

# 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉及び事故調査に係る打合せ

2023年5月10日

原子力規制庁

## 原子力規制庁論点整理

### 1) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ (2023年版) について

#### 事故分析検討会における議論等

1. 2023年3月7日の事故分析検討会で取りまとめ、同年3月29日の第84回原子力規制委員会に報告、了承された。
2. 主に「シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察」と「落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響」について事故分析検討会での検討状況を取りまとめるとともに、その他の調査項目の進捗状況などを取りまとめた。

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版) 本文抜粋  
[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/index\\_02.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index_02.html)
- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)のポイント

### 2) 1号機原子炉補機冷却系における水素滞留について

#### 事故分析検討会における議論等

1. 1号機原子炉補機冷却系(RCW)熱交換器及びサージタンク付近等に高い汚染状況が確認されている。
2. また、1号機RCW熱交換器の内包水サンプリングのため、熱交換器入口ヘッダ配管を穿孔した結果、高い水素の滞留(約72.0%\_2022年11月14/15日東電測定)も確認されている。
3. これらは、「原子炉建屋4階への水素移動」及び「原子炉建屋4階への高放射性気体の移動」に直結する可能性がある。

- 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第 37 回会合 資料 4「1号機原子炉補機冷却システムの現地調査の状況」（原子力規制庁）抜粋

### 3) 1号機原子炉格納容器内部調査について

#### 事故分析検討会における議論等

1. 東京電力及び IRID による 1号機原子炉格納容器内部調査において、広範囲にわたる堆積物の他、ペデスタル開口部外側及びペデスタル内部の全周にわたるコンクリート喪失（鉄筋部分は残存）が確認された。
2. 1号機原子炉格納容器内の様子は、従来、安全評価のために考えられてきた MCCI とは異なっている。
3. 更なる調査・分析のためには、PCV 内部の追加調査/サンプル採取が必要。また、コンクリート喪失等の挙動把握のため、コンクリート試験体等の加熱試験が重要。

- 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 37 回会合 資料 1「1号機原子炉格納容器内部調査の状況について」（技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社）抜粋

### 4) 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析の進め方

#### 事故分析検討会における議論等

1. 原子力規制庁におけるサンプル分析については、規制庁職員が現地調査時に瓦礫、スミヤ試料等を採取し、JAEA において試料分析を実施。
2. 1～4号機の各原子炉建屋内の瓦礫やスミヤ試料等について、核種組成や Cs-134/137、Tc-99、Mo 同位体、Sr-90、 $\alpha$  核種（U 等）、I-129 に着目した分析を実施。
3. 年間のサンプル分析数やサンプルの輸送等については、関係機関等との調整が必要。

- 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 回会合 資料 1-3「JAEA におけるスミヤ試料分析のまとめ」（日本原子力研究開発機構）抜粋
- 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 15 回会合 資料 5「JAEA における試料分析について（2）」（日本原子力研究開発機構）抜粋

## 関連資料等

---

1

- 1) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る  
中間取りまとめ(2023年版)について

---

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 (2023年版)のポイント

2023年4月14日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

3

## 主な検討事項

### 第一章 シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察

第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

P. 3

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

P. 4~7

第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

### 第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

P. 8~9

第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

P. 10

第三節 今後の分析評価の進め方

### 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定

P. 11

第二節 3号機水素爆発関連の試験等

P. 12

第三節 SGTSの汚染状況測定等

第四節 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

第五節 その他の活動状況

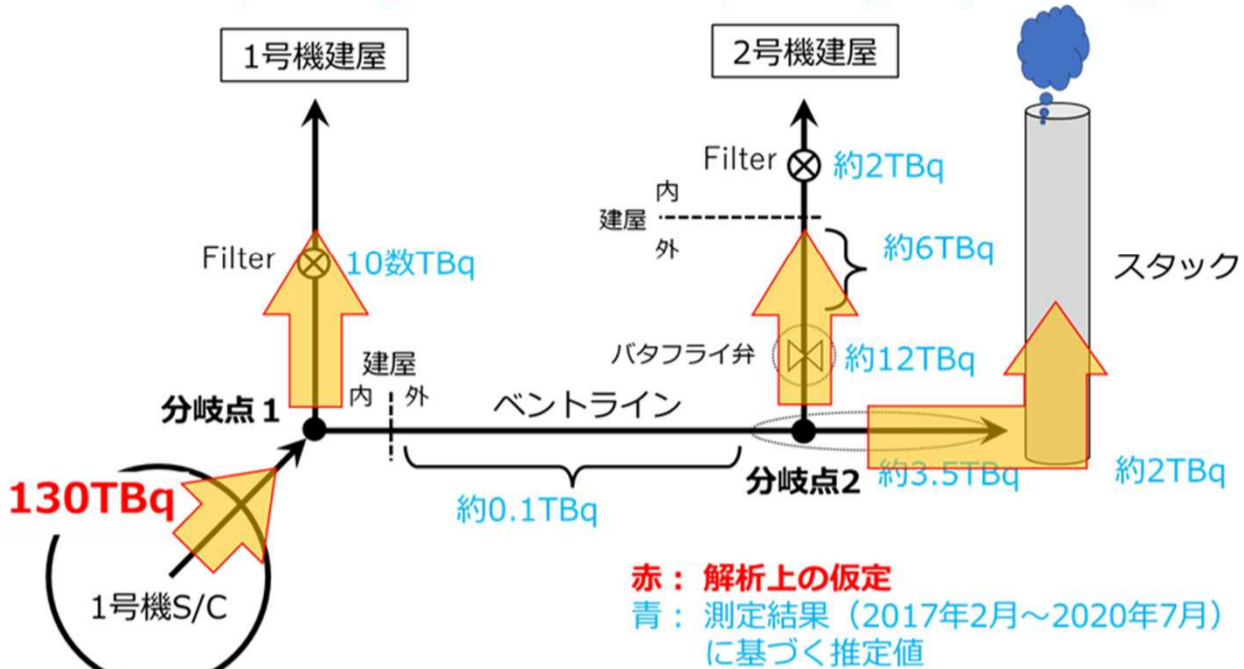
4

第一章第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

境界条件の見直し

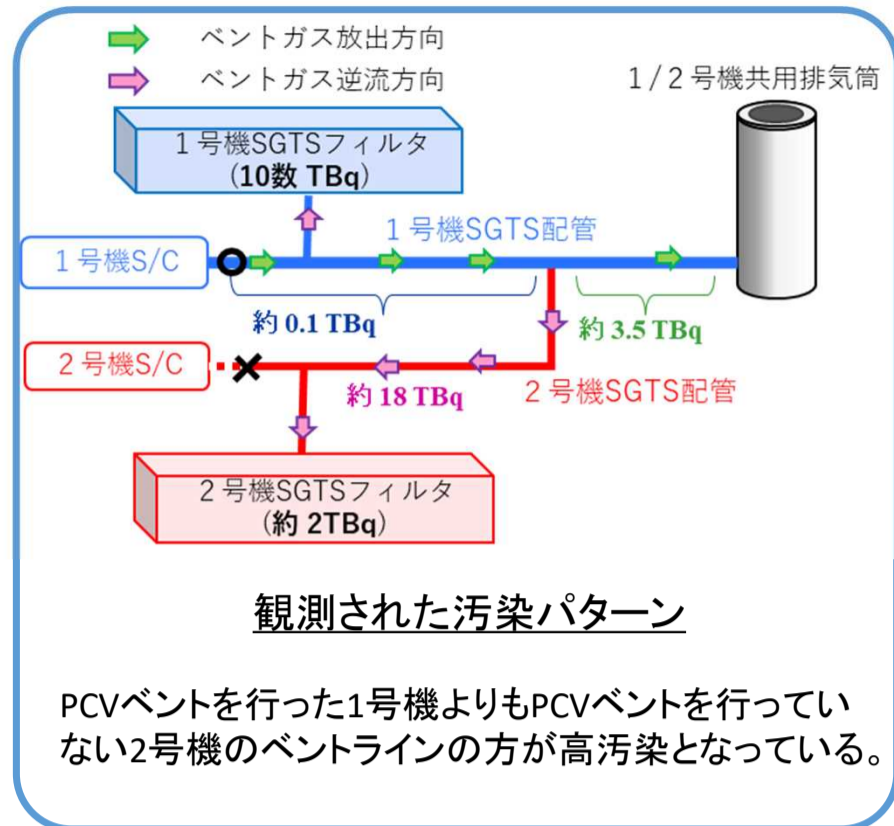
各経路上の残留Cs量合計に流量が比例すると仮定

7.7% (10TBq)      15.4% (20TBq)      76.9% (100TBq)



赤：解析上の仮定  
青：測定結果（2017年2月～2020年7月）に基づく推定値

ベントラインの汚染パターンに係る再現解析（RELAP5コード）を実施。



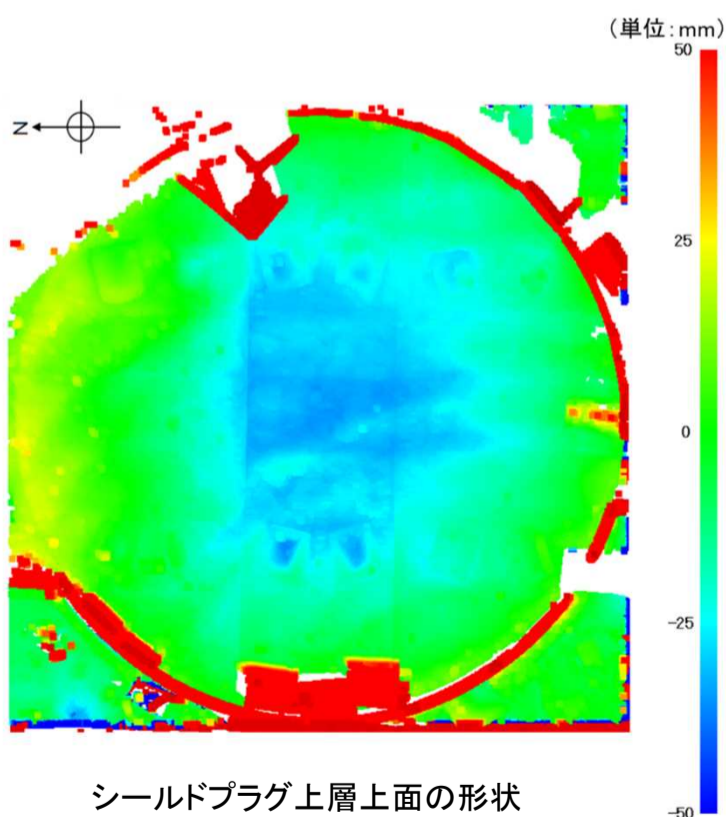
観測された汚染パターン

PCVベントを行った1号機よりもPCVベントを行っていない2号機のベントラインの方が高汚染となっている。

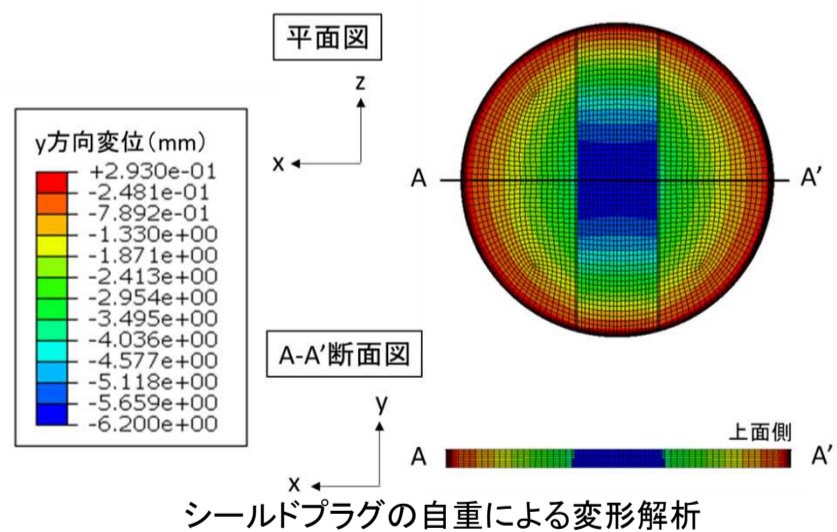
汚染パターン形成の主なメカニズムは、水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動によるものと推定。

第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(1)

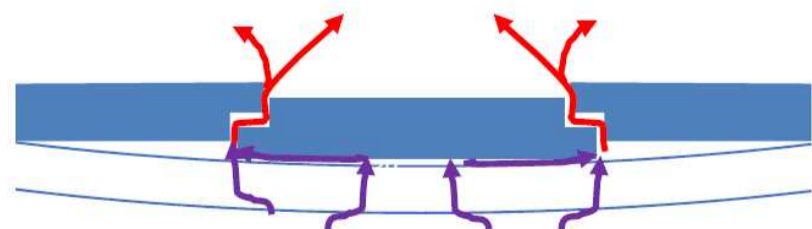
シールドプラグ内のCs-137の移動経路とその形成メカニズムを推定するために、シールドプラグの表面形状測定、シールドプラグの自重解析を実施。



シールドプラグ上層上面の形状



シールドプラグの自重による変形解析

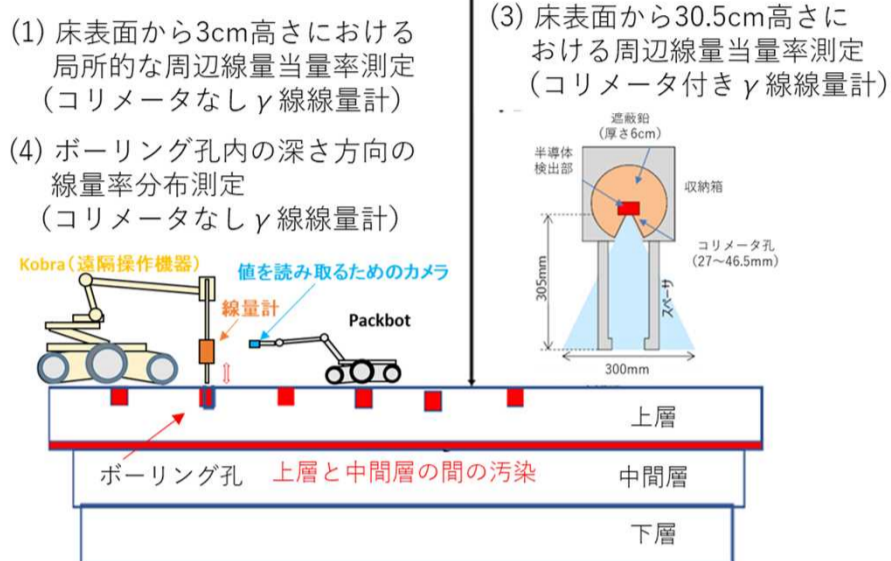


シールドプラグにおける流路形成(イメージ)

- ✓ シールドプラグの継ぎ目にCs-137の移動経路が常時存在することがわかった。
- ✓ このことは、シールドプラグ上のうち、シールドプラグの継ぎ目部分が最も高い線量率となっている(6ページ参照)こととも整合している。

第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(2)

(2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定  
(コリメータなしγ線線量計)



※ボーリング孔：IRID穴 2箇所、新穿孔穴13箇所  
シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所  
に対する周辺線量当量率の測定方法

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するため、以下の周辺線量当量率の測定等の各種の調査・分析を実施。

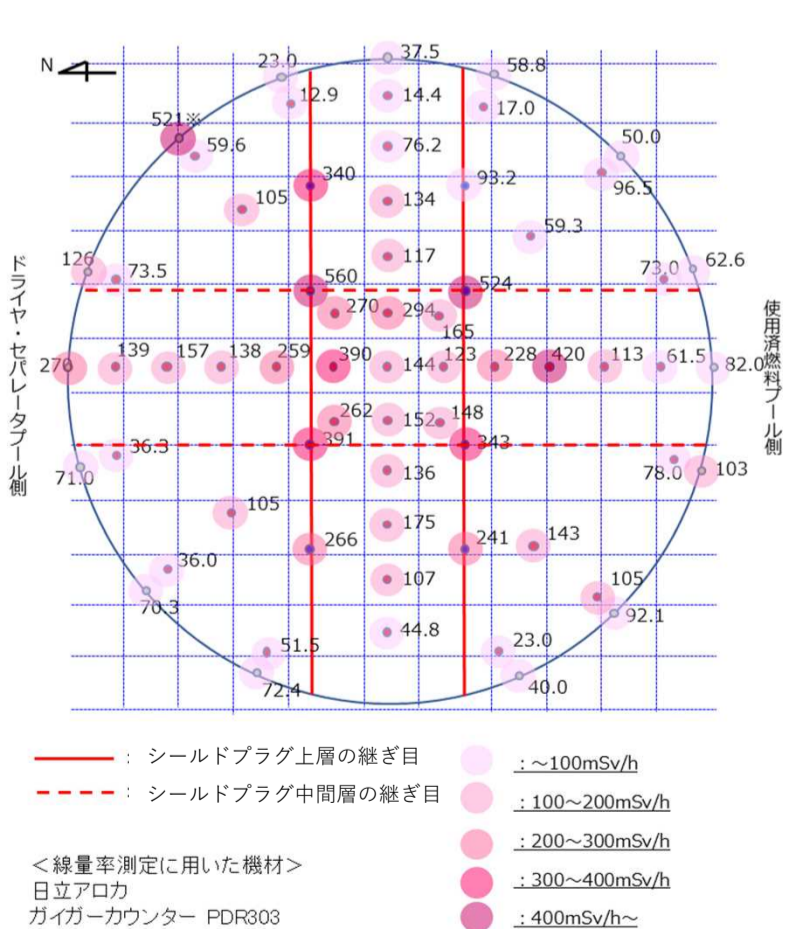
シールドプラグ上層上面に対する周辺線量当量率測定

- (1) 床表面から3cm高さにおける局所的な周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータ付きγ線線量計)

穿孔箇所に対する周辺線量当量率測定

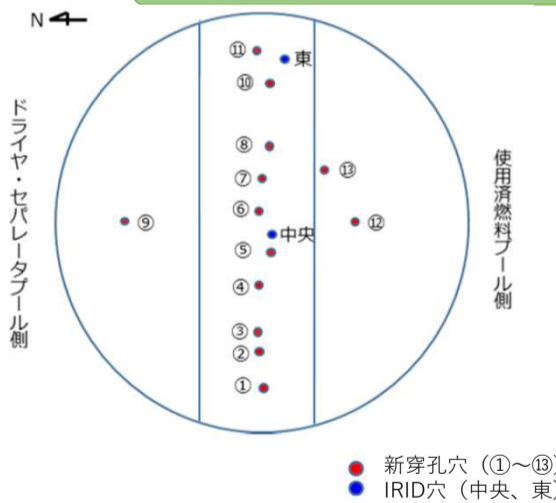
- (4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定 (コリメータなしγ線線量計)

第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(3)

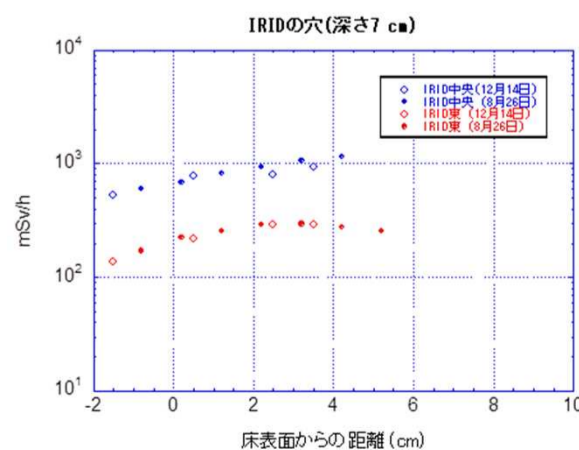


シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率  
(3cm高さ測定)

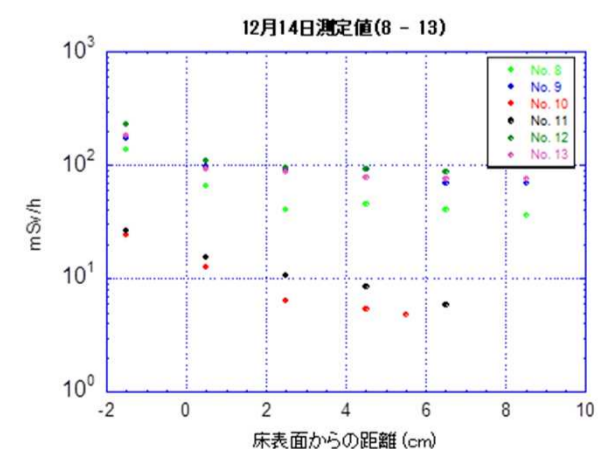
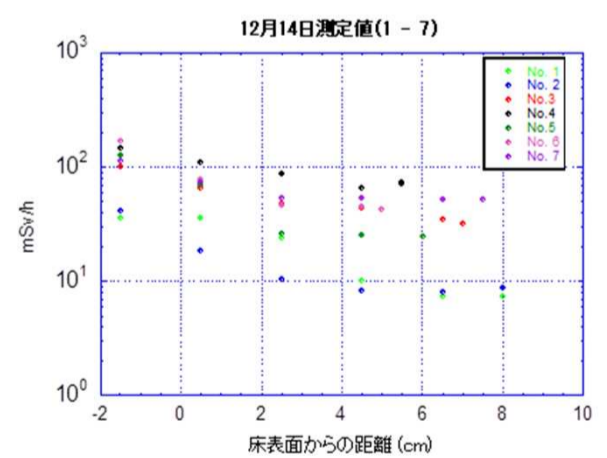
シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所に対する周辺線量当量率の測定を実施



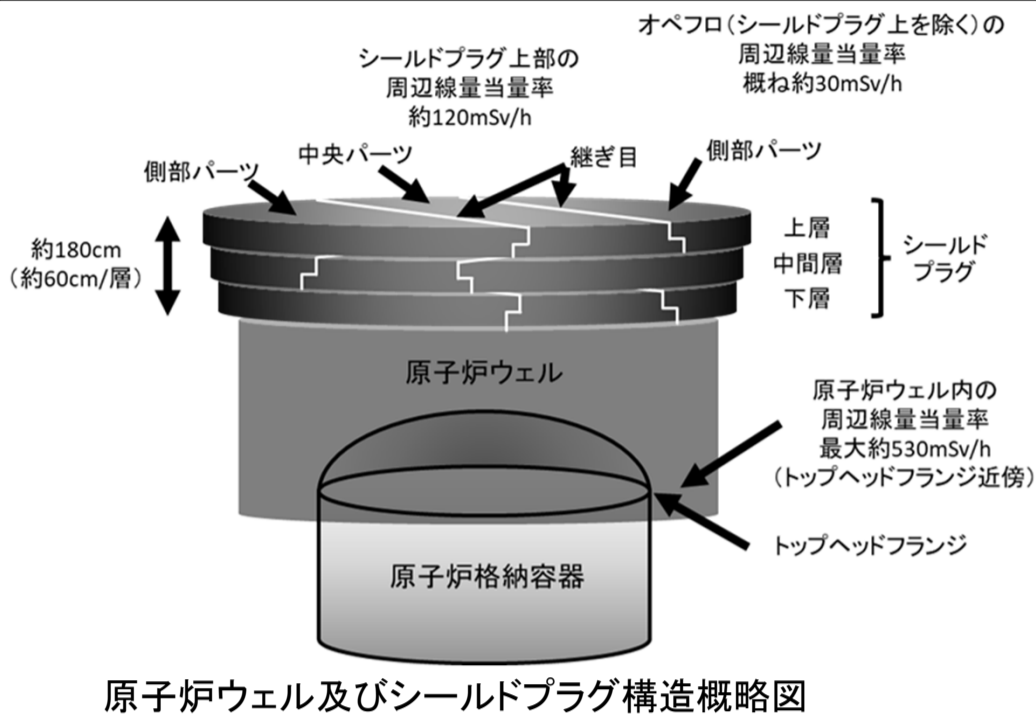
シールドプラグ上層上面の穿孔箇所



穿孔箇所の深さ方向の周辺線量当量率分布

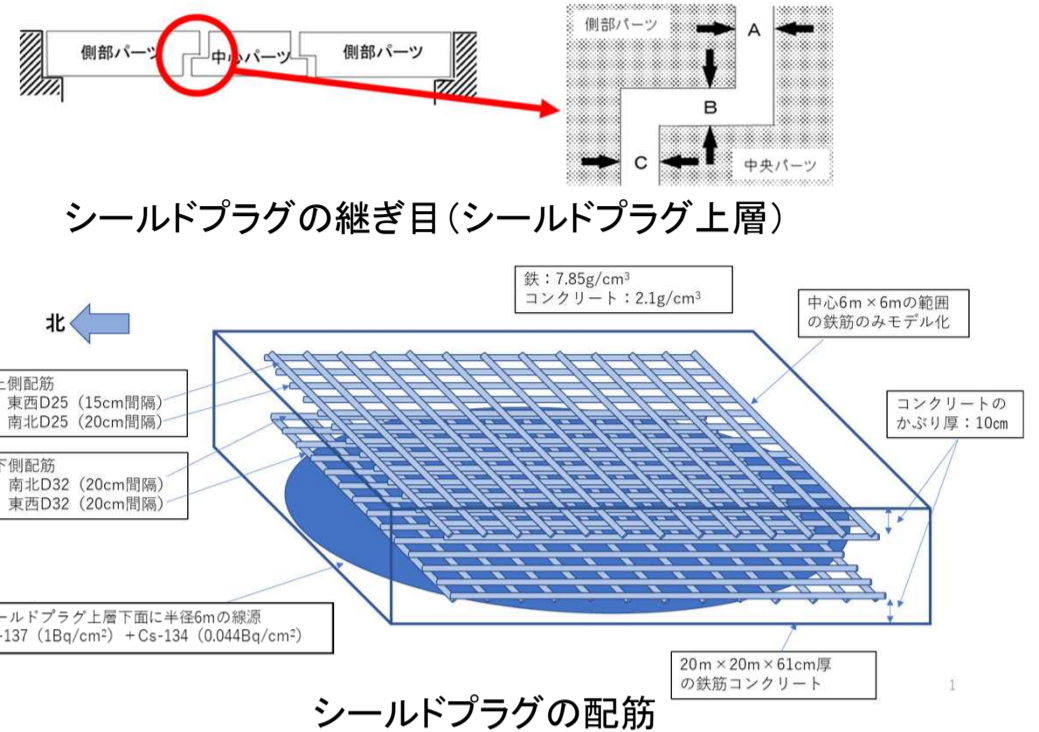


第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(4)



原子炉ウェル及びシールドプラグ構造概略図

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するための評価において、**シールドプラグ構造・配筋を考慮**



シールドプラグの配筋

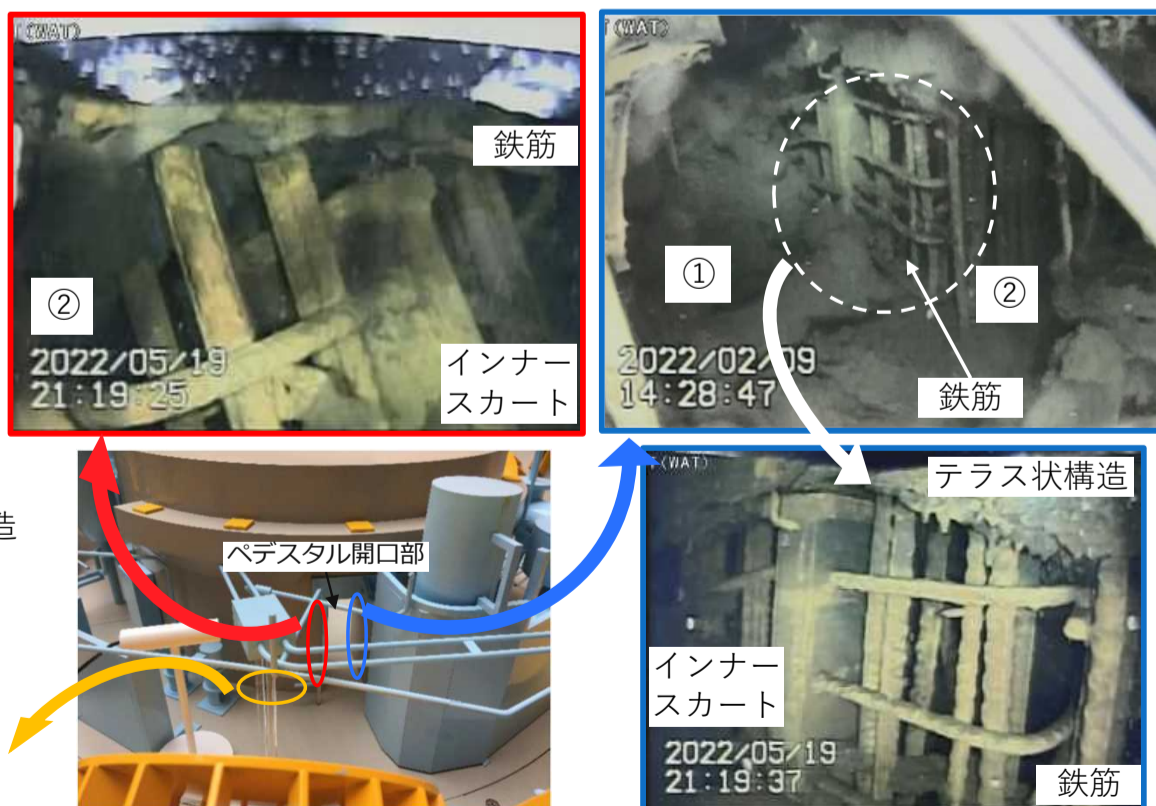
- ✓ シールドプラグ上層上面等の周辺線量当量率測定結果から、シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するためには、**シールドプラグの鉄筋の影響は無視できない**。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は、**場所によって大きなバラツキがあるが、大まかな汚染状況の推定は可能**。
- ✓ **原子炉ウェルよりも強い汚染**がシールドプラグの上層と中間層の間及び継ぎ目に存在する。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の**汚染密度は平均で5.5~7.5E+10Bq/cm²**となり、**放射エネルギーに換算すると62PBq~84PBqに相当する**。

**Cs-137を含む水蒸気が移動する過程で、水蒸気の凝縮によりCs-137が沈着、定着した可能性を示唆。**

第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(1)

- ① **ペDESTAL開口部付近に、高さ1.0m程度のマウンド状(小山状)のもの。落下した溶融炉心に由来するものである可能性が高い。**
- ② **ペDESTAL開口部付近のコンクリート(両側)がかなりの範囲にわたって喪失。コンクリート内部の鉄筋部及びインナースカートはほぼ原形をとどめて残存。**
- ③ **ペDESTAL外周部は、テラス状構造(開口部付近では原子炉格納容器底部から1.0~1.1m、開口部の反対側では0.2~0.4m程度の高さ)を観測。コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。**

- ⑦ **テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように見える。**



テラス状構造以下の配管等

ペDESTAL開口部付近



テラス状構造

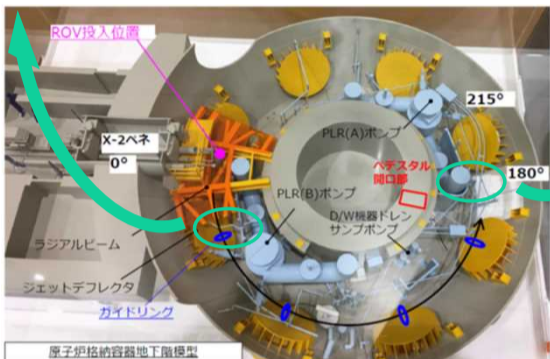
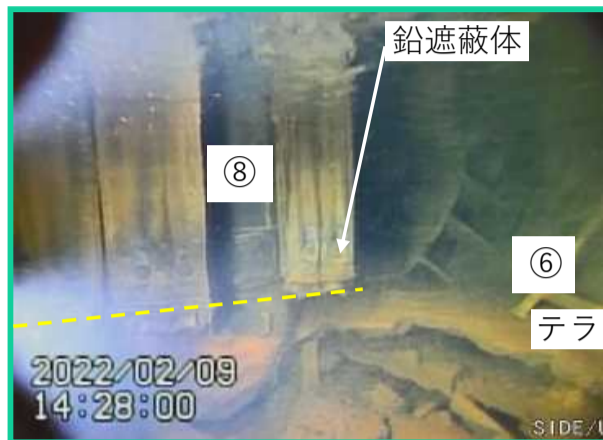


テラス状構造(断面)

- ④ **テラス状構造の断面は、気泡を伴う構造(厚さ約3cmの推定)が見られる(極一部の映像で確認。詳細は不明。)テラス状構造の下面は滑らかなように見える。**

第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(2)

- ⑤ **ジェットデフレクターの裏側**にも、ペDESTALから到達したと考えられる**堆積物**。**ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない**。見える範囲では原子炉格納容器の内面に大きな損傷はない。
- ⑥ ペDESTAL開口部付近では、**テラス状構造の下部に空洞**が確認されている。(開口部から離れた場所は、現段階で不明。)
- ⑧ **テラス状構造の位置で鉛遮蔽体(鉛毛マット)が溶けて落下**しているように見える。テラス状構造の上部では鉛遮蔽体(鉛毛マット)の被覆材料(グラスファイバーとのこと)は維持されているように見え、著しい高温の影響はほぼテラス状構造付近に限られているように見える。



鉛遮蔽体及びテラス状構造

- ⑨ ペDESTAL開口部1.4m高さに**バブル形状**のもの。その下部には空間があるが内部の詳細は不明。
- ⑩ ペDESTAL外周部の原子炉格納容器床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部に**半球状**のもの。(詳細は現段階では不明)



ジェットデフレクター裏側



バブル形状の堆積物



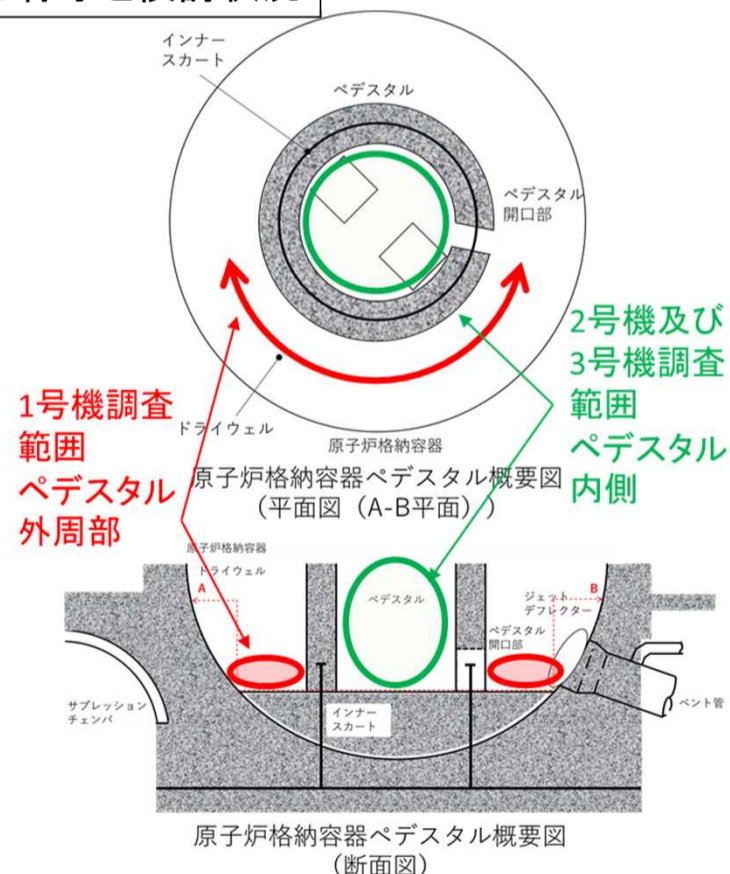
半球状の堆積物

写真の出典: 第30回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補足説明資料1「1号機PCV内部調査の状況について」IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

第二章第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)    2号機PCV内部調査 (2018年1月)    3号機PCV内部調査 (2017年7月)

堆積物等



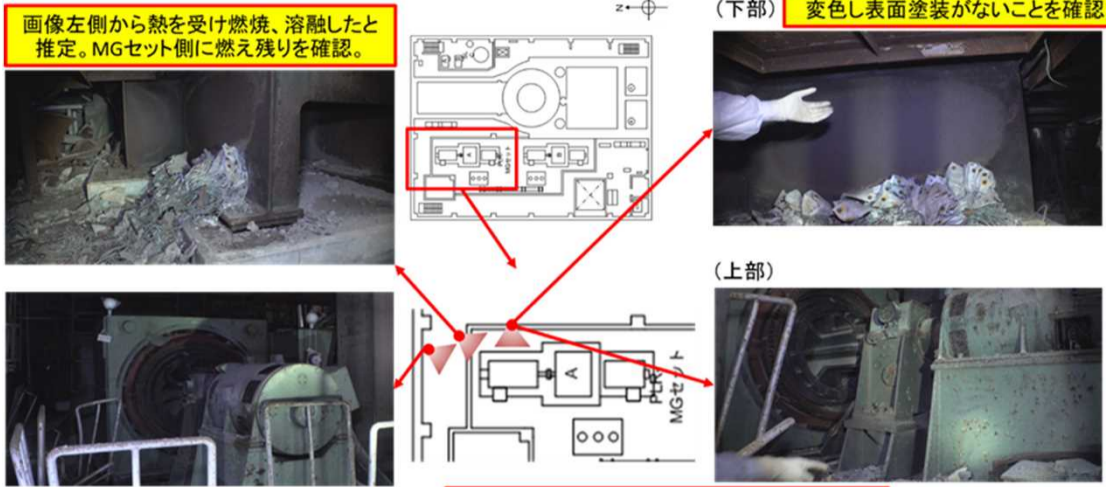
2号機及び3号機の調査範囲(ペDESTAL内側)と1号機の調査範囲(ペDESTAL外周部)は異なるが、2号機及び3号機では、ペDESTALのコンクリート損傷、テラス状構造、半球状堆積物等は確認されていない。

**今後予定されている1号機ペDESTAL内部及び壁部の詳細観察等が重要。**

写真の出典: 第32回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資料1-3「1号機原子炉格納容器内部調査の整理点等について」原子力規制庁、<https://www.nra.go.jp/data/000408671.pdf>



第三章第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

MGセット(A)の北側の状況



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

MGセット(A)の西側（下部構造及びコンクリート基礎）の状況

現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査。



その結果、着火原因までは判明しなかったものの、**火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機(MGセット(A))周辺と特定。**

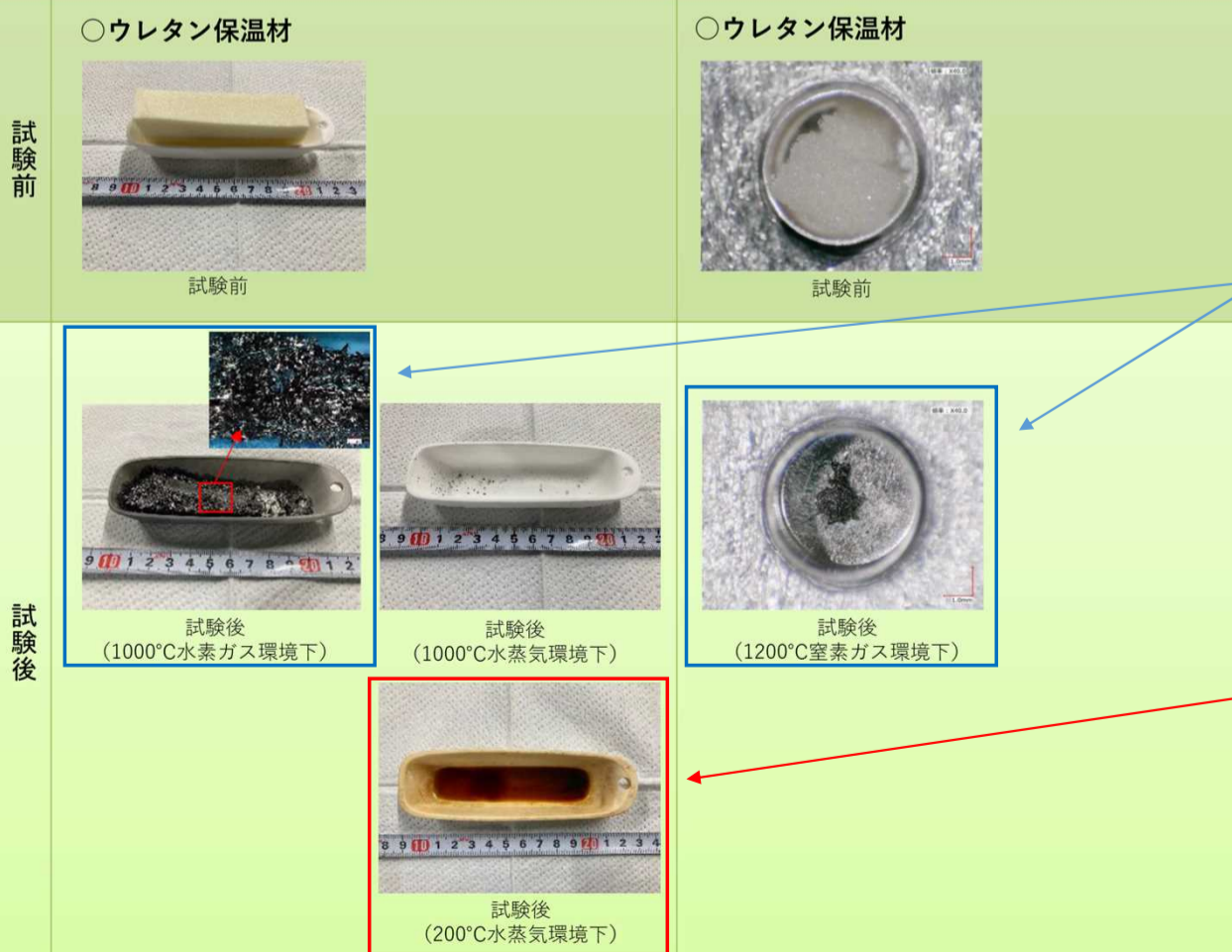
火災の発生源や着火原因等については、現場に残されている燃え残り物などを分析することによって、更に判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。

第三章第二節 3号機水素爆発関連の試験等

東京電力における加熱試験  
1) 1000°C水素ガス環境下  
2) 1000°C水蒸気環境下  
3) 200°C水蒸気環境下(24時間保持)

JAEAにおける加熱試験  
1) 1200°C窒素ガス環境下

3号機原子炉格納容器内で使用されているケーブル、塗料、保温材等の加熱試験を実施。



JAEA及び東京電力の試験の結果、**ある程度の有機化合物が発生**することを確認。ただし、今回の試験結果(水素または窒素ガス環境下)では**発生量は限られている可能性が高い。**

東京電力の水蒸気環境下の試験では、**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、200°C水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された。

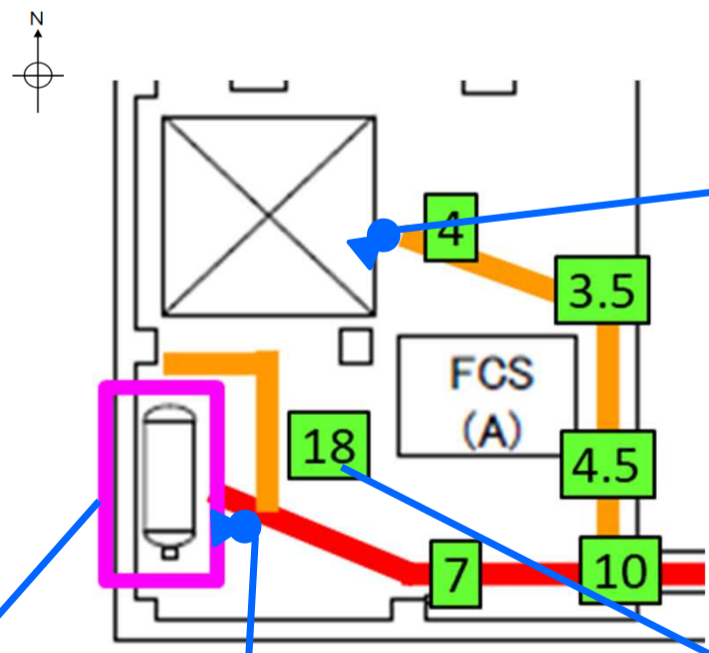
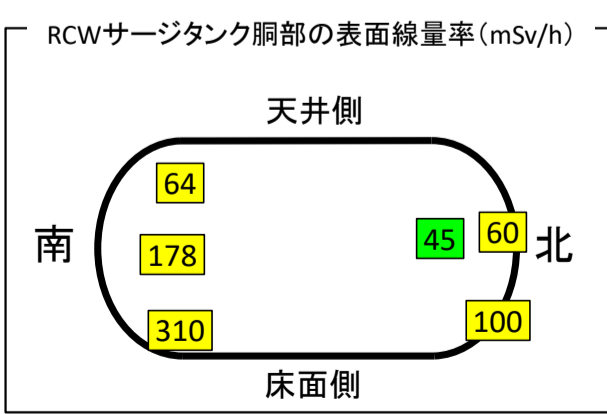
東京電力の試験結果は、1号機原子炉格納容器内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している**可能性がある。**

## 2) 1号機原子炉補機冷却系における水素滞留について

### 調査状況(1号機原子炉建屋4階:RCWサージタンク)

凡例  
(数字) : 線量率 (mSv/h)  
 (2023年3月23日、原子力規制庁による測定)  
(数字) : 線量率 (mSv/h)  
 (2023年4月13日、原子力規制庁による測定)  
 ※図中: 空間線量率、画像中: 表面線量率

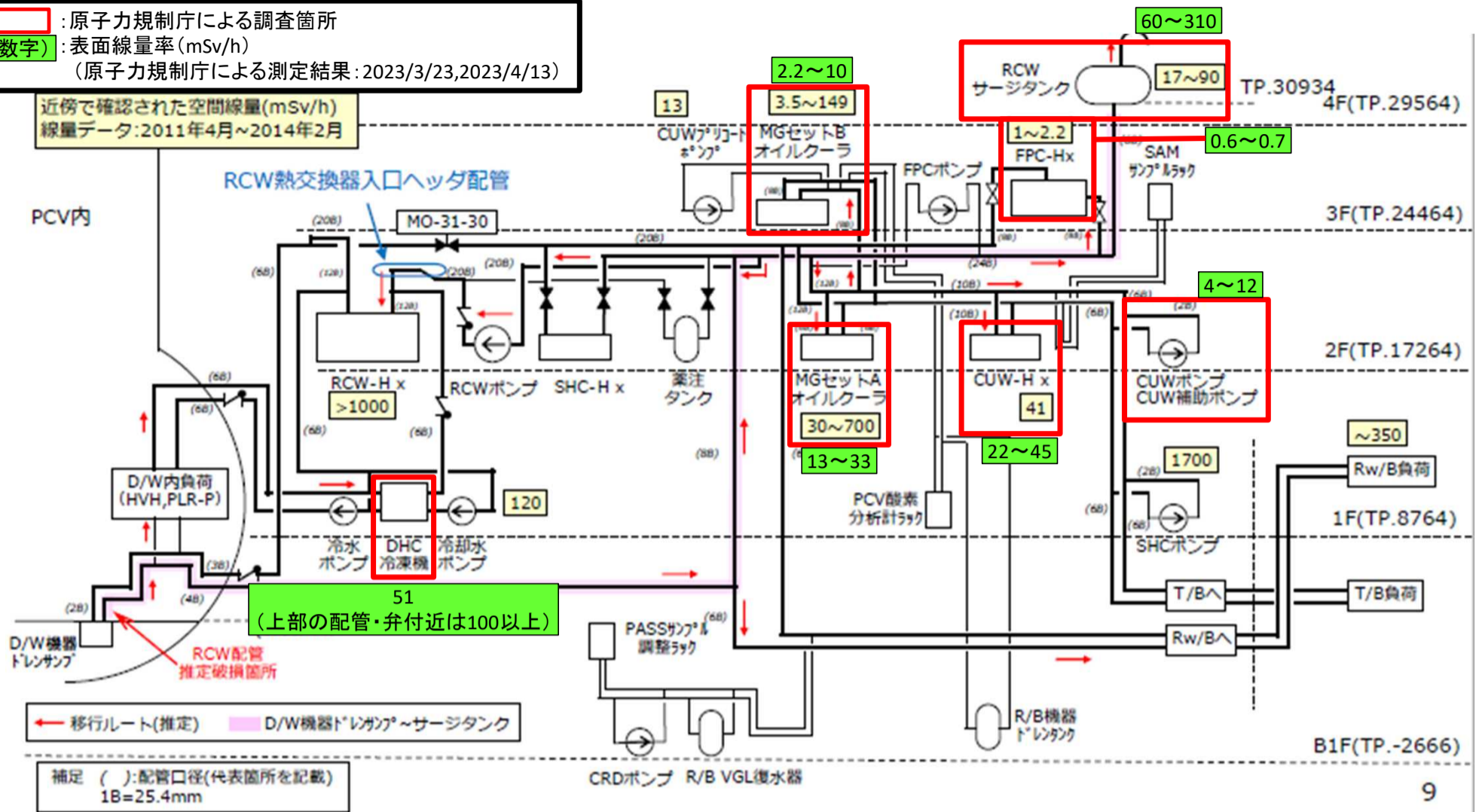
— 現地調査ルート(令和5年3月23日)  
 — 現地調査ルート(令和5年4月13日)  
 ※3月23日との差分のみ表示



## 調査箇所及び線量率測定結果

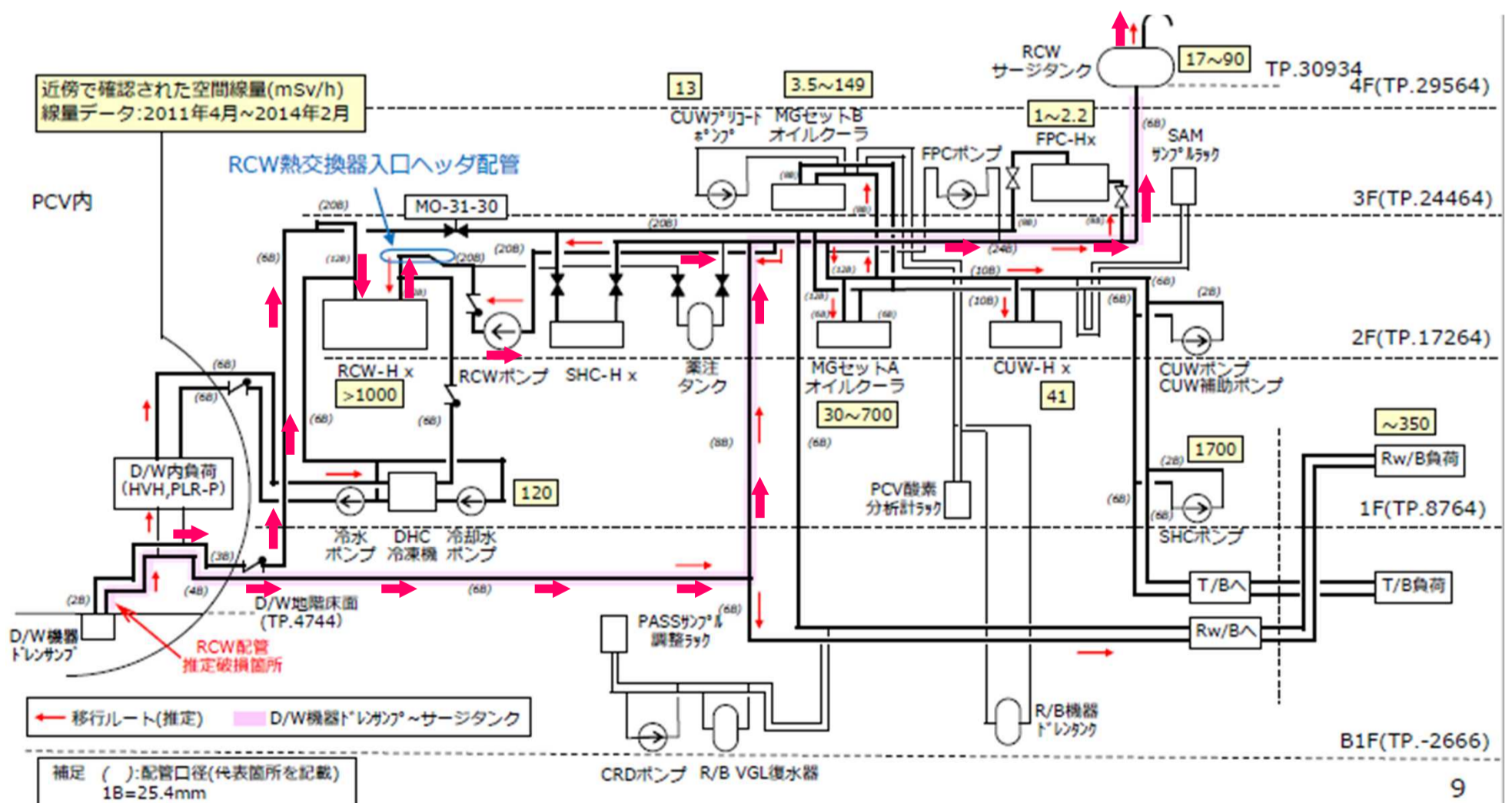
  : 原子力規制庁による調査箇所  
(数字) : 表面線量率 (mSv/h)  
 (原子力規制庁による測定結果: 2023/3/23, 2023/4/13)

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



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36回)資料2-1から抜粋、一部追記

## RCWシステムの汚染経路(原子力規制庁による推定)



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36回)資料2-1から抜粋、一部追記

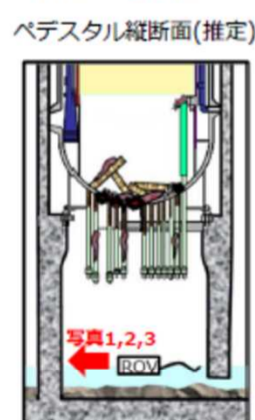
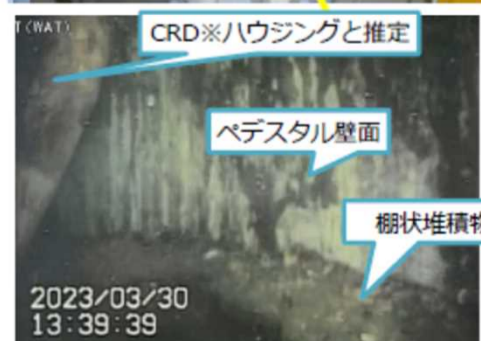
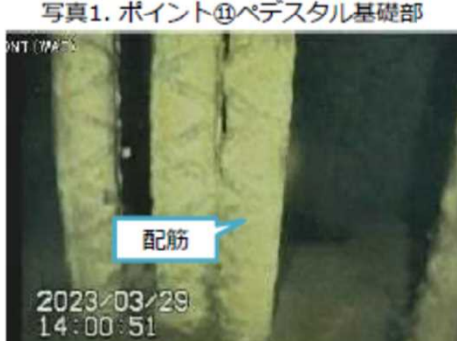
### 3) 1号機原子炉格納容器内部調査について

第107回 特定原子力施設監視・評価検討会資料

#### 3-1.ペDESTAL基礎部の状態について①



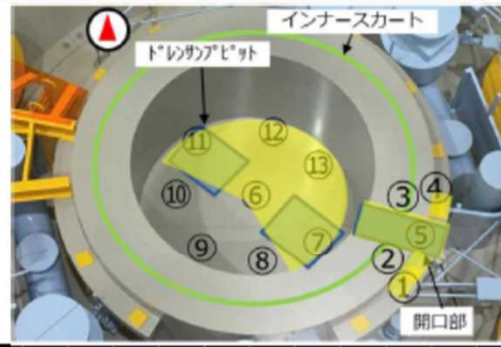
- ペDESTAL内側下部のコンクリートが一部消失している箇所（床面より1m程度）には配筋を確認
  - 配筋には、垂直方向の引っ張り荷重を支持する縦筋と、周方向の引っ張り荷重を支持する横筋が存在するが、縦筋は大きな変形がなく当初の形状を維持<写真1>
  - 配筋は、製造時に施工されている格子状の凹凸が確認され、製造・据え付け時の寸法が維持されていると推定<写真1,2>
- 配筋露出箇所の上部には、棚状堆積物が存在し、それより上部にはコンクリートが残存<写真3>



(※CRD：制御棒駆動機構)

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37回会合 資料1「1号機原子炉格納容器内部調査の状況について」(技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

【参考】ペDESTAL開口部から撮影した映像のパノラマ画像



画像処理：東京電力ホールディングス(株) 11

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37回会合 資料1「1号機原子炉格納容器内部調査の状況について」(技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

#### 4) 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析の進め方

## スミヤ試料分析のねらい

原子炉建屋等の床面や壁面に付着した核種の組成に関するデータを取得する。



➤ 同一号機における異なる位置での比較により、格納容器から建屋への漏洩経路や建屋内の移行経路を推定するための情報を得る。

- ・ 建屋各階の比較
- ・ SGTSフィルタ上流側と下流側の比較(格納容器ベントにより放出された気体中に含まれる核種特性の把握)

➤ 号機間の比較により、炉心損傷進展時における雰囲気条件等の違いを推定する。

## 分析対象の核種

### ○着目核種

Cs-134/137、Tc-99、Mo同位体、Sr-90、α核種(U等)、I-129、他

- Csの化学形は原子炉容器内の雰囲気中に依存し得る(原子炉容器内に水蒸気が十分にある酸化雰囲気条件下で事故が進展した場合、Moが燃料から放出されやすくなり、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>がCsの主要な化学形になる可能性がある)。
- Tc-99及びMo同位体は、酸化物の形態になると燃料から放出され易くなる性質を有しているため、炉心損傷・熔融進展時の雰囲気条件を推定する上で指標的な核種になり得る。
- MCCI等により中・難揮発性の放射性物質(Srやα核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)を分析することにより、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出挙動を概略評価できる可能性がある。

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第29回会合 資料1-3「JAEAにおけるスミヤ試料分析のまとめ」(日本原子力研究開発機構)より抜粋

## 試料の概要(1)規制庁採取試料

2号機原子炉建屋の壁、床、階段裏から採取されたスミヤ試料(2020/11/27採取): 14試料

試料番号	採取場所
U2RB-5FW	5階壁面
U2RB-5FF	5階床面
U2RB-4FW	4階壁面
U2RB-4FF	4階床面
U2RB-4FS	4階階段裏面
U2RB-3FW	3階壁面
U2RB-3FF	3階床面
U2RB-3FS	3階階段裏面
U2RB-2FW	2階壁面
U2RB-2FF	2階床面
U2RB-2FS	2階階段裏面
U2RB-1FW	1階壁面
U2RB-1FF	1階床面
U2RB-1FS	1階階段裏面



赤字で示した4試料を優先的に分析  
 ・5階壁面/床面試料: トップヘッドフランジからの核種放出を考慮  
 ・1階床面試料: 1階貫通部等(p15参照)からの核種放出を考慮  
 ・4階床面試料: 上記試料との比較

## 試料の概要(2)東京電力採取試料

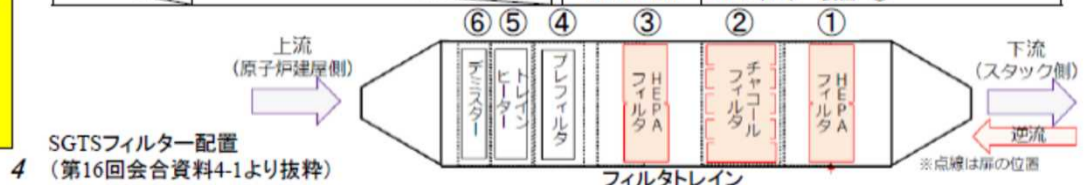
・1/2号機SGTS配管内部から採取されたスミヤ試料: 1試料

試料番号	採取場所
U12SGS	1/2号機SGTS配管内部

赤字で示した3試料を優先的に分析  
 ・SGTS配管内部  
 ・フィルタトレインの最上流、最下流

・3号機SGTS室のフィルターから採取されたスミヤ試料: 23試料

試料番号	採取場所(SGTS A系)	試料番号	採取場所(SGTS B系)
U3SGF-A1-1	高性能フィルター上流 ①-1	U3SGF-B1-1	高性能フィルター上流 ①-1
U3SGF-A2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1	U3SGF-B2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1
U3SGF-A2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2	U3SGF-B2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2
U3SGF-A2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3	U3SGF-B2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3
U3SGF-A2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4	U3SGF-B2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4
U3SGF-A3-1	高性能フィルター上流 ③-1	U3SGF-B3-1	高性能フィルター上流 ③-1
U3SGF-A4-1	プレフィルター上流 ④-1	U3SGF-B4-1	プレフィルター上流 ④-1
U3SGF-A4-2	プレフィルター下流 ④-2	U3SGF-B4-2	プレフィルター下流 ④-2
		U3SGF-B5-1	トレインヒーター機器表面 ⑤
U3SGF-A6-1	デミスター上流 ⑥-1	U3SGF-B6-1	デミスター上流 ⑥-1
U3SGF-A6-2	デミスター下流 ⑥-2	U3SGF-B6-2	デミスター下流 ⑥-2
		U3SGF-B7	チャコールフィルター表面 ②
		U3SGF-B8	プレフィルター表面 ④



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回会合 資料1-3「JAEAにおけるスミヤ試料分析のまとめ」(日本原子力研究開発機構)より抜粋

## 試料の概要

### ○3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫試料

3号機原子炉建屋の水素爆発により生じた瓦礫が隣接するタービン建屋の天井を突き破ってタービン建屋内に落下したと推定されるもの(2020年2月採取)

U3TBC-A1	U3TBC-A2	U3TBC-A3	U3TBC-B2
			
青塗装	塗装なし	白塗装	塗装なし
220 $\mu$ Sv/h (2020/4/9測定)	45 $\mu$ Sv/h (2020/4/9測定)	32 $\mu$ Sv/h (2020/4/9測定)	34 $\mu$ Sv/h (2020/4/9測定)
56.0g	58.5g	14.7g	47.0g

### ○1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料

スタック内の凝縮水や雨水が溜まったと推定されるもの(2016年9月採取)

約30 mlを分取して輸送(試料ID: U12SDW)



## 分析の概要

### ○目的

コンクリート瓦礫試料及びドレンサンプル水試料の分析を通じて3号機の原子炉建屋内に放出された放射性物質及び1号機の格納容器ベント時に共用スタックに流入した放射性物質の組成や化学形の推定に有用な情報を取得する。

- Csの化学形は原子炉容器内の雰囲気依存し得る(原子炉容器内に水蒸気が十分にある酸化雰囲気条件下で事故が進展した場合、Moが燃料から放出されやすくなり、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>がCsの主要な化学形になる可能性がある)。
- MCCIIにより中・難揮発性の放射性物質(Srや $\alpha$ 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)の瓦礫等への沈着密度(単位面積当たりの沈着量)が判ると、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出量を概略評価できる可能性がある。

### ○着目核種

Cs-134/137、Sr-90、Tc(Mo)-99、I-129、 $\alpha$ 核種(Th、U、Pu、Am)、他

# 1号機RCW熱交換器サンプリングに向けた入口配管内包水の処理（水抜き・移送）について

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年5月10日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

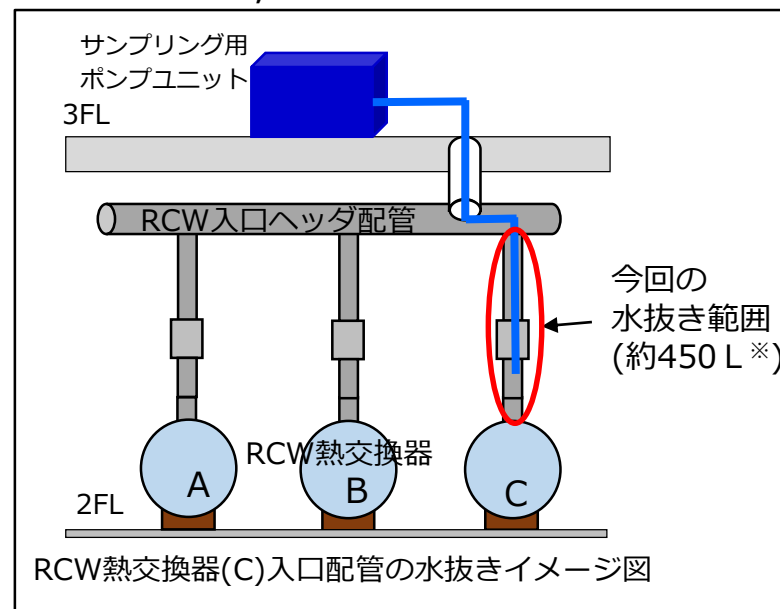


# 1. 概要

- 1号機RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリングのため、RCW熱交換器(C)入口配管の内包水(約100L)の処理(水抜き・移送)を計画中。
- 入口配管の内包水は、高濃度Cs-137が確認されたことから、RO処理水により1号機R/B滞留水と同等の濃度に希釈した上、1号機R/B地下階へ移送。移送した水は、建屋滞留水としてPMB/HTIを經由し水処理設備で処理する計画。
- これまで入口配管の内包水の一部(約20L)を希釈タンクに移送し、RO処理水で希釈、その水の分析を実施し、1号機R/B滞留水と同程度にCs-137が薄まったことを確認済み。
- 希釈タンク内の水(約2m<sup>3</sup>)を、4/11に1号機R/B地下階へ移送したが、同日、入口配管内部を確認した際に、配管内部の水位が上昇(入口配管の水抜き量が約450Lに増加)していることを確認した。水位上昇の要因は、雨水流入と推定しているが、これまで同様にRO処理水による希釈を実施した上で、1号機R/B地下階へ移送する。現在、作業を実施中。
- 入口配管の内包水の水抜き・移送作業を行う際は、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、引き続き作業は慎重に実施する。

## <参考>

- 熱交換器(C)本体のサンプリングは、入口配管の内包水(約450L)の水抜き・移送後に実施する予定。
- 当該のサンプリング結果等を考慮して、熱交換器本体の水抜き・移送作業の計画を今後立案する。



※入口配管への雨水流入(推定)により約100Lから見直し。

## 2. RCW熱交換器(C)入口配管の水抜き・移送作業

■ RCW熱交換器(C)本体のサンプリング前に入口配管の水抜き・移送（約450 L）を実施。

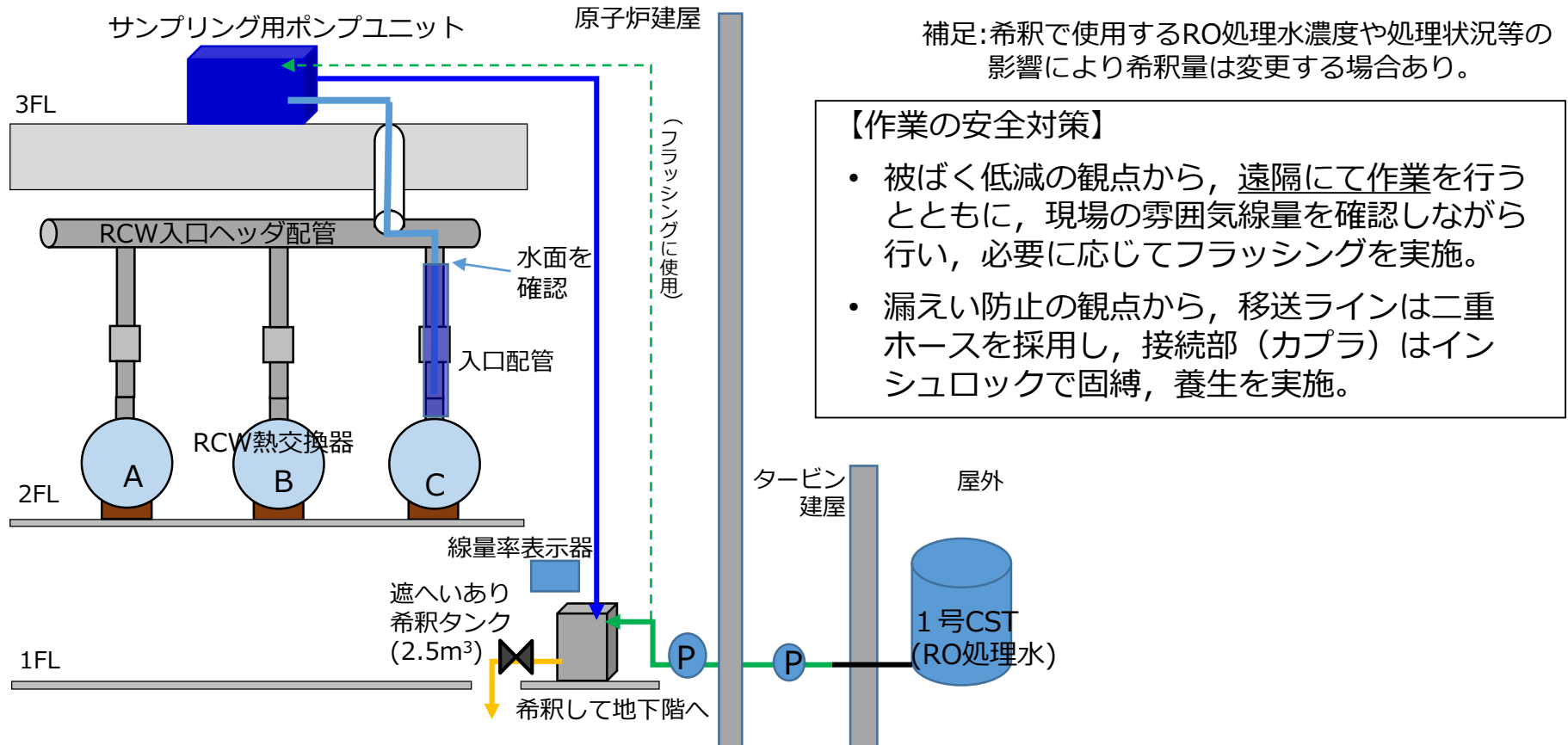
■ 水抜き・移送作業は下記のSTEPを繰り返し実施。

STEP1:入口配管の水を少量（約10～20 L）水抜き，希釈タンクへ移送。

STEP2:RO処理水（1号CST）で100倍程度を目安に希釈。

STEP3:希釈後，地下階に移送（約1～2m<sup>3</sup>）

■ 現在は，入口配管内包水の約10Lを希釈タンクへ移送，RO処理水での希釈が完了。



### 3. RCW熱交換器(C)入口配管の内包水(20L)希釈後の結果

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

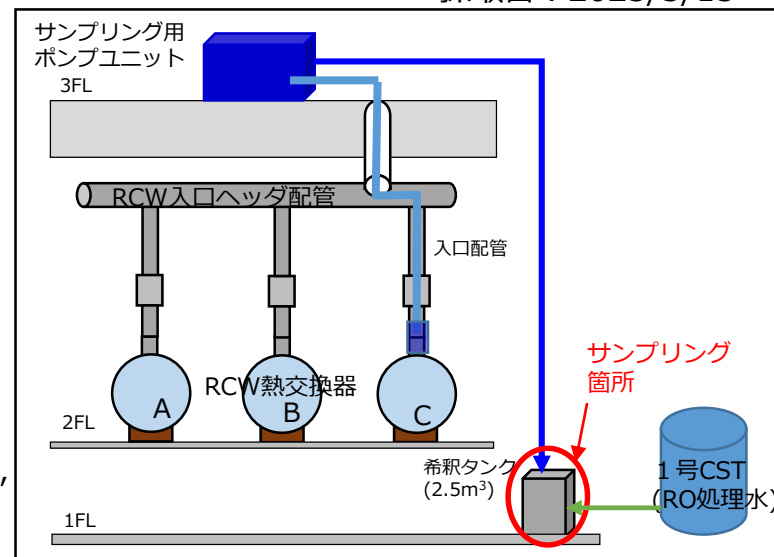
#### 処理作業のための分析項目

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

#### 事故調査のための分析項目

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

採取日：2023/3/15



- 補足)
- 事故調査のための分析項目について、希釈後ではあるがCs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。

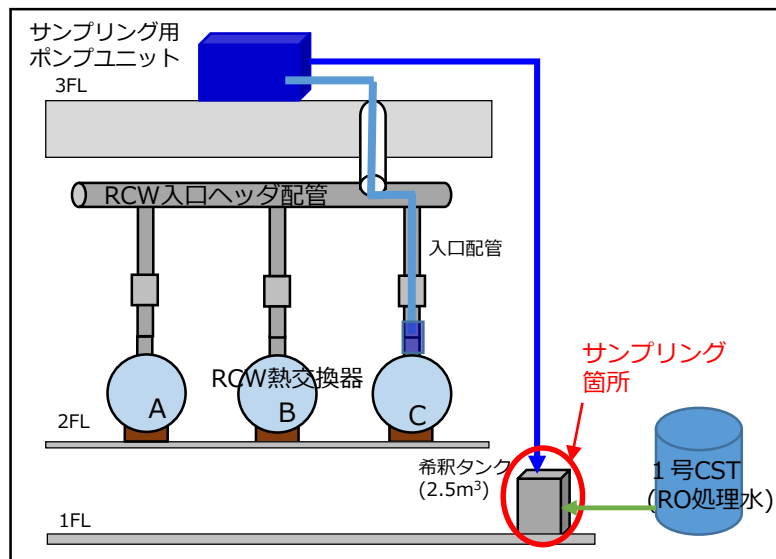
- 事故調査のために分析した核種は、放射能濃度の検出限界値が高いが、1号CST（RO処理水）により希釈したことで、HTI滞留水の水質相当となっている。
- この希釈水を1号機R/B地下階へ移送すると、当該エリアで更に希釈され、また、各建屋滞留水が集まるPMB/HTIでも希釈されるため、検出限界値が高止まりしている放射能濃度は、現在処理しているHTI滞留水と同程度になると考えられるため、水処理設備への影響は低い。

# 5. RCW熱交換器（C）入口配管内包水を希釈した水と高温焼却炉建屋（HTI）滞留水の比較

## RCW熱交換器（C）入口配管内包水を希釈した水

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

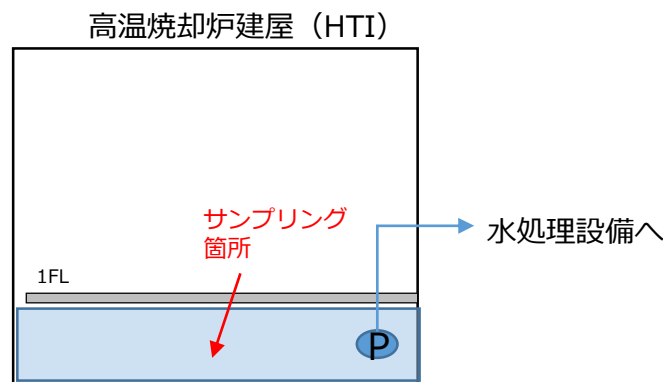
採取日：2023/3/15



## 高温焼却炉建屋（HTI）滞留水

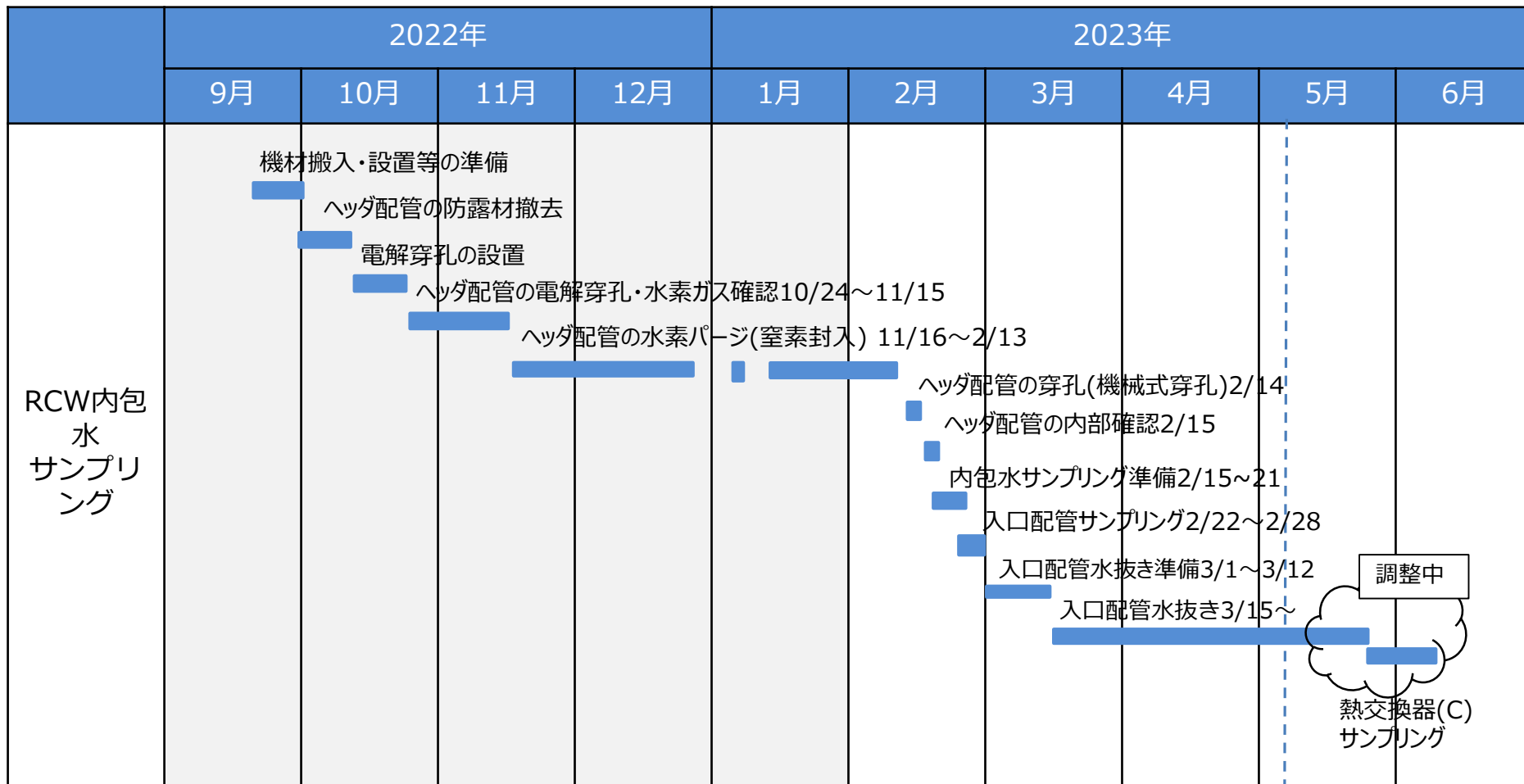
測定項目	濃度	
Co-60	<2.91E+03	Bq/L
Ru-106	<1.23E+05	Bq/L
Sb-125	<7.03E+04	Bq/L
Eu-154	<7.70E+03	Bq/L
Am-241 (γ)	<5.30E+04	Bq/L
I-129 (γ)	<3.98E+05	Bq/L
Ag-108m	<2.47E+04	Bq/L
Ba-133	<2.60E+04	Bq/L

採取日：2023/3/28



## 6. 今後の工程

- 現在、入口配管（約450L）の水抜き・移送を実施中。その後、熱交換器(C)本体のサンプリングを予定。
- 入口配管内包水について、一部（約100L）の水抜き・移送を実施を終えたところ、引き続き、建屋滞留水に影響がないよう作業を行っていく。
- 熱交換器(C)本体のサンプリングは、高さ方向に3か所行う計画であるため、サンプリング用ポンプユニットの内包水を都度置換する必要があり、約50Lの水抜き・移送が発生するが、この水の希釈と分析を実施した上で処理する計画。



## 7. 今後のRCW熱交換器線量低減の作業

- RCW熱交換器(C)本体の内包水のサンプリング結果をもとに、今後の熱交換器の水抜き手順等を検討。
- RCW熱交換器入口ヘッダ配管内に水素を含んだ滞留ガスが確認されたことから、同様に滞留が想定される出口ヘッダ配管の調査や水素パーシ作業等を検討。

	2023年度		2024年度	
	上期	下期	上期	下期
RCW熱交換器線量低減作業	RCW熱交換器(C)入口配管水抜き			
	RCW熱交換器(C)内包水サンプリング			
	出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査・パーシ(窒素封入)の検討及び実施			調整中
			RCW熱交換器水抜き (C→B→A) (B・Aのサンプリング含む)	

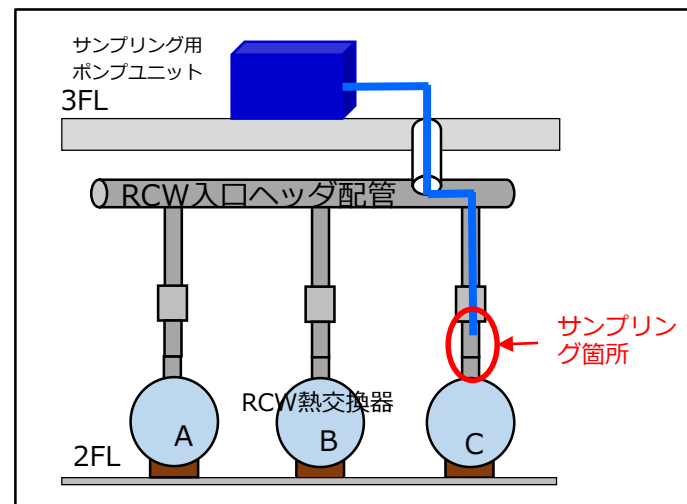
## 処理作業のための分析項目

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

採取日：2023/2/22

## 事故調査のための分析項目

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



補足)

- 事故調査のための分析項目について、Cs濃度が高すぎるため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。
  - 試料(約1mL)は、ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1000倍希釈したうえで分析。
- 左表の値(※以外)は、割戻りしたもの。また、※については、希釈水(精製水)の影響あり。(約1000倍の希釈)



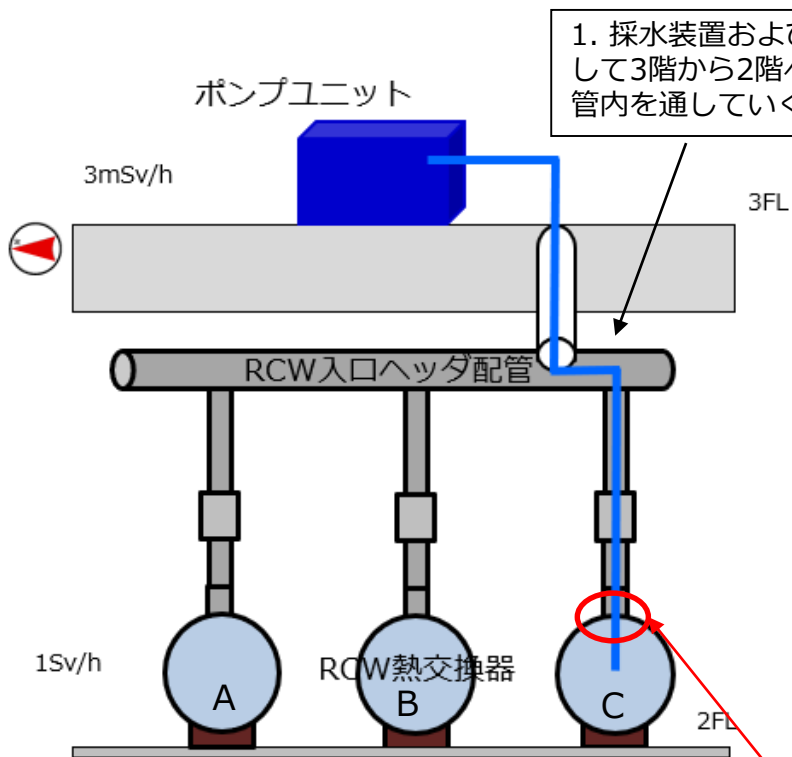
**建屋滞留水におけるCs-137, H-3濃度**

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

**PCV内包水におけるCs-137, H-3濃度**

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

1. 内包水サンプルング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプルングの実施



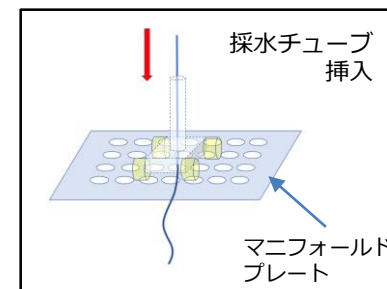
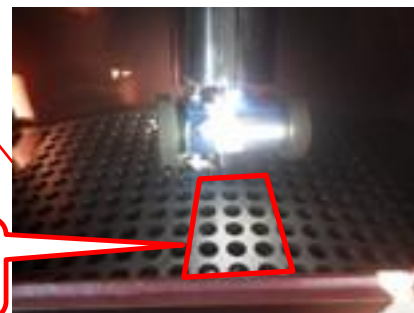
1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく



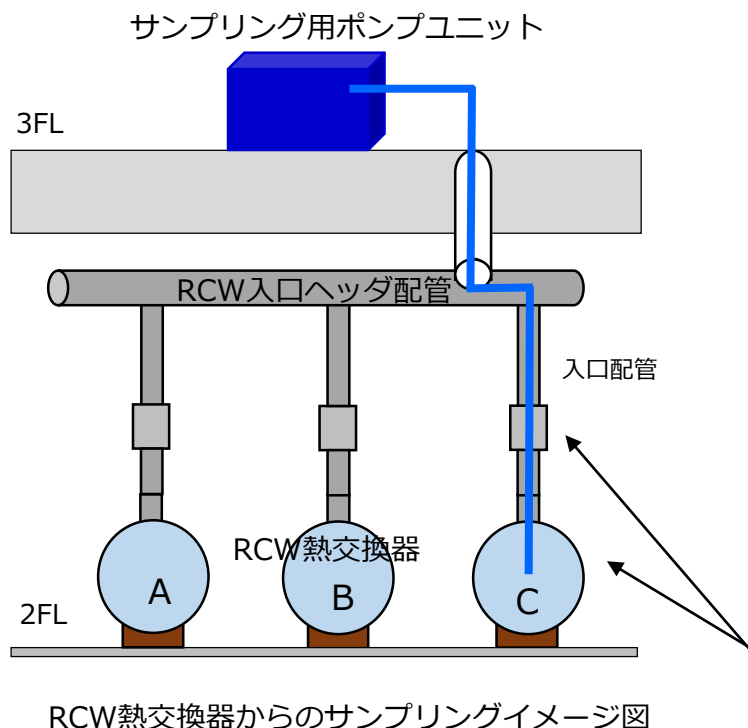
## RCW熱交換器内包水サンプルング(イメージ)

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

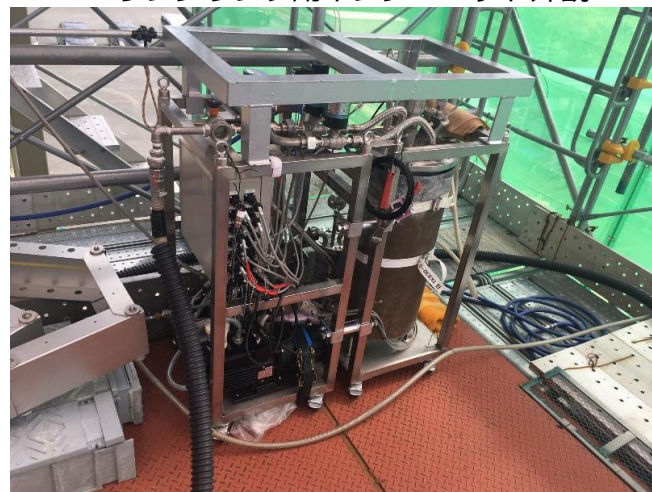
採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、使える孔に制限がある



- 内包水のサンプルングは、RCW熱交換器（C）の入口配管，熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。（熱交換器内の水位によっては変更の可能性あり）



サンプルング用ポンプユニット外観



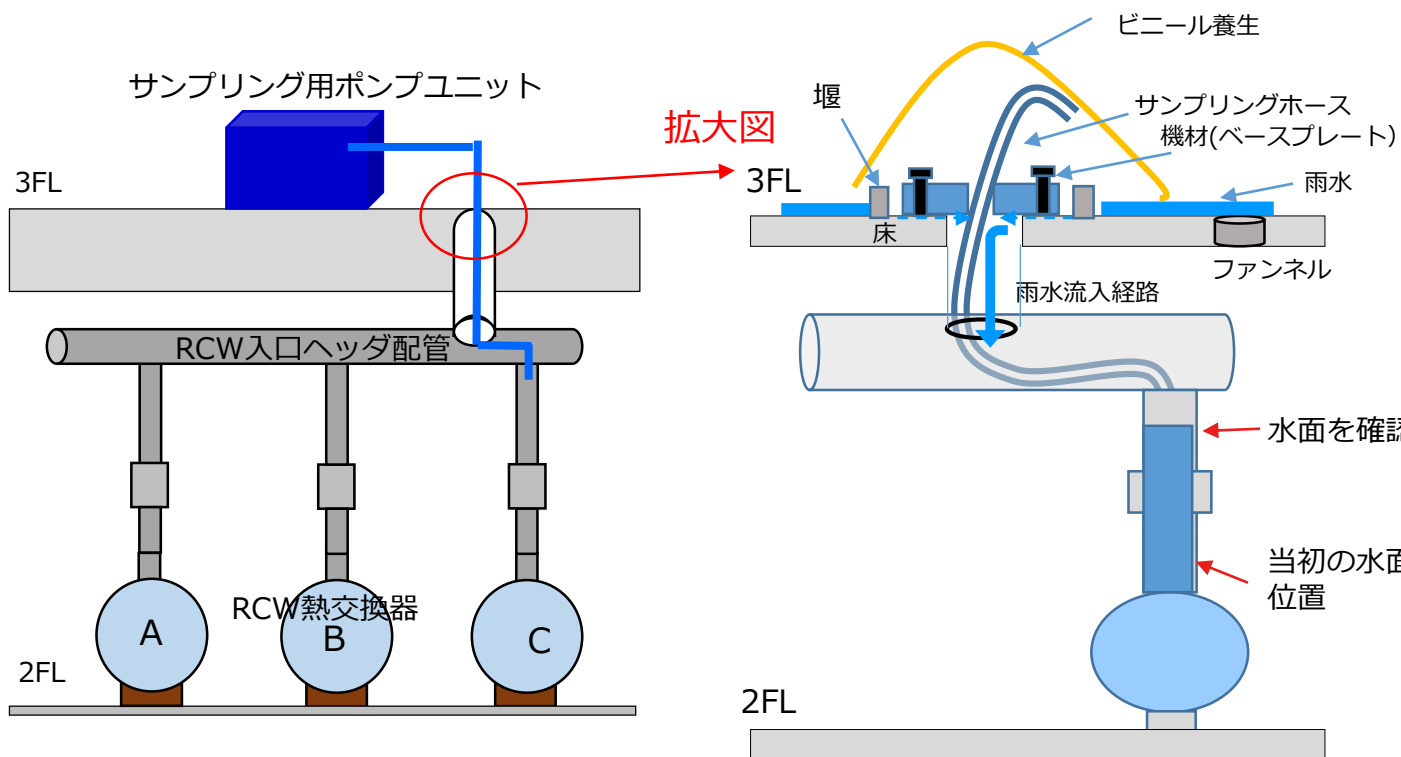
サンプルング箇所  
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

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

## ＜事象概要＞

- 4月11日，RCW熱交換器(C)入口配管の処理作業(水抜き・移送)の実施にあたり，RCW熱交換器(C)入口配管内の水位が，入口配管下部から上端部近くまで上昇していることを確認。
- 水位の上昇は，水量にすると約370Lと推定。配管内の水面には白濁を確認。



### <推定原因>

- 3階作業エリア床面周囲に溜まった雨水が周辺のファンネルから排水できず、当該作業の床面開口部に流れ、床下にある2Fの入口ヘッダ配管の開口部を経由して当該部に流れ込んだものと推定。
- 白濁は、オペフロのダスト抑制対策で使用している飛散防止剤によるものと推定。
- 雨水や飛散防止剤が直接入口ヘッダ配管の開口部に入らないよう機材も含め養生等は実施済みだったが、雨水が堰を越え、養生や機材の隙間に流れ込んだと推定。

### <対策>

- 開口部の堰の変更及びコーキング、排水ポンプの設置等の処置を実施（完了）。

# 【参考6】 滞留ガスに関する至近の作業計画

	2023年度				2024年度			
	上期		下期		上期		下期	
1号機	CUW(S/C)配管の調査・パージ作業				調整中		RCW系統の滞留ガス調査はRCW熱交換器の見抜き後に計画	
	RCW熱交換器出口ヘッダ配管の調査・パージの検討				調査・パージの検討		RCW熱交換器水抜き (C→B→A)	
3号機	S/C 調査・パージ作業							

# 1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について

2023年5月10日

**IRID** **TEPCO**

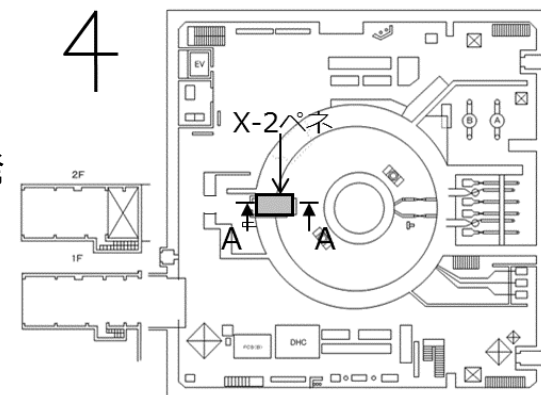
---

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社

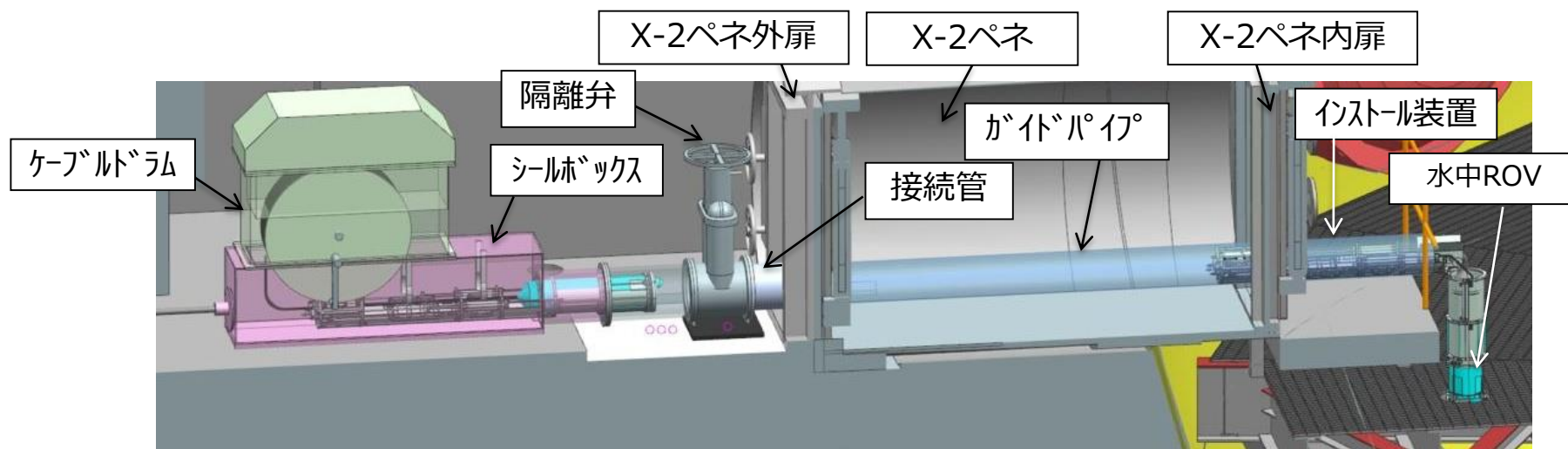
# 1. 1号機PCV内部調査の概要

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

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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)



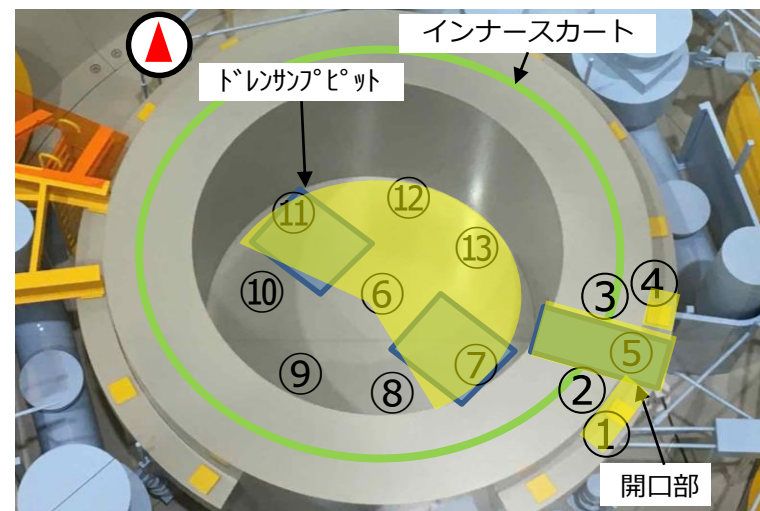
## 2.ROV-A2調査(後半)の実施状況について

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

### 【ROV-A2調査順序】

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

### 【1号機ペDESTAL内部】



ROV到達エリア：

### 3-1.ペDESTAL基礎部の状態について①

- ペDESTAL内側下部のコンクリートが一部消失している箇所（床面より1m程度）には配筋を確認
  - 配筋には、垂直方向の引っ張り荷重を支持する縦筋と、周方向の引っ張り荷重を支持する横筋が存在するが、縦筋は大きな変形がなく当初の形状を維持<写真1>
  - 配筋は、製造時に施工されている格子状の凹凸が確認され、製造・据え付け時の寸法が維持されていると推定<写真1,2>
- 配筋露出箇所の上部には、棚状堆積物が存在し、それより上部にはコンクリートが残存<写真3>



写真1. ポイント⑪ペDESTAL基礎部



写真2. ポイント⑫ペDESTAL基礎部

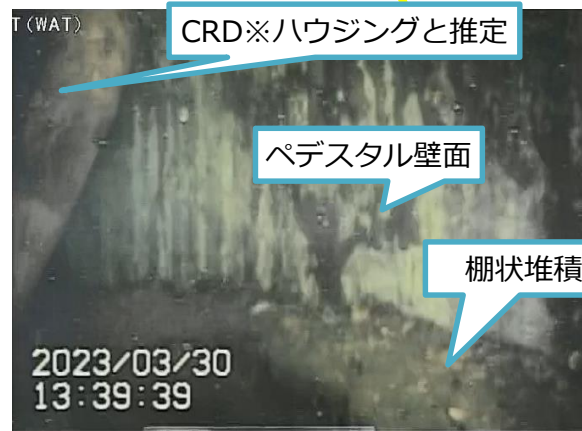
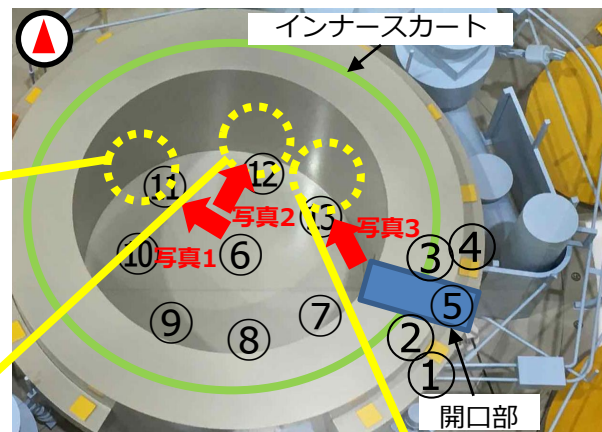
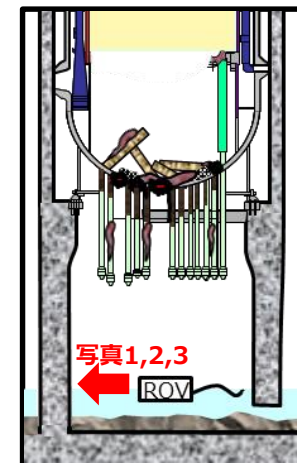


写真3. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部

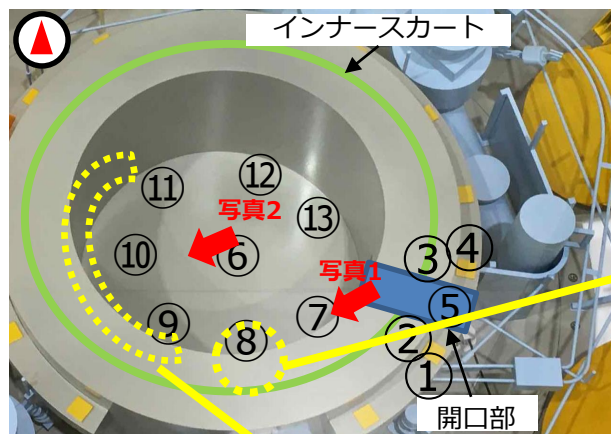
ペDESTAL縦断面(推定)



(※CRD：制御棒駆動機構)

## 3-2.ペDESTAL基礎部の状態について②

- 調査箇所⑧、⑨、⑩については、ROVが到達できなかったものの、調査箇所⑤にて撮影した映像や、ROVが遊泳中に撮影した映像からペDESTAL基礎部の状態を確認 <写真1,2>
- 確認した基礎部の状態は他の調査箇所と似ている状態であり、ペDESTAL内側下部のコンクリートが一部消失している箇所には配筋を確認 <写真1,2>
- 配筋より奥については、一部（調査箇所⑦）においてインナースカートに至るまでのコンクリートの消失を確認 <P28\_写真5参照>



ペDESTAL縦断面(推定)

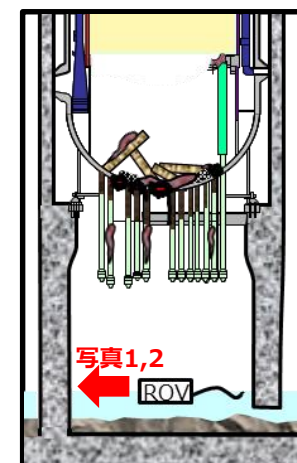


写真1. ポイント⑧ペDESTAL基礎部  
画像処理：東京電力ホールディングス(株)



写真2. ポイント⑨、⑩ペDESTAL基礎部  
画像処理：東京電力ホールディングス(株)

## 4.ペDESTAL内部の状態(底部)

- ペDESTAL内底部には、CRDハウジング以上に大きな構造物は確認されず、CRD交換機については本体は確認されず、CRD交換機レール・車輪を部分的に確認 <写真1,2>
- ペDESTAL内底部には、床面全域にわたり高さ1 m未満の堆積物があり、CRDハウジング等の上部の構造物が部分的に落下しているのを確認 <写真2,3>

ペDESTAL縦断面(推定)

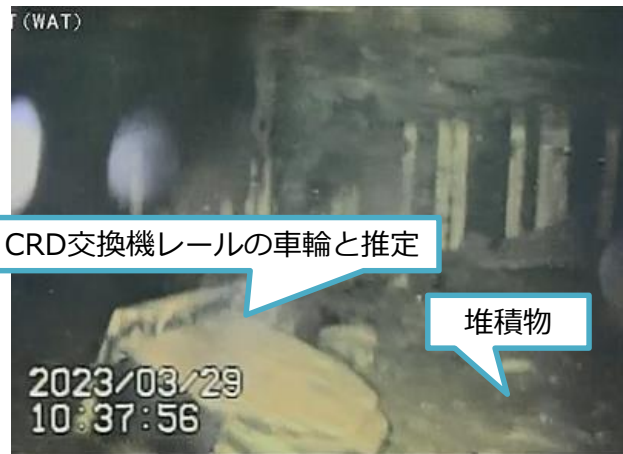


写真1.CRD交換機レールの車輪と思われる構造物

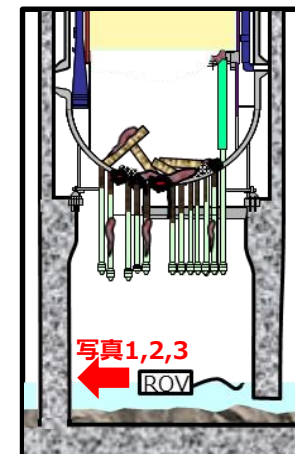
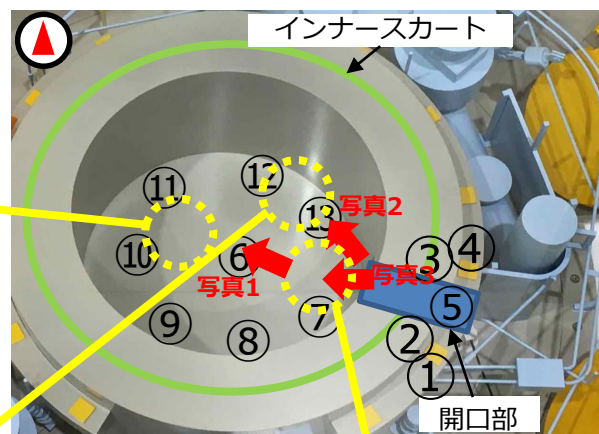
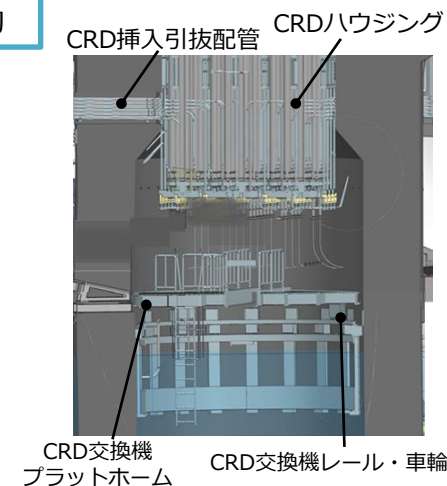


写真2. CRDハウジングと思われる構造物



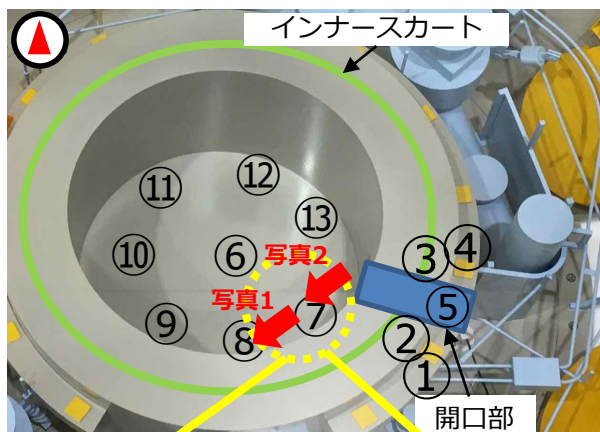
写真3.ペDESTAL内開口付近堆積物



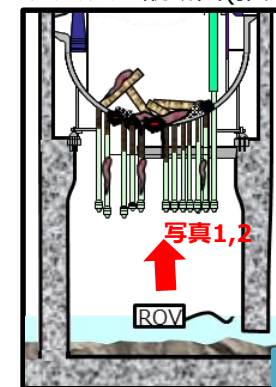
ペDESTAL断面におけるCRD交換機イメージ図

## 5-1.ペDESTAL内部の状態(上部)①

- ペDESTAL上部にはCRDハウジング、CRDハウジングサポートを確認。一部は正規位置より下方に位置していることを確認(ペDESTAL底部に落下しているものもあり) <写真1,2>
- 下方に位置しているCRDハウジングは原形を留めており、溶融物が固化したと思われる塊が付着している箇所がある <写真2>
- 今回映像データを取得した、調査ポイント⑦の周辺においては、本来は映るはずの場所にCRDハウジングと思われる構造物からの反射がなく、一部が黒い空間のように見える箇所がある。この領域はCRDハウジングが脱落し、その上部にあるRPV底部に穴が開いている可能性が示唆される。 <写真2>



ペDESTAL縦断面(推定)



CRD挿入引抜配管と推定



写真1. CRDハウジングサポートと思われる構造物



写真2. CRD関連と思われる構造物

# 参考.震災前のペDESTAL内構造物

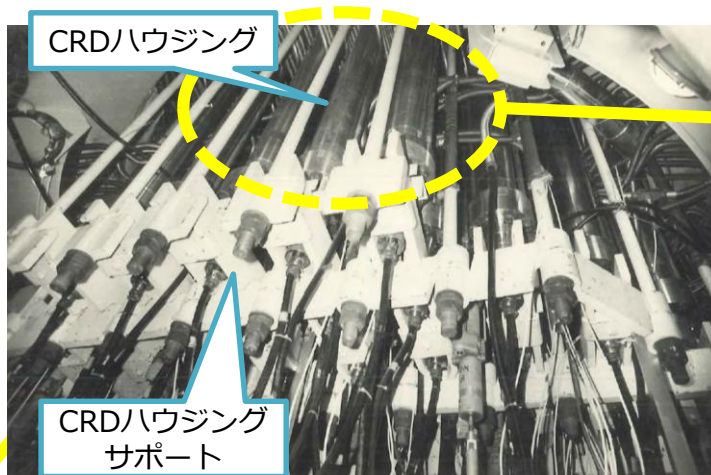
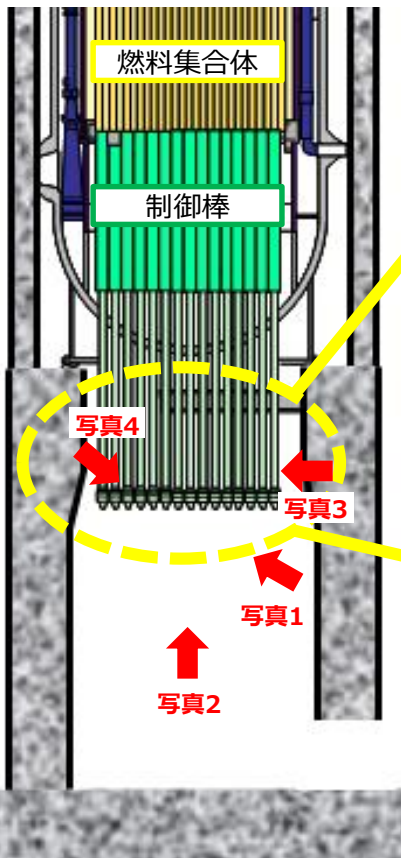


写真1. CRDハウジングサポートとCRDハウジング(建設当時)

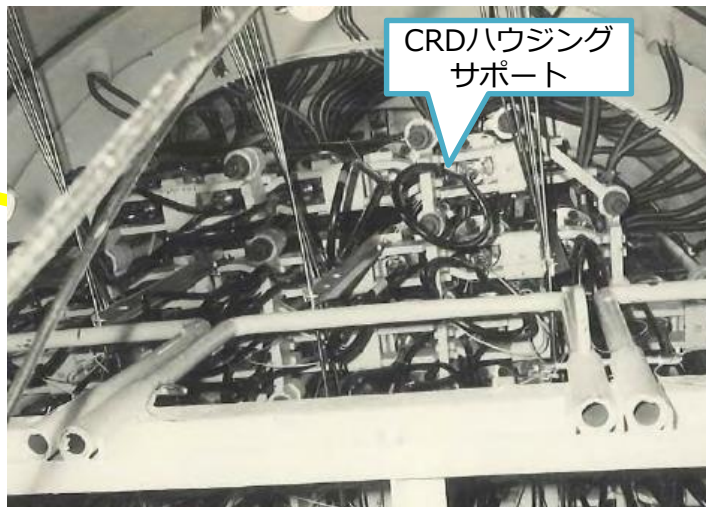


写真2. ペDESTAL上部方向を見上げた写真(建設当時)

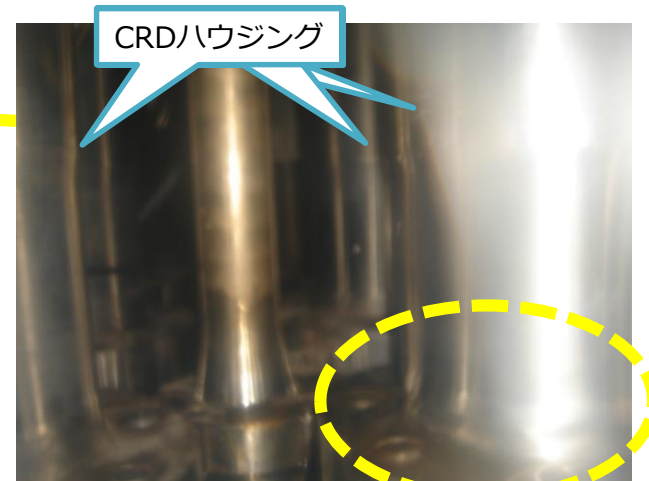


写真3. CRDハウジング(震災前)

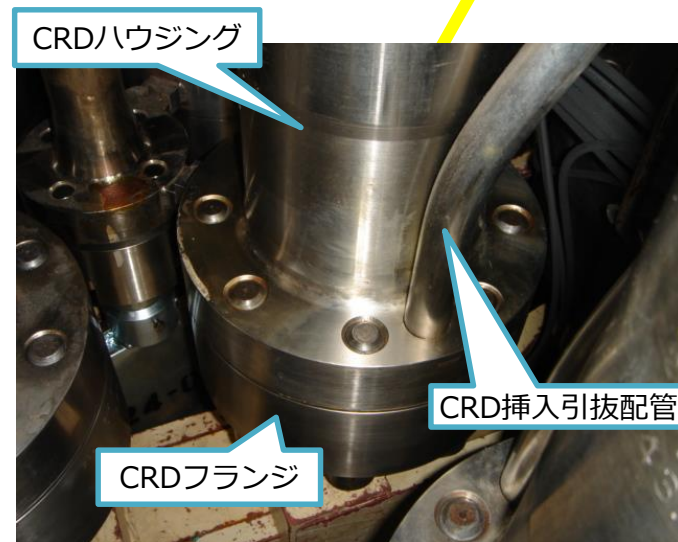


写真4. CRD関連機器 (震災前)

## 5-2.ペDESTAL内部の状態(上部)②

- ペDESTAL中央部にて原子炉注水による集中的な水の滴下を確認。このことから、RPV底部の中心部付近には開口部が存在し、そこから滴下していると推定。 <写真1,2>
- CRD交換用開口部に、上方より落下したCRDハウジングが存在していることを確認。今後、調査や廃炉作業において、当該開口部を活用する場合は、それを前提とした計画立案を検討することが必要 <写真3>



写真1. 炉注水停止前の水面の状況

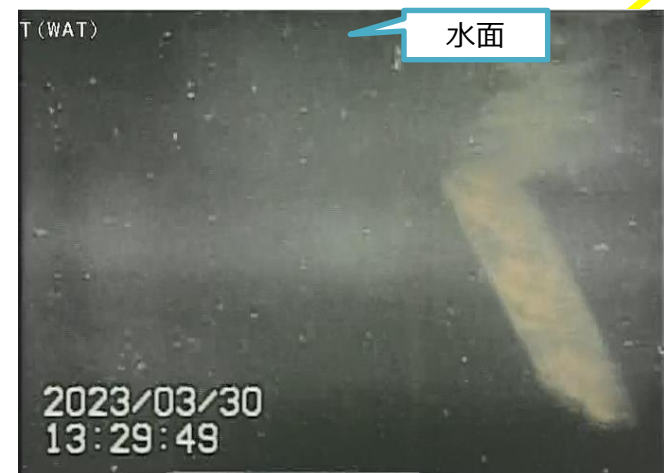


写真2. 炉注水停止後の水面の状況

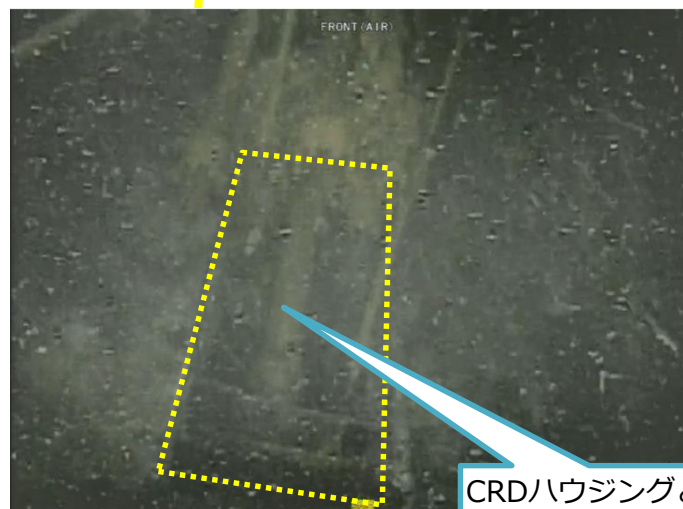
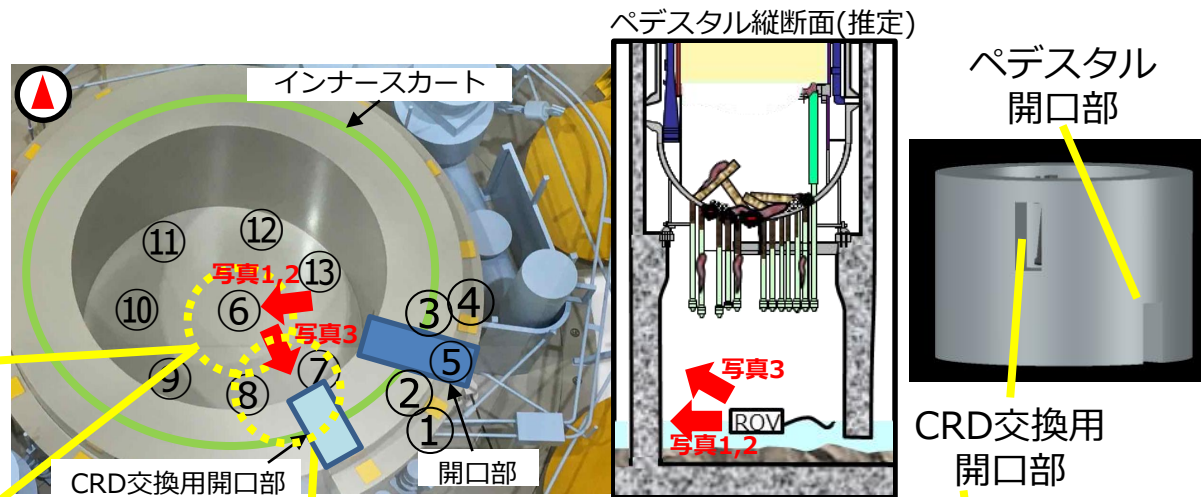
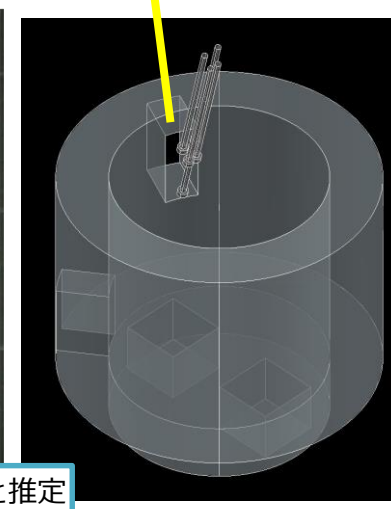


写真3. ペDESTAL内壁側のCRD交換用開口部の状態



## 6. ペDESTAL開口部付近の堆積物断面の状態

- ROV-A2の前半調査でも確認された、開口部付近の厚さ数cmの平板になっている棚状の堆積物の断面を接写したところ、層になっており、気泡のような空隙が表面に見えている多孔質である事を確認

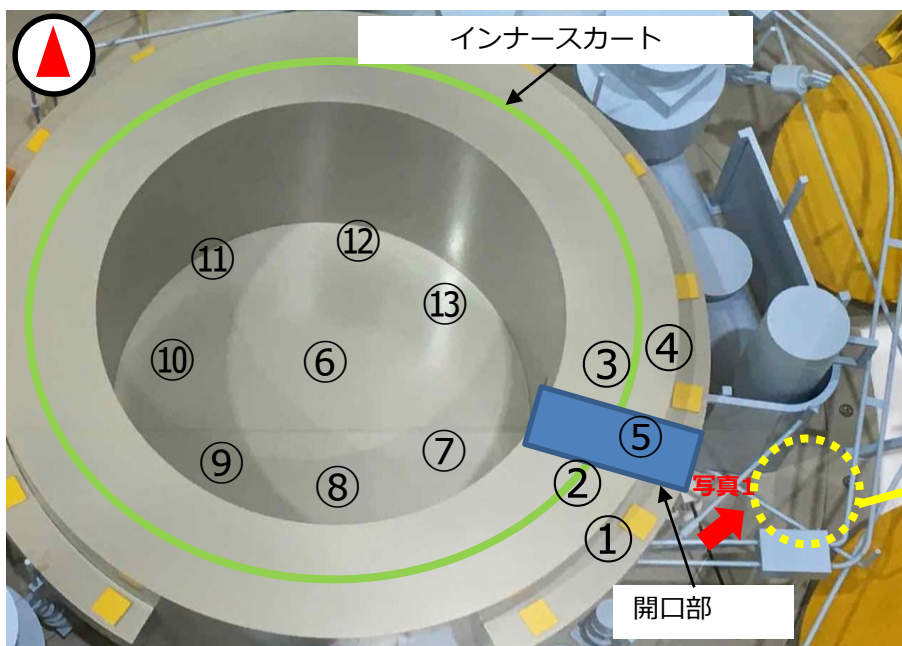
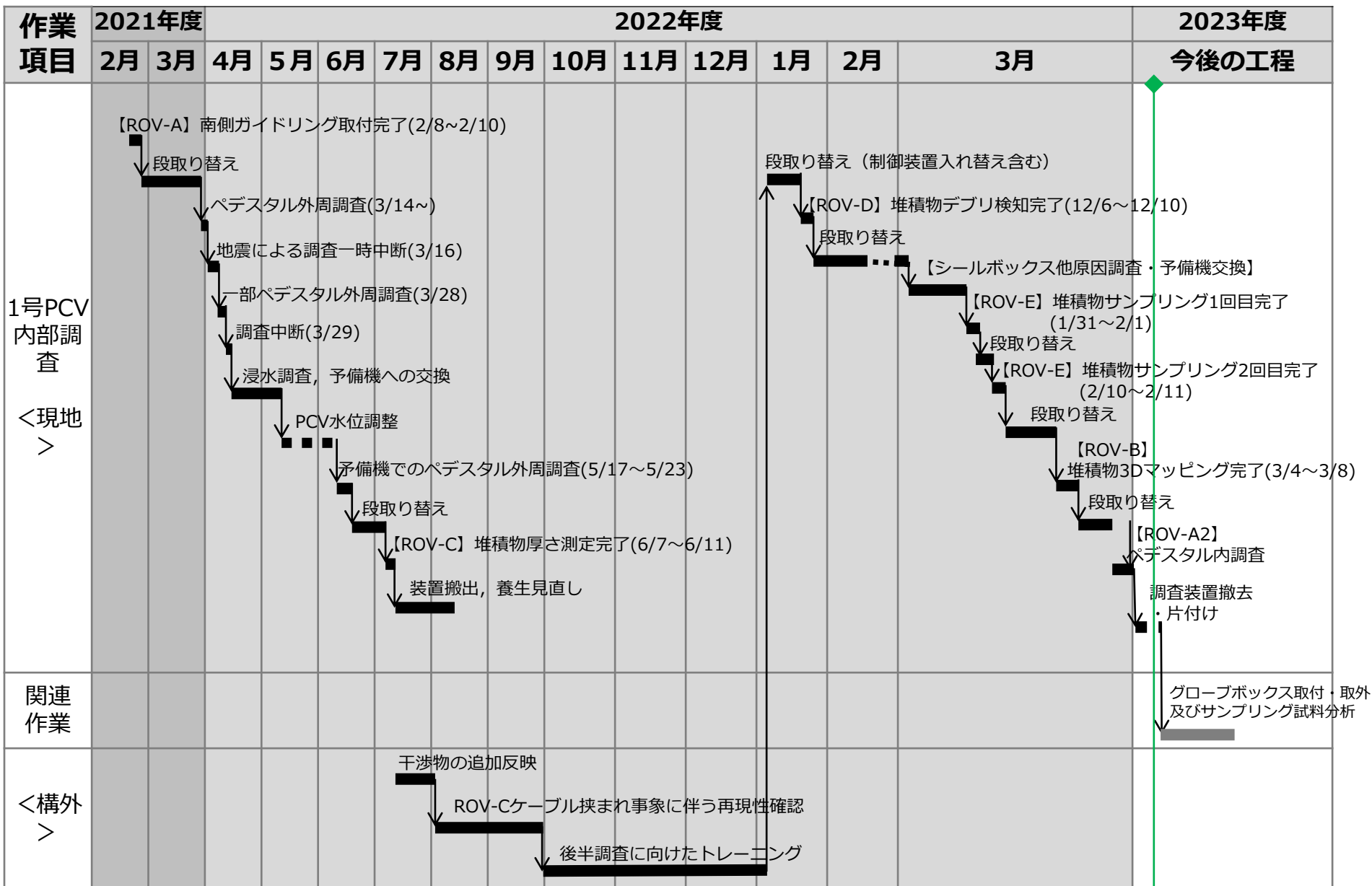


写真1. ペDESTAL外棚状堆積物断面

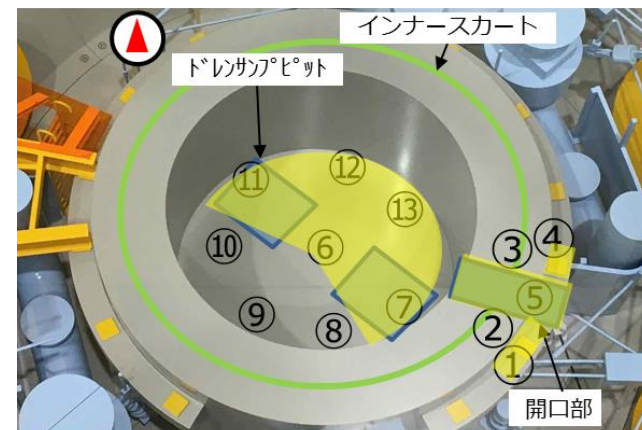


## 9. 1号機PCV内部調査全体工程



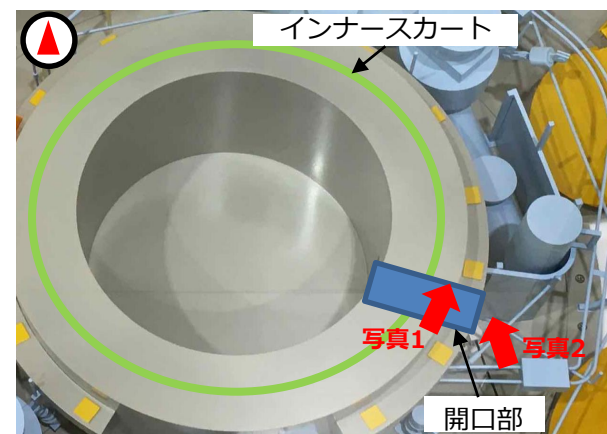
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

# 【参考】ペDESTAL開口部から撮影した映像のパノラマ画像



## 【参考】ペDESTAL開口部右側のコンクリート残存（1/2）

- ペDESTAL外部から見えているコンクリート残存の可能性の高い部分（事故前に設置されたボルトの締結状態が確認できる。）について、2023/3の調査にて、ペDESTAL壁内部でも対応する部分を確認した
- ペDESTALの外壁開口部右側におけるコンクリートの消失は限定的と考えられる
- 確認された外側の鉄筋は、開口部右7本、左11本。耐震評価においては、開口部とあわせ、角度にして64°に相当するとして設定



ROVフレームの映り込み



写真1. ペDESTAL開口部内から見えているコンクリート残存部

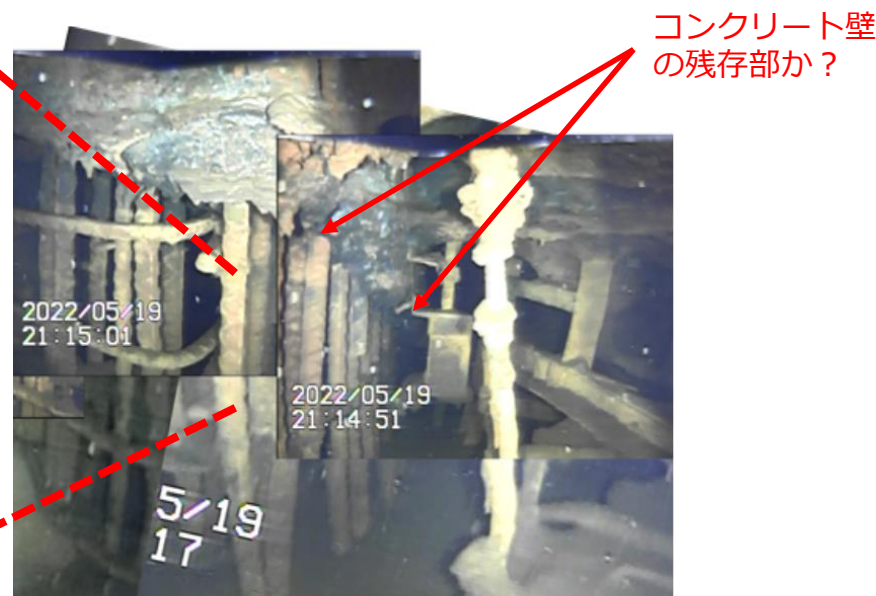


写真2. ペDESTAL外部から見えているコンクリート残存部

# 参考. ROV-A2(後半)調査実績① : ペDESTAL開口部外側の状況(3/28)

(参考)  
①ケーブル中継箱(A)  
②ケーブル中継箱(B)

ペDESTAL壁面部

開口部

棚状の堆積物

配筋

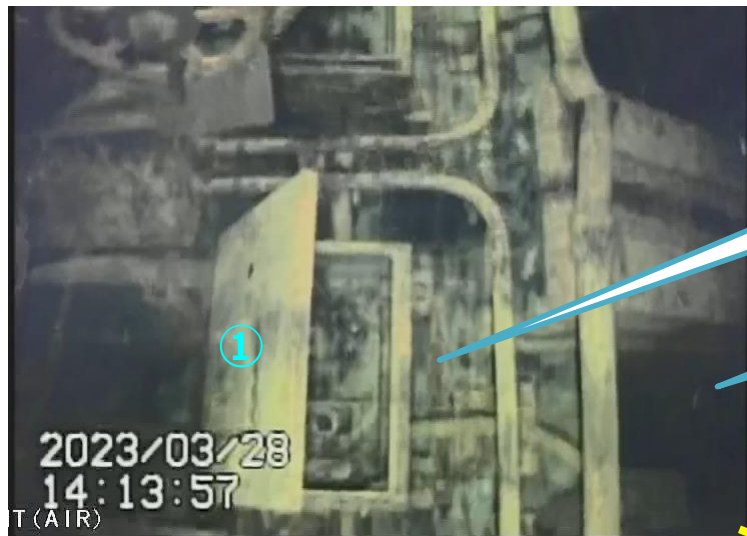


写真1.ペDESTAL開口部左上側壁面部



写真3.ペDESTAL開口部右上側壁面部



写真2.ペDESTAL開口部左下側壁面部

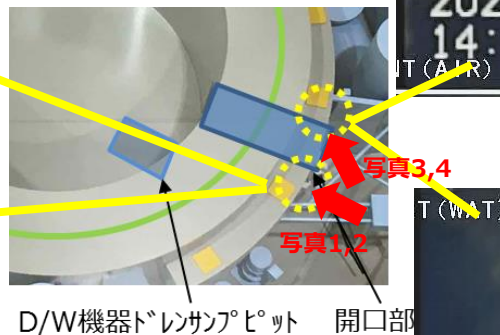
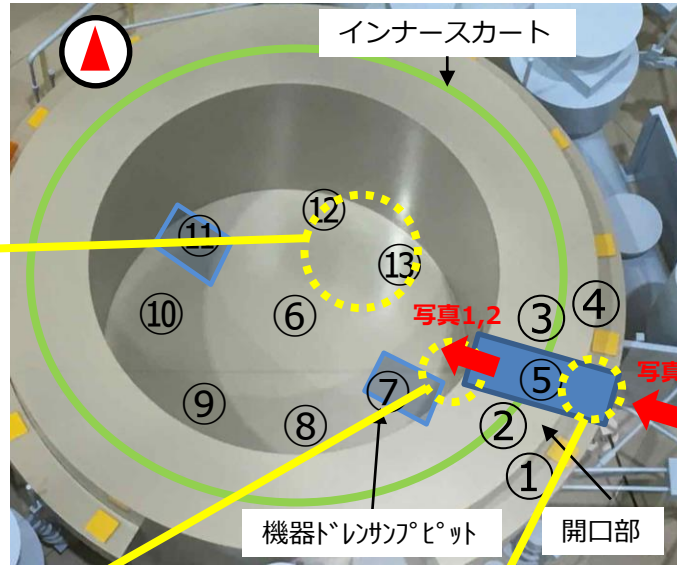


写真4.ペDESTAL開口部右下側壁面部

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績② : ペDESTAL開口部付近の状況(3/28)



写真1. CRDハウジングと思われる構造物



ペDESTAL縦断面(推定)

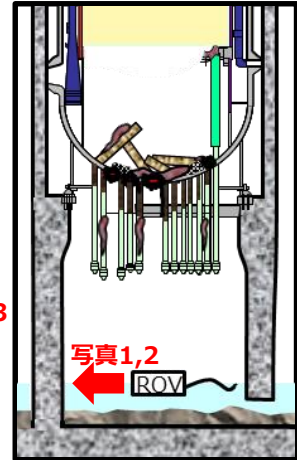


写真2.ペDESTAL内開口付近堆積物



写真3.ペDESTAL開口部

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績③：ペDESTAL開口部付近の状況(3/28)

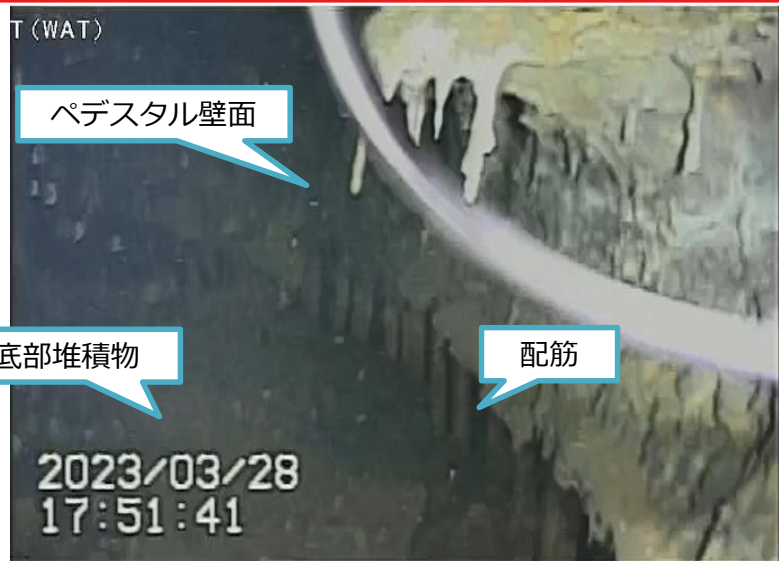
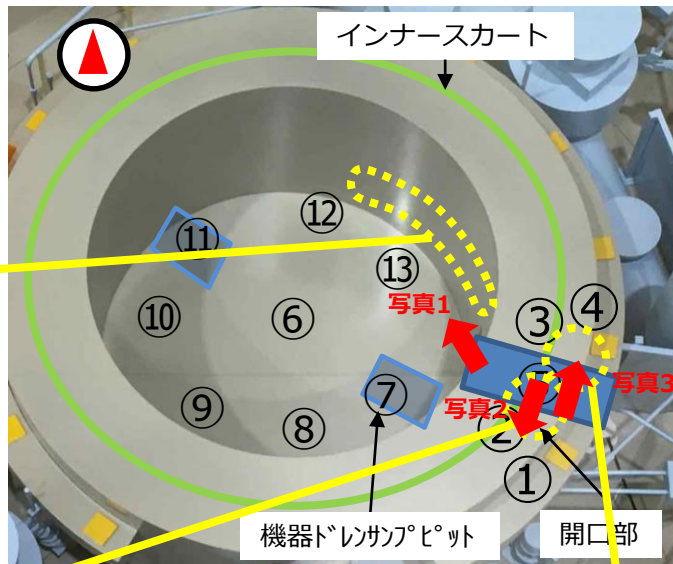


写真1.ペDESTAL内壁面配筋



ペDESTAL縦断面(推定)

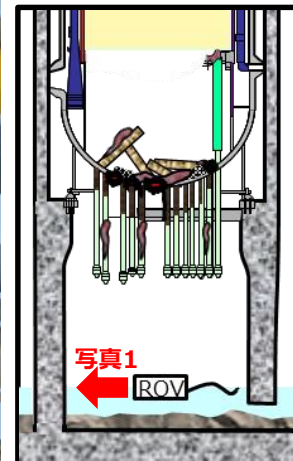


写真2.ペDESTAL開口左側配筋

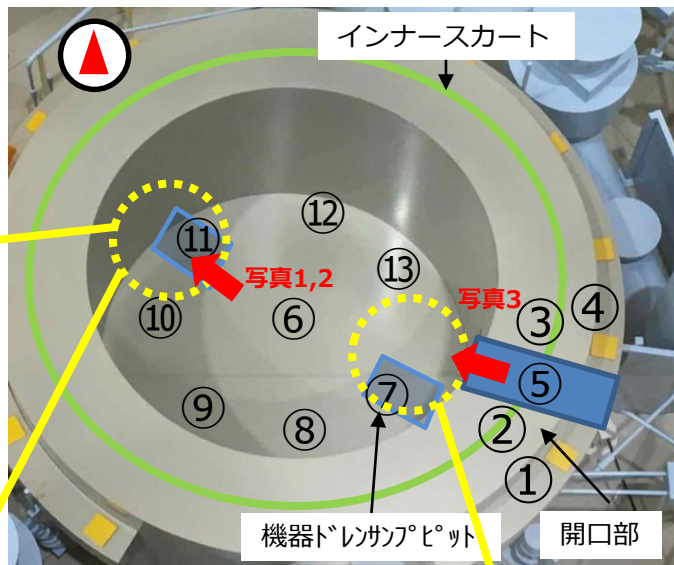


写真3.ペDESTAL開口右側配筋

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績④：ペDESTAL内の状況(3/29)



写真1. CRDハウジングと思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)



ペDESTAL縦断面(推定)

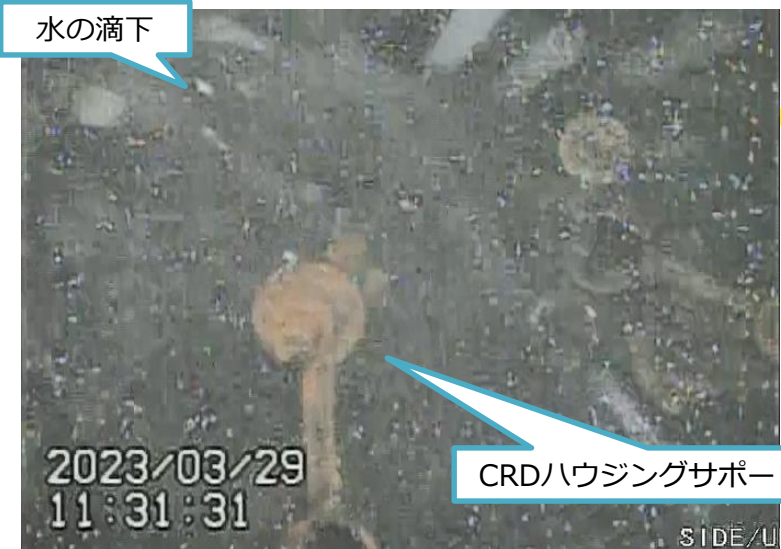
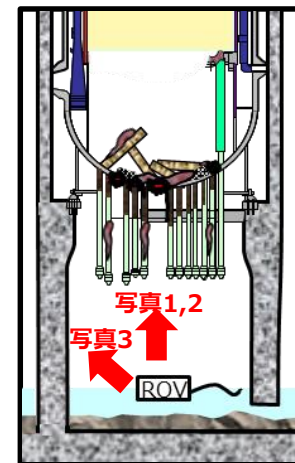


写真2. CRDハウジングサポートと思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)

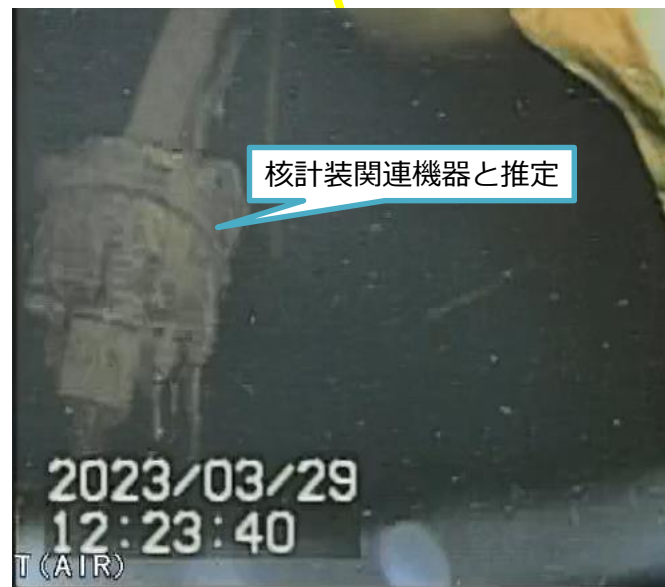


写真3. 核計装関連機器と思われる構造物 (気中監視カメラで気中を撮影)

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績⑤ : ペDESTAL内の状況(3/29)

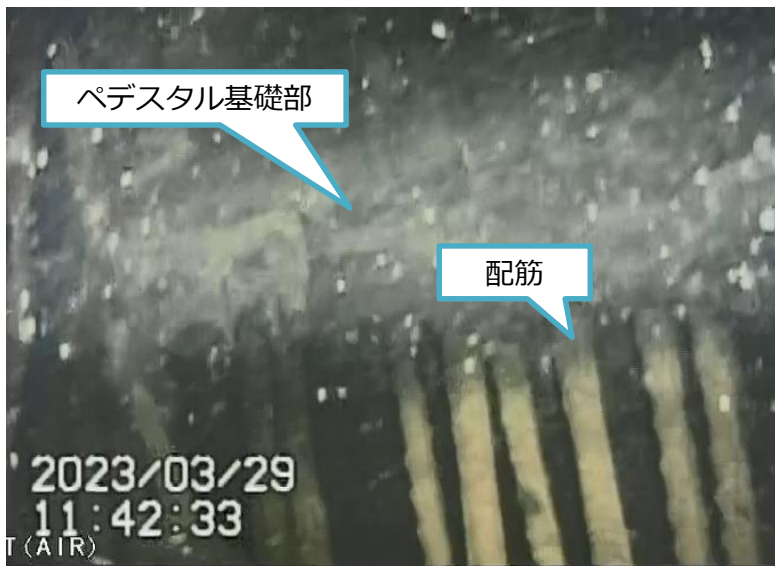
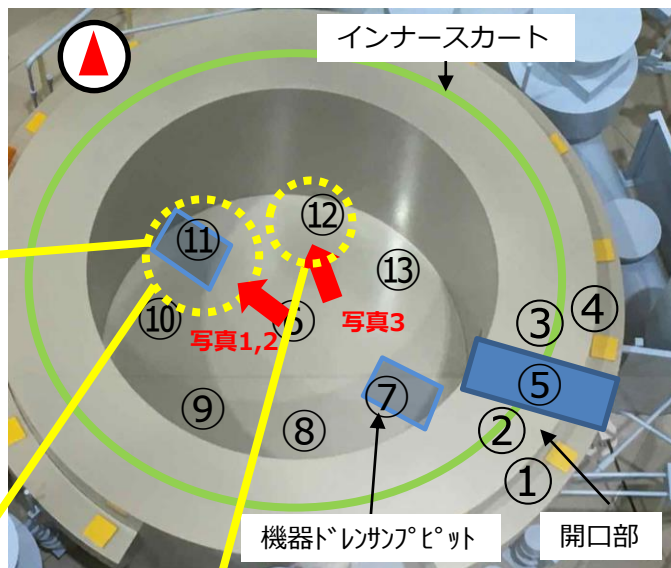


写真1.ペDESTAL内壁面部(上部)



写真2.ペDESTAL内壁面部(下部)



ペDESTAL縦断面(推定)

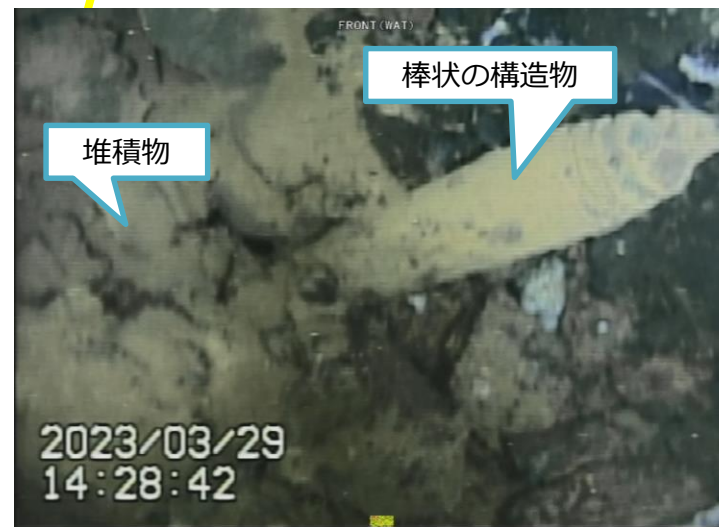
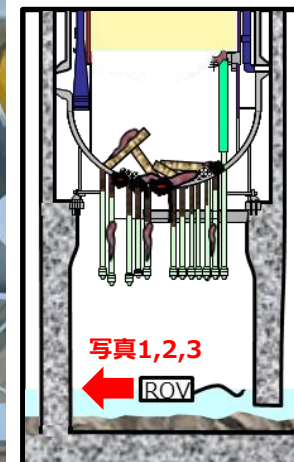


写真3.棒状の構造物(ペDESTAL底部)



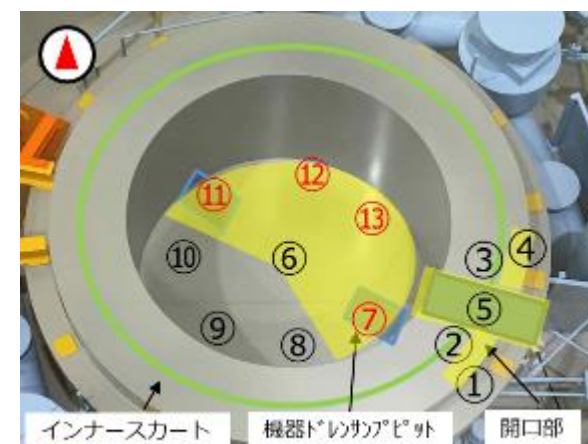
# 参考.ROV-A2(後半)調査実績⑥ : ペDESTAL内の状況(3/29)



写真1. ポイント⑪上部



写真3. ポイント⑫



調査済エリア :



写真2. ポイント⑪下部

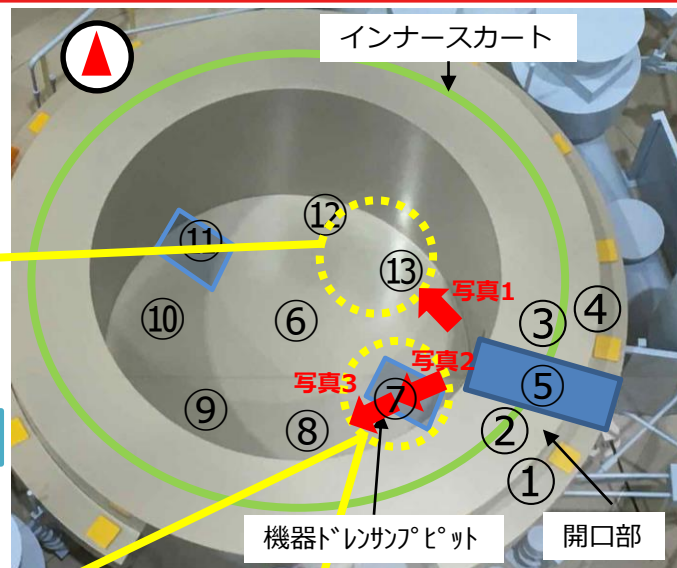
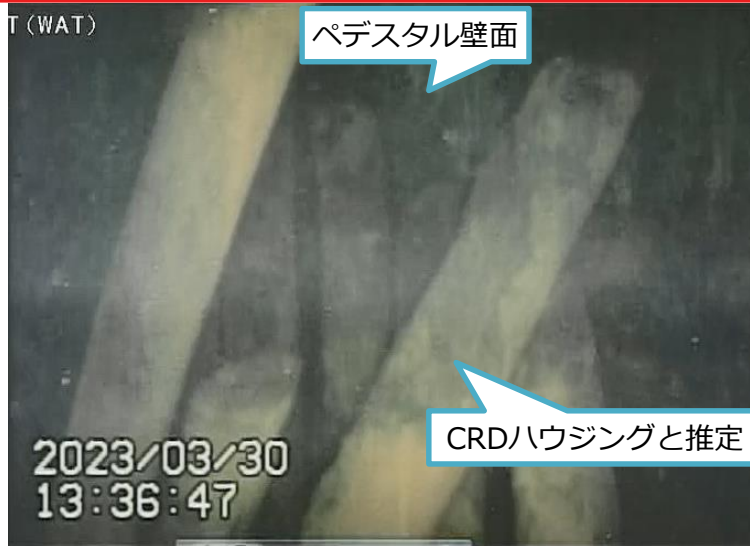


写真4. ポイント⑬



写真5. ポイント⑦

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績⑦ : ペDESTAL内の状況(3/30)



ペDESTAL縦断面(推定)

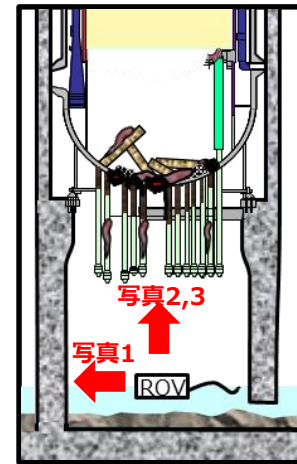


写真1. CRDハウジングと思われる構造物 (水中監視カメラで前方を撮影)

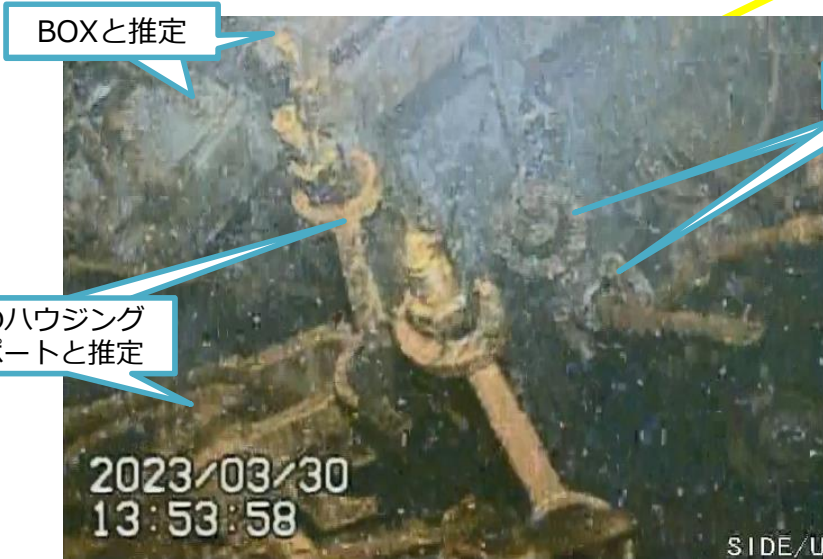


写真2. CRDハウジングサポートと思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)

写真3. CRD関連と思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)

# 参考.ROV-A2(後半)調査実績⑧ : ペDESTAL内外の状況(3/30)

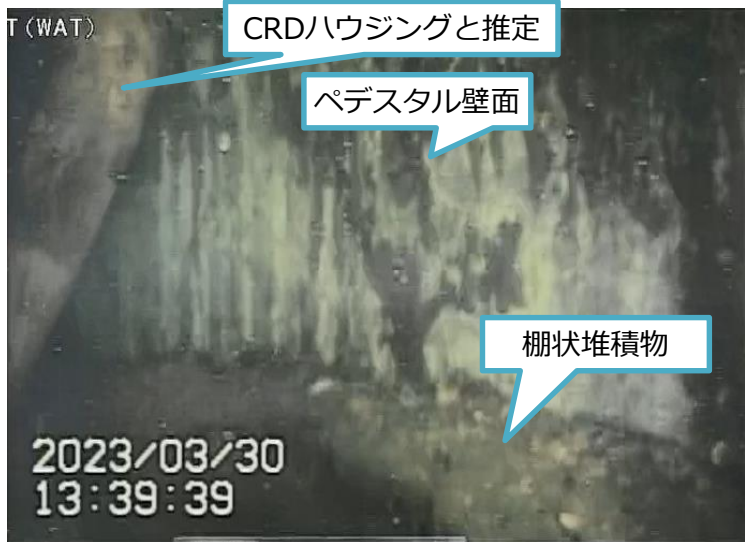
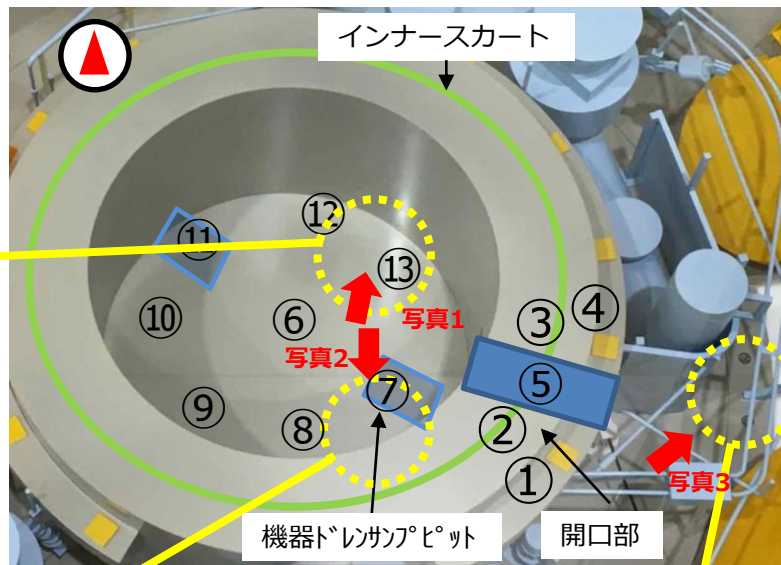


写真1. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部



ペDESTAL縦断面(推定)

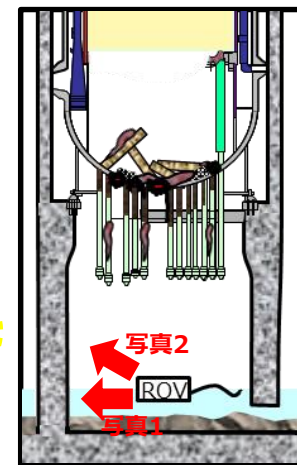


写真2. ペDESTAL内壁側のCRD交換用開口部の状態  
(気中監視カメラで気中を撮影)



写真3. ペDESTAL外棚状堆積物断面

# ペDESTラル内棚状堆積物

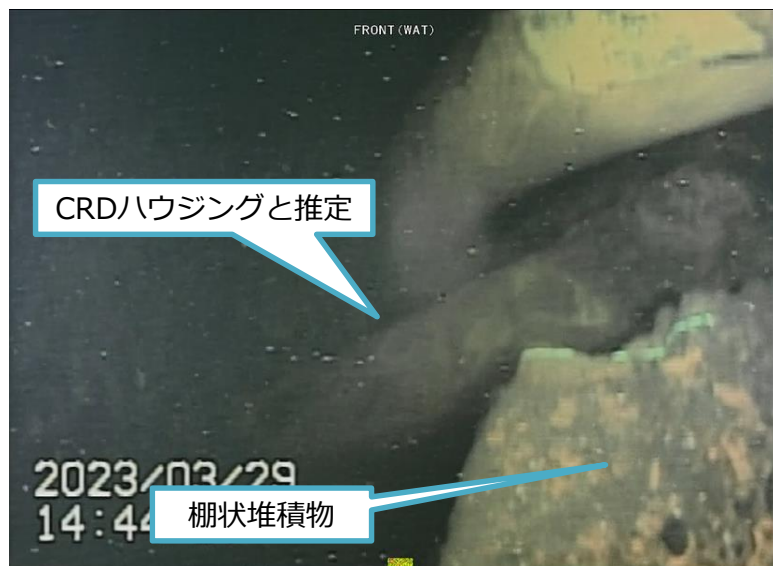
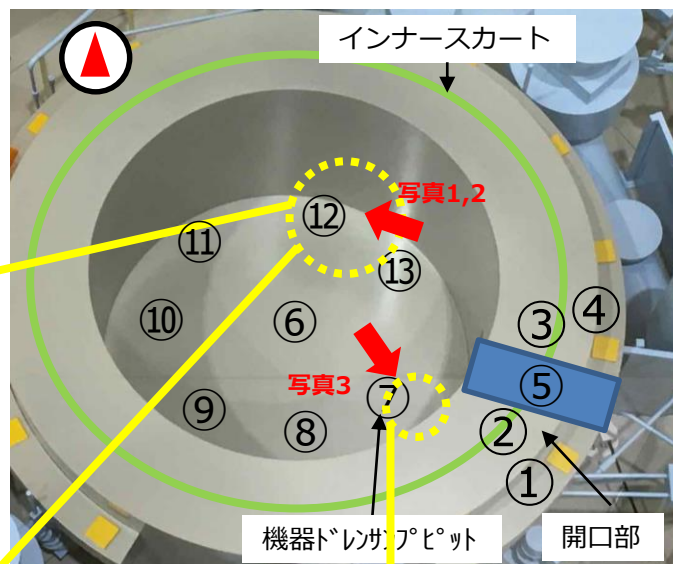


写真1 棚状堆積物の縁の状態 (その1)



ペDESTラル縦断面(推定)

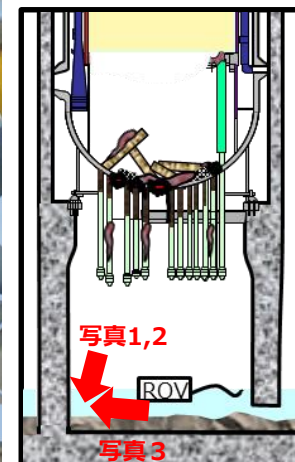


写真2 棚状堆積物の縁の状態 (その2)

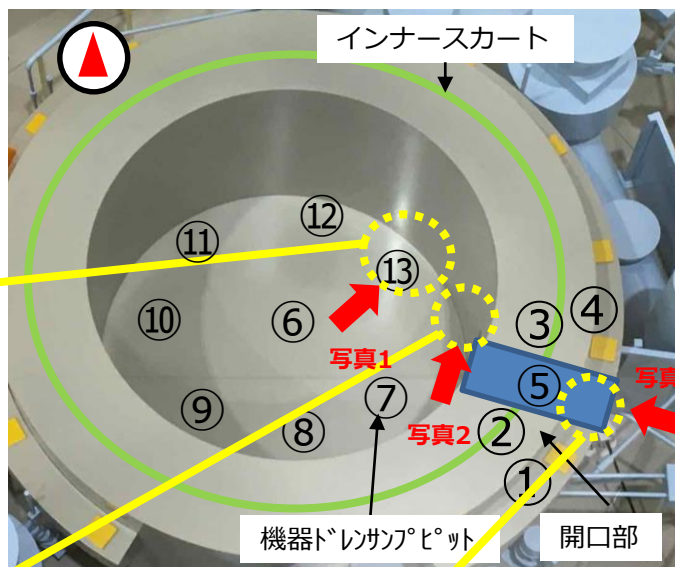


写真3 比較的に大きい棚状堆積物

# 棚状堆積物のない場所の状況



写真1 棚状堆積物のない壁面の状況



ペDESTラル縦断面(推定)

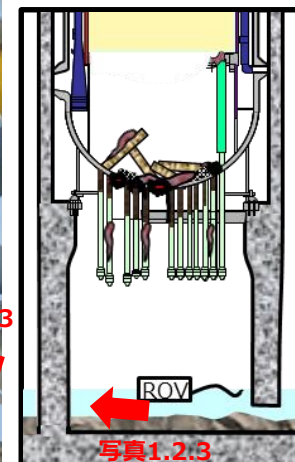


写真2 (パノラマ) 開口部右側の棚状堆積物

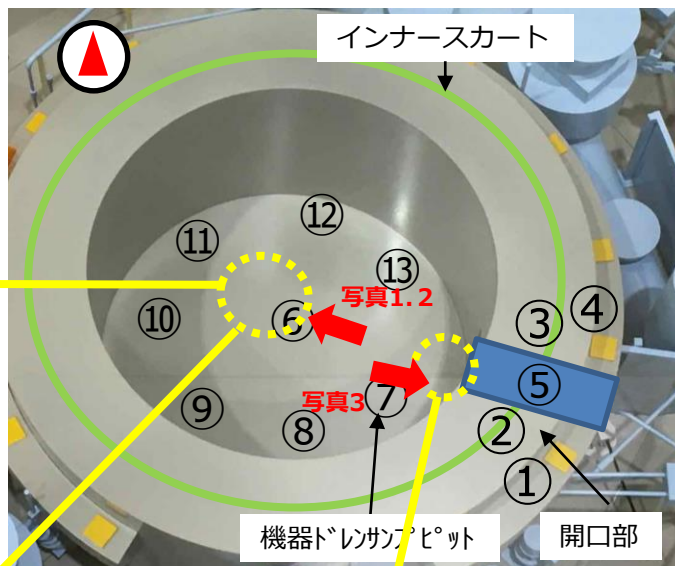


写真3 開口部内部の左側の壁の状態

# CRDハウジングの状態



写真1 ペDESTAL内中心部で確認されたCRDハウジング (水中)



ペDESTAL縦断面(推定)

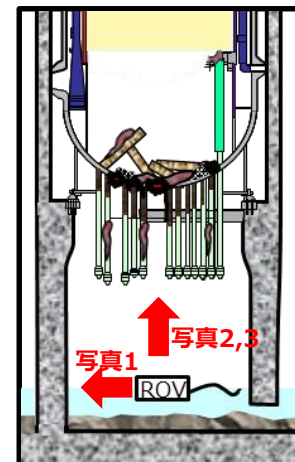
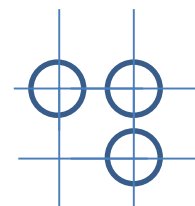


写真2 CRDハウジング断面

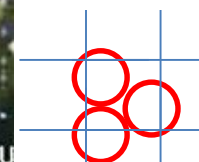


写真3 ペDESTAL壁周辺のCRDハウジングの状態 (気中)

元のCRD配列



観測された配列



# 【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペデスタル内上部の状況）

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

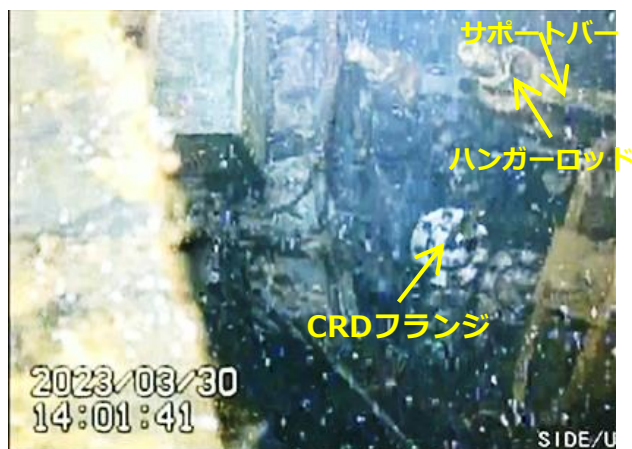
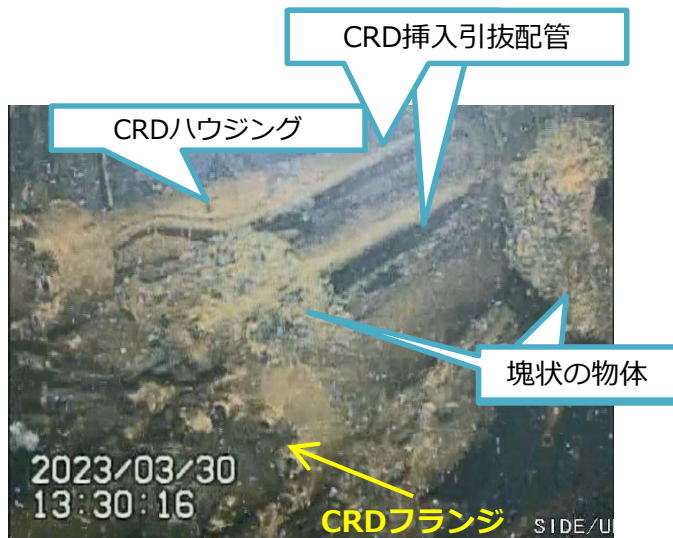


写真1. 1号機で確認されたCRD

写真2. 2号機で確認されたCRD

写真3. 3号機で確認されたCRD

# 【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペDESTAL内下部の状況）

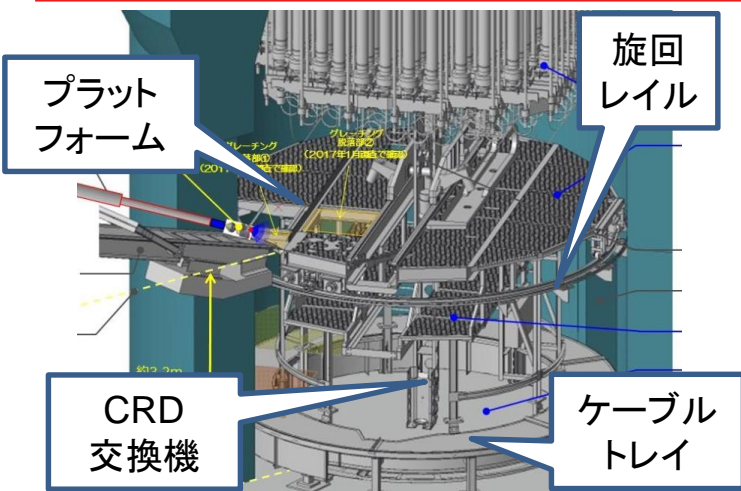


図1. Mark-I格納容器のペDESTAL内の機器配置(例)



写真1. 1号機のペDESTAL内の状況

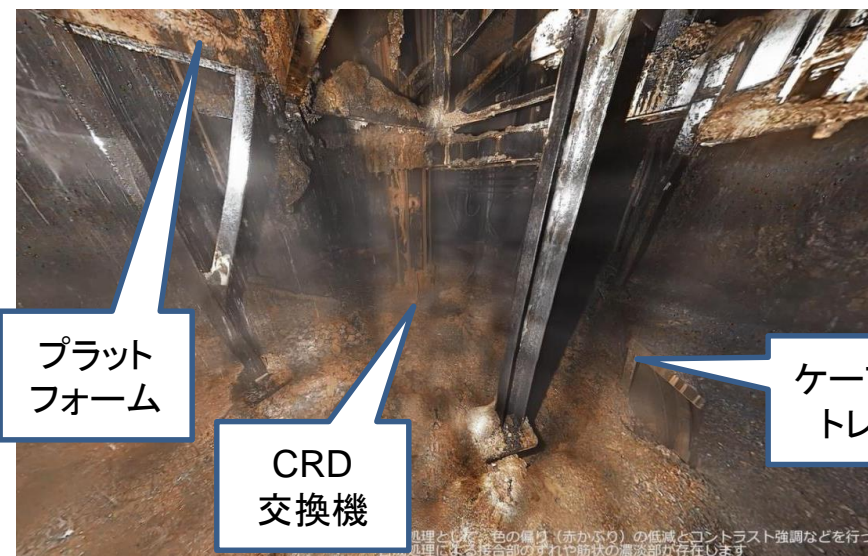


写真2. 2号機のペDESTAL内の状況

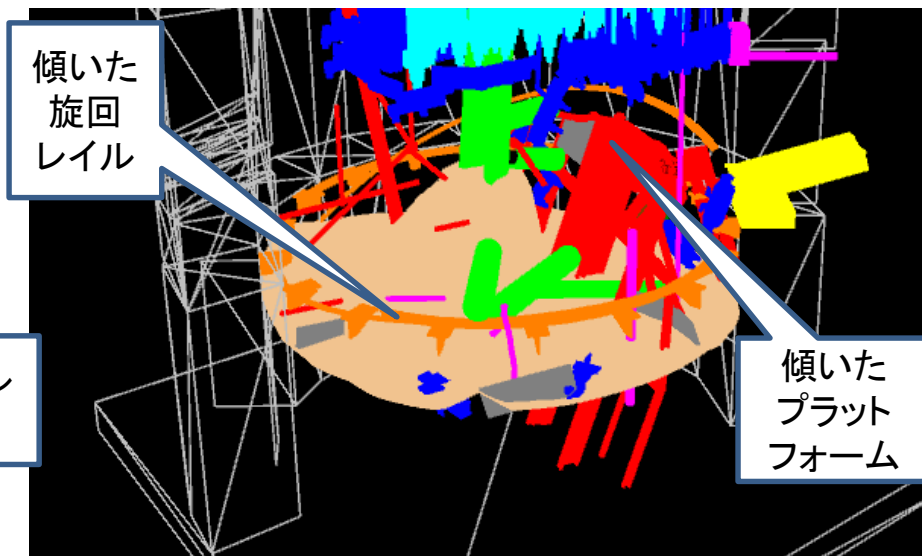


図2. 3号機のペDESTAL内の状況

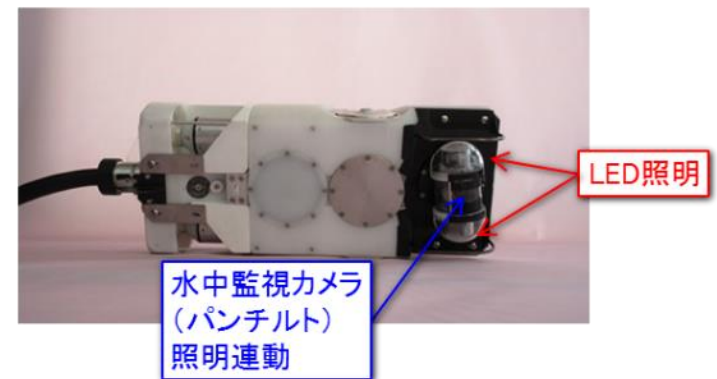
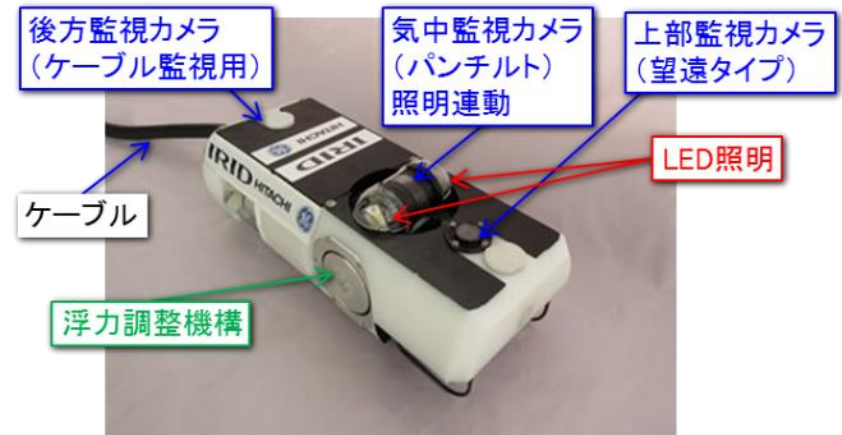
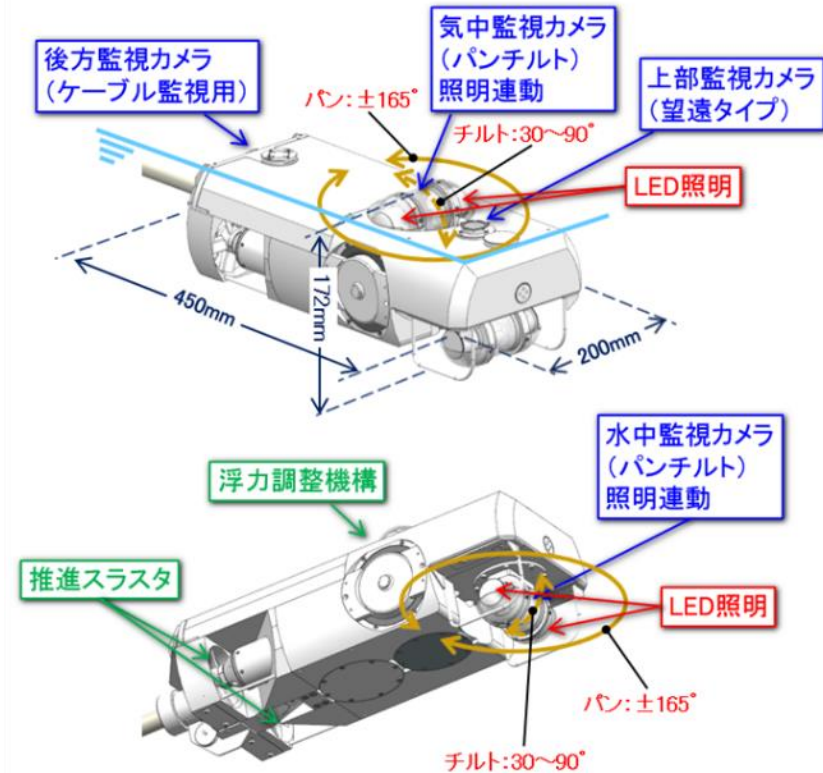
各号機の調査結果から、従来推定の通り2号機と3号機と比較し、1号機の破損状況が厳しい状態であることが確認できた



## 【参考】調査装置詳細：ROV-A2（詳細目視調査用）

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

推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



# 福島第一原子力発電所 事故分析サンプルについて

2023年5月10日



東京電力ホールディングス株式会社

- 2021年11月、1F事故調査を計画的かつ主体的に進めていくため、「福島第一原子力発電所事故調査中長期計画」を策定し定期的に更新している。
- 中長期計画の調査項目は、米国DOE主催のForensics会議で議論された調査項目をもとに当社のニーズを盛り込み作成している。
- 分析用サンプルは、PCV内部調査及び同関連作業等の燃料デブリ取り出し準備作業の進捗とともに採取されるものを活用する他、設備解体作業等の各種廃炉作業の中で、積極的に採取している。
- 特に事故進展推定の観点からは、サンプル中に含まれる燃料成分に由来する微粒子に着目した分析により、生成条件（材料、到達温度、雰囲気等）や挙動（移行ルート、事故進展時のタイミング等）を推定するアプローチをとっており、PCV内部調査に関連するサンプルや、PCVからのリーク経路（ウェルプラグ、PCV貫通部）、ベント経路（SGTS配管）から採取されたサンプル等の構外分析を進めている。  
（2ページにサンプル例を示す）
- これまでに取得した分析用サンプルはα汚染物が中心であったが、今後は、燃料デブリ取り出しが開始し、より燃料デブリ性状に関する直接的な情報が取得できることが期待される。

# 構外詳細分析をしたサンプル例

号機	取得試料	採取時期	分類	号機	取得試料	採取時期	分類
1	R/Bエアロック室堆積物	2015年度	RB-5	2	PCV内部調査装置付着物（シールリング）	2018年度	PC-10
1	PCV底部堆積物	2017年度	PC-17	2	R/Bトーラス室滞留水ろ過物	2018年度	TRB-1
1	ウェルプラグ部スミア	2019年度	RB-5	2	PCV貫通部（X-6ペネ）調査装置付着物	2020年度	PC-10
1	PCV貫通部（X-2ペネ）堆積物	2019年度	RB-5	2	SGTS室調査試料	2020年度	RB-5
1	PCV内部調査アクセスルート構築関連試料	2019年度	RB-5	2	ウェル内調査関連試料	2021年度	RB-5
1	SGTS室調査試料	2020年度	RB-5	2	PCV貫通部（X-53ペネ）試料	2021年度	PC-10
1・2	1・2号機SGTS配管内部スミア	2020年度	TRB-7	2	シールドプラグ穿孔内堆積物	2021年度	RB-5
2	R/Bオペフロ養生シート	2013年度	RB-5	2	FHM操作室スミヤ	2022年度	RB-5
2	TIP配管内閉塞物	2013年度	PC-10	3	PCV内部調査装置付着物	2017年度	PC-10
2	PCV内部調査装置付着物（CRDレール上）	2016年度	PC-19	3	R/Bトーラス室滞留水ろ過物	2018年度	TRB-1
2	PCV内部調査装置付着物（カメラ部）	2017年度	PC-10	3	RHR配管内残水	2021年度	TRB-1

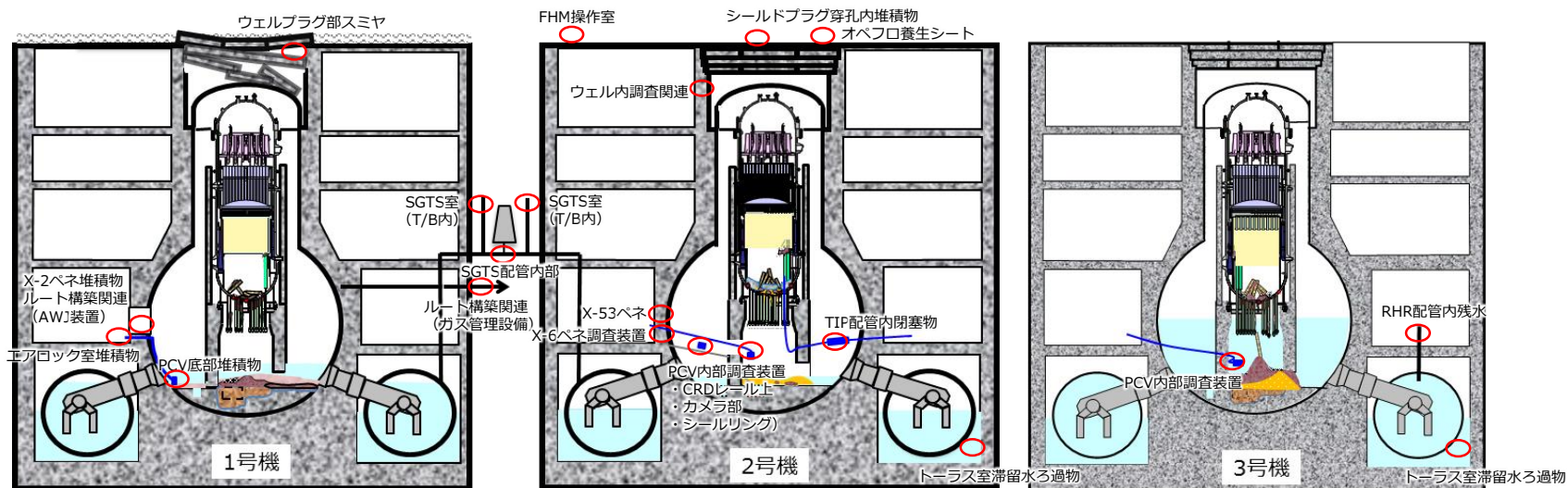


図2 サンプル取得位置の概要

# 原子炉建屋-1

- <凡例>
- 取得する情報
  - Forensics No.
  - TEPCO No.
  - 分類\*
  - 情報の利用価値

※:

- ① 廃炉作業上必ず調査するものかつ直近の計画があるもの
- ② 廃炉作業上必ず調査するものかつ直近の計画があるものについて、計画を拡張して調査するもの
- ③ 廃炉作業完了まで調査の計画が存在しないもの（リソース、技術的課題等）
- ④ 廃炉作業上必ず調査するものかつ直近に計画がないもの（実施する場合の調査範囲の拡張を含む）
- ④' 当初④だったが、調査の進捗により①または②になったもの

- 1,3号機の損傷した壁面・構造材の写真/動画 (RB-3a, 3b)
- ②①④④'
- 原子炉建屋爆発の形態の解明

- 地震の影響を受ける可能性のある場所の写真/動画 (RB-8)
- ①②④'
- 地震による構築物、機器等への影響の解明

- 建屋内で採取した試料の核種分析 (RB-5)
- ①②④'
- 漏えい経路の特定、線量評価コードのベンチマーク

分析結果あり

- 2号機コンクリートサンプルの核種分析 (RB-7)
- ①②
- 放射性物質の建屋残留メカニズムの解明、解析モデルの高度化

分析結果あり

- 2号機の壁面 (BOP等)・機器の写真/動画 (RB-4)
- ①②④④'
- 水素発生や減圧挙動の原因究明

- 4号機の損傷した壁面・構造材の写真/動画 (RB-3c)
- ①
- 原子炉建屋爆発の形態の解明

- 4号機空調ダクトサンプルの放射線核種分析 (RB-6)
- ①④'
- 4号機原子炉建屋の爆発要因 (水素起源) の解明

- HPCI系の写真/動画 (RB-2)
- ④
- 事故時のHPCI作動状況の解明

- RCIC系の写真/動画 (RB-1)
- ④
- 事故時のRCIC作動状況や、2号機RCICの停止理由の解明

- D/Wコンクリートの放射性核種分析 (RB-9a)
- ④
- FPの格納容器からの漏えい量や漏えい箇所の解明、水素漏えい箇所の解明

- メカニカルシール、ハッチ、電気ペネの写真/動画。線量調査 (RB-9b)
- ②①④'
- FPの格納容器からの漏えい量や漏えい箇所の解明、水素漏えい箇所の解明

- 1号機の真空破壊弁、1, 2, 3号機のPCV漏えい箇所 (RB-10)
- ①④
- FP、水素の漏えい経路の解明

- 1~3号機の建屋滞留水の分析 (TRB-1)
- ①④
- FPの分析による事故進展の理解深化

分析結果あり

サンプル分析に関連する項目を緑色枠で示した。

# 原子炉建屋-2

●1～4号機AC系配管の汚染や錆にかかる調査、線量や写真/動画 (TRB-6)

●④④'  
●事故進展の理解深化、ベントに伴う影響、FPのふるまい

●2号機耐圧強化ベントラインにおけるラプチャーディスクの破裂有無にかかる調査、写真/動画 (TRB-3)

●④'  
●事故進展の理解深化、ベントの成否

●4号機SGTSフィルタの放射性核種分析 (TRB-4)

●④'  
●事故進展の理解深化、ベント中に含まれるFPの組成

●1,2号機排気筒付け根付近、SGTS配管の高線量箇所における線量・放射性核種分析 (TRB-7)

●②  
●事故進展の理解深化、ベント中に含まれるFPの組成

●2号機RCIC室上部の壁面における放射性核種分析、写真/動画 (TRB-2)

●④  
●FPの漏えい経路の解明

●2号機S/C液相漏えい箇所にかかる調査 (RCIC室等) (TRB-5)

●④  
●PCV漏えい箇所の特定

分析結果あり(構内)

●水素ガス滞留システムから採取されたガスの分析 (TRB-11)  
●①  
●事故進展の理解深化

●海水系配管の健全性に係る情報・機械的な健全性の確認のための外観写真 (TRB-10)  
●④  
●事故進展の理解深化

●耐圧強化ベント経路、SGTS、関連する原子炉建屋空調の写真/動画。線量情報 (RB-11)  
●①④④'  
●高温・高放射線環境化におけるシール性能の評価

●1号機RCWサージタンクの調査、水位や線量の測定 (RB-15)  
●②④'  
●1号機の事故進展にRCW系統がもたらした影響の解明

<凡例>

●取得する情報  
● Forensics No.  
● TEPCO No.  
● 分類※ (P34参照)  
● 情報の利用価値

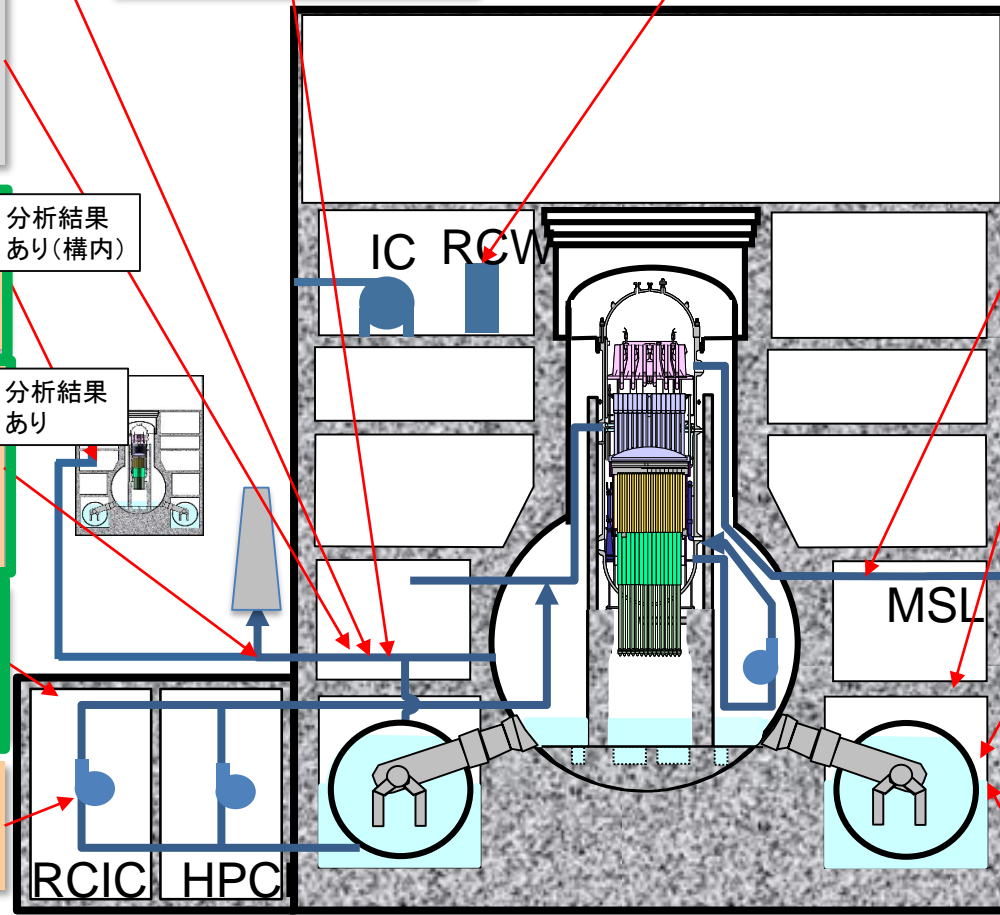
●計器の健全性に係る情報・機械的な健全性の確認のための外観写真  
●電気的な点検結果 (発災以降の点検記録含む) (TRB-9)  
●①④  
●事故進展の理解深化

●PCV外主蒸気配管の写真/動画 (RB-13)  
●④①  
●PCV破損モードの特定

●原子炉建屋で採取した高線量の堆積物や粉じんの化学分析 (RB-14)  
●②④①  
●MCCI起因の生成物発見に伴うデブリ位置推定への貢献

●原子炉建屋内の漏えい箇所近傍の写真/動画 (RB-12)  
●①  
●原子炉建屋からタービン建屋への漏えいの原因究明 (2号機はPCV漏えい箇所の究明)

●2号機トール室の浸水痕 (TRB-8)  
●④  
●事故進展の理解深化



分析結果あり(構内)

分析結果あり

サンプル分析に関連する項目を緑色枠で示した。

灰色ハッチング：調査を実施し、情報を取得済

# 原子炉格納容器-1

<凡例>

- 取得する情報
- Forensics No.
- TEPCO No.
- 分類※ (P34参照)
- 情報の利用価値

- ICの放射性核種調査/サンプリング、写真/動画 (PC-2)
- ①④③
- 地震の影響評価、弁の最終位置の評価、水素輸送にかかる知見の収集

- PCVヘッドフランジの締め付け状態、トルク、ボルト長の記録。PCVヘッドフランジシール部の写真/動画 (PC-1)
- ①④
- PCVヘッドフランジの持ち上がり方、ピーク温度、高温に伴う劣化にかかる調査・解明

- RPV外センサーとセンサー支持構造物の試験と健全性評価 (PC-8)
- ①②③
- RPV減圧経路の特定、RPV圧力B系の故障原因の解明

- RPV外調査とRPV内センサー、センサー支持構造物の健全性評価 (RPV底部、2号TIP、SLC) (PC-7)
- ①②③
- RPV減圧経路の特定、RPV圧力B系の故障原因の解明

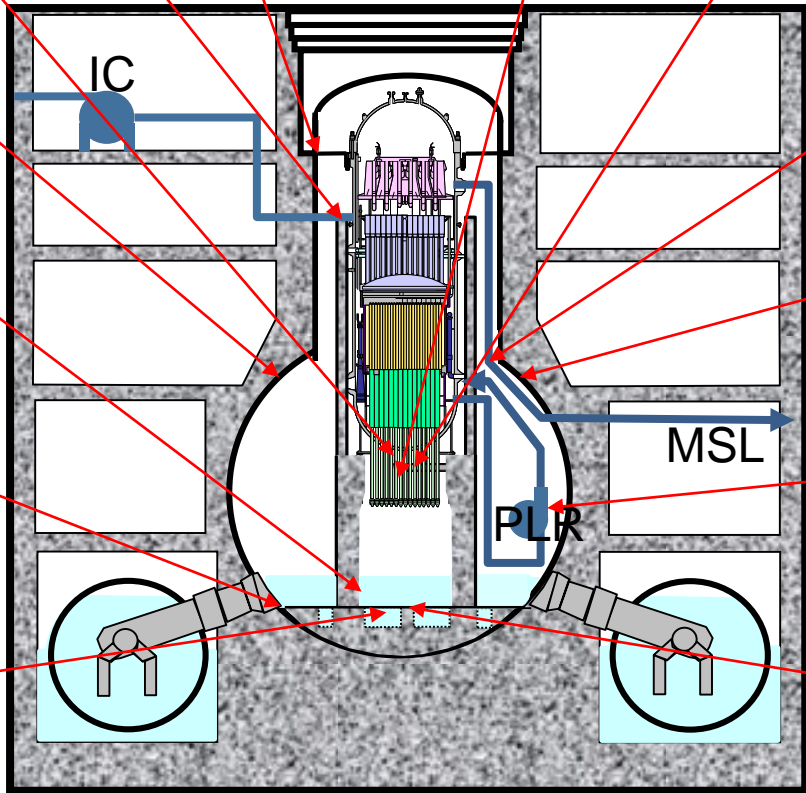
- RPV底部、構造物、RPV底部貫通部の写真/動画 (PC-3e)
- ①②
- RPV底部周辺の損傷、コリウムの引っ掛かり具合にかかるコード評価、モデル改良

- PCV塗装の写真/動画 (D/W、S/Cの両方が対象) (PC-9)
- ①②③④
- 塗装への影響の解明

- 放射性核種調査、ベDESTAL内外の壁と床の写真/動画、サンプリング (PC-3c)
- ①②④
- RPV破損箇所、RPV外燃料デブリの形態や組成、MCCIの推定にかかるコード評価のベンチマーク

- PCVライナー試験にかかる写真/動画 (デブリ周辺、1号ベDESTAL周辺)、冶金試験 (PC-3b)
- ② (冶金試験③)
- ライナー破損とMCCIを予測するモデルの改良

- PCVに落下したデブリ、クラストや構造物の写真/動画、採取したデブリ、クラストや構造物のホットセル試験 (PC-3a)
- ①②
- 燃料デブリの量、高さ、形態、組成分布、拡がり、飛散性、塩の影響などにかかる知見の入手



- MSLや、ADSラインからSRVテールパイプまでのライン、計装ラインの写真/動画 (PC-5)
- 1号機③、2,3号機のMSL② (ADS・SRV③)
- RPV損傷モードの調査

- SRVとMSLの外観検査、弁の内側機構 (PC-6)
- 1号機③、2,3号機のMSL② (ADS・SRV③)
- SRVと関連する配管の損傷調査

- 再循環ラインとポンプの写真/動画 (溶融燃料がシュラウド外に溜まると再循環ラインに侵入する可能性) (PC-4)
- ②③①
- PCVの損傷モードおよび燃料落下経路の特定

- コンクリート腐食のプロファイル。写真/動画、サンプリング、試験 (PC-3d)
- ①②③④
- MCCI予測コードのベンチマーク

サンプル分析に関連する項目を緑色枠で示した。

# 原子炉格納容器-2

<凡例>

- 取得する情報
- : Forensics No.
- : TEPCO No.
- 分類※ (P34参照)
- 情報の利用価値

●放射性核種調査に資する電線管ケーブルや塗装のサンプル採取 (PC-14)

- ③ (2)
- 線量コード評価、モデル改良

●2号機CRD交換レール上の黒色物質のサンプル分析結果 (形状、微細組織、化学組成を含む) (PC-19)

- ①
- 構造物の最高温度、損傷有無に関する知見の入手。モデル改良

●溶融した、亜鉛メッキされた、あるいは酸化した構造物の写真/動画 (ペDESTAL内外) (PC-16)

- ①②③
- ピーク温度にかかる知見の入手

●放射性核種調査に資するPCV内包水サンプル採取 (PC-15)

- ①②
- 線量コード評価、モデル改良

●1号機D3位置における構造物上の黒色物質のサンプル分析結果 (形状、微細組織、化学組成を含む) (PC-20)

- ③ (2)
- ケイ素やデブリの有無によるMCCI有無の推定。モデル改良

●ペDESTAL外側の堆積物や構造物の写真/動画 (TPC-1)

- ①②
- ペDESTAL外へ流出した溶融物の量、高さ、形態、組成、拡がりなどにかかる知見の入手

●RPV周辺の配管や断熱材の写真/動画 (PC-13)

- ③ (2)
- 長期的な冷却に伴う断熱材への悪影響の調査

●PCV内の放射性核種調査 (PC-10)

- ①② (3号機④)
- 線量コード評価、モデル改良

●1号機PCV液相漏えい箇所にかかる調査 (PCV鋼板の様子、液体の流れ、水中の気泡の有無等) (TPC-2)

- ①②
- PCV漏えい箇所の特定

●RPV外におけるTIP、SRM、IRM配管の写真/動画 (PC-12)

- ①② (3号機④)
- 原子炉圧力減圧にかかる損傷に関する調査

●3号機PCV内部調査映像 (PC-21)

- ①②
- モデル改良

●PLRポンプシール等のRPV漏えい箇所候補の写真/動画 (PC-11)

- ③
- 高温・高圧環境化での性能評価

●1号機D/W床堆積物上層の化学分析、軸方向の組成 (PC-17)

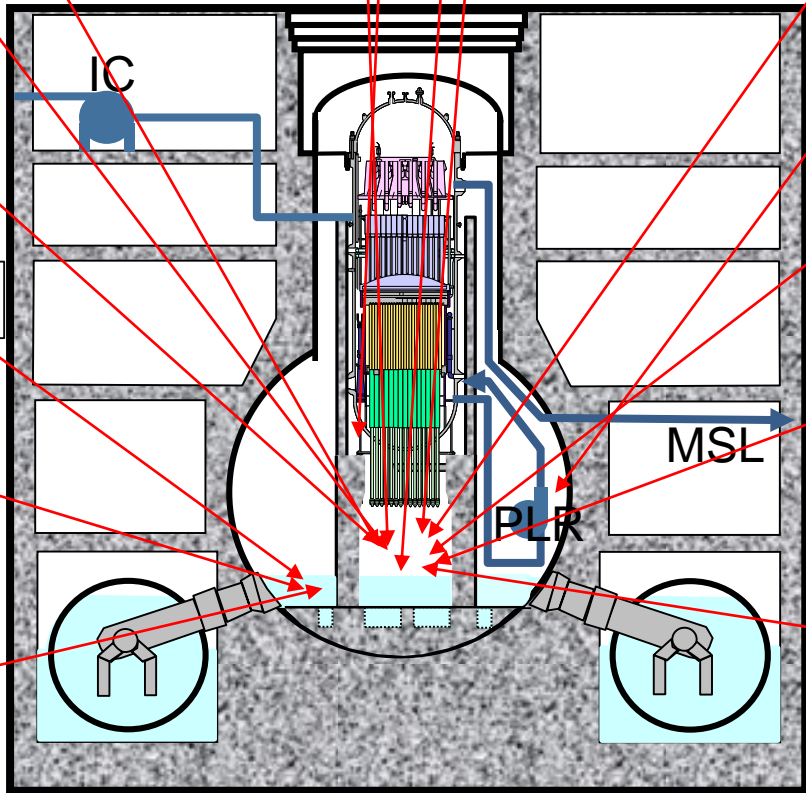
- ①②
- コンクリート酸化物の有無によるMCCI有無の推定。モデル改良

●1号機D/W床堆積物下にある物質の性質 (PC-18)

- ②③
- 物質の正体の解明 (上層とは異なる堆積物か、燃料デブリか)。コンクリート酸化物の有無によるMCCI有無の推定。モデル改良

●異なる軸方向、半径位置でのデブリのサンプル分析結果 (形状、微細組織、化学組成を含む) (PC-22)

- ② (3)
- 酸化コンクリート有無によるMCCI有無の推定。物質の溶融落下にかかる知見。燃料の濃縮度にかかる知見。モデル改良。



分析結果あり

分析結果あり

分析結果あり

分析結果あり

サンプル分析に関連する項目を緑色枠で示した。

灰色ハッチング：調査を実施し、情報を取得済



# 原子炉圧力容器

<凡例>

●取得する情報

● Forensics No.

● TEPCO No.

● 分類※ (P34参照)

● 情報の利用価値

- 気水分離機の写真/動画、サンプル採取 (RPV-3)
- ② (サンプル採取③)
- 健全性あるいは変位計測、ピーク温度評価、冶金学的な試験から得られる知見をもとにしたコード評価とモデル改良

- 給水スパーージャノズル、注水ポイントの写真/動画、サンプル採取 (RPV-2b)
- ② (サンプル採取③)
- 運転性能の評価、腐食を含む海水注水の影響の評価

- 上部構造物、上部格子板の写真/動画、サンプル採取 (RPV-1c)
- ② (サンプル採取、冶金試験③)
- 変形等に関する知見、冶金学的な試験をもとにしたコード評価やピーク温度、変位、溶融の予測にかかるモデル改良

- 炉心スプレインノズル、スパーージャ、ノズル接合部の写真/動画、サンプル採取 (RPV-2a)
- ② (CS系シュラウド内②、シュラウド外②、サンプル採取、冶金試験③)
- 運転性能の評価、腐食を含む海水注水の影響の評価

- 炉心支持板および関連する構造物の写真/動画 (RPV-4d)
- ② (サンプル採取、冶金試験③)
- コード評価とモデル改良

- ドライヤの写真/動画、サンプル採取 (RPV-1a)
- ② (サンプル採取③)
- 健全性あるいは変位計測、ピーク温度評価、冶金学的な試験から得られる知見をもとにしたコード評価とモデル改良

- 主蒸気配管の写真/動画、配管内のプローブ調査、サンプル採取 (RPV-1b)
- ②④ (サンプル採取、冶金試験③)
- 変形等にかかる知見、冶金学的な試験をもとにしたコード評価とモデル改良

- シュラウドヘッドの写真/動画、サンプル採取 (RPV-4b)
- ② (サンプル採取、冶金試験③)
- 健全性あるいは変位計測、冶金学的な試験から得られる知見をもとにしたコード評価とモデル改良

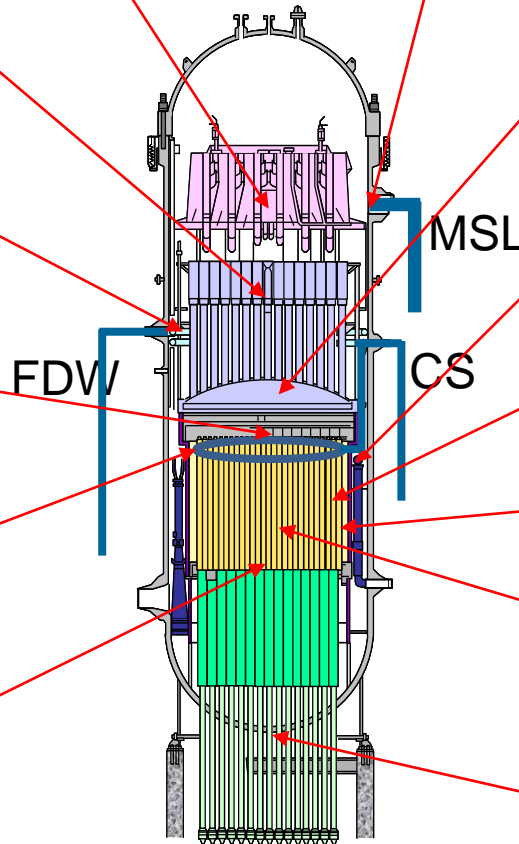
- シュラウド (シュラウドとRPV壁の間) の写真/動画、サンプル採取 (RPV-4a)
- ② (サンプル採取、冶金試験③)
- 健全性あるいは変位計測、冶金学的な試験から得られる知見をもとにしたコード評価とモデル改良

- シュラウド (炉心側から) の写真/動画、サンプル採取 (RPV-4c)
- ② (サンプル採取、冶金試験③)
- 健全性あるいは変位計測、冶金学的な試験から得られる知見をもとにしたコード評価とモデル改良

- 遠隔測定技術による炉心 (およびRPVとシュラウドの間) の状態把握 (RPV-5a)
- ③※1
- コード評価とモデル改良

- 炉心および構造物の最終状態の把握 (RPV-5b)
- ②
- コード評価。燃料デブリの組成、重量、形態を予測するモデルの改良

- RPV内の燃料デブリの写真/動画、サンプル採取 (TRPV-1)
- ② (サンプル数の大幅増加③)
- 燃料デブリの量、形態、組成分布、拡がりなどにかかる知見の入手、事故進展の理解深化



※1: ミュオン測定による燃料デブリ位置を評価  
(1号機: 2015年2月~5月、2号機: 2016年3月~7月、3号機: 2017年5月~9月)

サンプル分析に関連する項目を緑色枠で示した。