

## 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12月7日

原子力規制庁

### 1) 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析について

#### これまでの議論等

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. 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。
3. 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議第11回会合（2023年5月）では、分析に係る合理的な実施体制等について、関係機関で調整することで合意したところ。

- 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議 第11回会合 資料4-1  
「東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析について」（原子力規制庁）

### 2) 1号機原子炉格納容器内部調査について

#### これまでの議論等

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DESTAL開口部外側及びペDESTAL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. 更なる調査・分析のためには、PCV内部の追加調査等が必要であり、東京電力にて調査方法等を検討中。

- 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第33回会合 資料1-1「福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）」（東京電力ホールディングス株式会社）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
- 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第39回会合 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

### 3) コンクリート損傷事象を踏まえた対応状況について

#### これまでの議論等

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DESTAL 開口部外側及びペDESTAL 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. 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。
3. 東京電力からは、これまでに「コンクリート試験体作成のための調合情報」及び「福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋外壁から採取したコアサンプル」の提供を受けたところ。
4. 加熱試験の試験条件等は、コンクリート試験体の成分分析結果等を踏まえて、検討する予定。

- 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 39 回会合 資料 4-5「コンクリート喪失に関する実験等の検討状況について」（原子力規制庁）

### 4) 放射性廃棄物の固化処理について

#### これまでの議論等

1. 水処理二次廃棄物のうち、物量が多く、かつ保管容量が逼迫している ALPS スラリーについて、固化処理を優先すべき対象物として、今年度より固化処理に係る議論を開始した。
2. 固化のために必要なプロセスとして第 109 回監視・評価検討会（2023 年 10 月）において脱水処理を認めたが、その固化方法については、セメント固化が最も有力であると思われる旨原子力規制庁から指摘してきた。
3. 東京電力からは、第 15 回技術会合（2023 年 12 月）において、セメント固化を優先して検討を進め、早期の固化実現を目指す旨が示された。
4. 一方で、汚染水処理設備の吸着剤を対象として技術開発を進めているガラス溶融について、ALPS スラリー等も対象としうる旨もオプションとして示されたところ。

- 特定原子力施設監視・評価検討会 第 109 回会合 資料 3-2「ALPS スラリー脱水に関連する論点への原子力規制庁見解」（原子力規制庁）
- 特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合 第 15 回会合 資料 1-2「1F 固体廃棄物に係る課題の検討状況について（分析・固化処理）」（東京電力ホールディングス株式会社）

関連資料等

# 1) 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

# 東京電力福島第一原子力発電所の サンプル分析について

- i. 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）
- ii. 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）

## 原子力規制庁の論点

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している。
2. 1号機から4号機まで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となっている。

## 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。

2

## 分析対象の核種

### ○着目核種

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

- 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、 $Cs_2MoO_4$ 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・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。
- MCCI等により中・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)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。

3



## 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

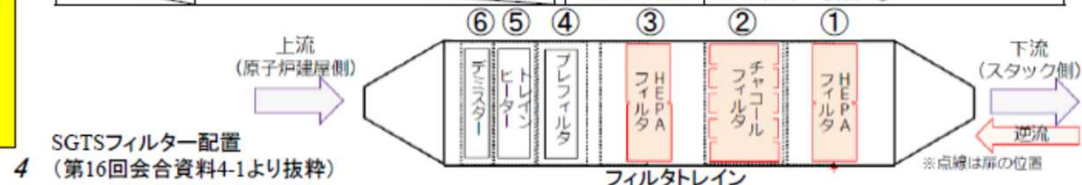
・1/2号機SGTS配管内部から採取されたスミヤ試料: 1試料

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-B4-1	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





## 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)



2

## 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

3

## ○原子力規制庁において採取したサンプルリスト

**2023年1月末時点**

No.	サンプル名		採取年月	採取場所	採取組織	No.	サンプル名		採取年月	採取場所	採取組織
1	3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫	U3TBC-A1	2020年2月	3号機TB	規制庁	36	3号機SGTS室内スミヤ (A系フィルタ (床) ⑭)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
2	3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫	U3TBC-A2	2020年2月	3号機TB	規制庁	37	3号機SGTS室内スミヤ (A系フィルタ (床) ⑮)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
3	3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫	U3TBC-A3	2020年2月	3号機TB	規制庁	38	3号機SGTS室内スミヤ (A系フィルタ (床) ⑯)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
4	3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫	U3TBC-B2	2020年2月	3号機TB	規制庁	39	3号機SGTS室内スミヤ (A系フィルタ奥右側 (壁) ⑰)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
5	1/2号機共用スタック基部ドレンサンプ水	U12SDW	2016年9月	1/2号機スタック	東電	40	3号機SGTS室内スミヤ (B系フィルタ (床) ⑱)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
6	2号機原子炉建屋内スミヤ (5階壁面)	U2RB-5FW	2020年10月	2号機RB	規制庁	41	3号機SGTS室内スミヤ (B系フィルタ (床) ⑲)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
7	2号機原子炉建屋内スミヤ (5階床面)	U2RB-5FF	2020年10月	2号機RB	規制庁	42	3号機SGTS室内スミヤ (B系フィルタ入口 (床) ⑳)		2021年11月	3号機SGTS室	規制庁
8	2号機原子炉建屋内スミヤ (4階壁面)	U2RB-4FW	2020年10月	2号機RB	規制庁	43	1号機原子炉建屋内スミヤ (1階階段裏①)		2021年11月	1号機RB	規制庁
9	2号機原子炉建屋内スミヤ (4階床面)	U2RB-4FF	2020年10月	2号機RB	規制庁	44	1号機原子炉建屋内スミヤ (1階壁面②)		2021年11月	1号機RB	規制庁
10	2号機原子炉建屋内スミヤ (4階階段裏面)	U2RB-4FS	2020年10月	2号機RB	規制庁	45	1号機原子炉建屋内スミヤ (2階階段裏③)		2021年11月	1号機RB	規制庁
11	2号機原子炉建屋内スミヤ (3階壁面)	U2RB-3FW	2020年10月	2号機RB	規制庁	46	1号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面④)		2021年11月	1号機RB	規制庁
12	2号機原子炉建屋内スミヤ (3階床面)	U2RB-3FF	2020年10月	2号機RB	規制庁	47	1号機原子炉建屋内スミヤ (3階階段裏⑤)		2021年11月	1号機RB	規制庁
13	2号機原子炉建屋内スミヤ (3階階段裏面)	U2RB-3FS	2020年10月	2号機RB	規制庁	48	1号機原子炉建屋内スミヤ (3階壁面⑥)		2021年11月	1号機RB	規制庁
14	2号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面)	U2RB-2FW	2020年10月	2号機RB	規制庁	49	1号機原子炉建屋内スミヤ (3階格納容器壁面⑦)		2021年11月	1号機RB	規制庁
15	2号機原子炉建屋内スミヤ (2階床面)	U2RB-2FF	2020年10月	2号機RB	規制庁	50	1号機原子炉建屋内スミヤ (4階階段裏⑧)		2021年11月	1号機RB	規制庁
16	2号機原子炉建屋内スミヤ (2階階段裏面)	U2RB-2FS	2020年10月	2号機RB	規制庁	51	1号機原子炉建屋内スミヤ (4階壁面⑨)		2021年11月	1号機RB	規制庁
17	2号機原子炉建屋内スミヤ (1階壁面)	U2RB-1FW	2020年10月	2号機RB	規制庁	52	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階階段裏①)		2021年12月	3号機RB	規制庁
18	2号機原子炉建屋内スミヤ (1階床面)	U2RB-1FF	2020年10月	2号機RB	規制庁	53	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面②)		2021年12月	3号機RB	規制庁
19	2号機原子炉建屋内スミヤ (1階階段裏面)	U2RB-1FS	2020年10月	2号機RB	規制庁	54	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面③)		2021年12月	3号機RB	規制庁
20	3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫		2020年9月	3号機TB	規制庁	55	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階格納容器壁面④)		2021年12月	3号機RB	規制庁
21	2号機SGTS室内試料 (ローダーケーブル拭き取り)		2021年8月	2号機SGTS室	規制庁	56	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階格納容器壁面焦げ跡⑤)		2021年12月	3号機RB	規制庁
22	2号機SGTS室内試料 (ローダーキャタピラ拭き取り)		2021年8月	2号機SGTS室	規制庁	57	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面①)		2022年6月	3号機RB	規制庁
23	2号機SGTS室内スミヤ (南壁端 (床) ①)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	58	3号機原子炉建屋内スミヤ (2階壁面②)		2022年6月	3号機RB	規制庁
24	2号機SGTS室内スミヤ (南壁中間 (床) ②)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	59	3号機原子炉建屋内スミヤ (3階壁面③)		2022年6月	3号機RB	規制庁
25	2号機SGTS室内スミヤ (南壁入口側 (床) ③)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	60	3号機原子炉建屋内スミヤ (3階壁面④)		2022年6月	3号機RB	規制庁
26	2号機SGTS室内スミヤ (南壁柱 (壁) ④)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	61	2号機FHM操作室スミヤ (屋上部⑧)		2022年8月	2号機RB	東電
27	2号機SGTS室内スミヤ (フィルタ手前ラック前 (床) ⑤)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	62	2号機FHM操作室スミヤ (2階操作室床面⑩)		2022年8月	2号機RB	東電
28	2号機SGTS室内スミヤ (RB側 (壁) ⑥)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	63	2号機FHM操作室スミヤ (操作卓表面⑮)		2022年8月	2号機RB	東電
29	2号機SGTS室内スミヤ (南側入口 (床) ⑦)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	64	2号機FHM操作室スミヤ (ガラス片 (室内側) ⑯)		2022年9月	2号機RB	東電
30	2号機SGTS室内スミヤ (南側入口から左奥 (床) ⑧)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁	65	2号機FHM操作室スミヤ (ガラス片 (オベフロ側) ⑰)		2022年9月	2号機RB	東電
31	2号機SGTS室内スミヤ (南側入口から更に左奥 (床) ⑨)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁						
32	2号機SGTS室内スミヤ (南側入口から更に左奥 (床) ⑩)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁						
33	2号機SGTS室内スミヤ (ローダーケーブル⑪)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁						
34	2号機SGTS室内スミヤ (ローダーキャタピラ⑫)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁						
35	2号機SGTS室内スミヤ (北側入口扉前 (床) ⑬)		2021年11月	2号機SGTS室	規制庁						

※採取組織が東電となっているものは、東電が採取を実施後、規制庁試料として分取等を行ったもの。

## 2) 1号機原子炉格納容器内部調査について

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

2022年12月5日

**IRID** **TEPCO**

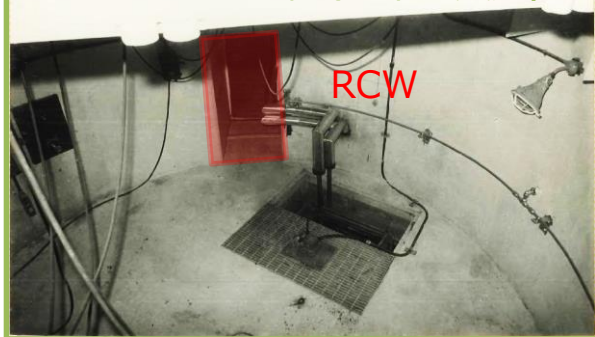
---

東京電力ホールディングス株式会社



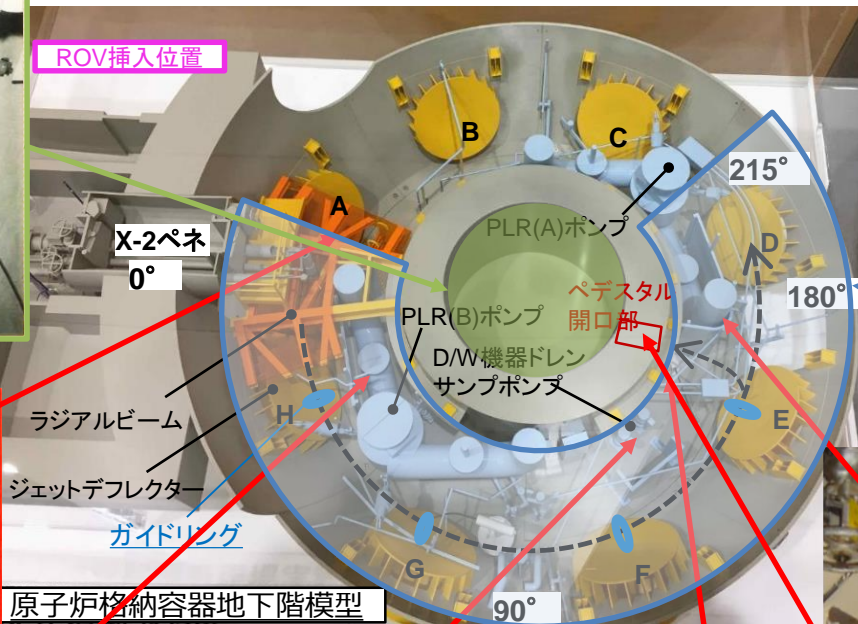
# 格納容器地下階の事故前の状況について

ペDESTラル内部（後半で実施）

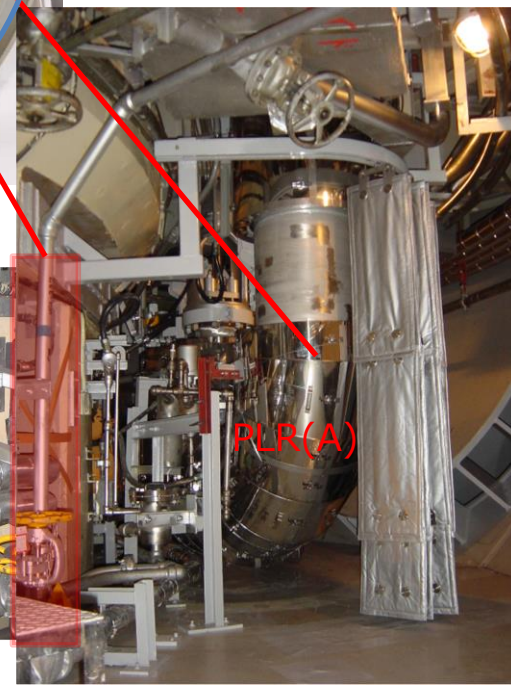
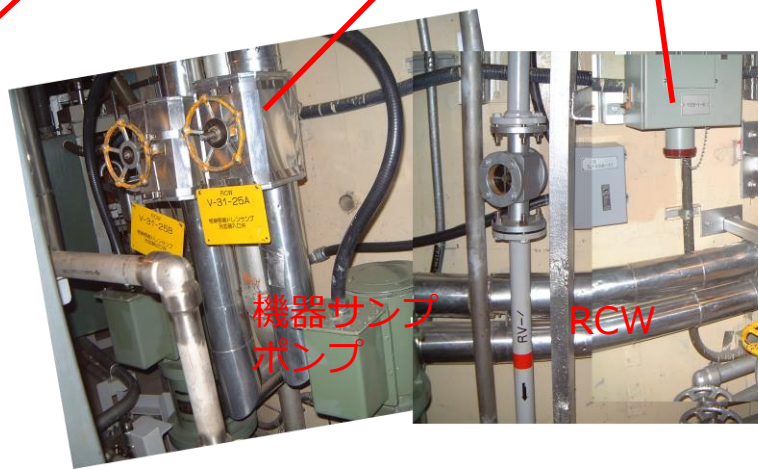
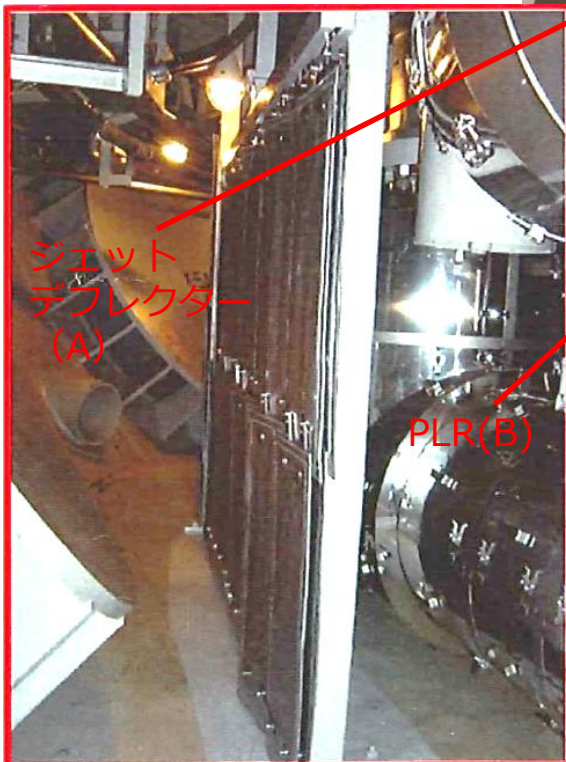


ROV挿入位置

X-2ペネ  
0°

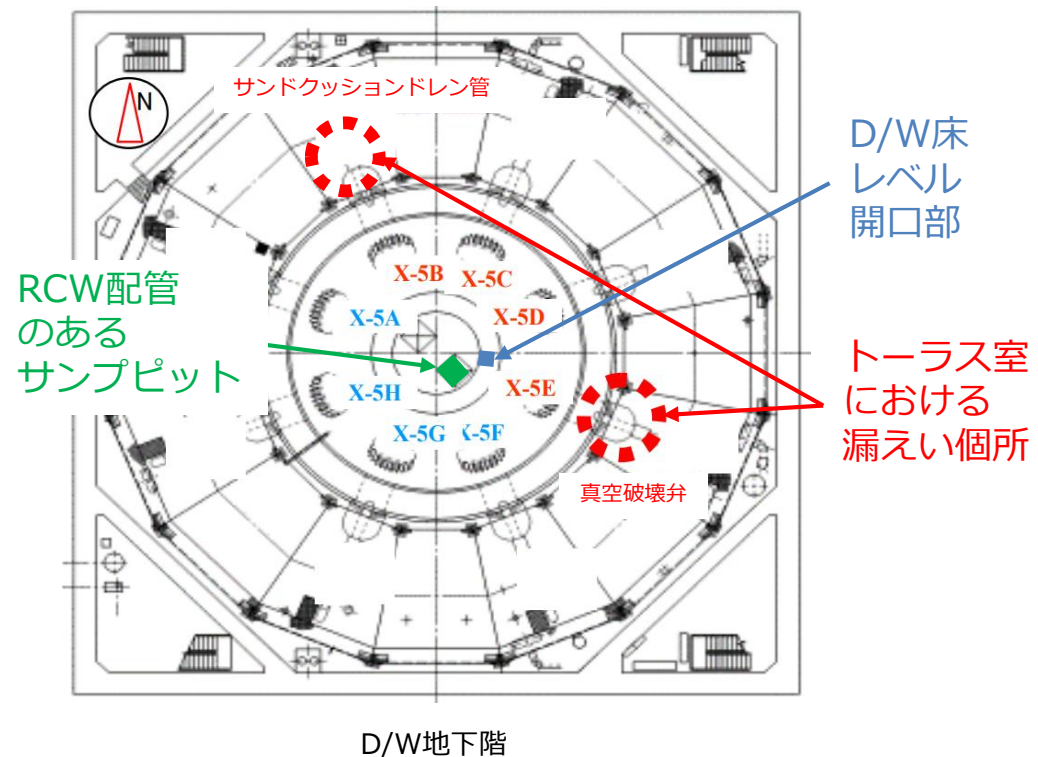
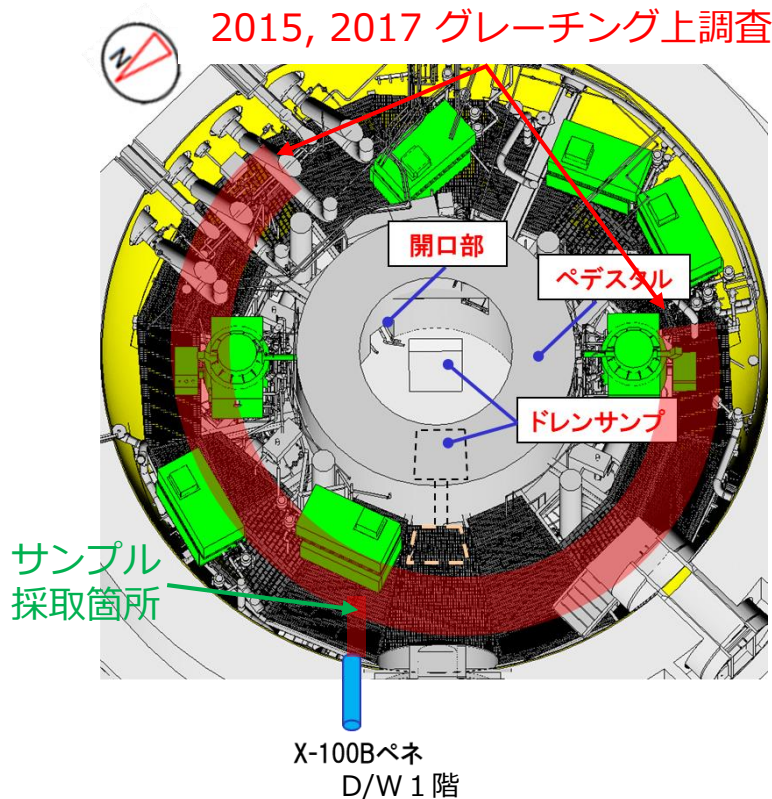


前半調査の  
調査範囲



# 2022以前に実施された1号機の内部調査結果

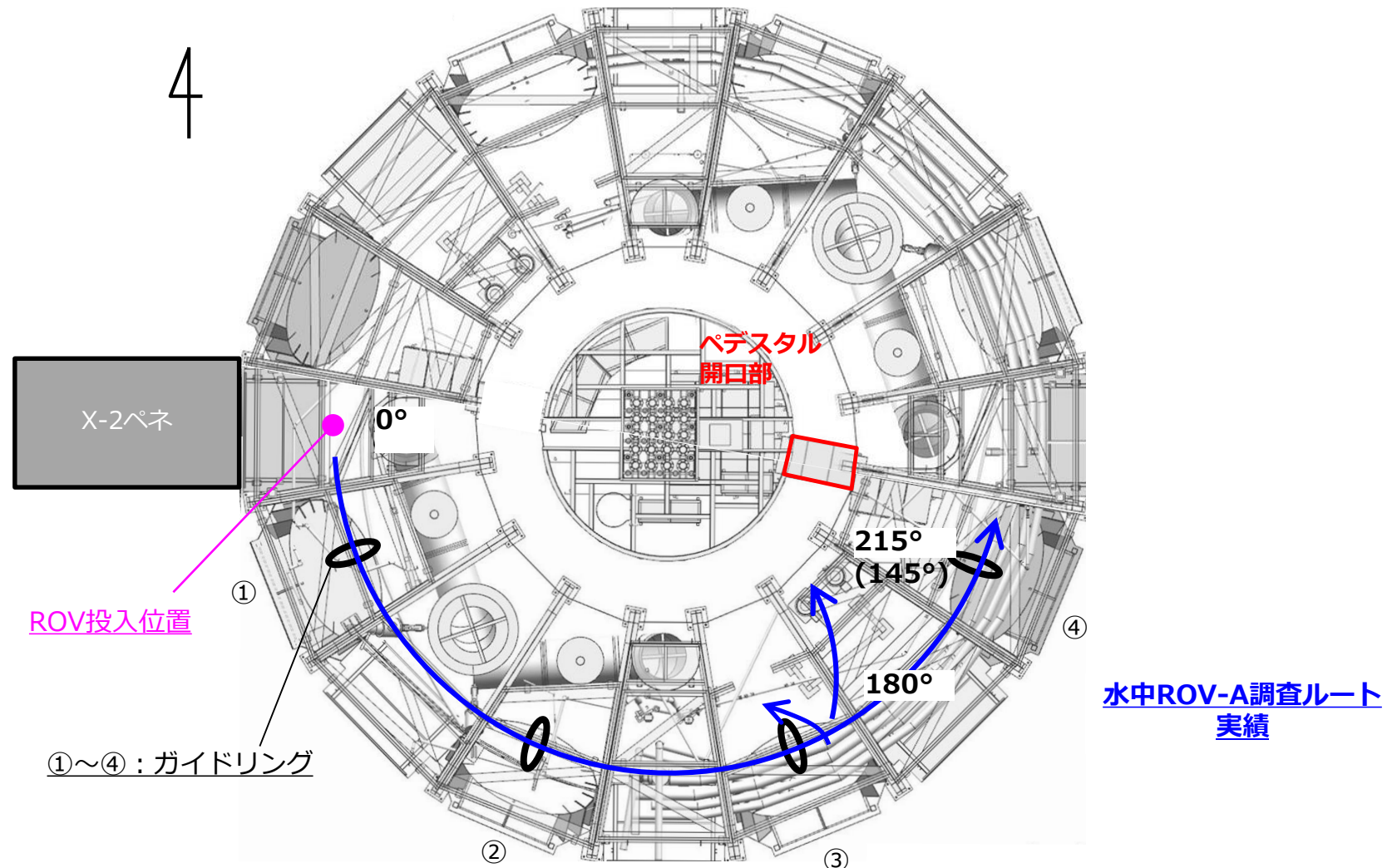
- RCW系統に高汚染を確認 (2011 原子炉建屋内調査)
- サンドクッションドレン管(2013)、真空破壊弁(2014)からの漏えいを確認 (トラス室調査)
- 原子炉の燃料装荷位置に高密度物質が無いことを確認 (ミュオン調査：2015)
- ペDESTAL外側グレーチング上調査(2015, 2017)、D/W床上に堆積物があることを確認
- D/W堆積物上から採取したサンプルに鉄さび、鉛、アンチモン、ウラン含有の微粒子等を確認 (2017)





# PCV内部調査の状況

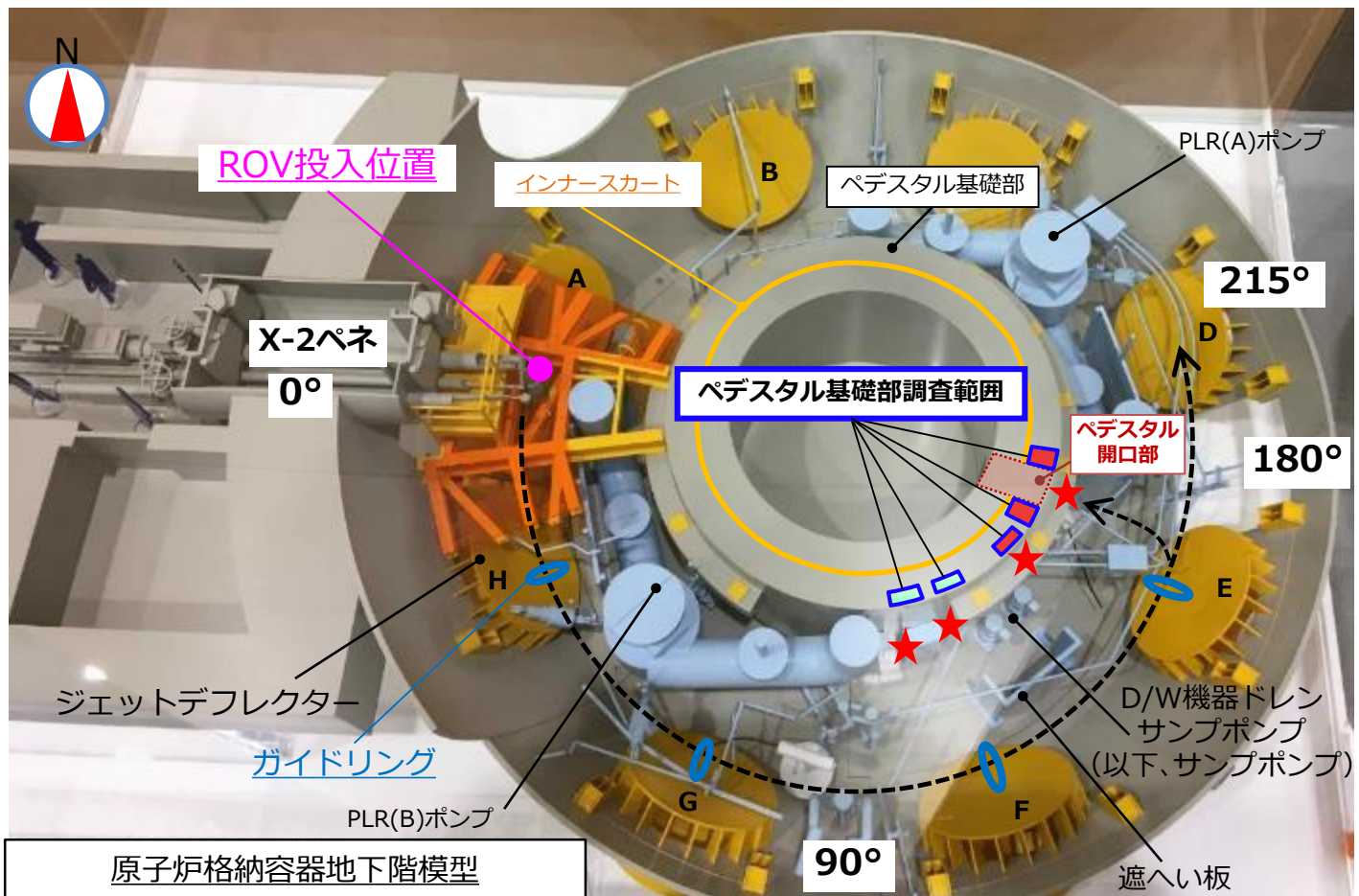
- 2月8日に水中ROV-AをPCV内にインストールし、9日にかけて4か所のガイドリング取付を完了、併せてペDESTAL開口部付近の調査を実施し、10日にアンインストールを完了





## 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。

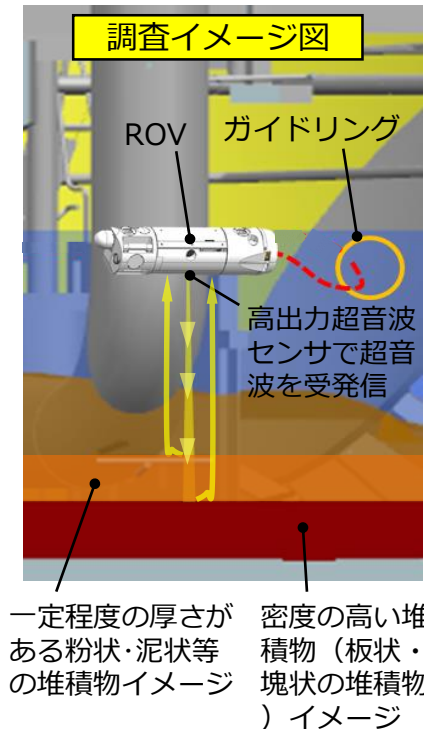
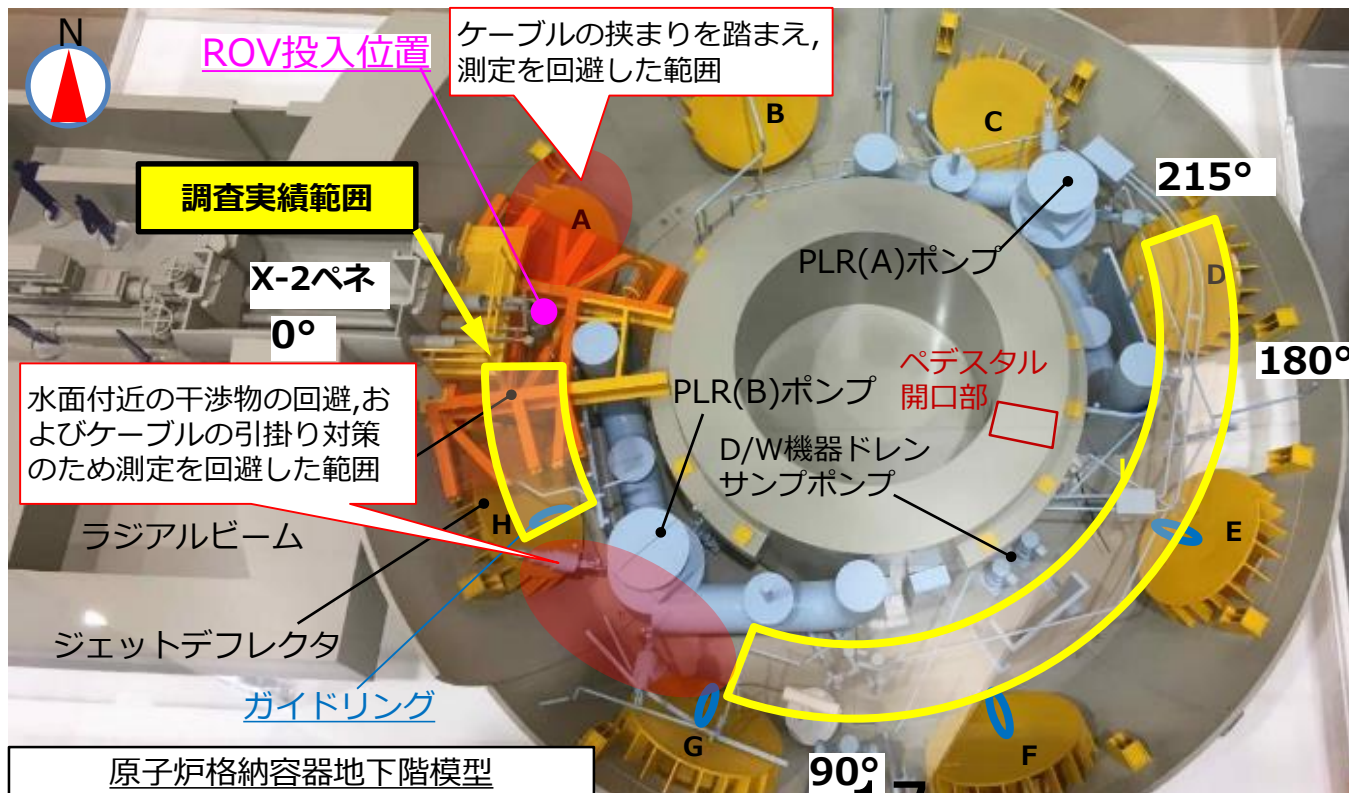


資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

★：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



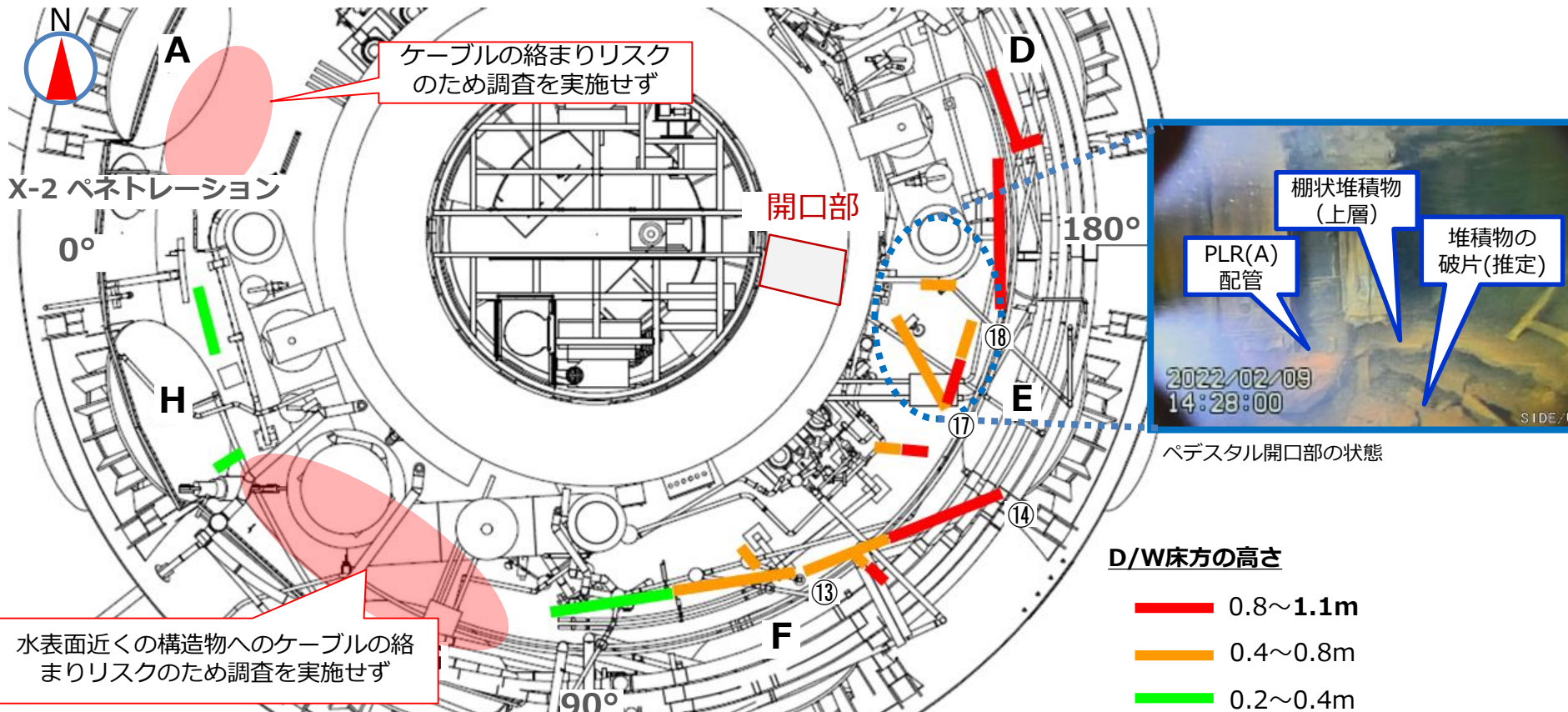


# 堆積物高さの分布

- 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)

- 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

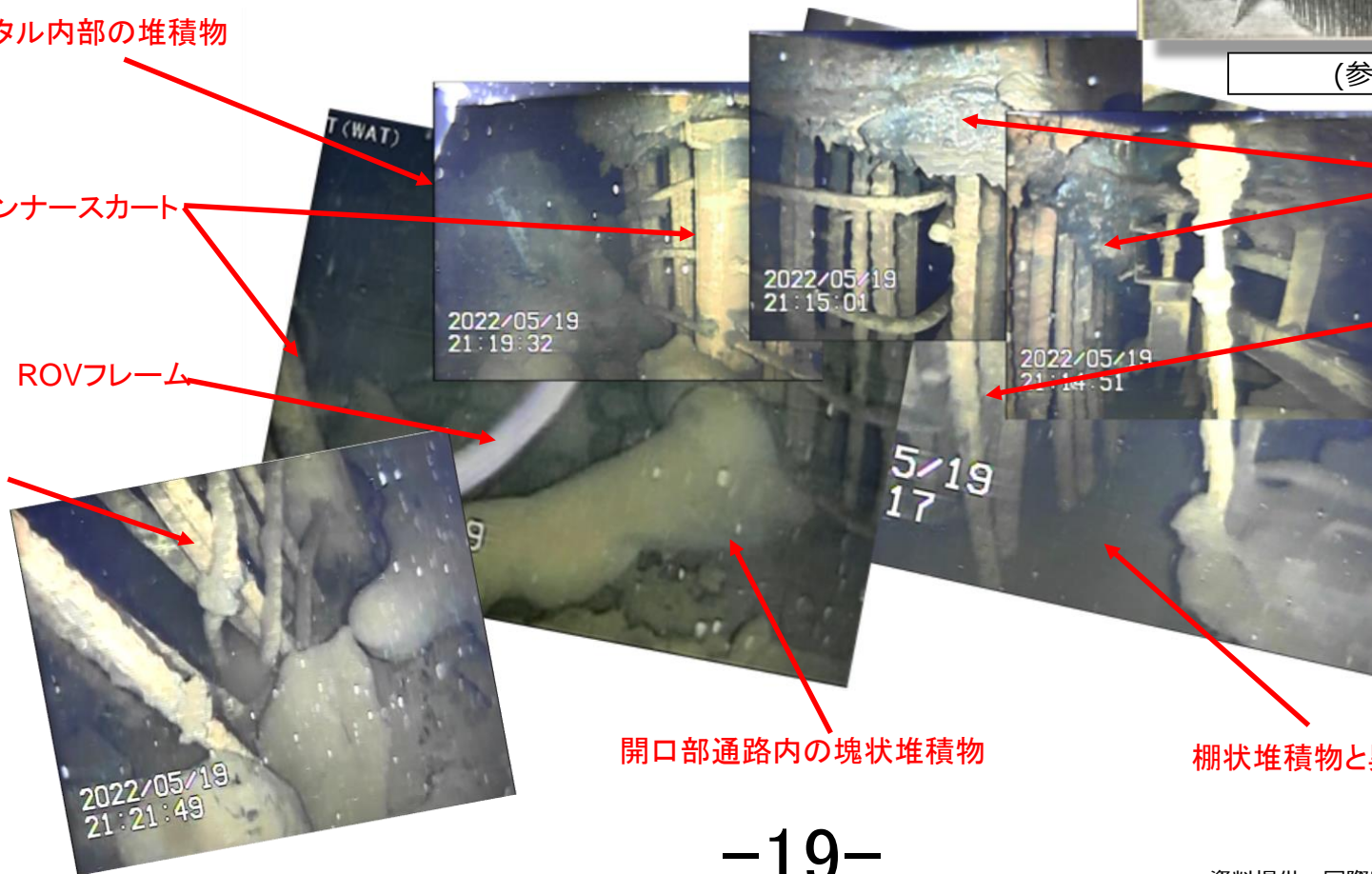
鉄筋

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



# 1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について

2023年4月24日

**IRID** **TEPCO**

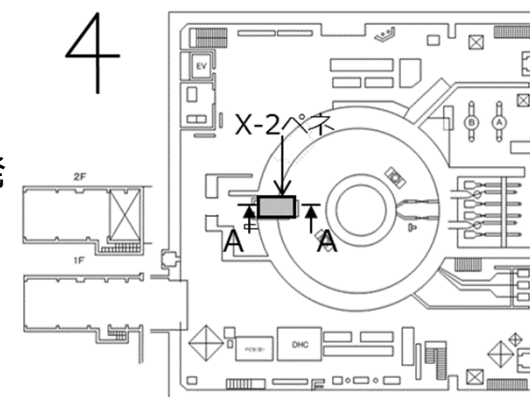
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社



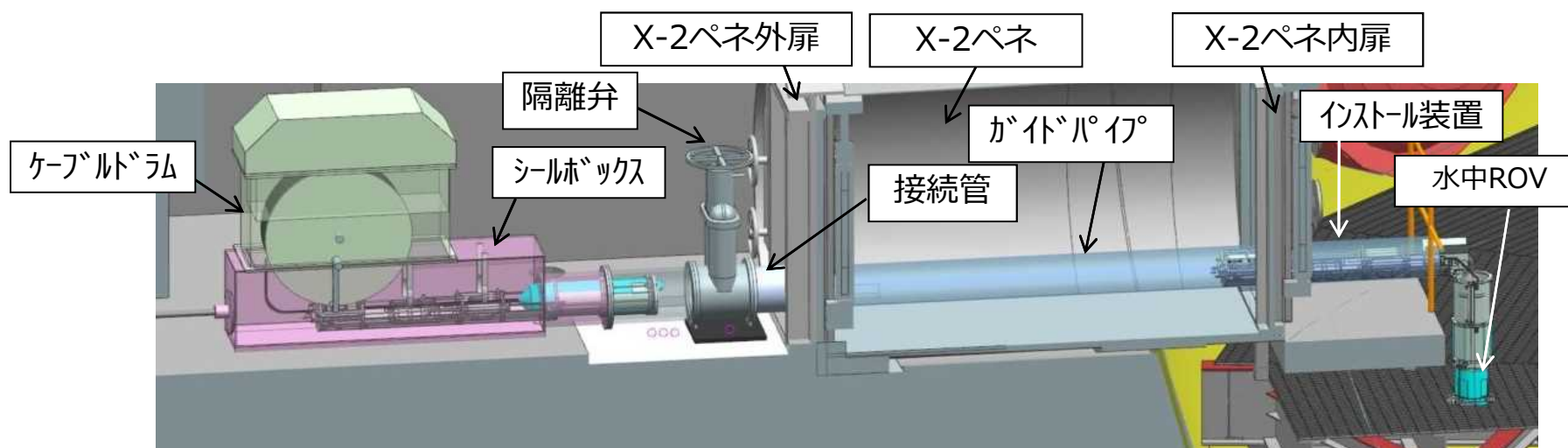
## 1. 1号機PCV内部調査の概要

- 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<br>(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<br>(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)

当該資料に掲載されている写真・資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

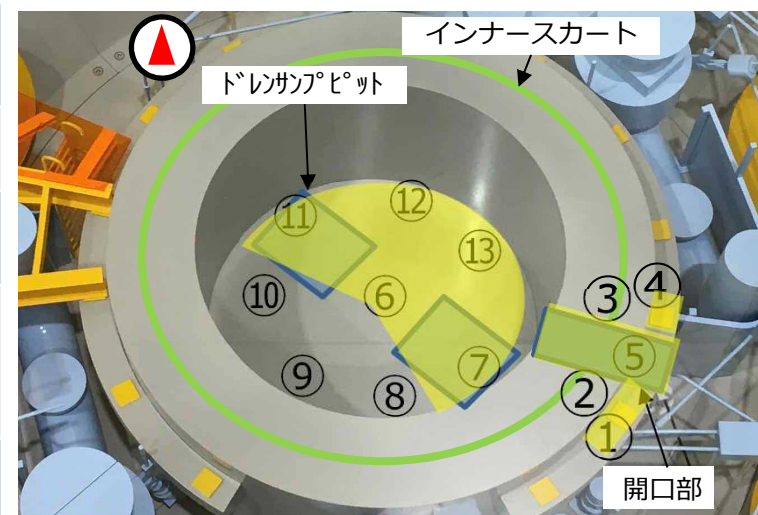
## 2.ROV-A2調査(後半)の実施状況について

- 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

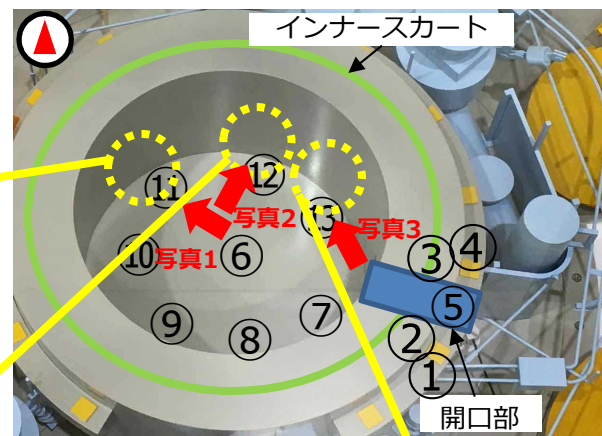
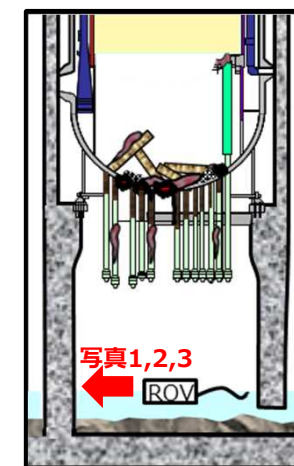


写真3. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部

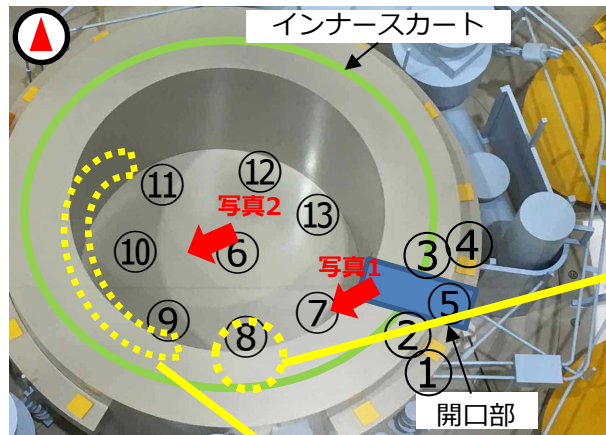
ペDESTAL縦断面(推定)



(※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)

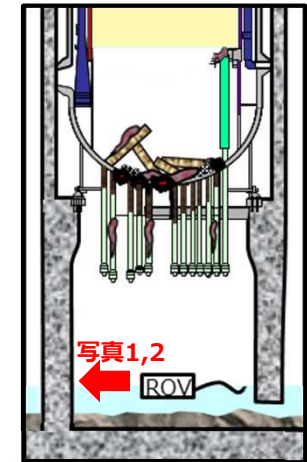


写真1. ポイント⑧ペDESTAL基礎部

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)

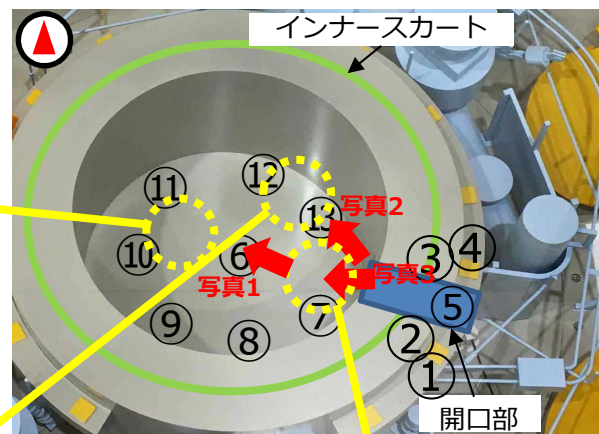
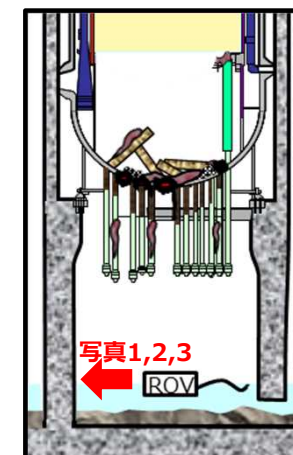


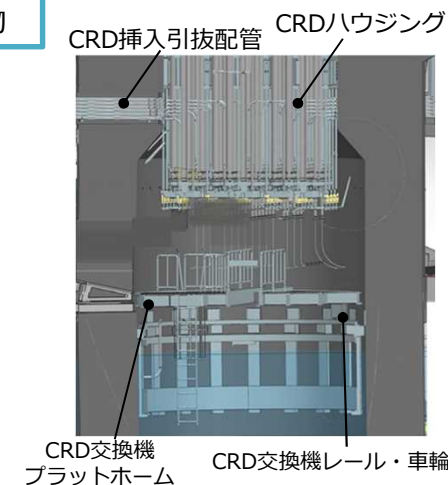
写真1.CRD交換機レールの車輪と思われる構造物



写真2. CRDハウジングと思われる構造物



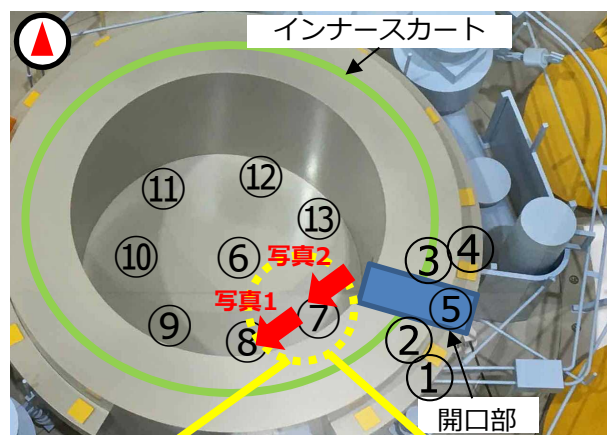
写真3.ペDESTAL内開口付近堆積物



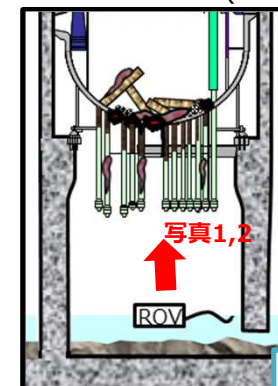
ペDESTAL断面におけるCRD交換機イメージ図

## 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



## 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

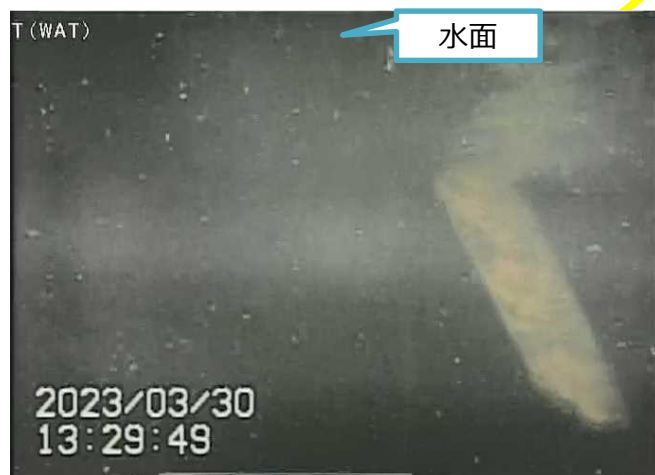
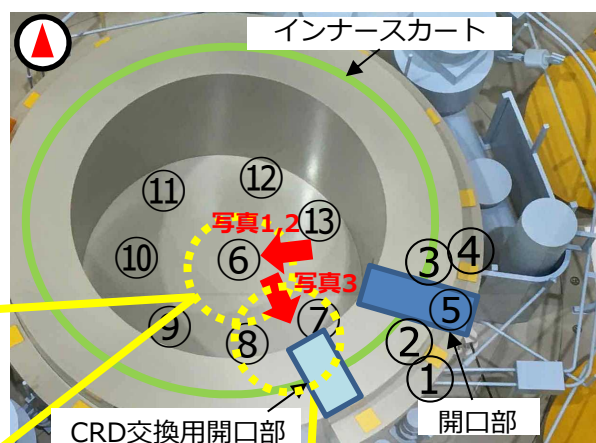


写真2. 炉注水停止後の水面の状況



ペDESTAL縦断面(推定)

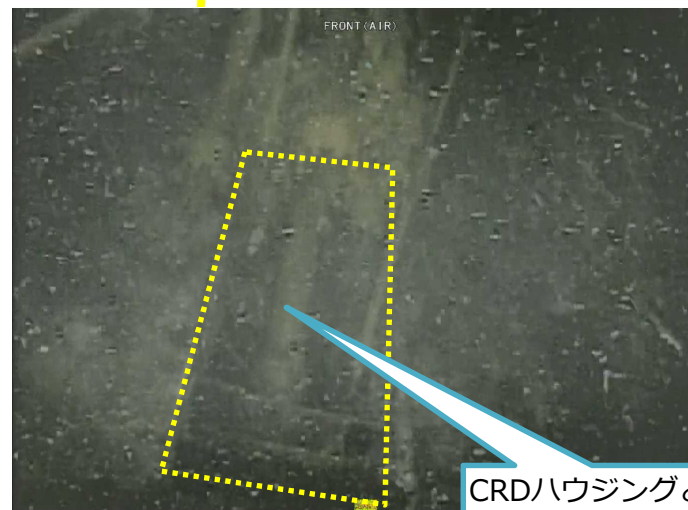
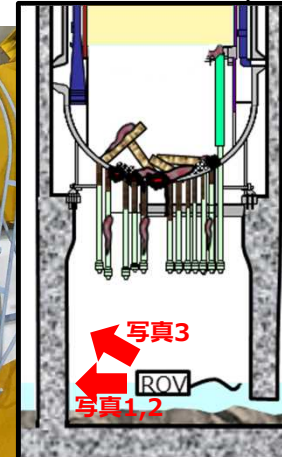
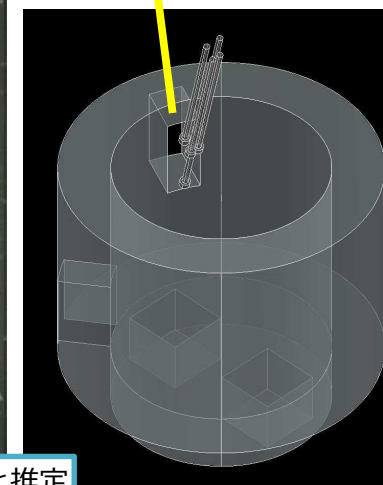


写真3. ペDESTAL内壁側のCRD交換用開口部の状態



## 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

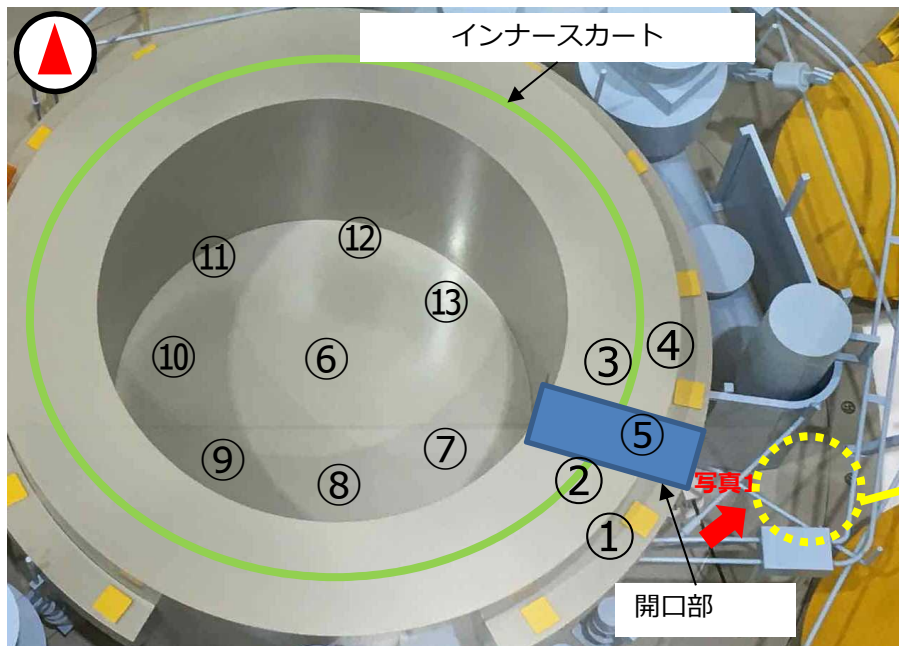
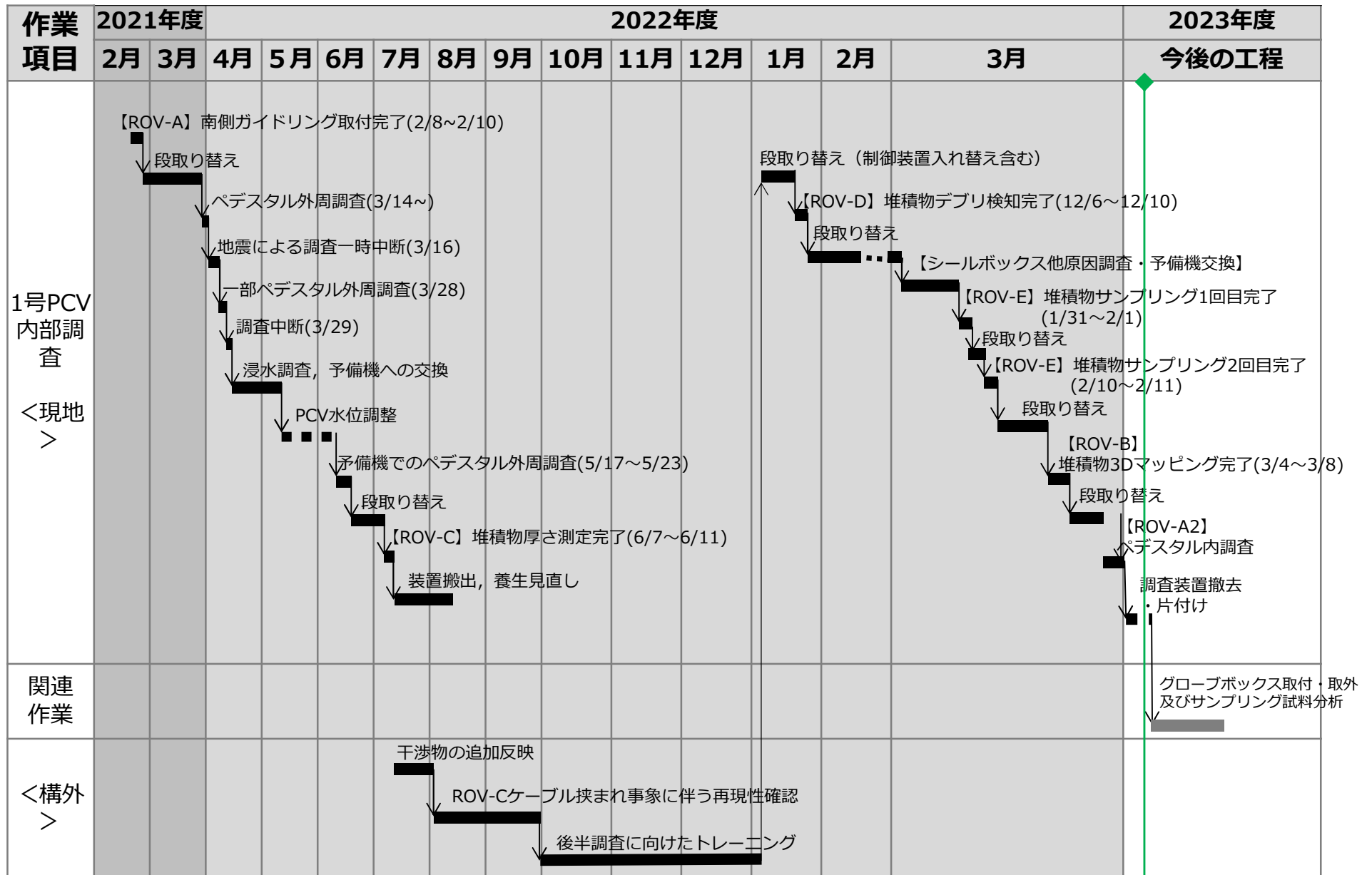


写真1. ペDESTAL外棚状堆積物断面

## 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。



# 1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について

2023年9月12日

**IRID** **TEPCO**

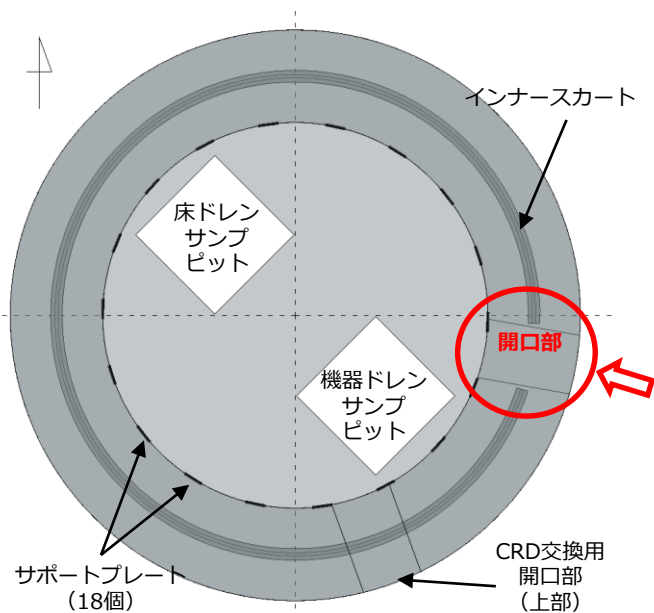
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社

# ペデスタル開口部の状況

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



上下の写真の中間部の写真は存在せず

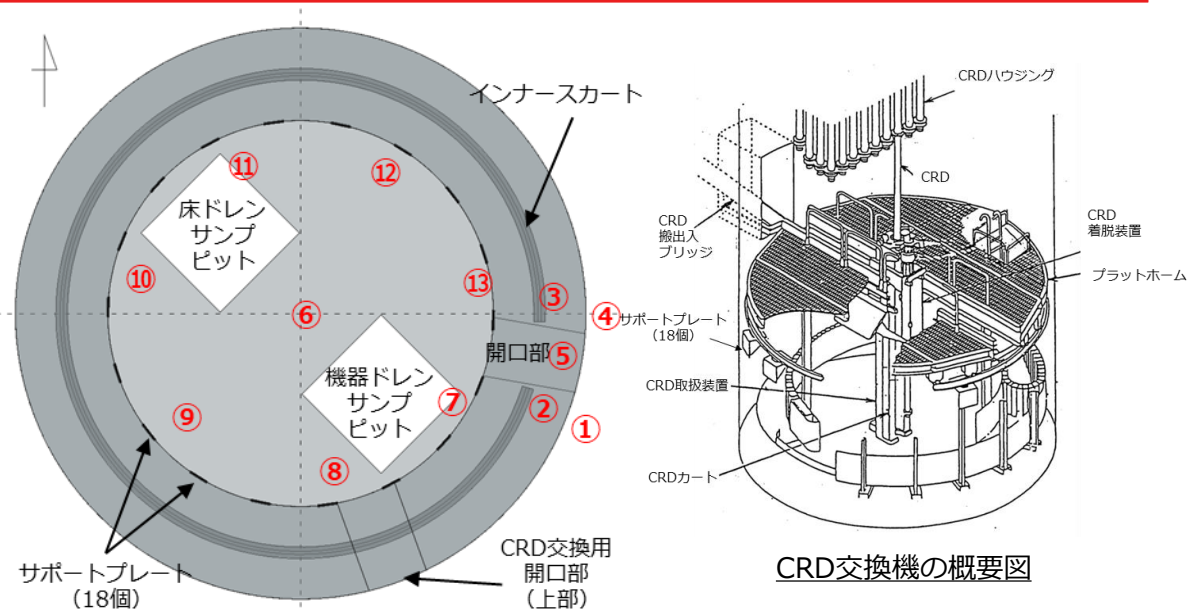


← カメラの撮影方向

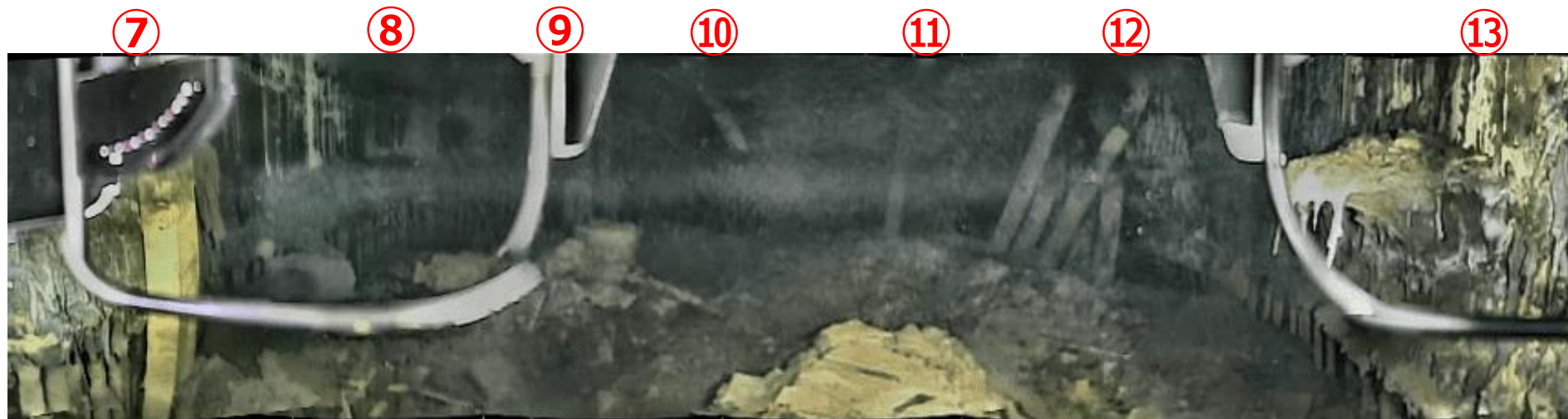


# ペDESTラル内部の外観

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



CRD交換機の概要図



\*位置は推定

開口部出口から撮影したペDESTラル内部のパノラマ写真



## ペDESTアル内で確認できた構造物

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



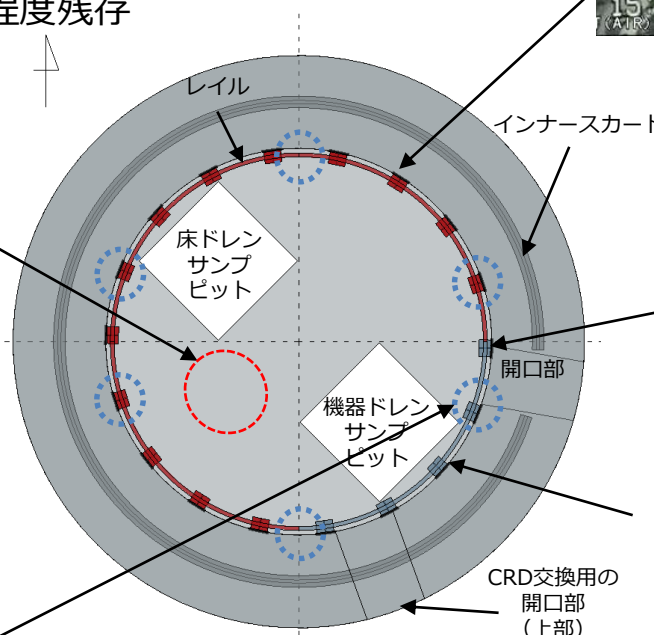
サポートプレート  
(レイル無し)



CRD 交換機 の 車 輪 ?

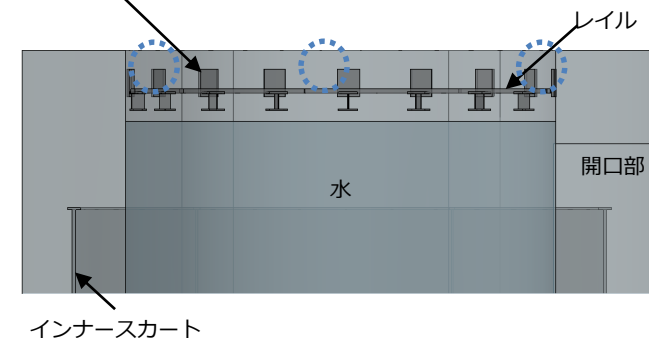


サポートプレート (18個) サポートプレートとレイル



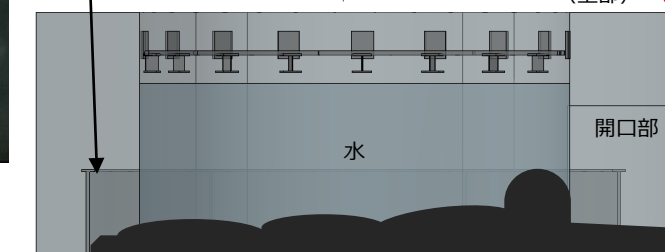
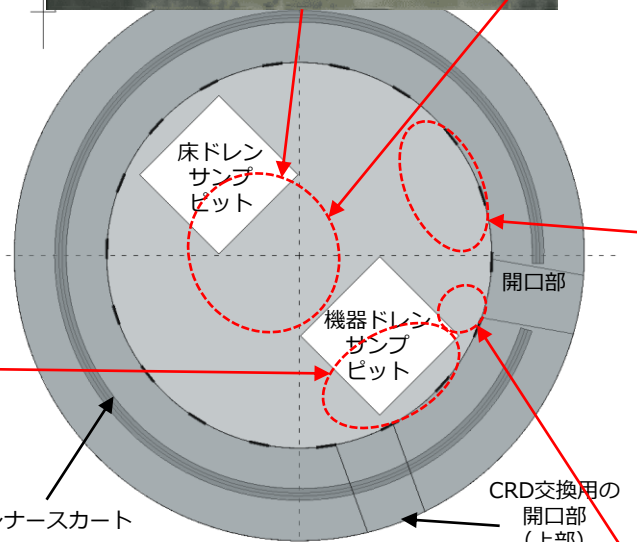
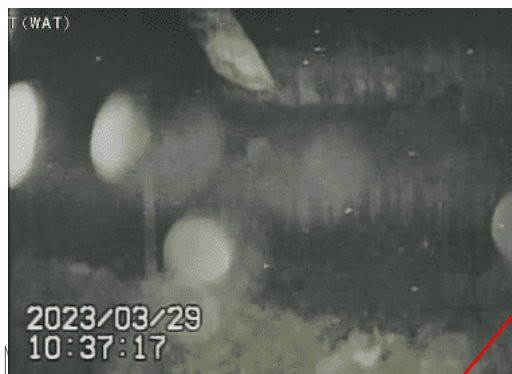
サポートプレートと  
残存するレイル

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



# 堆積物の高さ分布

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



推定される堆積高さのイメージ



\*位置は推定

### 3) コンクリート損傷事象を踏まえた対応状況について

# コンクリート喪失に関する実験等の 検討状況について

2023年9月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室



# ○コンクリート試験体の加熱試験等

東京電力ホールディングス株式会社



複数の組織において、情報の共有、試験の分担等を行い、実施可能な試験・分析を優先(先行)して行うことで、令和5年内を目処に先行試験の結果を得ることを目指す。

## ○コンクリート試験体

次の2種類の供試体等を準備予定

①福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋外壁から採取したコアサンプル

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

②東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体(詳細は次ページ)

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

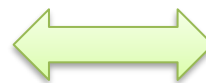


調合情報等



コンクリート供試体

製作した供試体と標準試料  
の成分比較等を実施



標準試料  
(ボーリングコア)

# ○東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体

## (1) 調合情報

### 1) 材料

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

### 2) フレッシュ性状

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

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

- ✓ 設計基準強度: 225 kg/cm<sup>2</sup>
- ✓ 調合強度: 260 kg/cm<sup>2</sup>
- ✓ 水セメント比: 50~53%
- ✓ 単位セメント量: 300~320 kg/m<sup>3</sup>
- ✓ 単位水量: 耐久性等を考慮すると175 kg/m<sup>3</sup> 以下が望ましい。

## ○東京電力HDから提供された調合情報を基に作成する供試体

### (2) 寸法・配筋

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

### (3) 作成方法

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



## ○成分分析

### (1) 目的

#### ①加熱前

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

#### ②加熱後

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

### (2) 分析方法

#### ①加熱前

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

#### ②加熱後

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

### (3) 分析対象

①加熱前: コンクリート、モルタル、骨材(粗骨材)

②加熱後: コンクリート

## ○加熱試験

### (1) 加熱対象

- ✓ コアサンプル、供試体ともに同条件で加熱する

### (2) 加熱方法

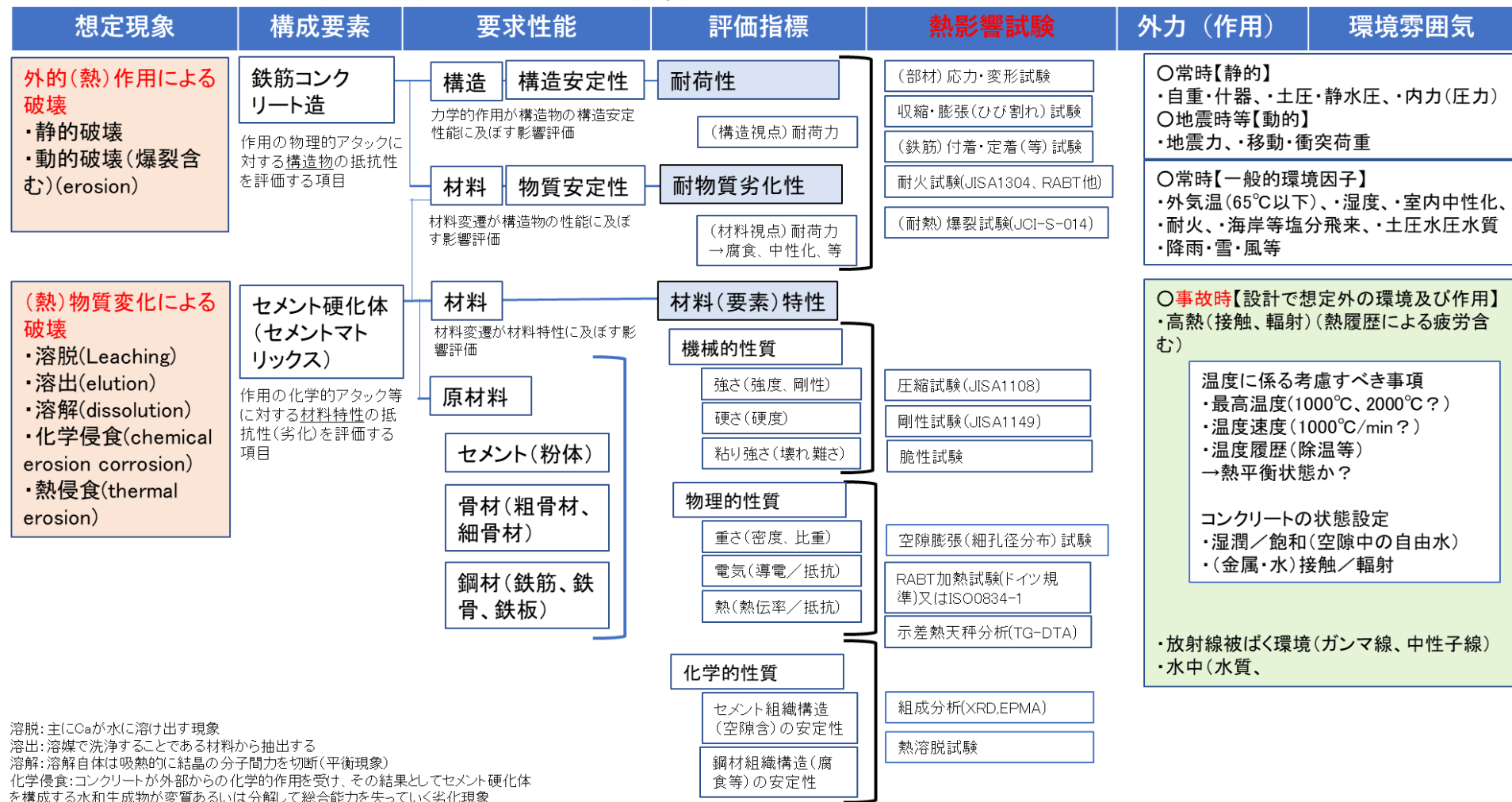
- ✓ 加熱温度、加熱速度等については、成分分析(TG等)の結果等を踏まえて検討する。
- ✓ 加熱方法: 輻射熱による加熱を模擬する。

### (3) 環境条件

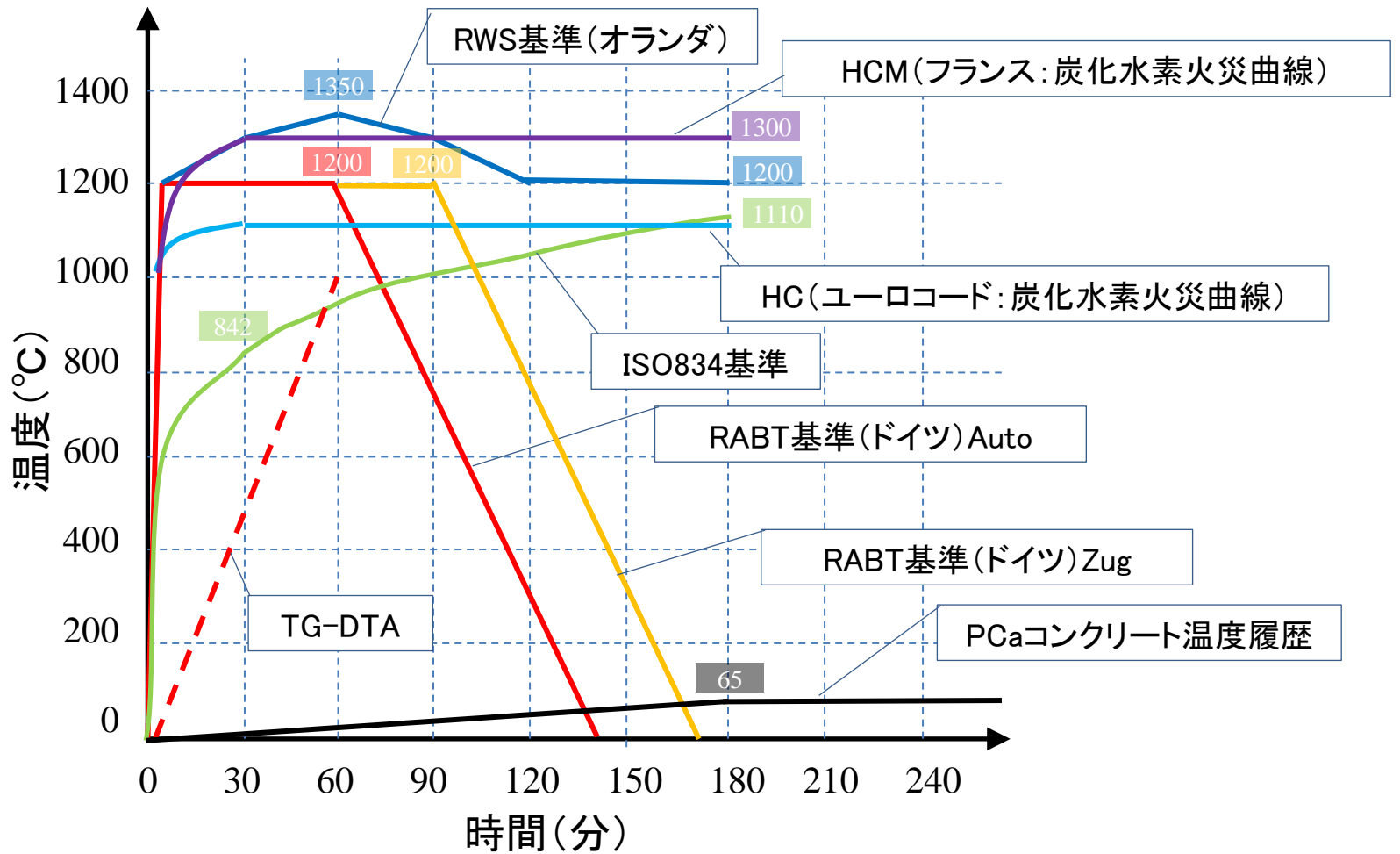
以下の観点の条件から、実施可能性等を踏まえて実施内容を選定する。

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

## 鉄筋コンクリート造の供用期間における熱的影響



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



各種火災加熱曲線



## ポルトランドセメントの熱特性

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

※TG-DTA,XRD等により分析

## 4) 放射性廃棄物の固化処理について

## ALPS スラリー脱水に関連する論点への原子力規制庁の見解

令和5年10月5日

原子力規制庁

**1. 経緯**

ALPS スラリー脱水に関し、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。）から令和3年1月に申請のあった脱水設備については、審査を進める中で、設備として担保すべき安全性について原子力規制庁と東京電力との間で認識に差が認められたため、令和4年9月の第102回特定原子力施設監視・評価検討会（以下「検討会」という。）において原子力規制庁から審査上の論点を示した。それに対し、東京電力から第103回検討会において、原子力規制庁の指摘を踏まえて設備の設計方針を変更するとの回答があり、今回第109回検討会において東京電力から変更後の設備の成立性について示された。

また、本年3月に改定した東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（以下「リスクマップ」という。）に基づき、固形状の放射性廃棄物を将来的に区分に応じた処分形態へ移行することを念頭に、原子力規制庁はALPS スラリーの固化処理を当面優先して検討することとし、特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合（以下「1F技術会合」という）において東京電力と議論を開始した。その中で、原子力規制庁から、固化処理への道筋の中での脱水処理の位置付けと固化処理実現のスケジュールについて説明を求めたことに対し、今回東京電力から回答が示された。

上記2点に関する東京電力の回答、及びひっ迫するHICの保管場所について、以下に原子力規制庁の見解を示す。

**2. 論点への見解****（1）スラリー脱水設備の成立性**

- ✓ 設備として担保すべきダストによる作業時の被ばくの低減について、脱水を行うフィルタープレス機自体をセルの中に設置し、遠隔操作により運用を行うという方針が成立するとの説明が東京電力より示されたため、原子力規制庁と東京電力との間における被ばく低減への考え方において差異はほぼ解消したと考えることができ、今後は審査において安全性に関する具体的な内容について確認していく。スラリーを保管するHICの保管容量がひっ迫していることから、本件は着実に進める必要があり、特に設計に大きな影響のある耐震クラスとその考え方、閉じ込めの考え方、非常用電源に対する考え方を早急に示すことを求める。

- ✓ 高線量 HIC の移し替え時に判明した、従来の装置では下部スラリーを抜き出すことが難しい点については、新たな抜き出し装置の実スラリーを使用したモックアップ試験が施設設計と並行して行われる予定であることから、モックアップ試験での確認内容及びその設計への反映については審査の中で確認する。
- ✓ 脱水物の保管の安全性については、審査の中で、保管容器で担保する対策、耐用年数とともに、保管場所に対する耐震クラス評価とその考え方を確認する。

## (2) 固化処理への道筋の中での脱水処理の位置付け

- ✓ 東京電力より、スラリーの脱水プロセスは、廃棄物中の水分調整や塩分という影響物質の除去といったメリットがあり固化処理の方法に依らず必要であること、また、固化処理開始までに最短で10年を要するという考えが示されたことから、脱水をしてある程度安定化した状態で保管することは、リスク低減の観点より妥当と判断する。
- ✓ 一方、脱水物は保管中に乾燥がある程度進むことが予想され、乾燥した部分が粉体化する可能性は否定できないため、長期間の保管に適しているとは言いきれない。よって、脱水物の保管状態に対して、長期間の保管のための安定な状態について議論を進めるとともに、平行して固化処理について現在の技術的な検討をより速やかに進め、安定な状態への移行を着実に進めることが必要である。リスクマップを改定する際には今年度の議論を反映して、安定な状態への移行に向けた具体的な目標を位置付ける。最も有力と思われるセメント固化に加えて、複数の技術候補を中期的な検討の対象にする必要があるかどうかについては、議論が必要である。
- ✓ 原子力規制庁としては、1Fで発生した水処理廃棄物の扱いについて、現行の第二種廃棄物埋設の対象となる放射能濃度を有する水処理二次廃棄物には現行の埋設基準が適用できる可能性が高いと考えており、これを考慮したスラリーの固化処理への移行が、最終的な埋設に対して手戻りを生じさせることは想定しない。

## (3) HIC の保管場所について

- ✓ 原子力規制庁は、令和4年9月の第102回検討会において、HIC 保管容量のひっ迫に鑑み、一時的な措置として従前のボックスカルバート（耐震Bクラスの施設に適用される静的地震力による評価のみ）と同様の設置方法による増設を認めた。今回、脱水設備の敷地を変更することで現行の使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）に更なる増設が可能となるが、脱水設備



の運用開始を見込むことから、東京電力に対し、HIC 保管量の減少見込み及び将来も継続的に使用するボックスカルバートの量を示すこととともに、上記検討会で求めたとおり、継続的に使用するボックスカルバートに対しては必要な耐震性を確保することを求める。

- ✓ また、根本的な対策として、スラリーの発生を低減することが重要であるため、炭酸塩沈殿処理をバイパスする可能性について早急に検討を求める。

# 水処理二次廃棄物の固化処理に関する 検討方針について

2023年12月4日

**TEPCO**

---

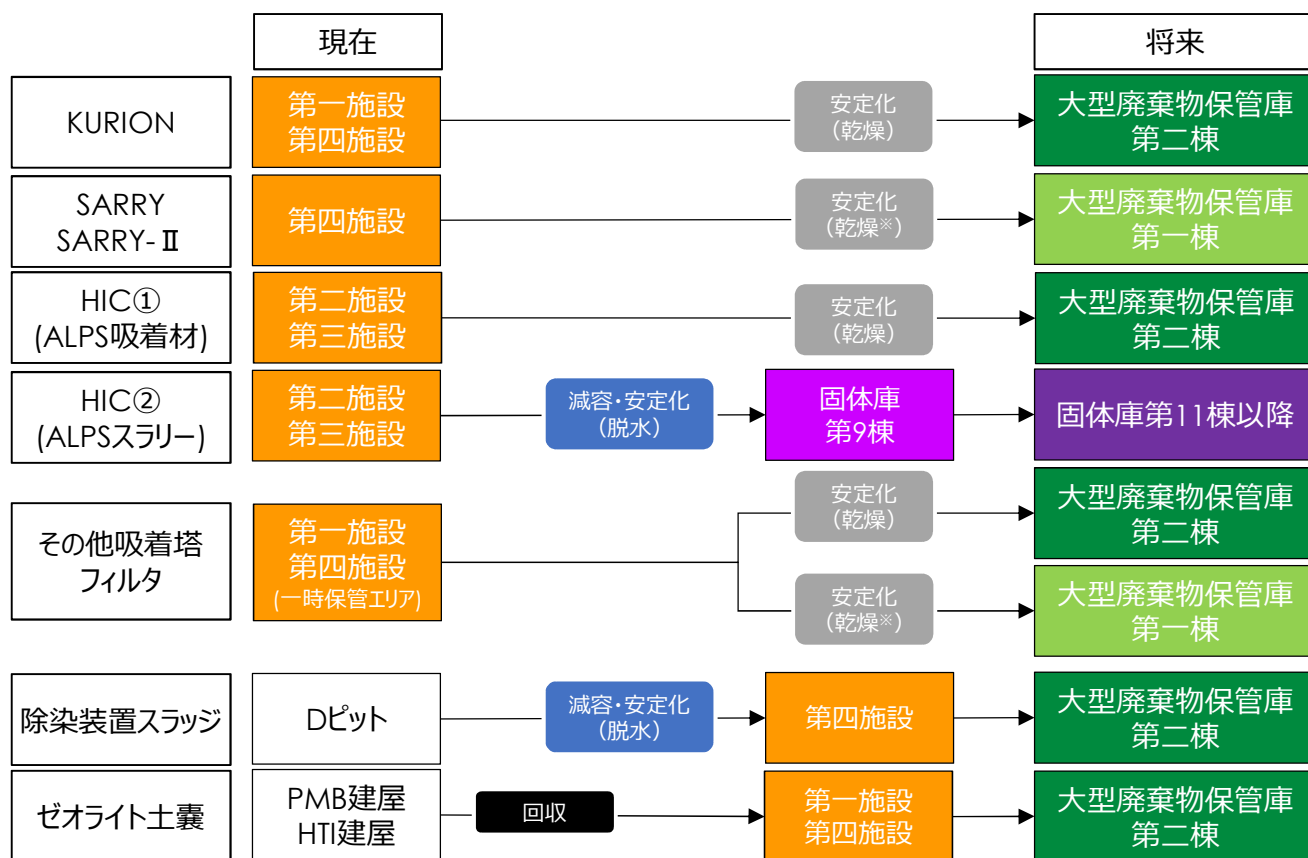
東京電力ホールディングス株式会社

# 基本方針（水処理二次廃棄物全体）

## (1) 保管管理方針

全ての水処理二次廃棄物について、保管リスクの更なる低減を図るため建屋内保管への移行を進める。

- **乾燥・脱水等の水分除去により、保管中の腐食・漏洩リスクを解消し長期安定保管を期す。**
- 継続的に発生し、且つ保管容積の大きいHIC②は、建屋内保管移行前に減容処理を行う。
- 後工程（容器からの取出し、固化前処理、固化処理、空容器処理等）で困らないように配慮した保管形態とする。

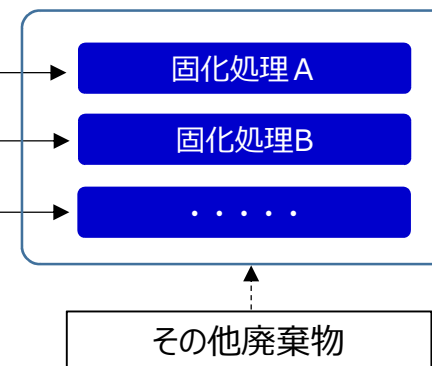


※：リスク低減に資する場合保管庫格納を先行する。

## (2) 固化処理方針

廃棄体化を念頭に置いた固化処理方法を検討する。

- **瓦礫等も含めて、施設共用化を指向した合理的な固化処理方針を策定**する。
- 各廃棄物の性状把握を進め、固化に対する要件の明確化を図る。
- **2025年度中に対応方針・計画を策定**し、計画に基づき技術開発、設計等を進める。



# 保管に係る方針（水処理二次廃棄物全体）

- ALPSスラリーを含め、全ての水処理二次廃棄物について、保管リスクの更なる低減を図るため建屋内保管への移行を進める。
- 保管場所確保、保管上のリスクの観点から対策実施の優先順位を設定し、対策を講じる。ALPSスラリー、ALPS吸着材、除染装置スラッジが上位となる。
- 対策は、乾燥・脱水等の水分除去を行うことで、保管中の腐食・漏洩リスクを解消（スラリーに関しては減容）し、安全かつコンパクトに保管が継続できる状態に移行させる。

表 保管対策実施の優先順位

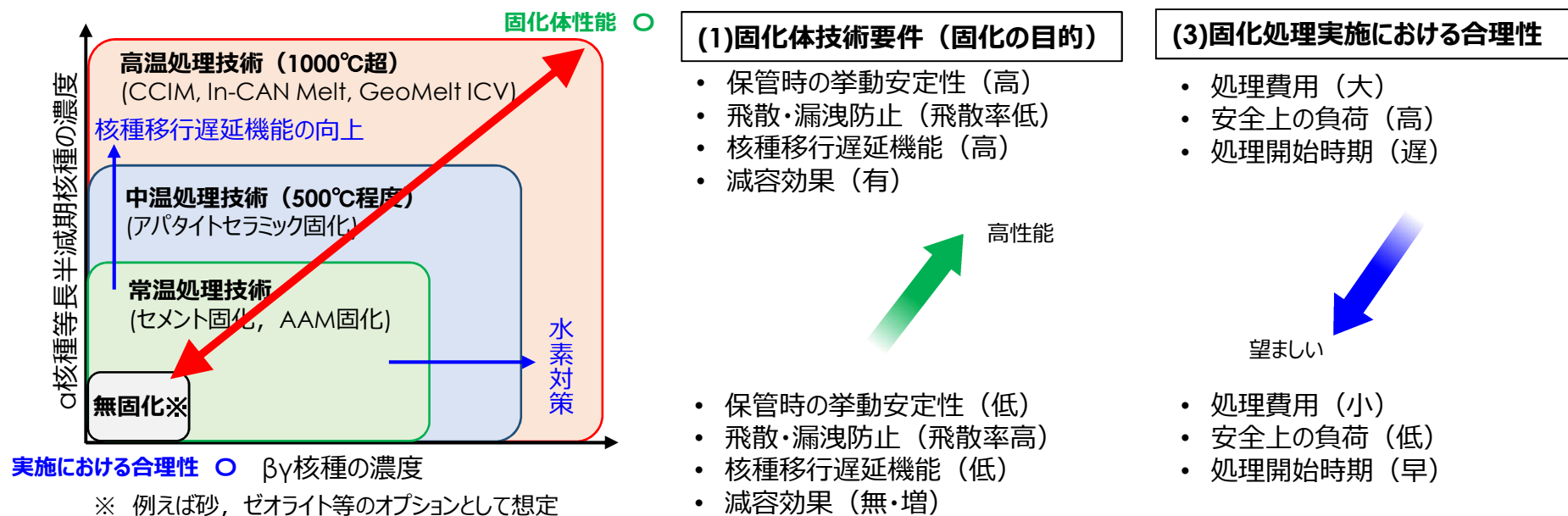
廃棄物種類	保管場所確保			保管上のリスク			その他	対応の優先度
	発生量		保管容量裕度	放射能インベントリ	性状	津波流出リスク		
	22年度末保管数	うち22年度追加発生数						
KURION	779	0	○	大	固体	○		1.5
SARRY	257	9	○	大	固体	○		1.5
SARRY-II	17	5	○	大	固体	○		1.5
モバイル系	38	0	○	中・小	固体	○	休止設備	0.5
高性能ALPS	111	7	○	中	固体	○		0.5
モバイルKURION	99	0	○	中	固体	○	休止設備	0.5
サブドレン等浄化	48	3	○	小	固体	○		0.5
使用済燃料プール浄化	11	0	○	小	固体	○		0
既設ALPS処理カラム	17	0	○	小	固体	○		0.5
既設・増設ALPS吸着材	545	31	△ <sup>1)</sup>	中	固体	○	水処理継続に影響 <sup>1)</sup>	4
既設・増設ALPSスラリー	3616	157	△ <sup>1)</sup>	中	スラリー状	○	水処理継続に影響 <sup>1)</sup>	5
濃縮廃液スラリー	約100m <sup>3</sup>	0	○	大	スラリー状	○	今後フィルタープレスで脱水	2
除染装置スラッジ	約37m <sup>3</sup>	0	○	大	スラッジ状	△	8.5m盤建屋地下貯槽に残存	4
ゼオライト土嚢等	約41.5t	0	○	大	固体 <sup>2)</sup>	△	8.5m盤建屋地下に残存	3.5

このほか、インベントリ小の高性能ALPS検証試験装置、5/6号浄化ユニットの使用済み吸着塔が少量あり。 ■：重要(+1) ■：要注意(+0.5)  
 1)ALPSスラリー安定化処理開始に伴い逼迫リスク解消 2)土嚢袋に劣化が認められる。



# 固化処理に係る方針（水処理二次廃棄物全体）

- 水処理二次廃棄物を含む廃棄物の固化処理については、下記を考慮して処理方法を決定する。対象廃棄物の特性から要求される技術要件を充足しうる範囲において、固化処理実施の観点から合理的な技術を選択する（図左下側を指向する）。
  - 固化体に求められる技術要件を満足すること（廃棄体要件，設計・評価上の要件等）
  - 固化処理が可能であること（処理技術に対する廃棄物の適合性）
  - 固化処理実施における合理性を有すること（費用，安全上の負荷，処理開始時期等）



- 分析対象核種：Mn-54, Co-60, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Sb-125, Cs-137, Eu-152, Eu-154, U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-239+240, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Cm-244  
(下線の核種はND)

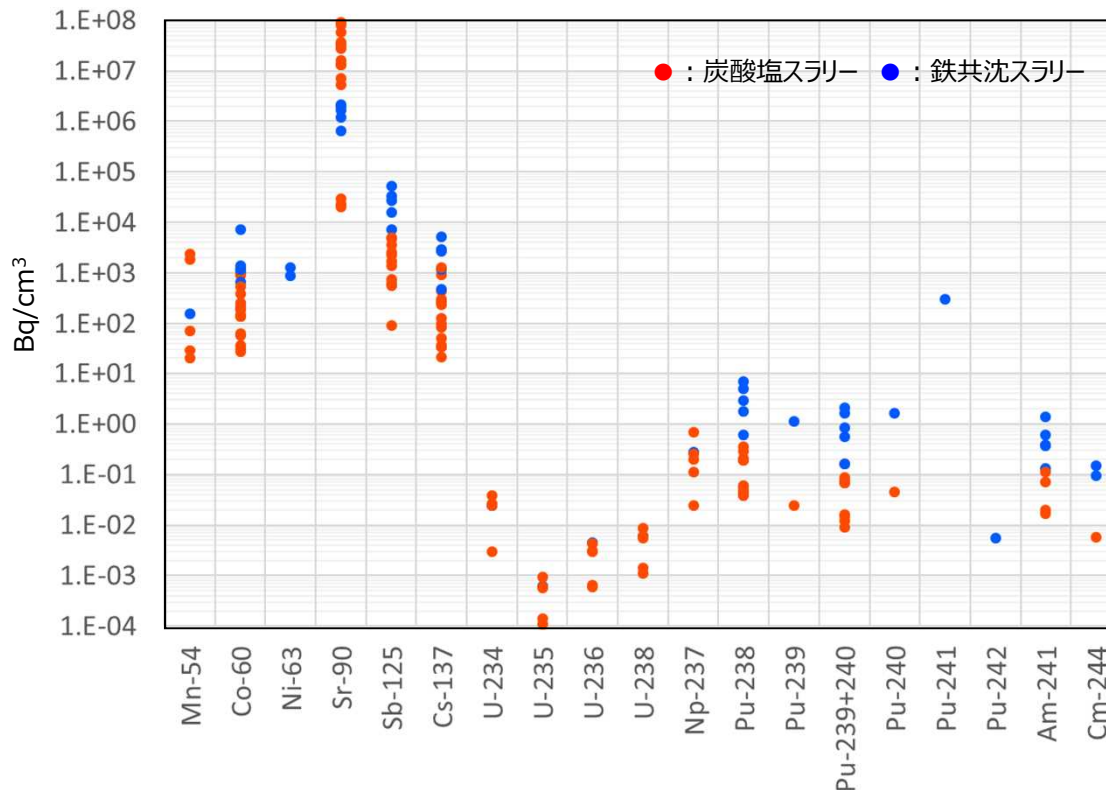


図 ALPSスラリー分析結果(FRAnDLi)

- ALPSスラリーの性状（推定）を踏まえると、高温処理技術が必要となる可能性は低いと考えられる。そのため、ALPSスラリーをターゲットとした固化技術の開発は、常温・中温固化（セメント・AAM固化，アパタイトセラミック固化）を対象に進めている。

## 1)炭酸塩スラリー

- 放射線学的特性
  - Sr-90の放射能濃度が高い。バラツキは4桁程度。
  - C-14, I-129等の放射能濃度は取得されていない。
- 物理的・化学的特性
  - 白色・粘性のある液体状。
  - 平均粒子径3.6～7.4μm，最大粒子径23.2～29.4μm。
  - 含水比は90%前後。個体差がある。
  - 元素分析の結果より，海水・地下水成分と考えられるCa・Mgが主要な成分。炭酸塩成分，水酸化物成分が主体と推定される。主要成分はCaCO<sub>3</sub>・Mg(OH)<sub>2</sub>の形態で存在していると推定される。
  - pH：11～12程度

## 2)鉄共沈スラリー

- 放射線学的特性
  - 炭酸塩スラリーに比べ，Sr-90の放射能濃度は低い，α核種の放射能濃度が高い。
  - C-14, I-129等の放射能濃度は取得されていない。
- 物理的・化学的特性
  - 茶褐色・粘性のある液体状。粒子を形成しない軟泥状。
  - 含水比は90%前後。個体差がある。
  - 元素分析の結果より，共沈材である水酸化鉄が主要な成分と推定される。Co, Zn, Ti等の遷移金属元素を含んでいる。水酸化物成分が主体と推定される。主要成分はFeO(OH)・H<sub>2</sub>Oの形態で存在していると推定される。
  - pH：不明

# セメント固化技術の開発状況・見通し

- ALPSスラリー（炭酸塩スラリー・鉄共沈スラリー）を対象とした常温固化技術として、[セメント](#)、[AAM固化技術の開発](#)を進めている。固化方法については①均一固化，②充填固化を想定。

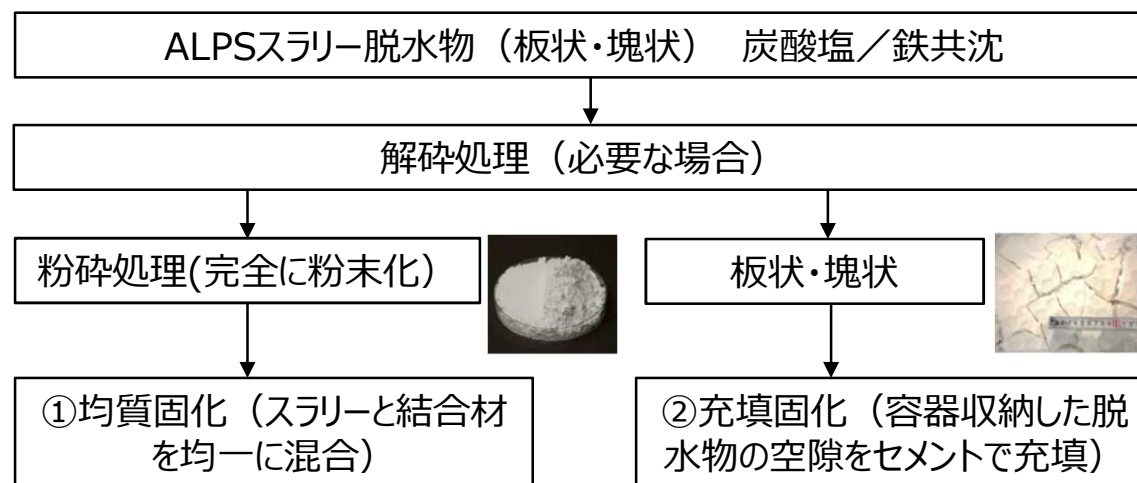


図 想定したALPSスラリーの固化方法

- 配合条件，スラリーの充填率の設定，スケールアップの影響確認，実規模試験を実施しており，セメント固化技術の開発は着実に進んでいる。
- スケールアップに伴い急結・白華などの現象が確認されるなど課題が抽出されている。現在，原因の解明，対策の具体化を進めている。
- 実スラリーの性状を踏まえ適切な対策（例えば急結に対しては，配合設計やインドラム方針を選択するなど）を講じることで，課題は解決可能であると考えている。
- 有効な対策を講じるために実スラリーの化学的性状の把握は不可欠であり，ALPSスラリーの分析を実施する予定である。

# セメント固化技術のALPSスラリーに対する適用性について

- 現時点におけるセメント固化技術の得失を下記に整理した。
- ALPSスラリーの固化技術としてのセメント固化の適用性は、定性的には良好であると考える。

表 セメント固化技術のメリット

メリット	評価
原子力発電所の運転廃棄物の固化方法として適用されており実績が豊富である（施設の設計・運転等に係るノウハウが蓄積されている）。	有効：設計・運用等のノウハウは活用可能であるが、ALPSスラリー自体の処理は未経験であり、適用範囲は限定される( <u>通常のセメント固化施設に比べて設置に時間を要する可能性がある</u> )。
処理時の安全性が高い（核種の放出等のリスクが低い）	有効
コスト（処理施設、保管容器等）	有効

表 セメント固化技術のデメリット

デメリット	評価
高線量の廃棄物に適用できない	問題なし：照射試験を実施済
固化体による核種移行遅延（低溶出性）が期待できない	問題なし：現時点の知見では、低溶出性は要件とならない可能性が高い。ただし、 <u>C-14,I-129等のデータが取得できておらず分析による確認が必要</u> 。
減容率がガラス溶融等の処理方法に較べて劣る	問題なし：相対的には劣るが、HIC保管に対して減容は可能であり、減容の効果は期待できる。
化学挙動の評価・管理の難しさ	課題あり：炭酸塩スラリーの主成分である炭酸カルシウムとの親和性は高い。一方、炭酸カルシウム、水酸化マグネシウム以外の成分に起因すると推定される問題などが抽出されており、 <u>実スラリーの化学的性状を把握した上で対策を講じる必要がある</u> 。



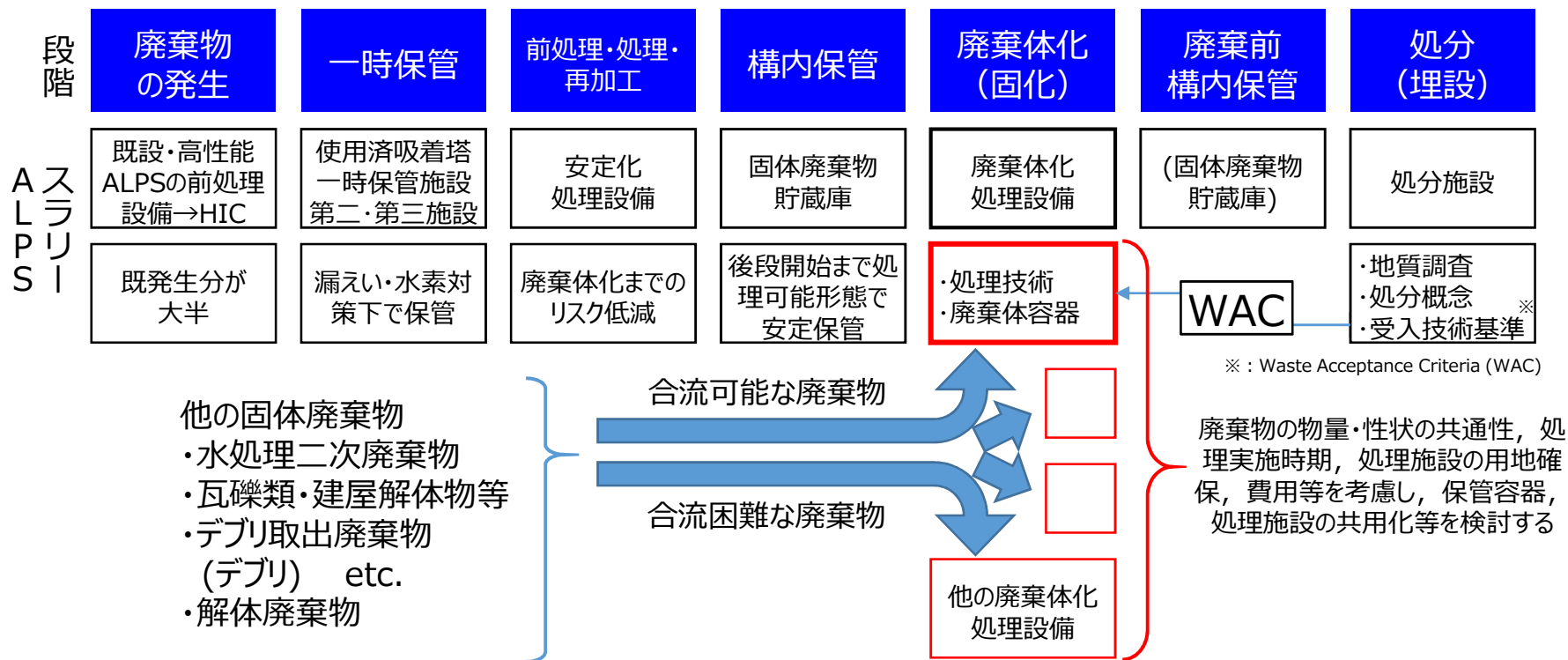
- 高温処理技術は、線量が高く常温固化の適用が難しく、また、無害化・無機化を目的とした熱分解等の処理のニーズを有するKURION/SARRY/SARRY-IIの吸着材を対象に技術開発を進めている。
- なお、高温処理技術によりALPSスラリーの処理も可能であることから、固化処理施設の共用化を視野に入れたオプションとして、高温処理技術のALPSスラリーへの適用性の確認を実施している。

## 例：KURION/SARRY吸着材（40種類以上、大別すると下記）

- |                   |   |  |
|-------------------|---|--|
| a. ゼオライト系         | } | • 鉍物系であり、地下環境下で安定である可能性→固化を必要としない可能性もあるが、現行の埋設規則には適合しないため規則改定が必要。<br>• 固化処理を行う場合、常温固化は適用が難しい。固化を行う場合にはガラス溶融等の高温処理が候補となる。 |
| b. 銀ゼオライト系        |   |  |
| c. 珪チタン酸塩系        |   |  |
| d. 砂              |   |  |
| e. 活性炭系           | } | • 熱分解による無機化・無害化が必要となる可能性がある。熱分解等の中間処理、ガラス溶融等の高温処理が候補となる。   |
| f. 高分子系           |   |  |
| g. その他(フェロシアン化物等) |   |  |

# 固化処理に係る方針（水処理二次廃棄物全体）

- 水処理二次廃棄物を含め、固化処理を必要とする廃棄物は多様である。各廃棄物の処理方針・処理計画の具体化にあたっては、廃棄物の物量・性状の共通性、固化処理の実施時期、処理施設の用地確保、費用等を踏まえて検討を行う必要がある。
- そのためには、廃棄物の性状の把握、廃棄物ストリームの整理、固化技術に関する知見の蓄積、また、処理施設設置にあたっての用地計画、コスト評価等を実施する必要がある。



# 固化処理に係る方針（ALPSスラリー）

- ALPSスラリーを対象とした固化処理技術については、引き続き常温・中温固化について検討を進める。
- 特に早期に実現可能であり、実施設として好ましい特性を有し、ALPSスラリーと相性が良いと考えられるセメント固化について優先的に検討を進める。
- 2025年度に、全体を俯瞰した上で候補技術を絞り込み、処理方法決定・許認可に向けた具体の計画及び処理開始までの工程案を作成する（p.11参照）。
- 一方、セメント固化を実施する場合でも、当社固化施設の実績から固化開始までに10年程度の時間を要するものと予想され、また、ALPSスラリー固化が未経験であることを踏まえれば、更に時間を要する可能性も否定できない。その間、脱水体を安全・安定的に保管できることを示す必要がある（説明事項は次項参照）。

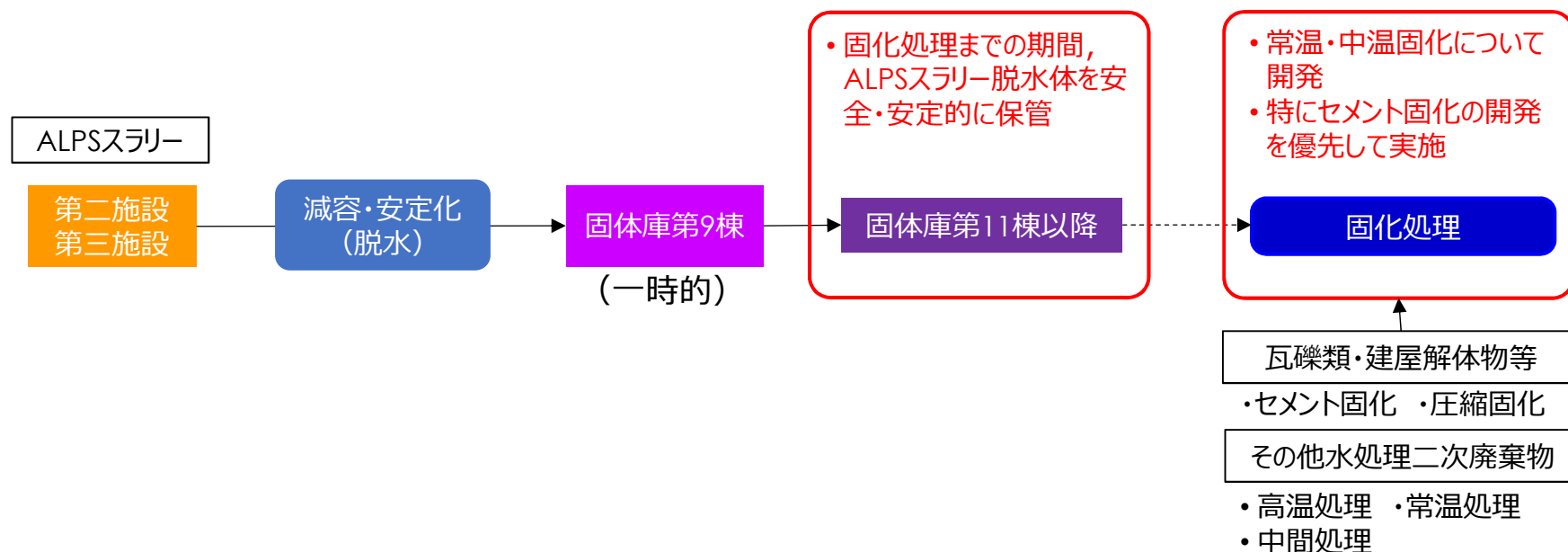


図 ALPSスラリーの保管，固化処理方針について

- ALPSスラリー脱水体の安全・安定的な保管に係る主な説明事項について下記に示す。

## □ 脱水物の特性

- ✓ 漏えい・腐食に繋がるような自由水を含まないこと
- ✓ 事故時評価における飛散率の設定

## □ 保管容器

- ✓ 密閉構造であること
- ✓ 適切な仕様のフィルタベントを備えること
- ✓ 適切なハンドリング性, 強度を有すること
- ✓ 適切な耐食性, 耐放射線性を有すること
- ✓ 後段において安全に脱水体の取出しが可能なこと
- ✓ 内容物に関する記録管理がなされていること

## □ 保管施設

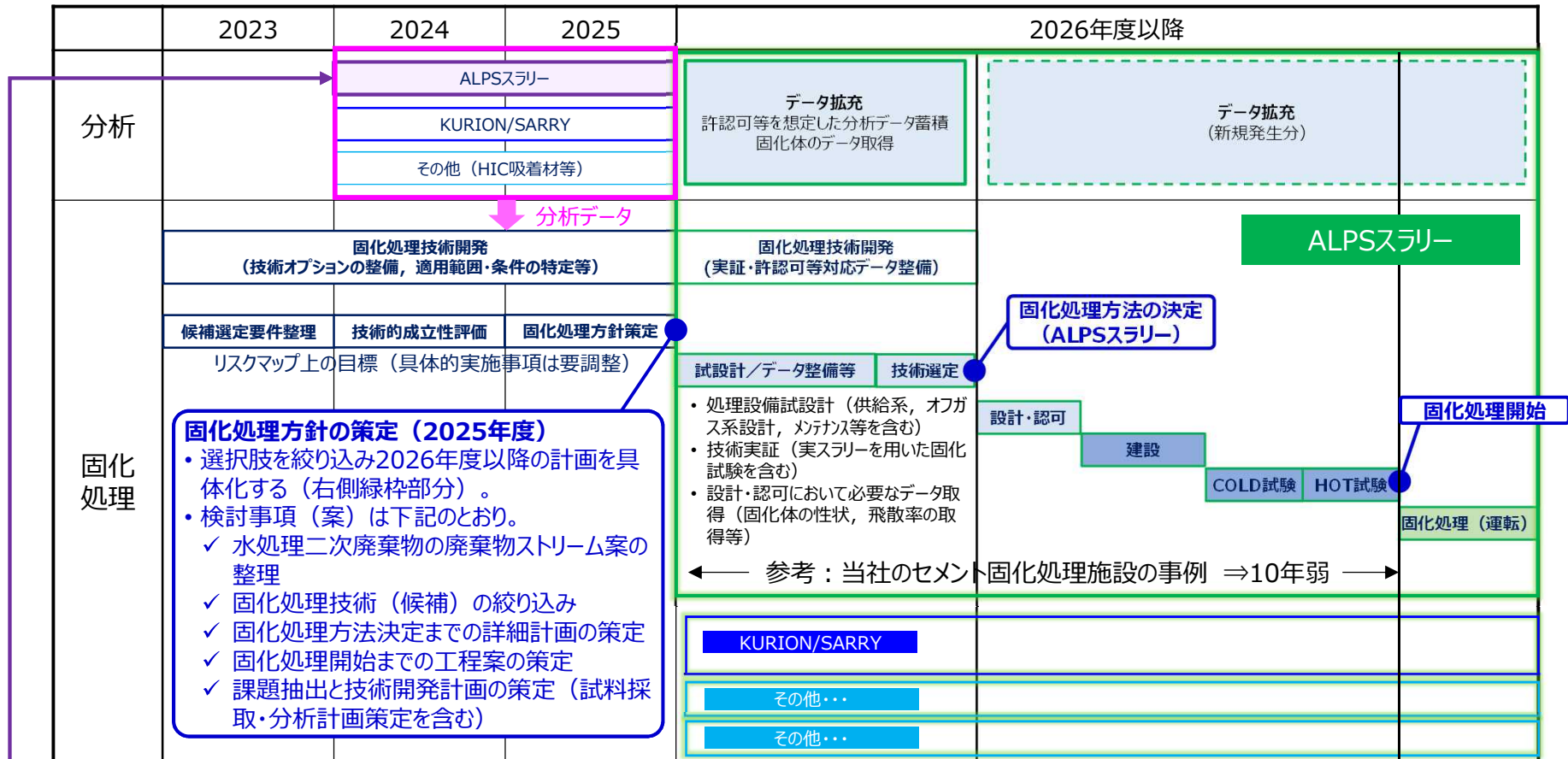
- ✓ 適切な耐震性, 水素滞留防止性を有する固体廃棄物貯蔵庫で保管する(建屋, 保管容器支持構造)



# 2025年度の固化処理方針策定について

- 固化処理実施に向けた検討の進め方及び2025年度の固化処理方針策定の検討事項案について、下記に整理した。

表 固化処理実施に向けた検討の進め方



### ALPSスラリーの分析方針 (固化処理方針策定に必要なもの)

- 不足していると考えているのは下記の2点。スラリーは、5試料を使って上記の分析をするべく調整中。分析は2024年度予定。
  - 処分重要核種のデータ (C-14, Tc-99, I-129等の取得)
  - 構成物質の確認 (化学的性状)

以上