

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

議事次第

1. 日 時 令和5年5月22日（月）13:00～15:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室A
3. 議 題
 - （1）東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2023年版）について
 - （2）1号機原子炉補機冷却系における水素滞留について
 - （3）1号機原子炉格納容器内部調査について
 - （4）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
 - （5）その他
4. 配布資料
 - 資料1-1：東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2023年版） 本文抜粋 [原子力規制庁資料]
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/jiko_bunseki01/index_02.html
 - 資料1-2：東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2023年版）のポイント [原子力規制庁資料]
 - 資料2-1：1号機原子炉補機冷却系における水素滞留について [原子力規制庁資料]
 - 資料2-2：1号機RCW熱交換器サンプリングに向けた入口配管内包水の処理（水抜き・移送）について [東京電力ホールディングス株式会社資料]
 - 資料3-1：1号機原子炉格納容器内部調査について [原子力規制庁資料]
 - 資料3-2：1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資料]

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〔原子力規制庁資料〕

資料４－２：事故分析関連で取得したサンプルについて〔東京電力ホールディングス株式会社資料〕

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）

— 抜粋 —

2023年3月7日

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会

目次

序章

1. 検討の経緯	9
2. 検討の方針	
2. 1 検討対象	10
2. 2 検討の体制及び実施方法	10
2. 3 本中間取りまとめの構成	11

第一章 シビアアクシデント時の Cs-137 移動メカニズムについての考察

第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

1-1-1 背景	13
1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション	14

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

1-2-1 経緯	16
1-2-2 シールドプラグ内における 多量の Cs-137 汚染存在の検証	16
1-2-2-1 2号機原子炉ウェル内 周辺線量当量率調査の結果を含めた考察	16
1-2-3 Cs-137 の移動経路とその形成メカニズム	17
1-2-3-1 シールドプラグの形状に関する測定結果	17
1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性	18
1-2-3-3 シールドプラグ上での 局所的周辺線量当量率調査との整合性	18
1-2-4 シールドプラグ内の Cs-137 汚染総量と局所汚染の把握	19
1-2-4-1 鉄筋を含めた 150cm 高さ（コリメータなし γ 線線量計） での測定結果及び 30.5cm 高さ（コリメータ付き γ 線線量計） での測定結果を用いた推定結果の改訂	19
1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理	20
1-2-4-3 ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布からの考察 （IRID 穴及び新穿孔穴）	20
1-2-4-4 2号機シールドプラグに関する各種知見の 総合的な関連性評価	23
1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性	24
1-2-4-6 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグ上層と	

中間層の間及び継ぎ目に生じ得るメカニズムの考察	25
第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と 「水蒸気駆動仮説」	25
第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響	
第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況	
2-1-1 東京電力の報告と特徴点	26
2-1-2 事故分析検討会で提案されたシナリオ案等	29
2-1-3 2022年12月中旬以降に更新された情報	33
第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況	
2-2-1 2号機関連	33
2-2-2 3号機関連	33
第三節 今後の分析評価の進め方	
2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報	34
2-3-2 東京電力の情報公開の進展	34
第三章 その他の調査項目の進捗状況など	
第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定	
3-1 4号機原子炉建屋 再循環ポンプMGセット(A)付近の調査結果	35
3-2 今後の計画	35
第二節 3号機水素爆発関連の試験等	
3-2-1 原子炉格納容器内の材料からの 有機ガスの発生可能性試験	35
3-2-2 水素ガスの燃焼試験	36
3-2-3 事故分析検討会における 発電用原子炉設置者からの指摘等	37
3-2-4 東京電力における3号機原子炉建屋内 水素濃度シミュレーション	37
第三節 SGTSの汚染状況測定等	
3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査	37
3-3-1-1 1号機SGTSフィルタトレイン	37

3-3-1-2	2号機 SGTS フィルタトレイン	37
3-3-2	1/2号機 SGTS 配管の切断による 配管内の汚染分布の測定	38
第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移		
3-4-1	モニタリングポスト等で測定された 空間線量率データ等の整理	39
第五節 その他の活動状況		
3-5-1	現地調査等による継続的な調査	39
3-5-1-1	1号機原子炉建屋内の 汚染状況及び損傷状況の調査	39
3-5-1-2	3号機原子炉建屋内の 汚染状況及び損傷状況の調査	40
3-5-1-3	4号機原子炉建屋内の 3D レーザースキャナによる測定	40
3-5-2	原子炉建屋内汚染物サンプル調査	41
終章 おわりに		
1.	前回中間取りまとめ中の知見の規制上の評価と活用状況	43
2.	謝辞	43
3.	結語	44
略語集		45

参考 1	東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方について	47
参考 2	「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ」を踏まえた対応について（第 1 回）	51
参考 3	東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況	57
参考 4	事故分析検討会の構成メンバー及び開催実績	69
参考 5	調査チームの構成員	77
参考 6	現地調査の実施実績	78
参考 7	東京電力から提供を受けた情報	81
参考 8	連絡・調整会議の開催実績	87
参考 9	事故分析の調査・分析項目の整理	88

別添 1	ベント配管の汚染パターンの追加調査データ等	90
別添 2	1/2号機 SGTS 配管内流動解析	93
別添 3-1	原子炉ウェル内の線量率と 原子炉キャビテイ差圧調整ラインの状態	115
別添 3-2-0	2号機シールドプラグ上層と中間層の間の汚染特定 に係る分析に関する別添資料の構成	123
別添 3-2-1	(1)シールドプラグ上部での測定	126
別添 3-2-2	(2)シールドプラグに穿孔した穴内部での測定	133
別添 3-2-3	(3)シールドプラグに新たに穿孔した穴での測定	150
別添 3-2-4	(4)新たに穿孔した穴での計算結果と測定結果の 比較検討	170
別添 3-2-5-1	2号機シールドプラグの IRID 穴と新穿孔穴の 穴内線量率分布の比較	198
別添 3-2-5-2	61cm コンクリート下部の Cs-137 線源の 寄与領域の検討	209
別添 3-2-5-3	2号機シールドプラグ上層上面の 継ぎ目からの線量率寄与	214
別添 3-2-5-4	2号機オペフロ内壁汚染の シールドプラグ穴内線量率への寄与	223
別添 3-2-5-5	穴内と床上の測定における床上汚染位置による 線量率寄与の違いについて	260
別添 3-2-5-5-1	床上の汚染位置による 線量率寄与の違いについて	265
別添 3-2-5-6	高汚染部からの距離による 床上及び穴内線量率分布の検討	272
別添 3-2-5-7	2号機シールドプラグ 床上測定線量率分布図の改訂	285
別添 3-2-5-8	2号機シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度を 評価する場合の鉄筋の影響について	289
別添 3-2-5-9	2号機オペフロ内壁の 汚染状況の把握	299
別添 3-2-5-10	2号機の検討を踏まえた3号機シールドプラグ 上層と中間層の間の汚染密度	334
別添 3-3	2号機シールドプラグの形状	340
別添 3-4	シールドプラグの継ぎ目の断面積の評価	368

別添 4-1	東京電力及び IRID における 1号機原子炉格納容器内部調査に係る公開資料等	381
別添 4-2	1号機、2号機及び3号機における 原子炉格納容器内部調査の比較	384
別添 4-3	1号機原子炉格納容器内における ペDESTAL 損傷及び堆積物の形成	392
別添 5	東京電力福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査 により確認されたコンクリートに関する事象の検討	416
別添 6	4号機原子炉建屋における火災	421
別添 7	可燃性有機ガスの発生源の検討	435
別添 8	BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析	481
別添 9	3号機原子炉建屋における火災との関係	498
別添 10	1号機 SGTS 室の調査結果等（遠隔調査用ローダ等）	502
別添 11	1/2号機 SGTS 配管の切断による配管内の 汚染分布の測定	510
別添 12	モニタリングポスト等で測定された 空間線量率データ等の整理	518
別添 13	1号機原子炉建屋3階及び4階の調査結果	543
別添 14	3号機原子炉建屋1階及び2階の予備調査結果	575
別添 15	4号機原子炉建屋内のレーザースキャナによる測定結果	581
別添 16	2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析	590

凡例

- 1 時間は、24 時間表記としている。
- 2 圧力は、特に断りがない限り、ゲージ圧である。
- 3 「●号機」は、特に断りがない限り、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所内の号機を指す。
- 4 本中間取りまとめの中で単に「参考」「別添」と記述しているものは、特に断りがない限り、本中間取りまとめの「参考」「別添」を指している。
- 5 $○○E+△△$ との表示は、 $○○×10^{△△}$ を意味する。（「○○」、 $[△△]$ は数値）
また、単位の記載中、k（キロ）は 10^3 、M（メガ）は 10^6 、G（ギガ）は 10^9 、T（テラ）は 10^{12} 、P（ペタ）は 10^{15} をそれぞれ意味する。

序章

1. 検討の経緯

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

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

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

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

2. 検討の方針

2. 1 検討対象

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

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

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

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

2. 2 検討の体制及び実施方法

(1) 検討の場

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

本中間取りまとめは、調査チームの構成員が（一部の項目については外部の有識者、原子力規制庁の職員及びJAEAの職員の支援を受けて）主に草稿し、事故分析検討会での議論を経たものである。

(2) 現地調査

これまで人による調査を行ったことのない箇所も含めて、直接の観察・撮像、空間線量率の測定、試料採取などが可能となった箇所を中心に現地での測定・観察な

どの調査を実施した。具体的な内容としては、調査実施時点での構造物等の状況観察と撮像・形状測定、地点ごとの空間線量率の測定などを実施した。また、敷地内のスミヤ等の試料をサンプリングし、試料に含まれる放射性核種の分析などをJAEAで実施した。現地調査の実施状況を参考6に示す。

(3) 東京電力からの情報提供

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

東京電力から本中間取りまとめの対象期間中に提供された情報を参考7に示す。

(4) メーカー等の関係者からの情報提供

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

(5) 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議

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

連絡・調整会議の開催実績を参考8に示す。

2. 3 本中間取りまとめの構成

(1) 本中間取りまとめの構成

本中間取りまとめは、主な結果を本文の第一章から第三章にまとめて記述し、検討した事項のそれぞれについて、調査・分析内容の詳細や検討結果の技術的説明などは、別添により具体的に論述している。参考は、事故分析検討会の開催実績等の事務的な情報を整理している。

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

(2) 本中間取りまとめの論述内容について

本中間取りまとめは、主に 2021 年 4 月から 2022 年 12 月末までに行った調査・分析に基づいて検討を行った結果を、原則 2022 年末の時点での理解・認識として記述したものである。したがって、その内容には、ほぼ確定的な判断を行った事項から仮説や解釈を提案している事項まで、幅広い確度の事項が含まれている。また、2020 年春頃から続く新型コロナウイルス感染症への対策のため、調査・分析が十分に実施できなかった事項、調査・分析を進めていく中で更に検討を要すると考えられる事項があることに加え、今後の廃炉作業の進捗等に伴って明らかにされる事項等も存在する。取りまとめの執筆に当たっては、これらの違いが明確になるように配慮した。こうした本中間取りまとめの性格を踏まえると、今後、新たな情報や知見が得られることによって、いずれの事項についても、その理解や認識が変更される可能性がある。

なお、本中間取りまとめ本文は、調査チームが事故分析検討会の議論も踏まえつつ、自らの責任で取りまとめた。個別の検討事項については別添により詳述しているが、その執筆を担当した取りまとめ組織又は個人の名称が明記されている場合は、当該資料の文責は当該組織又は個人に属し、事故分析検討会として記述の細部にわたって確認を行ったものではない。

第一章 シビアアクシデント時の Cs-137²移動メカニズムについての考察

第一節 1/2 号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

1-1-1 背景

中間取りまとめ（2021 年版）において、1/2 号機の原子炉格納容器ベント（以下「ベント」という。）に使用された配管系³（大部分は非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管をベント配管として共用している。以下「ベントライン」という。）について、特徴的な汚染パターンを報告した。

その後の調査で得た知見を加えて、その特徴を整理すると下記の点が挙げられる。

- ① ベントに成功していない 2 号機の SGTS 配管の SGTS フィルタに近い部分の方が、ベントに成功した 1 号機のベントラインの SGTS 配管よりも汚染の程度が強い⁴。
- ② 1 号機及び 2 号機のベントラインの配管は合流後、下方に向かって降下した後、短い水平部を経由して 1/2 号機共用排気筒に接続されているが、この短い水平部に強い汚染が見られた。
- ③ 1 号機 SGTS フィルタトレイン⁵は、2 号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高い。
- ④ 1/2 号機共用排気筒については、底部の汚染の程度が高く、排気筒の上半分の汚染の程度はかなり低い。

詳細なデータは、別添 1 に記述する。

この汚染パターンを引き起こしたメカニズムを理解するために実施した中間取りまとめ（2021 年版）の JAEA によるベントライン及び共用排気筒におけるベントガスの挙動に関する解析シミュレーション⁶では、取り入れた境界条件により SGTS フィルタトレインへの逆流流量が小さくなり、水蒸気の凝縮量が少ない結果となった。そのため、エアロゾルの付着／沈降を中心に汚染状況の把握を試みたが、測定結果を十

² 炉心損傷後の挙動を考える際、Cs の同位体の中で Cs-137 のみが特殊な挙動を示す訳ではないが事故後に長期間残留する放射線源という観点から「Cs-137」の事故後分布に着目したため、この章では Cs-137 という用語を用いて記述している。

³ 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成 4 年 5 月、原子力安全委員会決定）を踏まえて原子炉格納容器の耐圧強化ベント用に追設された配管が、非常用ガス処理系（SGTS）配管に接続されており、事故時に原子炉格納容器ベントラインとして使用された。

⁴ 1/2 号機 SGTS 配管系全体に流れたとする Cs-137 による 130TBq の汚染は、第二節で 2, 3 号機シールドプラグ上層と中間層の間に付着していると算定される Cs-137 の総量の数百分の 1 に相当する。これはベントの回数に限られていたことと、サブプレッションチェンバ（S/C）におけるスクラビング効果の結果と考えられる。

⁵ SGTS のフィルタ類を格納した箱形の構造物

⁶ 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）

分には再現できなかった。

1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション（別添2）

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

その結果、各経路上の残留 Cs 量合計に流量が比例すると仮定し、その比率が流量配分に一致するよう圧力損失係数の調整を行うなど、図1に示すように観測された1号機及び2号機のSGTSフィルタトレインの汚染⁷を引き起こしたと考えられるベントガスの逆流に関する境界条件を調整することにより、観測されたSGTS配管系の汚染状況の再現性をかなり高くできることが判明した。

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

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

⁷ 測定結果（2017年2月～2020年7月）は、中間取りまとめ（2021年版）別添3参照。

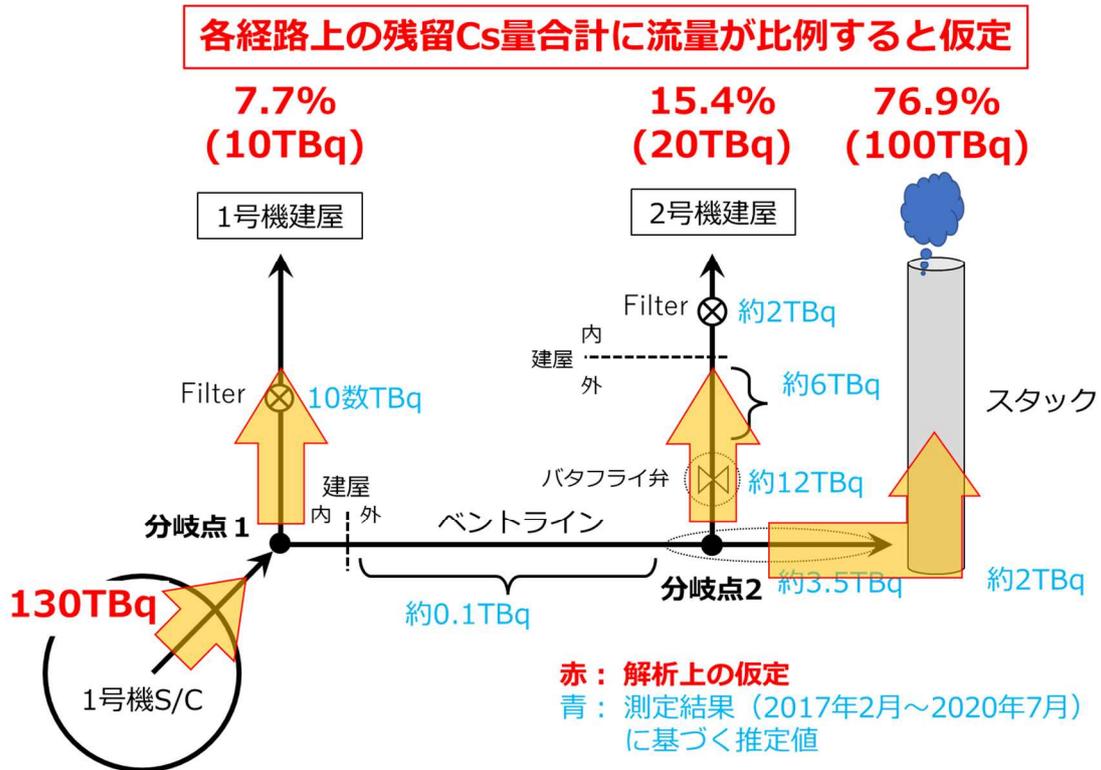


図1 ベントガスの流量配分の仮定

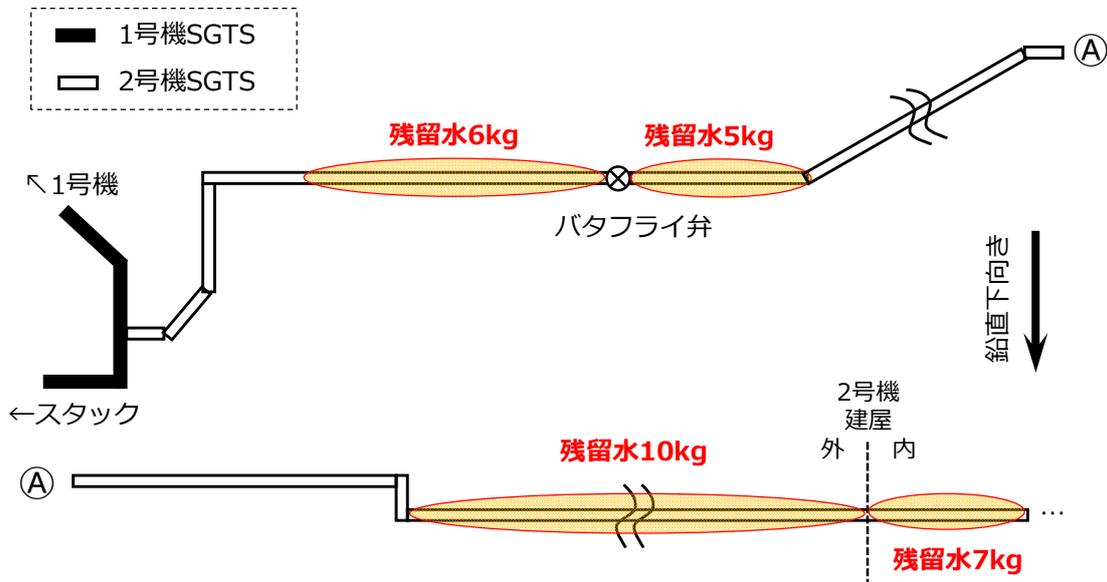


図2 凝縮した水の残留位置と残留量(解析結果)

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

1-2-1 経緯

中間取りまとめ（2021年版）では、十分なコリメータ付きの γ 線測定器で測定したエネルギースペクトルに基づき、3号機のシールドプラグ上層と中間層の間に約 $3E+16Bq$ （30PBq）のCs-137が存在する可能性が高いとしていた。

一方、2号機のオペレーションフロア（以下「オペフロ」という。）は種々の条件から、 γ 線のスペクトルを得るための測定は実施できなかった。このため、オペフロ全体の床面汚染をほぼ一様と仮定し、シールドプラグ上部とシールドプラグ周辺との周辺線量当量率の差に基づいて評価を行ったところ、シールドプラグ上層と中間層の間全体で $7E+16Bq$ （70PBq）程度（別の γ 線測定系のデータを用いた場合には $2E+16$ ・ $4.4E+16Bq$ （20-44PBq）程度）のCs-137が存在する可能性があるとしていた。

2号機については、測定条件の厳しさから、中間取りまとめ（2021年版）で算出された汚染量にはかなりの不確実性があると考えられ、本中間取りまとめに向けて各種の詳細な調査・分析を加えた。

1-2-2 シールドプラグ内における多量のCs-137汚染存在の検証

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

2021年5月及び6月に東京電力が実施した2号機原子炉ウェル内の周辺線量当量率測定の結果、原子炉ウェル内の周辺線量当量率はシールドプラグの下層下面近傍では約 $75mSv/h$ であり、下方のトップヘッドフランジに向けて高くなり、最大値はトップヘッドフランジ近傍で約 $530mSv/h$ であった（別添3-1 図3参照）。

また、シールドプラグの下層下面付近の線量率では、原子炉ウェルに面している放射線源はシールドプラグ上部の線量率にはほとんど影響を与えず、加えて、シールドプラグ上層上面の表面汚染密度は、周囲と大差なく、かつ、その程度は $1E+6Bq/cm^2$ を超えないことが確認された（1-2-4-2参照）。

したがって、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因となっている放射線源が、シールドプラグ上層上面や原子炉ウェルに存在するとの考えは、これまでの測定結果から合理的に説明することは困難であり、3層構造となっているシールドプラグのいずれかの領域にCs-137が多量に存在していることはほぼ確実となった。

なお、原子炉ウェル内での周辺線量当量率が上記のような強度及び分布となっていることについては、シールドプラグの汚染状況の把握のみならず、原子炉格納容器内のCs-137の移行挙動を評価する上でも重要な情報であると考えられる。

原子炉ウェル付近の構造概略図を図3に示す。

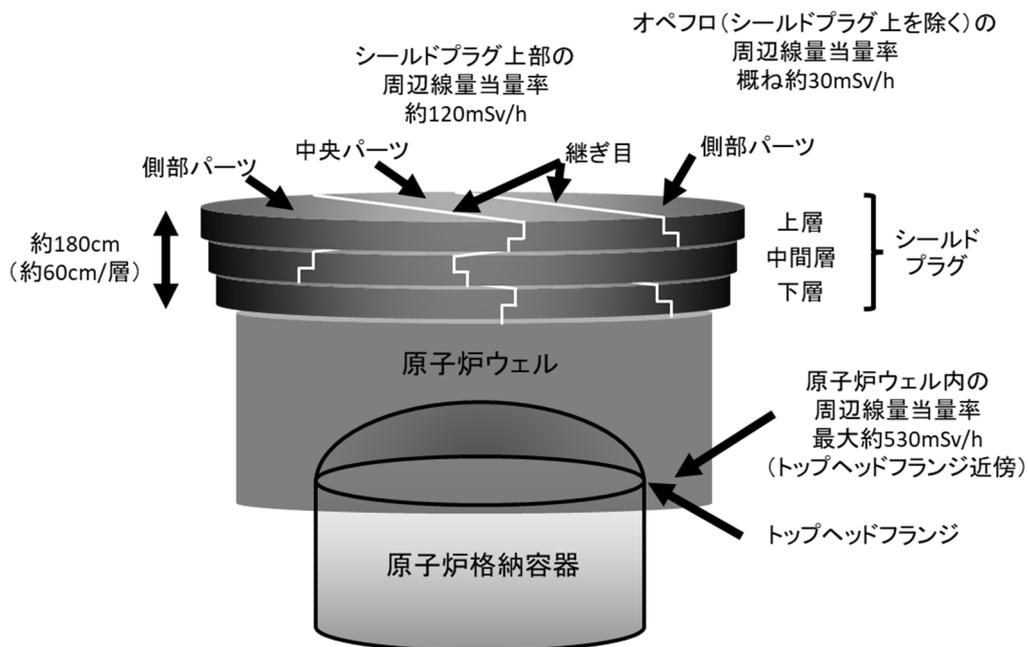


図3 原子炉ウェル付近の構造概略図

1-2-3 Cs-137 の移動経路とその形成メカニズム

シールドプラグの継ぎ目垂直部分（図4のA及びC）は、設計図面上では 5mm 程度、実際には 10mm 以上の隙間があるが、継ぎ目水平部分（図4のB）はその構造上十分な隙間が生じにくいと考えられていた。このため、どのような原因で継ぎ目水平部分に隙間が生じるかを検討した。

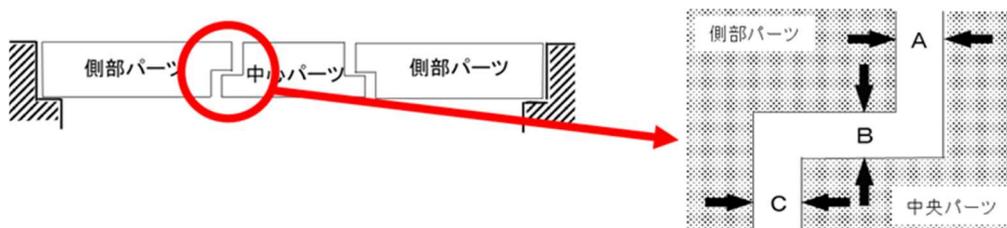


図4 シールドプラグの継ぎ目

1-2-3-1 シールドプラグの形状に関する測定結果（別添3-3）

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

この結果、2号機のシールドプラグ上層上面の中央部は周辺に比べて40mm程度下方に落ち込んでいることが判明した。2号機以外では、5号機で35mm程度、

6号機で25mm程度の落ち込みが観測されたが、他の原子力発電所のプラントでは上層上面の落ち込みはほとんどなかった。このことから、2号機のシールドプラグの上層上面の落ち込みが事故時に生じたものと断定することはできないが、2号機については5号機及び6号機と比べてもシールドプラグ上層上面の落ち込みの程度が大きいことから、その一部は事故時に生じた可能性もあると考えられる。

なお、事故による影響が極めて考え難い5号機及び6号機のシールドプラグ上層上面に落ち込みが観測された原因は判明していないが、その究明は東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の枠を越えるものと調査チームは判断しており、これ以上は追求しない。

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

1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性（別添3-4）

上記の2号機のシールドプラグの上層上面の落ち込みが事故時のシールドプラグの変形によるものであったとしても、変形が生じた時期は不明であるため、この変形が事故時のCs-137の移動経路に寄与したかどうか確定的なことは言えない。そこで、JAEAはシールドプラグの自重変形の可能性について解析的な検討を行った。

その結果、2号機シールドプラグの中央部分は中心付近で6mm程度落ち込むのに対して、両端の側部部分は最大でも4mm程度であった。この結果、水平継ぎ目部分には最大で2.5mm程度の隙間が自重変形のみで生じ、シールドプラグの上層全体（中心部分の両側の側部部分の間の継ぎ目：2本の継ぎ目）では合計約400cm²の隙間が形成されることになる。さらにこの自重変形は、シールドプラグの中間層及び下層でも同じように生じると考えられる。このため、シビアアクシデント時の特殊な条件が発生しなくとも、シールドプラグの継ぎ目部分に十分なCs-137の移動経路が常時存在していたことになる。

1-2-3-3 シールドプラグ上での局所的周辺線量当量率調査との整合性（別添3-3）

シールドプラグの継ぎ目部分を含めて、局所的な線量率を3cm高さにおいてコリメータなしγ線線量計により測定（以下「3cm高さ測定」という。）した結果、シールドプラグ継ぎ目部分が最も高い線量率を示しており（図5）、シールドプラグの継ぎ目部分がCs-137の移動経路になったとの考えと一致している。

なお、検討の過程で東京電力が示したシールドプラグの上層と中間層との関係のように考えると、シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率が継ぎ目部分のみなら

ず、シールドプラグ中央付近の南北に張り出した部分で高かったこととよく整合している。

ただし、この周辺線量当量率の測定結果は、シールドプラグ上層上面の局所的な汚染の影響を受けている可能性が一部で指摘されていることに留意を要する。

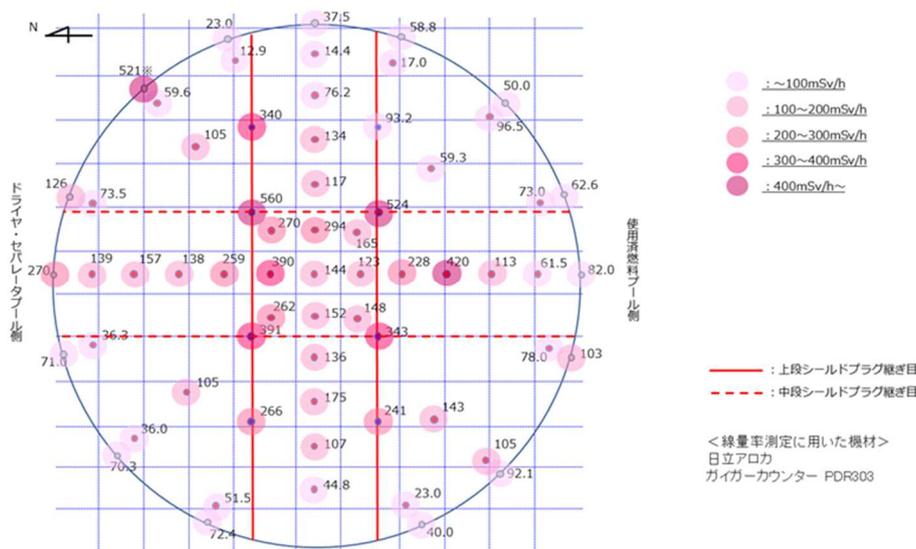


図5 2号機シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率⁸

1-2-4 シールドプラグ内のCs-137汚染総量と局所汚染の把握

1-2-4-1 鉄筋を含めた150cm高さ（コリメータなしγ線線量計）での測定結果及び30.5cm高さ（コリメータ付きγ線線量計）での測定結果を用いた推定結果の改訂（別添3-2-4）

シールドプラグ上層の鉄筋配置が把握できたため、2つの測定結果（鉄筋を含めた150cm高さにおけるコリメータなしγ線線量計による測定（以下「150cm高さ測定」という。）結果及び30.5cm高さにおけるコリメータ付きγ線線量計による測定（以下「30.5cm高さ測定」という。）結果）を用いた推定結果を改訂した。30.5cm高さ測定の結果については、使用された線量計の特性の影響も加味すると共に、シールドプラグの厚み及び鉄筋を加味したコンクリート密度など、計算に用いるパラメータを最新の情報に更新した。また、Cs-137の汚染はシールドプラグ上層と中間層の間のみ一様に存在しているとの中間取りまとめ（2021年版）での仮定は維持した。その結果、150cm高さ測定の結果からは、 $2.3E+10$ Bq/cm² から $1.1E+11$ Bq/cm² という汚染密度が得られ、平均は $7.5E+10$ Bq/cm² となった。シールドプラグ上層と中間層の間全体では $8.4E+16$ Bq(84PBq)に相当する。また、30.5cm高さ測定の結果からは、 $8.4E+08$ Bq/cm² から $8.5E+10$ Bq/cm² という汚染密度が得ら

⁸ 2号機シールドプラグトップカバー下面の汚染密度について（第31回事故分析検討会 資料3）

れ、これはシールドプラグ上層と中間層の間全体で $6.2\text{E}+16\text{Bq}(62\text{PBq})$ に相当する。

1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理

これまでの測定によって得られたシールドプラグ上層上面の汚染密度は周囲と大きく変わることはなく、 $2.5\text{E}+5\text{Bq}/\text{cm}^2$ 程度～ $1.0\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$ の汚染（別添 3-2-5-9）であり、その汚染がシールドプラグ上層上面の 150 cm 高さ測定値（100mSv/h 程度）に影響している割合は高々10%程度であった（表 1 参照）。⁹

表 1 シールドプラグ上層上面に仮に Cs-137 が $1\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$ 程度の汚染が一様にあった場合のシールドプラグ中心での周辺線量当量率

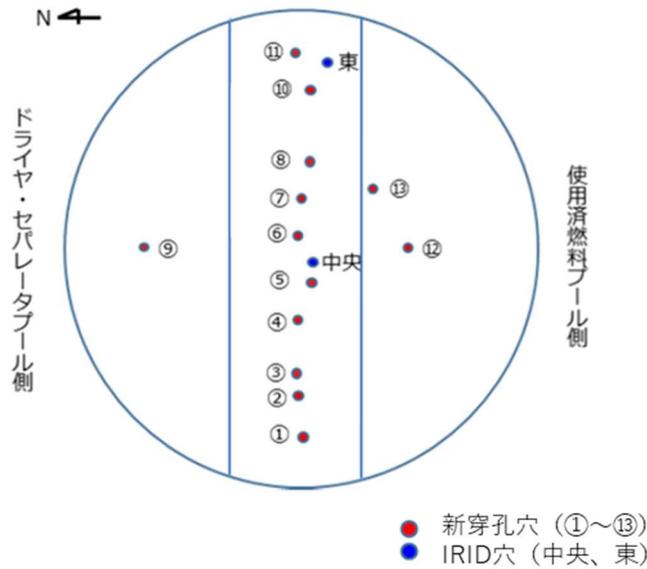
床面からの距離 (cm)	周辺線量当量率	
	$\mu\text{Sv}/\text{h}$ per Bq/cm^2	mSv/h for 1 MBq/cm^2
0	$0.19812 \pm 6.42\text{E}-03$	198 ± 6.42
1.5	$3.94\text{E}-02 \pm 3.75\text{E}-05$	39.4 ± 0.0375
3	$3.51\text{E}-02 \pm 2.61\text{E}-05$	35.1 ± 0.0261
30.5	$2.05\text{E}-02 \pm 7.19\text{E}-06$	20.5 ± 0.00719
100	$1.26\text{E}-02 \pm 3.47\text{E}-06$	12.6 ± 0.00347
150	$9.93\text{E}-03 \pm 2.71\text{E}-06$	9.93 ± 0.00271

1-2-4-3 ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布からの考察（IRID 穴及び新穿孔穴）（別添 3-2-2 及び別添 3-2-3）

（1）シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度に関する放射線量率分布（深さ方向）からの情報（2 因子法）

シールドプラグ上層上面の表面汚染による効果とシールドプラグ上層と中間層の間の汚染による効果の 2 つの因子からシールドプラグ上層上面にある穴（2014 年に技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）が穿孔した 2 箇所（表 2 の IRID-C 及び IRID-E、図 6 の東及び中央、以下「IRID 穴」という。）及び 2021 年に東京電力が穿孔した 13 箇所（表 2 の No.1～No.13、図 6 の①～⑬、以下「新穿孔穴」という。）の内部の線量率の深さ方向の変化が形成されていると考え、最小二乗法を用いて測定結果に最も近い線量率変化を与える表面汚染密度とシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度を算出する方法である。理論的には、後述する簡易法よりも大幅に優れた方法であるが、僅かな線量率変化の違いが結果に大きく寄与する鋭敏な方法でもある。この方法で算出されたシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は表 2 のとおり。

⁹ 別添 3-2-5-5-1



穿孔箇所の状況

図6：シールドプラグ上層上面の穿孔箇所¹⁰

表2 シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度 (2 因子法による算出結果)

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

※ Q_B^A 、 Q_B^B ：推定されるシールドプラグ上層と中間層の間の Cs-137 汚染密度 (単位 Bq/cm²)

¹⁰ 第27回事故分析検討会 資料5-1 (一部加筆)

(2) シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度に関する線量率分布からの情報 (簡易法)

IRID 穴及び新穿孔穴の底部付近では表面汚染の効果は十分に小さくなると考え、底部の線量率は全てシールドプラグ上層と中間層の間の汚染によってもたらされたと仮定して計算を行う方法である。簡便ではあるが、シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度を大きめに見積もる性格を有している。したがって、数値の正確性よりも汚染密度の上限を把握することを意図している。この方法で算出されたシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は表3のとおり。

表3 シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度 (簡易法による算出結果)

測定点	測定値 ¹⁾	上層と中間層の間 からの寄与 ²⁾	汚染密度
	mSv/h		Bq/cm ²
[1]	111	50	6.39E+10
[2]	138	77	9.85E+10
[3]	109	48	6.14E+10
[4]	79	18	2.30E+10
[5]	108	47	6.01E+10
[6]	118	57	7.29E+10
[7]	148	87	1.11E+11
[8]	129	68	8.70E+10
[9]	144	83	1.06E+11
[10]	130	69	8.82E+10
[11]	104	43	5.50E+10
[12]	114	53	6.78E+10
Average			7.46E+10

¹⁾2019.2.28 東電測定

²⁾測定値-61 mSv/h (評価値)

いずれの方法による計算結果も、シールドプラグ中央部付近 (表3の測定点 (5) — (8)) では、1 E+10Bq/cm²程度の汚染密度を支持する結果となっており、150cm 高さ測定を基にシールドプラグ上層と中間層の間が一様に汚染していると仮定して算定した結果(7.46E+10Bq/cm²)よりも低めではあるが、オーダー的には近い結果となっている。さらに Cs-137 の移動経路がシールド

プラグの継ぎ目部分であると考えられることを考慮すれば、シールドプラグ中央パーツの中心線に沿った位置の汚染密度としては、妥当な結果である可能性が高い。

1-2-4-4 2号機シールドプラグに関する各種知見の総合的な関連性評価

(1) 表面汚染によるシールドプラグ上層と中間層の間の汚染分布評価の歪みの可能性

シールドプラグ上層上面の汚染密度は最大で $1\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$ 程度と見積もられているが、汚染密度は必ずしも一様ではなく、局所的な放射線源が存在する可能性も十分にある。特に、3cm 高さ測定の測定器位置は表面汚染源に近いので、測定結果は比較的強く表面汚染の影響を受ける。このため、3cm 高さ測定の結果から、単純にシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度を算出し、これを真の汚染密度として採用することは理論的には正確ではない。

ただし、3cm 高さ測定の結果では、シールドプラグ中央付近の上部の周辺線量当量率が $100\text{mSv}/\text{h}$ を超える測定点が多数存在し、これが全て局所的な表面汚染によってもたらされたと考えることは合理性に欠けている。さらにシールドプラグの継ぎ目に沿って Cs-137 が移動したと考えた場合の汚染状況の推定とよく一致するなど、実体的にはシールドプラグ上層と中間層の間の汚染の概要をある程度示していると考えている。

(2) シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度が大きく変動することの影響

IRID 穴及び新穿孔穴の内部の線量率測定結果は、かなり近い測定点間でも大きな違いを見せていることから、シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度が場所によって大きく異なる可能性が高いことが判明した。また、既述のように、3cm 高さ測定の結果は比較的近傍の表面汚染の影響を受けやすい。このため、現在の測定データ数では、シールドプラグ上層と中間層の間の定量性のある汚染密度分布マップを作成することは適切ではないと考え、第 27 回事故分析検討会に提出された同マップは、汚染密度の相対的な関係を検討する際にのみ用いることとした。(別添 3-2-5-7 参照)

(3) シールドプラグ継ぎ目が Cs-137 の移動経路であることの影響

シールドプラグの継ぎ目が Cs-137 の移動経路であるとの結論から、継ぎ目部分に沿っても、対応した Cs-137 による汚染があると考えられるべきである。継ぎ目の汚染密度を正確に算定することは困難であるが、シールドプラグ上層上面での周辺線量当量率から、 $1\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$ 程度であると評価できる(別添 3-2-

5-3参照)。

この濃度は、これまで算定されたシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度よりもかなり低い、シールドプラグ上層上面に近い、シールドプラグ上部の周辺線量当量率に影響を与えやすい。その程度を把握することを目的に大胆な近似の上で計算を行ったところ、150 cm 高さ測定に対して 18mSv/h 程度の影響を持ちうる事が判明した。この種の計算は、影響のオーダーを示す以上の正確性はないことに注意を要する。ただ、これによって、単純に全ての汚染がシールドプラグ上層と中間層の間に一様であると仮定して計算した場合は、総汚染量を数十%程度過大に評価する可能性があると考えられる。

1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性 (別添3-2-4)

150 cm 高さ測定の結果、30.5cm 高さ測定の結果並びに IRID 穴及び新穿孔穴の内部での測定結果を用いたシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度の推定値は、シールドプラグ上層と中間層の間からの距離が短いほどばらつきが大きいという整合性のある結果となった (図7参照)。

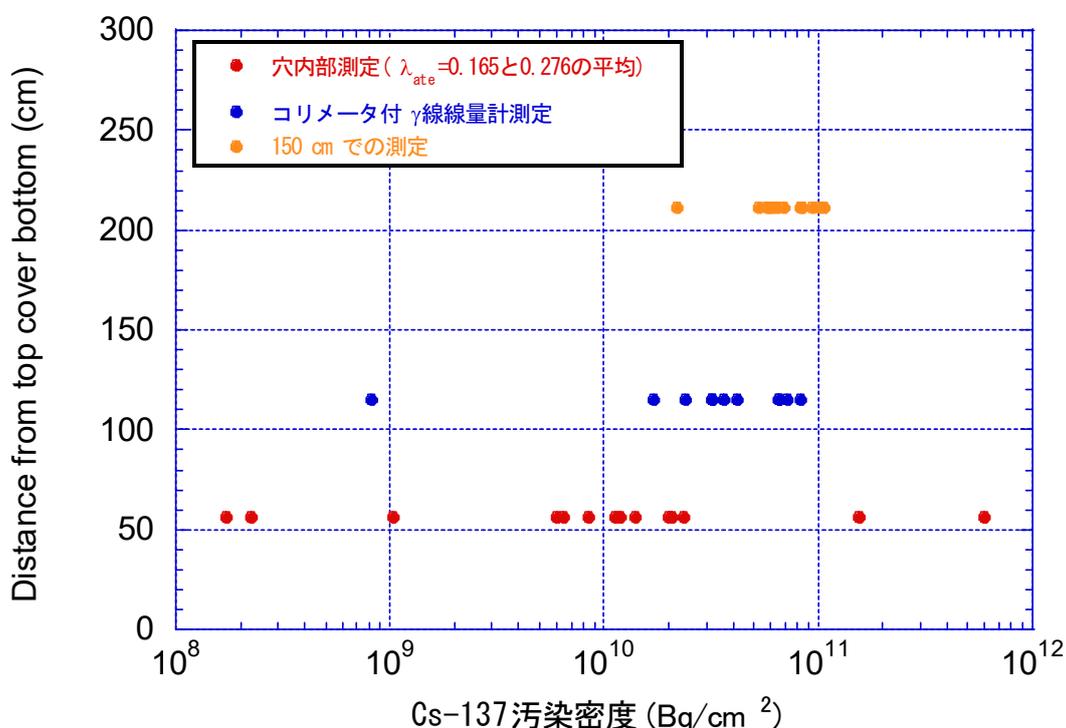


図7 3種類の測定により推定したシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度の比較

1-2-4-6 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグ上層と中間層の間及び継ぎ目に生じ得るメカニズムの考察

ここでは、原子炉格納容器からの水蒸気を含む内部気体の漏えい点であるトップヘッドフランジに直接面している原子炉ウェルよりも、シールドプラグ上層と中間層の間及び継ぎ目により多くの Cs-137 が存在している理由を考察する。シールドプラグ上層と中間層の間及び継ぎ目部分を移動経路として、Cs-137 を含む水蒸気が移動する過程で、温度などが水蒸気の凝縮する条件を満たす場合には凝縮水が生じ、この中に Cs-137 が溶け込んでいる、あるいは、Cs-137 を含む粒子状の化合物が取り込まれていると推定される。

Cs-137 はコンクリートに沈着、定着する性質がある。さらに、Cs-137 が蓄積されてくるに従って、崩壊熱によるエネルギー供給も加わり、凝縮水の再蒸発が生じる一方、さらなる凝縮水 (Cs-137 も) の流入も続くことが考えられる。この結果、Cs-137 の蓄積が進み原子炉ウェルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになったとの仮説が考えられる。今後の関係者による評価・検証を期待したい。

なお、2号機原子炉ウェルの汚染状況を理解する上で、現時点までで解明されていない事項が一つ残っている。それは、差圧調整ラインの仕切り弁が、現在、手動強制開の状態にあるということに関するものである。同仕切り弁は空気作動弁であるが、手動強制開になっている限り、空気圧を持って閉止することはできず、運転時において2号機の差圧調整ラインは強制開で運用していたと東京電力は明言している。

また、2号機の事故時に当該仕切り弁が常時開状態であったに於ては、接続されているダクトなどの汚染レベルが低すぎるように思われる。

調査チームは、この件についての疑義の余地をなくするため、東京電力に対し起動前弁状況リストを調査チームが確認できるよう要請をし、現在(2022年12月末時点) 入手待ちの状況にある。

第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

第二節 1-2-4-6 での水蒸気の凝縮及び凝縮水の挙動が Cs-137 の汚染に非均一な分布をもたらす主なメカニズムであるとする考察から、シビアアクシデント時において Cs-137 が水蒸気によって運ばれるという仮説(以下「水蒸気駆動仮説」という。)が整合的に導かれる。

水蒸気駆動仮説は、第一節 1-1-2 で説明する 1/2 号機ベントラインの汚染シミュレーションの結果得られる汚染パターンの他にも、以下に挙げる観測された状況の説明

にも幅広く適用できる可能性が高く、今後のデータ取得の進展等に伴って、検討を進めたい。

- ・3号機のシールドプラグの上層と中間層の間に多量のCs-137が存在すること。
- ・1号機のシールドプラグの上層と中間層の間に存在するCs-137がかなり少ないこと。
- ・1/2号機共用排気筒の上半分の汚染は非常に少ないこと。
- ・3号機及び4号機のSGTSフィルタトレイン内部に凝縮水と考えられる水が確認されていること。

第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

2-1-1 東京電力の報告と特徴点

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

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

注目された撮影結果は以下の通り（図8～図10参照）。（別添4-3参照）

- ①1号機ペDESTAL開口部付近に、落下した熔融炉心に由来するものである可能性が高い、高さ1.0m程度のマウンド状のものがあると東京電力は判定している。
- ②1号機ペDESTAL開口部付近のコンクリートがかなりの範囲にわたって喪失している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。このような現象は、現時点までのところ2号機及び3号機では確認されていない。
- ③ペDESTAL外周部については、テラス状構造¹¹が観測されており、開口部付近では原子炉格納容器底部から1.0～1.1m、開口部の反対側では0.2～0.4m程度の高さとなっている。また、コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。

¹¹ ペDESTAL開口部、ペDESTAL外壁、原子炉格納容器シェルにおいて、既存の壁に固着した板状の形状で観測されている高さ1m以上の構造物。具体的な構造は、図8及び図9において示している。

- ④ごく一部であるがテラス状構造の断面の映像が得られており、気泡を伴う構造が見られるが、それ以上のことは分かっていない。当該部分の厚さは約 3cm と推定されている。なお、テラス状構造の下面は滑らかなように見える。
- ⑤原子炉格納容器最外周部に位置するジェットデフレクターの裏側にも、ペDESTALから到達したと考えられる堆積物が見られるが、ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない。見える範囲では原子炉格納容器の内面に大きな損傷はない。
- ⑥ペDESTAL開口部付近では、テラス状構造の下部が空洞であることが確認されているが、開口部から離れた場所ではどうなっているのかは、現段階では不明である。また、ペDESTAL開口部前面の構造物が少ない場所では、テラス状構造が原子炉格納容器床面に落下している。
- ⑦テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように見える。ただし、開口部付近の RCW（原子炉冷却系）配管はもともとの位置には存在せず、その行方も確認できていない¹²。
- ⑧テラス状構造の位置で鉛遮蔽体（鉛毛マット）が溶けて落下しているように見受けられる。テラス状構造の上部では鉛遮蔽体（鉛毛マット）の被覆材料（グラスファイバーとのこと）は維持されているように見え、著しい高温の影響はほぼテラス状構造付近に限られているように見える。なお、東京電力は、ペDESTAL開口部の反対側に位置する場所でも、鉛遮蔽体が開口部付近とほぼ同じ高さ以下で喪失していることを確認し、その原因としては水化学的反応の可能性を示唆している。
- ⑨ペDESTAL開口部、1.4m 高さの位置にバブル形状のものが見られるが、その下部には空間があることが判明している。ただし、バブル状部分の裏面がどのようになっているかの情報は得られていない。
- ⑩ペDESTAL外周部の原子炉格納容器床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部に半球状のものが撮影されている。（具体的にどういうものかは現段階では判明していない。）

¹² 2022年12月20日に東京電力が事故以前のペDESTAL開口部の映像として示した写真（第34回事故分析検討会資料1-3 p.9）にはRCW配管が一本しかないが、東京電力は2023年1月13日の事故分析検討会で本写真を訂正した。



テラス状の構造

コンクリート部の喪失

ペDESTAL開口部

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・
東京電力ホールディングス株式会社

図8 1号機ペDESTAL開口部付近



鉛毛マット

(同じ高さ (約 1.2m) で破断)

ジェットデフレクター

(D)

テラス状の構造

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・
東京電力ホールディングス株式会社

図9 1号機ペDESTAL外周部 (開口部付近)



図 10 1号機ペDESTAL外周部 (開口部反対側付近)

2-1-2 事故分析検討会で提案されたシナリオ案等 (別添 4-3 及び別添 5)

調査チーム内では、以下の 3 つの基本的設問を念頭に検討を進めている。

① 熔融炉心が薄く拡がっていないように見えるのはなぜか。

従来、熔融炉心は薄く広く拡がると考えられてきた。ペDESTAL開口部付近のテラス状構造の高さが原子炉格納容器底部から 1.0~1.1m であること、現時点では未確認の段階であるがペDESTAL開口部あるいはその奥側に 1.0m 程度堆積している可能性があることは、この従来知見と一致しない可能性がある。

② ペDESTAL壁のコンクリートが失われたのはなぜか。

従来、安全評価のために考えられてきた MCCI (Molten Core Concrete Interaction) では、2000°C程度の熔融デブリが鉄筋コンクリートと接触し、鉄筋を含めて熔融/破損させると言うものであった。しかし、今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており、1000°Cを下回る (鉄筋のみならず周囲の比較的細かい配管も原形をとどめている。また、鉛遮蔽体 (鉛毛マット) の溶け落ちている範囲がテラス状構造の極近くであることも含めて) 「低温」での相互作用の結果である可能性もある。

③ テラス状構造はどのように形成されたのか。

テラス状構造の形成過程は現段階では分かっていない。仮にテラス状構造の位置まで熔融デブリ層が存在したとした場合、単純に落下した熔融炉心が原子炉圧力容器 (RPV) 直下の金属構造物を取り込んだだけでは、それほど堆積に至らないと考えられている¹³。

¹³ 事故分析検討会 第 33 回会合資料 1-1 P8 に「原子炉内の燃料、炉内構造物が全て溶けたと想定しても、その堆積高さはペDESTAL内で~1.1m 程度」とされている。

上述の3つの基本的設問に答えることができる可能性があるものとして、以下の3つのモデルが事故分析検討会に提案された。なお、これらのモデルは、今後の議論や実験などを促進する観点から提示されたものであり、現段階では案の優劣を議論できる段階にない。

事故分析検討会で提案されたシナリオは以下の3種に大別される。

A:コンクリートの高温での溶融モデル

B:コンクリートの水への溶解モデル

C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

A コンクリートの高温での溶融モデル（別添5）

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

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

B コンクリートの水への溶解モデル（別添5）

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

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

高温・高圧の水は、岩石、特に岩石中の SiO_2 を溶かすことが知られている。コンクリートは骨材とセメントから構成されており、骨材に SiO_2 が豊富に含まれて

いる場合は、コンクリート中の骨材が高温・高圧の水に溶解する可能性がある。

また、高温・高圧の水と SiO_2 が反応して生じる水を多量に含んだガラスは、水が蒸発する際に膨張して多孔質になることが知られている。同様の現象が炉内でも生じ、その結果としてテラス状構造が形成された可能性がある。

C ガスによる溶融炉心の膨張モデル

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

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

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

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

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

ペDESTAL床面やペDESTAL壁と溶融炉心が反応すれば、二酸化炭素や水蒸気が発生する。また、炉心から漏れ出た冷却水（量的は限られていたと考えられる）も関与した可能性がある。これらの気体を多く含んだ層（以下「膨張層」という。

MCCI 関連の文献の中には「swelled melt」等の用語が用いられていることがあるが、実験条件などがかなり違うため、全く同じような事象を指しているかどうかは明確ではない。) が溶融炉心本体と一体なのか分離していたのかは不明であるが、ここでは分離状態 (ビールの泡のイメージ) で考えている。

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

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

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

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

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

ペデスタル内に「薄い膜」(テラス状の構造) が 1m 程度の高さの位置に残存している可能性は低いかも知れない。ペデスタルの直径が 6m 程度である一方、1m 程度の高さには anchoring できる配管などがあまりないと考えられる。さらに、代替注水が本格化した時点でかなりの水量が、圧力容器の破損部分からペデスタルに流下したと考えられるからである¹⁴。

¹⁴ 参考文献：第 34 回事故分析検討会 参考資料 Core debris location evaluations [アルゴンヌ国立研究所 Mitch Farmer 氏]

2-1-3 2022年12月中旬以降に更新された情報

なお、2022年12月20日の事故分析検討会において、東京電力から、最新の観察情報として、1号機原子炉格納容器内の堆積物に関する中性子及びγ線のスペクトラムなどの情報が提示された。東京電力はEu-154の検出によって、堆積物が溶融炉心由来のものであるとの説明を行っている。調査チームとしては、測定の詳細情報にアクセスできておらず、また、溶融炉心に巻き込まれたコンクリートの寄与などについての分析に至っていないため、現時点では上記東京電力の主張について、評価を完了していない状況である。

また、調査チームは2022年12月22日に行った5号機の原子炉格納容器内調査において、鉛遮蔽体の接続にプラスチック製の結束バンドが使用されている例があることを確認した。東京電力は1号機の原子炉格納容器内の鉛遮蔽体の接続部には融点の低いものは使われていないとしているが、仮にプラスチック製の結束バンドによって鉛遮蔽体の接続が行われていたのであれば、結束バンドの強度を失う温度はそれほど高くないと考えられることから、多くの鉛遮蔽体がほぼ同じ高さに位置する接続部で分離・落下していることは容易に理解できる。このため、鉛遮蔽体の接続方法等について、事実関係を確認していく必要があると考えている。

第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況（別添4-2）

2-2-1 2号機関連

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

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

2-2-2 3号機関連

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

1号機原子炉格納容器内部調査で確認されたペDESTAL外周部とは調査範囲が異なっているが、1号機で確認されたペDESTAL基礎部のコンクリート損傷、テラス状構造、半球状の堆積物等は、3号機の調査では確認されていない。しかし、1号機で確認されている盛り上がったバブル形状の堆積物に形状が似た堆積物（ただし、成因が同じかどうかは不明。）が確認されており、今後詳細な映像等が撮影されれば、各号機における溶融炉心の落下あるいは堆積物の形成に係る知見が拡充されるものと期待される。

第三節 今後の分析評価の進め方

2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報（別添4-1及び別添4-3）

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

このほか、コンクリートの劣化・損傷の原因把握が重要と考えており、調査チームでは1号機原子炉格納容器のペDESTALのコンクリート部と極力同質のコンクリートサンプルを用いた加熱試験などにより、知見の拡充を行う予定である。

具体的に入手を期待している情報には次のようなものがある。

- ① テラス状構造等の試料採取及び分析
- ② ペDESTAL内部及びペDESTAL内壁の動画・画像等
- ③ ペDESTAL外周部であって開口部から離れた地点におけるテラス状構造下部の状況（こうした部分でもテラス状構造下部は空洞になっているのかどうか。）
- ④ 原子炉格納容器床面に分布している物質の試料採取及び分析 等
- ⑤ 1号機で使用されたコンクリートにできるだけ近いコンクリート片を用いた加熱破損実験
- ⑥ 鉛遮蔽体の接続方法

2-3-2 東京電力の情報公開の進展

東京電力及びIRIDが2022年上半期に実施した1号機原子炉格納容器内部調査については、事故分析検討会で議論¹⁵となったが、東京電力において公開された動画・画像が限定されており、動画・画像の取得から約5ヶ月後に新たな情報として報告される等、東京電力における調査の情報の公開性、速報性に関して指摘があった。

東京電力からは、調査に係る動画・画像等の容量も大きく、公開するための作業に時間を要している旨の回答があるとともに、その後の対応として、事故分析検討会において、今回の1号機原子炉格納容器内部調査で取得された全ての映像を2022年12月中に公表する旨の説明及び同年12月から開始する後半の調査についても調査の速報をインターネットにて公表する旨の説明があった¹⁶。

2022年2月から6月にかけて実施された1号機原子炉格納容器内部調査で取得された全ての映像（準備作業等は除く）¹⁷については、2022年12月12日から東京電

¹⁵事故分析検討会 第32回会合 議題（1）1号機原子炉格納容器内部調査の状況について

¹⁶福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）（第33回事故分析検討会 資料1-1）

¹⁷ 記録時間は合計で約180時間

力の本社原子力情報コーナーにて公表されている。

第三章 その他の調査項目の進捗状況など

第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定（別添6）

3-1 4号機原子炉建屋再循環ポンプMGセット（A）付近の調査結果

4号機原子炉建屋については、2011年3月15日6時頃の水素爆発以降、火災の発生が報告¹⁸されている。これらの火災については、火災当時に原子炉建屋外から撮影された画像や2011年11月に東京電力が撮影した4号機原子炉建屋4階内部の画像が公表されているにとどまっていた。

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

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

3-2 今後の計画

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

第二節 3号機水素爆発関連の試験等

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

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

シビアアクシデント時に、原子炉格納容器内で有機化合物が発生する可能性に対する知見を得るために、2021年度及び2022年度に原子炉格納容器内にあるケーブルや断熱材等を用いて東京電力及びJAEAにおいて加熱試験を行った（別添8参照）。

試験結果は、まだ完全なものではないが、ある程度の有機化合物が発生すること自体は確認された。ただし、今回の試験結果では発生量は限られている可能性が高いと考えられる。一方、東京電力が2021年度に実施した試験では、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200℃水蒸気環境下ではウレタン

¹⁸ 福島原子力事故調査報告書（平成24年6月、東京電力株式会社）によると、2011年3月15日に4号機原子炉建屋3階北西コーナー付近で火災が発生していることが確認され、また、同年3月16日には4号機原子炉建屋4階北西部付近で炎が上がっていることが確認されている。

保温材試料が液化することが確認された（図 1 1 参照）。本来、原子炉格納容器内には 2%程度の酸素が存在していること及び水蒸気環境が想定されることから、2022 年度には、JAEA 及び東京電力において、酸素含有条件下を含めて水蒸気環境下等の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した試験を継続している。試験結果は、後続のレポートで報告したい。なお、東京電力の試験結果は、1 号機原子炉格納容器内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している可能性がある。



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

図 1 1 東京電力及び JAEA における加熱試験（ウレタン保温材の例）

3-2-2 水素ガスの燃焼試験

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

3-2-3 事故分析検討会における発電用原子炉設置者からの指摘等

中間取りまとめ（2021年版）において、3号機の「原子炉建屋5階の損傷や同建屋の屋根部の初期の上昇を可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではない。」と記載したが、一部の発電用原子炉設置者から「爆発力を主にもたらしたものは水素であることがはっきりしていない」との指摘があった。中間取りまとめ（2021年版）の当該記述は、「爆発力を主にもたらしたものは水素」との認識で書かれたものであり、その旨ここに明記する。

3-2-4 東京電力における3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション

東京電力は、上記シミュレーションの報告を2022年12月20日の事故分析検討会で行った。本シミュレーション結果は、中間取りまとめ（2021年版）で提案した「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。

第三節 SGTSの汚染状況測定等

3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査（別添10）

3-3-1-1 1号機 SGTS フィルタトレイン

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

当該1号機 SGTS フィルタトレイン周辺は、これまでの調査において高い線量率（最大値 3.38Sv/h、2022年1月調査時点）が確認されており、人が接近して測定をすることができないことから、調査チームでは、2021年度に遠隔調査用ローダーの製作及び作動試験を含めて周辺状況の撮影及び線量率の測定を実施した。

3-3-1-2 2号機 SGTS フィルタトレイン

2号機 SGTS フィルタトレインについても、これまでの調査において高い線量率（最大値 0.22Sv/h、2021年7月調査時点）が確認されており、人が接近して測定をすることが困難であることから、調査チームでは、遠隔調査用ローダーにより周辺状況の撮影及び線量率の測定を実施している。

2021年度には、東京電力が確認した2号機 SGTS フィルタトレイン（B系）基部の漏えい痕について、調査チームは遠隔調査用ローダーを用いて周辺状況の調査

を実施した。その結果、当該漏えい痕は SGTS フィルタトレインのドレン配管等とは別の配管からの漏えいと推定した。

東京電力の調査により 3 号機 SGTS フィルタトレイン (B 系) や 4 号機 SGTS フィルタトレイン (A 系) ではフィルタトレイン内部に溜まり水が確認¹⁹されており、1 号機及び 2 号機の SGTS フィルタトレイン内についても、溜まり水が残存している可能性がある。高線量のため現時点では十分なアクセスが出来ないが、溜まり水の有無に関して、引き続き調査を検討していく予定である。

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

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

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

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

①ガンマカメラ測定

複数の種類のガンマカメラ²⁰を用いて SGTS 配管の汚染状態を確認する。

②配管内部確認及びスミヤ採取

ガンマカメラで高汚染が確認された箇所等の SGTS 配管内部の映像取得及びスミヤ採取を行う。

③配管サンプル採取

ガンマカメラで高汚染が確認された箇所等の SGTS 配管部位のサンプル採取を

¹⁹ 1-4 号機 SGTS 室調査の結果について (第 21 回事故分析検討会 資料 5-2)

²⁰ 原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラ、東京電力所有のコーデットマスク型ガンマカメラ及びコンプトン型ガンマカメラを使用した。

行う。

④スミヤ／配管サンプル分析

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

上記のうち、①ガンマカメラによる測定結果については、東京電力のコーデットマスク型ガンマカメラ又は原子力規制庁のピンホール型ガンマカメラを用いれば、配管上部、配管中央部、配管下部等の汚染分布の推定が可能な情報が得られると考えられる。

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

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

第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

3-4-1 モニタリングポスト等で測定された空間線量率データ等の整理 (別添12)

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

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

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

第五節 その他の活動状況

3-5-1 現地調査等による継続的な調査

3-5-1-1 1号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

調査チームは、1号機原子炉建屋内の汚染分布及び損傷状況を把握するため、現

地調査を実施した。現地調査では、電離箱、放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）及びポケット線量計（CsI(Tl)シンチレーションガイガーカウンター）による周辺線量当量率の測定を実施するとともに、目視にて損傷状況を確認した。

今回調査を実施した1号機原子炉建屋3階及び4階について、確認された汚染状況及び損傷状況は、別添13に記載している。

3-5-1-2 3号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

調査チームは、3号機原子炉建屋内の汚染分布を把握するため、2017年3月から2020年10月にかけて複数回の現地調査を実施した。現地調査では、電離箱や放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）による周辺線量当量率の測定、ガンマカメラ²¹によるCs-137の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータによる放射線エネルギーの波高分布測定を実施した。

今回調査を実施した3号機原子炉建屋1階及び2階について、確認された汚染状況及び損傷状況は、別添14に記載している。

3-5-1-3 4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナによる測定 （別添15）

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

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

なお、4号機原子炉建屋の測定では、3Dレーザースキャナ測定に用いるターゲット球の設置及び3Dレーザースキャナ測定を行い、事故後の地震²²による影響等の確認も考慮することとした。

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

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

²¹ 原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラを使用した。

²² 2021年2月13日 福島県沖地震（最大震度6強）
2022年3月16日 福島県沖地震（最大震度6強）

3-5-2 原子炉建屋内汚染物サンプル調査（別添16）

調査チームによる2号機原子炉建屋内調査²³並びに東京電力による3号機SGTS室調査²⁴及び1/2号機排気筒内部調査²⁵において、2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料（14試料）、3号機SGTSフィルタトレイン内のフィルタ表面のスミヤ試料（23試料）及び1/2号機SGTS配管内部のスミヤ試料（1試料）が採取されている。これらは、原子炉建屋内及びSGTS配管系における放射性物質の移行経路、組成及び化学形の推定に有用な情報を有していると考えられることから、JAEAにおいてスミヤ試料の分析を実施した²⁶。

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

その結果、JAEAは：

- ① Cs-134、Cs-137、Tc-99、Mo同位体、Sr-90、U同位体、Pu同位体及びAm-241の定量から、2号機原子炉建屋スミヤ試料では、Tc-99及びMo同位体のいずれも有意に検出された。一方、3号機SGTSフィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料及び1/2号機SGTS配管内部スミヤ試料では、Tc-99及びMo同位体は分析装置の検出下限以下であった。
- ② 2号機原子炉建屋の試料分析の特徴として、Cs-137に対するTc-99及びMo同位体のモル比が、原子炉建屋5階において4階及び1階よりも高いことが確認された。

と報告している。

また、JAEAは

- i) 2号機ではMo同位体がCs同位体に対して、通常予想される形態であるモリブデン酸セシウムによる比率よりも、かなり多く検出されているため、酸化モリブデンなどの形態で存在するモリブデンが相当量あると推定される。
- ii) 2号機スミヤ試料の分析により、Tc-99及びMo同位体が検出されていることは、放出時の2号機原子炉格納容器内が酸化性雰囲気であったことを示唆する一方、還元性雰囲気で放出されやすいSr-90も検出されており、現段階ではこれらの結果を統合的に説明することは困難である。

²³ 第14回事故分析検討会 資料3

²⁴ 第16回事故分析検討会 資料4-1

²⁵ 第12回事故分析検討会 資料6-1

²⁶ 令和3年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）

としている。

調査チームとしては、現段階は、試料の取得・分析を進め、基礎的データの集積を図る段階にあると考えており、何らかの結論を出すには時期尚早ではないかと考えている。なお、ii) については、事故分析検討会において、2号機の事故シーケンスは長かったため、原子炉格納容器内の雰囲気は酸化性雰囲気だった時点と還元性雰囲気だった時点とが別々に存在した可能性が指摘された。

終章 おわりに

1. 前回中間取りまとめ中の知見の規制上の評価と活用状況

中間取りまとめ（2021年版）で得られた知見のうち、原子炉建屋の水素防護対策については、沸騰水型原子炉（BWR）における原子炉建屋の水素爆発による重大事故等対策への影響が大きいこと、原子炉格納容器ベントが BWR における原子炉建屋の水素防護対策として最も効果的かつ信頼性の高い対策であることから、2022年12月7日の第56回原子力規制委員会²⁷において、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の解釈等²⁸（以下「解釈等」という。）の改正案が討議されている。

当該改正案では、改正前の解釈等において原子炉格納容器の過圧破損防止対策等として位置付けられている原子炉格納容器ベントについて、BWR における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けを明確化している。

また、原子炉格納容器から水素ガスを排出するための手順等の整備についても原子炉格納容器ベントの BWR における原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けを明確化するとともに、原子炉格納容器ベント等の対策をその判断基準に達した場合にためらわず実施する必要がある旨が明確化されている。

2. 謝辞

今般の調査・分析作業や事故分析検討会における議論を進めるに当たり、作業に係る準備、検討の基礎となる基本的知識の共有から、仮説・解釈の構築、検討内容の検証などの様々な場面において、以下を含む数多くの方々から積極的かつ貴重なご協力をいただいた。

- ・各分野の専門的知見の共有と科学的・技術的な助言等をいただいた外部の専門家の皆様
- ・大学内に専門の組織を立ち上げ1号機原子炉格納容器内部調査の状況を踏まえたシナリオを提案いただくなど事故分析検討会での議論に積極的に参画いただいた大阪大学大石准教授他の皆様
- ・技術的な背景の理解に資する情報及び質疑への対応をいただいた設備メーカーや

²⁷ 令和4年第56回原子力規制委員会 資料2：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の解釈等の改正案及びこれに対する意見公募の実施並びに審査の方針—原子炉格納容器ベントのBWRにおける原子炉建屋の水素防護対策としての位置付けの明確化— 2022年12月7日原子力規制庁

<https://www.nra.go.jp/data/000412797.pdf>

²⁸ 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の解釈（原規技発第1306193号）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（原規技発第1306194号）

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（原規技発第1306197号）

各種団体の皆様

- ・ 3号機内の水素の挙動について、自主的取り組みでシミュレーションを行っていた東京電力及びテプコシステムズの関係者
- ・ 現地調査において放射線管理を中心に現場作業の安全かつ円滑な実施にご尽力いただいた東京電力の皆様
- ・ 現地調査の段取りや事前調整などにより円滑な現場作業の実現にご貢献いただいた原子力規制庁福島第一原子力規制事務所の皆様
- ・ 4号機原子炉建屋における火災に関して、自らの知識等を大いに活用し、現場調査及び本中間取りまとめの作成にご尽力いただいた原子力規制庁の原子力規制部専門検査部門（前：福島第一原子力規制事務所）の坂中伸次氏
- ・ 原子力安全に係る知見と工学的見解の共有、科学的・技術的議論への参画等により検討を支援いただいた原子力規制庁の職員の皆様、特に2号機シールドプラグの汚染に関して技術的専門的知見の提供及び本中間取りまとめの品質向上のためにご尽力いただいた原子力規制庁の平山技術参与及び林技術参与
ご支援、ご協力頂いた全ての方々に対し、ここに感謝の意を示す。

3. 結語

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

今後、福島第一原子力発電所の廃炉作業等が進展し、発電所内の施設・設備に改変が加えられることにより、人のアクセスの可能性や情報収集可能な範囲が変化し、今までは不明であったことが明らかにできるようになる一方、状況の変化で失われる、あるいは、確認ができなくなる情報も存在する。このため、放射線量の低減等の環境改善が図られ、現地での調査が可能となった箇所については、可能な限り、随時、現地調査等を実施することが適当である。事故分析検討会としては、廃炉作業の進捗と現地調査等の状況に応じて、継続的に東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の結果に基づく検討に取り組んでいくこととしたい。

略語集

略語	名称
MG セット	電動発電機
オペフロ	オペレーションフロア
ガンマカメラ	1/2 号機 SGTS 配管の切断による配管内の汚染分布の測定では、原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラ並びに東京電力所有のコーデットマスク型ガンマカメラ及びコンプトン型ガンマカメラを使用。 3 号機原子炉建屋内の汚染状況の調査では、原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラを使用。
事故分析検討会	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
中間取りまとめ（2021 年版）	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 5 日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
テプコシステムズ	株式会社テプコシステムズ
東京電力	東京電力ホールディングス株式会社
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所
ベント	原子炉格納容器ベント
ベントライン	原子炉格納容器ベントに使用された配管系（大部分は非常用ガス処理系配管をベント配管として共用している。）
連絡・調整会議	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
Am	アメリシウム
Cs	セシウム
CRD	制御棒駆動機構
Eu	ユウロピウム
IRID	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
JAEA	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
MCCI	Molten Core Concrete Interaction、溶融コアコンクリート相互作用
Mo	モリブデン
Pu	プルトニウム
RPV	原子炉圧力容器

S/C	サプレッションチェンバ
SGTS	非常用ガス処理系
Sr	ストロンチウム
Tc	テクネチウム
U	ウラン

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

2023年5月22日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

主な検討事項

第一章 シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察

第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見 P. 3

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見 P. 4～7

第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況 P. 8～9

第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況 P. 10

第三節 今後の分析評価の進め方

第三章 その他の調査項目の進捗状況など

第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定 P. 11

第二節 3号機水素爆発関連の試験等 P. 12

第三節 SGTSの汚染状況測定等

第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

第五節 その他の活動状況

第一章第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

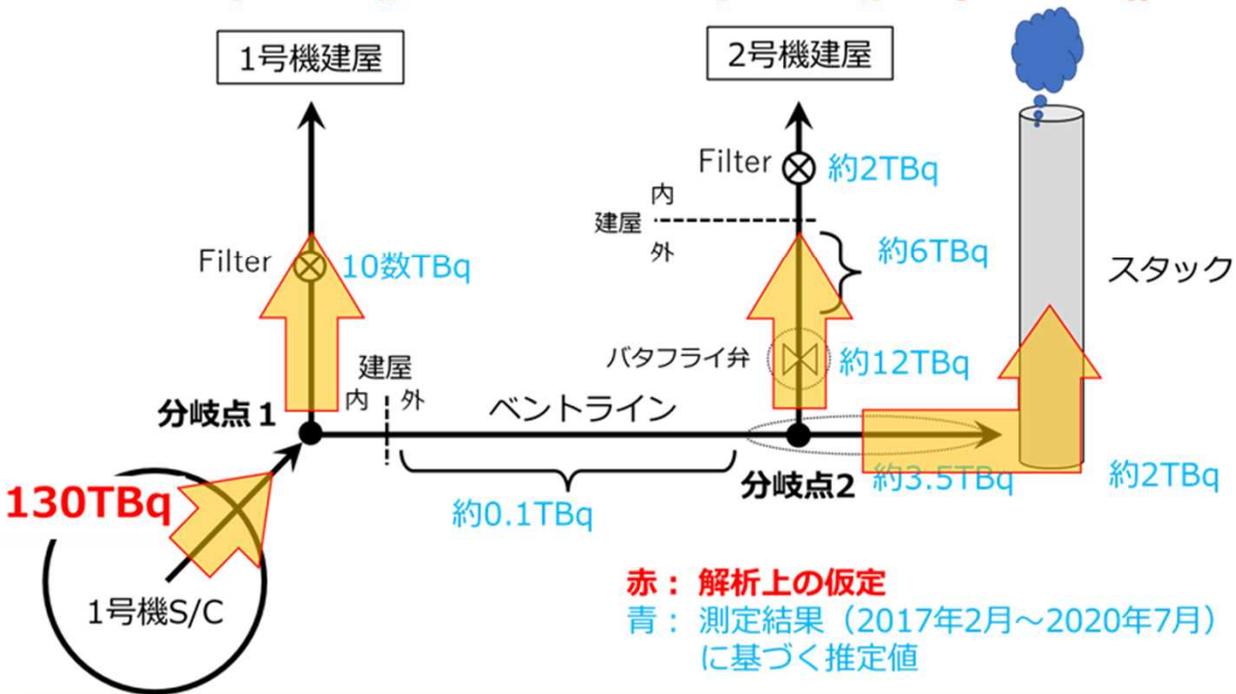
境界条件の見直し

各経路上の残留Cs量合計に流量が比例すると仮定

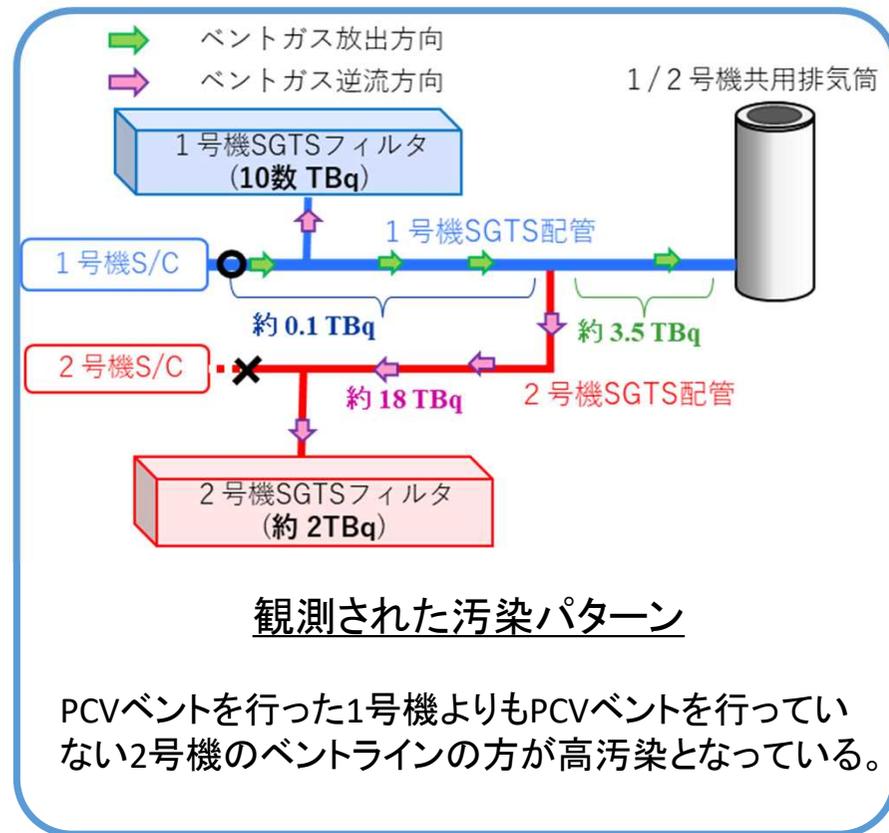
7.7%
(10TBq)

15.4%
(20TBq)

76.9%
(100TBq)

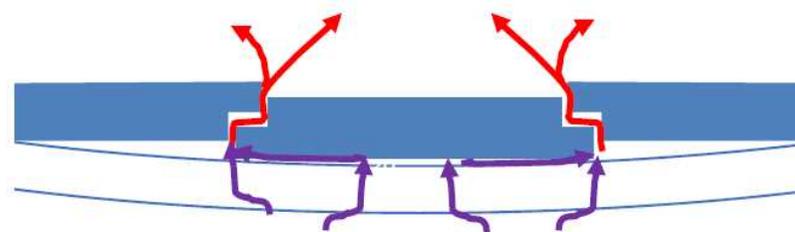
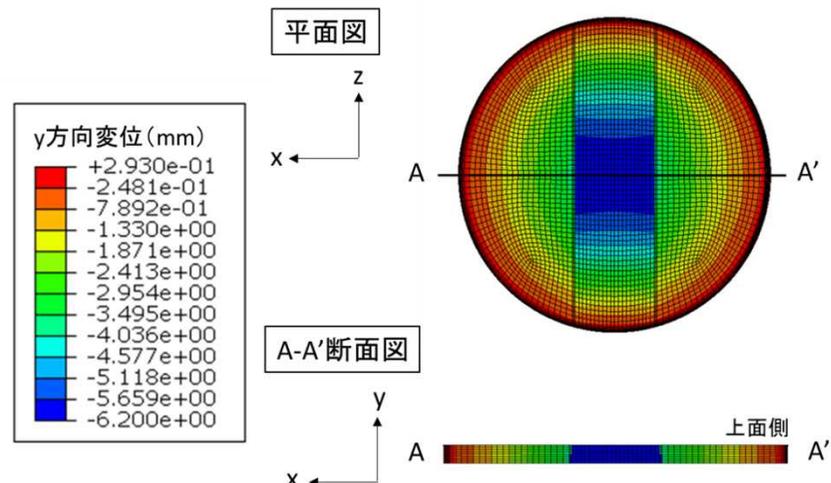
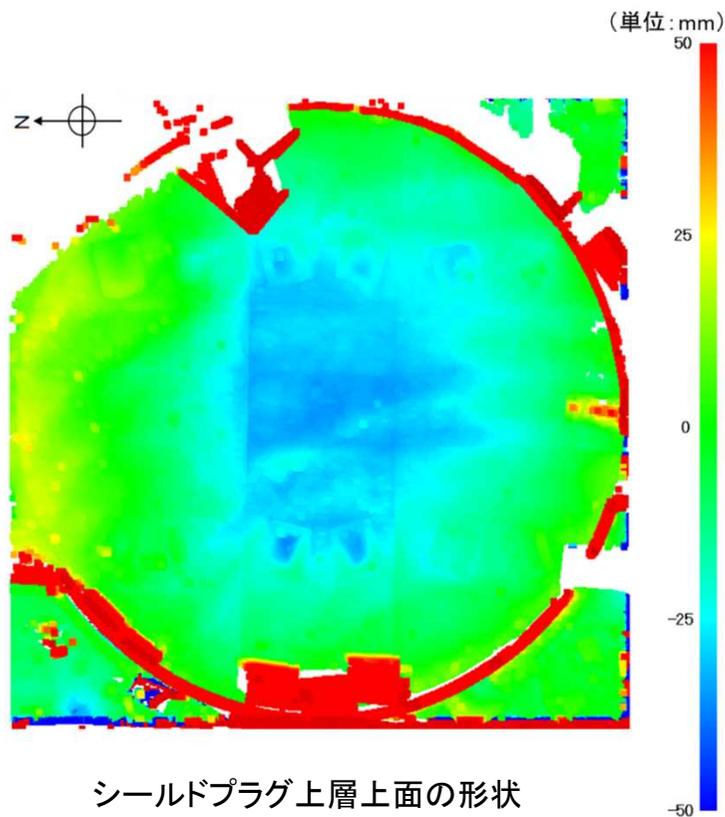


ベントラインの汚染パターンに係る再現解析 (RELAP5コード) を実施。



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

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



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

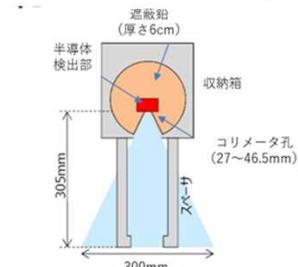
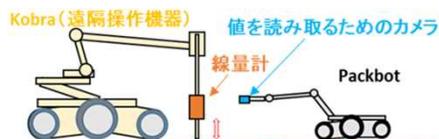
第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(2)

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

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

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

(3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定
(コリメータ付きγ線線量計)



※ボーリング孔：IRID穴 2箇所、新穿孔穴13箇所

シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所
に対する周辺線量当量率の測定方法

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

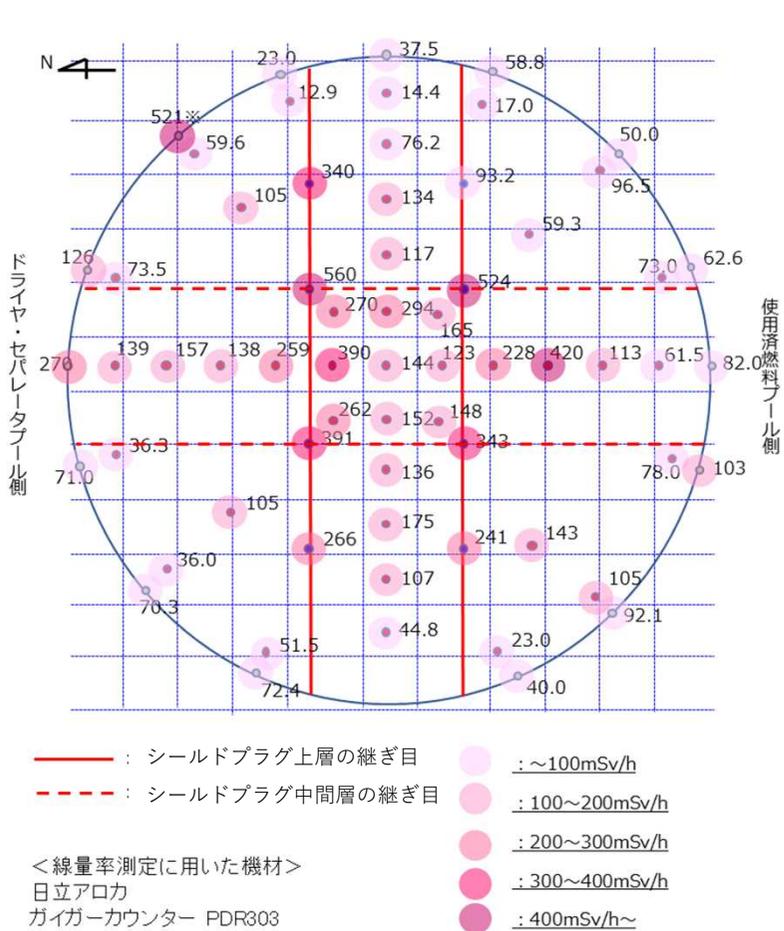
シールドプラグ上層上面に対する周辺線量当量率測定

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

穿孔箇所に対する周辺線量当量率測定

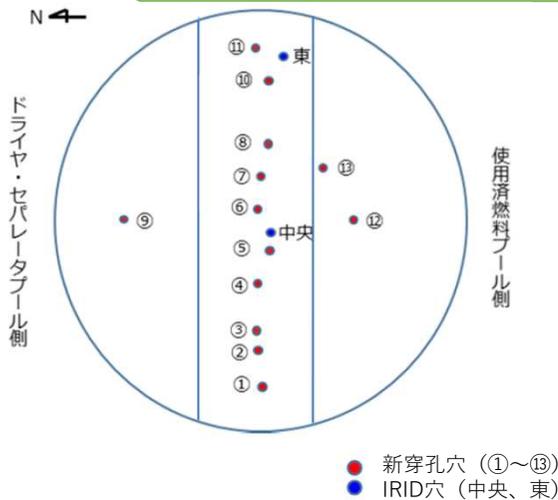
- (4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定 (コリメータなしγ線線量計)

第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(3)

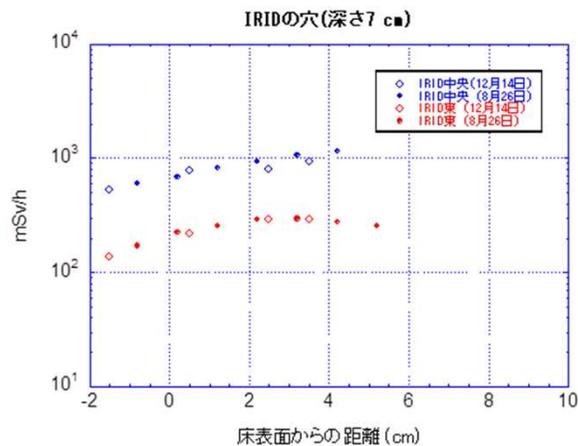


シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率
(3cm高さ測定)

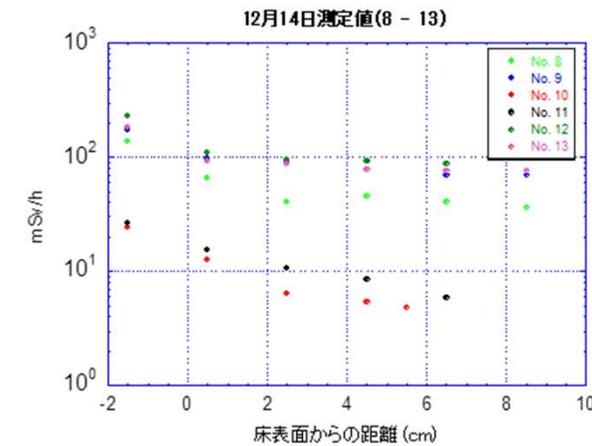
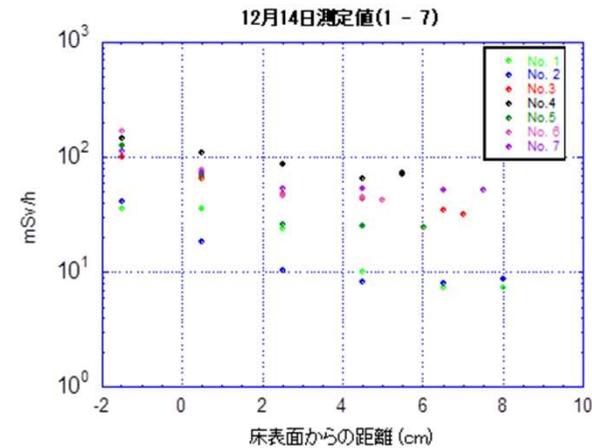
シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所に対する周辺線量当量率の測定を実施



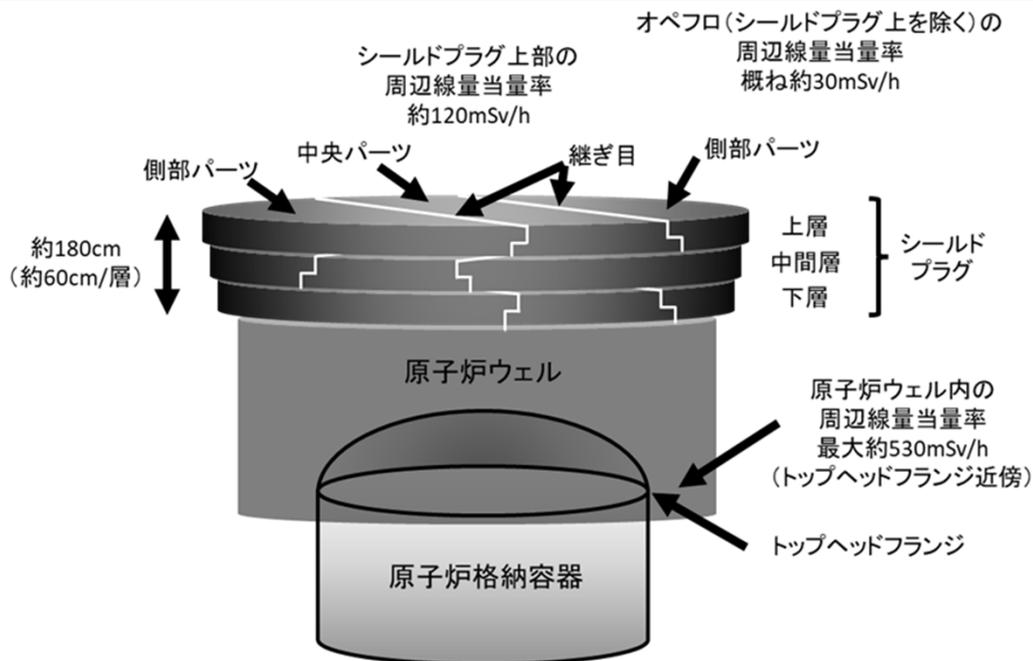
シールドプラグ上層上面の穿孔箇所



穿孔箇所の深さ方向の周辺線量当量率分布



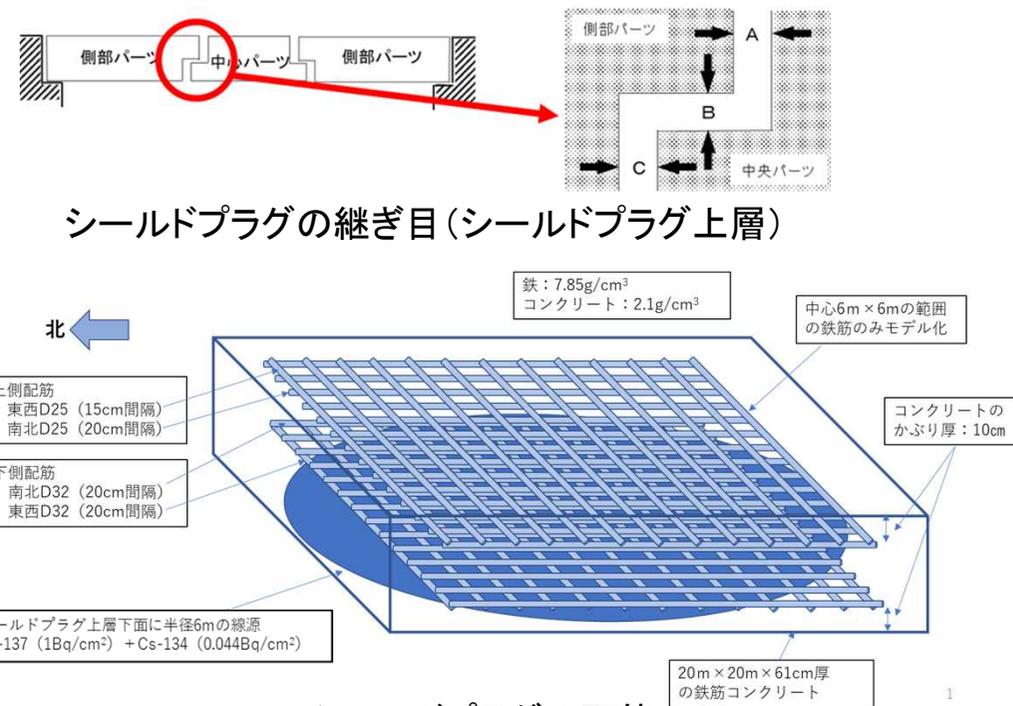
第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(4)



原子炉ウェル及びシールドプラグ構造概略図

- ✓ シールドプラグ上層上面等の周辺線量当量率測定結果から、シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するためには、シールドプラグの鉄筋の影響は無視できない。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は、場所によって大きなバラツキがあるが、大まかな汚染状況の推定は可能。
- ✓ 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグの上層と中間層の間及び継ぎ目に存在する。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は平均で $5.5 \sim 7.5 \times 10^{10} \text{Bq/cm}^2$ となり、放射能量に換算すると $62 \text{PBq} \sim 84 \text{PBq}$ に相当する。

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



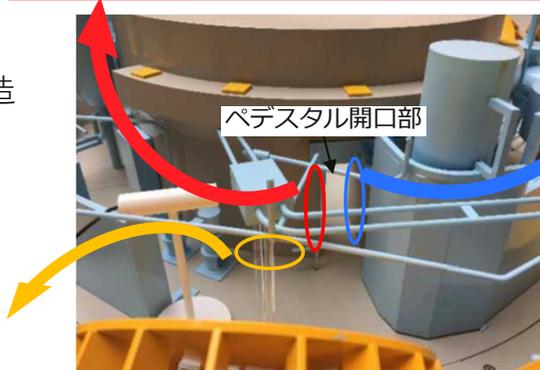
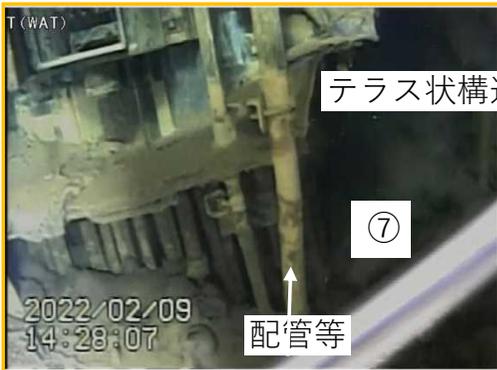
シールドプラグの配筋

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

第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(1)

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

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



テラス状構造以下の配管等

ペDESTAL開口部付近

テラス状構造

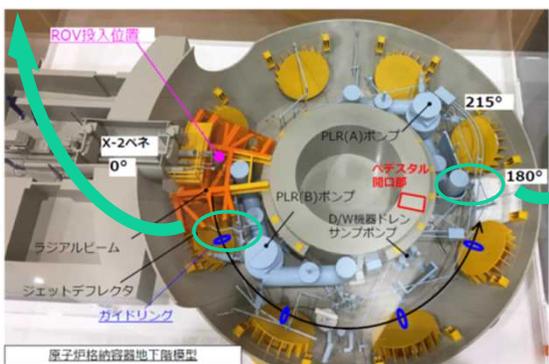
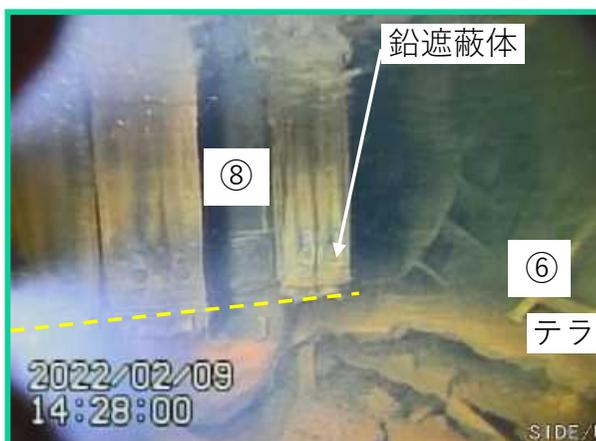
テラス状構造(断面)

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

写真の出典：第30回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会補足説明資料1「1号機PCV内部調査の状況について」IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(2)

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



鉛遮蔽体及びテラス状構造

写真の出典: 第30回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会補足説明資料1「1号機PCV内部調査の状況について」
IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

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



ジェットデフレクター裏側



バブル形状の堆積物



半球状の堆積物

第二章第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)

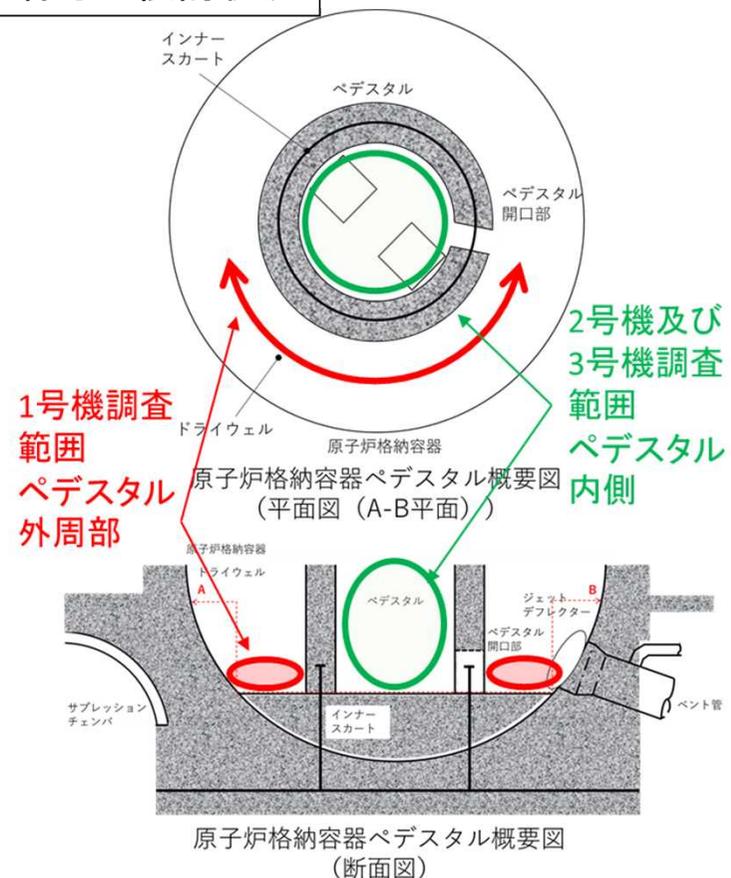
2号機PCV内部調査 (2018年1月)

3号機PCV内部調査 (2017年7月)

堆積物等



ベデスタル壁面

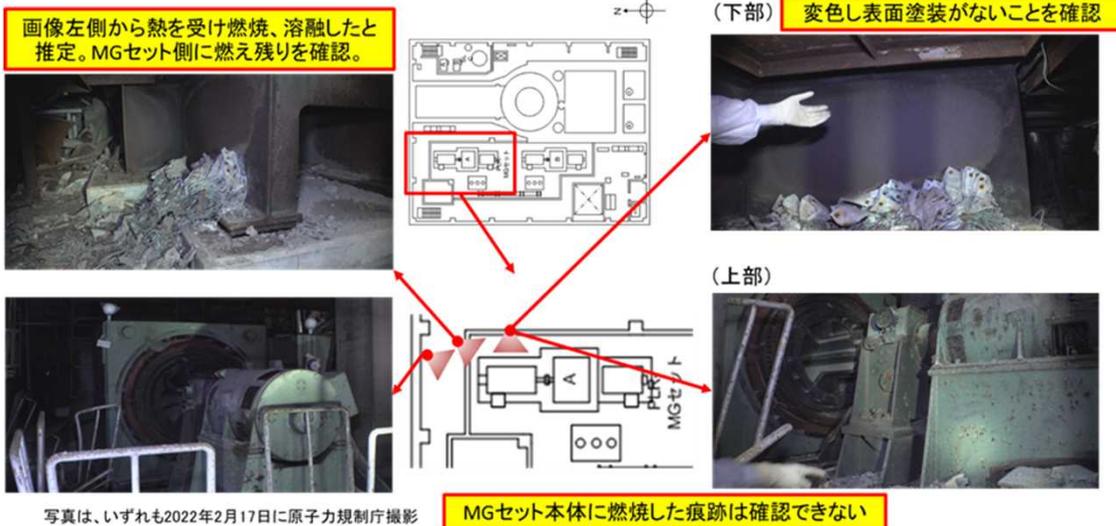


2号機及び3号機の調査範囲(ベデスタル内側)と1号機の調査範囲(ベデスタル外周部)は異なるが、2号機及び3号機では、ベデスタルのコンクリート損傷、テラス状構造、半球状堆積物等は確認されていない。

今後予定されている1号機ベデスタル内部及び壁部の詳細観察等が重要。

写真の出典: 第32回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 資料1-3 「1号機原子炉格納容器内部調査の整理点等について」原子力規制庁、<https://www.nra.go.jp/data/000408671.pdf>

第三章第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定



MGセット(A)の北側の状況



MGセット(A)の西側（下部構造及びコンクリート基礎）の状況

現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査。



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

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

第三章第二節 3号機水素爆発関連の試験等

東京電力における加熱試験

- 1) 1000°C水素ガス環境下
- 2) 1000°C水蒸気環境下
- 3) 200°C水蒸気環境下(24時間保持)

JAEAにおける加熱試験

- 1) 1200°C窒素ガス環境下

○ウレタン保温材



試験前

○ウレタン保温材



試験前

試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



試験後
(1200°C窒素ガス環境下)

試験後



試験後
(200°C水蒸気環境下)

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

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

東京電力の水蒸気環境下の試験では、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200°C水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された。

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

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

引用等

- 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)(1/2)
(令和5年3月7日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会)

<https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf>

- 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)(2/2)
(令和5年3月7日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会)

<https://www.nra.go.jp/data/000425219.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
(第20回(令和3年5月18日)～第36回(令和5年3月7日))

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html

1号機原子炉補機冷却系における水素滞留について

- 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37回会合
資料4 「1号機原子炉補機冷却系統の現地調査の状況」（原子力規制庁）

原子力規制庁の論点

1. 1号機原子炉補機冷却系(RCW)熱交換器及びサージタンク付近等に高い汚染状況が確認されている。
2. また、1号機RCW熱交換器の内包水サンプリングのため、熱交換器入口ヘッダ配管を穿孔した結果、高い水素の滞留(約72.0%_2022年11月14/15日東電測定)も確認されている。
3. これらは、「原子炉建屋4階への水素移動」及び「原子炉建屋4階への高放射性気体の移動」に直結する可能性がある。
4. 原子炉格納容器からの放射性物質の放出経路(漏えい経路)として、RCWの配管及び弁の系統構成、機器構造等の情報が重要。

調査状況(1号機原子炉建屋4階:RCWサージタンク)

凡例

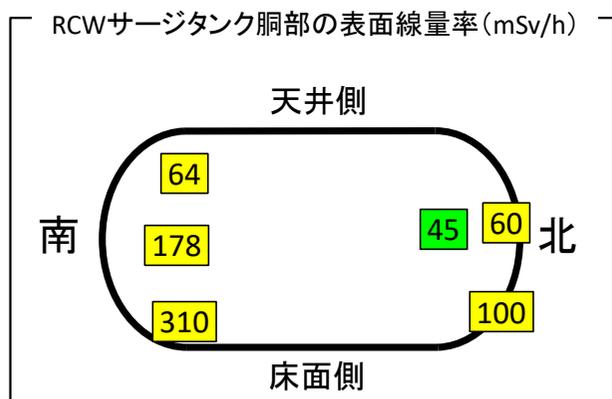
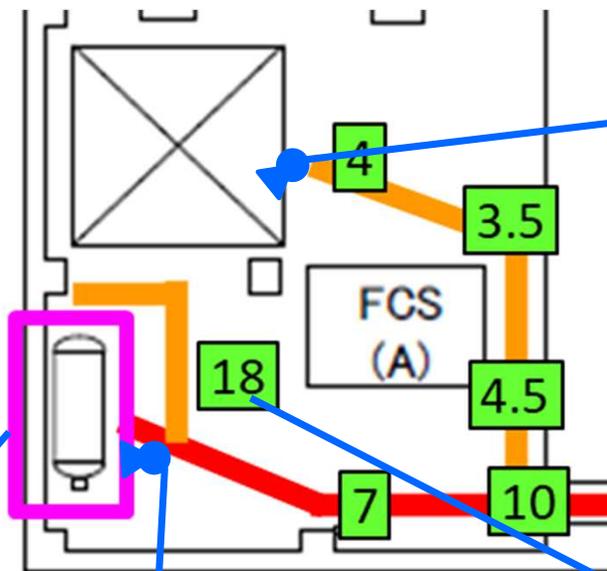
(数字): 線量率(mSv/h)
(2023年3月23日、原子力規制庁による測定)

(数字): 線量率(mSv/h)
(2023年4月13日、原子力規制庁による測定)

※図中:空間線量率、画像中:表面線量率

— 現地調査ルート(令和5年3月23日)

— 現地調査ルート(令和5年4月13日)
※3月23日との差分のみ表示



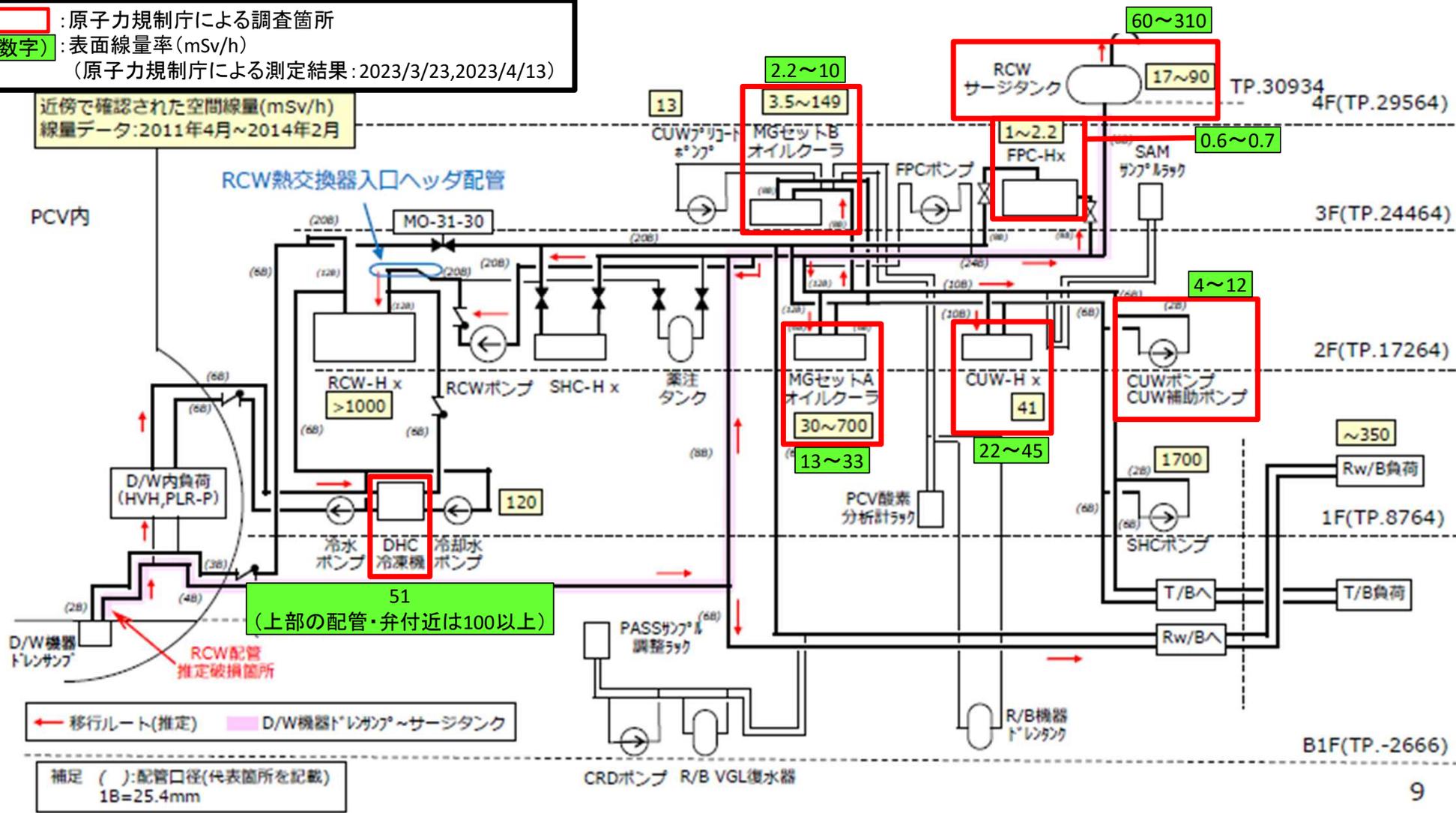
図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

写真は、いずれも2023年4月13日原子力規制庁撮影

調査箇所及び線量率測定結果

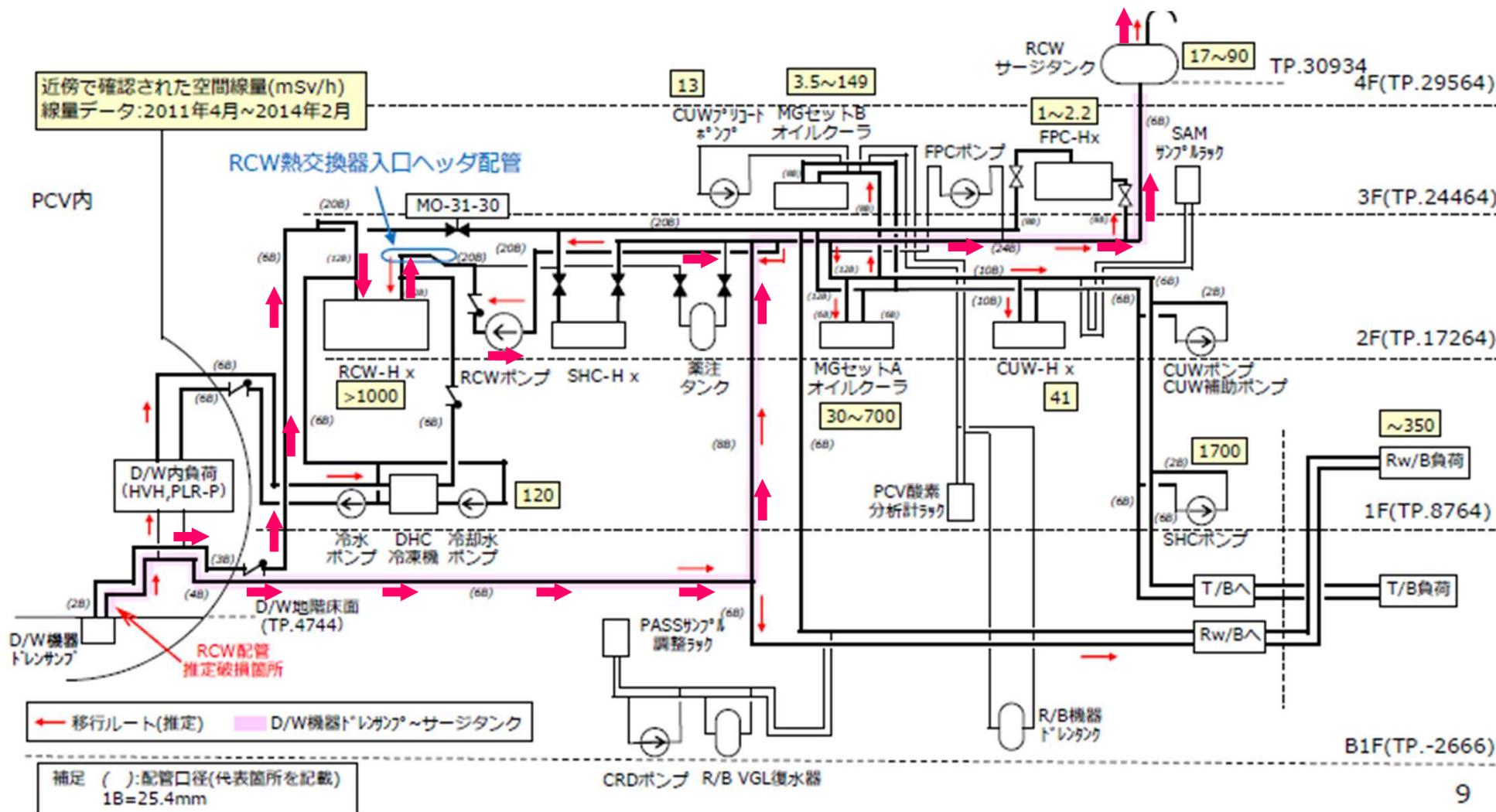
: 原子力規制庁による調査箇所
(数字) : 表面線量率 (mSv/h)
 (原子力規制庁による測定結果: 2023/3/23, 2023/4/13)

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



東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第36回)資料2-1から抜粋、一部追記

RCWシステムの汚染経路(原子力規制庁による推定)



東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第36回)資料2-1から抜粋、一部追記

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

※ R C W：原子炉補機冷却系

2023年5月22日



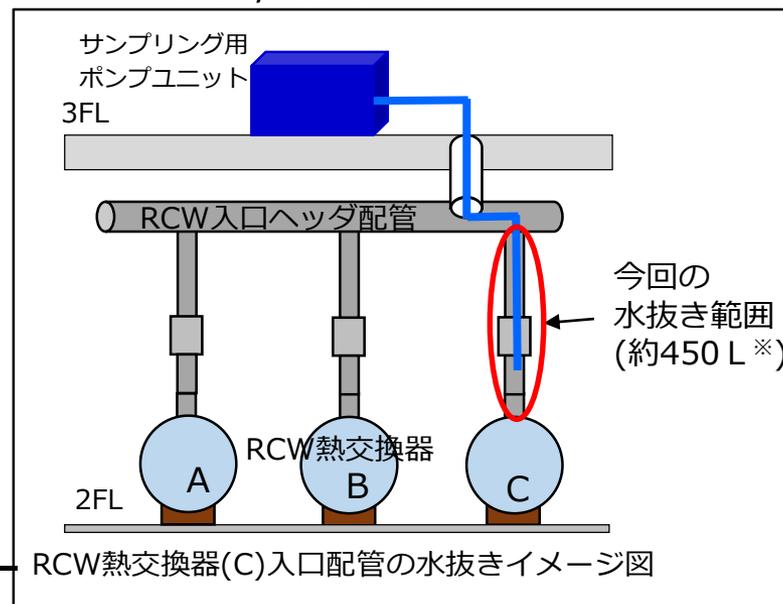
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

- 1号機RCW熱交換器(C)本体の内包水サンプリングのため、RCW熱交換器(C)入口配管の内包水(約100L)の処理(水抜き・移送) ※を計画中。 ※ 3月時点での計画
- 入口配管の内包水は、高濃度Cs-137が確認されたことから、RO処理水により1号機R/B滞留水と同等の濃度に希釈した上、1号機R/B地下階へ移送。移送した水は、建屋滞留水としてPMB/HTIを經由し水処理設備で処理する計画。
- これまで入口配管の内包水の一部(約20L)を希釈タンクに移送し、RO処理水で希釈、その水の分析を実施し、1号機R/B滞留水と同程度にCs-137が薄まったことを確認済み。
- 希釈タンク内の水(約2m³)を、4/11に1号機R/B地下階へ移送したが、同日、入口配管内部を確認した際に、配管内部の水位が上昇(入口配管の水抜き量が約450Lに増加)していることを確認した。水位上昇の要因は、雨水流入と推定しているが、これまで同様にRO処理水による希釈を実施した上で、1号機R/B地下階へ移送する。現在、作業を実施中。
- 入口配管の内包水の水抜き・移送作業を行う際は、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、引き続き作業は慎重に実施する。

<参考>

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



※入口配管への雨水流入(推定)により約100Lから見直し。

2. RCW熱交換器(C)入口配管の水抜き・移送作業

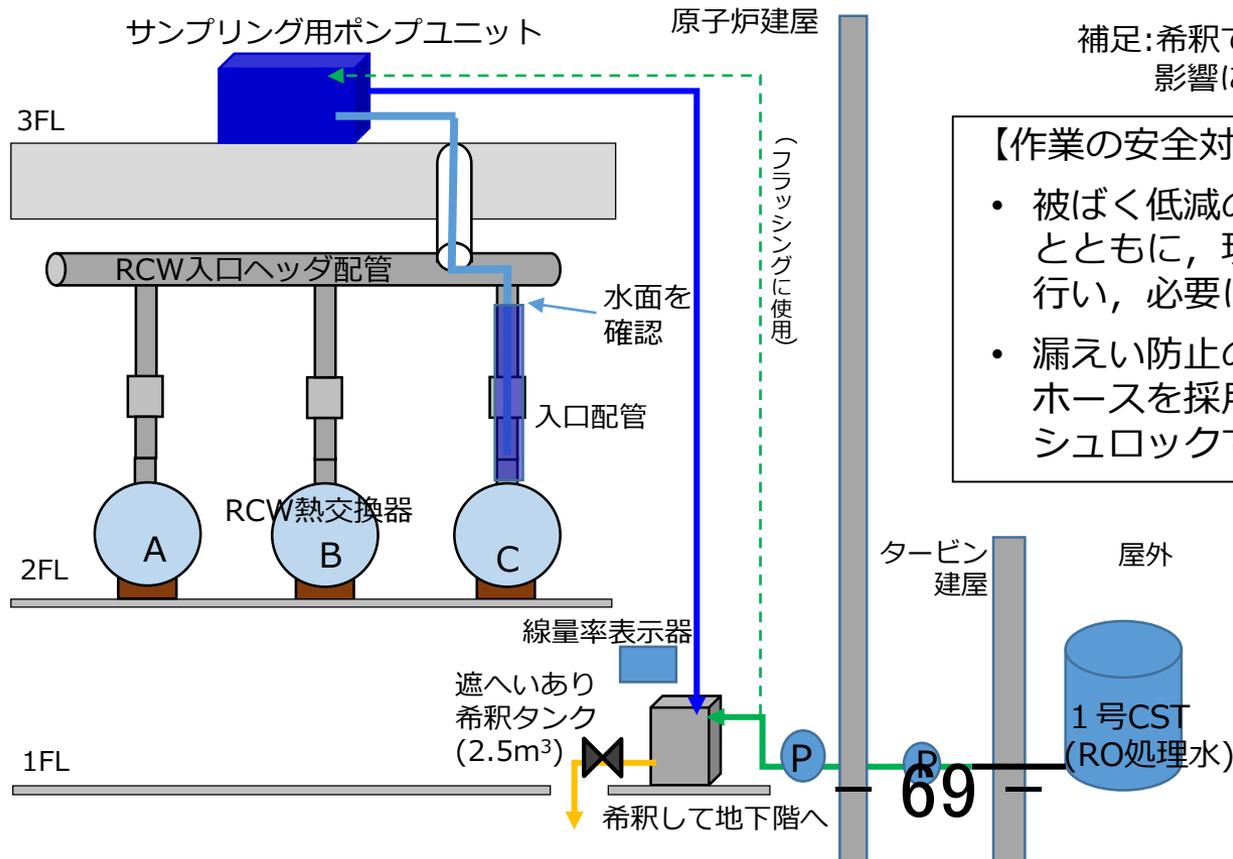
■ RCW熱交換器(C)本体のサンプリング前に入口配管の水抜き・移送（約450 L）を実施。

■ 水抜き・移送作業は下記のSTEPを繰り返し実施。

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

STEP2:RO処理水（1号CST）で100倍程度を目安に希釈。

STEP3:希釈後，地下階に移送（約1～2m³）



補足:希釈で使用するRO処理水濃度や処理状況等の影響により希釈量は変更する場合あり。

【作業の安全対策】

- 被ばく低減の観点から，遠隔にて作業を行うとともに，現場の雰囲気線量を確認しながら行い，必要に応じてフラッシングを実施。
- 漏えい防止の観点から，移送ラインは二重ホースを採用し，接続部（カップラ）はインシュロックで固縛，養生を実施。

3. RCW熱交換器(C)入口配管の内包水(20L)希釈後の結果

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

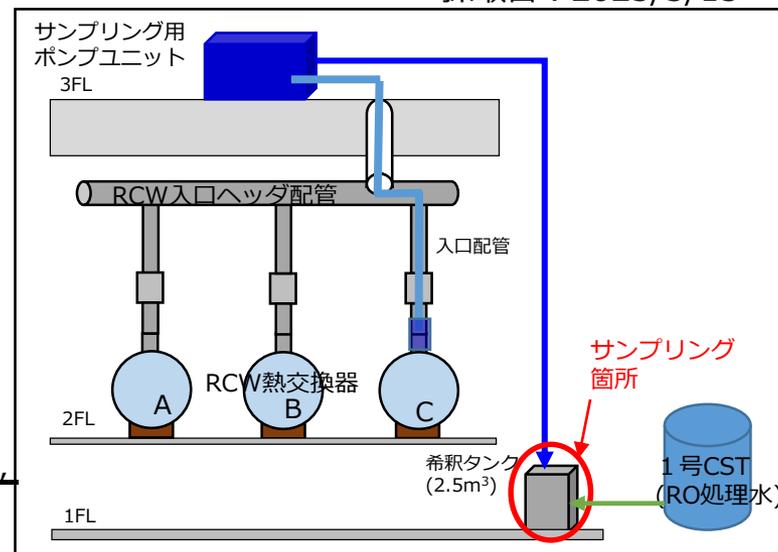
処理作業のための分析項目

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

事故調査のための分析項目

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

採取日：2023/3/15



補足)

- 事故調査のための分析項目について、希釈後ではあるがCs濃度が70のため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。

70

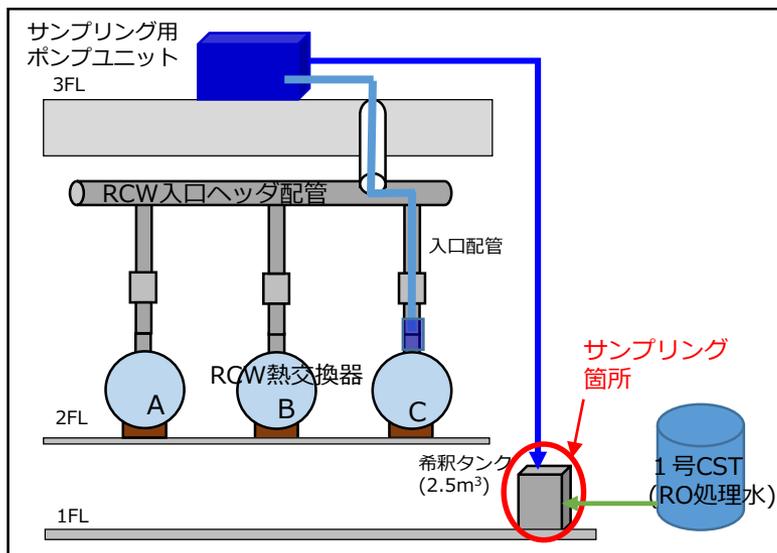
- 事故調査のために分析した核種は、放射能濃度の検出限界値が高いが、1号CST（RO処理水）により希釈したことで、HTI滞留水の水質相当となっている。
- この希釈水を1号機R/B地下階へ移送すると、当該エリアで更に希釈され、また、各建屋滞留水が集まるPMB/HTIでも希釈されるため、検出限界値が高止まりしている放射能濃度は、現在処理しているHTI滞留水と同程度になると考えられるため、水処理設備への影響は低い。

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

RCW熱交換器（C）入口配管内包水を希釈した水

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

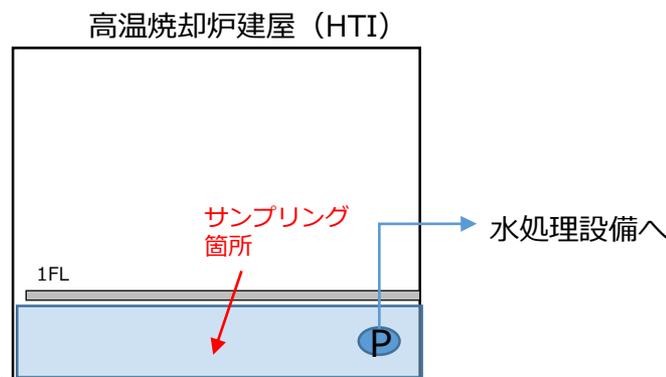
採取日：2023/3/15



高温焼却炉建屋（HTI）滞留水

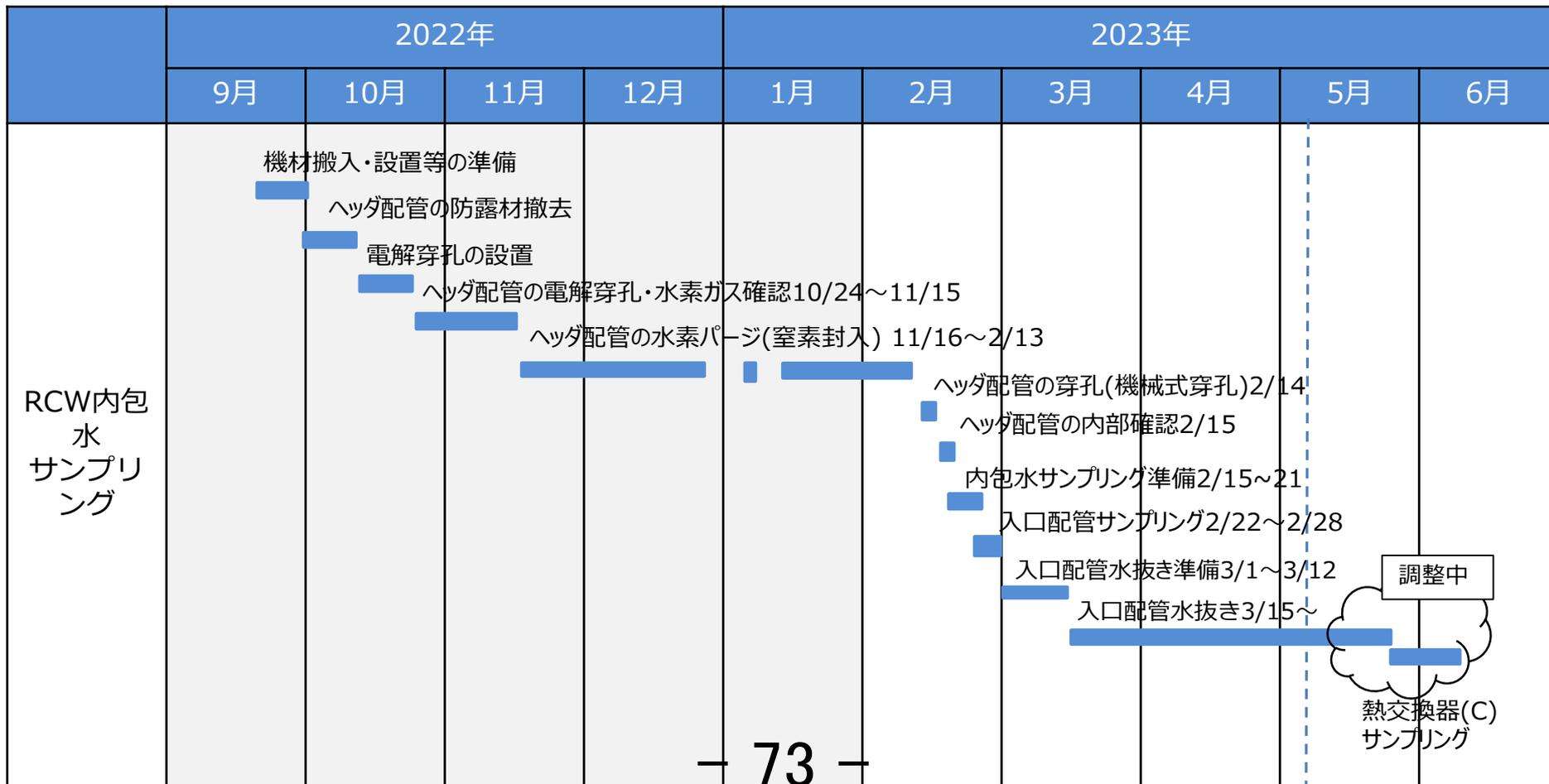
測定項目	濃度	
Co-60	<2.91E+03	Bq/L
Ru-106	<1.23E+05	Bq/L
Sb-125	<7.03E+04	Bq/L
Eu-154	<7.70E+03	Bq/L
Am-241 (γ)	<5.30E+04	Bq/L
I-129 (γ)	<3.98E+05	Bq/L
Ag-108m	<2.47E+04	Bq/L
Ba-133	<2.60E+04	Bq/L

採取日：2023/3/28



6. 今後の工程

- 現在、入口配管（約450L(4/11以降分)）の水抜き・移送を実施中。その後、熱交換器(C)本体のサンプリングを予定。
- 入口配管内包水について、一部（約240L, 5/18現在(4/11前分含む)）の水抜き・移送を実施を終えたところ、引き続き、建屋滞留水に影響がないよう作業を行っていく。
- 熱交換器(C)本体のサンプリングは、高さ方向に3か所行う計画であるため、サンプリング用ポンプユニットの内包水を都度置換する必要があるが、約50Lの水抜き・移送が発生するが、この水の希釈と分析を実施した上で処理する計画。



7. 今後のRCW熱交換器線量低減の作業

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

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

【参考1】 RCW熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

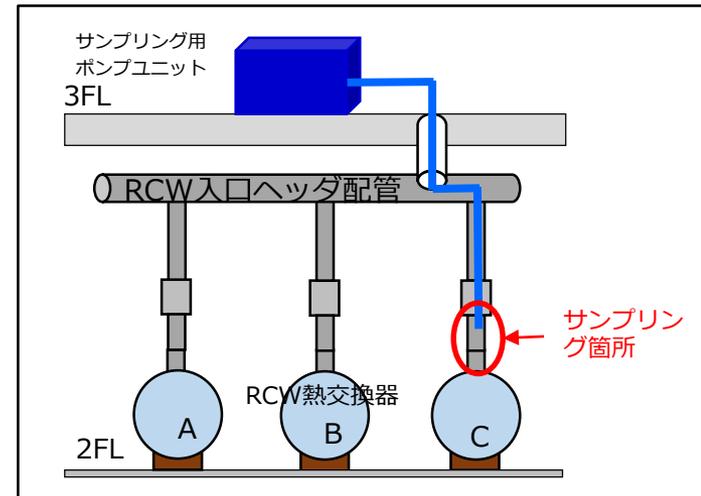
処理作業のための分析項目

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

採取日：2023/2/22

事故調査のための分析項目

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



補足)

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

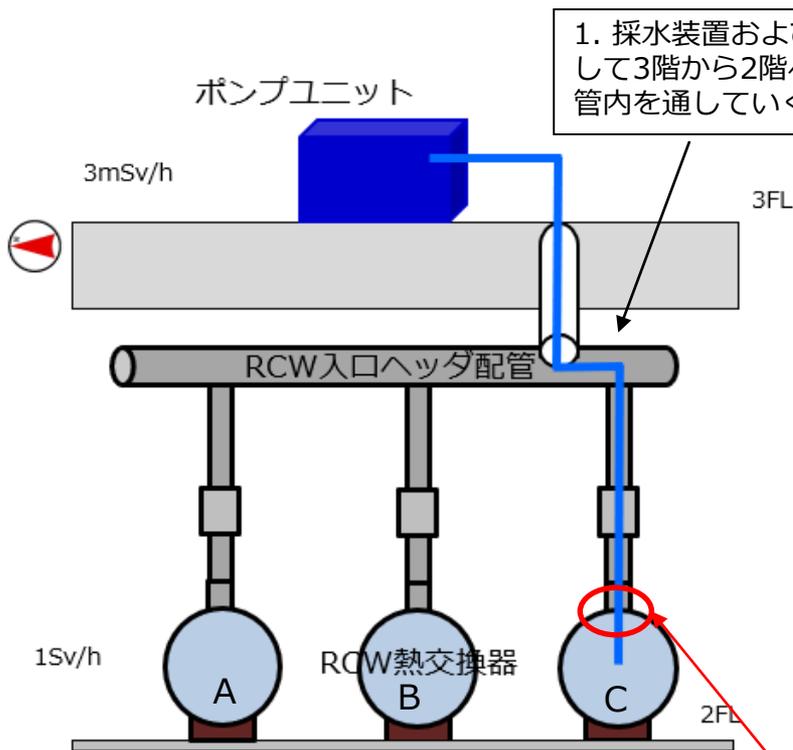
建屋滞留水におけるCs-137, H-3濃度

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

PCV内包水におけるCs-137, H-3濃度

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

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



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



サンプルングホース外観



配管内サンプルングホース挿入

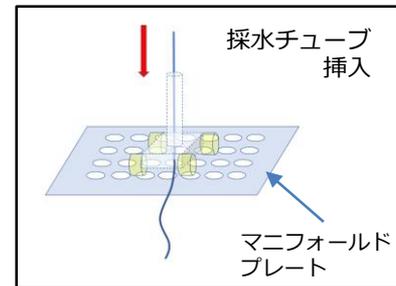
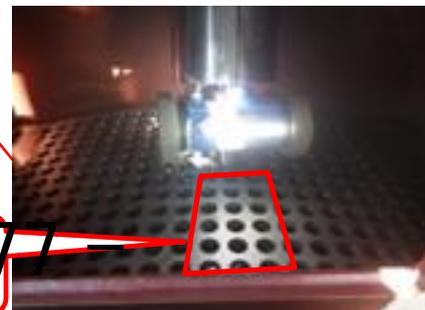


採水装置外観 採水チューブ

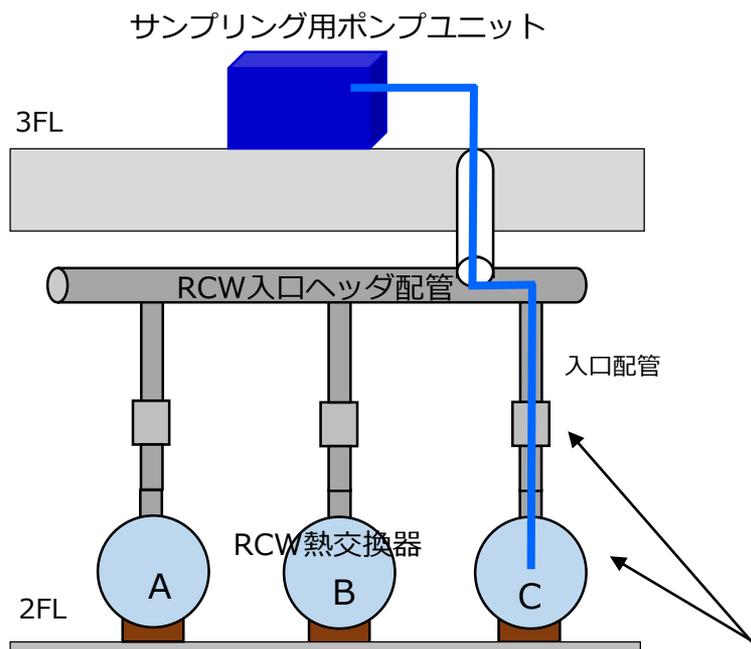
RCW熱交換器内包水サンプルング(イメージ)

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



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



サンプルング用ポンプユニット外観



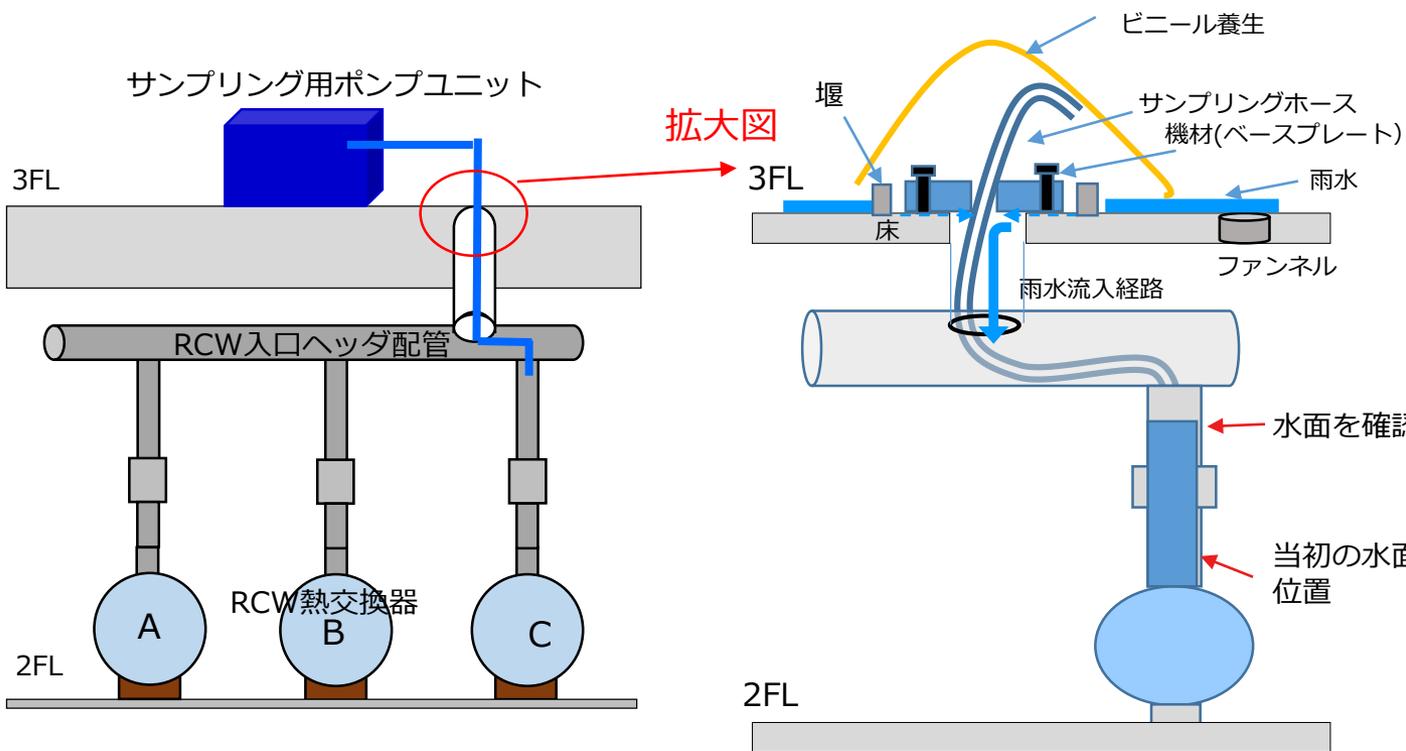
サンプルング箇所
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

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

＜事象概要＞

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



<推定原因>

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

<対策>

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

【参考6】 滞留ガスに関する至近の作業計画

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

1号機原子炉格納容器内部調査について

- 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）

原子力規制庁の論点

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

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@ペDESTAL基礎部



写真2. ポイント@ペDESTAL基礎部

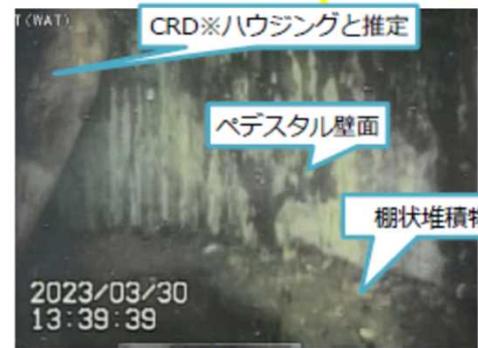
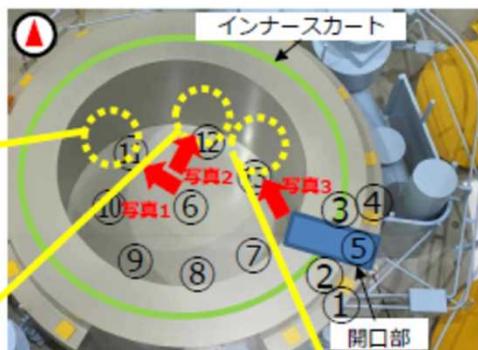
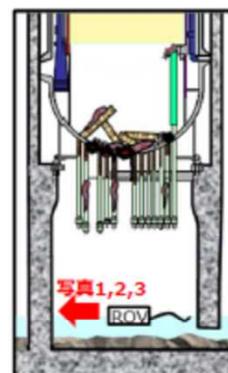


写真3. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部

ペDESTAL縦断面(推定)



(※CRD：制御棒駆動機構)

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第37回会合 資料1「1号機原子炉格納容器内部調査の状況について」(技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

【参考】ペDESTAL開口部から撮影した映像のパノラマ画像



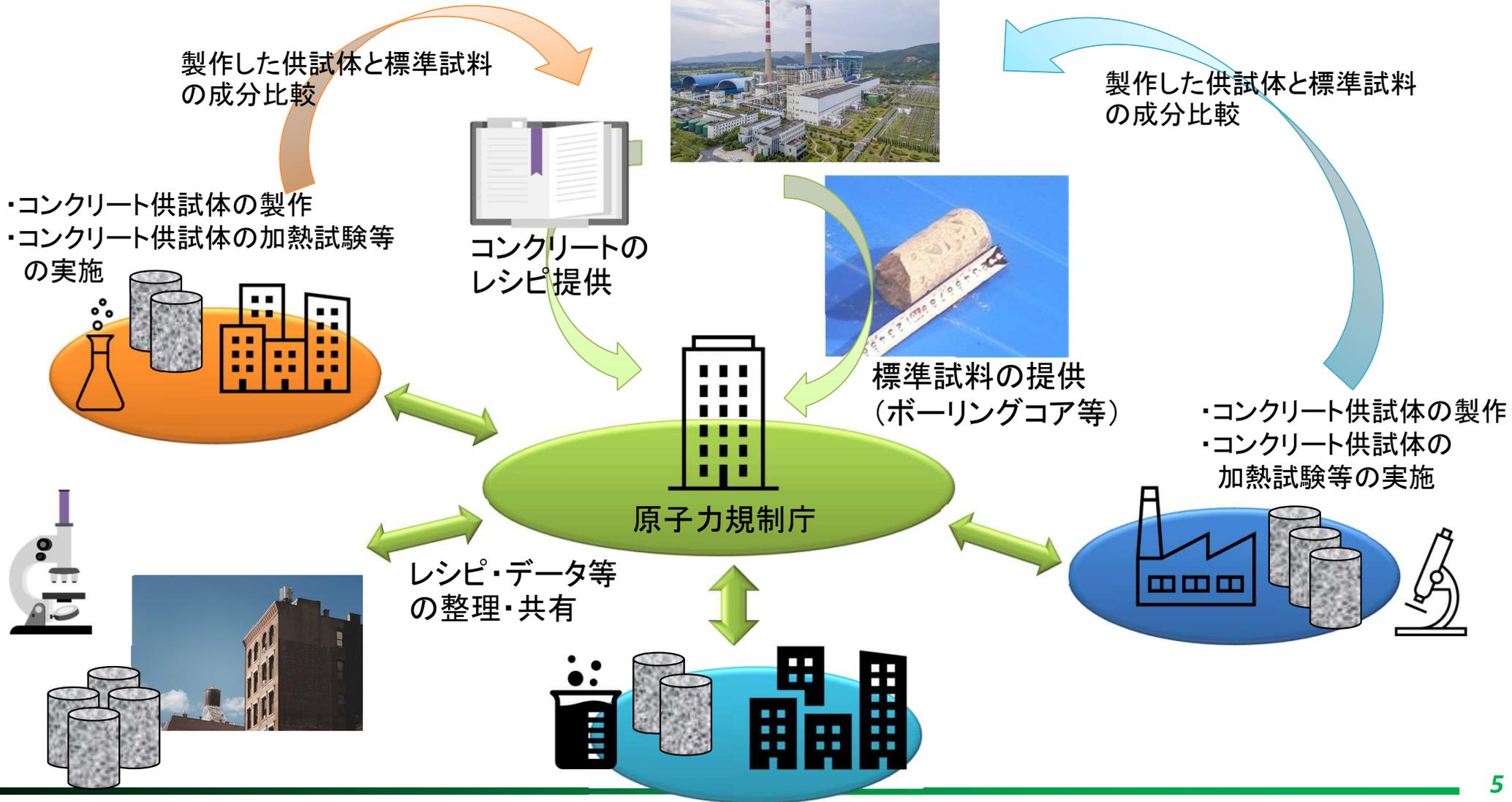
画像処理：東京電力ホールディングス(株)

11

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第37回会合 資料1「1号機原子炉格納容器内部調査の状況について」(技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

○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



1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について

2023年5月22日

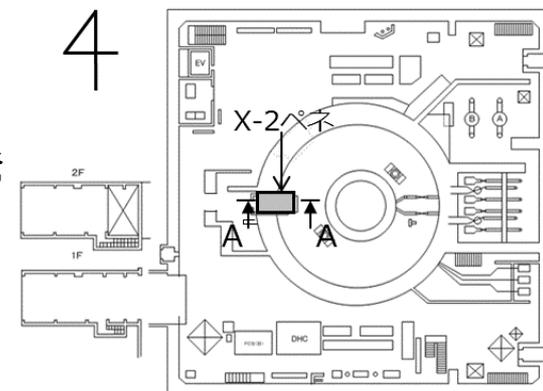
IRID **TEPCO**

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

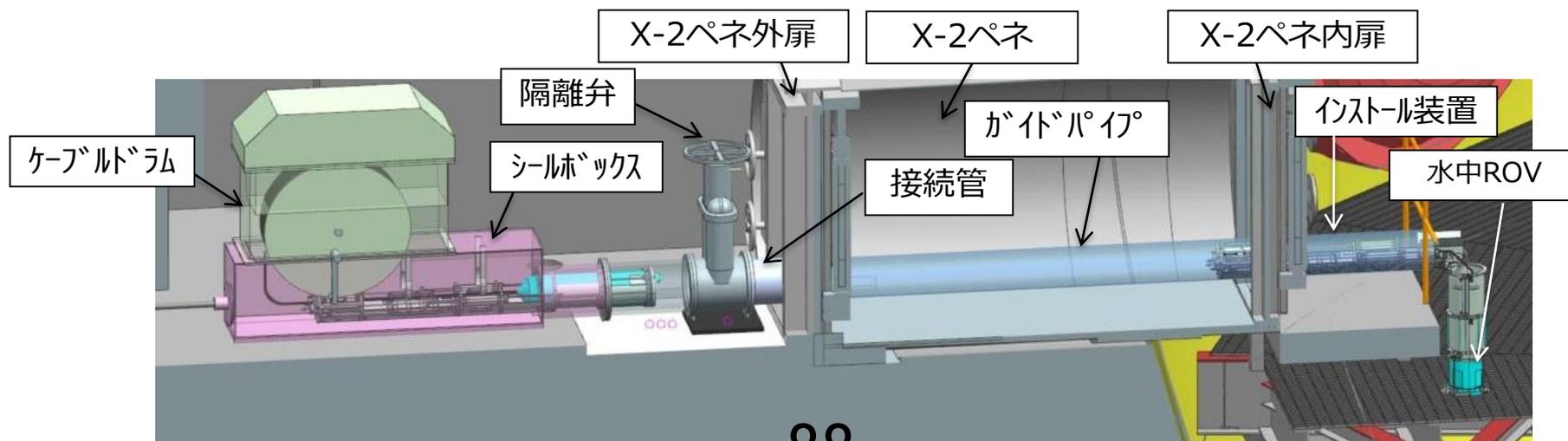
1. 1号機PCV内部調査の概要

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

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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

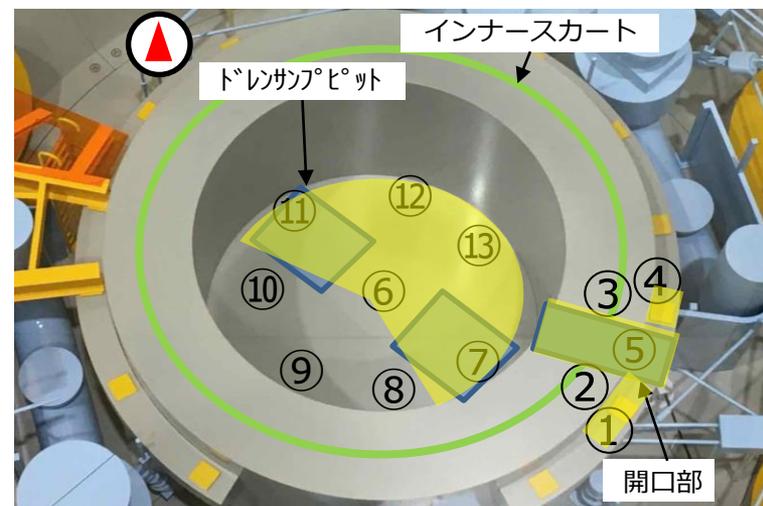
2.ROV-A2調査(後半)の実施状況について

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

【ROV-A2調査順序】

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

【1号機ペDESTAL内部】



ROV到達エリア：

3-1.ペDESTAL基礎部の状態について①

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



写真1. ポイント⑪ペDESTAL基礎部



写真2. ポイント⑫ペDESTAL基礎部

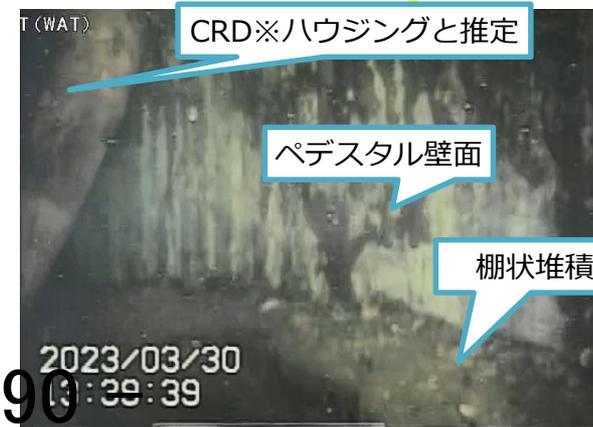
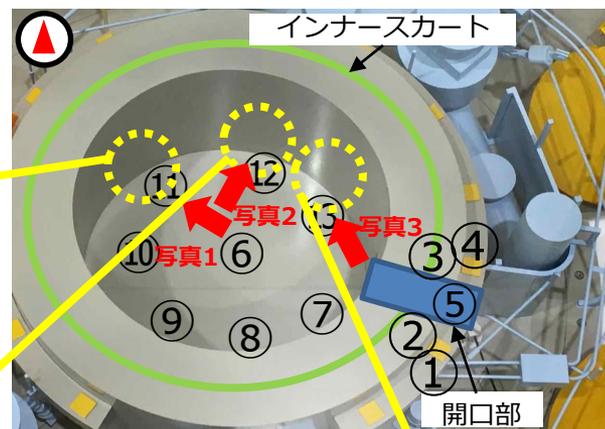
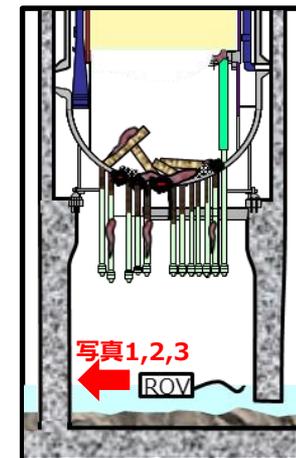


写真3. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部

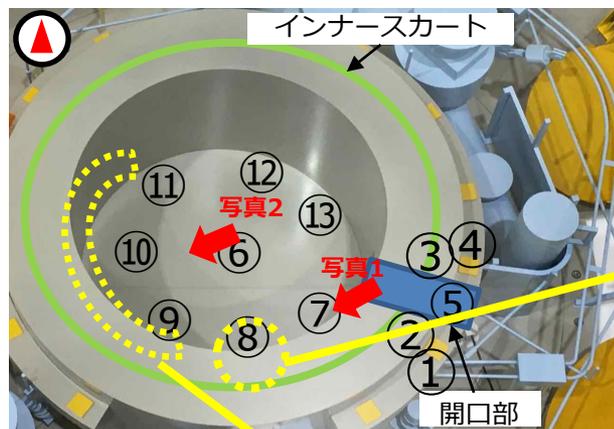
ペDESTAL縦断面(推定)



(※CRD：制御棒駆動機構)

3-2.ペDESTAL基礎部の状態について②

- 調査箇所⑧、⑨、⑩については、ROVが到達できなかったものの、調査箇所⑤にて撮影した映像や、ROVが遊泳中に撮影した映像からペDESTAL基礎部の状態を確認 <写真1,2>
- 確認した基礎部の状態は他の調査箇所と似ている状態であり、ペDESTAL内側下部のコンクリートが一部消失している箇所には配筋を確認 <写真1,2>
- 配筋より奥については、一部（調査箇所⑦）においてインナースカートに至るまでのコンクリートの消失を確認 <P28_写真5参照>



ペDESTAL縦断面(推定)

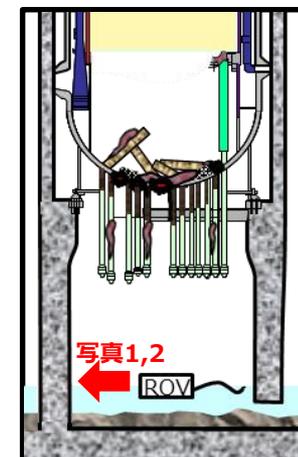


写真1. ポイント⑧ペDESTAL基礎部

画像処理：東京電力ホールディングス(株)



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

4.ペデスタル内部の状態(底部)

- ペデスタル内底部には、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>**
- ペデスタル内底部には、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>**

ペデスタル縦断面(推定)



写真1.CRD交換機レールの車輪と思われる構造物

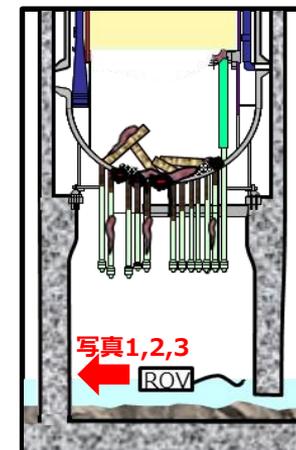
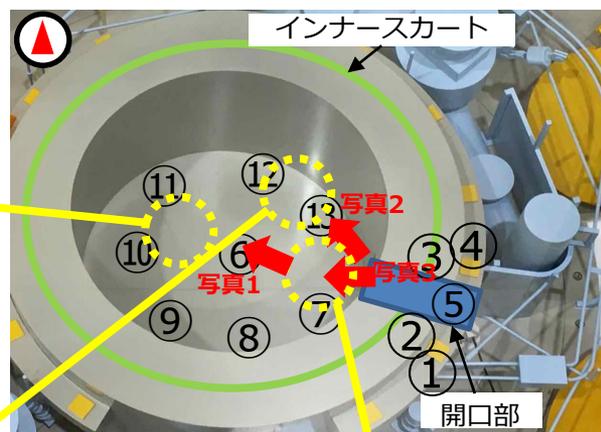
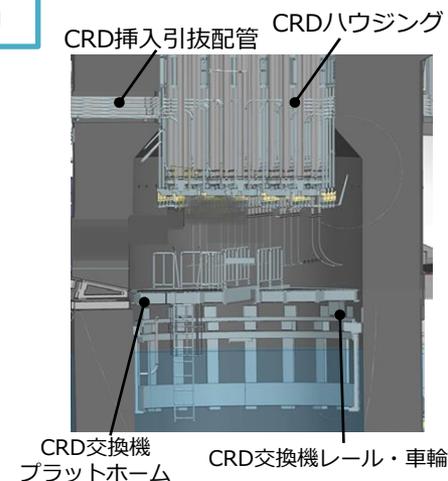


写真2. CRDハウジングと思われる構造物



写真3.ペデスタル内開口付近堆積物



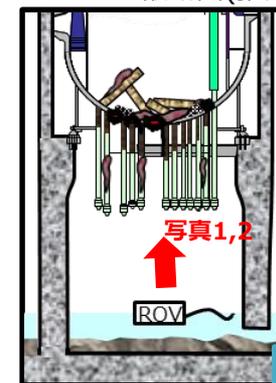
ペデスタル断面におけるCRD交換機イメージ図

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



CRDハウジングサポートと推定



CRDと推定

CRDハウジングと推定

塊状の物体

黒い空間(代表例)

写真1. CRDハウジングサポートと思われる構造物

写真2. CRD関連と思われる構造物

参考.震災前のペデスタル内構造物

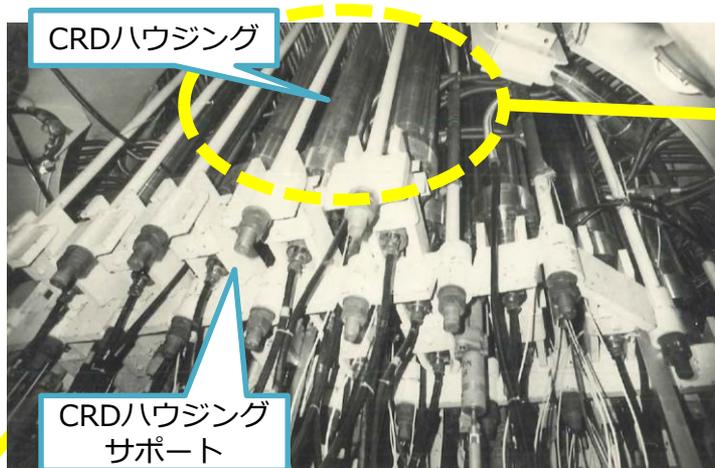
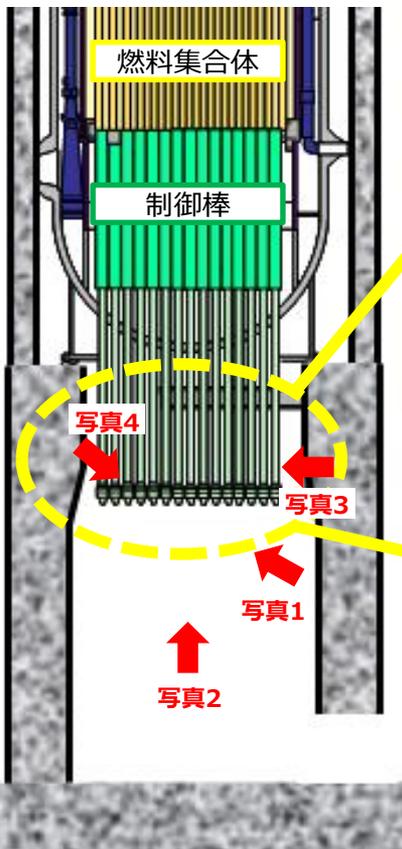


写真1. CRDハウジングサポートとCRDハウジング(建設当時)

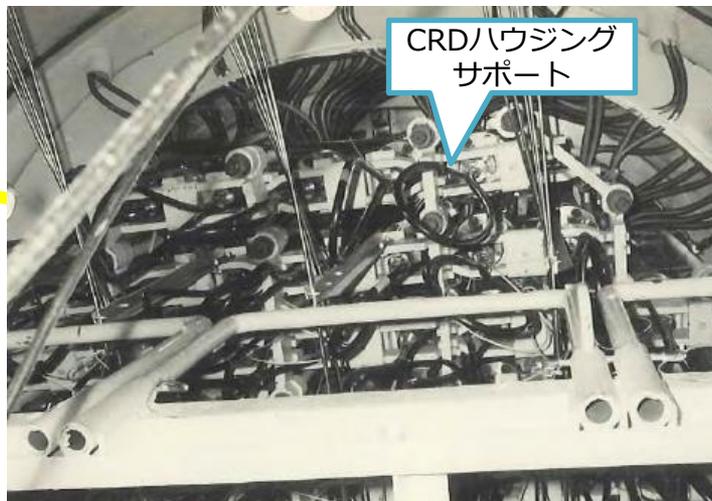


写真2. ペデスタル上部方向を見上げた写真(建設当時)

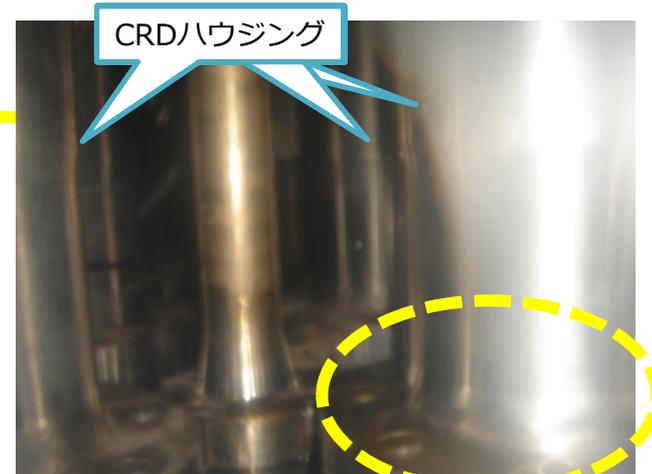


写真3. CRDハウジング(震災前)

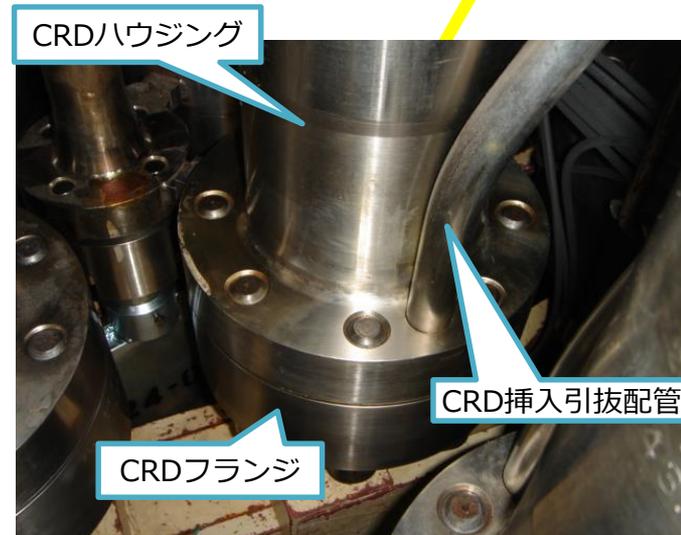


写真4. CRD関連機器 (震災前)

5-2.ペDESTAL内部の状態(上部)②

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

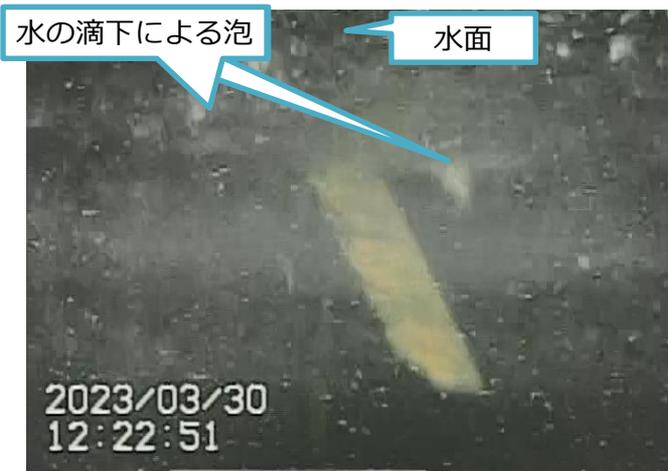


写真1. 炉注水停止前の水面の状況

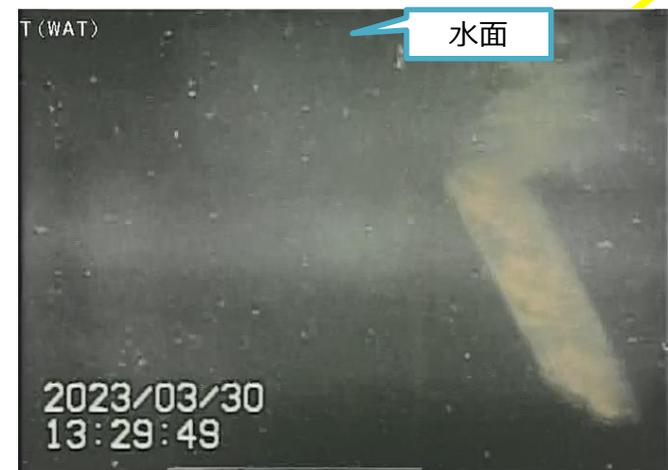


写真2. 炉注水停止後の水面の状況

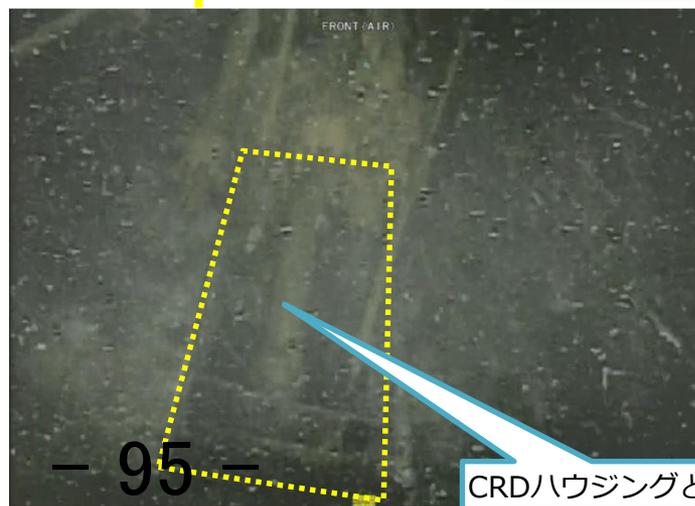
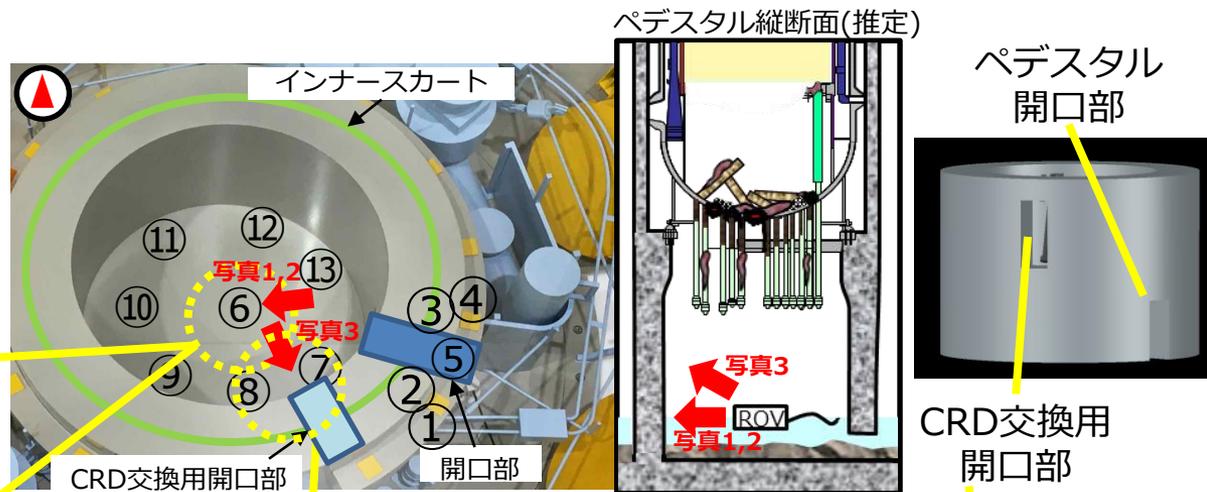
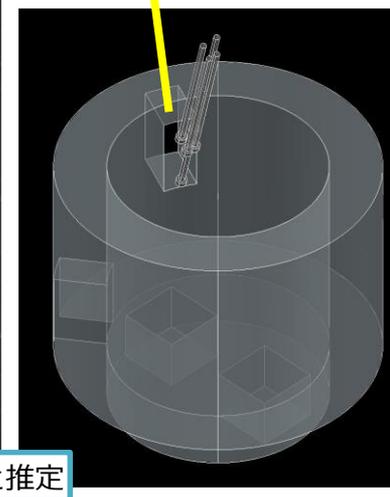


写真3. ペDESTAL内壁側のCRD交換用開口部の状態



6. ペDESTAL開口部付近の堆積物断面の状態

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

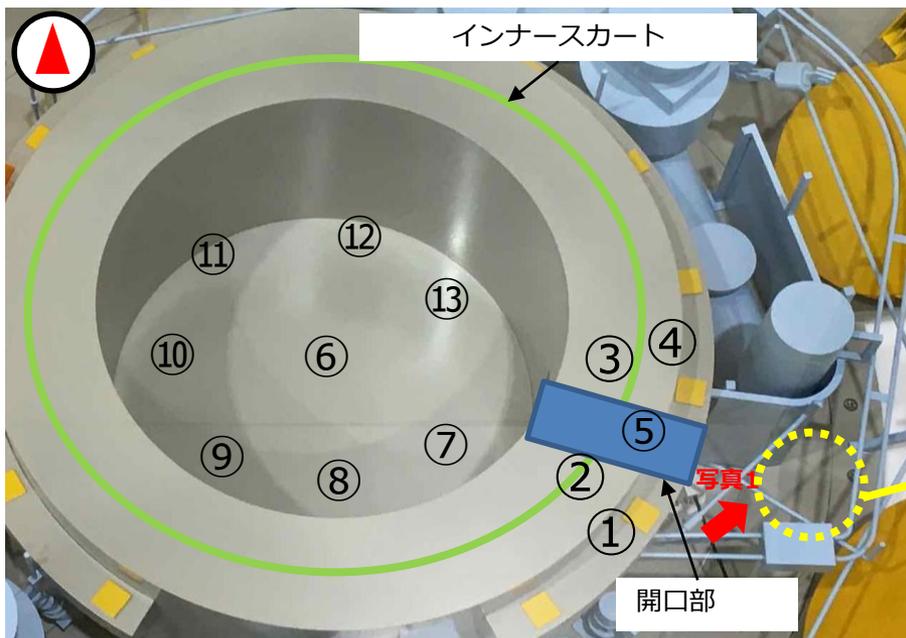
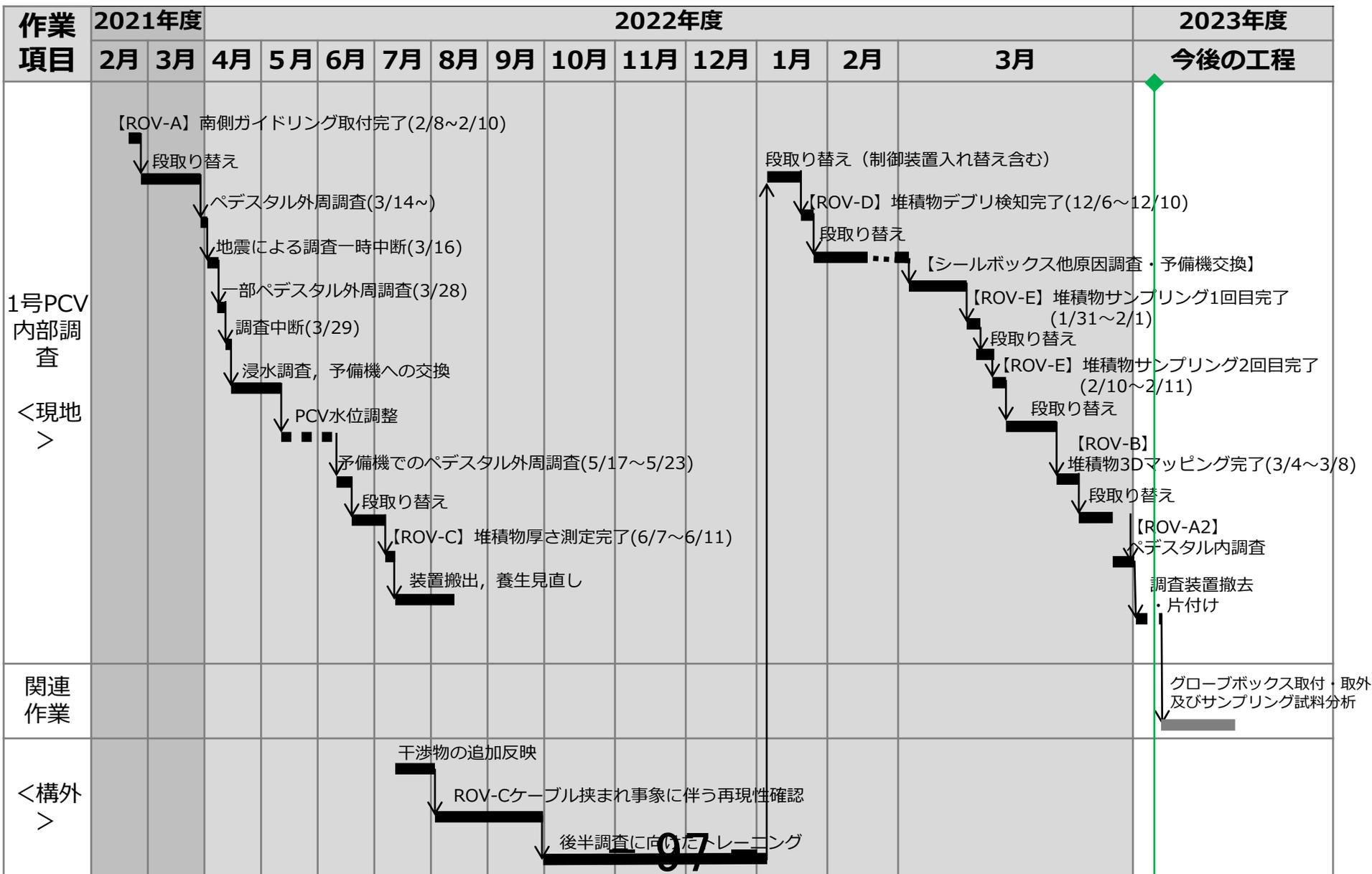


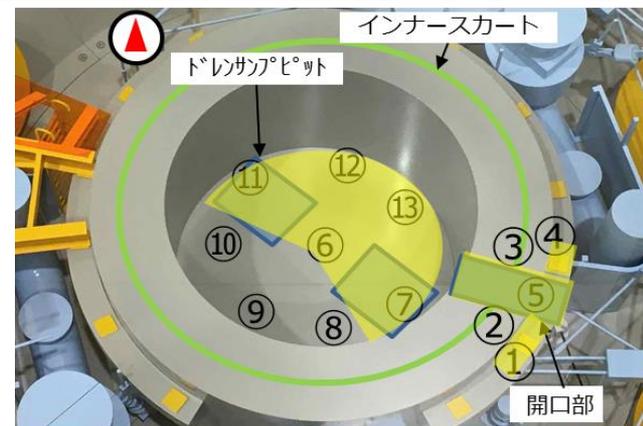
写真1. ペDESTAL外棚状堆積物断面

9. 1号機PCV内部調査全体工程



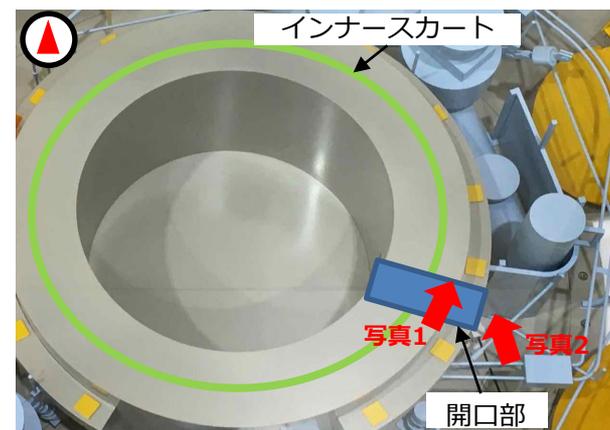
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

【参考】ペDESTAL開口部から撮影した映像のパノラマ画像



【参考】ペDESTAL開口部右側のコンクリート残存（1/2）

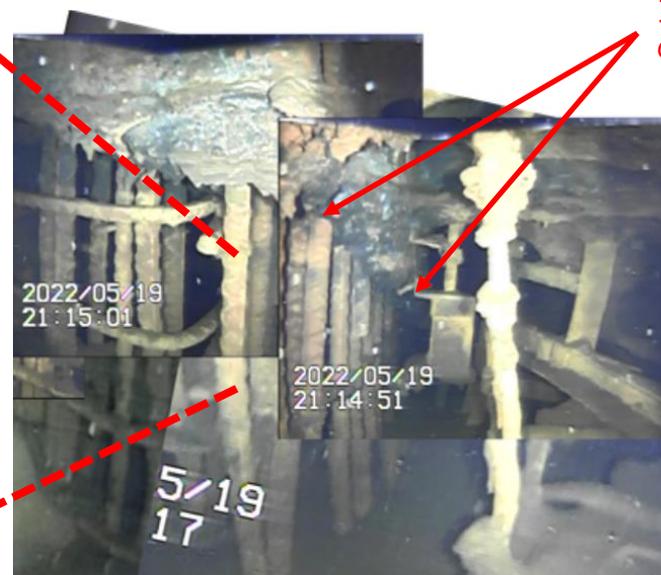
- ペDESTAL外部から見えているコンクリート残存の可能性の高い部分（事故前に設置されたボルトの締結状態が確認できる。）について、2023/3の調査にて、ペDESTAL壁内部でも対応する部分を確認した
- ペDESTALの外壁開口部右側におけるコンクリートの消失は限定的と考えられる
- 確認された外側の鉄筋は、開口部右7本、左11本。耐震評価においては、開口部とあわせ、角度にして64°に相当するとして設定



ROVフレームの映り込み



写真1. ペDESTAL開口部内から見えているコンクリート残存部



— 写真9. ペDESTAL外部から見えているコンクリート残存部

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

(参考)
①ケーブル中継箱(A)
②ケーブル中継箱(B)

ペDESTAL壁面部

開口部

棚状の堆積物

配筋

- 100 -

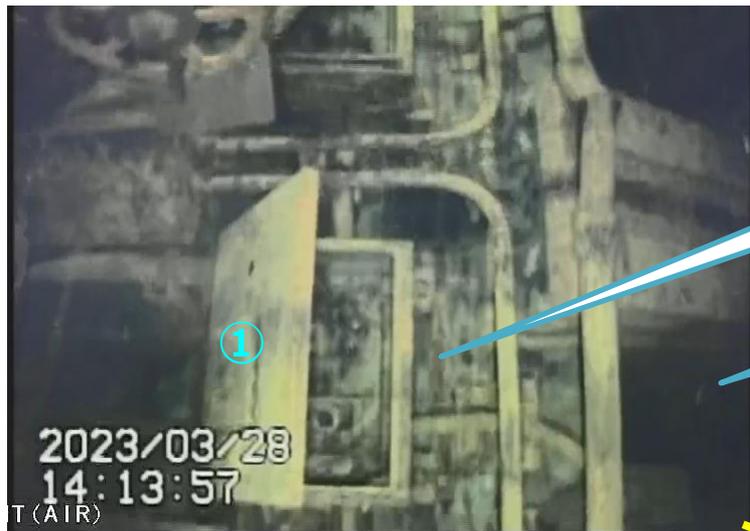


写真1.ペDESTAL開口部左上側壁面部



写真3.ペDESTAL開口部右上側壁面部



写真2.ペDESTAL開口部左下側壁面部

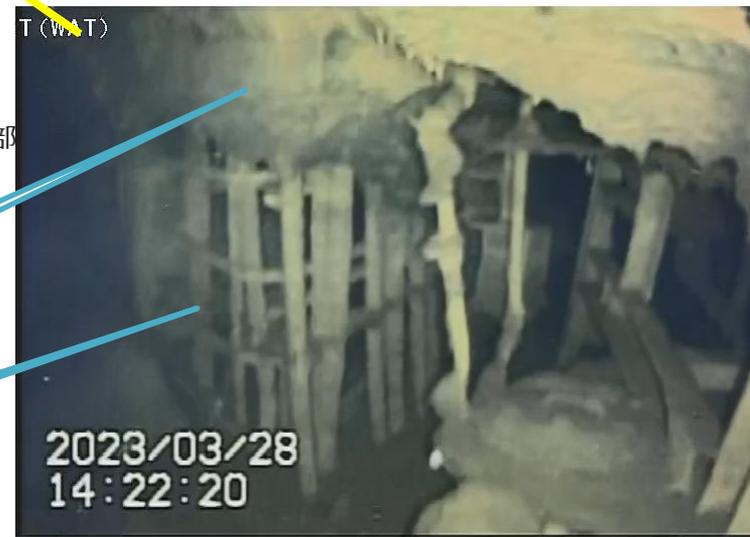
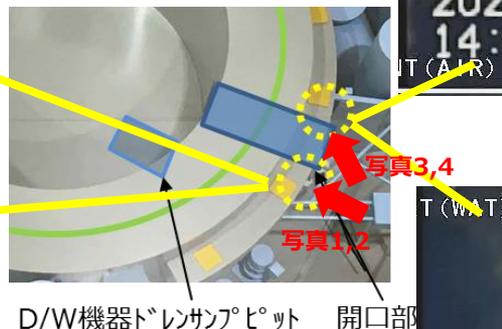
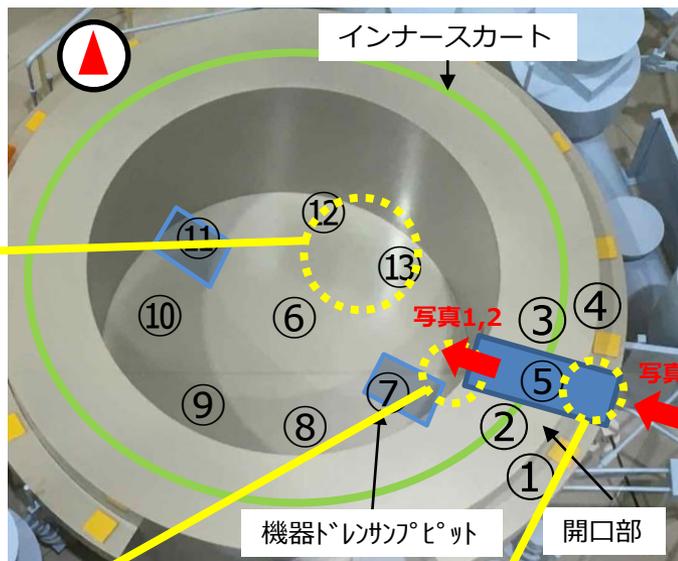


写真4.ペDESTAL開口部右下側壁面部

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



写真1. CRDハウジングと思われる構造物



ペDESTAL縦断面(推定)

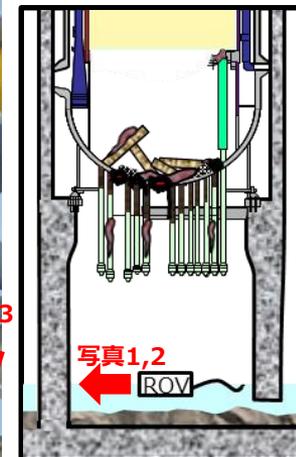


写真2.ペDESTAL内開口付近堆積物

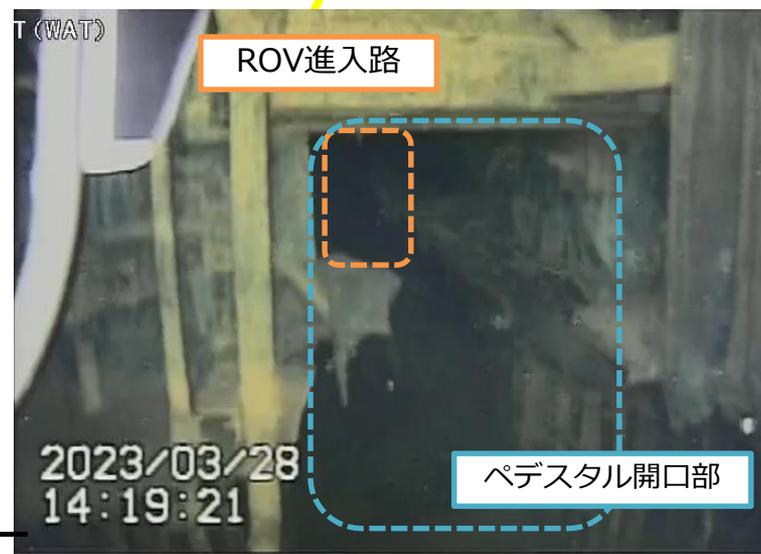


写真3.ペDESTAL開口部

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

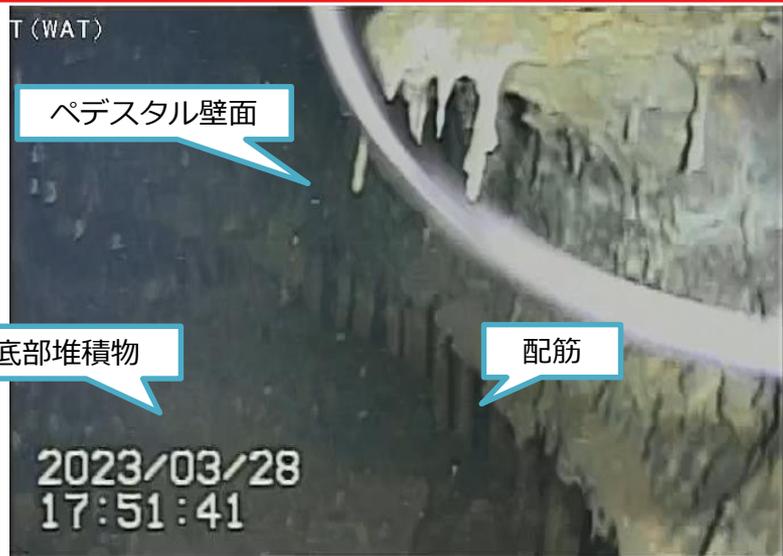
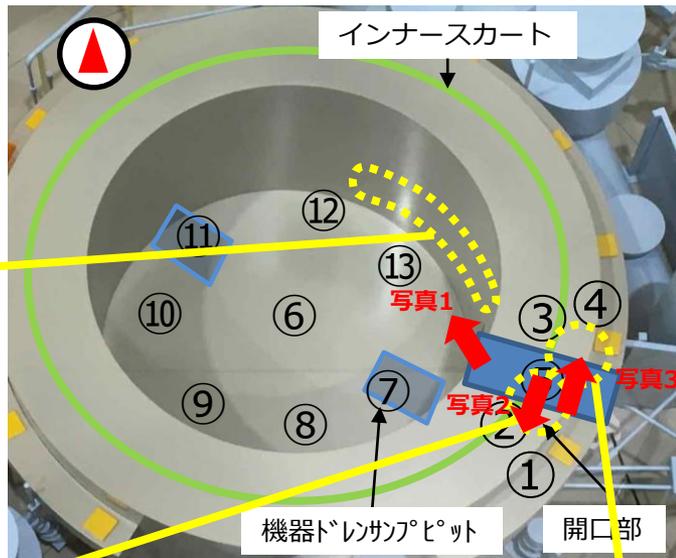


写真1.ペDESTAL内壁面配筋



ペDESTAL縦断面(推定)

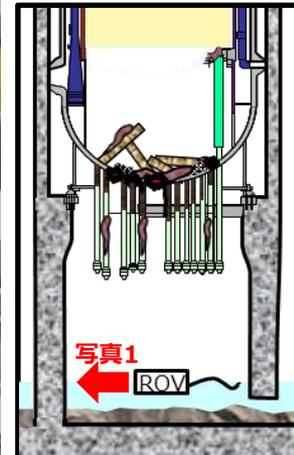


写真2.ペDESTAL開口左側配筋



写真3.ペDESTAL開口右側配筋

参考.ROV-A2(後半)調査実績④：ペDESTAL内の状況(3/29)

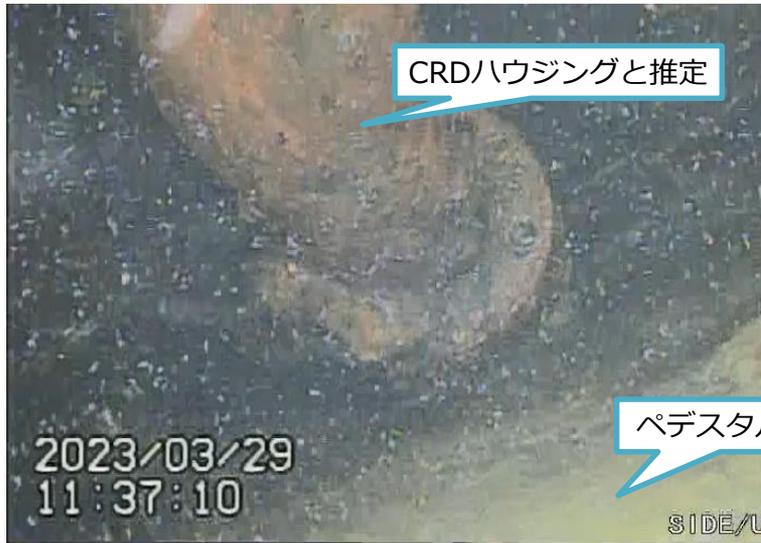
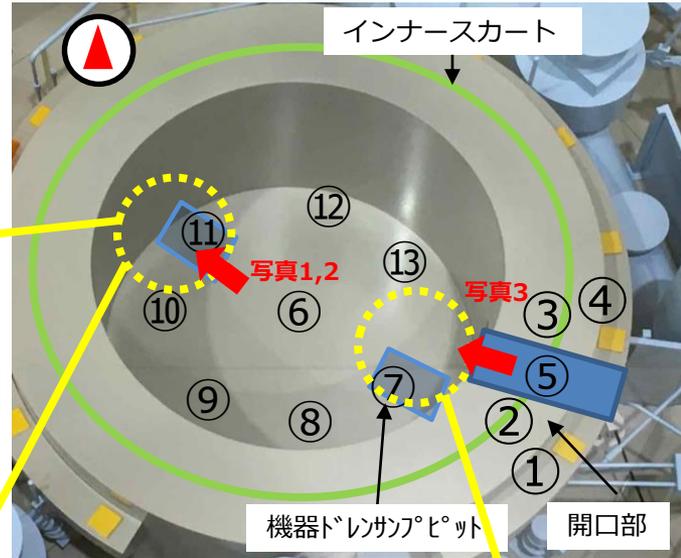


写真1. CRDハウジングと思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)



ペDESTAL縦断面(推定)

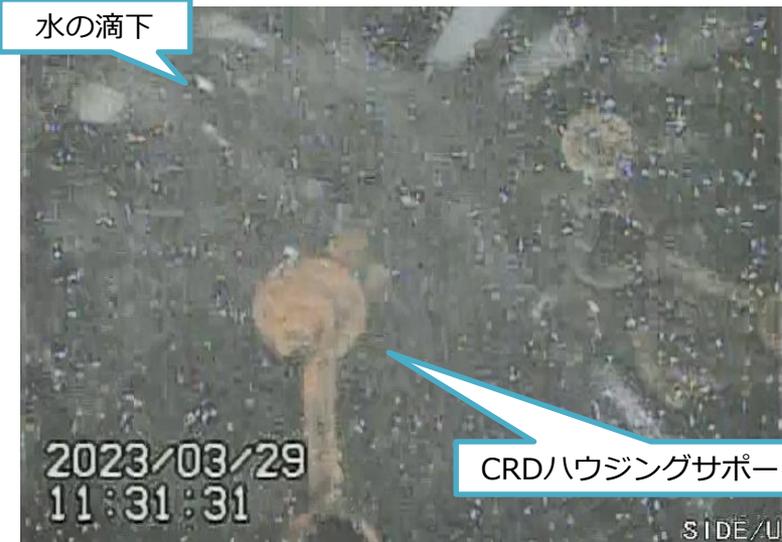
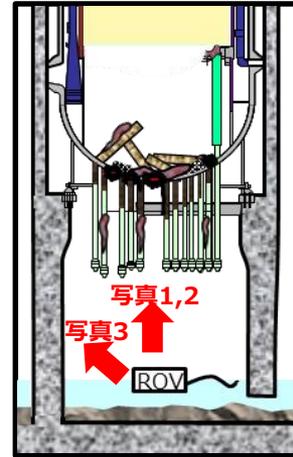


写真2. CRDハウジングサポートと思われる構造物 (上部監視カメラで気中を撮影)



写真3. 核計装関連機器と思われる構造物 (気中監視カメラで気中を撮影)

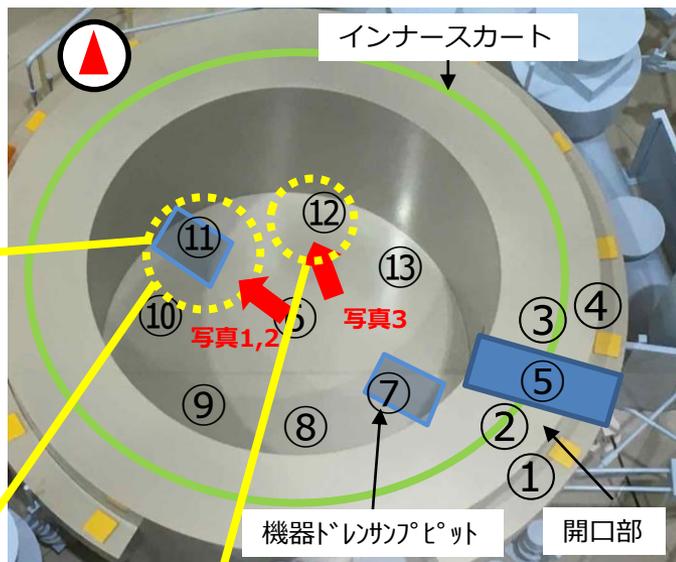
参考.ROV-A2(後半)調査実績⑤ : ペDESTAL内の状況(3/29)



写真1.ペDESTAL内壁面部(上部)



写真2.ペDESTAL内壁面部(下部)



ペDESTAL縦断面(推定)

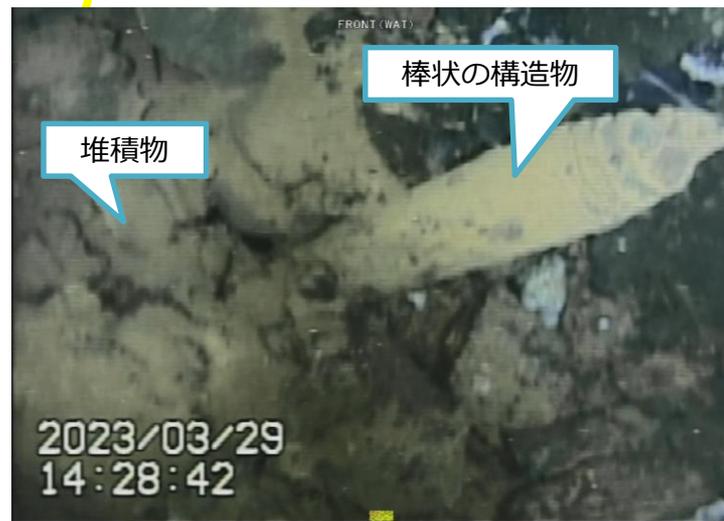
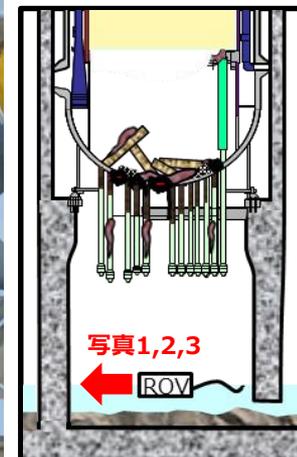


写真3.棒状の構造物(ペDESTAL底部)

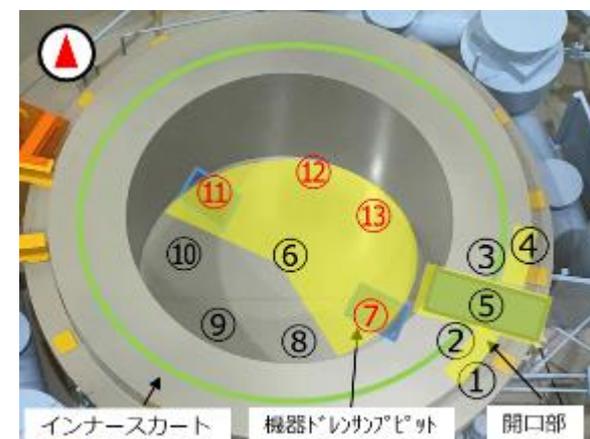
参考.ROV-A2(後半)調査実績⑥ : ペDESTAL内の状況(3/29)



写真1. ポイント⑪上部



写真3. ポイント⑫



調査済エリア :



写真2. ポイント⑪下部

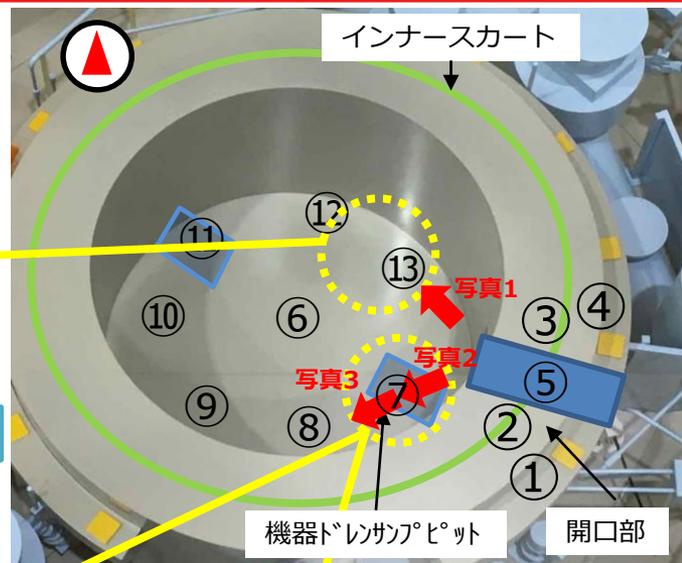
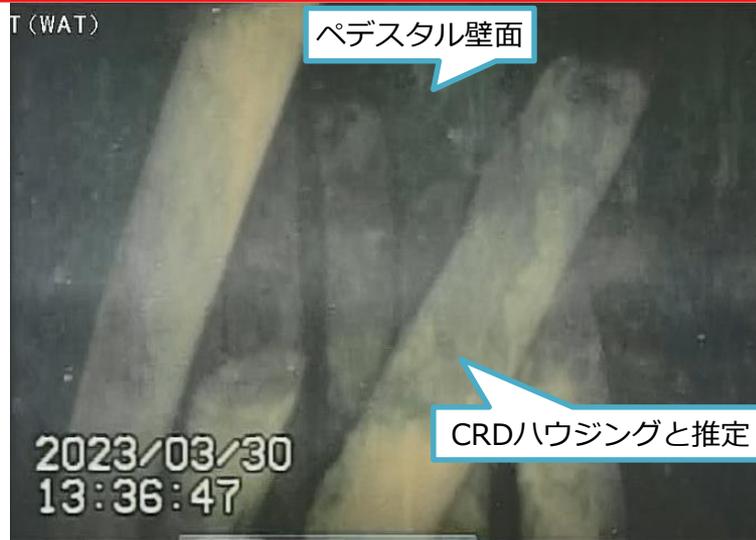


写真4. ポイント⑬

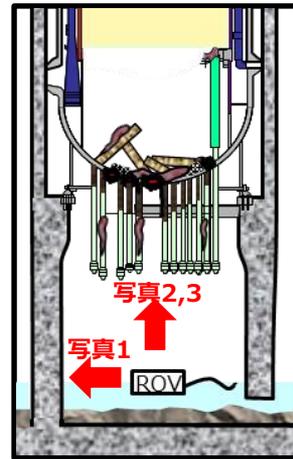


写真5. ポイント⑦

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



ペDESTAL縦断面(推定)



106

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

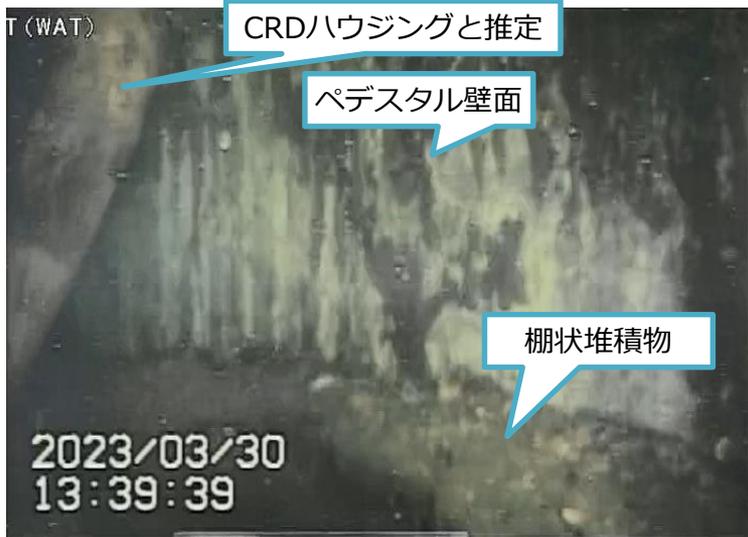
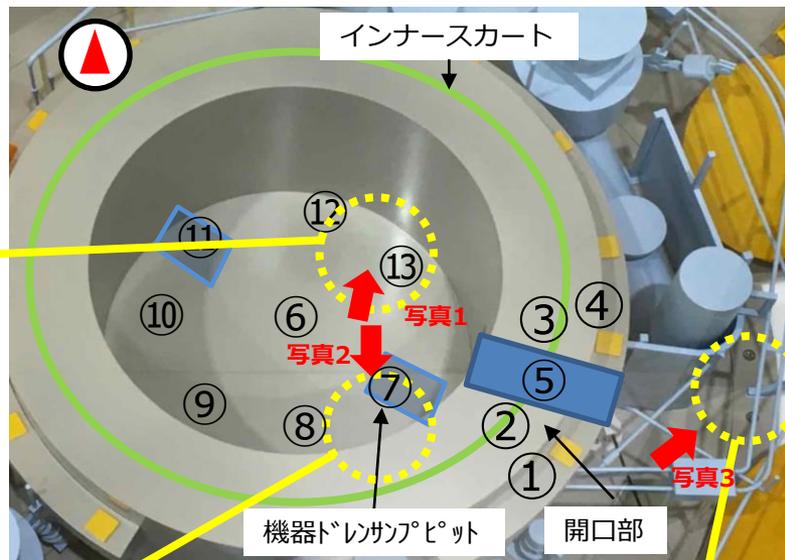


写真1. ペDESTAL内の棚状堆積物と壁面部



ペDESTAL縦断面(推定)

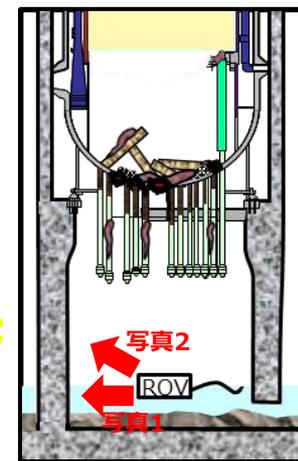


写真2. ペDESTAL内壁側のCRD交換用開口部の状態
(気中監視カメラで気中を撮影)



写真3. ペDESTAL外棚状堆積物断面

ペDESTラル内棚状堆積物

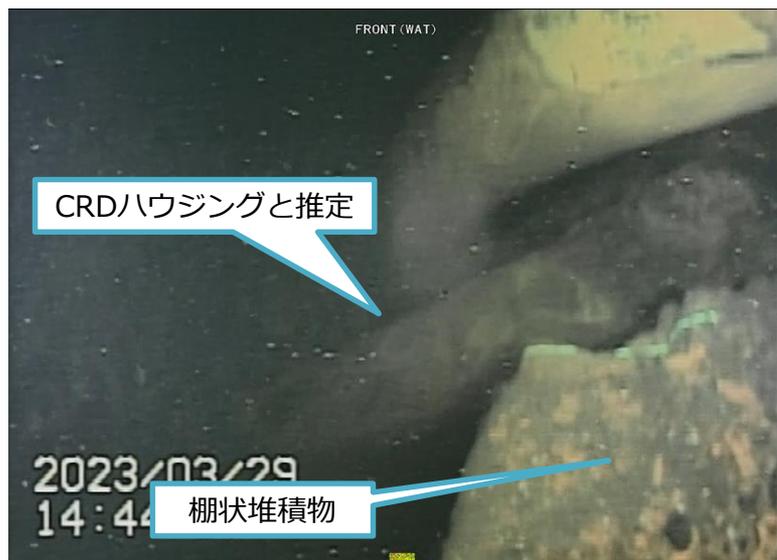
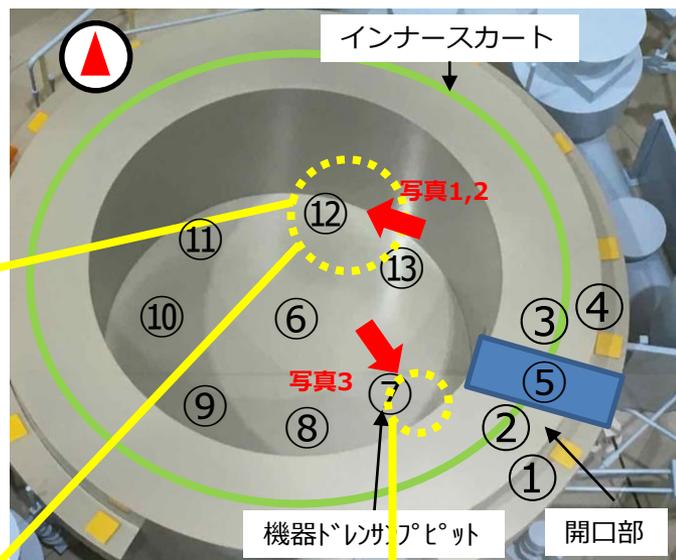


写真1 棚状堆積物の縁の状態 (その1)



ペDESTラル縦断面(推定)

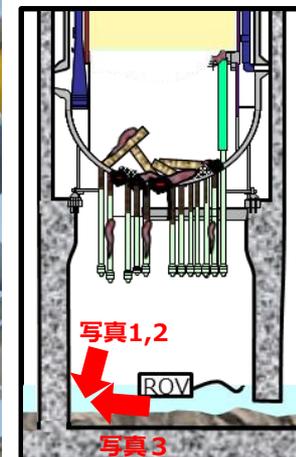


写真2 棚状堆積物の縁の状態 (その2)

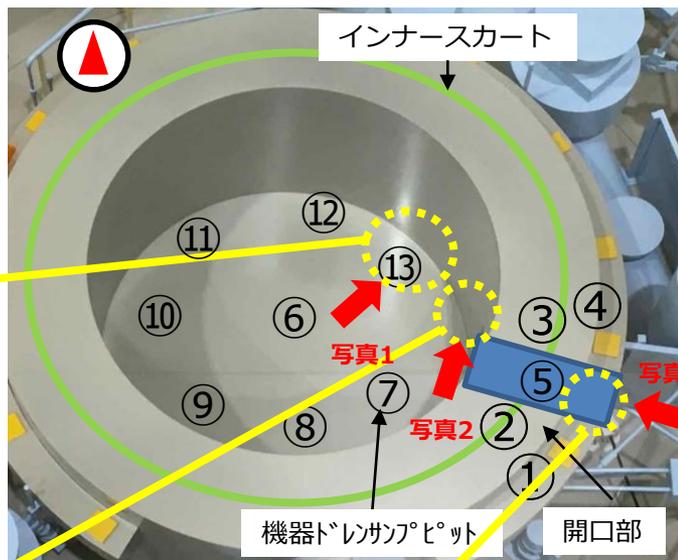


写真3 比較的に大きい棚状堆積物

棚状堆積物のない場所の状況



写真1 棚状堆積物のない壁面の状況



ペDESTラル縦断面(推定)

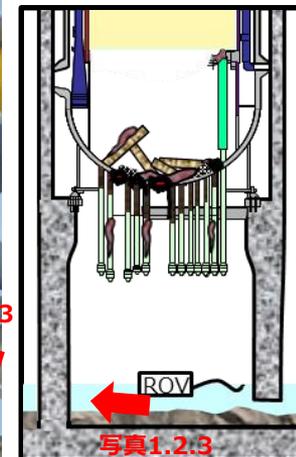


写真2 (パノラマ) 開口部右側の棚状堆積物

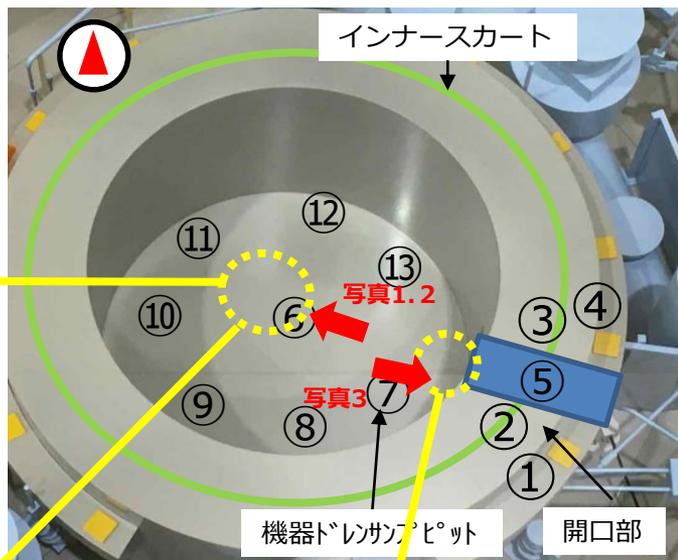


写真3 開口部内部の左側の壁の状態

CRDハウジングの状態



写真1 ペDESTAL内中心部で確認されたCRDハウジング (水中)



ペDESTAL縦断面(推定)

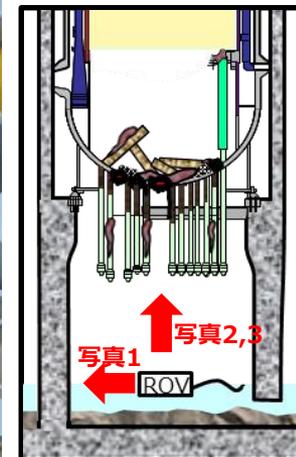
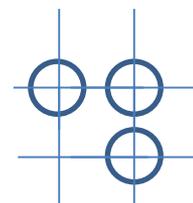


写真2 CRDハウジング断面

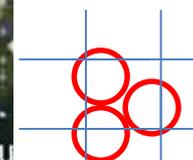


写真3 ペDESTAL壁周辺のCRDハウジングの状態 (気中)

元のCRD配列



観測された配列



【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペデスタル内上部の状況）

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



写真1. 1号機で確認されたCRD

写真2. 2号機で確認されたCRD

写真3. 3号機で確認されたCRD

【参考】各号機の事故進展に関する比較（ペデスタル内下部の状況）

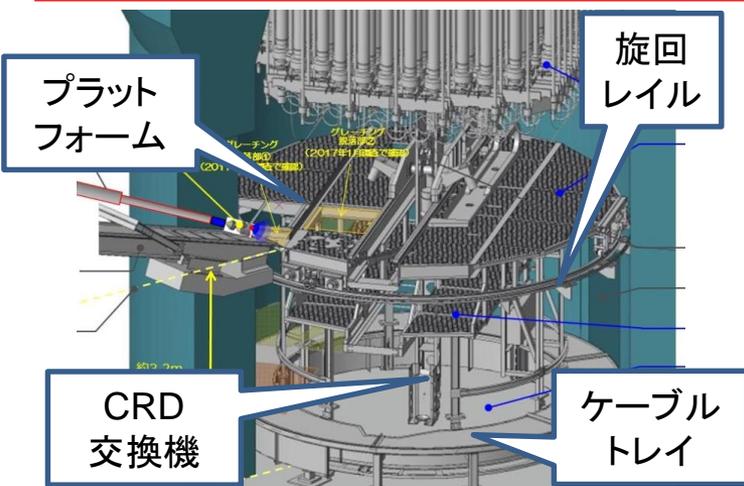


図1. Mark-I格納容器のペデスタル内の機器配置(例)



写真1. 1号機のペデスタル内の状況

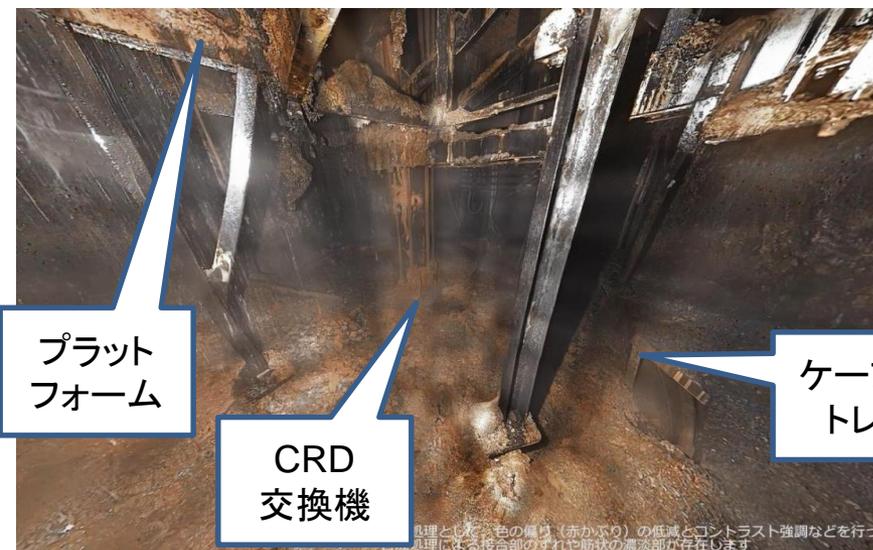


写真2. 2号機のペデスタル内の状況

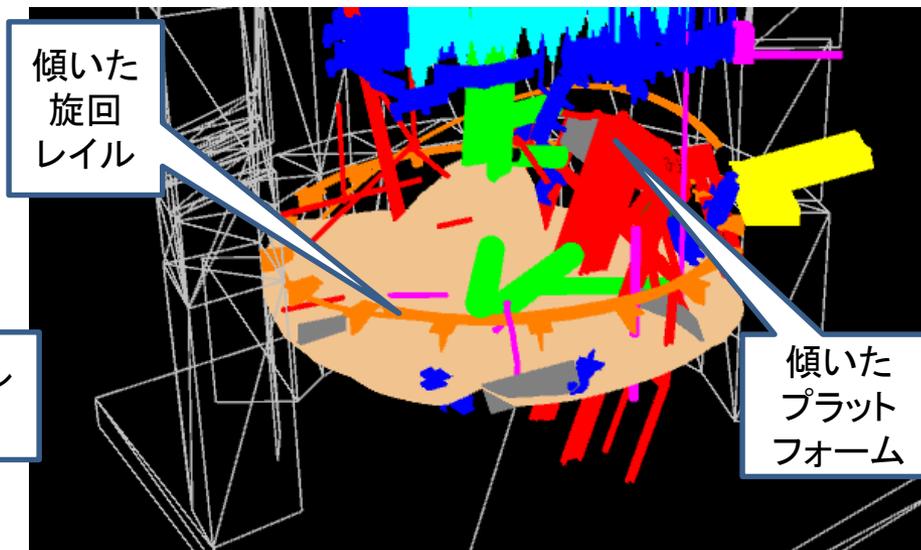


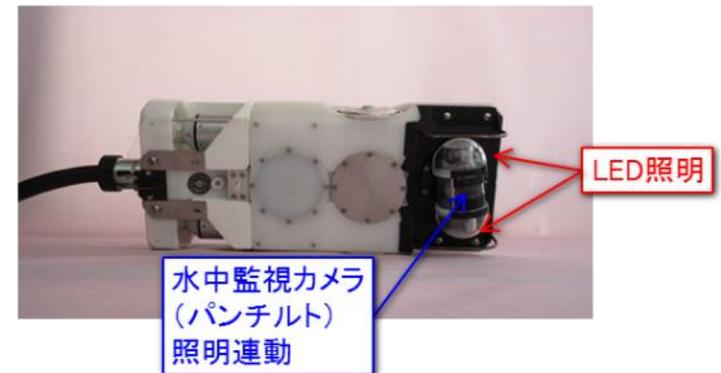
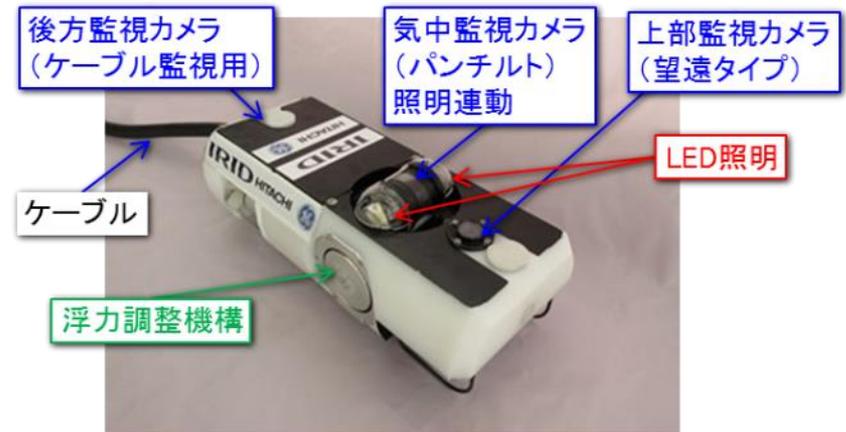
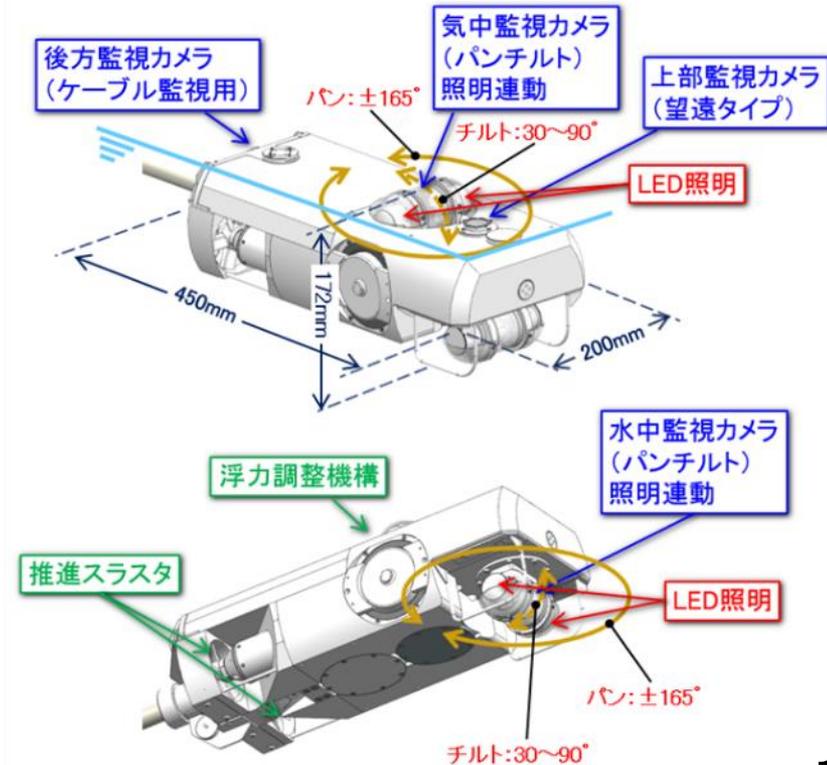
図2. 3号機のペデスタル内の状況

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

【参考】調査装置詳細：ROV-A2（詳細目視調査用）

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

推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



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、 α 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、 α 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 α 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)を分析することにより、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出挙動を概略評価できる可能性がある。

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

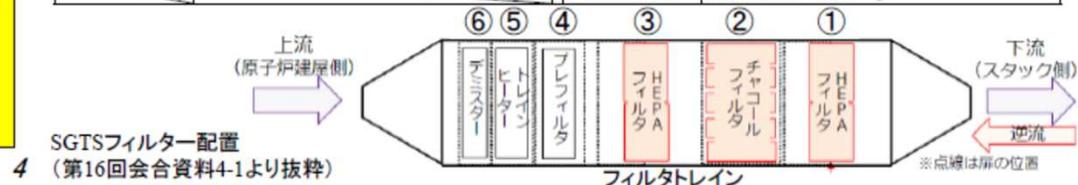
・1/2号機SGTS配管内部から採取されたスミヤ試料: 1試料

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 μ Sv/h (2020/4/9測定)	45 μ Sv/h (2020/4/9測定)	32 μ Sv/h (2020/4/9測定)	34 μ 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、Cs₂MoO₄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 α 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)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、 α 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。

事故分析関連で取得したサンプルについて

2023年5月22日

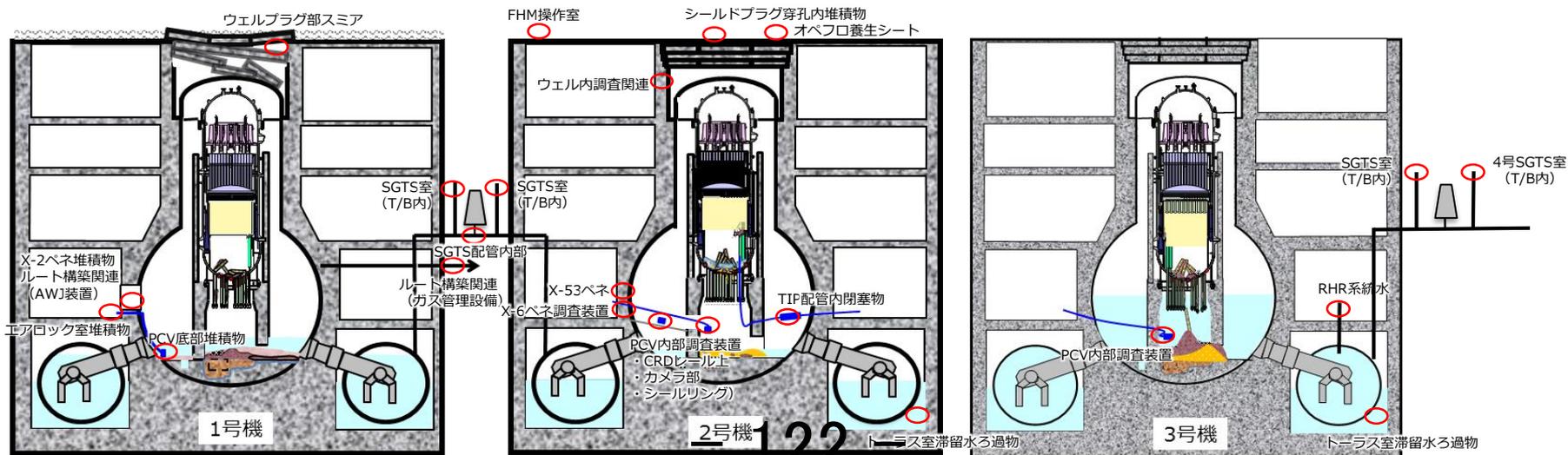


東京電力ホールディングス株式会社

- 事故分析関連の分析用サンプルは、PCV内部調査及び同関連作業等の燃料デブリ取り出し準備作業の進捗とともに取得されるものを活用するとともに、設備解体作業等の各種廃炉作業の中で積極的に取得している。
- 事故進展推定の観点からは、燃料成分に由来する微粒子に着目した分析結果から生成条件（材料、到達温度、雰囲気等）や挙動（移行ルート、タイミング等）を推定するアプローチをとっており、PCV内部調査に関連するサンプルや、PCVからのリーク経路（ウェルプラグ、PCV貫通部）、ベント経路（SGTS配管）から取得されたサンプル等の構外分析を進めている。
（2ページにサンプル一覧を示す）
- これまではα汚染物を中心に分析を進めてきたが、今後は燃料デブリ取り出しが開始され、燃料デブリ性状に関する直接的な情報を取得できることが期待される。

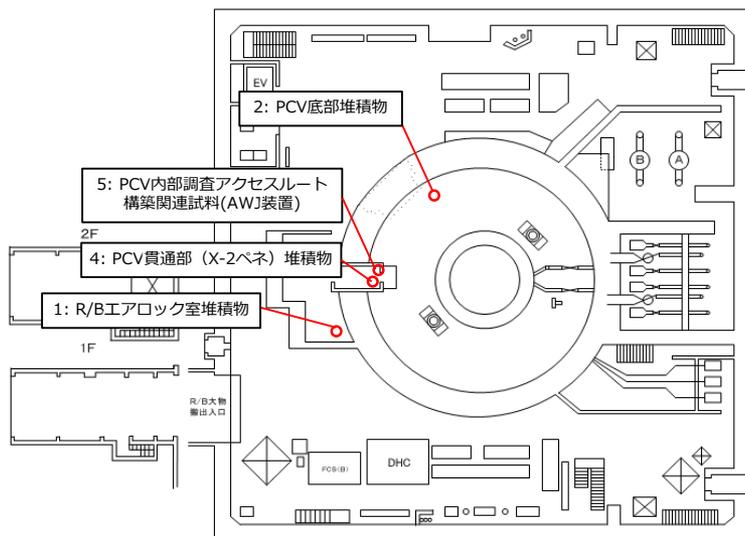
事故分析関連で取得したサンプルの一覧

No.	号機	取得試料	採取時期	No.	号機	取得試料	採取時期
1	1	R/Bエアロック室堆積物	2015年度	13	2	R/Bトーラス室滞留水ろ過物	2018年度
2	1	PCV底部堆積物	2017年度	14	2	PCV貫通部 (X-6ペネ) 調査装置付着物	2020年度
3	1	ウェルプラグ部スミア	2019年度	15	2	SGTS室調査試料	2020年度
4	1	PCV貫通部 (X-2ペネ) 堆積物	2019年度	16	2	ウェル内調査関連試料	2021年度
5	1	PCV内部調査アクセスルート構築関連試料	2019年度	17	2	PCV貫通部 (X-53ペネ) 試料	2021年度
6	1	SGTS室調査試料	2020年度	18	2	シールドプラグ穿孔内堆積物	2021年度
7	1・2	1・2号機SGTS配管内部スミア	2020年度	19	2	FHM操作室スミア	2022年度
8	2	R/Bオペフロ養生シート	2013年度	20	3	PCV内部調査装置付着物	2017年度
9	2	TIP配管内閉塞物	2013年度	21	3	R/Bトーラス室滞留水ろ過物	2018年度
10	2	PCV内部調査装置付着物 (CRDレーン上)	2016年度	22	3	RHR系統水	2021年度
11	2	PCV内部調査装置付着物 (カメラ部)	2017年度	23	3	SGTS室調査試料	2020年度
12	2	PCV内部調査装置付着物 (シールリング)	2018年度	24	4	SGTS室調査試料	2020年度

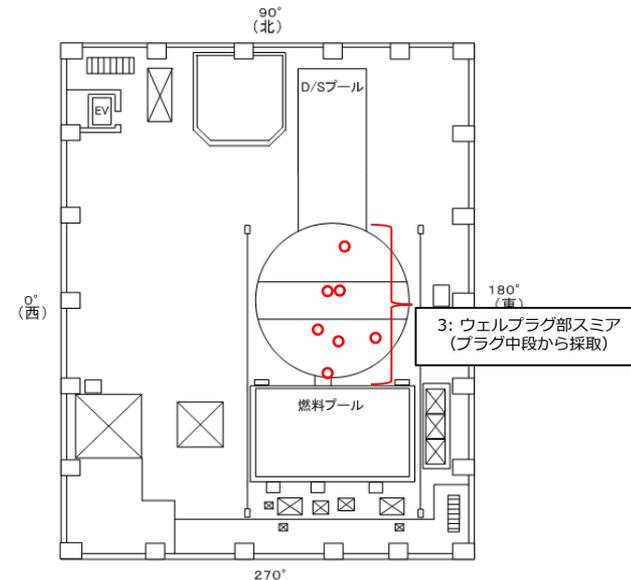


サンプル取得位置の概要

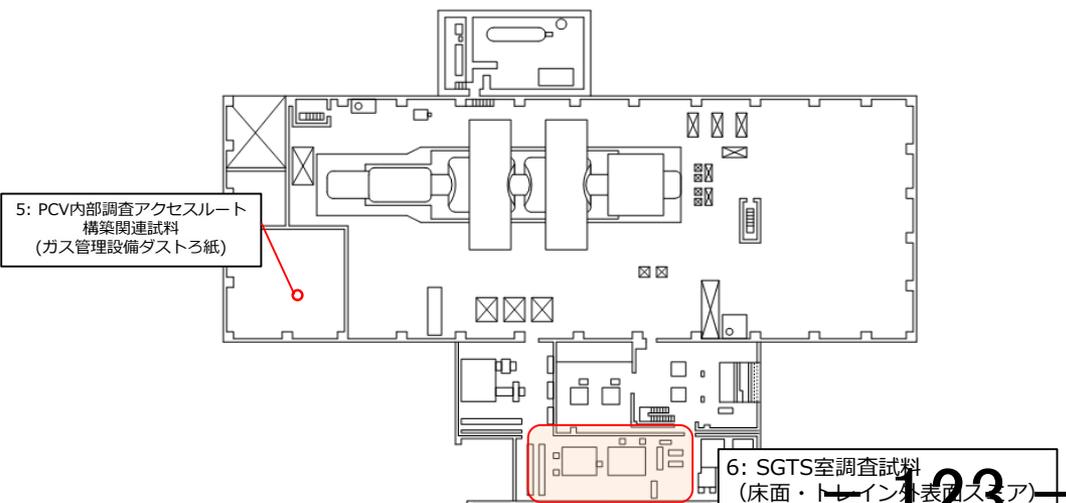
事故分析関連で取得したサンプル：1号機平面図



原子炉建屋1階



原子炉建屋5階

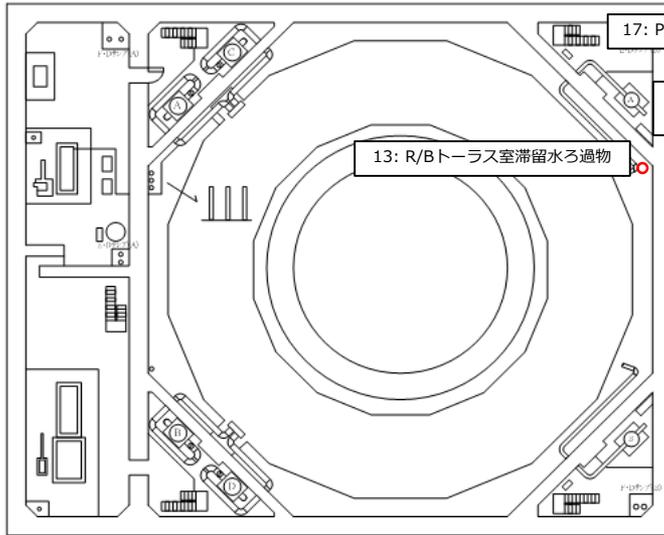


タービン建屋2階

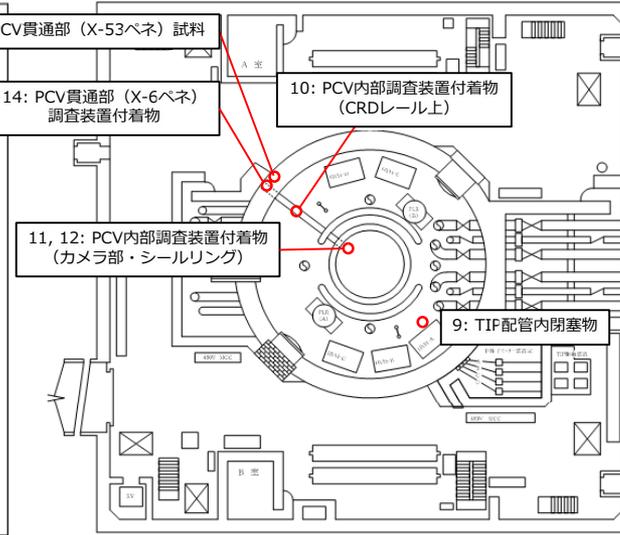
その他(屋外)

7: 1・2号機SGTS配管内部スミア

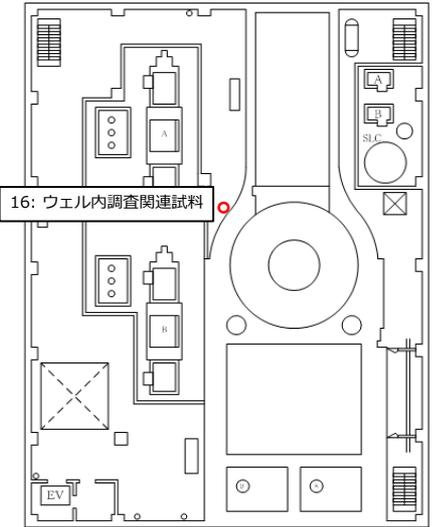
事故分析関連で取得したサンプル：2号機平面図



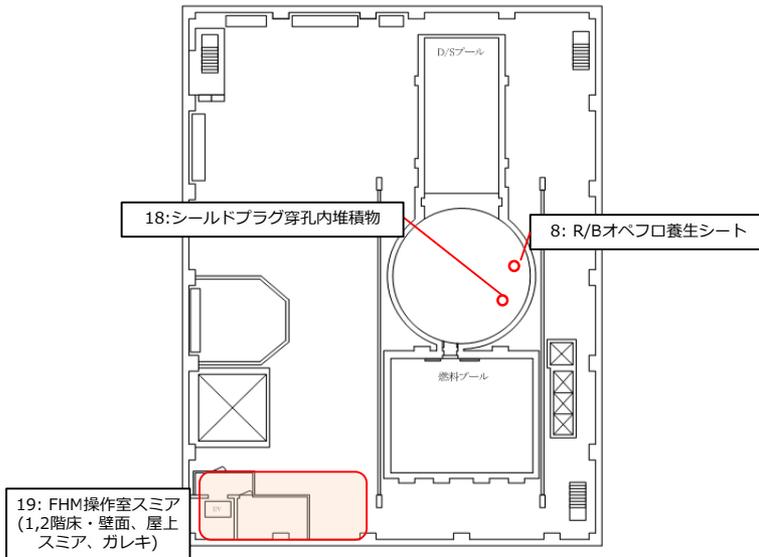
原子炉建屋地下階



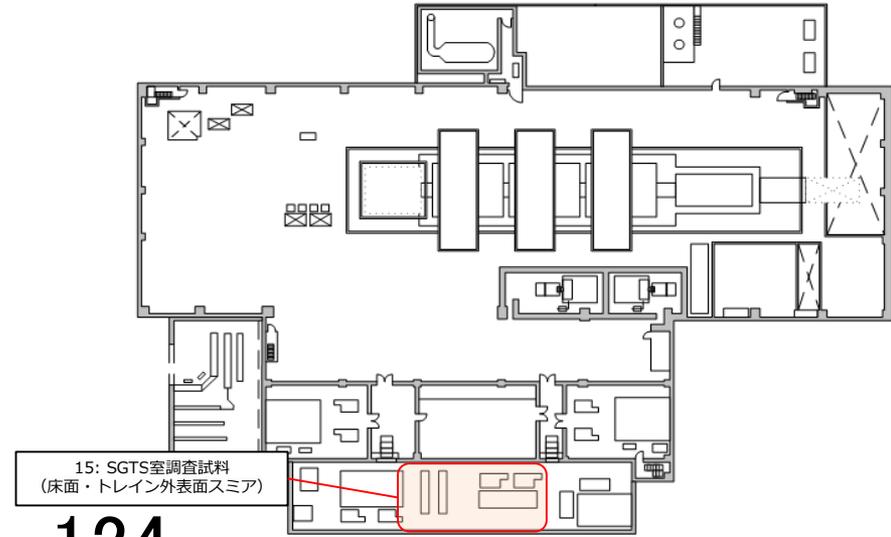
原子炉建屋1階



原子炉建屋4階

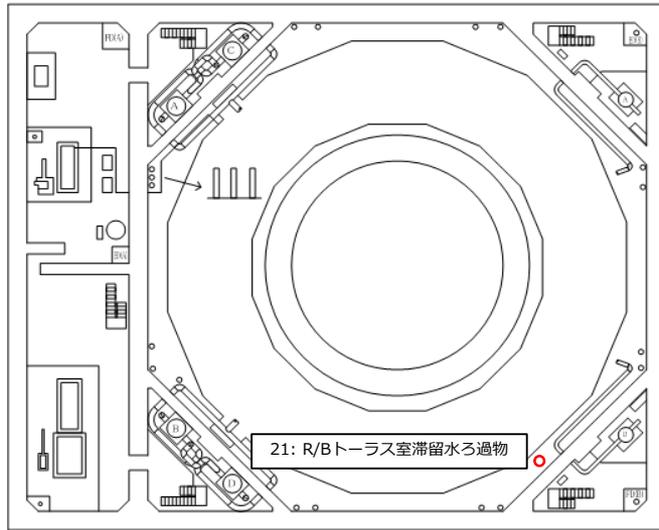


原子炉建屋5階

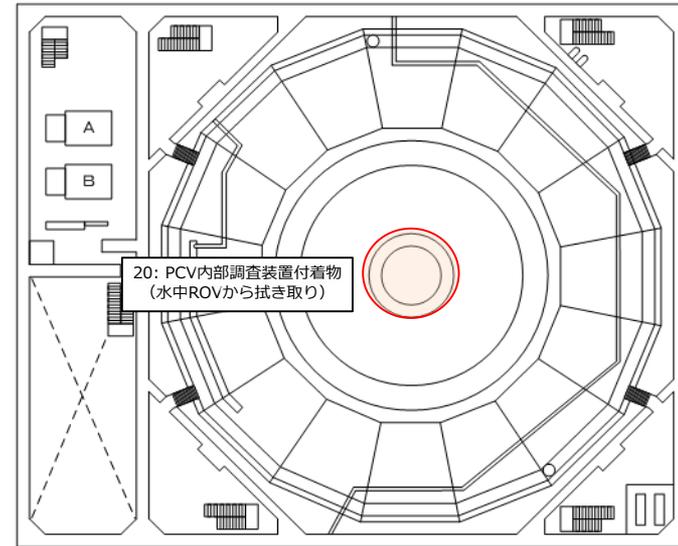


タービン建屋2階

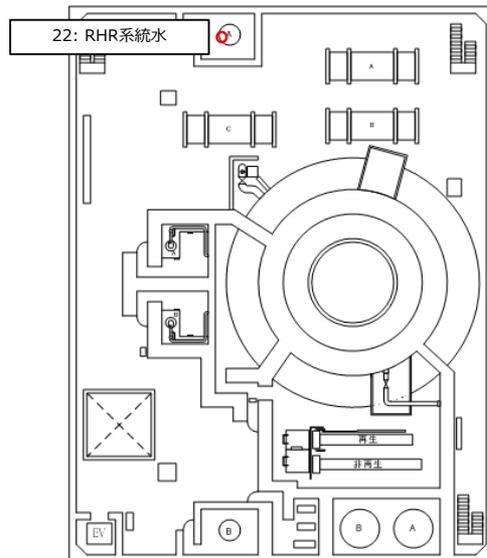
事故分析関連で取得したサンプル：3号機平面図



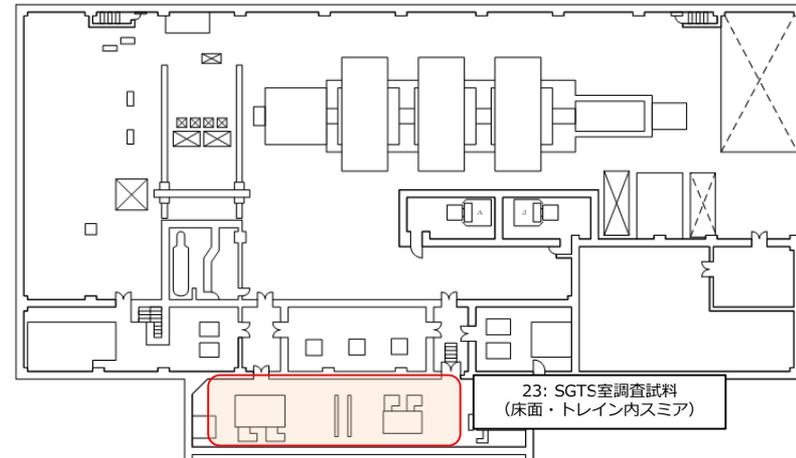
原子炉建屋地下階



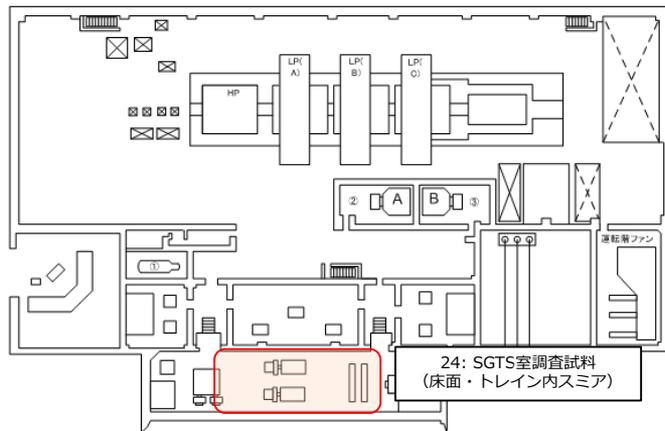
原子炉建屋中地下階



原子炉建屋2階



タービン建屋2階



タービン建屋2階