

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38回会合

議事次第

1. 日時 令和5年6月22日（木）14：00～17：00

2. 場所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議題

(1) 1号機原子炉格納容器内部調査の進捗状況について

- ・ 1号機 ROV-E による堆積物サンプリングの分析状況
- ・ 1号機 ROV-B による堆積物 3D マッピング結果等
- ・ 大阪大学におけるコンクリートに関する事象検討
- ・ コンクリート喪失に関する実験等の調整状況

(2) 水素爆発に関する追加的検討について

- ・ 水素及び可燃性有機ガスの燃焼試験の計画
- ・ 3号機原子炉建屋内の水素分布に関する解析の補足説明
- ・ 建屋内水素挙動に関する知見と今後の展開

(3) 1号機原子炉補機冷却系の高汚染に関する検討について

- ・ 1号機 RCW 系統の汚染経路の更新
- ・ 1号機 RCW 熱交換器 (C) のサンプリングと分析項目
- ・ 1号機原子炉補機冷却系統の汚染状況

(4) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況について

- ・ 1F 事故の調査・分析の状況

(5) その他

- ・ 原子力規制庁における現地調査状況

4. 配布資料

資料 1-1 : 1号機原子炉格納容器内部調査について [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]

資料 1-2 : 東京電力福島第一原子力発電所 1号機 PCV 内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討 [国立大学法人大阪大学]

資料 1-3 : コンクリート喪失に関する実験等について [原子力規制庁]

資料 2-1 : 令和5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事故時の水素爆発における可燃性有機ガスの影響に関する調査)事業 [国立大学法人長岡技術科学大学]

資料 2-2 : 「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」にかかる補足資料 [東京電力ホールディングス株式会社]

資料 2-3 : 株式会社テプコシステムズの解析から得られた建屋内水素挙動に関する知見と今後の展開 [原子力規制庁]

資料 3-1 : 1号機 RCW 系統の汚染経路と RCW 熱交換器 (C) のサンプリングについて [東京電力ホールディングス株式会社]

資料 3-2 : 福島第一原子力発電所における RCW 系統の格納容器隔離弁について [東京電力ホールディングス株式会社]

資料 3-3 : 1号機原子炉補機冷却系統の汚染状況 [原子力規制庁]

資料 4 : 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況 [原子力規制庁]

資料 5 : 現地調査の実施状況 (1 / 2号機中央制御操作室、1 / 2号機 SGTS 配管(切断配管保管状況)、2号機原子炉建屋、1号機原子炉建屋(北側仮設架台)) [原子力規制庁]

1号機 原子炉格納容器内部調査について

2023年6月22日

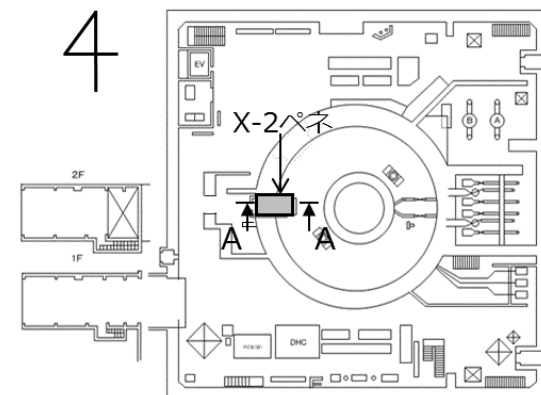
IRID **TEPCO**

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

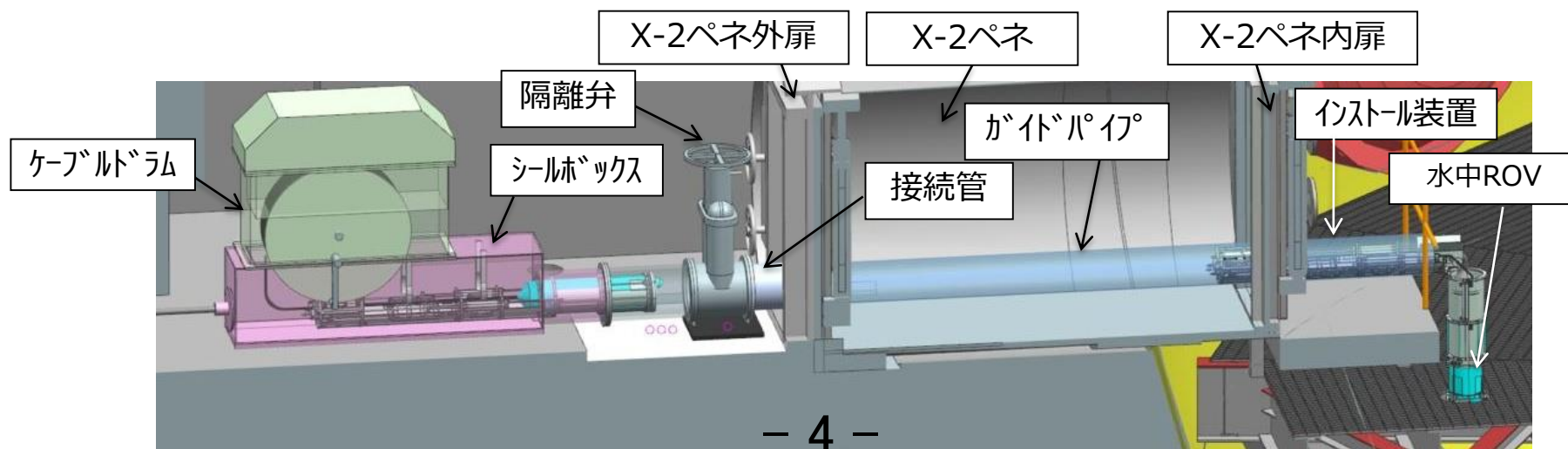
1. 1号機PCV内部調査の概要

- 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）から実施し、2023年4月に完了
- 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
- 水中ROV調査ステップ

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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



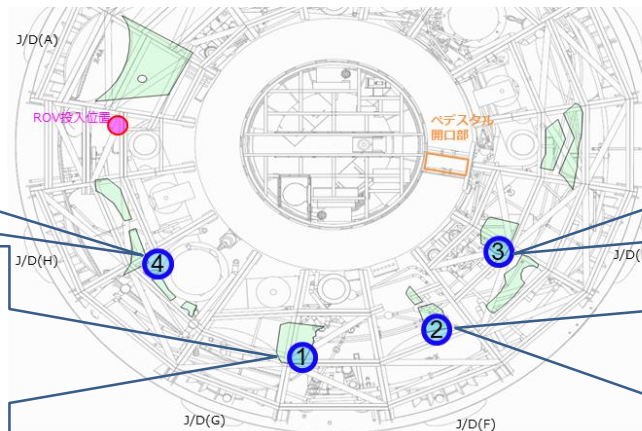
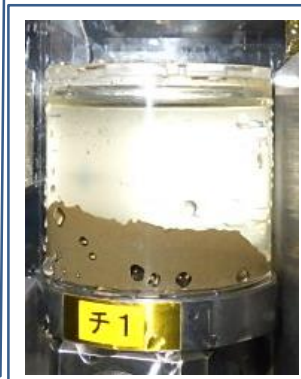
内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

2. ROV-Eサンプリング容器線量測定実績

- ROV-E調査で取得した堆積物のサンプリング容器表面の線量測定を実施
- γ 線線量率については、今後のグローブボックスによる分取作業に影響を及ぼす値ではなかった
※グローブボックスでの分取作業における最大表面線量：150mSv/h未滿
- 堆積物の外観は、2017年に取得した堆積物のサンプルと類似していた
- 堆積物の量については必要な量を取得できたと考えており、構外での詳細分析は可能と判断
- サンプルはグローブボックスでの分取作業後、構外分析機関への輸送を計画しており、調査結果の評価には1年程度を計画

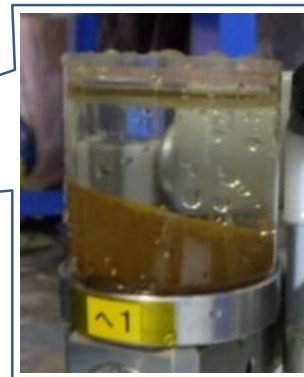


・調査ポイント④については、サンプリング量調整のため容器の体積を減らしており、金属部材で隠れていますが、取得できたことは確認しております。



●：調査ポイント

ROV-Eの調査ポイントと調査順序

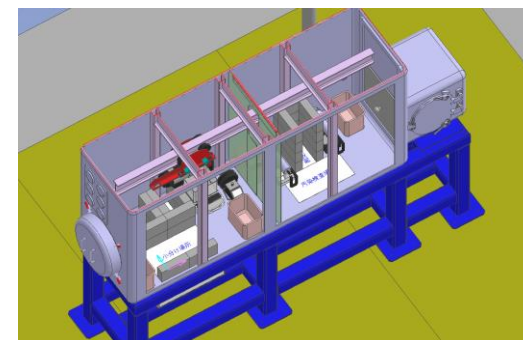
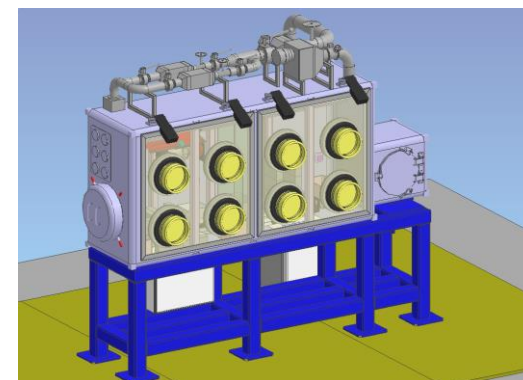


2017年4月6日
サンプリング結果
(上澄み液除去前)
【表面線量】
 γ 線：9mSv/h

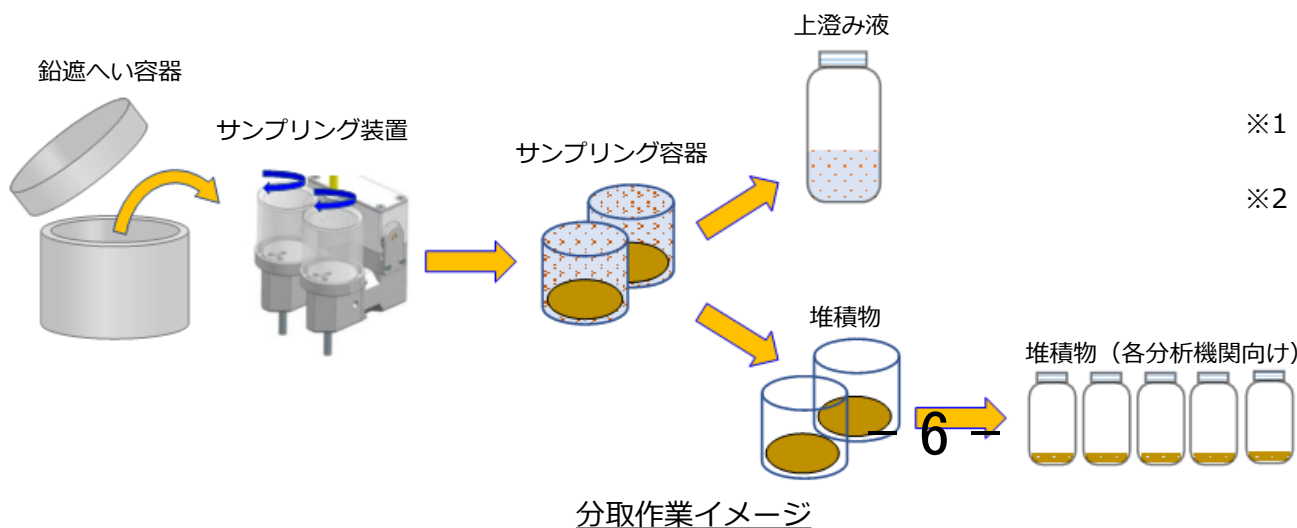
測定項目	ポイント	調査ポイント1 【測定日：2月3日】	調査ポイント2 【測定日：2月3日】	調査ポイント3 【測定日：2月14日】	調査ポイント4 【測定日：2月14日】
γ 線評価値 [mSv/h]		30.82	7.5 - 5 -	11.19	6.43

3. 堆積物分取作業の概要

- 取得した堆積物は、構外分析機関に輸送し詳細な分析を行う
- 堆積物はPCV内包水と同時に採取されているため、沈殿させ堆積物を分離し輸送物とする
- 上澄み液は構内分析施設において分析を予定
- 構外輸送は、法令基準（放射能量，線量等量率ならびに表面汚染密度）を満たすことを確認しA型輸送物として輸送する
- 構外分析機関においては、ICP-MS/AES分析※1や γ ， α スペクトロメトリーによる放射線分析※2により，サンプルに含まれる元素や核種の種類と量を把握する
- また，微粒子生成プロセスの検討により事故進展に関する情報を引き出すことを目的として、電子顕微鏡（SEM、TEM）による放射性微粒子の組織観察を行う



グローブボックス概略



- ※1 U, Zr (燃料成分)、Fe, Cr, Ni (鋼材成分)、Si, Ca, Al, Mg (コンクリート成分) 等
- ※2 ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{125}Sb , ^{154}Eu , ^{60}Co , ^{241}Am 等

SEM : 走査型電子顕微鏡,

TEM : 透過型電子顕微鏡

ICP-MS : 誘導結合プラズマ質量分析

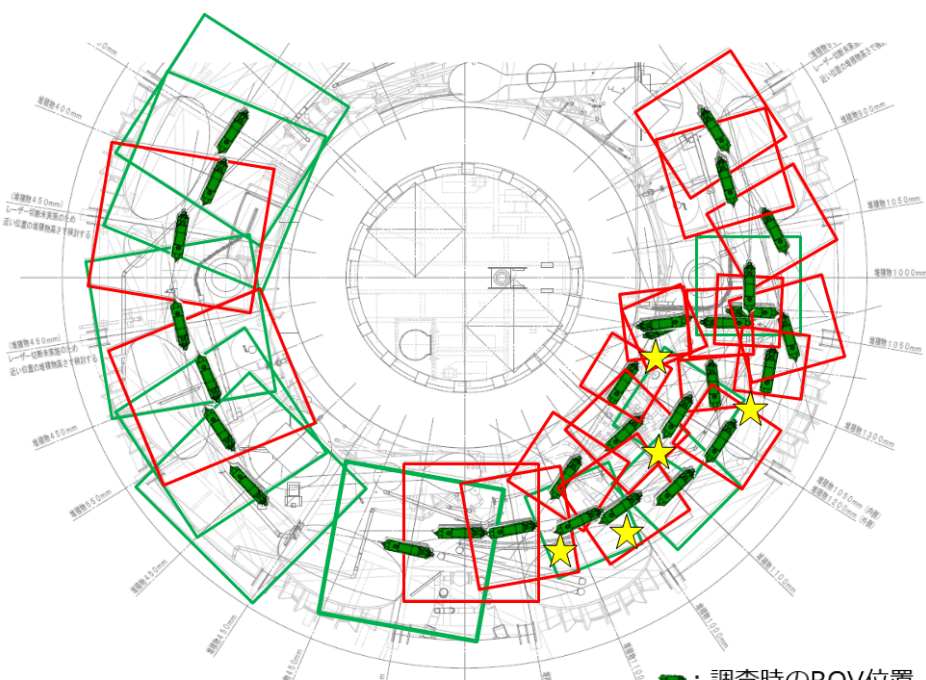
ICP-AES : 誘導結合プラズマ分光分析

4. 工程

作業項目	2022年度		
	6月	7月	8月以降
堆積物分取作業 <現地>	エリア養生, 作業準備 ↓ グローブボックス搬入, 設置 ↓ 堆積物分取作業	↓ グローブボックス除染, 廃材処理 ↓ 構内分析	
構外輸送準備作業 <現地>			↓ 構外輸送に向けた仕立て作業 ↓ 構外輸送
分析機関 <構外>			↓ 詳細分析

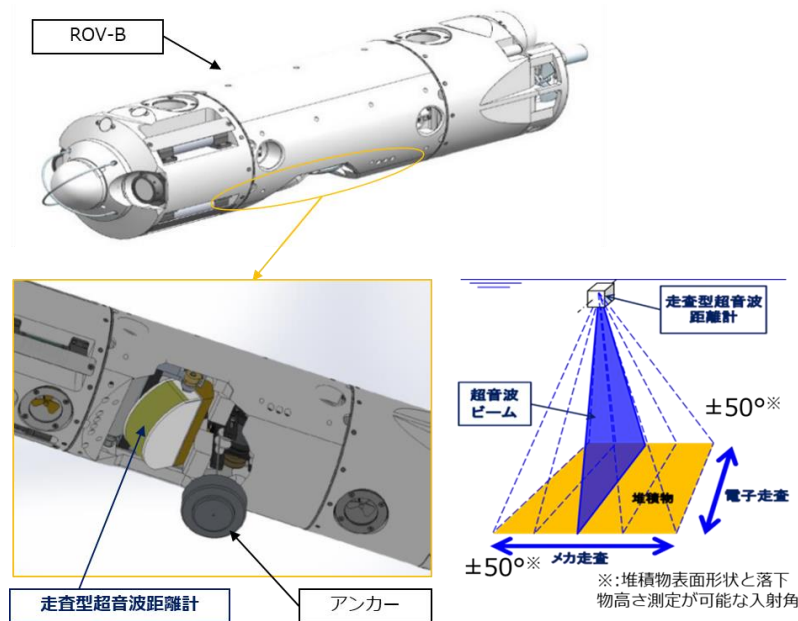
5. ROV-B（堆積物3Dマッピング）調査結果からの考察

- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングは3月4日から8日にかけて調査を完了しており、計34箇所の点群データを取得している
- ROV-C（堆積物厚さ測定）において、一部堆積物の高さを評価してるが、点群データの取得により、堆積物の高さ知見に関して、より広範囲に且つ連続したデータを得ることができた
- 今回の内部調査においては、全体として粉状・泥状の堆積物が薄いことや、ペDESTAL開口部付近においては棚状の堆積物が存在し、内部は空洞であることなど、堆積物に関する新たな知見が得られており、今後、より詳細な堆積物に係る調査について検討していく



- : 調査時のROV位置
- : 調査可能範囲（10箇所）
- : 拡大した調査可能範囲（19箇所）
- ★: 精度向上のため追加した調査箇所（5箇所）

ROV-Bの調査実績



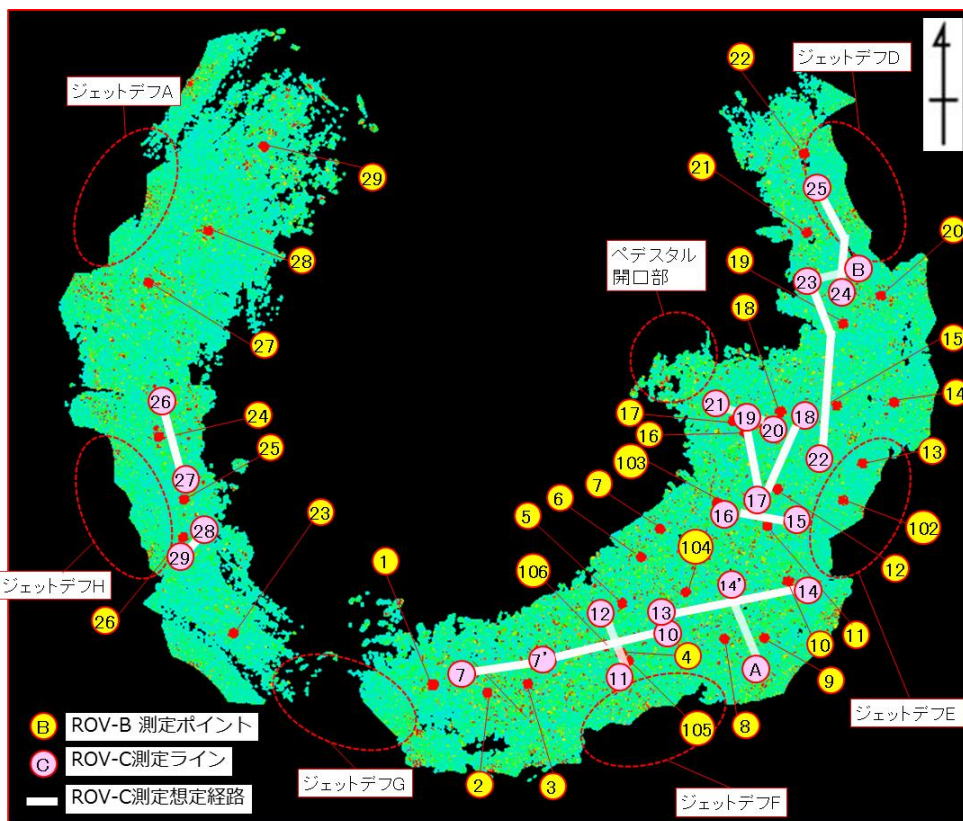
ROV-Bの装置構成

6. ROV-B（堆積物3Dマッピング）評価結果

- 今回の調査により取得した点群データは以下の通り
- ROV-C（堆積物厚さ測定）による調査ポイントを併せて記載し、ROV-BとROV-Cによるデータとの比較を実施、各評価結果は別スライド（評価No,1~14）にて示す
- 前半調査におけるROV-C（堆積物厚さ測定）の調査結果と比較し、PCV底部から堆積物の高さの結果については双方のデータに相関性が見られた

堆積物高さの評価位置まとめ

評価位置とROV-C測定ラインの関係



評価No.	堆積物高さを評価した位置	ROV-C測定ライン	ROV-Bの堆積物高さ評価結果 (m) (最小~最大)	【参考】ROV-Cの堆積物高さ評価結果 (m) (最小~最大)
1	B24,B25,B26	C27-C26	約0.28~0.29	約0.30
2	B25,B26	C28-C29	約0.25~0.26	約0.20
3	B1,B2,B3	C7-C7'	約0.31~0.58	約0.30~0.60
4	B3,B4,B105,B106	C7'-C10	約0.59~0.84	約0.60~0.80
5	B4,B5,B105,B106	C11-C12	約0.75~0.86	約0.75~0.80
6	B4,B8,B9,B10,B105	C13-C14	約0.57~1.13	約0.50~1.05
7	B8,B9,B10	C14'-CA	約0.60~1.06	約0.60~0.95
8	B10,B11,B12,B103	C16-C15	約0.70~1.02	約0.60~1.10
9	B11,B12,B16,B17,B18,B103	C17-C19	約0.56~0.69	約0.55~0.70
10	B11,B15,B16,B18,B102,B103	C18-C17	約0.64~1.00	約0.60~1.00
11	B15,B16,B17,B18	C20-C21	約0.50~0.59	約0.50~0.55
12	B15,B18,B19,B20,B21	C23-C22	約0.50~1.04	約0.45~1.05
13	B19,B20,B21	C23-CB	約0.93~1.06	約0.90~0.95
14	B19,B20,B21,B22	C25-C24	約0.84~1.05	約0.80~1.00

※PCV地下階平面図において、点群データを取得した箇所を赤、黄、緑の点で識別。超音波の跳ね返りの強さにより識別される色が変化（赤>黄>緑）

【参考】ROV-B（堆積物3Dマッピング）評価における補足事項

■ 評価位置

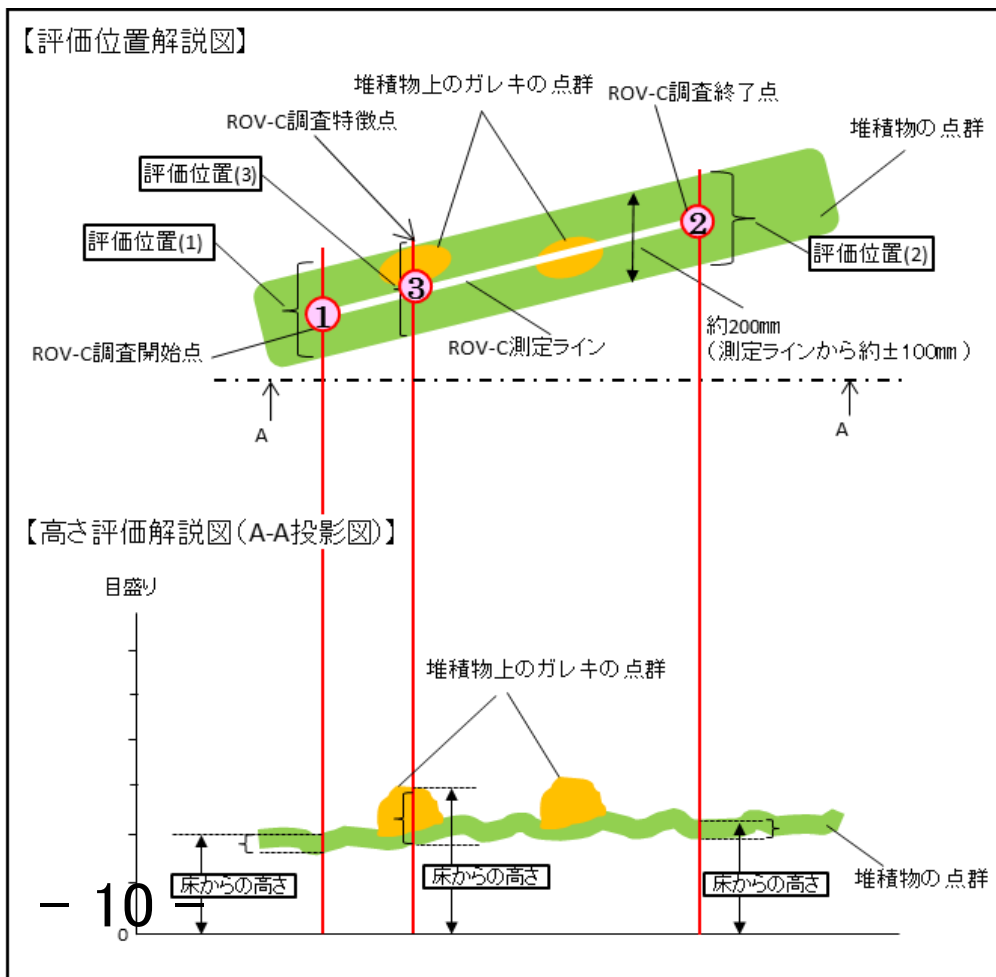
ROV-Bで取得した点群データとROV-Cの測定ラインを合わせて評価位置を設定

- 評価位置(1)はROV-C調査開始点, (2)は終了点, (3)以降は特徴的な点を示す
- 位置のずれを考慮して評価位置に幅200mm程度の余裕を設定（評価位置解説図参照）

■ 評価方法

ROV-B調査時の水位1,933mmとして点群データの床からの高さを算出

- 高さ算出位置は評価位置とし, ROV-C評価時と同じく最小から最大を評価
- 上記で設定した約200mmの幅で投影された範囲が堆積物の高さとして評価されるためある程度の幅を持つが(1)(2)それぞれの最大値を採用



7. 評価結果 (評価No.1)

評価No.1

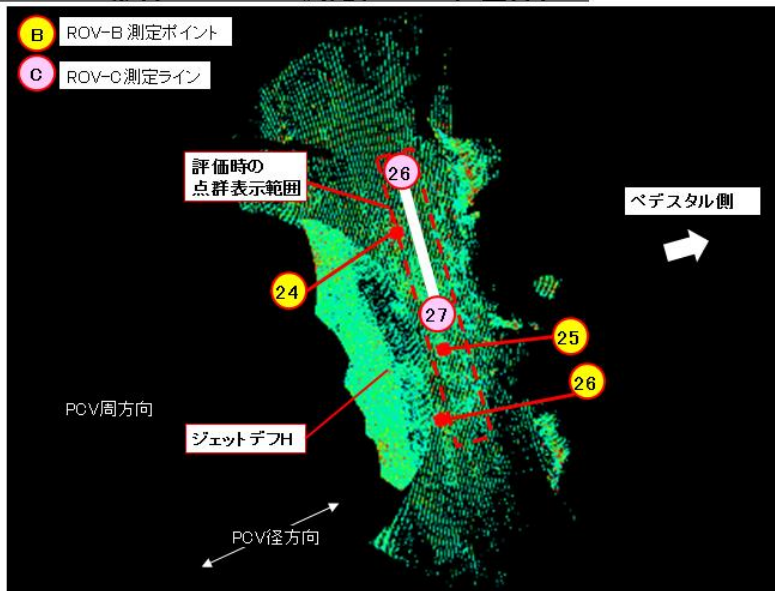
ROV-C測定ライン: C27 - C26 / ROV-B測定ポイント: B24, B25, B26

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

ROV-Cの測定ライン※



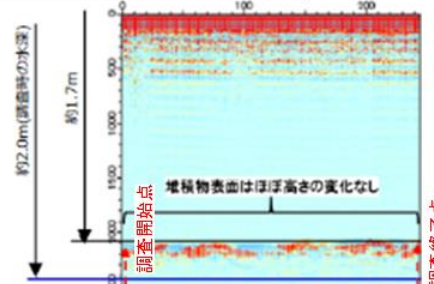
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



測定結果

ROV-Cの測定結果 C27-C26 ※

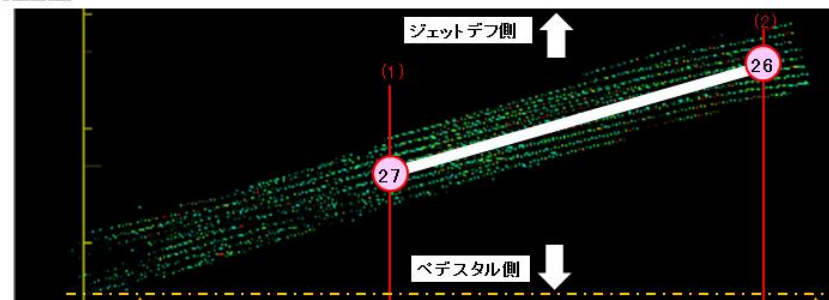
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



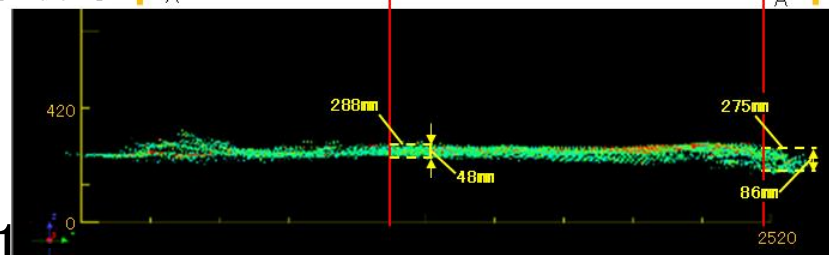
ROV-C堆積物高さ: 約0.30m

ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.28~0.29m

7. 評価結果（評価No.2）

評価No.2

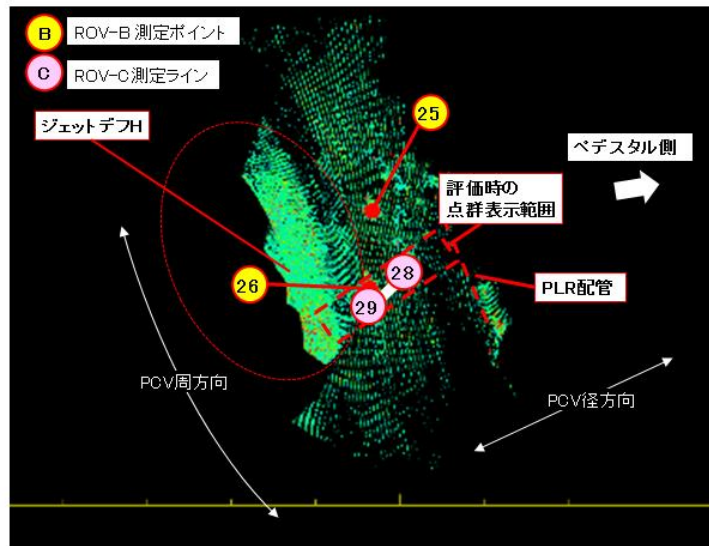
ROV-C測定ライン： C28 - C29 / ROV-B測定ポイント：B25, B26

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

ROV-Cの測定ライン※



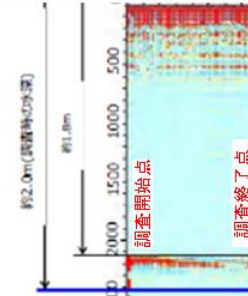
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



測定結果

ROV-Cの測定結果 C28-C29※

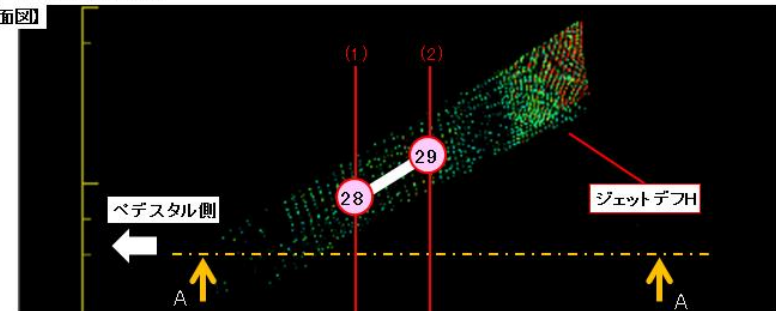
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



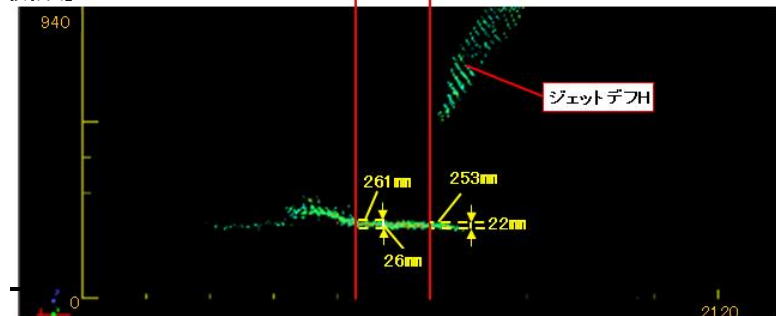
ROV-C堆積物高さ：約0.20m

ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果：約0.25～0.26m

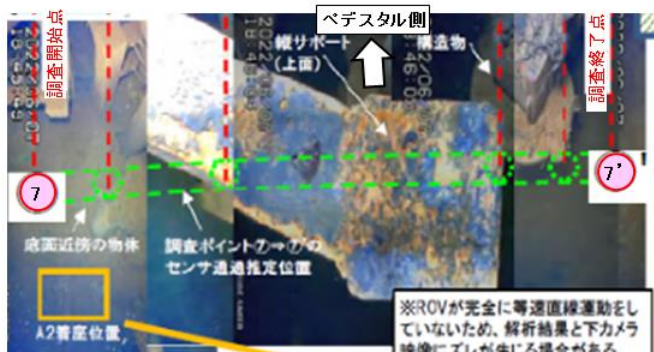
7. 評価結果 (評価No.3)

評価No.3

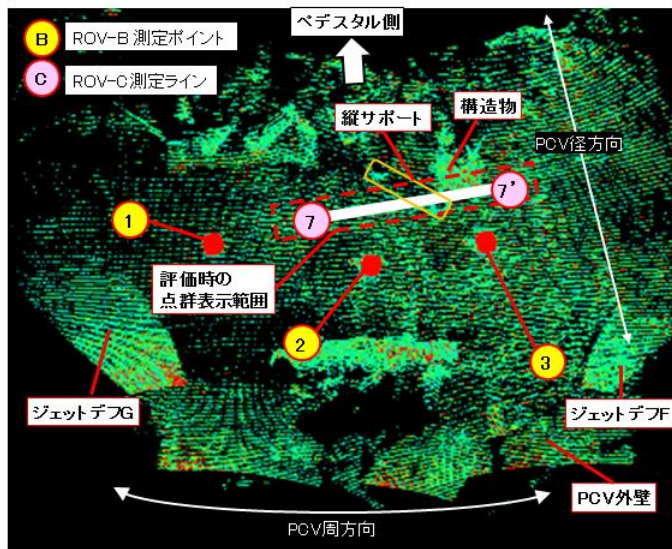
ROV-C測定ライン: C7 - C7' / ROV-B測定ポイント: B1, B2, B3

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

ROV-Cの測定ライン※



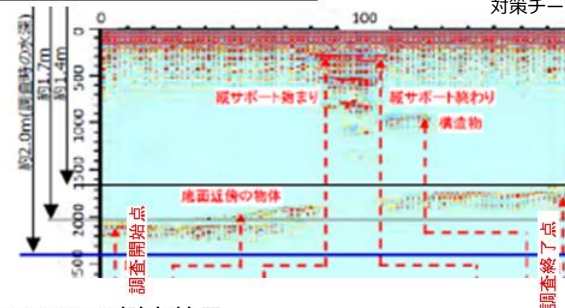
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



測定結果

ROV-Cの測定結果 C7-C7' ※

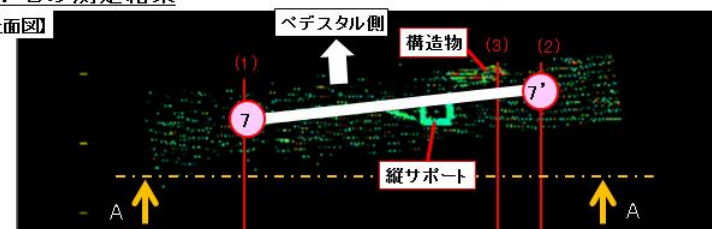
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



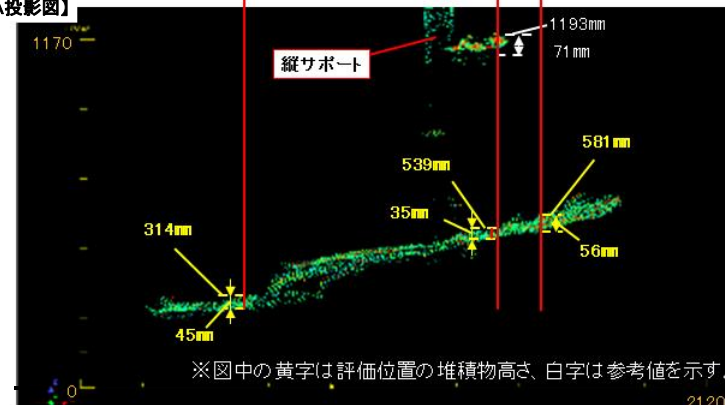
ROV-C堆積物高さ: 約0.30~0.60m

ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.31~0.58m

7. 評価結果 (評価No.4)

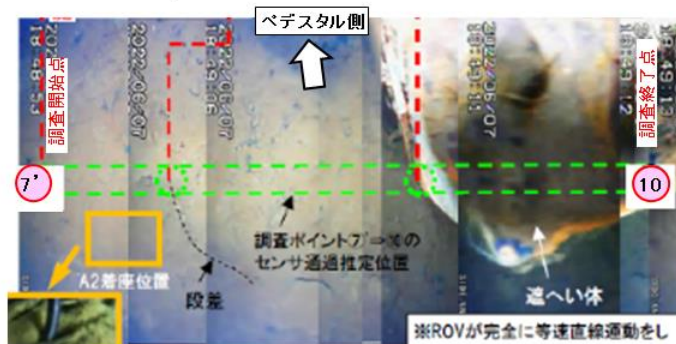
評価No.4

ROV-C測定ライン: C7' - C10 / ROV-B測定ポイント: B3, B4, B105, B106

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

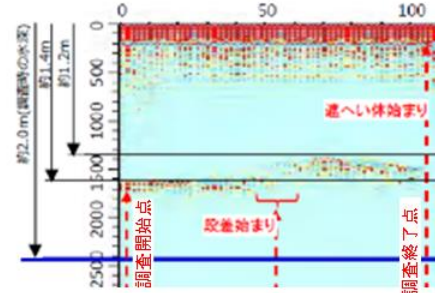
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



ROV-Cの測定結果 C7' - C10※

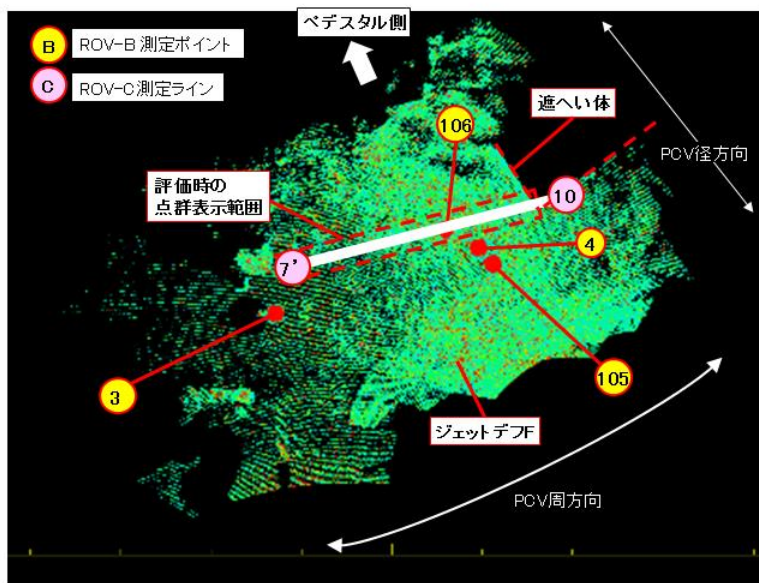
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



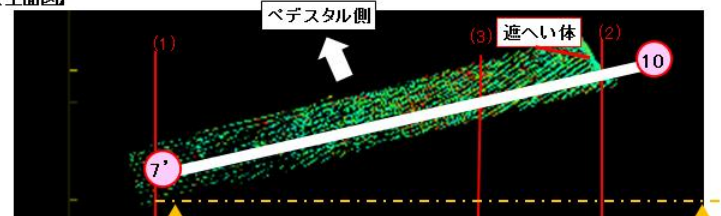
ROV-C堆積物高さ:
約0.60~0.80m

ROV-Bの測定結果

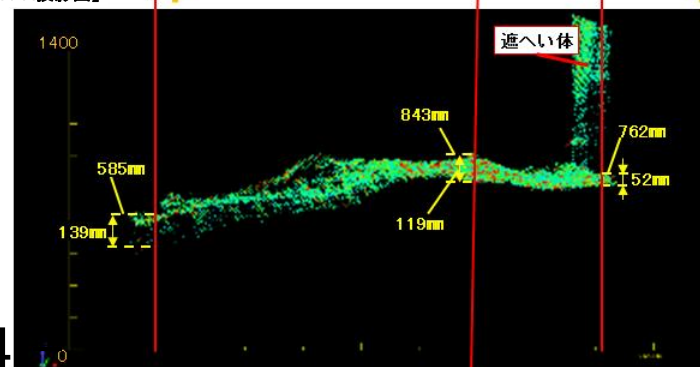
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.59~0.84m

14

7. 評価結果 (評価No.5)

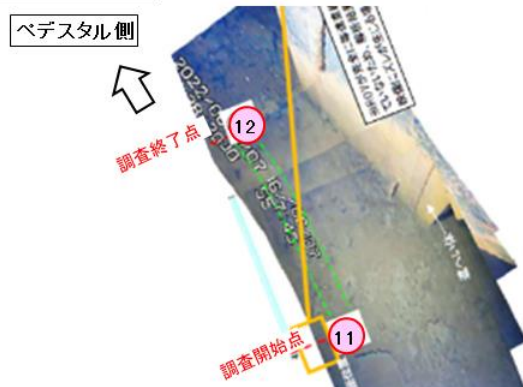
評価No.5

ROV-C測定ライン: C11 - C12 / ROV-B測定ポイント: B4, B5, B105, B106

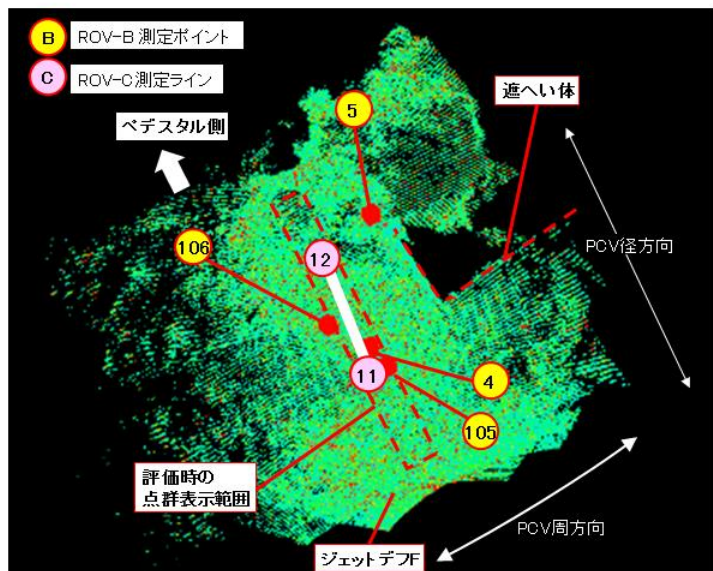
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

測定結果

ROV-Cの測定ライン※

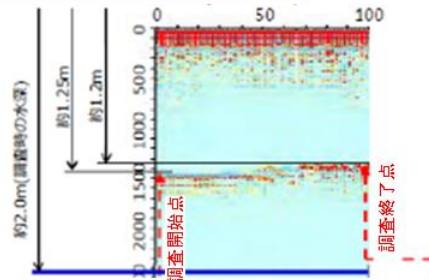


ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



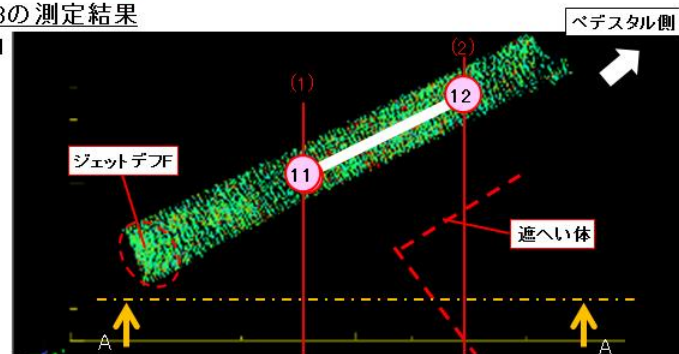
ROV-Cの測定結果 C11-C12※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋

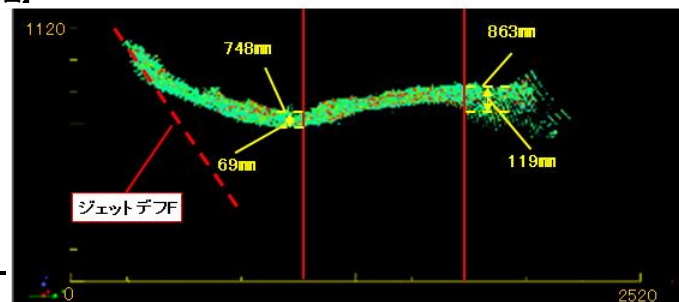


ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.75~0.86m

7. 評価結果 (評価No.6)

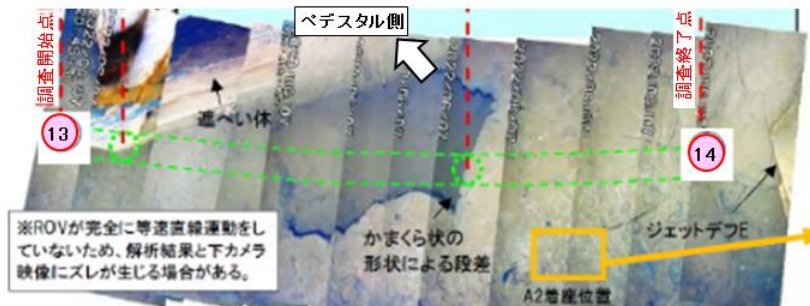
評価No.6

ROV-C測定ライン: C13 - C14 / ROV-B測定ポイント: B4, B8, B9, B10, B105

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

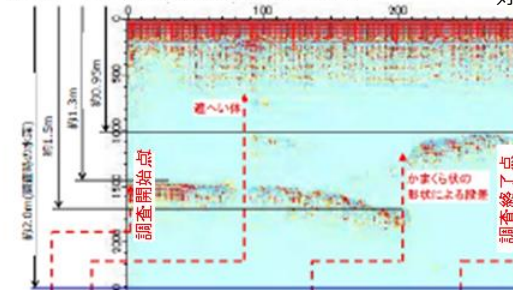
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



ROV-Cの測定結果 C13-C14※

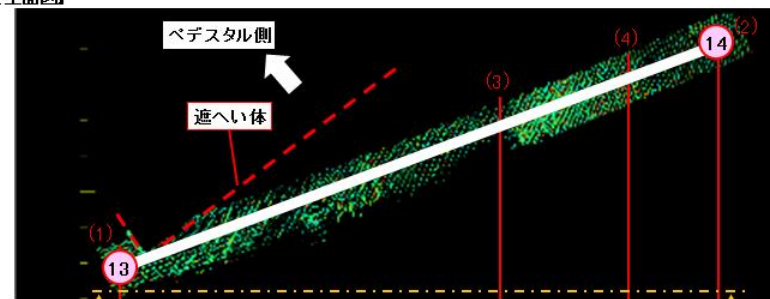
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



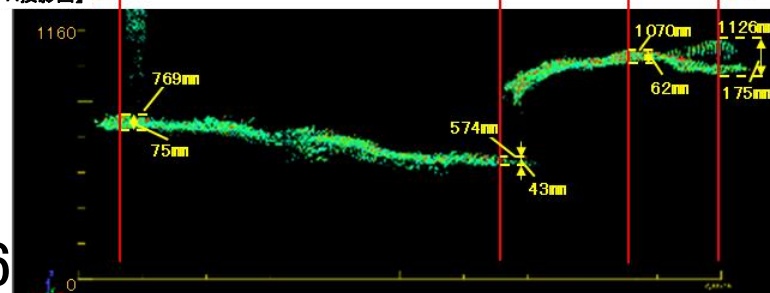
ROV-C
堆積物高さ: 約0.50~1.05m

ROV-Bの測定結果

【上面図】

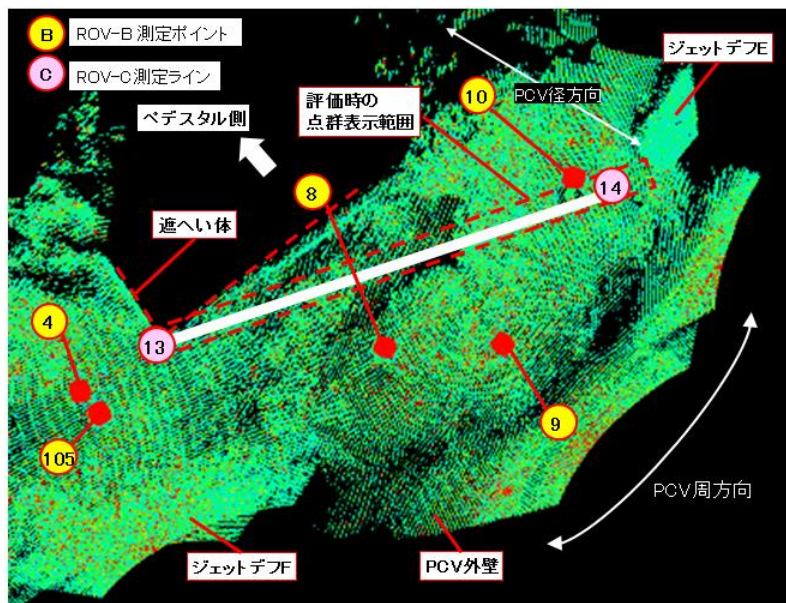


【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.57~1.13m

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



16

7. 評価結果 (評価No.7)

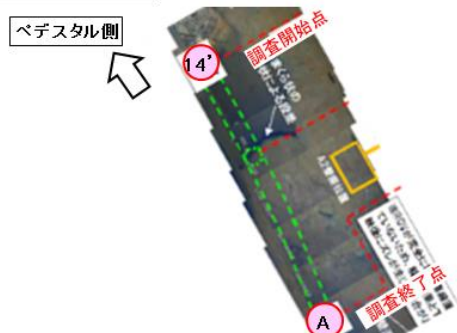
評価No.7

ROV-C測定ライン: C14' - CA / ROV-B測定ポイント: B8, B9, B10

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

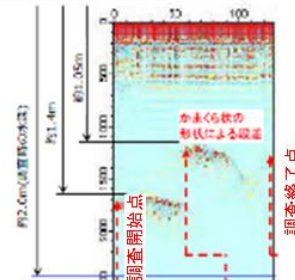
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



ROV-Cの測定結果 C14'-CA※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋

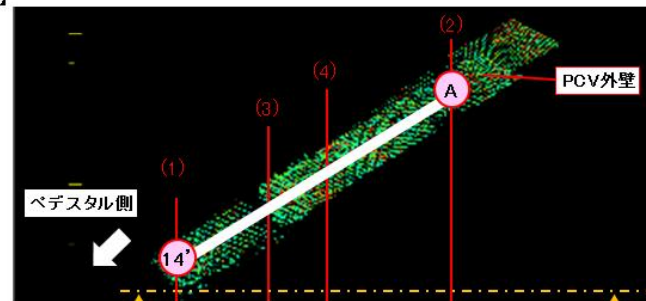
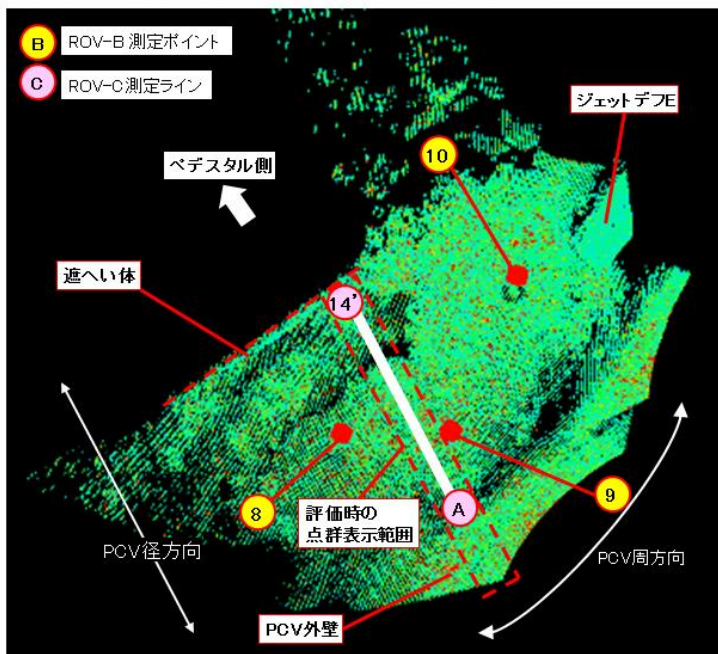


ROV-C
堆積物高さ: 約0.60~0.95m

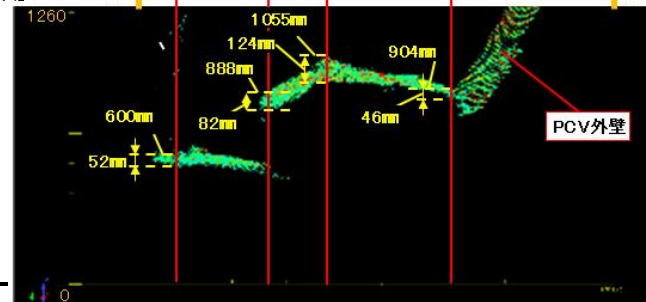
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ

ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.60~1.06m

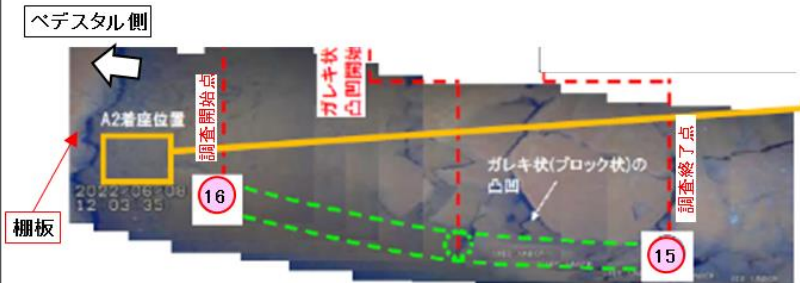
7. 評価結果 (評価No.8)

評価No.8

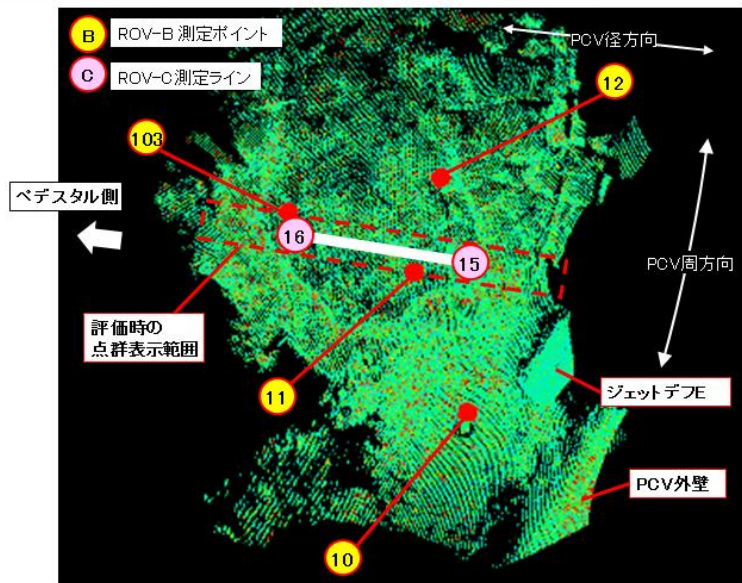
ROV-C測定ライン: C16 - C15 / ROV-B測定ポイント: B10, B11, B12, B103

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

ROV-Cの測定ライン ※



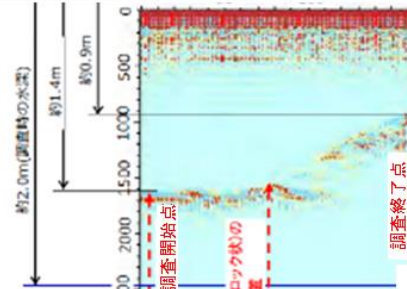
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



測定結果

ROV-Cの測定結果 C16-C15 ※

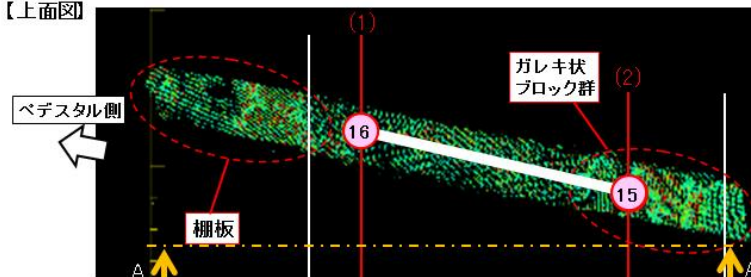
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



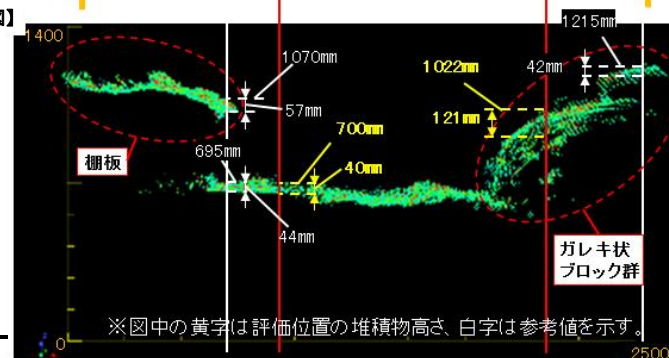
ROV-C堆積物高さ:
約0.60~1.10m

ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



※図中の黄字は評価位置の堆積物高さ、白字は参考値を示す。

ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.70~1.02m

- 18 -

7. 評価結果 (評価No.9)

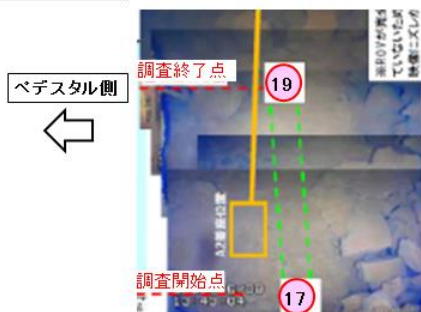
評価No.9

ROV-C測定ライン: C17 - C19 / ROV-B測定ポイント: B11, B12, B16, B17, B18, B103

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

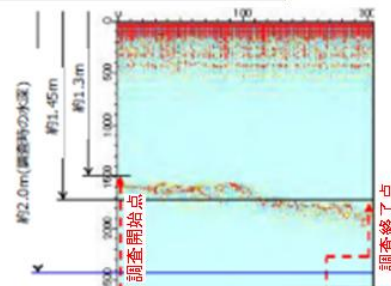
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



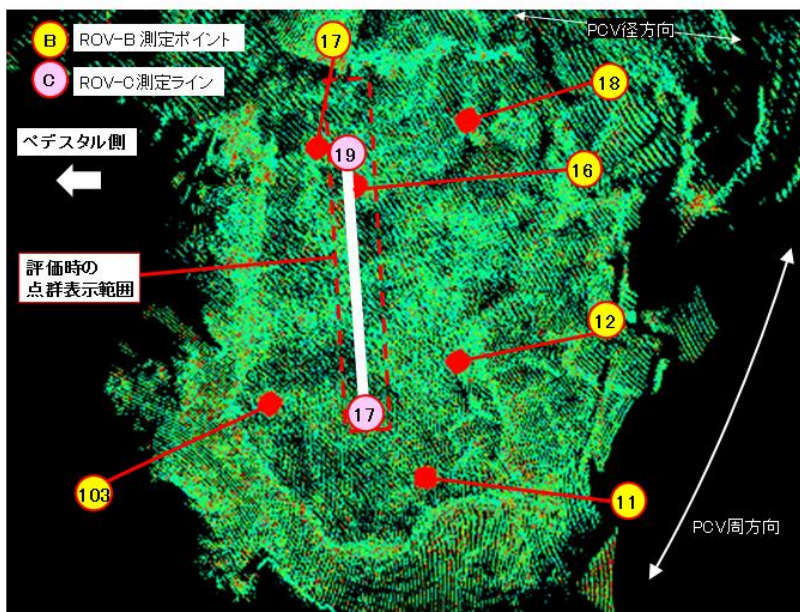
ROV-Cの測定結果 C17-C19※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



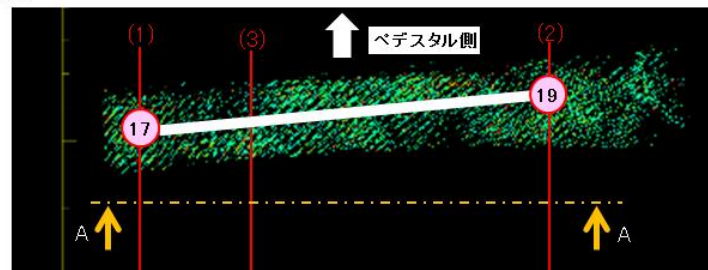
ROV-C
堆積物高さ: 約0.55~0.70m

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ

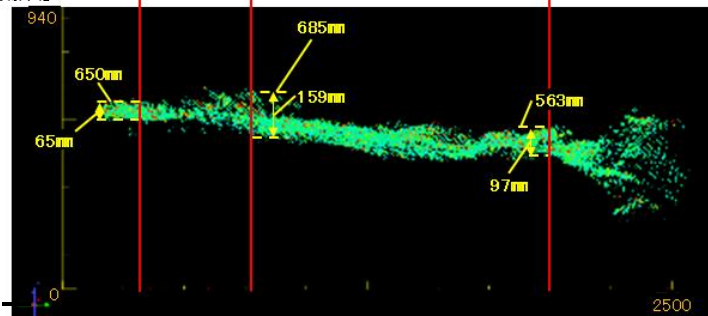


ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.56~0.69m

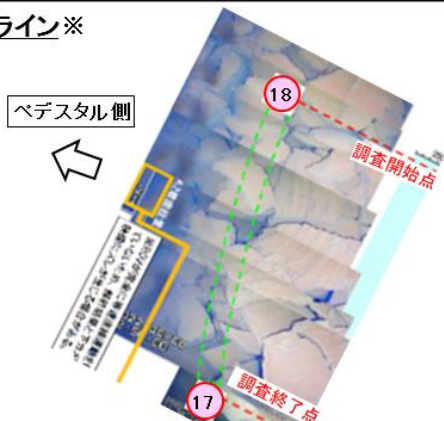
7. 評価結果 (評価No.10)

評価No.10

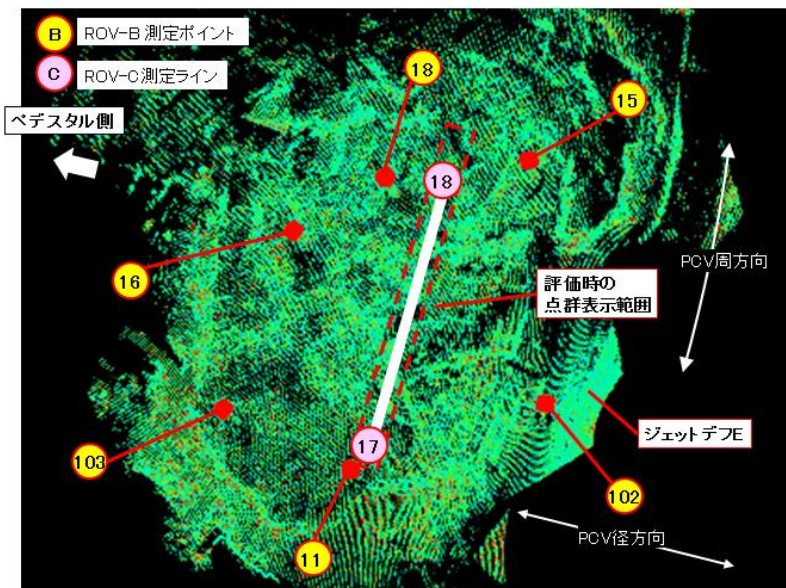
ROV-C測定ライン:C18-C17 / ROV-B測定ポイント:B11,B15, B16, B18, B102, B103

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

ROV-Cの測定ライン※



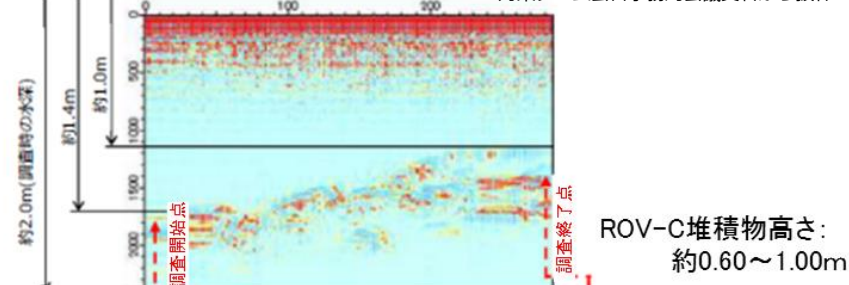
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



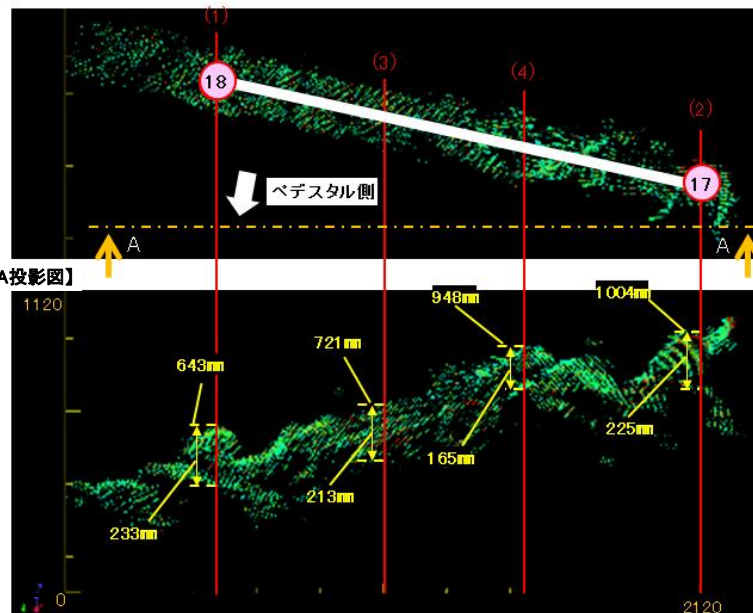
測定結果

ROV-Cの測定結果 C18-C17※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



ROV-Bの測定結果
【上面図】



20

ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.64~1.00m

7. 評価結果 (評価No.11)

<p>評価No.11</p>	
<p>ROV-C測定ライン: C20 - C21 / ROV-B測定ポイント: B15, B16, B17, B18</p>	
<p>ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ</p>	<p>測定結果</p>
<p>ROV-Cの測定ライン※</p>	<p>ROV-Cの測定結果 C20-C21※</p> <p>※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料から抜粋</p> <p>ROV-C堆積物高さ: 約0.50~0.55m</p>
<p>ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ</p>	<p>ROV-Bの測定結果</p> <p>【上面図】</p> <p>【A-A投影図】</p> <p>※図中の黄字は評価位置の堆積物高さ、白字は参考値を示す。</p> <p>ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.50~0.59m</p>

7. 評価結果 (評価No.12)

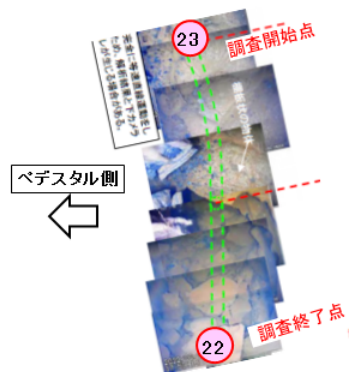
評価No.12

ROV-C測定ライン: C23 - C22 / ROV-B測定ポイント: B15, B18, B19, B20, B21

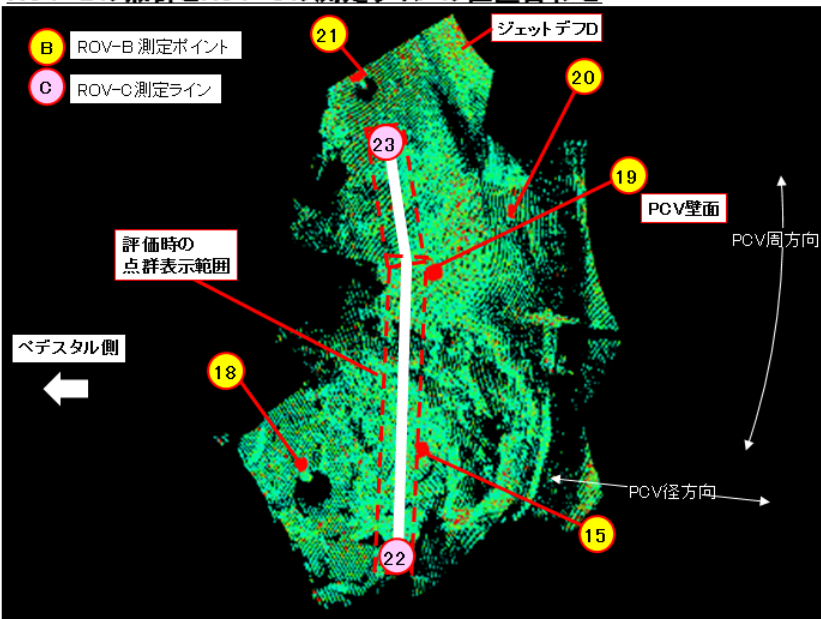
ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

測定結果

ROV-Cの測定ライン※

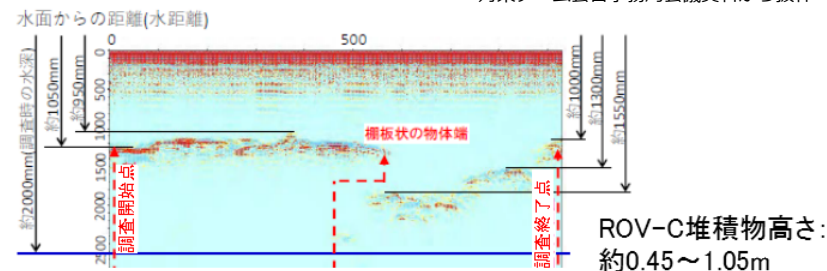


ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



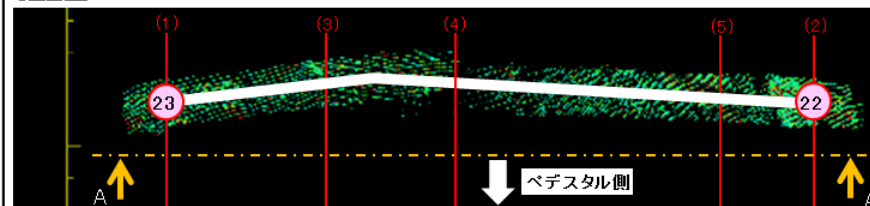
ROV-Cの測定結果 C23-C22※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋

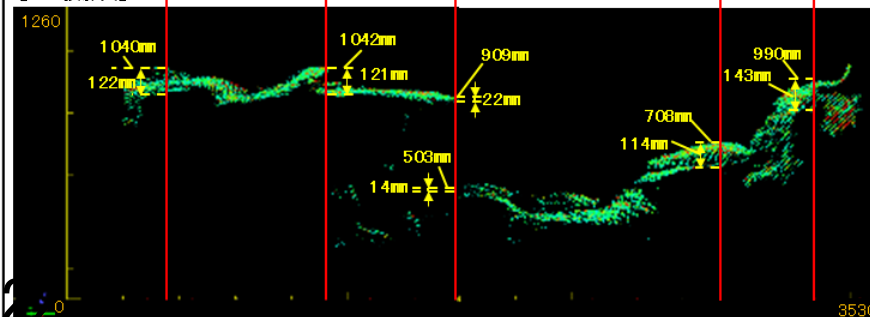


ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.50~1.04m

7. 評価結果（評価No.13）

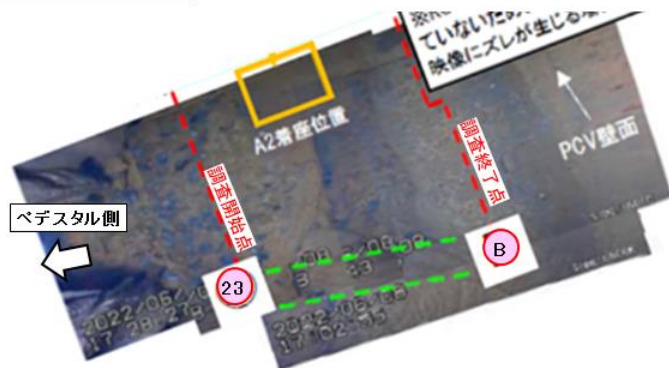
評価No.13

ROV-C測定ライン: C23 - CB / ROV-B測定ポイント: B19, B20, B21

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

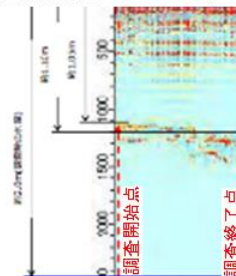
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



ROV-Cの測定結果 C23-CB※

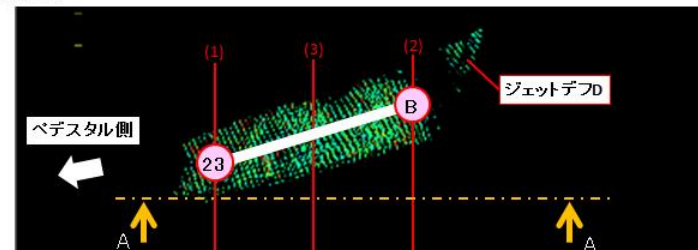
※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



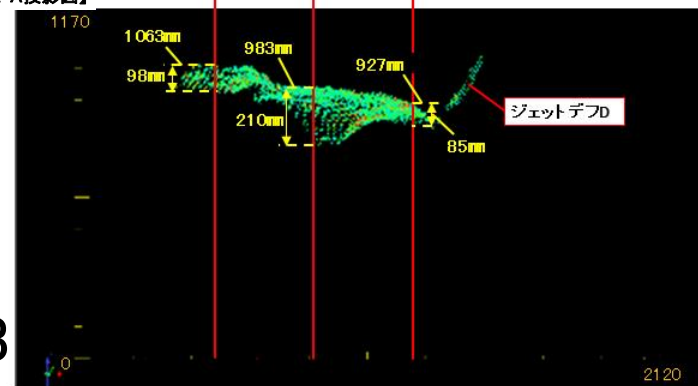
ROV-C堆積物高さ: 約0.90~0.95m

ROV-Bの測定結果

【上面図】

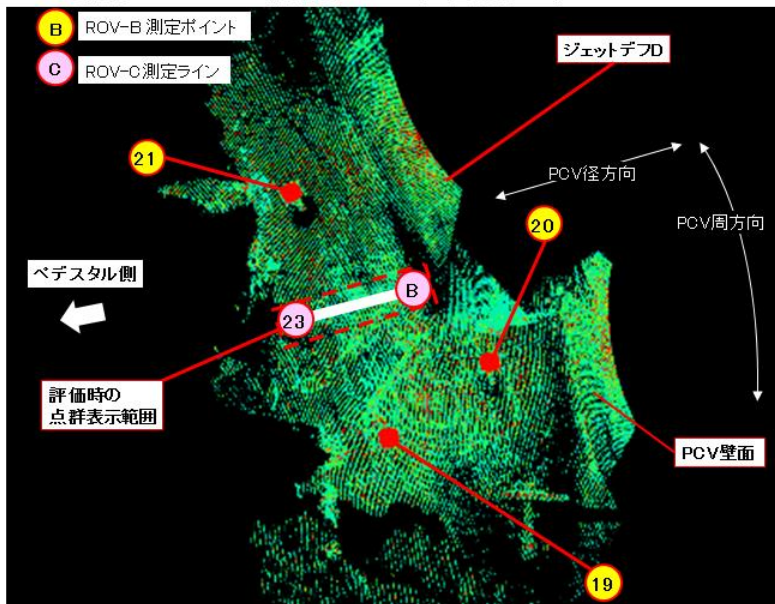


【A-A投影図】



ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.93~1.06m

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ



23

7. 評価結果 (評価No.14)

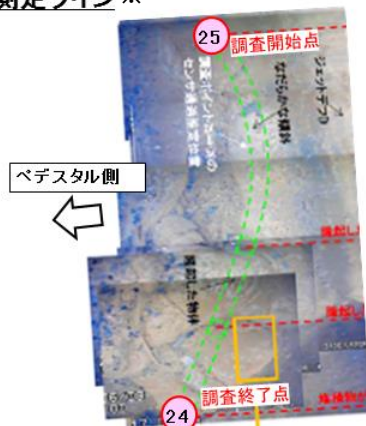
評価No.14

ROV-C測定ライン: C25 - C24 / ROV-B測定ポイント: B19, B20, B21, B22

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの目算による位置合わせ

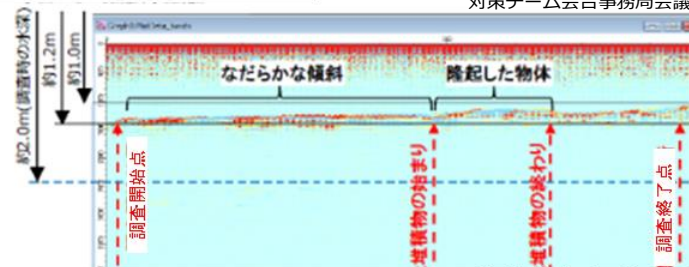
測定結果

ROV-Cの測定ライン※



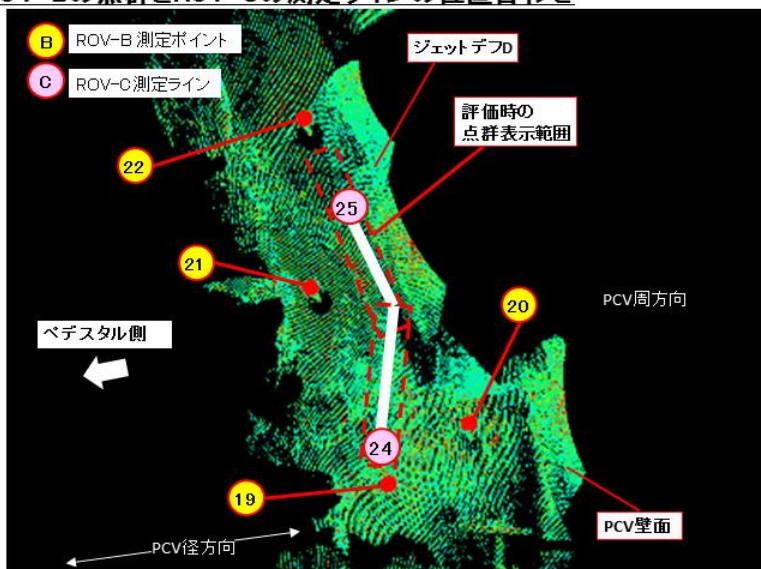
ROV-Cの測定結果 C25-C24※

※2022年7月28日「廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議資料」から抜粋



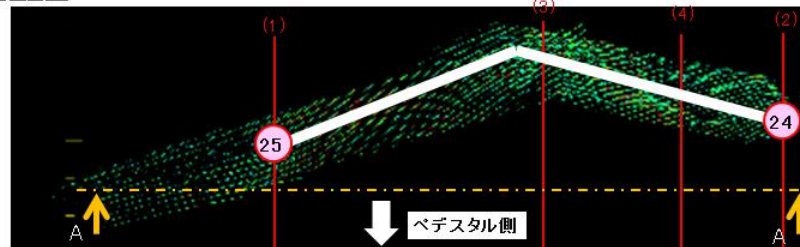
ROV-C堆積物高さ: 約0.80~1.00m

ROV-Bの点群とROV-Cの測定ラインの位置合わせ

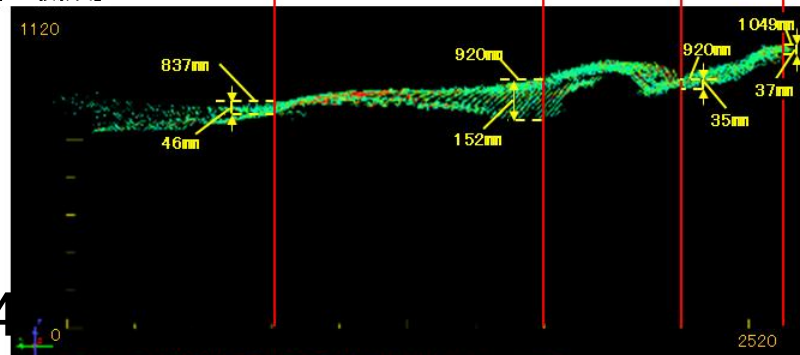


ROV-Bの測定結果

【上面図】



【A-A投影図】



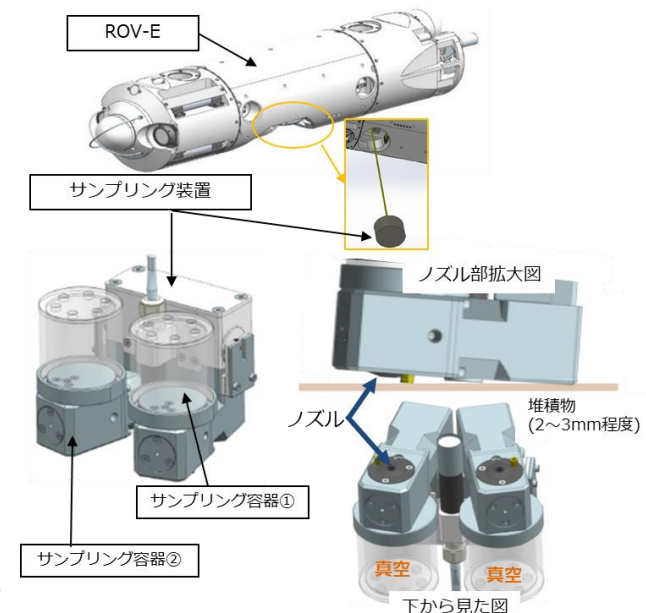
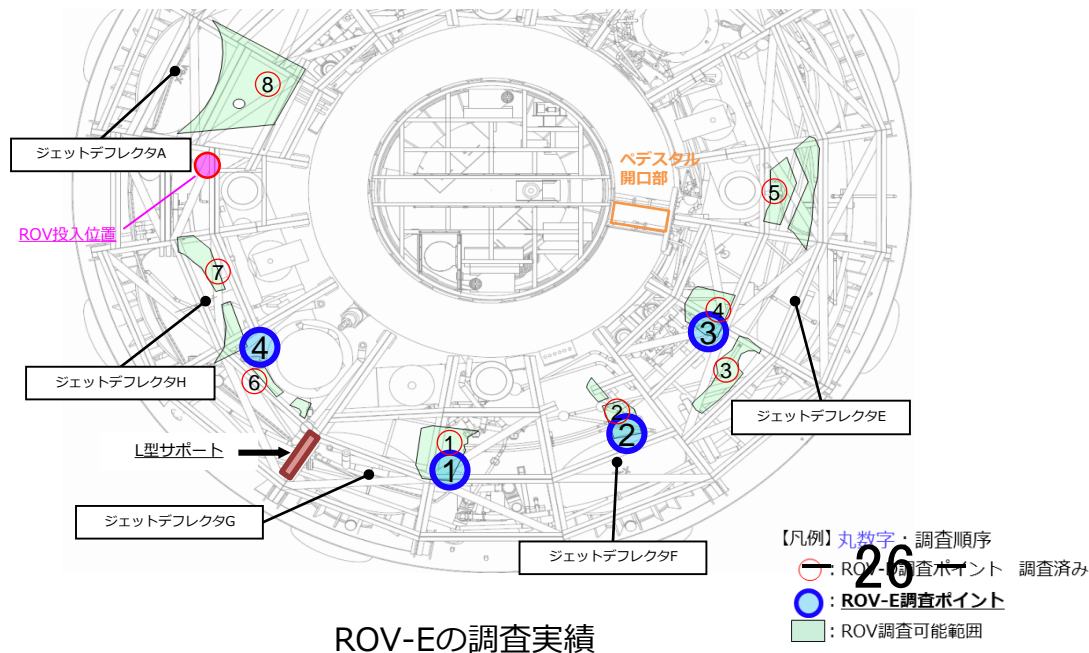
ROV-B堆積物高さ評価結果: 約0.84~1.05m

【参考】1号機PCV内部調査実績

作業項目	2021年度			2022年度												2023年度			
	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月		
1号PCV内部調査 ＜現地＞	【ROV-A】南側ガイドリング取付完了(2/8~2/10) ↓ 段取り替え ↓ ペDESTAL外周調査(3/14~) ↓ 地震による調査一時中断(3/16) ↓ 一部ペDESTAL外周調査(3/28) ↓ 調査中断(3/29) ↓ 浸水調査, 予備機への交換 ↓ PCV水位調整 ↓ 予備機でのペDESTAL外周調査(5/17~5/23) ↓ 段取り替え ↓ 【ROV-C】堆積物厚さ測定完了(6/7~6/11) ↓ 装置搬出, 養生見直し			↓ 段取り替え (制御装置入れ替え含む) ↓ 【ROV-D】堆積物デブリ検知完了(12/6~12/10) ↓ 段取り替え ↓ 【シールボックス他原因調査・予備機交換】 ↓ 【ROV-E】堆積物サンプリング1回目完了(1/31~2/1) ↓ 段取り替え ↓ 【ROV-E】堆積物サンプリング2回目完了(2/10~2/11) ↓ 段取り替え ↓ 【ROV-B】堆積物3Dマッピング完了(3/4~3/8) ↓ 段取り替え ↓ 【ROV-A2】(3/28~4/1) ペDESTAL内調査 ↓ 調査装置撤去・片付け															
＜構外＞					↓ 干渉物の追加反映 ↓ ROV-Cケーブル挟まれ事象に伴う再現性確認 ↓ 後半調査に向けたトレーニング														

【参考】ROV-E調査実績

- ROV-Eによる堆積物サンプリングについては、1月12日に発生した調査中断事象の対策として、1月31日に再現性確認を実施。事象の再現がないことから、原因は異物の噛み込みによる一過性のものと判断
- その後調査を再開し、2月1日にかけて計画した1回目の調査を完了したことから、同日にROV-Eのアンインストールを実施
- 続く2回目の調査については、2月10日、11日にかけて計画した箇所の調査を完了したことから、11日にROV-Eのアンインストールを実施
- 計画通り4箇所からの堆積物サンプルを取得。取得したサンプルは構外分析機関への輸送を計画しており、PCV内部調査後にグローブボックスでの分取作業を予定
- 現在はROV-Bによる堆積物3Dマッピングに向けた装置の搬入・動作確認などを実施中

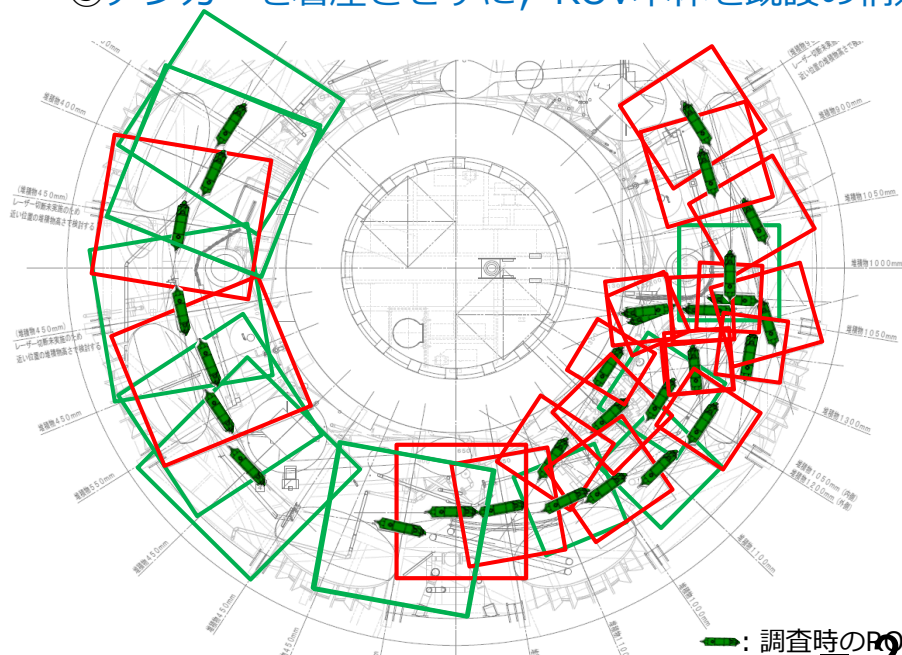


【参考】ROV-B（堆積物3Dマッピング）調査計画

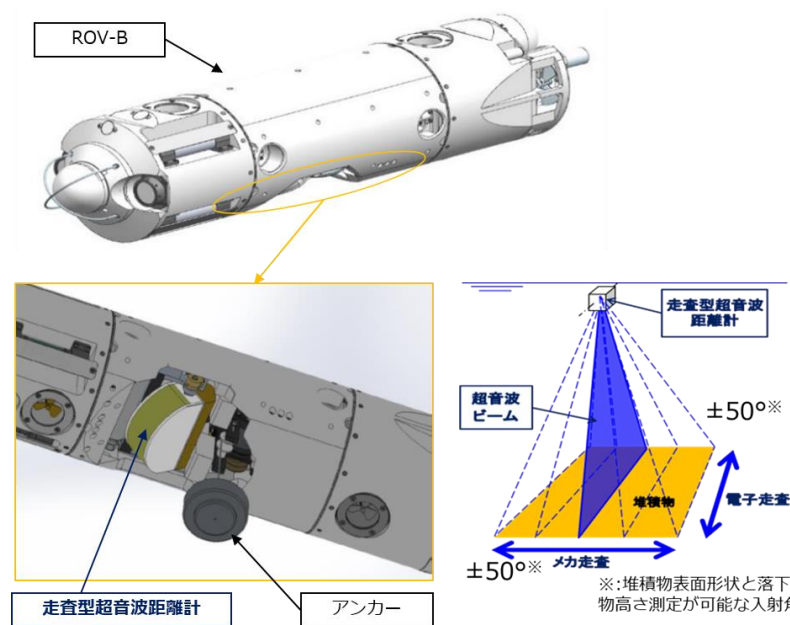
- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、ペDESTアル外周の広い範囲を対象とし、点群データを取得することで、堆積物の高さ分布を確認することを計画
- トレーニング期間において、調査可能な条件の追加について検証し、調査範囲の拡大について見通しを得ている
- ただし、現地の状況（ケーブルの撚りや水流の影響）により、調査範囲が制限される可能性は残るが、可能な限り広範囲を調査する

【ROV-Bで調査可能な条件】

- ①ROVがPCV水面に浮上可能であること
- ②ROVに搭載されるアンカーの吊り降ろしが可能であること
- ③アンカーを着座させずに、ROV本体を既設の構造物に固定できること（検証により追加）



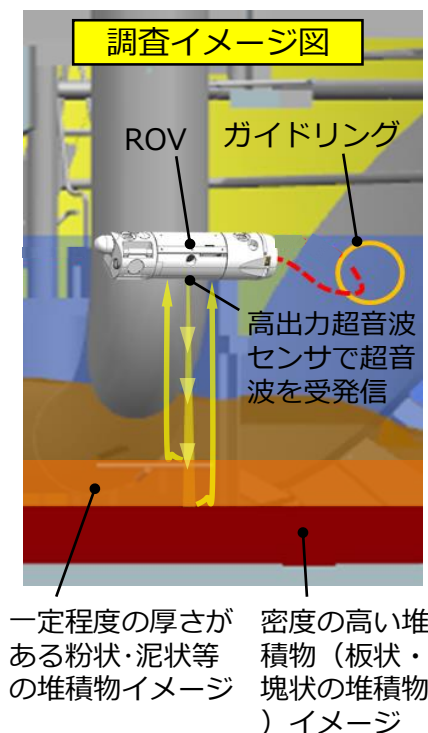
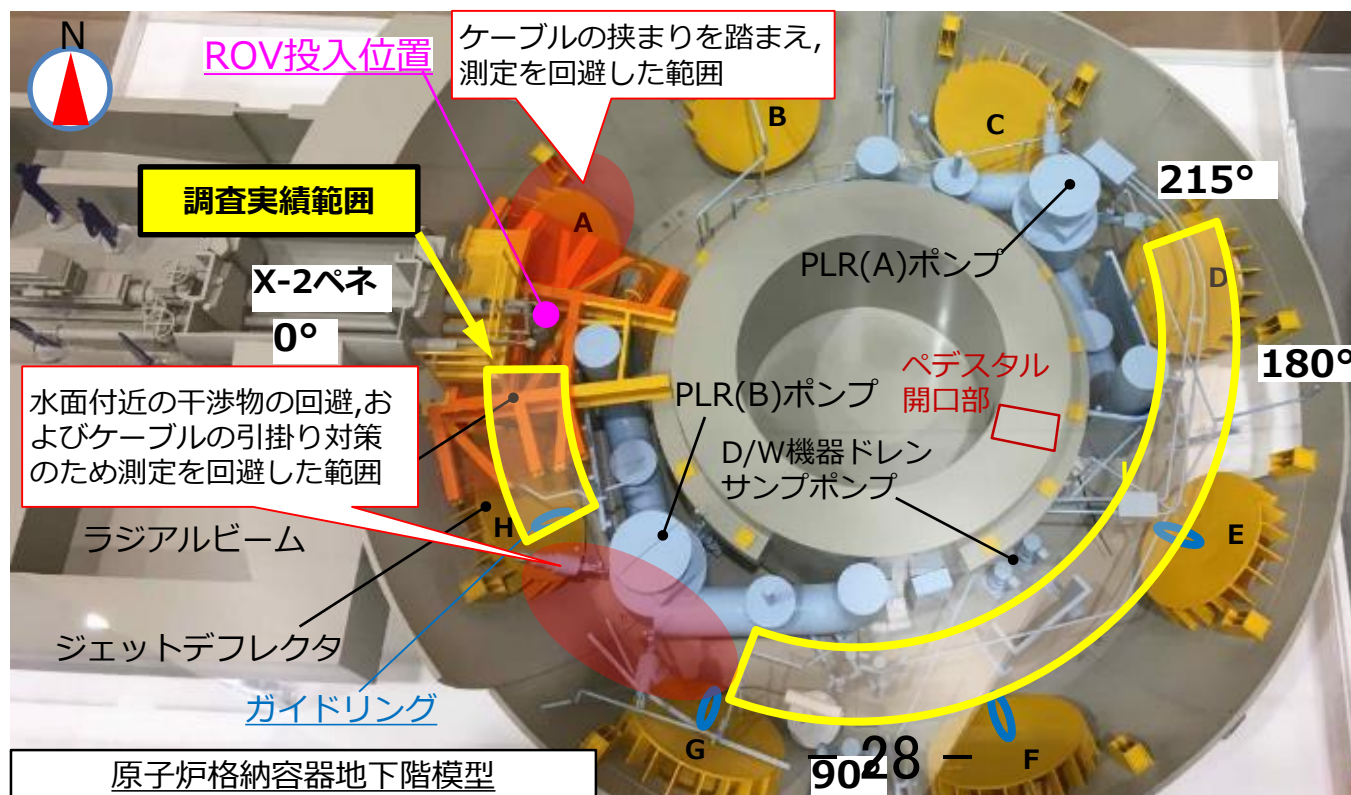
ROV-B調査範囲



ROV-Bの装置構成

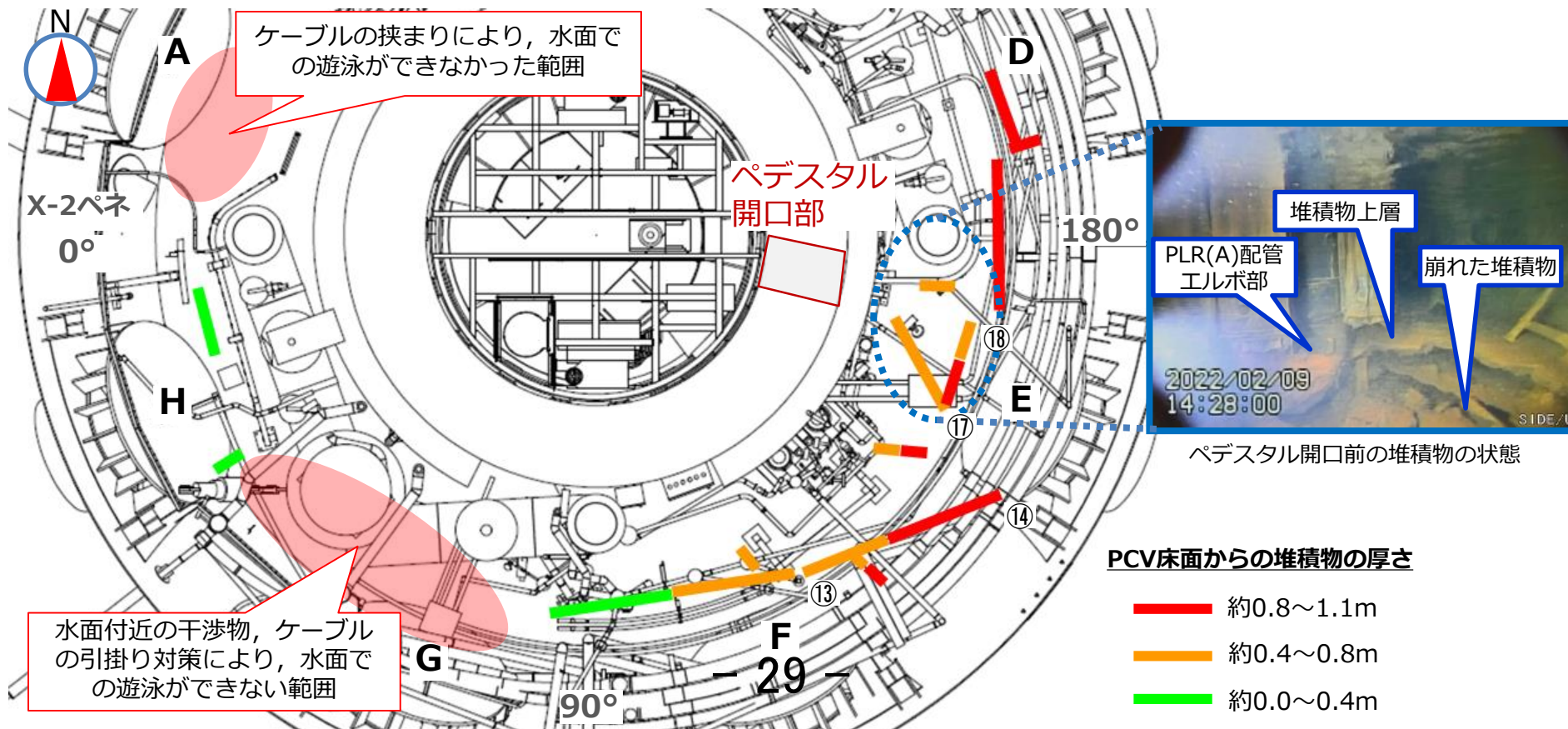
【参考】ROV-Cによる堆積物厚さ測定実績

- 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



【参考】ROV-Cによる堆積物厚さ測定結果まとめ(全13箇所)

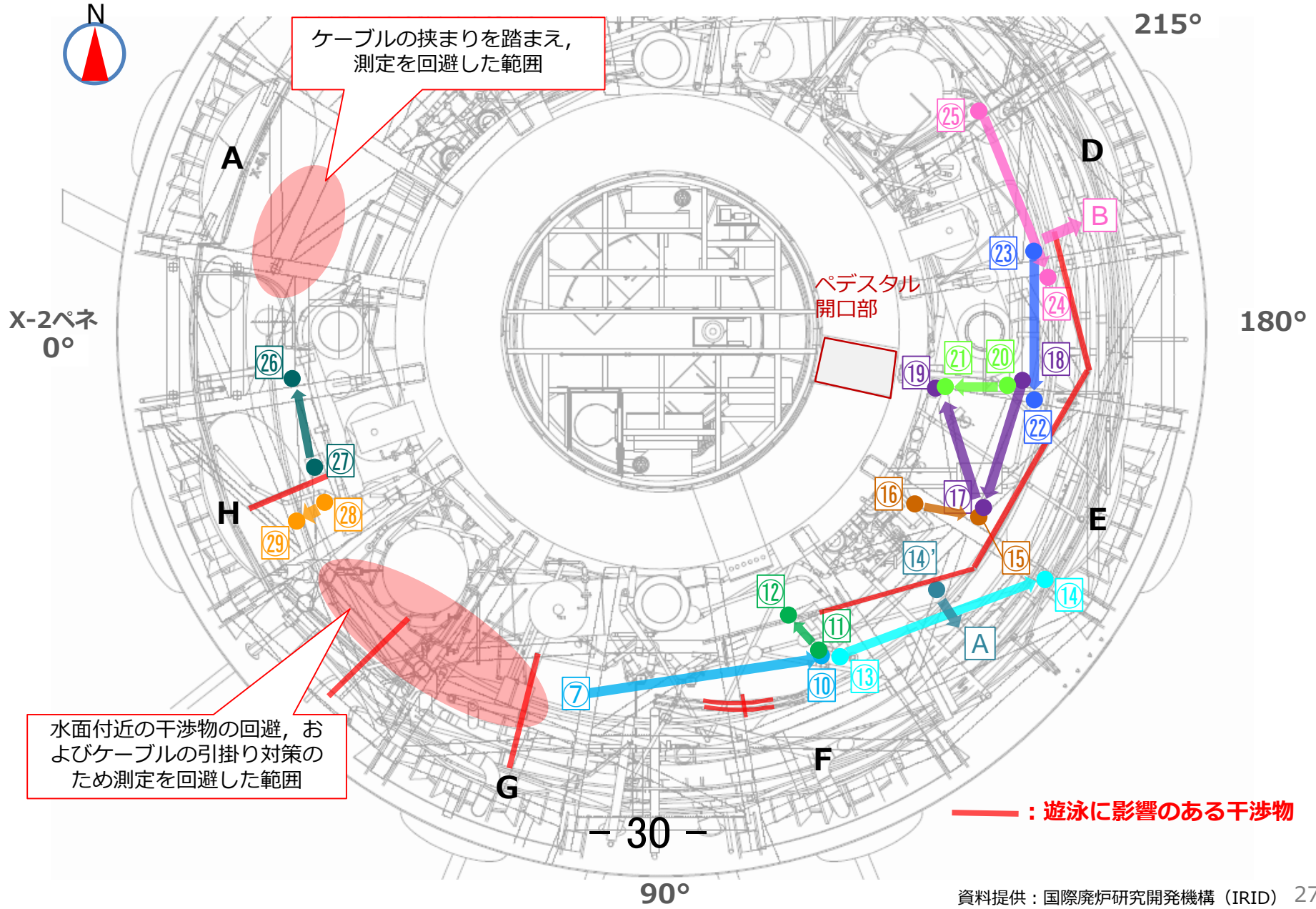
- 超音波測定データ及びROV-C・A2の調査時の映像から、粉状・泥状の堆積物は想定より薄いと評価。また、堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については、今回の調査結果からは評価不可
- PCV底部からの堆積物厚さについては、ペDESTAL開口部付近が比較的高く、ROV投入位置であるX-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認
- ペDESTAL開口部前の堆積物が一部低くなっている(下図、青点線囲い部)が、調査映像より堆積物が崩れているためと推定。



※PCV床面からの堆積物の高さは水位2.0mを基準として算出

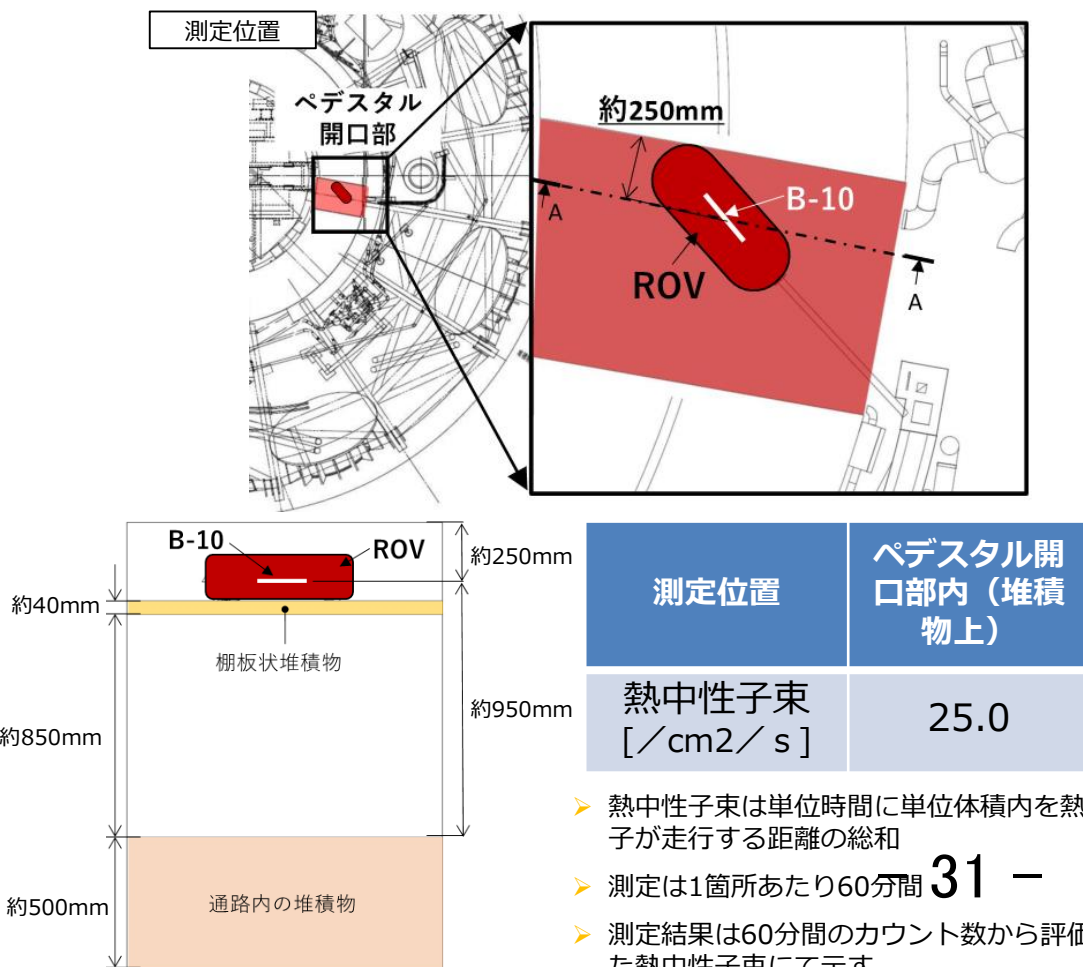
資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID） 26

【参考】ROV-Cによる堆積物厚さ測定箇所マップ



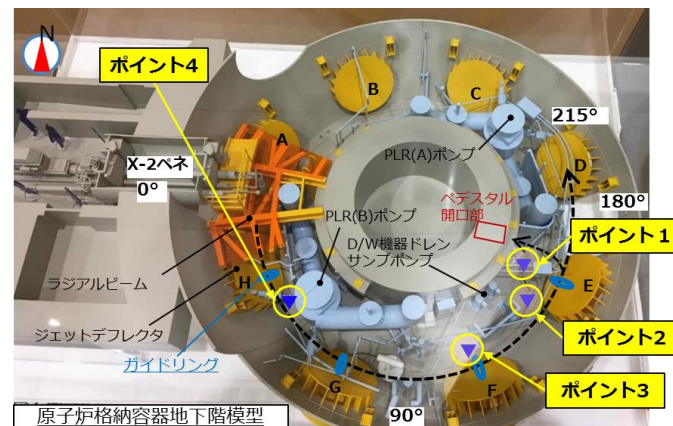
【参考】 ROV-A2による中性子束測定結果（3月31日調査分）

- 後半調査においては、ペDESTAL開口部内の棚状の堆積物上にて中性子束の測定を実施
- 前半調査時に測定したポイントと同程度の熱中性子束を確認
- 今回の測定結果から、ペDESTAL開口部内の棚状堆積物上においても、燃料デブリ由来の物質が存在しているものと推定され、今後はROV-Eにより採取した堆積物サンプリングにおける詳細分析の結果も踏まえて、更なる評価を行う



「2022年5月26日」廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議」資料

前半調査における中性子束測定結果 (2022年5月20, 21日調査分)



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 [$\gamma/\text{cm}^2/\text{s}$]	48.0	29.1	50.2	5.8

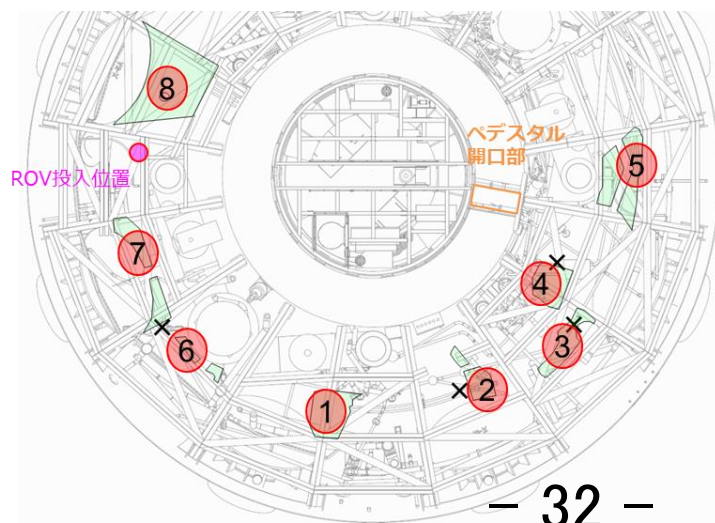
【参考】ROV-D（堆積物デブリ検知）評価結果

- ROV-D（堆積物デブリ検知）は12月6日から12月10日にかけて実施し、調査ポイント全てにおいて、熱中性子束及びEu-154を検出 ※2ポイント(④,⑦)の評価速報及び、全8ポイント(①～⑧)のスペクトルについては、「2022年12月22日_廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議」にてお知らせ済み
- 熱中性子束及びγ線核種分析の数値については、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の高さとの相関は確認されなかった
- このROV-Dの調査結果から、燃料デブリ由来の物質が調査範囲に広く存在していると推定
また、堆積物の高さの影響がないことから、燃料デブリ由来の物質は堆積物の表面付近に存在する可能性が高い

燃料デブリは燃料や炉内構造物が溶融し冷えて固まったものであるが、燃料デブリから遊離した微小粒子が存在することも知られており、これらを合わせて燃料デブリ由来の物質と呼んでいる

- 熱中性子束の測定値が1箇所だけ小さかった調査ポイント⑥では、Eu-154の測定値も小さかった
- 2017年のサンプル分析結果から、ウランを含有する微小粒子が堆積物表面に存在していることが分かっている。この微小粒子には、中性子源となり得るCm244*とEu-154が含まれていたことから、今回測定された中性子線・Eu-154γ線のうち、どの程度がこの微小粒子から発生したものが評価することが必要

➡ ROV-Eによる堆積物サンプリングにおける詳細分析の結果も踏まえて、今後更なる評価を行う



【凡例】丸数字：調査順序

●：ROV-D調査ポイント

■：ROV調査可能範囲

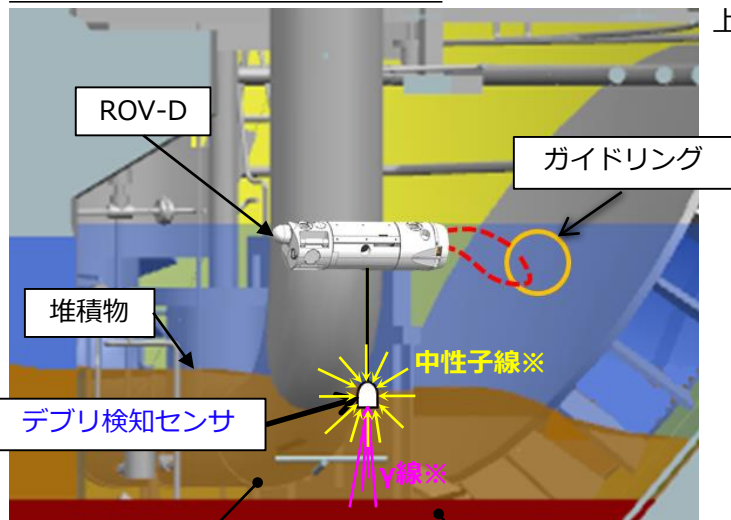
✕：ROV-A2調査で

B10計測を実施した箇所

*:Cm244はα崩壊と自発核分裂の二つの崩壊モードがあることが知られている。
全崩壊のうち、100万分の1.35の確率で自発核分裂（中性子2.7個放出）する。
2017年のサンプル分析で、α崩壊核種として約2000Bq（10mg中）が確認されているため、約0.007個/sの中性子源と評価される。

【参考】各ROVの調査イメージ

ROV-D (堆積物デブリ検知)



デブリ検知センサを堆積物上に吊り降ろし計測を実施



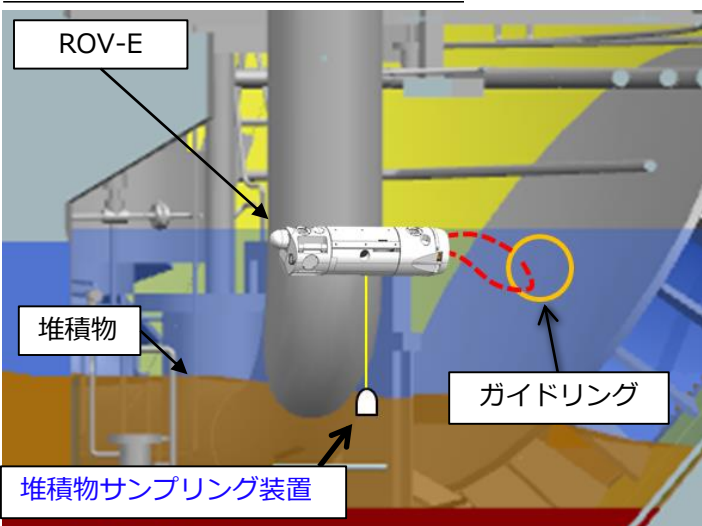
センサ吊り降ろし中



センサ吊り降ろし後

一定程度の厚さがある粉状・泥状等の堆積物イメージ
 密度の高い堆積物(板状・塊状の堆積物)イメージ
 ※ γ線および中性子線の示す範囲はあくまでもイメージです

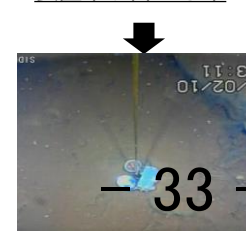
ROV-E (堆積物サンプリング)



サンプリング装置を堆積物上に吊り降ろし吸引を実施

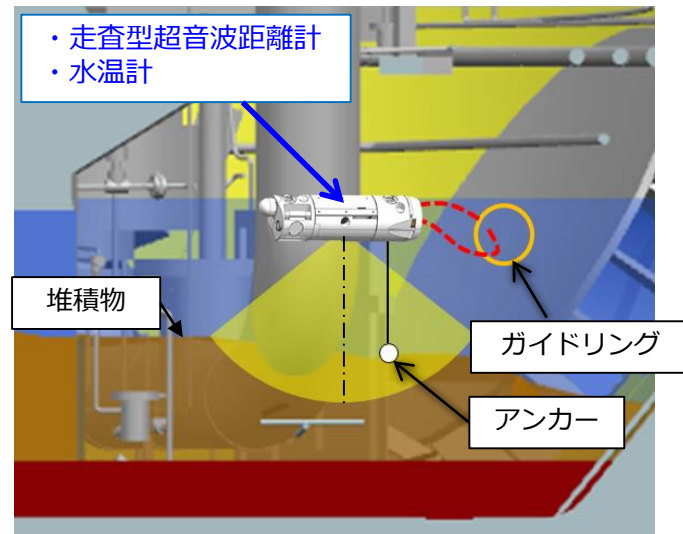


装置吊り降ろし中

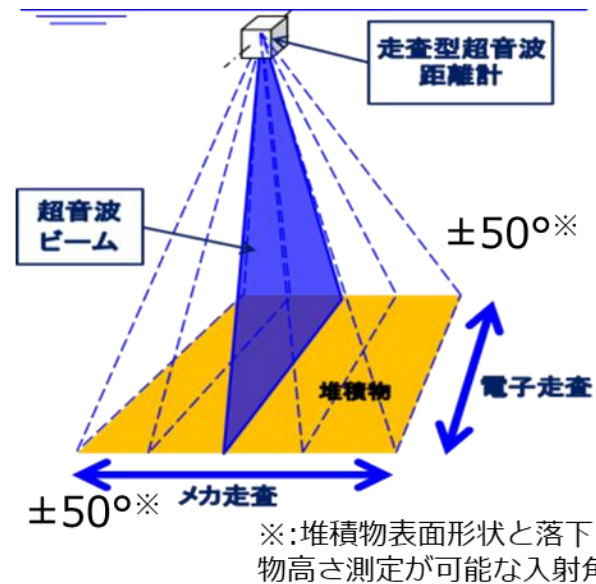


装置吊り降ろし後

ROV-B (堆積物3Dマッピング)



- ・走査型超音波距離計
- ・水温計

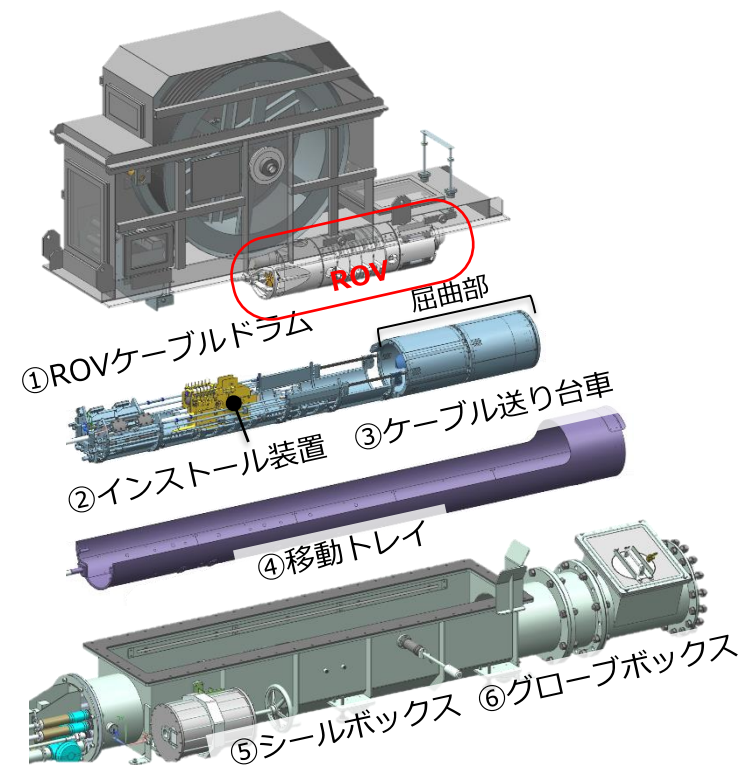
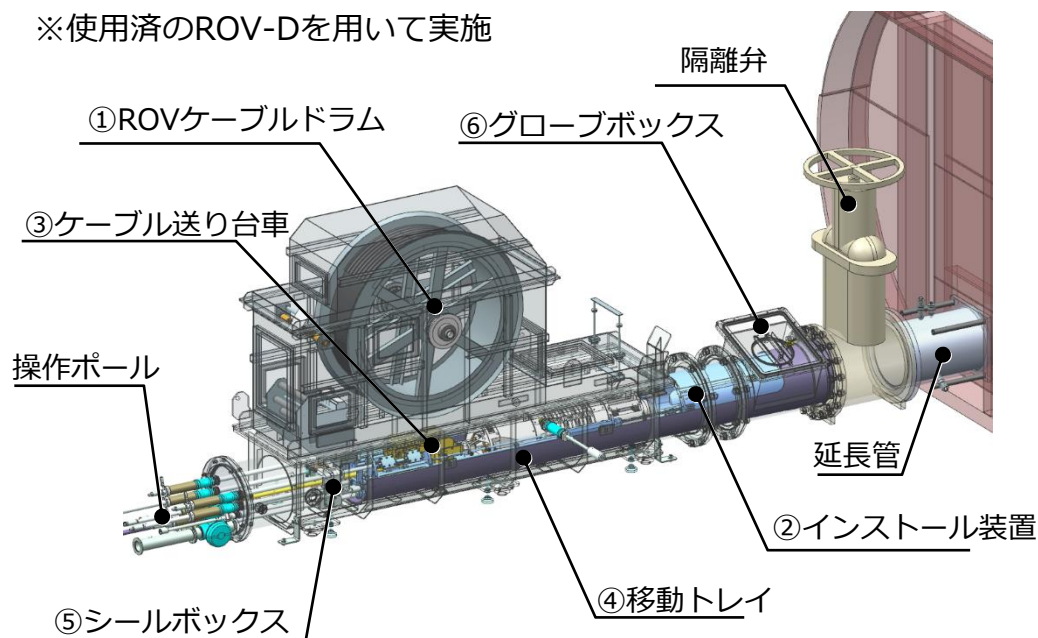


※:堆積物表面形状と落下物高さ測定が可能な入射角

【参考】調査装置詳細 シールボックス他装置

- 予備機シールボックス等の搬入・交換
- 隔離弁との芯出し
- ガイドパイプとの芯出し※（仮インストール）

※使用済のROV-Dを用いて実施

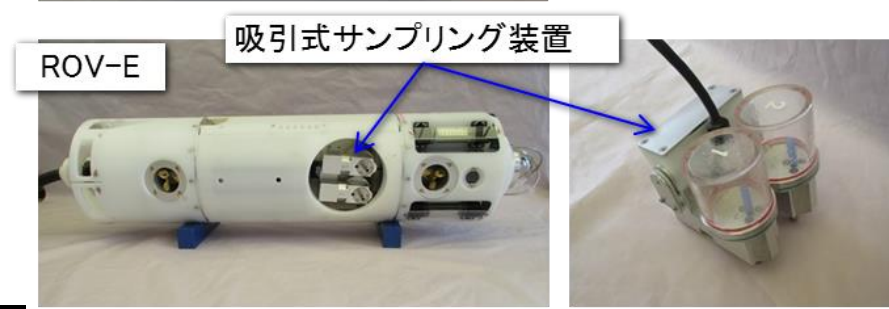
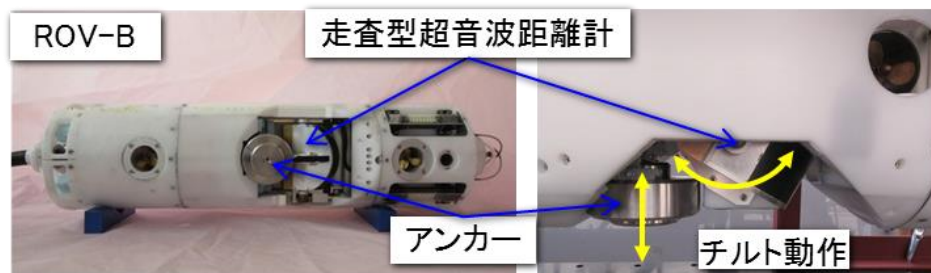


構成機器名称	役割
① ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
② インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③ ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④ 移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤ シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥ グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

【参考】調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

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

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



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

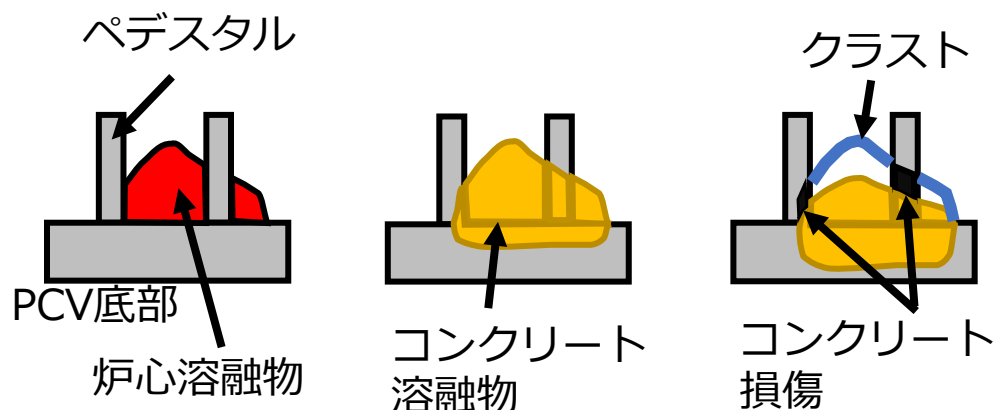
- 1号機ペデスタル開口部及び内部で確認されたコンクリート部の破損
- ペデスタル外側のPCV底部に確認されたテーブル状堆積物



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

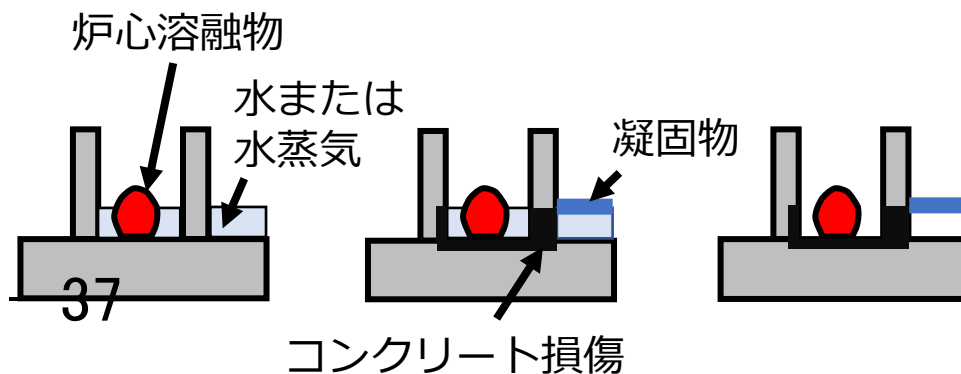
(1) コンクリートの高温での溶融シナリオ

- 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

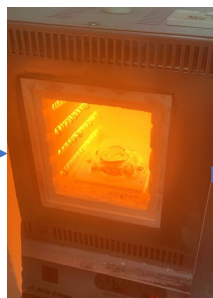


今回の試験の狙い

新田川産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)



福島県新田川産骨材
コンクリート



1280℃8時間

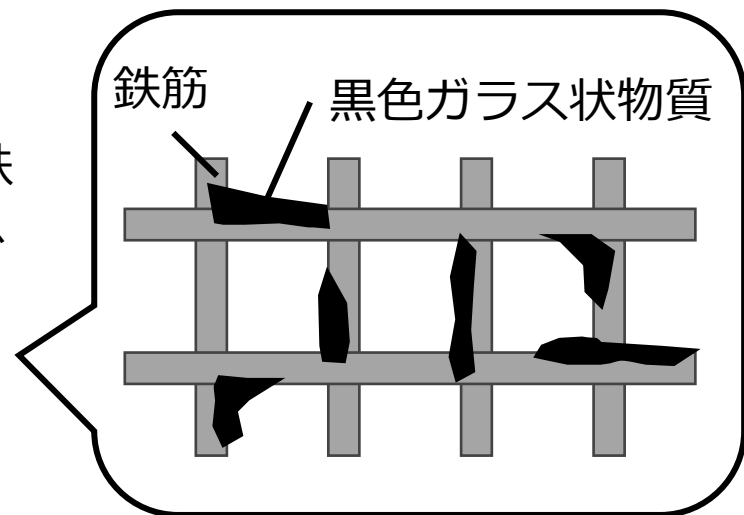


冷却後

溶融したコンクリート
が黒色ガラス状物質と
なり、耐熱セラミック
ス板に固着

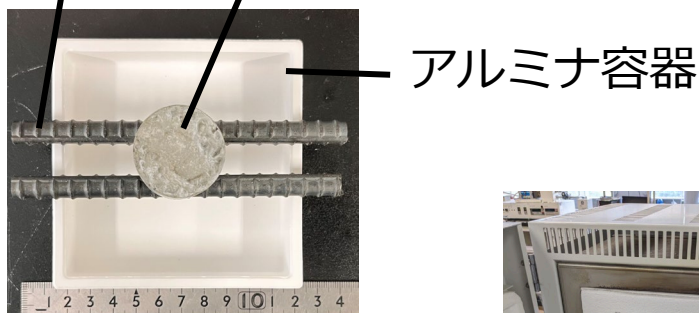
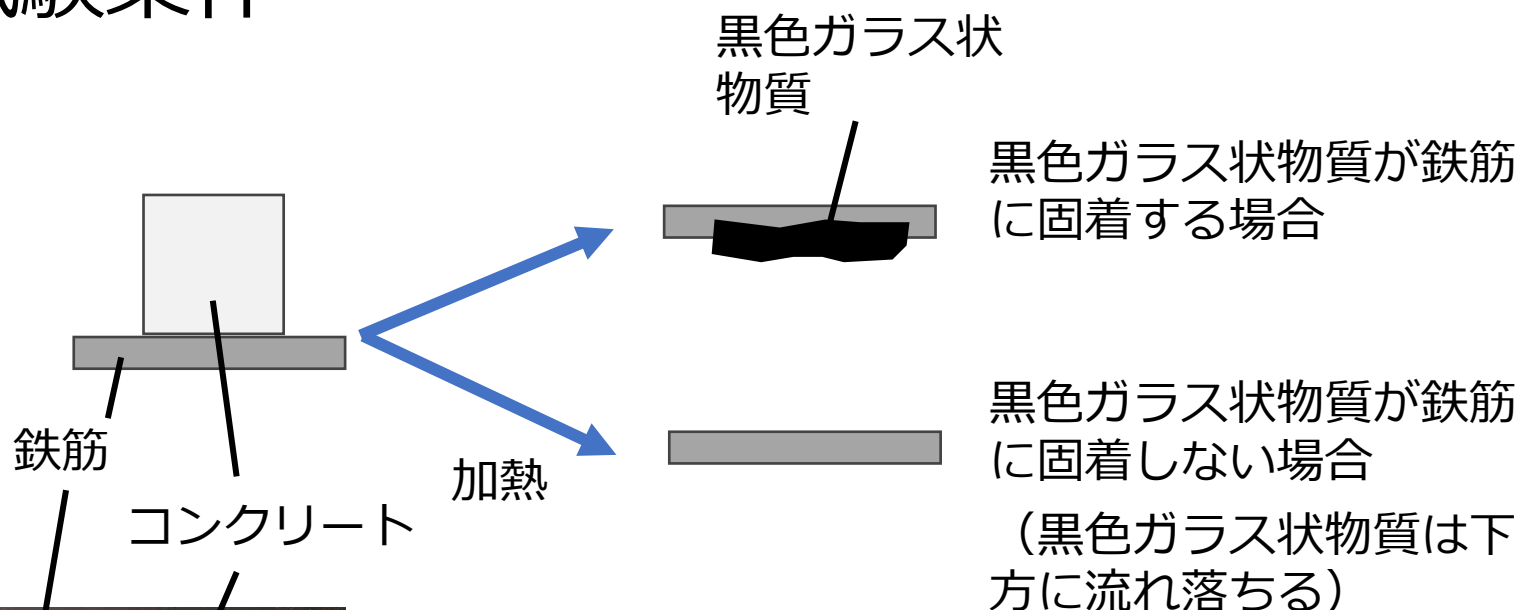


- コンクリートが高温（1280℃程度、鉄筋は溶融しない温度）で溶融した場合、黒いガラス状の物質が鉄筋に固着？
- 鉄筋表面の付着物によりコンクリートが高温で溶融した可能性を排除可能？



鉄筋とコンクリートとの高温での
反応試験を実施

試験条件

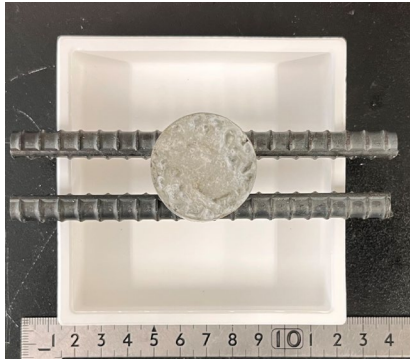


試験炉

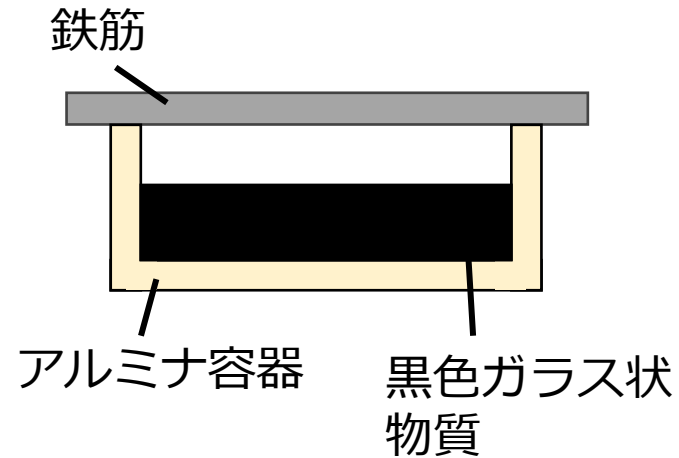
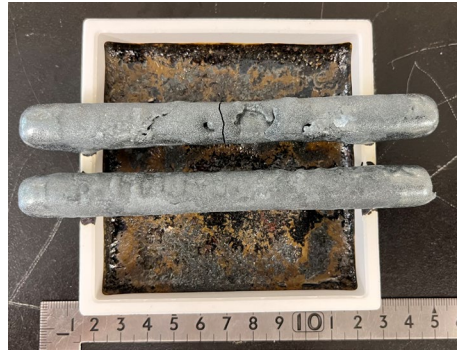
39 -

- 試験炉：マッフル炉
雰囲気：大気下
温度：7.5時間で1280℃に昇温、
2時間保持
試験片：コンクリート片は高さ3cm、
直径3cmの円柱状
鉄筋は長さ12cm、
サイズD10、鋼種SD295

加熱試験後の鉄筋とコンクリートの外観



1280℃
2時間



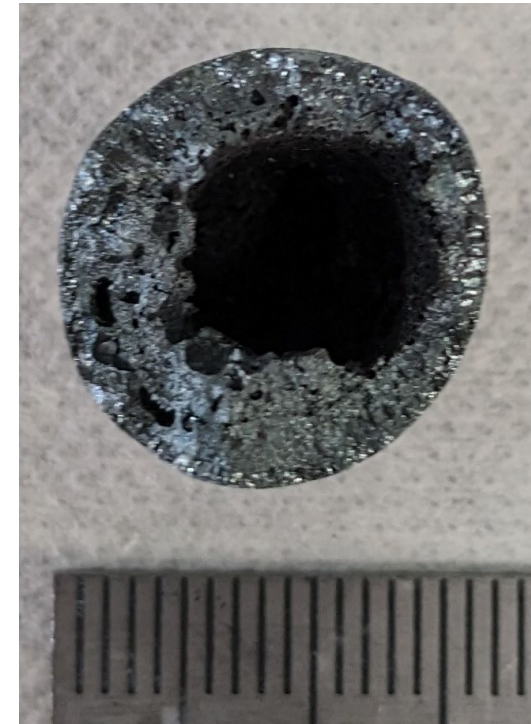
試験前

試験後

試験後概略図

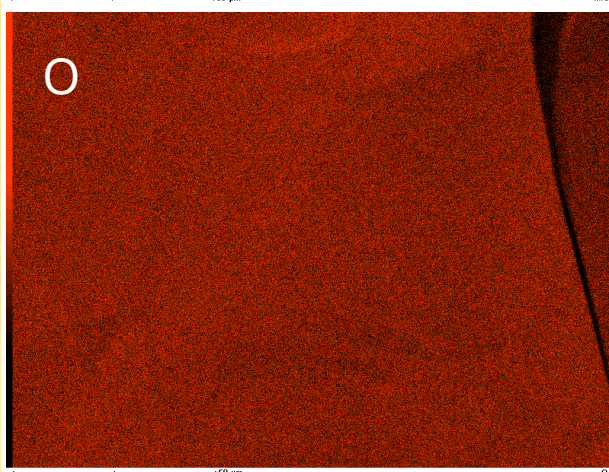
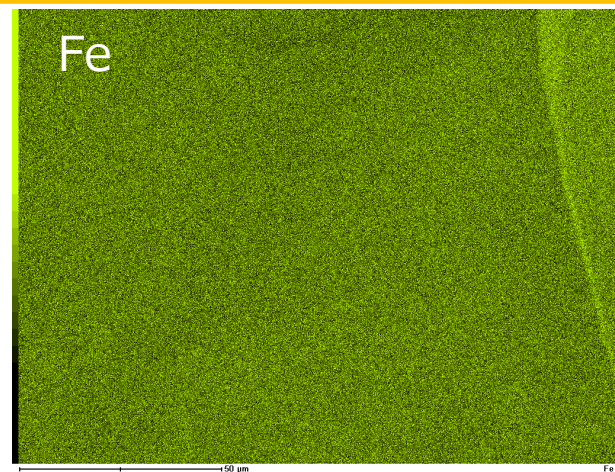
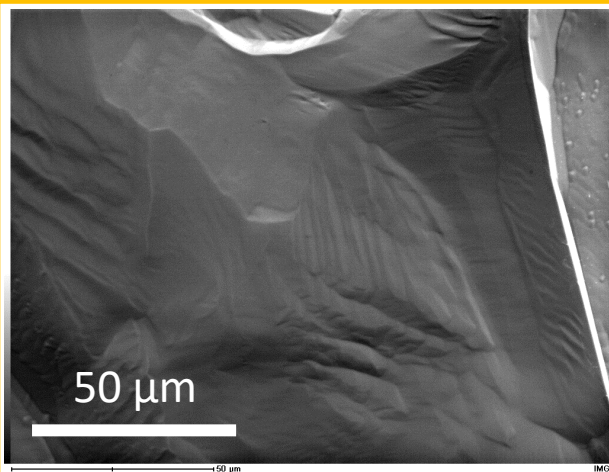
- 黑色ガラス状物質は下方に流れ落ち、鉄筋に固着していなかった
- 鉄筋が膨張していた

鉄筋の外観と断面



- 鉄筋は表面に反応相が生じた結果、膨張したように見えた
- 中心に鉄筋らしきものが残っていた
- 反応相は黒色で金属光沢があり、硬くて脆い

鉄筋の反応相の分析結果



元素	原子数比 (%)
Fe	99.99
Si	0.001
Al	—
Ca	—

- 反応相表面をSEM/EDX分析 ⇒ 反応相には鉄(Fe)と酸素(O)のみが含まれる
— (42 シクリート成分は含まれない)
- 反応相を粉末にしてXRD測定 ⇒ 反応相は Fe_3O_4 である

Fe₃O₄相の外観



- アルミナ容器との接触箇所において、Fe₃O₄相はアルミナにめり込んでいる

➡ Fe₃O₄相が鉄筋表面に成長する際に、アルミナを覆うように成長

- 鉄筋の上側を観察すると、片方の鉄筋がやや窪んでいるように見えるが、もう片方の鉄筋には窪みはない

➡ Fe₃O₄相が鉄筋表面に成長する際に、コンクリートを覆うように成長？（Fe₃O₄相が生成してからコンクリートが溶融？）

Fe₃O₄相が成長する前にコンクリートが溶融？

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高温での熔融シナリオと水への溶解シナリオの2つのシナリオを提案し、検証試験を実施している。今回は高温での熔融シナリオに関する検証試験の進捗を報告した。

試験内容

- コンクリートを鉄筋の上に載せ、大気中1280℃で2時間保持した。
- 試験後は鉄筋が膨張し、コンクリートが熔融して生じた黒色ガラス状物質は鉄筋に付着せず下方に落下していた。
- 鉄筋断面観察により、鉄筋の表面に反応相が生じることで鉄筋が膨張したことが分かった。
- 鉄筋の反応相は黒色で金属光沢があり、脆い。SEM/EDXによる元素分析の結果、主成分はFeとOであり、XRD分析によって Fe_3O_4 であることが分かった。

結論

- コンクリートが高温になると熔融して黒色ガラス状物質が生じるが、この黒色ガラス状物質が鉄筋に付着しない条件が存在する。
- 1号機ペDESTALの鉄筋表面に黒色ガラス状物質が観察されていないことがコンクリートが高温で熔融しなかったことを示唆する、という推定には慎重になるべき。
- 黒色ガラス状物質が鉄筋に付着しなかったメカニズム解明(特に Fe_3O_4 の役割の解明)のため、追加の試験を実施する予定。
(鉄筋入りコンクリートの加熱試験、鉄筋とコンクリートの温度差の影響評価、熔融挙動の直接観察、雰囲気の影響評価、等)

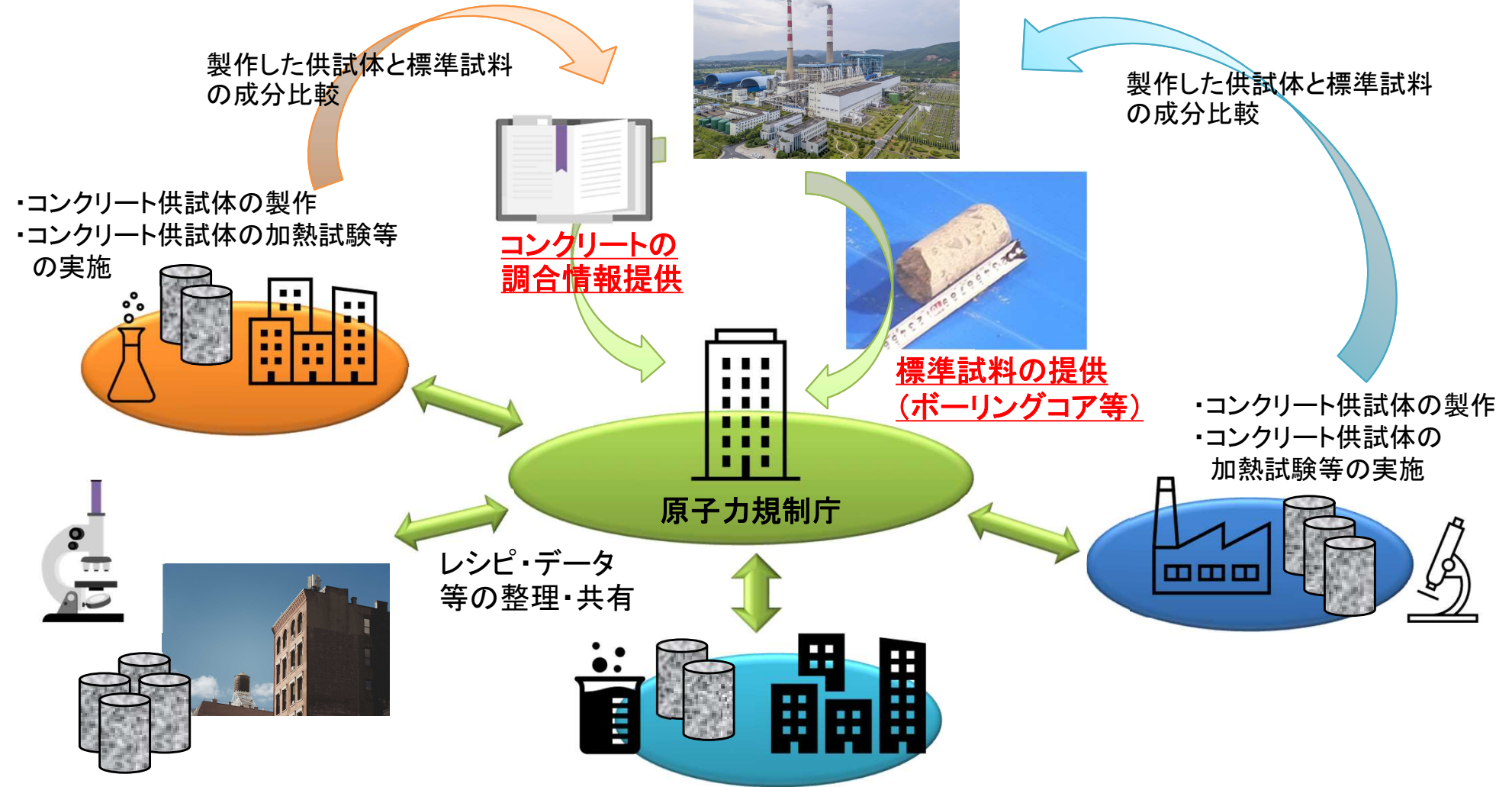
コンクリート喪失に関する実験等について

2023年6月22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



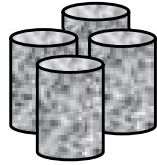
➡ 複数の組織において、情報の共有、試験の分担等を行い、実施可能な試験・分析を優先(先行)して行うことで、令和5年内16日処に先行試験の結果を得ることを目指す。

○コンクリート試験体の製作

東京電力福島第一原子力発電所1号機のコンクリート調合情報(レシピ)を基に、
コンクリート供試体を製作



調査情報等



コンクリート供試体

JIS A1132 : 2020 コンクリートの強度
試験用供試体の作り方 等も参照し、
直径100mm × 200mm等の供試体を
複数体製作

製作した供試体と標準試料
の成分比較等を実施

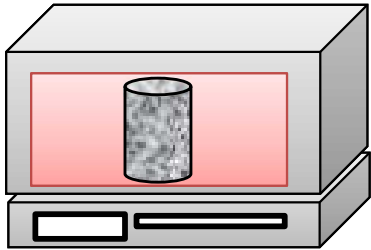


標準試料

(ボーリングコア等)

- ・1号機原子炉建屋壁面・床面ボーリングコア
- ・2号機原子炉建屋シールドプラグボーリングコア
等いくつかの候補を検討

○加熱試験等



コンクリート供試体



試験条件

- ・加熱温度 (300°C ~ 1200°C 等)
- ・加熱時間 (24時間、1週間 等)
- ・暴露環境 (静水、流水 等)



成分分析等の実施

・化学的性質/物理的性質

- 示差熱天秤分析 (TG-DTA)
- 化学分析 (JIS R5202)
- EPMA
- SEM-EDX
- XRD
- 圧縮強度 等



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38回会合 資料2-1

令和5年6月22日

**令和5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事故時の水素爆発にお
ける可燃性有機ガスの影響に関する調査)事業**

国立大学法人 長岡技術科学大学
技学研究院 システム安全系

門脇 敏

事業目的

東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故等を踏まえた重大事故時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得する。

本事業では、1F1号機及び3号機の原子炉建屋において発生した爆発現象に関して、水素濃度等及び可燃性有機ガスの影響を把握することを目的に、水素及び可燃性有機ガス濃度、初期ガス温度をパラメータとして、火炎色等確認試験(拡散燃焼試験)及び予混合燃焼試験を計画し実施する。

事業内容

概要

本事業では、水素及び可燃性有機ガスの燃焼による水素燃焼時の挙動を把握するため、水素及び可燃性有機ガスの濃度および初期ガス温度等をパラメータとして、下記に示す燃焼試験を実施する。

- (1) 火炎色等確認試験(拡散燃焼試験)の計画及び実施
- (2) 水素等燃焼試験(予混合燃焼試験)の計画及び実施
- (3) 水素及び混合気体燃焼に関する最新知見の収集
- (4) 報告書の作成

事業内容

実施内容

火炎色等確認実験(拡散燃焼)の計画及び実施

水素及び可燃性有機ガスの火炎色等確認試験(拡散燃焼)の計画及び試験を行う。試験条件範囲及び測定項目を以下に示す。

・試験条件範囲

試験装置: ガス流量を調整し、拡散燃焼を一定時間維持

燃焼状態: 拡散燃焼

水素濃度: 50 vol% ~ 100 vol%

可燃性有機ガス(メタン)濃度: 0 vol% ~ 50 vol%

[不活性ガス(窒素)濃度: 0 vol% ~ 50 vol%] ?

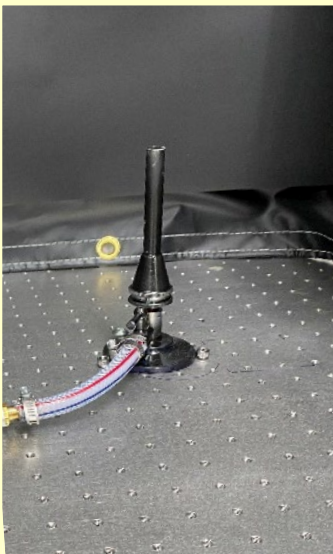
・測定項目

水素ガス及び可燃性有機ガスの流量及び温度、記録用カメラによる燃焼₄挙動(火炎色及び煙・煤等)、赤外線放射温度計等による火炎の温度分布

事業内容

試験装置

バーナー火炎(拡散燃焼)

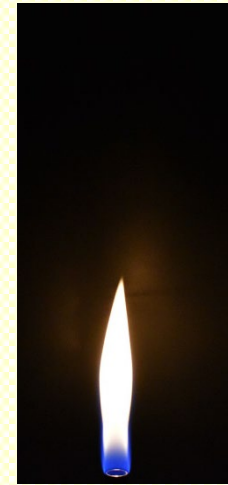


バーナー内径: 11 mm

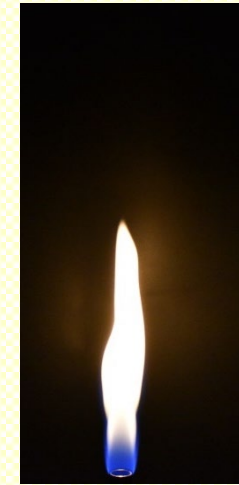
水素: 50%, メタン: 50%



0.5 L/min



1.0 L/min



1.5 L/min

事業内容

実施内容

水素等燃焼試験(予混合燃焼)の計画及び実施

水素、可燃性有機ガス及び空気の混合気体による燃焼試験(予混合燃焼)の計画及び試験を行う。燃焼時の挙動を把握するため、口径30 cm以上の観察窓を有し、燃焼時の系内全体の挙動を観察・記録できる試験装置を用いて試験を行うこととする。

なお、試験の計画及び実施では、原子力規制庁が実施した令和4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事故時の水素爆発における可燃性有機ガスの影響に関する調査)事業の結果を参考とする。

事業内容

①水素燃焼試験

デフラグレーション(deflagration、爆燃)を考慮した燃焼時の挙動を把握する試験を実施する。試験パラメータは水素濃度及び初期温度とし、6ケース実施する。試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件

試験装置:密閉型で、燃焼時圧力上昇に耐え、口径30cmの観察窓を有する

燃焼状態:予混合燃焼

着火位置:中央部

水素濃度:10 vol%、15 vol%、20 vol%

初期温度:25 °C、75 °C

・測定項目

水素ガスの濃度及び温度、燃焼時の系内の圧力変化、高速度カメラによる燃焼挙動等

事業内容

②混合気体(水素、可燃性有機ガス及び空気)燃焼試験

①の水素燃焼試験の結果を踏まえ、水素燃焼時の可燃性有機ガス(メタン)の影響を把握するため、水素濃度、可燃性有機ガス濃度及び空気の混合気体による燃焼時の圧力変化並びに高速度カメラによる燃焼挙動等を測定する。試験パラメータは、ガス濃度(水素及び可燃性有機ガス)及び初期温度とし、12ケース実施する。ここで、混合気体の当量比は1以下とする。

試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件(試験装置、燃焼状態、着火位置は①と同様)

水素濃度: 10 vol%、15 vol%、20 vol%

可燃性有機ガス(メタン)濃度: 1 vol%、2 vol%

初期温度: 25 °C、75 °C

・測定項目

水素ガス及び可燃性有機ガスの濃度及び温度、燃焼時の系内の圧力変化、
高速度カメラによる燃焼挙動等

事業内容

試験装置

密閉型燃焼容器

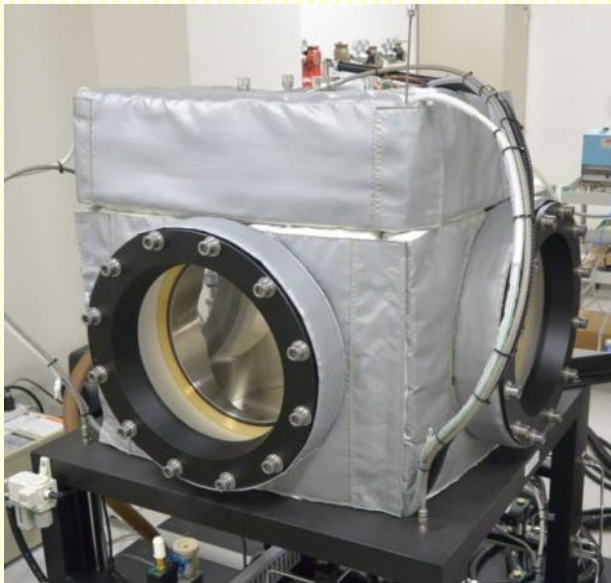


図1 密閉型燃焼容器

表1 密閉型燃焼容器の基本仕様

容器	容積	73 L
	材質	SUS
観察窓	直径	300 mm
	厚み	140 mm
	数	4

事業内容

試験装置

燃焼試験システム

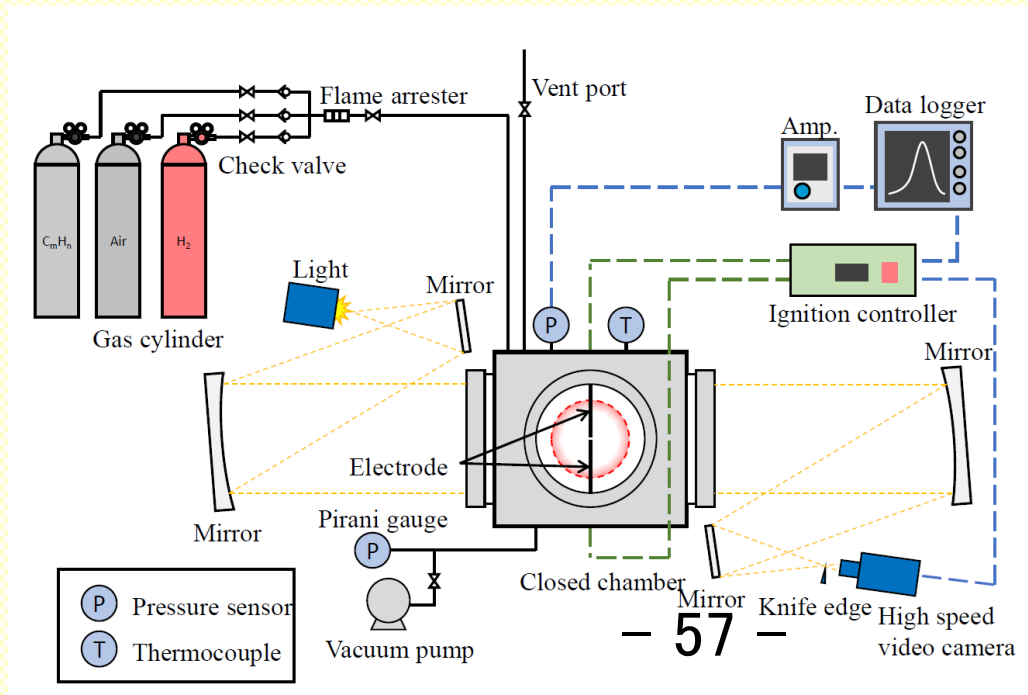


図2 燃焼試験システム

これまでの試験成果

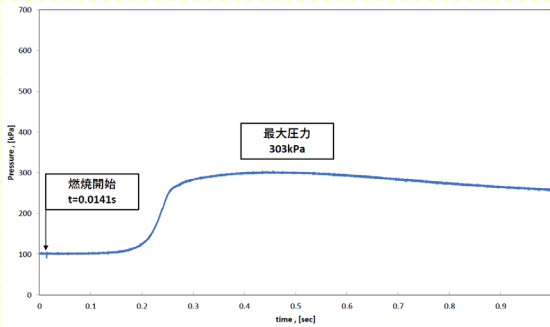
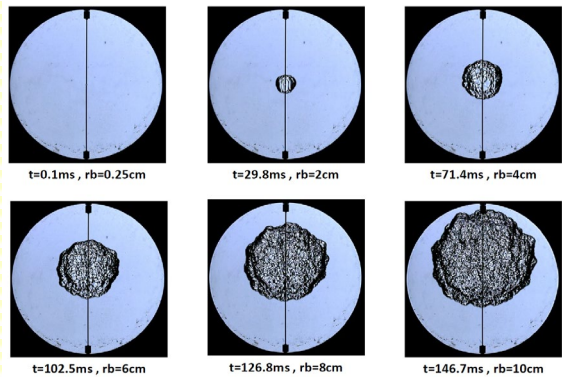


図3 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度10 vol%、メタン濃度0 vol%)

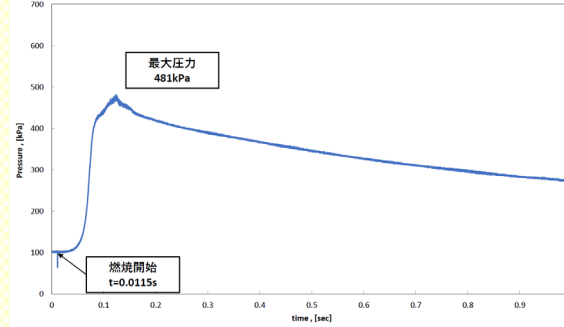
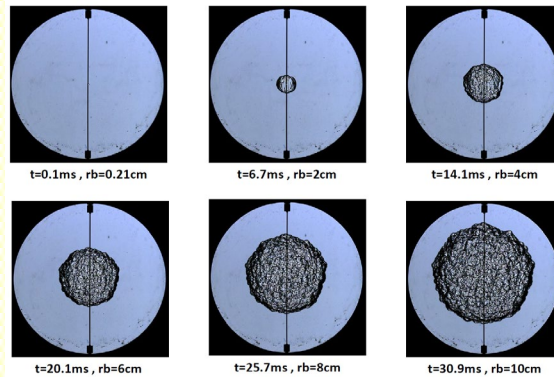


図4 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度15 vol%、メタン濃度0 vol%)

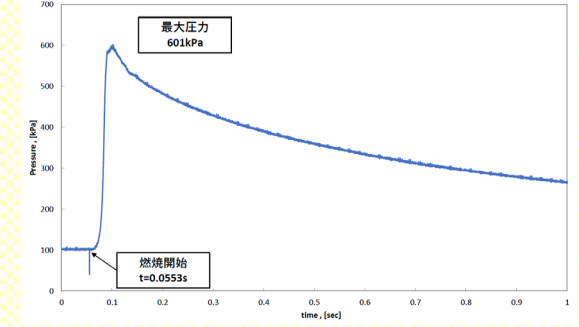
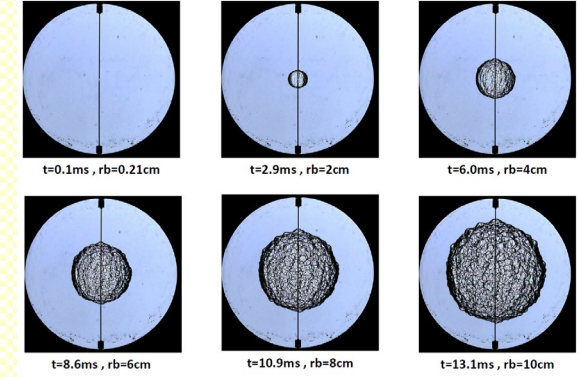


図5 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度20 vol%、メタン濃度0 vol%)

これまでの試験成果

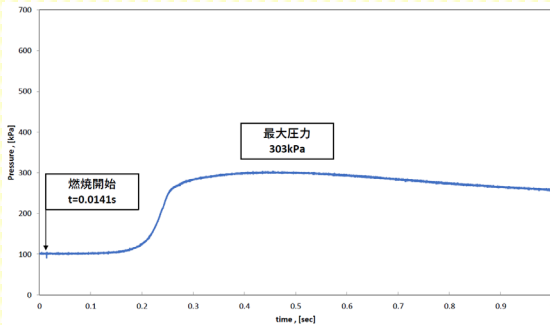
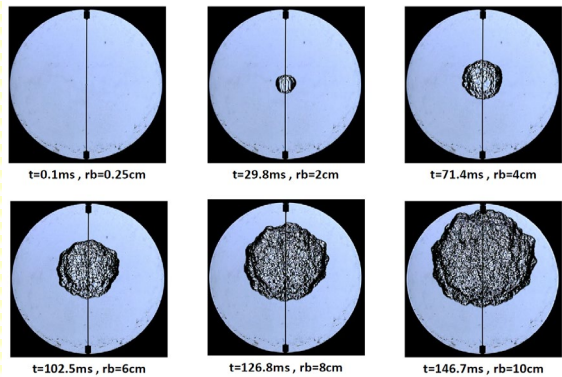


図3 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度10 vol%、メタン濃度0 vol%)

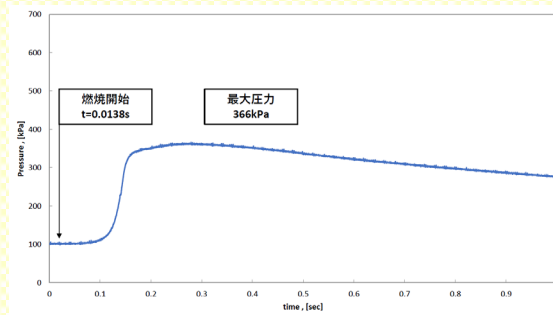
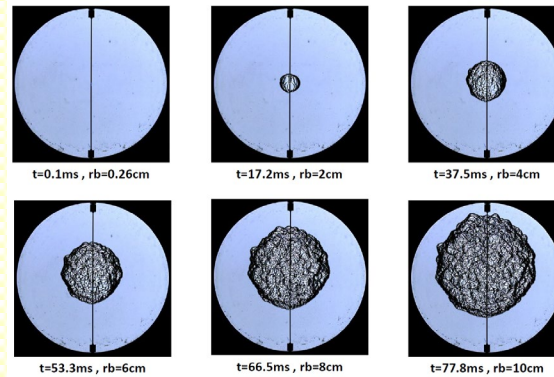


図6 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度10 vol%、メタン濃度1 vol%)

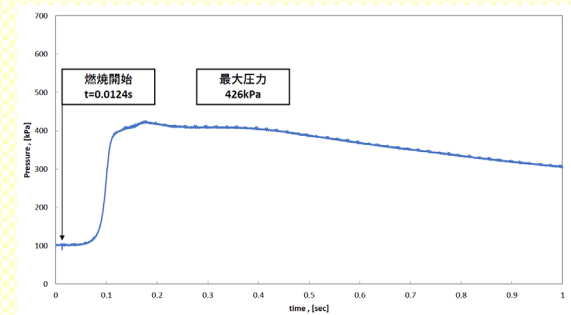
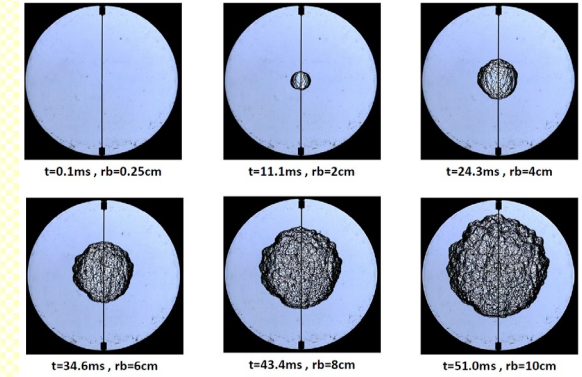


図7 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度10 vol%、メタン濃度2 vol%)

これまでの試験成果

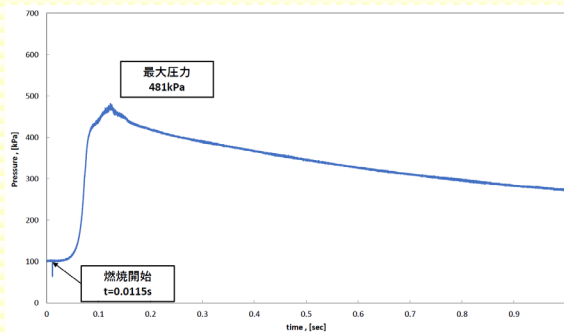
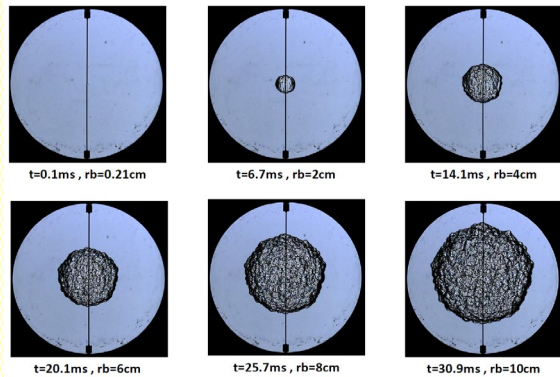


図4 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度15 vol%、メタン濃度0 vol%)

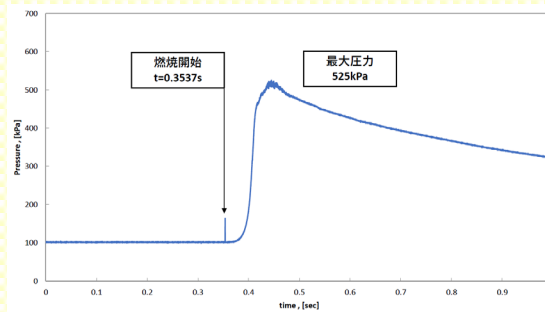
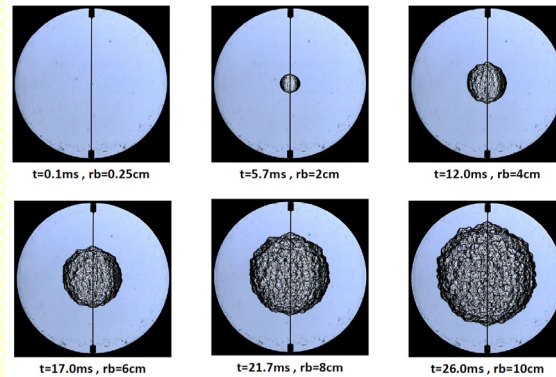


図8 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度15 vol%、メタン濃度1 vol%)

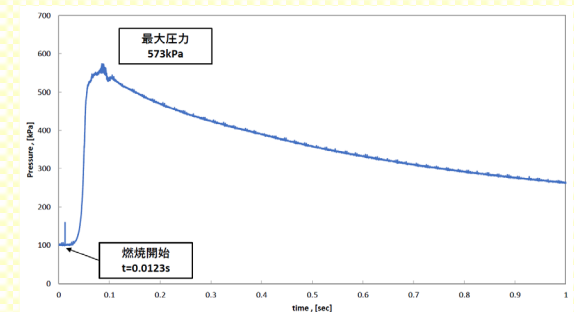
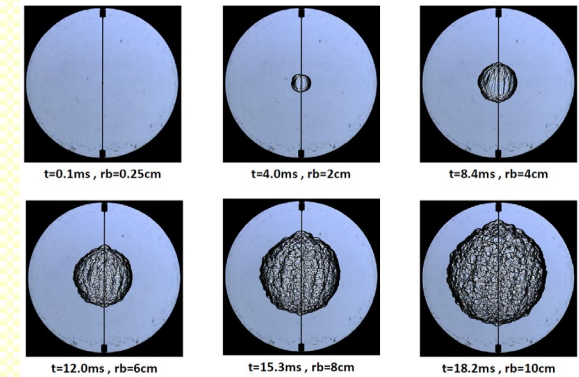


図9 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度15 vol%、メタン濃度2 vol%)

これまでの試験成果

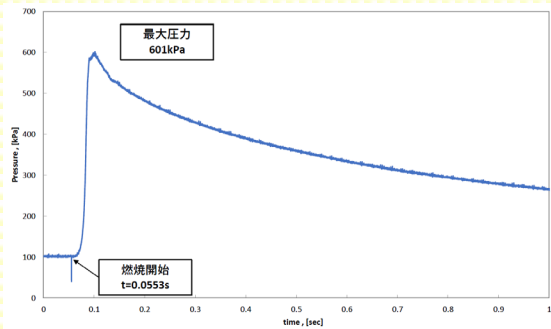
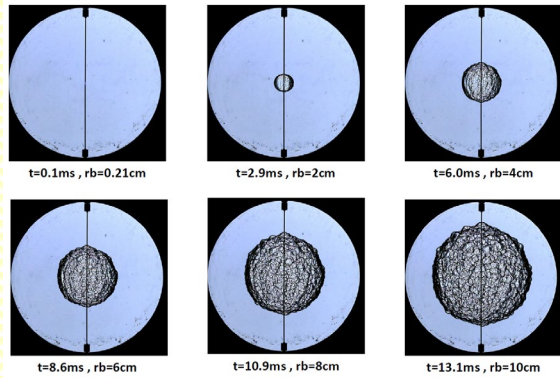


図5 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度20 vol%、メタン濃度0 vol%)

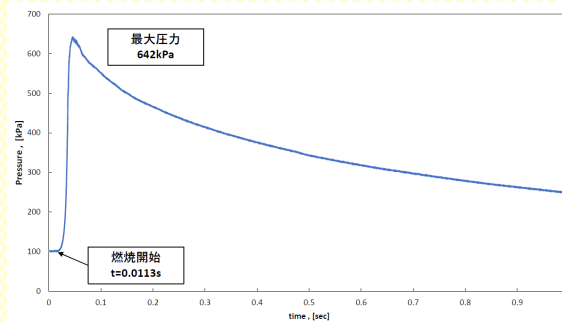
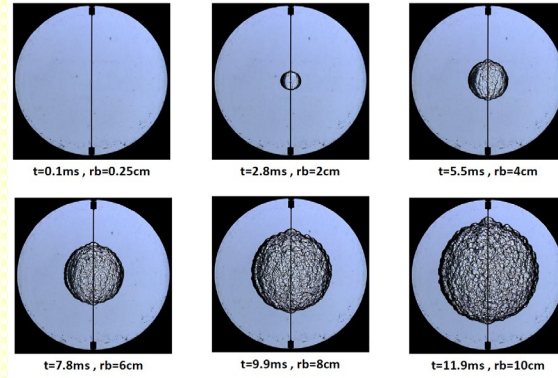


図10 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度20 vol%、メタン濃度1 vol%)

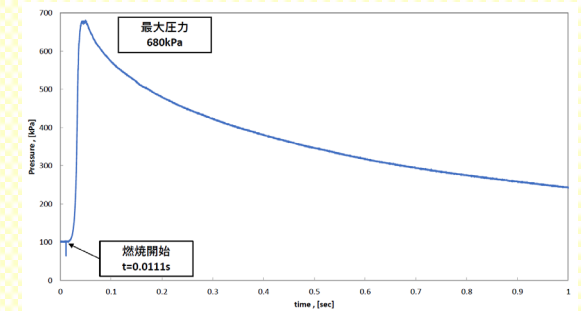
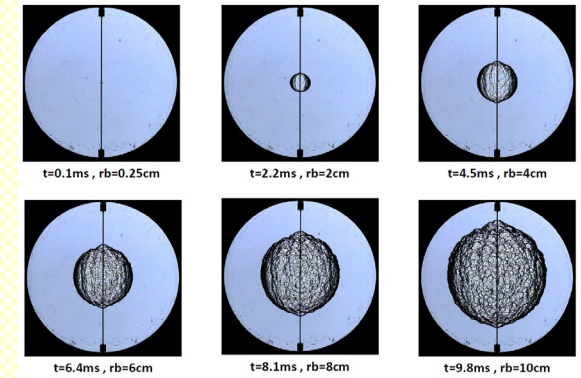


図11 シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度20 vol%、メタン濃度2 vol%)

これまでの試験成果

試験結果と考察

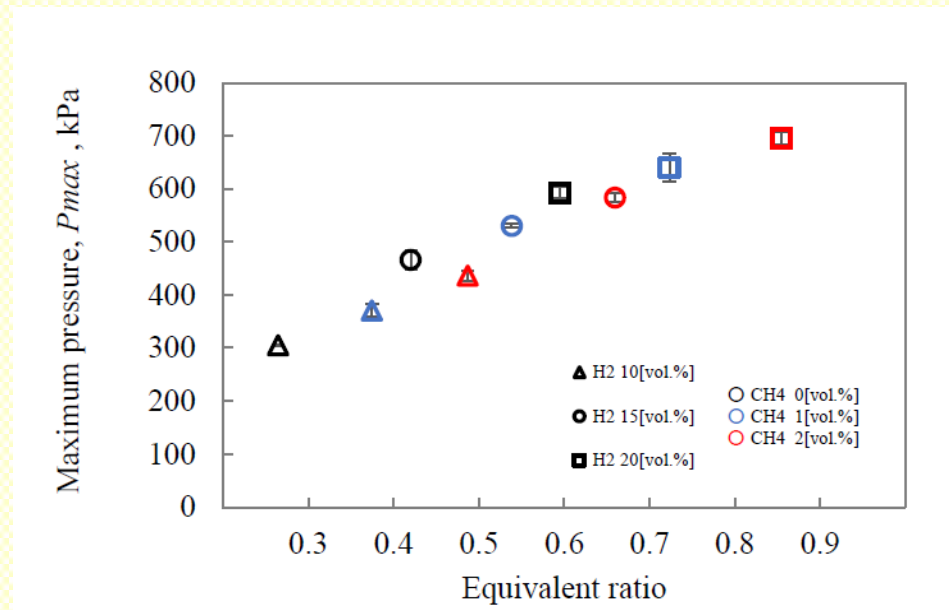
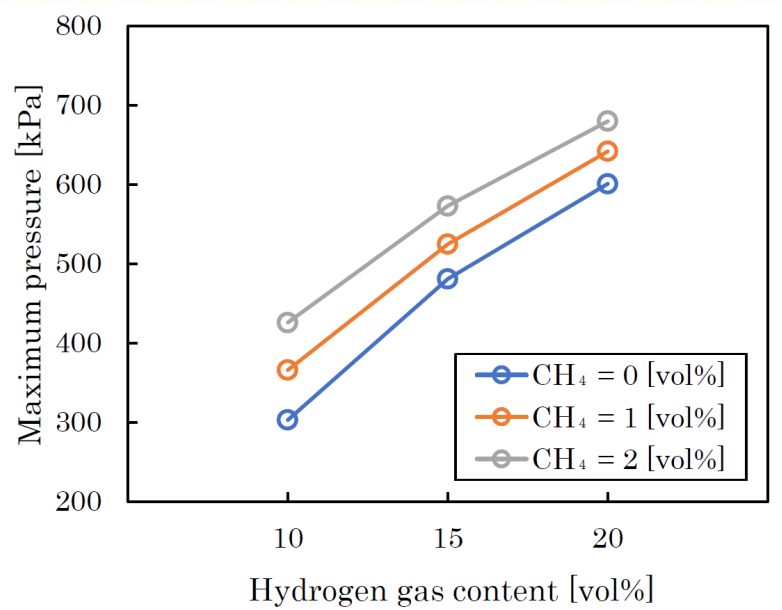


図12 容器内の最大圧力

フランスICARE/CNRSとの共同研究

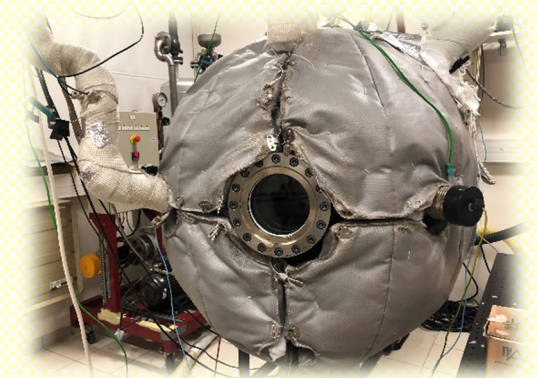
海外の関連する組織との交流が必要である。フランスの関連組織ICARE/CNRSは、本事業にも関係するガス爆発の分野において、水蒸気を含めたガスを扱える密閉型容器を用いて実験を遂行しており、世界でもガス爆発特性に関する知見を有する数少ない研究機関の一つである。この研究機関と水素爆発に係わる情報を交換すると共に、共同での水素爆発試験の実施等を検討することが有用である。

In the near future, if accepted, we would like to perform the experiments to elucidate the effects of inert gas, i.e. **water vapor** and **nitrogen**, on the dynamic behavior of hydrogen/methane/air lean premixed flames.

Effects of water vapor --> ICARE/CNRS, France

Effects of nitrogen --> Our university, NUT, Japan

We hope Japanese-French collaborative research !!



Chamber at ICARE/CNRS



令和5年6月22日

**令和5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事故時の水素爆発にお
ける可燃性有機ガスの影響に関する調査)事業**

《 ご清聴ありがとうございます 》



「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」にかかる補足資料

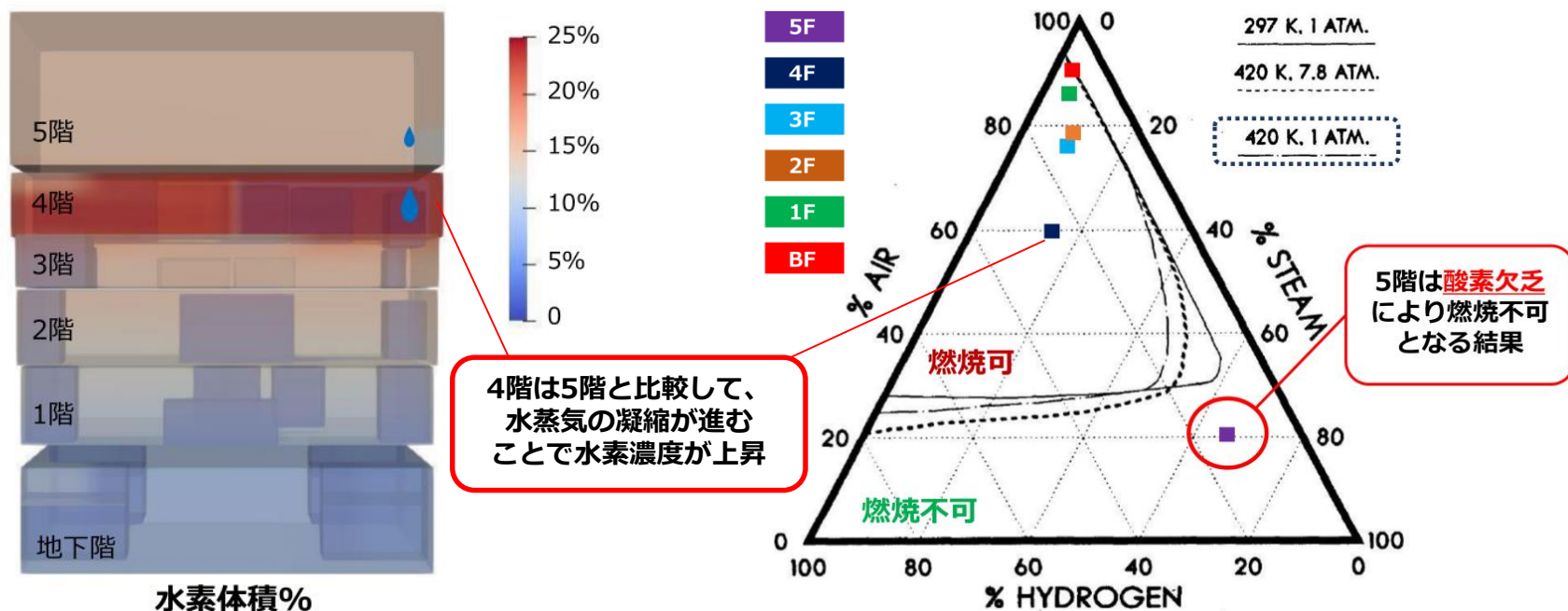
2023年6月22日



東京電力ホールディングス株式会社

前報告の概要 (第34回事故分析検討会：2022年12月20日) TEPCO

- 3号機の水素爆発事象に影響を与えたメカニズムを推定するため、確認している格納容器からの漏えい経路（シールドプラグ、MSIV室）をふまえ、GOTHICコードによる原子炉建屋内の水素濃度分布の解析を実施した。
- 解析の結果、シールドプラグ経由の漏えいを想定したケースの方が、爆発時の映像等から推定される状況（最初の爆発が4階で生じたこと、複数の爆発の後も5階に可燃性ガスが残存していたこと）と整合する結果を得た。



(a) 水素濃度分布

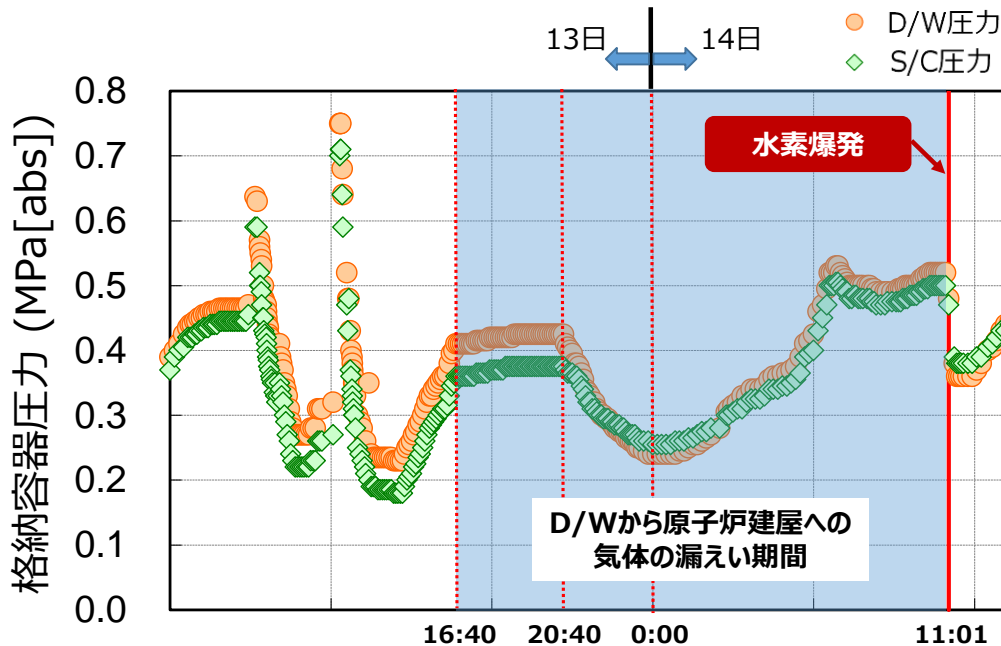
(b) 燃焼可否の判定図

「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」に関して、爆発時の状況と整合する解析ケースを特定するまでのプロセスや、解析の妥当性に関する理解に役立てるため、以下の内容を補足する。

- 爆発時までの原子炉建屋各階における燃焼判定図上の時間変化
- 解析の妥当性に関する確認事項
 - 水蒸気の凝縮の取り扱い
 - 漏えいガスの浮力の取り扱い

解析条件（シールドプラグ経由）および感度解析について

- D/W圧力の実測値を再現する事故シナリオを推定し、水素・水蒸気の発生量と格納容器からの漏えい量を評価。
- 3号機の原子炉建屋内の水素濃度分布解析では、上記評価をベースに、13日 16:40から水素爆発までのD/Wからの気相漏えい量について、映像による爆発の特徴に合う結果が得られるよう条件を探索。結果して3ケースを評価。
- このうちケース3が、水素爆発時の映像から得られる特徴と最も整合する解析結果となった（2022年12月に提示したのはケース3の結果）。



(a) 格納容器圧力の変化と、事故進展の推定

(b) D/W（シールドプラグ）から漏えいする気体に関する解析条件

解析ケース	水蒸気 総漏えい量	水素 総漏えい量
ケース1	約150トン	約1300kg
ケース2	約110トン	約975kg
ケース3	約75トン	約650kg

2022年12月の検討会で提示した解析の条件

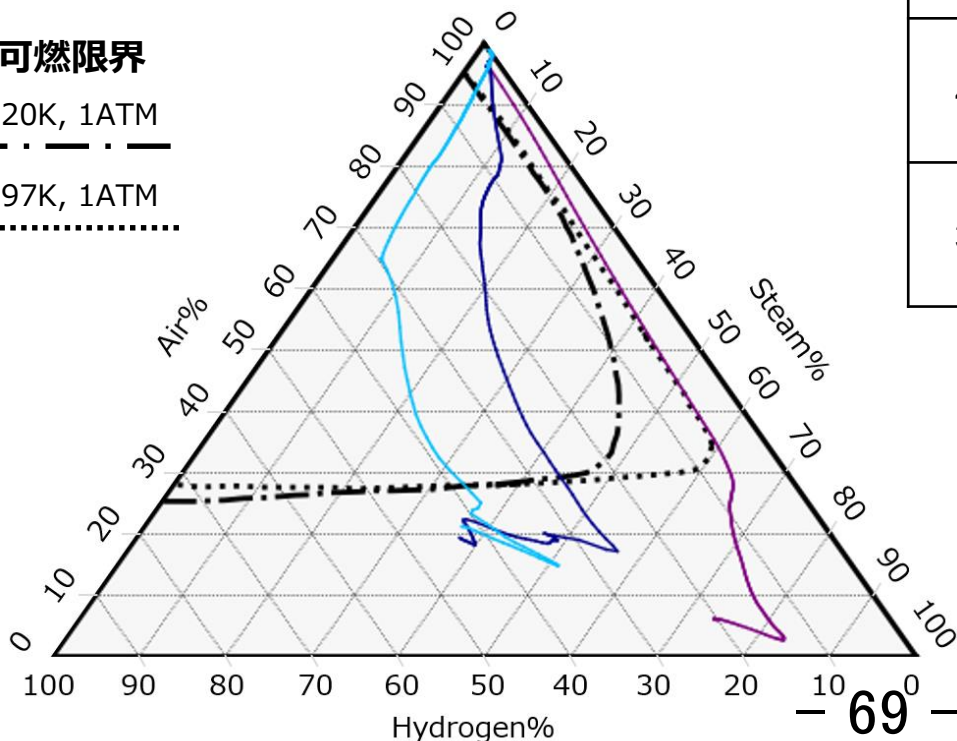
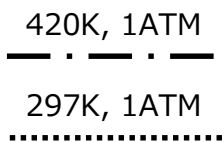
爆発時までの原子炉建屋各階における燃焼判定図上の時間変化

ケース1（水蒸気総漏えい量約150トン、水素総漏えい量約1300kg）

- 漏えい開始想定時刻：13日16:40
- 各フロアが可燃領域内にあった期間



可燃限界



	420K, 1ATM	297K, 1ATM
5階	なし	なし
4階	13日19:15頃 ~14日5:20頃	13日19:00頃 ~14日5:25頃
3階	13日20:25頃 ~14日8:00頃	13日20:10頃 ~14日8:00頃

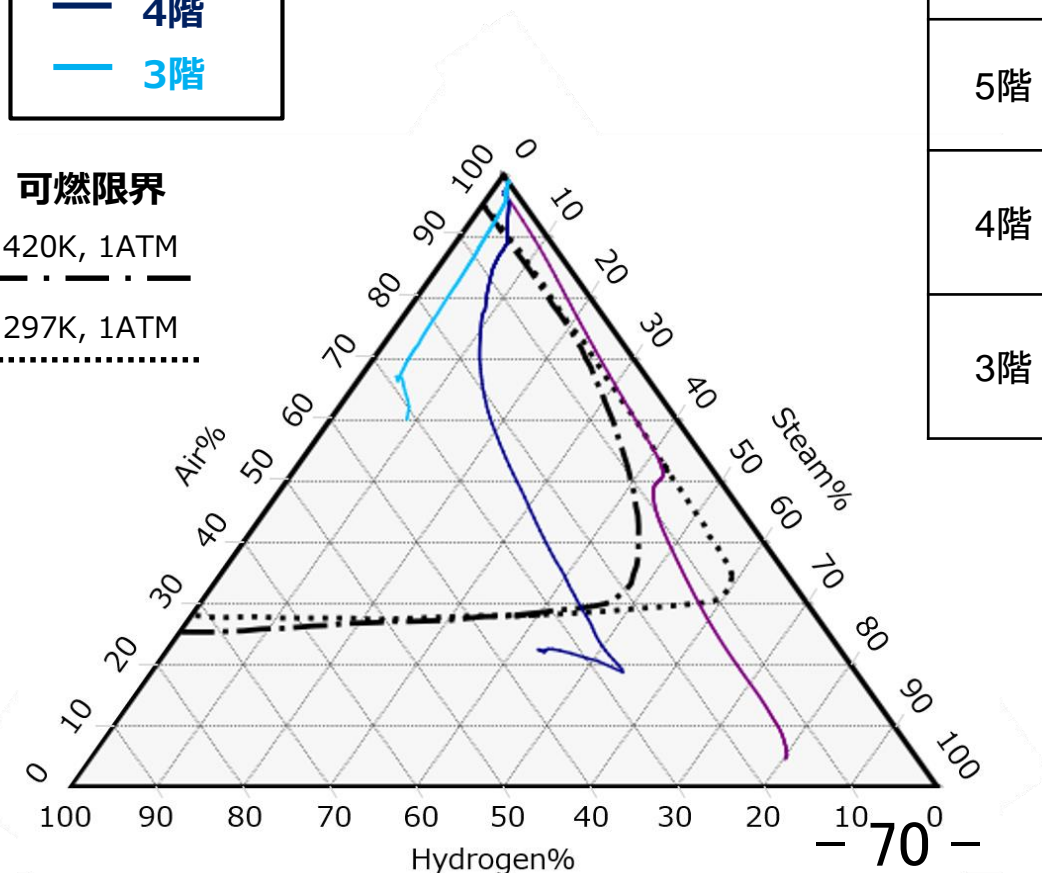
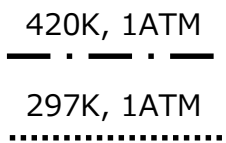
爆発時までの原子炉建屋各階における燃焼判定図上の時間変化

ケース2（水蒸気総漏えい量約110トン、水素総漏えい量約975kg）

- 漏えい開始想定時刻：13日16:40
- 各フロアが可燃領域内にあった期間



可燃限界



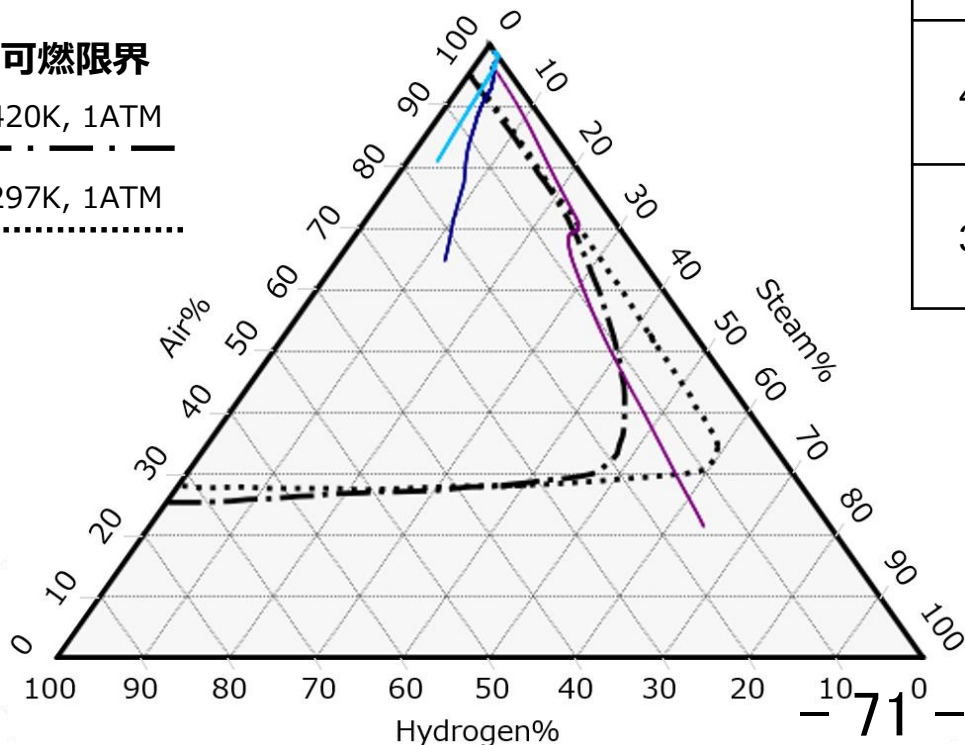
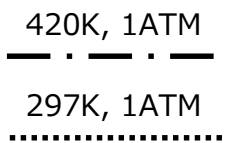
	420K, 1ATM	297K, 1ATM
5階	なし	13日20:00頃 ~14日4:30頃
4階	13日20:15頃 ~14日8:40頃	13日20:05頃 ~14日8:45頃
3階	13日23:25頃~	13日22:55頃~

ケース3（水蒸気総漏えい量約75トン、水素総漏えい量約650kg）

- 漏えい開始想定時刻：13日16:40
- 各フロアが可燃領域内にあった期間



可燃限界



	420K, 1ATM	297K, 1ATM
5階	13日22:45頃 ~14日6:35頃	13日21:15頃 ~14日9:05頃
4階	13日22:40頃~	13日22:10頃~
3階	14日1:55頃~	14日1:25頃~

3号機爆発時までの原子炉建屋内の水素濃度分布の解析では、特に次の2つの現象を適切に取り扱うことが重要と考えられる。

- 水蒸気の凝縮
原子炉建屋に漏えいさせたガス（水蒸気と水素を想定）のうち、水蒸気が建屋壁面などの構造物の表面で凝縮することで水素濃度が上昇し、建屋内の水素濃度の分布に影響するため。
- 漏えいガスの浮力
原子炉建屋に水素を含む密度の小さいガスが漏えいすることで、空気との密度差による浮力が働き、水素濃度の分布に影響するため。

上記2つの現象に関する解析上の取り扱いについて確認した事項を示す。

- 3号機爆発時までの原子炉建屋内の状態は大気圧近傍であり、非凝縮性ガスが混在する条件下で、～110℃程度の雰囲気温度（解析結果から推定）において水蒸気の凝縮が生じていたと考えられる。
- 水蒸気の凝縮を取り扱うモデルには、GOTHICコードにおける推奨モデルであるDLM-FMモデルを用いた。同モデルは幅広い実験データ等による妥当性確認が行われており、今回の評価で想定される条件は概ねモデルの妥当性が確認された範囲内であるため、同モデルを使用した。

	圧力の範囲	温度の範囲	非凝縮性ガス
CVTR Test3[1]	約1～2.2気圧	約25～115℃	有り
Dehbi[2]	約1.5～4.5気圧	約75～140℃	有り
Wisconsin大学 平板試験[3]	大気圧近傍	約70～100℃	有り
Wisconsin大学 大気圧試験[4]	大気圧近傍	約60～90℃[5]	有り
3号機	大気圧近傍	～110℃	有り

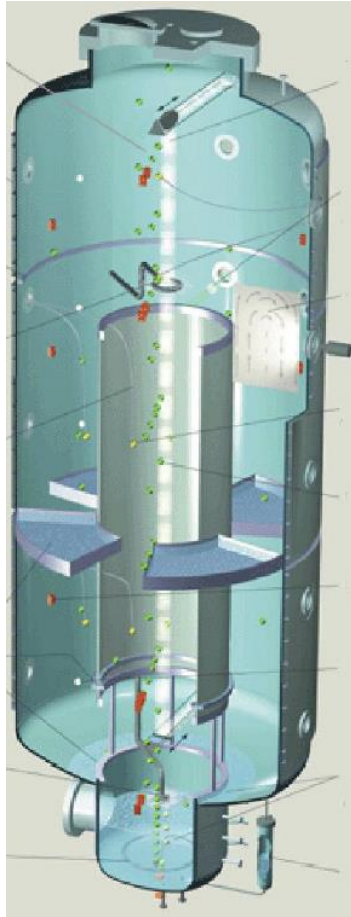
[1] R.C.Schmitt, G.E.Bingham, J.A.Norberg, "Simulated Design Basis Accident Tests of the Carolinas Virginia Tube Reactor Containment – Final Report", 1970, IDAHO nuclear corporation.

[2] A.A.Dehti, "The Effects of Noncondensable Gases on Steam Condensation Under Turbulent Natural Convection Conditions", 1991, Massachusetts Institute of Technology.

[3] I.Huhtiniemi, M.L.Corradini, "Condensation in the Presence of a Noncondensable Gas", 1993, University of Wisconsin.

[4] M.H.Anderson, "Steam Condensation on Cold Walls of Advanced PWR Containments", 1998, University of Wisconsin.

[5] D.S.Yoon, H.Jo, M.L.Corradini, "Assessment of MELCOR condensation models with the presence of noncondensable gas in natural convection flow regime", 2017, University of Wisconsin.



THAI-HM2試験装置[6]

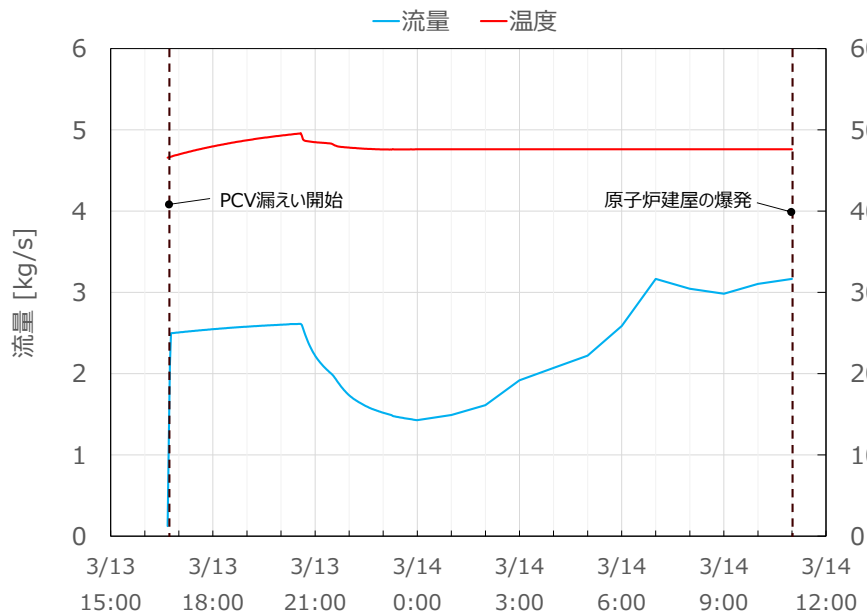
- THAI-HM2試験[6][7]では、試験装置中に水蒸気と水素の混合ガスを流入させた場合の水素濃度分布が測定されている。今回の評価と類似の条件であるため、同試験を模擬した解析を、GOTHICコードを用いて実施した。
- 左図の試験体系について3次元のメッシュ分割を行い、各方向に対してメッシュ幅の感度解析を実施した結果、次の傾向を確認した。
 - 垂直方向のメッシュ幅を小さくすると、試験における水素濃度分布の再現性が向上する。
 - 横方向のメッシュ幅は、試験における水素濃度分布の再現性に大きく影響しない。
- この結果を踏まえ、3号機原子炉建屋の体系において、垂直方向のメッシュ幅を変化させた感度解析を実施し、それ以上細分化しても水素濃度分布の解析結果が大きく変化しない程度のメッシュ幅を設定した。これにより、漏えいガスの浮力を適切に取り扱えると判断した。

[6] https://www.ktg.org/ktg-wAssets/docs/2011_09_os_rheinmain_thai-facility.pdf

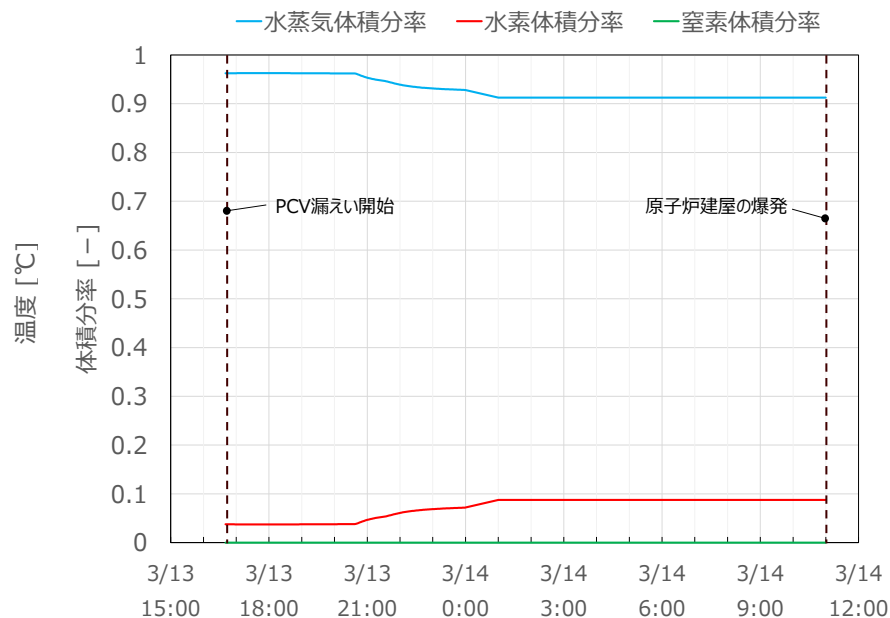
[7] D.C.Visser, et al., "Validation of a FLUENT_CFD model for hydrogen distribution in a containment", 2012, Nuclear Engineering and Design, Vol.245, Page161-171.

参考：ケース1におけるD/Wからの気相漏えいの設定 (流量、温度、ガス組成)

項目	3/14 0:00まで	3/14 0:00以降
流量 (ケース1)	既往の再現解析 [8]における解析 結果を適用 (3/14 0:00 までの水素漏えい 量は約300kg)	3/14 0:00時点の漏えい流量に対し、D/W圧力に比例した 漏えい流量を仮定
温度		3/14 0:00時点の温度を仮定
ガス組成		3/14 0:00から水素爆発までの水素漏えい量が約1000kgと なるよう一定の水素割合を仮定し、残りは水蒸気と仮定



漏えいガスの流量 (ケース1) 及び温度



漏えいガスの組成

[8] 東京電力HD, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告 添付資料3-12 3.2.(1)”, 2022年11月10日

階	南北方向	東西方向	垂直方向
5階 (オペフロ)	4.2m	3.84m	1.01m
4階 (西側の広い空間)	3.83m	2.37m	0.68m
3階	5.02m	4.77m	0.71m
2階	4.98m	4.74m	0.80m
1階	4.89m	4.93m	0.83m

参考:

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, 福島県楢葉町J-village）

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

^a 株式会社テプコシステムズ
^b 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]

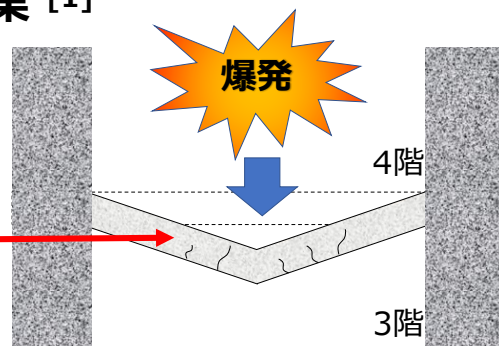


画像処理前



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^[1] :

- 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

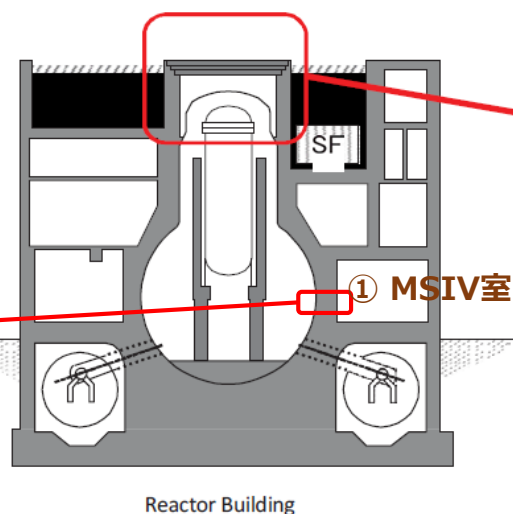
格納容器からの漏えいに関する観測事実

- 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^[2]



Leak location

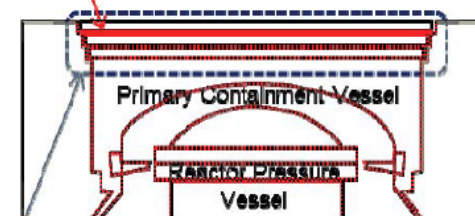
② D/Wトップヘッド



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^[3]
- 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^[1]



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^[1]

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

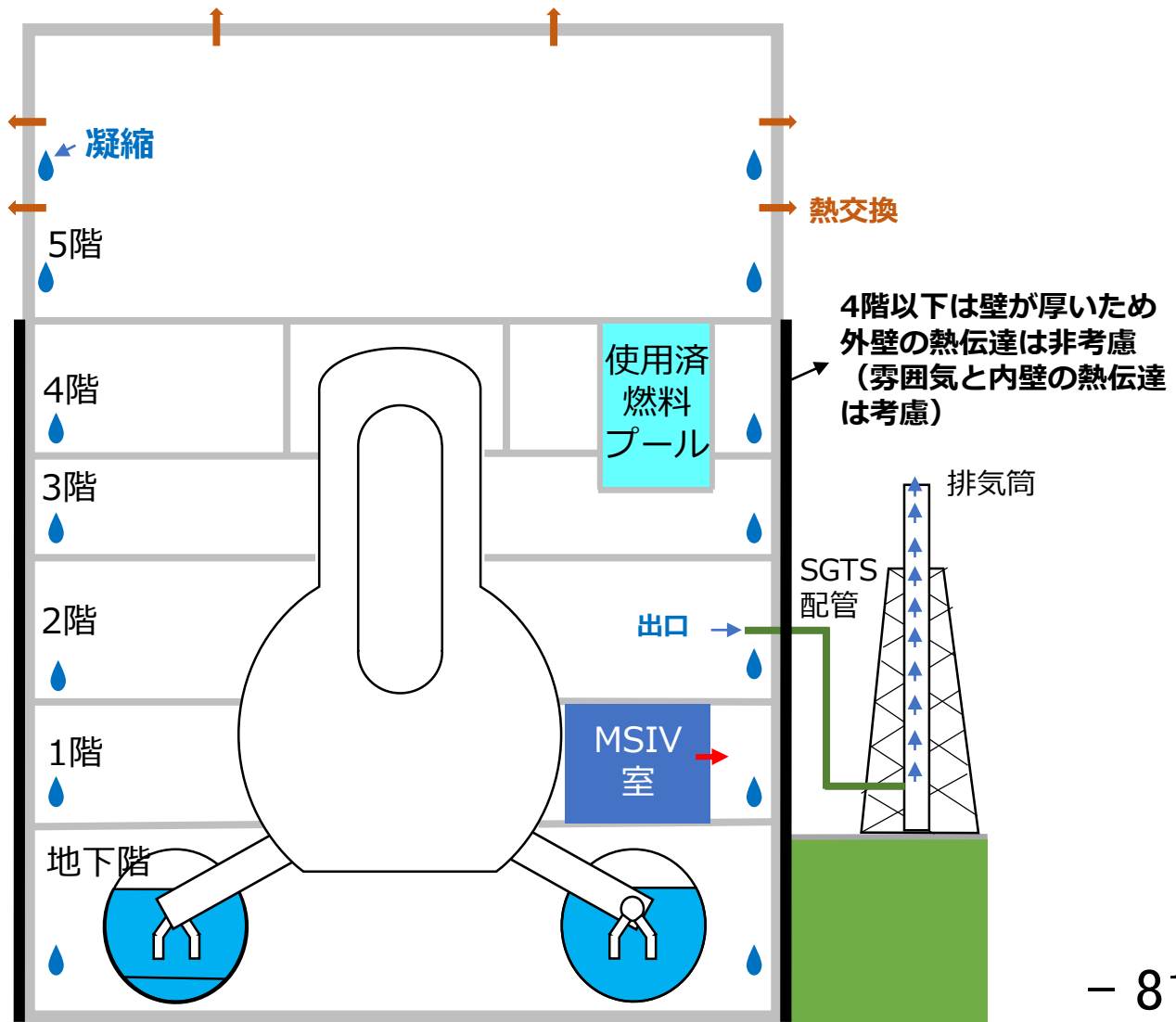
[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月

[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

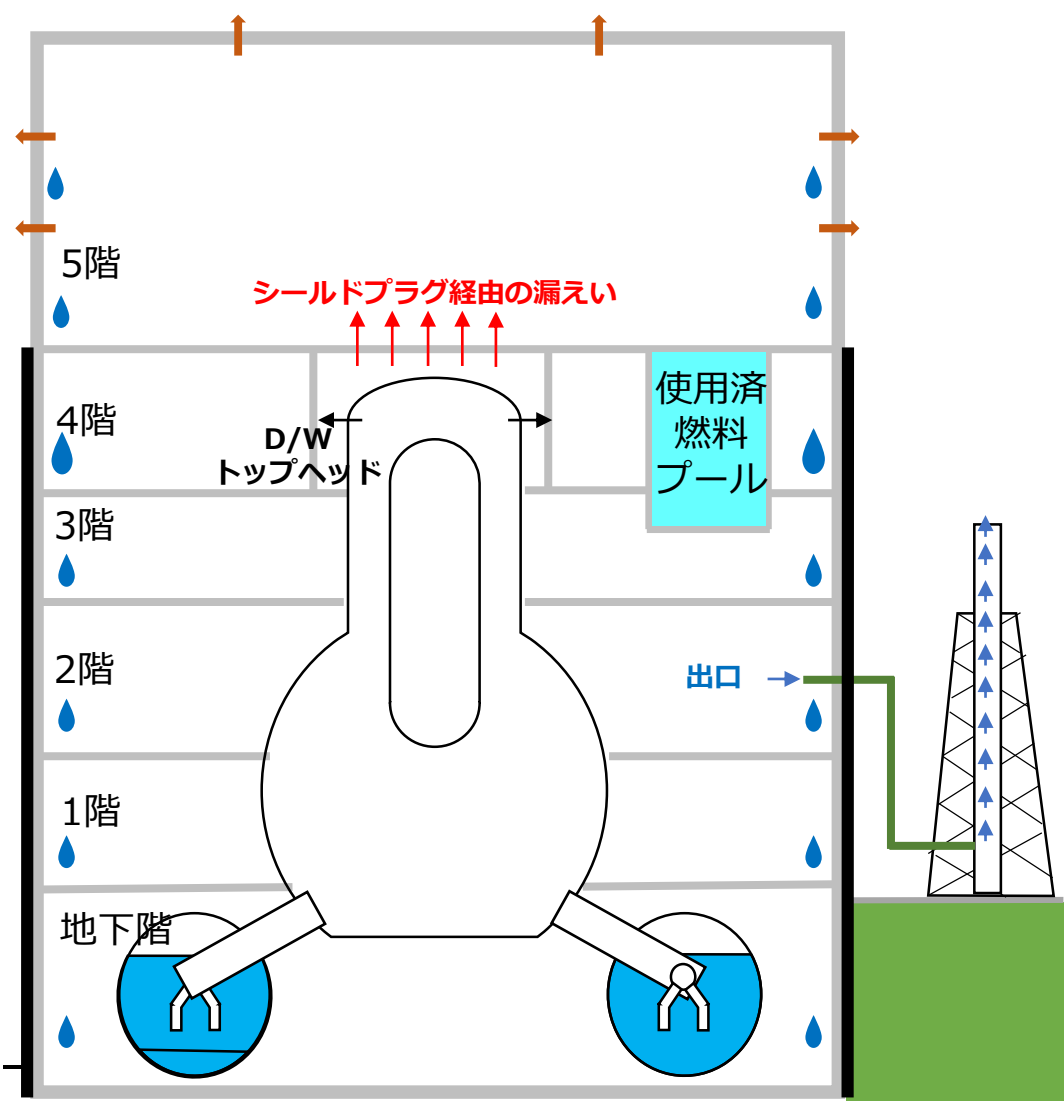
[3] Hiratama, H., Investigation of Main Radiation Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, ICRS-13 & RPSD-2016, 2017

解析条件 (解析はGOTHICコードを使用)

① MSIV室経由の漏えい

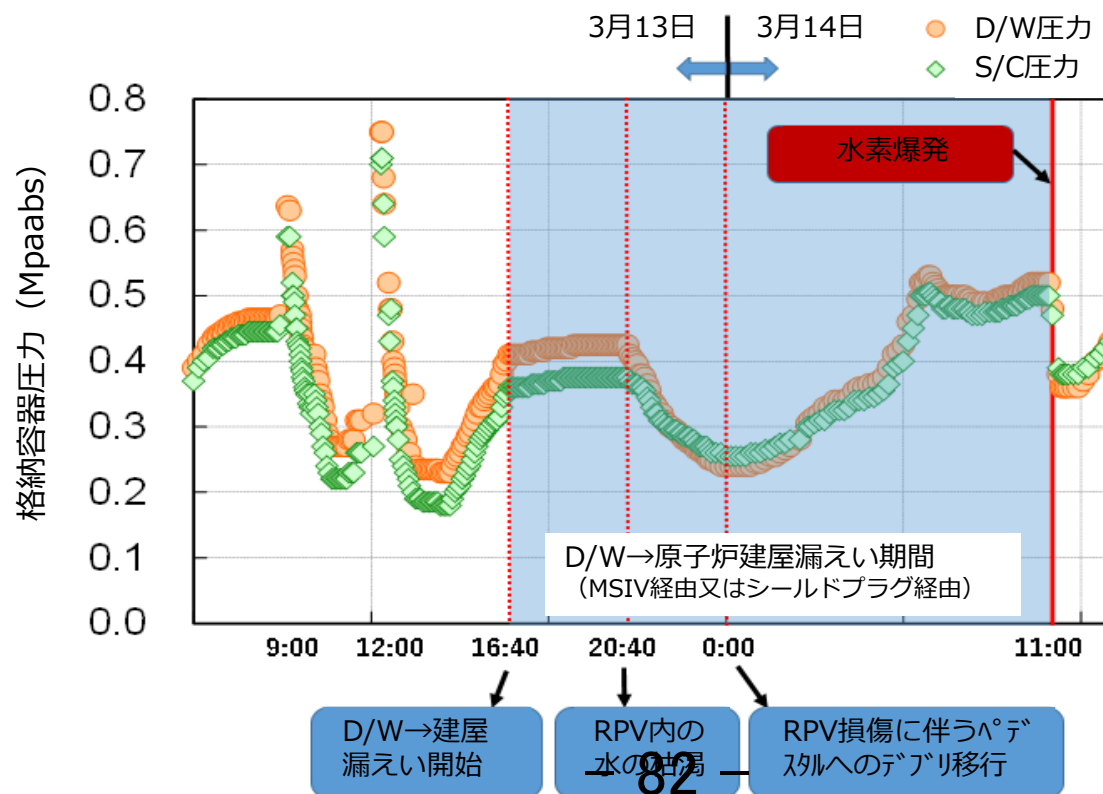


② シールドプラグ経由の漏えい

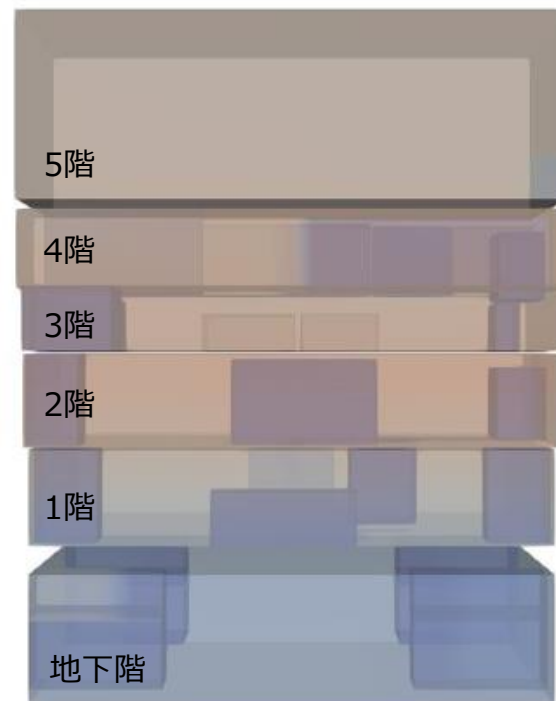
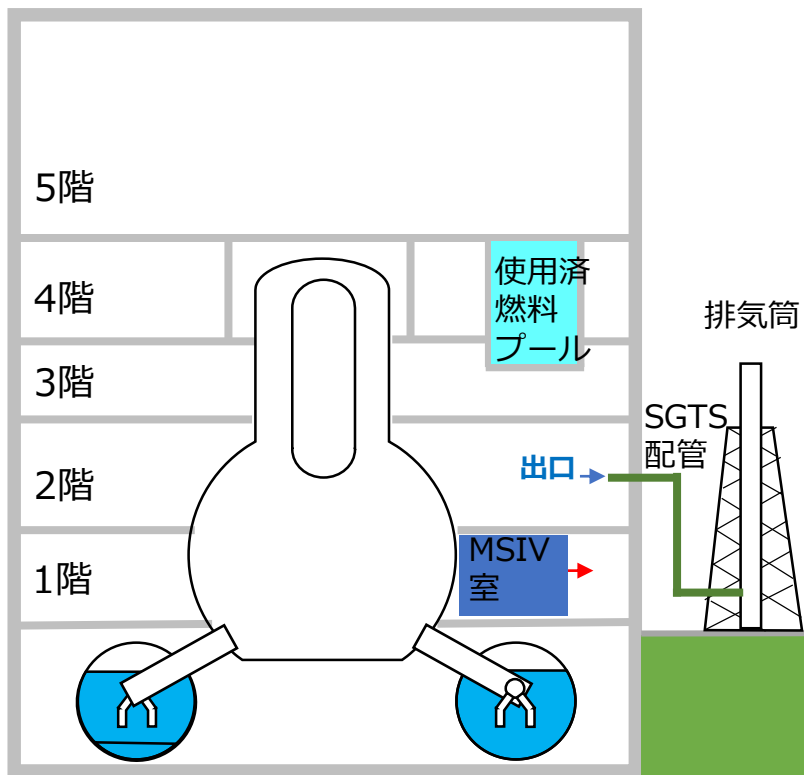


解析条件 (シナリオの想定と漏えい条件)

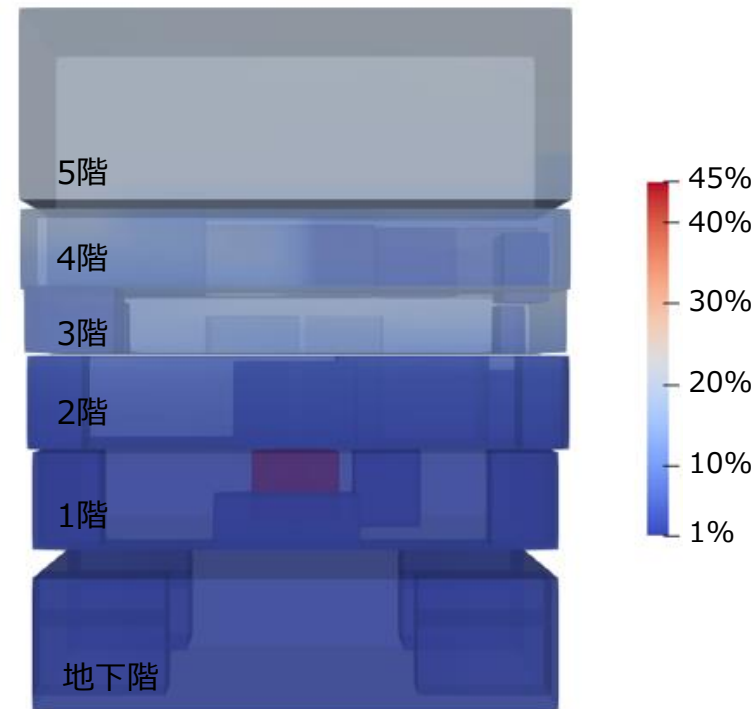
- 格納容器圧力の挙動から、D/Wから原子炉建屋への直接漏えいは3月13日16:40 から開始したと想定。
- 漏えい流量はD/W圧力に比例して変化すると仮定。単位圧力当たりの漏えい流量は、得られた解析結果が爆発時の映像や原子炉建屋調査結果による観察結果と整合するように調整。
 - 上記の調整の結果、漏えい期間中の水蒸気と水素の総漏えい量はそれぞれ75トン、650kgとした。
 - その他の有機可燃性ガスの分布挙動は水素と同等と仮定し、この解析では水素のみを考慮した。



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

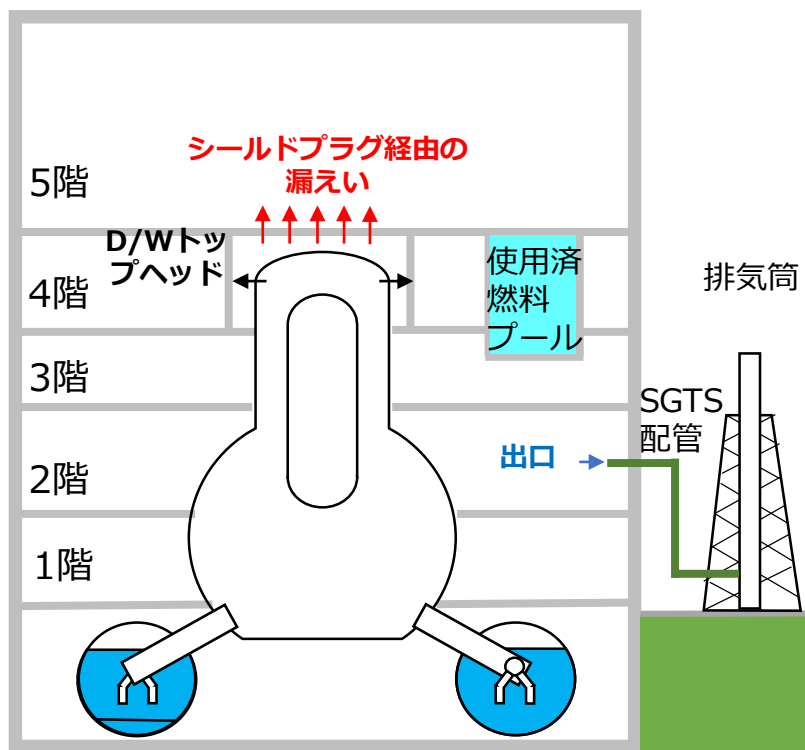


- R/B 全体の流れにより、ガスの種類による成層化が防止されている。
- 漏えいガスの移行により3階以上の上層階は下層階に比べ温度が高くなり、水蒸気圧が高くなる。

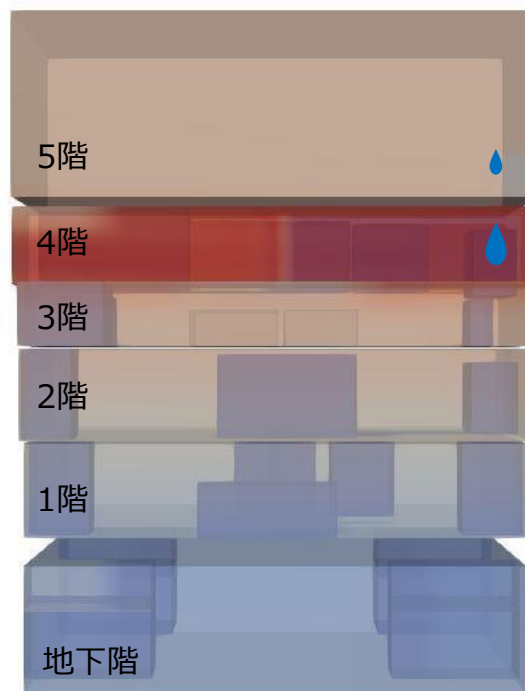


- MSIV室経由で漏えいが発生した場合、水素の分布は原子炉建屋内で比較的均一となる。
- 3階以上の上層階は、下層階に比べて高い水蒸気割合となる。

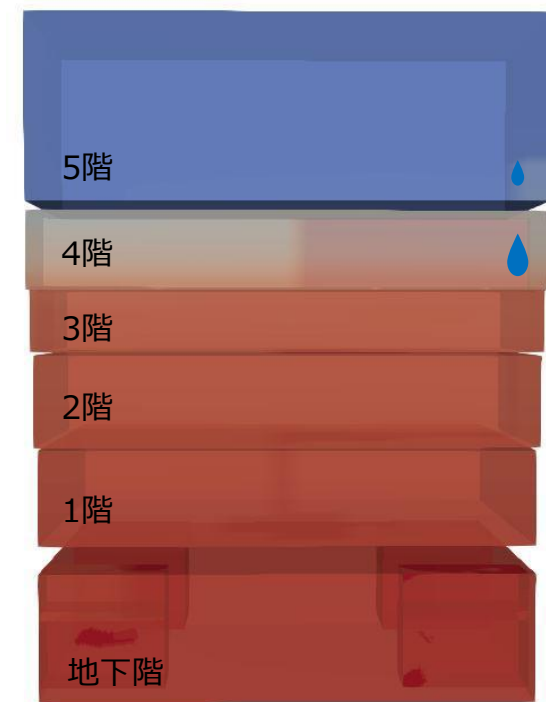
解析結果に基づく考察 (②シールドプラグ経由の漏えい)



漏えい箇所のイメージ



水素体積%



空気体積%

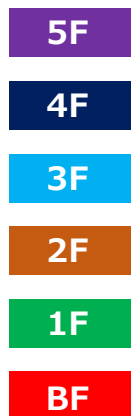
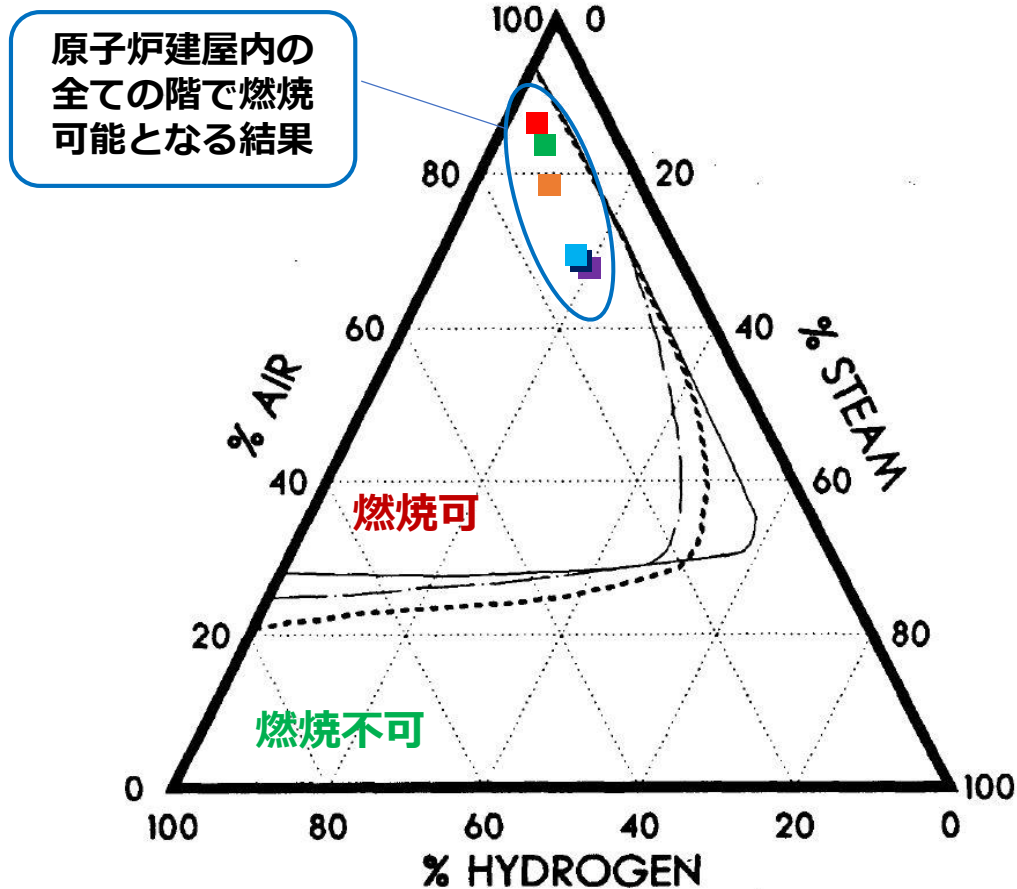
爆発発生時（3月14日11時1分）のガス組成分布の解析結果

- 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。

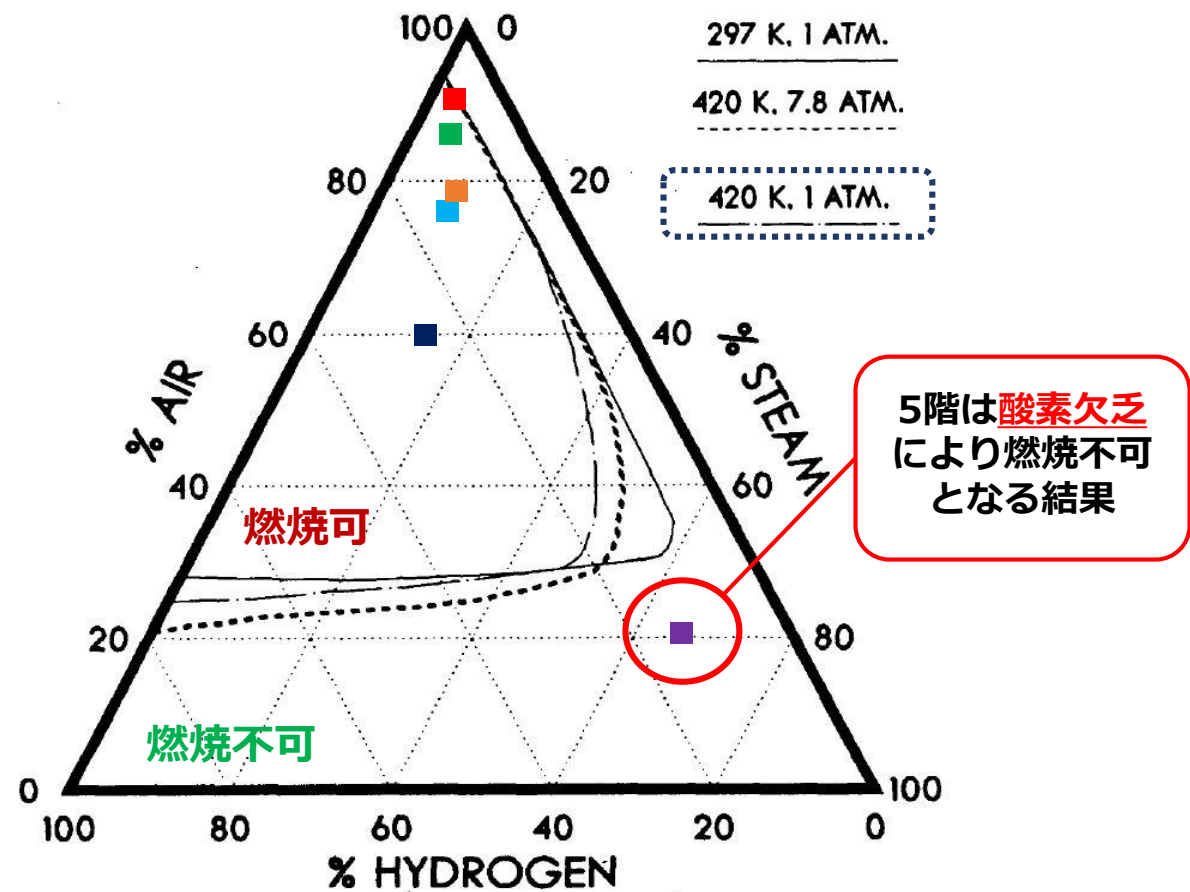
- シールドプラグ経由の漏えいの場合、5階の空気の濃度が低下する。
- 4階の水素濃度が他の階に比べて高くなる。

解析結果に基づく考察

① MSIV室経由の漏えい



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

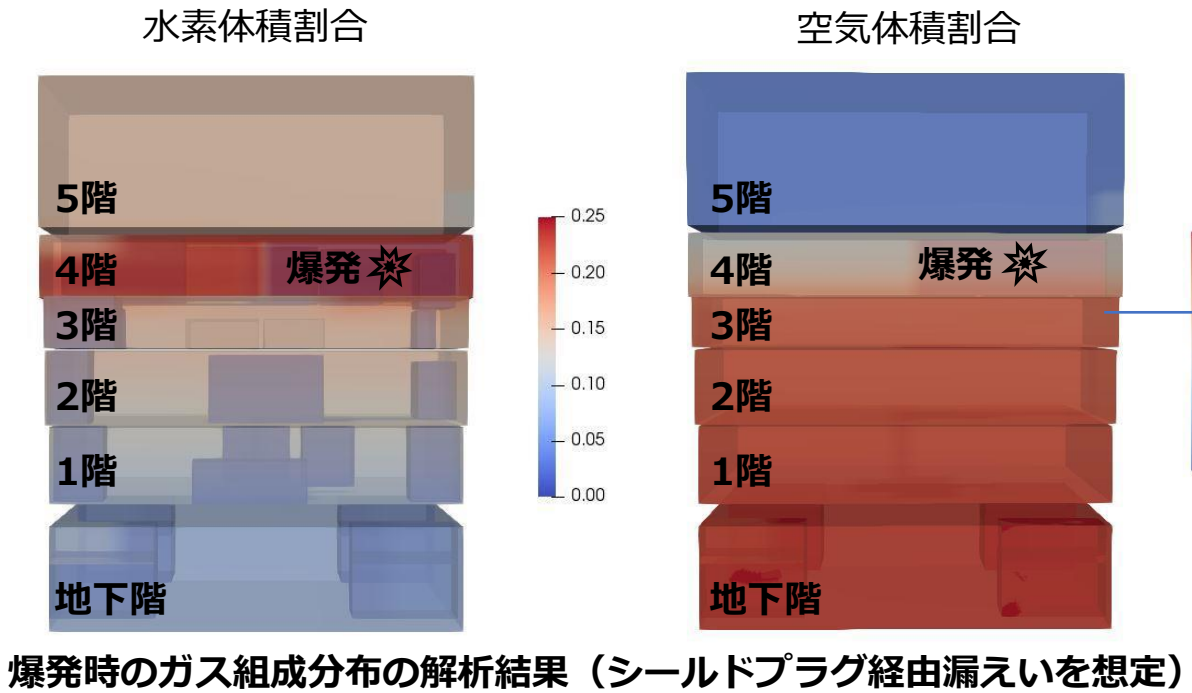
計算結果 観測事実 からの推定	① MSIV室経由の漏えい	② シールドプラグ経由の漏えい
4階で最初の爆発が発生	原子炉建屋内の全ての階で燃焼可能 ○ ・ 4階で爆発が起きたとしても矛盾はない	5階は酸素欠乏により燃焼不可 ○ ・ 4階は水素や空気の濃度が比較的高く、5階は酸素欠乏により燃焼不可となっている
多段階の爆発後も可燃性ガスが残存	× ・ 十分な酸素があれば、爆発によってほとんどの可燃性ガスは消費されるはず	○ ・ 酸素不足によって爆発後も可燃性ガスが消費しきれずに残っていた

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。

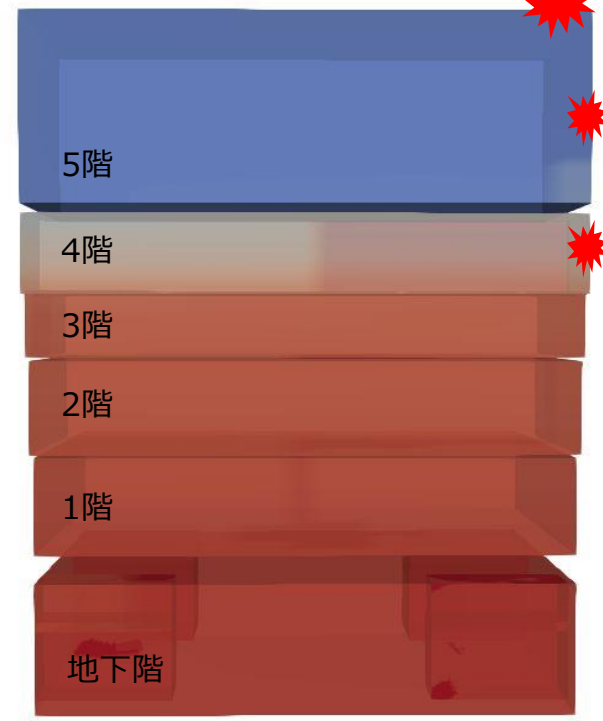
[1] 原子力規制委員会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”, 2021年3月
 FDR2022 (2022年10月14日～16日, 福島県楡葉町J-village)

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。

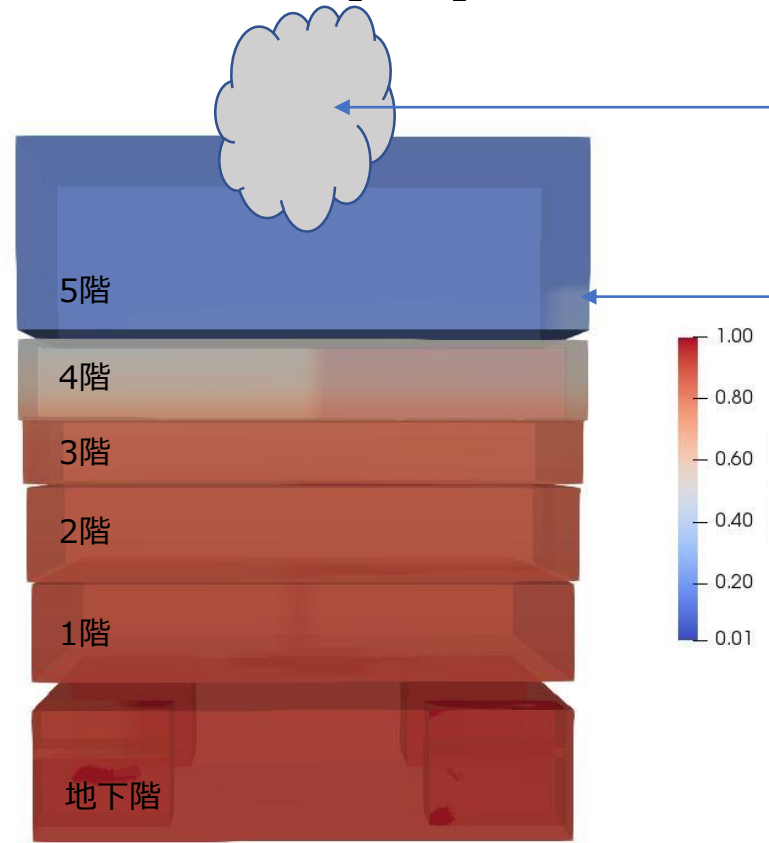
緑：超解像処理映像や現地調査による結論[1]
赤：解析結果に基づく仮説

[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]



爆発時の空气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, 福島県楡葉町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。

株式会社テプコシステムズの解析から得られた 建屋内水素挙動に関する知見と今後の展開

2023年6月22日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

これまでの経緯

- **第34回 事故分析検討会（2023年12月20日）**

- 株式会社テプコシステムズ（以下、TEPSYS）によるGOTHICコードを用いた3号機の水素濃度分布解析の紹介

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

「本シミュレーションは、「多段階事象」モデルの成立可能性を示唆するものと、東京電力は評価をしている。調査チームとしては、境界条件の詳細やシミュレーション結果の安定性などについての追加の意見交換を予定しており、現段階では評価を確定していない。」

- 2023年2月7日、3月2日、5月25日に面談を実施。
- 第38回 事故分析検討会（本日）で追加説明。

- **第37回 事故分析検討会（2023年4月24日）**

- JAEAより水素凝縮による水素局在化現象に関する解析の紹介

本発表は、以上の経緯を踏まえて、TEPSYSの解析から得られた示唆、及び今後必要と考えられる検討をまとめたものである。

TEPSYS GOTHC解析の概要

解析条件

トップヘッドフランジ部から水蒸気と水素の混合ガスが原子炉ウェルに噴出した。

示唆された現象

1. 混合ガスの漏洩が継続すると5階は高温状態となり、水蒸気の凝縮量が減少した。
2. 4階以下に押し込まれた混合ガスは、水蒸気が凝縮したため、水素濃度が大きくなり、燃烧可能な雰囲気形成された。

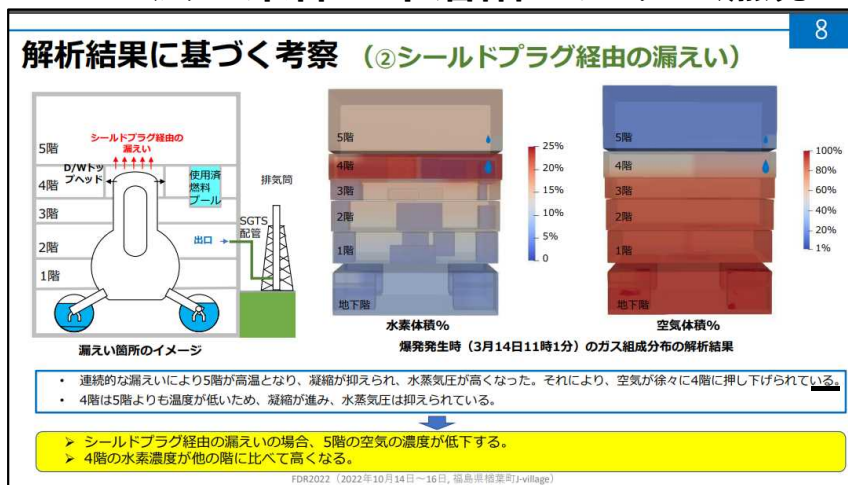
→ 4階以下では燃烧可能雰囲気となり、5階は水蒸気濃度が大きいため、燃烧不可能な雰囲気が維持された（酸素欠乏状態）。

漏洩混合ガス流量に関するパラメータ解析から得られた示唆

空気-蒸気-水素のシャピロ線図を用いて、各解析ケースにおける各階の燃烧可能性の時間変化を評価した。

- 混合ガス流入量によってシャピロ線図内での時間過渡が変化するものの、5階よりも下層階（4階以下）の方が燃烧しやすい傾向

✓ 広い条件で下層階のほうが燃烧しやすい状態が続く可能性が示唆された。



重要現象と用いられた物理モデルに関して

第34回事故分析検討会(2022年12月20日)以降の面談で以下のことを確認

重要現象：凝縮と乱流輸送

1. 凝縮モデル¹⁻⁴：GOTHICマニュアルで推奨され、幅広い実験データで検証されたモデルを使用した。
2. 乱流モデル^{5,6}：ヨーロッパの大型模擬格納容器を用いた熱水力実験結果を用いて検証されたモデルを使用した。

参考文献

- 1.Herranzら, Nuclear Engineering and Design, Vol. 183, 1998, pp.133-150
- 2.Liuら, Nuclear Engineering and Design, Vol. 199, 2000, pp.243-255
- 3.Haら, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 49, 2017, pp.941-952
- 4.西村、堀田, 2016年原子力学会春の年会、1 C14
- 5.Launder& Spalding, Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering, Vol. 3, pp. 269-289
- 6.Andreaniら, Nuclear Engineering and Design, Vol. 354, 2019, 110177

TEPSYS解析のまとめ①

- 3号機において、4階で第一段階の爆発が生じた経緯を説明できる結果を示した。
- シビアアクシデント時の原子炉建屋内での混合ガス輸送に関して、これまで注目されていなかった現象を示唆した。



水蒸気凝縮が重要現象となり、漏洩点付近から離れた場所で、漏洩点付近よりも燃焼しやすい条件に到達する。

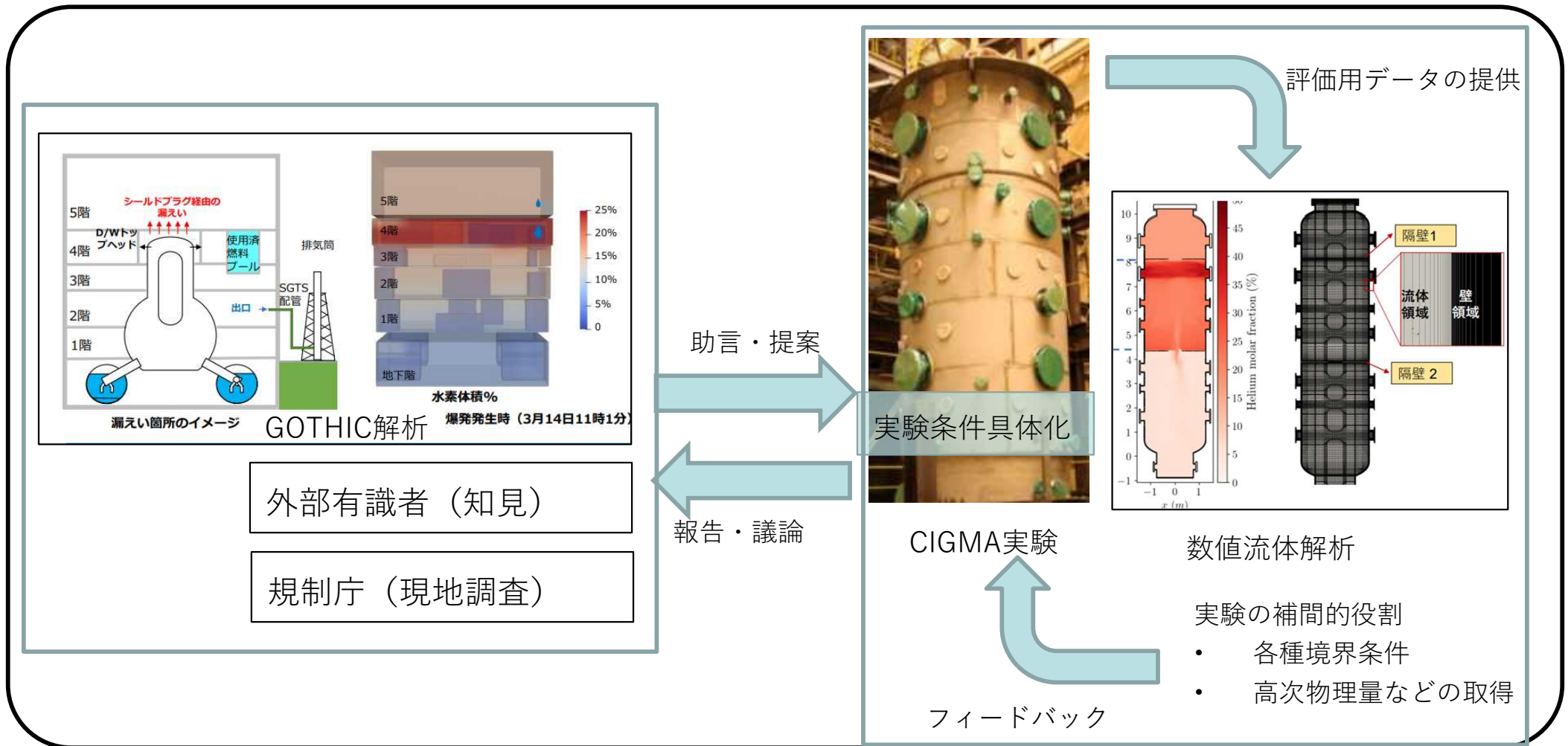
TEPSYS解析のまとめ②

放出源から離れた下層階（4階以下）で可燃領域に到達する

- 混合ガス流量に関するパラメータ解析から、幅広い条件で成立することが確認できた。
- TEPSYSのGOTHIC解析で用いられた物理モデルは、幅広い実験データを用いて有効性評価を実施がなされており、妥当であることが確認できた。

解析で得られた現象は定性的に妥当なものであり、3号機において4階で第一段階の爆発が生じたことを説明できる。

CIGMA実験による下層階燃焼領域の形成メカニズムの把握



CIGMA実験と解析の目的

1. 5階よりも下層階（4階以下）で燃焼可能領域が形成されることに関して
 - 現象の把握（凝縮及び乱流挙動）
 - 実験データベースの拡充及び構築



2. 詳細な数値流体解析によるCIGMA実験の解析
 - 実験データの補間
 - 解析精度の定量性把握→精度向上→実スケールでの解析



下層階に燃焼領域が形成される条件の整理

スケジュール案

- 7～8月：
 - JAEAから外部有識者（TEPSYS等）にCIGMAの装置仕様の詳細説明
 - 外部有識者から着目するべき現象、実験への要望などをJAEAに伝える
- 9月
 - プレCFD解析の紹介
 - JAEAから実験ベースの提案、外部有識者との議論
- 1月：実験開始
 - 結果を報告

1号機RCW系統の汚染経路とRCW熱交換器(C)の サンプリングについて

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年6月22日

TEPCO

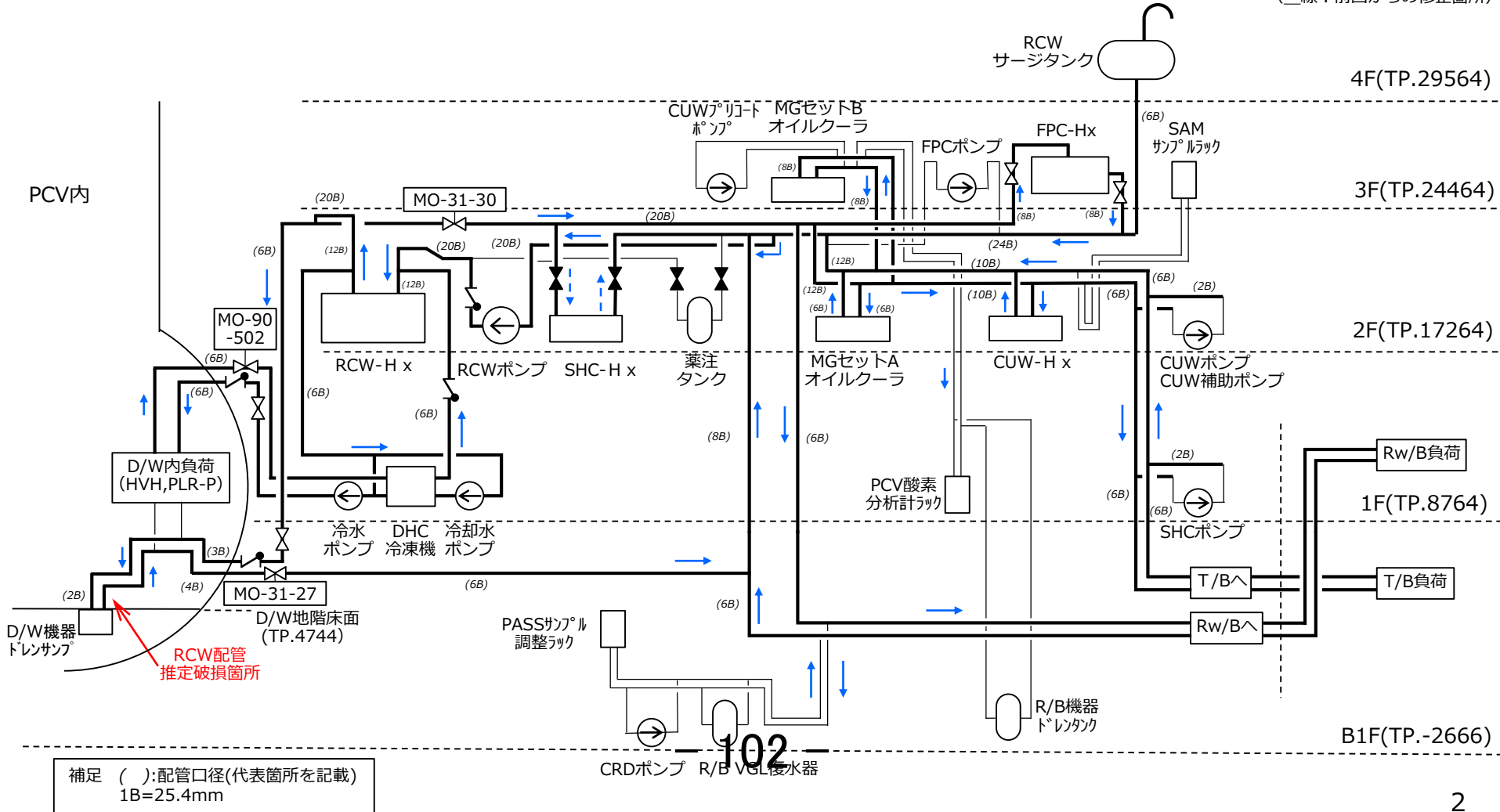
東京電力ホールディングス株式会社

- 1号機 RCW系統の汚染経路の更新他
(汚染経路の更新、D/W内のRCW系の弁の追加他)
- 1号機 RCW熱交換器(C)のサンプリングと分析項目

1. 事故前(通常時)のRCW系統状態[更新]

- RCW系はPCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される系統構成となっている。

(線: 前回からの修正箇所)



2. RCWシステムの汚染経路 (事故時PCV圧力が高い時) [更新]

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 (第36回) 資料 2-1

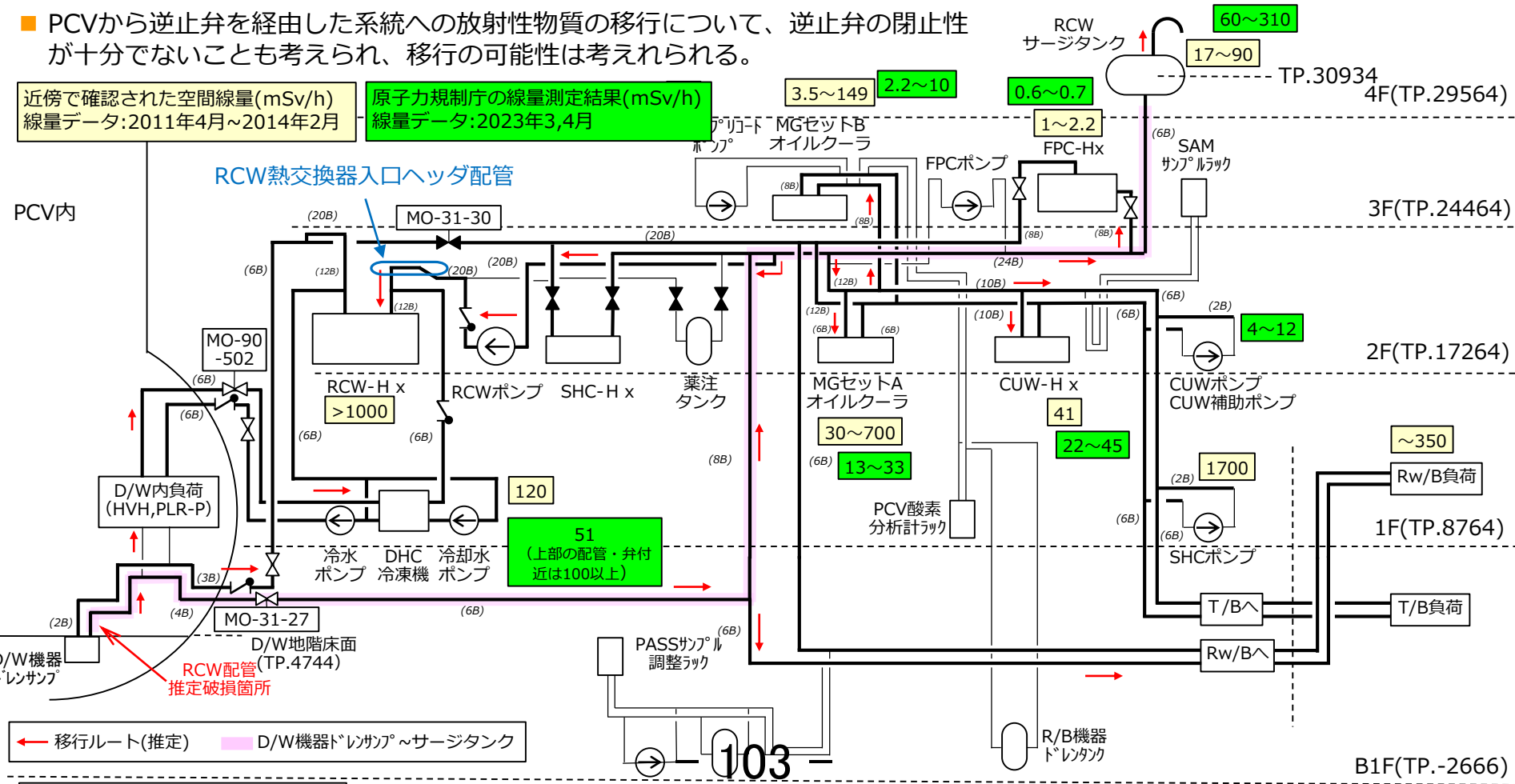
- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いため、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa
 (TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

- RCW系統には多くの分岐があるが、サージタンク側への分岐については、ほぼ大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はより移行しやすい状況にあったと推定。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響によると考えられる。
- PCVから逆止弁を経由した系統への放射性物質の移行について、逆止弁の閉止性が十分でないことも考えられ、移行の可能性は考えられる。

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

原子力規制庁の線量測定結果(mSv/h)
 線量データ:2023年3,4月



← 移行ルート(推定) D/W機器ドレンサンプ~サージタンク

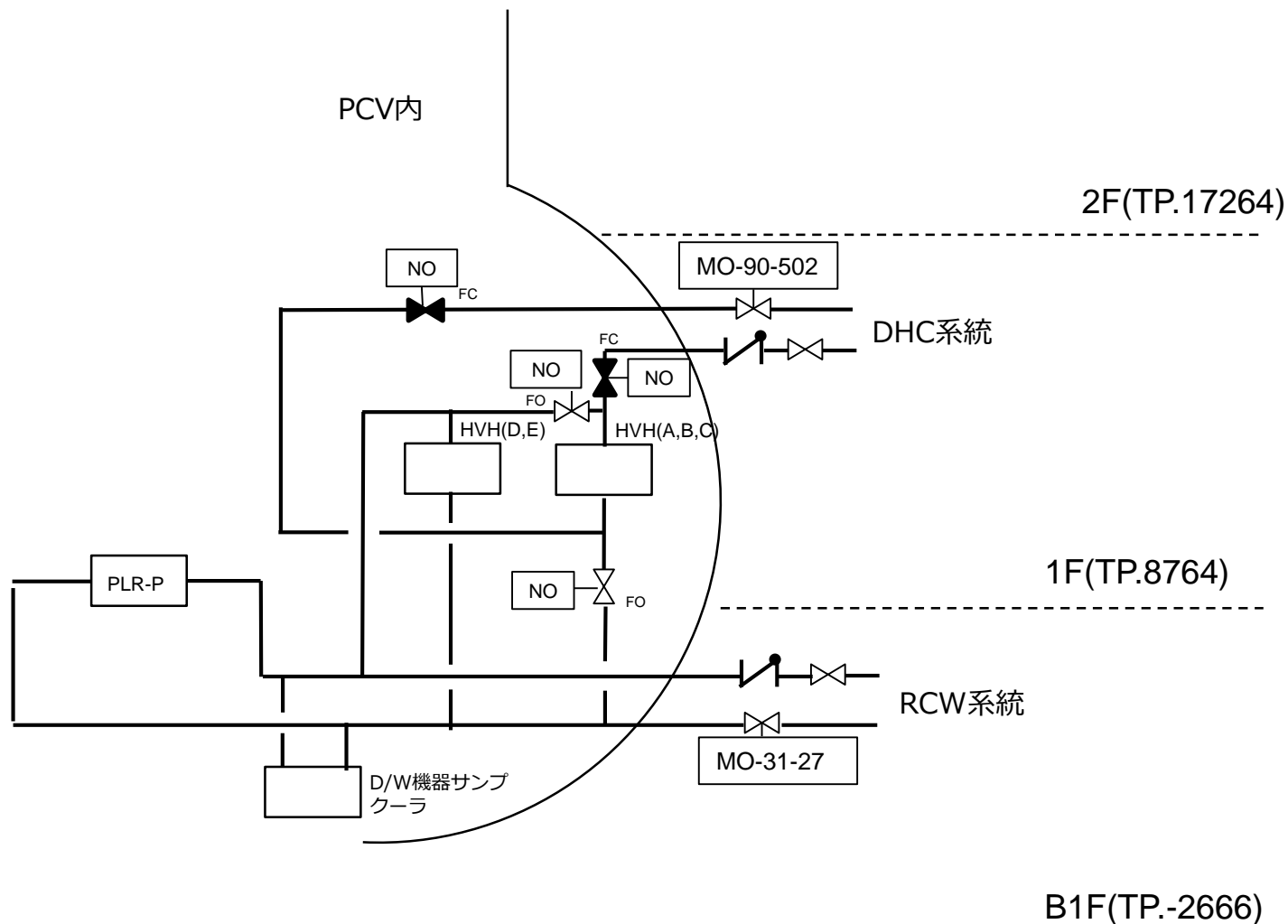
補足 ():配管口径(代表箇所を記載)
 1B=25.4mm

CRDポンプ R/B VGL復水器

B1F(TP.-2666)

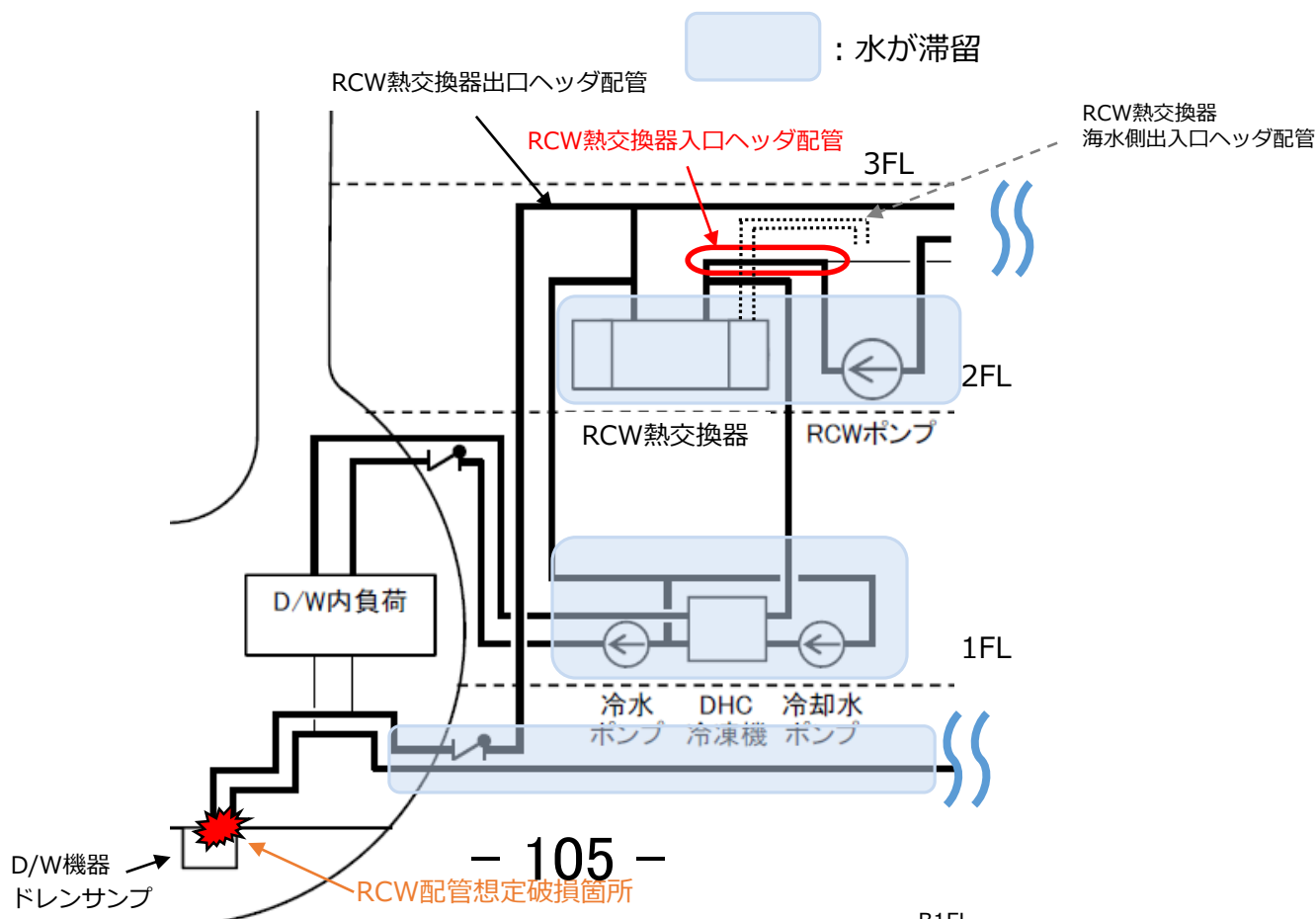
3. D/W内経路の詳細図（事故時）

- D/W内経路の詳細図（事故時）を下図に示す。



4. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。
- PCV圧力低下時のPCVから逆止弁を經由した系統への放射性物質の移行について、系統内の水位状況によるが、PCV圧力がRCW系統の水頭圧を上回るような場合、また、逆止弁の閉止性が十分でない場合、移行の可能性は考えられる。



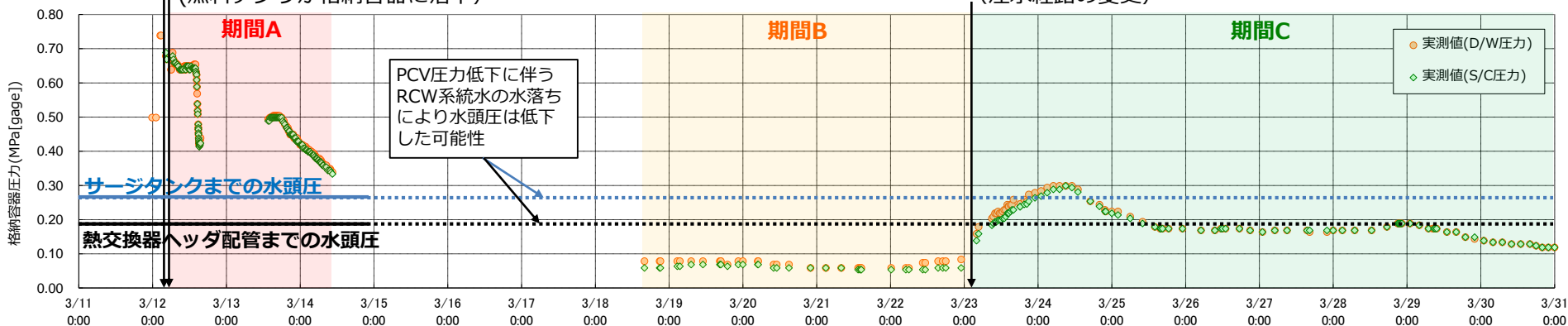
5. RCW系統への放射性物質の移行に関する検討

- 1号機の事故進展や運転操作の記録等をふまえて、RCW系統内への放射性物質の移行について、移行シナリオの検討に必要な情報を整理。
- たとえば、期間Cでは、PCV圧力が熱交換器ヘッド配管までの水頭圧を上回る期間は、PCV圧力がサージタンクまでの水頭圧を上回る期間と比較して多いため、移行の程度に差が生じた可能性も考えられる。（ただし、系統内の水位状況等による）

3/12 4:00頃
消火系から原子炉への注水開始（以降断続的に実施）

3/12 6:00頃
原子炉圧力容器底部が損傷した可能性
（燃料デブリが格納容器に落下）

3/23 2:30頃
給水系から原子炉への注水開始
（注水経路の変更）

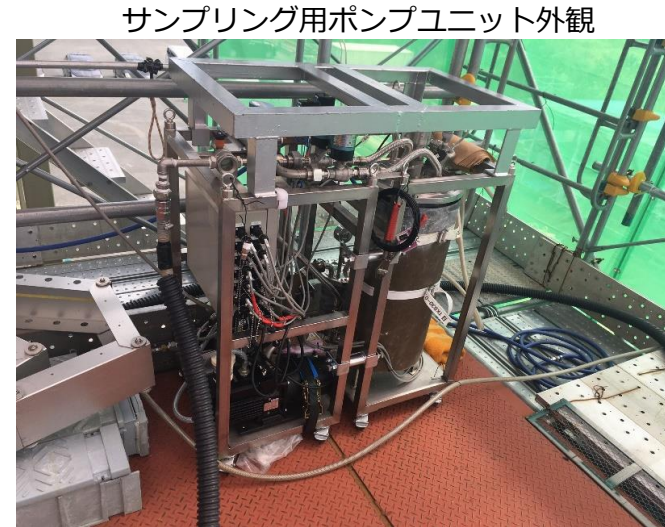
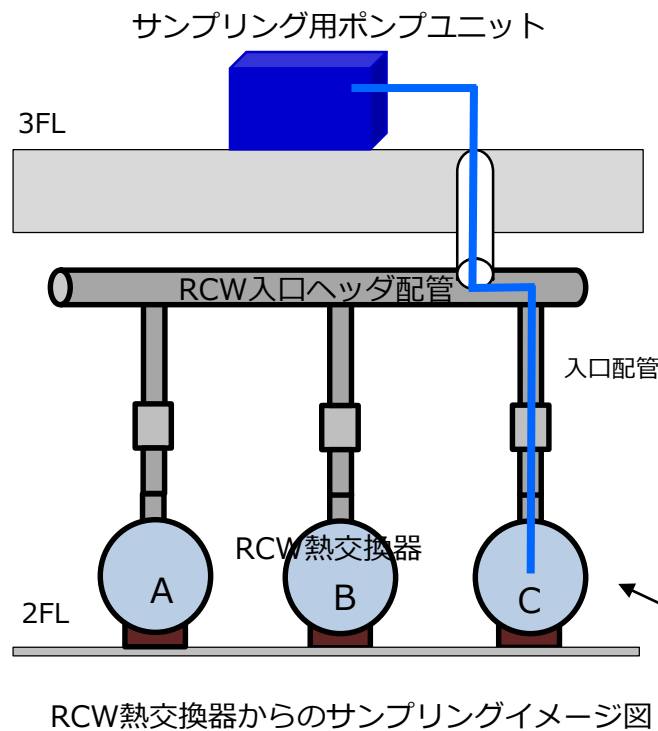


期間	A (3/12 6:00~3/14 10:30)	B (3/18 16:00~3/23 2:30)	C (3/23 2:30~)
圧力の大小関係	PCV圧力 > サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 > 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧	PCV圧力 < サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 < 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧 (水落ちにより「=」に近づく可能性)	PCV圧力と、サージタンクおよび熱交換器ヘッド配管までの水頭圧の大小関係は時間とともに変化
放射性物質の移行形態(推定)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内で凝縮した可能性)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内で凝縮した可能性)	PCVから：気体/液体両方の可能性
移行の可能性(推定)	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)	熱交換器：可能性あり(サージタンクから) サージタンク：可能性低	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)

- 1号機 RCW系統の汚染経路の更新他
(汚染経路の更新、D/W内のRCW系の弁の追加他)
- 1号機 RCW熱交換器(C)のサンプリングと分析項目

6. RCW熱交換器(C)のサンプリング

- 内包水のサンプリングは、RCW熱交換器(C)の熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。熱交換器内の状況や内包水の線量状況によっては変更の可能性あり。



サンプリング箇所
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

サンプリング作業は、採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、内部の状況やチューブの曲がり等の影響により、下部側に到達しない可能性もある。

7. 分析項目

- RCW熱交換器(C)本体のサンプリングで得る内包水試料は、構内ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1～3mLの採取量を予定。
- 分析項目(予定)を下表に示す。前回（入口配管内包水）で実施した項目に加え、追加実施と記載した項目を実施する。また、試料量に応じて候補1～3に記載した項目を実施予定。
- 試料の線量により、採取量・分析項目について制約があり、変更する場合もある。

処理作業のための分析項目		事故調査のための分析項目		事故調査のための分析項目	
Cs-134	前回実施 (入口配管内包水)	Co-60	前回実施 ^{※2} (入口配管内包水)	SiO ₂ ^{※1}	候補1
Cs-137		Ru-106		K	
Sr-90		Sb-125		Fe ^{※1}	
H-3		Eu-154		Al ^{※1}	候補2
全β		Am-241 (γ)		Cu	
全α		I-129 (γ)		Zn	
pH		Ag-108m	Ni	候補3	
導電率		Ba-133	Cr		
Cl		Ag-110m	Co		
Ca ^{※1}		Ce-144	Li		
Mg		Eu-152	Ti		
Na		Eu-155	Ba		
SS		K-40	V		
TOC			Mn		
油分					
発泡性					

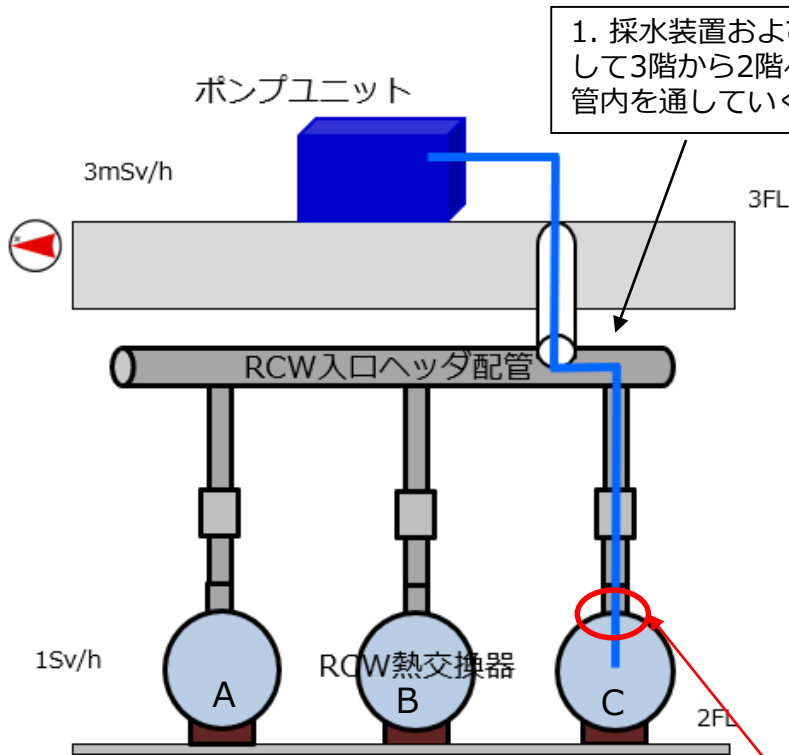
※1 コンクリートを対象

※2 γ核種分析に¹⁰⁰濃度が高すぎるため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になると想定されることから、参考としてAMP法(リンモリブデン酸アンモニウム法)による分析も予定。

8. RCW熱交換器(C)サンプリング工程

	6月				
	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
RCW 熱交換器 (C) サンプリング	入口配管水抜き			6/20	
				採水装置設置 6/20 熱交換器サンプリング 6/21~7月上旬	

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



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

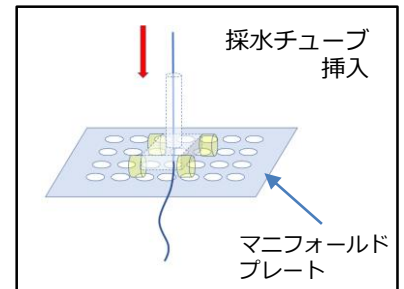
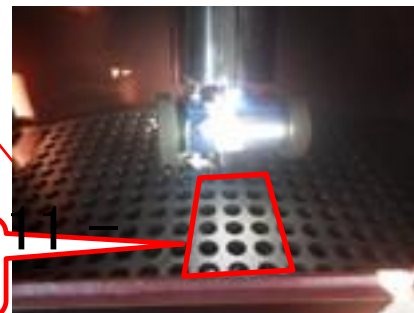


採水チューブ

RCW熱交換器内包水サンプルング(イメージ)

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

採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため, 使える孔に制限がある



福島第一原子力発電所における RCW系統の格納容器隔離弁について

東京電力ホールディングス株式会社

2023年6月22日

1. RCWシステムの格納容器隔離弁に関する要求事項

- RCWシステムは原子炉格納容器を貫通しているが、原子炉格納容器内に開口部がなく、閉じた配管系となっている。
- 原子炉格納容器内で閉じた配管系に対する要求事項は以下の通り。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

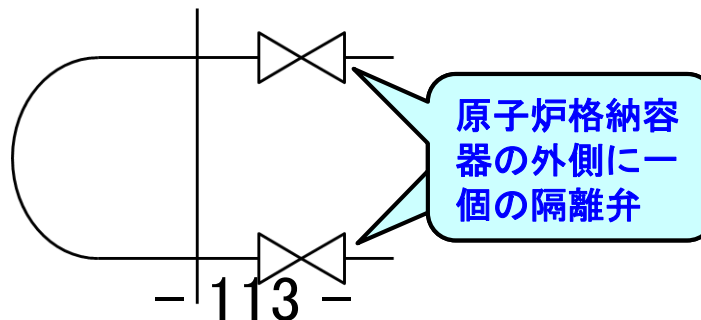
第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあつては貫通箇所の内側又は外側であつて近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

（同解釈抜粋）

この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。
 ⇒この場合の隔離弁は必ずしも自動隔離弁でなくともよい。

RCWシステムは原子炉格納容器内において閉じた配管系を構成



この場合の隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。

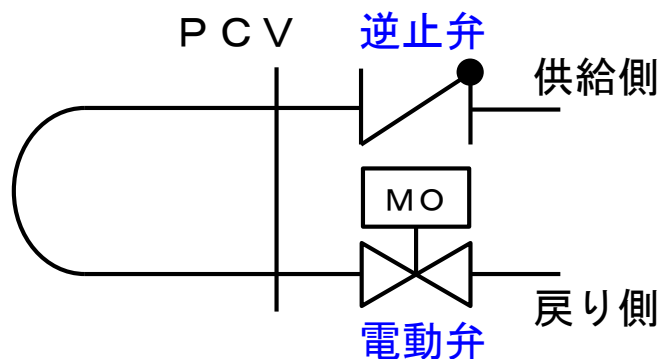
2. 福島第一原子力発電所におけるRCWシステムの格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第一原子力発電所におけるRCWシステムの格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
1F-1	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作
1F-2~5	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
1F-6	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作

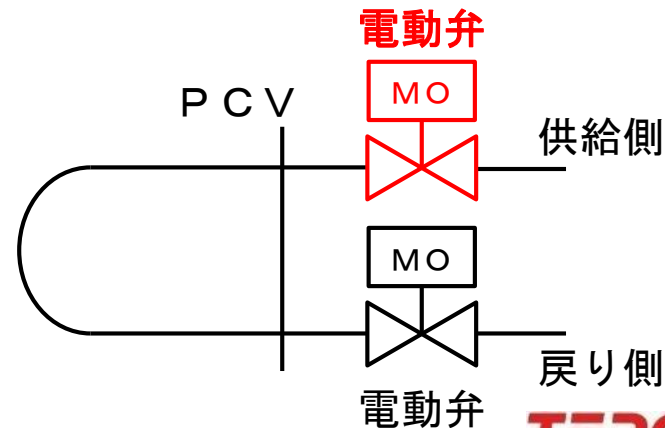
<1F-1~5>

- ・ 供給配管外側に逆止弁1弁，戻り配管外側に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



<1F-6>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側に**電動弁1弁で構成**
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



逆止弁を
電動弁化
- 1 | 4 -

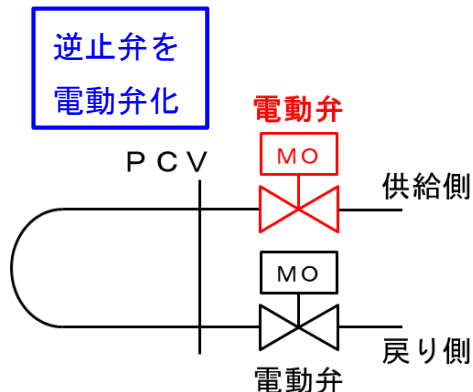
(参考) 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
2F-1/KK-1	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
2F-2~4	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	手動操作
KK-2~7	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	LOCA信号で自動隔離

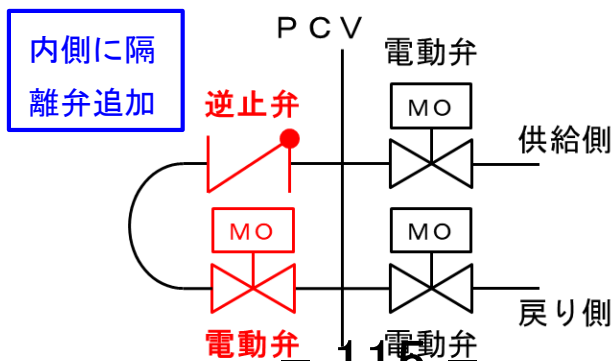
<2F-1/KK-1>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側共に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



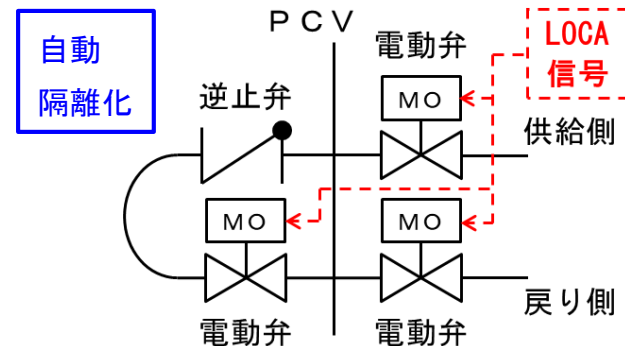
<2F-2~4>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給配管外側，戻り配管内側/外側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



<KK-2~7>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給配管外側，戻り配管内側/外側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ LOCA信号で自動隔離



参考 規制要求事項

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（指針31）」（抜粋）

指針31 第2項（2）

（2）前号（1）の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に1弁。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（抜粋）

第32条 第5項第3号

原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあっては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。

1号機原子炉補機冷却系統の汚染状況

2023年6月22日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

1号機原子炉補機冷却系統の現地調査

(1) 目的

1号機原子炉補機冷却系統(RCW系統)の熱交換器付近での水素滞留事象に関して、RCW系統のうちの4階にあるRCWサージタンクオーバーフロー配管～下階(3階)に敷設されているドレン配管、及び1階南側フロアに敷設されているRCW系配管の汚染状況を確認する。

(2) 場所 1号機原子炉建屋

(3) 調査日 2023年6月1日

(4) 調査実施者

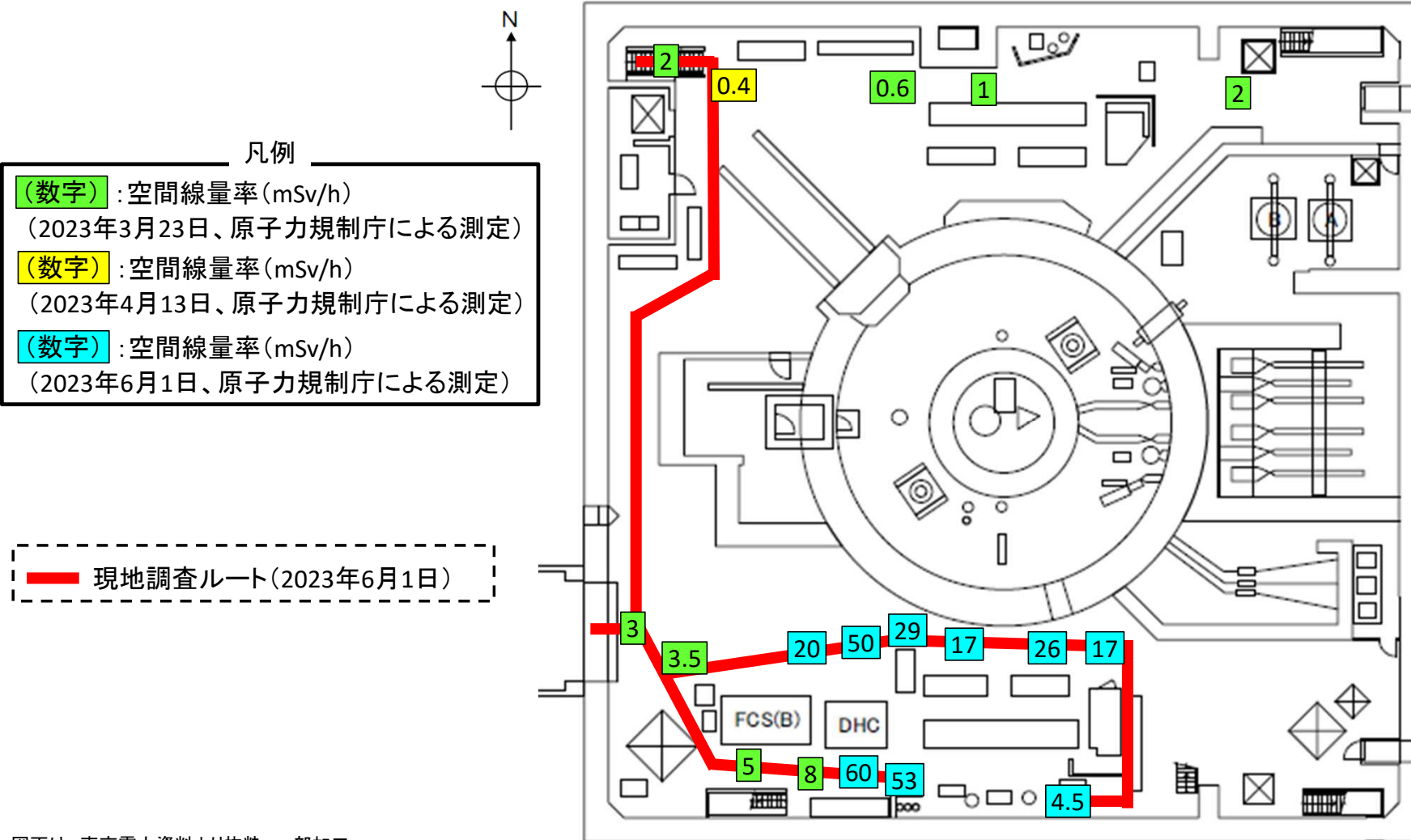
原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 2.68mSv、最小: 2.32mSv

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

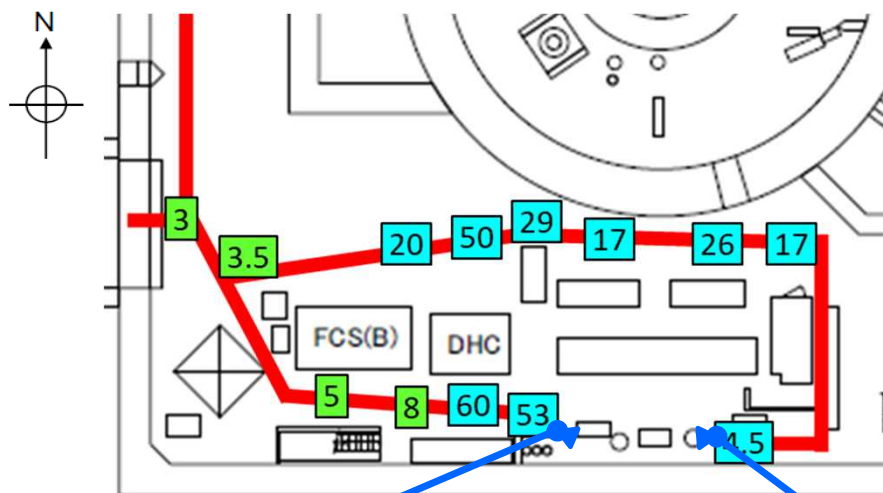
調査ルート(1号機原子炉建屋1階)



調査状況(1号機原子炉建屋1階)

凡例

- (数字) : 空間線量率 (mSv/h)
(2023年3月23日、原子力規制庁による測定)
- (数字) : 空間線量率 (mSv/h)
(2023年4月13日、原子力規制庁による測定)
- (数字) : 空間線量率 (mSv/h)
(2023年6月1日、原子力規制庁による測定)



— 現地調査ルート(2023年6月1日)



図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

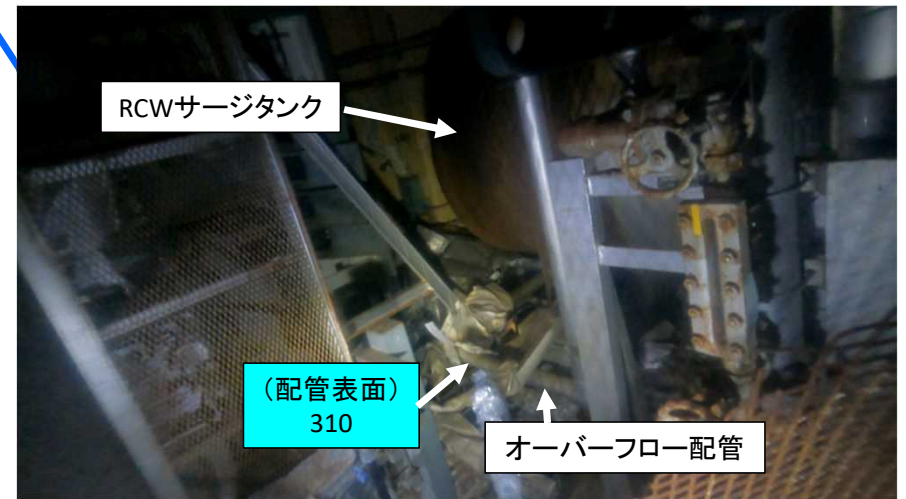
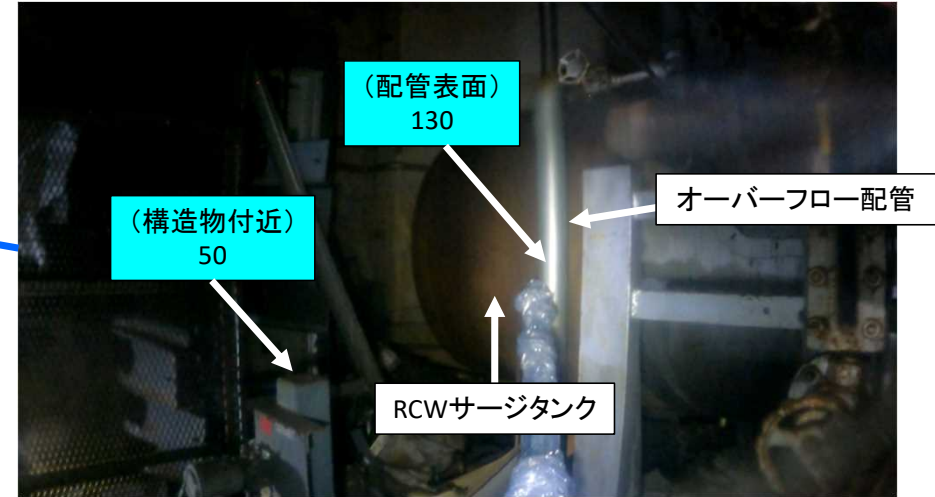
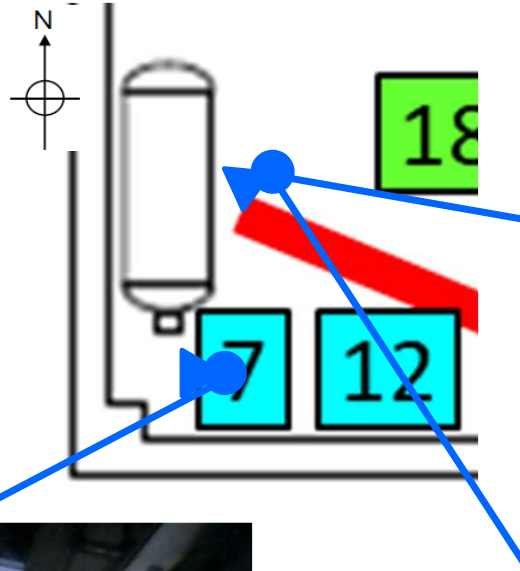
写真は、いずれも2023年6月1日原子力規制庁撮影

調査状況(1号機原子炉建屋4階:RCWサージタンクオーバーフロー配管)

凡例

- (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年3月23日、原子力規制庁による測定)
 - (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年4月13日、原子力規制庁による測定)
 - (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年6月1日、原子力規制庁による測定)
- ※ 図中: 空間線量率、画像中: 表面線量率

— 現地調査ルート(2023年6月1日)



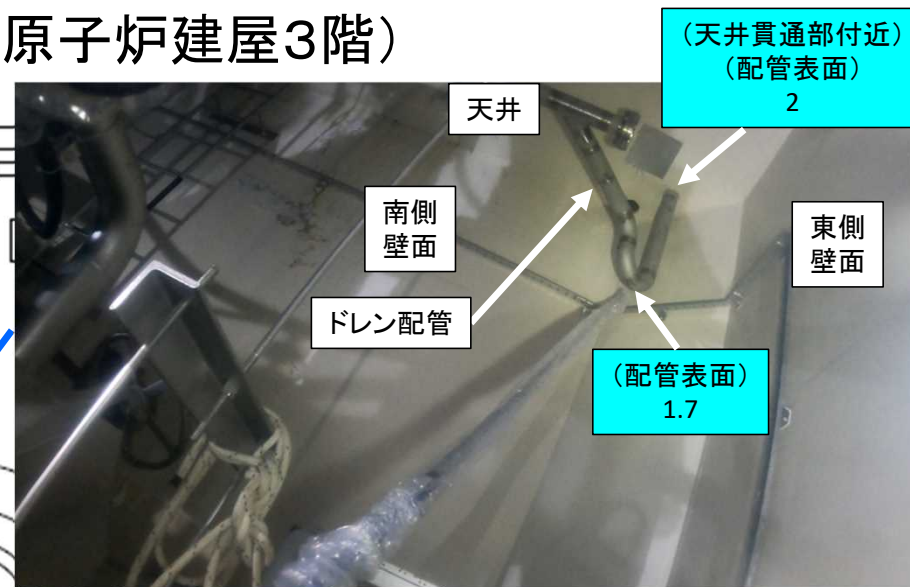
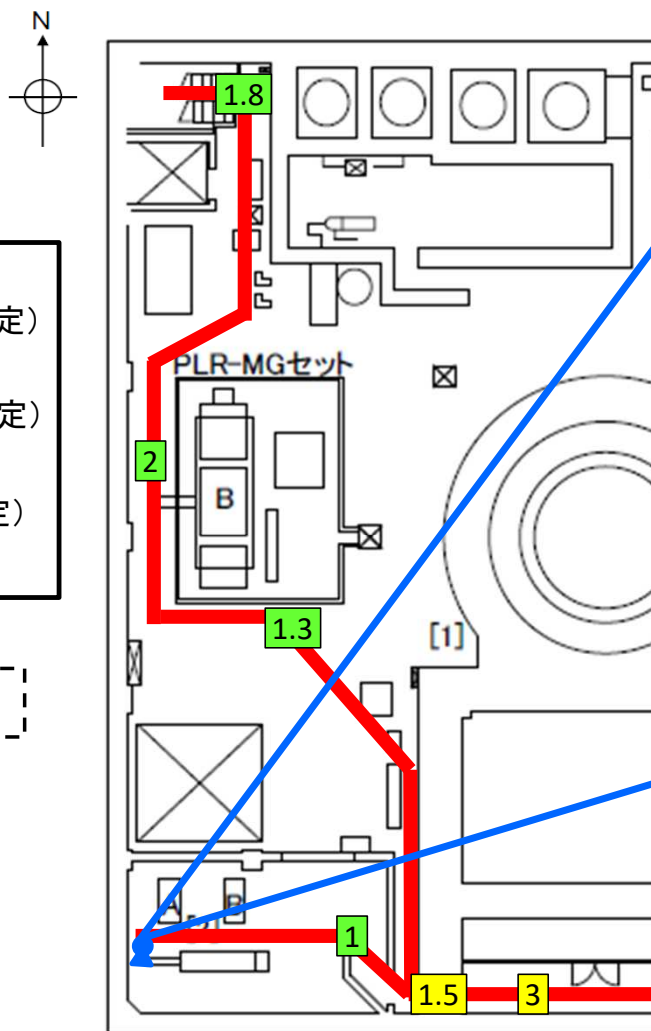
図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

写真は、いずれも2023年6月1日原子力規制庁撮影

調査ルート及び調査状況(1号機原子炉建屋3階)

- 凡例
- (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年3月23日、原子力規制庁による測定)
 - (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年4月13日、原子力規制庁による測定)
 - (数字) : 線量率 (mSv/h)
(2023年6月1日、原子力規制庁による測定)
- ※ 図中: 空間線量率、画像中: 表面線量率

— 現地調査ルート(2023年6月1日) —



図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

写真は、いずれも2023年6月1日原子力規制庁撮影

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況

凡例 ★:現場調査、◆:解析、●:分析等、□:実験等 2023年度以降継続

調査・分析事項	報告書等	2021年度	2022年度	中間取りまとめ	2023年度～	
(1) ベントラインの汚染メカニズムの解明 ● 1/2号機SGTS配管の汚染メカニズムの検討【分析等】 ● がれき、サンプ水等の試料分析【分析等】 ● SGTSフィルタトレイン内部の溜まり水の核種分析【分析等】 ◆ SGTS配管内流動解析・FP沈着検討【解析】 ● ベントガス中のCs-水素-水蒸気の濃度、挙動の分析【分析等】 ★ 1/2号機SGTSフィルタトレイン、不活性ガス系の汚染状況調査 γカメラ ★ ベントライン、SGTS、排気筒等の線量率測定 γカメラ ★ 原子炉建屋内空調ダクト等の汚染分布調査 スマア・γカメラ		実施検討 試料採取・分析【JAEA】 試料採取・分析【東電】 解析 実施検討 汚染状況調査 汚染状況調査 実施検討		○	試料採取・分析 汚染状況調査	
	(2) 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定 ★ 1～3号機シールドプラグ裏面、原子炉ウエル等の汚染状況調査 ◆ FP付着シミュレーション【解析】		追加汚染調査 実施検討		○	汚染調査等
	(3) 核種放出のタイミングとメカニズムの分析 ● モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析【分析等】 ● Cs等の核種の化学形態、移行挙動の検討【分析等】		MP等分析 実施検討		○	MP等分析
(4) 水素燃焼の物理・化学的検証 ● 水素爆発時の炎色、噴煙、凝縮液の検討【分析等】 ● 水素爆発時のガス組成の検討【分析等】 □ 水素-水蒸気-可燃性ガス混合気体の燃焼実験【実験等】 ● 3号機原子炉建屋火災への可燃性ガスの影響分析【分析等】 ◆ 1号機シールドプラグ等のずれ・破損シミュレーション【解析】 ◆ 3号機原子炉建屋内の水素分布解析【解析】 ◆ 実験装置体系における凝縮による水素局所化に関する解析等【解析】		組成検討 ケーブル加熱試験 実施検討 実施検討 実施検討 実施検討	ケール加熱試験 水素燃焼試験 情報整理	○	解析【東京電力】 解析【JAEA】	
	(5) 耐圧強化ベントによるPCV破損防止の設計確認 ● 耐圧強化ベントの系統構成に係る設計確認【分析等】		設計確認			
(6) 1号機非常用復水器(IC)の運用変更の確認 ● 1号機ICの設計・運用等の確認【分析等】		設計確認				
	(7) 3号機RHR配管滞留ガス調査 ★ 3号機RHR配管系統調査等 ● 滞留ガス分析等【分析等】		現地調査等 試料分析			
(8) 1号機RCW配管滞留水素ガス調査 ★ 1号機RCW配管系統調査等 ● 滞留ガス、内包水分析等【分析等】		現地調査等 試料分析				
消防車による原子炉注水 ★ 1～3号機注水ラインの系統状態調査 ● コンデンサー・ホットウエル内の水のサンプリング【試料要求、分析】 ◆ 代替注水シミュレーションによるRVへの注水量推定【解析】		実施検討				
(9) 1号機PCV内部状況(水中ROV調査)の検討 ★ ベDESTAL損傷状況 ★ 堆積物調査 ★ 中性子測定 □ 高温環境下でのコンクリート劣化試験【実験等】				○	ROV調査/分析【東京電力】 ROV調査/分析【東京電力】 ROV調査/分析【東京電力】 コンクリート劣化試験	
	(10) 現場情報のアーカイブ化 ★ 3Dレーザーキャナーによる損傷状況調査 レーザーキャナー ★ 原子炉建屋内の汚染状況調査 スマア・γカメラ等		損傷状況調査 汚染状況調査		○	損傷状況調査 汚染状況調査
(11) 設計・運転記録等の基礎情報 ★ 設計図面、運転記録等の確認(旧事務本館、情報棟)						

1) 1F事故の事象進展と放射性物質の移行挙動

① モニタリングポストの挙動と各号機の事象進展との相関
 ② 水蒸気駆動によるCs-137等の移行挙動
 ・モニタリングポストのデータ分析
 ・プロセスモニタのデータ分析
 ・浮遊じん等の試料分析
 ・1～3号機の事象進展の整理

③ 事故時のFP沈着・移行メカニズムの検討
 ・2号機オペフロ燃料交換機室汚染調査
 ・1/2号機SGTS撤去配管調査
 ・JAEA試料分析(1,3号機原子炉建屋スマア試料)
 ・ガンマカメラ等による線量調査
 ・PCV漏えいバスの可能性確認

④ 水素爆発関連の試験等

① 水蒸気、有機化合物等の水素燃焼への影響
 ・水素-可燃性有機化合物等混合気体の燃焼実験
 ・水蒸気、有機化合物の水素燃焼への影響検討

② 水蒸気存在下での水素局所化の検討
 ・3号機原子炉建屋内部の水素分布に関する解析
 ・CIGMA実験装置体系における凝縮による水素局所化に関する解析・実験

2) 燃料デブリの挙動と原子炉格納容器への影響

① 1号機PCV内部の状況とシナリオ検討
 ・1号機PCV内部調査(ベDESTAL内側等)
 ・高温環境下でのコンクリート劣化試験
 ・コンクリート加熱実験
 ・堆積物形成、コンクリート損傷に係るシナリオ検討

調査・分析事項		報告書等	2021年度	2022年度	中間取りまとめ	2023年度～
(1) 放射性物質の放出経路	1) 1,2号機ベント配管の汚染	<ul style="list-style-type: none"> ★ 1,2号機ベント配管の汚染調査 γカメラ ● スタック下部のドレン水サンプル分析【分析等】 ● スタック内高度別汚染分布【分析等】 ◆ シミュレーションによる汚染分布再現【解析】 □ S/CIにおけるDF【実験or文献調査】 	○ ○ ○ ○ △			
	2) SGTS逆流汚染（他号機及び自号機）	<ul style="list-style-type: none"> ★ SGTS配管、フィルタレイン等の汚染状況調査 γカメラ ◆ ベント時の自号機、他号機への排気比率のシミュレーション【解析】 □ GDの逆流防止機能の確認・実験【実験・文献調査】 	○ △ △			
	3) シールドプラグ調査	<ul style="list-style-type: none"> ★ 1～3号機シールドプラグ裏面汚染分布調査 ◆ 1号機シールドプラグずれの分析【解析】 	○ ○ △			
	4) 建屋DF	<ul style="list-style-type: none"> ★ 2号機オペフロの汚染分布確認 γカメラ ● 2号機原子炉建屋内スミア試料分析【分析等】 	○ ○ ○			
	5) 3号機原子炉建屋4階調査	<ul style="list-style-type: none"> ★ 原子炉建屋3階及び4階の損傷状況調査及び線量率測定 ● 原子炉建屋の汚染分布・核種確認【試料採取・分析】 	○ ○ △			
(1) 1号機原子炉建屋4階の出水の検討	<ul style="list-style-type: none"> ★ 1号機原子炉建屋4階調査 ● 作業員の証言確認等【分析等】 ◆ スロッシング解析【解析】 	◎				
	2) 3号機使用済燃料プール内の臨界の可能性及び白煙の発生	<ul style="list-style-type: none"> ★ 使用済燃料プール内及び白煙の発生状況の調査 ◆ 臨界評価【解析】 	◎			
(2) 水素爆発等	6) 1号機及び3号機原子炉建屋における水素爆発	<ul style="list-style-type: none"> ★ 水素爆発による原子炉建屋の損傷調査 レーザースキャナー等 ● 水素爆発に係る映像解析等【分析等】 ◆ 水素爆発に係る地震計観測波の解析【解析】 	○ △ ○ ○			
	3) 4号機原子炉建屋における水素爆発	<ul style="list-style-type: none"> ★ 4号機原子炉建屋の損傷状況及びSGTS線量率調査 ● 水素量の推定【分析等】 	◎			
(3) AM策等の機器の設計方針等	7) 1～3号機耐圧強化ベント	<ul style="list-style-type: none"> ★ ベント時の系統構成(MO弁、AO弁、真空破壊装置等の状態・設計も含む) ★ 格納容器過温破損の可能性確認 ★ 有効ベント回数の推定 ◆ ベント時の排気時挙動シミュレーション【解析】 	○ ○ ○ ○ △			
	8) RDの動作	<ul style="list-style-type: none"> ◆ RD破壊圧力と格納容器破損モードのシミュレーション【解析】 □ RD破壊試験【実験・文献調査】 	○ × ×			
	9) 3号機自動減圧系	<ul style="list-style-type: none"> ★ 原子炉建屋内損傷状況及び汚染状況調査 ◆ 3号機RPV圧力挙動【解析】 	○ ○ ○			
	4) 1号機非常用復水器(IC)の作動状況	<ul style="list-style-type: none"> ● IC隔離弁等の作動状況の確認等【分析等】 	◎			
	5) 1号機小規模漏えいと逃がし安全弁不作動の可能性	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 小規模漏えい解析等【解析】 	◎			
	6) 1号機A系非常用交流電源系統の機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ★ 電源盤調査等 ● 津波襲来時の波高計、写真等の整理【分析等】 	◎			

【報告書等】

◎ 中間取りまとめ(2023年版) 1F事故分析検討会 第20回～第36回 (1/2) <https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf>

(2/2) <https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf>

◎ 中間取りまとめ(2021年3月5日 1F事故分析検討会) 1F事故分析検討会 第8回～第19回 <https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf>

◎ 中間報告書(2014年10月8日 原子力規制委員会) 1F事故分析検討会 第1回～第7回 <https://www.nra.go.jp/data/000069286.pdf>

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 https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/vuushikisya/iiko_bunseki01/index.html

現地調査の実施状況

- ・ 1 / 2号機中央制御操作室
- ・ 1 / 2号機SGTS配管（切断配管保管状況）
- ・ 2号機原子炉建屋
- ・ 1号機原子炉建屋（北側仮設架台）

2023年6月22日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 1 / 2 号機中央制御操作室 (2023年6月2日)

(1) 1 / 2号機中央制御操作室

(1) 目的

1号機RCW系統に係る弁の操作位置等を確認するために、1/2号機中央制御操作室内の操作盤等を確認する。

(2) 場所 1 / 2号機中央制御操作室(コントロール建屋内)

(3) 調査日 2023年6月2日

(4) 調査実施者 原子力規制庁職員 2名

(5) 被ばく線量

最大: 0.03 mSv、最小: 0.03 mSv

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

1/2号機中央制御操作室の確認状況



1号機中央制御操作室操作盤



(MO-31-27)



(MO-31-30)

1号機RCW系統の弁の操作スイッチ

(2) 1 / 2号機 S G T S 配管 (切断配管保管状況)
(2023年6月2日)

(2) 1 / 2号機SGTS配管（切断配管保管状況）

(1) 目的

現在、東京電力ホールディングス株式会社にて切断作業中の1 / 2号機SGTS配管について、今後、切断配管に対する汚染状況等を調査するため、切断配管の保管状況を確認する。

(2) 場所

1号機コントロール建屋屋上（切断配管保管場所）の状況を周辺の高所（1号機タービン建屋屋上等）から確認

(3) 調査日

2023年6月2日、16日

(4) 調査実施者

2023年6月2日 原子力規制庁職員 3名

2023年6月16日 原子力規制庁職員 2名

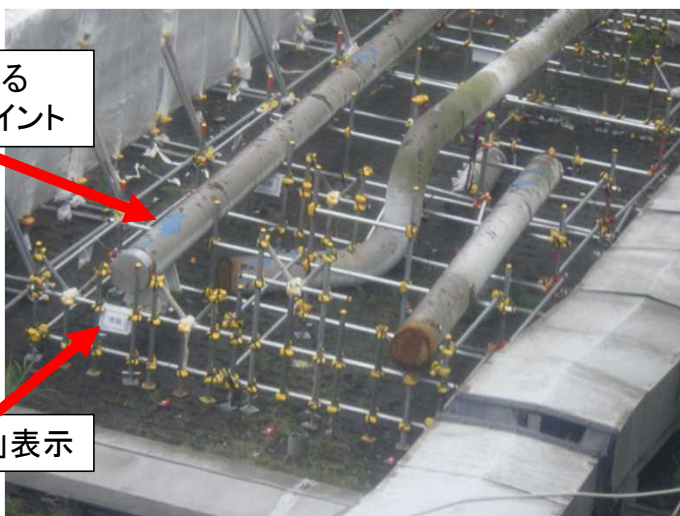
(5) 被ばく線量

2023年6月2日 最大：0.03 mSv、最小：0.03mSv

2023年6月16日 最大：0.14 mSv、最小：0.14mSv

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

1/2号機SGTS配管の保管状況



写真は、いずれも2023年6月16日原子力規制庁撮影

(3) 2号機原子炉建屋 (2023年6月8日)

(3) 2号機原子炉建屋

(1) 目的

2号機における放射性物質の放出経路の推定に係る検討に資するため、2号機原子炉建屋内の各三角コーナーの中地下階からサプレッションチェンバの表面の状況を確認する。

(2) 場所

2号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年6月8日

(4) 調査実施者

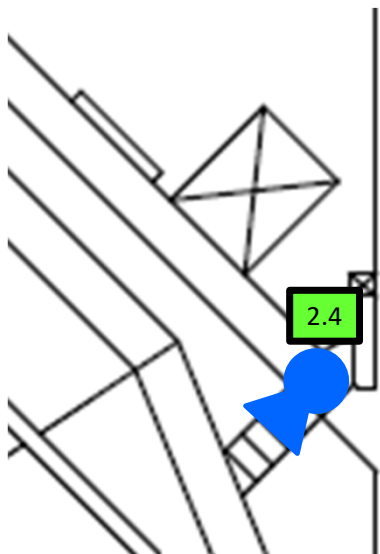
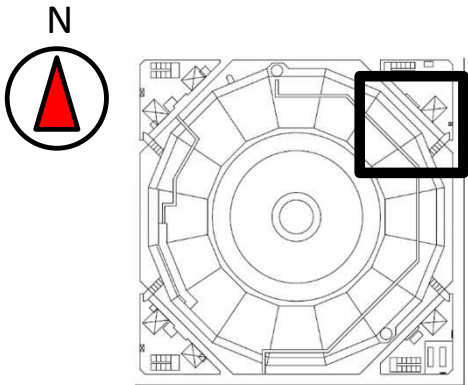
原子力規制庁職員 4名


(5) 被ばく線量

最大: 2.20 mSv、最小: 1.71 mSv

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

サプレッションチェンバの状況 (①北東側三角コーナー)

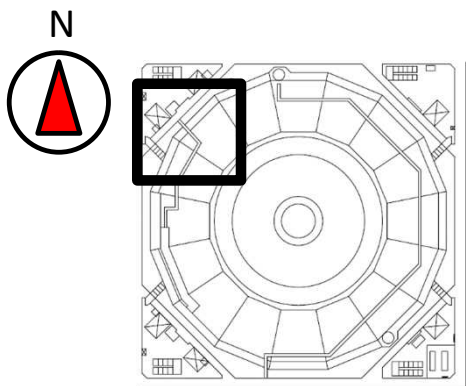


 : 空間線量率 (mSv/h)
2023/6/8、原子力規制庁



図の出典：建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2023年6月8日原子力規制庁撮影

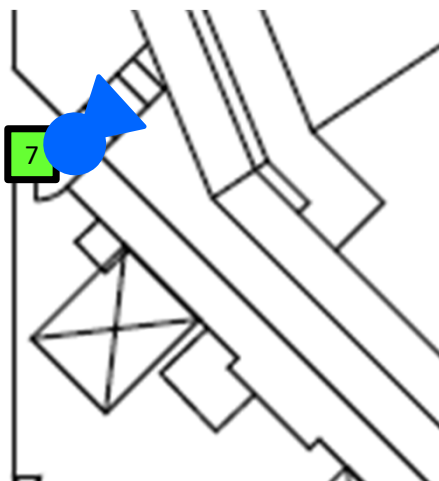
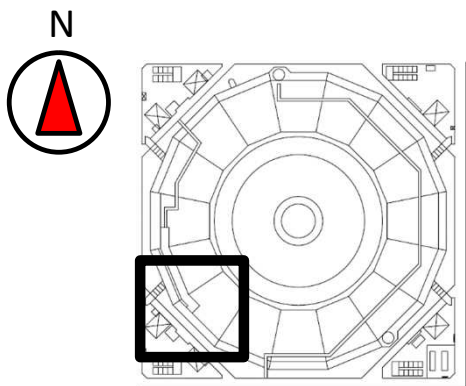
サプレッションチェンバの状況 (②北西側三角コーナー)




■ : 空間線量率 (mSv/h)
2023/6/8、原子力規制庁

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2023年6月8日原子力規制庁撮影

サプレッションチェンバの状況 (③南西側三角コーナー)

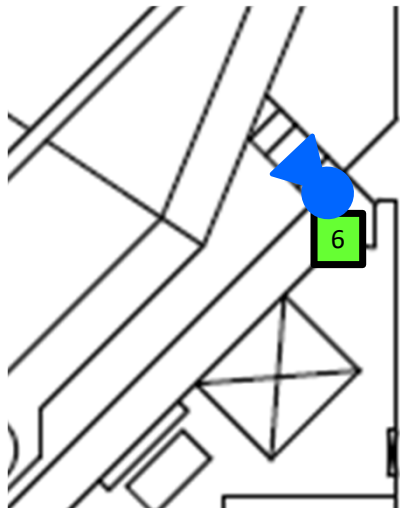
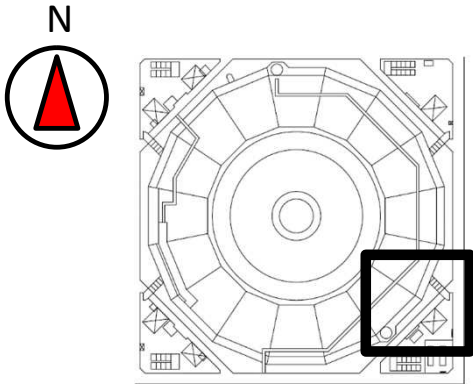



 : 空間線量率 (mSv/h)
2023/6/8、原子力規制庁



図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2023年6月8日原子力規制庁撮影

サプレッションチェンバの状況 (④南東側三角コーナー)



 :空間線量率 (mSv/h)
2023/6/8、原子力規制庁



図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2023年6月8日原子力規制庁撮影

(4) 1号機原子炉建屋 (2023年6月9日)

(4) 1号機原子炉建屋

(1) 目的

1号機原子炉建屋オペレーションフロアの状態等を確認するため、1号機原子炉建屋北側に設置中の仮設架台からオペレーションフロアの状態を確認する。

(2) 場所

1号機原子炉建屋(仮設架台)

(3) 調査日

2023年6月9日

(4) 調査実施者

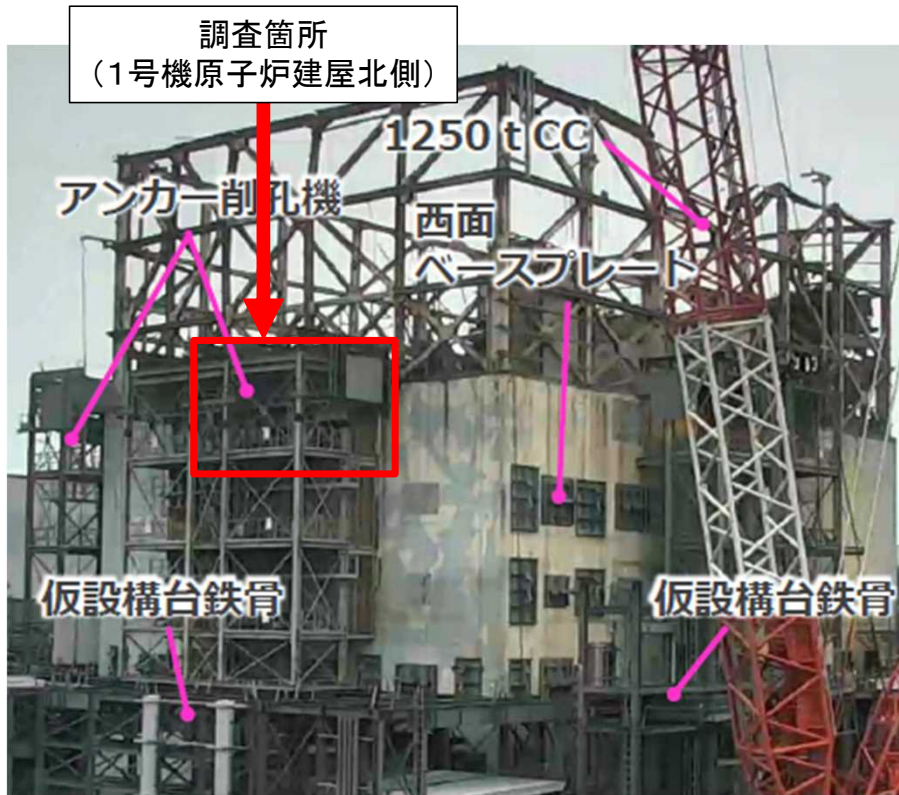
原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 0.25 mSv、最小: 0.14 mSv

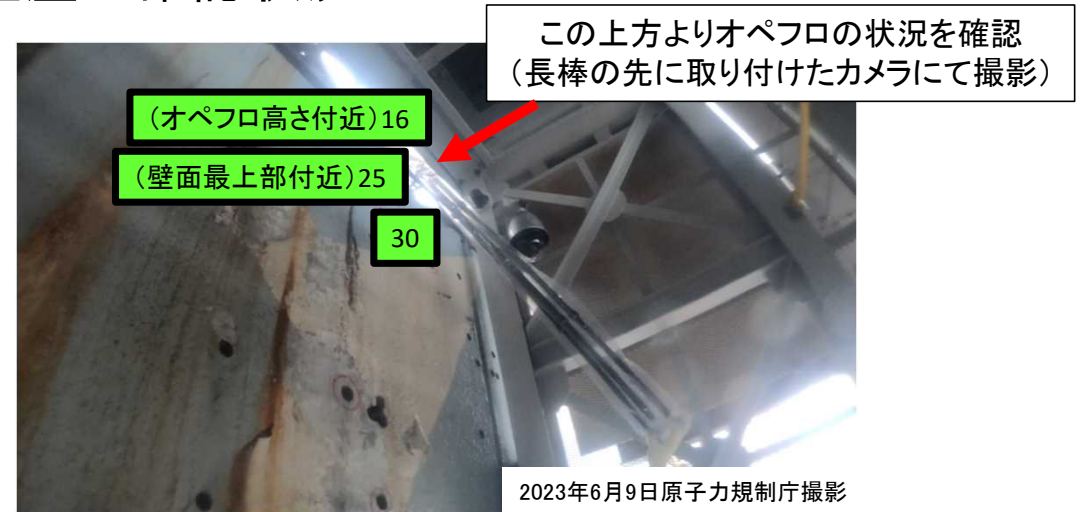
※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

1号機原子炉建屋の確認状況

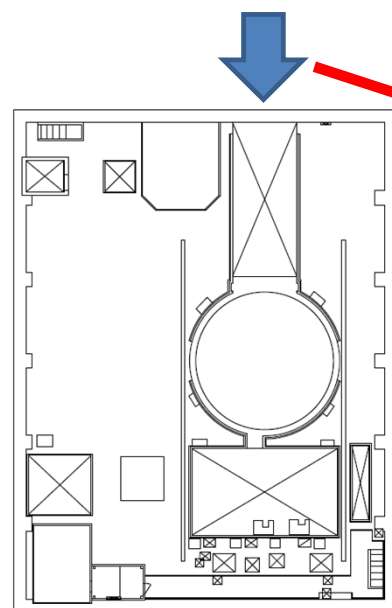


出典：1号機燃料取り出しに向けた工事の進捗について
(2023年5月25日、東京電力ホールディングス株式会社) (一部加筆)

: 空間線量率 (mSv/h)
2023/6/9、原子力規制庁



1号機原子炉建屋の確認状況



1号機原子炉建屋5階平面図



写真は、2023年6月9日原子力規制庁撮影