

「東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の 中間取りまとめ（仮称）」に向けた対応について

令和2年12月23日
原子力規制庁

1. 経緯・趣旨

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析については、令和元年9月11日に開催された原子力規制委員会において、令和2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。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（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調査・分析を行ってきた。（参考1及び2）

その後、令和2年9月30日の第28回原子力規制委員会において、検討結果の取りまとめ方針を示し、この方針も踏まえて、令和2年12月18日に開催された事故分析検討会において、これまで実施してきた調査・分析の結果等を記述した「東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の中間取りまとめ（仮称）」（以下「中間取りまとめ」という。）に向けた議論を行った。

本日は、事故分析検討会における現在の検討状況及び今後の対応について報告する。

2. 中間取りまとめの位置付け

本中間取りまとめは、事故分析検討会が令和元年9月から令和2年11月末までに行った調査・分析に基づく議論を経て共有された認識を、その時点のものとして記述するものである。また、その認識に至った詳細な説明を各論で述べるものとしている。

なお、今回の中間取りまとめに向けた検討では、現場へのアクセス可能性や分析対象となる情報の熟度等から、限られた範囲での議論を行っているため、事故の調査・分析に係る論点を網羅している訳ではなく、また確定的な結論を導いている訳でもない。

3. 中間取りまとめの構成

事故分析検討会において議論中である「中間取りまとめ(素案)」を別紙1に、そのポイントを別紙2に示す。

中間取りまとめ(素案)は、以下の構成としている。

- 第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所
 - 1. 1～4号機非常用ガス処理系配管系の汚染状況とその形成メカニズム
 - 2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2, 3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムの存在
- 第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析
 - 1. 3号機の水素爆発の詳細分析
- 第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討
 - 1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況
 - 2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況

4. 今後の対応

(1) 取りまとめに向けた段取り

令和2年12月18日

事故分析検討会において、「中間取りまとめ(素案)」を議論。

令和2年12月23日(本日)

取りまとめに向けた検討の状況を原子力規制委員会に報告。

令和3年1月中旬

事故分析検討会において、「中間取りまとめ(案)」を取りまとめる。

令和3年1月下旬

事故分析検討会で取りまとめた「中間取りまとめ(案)」を、原子力規制委員会に報告し、意見募集の実施について諮る。

令和3年3月上旬

事故分析検討会において、意見募集の結果等を踏まえた「中間取りまとめ」を取りまとめる。

令和3年3月中

事故分析検討会で取りまとめた「中間取りまとめ」を原子力規制委員会に報告。

(2) 継続的な調査・分析・検討

今般の調査・分析の結果等から、さらに検討を要す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可能性があることも念頭に、東京電力の取組も踏まえつつ、原子力規制庁において今後も引き続き調査・分析を継続することとする。

(3) 安全規制との関係の精査

今回の調査・分析によって認識された、非常用ガス処理系（SGTS）配管系の構造、主蒸気逃し安全弁（SRV）の中間開の状態の継続の可能性、自動減圧系（ADS）の動作を可能とする設計意図と異なる条件の成立等の問題については、現在の安全規制とどのように関連しているかを今後、原子力規制委員会の技術情報検討会等において精査する。

(4) 廃炉作業へのフィードバック

今回の調査・分析の結果、SGTS 配管系で高い放射線量率を示す箇所、シールドプラグにおける多量の放射性物質の存在等が確認されており、今後の廃炉作業等において、対処方法の慎重な検討と的確な対応が求められると考えられるため、これらの事項を、福島第一原子力発電所の廃炉作業の実施主体である東京電力をはじめ、廃炉作業に関係する機関に対して情報共有を行う。

以上

(参考1)

事故分析検討会の構成メンバー

(原子力規制委員会)

更田 豊志 原子力規制委員会委員長

(原子力規制庁)

櫻田 道夫 原子力規制技監
金子 修一 長官官房審議官
安井 正也 原子力規制国際特別交渉官
平野 雅司 技術基盤課 技術参与
永瀬 文久 システム安全研究部門 安全技術管理官 (第12回まで)
梶本 光廣 シビアアクシデント研究部門 技術参与 (第10回まで)
竹内 淳 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
岩永 宏平 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官
星 陽崇 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 主任技術研究調査官
川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

(日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門)

丸山 結 安全研究センター 副センター長
与能本 泰介 安全研究センター 副センター長
杉山 智之 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン長

(外部専門家)

市野 宏嘉 防衛大学校 准教授 (第13回から)
門脇 敏 長岡技術科学大学 教授 (第13回から)
二ノ方 壽 東京工業大学 名誉教授 (第11回から)
前川 治 原子力損害賠償・廃炉等支援機構 技監
宮田 浩一 原子力エネルギー協議会 部長 (第8回から)
牟田 仁 東京都市大学 工学部原子力安全工学科 准教授

※役職・所属は、2020年12月18日時点。

以上

(参考2)

事故分析検討会の開催実績（令和元年10月以降、計11回開催）

第7回（令和元年10月18日）

- 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の実施
- 事故分析に関する当面の調査・分析項目

第8回（令和元年11月28日）

- 耐圧強化ベントラインの汚染状況
- プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験
- （東京電力）3号機原子炉格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出

第9回（令和元年12月26日）

- 3号機原子炉建屋3階の調査結果
- 現地調査等の概要（耐圧強化ベントラインにおける汚染状況）
- （東京電力）3号機ベントガスの4号機原子炉建屋への流入割合の評価

第10回（令和2年2月4日）

- 1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析等
- 現地調査結果（4号機原子炉建屋、2号機オペフロ）
- （東京電力）3号機原子炉建屋1階の雰囲気線量、1号機原子炉建屋の水素爆発解析、1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認

第11回（令和2年3月27日）

- サプレッションチェンバのスクラビング効果
- 1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析等
- 2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果
- 1, 2号機排気筒ドレンサンプル水のスペクトル分析結果
- （JAEA）試料分析の計画
- （東京電力）1, 2号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施

第12回（令和2年6月25日）

- 1号機及び3号機原子炉建屋の水素爆発時の映像解析・分析
- 1～3号機シールドプラグの汚染状況
- 3号機原子炉格納容器内の圧力挙動
- （東京電力）1, 2号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施状況

第13回（令和2年9月3日）

- 3号機の水素爆発

- 現地調査の実施状況
- (東京電力) 福島第二原子力発電所 1 号機の原子炉格納容器の圧力挙動、3 号機の RCIC 運転中の圧力挙動

第 1 4 回 (令和 2 年 1 0 月 1 6 日)

- 3 号機原子炉格納容器内の圧力挙動
- (東京電力) 福島第二原子力発電所 1 号機の原子炉格納容器の圧力挙動、3 号機の RCIC 運転中の圧力挙動
- 2 号機及び 3 号機原子炉建屋内調査
- 原子炉格納容器耐圧強化ベントラインの熱流動解析
- (JAEA) 原子炉格納容器耐圧強化ベント及び SGTS ライン熱流動解析、試料分析

第 1 5 回 (令和 2 年 1 1 月 1 2 日)

- 原子炉建屋での水素爆発発生時の映像を用いた分析
- 3 号機原子炉建屋の損傷状況
- 水素爆発時の振動記録を用いた振源付近の振幅比の推定
- 3 号機原子炉格納容器内の圧力挙動
- 2 号機シールドプラグの汚染状況
- (JAEA) 試料分析

第 1 6 回 (令和 2 年 1 1 月 2 7 日)

- 第 7 回から前回までの検討事項の取りまとめの方向性
- (東京電力) 1 ～ 4 号機 SGTS 室調査の進捗、3 号機主蒸気逃がし安全弁の動作

第 1 7 回 (令和 2 年 1 2 月 1 8 日)

- 検討会における調査・分析の中間取りまとめ (素案)

以上

(素案)

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
～2019年9月から2020年11月までの検討～

2020年12月18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 3
- 2. 検討の方針
 - 2. 1 検討対象 4
 - 2. 2 検討の体制及び実施方法 4
 - 2. 3 本中間取りまとめの構成 5

第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所

- 1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム 7
- 2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2, 3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムの存在 11

第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

- 1. 3号機の水素爆発の詳細分析 15

第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

- 1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況 19
- 2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況 21

終章

- 1. 今般の検討により得られた知見の活用 25
- 2. 謝辞 25
- 3. 結語 25

※検討会の経緯や調査手法などの事実関係を記載した参考資料及び第1章から第3章の記述の内容を詳細に論述した別添については、今回の資料から省略している。

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月にその見解を報告書に取りまとめた。

その後、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。）福島第一原子力発電所（以下、単に「福島第一原子力発電所」という。）の現場の環境改善や廃炉作業の進捗により、原子炉建屋内部等へのアクセス性が向上し、施設の状態確認や試料の採取が可能な範囲が増えていることを踏まえ、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（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ってきた。

本中間取りまとめは、上記の取り組みの方針に基づいて、2020年11月末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であろうことも念頭に、東京電力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・分析を継続することとしたい。

2. 検討の方針

2. 1 検討対象

福島第一原子力発電所では、おおよそ10年を経過する東京電力福島第一原子力発電所事故発生からの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、空間放射線量率の低下等、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2に、また、原子力規制庁の調査チームの構成員を参考3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）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、空間放射線量率の測定、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、地点ごとの空間放射線量率の測定、敷地内のがれき等の試料を一部採取（サンプリング）した上での J A E A 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。

なお、本中間とりまとめでは、その内容や結果に直接言及していないが、3Dレーザースキャナを用いて、現時点での構造物の形状等を測定し、今後の調査・分析に活用可能な記録を作成した。

現地調査の実施状況を参考4に、また、3Dレーザースキャナによる測定の概要を参考5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6に示す。

(4) メーカー等の関係者からの情報提供

主蒸気逃がし弁（以下「SRV」という。）の構造の詳細、弁の動作ロジック等、機器・設備の設計の細部に及ぶ内容等については、メーカー等から直接に事実関係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、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7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1章から第3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。

(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、2019～2020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、本中間とりまとめは、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、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1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討

1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム

1. 1 調査・分析の概要

調査チームにて現地調査を実施し、1～4号機SGTS配管系¹の線量率等の測定を行った。これに加えて、これまでに東京電力が実施した調査結果を含めて、1～4号機SGTS配管系の汚染分布データを別添1のように整理した。

1. 2 検討結果

(1) 2号機ラプチャーディスク付近の線量率（別添2）

現地調査の結果、2号機ラプチャーディスク付近の線量率は、 $50\ \mu\text{Sv/h}$ (0.05mSv/h)程度であった。これは、ベントによって生じたガス（以下「ベントガス」という。）が流れた際に生じると考えられる汚染レベルをはるかに下回っており、1/2号機SGTS配管系の汚染レベルよりも2桁程度汚染レベルが低い3/4号機SGTS配管系の中で3号機ラプチャーディスク付近の線量率が最大で 55mSv/h であったことと比較しても明らかに低い。

このため、2号機ラプチャーディスクは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと判断する。

この点は、これまでも疑われてきたところである²が、今回、確定的な証拠を得たと考えられる。

(2) 2号機SGTS配管系の高汚染のメカニズム（別添3）

現地調査の結果、ベントに成功していない2号機のSGTS配管系の方がベントに成功した1号機のSGTS配管系よりも汚染レベルが高いことが確認されたため、調査チームはこの原因の解明が必要と考えた。

この原因を分析するために、JAEAは、原子力規制庁の委託を受けてベントガスの挙動に関するシミュレーションを実施した。その結果、本現象の原因は、1号機のベントガスが2号機のSGTS配管系に流れ込んだ後に冷却され、水蒸気の凝縮が進み、セシウム(Cs)が配管内側に付着したことによって起こったものとの見解が示された。一方、1号機のベントガスは比較的高速で排気され、凝縮が進まないうちに排気筒に放出されるため、1号機SGTS配管系内でのCsの定着量が少なくなっているとしている。この説明は、配管下部の方が上部よりも高線量になるという一般的な傾向とも整合する。このため、この分析は定性的には妥当なものであると

¹ 本報告書では、ベント配管及び非常用ガス処理系(SGTS)排気系配管をまとめて「SGTS配管系」とする。なお、実機では、ベント配管とSGTS排気系配管は接続されている。

² 「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第5回進捗報告（平成29年12月25日、東京電力ホールディングス株式会社）」（以下「東電第5回進捗報告」という。）添付資料4

判断する。

また、JAEAは、一度排気筒内に放出されたベントガスが1/2号機SGTS配管系内での凝縮の進展により、少しずつ配管内に再吸引され、凝縮したのも2号機SGTS配管系の汚染レベルが高いことに寄与している可能性に言及している。一方、この効果は1号機及び2号機のSGTS配管系に共通であるとともに、量的には大きな影響を与えないのではないかとの意見もある³。

こうした状況も踏まえて、JAEAは適切な境界条件の設定を模索するなど、今後も引き続き検討を進めるとしている（別添3-1）。

(3) 1/2号機共用排気筒基部の高汚染の原因（別添4）

現地調査の結果、1/2号機共用排気筒基部の汚染レベルが高いことが確認された。

1/2号機共用排気筒基部の汚染をもたらす線量率は、東京電力福島第一原子力発電所事故直後には10Sv/hを超えており、現在でも約4Sv/hとなっている。一方、2020年に調査チームが行った1/2号機共用排気筒上部の切断片の線量測定の結果、当該排気筒上部の線量率は0.1~0.7mSv/h程度であった。また、1/2号機SGTS配管接続部付近の配管下部の方が上部よりも高線量となっていることが確認されたが、これは、3/4号機共用排気筒には見られない現象である。

この原因を調査した結果、1/2号機共用排気筒にはベントガスを排気筒頂部まで導く排気配管が存在せず、原子炉格納容器から導かれたベントガスが単純に排気筒基部に流入する構造となっていることを東京電力から提供された情報にて確認し、これが、1/2号機共用排気筒基部の著しい汚染の原因であると判断する。

(4) 1/2号機SGTS配管系と3/4号機SGTS配管系の汚染程度の差の原因（別添5）

現地調査の結果、1/2号機SGTS配管系の方が3/4号機SGTS配管系よりも2桁程度、線量率が高いことが確認された。

この原因は、最終的には、ベント実施時点の原子炉格納容器内部のCs濃度が1号機の方が3号機よりも大幅に高かったことであると判断する。

これは、ベント時点において、1号機では原子炉压力容器に大きな破損が生じていたが、3号機ではそのような状況に至っていなかったことに起因していると考えられる。具体的には、ベントの約12時間前には原子炉压力容器圧力が1MPa(gage)を下回り⁴、この時点で原子炉压力容器下部の大きな破損が想定される1号機とは違い、3号機ではベント時点まで原子炉压力容器圧力は7MPa(gage)付近を維持し

³ 第16回事故分析検討会、議事録 p5

⁴ 「東京電力福島原子力発電所における事故・調査検証委員会による報告書」（以下「政府事故調報告書」という。）、最終報告（資料編）p285

ており、その時点までに原子炉圧力バウンダリから原子炉格納容器への漏えいが多少あったとしても、炉心が原子炉圧力容器下部に落下するような事態には至っていないと判断しているためである。

なお、上記の結論に至る過程において、以下の点についても検討を行った。

① ウェットウェル (W/W) ベント時の除染係数 (別添 5)

従来、1号機と3号機では、1号機の方が圧力抑制プール (サブプレッションチェンバ (S/C)) の内部水の温度が飽和温度に近かったことによって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、スクラビング⁵による除染係数 (DF) が著しく低くなった可能性があるとの考えが示されてきた。しかし、原子力規制庁技術基盤グループが実施した実験や過去の電力共通研究の成果から、1号機及び3号機のベント時に想定されるサブプレッションチェンバ水位やサブプレッションチェンバの内部水の温度条件付近では、除染係数は、スクラビング時の水位が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得た (別添 5-1) ことから、この考えは事実に即していないと判断する。

一方、東京電力福島第一原子力発電所事故の過程において、3号機では SRV の長時間の動作やサブプレッションチェンバスプレイが実施された結果、ベント時点においてサブプレッションチェンバ水位が通常より高かった可能性が高いと考えられ、このことが3号機 SGTS 配管系の線量率の低さに寄与した可能性はあるが、1号機 SGTS 配管系と3号機 SGTS 配管系の線量率に2桁程度の差をもたらす可能性は低いと判断する。

② 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパス説 (別添 5-2)

サブプレッションチェンバに接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウェル (D/W) ⁶中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘された⁷。この指摘には、複数設置されている真空破壊弁の1つについて、近傍の線量率が他の真空破壊弁の線量率よりもかなり高いとの東京電力による測定結果が示された⁸ことが背景としてある。

これに対して、

- 高い線量率が観測された箇所が、原子炉格納容器からの漏えい箇所付近であること。
- D/W 内の気体がスクラビングされずに直接 SGTS 配管系に流出した場合、さら

⁵ 本報告書では、粒子状の放射性物質が混入したガスが気泡に分裂して水中を上昇する際に、放射性物質が水中に移行する現象を指す。

⁶ 原子炉格納容器のうち、サブプレッションチェンバを除いた部分。

⁷ 第8回事故分析検討会、議事録 p18

⁸ 東京電力ホールディングス株式会社による1号機 S/C 内の汚染調査の結果 (第8回事故分析検討会、資料 5 p2)

に汚染レベルが高くなることが想定されること。

- 真空破壊弁のシール破損が見られた福島第二原子力発電所2号機においても大規模な漏えいは生じず、その機能は維持されていたことを確認したこと。などから、上記の指摘について、今回の事象の説明としては不相当と判断する。
なお、この真空破壊弁の故障によるスクラビング・バイパス・シナリオの可能性については、確率論的リスク評価（PRA）等の観点から、今後も検討すべき項目であると考えられる。

（5）非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流した水素の量（別添6）

ベント配管系は、高性能フィルタ（HEPA フィルタ）を経由して共用排気筒から原子炉建屋（R/B）内の排気を行う SGTS 排気配管系に接続されており、原子炉建屋側には SGTS フィルタが設置されている。

従来、3号機のベントガスが4号機に流入した事象（隣接号機への逆流事象）のみが明確に認識され、仮に自号機への逆流があったとしても量的には限られたものであったとの見解もあった⁹。しかし、今般、東京電力及び原子力規制庁により測定された SGTS フィルタの汚染状況から、1号機及び3号機のいずれにおいても、自号機に相当量のベントガスの逆流があったと判断する。

非常に単純化した条件設定における暫定的な評価では、汚染状況が比較的正確に測定できている3/4号機では、3号機への逆流量は4号機への流入量の半分程度であったとの評価結果が得られている。

なお、東京電力が行った、3号機 SGTS フィルタトレインの開放によるフィルタトレイン内部の線量調査時に、3号機 SGTS フィルタ内部に水が溜まっていたことが確認された。この水は、配管の状況などから判断して、ベント時に流入した水蒸気が凝縮したものであると、東京電力は評価している。このことも、3号機への自号機逆流が生じたことの裏付けになっていると考えられる。

また、1号機の SGTS フィルタは汚染レベルが高く測定が困難であるため、精度の高い情報は得られていないが、これまでの測定結果を踏まえると、1号機の SGTS フィルタの線量率は2号機の5～10倍程度と見積もられ、1号機への自号機逆流は2号機への流入量の数倍になると評価される。

ベントガス中の Cs 濃度と水素濃度の比率などは判明していないが、有意な量の水素がベント時に1号機に逆流した可能性がある。ただし、過去に東京電力が行った1号機原子炉建屋内の調査では、同建屋4階以下では水素爆発が生じた痕跡はなく、この水素流入が1号機の水素爆発にどのような影響をもたらしたのかは、明らかではない。

なお、1号機 SGTS フィルタの線量測定については、今後、精度向上等に係る検

⁹ 第9回事故分析検討会、議事録 p33

討を実施する。

(6) ベント配管での高温熱履歴の有無

上記の検討過程において、ベント配管系の被覆材が溶けているかのように見える部分があることから、ベント配管系が非常に高温になった履歴を示しているのではないかとの問題意識が提示された¹⁰が、東京電力から当該部分に放射性物質の飛散防止剤を散布した履歴があるとの報告を受け、溶けているように見えた部分は飛散防止剤であったことが確認されたため、ベント配管系は高温にはなっていないと判断する。

2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と 2、3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムが存在

2. 1 調査・分析の概要

調査チームにて1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア(以下「オペフロ」という。)の放射線計測結果等を分析した結果、原子炉格納容器の上部に設置されているシールドプラグの下面に強い汚染があることが確認された。各号機の評価概要は以下のとおりである。測定及び評価の詳細については、別添7に、また、測定方法の詳細については、別添7-1に示す。

(1) 3号機

3号機のオペフロ(原子炉建屋5階)の線量低減作業を東京電力が進めていく中で、同フロアの表面汚染の除染を進めてもシールドプラグ付近の線量率が十分に低下しないことから、何らかの放射線源がシールドプラグ下部に存在する可能性が指摘されていた¹¹。今般、過去に東京電力が実施した測定の結果に基づいて調査チームが評価を行った結果、シールドプラグの1枚目(最上層)下面と2枚目(中間層)上面の間の部分に、30PBq程度のCs137が存在する可能性が高いとの結論を得た。

(2) 2号機

2号機については、環境の困難さもあり、やや間接的な方法で東京電力が測定を行い、その結果に基づいて調査チームが評価を行った結果、シールドプラグの一枚目(最上層)下面と2枚目(中間層)上面の間の部分に、70PBq程度のCs137が存在する可能性があるとの結論を得た。この結論について、困難な手法を採用せざるを得なかったことから、70という数値自体にはかなりの不確実性があるものの、数十PBqのCs137が存在していることは妥当な評価であると判断していた。その後、

¹⁰ 第8回事故分析検討会、議事録 p26

¹¹ 3号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線源調査(速報)(2015年12月18日、原子力規制庁)(特定原子力施設・監視評価検討会(第38回)資料5 p9)

東京電力から過去の測定に使用された測定器に関する情報が提供され、当該情報も併せて当該測定結果を分析した結果、シールドプラグの1枚目（最上層）下面と2枚目（中間層）上面の間の部分に存在するCs137は20～40PBq程度となり、数十PBqという上記の結論を補強するものとなった。

なお、2号機のシールドプラグの線量測定及び評価については、今後、原子力規制庁及び東京電力がそれぞれ精度向上等に係る検討を実施する。

(3) 1号機

1号機については、東京電力が過去に行ったシールドプラグの間の線量測定の結果に基づいて調査チームが評価を行った結果、シールドプラグの一枚目（最上層）下面と2枚目（中間層）上面の間の部分に存在するCs137は、約0.16PBqとの結論を得た。これについて、東京電力の測定データに基づく範囲でこの結果は妥当なものと判断する。

2. 2 検討結果

2. 1の調査・分析の結果に基づいて、以下の項目について検討を行った。

(1) 環境に放出されたCs量との関係

2号機及び3号機のシールドプラグ下部に多量のCsが捕獲されている場合、東京電力福島第一原子力発電所事故時に環境中に放出されたCs量(15PBq程度)¹²が、チェルノブイル原子力発電所事故時に環境中に放出されたCs量(85PBq程度)¹³と比較して少なかったことの主要な説明の1つになると考えられる。

2011年3月11日時点での、1～3号機におけるCs137の炉内インベントリの合計値は約700PBqと算定されている¹⁴。このうち、滞留水に溶け込んで流出したものが約430PBqと評価されている¹⁵。現在、燃料デブリを含めた原子炉格納容器内のCs137の残存量は不明であるが、原子炉格納容器のトップヘッドフランジ(THF)から漏出したCs137量が、滞留水に溶け込んで流出したもの以外(約270PBq)の1/2という大胆な仮定を置いても、環境への放出量(15PBq程度)との差は大きい。2号機及び3号機でおおよそ50PBq程度のCs137がシールドプラグに付着しているのであれば、この差を理解する上で大きな意味をもつと考えられる。

なお、2. 1で示したCs137の量は、シールドプラグの1枚目（最上層）と2枚

¹² 第12回事故分析検討会、資料3-1 p50

¹³ 第12回事故分析検討会、資料3-1 p51

¹⁴ 西原健司他、“福島第一原子力発電所の滞留水への放射性核種放出”，日本原子力学会和文論文誌, Vol. 11, No.1, p13-19(2012)

¹⁵ 福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について（東京電力ホールディングス株式会社）及び福島第一原子力発電所の燃料組成評価（2012年9月、西原健司他）を基に原子力規制庁にて試算した値。

目（中間層）の間の部分に付着している量であり、2枚目（中間層）と3枚目（最下層）との間や3枚目（最下層）の下面に付着しているCs量が別に存在している可能性も考えられる。

（２）付着したCs量の号機間の差

① 1号機シールドプラグの外れた時期及び要因

1号機のシールドプラグは何らかの理由で元々の位置から大きく外れている。この事象は、東京電力が確認し公表している¹⁶が、現時点までのところ、東京電力はこの事象の発生時期及び原因についての分析は公表していない。

しかし、1号機のシールドプラグの外れは、シールドプラグが下に向かって大きな圧力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。

シールドプラグが外れた時期及びその理由は、以下の「② Csの放出時期」を検討する上での前提条件となるため、更なる検討が必要であると考えられる。さらに、やや類似した問題として、3号機において原子炉冷却材浄化系（CUW）ろ過脱塩器の直上のオペフロにあるハッチのコンクリート遮へいが使用済燃料に落下している原因についても今後検討が必要であると考えられる。

② Csの放出時期

1号機のシールドプラグ下のCs量が少なく、かつ、シールドプラグが水素爆発以前の時点で外れる可能性は低いことから、1号機の場合、水素爆発以前に原子炉格納容器のトップヘッドフランジから原子炉ウェルにCsが大量に放出されたとは考えにくい。この認識は、水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の内側壁、壁内部及び壁外側のそれぞれの破片サンプルの汚染程度をJAEAにて測定したところ、どの部分のものもほぼ同等の汚染程度であったとの結果が示されたこととも整合している。破片サンプルの測定の詳細は、別添8に示す。

この結果は、Csの環境への主たる放出時期は水素爆発よりも後であったという可能性を示すと考えられる。炉心損傷後、希ガス及びCsのような揮発性核種は、燃料ペレットから早期に、かつ、ほぼ同時に放出されるが、上記の結果が事実であれば、希ガス等が原子炉格納容器外または環境中へ放出される際には、Csが遅れて放出される可能性があることを意味する。さらに、Csの原子炉格納容器外への放出には、注水による水蒸気の発生が関与している可能性も指摘されている¹⁷。これらの論点は、周辺のモニタリングポストの記録との関連性も含めて未解明の点が多いため、引き続き検討を進めるべき課題であると考えられる。

¹⁶ 福島第一原子力発電所1号機ウェルプラグ調査について（2019年6月27日、東京電力ホールディングス株式会社）（第12回事故分析検討会、資料3-1（参考））

¹⁷ 第12回事故分析検討会、議事録 p26

③ ベント時の原子炉格納容器内の気体中の Cs 濃度との関係

1. 2 (4) において「1 / 2号機 SGTS 配管系の方が3 / 4号機 SGTS 配管系よりも2桁程度、汚染レベルが高いことの原因は、最終的には、ベント実施時点の原子炉格納容器内部の Cs 濃度が1号機の方が3号機よりも大幅に高かったことである」と結論づけた。これと1号機のシールドプラグ下の Cs 付着量が少ないことが矛盾するのではないかと指摘がある¹⁸。これについて、極めて予備的な評価では、必ずしも矛盾するとは言えないと考えられるが、原子炉格納容器のトップヘッドフランジ通過時の除染係数や漏れいガスの相対量など、多くのファクターで不確定要素が大きく、現時点では確かな検討をするだけの材料はない。

④ 雨水の影響の可能性（別添7）

1号機のシールドプラグ下の Cs 付着量が少ない原因として、雨水が影響している可能性があるとの意見があった。これは、1号機のシールドプラグが外れていることから、雨水がシールドプラグ下面に流れ込み、Cs が洗い流されたのではないかとするものである。

他方、

- 1号機のシールドプラグ上には、同号機原子炉建屋屋根が落下し、シールドプラグを覆っていること。
- シールドプラグは外れているが、これによって生じたと考えられる開口部は限定されていること。
- コンクリートに付着した Cs は、容易に水に溶ける化学形態ではなくなる可能性が高いこと。

などから、上記の意見を疑問視する意見もある。

雨水の影響の可能性は、完全に否定できるものではないものの、号機間の Cs 付着量に2桁程度の差が生じている原因とすることは困難であると考えられる。

¹⁸ 1～3号機原子炉建屋における線源調査について～汚染密度、核種スペクトル測定の実績～（第12回事故分析検討会、資料3-1 p48）

第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

1. 3号機の水素爆発の詳細な状況

1. 1 調査・分析の概要

1号機及び3号機の水素爆発時の映像については、福島第一原子力発電所の南側約17kmに設置されている株式会社福島中央テレビのカメラにより撮影され、同社が当該映像を所有している。調査チームは、日本テレビ放送網株式会社の協力により、株式会社福島中央テレビが所有している1号機及び3号機の水素爆発時の映像の超解像処理（別添9）を施したものを入手し、これに基づいた検討を行った。

また、福島第一原子力発電所の敷地内に設置された地震計により水素爆発時の地震観測記録が取得されており、これを用いて、水素爆発時のエネルギー等に関する検討を原子力規制庁技術基盤グループにて実施した。

さらに、調査チームにて3号機原子炉建屋内の現地調査を実施し、同建屋3階天井部の梁の損傷状況等を調査した。

1. 2 検討結果

(1) 多段階事象説（別添10）

検討の結果、3号機の水素爆発は単純な単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする「多段階事象説」が有力との認識に至った。

「多段階事象説」の概略は以下のとおりである。

- ① まず、原子炉建屋に変形をもたらす水素爆発（前駆爆発）が発生。
- ② これを受けて、原子炉建屋南東部の屋根に損傷が生じ、水素を含む可燃性ガスによる火炎が発生。同時にこの火炎の下部に位置する原子炉建屋5階の南側の壁の崩落が発生。
- ③ また、①の結果、原子炉建屋北西部の4階と5階の境界付近が北西方向に膨張破損した。
- ④ ②及び③の後（1/60～1/30秒後）、原子炉建屋中央部の屋根が上方に膨張を開始し、その後、原子炉建屋内に残存した水素などが燃焼し、球状の噴煙となって上昇する過程に移行した。この結果、原子炉建屋の屋根と思われる巨大な破片がほぼ垂直に約200m吹き上げられている。
- ⑤ 原子炉建屋南東部の火炎は、0.4秒程度継続し、原子炉建屋中央部に向かって吸い込まれるような挙動を経て見えなくなっており、可燃性ガスの燃焼による上昇気流の発生に伴う低圧部に取り込まれたと考えられる。

また、水素爆発時の事象推移と地震計記録とを比較するために、時間軸を並べて比較した。その結果、3号機の上空に噴煙が上昇する時期には、地震計には著しく強い地震波は記録されていないことが確認された（別添10-1）。

(2) 原子炉建屋の屋根と思われる物体（巨大な破片）が上空に吹き上げられている現象（別添10-2）

多段階事象説の重要要素は、最終的に3号機原子炉建屋の屋根と思われる巨大な破片及び噴煙を約200m程度の高さにまで持ち上げた力は、最初に原子炉建屋に変形をもたらした現象によるものとは別であって、「爆発現象による非常に短時間の衝撃」よりも「可燃性ガスの燃焼に伴う上昇気流によるもの」が大きく寄与したことを示唆していると考えられることである。

仮に爆発現象による圧力波によって原子炉建屋の屋根が上空に吹き飛ばされたとすると、以下の疑問が生じる。

- 1号機の爆発ではわずかな距離で減速した噴煙が、3号機では200m以上の高さに継続して上昇している。また、質量密度が噴煙よりも大きい原子炉建屋の屋根の破片の方が遠方に飛ぶはずであるが、3号機では噴煙と破片が一体となって上昇している。
- 原子炉建屋の屋根の上昇が始まる時点で、原子炉建屋南東部の火炎はほとんど影響を受けていない。仮に、この上昇が爆発現象によるものであるとすると、原子炉建屋南東部の火炎も吹き飛ばされるなどの影響を受けることが考えられ、このような挙動を爆発現象と並行して理解することが困難である。
- 爆発による圧力波によって原子炉建屋の屋根が吹き上げられたとすると、0.4～0.5秒程度経過してから原子炉建屋南東部の火炎が吸い込まれるように消えたことが理解できない。圧力波に伴う低圧部は圧力波の後、極めて短時間で伝播するはずであり、また、方向も水素爆発時の映像と合致しない。

(3) 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成

水素爆発時に観測された火炎の色は、1号機及び3号機ともに黄橙色でその差は明確ではない。これは、水素だけではなく（可燃性）有機化合物¹⁹が相当量存在していたことを示唆している。また、3号機の火炎の輝度が強いことから、（可燃性）有機化合物の濃度も3号機の方が高かったと推測される。

一方、3号機の水素爆発に関して、調査チームは水素爆発直後（2011年3月14日11:04）の衛星写真を入手し、これによれば、3号機のシールドプラグ部分から激しく水蒸気が噴出しており、水素爆発時点では原子炉建屋内部に水蒸気が相当量存在したと考えられる。

この結果、3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部のガスは、水素、（可燃性）有機化合物、水蒸気及び蒸気が混合したものであったと考えられる。個々の要素の具体的な濃度を特定することは困難であるが、ガス中の含有酸素量に対して燃焼可能エネルギーを大きく超える可燃成分が存在していたと推測される。仮に、この推測に基づ

¹⁹ 炭素の酸化物や金属の炭酸塩など、少数の簡単なもの以外の全ての炭素化合物の総称（理化学事典）。

く場合、建屋変形を引き起こした爆発時に一気に水素爆発が建屋全体に広がらなかったこと、少し遅れて建屋内に蓄積されていた可燃性ガスの燃焼によって上昇する噴煙が形成されたことなどが、合理的に理解できる可能性があると考えられる。

なお、原子炉建屋内部のガス組成の推計は、必要量の面のみならず、供給可能量及び建屋内蓄積可能量の面からも検討する必要がある。水素爆発時のデータが限定されているため、ガス組成の推計には相当の困難が伴うことが想定されるが、重要な事項であるため、今後、可能な限りの検討に取り組む。

(4) 3号機の水素爆発時の上昇する噴煙

3号機の水素爆発時に上昇していく噴煙は、破壊された原子炉建屋の粉塵等ではなく、原子炉建屋内に存在していた可燃性ガスが上昇しながら燃焼するのに伴って生じた煤や煙ではないかとの問題意識が示された²⁰。これについては、今後も引き続き検討を実施する。

(5) 地震計記録からみた水素爆発の状況（別添11）

1号機と3号機の水素爆発時の地震計の記録を比較すると、1号機の爆発時の地震加速度の方が3号機のそれよりも大きめに観測されている。この記録を基に、水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさに関する分析を原子力規制庁技術基盤グループにて実施したところ、1号機の水素爆発時のエネルギーの方が3号機の水素爆発時のエネルギーと比較してやや大きいことが確認された。水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさに関する分析については、別添11-1に詳述している。

これらの分析結果は、3号機の水素爆発を単純な単一事象とした場合には、理解が難しくなるため、(1)で示した多段階事象説と整合的であると考えられる。

(6) 3号機3階天井部の梁の損傷（別添12）

3号機原子炉建屋3階の現地調査で判明した同階天井部の梁の損傷が4階での水素爆発によって生じるものか否かについて、2020年9月に現地調査において取得した大梁の変形状況に関するデータ(写真)を基に、市野准教授(防衛大学校)にて算定した。その結果、300~500kPaの圧力が20~40msかかると、大梁の変形が生じるとの見解を得た。3号機原子炉建屋4階での爆発が前駆爆発と同じ爆発であれば、映像上の建屋変形の継続時間は30~50ms程度であり、(1)で示した多段階事象説とも整合的であると考えられる。

なお、水素濃度と発生圧力との関係が非現実的ではないことを確認するために、500kPa程度の静的圧力が密閉空間内での水素燃焼によって発生するとした場合の

²⁰ 第16回事故分析検討会、議事録 p20

水素濃度を算出した結果、5%程度の水素濃度が対応するとの結果を得た。実際には閉空間ではなく、また、燃焼速度も踏まえると動的圧力も働くと考えられるため、本計算は上記の確認を行うための試算との位置付けである。

また、3号機原子炉建屋3階天井部の小梁に生じているせん断破損について、当該破損を生じさせるために必要な圧力が算定できれば、爆発当時の圧力条件をさらに限定できる可能性があると考えられる。

(7) 水素爆発発生時に見られる凝縮波

水素爆発時の映像によると、1号機の水素爆発時には原子炉建屋上部に凝縮波が観測されているが、3号機については超解像処理を施した映像でも凝縮波は確認できなかった。

3号機の水素爆発時点の湿度は1号機の爆発時点よりもかなり低かったことが確認されているが、これが凝縮波の不存在の理由になるかどうかは現時点では明確ではない。

仮に凝縮波が形成可能であるとすると、3号機原子炉建屋5階で大規模な爆発現象は起きていなかったという結論の補強になると考えられ、今後の検討課題とする。

(8) 爆発の性質：爆轟と爆燃

従来、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の破損をもたらした水素爆発は、爆轟現象であるとの見解が多かった。

しかし、3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の破損状況は爆燃現象が生じた結果であることを示唆している可能性が高いと考えられる。3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の破損状況は、別添13で詳述している。

本件については、他の諸課題と関連して紹介されてきたが、体系的な議論を行っていないため、今後も引き続き検討を実施する。

第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉压力容器の圧力挙動から見た機器の状況

1. 1 調査・分析の概要

SRVの動作について、既往の事故調査報告書等での分析結果を参考に、福島第一原子力発電所事故当時のプラント状態との整合性を確認した。また、3号機では、自動減圧系の動作がベントの成否とも密接に関連することから、ベントの成功回数についても併せて検討した。

1. 2 検討結果

(1) 全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし弁の原因未解明の不安定動作（別添14）

3号機では全交流動力電源喪失（SBO）条件下でSRVの逃がし弁機能が8回程度作動した後、原子炉压力容器圧力がSRVの逃がし弁機能の設定圧力範囲内にある場合、SRVは完全開にも完全閉にもならない中間的な状態（以下「中間開」という。）になっていたのではないかと指摘は以前からあった²¹。しかしその原因としては、SRVの逃がし弁機能の駆動用窒素圧力の不足だけが言及されている。今回の検討では、これに加えて、SRVの逃がし弁機能を制御する論理系統にも何らかの未解明要素があるとの結論に至った。特に2011年3月11日20時頃に原子炉压力容器圧力がSRVの逃がし弁機能の閉信号発信圧力を大きく下回るところまで低下したにもかかわらず、中間開状態が解除されずに継続した理由は不明である。

なお、この状態の発生は、個別の弁の不具合などによるものではなく、一定の条件下では同様の設計のSRVに共通的に生じうるものであると判断する。

(2) 主蒸気逃がし弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因（別添15）

原子炉压力容器圧力の変動について、2011年3月13日4時30分から5時50分にかけて、原子炉压力容器圧力が7.40MPa(gage)前後で小刻みな変動（上下動）を繰り返しながら、その上下振幅が小さくなっていることが確認された。この圧力変動については、従来、SRVの逃がし弁機能が（1）で示した「中間開」と類似した状態になって生じたものとされてきている²²。

これに対して、調査チームはSRVの逃がし弁機能ではなく安全弁機能によってもたらされた現象であると判断した。

その根拠として、まず、SRVの逃がし弁機能の駆動用窒素は、津波到達後、この時点までに補給されなかったことを、東京電力を通じて確認した。この結果、この

²¹ 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p158-159

²² 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p160では「8つのSR弁の逃し弁機能動作に必要なアキュムレータ内の駆動用窒素圧力がすべて消費されていく過程であったと考えることができる。」とされている。

時点において、比較的低い圧力（7.4MPa）付近で動作する SRV の逃がし弁機能の駆動用窒素圧力が回復する可能性はなく、記録されているような 0.2MPa 程度の圧力幅を与えるような逃がし弁機能動作が可能であったとは考えられない。さらに、政府事故調報告書に示されているように、SRV の逃がし弁機能の動作により、駆動用窒素圧力が順次消費されていく²³との理解は、中間開の状態では該当しない可能性があると考えられる。これは、原子炉圧力容器圧力が SRV の逃がし弁機能の閉信号発信圧力まで下がらないと、SRV のシリンダ内の窒素が排出されないためである。

一方、先行研究で SRV の安全弁機能が原因とされなかった理由は、同機能の動作圧力として設定されている圧力（7.64～7.78MPa(gage)）が、記録されている圧力振動の上端（約 7.4MPa）よりも 0.2MPa 以上高いことであったと考えられる。また、SRV の安全弁機能の復帰圧力は、7.11～7.24MPa(gage)以上であり、記録されている圧力振動の下端よりも低いこともあったと考えられる。しかし、SRV の安全弁機能の動作圧力は、原子炉格納容器雰囲気温度による弁体押さえバネの温度上昇によって変化するため、東京電力福島第一原子力発電所事故当時の原子炉格納容器雰囲気温度が 130 度程度であったとすると、十分に説明可能である²⁴。また、原子炉圧力の振動幅が復帰値よりも高い圧力で、しかも次第に減少していく理由は、原子炉水位が低下し、水蒸気の発生量が低下していく過程を反映していた可能性があると考えられる。

さらに、この時間帯の後、原子炉圧力は振動しなくなり、なめらかに推移するようになる。これは、SRV の安全弁機能での弁の開閉が停止したことを示唆している。これは、核分裂生成物（FP）ガスが流れることによる弁座の荒れや原子炉圧力容器中の水素濃度の上昇によって、定常的には当該弁から漏えいが生じる状態になったためと調査チームは考えている。

（3）ラプチャーディスク破壊設定圧力到達理由と下部プレナムへの溶融炉心の一部落下可能性（別添 16）

東京電力は、東電第 5 回進捗報告の中で「2011 年 3 月 13 日 9 時頃の 3 号機ベント成功は、状況が推移する中で必ずしも設計上予定されていたわけではないが、自動減圧系（ADS）の作動条件が揃い、それによって生じたサプレッションチェンバ圧力の急上昇がラプチャーディスクの破壊とベントの成功に繋がった」とする考えを示している²⁵。また、ADS 作動に繋がる原子炉圧力容器圧力のスパイクの原因として、下部プレナムへの溶融炉心の一部落下に言及している²⁶。

²³ 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p162

²⁴ SRV の逃がし弁機能は、電気信号による制御であるため、開信号発信圧力は温度などによって変化することはないと考えられる。

²⁵ 東電第 5 回進捗報告、添付資料 3-3

²⁶ 東電第 5 回進捗報告、添付資料 3-4

これについて、東京電力の分析は合理的なものと判断する。

このことから、炉心の下部プレナムへの一部落下及び設計上想定されていなかった ADS の作動がなければ、ベントに成功するまでにさらに時間を要した可能性があると考えられる。このため、原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力（0.528MPa(abs)）に達する前に原子炉格納容器が過温破損する可能性は十分あったと考えられる。

(4) 3号機のベント実施回数（別添17）

3号機のベント成功回数について、東京電力は、東電第5回進捗報告の中で、原子炉格納容器の減圧速度などから、2011年3月13日9時頃及び12時頃の2回だけであるとの見解を示している²⁷。今回の検討では、これに加えて、これ以降の原子炉格納容器の圧力低下局面では、D/W圧力の方がW/W圧力よりも低くなるどころまで減圧が生じていることから、W/Wでのスクラビングを経由したベントは東京電力が示している2回のみであることの評価は妥当なものであると判断する。

なお、これにより、4号機への水素供給は、2011年3月13日12時頃以降は考えられなくなるため、4号機の水素爆発は、水素供給から約40時間程度経過してから発生したことを意味する。

2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況

2. 1 調査・分析の概要

2017年に、東京電力が東電第5回進捗報告において、3号機のベント回数は2回であるとした検討結果を公表した後、これを前提とした3号機の原子炉格納容器の圧力変動を説明するための研究が行われてきた。ここでは、当該研究の考え方に調査チームの見解を交えつつ、3号機の原子炉格納容器の圧力変動の考え方を示す。

2. 2 検討結果

(1) 原子炉格納容器からの漏えい及び原子炉格納容器内での蒸気等の発生（別添18）

2011年3月13日6時頃から9時頃まで原子炉圧力容器圧力は緩やかに低下している。この間の圧力低下は0.1MPaを超えており、圧力計の基準水の消失による測定値の変動では説明できない。したがって、実際に原子炉圧力容器の圧力低下が生じていると考えられる。この時、原子炉圧力バウンダリからD/Wへの漏えいが無く、蒸気等が原子炉圧力容器から主蒸気逃がし安全弁を経由してサブプレッションチェンバへ輸送されたと仮定すると、まずサブプレッションチェンバ圧力が上昇し、真空破壊弁の動作によってD/W圧力が上昇することとなる。しかし、この間D/W圧力は

²⁷ 東電第5回進捗報告、添付資料3-8

サプレッションチェンバ圧力よりも高く、政府事故調報告書でも指摘されている²⁸ ように、「SR 弁が動作したこと以外の原因によって、圧力容器又はその周辺部から圧力が抜ける箇所が生じた可能性が高い」と考えられる。より正確には、SRV からの漏えいよりも優勢な原子炉圧力バウンダリから原子炉格納容器への漏えいが存在したと考えられる。ただし、原子炉圧力容器圧力は 7MPa (gage) を超えて維持されており、大規模な漏えいではないと考えられる。

D/W 下部とサプレッションチェンバは、8 本のベント管によって接続されているが、D/W 床面とベント管入り口下端までは数十 cm の段差がある。SBO 条件下では原子炉再循環ポンプのメカニカルシール部からの漏えいは避けられないこと、また、2011 年 3 月 13 日 7:39 から同日 9 時前後まで D/W スプレイが実施されていることから、D/W 床面には冷却材が溜まっていたと考えられる。また、サプレッションチェンバの水位が高かったことから、格納容器圧力が低下し、D/W 圧力が S/C 圧力を下回った同日 23 時頃には D/W とサプレッションチェンバの圧力差の変動によってサプレッションチェンバから D/W への逆流が生じ、D/W 床面にプール水の追加供給があったと考えられる。この D/W 床面に保持された冷却材は、後述の蒸気の発生源になったと考えられる。なお、既往の報告では本報告よりも S/C の水位の想定が低い、D/W 床面にプール水が逆流し、溶融炉心と接触することで蒸気が発生したと評価されている。(別添 18-1)

(2) 溶融炉心とドライウェルへの移行時期 (別添 19)

2011 年 3 月 14 日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分の間は消防ポンプによる注水が中断していたが、原子炉格納容器圧力は上昇している。原子炉圧力容器へは冷却材が供給されていないことから、蒸気等の発生源は原子炉圧力容器以外と考えられる。上述のように、この時 D/W 床面には一定の冷却材が存在していたと考えられ、溶融炉心が D/W へ移行したことで、D/W が蒸気等の発生源になり、原子炉格納容器圧力を上昇させたと考えることが合理的である。

前述のように、2 回目のベントが終了した後の 2011 年 3 月 13 日 14 時頃から同年 3 月 14 日 21 時頃までの原子炉格納容器の圧力変動は、間欠的なベントによるものとは考え難い。既往の報告で示されているように、何らかの原子炉格納容器からの漏えいが継続している状態において、原子炉格納容器内 (主に D/W) での蒸気等の発生量変動することによって、圧力の増減が繰り返されたと考えられる。

なお、「溶融炉心が D/W に移行した」との記述は、炉心全てが D/W に移行したとまでを意味するものではない。原子炉圧力容器が D/W 圧力と大きく乖離するほどの圧力上昇を示さないことに対応する原子炉圧力容器の破損と、D/W で原子炉格納容器圧力の上昇を引き起こすに足る程度の溶融炉心の D/W への移行が生じたこと

²⁸ 政府事故調報告書、最終報告 (資料編) p160-161

までを意味している。ここで原子炉压力容器の破損に言及しているのは、仮にベント以前と同程度の原子炉压力容器漏えいが継続されていて、自動減圧系が開いた状態を継続していることによって、原子炉压力容器圧力が原子炉格納容器圧力と同程度で推移しているとすると、原子炉格納容器圧力の上昇局面において、W/W 圧力の方が D/W 圧力よりも大きくなる（少なくとも D/W 圧力の方が高い状態が緩和される）はずであるが、実際の測定値はそのような傾向を示していないためである。

ベント実施前から原子炉压力容器から D/W への小規模の漏えいが生じていたが、熔融炉心が下部プレナムの冷却材に落下して発生したとみられる大小の圧力スパイクが観測されている。2011 年 3 月 13 日 16 時 30 分頃に最後の小さな圧力スパイクが生じているが、それ以前に発生した 2MPa を超える圧力ピークに比べて非常に小さい。そのため、13 日 16 時頃以前に原子炉压力容器下部に損傷が発生し、原子炉压力容器内で大きな圧力スパイクが発生し得ない状態になっていたと仮定すると、その後に測定されたプラントパラメータは、①原子炉压力容器の水位が回復しないこと、②原子炉格納容器圧力が D/W 側から上昇すること、③圧力バウンダリに規模の大きい漏えいが生じていることとよく整合する。したがって、過去の東京電力による評価結果よりもかなり早い時期に原子炉压力容器下部ヘッドが損傷した可能性がある。

13 日 17 時頃から 20 時頃にかけて原子炉格納容器の圧力上昇が緩やかになる。D/W 圧力は S/C 圧力よりも高く、それらの圧力差もほぼ一定に保たれていることから、D/W からの漏えい量の増加ではなく、水蒸気等の発生量が大きく減少したためと考えられる。これは D/W 圧力の上昇により原子炉压力容器の圧力も上昇し、既往の報告で指摘されているように吐出圧の低い消防ポンプによる注水流量が低下したことが影響したと考えられる。

13 日 20 時頃から同日 23 時頃にかけて原子炉格納容器圧力が低下するが、この間に D/W 圧力は S/C 圧力よりも高い状態から、S/C 圧力よりも低い状態に移っており、D/W 側で漏えいが拡大したと考えられる。この時点での原子炉格納容器圧力は最高使用圧力よりもかなり低く、過温の影響による可能性もあるが、後述するように原因については今後の検討を要する。

13 日 23 時頃から 14 日 1 時頃までは、原子炉格納容器の圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。D/W 床面での蒸気発生を要因としている先行研究もあるが、原子炉格納容器圧力が低下することで、原子炉格納容器からの漏えい量が減少することと、原子炉格納容器内部の水面で減圧沸騰が生じ、ほぼ一定の圧力が保たれたと考えられる。

14 日 1 時頃から原子炉格納容器圧力が上昇している。この頃消防ポンプによる注水は中断されており、原子炉压力容器外部へ移行した熔融炉心が D/W 床面に形成

された水面と接触することで水蒸気が発生したことが要因と考えられる。

14日6時頃から7時頃にかけて原子炉格納容器圧力がそれ以前より急速に上昇しており、D/W床面での水蒸気発生に加え、非凝縮性ガスの発生量が増加したと考えられる。その後、8時頃から11時頃にかけて原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で圧力が推移しており、原子炉格納容器のトップヘッドフランジからの漏えいが拡大したと考えられる。

14日11時1分に原子炉建屋で水素爆発が発生した直後に原子炉格納容器圧力は急減しており、水素爆発の何らかの影響により原子炉格納容器からの漏えいが拡大したと考えられる。原子炉格納容器圧力が低下し、その後、同日12時頃まではほぼ一定に保たれており、原子炉格納容器圧力が低下することで、原子炉格納容器からの漏えい量が減少し、原子炉格納容器内部の水面で発生する蒸気量と均衡した状態が保たれたと考えられる。

14日13時頃から15時頃まで原子炉格納容器圧力が上昇しているが、D/Wへ落下した溶融炉心の量が増加すること等によってD/W床面の水面から発生する蒸気量が、原子炉格納容器からの漏えい量よりも勝ったと考えられる。

14日16時頃から18時頃にかけて原子炉格納容器圧力が低下するが、何らかの理由により蒸気発生量が低下したことが要因と考えられる。

先行研究にもあるように、3号機のD/Wには水面があり、溶融炉心の移行により水蒸気が十分に発生しうる状態が継続されていたと考えられる。これは、原子炉建屋から多量の蒸気が漏えいする様子が衛星写真等により観測された事実と整合する。一方、原子炉格納容器内部に多量の水蒸気が存在する場合、原子炉格納容器の雰囲気温度の上昇はある程度抑制されたと考えられる。他方、トップヘッドフランジ付近のような原子炉格納容器上部は、原子炉圧力容器との距離も近く、原子炉圧力容器が高温になった場合、輻射などの影響で蒸気温度を超えて原子炉格納容器温度が上昇するとの指摘もある。このため、水蒸気リッチな条件における過温破損のメカニズムについては検討を要する。

終章 おわりに

1. 今般の検討により得られた知見の活用

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。

また、本中間取りまとめに示した検討結果については、その内容に応じて得られた知見について現在の安全規制とどのように関連しているかを精査する必要があると考えられるが、2020年9月30日の第28回原子力規制委員会において対応の方針が示されているように、今後、原子力規制委員会が適切な検討の場を活用して対応することとしている。

さらに、今回の調査・分析の結果、SGTS配管系で高い放射線量率を示す箇所、シールドプラグにおける多量の放射性物質の存在などが確認されており、今後の廃炉作業の計画や発生する放射性廃棄物の管理といった観点から、対処方法の慎重な検討と困難を伴う取り組みへの的確な対応が求められる。こうした事項の情報共有を含め、原子力規制庁は連絡・調整会議の場を活用するなどして、福島第一原子力発電所の廃炉作業の実施主体である東京電力をはじめ、廃炉作業に関係する機関に対し、継続的な情報提供を行っていくこととしている。

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、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
- ・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頂いた原子力規制庁の職員の皆様

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。

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る 調査・分析の取りまとめのポイント

第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所

1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム
2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2, 3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムが存在

第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

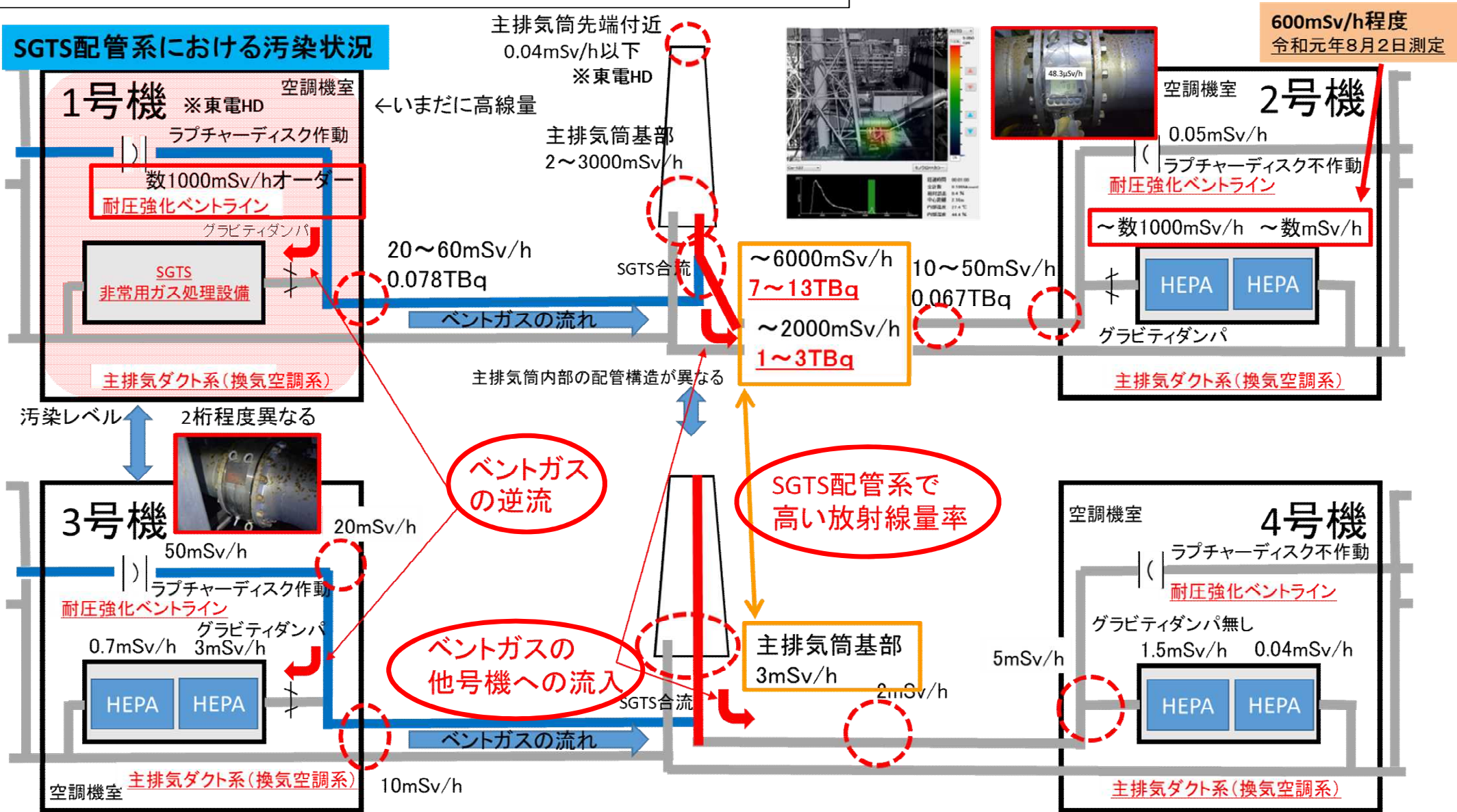
1. 3号機の水素爆発の詳細分析

第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

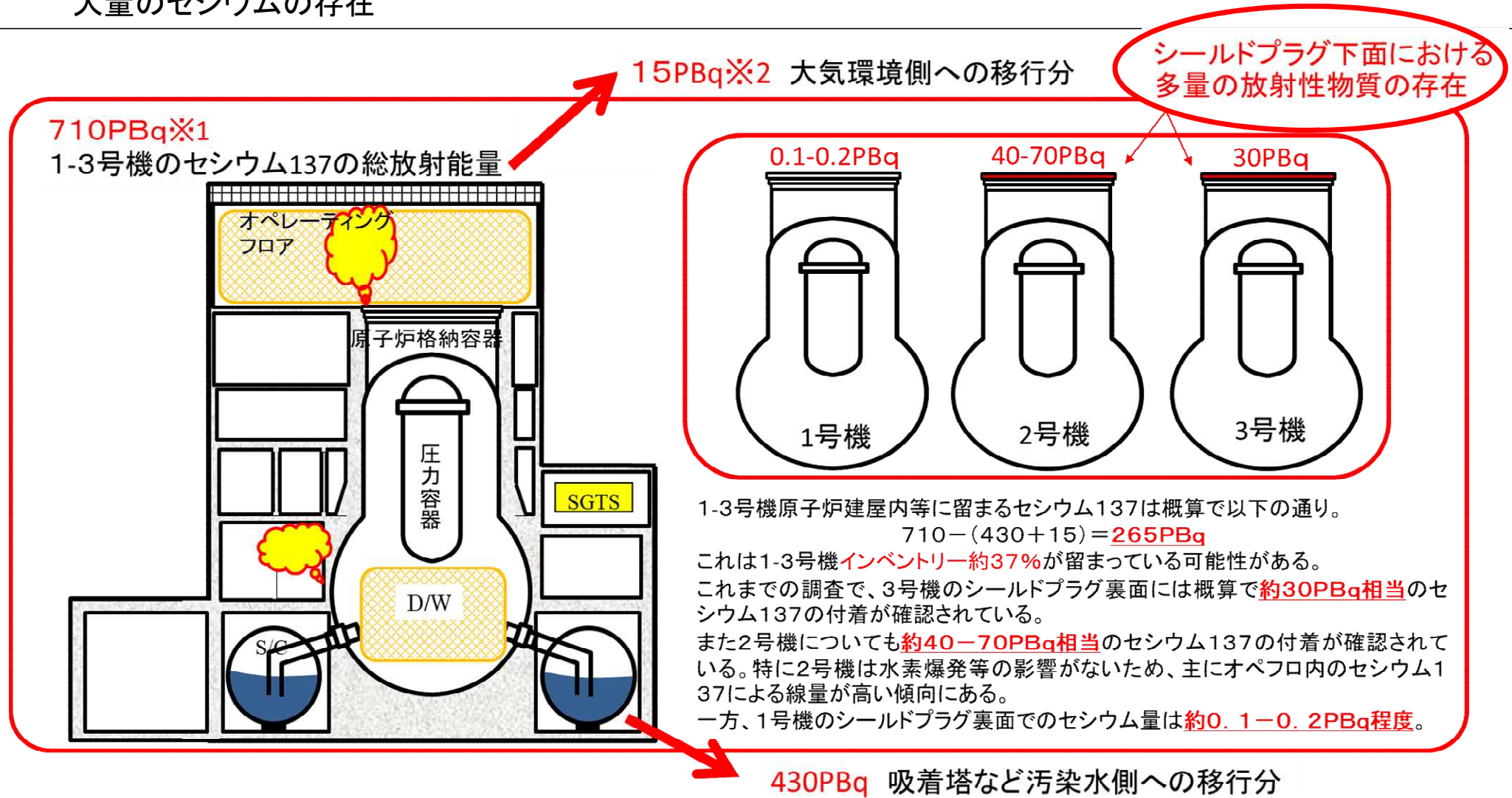
1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況
2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況

第1章 1. 1~4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム

SGTS配管系における汚染状況



第1章 2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2、3号機シールドプラグ下面における大量のセシウム137の存在



※1: 福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉停止時の放射性物質(ヨウ素131、セシウム137)の量について(平成23年4月14日原子力安全・保安院)

※2: 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書(平成23年6月)

第2章 1. 3号機の水素爆発の詳細分析

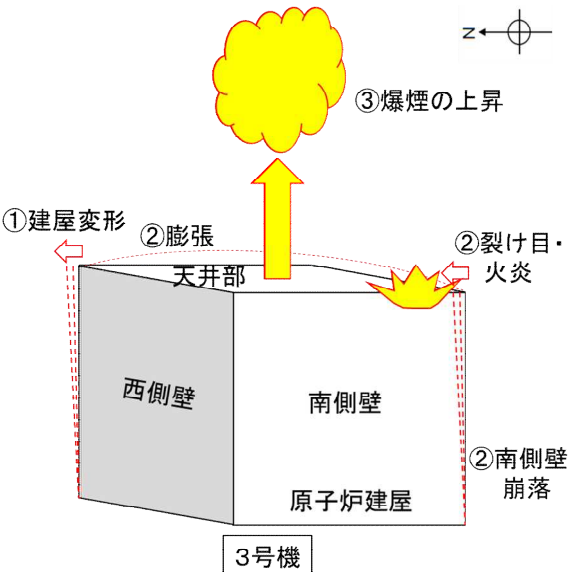
①3号機水素爆発時の映像



映像処理後（60コマ/秒）
0秒※

水素爆発（前駆爆発）による原子炉建屋の変形後、原子炉建屋南東部の屋根に発生した火炎（水素を含む可燃性ガスによるもの）

※映像処理前に火炎が最初に確認された時点を0秒としている。



多段階事象説



映像処理後（60コマ/秒）
1秒

原子炉建屋中央天井部から第2段階の爆発・燃焼による爆煙が上昇

本資料の画像は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析のために、原子力規制委員会が株式会社福島中央テレビ及び日本テレビ放送網株式会社から提供を受けたものです。

本資料に掲載の画像を引用などで使用される場合は、福島中央テレビ及び日本テレビの両社クレジットを必ず記載し、また、原子力規制委員会の資料からの引用であることを明記する必要があります。

第2章 1. 3号機の水素爆発の詳細分析

②3号機原子炉建屋内の損傷状況

【3号機原子炉建屋 3階】

原子炉建屋3階西側で確認された小梁の損傷



令和元年12月12日原子力規制庁撮影



令和元年12月12日原子力規制庁撮影

【3号機原子炉建屋 4階】

原子炉建屋4階西側では、外壁は抜けているが、内部設備・鋼材の大規模な損傷は見られない



令和2年9月18日原子力規制庁撮影

※360度カメラの映像から抽出しているため、画像が湾曲している。

※360度カメラの外側に汚染防止のための透明カバーを付けているため、光が屈折している場合がある。

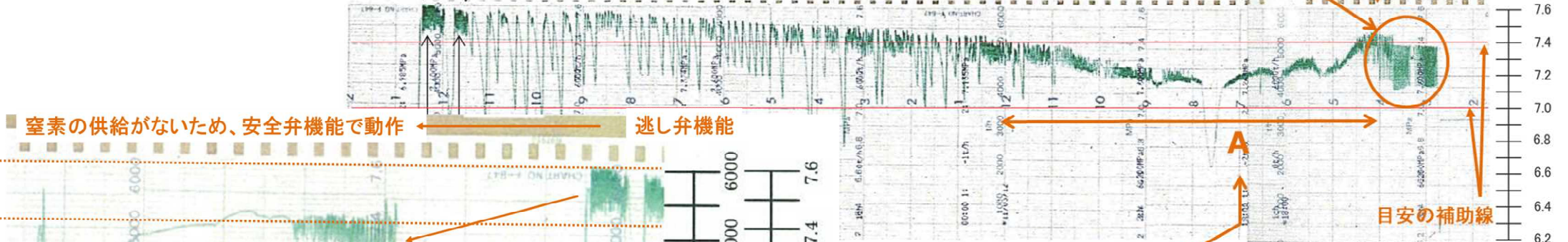
第3章 1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉压力容器の圧力挙動からみた機器の状況

3号機

3号機原子炉圧力の挙動

12:35頃 HPCI自動起動
11:36頃 RCIC停止

3/12 逃し弁機能による動作
RCIC手動起動 3/11 16:03
津波 地震

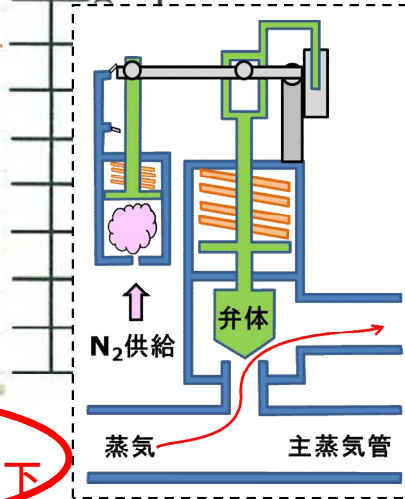


窒素の供給がないため、安全弁機能で動作 ← 逃し弁機能

逃がし弁機能により動作したと考えられていたが、安全弁機能により動作。
(SRV(弁体を押さえつけるバネ)の温度上昇による影響)

Bは便宜上の時間区分

(注) 欠測期間が存在する
SRV安全弁機能の作動開始圧力の低下



主蒸気逃がし安全弁(SRV)の構造概要

(緑)原子炉圧力
Aは便宜上の時間区分
目安の補助線
圧力 (MPa gage)

SRV逃がし弁機能が中間開の可能性。

政府事故調報告書より抜粋して加筆(オレンジ色)

表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位: MPa[gage]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	-	有	-	有	有

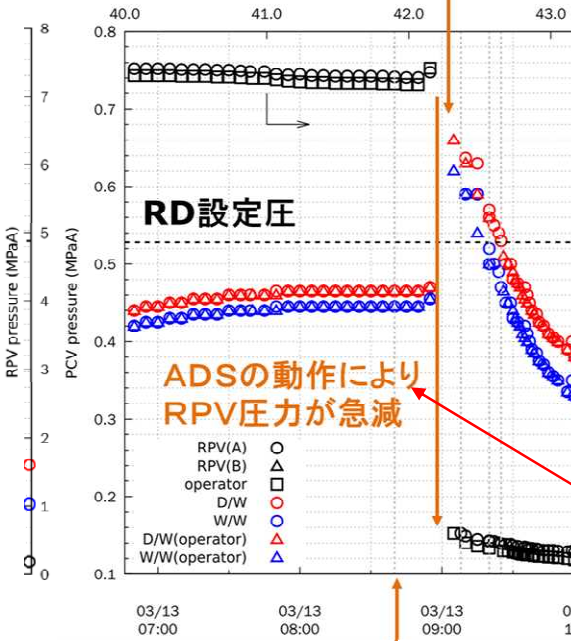
東電、未解明問題報告書(第5回)より抜粋

第3章 2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況

3号機

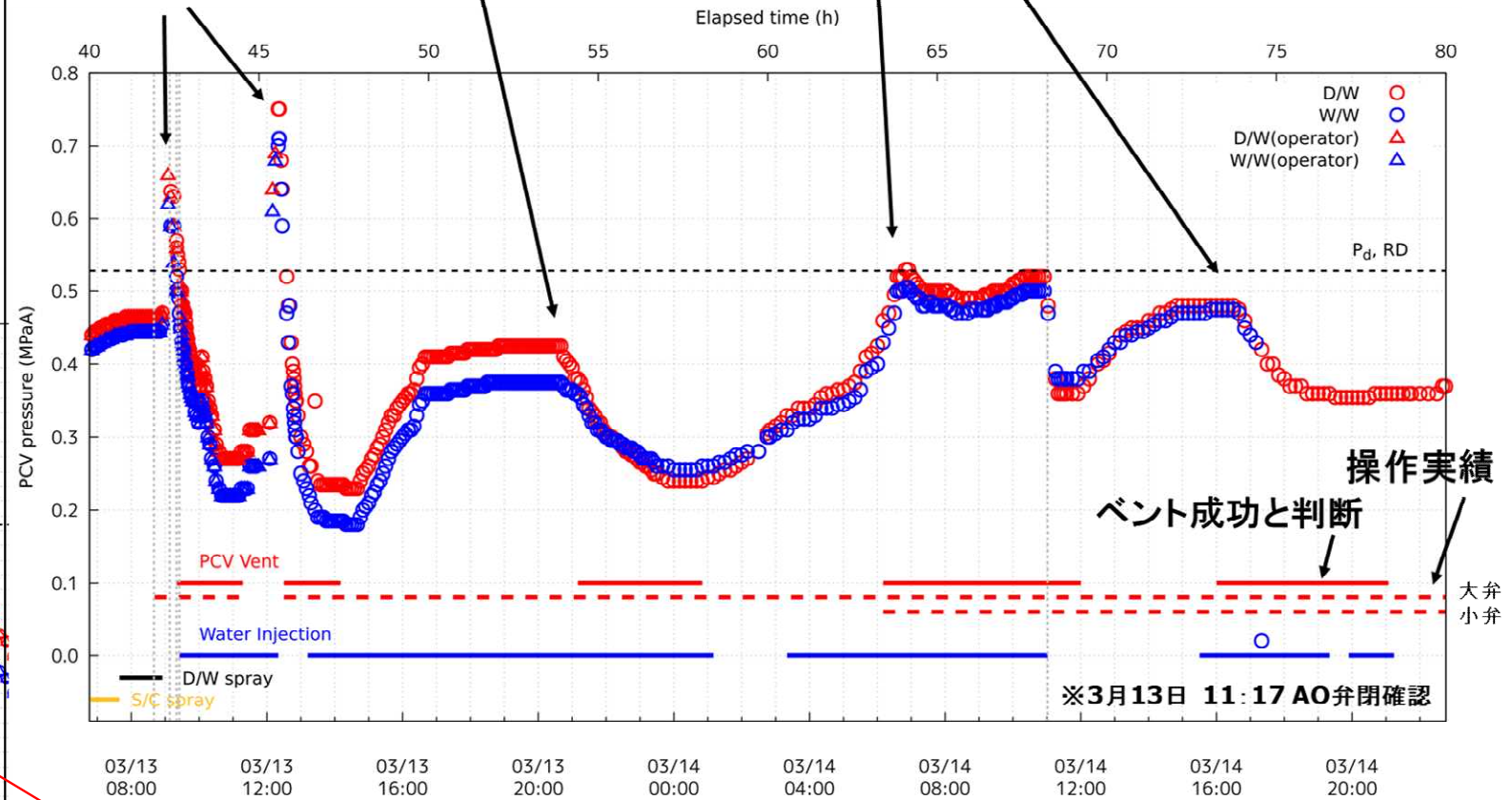
3号機原子炉格納容器内の圧力変動

ラプチャーディスクの破損により
格納容器の減圧開始



8:41
ベントライン構成完了

事故後は、PCVベントによってPCV圧力が低下したと判断されていたが、成功したのは最初の2回のみである



操作実績
ベント成功と判断

大弁
小弁

自動減圧系(ADS)の動作を可能とする設計意図と異なる条件の成立