

# （案）

東京電力福島第一原子力発電所  
事故の調査・分析に係る中間取りまとめ  
～2021年4月から●年●月までの検討～

●年●月●日

東京電力福島第一原子力発電所における  
事故の分析に係る検討会

## 目次

### 序章

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

### 第一章 シビアアクシデント時の Cs 移動メカニズムについての考察

#### 第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

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

#### 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

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

#### 第三節 水蒸気による Cs 移動仮説

- 1-3-1 ベント配管系及びシールドプラグの

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

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

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

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

## 凡例

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

## 序章

### 1. 検討の経緯

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

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

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

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

---

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



## 2. 検討の方針

### 2. 1 検討対象

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

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

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

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

### 2. 2 検討の体制及び実施方法

#### (1) 検討の場

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

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

#### (2) 現地調査

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

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

### （３）東京電力からの情報提供

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

東京電力から提供された情報を参考 7 に示す。

### （４）メーカー等の関係者からの情報提供

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

### （５）福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議

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

連絡・調整会議の開催実績を参考 8 に示す。

## 2. 3 本中間取りまとめの構成

### （１）本中間取りまとめの構成

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

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

### （２）本中間取りまとめの論述内容について

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

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

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

## 第一章 シビアアクシデント時の Cs 移動メカニズムについての考察

### 第一節 1/2 号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

#### 1-1-1 背景

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

その後の調査で得た知見を加えて、その特徴を整理すると下記の点が挙げられる。

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

詳細なデータは、別添 1 に記述する。

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

#### 1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション（別添 2）

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

---

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

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

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

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

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

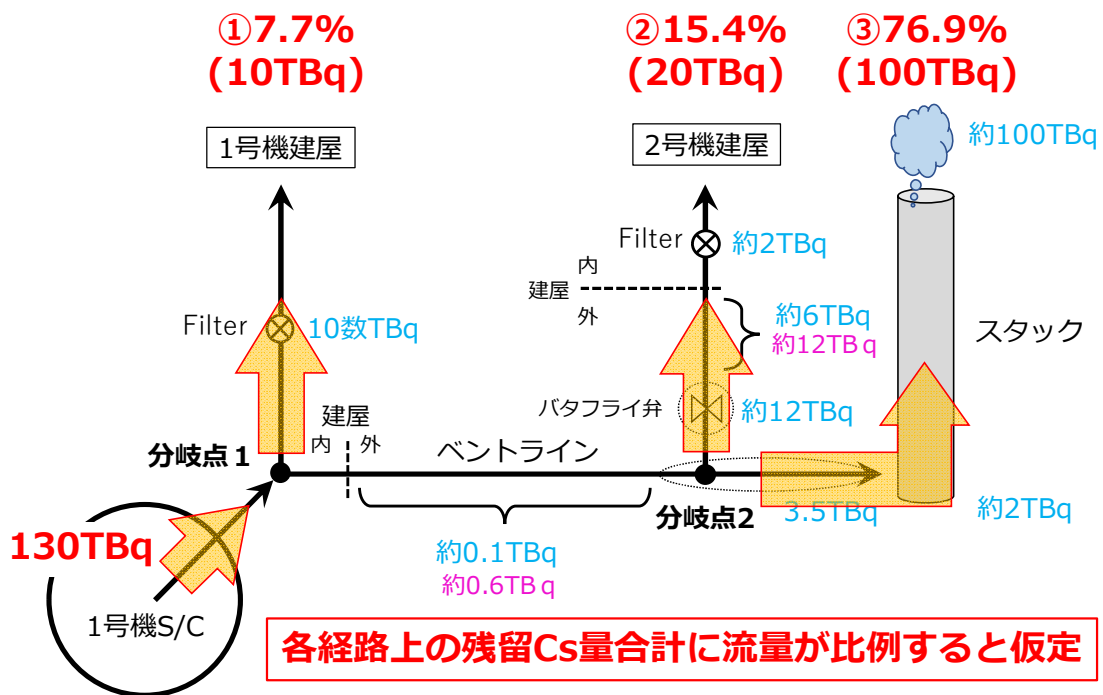


図1 ベントガスの流量配分の仮定

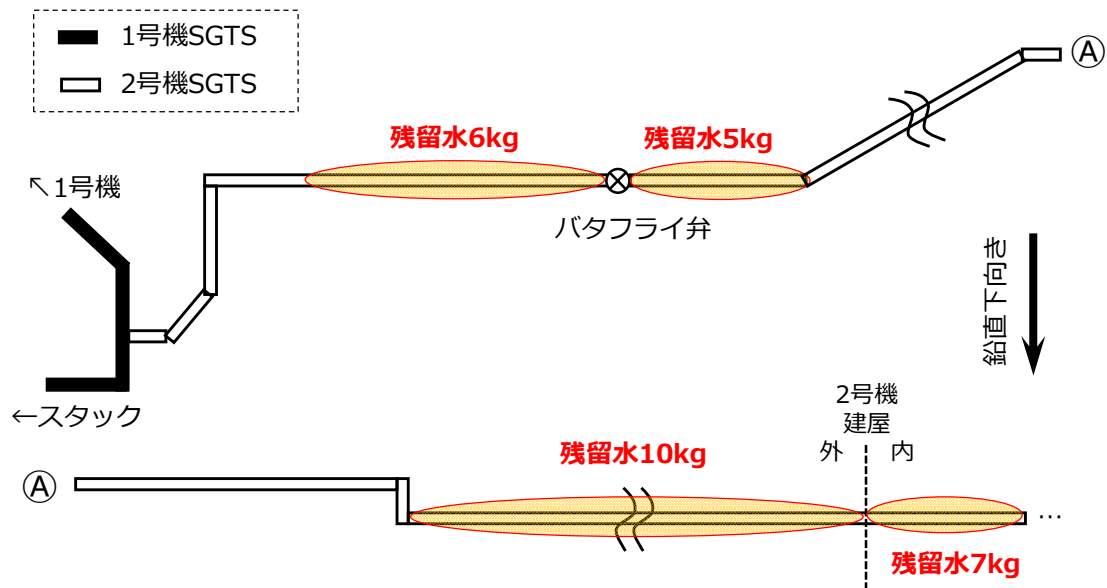


図2 凝縮した水の残留位置と残留量(解析結果)

## 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

### 1-2-1 経緯

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

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

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

### 1-2-2 シールドプラグ内における多量のCs汚染存在の検証

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

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

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

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

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

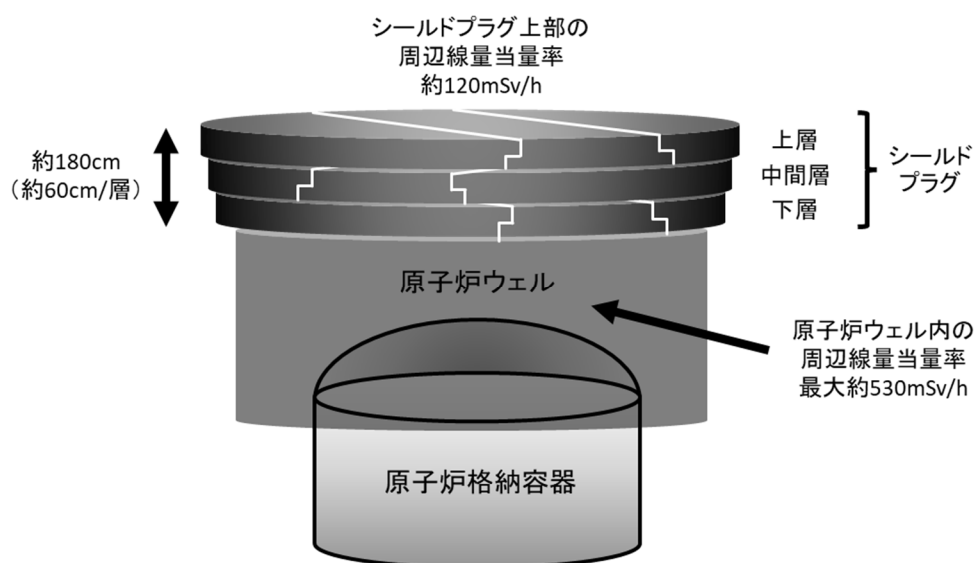


図3 原子炉ウェル付近の構造図

### 1-2-3 Csの移動経路とその形成メカニズム

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

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

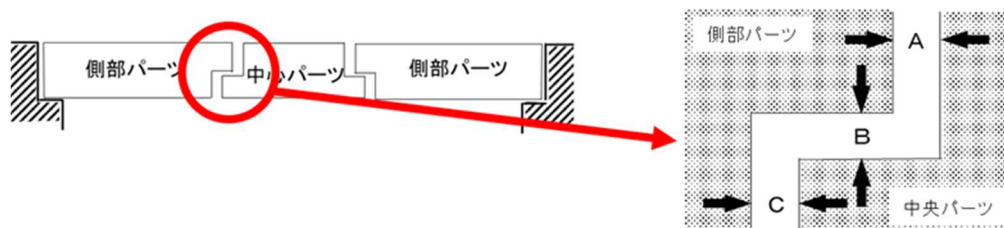


図4 シールドプラグの継ぎ目

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

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

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

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

#### 1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性（別添3-4）

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

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



### 1-2-3-3 シールドプラグ上での周辺線量当量率調査との整合性

#### (別添3-3)

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

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

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

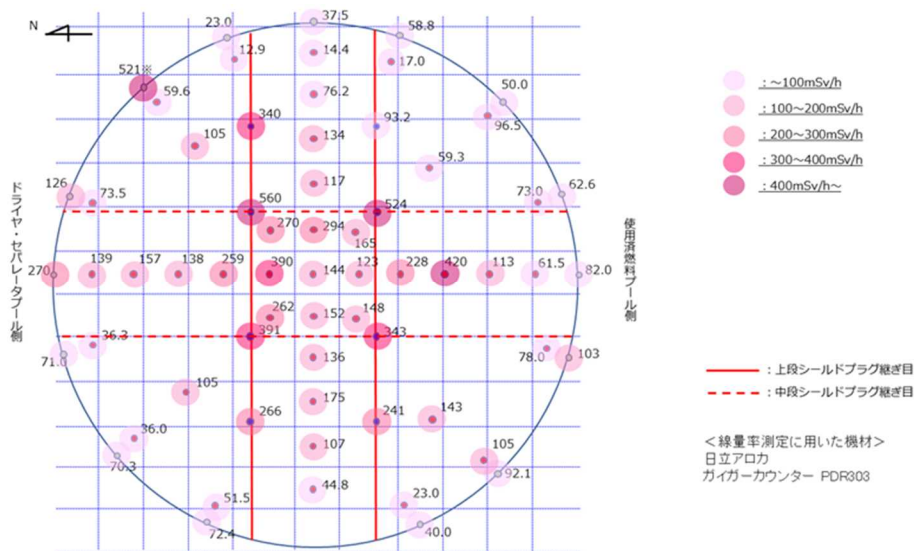


図5 2号機シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率<sup>7</sup>

### 1-2-4 シールドプラグ内の Cs 汚染総量と局所汚染の把握

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

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

<sup>6</sup> 別添3-3 参照

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

### 果を用いた推定結果の改訂（別添 3-2-4）

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

#### 1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理

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

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

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

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

---

<sup>8</sup>別添 3-2-3 の参考 1

表1 シールドプラグ上層下面の汚染密度 (2 因子法による算出結果)

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

※ Q<sub>B</sub> : シールドプラグ上層下面の汚染による線源

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

表2 シールドプラグ上層下面の汚染密度（簡易法による算出結果）

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

<sup>1)</sup>2019.2.28 東電測定

<sup>2)</sup>測定値-61 mSv/h (評価値)

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

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

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

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

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

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

#### ・シールドプラグ上層下面の汚染密度が大きく変動することの影響

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

#### ・シールドプラグ継ぎ目部分がCsの主要経路であることの影響

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

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

---

<sup>9</sup>別添3-2-53. 及び4. 2)

#### 1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性

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

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

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

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

### 第三節 水蒸気による Cs の移動

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

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

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

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

<sup>10</sup>別添 3-2-4

認されていること。

## 第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

### 第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

#### 2-1-1 東京電力の報告と特徴点

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

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

注目された撮影結果は以下の通り（図 6 及び図 7 参照）。

- ①1 号機ペDESTAL 開口部付近に、落下した熔融炉心に由来するものである可能性が高い、高さ約 1.0m 程度のマウント状のものと東京電力は判定している。
- ②1 号機ペDESTAL 開口部付近のコンクリートがかなりの範囲にわたって喪失している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。このような現象は、現時点までのところ 2 号機及び 3 号機では確認されていない。
- ③ペDESTAL 外周部については、堆積デブリの上部に形成されたと考えられるテラス状構造が観測されており、開口部付近では PCV 底部から 1.0～1.1m、開口部の反対側では 0.4m 程度の高さとなっている。また、コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。
- ④ごく一部であるがテラス状構造の断面の映像が得られており、気泡を伴う構造が見られるが、それ以上のことは分かっていない。当該部分の厚さは約 3cm と推定されている。なお、テラス状構造の下面は滑らかに見える。
- ⑤PCV 最外周部に位置するジェットデフレクターの裏側にも、多少の堆積物が見られるが、ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない。見える範囲では PCV 内側外周部のコンクリート部に大きな損傷はない。
- ⑥ペDESTAL 開口部付近では、テラス状構造の下部が空洞であることが確認されており、テラス状構造も一部 PCV 床面に落下している。
- ⑦テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように

見える。

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



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6 1号機ペDESTAL開口部付近



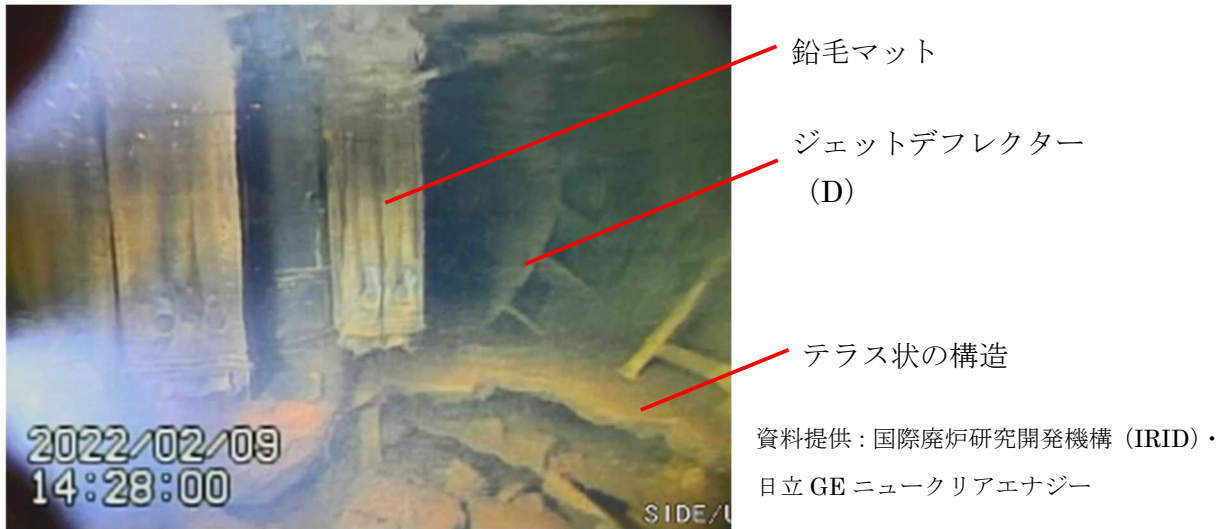


図7 1号機ペDESTAL外周部（開口部反対側付近）

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

調査チーム内では、以下の3つの基本的設問を念頭に検討を進めている。

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

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

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

事故分析検討会で提案されたシナリオは以下の3種に大別される。

A:コンクリートの高温での溶融モデル

B:コンクリートの水への溶解モデル

C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

#### ①コンクリートの高温での溶融モデル

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

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

#### ②コンクリートの水への溶解モデル

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

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

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

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

### ③ガスによる溶融炉心の膨張モデル

落下した溶融炉心はペDESTAL開口部の奥に1m程度の高さの盛り上がりを作成しているように見えるとともに、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PCV内部調査からの追加情報なしには、確定できない。

この溶融炉心からの輻射による熱エネルギー（ $\gamma$ 線などによる効果を含む。）によって、ペDESTAL壁の温度が上昇し、コンクリートの分解が進み、強度を失って粉体状になったのではないかと考えられる。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、何れもアイデアの段階であり、実験で検証することが必要である。

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

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

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。この現象は、これまでの MCCI 実験で「anchoring」と呼ばれている現象であるが、今回のような条件下でも確実に発生するかどうかは確認できていない。この膜の上に粉体化したコンクリートの一部が堆積し、膜の形成を促進した可能性もある。

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

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

その後、崩壊熱の減少や代替注水の進行によって、「膨張層」の温度が下がり、収縮することにより、「薄い膜」のみが元の位置に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。

### 2-1-3 今後の検討に必要な情報

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

①テラス状構造物のサンプル分析

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

れていた礫」や底部に存在する粉体状のもののサンプル分析

- ③加熱におけるコンクリート破損実験
- ④ペDESTAL中心部の熔融炉心の堆積状況及びテラス状構造の有無など
- ⑤ペDESTAL内側のコンクリート破損情報
- ⑥ペDESTAL外周部であって開口部から離れた地点におけるテラス状構造下部の状況（こうした部分でもテラス状構造下部は空洞になっているのかどうか。）

## 第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況（別添4）

### 2-2-1 2号機関連

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

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

### 2-2-2 3号機関連

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

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

## 第三節 今後の分析評価の進め方

### 2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報（別添4）

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

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

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

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

## 2-3-2 東京電力の情報公開の促進

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

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

## 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

### 第一節 4 号機「火災現場」位置の特定（別添 6）

#### 3-1 4 号機再循環ポンプ MG セット（A）付近の調査結果

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

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

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

<sup>13</sup>福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）（第 33 回事故分析検討会 資料 1-1）

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

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

### 3-2 今後の計画

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

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

## 第二節 3号機水素爆発関連の試験等

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

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

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

試験結果は、まだ完全なものではないが、ある程度の有機化合物が発生すること自体は確認された。ただし、発生量については、量的には限られている可能性が高いと考えられる。また、東京電力が 2021 年度に実施した試験では、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200℃水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された（図 8）。本来、PCV 内には 2%程度の酸素が存在していること及び水蒸気環境が想定されることから、2022 年度には酸素含有条件を含めて水蒸気環境下等の PCV 内の環境条件を考慮した試験を継続している。これは、1号機 PCV 内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している可能性がある。



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

図8 東京電力及び JAEA における加熱試験（ウレタン保温材の例）

### 3-2-2 水素ガスの燃焼試験

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

### 3-2-3 事故分析検討会における発電用原子炉設置者からの指摘等

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

15

16



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

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

東京電力における●●解析の結果、・・・(P)

## 第三節 非常用ガス処理系の汚染状況測定等

### 3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査（別添 11）

#### 3-3-1-1 1号機 SGTS フィルタトレイン

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

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

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

#### 3-3-1-2 2号機 SGTS フィルタトレイン

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

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

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

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

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

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

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

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

#### ①γカメラ測定<sup>18</sup>

複数の種類のγカメラを用いてSGTS配管の汚染状態を確認する。

#### ②配管内部確認及びスミア採取

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

#### ③配管サンプル採取

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

#### ④スミア/配管サンプル分析

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

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

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

な情報が得られると考えられる。

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

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

#### 第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

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

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

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

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

#### 第五節 その他の活動状況

##### 3-5-1 現地調査等による継続的な調査

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

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

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

### 3-5-1-2 3号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

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

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

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

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

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

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

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

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

### 3-5-2 原子炉建屋内汚染物サンプル調査（別添17）

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

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

2022年3月16日 福島県沖地震（最大震度6強）

<sup>20</sup> 第14回事故分析検討会 資料3

<sup>21</sup> 第16回事故分析検討会 資料4-1

<sup>22</sup> 第12回事故分析検討会 資料6-1

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

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

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

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

---

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

## 終章 おわりに

### 1. 前回中間取りまとめ中の知見の規制上の評価と活用状況

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

．．．．．、(個別事項について追記)

### 2. 謝辞

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

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

### 3. 結語

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

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

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

