

福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る
連絡・調整会議
第10回会合

議事次第

1. 日 時 令和4年12月8日（木）10:00～12:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室BCD
3. 議 題
 - (1) 1号機原子炉格納容器内部調査の状況について
 - (2) 1号機原子炉格納容器内部調査における試料分析等について
 - (3) その他
 - 〔・1号機原子炉補機冷却系配管における水素等の滞留ガス〕
 - 〔・1号機及び2号機非常用ガス処理系配管撤去の進捗〕
4. 配布資料
 - 資料1-1：福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）[東京電力ホールディングス株式会社資料]
 - 資料1-2：福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査 後半調査について[東京電力ホールディングス株式会社資料]
 - 資料2-1：1号機原子炉格納容器内部調査における試料分析等について[原子力規制庁資料]
 - 資料3-1：1号機 RCW 熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスについて[東京電力ホールディングス株式会社資料]
 - 資料3-2：福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管撤去の進捗[東京電力ホールディングス株式会社資料]

福島第一原子力発電所1号機の 格納容器内部調査から得られた情報 （前半調査とりまとめ）

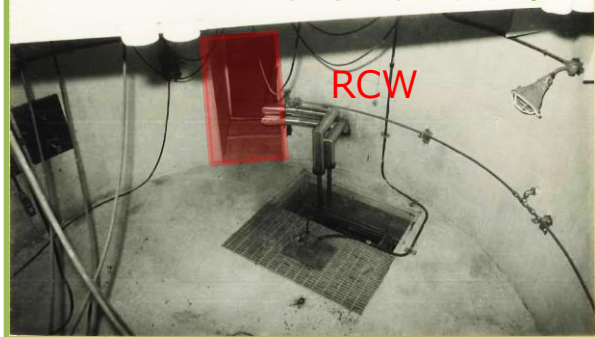
2022年12月8日

IRID **TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

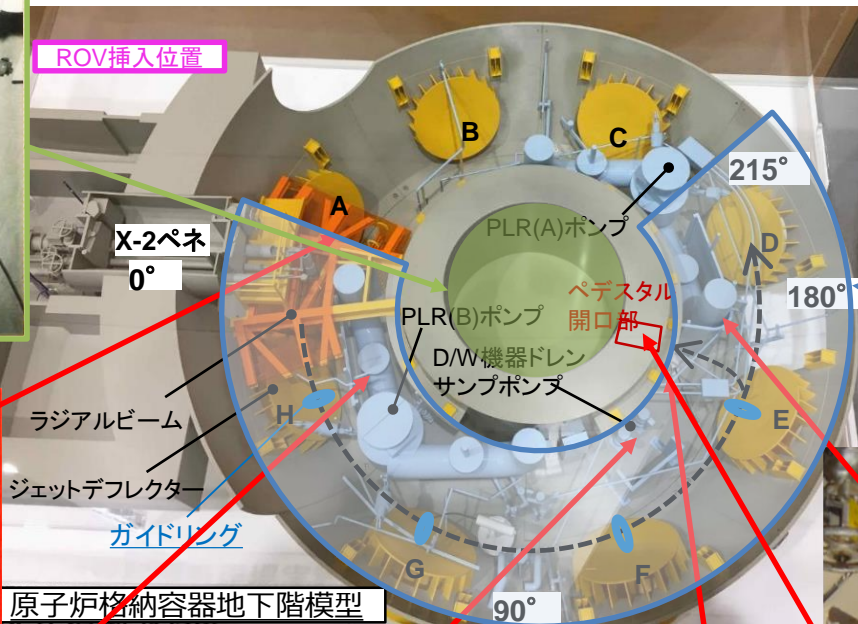
格納容器地下階の事故前の状況について

ペDESTラル内部（後半で実施）



ROV挿入位置

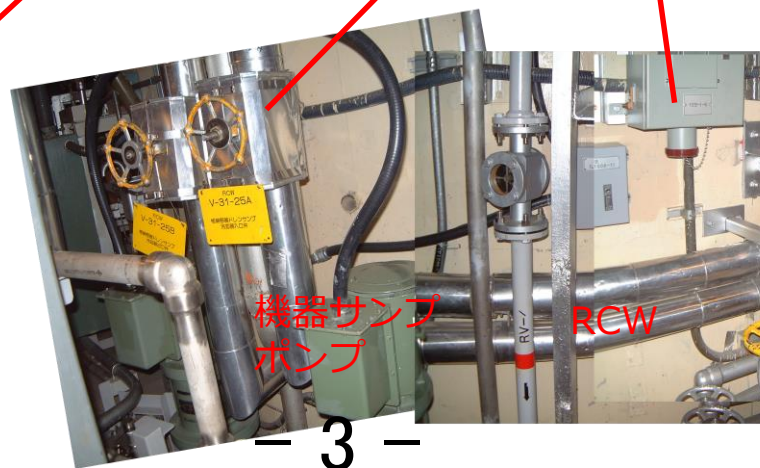
X-2ペネ
0°



前半調査の
調査範囲

ジェット
デフレクター
(A)

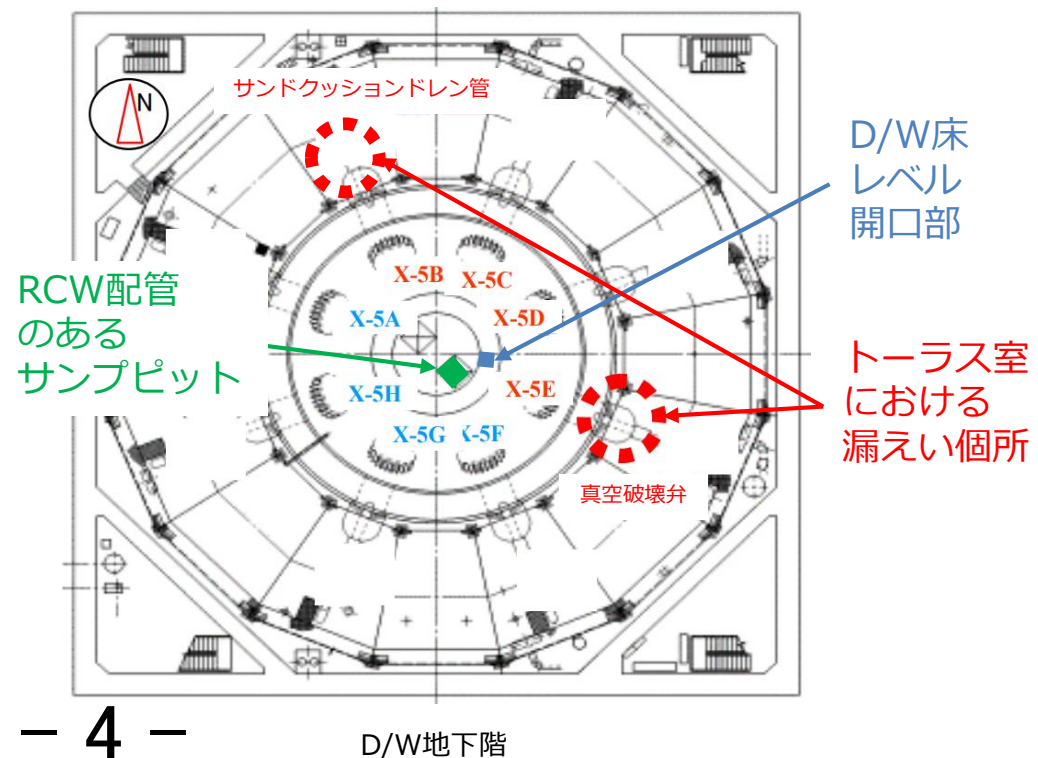
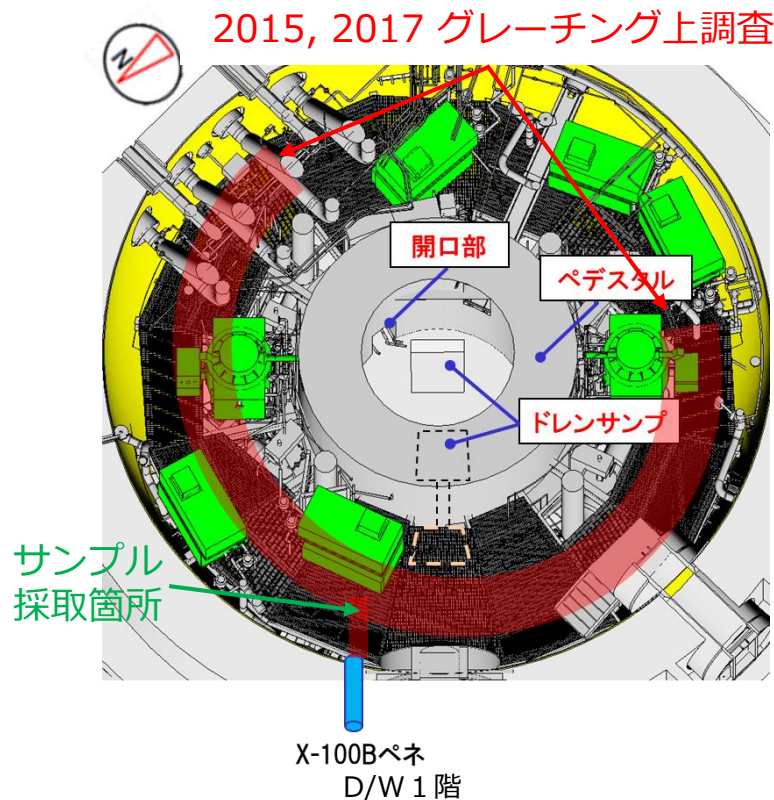
PLR(B)



PLR(A)

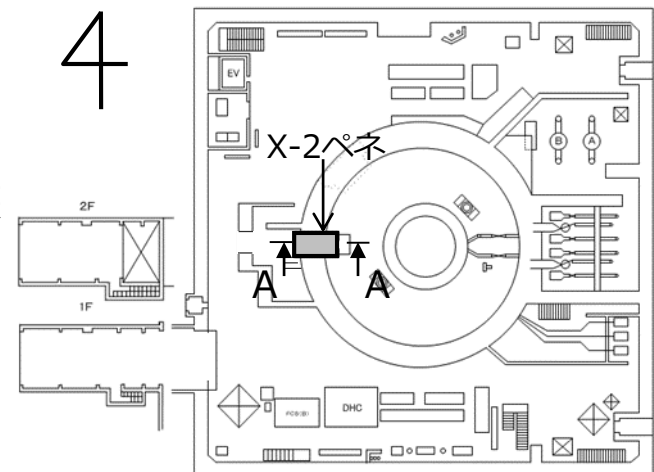
2022以前に実施された1号機の内部調査結果

- RCW系統に高汚染を確認 (2011 原子炉建屋内調査)
- サンドクッションドレン管(2013)、真空破壊弁(2014)からの漏えいを確認 (トラス室調査)
- 原子炉の燃料装荷位置に高密度物質が無いことを確認 (ミュオン調査：2015)
- ペDESTAL外側グレーチング上調査(2015, 2017)、D/W床上に堆積物があることを確認
- D/W堆積物上から採取したサンプルに鉄さび、鉛、アンチモン、ウラン含有の微粒子等を確認 (2017)

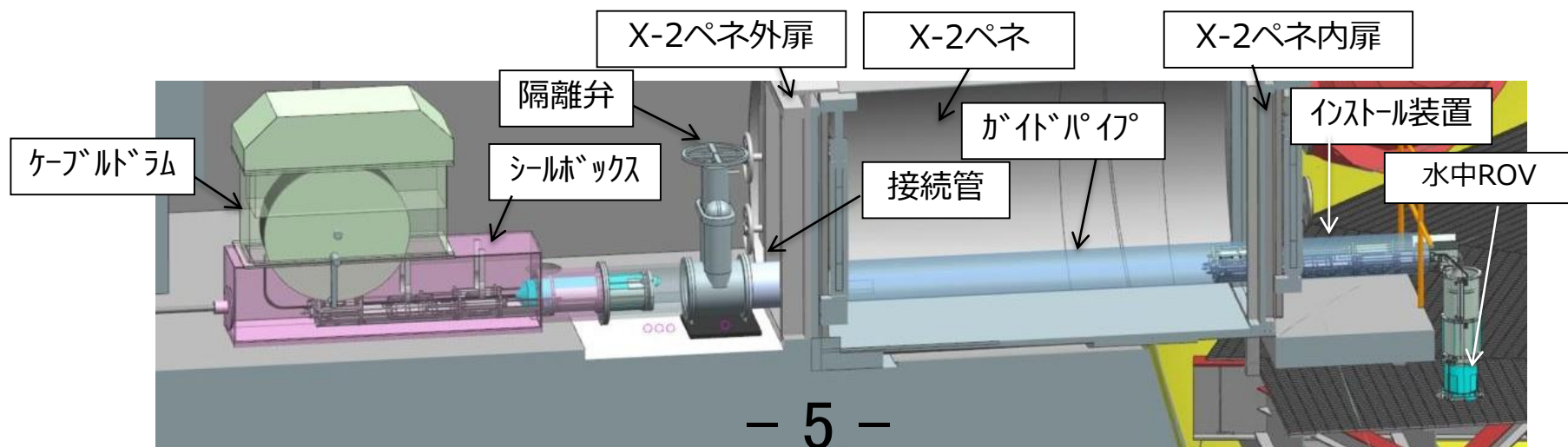


2022～23年に実施するPCV内部調査の概要

- 1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査は、X-2ペネトレーション（以下、X-2ペネ）から実施する計画
- PCV内部調査に用いる調査装置（以下、水中ROV）はPCV内の水中を遊泳する際の事前対策用と調査用の全6種類の装置を開発
- 各水中ROVの用途
 - ① ROV-A 事前対策となるガイドリング取付
 - ② ROV-A2 ペDESTAL内外の詳細目視
 - ③ ROV-C 堆積物厚さ測定
 - ④ ROV-D 堆積物デブリ検知
 - ⑤ ROV-E 堆積物サンプリング
 - ⑥ ROV-B 堆積物3Dマッピング



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置

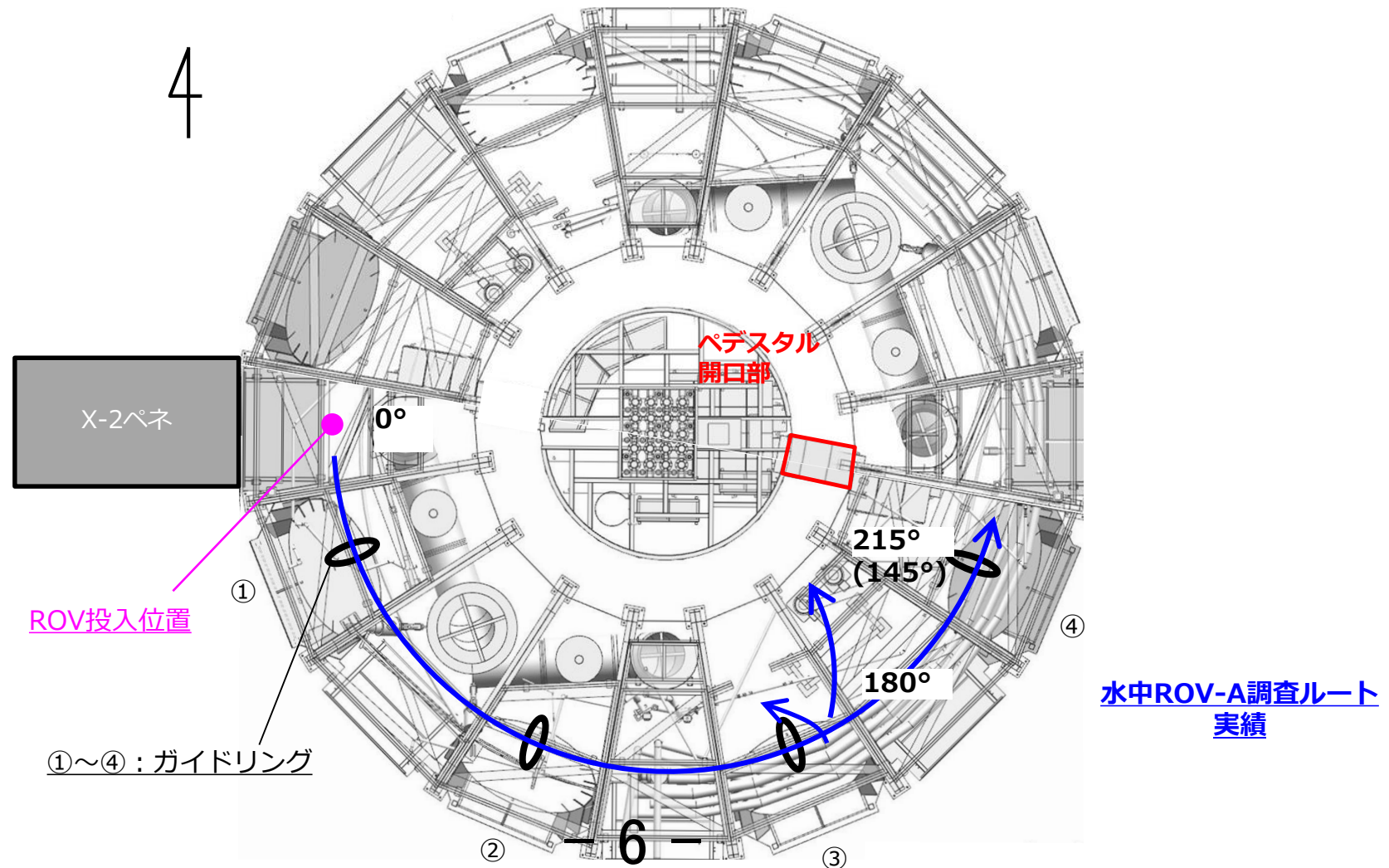


— 5 —

内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

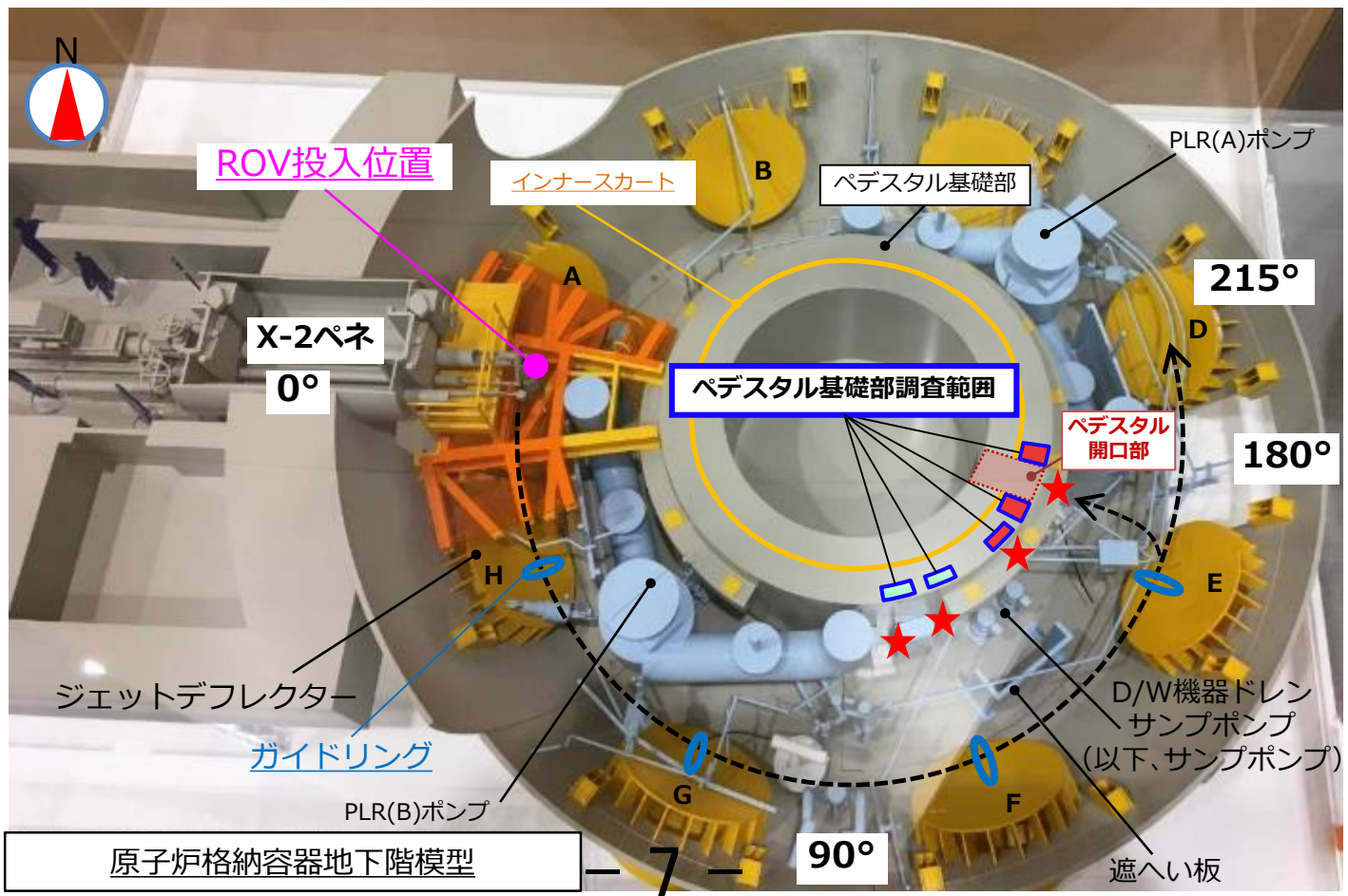
PCV内部調査の状況

- 2月8日に水中ROV-AをPCV内にインストールし、9日にかけて4か所のガイドリング取付を完了、併せてペDESTAL開口部付近の調査を実施し、10日にアンインストールを完了



2. ROV-A2によるペDESTAL基礎部調査の概要と実績

- 調査範囲はPCV地下階の約90°から約180°（ペDESTAL開口部含む）とし、カメラによる目視調査を実施
 <主な調査箇所>
 - 既設構造物の状態確認及び堆積物の広がり状況・高さ・傾斜確認。
 - ペDESTAL開口部付近のコンクリート壁状況確認。（下図 □ 調査箇所：■ 鉄筋露出、□ 露出無）
 - ペDESTAL内部の目視調査は調査実績等を踏まえ、最終でROV-A2を投入予定。

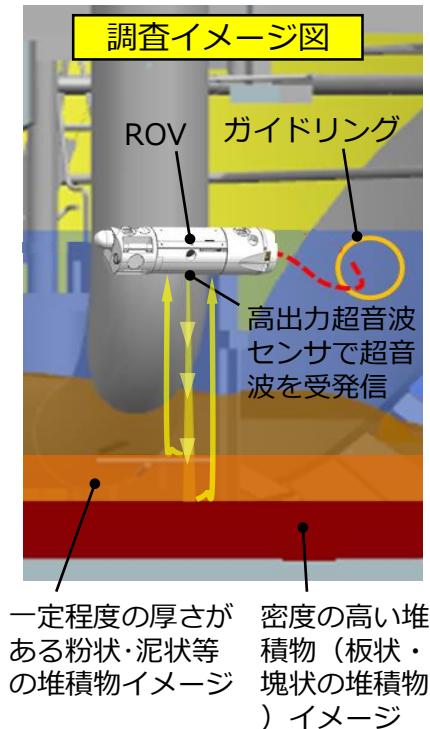
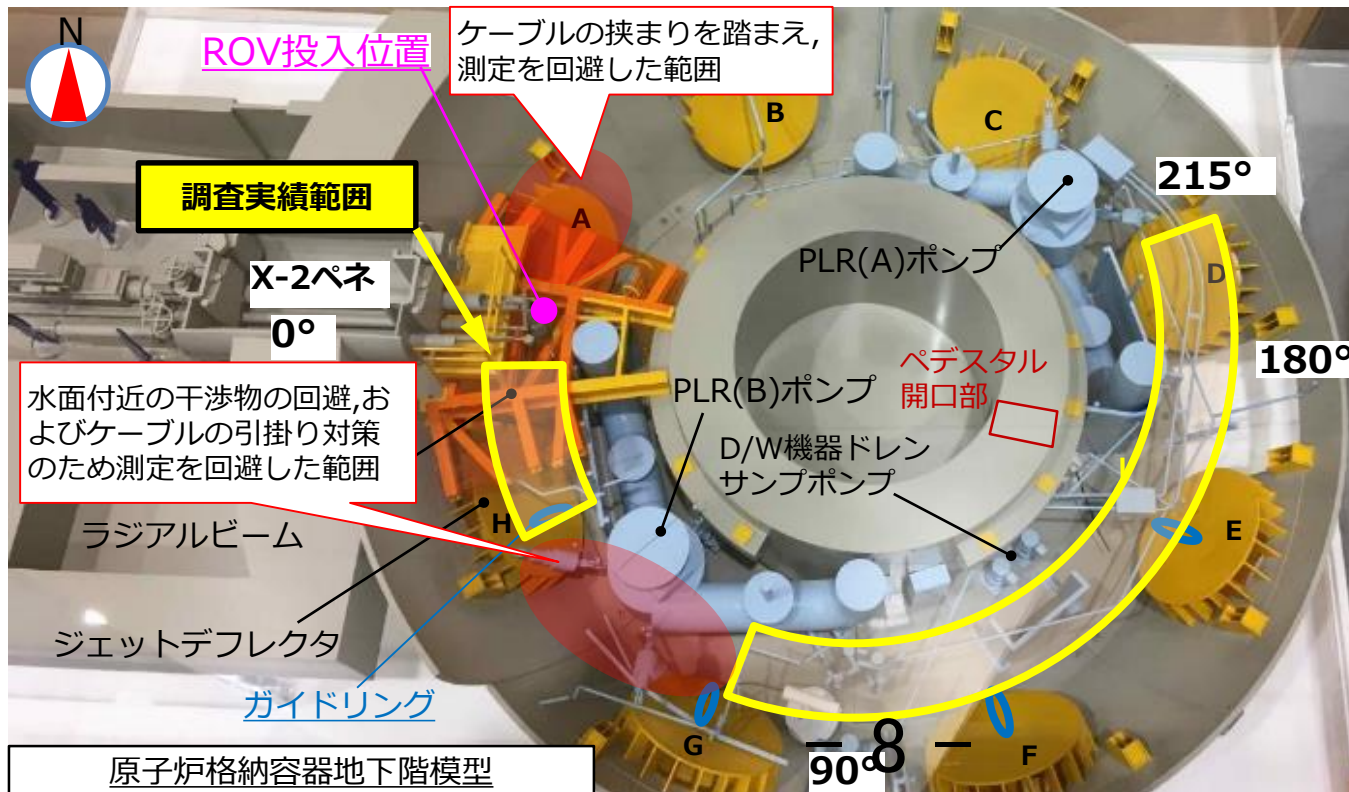


資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

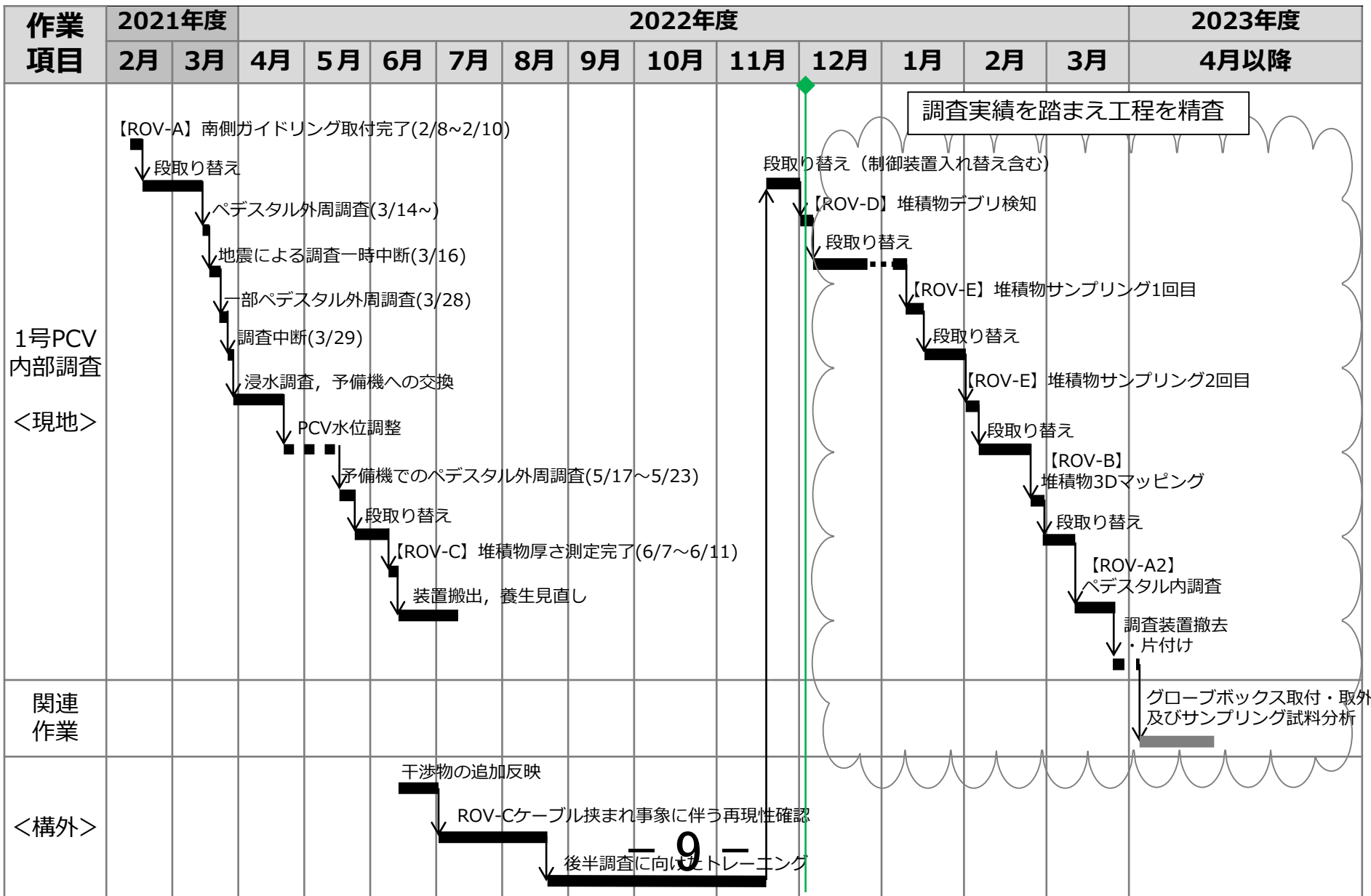
★：ROV-A2目視調査位置

ROV-Cによる堆積物厚さ測定実績

- 調査範囲：ROV投入位置から約215°の範囲（測定を回避した一部の範囲を除く）
- 調査方法：水面を一定速度で遊泳しながら、堆積物（PCV底部方向）へ超音波を発信、跳ね返りを受信
- 調査箇所：13箇所
- 評価
 - 取得した超音波測定データと、測定位置の映像・既設構造物の位置情報を比較し、水面から堆積物までの距離や厚さを推定



3. 1号機PCV内部調査全体工程



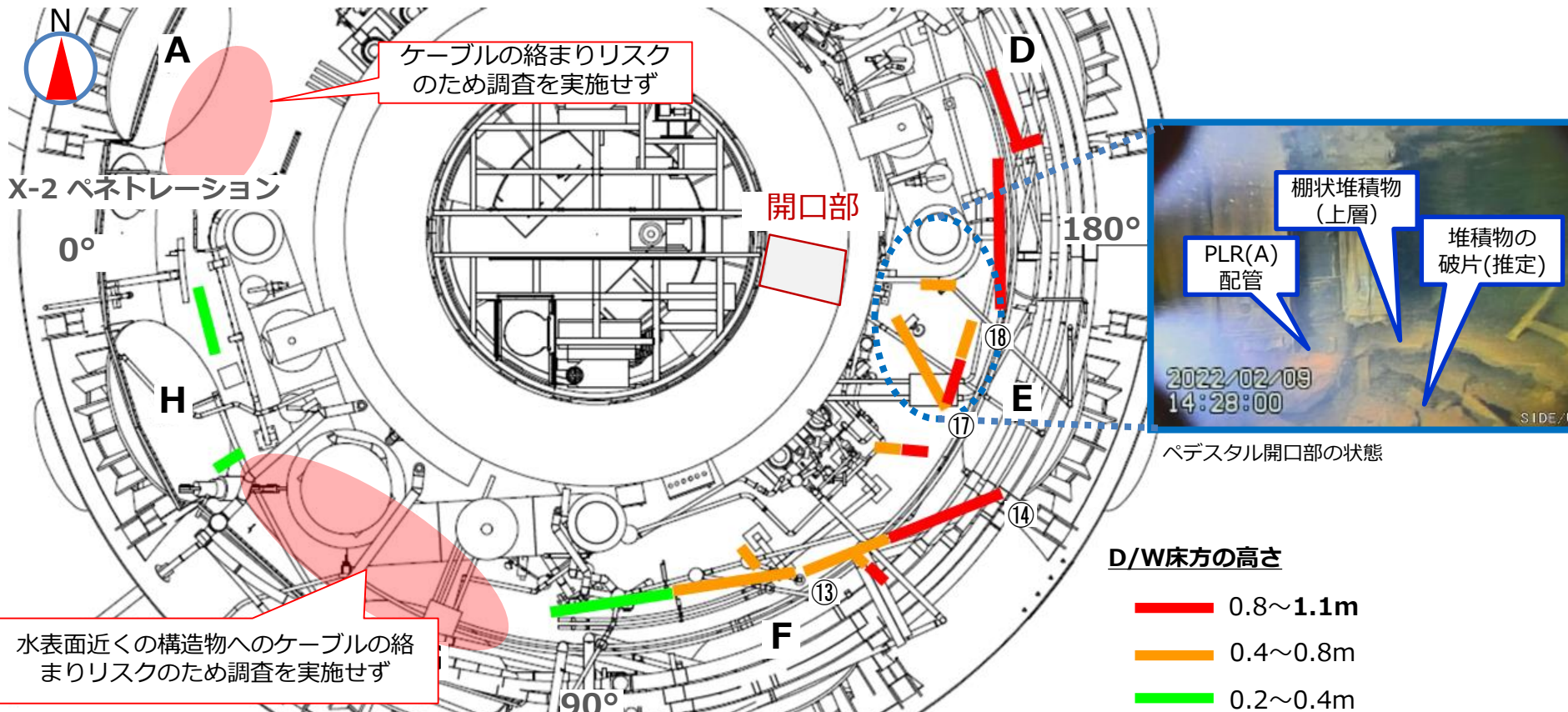
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

堆積物高さの分布

- 一般的な傾向として、D/W床の開口部からの距離が離れるにしたがって堆積高さが低くなる
- 堆積高さの最大値は ~1.1 m (ペDESTAL内は情報なし)

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

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



測定方法: ROVを浮上させた状態で超音波探査法にて水深を調査

評価手法: 堆積物高さは、D/W床からの水位が2mであるとして、超音波探査による水深評価結果から堆積物高さを評価

(出典) https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2022/d220728_08-j.pdf#page=4

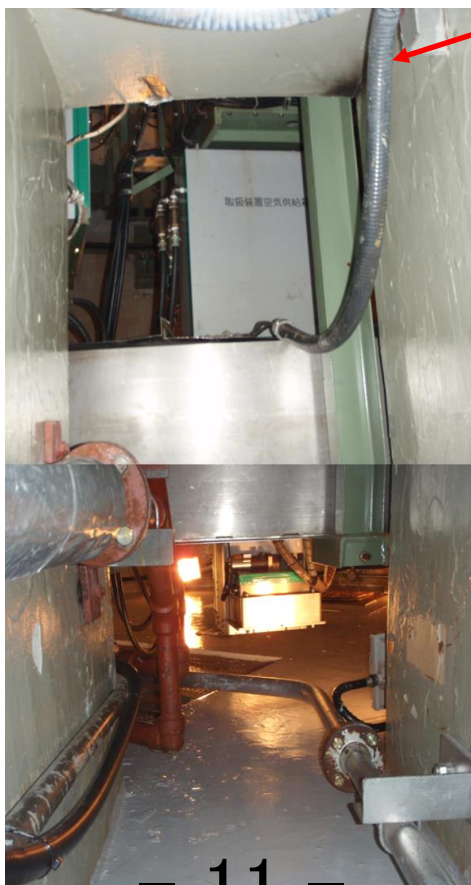
ペDESTアル開口部 (D/W床レベル)

- 開口部の上部に関しては、コンクリートへの大きな損傷は確認されていない
- 開口部の壁面に付着するかたちで棚状に張り出している堆積物を確認。
- 右側の棚状堆積物はペDESTアル内部に向かって立ち上がっている状況
- 棚状堆積物の下面にはつららもしくは鍾乳石のような形状が存在

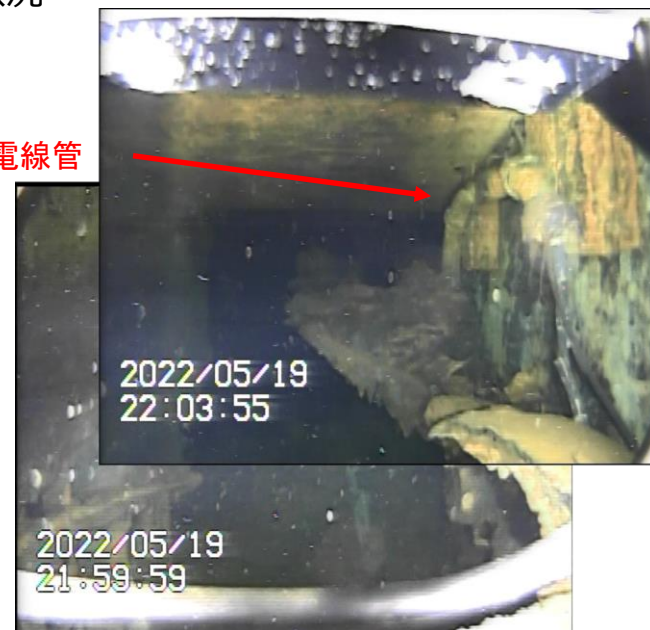
つらら状のものが生成された際は、棚状堆積物は水面よりも上にあつた可能性



電線管



電線管



2022/05/19
21:59:59



つらら状

2011年以前のペDESTアルの状態

ペDESTAL開口部 (D/W床レベル)

- D/W床から~1 m 程度の高さまでコンクリート壁の劣化を確認
- インナースカートには大きな変形無し
- 鉛直方向の鉄筋は表面の凹凸パターンは残存
- ペDESTAL内部の堆積物高さは~1 m程度



(参考) 建設時の状況

ペDESTAL内部の堆積物

インナースカート

ROVフレーム

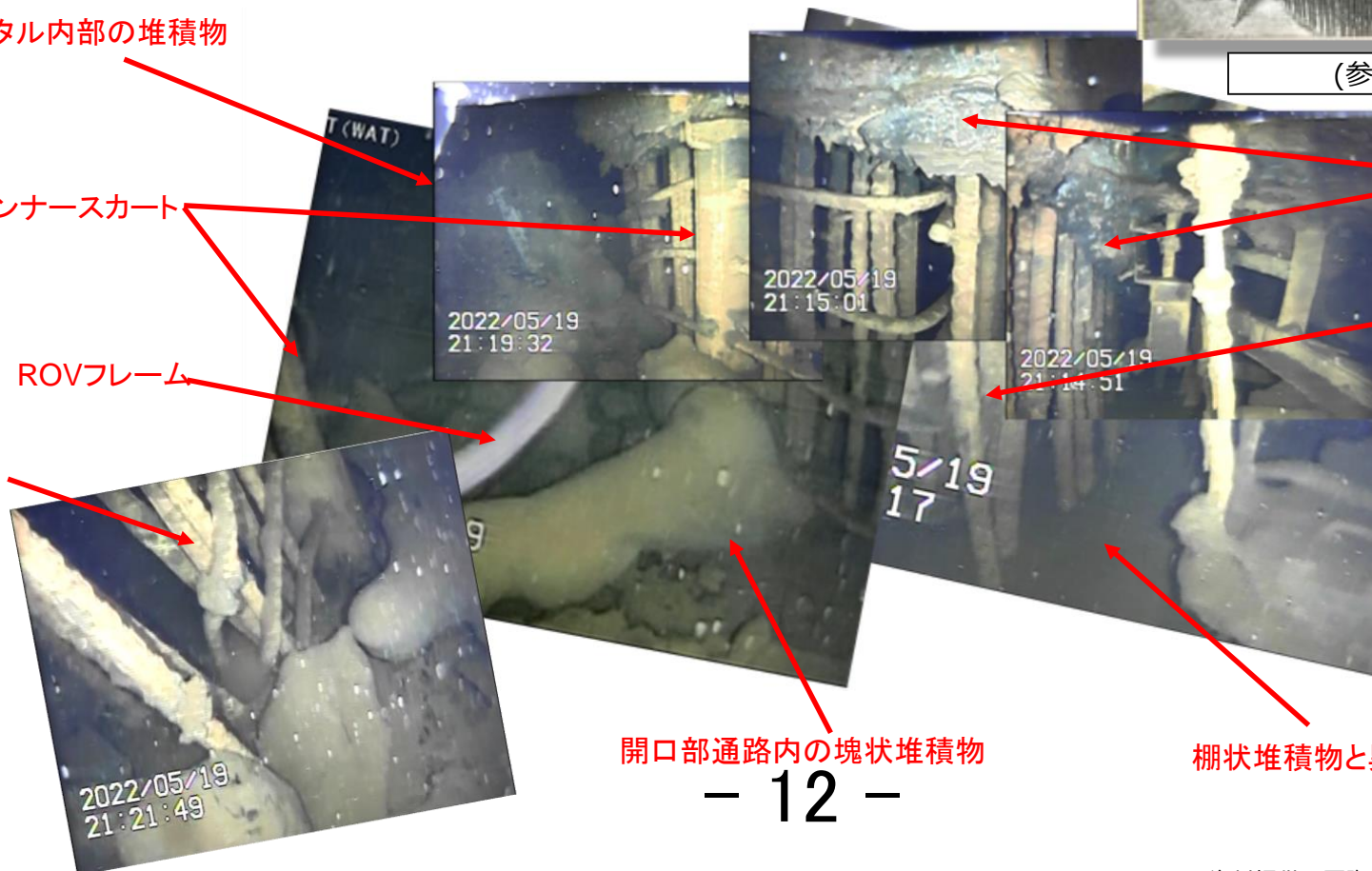
鉄筋

コンクリート壁の残存部か？

鉄筋

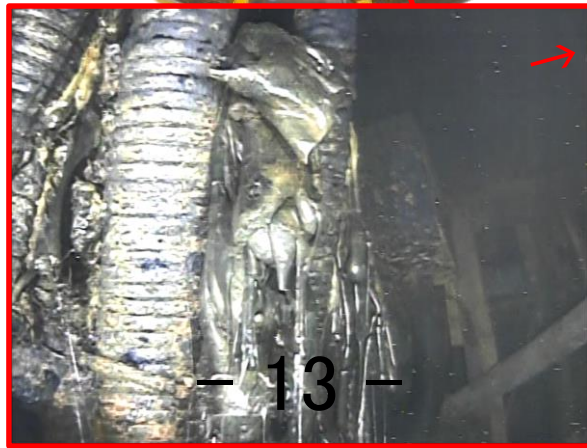
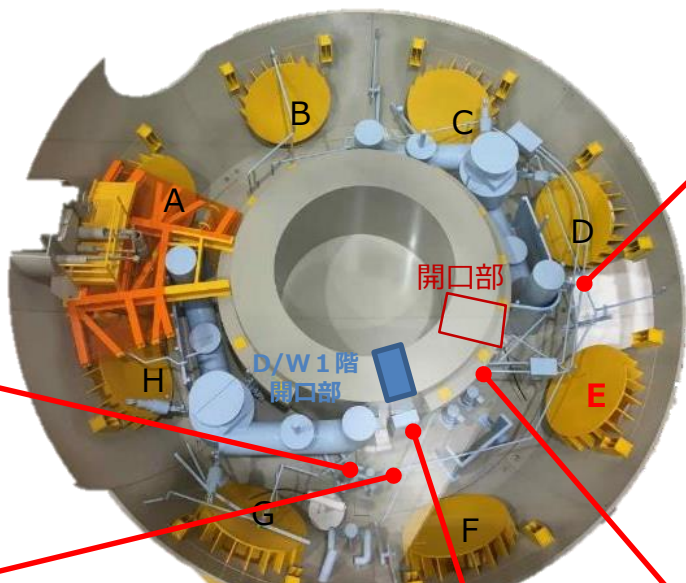
開口部通路内の塊状堆積物

棚状堆積物と異なる下層の堆積物



水面より上の構造物への付着物

- 配管や構造物への付着物を確認
- RCWヘッダ配管等に金属光沢のある付着物を確認

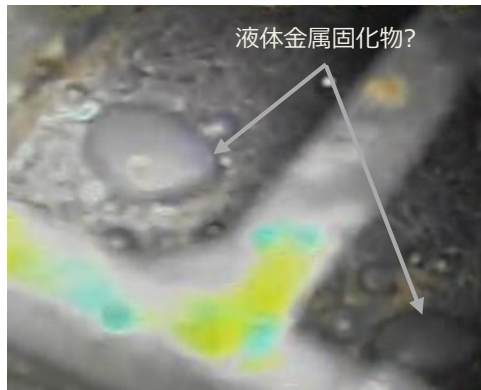


→ :D/W床ペダスタル開口部の方向
 写真の推定位置は不確かさを含む
 E:真空破壊弁からの水漏れいが確認された
 ベント管のジェットデфлекター

堆積物の総物量について（ペDESTAL外物質の寄与）

堆積物の総物量を考慮する場合、以下の物質の寄与についても検討することが必要

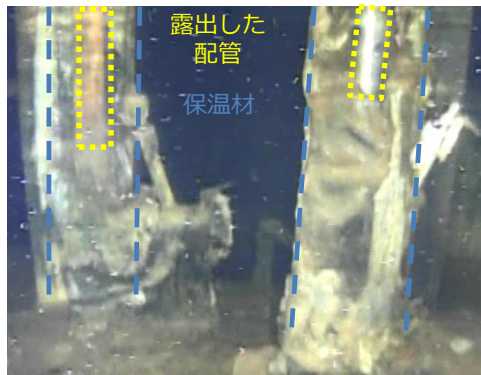
- 溶融、剥離が確認されている鉛遮へい材、および、グレーチング等の亜鉛防錆塗料（比較的少量か）
- 配管の保温材、塗料
- CRD交換用の上部ペDESTAL開口部からの物質の落下可能性



2015年実施のグレーチング上の調査結果より抜粋



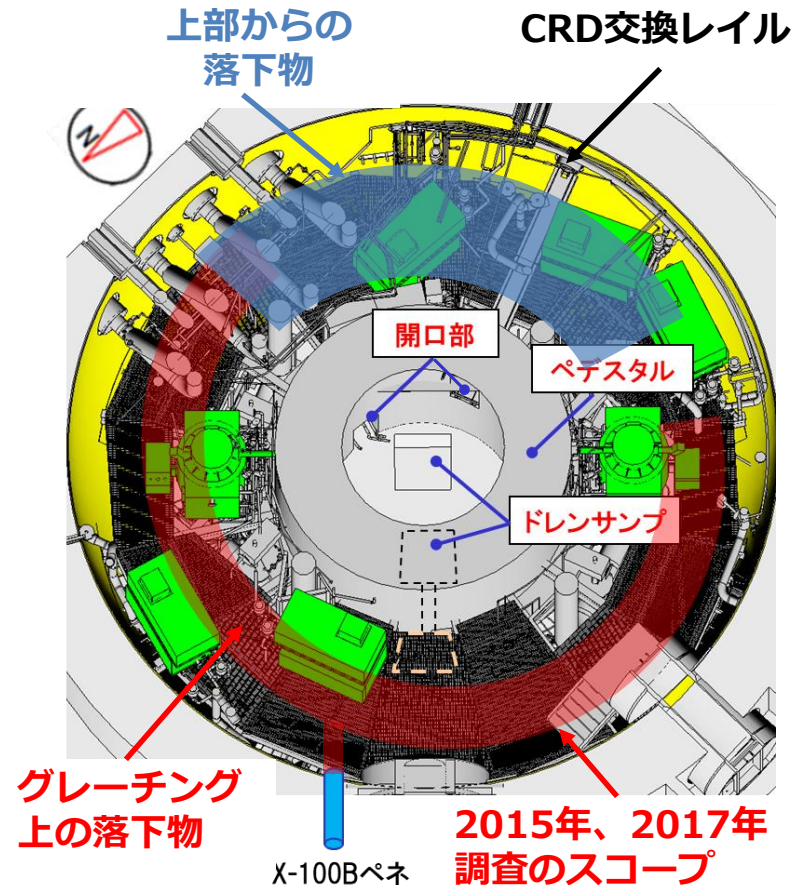
福島第二4号機で確認されたグレーチングからの亜鉛塗料の剥離（推定される環境温度 ~150°C）



ドレンサンプピット付近で確認されたRCW配管の保温材の状況（水中）



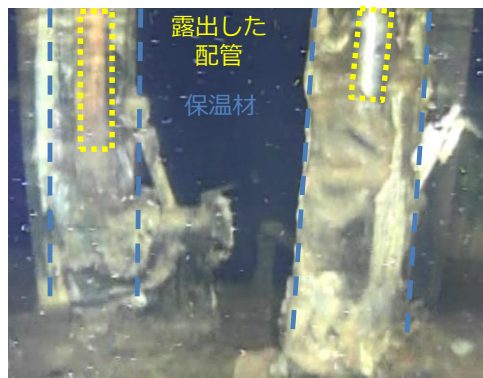
水面より上のRCW配管の状況



D/W グレーチングレベル

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



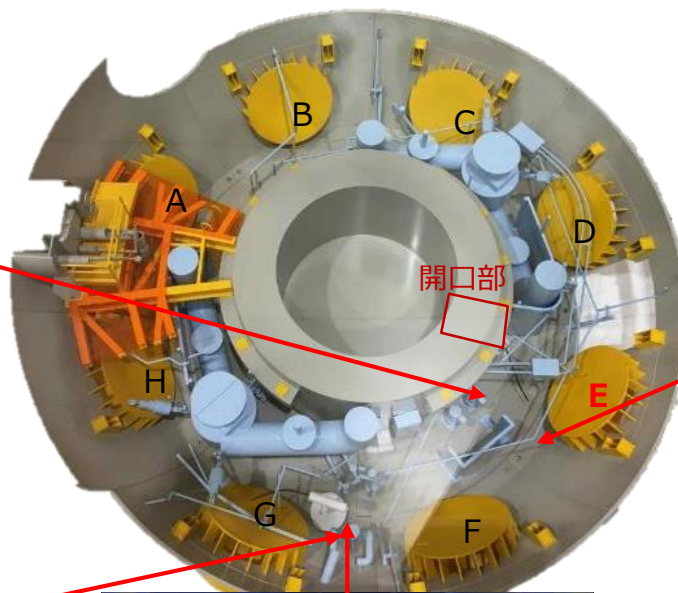
ドレンサンプルピット付近で確認されたRCW配管の保温材の状況 (水中)



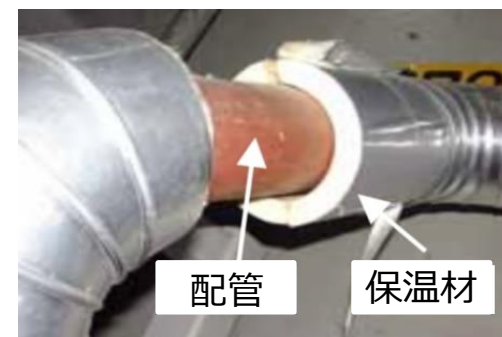
格納容器貫通部付近で確認されたRCW配管への光沢のある付着物 (水中)

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)



配管と保温材のイメージ



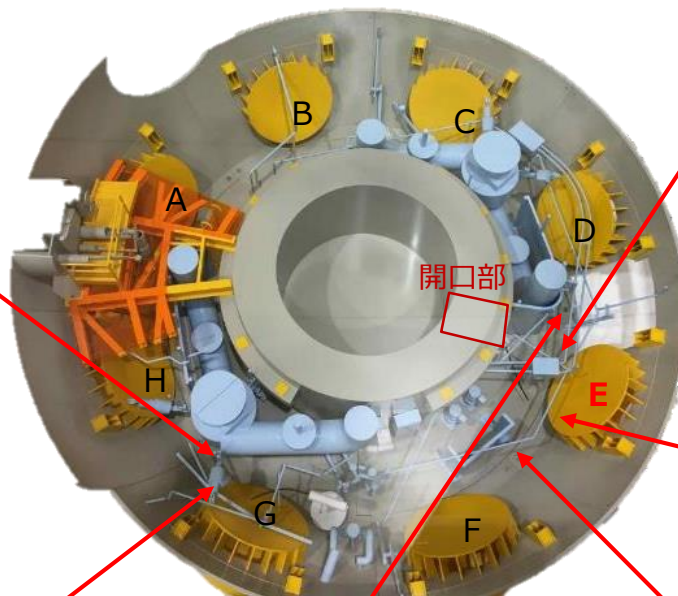
気中のRCW配管



保温材カバーの影

水面より上の配管の状況について

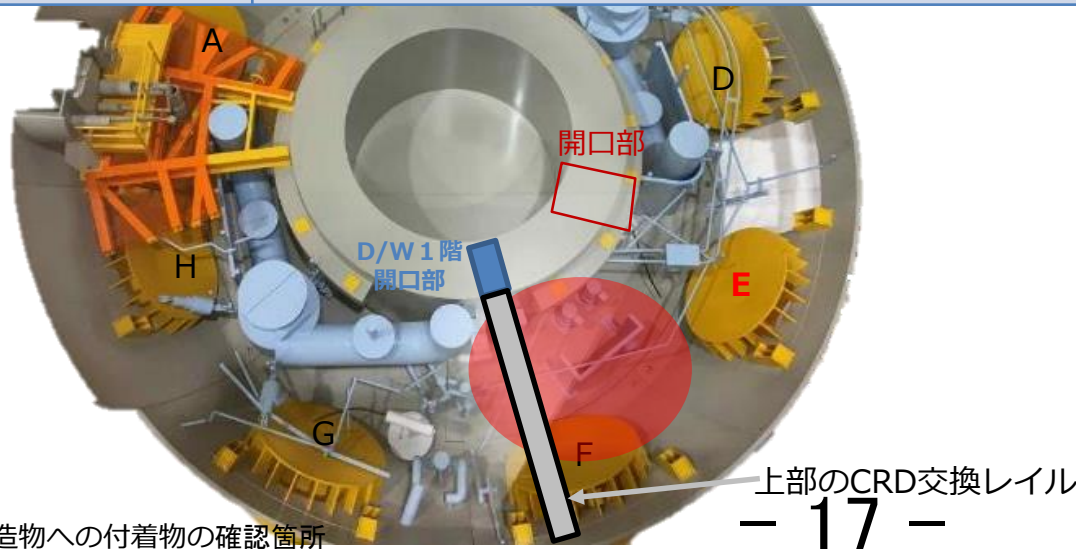
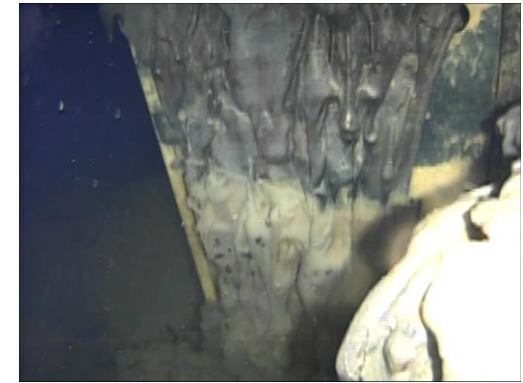
- 光沢のある金属的な堆積物はペDESTAL開口部およびCRD交換用の上部開口部の周辺でも確認されている（主にRCWの格納容器内ヘッダ配管）
- 配管の保温材カバーの剥がれや変形も確認されている



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えいが確認された
 ベント管のジェットデфлекター

構造物に付着する形で存在する堆積物

| | |
|-----------|---|
| 外見 | 多種多様 |
| 大きさ | 多種多様 |
| 確認場所 | 水中、気中のペDESTAL外機器ドレンサンプ、CRD交換レイル、等の構造物の上面及び側面 |
| 起源/ 組成 | <p>保温材や遮へい材の高温による劣化</p> <p>CRD交換レイルの下で確認された堆積物は</p> <p>①ペDESTAL内部から落下した可能性</p> <p>②開口部周辺が局所的に高温化することで生成された可能性</p> <p>が考えられる</p> |



■: 構造物への付着物の確認箇所

E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター

上部のCRD交換レイル
- 17 -

構造物に付着する形で存在する堆積物

- D/W床面より高い位置（水中及び気中）に構造物に付着する形で堆積物が存在
→ペDESTAL内から開口部を通じてペDESTAL外へ流出したのではなく、
上部から落下したものと推定
- CRD交換レイル及びその開口部、ペDESTAL開口部（D/W床面）の周辺は比較的堆積物の量が多い
- D/W床面レベルの堆積物の上に上部から落下してできた堆積物もあると推定 (P25 図③参照)



気中の配管に付着した堆積物



水中の構造物に付着した堆積物
(機器ドレンサンプの遮蔽体)



カメラ
ガード
映り込み

構造物に付着した堆積物へのROV接触による剥離、落下

- ROVが付着した堆積物に接触した後、一部が落下した一部始終を映像にて確認（気中および水中）
- 破断面の形状は多孔質であることを示唆



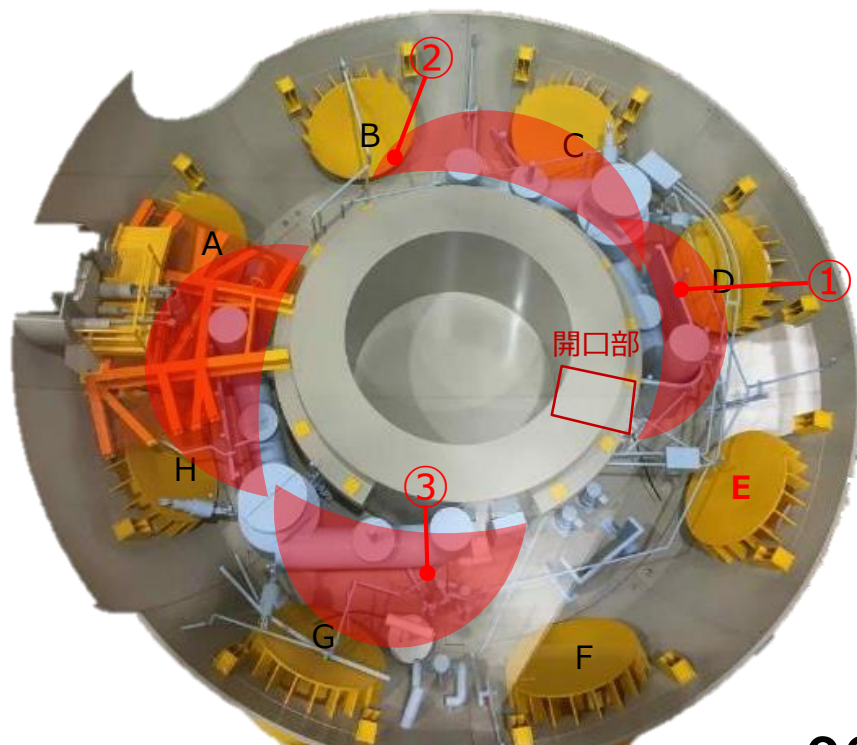
ROVとの接触により一部が乖離する様子が撮影された。残った堆積物の破断面も確認できる。破片は偶然ROVの上部に落下した。破片をROVのカメラで直接捉えることはできなかったが、ROVが浸水する際に水面に鏡像として映り込んだものが確認された。



ROVとの接触により一部が乖離する様子が撮影された。落下する際に破片からガスが放出され、水中を上昇する様子が確認された。

局所的な堆積物の盛り上がり

| | |
|-----------|----------------------|
| 外見 | 表面が滑らかな塊。 |
| 大きさ | 大きいものは厚さ数十cm、幅数mに達する |
| 確認場所 | PLR配管周辺に存在 |
| 起源/ 組成 | 遮蔽用鉛毛マットの溶融落下の可能性 |



■ :局所的な堆積物の盛り上がり確認箇所
 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

局所的な堆積物の盛り上がり

- 多くはPLR配管の周辺に存在（鉛遮蔽体との関係性？）
- ペDESTAL開口部から離れるにつれて堆積高さが下がる
全体的な傾向とは異なり、局所的な盛り上がりとして存在
- 鉛毛マットの接続部の部品が周辺に確認されることもある
- 2011/3/20の格納容器内の測定温度は~400℃*であり、
鉛の融点以上の温度となっていた可能性が高い
*温度計測用の熱電対の温度計測の上限値相当
- 鉛の融点: 327.5℃
- 堆積物の最高点は鉛遮へいの支持構造物近傍



遮蔽マットの接続具

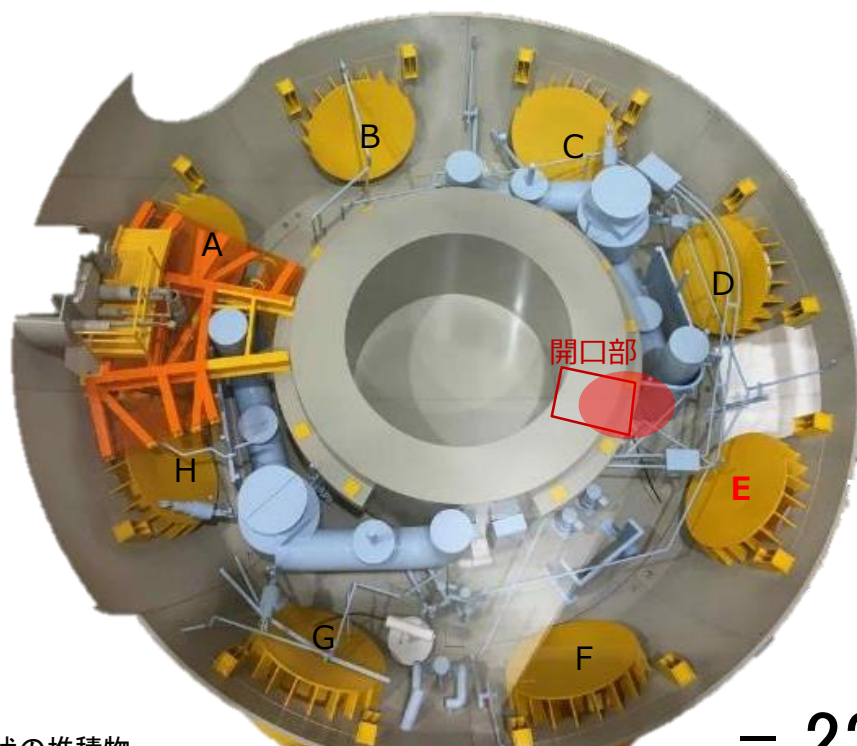


- 21 -



塊状の堆積物

| | |
|-----------|-------------------------------|
| 外見 | 表面は滑らか。多種多様。 |
| 大きさ | 数十cm |
| 確認場所 | 開口部周辺 |
| 起源/ 組成 | 燃料デブリの可能性？ 表面性状が類似の溶融鉛生成物？ |



- : 塊状の堆積物
- 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

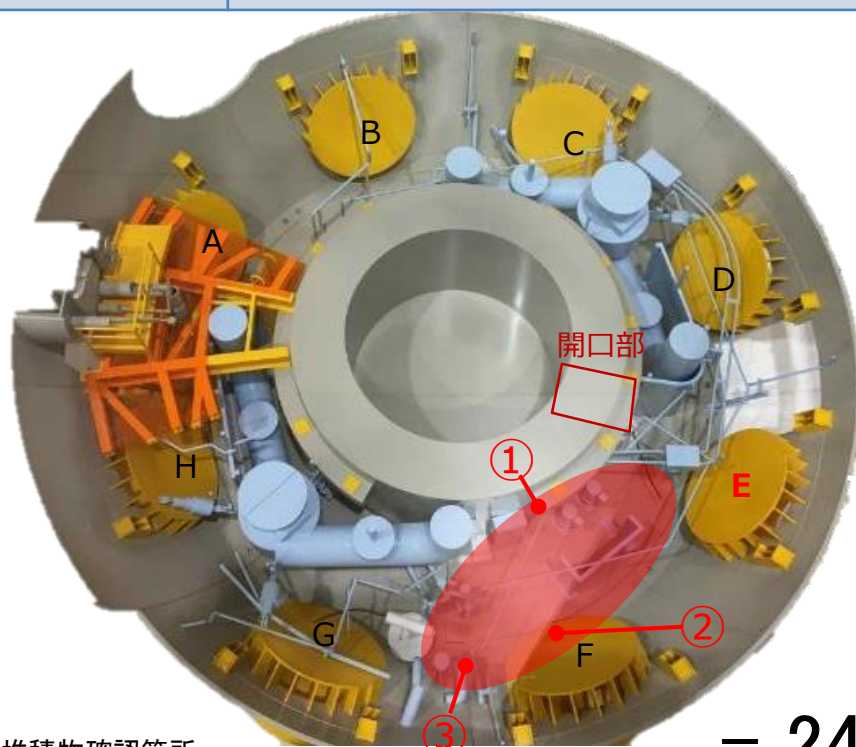
塊状の堆積物

- ペDESTAL開口部のところどころに塊状の堆積物として存在
- 遮へい用の鉛の存在が予想される位置とも重なる
- ペDESTAL内部から移行してきている可能性のある塊状の堆積物（画像が鮮明ではない）もあるものの、この堆積物がペDESTALの内部から出てきたものかどうかの区別は困難
- 外見（大きさ、表面の滑らかさ、等）はPLR配管の周辺で確認されたものと類似
- ペDESTAL内部調査により更なる情報が得られることが期待される



糸状堆積物

| | |
|-----------|---------------------------------|
| 外見 | 細い糸状の堆積物。他の堆積物の上に、もしくは、混在して存在 |
| 大きさ | 数cm ~ 数m の長さ |
| 確認場所 | ペDESTAL外壁からジェットデフレクターF・Eの間 |
| 起源/ 組成 | 鉛毛マット(鉛およびそのカバー)に由来する 可能性が高い |



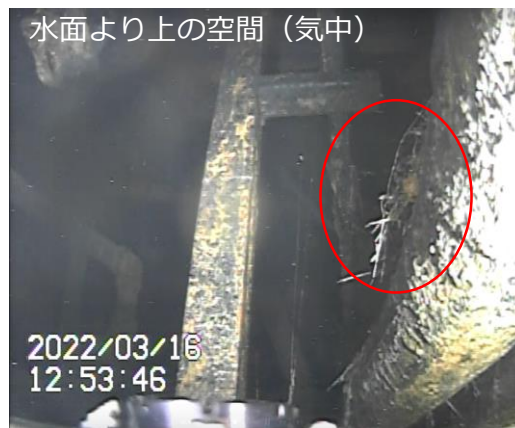
■ : 糸状堆積物確認箇所
 E: 真空破壊弁からの水漏れいが確認されたベント管のジェットデフレクター

糸状堆積物

- 構造物への付着が見られた箇所下部に相当する場所で確認されることが多い
- 鉛毛マットのカバーに使用されているグラスファイバー等の糸状の素材の可能性
- 鉛等の溶融物が落下する際に途中で冷却されて糸状の物体に固化した可能性



損傷した鉛毛マットカバーの
グラスファイバー



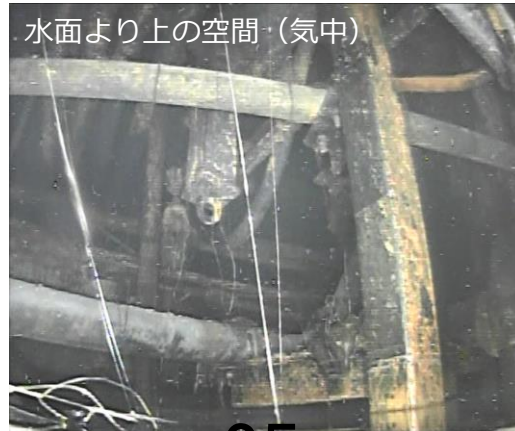
気中の糸状物質



気中の溶融固化物（糸状のもの）



不明なメッシュ状物質（水中）



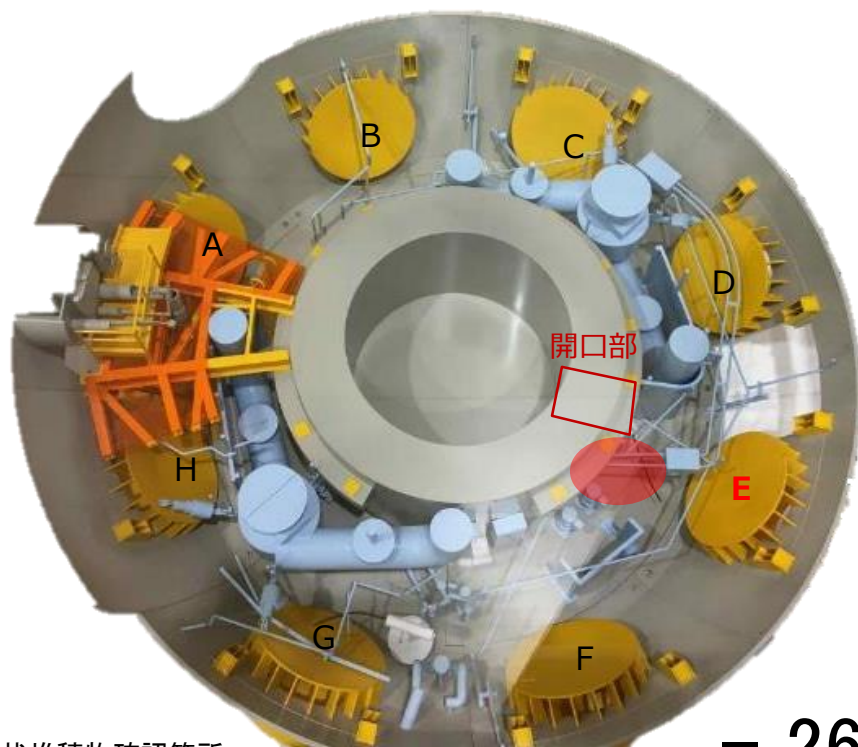
気中の糸状物質



水中の溶融固化物（糸状のもの）

半球状堆積物

| | |
|-----------|----------------------|
| 外見 | 中空の半球状の物体(薄い殻) |
| 大きさ | 数cm |
| 確認場所 | ペDESTアル開口部の前周辺 |
| 起源/ 組成 | 不明 上部からの落下物により形成? |



- : 半球状堆積物確認箇所
- 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

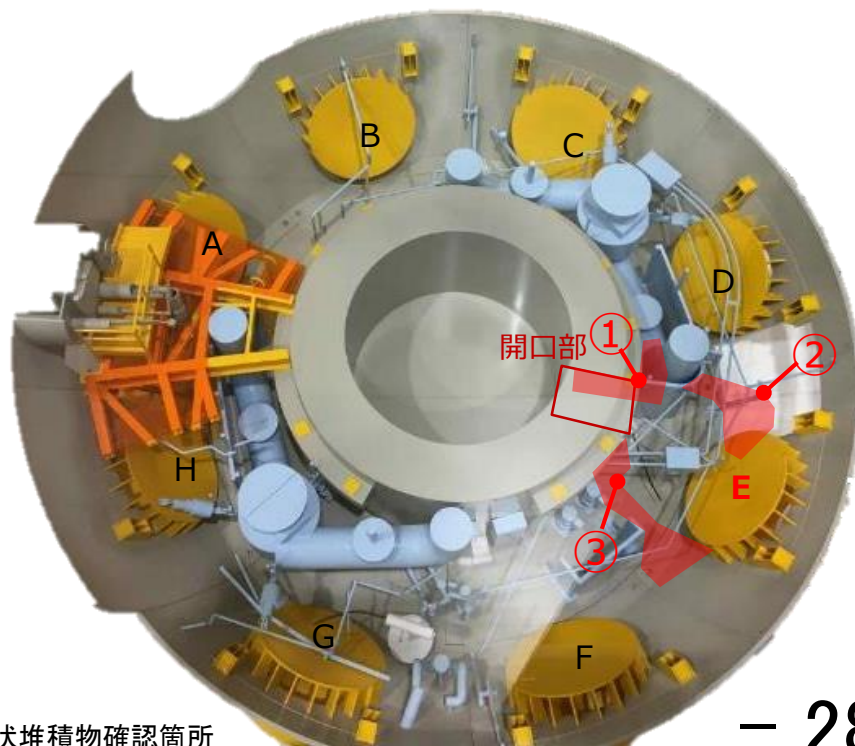
半球状堆積物

- 多くはペDESTAL開口部前周辺で確認
- 薄い殻状の物体は他の箇所でも確認されている（他の堆積物でおおわれていることが多い）ものの、半球状もしくは球状の形状とはなっていない



棚状（テーブル状）堆積物

| | |
|-----------|--|
| 外見 | 既存の壁に固着した板状の物質 |
| 大きさ | 厚さは数cmから数十cm。長さは数m。 |
| 確認場所 | ペDESTAL開口部、ペDESTAL外壁、PCVシェル、高さ1m以上の構造物 |
| 起源/ 組成 | 不明。ペDESTAL内部から流出した物質により形成された可能性が高い |



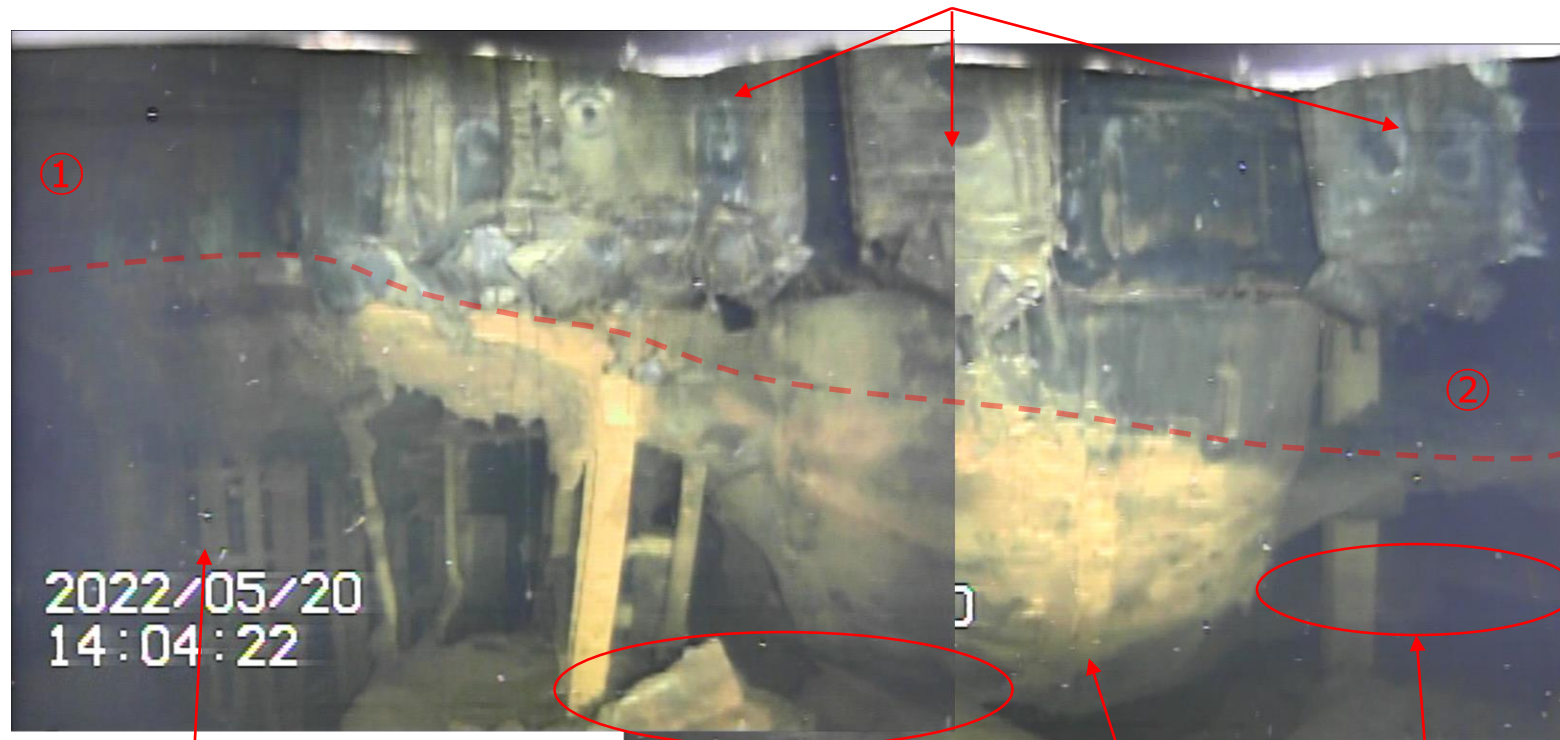
■ : 棚状堆積物確認箇所

E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター

棚状堆積物

- ①: ペDESTAL開口部に端を発する棚状堆積物は開口部から離れるにつれて堆積高さが減少する
- 棚状堆積物は開口部から離れるにつれて厚みが増す
- ペDESTAL開口部周辺の①の棚状堆積物は1層のみ。(②の下部にはもう1層の棚状堆積物あり)
- PLR配管は上下で2色に分かれており、下部はペDESTAL開口部から続く棚状堆積物の色合いと同じであることから、①と②の棚状堆積物はもともと一体であったものが崩れて分かれたものと推定。

鉛毛マット



ペDESTAL開口部の
露出した鉄筋

崩れた棚状堆積物
(推定)

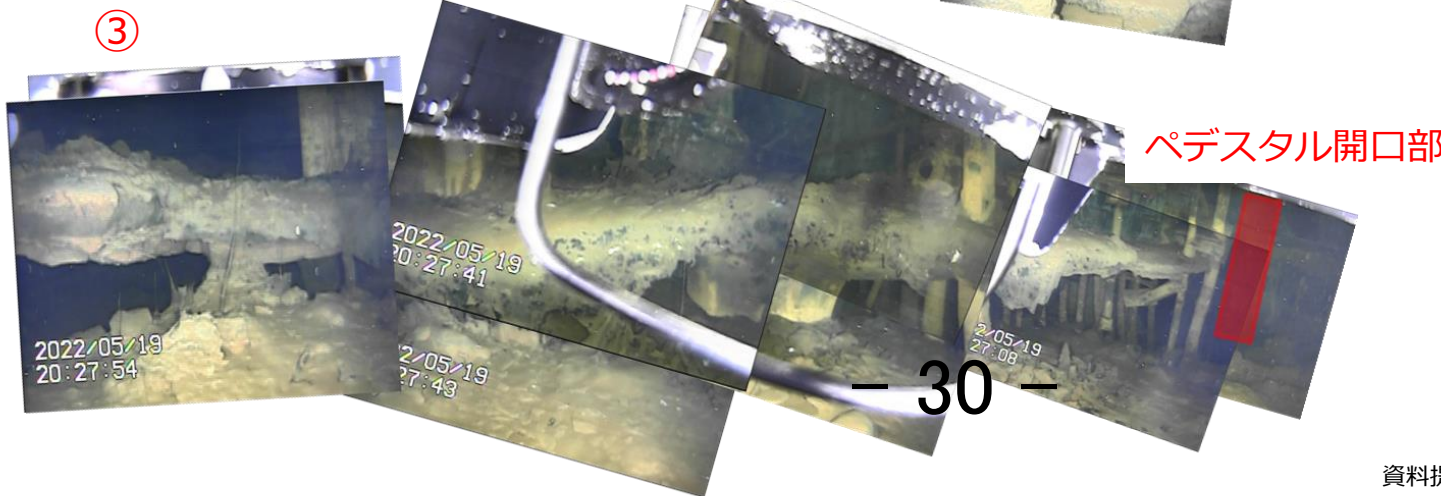
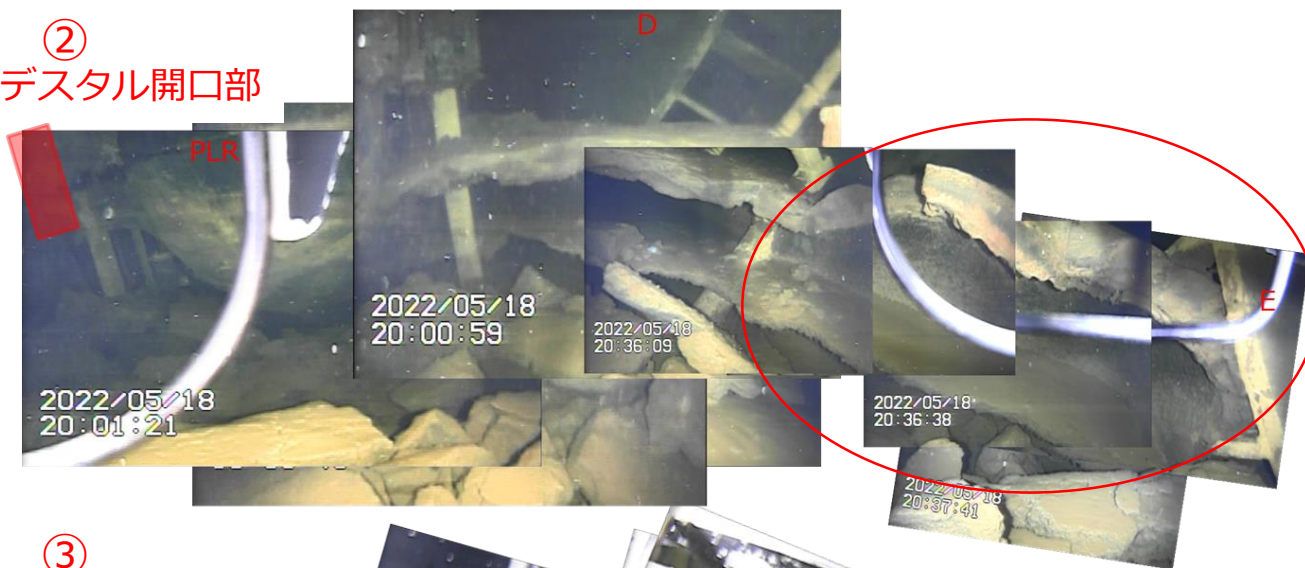
PLR配管エルボ部

棚状堆積物②の
下の棚状堆積物

棚状堆積物

- ②: 2層の棚状堆積物はPCVシェル部では上下が連続的に結合している
2層に挟まれた構造物には損傷は確認できない
下層の棚状堆積物は平坦で、内面は滑らか
- ③: 棚状堆積物は上部からの落下物で覆われている。1層のみ確認できる
- 崩れた破片は②周辺でのみ確認できる

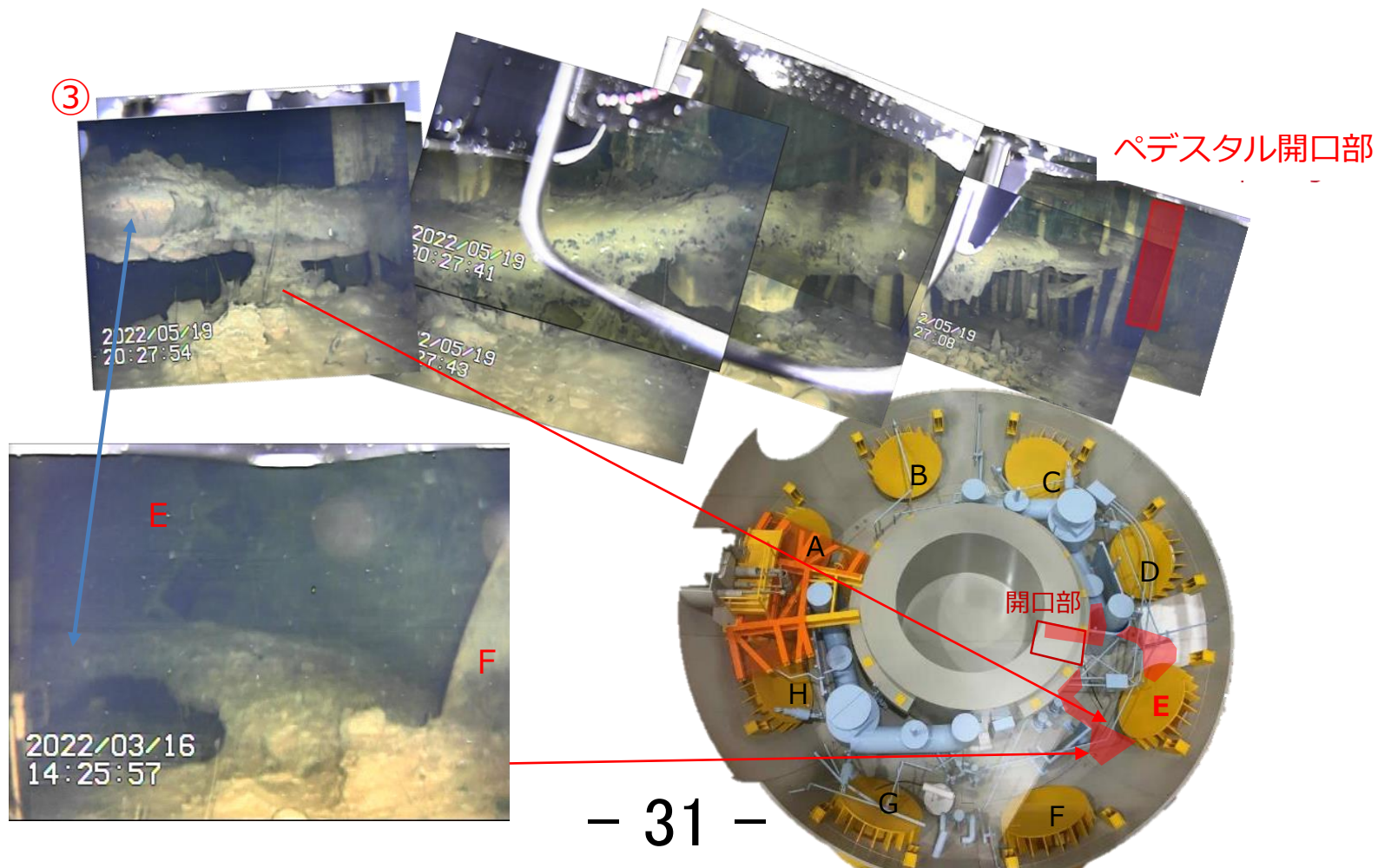
②
ペDESTAL開口部



②③の外見の相違、および、崩れた破片の分布の偏りは棚状堆積物の生成、崩落のメカニズムの相違によるもの？ 棚状堆積物の組成の相違によるもの？

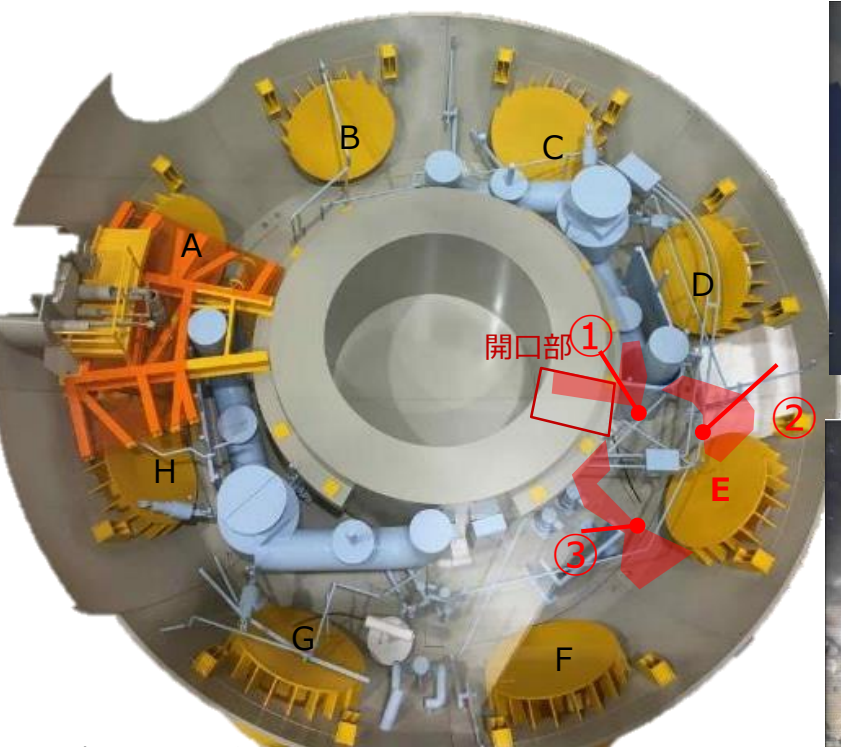
棚状堆積物

- ジェットデフEとFの間に見える棚状堆積物の下の空洞と、ペDESTAL壁からジェットデフEにつながる棚状堆積物の下の空洞は内部でつながっているように見える



棚状堆積物

- ①と②の破断面は②の方が厚いものの気孔率はほぼ同等
- ③の破断面は上部からの落下物に覆われており明確には確認できない。
- ①の底面にはつらら/鍾乳石形状あり
- ②、③の底面は比較的滑らか

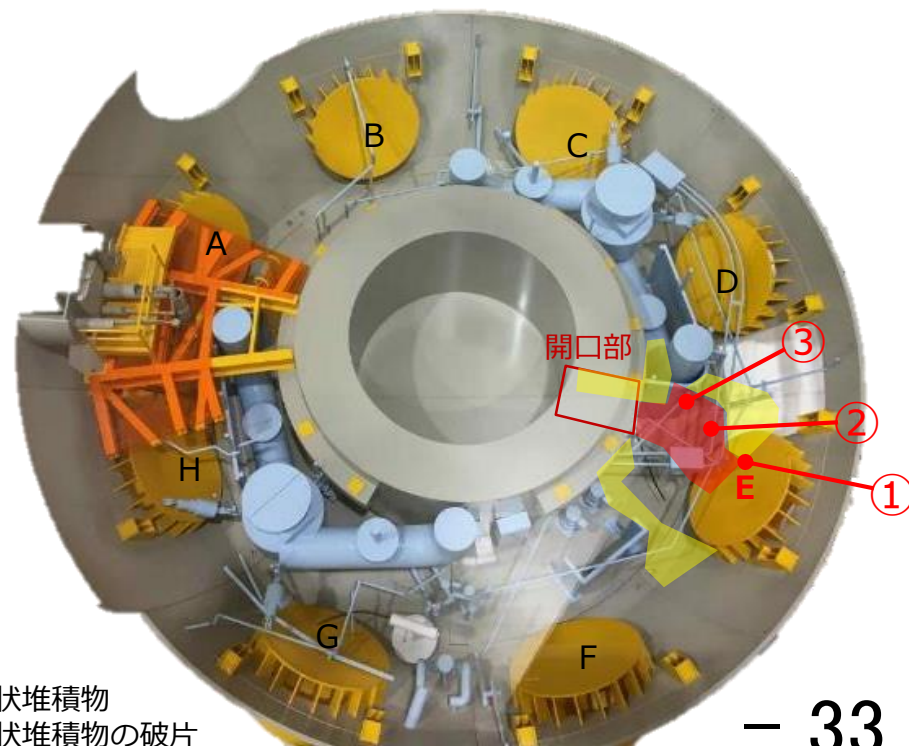


■ : 棚状堆積物確認箇所

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

棚状堆積物の破片

| | |
|-----------|--|
| 外見 | 多種多様。一部の破片では、破片同士の破断面形状が同一であり、元の形状を再現できる |
| 大きさ | 数十cm |
| 確認場所 | 棚状堆積物の周辺(特に開口部の右側に多い) |
| 起源/ 組成 | 棚状堆積物が崩れたものと推定 組成は不明 |

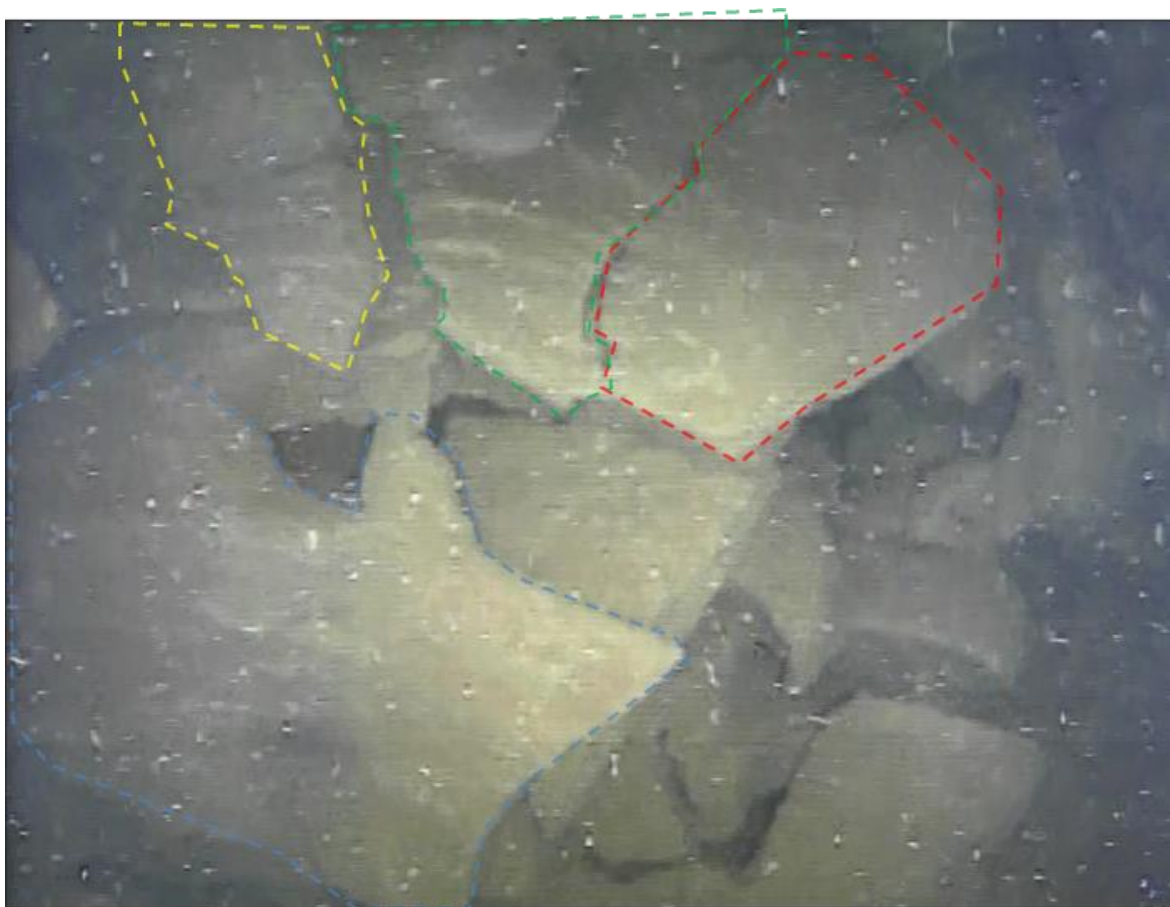


- : 棚状堆積物
- : 棚状堆積物の破片
- E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター



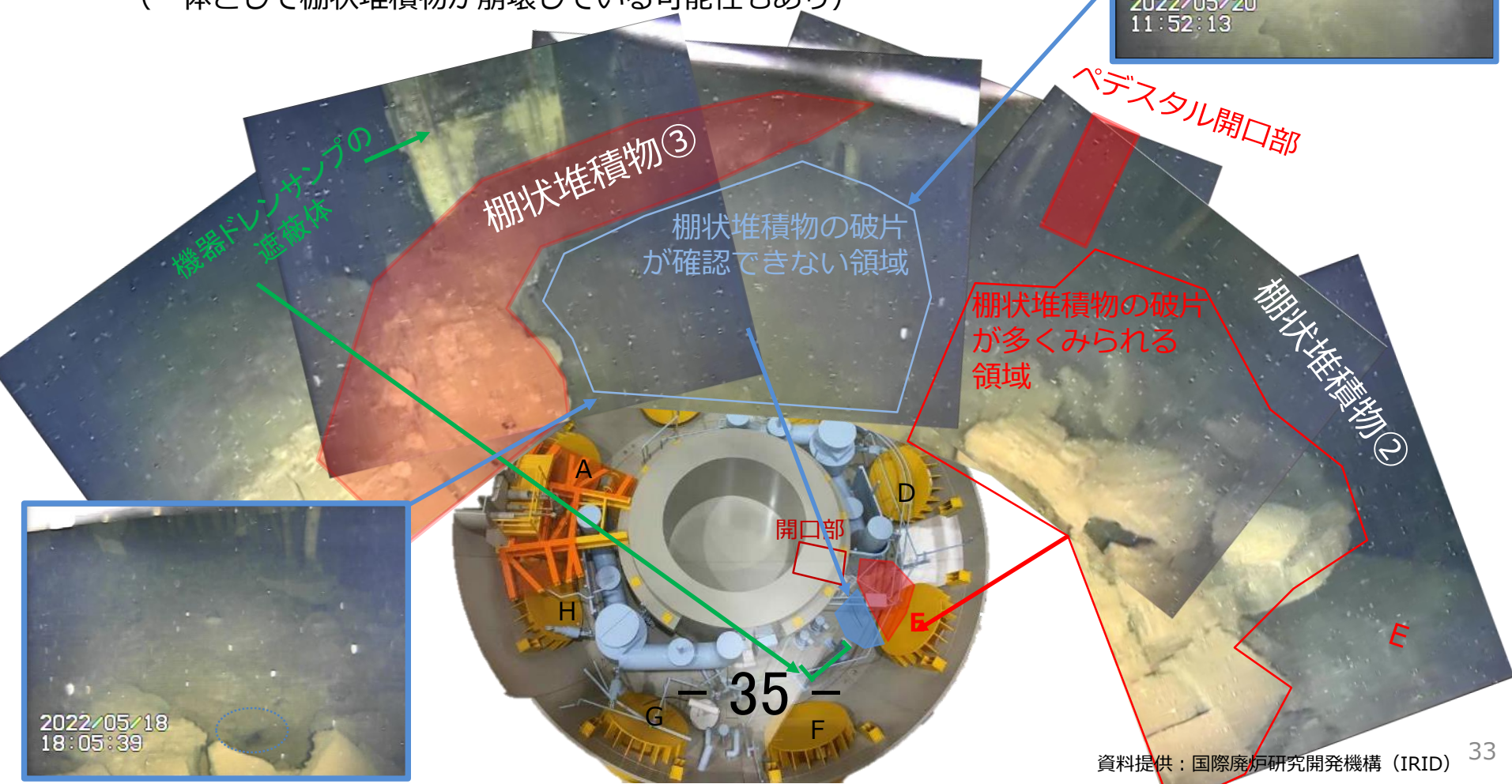
棚状堆積物の破片

- 下図に見える複数の破片は、破断面形状が隣接する破片同士で同一であることから元は一体の棚状堆積物であった可能性が高い



棚状堆積物の破片

- 棚状堆積物の破片はペDESTAL開口部の右側領域（ジェットデフE～PLR配管～ペDESTAL開口部）に偏在
- ペDESTAL開口部の左側領域は多量の上部からの落下物に覆われており状態は不明。
- 崩壊した棚状堆積物は上部からの落下物の下にある可能性（一体として棚状堆積物が崩壊している可能性もあり）



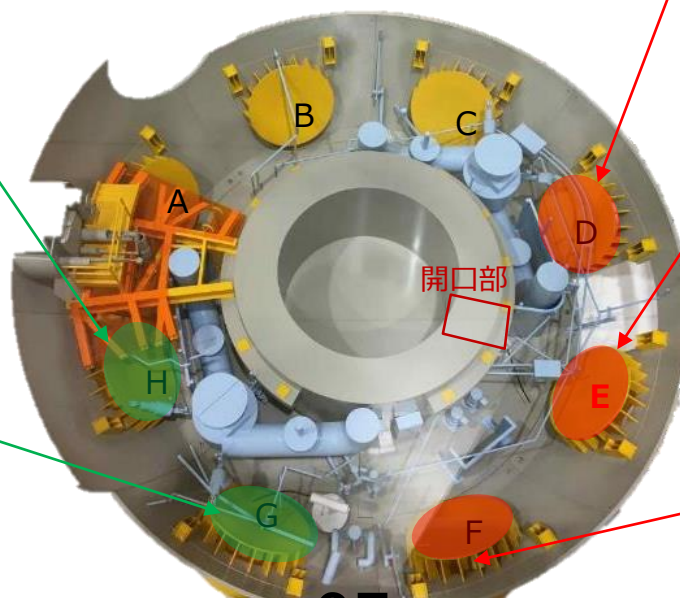
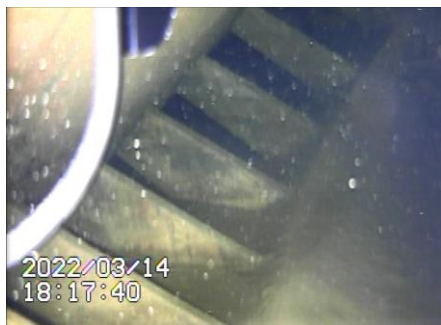
棚状堆積物の破片

- 確認可能な棚状堆積物の破片の破断面における気孔の状況（大きさ、割合）は、場所によらずおおむね同等



ジェットデフ背面の堆積物

| | |
|-----------|--|
| 外見 | 平坦な堆積のもの、塊状の堆積物もあるもの。 |
| 大きさ | 数十cm |
| 確認場所 | ジェットデフD, E, FにはROVが侵入して確認 |
| 起源/ 組成 | 棚状堆積物と同様、ペDESTAL内から流出した物質により生成された可能性、および、上部からの落下物が生成に寄与した可能性 |



■ : 平坦な堆積物のみ確認された箇所 ■ : 塊状の堆積物も確認された箇所 (ROV侵入あり)
 E: 真空破壊弁からの水漏れが確認されたベント管のジェットデフレクター

ジェットデフ背面の堆積物

- 塊状の堆積物はジェットデフの開口部からベント管（その先はS/C）に向けて流れ込むような形でジェットデフ背面に堆積

左

右

背面

F



E

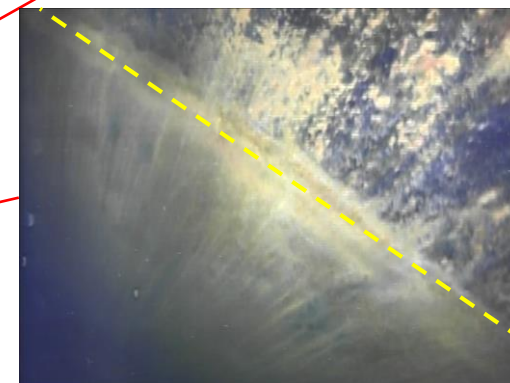
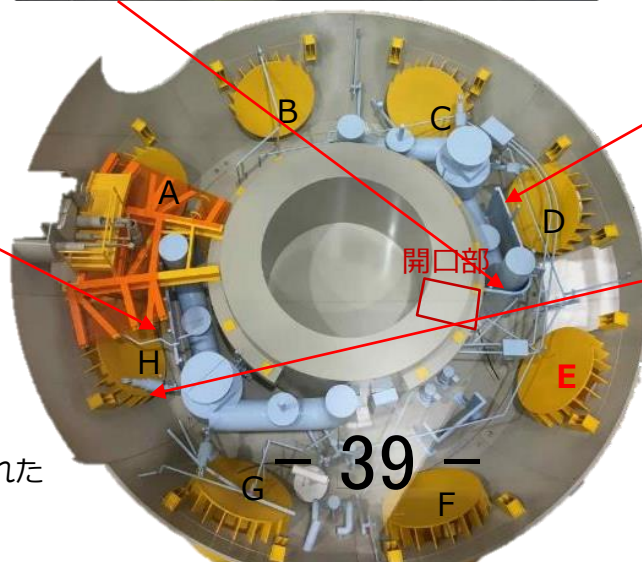
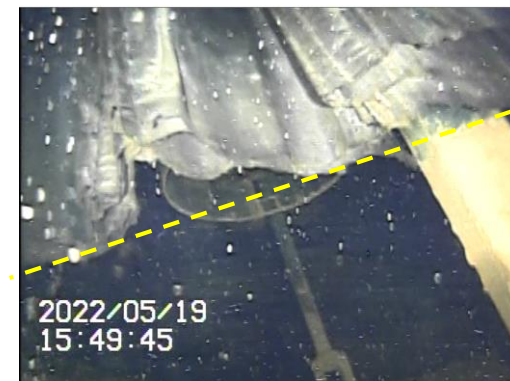
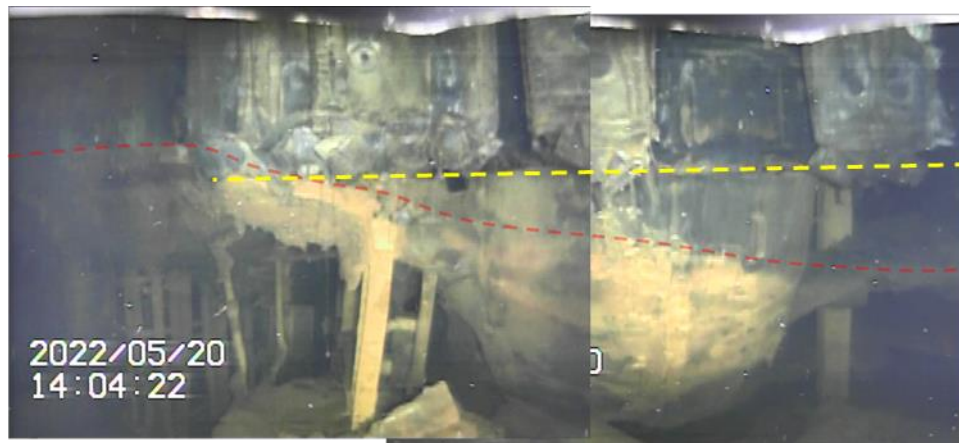


D



鉛毛マットの破損高さについて

- 堆積物の高さにかかわらず、鉛毛マットは同じ高さで破断している
- 破断の高さ（約1.2m）はD/Wの全領域で見られるPCVシェル、ジェットデフレクタ、構造物の変色の高さとはほぼ同一。
- 変色は水位や水質と関係がある可能性
（2011年当時は格納容器圧力が現在よりも高かったため、水位は現在よりも低かったと推定）

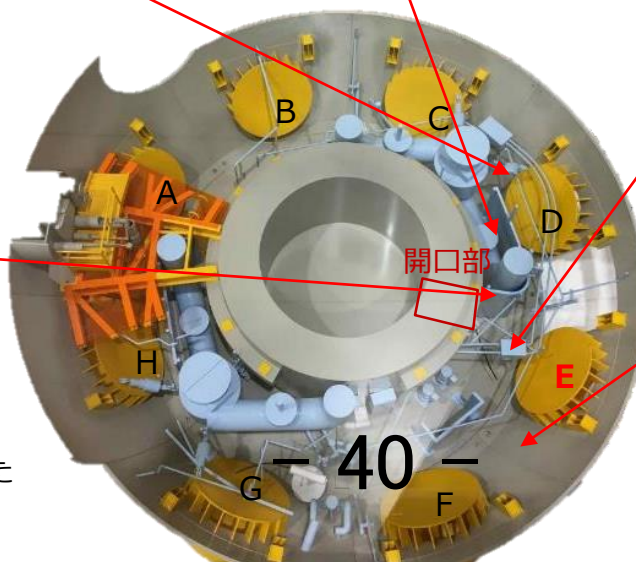


E: 真空破壊弁からの水漏れが確認された
ベント管のジェットデフレクター

ジェットデフレHで
確認された変色

堆積物表面の形状について

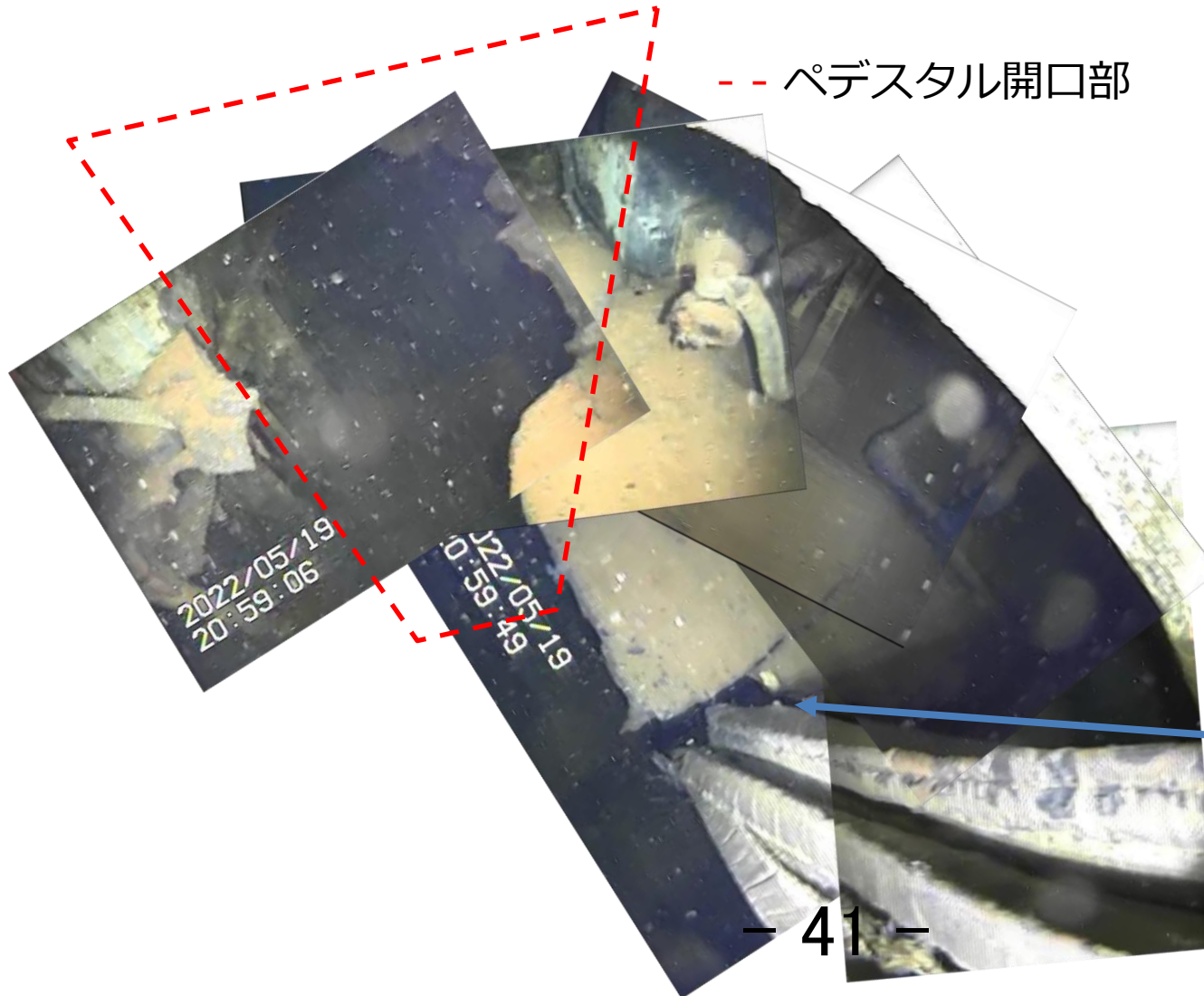
- 堆積物の表面で確認された凹凸のある縞模様が形成される条件の存在から、流動、粘性、その他の情報が得られる可能性？
- 形状が維持されていることから固化速度が比較的速かった可能性？



E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認された
バント管のジェットデフレクター

ペDESTタル開口部からの流出の可能性

- ペDESTタル開口部前の堆積物の形状・勾配から、ペDESTタル開口部から大量の物質が流出（押し出される）した可能性が示唆される



鉛毛マットが棚状堆積物を破損させることはないと考えられるため、鉛毛マットと棚状堆積物の隙間は、流出物に押し込まれてきた可能性があり、流出の方向はペDESTタル内から開口部を通じてペDESTタル外へという方向に相当する

本資料における情報について

- この資料は、2022年2月から6月にかけて実施された福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査（ROV-A,A2,C）により取得されたすべての映像（準備作業等除く）の中から、「事故進展の理解に資するもの」との観点で情報を抽出したものの。
- 当社は現在も確認作業を継続中であり、後半の調査も含め今後も検討を進めていく。
- 現在、取得されたすべての映像について、12月中の公表に向けた準備をおこなっているところであり、過去の調査の全編映像と同じく、BD等の記録媒体からコピーする形での公表を予定している。
（記録時間は合計で約180時間）
- 12月より後半の調査が開始される予定であり、前半調査と同じように調査の速報をWebにて公表する。

<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

福島第一原子力発電所1号機の 格納容器内部調査 後半調査について

2022年12月8日

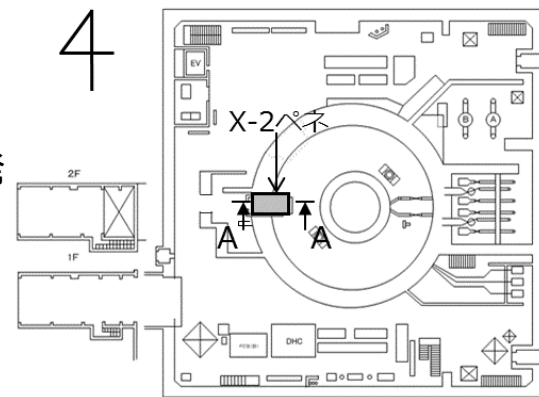
IRID **TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

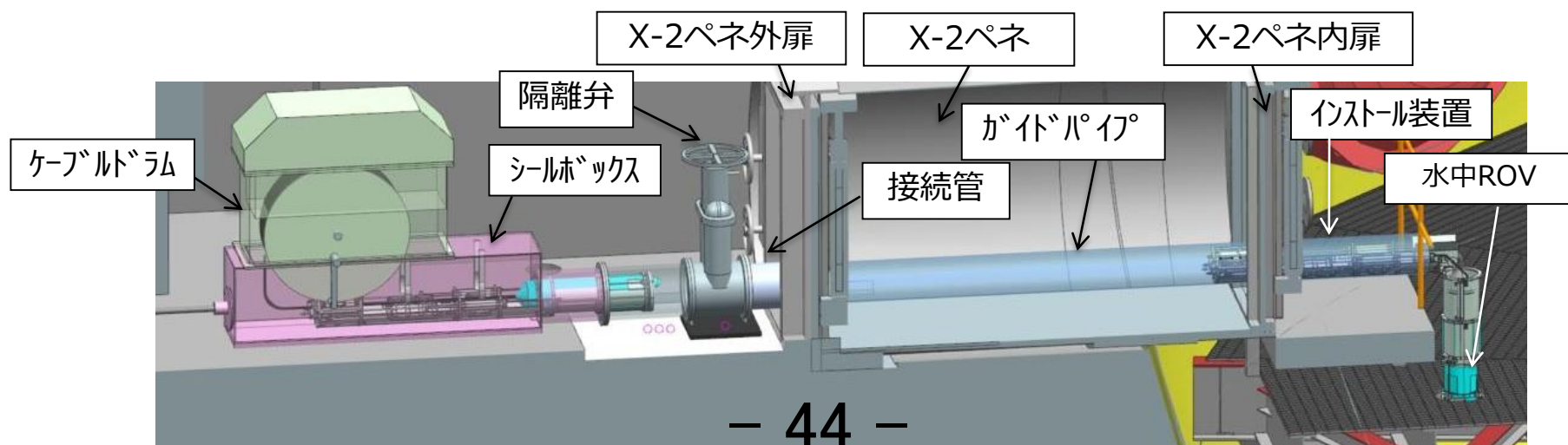
1. 1号機PCV内部調査の概要

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

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



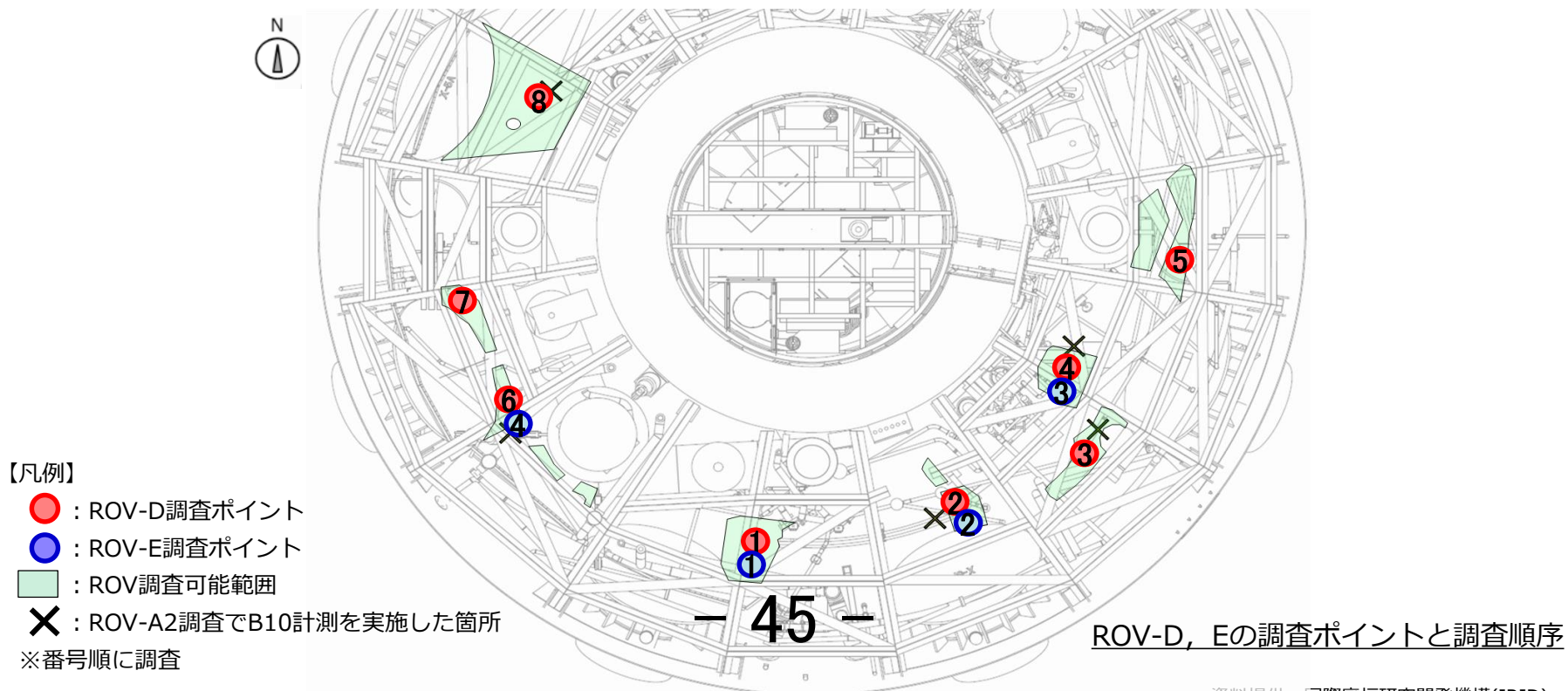
1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



- 44 -
内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

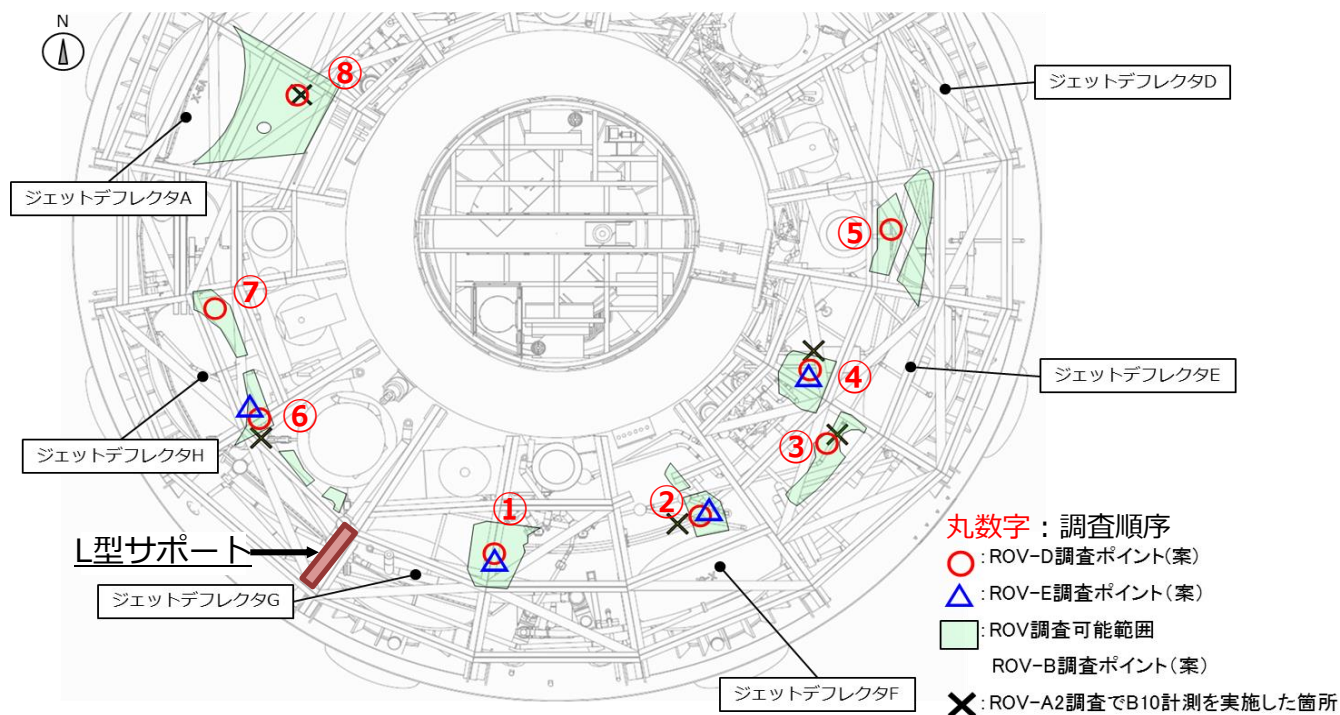
2. PCV内部調査の状況（ROV-D,Eの調査計画）

- ROV-Dによるデブリ検知は12月6日より開始
- 後半調査にあたり，調査に必要な水位確保を目的とし，適切な時期に原子炉注水流量の変更操作を計画（2022年3月16日の地震影響によるPCV水位低下を踏まえた対応）
- ROV-Dによるデブリ検知は8箇所，調査結果の評価期間は2～4週間程度を計画
- ROV-Eによる堆積物サンプリングは，2023年1月中旬から調査開始を目指し，ペDESTAL外周部の堆積物表層の4箇所をサンプリングを計画し，ROV-Dの評価結果を踏まえずに実施する
- サンプルは構外分析機関への輸送を計画しており，調査結果の評価は約1年程度を計画



3. ROV-D (堆積物デブリ検知) 調査速報 (1/2)

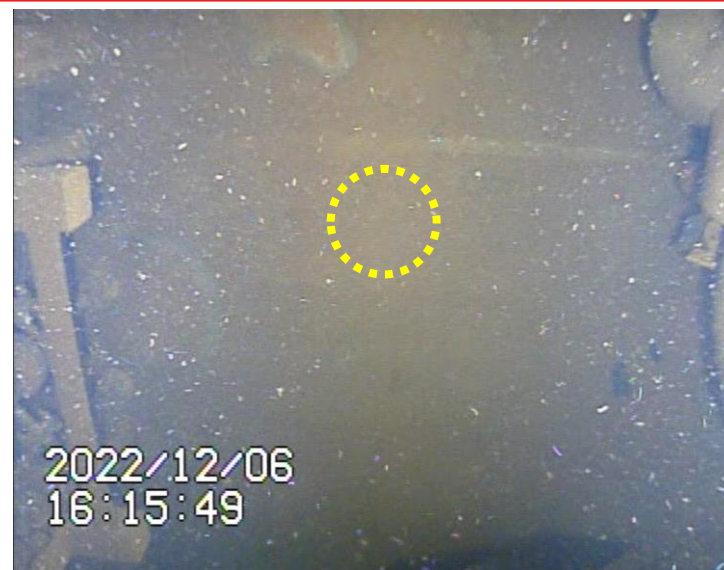
- 12月6日(火)、予定通りROV-D(堆積物デブリ検知)によるPCV内部調査を開始
- PCV水位および、水の濁りについても問題ないことを確認
(PCV水位比較：12月6日調査 TP.6727 6月7日調査時 TP.6737)



3. ROV-D (堆積物デブリ検知) 調査速報 (2/2)



水の濁り状況(濁りなし)



測定ポイント確認

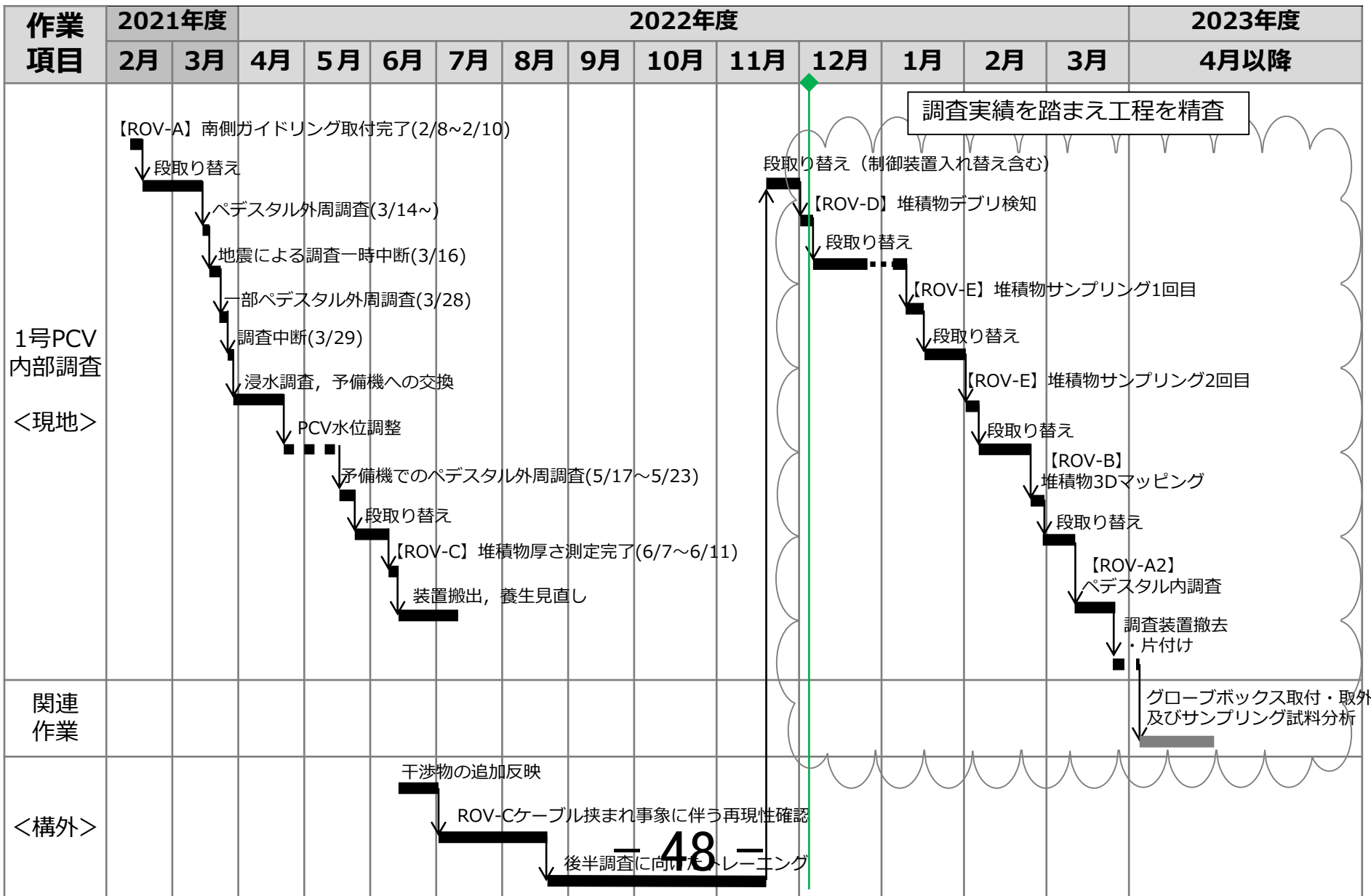


測定器吊り降ろし中



測定器吊り降ろし後

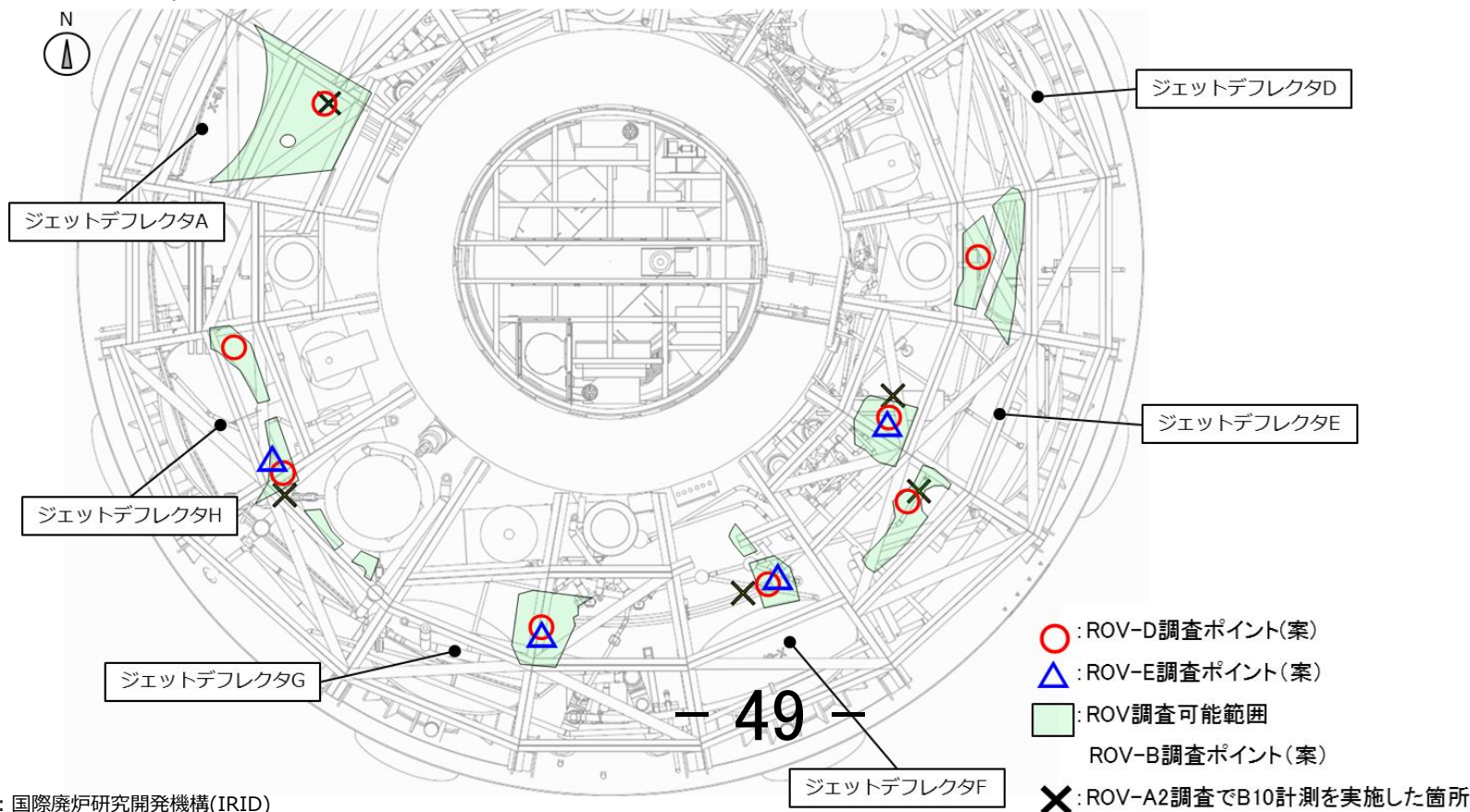
4. 1号機PCV内部調査全体工程



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

(参考) 後半調査方針について (ROV-D,E,Bの調査範囲)

- ROV-D,E,Bの調査範囲については、ROVが浮上可能及びセンサ等を吊り降ろし可能な範囲を選定
- ROV-Dにおけるデブリ検知については、前半調査 (ROV-A2) で確認された、燃料デブリ由来からと想定される中性子束について、 γ 線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- ROV-Eのサンプリング箇所については、当初ROV-Dの結果を踏まえ、デブリ検知外のエリアから選定する計画であったが、前半調査の結果より、ペDESTAL外周部の堆積物表層は、デブリとは異なる浮遊性の堆積物が大半を占めていることを確認したため、ペDESTAL外周部を満遍なくサンプリングする計画に変更
- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、調査手順を見直すことで、調査範囲を拡大できる可能性があることから、後半調査に向けたトレーニング期間に併せて検討を行う



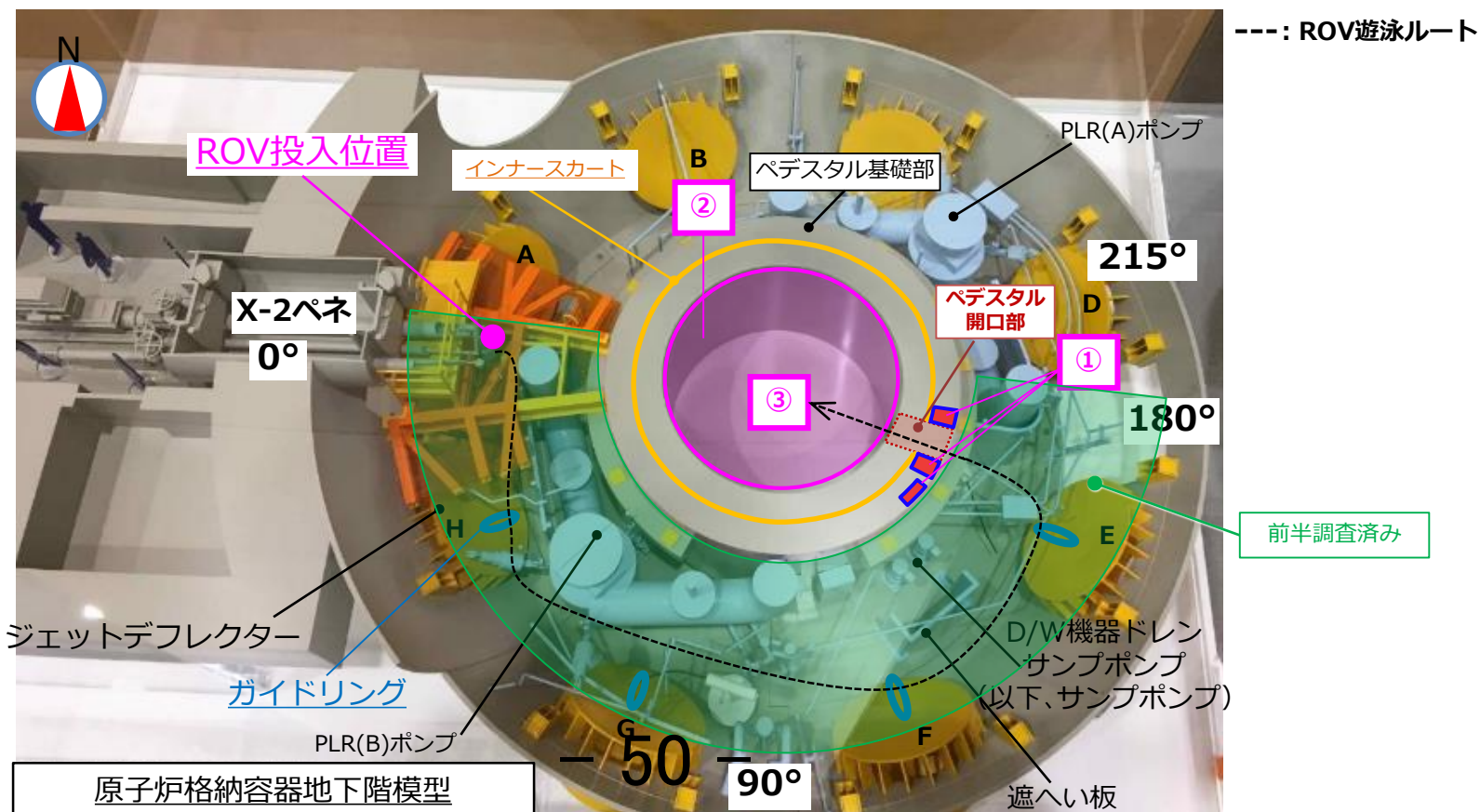
(参考) 後半調査方針について (ROV-A2の調査範囲)

■ ペDESTAL内部および、ペDESTAL内壁・外壁の詳細な調査を計画

- ① ペDESTAL外壁の損傷状況 (鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および、広がり範囲)
- ② ペDESTAL内壁の損傷状況 (鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および、広がり範囲)
- ③ ペDESTAL内部の状況 (上部構造物, 堆積物の目視調査, 線量率等のデータ測定)

事前情報なしでペDESTAL内部に入るため、ケーブルの引っ掛かり等で帰還不能となるリスクが大きい

➤ ①～③については、炉内状況把握のために重要な情報であるため積極的に調査を試みる

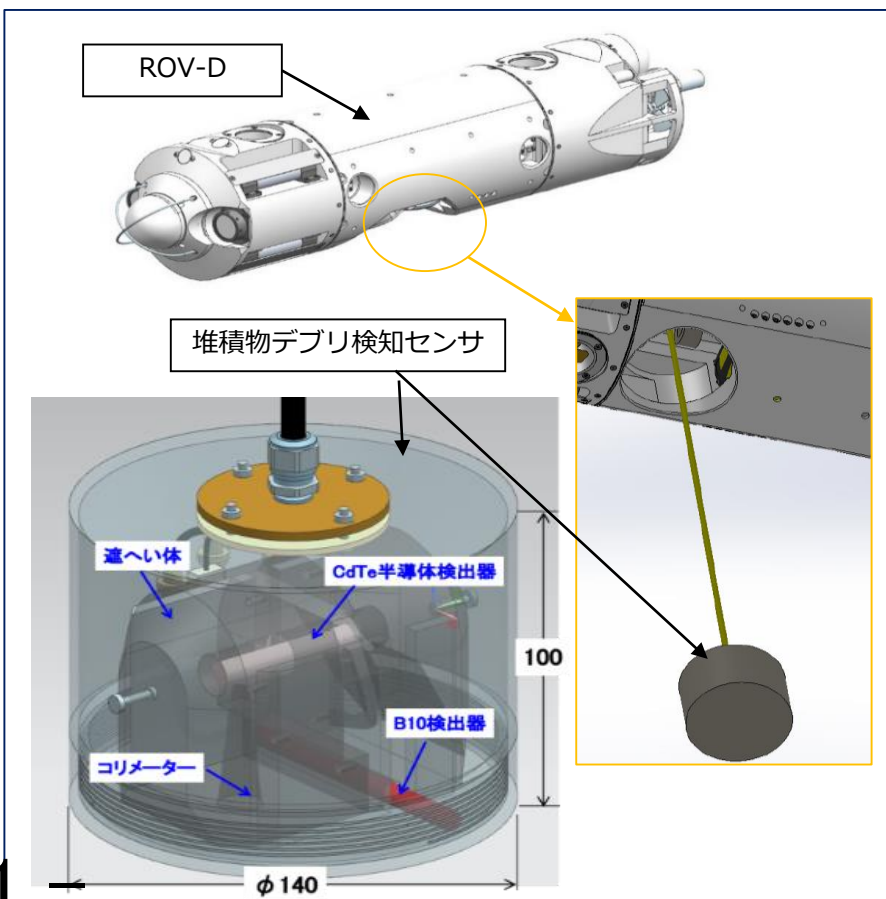


(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) における γ 線の核種分析について

- ROV-Dにおける堆積物デブリ検知について、前半調査 (ROV-A2) で確認された、燃料デブリ由来からと想定される中性子束について、 γ 線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- 燃料デブリの主要な γ 線源としては、4種類 (Eu-154, Cs-137, Co-60, Sb-125) (「JAEA-Review_2020-004 東京電力ホールディングス (株) 福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」より)
- 堆積物デブリ検知の判断材料として、Eu-154の検知に加え、中性子束の測定結果を用いることで計画

- Eu-154 ; FP起源であり、あまり拡散せず燃料帯同位が高い
さらに放出 γ 線が比較的計測容易であるため、燃料由来の物質の計測に有用である
- Cs-137 ; 事故時燃料から揮発し放出されたため、燃料由来の物質の判定が困難
- Co-60 ; FP起源ではなく放射化起源のため、燃料周辺の構造物等に起因するものであり、燃料由来の物質の判定が困難
- Sb-125 ; Cs-137同様に揮発性が高く、燃料由来の物質の判定が困難

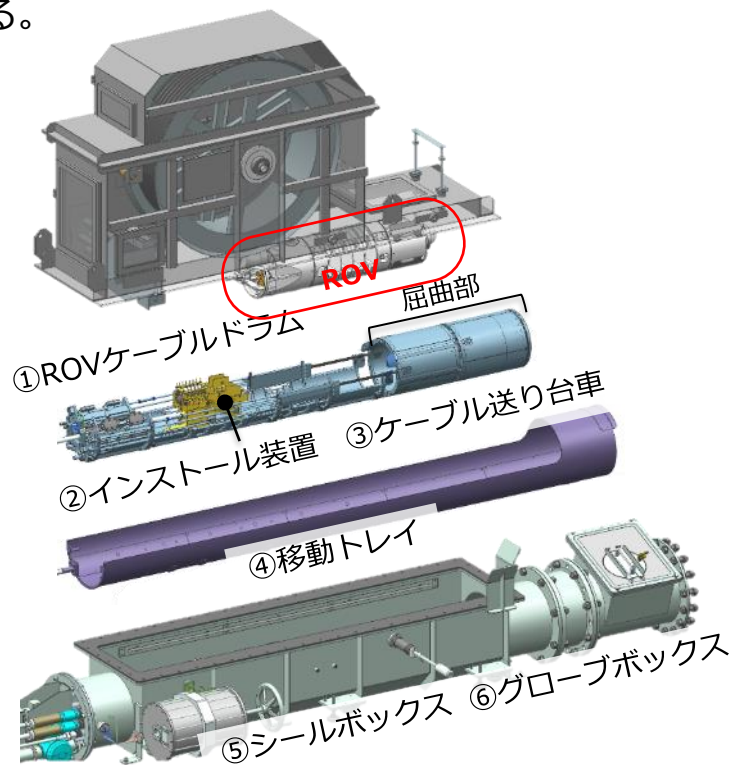
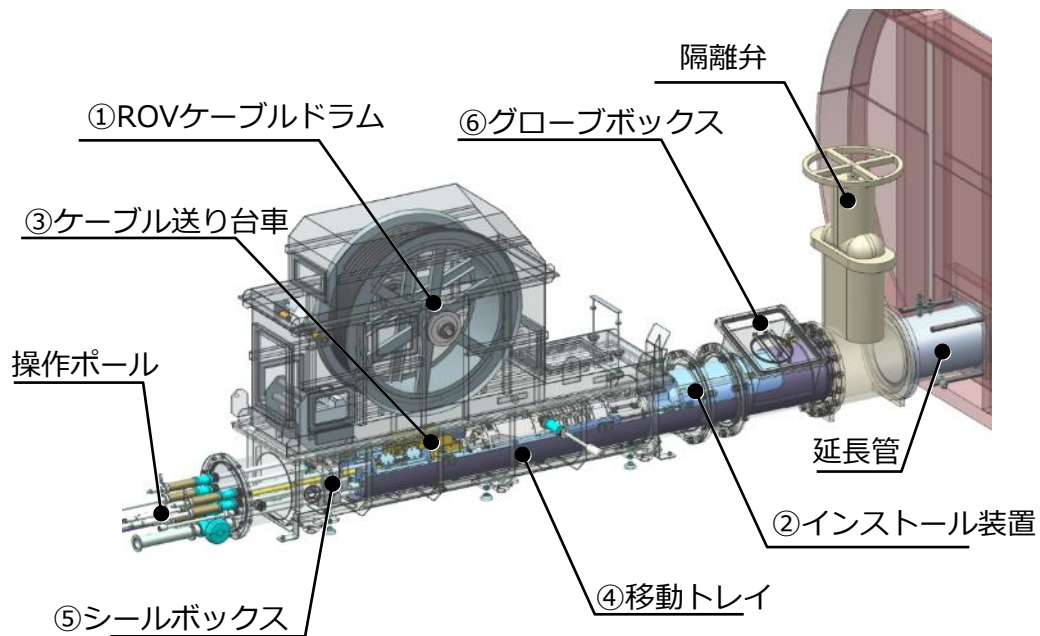
各 γ 核種における燃料由来の物質検知性



ROV-Dの装置構成

(参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

ROVをPCV内部にインストール/アンインストールする。
ROVケーブルドラムと組み合わせてPCVバウンダリを構築する。

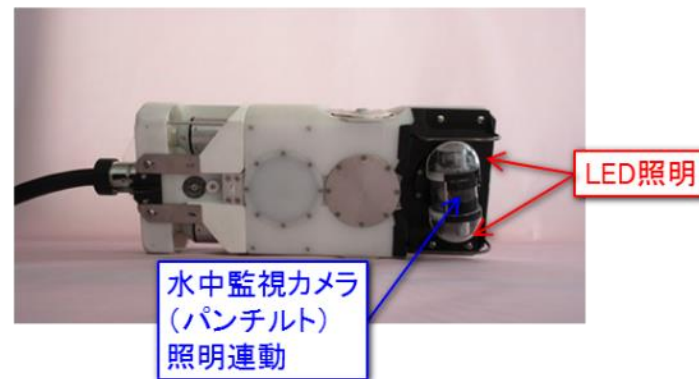
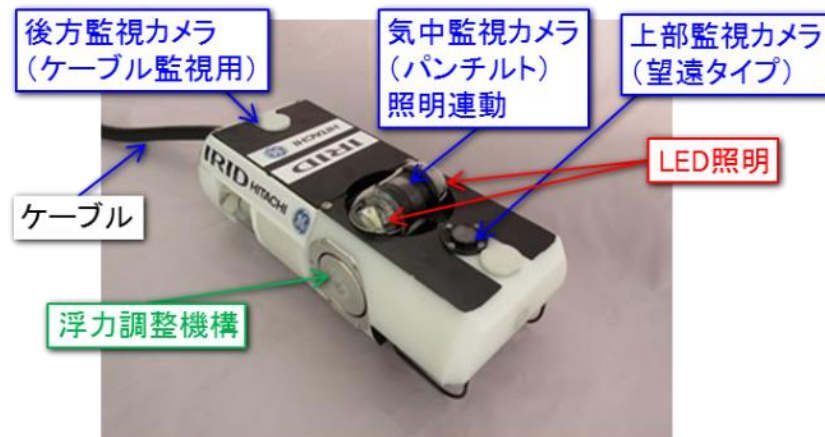
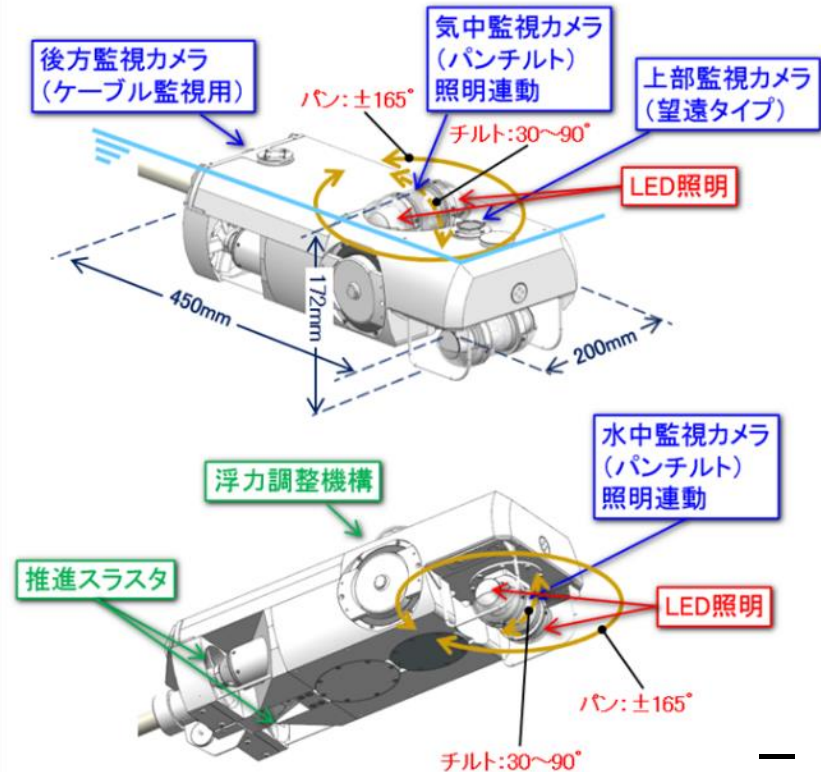


| 構成機器名称 | | 役割 |
|--------|------------|--|
| ① | ROVケーブルドラム | ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う |
| ② | インストール装置 | ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる |
| ③ | ケーブル送り台車 | ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う |
| ④ | 移動トレイ | ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置 |
| ⑤ | シールボックス | ROVケーブルドラムが設置されるバウンダリを構成する |
| ⑥ | グローブボッ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

(参考) 調査装置詳細 ROV-A2_詳細目視調査用

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

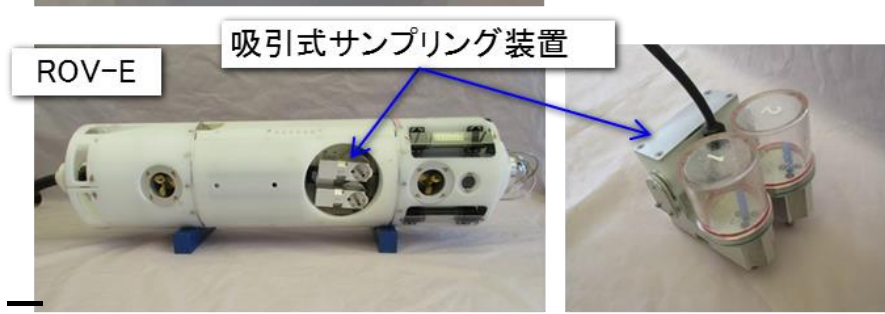
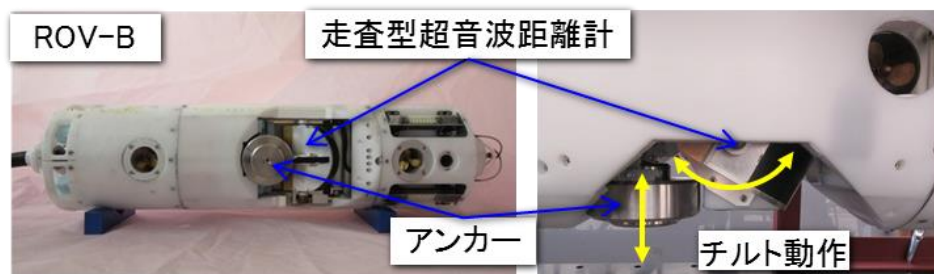
推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



(参考) 調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

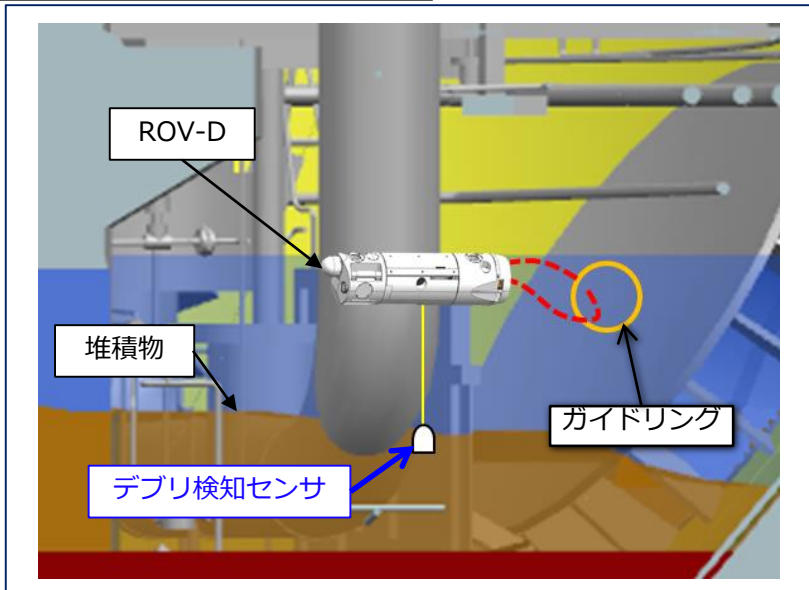
| 調査装置 | 計測器 | 実施内容 |
|----------------------------|---|--|
| ROV-B 堆積物3Dマッピング | <ul style="list-style-type: none"> ・走査型超音波距離計 ・水温計 | 走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する |
| ROV-C 堆積物厚さ測定 | <ul style="list-style-type: none"> ・高出力超音波センサ ・水温計 | 高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、デブリの高さ、分布状況を推定する |
| ROV-D 堆積物デブ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

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

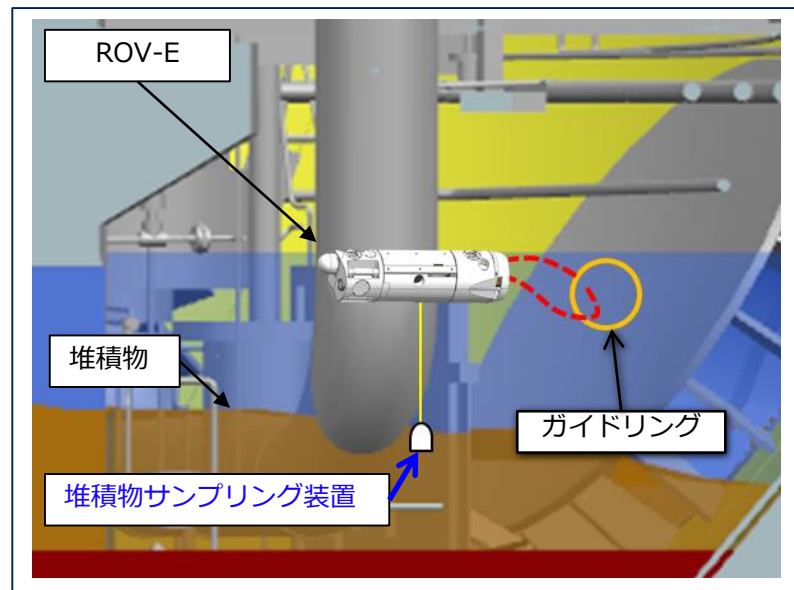


(参考) 各ROVの調査イメージ

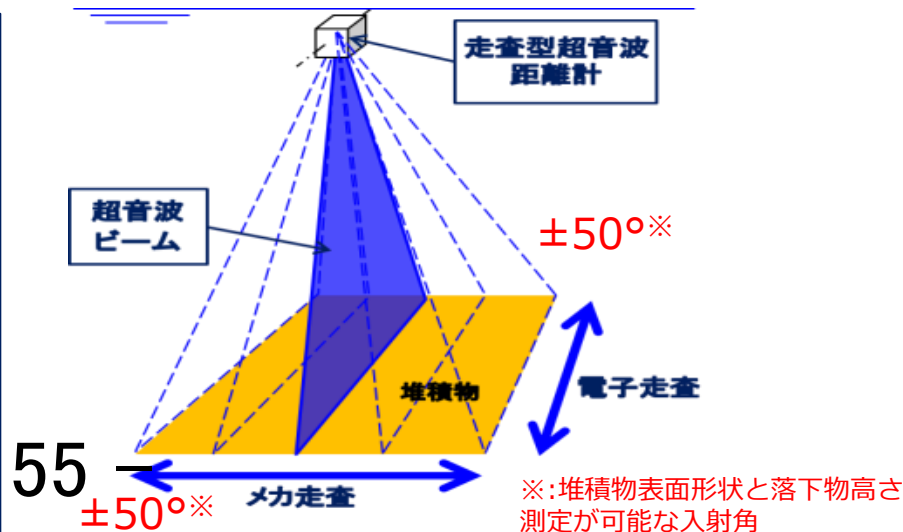
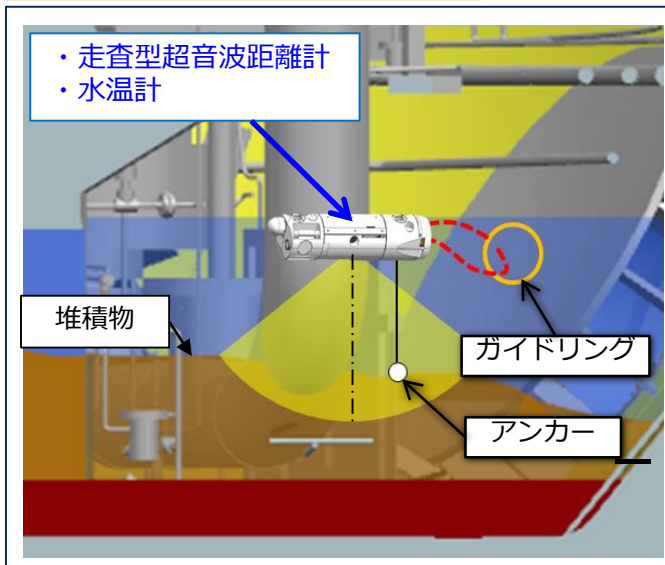
ROV-D (堆積物デブリ検知)



ROV-E (堆積物サンプリング)



ROV-B (堆積物3Dマッピング)



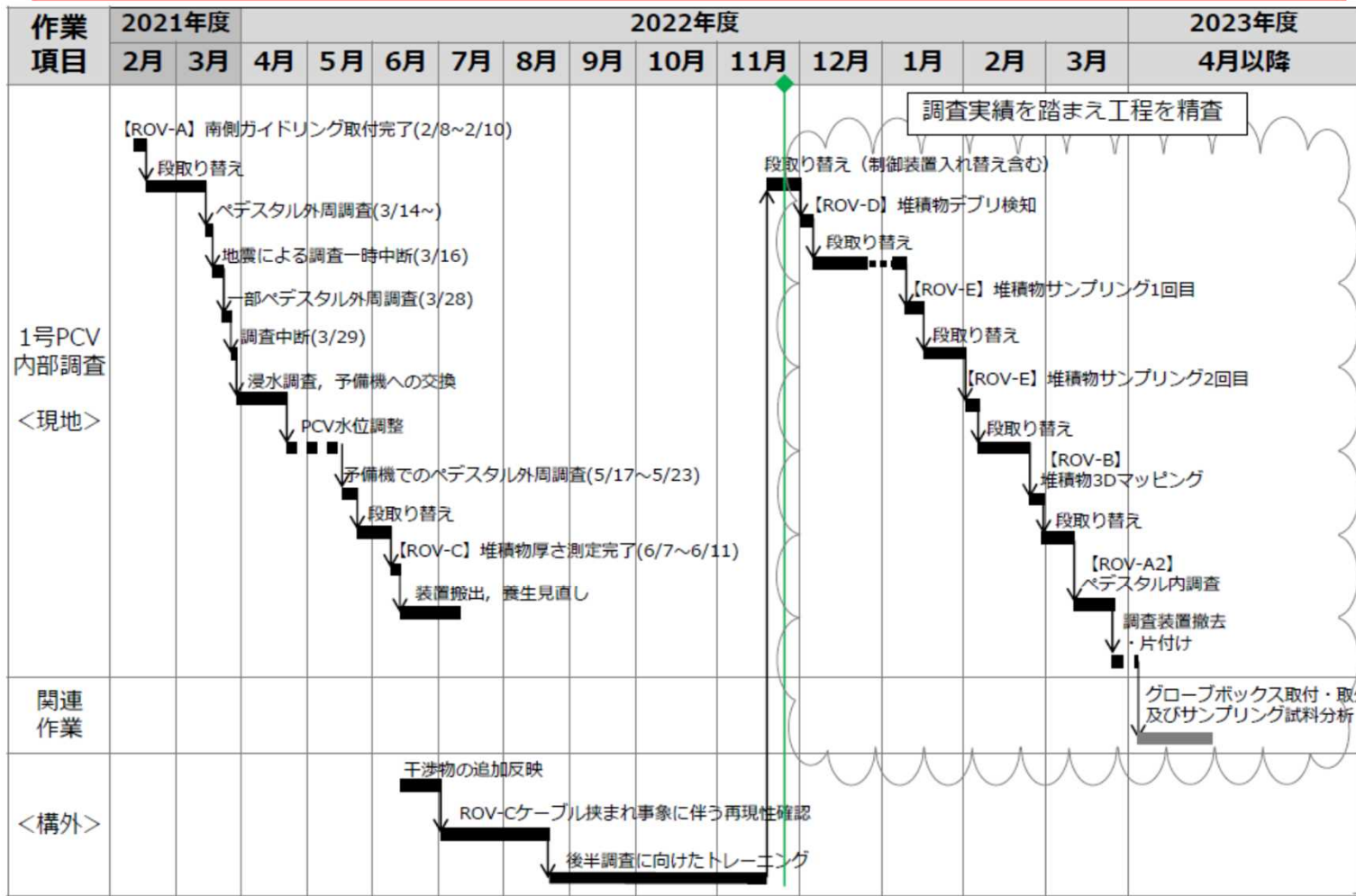
1号機原子炉格納容器内部調査における 試料分析等について

- 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33回会合 資料1-1
「福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）」（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）
- 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32回会合 資料1-1
「1号機PCV内部調査（後半）について」（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）
- 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32回会合 資料1-2
「東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討」（大阪大学大学院工学研究科）
- 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31回会合 資料1-2
「1号機原子炉格納容器内部調査に係る確認点について」（原子力規制庁）

原子力規制庁の論点

1. 東京電力HD及びIRIDが2022年2月が実施している1号機原子炉格納容器内部調査では、1号機ペデスタルのコンクリート部の損傷、堆積物の形成等が確認されている。
2. これらのコンクリート部の損傷及び堆積物の形成は、そのメカニズムが不明であり、具体的な検証を進めるためには、どのような環境条件下で観測されたコンクリート劣化、損傷が発生するのか把握することが重要である。
3. そのためには、実際に1号機ペデスタルで使用されているコンクリートと同等または成分組成の近い試料を加熱、分析することで有用な情報が得られるのではないかと考えている。
4. 今後、コンクリート試料を用いた加熱試験等の検討、実施のために、1号機ペデスタルで使用されているコンクリートと同等または成分組成の近い試料の採取、製作、分析等を検討してもらいたい。

1号機PCV内部調査全体工程



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

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33回会合 資料1-1「福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報(前半調査とりまとめ)」(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)より抜粋

本資料における情報について

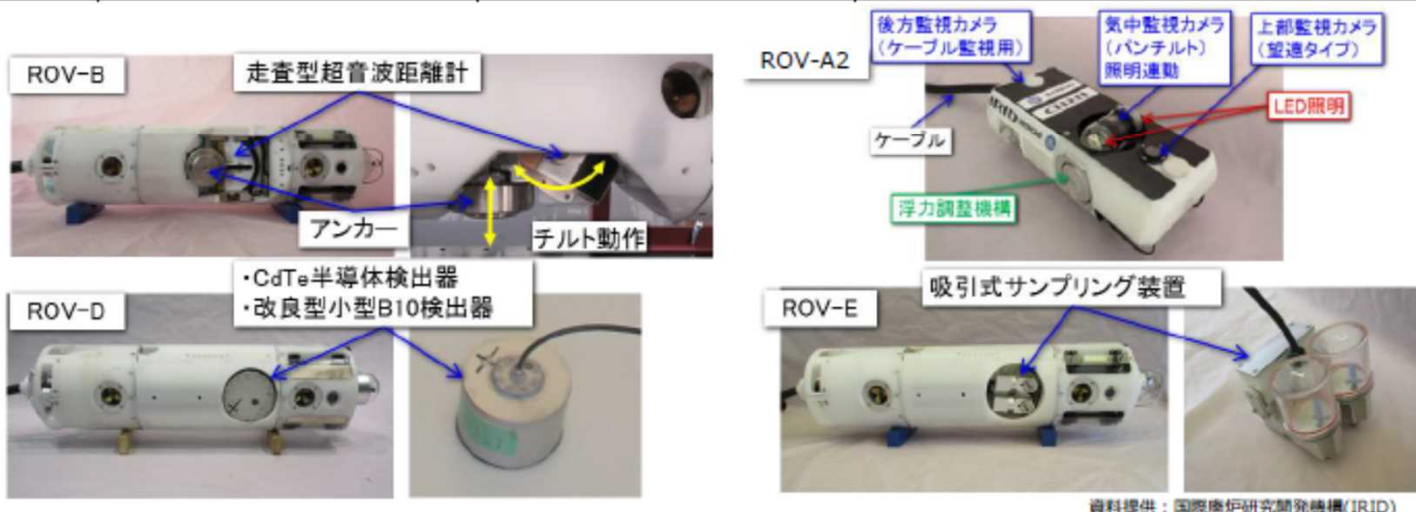
- この資料は、2022年2月から6月にかけて実施された福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査（ROV-A,A2,C）により取得されたすべての映像（準備作業等除く）の中から、「事故進展の理解に資するもの」との観点で情報を抽出したもの。
- 当社は現在も確認作業を継続中であり、後半の調査も含め今後も検討を進めていく。
- 現在、取得されたすべての映像について、12月中の公表に向けた準備をおこなっているところであり、過去の調査の全編映像と同じく、BD等の記録媒体からコピーする形での公表を予定している。
（記録時間は合計で約180時間）
- 12月より後半の調査が開始される予定であり、前半調査と同じように調査の速報をWebにて公表する。

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33回会合 資料1-1「福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）」（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）より抜粋

2. 後半調査方針について（調査項目及び遊泳ルート）

- 後半調査は、4種類の水中ROV(ROV-D,E,B,A2)により調査を実施予定
- 前半調査同様、ケーブル挟まりリスク回避のため、南回りルートで調査

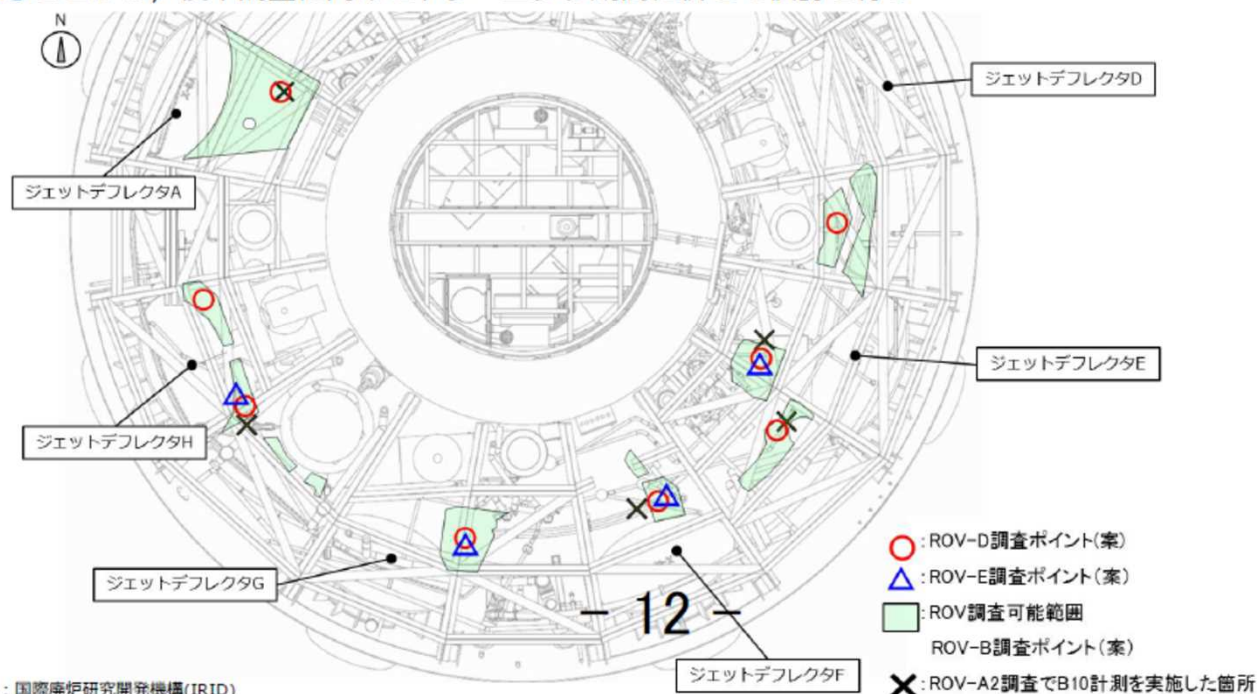
| 調査順 | 調査装置 | 計測器 | 実施内容 |
|-----|----------------------------|--------------------------------|--|
| ① | ROV-D 堆積物デブリ検知 | ・ CdTe半導体検出器 ・ 改良型小型B10検出器 | デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、デブリ含有状況を確認する（中性子束、Cs-137、Eu-154測定） |
| ② | ROV-E 堆積物サンプリング | ・ 吸引式カプリング装置 | 堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う |
| ③ | ROV-B 堆積物3Dマッピング | ・ 走査型超音波距離計 ・ 水温計 | 走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する |
| ④ | ROV-A2 詳細目視 | ・ 光ファイバー型γ線量計 ・ 改良型小型B10検出器 | ベデスタルの内部、外壁及び内壁の状況などカメラによる目視調査を行う |



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32回会合 資料1-1「1号機PCV内部調査（後半）について」（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）より抜粋

(参考) 後半調査方針について (ROV-D,E,Bの調査範囲)

- ROV-D,E,Bの調査範囲については、ROVが浮上可能及びセンサ等を吊り降ろし可能な範囲を選定
- ROV-Dにおけるデブリ検知については、前半調査 (ROV-A2) で確認された、燃料デブリ由来からと想定される中性子束について、 γ 線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- ROV-Eのサンプリング箇所については、当初ROV-Dの結果を踏まえ、デブリ検知外のエリアから選定する計画であったが、前半調査の結果より、ペDESTAL外周部の堆積物表層は、デブリとは異なる浮遊性の堆積物が大半を占めていることを確認したため、ペDESTAL外周部を満遍なくサンプリングする計画に変更
- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、調査手順を見直すことで、調査範囲を拡大できる可能性があることから、後半調査に向けたトレーニング期間に併せて検討を行う



資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

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32回会合 資料1-1「1号機PCV内部調査(後半)について」(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)より抜粋

コンクリートの種類が溶融挙動に与える影響

3種類のコンクリートを1200℃で8時間保持

1. ホームセンターで
購入したコンクリート

2. 大阪大学吹田キャン
パスA15棟コンクリート

3. 大阪大学自由電子レー
ザー研究施設コンクリート



1のコンクリート
形状は変化なし

3のコンクリート
溶融して変形

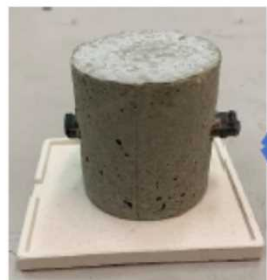


東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第32回会合 資料1-2「東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討」(大阪大学大学院工学研究科)より抜粋

コンクリートの挙動評価試験の際には、1号機に用いられている
コンクリートと同じものを用いる必要がある

新田川産粗骨材を用いて作製したコンクリートの加熱溶融試験

600 °Cと1280 °Cで8時間保持



福島県新田川産の粗骨材を用いて作製した鉄筋入りコンクリート



600 °C



外観上は変化なし



1280 °C



溶融



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32回会合資料1-2「東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討」(大阪大学大学院工学研究科)より抜粋

15/18

鉄筋の加熱試験

鉄筋を600 °Cと1200 °Cで8時間保持



鉄筋D10 (600度8時間)
加熱前と比較して変化なし

鉄筋D10 (1200度8時間)
加熱前と比較して変色
錆止めが一部剥離

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32回会合 資料1-2「東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討」(大阪大学大学院工学研究科)より抜粋

鉄筋が大きな熱的損傷を受けない温度でもコンクリートが熔融する可能性がある

まとめ

1. 大阪大学「1F-2050」

- 大阪大学工学研究科 附属フューチャーイノベーションセンターに、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故原因調査等を行う研究グループ「1F-2050」を設置

2. 1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討

- コンクリートの破損要因と堆積物生成要因を列挙し、可能性を評価
- 可能性の高い要因から、「MCCI（従来の理解）」と「コンクリートの水への溶解」の2つのシナリオを提案
- シナリオの妥当性検証のための評価項目をまとめた

3. 予備的検討の実施

- 複数種類のコンクリート加熱試験を実施し、コンクリートの挙動評価のためには1号機に用いられたコンクリートと同じものを用いる必要があることを確認
- 1号機に用いられたと考えられる新田川産粗骨材の成分を分析
- 鉄筋の1200℃8時間加熱試験を実施、錆止めの一部剥離を確認
- 新田川産粗骨材を用いた鉄筋入りコンクリートを作製し加熱試験を実施したところ、1280℃8時間加熱後にコンクリートは外形を保てないほど溶融
- 今後の評価への提案

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32回会合資料1-2「東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討」（大阪大学大学院工学研究科）より抜粋

○1号機PCV内部調査に関する確認点

①ペDESTAL外側のPCV底部にテーブル状の堆積物(高さ0.8m~1mの水平面)を確認。燃料デブリは、この高さまで到達しうるのか。

②この水平面は、MCCIクラストと言えるのか。
MCCIクラストの場合、上面のみに形成され得るのか。

③ペDESTAL開口部で確認されたコンクリート部の破損は、侵食溶融によるものなのか。(コンクリートが溶けたものなのか。)

④コンクリートの破損が生じる可能性のある温度はどれくらいか。

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30回会合
資料1 追加資料

ペDESTAL基礎部



【①、②】
床面から1m高さの堆積物



A. ペDESTAL開口部付近

【③、④】
コンクリート部の破損

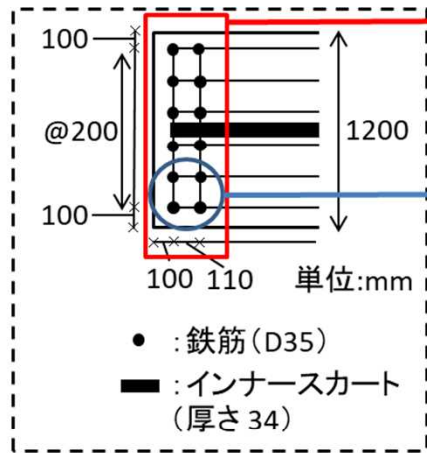


B. PCV東北東付近の状況(俯瞰)

資料提供：国際廃炉研究開発機構 (IRID)・日立GEニュークリアエナジー

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31回会合 資料1-2 「1号機原子炉格納容器内部調査に係る確認点について」(原子力規制庁)より抜粋

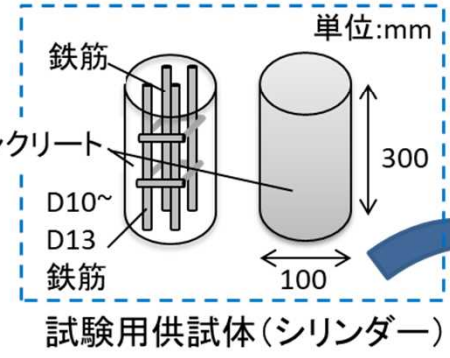
○コンクリート劣化に係る試験等



ペDESTAL開口部
コンクリート構造

試験用供試体の検討

株式会社ジェイテクトサーモシステムHP
より抜粋
https://www.jtekt-thermos.co.jp/products/result.php?use_cd=5

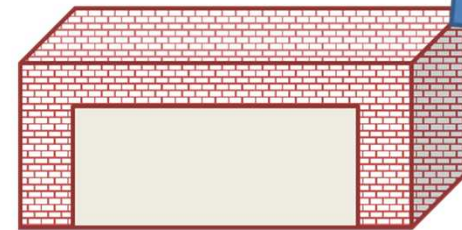
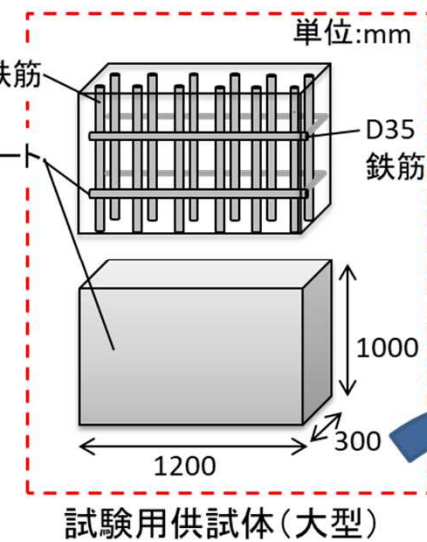


有効内積 (mm)
305 × 356 × 305

小型電気炉 (1500°C)

加熱試験

実寸大



大型加熱炉

有効内積
3m × 3m × 3m
加熱能力
~1500°C程度

加熱条件(温度・加熱時間等)は何か

加熱試験

加熱条件の検討

温度 加熱時間
・100~2000°C ・数時間~数日

加熱試験が可能な試験炉はあるか

→ コンクリートの脆弱化、剥離、脱落等の有無を確認する。

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31回会合 資料1-2 「1号機原子炉格納容器内部調査に係る確認点について」 (原子力規制庁) より抜粋

○ 1号機原子炉建屋等のコンクリート材料

| 品名 | 産地 |
|--------------------|---------------|
| 粗骨材 (規格:60mm以下) | 新田川産及び御山産(砕石) |
| 粗骨材 (規格:25mm以下) | 新田川産 |
| 細骨材 (規格:5mm以下) | 新田川産及び阿武隈川産 |

東京電力からの提供情報を原子力規制庁において整理。

1号機 R C W※熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス について

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2022年12月8日

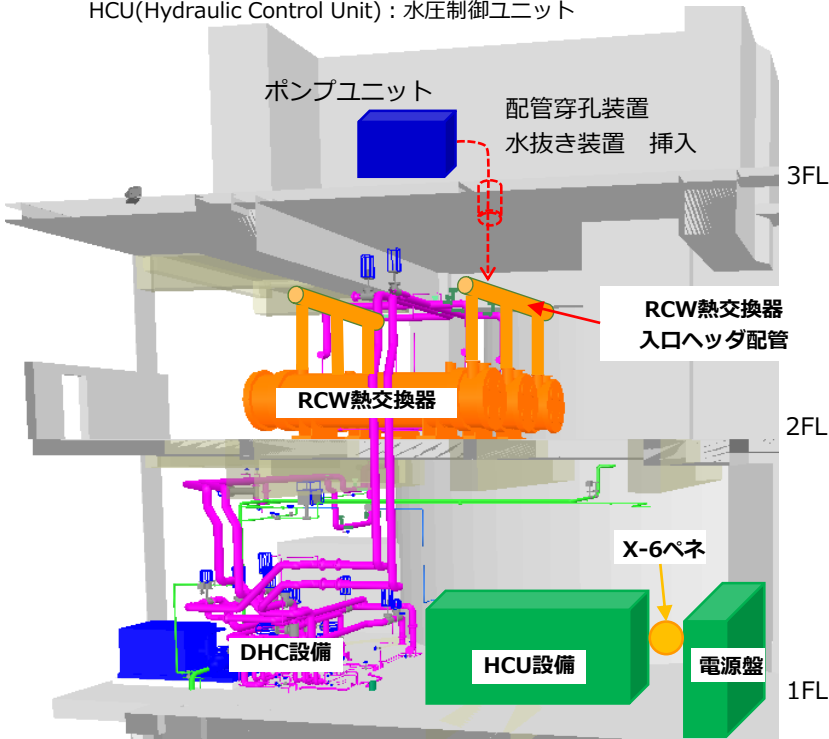
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCWについて、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を10月より実施中。
- サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管内に水素等を含む滞留ガスの存在が想定されるため、電解穿孔にて配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr-85を検出。
- 現在、今後の作業安全確保に向け当該配管の滞留ガスのパージ（窒素封入）を実施中(12/6 水素濃度約8%)。なお、パージに伴うKr-85のR/B内への放出については、敷地境界における実効線量を評価し、低い値（約 1.3×10^{-10} mSv）に留まるため、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考えている。

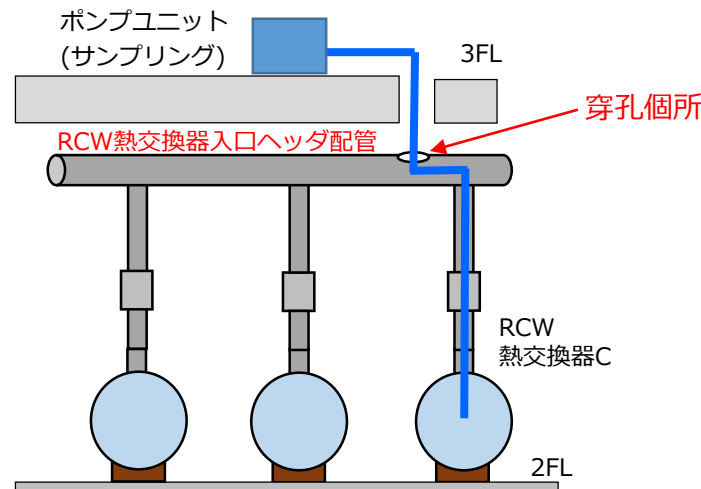
RCW(Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System) : ドライウエル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit) : 水圧制御ユニット



1号機R/B 1~3階南側 断面

作業ステップ(概略)

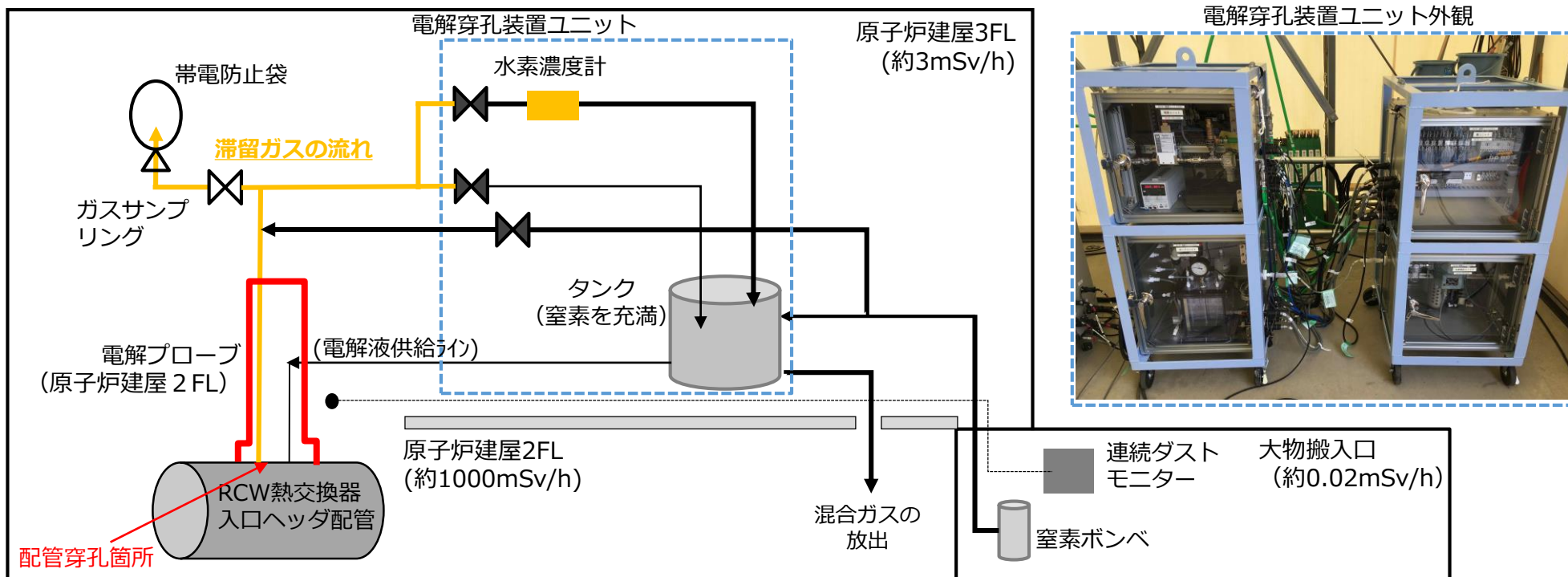
- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔※1による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認※2を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業(機械式)を行う。
- ②配管穿孔個所にサンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



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

2. RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスの分析方法

- RCW熱交換器入口ヘッダ配管内で確認された滞留ガスは、ガスサンプリングのラインから帯電防止袋に採取。なお、袋内の空気は事前に可能な限り抜き、RCW熱交換器入口ヘッダ配管の残圧にて袋内に採取。
- 袋内のガスをガス検知器で計測およびシリンジにて採取し、分析を実施。



滞留ガスの採取イメージ

3. 滞留ガスの分析項目と結果

■ RCW熱交換器入口ヘッド配管内の滞留ガスの分析項目と結果

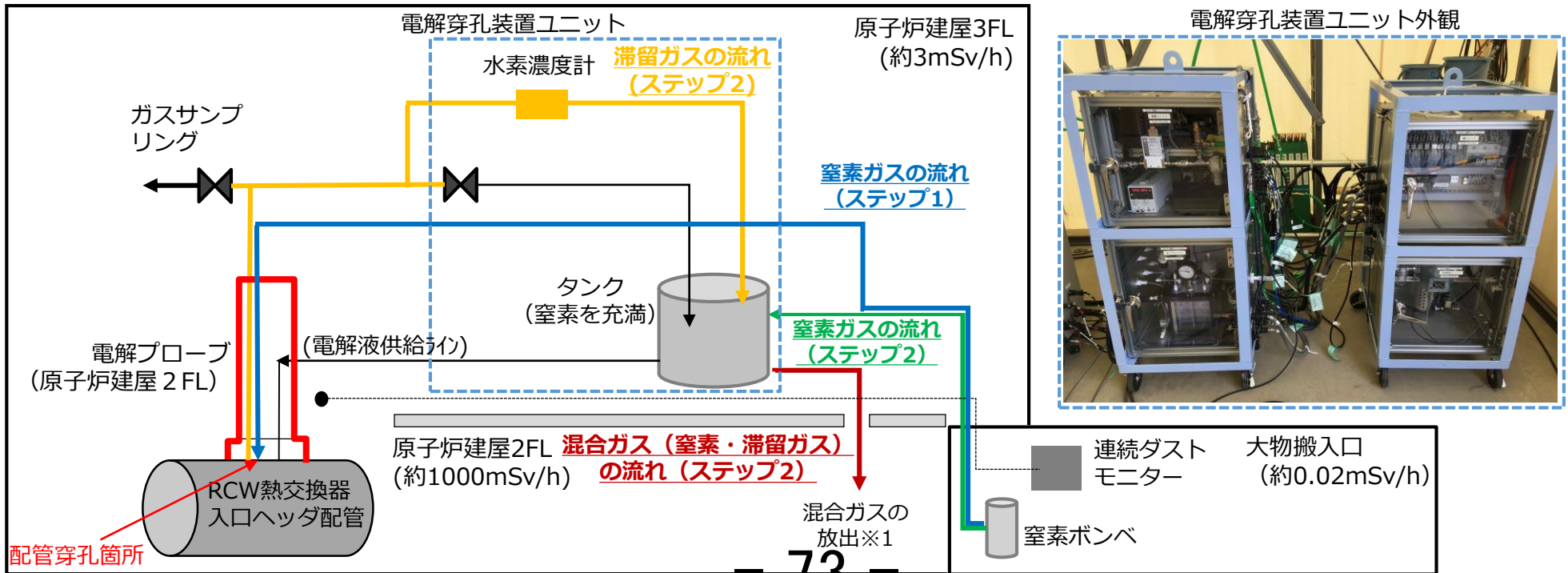
| 試料 | 目的 | 分析項目 | 分析結果 |
|------------------------------|---|-------|----------------------|
| RCW熱交換器 入口ヘッド配管 内の滞留ガス | <ul style="list-style-type: none">配管穿孔作業の安全確保として可燃性ガス滞留の確認のため。事故由来のガスであるかの特定のため。 | 水素 | 約72.0% |
| | | 硫化水素 | 約27.9ppm |
| | | 酸素 | 約17.6% |
| | | Kr-85 | 約4Bq/cm ³ |

4. RCW熱交換器入口ヘッダ配管からの滞留ガスパーズ作業

ステップ1：当該配管内に**窒素ガス**を封入し、**滞留ガス**の水素濃度を低減。

ステップ2：**滞留ガス**をタンクへ排出し、当該タンクに供給する**窒素ガス**で希釈。窒素と滞留ガスの**混合ガス**としてR/B 3階床面の開口からR/B 2階へパーズ作業を実施。

- パーズ作業の際には、可燃性ガスなどを内包することに対する安全性を考慮し、放出箇所の水素濃度等の監視を実施し、水素濃度が可燃性限界（4%未満）になるまで、遠隔にて上記**ステップ1,2**を繰り返して実施。また、放射性物質（気体）を内包することに対する環境への影響を考慮し、ダスト等の確認・監視を行いながら実施。
- 現在、作業を慎重に実施中(12月6日実績 水素濃度約8%)。



※1：窒素で希釈し、水素の可燃性限界（4%）を下回った状態で放出する計画。

滞留ガスパーズのイメージ

5. スケジュール

| | 2022年 | | | | 2023年 |
|------------------|--------------------|-----------------------------------|---|---|--------------|
| | 9月 | 10月 | 11月 | 12月 | 1月 |
| RCW内包水 サンプリング | <p>機材搬入・設置等の準備</p> | <p>ヘッダ配管の防露材撤去</p> <p>電解穿孔の設置</p> | <p>ヘッダ配管の電解穿孔・水素ガス確認10/24～11/15</p> <p>ヘッダ配管の水素パージ(窒素封入) 11/16～</p> | <p>ヘッダ配管の穿孔(機械式穿孔)</p> <p>内包水サンプリング 片付け</p> | <p>工程調整中</p> |

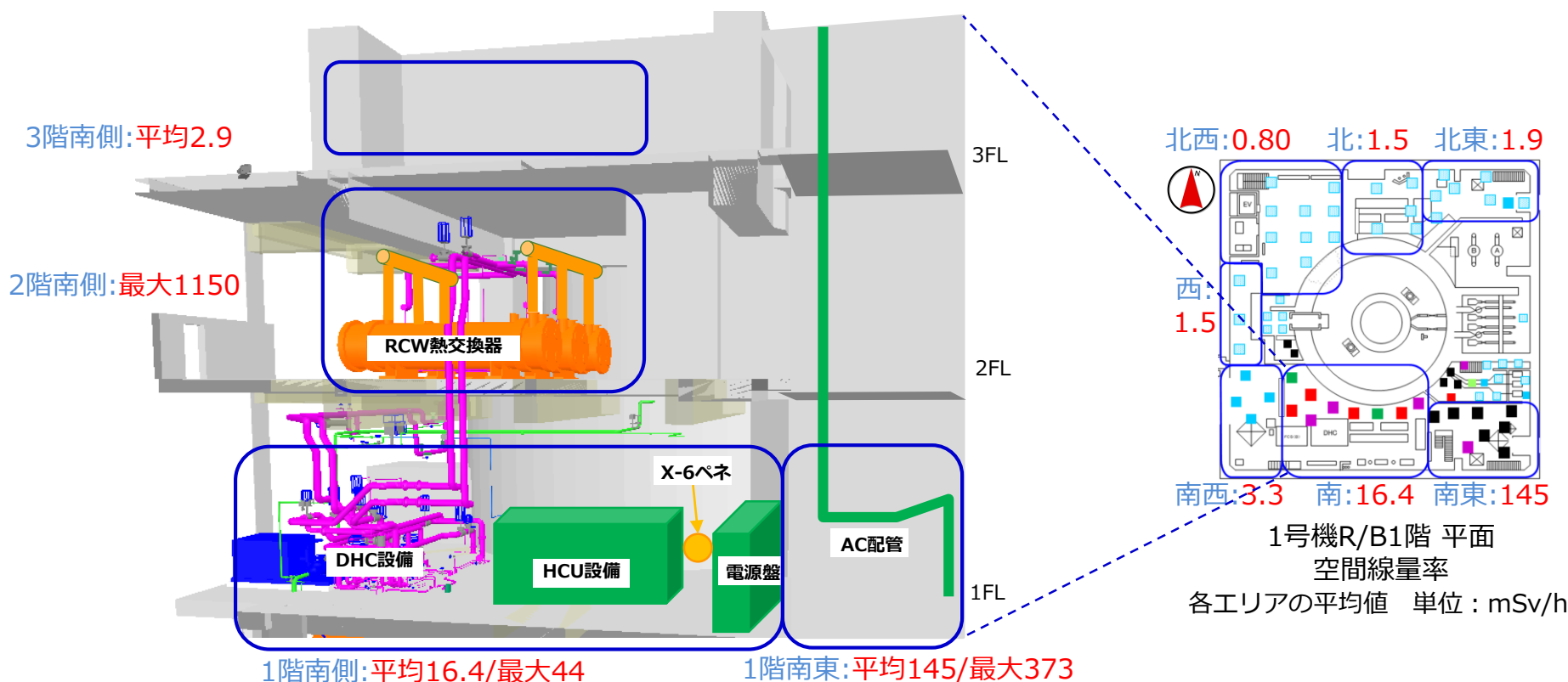
- Kr-85の放出による敷地境界における被ばく影響を評価を実施。
- 今回の分析で確認されたKr-85濃度 ($4.15\text{Bq}/\text{cm}^3$) および滞留ガスの体積^{※1} (約 8m^3) を考慮して敷地境界における実効線量を評価した結果, 低い値に留まること (約 $1.3 \times 10^{-10}\text{mSv}$) を確認。
- なお, 当該値は, 1~4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果^{※2}で示している年間の評価値 ($4 \times 10^{-5}\text{mSv}$) に対して十分に小さく, 周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは極めて小さいと考えている。

※1 配管内の気相部の圧力は考慮し体積を算出しているが, 圧力の不確かさを加味したとしても, 1~4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果と比べ十分に小さいと想定。

※2 2022年10月25日公表

参考2. 1号機原子炉建屋の環境改善

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

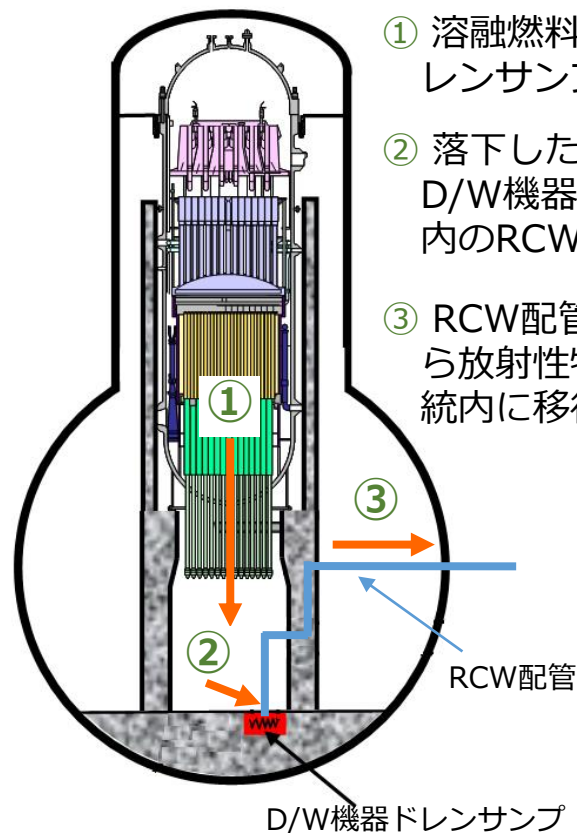


1号機R/B1～3階南側 断面
各エリアの空間線量率 単位: mSv/h

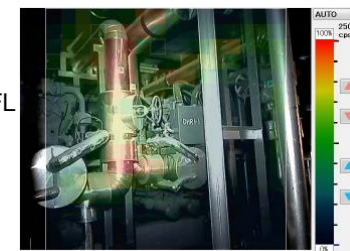
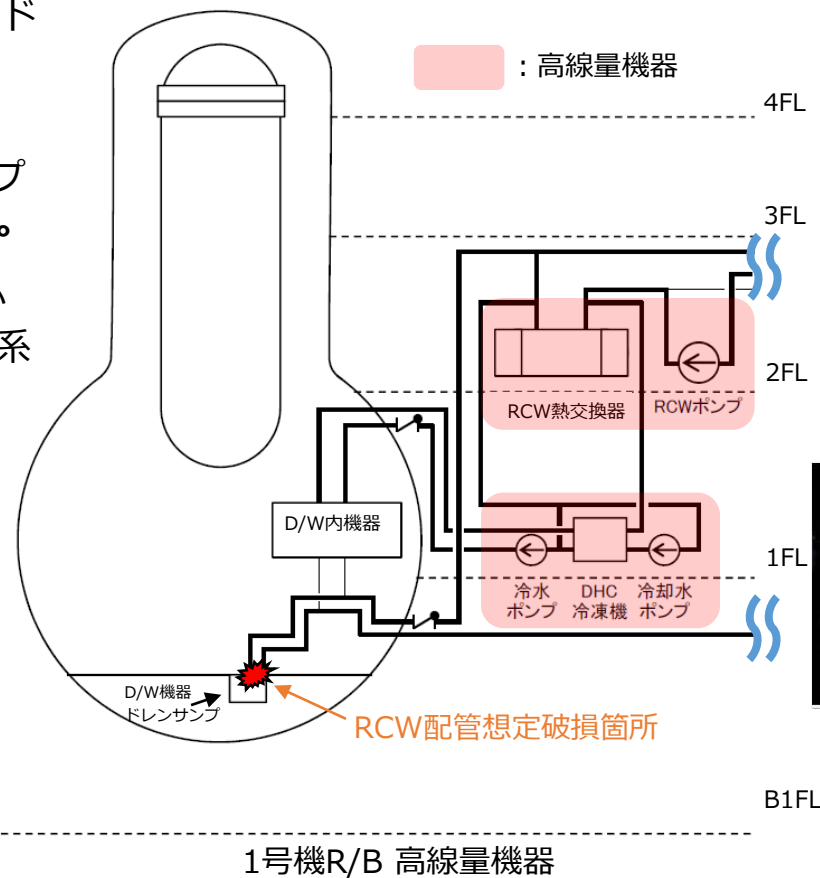
76

参考3. RCW系統の汚染経緯

- 1号機RCW系統は、事故時にD/W機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が破損したことで、放射性物質がRCW配管内に移行し、高線量化したと推定されている。



RCW系統が高線量に至った経緯（推定）



DHC設備ガンマカメラ測定画像

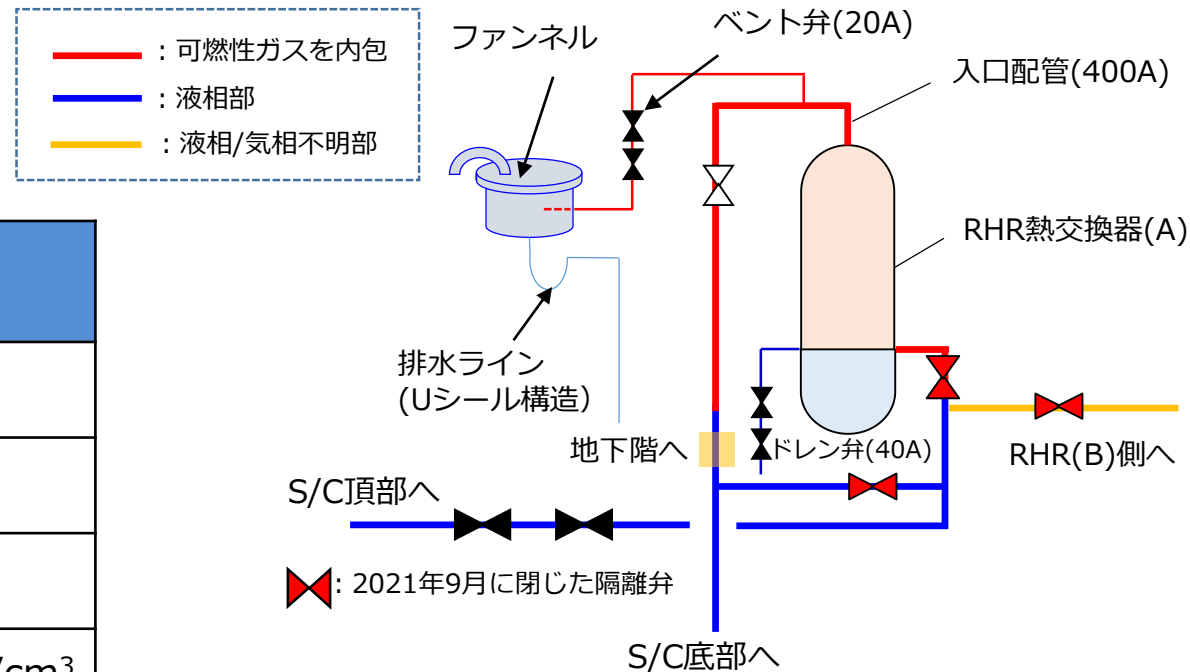
※ D/W(Drywell) : ドライウェル

PCV(Primary Containment Vessel) : 原子炉格納容器

参考4. 過去に実施した3号機残留熱除去系配管内の滞留ガスのページ **TEPCO**

- 3号機原子炉格納容器内取水設備の設置時に、当該設備の取水点構築に伴い残留熱除去系（RHR）配管のベント操作を実施したところ、当該配管内に滞留ガスを確認。

| 試料 | 分析項目 | 分析結果 |
|-------------------|-------|-------------------------------------|
| 3号機残留熱除去系配管内の滞留ガス | 水素 | 約20.0% |
| | 硫化水素 | 約20.0ppm |
| | 酸素 | 約0% |
| | Kr-85 | 約 $2.64 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ |



RHR配管の系統概略イメージ

福島第一原子力発電所 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管撤去の進捗

2022年12月8日



東京電力ホールディングス株式会社

1. 1 / 2号機SGTS配管撤去目的及び撤去範囲

◆ 目的

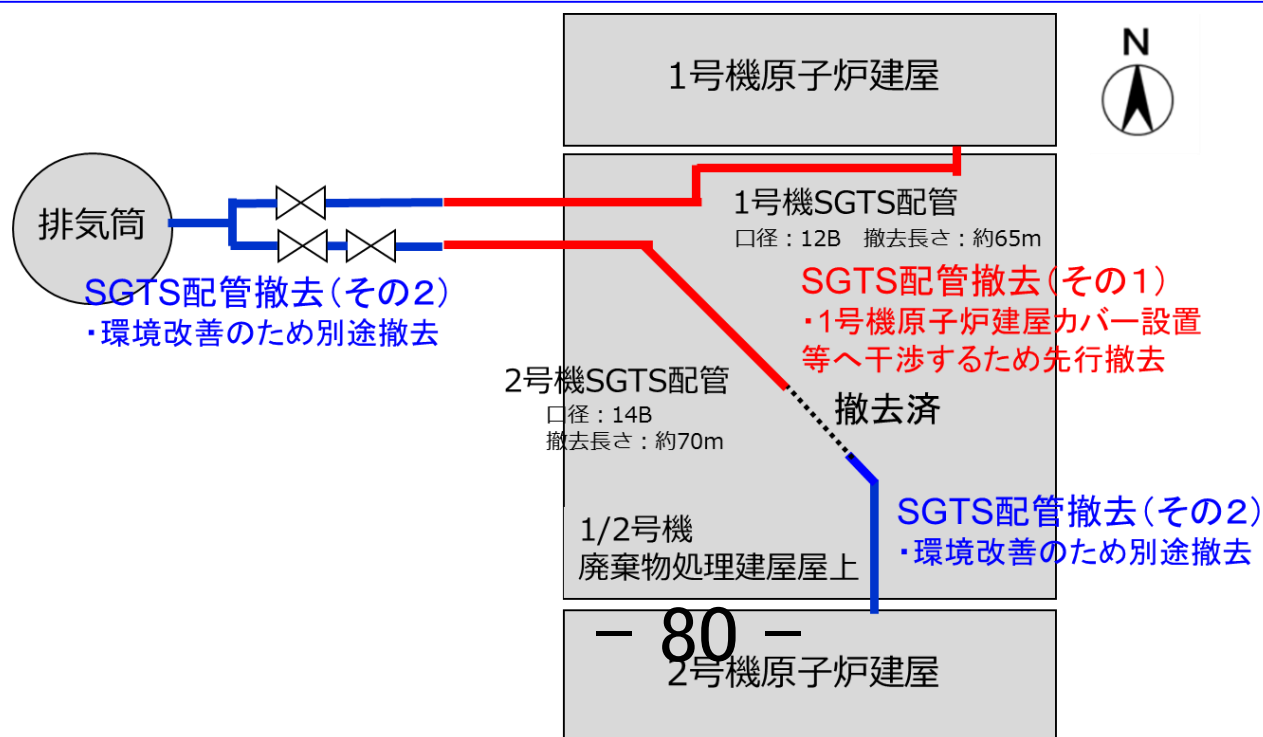
1号機及び2号機非常用ガス処理系配管（以下、SGTS配管）のうち屋外に敷設されている配管について、以下のとおり2つの工事に分けて撤去を行う。

➤ SGTS配管撤去（その1）

1/2号機廃棄物処理建屋（以下、1/2号機Rw/B）上部のSGTS配管のうち、1/2号機Rw/B雨水対策工事及び1号機原子炉建屋大型カバー設置工事に干渉する範囲を先行撤去。（現在中断し、信頼度向上対策を実施中。）

➤ SGTS配管撤去（その2）

SGTS配管撤去（その1）の完了後、他の廃炉作業との直接的な干渉が無い1/2号機排気筒近傍他の範囲について、環境改善（線量低減）のため別途撤去予定。



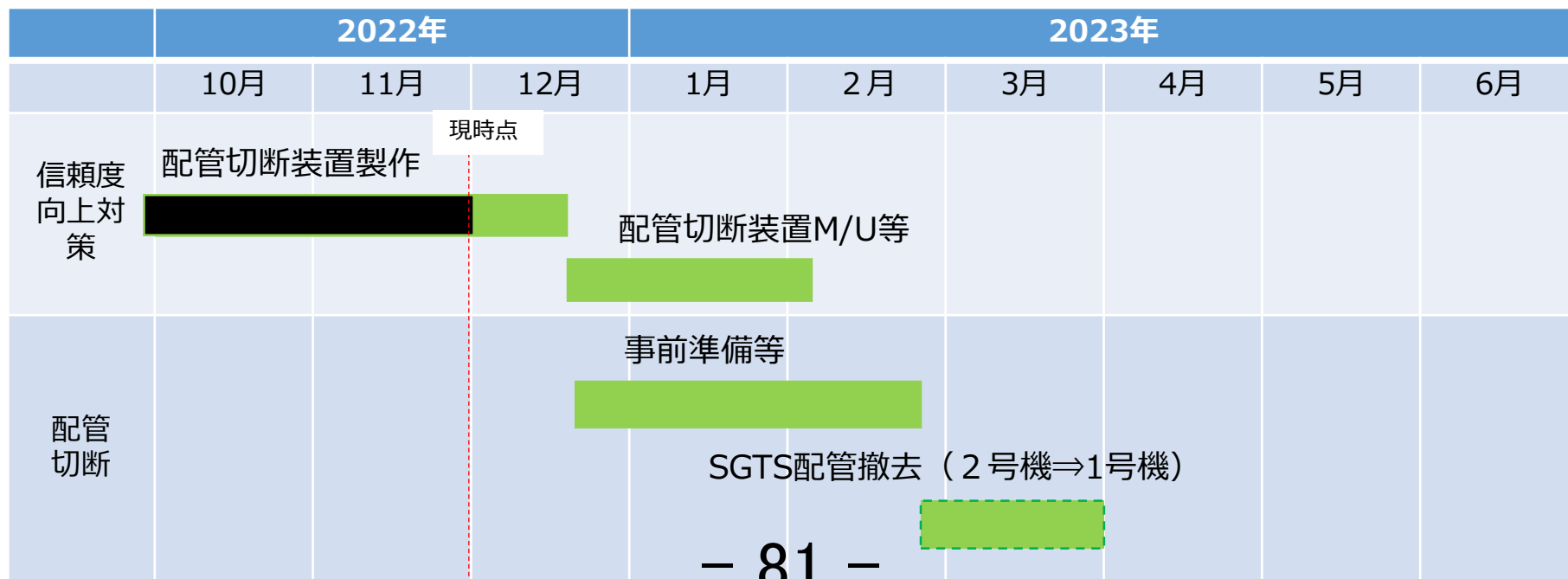
2. 1 / 2号SGTS配管撤去工程（予定）

○SGTS配管撤去については2021年7月より作業を開始しているが、クレーン故障・切断装置不具合等により工程が遅れている。

○1号機カバー設置等の工程遅延リスク低減のため、2022年7月に周辺工事と工程組替を実施。

○現状

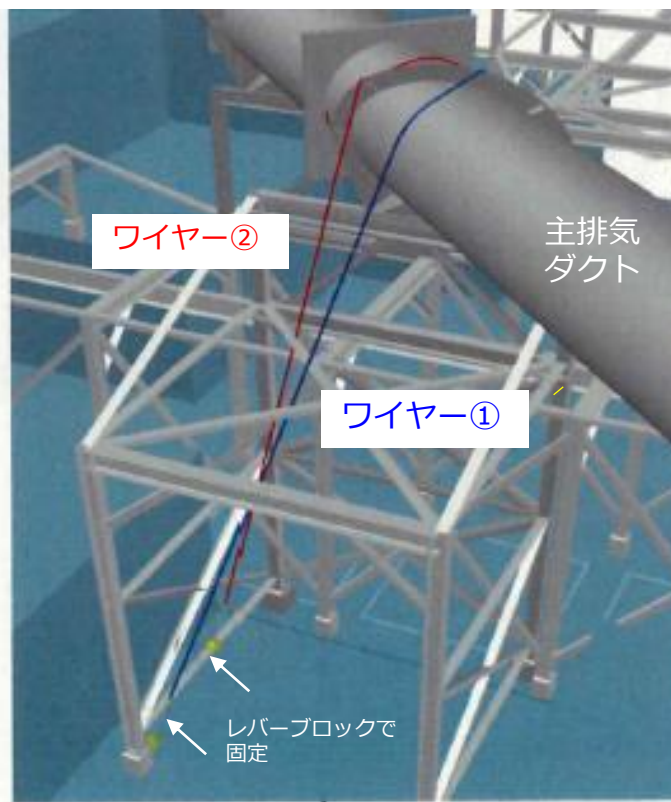
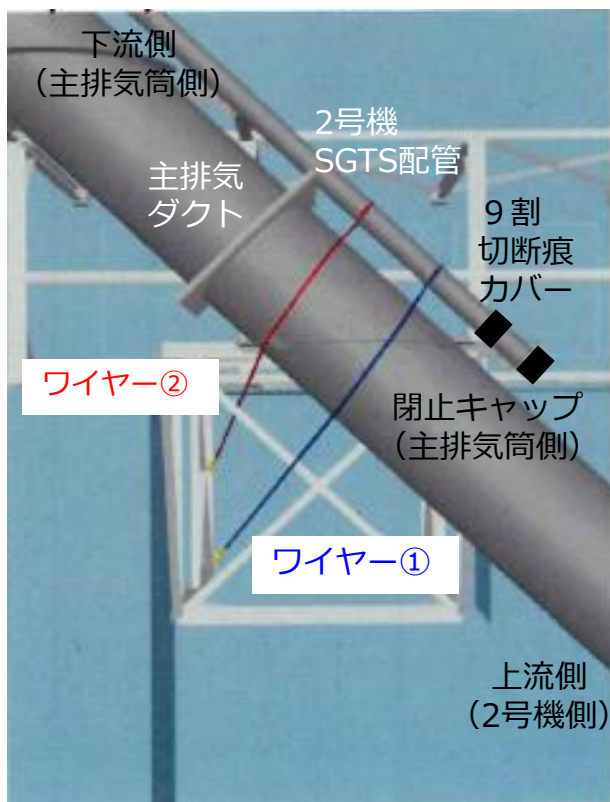
- ・1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去の信頼度向上対策を実施中。
- ・SGTS配管の切断再開時期は、2023年2月下旬を目標としている。



3. 1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去の現状

○切断途中の配管の歪みが中断期間中に進行しない処置を実施済。

- 2本のワイヤーによる固定を実施。
- 約9割切断痕の残り1割は残存していることを確認。
- 1本目配管の切断面（主排気筒側・2号機側）へ閉止キャップ取り付け，及び9割切断痕へ板金カバー取り付けを実施。



- 週に1回，遠隔カメラで状態を確認中。
- 配管の切断部にズレ等が無いこと，及び固定ワイヤーに異常が無いことを確認。
- 大熊町で震度4の地震発生時，ダストモニタ指示及び遠隔カメラの確認を実施。
- 現状、異常は確認されていない。

- SGTS配管撤去・1号機カバー設置の工程遅延リスク低減のため、工程組替を実施。

【工程組替え内容】

(1) クレーンの故障による工程遅延リスクの低減

1号機カバー設置工事で使用している老朽化した750 t C Cの解体と新しい1250 t C Cの組み立てを先行実施。

1250 t C CはSGTS配管撤去工事でも活用する予定。

(2) Rw/B周辺の作業環境の改善

SGTS配管の1ブロック目を撤去した箇所から1号機Rw/B屋上へのアクセスルートを構築し、ガレキ撤去を先行実施し、Rw/B周辺の作業環境の改善を実施。

(3) SGTS切断装置の信頼度向上による遅延リスクの低減

中断期間を活用し、これまでの切断装置不具合を振り返り、切断装置の改造検討、噛み込み時の対応方法の見直し及びそれらのモックアップ等を実施。

- ・噛み込み発生防止のための切断装置の改造検討
- ・油圧ホースからの油漏れ対策を検討
- ・噛み込み時のリカバリー対策を検討

参考資料 1

1/2号機Rw/B上部のSGTS配管撤去の
信頼度向上対策

● 切断装置の改造検討

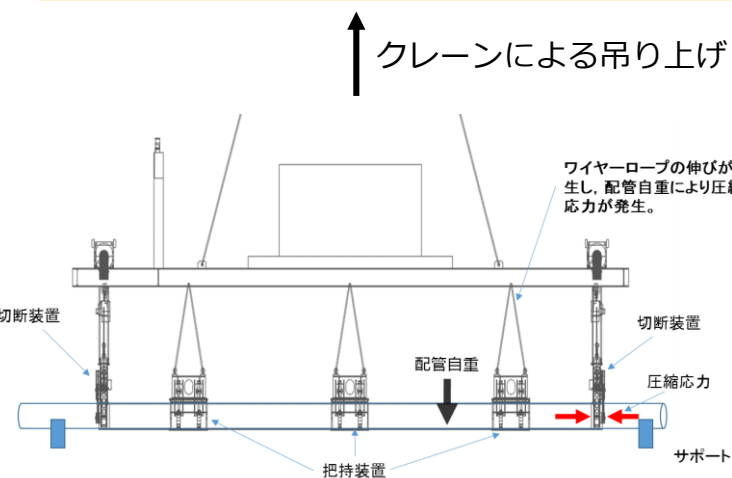
➤ 切断装置（ワイヤーソー）の配管への噛み込み発生について

推定原因

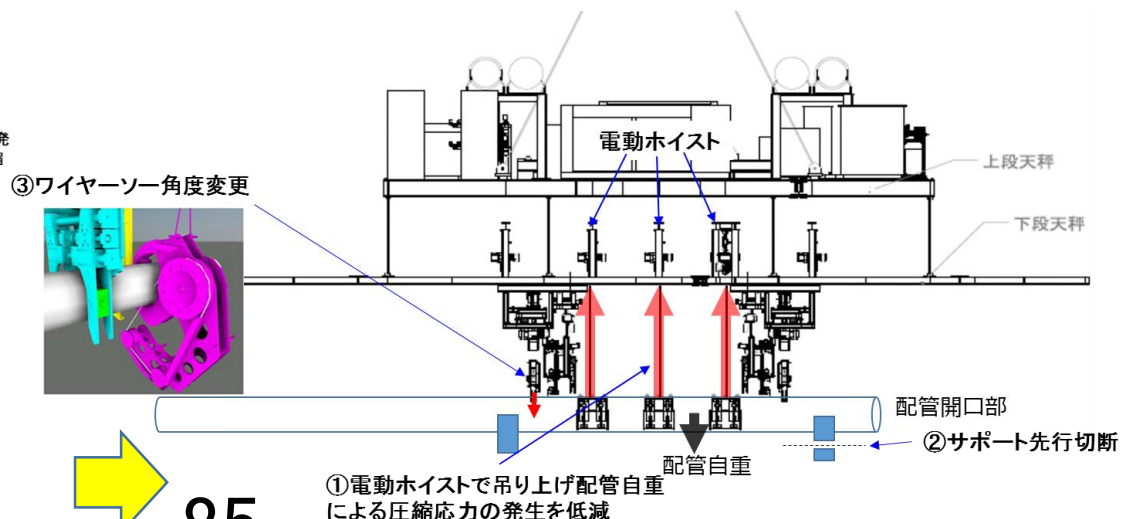
- ・切断が進むにつれ、切断面に配管自重による圧縮応力が発生し、ワイヤーソーの刃が噛み込んだ。
- ・クレーンによる吊り上げだけでは配管自重による圧縮応力の発生を低減効果が十分でなかったと推定。

対策

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



図：対策前のイメージ



図：対策後のイメージ

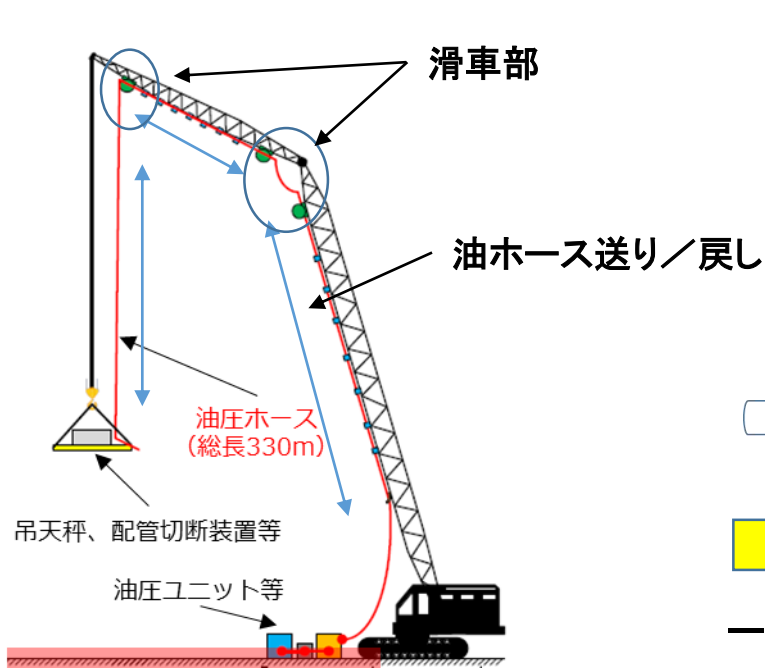
➤ 油圧ホースの油漏れ

推定原因

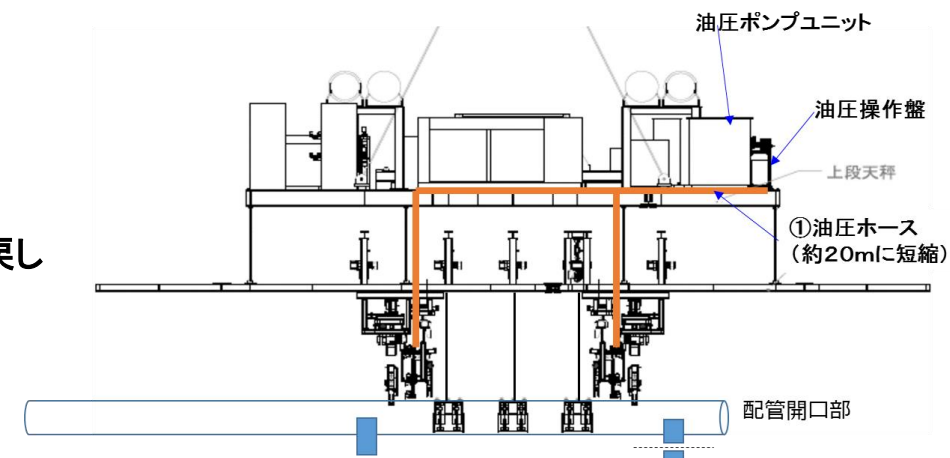
- ①油圧ホースをクレーンブームに敷設しているため、ホースが長くなり（約330m）、ホースの自重により負荷がかかり、油圧ホースが損傷した。
- ②配管切断装置の吊り上げ下げに合わせ、油圧ホースの送り／戻しを行うため、ホースに負荷がかかり、油圧ホースが損傷した。

対策

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



図：対策前のイメージ

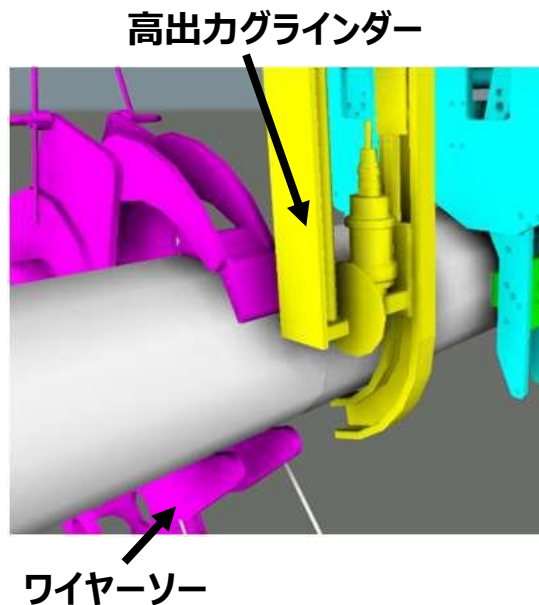


➡
- 86 -

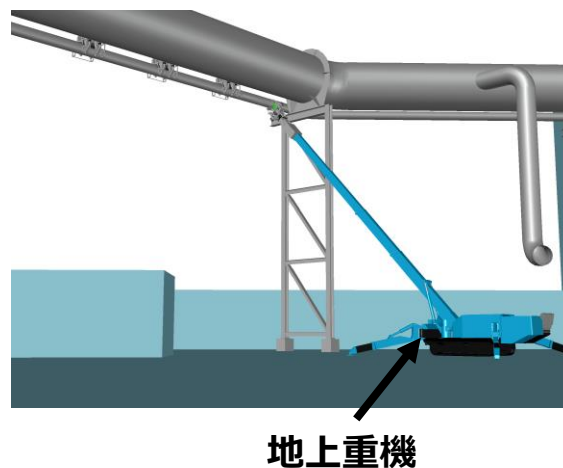
図：対策後のイメージ

➤ リカバリー対策

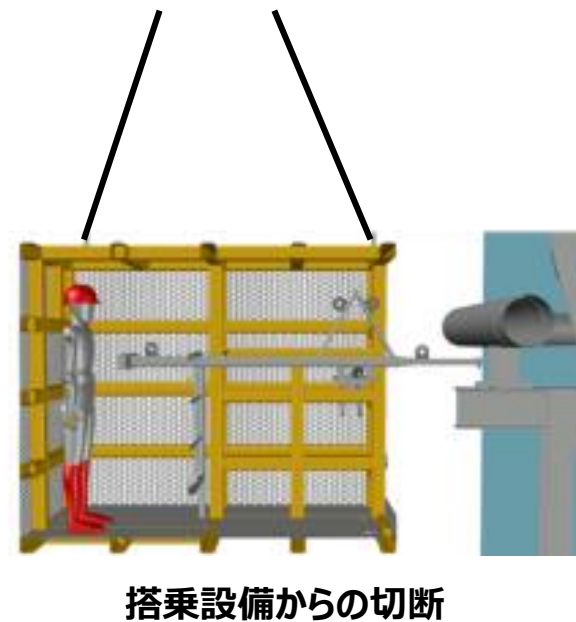
- ①ワイヤーソー切断で噛み込みが発生した場合、配管の残余分を高出カグラインダーにて切断する。
- ② 1 / 2号機Rw/B上部のガレキ撤去が完了している箇所から、地上重機による切断を準備。
- ③地上重機のアクセスが難しい箇所用には、搭乗設備による切断を準備。



図：リカバリー対策①



図：リカバリー対策②



図：リカバリー対策③