

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

議事次第

1. 日 時 令和4年12月5日(月) 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の最新情報について

- ・ 1号機 PCV 内部調査から得られた情報 (前半調査とりまとめ)
- ・ 燃料デブリ分布の推定について
- ・ 水蒸気条件下での有機物の分解について

(2) 事故分析の中間取りまとめ(2022年度)の素案について

- ・ 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(2022年度)の素案

(3) 東京電力 HD 未確認・未解明事項の調査・検討結果「第6回進捗報告」について

- ・ 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定
- ・ 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定
- ・ 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について
- ・ 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

(4) 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について

- ・ 1号機 RCW 熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス

(5) シールドプラグの形状測定について

- ・ 第32回事故分析検討会資料の訂正
- ・ これまでの検討内容等のまとめ

(6) 1号機タービン建屋地下1階調査等の状況について

- ・ 1号機タービン建屋地下1階
- ・ 2号機原子炉建屋地下階(予備調査)

(7) その他

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 1 - 2 : ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果 [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 29 回）資料 1 - 2 再掲）

資料 2 : 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（2022 年度）素案 [原子力規制庁]

資料 3 : 福島第一原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告～第 6 回進捗報告～ [東京電力ホールディングス株式会社]

資料 4 : 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 5 - 1 : 福島第一原子力発電所 2 号機シールドプラグの変形（第 32 回会合資料 4 - 1 の一部訂正）[原子力規制庁]

資料 5 - 2 : 福島第一原子力発電所 2 号機シールドプラグの変形（これまでの検討内容等のまとめ）[原子力規制庁]

資料 6 : 現地調査の実施状況（1 号機タービン建屋地下 1 階、2 号機原子炉建屋三角コーナー（予備調査））[原子力規制庁]

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）

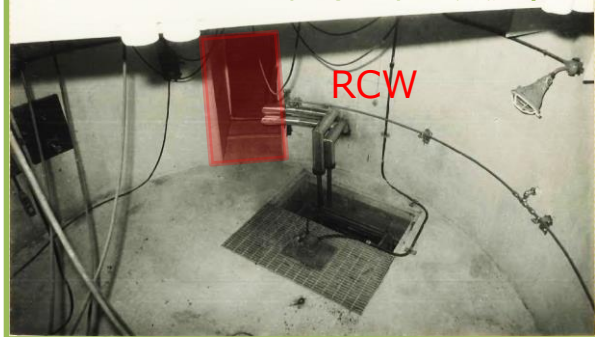
2022年12月5日

IRID **TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

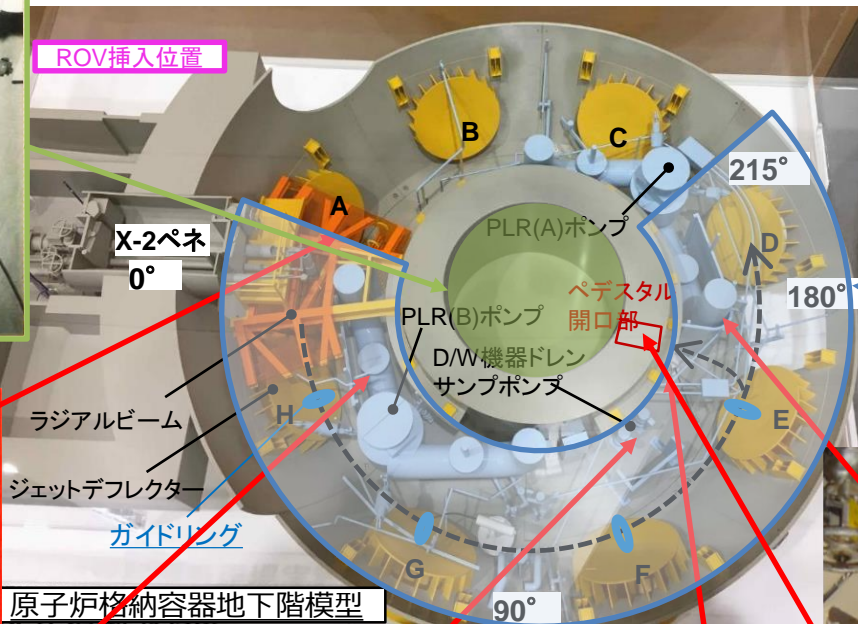
格納容器地下階の事故前の状況について

ペDESTラル内部（後半で実施）



ROV挿入位置

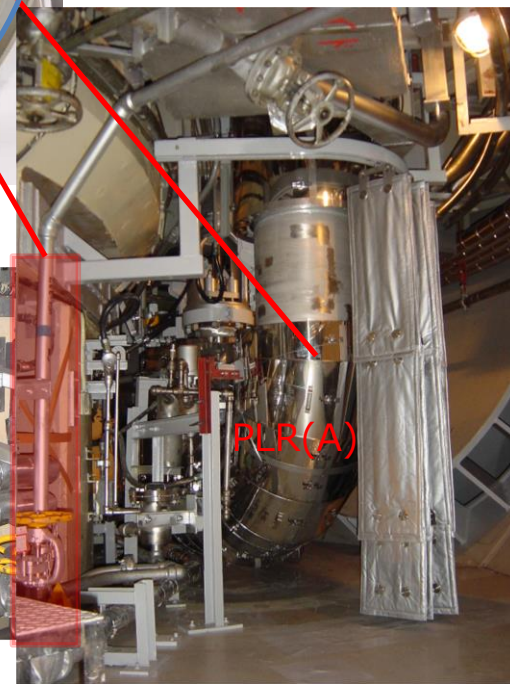
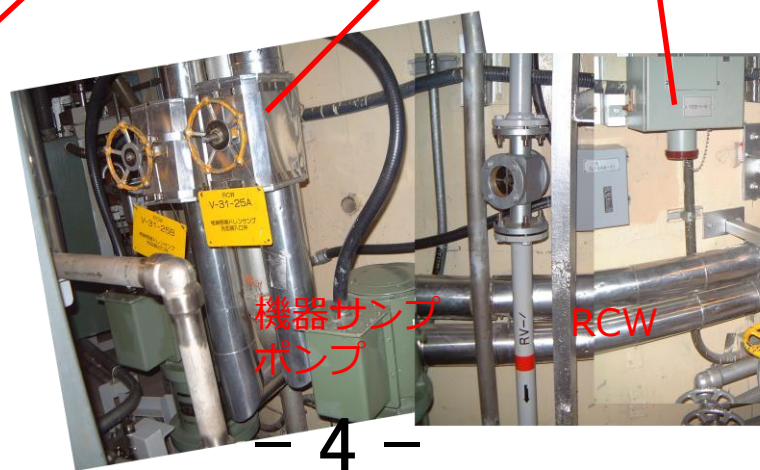
X-2ペネ
0°



前半調査の
調査範囲

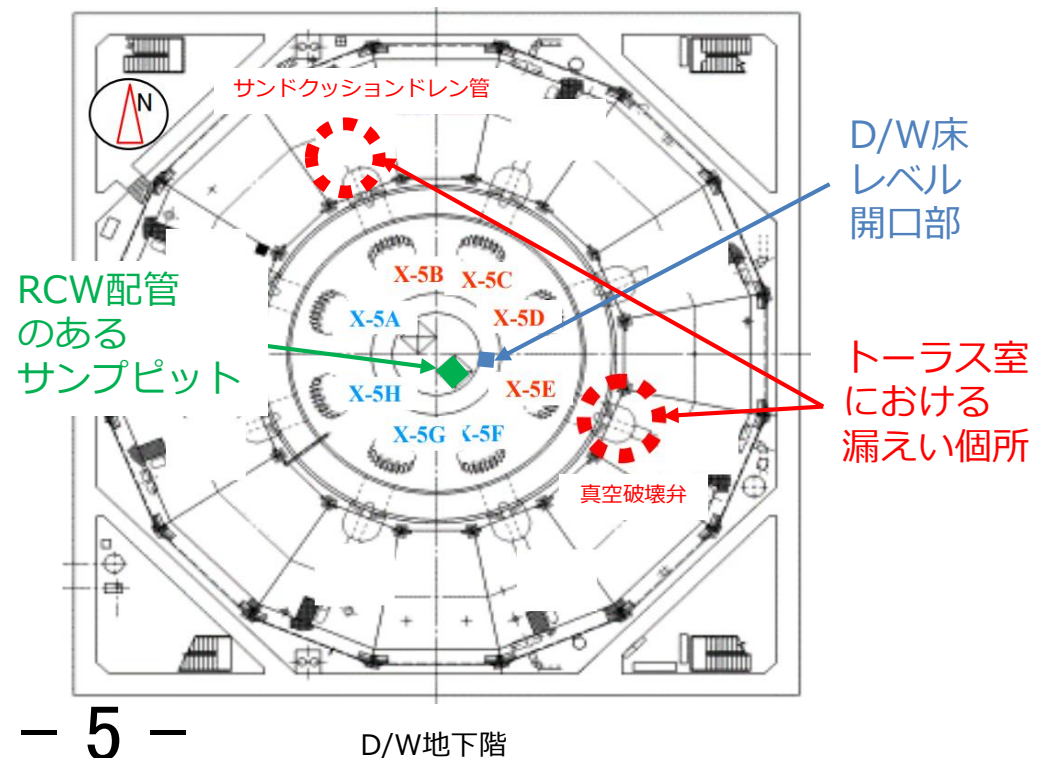
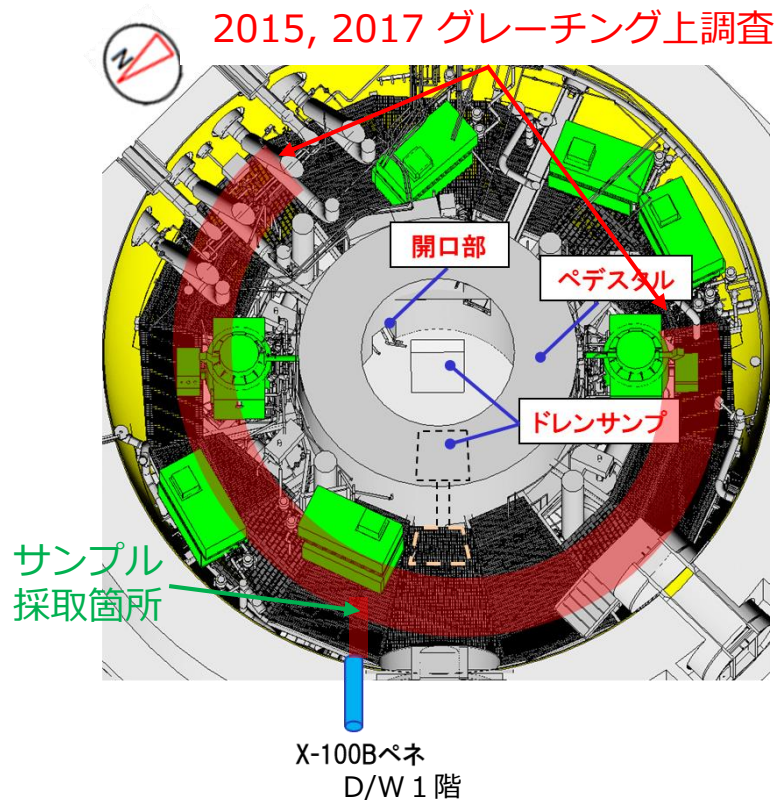
ジェット
デフレクター
(A)

PLR(B)



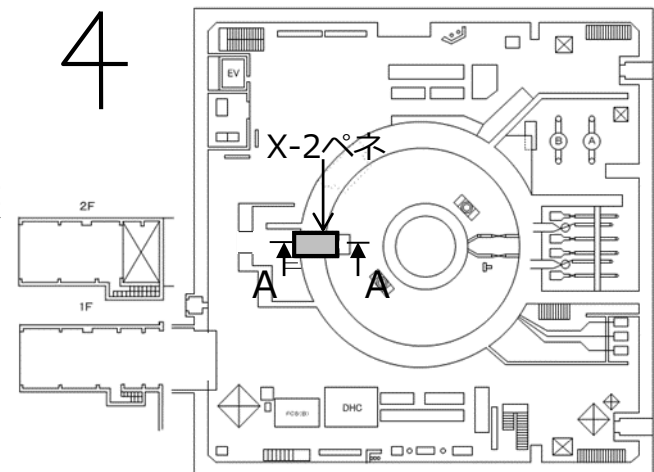
2022以前に実施された1号機の内部調査結果

- 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)

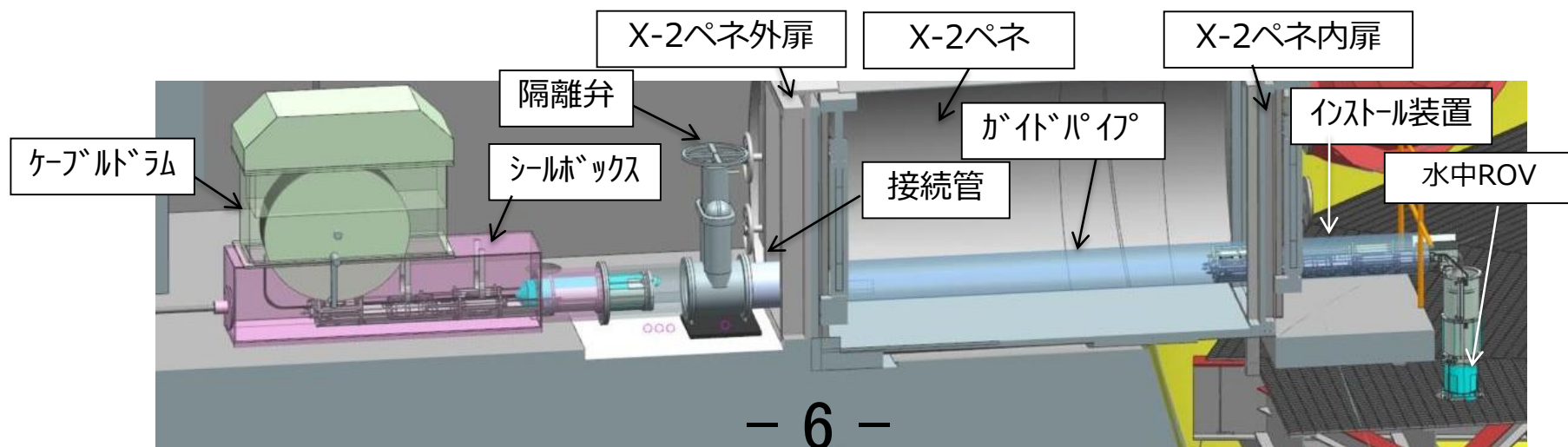


2022～23年に実施するPCV内部調査の概要

- 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

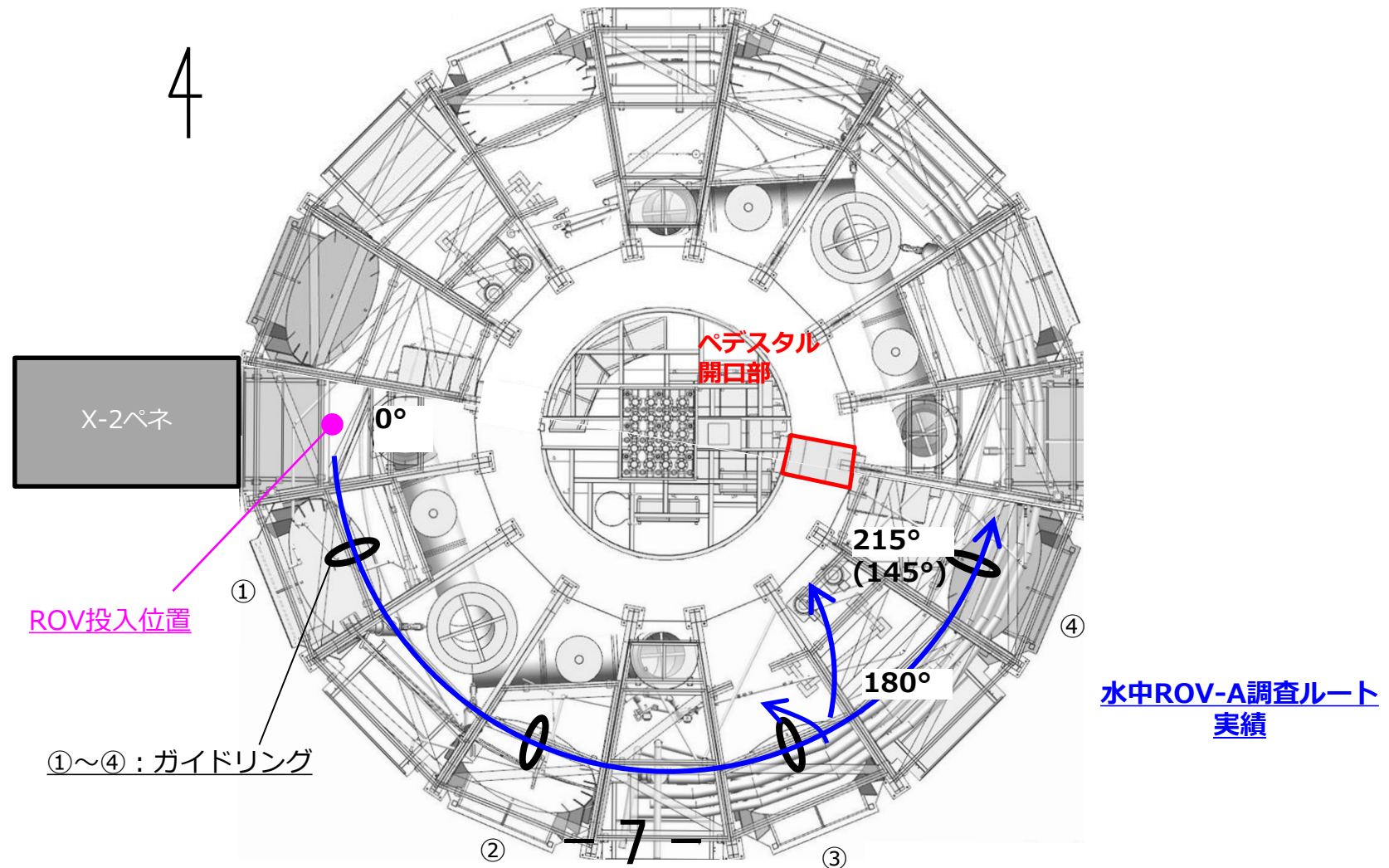


— 6 —

内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

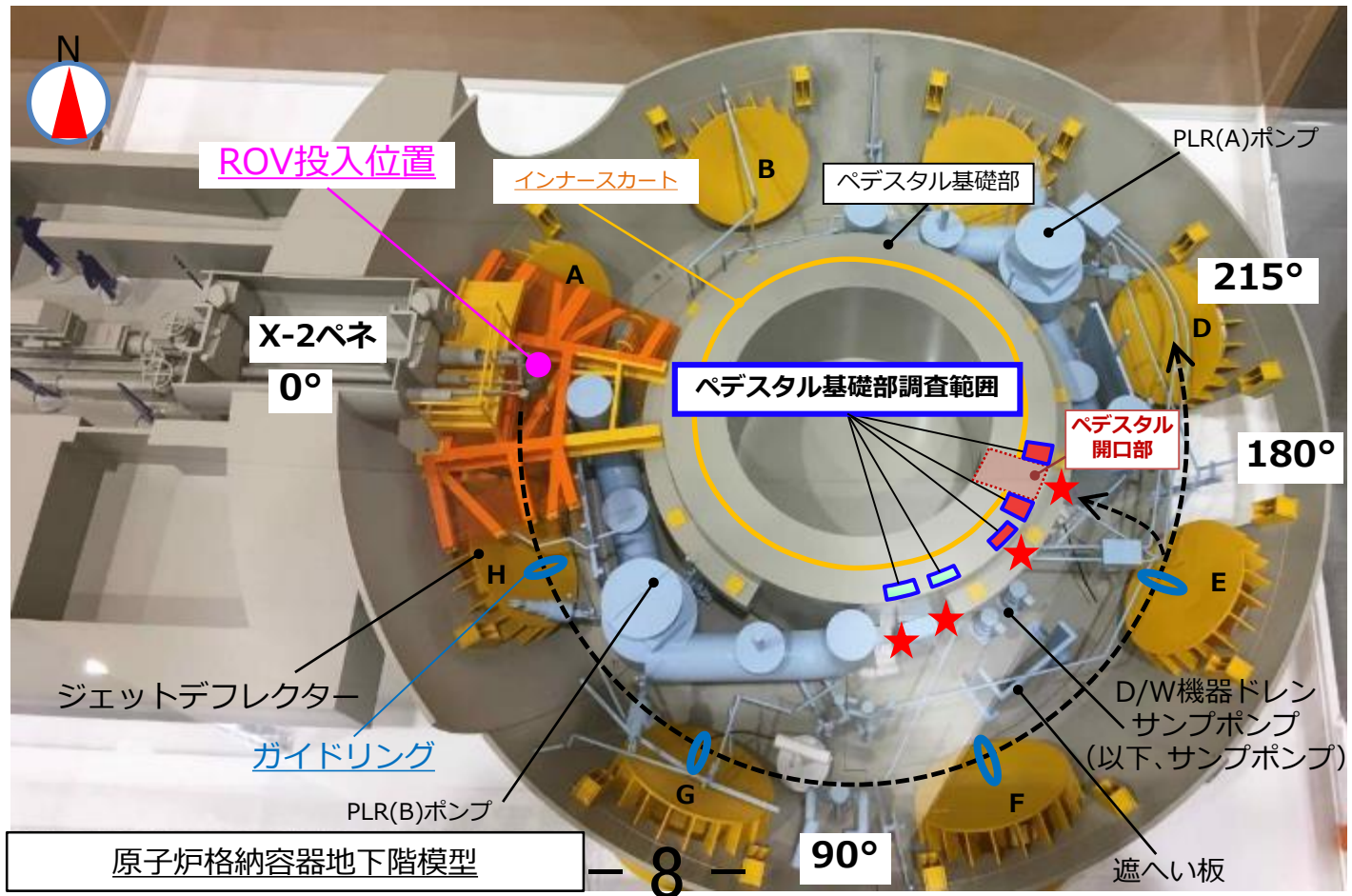
PCV内部調査の状況

- 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。

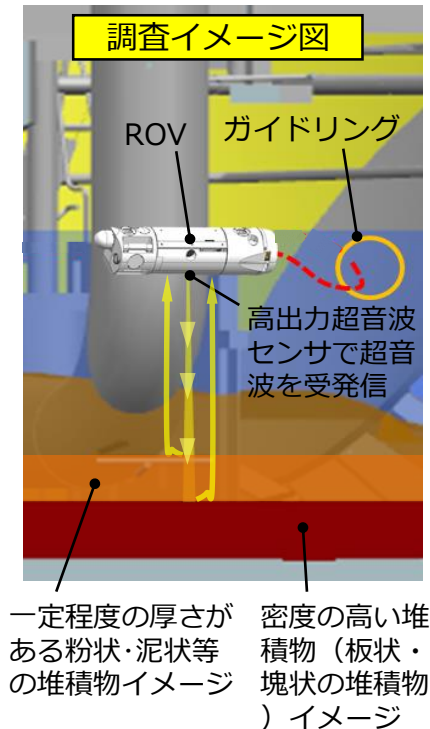
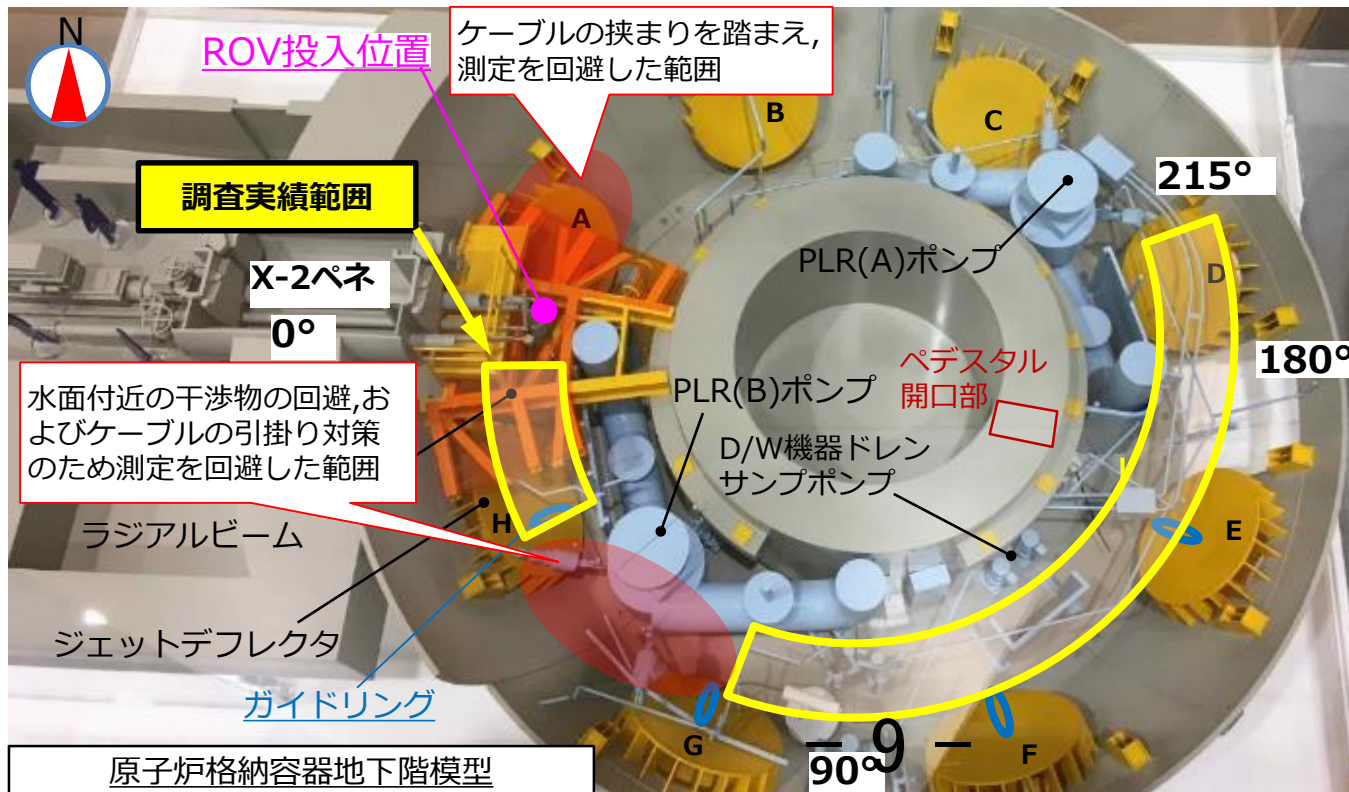


資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

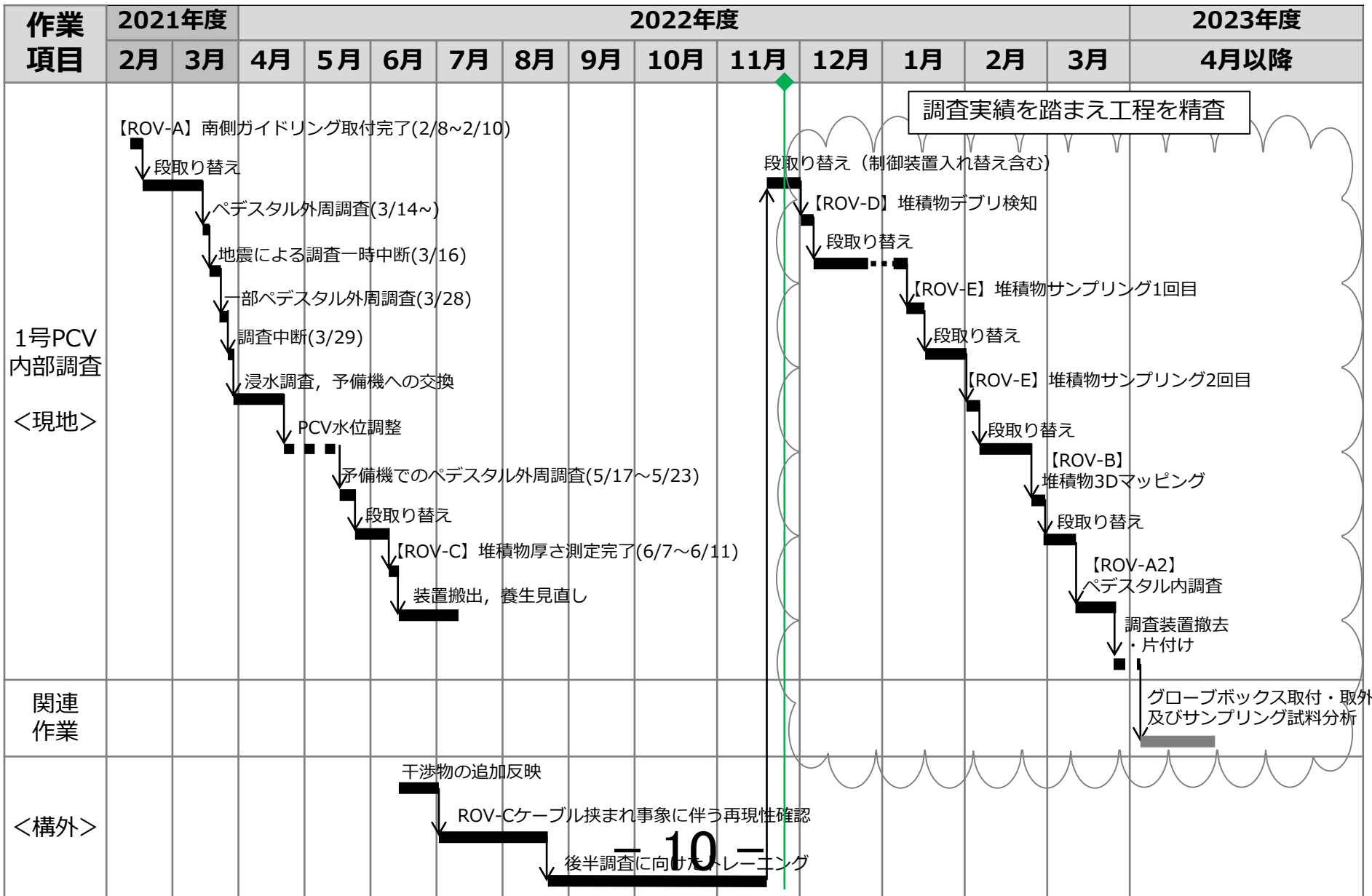
★：ROV-A2目視調査位置

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



1号機PCV内部調査全体工程



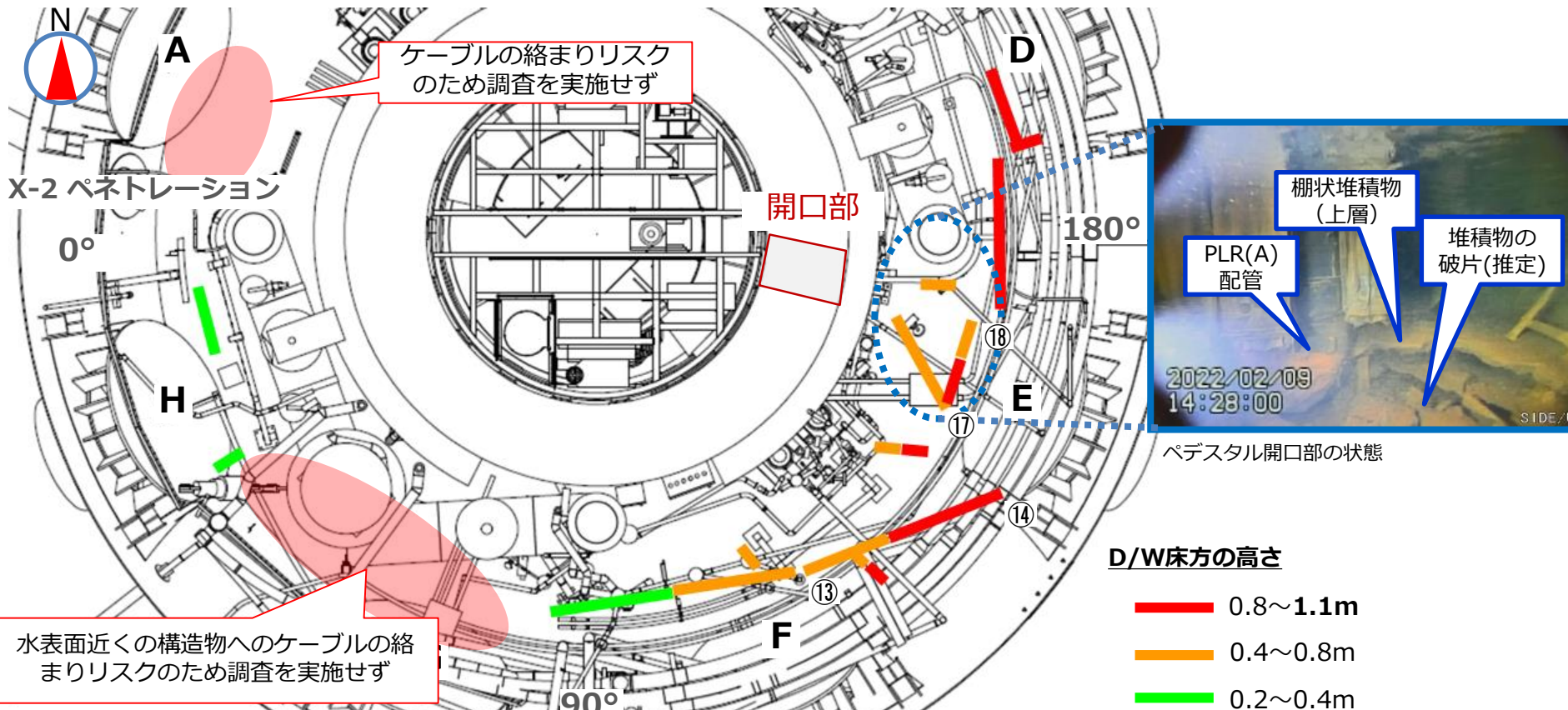
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

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

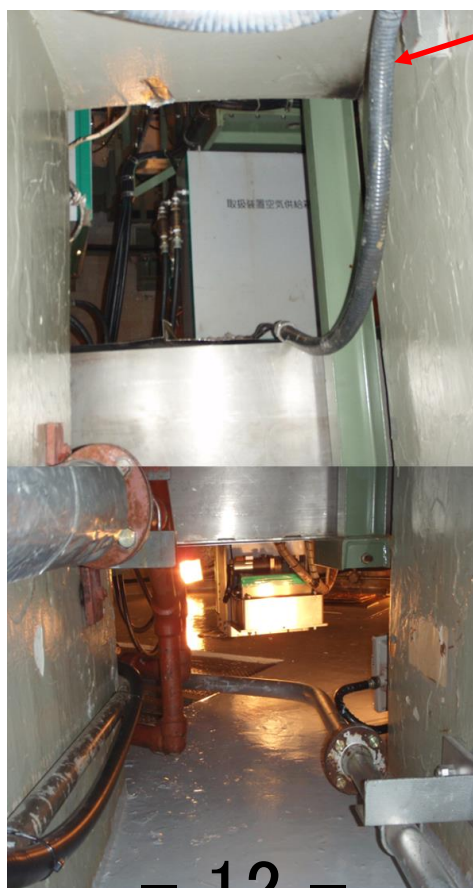
ペDESTル開口部 (D/W床レベル)

- 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

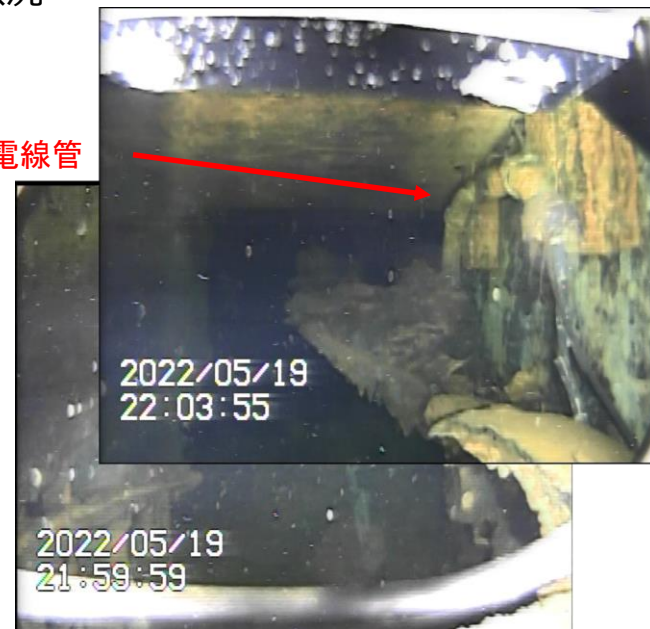
つらら状のものが生成された際は、棚状堆積物は水面よりも上にあつた可能性



電線管



電線管



つらら状

2011年以前のペDEST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？

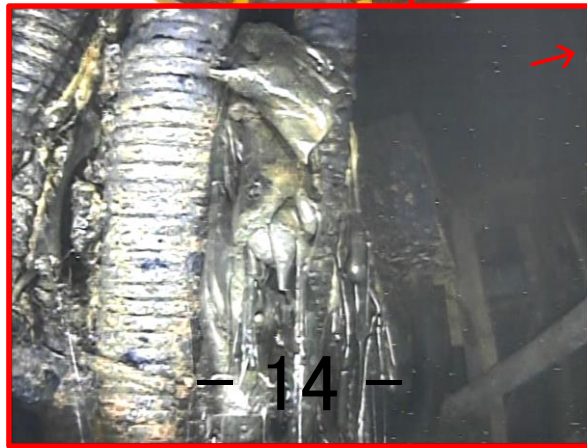
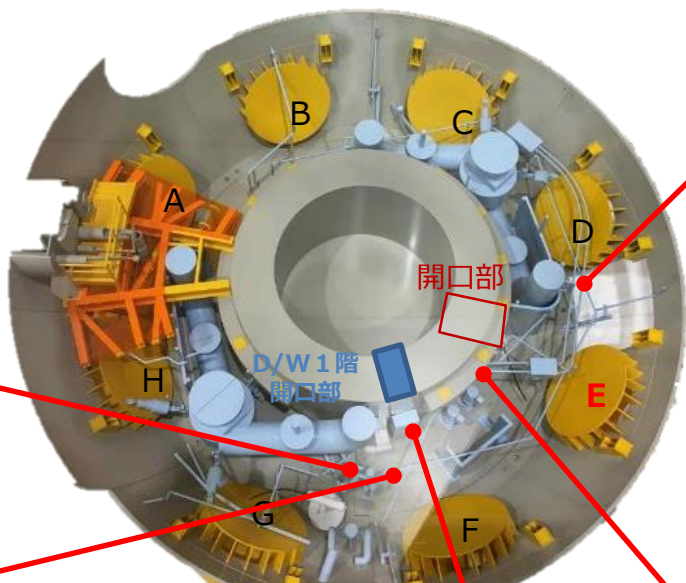
鉄筋

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

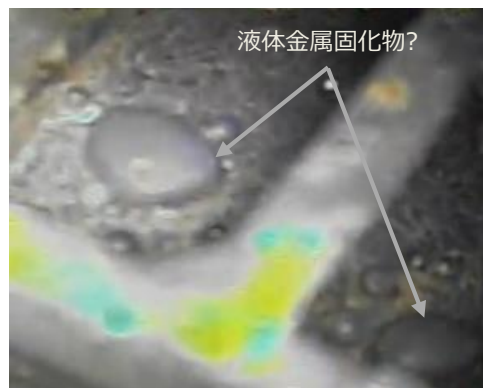


→ :D/W床ペダスタル開口部の方向
 写真の推定位置は不確かさを含む
 E:真空破壊弁からの水漏れいが確認された
 ベント管のジェットデфлекター

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

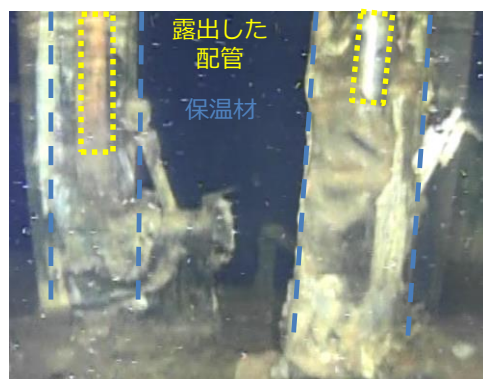
- 溶融、剥離が確認されている鉛遮へい材、および、グレーチング等の亜鉛防錆塗料（比較的少量か）
- 配管の保温材、塗料
- CRD交換用の上部ペDESTAL開口部からの物質の落下可能性



2015年実施のグレーチング上の調査結果より抜粋



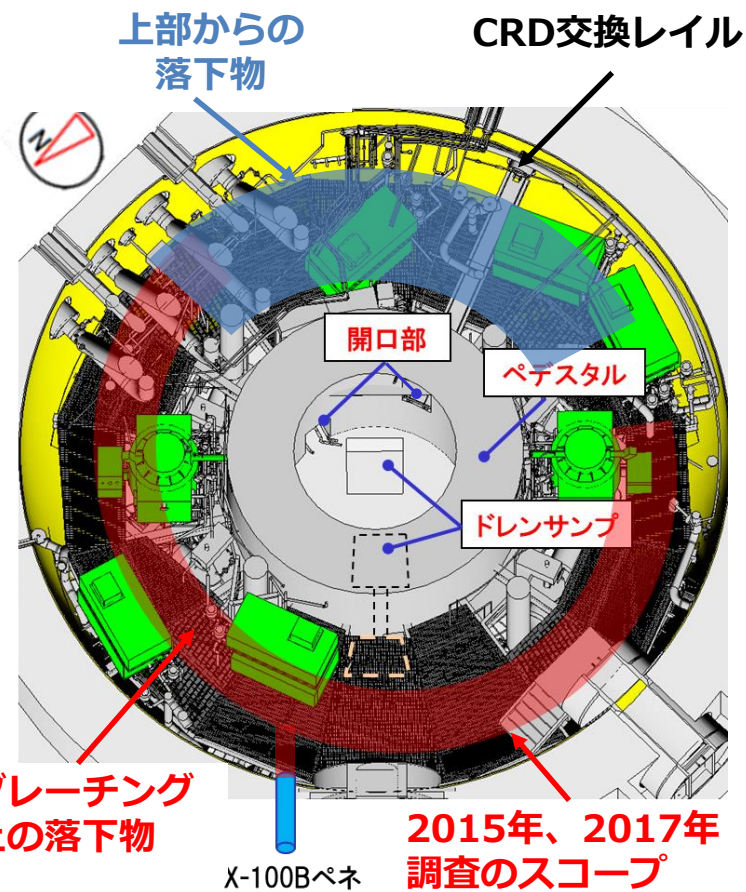
福島第二4号機で確認されたグレーチングからの亜鉛塗料の剥離（推定される環境温度 ~150°C）



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



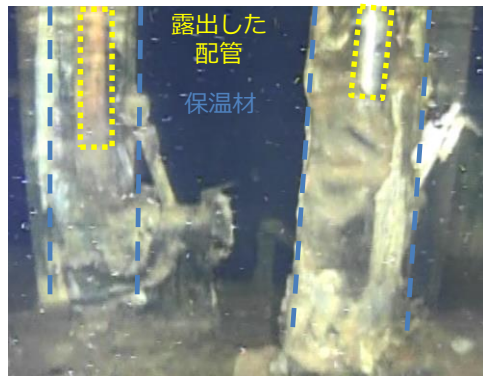
X-100Bペネ

D/W グレーチングレベル

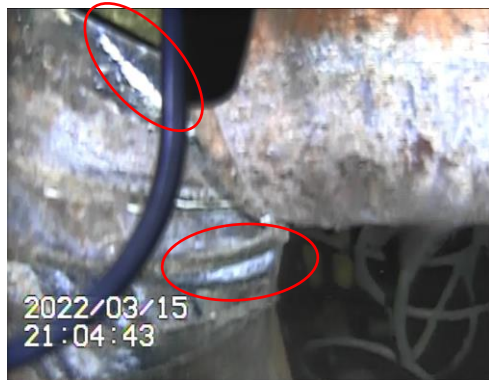
- 15 -

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



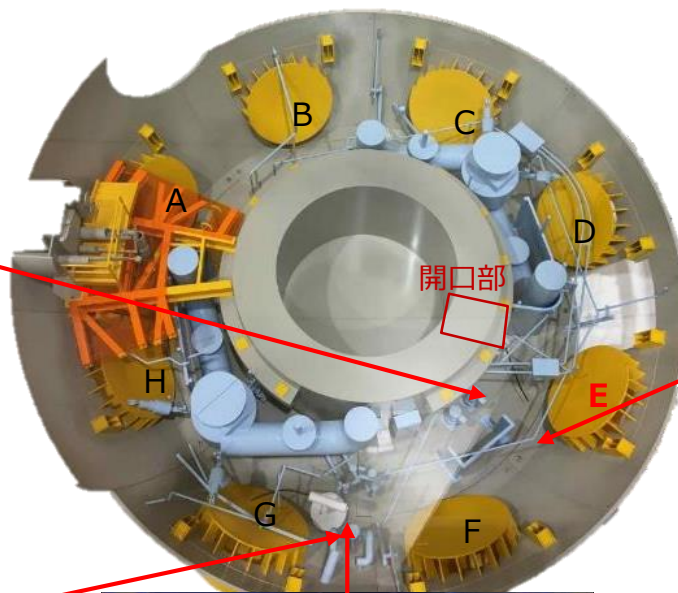
ドレンサンプルピット付近で確認されたRCW配管の保温材の状況 (水中)



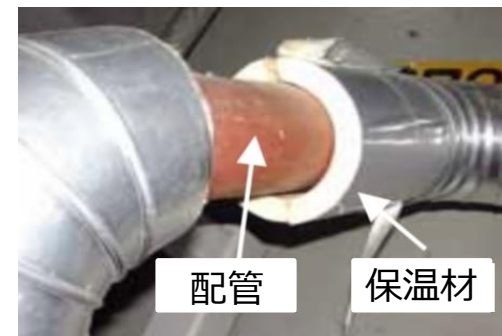
格納容器貫通部付近で確認されたRCW配管への光沢のある付着物 (水中)

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



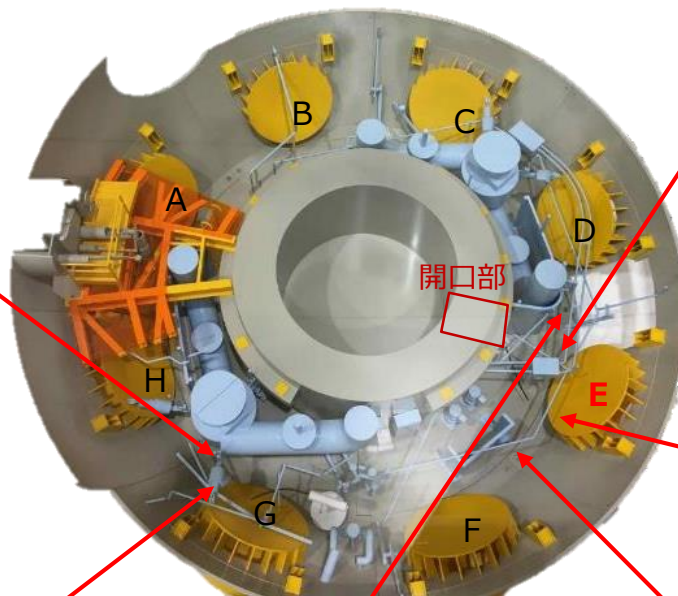
気中のRCW配管



保温材カバーの影

水面より上の配管の状況について

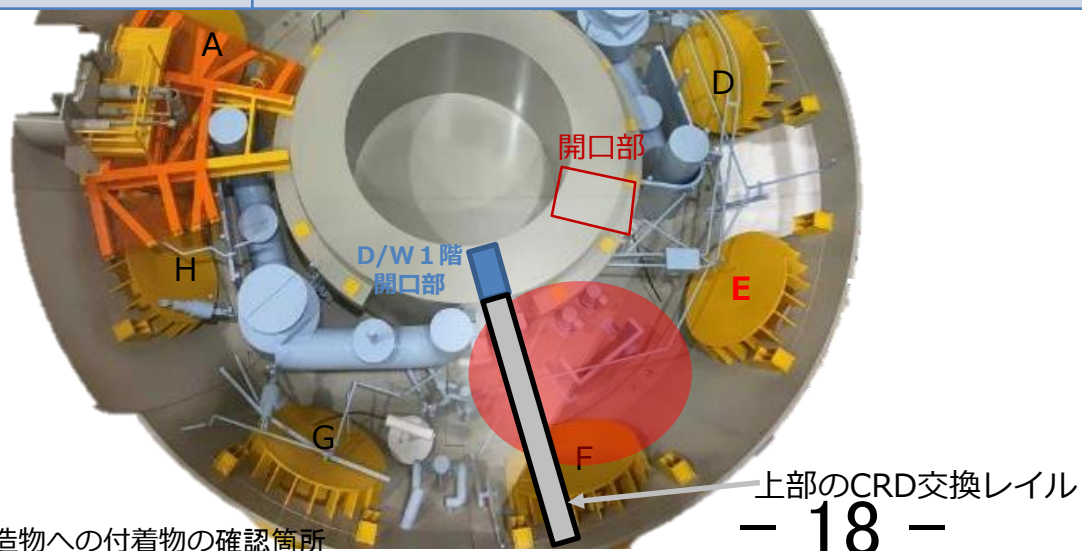
- 光沢のある金属的な堆積物はペDESTAL開口部およびCRD交換用の上部開口部の周辺でも確認されている（主にRCWの格納容器内ヘッダ配管）
- 配管の保温材カバーの剥がれや変形も確認されている



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

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



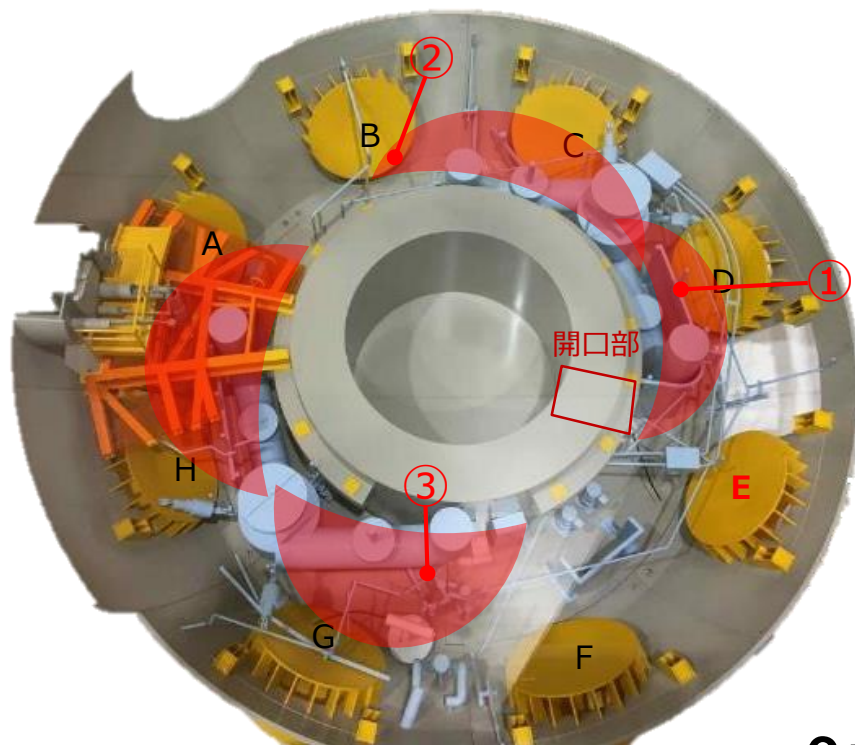
ROVとの接触により一部が乖離する様子が撮影された。残った堆積物の破断面も確認できる。破片は偶然ROVの上部に落下した。破片をROVのカメラで直接捉えることはできなかったが、ROVが浸水する際に水面に鏡像として映り込んだものが確認された。



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

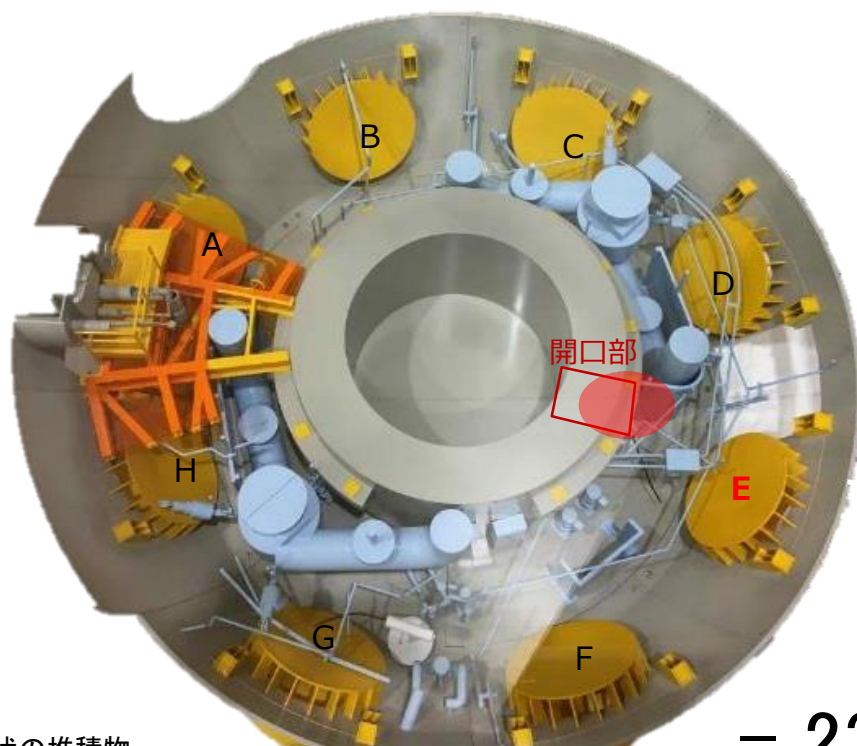


- 22 -



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？ 表面性状が類似の熔融鉛生成物？



- : 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

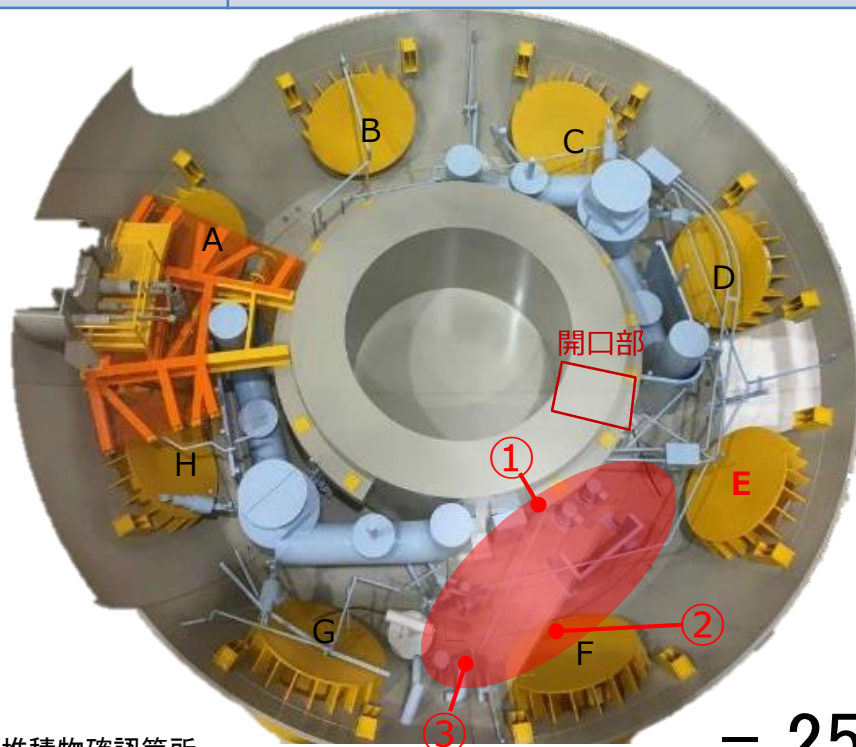
塊状の堆積物

- 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



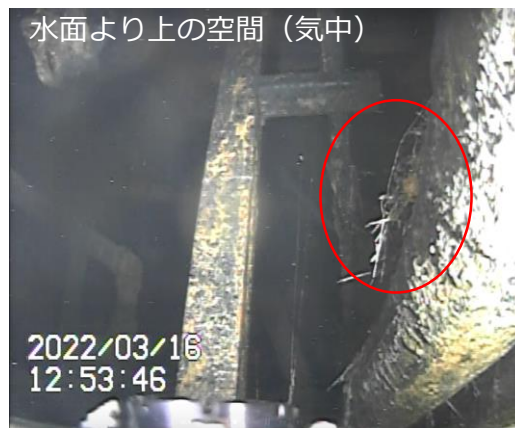
■ : 糸状堆積物確認箇所
 E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター

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）



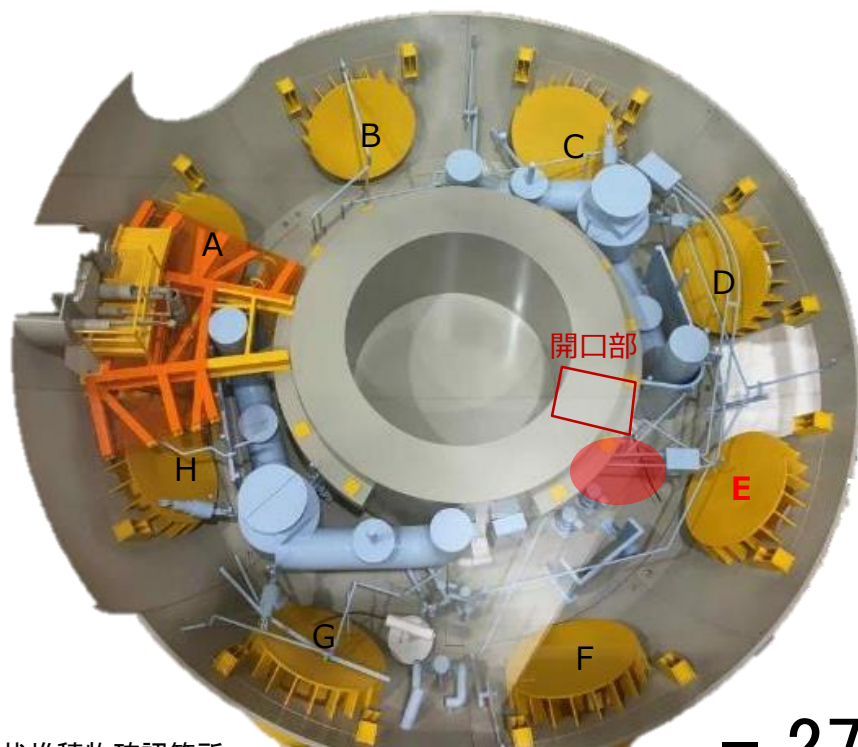
気中の糸状物質



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

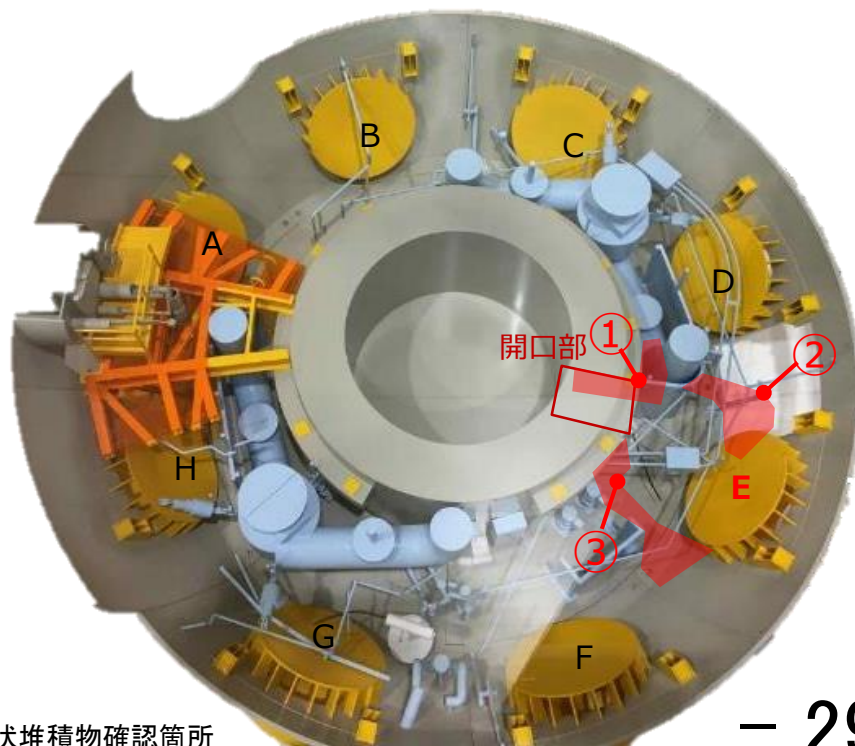
半球状堆積物

- 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



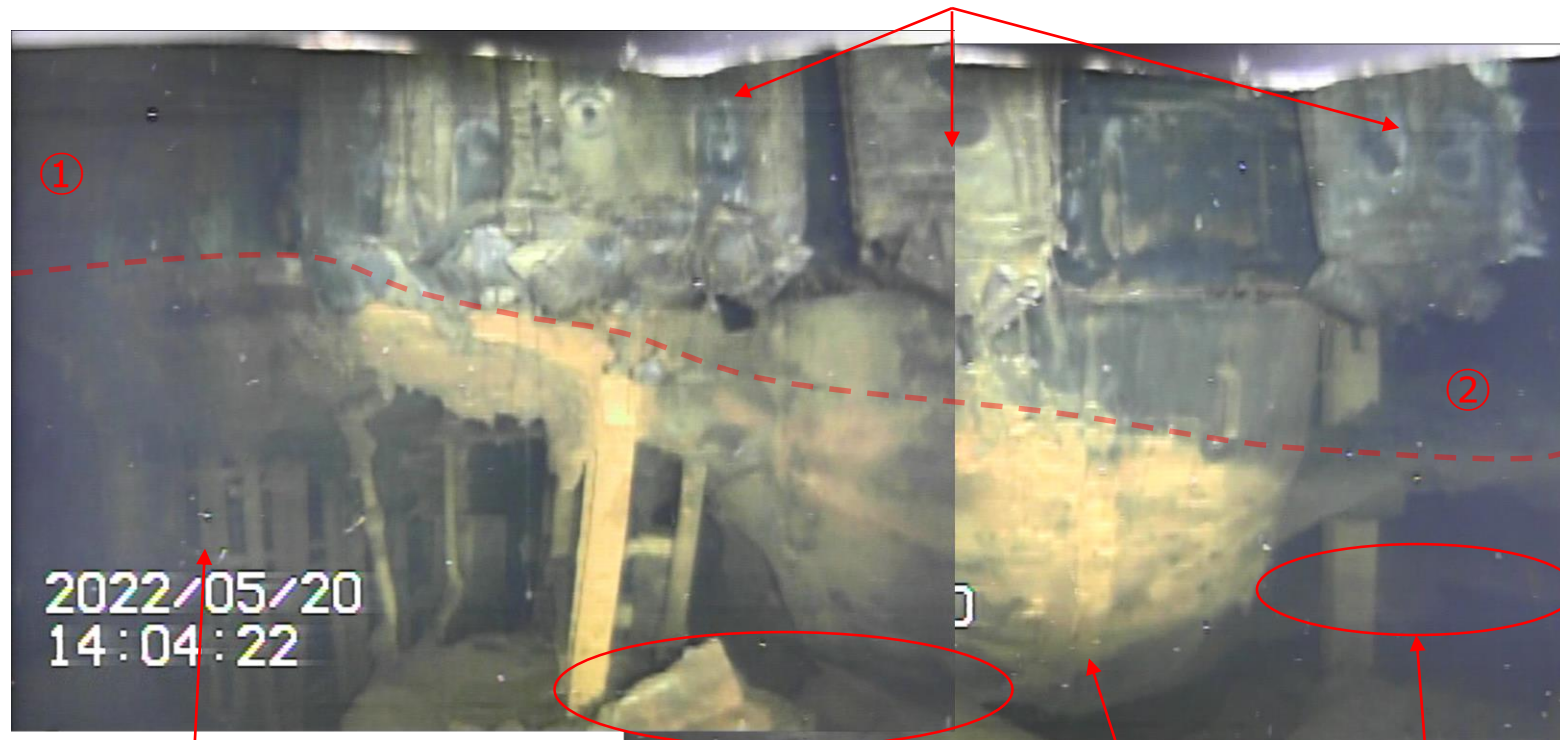
■ : 棚状堆積物確認箇所

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

- 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壁の
露出した鉄筋

崩れた棚状堆積物
(推定)

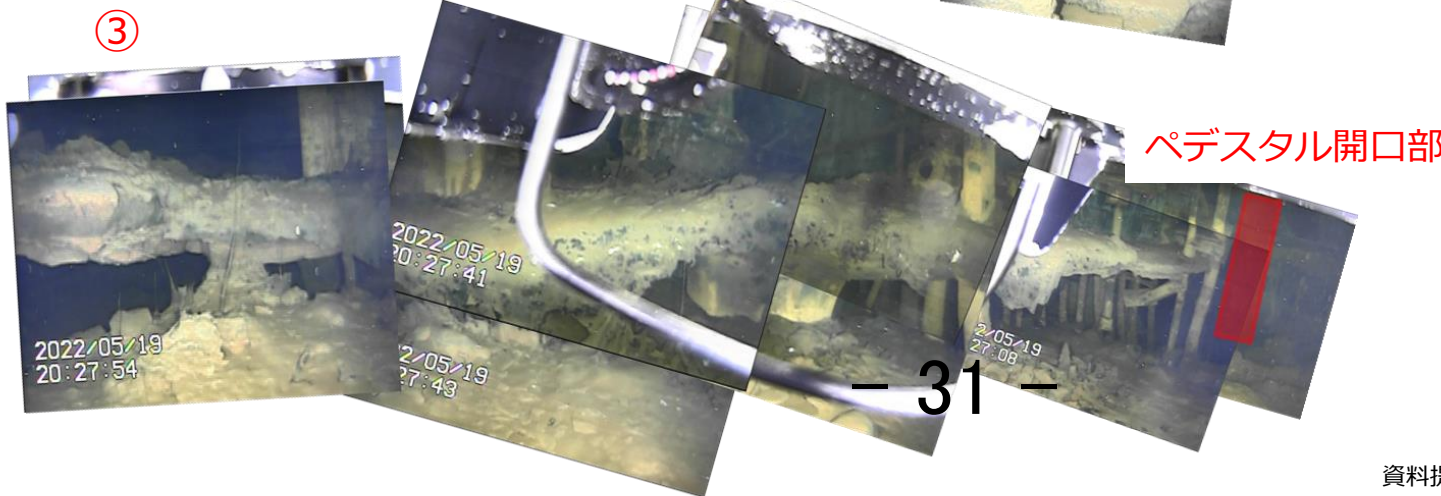
PLR配管エルボ部

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

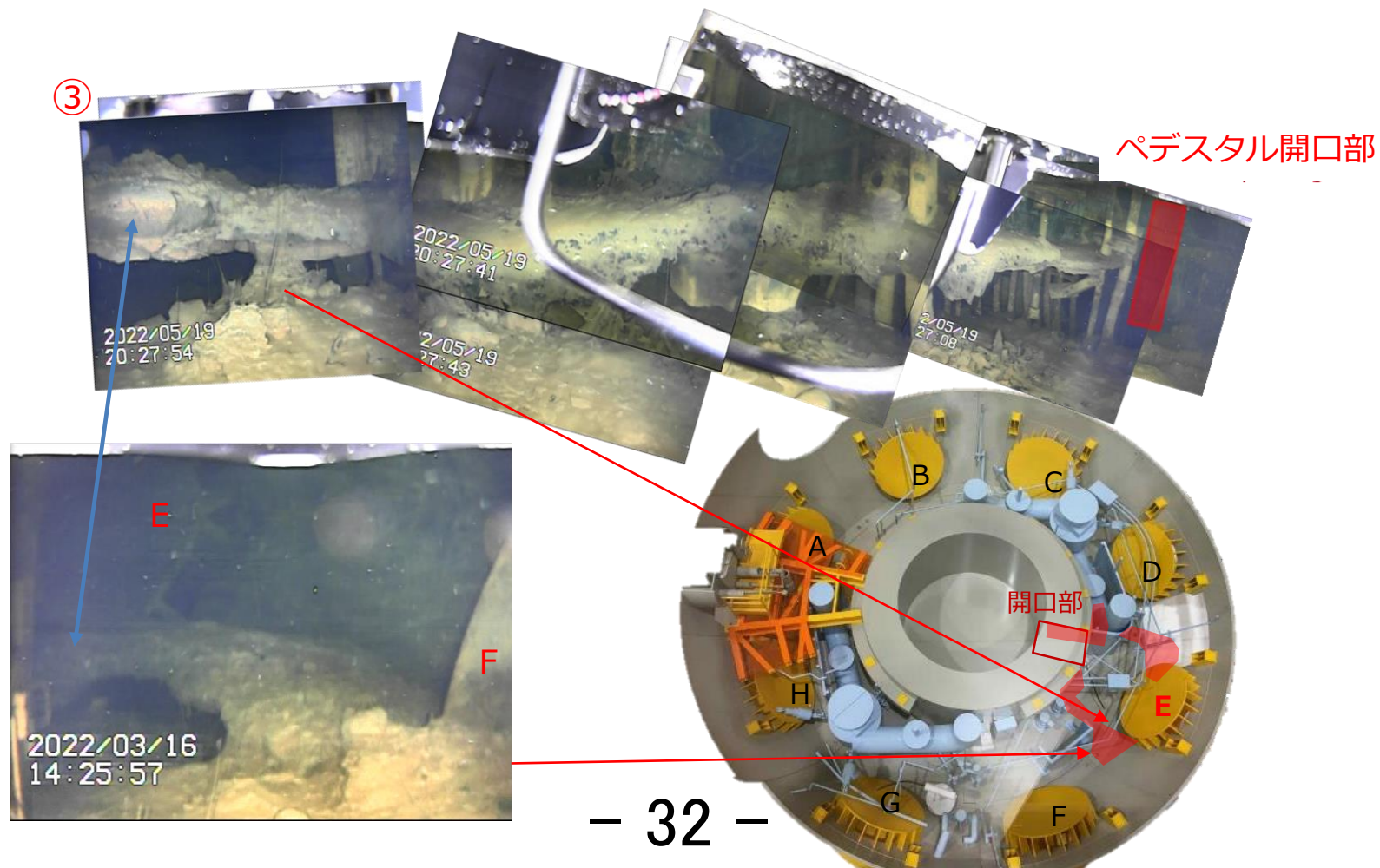
②
ペDESTAL開口部



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？

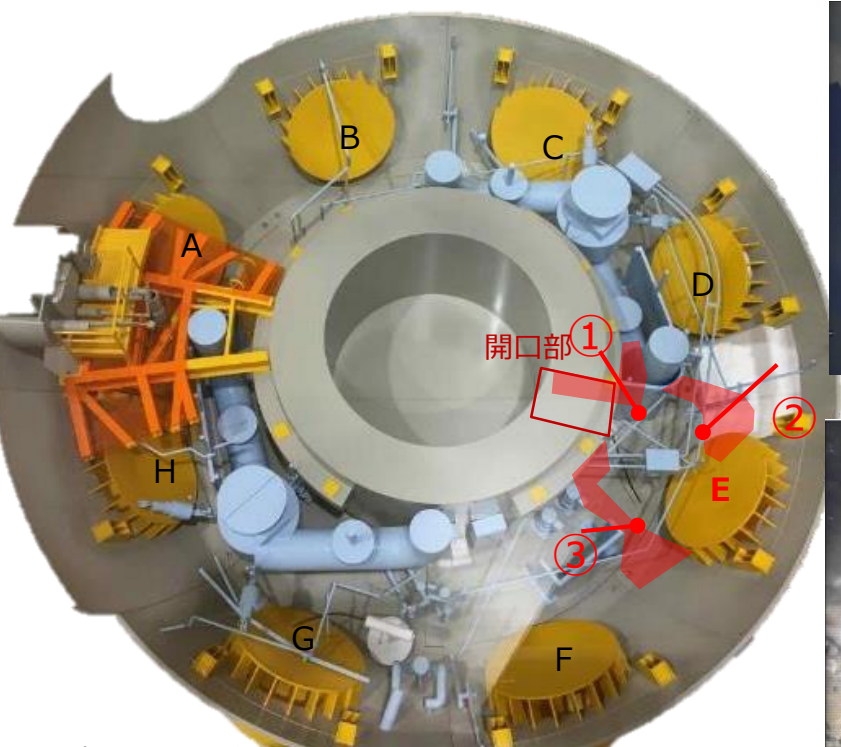
棚状堆積物

- 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

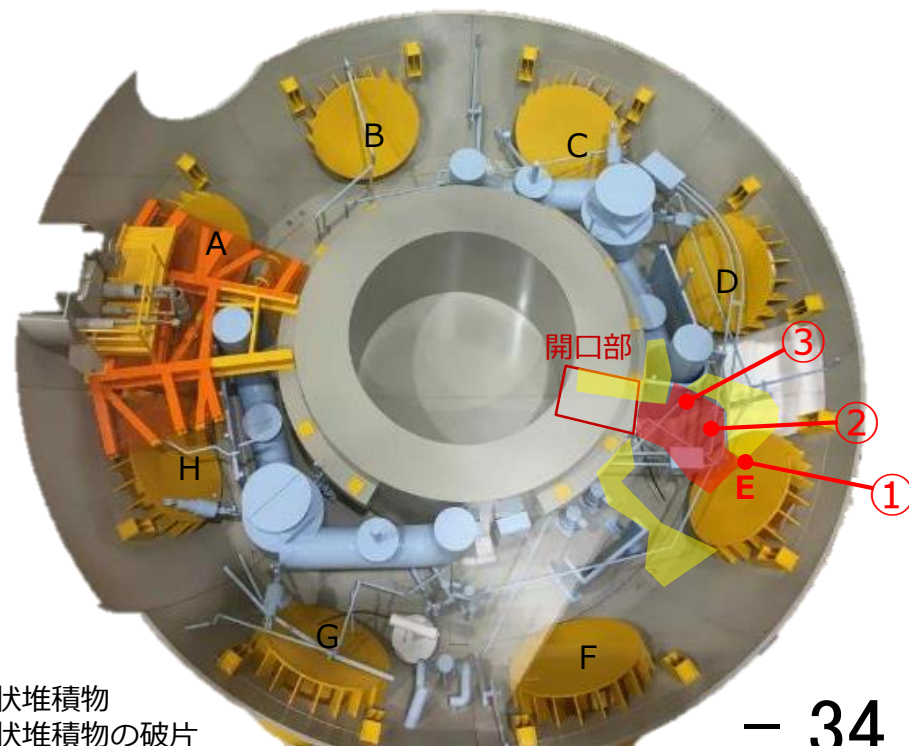


■ : 棚状堆積物確認箇所

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

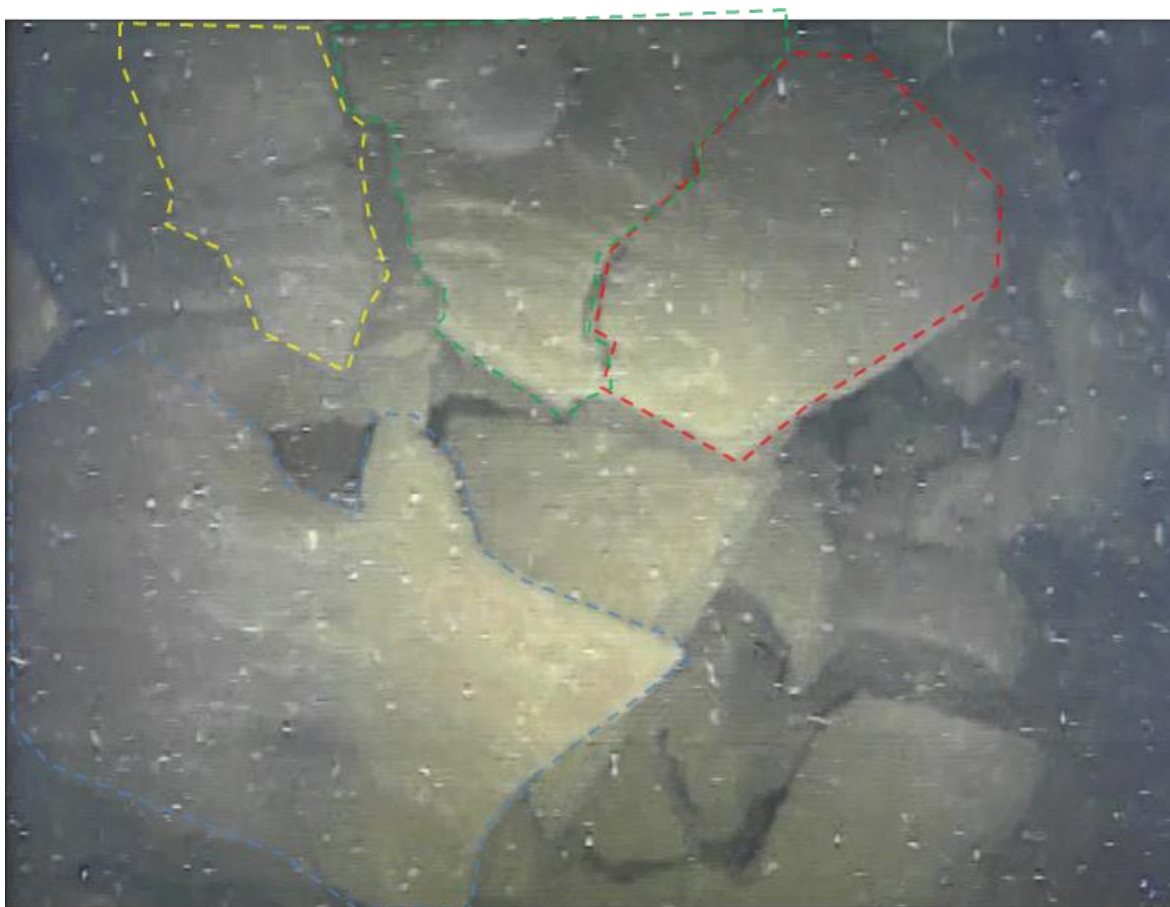


- : 棚状堆積物
- : 棚状堆積物の破片
- E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター



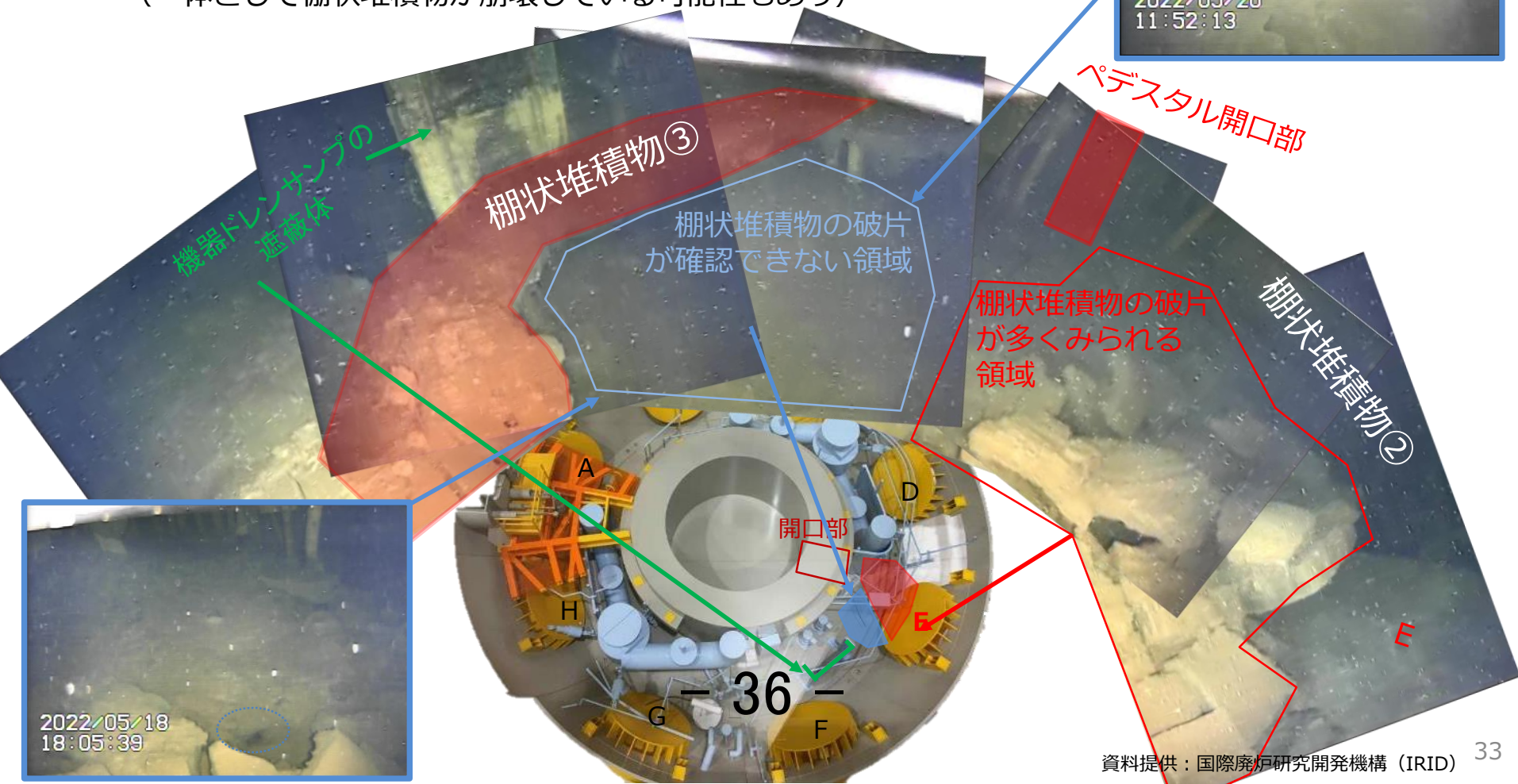
棚状堆積物の破片

- 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）



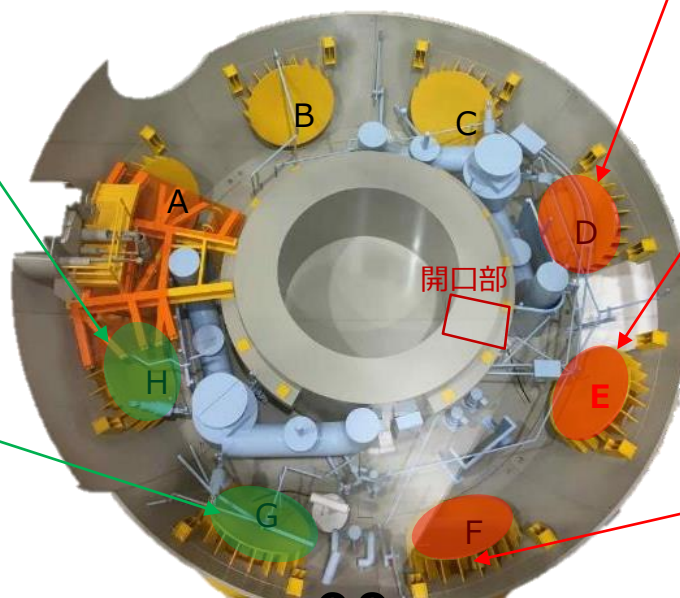
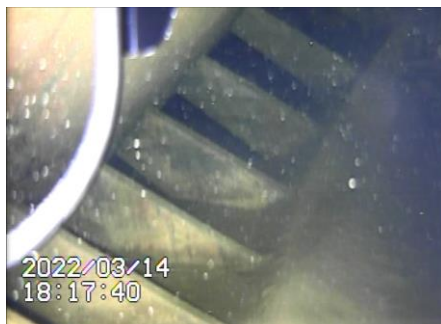
棚状堆積物の破片

- 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えい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

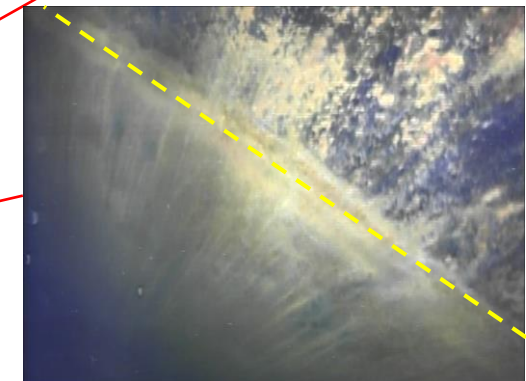
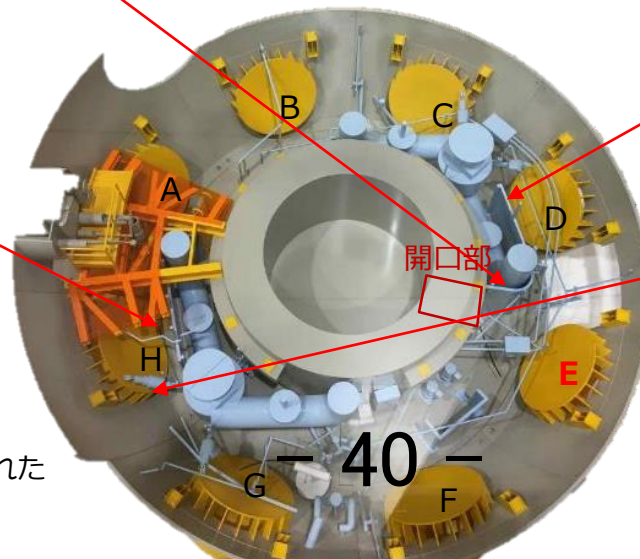
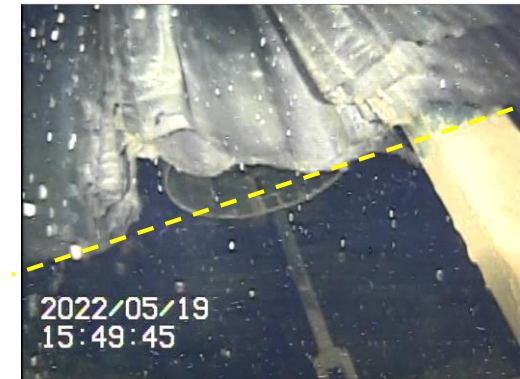
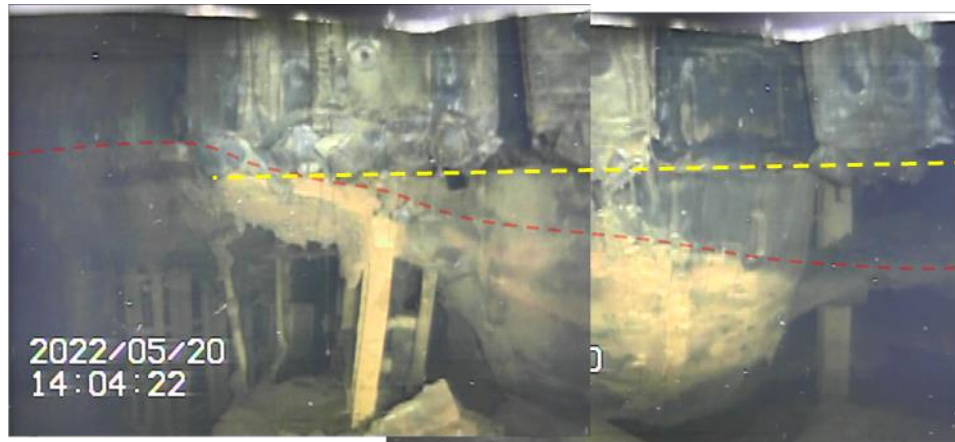


D



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）

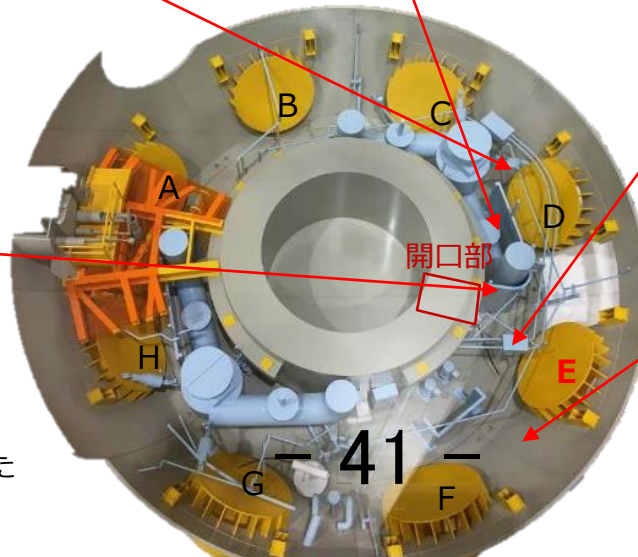


E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認された
ベント管のジェットデフレクター

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

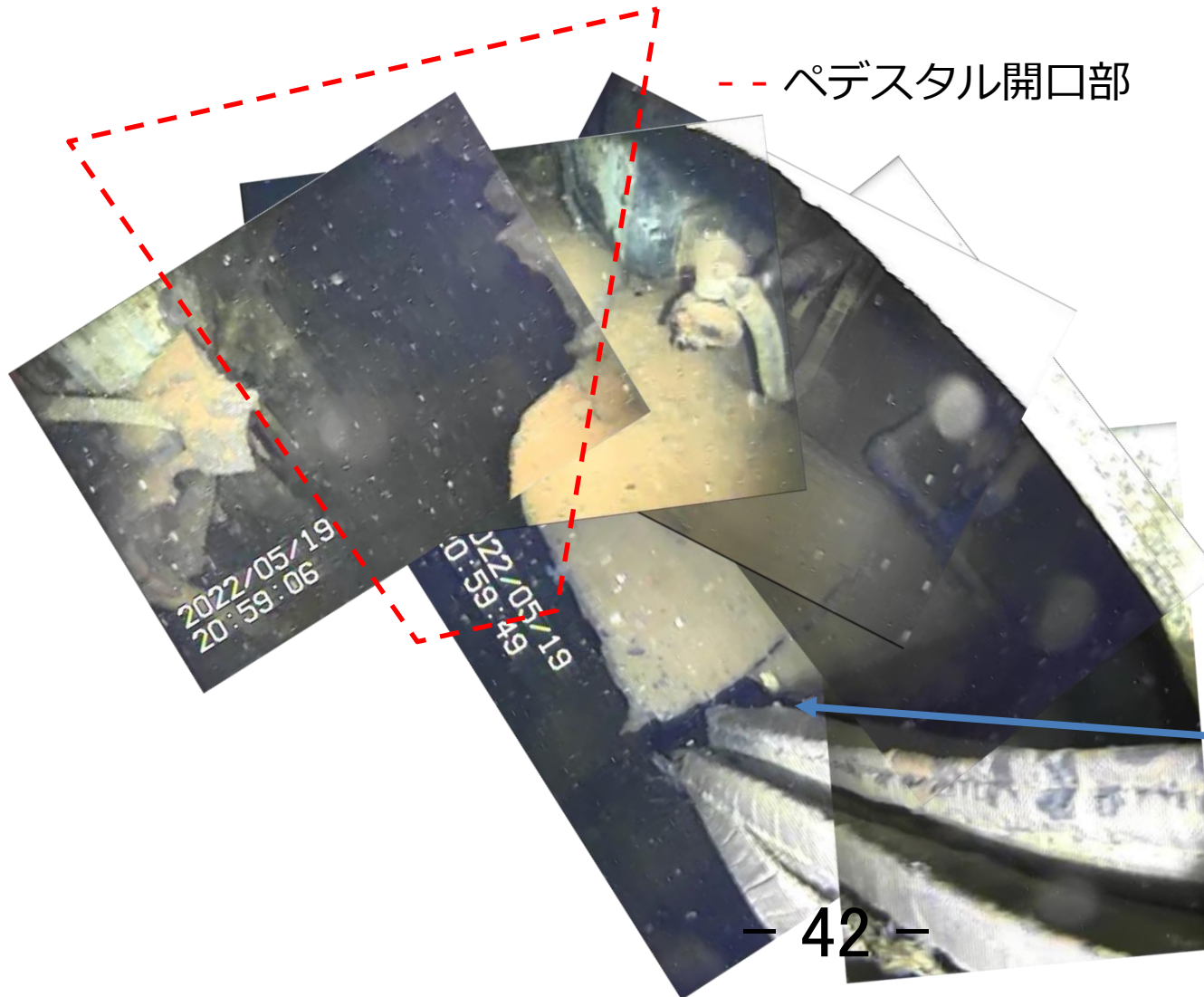
- 堆積物の表面で確認された凹凸のある縞模様が形成される条件の存在から、流動、粘性、その他の情報が得られる可能性？
- 形状が維持されていることから固化速度が比較的速かった可能性？



E: 真空破壊弁からの水漏れが確認された
バント管のジェットデフレクター

ペDESTアル開口部からの流出の可能性

- ペDESTアル開口部前の堆積物の形状・勾配から、ペDESTア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



--- ペDESTアル開口部

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アル内から開口部を通じてペDESTア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

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果

2022年12月5日



東京電力ホールディングス株式会社

可燃性有機ガス発生量評価

- 2021年10月19日の「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23回)」で報告した予備試験と本試験の実施状況について報告する。
- ケーブル、塗料及び保温材の本試験を実施し、ガスの種類と発生量を評価した。

試験進捗状況

No.	種類	評価対象	用途	予備試験進捗	本試験進捗 (1000℃昇温試験) (200℃24h試験)
1	ケーブル	CVケーブル 絶縁体：架橋ポリエチレン シース：難燃性特殊耐熱ビニル	・高圧動力用ケーブルに使用	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了
2	ケーブル	PNケーブル 絶縁体：難燃性エチレンプロピレンゴム シース：特殊クロロプレングム	・制御・計装ケーブルに使用 ・RPV下部に設置	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了
3	ケーブル	同軸ケーブル 絶縁体：ETFE/架橋ポリエチレン シース：難燃性架橋ポリエチレン	・SRNM/LPRMケーブルに使用 ・RPV下部に設置	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了
4	塗料	エポキシ系塗料	・D/W、S/C壁面 上塗り	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了
5	塗料	無機ジンクリッチ塗料	・D/W、S/C壁面 下塗り	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	2022年度実施予定
6	保温材	ウレタン保温材	・配管保温	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了
7	保温材	ポリイミド保温材	・配管保温	熱重量測定(TG)実施 FT-IR、SEM-EDX実施	完了

可燃性有機ガス発生量評価 (本試験条件)

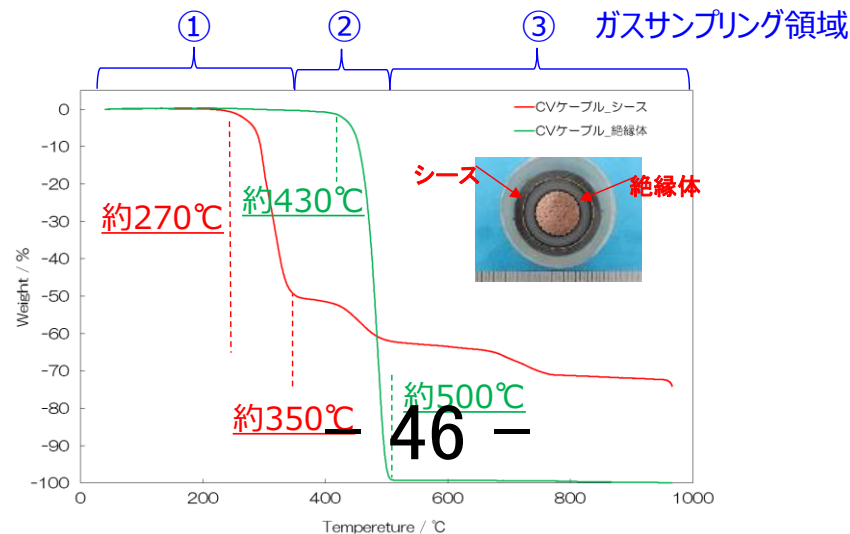
■ 本試験条件設定

- 水蒸気、水素ガス環境下における1000℃までの連続昇温試験 (昇温速度10℃/min)
予備試験 (TG測定) で得られた結果から、ガス発生のタイミングにて
3つのガスサンプリング領域を設定
- 水蒸気か水素ガス環境下のいずれかにおいて、200℃24時間保持試験
- ケーブルはシース、絶縁体、導体含む一体もので試験実施

■ 本試験分析方法

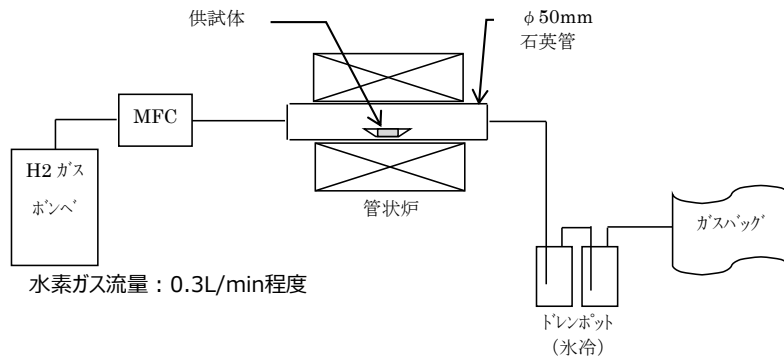
- 200℃、ガス発生温度域、1000℃ で採取したガスをガスクロマトグラフィーより分析
- 昇温前後でのケーブル等の高分子成分の変化を FT-IR より測定
- 昇温前後でのケーブル等中に含まれる各元素の相対変化を SEM-EDX より測定

■ ガスサンプリング領域 (CVケーブルの例)

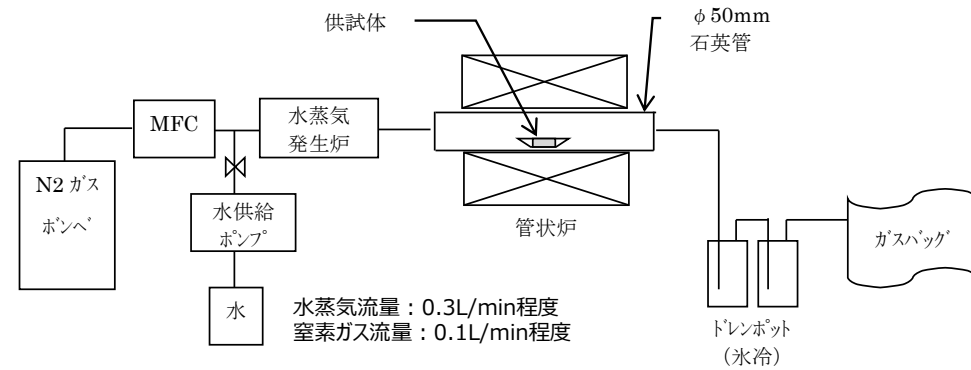


可燃性有機ガス発生本試験の概要

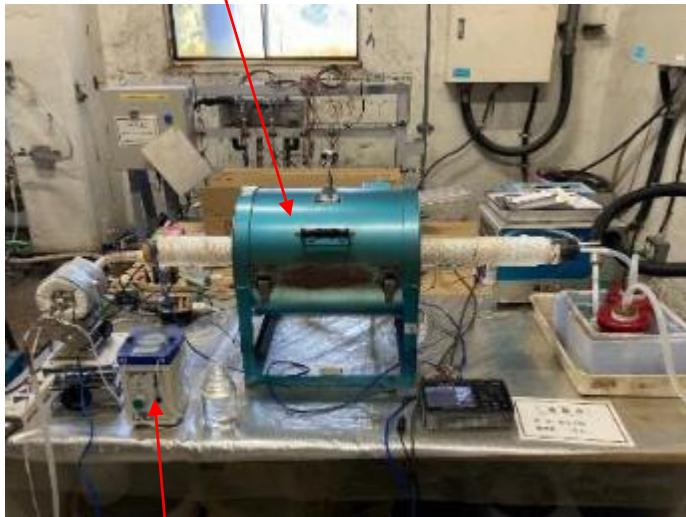
■ 水素ガス環境下



■ 水蒸気環境下

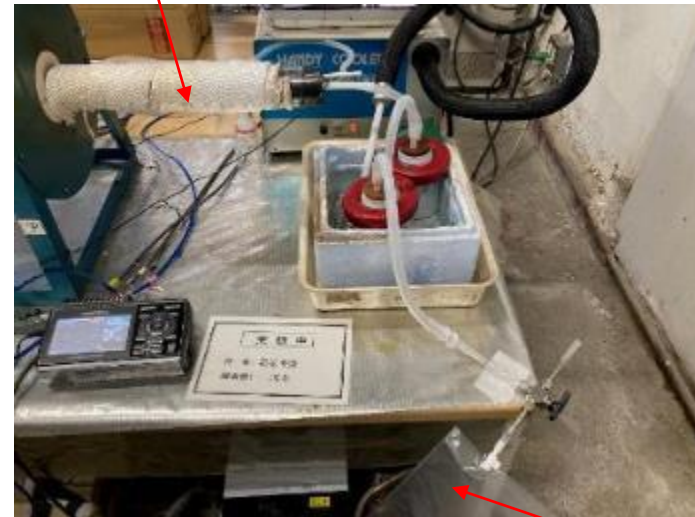


管状炉



マスフローコントローラ

石英管



ガスバッグ

■ ガス種に対する分析方法

- 可燃性ガスに着目したガス分析を実施
- 評価する可燃性ガスとして、工場電気設備防爆指針（ガス蒸気防爆2006）に取り上げられている一般的な可燃性ガスを選定
- 選定した可燃性ガスの検出に適した検出器にてガス分析を実施

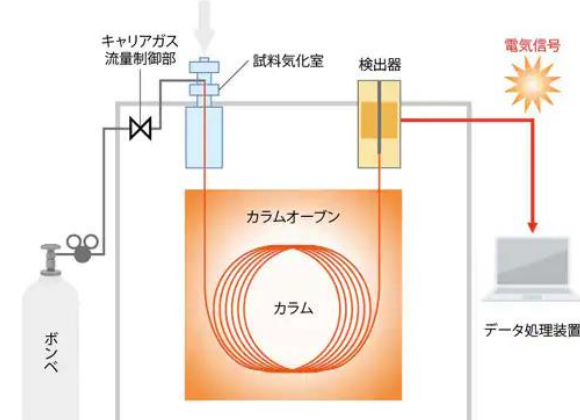
対象ガス	分析方法	検出器
水素、一酸化炭素	ガスクロマトグラフ法	熱伝導度検出器(TCD)
炭化水素	ガスクロマトグラフ法	水素炎イオン化検出器(FID)
アンモニア	ガス検知管法	
硫化水素	ガスクロマトグラフ法	炎光光度検出器(FPD)

ガス検知管

例) No.3L	検知色(検色)		
測定範囲	0.5~1ppm	1~30ppm	30~78ppm
吸引回数(n)	2回	1回(基準)	1/2回
吸引補正係数	1/2	1	2.6
吸引時間	約2分	約1分	約30秒

https://www.gastec.co.jp/faq/category/?contents_type=41

ガスクロマトグラフ装置



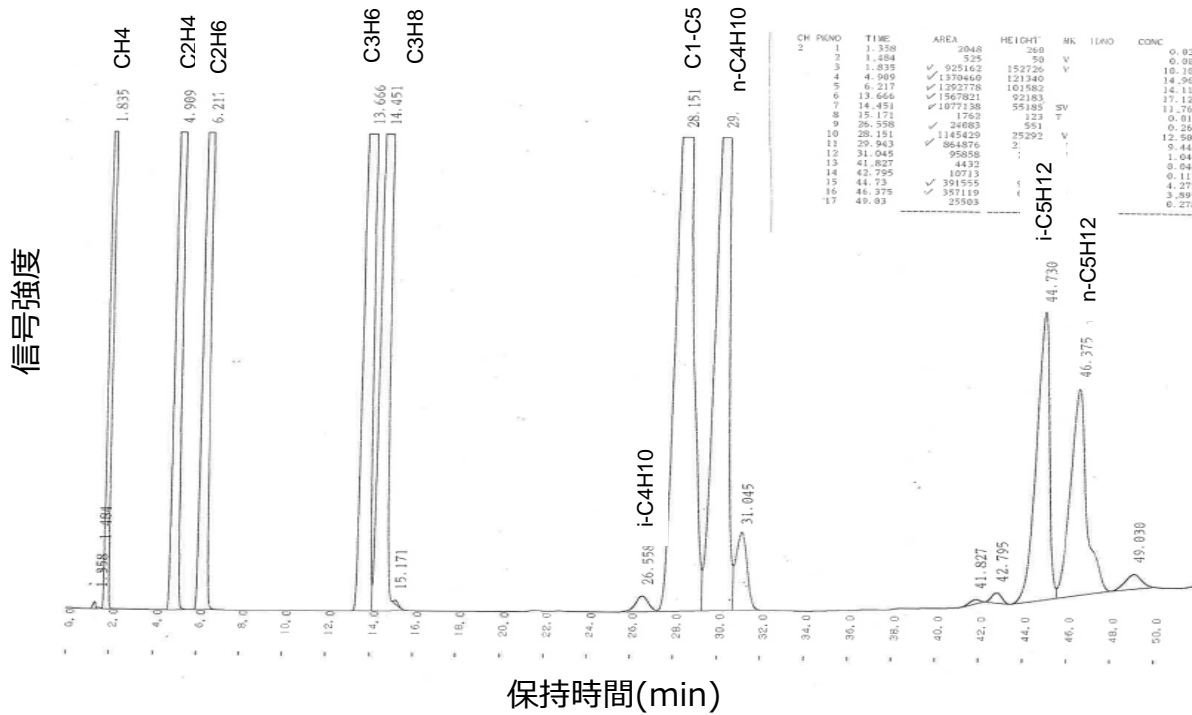
ガスクロマトグラフ法について

気化しやすい化合物の同定・定量に用いられる方法。
クロマトグラフ法の一つであり、サンプルと移動相が気体であることが特徴。

ガス検知管法について

ガラス管の中に充填された顕色剤との反応により濃度を読み取る方法。
採取器の変色した長さを測定対象物質の濃度として読み取る。

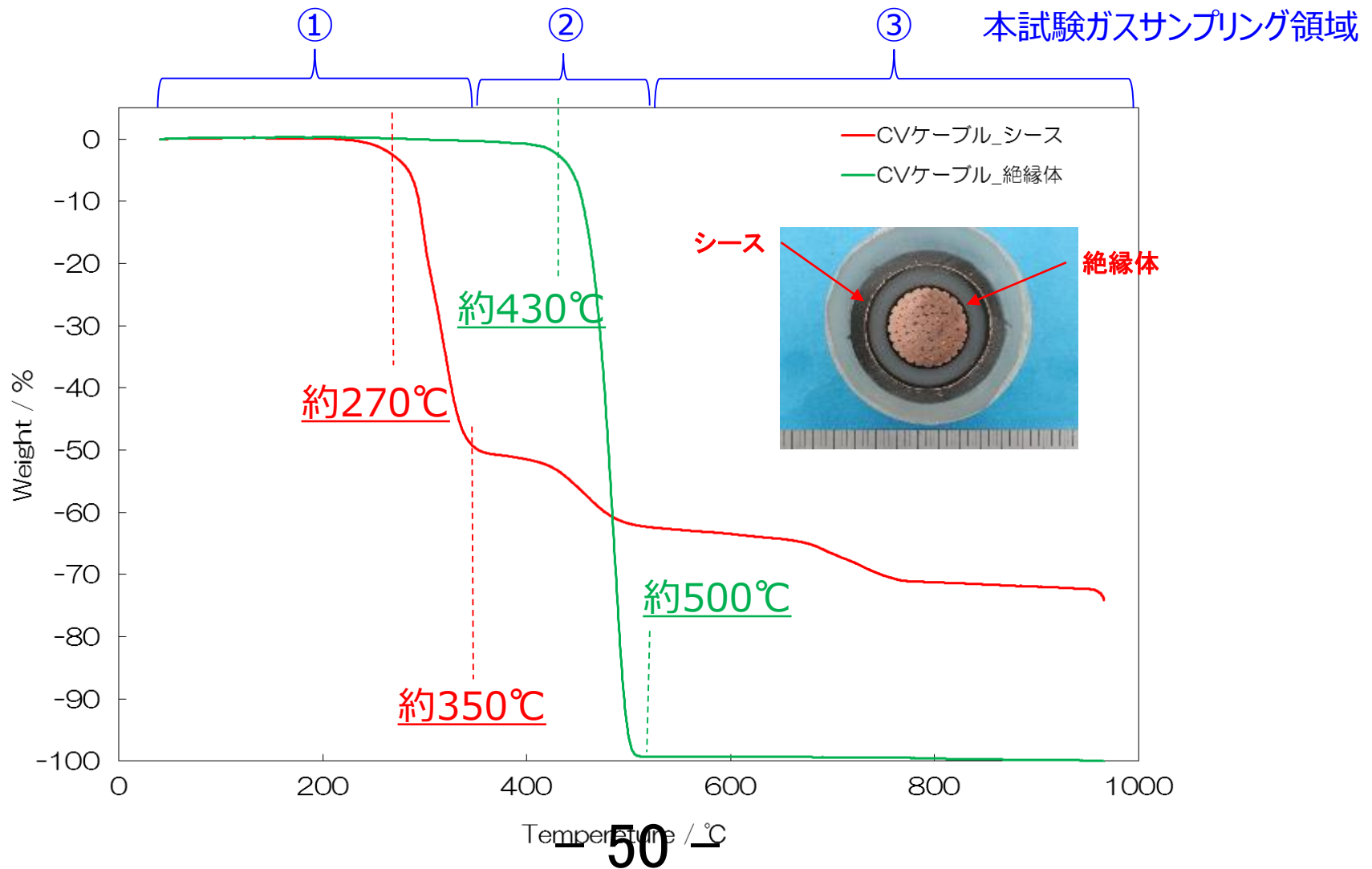
■ CVケーブル水蒸気環境下350-500℃ガスクロマトグラム(C1-C5)



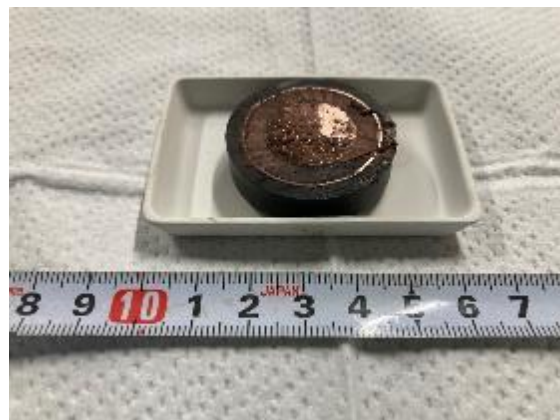
標準ガスを基準とし、各ピークの同定と面積からガス濃度を算出

	CH4	volppm	2000
	C2H4	volppm	1500
	C2H6	volppm	1400
炭化	C3H6	volppm	1300
	C3H8	volppm	850
水素	i-C4H10	volppm	14
	n-C4H10	volppm	540
	i-C5H12	volppm	190
	n-C5H12	volppm	180

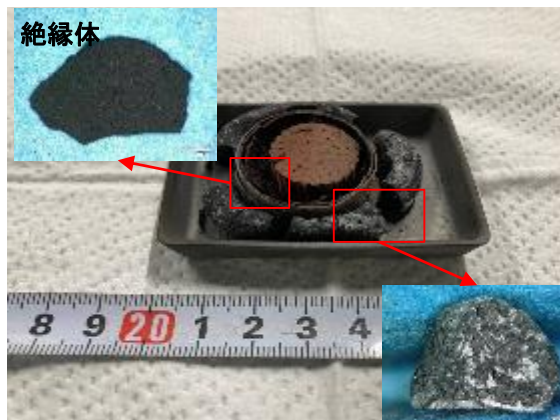
■ CVケーブルのTG曲線



■ CVケーブル昇温前後の状態



試験前



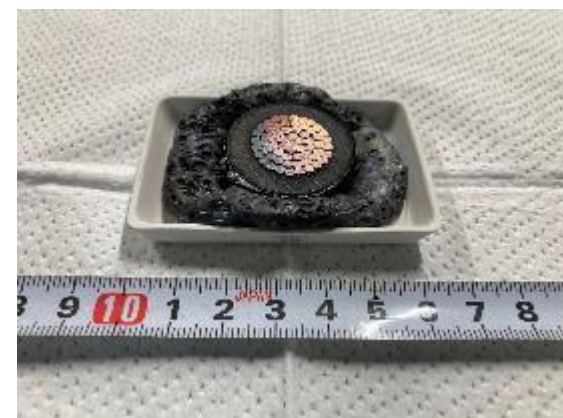
試験後 シース
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)

試料	環境	CVケーブル						
		水素			水蒸気			水蒸気
温度	°C	RT~350	350~500	500~1000	RT~350	350~500	500~1000	200
ガス発生量	L	1.2	3.0	43.4	2.1	0.3	7.9	3.3
	(合計)	L	47.6			10.3		3.3
ケーブル長さ	mm		9.5			9.0		9.0
試験前試料重量	g		31.65			27.57		33.25
試験後試料重量	g		24.55			20.26		32.71
減量	g		7.10			7.31		0.54
減量	%		22.4			26.5		1.6

※導体等含む結果

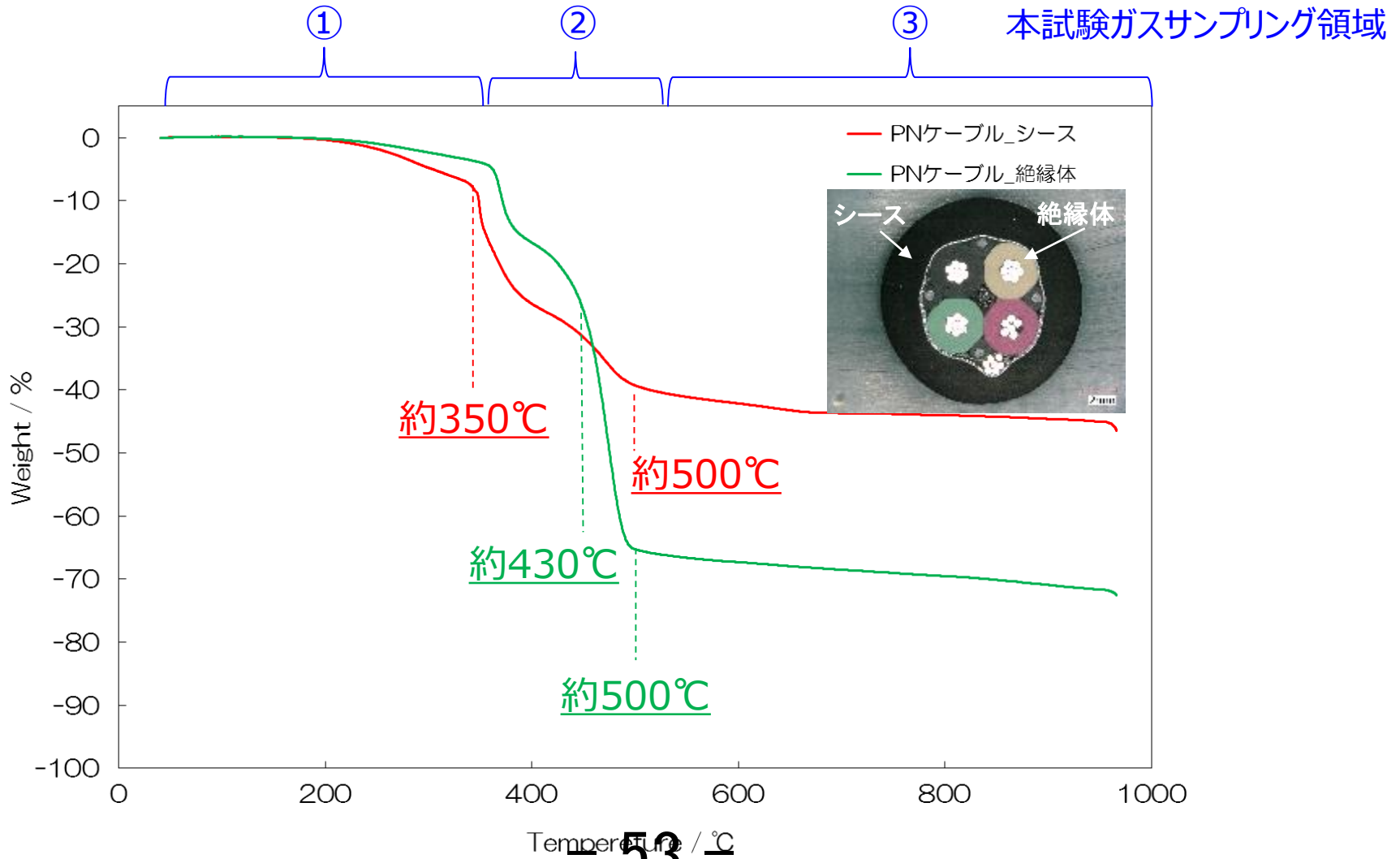


試験後
(200°C水蒸気環境下)

■ CVケーブル1000℃昇温時、200℃24時間保持時に発生したガス分析結果
（ケーブル1t当たりのガス発生量）

試料 環境		CVケーブルガス発生量(m ³ /t)						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
温度(℃)		RT~350	350~500	500~1000	RT~350	350~500	500~1000	200
H ₂		-	-	-	-	-	1.01E+02	-
CO		-	-	2.74E+00	-	-	1.95E+01	-
	CH ₄	1.52E-04	1.90E-01	1.10E+01	2.29E-04	6.53E-03	1.81E+01	2.98E-04
	C ₂ H ₄	1.52E-04	1.42E-01	1.92E+00	-	4.57E-03	1.17E+01	9.92E-05
	C ₂ H ₆	-	1.33E-01	1.92E+00	-	3.59E-03	2.01E+00	-
炭	C ₃ H ₆	-	1.23E-01	6.17E-01	-	1.96E-03	2.41E+00	-
化	C ₃ H ₈	2.27E-04	8.06E-02	1.92E-01	-	1.63E-03	4.58E-01	6.95E-04
水	i-C ₄ H ₁₀	-	1.33E-03	5.48E-03	-	1.41E-04	7.45E-03	-
素	n-C ₄ H ₁₀	-	5.12E-02	9.46E-02	-	5.22E-04	2.87E-01	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	1.80E-02	8.78E-02	-	-	2.64E-01	-
	n-C ₅ H ₁₂	-	1.71E-02	8.36E-02	-	-	1.98E-01	-
	上記以外のC ₁ ~C ₅ (CH ₄ 換算値)	-	2.65E-01	1.06E+00	-	4.03E-03	4.58E+00	-
	CH ₄ 換算合計値	1.25E-03	1.90E+00	2.33E+01	5.33E-04	3.92E-02	6.02E+01	2.58E-03
NH ₃		-	-	-	3.81E-05	-	-	4.96E-05
H ₂ S		8.34E-05	2.09E-03	3.70E-03	7.46E-04	4.46E-05	2.87E-04	3.37E-04

■ PNケーブルのTG曲線



■ PNケーブル昇温前後の状態



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)

試料	環境	PNケーブル							
		水素ガス			水蒸気			水蒸気	
温度	°C	RT~400	400~500	500~1000	RT~400	400~500	500~1000	200	
ガス発生量	L	2.6	0.7	7.4	2.5	0.3	15.2	2.3	
	(合計)	L	10.7			18.0			2.3
ケーブル長さ	mm	80			80.0			80.0	
試験前試料重量	g	17.12			17.47			17.30	
試験後試料重量	g	9.71			7.94			16.77	
減量	g	7.41			9.53			0.53	
減量	%	43.3			54.6			3.1	

※導体等含む結果

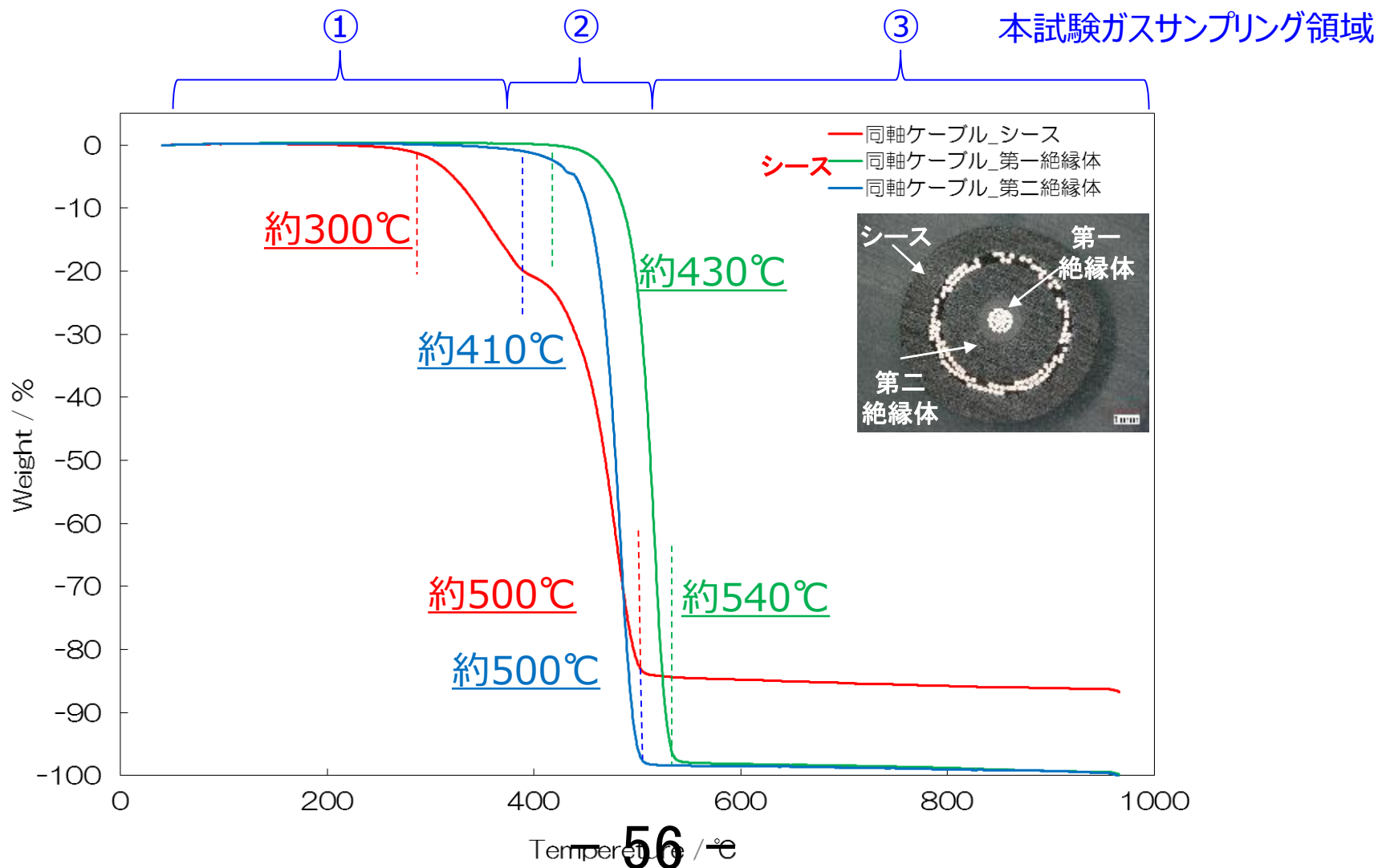


試験後
(200°C水蒸気環境下)

■ PNケーブル1000℃昇温時、200℃24時間保持時に発生したガス分析結果 (ケーブル1t当たりのガス発生量)

試料		PNケーブルガス発生量(m ³ /t)						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
環境		RT~400	400~500	500~1000	RT~400	400~500	500~1000	200
温度(℃)		RT~400	400~500	500~1000	RT~400	400~500	500~1000	200
H ₂		-	-	-	-	1.55E-01	3.98E+02	-
CO		-	4.09E-02	4.32E-01	-	6.87E-02	1.62E+02	-
	CH ₄	4.71E-02	3.80E-01	4.75E+00	3.86E-03	1.22E-01	1.83E+01	3.72E-03
	C ₂ H ₄	9.11E-02	2.21E-01	4.15E-01	4.87E-03	1.41E-01	6.26E+00	5.32E-04
	C ₂ H ₆	1.40E-02	2.09E-01	3.89E-01	7.16E-04	5.15E-02	3.05E+00	-
炭	C ₃ H ₆	5.16E-03	1.02E-01	1.99E-01	2.86E-04	1.89E-02	2.70E+00	-
化	C ₃ H ₈	7.44E-03	8.18E-02	9.08E-02	2.86E-04	1.63E-02	9.57E-01	1.33E-03
水	i-C ₄ H ₁₀	-	3.60E-03	3.46E-03	-	6.18E-04	4.79E-02	-
素	n-C ₄ H ₁₀	5.77E-03	4.91E-02	4.32E-02	-	7.90E-03	5.39E-01	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	1.06E-02	1.90E-02	-	6.01E-04	2.18E-01	-
	n-C ₅ H ₁₂	4.86E-03	2.29E-02	4.32E-02	-	9.62E-04	4.26E-01	-
	上記以外のC ₁ ~C ₅ (CH ₄ 換算値)	7.75E-02	3.35E-01	3.89E-01	2.29E-03	9.10E-02	6.35E+00	-
	CH ₄ 換算合計値	3.95E-01	2.41E+00	7.78E+00	1.86E-02	7.04E-01	5.74E+01	8.91E-03
NH ₃		-	-	-	-	-	-	-
H ₂ S		1.20E-01	1.47E-01	1.04E-01	6.15E-03	5.84E-02	3.31E-01	4.65E-04

■ 同軸ケーブルのTG曲線



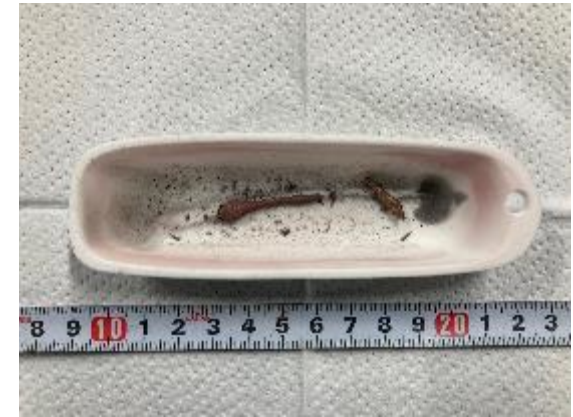
■ 同軸ケーブル昇温前後の状態



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



試験後
(200°C水蒸気環境下)

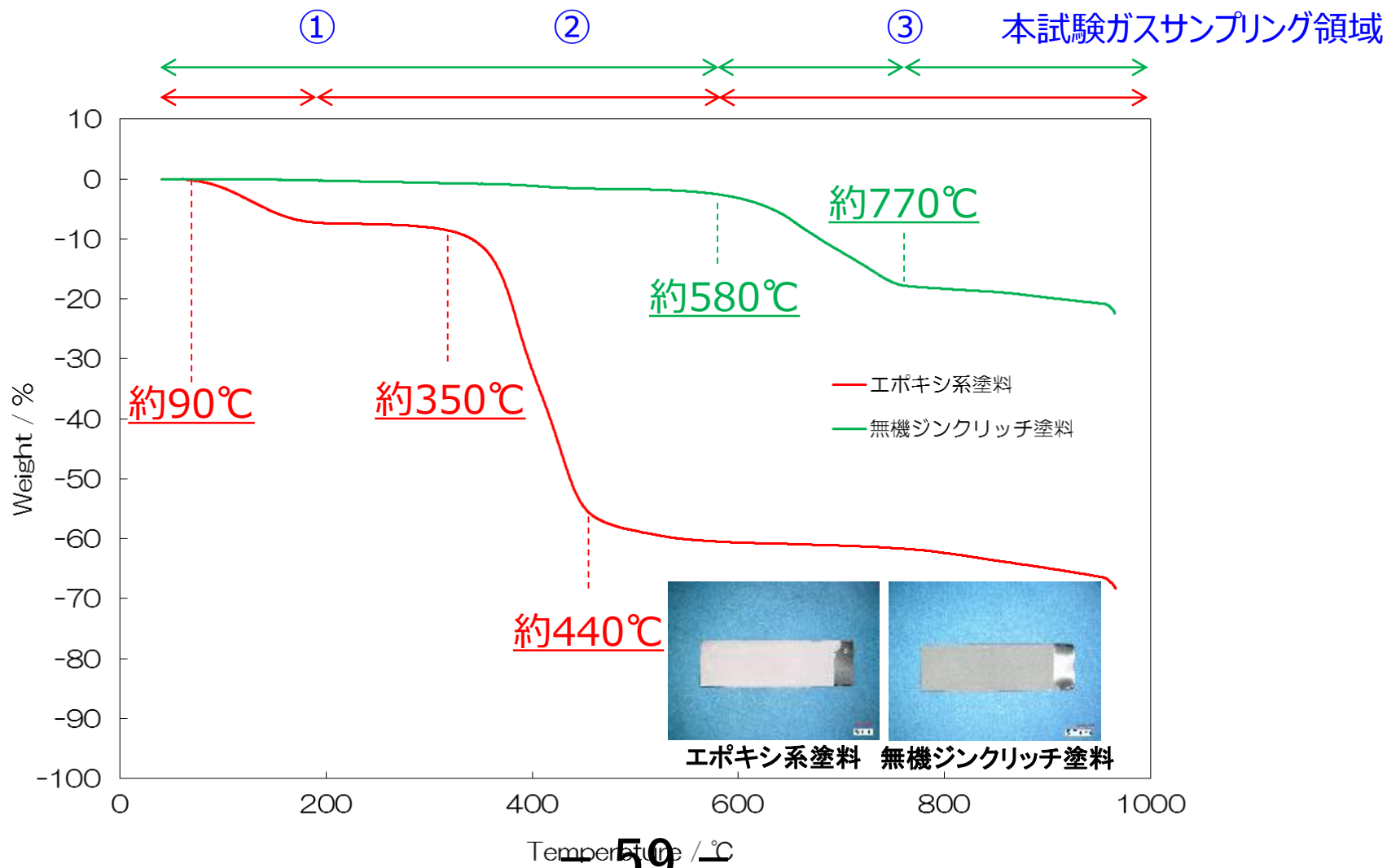
試料	環境	同軸ケーブル						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
温度	°C	RT~400	400~540	540~1000	RT~400	400~540	540~1000	200
ガス発生量	L	1.1	0.2	2.3	2.3	0.2	0.9	2.8
	(合計)	3.6			3.4			2.8
ケーブル長さ	mm	80.0			80.0			80.0
試験前試料重量	g	4.33			4.30			4.35
試験後試料重量	g	2.28			2.18			4.31
減量	g	2.05			2.12			0.04
減量	%	47.3			49.3			0.9

※導体等含む結果

■ 同軸ケーブル1000℃昇温時、200℃24時間保持時に発生したガス分析結果 （ケーブル1t当たりのガス発生量）

試料		同軸ケーブルガス発生量(m ³ /t)						水蒸気
		水素ガス			水蒸気			
環境		RT~400	400~540	540~1000	RT~400	400~540	540~1000	200
温度(℃)		RT~400	400~540	540~1000	RT~400	400~540	540~1000	200
H ₂		-	-	-	-	-	3.37E+01	-
CO		-	-	-	-	-	1.17E+01	-
	CH ₄	1.27E-03	1.52E-01	2.76E+00	2.14E-03	1.81E-02	7.12E+00	1.29E-03
	C ₂ H ₄	2.29E-03	1.62E-01	5.31E-01	-	2.05E-02	5.44E+00	-
	C ₂ H ₆	7.62E-04	1.20E-01	5.84E-01	5.35E-04	1.40E-02	1.26E+00	-
	炭 C ₃ H ₆	7.62E-04	1.20E-01	1.81E-01	-	7.91E-03	1.51E+00	-
化	C ₃ H ₈	7.62E-04	5.08E-02	6.37E-02	1.87E-02	6.51E-03	2.93E-01	3.22E-03
水素	i-C ₄ H ₁₀	-	1.02E-03	5.31E-04	-	-	-	-
	n-C ₄ H ₁₀	-	2.91E-02	2.92E-02	-	1.12E-03	1.72E-01	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	1.43E-02	1.86E-02	-	-	6.28E-02	-
	n-C ₅ H ₁₂	-	1.20E-02	2.02E-02	-	-	3.98E-02	-
	上記以外のC ₁ ~C ₅ (CH ₄ 換算値)	5.84E-03	2.68E-01	3.29E-01	-	1.07E-02	2.93E+00	-
	CH ₄ 換算合計値	1.80E-02	1.66E+00	6.37E+00	5.88E-02	1.40E-01	2.72E+01	1.22E-02
NH ₃		-	-	-	-	-	-	-
H ₂ S		-	-	2.02E-03	3.74E-04	1.49E-04	2.93E-04	1.22E-03

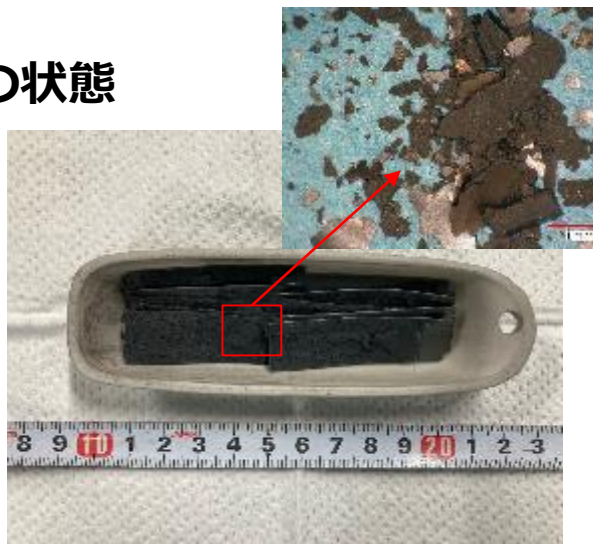
■ 塗料のTG曲線



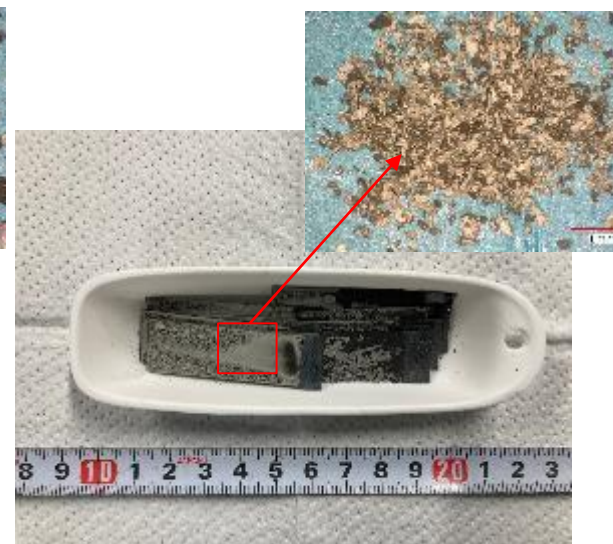
■ エポキシ系塗料昇温前後の状態



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



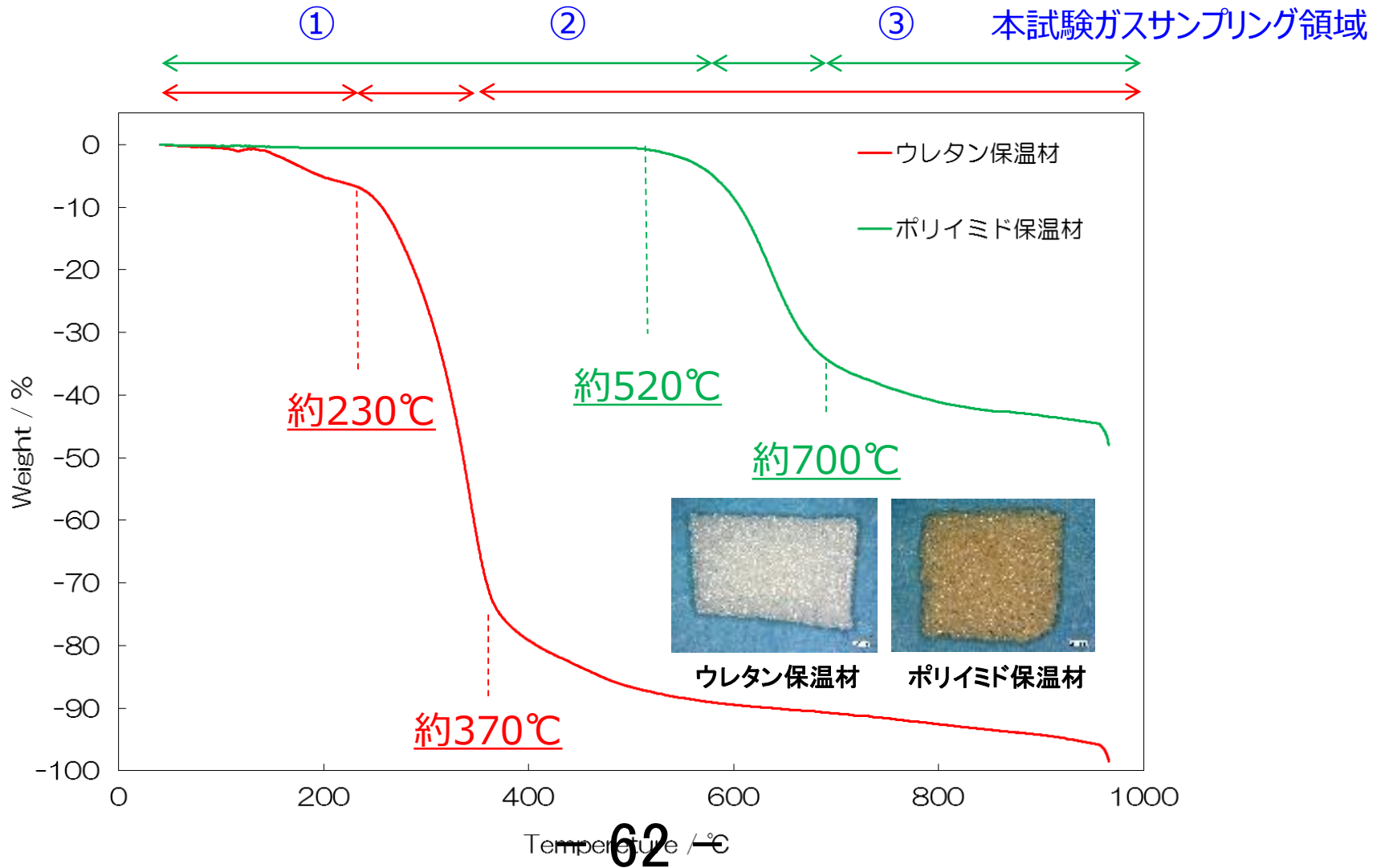
試験後
(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	エポキシ系塗料						
		水素			水蒸気			水蒸気
温度(°C)	°C	RT~200	200~600	600~1000	RT~200	200~600	600~1000	200
ガス発生量	L	0.5	0.5	1.9	2.0	0.2	1.6	4.2
	(合計)	2.9			3.8			4.2
試験前試料重量(塗料)	g	2.54			2.34			8.04
試験後試料重量(塗料)	g	0.82			0.75			7.86
減量	g	1.72			1.59			0.18
減量	%	67.7			67.9			2.2

■エポキシ系塗料1000℃昇温、200℃24時間保持時に発生したガス分析結果 （塗料1t当たりのガス発生量）

試料		エポキシ系塗料ガス発生量(m ³ /t)						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
環境		RT~200	200~600	600~1000	RT~200	200~600	600~1000	200
温度(°C)		RT~200	200~600	600~1000	RT~200	200~600	600~1000	200
H ₂		-	-	-	-	-	1.31E+02	-
CO		-	-	1.50E+00	-	-	2.05E+01	-
	CH ₄	1.97E-04	2.36E-01	3.74E+00	1.11E-02	2.39E-02	1.57E+01	8.24E-03
	C ₂ H ₄	-	4.13E-02	2.69E-01	8.55E-03	4.87E-03	4.44E+00	-
	C ₂ H ₆	-	5.51E-02	2.17E-01	2.56E-03	3.42E-03	5.40E-01	-
炭	C ₃ H ₆	-	3.94E-02	1.72E-02	6.84E-03	3.76E-03	6.22E-01	-
化	C ₃ H ₈	1.97E-04	1.91E-02	8.23E-03	2.56E-03	1.45E-03	1.37E-01	2.06E-03
水	i-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	4.27E-04	-	-
素	n-C ₄ H ₁₀	-	5.71E-03	-	1.71E-03	3.42E-04	3.76E-02	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	-	-	-	-	-	-
	n-C ₅ H ₁₂	-	3.54E-03	-	-	5.13E-04	1.91E-02	-
	上記以外のC ₁ ~C ₅ (CH ₄ 換算値)	2.36E-03	1.24E-01	1.65E-02	3.59E-02	9.40E-03	8.21E-01	6.18E-02
	CH ₄ 換算合計値	3.15E-03	7.28E-01	4.79E+00	1.11E-01	6.92E-02	2.87E+01	8.03E-02
NH ₃		1.97E-04	3.94E-02	1.50E-03	-	-	-	-
H ₂ S		-	-	8.98E-02	-	-	6.77E-01	4.12E-04

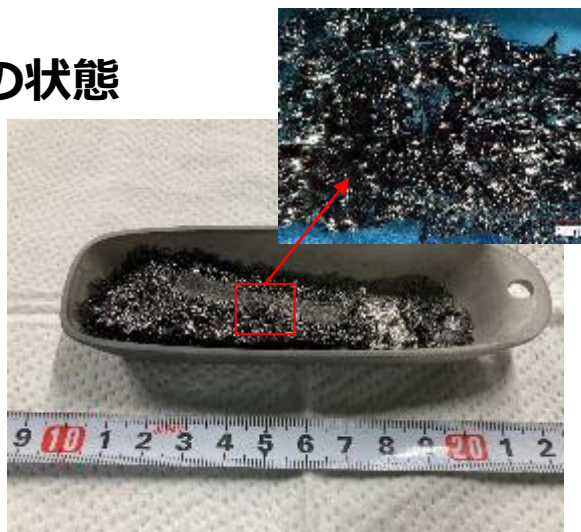
■ 保温材のTG曲線



■ウレタン保温材昇温前後の状態



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



試験後
(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	ウレタン保温材						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
温度	°C	RT~230	230~370	370~1000	RT~230	230~370	370~1000	200
ガス発生量	L	0.7	0.2	4.2	2.3	0.2	2.9	3.5
	(合計)		5.1			5.4		3.5
試験前試料重量	g		2.40			2.56		2.55
試験後試料重量	g		0.43			0.00		1.61
減量	g		1.97			2.56		0.94
減量	%		82.1			100.0		36.9

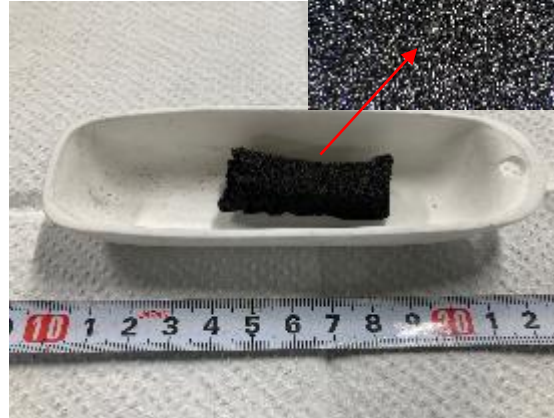
■ウレタン保温材1000℃昇温時、200℃24時間保持に発生したガス分析結果 （保温材1t当たりのガス発生量）

試料		ウレタン保温材ガス発生量(m ³ /t)						
		水素ガス			水蒸気			
環境					水蒸気			
温度(℃)		RT～230	230～370	370～1000	RT～230	230～370	370～1000	200
H ₂		-	-	-	-	-	2.64E+02	-
CO		-	-	-	-	-	1.16E+02	-
	CH ₄	5.83E-04	1.25E-03	7.35E+00	6.29E-03	1.09E-03	2.72E+01	5.49E-03
	C ₂ H ₄	-	4.17E-04	5.43E-01	3.59E-03	7.03E-04	6.68E+00	-
	C ₂ H ₆	-	5.00E-04	6.83E-01	8.98E-04	1.56E-04	1.25E+00	-
炭	C ₃ H ₆	-	1.92E-02	5.95E-01	2.70E-03	5.47E-04	3.63E+00	-
化	C ₃ H ₈	2.92E-04	5.00E-04	1.51E-01	1.80E-03	3.13E-04	4.30E-01	1.37E-03
水	i-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	-	-	-
素	n-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	7.81E-05	6.00E-02	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	1.17E-03	1.23E-02	-	-	-	-
	n-C ₅ H ₁₂	-	3.08E-03	2.28E-02	-	-	1.36E-02	-
	上記以外のC ₁ ～C ₅ (CH ₄ 換算値)	1.52E-01	2.17E-01	3.15E-01	5.03E-01	2.27E-01	2.15E+00	8.37E-01
	CH ₄ 換算合計値	1.55E-01	2.92E-01	1.24E+01	5.30E-01	2.34E-01	5.66E+01	8.51E-01
NH ₃		-	-	6.48E-01	-	-	3.96E-03	-
H ₂ S		8.75E-05	7.50E-05	-	7.28E-03	9.38E-04	4.30E-02	4.67E-03

■ポリイミド保温材昇温前後の状態



試験前

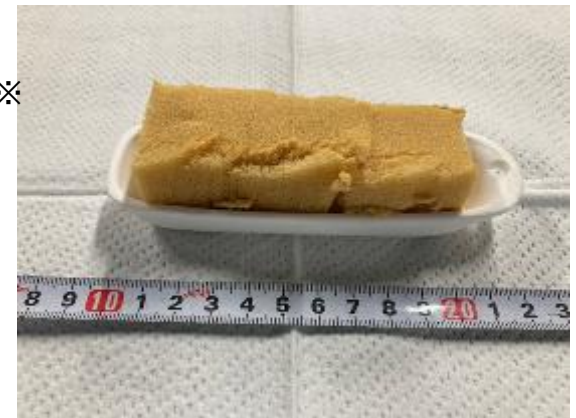


試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)

試料	環境	ポリイミド保温材						
		水素ガス			水蒸気			水素ガス※
温度	°C	RT~520	520~700	700~1000	RT~520	520~700	700~1000	200
ガス発生量	L	0.7	0.4	2.0	2.3	0.2	1.9	<0.1
	(合計)	3.1			4.4			<0.1
試験前試料重量	g	0.65			0.70			0.66
試験後試料重量	g	0.23			0.01			0.64
減量	g	0.42			0.69			0.02
減量	%	64.6			98.6			3.0



試験後
(200°C水素ガス環境下)

■ポリイミド保温材1000℃昇温時、200℃24時間保持時に発生するガス分析結果 （保温材1t当たりのガス発生量）

試料		ポリイミド保温材ガス発生量(m ³ /t)						
		水素			水蒸気			水素ガス
環境		RT～520	520～700	700～1000	RT～520	520～700	700～1000	200
温度(℃)		RT～520	520～700	700～1000	RT～520	520～700	700～1000	200
H ₂		-	-	-	-	-	6.32E+02	-
CO		-	7.38E+00	3.08E+00	-	1.71E+00	3.94E+02	-
	CH ₄	1.40E-02	2.22E-01	9.85E+00	6.57E-03	5.14E-02	2.36E+01	1.52E-04
	C ₂ H ₄	1.08E-03	1.35E-02	5.23E-02	-	6.57E-03	1.36E+00	-
	C ₂ H ₆	-	9.23E-03	4.00E-02	-	2.86E-04	3.53E-02	-
炭 化	C ₃ H ₆	-	3.08E-03	-	-	2.00E-03	7.87E-02	-
	C ₃ H ₈	1.08E-03	2.65E-02	7.38E-02	-	2.86E-04	1.60E-01	-
水 素	i-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	-	-	-
	n-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	-	-	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	-	-	-	-	-	-
	n-C ₅ H ₁₂	-	-	-	-	-	-	-
	上記以外のC ₁ ～C ₅ (CH ₄ 換算値)	4.95E-02	1.78E-02	2.46E-02	-	-	7.60E-02	-
	CH ₄ 換算合計値	7.22E-02	3.69E-01	1.05E+01	1.31E-02	7.14E-02	2.69E+01	4.55E-04
NH ₃		5.38E-04	3.08E-02	1.60E+00	1.64E-03	-	1.36E-03	-
H ₂ S		-	-	-	3.29E-04	5.71E-05	1.63E-03	-

■ケーブル3種、エポキシ塗料、保温材2種から発生するガス濃度（1F3D/W）

1F3の格納容器内ケーブル、塗料、保温材の想定物量総量と
ドライウェル空間容積より発生ガス総量（vol%）を算出

試料		発生ガス総量 (vol%)			ガス物性	
		水素/水蒸気	水素	水蒸気		
環境		200	RT~1000	RT~1000	燃焼(爆発)範囲(vol%) *	
温度(°C)		°C				
H2		vol%	0.00E+00	0.00E+00	2.07E+01	4~75.6
CO		vol%	0.00E+00	2.48E-01	6.38E+00	12.5~74
炭 化 水 素	CH4	vol%	2.54E-04	1.13E+00	2.29E+00	5.0~15
	C2H4	vol%	1.96E-05	1.94E-01	1.22E+00	2.7~36
	C2H6	vol%	0.00E+00	1.91E-01	2.55E-01	3.0~12.5
	C3H6	vol%	0.00E+00	7.34E-02	2.99E-01	2.0~11
	C3H8	vol%	1.46E-04	2.81E-02	6.56E-02	2.1~9.5
	i-C4H10	vol%	0.00E+00	7.11E-04	1.68E-03	1.8~8.4
	n-C4H10	vol%	0.00E+00	1.43E-02	3.73E-02	1.6~8.5
	i-C5H12	vol%	0.00E+00	9.45E-03	2.63E-02	1.3~7.6
	n-C5H12	vol%	0.00E+00	1.01E-02	2.58E-02	1.5~12.5
	上記以外のC1~C5(CH4換算値)	vol%	6.94E-03	1.35E-01	5.64E-01	-
CH4換算合計値		vol%	7.77E-03	2.47E+00	7.07E+00	-
NH3		vol%	3.95E-06	5.55E-03	3.30E-05	15.0~28
H2S		vol%	8.70E-05	9.70E-03	1.71E-02	4.0~44

1F3評価の前提となる数値

D/W空間体積	線種／材質	総量	根拠
3,770m ³	CVケーブル	約3t	・ 1F3物量不明のため、他プラントの使用実績を適用
	PNケーブル	約0.1t	・ ペデスタル部に施工されているケーブル総量 ・ KGBケーブルは未検証のため、PNケーブル物量（0.1t+0.73t=0.83t）として見込み評価
	同軸ケーブル	約0.32t	
	KGBケーブル	約0.73t	
	エポキシ塗料	約0.442t	・ 格納容器（D/W側）内壁表面積約1600m ² ・ 上塗り／中塗り膜厚それぞれ100μmで試算
	ウレタン保温材	約0.28t	・ 1F3使用量約8m ³ より試算
	ポリイミド保温材	約0.006t	・ 1F3使用量約1m ³ より試算

- ケーブル3種類、エポキシ系塗料、保温材2種類について、水素ガス、水蒸気環境下での1000℃昇温時、200℃24時間保持時に発生するガス分析を実施
- 200℃24時間環境下では、可燃性ガスはほぼ発生しないことを確認
- 水蒸気環境下の方が水素環境下よりも可燃性ガスが多く発生する傾向を確認

<2022年度計画>

- 無機ジンクリッチ塗料、有機ジンクリッチ塗料、KGBケーブル（シリコンケーブル）のガス発生量評価予定
- 酸素ガス環境下での1000℃昇温試験を検討

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（2022 年度）素案

2022 年 12 月 5 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

記載項目の案

主項目

1. 2 号機シールドプラグ等の Cs 高汚染

- ① シールドプラグ下面の高汚染の存在をほぼ確定。
- ② シールドプラグ下面の汚染密度は場所によって大きくばらつくことを解明。
- ③ シールドプラグの自重変形だけでも Cs 流路が形成される可能性がある。
- ④ この流路に沿った汚染の存在による、シールドプラグ下面の Cs 汚染総量への影響は限定的（12 月 20 日に提示）。
- ⑤ 1,2 号機では、自重変形だけでは説明できない変形の存在の可能性がある。（3 号機もクレーン落下だけではない可能性もある。）

2. 1 号機 PCV ペDESTAL の観測事実

- ① 安全規制のために設定された従来の MCCI モデルでは説明できない可能性がある
- ② 主な議論のポイント
 - (i) どうして落下炉心は広がらないのか
 - (ii) コンクリートが破損したメカニズムは何か
 - (iii) どのようにテラス状物質は形成されたのか
- ③ 観測されたペDESTAL 等の状況について、いくつかのアイデアが出されたが、方向性を出すには時期尚早。
- ④ 今後の東京電力等からの追加データ、コンクリート実験などによる知見の追加が不可欠。
- ⑤ 国際的な場での情報交換も有意義。

3. SGTS 汚染パターンの解明

- ① 2022 年に規制庁で行ったシミュレーションによって、凝縮+凝縮水移動を主たる要素とする現象理解で、観測事実をかなり再現理解できることが判明。
- ② Cs の凝縮=凝縮水移動による汚染発生モデルは、シールドプラグの高汚染などかなり広い範囲に適用できる可能性がある。

その他項目

1. 東京電力の3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション

- ① 2020年中間取りまとめの水素爆発に係る多段階事象仮説を支持する内容。(東京電力の説明後確定)

2. 4号機火災

- ① 火災の場所をほぼ特定(今後試験を行うかどうか、東京電力の説明後決定)

3. 原子炉格納容器内有機材料の加熱試験

- ① 原子炉格納容器内でのケーブル、保温材、塗料等の設置状況を確認。
- ② ケーブル等の加熱試験(ドライ条件、酸素なし)は有機ガスが出る可能性を示唆するが、量的には限られたものである可能性が大きい。
- ③ 東京電力の2021年試験は、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、酸素含有条件下を含めて試験の継続の必要性を確認。

4. 1/2号機SGTS配管の切断による、配管内の汚染分布の測定

- ① 測定原理の異なるγカメラによる汚染分布の把握について
- ② SGTS配管切断作業の遅延

5. 2号機原子炉建屋内のスミア試料の分析

- ① JAEAによる2号機原子炉建屋各階のスミア試料等の分析結果(P)

6. SGTSフィルタトレインの汚染状況等

- ① 1号機及び2号機のSGTSフィルタトレインの汚染状況調査(遠隔調査用ローダー)
- ② 3号機フィルタトレイン中に凝縮を確認

7. 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

- ① 次年度の分析材料として福島県設置のモニタリングポスト、東京電力福島第一原子力発電所敷地内のモニタリングポスト、プロセスモニタ等のデータを整理

8. 現地調査等による継続的な調査事項

- ① 1号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査
- ② 3号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査
- ③ 4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナによる測定

次年度以降の計画

- ・発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率のデータ分析
- ・水素燃焼試験
- ・有機物加熱試験
- ・コンクリート加熱試験

福島第一原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する

未確認・未解明事項の
調査・検討結果のご報告
～ 第6回進捗報告 ～

2022年12月5日



東京電力ホールディングス株式会社

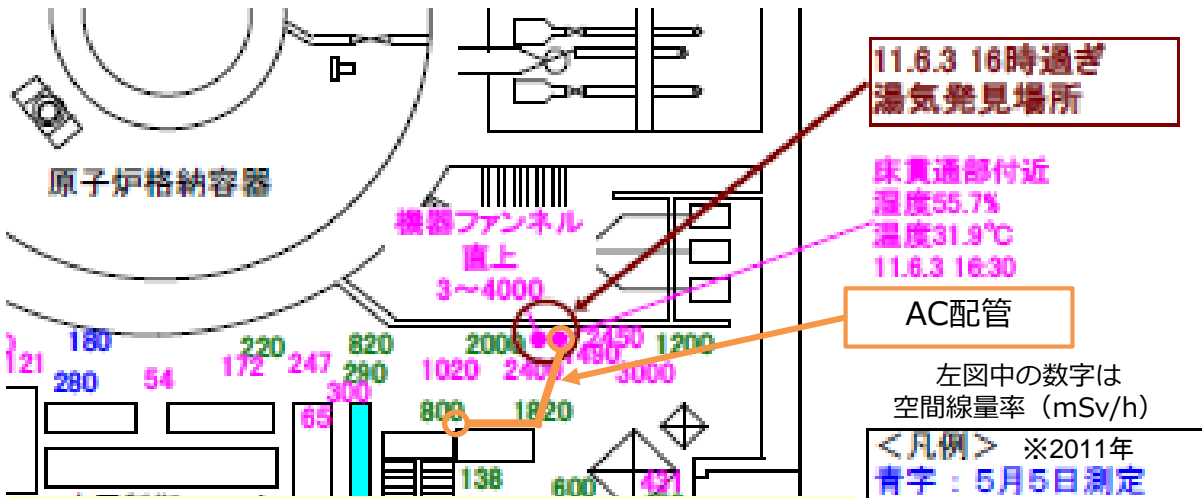
目次

1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定 P.2
 2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定 P.12
 3. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について P.20
 4. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について P.30
- (参考) 燃料デブリ分布の推定について P.43

1. 1号機原子炉建屋 1階南東エリアで 観測された高線量率の原因の特定

概要

- 1号機では、事故直後に1階南東エリアにて1000mSv/hを超える高線量率が観測されている。
- 当該エリアでは、2011年6月に床貫通部から湯気が流出していることが確認された。
- エリア近傍にはPCVベントで使用したAC配管が敷設されていることもあり、本検討では南東エリアで高線量率が観測された原因と考えられるこれらの影響を中心に、その他の可能性も含めて原因を特定した。



南東エリアの床貫通部で確認された湯気 (2011年6月撮影)

- <検討のアプローチ>
- 高線量率の原因となりうる汚染源を洗い出し、南東エリアへの影響を検討
 - 抽出した汚染源について、以下の観点から南東エリアへの影響を評価
 - (1) 汚染の原因
 - (2) 汚染源からの放射線による影響
 - (3) 汚染源からの放射性物質の移行の有無

南東エリアで観測された高線量率は、PCVベントに使用したAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定

検討すべき汚染源の洗い出し

1. 1号機原子炉建屋 1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

① 湯気による汚染及びトーラス室の汚染

- 2011年6月の調査において、南東エリアから地下1階トーラス室へ繋がる床貫通部より湯気の流出を確認
- 床貫通部近傍で数1000mSv/hの高線量率を観測
- トーラス室内で1000mSv/hを超える高線量率を観測

② 不活性ガス系 (AC) 配管の汚染

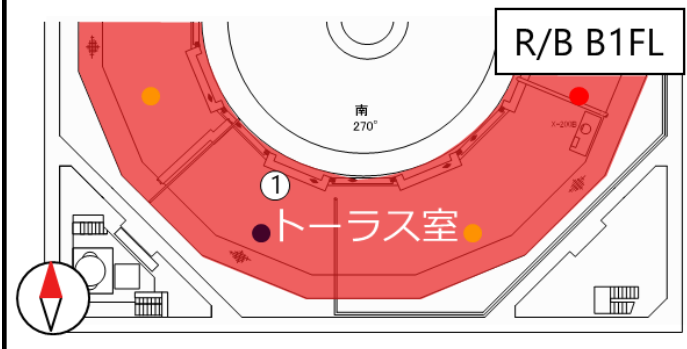
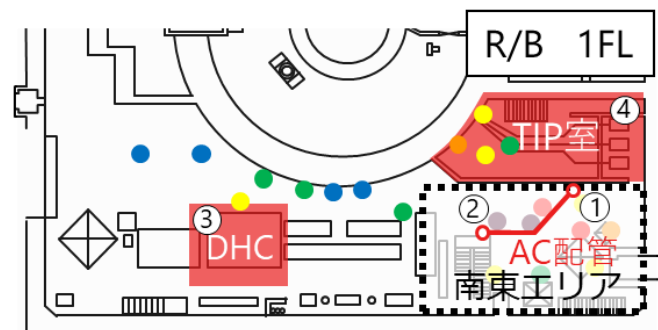
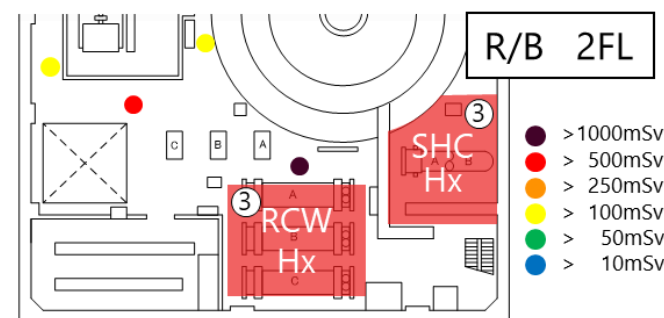
- 南東エリアにはPCVベントに使用されたAC配管が敷設されており、ベントガス中の放射性物質により配管内が汚染され、周辺の線量率が上昇している可能性

③ 原子炉補機冷却水系 (RCW) 配管の汚染

- 1号機ではRCW配管付近で高線量率を観測
⇒PCV底部へ落下した溶融燃料がRCW配管を損傷し、放射性物質がRCW配管内を移行したと推定(第4回で報告)
- RCW系の負荷としてRCW熱交換器(RCW Hx)、RHR停止時冷却系熱交換器(SHC Hx)、ドライウェル除湿系(DHC)が近傍に存在

④ 移動式炉内計装系 (TIP) 室の汚染

- 溶融燃料によりTIP計装ドライチューブが破損してTIP計装内が汚染され、周辺の線量率が上昇している可能性



□ 抽出した汚染源について、以下の観点から南東エリアへの影響を評価

(1)汚染の原因 (2)汚染源からの放射線による影響 (3)汚染源からの放射性物質の移行の有無

高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

①湯気による汚染及びトーラス室の汚染

- 流出した湯気はPCV内滞留水から発生した可能性が高く、湯気による1階南東エリアの汚染の可能性を考慮する必要がある。
- トーラス室自体も高線量率が観測されているが、躯体コンクリートで十分遮へいされることから、1階南東エリアへの影響は支配的な要因でないと考えられる。

(1)汚染の原因（トーラス室が高線量である原因）

- ベントライン内部、真空破壊ライン内部やS/C内部の汚染
- 観測のとおり、サンドクッションドレン管（X-5Bベント管下部）及び伸縮継手破損箇所（X-5Eベント管上部）から液相漏えいを確認
→当該漏えいに伴い、放射性物質がトーラス室に移行
(2011年6月時点では、PCV水位が伸縮継手破損箇所程度にあり、そこから湯気が流出していた可能性。)

⇒ 次頁で検討

(2)汚染源からの放射線の影響（トーラス室の汚染の影響）

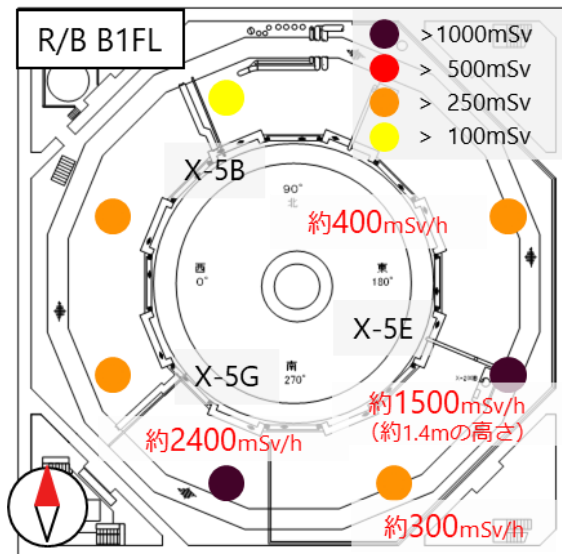
- キャットウォーク上で数100～2400mSv/hを確認
→躯体コンクリートによる遮へい（厚さ650mm）で1階南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

(3)汚染源からの放射性物質の移行（湯気の発生原因）

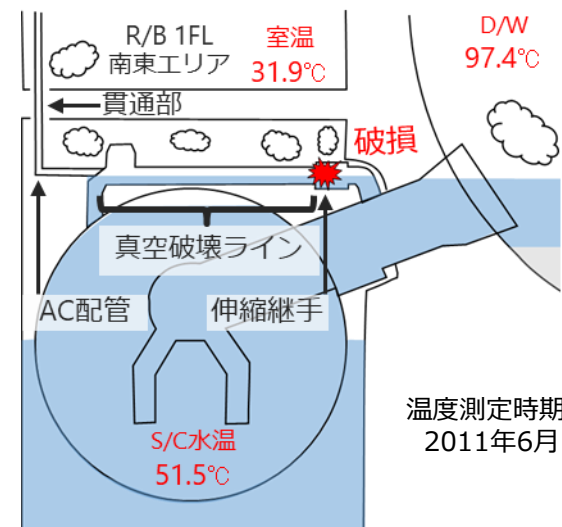
トーラス室内滞留水から湯気が発生した可能性	×
・他の貫通部では湯気を確認していないなどの理由から、トーラス室内滞留水の温度は高くなく、湯気の発生源でないと考えられる	
PCV内滞留水から湯気が発生した可能性	○
・AC配管床貫通部は、漏えいを確認している真空破壊ライン伸縮継手のほぼ真上に位置	
・当時のPCV水位は伸縮継手破損箇所程度にあり、PCV内の気体（湯気）が流出する状況にあった可能性	

⇒ 次頁で検討

1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



トーラス室内（キャットウォーク上）の空間線量率（2014年5月測定）



推定される湯気の発生経路

高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

①湯気による汚染及びトーラス室の汚染

南東エリアのγカメラ測定や床サンプル分析の結果、湯気による顕著な汚染は無く、南東エリアへの影響は支配的ではないと考えられる。

γカメラ測定結果

- ・中央部のAC配管で高線量率を確認
- ・湯気による汚染が想定される周辺の構造物に汚染無し
- ・湯気が流出していた床貫通部に顕著な汚染無し

床サンプルの分析

サンプルA

- ・X-6ペネトレーション近傍
- ・表面に水跡なし



表面線量率：0.14mSv/h

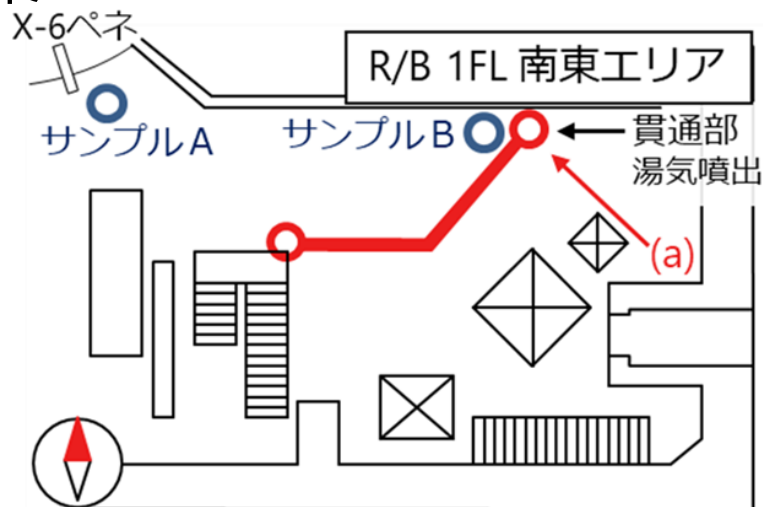
サンプルB

- ・湯気が流出した貫通部近傍
- ・表面に水跡あり

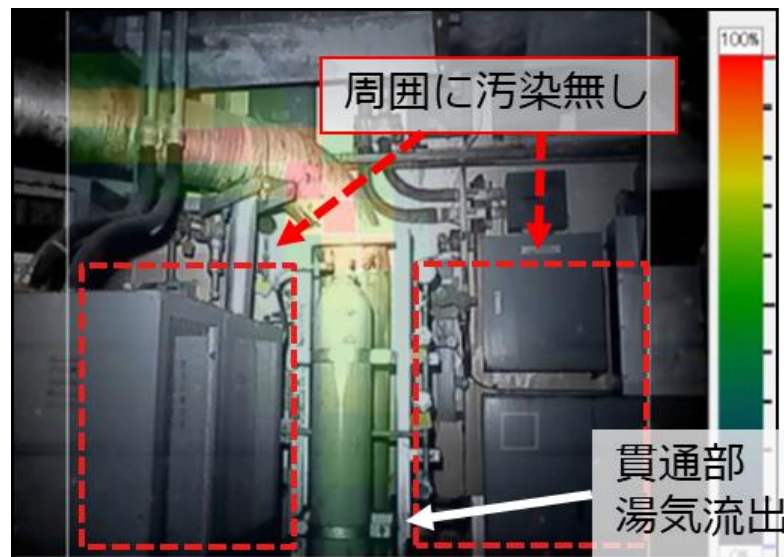


表面線量率：0.38mSv/h

→BはAの2.7倍の線量率であったが、南東エリアで観測された高線量率に影響を与えるような顕著な汚染ではない



γカメラ測定位置とサンプル採取位置



γカメラ写真 ((a)方向) (2013年12月測定)

高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

②AC配管の汚染

γカメラの測定結果から、AC配管に沿って汚染が確認されたことから、配管内から南東エリアへの放射性物質の移行は無かったものの、AC配管の汚染による影響が支配的であると考えられる。

(1)汚染の原因

- ベントに使用されたAC配管は、ベント時に配管内部を通過した放射性物質により汚染（AC配管に沿って汚染を確認）

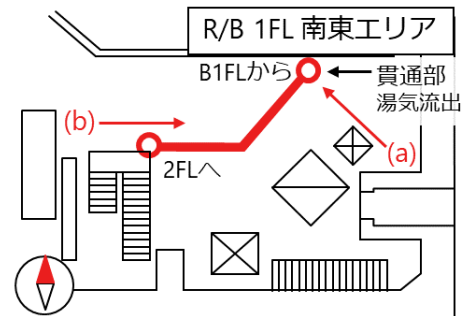
(2)汚染源からの放射線の影響

- γカメラ測定結果から、AC配管による床上150cmの空間線量率は約900mSv/hとの評価結果
- 南東エリアの空間線量率 (>1000mSv/h) と概ね一致
- AC配管は湯気の流出していた貫通部から立ち上がり、南東エリアの床上200cmを通り、2階へ抜けている
- 高所にある配管曲がり部の空間線量率が高く、床上5cmよりも床上150cmのほうが空間線量率が高いことと整合

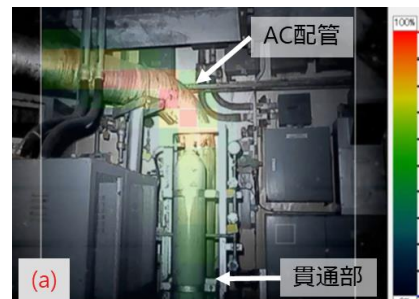
(3)汚染源からの放射性物質の移行

- γカメラ測定によりAC配管に沿った汚染を確認
- 汚染は配管内に留まり、南東エリアへの放射性物質の移行は無かった

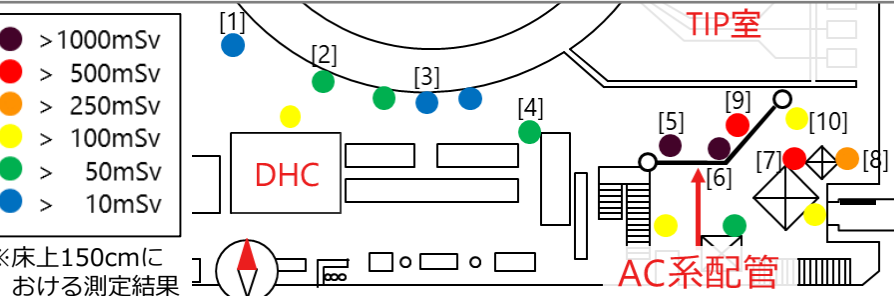
1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



南東エリアのγカメラ測定位置



γカメラ写真（2013年12月測定）



測定点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
床上 150 cm	31	62	26	52	1662	1097	511	314	659	203
床上 5 cm	20	41	32	31	186	331	274	244	158	144

80
南側の空間線量率[mSv/h]（2013年12月測定）

高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

③RCW配管の汚染

RCW系統で高線量率が観測された2階RCW-Hxや1階SHCポンプ室からの放射線は躯体コンクリートで十分遮へいされること、また、1階南東エリア近傍においてRCW系統水が漏えいした痕跡がないことから、RCW配管の汚染による南東エリアへの影響は支配的でないと考えられる。

(1)汚染の原因

- PCV底部へ落下した熔融燃料がRCW配管を損傷し、放射性物質がRCW配管内を移行し、系統内に滞留したと推定

(2)汚染源からの放射線の影響

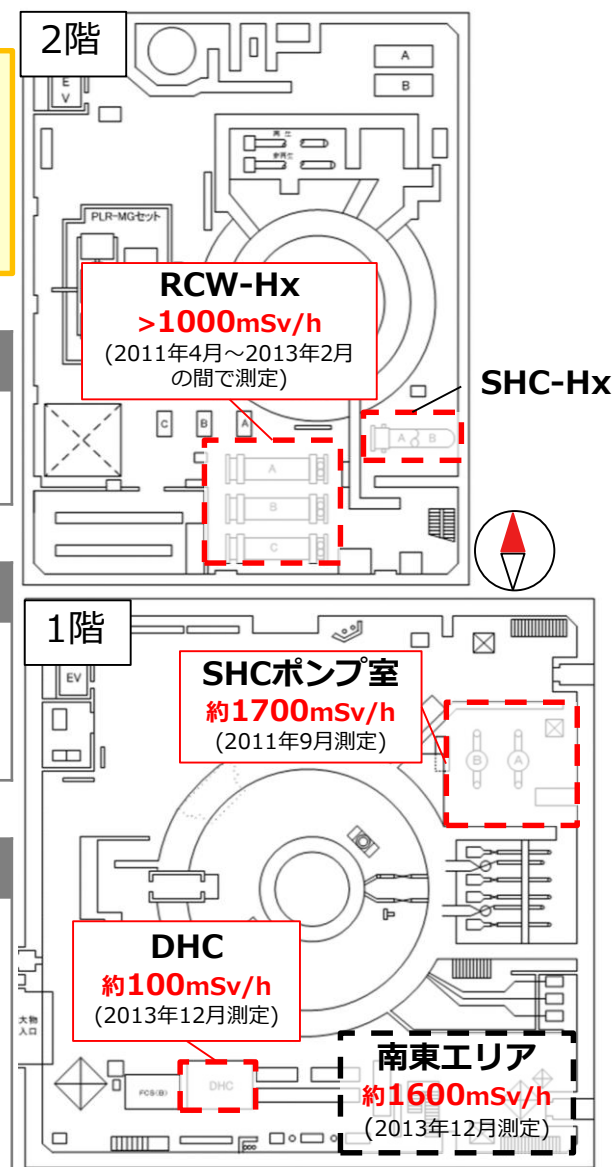
- 2階RCW-Hx周り及び1階SHCポンプ室で1000mSv/h以上を確認
→床や壁などの躯体コンクリートによる遮へい（厚さ600mm以上）で1階南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

(3)汚染源からの放射性物質の移行

- DHC、RCW-Hx、SHC-HxにRCW系統水が残留している可能性があり、南東エリアへの漏えいがあれば高線量率の原因になり得る
- 南東エリアのAC系配管床貫通部付近に水跡を確認
→採取した床サンプルの表面線量率(0.38mSv/h)は、水跡がない箇所の表面線量率(0.14mSv/h)と比べて大きな差がなく、RCW系統水の漏えいは無かったと考えられる

- 81 -

- 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



南東エリア周辺にあるRCW系の負荷

高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

④ TIP室の汚染

TIP室内の高線量箇所からの放射線は躯体コンクリートで十分遮へいされること、また、TIP室内への放射性物質の移行がないことから、TIP室の汚染による南東エリアへの影響は支配的でないと考えられる。

(1) 汚染の原因

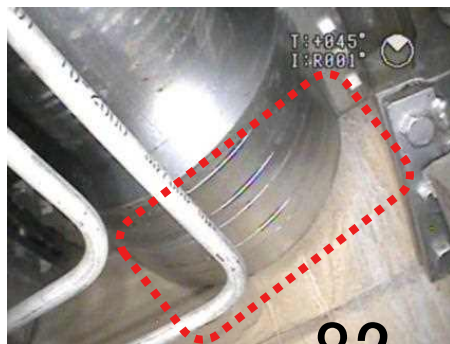
- ・ 溶融燃料と接触したTIP計装ドライチューブが破損し、TIP計装内へ放射性物質が移行したと推定

(2) 汚染源からの放射線の影響

- ・ γ カメラ撮影でX-31ペネトレーション付近に約300mSv/hを確認
- 躯体コンクリートによる遮へい（厚さ750mm）で南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

(3) 汚染源からの放射性物質の移行

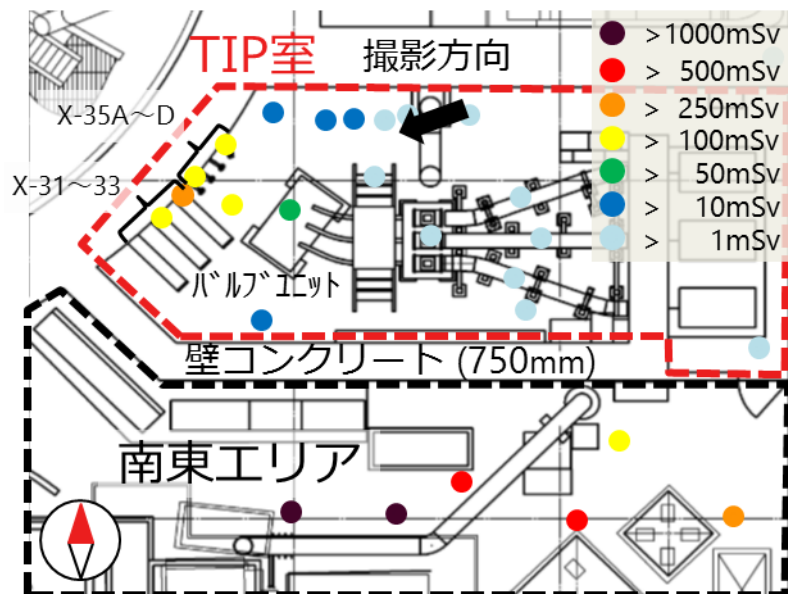
- ・ X-31ペネトレーション部分に漏えいの痕跡はない
- ・ 室内の空間線量率は低い（数十mSv/h）
- 汚染はペネトレーションの内部で留まっており、室内への移行は無かったと考えられる



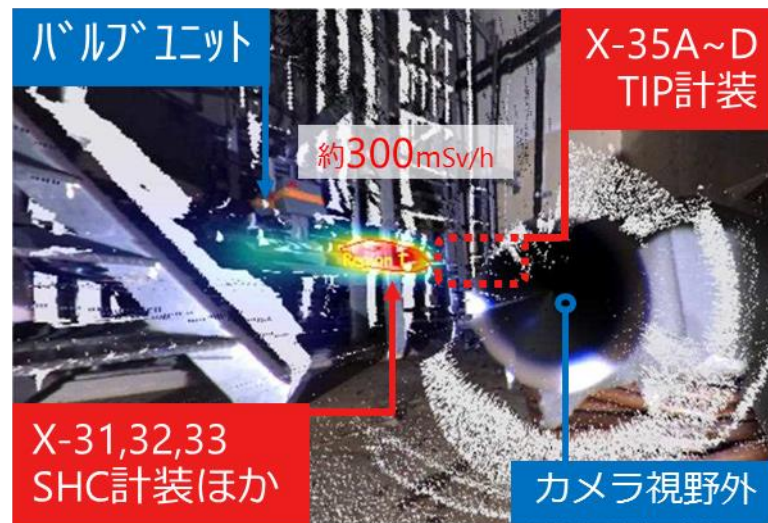
X-31ペネトレーションの画像

82

1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



TIP室の空間線量率（2015年9月測定）及び南東エリアの空間線量率（2013年12月測定）



TIP室の γ カメラ写真

検討結果のまとめ

- ・ 1号機1階南東エリアで観測された高線量率の原因となりうる汚染源を洗い出した。
- ・ 洗い出した汚染源についてそれぞれ、(1)汚染の原因、(2)放射線の影響、(3)放射性物質の移行の観点から南東エリアへの影響を検討した。
- ・ 検討の結果、PCVベントに使用されたAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定した。

検討結果の詳細

考えられる汚染源	検討結果	検討結果の詳細		
		放射線の影響	放射性物質の移行	検討内容
①湯気による汚染及びトーラス室の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> ・ PCV内滞留水由来の湯気が噴出していたが、顕著な汚染ではなかった ・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰
②AC配管の汚染	○	○	×	<ul style="list-style-type: none"> ・ AC配管周辺で南東エリアと同程度の線量率を観測 ・ 汚染は配管に沿って分布し、漏えいは無し
④RCW配管の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> ・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰 ・ 南東エリアへのRCW系統水の漏えいは無し
⑤TIP室の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> ・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰 ・ 高線量率が観測されたX-31ペネトレーションからTIP室内への漏えいは無し

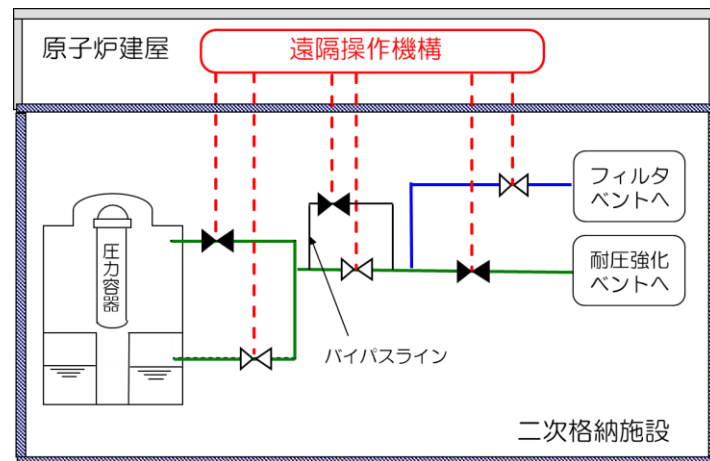
柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

1. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

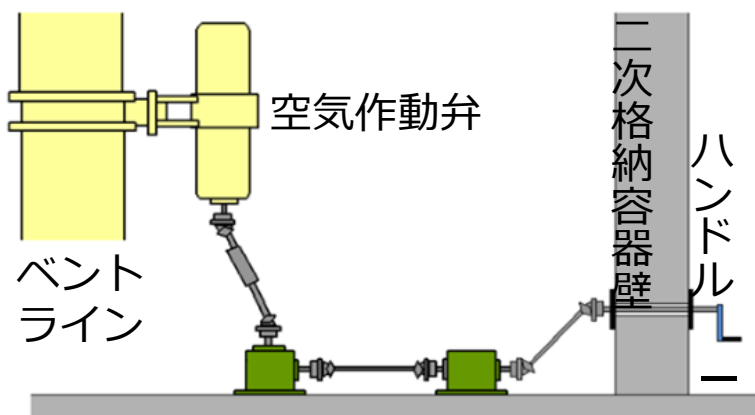
教訓：ベントラインからの放射線が事故対応操作に影響を与えないよう対策が必要

炉心の損傷を防止する対策や代替循環冷却を用いてPCVバウンダリを維持したままPCVを除熱する対策に加え、以下のようなフィルタベント系統からの被ばく低減対策を実施。

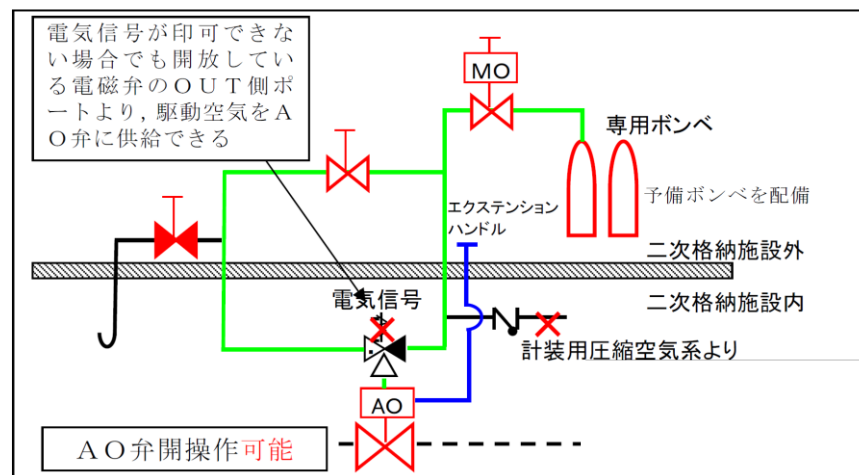
- ベント実施時に開操作が必要な弁は中央制御室からの遠隔電動操作が可能。二次隔離弁にはバイパスラインを設け、弁単体の故障による中央制御室からの遠隔電動操作の不能を防止（右図）。
- 電源喪失等により遠隔電動操作が不能な場合にベントラインの弁を二次格納施設外から人力（左下図）や専用のポンペ（右下図）で遠隔操作することが可能。
- 炉心損傷後のベント操作時に遠隔手動操作することで被ばくを低減。
- フィルタ装置及びヨウ素フィルタ並びにフィルタ装置に接続する屋外配管には遮へいを設置し、屋外作業の被ばくを低減。
- 被ばく線量の観点からも操作可能であると評価。



ベントラインの概略



遠隔手動操作装置の概略



専用ポンペによるAO弁操作機構の概要

2. 2号機原子炉補機冷却水系に 高線量率が観測されなかった原因 の推定

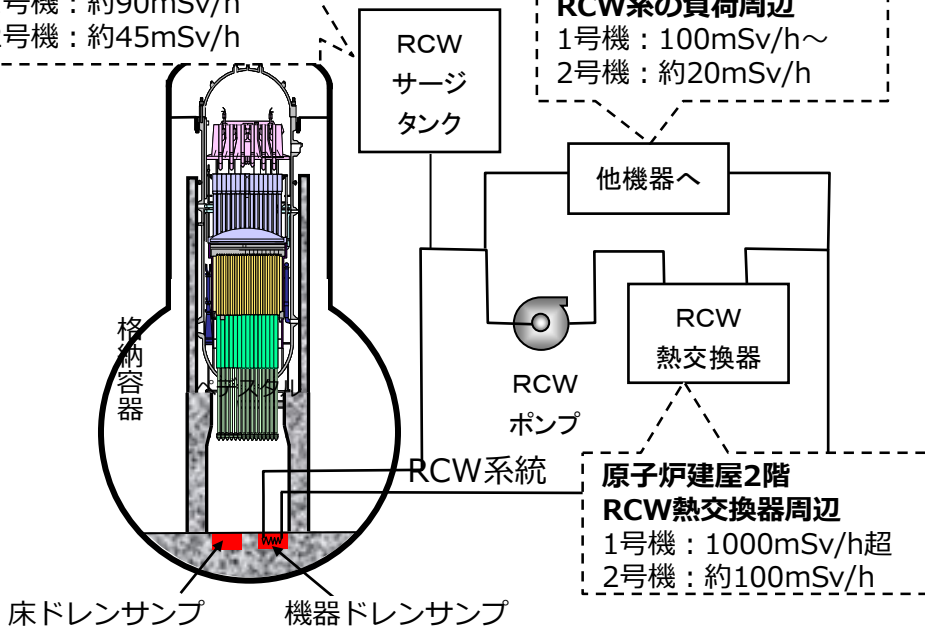
概要

2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

- 1号機では、原子炉補機冷却水系（RCW）※の負荷である機器の周辺で高線量率を観測しており、その原因は、原子炉圧力容器から落下した燃料が、格納容器床にある機器ドレンサンプ内のRCW配管を損傷し、RCW系統全体に汚染が広がったものと推定（第4回進捗報告で報告済み）。
- 一方、2号機でも原子炉圧力容器から燃料の一部が格納容器に落下したと推定しているものの、RCW系統に顕著な汚染の痕跡はみられない。
- この差異を明らかにすることは、燃料デブリの分布を推定に加え、事故進展の推定にも寄与するものであることから、本検討では2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった原因を推定。

原子炉建屋4階
RCWサージタンク周辺
1号機：約90mSv/h
2号機：約45mSv/h

原子炉建屋内
RCW系の負荷周辺
1号機：100mSv/h～
2号機：約20mSv/h



1、2号機 RCW系統と汚染のイメージ

＜検討のアプローチ＞

- 2号機の格納容器内部調査の結果をもとに、格納容器内におけるRCW配管の状態を考察
- 事故時のプラントデータから、系統内に汚染が広がる状況にあったか考察

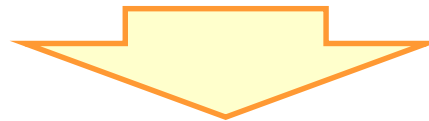
格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった要因は、1号機と異なりRCW配管が損傷を受けなかったことが原因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大を防止する対策

※原子炉建屋内等の機器を冷却する系統。原子炉圧力容器や格納容器に対する開放部のない閉ループの設計。

1号機と2号機の状況の比較

- 1号機のみ、RCW系統に顕著な汚染あり。
 - ・ 1号機のみ、RCW系統周辺で高線量率を確認。
(例 RCW熱交換器周辺：1号機 1000mSv/h超 2号機 約100mSv/h)
- 両号機とも、燃料は格納容器に落下していると推定。
 - ・ 1号機は、燃料デブリが原子炉圧力容器内に少量存在する可能性があるものの、大部分は格納容器に落下したものと推定。
 - ・ 2号機は、多くの燃料デブリが原子炉圧力容器底部に存在し、一部が格納容器に落下したものと推定。
- 両号機とも、RCW系統の格納容器隔離弁は事故後開いていたと推定。
 - ・ RCW系統における格納容器隔離弁は電動弁。
 - ・ 自動で格納容器隔離（閉作動）される設計ではない。
 - ・ 1、2号機は津波到達に伴い全電源を喪失し弁を作動できる状況ではなくなった
 - ・ 事故対応の中でRCW系統の格納容器隔離弁を閉じたという操作の記録はない。



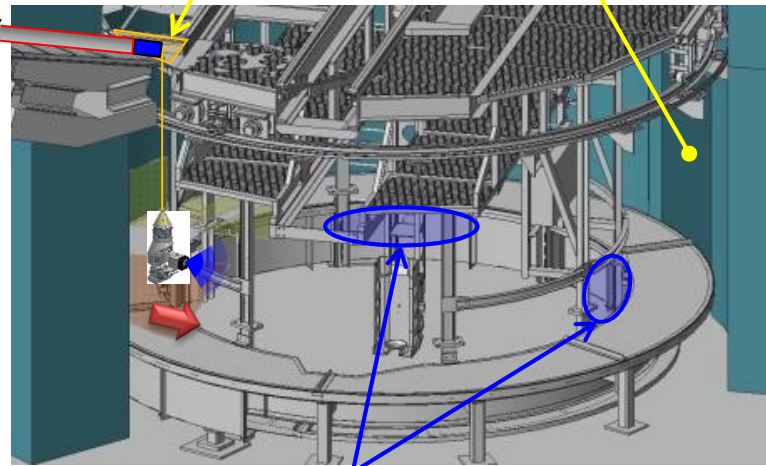
■ 両号機とも格納容器に燃料が落下しており、RCW系統内に汚染が
拡がりうる状況にあったという点で、1、2号機の状況は類似。
→格納容器内調査結果をもとに、~~87~~汚染に違いが見られた原因を考察。

2号機の格納容器底部の様子

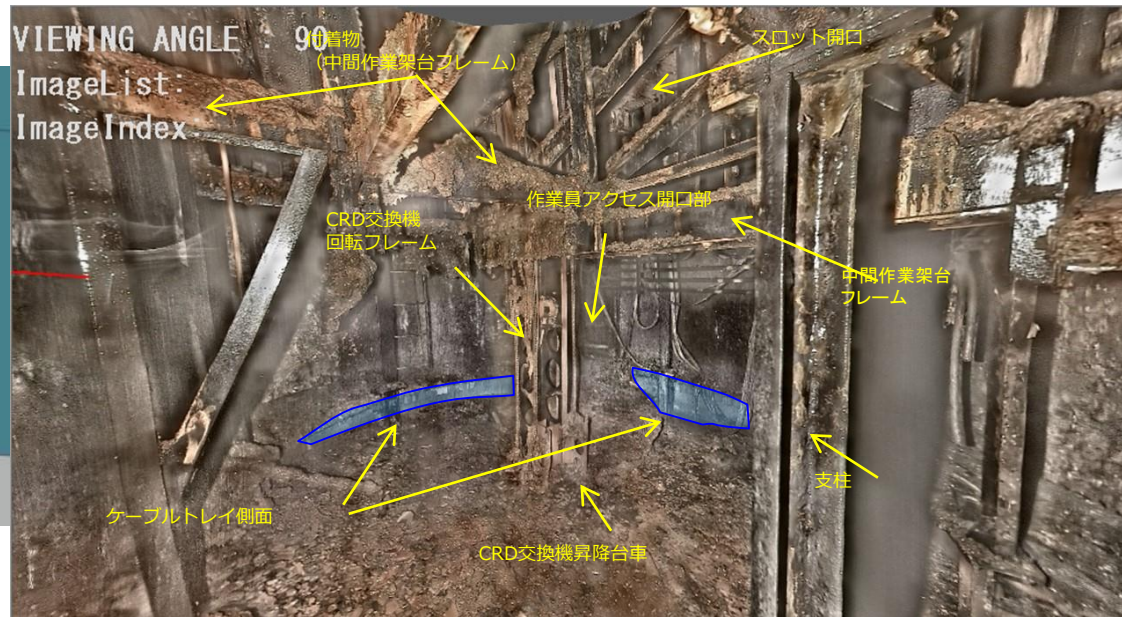
2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

□ 2018年1月の2号機格納容器内部調査で、格納容器底部の様子を確認。

グレーチング脱落部 作業員アクセス開口部

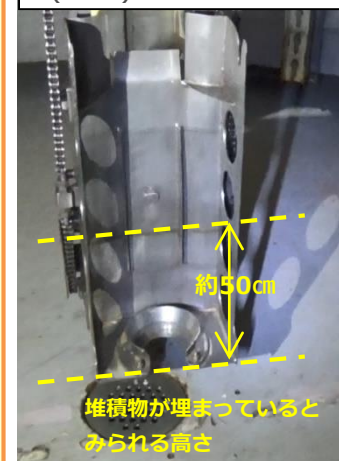


ケーブルトレイ側面を確認した範囲 → カメラ方向



- 小石状・粘土状に見える堆積物がペDESTAL底部全体に堆積。
 - CRD交換機回転フレーム、中間作業架台フレーム、支柱、ケーブルトレイ等の構造物について、大きな変形や損傷が無いことを確認。
 - 堆積物は溶融物が固化したもののように見える一方で、ケーブルトレイ（ステンレス鋼、厚さ4mm）の変形が確認されない。
- ⇒ケーブルトレイの上に堆積し始めた際の堆積物温度が、ケーブルトレイに熱変形を生じさせる温度ではなかった可能性

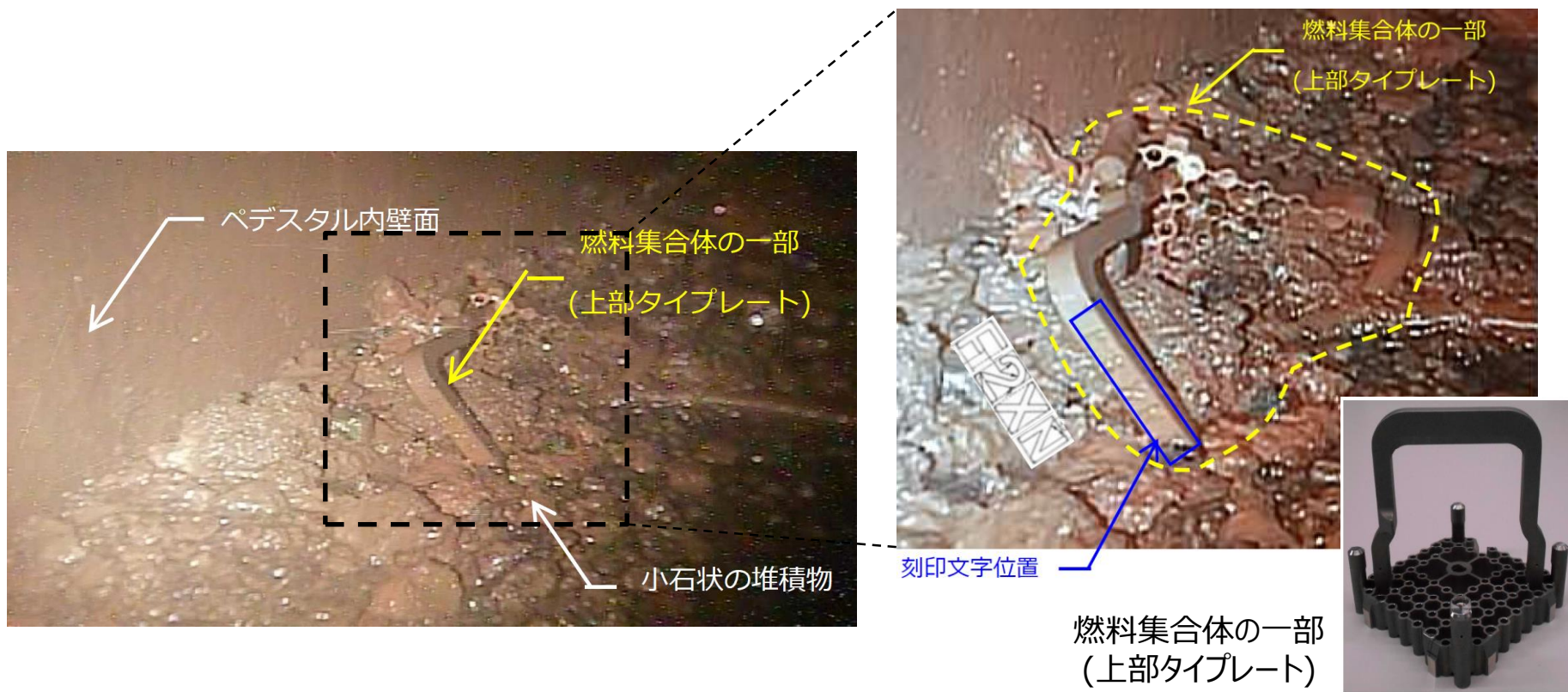
(参考)5号機昇降台車



(参考) 2号機定検時
※運転時には上記構造物はPCV内より撤去

2号機の格納容器底部の様子

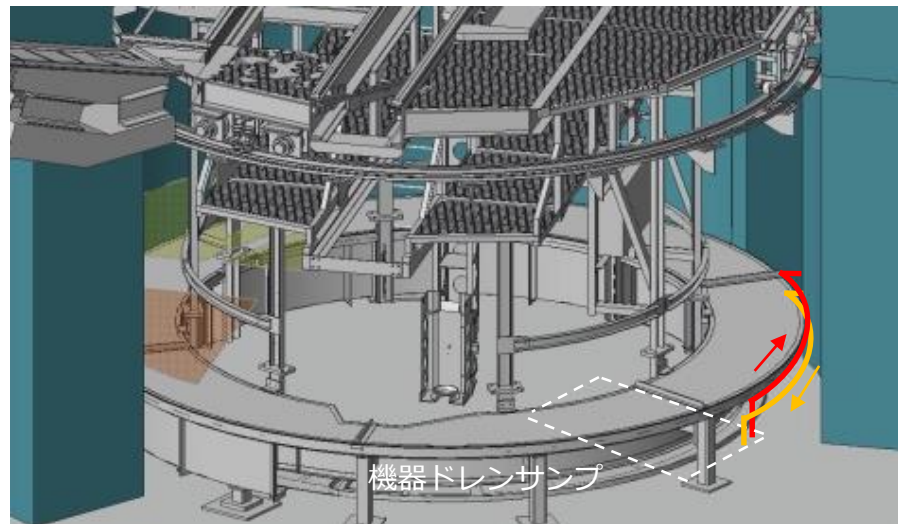
□ 2018年1月の2号機格納容器内部調査で、格納容器底部の様子を確認。



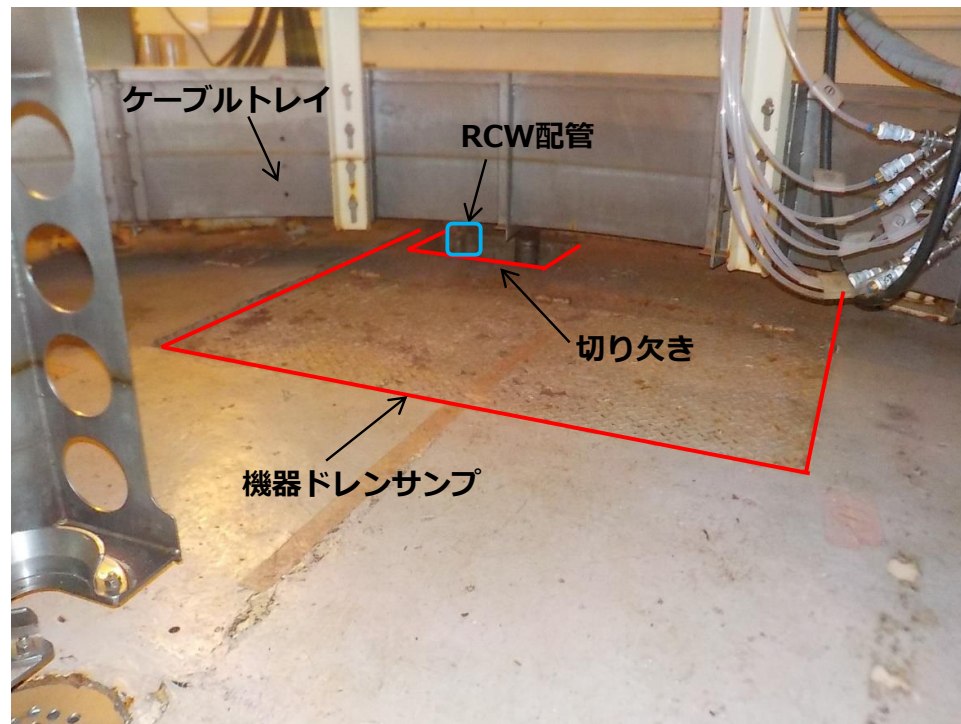
- 炉心部にある燃料集合体の一部（上部タイププレート）を格納容器底部（外周部）で確認。
⇒原子炉圧力容器には、少なくとも上部タイププレートが落下する程度の穴が開いたと推定。また、上部タイププレートの周辺をはじめ、堆積物は燃料成分を含むものと推定。
- ⇒ただし、格納容器底部の構造物に損傷が確認できないことから、燃料デブリは金属を多く含むものと推定。

2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった原因の考察

2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定



ペDESTAL内RCW配管引き回しイメージ
(矢印：通常時冷却水の流れ)



5号機機器ドレンサンプ写真 (2号機も同様の構造)

	厚さ	材質	融点
ケーブルトレイ	約4 mm	ステンレス鋼	約1450℃
機器ドレンサンプ蓋	約3 mm	炭素鋼	約1500℃
RCW配管	約3.7 mm	炭素鋼※	約1500℃※

※機器ドレンサンプ近くは、材質がステンレス鋼 (融点約1450℃)

- RCW配管とケーブルトレイの融点は近い
- ⇒2号機では、ケーブルトレイ同様、機器ドレンサンプ蓋やRCW配管が損傷しなかった可能性
- ⇒2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった要因と推定

- **2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった原因について推定**
2号機の格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかったのは、1号機と異なりRCW配管が損傷しなかったためと推定。

- **【補足】 3号機の状態について**

3号機のRCW系統は、2号機同様に汚染の徴候がない。
ただし3号機では、格納容器底部から約2～3mの堆積物を確認するなど、相応の量の燃料デブリが格納容器に落下したものと推定。
2号機とは状況が異なることもあり、3号機のRCW系統に高線量率が観測されない原因は明らかでない。

⇒

当該の原因を推定することは、3号機の燃料デブリ分布や事故進展を把握する上で重要なことから、今後の調査結果も踏まえ、検討を継続する。

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

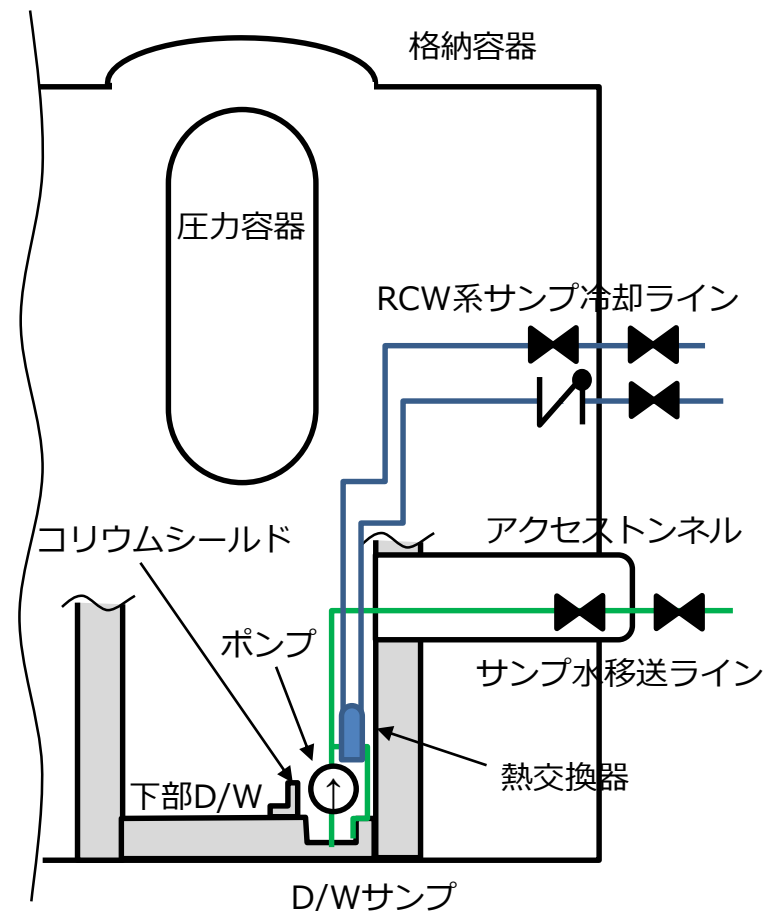
教訓：RCW配管など格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大防止が重要
(2号機と異なり、1号機ではRCW系統に汚染が拡がり、復旧作業に影響)

格納容器を貫通するRCW配管には格納容器貫通部に近接した位置で格納容器内・外の両方に格納容器隔離弁（又は逆止弁）を設置。これらの弁は炉水位の低下又はD/W圧力の上昇を検知して自動で隔離される設計であり、RPV破損前に閉止（逆止弁は格納容器内→外への逆流を防止）することで格納容器外の配管への汚染の拡大を防止。

格納容器隔離弁の駆動電源は、ガスタービン発電機、号機間電源融通及び電源車により強化。

なお、福島第一原子力発電所事故前より下部D/WはRPV破損前に水張りし、その水位を維持することにより落下した溶融燃料を冷却する手順を採用。柏崎刈羽原子力発電所6/7号機では下部D/Wへの注水手段としてMUWC系統に加え、消防車による注水手段を整備し、汚染拡大経路となる配管が損傷するリスクを低減。

D/Wサンプにはサンプ水を格納容器外に移送するラインがあるが、RCW系統と同様に自動隔離機能を有した隔離弁を格納容器貫通部の内外に設置。また、下部D/Wにはコリウムシールドを設置して溶融燃料のサンプへの流入を防止。



RCW系統及びサンプ水移送ラインの隔離弁

3. 3月15日午前中における2号機 格納容器圧力の低下について

概要

- 2号機のD/W圧力は、3月14日23:30頃～15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、一旦途切れた計測が再開された15日11:20には、0.155MPa[abs]まで低下していた。
- PCV圧力の低下は、放射性物質の放出と関連するものであることから、この圧力の低下挙動を解明することは重要であり、本検討では、RPV圧力やPCV圧力等のプラントパラメータの指示値および観測事実と整合するシナリオを検討した。

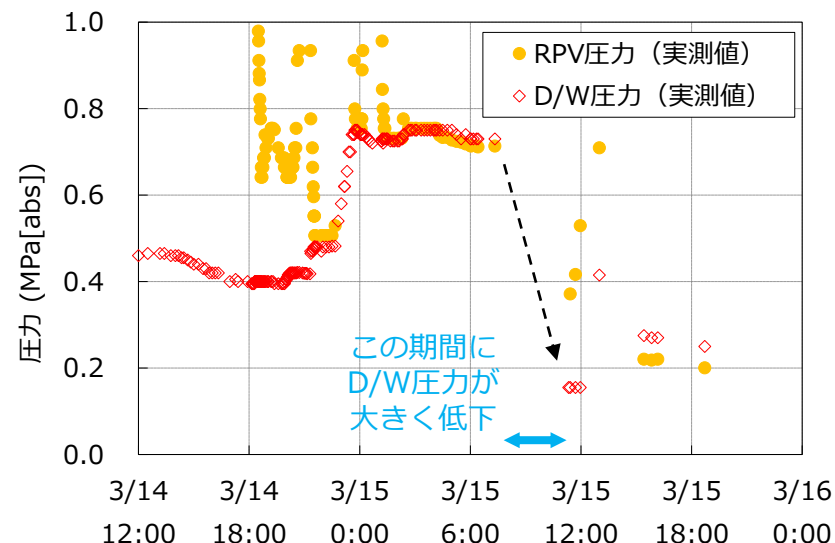


図 RPV・PCV圧力の推移

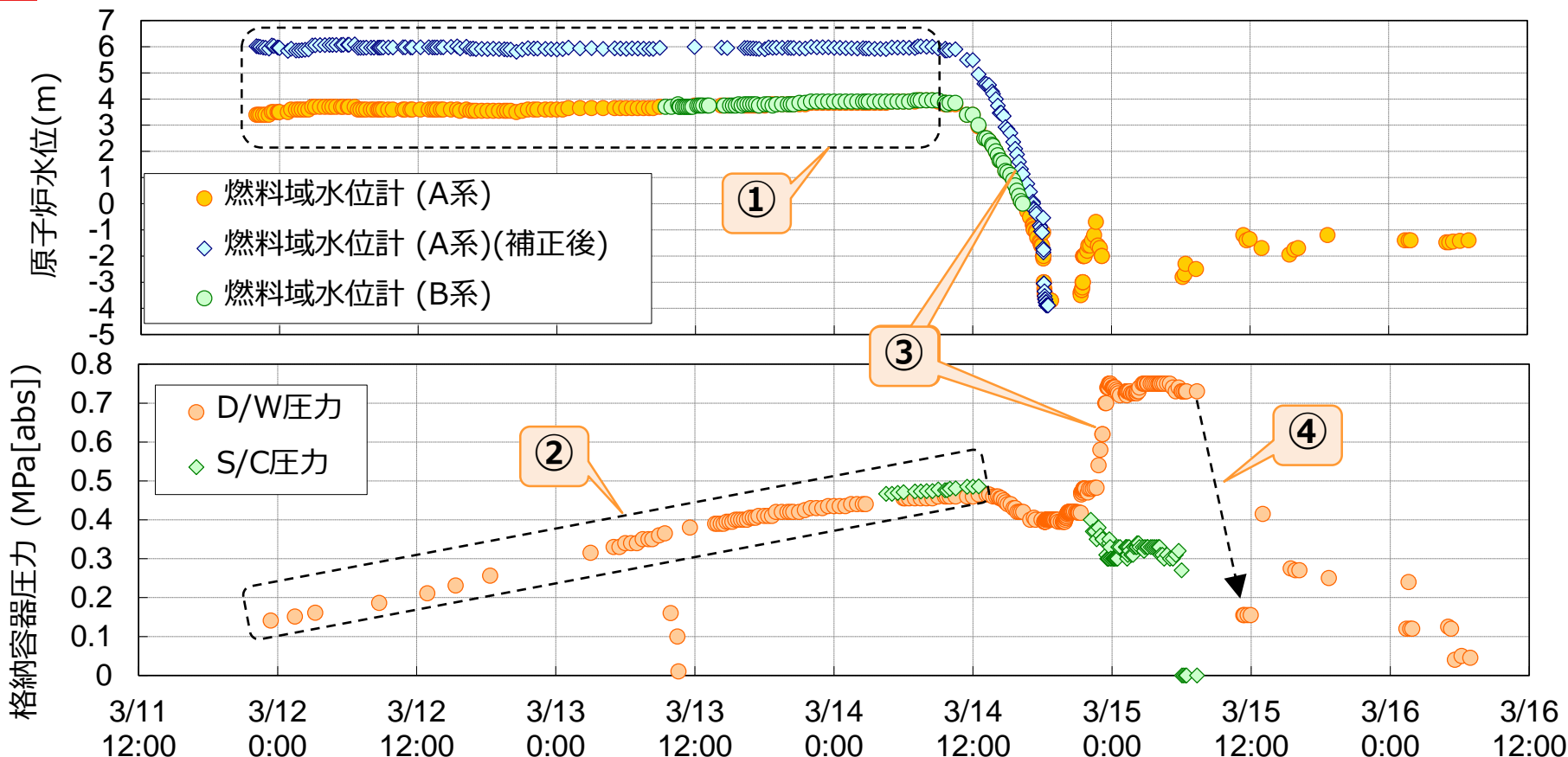
＜検討のアプローチ＞

以下2つのシナリオの成立性を検討。

- ① PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧**
 - 減圧を再現するPCV気相漏えい面積を評価
 - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討
- ② PCVからの気相漏えいに加え、PCV内の水蒸気の凝縮により減圧**
 - PCV内の凝縮が促進されるシナリオの想定
 - 想定したシナリオにおける減圧挙動の評価
 - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討

- PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧シナリオは、観測事実と整合しない点がある。** (事故後2号機のPCVの気密性が比較的高いことや、トップヘッドフランジ以外からの漏えいも考える必要があるもののオペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことなど)
- 小規模な漏えいに加えて、水蒸気の凝縮も減圧に寄与したと考えると、観測事実と整合する点が多い。** ただし、凝縮の効果はPCV内の状態に大きく依存するため、そのような事故進展となっていたかも含め、引き続き検討を進めてい

概要 (2号機の事故進展)



【およその事故進展】

- ① RCICの運転継続により、原子炉水位を維持
- ② その間のPCV圧力の上昇は、崩壊熱から想定される上昇よりも緩やか
⇒ S/Cのおさまるトラス室が津波の影響で浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ③ 3月14日9:00頃にRCICの注水機能が喪失し原子炉水位が低下、同日夜に燃料の溶融に至ったものと推定
⇒ 水素発生に伴うPCV圧力の上昇
- ④ 3月15日午前中に、PCV圧力が大きく低下←この低下挙動について、検討

PCVからの気相漏えいによる減圧シナリオの検討 減圧を再現するPCV気相漏えい面積の評価

3. 3月15日午前中における2号機
格納容器圧力の低下について

考えられる減圧の要因①：PCVからの気相漏えいによる減圧

3月15日7:20以降の減圧を再現するPCV気相漏えい面積を解析（GOTHICコードを使用）により評価し、**減圧期間中を通じて大規模な漏えいが継続している必要がある**結果が得られた。

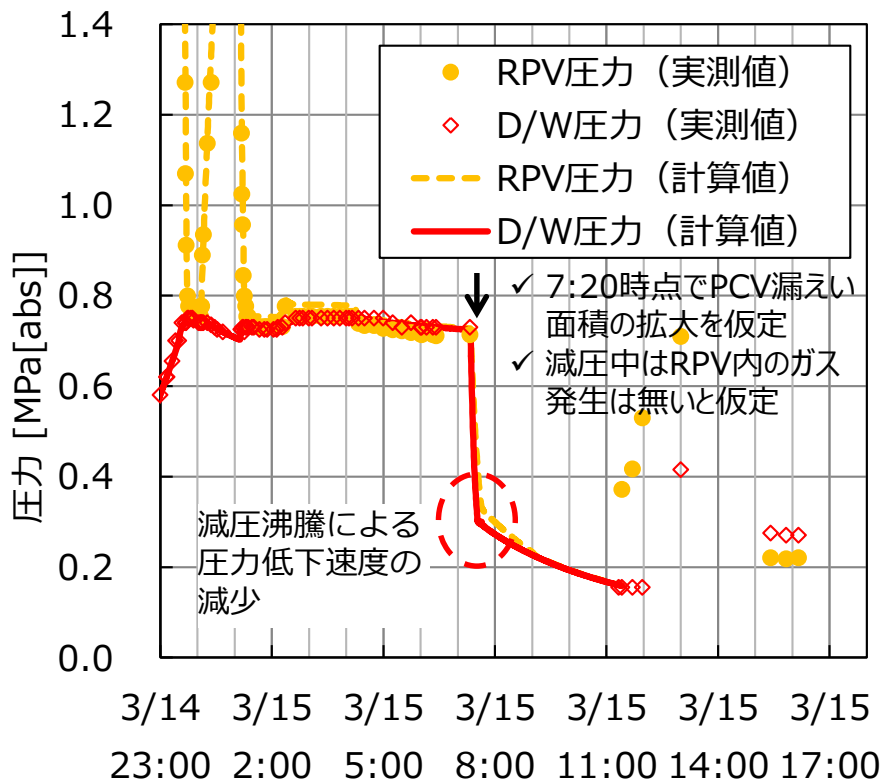


図 D/W減圧を再現するPCV漏えい面積を与えた解析結果

圧力低下を再現するために必要なPCV漏えい面積を解析で確認。
⇒減圧中を通じて300cm²を設定（左図）。

➤ S/Cは外部冷却されていた一方で、RCICの長期運転や燃料溶融の影響により、S/Cプール水温は上昇。
⇒解析ではS/Cプール全体が均一に水温上昇したものと設定。S/Cプールの減圧沸騰により、減圧しにくくなる結果。
⇒**D/W圧力の実測値の再現には、大きな漏えい面積が必要**

➤ 漏えい箇所の第一候補は、PCVトップヘッドフランジ。
⇒考えられる漏えいメカニズム
①PCV圧力に応じた隙間面積の変化
②シール部のシリコンゴムの熱的な劣化
⇒①のみでは、減圧の過程で漏えい面積が減少するため、実測値の減圧挙動を再現不可。
⇒MARK-I格納容器の構造解析※によると、減圧前に想定される程度の高圧・高温条件においても、トップヘッドフランジ部の開口面積は、シール部のシリコンゴムを無いものと考えても300cm²以下との結果であり、②でも再現不可。
⇒**PCVからの気相漏えいによる減圧が主な原因とすると、PCVトップヘッドフランジ以外からの漏えいも考える必要あり。**

※ 一般社団法人 日本原子力技術協会，“過酷事故対応規格整備のためのMARK I 原子炉格納容器弾塑性解析に係わる業務 平成23年度報告書”，（2012）

PCVからの気相漏えいによる減圧シナリオの検討 減圧を再現するPCV気相漏えい面積の評価

3. 3月15日午前中における2号機
格納容器圧力の低下について

熱的な損傷等により、トップヘッドフランジ以外にも相応の漏えいがあったと考える必要があるが、事故後2号機のPCVは気密性が比較的高いことや、オペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことなど、観測事実との整合性の説明が困難な点がある。

⇒3月15日7:20以降の減圧は、PCVからの気相漏えいのみが原因とは考えにくい。

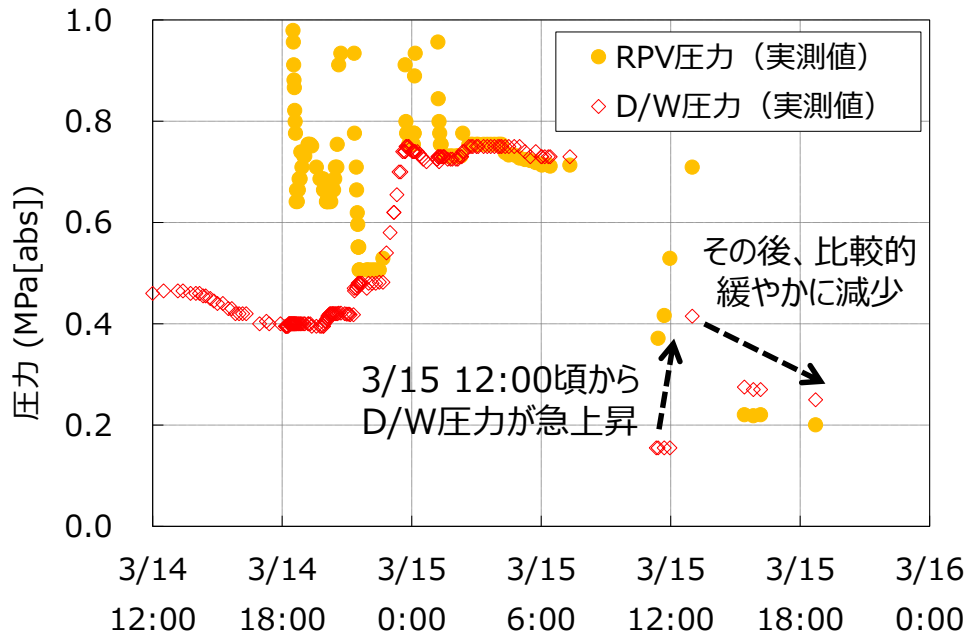


図 RPV・PCV圧力の推移

- 3月15日12:00頃からのD/W圧力の急上昇、及びその後の比較的緩やかな減少（左図）を再現するためには、燃料から放出される熱量（崩壊熱+蓄熱）以上のエネルギーが必要。
⇒大規模な漏えいを想定するとD/W圧力の挙動を説明することが困難。
- 事故進展が落ち着いて以降、2号機PCVの気密性は他号機と比較して高く、圧力バランスから求めた漏えい面積は1cm²以下。
⇒左図のD/W圧力を再現するには、一度大きく開いた漏えい口が縮小する必要あり。
⇒熱的に損傷し、減圧中も維持されていた漏えい口の面積が、その後大きく縮小することは考えにくい。
- 建屋内において、トップヘッドフランジを除き、X-6ペネなど、一部のPCVバウンダリで線量が高い箇所は確認されているが、原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所（階段等）に特段の高い線量は確認できない。
⇒トップヘッドフランジ以外に主たる気相漏えい箇所は想定しづらい。

PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討

7:20以降にPCV内の凝縮が促進されるシナリオの想定

3. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

考えられる減圧の要因②：水蒸気の凝縮による減圧

7:20以降に、それ以前と比較して凝縮が進むシナリオとして、トーラス室の水位が上昇し、S/Cプール水位を超えたことで、S/C気相部の冷却が促進され、水蒸気の凝縮が進んだ可能性が考えられる。

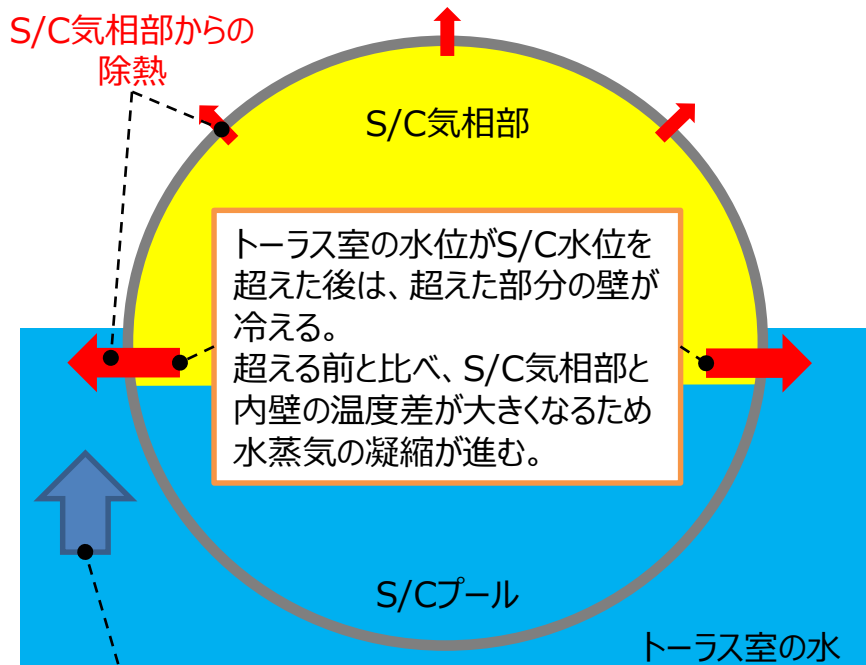


図 トーラス室の水位が上昇した状態のイメージ

【S/C水位<トーラス室水位となる可能性】

- RCIC運転中のPCV圧力の挙動から、事故当初からトーラス室が津波の水によって浸水していたものと推定。
- 事故後の建屋滞留水位の挙動から、原子炉建屋と他の建屋は連通し、さらに建屋には地下水が流入している状況。
⇒ **トーラス室の水位が上昇する状況にあった可能性。**
- 現在S/C下部（あるいは下部から繋がる配管）では小規模な漏えいが生じていると推定（漏えい開始時期は不明）
⇒ **事故進展の過程でS/Cプールからの漏えいがあった場合には、S/C水位が低下し、漏えいしたS/Cプール水によりトーラス室の水位は上昇していた可能性。**

【シナリオ成立に必要な前提条件】

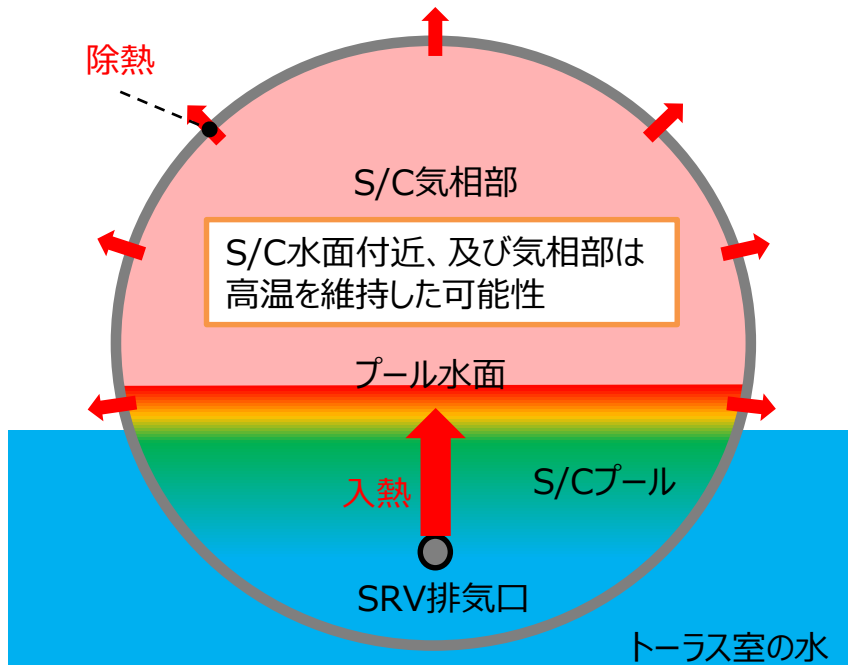
- 減圧を阻害する非凝縮性ガスの大部分が、減圧前にPCV外に排出されていたこと。
- PCV内がほぼ水蒸気の状態で、減圧前のPCV圧力が維持されており、かつ、減圧沸騰量が小さいことから、S/Cプールでは表層のみが温度が高い状況にあったこと。

PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 シナリオ前提条件の成立性の検討

3. 3月15日午前中における2号機
格納容器圧力の低下について

前提条件

- ①PCV内の非凝縮性ガスの大部分が放出されていた
- ②減圧前の時点でS/Cプール表面のみの温度が高いは成立しうると推定



減圧前のトラス室水位はS/Cプール水位よりも低かったと想定

図 減圧前のS/Cプールの温度成層化のイメージ

【前提条件①の成立性】

- 減圧前、RPV内で発生した気体（主に蒸気）はSRVを經由してS/Cに導かれていた状況。
 - 熱の一部はS/Cプール水面まで伝わり、水面温度が維持されたことで、継続的に水面から水蒸気が発生し、PCV圧力を維持。
- ⇒ **継続的に発生する水蒸気により、非凝縮性ガスの大部分がトップヘッドフランジを通じてPCV外に排出された可能性。**

プール水面の温度が飽和温度（168℃）を維持すれば、PCV内の気体が水蒸気のみでも減圧前のPCV圧力750kPa[abs]を達成可能と評価。

【前提条件②の成立性】

- トラス室に存在したと考える水の存在により、S/C下部は冷却されていた状態と推定。
- 減圧前のRPVとPCVの圧力差は比較的小さく、SRV排気に伴うS/Cプール水の攪拌効果は限定的であった可能性。

⇒ **S/Cプールの表面のみ温度が高い状況（温度成層化）にあった可能性。**

PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 想定したシナリオにおける減圧挙動の評価

3. 3月15日午前中における2号機
格納容器圧力の低下について

凝縮の効果を見込んだ減圧挙動について、圧力変化前後のPCV内部のエネルギー変化をもとに評価し、S/Cプールのうち高温の領域が少なく、かつ、PCV内の非凝縮性ガスが少ない状況を想定すると、PCVからの漏えいが小さくても減圧を再現しうる結果を得た。

S/C壁面での凝縮効果を含め、15日7:20以降の減圧に必要な漏えい面積を評価したところ、気相漏えいのみによる減圧で必要であった面積「300cm²」から大きく低下（下図）

- トーラス室水位 > S/Cプール水位とすることで、水没した部分のS/C壁が冷却され、S/C内部の水蒸気の凝縮が促進（※1、2）
- 飽和温度の領域を限定することで、PCVが155kPa[abs]に減圧する過程で起こる減圧沸騰の量が減少（※3）

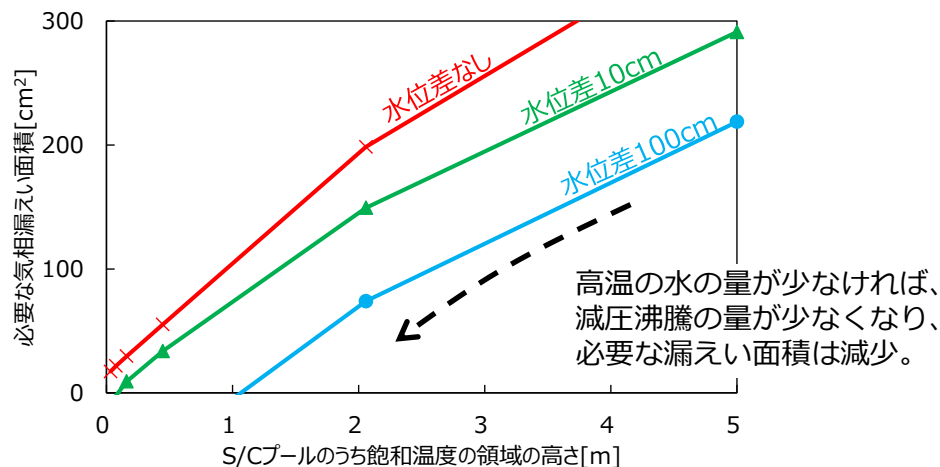
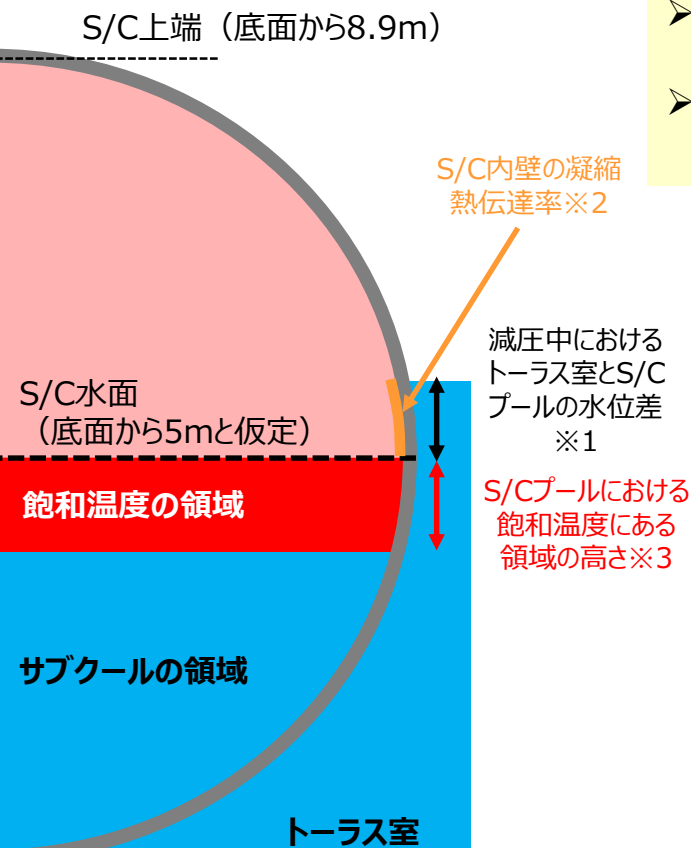


図 S/Cプール水のうち飽和温度の領域の高さに対する
必要な漏えい面積の変化
(PCV内に非凝縮性ガスが無い状態を仮定)

— 100 —

PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討

3. 3月15日午前中における2号機
格納容器圧力の低下について

凝縮による減圧が寄与したと考えると、大規模な気相漏えいによる減圧シナリオでは困難であった観測事実との整合性の説明が可能となる。

凝縮により減圧したと考えた場合の
観測事実との整合性の説明

- **3月15日12:00頃からのD/W圧力の急上昇、及びその後の比較的緩やかな減少**
⇒漏えい口が小さければ、この圧力挙動に必要なエネルギーは減少し、燃料を冷却する水の蒸発量の変化によって圧力が増減したという説明が可能。
- **現在の2号機格納容器の気密性は他号機と比較して高いこと**
⇒漏えい口が小さくても減圧しうるとの説明と整合。
- **原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所に特段の高い線量は確認できないこと**
⇒トップヘッドフランジ以外に主な漏えいは生じていなかったという説明が可能。

減圧が始まる頃に、トラス室水位がS/C水位を上回った

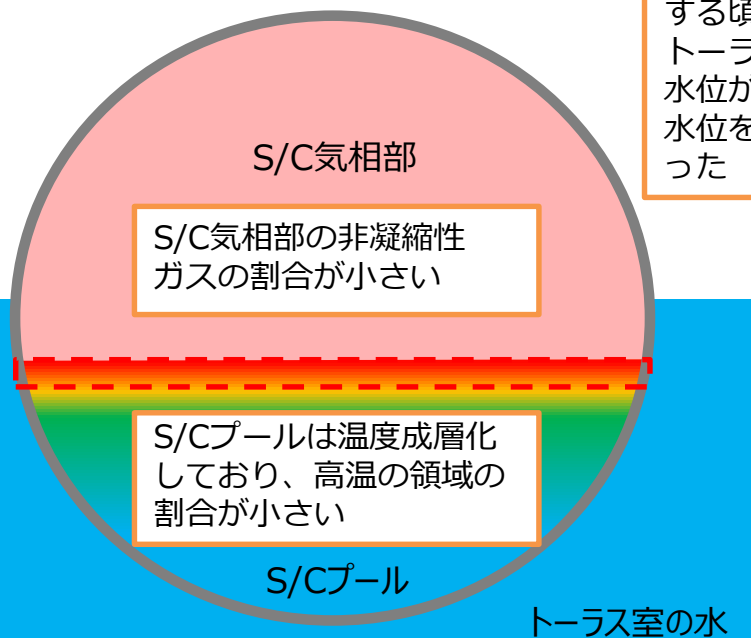


図 凝縮による減圧シナリオにおける、減圧前のS/Cプールの状態のイメージ

まとめ

3. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

- 15日7:20以降のD/W圧力の減圧挙動については、PCVからの小規模な漏えいに加えて、水蒸気の凝縮が寄与した可能性を示した。
(15日9:00前に2号機のブローアウトパネルから蒸気と考えられる白い気体の放出が確認されている点や、飯館村方向の土壌汚染は2号機由来と考えられる点から、炉心損傷以降、2号機PCVからの漏えい自体はあったものとする。)

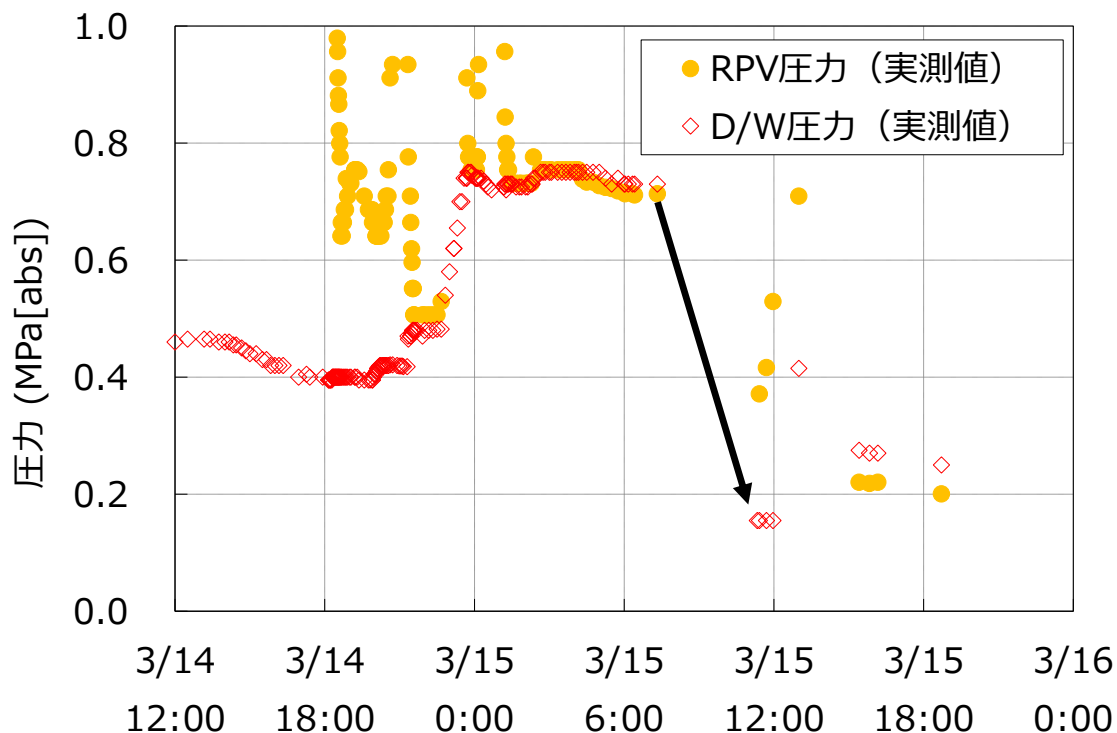


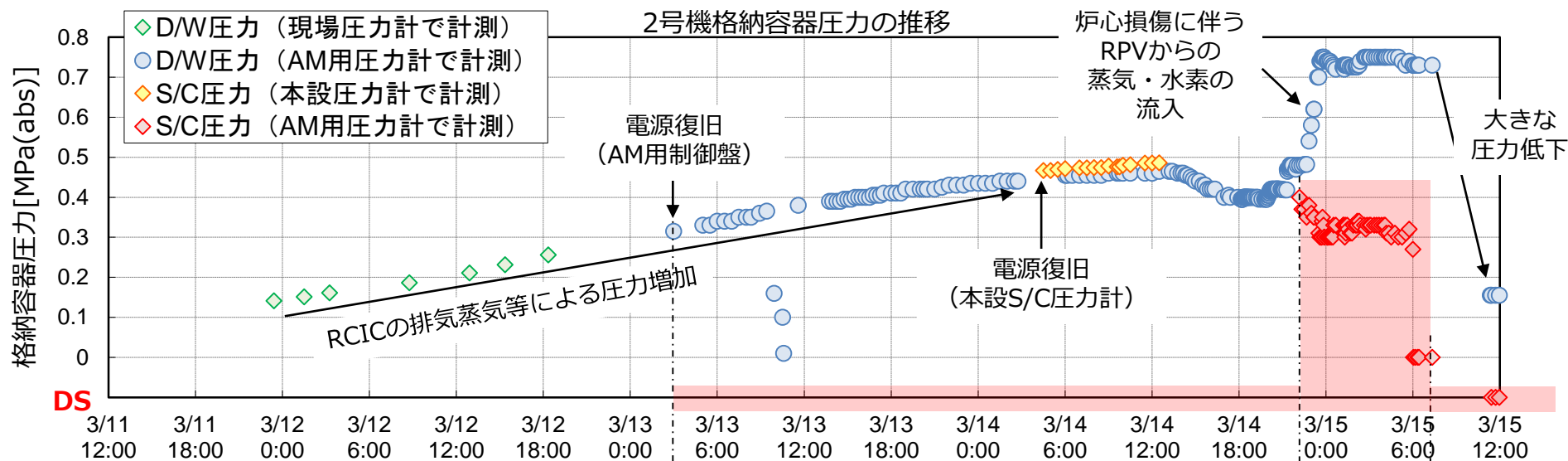
図 RPV・PCV圧力の推移

4. 2号機3月14日21時以降の S/C圧力計の挙動について

概要

4. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

- 事故当時使用していた2号機の格納容器圧力計のうち、AM用S/C圧力計は3月13日3時にバッテリーを接続し電源を復旧したが、ダウンスケール（以後、DSという）や、D/W圧力より約400kPaも低い指示値など、他の圧力計とは大きく異なる値を示した。
- このようなD/W圧力とS/C圧力の大きな乖離は格納容器の構造上発生するものではなく、DSを指示していることからAM用S/C圧力計が実際の圧力を指示していなかった可能性が極めて高い。
- 格納容器圧力は事故対応において非常に重要なパラメータであることから、AM用S/C圧力計が異常な指示値を示した要因について検討した。



＜検討のアプローチ＞
要因を洗い出し、消去法により検討

要因の分類

- ① 機械的要因
- ② 測定原理に関する要因
- ③ 電的要因

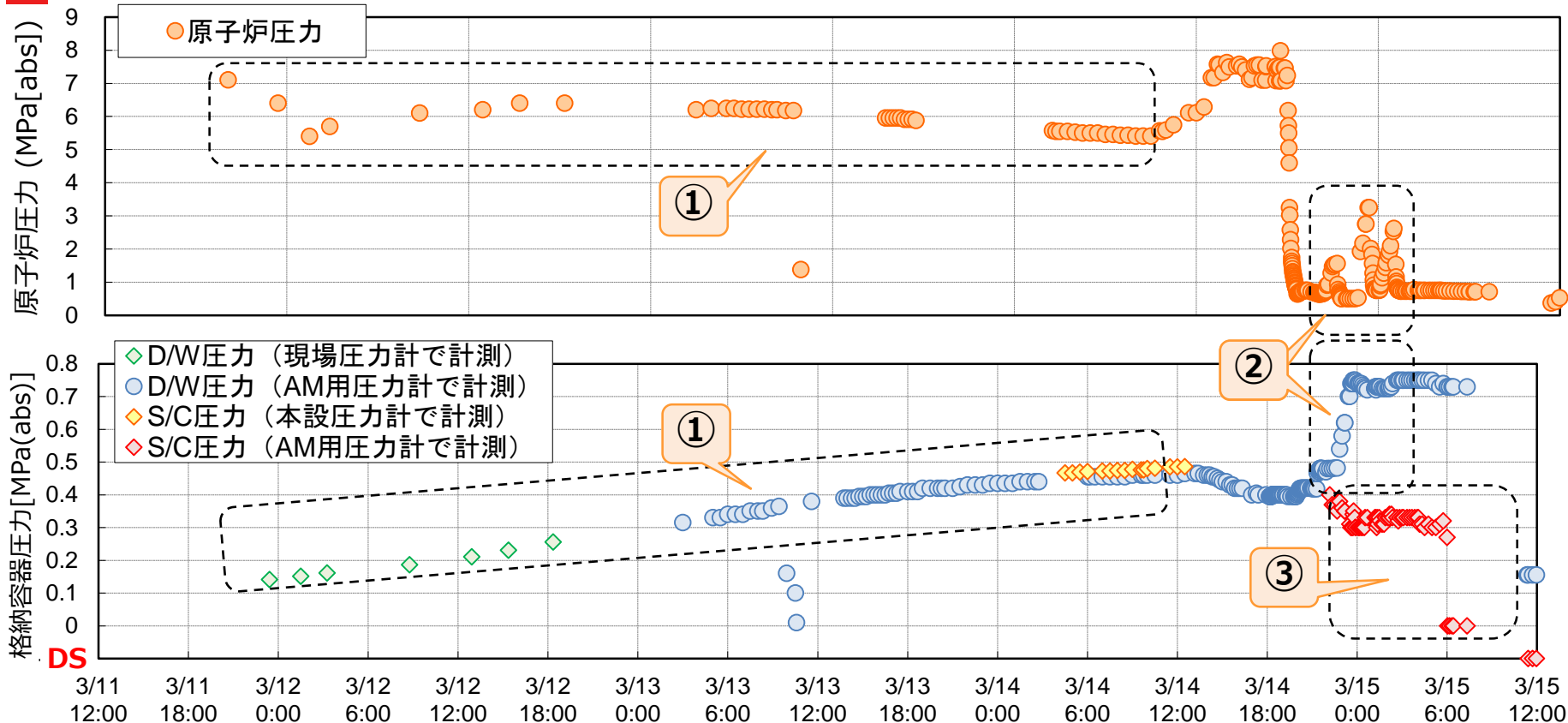
AM用S/C圧力計は水没による電気故障のため、実態とはかけ離れた異常な指示値を示していたと推定

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：

— 104 溢水による計器水没への対策

概要 (2号機の事故進展)

4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について



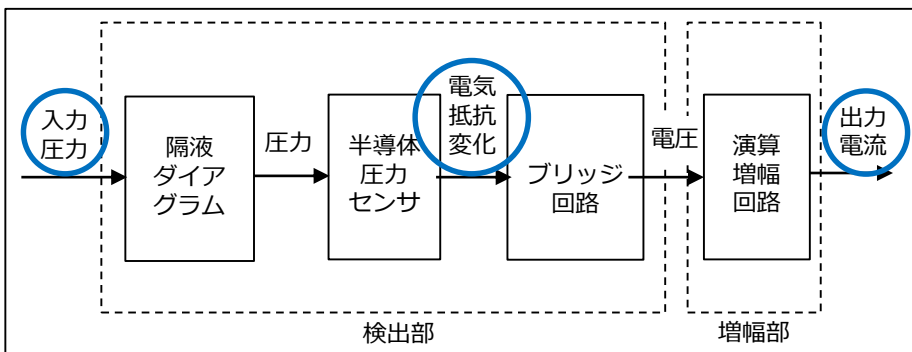
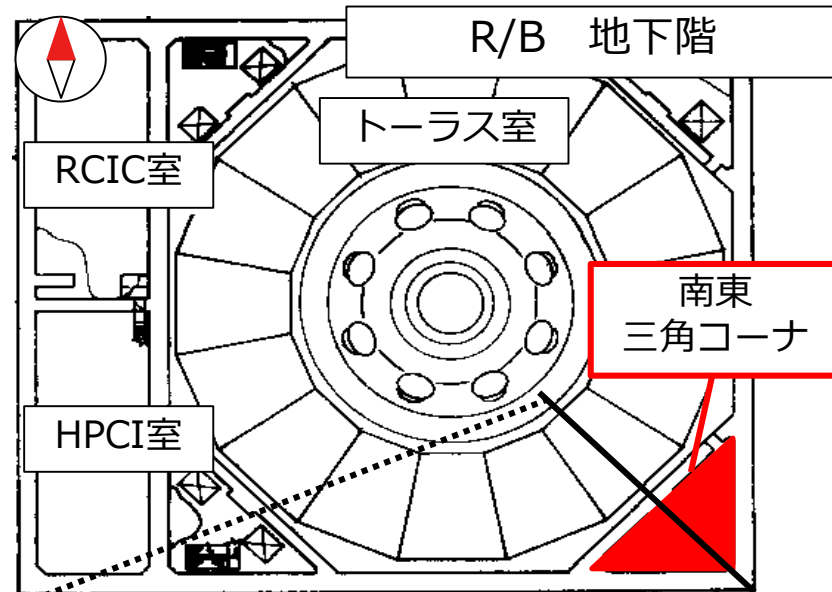
【およその事故進展と格納容器圧力計の指示値】

- ① RCICの運転継続により、原子炉圧力は通常運転時と比べて低めに推移
 ⇒ この期間における格納容器圧力計 (D/W圧力計 (現場)、AM用D/W圧力計、本設S/C圧力計) の指示値は、崩壊熱から想定される上昇よりも緩やかに上昇
 ⇒ S/Cのおさまるトラス室が津波の影響で浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ② 3月14日9時頃にRCICの注水機能が喪失し、同日夜に燃料の溶融に至ったものと推定
 ⇒ AM用D/W圧力計の指示値は、炉心損傷に伴うRPVからの水蒸気や水素の流入に伴い上昇
- ③ S/C圧力は本来D/W圧力と連動して上昇するはずだが、AM用S/C圧力計はAM用D/W圧力計と乖離した低い指示値を示し、最終的にDSに至った ⇒ これらの要因について検討

AM用S/C圧力計の仕様・設置環境

4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について

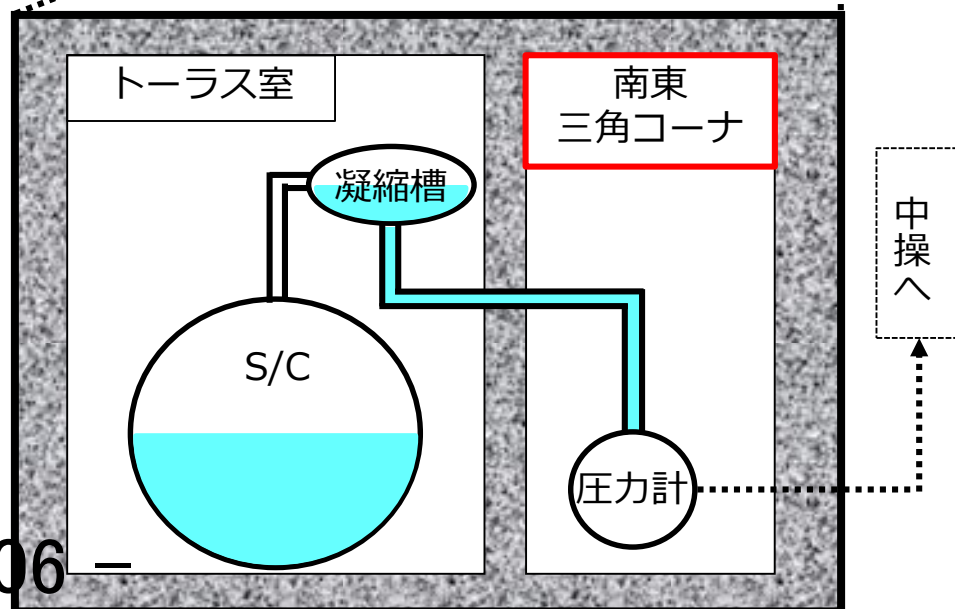
設置場所：R/B 地下階 南東三角コーナ
床面から60cm（床面：T.P. -3496）
測定方法：AM用S/C水位計の凝縮槽を検出元として
水圧を測定
測定原理：ダイヤフラム式
指示方法：中操（AM用制御盤）に設置されたAM用S/C
圧力指示計で絶対圧 [MPa(abs)] として指示
防塵性や耐水性に関する指標(International Protection)
：IP67
6：耐塵性…塵や埃が計器の内部に侵入しない
7：防浸性…一時的に水に浸しても計器の内部に
水が浸入しない



AM用S/C圧力計 測定原理

(参考) 他のD/W,S/C圧力計の設置場所

圧力計	D/W (現場)	D/W (AM用)	S/C (本設)
設置場所	R/B 2階 北東エリア (床面：T.P. 17264)	R/B 3階 北東エリア (床面：T.P. 25464)	R/B 中地下階 北東三角コーナ (床面：T.P. 2564) ※4号機の場合



AM用S/C圧力計が異常な指示値を示した 要因の洗い出し

4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について

AM用S/C圧力計が「指示値の低下」及び「DS」を示した要因として考えられるものを洗い出し、各要因について起こり得るか検討した。

要因の分類	考えられる要因
①機械的要因※	<ul style="list-style-type: none">・地震・他号機の爆発・津波 による圧力計本体（受圧部・端子部）の損傷
②測定原理に関する要因	<ul style="list-style-type: none">・測定対象である凝縮槽配管内水の減少・喪失
③電氣的要因	<ul style="list-style-type: none">・バッテリーの電圧不足・枯渇・圧力計本体やケーブルへの水の浸入

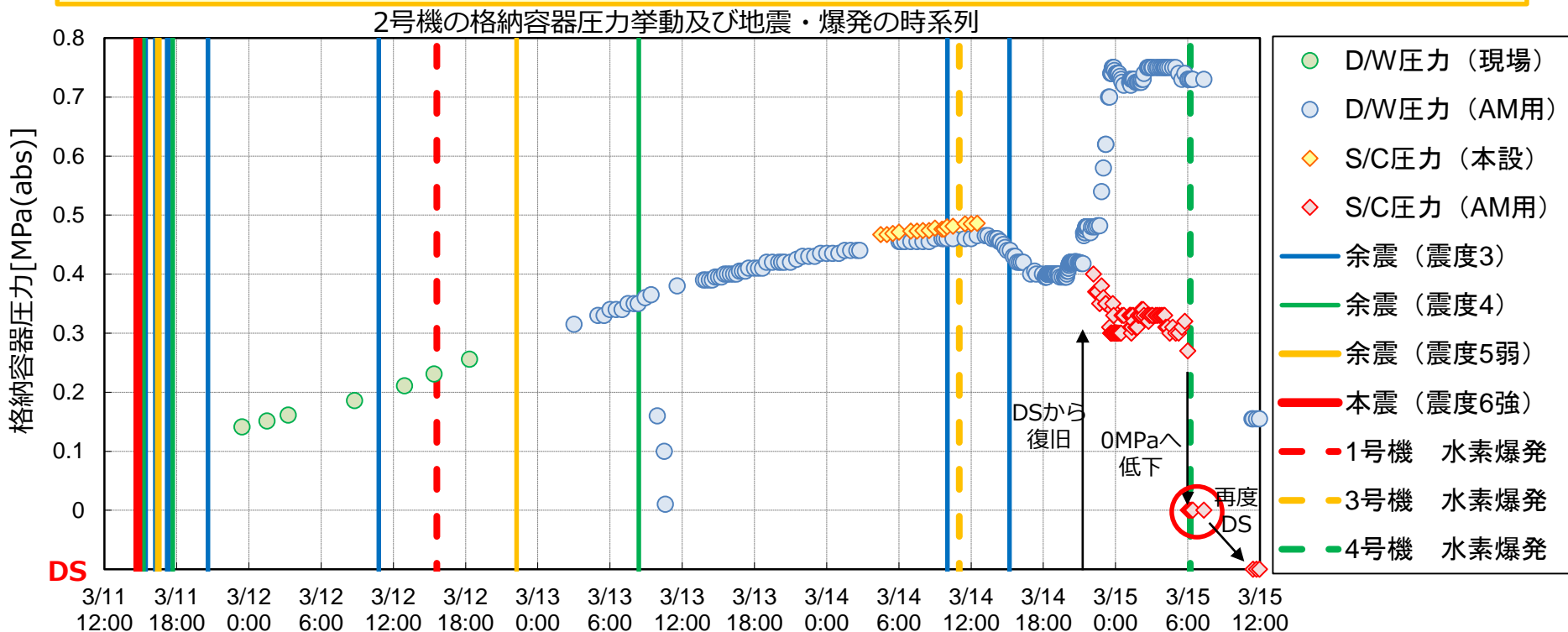
※ DSから指示値が復旧する時点で機械的要因による損傷の可能性は低いと考えられるが、検討方針に従いDSの要因として洗い出し検討を実施

①機械的要因に対する検討

4. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

(1) 地震・爆発の衝撃

地震及び他号機の爆発によるAM用S/C圧力計本体の損傷した可能性を検討した結果、いずれもDS及び3月15日6時頃の指示値低下の直接的要因となった可能性は低いと考えられる。



- 地震や爆発の衝撃で圧力計本体の損傷やケーブルの破断が発生した場合、DSから指示値が復旧することは考えにくいため、3月15日以前にこの要因で損傷した可能性は低いと考えられる。
- AM用S/C圧力計の指示値は3月15日6時2分に急激に低下し0MPaとなったが、その前後で地震は発生していない。
- 4号機の水素爆発が至近で発生しているが、発生したのは0MPaとなった後であるため、爆発が指示値低下の直接的要因ではない。(0MPa:3月15日6時2分、4号機水素爆発:3月15日6時12分)

108

①機械的要因に対する検討

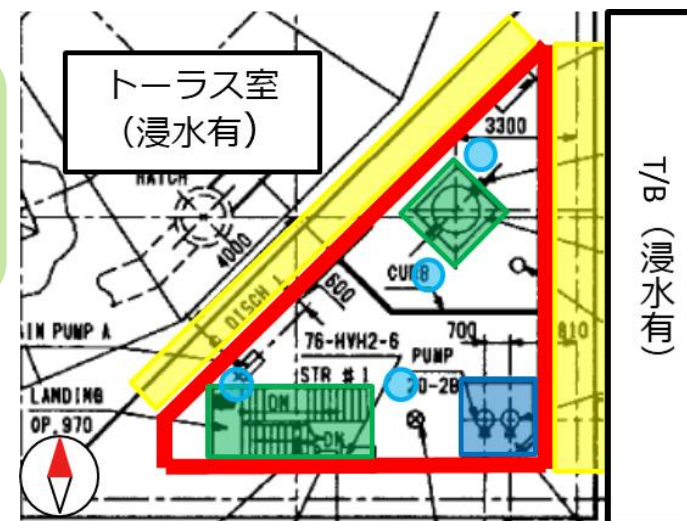
4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について

(2) 津波の衝撃

3月11日の津波到達時にAM用S/C圧力計本体が損傷しDSを示した可能性について検討した結果、津波到達時の衝撃によって圧力計が損傷した可能性は低いと考えられる。

津波浸入経路の検討	浸入の可能性	
屋外との開口部（直接）	×	屋外と直接繋がる開口部なし
壁貫通部（横から）	○	トーラス室及びT/Bの連通部から浸入
1階及び中地下階（上から）	○	CSポンプ上部のハッチや階段室から浸入
ファンネル（下から）	○	1階や地下階南西三角コーナからサンプ経由で逆流
床ドレンサンプ（下から）	×	廃棄物処理系の配管を逆流して津波が浸入 (サンプポンプの吐出側に逆止弁があり可能性は低い)

AM用S/C圧力計の設置場所への津波の浸入経路は複数あるが、いずれも津波の勢いを保ったまま到達することは難しい。
⇒津波の衝撃によってDSとなった可能性は低い。



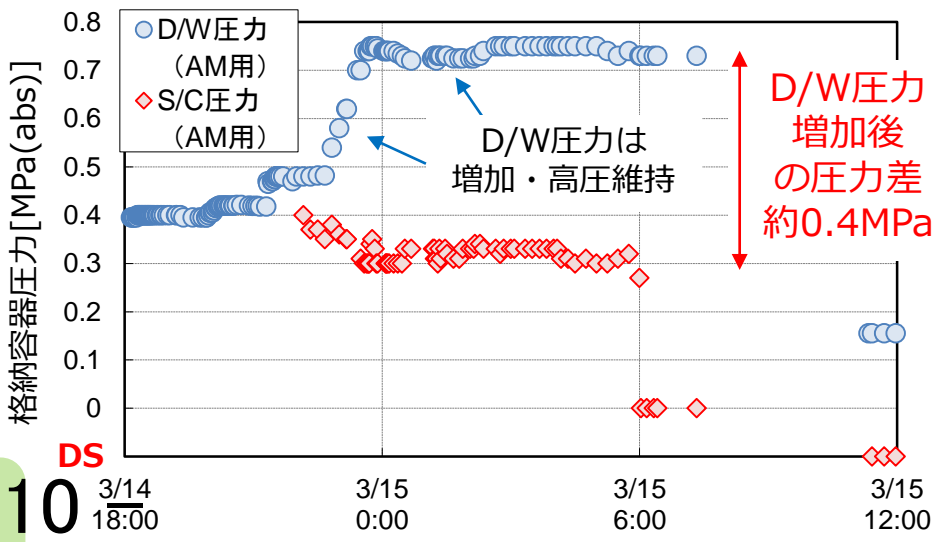
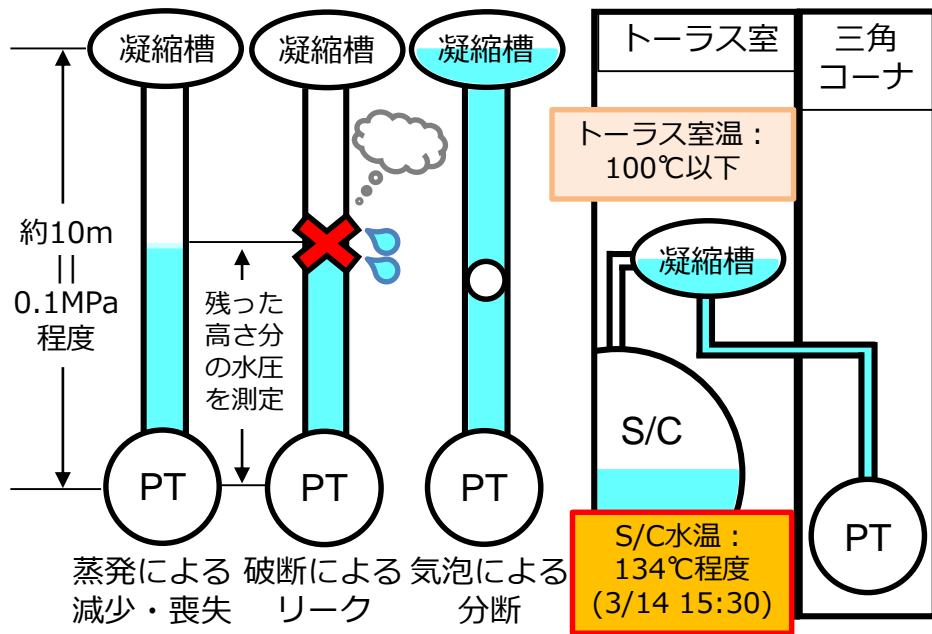
R/B 中地下階 南東三角コーナ

②測定原理に関する要因に対する検討

4. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

測定原理に関する要因として凝縮槽配管内水の減少・喪失・分断による指示値低下を検討した結果、指示値低下量の最大値を仮定した場合でも、D/W圧力との乖離が説明困難であることから、指示値低下の主要因ではないと考えられる。

配管内水が蒸発して減少した可能性	×
<ul style="list-style-type: none"> ・ トーラス室内は大気圧下(100℃以下) ・ 配管内は高压→飽和温度は100℃以上 ・ D/W圧力増加→配管内水は減圧沸騰せず 	
配管破断によるリークの可能性	×
トーラス室及び三角コーナの線量は変化なし	
気泡が配管内水を分断する影響	×
<ul style="list-style-type: none"> ・ 条件不確定→指示値変化の推定が困難 ・ 凝縮槽と圧力計の高低差は約10m →指示値の低下量は最大で0.1MPa程度 ・ D/WとS/Cの圧力差は約0.4MPa (右図) 	
↓	
AM用S/C圧力計の指示値が低下していた期間は D/WとS/Cの圧力差 > 指示値低下量の最大値 となり、この要因だけではD/W圧力との乖離を説明することが困難	



凝縮槽配管内水の減少・喪失・分断により圧力計本体の損傷やケーブルの破断が起こったとは考えにくく、この要因でDSとなった可能性は低い。

③電氣的要因に対する検討

(1) 津波による圧力計の水没可能性

AM用S/C圧力計は測定を開始した3月13日3時時点でDSを指示。
この頃までに、南東三角コーナはAM用S/C圧力計（床上60cm）が
水没する程度まで水位が上昇していた可能性が高いと考えられる。

地下階の滞留水水位の連動について

- ・南東三角コーナをはじめ、地下階各部屋はファンネルを介して連通
 - ・南東三角コーナ／トラス室間の壁には床上5cm～5mの範囲で貫通部あり
 - ・事故後長期にわたり、地下階各部屋の滞留水水位は連動して変化
- ⇒事故当初から、各部屋の水位は連動して変化していた可能性

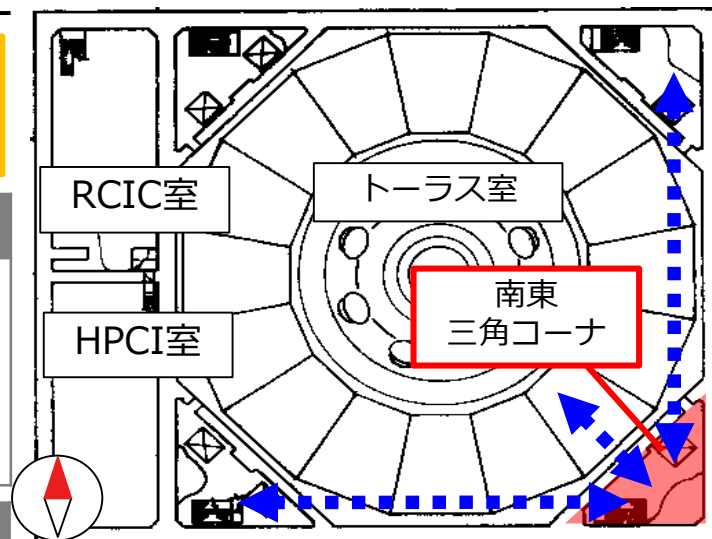
事故当時確認された地下階の浸水状況

- ・3月12日1時頃、北西三角コーナ（RCIC室の扉前）にて長靴に水が入らない程度の水位を確認し、扉を開けると水がRCIC室から流出（この時点で、床上30cm程度はあった可能性）
 - ・3月12日2時12分、RCIC室の扉前の水位の上昇を確認し、扉を開けるとゆっくり水が流出
- ⇒地下階の水位は12日1時頃の床上30cm程度から徐々に上昇した可能性

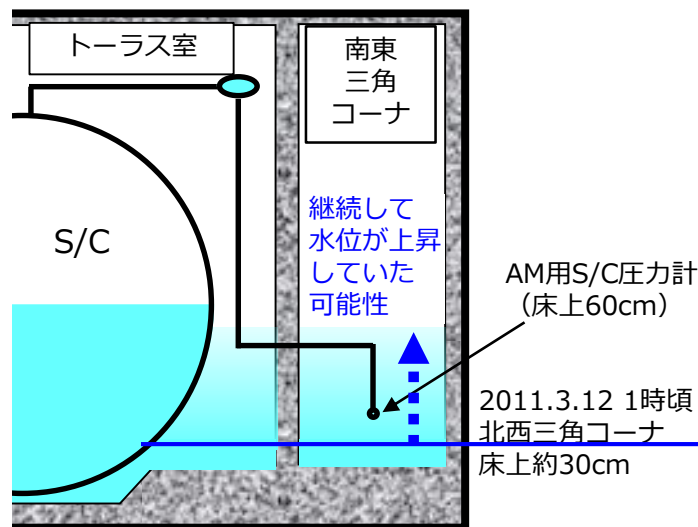
プラント挙動から推測されるトラス室の浸水状況

- ・RCIC運転中（3月14日9時頃まで）、D/W圧力は緩やかに上昇
- トラス室が浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ・3月15日午前中に、D/W圧力が大きく低下
- 格納容器からの漏えいに加え、トラス室水位がS/Cプール水位を上回り、S/C気相部が冷却されることで、S/C内水蒸気の凝縮が促進したことが減圧に寄与した可能性（「4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について」参照）
- ⇒トラス室水位は継続して上昇していた可能性

4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について



南東三角コーナにおけるファンネル／配管貫通部を通じた各部屋との水の連通（イメージ）



2号機R/B地下階の水位変化（イメージ）

③電気的要因に対する検討

4. 2号機3月14日21時以降の
S/C圧力計の挙動について

(2) 電気的要因に対する検討

AM用S/C圧力計は水没し得る環境にあり、本体内部に浸水した可能性が高い※。
端子部が浸水することで、短絡、地絡、絶縁低下が複合的に起こった可能性があり、その結果、AM用S/C
圧力計がDS又は低い指示値を示した可能性がある。

バッテリーの枯渇・電圧不足の影響 ✕

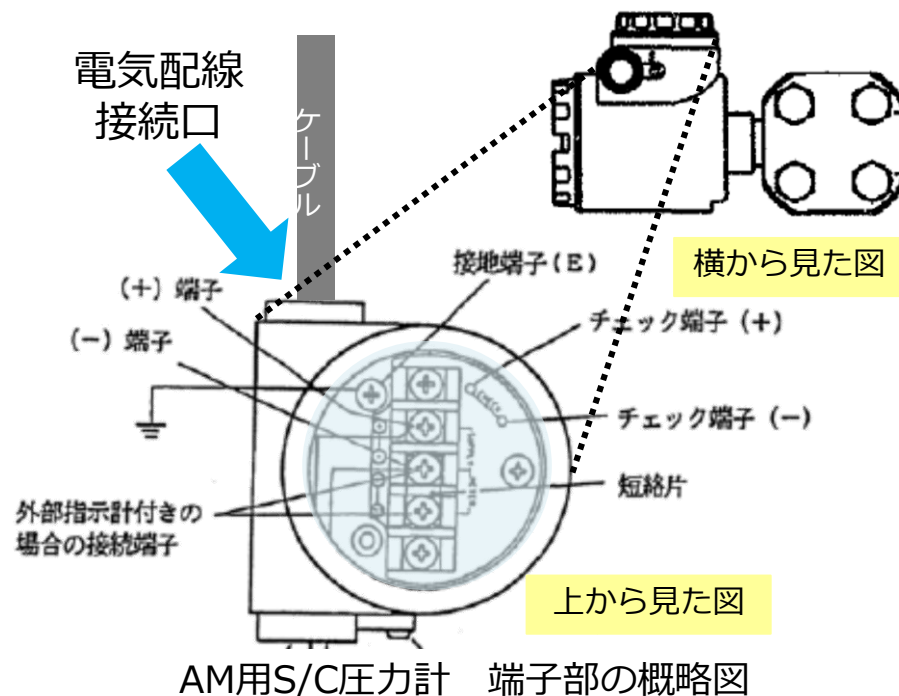
- ・電圧不足により指示値の低下又はDSとなり得る
 - ・AM制御盤にバッテリーを接続し、AM用D/W
圧力計とAM用S/C圧力計でバッテリーを共有
 - ・接続前に規定電圧を確認
- ⇒バッテリーの枯渇・電圧不足の可能性は低い

短絡の影響 △

- ・短絡が発生すると指示値が増加する方向に働き、
場合によっては機器の故障となり得る
 - ・圧力計が水没し内部に浸水した可能性が高い
- ⇒短絡の可能性は十分考えられる

地絡又は絶縁低下の影響 ○

- ・電気回路の外に電流が漏洩し電流値が低下する
ことで、DS又は指示値の低下となり得る
 - ・制御盤の絶縁抵抗は測定せず
 - ・圧力計が水没し内部に浸水した可能性が高い
- ⇒地絡又は絶縁低下の可能性は十分考えられる



※ AM用S/C圧力計はIP67（耐塵性、防浸性）であるが、
水没した状況が継続する場合は計器の内部に水が浸入
する可能性がある。

検討結果のまとめ

- ・ 2号機AM用S/C圧力計が事故時に異常な指示値（DS、指示値低下）を示した要因を検討した。
- ・ 要因を洗い出し、消去法的アプローチにより可能性を検討した結果、**圧力計本体の水没による電氣的異常**の可能性が主要因として残った。

要因の分類	検討結果	検討結果の詳細	
①機械的要因	×	×	地震及び他号機の爆発の衝撃による本体の損傷
		×	津波の衝撃による本体の損傷
②測定原理に関する要因	×	×	凝縮槽配管内水の蒸発による減少
		×	凝縮槽配管の破断による配管内水のリーク
		×	気泡による凝縮槽配管内水の分断
③電氣的要因	○	×	バッテリーの枯渇・電源不足
		○	本体内部への海水浸入による電氣的異常（短絡、地絡、絶縁低下）

得られた教訓：**溢水による計器水没への対策が必要**

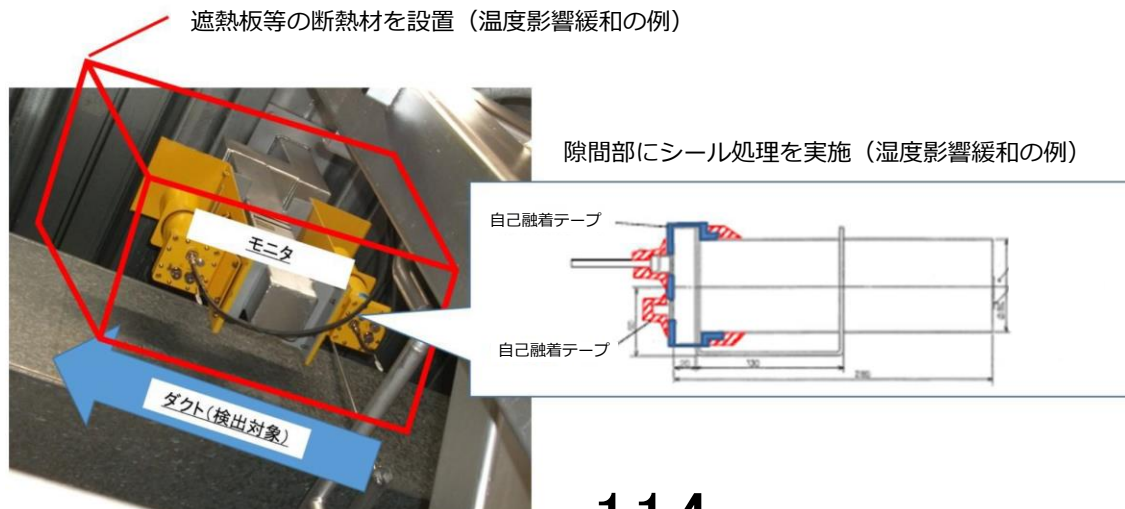
教訓：溢水による計器水没への対策が必要

■ 津波（外部溢水）対策

- 外郭防護：敷地高さ、取水槽閉止板などにより、津波の遡上・流入を防止
- 内郭防護：水密扉、貫通部止水処置などにより、海水配管破断時の浸水防護
重点化範囲への津波流入や屋外タンク破損時の浸水の防止
- 取水性確保：海水貯留堰の設置により、引き波時の海水ポンプの取水性確保 など

■ 内部溢水対策

- 発生防止：溢水源の隔離・水抜き運用、溢水源の移設、溢水源の耐震性確保など
- 拡大防止：扉、貫通部、ハッチ等の止水処置、排水誘導経路の構築など
- 影響防止：シール処置等による防滴仕様の向上、設備の移設（例：設置高さを上げる） など



(例) 気体廃棄物処理系設備エリア排気モニタへの内部溢水対策

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

■ 計器の機能喪失時の対応

- 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（主要パラメータ）を計測することが困難になった場合において、当該パラメータを推定するための手段（代替パラメータ）を整備。
- 前頁の内部溢水対策により、内部溢水を起因として主要パラメータと代替パラメータが同時に監視不能とならないことを評価により確認。

（例）S/C圧力に対する代替パラメータ

- ①D/W圧力（D/WとS/Cベント管又は真空破壊弁で均圧されることを利用）
- ②S/C気体温度（飽和温度・圧力の関係から推定）
- ③S/C圧力の常用監視計器

■ 緊急対策要員及び運転員の教育・訓練

- 緊急時対策要員（運転員含む）に対しては、重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、重大事故時の物理挙動やパラメータ挙動等の教育を実施。
- 運転員に対しては、中央制御室を模擬したシミュレータで操作において判断に用いる監視計器の故障等を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力等の対応能力向上を図る訓練を実施。

(参考) 燃料デブリ分布の推定について

本項目は、「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業の成果を含みます。

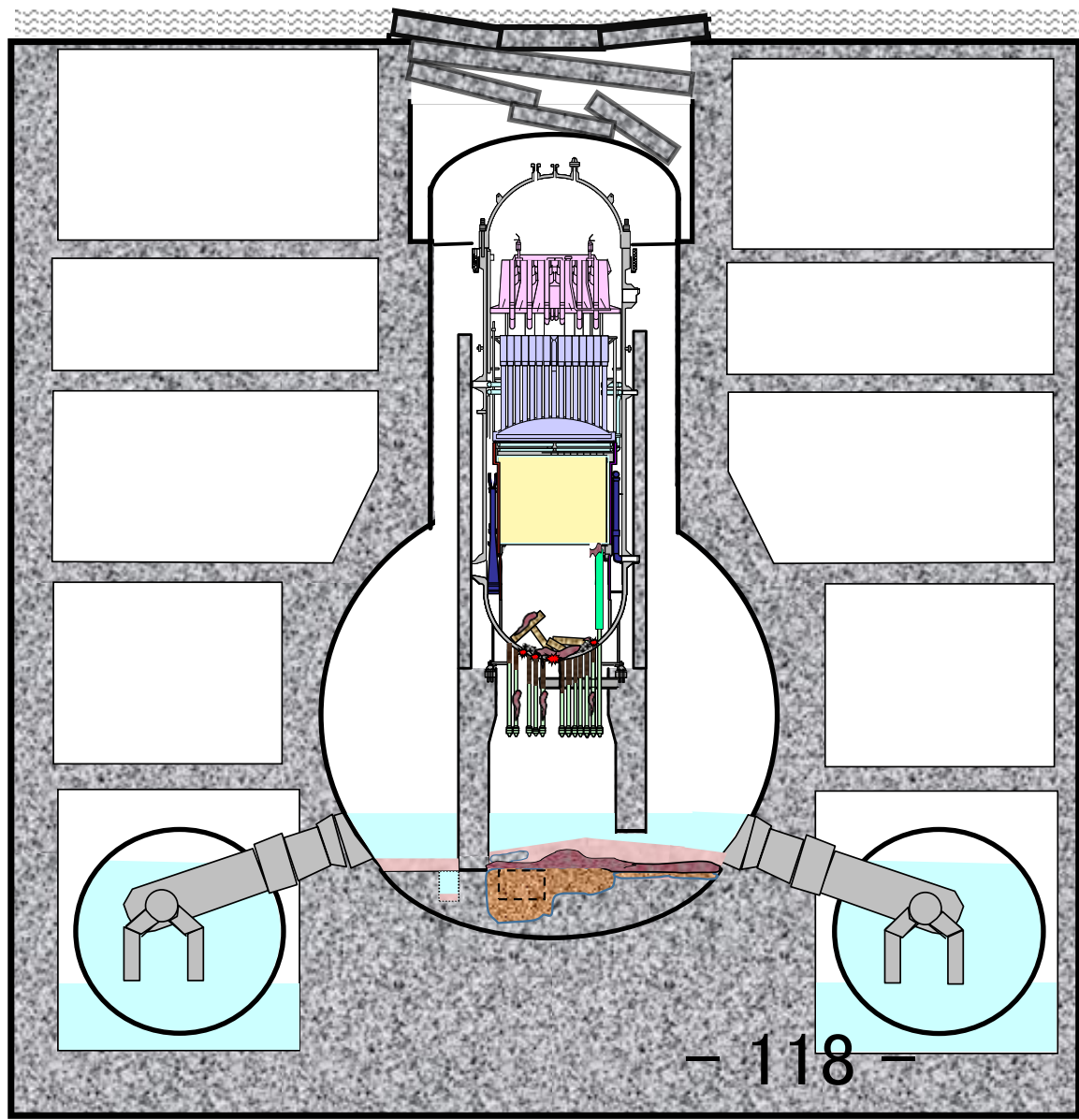
IRID LAE

概要

- 当社が取り組む「未確認・未解明事項の調査・検討」では、福島第一1～3号機における燃料デブリ分布の推定を、検討課題として設定している。そして、過去の進捗報告においては、各号機の事故進展および炉内・格納容器内の状態に関する分析結果とともに、燃料デブリのおおよその分布について提示している。
- そうした中、当社は2016、2017年度において、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業と協働し、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布を推定した。
- 事業終了後もこの取り組みを当社にて継続している。前回報告以降の現場調査（※）が進んだ結果、炉内・格納容器内の情報が入手できており、そうした情報を積極的に取り込むことで、燃料デブリ分布を更新している。
（※）1～3号機格納容器内部調査など
- 過去に推定してきた内容については、報告書「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について」として2021年7月に公表済み。今後は「未確認・未解明事項の調査・検討」の一部として更新していく。

次ページより、1～3号機の燃料デブリ分布の推定について掲載

1号機 燃料デブリ分布の推定図

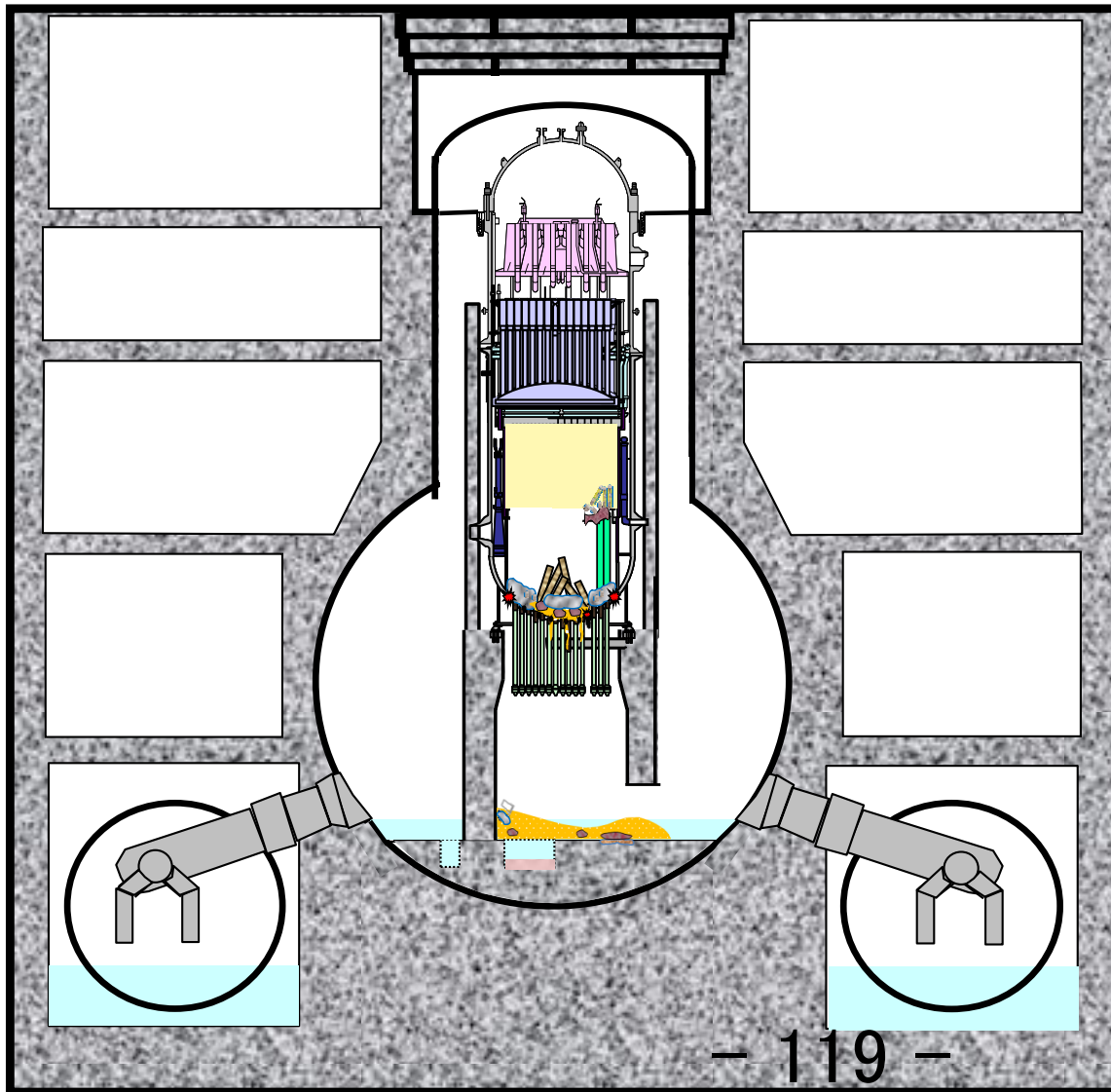


凡例

-  酸化物デブリ (多孔質)
-  粒子状デブリ
-  コンクリート混合デブリ
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD (内部にデブリ)
-  シュラウド
-  破損したシュラウド
-  RPV破損口
-  堆積物 (材質不明)

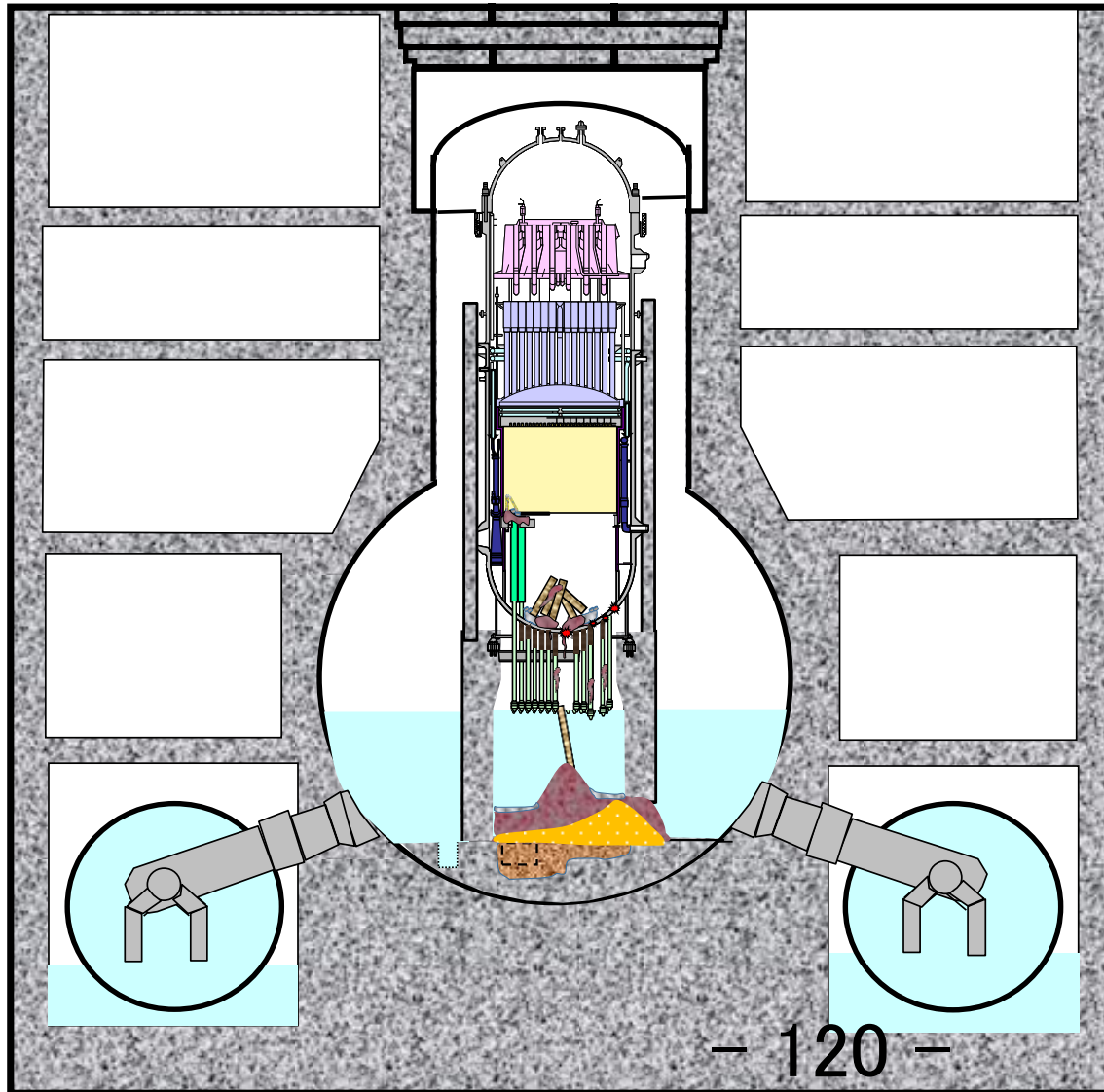
2号機 燃料デブリ分布の推定図

凡例



-  残留燃料棒及びその残骸
-  酸化物デブリ (多孔質)
-  粒子状デブリ
-  燃料デブリ (金属を多く含む)
-  コンクリート混合デブリ
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD (内部にデブリ)
-  シュラウド
-  ペレット
-  RPV破損口
-  上部タイプレート
-  堆積物 (材質不明)

3号機 燃料デブリ分布の推定図

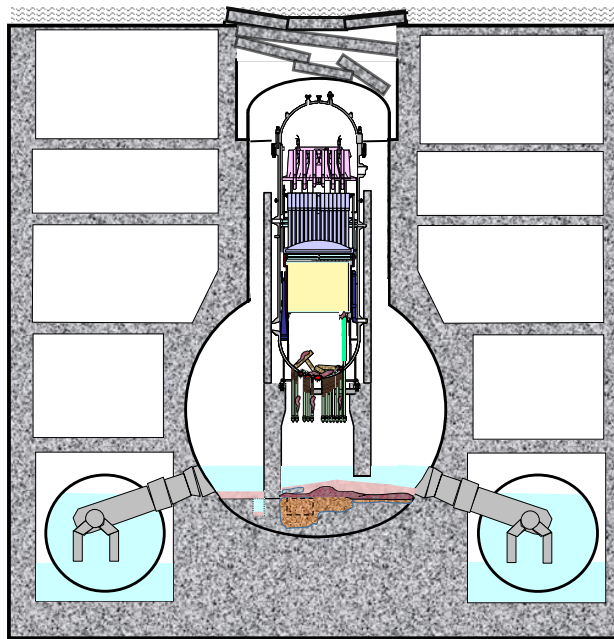


凡例

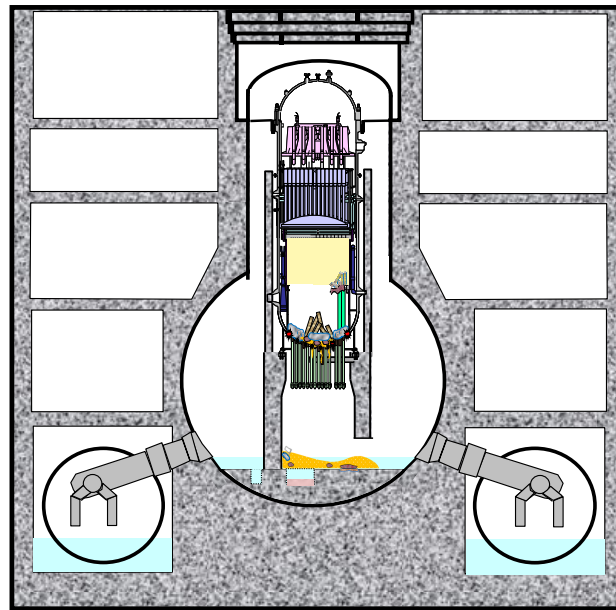
-  残留燃料棒及びその残骸
-  酸化物デブリ (多孔質)
-  粒子状デブリ
-  燃料デブリ (金属を多く含む)
-  コンクリート混合デブリ
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD (内部にデブリ)
-  シュラウド
-  ペレット
-  RPV破損口

炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

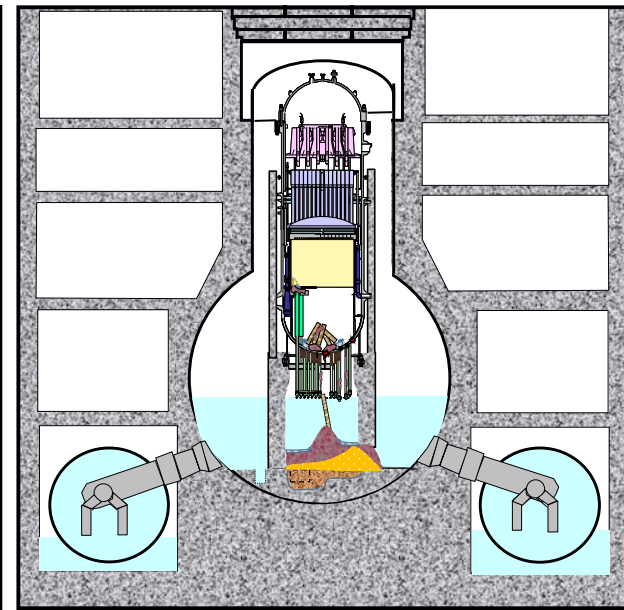
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	約2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨	多い ∨	少ない ∧	約0.3m	低レベル
3号機	少ない	少ない	ある程度	約5m	満水



1号機



- 2号機 -



3号機

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5日

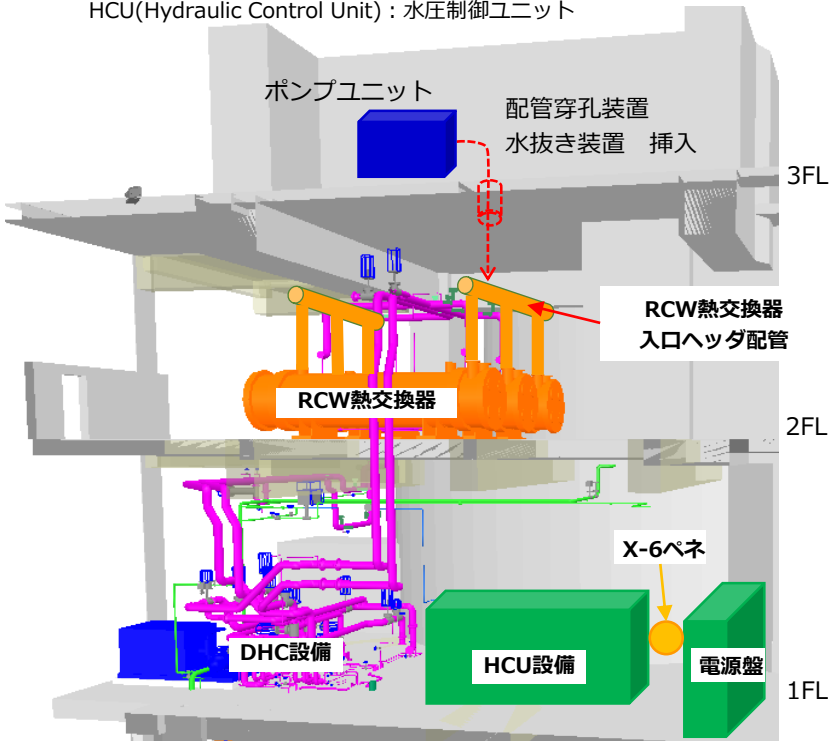
TEPCO

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(12/2 水素濃度約10%)。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。

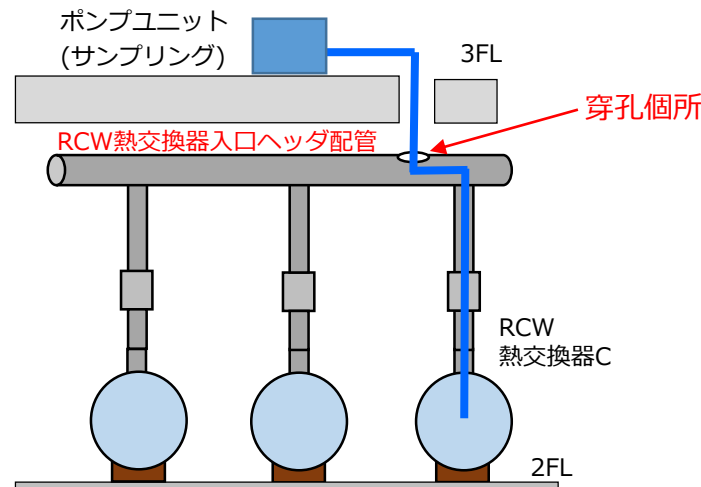
RCW(Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System) : ドライウエル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit) : 水圧制御ユニット



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

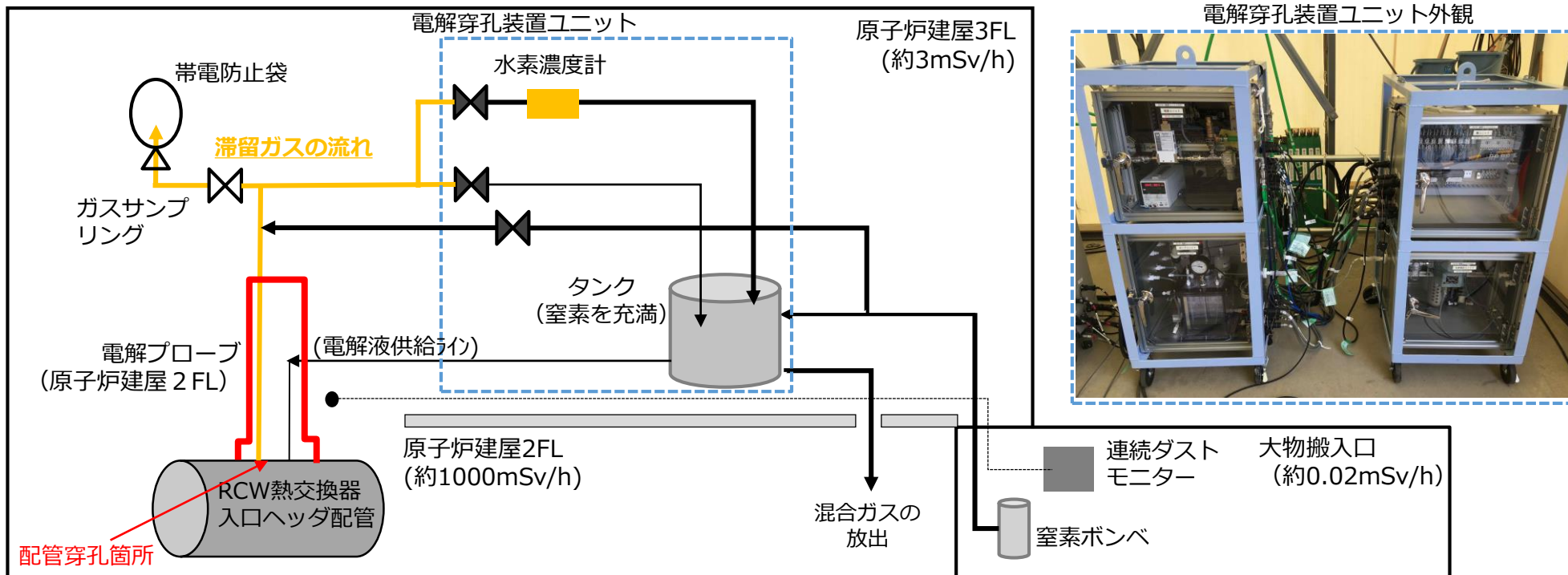
- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔※1による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認※2を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業(機械式)を行う。
- ②配管穿孔個所にサンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※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熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガスの分析項目と結果

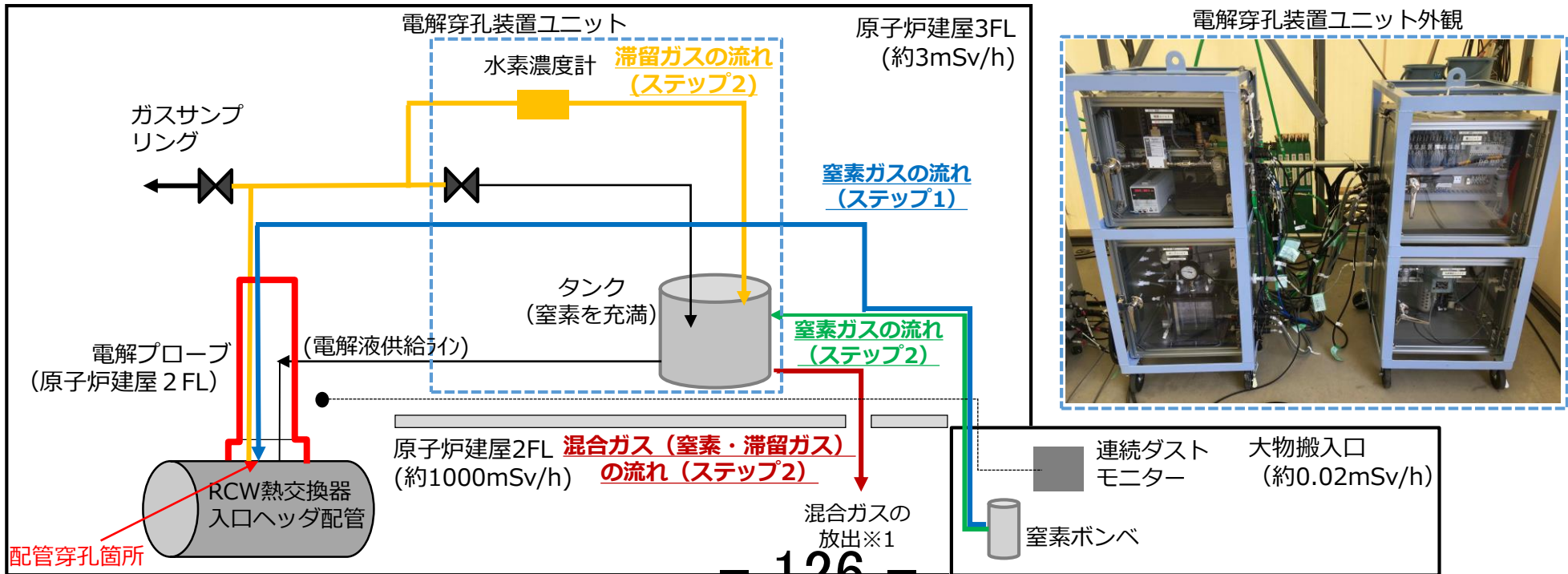
試料	目的	分析項目	分析結果
RCW熱交換器 入口ヘッダ配管 内の滞留ガス	<ul style="list-style-type: none">配管穿孔作業の安全確保として可燃性ガス滞留の確認のため。事故由来のガスであるかの特定のため。	水素	約72.0%
		硫化水素	約27.9ppm
		酸素	約17.6%
		Kr-85	約4Bq/cm ³

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。（12月2日実績 水素濃度約10%）



※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</p> <p>片付け</p>	<p>工程調整中</p>

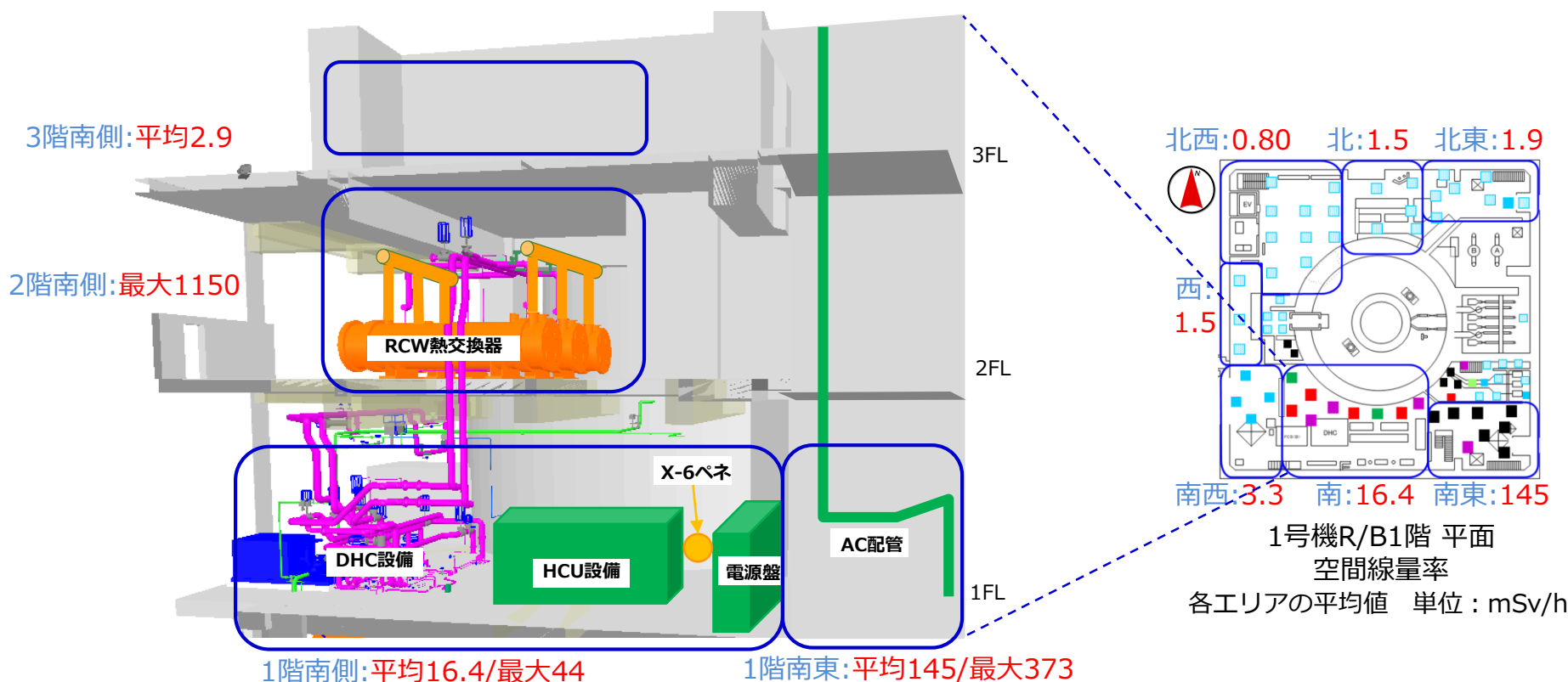
- Kr-85の放出による敷地境界における被ばく影響を評価を実施。
- 今回の分析で確認されたKr-85濃度 ($4.15\text{Bq}/\text{cm}^3$) および滞留ガスの体積^{※1} (約 8m^3) を考慮して敷地境界における実効線量を評価した結果, 低い値に留まること (約 $1.3 \times 10^{-10}\text{mSv}$) を確認。
- なお, 当該値は, 1~4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果^{※2}で示している年間の評価値 ($4 \times 10^{-5}\text{mSv}$) に対して十分に小さく, 周辺公衆に与える放射線被ばくのリ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



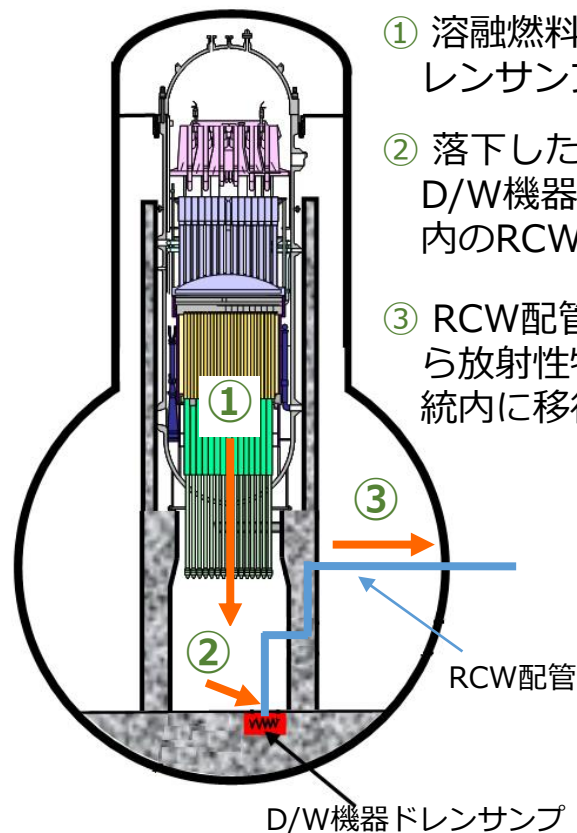
1号機R/B1～3階南側 断面
各エリアの空間線量率 単位:mSv/h 129 -

※ AC(Atmospheric Control System): 不活性ガス系

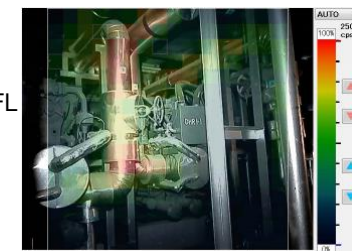
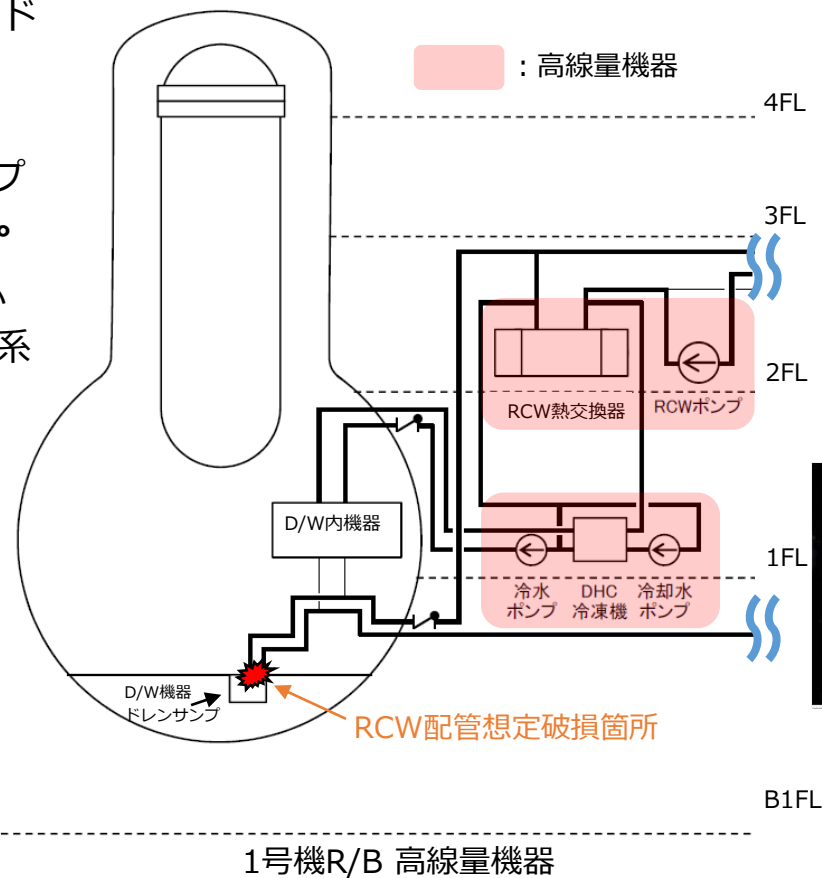
HCU(Hydraulic Control Unit): 制御棒駆動系水圧制御ユニット

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）

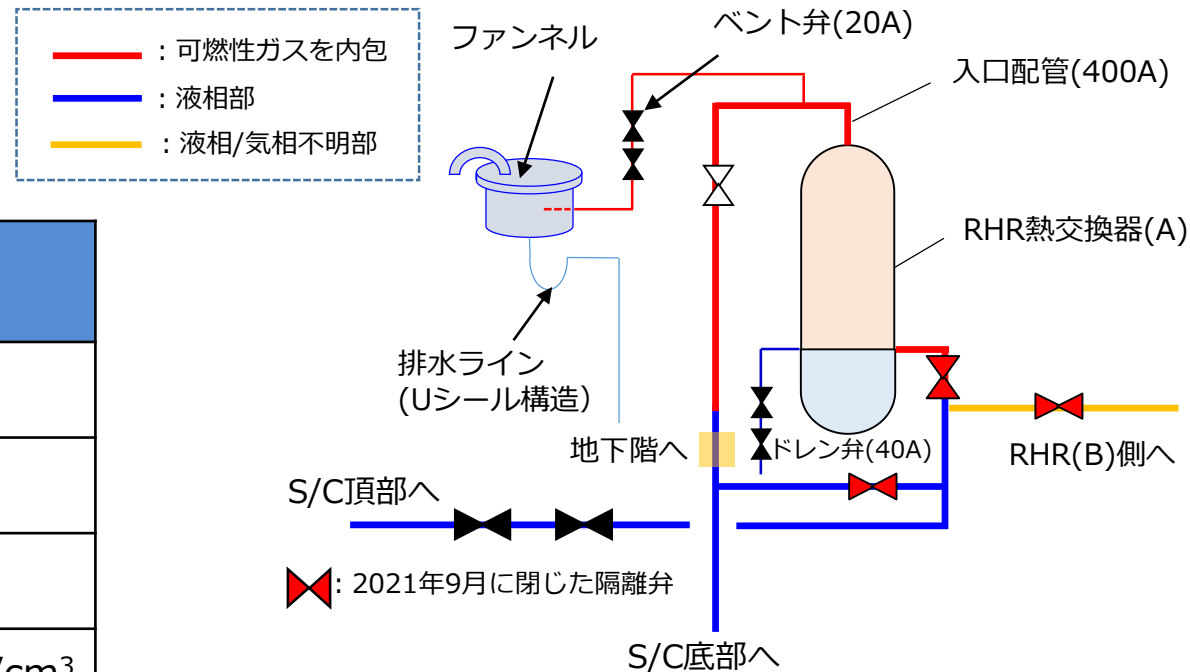


DHC設備ガンマカメラ測定画像

※ D/W(Drywell) : ドライウェル PCV(Primary Containment Vessel) : 原子炉格納容器

- 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2号機

シールドプラグの変形

(第32回会合資料4-1の一部訂正)

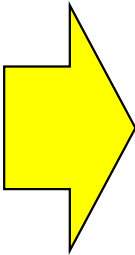
2022年12月5日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

- 東京電力福島第一原子力発電所におかえる事故の分析に係る検討会の第32回会合（2022年10月31日）にて提示した資料4－1について、一部の内容に事実誤認があったため、次ページのとおり内容を訂正する。
- また、既にホームページに掲載されている第32回会合の資料中の当該ページには「当該ページは一部の内容に事実誤認があるため、第33回会合（2022年12月5日）資料●にて内容を訂正しています。」といった注記を追加する。

<1F2号機のシールドプラグの変形要因の検討>

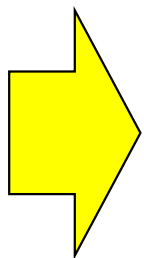
- 1F1号機、2号機、3号機及び5号機のシールドプラグは変形が確認された。一方、1F6号機、島根1号機及び敦賀1号機のシールドプラグは変形が確認されなかった。
- 変形が確認されたシールドプラグのうち、1F1号機～3号機のシールドプラグは、事故時に生じた何らかの外力により変形した可能性が考えられるが、1F5号機のシールドプラグは、何らかの外力により変形した可能性は低いと考えられる。
- シールドプラグ表面の状態、シールドプラグの開閉履歴及び開閉方法は、シールドプラグの変形の有無にかかわらず、形状測定を実施したプラントでは同様である。



1F2号機（及び5号機）のシールドプラグの変形要因について、シールドプラグ施工時に既に生じていた可能性、経年による変形の可能性、何らかの外力による変形の可能性等が考えられるが、いずれにしてもシールドプラグの変形によりシールドプラグのパーツ間のすき間に放射性物質の放出経路が生じたと考えられることには変わらない。

<1F2号機のシールドプラグの変形要因の検討>

- 1F1号機、2号機、3号機及び5号機のシールドプラグは変形が確認された。一方、1F6号機、島根1号機及び敦賀1号機のシールドプラグは変形が確認されなかった。
- 変形が確認されたシールドプラグのうち、1F1号機及び3号機のシールドプラグは、水素爆発時により生じた外力により変形したものと推測されるが、1F2号機及び5号機のシールドプラグは、何らかの外力により変形した可能性は低いと考えられる。
- シールドプラグ表面の状態、シールドプラグの開閉履歴及び開閉方法は、シールドプラグの変形の有無にかかわらず、形状測定を実施したプラントでは同様である。



1F2号機（及び5号機）のシールドプラグの変形要因について、シールドプラグ施工時に既に生じていた可能性、経年による変形の可能性、何らかの外力による変形の可能性等が考えられるが、いずれにしてもシールドプラグの変形によりシールドプラグのパーツ間のすき間に放射性物質の放出経路が生じたと考えられることには変わらない。

福島第一原子力発電所2号機 シールドプラグの変形 (これまでの検討内容等のまとめ)

2022年12月5日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

- 本資料は、福島第一原子力発電所2号機における放射性物質の放出経路の推定に資するために、「これまで実施してきた同号機のシールドプラグの形状に関する検討内容」及び「追加的な検討内容」を踏まえて、まとめたものである。

< 検討の背景 >

- 東京電力福島第一原子力発電所事故時の福島第一原子力発電所2号機(1F2号機)における放射性物質の放出経路の推定(シールドプラグのパーツ間のすき間が放射性物質の放出経路となりうるか)に係る検討を行うため、シールドプラグの表面形状に関する検討等を実施した。

< 形状測定等の実施及びその結果の分析 >

- 1F2号機のシールドプラグの表面形状の測定を実施し、シールドプラグの表面形状を確認。
- 比較検討のため、同発電所5号機(1F5号機)及び6号機(1F6号機)、中国電力島根原子力発電所1号機(島根1号機)及び日本原子力発電敦賀発電所1号機(敦賀1号機)のシールドプラグの表面形状の測定を実施し、同様にシールドプラグの表面形状を確認。
- 各プラントのシールドプラグの表面の状況を現物又は画像にて確認。
- 1F2号機と他プラントのシールドプラグの表面形状測定等の結果を比較し、1F2号機のシールドプラグの表面形状の特異性等を分析。

＜形状に影響を与える可能性が考えられる要因に対する調査＞

- シールドプラグの開閉履歴等、シールドプラグの形状に影響を与える可能性が考えられる要因に対する調査を実施。

＜原子力規制庁以外の機関による調査・検討＞

①日本原子力研究開発機構(JAEA)

- 自重によるシールドプラグの変形の有無に関する解析的検討を実施。

②東京電力HD

- 福島第一原子力発電所1号機及び3号機のシールドプラグの変形状況及び要因に関する検討を実施。
- シールドプラグの変形要因について、社内関係者への聞き取り等を実施。

形状測定等の実施及びその結果の分析

- 3Dレーザースキャナ(FARO社製「Focus S350」)を用いて、各プラントのシールドプラグの表面形状に関するデータ(点群データ)を取得。
- 取得したデータは、点群データ処理ソフト(FARO社製「SCENE」)により3Dモデルを構築した上で、点群データ解析ソフト(富士テクニカルリサーチ社製「Galaxy-Eye Modeler」)により、シールドプラグ上(いずれのプラントとも同様の高さ位置)に仮想平面を作成し、仮想平面とシールドプラグ上の各位置との高低差を差分コンター図により提示。

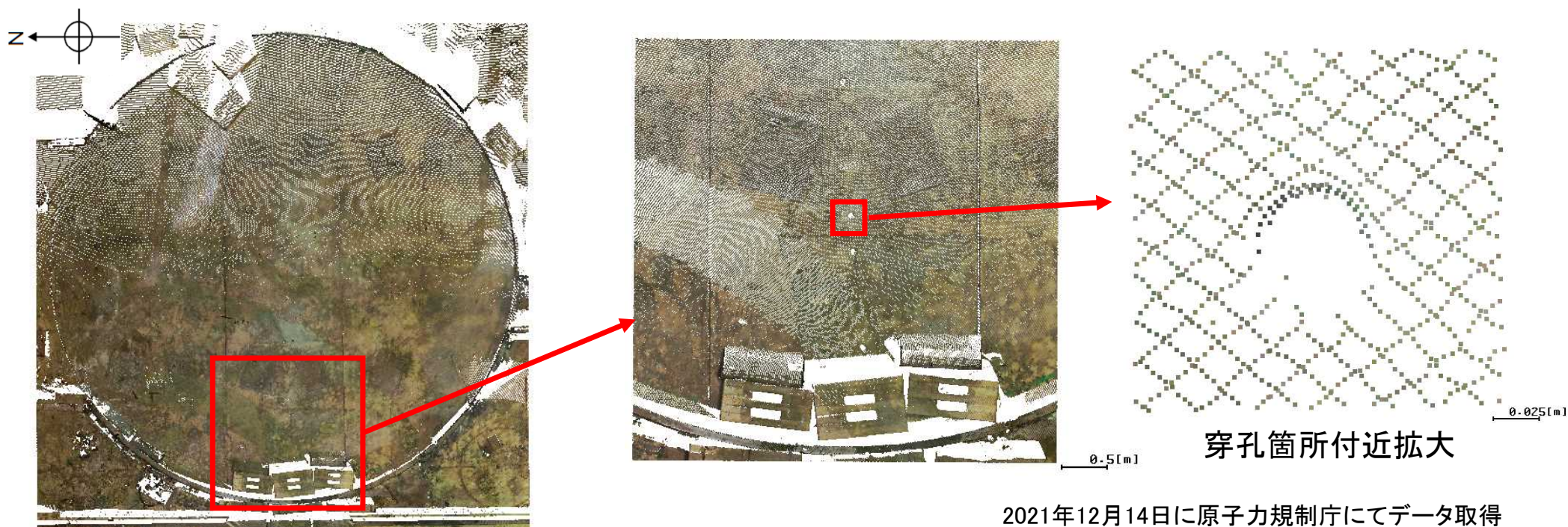
※コンター幅は各プラント共通(上下50mm幅)であるが、シールドプラグ表面の落ち込み等の程度がわかりにくい場合はコンター幅を縮小したものも表示する。

- 各プラントの差分コンター図から、各プラントのシールドプラグの表面形状を確認。
- 1F2号機の差分コンター図と他プラントの差分コンター図を比較し、1F2号機のシールドプラグの表面形状の特異性等を分析。

(参考1) 取得した点群データ(1F2号機の例)

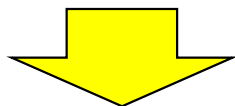
- シールドプラグ周囲の3箇所(1F2号機のみ2箇所※)から3Dレーザースキャナによる測定を実施し、点群データを取得。これらのデータを合成して表面形状を確認。

※シールドプラグ上及びその周辺の空間線量率が高く(数十～100数十mSv/h)、スキャナの設置位置が限られたため。



(参考2) 3Dレーザースキャナによる計測等の精度

- 3Dレーザースキャナによる計測精度について、誤差が生じる要素としては以下の2つがある。
 - ①範囲誤差(スキャナ位置から10m及び25m離れた地点での2点間の距離に対する前後方向の誤差)
→±1mm
 - ②3D精度(スキャナ位置から10m及び25m地点での真値に対する前後、左右、上下方向の誤差)
→2mm@10m、3.5mm@25m
- 取得した点群データの合成時に生じる誤差は、最大約5mm(点群データ内の最大値)であった。



- シールドプラグに対してmmオーダーの形状変化を把握することは難しい。
- cmオーダーの変化であれば、形状変化を把握できる。

(参考3) 差分コンター図に関する補足

- シールドプラグは、図1の黒点線(赤色の円部分の内側)が端部である。
- 図1の黒点線の外側(赤色の円部分)は、シールドプラグ周りの堰である(図2)。

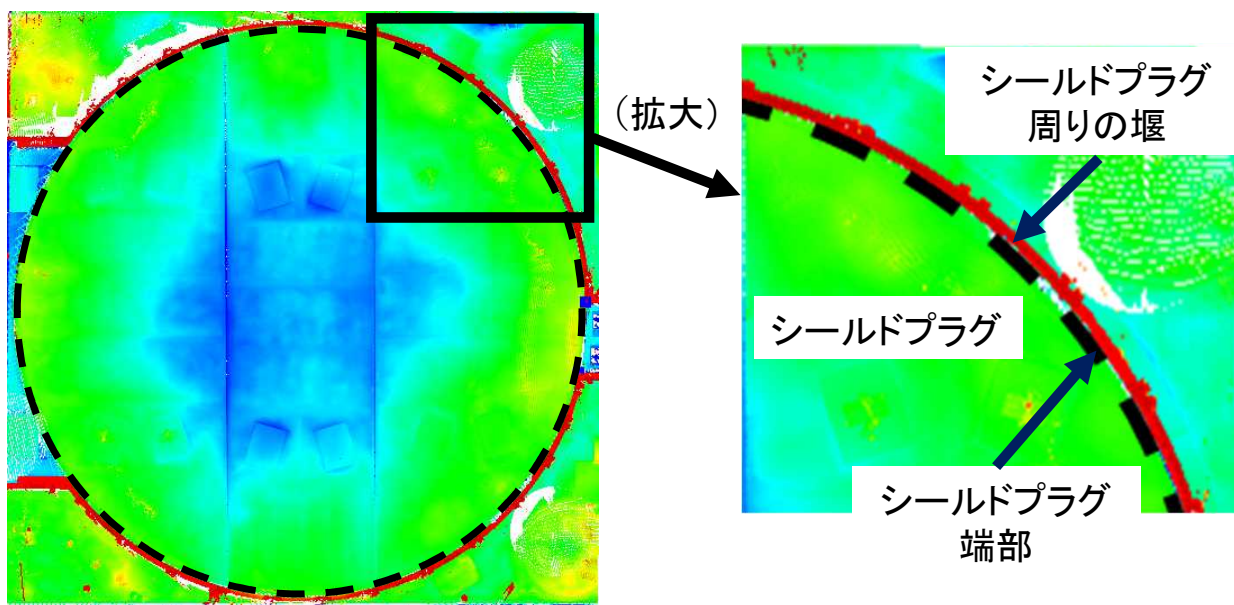


図1 差分コンター図のイメージ

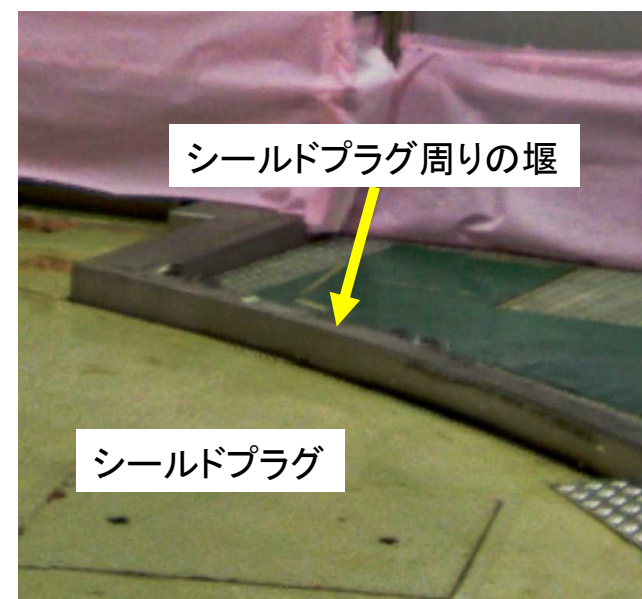


図2 シールドプラグ周りの堰(1F5号機の例)

(参考4) 仮想平面の「高さ0mm」位置

- 仮想平面は、下図の★付近が「高さ0mm」位置になるように設定(各プラント共通)(※)。

※前回(第32回)の事故分析検討会までは、図の●付近が「高さ0mm」位置になるように設定していたが、中心パーツの表面形状をより正確に表現するため、仮想平面の「高さ0mm」位置を図の★付近に変更した。なお、仮想平面の「高さ0mm」位置を図の●付近に設定した場合の差分コンター図も参考までに本資料に掲載している。

※各プラントの中心パーツ上端と下端の高さは、下表に示すようにほぼ同じ(3Dレーザースキャナ測定による誤差の範囲)である。

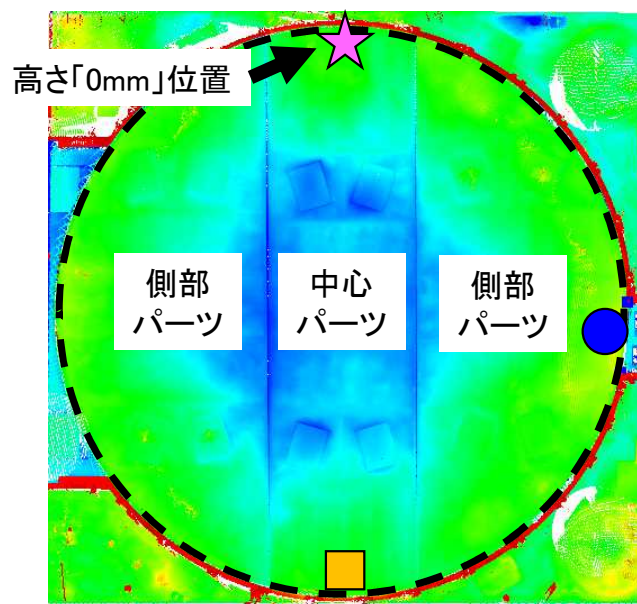


図 仮想平面の「高さ0mm」位置

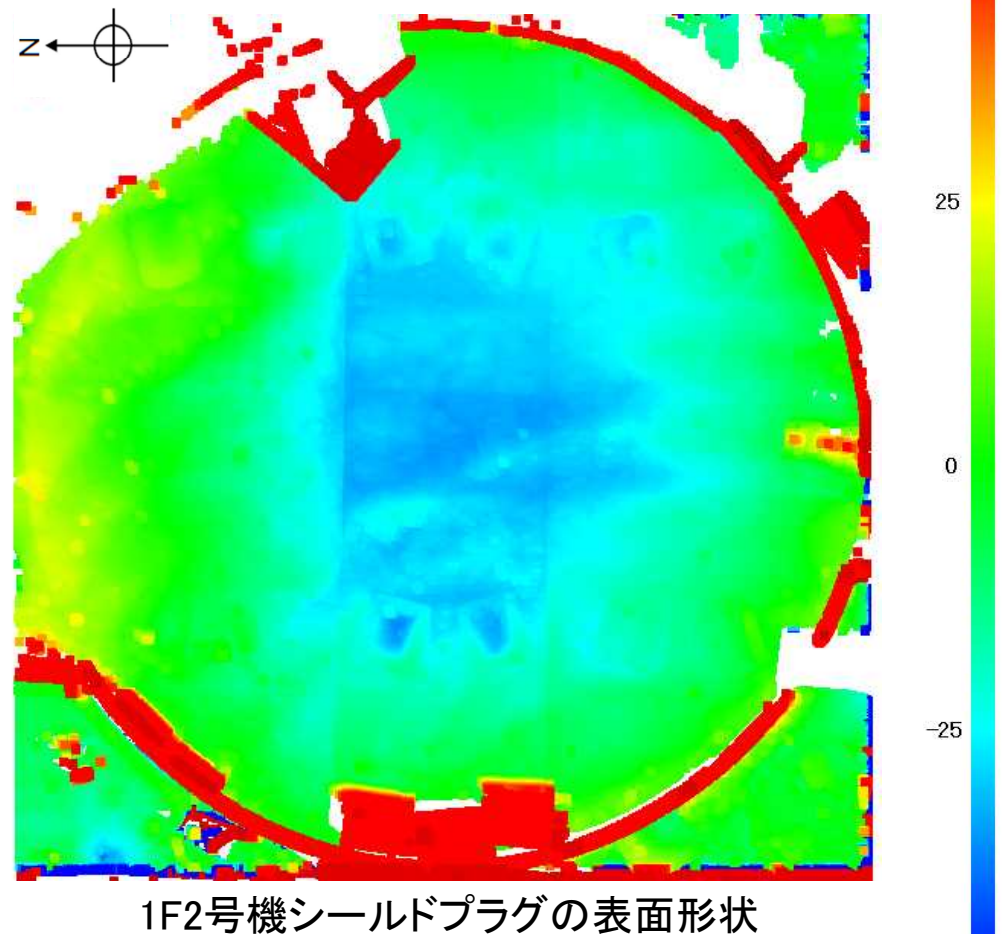
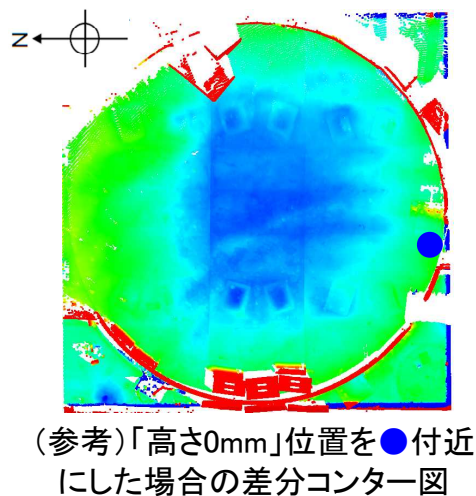
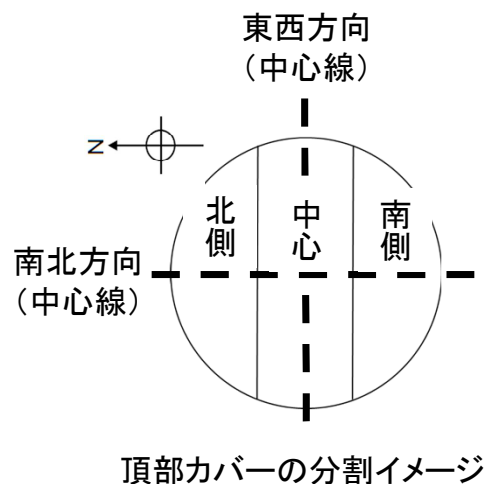
表 中心パーツの上下端の高さの差

プラント	中心パーツ上端(左図の★位置)の高さを「0mm」とした場合の中心パーツ下端(左図の■位置)の高さ
1F2号機	-4mm
1F5号機	1mm
1F6号機	0
島根1号機	-4mm
敦賀1号機	-1mm

シールドプラグの表面形状(1F2号機)

(単位:mm)

- 中心パーツに加えて北側パーツの一部及び南側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 東西方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが40mm程度。
- 南北方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが60mm程度。

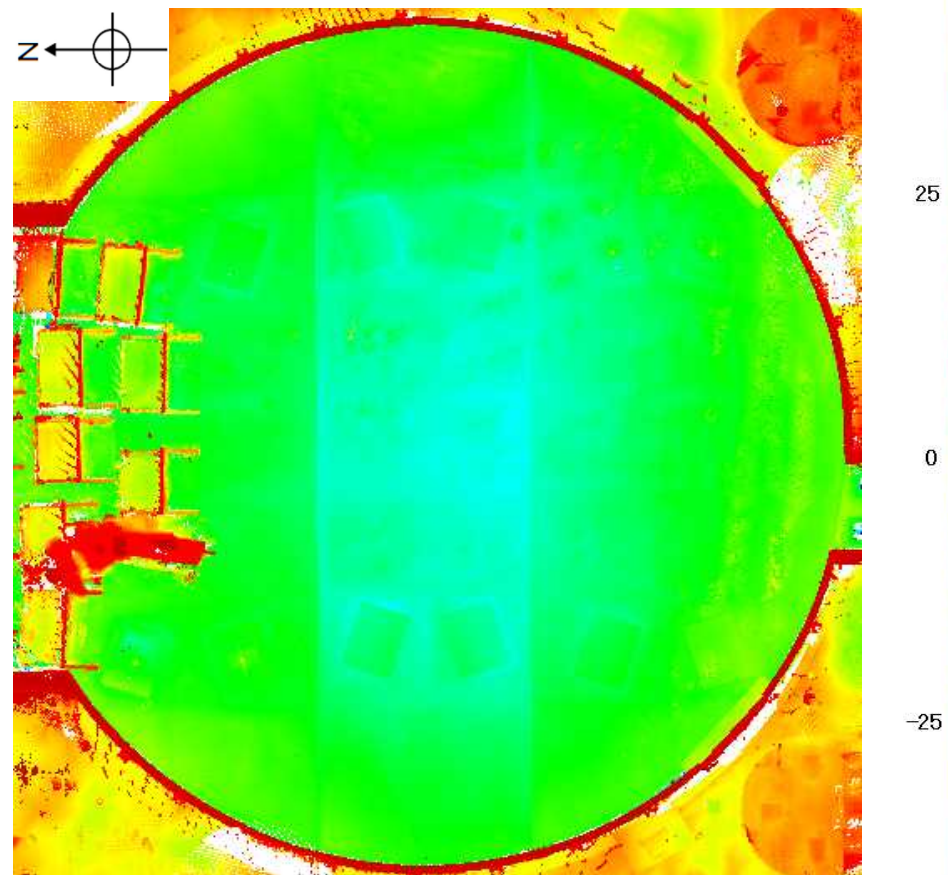
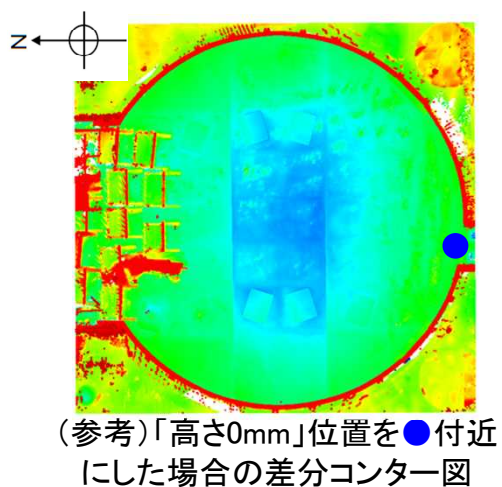
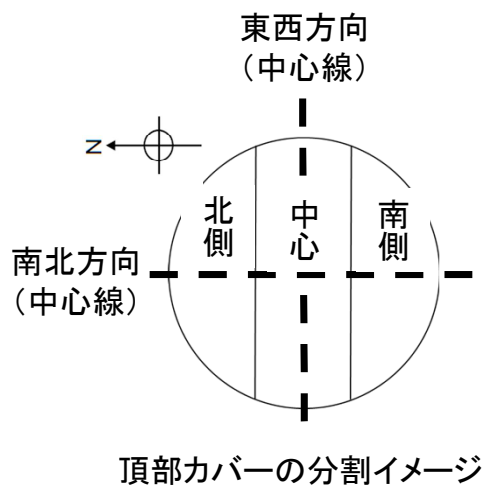


※2021年12月14日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状(1F5号機)

(単位:mm)

- 上下50mm幅の差分コンター図(右図)では、表面の落ち込み等の程度がわかりにくいため、コンター幅を縮小ものを次ページに示す。



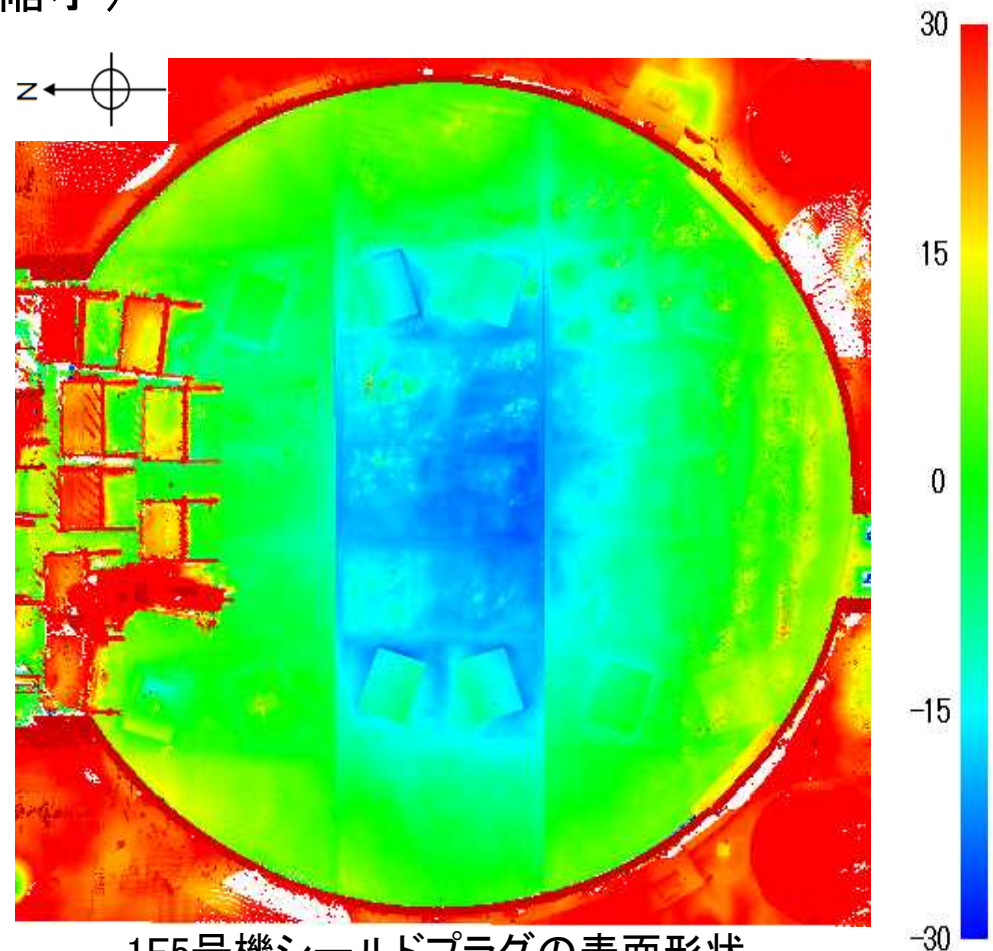
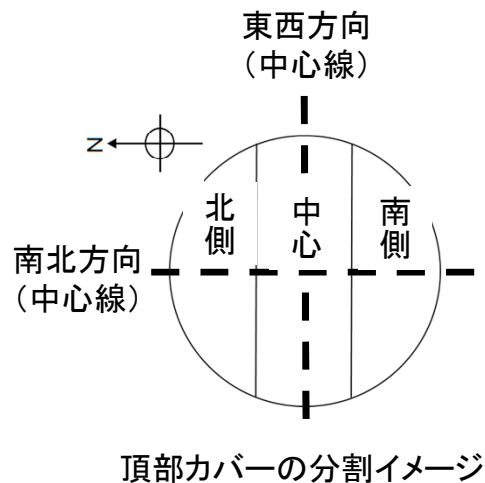
1F5号機シールドプラグの表面形状

※2022年1月13日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状(1F5号機) (コンター幅を縮小)

(単位: mm)

- 中心パーツに加えて南側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 東西方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが35mm程度。
- 南北方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが40mm程度。
- 北側パーツと中心パーツの間に10~20mm程度の高低差がある。

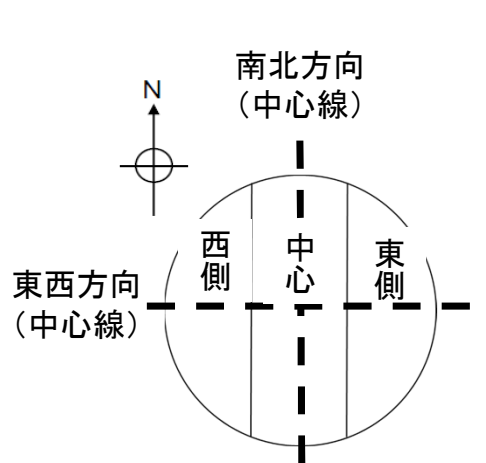


※2022年1月13日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

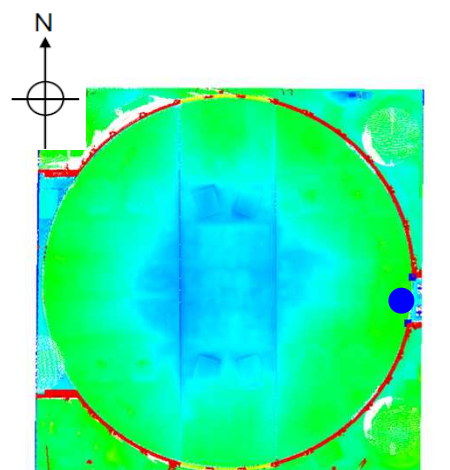
シールドプラグの表面形状(1F6号機)

(単位:mm)

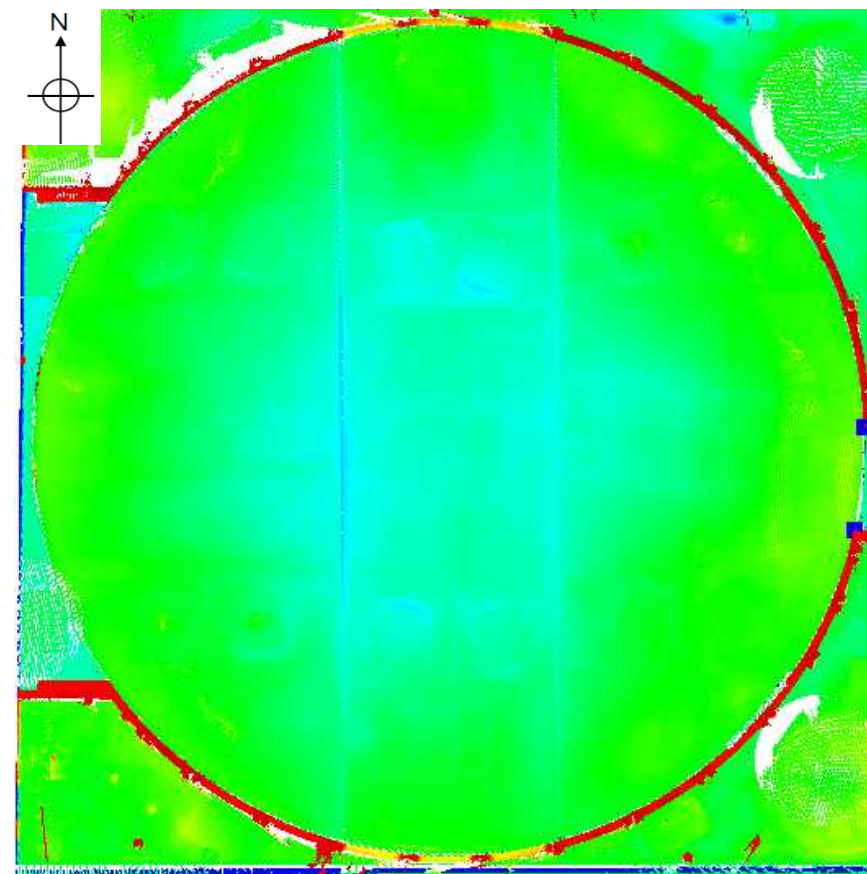
- 上下50mm幅の差分コンター図(右図)では、表面の落ち込み等の程度がわかりにくいため、コンター幅を縮小ものを次ページに示す。



頂部カバーの分割イメージ



(参考)「高さ0mm」位置を●付近にした場合の差分コンター図



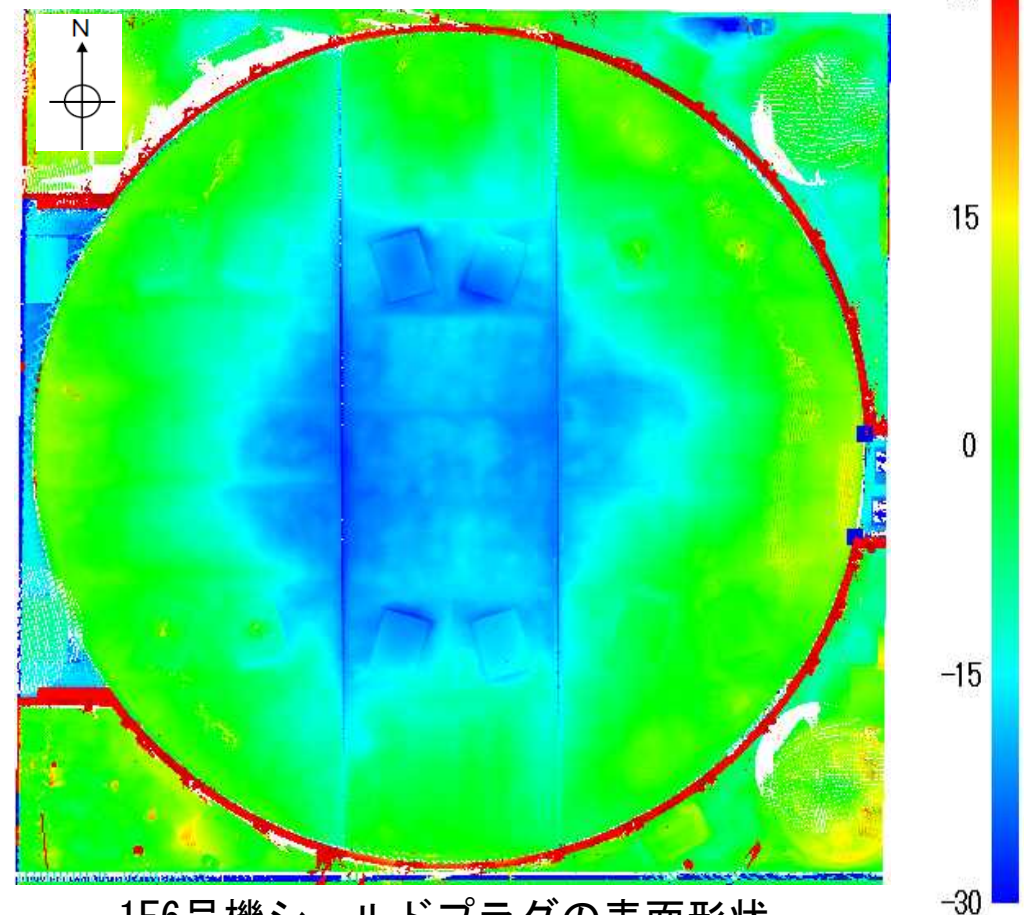
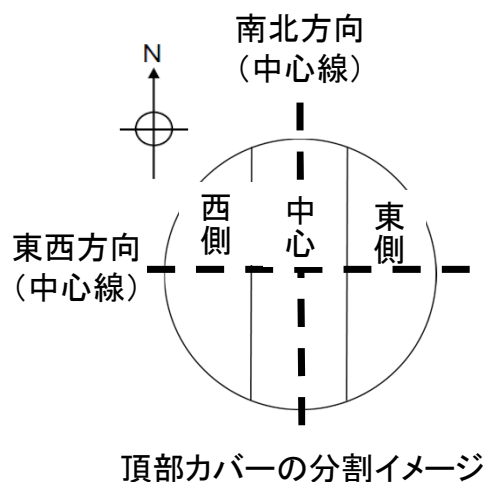
1F6号機シールドプラグの表面形状

※2022年10月13日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状(1F6号機) (コンター幅を縮小)

(単位: mm)

- 中心パーツに加えて東側パーツの一部及び西側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 南北方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが25mm程度。
- 東西方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みが40mm程度。
- パーツ間の高低差はほとんどない。

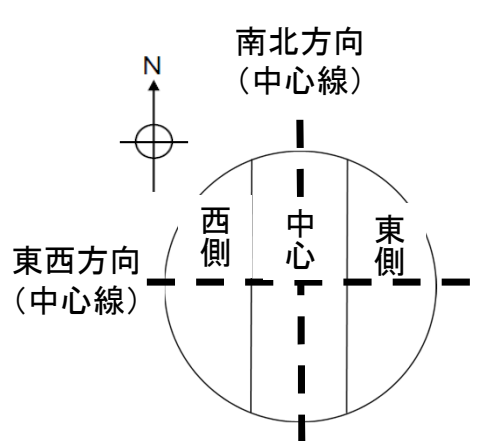


※2022年10月13日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

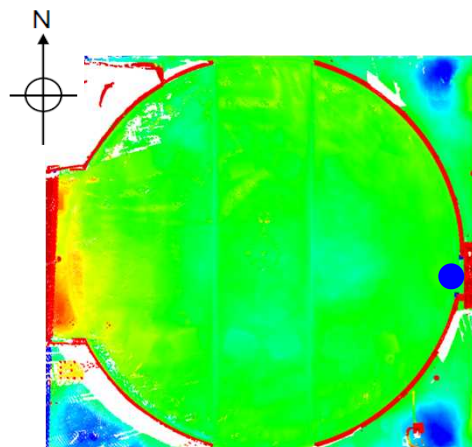
シールドプラグの表面形状(島根1号機)

(単位:mm)

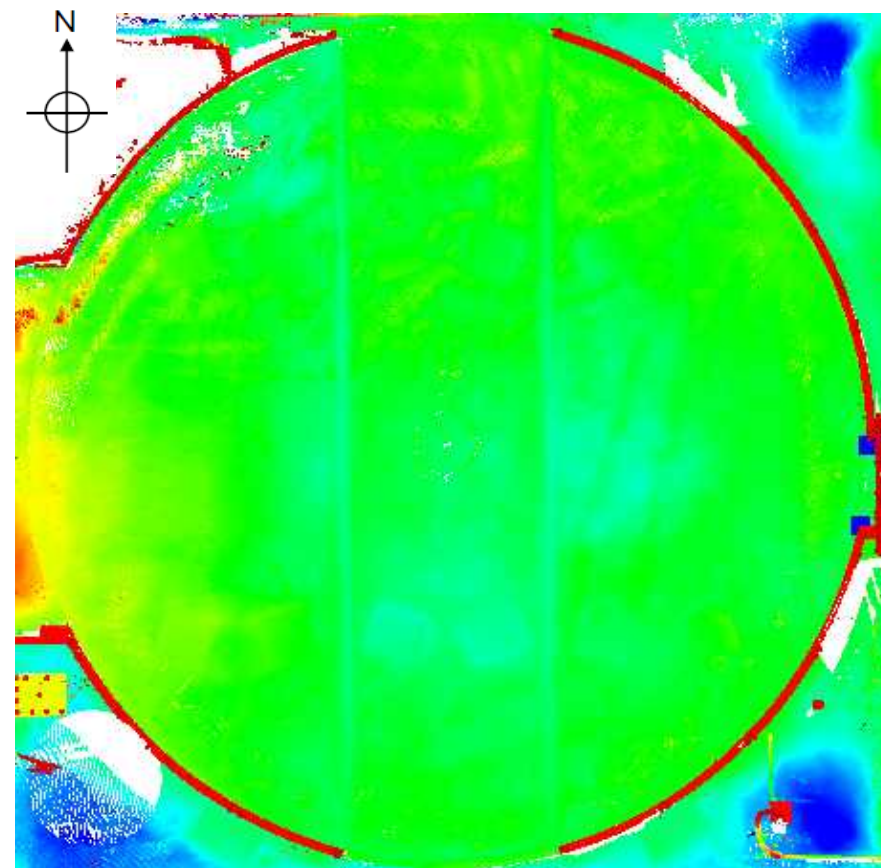
- 上下50mm幅の差分コンター図(右図)では、表面の落ち込み等の程度がわかりにくいため、コンター幅を縮小ものを次ページに示す。



頂部カバーの分割イメージ



(参考)「高さ0mm」位置を●付近にした場合の差分コンター図



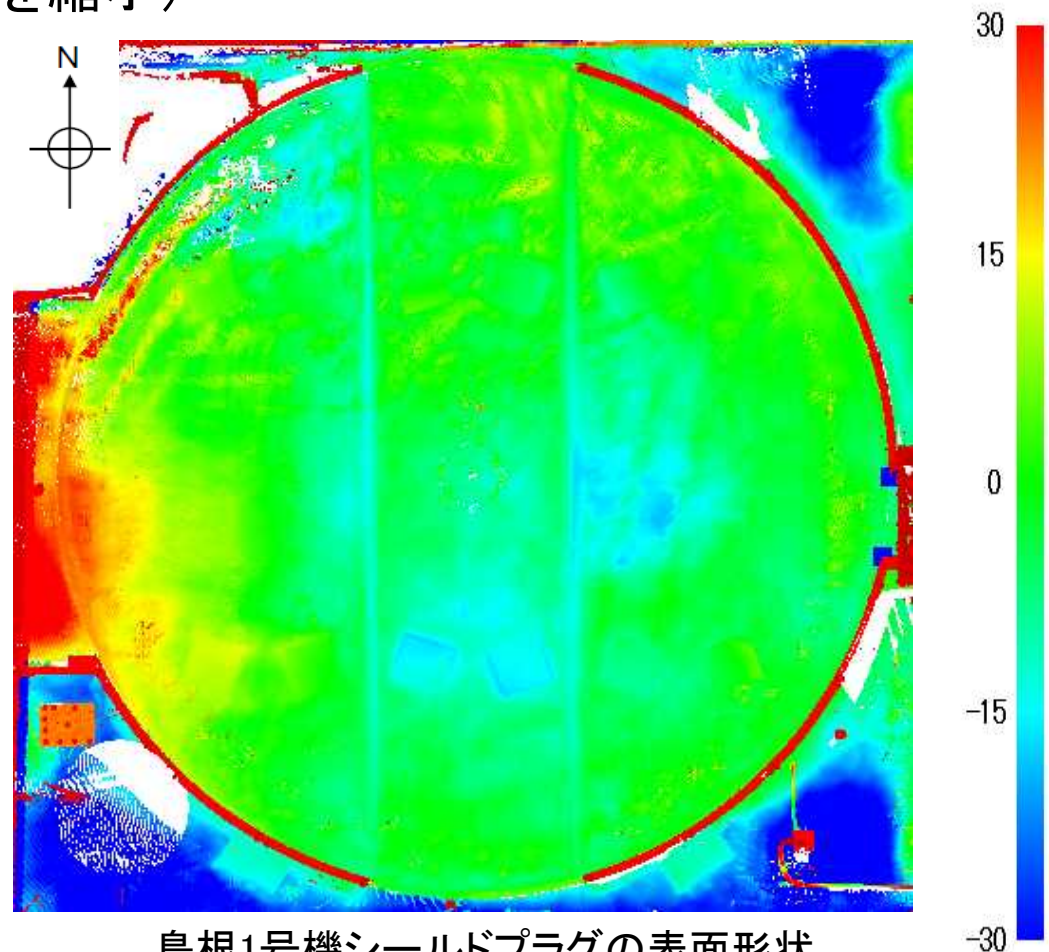
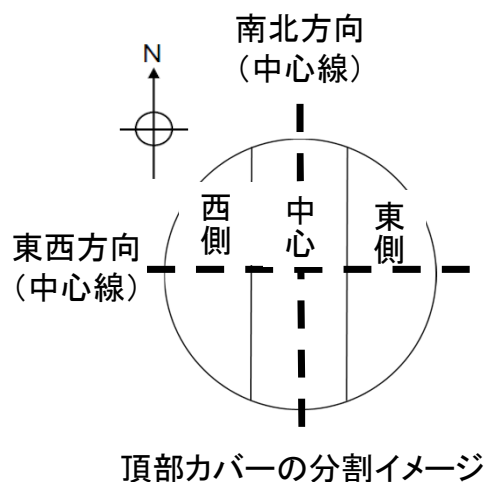
島根1号機シールドプラグの表面形状

※2022年2月22日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状(島根1号機) (コンター幅を縮小)

(単位: mm)

- 西端付近は東端に比べて最大30mm程度高くなっている。
- 東側パーツの中心側で落ち込みが見られる。
- 東西方向(中心線付近)及び南北方向(中心線付近)ともに端部から中心への落ち込みはほとんどない。
- パーツ間の高低差はほとんどない。

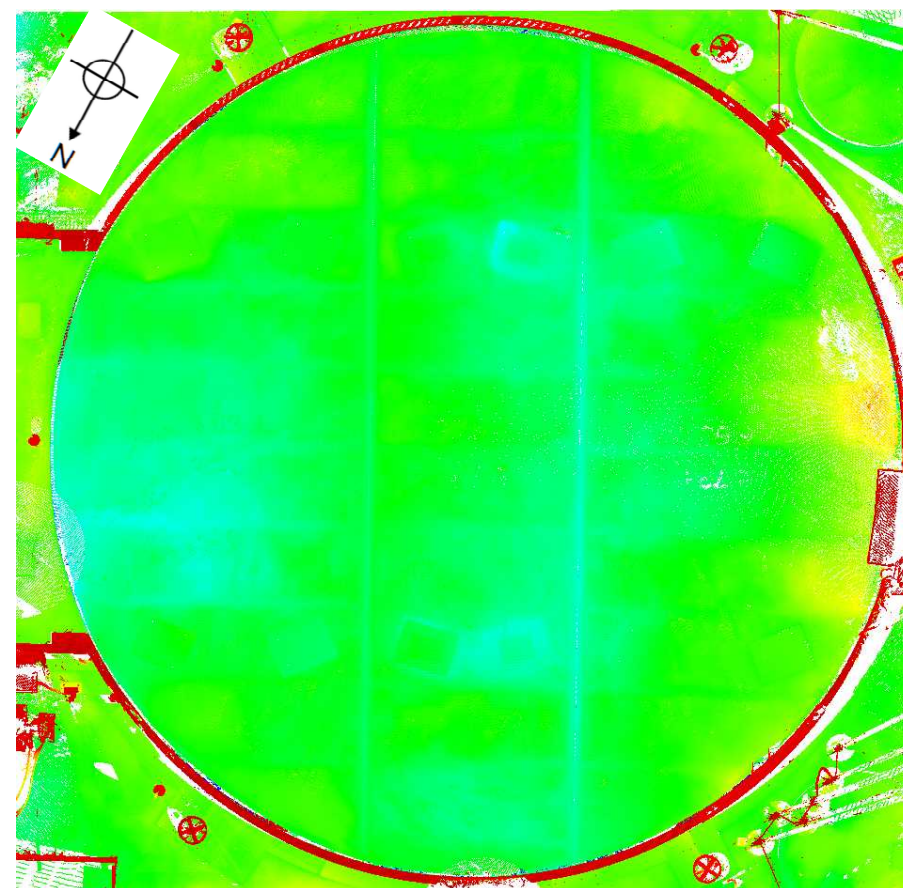
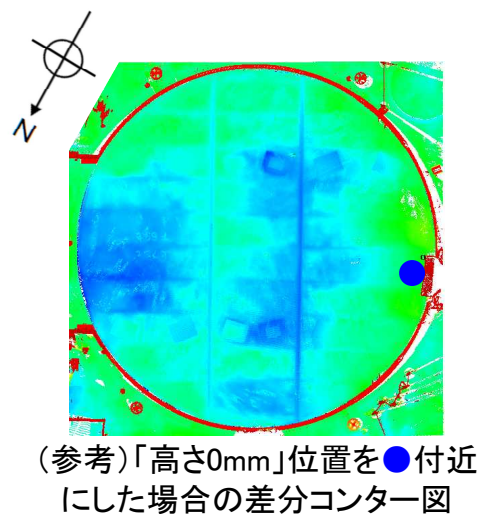
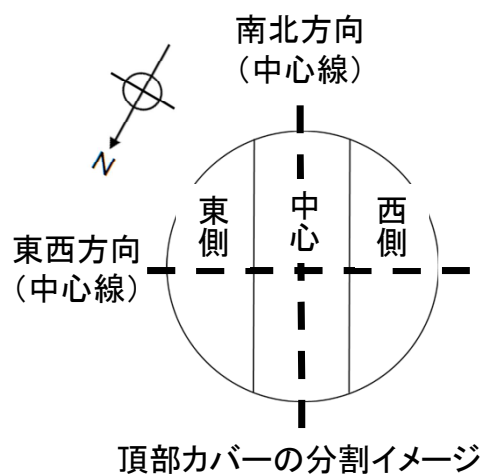


※2022年2月22日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状(敦賀1号機)

(単位:mm)

- 上下50mm幅の差分コンター図(右図)では、表面の落ち込み等の程度がわかりにくいため、コンター幅を縮小ものを次ページに示す。



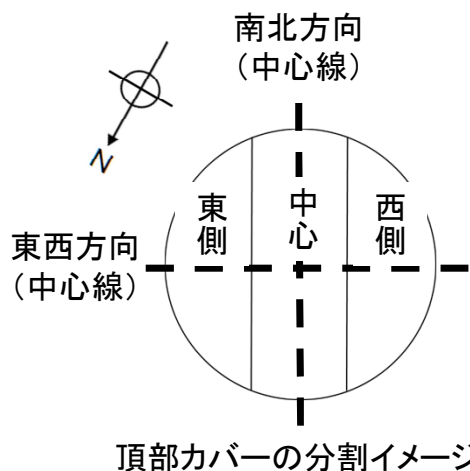
敦賀1号機シールドプラグの表面形状

※2022年4月8日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

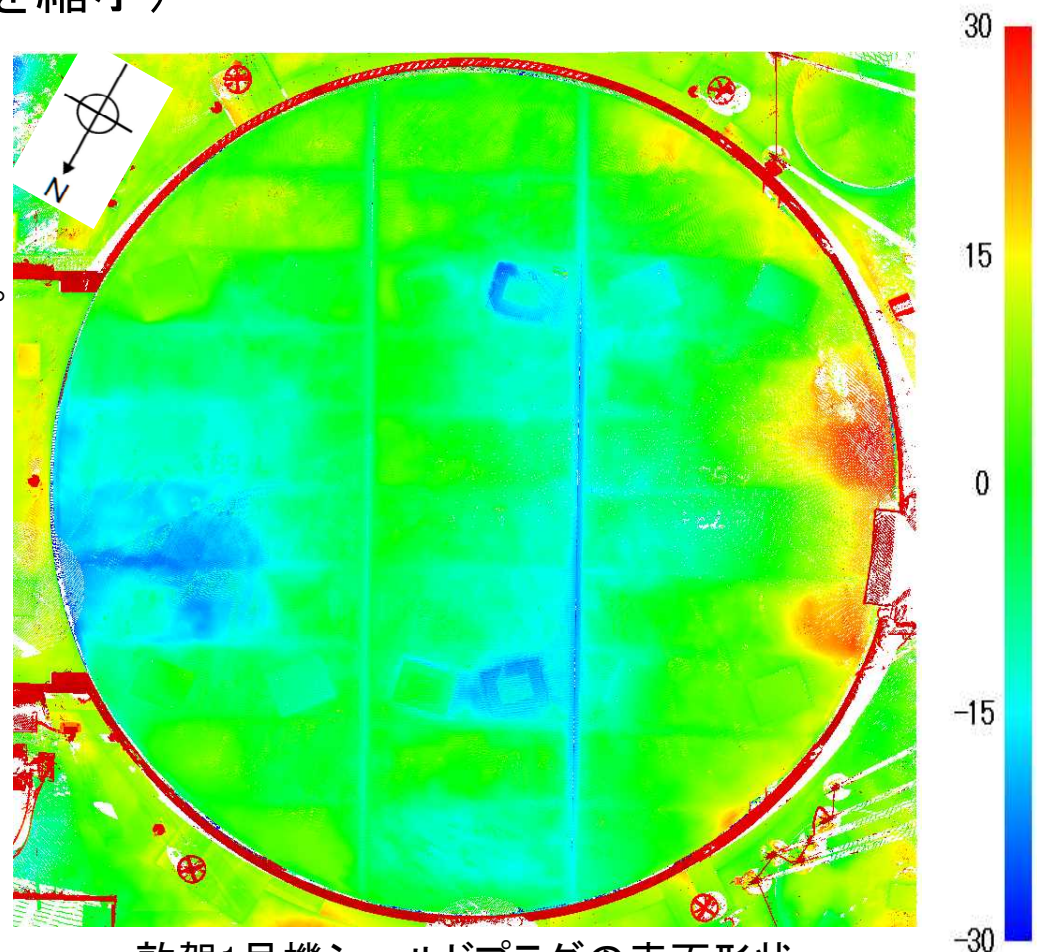
シールドプラグの表面形状(敦賀1号機) (コンター幅を縮小)

(単位: mm)

- 中心パーツの一部、西側パーツの一部及び東側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 東西方向(中心線付近)は西端から東端への落ち込みが50mm程度。
- 南北方向(中心線付近)は端部から中心への落ち込みはほとんどない。
- 東端とDSP側床面(右図の左端)との間に最大40mm程度の高低差がある(下部の写真参照)。
- パーツ間の高低差はほとんどない。



2022年4月8日の原子力規制庁調査時に
日本原子力発電が撮影

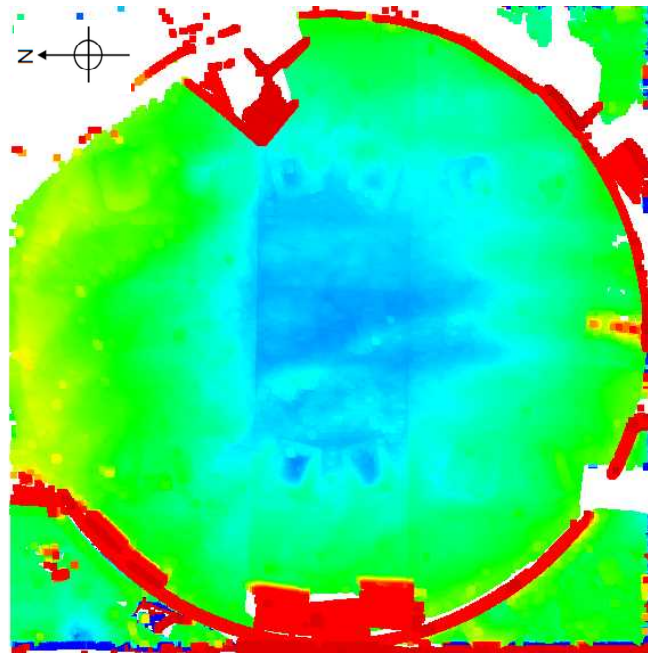


敦賀1号機シールドプラグの表面形状

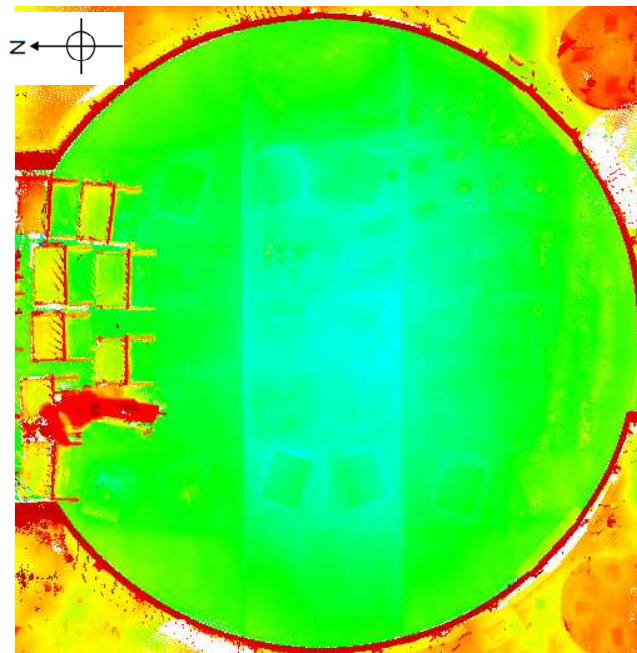
※2022年4月8日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグの表面形状 (1F2号機、1F5号機及び1F6号機の比較)

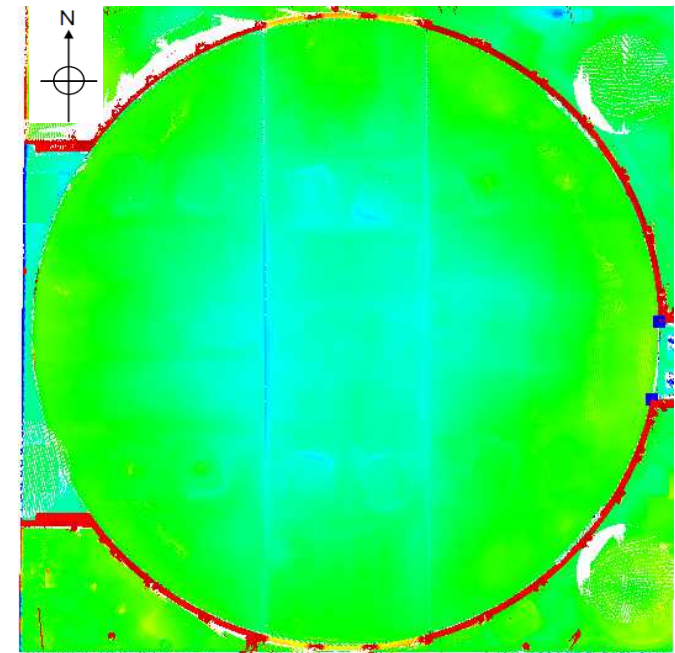
(単位:mm)



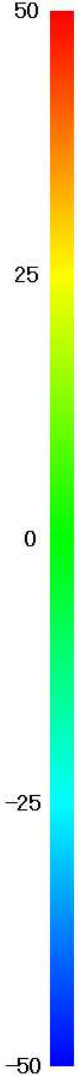
1F2号機シールドプラグの表面形状



1F5号機シールドプラグの表面形状

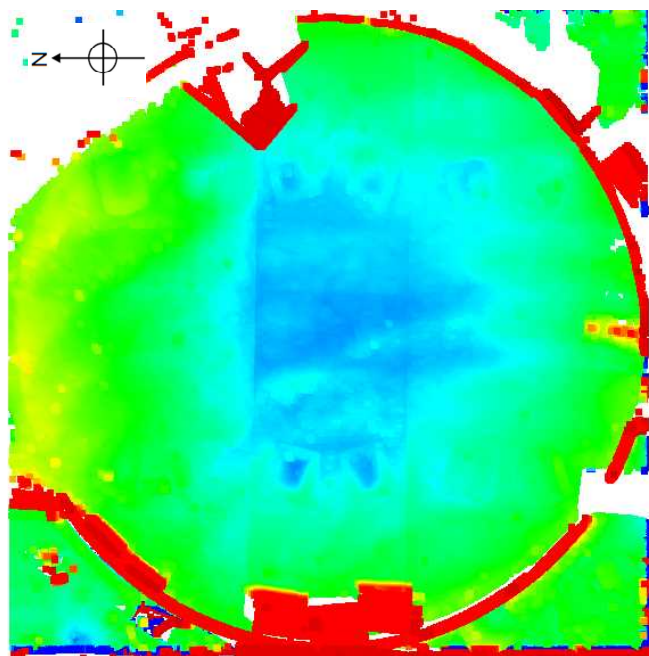


1F6号機シールドプラグの表面形状

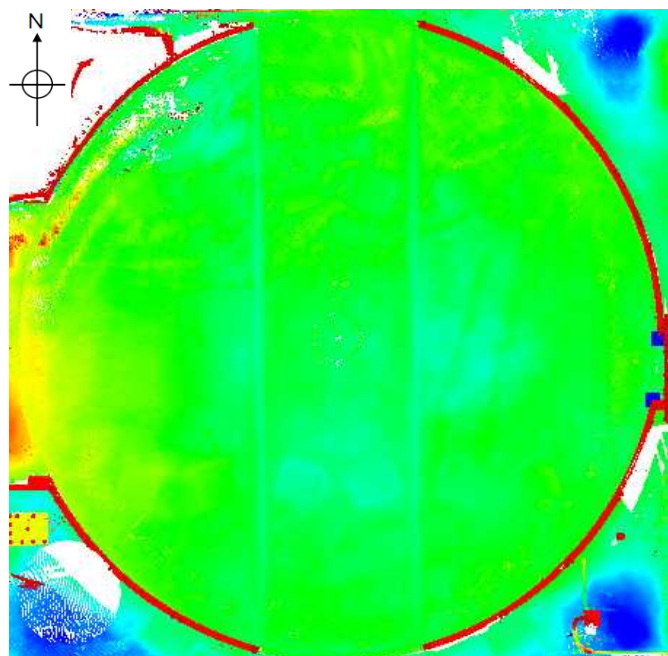


シールドプラグの表面形状 (1F2号機、島根1号機及び敦賀1号機の比較)

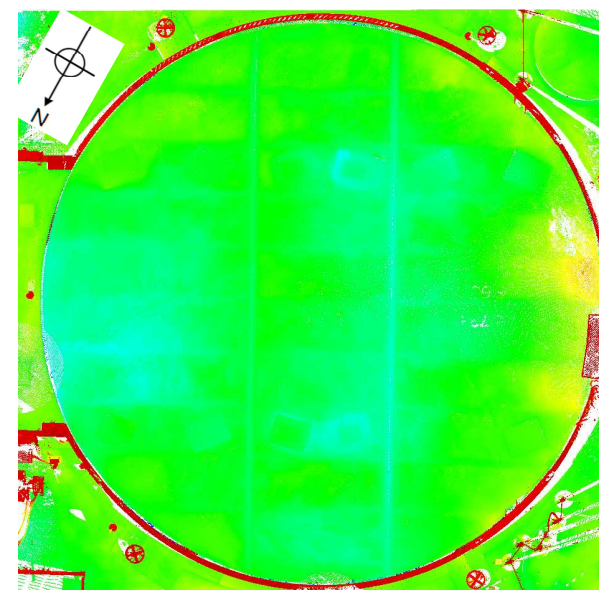
(単位:mm)



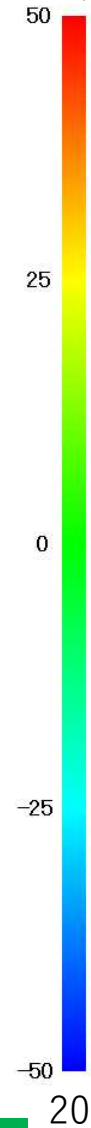
1F2号機シールドプラグの表面形状



島根1号機シールドプラグの表面形状



敦賀1号機シールドプラグの表面形状



※各図の大きさは、シールドプラグの実際の大きさに合わせて変えている。

(参考)シールドプラグの表面形状比較(断面形状の可視化)

- 中心パーツの中心線付近の断面(下図の赤線部分)及びパーツ間を跨がる方向の中心線付近の断面(下図の黒線部分)のデータ(点群データ)を取り出し、断面形状の可視化を試みた(結果を次ページ以降に示す)。
- 取り出したデータは、断面形状のイメージが分かるように縦横比を大きく変えている。
- 実際の縦横比=約200:1(横:約11~12m程度、縦:約6cm程度)
- 取得したデータ数(点の数)が十分でない箇所もあるため、次ページ以降の断面形状はあくまで「イメージ」である。

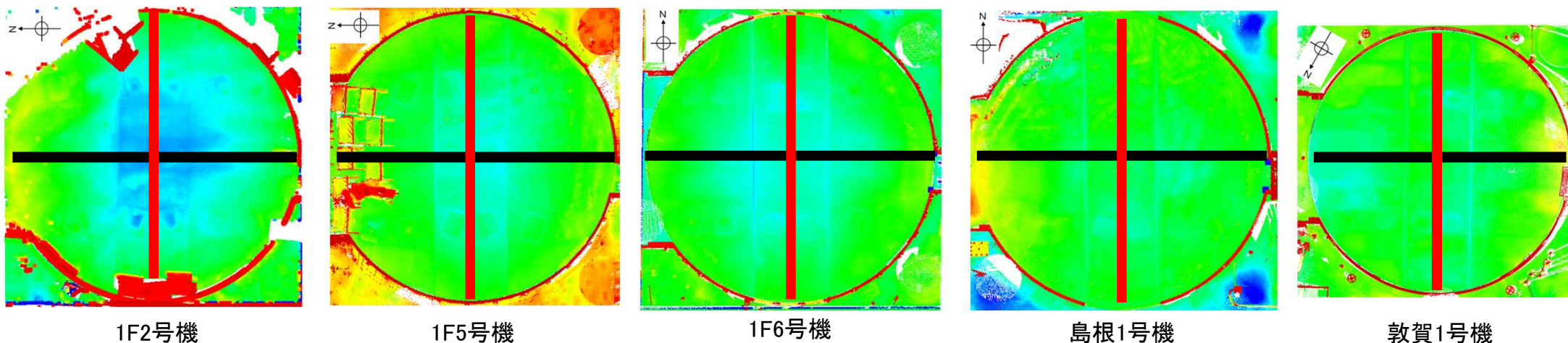







図 点群データ取り出し位置

【参考:イメージ】断面形状の可視化(中心パーツの中心線付近)

	断面形状 (イメージ) ※前ページ ((参考) シールドプラグの表面形状比較 (断面形状の可視化)) の記載を参照のこと	
1F2号機	東	西
1F5号機	東	西
1F6号機	北	南
島根1号機	北	南
敦賀1号機	北	南

【参考：イメージ】断面形状の可視化（パーツ間を跨がる方向）

		断面形状（イメージ） ※前ページ（（参考）シールドプラグの表面形状比較（断面形状の可視化）） の記載を参照のこと	
1F2号機	北		南
1F5号機	北		南
1F6号機	西		東
島根1号機	西		東
敦賀1号機	東		西

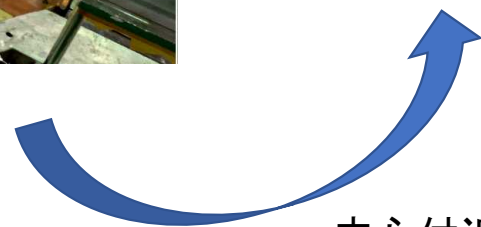
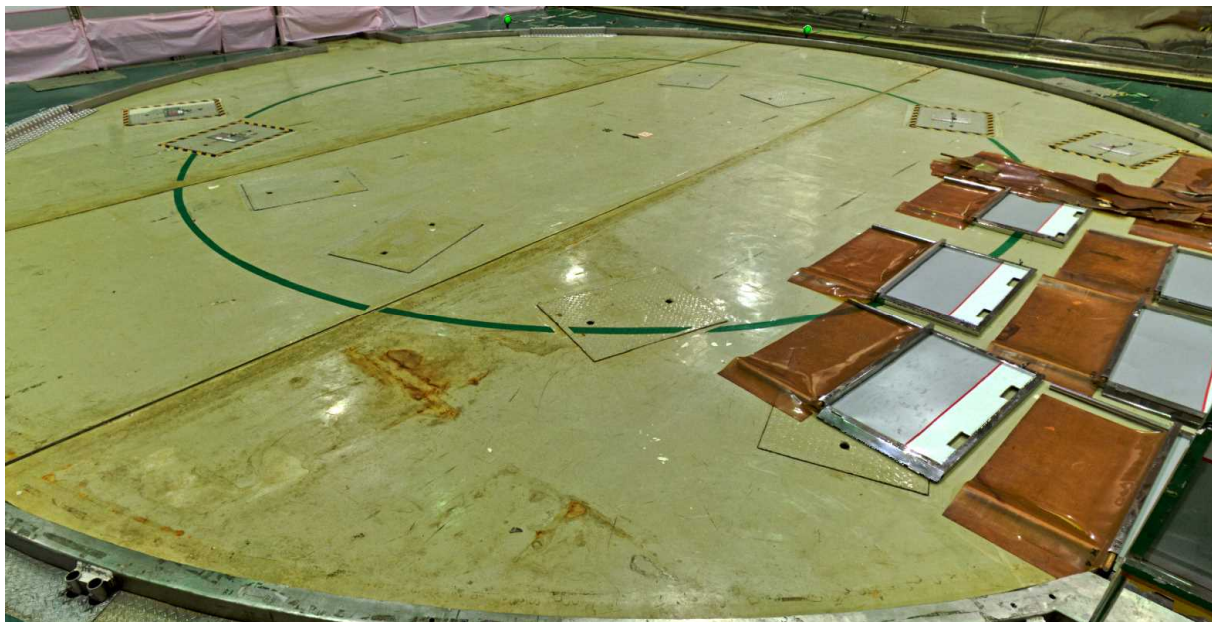
シールドプラグ表面の状況(1F2号機)



中心付近を拡大

写真は、いずれも2021年12月14日に原子力規制庁撮影

シールドプラグ表面の状況(1F5号機)



中心付近を拡大

写真は、いずれも2022年1月13日に原子力規制庁撮影

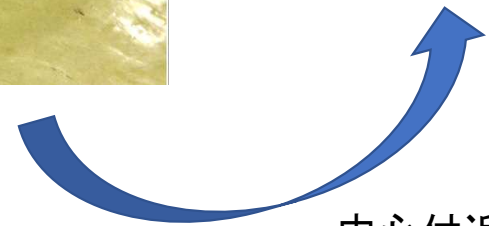
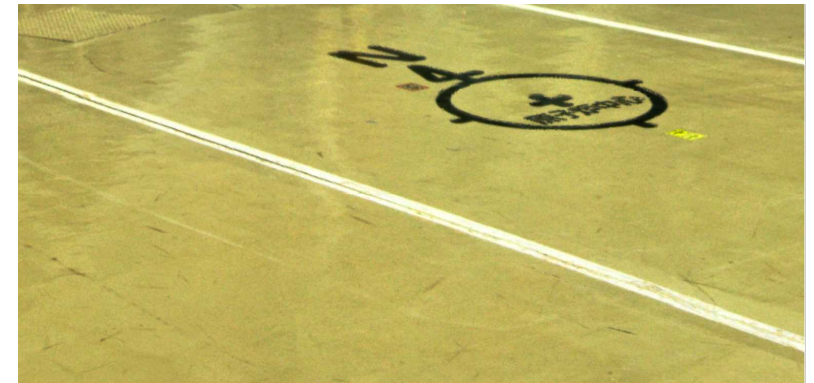
シールドプラグ表面の状況(1F6号機)



中心付近を拡大

写真は、いずれも2022年10月13日に原子力規制庁撮影

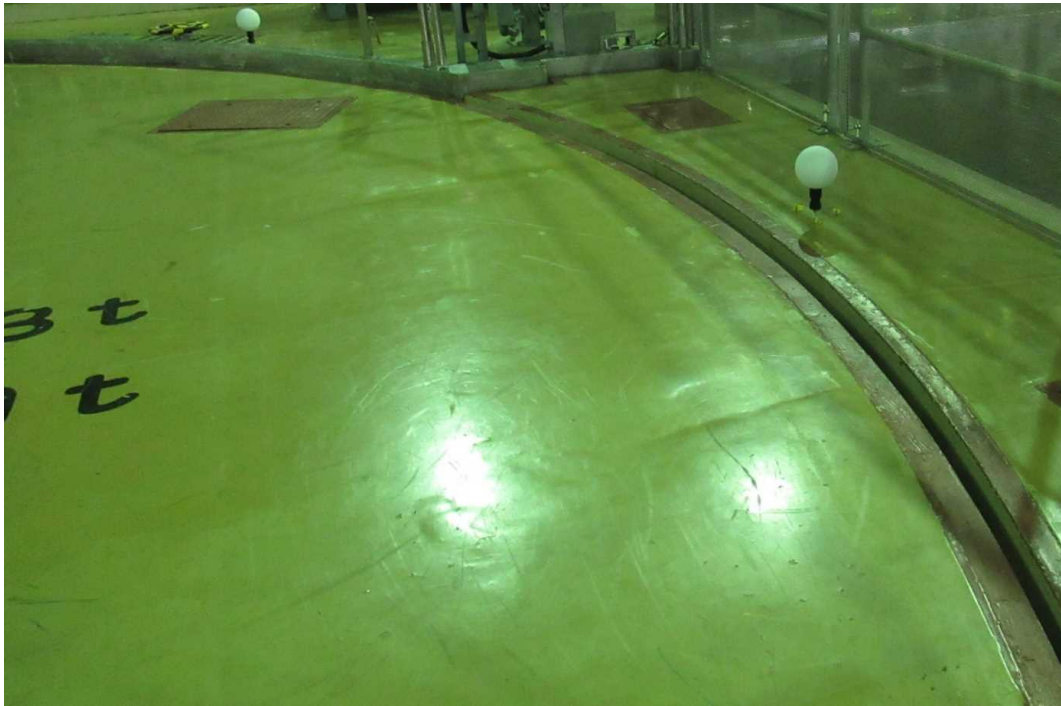
シールドプラグ表面の状況(島根1号機)



中心付近を拡大

写真は、いずれも2022年2月22日に原子力規制庁撮影

シールドプラグ表面の状況(敦賀1号機)



2022年4月8日の原子力規制庁調査時に日本原子力発電が撮影



2022年4月8日に原子力規制庁撮影

表面を拡大

シールドプラグの表面形状の測定結果

①落ち込みの範囲

- 1F2号機は、中心パーツに加えて北側パーツの一部及び南側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 1F5号機は、中心パーツに加えて南側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 1F6号機は、中心パーツに加えて東側パーツの一部及び西側パーツの一部で落ち込みが見られる。
- 島根1号機は、東側パーツの中心側付近で落ち込みが見られる。
- 敦賀1号機は、中心パーツの一部、西側パーツの一部及び東側パーツの一部で落ち込みが見られる。






②落ち込みの程度が大きい範囲

- 1F2号機は、中心パーツ及び南側パーツの一部で落ち込みの程度が大きい。
- 1F5号機は、中心パーツの一部で落ち込みの程度が大きい。
- 1F6号機は、中心パーツ、東側パーツの一部及び西側パーツの一部で同様の落ち込みの程度である。
- 島根1号機は、東側パーツの中心側以外には目立った落ち込みはない。
- 敦賀1号機は、東側パーツの一部で落ち込みの程度が大きい。

③端部から中心に向かう落ち込みの程度

- 1F2号機は、東西方向(中心線付近)の落ち込みが40mm程度、南北方向(中心線付近)の落ち込みが60mm程度である。
- 1F5号機は、東西方向(中心線付近)の落ち込みが35mm程度、南北方向(中心線付近)の落ち込みが40mm程度である。
- 1F6号機は、東西方向(中心線付近)の落ち込みが25mm程度、南北方向(中心線付近)の落ち込みが40mm程度である。
- 島根1号機は、端部から中心に向かう落ち込みはほとんどない。
- 敦賀1号機は、端部から中心に向かう落ち込みはほとんどないが、西端から東端へ向かう落ち込みが50mm程度ある。

シールドプラグの表面形状測定の結果の比較

	1F2号機	1F5号機	1F6号機	島根1号機	敦賀1号機
落ち込みの範囲	中心パーツ 北側パーツの一部 南側パーツの一部	中心パーツ 南側パーツの一部	中心パーツ 東側パーツの一部 西側パーツの一部	東側パーツの 中心側付近	中心パーツ 東側パーツの一部 西側パーツの一部
落ち込みの程度 が大きい範囲	中心パーツ 南側パーツの一部	中心パーツの一部	中心パーツ 東側パーツの一部 西側パーツの一部	東側パーツの 中心側付近	東側パーツの一部
端部から中心部 に向かう落ち込み の程度	東西方向:40mm程度 南北方向:60mm程度	東西方向:35mm程度 南北方向:40mm程度	南北方向:25mm程度 東西方向:40mm程度	ほとんどない	ほとんどない (西端から東端への落 ち込みが50mm程度)
パーツ間の高低 差の有無	(確認できない)	有 北側と中心のパーツの 間に10~20mm程度	無	無	無
頂部カバーの 分割イメージ					

各プラントのシールドプラグの目視等による確認結果

①シールドプラグ表面の状況

- 1F2号機のシールドプラグの表面には、目立ったひび割れは確認できなかった(画像により確認)。
- 他のプラントも同様である(現物及び画像により確認)。

②パーツ間の高低差の有無

- 1F2号機は、パーツ間の高低差は確認できなかった(シールドプラグ上が高線量のため、現物による確認ができなかった)。
- 1F5号機は、北側パーツと中心パーツの間に10～20mm程度の高低差があった(現物により確認)。
- 1F6号機及び島根1号機は、パーツ間の高低差は確認されなかった(現物により確認)。
- 敦賀1号機は、東側パーツとDSP側床面との間に最大40mm程度の高低差があった(現物により確認)。

③その他

- 現物が確認できたシールドプラグ(1F5号機、1F6号機、島根1号機、敦賀1号機)の落ち込みの有無は、目視では確認できなかった。

シールドプラグの形状に影響を与える可能性が考えられる要因に対する調査結果

①シールドプラグの構造の違い

- 頂部カバーの直径、分割数、配筋には、大きな差はない。
- 層数／頂部層の厚さについては、敦賀1号機のみ2層／100cmであり、他プラントは3層／60数cmである。
- シールドプラグの支持方法(端部の切り欠部分にてシールドプラグを支持)、シールドプラグの設置方法(中心パーツの上部に側部パーツを載せる、頂部カバー・中間カバー・底部カバーはそれぞれ互い違いに設置)は、いずれのプラントともに同様である。

②シールドプラグの開閉履歴

- 1F事故以前は、いずれのプラントも定期検査ごとに開閉を実施。
- 1F事故以降は、プラントによって開閉回数が異なるが、大きな差はない。
- 至近の取り付け時期(原子炉ウェル上に設置した時期)は、2014年～2016年(1F2号機を除く。)であり、大きな差はない。

③シールドプラグ開閉時のシールドプラグのつり上げ方法

- いずれのプラントも、シールドプラグ上に設置されているつり上げ用の治具にバックル・リング等を掛け、これらに繋がっているワイヤー等にて、つり上げている。

※上記の詳細は次ページを参照のこと。

シールドプラグの設計情報等

		1F2号機	1F5号機	1F6号機	島根1号機	敦賀1号機
電気出力(MWe) ^{※2}		784	784	1100	460	357
原子炉形式 ^{※2}		BWR-4	BWR-4	BWR-5	BWR-3 ^{※1}	BWR-2
格納容器形式 ^{※2}		マーク I	マーク I	マーク II	マーク I	マーク I
シールドプラグ ^{※3}	頂部カバーの直径(m)	11.8	11.8	(不明)	12.4	10.9
	層数	3	3	(不明)	3	2
	頂部カバーの厚さ(cm)	62	62	(不明)	63	100
	分割数	3	3	3	3	3
	頂部カバーの重量(ton)	165	(不明)	(不明)	(不明)	218
	配筋(上端筋/下端筋)	D25,D25/ D25,D32	D25,D25/ D25,D32	(不明)	D22,D25/ D22,D35	D25,D25/ D25,D35
	形状測定時の状態	原子炉ウェル上部に設置				
	開閉履歴(1F事故以降) (開⇄閉のセットで1回)	—	1	1	2	2
	原子炉ウェル上に設置した時期(直近) (2022年11月までの経過期間)	—	2016年2月 (6年9ヶ月)	2014年8月 (7年3ヶ月)	2016年7月 (6年4ヶ月)	2014年1月 (8年10ヶ月)
	開閉時のつり上げ方法	シールドプラグ上に設置されているつり上げ用の治具にバックル・リング等を掛け、これらに繋がっているワイヤー等にて、つり上げる。				

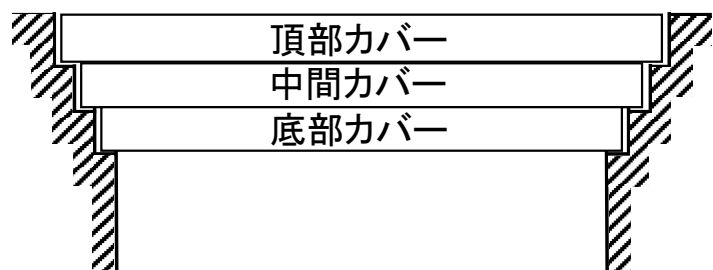
※1: ECCSはBWR-4の設計

※2: 原子力安全研究協会(編): 軽水炉発電所のあらまし(改訂版)(平成4年10月)、p.348

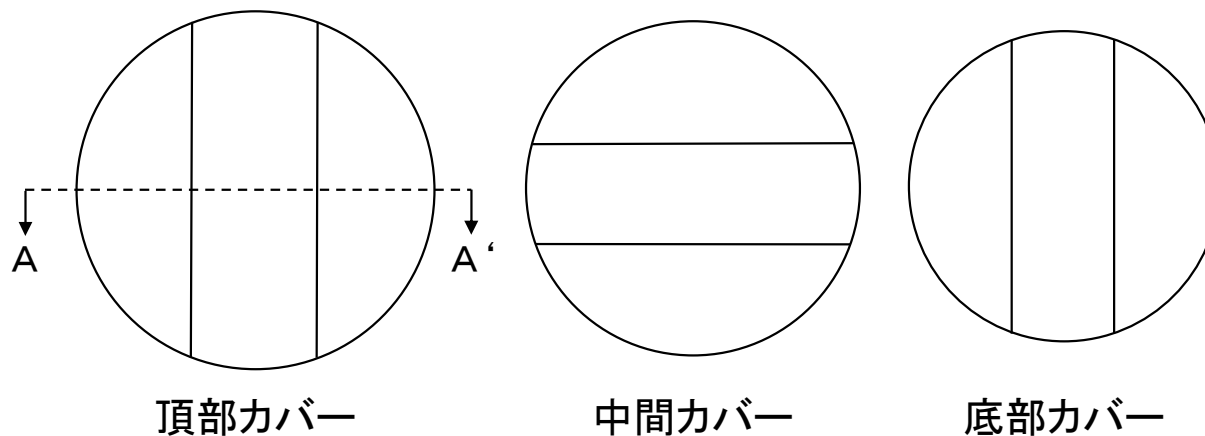
※3: シールドプラグに関する情報は、各社から提供されたもの

(参考)シールドプラグの構造(イメージ)

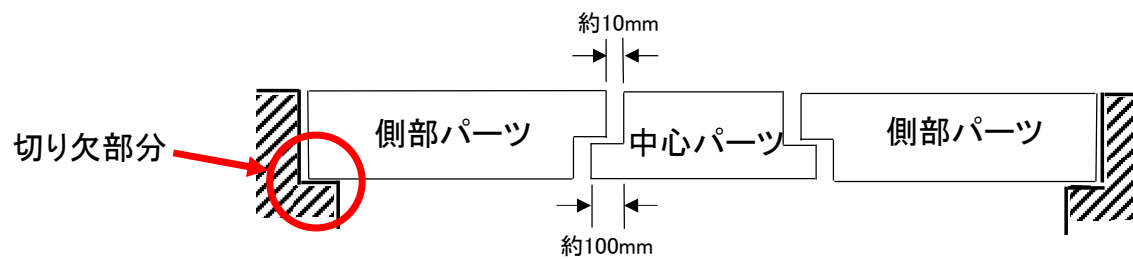
断面形状



平面形状



A-A'断面



原子力規制庁以外の機関による調査・検討

<JAEA>

- ① 自重によるシールドプラグの変形の有無に関する解析的検討
 - 標準的なコンクリートの物性値、1F2号機のシールドプラグの設計情報等を用いて解析コード(Abaqus)により解析した結果、中心のパーツで約6mm、側部のパーツで約4mmの落ち込みが生じた。(JAEA)

→詳細は、第32回会合資料4-2を参照のこと。

<東京電力HD>

- ② 福島第一原子力発電所1号機及び3号機のシールドプラグの変形状況及び要因に関する検討
 - 1F1号機のシールドプラグの形状を計測した結果、シールドプラグに変形があることを確認した(東京電力HD)。
 - 1F3号機のシールドプラグ上の調査を実施した結果、シールドプラグ中央部に変形(約300mm)が確認された。この変形は、シールドプラグにトロリーの主巻フック等が衝突したことによるものと推定される(東京電力HD)。

→詳細は、次ページ以降を参照のこと。

<東京電力HD>

- ③ シールドプラグの変形要因に関する調査
 - オペレーションフロアでの作業に携わった社員及び協力企業の関係者に聞き取り調査をした結果、シールドプラグの変形に関する有益な情報は得られなかった(東京電力HD)。
 - 変形要因の可能性の1つとして、製作時の精度が考えられるが、明確な根拠はない(東京電力HD)。

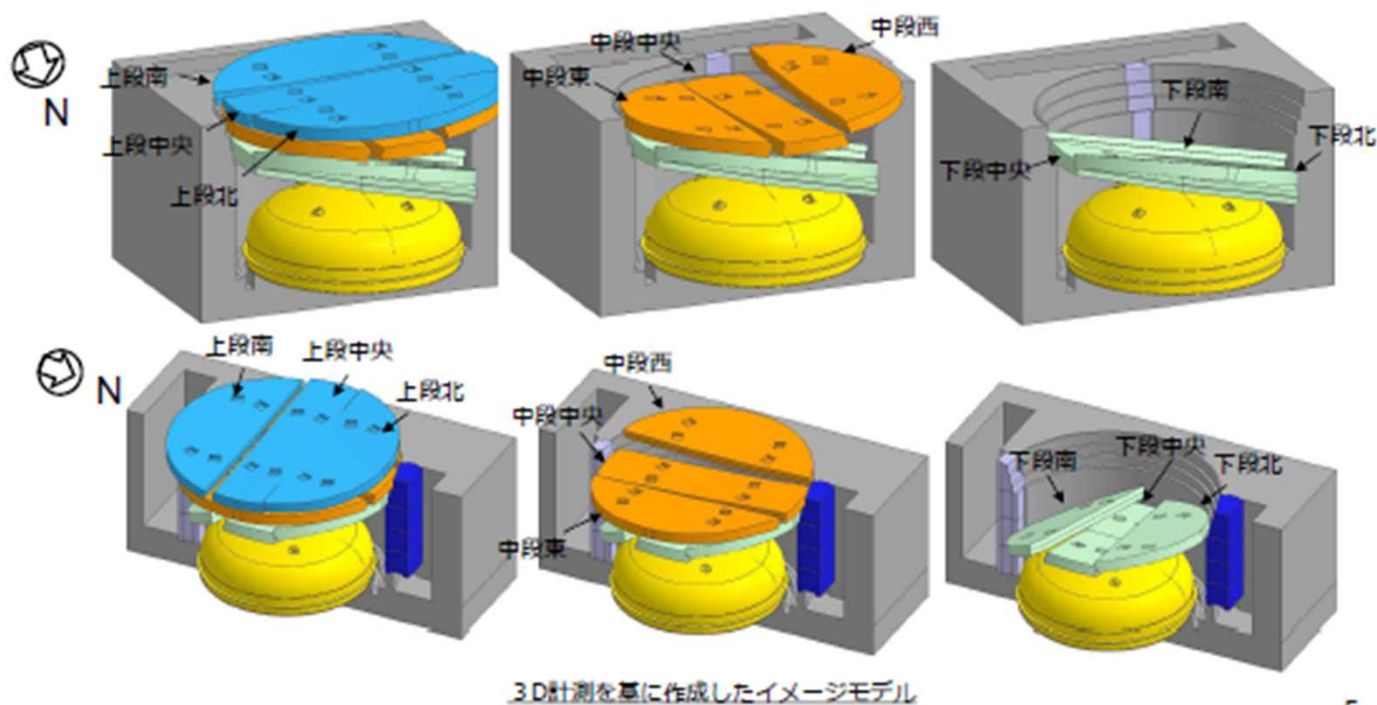
→詳細は、第32回会合の議事録を参照のこと。

1号機シールドプラグの変形(東京電力HDによる調査内容)

3-2 ウェルプラグ調査結果(3D計測)

TEPCO

- プラグの保持状態の確認を目的として3D計測を実施し、上段プラグ下面、中段プラグ上面及び下段プラグ西側の一部について、可能な範囲で寸法情報を取得した結果、プラグにたわみ等の変形があることを確認した。
- 今後、得られた結果に基づいて、ウェルプラグの処置について検討していく。



5

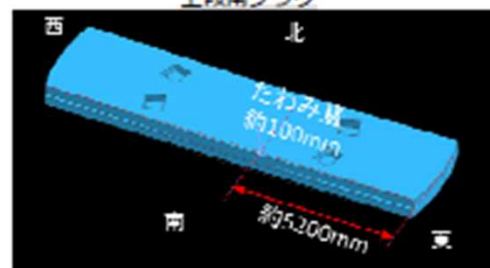
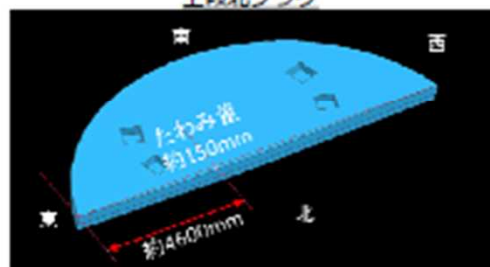
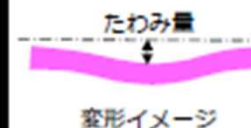
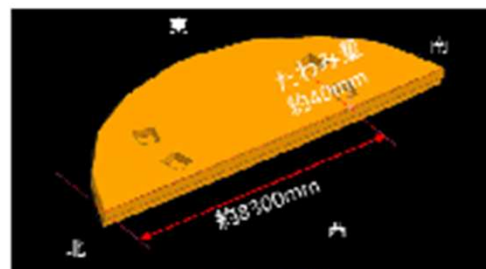
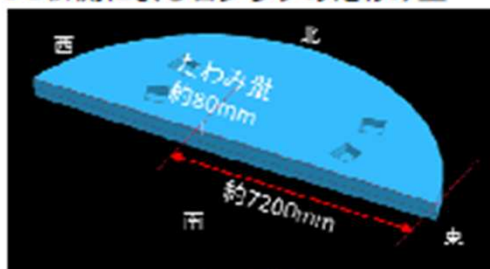
出典: 1号機原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について(2019/9/26 東京電力ホールディングス株式会社)

1号機シールドプラグの変形(東京電力HDによる調査内容)

【参考】 ウェルプラグ調査各プラグのたわみ量

TEPCO

3D計測による各プラグのたわみ量



18

出典: 1号機原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について(2019/9/26 東京電力ホールディングス株式会社)

3号機シールドプラグの変形(東京電力HDによる調査内容)

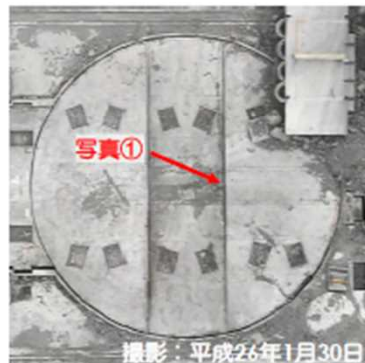
添付資料2. シールドプラグの変形について

●状況

- ・ 除染作業開始前はシールドプラグ上に小がれきが堆積しており、詳細な状況確認ができなかった
- ・ 小がれきの集積撤去、吸引作業後にシールドプラグ上を調査したところ、シールドプラグ中央部に変形(約300mm)が確認された



撮影：平成25年10月10日
除染作業開始前



撮影：平成26年1月30日
除染作業(小がれき集積)進捗後



写真①シールドプラグの変形状況

3号機シールドプラグの変形(東京電力HDによる調査内容)

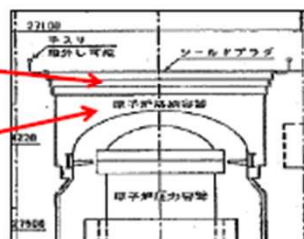
添付資料2. シールドプラグの変形について

●変形の原因推定

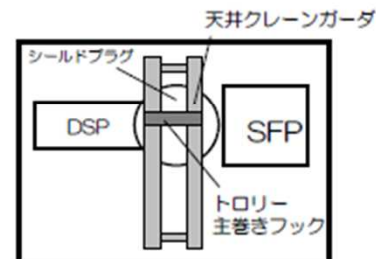
原因として「水素爆発」「天井クレーン等の落下」が考えられるが、シールドプラグ周囲の床スラブ(厚さ:30cm,60cm)が損傷を受けていないことから、水素爆発でシールドプラグ(鉄筋コンクリート製、厚さ約60cm×3層)が変形したとは考え難い。また、落下後の天クレ本体は直接シールドプラグに接していなかったものの、プラグ上部にはトロリーがあり主巻フック等の衝突によるものと推定される。

シールドプラグは3枚構成
1枚の厚み=約600mm
プラグ間隔=約10mm

シールドプラグと
PCVヘッドの距離
=約1,200mm



シールドプラグ断面図



天井クレーンガーダの落下状況

●リスク想定

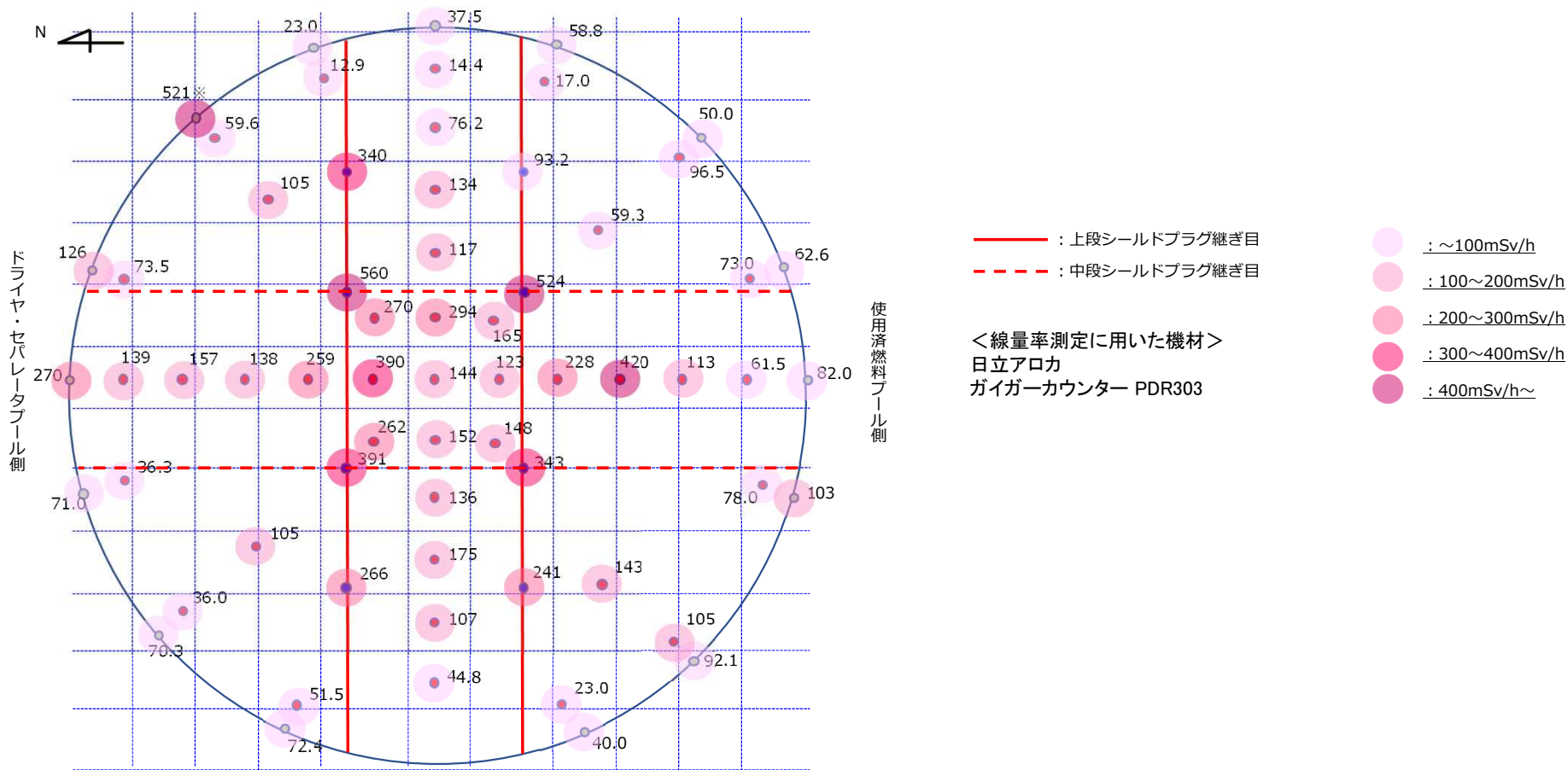
リスクとして、下記が想定されるが考察を次頁以降に示す。

- ①シールドプラグの変形進行、落下
- ②落下物による更なるシールドプラグの損傷
- ③PCV損傷 ④線量率増加 ⑤ダスト濃度上昇

シールドプラグの変形に関する検討のまとめ(1)

- 本検討は、1F2号機のシールドプラグの表面形状を測定したところ、中心付近に落ち込みが確認されたことから、他プラントのシールドプラグの表面形状の測定を実施したものである。その結果、測定対象とした他の発電所(島根1号機、敦賀1号機)のシールドプラグには中心付近の落ち込みはほとんど見られなかったが、1F5号機及び1F6号機では1F2号機よりも程度が小さいものの中心付近に落ち込みが確認された。
- JAEAによるシールドプラグの変形解析では、シールドプラグの自重により数mmの変形(落ち込み)が生じること、及び中心パーツと側部パーツの変形量の違いにより、中心パーツと側部パーツの間に放射性物質の放出経路(流路)が形成されることが示された。そのため、シールドプラグに数mm程度の変形があれば、流路が生じる可能性があると考えられる。さらに、今回の測定で確認された頂部カバーの表面形状(中心付近の落ち込み)がCsを含むPCV内の気体放出時までには生じていた場合には、流路はより拡大するものと考えられる。
- 上記の表面形状(中心付近の落ち込み)により中心パーツと側部パーツの間に流路が生じるとの分析は、1F2号機のシールドプラグ表面の線量率分布(次ページ参照)と整合する。
- 1F2号機、1F5号機及び1F6号機のシールドプラグでは、それぞれ数十mm程度の落ち込みが確認され、自重による変形(数mmの変形)よりも大きな落ち込みとなっている。これは、3Dレーザースキャナによる計測等の精度(cmオーダーの変化があれば形状変化を把握可能)以上のものである。このため、これらのプラントのシールドプラグでは、自重に加えてそれ以外の何らかの要因による変形が生じていると考えられる。

(参考) 1F2号機のシールドプラグ表面の線量率測定結果 (2021年10月7日、東京電力HDによる測定)



シールドプラグの変形に関する検討のまとめ(2)

- シールドプラグ表面には目立ったひび割れは確認されなかったこと、1F2号機、1F5号機及び1F6号機では、1F3号機のように上部から何らかの重量物が落下した事実が確認されていないことから、1F2号機、1F5号機及び1F6号機のシールドプラグの表面形状の変化が、シールドプラグ上部からの物理的な力によって生じた可能性は低い。
- 1F5号機及び1F6号機のシールドプラグの表面形状(中心付近の落ち込み)の要因は不明であるが、1F事故に由来するものではない。
- 1F1号機のシールドプラグでは、1F2号機のシールドプラグよりもさらに大きな変形が生じているが、変形要因が1F2号機と同一であるかどうかはわからない。
- 1F3号機のシールドプラグの変形要因について、東京電力HDは「シールドプラグにトロリーの主巻フック等が衝突したことによるもの」と推定しているが、1F2号機のシールドプラグの変形要因が含まれている可能性は否定できないと考えられる。(P)
- 本検討における3Dレーザースキャナによる表面形状の測定結果は、JAEAによるシールドプラグの変形解析(自重により下方へ変形が生じる)と矛盾するものは見つからなかった。

現地調査の実施状況

- ・ 1号機タービン建屋地下1階
- ・ 2号機原子炉建屋三角コーナー（予備調査）

2022年12月5日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 1号機タービン建屋地下1階
(2022年11月11日)

(2) 1号機タービン建屋地下1階

(1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の1号機原子炉建屋からの放射性物質の放出経路の推定等に資するために、1号機タービン建屋地下1階フロア内の汚染分布や状況を調査するとともに、復水ポンプ配管トレンチ内から試料を採取した。

(2) 場所

1号機タービン建屋地下1階

(3) 調査日

2022年11月11日

(4) 調査実施者

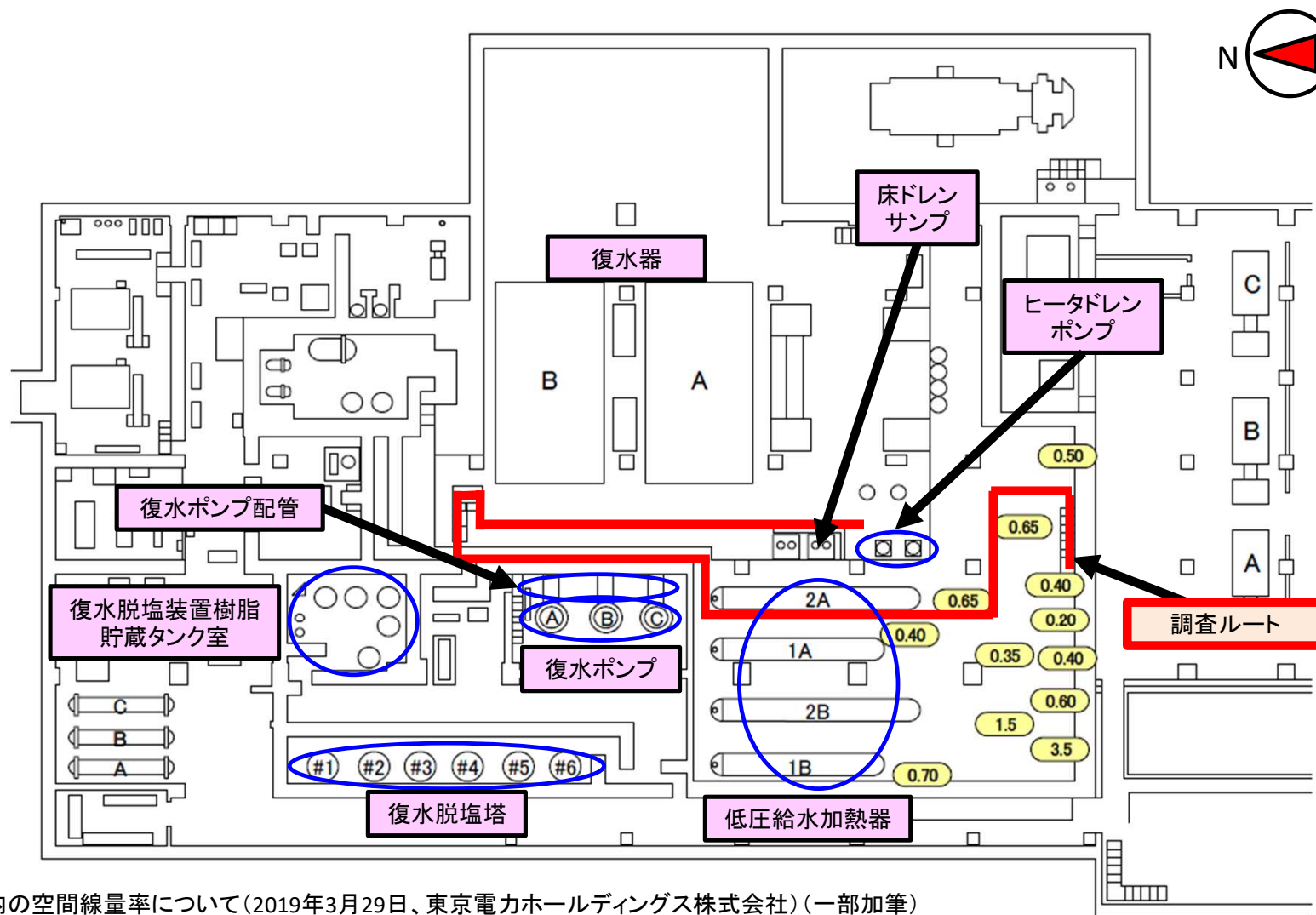
田中原子力規制委員会委員
原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 2.6 mSv、最小: 1.4 mSv

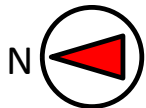
※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

調査ルート(1号機タービン建屋地下1階)

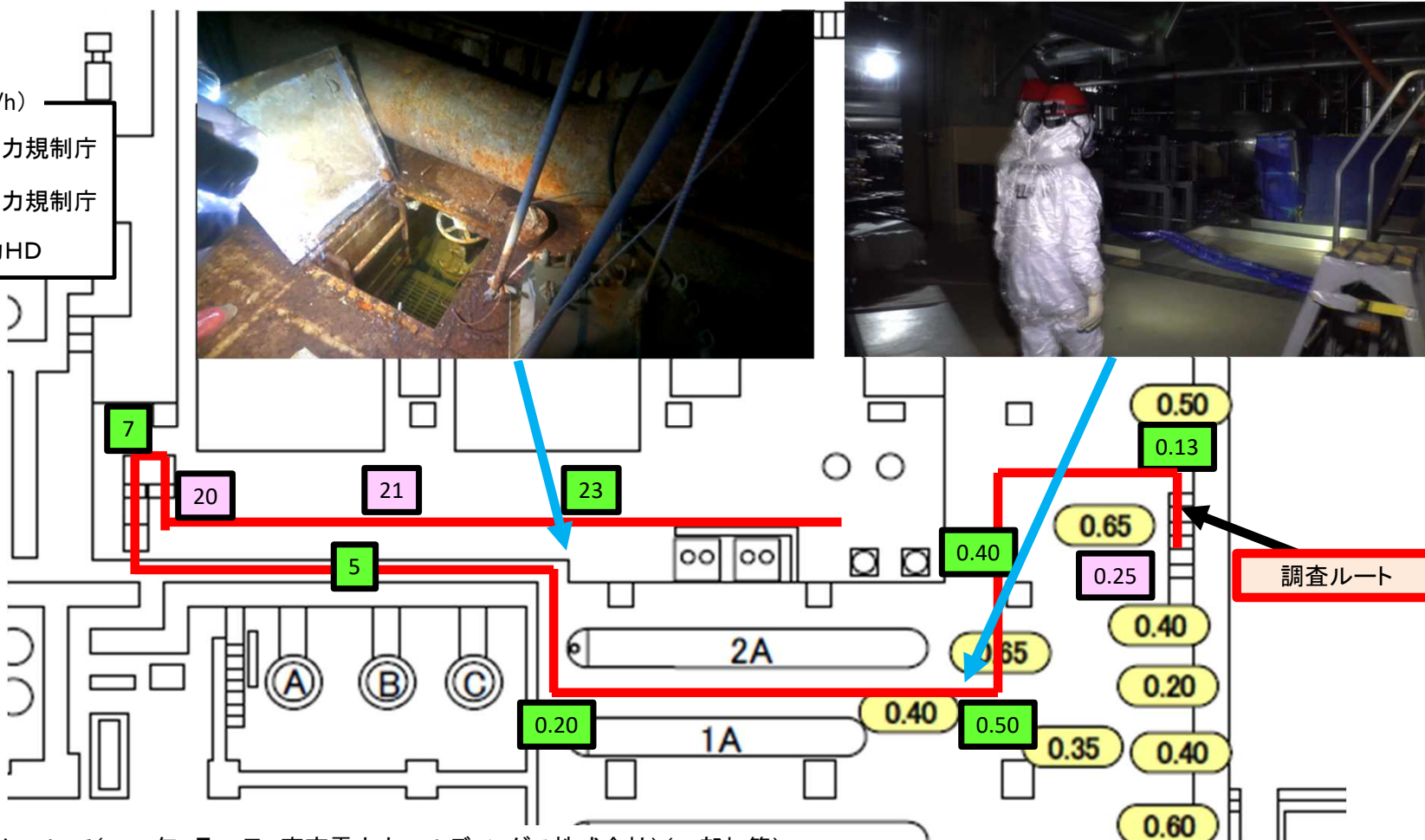


図の出典: 建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

汚染状況／フロア内の状況 (1号機タービン建屋地下1階)



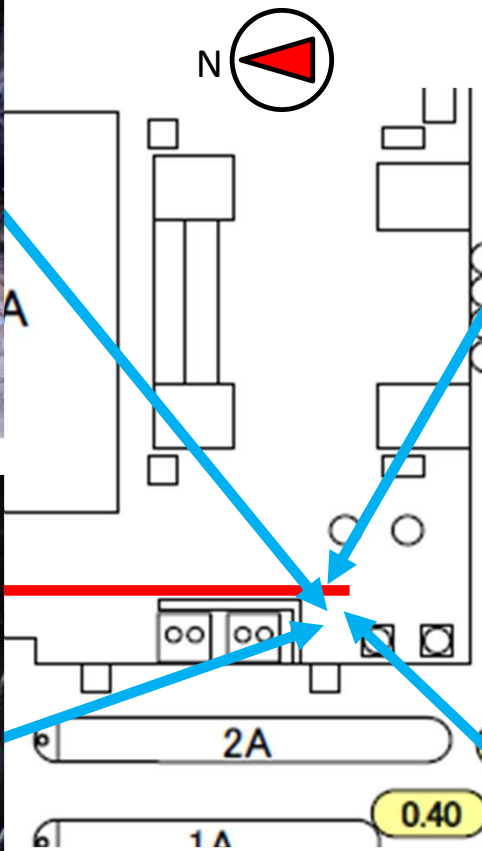
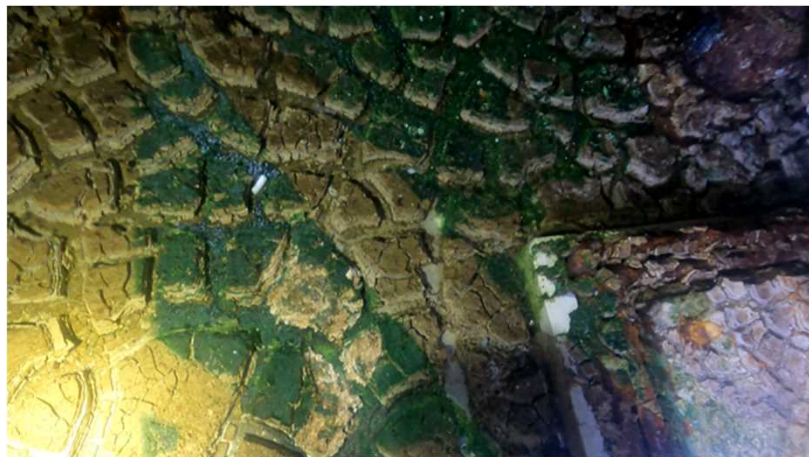
- 空間線量率 (mSv/h)
- : 2022/10/21、原子力規制庁
 - : 2022/11/11、原子力規制庁
 - : 2018年、東京電力HD



調査ルート

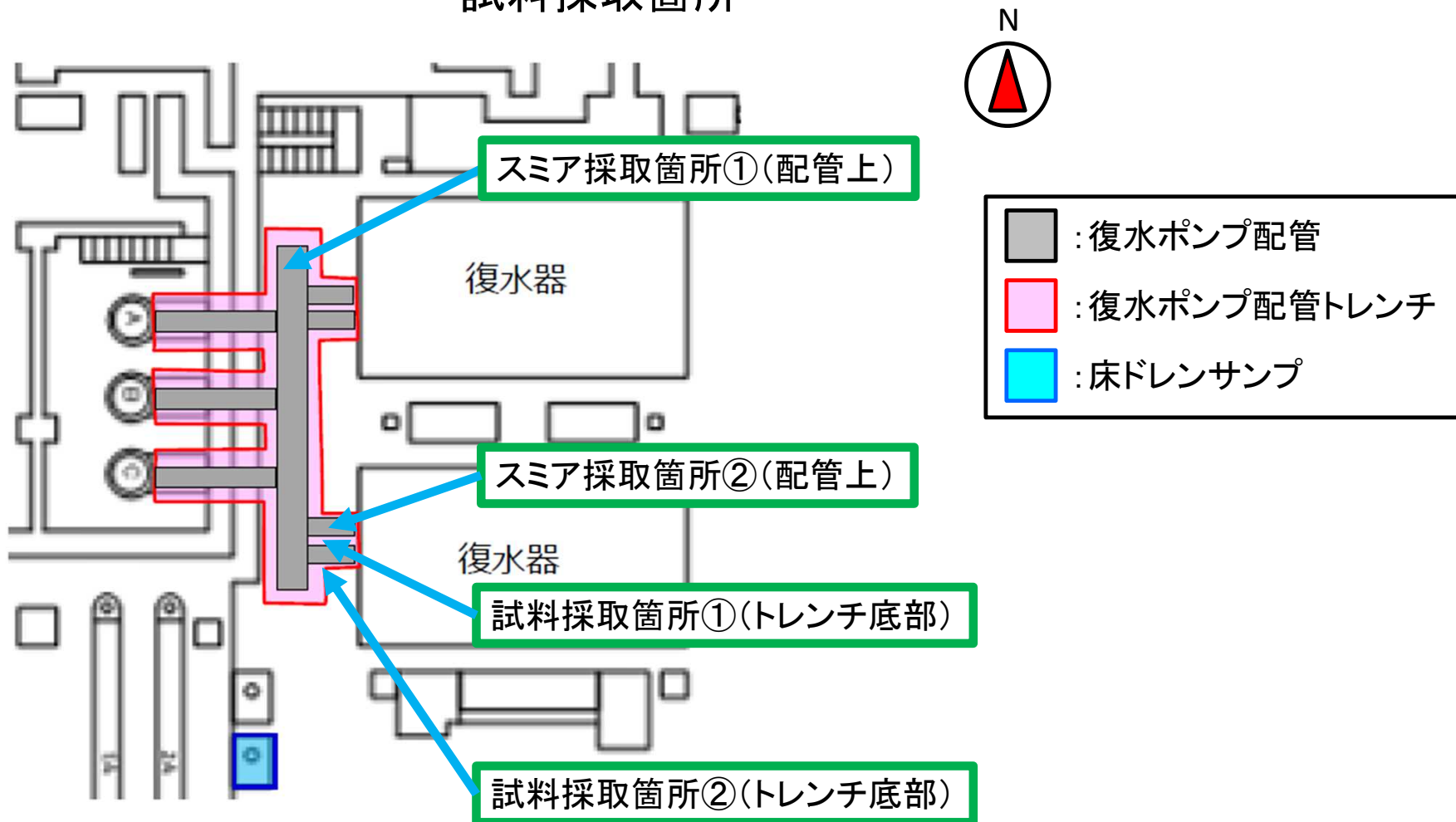
図の出典：建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月11日原子力規制庁撮影

フロア内の状況(1号機タービン建屋地下1階)



図の出典: 建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月11日原子力規制庁撮影

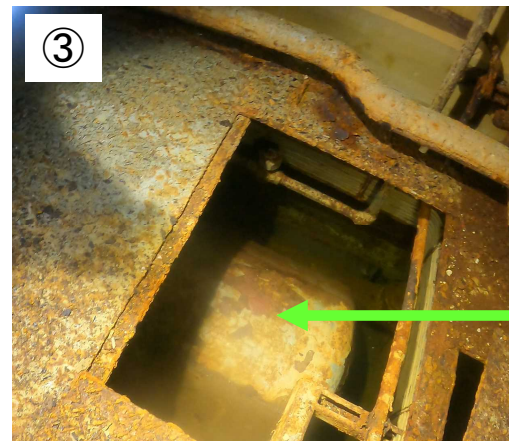
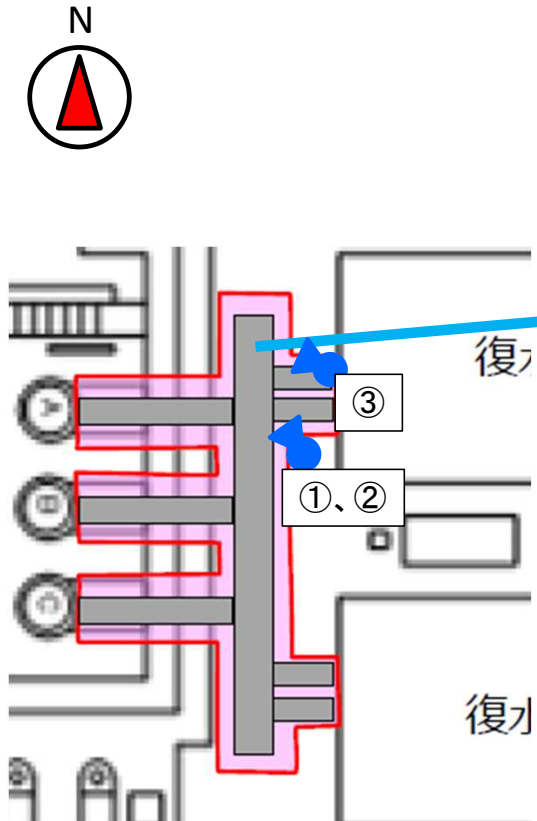
試料採取箇所



1号機T/B地下1階(最下階)平面図

図の出典: 建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

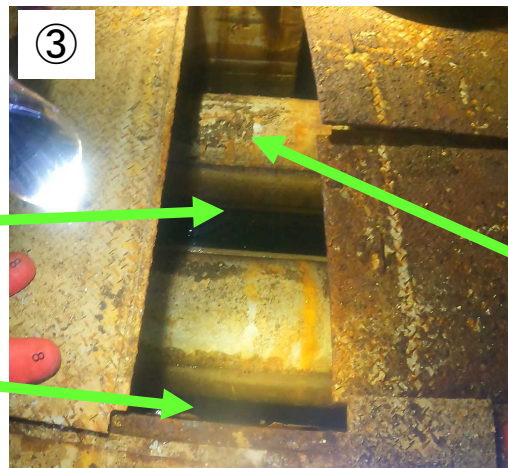
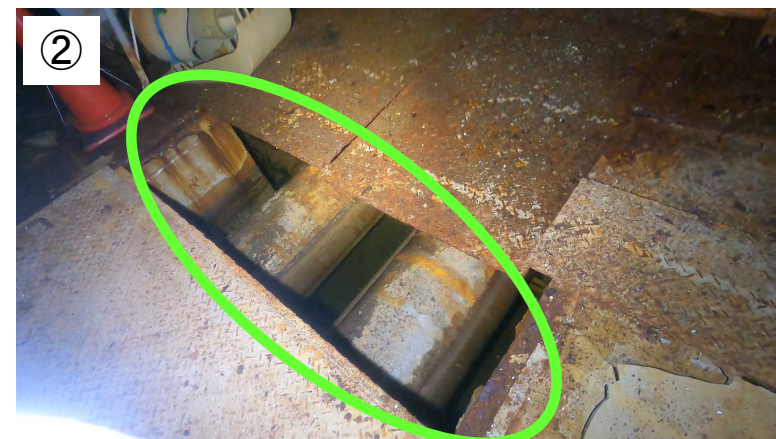
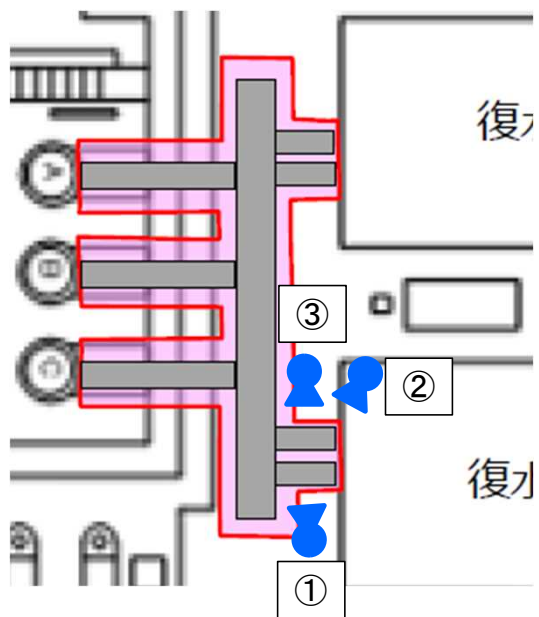
スミア採取箇所①



スミア採取箇所①(配管上部)

図の出典：建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年10月21日原子力規制庁撮影

スミア採取箇所②、試料採取箇所



試料採取箇所①
(底部の汚泥)

試料採取箇所②
(底部の汚泥)

スミア採取箇所②(配管上部)

図の出典：建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年10月21日原子力規制庁撮影

(2) 2号機原子炉建屋三角コーナー (予備調査)
(2022年11月30日)

(2) 2号機原子炉建屋三角コーナー（予備調査）

(1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の2号機原子炉建屋内における放射性物質の放出経路の推定等に資するために、今後、2号機原子炉建屋の三角コーナー内の汚染分布の確認等に関する調査を計画している。

今回は、その予備調査として、三角コーナー中地下階の状況調査（入域可能箇所の確認、空間線量率の測定）を実施した。

(2) 場所

2号機原子炉建屋三角コーナー（4箇所）

(3) 調査日

2022年11月30日

(4) 調査実施者

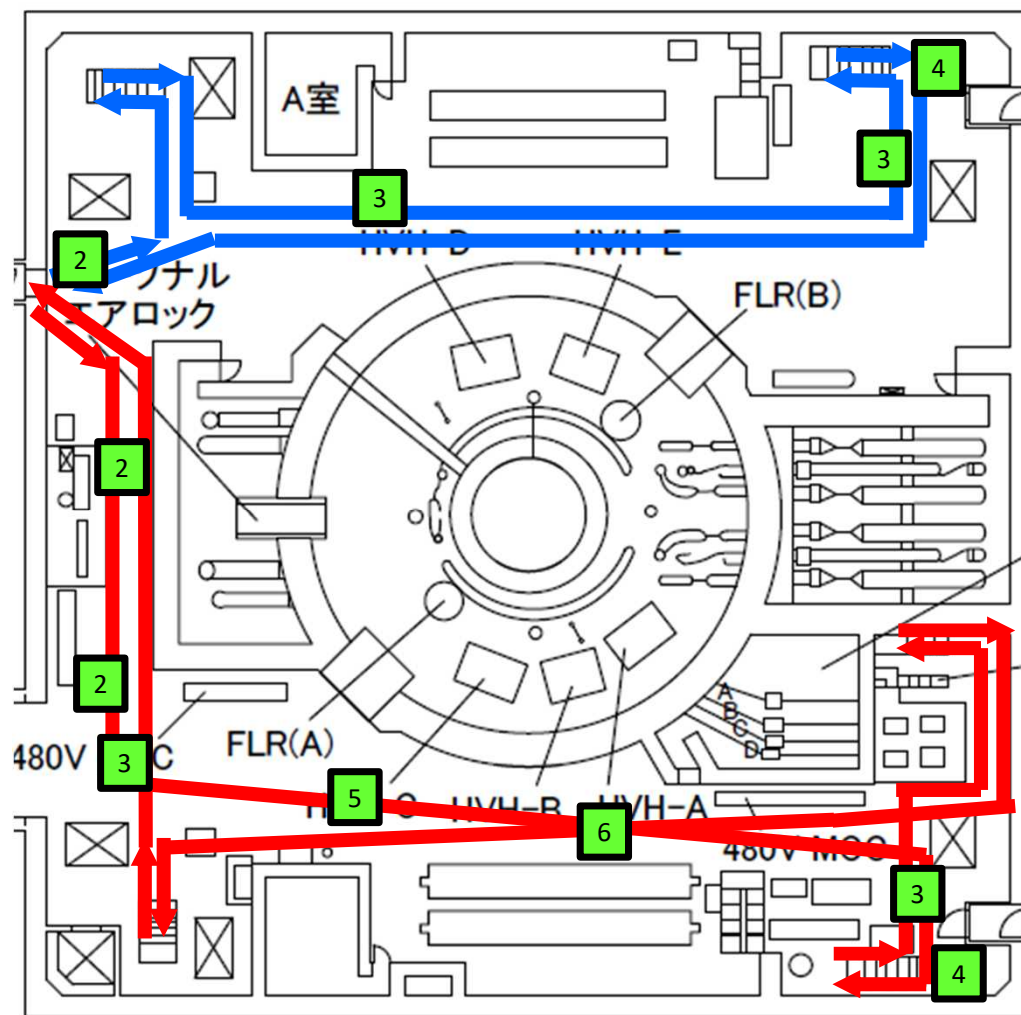
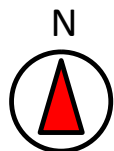
原子力規制庁職員 4名


(5) 被ばく線量

最大：1.6 mSv、最小：1.2mSv

※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。

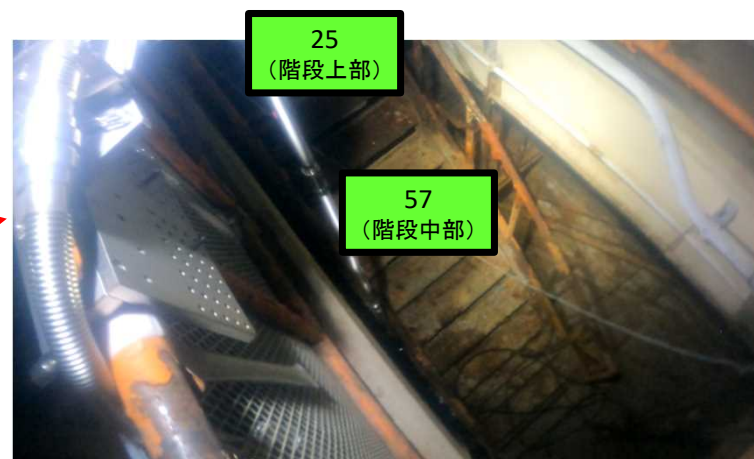
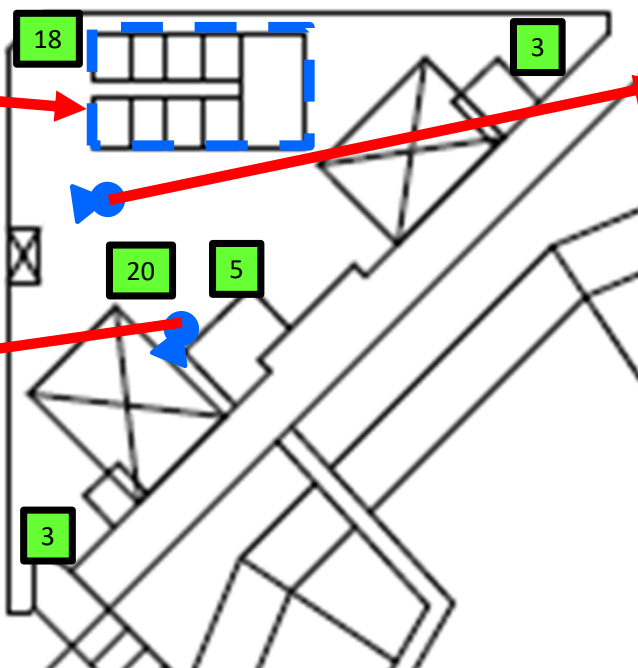
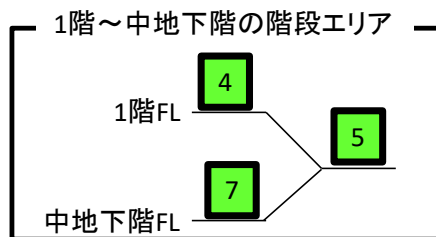
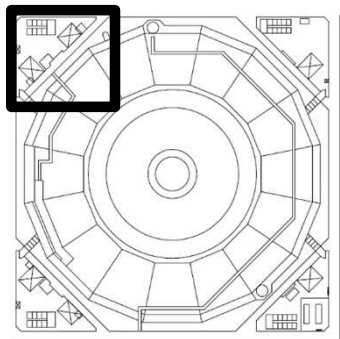
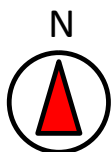
三角コーナーまでのアクセスルート(2号機原子炉建屋1階)



 :空間線量率(mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

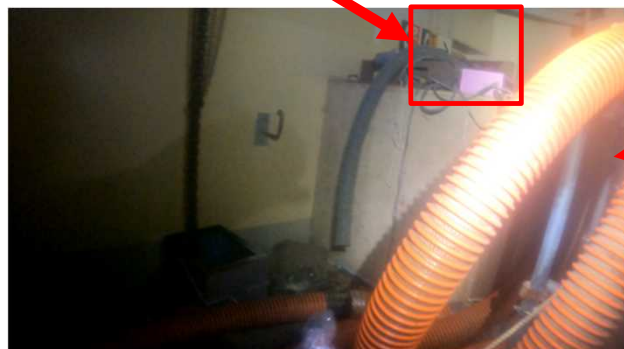
汚染状況／中地下階の状況 (①北西側三角コーナー)



中地下階から地下階への階段
(階段入口付近にロープがあり、入域不可能)

: 空間線量率 (mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁

トーラス室入口上部




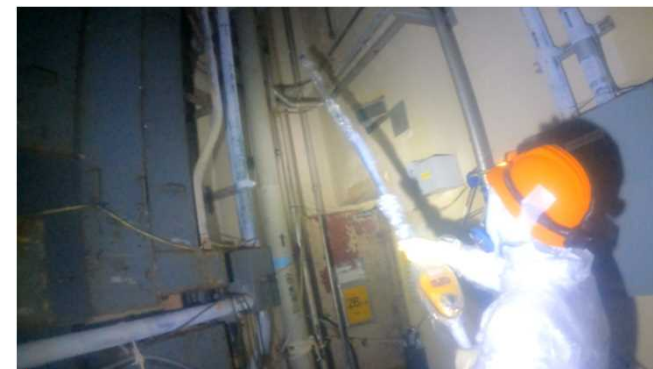
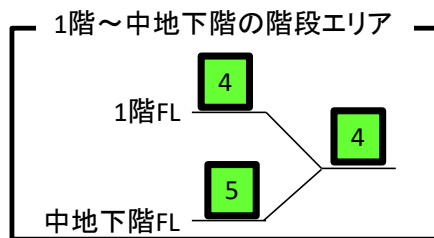
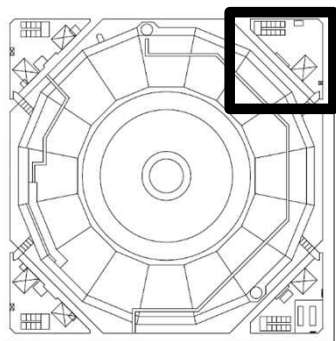
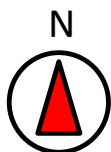
トーラス室入口近傍
(障害物があるため、トーラス室へのアクセス不可能)

1階～中地下階の階段

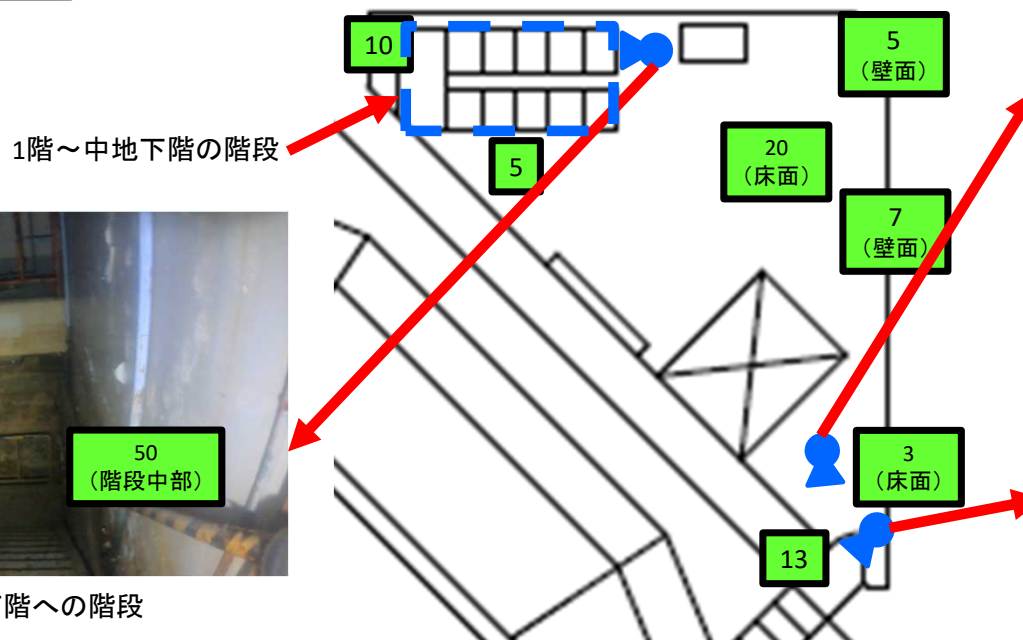
図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月30日原子力規制庁撮影

汚染状況／中地下階の状況 (②北東側三角コーナー)

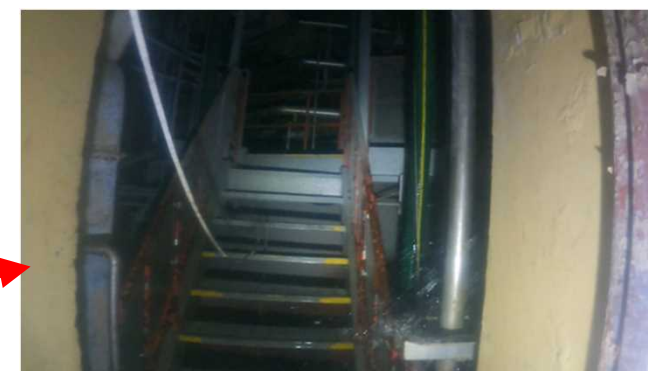
 : 空間線量率 (mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁



トラス室入口付近



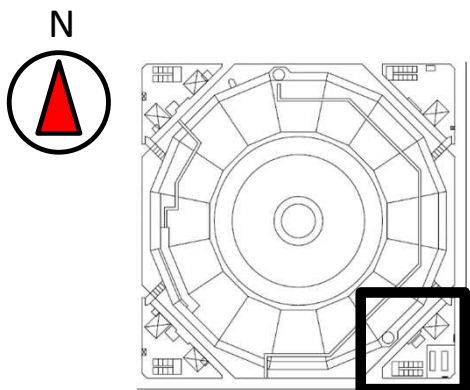
中地下階～地下階への階段



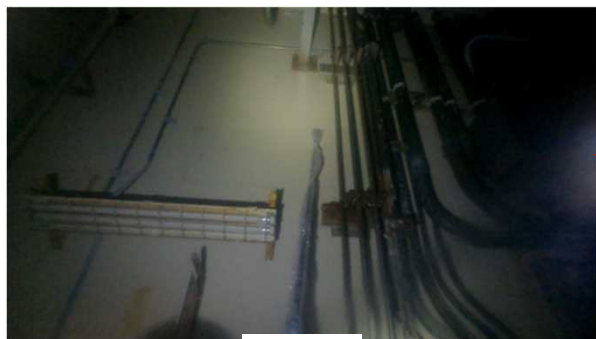
トラス室入口

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月30日原子力規制庁撮影

汚染状況／中地下階の状況 (③南東側三角コーナー)

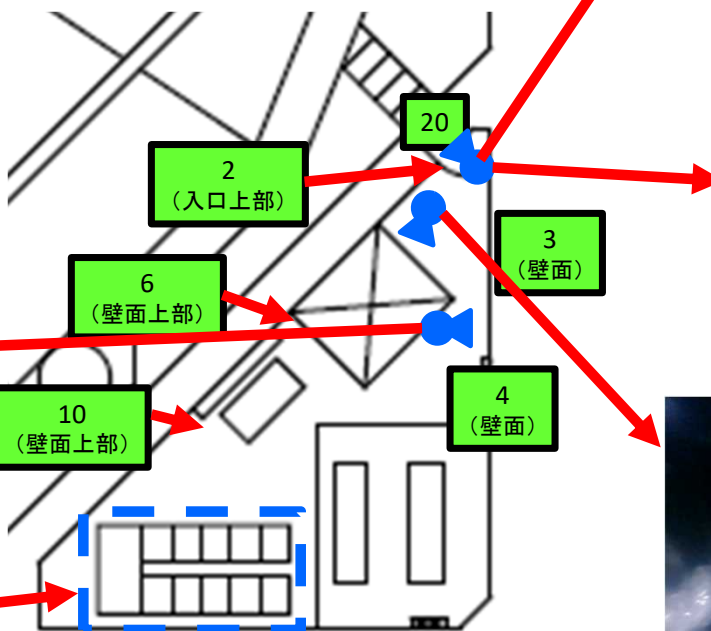
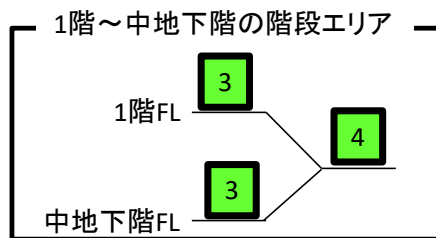


空間線量率 (mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁

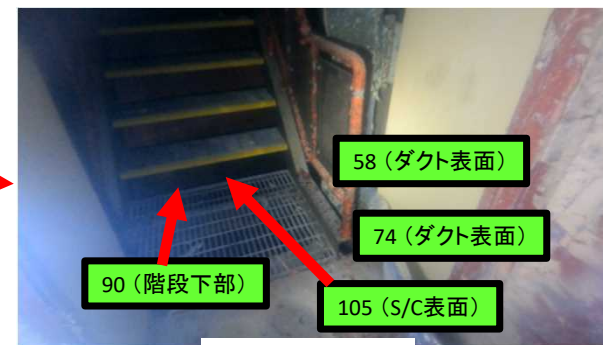


東側壁

1階～中地下階の階段



トーラス室入口



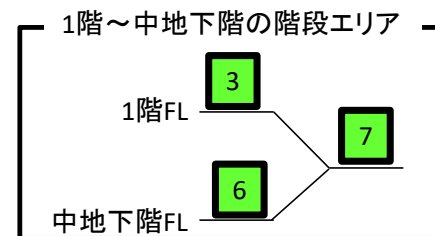
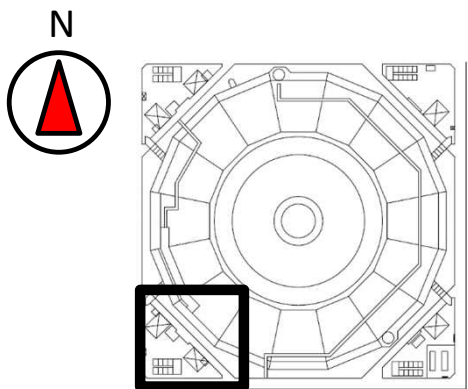
トーラス室入口



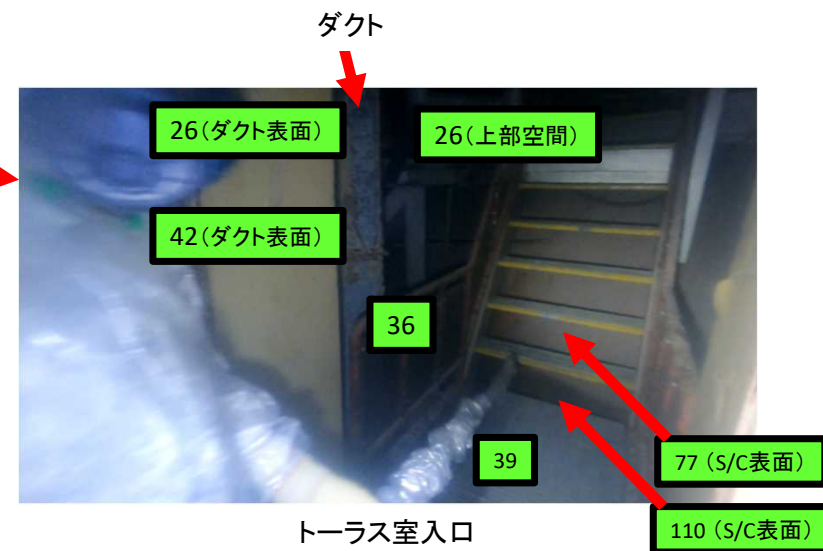
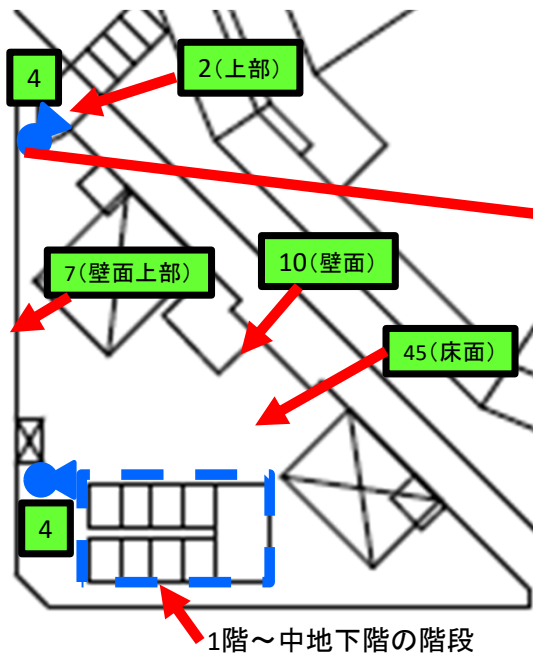
三角コーナー内

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月30日原子力規制庁撮影

汚染状況／中地下階の状況 (④南西側三角コーナー)



中地下階から地下階に向かう階段
(1階～中地下階の階段の下部)



トーラス室入口

: 空間線量率 (mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月30日原子力規制庁撮影