

（案）

東京電力福島第一原子力発電所
事故の調査・分析に係る中間取りまとめ
（2023）
＜溶け込み版＞

●年●月●日

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会

目次

序章

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

第一章 シビアアクシデント時の Cs-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 ●●
- 1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション ●●

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

- 1-2-1 経緯 ●●
- 1-2-2 シールドプラグ内における
多量の Cs-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 ●●
- 1-2-3 Cs-137 の移動経路とその形成メカニズム ●●
 - 1-2-3-1 シールドプラグの形状に関する測定結果 ●●
 - 1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性 ●●
 - 1-2-3-3 シールドプラグ上での
局所的周辺線量当量率調査との整合性 ●●
- 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 高さでの測定結果及び
30.5cm での測定結果を用いた推定結果の改訂 ●●
 - 1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理 ●●
 - 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) ●●
 - 1-2-4-4 2号機シールドプラグに関する各種知見の
総合的な関連性評価 ●●
 - 1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性 ●●
 - 1-2-4-6 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグ上層及び
中間層の間及び継ぎ目に生じ得るメカニズムの考察 . . . ●●

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	
2-1-1	東京電力の報告と特徴点	●●
2-1-2	事故分析検討会で提案されたシナリオ案	●●
2-1-3	2022年12月中旬以降に更新された情報	●●
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	●●
2-2-2	3号機関連	●●
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	●●
2-3-2	東京電力の情報公開の進展	●●
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	●●
3-2	今後の計画	●●
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	●●
3-2-2	水素ガスの燃焼試験	●●
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	●●
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	●●
第三節	非常用ガス処理系の汚染状況測定等	
3-3-1	遠隔操作ローダーによる調査	●●
3-3-1-1	1号機SGTSフィルタトレイン	●●
3-3-1-2	2号機SGTSフィルタトレイン	●●

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

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

別添 1	ベント配管の汚染パターンの追加調査データ等	●●
別添 2	1/2号機 SGTS 配管内流動解析	●●
別添 3-1	原子炉ウェル内の線量率と 原子炉キャビテイ差圧調整ラインの状態	●●
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	●●
別添 3-2-1	シールドプラグ上部での測定	●●
別添 3-2-2	シールドプラグに穿孔した穴内部での測定	●●
別添 3-2-3	シールドプラグに新たに穿孔した穴での測定	●●
別添 3-2-4	新たに穿孔した穴での計算結果と測定結果の 比較検討	●●
別添 3-2-5-1	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	●●
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	●●
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	●●
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	●●
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	●●
別添 3-2-5-5-1	床上汚染位置による 線量率寄与の違いについて	●●
別添 3-2-5-6	高汚染部からの距離による 床上および穴内線量率分布の検討	●●
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定	●●
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	●●
別添 3-2-5-9	2号機オペレーションフロア内壁の 汚染状況の把握	●●
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 上層及び中間層の間の汚染密度	●●
別添 3-3	2号機シールドプラグの形状	●●
別添 3-4	シールドプラグの継ぎ目の断面積の評価	●●

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	●●
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	●●
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	●●
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	●●
別添 6	4号機原子炉建屋における火災	●●
別添 7	可燃性有機ガスの発生源の検討	●●
別添 8	BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析	●●
別添 9	3号機原子炉建屋における火災との関係	●●
別添 10	1号機 SGTS 室の調査結果等（遠隔調査用ローダ等）	●●
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	●●
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	●●
別添 13	1号機原子炉建屋3階及び4階の調査結果	●●
別添 14	3号機原子炉建屋1階及び2階の予備調査結果	●●
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	●●
別添 16	2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析	●●

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）」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）以降も、引き続き、事故の調査・分析を継続的に実施し（参考3）、2022年12月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を、事故分析検討会として取りまとめたものが本中間取りまとめである。

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、東京電力等から提供される情報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが可能となってきた。

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

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

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

2. 2 検討の体制及び実施方法

(1) 検討の場

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

本中間取りまとめは、調査チームの構成員が（一部の項目については外部の有識者、原子力規制庁の職員及びJAEAの職員の支援を受けて）主に草稿し、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採取（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または個人の名称が明記されている場合は、当該資料の文責は当該組織又は個人に属し、事故分析検討会として記述の細部にわたって確認を行ったものではない。

第一章 シビアアクシデント時の Cs-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)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号機の非常用ガス処理系配管の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)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⁵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、測定結果を十分には再現できなかった。

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2節で2,3号機シールドプラグ上層及び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が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 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)

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、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⁶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）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。

⁶ 測定結果（2017年2月～2020年7月）は、中間取りまとめ（2021）別添3参照。
測定結果（2021年5月）は、第22回事故分析検討会 資料5-2参照。

各経路上の残留Cs量合計に流量が比例すると仮定

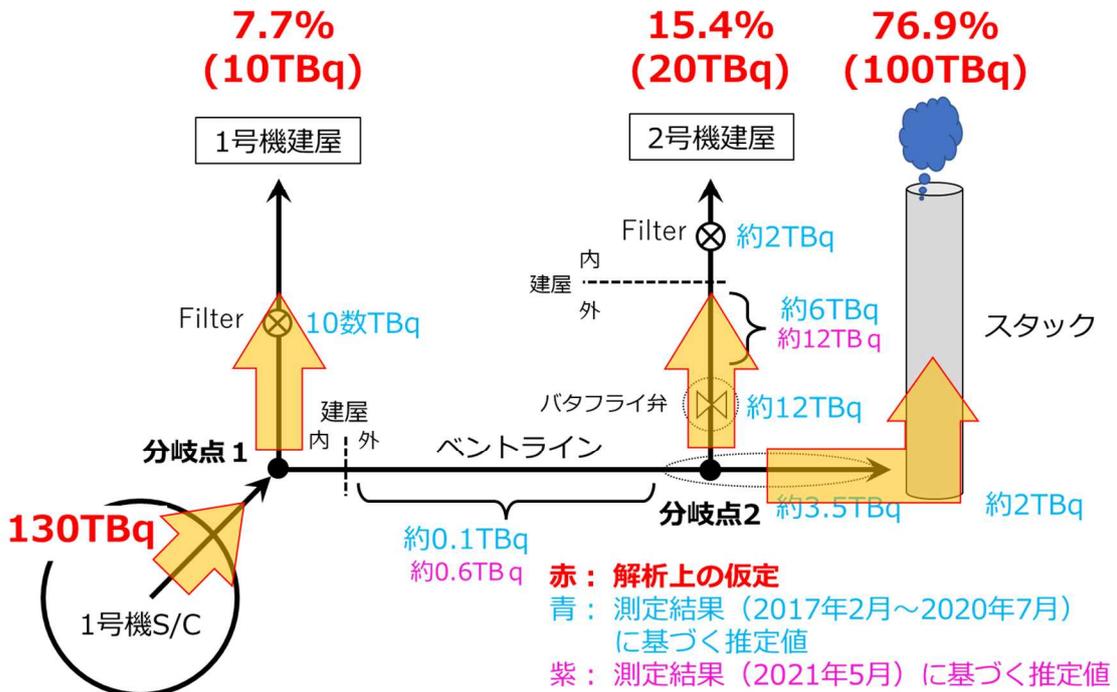


図1 ベントガスの流量配分の仮定

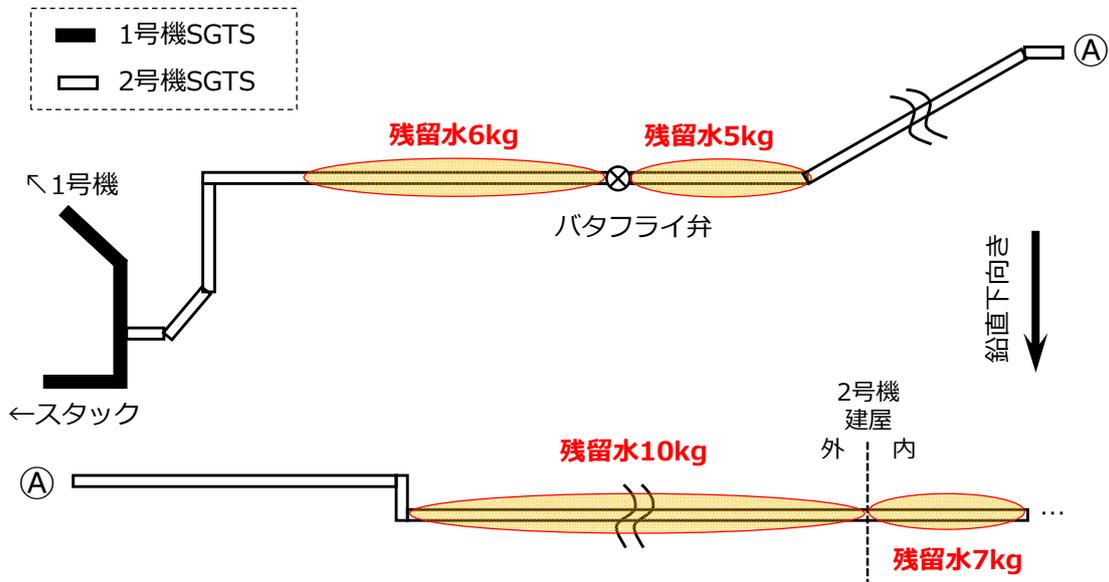


図2 凝縮した水の残留位置と残留量(解析結果)

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

1-2-1 経緯

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

一方、2号機のア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及び中間層の間全体で $7E+16Bq$ （ $70PBq$ ）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）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 $75mSv/h$ 程度であり、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）。

従って、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因となっている放射線源が、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。

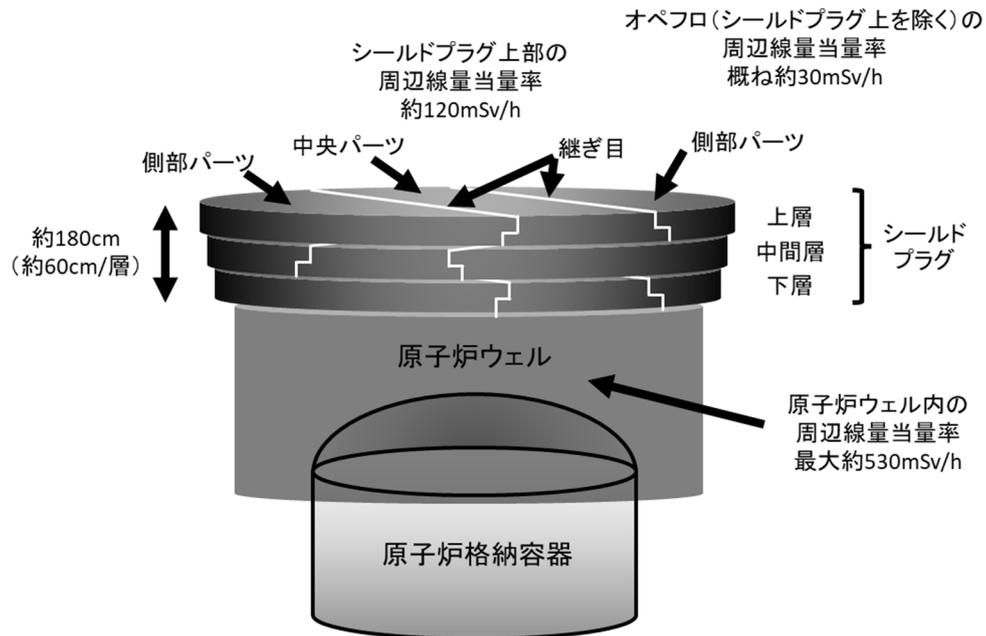


図3 原子炉ウェル付近の構造図

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有意な上層上面の落ち込みは見られなかった。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程度の隙間が形成されることになる。さらにこの自重変形は、シールドプラグの中間層及び下層でも同じように生じると考えられる。このため、シビアアクシデント時の特殊な条件が発生しなくとも、シールドプラグ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。

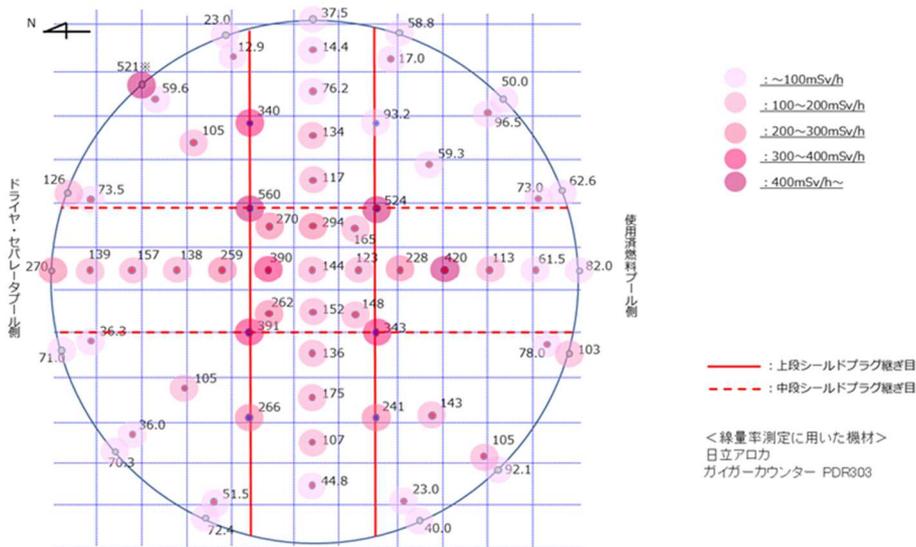


図5 2号機シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率⁷

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及び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）での仮定は維持した。その結果、150cm高さ測定の結果からは、 $2.3\text{E}+10\text{ Bq/cm}^2$ から $1.1\text{E}+11\text{ Bq/cm}^2$ という汚染密度が得られ、平均は $7.5\text{E}+10\text{ Bq/cm}^2$ となった。シールドプラグ上層及び中間層の間全体では $8.4\text{E}+16\text{ Bq}(84\text{PBq})$ に相当する。また、30.5cm高さ測定の結果からは、 $8.4\text{E}+08\text{ Bq/cm}^2$ から $8.5\text{E}+10\text{ Bq/cm}^2$ という汚染密度が得られ、こ

⁷ 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）

これはシールドプラグ上層及び中間層の間全体で $9.6\text{E}+16\text{Bq}(96\text{PBq})$ 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）。⁸

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

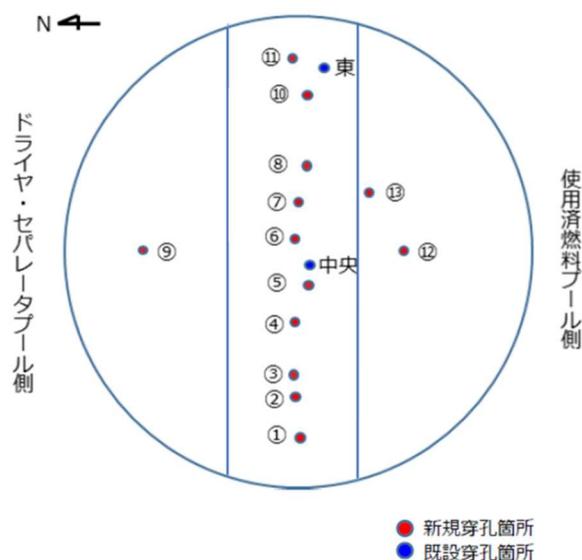
床面からの距離 (cm)	周辺線量当量率	
	$\mu\text{Sv}/\text{h}$ per Bq/cm^2	mSv/h for 1 MBq/cm^2
0	$0.19812 \pm 6.42\text{E}-03$	198 ± 6.42
1.5	$3.94\text{E}-02 \pm 3.75\text{E}-05$	39.4 ± 0.0375
3	$3.51\text{E}-02 \pm 2.61\text{E}-05$	35.1 ± 0.0261
30.5	$2.05\text{E}-02 \pm 7.19\text{E}-06$	20.5 ± 0.00719
100	$1.26\text{E}-02 \pm 3.47\text{E}-06$	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及び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及び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 年に国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）が穿孔した 2 箇所）の穴（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）の穴（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及び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及び中間層の間の汚染密度は表 2 のとおり。

⁸ 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⁹

表2 シールドプラグ上層及び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及び中間層の間のCs-137汚染密度
(単位 Bq/cm²)

⁹ 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及び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及び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及び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。従って、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及び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	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及び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及び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こと、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及び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及び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及び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及び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及び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、約 $1\text{E}+6\text{Bq}/\text{cm}^2$ 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及び中間層の間の汚染密度よりもかなり低いが、シールドプラグ上層上面に近い為、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 高さ測定に対して約 18mSv/h 程度の影響を持ちうる事が判明した。この種の計算は、影響のオーダーを示す以上の正確性はないことに注意を要する。ただ、これによって、単純に全ての汚染がシールドプラグ上層及び中間層の間に一様に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及び中間層の間の汚染密度の推定値は、シールドプラグ上層及び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)。

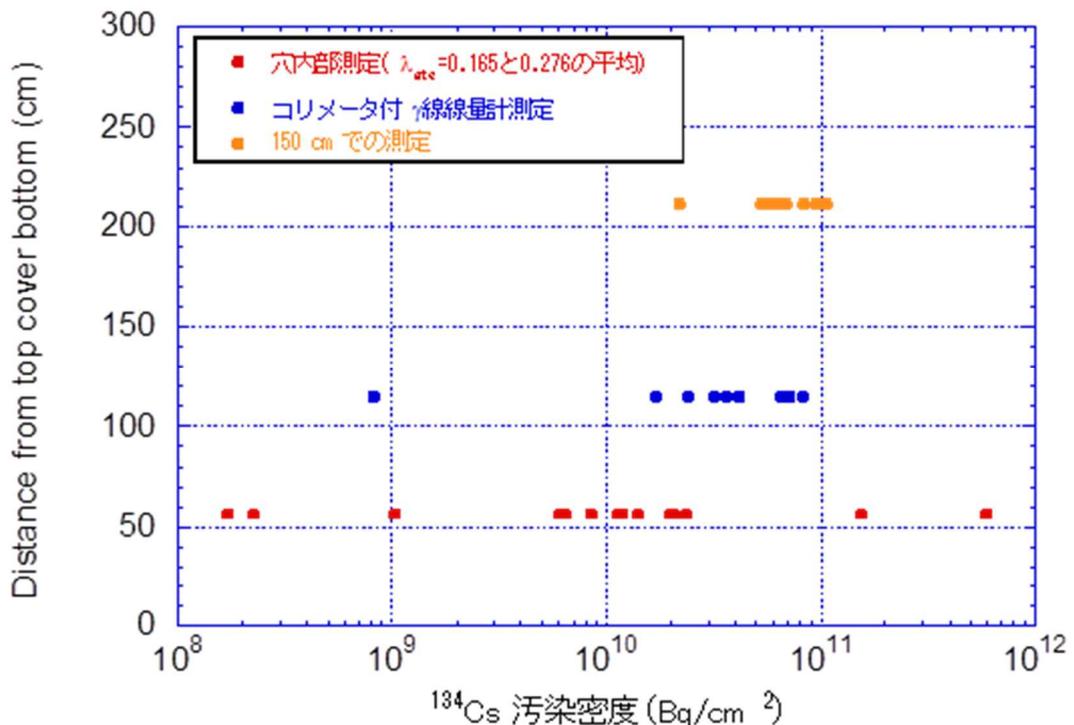


図7 3種類の測定により推定したシールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度の比較

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及び中間層の間並びに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及び中間層の間並びに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及び中間層の間並びに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ないことを東京電力に確認済みである。また、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。

しかし、強制開にするのであれば、そもそも空気作動弁である必要はなくなる。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、第一章 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及び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及び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、高さ約1.0m程度のマウンド状のものと東京電力は判定している。
- ②1号機ペDESTAL開口部付近のコンクリートがかなりの範囲にわたって喪失している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。このような現象は、現時点までのところ2号機及び3号機では確認されていない。
- ③ペDESTAL外周部については、テラス状構造が観測されており、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。
- 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）配管はももとの位置には存在せず、その行方も確認できていない¹⁰。
- 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。（具体的にどのようなものかは現段階では判明していない。）

¹⁰ 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。



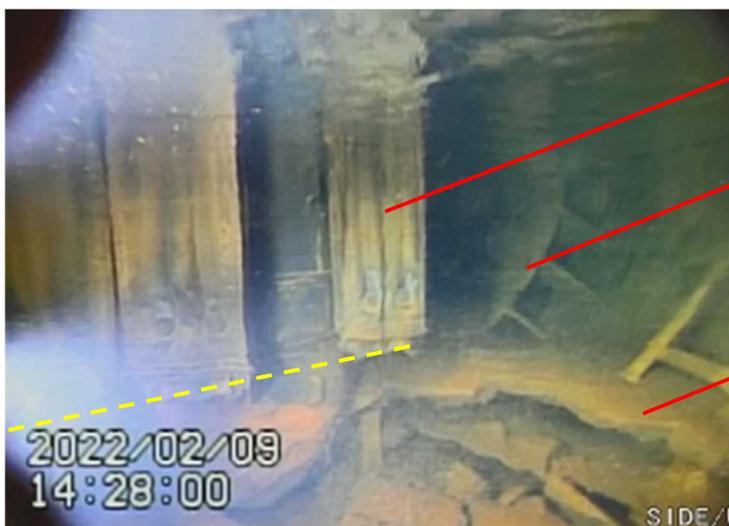
テラス状の構造

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）・
日立 GE ニュークリア・エナジー

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）・
日立 GE ニュークリア・エナジー

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℃程度の熔融デブリが鉄筋コンクリートと接触し、鉄筋を含めて熔融/破損させると言うものであった。しかし、今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており、1000℃を下回る（鉄筋のみならず周囲の比較的細い配管も原形をとどめている。また、鉛遮蔽体（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¹¹。

¹¹ 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開口部に落下し、ペDESTAL開口部を経て拡がる。
- ・炉心溶融物がコンクリートを昇温し、コンクリートが溶融する。
- ・クラストが形成され、内側の溶融物の消失とともにコンクリート損傷と空洞化が発生する。

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

B コンクリートの水への溶解モデル（別添5）

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

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

高温・高圧の水は、岩石、特に岩石中の 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、その結果としてテーブル状堆積物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考えられる。

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考えられる。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、ど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考えられる。

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、压力容器の破損部分からペデスタルに流下したと考えられるからである¹²。

¹² 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、もう少し、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、バブル状の堆積物等は、2号機の調査では確認されていない。

2-2-2 3号機関連

3号機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、バブル状の堆積物等は、3号機の調査では確認されていない。しかし、1号機で確認されている盛り上がった塊状の堆積物に形状が似た堆積物（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¹³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¹⁴。

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）¹⁵については、2022年12月12日から東京電力の本社原子力情報コーナーにて公表されている。

¹³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

¹⁴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）

¹⁵ 記録時間は合計で約180時間

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¹⁶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）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、さらに判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。

第二節 3号機水素爆発関連の試験等

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

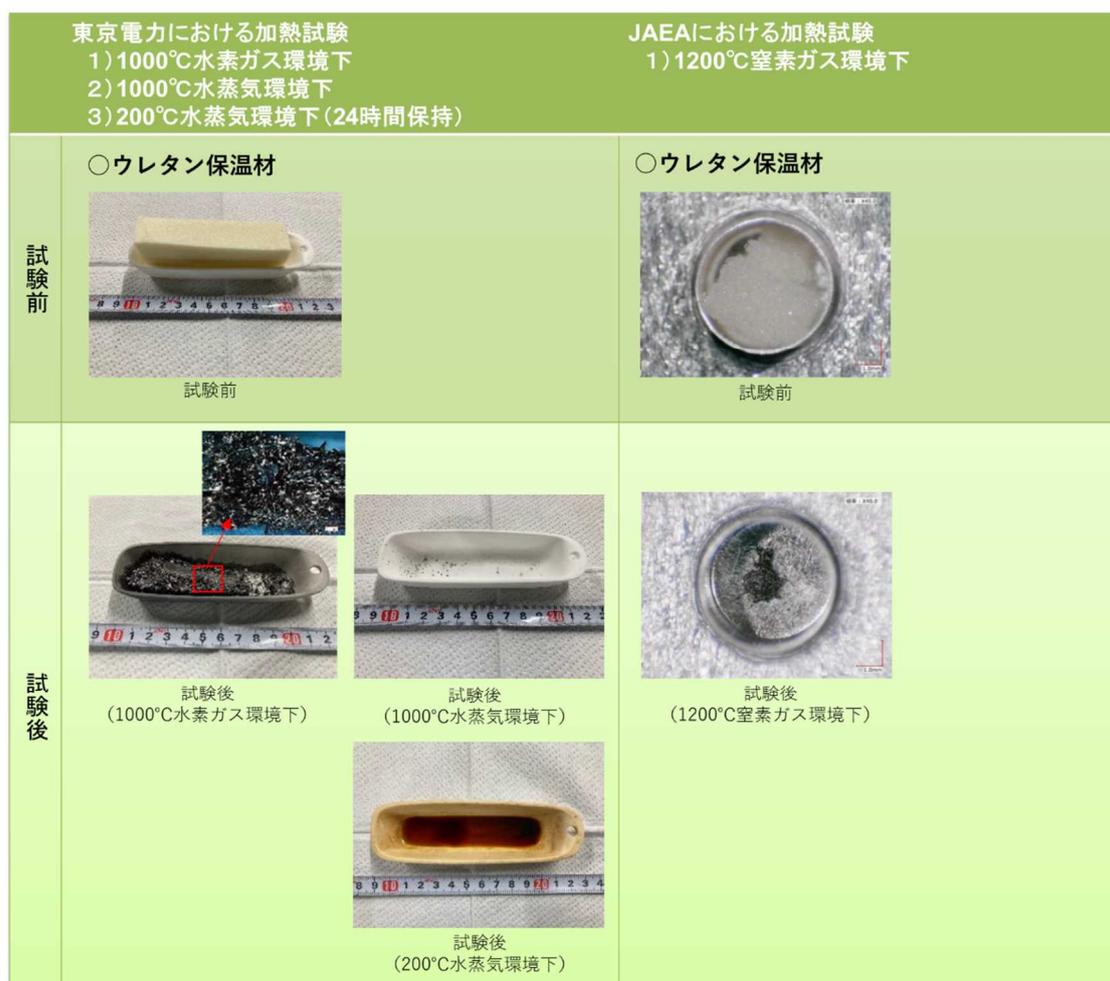
中間取りまとめ（2021）において、3号機の水素爆発時に「水素だけでなく（可燃性）有機化合物が相当量存在していたことを示唆している」とした。

シビアアクシデント時に、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

¹⁶ 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。

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）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）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）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）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 非常用ガス処理系の汚染状況測定等

3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査（別添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¹⁷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 γ カメラ測定

複数の種類の γ カメラ¹⁸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

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

③ 配管サンプル採取

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

④ スミヤ/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

¹⁷ 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)

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

実施する予定である。

上記のうち、①γカメラによる測定結果については、東京電力のコーデットマスク型γカメラ又は原子力規制庁のピンホール型γカメラ(以下「ガンマカメラ」という。)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の位置、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、有人による入城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¹⁹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。

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²⁰並びに東京電力による3号機SGTS室

¹⁹ 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）

²⁰ 第14回事故分析検討会 資料3

調査²¹及び1/2号機排気筒内部調査²²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²³。

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号機ではモリブデンがセシウムに対して、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。

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

²¹ 第16回事故分析検討会 資料4-1

²² 第12回事故分析検討会 資料6-1

²³ 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）

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)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²⁴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²⁵（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各種団体の皆様

²⁴ 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>

²⁵ 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）

- ・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と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、ご協力頂いたすべての方々に対し、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・分析の結果に基づき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
γカメラ	ピンホール型γカメラ、コーデットマスク型γカメラ及びコンプトン型γカメラの総称を指すが、原子力規制庁の測定結果はピンホール型γカメラによるもの
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)	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
日立 GE ニュークリア・エネジー	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
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	サブ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