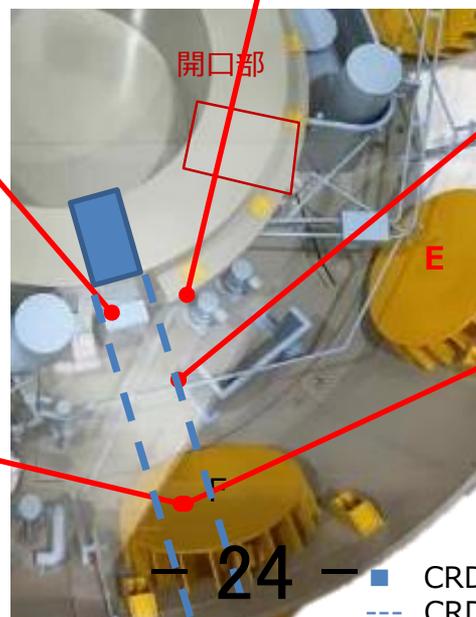
*CRD交換装置、CRDハウジングサポート、ケーブル類、CRD挿入引抜配管、TIP配管、PIPケーブル等は省略



← カメラの視野を指示
*位置は推定

CRD交換用開口部の外側状況

- CRD交換用開口部及びレール周辺に既存配管に溶融物が固化したものと推定される付着物を確認
- 当該エリアは水面より高い位置である（元の床面から3～4 m高い位置）

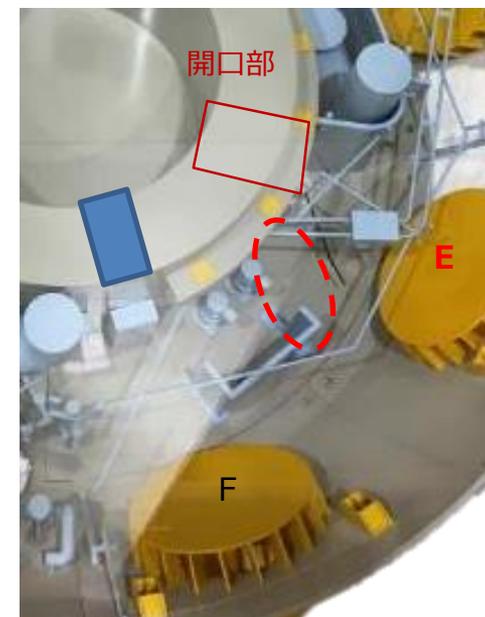


*位置は推定

— 24 — ■ CRD交換用開口部
 --- CRD交換用レール

棚状堆積物を覆っているガラス質ように見える堆積物

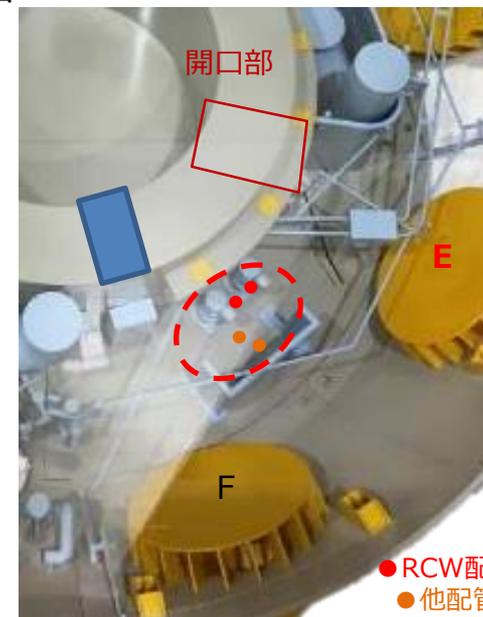
- 比較的薄く、滑らかな表面、光を反射する堆積物が部分的に棚状堆積物を覆っている状況
- 水中ROVとの接触の際に、一部の堆積物が崩壊



*位置は推定

ペDESTAL外機器ドレンサンプポンプ周辺の状況

- 機器ドレンサンプポンプ周辺にRCW配管以外にも他系統の配管を取り囲む保温材の劣化を確認
- 当該配管の下部に熱的な影響により保温材の被覆が劣化と推定
- 同配管の上部には著しい損傷が確認されていない



● RCW配管
● 他配管

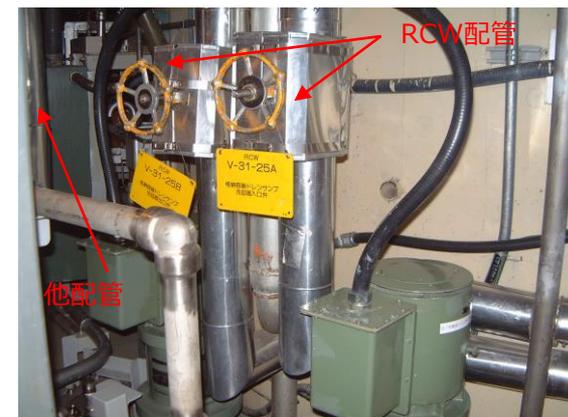
*位置は推定



他配管の損傷状況

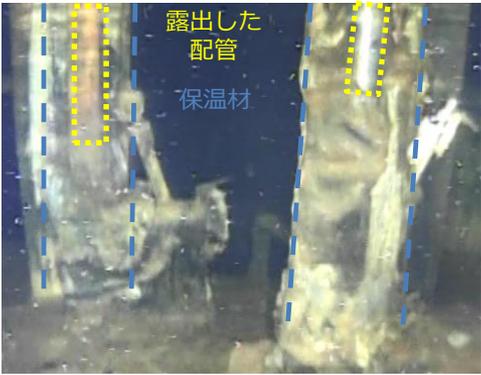


RCW配管の損傷状況

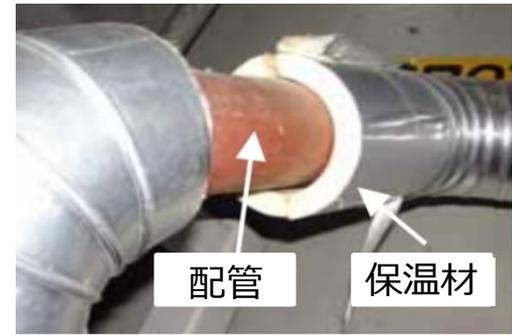
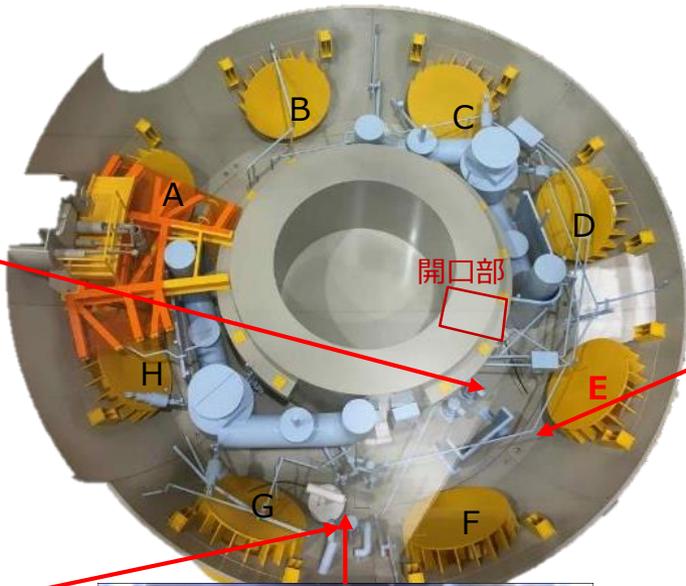


参考：保温材の劣化について

- 水中、気中の複数個所にて、RCW配管を取り囲む保温材の劣化を確認
- ウレタン保温材が消失していることも確認された
- 連結部付近において、光沢のある付着物を確認



ドレンサンプルピット付近で確認されたRCW配管の保温材の状況（水中）



配管と保温材のイメージ



気中のRCW配管



格納容器貫通部付近で確認されたRCW配管への光沢のある付着物（水中）

写真の推定位置は不確かさを含む
E:真空破壊弁からの水漏れいが確認されたベント管のジェットデフレクター



格納容器貫通部付近のRCW配管(水中)



保温材カバーの影

堆積物の量に関する考察（見かけ上多く見えている可能性）

- 仮説 1 : コンクリート浸食に伴うガス発生により溶融物が見かけ上膨張するが、その後冷却が進むにつれて、ガス発生率の減少によるコンクリートと溶融燃料の混合物が圧縮して固化することにより、クラストと固化物の隙間に空間が発生

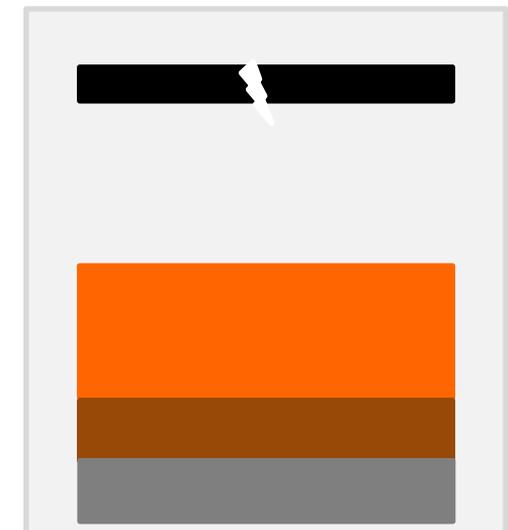
Tourniaire, B. et al., 2009. Foam formation in oxidic pool with application to MCCI real materials experiments. Nuclear engineering and design, pp. 1971-1978



溶融物の広がり直後の
初期フェーズ



高ガス発生率フェーズ



ガス発生率が減少した
フェーズ

堆積物の量に関する考察（見かけ上多く見えている可能性）

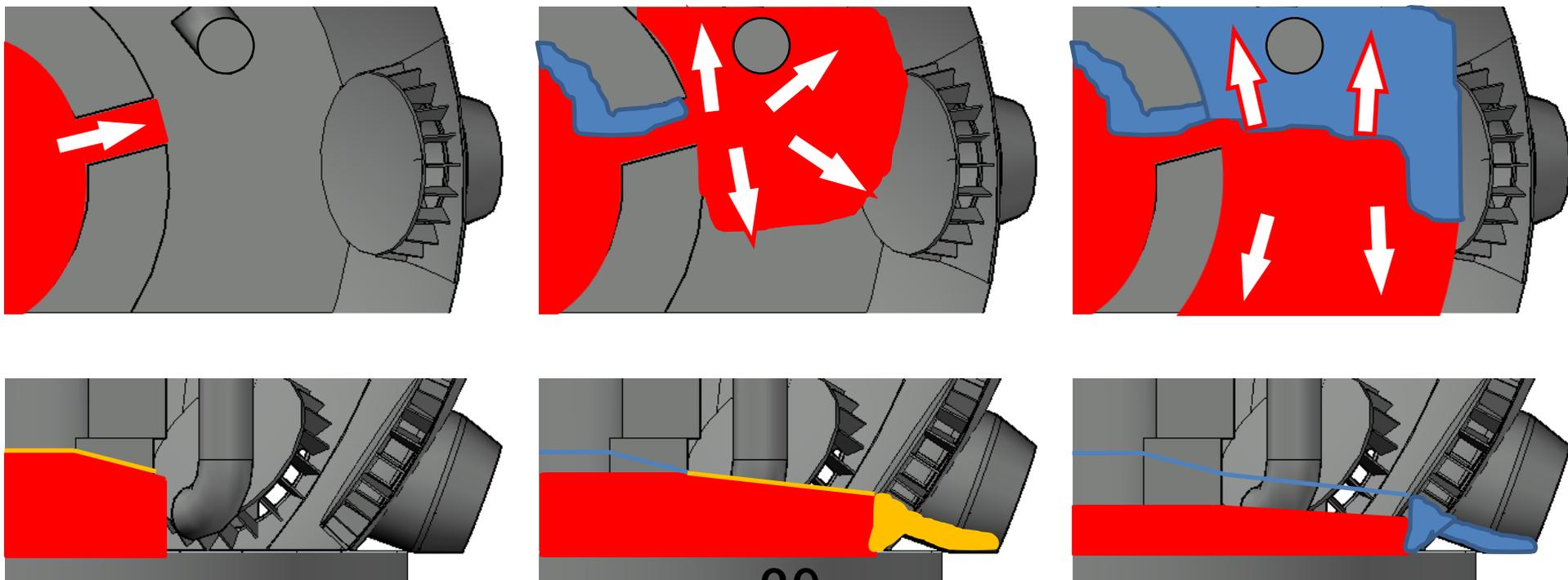
- 仮説 2：溶融物表面が高粘性化・固化しつつ、その内部の高温の溶融物の左右への拡がり及びコンクリート浸食

原子炉内の燃料、炉内構造物が全て溶けたと想定しても、その堆積高さはペDESTAL内で～1.1m*程度

一方で、ペDESTAL内で観察した棚状堆積物の最大高さは～1.5m

*ペDESTAL内の構造物無し、サンプルピットへの侵入無し、MCCIの進展無しの概略評価値

堆積高さの概略評価値や溶けた物質の量の評価値に不確かさが大きい可能性も考えられる。



ペDESTAL外への広がり
初期フェーズ

ジェットデフレクターに到達
、**29** ベント開口部の詰まり

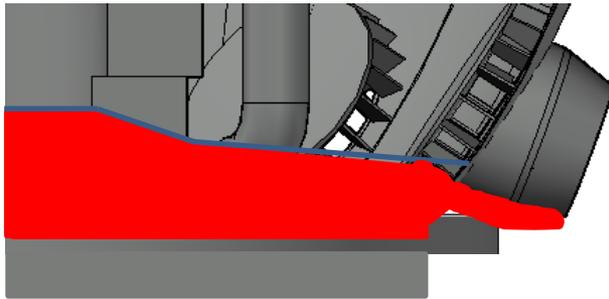
D/W全周へ接線方向の広がり

堆積物の量に関する考察（見かけ上多く見えている可能性）

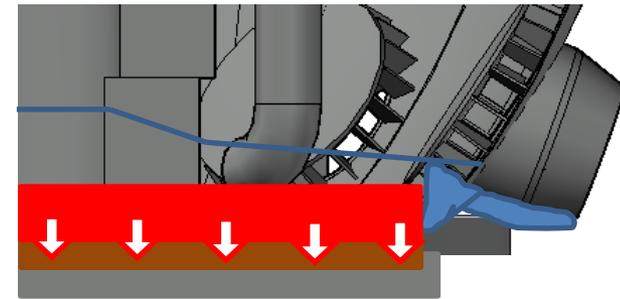
- 仮説 2：溶融物表面が高粘性化・固化しつつ、その内部の高温の溶融物の左右への拡がり及び**コンクリート浸食**

原子炉内の燃料、炉内構造物が全て溶けたと想定しても、その堆積高さはペDESTAL内では～1.1m*程度
一方で、ペDESTAL内で観察した棚状堆積物の最大高さは～1.5m

*ペDESTAL内の構造物無し、サンプルピットへの侵入無し、MCCIの進展無しの概略評価値
堆積高さの概略評価値や溶けた物質の全量の過小評価の可能性が考えられる。



ペDESTAL外への広がり、
クラスト形成の初期フェーズ



コンクリート浸食・混合物の
圧縮個化によりフェーズ分離
(クラスト、溶融物)

PCVライナーの状況について

- 熱の影響によるライナーの損傷の兆候が確認できない
- Mark-I型格納容器では溶融物とPCV内壁（鉄製ライナー）の接触が格納容器の早期、大規模な破損を及ぼすと考えられていた（シエルアタックシナリオ）



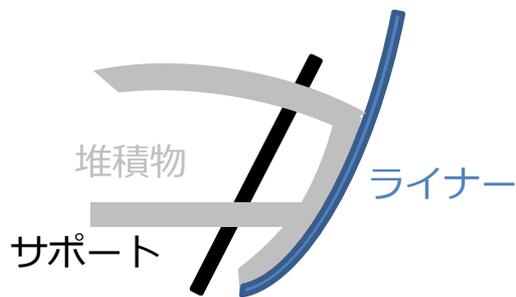
棚状堆積物に挟まれたサポート



ジェットデフレクター面から剥がれた堆積物



堆積物が剥がれられたジェットデフレクター面



ライナー周りの堆積物の分布



ジェットデフレクター面の推定状況
(堆積物の一部が崩れる前)



ジェットデフレクター面の堆積物分布
(現状)

31

【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペデスタル内上部の状況）

- 事故分析の観点から、1号機は「冷やす」ことができない期間が最も長かったため、原子炉の破損の状況は、2号機と3号機と比較して厳しいと推定していた。
- 1号機の内部調査の完了により、それぞれの号機の比較が可能となった

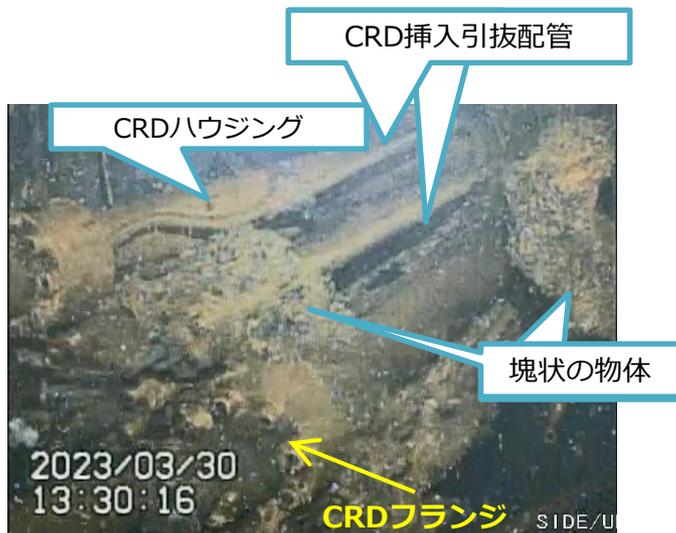


写真1. 1号機で確認されたCRD

写真2. 2号機で確認されたCRD

写真3. 3号機で確認されたCRD

【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペDESTAL内下部の状況）

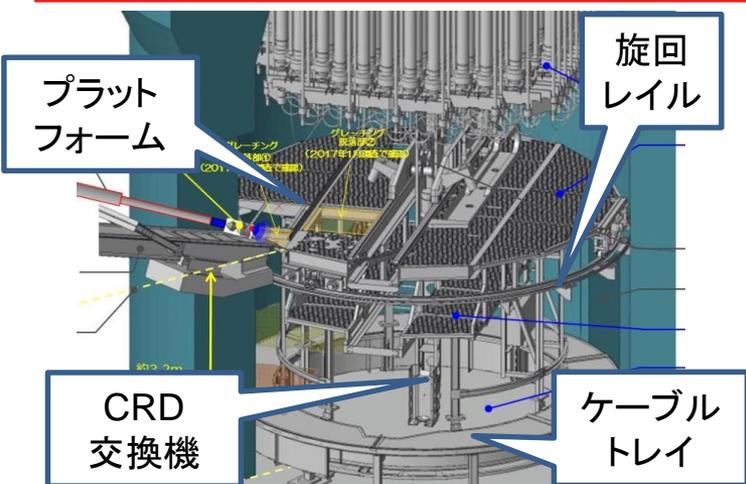


図1. Mark-I格納容器のペDESTAL内の機器配置(例)



写真1. 1号機のペDESTAL内の状況

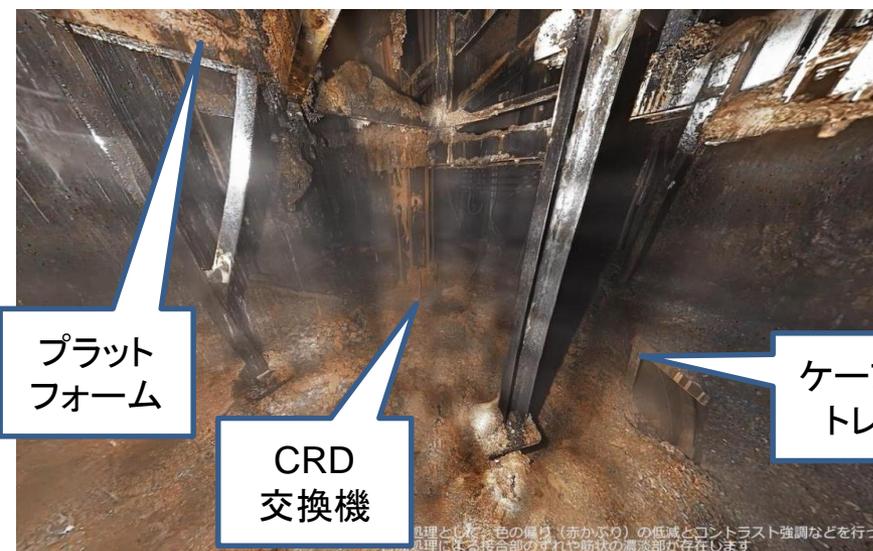


写真2. 2号機のペDESTAL内の状況

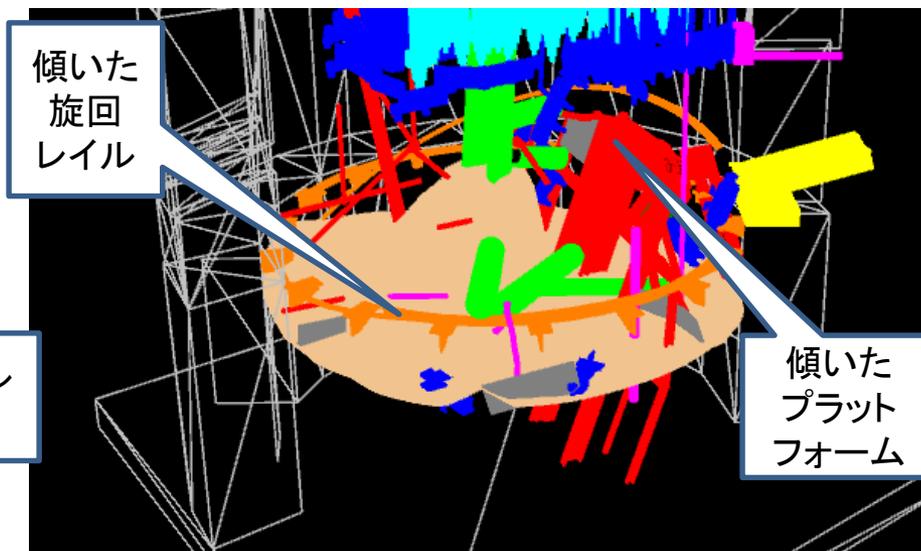


図2. 3号機のペDESTAL内の状況

各号機の調査結果から、従来推定の通り2号機と3号機と比較し、1号機の破損状況が厳しい状態であることが確認できた

本資料における情報について

- 本資料における画像、動画データについては福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査より取得されたすべての映像の中から、抽出したもの。
- 動画、画像データ（準備作業等除く）については当社 原子力情報コーナーにて開示している。

<情報の開示場所> 本社原子力情報コーナー

- 原子力情報コーナー: 東京都千代田区内幸町1-5-3 新幸橋ビル1F
- 開館時間: 午前10時～午後5時(午後1時～午後2時を除く)
- 休館日: 土曜日、日曜日、祝日、年末年始

https://www.tepco.co.jp/electricity/mechanism_and_facilities/power_generation/nuclear_power/info-j.html

モニタリングポストデータの活用に関する検討

2023年9月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

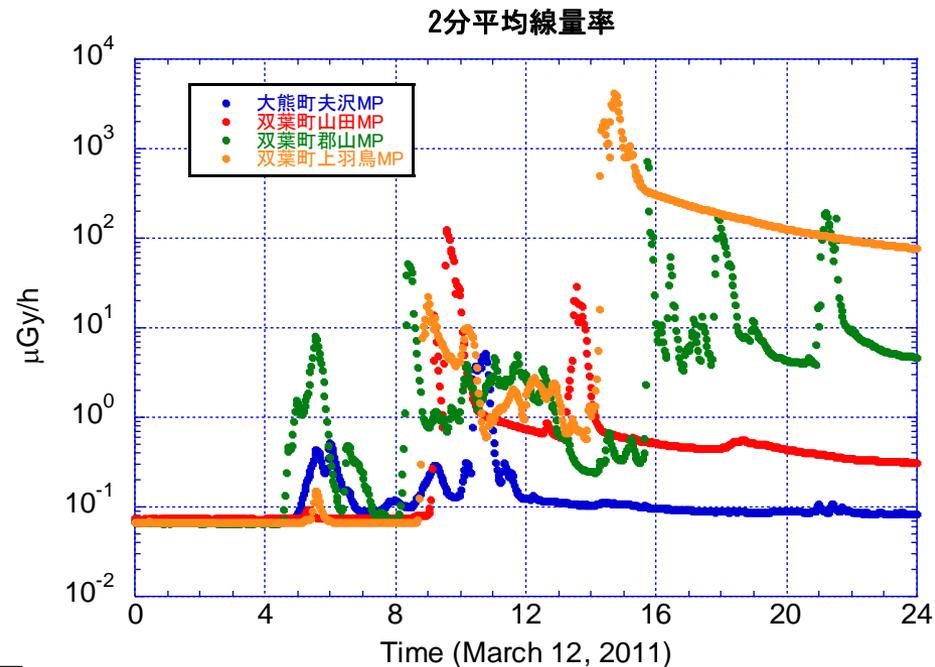
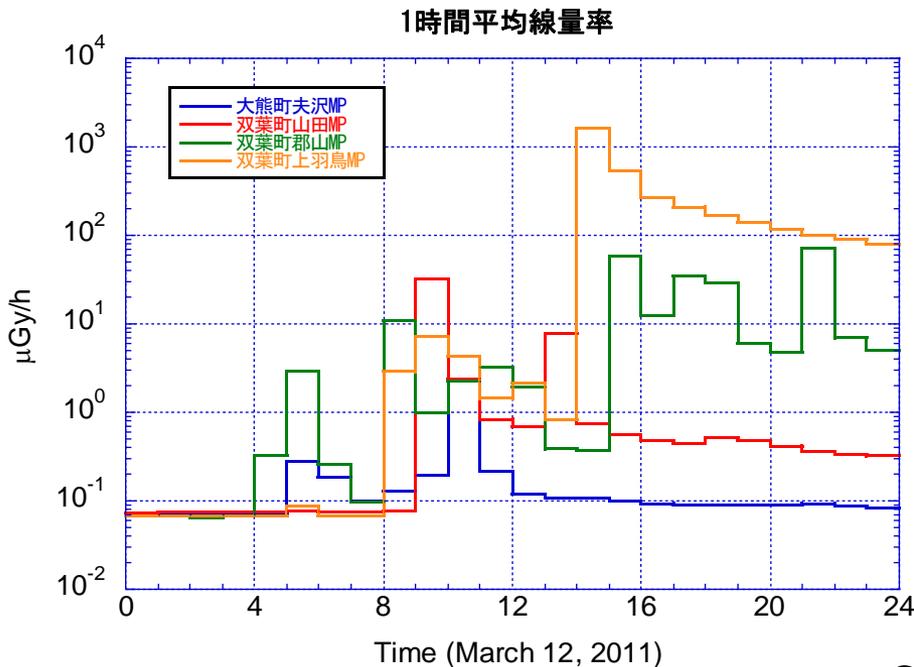
目的

- **モニタリングポスト等のデータと原子炉の状況がどのように関連しているかを、双方向から明らかにする。**
 - これまでも検討してきた方向性
- **事故発生時のモニタリングポスト情報の役割を理解する為に、現存するデータを用いて検討する。**

時系列データの時間解像度

● 時間解像度が高いデータの活用

- 1時間平均データ(左図)を中心に議論を進めてきていたが、さらに時間解像度が高いデータ(右図)を使い、プラント事象進展との関係を検討



ベント時に注目すべきモニタリングポスト

- 1F敷地内のモニタリングポスト
- 敷地外の北西方向に位置するモニタリングポスト(～ 数 km)
 - 当該日時は、主に北西方向に向かう風が吹いていた
 - 大気拡散解析とモニタリングポストで得られたデータの比較を実施し、放出量の推定につなげる。



これまでの整理の例(2011/3/12に関して)

①郡山

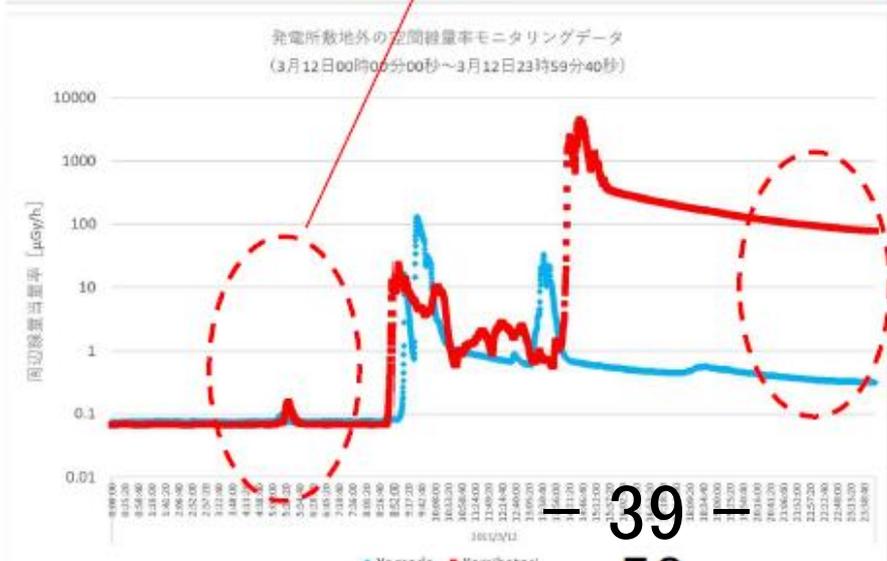
④夫沢

②山田

③上羽鳥



発電所敷地周辺(郡山、夫沢)では、3月12日5時29分頃から大きなピークを確認。



発電所敷地北側(郡山、山田、上羽鳥)では、ピークが複数回あり、バックグラウンドが上がっている。

今後やるべきこと

モニタリングポストでの測定結果、大気拡散、プラント状態からのソースターム情報を総合的に考え、以下のようなことを解明すべき

- ベント操作と1/2号機排気筒からの放出量と放出時間
- 大気拡散計算による2011/3/12の各時刻での放射性物質の広がり
とモニタリングポストデータの比較
 - 数km以内に配置されているモニタリングポストとの整合性を確認
- ベントによるCs-137放出量のアップデート
 - 平成24年に東電が当時使えるデータにより、見積もっている(下表)が、最新知見をベースに再検討することも重要

表 10 事象ごとの放出量

号機	日時	事象	放出量(PBq)			
			希ガス	I-131	Cs-134	Cs-137
1	3月12日 14時過ぎ	格納容器ベント	4	0.7	0.01	0.01
	3月12日 15:36	建屋爆発	10	3	0.05	0.04
3	3月13日 9時過ぎ ^{注1}	格納容器ベント	1	0.3	0.005	0.003
	3月13日 12時過ぎ ^{注1,2}	格納容器ベント	0~0.04	0~0.009	0~0.0002	0~0.0001
	3月13日 20時過ぎ ^{注1,2}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月14日 6時過ぎ ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月15日 16時過ぎ ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月16日 2時頃 ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月17日 21時過ぎ ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月18日 5時過ぎ ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月20日 11時過ぎ ^{注3}	格納容器ベント	0~0.003	0~0.001	0~0.00002	0~0.00002
	3月14日 11:01 ^{注2}	建屋爆発	1	0.7	0.01	0.009
計			約40	約4	約0.09	約0.06

福島第一原子力発電所 1号機及び3号機の 事故初期高線量率の原因推定に向けて (問題提起)

2023年9月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

安井 正也
- 41 -

(1) 本日の検討のポイント

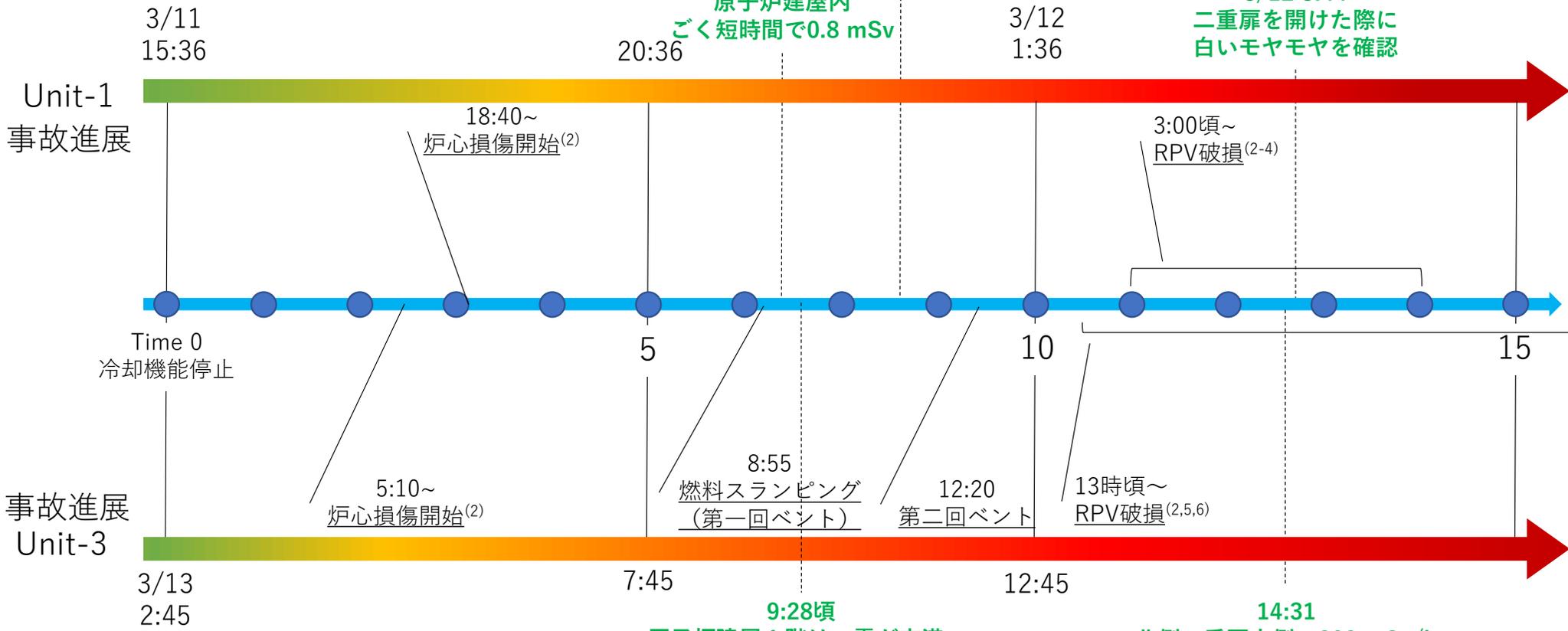
- ①1号機と3号機の事故初期の原子炉建屋内の高線量率は、類似の過程の結果と考える方が自然かもしれない。
- ②事故初期の高線量率は、格納容器からオペレーションフロア付近に放出されたものが原因ではなく、原子炉建屋1階付近から放出されたものではないか？
- ③事故初期の高線量率の原因となる具体的な漏洩箇所はどこか。

注)本資料中の「事故初期」とは、1号機については2011年3月11日午後10時前後、3号機については同年3月13日午後2時前後を指す。(後日、よりよい表現を採用する可能性あり。)

論点①

1号機と3号機の事故初期の原子炉建屋内の高線量率は、類似の過程の結果と考える方が自然かもしれない。

観測・線量状況(1)



(1) 東京電力ホールディングス株式会社, “福島原子力事故調査報告書、別紙2” 2012年6月20日
 (2) 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告、添付資料3” 2021年11月10日
 (3) Tuomo Sevón, “A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 1 accident”, Annals of Nuclear Energy 115 (2018), 1023-1032
 (4) Gauntt et al. “MELCOR Simulations of the Severe Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1 Reactor”, Nuclear Technology 186:2, 161-178
 (5) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ~2019年9月から2021年3月までの検討~ 別添1 8-2”, 2021年3月5日
 (6) Tuomo Sevón, “A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 3 accident”, Nuclear Engineering and Design 284 (2015), 80-90

(参考)各種文献における記載例

○福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)

1号機

- ✓ 11日21時51分、非常用復水器の胴側の水位と原子炉水位の確認のために原子炉建屋に入域していた運転員から、APD(警報付きポケット線量計)の数値がごく短時間に0.8mSvとなり現場確認を断念したことが中央制御室に報告された。(p128)
- ✓ 中央制御室では、一旦原子炉建屋への入域を禁止し、22時03分、発電所対策本部に状況を報告。報告を受けた発電所対策本部保安班が、現場へ出動し放射線量の測定を行ったところ、23時00分の時点でタービン建屋1階の原子炉建屋二重扉前は高い線量(北側二重扉前1.2mSv/h、南側二重扉前0.52mSv/h)であることを確認し、23時05分に発電所長は原子炉建屋への入域を禁止した。(p128)
- ✓ 12日3:44 原子炉建屋二重扉を開けたら白い“もやもや”。線量測定できず(p135)

3号機

- ✓ この頃※、原子炉建屋1階は、霧が充満したようにモヤモヤと白くなり、線量計の数値が上昇して来たため、現場から退避。退避後、交換用に用意したポンベの接続部が合わない可能性が考えられたことから、協力企業作業員とともに、協力企業倉庫で接続部を探し、準備した。(別紙2、p106)(※この頃:13日9:28頃)
- ✓ 13日14:31、原子炉建屋二重扉北側で300mSv/h以上(中は白いモヤモヤ状態)、南側100mSv/hとの測定結果が報告された。また、15:28、中央制御室の3号機側の放射線量が12mSv/hとなり、移動できる運転員は4号機側に移動、プラント監視を継続。(別紙2、p106)



※1号機については、11日17:50の情報(以下のとおり)もあるが、前ページの線量率よりかなり低く、建屋内空調の停止に伴うものかもしれない。

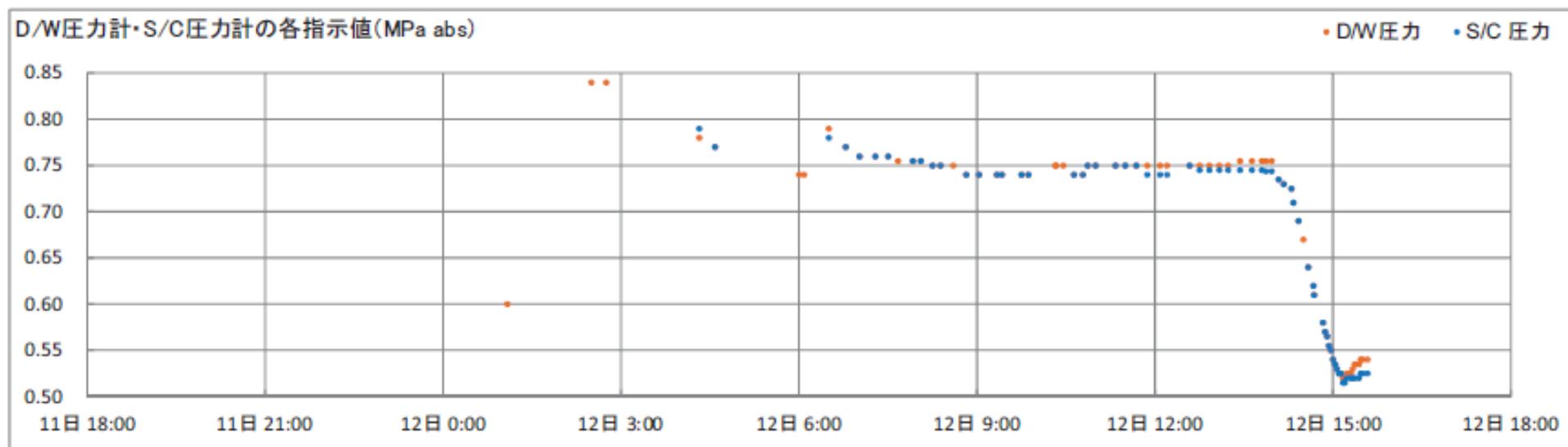
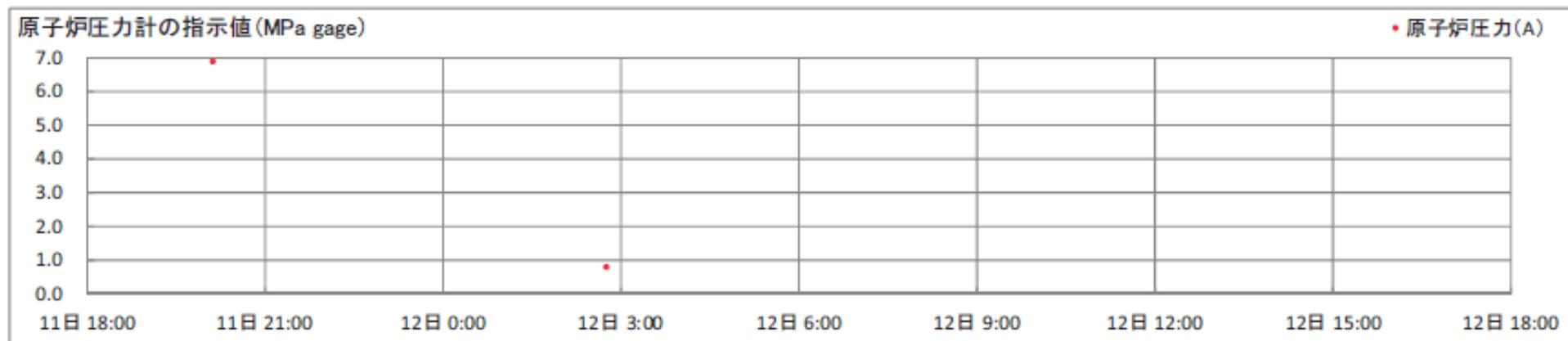
○原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－(平成23年6月、原子力災害対策本部)

✓ …(前略)…中央制御室ホワイトボードに記載されていた11日17時50分の外側のエアロック入ったところでの放射線モニタ指示上昇の情報…(以下略)(pIV-43)

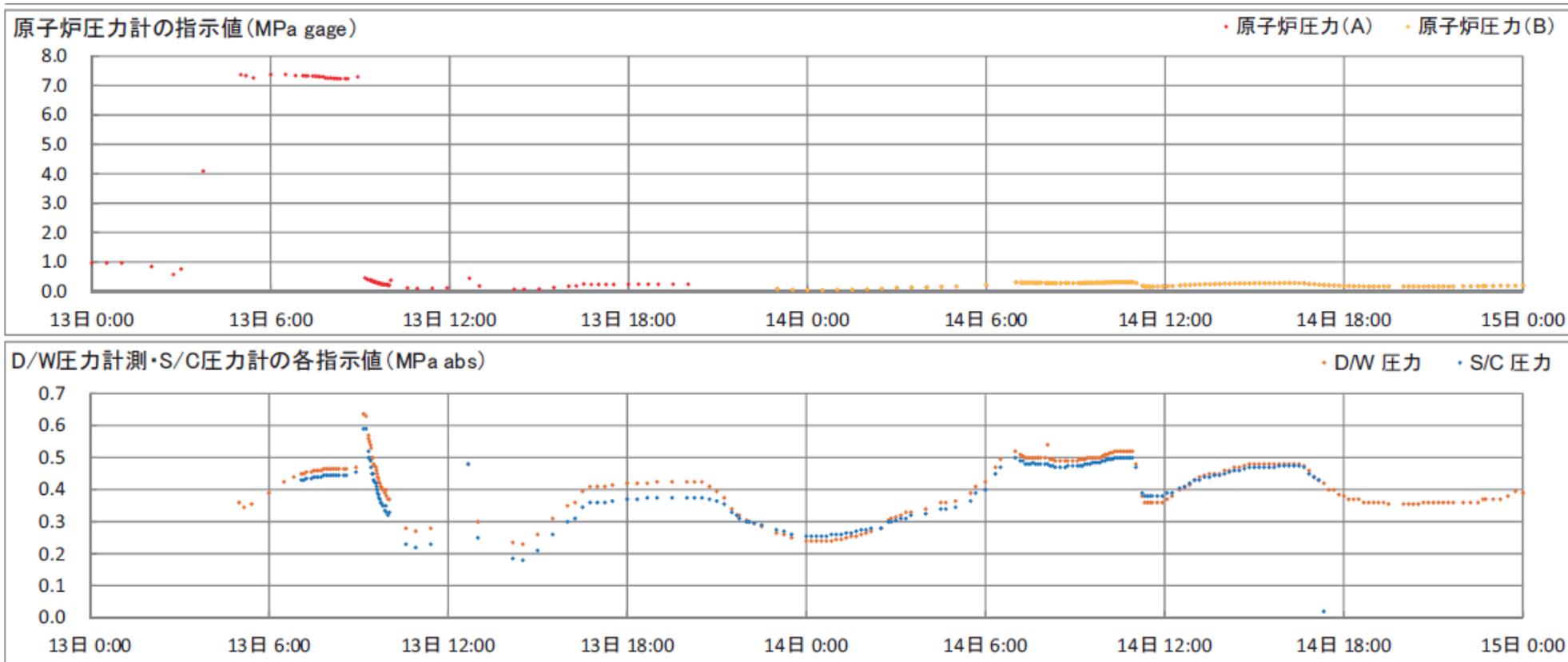
「福島原発で何が起きたか－政府事故調技術解説－」(畑村他、日刊工業新聞社)(p56)では、17時50分(最初の放射線量異常)として「二重扉付近で線量が $2.5\mu\text{Sv/h}$ 」と記載されている。

※「 $2.5\mu\text{Sv/h}$ 」は、300cpm設定値の換算線量率と思われる。

○1号機の原子炉圧力、D/W圧力



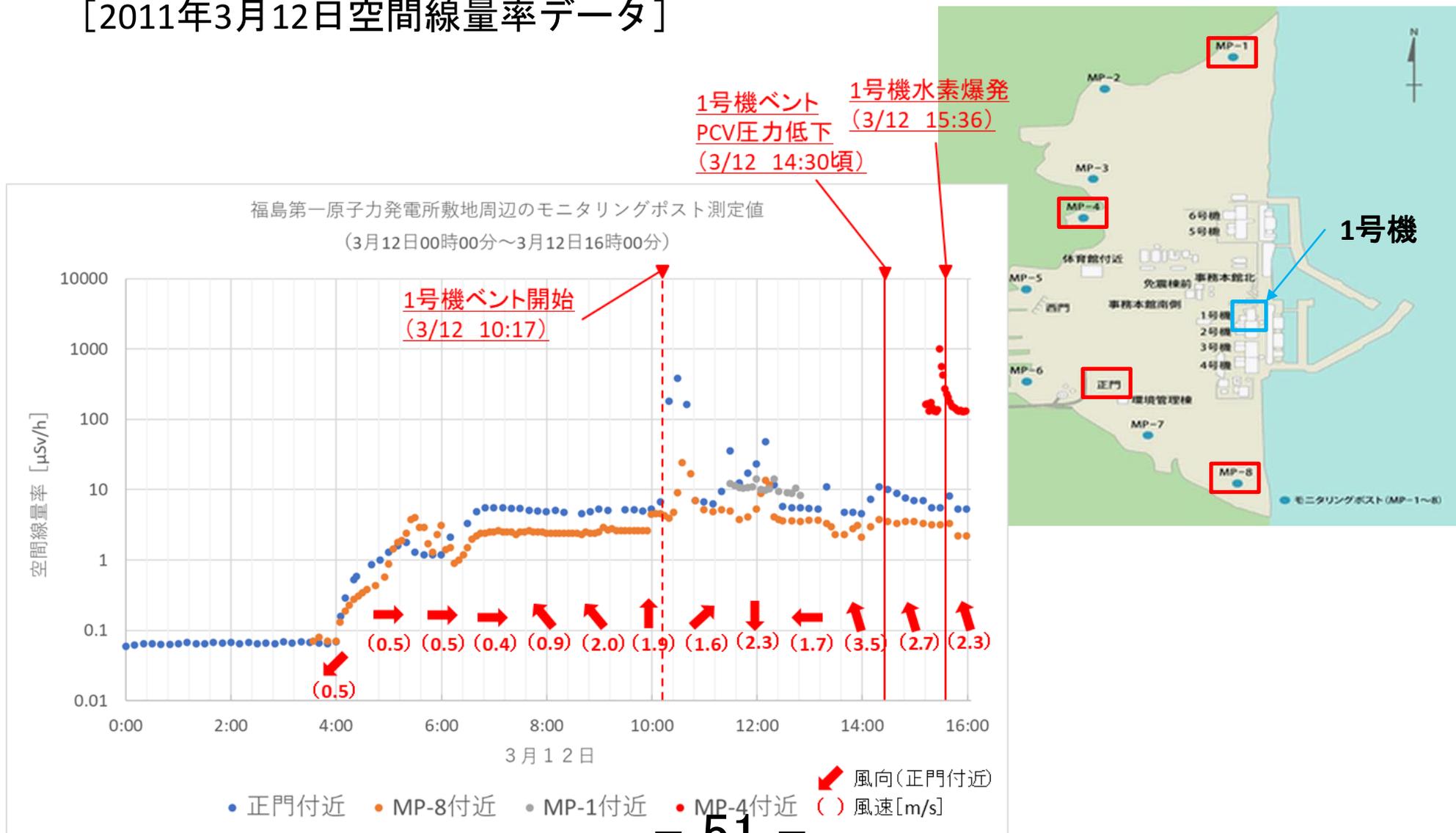
○3号機の原子炉圧力、D/W圧力



論点②

事故初期の高線量率は、格納容器からオペレーションフロア付近に放出されたものが原因ではなく、原子炉建屋1階付近から放出されたものではないか？

○福島第一原子力発電所敷地内のモニタリングポスト等のデータ [2011年3月12日空間線量率データ]



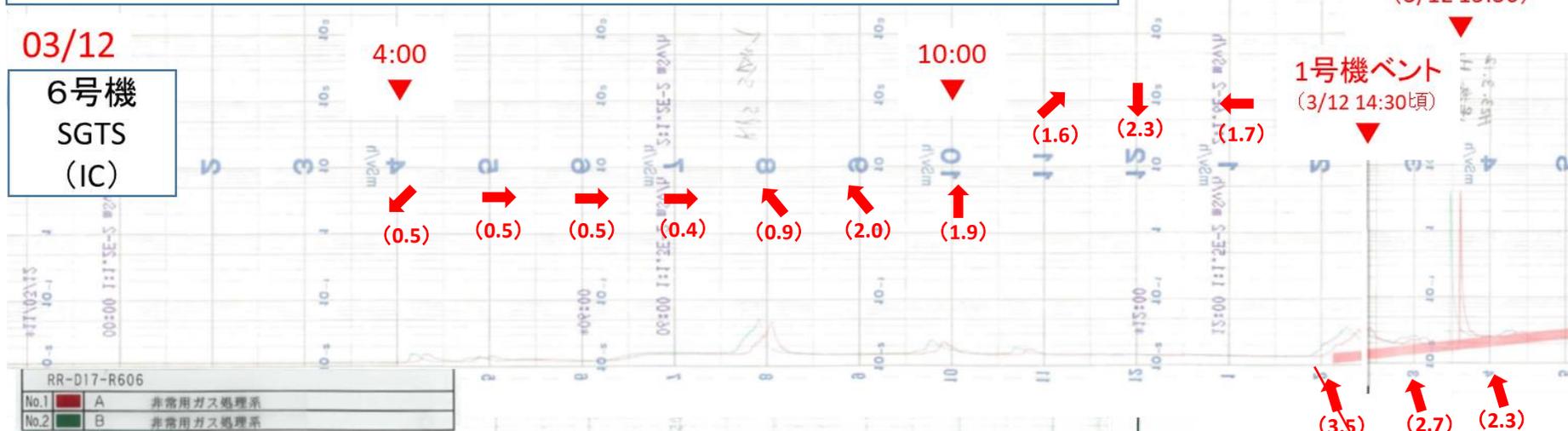


○発電所敷地内のプロセスモニタ等

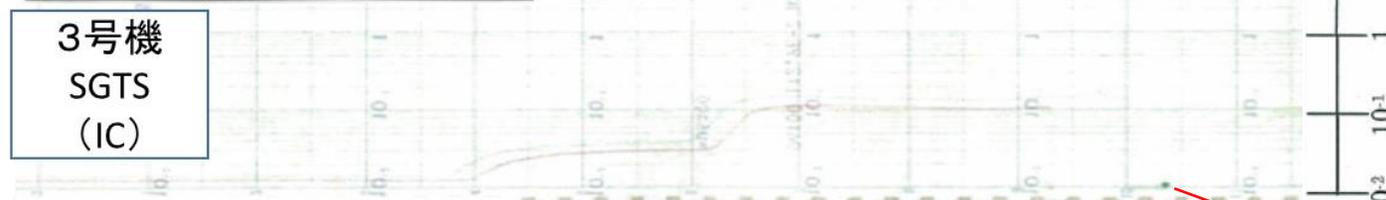
2011年3月12日4時～10時 非常用ガス処理系(SGTS)排ガス放射線モニタ

03/12

6号機
SGTS
(IC)



3号機
SGTS
(IC)



(赤) 非常用ガス処理系放射線モニタ A (I.C)
(緑) 非常用ガス処理系放射線モニタ B (I.C)

↙ 風向(正門付近)
() 風速[m/s]

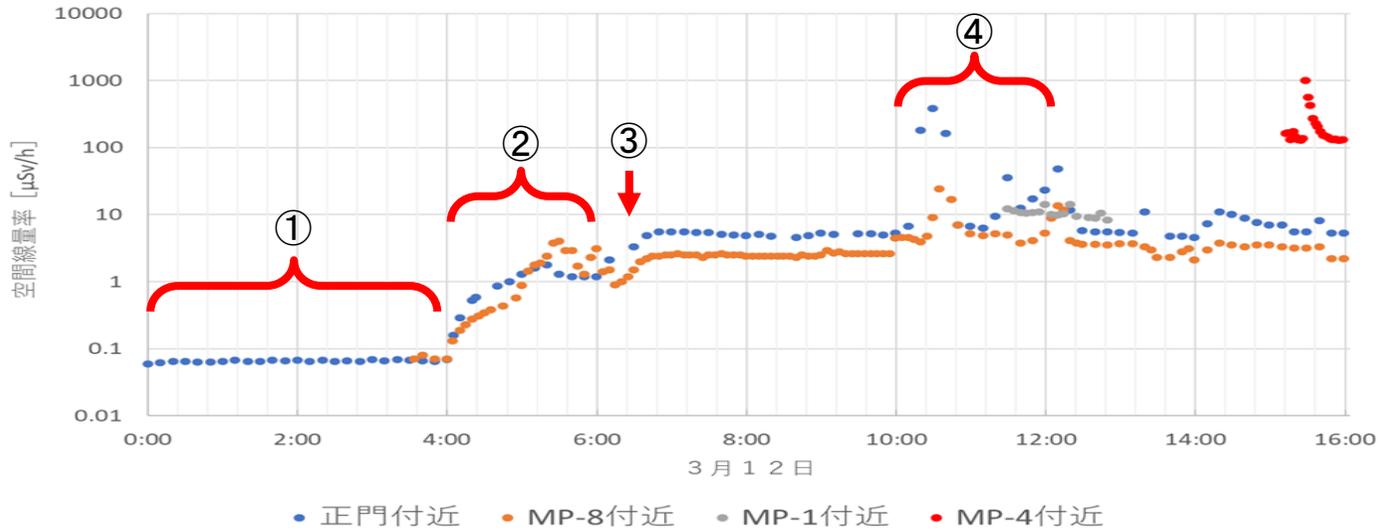
6号機SGTS排ガス
放射線モニタ

2020年7月31日
原子力規制庁撮影



〇3/12のモニタリングポスト／プロセスモニタの測定値

福島第一原子力発電所敷地周辺のモニタリングポスト測定値
(3月12日00時00分～3月12日16時00分)



<モニタリングポスト>

- ① AM4時以前は0.1μSv/h未満で安定している。
- ② AM4時頃から正門付近(1号機原子炉建屋の西南西側)、MP-8付近(同建屋の南側)がほぼ同時に同傾向で上昇し、1μSv/h程度でプラトーを形成。
- ③ AM6時半頃、正門及びMP-8付近でともに数μSv/h程度に上昇。
- ④ AM10時以降、小規模のピークが複数見られ、12時前後のMP-1付近(同建屋の北側)の観測データ(10μSv/h程度)ともほぼ同程度の観測結果が得られている。

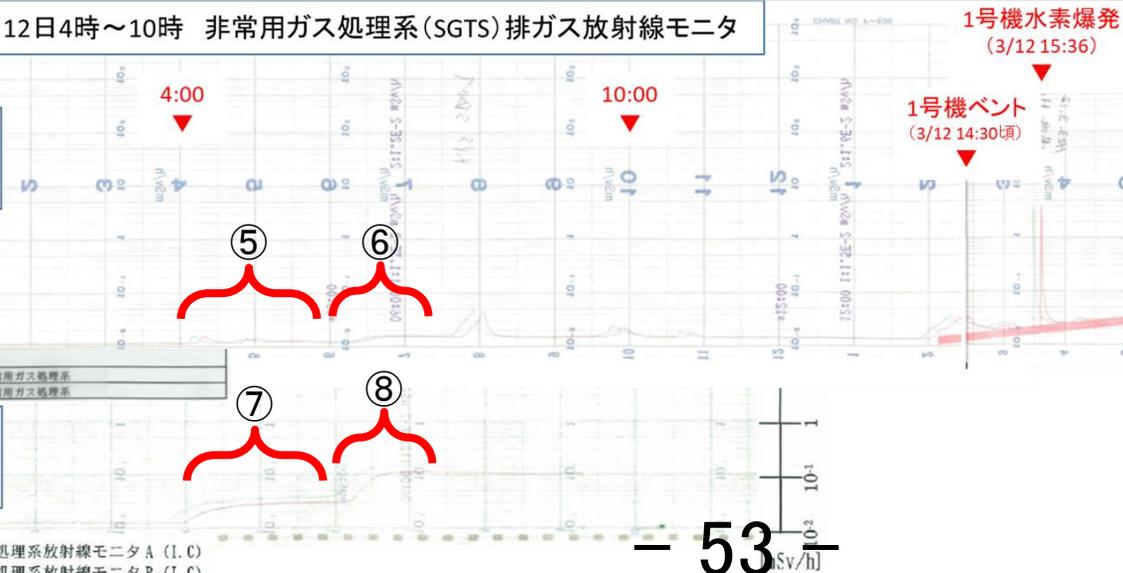
2011年3月12日4時～10時 非常用ガス処理系(SGTS)排ガス放射線モニタ

03/12

6号機
SGTS
(IC)

3号機
SGTS
(IC)

(赤) 非常用ガス処理系放射線モニタ A (I.C)
(緑) 非常用ガス処理系放射線モニタ B (I.C)



<6号機SGTS(IC)>

- ⑤ AM4時頃に小さく上昇し、プラトーを形成。
- ⑥ AM6時半頃に小さく上昇し、プラトーを形成。

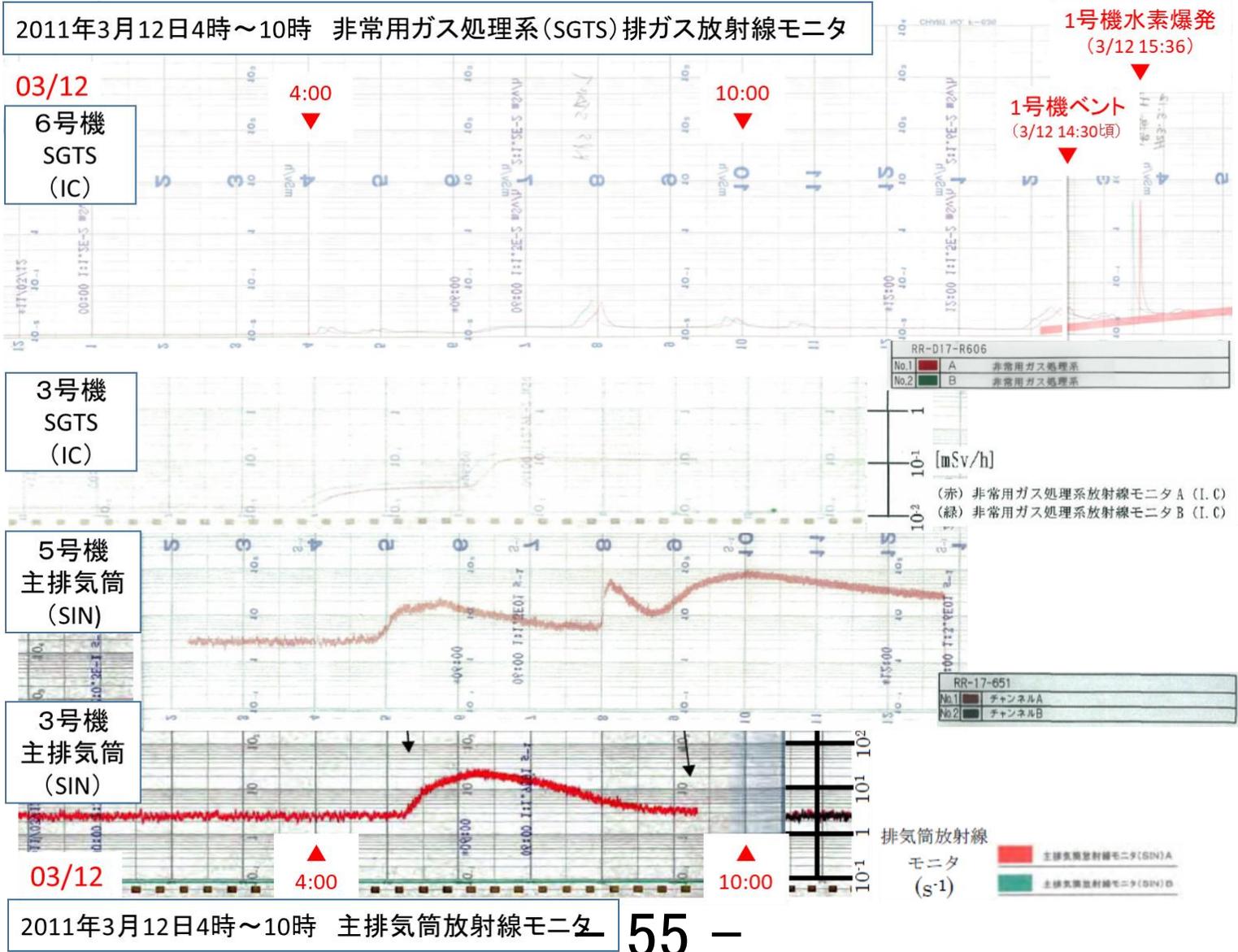
<3号機SGTS(IC)>

- ⑦ AM4時頃から小さく上昇し、0.02mSv/h(20μSv/h)程度でプラトーを形成。
- ⑧ AM6時半頃に0.1mSv/h(100μSv/h)程度に上昇し、プラトーを形成

○トップヘッドフランジからの漏洩開始時期についての考察

- モニタリングカーの情報やSGTS(IC)の記録から、3月12日午前4時からの放射線量率の段階的上昇は、1号機オペレーションフロア(オペフロ)付近からのスカイシャインを捉えたものと考えるべきではないか。
- つまり、1号機のトップヘッドフランジからオペフロへの漏洩は、この時間帯に開始したと考えられる。
- さらに、明示的な測定データは3月12日午前1時前後までないが、11日22時前後のドライウェル圧力は1Pdをかなり下回るものであった可能性が高い。
- 3号機については、モニタリングデータでの検証は困難だが、高線量率が確認された、3月13日14:51までの時点において、格納容器の圧力が1Pdを超えたのは、ごく短時間であり、この時間帯にトップヘッドフランジが破損したとは考えにくいのではないか。

03/12のモニタリングポスト／プロセスモニタの測定値（参考）



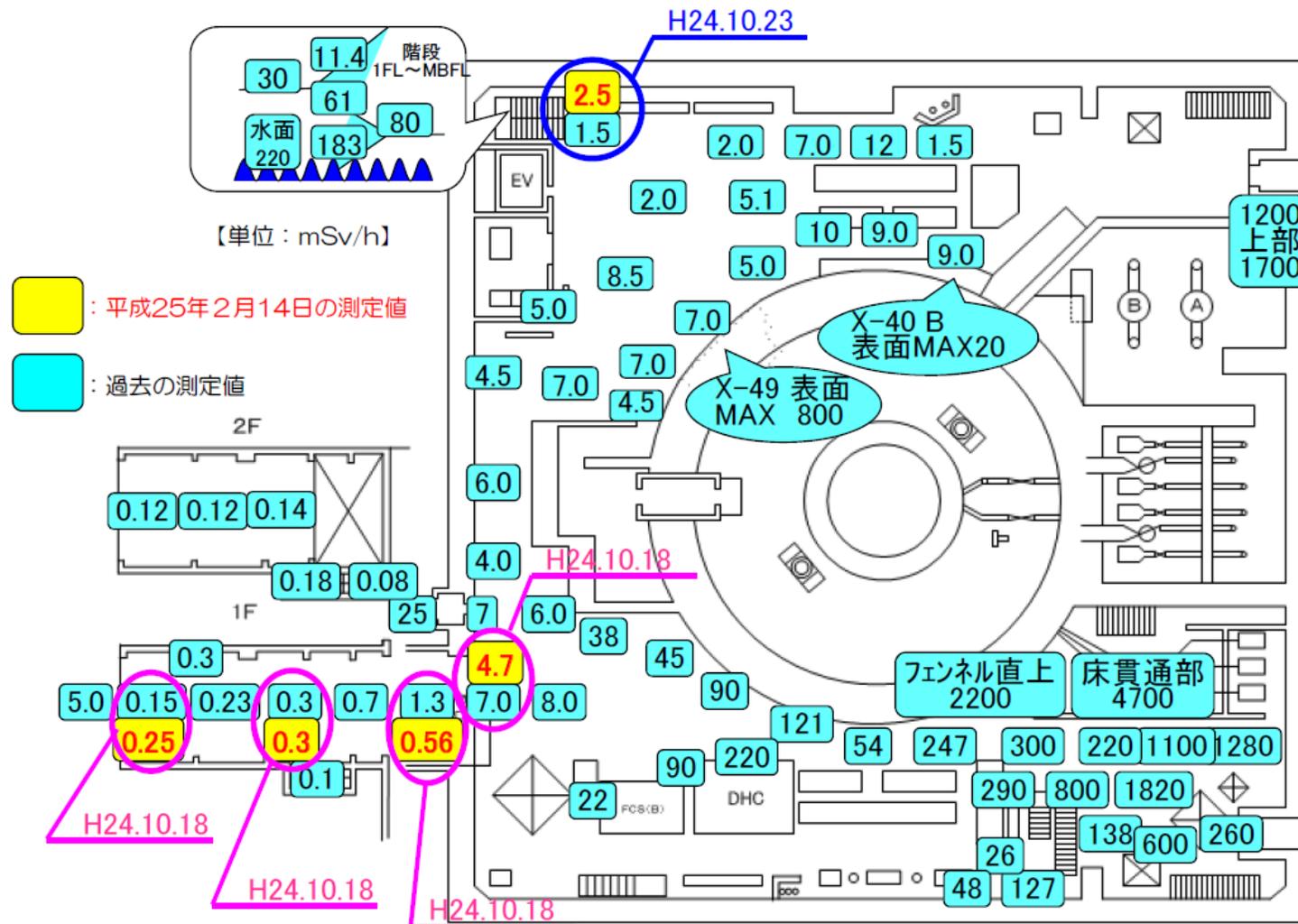
55 -

論点③

事故初期の高線量率の原因となる具体的な漏洩箇所はどこか。

(1) 1号機及び3号機原子炉建屋1階の
放射線量率分布（事故後）

○1号機原子炉建屋1階の空間線量率



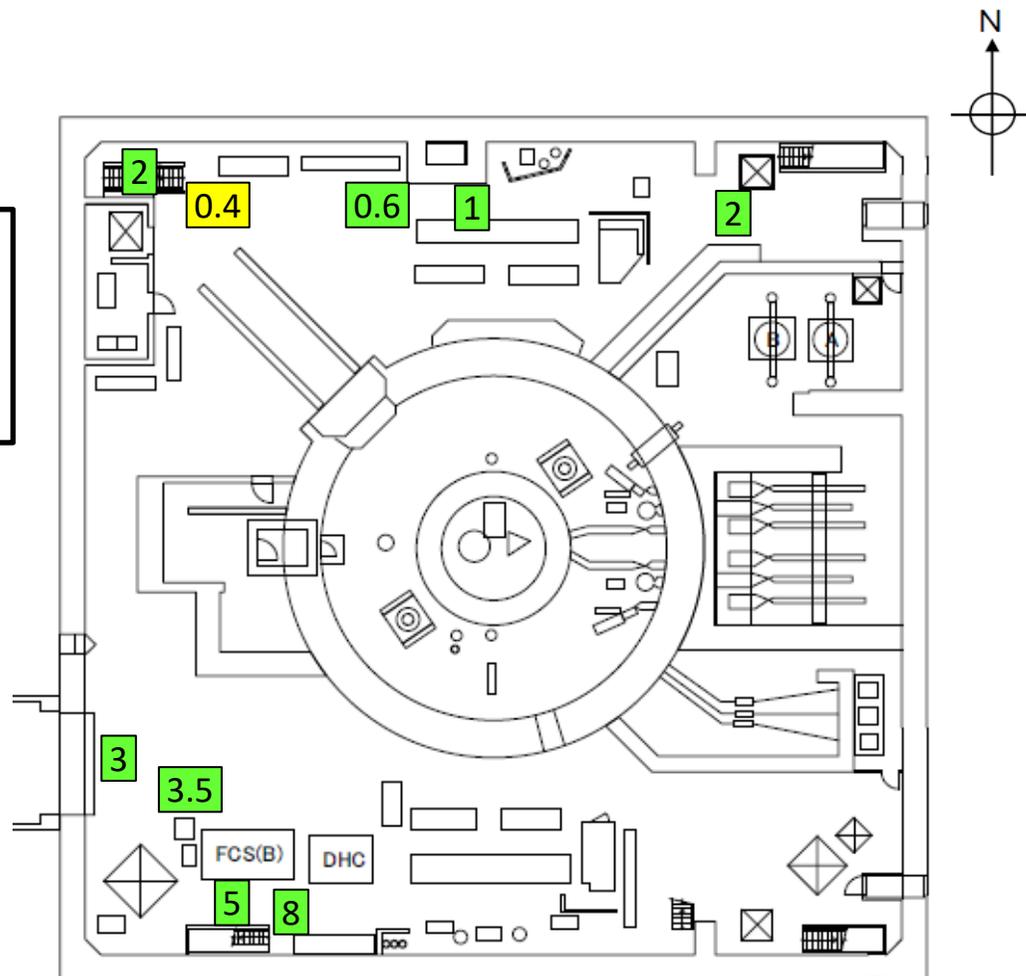
1号機 原子炉建屋 1階

○1号機原子炉建屋1階の空間線量率

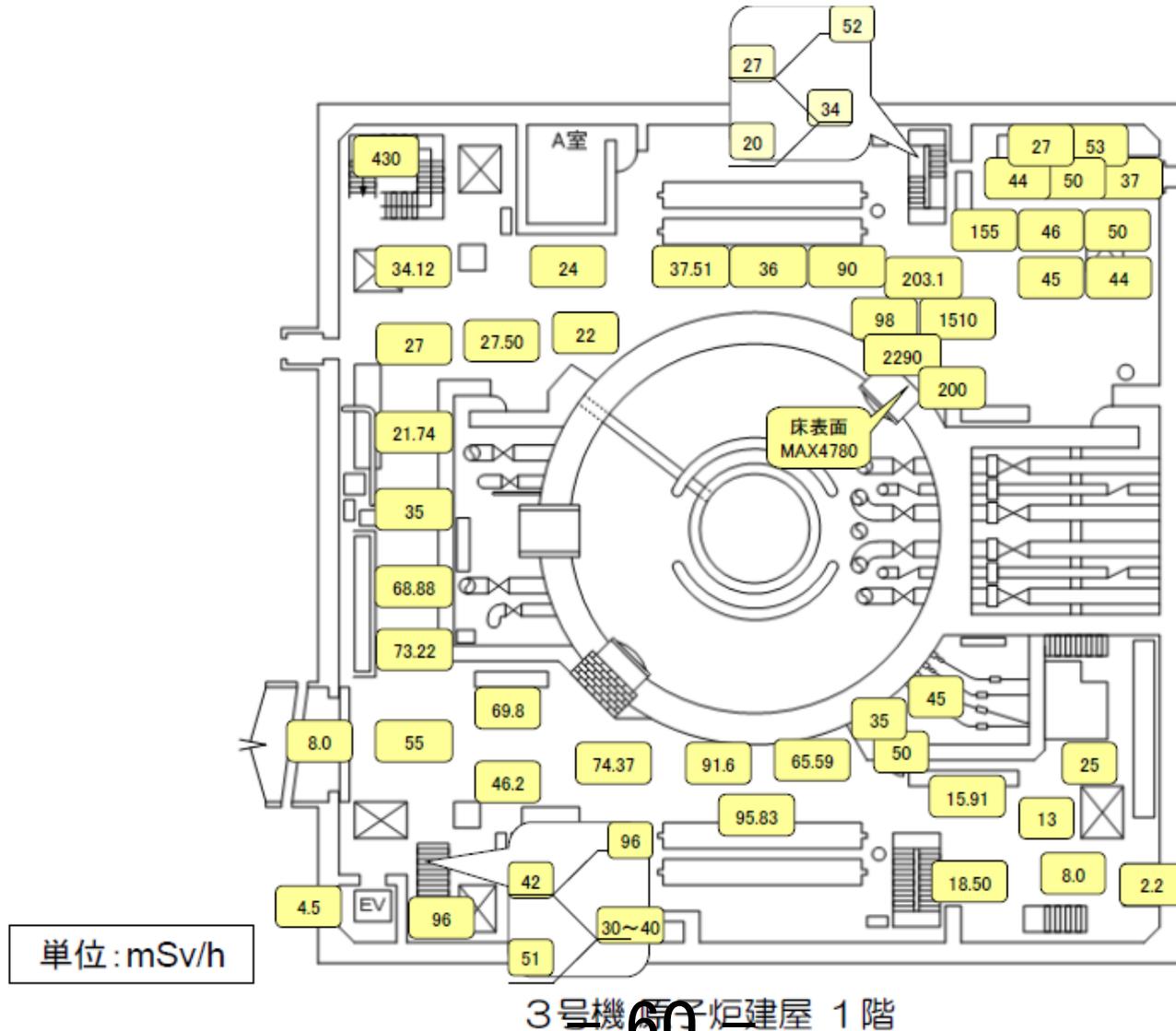
凡例

(数字) : 空間線量率 (mSv/h)
(2023年3月23日、原子力規制庁による測定)

(数字) : 空間線量率 (mSv/h)
(2023年4月13日、原子力規制庁による測定)

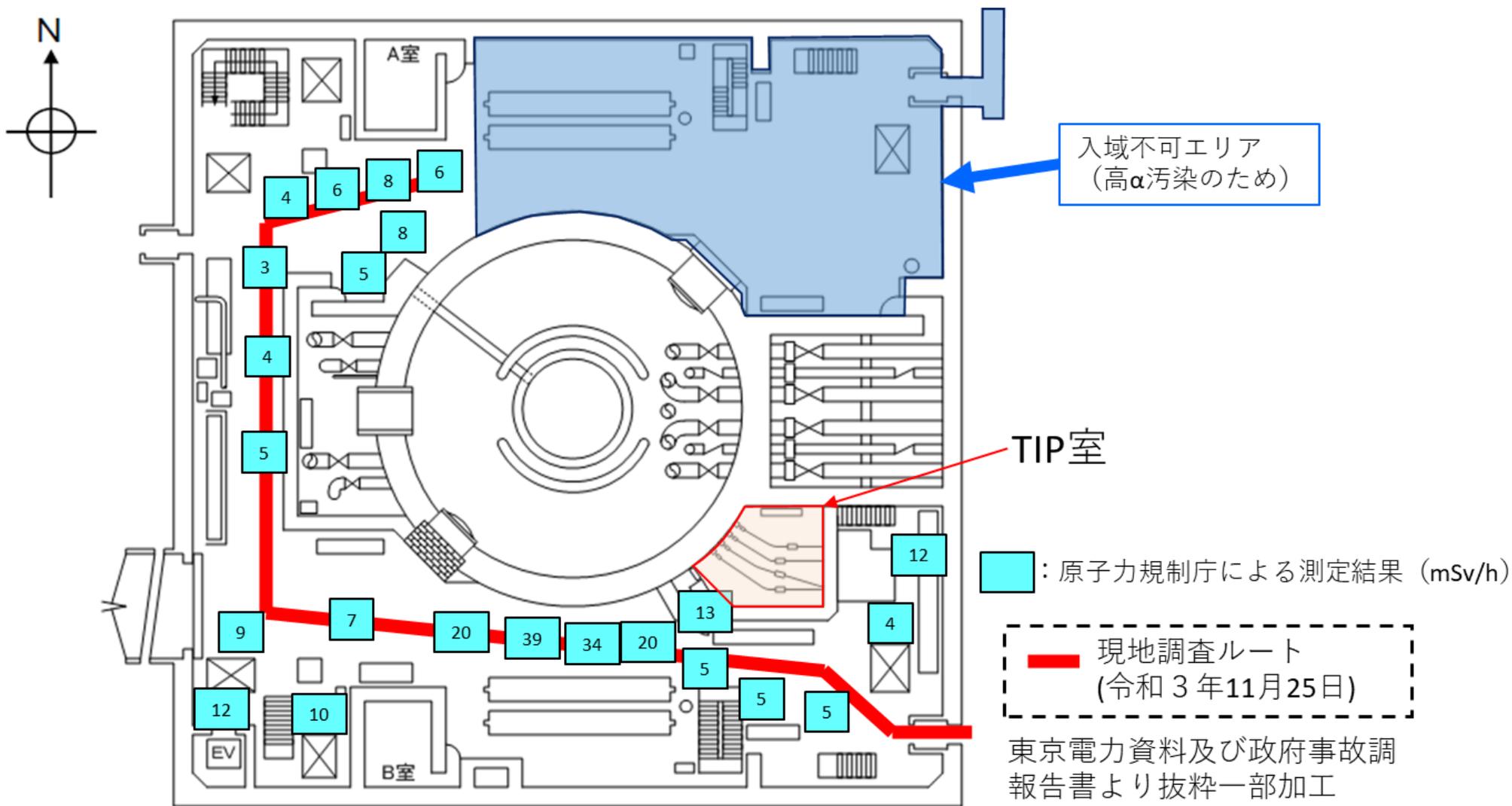


○3号機原子炉建屋1階の空間線量率



出典: 建屋内の空間線量率について(データ採取期間: 平成23年4月(4/25)~平成25年2月(2/18))(平成25年3月22日測定、東京電力株式会社)

○3号機原子炉建屋1階の空間線量率



出典: 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)
(2023年3月7日、東京電力父子熊第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会)

(2) 1号機原子炉建屋南東部で2013年に高線量率が観測されている理由

- 当初、1号機原子炉建屋1階南東部の床貫通部付近に高線量率(Sv/hオーダー)が計測され、TIP管経由の漏えいやトーラス室からの放射性物質が線源として懸念された。
- しかし、この線源としてはベント時に強く汚染されたAC配管の可能性が高い。

(5) 原子炉建屋1階汚染状況調査

平成25年12月に1号機原子炉建屋1階南側の汚染状況調査として、ロボットにて線量測定及びガンマカメラ撮影を実施した結果、不活性ガス系（AC）配管やドライウェル除湿系（DHC）配管の汚染レベルが比較的高いことが確認された（図2-8）。^[8]

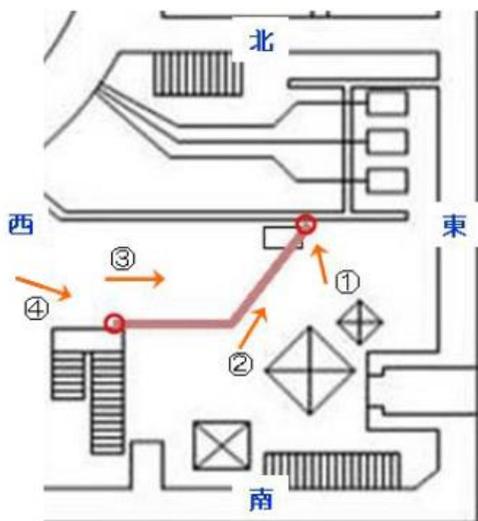


図2 不活性ガス系配管ルート
(設置高さは約2m)

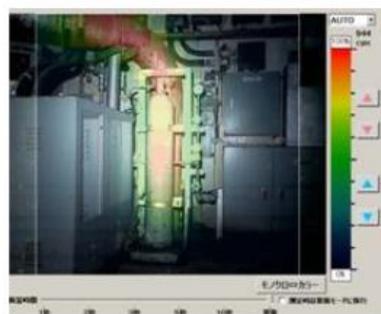


図3 ①より撮影

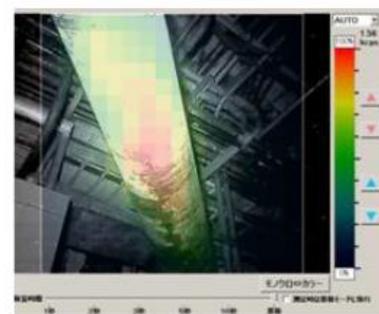


図4 ②より撮影



図5 ③より撮影



図6 ④より撮影

(原子炉建屋1階不活性ガス系配管のガンマカメラ測定結果)

(3) 可能性のありそうな漏えい箇所

具体的な漏洩箇所を絞り込むため、可能性のありそうな漏洩箇所を列記し、順次検討する。

検討対象とした施設(場所)

(a) TIP※室

※Traversing In-core Probe(移動式炉心内計測装置)

(b) エアロック室

(c) 機器ハッチ

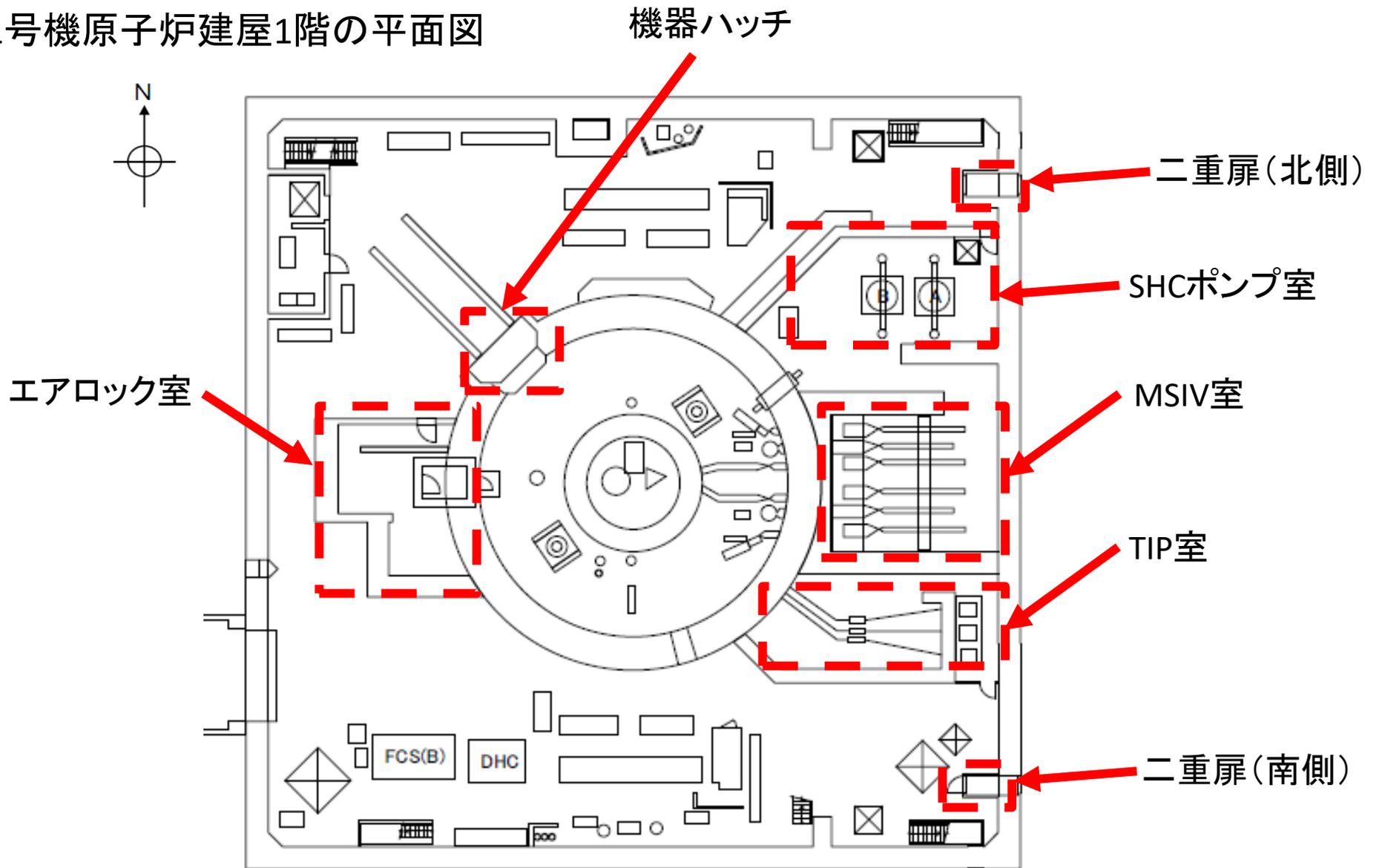
(d) MSIV※室(東京電力資料では「主蒸気弁室」と記載。)

※main steam isolation valve(主蒸気隔離弁)

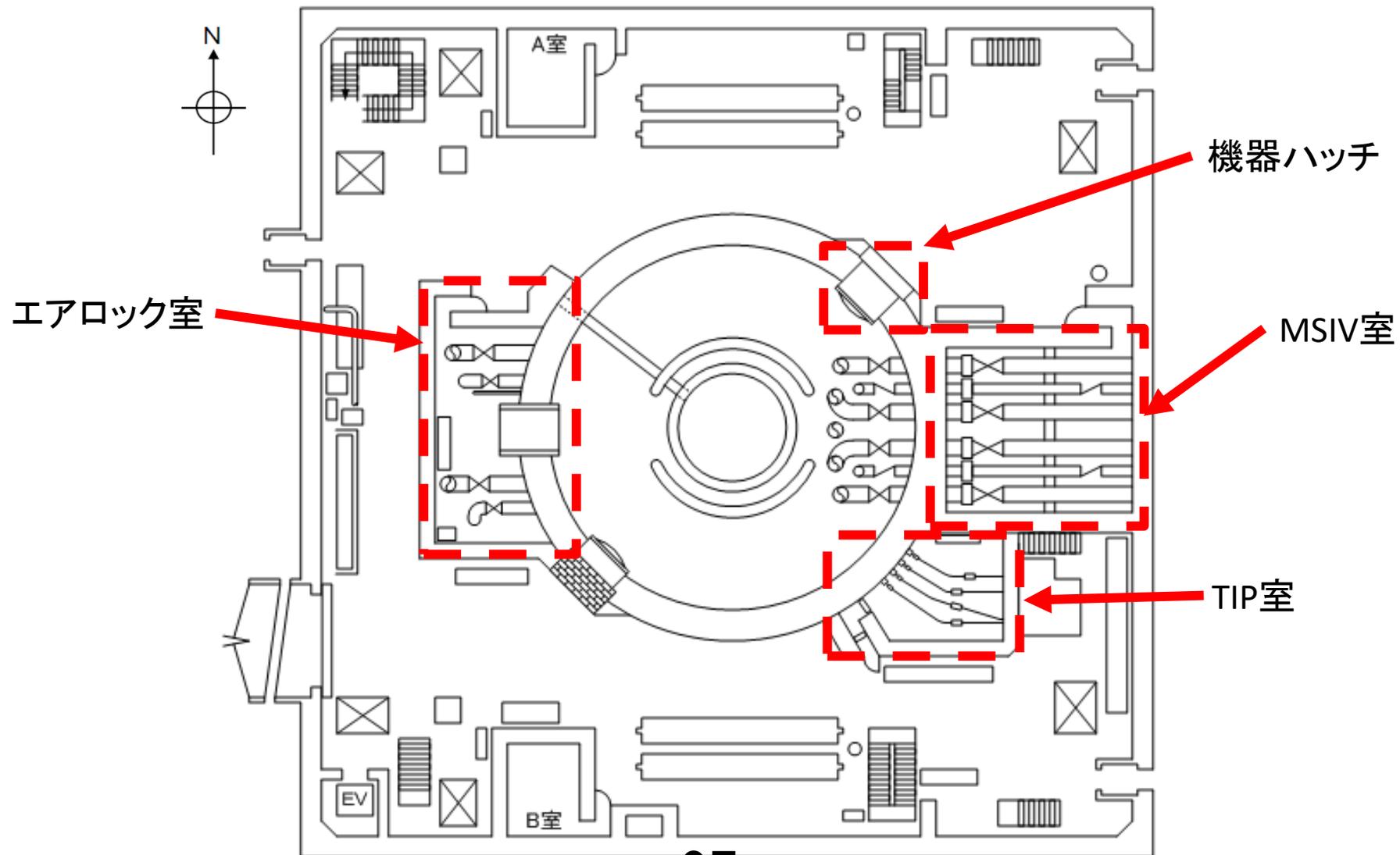
(e) 真空破壊ライン伸縮継ぎ手部

なお、比較的小口径の個別ペネトレーションについては、格納容器内部からの有意な漏洩情報は確認されていないことから、今回の議論では扱っていない。

○1号機原子炉建屋1階の平面図



○3号機原子炉建屋1階の平面図



(a) TIP室の可能性

東京電力は、2015年9月～10月にかけて、1号機TIP室内の空間線量率測定を実施した。測定結果は以下のとおり。

- 原子炉建屋の通常部との間の扉が設置されている区域の線量率はかなり低く、扉外で数百mSv/hの放射線量率を与える放射性物質の漏洩があったとは認め難い。
- 事故時の線量情報では、北側の二重扉付近の方が南側よりも高い傾向にあり、TIP室からの漏洩では説明しにくい。

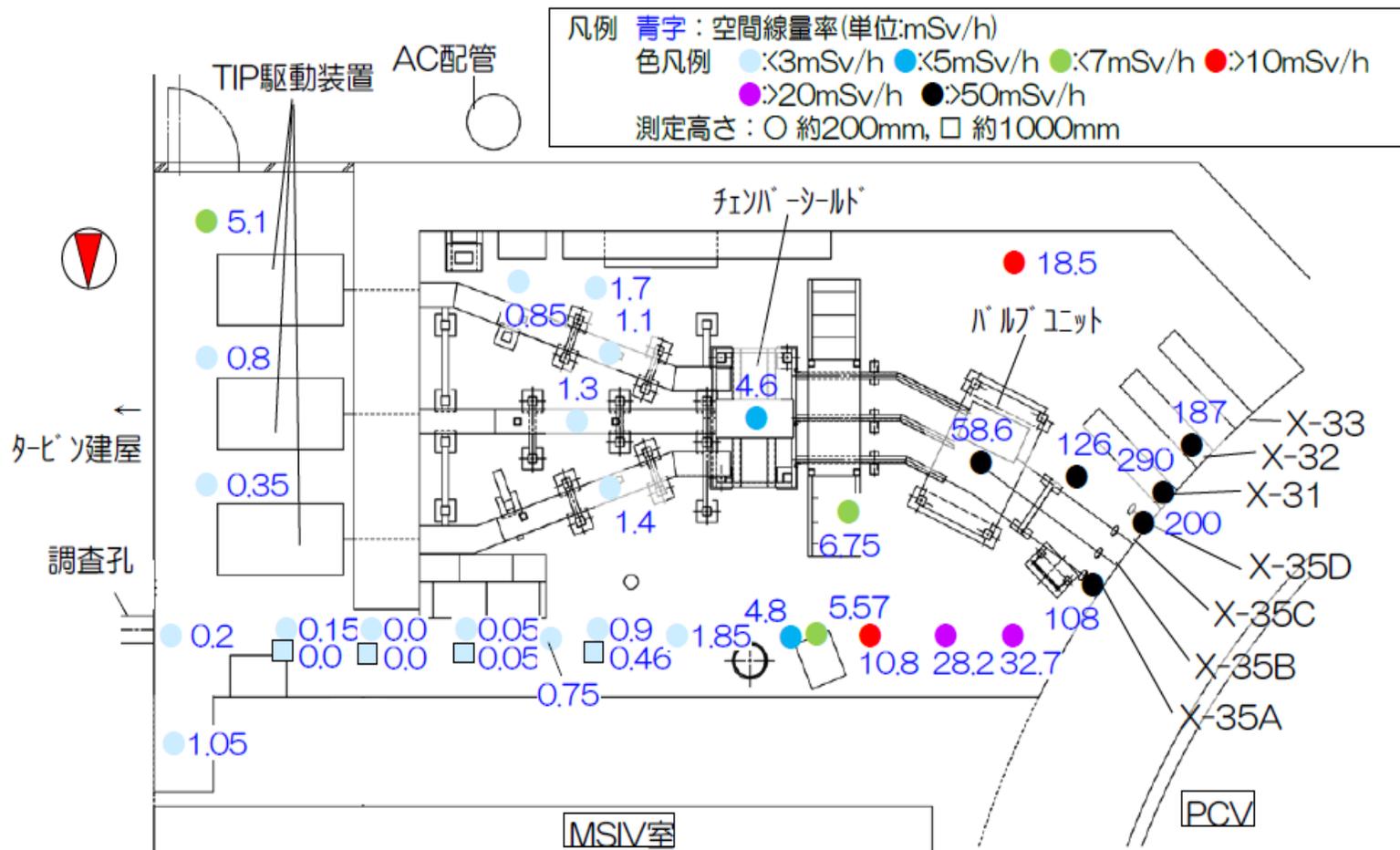


図 2-14 TIP 室内空間線量率測定結果^[12]

(b) エアロック室からの可能性

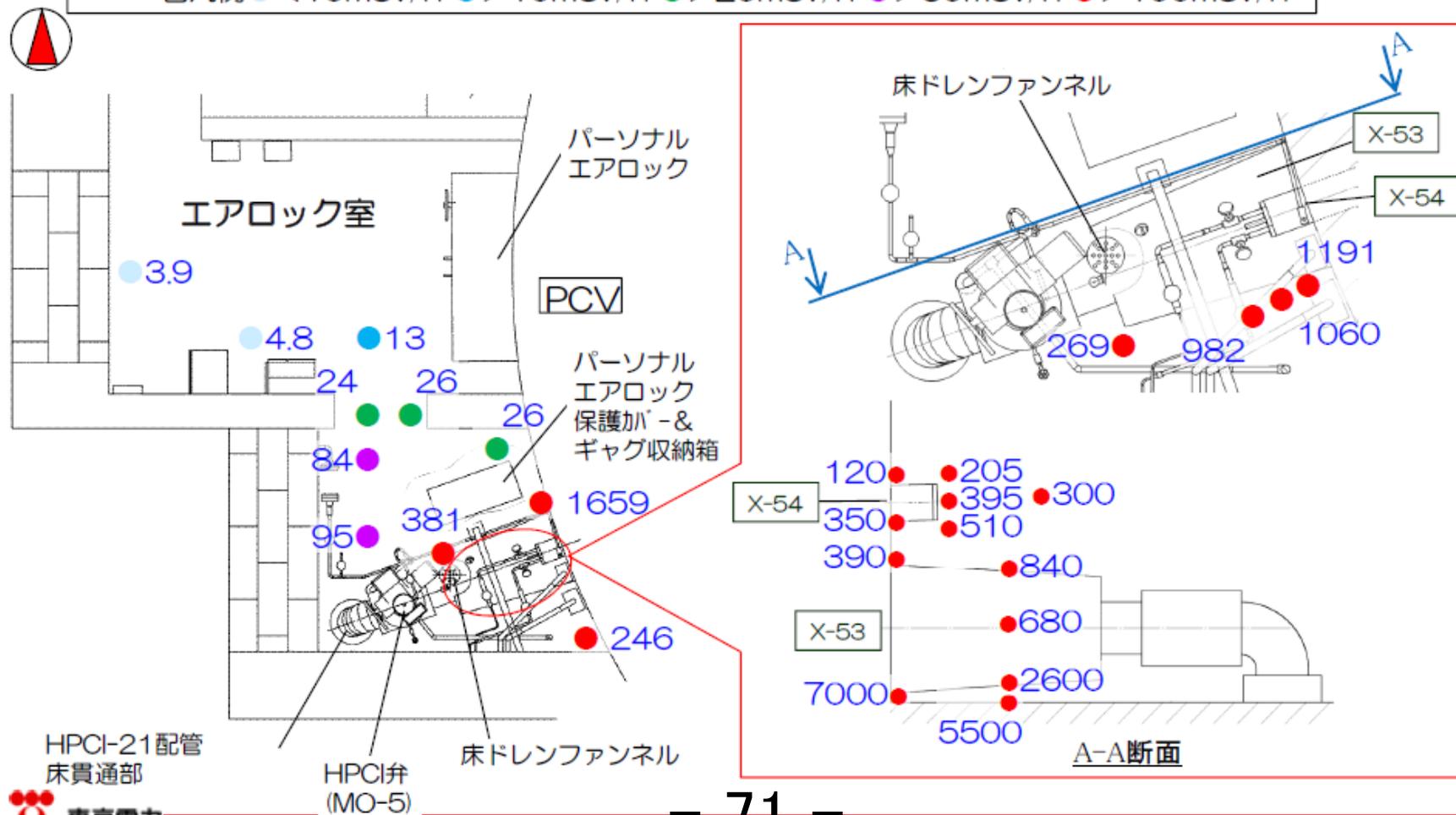
- 東電の測定によれば、1号機エアロック室内X-53ペネのカーバ一部の線量率は高い。（1号機のペネトレーション類は、炉心が落下した後の高温高圧下で影響を受けた可能性が高い。）
- エアロック室内の線量率が高いとは言えない。

5-1. エアロック室調査結果（空間線量率）

■ X-53付け根床面に近づくると7000mSv/hと非常に高い。

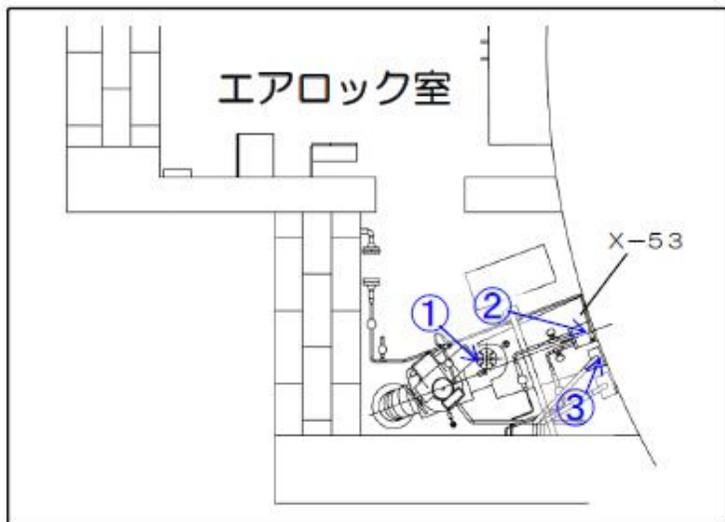
凡例 青字：空間線量率(単位:mSv/h)

色凡例 ● <10mSv/h ● >10mSv/h ● >20mSv/h ● >50mSv/h ● >100mSv/h



5-2. エアロック室調査結果（光学カメラ撮影①）

■ HPCI蒸気管ペネX-53について



- HPCI配管とベローズカバーの隙間に漏洩痕がある（2013年調査結果と同じ）。（写真①）
- ベローズカバーと生体遮へい壁の付け根部分に漏洩痕あり（写真②）。なお当該付け根部周辺がもっとも雰囲気線量が高い。
- X-53ペネ周り（ベローズカバー、床、壁面）に白い粉上の堆積物あり（サンプル採取済）。

写真①：X-53ベローズカバー接続部



写真②：X-53貫通部左下側



写真③：X-53貫通部右下側



(c) 機器ハッチからの可能性

- 3号機では、機器ハッチ（内外で二重になっている）の内側ハッチに漏えいの痕跡があり、外側ハッチには若干の移動の痕跡が見られ、高線量率の水たまりも確認された。
- 2015年9月に東京電力が実施した調査により、機器ハッチの漏えいは確認されなかったとしている。
- 1号機では特段の高線量率は確認されなかったと報告されている。
- ただし、付近にあるX-49ペネに高線量が測定されている（p18参照）。

(4) 3号機原子炉格納容器機器ハッチ調査

原子炉格納容器の漏えい箇所の調査として、原子炉建屋1階の格納容器機器ハッチの調査を平成27年9月9日に実施した。この格納容器機器ハッチ部では、遮蔽用のシールドプラグが移動しており、シールドプラグ移動用のレールの溝やその付近に高線量の水たまりが確認されていた（平成23年）ことから、機器ハッチシール部から格納容器内滞留水が漏洩している可能性があると考えられた。

本調査にてシールドプラグの開口部から小型カメラを挿入し、機器ハッチの状況を確認した。図4-4撮影した機器ハッチの写真を示す。機器ハッチからの漏洩は確認されず、機器ハッチ自体の変形も確認されなかった。また、機器ハッチ前に保管されていた定期検査用の資材に損傷は確認されなかった。一方、機器ハッチの塗膜ははがれ落ちており、機器ハッチ前には塗膜片等の堆積が確認された。

機器ハッチ前のシールドプラグが本来設置してある場所では、上部より雨水または結露水と思われる水の滴下があり、床面は湿っているような状態であった。また、シールドプラグ移動用レールの溝には水たまりが確認された。

○3号機原子炉格納容器機器ハッチ調査



図 4-4 機器ハッチの写真^[37]

[37] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 2 回事務局会議配付資料、平成 27 年 10 月 1 日

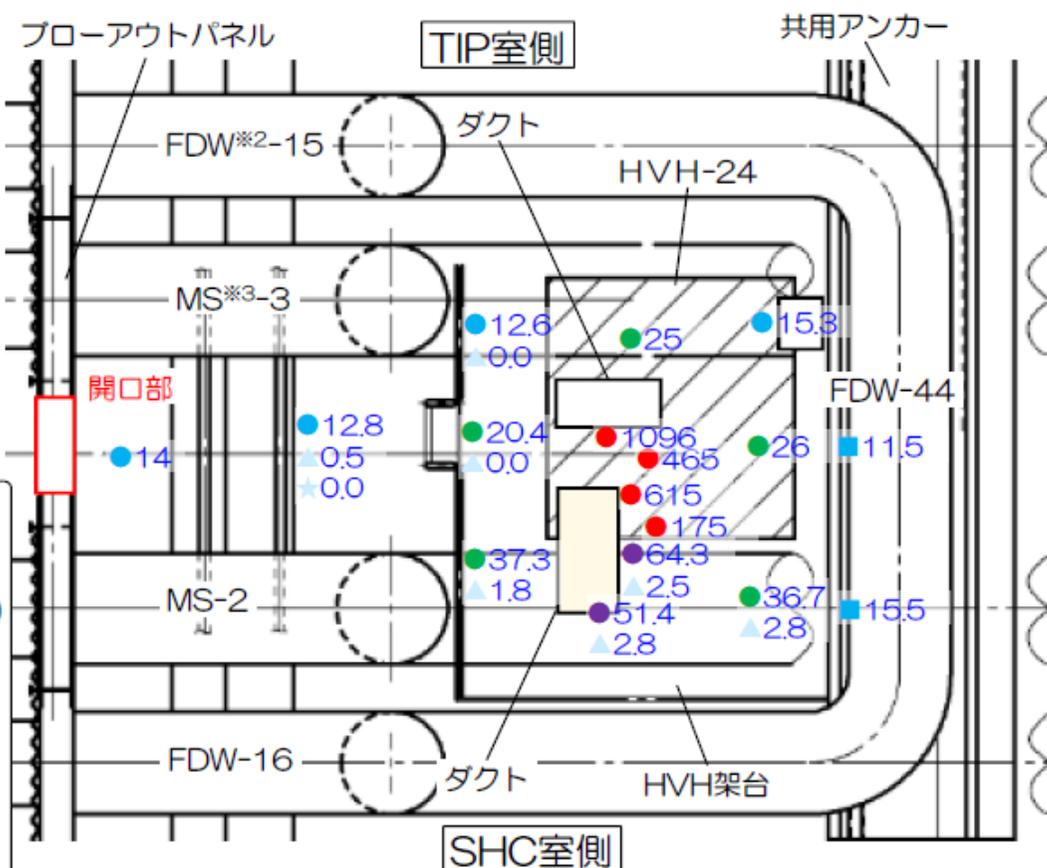
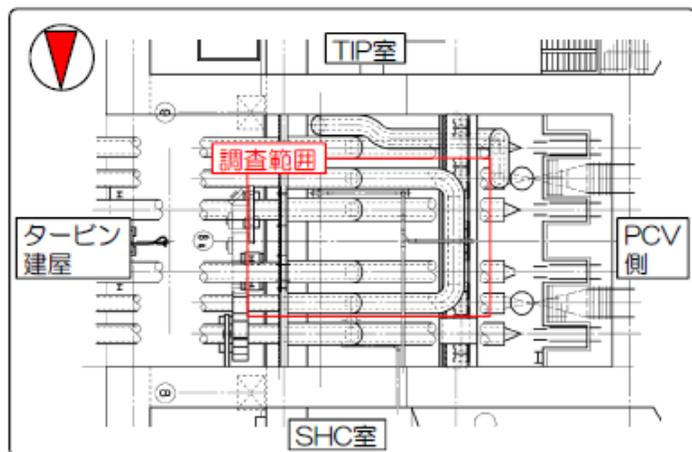
(d) MSIV室からの可能性

- 3号機では、格納容器内から注入水の外部への漏えい箇所は、主蒸気管貫通部であると認識されている。
- 1号機では、2015年11月に東京電力によるMSIV室の調査が実施されている。
- その結果、主蒸気管貫通部には強い汚染は見られなかったとしつつ、同室内のHVHダクト天板部に局所的に非常に強い汚染があるとしている。
- 2号機については強い汚染は確認されていない。

※2号機原子炉建屋一階MSIV室調査結果について **76** (2013年4月25日、東京電力株式会社)

4-1. 主蒸気弁室調査結果（空間線量率）

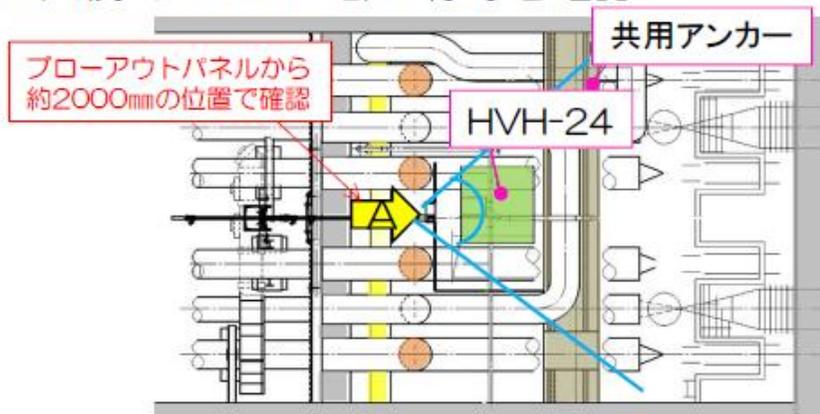
■HVH※1天板およびダクト付近の線量が高く、HVH架台上および床面付近は線量が低い



※1：Heating and Ventilation Handling Unit(給排気ユニット, 換気空調ユニット)
 ※2：Feed Water System(原子炉給水系)
 ※3：Main Steam(主蒸気系)

4-2. 主蒸気弁室調査結果（γカメラ、3Dデータ）

■ A矢視でHVH上部に線源を確認



● 3Dスキャンデータ



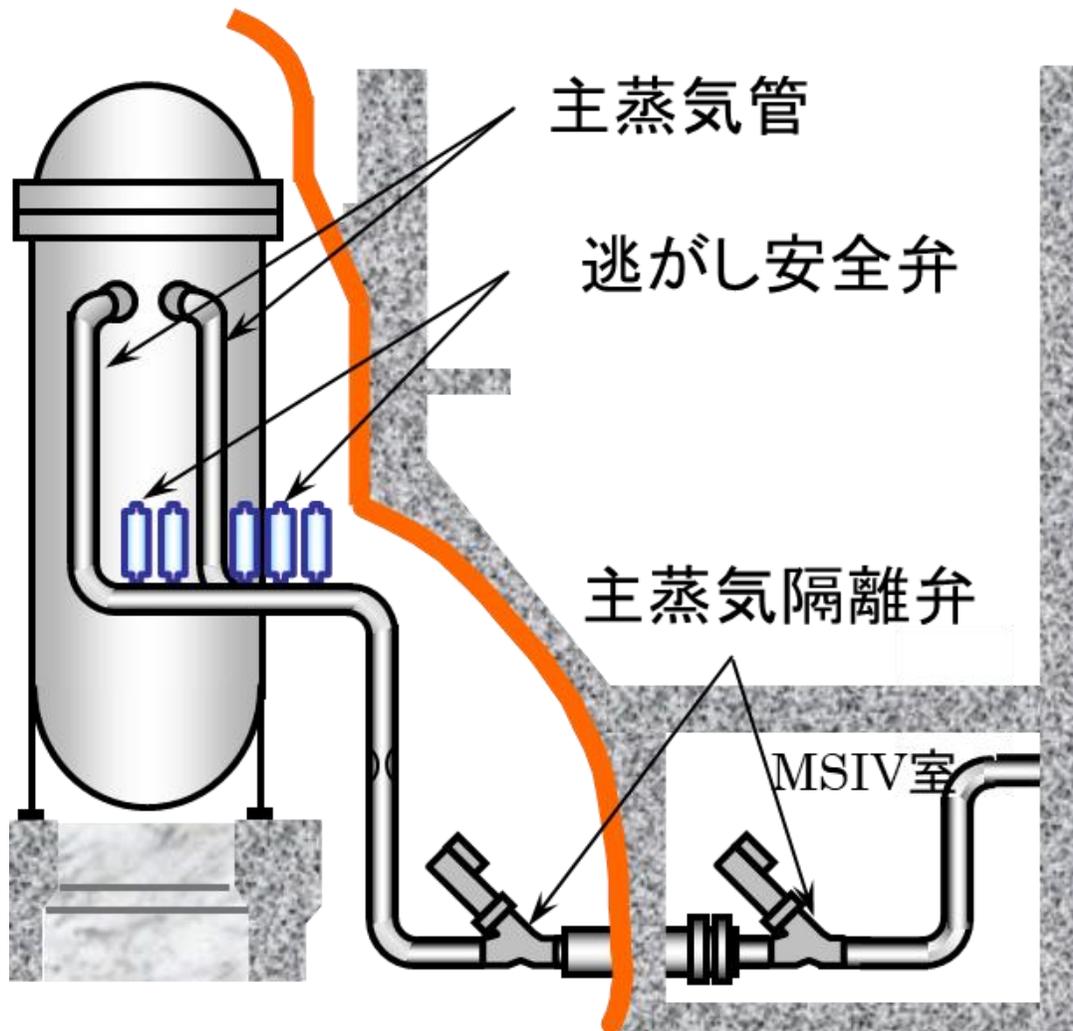
● γカメラデータ



- γカメラ設定位置の雰囲気線量率：約20.8mSv/h
- 線源位置からの寄与：約1.4mSv/h

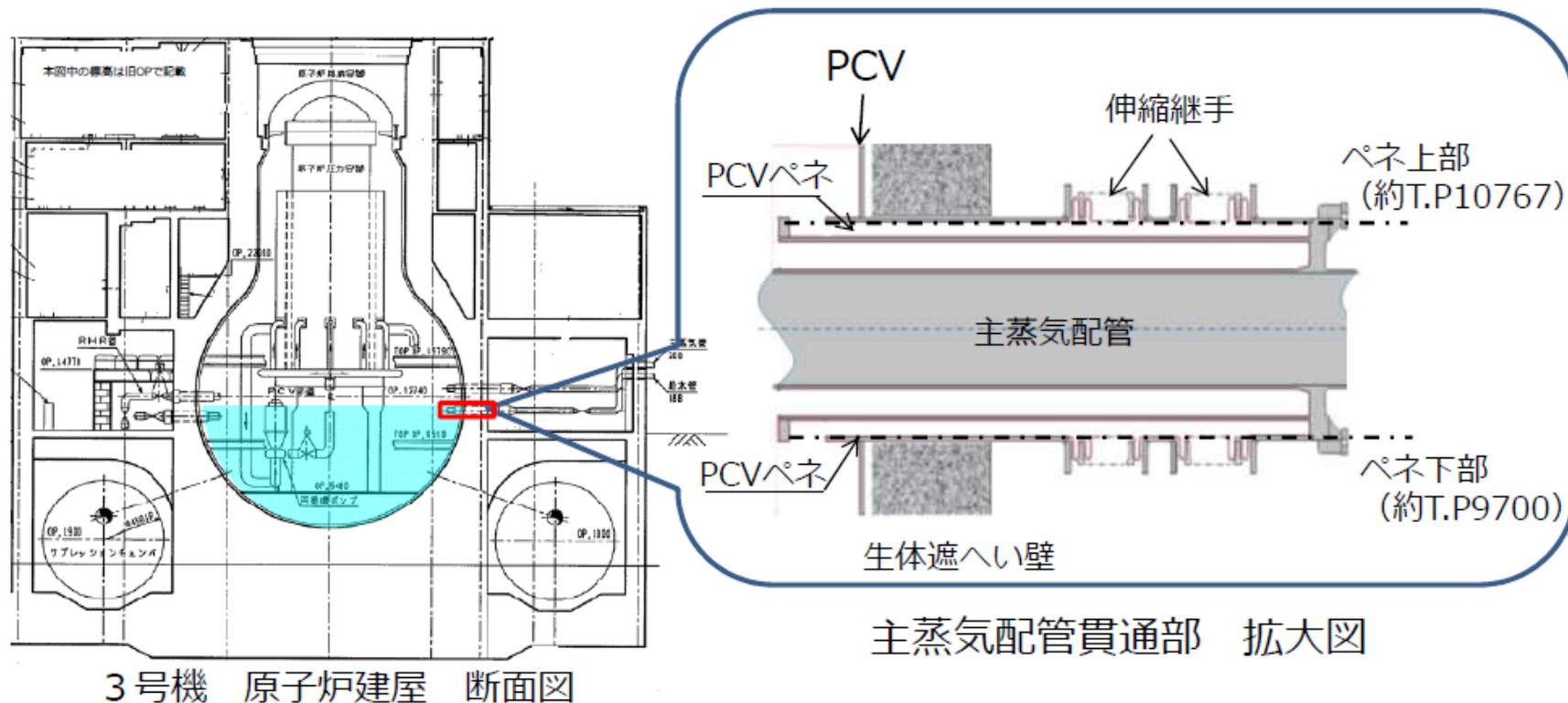
- γカメラデータからHVH上部ダクトが線源の可能性あることを確認
- 線量率測定結果より、HVH天板に高線量率部位があることを確認

○主蒸気管（概略図）



出典：福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第6回進捗報告
(2022年11月10日、東京電力ホールディングス株式会社)添付資料2(一部加筆)

○主蒸気管（格納容器貫通部）（3号機）



出典：3号機原子炉注水停止試験結果（速報）及び原子炉注水停止試験時のMSIV室内の状況について
（2021年4月27日、東京電力ホールディングス株式会社）

東京電力による1号機MSIV室調査に関する論点（1/2）

- HVHシステムが強い放射線源をこの時点で内包することは考えにくいのではないか。
- HVHシステム内部に強い放射線源があった場合、「天板」に存在するのは不自然ではないか。
- MSIV室の上の階の強力な線源が原因とするには、放射線量の分布が局所的すぎるのではないか。
- いずれにせよ、この強い放射線源である放射性物質は、格納容器内部から移行したと考えるべきではないのか。

東京電力によるMSIV室調査に関する論点（2/2）

- MSIV室は、隣接するSHCポンプ室を經由して原子炉建屋1階に繋がっている。接続する扉上部付近には、1000mSv/h以上の放射線量率が測定されている。
- しかし、RCW系統を經由してSHCポンプが汚染することでこのような高線量率がもたらされることは考えにくい。

(e) 真空破壊ライン伸縮継ぎ手部からの可能性

※3号機には適用できない。

- 平成23年6月に原子炉建屋1階南東の床面の配管貫通部から蒸気の噴出が確認されている。
- 平成26年5月に、ベント管（X-5E）近傍の漏えい箇所を真空破壊ライン伸縮継ぎ手保護カバーからであると特定された。
- ベント管（X-5E）は、ペDESTAL開口部のほぼ正面に位置し、圧力容器から落下した高温の溶融物がジェットデフレクター裏のベント管内に回り込んだ形跡がある。
- X-5Eの位置は、原子炉建屋の東南東に当たり、北側の二重扉の方が南側の二重扉より線量率が高いこととは不整合であるが、途中経路上の障害物の状況によって、位置関係と放射線量率が逆転する可能性もある。

真空破壊ライン伸縮継ぎ手部からの可能性

- 損傷が地震時生じたとする場合、スクラム後の格納容器内圧上昇の履歴から大規模なものはありませんが、今回の議論においてどの程度の参考になるかは未解明（他の確認方法があるかは東電から追加説明。）
- もう一つの可能性としては、落下炉心の一部がジェットデフレクターを通過して、何らかの形で真空破壊ライン伸縮継ぎ手部を破損させたことが考えられるが、この場合、3月11日午後10時前後の時点で、相当規模の炉心落下が生じている必要があるが、かなり困難があるのではないか。
- 1号機原子炉建屋1階の放射線量率データによると、トラス室から1階に通じる北東コーナーの階段部分の放射線量率は余り高くない。

論点の暫定整理案

(※個々の判定の妥当性は検討会での議論対象)

	1号機	3号機
TIP室	×	×
エアロック室	×	×
機器ハッチ	×	△
MSIV室	△	○
真空破壊ライン 伸縮継ぎ手部	△	×

1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討および RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年9月12日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

■ 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討

1. これまでの当社の見解および現状の認識
2. 検討方針（案）
3. 検討スケジュール（案）

■ 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果

■ RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

- 1号機RCW系統の汚染に対するこれまでの当社の見解
 - RCW系統の汚染原因として、RPVペデスタルへ落下した溶融燃料により、ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が損傷し、放射性物質が系統内に移行した可能性が高いと推定（“福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”；2011年）
 - RCW系統の主な汚染経路として、PCV圧力上昇に伴いサージタンク側に移行した放射性物質が、PCV圧力低下に伴いRCW熱交換器（以下、「RCW-Hx」という）側にも移行したと推定し、サージタンクやRCW-Hx付近で高線量率が観測された事実との整合を確認（“未説明問題に関する検討” 添付資料1-9；第4回進捗報告；2015年）

■ 現状の認識

- RCW-Hx(C)のサンプリング作業や現場調査（NRAによる調査を含む）において確認された新たな観測事実・論点等※について、PCV圧力変化に伴うサージタンク側からの放射性物質の移行のみでは説明できない点が確認されている



新たな観測事実等と整合するような汚染経路を改めて整理・検討することが必要

※新たな観測事実・論点等

- サージタンク側からRCW-Hxへ移行する水量とRCW-Hxの汚染（線量率）との整合性
- RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスの組成（窒素割合が最大約10%（推定）；大気より低濃度）との整合性
- PCV圧力の変化とRCW系統内への放射性物質の移行挙動（サイフォンブレイク等を含む）との整合性
- サージタンク側からの移行以外に考えられる移行経路（逆止弁からのリークの可能性等）

2. 検討方針（案）

- 1号機RCW系統の汚染経路推定にあたり、以下のステップで検討を行う

① 検討に必要な情報の整理

- RCW系統の詳細な配管ルートやRCW系統に関連する線量測定結果等の情報を整理

② RCW系統内の流れ／水位／ガス蓄積／放射能濃度の評価

- 事故分析検討会での議論も踏まえ、RCW系統内の物質の挙動を簡易的に評価
- 事故進展に伴うPCV圧力変化の時期により、汚染経路が変化する可能性を考慮
- 以下条件での系統圧力に基づく流れ（サイフォンブレイク等も含む）に、凝縮・溶解・拡散を加味して評価を実施

分類	検討条件
固定	PCV圧力 / RCW配管ルート / 弁開閉状態
ケース/ パラメータ スタディー	PCVからRCW配管への流量
	RCW損傷個所の数（1箇所 or 2箇所以上）
	RCW系統PCV入口逆止弁のシール性（リークの有無、リークした場合の割合）

③ 線量測定結果を踏まえたRCW系統内の放射能濃度の推定

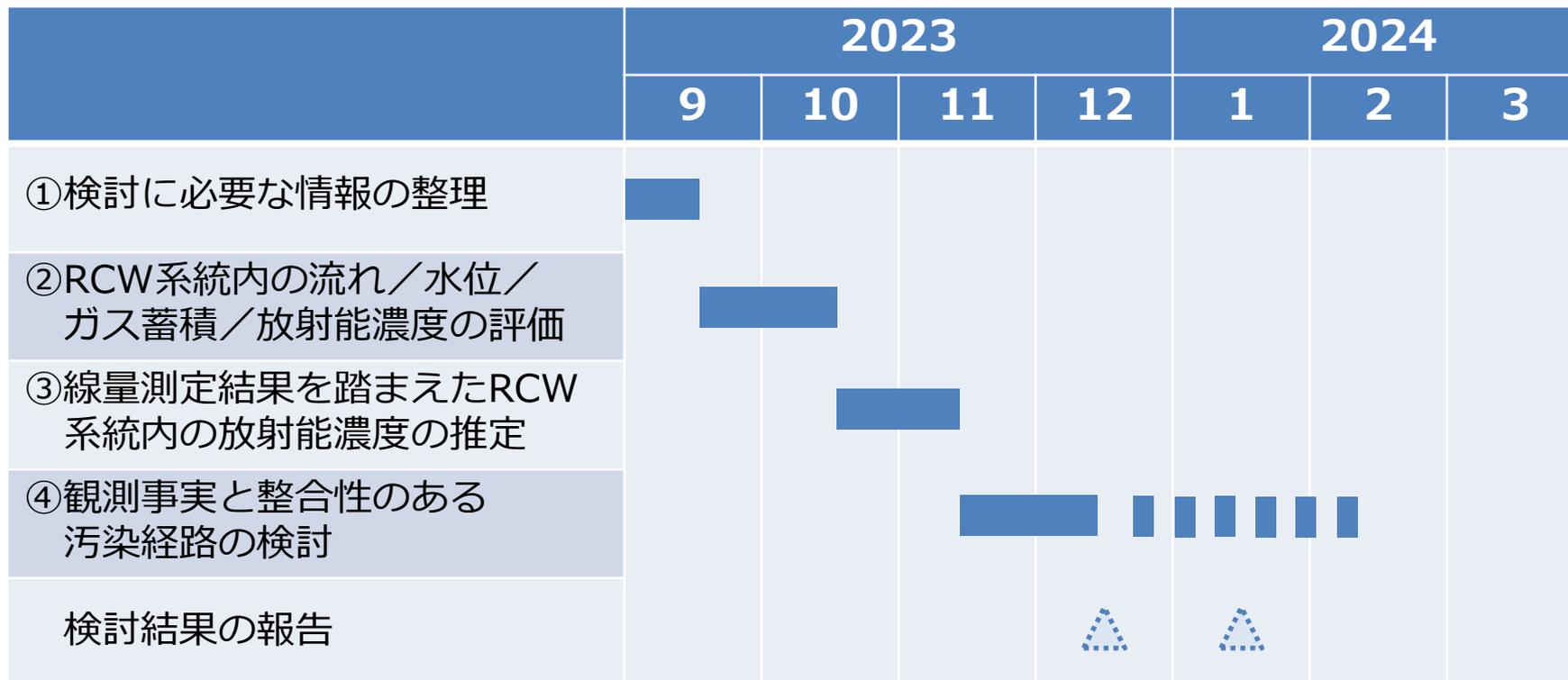
- RCW-Hx等をモデル化し、線量測定結果から系統内の放射能濃度を推定

④ 観測事実と整合性のある汚染経路の検討

- ②、③の結果を踏まえ、これまで確認された観測事実と整合するような汚染経路を検討
- 検討結果を踏まえて②、③にフィードバックする

3. 検討スケジュール（案）

- 検討結果がまとまり次第、事故分析検討会にて報告



参考資料

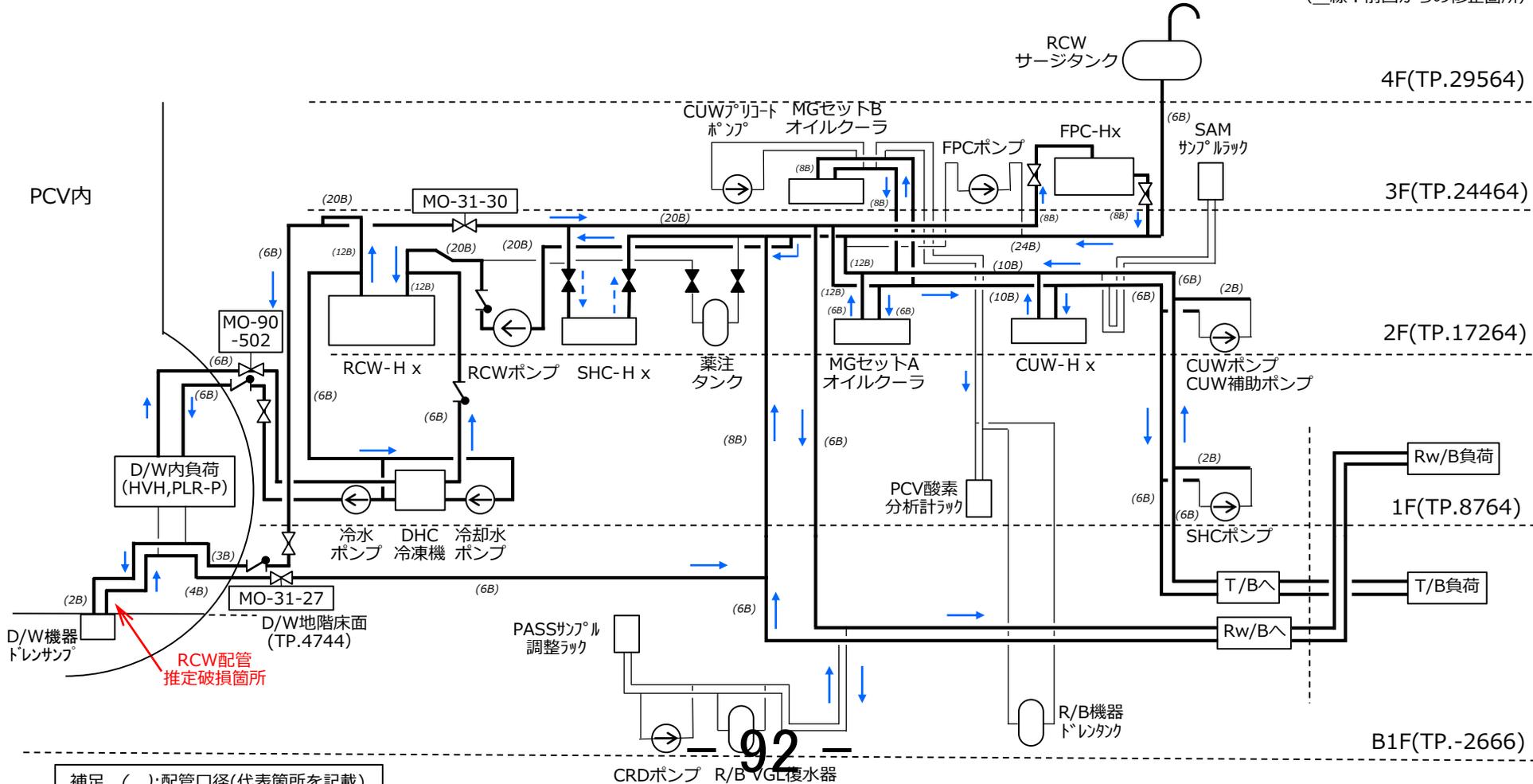
「1号機RCW系統の汚染経路とRCW熱交換器(C)の
サンプリングについて」 (抜粋)

(2023年6月22日検討会資料)

1. 事故前(通常時)のRCW系統状態[更新]

- RCW系はPCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される系統構成となっている。

(線：前回からの修正箇所)



補足 ():配管口径(代表箇所を記載)
1B=25.4mm

92

2. RCWシステムの汚染経路（事故時PCV圧力が高い時）[更新]

- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いため、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

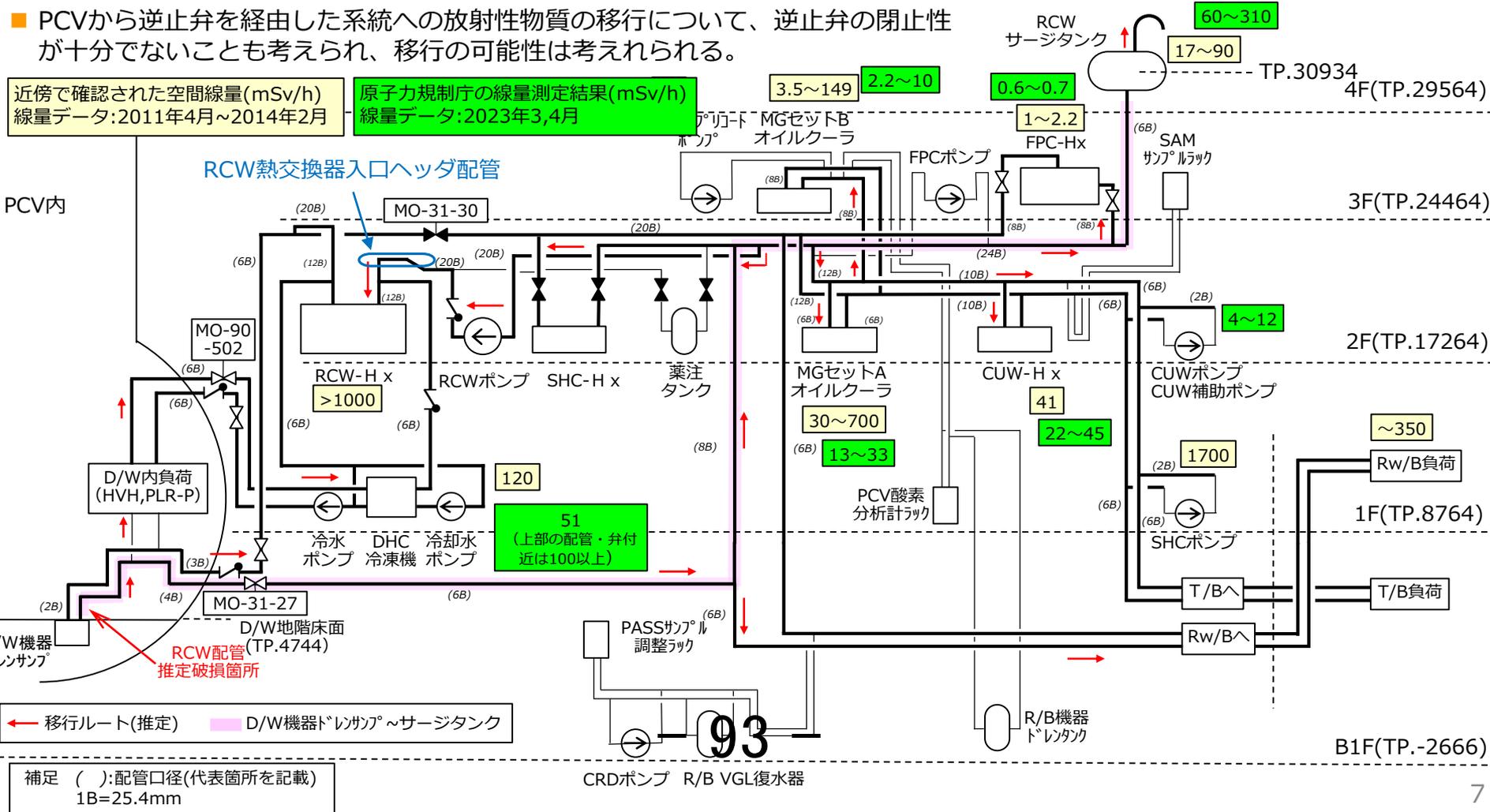
RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa

(TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

- RCW系統には多くの分岐があるが、サージタンク側への分岐については、ほぼ大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はより移行しやすい状況にあったと推定。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響によると考えられる。
- PCVから逆止弁を経由した系統への放射性物質の移行について、逆止弁の閉止性が十分でないことも考えられ、移行の可能性は考えられる。

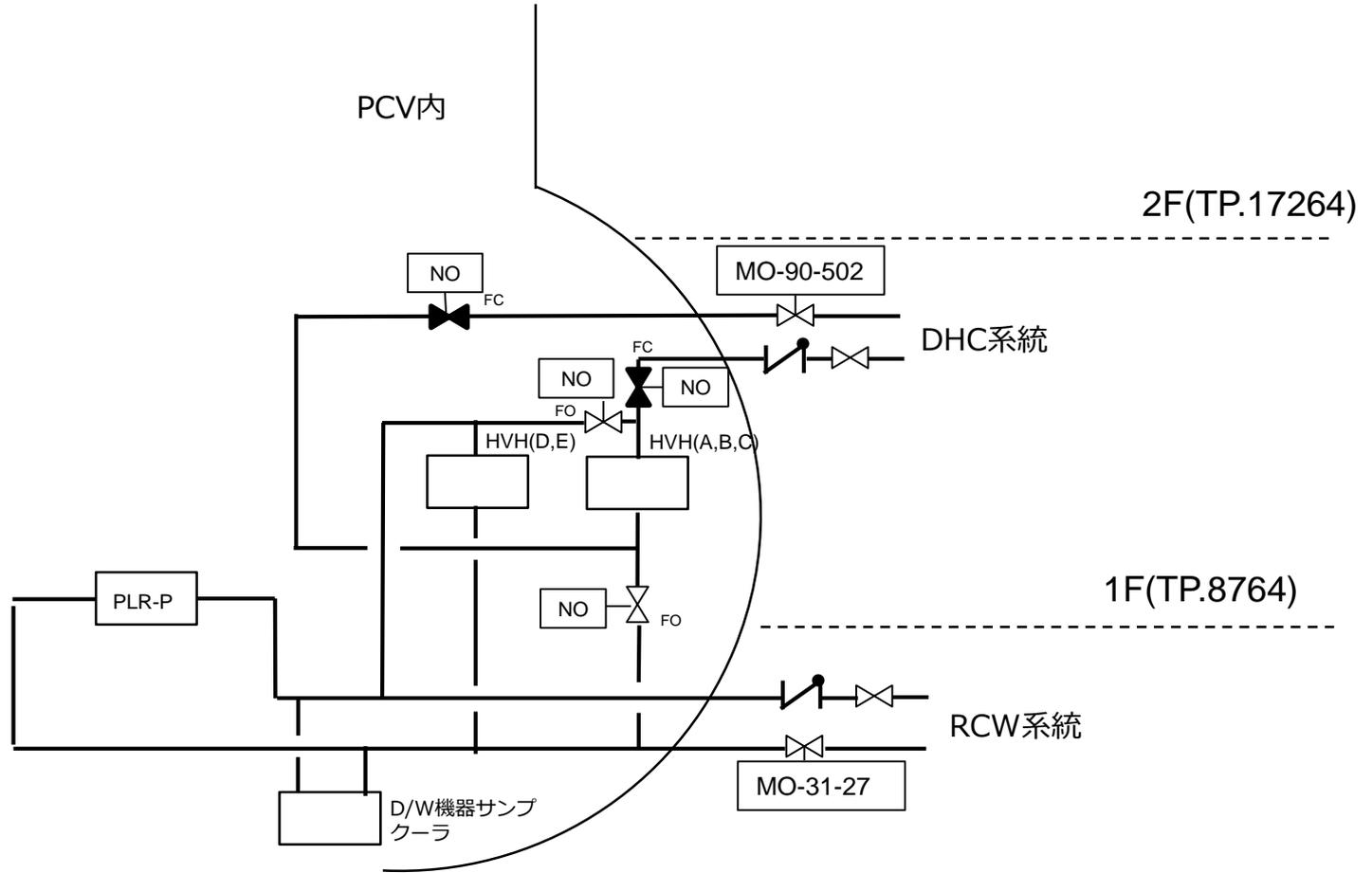
近傍で確認された空間線量(mSv/h)
線量データ:2011年4月~2014年2月

原子力規制庁の線量測定結果(mSv/h)
線量データ:2023年3,4月



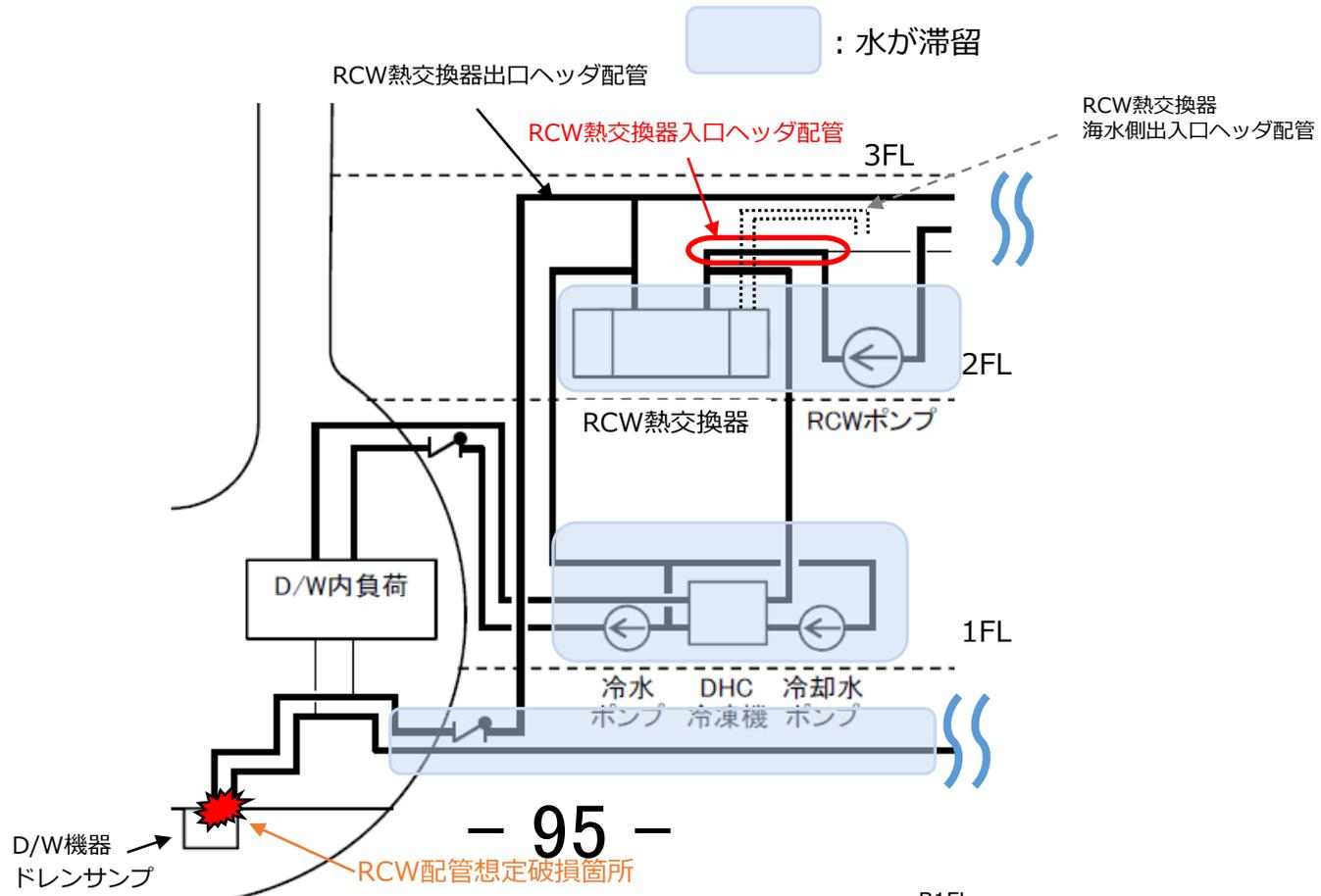
3. D/W内経路の詳細図（事故時）

- D/W内経路の詳細図（事故時）を下図に示す。



4. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。
- PCV圧力低下時のPCVから逆止弁を經由した系統への放射性物質の移行について、系統内の水位状況によるが、PCV圧力がRCW系統の水頭圧を上回るような場合、また、逆止弁の閉止性が十分でない場合、移行の可能性は考えられる。



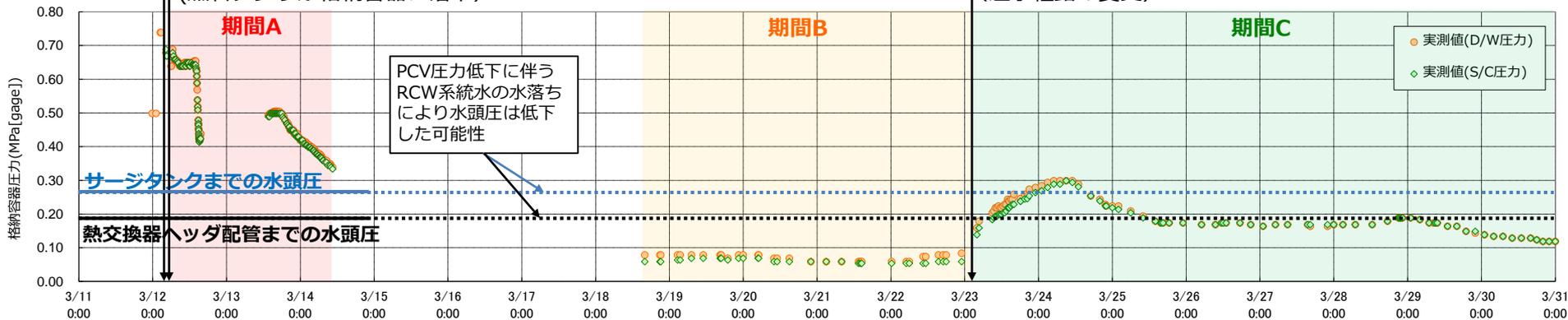
5. RCW系統への放射性物質の移行に関する検討

- 1号機の事故進展や運転操作の記録等をふまえて、RCW系統内への放射性物質の移行について、移行シナリオの検討に必要な情報を整理。
- たとえば、期間Cでは、PCV圧力が熱交換器ヘッダ配管までの水頭圧を上回る期間は、PCV圧力がサージタンクまでの水頭圧を上回る期間と比較して多いため、移行の程度に差が生じた可能性も考えられる。（ただし、系統内の水位状況等による）

3/12 4:00頃
消火系から原子炉への注水開始（以降断続的に実施）

3/12 6:00頃
原子炉圧力容器底部が損傷した可能性
（燃料デブリが格納容器に落下）

3/23 2:30頃
給水系から原子炉への注水開始
（注水経路の変更）



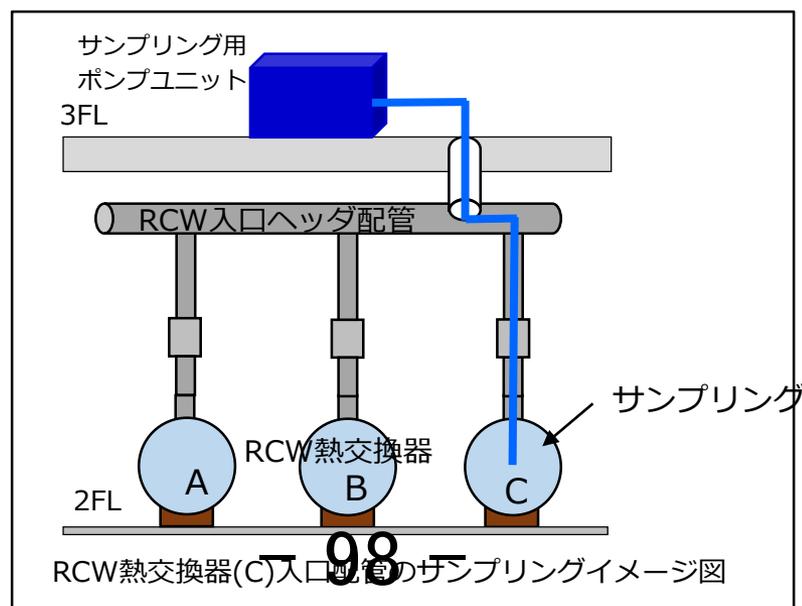
期間	A (3/12 6:00~3/14 10:30)	B (3/18 16:00~3/23 2:30)	C (3/23 2:30~)
圧力の 大小関係	PCV圧力 > サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 > 熱交換器ヘッダ配管までの水頭圧	PCV圧力 < サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 < 熱交換器ヘッダ配管までの水頭圧 (水落ちにより「=」に近づく可能性)	PCV圧力と、サージタンクおよび熱交換器 ヘッダ配管までの水頭圧の大小関係は 時間とともに変化
放射性物質の 移行形態 (推定)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内 で凝縮した可能性)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内で 凝縮した可能性)	PCVから：気体/液体両方の可能性
移行の可能性 (推定)	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)	熱交換器：可能性あり(サージタンクから) サージタンク：可能性低	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)

- 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討

- 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果
 1. 概要
 2. 分析項目
 3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果
 4. RCW熱交換器(C)の内包水について
 5. RCW熱交換器本体の水抜き（線量低減）の予定

- RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

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



2. 分析項目

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

処理作業のための分析項目	
Cs-134	前回実施 (入口配管内包水)
Cs-137	
Sr-90	
H-3	
全β	
全α	
pH	
導電率	
Cl	
Ca ^{※3}	
Mg	
Na	
SS	
TOC	
油分	
発泡性	

事故調査のための分析項目	
Co-60 ^{※2}	前回実施 ^{※5} (入口配管内包水)
Ru-106 ^{※1}	
Sb-125 ^{※1}	
Eu-154 ^{※1}	
Am-241(γ) ^{※1}	
I-129(γ) ^{※1}	
Ag-108m ^{※1}	追加実施 ^{※5}
Ba-133 ^{※1}	
Ag-110m ^{※1}	
Ce-144 ^{※1}	
Eu-152 ^{※1}	
Eu-155 ^{※1}	
K-40 ^{※4}	

事故調査のための分析項目	
SiO ₂ ^{※2・3}	候補 1
K ^{※4}	
Fe ^{※2・3}	
Al ^{※2・3}	候補 2
Cu ^{※2}	
Zn ^{※2}	候補 3
Ni ^{※2}	
Cr ^{※2}	
Co ^{※2}	
Lj ^{※4}	
Ti ^{※2・3}	
Ba ^{※1}	
V ^{※2}	
Mn ^{※2}	
B ^{※2}	
Nb ^{※2}	
Mo ^{※1・2}	
Ag ^{※1}	
I ^{※1}	

※0 少量の小分けにした試料の総量
 ※1 核燃料物質・FP等燃料デブリ由来のもの
 ※2 炉内構造物・PCV内構造物由来のもの
 ※3 コンクリート由来のもの
 ※4 事故時の海水注入によるもの

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

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果（1 / 3）

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

(補足)

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

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果（2 / 3）

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

(補足)

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

3. RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリング結果 (3 / 3)

目的	測定項目	単位	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	備考
事故調査のため	Ag-110m	Bq/L	<5.22E+07	<5.37E+07	<6.05E+07	追加実施
	Ce-144	Bq/L	<3.42E+08	<3.40E+08	<3.53E+08	
	Eu-152	Bq/L	<3.96E+08	<4.02E+08	<3.68E+08	
	Eu-155	Bq/L	<8.21E+07	<7.75E+07	<8.37E+07	
	K-40	Bq/L	<2.51E+08	<2.85E+08	<2.82E+08	
	SiO ₂	mg/L	<1000	<1000	<1000	候補 1
	K	mg/L	110	130	<100	
	Fe	mg/L	<500	<500	<500	
	Al	mg/L	<200	<200	<200	
	Cu	mg/L	<200	<200	<200	候補 2
	Zn	mg/L	<200	<200	<200	
	Ni	mg/L	<200	<200	<200	候補 3
	Cr	mg/L	<200	<200	<200	
	Co	mg/L	<200	<200	<200	
	Li	mg/L	<200	<200	<200	
	Ti	mg/L	<200	<200	<200	
	Ba	mg/L	<200	<200	<200	
	V	mg/L	<200	<200	<200	
	Mn	mg/L	<200	<200	<200	
	B	mg/L	43	46	43	
	Nb	mg/L	<200	<200	<200	
	Mo	mg/L	<200	<200	<200	
	Ag	mg/L	<200	<200	<200	
I	mg/L	4.95	4.36	3.77		

■ 分析結果からの考察

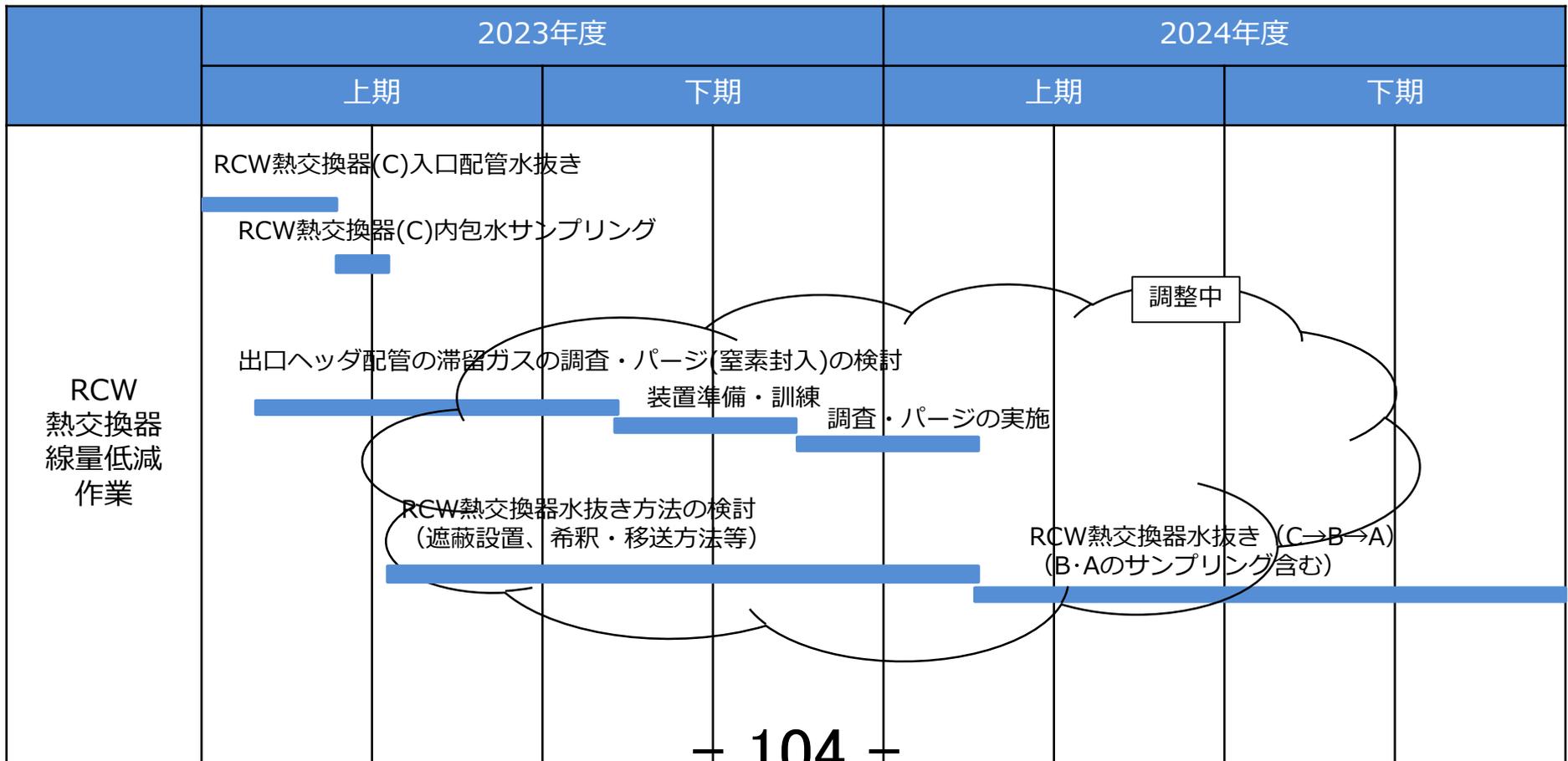
- RCW熱交換器(C)内のCsの濃度について、これまで確認されたものよりも高い値であったが、想定していたものと同程度(10^{10} Bq/L)であった。また、Cs等の放射性物質や水質に係る物質の濃度について、熱交換器内(上下間)で顕著な差異がないことを確認。
- 元素分析によるとCl、Mg、Na、Kは互いに海水の組成に近い比率であり、海水が到達していたと考えられる。B、Iは、海水組成よりも大きな比率で含まれているため、Bについては制御材、IについてはFPに由来する可能性がある。
- 全αのCs-137に対する比は 10^{-7} ~ 10^{-8} と小さく、 SiO_2 は検出限界(1,000mg/L)未満であり、燃料デブリやMCCI生成物に由来する物質が顕著に移行した兆候はみられなかった。

■ 今後の作業に向けて

- 今回のサンプリング作業において、系統の内包水の一部をRO処理水による希釈にて処理を実施。今回の作業や内包水の分析結果から、今後計画している熱交換器の内包水の処理について、希釈により滞留水処理設備に影響なく処理ができる見込みが得られた。
- ただし、熱交換器本体の水抜き量が多いことから、今回のサンプリング作業を踏まえ希釈方法・作業員の被ばく低減等の検討を行う。

5. RCW熱交換器本体の水抜き（線量低減）の予定

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



建屋滞留水におけるCs-137, H-3, 全α濃度

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

PCV内包水におけるCs-137, H-3, 全α濃度

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

= 105 =

- 1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討
- 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果
- RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

- RCW系統の格納容器隔離弁に電動弁が適用されている理由，Fail Close設計となっていない理由は何か？

<理由>

格納容器隔離弁としては空気作動弁と電動弁が考えられ，RCW系統の格納容器隔離弁に採用した場合，以下の通りとなる。

○空気作動弁を採用した場合

- ・ Fail Close設計が可能であり，**隔離機能を優先した設備構成が可能。**
- ・ 圧縮空気系（常用系）に故障，機能喪失が発生した場合は，当該隔離弁が誤閉となり，**格納容器内負荷の冷却ができなくなる。**

○電動弁を採用した場合

- ・ Fail as is設計となるため，電源喪失時は開状態が維持され，**隔離機能を確保できない。**一方で，**格納容器内負荷の冷却は維持される。**
- ・ 電源喪失に対しては，格納容器内外に隔離弁を1弁ずつ設け，それぞれを異区分の非常用電源から給電することで，片系の電源が喪失しても，もう片系の電源が健全であれば，隔離操作が可能である。
(但し，全交流電源喪失時は隔離機能を確保できない。)

上記のような点を踏まえて，弁の駆動源が喪失しても，格納容器内負荷の冷却が維持でき，かつ内外の隔離弁に異区分の非常用電源から給電することで隔離機能を確保できる（全交流電源喪失時を除く）ことから，電動弁を採用している。

参考資料

「福島第一原子力発電所における R C W 系統の
格納容器隔離弁について」
(2023年6月22日検討会資料)

1. RCWシステムの格納容器隔離弁に関する要求事項

- RCWシステムは原子炉格納容器を貫通しているが、原子炉格納容器内に開口部がなく、閉じた配管系となっている。
- 原子炉格納容器内で閉じた配管系に対する要求事項は以下の通り。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

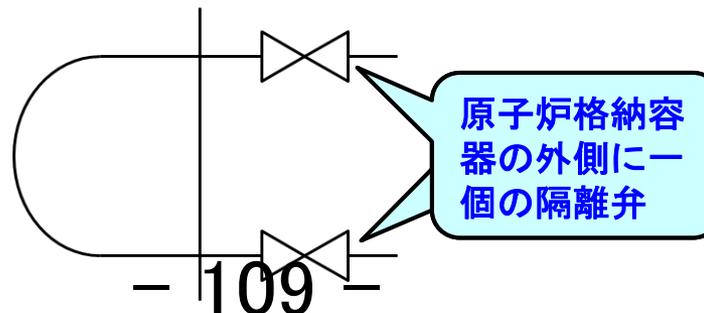
第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあつては貫通箇所の内側又は外側であつて近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

（同解釈抜粋）

この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。
⇒この場合の隔離弁は必ずしも自動隔離弁でなくともよい。

RCWシステムは原子炉格納容器内において閉じた配管系を構成



この場合の隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁でも良い。

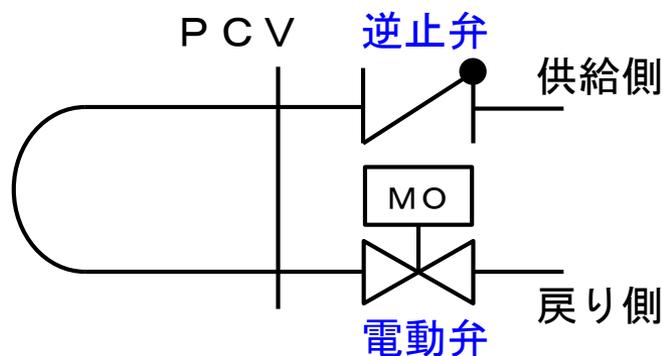
2. 福島第一原子力発電所におけるRCWシステムの格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第一原子力発電所におけるRCWシステムの格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
1F-1	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作
1F-2~5	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
1F-6	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作

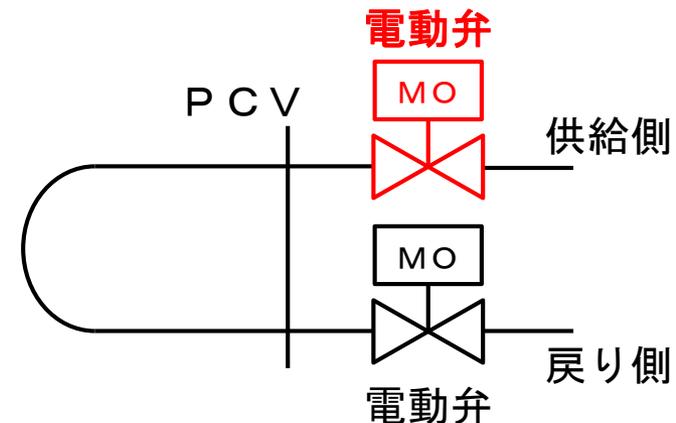
<1F-1~5>

- ・ 供給配管外側に逆止弁1弁，戻り配管外側に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



<1F-6>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側に**電動弁1弁**で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



逆止弁を
電動弁化
- 110 -

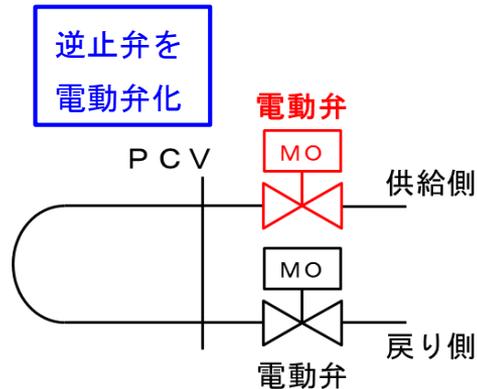
（参考）福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
2F-1/KK-1	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
2F-2~4	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	手動操作
KK-2~7	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	LOCA信号で自 動隔離

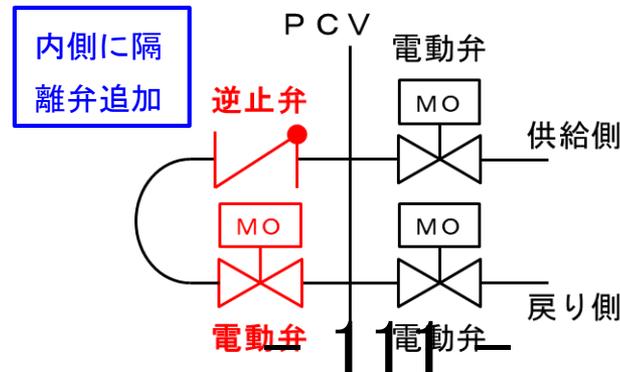
<2F-1/KK-1>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側
共に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



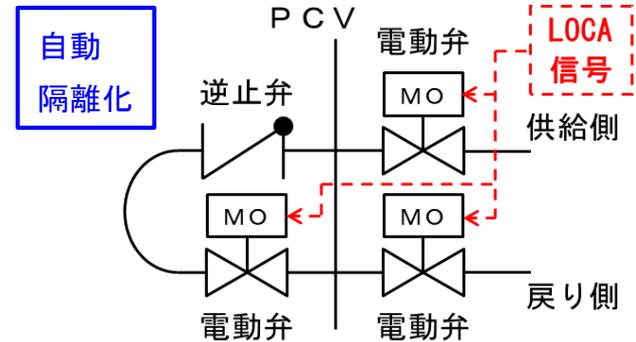
<2F-2~4>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給
配管外側，戻り配管内側/外
側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



<KK-2~7>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給
配管外側，戻り配管内側/外
側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ LOCA信号で自動隔離



参考 規制要求事項

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（指針31）」（抜粋）

指針31 第2項（2）

（2）前号（1）の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に1弁。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（抜粋）

第32条 第5項第3号

原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあっては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。

3/4号機排気筒解体に向けた 現場調査の実施状況について

2023年9月12日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

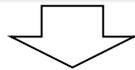
はじめに

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

<主な作業手順>

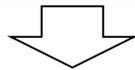
準備

ダスト対策用ハウス・局所排風機設置
穿孔装置の局所排風機接続



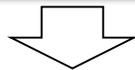
穿孔

事前穿孔φ10mm
気流確認後本穿孔φ100mm



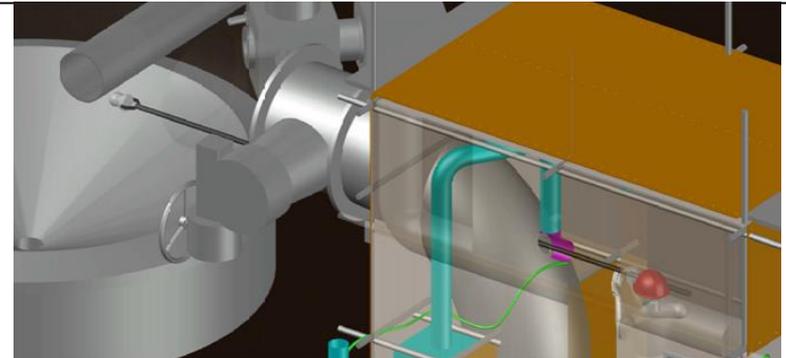
調査

線量測定・スミヤ採取・カメラ調査

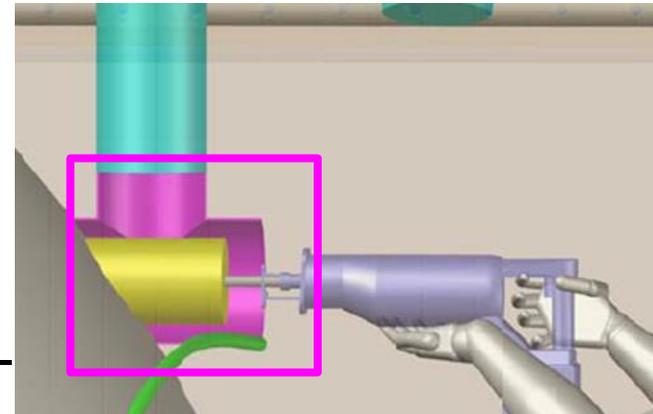


閉止

穿孔穴に鉄栓を取付



内部確認作業イメージ (1/2号機排気筒調査時)

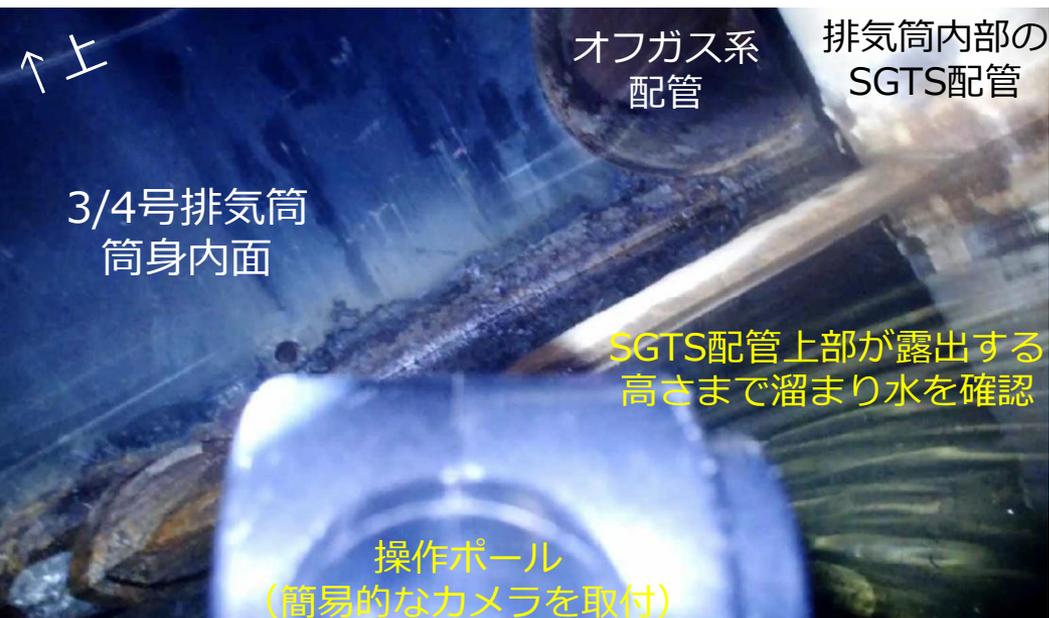


ダスト飛散防止用治具イメージ

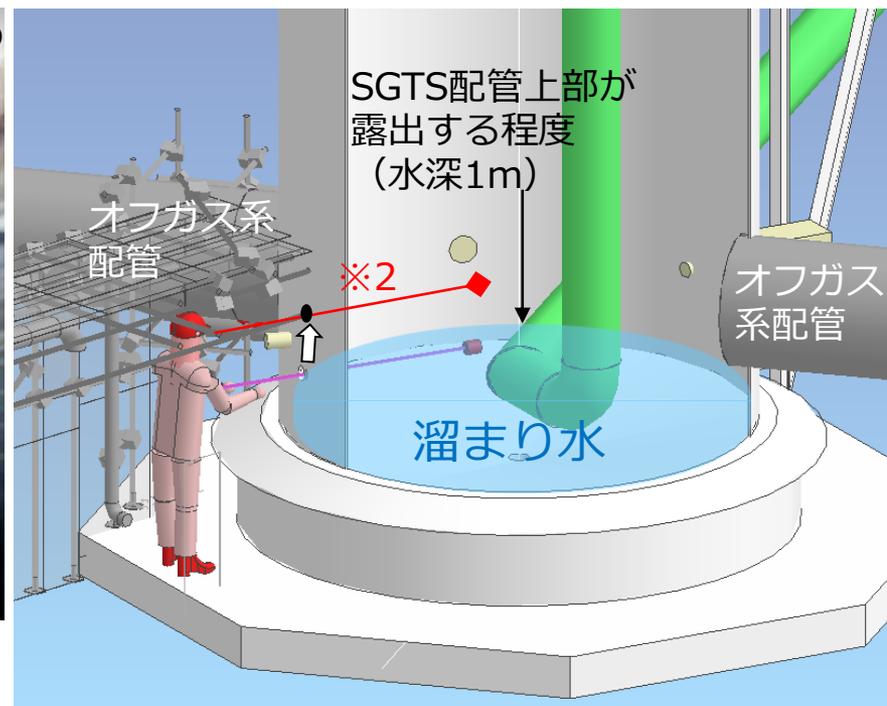
1. 排気筒の筒身内部の画像確認

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

<筒身内部の様子>



<イメージ>

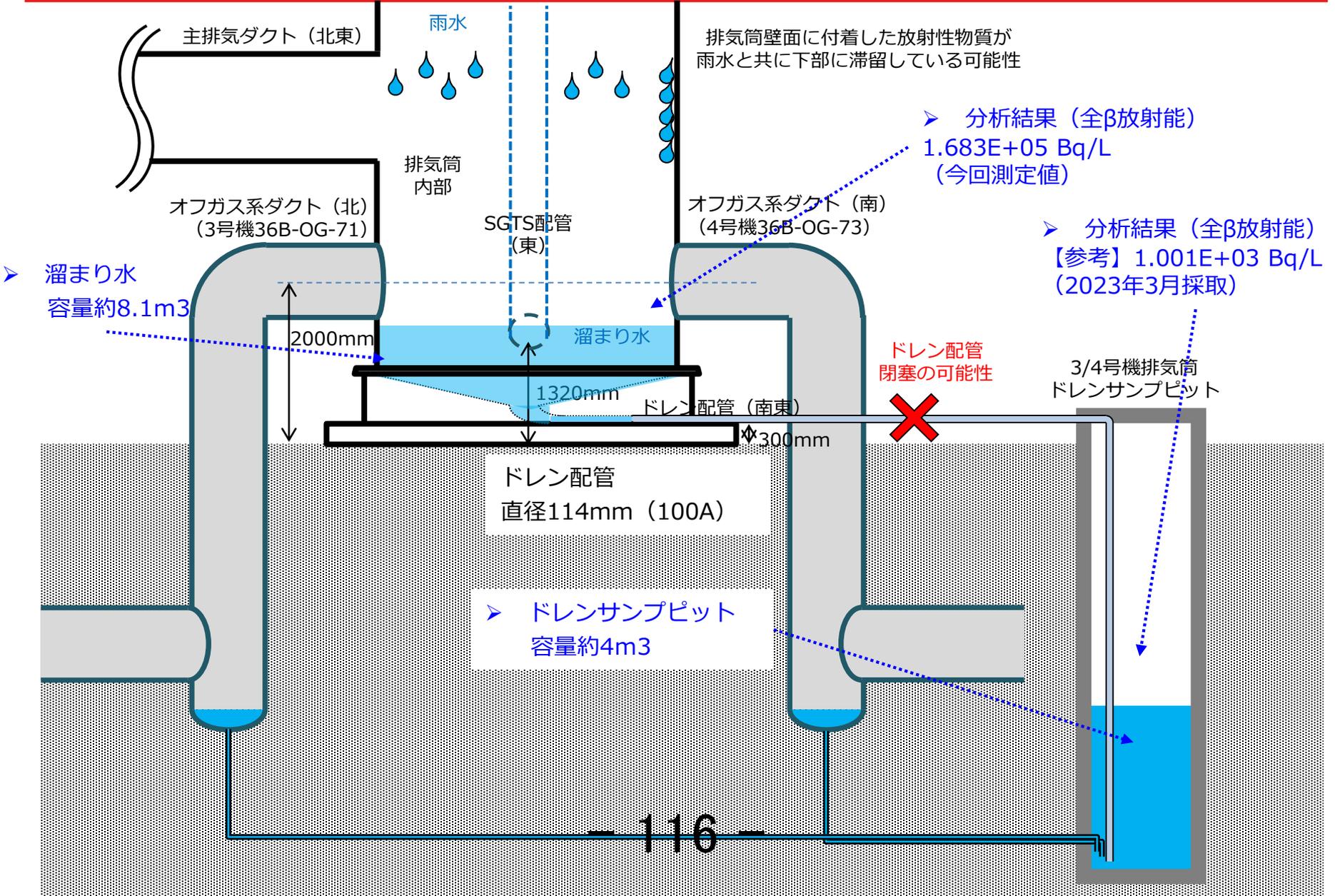


➤ 分析結果（全β放射能）

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

※2 実際の穿孔位置は、オフガス系配管の中心よりやや上

補足：溜まり水の状況（推定）

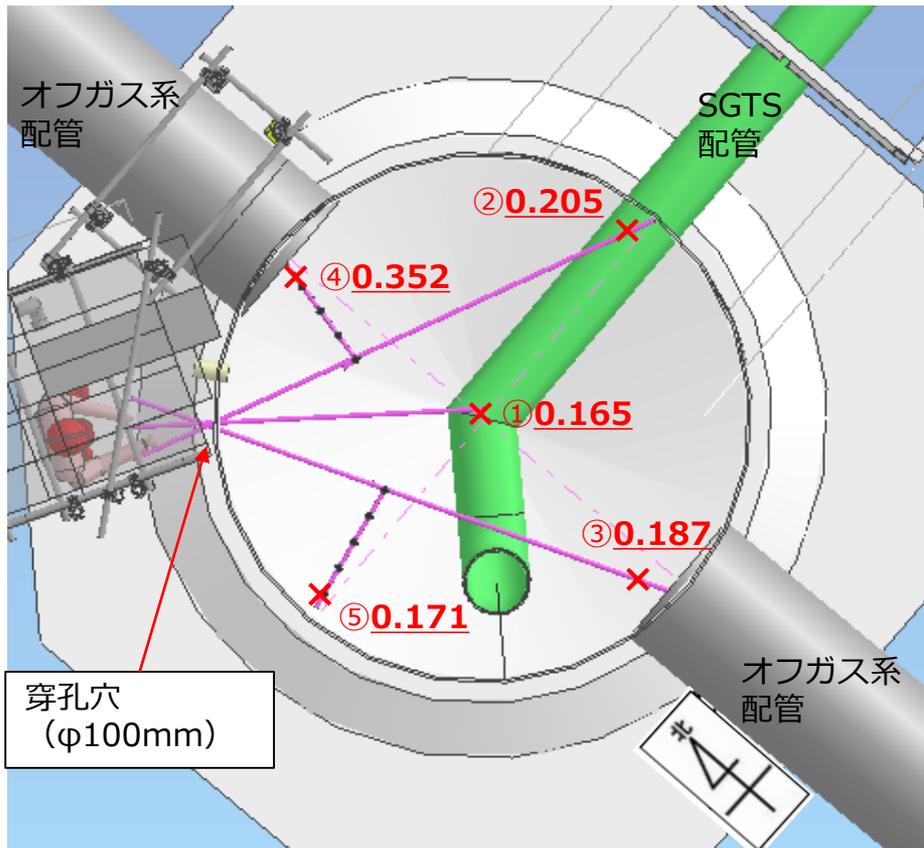


2. 調査結果速報（排気筒の筒身内部線量測定）

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

<線量測定結果>

× : 線量測定箇所



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

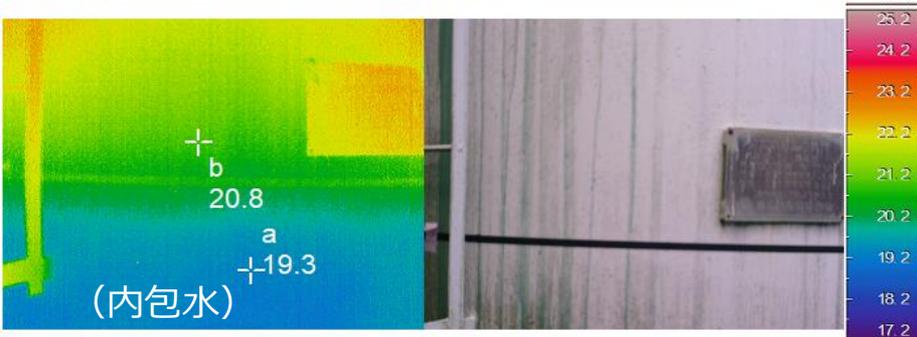
- ・線量測定日：2023年6月14日
- ・測定器：水中サーベイメータ（GMWS）

3. SGTS配管の内部線量測定

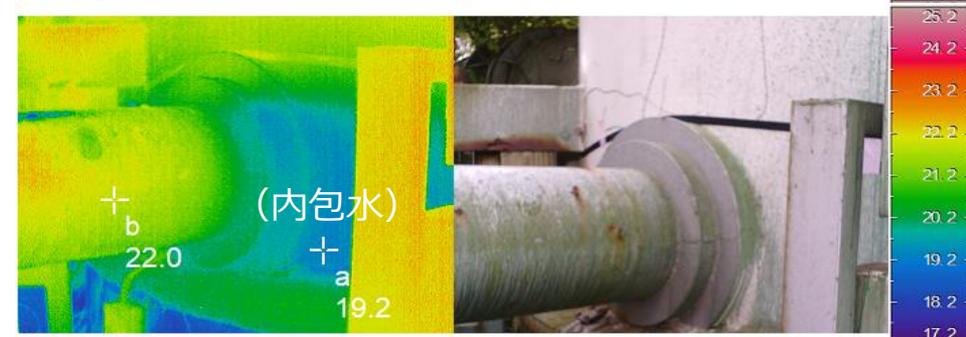
- SGTS配管にも溜まり水がある可能性を考慮し、赤外線サーモにて外観温度の比較を実施した。
- SGTS配管温度が周辺温度と同程度であるため、溜まり水は無いと判断しSGTS配管の穿孔及び内部線量調査を実施。

<外観温度比較結果>

➤ 排気筒の筒身



➤ 排気筒の筒身・SGTS配管



➤ SGTS配管



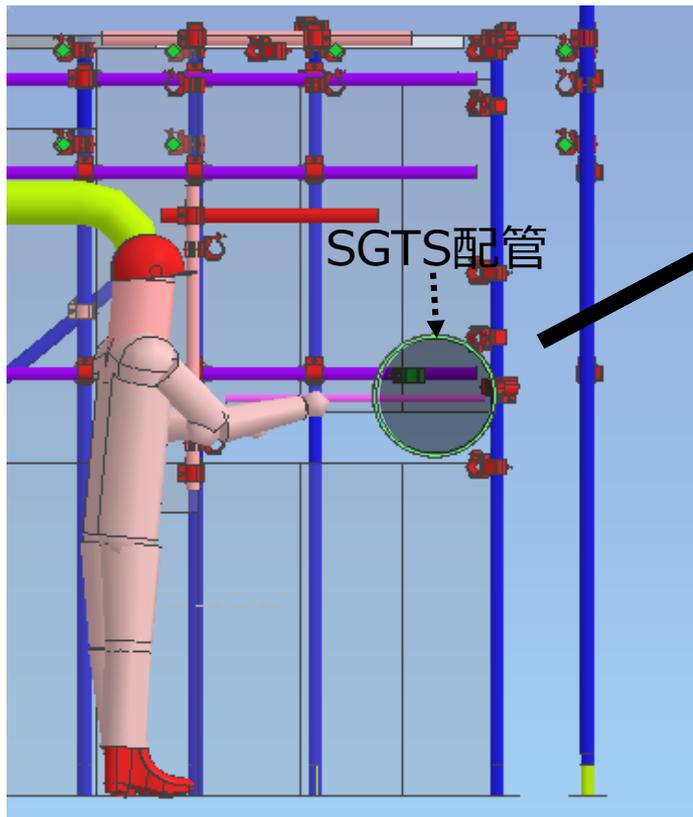
➤ 排気筒筒身・H鋼・SGTS配管



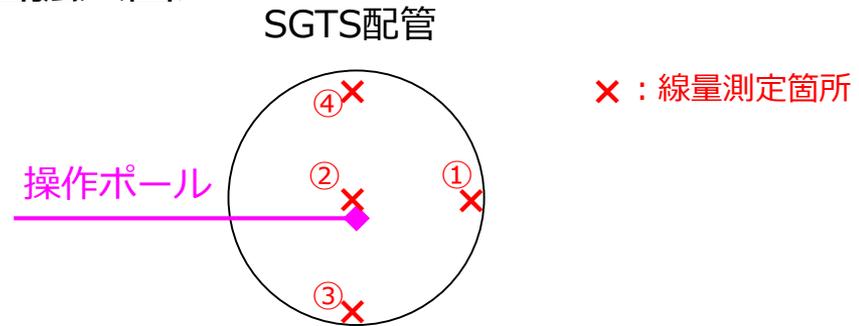
4. 調査結果速報（SGTS配管内部線量測定）

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

<線量測定結果>



<断面拡大図>



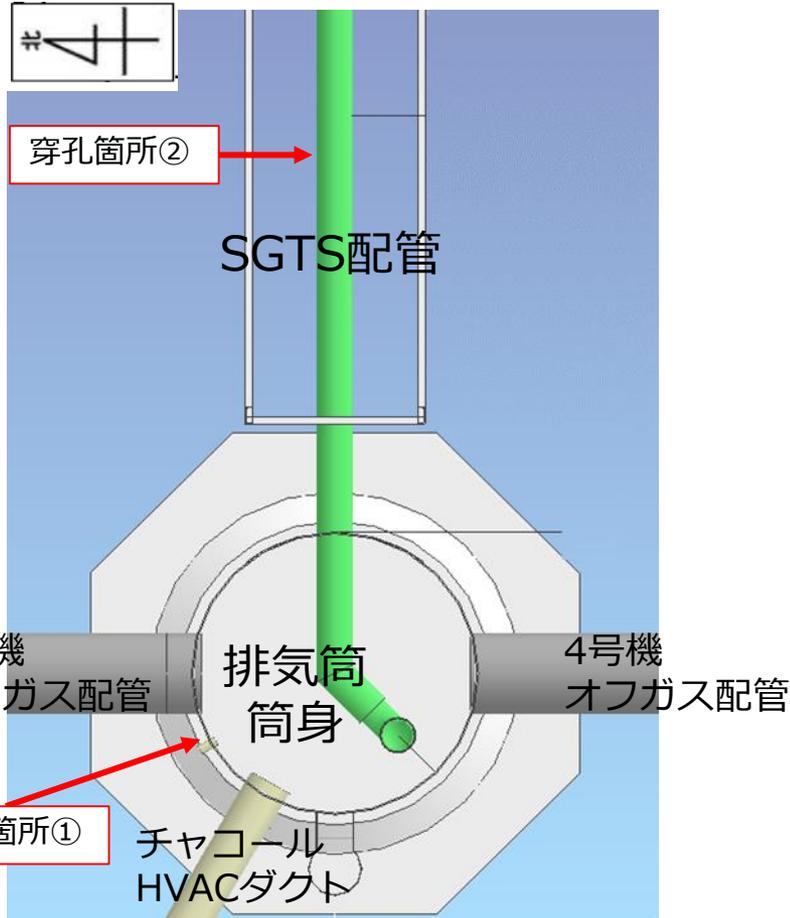
①SGTS配管内面穿孔位置正面壁面	0.425mSv/h
②SGTS配管内中央	0.425mSv/h
③SGTS配管内面下部	0.650mSv/h
④SGTS配管内面上部	0.336mSv/h

- ・線量測定日：2023年6月23日
- ・測定器：水中サーベイメータ（GMWS）

補足：穿孔箇所

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

<穿孔箇所>



3/4号機排気筒 筒身図



5. 排気筒の筒身内部調査の分析結果

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

<分析結果>

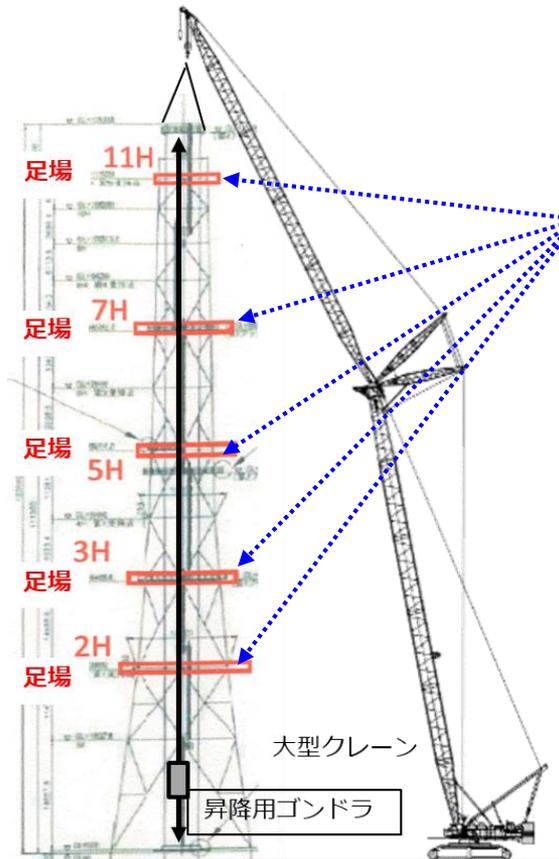
項目	筒身溜まり水 1回目採取 (Bq/L)	筒身溜まり水 2回目採取 (Bq/L)	SGTS配管 スミヤ (Bq/cm ²)	筒身 スミヤ (Bq/cm ²)
Cs-134	3.616E+03	3.493E+03	<3.341E-01	<1.621E-01
Cs-137	1.461E+05	1.411E+05	7.360E+00	1.611E+00
全β	1.683E+05	1.732E+05	3.120E+00	2.065E-01
Sr-90	3.166E+02	3.653E+02	<2.214E-02	<2.145E-02

<解体作業に向けた対応>

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

6. 調査結果速報まとめ

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



<工法検討（案）>

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

図：工法イメージ

※5/6号機排気筒塗装時の図面を使用

7. 3/4号機排気筒内部線量調査工程（実績）



参考資料

再掲：2023年4月27日チーム会合資料抜粋

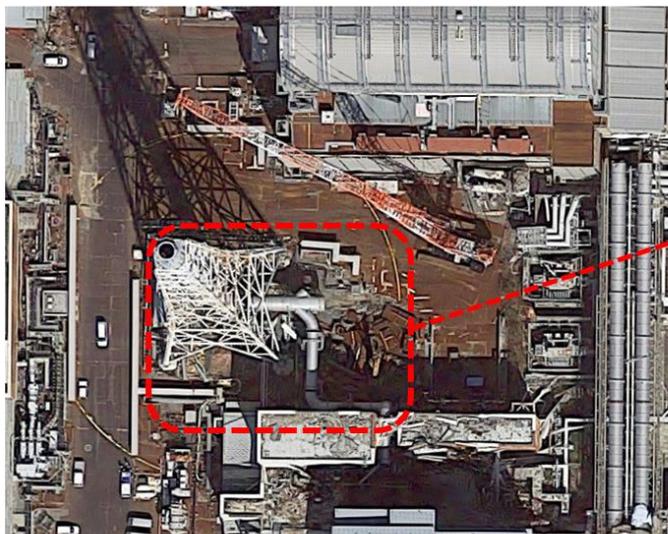
参考 1. 3/4号機排気筒撤去の目的・スコープ

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

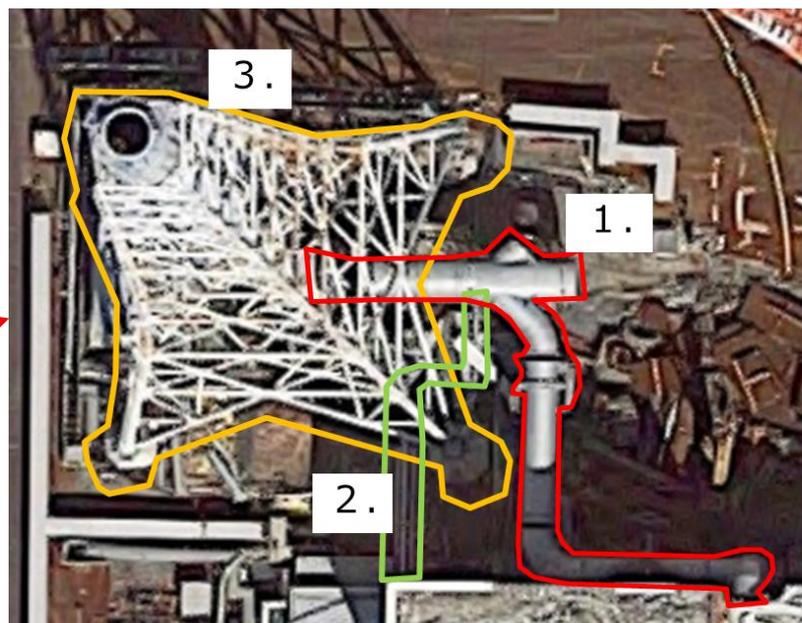
■ 解体工事のスコープ

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

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



対象エリア



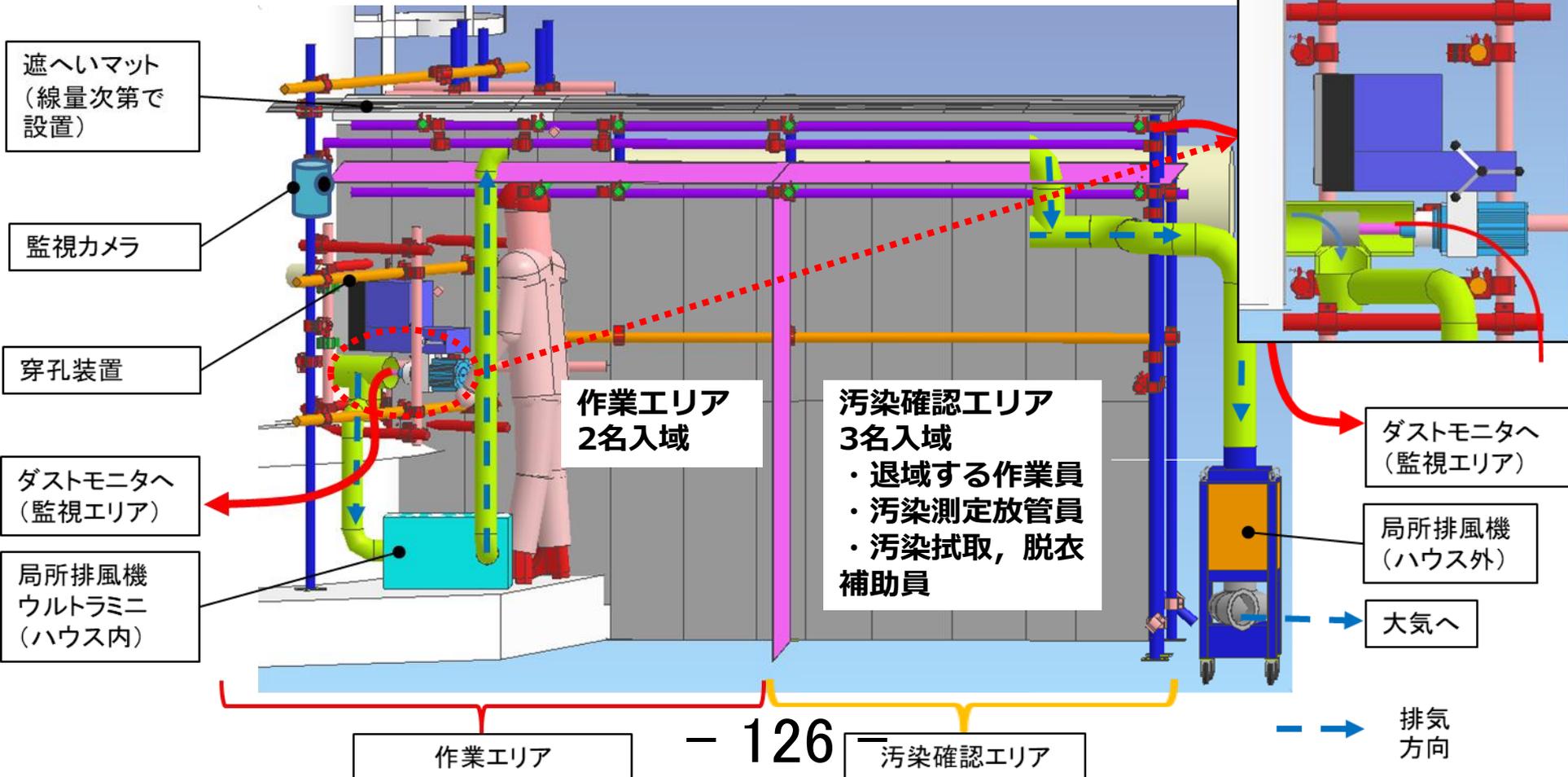
除却対象

参考 2 - 1 . 調査概要 (準備作業)

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

<ハウス概要>

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



参考 2 - 2. 調査概要 (穿孔作業)

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

<穿孔作業イメージ>



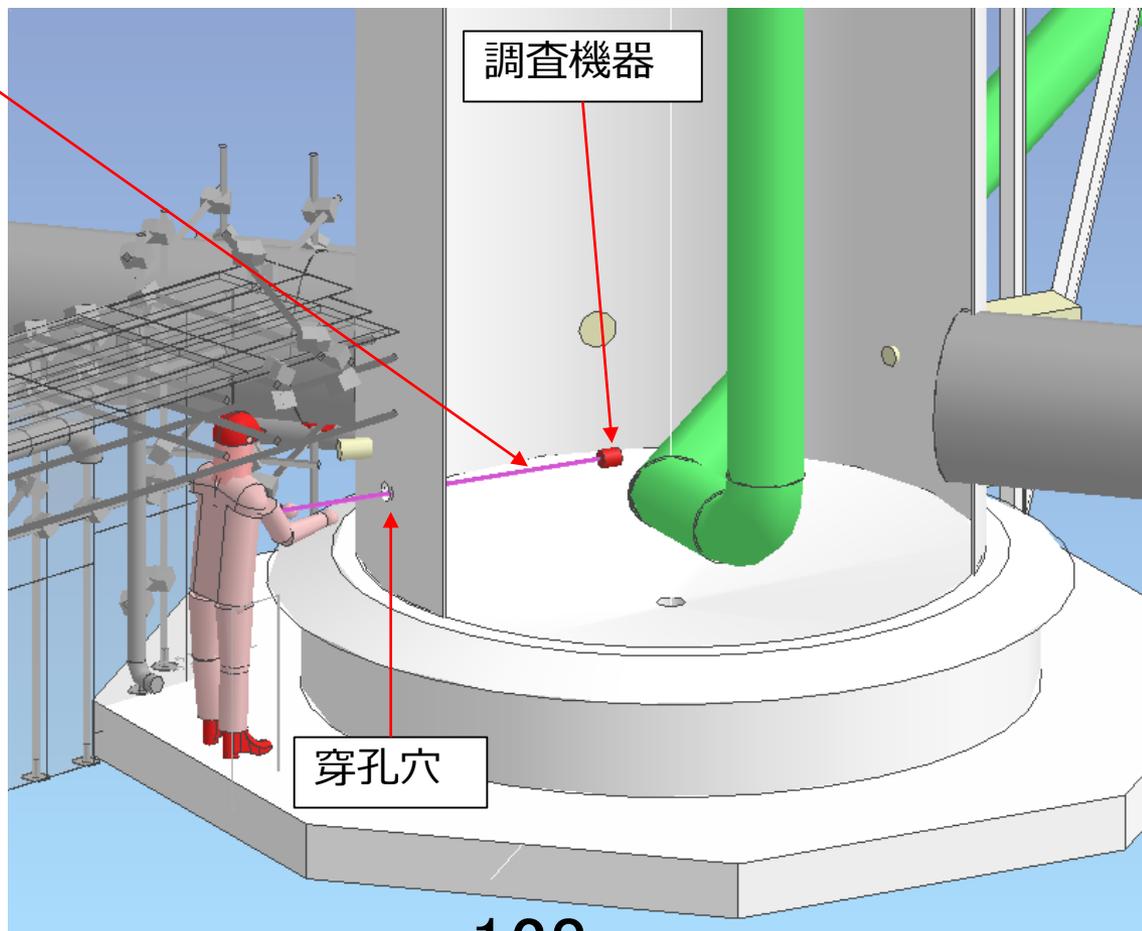
オフガス系配管の穿孔装置設置状況 (1/2号機排気筒内部調査時)

参考 2 - 3. 調査概要（内部線量調査）

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

<内部線量調査イメージ>

操作ポール
(伸縮式)



調査機器

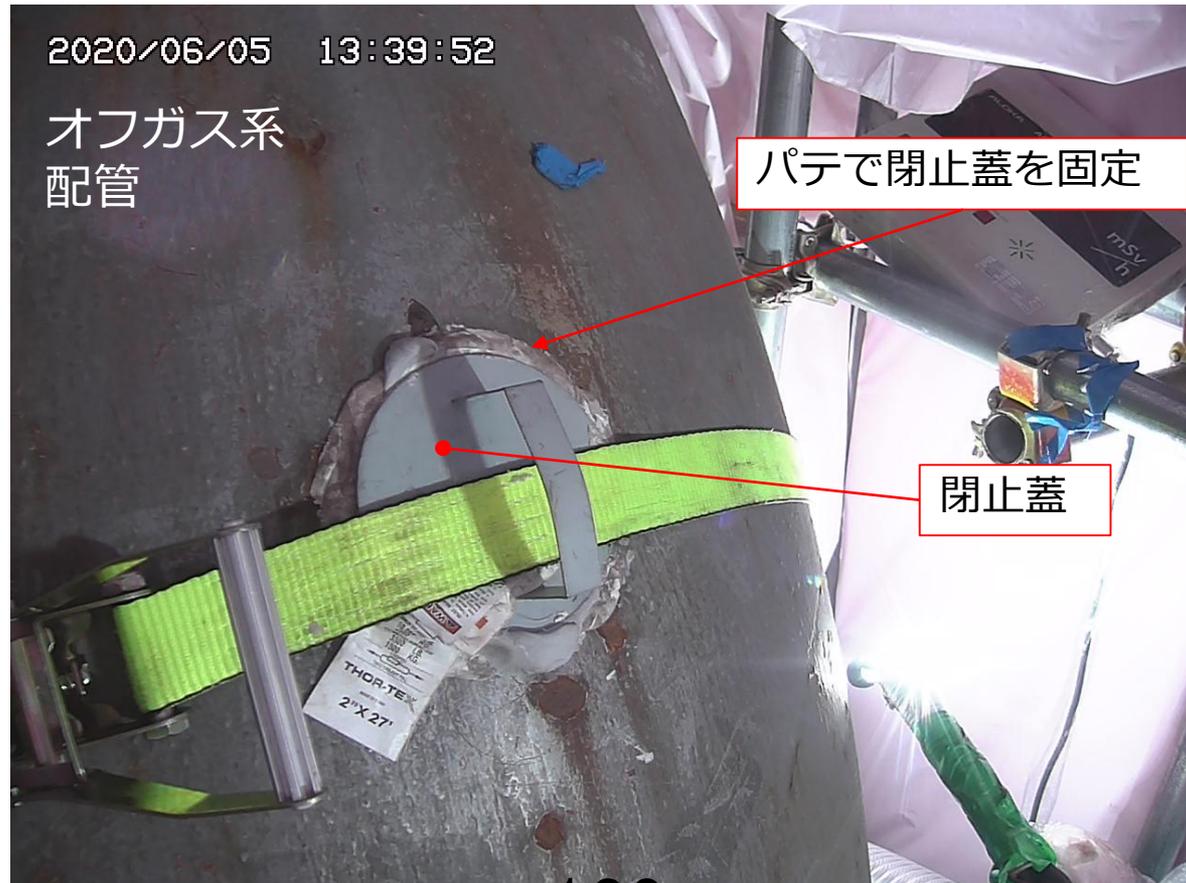
穿孔穴

※内部線量調査の詳細は参考 3 を参照

参考2-4. 調査概要（閉止作業）

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

<閉止蓋取付イメージ>

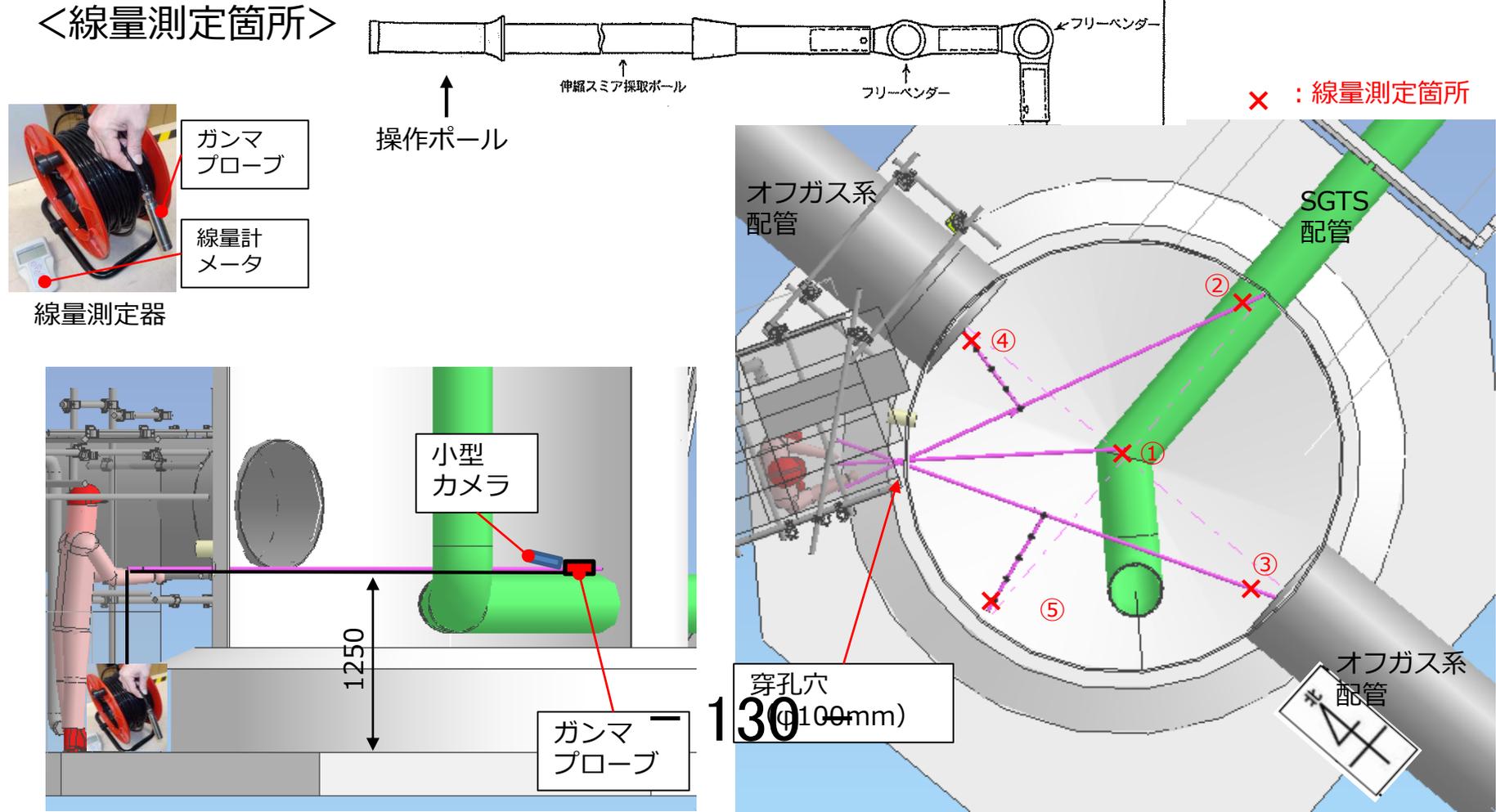


1/2号機排気筒調査時 穿孔箇所への閉止蓋取付状況

参考 3 - 1 . 筒身内部調査 (線量測定)

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

<線量測定箇所>

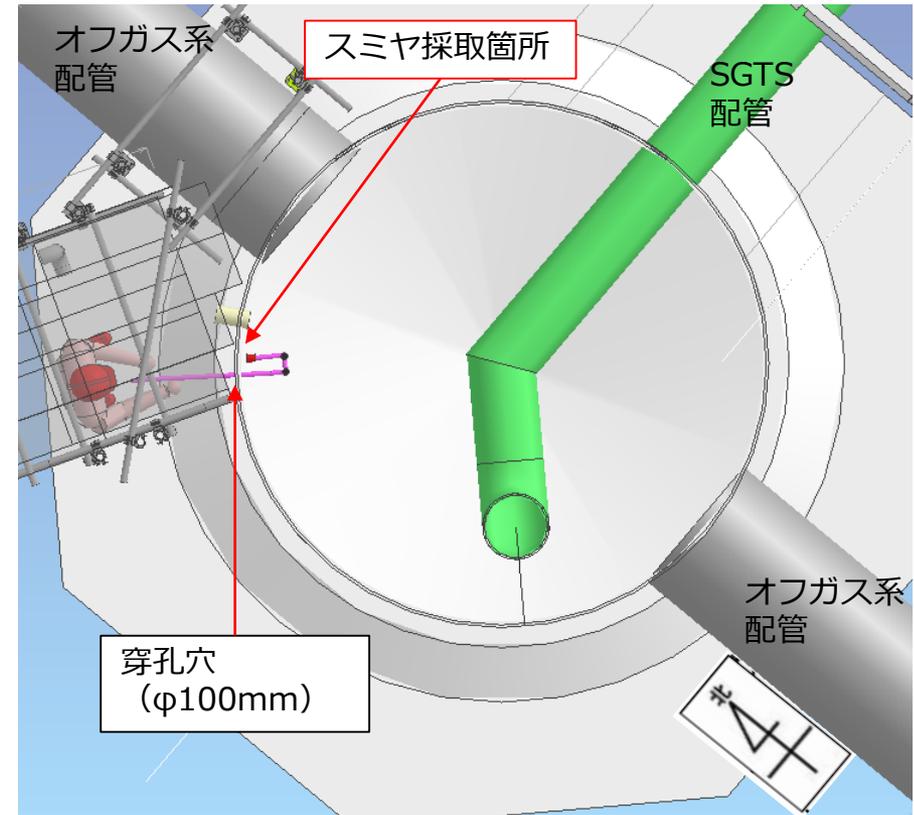
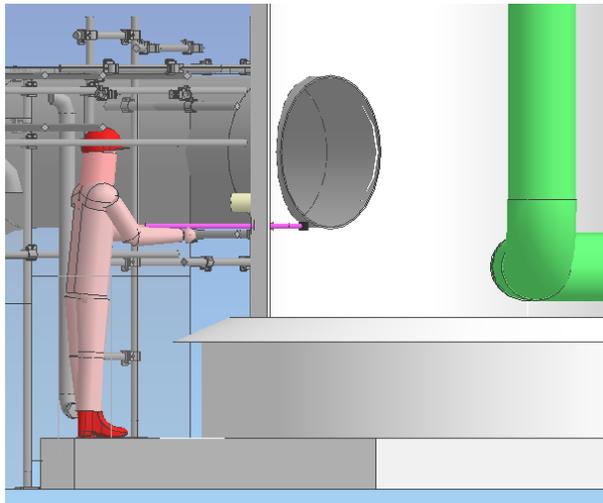
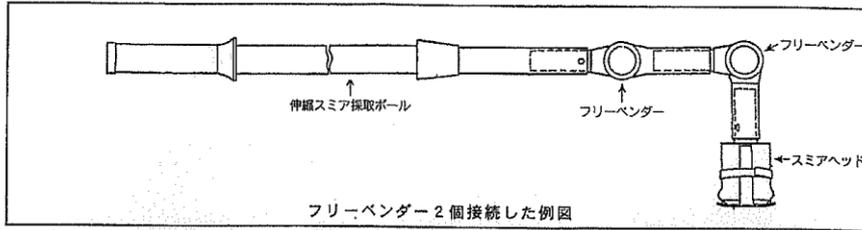


参考3-2. 筒身内部調査（スミヤ採取）

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

＜スミヤ採取箇所＞

スミヤポール（高所用）



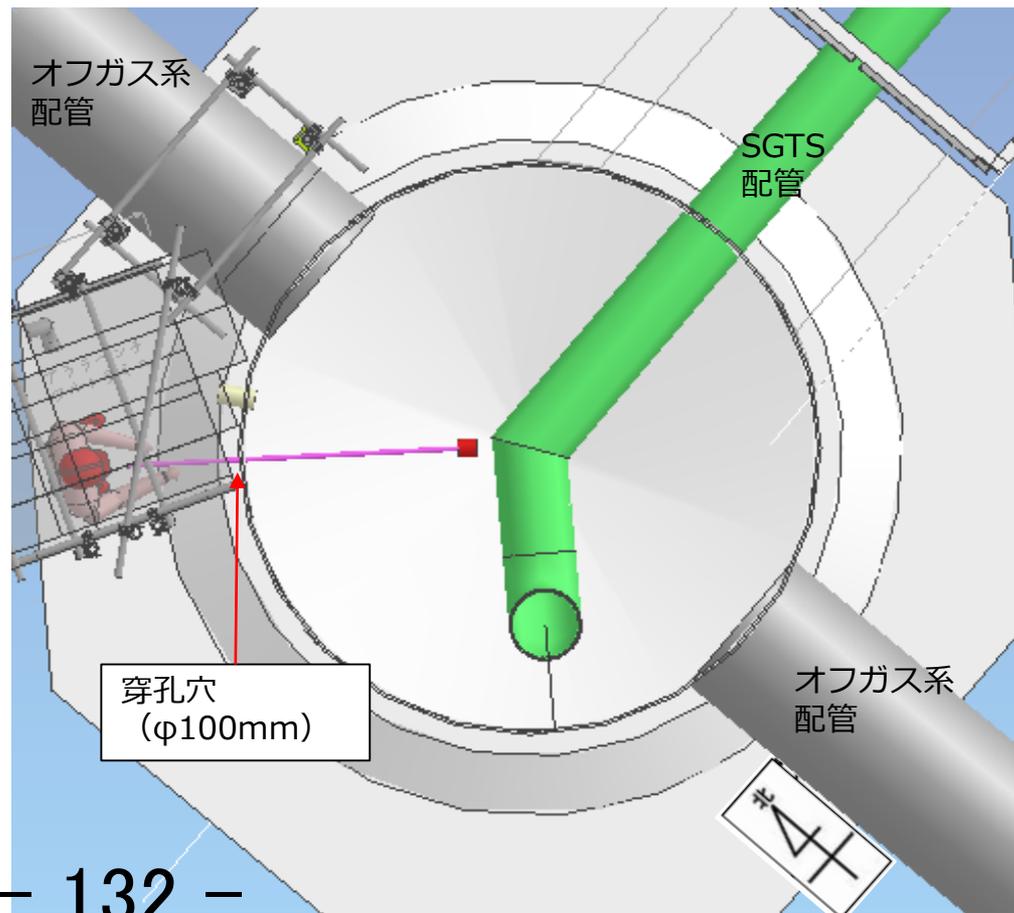
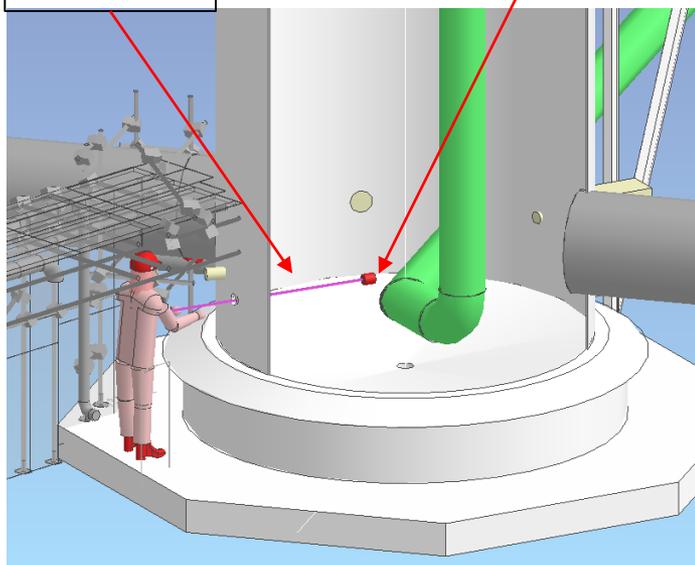
参考3-3. 筒身内部調査（カメラによる内部確認） **TEPCO**

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

<カメラによる内部確認箇所>

操作ポール
(伸縮式)

カメラ



360度Webカメラ



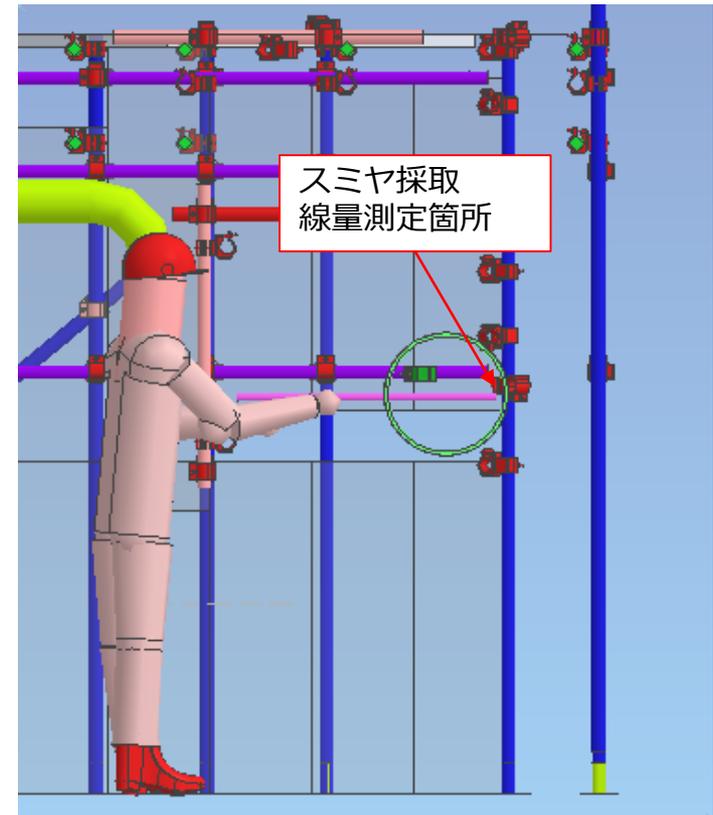
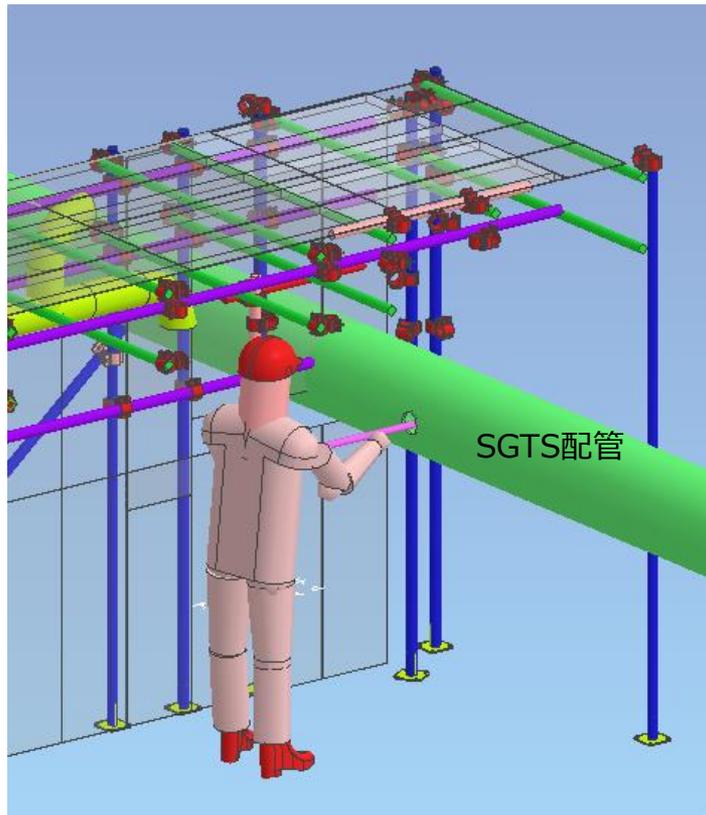
ネットワークカメラ
(前回作業で実績あり)

使用するカメラの例

参考 3 - 4 . SGTS配管内部調査

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

<内部調査箇所>



1号機 PCV 水位低下に向けた作業の進捗状況 (1号機CUW配管の滞留ガス確認について)

2023年9月12日



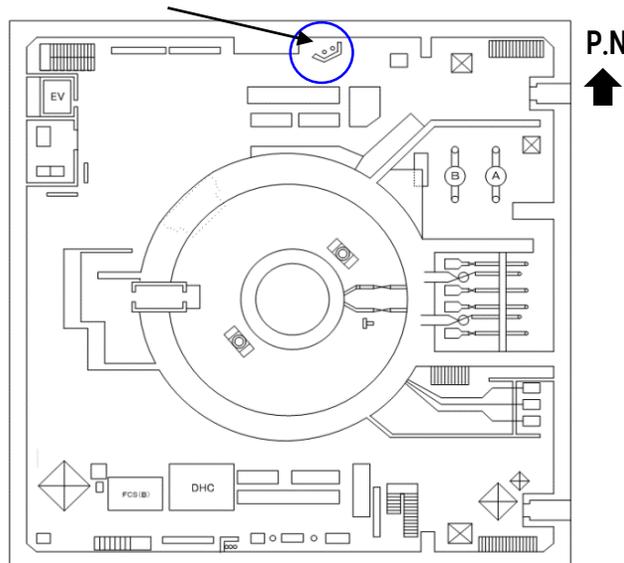
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

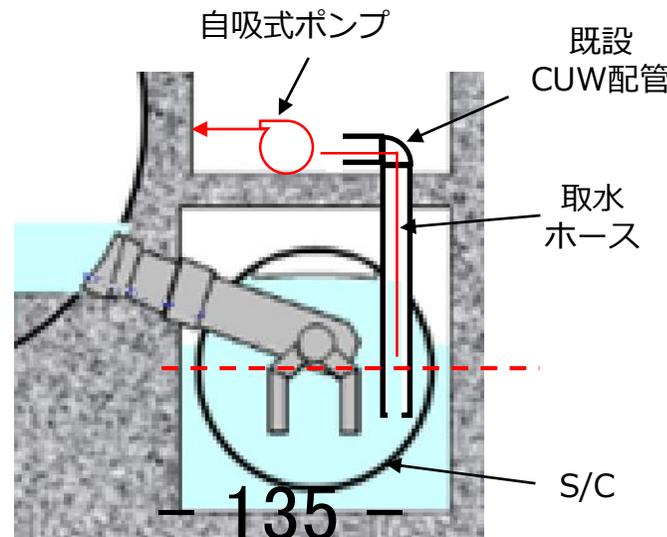
- 1号機PCV水位低下のため、既設CUW配管を活用した取水設備の設置を計画しているが、当該設備の設計検討にあたり、S/C内包水の水質確認のため、取水口となるCUW配管から、S/C内包水のサンプリング作業（S/C内部の目視確認含む）を計画
- サンプリング作業は2022年11月～2023年1月を予定していたが、2022年11月、1号機RCWで高濃度の水素ガス滞留を確認したことから、サンプリングの準備作業（CUW逆止弁の開放）においても慎重な対応が必要と判断し、準備作業の工法見直しを実施
- 2023年7月からCUW逆止弁の開放作業を開始

PCV : 原子炉格納容器
 CUW : 原子炉冷却材浄化系
 S/C : 圧力抑制室
 RCW : 原子炉補機冷却系

既設CUW配管
 (取水設備の取水口) 雰囲気線量 : 1~10mSv/h
 (遮へい等による線量低減を計画中)



1号機R/B 1階平面図



S/Cに接続する既設配管を用いた取水イメージ



既設CUW配管

2. 作業ステップ

1. CUW逆止弁の開放

- ① CUW逆止弁内及び配管内の**滞留ガス確認（パージ含む）**。
- ② CUW逆止弁の弁蓋の撤去。

2. CUW配管内部及びS/C内部の目視確認

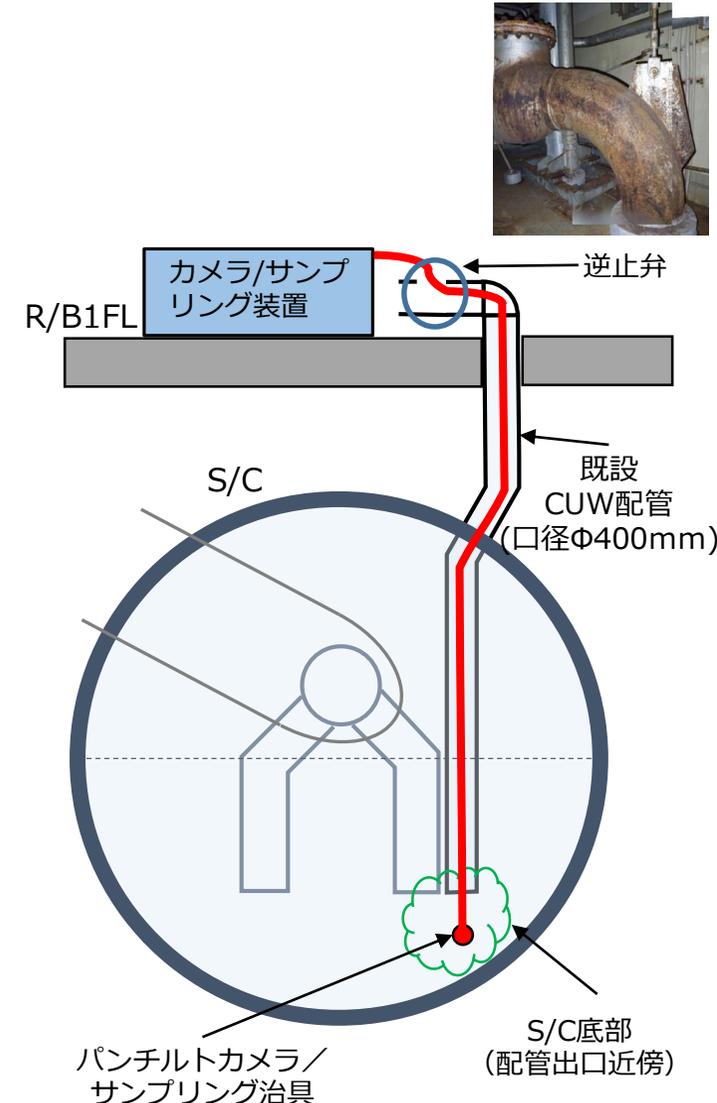
- ① CUW逆止弁開放部から、パンチルトカメラを挿入。
- ② カメラを配管出口近傍まで挿入し、**配管内及びS/C内部（CUW配管出口近傍）の目視確認、線量測定**を行う。

3. S/C内包水サンプリング

- ① CUW逆止弁開放部から、採水ホースを挿入。
- ② 配管出口近傍の**S/C内包水のサンプリング**を行う。

4. CUW逆止弁の開放部の閉止

サンプリング終了後、CUW逆止弁の開放部の閉止を行う。



サンプリング作業イメージ

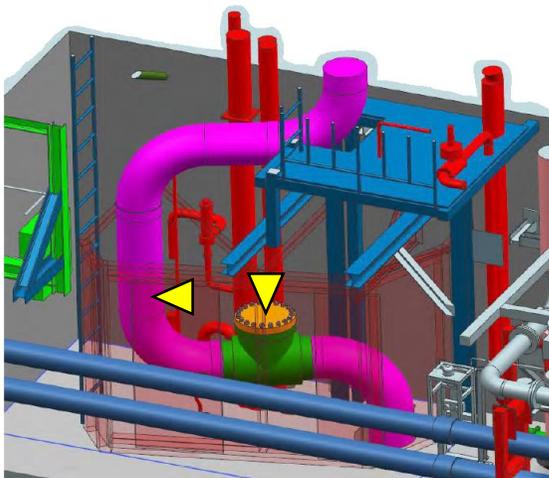
3. CUW逆止弁の開放作業について

- CUW逆止弁については、弁下流側の配管がS/Cに接続され、配管端部はS/C内で開放。S/C内は水没している状態であることから、事故時のガスが滞留している可能性あり。
- 滞留ガスのサンプリングならびに滞留ガスへの対策を目的とし、逆止弁弁蓋を開放する前に、逆止弁弁蓋(S/C側)及び逆止弁上流側配管の2箇所について穿孔^{※1}を実施。
- 穿孔は、窒素環境下にて、ドリルで薄肉化（数mm程度）した後、油圧による押し抜き（貫通）を行う^{※2}ことで、火花が発生しないよう実施。穿孔後は、滞留ガスサンプリング、CUW配管内の窒素パーズ等の滞留ガス対策を実施した上で、逆止弁弁蓋を開放する計画。

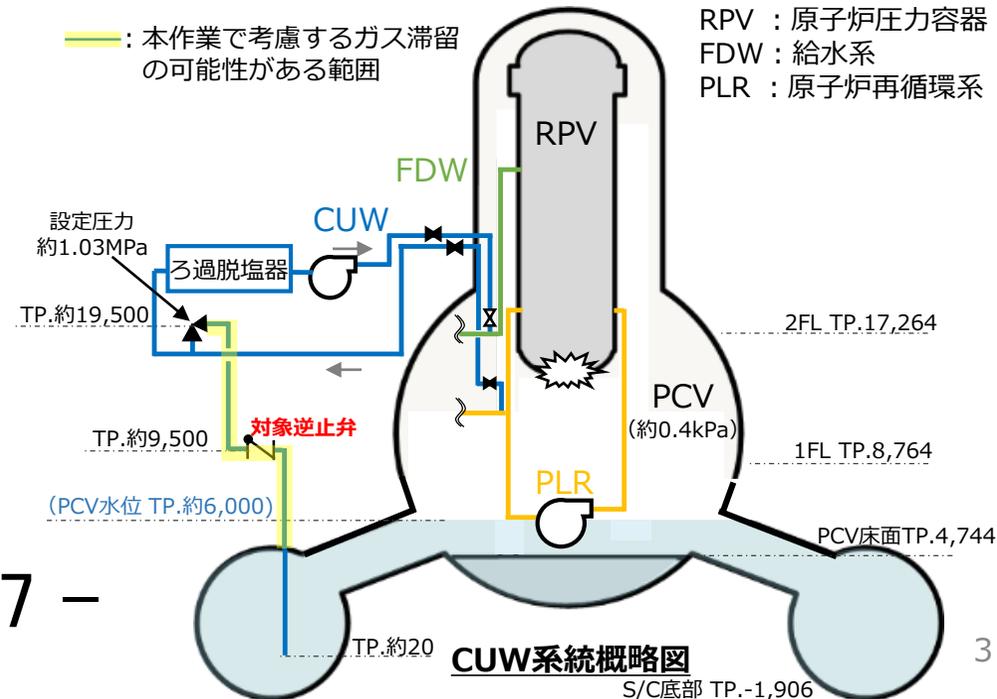
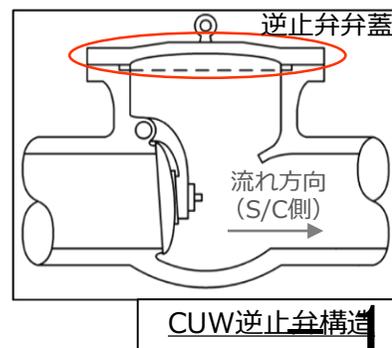
※1 CUW配管内の水位は、PCV水位と同程度（穿孔箇所より下部）と想定するが、穿孔前に当該箇所のUTを実施し、内包水の有無を確認。

※2 1号機RCW対応では、高線量環境下でアクセスが困難であるため、遠隔での装置設置が可能な電解穿孔を用いたが、CUW配管近傍はアクセス可能であることから、作業性を考慮し本工法を採用。なお、いずれの工法でも穿孔時の火花は発生しない。

▼ : 穿孔箇所（ガスのサンプリング位置）



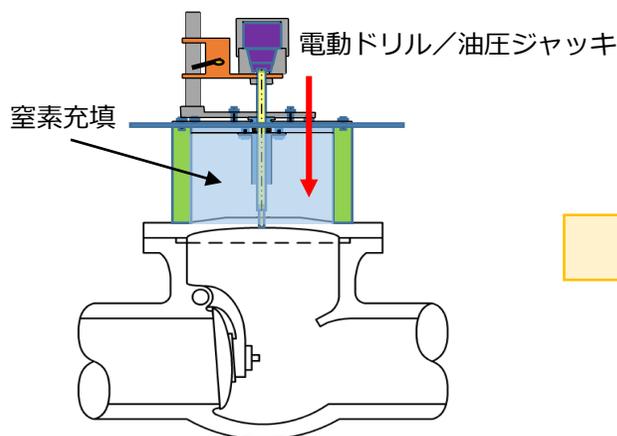
CUW逆止弁配置イメージ



4. 滞留ガス対策について

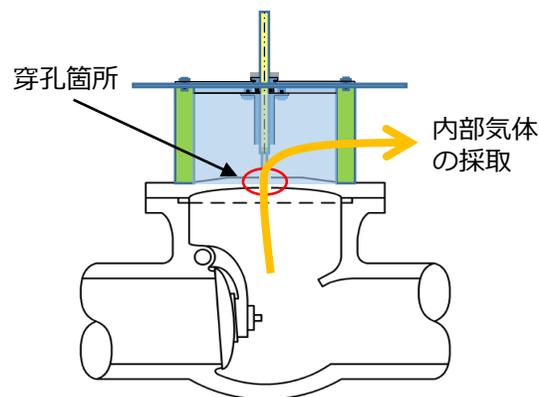
- 滞留ガスによる作業リスク低減のため、窒素環境下で火花が生じないように穿孔を実施
- 穿孔後は、穿孔箇所を介しCUW逆止弁（配管）内部の気体を採取
- サンプルング後に穿孔箇所から窒素封入し、水素濃度を測定しながら内部気体のパージを実施（水素濃度に応じて複数回実施）
- 逆止弁上流側配管も上記同様の手順で実施

逆止弁弁蓋穿孔



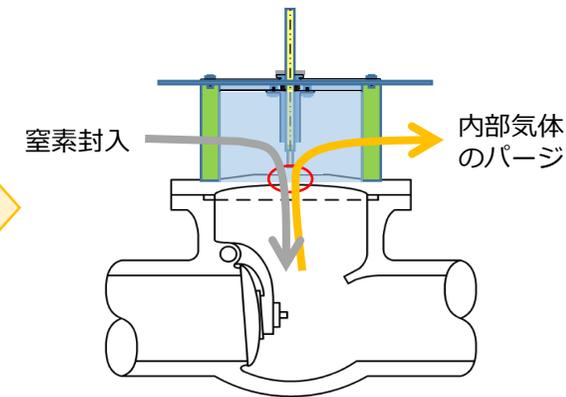
- ・ 窒素環境下にて、
 - ①ドリルで薄肉化（数mm程度）
 - ②油圧による押し抜き（貫通）
 の2段階で穿孔。

弁内包気体サンプルング



- ・ 穿孔後、充填していた窒素を可能な限りパージした後、内部気体の採取を実施。

窒素パージ



5. 作業進捗について

- 逆止弁上流側および逆止弁弁蓋(S/C側)の穿孔，滞留ガスのサンプリングが完了
- ガスサンプリングにおいて，S/C側から水素，Kr-85が確認されたが，上流側はどちらも検出されなかった
- 弁開放時に，滞留ガスを大気開放することから，Kr-85の放出影響評価を実施。その結果，**敷地境界における実効線量は小さく，放射線被ばくリスクは極めて低い**と判断
- 現在，S/C側の水素濃度を可燃限界以下にするために，窒素パージを実施中



滞留ガスサンプリング結果

分析項目	逆止弁弁蓋(S/C側)	逆止弁上流側配管
水素	約15.5%*	0%
酸素	約19.1%*	約6.8%*
硫化水素	約21.7ppm*	約0.5ppm*
クリプトン85	約1.9E+04Bq/cm ³	検出限界値未満 < 1.243E+00Bq/cm ³

*測定を複数回実施しており，最大値を記載

6. 窒素ページの状況

■ 8月9日から逆止弁弁蓋(S/C側)の窒素ページを開始

【逆止弁弁蓋(S/C側)窒素ページ実績】

測定日	経過の比較※1	測定項目※2			窒素ページ回数 (窒素ページ日)
		水素濃度 [%]	酸素濃度 [%]	硫化水素濃度 [ppm]	
2023年8月7日	ページ前	6.2	19.1	21.7	1 (8月9日)
2023年8月18日	1回目ページ後	7.5	2.8	50.2※3	2 (8月18日)
2023年8月28日	2回目ページ後	7.5	0.2	77.2	3 (8月28日)
2023年8月31日	6回目ページ後※4	2.2	3.7	14.2	4,5 (8月29日) 6 (8月30日)
2023年9月4日	3日間保持後	2.5	※5	17.5	—
2023年9月5日	4日間保持後	3.2	5.4	38.2	—

※1 穿孔治具内のガス濃度を直接測定

※2 測定は複数回実施しており、最大値を記載

※3 参考値（硫化水素濃度計の不調により）

※4 3~5回目ページ後については、穿孔治具内のガスを直接測定していない

※5 計器不調により測定できず

7. ガスサンプリング結果を踏まえた今後の対応について

- **逆止弁弁蓋(S/C側)より、水素が確認されたため配管内気体の窒素パージを実施**
 - 1号機RCW系統の窒素パージ作業を踏まえ、窒素パージ後、水素濃度が可燃限界以下に低下しても、時間をおいて再測定し、確実に可燃限界以下に低下したことを確認していく
 - 検出された水素は、同じくKr-85が検出されていることから、事故時のD/W内の気体がS/C内に放出された際に侵入したものと推測されるため、継続的に増加することは無いと判断
 - 窒素パージが完了したら、逆止弁蓋の開放を実施し、計画通りS/C内包水のサンプリング、S/C水位計の設置を順次実施

- **逆止弁上流側からは水素が確認されなかったため、上流側については窒素パージは不要**
 - 水素が検出されていないことから、窒素パージは実施しない計画であるが、逆止弁蓋の開放の直前等に再度測定を実施し、慎重に作業を進めていく

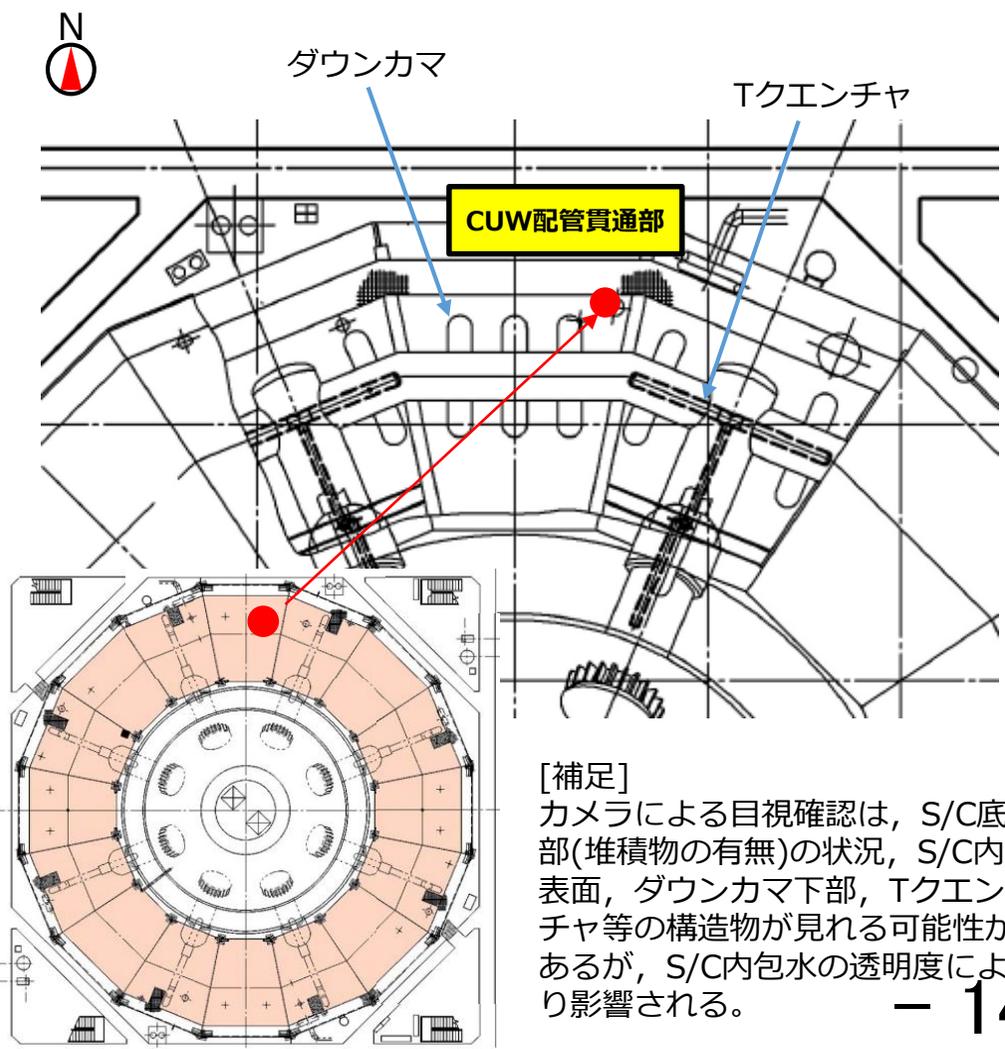
8. スケジュール

	2023年			
	7月	8月	9月	10月
CUW逆止弁開放	準備 ■	CUW逆止弁の滞留ガス確認・パーシ作業 ■	CUW逆止弁の開放（確認後、一旦閉止） ■	
S/C内包水サンプリング			資機材搬入・装置設置等準備 ■	S/C底部確認(カメラ調査) ■ S/C内包水サンプリング ■ CUW逆止弁の閉止・片付け ■

滞留水ガスの窒素パーシ作業の進捗に応じて、適宜、工程を見直す可能性あり。

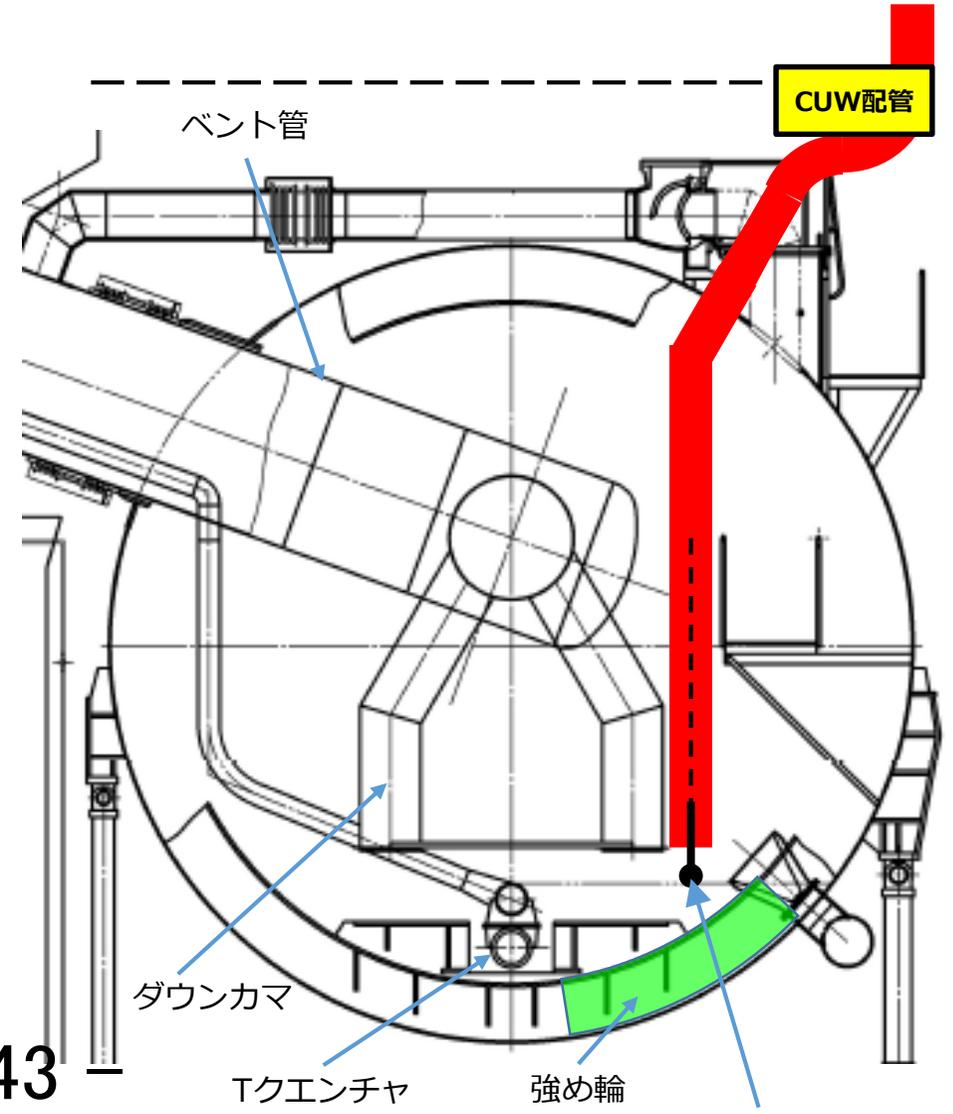
(参考) カメラ・サンプリング治具のS/C内挿入位置

- カメラ/サンプリング治具は、取水設備の取水口となるCUW配管出口近傍に位置させる。



S/C平面図

[補足]
 カメラによる目視確認は、S/C底部(堆積物の有無)の状況、S/C内表面、ダウンカメラ下部、Tクエンチャ等の構造物が見れる可能性があるが、S/C内包水の透明度により影響される。



パンチルトカメラ/サンプリング治具

(参考) 本作業で採取する試料の分析項目

■ CUW逆止弁・配管内の滞留ガスおよびS/C内包水の分析項目

試料	目的	分析項目
CUW逆止弁・配管内の滞留ガス	<ul style="list-style-type: none"> 逆止弁開放作業の安全確保として可燃性ガス滞留の確認のため。 事故由来のガスであるかの特定のため。 	水素 硫化水素 酸素 Kr-85
S/C内包水	S/Cの内包水は、線量が高いことが想定される。設置を計画している取水設備の仕様検討のため。	Cs-134,137 塩素 H-3 全α 全β 他

(参考) CUW配管内の滞留ガスの分析・敷地境界における実効線量評価

■ CUW配管内に滞留していたガスの分析結果

- ✓ CUW配管はS/Cに接続されており、事故時のガス等が滞留している可能性があります。今回の分析結果を踏まえ、水素やクリプトン85などが存在していた推定原因などについて、評価を進めてまいります。
- ✓ なお、クリプトン85以外のその他の人工放射性核種は検出されませんでした。

分析項目	逆止弁下流側配管	逆止弁上流側配管
水素	約15.5%※	0%
酸素	約19.1%※	約6.8%※
硫化水素	約21.7ppm※	約0.5ppm※
クリプトン85	約1.9E+04Bq/cm ³	検出限界値未満 < 1.243E+00Bq/cm ³

穿孔作業において、水素等の可燃性ガスが滞留している可能性を踏まえ、安全対策として、窒素環境下で、火花が発生しないよう作業を行っており、火災は発生していません。

※測定を複数回実施しており、最大値を記載

■ 敷地境界における実効線量評価結果

- ✓ クリプトン85の分析結果(逆止弁下流側配管:約1.9E+04Bq/cm³)および滞留ガスの体積(逆止弁下流側配管:約1m³)を考慮し、敷地境界における実効線量を評価した結果、低い値に留まること(約2.5×10⁻⁷mSv)を確認しました。
- ✓ この値は、1～4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果(2023年7月25日公表)で示している年間の評価値(4×10⁻⁵mSv)に対して十分に小さく、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは極めて小さいと判断しました。

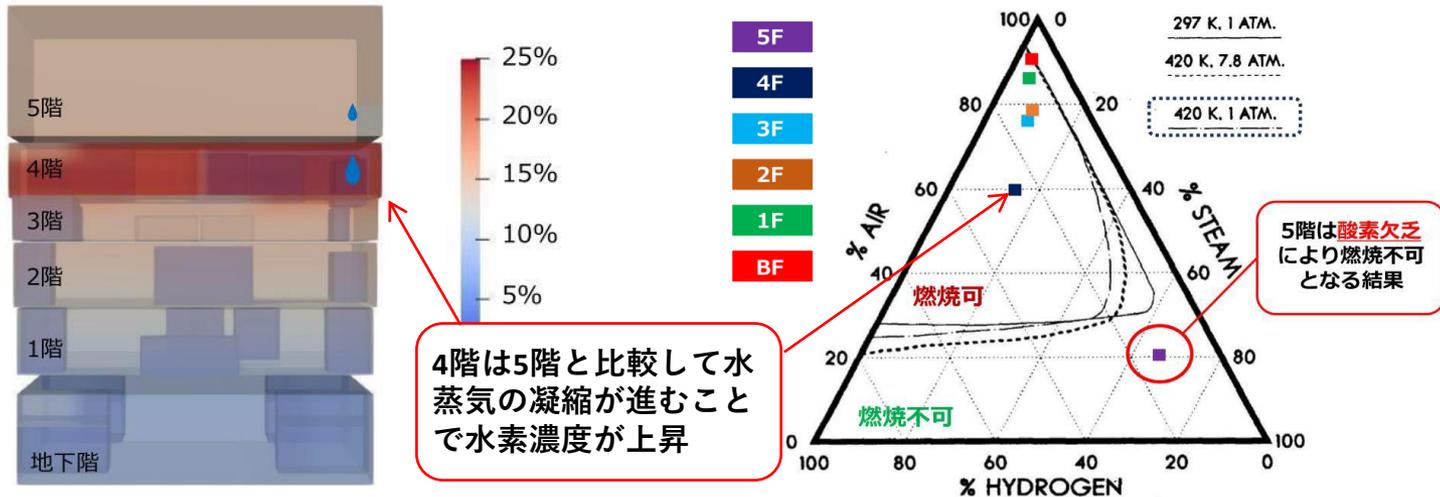
CIGMA装置体系での 凝縮による水素蓄積に関する実験計画

2023年9月12日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター熱水力安全研究グループ

相馬秀, Ari Hamdani, 孫昊旻, 柴本泰照

- 検討会では、3号機建屋において、「2段階爆発」の可能性が指摘されている。
- 4階で第一段回目の爆発が発生した理由として、GOTHICを用いた解析により、シールドプラグ経由での水素漏洩に対し以下の可能性が指摘されている[1]。
 - ✓ 5階では酸素欠乏となり燃焼が不可となった。
 - ✓ 4階では水蒸気凝縮効果により水素濃度が高く、燃焼可能となった。

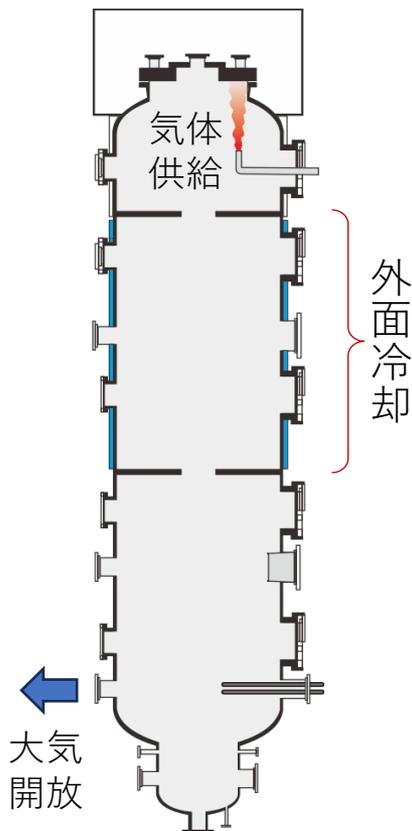


GOTHICによる解析結果（右：水素濃度分布，左：各階の気体成分比）



凝縮と移流のバランスの結果として、閉じられた容器の中間層で水素の濃縮が生じる現象を、JAEA/CIGMA装置を用いて再現する実験を提案[2]。

CIGMA容器



- CIGMA装置上部で気体（水蒸気+ヘリウム，ヘリウムは水素模擬体）を注入しながら，外面冷却機能により，容器壁表面で水蒸気を凝縮させる。
- 試験部容器の幾何形状は実機建屋と大きく異なり，スケーリング則も部分的にしか成立しないので，厳密な事故の再現は不可能。
- ここでは，凝縮駆動による水素移行と蓄積という現象に着目し，現象を支配する要素（凝縮量・移流拡散）と，鉛直方向濃度分布との関係性を把握することを目的とする。
- ベースケースの設定はTEPSYSのGOTHIC解析の条件を参考とするが，現象理解という目的に即して，拡散から移流に至るまで幅広い条件設定を検討。

本発表

- 実験境界条件の設定の考え方の紹介。
- 予備解析の結果の紹介。

- DW圧力の実測値を再現する事故シナリオを推定し、水素・水蒸気の発生量と格納容器からの漏洩量 = 建屋への供給量を推定[1]。

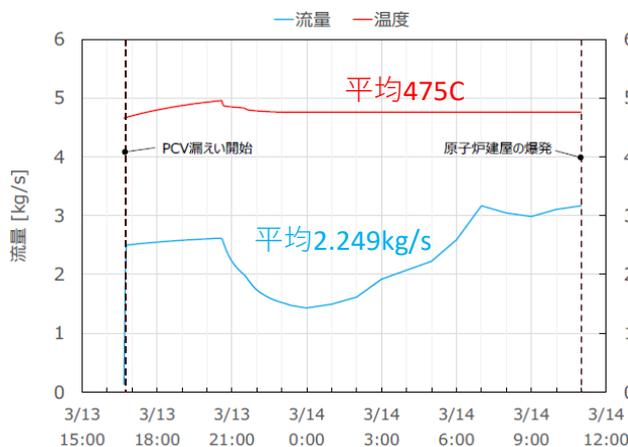
解析ケース	水蒸気総漏洩量	水素総漏洩量
ケース1	約150トン	約1300kg
ケース2	約110トン	約975kg
ケース3	約75トン	約650kg

← 事故シナリオから求まる基本条件

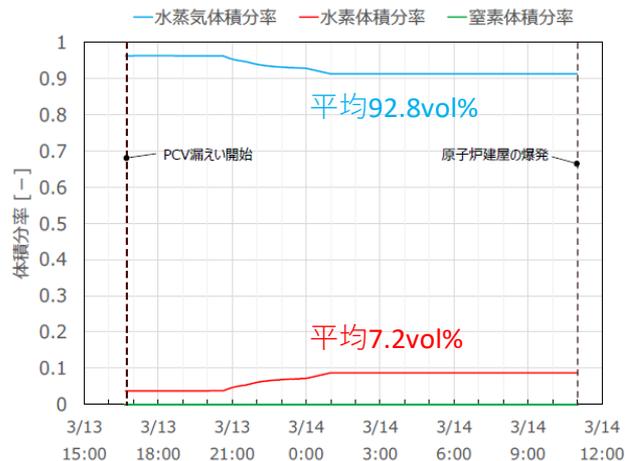
← 第34回検討会で提示した解析条件
(水素爆発映像と整合した条件)

ケース1の条件

- 気体温度
- 気体流量
- 気体組成



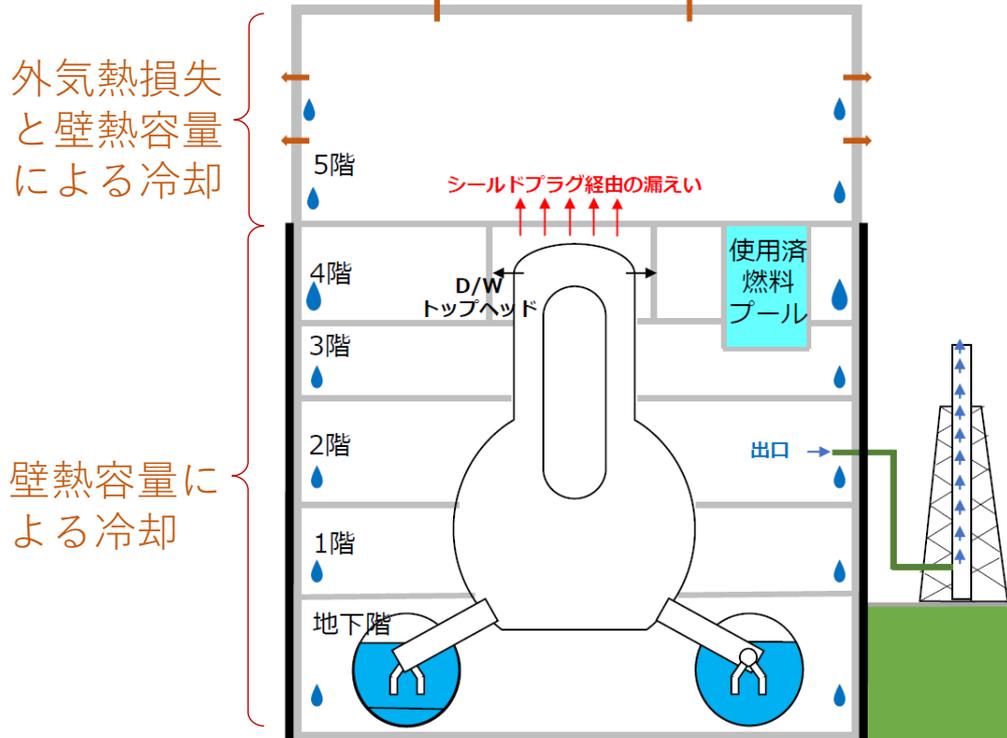
漏えいガスの流量 (ケース1) の温度



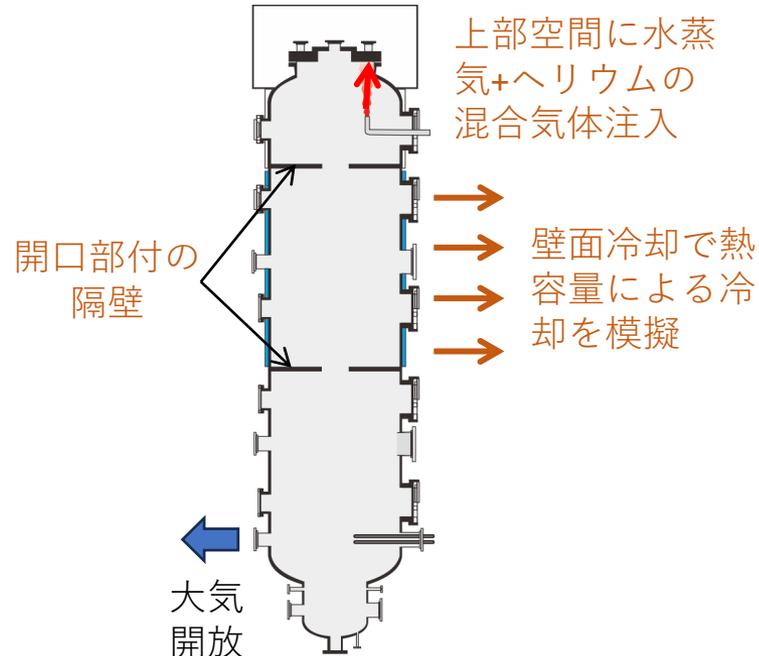
漏えいガスの組成

[1] 東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第38回会合, 資料2-2, 2023年6月22日.

TEPSYSによるGOTHIC解析

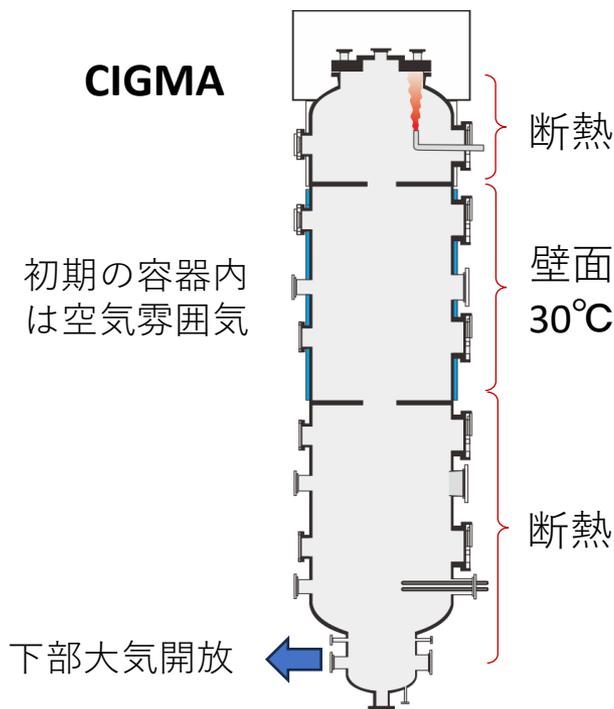


CIGMA(50m³)



基本ケースの考え方

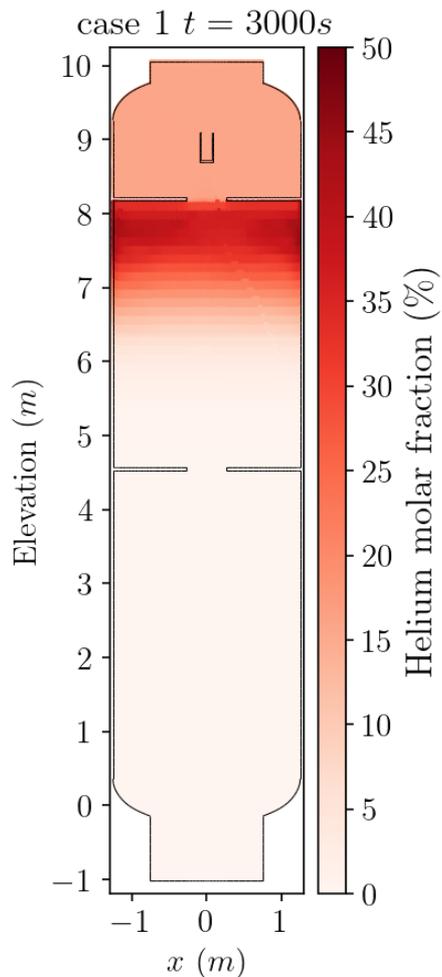
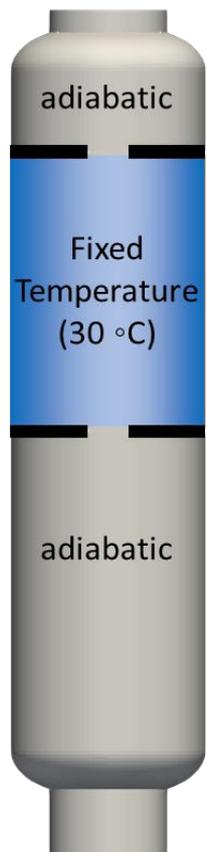
- **注入気体**：流量は3号機建屋とCIGMA試験容器の体積比から決定。但し、低流量のため、計測の測定限界による調整を行う。組成と温度はGOTHIC解析値を使用。
- **熱伝達**：解析による構造材の温度変化と熱容量から除熱量の見積もりを検討中。
- **実機データ**：建屋体積や構造材の熱容量などは、BSAFプロジェクトで提供されたデータを使用。



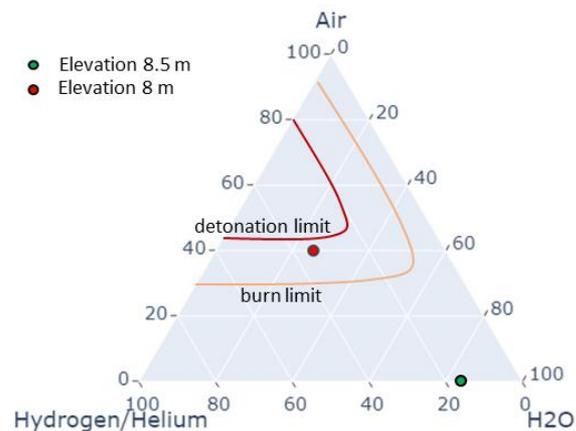
	TEPSYS 解析	CIGMA解析
初期条件		
圧力 (MPa)	0.1	0.1
温度 (°C)	30	30
注入気体		
温度 (°C)	475	475
組成 (蒸気:水素)	0.99:0.01	0.95:0.05
平均流量 (kg/s)	2.249	0.00465
除熱条件		
5階	熱損失+壁熱容量	断熱
4階	壁熱容量	壁30°C固定

- OpenFOAMコードを用いた予備解析を実施。
- 流量は体積比を考慮。ヘリウム蓄積が生じやすい条件での移行挙動を把握。
- 乱流モデル=k- ω SST, 凝縮モデル=HMTD (拡散層モデル)。
- トータル114万メッシュ, 壁近傍は $r=1$, 最大セルサイズ=5cm。

ヘリウム濃度分布



シャピロ線図



- 本計算では凝縮熱伝達が過大な条件なため、速やかにHe濃縮が生じた。
- 凝縮熱伝達量を下げる等、条件を緩和させた解析を継続中。

- CIGMA実験の境界条件をTEPSYSによるGOTHIC解析の境界条件を参考に検討。
 - 注入気体の流量は体積比スケーリング則を用いて基本ケースを決定。
 - 熱伝達境界条件はTEPSYS解析結果（構造材温度変化）を参考に検討中。5Fと4Fの除熱量のバランスも検討する。
 - バルクヘッドの有無も検討。
- 並行してCFDによる予備解析も継続実施し，境界条件策定の参考とする。
- 実験は2024年1月頃を予定。

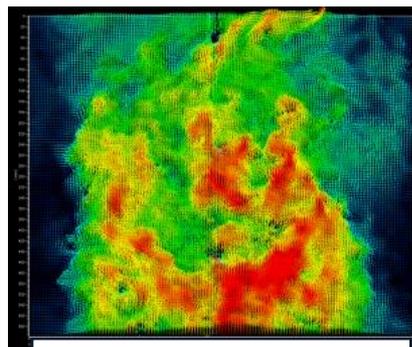
参考資料



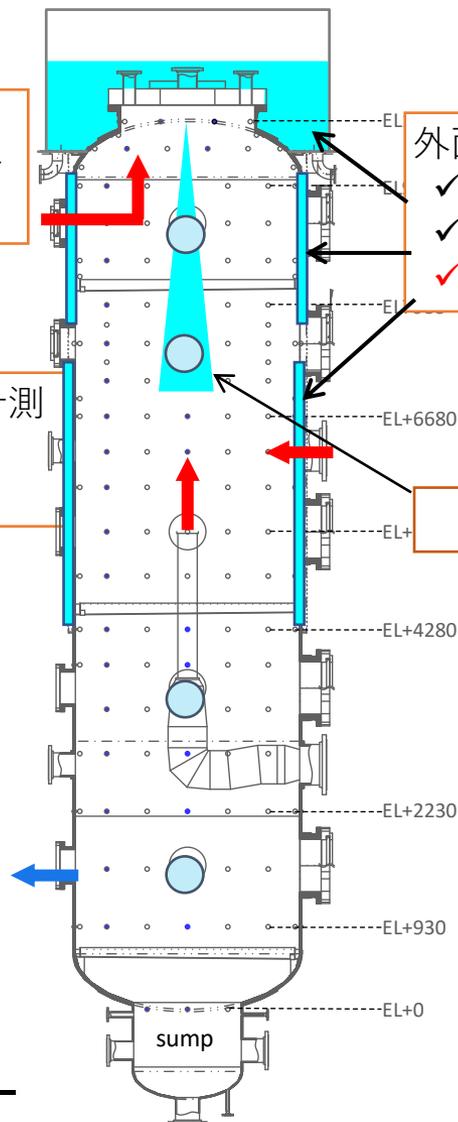
様々な箇所から蒸気-空気-ヘリウム混合の高温気体 (~700 °C) を注入

高密度名温度とガス組成の計測
 Concentration (QMS): 100
 Temperature (TC): 650

流体の可視化
 (large size window)



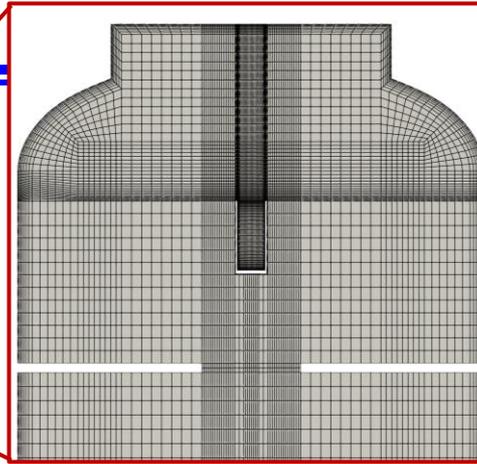
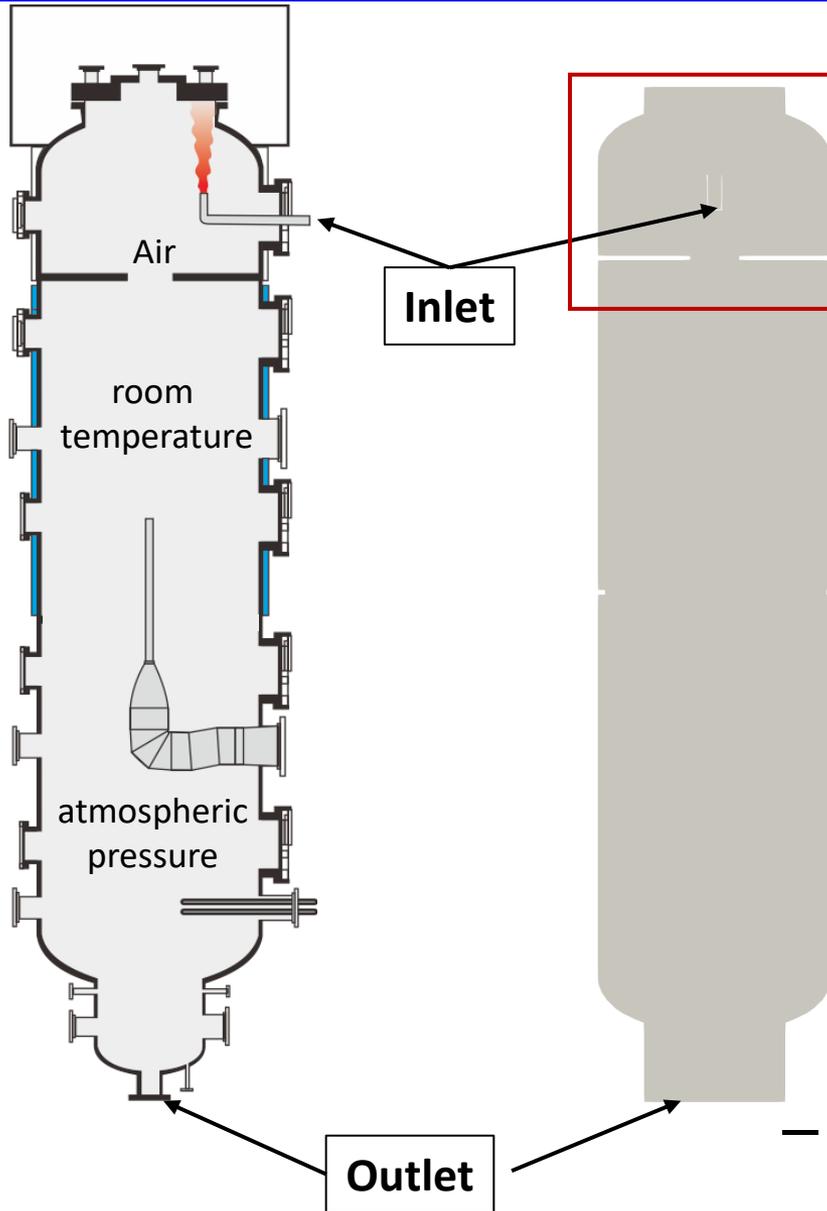
PIV measurement



外面冷却機能
 ✓ upper pool
 ✓ middle jacket
 ✓ lower jacket

スプレー噴射

圧力(MPa)	0.5(high temp.), 1.5(max.)
温度(C)	300(ave), 700(max.)
サイズ	11mH x 2.5mD
体積	~ 51m ³



Total mesh :
1,141,748 hexahedral

Near wall y^+ :
< 1

Maximum cell size:
50 mm

CFD code	OpenFOAM 9
OpenFOAM solver	containmentFoam
Governing Equations	unsteady Reynolds-averaged Navier-Stokes equations (URANS) model
Turbulent Transport	k- ω based Shear Stress Transport (SST) model
Wall Condensation	single phase 'diffusion-layer' approach
Multi-Species Transport	effective binary diffusion model (Fuller model)

コンクリート喪失に関する実験等の 検討状況について

2023年9月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

○コンクリート試験体

次の2種類の供試体等を準備予定

①福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋外壁から採取したコアサンプル

- ✓ 抜き取り箇所: 外壁(外気に触れている箇所)
- ✓ 寸法(例): 直径30mm、高さ60mm
- ✓ 鉄筋は含まれていない
- ✓ 放射性物質による汚染がないように採取したもの

②東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体(詳細は次ページ)

- ✓ 提供された調合情報を基に作成
- ✓ 寸法: 直径100mm、高さ200mm
- ✓ 「鉄筋を入れないもの」「中心に1本のみ鉄筋を入れるもの」「コンクリート内部の温度変化を確認するための計器(熱電対等)を入れるもの」を作成



調合情報等



コンクリート供試体

製作した供試体と標準試料
の成分比較等を実施



標準試料
(ボーリングコア)

○東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体

(1) 調合情報

1) 材料

- ✓ 粗骨材: 最大寸法25mm(1号機実機は新田川産の天然骨材)
- ✓ 細骨材: 最大寸法5mm(1号機実機は新田川産、阿武隈川産の天然骨材)
- ✓ セメント: 普通ポルトランドセメント
- ✓ 化学混和剤: AE減水剤(ポゾリスNo.8)

2) フレッシュ性状

- ✓ スランプ: 12~15cm(許容範囲は±2%)
- ✓ 空気量: 4.5%(許容範囲は±1%)

3) 調合(現在の材料を用いて当時の1号機と近似的な調合を作るための目安値)

- ✓ 設計基準強度: 225 kg/cm²
- ✓ 調合強度: 260 kg/cm²
- ✓ 水セメント比: 50~53%
- ✓ 単位セメント量: 300~320 kg/m³
- ✓ 単位水量: 耐久性等を考慮すると175 kg/m³ 以下が望ましい。

○東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体

(2) 寸法・配筋

- ✓ 直径100mm、高さ200mm
- ✓ 鉄筋を入れる場合、中心付近に上下方向に1本配筋する。
 - ※縦方向に複数の鉄筋を配筋するのは困難。
 - ※鉄筋を1本のみ配筋することの意味合いを考える必要がある(複数本の鉄筋がなければ、鉄筋による拘束力は働かない)。

(3) 作成方法

- ✓ 東電から提供された調合情報に従って作成し、設計基準強度を満たすまで調合を微調整して作成を繰り返す。
- ✓ 養生期間:28日(基礎情報を得るための供試体)
 - ※長期(91日、数ヶ月等)の養生を行う供試体も確保する。
- ✓ 養生方法:標準養生
- ✓ スランプ値/空気量を確認するためのスランプ試験を行う。
- ✓ 設計基準強度を確認するための圧縮試験を行う。

○成分分析

(1) 目的

①加熱前

- ✓ コアサンプルと供試体の組成の相違を把握するために行う。
- ✓ 加熱試験における加熱条件等を検討するための判断材料として用いる。

②加熱後

- ✓ コアサンプル／供試体の加熱後に生じた組成変化等を把握するために行う。

(2) 分析方法

①加熱前

- ✓ TG(熱重量測定)/DTA(示差熱分析): 熱変化による化学的成分の変化の把握
- ✓ XRD(X線回析): 組成の把握
- ✓ EPMA(電子プローブマイクロアナライザ): 組成の把握

②加熱後

- ✓ XRD(X線回析): 組成の把握
- ✓ EPMA(電子プローブマイクロアナライザ): 組成の把握

(3) 分析対象

①加熱前: コンクリート、モルタル、骨材(粗骨材)

②加熱後: コンクリート

○加熱試験

(1) 加熱対象

- ✓ コアサンプル、供試体ともに同条件で加熱する

(2) 加熱方法

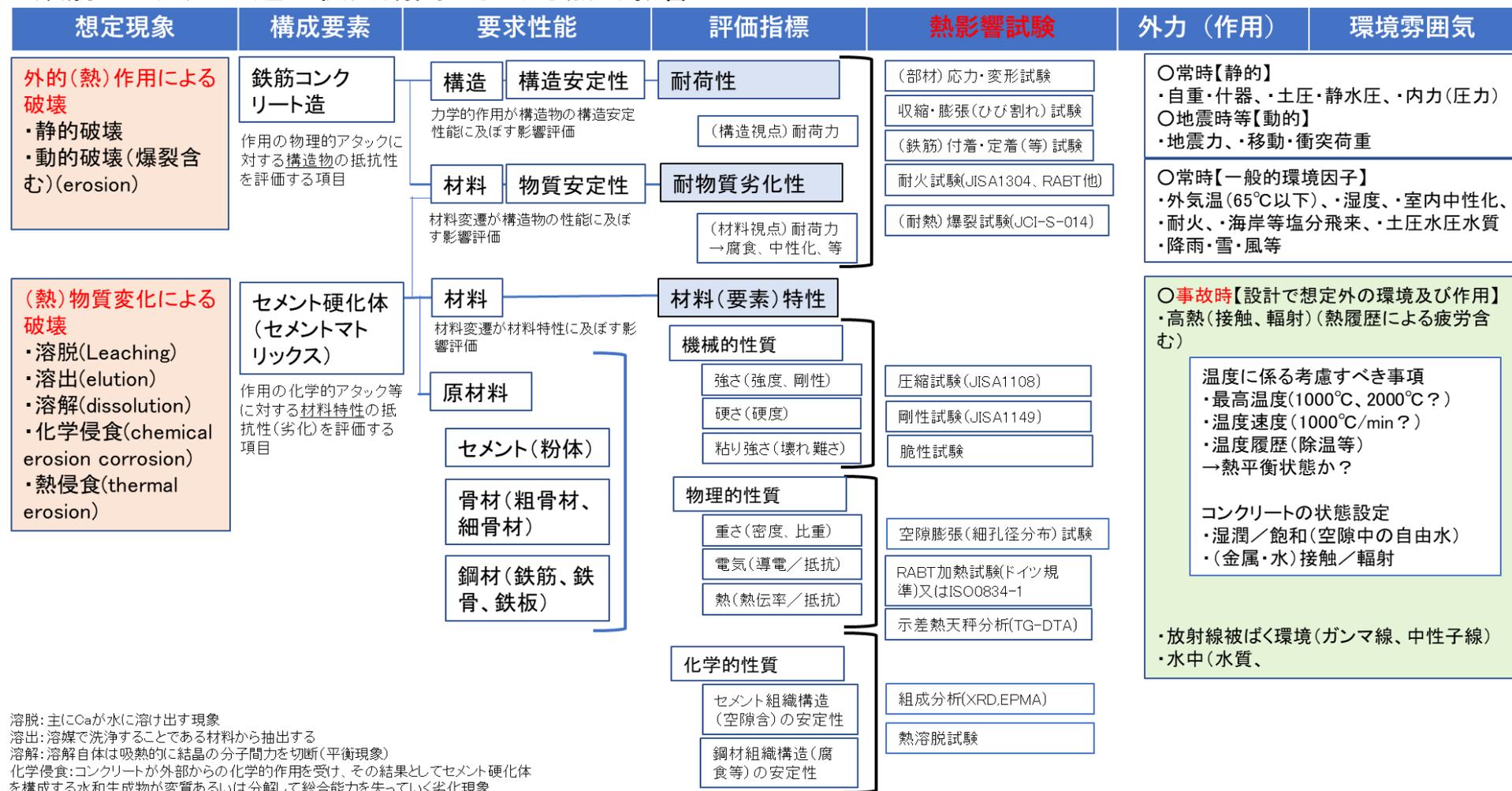
- ✓ 加熱温度、加熱速度等については、成分分析(TG等)の結果等を踏まえて検討する。
- ✓ 加熱方法: 輻射熱による加熱を模擬する。

(3) 環境条件

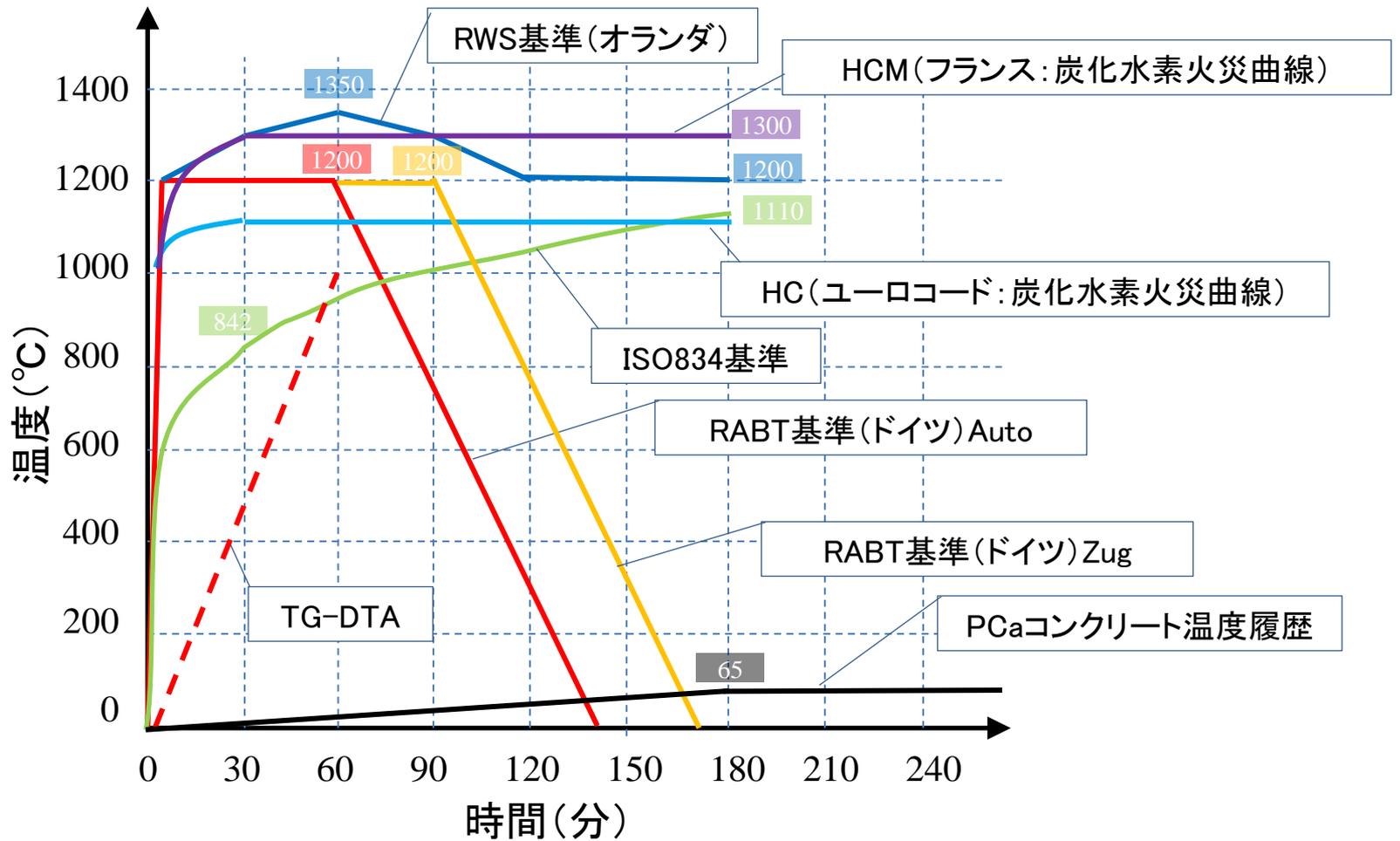
以下の観点の条件から、実施可能性等を踏まえて実施内容を選定する。

- ✓ 気体環境下: 通常の大気環境、水蒸気雰囲気、窒素雰囲気
- ✓ 水中環境下: 海水、淡水
- ✓ 事故時環境下: 高放射線雰囲気(模擬が困難)
- ✓ 気体/液体の状態: 静止状態、ある流速で流れている状態
- ✓ コンクリートの状態: 乾燥状態、湿潤状態

鉄筋コンクリート造の供用期間における熱的影響



溶脱: 主にCaが水に溶け出す現象
 溶出: 溶媒で洗浄することである材料から抽出する
 溶解: 溶解自体は吸熱的に結晶の分子間力を切断(平衡現象)
 化学侵食: コンクリートが外部からの化学的作用を受け、その結果としてセメント硬化体を構成する水和生成物が変質あるいは分解して総合能力を失っていく劣化現象



各種火災加熱曲線

ポルトランドセメントの熱特性

加熱温度	状態変化
70～100℃	付着水の脱離、エトリンガイトAFt相の脱水(分解)
200℃程度	カルシウムアルミネート系水和物(CSH)が脱水(分解)し、450℃で構造変化
350℃程度～	鉄筋の強度低下
400℃～450℃程度	Ca(OH) ₂ が脱水分解 $\text{Ca(OH)}_2 \rightarrow \text{CaO} + \text{H}_2\text{O} \uparrow$
573℃	石英質骨材中の石英の $\alpha \rightarrow \beta$ 相転移による骨材膨張
700℃程度	CaCO ₃ (calcite)が脱炭酸(減少) $\text{CaCO}_3 \rightarrow \text{CaO} + \text{CO}_2 \uparrow$
850℃程度	CaCO ₃ (calcite)が消失
800℃～1000℃	β -C ₂ S(ビーライト), C ₄ AF(フェライト)などが生成

※TG-DTA,XRD等により分析

現地調査の実施状況

- ・ 2号機原子炉建屋天井から採取したコア等の確認
- ・ 2号機原子炉建屋
(原子炉ウェル差圧調整弁、建屋内スミア採取)

2023年9月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 2号機原子炉建屋天井から
採取したコア等の確認

(1) 2号機原子炉建屋天井から採取したコア等の確認

(1) 目的

3号機の水素爆発時の火炎色／黒煙の要因を検討するために、2号機原子炉建屋天井から採取したコア(天井の防水層の状況)を確認する。

(2) 場所 2号機原子炉建屋西側構台下段フロア(コア保管場所)

(3) 調査日 2023年7月27日

(4) 調査実施者 原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 0.19 mSv、最小: 0.14 mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

コアの確認状況

2号機原子炉建屋
天井から抜いたコア



コンクリートコア
の防水層

2号機原子炉
建屋屋上

屋上表面
の防水層



3号機原子炉建屋

防水層の残骸

(2) 2号機原子炉建屋 (原子炉ウエル差圧調整弁)

(2) 2号機原子炉建屋（原子炉ウェル差圧調整弁）

(1) 目的

2号機原子炉建屋内の放射性物質の放出経路の検討に資するために、原子炉キャビティ差圧調整弁の事故時の開閉状況等を確認する。

(2) 場所

2号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年8月30日

(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 3名

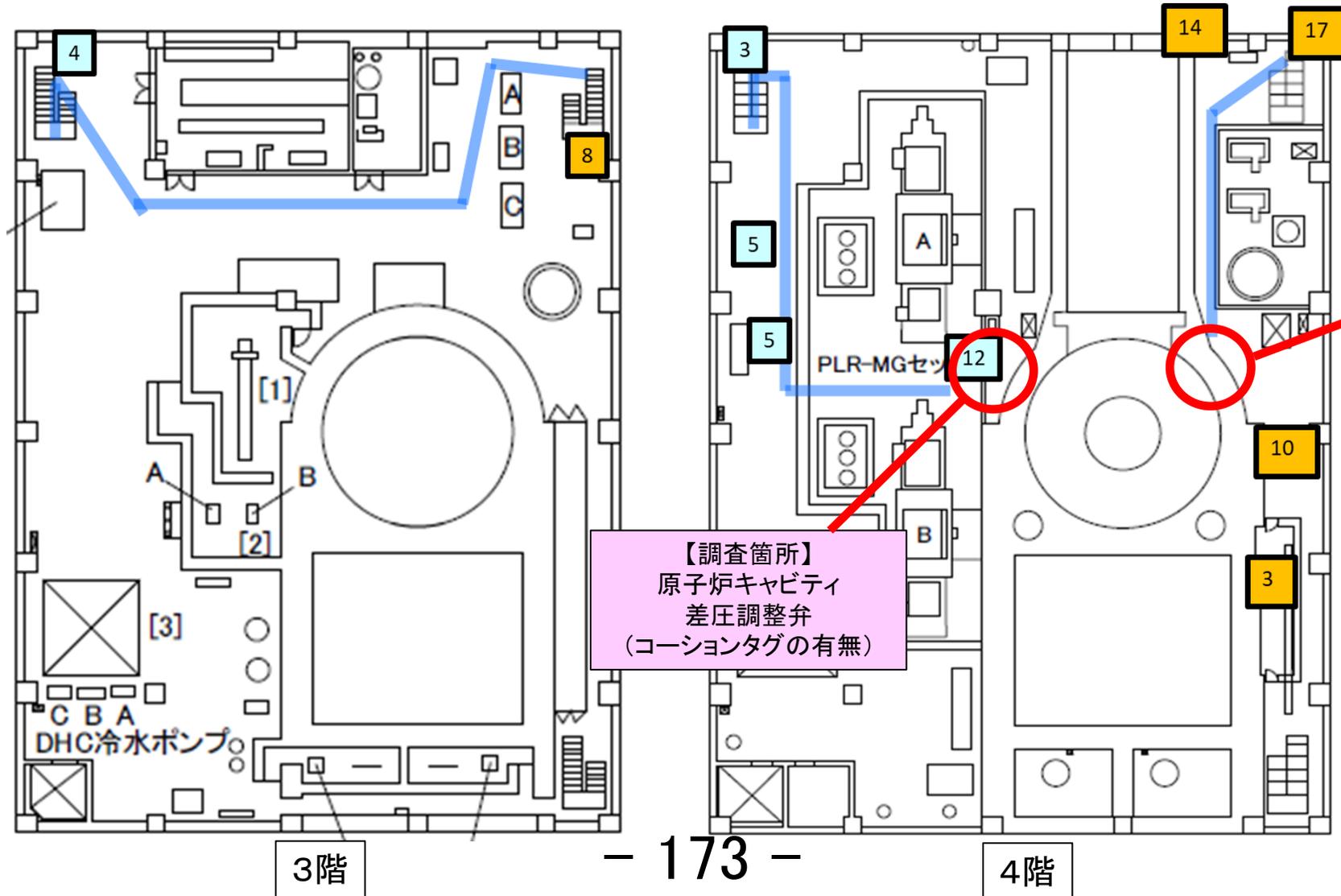
(5) 被ばく線量

最大：2.29 mSv、最小：2.14mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

調査ルート、調査箇所

- :空間線量率 (mSv/h)
2022/12/22、原子力規制庁
- :空間線量率 (mSv/h)
2020/9/10、10/8、原子力規制庁



【調査箇所】
原子炉キャビティ差圧調整弁
(弁の開閉状態)
(コーションタグの有無)

【調査箇所】
原子炉キャビティ差圧調整弁
(コーションタグの有無)

確認結果(西側の差圧調整弁)



弁全景(差圧調整前弁)



手動ハンドル

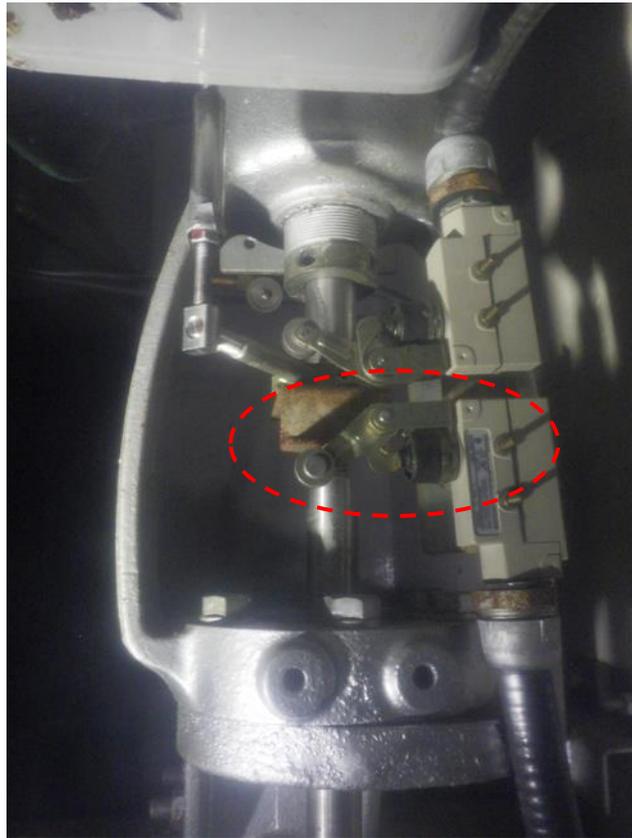


- 174 -
弁ポジション計



開度計(差圧調整前弁)

確認結果(東側の差圧調整弁)



リミットスイッチ(差圧調整前弁)



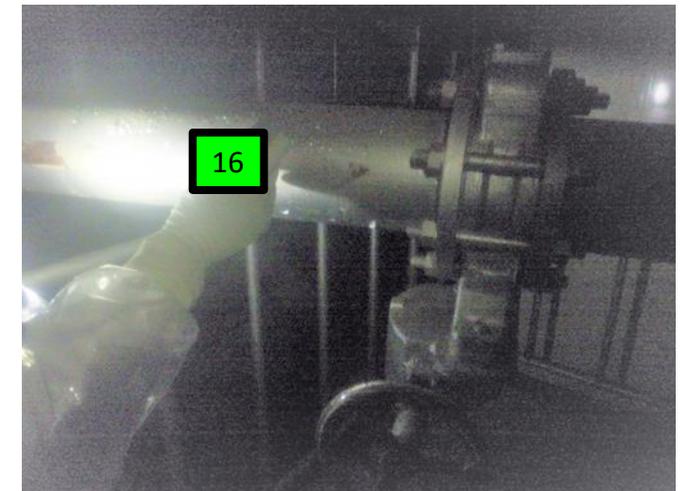
開度計(差圧調整前弁)



手動ハンドル(差圧調整前弁)



開度計(差圧調整後弁)



配管の表面線量率(差圧調整後弁付近)

175

(3) 2号機原子炉建屋（スミア試料採取）

(3) 2号機原子炉建屋

(1) 目的

2号機における放射性物質の放出経路の推定に係る検討に資するため、2号機原子炉建屋内の階段等からスミア試料を採取する。

(2) 場所

2号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年8月30日

(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 3名

(5) 被ばく線量

最大: 1.55 mSv、最小: 1.38 mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

調査ルート、試料採取箇所（4階）



スミア採取の様子



採取したスミア試料

調査ルート、試料採取箇所（2階）



- : 空間線量率 (mSv/h)
2022/12/22、原子力規制庁
- : 空間線量率 (mSv/h)
2020/9/10、10/8、原子力規制庁
- : 過去のスミア採取箇所
(原子力規制庁)

スミア採取箇所⑦(床面)⑧(壁面)
(2階南西側付近)

壁面、床面

