

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34回会合

議事次第

1. 日 時 令和4年12月20日（火）14：00～18：00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議 題

(1) 1号機原子炉格納容器内部調査から得られた情報について

- ・1号機PCV内部調査（後半調査）（堆積物デブリ検知調査）
- ・1号機PCV内部調査から得られた情報（RCW配管の損傷）
- ・大阪大学におけるコンクリートに関する事象の検討

(2) 3号機原子炉建屋内の水素濃度評価について

- ・3号機の水素爆発に寄与した漏えい経路と爆発メカニズムの推定

(3) スミア試料分析の整理等について

- ・2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析

(4) 事故分析の中間取りまとめ（2022年度）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）の案

(5) その他

- ・1号機RCW系線量低減に向けた内包水サンプリング作業

#### 4. 配布資料

資料1-1 : 1号機 PCV 内部調査（後半）について [東京電力ホールディングス株式会社]

資料1-2 : 1号機内部調査動画から得られた情報 [東京電力ホールディングス株式会社]

資料1-3 : 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（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）資料1-1再掲） [東京電力ホールディングス株式会社]

資料1-4 : 東京電力福島第一原子力発電所1号機 PCV 内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討 [大阪大学]

資料2 : 福島第一原子力発電所3号機の水素爆発に寄与した漏えい経路と爆発メカニズムの推定 [株式会社テプコシステムズ/東京電力ホールディングス株式会社]

資料3 : 2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析

[国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]

資料4 : 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（案）～2021年4月から●年●月までの検討～（本文） [原子力規制庁]

資料5 : 1号機RCW系線量低減に向けた内包水サンプリング作業について

[東京電力ホールディングス株式会社]

参考資料集 : 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（案）～2021年4月から●年●月までの検討～（参考及び別添資料） [原子力規制庁]

参考資料 : Core debris location evaluations [アルゴンヌ国立研究所 Mitch Farmer 氏]

## 1号機 PCV内部調査（後半）について

2022年12月20日

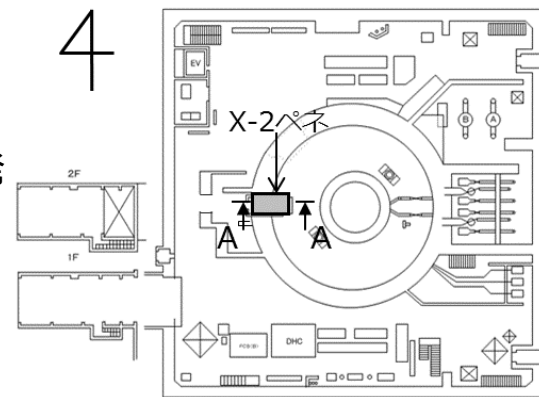
**IRID** **TEPCO**

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

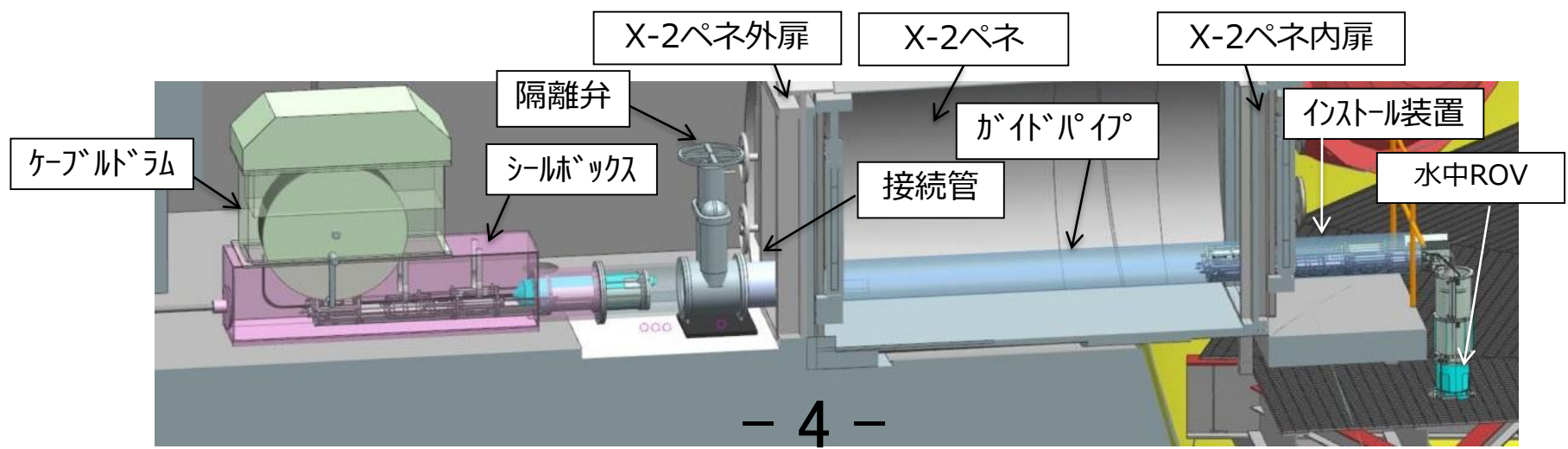
# 1. 1号機PCV内部調査の概要

- 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）から実施する計画
- PCV内部調査に用いる調査装置（以下、水中ROV）はPCV内の水中を遊泳する際の事前対策用と調査用の全6種類の装置を開発
- 水中ROV調査ステップ

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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



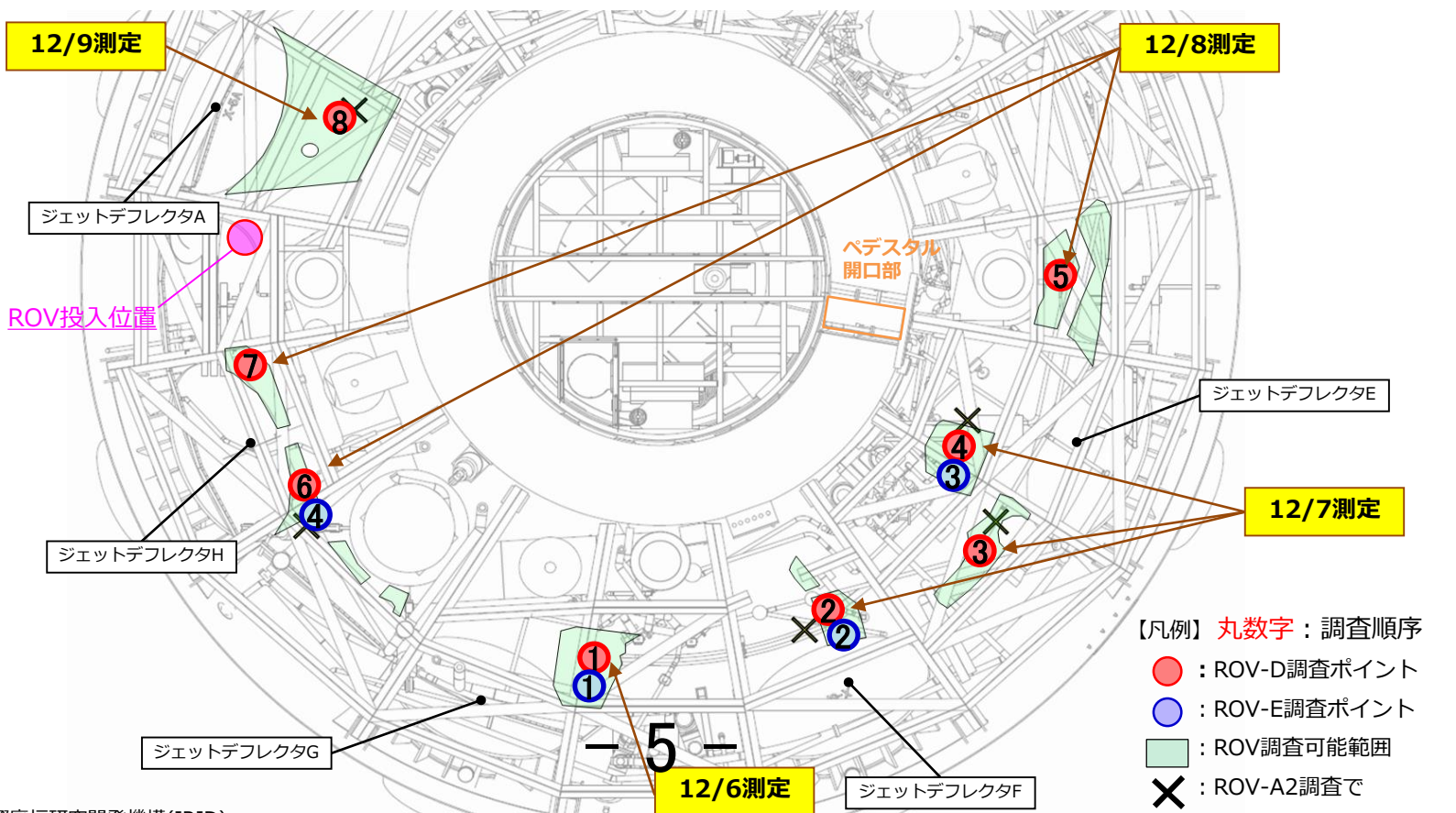
- 4 -

内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)



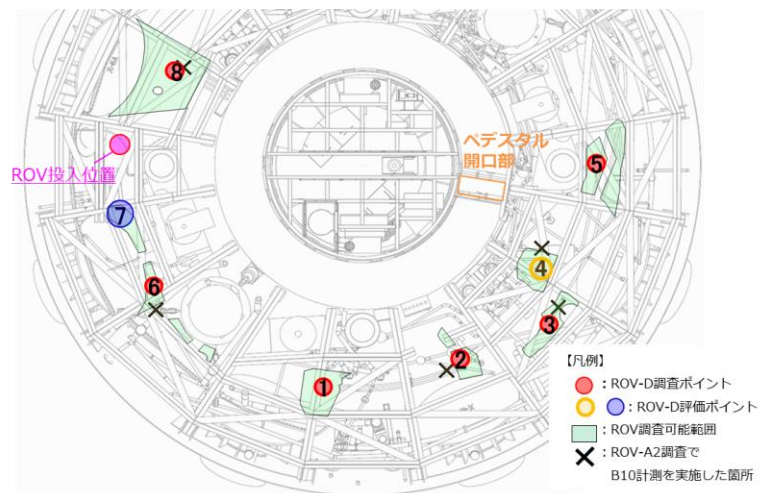
## 2. PCV内部調査の状況

- 11月28日、調査再開に必要なPCV水位の確保を目的とし原子炉注水量の変更を実施、PCV水位の確保が確認できたことから、12月6日からROV-Dによる堆積物デブリ検知を開始
- 12月9日にかけて計画した調査を完了したことから、翌10日にROV-Dのアンインストールを実施
- 現在、後続号機であるROV-Eの投入に向けた装置の動作確認を実施中、2023年1月中下旬からのROV-Eによる堆積物サンプリング開始を目指す

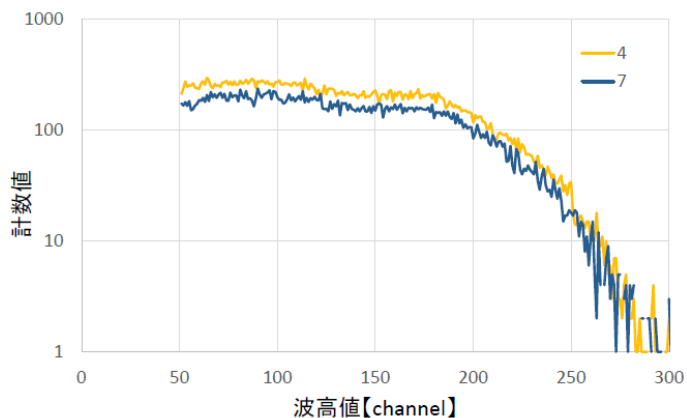


### 3. ROV-D (堆積物デブリ検知) 評価2ポイント速報

- 調査ポイント④,⑦において、熱中性子束及びEu-154を確認
- デブリの存在の有無に関する有効なデータの取得ができたことから、引き続き、残り6箇所において評価を実施する

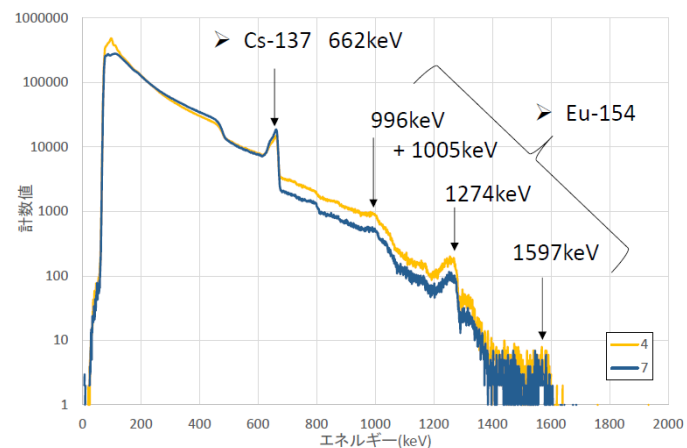


【中性子束測定結果】



測定位置	ポイント④	ポイント⑦
合計カウント数	25,224	18,997
熱中性子束 (nv)	58.9	44.3

【γ線核種分析結果】

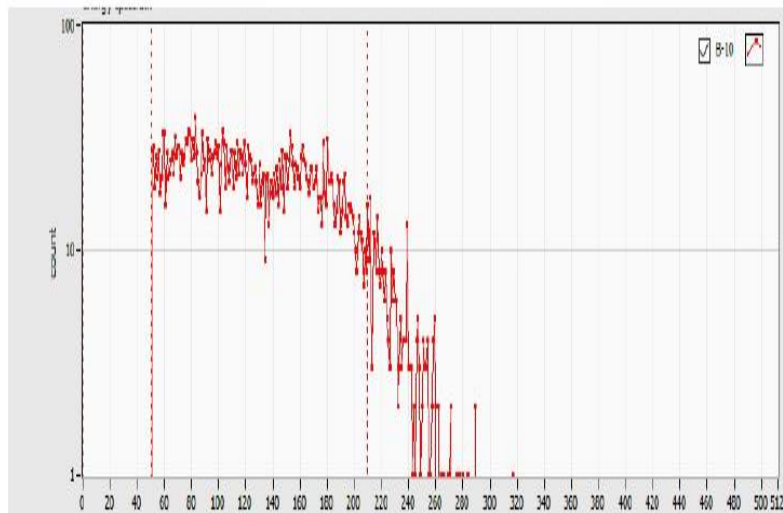


測定位置		ポイント④	ポイント⑦	
合計カウント数		57,921,013	51,024,138	
Cs-137	662(keV)	ネットカウント数	2.77E+05	4.09E+05
	1274(keV)	ネットカウント数	5.47E+03	2.88E+03
Eu-154	1000(996+1005)(keV)	ネットカウント数	6.77E+03	4.01E+03
	1597(keV)	ネットカウント数	1.50E+02	8.02E+01

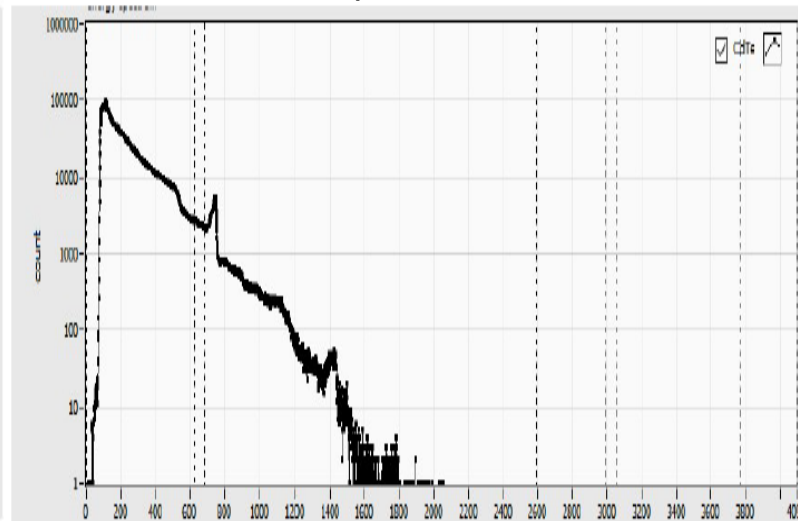
# 4. ROV-D (堆積物デブリ検知) 取得データ 調査ポイント①,②

調査ポイント①

【中性子束測定】

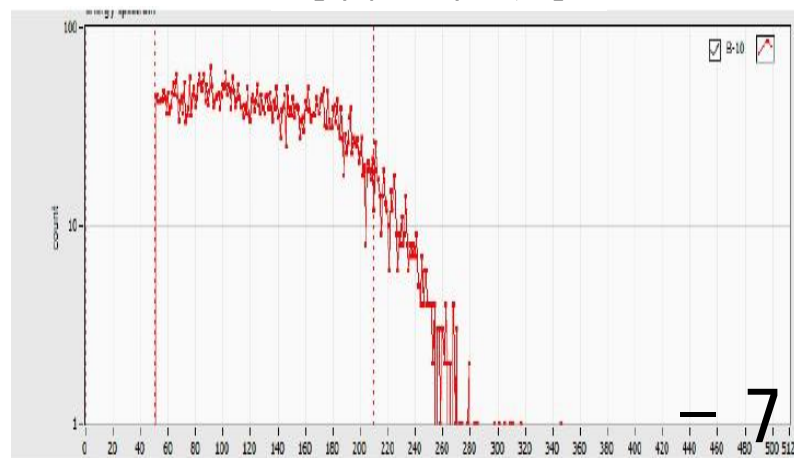


【γ線測定】



調査ポイント②

【中性子束測定】



【γ線測定】

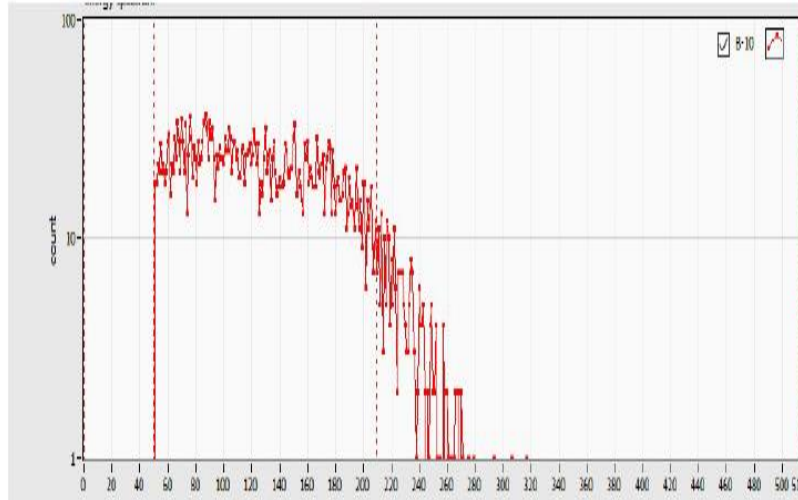


- 7 -

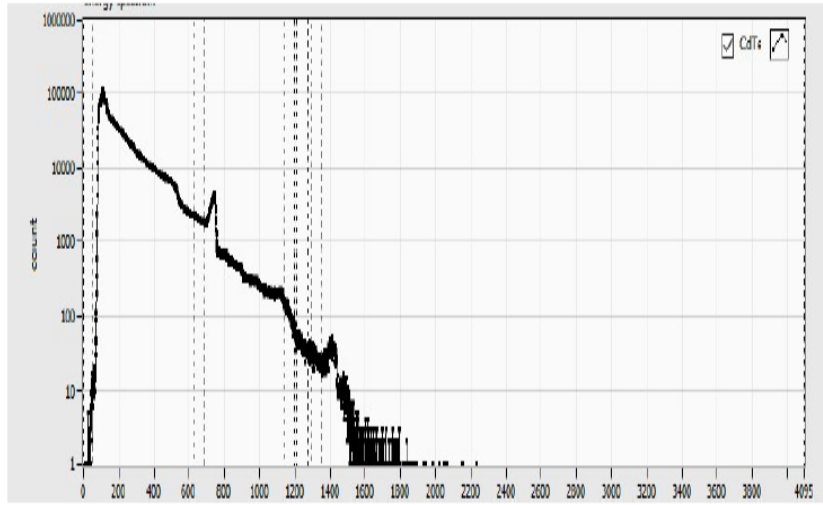
# 4. ROV-D (堆積物デブリ検知) 取得データ 調査ポイント③,⑤

調査ポイント③

【中性子束測定】

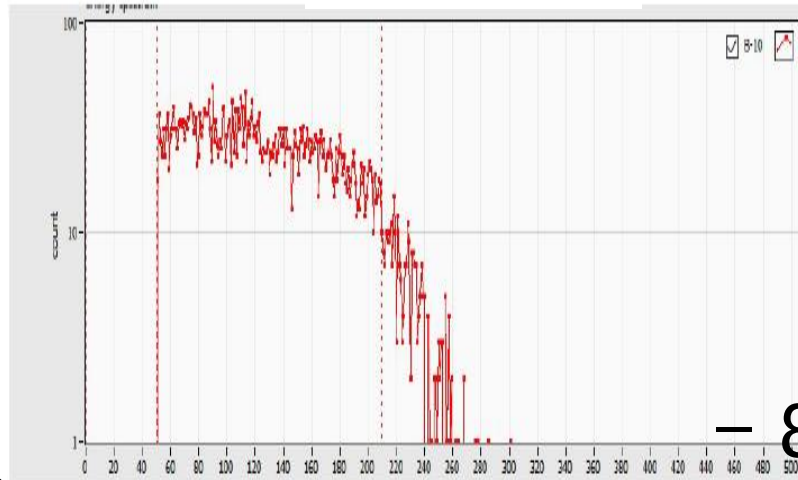


【γ線測定】

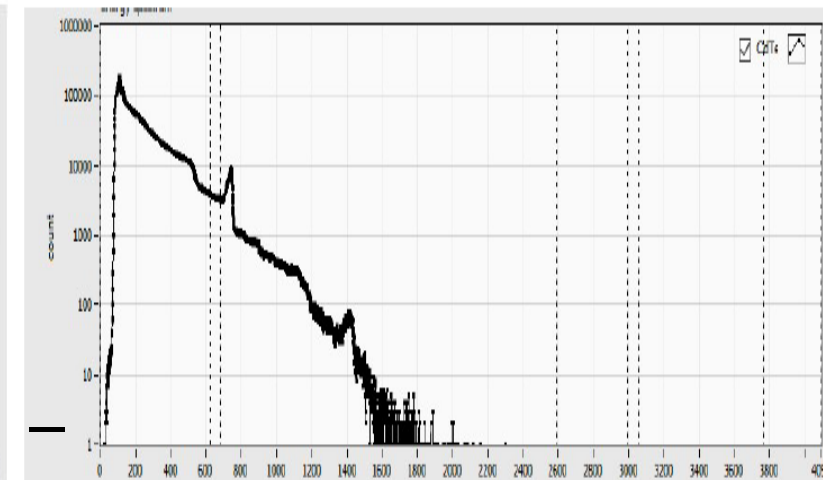


調査ポイント⑤

【中性子束測定】



【γ線測定】

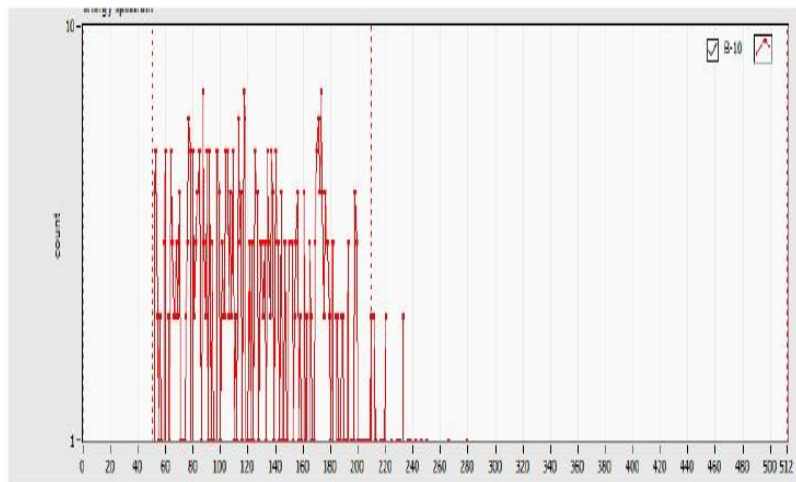




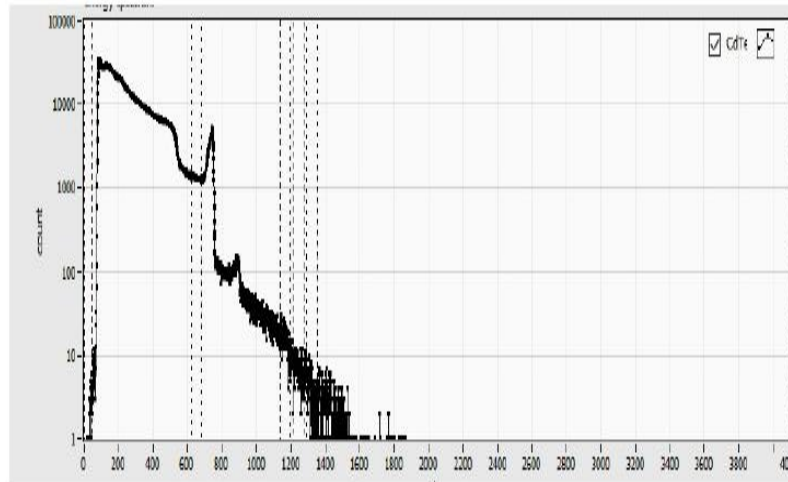
# 4. ROV-D (堆積物デブリ検知) 取得データ 調査ポイント⑥,⑧

調査ポイント⑥

【中性子束測定】

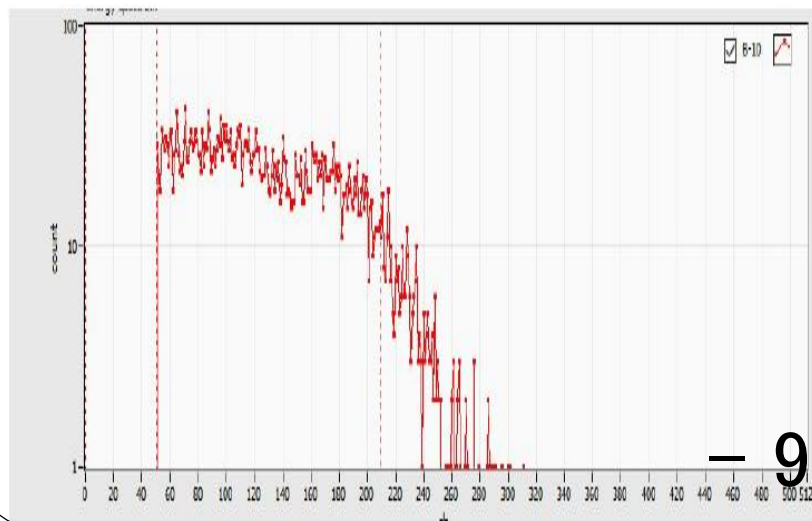


【γ線測定】

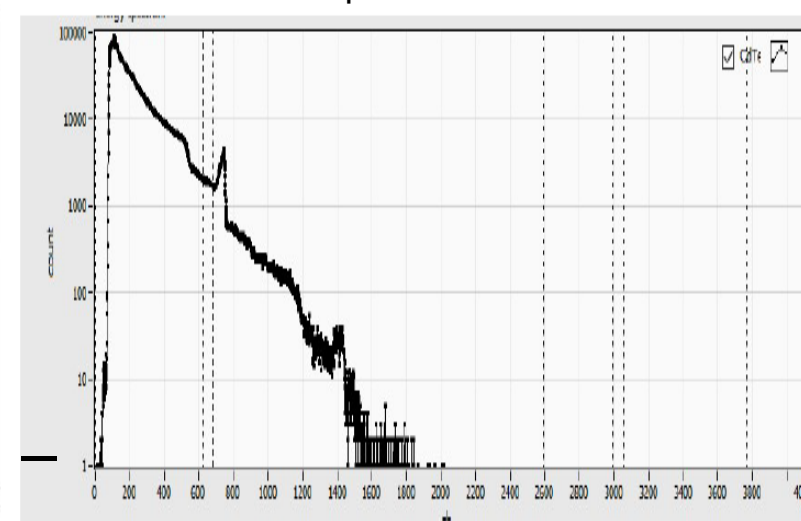


調査ポイント⑧

【中性子束測定】



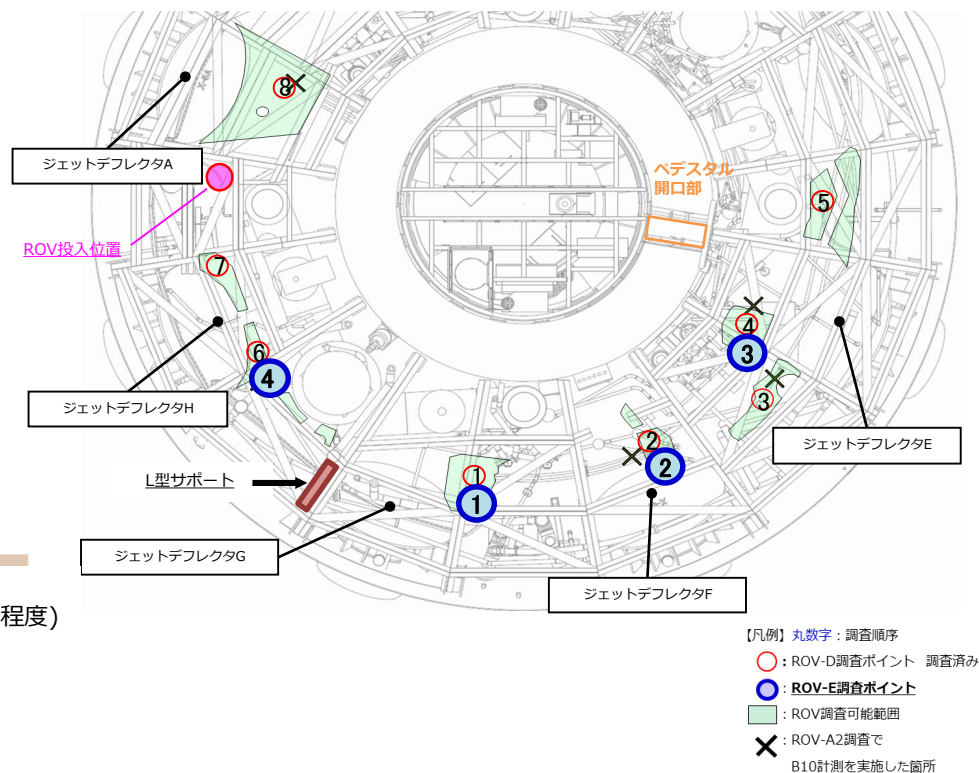
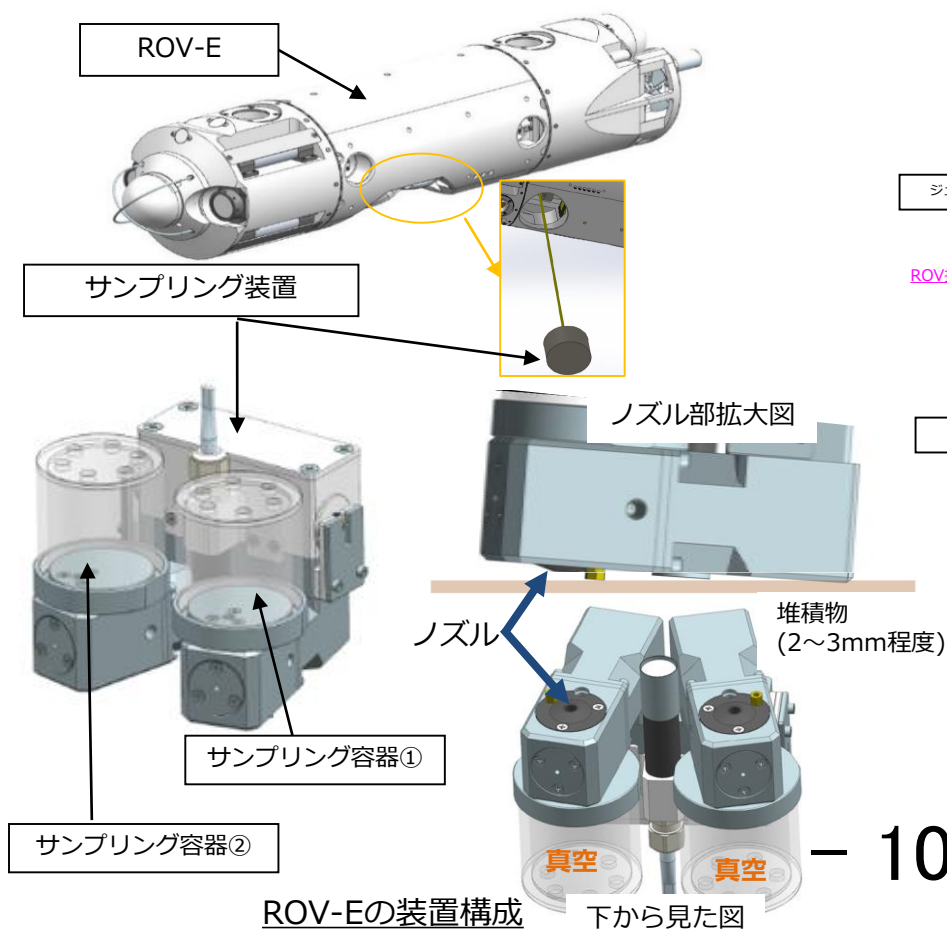
【γ線測定】



9

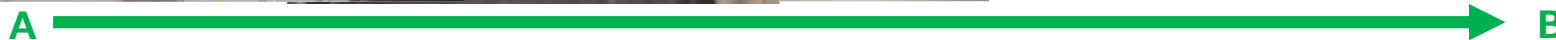
## 5. ROV-E (堆積物サンプリング) 調査計画

- ROV-Eによる堆積物サンプリングは、ペDESTAL外周部4箇所を計画
- サンプリング装置は2個のサンプリング容器を搭載し、1台の装置で2個所のサンプリングが可能
- 2個所のサンプリング後、ROV本体または、サンプリング装置を交換後に、残りの2個所をサンプリングする
- 吸引式によるサンプリングを計画しており、サンプリング装置を堆積物表層に吊り降ろし、真空状態にしたサンプリング容器内にノズルを介して堆積物を吸引する

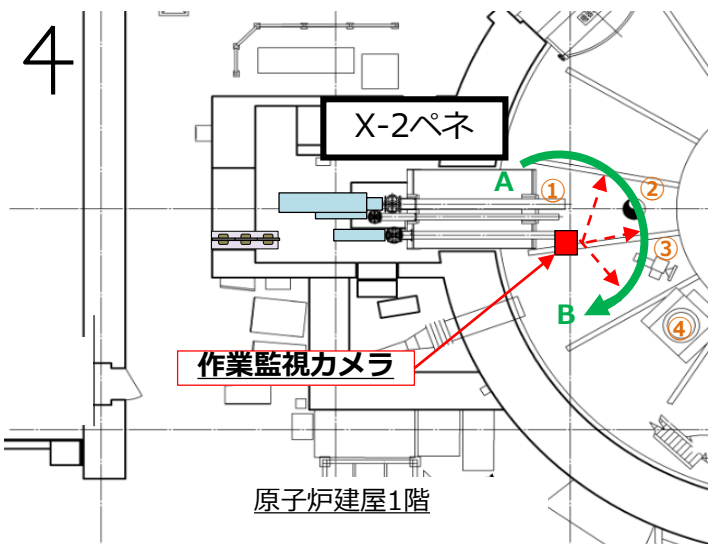


## 6. PCV内部1FL (気中) 状況

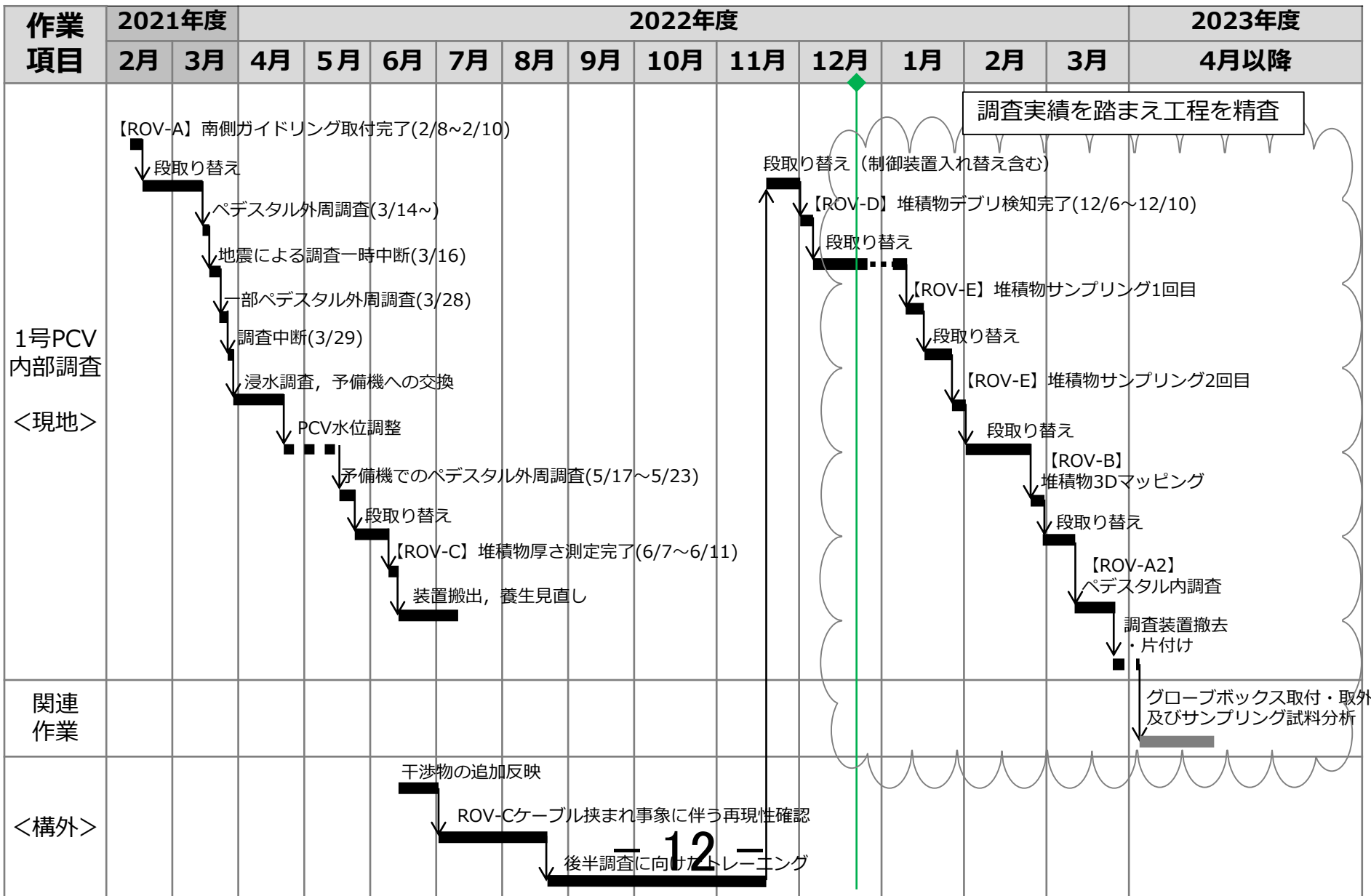
- 12月6日に実施したROV-Dインストール時、作業監視カメラによりPCV内部1FLの状況を撮影



PCV内部1FL



# 6. 1号機PCV内部調査全体工程

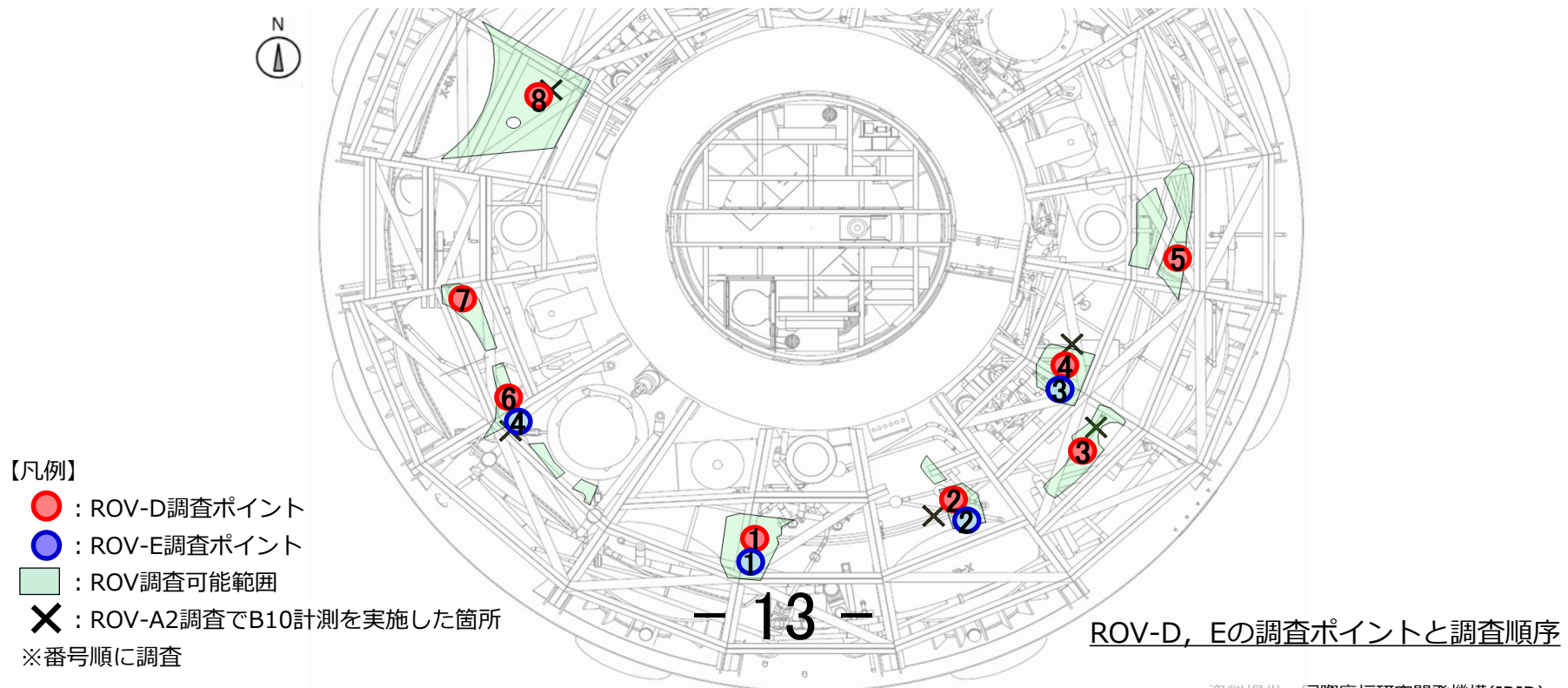


(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。



## (参考) PCV内部調査の状況 (ROV-D,Eの調査計画)

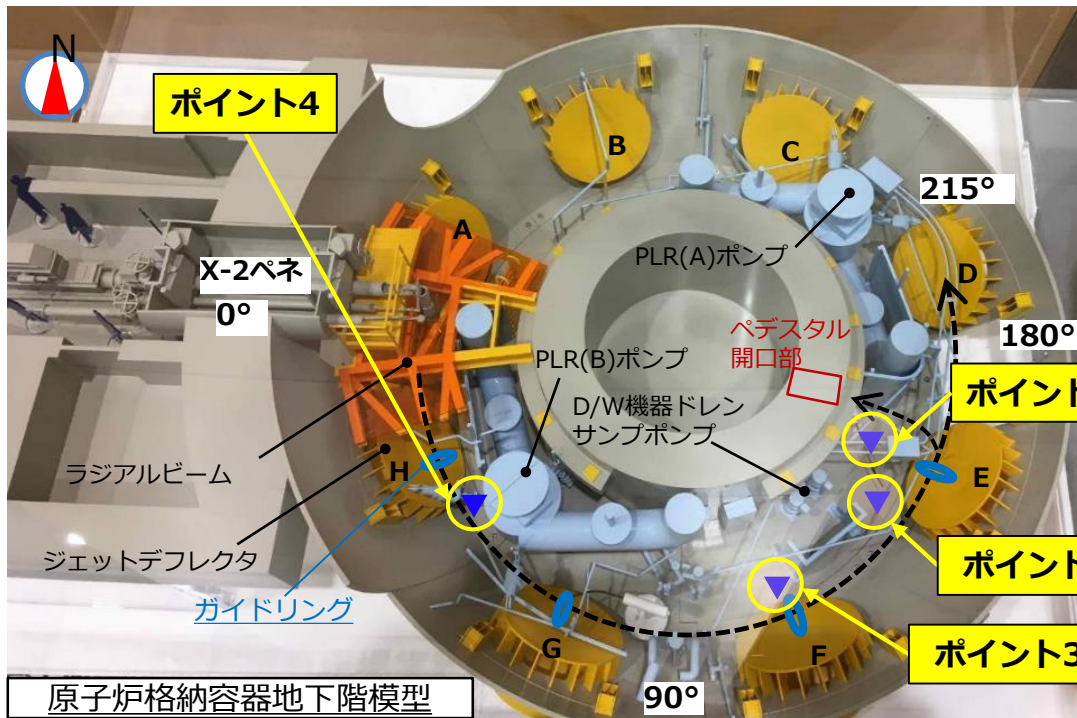
- ROV-Dによるデブリ検知は12月上旬から開始する計画であり、現在は装置の動作確認、遠隔操作室の機材設置作業を実施中
- 後半調査にあたり、調査に必要な水位確保を目的とし、適切な時期に原子炉注水流量の変更操作を計画(2022年3月16日の地震影響によるPCV水位低下を踏まえた対応)
- ROV-Dによるデブリ検知は8箇所、調査結果の評価期間は2～4週間程度を計画
- ROV-Eによる堆積物サンプリングは、2023年1月中旬から調査開始を目指し、ペDESTAL外周部の堆積物表層の4個所のサンプリングを計画し、ROV-Dの評価結果を踏まえずに実施する
- サンプルは構外分析機関への輸送を計画しており、調査結果の評価は約1年程度を計画



# (参考) 調査実績

## 中性子束測定結果 (5月20日,21日調査分)

- 今回測定したポイント全てにおいて熱中性子束を確認
- ペDESTAL開口部付近で熱中性子束が多く確認されていることから、燃料デブリ由来と推定
- 引き続き、後続号機であるROV-C (堆積物厚さ測定) において堆積物の高さや厚さを確認した上で、ROV-D (燃料デブリ検知) において、堆積物への燃料デブリ含有状況を調査する予定

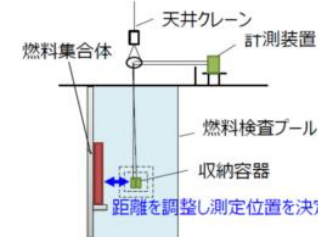


- 熱中性子束は単位時間に単位体積内を熱中性子が走行する距離の総和
- 測定は1箇所あたり60分間
- 測定結果は60分間のカウント数から評価した熱中性子束にて示す

<参考> ROV-A2に搭載のB10検出器による燃料集合体測定結果@NFD

### 測定方法

- ・燃料軸方向の中心部に設置
- ・燃料最寄位置を含め3つの位置で測定 (線量率: 14.4, 6.5, 1.5 Gy/h)
- ・測定時間: 3分



線量率	線源-検出器距離	熱中性子束評価値※
14.4 Gy/h	約16 cm	$8.8 \times 10^1$ /cm <sup>2</sup> /s
6.5 Gy/h	約33 cm	$1.1 \times 10^1$ /cm <sup>2</sup> /s
1.5 Gy/h	約78 cm	0 /cm <sup>2</sup> /s

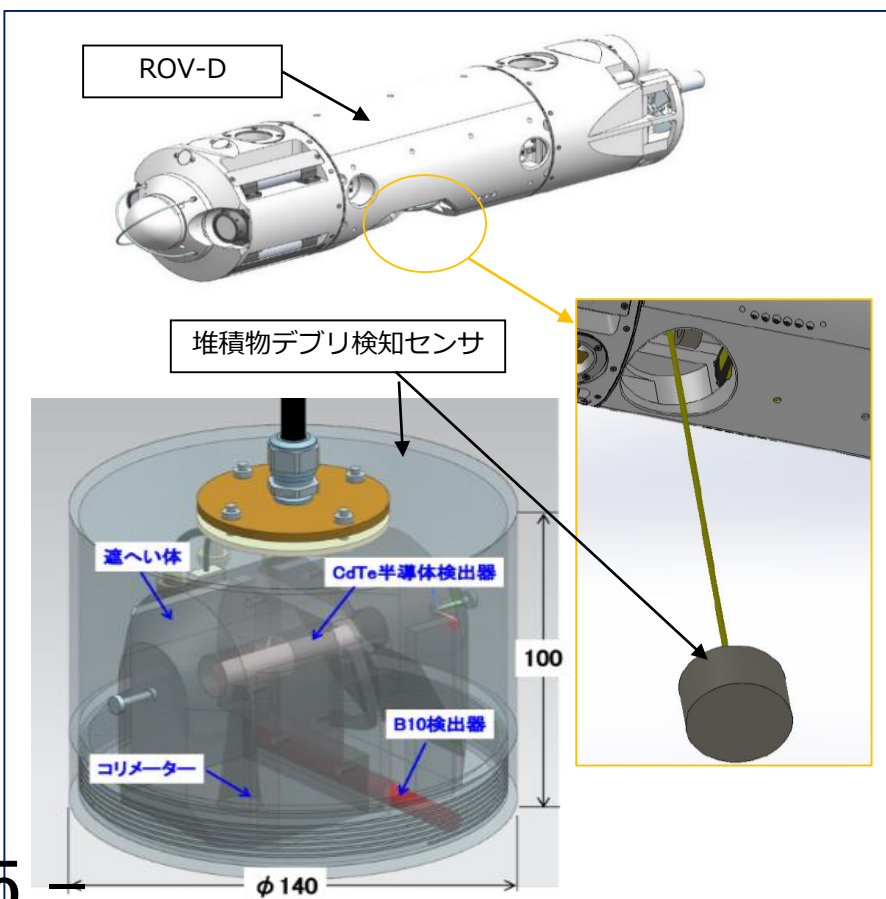
測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [ /cm <sup>2</sup> / s ]	48.0	29.1	50.2	14.5.8

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

- ROV-Dにおける堆積物デブリ検知について、前半調査 (ROV-A2) で確認された、燃料デブリ由来からと想定される中性子束について、 $\gamma$ 線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- 燃料デブリの主要な $\gamma$ 線源としては、4種類 (Eu-154, Cs-137, Co-60, Sb-125) (「JAEA-Review\_2020-004 東京電力ホールディングス (株) 福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」より)
- 堆積物デブリ検知の判断材料として、Eu-154の検知に加え、中性子束の測定結果を用いることで計画

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

各 $\gamma$ 核種における燃料由来の物質検知性

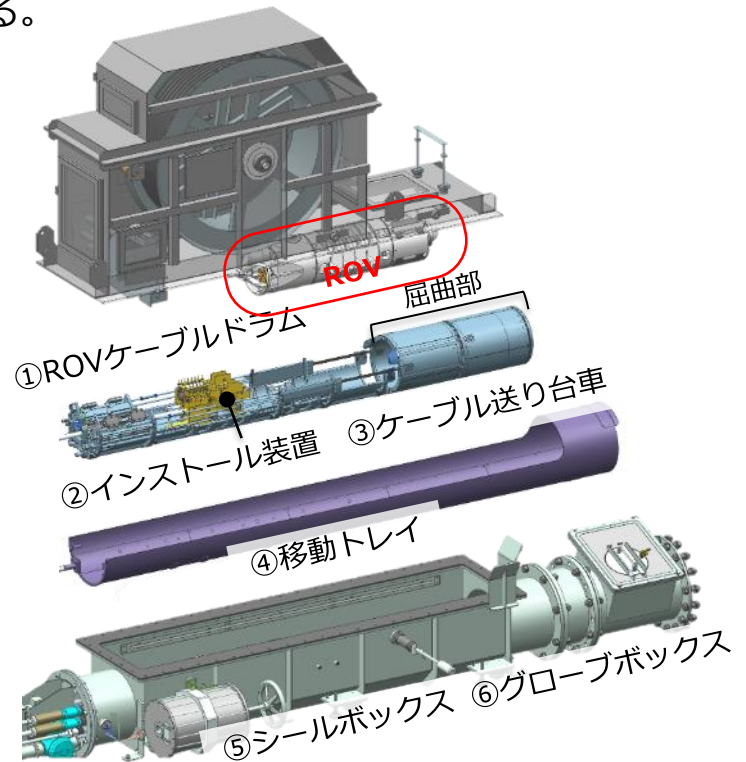
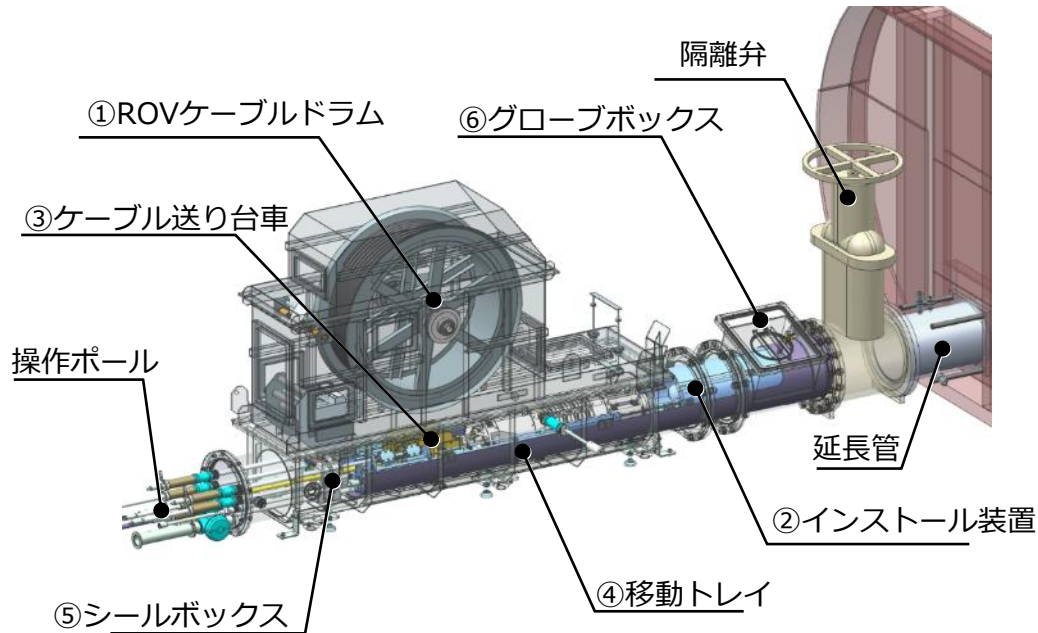


ROV-Dの装置構成



## (参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

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

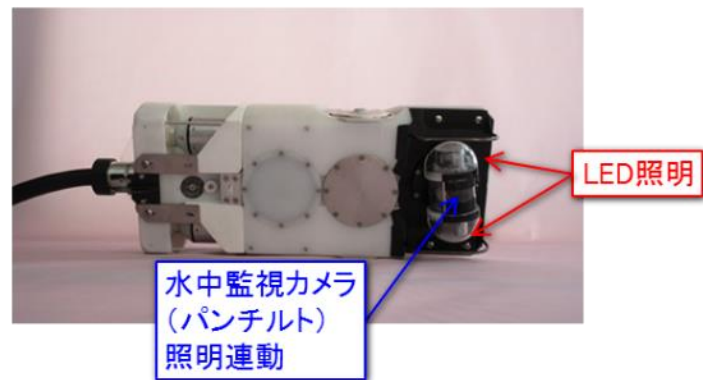
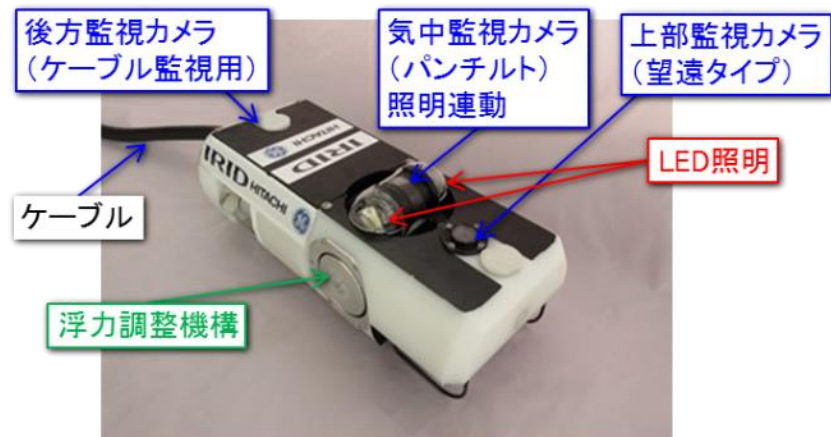
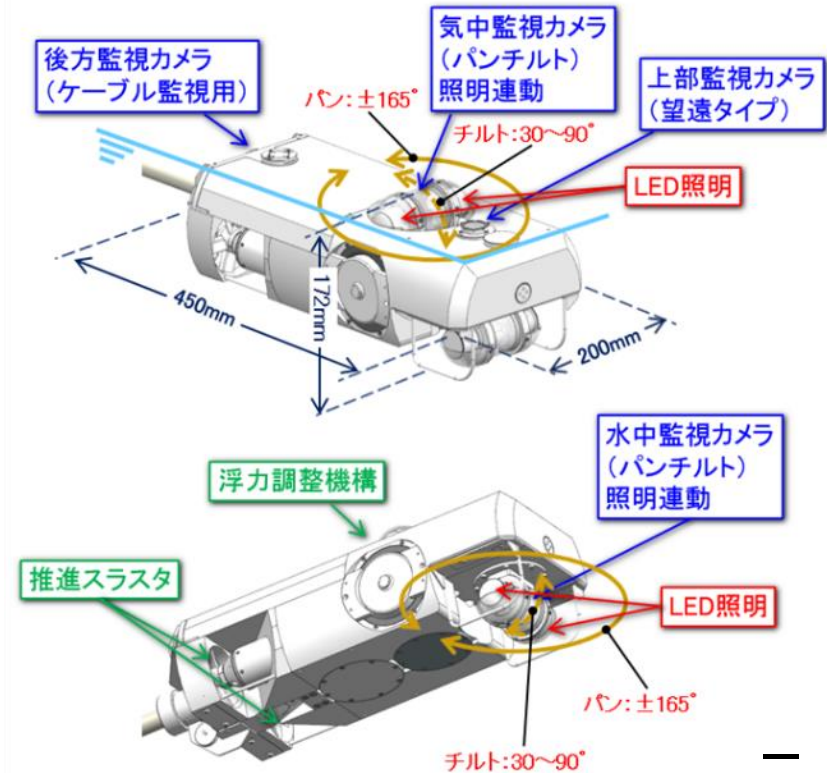


構成機器名称	役割
① ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
② インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③ ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④ 移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤ シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥ グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

## (参考) 調査装置詳細 ROV-A2\_詳細目視調査用

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

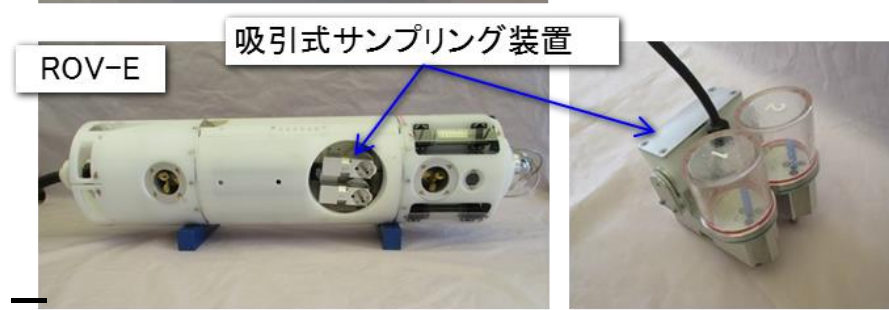
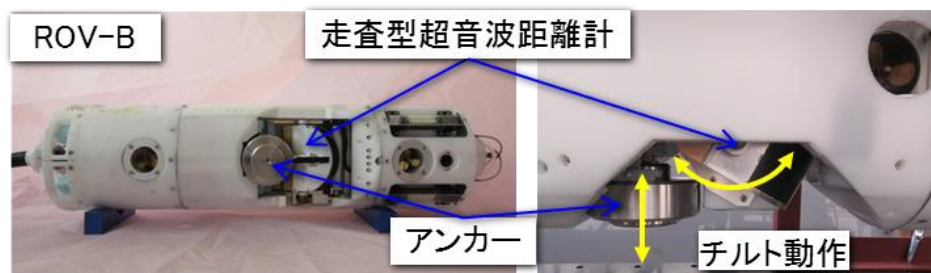
推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



## (参考) 調査装置詳細 ROV-B~E\_各調査用

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

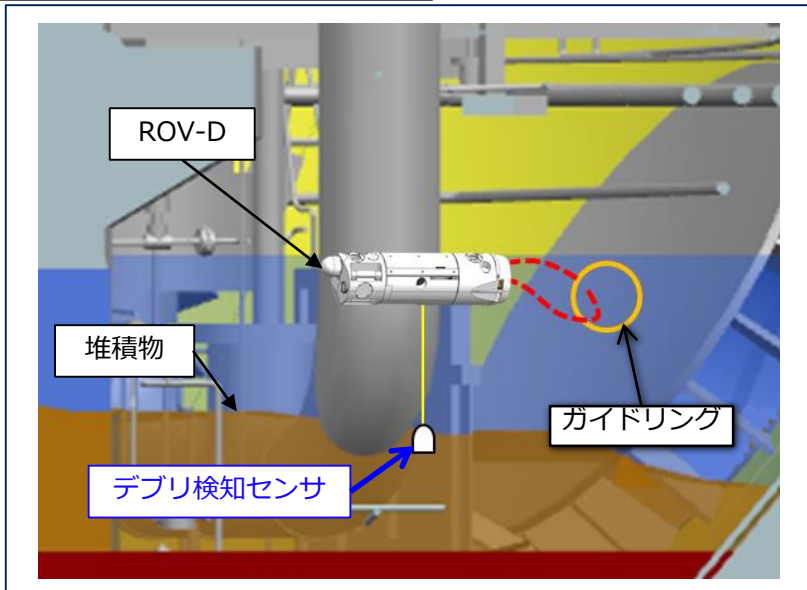
員数：各2台ずつ 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため、柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル (ROV-B：φ33mm, ROV-C：φ30mm, ROV-D：φ30mm, ROV-E：φ30mm)を採用



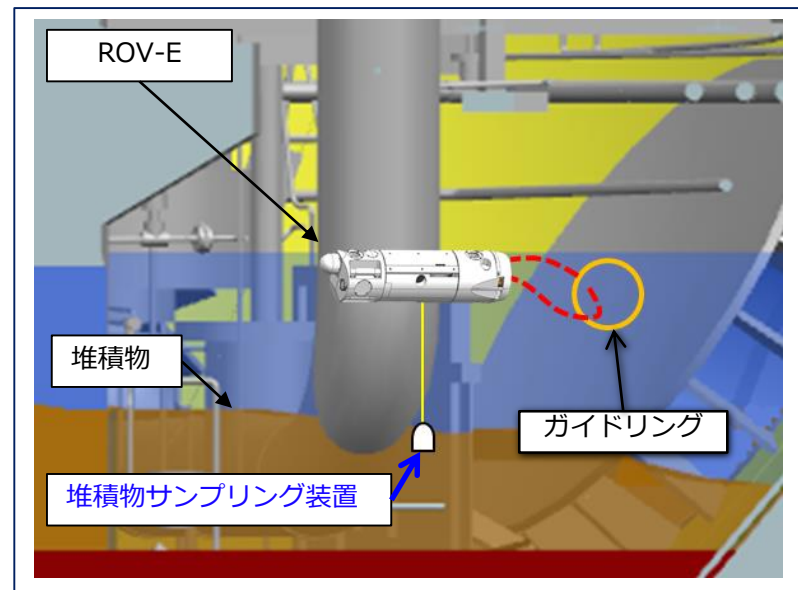


## (参考) 各ROVの調査イメージ

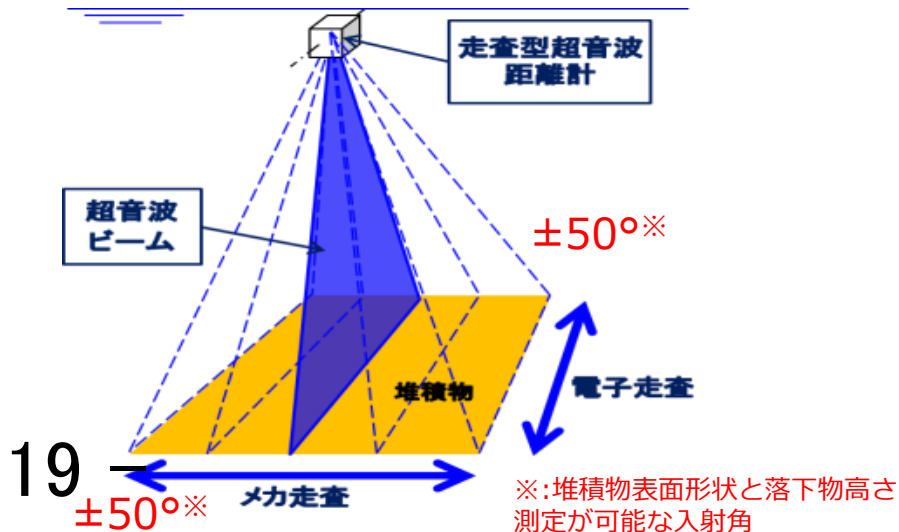
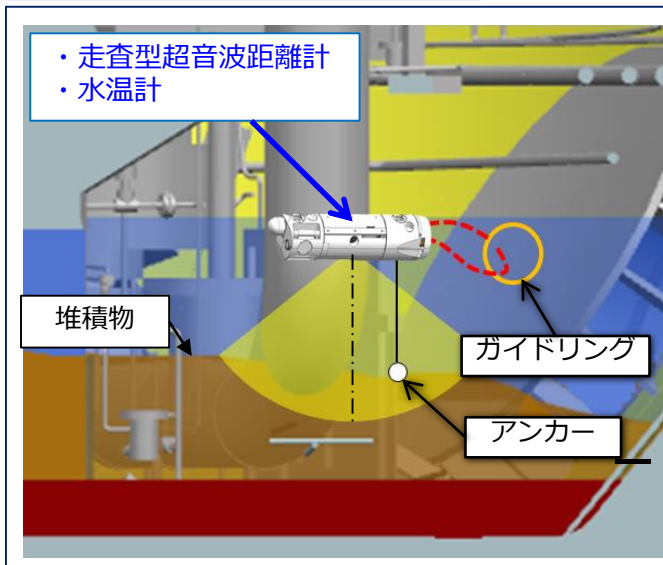
### ROV-D (堆積物デブリ検知)



### ROV-E (堆積物サンプリング)



### ROV-B (堆積物3Dマッピング)



# 1号機内部調査動画から得られた情報

2022年12月20日

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

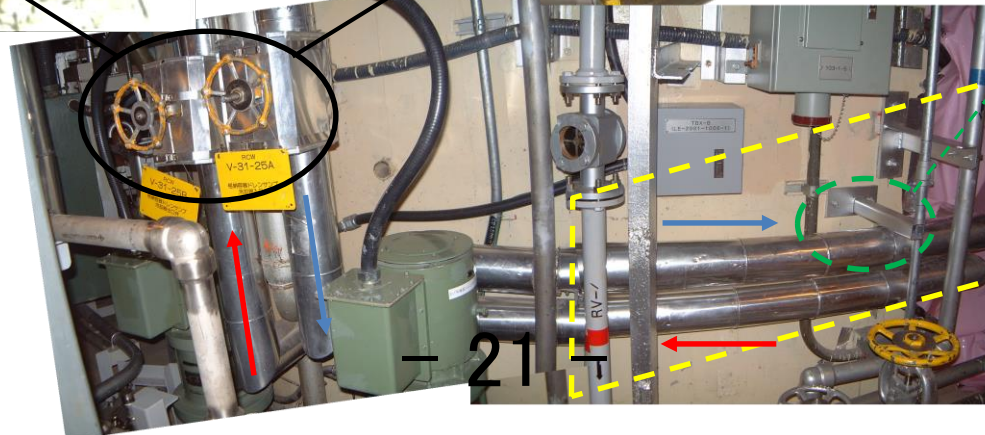
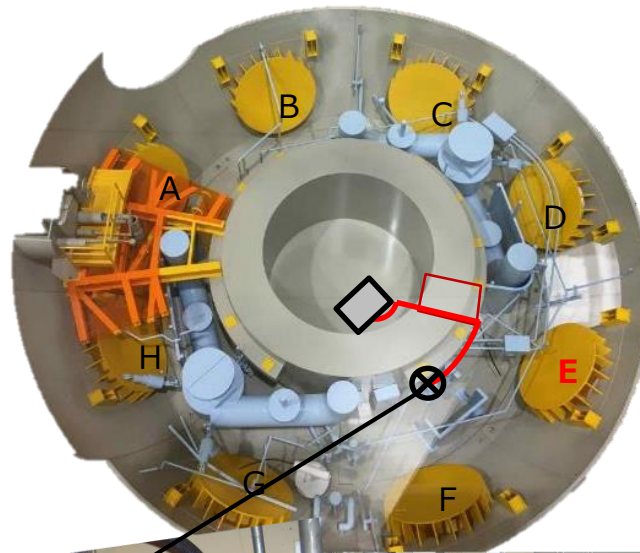


# RCW配管の損傷状況について（水中）

- 事故前はほぼ同じ高さであったハンドルは、上流側（機器ドレンサンプピットへ向かっている）が現在下流側より低い位置にある
- サンプピットでの破断だけではなく、ペDESTAL内床面での破断ペDESTAL内部から外部への移動に伴う力学的な要因による破断の可能性もある



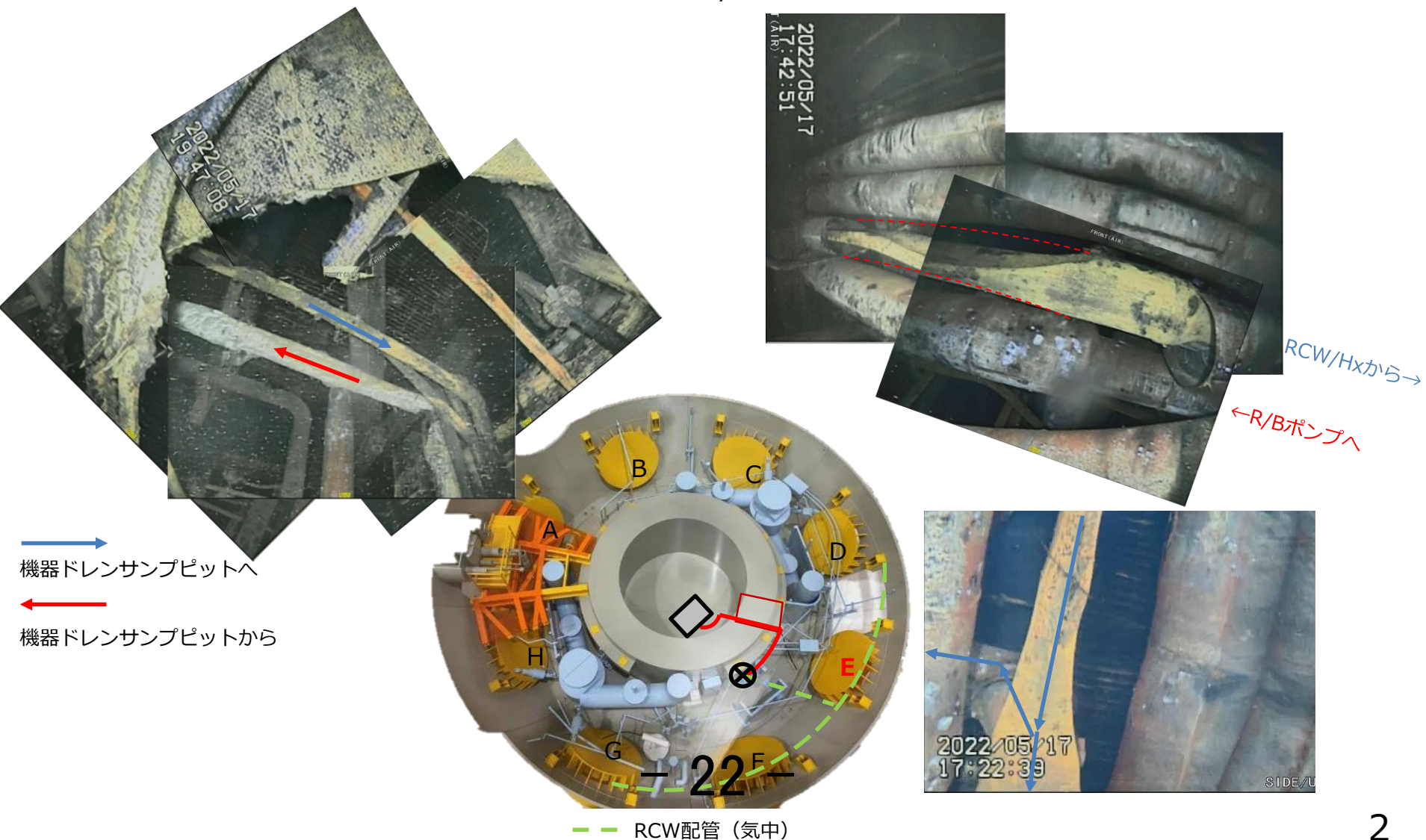
ハンドル・配管の変位



機器ドレンサンプピットへ  
 機器ドレンサンプピットから

# RCW配管の損傷状況について (気中)

- 機器ドレンサンプルピットへ向かっているRCW配管の顕著な保温材被覆の損傷、配管の変位
- PCV内のRCW系統の負荷へ向かっている (RCW/Hxから) 母管の保温材損傷、配管変形の確認



# 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20日

**IRID** **TEPCO**

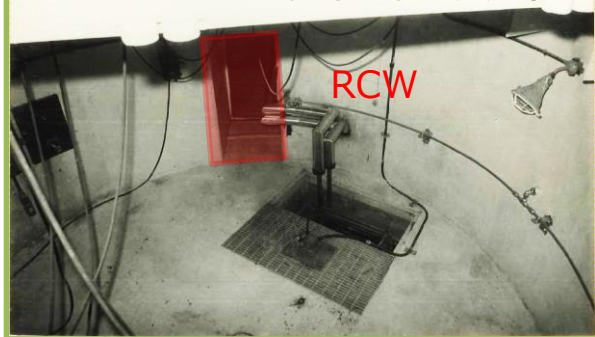
---

東京電力ホールディングス株式会社



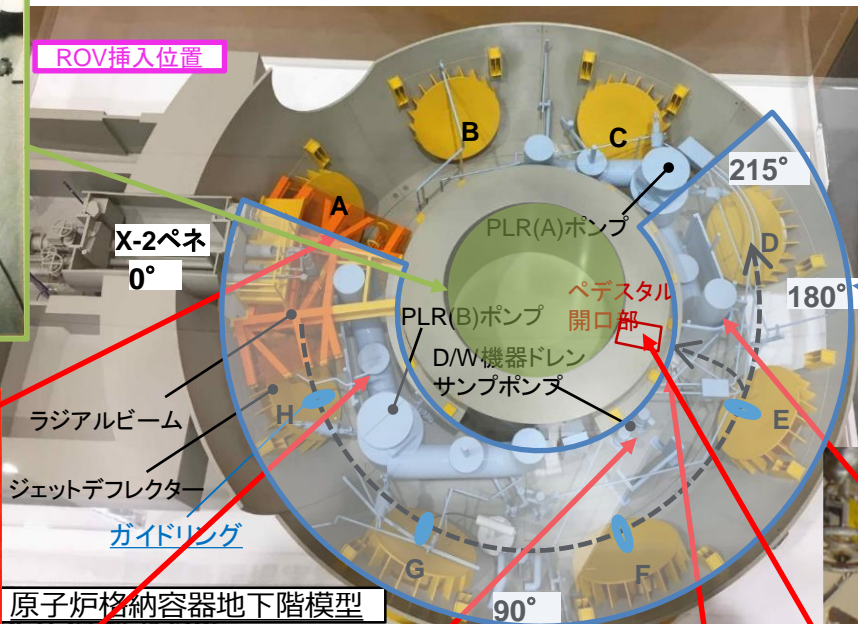
# 格納容器地下階の事故前の状況について

ペDESTラル内部（後半で実施）



ROV挿入位置

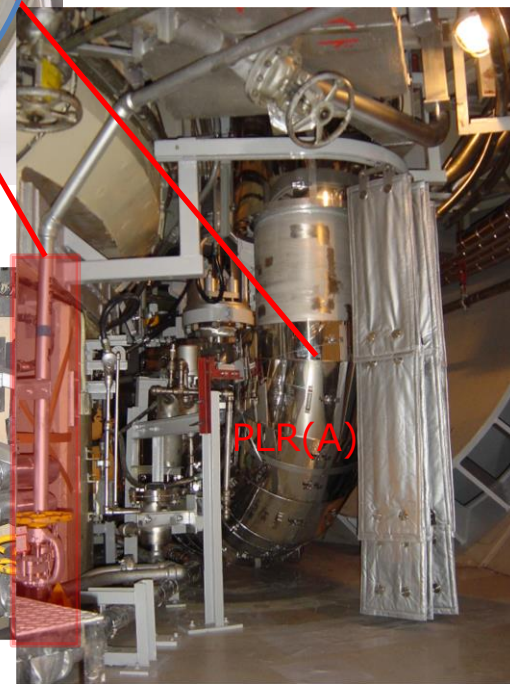
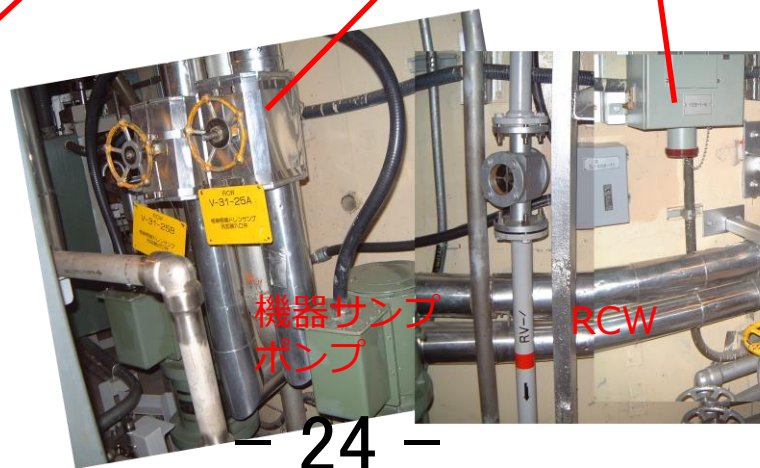
X-2ペネ  
0°



前半調査の  
調査範囲

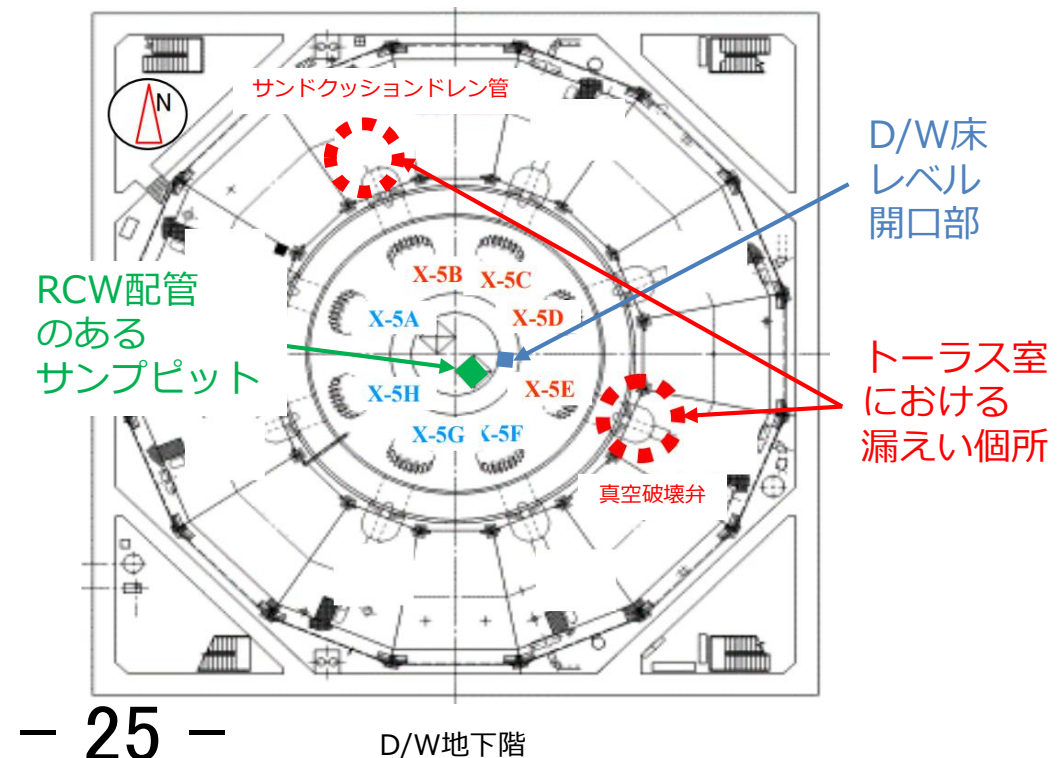
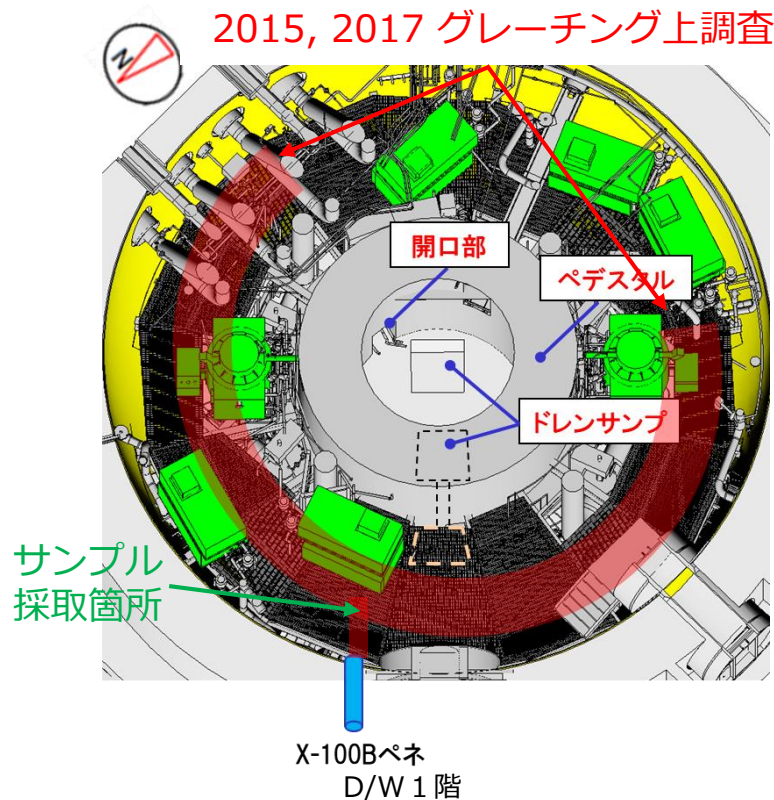
ジェット  
デフレクター  
(A)

PLR(B)



# 2022以前に実施された1号機の内部調査結果

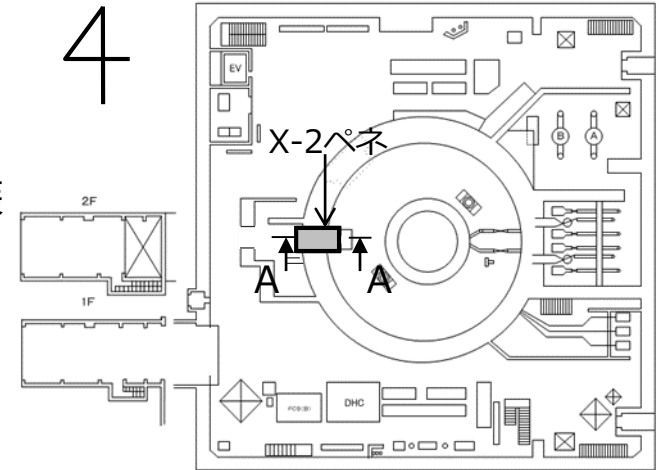
- RCW系統に高汚染を確認 (2011 原子炉建屋内調査)
- サンドクッションドレン管(2013)、真空破壊弁(2014)からの漏えいを確認 (トラス室調査)
- 原子炉の燃料装荷位置に高密度物質が無いことを確認 (ミュオン調査：2015)
- ペDESTAL外側グレーチング上調査(2015, 2017)、D/W床上に堆積物があることを確認
- D/W堆積物上から採取したサンプルに鉄さび、鉛、アンチモン、ウラン含有の微粒子等を確認 (2017)



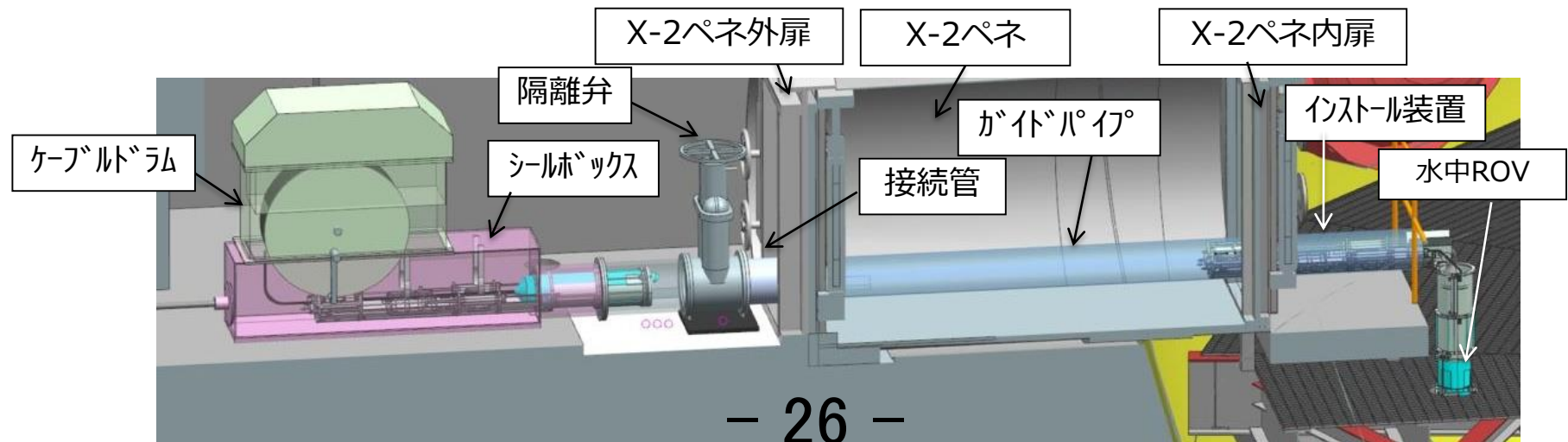


## 2022～23年に実施するPCV内部調査の概要

- 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

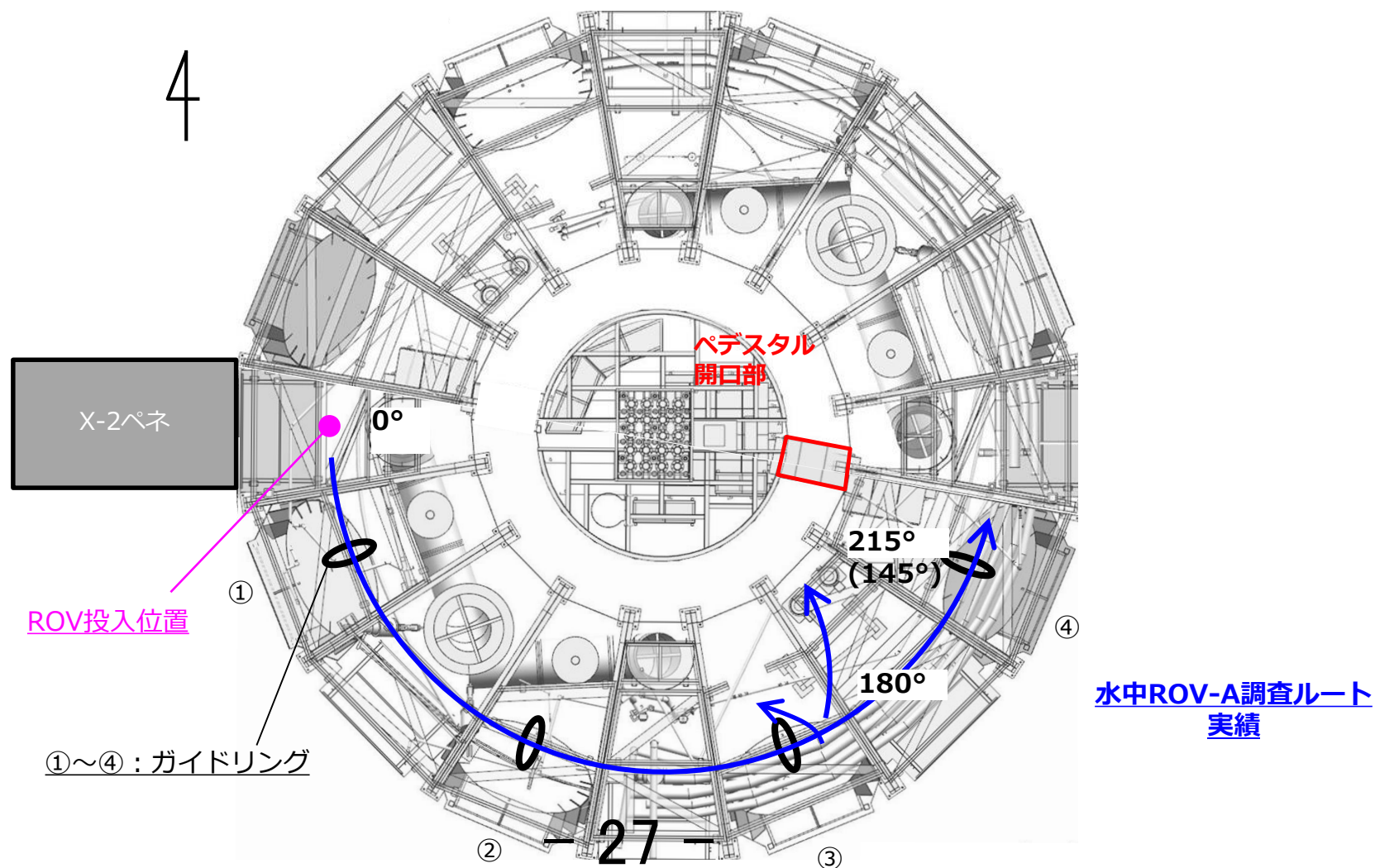


— 26 —

内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

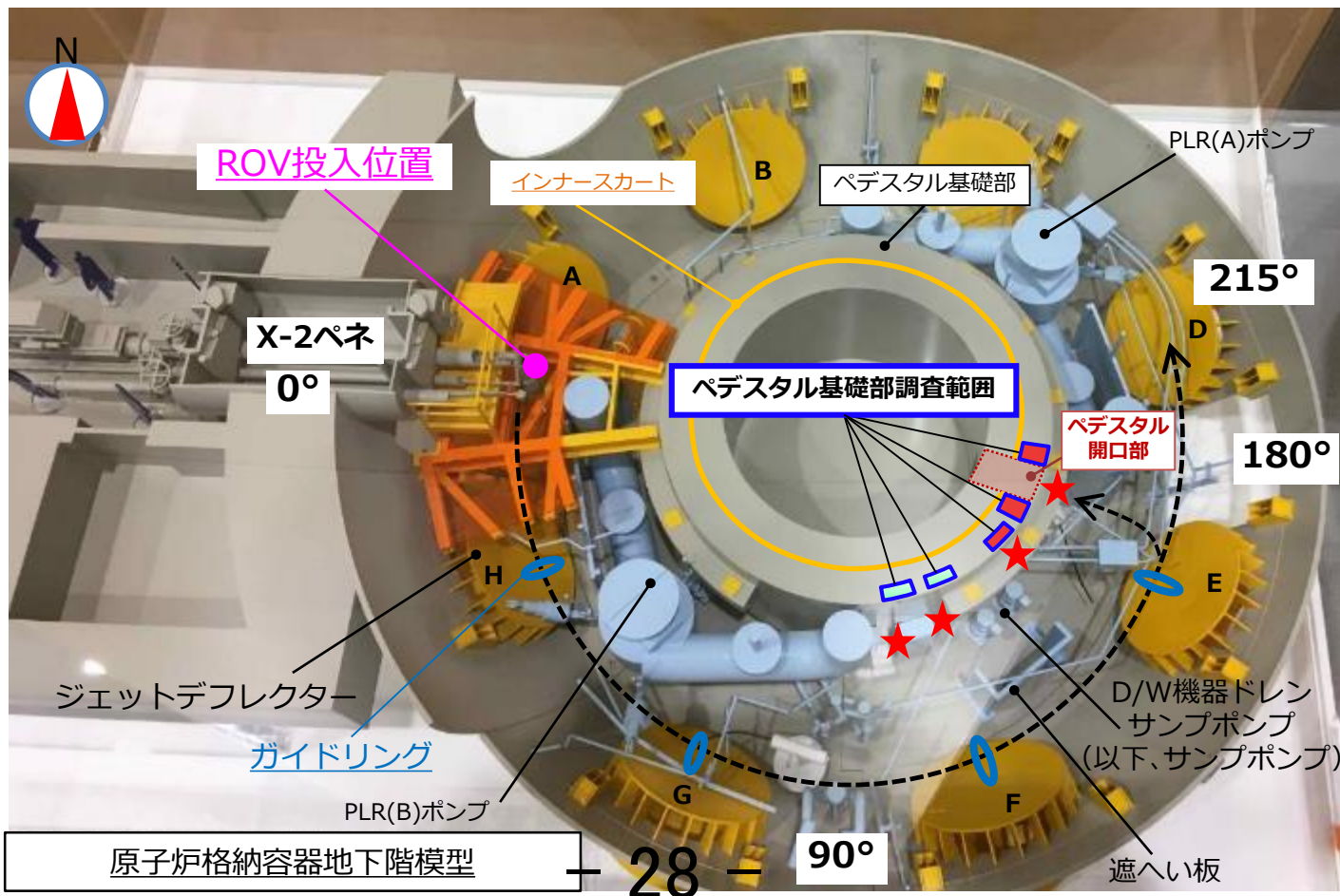
# PCV内部調査の状況

- 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。



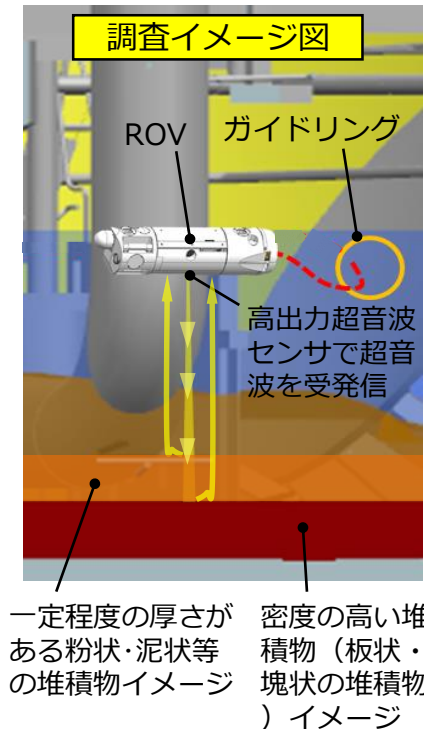
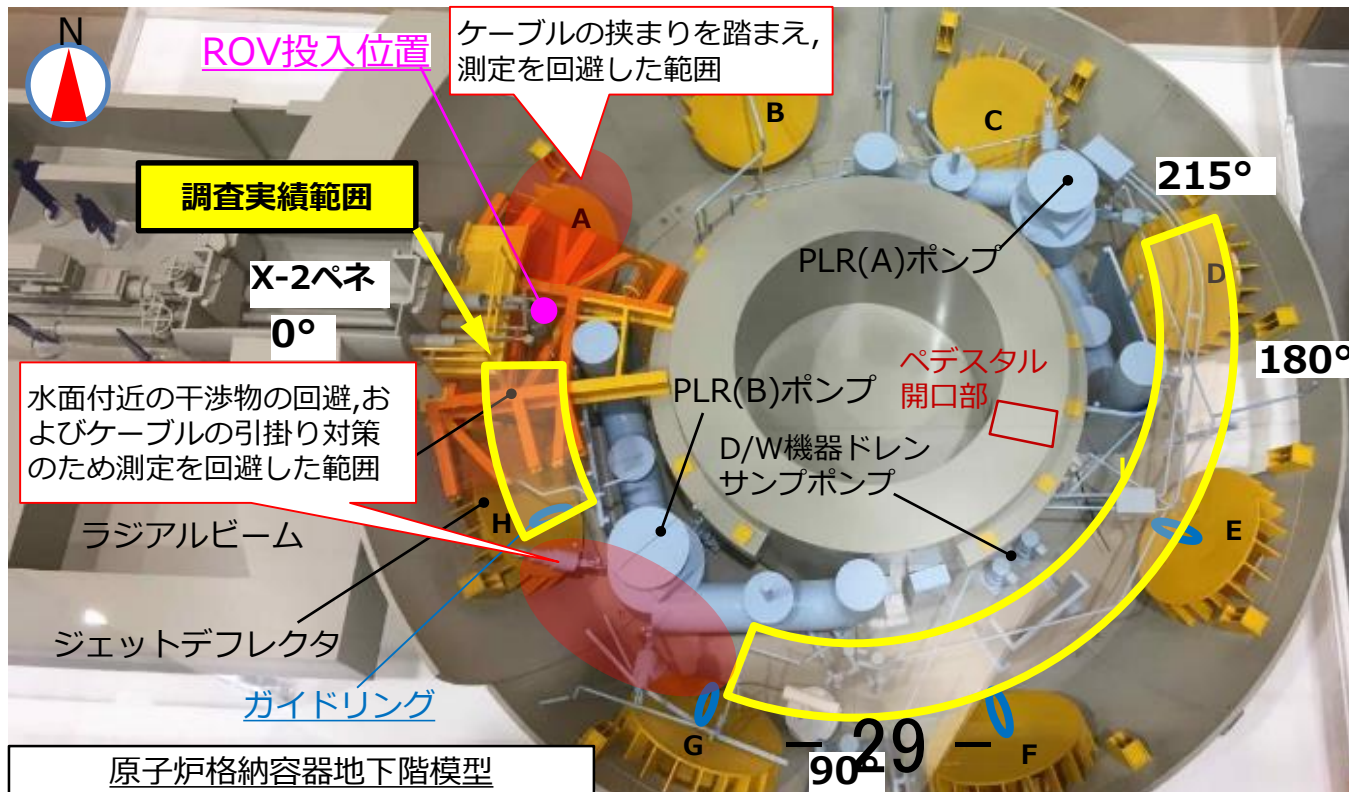
資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

★：ROV-A2目視調査位置

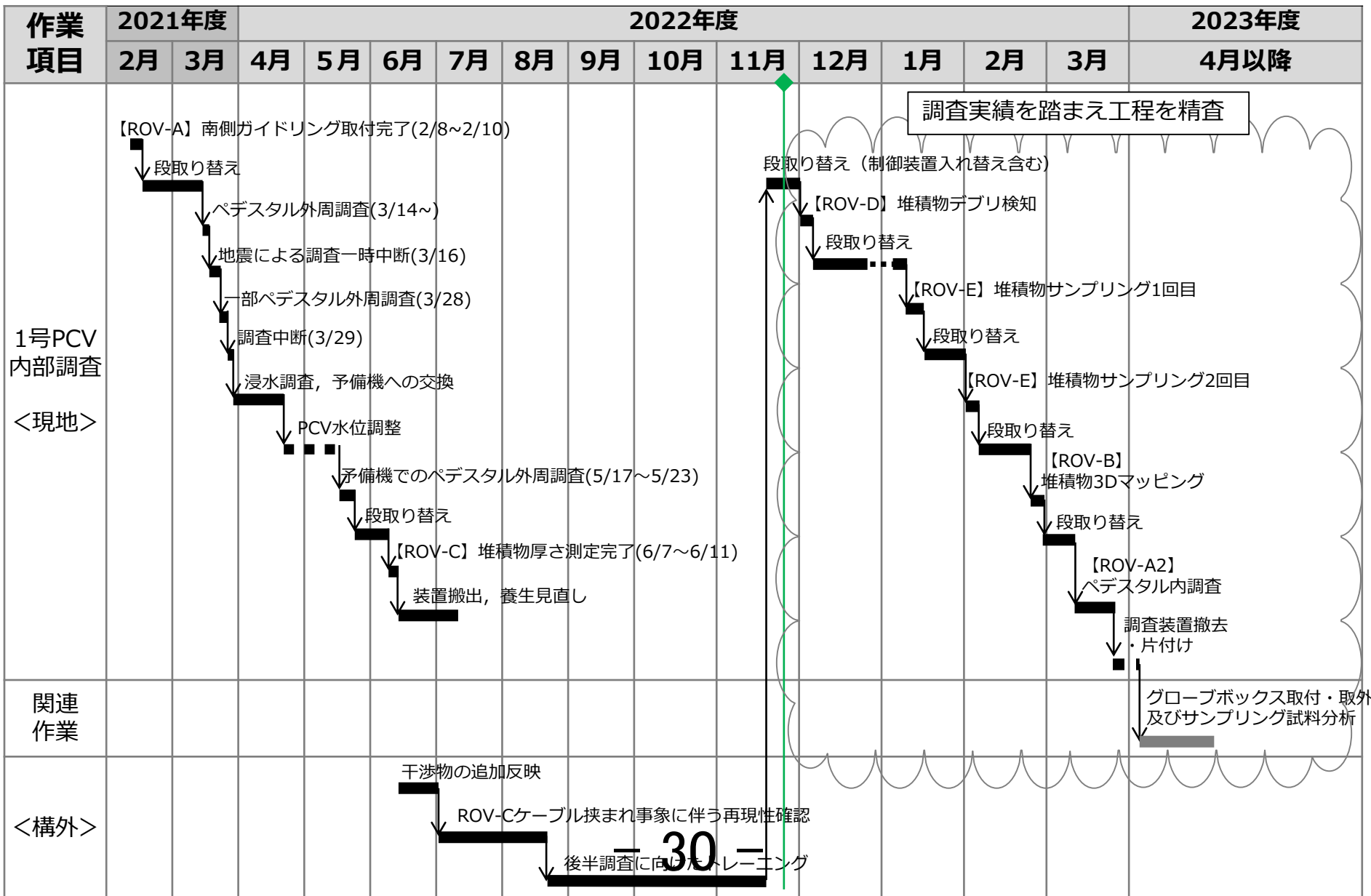


# ROV-Cによる堆積物厚さ測定実績

- 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



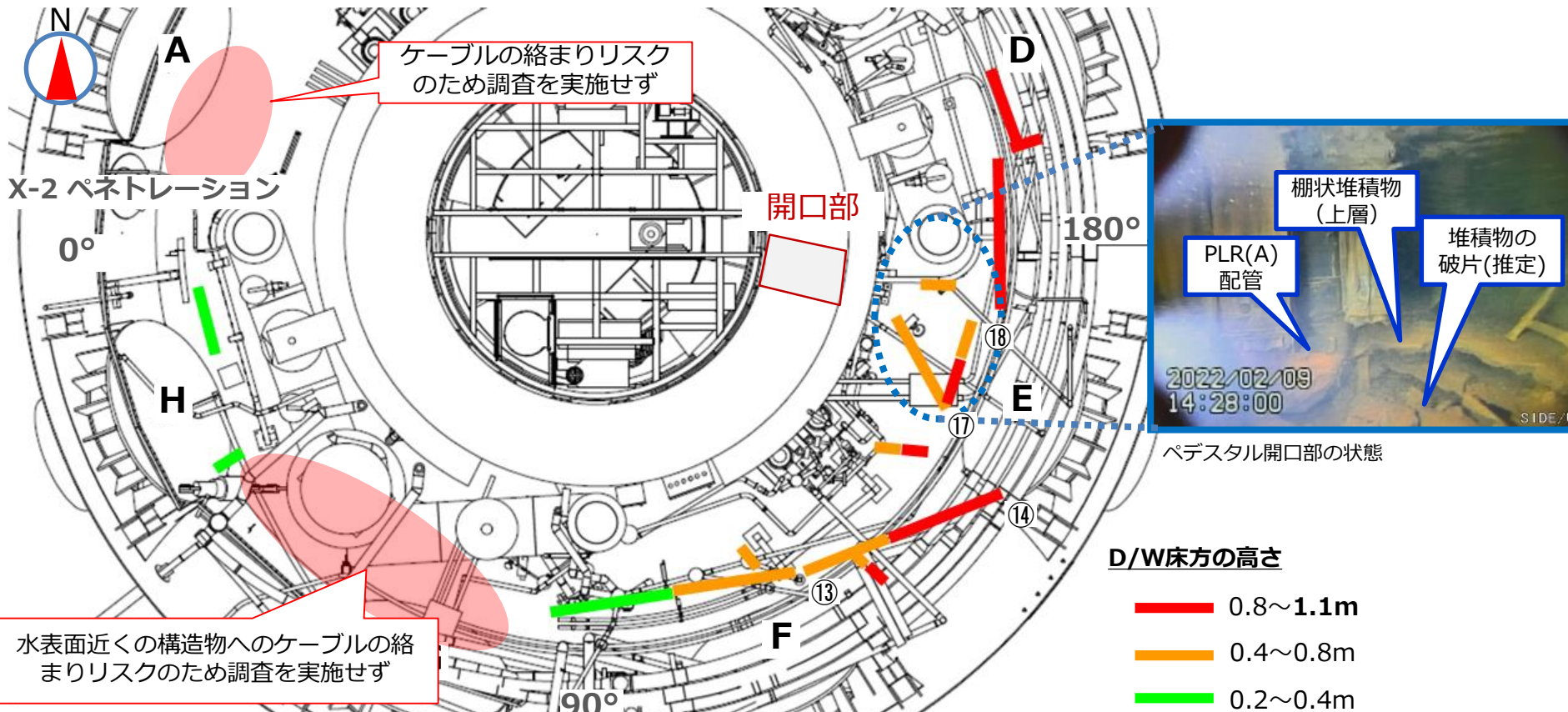
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

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



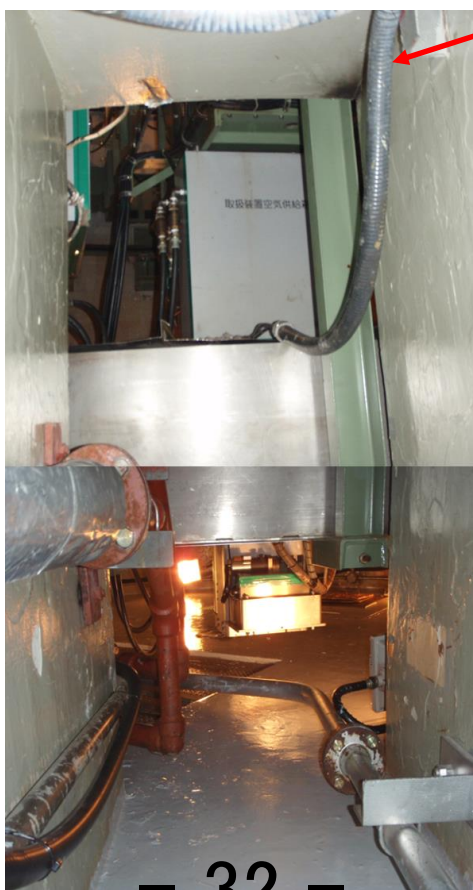
# ペDESTAL開口部 (D/W床レベル)

- 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DESTAL内部に向かって立ち上がっている状況
- 棚状堆積物の下面にはつららもしくは鍾乳石のような形状が存在

つらら状のものが生成された際は、棚状堆積物は水面よりも上にあつた可能性



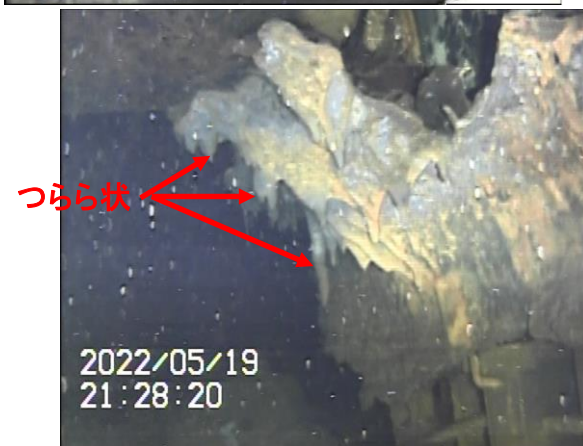
電線管



電線管



2022/05/19 21:59:59



つらら状

2011年以前のペDESTAL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

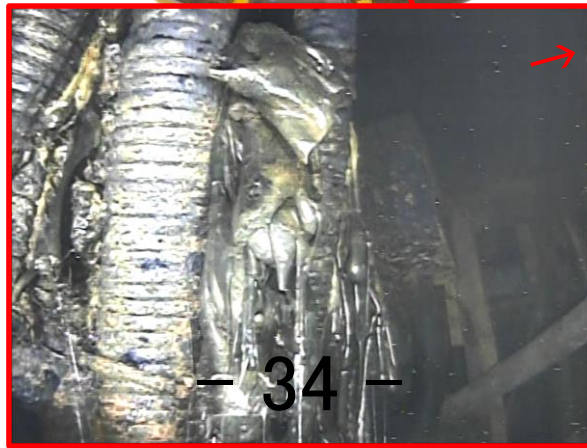
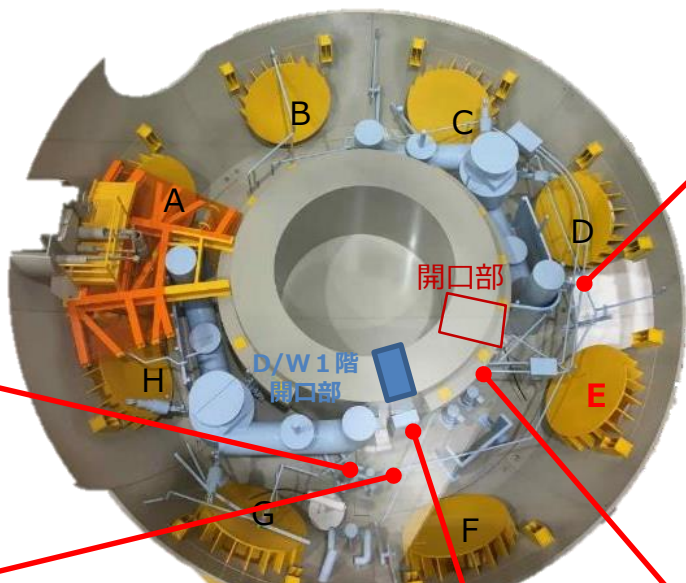
開口部通路内の塊状堆積物

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

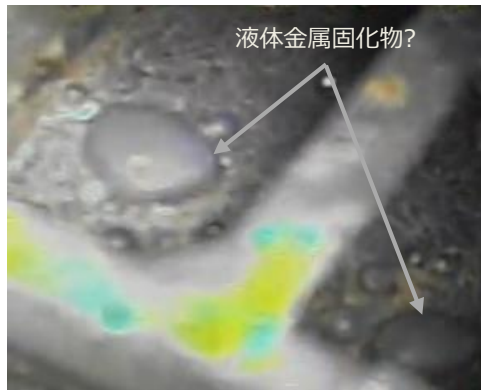


→ :D/W床ペダスタル開口部の方向  
 写真の推定位置は不確かさを含む  
 E:真空破壊弁からの水漏れいが確認された  
 ベント管のジェットデфлекター

# 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

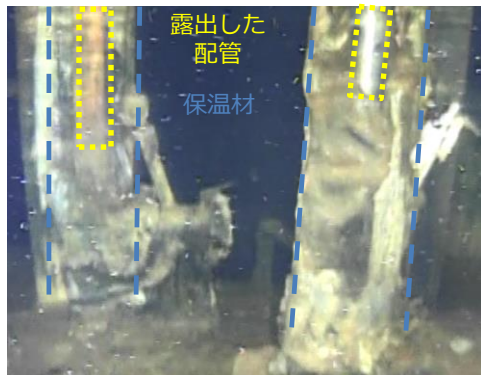
- 溶融、剥離が確認されている鉛遮へい材、および、グレーチング等の亜鉛防錆塗料（比較的少量か）
- 配管の保温材、塗料
- CRD交換用の上部ペDESTAL開口部からの物質の落下可能性



2015年実施のグレーチング上の調査結果より抜粋



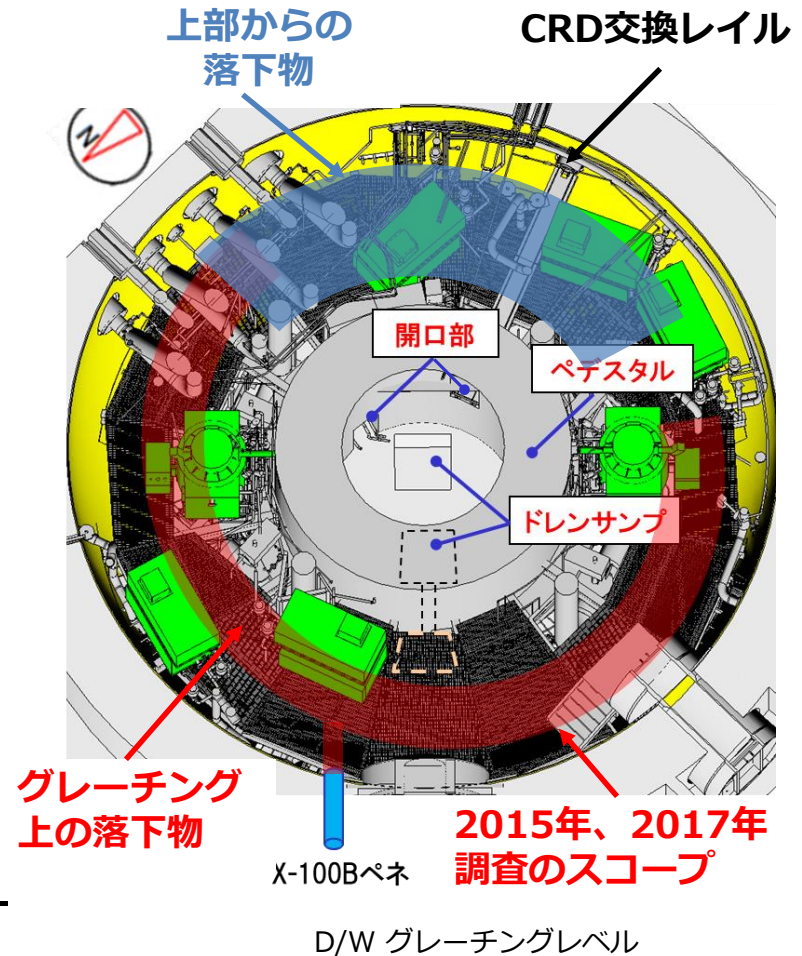
福島第二4号機で確認されたグレーチングからの亜鉛塗料の剥離（推定される環境温度 ~150°C）



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）



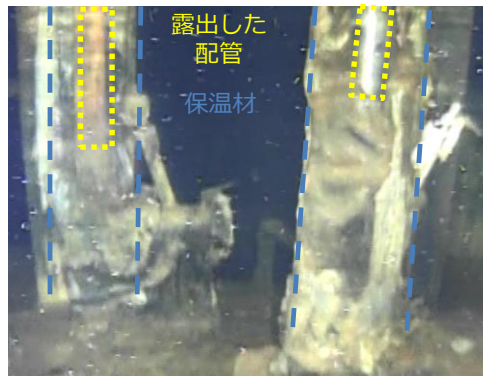
水面より上のRCW配管の状況



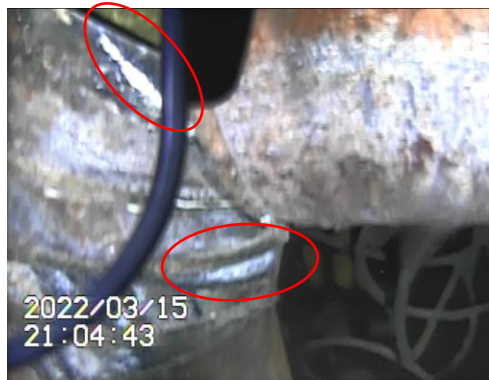


# 保温材の劣化について

- 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



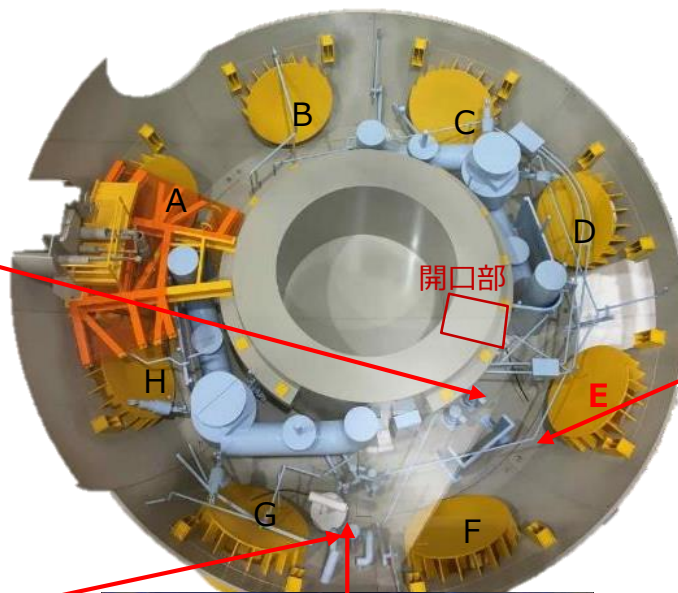
ドレンサンプルピット付近で確認されたRCW配管の保温材の状況 (水中)



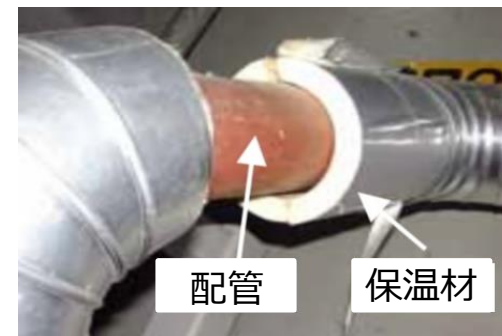
格納容器貫通部付近で確認されたRCW配管への光沢のある付着物 (水中)

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

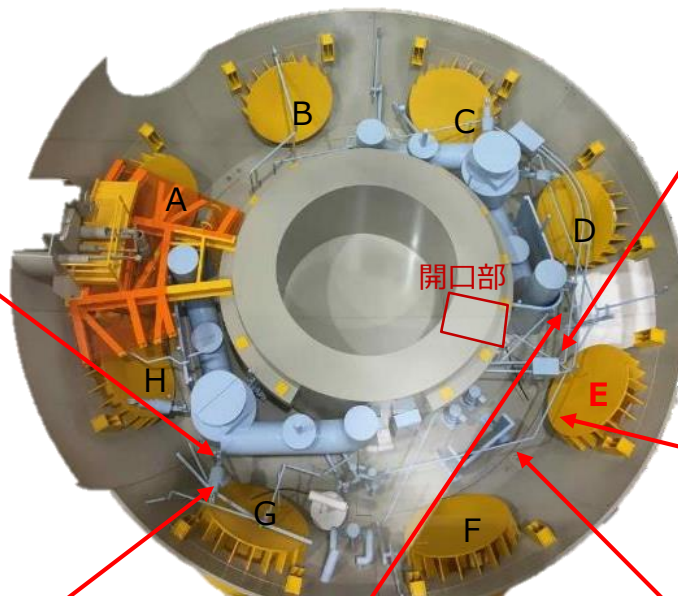


保温材カバーの影



# 水面より上の配管の状況について

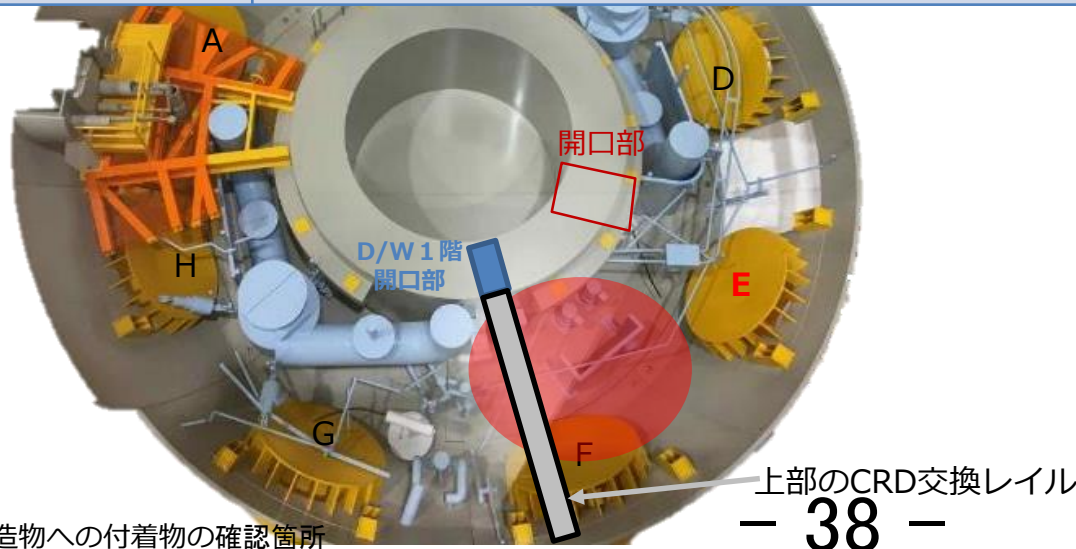
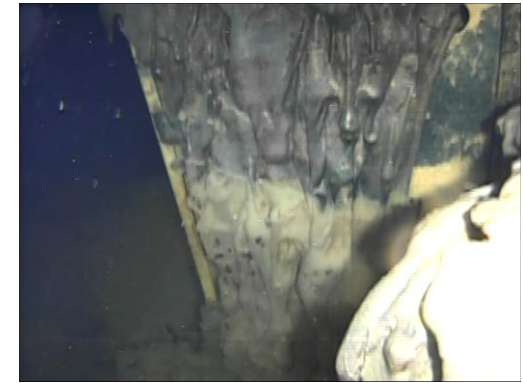
- 光沢のある金属的な堆積物はペDESTAL開口部およびCRD交換用の上部開口部の周辺でも確認されている（主にRCWの格納容器内ヘッダ配管）
- 配管の保温材カバーの剥がれや変形も確認されている



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フレクター

# 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



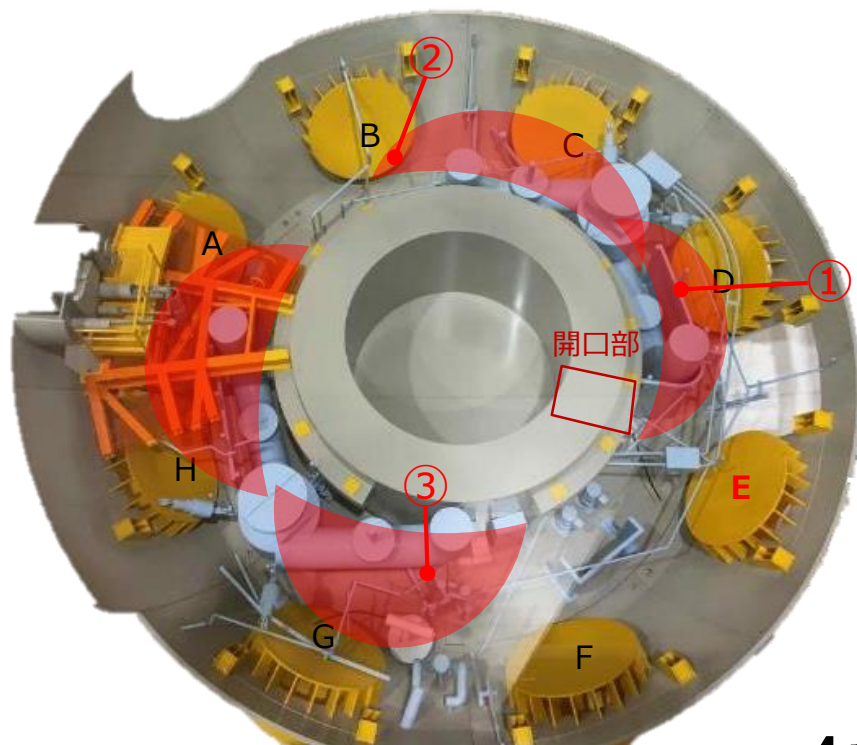
ROVとの接触により一部が乖離する様子が撮影された。残った堆積物の破断面も確認できる。破片は偶然ROVの上部に落下した。破片をROVのカメラで直接捉えることはできなかったが、ROVが浸水する際に水面に鏡像として映り込んだものが確認された。



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



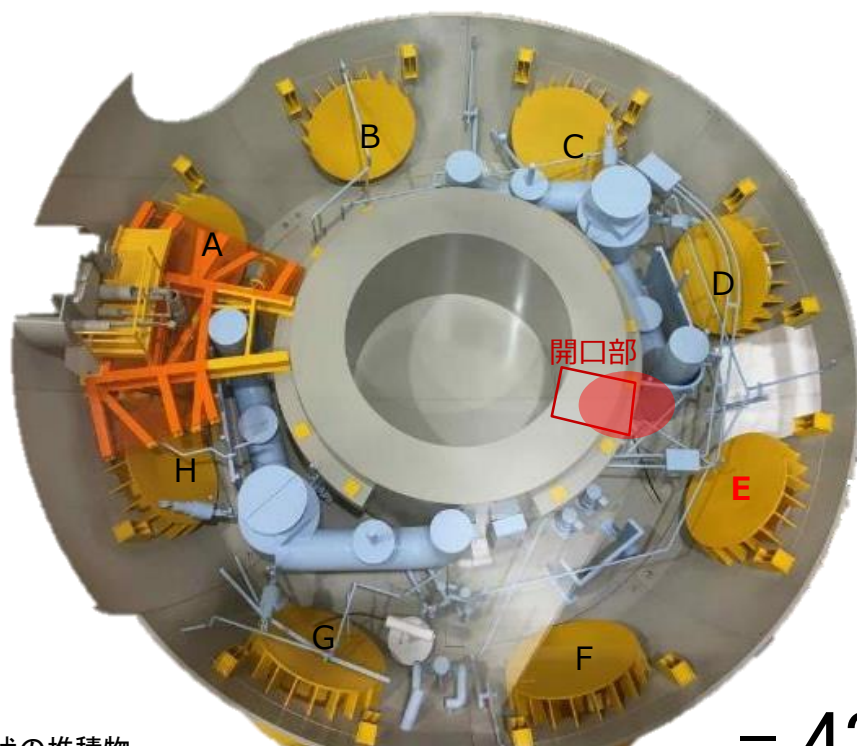
- 42 -





# 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

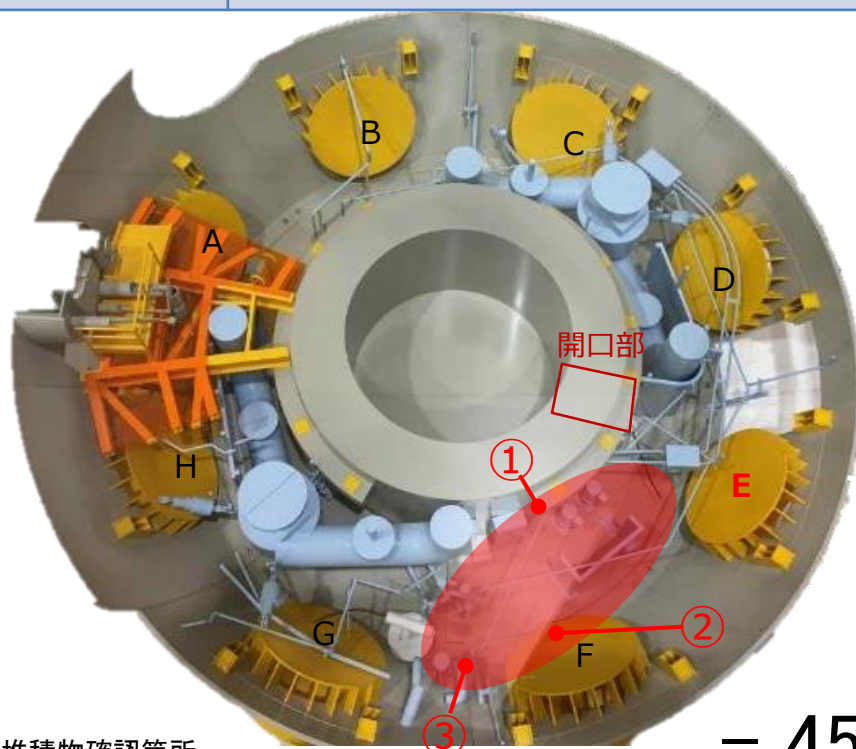
## 塊状の堆積物

- 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



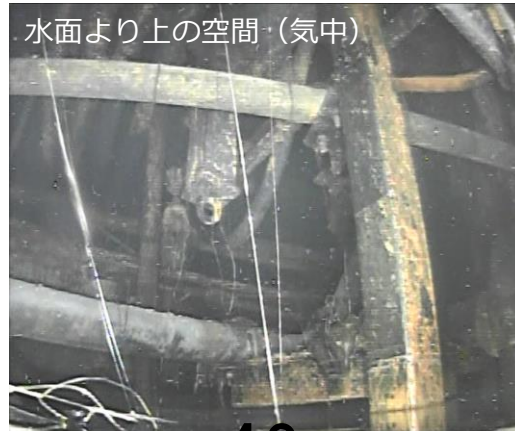
気中の糸状物質



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）



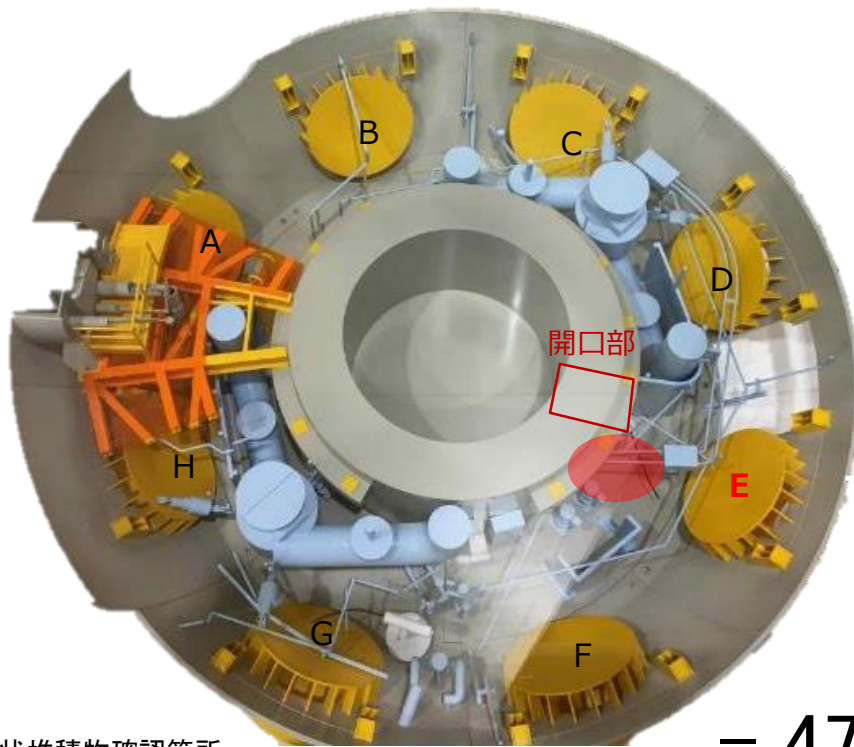
気中の糸状物質



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

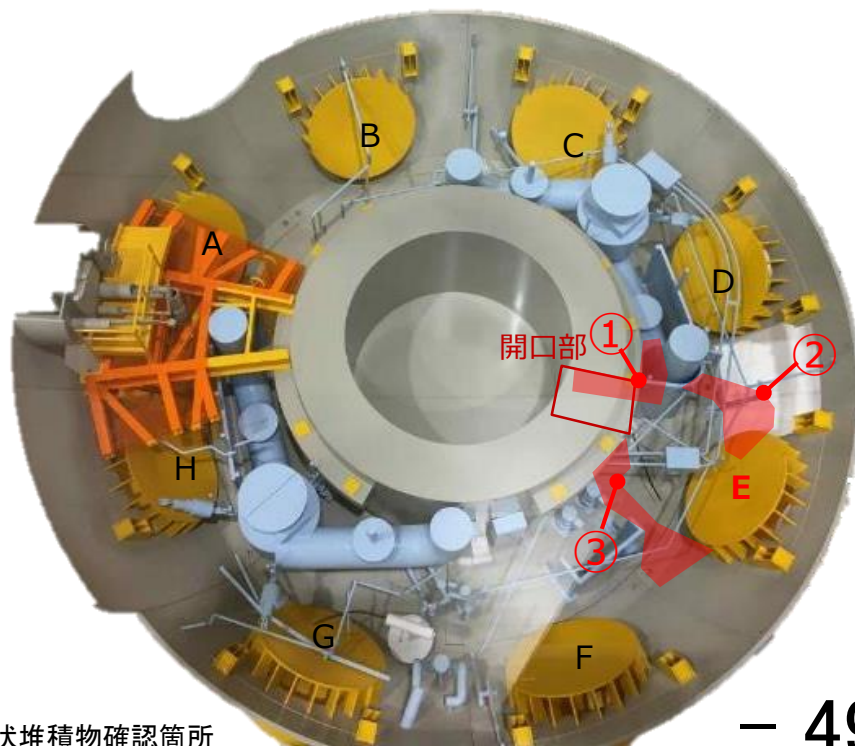
- 多くはペDESTAL開口部前周辺で確認
- 薄い殻状の物体は他の箇所でも確認されている（他の堆積物でおおわれていることが多い）ものの、半球状もしくは球状の形状とはなっていない





# 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

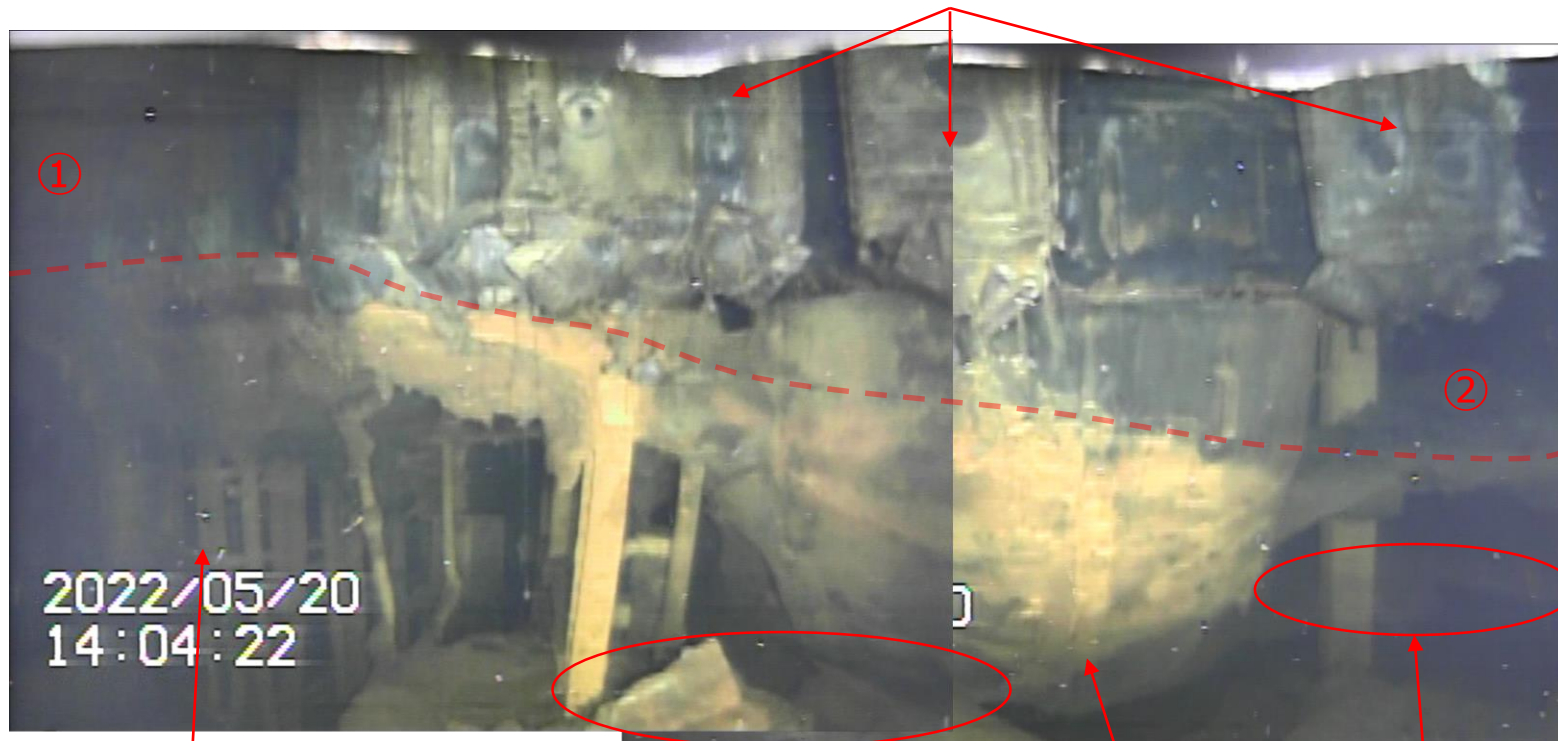


- : 棚状堆積物確認箇所
- E: 真空破壊弁からの水漏えいが確認されたベント管のジェットデフレクター

# 棚状堆積物

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

鉛毛マット



ペDESTAL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

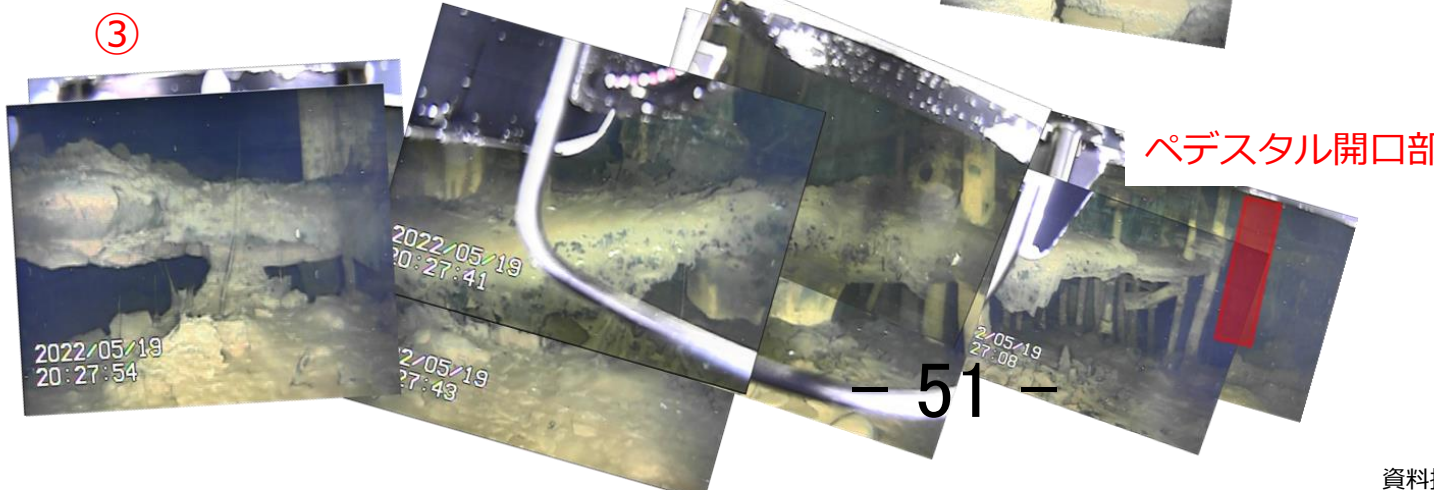
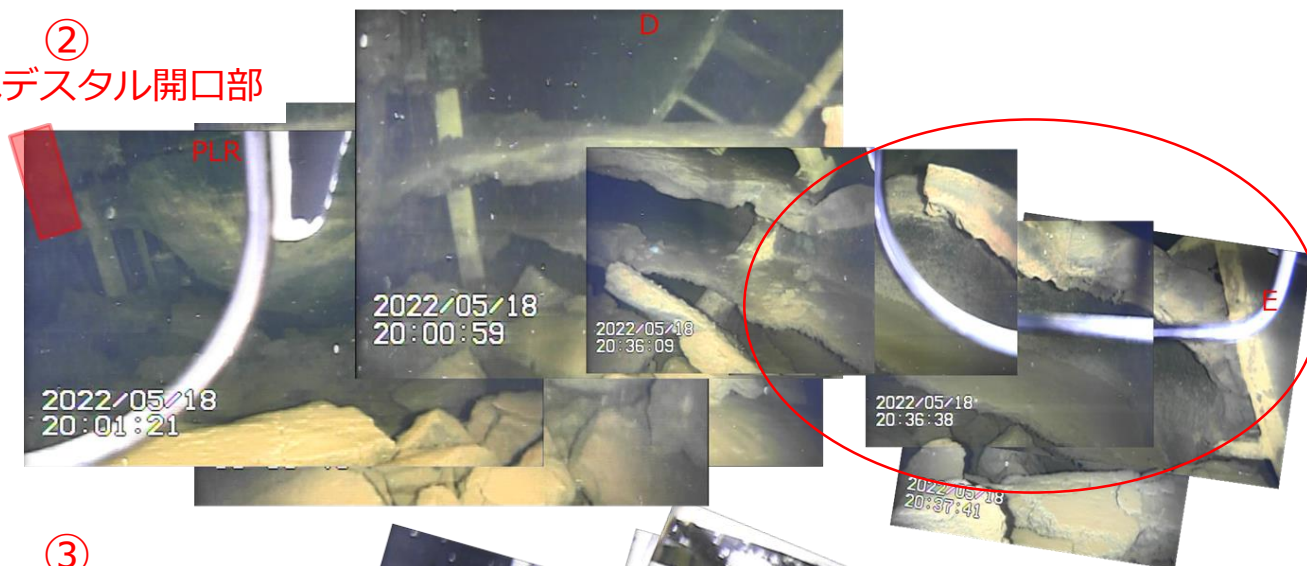
棚状堆積物②の  
下の棚状堆積物



# 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



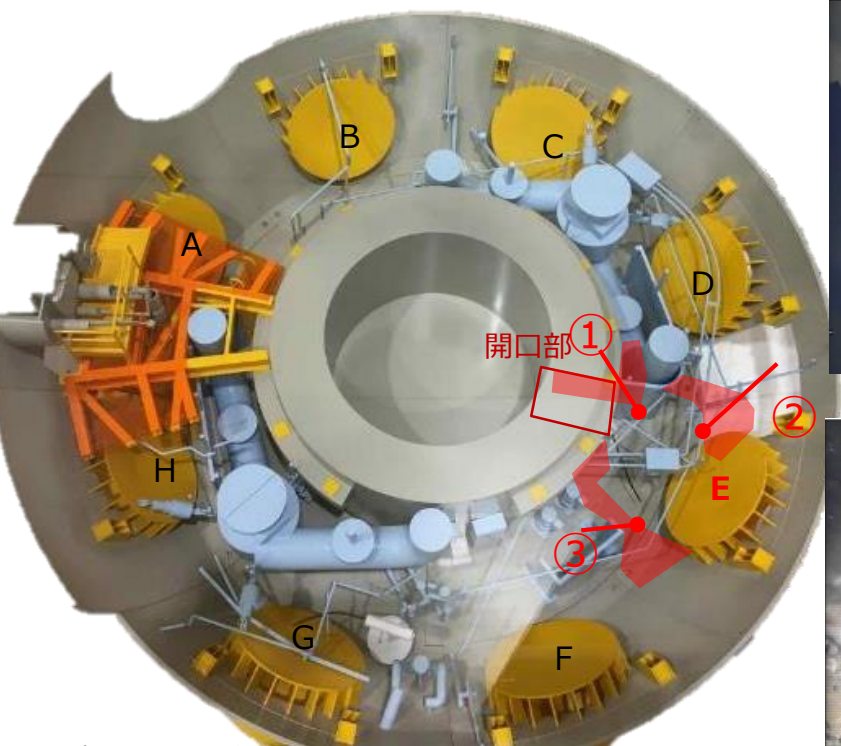
②③の外見の相違、および、崩れた破片の分布の偏りは棚状堆積物の生成、崩落のメカニズムの相違によるもの？ 棚状堆積物の組成の相違によるもの？





# 棚状堆積物

- 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



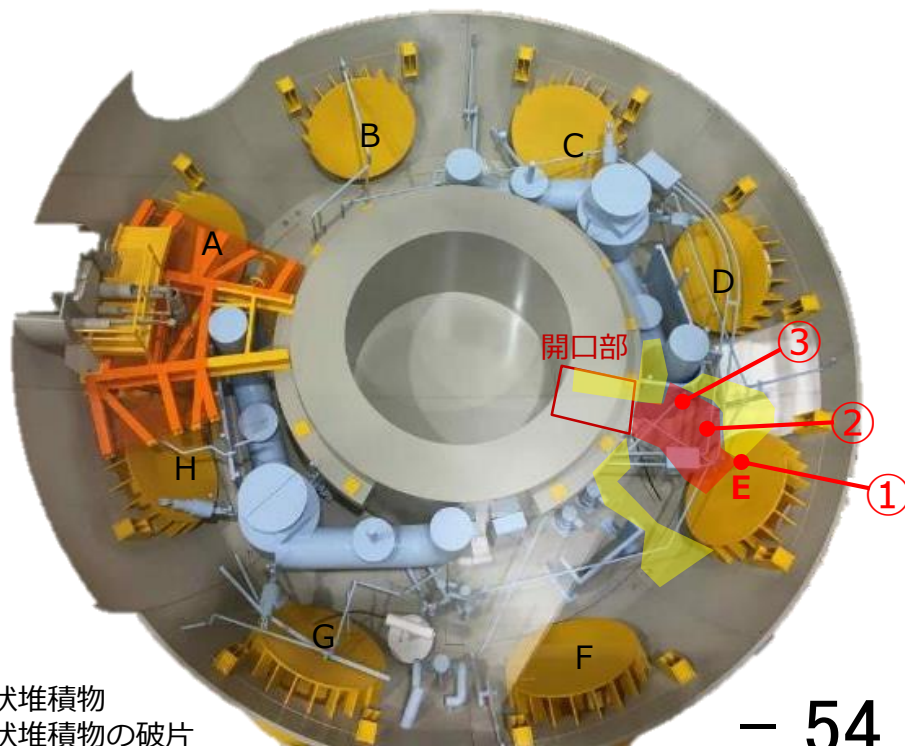
■ : 棚状堆積物確認箇所

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

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

- 54 -





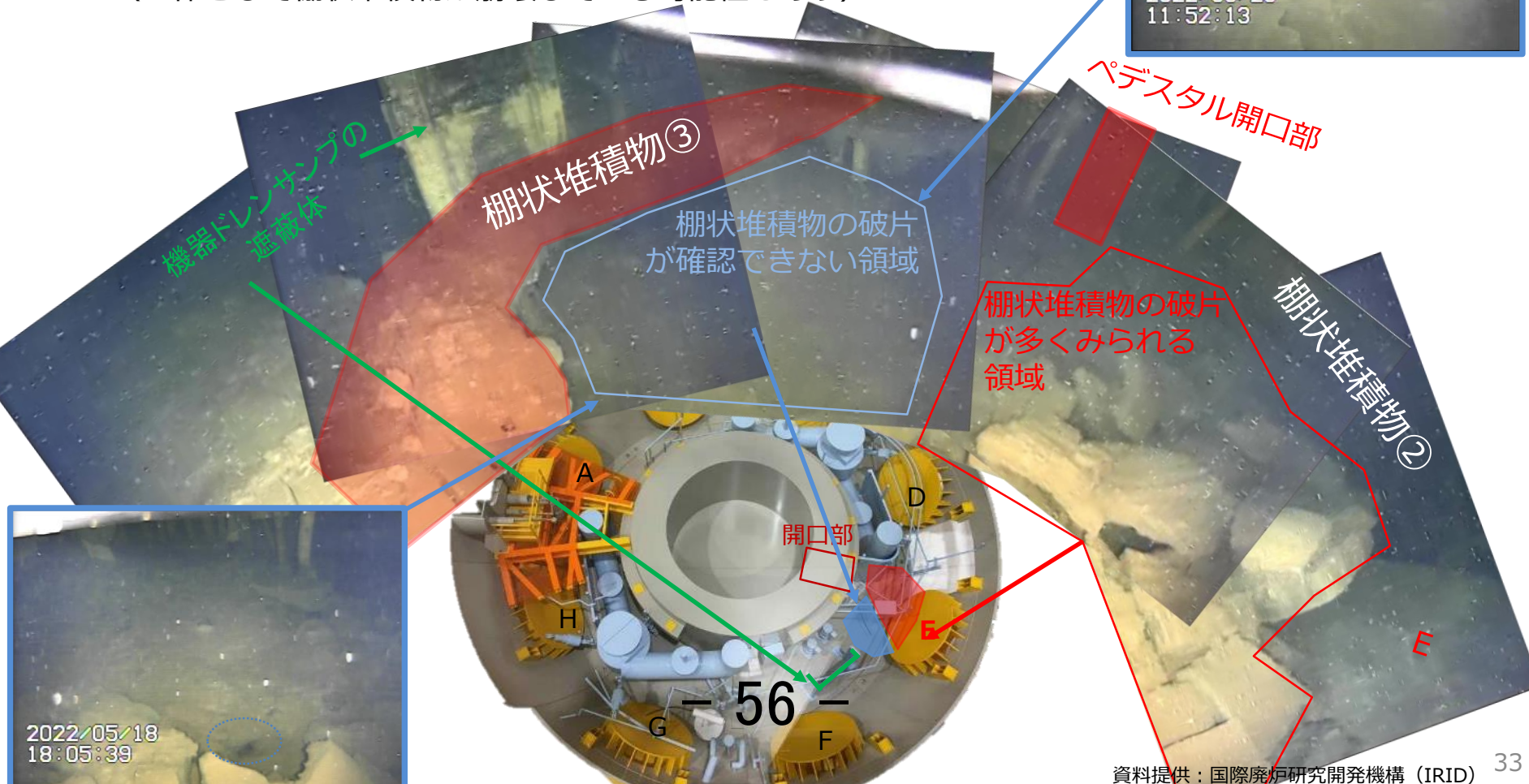
## 棚状堆積物の破片

- 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

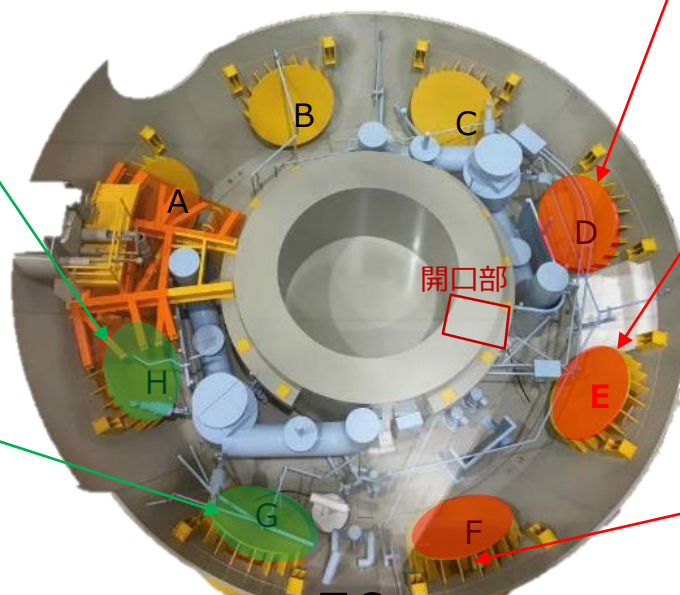
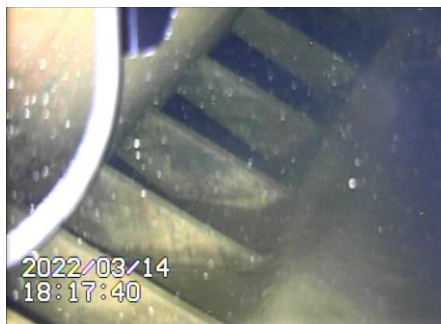
- 確認可能な棚状堆積物の破片の破断面における気孔の状況（大きさ、割合）は、場所によらずおおむね同等





# 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



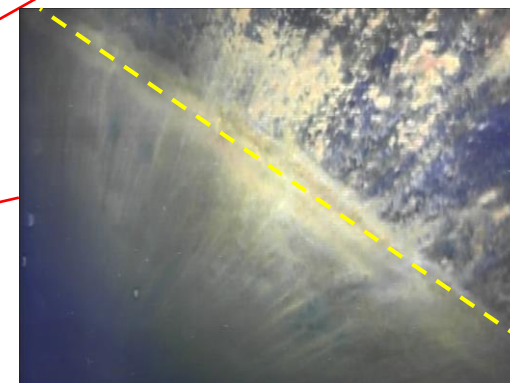
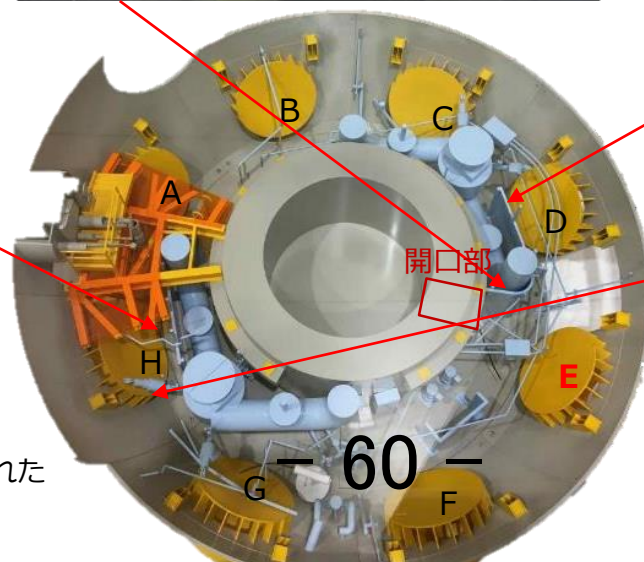
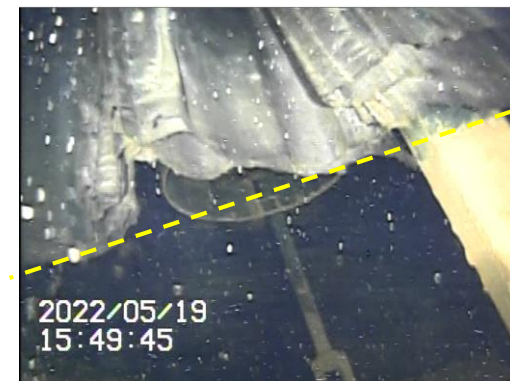
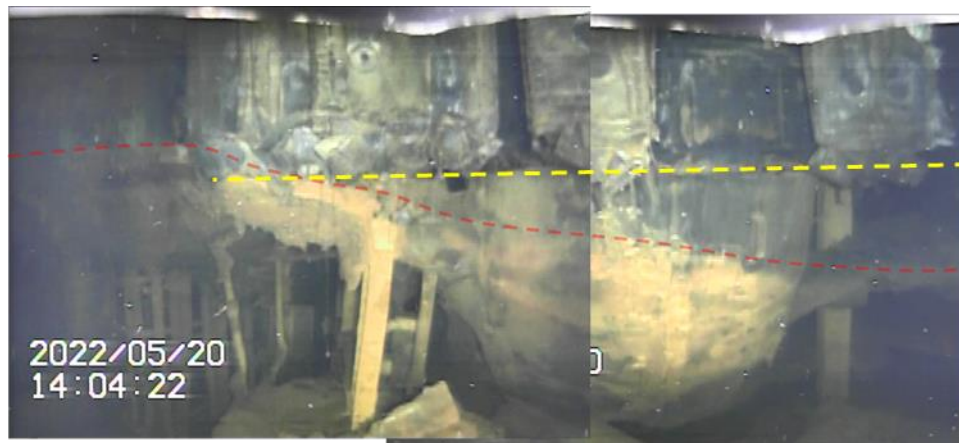
D





# 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）



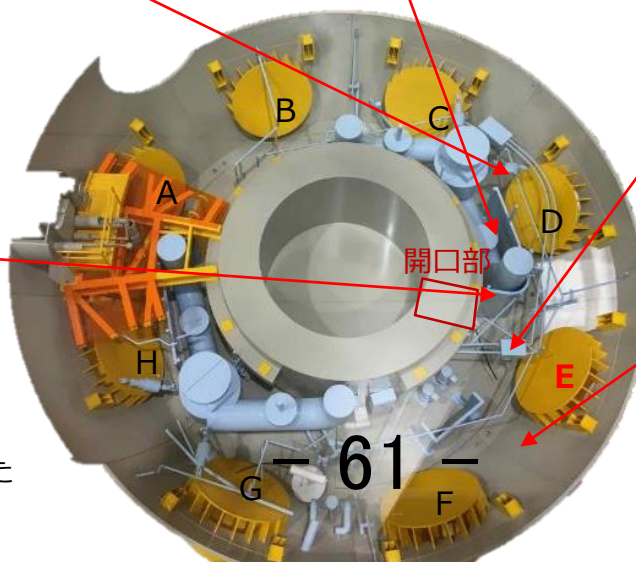
E: 真空破壊弁からの水漏れが確認された  
ベント管のジェットデフレクター

ジェットデフHで  
確認された変色



# 堆積物表面の形状について

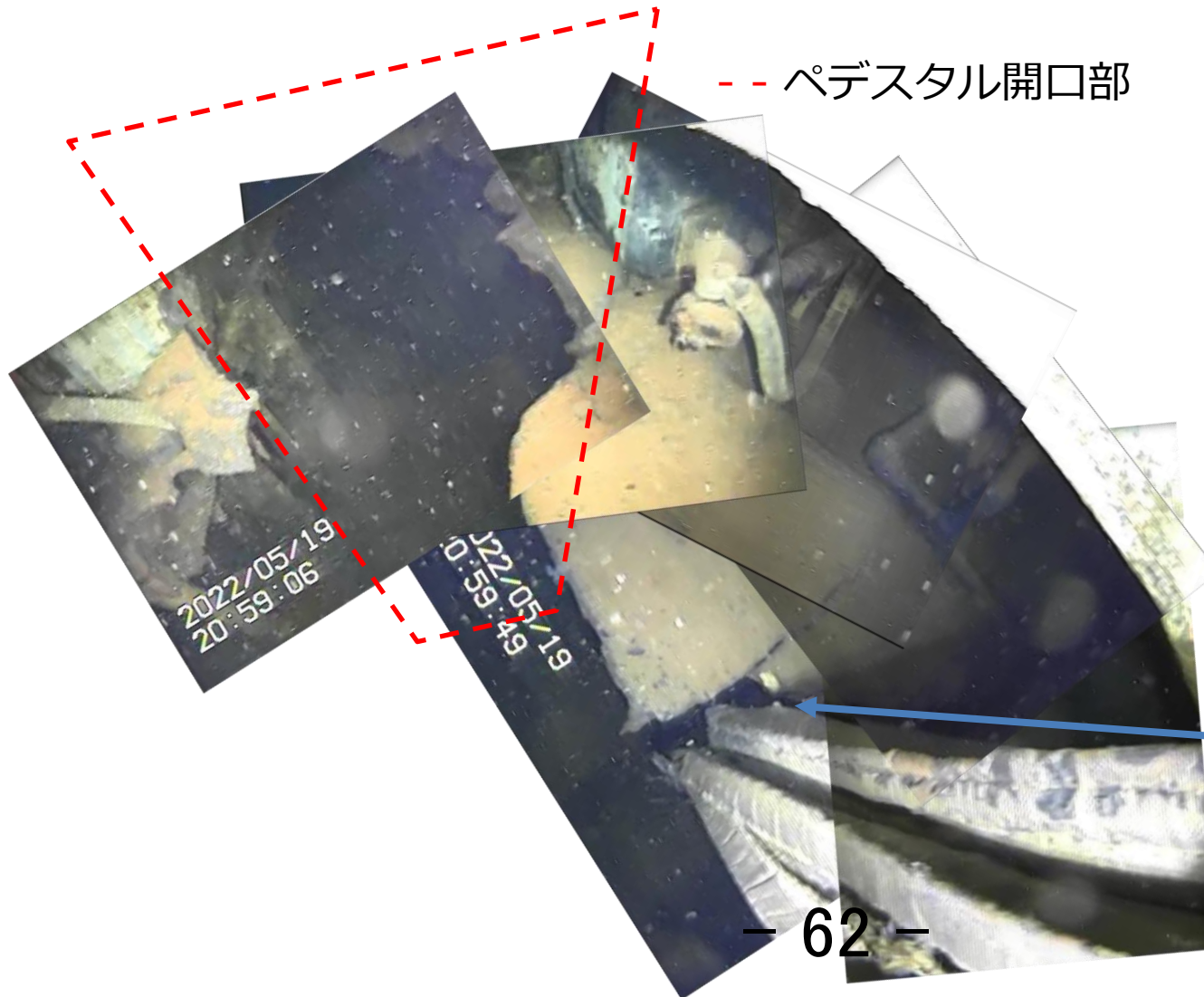
- 堆積物の表面で確認された凹凸のある縞模様が形成される条件の存在から、流動、粘性、その他の情報が得られる可能性？
- 形状が維持されていることから固化速度が比較的速かった可能性？



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](https://www.tepco.co.jp/electricity/mechanism_and_facilities/power-generation/nuclear_power/info-j.html)



# 東京電力福島第一原子力発電所 1号機PCV内部調査により確認された コンクリートに関する事象の検討

大阪大学 大学院工学研究科  
東京電力福島第一原子力発電所事故調査チーム  
「1F-2050」



大阪大学工学部/大学院工学研究科  
School/Graduate School of Engineering,  
Osaka University

大阪大学 大学院工学研究科  
附属フューチャーイノベーションセンター  
インキュベーション部門 社会課題解決型グループ  
<http://www.cfi.eng.osaka-u.ac.jp/arena/incubation/1F-2050/>

# 背景

## 注目している事象

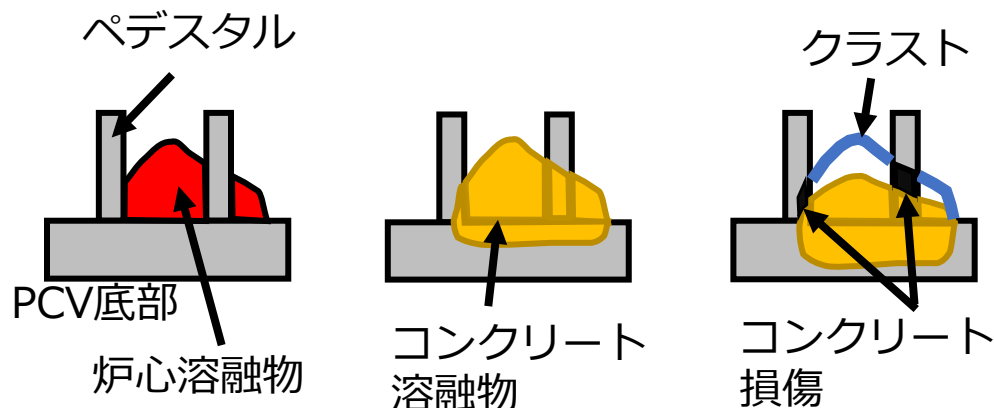
- 1号機ペデスタル開口部で確認されたコンクリート部の破損
- ペデスタル外側のPCV底部に確認されたテーブル状堆積物



## 大阪大学グループは2つのシナリオを提案、検証試験を実施

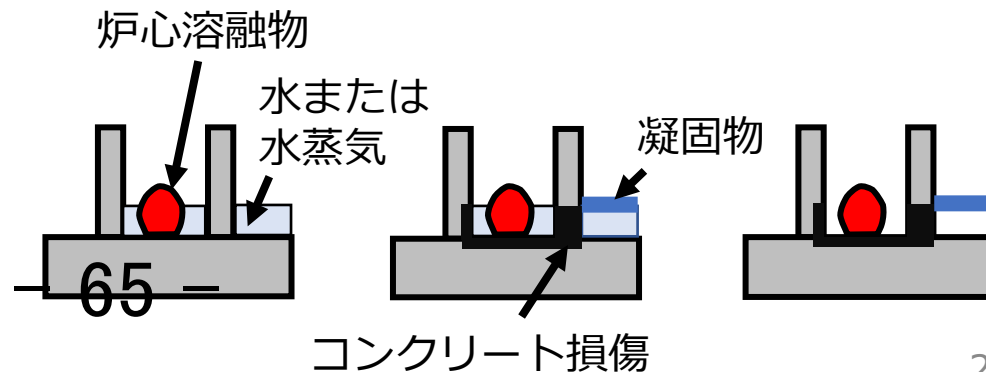
### (1) コンクリートの高温での溶融シナリオ

- 炉心溶融物がコンクリートを昇温
- コンクリートが溶融
- クラストの形成

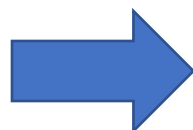
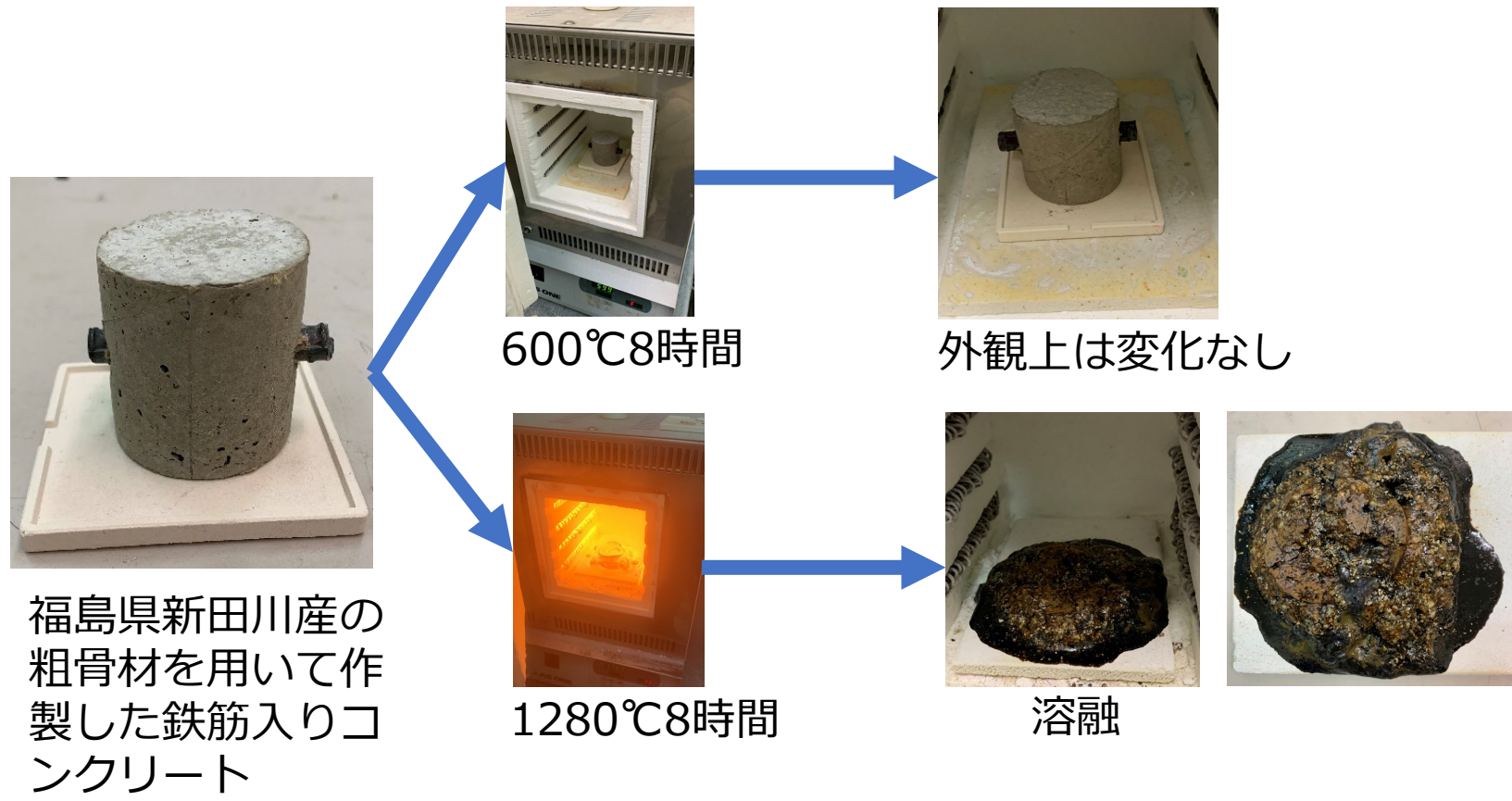


### (2) コンクリートの水への溶解シナリオ

- 炉心溶融物が高温の水、又は水蒸気を発生
- コンクリートが水へ溶解、高粘度の液相が生成
- 水の脱離により多孔質な物質が生成



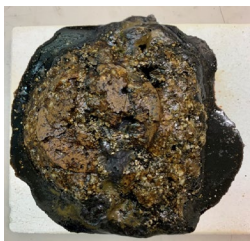
# 新田川産粗骨材を用いて作製したコンクリートの加熱溶融試験（第32回会合において報告）



1. 溶融したコンクリートの分析（SEM/EDX組成分析）
2. 600°Cで長時間保持する試験の実施
3. 粗骨材の分析（偏光顕微鏡観察）



# 1. 溶融したコンクリートの分析



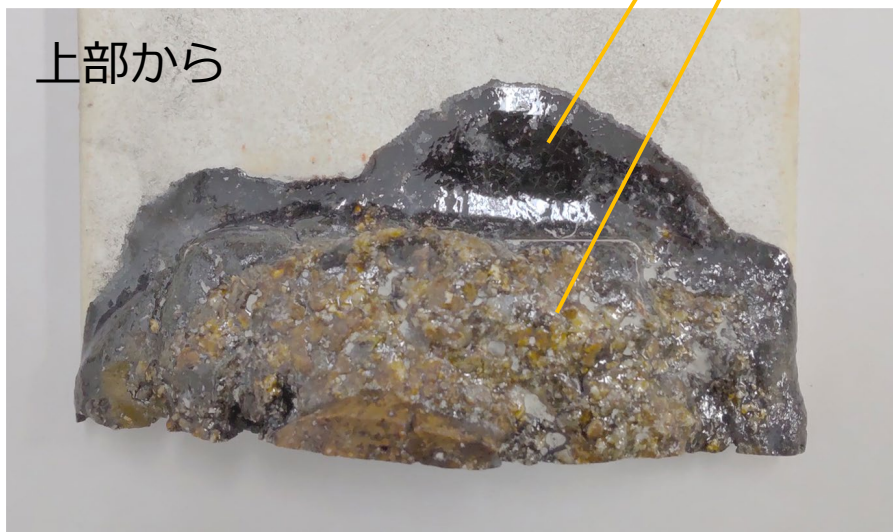
溶融したコンクリートを切断

①溶融箇所（黒色）

②溶け残り箇所

二箇所をSEM/EDX観察

上部から



断面

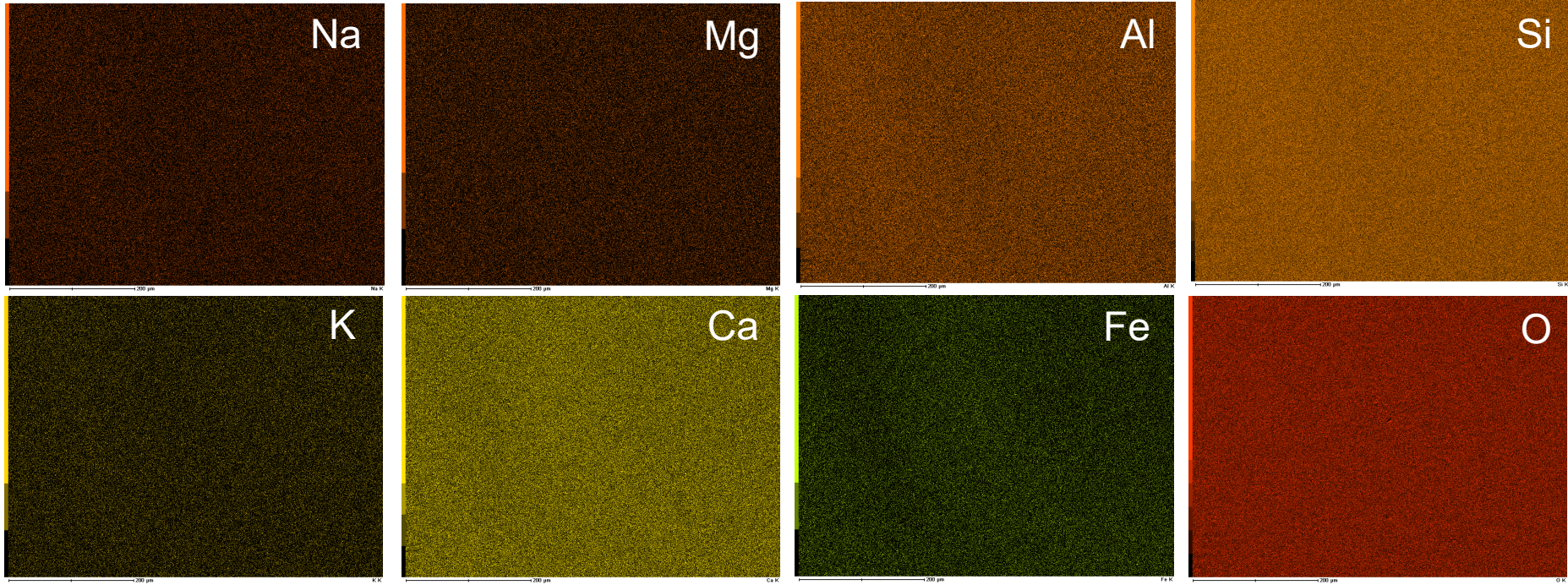


切断した溶融コンクリートの外観

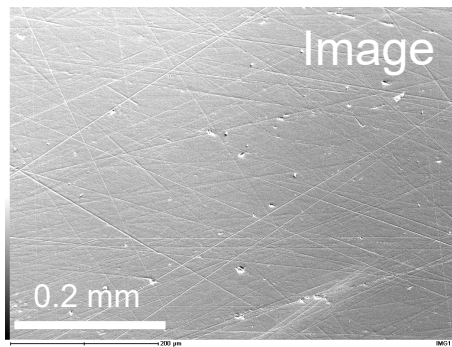
67



# 熔融したコンクリート試験片のSEM/EDX分析



## ① 溶融箇所 (黒色)



	全体
Na	2.5
Mg	2.6
Al	8.4
Si	58.5
K	1.2
Ca	21.8
Fe	5.0

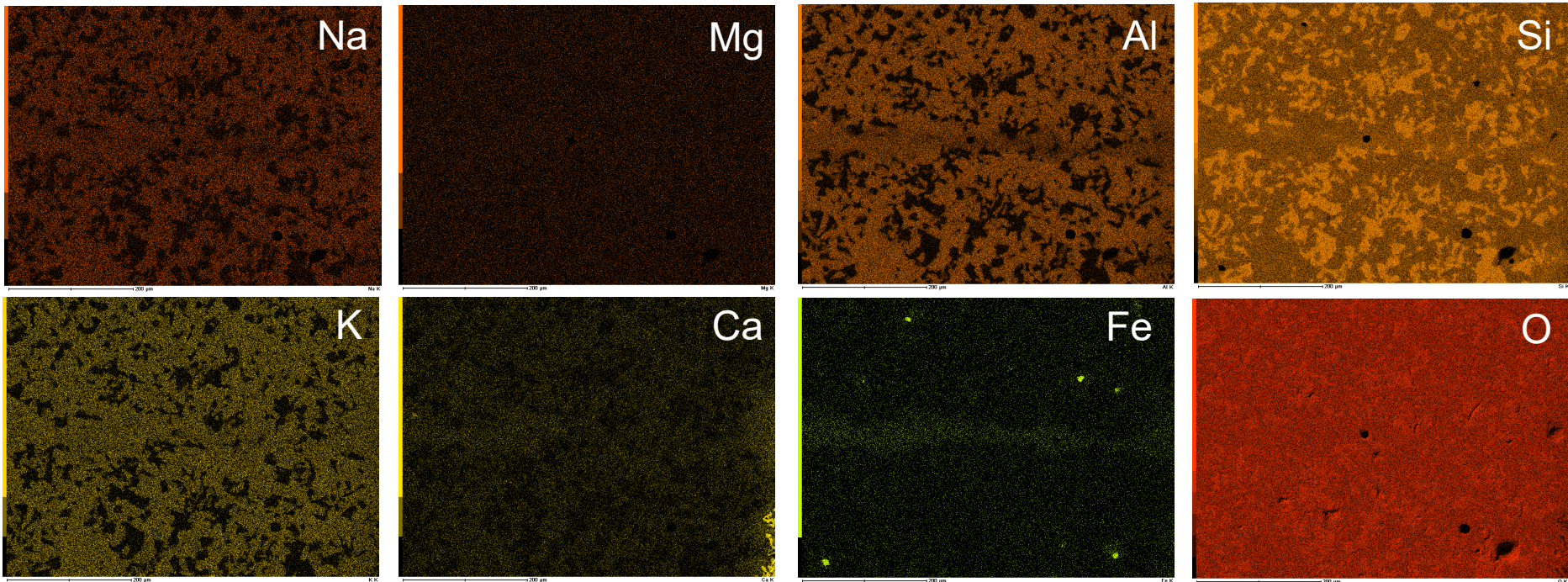
(at%)

- 均質、光沢あり
- 多くの元素を含み、溶け残り箇所と比較して、Ca、Fe、Mgが多い

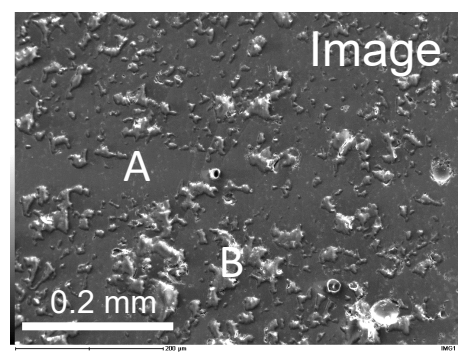
68 -



# 熔融したコンクリート試験片のSEM/EDX分析



## ② 溶け残り箇所



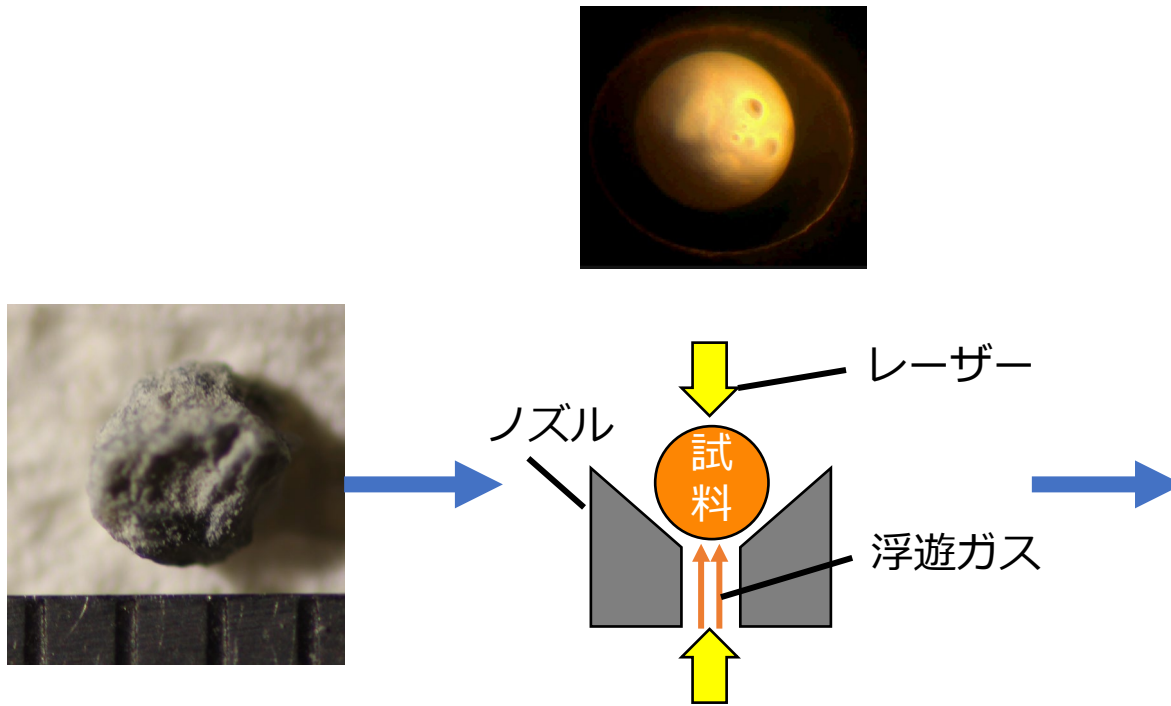
	A多Si	B少Si
Na	-	6.2
Mg	-	-
Al	0.6	12.3
Si	99.1	75.6
K	0.1	4.4
Ca	0.1	1.5
Fe	-	-

(at%)

- 不均質、碎石と思われる
- 石英 (SiO<sub>2</sub>) が見られる
- Fe、Mg (、Ca) をほとんど含まない



# 粗骨材の溶融試験



福島県新田川産  
の粗骨材

ガス浮遊溶融法によ  
り完全に溶融

溶融後の粗骨材の  
外観

- 粗骨材をガス浮遊溶融法により溶融
- 溶融後の粗骨材は光沢のある黒色ガラス状

## 2. 600℃で8日間保持する加熱試験



福島県新田川産の粗骨材を用いて作製した鉄筋入りコンクリート



600℃8時間



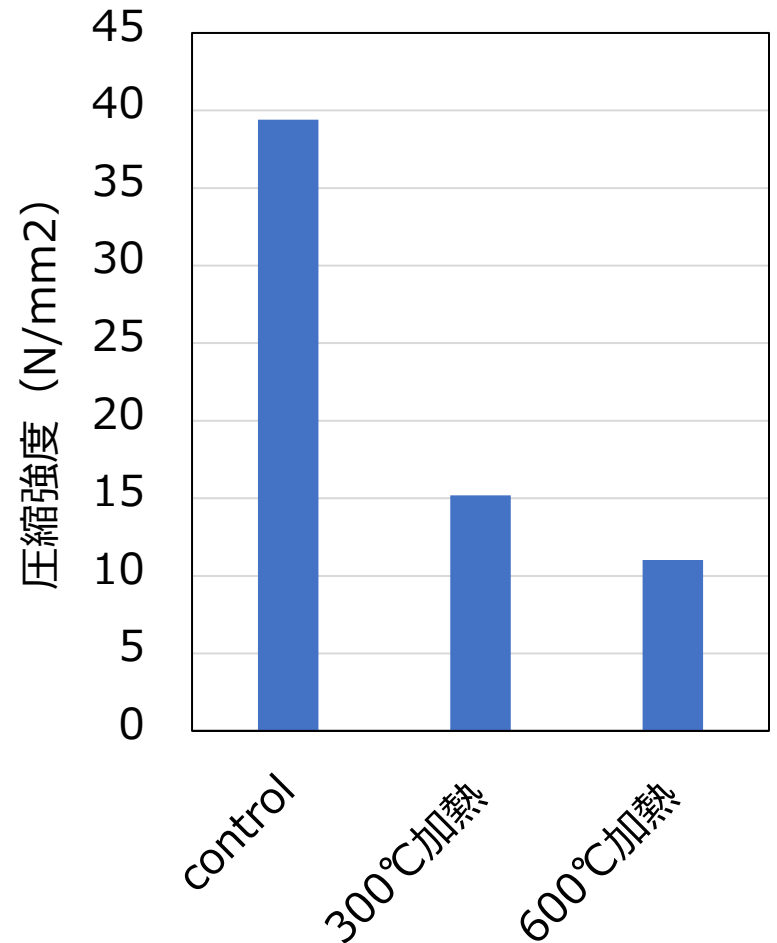
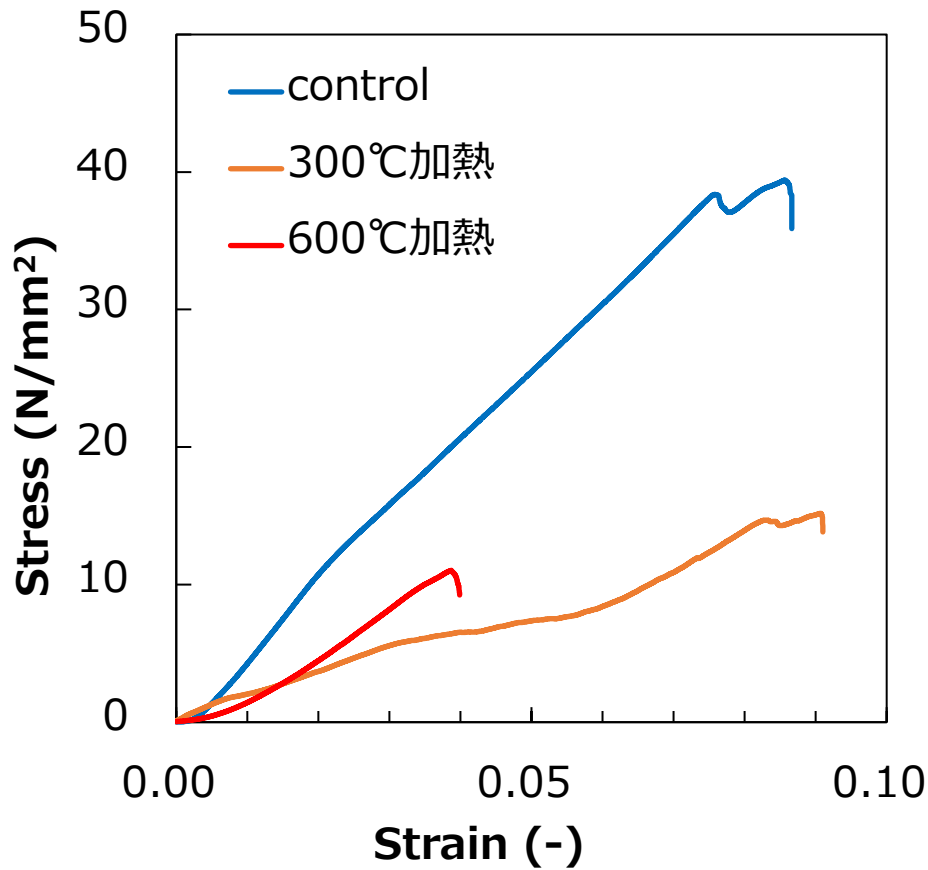
- 外観上は変化なし

600℃8日間



- 表面にひび
- 脆くなっていた
- 純粋及び海水に漬ける試験を実施中

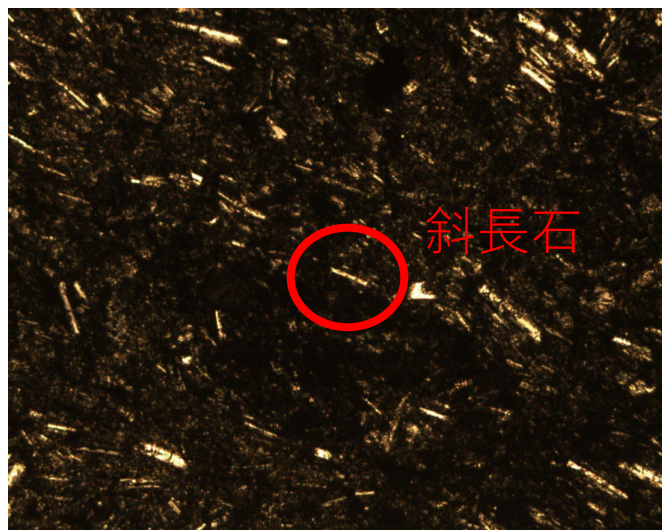
# コンクリートの圧縮試験



- 加熱試験後のコンクリートの圧縮試験を実施
- 強度は保持温度とともに急激に減少し、600°Cで1/3以下となった

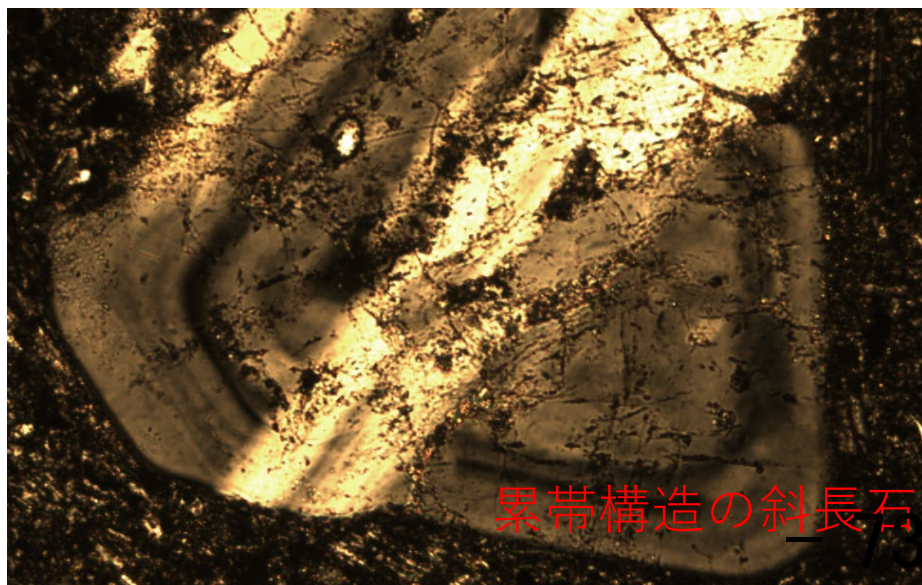


### 3. 新田川産粗骨材切片の偏光顕微鏡観察

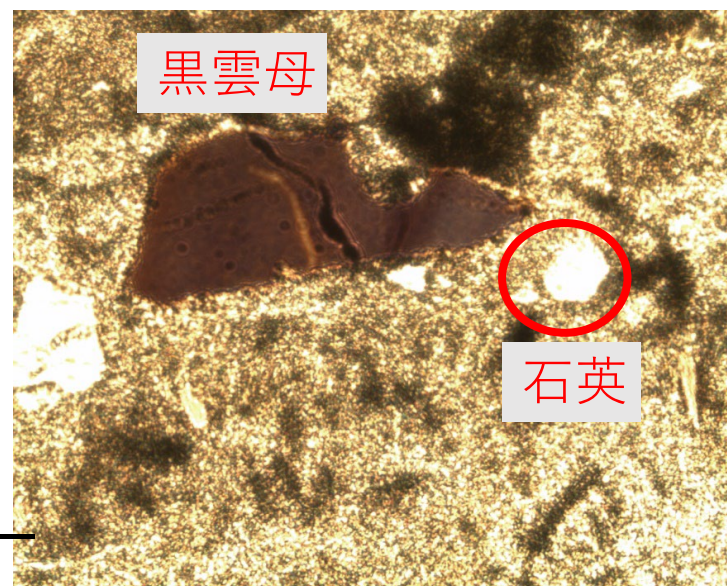


100 μm

- 全体の80%がアモルファス、20%が石英や斜長石の斑状組織を持つ→急冷された火山岩の特徴
- 黒いアモルファス内に短冊状や累帯構造の斜長石や石英、黒雲母が存在
- 含有鉱物より安山岩の可能性
- Siはアモルファスと結晶として存在する



100 μm



100 μm

# まとめ

**概要** 大阪大学の研究グループ「1F-2050」では、1号機のコンクリートの破損と堆積物生成に関して2つのシナリオを提案し、検証試験を実施している。今回は検証試験の進捗を報告した。

## 1. 溶融したコンクリートの分析

- 溶融したコンクリートを切断し、断面を観察したところ、溶融したと思われる箇所と溶け残り箇所の2つの領域に分けられることが分かった。
- SEM/EDXにより微細構造と元素分布を調べたところ、溶融したと思われる箇所は均質で溶け残り箇所と比較して、Ca、Fe、Mgが多かった。
- 溶け残り箇所は不均質であり、石英 ( $\text{SiO}_2$ ) とと思われる相が見られたが、一方でFe、Mg (、Ca) は殆ど含んでいなかった。

## 2. 600°Cで8日間保持する加熱試験

- 8日間保持したコンクリートはひびが入り、強度は1/3以下になっていた。

## 3. 新田川産粗骨材切片の偏光顕微鏡観察

- 全体の80%がアモルファス、20%が石英や斜長石の斑状組織を持つ。

**提言** コンクリートが熱により溶融した場合、黒色ガラス質の物質が形成されると思われる。この存在が確認されていない現状では、(1) コンクリートの高温での溶融シナリオの可能性は低いと考えている。炉内調査では、コンクリート破損箇所と健全な箇所の境界に黒色ガラス質の物質が存在するかを確認していただきたい。コンクリート破損の原因としては、600°C程度の温度にさらされて脆くなることで機械的に破壊した可能性もあると考えている。

大阪大学1F-2050は、コンクリートと海水、水及び水蒸気との反応試験を実施予定。11/11

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34回）  
資料2

# 福島第一原子力発電所3号機の水素爆発に寄与 した漏えい経路と爆発メカニズムの推定

2022年12月20日

FDR2022（2022年10月14日～16日，福島県楡葉町J-village）

チャイプンファイ<sup>a</sup>，野崎 謙一郎<sup>a</sup>，末廣 祥一<sup>a</sup>，  
本多 剛<sup>b</sup>，溝上 暢人<sup>b</sup>，大和田 賢治<sup>b</sup>，溝上 伸也<sup>b</sup>

<sup>a</sup> 株式会社テプコシステムズ  
<sup>b</sup> 東京電力ホールディングス株式会社

※この資料は、FDR2022での発表内容を日本語訳したものです。



# 内容

- 背景と目的
- 解析条件
- 解析結果に基づく考察
  - 漏えい箇所別の建屋内ガス組成分布
  - 爆発メカニズムに関する仮説
- まとめ

# 背景と目的

## 最近の調査結果

### 爆発時の映像の超解像処理 [1]

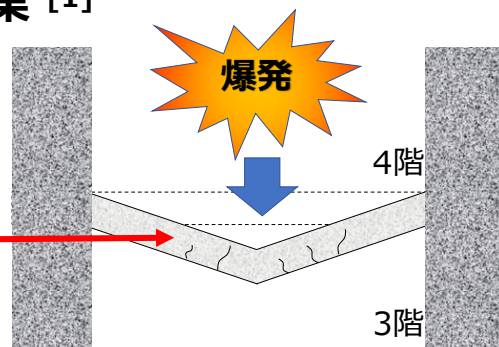


画像処理前



画像処理後

### 3号機原子炉建屋内部の現地調査結果 [1]



## 最近の調査結果から推定される状況<sup>[1]</sup> :

- 3号機では、4階で第一段階の爆発が発生した。
- 4階の爆発に伴う建屋の変形により南東部の屋根に裂け目が生じ、火炎が発生。同時に原子炉建屋南壁が崩落した。
- 5階で第二段階の爆発が起こり、建屋天井の中央部から噴煙が吹き上げられた。
- 残存した可燃性ガスが燃え続け、原子炉建屋の屋根と思われる巨大な物体が垂直に約200m吹き上げられた。

## 疑問点

- なぜ最初の爆発が4階で生じたのか？
- なぜ複数の爆発の後も可燃性ガスが残存していたのか？

[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月

# 背景と目的

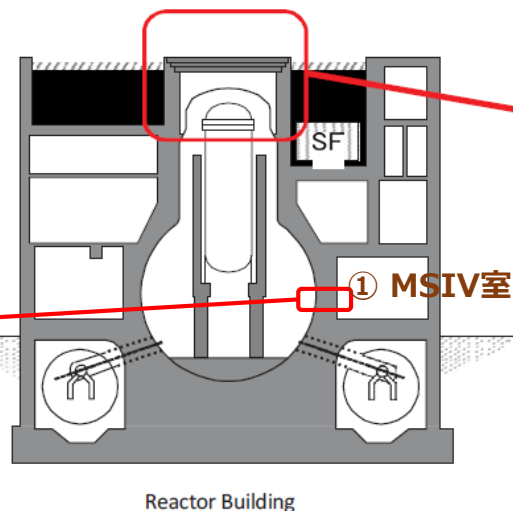
## 格納容器からの漏えいに関する観測事実

- ① 主蒸気隔離弁（MSIV）室の主蒸気配管D伸縮継手付近で漏えいを確認<sup>[2]</sup>



Leak location

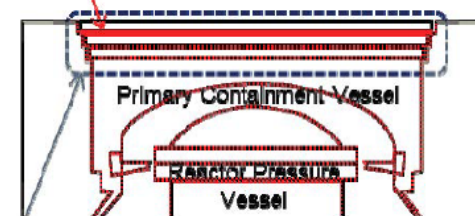
② D/Wトップヘッド



Reactor Building

Source region with high level contamination

- ② 除染後もシールドプラグ周辺では高い線量率を検出<sup>[3]</sup>
- 爆発直後の衛星写真にて、シールドプラグ付近からの湯気の噴出を確認<sup>[1]</sup>



Shield plug

(Trilaminar structure made of concrete with 60 cm thickness. Each layer has 11.3~11.8 m diameter and is division into three parts.)



3月14日11:04に撮影された衛星写真<sup>[1]</sup>

17

## この検討の目的

- 水素爆発に寄与した格納容器の主要な漏えい位置の推定
- 格納容器の漏えいが水素爆発事象に影響を与えたメカニズムの推定

[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月

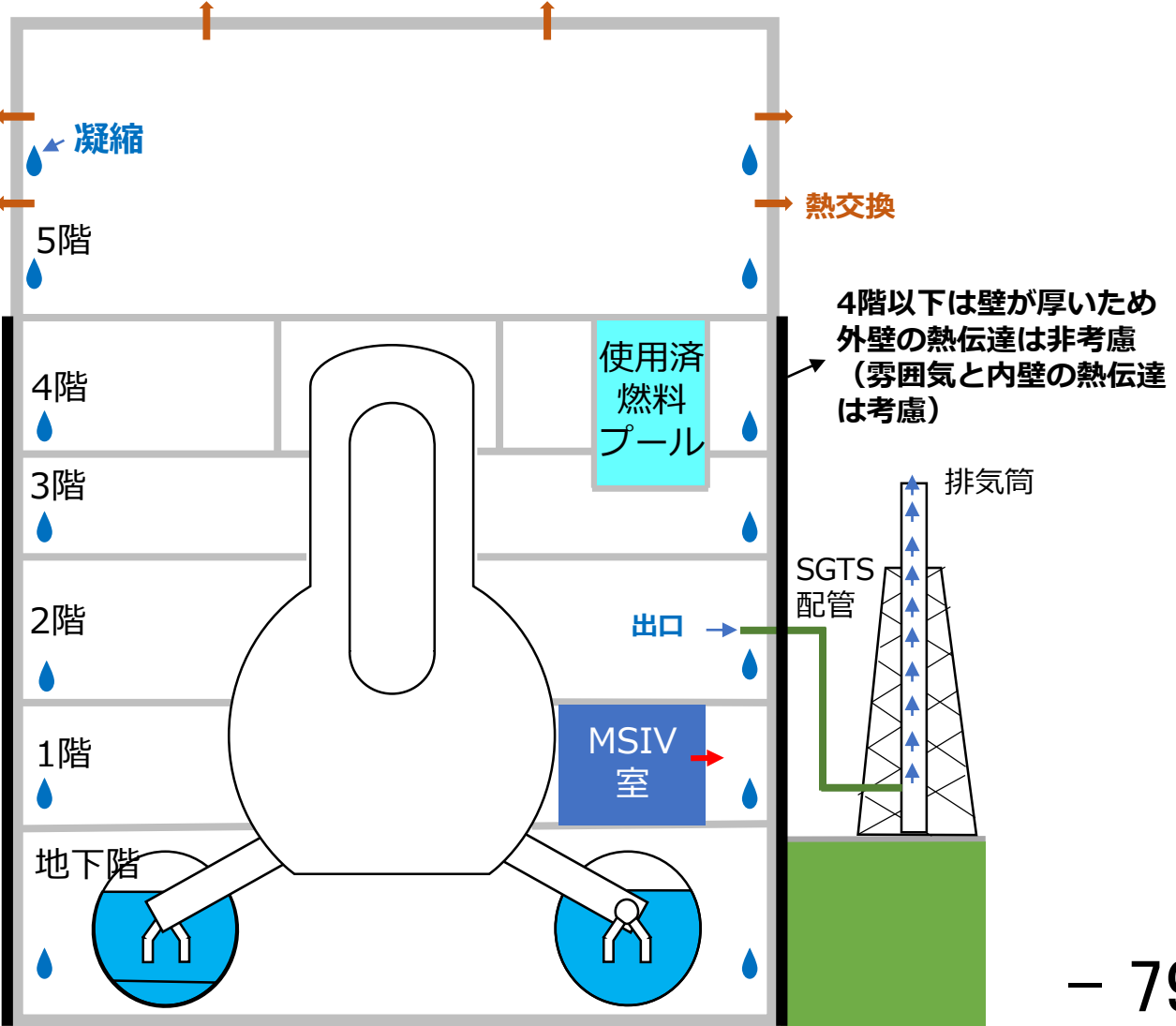
[2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所3号機主蒸気隔離弁（MSIV）室内調査結果”, 2014年5月

[3] Hiratama, H., Investigation of Main Radiation Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, ICRS-13 & RPSD-2016, 2017

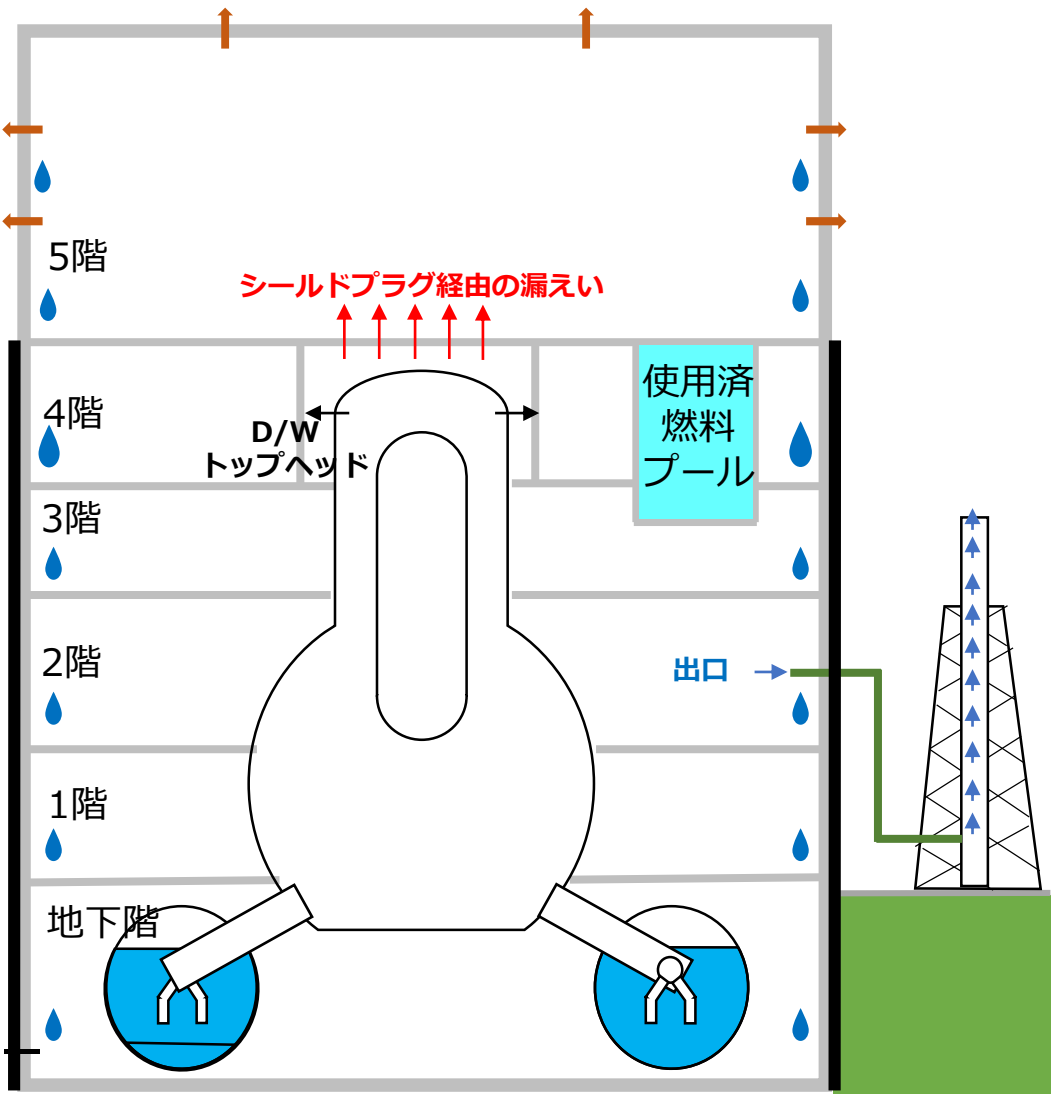


# 解析条件 (解析はGOTHICコードを使用)

## ① MSIV室経由の漏えい

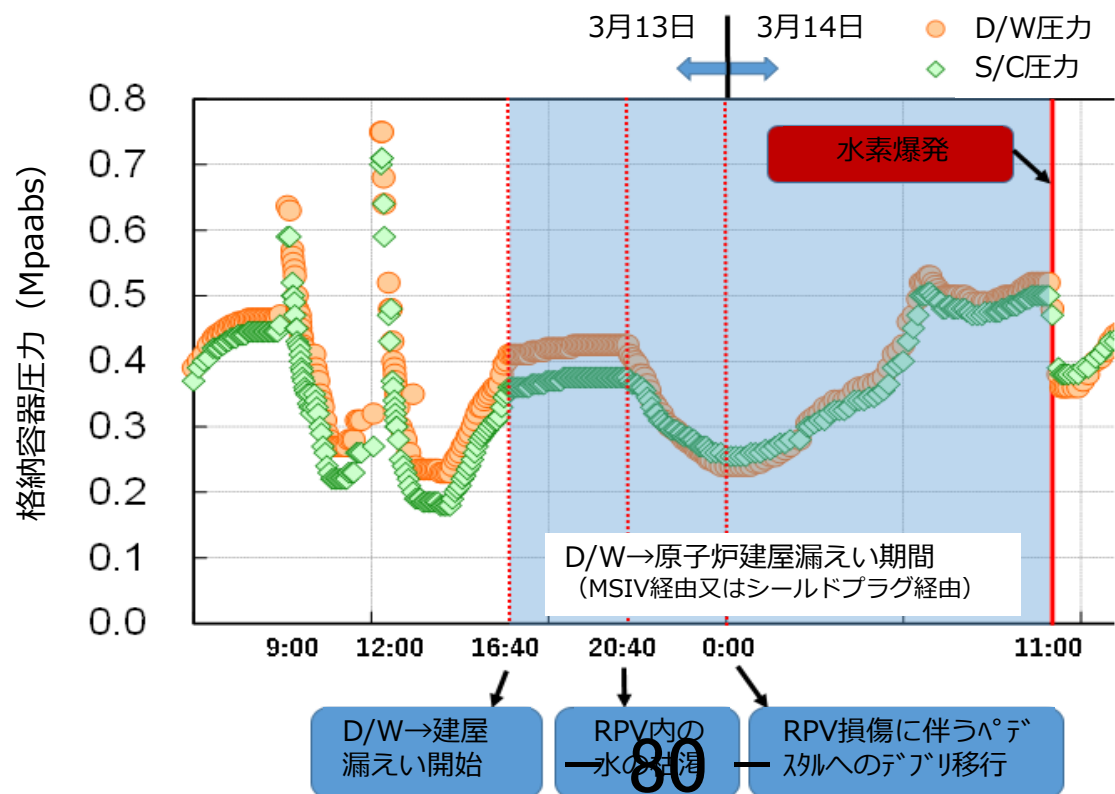


## ② シールドプラグ経由の漏えい

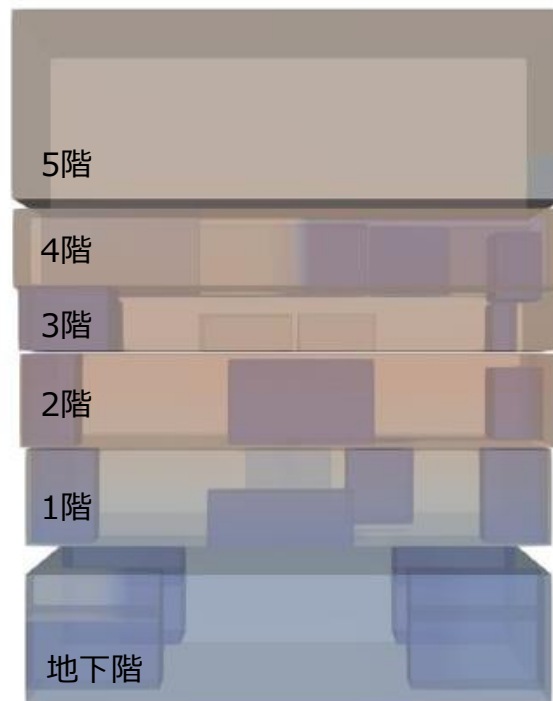
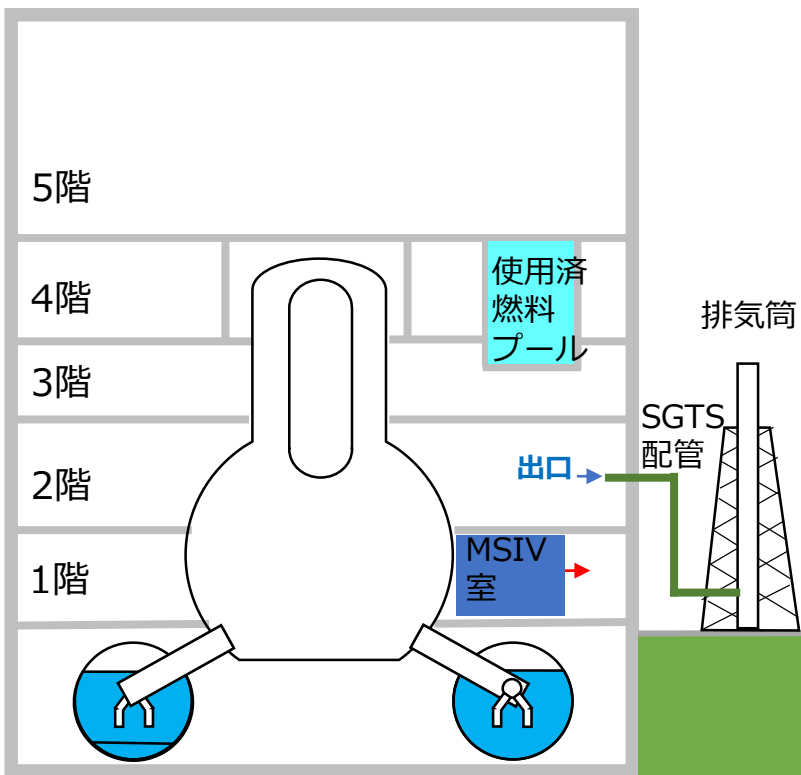


# 解析条件 (シナリオの想定と漏えい条件)

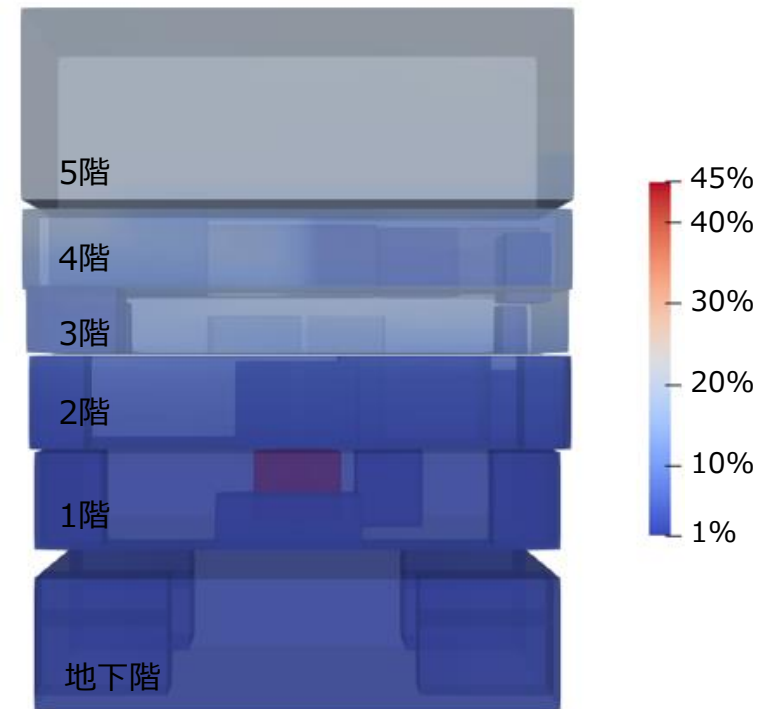
- 格納容器圧力の挙動から、D/Wから原子炉建屋への直接漏えいは3月13日16:40 から開始したと想定。
- 漏えい流量はD/W圧力に比例して変化すると仮定。単位圧力当たりの漏えい流量は、得られた解析結果が爆発時の映像や原子炉建屋調査結果による観察結果と整合するように調整。
  - 上記の調整の結果、漏えい期間中の水蒸気と水素の総漏えい量はそれぞれ75トン、650kgとした。
  - その他の有機可燃性ガスの分布挙動は水素と同等と仮定し、この解析では水素のみを考慮した。



# 解析結果に基づく考察 (①MSIV室経由の漏えい)



爆発発生時（3月14日11時1分）のガス組成分布の解析結果



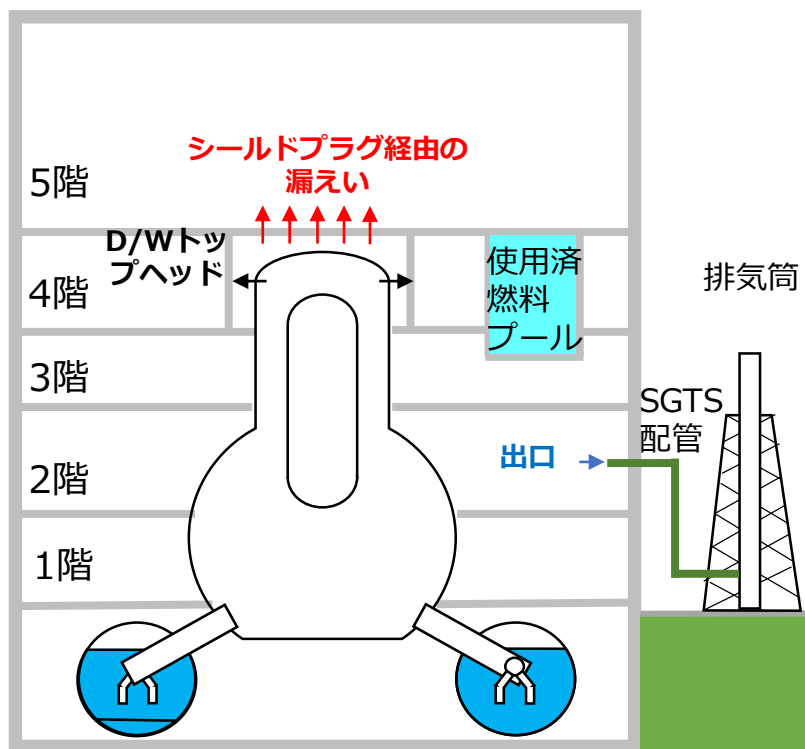
- R/B 全体の流れにより、ガスの種類による成層化が防止されている。
- 漏えいガスの移行により3階以上の上層階は下層階に比べ温度が高くなり、水蒸気圧が高くなる。



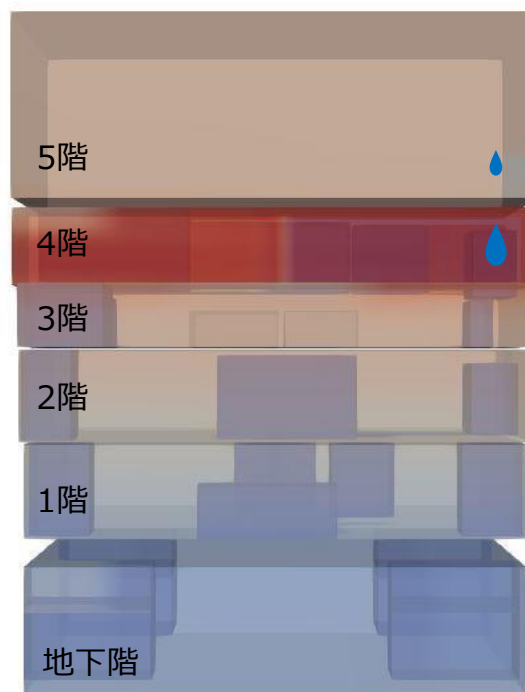
- MSIV室経由で漏えいが発生した場合、水素の分布は原子炉建屋内で比較的均一となる。
- 3階以上の上層階は、下層階に比べて高い水蒸気割合となる。



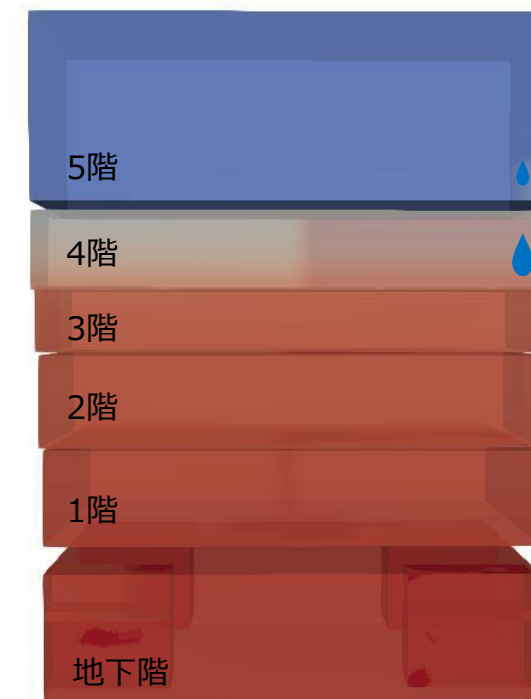
# 解析結果に基づく考察 (②シールドプラグ経由の漏えい)



漏えい箇所のイメージ



水素体積%



空気体積%

爆発発生時（3月14日11時1分）のガス組成分布の解析結果

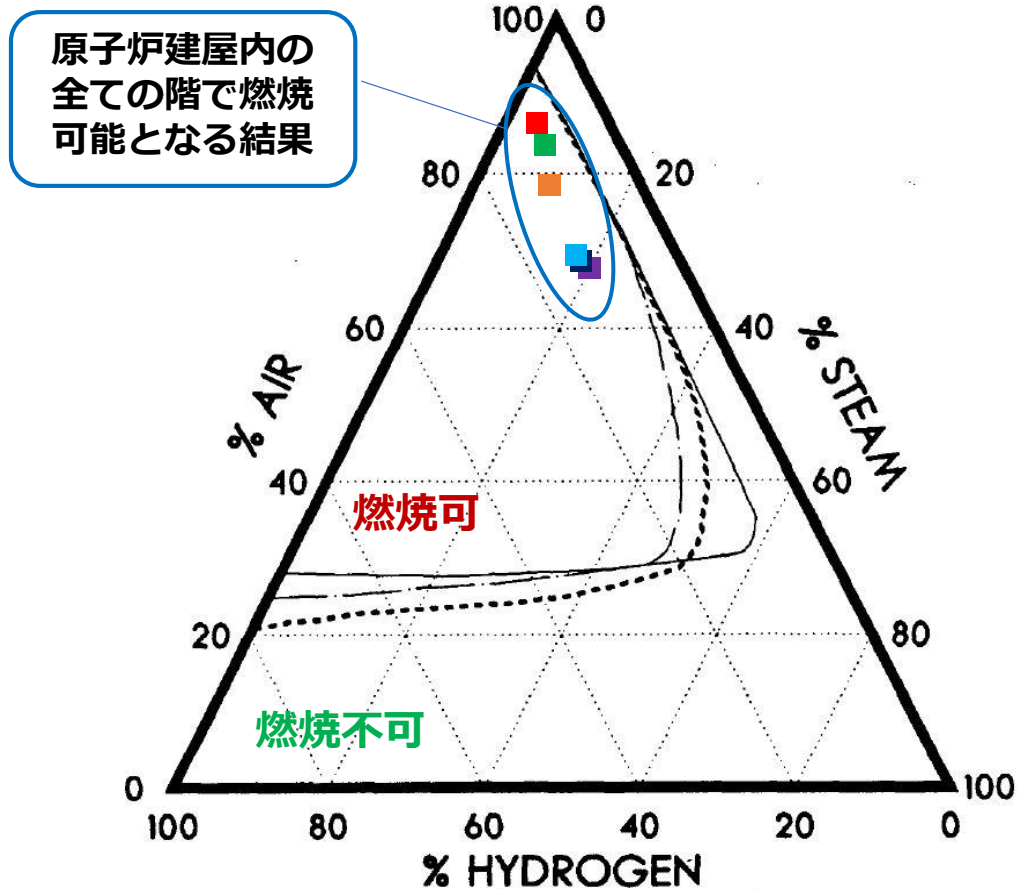
- 連続的な漏えいにより5階が高温となり、凝縮が抑えられ、水蒸気圧が高くなった。それにより、空気が徐々に4階に押し下げられている。
- 4階は5階よりも温度が低いため、凝縮が進み、水蒸気圧は抑えられている。

- シールドプラグ経由の漏えいの場合、5階の空気の濃度が低下する。
- 4階の水素濃度が他の階に比べて高くなる。

82

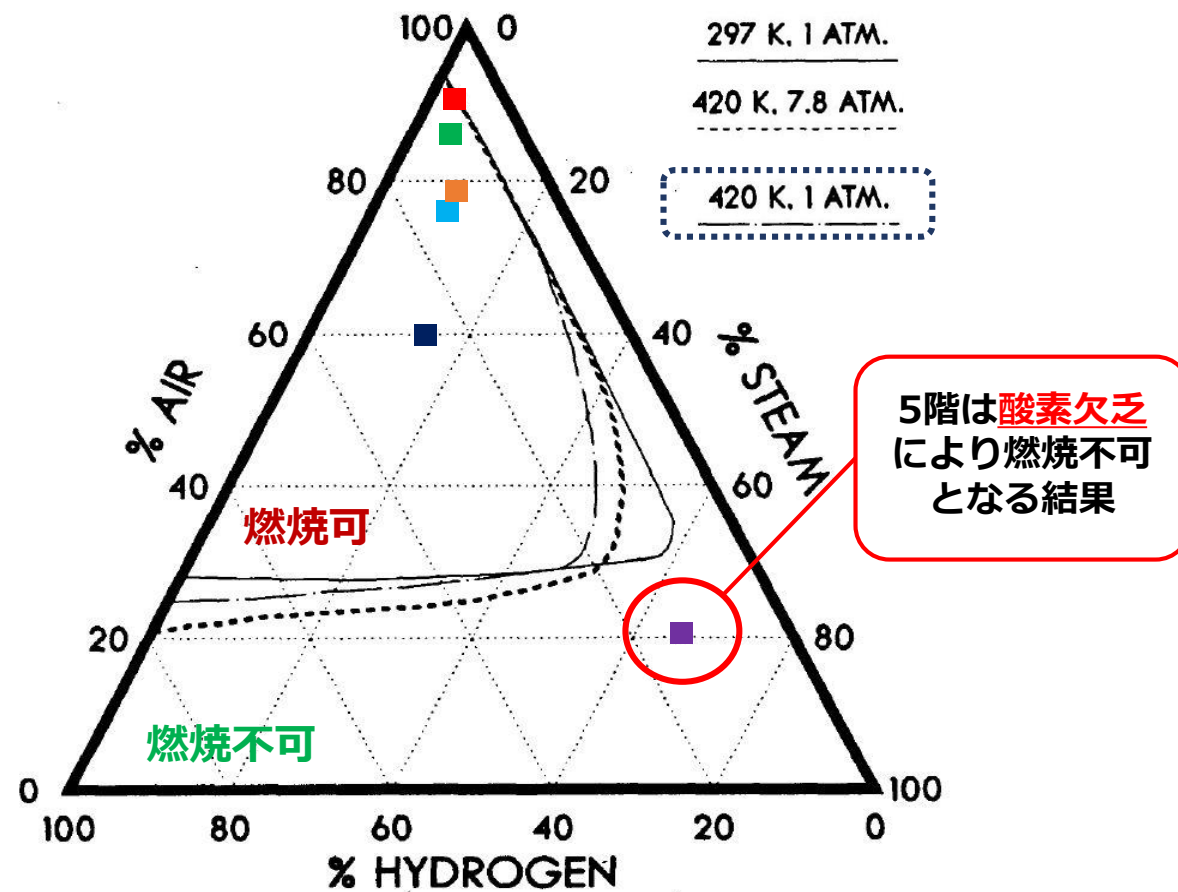
# 解析結果に基づく考察

## ① MSIV室経由の漏えい



- 5F
- 4F
- 3F
- 2F
- 1F
- BF

## ② シールドプラグ経由の漏えい



爆発時（3月14日11時1分）の各階の燃焼可否の判定

# 解析結果に基づく考察

計算結果 観測事実 からの推定	① MSIV室経由の漏えい	② シールドプラグ経由の漏えい
4階で最初の爆発が発生	原子炉建屋内の全ての階で燃焼可能  ○ ・ 4階で爆発が起きたとしても矛盾はない	5階は酸素欠乏により燃焼不可  ○ ・ 4階は水素や空気の濃度が比較的高く、5階は酸素欠乏により燃焼不可となっている
多段階の爆発後も可燃性ガスが残存	× ・ 十分な酸素があれば、爆発によってほとんどの可燃性ガスは消費されるはず	○ ・ 酸素不足によって爆発後も可燃性ガスが消費しきれずに残っていた

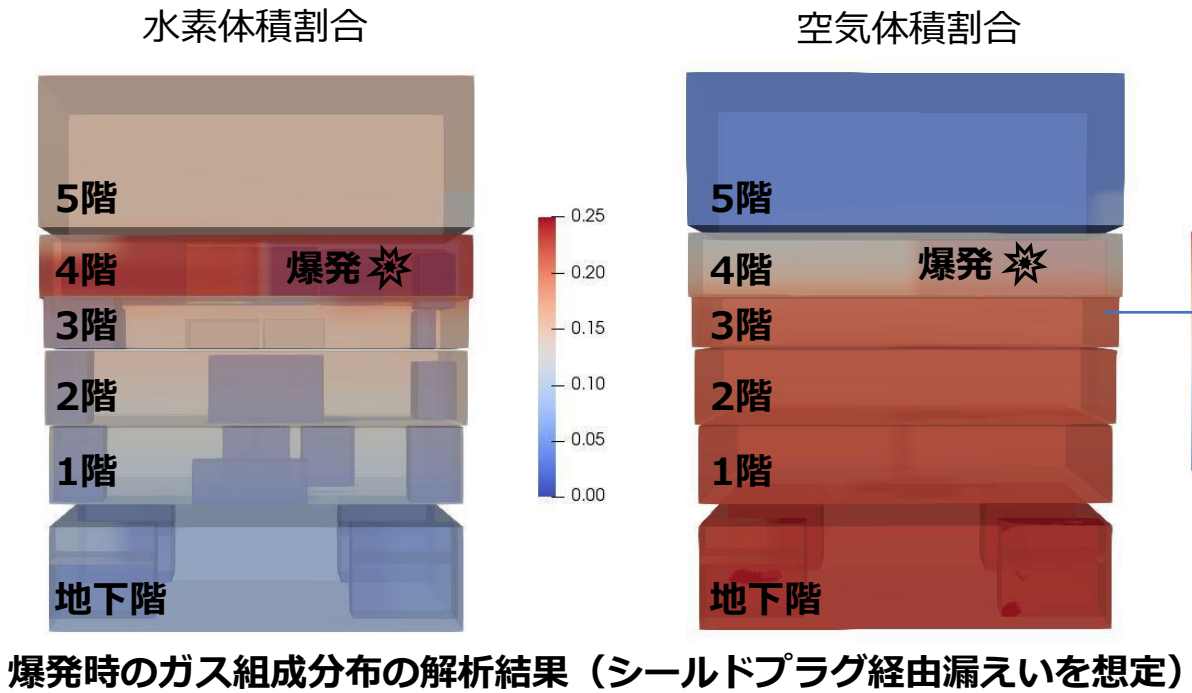


# 解析結果に基づく考察 爆発メカニズムに関する仮説（1）



超解像処理された爆発映像 [1]

緑：超解像処理映像や現地調査による結論[1]  
 赤：解析結果に基づく仮説



4階での爆発の衝撃で3階の天井の一部が崩落[1]

- 第一段階の爆発は4階で発生。
- この爆発は、4階に比較的高い濃度の水素と空気が存在したために生じた。

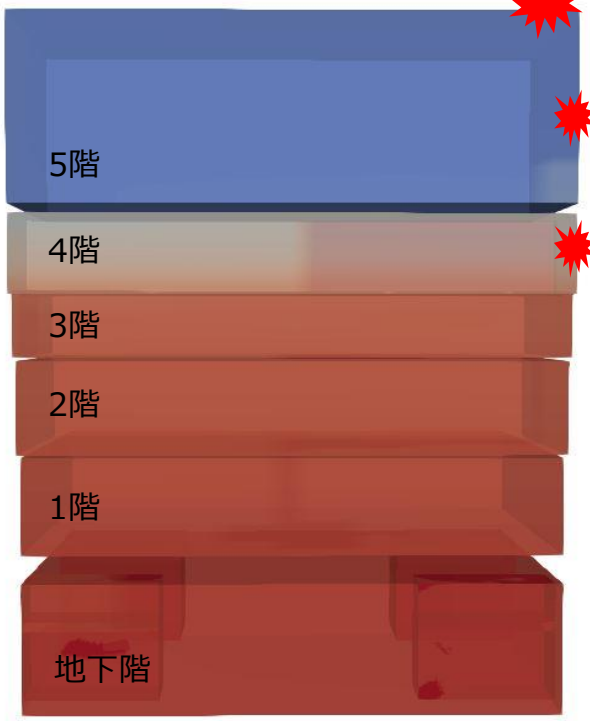
[1] 原子力規制委員会，“東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”，2021年3月  
 FDR2022（2022年10月14日～16日，福島県楡葉町J-village）

# 解析結果に基づく考察 爆発メカニズムに関する仮説（2）



超解像処理された爆発映像 [1]

南側壁の崩落



爆発時の空気体積割合の解析結果  
(シールドプラグ経由漏えいを想定)

- 南東の屋根に裂け目が発生。
- 裂け目から流れ出た5階のガスの酸素の割合が増加して燃焼。

- 南側の壁が崩落。
- 崩落した隙間から5階に空気が供給され、5階は徐々に燃焼可能な状態に移行。

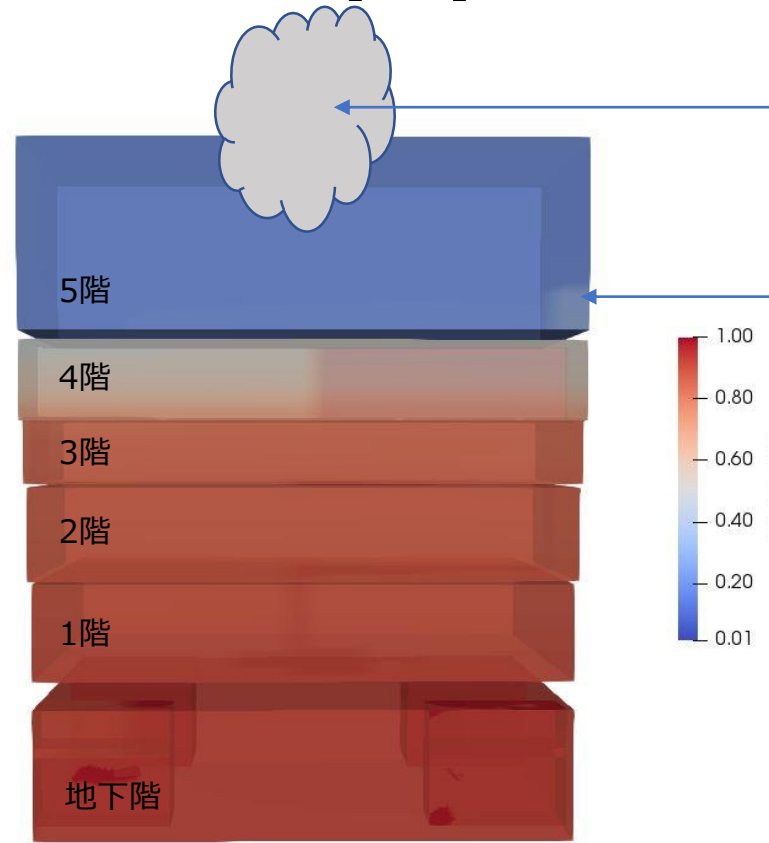
緑：超解像処理映像や現地調査による結論[1]  
赤：解析結果に基づく仮説

[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月  
FDR2022 (2022年10月14日～16日, 福島県楡葉町J-village)

# 解析結果に基づく考察 爆発メカニズムに関する仮説（3）



超解像処理された爆発映像 [1]



爆発時の空気体積割合の解析結果  
(シールドプラグ経由漏えいを想定)

• 残存した可燃性ガスが燃え続け、原子炉建屋の屋根と思われる巨大な物体が垂直に約200m吹き上げられた。

• 5階では酸素欠乏状態であったために、複数回の爆発後も可燃性ガスが残っていた。

緑：超解像処理映像や現地調査による結論[1]  
赤：解析結果に基づく仮説

[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月  
FDR2022 (2022年10月14日～16日, 福島県檜葉町J-village)



# まとめ

- 3号機原子炉建屋爆発時の漏えいガス分布を、事故後の調査結果等に基づいて2つの漏えい箇所を想定してシミュレーションした。
- MSIV室経由の漏えいを想定したケースでは、原子炉建屋全体が燃烧可能となった。シールドプラグ経由の漏えいを仮定したケースでは、5階が酸素欠乏により燃烧不可となった一方で、4階以下は燃烧可能となり、特に4階は水素濃度が高くなった。
- 超高解像度処理された爆発時の映像等とシミュレーション結果の比較から、シールドプラグ経由の漏えいを想定したケースの方が、複数回の爆発や噴煙の上昇をより良く説明できることが分かった。
- 上記の検討に基づき、爆発の進展メカニズムに関する仮説を提案した。

(別添4)

## 2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析

日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門  
規制・国際情報分析室  
福島第一原子力発電所事故分析チーム  
飯田 芳久、島田 亜佐子、垣内 一雄

### 1. スミヤ試料の分析

原子力規制庁による2号機原子炉建屋内調査<sup>1</sup>並びに東京電力による3号機SGTS室調査<sup>2</sup>及び1/2号機排気筒内部調査<sup>3</sup>において、2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料(14試料)、3号機SGTSフィルタトレイン内のフィルタ表面のスミヤ試料(23試料)及び1/2号機SGTS配管内部のスミヤ試料(1試料)が採取されている。これらは、原子炉建屋内及びSGTS配管系における放射性物質の移行経路、組成及び化学形の推定に有用な情報を有していると考えられることから、スミヤ試料の分析を実施した。

### 2. 試料分析の結果

原子炉建屋の壁や床に沈着した放射性物質の量は、各号機の格納容器から放出され、原子炉建屋に残存する量の大小関係を把握する際の参考情報になり得る。ここでは、表1及び図1に示す2号機原子炉建屋の局所領域から採取したスミヤ試料の分析結果を中心に述べる。1号機及び3号機原子炉建屋のスミヤ試料が得られた後には、それらの分析を行い、3つの号機について比較・検討を行う予定である。2号機原子炉建屋のスミヤ試料に加えて、表2、表3、図2及び図3に示す3号機SGTSフィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料及び1/2号機共用SGTS配管内部スミヤ試料の分析結果についても報告する。なお、これら試料の分析は図4に示すフローで実施した。

2号機原子炉建屋スミヤ試料の写真及びイメージングプレート像を図5に例示する。各スミヤ試料に対して実施したイメージングプレートによる放射能分布が、目視で観察できる汚れの分布と概ね一致することを確認した。全てのスミヤ試料を対象としたガンマ線核種分析において、Cs-134、Cs-137、Sb-125、Co-60が検出された。ガンマ線核種分析結果の一例を図6に、ガンマ線核種分析の結果に基づいたCs-134、Sb-125及びCo-60のモル量とCs-137のモル量の相関を図7に示す。この

<sup>1</sup> 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14回 資料3  
<sup>2</sup> 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16回 資料4-1  
<sup>3</sup> 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12回 資料6-1

図には、以前実施した 1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水の分析結果<sup>4</sup>（溜まり水試料をろ紙に滴下して分析）を加えている。2 号機のベントは失敗したと言われていることから、本試料及び上述の 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料には、1 号機から放出された核種のみが存在していると推定される。

いずれの試料においても、Cs-134 と Cs-137 のモル比が ORIGEN2 コード<sup>5</sup>により計算した初期インベントリのモル比とほぼ一致することを確認した（図 7）。Sb-125 についても、ばらつきはあるものの、1 号機（1/2 号機共用 SGTS 配管内部及び 1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水）、2 号機（原子炉建屋）及び 3 号機（SGTS フィルタトレイン）の全てにおいて、Cs-137 とのモル比が両核種の初期インベントリのモル比と同程度であった。この結果は、Sb-125 の初期インベントリに対する放出割合が事故シナリオに強く依存せず、Cs-137 のそれと同程度（モル量に換算すると 1/100 程度）であることを示唆している。

優先度の高い 2 号機原子炉建屋スミヤ 4 試料、3 号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミヤ 2 試料及び 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料、合計 7 試料について酸溶解を行い、ガンマ線分析、ベータ線分析、アルファ線分析及び質量分析を実施して Cs-134、Cs-137、Tc-99、Mo 同位体、Sr-90、U 同位体、Pu 同位体及び Am-241 を定量した。Tc-99、Mo 同位体及び Sr-90 のモル量と Cs-137 のモル量の相関を **図 8** に示す。2 号機原子炉建屋スミヤ試料では、Tc-99 及び Mo 同位体のいずれも有意に検出された。一方、3 号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料及び 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料では、Tc-99 及び Mo 同位体は分析装置の検出下限以下であった。さらに、1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水試料において、Tc-99 は検出下限以下、Mo 同位体は検出されたものの Cs-137 とのモル比は 2 号機原子炉建屋スミヤ試料に比べて 3 桁程度低い値であった（図 8）。Tc-99 及び Mo 同位体は、酸化物の形態になると沸点が大幅に低下し、金属の形態と比べて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・溶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。Tc-99 及び Mo 同位体のみを考えるならば、2 号機における炉心損傷・溶融の進展では、1 号機及び 3 号機に比べて、酸化性雰囲気（水蒸気リッチ）の影響が相対的に大きかった可能性が高い。一方、酸化性雰囲気よりも還元性雰囲気（水素リッチ）条件下において放出され易くなる Sr-90 も、Tc-99 及び Mo 同位体に比してモル量は小さいものの、2 号機原子炉建屋スミヤ試料の分析結果は、1 号機及び 3 号機由来の試料に比べ高い値を示しており（**図 8**）、上記で推定した雰囲気条件と整合しない。炉心損傷・溶融の進展過程で還元性雰囲気条件が形成された時間帯が生じた可能性もあるが、溶融炉心／コンクリート相互作用 (MCCI) による放出や Sr-90 が水に溶解した後に (Sr

<sup>4</sup> 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 21 回 資料 4-1

<sup>5</sup> JAEA-Data-Code-2012-018



は金属、酸化物ともに水に溶解易い)、液滴として水相から放出されるメカニズム等も考えられ、現時点ではこれらの結果を合理的に説明することは困難である。なお、2号機原子炉建屋スミヤ試料分析において、Mo 同位体のモル量が Cs-137 のモル量を大幅に上回っていることから、Cs は Mo と結合してモリブデン酸セシウム ( $Cs_2MoO_4$ ) を形成している可能性が高く、余剰の Mo 同位体は、酸化モリブデン等の化学形で存在していると推定される。

2号機の分析結果におけるもう一つの特徴は、Cs-137 に対する Tc-99 及び Mo 同位体のモル比が、原子炉建屋 5 階 (5FF 及び 5FW) において 4 階 (4FF) 及び 1 階 (1FF) よりも高いことである (図 8) において、直線からの上下方向のずれで示される。2号機原子炉建屋 5 階における Mo 同位体と Cs-137 のモル比は、東京電力 HD が実施した同 5 階養生シートの分析結果<sup>6</sup>と同程度であった。この傾向は、アルファ線放出核種 (U 同位体、Pu 同位体及び Am-241) でも見られている (図 9)。2号機原子炉建屋のスミヤ試料については、いずれのアルファ線放出核種も初期インベントリに対する放出割合は非常に小さいものの、Tc-99 及び Mo 同位体と同様に、Cs-137 とのモル比が下層階に比べて 5 階において高いこと、U 同位体と Cs-137 の相関については東京電力 HD の分析結果<sup>6</sup>と概ね整合することが示された。また、U の存在形態として、5 階壁面スミヤ試料の SEM 分析において、粒径  $1\mu m$  程度の U 含有微小粒子が観察されている (図 10)。このような 5 階と下層階の差異は、微小粒子の生成メカニズム、各階への放出が生じた時間帯や経路が影響していると推定できるが、今後、2 階及び 3 階から採取したスミヤ試料の分析を行い、さらに検討を進める予定である。

3号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料に関するガンマ線分析結果を、上流側 (原子炉建屋側) 面及び下流側 (スタック側) 面に分けて図 11 に示す。表面の平滑度がフィルタによって異なるため、スミヤによる拭き取り効率にばらつきがあると予想されるが、上流側面における Cs-134 及び Cs-137 の結果を見ると、最上流側フィルタ⑥と最下流側フィルタ①の値が高い傾向が示された。この傾向は、順流方向 (原子炉建屋側からスタック側) に加えて、格納容器ベント作動時に放射性物質を含むベント気体がフィルタトレインに逆流したことを示唆していると考えられる。

### 3. 試料分析の目的及び手法

号機間における核種組成に影響を及ぼす温度や雰囲気といった条件の違い (すなわち事故進展過程の違い) 等を推定することを目的とし、スミヤ試料の分析を実施した。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気依存し得る Cs の化学

<sup>6</sup> 東京電力 HD 「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」特定原子力施設監視・評価検討会 (第 62 回) 資料 3-2

形、MCCI 等による中・難揮発性の放射性物質の放出に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Mo 同位体、Tc-99 及びアルファ線放出核種を主な分析対象核種とした。分析フローを図 4 に示す。

### (1) スミヤ試料の分析手法

各スミヤ試料についてイメージングプレートによる汚染分布の確認及び Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した。また、核種組成について情報を得るため、SEM/EDS 装置を用いた観察及び元素分析を実施した。

### (2) 酸分解後スミヤ試料の分析手法

Sr-90、Tc-99、Mo 同位体 (Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100)、U 同位体 (U-235, 236, 238)、Pu 同位体 (Pu-238, 239, 240) 及び Am-241 については、スミヤ試料の一部を酸分解して溶解した後、溶液分析を実施して定量した。核種移行経路の推定を検討する上で優先度の高い試料として、以下の 7 試料を選定した。

- ① U2RB-5FW : トップヘッドフランジからの核種放出を考慮
- ② U2RB-5FF : トップヘッドフランジからの核種放出を考慮
- ③ U2RB-1FF : 1 階格納容器貫通部等からの核種放出を考慮
- ④ U2RB-4FF : 上記試料との比較
- ⑤ U3SGF-B6-1 : SGTS フィルタトレインの最上流
- ⑥ U3SGF-B1-1 : SGTS フィルタトレインの最下流
- ⑦ U12SGS : SGTS 配管内部

これらのスミヤ試料を 450℃で 30 分間加熱して灰化した後、硝酸及び過酸化水素水により溶解し、溶液中の核種分析を行った。Sr-90 については、Cs を除去した試料溶液から Sr レジンを用いて分離・精製し、Sr-90 と Y-90 の放射平衡が成立した後、液体シンチレーションカウンタにより濃度を測定した。Tc-99 については、Cs を除去した試料溶液から TEVA レジンを用いて分離・精製後、液体シンチレーションカウンタで濃度を測定した。Mo 同位体については、試料溶液から TEVA レジンを用いて分離・精製後、誘導結合プラズマ質量分析法 (ICP-MS) で濃度を測定した。なお、スミヤ試料には原子炉由来の Mo に加え、天然由来の Mo が含まれていることが想定されたため、U-235 の核分裂ではほとんど生成しない Mo-92 を天然起源であると考え、その測定濃度及び天然同位体比から算出した各 Mo 同位体濃度を測定値から差し引くことにより、原子炉由来の Mo 同位体濃度を求めた。U 同位体については、試料溶液から UTEVA レジンを用いて分離・精製後、ICP-MS で濃度を測定した。Pu 同位体及び Am-241 については、試料溶液から TRU レジンを用いて分離・精製後、アルファ線検出器で濃度を測定した。加えて、酸分解及び溶解プロセスにおける収

率を確認するため、Cs-137 濃度を Ge 半導体検出器を用いたガンマ線分析により測定した。



表 1 2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料

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

表 2 3号機 SGTS フィルタトレイン内のフィルタ表面のスミヤ試料

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-B4-1	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

表 3 1/2号機 SGTS 配管内部のスミヤ試料 (1試料)

試料番号	採取場所
U12SGS	1/2号機SGTS配管内部

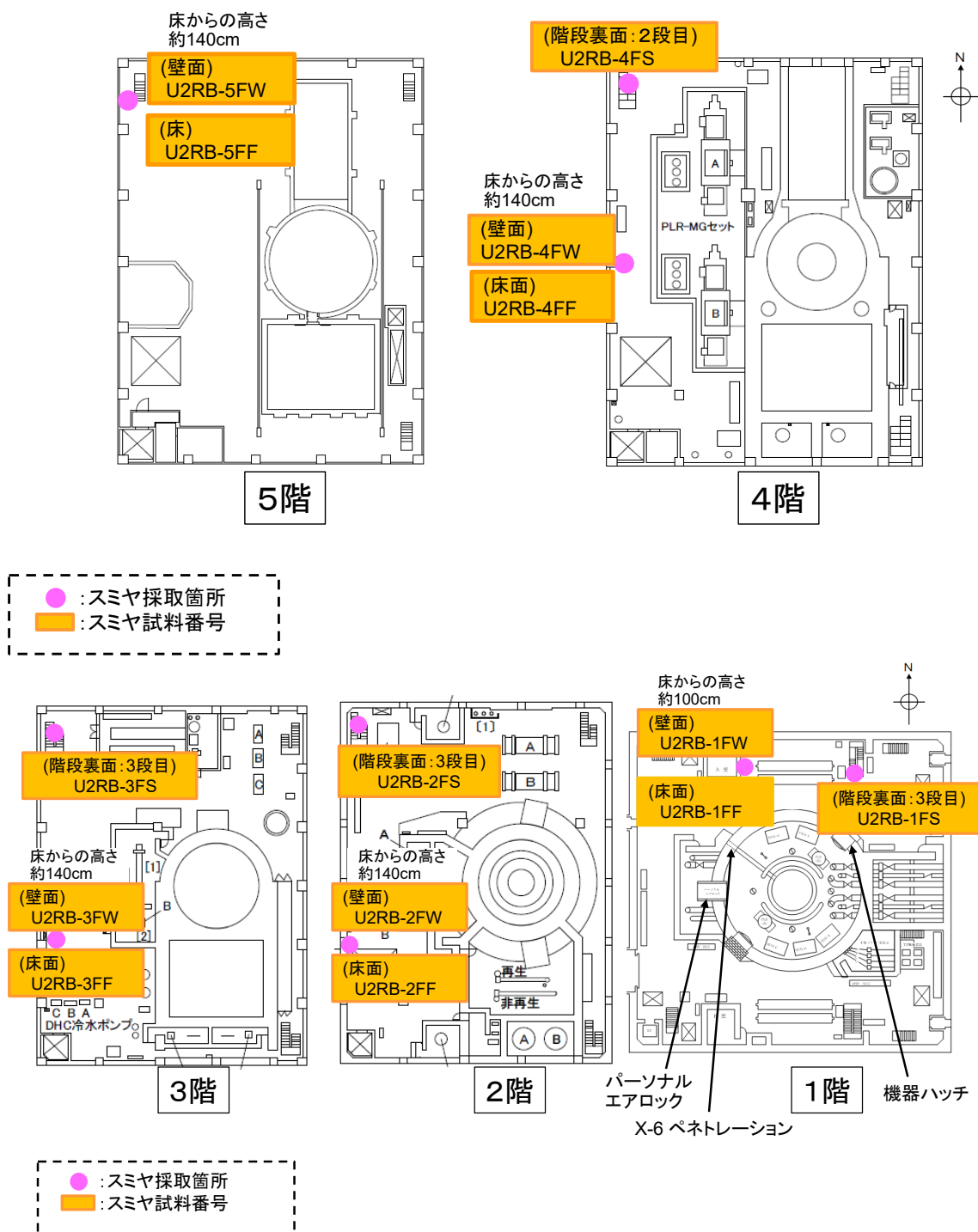


図1 2号機原子炉建屋内のスミヤ採取場所

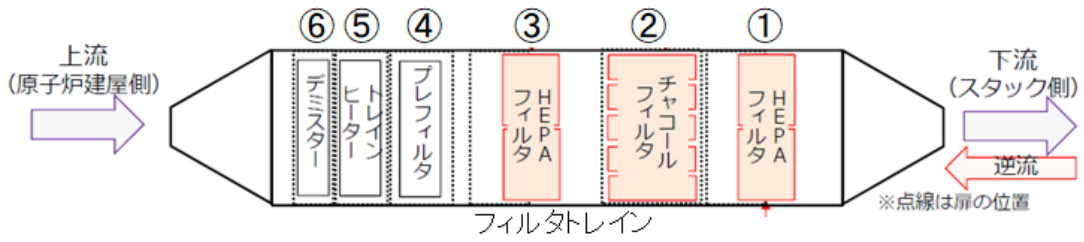


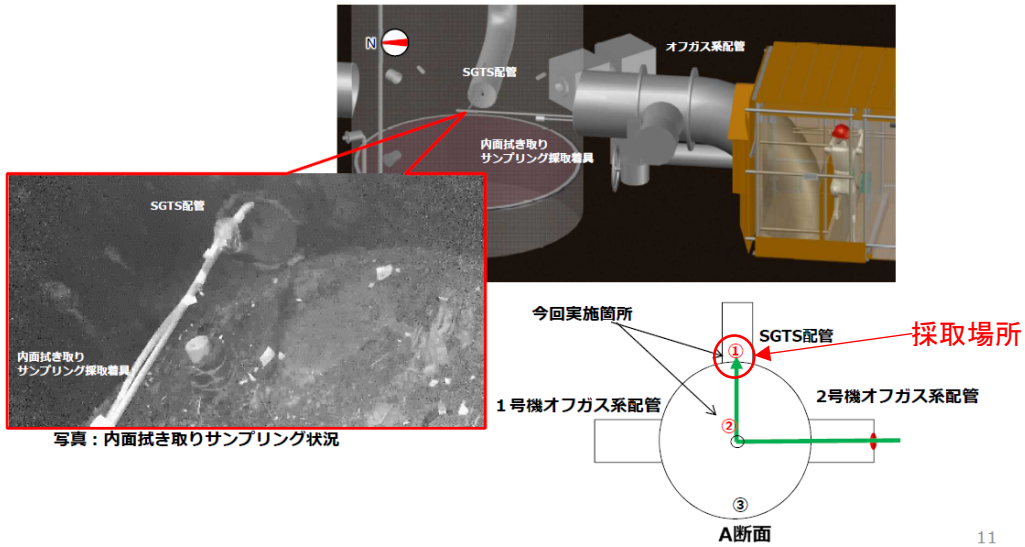
図2 3号機 SGTS フィルタトレイン内のスミヤ採取場所

6. SGTS配管内部調査について



(1) 内面拭き取りサンプリング

- ・配管穿孔箇所（直径約10cm）より操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管内面の拭き取り（スミヤろ紙による）サンプリングを実施。



写真：内面拭き取りサンプリング状況

図3 1/2号機 SGTS 配管内部のスミヤ採取場所<sup>3</sup>



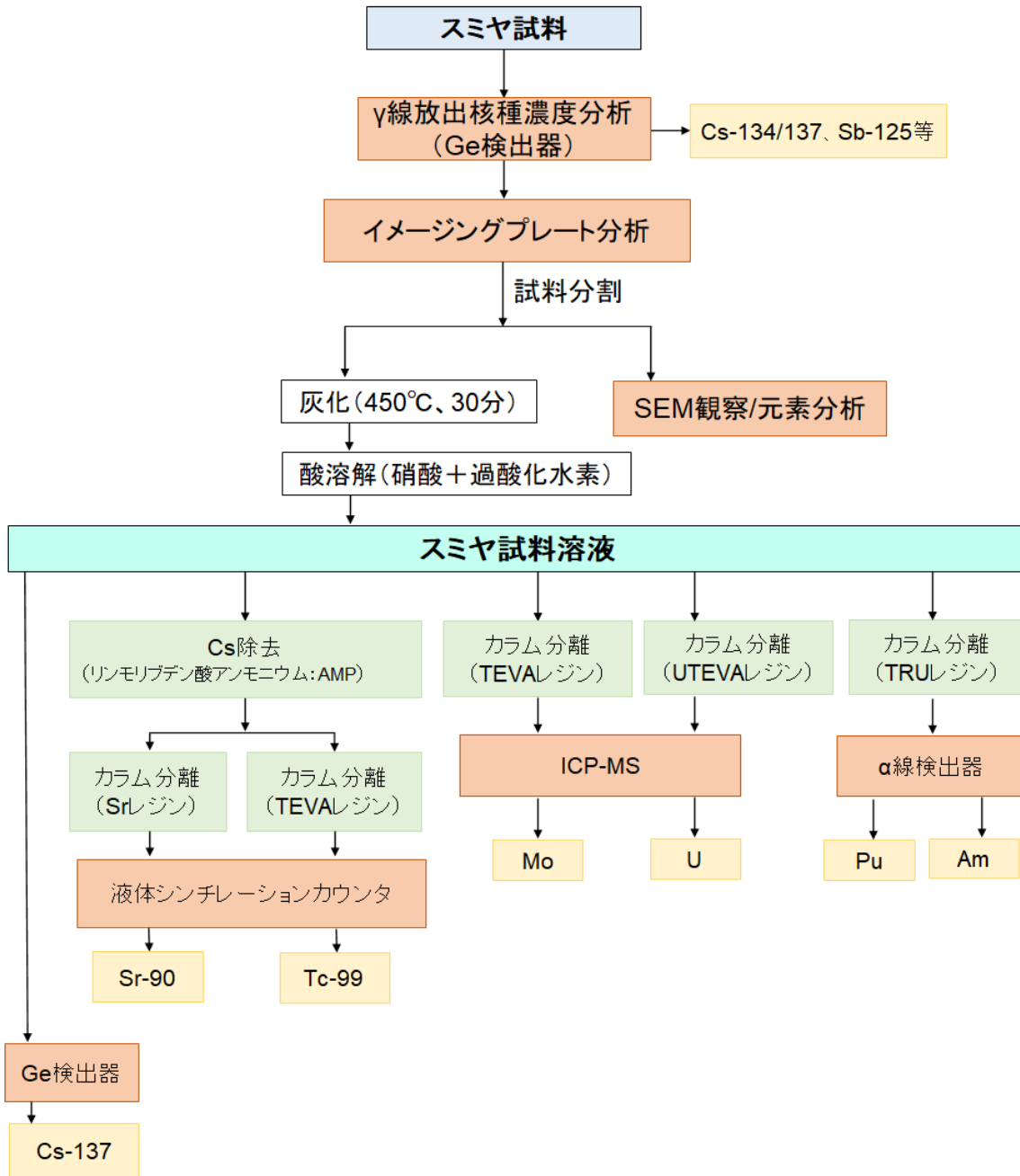


図4 スミヤ試料分析フロー

スミヤ試料写真



25 mm

イメージングプレート像

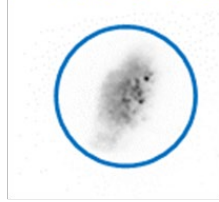


図5 2号機原子炉建屋内で採取したスミヤ試料の写真（左）とイメージングプレート分析結果（右）の例（5階壁面試料）

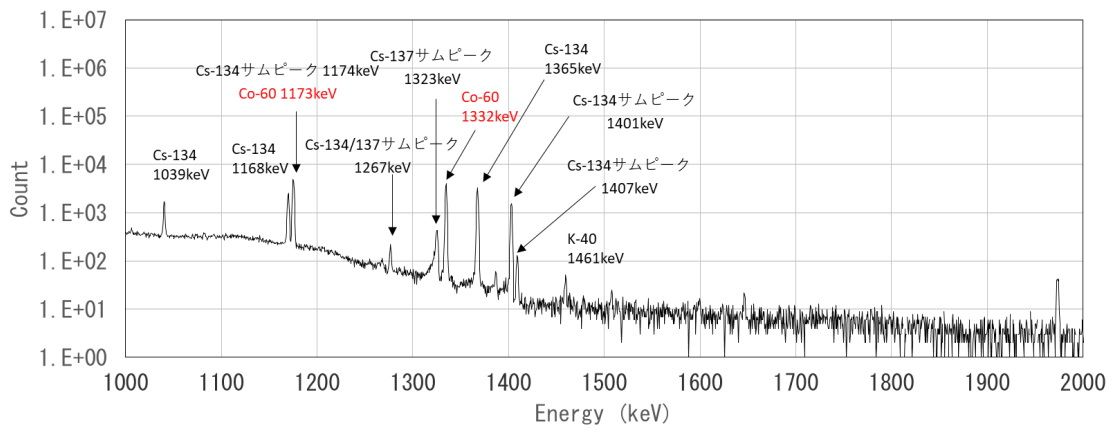
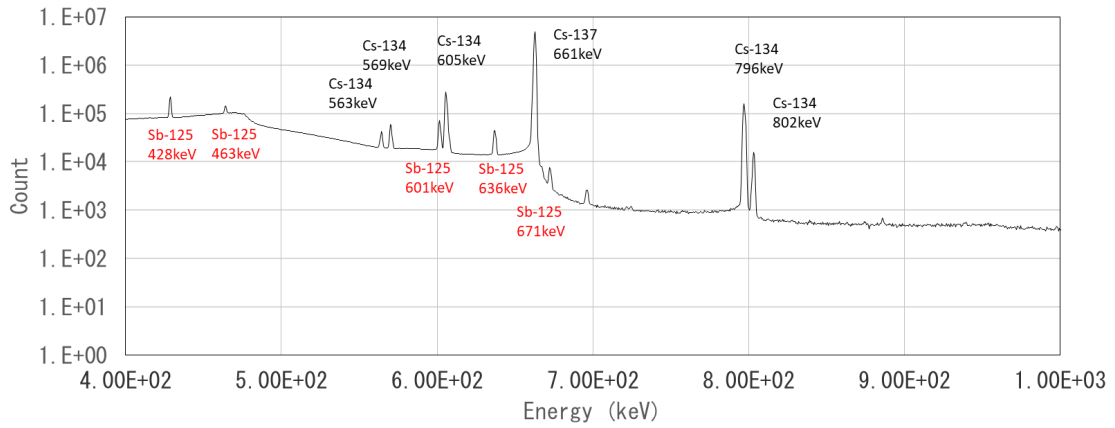


図6 スミヤ試料のGe分析結果の例  
(5階壁面試料；上段400~1,000keV、下段1,000~2,000keV)

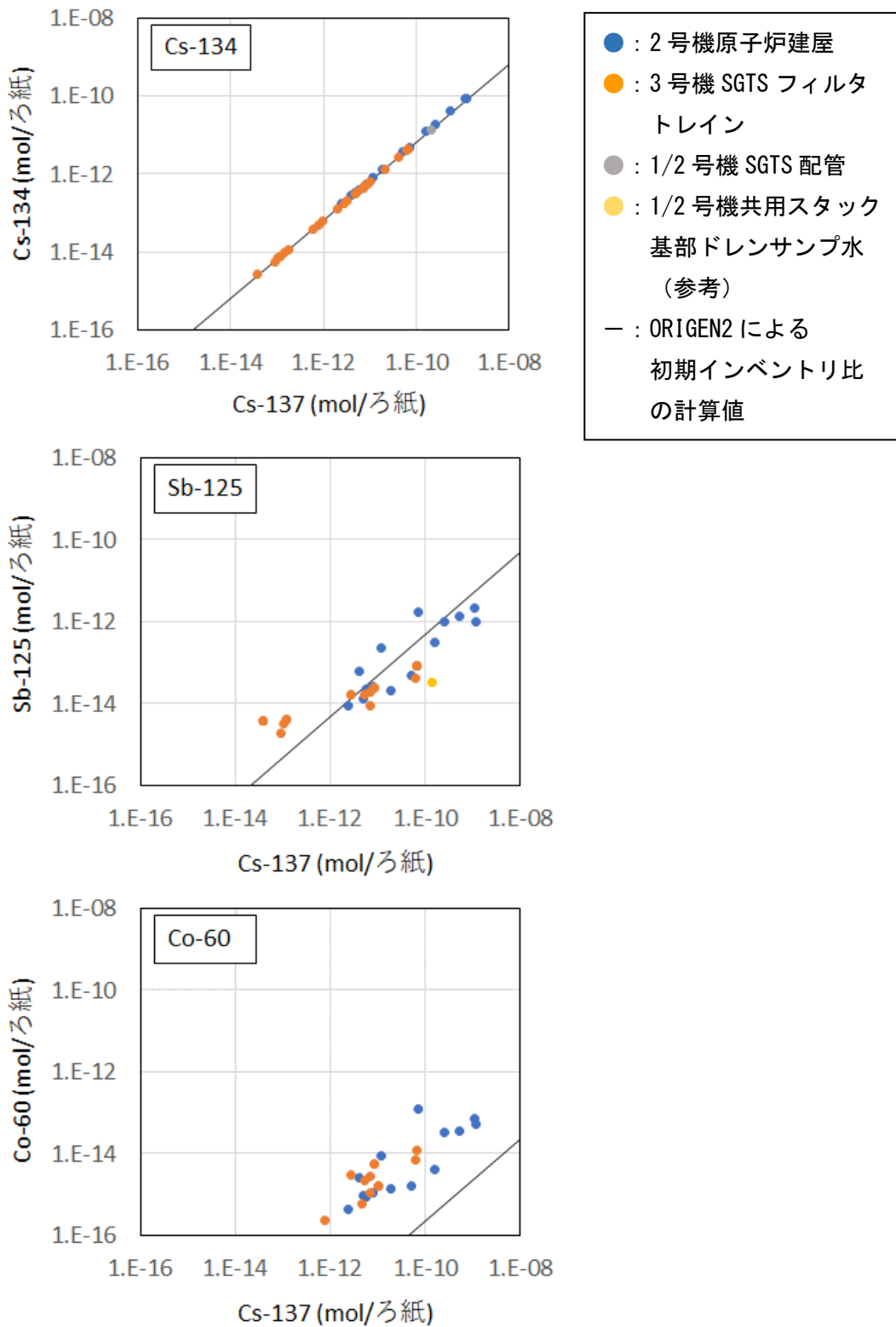


図7 スミヤ試料の Ge 分析結果 (半減期を考慮して推定した事故当時の値)



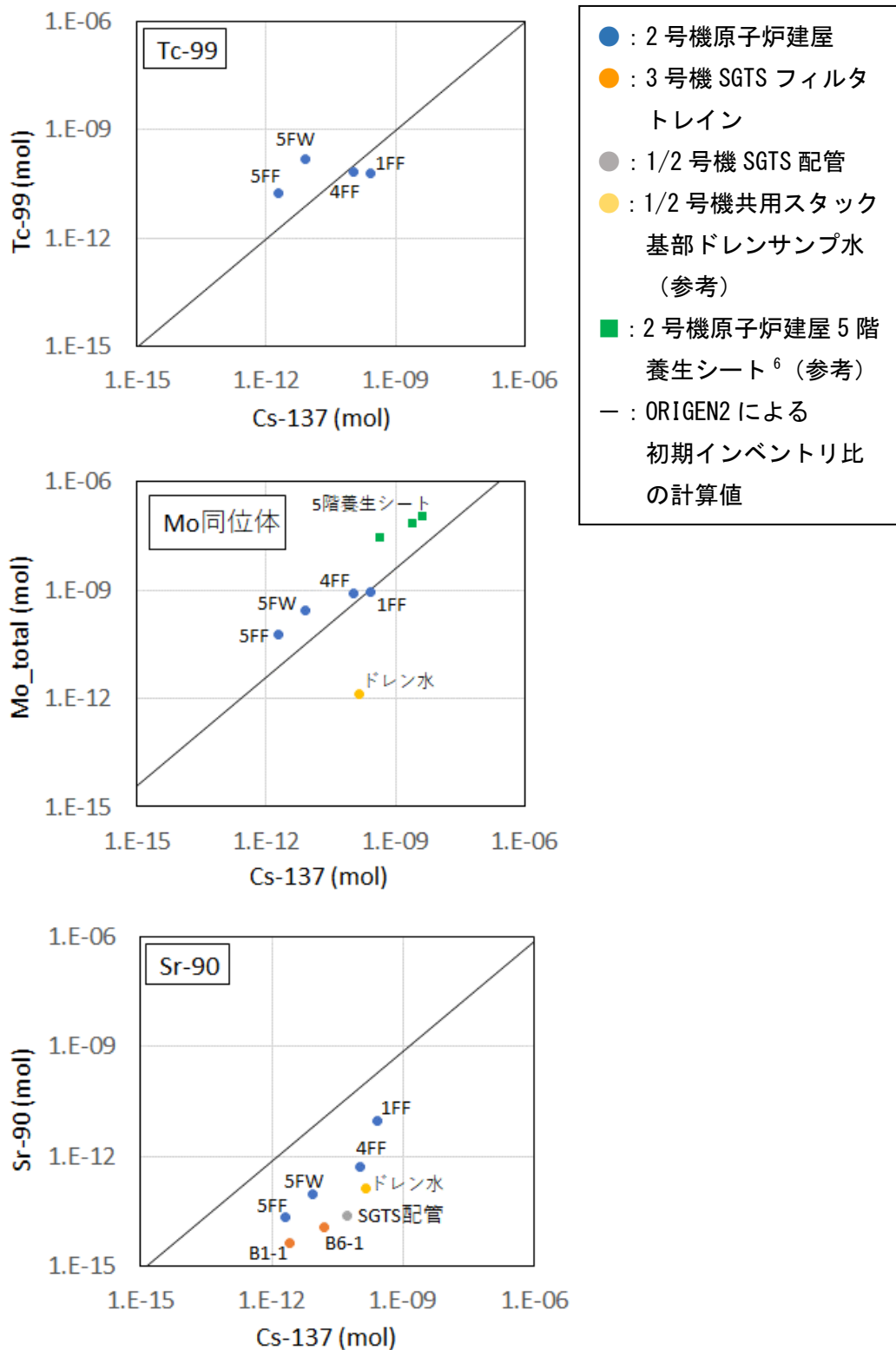


図8 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (1/2)  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

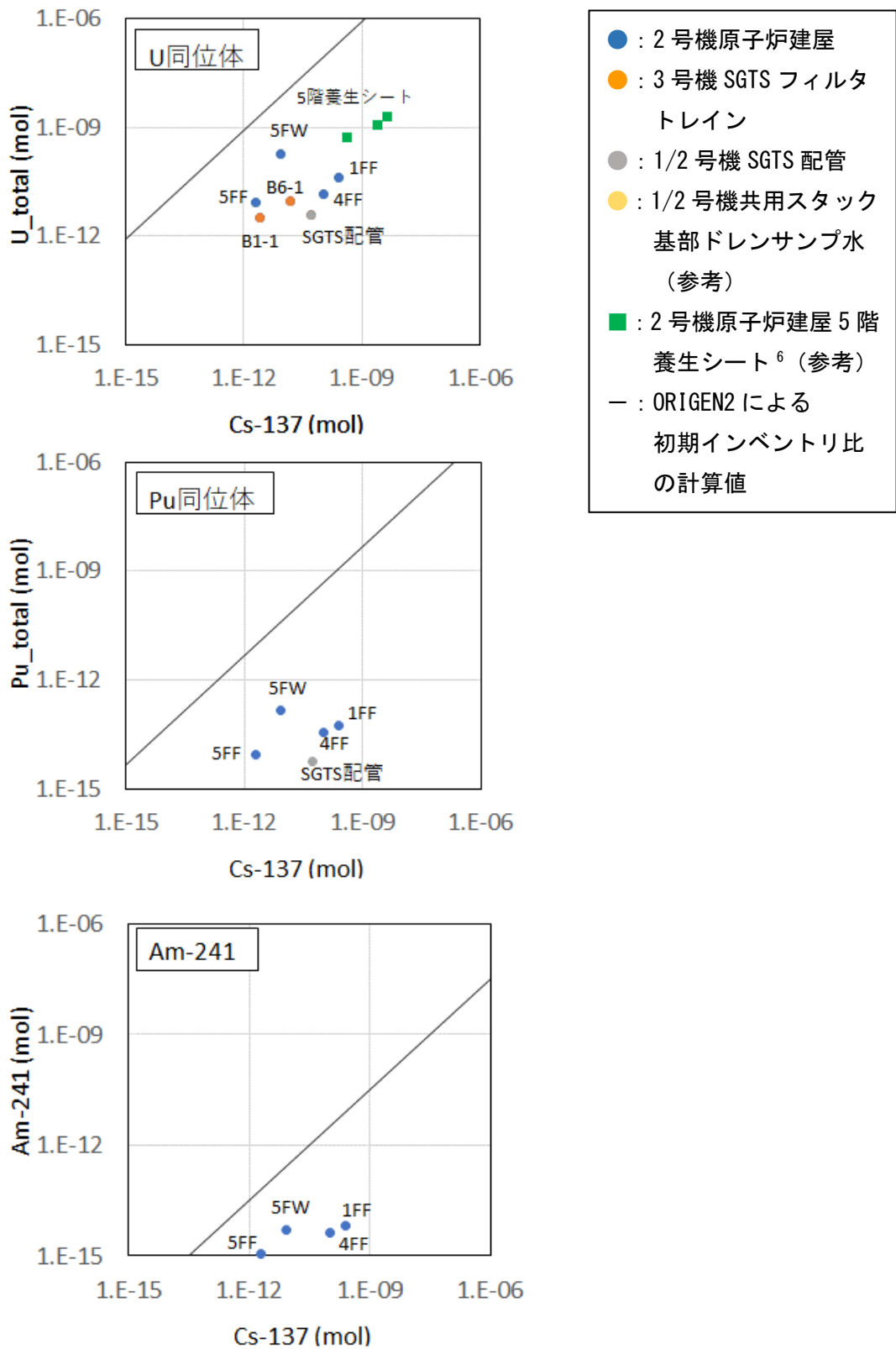


図9 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (2/2)  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

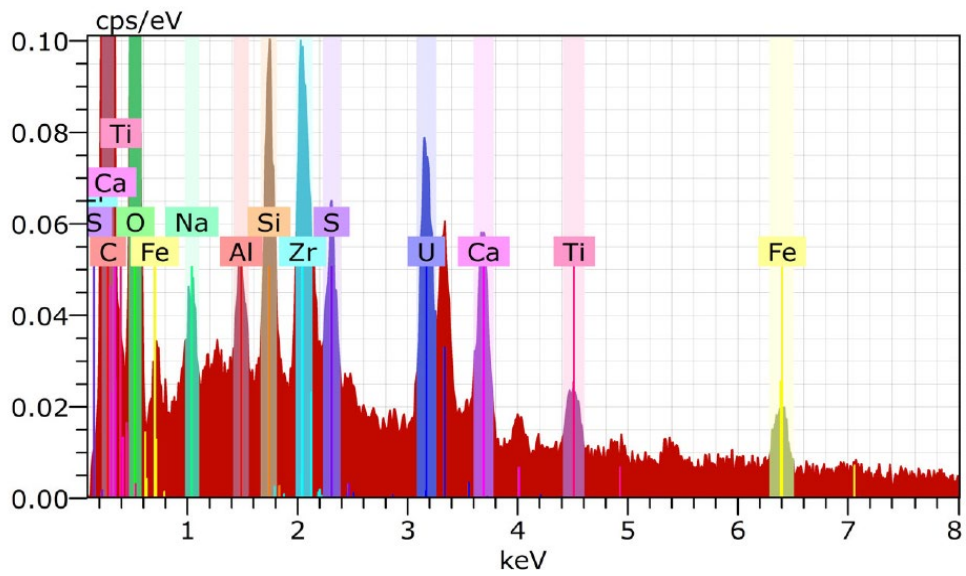
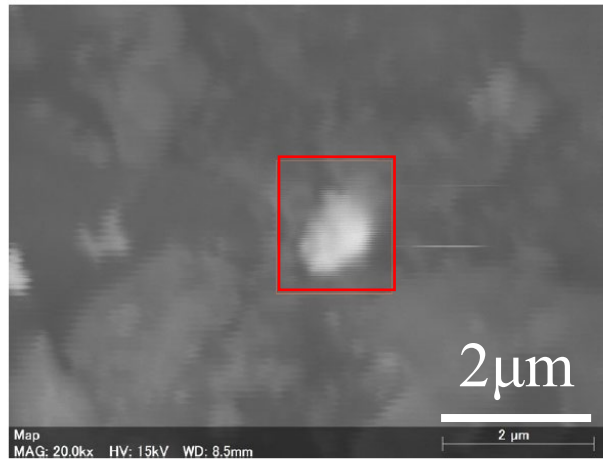


図 10 5 階床面試料の SEM 像と元素分析結果



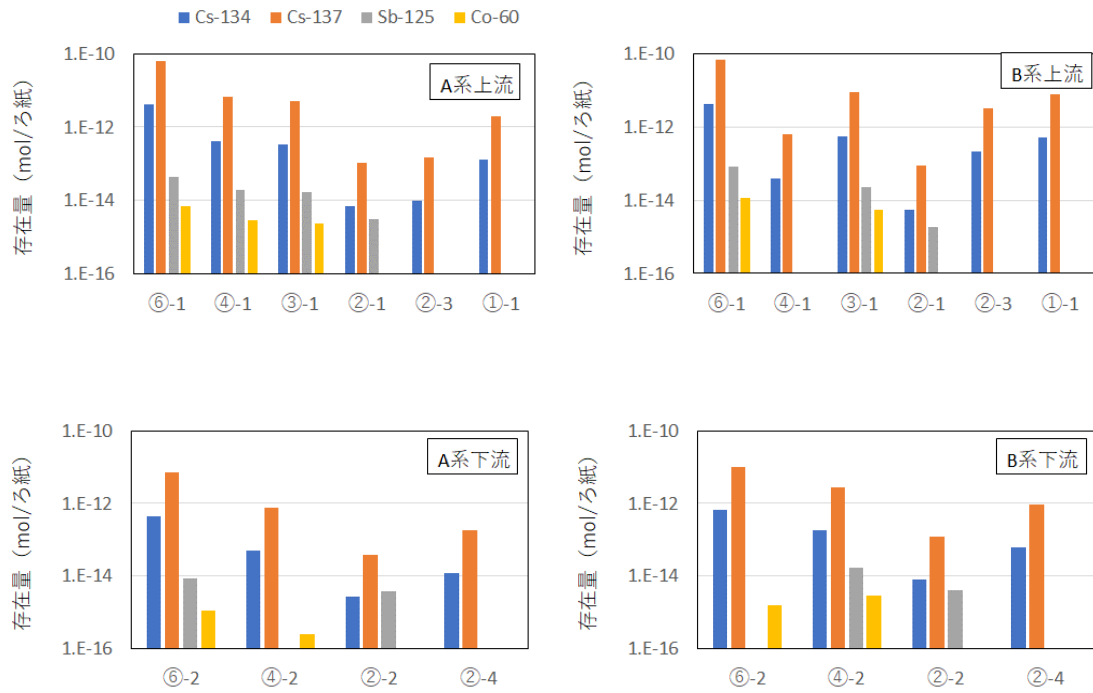


図 11 3号機 SGTS フィルタトレイン内スミヤ試料の Ge 分析結果  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

# （案）

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  
～2021年4月から●年●月までの検討～

●年●月●日

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

## 目次

### 序章

- 1. 検討の経緯 . . . . . ●
- 2. 検討の方針
  - 2. 1 検討対象 . . . . . ●
  - 2. 2 検討の体制及び実施方法 . . . . . ●
  - 2. 3 本中間取りまとめの構成 . . . . . ●

### 第一章 シビアアクシデント時の Cs 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

- 1-1-1 背景 . . . . . ●●
- 1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション . . . . . ●●

#### 第二節 2 号機シールドプラグ汚染からの知見

- 1-2-1 経緯 . . . . . ●●
- 1-2-2 シールドプラグ内における多量の Cs 汚染存在の検証 . . . ●●
  - 1-2-2-1 2 号機原子炉ウエル内放射線量率調査の結果を含めた考察
- 1-2-3 Cs の移動経路とその形成メカニズム . . . . . ●●
  - 1-2-3-1 シールドプラグの変形に関する測定結果 . . . . . ●●
  - 1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性 . . . . . ●●
  - 1-2-3-3 シールドプラグ上での放射線量率調査との整合性 . . . ●●
- 1-2-4 シールドプラグ内の Cs 汚染総量と局所汚染の把握 . . . ●●
  - 1-2-4-1 鉄筋を含めた 150cm 高さでの測定結果及びコリメータ付き  
γ線線量計の結果を用いた推定結果の改訂 . . . . . ●●
  - 1-2-4-2 シールドプラグの表面汚染量の整理 . . . . . ●●
  - 1-2-4-3 ボーリング孔内の深さ方向の放射線量率分布からの考察  
(IRID 孔及び新規 13 孔) . . . . . ●●
  - 1-2-4-4 2 号機シールドプラグに関する各種知見の  
総合的な関連性評価 . . . . . ●●
  - 1-2-4-5 3 種類の測定結果の整合性 . . . . . ●●
  - 1-2-4-6 原子炉ウエルよりも強い汚染がシールドプラグ間の  
隙間に生じ得るメカニズムの考察 . . . . . ●●

#### 第三節 水蒸気による Cs 移動仮説

- 1-3-1 ベント配管系及びシールドプラグの



汚染状況と「水蒸気駆動仮説」	●●
<b>第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響</b>	
<b>第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況</b>	
2-1-1 東京電力の報告と特徴点	●●
2-1-2 検討会で提案されたシナリオ案とその評価	●●
2-1-3 今後の検討に必要な情報	●●
<b>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</b>	
2-2-1 2号機関連	●●
2-2-2 3号機関連	●●
<b>第三節 今後の分析評価の進め方</b>	
2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報	●●
2-3-2 東京電力の情報公開の促進	●●
<b>第三章 その他の調査項目の進捗状況など</b>	
<b>第一節 4号機「火災現場」位置の特定</b>	
3-1-1 4号機再循環ポンプMGセット(A)付近の調査結果	●●
3-1-2 今後の計画	●●
<b>第二節 3号機水素爆発関連の試験等</b>	
3-2-1 原子炉格納容器内の材料からの 有機ガスの発生可能性試験	●●
3-2-2 水素ガスの燃焼試験	●●
3-2-3 検討会における指摘等	●●
3-2-4 東京電力における3号機原子炉建屋内 水素濃度シミュレーション	●●
<b>第三節 非常用ガス処理系の汚染状況測定等</b>	
3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査	●●
3-3-1-1 1号機SGTSフィルタトレイン	●●
3-3-1-2 2号機SGTSフィルタトレイン	●●
3-3-2 1/2号機SGTS配管の切断による 配管内の汚染分布の測定	●●

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	
3-4-1	モニタリングポスト等で測定された 空間線量率データ等の整理	●●
第五節	その他の活動状況	
3-5-1	現地調査等による継続的な調査	●●
3-5-1-1	1号機原子炉建屋内の 汚染状況及び損傷状況の調査	●●
3-5-1-2	3号機原子炉建屋内の 汚染状況及び損傷状況の調査	●●
3-5-1-3	4号機原子炉建屋内の 3Dレーザースキャナによる測定	●●
3-5-2	原子炉建屋内汚染物サンプル調査	●●
終章		
1.	前回中間取りまとめ中の知見の規制上の評価と活用状況	●●
2.	謝辞	●●
3.	結語	●●
略語		●●

参考 1	東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方	●●
参考 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」を踏まえた対応	●●
参考 3	東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況	●●
参考 4	事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績	●●
参考 5	調査チームの構成員	●●
参考 6	現地調査の実施実績	●●
参考 7	東京電力から提供を受けた情報	●●
参考 8	連絡・調整会議の開催実績	●●
参考 9	事故分析の調査・分析項目の整理	●●



別添 1	ベント配管の汚染パターンの追加調査データ等	●●
別添 2	1/2号機 SGTS 配管内流動解析	●●
別添 3-1	原子炉ウェル内の線量率と 原子炉ウェル差圧調整ダクトの状態	●●
別添 3-2	2号機シールドプラグの上段と中段の隙間に沈着している Cs-137 放射能の推定	
別添 3-2-1	(1) シールドプラグ上部での測定	●●
別添 3-2-2	(2) シールドプラグに穿孔した穴内部での測定	●●
別添 3-2-3	(3) シールドプラグに新たに穿孔した穴での測定	●●
別添 3-2-4	(4) 新たに穿孔した穴での計算結果と測定結果の 比較検討	●●
別添 3-2-5	2号機シールドプラグのトップカバー下面の汚染に沈着して いる Cs-137 放射能の推定 参考資料	●●
別添 3-3	2号機シールドプラグの変形	●●
別添 3-4	シールドプラグの隙間の断面積の評価	●●
別添 4	1号機原子炉格納容器内におけるペDESTAL 損傷 及び堆積物の形成	●●
別添 5	1号機原子炉格納容器内の堆積物形成の検討	●●
別添 6	4号機原子炉建屋における火災	●●
別添 7	可燃性有機ガスの発生源の検討	●●
別添 8	BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析	●●
別添 9	3号機原子炉建屋における火災との関係	●●
別添 10	3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション	●●
別添 11	1号機 SGTS 室の調査結果等（遠隔調査用ローダ等）	●●
別添 12	1/2号機 SGTS 配管の切断による配管内の 汚染分布の測定	●●
別添 13	モニタリングポスト等で測定された 空間線量率データ等の整理	●●
別添 14	1号機原子炉建屋 3 階及び 4 階の調査結果	●●
別添 15	3号機原子炉建屋 1 階及び 2 階の予備調査結果	●●
別添 16	4号機原子炉建屋内のレーザースキャナによる測定結果	●●
別添 17	2号機原子炉建屋スミア試料等の分析	●●

## 凡例

- 1 日付は、特に断りがない限り、2011年3月の日付である。
- 2 時間は、24時間表記としている。
- 3 圧力は、特に断りがない限り、ゲージ圧である。
- 4 「●号機」は、特に断りがない限り、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所内の号機を指す。
- 5 本中間取りまとめの中で単に「参考」「別添」と記述しているものは、特に断りがない限り、本中間取りまとめの「参考」「別添」を指している。

## 序章

### 1. 検討の経緯

東京電力福島第一原子力発電所事故に関しては、国会に設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の報告書で未解明問題として規制機関に対し実証的な調査が求められた事項を対象に、原子力規制委員会が検討を進め、2014年10月にその見解を「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書」に取りまとめた。

その後、2019年9月11日に開催された原子力規制委員会において、2020年度末を目途として、その時点での調査・分析の実施状況の取りまとめを行うことを念頭に、追加的な調査・分析に取り組む方針が了承された（参考1）。これを受けて、原子力規制委員会に置かれた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<sup>1</sup>（以下「事故分析検討会」という。）において、現地調査の結果や東京電力福島第一原子力発電所事故時の記録等を用いた検討を行い、2021年3月にその結果等を「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～」（以下「中間取りまとめ（2021）」という。）に取りまとめた。

その後、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会において、今後の調査・分析体制が了承され（参考2）、中間取りまとめ（2021）以降も、引き続き、事故の調査・分析を継続的に実施し（参考3）、2022年12月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を、事故分析検討会として取りまとめたものが本中間取りまとめである。

なお、2020年春頃から続く新型コロナウイルス感染症への対策のため、調査・分析が十分に実施できなかった事項、調査・分析を進めていく中で更に検討を要すると考えられる事項があることに加え、今後の廃炉作業の進捗等に伴って明らかにされる事項等が存在すると原子力規制庁の職員からなる調査チーム（以下、単に「調査チーム」という。）は考えている。このため、本中間取りまとめの後も、東京電力ホールディングス株式会社（以下「東京電力」という。）の取組も踏まえつつ、原子力規制庁において今後、それらについて引き続き調査・分析を継続する。

---

<sup>1</sup> 2013年3月27日に開催された原子力規制委員会において、設置が了承されたもの。

## 2. 検討の方針

### 2. 1 検討対象

福島第一原子力発電所では、東京電力福島第一原子力発電所事故後、時間の経過に伴い放射能の減衰が進んだことに加え、同発電所における廃炉作業の進展により、空間線量率の低下等、敷地内の環境が改善してきたことから、敷地内の施設・設備等に人が接近可能な箇所が増えてきている。また、東京電力福島第一原子力発電所事故以降に、遠隔操作による測定など、現場の情報を得るために適用できる手法の進歩、東京電力等から提供される情報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが可能となってきた。

その一方で、廃炉作業によって構造物の改変等が進展している箇所も多くあり、適時に状況を確認して記録を作成することで、現場の情報を事後的にも確認及び活用可能な形にして保存することの重要性も大きくなっている。

こうした状況を踏まえて、今般の検討作業では、現場アクセスの可能性や廃炉作業の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を加えるとともに、中間取りまとめ(2021)に盛り込んだ内容の一部に対して、更なる検討を加えた。

したがって、本中間取りまとめは、東京電力福島第一原子力発電所事故に関して、これまでに十分に知見が得られていない事項の全てを対象として網羅的な検討を行ったものではない。

### 2. 2 検討の体制及び実施方法

#### (1) 検討の場

今般の検討作業に当たっては、外部の有識者、原子力規制委員会委員長、原子力規制委員会委員、原子力規制庁の担当職員及び日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）の職員をメンバーとする事故分析検討会を開催し、調査チームによる現地調査や情報の分析の結果を基に議論を行った。事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績を参考4に、また、調査チームの構成員を参考5に示す。

本中間取りまとめは、調査チームの構成員が（一部の項目については外部の有識者、原子力規制庁の職員及びJAEAの職員の支援を受けて）主に草稿し、いわゆるパブリックコメントへの対応の仕方を含めて、事故分析検討会での議論を経たものである。

#### (2) 現地調査

これまで人による調査を行ったことのない箇所も含めて、直接の観察・撮像、空間線量率の測定、試料採取などが可能となった箇所を中心に現地での測定・観察などの調査を実施した。具体的な内容としては、調査実施時点での構造物等の状況観



察と撮像・形状測定、地点ごとの空間線量率の測定、敷地内のスミア等の試料を一部採取（サンプリング）した上での JAEA における試料に含まれる放射性核種の分析などを実施した。現地調査の実施状況を参考 6 に示す。

### （３）東京電力からの情報提供

福島第一原子力発電所の構造物等に関する設計情報、東京電力が実施した調査・分析の結果やその内容、東京電力が保有する関連の情報など、調査・分析を進める上で必要となる数多くの情報を、東京電力から提供を受けた。

東京電力から提供された情報を参考 7 に示す。

### （４）メーカー等の関係者からの情報提供

1 号機原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内部調査に関するコンクリートの性状等、専門的な知見が必要と判断した事項については、メーカー等から直接に見解を聴き取るなどして、情報提供を受けた。

### （５）福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議

今般の調査・分析を進めるに当たっては、福島第一原子力発電所の廃炉作業との干渉・重複等による支障や非効率性を避けるため、作業の内容、手順、スケジュールなどに係る情報共有及び調整が必要となることから、原子力規制庁は、資源エネルギー庁、原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力及び原子力規制庁が参加する福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議（以下「連絡・調整会議」という。）を設置し、今般の調査・分析と福島第一原子力発電所の廃炉作業に係る必要な調整を行った。

連絡・調整会議の開催実績を参考 8 に示す。

## 2. 3 本中間取りまとめの構成

### （１）本中間取りまとめの構成

本中間取りまとめは、今般の検討の主な結果を第一章から第三章にまとめて記述しているが、検討した事項のそれぞれについて、調査・分析内容の詳細や検討結果の技術的説明などは、別添資料により具体的に論述している。

なお、これまでの事故分析検討会において、検討を行った調査・分析項目全体については、参考 9 に示している。

### （２）本中間取りまとめの論述内容について

本中間取りまとめは、2021～2022 年に行った調査・分析に基づいて検討を行った結果を、その時点での理解・認識として記述したものである。したがって、その内

容には、ほぼ確定的な判断を行った事項から仮説や解釈を提案している事項まで、幅広い確度の事項が含まれている。取りまとめの執筆に当たっては、これらの違いが明確になるように配慮した。こうした本中間取りまとめの性格を踏まえると、今後、新たな情報や知見が得られることによって、いずれの事項についても、その理解や認識が変更される可能性がある。

また、本中間取りまとめは、事故分析検討会での議論において共有された認識を記述しているが、このうち個別の検討事項については別添資料により詳述され、その執筆を担当した取りまとめ組織または個人の名称が明記されている場合は、当該資料の文責は当該組織又は個人に属し、事故分析検討会として記述の細部にわたって確認を行ったものではない。

## 第一章 シビアアクシデント時の Cs 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

#### 1-1-1 背景

中間取りまとめ（2021）において、1/2 号機の原子炉格納容器（PCV）ベント（以下「ベント」という。）に使用された配管系<sup>2</sup>（大部分は非常用ガス処理系配管をベント配管として共用している。以下「ベントライン」という。）について、特徴的な汚染パターンを報告した。

その後の調査で得た知見を加えて、その特徴を整理すると下記の点が挙げられる。

- ① ベントに成功していない 2 号機の非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管の SGTS フィルタに近い部分の方が、ベントに成功した 1 号機のベントラインの SGTS 配管よりも汚染の程度が強い。
- ② 1 号機及び 2 号機のベントラインの配管は合流後、下方に向かって降下した後、短い水平部を経由して 1/2 号機共用排気筒に接続されているが、この短い水平部に強い汚染が見られた。
- ③ 1 号機 SGTS フィルタトレインは、2 号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高い。
- ④ 1/2 号機共用排気筒については、底部の汚染の程度が高く、排気筒の上半分の汚染の程度はかなり低い。

詳細なデータは、別添 1 に記述する。

この汚染パターンを引き起こしたメカニズムを理解するために、中間取りまとめ（2021）の JAEA によるベントライン及び共用排気筒におけるベントガスの挙動に関する解析シミュレーション<sup>3</sup>では、SGTS フィルタトレインへの逆流量を小さく設定することにより、エアロゾルの付着／沈降を中心に汚染状況の把握を試みたが、測定結果を十分には再現できなかった。

#### 1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション（別添 2）

本中間取りまとめでは、原子力規制庁技術基盤グループの技術支援を得て、原子力規制庁がシミュレーションに取り組み、観測結果に対応した逆流量などの境界条件を見直した。

---

<sup>2</sup> 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成 4 年 5 月、原子力安全委員会決定）を踏まえて原子炉格納容器の耐圧強化ベント用に追設された配管が、非常用ガス処理系（SGTS）配管に接続されており、事故時に原子炉格納容器ベントラインとして使用された。

<sup>3</sup> 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）

その結果、図1に示すように観測された1号機及び2号機のSGTSフィルタトレインの汚染状況に見合うベントガスの逆流量を境界条件に織り込めば、観測されたSGTS配管系の汚染状況の再現性をかなり高くできることが判明した。

また、図2に示すように、この条件下では水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動が生じ、これが汚染パターン形成の主なメカニズムであると結論づけられている。

これらにより、水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動が顕著な現象となり、最終的に凝縮水の滞留位置を中心に理解すれば、現在観測されている1/2号機SGTS配管の高い汚染状況を中間取りまとめ(2021)における検討よりもよく再現できることが判明した。ただし、配管形状が複雑な部分などに、今回のシミュレーションを適用することは難しい。これ以上の詳細な解析を追求することは、本検討の目的を超えると考えており、国際共同プロジェクトの課題とするべく関係者と議論を進めている。

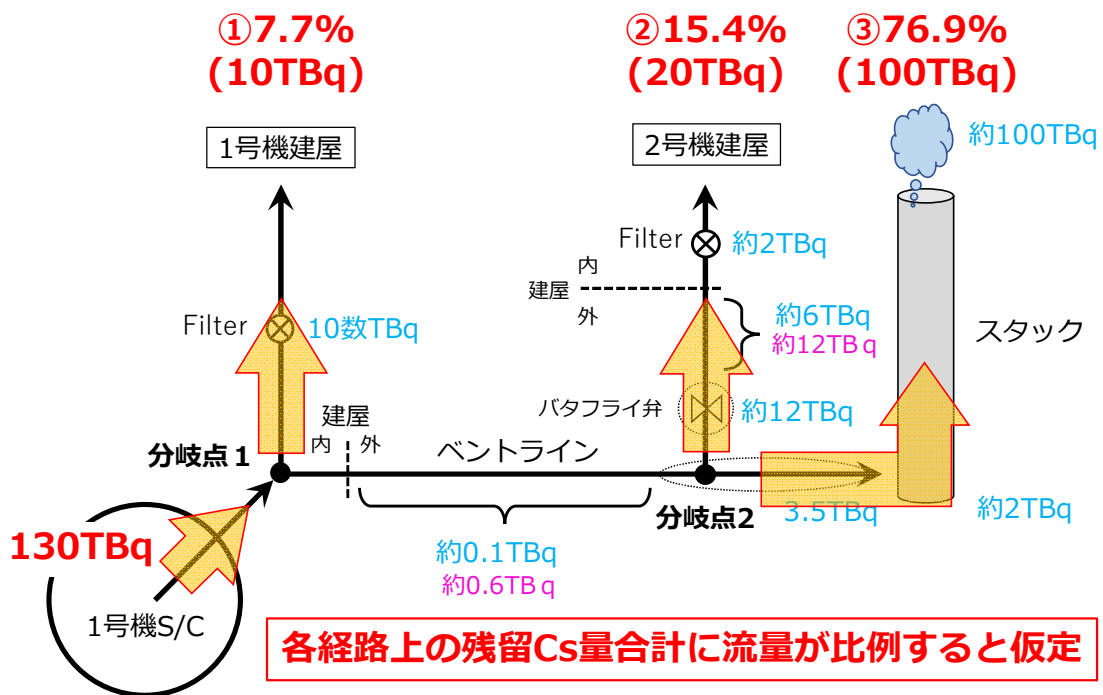


図1 ベントガスの流量配分の仮定



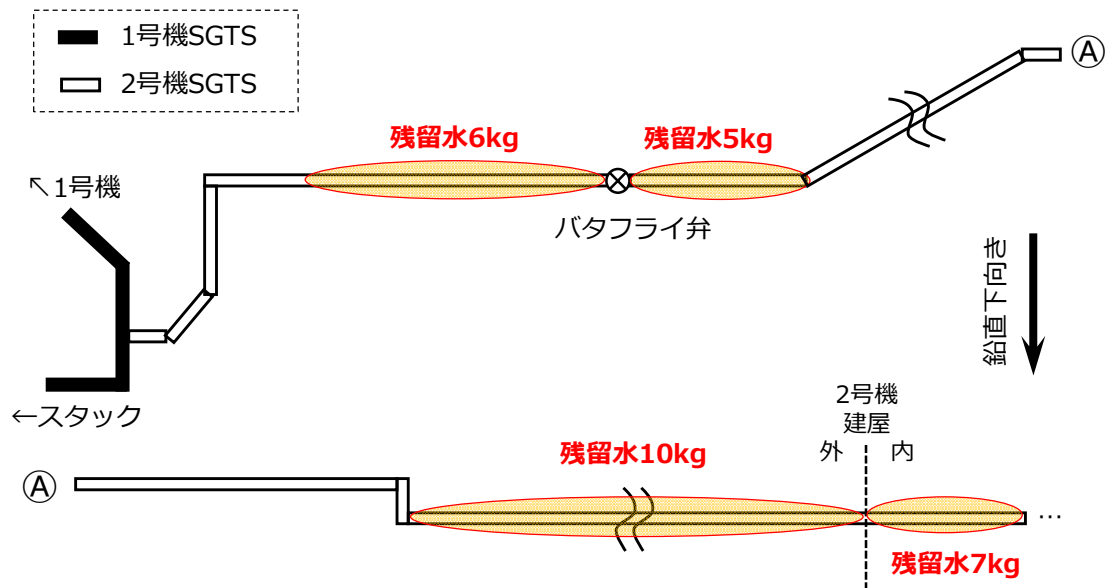


図2 凝縮した水の残留位置と残留量(解析結果)

## 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

### 1-2-1 経緯

中間取りまとめ(2021)では、十分なコリメータ付きのγ線測定器で測定したエネルギースペクトルに基づき、3号機のシールドプラグ上層下面に約30PBqのCs-137が存在する可能性が高いとしている。

一方、2号機のオペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)は種々の条件から、γ線のスペクトルを得るための測定は実施できなかった。このため、測定されたγ線についてはオペフロ全体の床面汚染をほぼ一様と仮定し、シールドプラグ上部とシールドプラグ周辺との周辺線量当量率の差に基づいて評価を行ったところ、シールドプラグ上層下面全体で70PBq程度(別のγ線測定系のデータを用いた場合には20-44PBq程度)のCs-137が存在する可能性があるとしている。

2号機については、測定条件の厳しさから、算出された汚染量にはかなりの不確実性があると考えられ、本中間取りまとめに向けて各種の詳細な調査・分析を加えた。

### 1-2-2 シールドプラグ内における多量のCs汚染存在の検証

#### 1-2-2-1 2号機原子炉ウェル内周辺線量当量率調査の結果を含めた考察(別添3-1)

2021年5月及び6月に東京電力が実施した2号機原子炉ウェル内の周辺線量当量率測定の結果、原子炉ウェル内の周辺線量当量率は最大で約530mSv/hであり、シー

ルドプラグの下層下面付近の周辺線量当量率は比較的高くないことが判明した<sup>4</sup>。

また、この程度の線量率では、原子炉ウェルに面している放射線源は3層のシールドプラグの最上面の線量率にはほとんど影響を与えない。

従って、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因となっている放射線源は、シールドプラグ上層上面や原子炉ウェルに存在するとしたこれまでの想定は、これまでの測定結果から合理的に説明することは困難であり、3層構造となっているシールドプラグの内部のどこかに Cs が多量に存在していることはほぼ確実となった。原子炉ウェル付近の構造概略図を図3に示す。

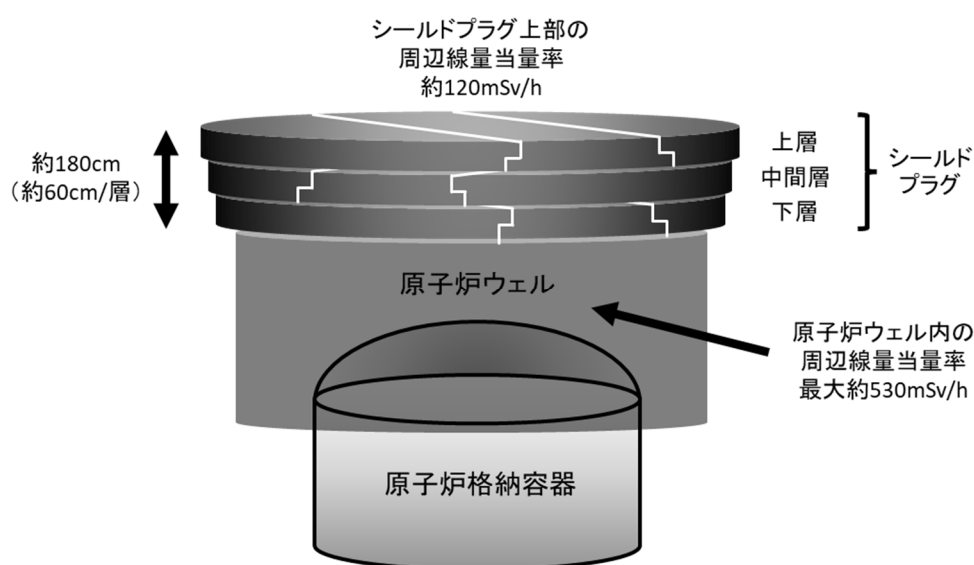


図3 原子炉ウェル付近の構造図

### 1-2-3 Csの移動経路とその形成メカニズム

シールドプラグの継ぎ目垂直部分(図4のA及びC)は、設計上は5mm程度、実際には10mm以上の隙間があるが、継ぎ目水平部分(図4のB)はその構造上十分な隙間が生じにくいと考えられた。このため、どのような原因で継ぎ目水平部分に隙間が生じるかを検討することとなった。

<sup>4</sup> 原子力規制庁と協働で実施した2号機オペレーティングフロア調査結果について(第20回事故分析検討会資料5-3)、2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について~残置物移動・片付後~(第38回特定原子力施設・監視評価検討会資料2)

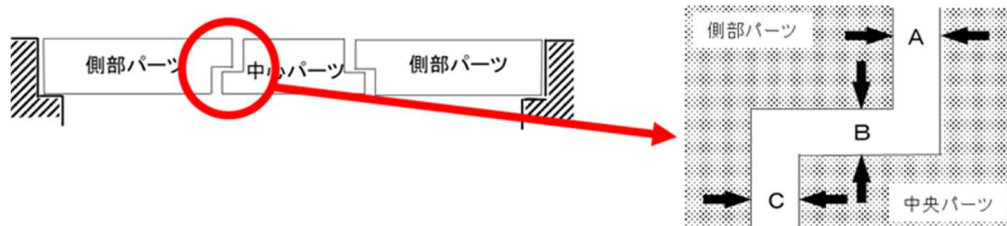


図4 シールドプラグの継ぎ目

#### 1-2-3-1 シールドプラグの変形に関する測定結果（別添3-3）

2号機のみならず、福島第一原子力発電所内の他号機（調査可能な5号機及び6号機）及び2号機と同様の炉型を持つプラント（中国電力島根原子力発電所1号機、日本原子力発電敦賀発電所1号機）のシールドプラグについて、可能な範囲で、3Dレーザースキャナによるシールドプラグ上層上面の形状測定を実施した。

この結果、2号機のシールドプラグ上層上面の中央部は周辺に比べて約40mm下方に落ち込んでいることが判明した。2号機以外では、5号機及び6号機で30mm程度の落ち込みが観測されたが、他の原子力発電所のプラントでは有意な上層上面の落ち込みは見られなかった。このシールドプラグの上層上面の落ち込みが事故時に生じたものと断定することはできないが、2号機については5号機及び6号機と比べて上層上面の落ち込みの程度が大きいことから、その一部は事故時に生じた可能性が高いと考えられる。

なお、東京電力により実施された調査によると、3号機のシールドプラグでは大きな変形が見られているが、この変形の大部分は天井クレーンの落下の影響であると考えられるため、ここでの分析には含めていない。

#### 1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性（別添3-4）

上記の2号機のシールドプラグの上層上面の落ち込みがシールドプラグの変形によるものであったとしても、変形が生じた時期は不明であるため、この変形が事故時のCsの移動経路に寄与したかどうか確定的なことは言えない。そこで、JAEAはシールドプラグの自重変形の可能性について解析的な検討を行った。

その結果、2号機シールドプラグの中央パーツは6mm程度落ち込むのに対して、両端の側部パーツは最大でも4mm程度であった。この結果、水平継ぎ目部分には最大で2.5mm程度の隙間が自重変形のみで生じ、シールドプラグの上層全体（中心パーツの両側の側部パーツとの継ぎ目：2本の継ぎ目）では合計約400cm<sup>2</sup>程度の隙間が形成されることになる。さらにこの自重変形は、シールドプラグの中間層及び下層でも同じように生じると考えられる。このため、シビアアクシデント時の特殊な条件が発生しなくとも、シールドプラグ内に十分なCsの移動経路が常時存在していたことになる。

### 1-2-3-3 シールドプラグ上での周辺線量当量率調査との整合性

#### (別添3-3)

シールドプラグの継ぎ目部分を含めた、局所的な線量率を測定（3cm 高さにおけるコリメータなし  $\gamma$  線線量計による測定（以下「3cm 高さ測定」という。））した結果、シールドプラグ継ぎ目部分が最も高い線量率を示しており（図5）、これらのシールドプラグの継ぎ目部分が Cs の移動経路になったとの考えと一致している。<sup>5</sup>

なお、検討の過程で東京電力が示したシールドプラグの上層と中間層との関係<sup>6</sup>のように考えると、シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率が継ぎ目部分のみならず、シールドプラグ中央付近の東西に張り出した部分で高かったこととよく整合している。

ただし、この周辺線量当量率の測定結果は、局所汚染の影響を受けている可能性が一部で指摘されている。

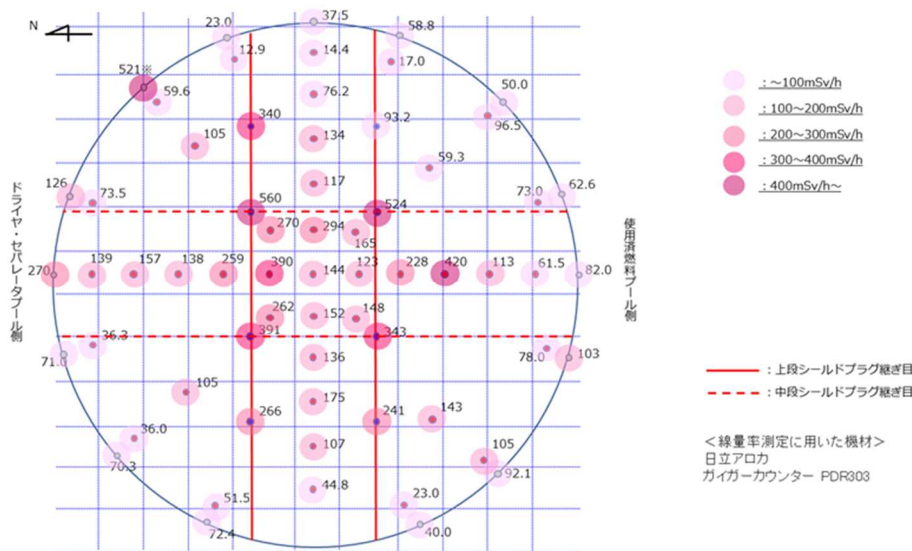


図5 2号機シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率<sup>7</sup>

### 1-2-4 シールドプラグ内の Cs 汚染総量と局所汚染の把握

#### 1-2-4-1 鉄筋を含めた 150cm 高さ（コリメータなし $\gamma$ 線線量計）での測定結果及び 30.5cm 高さ（コリメータ付き $\gamma$ 線線量計）での測定結

<sup>5</sup> 2号機シールドプラグ床上測定線量率分布図の改訂（別添3-2 添付資料7）

<sup>6</sup> 別添3-3 参照

<sup>7</sup> 2号機シールドプラグトップカバー下面の汚染密度について（第32回事故分析検討会 資料3）



### 果を用いた推定結果の改訂（別添 3-2-4）

シールドプラグ上層の鉄筋配置が把握できたため、2つの測定結果（鉄筋を含めた 150cm 高さ（コリメータなし  $\gamma$  線線量計）での測定結果及び 30.5cm 高さ（コリメータ付き  $\gamma$  線線量計）での測定結果）を用いた推定結果を改訂した。30.5cm 高さ（コリメータ付き  $\gamma$  線線量計）での測定結果については、使用された線量計の特性の影響も加味した。その結果、150 cm 位置での測定結果からは、 $2.3E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> から  $1.1E+11$  Bq/cm<sup>2</sup> という汚染密度が得られ、平均は  $7.5E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> となった。シールドプラグ上層下面全体では 85 PBq に相当する。また、30.5cm 高さでのコリメータ付き  $\gamma$  線線量計の結果からは、 $8.4E+08$  Bq/cm<sup>2</sup> から  $8.5E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> という汚染密度が得られた。

#### 1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理

さらに、各種の測定によって得られたシールドプラグ上層上面の表面汚染密度は周囲と大きく変わることはなく、また、絶対値としても 150 cm 高さでの測定結果である 100mSv/h 以上の線量率をもたらすものではなかった<sup>8</sup>。

#### 1-2-4-3 ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布からの考察（IRID 孔及び新規 13 孔）（別添 3-2-2 及び別添 3-2-3）

##### ・シールドプラグ上層下面の汚染密度に関する放射線量率分布からの情報（2 因子法）

シールドプラグ上層上面の表面汚染による効果とシールドプラグ上層下面の汚染による効果の 2 つの因子からボーリング孔内部の線量率の深さ方向の変化が形成されていると考え、最小二乗法を用いて測定結果に最も近い線量率変化を与える表面汚染密度とシールドプラグ上層下面の汚染密度を算出する方法である。理論的には、後述する簡易法よりも大幅に優れた方法であるが、僅かな線量率変化の違いが結果に大きく寄与する鋭敏な方法でもある。この方法で算出されたシールドプラグ上層下面の汚染密度は表 1 のとおり。

---

<sup>8</sup>別添 3-2-3 の参考 1

表1 シールドプラグ上層下面の汚染密度 (2 因子法による算出結果)

穴番号	解析条件	10 cm 分布線源 (A)		2.5 cm 点線源 (B)		B/A
		Bq/cm <sup>2</sup>				
		Q <sub>B</sub>	Error	Q <sub>B</sub>	Error	
No. 1						
No. 2	0.5 cm 除外	1.26E+09	3.34E+08	1.54E+09	2.04E+08	1.22
No. 3		4.77E+09	1.10E+09	9.03E+09	1.08E+09	1.89
No. 4		1.02E+10	2.63E+09	1.85E+10	1.78E+09	1.82
No. 5	0.5 cm 除外	5.81E+09	3.07E+08	6.48E+09	3.79E+08	1.12
No. 6	0.5 cm 除外	1.05E+10	8.66E+08	1.29E+10	8.61E+08	1.23
No. 7		1.03E+10	1.67E+09	1.43E+10	7.91E+08	1.39
No. 8		7.10E+09	3.14E+09	1.02E+10	2.11E+09	1.43
No. 9		1.73E+10	4.99E+09	2.37E+10	5.13E+09	1.37
No. 10	0.5 cm 除外	5.26E+08	6.15E+07	6.18E+08	5.38E+07	1.17
No. 11	0.5 cm 除外			6.90E+08	1.54E+08	
No. 12		2.06E+10	1.12E+09	2.38E+10	2.64E+09	1.16
No. 13		1.85E+10	2.09E+09	2.38E+10	2.64E+09	1.29
IRID-C		5.95E+11	5.96E+10	6.00E+11	4.36E+10	1.01
IRID-E		1.20E+11	1.82E+10	1.36E+11	1.49E+10	1.14

※ Q<sub>B</sub> : シールドプラグ上層下面の汚染による線源

- ・ シールドプラグ上層下面の汚染密度に関する線量率分布からの情報 (簡易法)  
 ボーリング孔の底部付近では表面汚染の効果は十分に小さくなると考え、底部の線量率は全てシールドプラグ上層下面の汚染によってもたらされたと仮定して計算を行う方法である。簡便ではあるが、シールドプラグ上層下面の汚染密度を大きめに見積もる性格を有している。この方法で算出されたシールドプラグ下面の汚染密度は表2のとおり。

表2 シールドプラグ上層下面の汚染密度（簡易法による算出結果）

測定点	測定値 <sup>1)</sup>	トップカバー 下部寄与	トップカバー下部 汚染密度
	mSv/h		Bq/cm <sup>2</sup>
[1]	111	50	6.39E+10
[2]	138	77	9.85E+10
[3]	109	48	6.14E+10
[4]	79	18	2.30E+10
[5]	108	47	6.01E+10
[6]	118	57	7.29E+10
[7]	148	87	1.11E+11
[8]	129	68	8.70E+10
[9]	144	83	1.06E+11
[10]	130	69	8.82E+10
[11]	104	43	5.50E+10
[12]	114	53	6.78E+10
Average			7.46E+10

<sup>1)</sup>2019.2.28 東電測定

<sup>2)</sup>測定値-61 mSv/h (評価値)

いずれの方法による計算結果も、シールドプラグ中央部付近では、 $1\text{E}+10\text{Bq/cm}^2$ 程度の汚染密度を示し、150cm高さでの測定を基にシールドプラグ上層下面が一様に汚染していると仮定して算定した結果（ $7.46\text{E}+10\text{Bq/cm}^2$ ）よりも低めではあるが、オーダー的には近い結果となっている。さらにCsの移動経路がシールドプラグの継ぎ目部分であると考えられることを考慮すれば、シールドプラグ中央パーツと側部パーツの間の継ぎ目に沿った位置の汚染密度としては、妥当な結果である可能性が高い。

#### 1-2-4-4 2号機シールドプラグに関する各種知見の総合的な関連性評価

##### ・表面汚染によるシールドプラグ上層下面の汚染分布評価の歪みの可能性

シールドプラグ上層上面の汚染密度は最大で  $1\text{E}+6\text{Bq/cm}^2$  程度と見積もられているが、汚染密度は必ずしも一様ではなく、局所的な放射線源が存在する可能性も十分にある。特に、3cm高さ測定の測定器位置は表面汚染源に近い

め、測定結果は比較的強く表面汚染の影響を受ける。このため、3cm 高さ測定の結果から、単純にシールドプラグ上層下面の汚染密度を算出し、これを真の汚染密度として採用することは正確ではない。

ただし、3cm 高さ測定の結果は、シールドプラグ上部の中央付近の周辺線量当量率が 100mSv/h を超える測定点が多数存在し、これが全て局所的な表面汚染によってもたらされたと考えることは合理性に欠けている。さらにシールドプラグの継ぎ目に沿って Cs が移動したと考えた場合の汚染状況の推定とよく一致するなど、シールドプラグ上層下面の汚染の概要をある程度示していると考えている。

#### ・ シールドプラグ上層下面の汚染密度が大きく変動することの影響

国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）が穿孔した2穴及び新規ボーリング孔13穴内の線量率測定結果は、かなり近い測定点間でも大きな違いを見せていることから、シールドプラグ上層下面の汚染密度が場所によって大きく異なる可能性が高いことが判明した。このことと、上記表面汚染の影響の可能性との2つの理由から、3cm 高さ測定の結果は比較的近傍の表面汚染の影響を受けやすいことから、現在の測定データ数では、シールドプラグ上層下面の汚染密度分布マップを作成することは適切ではないと考え、第27回事故分析検討会に提出された同マップは撤回することとした。

#### ・ シールドプラグ継ぎ目部分が Cs の主要経路であることの影響

シールドプラグの継ぎ目部分が Cs の移動経路であるとの結論から、継ぎ目部分に沿って対応した Cs 汚染があると考えられるべきである。継ぎ目部分の汚染密度を正確に算定することは困難であるが、シールドプラグ上層上面での周辺線量当量率から、約  $1\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$  程度であると評価できる<sup>9</sup>。

この濃度は、これまで算定されたシールドプラグ上層下面の汚染密度よりもかなり低いが、シールドプラグ表面に近いこと、シールドプラグ上の線量率に影響を与えやすい。その程度を把握することを目的に大胆な近似の上で計算を行ったところ、150 cm 高さでの測定に対して約 18mSv/h 程度の影響を持ちうる事が判明した。この種の計算は、影響のオーダーを示す以上の正確性はないことに注意を要する。ただ、これによって、単純に全ての汚染がシールドプラグ上層下面にあると仮定して計算した場合は、数十%程度過大に評価する可能性があることが認識された。

<sup>9</sup>別添3-2-53. 及び4. 2)



#### 1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性

150 cm 高さでの測定結果、30.5cm 高さでのコリメータ付き  $\gamma$  線線量計による測定、穴内部での測定結果を用いたシールドプラグ上層下面の汚染密度の推定値は、シールドプラグ上層下面からの距離が短いほどばらつきが大きいという合理的な結果を含め整合性のある結果となった<sup>10</sup>。

#### 1-2-4-6 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグ間の隙間に生じ得るメカニズムの考察

ここでは、今回得られた測定結果より、格納容器からの水蒸気を含む内部気体の漏えい点であるトップヘッドフランジに直接面している原子炉ウェルよりも、シールドプラグの隙間部分により多くの Cs が存在している理由を考察する。シールドプラグの隙間のうち、継ぎ目部分を主要経路として、Cs を含む水蒸気が移動する過程で、温度などが水蒸気の凝縮する条件を満たす場合には凝縮水が生じ、この中に Cs が溶け込んでいる、あるいは、Cs を含む粒子状の化合物が取り込まれていると推定される。

Cs はコンクリート中のシリコン ( $\text{SiO}_4$ ) 等に捕捉される性質がある。さらに、Cs が蓄積されてくるに従って、崩壊熱によるエネルギー供給も可能となり、凝縮水の再蒸発が生じる一方、さらなる凝縮水 (Cs も) の発生も続くことが考えられる。この結果、Cs の蓄積が進み原子炉ウェルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになったと考えられる。

### 第三節 水蒸気による Cs の移動

#### 1-3-1 ベント配管系及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

第二節 1-2-4-6 での水蒸気の凝縮及び凝縮水の挙動が Cs の汚染に非均一な分布をもたらす主なメカニズムであるとする考察から、シビアアクシデント時において Cs が水蒸気によって運ばれるという仮説（以下「水蒸気駆動仮説」という。）が整合的に導かれる。

水蒸気駆動仮説は、第一章 1-1-2 で説明する 1/2 号機ベント配管 (SGTS 配管) の汚染シミュレーションの結果得られる汚染パターンの他にも、以下に挙げる観測された状況の説明にも幅広く適用できる可能性が高く、今後のデータ取得の進展等に伴って、検討を進めたい。

- ・ 3号機のシールドプラグの上層下面に多量の Cs が存在すること。
- ・ 1号機のシールドプラグの上層下面に存在する Cs がかなり少ないこと。
- ・ 1/2号機共用排気筒の上半分の汚染は非常に少ないこと。
- ・ 3号機及び4号機の SGTS フィルタトレイン内部に凝縮水と考えられる水が確

<sup>10</sup>別添 3-2-4

認されていること。

## 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

#### 2-1-1 東京電力の報告と特徴点

東京電力及び IRID は、2022 年 2 月以来、1 号機 PCV 内部の映像撮影等を実施している。具体的な機材、実施内容、撮影結果などについては、別添 4 に記述している。また、これに先立って東京電力及び IRID は、2 号機及び 3 号機の PCV 内部撮影を実施してきている。環境の厳しさから未だ十分ではないが、その中で得られた情報についても別添 4 に整理している。1 号機 PCV 内部撮影の結果は、既に実施されてきた 2 号機及び 3 号機の PCV 内部撮影の結果とは大きく異なる部分があり、注目された。

なお、各号機の PCV 内部撮影は、未だ十分に進展しておらず、今後、上記認識が変更される可能性がある。

注目された撮影結果は以下の通り（図 6 及び図 7 参照）。

- ①1 号機ペDESTAL 開口部付近に、落下した熔融炉心に由来するものである可能性が高い、高さ約 1.0m 程度のマウント状のものと東京電力は判定している。
- ②1 号機ペDESTAL 開口部付近のコンクリートがかなりの範囲にわたって喪失している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。このような現象は、現時点までのところ 2 号機及び 3 号機では確認されていない。
- ③ペDESTAL 外周部については、堆積デブリの上部に形成されたと考えられるテラス状構造が観測されており、開口部付近では PCV 底部から 1.0～1.1m、開口部の反対側では 0.4m 程度の高さとなっている。また、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。
- ④ごく一部であるがテラス状構造の断面の映像が得られており、気泡を伴う構造が見られるが、それ以上のことは分かっていない。当該部分の厚さは約 3cm と推定されている。なお、テラス状構造の下面は滑らかに見える。
- ⑤PCV 最外周部に位置するジェットデフレクターの裏側にも、多少の堆積物が見られるが、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 PCV 内側外周部のコンクリート部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が空洞であることが確認されており、テラス状構造も一部 PCV 床面に落下している。
- 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。

- ⑧テラス状構造の位置で鉛遮へい体（鉛毛マット）が溶けて落下しているように見受けられる。テラス状構造の上部では鉛遮へい体（鉛毛マット）の被覆材料を含めて維持されているように見え、温度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。
- ⑨ペDESTAL開口部、1.4m 高さの位置にバブル形状のものが見られるが、その下部には空間があることが判明している。ただし、バブル状部分の裏面がどのようなになっているかの情報は得られていない。
- ⑩ペDESTAL外周部の PCV 床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部にバブル状のものが撮影されている。（具体的にどのようなものかは現段階では判明していない。）

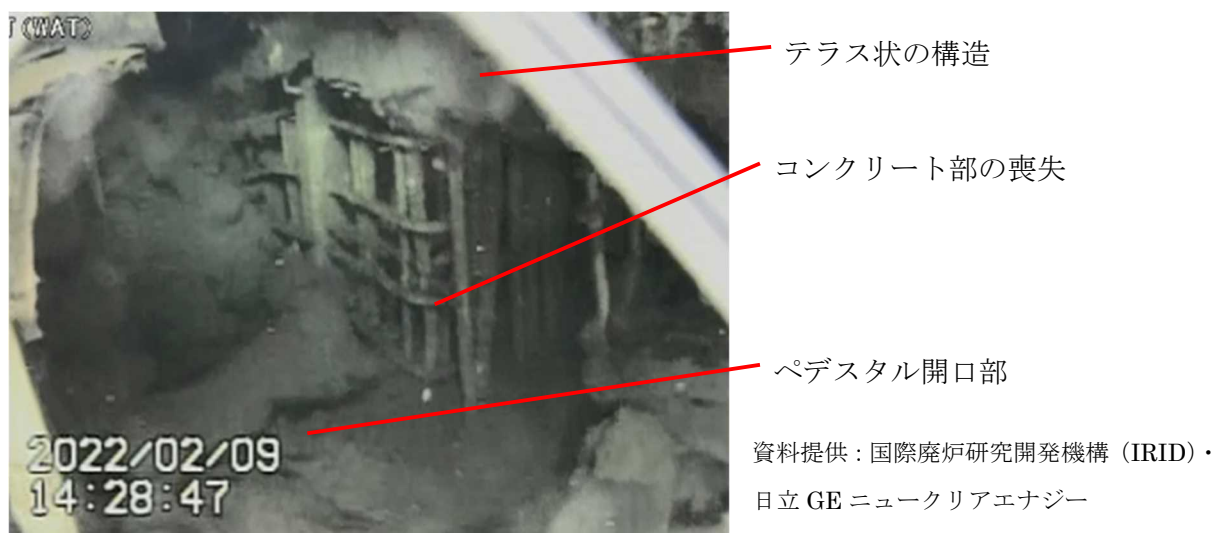


図6 1号機ペDESTAL開口部付近

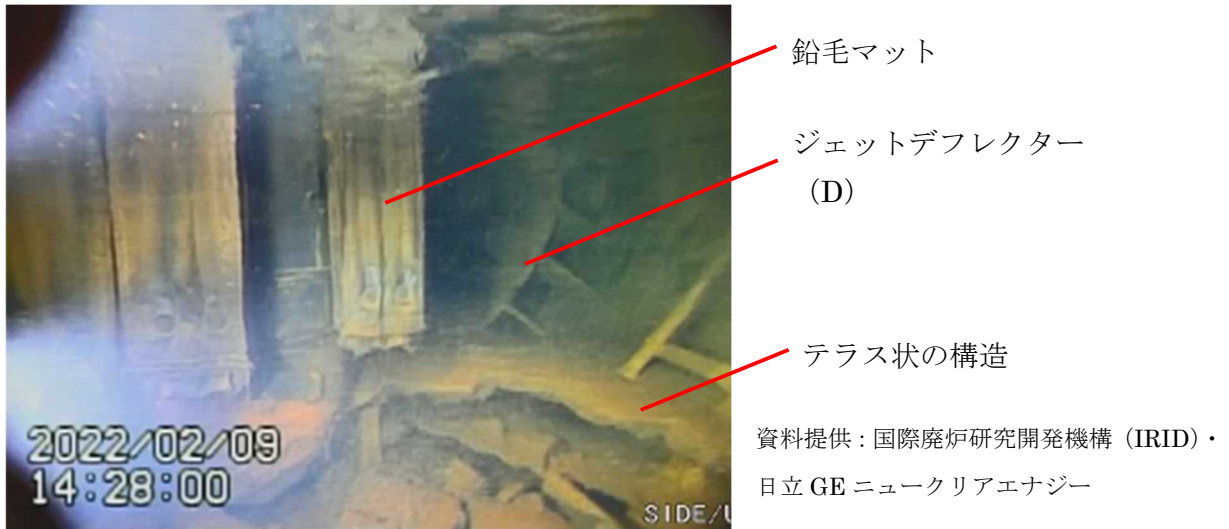


図7 1号機ペDESTAL外周部（開口部反対側付近）

## 2-1-2 検討会で提案されたシナリオ案とその評価（別添4及び別添5）

調査チーム内では、以下の3つの基本的設問を念頭に検討を進めている。

- ①従来、熔融炉心は薄く広く拡がると考えられてきた。ペDESTAL開口部付近のテラス状構造の高さがPCV底部から1.0～1.1mであること、現時点では未確認の段階であるがペDESTAL開口部あるいはその奥側に1.0m程度堆積している可能性があることは、この従来知見と一致しない可能性がある。
- ②従来、安全評価のために考えられてきたMCCIでは、2000℃程度の熔融デブリが鉄筋コンクリートと接触し、鉄筋を含めて熔融/破損させると言うものであった。しかし、今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており、1000℃を下回る（根拠：鉄筋のみならず周囲の比較的細い配管も原形をとどめている。また、鉛遮へい体（鉛毛マット）の溶け落ちている範囲がテラス状構造の極近くであること。）「低温」での相互作用の結果である可能性がある。
- ③テラス状構造の形成過程は現段階では分かっていない。仮にテラス状構造の位置まで熔融デブリ層が存在したとした場合、単純に落下した熔融炉心が原子炉圧力容器（RPV）直下の金属構造物を取り込んだだけでは、それほどの堆積に至らない可能性が高い<sup>11</sup>。

本現象を説明するためのモデルが事故分析検討会に複数提案されているが、何れのシナリオ案にも難点があり、案の優劣を議論できる段階にない。

<sup>11</sup> 2022年9月5日付け東京電力資料P8に「原子炉内の燃料、炉内構造物が全て溶けたと想定しても、その堆積高さはペDESTAL内で～1.1m程度」とされている。



事故分析検討会で提案されたシナリオは以下の3種に大別される。

A:コンクリートの高温での溶融モデル

B:コンクリートの水への溶解モデル

C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

#### ①コンクリートの高温での溶融モデル

- ・炉心溶融物がペDESTAL内に落下し、ペDESTAL開口部を経て拡がる。
- ・炉心溶融物がコンクリートを昇温し、コンクリートが溶融する。
- ・クラストが形成され、内側の溶融物の消失とともにコンクリート損傷と空洞化が発生する。

上記の過程により、落下した炉心溶融物がペDESTAL開口部付近のコンクリートを昇温させた結果コンクリートの破損とテーブル状堆積物の形成に至ったと考える。このシナリオではコンクリートの温度が鉄筋の溶融温度に至らなかったために、コンクリートのみが破損したことになる。

#### ②コンクリートの水への溶解モデル

- ・ペDESTAL内に水または水蒸気が存在する環境下で落下した炉心溶融物により、局所的に水温・圧力が上昇する。
- ・コンクリート成分の高圧水への溶解によりコンクリートが損傷する。コンクリート成分と多量の水から成る高粘度な液相が形成される。水温上昇、また局所圧力の開放により、水の蒸発が進み、溶解したコンクリート成分が発泡しながら凝固する。
- ・さらに水が蒸発し、凝固物の下部に空洞が生成される。

上記の過程により、落下した炉心溶融物が高温の水もしくは水蒸気を発生させ、それがコンクリート成分と反応することでコンクリートが破損し、テーブル状堆積物の元となった高粘度の液相の生成に至ったと考える。

高温・高圧の水は、岩石、特に岩石中の $\text{SiO}_2$ を溶かすことが知られている。コンクリートは骨材とセメントから構成されており、骨材に $\text{SiO}_2$ が豊富に含まれている場合は、コンクリート中の骨材が高温・高圧の水に溶解する可能性がある。

また、高温・高圧の水と $\text{SiO}_2$ が反応して生じる水を多量に含んだガラスは、水が蒸発する際に膨張して多孔質になることが知られている。同様の現象が炉内でも生じ、その結果としてテーブル状堆積物が形成された可能性がある。

### ③ガスによる溶融炉心の膨張モデル

落下した溶融炉心はペDESTAL開口部の奥に1m程度の高さの盛り上がりを作成しているように見るとともに、ペDESTAL外周部にも広がっている可能性が高い。一方、ペDESTAL内の盛り上がりは、ペDESTALを満たしているようには、現時点では見えない。盛り上がり形成されていることが確認された場合、その成因については、落下炉心の粘性が高かったと言う考えと、落下炉心がある程度下部に溜まった後、ガスなどの噴出口として形成されたという2通りの考えが、現段階であり得るのではないかと。

その後、落下した溶融炉心は、ペDESTAL開口部を経て、次第にペDESTAL外周部に流れ出たと考えられるが、このときの溶融炉心の温度や外周部での広がり程度などは、今後の1号機PCV内部調査からの追加情報なしには、確定できない。

この溶融炉心からの輻射による熱エネルギー（ $\gamma$ 線などによる効果を含む。）によって、ペDESTAL壁の温度が上昇し、コンクリートの分解が進み、強度を失って粉体状になったのではないかと。強度を失うメカニズムとしては、カルシウムの脱落やコンクリート内の結晶成分の相変化による応力発生などがあり得るが、何れもアイデアの段階であり、実験で検証することが必要である。

輻射による加温破損メカニズムは、溶融炉心とコンクリートが直接接触することを必要とせず、ペDESTAL壁の残存鉄筋部に溶融炉心の固化したものがほとんど見られていないことを説明できる可能性がある。また、上記の反応は700～1000℃程度でコンクリートの圧縮応力が大きく低下することが知られているが、コンクリートの組成などに大きく影響される可能性があるため、現段階では関連情報として位置付けておく。

結合力が低下したコンクリートは、代替注水が本格化した後、流し出されたと考えることが合理的ではないかと。

ペDESTAL床面やペDESTAL壁と溶融炉心が反応すれば、二酸化炭素や水蒸気が発生する。また、炉心から漏れ出た冷却水（量的は限られていたと考えられる）も関与した可能性がある。これらの気体を多く含んだ層（以下「膨張層」という。MCCI関連の文献の中には「swelled melt」等の用語が用いられていることがあるが、実験条件などがかなり違うため、全く同じような事象を指しているかどうかは明確ではない。）が溶融炉心本体と一体なのか分離していたのかは不明であるが、ここでは分離状態（ビールの泡のイメージ）で考えている。

なお、熔融炉心のペデスタル開口部からの流出と「膨張層」の形成の時間的前後関係は現時点では不明である。

「膨張層」の上部にコンクリートから分離したシリコン等を含む成分が集まり、膜あるいは層を形成する。この膜は、温度低下などの要因で固化し、周辺の配管や機器に固着することが考えられる。この現象は、これまでの MCCI 実験で「anchoring」と呼ばれている現象であるが、今回のような条件下でも確実に発生するかどうかは確認できていない。この膜の上に粉体化したコンクリートの一部が堆積し、膜の形成を促進した可能性もある。

なお、過去の MCCI 実験で見られた固着した膜/層は比較的脆く、ペデスタル開口部の前面のように「anchoring」するための配管などが無く、広い空間になっている場所では、自重で崩れることは十分に考えられる。

また、「薄い膜」は多くの気泡を含み、かなりの断熱性を持つ可能性がある。その場合、コンクリートの破損部分が、この「薄い膜」の下部に限定されていることを説明できる可能性がある。

その後、崩壊熱の減少や代替注水の進行によって、「膨張層」の温度が下がり、収縮することにより、「薄い膜」のみが元の位置に残されたのではないか。なお、「膨張層」の成長過程で、「薄い膜」に裂け目などが生じた場合には、さらにその上部に「膨張層」と「薄い膜」が形成されることは十分にあり得ることから、テラス状の構造が多層になっている箇所があることを説明できる可能性がある。

ペデスタル内に「薄い膜」(テラス状の構造)が 1m 程度の高さの位置に残存している可能性は低いかも知れない。ペデスタルの直径が 6m 程度である一方、1m 程度の高さには anchoring できる配管などがあまりないと考えられる。さらに、代替注水が本格化した時点でかなりの水量が、压力容器の破損部分からペデスタルに流下したと考えられるからである。

### 2-1-3 今後の検討に必要な情報

本件の議論を進めるためには、以下のような情報が得られることが重要であることについては、東京電力と認識を共有している。今後の東京電力の調査計画にも適宜反映して、入手された追加情報を加えて、検討を深めていくこととする。

①テラス状構造物のサンプル分析

②PCV 底部に残存していると考えられる「熔融炉心」、「コンクリート中に含ま

- れていた礫」や底部に存在する粉体状のもののサンプル分析
- ③加熱におけるコンクリート破損実験
  - ④ペDESTAL中心部の溶融炉心の堆積状況及びテラス状構造の有無など
  - ⑤ペDESTAL内側のコンクリート破損情報
  - ⑥ペDESTAL外周部であって開口部から離れた地点におけるテラス状構造下部の状況（こうした部分でもテラス状構造下部は空洞になっているのかどうか。）

## 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（別添4）

### 2-2-1 2号機関連

2号機 PCV 内については、2018年1月に制御棒駆動機構（CRD）交換用レールのペDESTAL開口部を経由したペDESTAL内部の調査が実施されている。

1号機 PCV 内部調査で確認されたペDESTAL外周部とは調査範囲が異なっているが、1号機で確認されたペDESTAL基礎部のコンクリート損傷、テラス状構造、バブル状の堆積物等は、2号機の調査では確認されていない。

### 2-2-2 3号機関連

3号機 PCV 内については、2017年7月及び12月に制御棒駆動機構（CRD）交換用レールのペDESTAL開口部を経由したペDESTAL内部の調査が実施されている。

1号機 PCV 内部調査で確認されたペDESTAL外周部とは調査範囲が異なっているが、1号機で確認されたペDESTAL基礎部のコンクリート損傷、テラス状構造、バブル状の堆積物等は、3号機の調査では確認されていない。しかし、1号機で確認されている盛り上がった塊状の堆積物に形状が似た堆積物は確認されており、今後詳細な映像等が撮影されれば、各号機における溶融炉心の落下あるいは堆積物の形成に係る知見が拡充されるものと期待される。

## 第三節 今後の分析評価の進め方

### 2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報（別添4）

1号機 PCV 内部調査については、今後、東京電力及び IRID において、後半調査として、堆積物デブリ検知・評価、堆積物サンプリング、堆積物 3D マッピング及びペDESTAL内部並びに壁部の詳細観察が予定されている。

これらの調査の進捗に伴って得られる追加情報に加えて、コンクリートの劣化・損傷の把握が重要と考えており、1号機 PCV のペDESTALのコンクリート部と極力同質のコンクリートサンプルを用いた加熱試験などにより、知見の拡充を行う予定である。



また、当該議論が広く国内外で行われるためには、東京電力から以下のような更なる情報の提供が重要である。

- ① テラス状構造等の試料採取及び分析
- ② ペDESTAL内部及びペDESTAL内壁の動画・画像等
- ③ ペDESTAL開口部から離れた箇所にあるテラス状固形物の下側の動画・画像等
- ④ PCV床面に分布している物質の試料採取及び分析 等

## 2-3-2 東京電力の情報公開の促進

東京電力及びIRIDが2022年上半期に実施した1号機PCV内部調査については、事故分析検討会で議論<sup>12</sup>となったが、東京電力において公開された動画・画像が限定されており、動画・画像の取得から約5ヶ月後に新たな情報として報告される等、東京電力における調査の情報の公開性、速報性に関して指摘があった。

東京電力からは、調査に係る動画・画像等の容量も大きく、公開するための作業に時間を要している旨の回答があるとともに、その後の対応として、事故分析検討会において、今回の1号機PCV内部調査で取得された全ての映像を2022年12月中に公表する旨の説明及び同年12月から開始する後半の調査についても調査の速報をインターネットにて公表する旨の説明があった<sup>13</sup>。

## 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

### 第一節 4号機「火災現場」位置の特定（別添6）

#### 3-1 4号機再循環ポンプMGセット（A）付近の調査結果

4号機原子炉建屋については、2011年3月15日6時頃の水素爆発以降、火災の発生が報告<sup>14</sup>されている。これらの火災については、火災当時に原子炉建屋外から撮影された画像や2013年7月に東京電力が撮影した4号機原子炉建屋4階内部の画像が公表されているにとどまっている。

本中間取りまとめでは、2011年3月15日及び16日の4号機原子炉建屋での火災に関してこれまでに公表されている情報を整理するとともに、現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査した。

<sup>12</sup>事故分析検討会 第32回会合 議題（1）1号機原子炉格納容器内部調査の状況について

<sup>13</sup>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）（第33回事務分析検討会 資料1-1）

<sup>14</sup>福島原子力事故調査報告書（平成24年6月、東京電力株式会社）によると、2011年3月15日に4号機原子炉建屋3階北西コーナー付近で火災が発生していることが確認され、また、同年3月16日には4号機原子炉建屋4階北西部付近で炎が上がっていることが確認されている。

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 階北西部付近の再循環ポンプ電動発電機（MG セット）周辺であるとの結論を得た。

### 3-2 今後の計画

今回は、これまでに公表されている情報及び現場での確認結果を踏まえて、火災の発生源やその様相等を考察した。

火災の発生源やその様相等については、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、さら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。

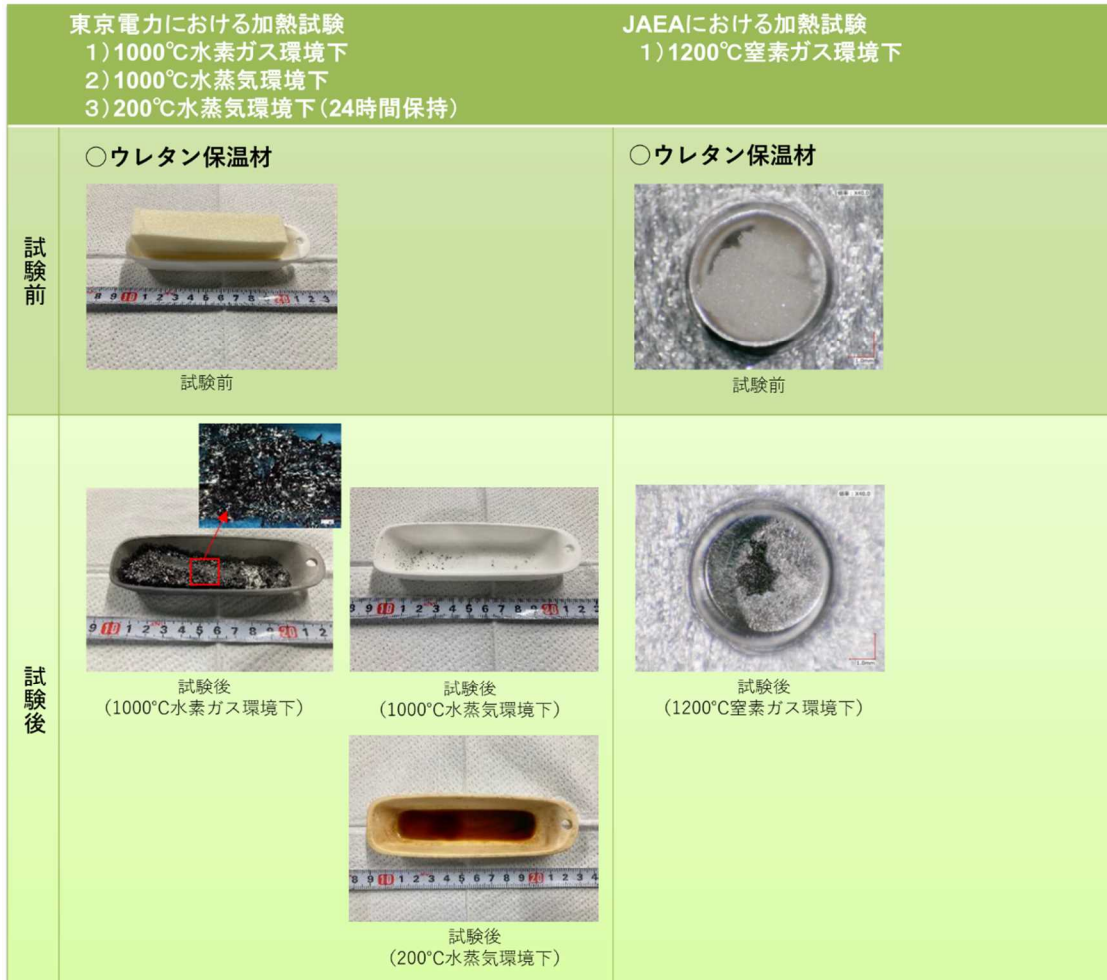
## 第二節 3号機水素爆発関連の試験等

### 3-2-1 原子炉格納容器内の材料からの有機ガスの発生可能性試験（別添 7、別添 8、別添 9）

中間取りまとめ（2021）において、3号機の水素爆発時に「水素だけでなく（可燃性）有機化合物が相当量存在していたことを示唆している」とした。

シビアアクシデント時に、PCV 内で有機化合物が発生する可能性に対する知見を得るために、2021 年度及び 2022 年度に PCV 内にあるケーブルや断熱材等を用いて東京電力及び JAEA において加熱試験を行った。

試験結果は、まだ完全なものではないが、ある程度の有機化合物が発生すること自体は確認された。ただし、発生量については、量的には限られている可能性が高いと考えられる。また、東京電力が 2021 年度に実施した試験では、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℃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（図 8）。本来、PCV 内には 2%程度の酸素が存在していること及び水蒸気環境が想定されることから、2022 年度には酸素含有条件下を含めて水蒸気環境下等の PCV 内の環境条件を考慮した試験を継続している。これは、1号機 PCV 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。



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図8 東京電力及び JAEA における加熱試験（ウレタン保温材の例）

### 3-2-2 水素ガスの燃焼試験

中間取りまとめ（2021）では、爆燃現象での原子炉建屋の破損の可能性に言及している<sup>15</sup>。実際に爆燃事象を含む水素燃焼現象でどの程度の圧力上昇が生じうるかについての試験を準備しており、後続のレポートで結果を報告したい。

### 3-2-3 事故分析検討会における発電用原子炉設置者からの指摘等

中間取りまとめ（2021）において、3号機の「原子炉建屋5階の損傷や同建屋の屋根部の初期の上昇を可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではない。」と記載した<sup>16</sup>が、一部の発電用原子炉設置者から「爆発力を主にもたらしたものは水素であることがはっきりしていない、ポジションを変えるならその旨を明

15

16

確にするように」との要望があった。中間取りまとめ（2021）の当該記述も、前述の要望の趣旨を踏まえたものである旨ここに明記する。

### 3-2-4 東京電力における 3 号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション （別添 10）

東京電力における●●解析の結果、・・・(P)

## 第三節 非常用ガス処理系の汚染状況測定等

### 3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査（別添 11）

#### 3-3-1-1 1号機 SGTS フィルタトレイン

1号機 SGTS フィルタトレインは、これまでの各種調査により一部周辺の線量率等が測定されているが、特にフィルタトレイン出口部（スタック側）の線量率については測定できていない。そのため、現状確認されている線量率の関係だけでは1号機のベント配管側（フィルタトレインの出口側）からフィルタトレインへの逆流があったと判断することができない状況にある。

当該1号機 SGTS フィルタトレイン周辺は、これまでの調査において高い線量率が確認されており、人が接近して測定をすることができないことから、調査チームでは、遠隔調査用ローダーにより周辺状況の撮影及び線量率の測定を実施している。

2021年度は、遠隔調査用ローダーの製作及び作動試験を含めて現地調査を実施した。

#### 3-3-1-2 2号機 SGTS フィルタトレイン

2号機 SGTS フィルタトレインについても、これまでの調査において高い線量率が確認されており、人が接近して測定をすることが困難であることから、遠隔調査用ローダーにより周辺状況の撮影及び線量率の測定を実施している。

2021年度には、2号機 SGTS フィルタトレイン（B系）の基部に確認されていた漏えい痕について、遠隔調査用ローダーを用いた調査を実施し、SGTS フィルタトレインのドレン配管等とは別の配管からの漏えいと推定した。

東京電力の調査により3号機 SGTS フィルタトレイン（B系）や4号機 SGTS フィルタトレイン（A系）ではフィルタトレイン内部に溜まり水が確認<sup>17</sup>されており、1号機及び2号機の SGTS フィルタトレイン内についても、溜まり水が残存している可能性が否定できないことから、溜まり水の有無に関して、引き続き調査を実施していく予定である。

<sup>17</sup>1-4号機 SGTS 室調査の結果について（第21回事故分析検討会 資料5-2）



### 3-3-2 1/2号機 SGTS 配管の切断による配管内の汚染分布の測定 (別添12)

1/2号機 SGTS 配管については、東京電力が予定している1/2号機廃棄物処理建屋の雨水対策工事及び1号機原子炉建屋大型カバー設置工事等の廃炉作業と干渉する範囲があるため、1号機及び2号機原子炉建屋の屋外に敷設されているSGTS配管の一部を撤去する作業が実施されている。

当該SGTS配管撤去については、2021年7月から作業が開始されたが、作業に使用するクレーンの故障、配管切断装置の不具合等により作業が遅延し、2022年5月に2号機SGTS配管の1本目の切断、サンプル採取等が実施された。しかし、その後も同年6月には2号機SGTS配管の2本目の切断作業中に切断装置のワイヤーソーの配管への噛み込み事象等が発生したため、1号機原子炉建屋大型カバー設置等の工程遅延リスク低減のため、同年7月に周辺工事と工程組み替え、配管切断装置の改造等を行うこととなり、SGTS配管の切断作業の遅延が生じている。

なお、切断された2号機SGTS配管の1本目については、以下の調査等を実施しており、作業が進めば2本目以降の切断配管についても同様の調査等を実施予定である。

#### ①γカメラ測定<sup>18</sup>

複数の種類のγカメラを用いてSGTS配管の汚染状態を確認する。

#### ②配管内部確認及びスミア採取

γカメラ等で高汚染が確認された箇所等のSGTS配管内部の映像取得及びスミア採取を行う。

#### ③配管サンプル採取

γカメラ等で高汚染が確認された箇所等のSGTS配管部位のサンプル採取を行う。

#### ④スミア/配管サンプル分析

スミア分析及び配管サンプル分析については、今後、東京電力において、分析を実施する予定である。

上記のうち、①γカメラによる測定結果については、東京電力のコーデットマスク型γカメラ及び原子力規制庁のピンホール型γカメラ(以下「ガンマカメラ」という。)において、配管上部、配管中央部、配管下部等の汚染分布の推定が可能

<sup>18</sup> 原子力規制庁所有のピンホール型γカメラ、東京電力所有のコーデットマスク型γカメラ及びコンプトン型γカメラを使用した。

な情報が得られると考えられる。

また、③配管サンプルの採取では、一部の切断配管の内部に付着物が確認されており、2号機 SGTS 配管内が水蒸気環境だった可能性も示唆される。これは、1-1-2 で検討した、SGTS 配管内における水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動についての裏付けとなる可能性がある。

ただし、②及び③のスミア／配管サンプル採取については、スミア試料の採取箇所的位置、発電所敷地内の運搬用収納容器に収納・保管した場合の配管の上下左右等の位置・方向情報が十分に記録されていなかったため、東京電力において、スミア／配管サンプル採取時の位置・方向情報等の記録を適切に行うこととなった。

#### 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

##### 3-4-1 モニタリングポスト等で測定された空間線量率データ等の整理 (別添 13)

調査チームは、東京電力福島第一原子力発電所敷地周辺の市町村に福島県が設置していた環境放射能監視用のモニタリングポストに加えて、同発電所敷地内に設置されたモニタリングポスト、モニタリングカー、プロセスモニタ、エリアモニタ等の空間線量率に関するデータ等を収集するとともに、測定データの確認、整理を行っている。

また、福島県の協力を得て、福島県の環境放射能監視用モニタリングポストの現地調査の他、測定データに係る情報の確認や事故当時に採取された試料の確認を行っている。

これらの測定データには、2011年3月11日から同月31日までの期間において、いくつかの空間線量率の推移が記録されているものがあり、今後、各測定点における空間線量率の推移を分析することとしている。

#### 第五節 その他の活動状況

##### 3-5-1 現地調査等による継続的な調査

###### 3-5-1-1 1号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

調査チームは、1号機原子炉建屋内の汚染分布及び損傷状況を把握するため、現地調査を実施した。現地調査では、電離箱、放射線遠隔探知機(テレテクター)(GM計数管)及びポケット線量計(CsI(Tl)シンチレーションガイガーカウンター)による周辺線量当量率の測定を実施するとともに、目視にて損傷状況を確認した。

今回調査を実施した1号機原子炉建屋3階及び4階について、確認された汚染状況及び損傷状況は、別添14に記載している。

### 3-5-1-2 3号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

調査チームは、3号機原子炉建屋内の汚染分布を把握するため、2017年3月から2020年10月にかけて複数回の現地調査を実施した。現地調査では、電離箱や放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM計数管）による周辺線量当量率の測定、ガンマカメラによるCs-137の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータによる放射線エネルギーの波高分布測定を実施した。

今回調査を実施した3号機原子炉建屋1階及び2階について、確認された汚染状況及び損傷状況は、別添15に記載している。

### 3-5-1-3 4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナによる測定 （別添16）

調査チームは、原子炉建屋等の建造物の損傷状況等を目視により確認するとともに、より詳細に建造物の形状、損傷状況等を把握するため、3Dレーザースキャナ測定を実施し、データ化して損傷箇所の形状や建造物の傾斜等を確認している。

測定にあたっては、有人による入域が可能な建屋であり、比較的線量が低く、ある程度の時間にわたり滞在可能な箇所について実施しており、本中間取りまとめでは、4号機原子炉建屋内の測定結果について整理した。

なお、4号機原子炉建屋の測定では、3Dレーザースキャナ測定に用いるターゲット球の設置及び3Dレーザースキャナ測定を行い、地震<sup>19</sup>による影響等の確認も考慮することとした。

4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナ測定は、4号機原子炉建屋2階、3階及び4階で実施しており、同建屋3階及び4階については、2020年と2022年に測定したデータの重ね合わせ又は比較検討による形状変化の有無を確認した。

その結果、4号機原子炉建屋内の破損した一部の機器や破片等に位置のずれは確認されたが、同建屋3階及び4階で測定した天井、梁、床、壁等の建屋建造物に変化は見られなかった。同建屋は、水素爆発により大きく損傷しているが、地震による影響は、本調査では確認されなかった。

### 3-5-2 原子炉建屋内汚染物サンプル調査（別添17）

調査チームによる2号機原子炉建屋内調査<sup>20</sup>並びに東京電力による3号機SGTS室調査<sup>21</sup>及び1/2号機排気筒内部調査<sup>22</sup>において、2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミア試料（14試料）、3号機SGTSフィルタトレイン内のフィルタ表面

<sup>19</sup> 2021年2月13日 福島県沖地震（最大震度6強）

2022年3月16日 福島県沖地震（最大震度6強）

<sup>20</sup> 第14回事故分析検討会 資料3

<sup>21</sup> 第16回事故分析検討会 資料4-1

<sup>22</sup> 第12回事故分析検討会 資料6-1

のスミア試料（23 試料）及び 1/2 号機 SGTS 配管内部のスミア試料（1 試料）が採取されている。これらは、原子炉建屋内及び SGTS 配管系における放射性物質の移行経路、組成及び化学形の推定に有用な情報を有していると考えられることから、JAEA においてスミア試料の分析を実施した<sup>23</sup>。

原子炉建屋の壁や床に沈着した放射性物質の量は、各号機の PCV から放出され、原子炉建屋に残存する量の大小関係を把握する際の参考情報になり得るため、2021 年度は、2 号機原子炉建屋の局所領域から採取したスミア試料の分析を中心に行った。

その結果、Cs-134、Cs-137、Tc-99、Mo 同位体、Sr-90、U 同位体、Pu 同位体及び Am-241 の定量から、2 号機原子炉建屋スミア試料では、Tc-99 及び Mo 同位体のいずれも有意に検出された。一方、3 号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミア試料及び 1/2 号機 SGTS 配管内部スミア試料では、Tc-99 及び Mo 同位体は分析装置の検出下限以下であった。

さらに、2 号機原子炉建屋の試料分析の特徴として、Cs-137 に対する Tc-99 及び Mo 同位体のモル比が、原子炉建屋 5 階において 4 階及び 1 階よりも高いことが確認された。

---

<sup>23</sup> 令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）



## 終章 おわりに

### 1. 前回中間取りまとめ中の知見の規制上の評価と活用状況

各章において言及したように、今般の調査・分析の結果などから、さらに検討を要する事項も多く、本中間取りまとめを踏まえた調査・分析及びその結果に基づく検討を継続することが必要である。

．．．．．、(個別事項について追記)

### 2. 謝辞

今般の調査・分析作業や事故分析検討会における議論を進めるに当たり、作業に係る準備、検討の基礎となる基本的知識の共有から、仮説・解釈の構築、検討内容の検証などの様々な場面において、数多くの方々から丁寧かつ貴重なご協力をいただいた。そのすべての方々に対し、ここに感謝の意を示す。

- ・各分野の専門的知見の共有と科学的技術的な助言等をいただいた外部の専門家の皆様、特に大学内に専門の組織を立ち上げ1号機PCV内部調査の状況を踏まえたシナリオを提案いただくなど事故分析検討会での議論に積極的に参画いただいた大阪大学大石准教授他の皆様
- ・技術的な背景の理解に資する情報及び質疑への対応をいただいた設備メーカーや各種団体の皆様
- ・現地調査において放射線管理を中心に現場作業の安全かつ円滑な実施にご尽力いただいた東京電力の皆様
- ・現地調査の段取りや事前調整などにより円滑な現場作業の実現にご貢献いただいた原子力規制庁福島第一原子力規制事務所の皆様
- ・原子力安全に係る知見と工学的見解の共有、科学的技術的議論への参画等により検討を支援いただいた原子力規制庁の職員の皆様、特に2号機シールドプラグの汚染に関して技術的専門的知見の提供及び本中間取りまとめの品質向上のためにご尽力いただいた原子力規制庁の平山技術参与及び林技術参与

### 3. 結語

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析には、まだまだ取り組むべきことが山積している。

今後、福島第一原子力発電所の廃炉作業等が進展し、発電所内の施設・設備に改変が加えられることにより、人のアクセスの可能性や情報収集可能な範囲が変化し、今まで不明であったことが明らかにできるようになる一方、状況の変化で失われる、あるいは

は、確認ができなくなる情報も存在する。このため、放射線量の低減等の環境改善が図られ、現地での調査が可能となった箇所については、可能な限り、随時、現地調査等を実施することが適当である。事故分析検討会としては、廃炉作業の進捗と現地調査等の状況に応じて、継続的に東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の結果に基づき検討に取り組んでいくこととしたい。



# 1号機 R C W系線量低減に向けた内包水サンプリング 作業について

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2022年12月20日

**TEPCO**

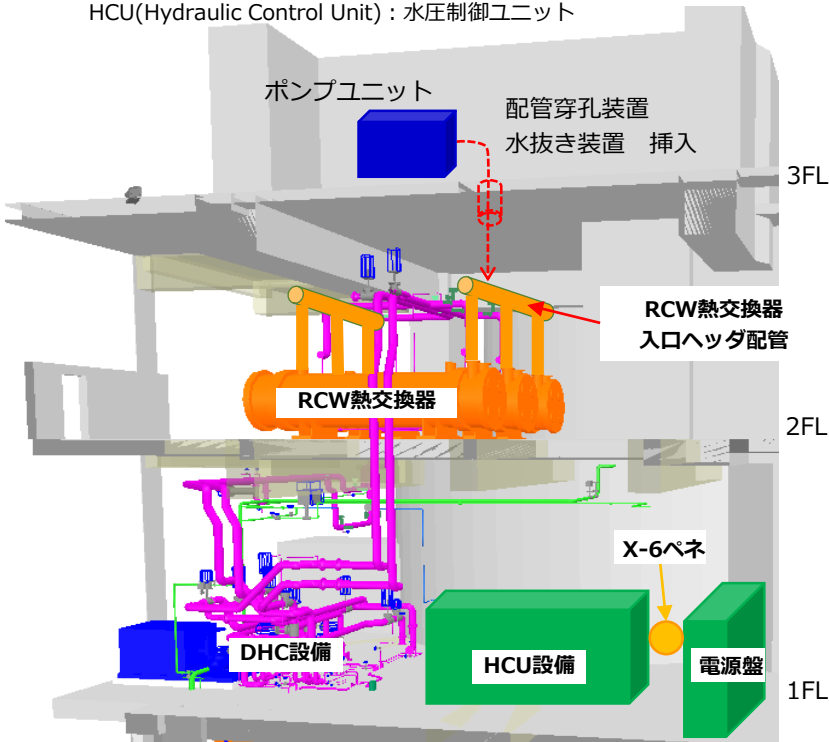
東京電力ホールディングス株式会社



# 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について、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シ（窒素封入）を実施中(12/18 水素濃度約3.4%)。パーシに伴う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、低い値に留まること確認し実施。なお、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。
- 滞留ガスのパーシ作業終了後(水素濃度が可燃性限界(4%未満))、サンプリング用ホース挿入のため、ヘッダ配管貫通部の穿孔作業(機械式)を実施し、RCW熱交換器内包水のサンプリングを行う予定。(2023年1月頃予定)

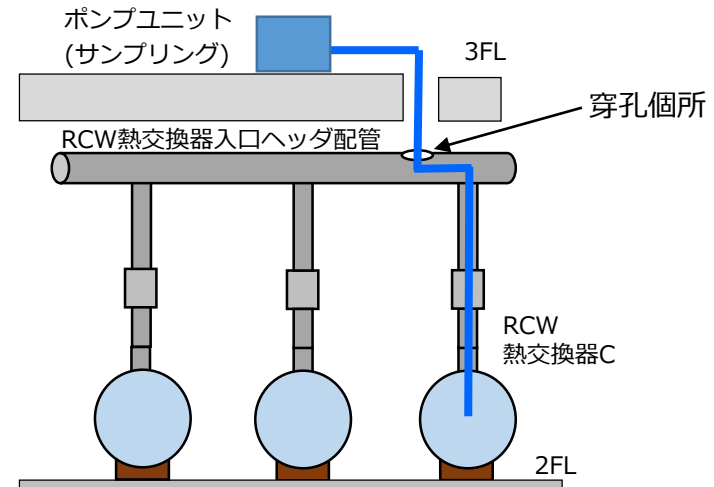
RCW(Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却系  
DHC(Drywell Humidity Control System) : ドライウェル除湿系  
HCU(Hydraulic Control Unit) : 水圧制御ユニット



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。

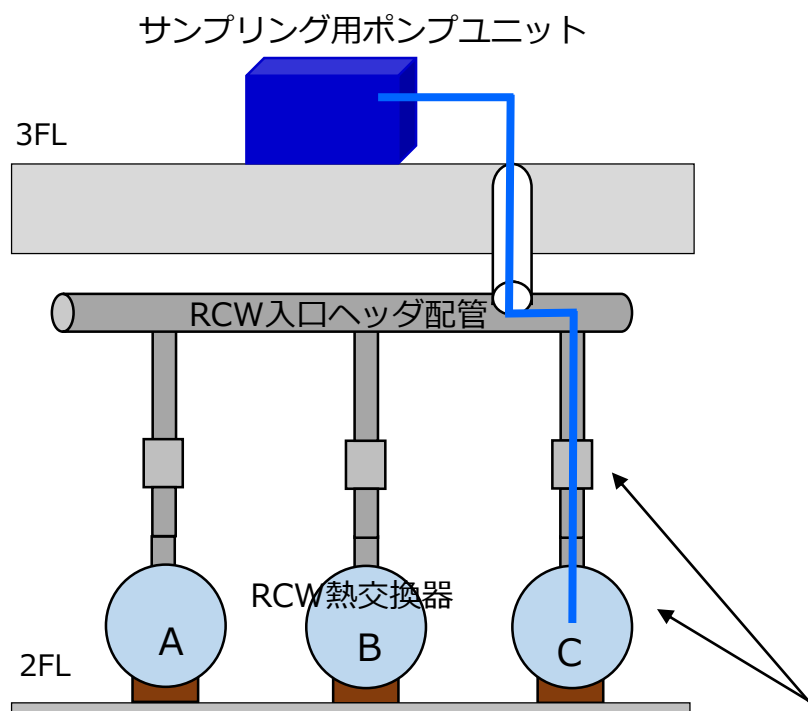


※1: 火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせてモックアップにて火花が発生しないことを確認済み。  
※2: 水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパーシ（窒素封入）を行う。

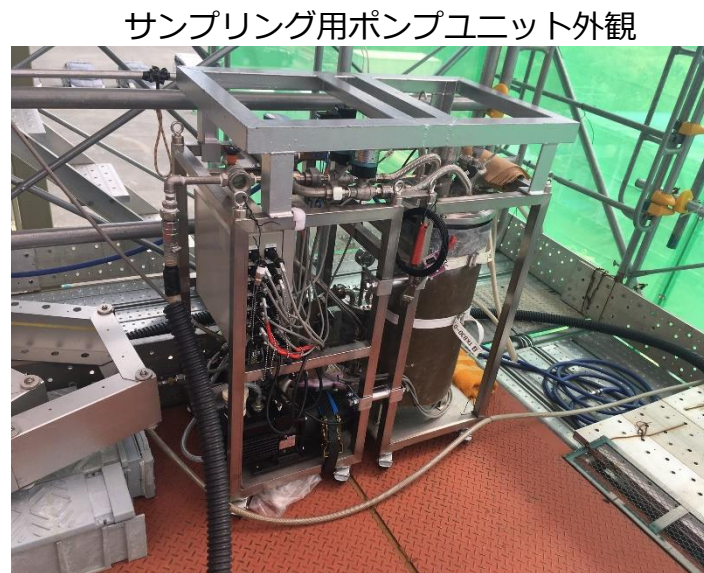
145

## 2. RCW熱交換器内包水サンプリング箇所

- 内包水のサンプリングは、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。  
（熱交換器内の水位のよっては変更の可能性あり）



RCW熱交換器からのサンプリングイメージ図



サンプリング箇所  
（熱交換器は上・中・下の3カ所）

### 3. 本作業で採取する試料の分析について

#### ■ 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

※1 熱交換器入口配管、熱交換器内3か所(上・中・下)を予定(内部の水位により変更あり)

# 4. スケジュール

