

(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2021年3月までの検討～

2021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 7
- 2. 検討の方針
 - 2. 1 検討対象 8
 - 2. 2 検討の体制及び実施方法 8
 - 2. 3 本中間取りまとめの構成 9

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 11
- 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 17

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 22

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 27
- 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 30

終章

- 1. 今般の検討により得られた知見の活用 35
- 2. 謝辞 35
- 3. 結語 36

- 略語 37

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	39
参考 2	事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績	43
参考 3	調査チームの構成員	46
参考 4	現地調査の実施実績	47
参考 5	3D レーザースキャナによる測定の概要	49
参考 6	東京電力から提供を受けた情報	54
参考 7	連絡・調整会議の開催実績	61

別添 1	1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の 汚染分布データ	6 2
別添 2	2号機のベント実績 (ラプチャーディスク付近の線量率の測定)	7 9
別添 3	1/2号機共用排気筒及び1/2号機 SGTS 配管系の 汚染状況	8 4
別添 3-1	ベントガスの挙動に関するシミュレーション	9 5
別添 4	1/2号機共用排気筒基部の高汚染の原因	1 1 3
別添 5	1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の 汚染程度の差の原因	1 2 8
別添 5-1	スクラビング実験	1 3 5
別添 5-2	真空破壊弁におけるバイパスの可能性	1 3 9
別添 6	非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流水素量	1 5 1
別添 7	1~3号機のシールドプラグ付近の放射線測定及び 線量評価	1 6 6
別添 7-1	シールドプラグ付近の放射線測定の方法	1 8 5
別添 8	3号機原子炉建屋の内側壁等の破片サンプルの 汚染程度の測定	1 8 8
別添 9	超解像処理	1 9 2
別添 10	多段階事象説の超解像処理した映像を用いた説明	1 9 6
別添 11	水素爆発時の地震計記録	2 1 7
別添 11-1	水素爆発時の振動記録に基づく 地盤を伝播した振動強さの推定	2 2 4
別添 12	地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較	2 3 2
別添 13	3号機原子炉建屋 3階天井部の梁の損傷に至る圧力	2 3 5
別添 14	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階の損傷状況	2 4 8
別添 15	全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の 不安定動作	2 6 3
別添 16	主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の 低下要因	2 7 2
別添 17	3号機のベント成功回数の特定	2 8 4
別添 18	原子炉格納容器からの漏えいと原子炉格納容器内での 水蒸気等の発生	2 8 8
別添 18-1	ドライウェルとサプレッションチェンバの圧力差の変動 によるドライウェル床面の水位形成の可能性	3 0 1

別添 18-2	原子炉圧力容器とドライウエルが 圧力的に接続された時期	321
---------	--------------------------------	-------	-----

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 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、2021年3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（以下「本中間取りまとめ」という。）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されている。

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、おおよそ 10 年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、敷地内のがれき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。

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

主蒸気逃がし安全弁（SRV）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、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 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、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

調査チームは、1～4号機 SGTS 配管系²の線量率等の測定等の現地調査を行った。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 配管系の汚染に係るデータを別添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のごく近傍の線量率は、 $50\mu\text{Sv/h}$ (0.05mSv/h) 程度であった。これは、原子炉格納容器ベント³（以下、単に「ベント」という。）によって原子炉格納容器（PCV）から排出されたガス（以下「ベントガス」という。）が流れたことにより生じると考えられる汚染の程度をはるかに下回っているほか、1/2号機 SGTS 配管系の汚染の程度よりも全体として2桁程度汚染の程度が低い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。さらに、2号機のベント実施が試みられた時点⁴では炉心が健全であったとは考えられない。

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、これまでも議論がなされてきたところである⁵が、今回の線量率測定により、確定的な証拠を得て結論づけられると考えられる。

(2) 2号機非常用ガス処理系配管の高汚染のメカニズム

現地調査の結果、1/2号機 SGTS 配管系の汚染については、以下の状況が確認された。（別添3）

- ① ベントに成功していない2号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管の下流（非常用ガス処理系（SGTS）配管合流部に近い配管）部分の方が、ベントに成功した1号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管（非常用ガス処理系（SGTS）配

² 本中間取りまとめでは、「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（以下「ベント配管」という。）及び非常用ガス処理系（SGTS）配管をまとめて「SGTS配管系」とする。なお、実機では、ベント配管は非常用ガス処理系（SGTS）配管に接続されている。

³ 原子炉格納容器の圧力上昇による注水不能や格納容器破損を避けるために、放射性物質を含む気体を原子炉格納容器の外部に排出させて、原子炉格納容器内の圧力を下げること。

⁴ 福島原子力事故調査報告書（2012年6月20日、東京電力株式会社）添付8-11では、3月13日11:00及び3月14日21:00頃にラプチャーディスクを除くベントラインの構成完了としている。

⁵ 福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討（以下「東電未解明問題」という。）第5回進捗報告（2017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

管合流部に近い配管)よりも汚染の程度が高い。

- ② 1号機非常用ガス処理系(SGTS)フィルタトレイン⁶は、2号機非常用ガス処理系(SGTS)フィルタトレインよりも汚染の程度が高い。
- ③ 1/2号機共用排気筒の汚染状況については、当該排気筒の底部の汚染の程度が高い。

以上のような汚染状況が現地調査で確認されたことを受け、その原因を解明するために、調査チームはJAEAに対し、SGTS配管系及び共用排気筒内におけるベントガスの挙動に関するシミュレーションを委託⁷した。

JAEAの報告(詳細は別添3-1)の主な内容は、以下のとおりである。

- i) グラビティダンバ⁸の漏えい面積が1号機側と2号機側でほぼ同じとした場合、漏えい部の局所圧損が通過するベントガスの動圧と等しいと仮定すれば、1号機非常用ガス処理系(SGTS)フィルタが2号機非常用ガス処理系(SGTS)フィルタより約3倍高い水準で汚染されることが示された。
- ii) 1号機のベント弁から排気筒までの経路においては、ベント時に局所的に強く汚染されることはない。また、排気筒近傍(排気筒から数メートル)の共通配管部の強い汚染が、ベント作動時の流れによるものとは考えがたい。
- iii) 全ての配管系において、 $1\mu\text{m}$ のエアロゾル⁹径を仮定して、ベント弁解放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流入した汚染物質の数%程度が配管内壁にほぼ一様に付着する可能性が示された。
- iv) ベント弁から排気筒に向かう流路から分岐し、2号機非常用ガス処理系(SGTS)フィルタに向かう流路において、合流部から10m程度を過ぎると気相温度の低下により飽和温度を下回り、凝縮が生じる。同経路について $1\mu\text{m}$ のエアロゾル径を仮定し、概略的にベント弁解放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流路に流入する放射性物質の約5%(0.4TBq)が配管内壁にほぼ一様に付着する可能性が示された。
- v) ベント弁閉鎖時点で排気筒内に存在していたエアロゾルの一部が、その後、重力で落下し排気筒底部を汚染した可能性が推定できる。
- vi) ベント弁閉鎖後に、2号機に向かう低速度の流れがあれば、排気筒内に存在していたエアロゾルが流れ込み、2号機SGTS配管系で観測された汚染を生じさせる可能性がある。

⁶ 非常用ガス処理系(SGTS)のフィルタを格納した箱型の構造物

⁷ 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)

⁸ 逆流防止用のダンバ(風量を調節するなどの目的でダクトの中間に取り付けられている装置)で片方向からの風のみを通す目的で設置され、逆向きの風が流れないように羽根が自重で閉じられる構造になっている。

⁹ 気体中に浮遊する微小な液体または固体の粒子と周囲の気体の混合体(日本エアロゾル学会ホームページ)

調査チームとしては、

- i) については、従来、1号機のグラビティダンパの漏えい率の方が高かったのではないかとの指摘もあったが、同程度の漏えい率でも1号機の非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタの汚染が数倍になり得ることを示している。なお、報告中では、非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタによる圧力損失をどのように設定したかの情報が明確には判断できないなど、境界条件の設定について技術的に確認すべき事項が残っている。
- ii) については、主たるベント経路 (1号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管) の汚染はベント動作時の流れにより生じたものではないとしつつ、汚染の程度は当該経路全体で 2TBq に相当するとしている。実測値の同経路の汚染の程度は約 0.1TBq であり、隔たりは大きい。なお、排気筒近傍の局所的に高い汚染は、汚染の位置や分布状況から、配管の立ち上がり部の上部から、放射性物質を含んだ液滴によるのではないかとの推測がなされてきており、今回のシミュレーション結果は、この推測を支持しているものと捉えるべきではないかと考える。
- iii) 及び iv) については、2号機非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタに向かう配管 (2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管) では、合流部から 10m 程度を過ぎると1号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管から流れ込んだベントガスが冷却され飽和温度を下回り、凝縮による汚染メカニズムが働くことが述べられている。ただし、これによる汚染は2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管全体で 0.4TBq 程度とし、今回のシミュレーション上は、1号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管での約 2TBq の汚染の程度を下回る結果となっている。しかし、実測値では2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管の汚染の程度は約 18TBq であり、かつ、1号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管の約 200 倍になっており、シミュレーション結果とは全く一致していない。
- この結果を踏まえ、JAEA は、v) のアイデアを提示しているが、まずは、シミュレーションの妥当性の検証を行う必要がある。また、ベントガスの温度が変化すると汚染の程度や分布に影響が出ると考えられるが、JAEA の報告からは飽和温度やベントガス温度に関する感度分析などの具体的な情報は読み取れない。なお、2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管中における汚染分布は、セシウム (Cs) を含む凝縮水が配管内の低い部分に移動することによって生じた可能性が高く、シミュレーションでは、詳細な分布状況の計算よりも、2号機非常用ガス処理系 (SGTS) 配管全体に付着する Cs 量を重視して検討することが妥当ではないかと考えられる。
- v) 及び vi) で示されたアイデアについては、検証を伴ったものではないと理解している。その上で、v) については、排気筒の底部付近の狭い範囲に強

い汚染が集中していることと整合するかどうかは不明である。また、ベント弁閉鎖時点に排気筒内に存在していた Cs-137 の量を、26TBq 程度と JAEA は推測している。この値自体にはかなりの不確かさがあると認識した上で考察を進めるとしても、実測で得られた約 18TBq の汚染をもたらすためには、このうちの 2/3 以上（フィルタに至る割合を考えれば実際にはほぼ全量）が 2 号機非常用ガス処理系（SGTS）配管に流入する必要がある、排気筒底部に落下するものが存在することを考慮すれば、かなり難しい条件であると考えられる。

以上のことから、今回のシミュレーションでは、観測された配管系の汚染状況を発生させたメカニズムを十分には理解することができなかった。

なお、当時の状況に関する不確実性は小さくないため、十分な議論を行うためには、別添 3-1 の全体について時間経過に沿った状態変化、ベントガスの組成、ベントガス温度、エアロゾル径など、幅広いパラメータについて感度分析の結果が示される必要がある。

（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¹⁰の汚染の程度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による線量率は、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に対する測定の結果、その線量率は 0.1～0.7mSv/h 程度であった。また、1/2 号機非常用ガス処理系（SGTS）配管接続部付近の配管（水平円管）の断面方向の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。

この点を調査した結果、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（PCV）から導かれたベントガスが単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より確認した。この結果、ベント時にベントガスが排気筒頂部から放出される前に排気筒内部に Cs を含む大量のエアロゾルが蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1/2 号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと判断する。

¹⁰ 共用排気筒の底部に加えて、排気筒と非常用ガス処理系（SGTS）配管の接続部（非常用ガス処理系（SGTS）配管接続部）から 1 号機非常用ガス処理系（SGTS）配管と 2 号機非常用ガス処理系（SGTS）配管の合流部（非常用ガス処理系（SGTS）配管合流部）までの範囲を「排気筒基部」としている。

(4) 1/2号機 SGTS 配管系と 3/4号機 SGTS 配管系の汚染の程度の差の原因 (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、ベント実施時点の原子炉格納容器(PCV)内部のCs濃度について、1号機の方が3号機よりも大幅に高かったことが主であると判断する。

このことは、ベント時点において、1号機では原子炉压力容器(RPV)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、1号機ではベントの約12時間前には原子炉压力容器(RPV)圧力が1MPaを下回り¹¹、この時点で原子炉压力容器(RPV)下部の大きな破損が想定されるが、3号機ではベント時点まで原子炉压力容器(RPV)圧力は7MPa付近を維持しており¹²、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(PCV)への漏えいが多少あったとしても、炉心が原子炉压力容器(RPV)下部に落下して損傷を与えたような事態には至っていなかったと判断しているためである。

なお、前述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 ウェットウェルベント時の除染係数

従来、1号機と3号機では、3号機の方が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¹³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、この水の状態によりスクラビング¹⁴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(別添5-1)や過去の電力共同研究の成果から、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(S/C)内の水位や水温の条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ(スクラビング時の水位(サブマージェンス))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ことから、この考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。

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号機では主蒸気逃がし安全弁(SRV)の長時間の動作やサブプレッションチェンバ(S/C)スプレーが実施された結果、ベント時点においてサブプレッションチェンバ(S/C)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

¹¹ 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に示されている原子炉圧力計の指示値は、3月12日3時前に1MPa以下となっている。

¹² 政府事故調報告書 最終報告(資料編)p287に示されている原子炉圧力計の指示値は、3月13日9時頃までは7MPaより高い値で推移している。

¹³ ある圧力の下で液体が沸騰する、または蒸気が凝縮する温度。

¹⁴ 本中間取りまとめでは、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。

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主要因となった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（S/C）に接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウエル（D/W）¹⁵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¹⁶。この指摘には、複数設置されている真空破壊弁の2箇所について、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¹⁷ことが背景としてある。

これに対して、

- スクラビングされずに直接 SGTS 配管系に流出するドライウエル（D/W）内の気体の割合が高い場合、さらに汚染の程度が高くなることが想定されること。
- 真空破壊弁のガスケットずれが確認された福島第二原子力発電所2号機については、ガスケットずれが生じた時期は不明だが、サブプレッションチェンバ（S/C）圧力とドライウエル（D/W）圧力との間に圧力差があり、大規模な漏えいは生じていないと考えられること、また、真空破壊弁の機能も維持されていたと考えられること。

などから、前述の指摘について、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

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、BWRの確率論的リスク評価（PRA）手法の改善等の観点から、今後と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）

ベント配管は、SGTS 配管系の原子炉建屋内にある非常用ガス処理系（SGTS）フィルタトレインと共用排気筒の間の原子炉建屋を出る手前で接続されている。

従来、3号機のベントガスが4号機（隣接号機）に流入した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¹⁸。しかし、今般、東京電力及び調査チームにより測定された非常用ガス処理系（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、自号機への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¹⁹の下で非常用ガス処理系（SGTS）フィルタの汚染状

¹⁵ 原子炉格納容器（PCV）のうち、サブプレッションチェンバ（S/C）を除いた部分。

¹⁶ 第8回事故分析検討会 議事録 p18

¹⁷ 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）

¹⁸ 福島原子力事故調査報告書（2012年6月20日、東京電力株式会社）p262-268

¹⁹ ベントガスの組成、濃度、非常用ガス処理系（SGTS）フィルタでの付着率などは一定とする。

況から逆流／流入量を計算した暫定的な評価では、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 2 倍程度であったとの結果が得られている。

なお、東京電力が 3 号機 非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタトレインを開放してフィルタトレイン内部の線量を調査した時に、フィルタトレイン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 号機の非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタは汚染の程度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から推定すると、1 号機の非常用ガス処理系 (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 と水素の量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、過去に行った 1 号機原子炉建屋内の調査²⁰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 号機非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタの線量率の測定については、今後、精度向上等に係る検討を実施する。

(6) 非常用ガス処理系配管での高温熱履歴の有無

前述の検討過程において、1/2 号機 SGTS 配管系の原子炉建屋外の配管に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、1/2 号機 SGTS 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示された²¹が、東京電力から当該部分に補強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補強剤であったことが確認された。

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

2. 1 調査・分析の概要

調査チームが 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。) の線量率の測定結果等を分析した結果、原子炉格納容器 (PCV) の上部に設置されているシールドプラグの下面の汚染の程度が高いことが確認された。各号機の評価の概要は以下のとおりであり、測定及び評価の詳細については、別添 7 に、また、

²⁰ 2013 年 5 月に原子力規制庁が実施した現地調査

²¹ 第 8 回事故分析検討会 議事録 p26

測定方法の詳細については、別添7-1に示す。

(1) 1号機

1号機については、東京電力が過去（2017年2月）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1層目（頂部カバー）下面と2層目（中間カバー）上面の間の部分に存在するCs-137は、約0.1～0.2PBq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号機

2号機については、線量率が高い状況であることによる困難さもあり、間接的な方法で東京電力が過去（2018年11月）に測定を行い、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1層目（頂部カバー）下面と2層目（中間カバー）上面の間の部分に、70PBq程度のCs-137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、不確実性を多く含む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Cs-137が存在していることは妥当な評価であると判断した。その後、東京電力から過去（2018年11月）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層目（頂部カバー）下面と2層目（中間カバー）上面の間の部分に存在するCs-137は20～40PBq程度となり、数十PBqという前述の結論を補強するものとなった。

(3) 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、同フロアの床表面の除染を行ってもシールドプラグ付近の線量率が除染の効果として期待したほど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²²。今般、過去に東京電力等の協力を得て原子力規制庁が過去（2015年11月）に実施したスペクトル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層目（頂部カバー）下面と2層目（中間カバー）上面の間の部分に、30PBq程度のCs-137が存在する可能性が高いとの結論を得た。

(1)～(3)で述べた調査・分析の結果は、安全面及び廃炉作業面において非常に重要な意味を持つとともに、調査チームとしても意外なものであった。

²² 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5p9）

このため、調査・分析の方法に係る異なるアプローチの採用も含めて、調査・分析結果のクロスチェック、シールドプラグの2層目（中間カバー）下面以下に存在するCs量の把握に取り組むことが重要である。

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) 環境に放出されたセシウム量との関係

2号機及び3号機のシールドプラグ下部に大量の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（大気中）に放出されたCs量（15PBq程度）²³が、チェルノブイル原子力発電所事故（1986年）時に環境中（大気中）に放出されたCs量（85PBq程度）²⁴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Cs-137の炉内インベントリの合計値は約700PBqと算定されている²⁵。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²⁶。現在、燃料デブリを含めた原子炉格納容器（PCV）内のCs-137の残存量は不明であるが、原子炉格納容器（PCV）のトップヘッドフランジ（THF）から漏出したCs-137量が、滞留水に溶け込んで流出したものの以外（約270PBq）の半分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50～70PBq程度のCs-137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Cs-137の量は、シールドプラグの1層目（頂部カバー）下面と2層目（中間カバー）上面の間の部分に付着している量であり、2層目（中間カバー）と3層目（底部カバー）との間や3層目（底部カバー）の下面には別にCsが付着して存在している可能性も考えられる。

(2) 付着したセシウム量の号機間の差

① 1号機シールドプラグのずれた時期及び要因

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ずれている。

²³ 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分析～（第12回事故分析検討会 資料3-1 p50）

²⁴ 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分析～（第12回事故分析検討会 資料3-1 p51）

²⁵ 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)

²⁶ 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。

この状況は、東京電力が確認し公表している²⁷が、これまでのところ、東京電力はこのずれの発生時期及び原因についての確定的な分析結果は公表していないため、その原因の評価は定まったものがない。

しかし、1号機のシールドプラグの歪みの形状からは、シールドプラグが下に向かって大きな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。

シールドプラグが動いた時期及びその理由については、更なる検討が必要であると考えられる。なお、以下の「② セシウムの放出時期」を検討する上ではこの検討結果が重要な要素となる。

さらに、3号機において原子炉冷却材浄化系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プールに落下しているが、その原因についても同様に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に付着したCs量が相対的に少なく、かつ、シールドプラグが水素爆発以前に大きく動く可能性は低いと考えられることから、1号機の場合、水素爆発以前に原子炉格納容器(PCV)のトップヘッドフランジ(THF)部分から大量のCsが原子炉ウェルに放出されたとは考えにくい。この認識は、水素爆発の際に破壊・飛散した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を採取し、そのサンプルについて放射性物質による汚染の状況をJAEAが測定した結果、どの部分のサンプルもほぼ同等の汚染程度であったため、水素爆発以前は3号機原子炉建屋内部に大量の放射性物質が放出されて壁面に付着していた状態ではなかったと考えられることとも整合している。破片サンプルについての測定の詳細は、別添8に示す。

したがって、Csの原子炉格納容器(PCV)外への主たる放出時期は水素爆発よりも後であった可能性があると考えられる。炉心損傷後、希ガス及びCs化合物のように気中に移行しやすい核種は、早期に、かつ、ほぼ同時に燃料ペレットから放出されるが、前述の考察が事実であれば、希ガスや水素が原子炉格納容器(PCV)外または環境中へ放出されるのに遅れて、Csが放出される可能性があることを意味する。これに関連して、Csの原子炉格納容器(PCV)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²⁸。なお、2号機及び3号機については、水素爆発以降においても原子炉建屋上部付近からしばらくの間、大量の水蒸気の噴出が確認されているが、1号機については確認できていない。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

²⁷ 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))

²⁸ 第12回事故分析検討会 議事録 p26

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。

③ ベント時の原子炉格納容器（PCV）内の気体中のセシウム濃度との関係

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、汚染の程度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（PCV）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との指摘がある²⁹。これについて、原子炉格納容器（PCV）のトップヘッドフランジ（THF）通過時の除染係数や漏れいガスの相対量、水蒸気生成量など、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

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示唆があった³⁰。これは、1号機のシールドプラグが元の位置からずれていることから、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、水素爆発により破損した同号機原子炉建屋の屋根が落下し、シールドプラグを覆っていること。
- 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、雨水によるCsの流失を疑問視する意見もある。

雨水の影響は、完全に否定できるものではないが、号機間のCs付着量に2桁程度の大きな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。

²⁹ 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分析～（第12回事故分析検討会 資料3-1 p48）

³⁰ 別添7参照

第2章 原子炉建屋における水素爆発³¹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西側約17kmの距離に常設された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、同社及び日本テレビ放送網株式会社の協力により、同社が所有している1号機及び3号機の水素爆発時の当該映像の超解像処理（別添9）を施したものの提供を受け、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振動が記録されており、これを用いて、水素爆発のエネルギー等に関して原子力規制庁技術基盤グループが検討を行った。

さらに、調査チームは3号機原子炉建屋内の状況を撮影するなどして、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）

水素爆発時の映像等を用いた検討の結果、3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、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」の概略及びイメージ図は以下のとおりである。

- ① まず、原子炉建屋を北西方向に変形させる（水素爆発と推測される）前駆爆発が発生し、原子炉建屋に変形をもたらす。
- ② これにより、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が燃焼する火炎が原子炉建屋外部に発生。同時にこの火炎の下部に位置する原子炉建屋5階の南側の壁が崩落。
- ③ また、①の水素爆発により、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し始め、その後、原子炉建屋内に残存した水素などの可燃性ガスが燃焼する。
- ⑤ 原子炉建屋南東部の火炎は、0.4秒程度継続した後、球状の噴煙下部の低圧部に取り込まれる。
- ⑥ さらに④の可燃性ガスの燃焼は、球状の噴煙となって上昇する過程に移行。
- ⑦ 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吹き上げられた。

³¹ 以下、本章において記述するように、爆発を生じさせたガスは水素以外の成分を含んでいた可能性が高く、かつ、3号機の事象の一部は爆発現象だけではないと考えられるが、1号機については3月12日15時37分頃、3号機については3月14日11時02分頃の事象全体を指す際には「水素爆発」としている。

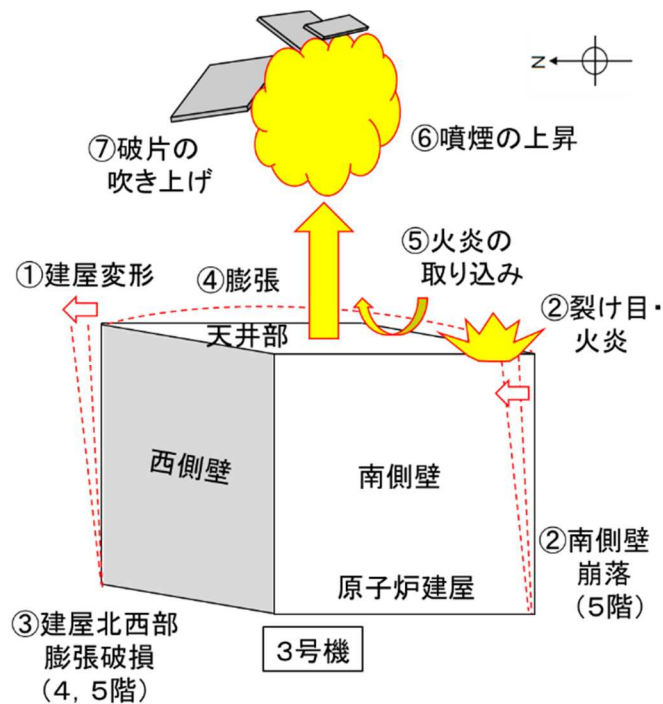


図 多段階事象説のイメージ

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

多段階事象説の重要な要素は、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が、最初に原子炉建屋に変形をもたらした現象（前駆爆発）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、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9秒程度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、このような挙動が爆発現象と同時並行的に観察されると理解することは困難である。
- 爆発による圧力波によって原子炉建屋の屋根が吹き飛ばされたとする、原

原子炉建屋南東部の火炎が 0.4～0.5 秒程度継続した後に吸い込まれるように消えていることが説明できない。圧力波に伴う低圧部は圧力波の後ろ側に、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。

ただし、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。

(3) 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成 (別添 10)

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³²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高いことから、(可燃性) 有機化合物の割合は 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 時 4 分 (水素爆発発生 3 分後)) の衛星写真を入手した。これを見ると、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雰囲気は、水素、(可燃性) 有機化合物、水蒸気及び空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、原子炉建屋内のガス中の含有酸素量に対して、燃焼可能量を大きく超える量の燃焼成分が存在していたと推測される。この推測に基づく場合、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。

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³³。これについては、今後も引き続き検討を実施する。

³² 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。(中略) 有機化合物を構成する元素の種類は比較的少なく、炭素、水素、酸素、窒素、硫黄、リン、ハロゲンが主であるが、鉄、マグネシウムなどの金属元素が含まれることもある。(以下、略) (岩波理化学辞典第 5 版 (1998))

³³ 第 16 回事故分析検討会 議事録 p20

(5) 地震計記録からみた水素爆発の状況

① 振動記録による分析

1号機と3号機の水素爆発時の地震計の振動記録を比較すると、1号機の爆発時の加速度の方が3号機のそれよりも大きめに観測されている(別添11)。この記録を基に、原子力規制庁技術基盤グループが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(別添11-1)。

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

② 時系列の比較(別添12)

水素爆発時の事態推移と地震計による振動記録とを比較対照できるよう、振動記録の波形の特徴的な部分の時間幅と映像の進展を並べて比較した。その結果、(1)で示した多段階事象説を否定するような材料はみられなかった。

(6) 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷(別添13)

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う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)が原子炉建屋の構造を近似して算定した。その結果、300~500kPaの圧力が20~40msかかると、大梁の変形が生じうるとの見解を得た。3号機原子炉建屋4階で発生した爆発が前述の前駆爆発であれば、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程度の圧力をもたらす状況における水素濃度を試算すると、密閉空間内での水素燃焼によって静的圧力が発生するとした場合には水素濃度は5%程度となる。実際には密閉空間ではなく、また、燃焼速度も考慮すると動的圧力も働くため、爆発による水素燃焼を考慮した場合には水素濃度は10~20%程度と考えられる³⁴。このように、梁の変形を踏まえた水素濃度の程度が推算されるが、これは程度の確認をしたものと理解すべきである。

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、爆発当時に発生した圧力等をさらに絞り込むことができる可能性があると考えられる。

なお、3号機原子炉建屋3階天井部の破損に熱影響が関与している可能性につい

ては、以下のことから、調査チームは否定した。

- ① 目視した範囲には高温の痕跡は見られなかったこと。
- ② 鉄筋コンクリートの強度に影響を与えるような高温が水素爆発前に生じたとは考えにくいこと。
- ③ 水素爆発の継続時間を踏まえると、爆発時に高温になったとは考えにくいこと。

(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、これが凝縮波が存在せずに観測されなかった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ったとすると、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我が国では多かった³⁵。

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階の破損状況について、少なくともいくつかの箇所では、爆轟現象ではなく圧力上昇(爆燃現象)が生じた結果であることを示唆していると考えられる。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14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。

³⁵ 政府事故調報告書 最終報告(本文編) p83、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書(2014年10月8日、原子力規制委員会) p99-100

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見た機器の状況

1. 1 調査・分析の概要

主蒸気逃がし安全弁（SRV）の動作について、政府事故調報告書等での分析結果を参考に、東京電力福島第一原子力発電所事故当時の原子炉圧力容器（RPV）の圧力の変化等のプラント状態からの体系的な解釈を試みた。また、3号機では、自動減圧系（ADS）の動作がベントの成否とも密接に関連していたことから、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

全交流動力電源喪失（SBO）条件下で、アキュムレータの窒素が消耗し、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が完全開にも完全閉にもならない不十分な開閉が反復している状態（以下「中途開閉状態」という。）に至ると、原子炉圧力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開信号の解除圧力を下回っても中途開閉状態の状態が継続される。

2011年3月13日4時30分から5時50分にかけての原子炉圧力容器（RPV）圧力の小刻みな変動は、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の弁体押さえバネの温度が上昇した影響により、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が所定の設定圧力よりも低い圧力において、安全弁機能³⁶として動作したものと考えられる。

（1）全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の原因未解明の不安定動作（別添15）

3号機では全交流動力電源喪失（SBO）条件下で8個の主蒸気逃がし安全弁（SRV）の一つ一つの逃がし弁機能³⁷が8回程度作動した後、原子炉圧力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の設定圧力範囲内にある場合、主蒸気逃がし安全弁（SRV）は中途開閉状態になっていたのではないかとの指摘は以前からあった³⁸。しかしその原因については、主蒸気逃がし安全弁（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。

しかしながら、2011年3月11日20時頃に原子炉圧力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の開信号解除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、中途開閉状態が解除されずに継続したことを踏まえると、窒素の不足のみならず、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明の要素があるとの結論に至った。

³⁶ 期待される機能及び動作原理は、別添16参照

³⁷ 期待される機能及び動作原理は、別添16参照

³⁸ 政府事故調報告書 最終報告（資料編）p158-159

全交流動力電源喪失(SBO)条件下で窒素不足になると主蒸気逃がし安全弁(SRV)の中途開閉状態が発生することは、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主蒸気逃がし安全弁(SRV)に共通的に生じうるものであると判断する。

(2)主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因(別添16)

原子炉圧力容器(RPV)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、7.4MPa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。この圧力振動については、従来、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の逃がし弁機能が中途開閉状態と類似した状態になって生じたものとされてきている³⁹。

これに対して、調査チームは主蒸気逃がし安全弁(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する。

その根拠としては、まず、主蒸気逃がし安全弁(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、この時点において、比較的低い圧力(7.4MPa)付近で動作する主蒸気逃がし安全弁(SRV)の逃がし弁機能の駆動用窒素が供給される可能性はなく、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、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の逃がし弁機能の動作により、アキュムレータ内の駆動用窒素が順次消費されていくために弁の閉止圧力が上昇した⁴⁰との理解は、中途開閉状態では該当しないと考えられる。これは、原子炉圧力容器(RPV)圧力が主蒸気逃がし安全弁(SRV)の逃がし弁機能の開信号解除圧力まで下がらないと、主蒸気逃がし安全弁(SRV)のシリンダ内の窒素が排出されないためである。

一方、先行研究で主蒸気逃がし安全弁(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)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、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の安全弁機能の復帰圧力は、7.11~7.24MPa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、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の安全弁機能の動作圧力は、原子炉格納容器(PCV)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(PCV)雰囲気温度が130℃程度であったとして分析すると、十分に説明可能である⁴¹。また、原子炉圧

³⁹ 政府事故調報告書 最終報告(資料編) p160、東電第5回進捗報告 添付資料3-4

⁴⁰ 政府事故調報告書 最終報告(資料編) p159-160

⁴¹ 主蒸気逃がし安全弁(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。

力容器（RPV）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する一方で、水素濃度が上昇するなど、気体の性質の変化の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、原子炉圧力容器（RPV）圧力は7.4MPa以上になりながら振動しなくなり、なめらかに推移するようになっており、主蒸気逃がし安全弁（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（RPV）中の水素濃度の上昇によって、定常的に当該弁から漏えいが生じる状態になったためと考えられる。

（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

東京電力は、東電未解明問題第1回進捗報告（2013年12月13日、東京電力株式会社）（以下「東電第1回進捗報告」という。）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ブプレッションチェンバ（S/C）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⁴²。また、自動減圧系（ADS）の作動に繋がる原子炉圧力容器（RPV）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⁴³。

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。

このような状態が生じた原因の一つにはラプチャーディスクの破壊圧力が0.528MPa(abs)という高い圧力に設定されていたことがあり、ラプチャーディスクの破壊圧力の設定の妥当性について検討することが重要である。

（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、東電未解明問題第4回進捗報告（2015年12月17日、東京電力株式会社）（以下「東電第4回進捗報告」という。）の中で、原子炉格納容器（PCV）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⁴⁴。今回の検討では、これ以降の原子炉格納容器（PCV）の圧力低下局面では、ドライウェル（D/W）圧力の方がサブプレッションチェンバ（S/C）圧力よりも低くなるまで減圧が生じていることから、サブプレッションチェンバ（S/C）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説明ができるため、その評価は妥当なもので

⁴² 東電第1回進捗報告 添付資料3-3

⁴³ 東電第1回進捗報告 添付資料3-4

⁴⁴ 東電第4回進捗報告 添付資料3-8

あると判断する。

なお、これにより、3号機から4号機への水素の流入は、2011年3月13日12時頃以降は生じないため、4号機の水素爆発は、水素が供給されてから約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

2015年に、東京電力が東電第4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(PCV)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(PCV)の圧力変動の考え方を示す。

なお、調査チームの見解は次の2点で国内先行研究例⁴⁵と異なっている。

- ① 原子炉圧力容器(RPV)下部ヘッド⁴⁶の損傷時期を2011年3月13日14時前後としていること。
- ② 2011年3月14日0時頃から1時頃までの原子炉格納容器(PCV)圧力が一定となる状態にはサプレッションチェンバ(S/C)の水面での減圧沸騰が大きく寄与していること。

ここで、「原子炉圧力容器(RPV)下部ヘッドの損傷」としている損傷は、「圧力が変動する場合においてもドライウエル(D/W)と原子炉圧力容器(RPV)の間に大きな圧力差が生じない程度の損傷」を意味している。

ただし、この規模の損傷が下部ヘッドに生じれば、

- i) 下部プレナムに保持される冷却水の量は制限されること
- ii) 下部プレナムに溶解落ちた熔融炉心の一部は原子炉圧力容器(RPV)外に溶解出す

ことが付随的に生じると考えられる。なお、原子炉圧力容器(RPV)下部構造の複雑さも考慮すれば、原子炉圧力容器(RPV)から溶解出した熔融炉心がドライウエル(D/W)床面に達するには時間差があると考えられる。よって、この場合は熔融炉心の完全落下を意味するものではない。

2. 2 検討結果(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(RPV)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(RPV)

⁴⁵ 東電第4回進捗報告、I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

⁴⁶ 原子炉圧力容器の下鏡

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ドライウエル (D/W) への漏えいが無く、蒸気等が原子炉圧力容器 (RPV) から主蒸気逃がし安全弁 (SRV) を経由してサブプレッションチェンバ (S/C) へ移動したと仮定すると、まずサブプレッションチェンバ (S/C) 圧力が上昇し、真空破壊弁の動作によってドライウエル (D/W) 圧力が上昇することとなる。しかし、この間ドライウエル (D/W) 圧力はサブプレッションチェンバ (S/C) 圧力よりも高く、政府事故調報告書でも指摘されている⁴⁷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、主蒸気逃がし安全弁 (SRV) からサブプレッションチェンバ (S/C) への漏えいよりも、原子炉圧力バウンダリからドライウエル (D/W) への漏えいが多かったものと考えられる。ただし、原子炉圧力容器 (RPV) 圧力は 7MPa を超えて維持されており、大量の漏えいではないと考えられる。

ドライウエル (D/W) 下部とサブプレッションチェンバ (S/C) は、8本のベント管によって接続されているが、ドライウエル (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冷却水漏えいは避けられないこと、また、2011年3月13日7時39分から同日9時前後までドライウエル (D/W) スprayが実施されていることから、ベント成功時 (3月13日9時40分) にはドライウエル (D/W) 床面には冷却水が溜まっていた可能性がある。また、3号機ではサブプレッションチェンバ (S/C) の水位が高かったことから、ドライウエル (D/W) 圧力が低下し、ドライウエル (D/W) 圧力がサブプレッションチェンバ (S/C) 圧力を下回った同日23時頃にはドライウエル (D/W) とサブプレッションチェンバ (S/C) の圧力差の変動によってサブプレッションチェンバ (S/C) からドライウエル (D/W) への逆流が生じ、ドライウエル (D/W) 床面にプール水の追加供給があったと考えられる。このメカニズムはドライウエル (D/W) 圧力がサブプレッションチェンバ (S/C) 圧力を一定程度下回った時点で作用すると考えられ、この後に述べる原子炉格納容器 (PCV) 圧力低下後に再び原子炉格納容器 (PCV) 圧力が上昇する理由を理解する上で重要である。この際、サブプレッションチェンバ (S/C) の水位が高くサブプレッションチェンバ (S/C) の気相体積が少なかったことは、サブプレッションチェンバ (S/C) からドライウエル (D/W) への水の移動を妨げる方向に働くが、同時にサブプレッションチェンバ (S/C) 内の水温が高く飽和温度に近かったことは減圧により減圧沸騰が生じ、サブプレッションチェンバ (S/C) からドライウエル (D/W) への水の逆流を進める方向に働いたと考えられる。

なお、既往の報告⁴⁸でも本報告よりもサブプレッションチェンバ (S/C) の水位の想

⁴⁷ 政府事故調報告書 最終報告 (資料編) p160-161

⁴⁸ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

定が低い、ドライウェル (D/W) 床面にプール水が逆流し、熔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)

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14日21時頃までの原子炉格納容器(PCV)の圧力変動は、間欠的なベントによるものではない。既往の報告⁴⁹で示されているように、何らかの要因によって原子炉格納容器(PCV)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(PCV)内(主にドライウェル(D/W))での蒸気等の発生量が変動することが、圧力の増減のメカニズムの一つであると考えられる。

ベント実施前から原子炉圧力バウンダリからドライウェル(D/W)への小規模の漏えいが生じていた状況においても、熔融炉心が下部プレナムの冷却水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14時頃以前に原子炉圧力容器(RPV)下部に損傷が発生し、原子炉圧力容器(RPV)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理解すると、その後に測定されたプラントパラメータで、

- ① 原子炉圧力容器(RPV)の水位が回復傾向を示さないこと
- ② 13日14時30分頃から原子炉格納容器(PCV)圧力がドライウェル(D/W)側から上昇すること
- ③ 原子炉圧力容器(RPV)圧力とドライウェル(D/W)圧力の間大きな差が生じなくなること

とよく整合する。したがって、過去の国内での評価結果よりもかなり早い時期に原子炉圧力容器(RPV)下部ヘッドが損傷したと考えられる。(別添18-2)

上述のように原子炉圧力容器(RPV)下部の損傷により、2回目のベントが終了した13日14時30分頃から原子炉格納容器(PCV)の圧力が上昇し、同日17時頃から20時頃にかけて原子炉格納容器(PCV)の圧力上昇が緩やかになる。ドライウェル(D/W)圧力はサブプレッションチェンバ(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、ドライウェル(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減少したためと考えられる。これはドライウェル(D/W)圧力の上昇により原子炉圧力容器(RPV)の圧力も上昇し、既往の報告⁵⁰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(PCV)圧力が低下するが、この間にドライウェル(D/W)圧力はサブプレッションチェンバ(S/C)圧力よりも高

⁴⁹ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

⁵⁰ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

い状態から、サブプレッションチェンバ (S/C) 圧力よりも低い状態に移っており、ドライウエル (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 (PCV) 圧力は最高使用圧力よりもかなり低く、漏えいの拡大は過温の影響による可能性もあるが、後述するように漏えい拡大の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 (PCV) の圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。ドライウエル (D/W) 床面での蒸気発生を要因としている先行研究⁵¹もあるが、ドライウエル (D/W) 圧力が低下することで、ドライウエル (D/W) からの漏えい量が減少することと、及びサブプレッションチェンバ (S/C) 内の水温が高く飽和温度に近かったことから上述の減圧過程で生じた減圧沸騰が終了して飽和状態となり、サブプレッションチェンバ (S/C) 圧力がほぼ一定の圧力で保たれたと考えられる。

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 (PCV) 圧力は上昇している。原子炉圧力容器 (RPV) へは冷却水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 (RPV) 以外と考えられる。上述のように、この時ドライウエル (D/W) 床面には一定の冷却水が存在していたと考えられ、熔融炉心とドライウエル (D/W) 床面の冷却水が接触したことで、ドライウエル (D/W) が蒸気等の発生源になり、原子炉格納容器 (PCV) 圧力を上昇させたと考えることが合理的である。

14日6時頃から7時頃にかけて原子炉格納容器 (PCV) 圧力がそれ以前より急速に上昇しており、ドライウエル (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 (PCV) の最高使用圧力近傍で圧力が推移しており、それまでに発生していた原子炉格納容器 (PCV) のトップヘッドフランジ (THF) 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 (PCV) 圧力は急減しており、この圧力低下中にドライウエル (D/W) 圧力がサブプレッションチェンバ (S/C) 圧力を下回る状態に移行している。このため、水素爆発の何らかの影響によりドライウエル (D/W) からの漏えいが拡大したと考えられる。原子炉格納容器 (PCV) 圧力の低下後、同日11時20分から11時55分までは一定に保たれており、原子炉格納容器 (PCV) 圧力が低下することで、原子炉格納容器 (PCV) からの漏えい量が減少し、原子炉格納容器 (PCV) 内部で減圧沸騰によって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 (PCV) 圧力が上昇しているが、ドライウエル (D/W) へ落下した熔融炉心の量が増加すること、サブプレッションチェ

⁵¹ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

ンバ (S/C) からドライウェル (D/W) への水の移動等によってドライウェル (D/W) 床面の水面から発生する蒸気量が、原子炉格納容器 (PCV) 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 (PCV) 圧力が低下するが、その間は圧力上昇による注水量の低下、サプレッションチェンバ (S/C) からドライウェル (D/W) への水の移動が停止することによる水面低下等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⁵²にもあるように、3号機のドライウェル (D/W) には冷却水があり、熔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、原子炉建屋から大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 (PCV) 内部に大量の水蒸気が存在する場合、原子炉格納容器 (PCV) 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 (THF) 付近のような原子炉格納容器 (PCV) 上部は、原子炉压力容器 (RPV) との距離も近く、原子炉压力容器 (RPV) 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 (PCV) 温度が上昇するとの指摘もある。このため、大量の水蒸気が存在する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。

⁵² I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

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されている。

さらに、今回の調査・分析の結果、SGTS配管系で高い線量率を示す箇所、シールドプラグにおける大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、原子力規制庁が連絡・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、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。

略語集

略語	名称
オペフロ	オペレーティングフロア
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
政府事故調報告書	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
東京電力	東京電力ホールディングス株式会社
東電第1回進捗報告	福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告(2013年12月13日、東京電力株式会社)
東電第4回進捗報告	福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第4回進捗報告(2015年12月17日、東京電力株式会社)
東電第5回進捗報告	福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告(2017年12月25日、東京電力ホールディングス株式会社)
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所
ベント	格納容器ベント
ベントガス	ベントによって原子炉格納容器から排出されたガス
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
ADS	自動減圧系
Cs	セシウム
DF	除染係数
D/W	ドライウェル
FP	核分裂生成物
JAEA	日本原子力研究開発機構
PCV	原子炉格納容器
RPV	原子炉圧力容器
SBO	全交流動力電源喪失
S/C	サブプレッションチェンバ
SGTS	非常用ガス処理系
SGTS 配管系	ベント配管及び非常用ガス処理系(SGTS)配管の総称

SRV	主蒸気逃がし安全弁
THF	トップヘッドフランジ

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方について

令和元年9月11日

原子力規制庁

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な調査・分析の進め方について、令和元年9月4日の第27回原子力規制委員会での指摘を踏まえ、事故分析と廃炉に関して連絡・調整する仕組み及び事故分析に係る検討会の具体的検討内容及び体制を示す。

1. 福島第一原子力発電所の廃炉及び事故調査に係る連絡・調整会議について

(1) 会議の目的及び役割

福島第一原子力発電所において進められている廃炉作業によって、事故分析に必要な情報が失われてしまうおそれがある一方、事故分析のために現場の保存等を東京電力に求めることで廃炉作業への干渉や作業が重複するケースも考えられる。

このような干渉等が対応する現場での混乱・支障となることを避けるため、廃炉を進める資源エネルギー庁、更にこれらの作業に係る原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）その他関係機関と原子力規制庁との間で、公開で行う「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）を設けて、双方の作業の方針や実施計画を共有・確認し、統一された認識のもと、現場で作業を行う東京電力に対するそれぞれの指示を整合させる。

(2) 具体的な連絡・調整事項

- ① 資源エネルギー庁等は、廃炉に係る作業・調査計画や技術戦略プラン等を、原子力規制庁は、事故分析の対象とする個別検討事項や具体的調査内容を共有する。
- ② ①について、相互に干渉し得る事項又は重複する事項の有無を確認する。
- ③ 確認の結果、双方の作業が干渉又は重複するなどのおそれのあるときは、リスクを低減するための廃炉作業の観点と事故進展のプロセス解明の観点からの重要度や作業の先後関係を比較考慮し、具体的な作業方針、計画、手順を変更する、あるいは相互協力により双方の目的を達成する。

上記の他、作業によって留意すべき事項の明確化なども含め、それぞれの目的が達成されるように検討・調整を行い、この会議としての対処方針を決定する。

連絡・調整会議は四半期に1回程度の頻度での開催を念頭に置き、原子力規制庁は、連絡・調整会議により得られた対応方針を原子力規制委員会に報告し、必要な指示を受けるなどして調査・分析を進める。

(3) 体制

以下のメンバーで構成する。なお、適宜、廃炉作業に関係するその他関係機関からも出席を求める。

- ・ 資源エネルギー庁
担当審議官、原子力発電所事故収束対応室職員、原子力政策課職員
- ・ 原子力規制庁
担当審議官、東京電力福島第一原子力発電所事故対策室員、技術基盤グループ職員
- ・ 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
担当執行役員、技術グループ職員
- ・ 東京電力ホールディングス株式会社
担当執行役員、プロジェクト計画部職員

2. 事故分析に係る検討会の具体的検討事項及び体制について

事故分析の具体的内容については「東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会」で検討する。検討状況は、適宜原子力規制委員会に報告する。

(1) 主な具体的検討事項（調査・分析の進展に応じて見直す）

- ① 原子炉格納容器から放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所
 - ・ 原子炉格納容器の耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクの作動状況、ベントガスの移行経路及び非常用ガス処理系を通じたベントガスの原子炉建屋内への逆流の有無
 - ・ 原子炉格納容器トップフランジからの放射性物質等の放出の程度
 - ・ 1号機オペレーティングフロアシールドプラグがずれたメカニズムの考察また、原子炉格納容器の耐圧強化ベントシステムの設計方針、具体的系統構成の妥当性については、福島第一原子力発電所以外のBWRプラントとの比較を行うこと、過去のアクシデントマネジメント策の策定方針を確認することなどにより検証し、そこから得られる教訓及び規制基準に反映すべき点の有無等を検討する。
- ② 原子炉冷却に係る機器の動作状況
 - ・ 1号機非常用復水器の動作条件、操作手順及び運転員への教育内容
 - ・ 3号機自動減圧系の作動状況
 - ・ 消防車による原子炉注水

(2) 体制

検討会の構成メンバーは、別紙のとおりとする。なお、オブザーバーとして適宜、東京電力、資源エネルギー庁等からも出席を求める。

(3) 検討スケジュール

2ヶ月に1回程度の頻度で検討会を開催し、検討を進め、2020年内を目途に中間的な報告書を取りまとめる。

(別紙)

「東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会」構成メンバー（案）

(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 地域連携推進官
永瀬 文久 システム安全研究部門 安全技術管理官
梶本 光廣 シビアアクシデント研究部門 技術参与
星 陽崇 シビアアクシデント研究部門 主任技術研究調査官
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
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 企画調整室 規制・国際情報分析室長
杉山 智之 安全研究センター リスク評価研究ディビジョン長

(外部専門家)

前川 治 原子力損害賠償・廃炉等支援機構 技監
牟田 仁 東京都市大学 工学部原子力安全工学科 准教授

※検討課題に応じて構成メンバーの見直しを行う。

(参考2)

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

上ノ内 久光 原子力安全人材育成センター 原子炉技術研修課 教官

(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、2021年3月5日時点。

以上

事故分析検討会の開催実績（令和元年10月以降、計13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 14 回 (令和 2 年 10 月 16 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 15 回 (令和 2 年 11 月 12 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 16 回 (令和 2 年 11 月 27 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 17 回 (令和 2 年 12 月 18 日)

- 検討会における調査・分析の中間取りまとめ (素案)

第 18 回 (令和 3 年 1 月 26 日)

- 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 (案)

第 19 回 (令和 3 年 3 月 5 日)

- 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 (案) に対する御意見の考え方 (案)

以上

(参考3)

調査チームの構成員

(原子力規制庁)

金子 修一	長官官房審議官
安井 正也	原子力規制特別国際交渉官
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
木原 昌二	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐
佐藤 雄一	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 管理官補佐
大塚 恭弘	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 特殊施設分析官
羽賀 英希	広報室 専門職
上ノ内 久光	原子力安全人材育成センター 原子炉技術研修課 教官
平山 英夫	技術参与
近藤 健次郎	技術参与
鈴木 征四郎	技術参与
林 克己	技術参与

※役職・所属は、2021年3月5日時点。

以上

現地調査の実施実績

2020年			
回数	月	日及び実施内容	
35	10	29, 30 日	1, 2 号機 排気筒解体片
34	月	8, 9 日	1 号機 SGTS、2 号機 原子炉建屋
33		1, 2 日	1, 2 号機 排気筒解体片
32	9	17, 18 日	3 号機 原子炉建屋
31	月	10, 11 日	3 号機 タービン建屋瓦礫サンプリング
30	8	6, 7 日	4 号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
	月		
29	7	30, 31 日	1 号機、5 号機 SGTS 3D レーザースキャナによる構造測定
28	月	9, 10 日	1, 2 号機 SGTS 3D レーザースキャナによる構造測定
27		2, 3 日	1 号機 SGTS、4 号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
26	2	27, 28 日	排気筒ドレン水スペクトル測定
25	月	13, 14 日	1, 2 号機 排気筒ドレン水、3 号機 タービン建屋瓦礫サンプリング
24	1	30 日	2 号機 オペフロ (ロボット調査)
23	月	16, 17 日	4 号機 原子炉建屋
2019年			
回数	月	日及び実施内容	
22	12	19, 20 日	1 号機 SGTS 室アクセス性、1 号機 タービン建屋上
21	月	12, 13 日	3 号機 原子炉建屋、5 号機 原子炉建屋 (ペDESTAL)
20	11	22 日	4 号機 原子炉建屋
19	月	15 日	1, 2 号機 原子炉建屋外、4 号機 原子炉建屋 ガンマカメラによる汚染密度測定
18		1 日	3 号機 原子炉建屋
18	10	31 日	2 号機 原子炉建屋
17	月	24, 25 日	2 号機 原子炉建屋
16	8	22, 23 日	2 号機 原子炉建屋、5 号機 原子炉建屋
15	月	9 日	4 号機 原子炉建屋
14		1, 2 日	屋外 ガンマカメラによる汚染密度測定
13	7	26 日	4 号機 原子炉建屋
12	月	8 日	2 号機 SGTS
11	6	19, 20, 21 日	3 号機 原子炉建屋、2 号機 原子炉建屋 ガンマカメラによる汚染密度測定
10	5	23, 24 日	屋外 (1, 2 号機 排気筒等)
	月		

9	4 月	24 日	4 号機 原子炉建屋	
8	3 月	28, 29 日	2 号機 原子炉建屋	ガンマカメラによる汚染密度測定
7	2 月	22 日	2 号機 原子炉建屋	ガンマカメラによる汚染密度測定
6	1 日	1, 2 号機 排気筒		ガンマカメラによる汚染密度測定
2018年				
回数	月	日及び実施内容		
5	9 月	28 日	3 号機 原子炉建屋外	ガンマカメラによる汚染密度測定
2017年				
回数	月	日及び実施内容		
4	5 月	25 日	3 号機 原子炉建屋外	ガンマカメラによる汚染密度測定
3	4 月	21 日	1, 2 号機 排気筒	ガンマカメラによる汚染密度測定
2	3 月	24 日	3 号機 原子炉建屋外	ガンマカメラによる汚染密度測定
2015年				
回数	月	日及び実施内容		
1	11 月	19 日	3 号機 オペフロ	線量測定

※2020年11月27日時点。

3D レーザースキャナによる測定概要

1. 目的

原子力規制庁は、これまでに福島第一原子力発電所内の各号機の原子炉建屋等の構造物に対して、損傷状況の把握等の観点から現地調査を実施してきた。構造物の損傷状況等は、目視による確認と併せて、データ化して損傷箇所の形状や構造物の傾斜等を確認することにより、より詳細に構造物の形状、損傷状況等を把握することが可能となる。

そのため、有人による入域が可能な建屋等のうち、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、3D レーザースキャナ（以下「スキャナ」という。）による測定を実施した。

2. 測定箇所

2020年7月～8月にかけて、以下の建屋等に対してスキャナによる測定を実施した。

- 1号機原子炉建屋5階（測定日：2020年7月3日、30日）
- 4号機原子炉建屋2階（測定日：2020年8月7日）
- 4号機原子炉建屋3階（測定日：2020年8月6日、7日）
- 4号機原子炉建屋4階（測定日：2020年7月2日、8月7日）
- 1/2号機非常用ガス処理系（SGTS）配管（排気筒基部付近）（測定日：2020年7月3日、9日、30日）
- 5号機原子炉建屋4階（測定日：2020年7月31日）

3. 測定機材

測定時には以下の機材を用いる。

① スキャナ

スキャナの外觀を図1に示す。

三脚に設置することにより、スキャナが回転し、全方向（スキャナの真下付近を除く。）の測定が可能となる。測定範囲を図2に示す。



スキャナ



スキャナ
※三脚に設置した状態

図1 スキャナの外觀

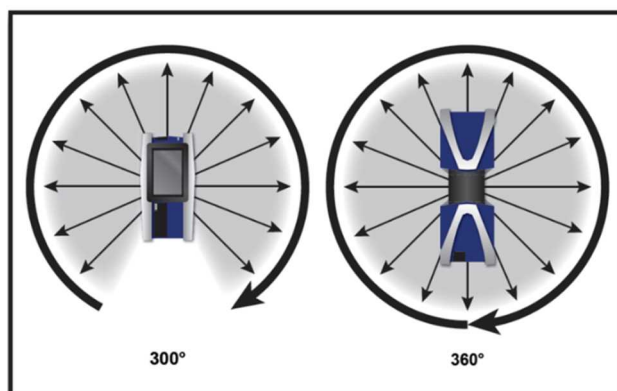


図2 スキャナ測定範囲（左側：垂直方向、右側：水平方向）

② ターゲット球

スキャナで測定する際に、図3に示すようなターゲット球をスキャナの測定範囲に設置することにより、測定データの処理（位置合わせ）を円滑に実施することができる。



図3 ターゲット球の外觀

4. 測定原理

回転するレンズ部（図4）の中心から赤外線レーザー光線が放射され、赤外線レーザー光線が対象物に当たることにより生じる散乱光がスキャナのレンズ部に戻ってくることにより、スキャナと対象物との位置及び距離を測定する。



図4 スキャナのレンズ部

測定データは、専用のソフトウェアにより複数の測定データを合成することが可能であり、ある対象物に対して、複数の方向からの測定データを合成（位置合わせ）することにより、対象物の形状等を表現することができる。合成のイメージを図5に示す。

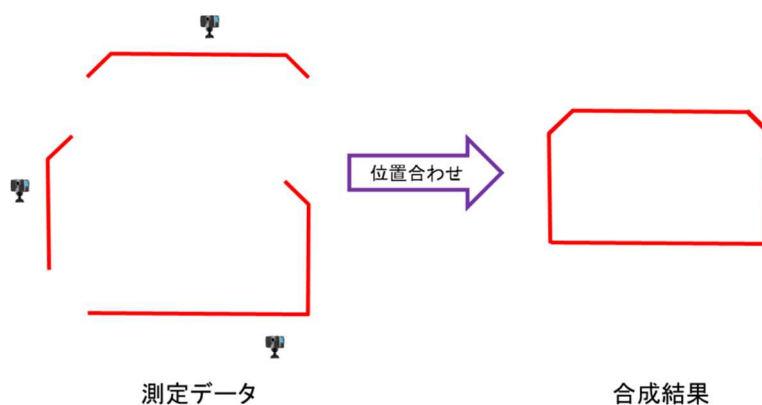


図5 測定データの合成（位置合わせ）のイメージ

5. 測定結果

2020年7月～8月にかけて実施した測定の結果（例）を図6～図8に示す。

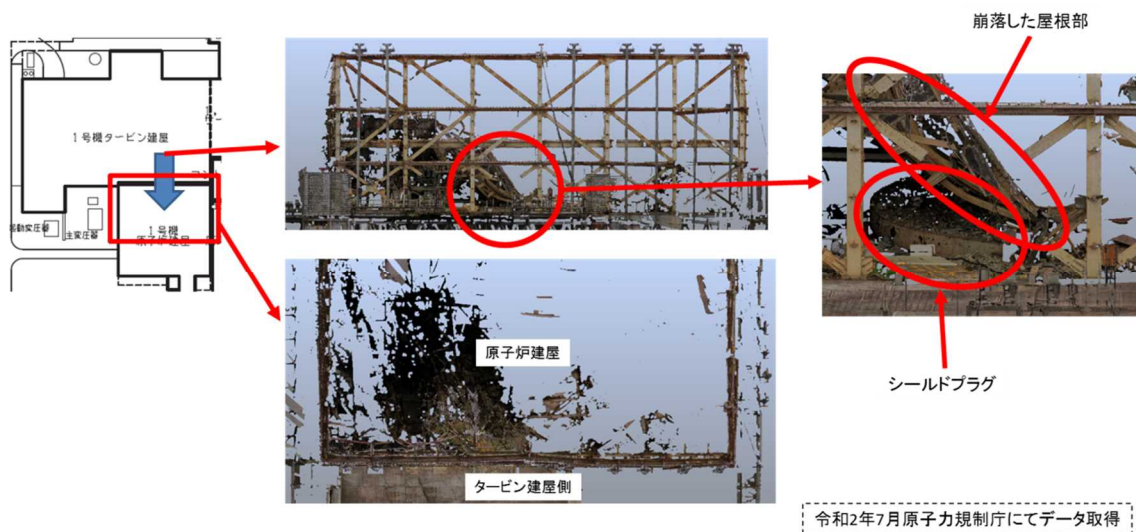


図6 測定結果（例）（1号機原子炉建屋5階）

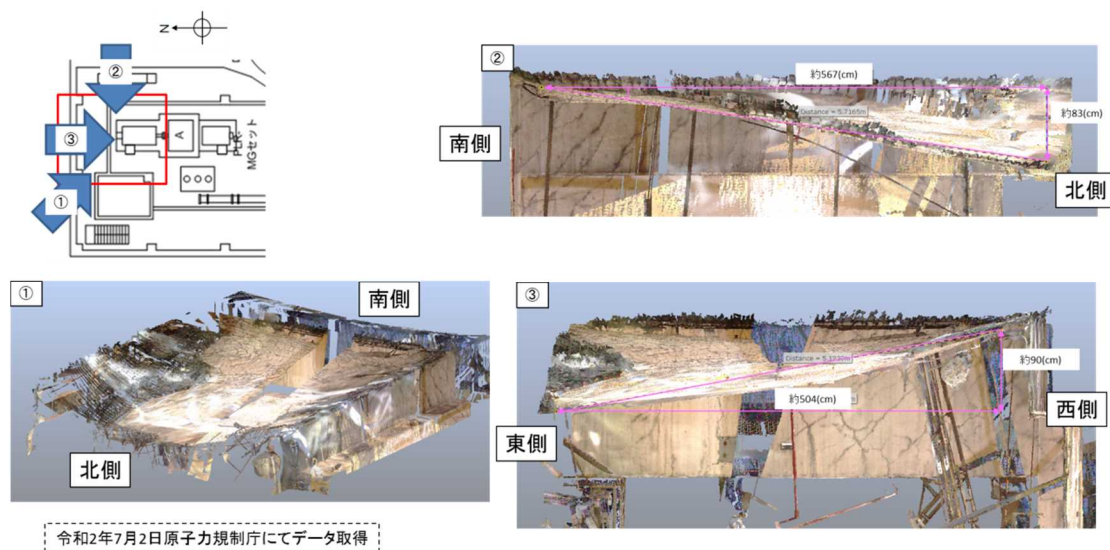


図7 測定結果（例）（4号機原子炉建屋4階北西側天井）



図8 測定結果（例）（1/2号機共用排気筒及びSGTS配管）

6. 今後の予定

福島第一原子力発電所では、東京電力による廃炉作業が進められているため、構造物の改変等により福島第一原子力発電所事故の分析にかかる情報が失われる可能性が考えられる。

そのため、有人による入域が可能な建屋等のうち、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は、今後も引き続き、スキャナによる測定を実施し、今後の調査・分析に資する情報の把握に努めることとしたい。

以上

東京電力提供情報等

No.	関連する 検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
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			
1	第8回 資料2	東京電力による調査資料等（耐圧強化ベントラインにおける汚染状況）	<p>福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒の下部線量測定について<参考配布>2013年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p> <p>福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒点検の実施について<参考資料>2015年9月17日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150917_10-j.pdf</p> <p>福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒点検結果について<参考資料>2015年10月26日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_151026_04-j.pdf</p> <p>福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒と下部線量測定について<参考配布>2015年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p> <p>福島第一原子力発電所 1/2号機排気筒周辺における線量調査結果について 2016年10月27日 https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/4-01-01.pdf</p>
2	第16回 資料4-1	東京電力による調査資料等（耐圧強化ベントラインにおける汚染状況）	1-4号機 SGTS 室調査の進捗について（2020年11月27日）
3	第14回 資料5-1	1/2号機 SGTS 配管の汚染状況	線量測定時の被ばく線量、検出器の仕様情報 1/2号機共用排気筒解体作業による排気筒内側のスミア等による核種分析データ
4	第11回 資料8-1	1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況	1/2号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施について（2020年3月16日）
5	第12回 資料6-1	1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況	1/2号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施状況について（2020年6月15日）

No.	関連する検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
6	第16回資料2-1	1/2号機共用排気筒の解体筒切断片の線量測定データ	福島第一原子力発電所1/2号機排気筒解体工事進捗状況(2020年5月28日 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議第78回資料3-2) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/05/index.html
7	第10回資料4-3	1/2号機共用排気筒の下部線量測定の結果	福島第一原子力発電所1/2号機排気筒の下部線量測定について(2013年12月6日) https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-1/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf 1/2号機排気筒ドレンサンプピットへの対策(2016年5月11日) https://www.nsr.go.jp/data/000151132.pdf 東京電力HP(建屋周辺サーベイマップ) http://www.tepco.co.jp/decommission/data/surveymap/ 1/2号機共用排気筒下部周辺の線量測定データ http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-1/images/handouts_110805_02-j.pdf http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-1/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-1/handouts/2015/images/handouts_150917_10-j.pdf https://www.nsr.go.jp/data/000151132.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/4-01-01.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/genchicyousei/2017/pdf/0718_01e.pdf
8	第8回資料6	3/4号機SGTS配管系の汚染状況	3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について(福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告(2017年12月25日)添付資料3-8) https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/
9	第9回資料5	3/4号機SGTS配管系の汚染状況	3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価(福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告(2017年12月25日)添付資料3-10) https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/

No.	関連する 検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
10	第 10 回 資料 4-2	耐圧強化ベントラインの 設計	グラビティダンパ工場試験検査要領書 構造詳細図（3 号機グラビティダンパ、2 号機グラビ ティダンパ、3/4 号機共用排気筒、1/2 号機共用排気 筒、1 号機真空破壊弁、2 号機真空破壊弁） 気象庁 過去の気象データ（広野町、川内村）
11	第 12 回 資料 5-2 第 14 回 資料 6	SGTS 配管設計等	配管アイソメ図、配管計装線図、配管配置図、配管計 画図、配管改造図、配管施工図、配管製作図、サポー ト配置図、修理図 SGTS フィルタ平均流速データ及びフィルタトラッ プ率データ
12	第 12 回 資料 5-3	原子炉建屋内の排気ダク ト配置	HVAC ダクト図
13	第 14 回 資料 5-1	1/2 号機共用排気筒基部の 構造等	1/2 号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施状況 について（2020 年 6 月 15 日） https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/140000081.html 1/2 号機排気筒ドレンサンプピット内部調査状況 （2020 年 7 月 20 日） https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/140000115.html
14	第 8 回 資料 5	1 号機 S/C 内の汚染調査の 結果	研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の 開発」にて開発中の S/C（圧力抑制室）上部調査装置 の実証試験における 1 号機 S/C 上部調査結果（続報） およびトーラス室壁面調査結果について（2014 年 6 月 27 日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140627/140627_01_035.pdf
15	第 10 回 資料 4-1	1 号機 SGTS 配管の作業実 績等（配管の高温履歴関 係）	1/2 号機共用排気筒周辺の塗料の塗布作業時の写真等
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が存在			
16	第 9 回 資料 2	3 号機オペフロの汚染調査 の結果	福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋オペレーテ ィングフロアの線量低減状況について（2016 年 3 月 31 日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/co mmittee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0331_3_2d.pdf

No.	関連する検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
17	第12回資料3-1	3号機オペフロの汚染調査の結果等	福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋上部ガレキ撤去後の建屋躯体調査結果について(2014年2月14日) https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140214_04-j.pdf
18	第9回資料2	放射線サーベイ記録	東京電力放射線サーベイ記録(3号機原子炉建屋3階) [3号機 SFP ライナードレン・ゲートドレン現場状況把握サーベイ 2019年5月28日 10:00~10:30]
19	第14回資料5-1	3号機原子炉建屋内の線量率等の測定結果	3号機オペレーティングフロア線量低減対策(除染及び遮へい)の追加実施について(2014年11月27日) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/141127/141127_01_038.pdf 福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋内部ドローンによる線量調査結果(2018年2月28日) https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2018/images1/handouts_180228_07-j.pdf
20	第10回資料6-1	3号機1階PCV機器ハッチ周辺の線量測定の結果	福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋1階ロボットによる雰囲気線量の測定結果等(2011年11月22日) https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111122_03-j.pdf
21	第14回資料5-1	3号機オペフロの線量低減対策等	3号機オペレーティングフロア線量低減対策(除染及び遮へい)の追加実施について(2014年11月27日) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/141127/141127_01_038.pdf
22	第10回資料3	2号機オペフロの汚染調査の結果	2号機原子炉ウェルプラグ上の線量率に起因する線源調査結果について~遠隔操作ロボットによる線量率測定結果~(2020年2月3日)
23	第11回資料3-1	2号機オペフロの汚染調査の結果	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~(2019年5月20日) http://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2019/evaluation_review_2019052001.pdf
24	第14回資料5-1	2号機オペフロの汚染調査の結果	2号機オペフロの70µm線量率データ(2020年1月30日測定) 2号機オペフロ養生シート敷設情報 2号機オペフロ除染作業時のコンテナの情報
25	第10回資料3	2号機オペフロの汚染調査の結果等	2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について(2019年2月28日)

No.	関連する検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
			https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-2-4.pdf
26	第15回資料4	2号機オペフロの汚染調査における検出器等の詳細情報	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～（2019年2月28日、特定原子力施設監視・評価検討会（第71回）資料2） https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf
27	第12回資料3-1	1号機オペフロの汚染調査の結果等	福島第一原子力発電所 1号機オペレーティングフロア調査結果（中間）について（2017年3月30日 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/index.html 1号機原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について（2019年9月26日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/09/3-2-3.pdf 福島第一原子力発電所 1号機オペレーティングフロア調査結果について（2018年9月6日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/09/3-2-3.pdf 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） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/3-2-4.pdf
28	第14回資料5-1	1号機原子炉ウエルの線量測定	1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について（2019年11月28日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf
29	第10回資料6-3	1号機原子炉格納容器上蓋の状況	1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について（2019年11月28日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf
30	第14回資料5-1	シールドプラグの詳細構造	躯体図、配筋図
31	第14回資料5-1	リアクターキャビティ差圧調整ダクトの構造等	1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について（2019年11月28日） https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf アイソメ図、配管平面図、配管計装線図

No.	関連する検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
第2章 1. 3号機の水素爆発の詳細な状況			
32	第14回 資料6 第15回 資料6-1	水素爆発時の気象	福島第二の気象データ（気温、湿度等）
33	第10回 資料6-2	1号機水素爆発シミュレーションの内容	1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析（福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告（2017年12月25日）添付資料1-10） https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/
34	第13回 資料2	地震計に記録された観測波	地震計に記録されていた振動観測データ 1号機爆発時 2011年3月12日15時36分30秒から30秒間（0.01秒間隔） 3号機爆発時 2011年3月14日11時01分30秒から30秒間（0.01秒間隔） 4号機爆発時 2011年3月15日06時12分00秒から30秒間（0.01秒間隔）
35	第15回 資料2-1	3号機原子炉格納容器内の状況	3号機PCV内部調査進捗（19日調査速報）（2017年7月19日） https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170719_08-j.pdf 3号機PCV内部調査進捗（22日調査速報）（2017年7月22日） https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170722_05-j.pdf
36	第15回 資料6-1	3号機PCV内側の塗料及びケーブルの製品仕様等	3号機PCV内側の塗料情報
37	第15回 資料6-1	原子炉建屋の施工状況	建屋施工情報（配筋等） 東京電力福島第一原子力発電所第3号機発電所本館建物新設工事 工事記録
38	第10回 資料3	3号機原子炉建屋4階西側の柱、堰等の構造物	3R主要配管サポート点検除染委託報告書（CBF3-92-H304）

No.	関連する 検討会	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
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圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況			
39	第13回 資料6-2	3号機原子炉圧力挙動	福島第一原子力発電所3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について(2020年9月3日)
40	第14回 資料5-1	3号機PCV圧力データ、 原子炉水位データ等	3号機PCV圧力データの圧力計情報 原子炉水位データ 米国におけるSRV作動設定値の変動事例 SRV逃し弁機能の展開接続図(ECWD)、配管計装線図
41	第15回 資料6-1	SRV逃し弁機能の設計	SRV逃し弁機能の展開接続図(ECWD)、配管計装線図
42	第16回 資料4-2	SRV逃し弁機能の設計	福島第一原子力発電所3号機主蒸気逃がし安全弁の動作について(2020年11月27日)
43	第10回 資料2	福島第二1号機の真空破壊 弁のシートガスケット外 れ	福島第二原子力発電所 原子炉格納容器内の目視点検結果(2012年3月2日) http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120302_04-j.pdf#page=3
44	第13回 資料6-1	福島第二1号機の真空破壊 弁のシートガスケット外 れ	福島第2原子力発電所1号機の格納容器圧力挙動について(2020年9月3日)
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			
45	第14回 資料2-3	3号機原子炉格納容器内の 圧力変動	3号機PCV機器ハッチ調査の結果について(小型カメラによる調査の結果について)(2015年10月1日 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第22回)) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/1001_01.html

※2020年11月27日時点。

(参考7)

連絡・調整会議の開催状況（令和元年10月以降、計6回開催）

第1回（令和元年10月2日）

- 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議の実施について（連絡・調整会議の進め方）

第2回（令和元年11月14日）

- 東京電力福島第一原子力発電所事故分析に関する当面の調査・分析項目
- 福島第一原子力発電所の事故分析に係る当面のスケジュール

第3回（令和2年2月14日）

- 試料の採取及び運搬に係る扱い
- 事故分析に係る現場の改変の扱い
- （資源エネルギー庁）福島第一原子力発電所の廃炉に向けた中長期ロードマップの改訂

第4回（令和2年7月13日）

- 事故分析検討会における事故調査の進捗
- 1～3号機廃炉作業及び現場作業の進捗
- （東京電力）2号機燃料デブリの試験的取り出しに向けた開発の状況
- （資源エネルギー庁）原子炉格納容器内試験的取出し・内部詳細調査技術の開発～燃料デブリへアクセスするロボットアーム等の日英共同開発の状況～

第5回（令和2年11月9日）

- 2号機原子炉建屋内のダストサンプリング
- 試料の輸送
- （原子力損害賠償・廃炉等支援機構）東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2020

第6回（令和3年3月4日）

- 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（案）

以上

(別添 1)

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染分布データ

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、標題の配管系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¹。

現地調査では、電離箱²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（以下「線量率」という。）の測定、ピンホール型ガンマカメラ³によるセシウム（Cs）-137の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータ⁴による放射線エネルギーの波高分布測定を実施している。

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の測定結果を図1のように整理した。また、Cs-137による汚染の程度が高い箇所では、その部分に付着していると推測されるCs-137の量をBq単位で付記している。各測定については、原子力規制庁が実施した現地調査等を表1に、東京電力が実施した調査等を表2に示す。

1/2号機 SGTS 配管系については、2号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率は低く、3号機ラプチャーディスクと比べても明らかに低い測定結果となっている。非常用ガス処理系（SGTS）⁵配管は、2号機の SGTS 配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配管）部分の方が1号機の SGTS 配管よりも高い線量率が測定されており、SGTS 配管合流部から1/2号機共用排気筒接続部にかけても高い線量率が確認された。一方、SGTS フィルタトレインは、1号機の方が2号機に比べて高い線量率が確認された。

1/2号機共用排気筒は、排気筒基部の線量率が高く、排気筒上部の方は低い測定結果となっている。

3/4号機 SGTS 配管系については、1/2号機 SGTS 配管系に比べて、配管や SGTS フィルタの線量率が2桁程度低く、汚染の程度が低いことが確認された。

¹ 参考4参照

² 日立アロカメディカル社製電離箱（ICS-323C）

³ 日立製ガンマカメラ（HDG-E1500）

⁴ BNC社製スペクトルサーベイメータ（SAM940-2L（LaBr結晶）、

kromek社製スペクトルサーベイメータ（GR1（CdZnTe結晶）、RayMon10（CdZnTe結晶））

⁵ 原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故等が発生した時、自動的に常用換気系を閉鎖すると共に、原子炉建屋内を負圧に保ちながら、建屋内の放射性ヨウ素や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

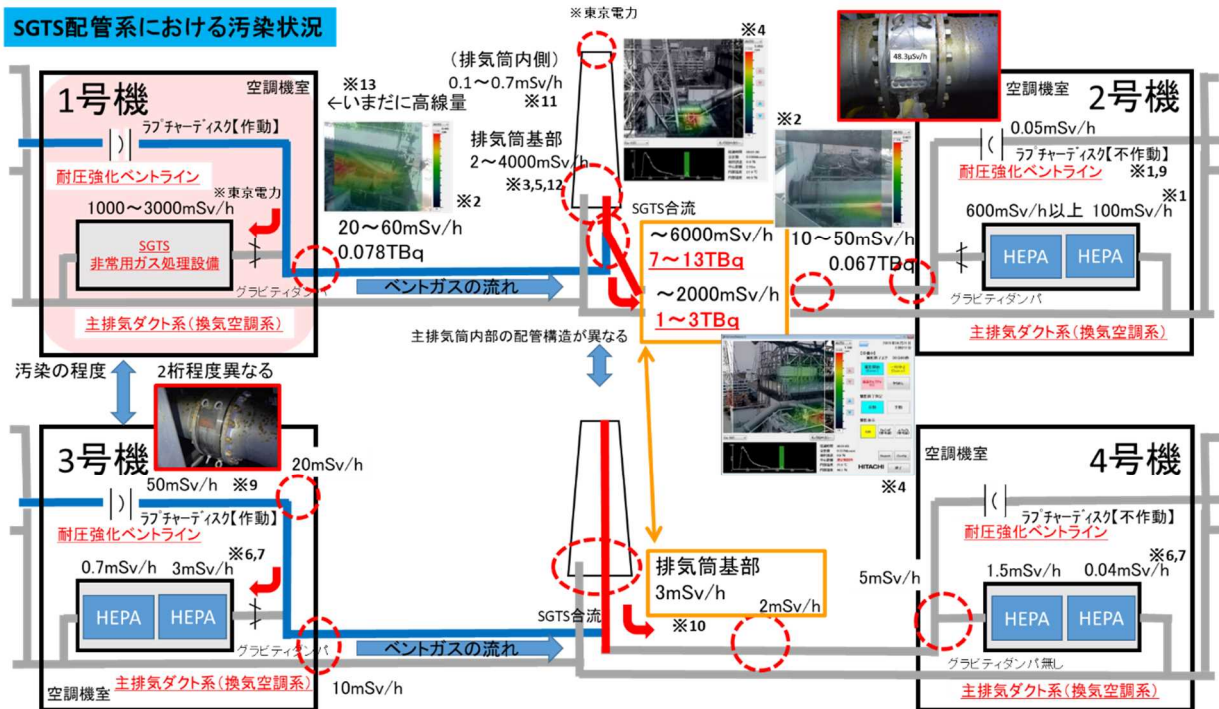


図1 1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の汚染状況

表1 汚染状況に関する現地調査等⁶

番号	現地調査等	実施日	調査内容等
※1	2号機SGTS B系のガンマカメラ測定	令和元年8月2日	2号機でのガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※2	1/2号機SGTS配管のガンマカメラ測定	令和元年11月15日	建屋付け根部の1/2号機SGTS配管のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※3	1/2号機排気筒基部等のガンマカメラ測定	平成31年2月22日	1/2号機排気筒基部等のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※4	2号機SGTS配管部のガンマカメラ測定	令和元年6月20,21日	2号機SGTS配管部のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※5	平成31年2月22日の測定結果からの周辺線量当量率の推定	(平成25年11月21,22日東京電力調査)	ガンマカメラ測定(※3)から推定した線源位置と強度を基に1/2号機排気筒基部の周辺線量当量率の推定
※6	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率の測定	令和元年6月20,21日	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率を電離箱で測定
※7	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率の測定	令和元年6月20,21日	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面のスペクトルサーベイメータ(CdZnTe)による波高分布測定
※8	1/2号機排気筒周辺での主要な汚染箇所の同定と汚染量の推定	平成31年3月28,29日	1/2号機排気筒周辺のガンマカメラによる測定及び東京電力による排気筒点検等の測定を基にした汚染量の推定
※9	2号機及び3号機のSGTS室周辺配管の調査	令和元年8月2日	2号機及び3号機SGTS室内のラフチャージディスク付近の線量率を測定
※10	第3回現場調査【平成25年8月30日第3回会合で報告】	平成25年8月6,7日	4号機SGTS及び3/4号機SGTS配管合流部(排気筒周辺)の線量率を調査
※11	1/2号機排気筒解体筒切断片の線量率測定	令和2年10月2,3日29日	1/2号機排気筒切断片(No.5,7,9)の排気筒内側の線量率を測定
※12	1/2号機SGTS配管合流部付近の周辺線量当量率の測定	令和2年7月9,10日	1/2号機SGTS配管合流部付近の配管表面の周辺線量当量率をテレテクターで測定
※13	1号機SGTS室周辺配管の調査	令和2年10月8,9日	1号機SGTS室内のSGTS配管の線量率を測定

⁶ 表中の番号は、図1中の※1～※13を示す。

表2 汚染状況に関する東京電力の調査資料等⁷

<p>1. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒の下部線量測定について”、<参考配布>2013年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p>
<p>2. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒点検の実施について”、<参考資料>2015年9月17日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150917_10-j.pdf</p>
<p>3. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒点検結果について”、<参考資料>2015年10月26日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_151026_04-j.pdf</p>
<p>4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒と下部線量測定について”、<参考配布>2015年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p>
<p>5. 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1/2号機排気筒周辺における線量調査結果について”、2016年10月27日 https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/4-01-01.pdf</p>
<p>6. 東京電力ホールディングス株式会社、“1-4号機SGTS室調査の進捗について”、2020年11月27日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000053.html</p>
<p>7. 東京電力ホールディングス株式会社、“1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について”、2020年6月15日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000013.html</p>
<p>8. 東京電力ホールディングス株式会社、“1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施について”、2020年3月16日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000014.html</p>

⁷ 図1中の測定結果「※東京電力」は、本表中の東京電力の調査資料等を引用元としている。

2. 測定手法等

3号機及び4号機のSGTS配管やSGTSフィルタトレインなどの線量率が低く、人が接近して測定が可能な箇所については、電離箱による測定対象機器表面の線量率を測定している。あわせて、バックグラウンドとして、測定対象機器が設置されている室内等の線量率の測定を行っている。

SGTS フィルタトレインの測定にあたっては、トレイン内部の放射性核種を把握するため、鉛コリメータ付きのスペクトルサーベイメータ (CdZnTe 結晶) により周辺環境からの放射線の影響を遮へいし、フィルタトレイン表面での放射線エネルギーの波高分布測定を行っている。波高分布測定では、Cs-137 及び Cs-134 の全エネルギー吸収ピーク計数率 (60 秒間) を測定した。

2号機及び3号機の耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクの測定にあたっては、配管内のベントガスの流れ方向を考慮した。

1/2号機共用排気筒等の線量率が高い箇所や高所等の人が接近しての測定が困難な箇所については、テレクター (GM 計数管) による離れた箇所からの線量率の測定及びガンマカメラによる Cs-137 の汚染密度の測定を行っている。ガンマカメラでは、Cs-137 の放射線エネルギー (0.662 MeV) の全エネルギー吸収ピーク計数率を測定し、別添 7-1 に示されている Cs-137 の γ 線束から周辺線量当量率を算出する手法を元に汚染密度を推定している。

3. 測定機器等

現地調査では、下記の測定機器を用いている。

① 日立アロカメディカル社製電離箱 (ICS-323C)



電離箱式サーベイメータ
日立アロカメディカル社製
ICS-323C (円筒型電離箱)

仕様等

エネルギー特性	30 keV~2 MeV
測定範囲	1cm 線量当量率 (1 μ Sv/h~300 mSv/h) 積算 1cm 線量当量 (0.3~10 μ Sv)
応答時間	5 秒以内

② テレテクター (GM 計数管)



テレテクター(GM計数管)

仕様等

測定範囲	高レンジ GM 管 (0.01~9999 mS/h) 低レンジ GM 管 (0.01~9999 μ Sv/h)
精度	\pm 20% (Cs-137 20°C)

③ 日立製ガンマカメラ (HDG-E1500)



ピンホール型ガンマカメラ
日立製
HDG-E1500

仕様等

ガンマ線検出方式	ピンホール式
ガンマ線検出器	CdTe 半導体
ガンマ線検出器 画素数	256 画素 (検出素子 16×16)
エネルギー分解能	4 %以下 @ 137Cs
対象エネルギー	200 keV~1.0 MeV
視野角	43 度 (10 m の地点での視野 : 8 m×8 m)
距離計測範囲	約 2 m~約 10 m
放射線バックグラ ウンド	最大 10 mSv/h(Cs-137)
エネルギースペク トル機能	I-131、Cs-134、Cs-137

④ BNC 社製スペクトルサーベイメータ (SAM940-2L (LaBr 結晶))



スペクトルサーベイメータ
BNC社製
SAM940-2L(LaBr結晶)

仕様等

検出器	ガンマ線測定用 1.5×1.5 インチ LaBr
エネルギー分解能	2.8 % @ 662 keV
スペクトル長	256 チャンネル
線量率	0.1 μSv/h - 100 μSv/h
エネルギー範囲	18 keV-3 MeV (NaI)

⑤ kromek 社製スペクトルサーベイメータ (GR1 (CdZnTe 結晶))



スペクトルサーベイメータ
kromek社製
GR1(CdZnTe結晶)

仕様等

検出器	10×10×10mm CZT 検出器
エネルギー分解能	<2.5 % FWHM @ 662 keV
チャンネル数	4096 チャンネル(12bit)
最大計数	30,000 cps
エネルギー範囲	30 keV-3.0 MeV

⑥ kromek 社製スペクトルサーベイメータ (RayMon10 (CdZnTe 結晶))



スペクトルサーベイメータ
kromek社製
RayMon10(CdZnTe結晶)

仕様等

検出器	10×10×10mm ³ CZT 検出器
エネルギー分解能	2.0-2.5 % FWHM @ 662 keV
チャンネル数	4096 チャンネル
最大計数	30,000 cps
エネルギー範囲	30 keV-3.0 MeV

4. 現地調査における装備等

現地調査では、福島第一原子力発電所の管理区域等の区域に応じて、下記の装備で実施している。

具体的には、3号機原子炉建屋内等の高線量率の管理区域では、アノラック、タイベック3枚、ゴム手袋3枚、全面マスクを着用している。



東京電力のホームページ(福島第一原子力発電所の作業環境)より引用
<http://www.tepco.co.jp/decommission/progress/environment/>

5. 調査対象設備の範囲等

調査を実施した1/2号機SGTS配管系及び3/4号機SGTS配管系は、図2及び図3に示すようにSGTSの配管、フィルタ等から共用排気筒（スタック）までの系統、並びにSGTS配管に接続されたBWRにおける原子炉格納容器のベントシステム（耐圧強化ベントシステム）⁸のラプチャーディスクと配管を加えた範囲としている。

耐圧強化ベントシステムは、原子炉格納容器のドライウエル（D/W）又はサブプレッションチェンバ（S/C）内の雰囲気ガスの一部をベントガスとして大気中に放出するため、既存のSGTS配管に接続され、排気筒（スタック）に繋がっている。福島第一原子力発電所では、1号機と2号機、3号機と4号機及び5号機と6号機は、排気筒を共用しており、SGTS配管についても、排気筒の手前で配管が合流している。

また、耐圧強化ベントシステムは、SGTS配管に接続する手前で原子炉格納容器バウンダリを構成するため、空気作動弁（AO弁）及び電動駆動弁（MO弁）が設置されているとともに、ラプチャーディスクが設置されている。

耐圧強化ベントシステムの概要図を図4に示す。

⁸ BWRにおける原子炉格納容器のベントシステムは、「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策定）により、アクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）としてベントシステムを設けることが推奨されたことを踏まえ、原子力事業者が自主的なAM策として整備した。

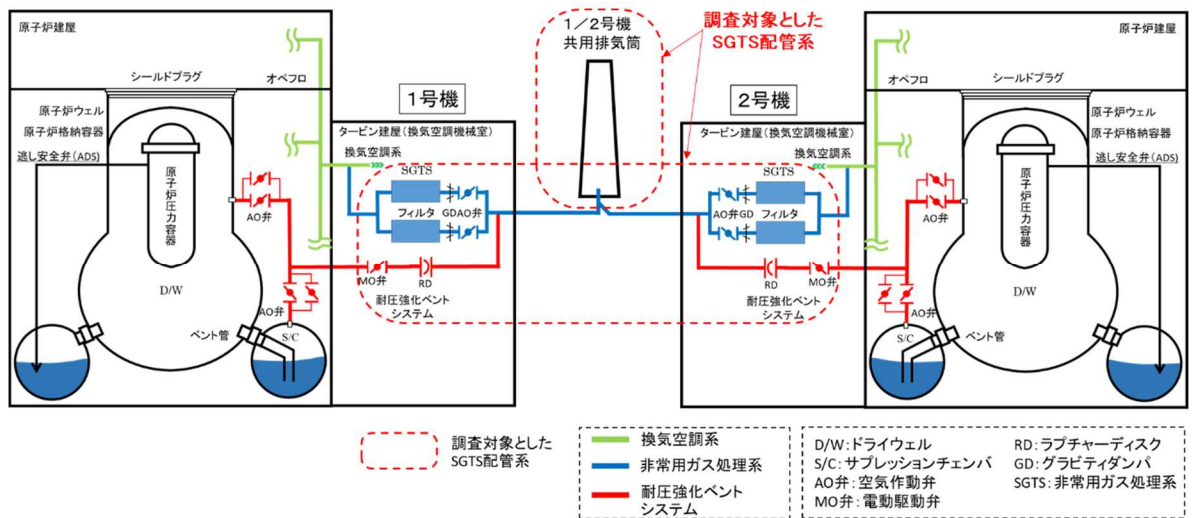


図2 1/2号機 SGTS 配管系の概要図

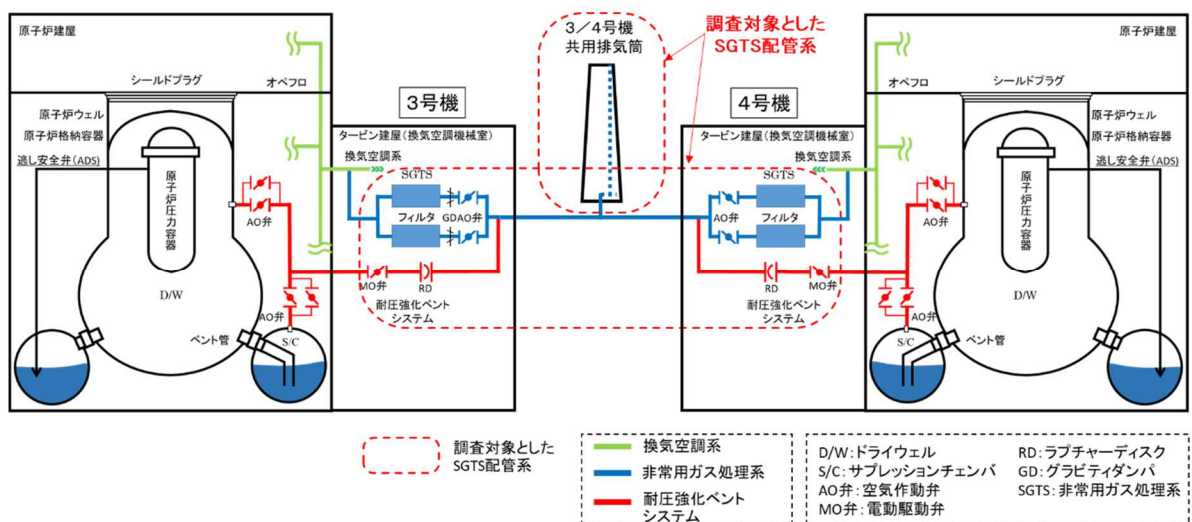


図3 3/4号機 SGTS 配管系の概要図

耐圧強化ベントシステムの概要図

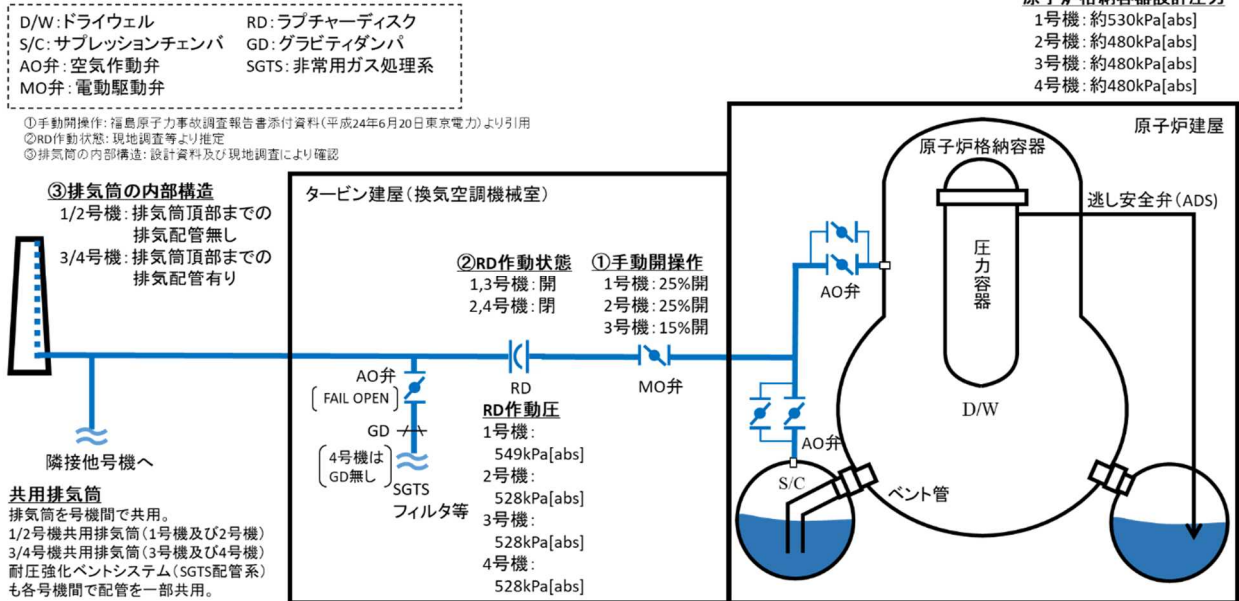


図4 耐圧強化ベントシステムの概要図

1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系については、SGTS の配管、フィルタトレイン、排風機、グラビティダンパ、空気作動弁 (AO 弁) 等で構成されており、タービン建屋 2 階の換気空調機械室 (以下「SGTS 室」という。) に設置されている。耐圧強化ベントシステムの配管も SGTS 室内でラプチャーディスクを経て SGTS 配管に接続されている。

1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真) を図 5 に、敷設状況 (概要図) を図 6 に示す。SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図) については、図 7 及び図 8 に示す。

3/4号機 SGTS 配管系については、建屋外の状況 (航空写真) を図 9 に、敷設状況 (概要図) を図 10 に示す。SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図) は、図 11 及び図 12 に示す。

また、各号機の SGTS 配管系の構成は、号機によって異なるため、系統概要図を図 13～図 16 に示す。

○1/2号機共用排気筒
(航空写真)

排気筒頂部
(拡大)



図5 1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

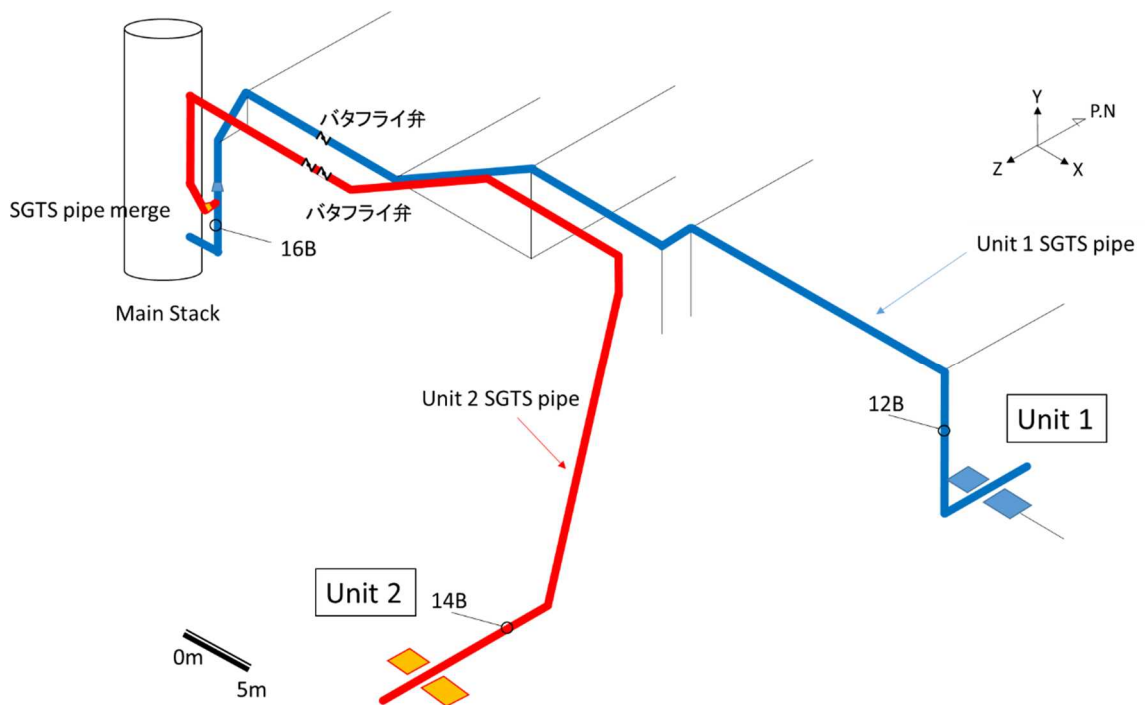


図6 1/2号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○1号機SGTS系の設計

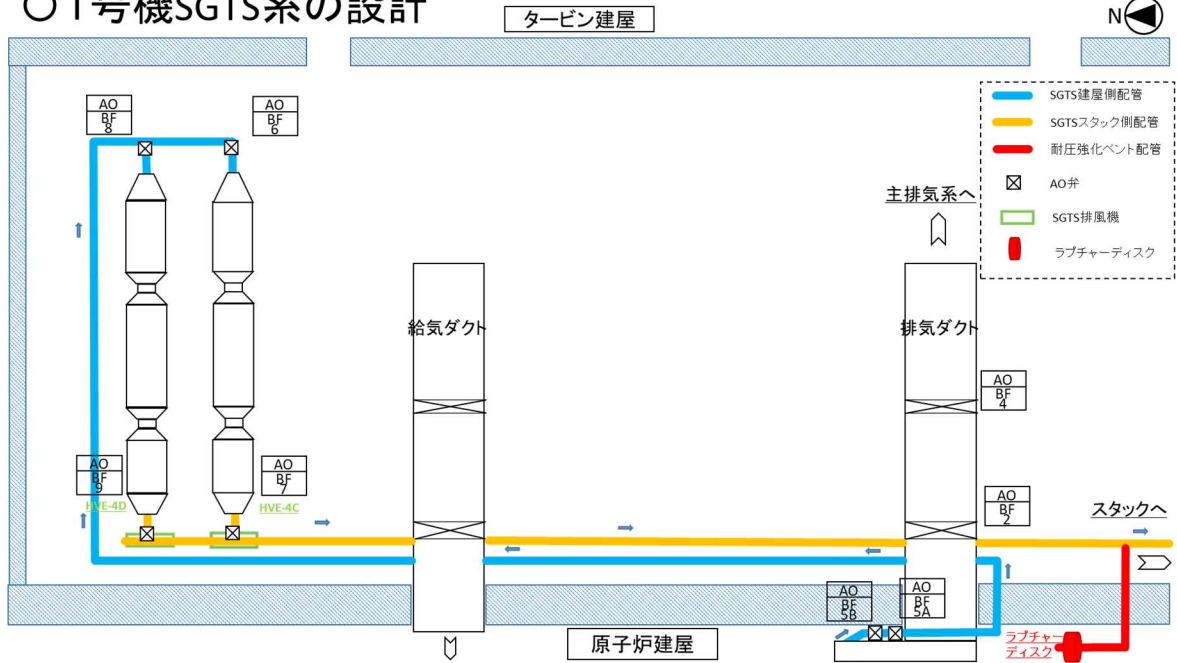


図7 1号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

○2号機SGTS系の設計

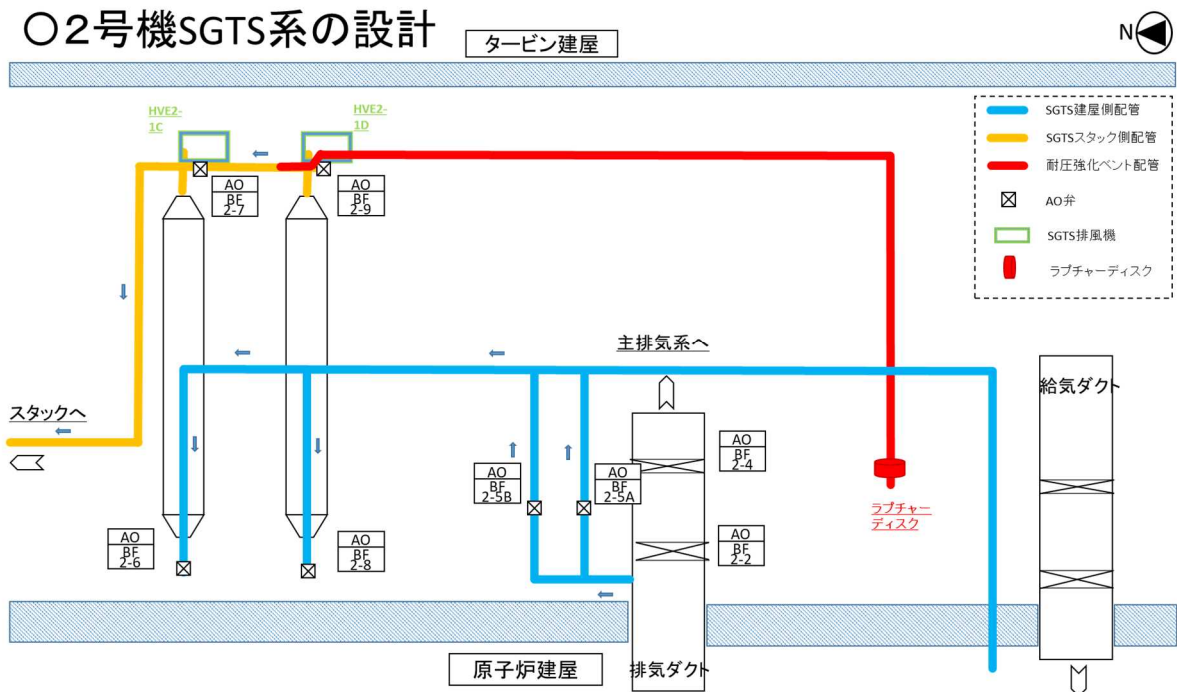
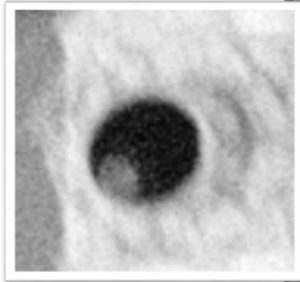


図8 2号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

○3/4号機共用排気筒
(航空写真)

排気筒頂部(拡大)



2011/3/18 17:08 防衛省撮影(3, 4号機)



図9 3/4号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

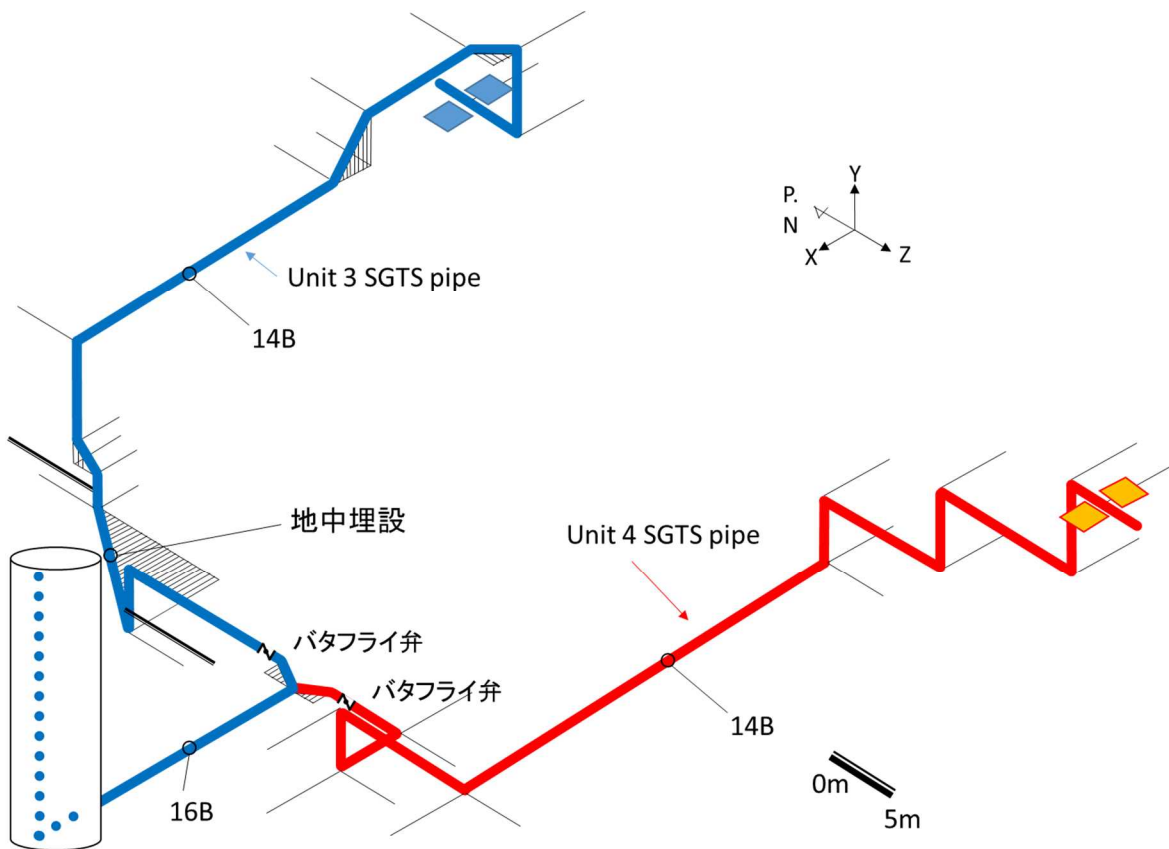


図10 3/4号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○3号機SGTS系の設計

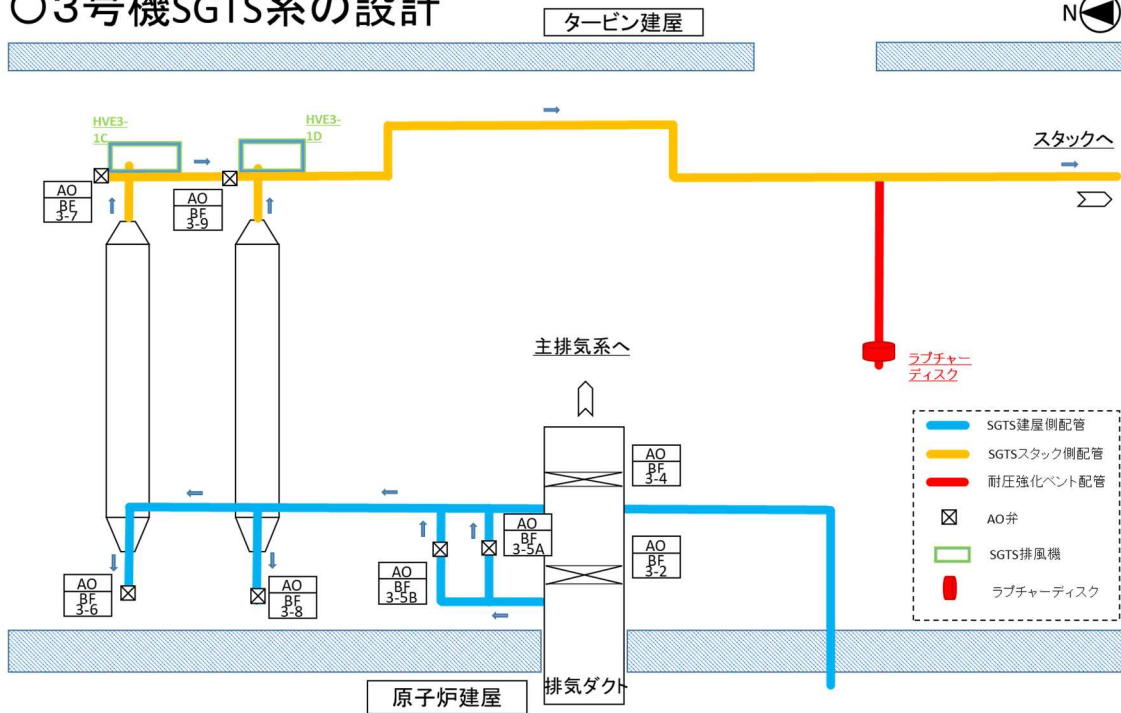


図 1 1 3号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○4号機SGTS系の設計

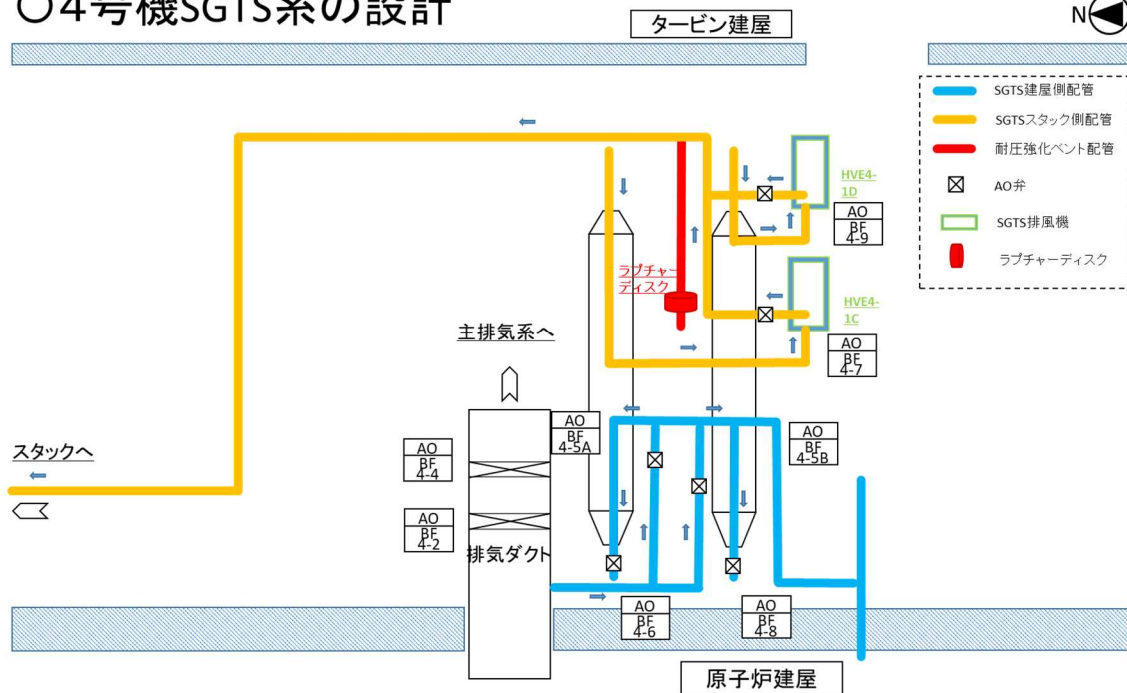


図 1 2 4号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○SGTS系の系統概要図

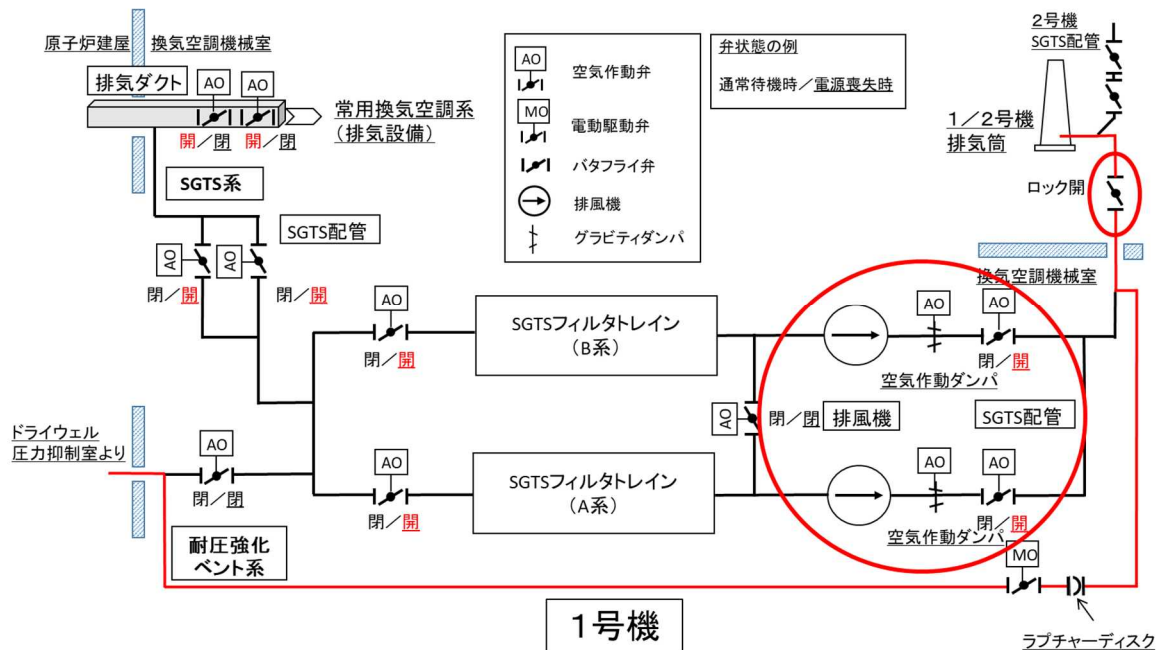


図 1 3 1号機 SGTS 配管系の系統概要図

○SGTS系の系統概要図

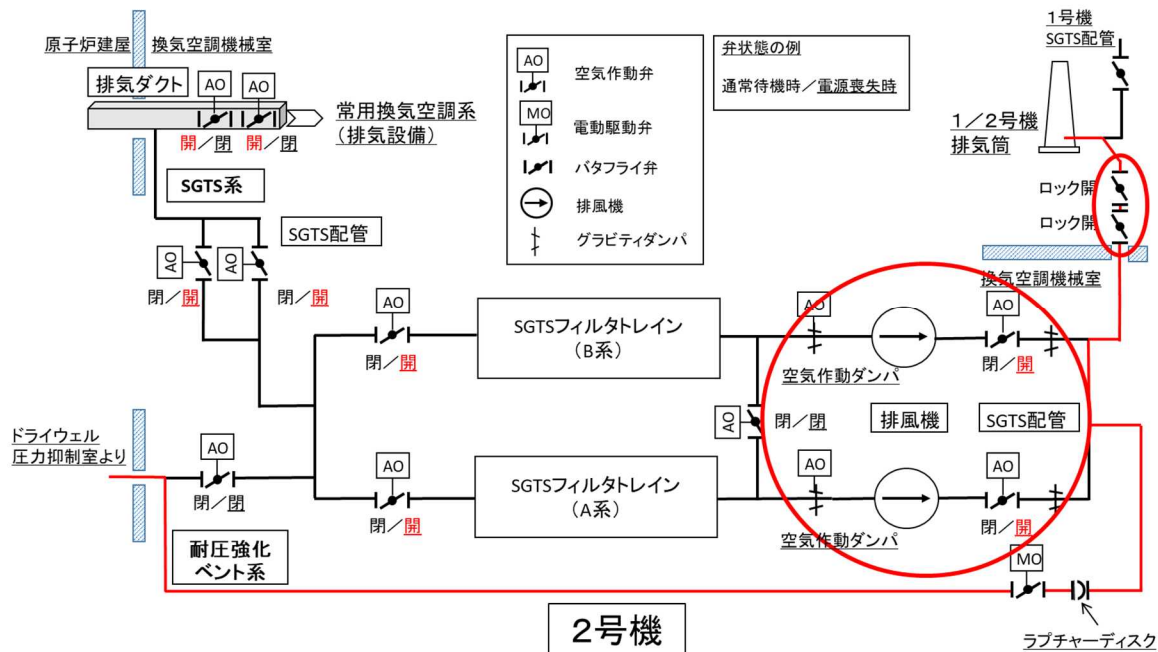


図 1 4 2号機 SGTS 配管系の系統概要図

OSGTSシステムの概要図

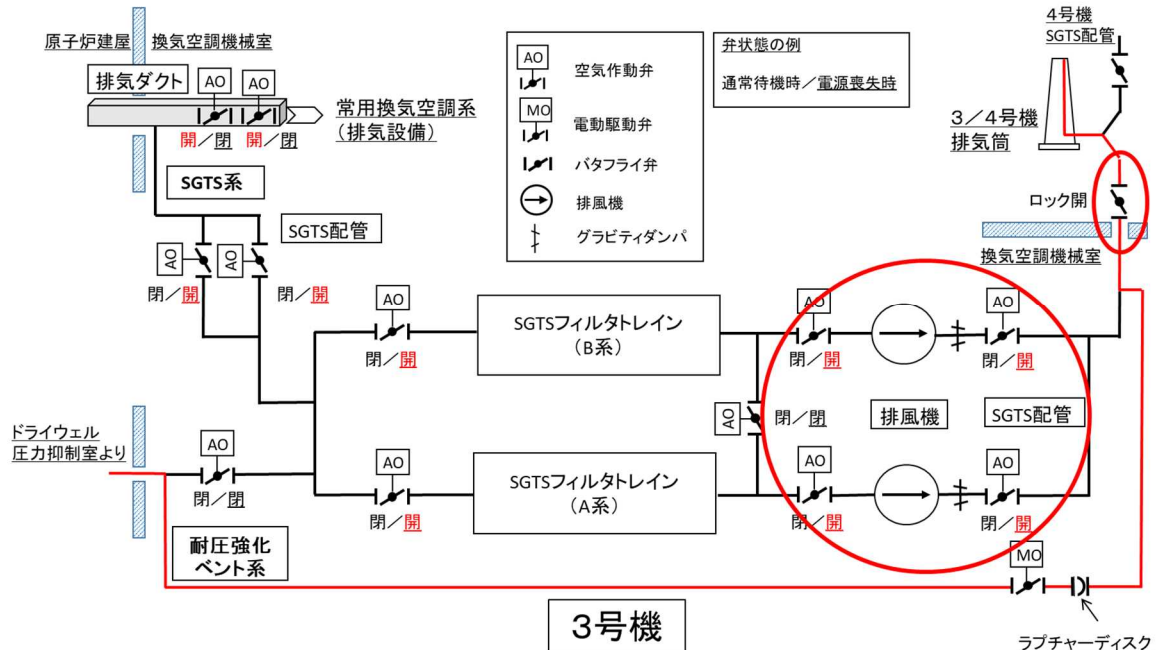


図 1 5 3号機 SGTS 配管系の系統概要図

OSGTSシステムの概要図

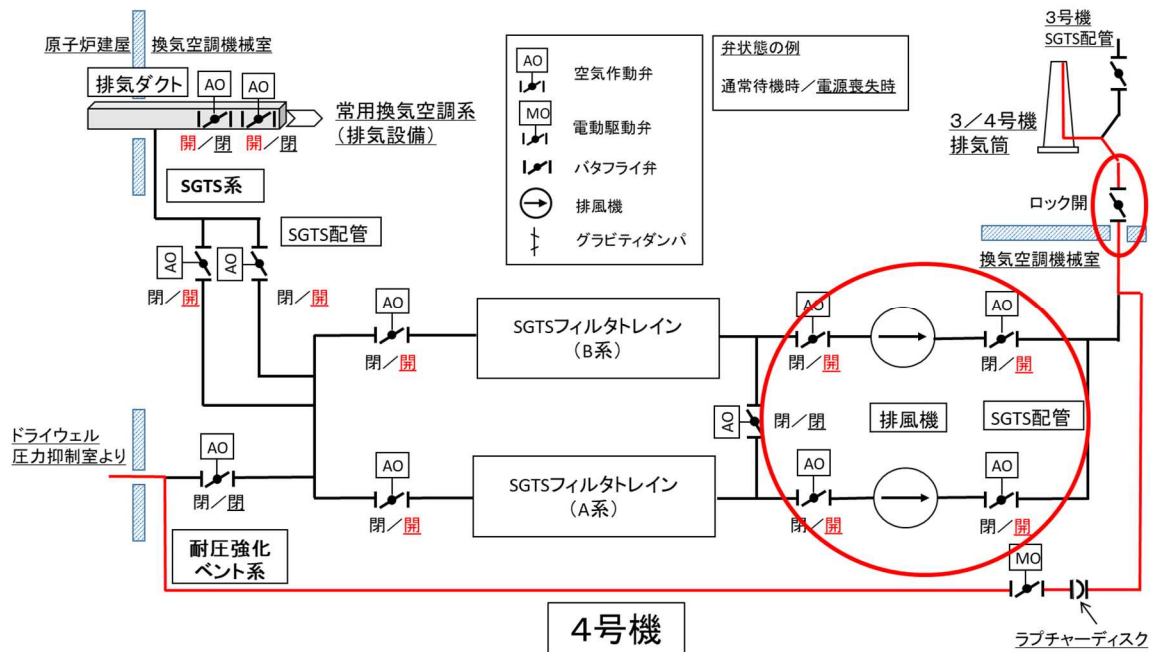


図 1 6 4号機 SGTS 配管系の系統概要図

(別添 2)

2号機のベント実績（ラプチャーディスク付近の線量率の測定）

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、2019年8月2日に2号機タービン建屋2階換気空調機械室（SGTS室）に設置されている耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクのごく近傍の線量率について電離箱を用いて測定した。

その結果、2号機SGTS室内のバックグラウンド（ $120\sim 150\mu\text{Sv/h}$ ）に対して、ラプチャーディスク及びその前後の配管表面近くの線量率はそれぞれ約 $50\mu\text{Sv/h}$ （ 0.05 mSv/h ）であった。（図1、2）

バックグラウンドに比べて測定対象（ラプチャーディスク及びその前後の配管）の線量率が低いため、バックグラウンドの影響を低減するよう配管等を遮へいとして期待できる箇所で測定を行っている。

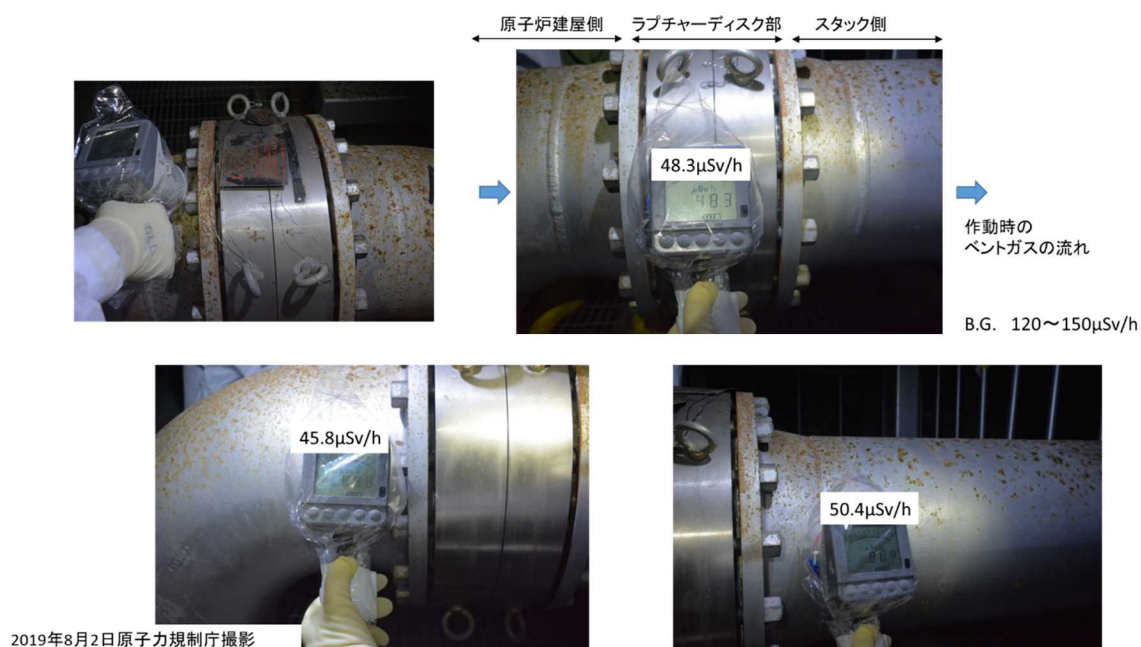


図1 2号機ラプチャーディスク及びその前後の配管表面近くの測定結果

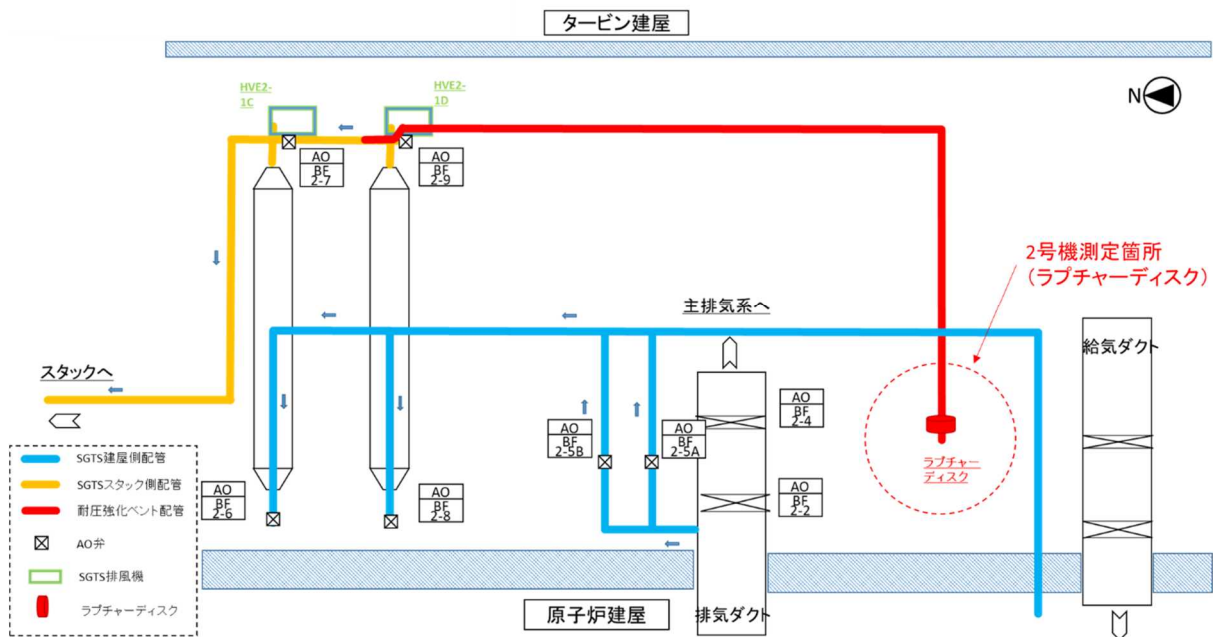


図2 2号機の測定箇所

一方、2019年7月8日に測定した3号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率は、3号機SGTS室内のバックグラウンド（100～150 $\mu\text{Sv/h}$ ）に対して、最大で55,000 $\mu\text{Sv/h}$ （55 mSv/h）（ベントガスの下流側）であり、ラプチャーディスクに高い汚染の程度が確認されている。（図3、4）

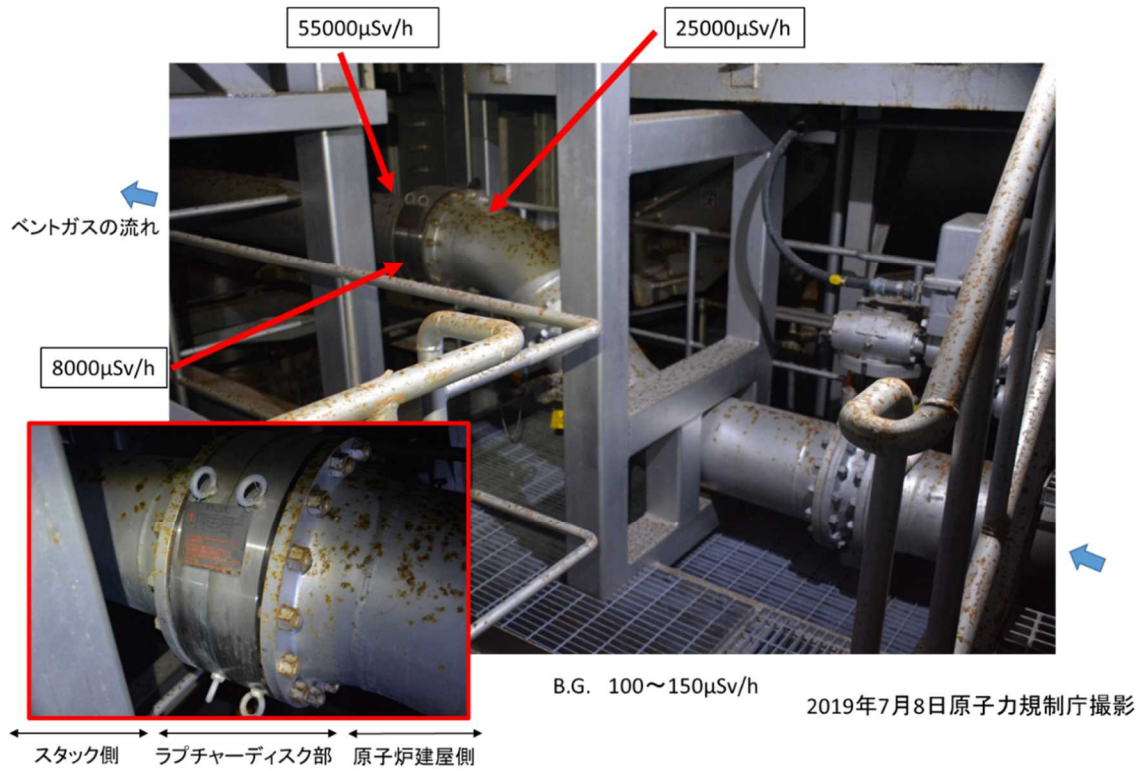


図3 3号機ラブチャーディスクのごく近傍の測定結果

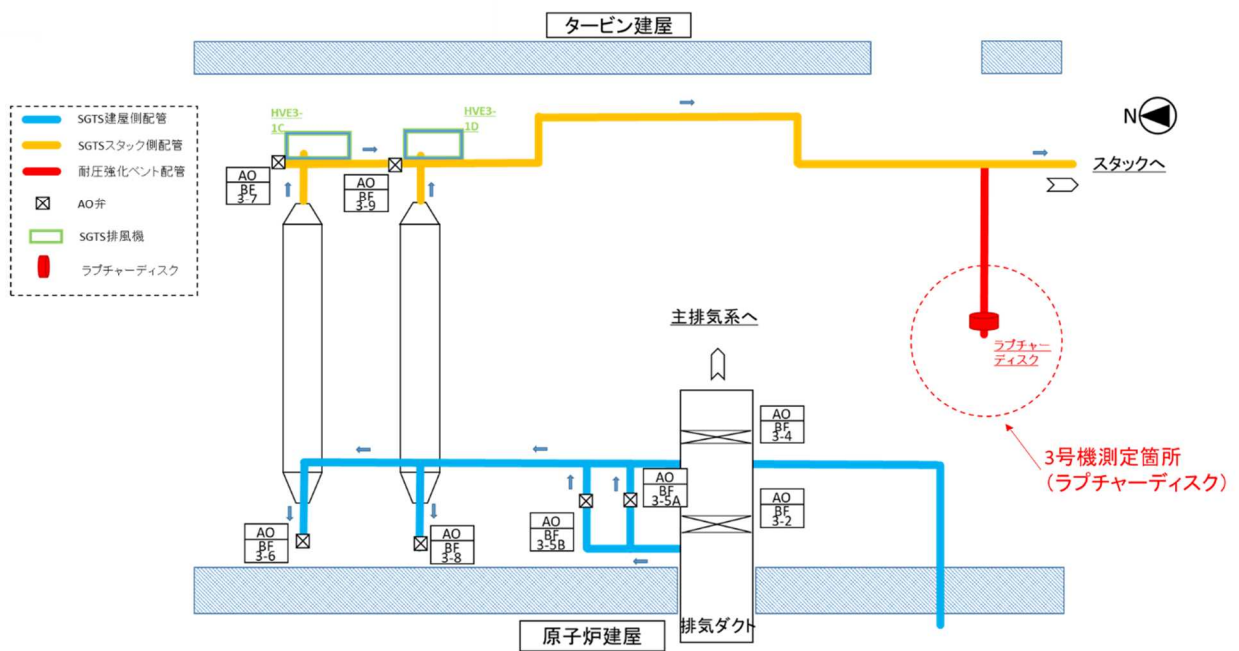
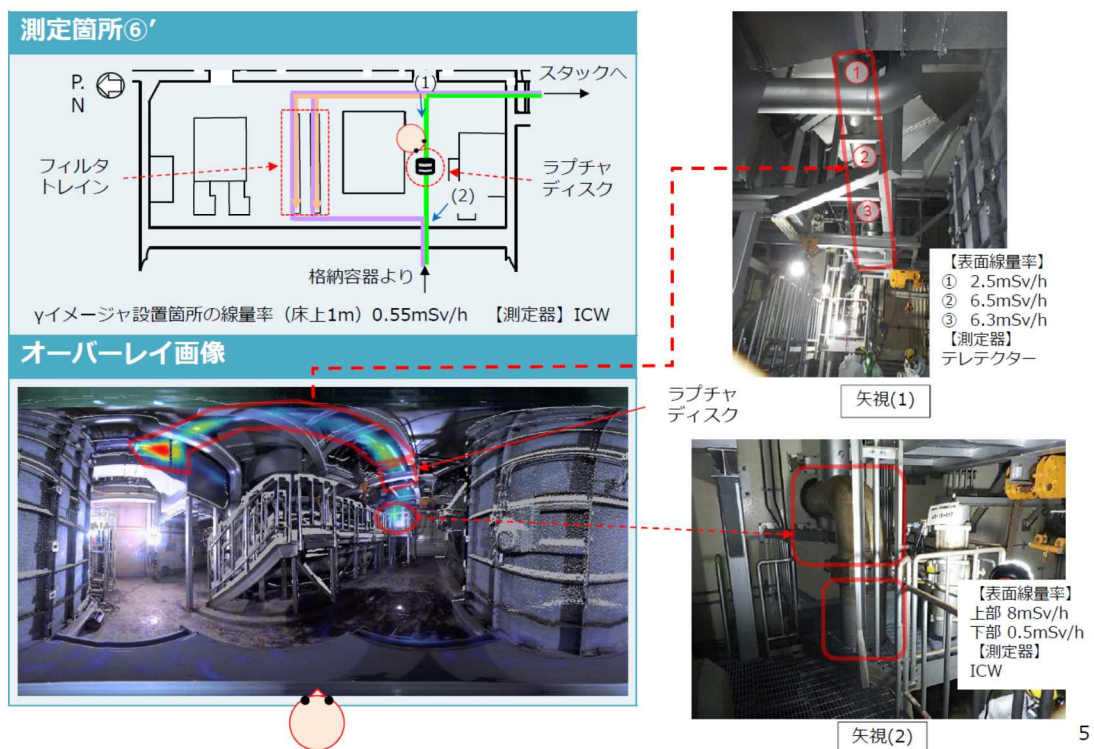


図4 3号機の測定箇所

また、東京電力が2020年9月に実施した3号機SGTS室内のγイメージャ¹を用いた線量分布の測定並びに電離箱式サーベイメータ²及びテレテクター（GM計数管）による配管の表面線量率の測定³では、ラプチャーディスク付近の配管（ベントガスの下流側）で6.3 mSv/hが測定されており、ベントガスによる汚染のあとが確認されている。（図5）

4. 3号機の測定結果（室内その2）

TEPCO



1-4号機SGTS室調査の進捗について（2020年11月27日 東京電力ホールディングス株式会社）より抜粋

図5 3号機SGTS室内の測定結果

2. 3号機との比較

3号機のベントは、別添17にあるように2回実施されており、3号機ラプチャーディスクのごく近傍の汚染は、ベントガスが流れた際に生じたものと考えられる。2号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率（約0.05mSv/h）は、3号機ラプチャー

¹ 東京電力が1～4号機SGTS室内の測定に用いるガンマカメラ。ガンマ線測定結果と3Dスキャン情報を組み合わせることでガンマ線の3次元線量分布が取得可能としている。
² 電離箱式サーベイメータ（ICW）、測定範囲0.001～1000 mSv/h
³ 1-4号機SGTS室調査の進捗について（2020年11月27日 東京電力ホールディングス株式会社）

ャーディスク付近の線量率（最大約 55mSv/h）より 3～4 桁低く、ベントガスが流れた際に生じる汚染の程度を遙かに下回っている。

なお、3/4 号機 SGTS 配管系の汚染の程度は、1/2 号機 SGTS 配管系のものよりも全体として 2 桁程度低く（別添 5）、その中で 3 号機ラプチャーディスク付近の線量率が最大で約 55mSv/h となっていることと比較しても明らかに低いものとなっている。

これらの線量率の測定結果や 3 号機との比較から、2 号機のラプチャーディスクが破裂していないことは確定的なものと考えられる。

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。

(別添 3)

1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、1/2号機共用排気筒（スタック）並びに1号機 SGTS 配管系及び2号機 SGTS 配管系について、電離箱やテレテクター（GM 計数管）による線量率の測定、ガンマカメラによる Cs-137 の汚染密度の測定を実施した。

1.1 2号機 SGTS 配管の汚染状況

現地調査の結果、2号機 SGTS 配管系は、1号機 SGTS 配管系より相対的に汚染の程度が高く、ベントに成功してない2号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配管）部分の方が、ベントに成功した1号機の SGTS 配管（SGTS 配管合流部に近い配管）よりも汚染の程度が高いことが確認された。（図1）

2号機 SGTS 配管系では、図1-②及び図1-③のようにバタフライ弁の付近や配管の曲がり部で汚染の程度が高くなっている。

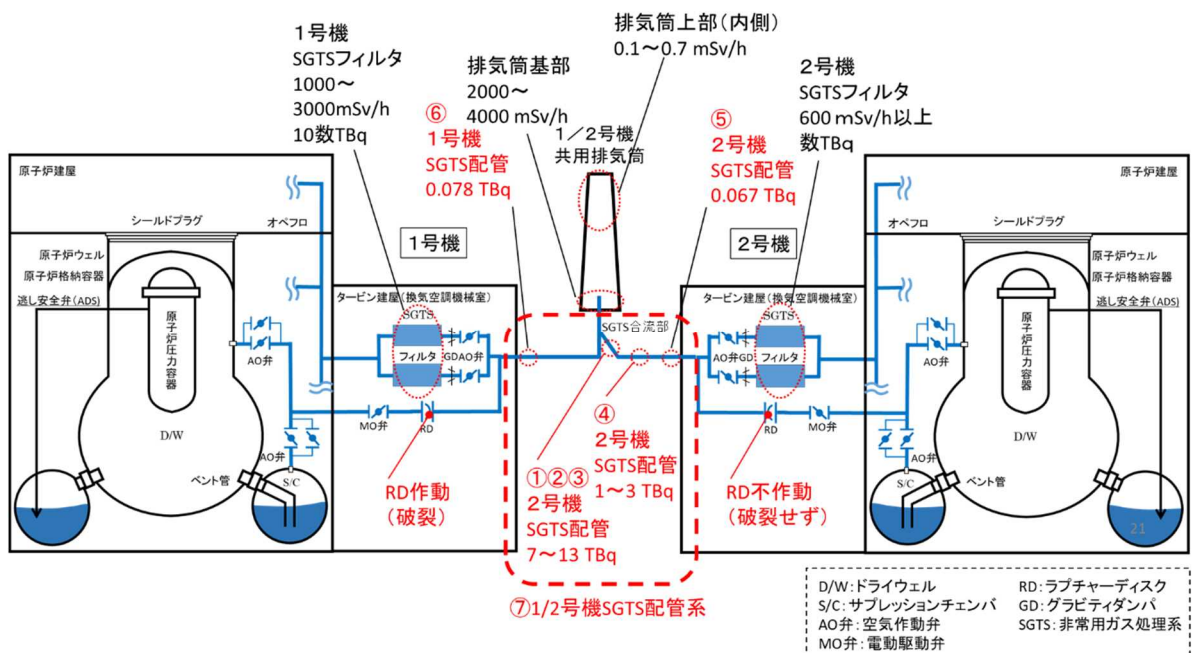


図1 1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況（概要図）

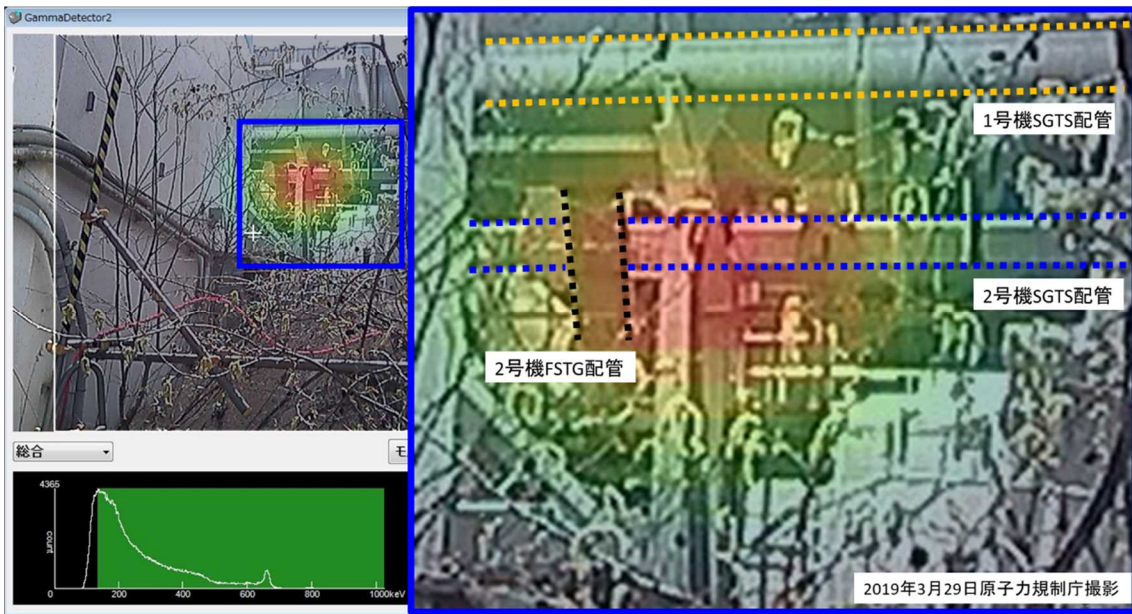
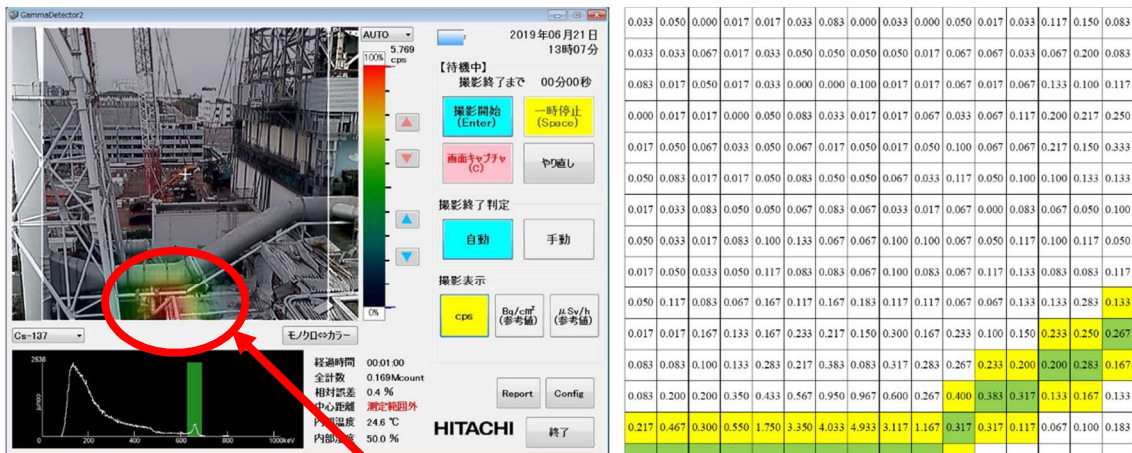


図 1-① 1号機 SGTS 配管及び 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）



2019年6月21日原子力規制庁撮影

バタフライ弁付近

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

0.033	0.050	0.000	0.017	0.017	0.033	0.083	0.000	0.033	0.000	0.050	0.017	0.033	0.117	0.150	0.083
0.033	0.033	0.067	0.017	0.033	0.050	0.050	0.050	0.017	0.067	0.067	0.033	0.067	0.200	0.083	
0.083	0.017	0.050	0.017	0.033	0.000	0.000	0.100	0.017	0.017	0.067	0.017	0.067	0.133	0.100	0.117
0.000	0.017	0.017	0.000	0.050	0.083	0.033	0.017	0.017	0.067	0.033	0.067	0.117	0.200	0.217	0.250
0.017	0.050	0.067	0.033	0.050	0.067	0.017	0.050	0.017	0.050	0.100	0.067	0.067	0.217	0.150	0.333
0.050	0.083	0.017	0.017	0.050	0.083	0.050	0.050	0.067	0.033	0.117	0.050	0.100	0.100	0.133	0.133
0.017	0.033	0.083	0.050	0.050	0.067	0.083	0.067	0.033	0.017	0.067	0.000	0.083	0.067	0.050	0.100
0.050	0.033	0.017	0.083	0.100	0.133	0.067	0.067	0.100	0.100	0.067	0.050	0.117	0.100	0.117	0.050
0.017	0.050	0.033	0.050	0.117	0.083	0.083	0.067	0.100	0.083	0.067	0.117	0.133	0.083	0.083	0.117
0.050	0.117	0.083	0.067	0.167	0.117	0.167	0.183	0.117	0.117	0.067	0.067	0.133	0.133	0.283	0.133
0.017	0.017	0.167	0.133	0.167	0.233	0.217	0.150	0.300	0.167	0.233	0.100	0.150	0.233	0.250	0.267
0.083	0.083	0.100	0.133	0.283	0.217	0.383	0.083	0.317	0.283	0.267	0.233	0.200	0.200	0.283	0.167
0.083	0.200	0.200	0.350	0.433	0.567	0.950	0.967	0.600	0.267	0.400	0.383	0.317	0.133	0.167	0.133
0.217	0.467	0.300	0.550	1.750	3.350	4.033	4.933	3.117	1.167	0.317	0.317	0.117	0.067	0.100	0.183
0.383	0.317	0.417	0.933	2.550	4.750	6.400	6.900	4.483	1.600	0.267	0.200	0.150	0.067	0.050	0.050
0.350	0.400	0.417	0.533	1.967	3.117	5.367	5.633	3.950	1.100	0.167	0.150	0.117	0.100	0.017	0.033

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図 1-② 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）

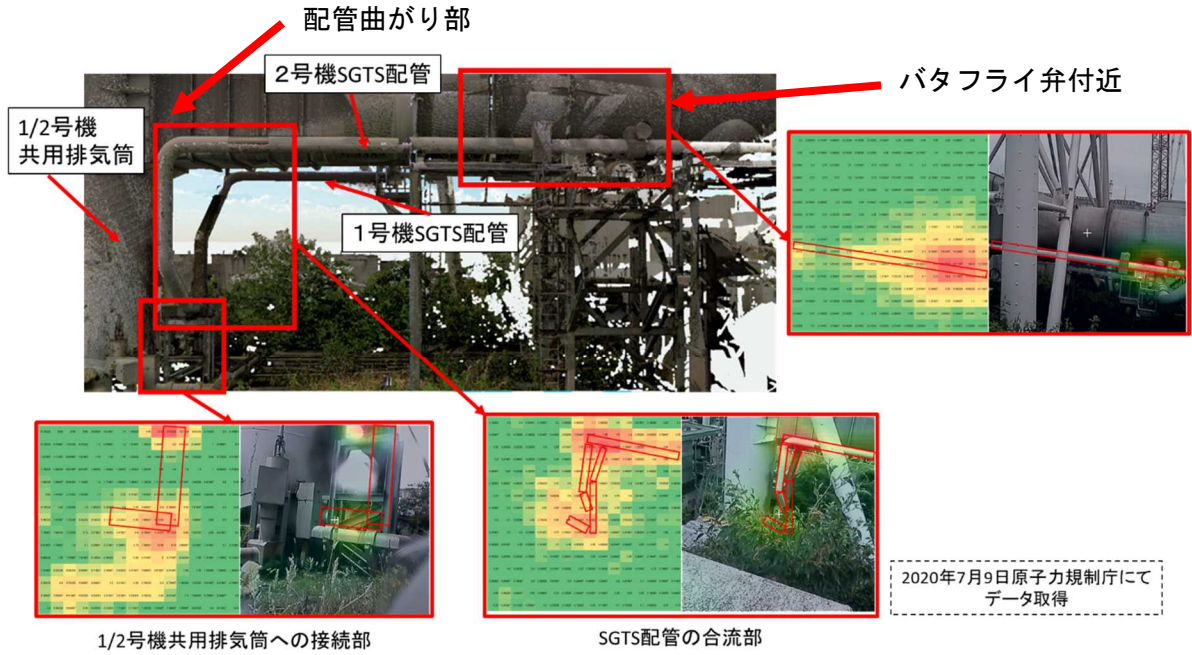
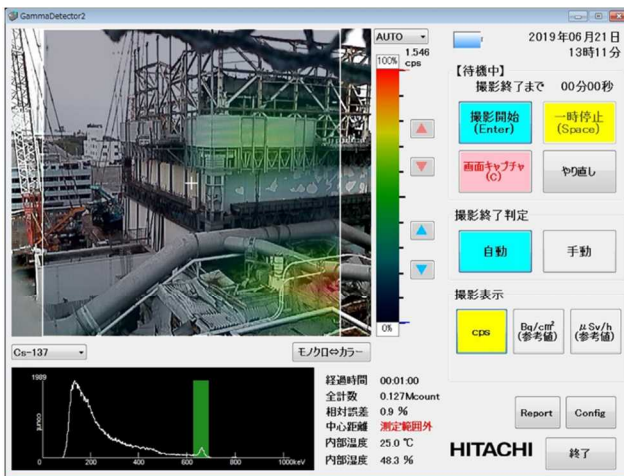


図 1-③ SGTS 配管合流部の汚染状況（ガンマカメラ）



2019年6月21日原子力規制庁撮影

0.02	0.05	0.08	0.02	0.02	0.08	0.03	0.10	0.05	0.05	0.07	0.02	0.08	0.05	0.05	0.13
0.03	0.07	0.03	0.02	0.03	0.05	0.10	0.03	0.03	0.08	0.10	0.08	0.13	0.17	0.10	0.10
0.03	0.00	0.08	0.05	0.03	0.07	0.08	0.05	0.22	0.27	0.22	0.23	0.13	0.27	0.12	0.13
0.00	0.05	0.02	0.07	0.07	0.15	0.18	0.20	0.17	0.30	0.33	0.32	0.23	0.32	0.38	0.15
0.02	0.00	0.03	0.08	0.17	0.05	0.20	0.12	0.30	0.43	0.52	0.63	0.60	0.43	0.57	0.40
0.03	0.02	0.02	0.10	0.13	0.03	0.17	0.20	0.33	0.92	0.65	0.95	0.85	0.97	0.60	0.60
0.02	0.07	0.08	0.13	0.07	0.12	0.17	0.38	0.45	0.77	0.90	0.93	1.00	0.72	0.48	0.38
0.03	0.03	0.10	0.08	0.05	0.20	0.08	0.22	0.32	0.67	0.68	0.75	0.42	0.45	0.38	0.23
0.03	0.05	0.05	0.05	0.07	0.15	0.07	0.25	0.10	0.22	0.28	0.22	0.32	0.17	0.22	0.12
0.05	0.05	0.12	0.03	0.08	0.08	0.07	0.08	0.18	0.22	0.20	0.22	0.17	0.10	0.12	0.12
0.02	0.07	0.05	0.15	0.07	0.05	0.05	0.13	0.22	0.20	0.12	0.10	0.08	0.10	0.20	0.10
0.05	0.05	0.08	0.07	0.10	0.03	0.08	0.23	0.22	0.22	0.30	0.32	0.45	0.33	0.32	0.37
0.12	0.12	0.15	0.03	0.08	0.17	0.15	0.25	0.18	0.38	0.67	0.90	1.00	0.93	1.28	1.18
0.18	0.12	0.23	0.12	0.15	0.23	0.33	0.23	0.25	0.45	0.82	0.83	1.02	1.22	1.40	1.70
0.08	0.12	0.28	0.15	0.17	0.22	0.27	0.20	0.25	0.43	0.42	0.53	0.70	0.73	1.03	1.08
0.18	0.33	0.23	0.32	0.22	0.10	0.13	0.17	0.15	0.07	0.20	0.17	0.20	0.23	0.30	0.23

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

図 1-④ 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）



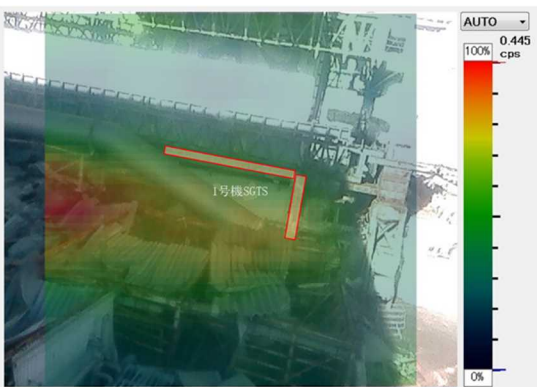
i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0.067	0.083	0.100	0.083	0.083	0.033	0.000	0.000	0.050	0.033	0.017	0.050	0.017	0.033	0.033	0.033
2	0.000	0.050	0.100	0.033	0.033	0.083	0.050	0.010	0.067	0.067	0.017	0.000	0.100	0.017	0.033	0.050
3	0.033	0.017	0.067	0.067	0.017	0.083	0.100	0.033	0.017	0.033	0.017	0.017	0.000	0.017	0.033	0.017
4	0.183	0.083	0.050	0.017	0.083	0.100	0.033	0.067	0.000	0.033	0.017	0.067	0.050	0.083	0.067	0.067
5	0.083	0.067	0.117	0.050	0.117	0.100	0.050	0.100	0.050	0.033	0.067	0.000	0.033	0.033	0.017	0.017
6	0.150	0.117	0.100	0.083	0.100	0.167	0.117	0.083	0.067	0.067	0.100	0.083	0.000	0.000	0.000	0.083
7	0.150	0.133	0.133	0.083	0.150	0.083	0.200	0.083	0.117	0.067	0.083	0.033	0.067	0.050	0.083	0.100
8	0.017	0.050	0.050	0.100	0.050	0.117	0.050	0.133	0.083	0.067	0.050	0.050	0.050	0.050	0.067	0.067
9	0.083	0.050	0.083	0.117	0.117	0.133	0.183	0.167	0.083	0.033	0.050	0.050	0.133	0.100	0.133	0.100
10	0.017	0.133	0.050	0.067	0.117	0.050	0.083	0.117	0.100	0.133	0.067	0.200	0.150	0.150	0.117	0.067
11	0.050	0.083	0.083	0.083	0.017	0.167	0.083	0.233	0.100	0.050	0.133	0.133	0.133	0.083	0.117	0.067
12	0.117	0.017	0.133	0.083	0.050	0.150	0.083	0.167	0.167	0.100	0.333	0.383	0.383	0.283	0.383	0.433
13	0.083	0.050	0.050	0.100	0.150	0.050	0.100	0.200	0.333	0.150	0.467	0.483	0.483	0.383	0.450	0.500
14	0.083	0.033	0.133	0.067	0.133	0.167	0.050	0.233	0.150	0.200	0.450	0.350	0.450	0.350	0.700	0.650
15	0.050	0.067	0.133	0.033	0.100	0.200	0.150	0.100	0.200	0.167	0.167	0.200	0.150	0.167	0.167	0.167
16	0.000	0.033	0.083	0.083	0.083	0.083	0.050	0.033	0.100	0.133	0.100	0.067	0.017	0.067	0.033	0.017

		GBq															
i	j	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1																	
2																	
3																	
4																	
5																	
6																	
7																	
8																	
9																	
10																	
11																	
12																	
13																	
14																	
15																	
16																	

2019年11月15日原子力規制庁撮影

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

図1-⑤ 2号機SGTS配管の汚染状況（ガンマカメラ）



		Cs-137 peak cps															
i	j	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1		0.217	0.150	0.167	0.200	0.300	0.133	0.217	0.150	0.200	0.233	0.233	0.117	0.183	0.150	0.117	0.033
2		0.083	0.100	0.117	0.133	0.183	0.150	0.100	0.050	0.200	0.033	0.167	0.133	0.150	0.133	0.117	0.167
3		0.100	0.017	0.067	0.067	0.083	0.067	0.117	0.083	0.083	0.050	0.167	0.183	0.167	0.083	0.083	0.083
4		0.067	0.083	0.083	0.117	0.117	0.100	0.033	0.117	0.117	0.117	0.067	0.150	0.117	0.183	0.050	0.150
5		0.083	0.083	0.117	0.100	0.183	0.167	0.050	0.083	0.050	0.133	0.083	0.050	0.083	0.100	0.100	0.067
6		0.250	0.167	0.217	0.150	0.258	0.167	0.133	0.233	0.183	0.253	0.067	0.117	0.100	0.083	0.100	0.083
7		0.333	0.233	0.233	0.333	0.250	0.267	0.300	0.333	0.183	0.167	0.217	0.200	0.117	0.083	0.150	0.017
8		0.467	0.367	0.417	0.400	0.350	0.283	0.250	0.300	0.283	0.250	0.200	0.217	0.117	0.250	0.067	0.100
9		0.233	0.367	0.400	0.250	0.367	0.433	0.283	0.350	0.283	0.367	0.367	0.183	0.150	0.150	0.083	0.067
10		0.383	0.417	0.317	0.267	0.350	0.333	0.317	0.383	0.300	0.450	0.383	0.433	0.233	0.133	0.083	0.100
11		0.233	0.283	0.300	0.250	0.350	0.283	0.367	0.300	0.417	0.283	0.167	0.317	0.200	0.150	0.183	0.167
12		0.200	0.300	0.200	0.200	0.233	0.250	0.233	0.283	0.350	0.183	0.217	0.183	0.167	0.167	0.100	0.133
13		0.083	0.167	0.100	0.183	0.267	0.150	0.167	0.183	0.217	0.100	0.133	0.217	0.167	0.067	0.050	0.083
14		0.100	0.133	0.150	0.167	0.117	0.133	0.117	0.150	0.133	0.100	0.167	0.200	0.067	0.083	0.100	0.117
15		0.150	0.067	0.100	0.100	0.100	0.183	0.033	0.117	0.117	0.117	0.167	0.117	0.133	0.133	0.100	0.167
16		0.117	0.050	0.083	0.083	0.083	0.117	0.100	0.117	0.133	0.183	0.067	0.117	0.100	0.133	0.083	0.217

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

		GBq															
i	j	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1																	
2																	
3																	
4																	
5																	
6																	
7																	
8																	
9																	
10																	
11																	

1号機SGTSに対応したピクセル毎のCs-137放射能(GBq)

2019年11月15日原子力規制庁撮影

1号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

図1-⑥ 1号機SGTS配管の汚染状況（ガンマカメラ）

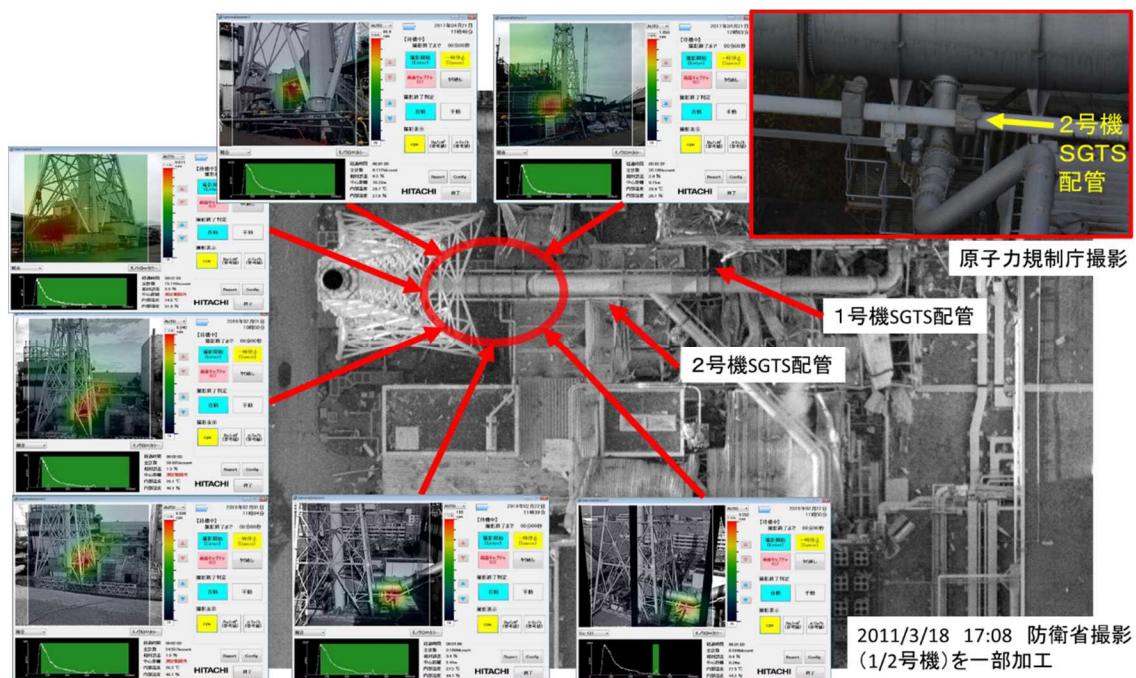


図 1-⑦ 1/2 号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）

1.2 SGTS フィルタトレインの汚染状況

SGTS フィルタトレインの汚染状況については、別添6に示すように1号機 SGTS フィルタトレイン部分は、2号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高いことが確認された。

1.3 1/2号機共用排気筒の汚染状況

1/2号機共用排気筒の汚染状況については、別添4に示すように1/2号機共用排気筒の底部の汚染の程度が高いことが確認された。

1.4 1号機 SGTS 配管系と2号機 SGTS 配管系の比較

1/2号機 SGTS 配管系内部の Cs-137 放射エネルギーの検討のため、線量率の測定結果をもとに SGTS 配管内部の Cs-137 放射エネルギーの推定を行うとともに、ガンマカメラによる Cs-137 放射エネルギーの推定値を加えて、図2のように整理した。線量率の測定結果の概要については、図3に示す。ガンマカメラによる Cs-137 放射エネルギーの推定については、測定データの概要図を図4に、個別の測定データを図5から図8に示す。

1号機 SGTS 配管系及び2号機 SGTS 配管系の Cs-137 放射エネルギーの全体の傾向としては、2号機 SGTS 配管系については、SGTS 配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配

管)部に約12TBqの高い汚染があり、SGTS配管全体では約18TBq、SGTSフィルタトレインまで加えると全体で約20TBqとなる。一方、1号機SGTS配管系については、SGTS配管は約0.1TBqと低く、SGTSフィルタトレインまで加えると全体で約10数TBqとなる。なお、1号機SGTS配管と2号機SGTS配管が合流するSGTS配管の合流部周辺については、排気筒のSGTS配管接続部から2号機SGTS配管の鉛直部から水平部に曲がる部分(曲がり部)までの範囲で約3.5TBq、排気筒底部(内側)については、約2TBqとなる(表1)。JAEAの解析結果の概要は、表2に示す。

表1 Cs-137放射エネルギーの傾向(測定値)

対象範囲	全体	配管部	フィルタトレイン
2号機SGTS配管系	約20TBq	約18TBq	約2TBq
1号機SGTS配管系	約10数TBq	約0.1TBq	約10数TBq
配管合流部周辺	約3.5TBq	—	—
排気筒底部(内側)	約2TBq	—	—

表2 Cs-137放射エネルギーの傾向(JAEA解析値^{※1})

解析ケース	対象範囲	全体	配管部① ^{※2}	配管部② ^{※3}	フィルタトレイン ^{※4}
感度計算1 (グラビティダンプの漏洩流路面積 1号機1.8% 2号機3.4%)	2号機SGTS配管系	約8TBq	—	約0.4TBq	約7.6TBq
	1号機SGTS配管系	約14TBq	約2.0TBq	約0.2TBq	約11.8TBq
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約26TBq	—	—	—
感度計算2 (グラビティダンプの漏洩流路面積 1号機3.4% 2号機3.5%)	2号機SGTS配管系	約8TBq	—	—	—
	1号機SGTS配管系	約21TBq	—	—	—
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約26TBq	—	—	—

※1 別添3-1 感度計算1及び感度計算2より引用。

※2 「合流部1から合流部2に至る配管内」のCs-137付着量(流入量の約2%)を記載。

※3 「合流部1から1号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約2%)
又は「合流部2から2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約5%)
を記載。

※4 「合流部から1号機及び2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」から配管付着量を引いて記載。

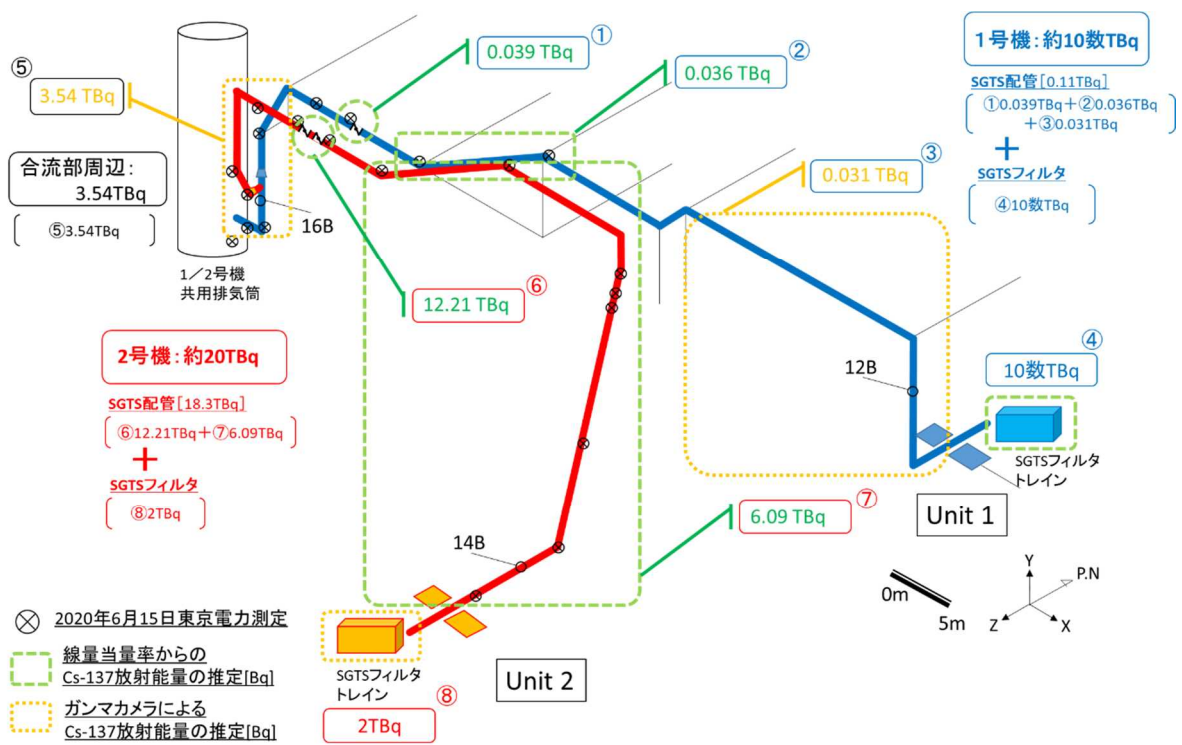


図2 1/2号機 SGTS 配管系の Cs-137 放射エネルギーの推定 (概要図)

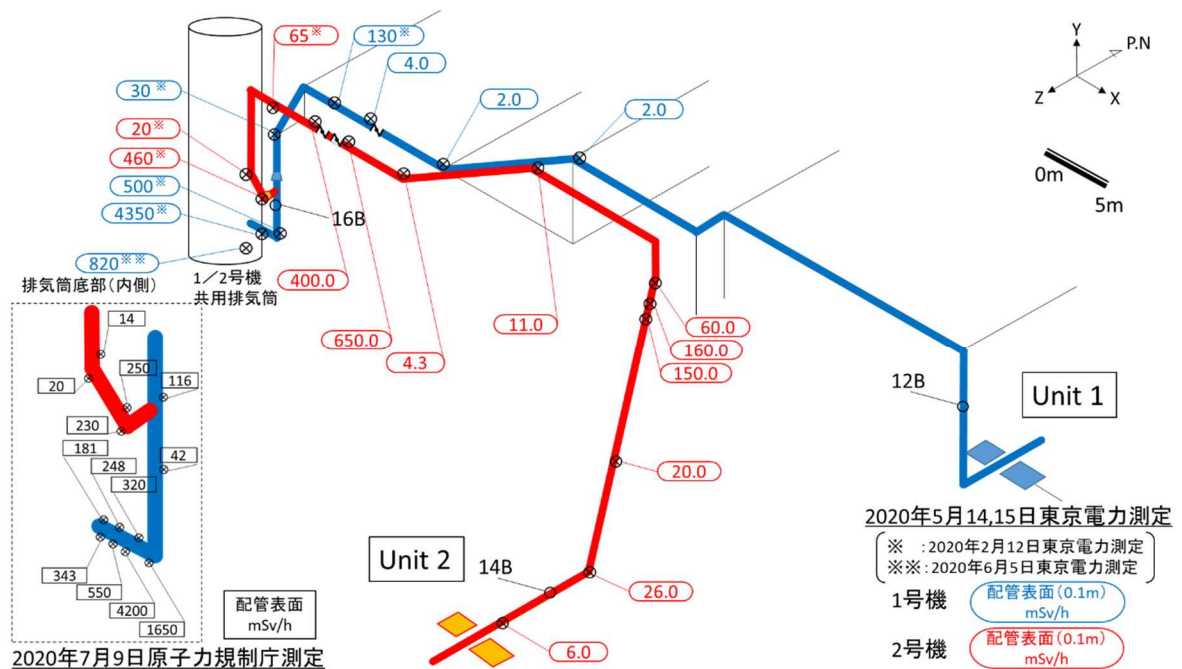


図3 1/2号機 SGTS 配管系の線量率の測定結果 (概要図)

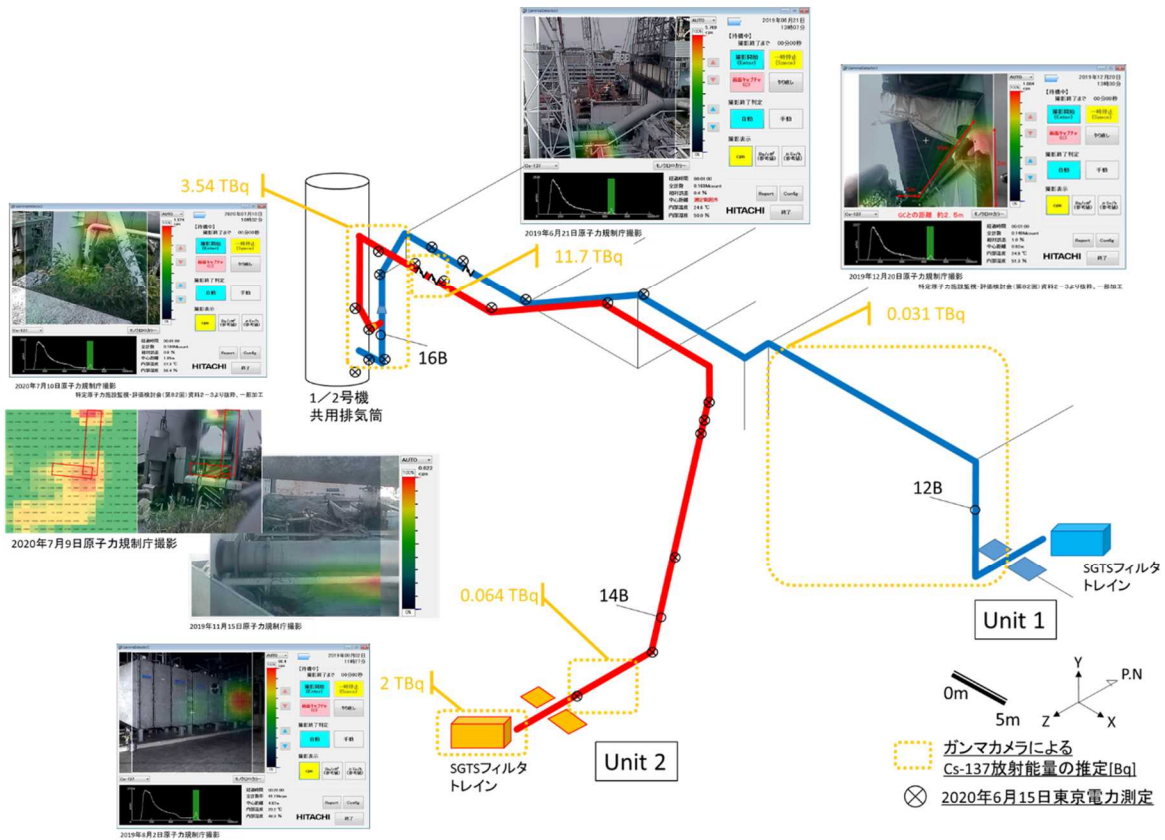
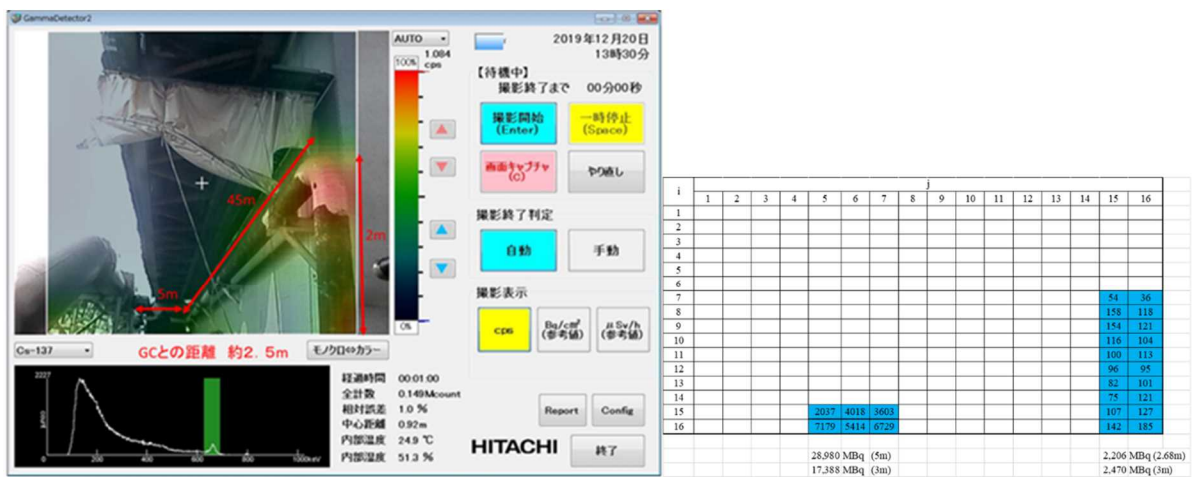


図4 1/2号機 SGTS 配管系のガンマカメラによる測定データ（概要図）



2019年12月20日原子力規制庁撮影
 特定原子力施設監視・評価検討会(第82回)資料2-3より抜粋、一部加工
 1号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像
 1号機SGTSに対応したピクセル毎のCs-137放射能(GBq)

図5 1号機 SGTS 配管のガンマカメラによる Cs-137 放射能量の測定データ

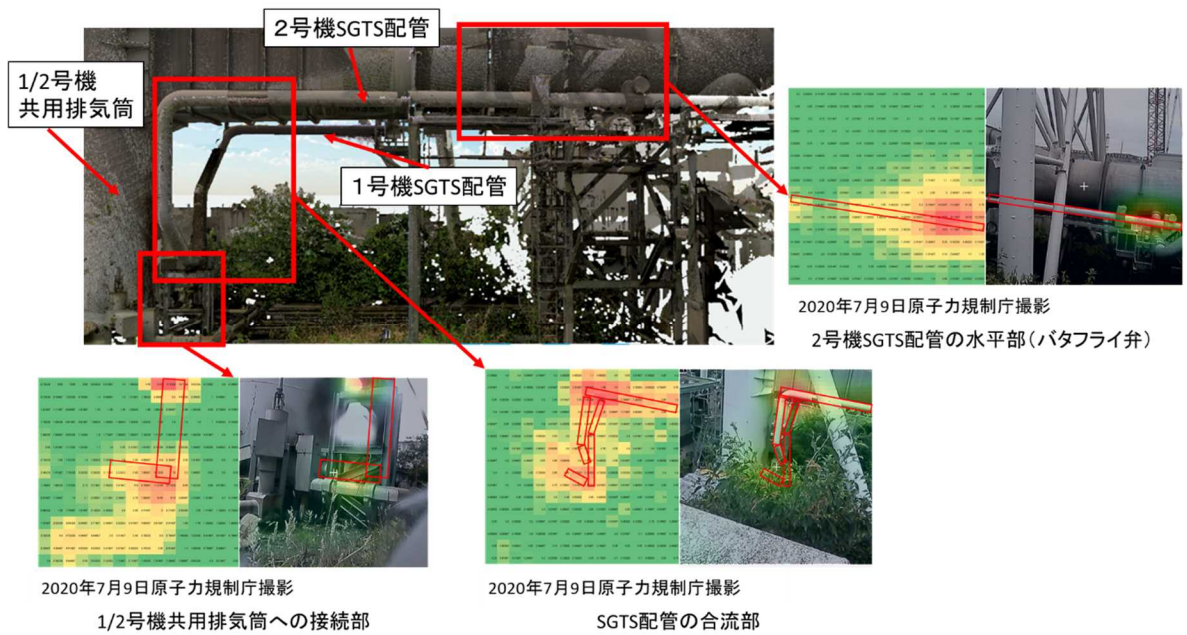
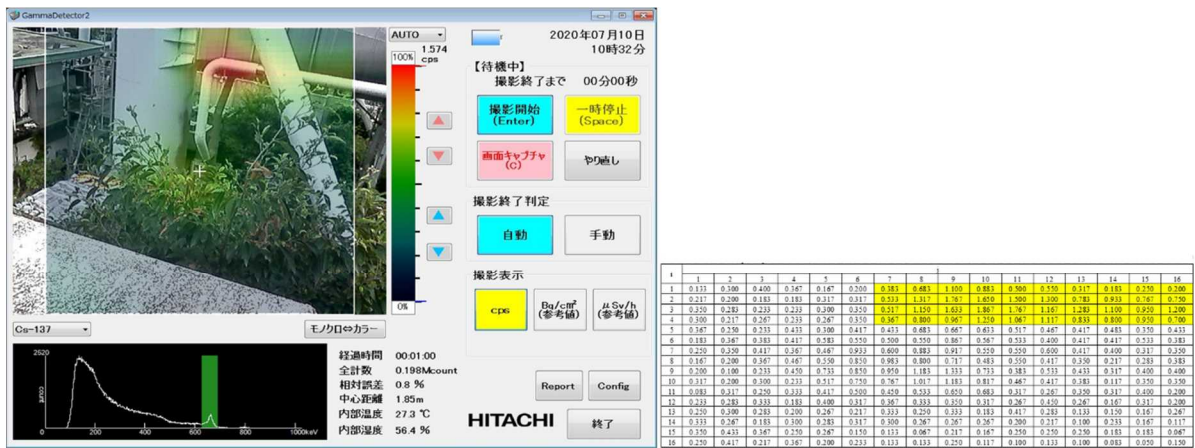


図6 SGTS配管の合流部周辺のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ



2020年7月10日原子力規制庁撮影
 特定原子力施設監視・評価検討会(第82回)資料2-3より抜粋、一部加工
 2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像
 ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図7 2号機SGTS配管(曲がり部)のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ



2019年8月2日原子力規制庁撮影

0.3	0.5	0.5	0.1	0.4	0.4	0.4	0.5	0.9	1.1	0.8	0.6	0.5	0.5	0.5	0.5
0.1	0.1	0.4	0.5	0.6	0.5	1.0	0.1	0.8	1.0	1.4	1.1	0.8	1.3	0.9	1.3
0.3	0.1	0.5	0.6	0.6	0.6	1.3	2.0	1.0	1.4	1.3	2.4	2.6	3.0	2.9	1.8
0.3	0.6	0.1	0.4	0.9	2.4	2.6	2.8	2.5	2.4	3.3	2.6	5.8	12.3	10.5	5.1
0.6	0.5	1.1	0.6	1.6	1.6	3.1	6.6	11.3	9.5	5.8	6.9	19.3	42.1	47.0	25.8
1.1	0.6	2.0	1.8	2.3	5.3	7.8	16.9	21.3	19.9	9.1	13.3	26.1	64.0	80.3	41.9
0.9	0.9	1.9	4.0	4.3	6.5	11.9	29.9	39.8	30.4	13.5	13.4	37.1	77.9	84.9	50.8
2.3	3.1	5.9	8.0	6.9	12.8	18.8	31.4	41.0	28.4	14.5	12.5	23.3	58.4	73.3	41.6
5.0	2.8	7.3	7.3	11.0	13.9	16.0	28.6	29.0	21.8	13.4	7.0	19.0	36.4	38.4	34.6
1.9	2.4	4.5	4.5	5.8	10.8	12.4	16.9	17.8	14.6	7.3	5.6	11.3	20.4	24.3	18.1
1.1	2.3	2.5	2.4	2.6	4.3	4.8	5.3	5.5	4.4	6.3	4.0	3.9	5.4	6.9	5.3
0.6	0.5	0.8	1.4	1.5	2.1	1.4	1.5	2.3	2.6	1.6	1.6	2.0	2.5	2.3	1.8
0.4	0.4	0.5	0.6	1.0	0.6	1.0	0.4	1.0	0.5	1.0	1.6	1.1	0.8	0.4	0.5
0.1	0.6	0.4	1.0	0.9	0.8	0.6	0.3	0.8	0.5	1.6	0.5	0.9	0.6	0.3	0.4
0.4	0.5	0.9	0.4	0.4	0.9	0.6	0.0	1.0	0.3	0.5	0.3	0.5	0.4	0.4	0.6
0.1	0.6	0.0	0.4	0.5	0.3	0.1	0.1	0.4	0.0	1.4	0.3	0.3	0.3	0.1	0.8

2号機SGTSフィルタトレイン Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図8 2号機SGTSフィルタのガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ

2. ベントガスの逆流及び他号機への流入

1/2号機SGTS配管系の汚染状況については、現地調査の結果及びJAEAの報告(別添3-1)等から図9に示すように、1号機のベントガスが1号機SGTSフィルタトレイン側に逆流(自号機への逆流)するとともに2号機SGTS配管系に流入(他号機への流入)が生じたことによるものと考えられる。ただし、セシウム(Cs)の配管内側への付着に関するメカニズムについては、ベントガス中の水蒸気の凝縮やエアロゾルの沈降による影響の推定など更なる検討が必要である。

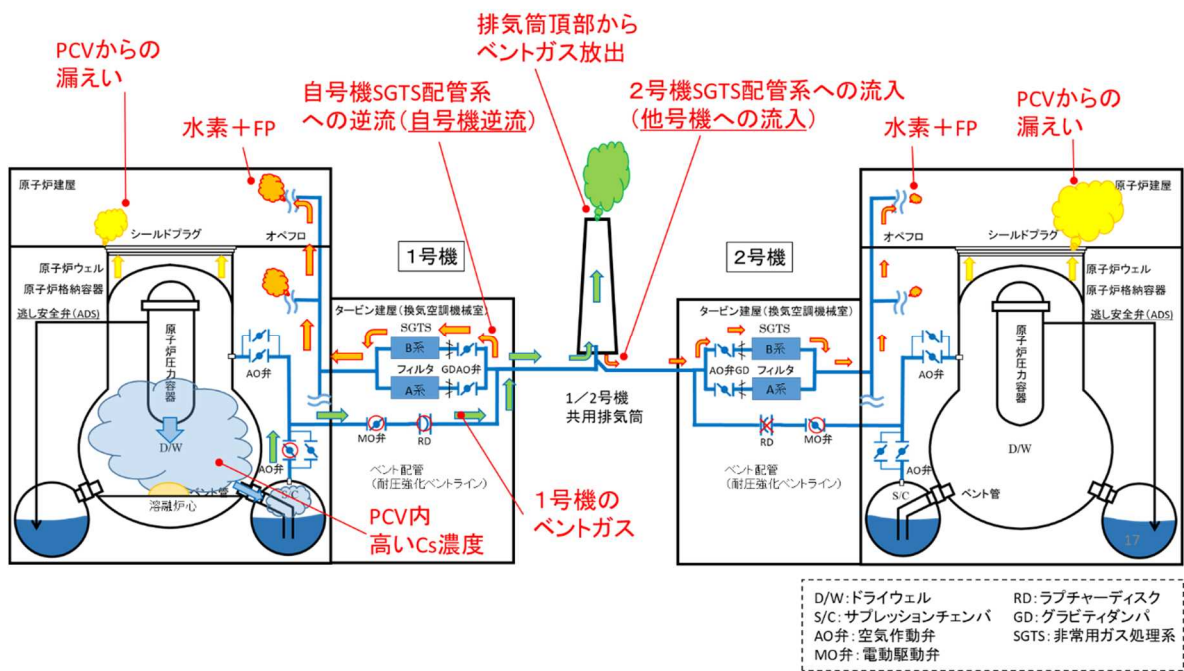


図9 自号機逆流と他号機への流入

(別添 3-1)

ベントガスの挙動に関するシミュレーション

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門
安全研究センター 与能本泰介、竹田武司、丸山結

1. ベントガスの挙動に関するシミュレーション

現地調査の結果、ベントに成功していない 2 号機の非常用ガス処理系 (SGTS) 配管の下流 (SGTS 配管合流部に近い配管) 部分の方が、ベントに成功した 1 号機の SGTS 配管 (SGTS 配管合流部に近い配管) よりも汚染の程度が高いこと、並びに、1 号機 SGTS フィルタトレイン部分は、2 号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高いことが確認された。又、1/2 号機共用排気筒 (以下、この別添において「スタック」という。) についても、スタックの底部の汚染の程度が高いことが確認されている。

これらの原因を分析するため、JAEA は、原子力規制庁の委託¹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。

2. シミュレーション結果

シミュレーション結果の考察から、1) SGTS フィルタの汚染は、グラビティダンパに設計条件よりも過大な漏洩が生じ、ベント流中の汚染物質が流入したことによると推定できること、2) 2 号機側 SGTS 配管においては、気相が配管中を通過する時間が長いなど、1 号機側配管と比べて汚染が相対的に生じ易い状況であることが示されたものの、現地調査で示されたような汚染状況は解析結果からは説明できないこと、3) ベント弁の作動により、スタック内に大量のエアロゾルが蓄積しベント弁閉鎖後に重力で落下しスタック下部や SGTS 共有配管が汚染した可能性があること、4) 本ベント系の特徴として、僅かな境界圧力の違いにより配管内に流れが生じること、並びに、エアロゾルの一般的特性から、ベント弁閉鎖後に、スタック内に蓄積したエアロゾルが下方に落下する際、2 号機側に向かう僅かな流れが存在したとすれば、汚染状況の定性的な説明が可能であることを明らかにした。

シミュレーションの実施に当たって、解析の目的及び手法、並びに解析結果の詳細は下記のとおりとなる。

3. 解析の目的及び手法

本解析の目的は、格納容器ベント実施によるベント気体の流動状況を評価し、現地調査で見られた汚染状況が生じた原因を検討することである。

¹ 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)

汚染状況は、別添 3 の図 1 に示されるように、1) 1 号機及び 2 号機の SGTS フィルタの汚染の程度が高いこと、2) スタックに流入する前の長さ約 3m の 1 号機と 2 号機の SGTS 共有配管、及び、スタックから 15m 程度の範囲の 2 号機 SGTS 配管が図 1 の①、②、③、④に示されるように汚染の程度が高いこと、3) これらと比べて、その他の配管部分については、汚染の程度が高くないことが、特徴的なところである。

1) の原因の検討のためには、ベントガスがスタックに向かって流れる配管系統とフィルタの間には、グラビティダンパと呼ばれる弁が存在し、フィルタ側への流れを制限することから、この機能が設計通りに働く場合の挙動や、漏洩がある場合の漏洩条件とベントガス流入量の関係の検討等が必要である。

2) の汚染状況は、スタック近くにおいて、ベントガスの流れ方向に大きく変化していることが特徴的であることから、1 号機 SGTS 配管を流れるベントガスの状態が、SGTS 共有配管や、1 号機 SGTS 配管から分岐した 2 号機 SGTS 配管に流入する際に、急激に変化する可能性について検討することが重要である。

これらの検討のためには、流量調整弁（以下「流調弁」という。）での臨界流現象と呼ばれる急激な減圧を伴う流れの膨張、配管との局所圧損、配管構造材の熱容量や自然放熱による冷却、水蒸気の凝縮等の影響の検討が重要であり、また、流体としては気相のみならず二相流挙動を把握することが必要である。そこで、本解析では、このような二相流挙動の検討に実績のあるコードを用いて検討を行うことにする。

汚染状況の 3) に関しては、顕著な汚染が生じていないことを、流動状況の解析結果と、エアロゾル沈着モデルを用いて評価し、得られた結果と観測結果の整合性を簡単に確認することにする。

以上の狙いから、解析には、RELAP5/MOD3.3 コード²を用いた。本コードは軽水炉の安全評価のために米国原子力規制委員会（NRC）の支援のもとアイダホ国立研究所で開発された最適評価コードで、世界中で広く使用されている。解析に必要なベント作動時の放射性物質の放出量やベント弁上流（サプレッションチェンバ（S/C））の圧力、温度等の時間変化については、JAEA で実施した THALES2 コードによる評価結果を使用した。THALES2 の結果では、ベント作動により 150TBq 程度の Cs-137 が S/C から流出したことが示されている。

解析体系の概要を図 1 に示す。この体系を模擬するための RELAP5 解析で用いたモデル図を図 2 に示す。図に示されるように、本解析では、S/C に接続されたベント配管、1 号機及び 2 号機の SGTS 配管、並びに共用スタックを模擬している。SGTS 配管については、ベント配管系の合流部からフィルタに隣接する送風機までを模擬

² RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL Volume 1-8, Nuclear Safety Analysis Division, Information Systems Laboratories, Inc.

する。

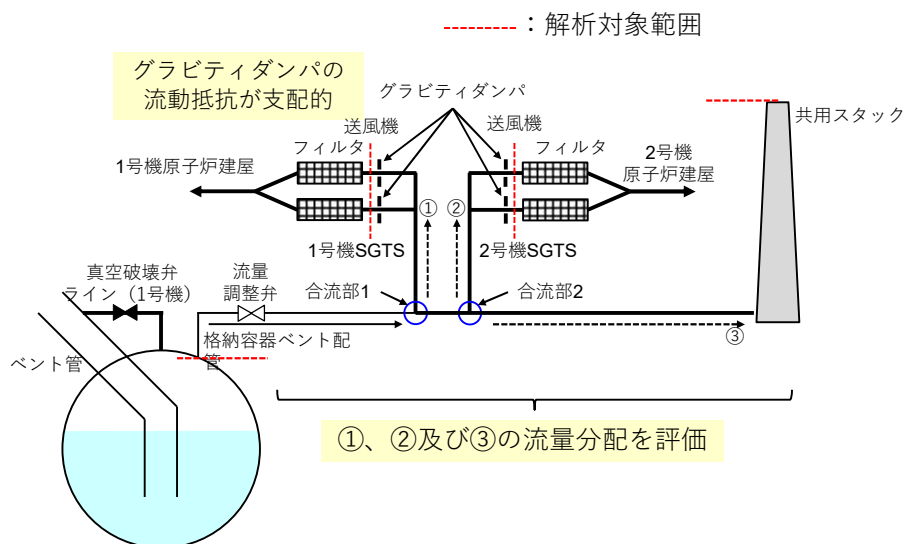


図1 解析体系の概要

境界条件は、ベント流の入口条件となる S/C から流出する水蒸気、窒素、水素ガスの圧力、温度、流量を、THALES2 コードの結果を用いて与えた。これら圧力、温度は各気相成分の物性値の設定に使用される。また、スタック頂部と送風機の圧力境界条件としては、地表高さで大気圧を仮定し、重力による静圧の違い考慮し、それぞれ、99.8kPa と、101.1kPa とした。

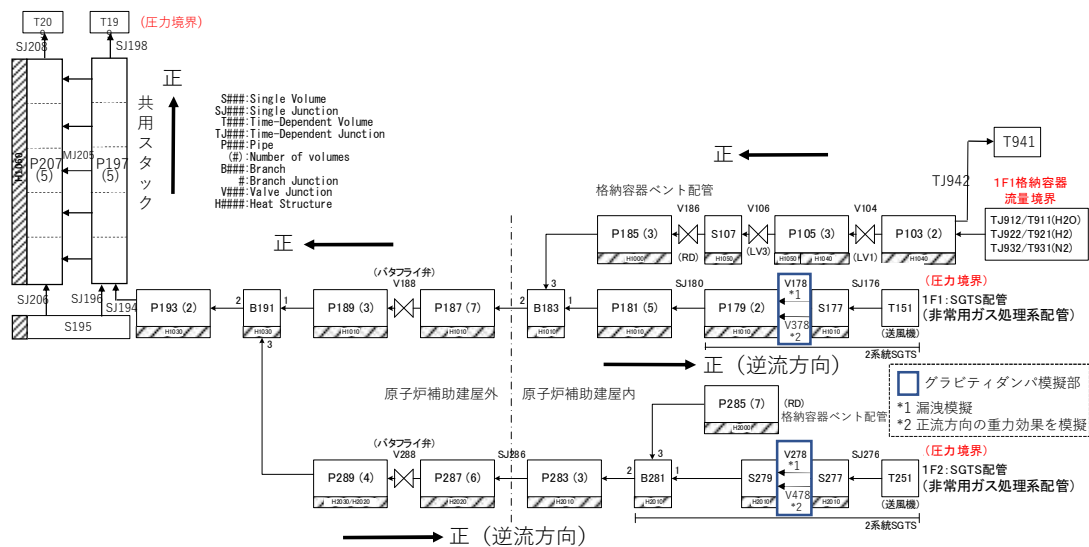
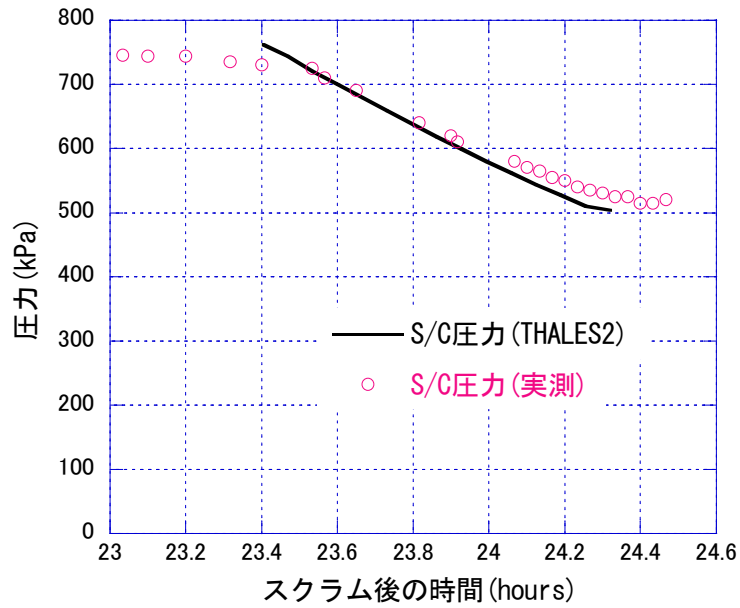


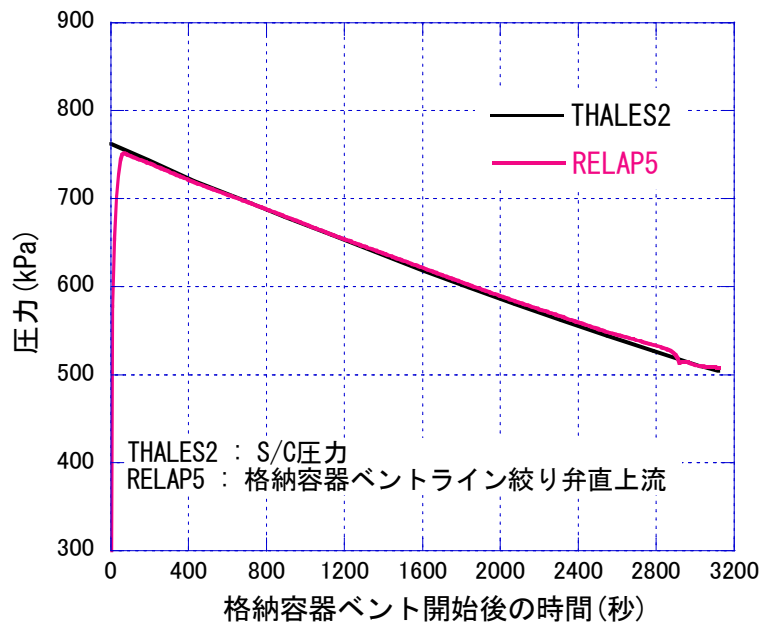
図2 RELAP5 解析モデル

ベント弁 (図2中のLV1) 作動時の流量については、THALES2コードとRELAP5コードの臨界流モデルが異なることを考慮し、下流にある流調弁 (図2中のLV3) の流路面積を調整し、RELAP5の解析値が、THALES2コードで計算された圧力と一致するようにした (図3参照)。配管外側の温度としては、THALES2コードの評価結果を参考にして、原子炉建屋外 281K、1号機原子炉補助建屋 313K、2号機原子炉補助建屋 293Kを与えた。また、配管外壁熱伝達率係数として $5\text{W/m}^2\text{K}$ を与えた。

解析では、配管系は、RELAP5の通常のパイプ等のコンポーネントを用いて、配管系の形状とともに曲がりにおける局所圧損係数等について一般的な値を与えた。また、グラビティダンパについては、二つの流路を用いて、一つは漏洩流路を、もう一つは、流路を閉鎖する弁の重力効果を模擬し、差圧が正流方向に重力より大きい場合にのみ全開するようにした。漏洩流路の面積は、基本的な解析条件では、逆流時の差圧と流量に関する設計条件より定めた。また、スタックについては、ベント排気系との接続部より上部の流路を平行な二つの流路で模擬した。この二つの流路は、5か所で水平方向に接続している。



(a) THALES2 コードの結果と実測値の比較



(b) THALES2 コードと RELAP5 コードの結果の比較

図3 THALES2 コードの結果を用いた境界条件の設定

4. 評価結果

(1) 流量配分

図4においては、設計条件から求めたグラビティダンパの漏洩面積を用いる場合の、ベントガスの成分である窒素、水素、水蒸気について、共用スタックに流入する流れ、並びに、合流部1及び2から1号機及び2号機の送風機に向かう流れの流量積算値の時間変化を示す。これらより、ベントから放出された気相質量に対する1号機送風機、及び、2号機送風機に向かう配管に流入した気相質量は、それぞれ、0.6%、及び、0.3%であった。この際、S/Cから放射性物質(Cs-137)が気体に均質に混合し流出したと仮定する場合、1号機及び2号機送風機に向かうSGTS配管へのCs-137流入量は、それぞれ、0.9TBqと0.4TBqである。この結果は、SGTSフィルタ等について調査結果で示された汚染量より大幅に小さく、グラビティダンパの漏洩量が設計条件よりも大きかった可能性が示されている。

そこで、漏洩面積をパラメータに二つの感度解析（以下「感度計算1及び2」という。）を行った。1号機側及び2号機側グラビティダンパの漏洩流路面積について、感度計算1では、流路面積の1.8%及び3.4%、感度計算2では、3.4%及び3.5%とするとともに、漏洩流路で動圧（単位体積あたりの気相運動エネルギー）と等しい局所圧損が発生すると仮定した。

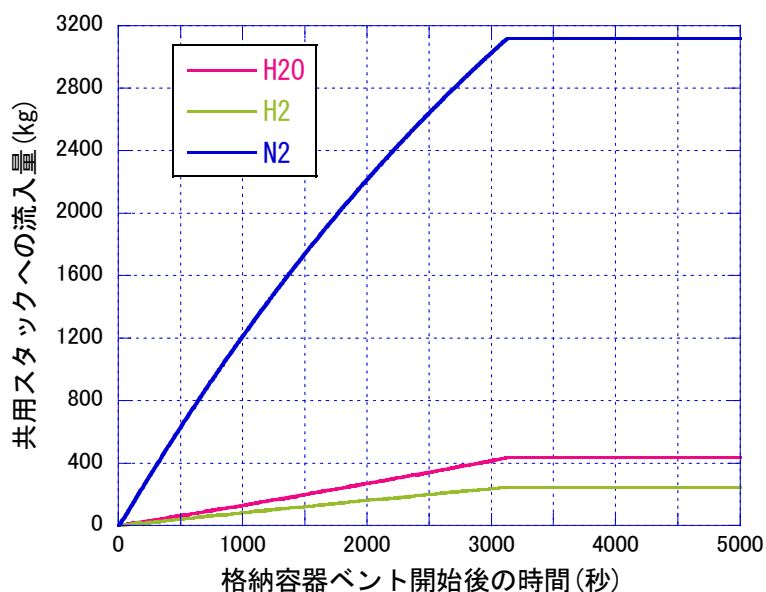


図4(a) 基本ケースでの共用スタックへの流入量

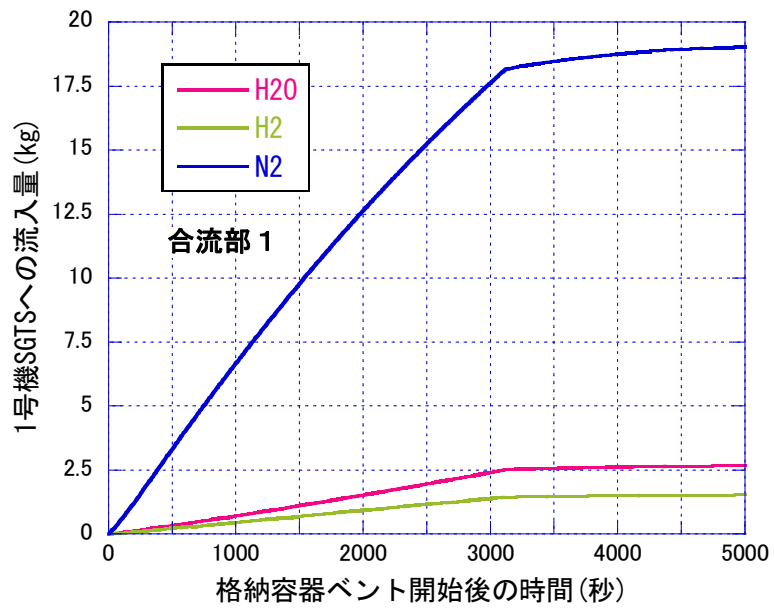


図 4 (b) 基本ケース 合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れの積算値

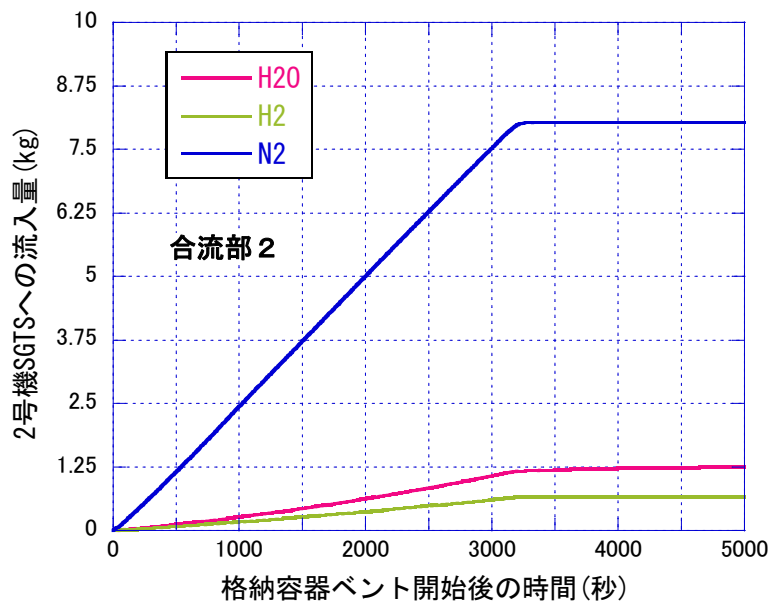


図 4 (c) 基本ケース 合流部 2 から 2 号機送風機に向かう流れの積算値

感度計算 1 の結果は、合流部から 1 号機及び 2 号機送風機に向かう SGTS 配管へ流入する質量が、放出される質量に対して 8%及び 5%となり、これは、Cs-137 の流入量としては、12TBq 及び 8TBq に相当する（表 1 参照）。この結果は、基本ケースと比べて、汚染分布に関して、調査結果により整合している。同様に、感度計算 2 の結果では、1 号機及び 2 号機送風機に向かう SGTS 配管へ流入する相対質量は、14%及び 5%となり、これは、Cs-137 の流入としては、21TBq 及び 8TBq に相当する。

以上の結果は、グラビティダンパにおいて設計条件以上に過大な漏洩が生じたことが、SGTS 配管やフィルタの汚染状況に強く影響したこと、及び、過大な漏洩がない場合は、調査結果と整合する結果は得られないことを示している。また、合流部 1 の圧力が合流部 2 の圧力より高いことから、同じ漏洩面積の場合、1 号機側 SGTS の汚染が大きいことが分かる。

表 1 ベント作動時の流量分配

解析ケース	1 号機 SGTS	2 号機 SGTS
基本ケース	0.6% (0.9TBq)	0.3% (0.4TBq)
感度計算 1	8% (12TBq)	5% (8TBq)
感度計算 2	14% (21TBq)	5% (8TBq)

(2) 流動状況

RELAP5 解析によって示されるベント排気配管系の流れの状況を、より詳細に示すために、図 5 に、感度計算 1 のベント開始から 25 分後における気相流速、及び温度（流体、壁温）について、ベント入口からスタック出口、合流部 1 から 1 号機送風機、合流部 2 から 2 号機送風機への三つの流路にそつての変化を示している。以下に、感度計算 1 で示された流動状況を説明する。

ベント弁上流圧力は、約 750kPa から 500kPa まで時間の経過とともに直線的に低下するが、臨界流状態となる流調弁の直下流の圧力は、102.2kPa から 101.7kPa に緩やかに減少する。この圧力は、流調弁下流領域における最大圧力であるが、大気圧からほとんど過圧されていない。

図 5 は、ベント弁下流の合流部 1 から合流部 2 までの配管では、流速は 30m/s 程度であるが、合流部 1 から 1 号機送風機、及び、合流部 2 から 2 号機送風機の流路の流速は、それぞれ約 2m/s と 1m/s であることを示している³。S/C から放出

³ 図 5 に示される速度は、コードにおいて評価されたボリューム（質量やエネルギー保存則を計算するための検査体積）で定義される速度であつて、ジャンクション（ボリュームを連結する流路であつて速度が運動量保存則から定義される場所）の速度ではないことに注意が必要である。ボリュームで定義される流速は壁摩擦等の相関式を計算するために用いる速度で、ボリュームに接続されるジャンクションでの速度を、面積、ボイド率、密度等を用いて平均しており計算手順がやや複雑である。図 5 の横軸のゼロ付近の 2 点は、同じ断面積のボリュームでの気相速度であるが、値が異なっているのはこの理由による。

されたベントガスは流調弁で近似的に等エンタルピー膨張し、S/C 温度とほぼ同じ温度で弁の下流側に流入する。以後、流路方向に、壁から冷却されることにより、ガス温度は低下する。流調弁直下の圧力の時間変化が非常に緩やかであることから、ベント弁が開放されている期間において、気相速度は、ほぼ定常的な速度と見なせる。一方、壁温度は、流体から加熱されることにより、初期温度から時間とともに流体温度に近づくように増大し続ける。この時刻において、流調弁より下流の配管壁温度は、ベント弁からスタックに向かう流路で外気に接する部分において、外壁温度より約 25K 高い温度で一定であること、及び、1 号機送風機付近の壁温度が上流側より数°C 高くなっていることを除けば、境界条件とほぼ同じ温度である。この一定な管壁温度分布と 1 号機送風機付近の壁温度は特徴的な結果であるので、この解析結果の妥当性を後で議論する。

S/C から放出された流体は流調弁に至る前に壁から冷却され、ベント弁が開放されている期間において、水蒸気流量の約 1/4 が凝縮するが、大部分が液滴となり流調弁下流領域に流入する。流調弁下流領域では、過熱した気相からの伝熱により液滴は蒸発し、スタック及び 1 号機送風機に向かう流れの液相体積率は極めて小さな値 (1E-6 から 1E-8 オーダー) であり、過熱した単相流に近い噴霧流と見なせる。解析された流動状況は、共有配管部分で急激に変わることはなく、流速が 30m/s から 20m/s 程度に落ちるものの 1 号機 SGTS 配管内と同様に液相体積率が非常に小さな噴霧流がスタックに流入している。このことは、スタックから約 3m 程度の SGTS 共有配管部分が局所的に高いレベルで汚染されている調査結果と整合しておらず、この部分の汚染はベント作動後に生じたとする推定を裏付けている。

一方、2 号機送風機に向かう流れにおいて、合流部 2 から 10m 程度の範囲は過熱状態が継続されているが、以降、管壁からの冷却により気相温度は低下し、飽和温度とほぼ等しくなる。このため、壁からの冷却により凝縮が生じている。ベント開放時の本流路における凝縮量は、この流路の入口から流入する蒸気量のおよそ 34%に相当する。

スタック内は、二つの平行チャンネルで模擬したことにより、上昇流と下降流が分離し、ベントから流入する気体は、下降流側からの水平流れと混合しつつ上昇する。気相の混合により温度は低下し、上昇側流路の入口領域で約 287K、頂部付近で、ほぼ外気温度の 281K である。後述するように、一次元コードで並行チャンネルを用いてスタックを模擬する場合、気相速度は大幅に過大評価されるため、流れの状況は適切に評価できない。そこで、ベントから排気された気体のスタック内での滞在時間を、断面平均速度の約 0.2m/s を用いて評価すると約 600 秒になる。この値と THALES2 で計算された S/C からの Cs-137 放出速度を用いると約 26TBq の Cs-137 がベント作動中に蓄積されることが推定される。ただし、

この値は、流速に不確かさがあることに加え、エアロゾルの管壁への付着や重力沈降を考慮していないことから、あくまで可能性を示す目安である。

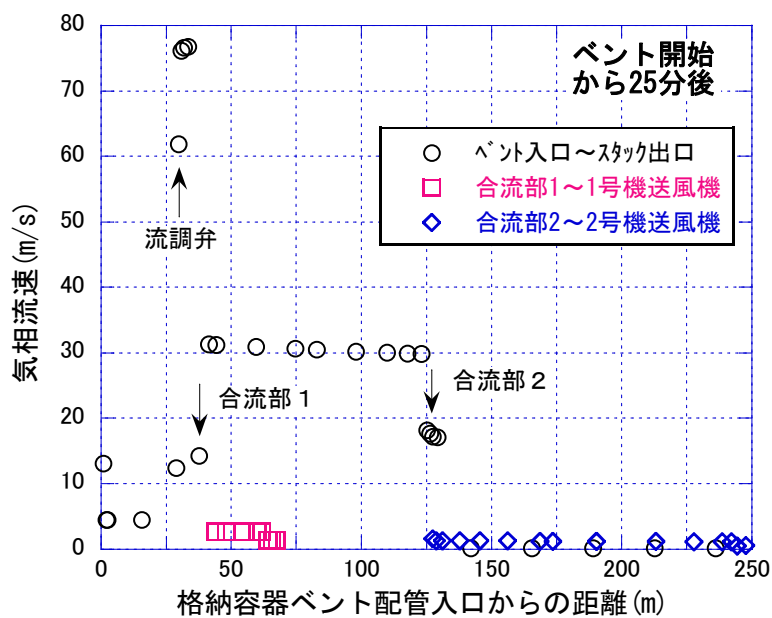


図5(a) 感度計算1における気相流速分布

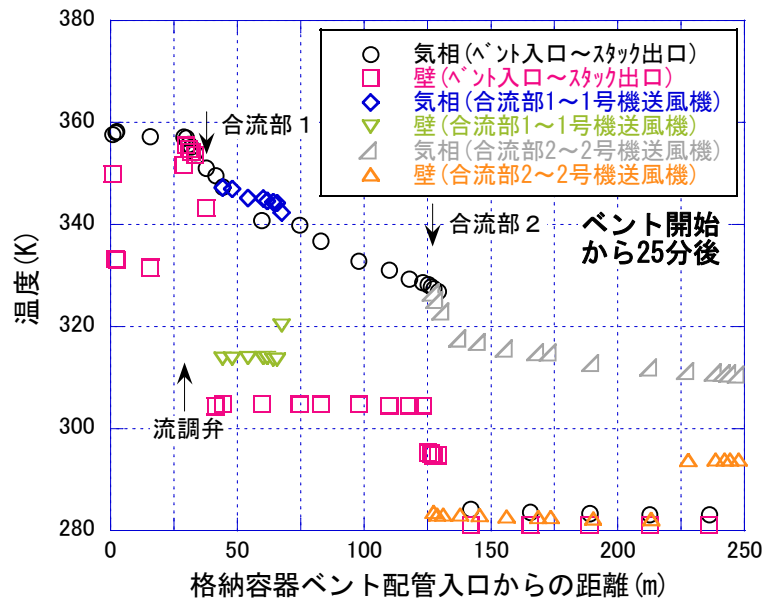


図 5 (b) 感度計算 1 における気相及び壁内面温度

(3) スタック内の流れ

本検討では、2 流路モデルと 1 流路モデルで解析を行った結果を検討した。1 流路モデルの場合、ベント弁作動時には、スタック内に水素を含む軽い流体が蓄積し、スタック底部の静圧が減少するため、2 号機側の圧力境界から空気が流入し、ベント流が 2 号機側に向かわない状況、すなわち、観測された汚染状況と全く整合しない状況が計算された。実際の現象では、このような状況では、スタック上部から外気が流入することが考えられることから、1 流路モデルではスタック底部の圧力を過少に評価し適切でないと判断し、2 流路モデルで解析を行うことにした。その結果、前述のように、重力ダンパの漏洩の仮定とあわせ、フィルタの汚染状況と整合する状況が得られた。ただし、2 流路モデルとしても、RELAP5 コードのような一次元モデルでは、流体間の運動量の交換や摩擦力が適切に計算されないため、過度な循環が生じ、流速は過大評価されるとともに気相温度は過小評価され、静圧効果を過大に評価すると考えられる。よって、スタック底部の圧力は、1 流路モデルの結果と 2 流路モデルの結果の間にあると推定できるが、汚染状況との整合性の観点から、2 流路モデルで得られる値により近いと推定できる。

(4) 圧力境界の影響

本解析では、地表面において大気圧(101.33kPa)とし、各圧力境界の高さの違いを考慮し境界条件を設定したが、僅かな圧力の違いが流れを誘起することが経験された。例えば、スタック頂部圧力を固定し、ベント弁作動前に流れが実効的に静定された状況を達成するために、1号機と2号機の境界圧力を、6桁まで調整することが必要であった。ここで、流れが0.005kg/s(流速にして数cm/s)以下の場合に、流れが実効的に静定されたとした。

この微妙な圧力境界の影響は、ベント配管系統の圧力損失が極めて小さいことにより生じており、実際の事故時の状況でも、僅かにでも境界圧力が変動した場合に、流れが駆動されることを示している。このことは、前述のように、流調弁下流の配管系統では、30m/sの流速で1kPa程度の差圧が発生することからも理解できる。簡単のために、流れを乱流もしくは層流と仮定する時、例えば、0.1m/sの流速で発生する圧損は、1kPaの9万分の1もしくは300分の1程度であり、境界条件の差がこの圧損に相当する僅かな場合であっても0.1m/s程度の流れが誘起されることが分かる。一方、このような速度であっても、気相中に浮遊するエアロゾルの流れに沿った移動や重力沈降挙動は大きく影響を受ける。これらの結果は、事故時に格納容器からの放熱や気体漏洩等により1,2号機原子炉建屋の圧力条件が僅かにでも異なると、ベント終了後の流れや浮遊するエアロゾルの挙動、さらには汚染分布に有意な影響を与えることを示している。

なお、2020年10月16日に開催された第14回事故分析検討会において、「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-1号機及び2号機の結果-」と題する報告を行っているが、その際、紹介した解析では、スタック頂部、1号機及び2号機原子炉送風機の圧力を、すべて大気圧と設定していた。この条件は、スタック頂部の圧力を約1.4kPa過大に設定しており、現実にはあり得ない不適切な境界条件であった。得られた結果を、本解析と比較すると、ベント作動時において1,2号機SGTS送風機への流入量を同じにするために、本解析では漏洩面積を約3倍広くしていること以外には、流調弁下流近傍の圧力が1kPaほど低いだけであり、大きな違いはない。一方、ベント弁閉鎖後の流れは大きく影響を受け、本解析では流れは閉鎖後ただちにほぼ静定したのに対し、以前の解析では、スタック頂部から、ベント配管系に向かう無視できない大きさの流れが連続的に生じた。

また、前述のように、スタックを1流路と2流路モデルでモデル化する場合、スタック底部の圧力の違いは数百Pa程度であるが、ベント弁開放後のベントガスの挙動が大きく影響を受けている。

これらの結果は、本ベントシステムの解析では、境界圧力は大気圧の0.1%程度(100Pa)以下まで静圧効果を適切に考慮する必要性がある一方、合理的に予測す

ることが不可能な 1Pa 程度の違いが、特にベント弁閉鎖後の配管内のエアロゾル挙動に影響を与え得ることを示しており、現象解析の本質的な難しさが示されている。

(5) 汚染分布の概略評価

RELAP5 解析で得られた代表的な流動状況についての解析結果から、様々な沈着メカニズムによる管壁への汚染分布を、簡単な仮定をおいて概略評価する。

一般に、MELCOR 等では、沈着量はエアロゾル濃度に比例し、その比例係数は、流体条件等で定まる沈着速度と沈着する面積により定まるとしてモデル化される。さらに、定常状態を仮定する場合、ある口径 d の配管において、流れ方向位置 x に至るまでの壁への沈着量積算値 Q は、入口からのエアロゾル流入質量 Q_0 で正規化し、

$$\frac{Q}{Q_0} = 1 - \exp\left(-\frac{4fv_d x}{v_f d}\right)$$

で表される。ここで、 v_f は流体速度、 v_d は沈着速度である。式中の配管方向の位置と流体速度の比 x/v_f は、流体がその位置に到達するのに要する時間、すなわち、配管での流体滞在期間を意味する。また、 f は流路断面積と沈着する管内壁面積から定まる定数で、周方向に均一に付着する場合は 1、重力沈降により水平配管の下側にのみ生じると仮定する場合は、0.5 とする定数である。

沈着メカニズムとしては、THALES2 や MELCOR では、重力沈降、ブラウン運動、熱泳動、壁凝縮に伴う拡散泳動、乱流沈着等が考慮されている。これら沈着速度に対しては、エアロゾル粒径が大きく影響し、詳細には、粒径分布を考慮し、沈着挙動を評価する必要があるが、ここでは、簡単のために、THALES2 コードで計算された重量平均径が $0.7 \mu\text{m}$ であることから、 $1 \mu\text{m}$ 直径のエアロゾルについて、概略的に付着挙動を評価する。なお、流速条件等は、先述の感度計算 1 の弁開放から 25 分後の評価結果を用いる。

ベント弁からスタックに向かう流れにおいて、合流部 1 から合流部 2 の間においては、上記沈着メカニズムを比較したところ、熱泳動と乱流沈着による効果が大きく、それらによる沈着速度は、合わせて約 0.4mm/s であった。この場合、上式より、合流部 1 から 2 に至る配管内でのエアロゾルの付着量は流入した重量の 2% であり 2TBq に相当する。長さは約 85m であるから、1m あたり 0.023TBq 程度の汚染に対応する。この結果は、1 号機建屋内とスタック近傍を除き、顕著な汚染がこの流路において観測されていないことと整合している。

合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れにおいて、沈着速度は熱泳動と重力沈降を合わせて 0.1mm/s 程度であり、約 25m の距離の間で、流入量の 2% 程度が沈着

する。感度計算 1 では、12TBq が流入したと推定しており、その場合、0.2TBq 程度の付着に相当する。

合流部 2 から 2 号機送風機への流れにおいては、配管内の流速は 1.2m/s 程度であり、壁凝縮に伴う拡散泳動と重力沈降が比較的大きな沈着速度を与える。前者については、流れ方向に一様な凝縮を仮定する場合、沈着速度は 0.04mm/s 程度、また、後者については、 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルの重力沈着速度は、0.08mm/s 程度である。これらを合わせ、上式で推定すると約 5%が付着することに相当し、8TBq の流入の場合、配管全体で 0.4TBq が付着することになり、スタック近くの SGTS 配管内の汚染状況と整合していない。

他に考慮すべきメカニズムとしては、エアロゾル上への凝縮による液滴径の増大効果が考えられる。例えば、 $10\mu\text{m}$ まで直径が大きくなると仮定すると、沈着速度は 2mm/s となり、流入するエアロゾルの 70%が沈着することになるなど、配管内汚染分布に大きく影響する。しかしながら、このメカニズムによれば、2 号機 SGTS に流入してからの経過時間が長いほど、粒子径が大きくなり管壁に付着しやすくなることから、送風機に近づくほど、汚染が増加することになる。また、合流部 2 から約 10m の範囲では、感度計算 2 の結果では過熱状態にあるから、このメカニズムで、スタック近傍の 2 号機配管が汚染していた理由は説明できない。

スタック近傍の 2 号機配管が汚染していた理由として、一つの可能性としては、ベント閉鎖時にスタック内に蓄積されたエアロゾルが重力で落下する際に、スタック及び 1 号機側から 2 号機側に気相が流れる状況が生じていれば、スタック近傍での 2 号機配管内を汚染させることになる。このような流れが生じることについては、前述のように、ベント配管系統は、僅かな境界圧力の変動により流れが生じやすい特性を有すること、及び、エアロゾルの沈降速度が極めて遅く流れに影響を受け易いことから、その可能性は否定できない。また、ベント弁閉鎖後の流速の遅さとともに、残留する水蒸気が外気との直接接触等により冷却されエアロゾルに凝縮し直径が大きくなり重力沈降速度が大きくなることも、スタック付近の汚染が局所的に生じた理由の一つの可能性として考えられる。

(6) 解析の妥当性について

RELAP5/MOD3.3 コードは、冷却材喪失事故等の軽水炉事故時の挙動を評価するために世界的に使用実績のあるコードであるが、本解析のような低圧高流速で、不凝縮ガスと水蒸気と液相が混在する二相流挙動についての解析経験はあまりなく、本解析への適用性については、検討する必要がある。以下に、評価結果に重要な影響を与える、臨界流、壁との圧力損失、壁との熱伝達について検討する。

臨界流については、原子力安全の分野以外に多くの工学分野で理論的な検討や実験との比較がなされており、今回の適用に際しても、大きな問題はないと推定

できる。基本的に臨界流現象は、質量、運動量、エネルギーの保存則から、下流圧力を変更しても流量が変わらない条件を解析的に解くことにより求められ、単相流の場合、解析解は実験値と良く一致する。本解析では流調弁上流の液相体積率は非常に小さく、上流が低ボイド率の流体やサブクール水の場合に現れる二相流特有の複雑な現象は顕著には現れず単相の気相流に近いことからモデルの適用に関する大きな問題はないと考えられる。流路形状によっては絞り部で多次元的な流れとなるため、縮流効果と言われる流路面積を実効的に減少させる効果を考慮する必要があるが、今回の解析では、観測された圧力挙動と整合する THALES コードの結果と一致するように流路面積を調整していることから、この問題も生じていないと考えられる。なお、本文中に等エンタルピー変化という表現を用いているが、これは、絞りの前後において温度があまり変化しないことを強調するために用いており、コードの中では、より厳密に全エネルギーの保存則が考慮されている。

壁との圧損に関しては、単相流の場合、レイノルズ数、摩擦圧力損失係数、配管内面の粗さには、実験等に基づく適用範囲が広い一般的な関係があり、また、二相流に関しても単相流の関係を基に、一般的な手法が整備されており、本コードもその手法を用いていることから模擬性に大きな問題はないと考えられる。本解析では、粗さについては $30\ \mu\text{m}$ 程度、曲がりについては滑らかな曲がりの局所圧損に対応した値を用いており、これらは一般に使用される値であるので、実際のベント系配管と大きく異なるとは考えにくい。

壁との熱伝達に関しては、RELAP5 コードでは、流動状態や壁温度等との関係から熱伝達率モデルを選択するようになっており、本解析ではほぼ全流路において、Chato もしくは Nusselt の凝縮伝熱相関式が使用されている。Chato のモデルは、垂直平板上への凝縮についての理論モデルである Nusselt の式を、水平配管内部に適用したものである。本解析条件のような乱流状態かつ液相体積割合が非常に小さく不凝縮ガスを大きく含む場合の本モデルの適用性は明らかでない。一方、液相体積率が小さい本解析条件の場合には単相強制対流熱伝達のモデルのほうが適している可能性がある。そこで、本解析で使用された Chato 式による熱伝達率を強制対流熱伝達モデルである Dittus-Boelter (DB) 式と比較したところ、流調弁上流の比較的圧力が高いところでは、Chato モデルが DB より数倍大きいこと、流調弁下流領域においては DB 式の値が 2, 3 倍 Chato 式より高いことが分かった。DB 式においては、気相温度と壁温度の差との積で熱流束を求めることに対して、Chato 式においては、飽和温度と壁温度の差を用いることから、計算される熱流束は、熱伝達率の違い以上に大きく異なる場合がある。前述のように、本解析の狙いは、現地調査で示された汚染状況の原因となる流れを検討することであり、スタック近傍での局所的な汚染に対応するような流動状況の急激な変化があ

るかどうかを見るのが主要な狙いである。そのような急激な変化は、二相流の流動様式の急激な変化によってなされる可能性がある。そこで、冷却の効果を最大にし、より液相割合の大きな二相流になるように、二つの相関式で計算される熱伝達率の大きな方を用いることとし、流調弁上流では Chato 式を、下流では DB 式を用いる感度計算を行いスタック近傍の流れの状況に対する影響を調べたところ、スタックに流入する蒸気質量が 5%程度減少し、また、気相過熱度は半分程度に減少した。しかし、流調弁からスタックに至るまで流れが液滴噴霧流である流動状況は同じであった。よって、本解析の目的から、この程度の違いからは、結論に影響するような違いは生じないと推定できる。さらに、DB 式の値を 2 倍する感度計算も行ったが、DB 式をそのまま用いる場合と比べてスタックに流入する流れの凝縮量は 1%程度増大しただけであった。

熱伝達モデルの選択により、局所的に熱流束が大きく異なる場合であっても、壁との伝熱の積分効果として表れるスタック付近の流体の状態には大きく影響していないという結果は、システム解析で良く表れるシステム効果として理解できる。すなわち、局所的な熱伝達率の増大はある時刻においてある場所の熱流束を増加させるものの、気相温度の低下と壁温度の上昇により温度差は小さくなる方向に向かうため、システム全体としては熱伝達率の増大の効果が緩和され、平均的な冷却効果は局所的な挙動と比べて大きく影響を受けないと理解できる。以上より、熱伝達モデルの不確かさは、局所的な壁温度分布や熱流束に大きく影響するが、この範囲の変化では、局所の熱伝達挙動が積分的に影響する流動状態に大きな影響をあたえず、解析されたベント作動時の挙動から現地調査で見られたような汚染分布を説明することは困難であるという結論に、強く影響を与えるものではないと言える。

なお、DB 式を用いた計算において、壁温度分布は、図 5 の合流部 1 から合流部 2 状態の間ではほぼ一定となる分布とは異なり、壁温度は流れ方向に減少し、上流側でより高くなることが示された。これは、先述のように熱流束を Chato 式では飽和温度と壁温度の差を用いて、また、DB 式では気相温度と壁温度の差を用いて求めることから、DB 式を使用する場合においては、上流側の気相温度が高いことが壁温に反映されることによる。また、1 号機 SGTS 送風機付近の壁温度が上流側より数°C高くなったことは、伝熱モデルとして、この場所では強制対流伝達が、また、その上流側では凝縮モデルが選択されたため、壁温度は、前者では気相温度に後者ではそれよりも小さな飽和温度に影響を受けたことによる。

5. まとめ

RELAP5 コードを用いた解析結果の考察から、観測された汚染状況の原因として、以下のことが推定可能と考えられる。

- 1) 解析結果は、ベント作動時に、グラビティダンパの漏洩量が設計条件と同様な場合には、SGTS フィルタで観測された数 TBq から数十 TBq の汚染は生じないことを示した。この結果は、グラビティダンパの設計条件以上の漏洩が、観測された汚染の原因である可能性を示している。ベントガスの動圧（単位体積あたりの運動エネルギー）が摩擦損失と等しいと仮定する場合、推定されるグラビティダンパ漏洩面積は、配管流路面積の数パーセント程度であり、また、同じ漏洩面積の場合、ベント流路の上流側に接続された 1 号機側 SGTS フィルタが 2 号機側より約 3 倍高い水準で汚染されることが示された。
- 2) 1 号機ベント弁からスタックに向かうベントガスの流れは、初期に常温状態であった配管構造材の温度上昇と外気への放熱により冷却されるものの、ベント弁の下流にある流調弁での急激な減圧に伴うガスの等温膨張による過熱効果もあり、スタックには、僅かな液相（液相体積率で 10^{-5} 以下程度）を含む数°C 程度過熱した二相噴霧流として流入した。流路途中で流動の様相が大きく変わることはなく、スタック近傍数メートルの SGTS 共有配管に限定された汚染状況が、ベント作動時の流れによるものとは考え難い。また、ベントガスの冷却に影響する配管との熱伝達率を大きく変えた感度計算によっても、流動状況が流れ方向に大きく変わることはないという結果が確認できた。この結果は、SGTS 共有配管の汚染はベント作動時の流れにより生じたものではないという推定を裏付けるものである。
- 3) ベント弁からスタックに流れる流路、及び、この流路から分岐し 1 号機及び 2 号機 SGTS フィルタに向かう流路において、 $1\mu\text{m}$ のエアロゾル径を仮定し、概略的にベント弁開放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流路に流入する汚染物質の数%程度が配管内壁にほぼ一様に付着する可能性が示された。この結果は、スタック付近を除いて局所的な汚染が観測されなかったことと整合するが、スタック付近の汚染は説明できない。
- 4) スタック内の流れは三次元的なものになると推定され、一次元コードを用いた本解析では流動状態の詳細は把握できないものの、ベント作動時のスタック断面での平均速度から単純にベントガスの滞在時間を見積もると約 10 分に相当することから、50 分間のベント作動時間に放出されたエアロゾルのうち、かなりの量のエアロゾルが、スタック内に存在し、このエアロゾルの一部がベント弁閉鎖後に重力で落下しスタック下部周辺を汚染した可能性が推定できる。
- 5) 本解析においては、ベント弁開放前の初期条件として、流れが十分静定することを仮定した。この初期条件の確立させる際に、境界圧力の数 Pa の違いが数 cm/s 以上の流れを誘起することを経験した。僅かな境界圧力の違いが、流速

にこの程度影響することは、本ベント系の一つの特徴と言える。また、エアロゾルの重力沈降挙動は、粒径にもよるが一般に非常に小さく、僅かな流速の影響を受けることが知られている。これらから、ベント弁閉鎖後に、スタック内に残留するエアロゾルが重力沈降する際に、境界圧力の僅かな違いにより誘起された2号機に向かう低速度の流れ（例えば、数 cm/s から数十 cm/s 程度）があると仮定する場合には、観測されているスタック付近（スタック底部、SGTS 合流配管、スタックから 15m 程度の範囲の2号機 SGTS 配管）の汚染を生じさせる可能性がある。ただし、スタック底部付近の汚染は事故後の約 10 年にわたる雨水の侵入や結露等に影響を受けた可能性は十分にあり、これらの効果を程度問題として分析することはほぼ不可能であろう。

- 6) 以上をまとめると、現地調査で示された汚染状況の原因として、1号機及び2号機 SGTS フィルタの汚染については、ベント作動時に、グラビティダンパの漏洩口を通過してベントガスが1号機及び2号機 SGTS フィルタに流入したこと、及び、スタック付近（スタック底部、SGTS 共通配管、スタックより 15m 程度の範囲の2号機 SGTS 配管）の汚染については、ベント弁閉鎖後にスタック内のエアロゾルが重力により落下したことが可能性として考えられる。

(別添 4)

1/2号機共用排気筒基部の高汚染の原因

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、主に2017年2月から2020年7月にかけて、1/2号機共用排気筒並びに1号機SGTS配管系及び2号機SGTS配管系について、テレテクター（GM計数管）による線量率の測定及びピンホール型ガンマカメラによるセシウム（Cs-137）の汚染密度の測定を実施した。

現地調査の結果、1/2号機非常用ガス処理系（SGTS）配管接続部付近の1/2号機共用排気筒基部¹に汚染の程度が高い箇所が確認された。ガンマカメラによるCs-137の汚染密度の測定からは、約2～3 Sv/hと推定される²。（図1、2）

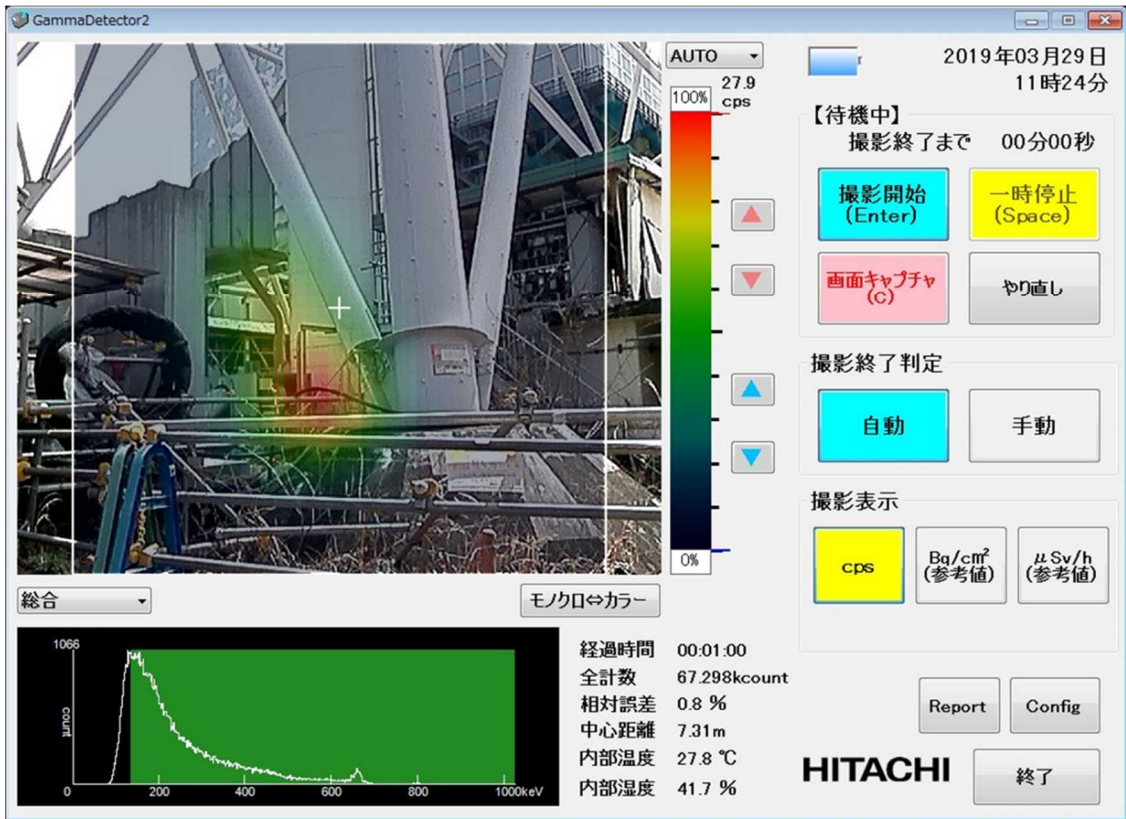
また、1号機SGTS配管系と2号機SGTS配管系が合流し、1/2号機共用排気筒に接続される箇所（SGTS配管接続部）においても高い汚染が確認された。テレテクター（GM計数管）によるSGTS配管の線量率測定では、1/2号機SGTS配管接続部付近の配管（水平円管）の断面方向の配管上部が数100 mSv/hであるのに対して、配管下部は4.2 Sv/hであった。（図3）

一方、1/2号機共用排気筒の上部については、2019年から2020年にかけて東京電力が解体した排気筒上部の切断片³の線量率の測定を実施した。その結果、排気筒上部の線量率は、0.1～0.7 mSv/h程度であった。（3. 参照）

¹ 共用排気筒の底部に加えて、排気筒とSGTS配管の接続部（SGTS配管接続部）から1号機SGTS配管と2号機SGTS配管の合流部（SGTS配管合流部）までの範囲を「排気筒基部」としている。

² 「平山英夫他, "ピンホール型ガンマカメラによる¹³⁷Cs放射能の測定" 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No. 3, p152-162(2020)」による手法で評価

³ 東京電力は、耐震上の裕度向上を目的に、1/2号機共用排気筒の上部約60mの解体工事を2019年8月から着手し、2020年4月に解体を完了した。



平成31年3月29日原子力規制庁撮影

図1 1/2号機共用排気筒基部（ガンマカメラ）

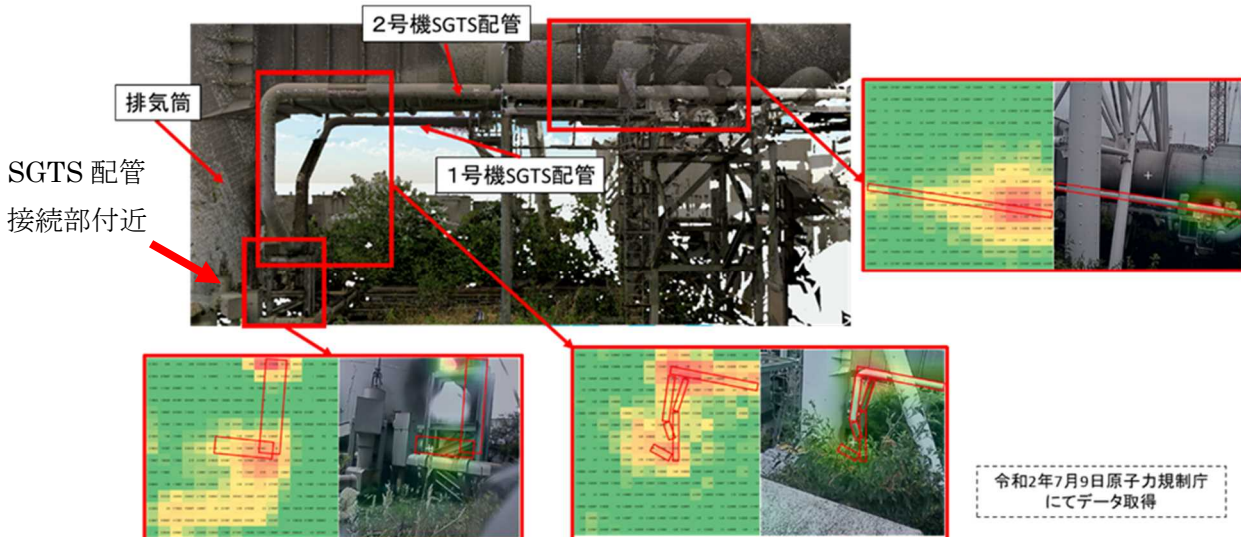


図2 1/2号機 SGTS 配管接続部付近（ガンマカメラ）

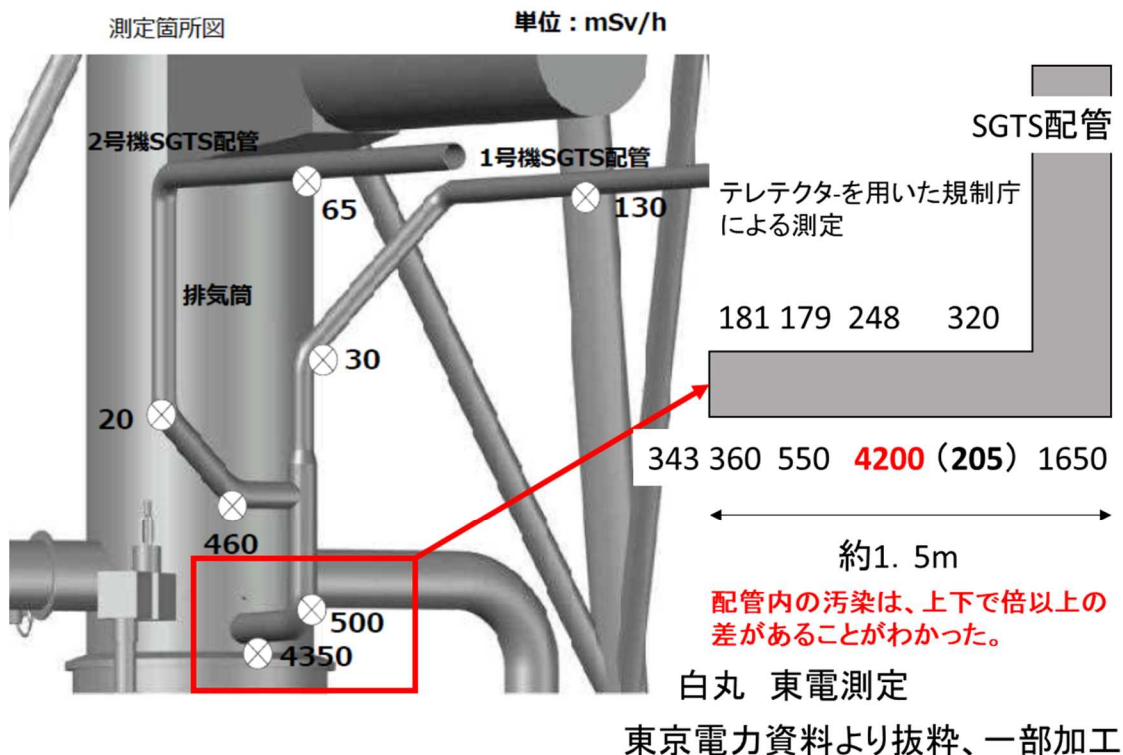


図3 1/2号機SGTS配管接続部付近のSGTS配管（テレテクター）

1/2号機共用排気筒については、東京電力における調査でも東京電力福島第一原子力発電所事故直後に10 Sv/hを超える線量率が測定される⁴など、高い汚染が確認されている。2020年2月に東京電力が実施した排気筒下部周辺SGTS配管の線量率の調査⁵でも、1/2号機SGTS配管接続部付近の配管水平部において、約4.3 Sv/hが測定されている。

また、1/2号機共用排気筒の底部内側についても、東京電力が2020年に実施した排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率の調査（2.参照）において、SGTS配管の接続箇所近く（排気筒底面からは約50cm）で最大820 mSv/hが確認されている。

1/2号機共用排気筒については、排気筒上部で0.1～0.7 mSv/h程度、排気筒基部で2000～4000 mSv/h程度、排気筒底部内側で最大820 mSv/hの線量率であり、

⁴ 東京電力による調査では、排気筒接続部付近で2011年8月1日に10 Sv/h超、2015年10月21日に2 Sv/hが測定されている。

福島第一原子力発電所1/2号機排気筒の下部線量測定について（2013年12月6日 東京電力株式会社）

1/2号機排気筒ドレンサンピットへの対策（2016年5月11日 東京電力ホールディングス株式会社）

⁵ 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施について（2020年3月16日 東京電力ホールディングス株式会社）

排気筒基部は排気筒上部に比べて4桁程度線量率が高くなっている。さらに、排気筒に接続される1/2号機SGTS配管接続部付近のSGTS配管では、配管(水平円管)の断面方向の下部の方が上部よりも1桁程度高いことが確認されている。

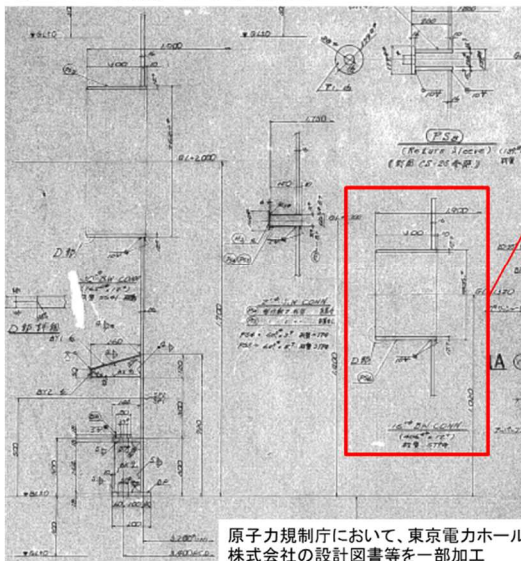
一方、3/4号機共用排気筒については、3/4号機SGTS配管系が共用排気筒に接続される箇所(SGTS配管接続部)で3 mSv/h程度であった。

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下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(図4, 5)から確認した。さらに、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査(2. 参照)においても1/2号機共用排気筒内部に排気筒頂部まで導く排気配管が存在しないこと(図6)を確認した。この結果、ベント時にベントガスが排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にCsを含む大量のエアロゾルが蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1/2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと判断する。

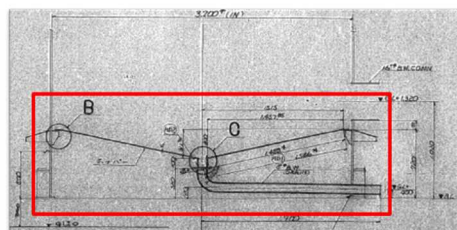
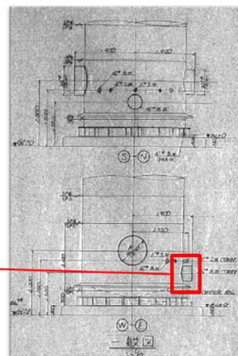
なお、サプレッションチェンバ(S/C)からの高温蒸気を含むベントガスが口径の大きな排気筒内⁶に放出された時点で減速減圧され水蒸気成分の多くが凝縮し水溶性のCs化合物が排気筒底部に留まることも考えられる。そのため、別添3に示すように、Csの配管内側への付着に関するメカニズムと同様に、排気筒内部でのベントガス中の水蒸気の凝縮やエアロゾルの沈降による影響の推定など更なる検討が必要である。

⁶ SGTS配管の配管径約40cm、排気筒底部の口径約320cm

○1, 2号機スタック構造



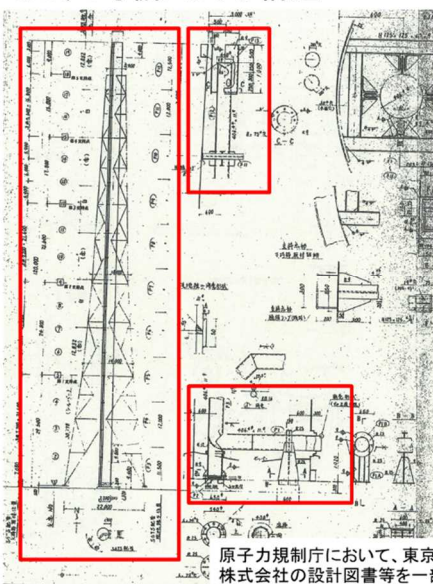
スタック基部
(SGTS配管接
続部)



原子力規制庁において、東京電力ホールディングス
株式会社の設計図書等の一部加工

図4 1/2号機共用排気筒の構造

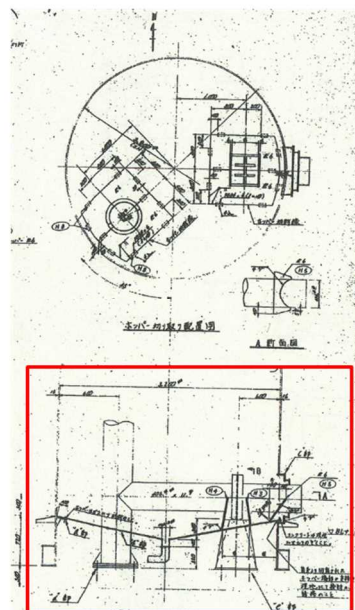
○3, 4号機スタック構造



スタック上部
(SGTS配管)

スタック基部
(SGTS配管接
続部)

原子力規制庁において、東京電力ホールディングス
株式会社の設計図書等の一部加工



スタック基部
(ドレン系)

図5 3/4号機共用排気筒の構造

○ 内部確認

- ・排気筒底部にスラッジ等の堆積物および飛散防止剤が溜まっており、排気筒サンプドレン配管は確認できなかった。
- ・SGTS配管からの水の流入は確認されなかった。今後、雨天時に再度内部確認を実施予定。



17

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図6 1/2号機共用排気筒底部内側の状況(東京電力調査)

2. 東京電力における排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査

東京電力は、1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査として、2020年に1/2号機共用排気筒に接続されている2号機オフガス系配管に穿孔し、配管穿孔箇所からカメラを排気筒内部に挿入、排気筒内部調査⁷を行っている。(図7)

さらに、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を用いて散乱線の影響低減を図った上で、SGTS配管表面の線量率を測定するSGTS配管近傍線量調査を実施している。(図8)

⁷ 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日 東京電力ホールディングス株式会社)

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施について(2020年3月16日 東京電力ホールディングス株式会社)

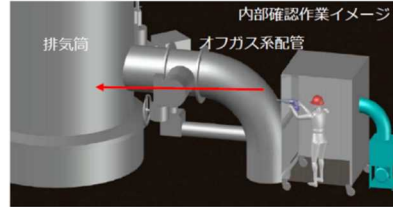
3. SGTS配管内部調査について（案）

○調査内容

SGTS配管からの水の流入状況を確認するため、排気筒に接続されている2号機オフガス系配管を穿孔し、カメラ等で内部状況の確認を実施するとともに、内部の汚染状況を確認する。

○作業概要

- ・鉛遮へい設置
- ・仮設ハウス・局所排風機・ダストモニタ設置
- ・配管穿孔
- ・内部確認・スミア採取（SGTS配管内面）
- ・穿孔箇所復旧（鉄栓及びペロメタルにて閉止）



○調査時期

3月中旬～5月中

○ダスト対策

- ・仮設ハウス及び局所排風機によるダスト飛散防止
- ・ダストモニタによる常時ダスト濃度監視

○被ばく低減対策・想定被ばく量

作業時間管理・鉛遮へいの設置
 総人工：約150人工
 雰囲気線量：約3mSv/h
 総被ばく量：約80mSv・人



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施について(2020年3月16日東京電力HD株式会社)より抜粋

3

図7 排気筒内部調査の概要（東京電力調査）

3. SGTS配管近傍線量調査について

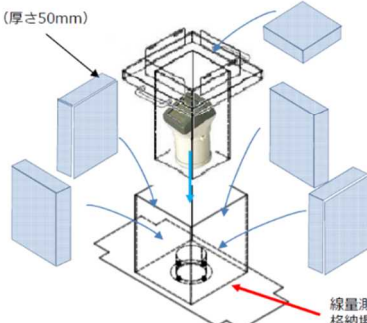
○実施内容

散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、750tクローラークレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

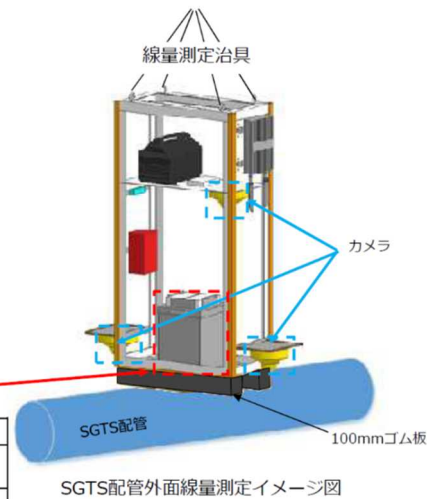
○実施日

5月14日（木）、5月15日（金）

鉛（厚さ50mm）



線量計仕様		
品名	電離箱式サーベイメーター (ICW)	電離箱式サーベイメーター (デジタル表示) (ICS)
測定範囲	0.001~1000mSv/h	0.001~300mSv/h



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

3

図8 SGTS 配管近傍線量調査の概要（東京電力調査）

その結果、排気筒内部調査では、排気筒底部内側の SGTS 配管接続箇所近く（排気筒底面からは約 50cm）で最大 820mSv/h が確認された。また、SGTS 配管近傍の線量調査では、2 号機 SGTS 配管のバタフライ弁が設置されている箇所の周辺で、SGTS 配管表面（配管表面から 0.1m の高さ）の測定値として、650mSv/h 及び 400mSv/h が確認された。一方、1 号機 SGTS 配管の同様の箇所では、4.0mSv/h であり、2 号機に比べて低い値となっている。（図 9～11）

5. 排気筒内部調査について

TEPCO

(2) 線量測定結果

- 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。前回未実施の⑤⑥を測定し、最大で 820mSv/h を確認。

線量計仕様	
品名	超高線量γプローブ（耐水型）（STHF-R）
線量率レンジ	1mSv/h～1000Sv/h

測定箇所	測定値 [mSv/h]	測定位置 ※1	
		排気筒底面から	排気筒内面から(A断面参照)
①	460	約0cm ※2	約-50cm
②	100	約55cm	約20cm
③	380	約10cm	約70cm
④	280	約25cm	約150cm
⑤	820	約50cm	約10cm
⑥	320	約25cm	約10cm

※1：測定位置は、映像を元に判断した距離
 ※2：2号機オフガス系配管底面からの距離

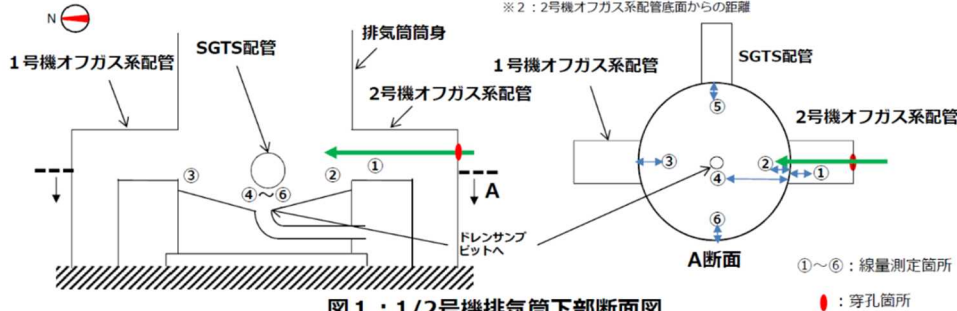


図 1：1/2号機排気筒下部断面図

①～⑥：線量測定箇所

●：穿孔箇所

10

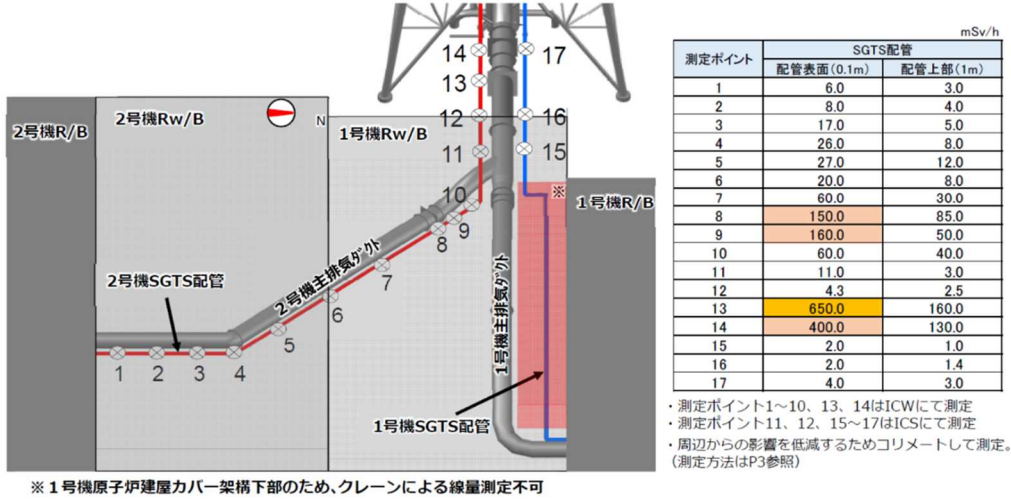
1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図 9 排気筒底部内側の線量測定結果（東京電力調査）

3. SGTS配管近傍線量調査について

(1) SGTS配管近傍線量調査結果

- ・1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図10 SGTS配管近傍の線量調査結果(東京電力調査)

3. SGTS配管近傍線量調査について

(2) 高線量箇所について

- ・高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
- ・一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h)に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。(測定方法はP3参照)



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図11 SGTS配管近傍の線量調査結果(高線量箇所)(東京電力調査)

3. 1/2号機共用排気筒の切断片の線量率の測定等

原子力規制庁は、東京電力が2019年から2020年にかけて解体した排気筒上部の切断片の線量率の測定及びガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度の分布の測定を行った。

線量率の測定等は、図12に示す排気筒の切断片となる筒身16ブロック及び鉄塔7ブロックのうち、筒身の3ブロック（No.5、No.7、No.9）について行った。

1. 1/2号機排気筒解体概要



- 本工事は耐震上の裕度向上を目的に、上部約60mの解体工事に2019年8月から着手。
- 23ブロック目までの解体を4月29日に完了、頂部蓋設置を5月1日に完了した。

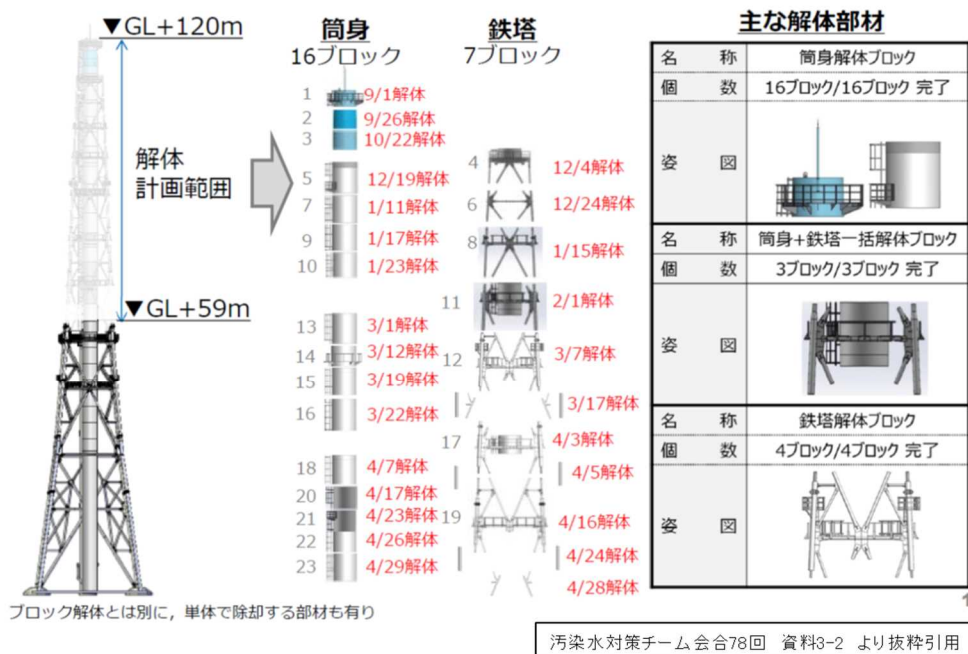


図12 1/2号機排気筒解体概要（東京電力調査）

排気筒の切断片（No.5、No.7、No.9）は、東京電力における表面汚染密度測定のため切断片毎に縦置き又は横置きに仮置きされていたことから、各切断片の下部から30cm地点の周方向に電離箱による線量率の測定及びガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度分布の測定を実施した。

電離箱による線量率の測定では、電離箱のカバーを外しβ線の測定もあわせて実施した。

東京電力による表面汚染密度の測定結果を図13に、ガンマカメラによる汚染密度分布の測定方法を図14及び図15に示す。

参考4-2. 1~18ブロック目解体部材の表面汚染密度測定結果^{※1} **TEPCO**



図13 1/2号機共用排気筒 1~18ブロック目解体部材の表面汚染密度の測定結果 (東京電力調査)

排気筒切断片 No.5、No.7

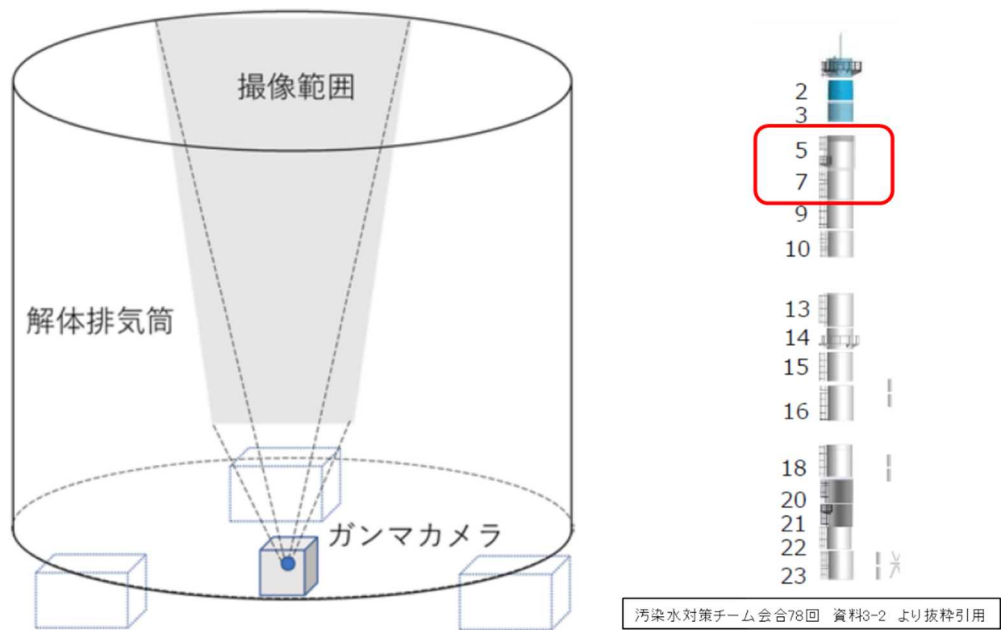


図 1 4 排気筒切断片 (No. 5 及び No. 7) の測定方法 (縦置き)

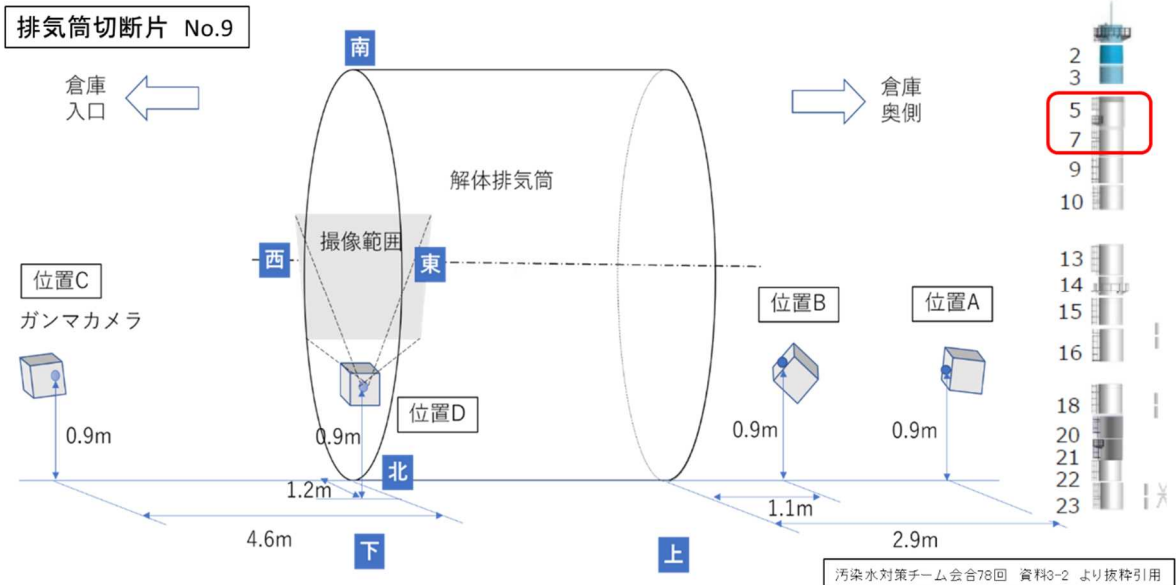


図 1 5 排気筒切断片 (No. 9) の測定方法 (横置き)

測定結果から、排気筒の周方向については、汚染は一定ではなく、東西南北の方向によって分布があること、上下方向については、下部に向かうほど汚染の程度が

高くなる傾向が確認された。測定を行った切断片（No. 5、No. 7、No. 9）では、構造的に放射性物質をトラップしやすい溶接部等の箇所を除いて北東方向に最も汚染密度が高い箇所があること、排気筒のより下部に位置する切断片 No. 9 が上部に位置する No. 5 及び No. 7 に比べて全体的に汚染密度が高くなっていることが確認された。

このことから、1号機ベント時のベントガスの排気筒内における流動は内面に対して均一な流れではなかったと考えられる。（図16）

なお、β線の測定結果によると、γ線による汚染に比べてβ線による汚染の程度が高く、500Bq/cm²の部位も確認され、さらに高くなる傾向にあった。これらの汚染は、主にCs-137によるものであり、今回の調査では、Sr-90-Y-90によるβ線による汚染は確認されていない。

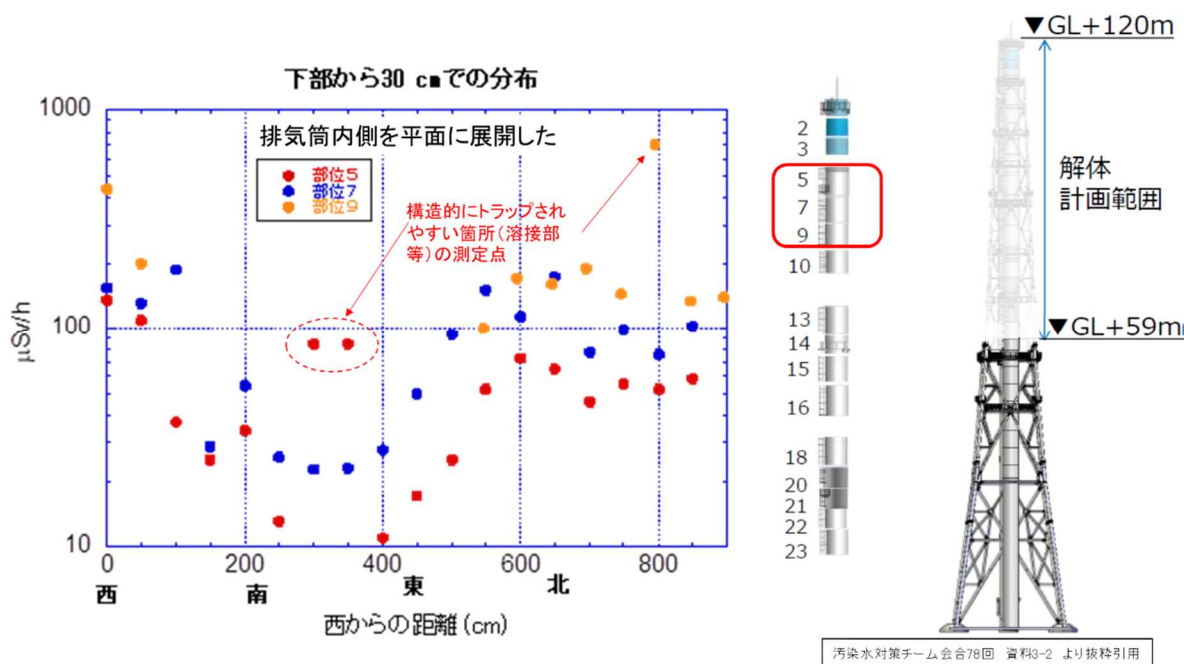


図16 電離箱による線量率の測定結果（調査チーム）

排気筒の周方向における汚染密度の分布は、ガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度分布の測定でも確認されている。（図17～19）

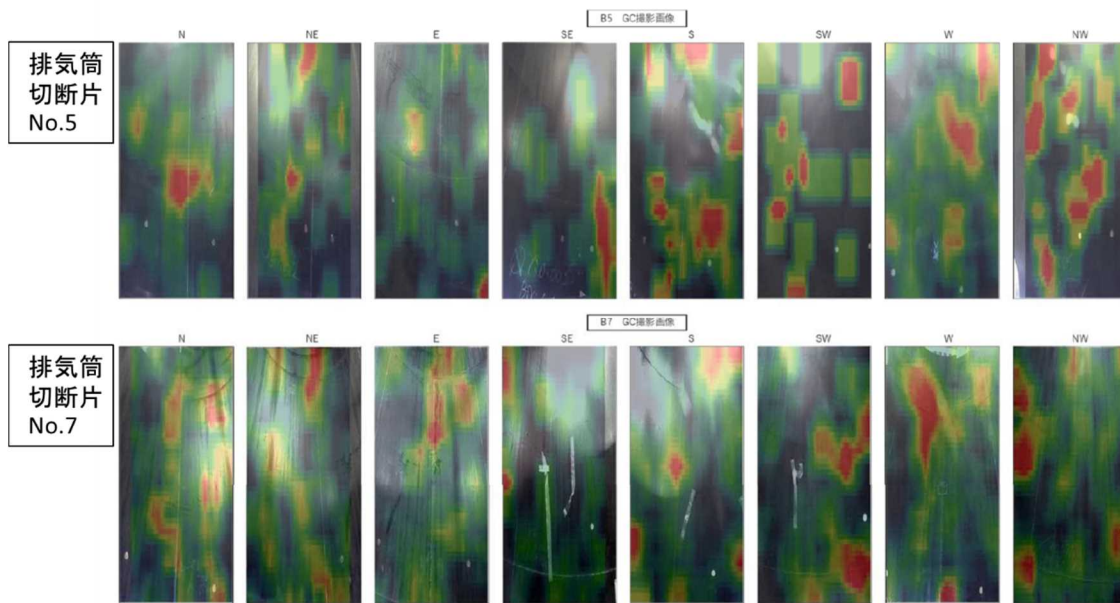


図 1 7 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像（No. 5, No. 7））

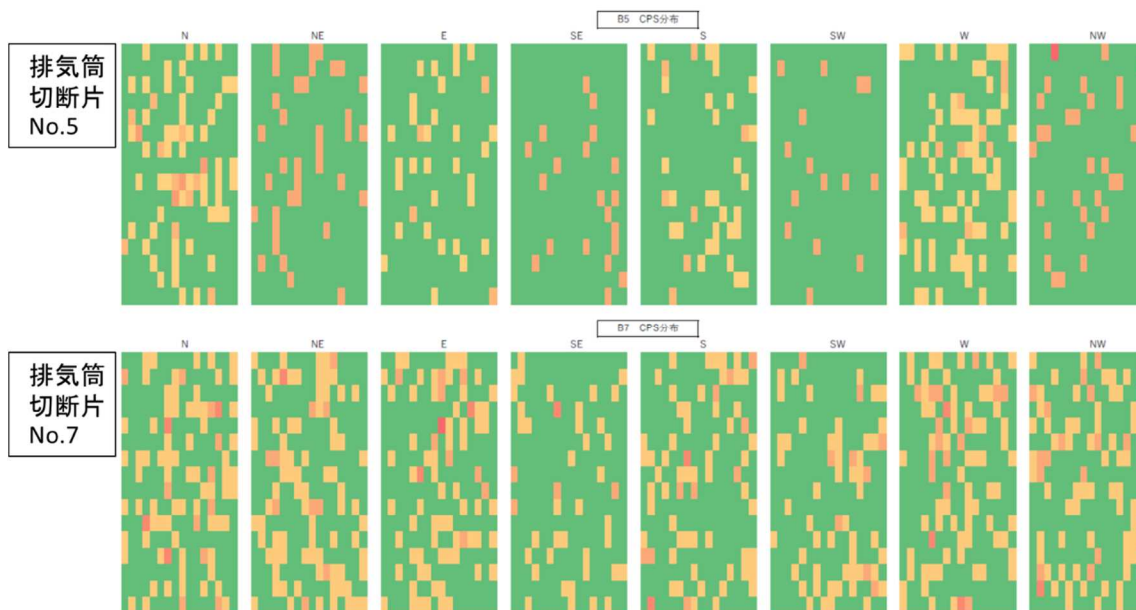


図 1 8 排気筒内面の汚染密度分布（計数率分布（No. 5, No. 7））

排気筒
切断片
No.9

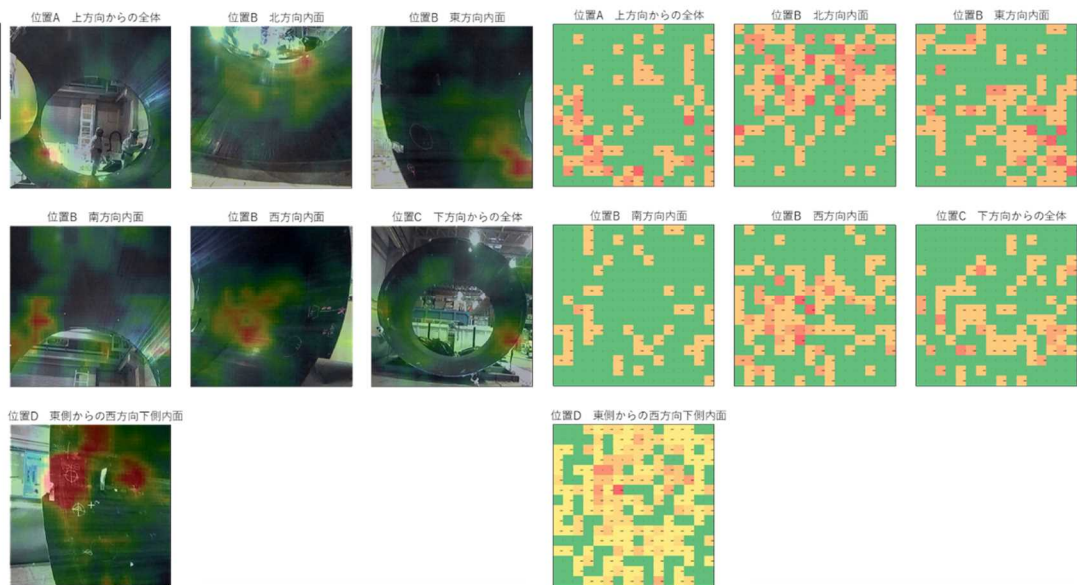


図 1 9 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像及び計数率分布
(No. 9)）

(別添 5)

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染程度の差の原因

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、別添 1 に示すように 1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染分布データを整理した。

1/2号機 SGTS 配管系は、1号機非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタ等が設置されている SGTS 室内の線量率が高く、十分な精度で測定されたものではないが、1号機 SGTS フィルタトレイン付近で 1000~3000mSv/h となっている¹。

3/4号機 SGTS 配管系は、3号機ラプチャーディスク付近の線量率が高く、50mSv/h が確認されるとともに、SGTS フィルタ (排気筒側) で 3mSv/h の線量率が確認されている。

SGTS 室から共用排気筒までの SGTS 配管の汚染の程度は、1/2号機 SGTS 配管系で 20~60mSv/h、3/4号機 SGTS 配管系で 10mSv/h であり、その差は数倍程度となっている。

一方、1/2号機共用排気筒基部では 2000~4000mSv/h であるのに対して、3/4号機共用排気筒基部では 3mSv/h となっている。さらに、2号機側の SGTS 配管では 6000mSv/h 程度、4号機側の SGTS 配管では 2mSv/h 程度の線量率が確認されている。

以上のように、現地調査の結果、全体としてみると 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、汚染の程度が高いことが確認された。(図 1)

¹ 東京電力の調査では 2011年に 1号機 SGTS 室入口で 5 Sv/h 以上の線量率を確認している。東京電力の 2020年 8月の調査では、フィルタトレイン付近の高さ約 1m の線量率で約 1 ~2 Sv/h、床面で約 3 Sv/h が測定されている (1-4号機 SGTS 室調査の進捗について (2020年 11月 27日 東京電力ホールディングス株式会社))。

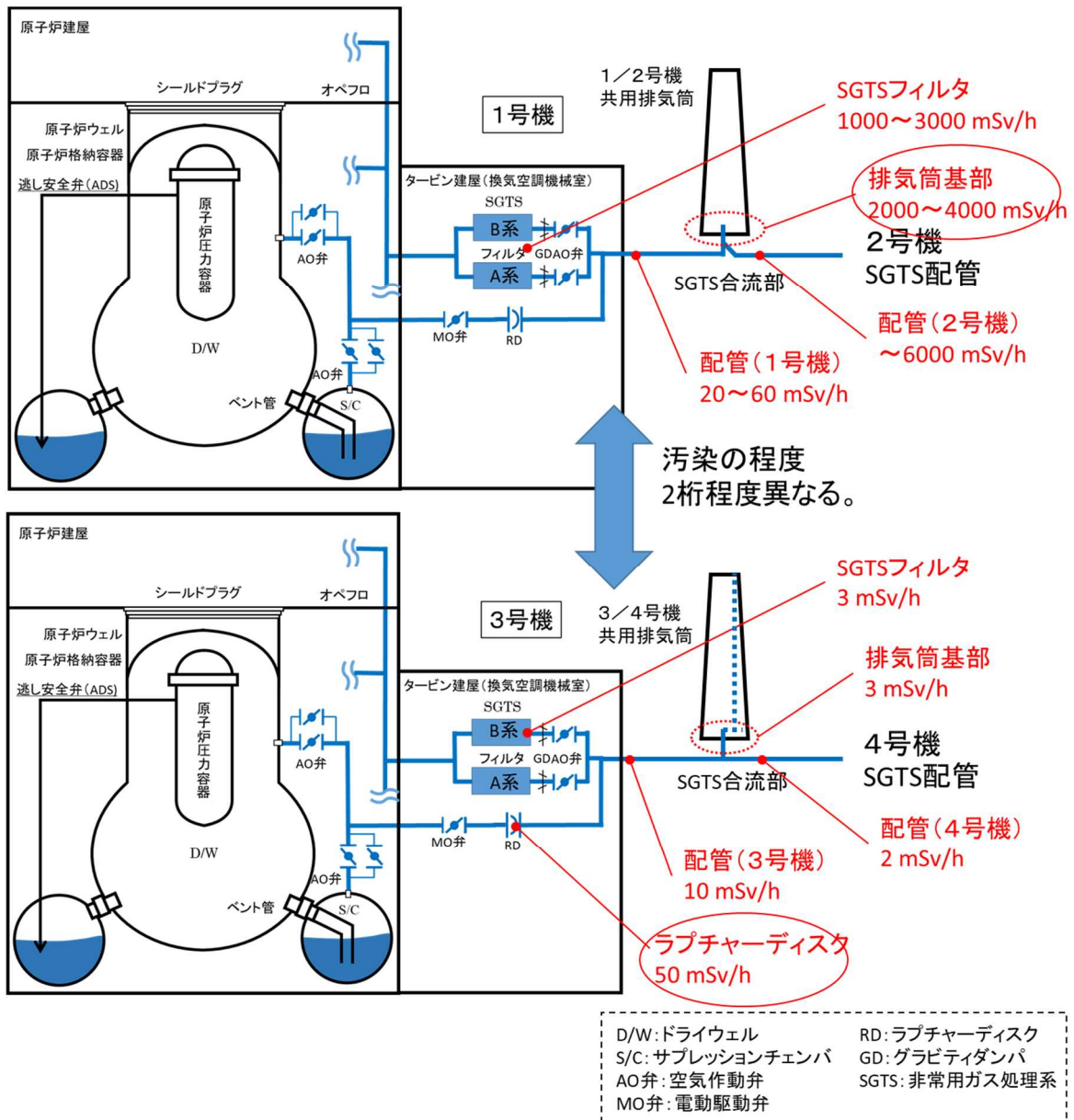


図1 1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の汚染程度

1/2号機 SGTS 配管系では、2号機ラプチャーディスクが破裂せずベントに成功していないこと（別添2参照）から、2号機は汚染源とならない。また、3/4号機 SGTS 配管系では、4号機が定期検査中で全ウラン燃料が原子炉圧力容器（RPV）から使用済燃料プールに取り出されていたことから、4号機は汚染源とならない。

一方、SGTS 配管系は1号機と2号機間で、及び3号機と4号機間で配管が合流する設計となっていたことから、1/2号機 SGTS 配管系の汚染については1号機のベントが、3/4号機 SGTS 配管系の汚染については3号機のベントが原因である。

本現象の原因は、サブプレッションチェンバ (S/C) におけるスクラビングによる除染係数 (別添5-1) 及び真空破壊弁からのバイパスの可能性 (別添5-2) の観点からも検討を行ったが、最終的には、ベント実施時点の原子炉格納容器 (PCV) 内部のセシウム (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した。

これは、ベント時点において、1号機では原子炉圧力容器 (RPV) 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。(1号機は図2の右の状態、3号機は図2の左の状態)

1号機については、図3に示すようにベントの約12時間前には原子炉圧力容器 (RPV) 圧力が1MPaを下回り、この時点で原子炉圧力容器 (RPV) 下部の大きな破損が想定される。

一方、3号機では、図4に示すようにベント時点まで原子炉圧力容器 (RPV) 圧力は7MPa付近を維持しており、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 (PCV) 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 (RPV) 下部に落下するような事態には至っていなかったと判断している。

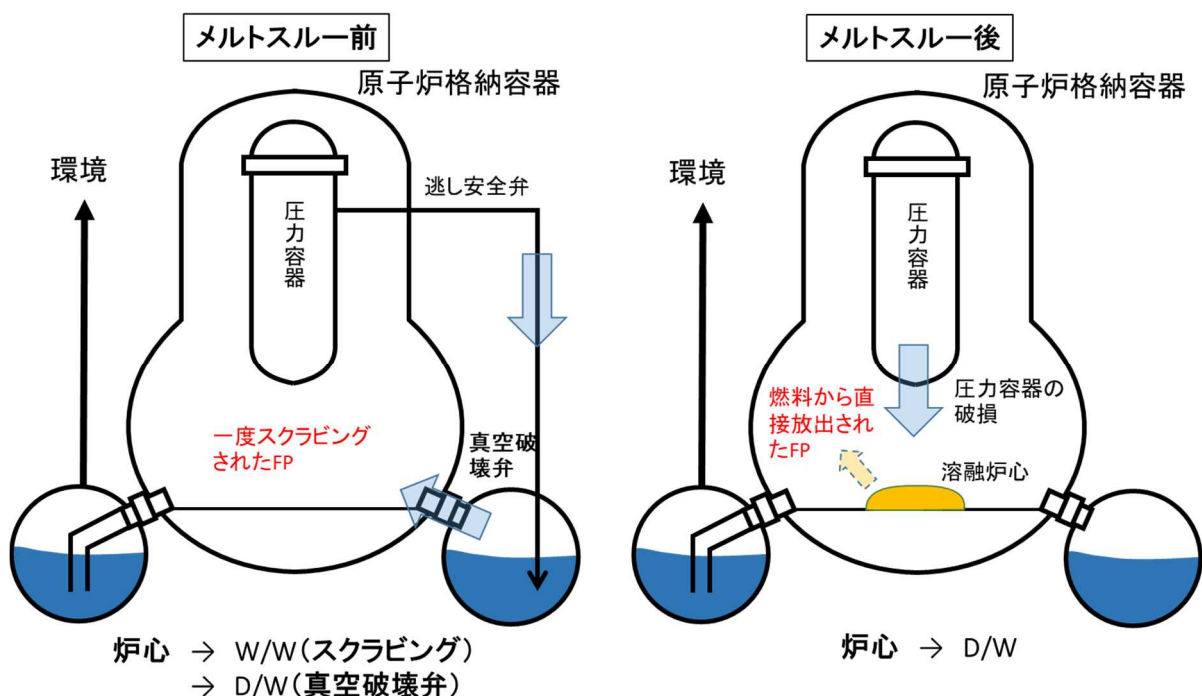


図2 ドライウェルへの主要な FP 移行経路の比較

1号機

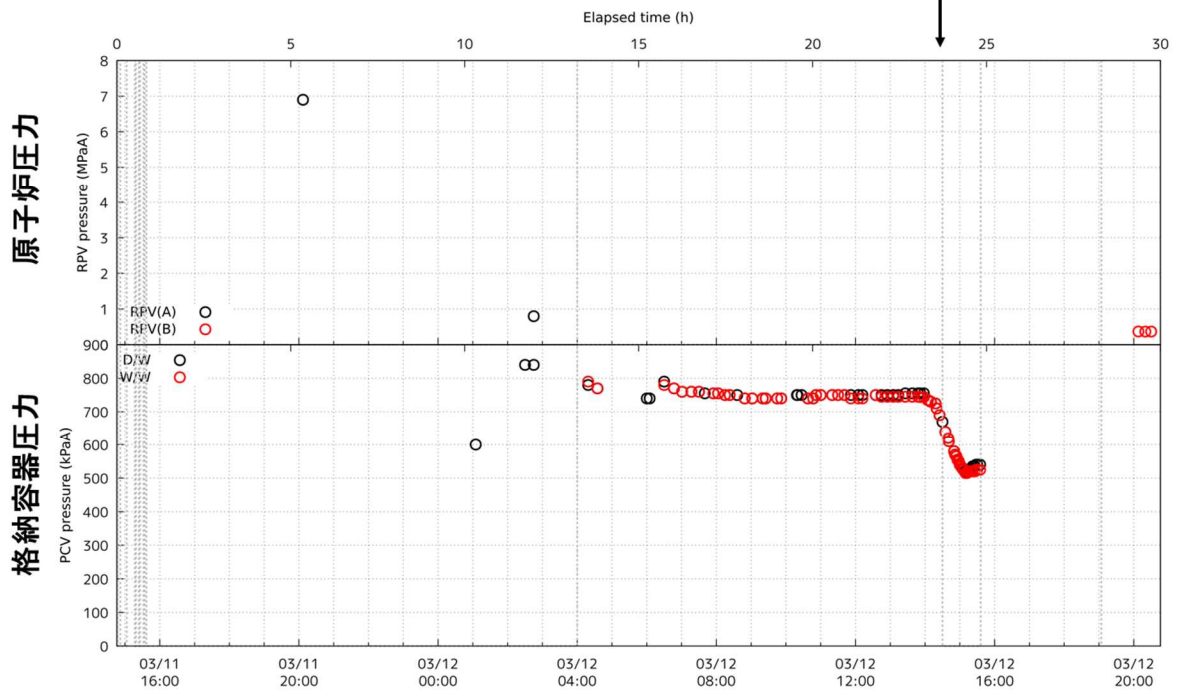


図3 1号機原子炉圧力の推移

3号機

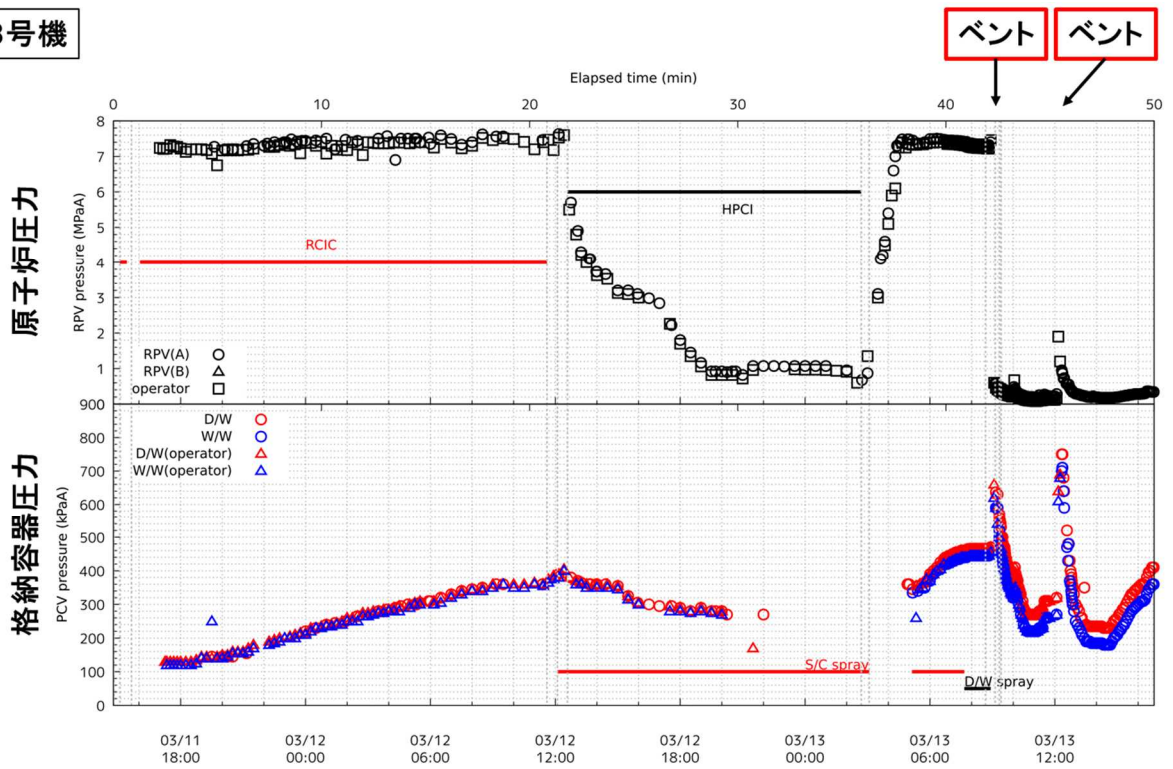


図4 3号機原子炉圧力の推移

2. サプレッションチェンバにおけるスクラビングによる除染係数

従来、1号機と3号機では、1号機の方がサプレッションチェンバ(S/C)の内部水の温度が高く、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、スクラビングによる除染係数(DF)が著しく低くなったとの考えが提示されてきた。

これに対し、原子力規制庁技術基盤グループシビアアクシデント研究部門が実施した「プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験」(別添5-1)では、以下の点が示された。

各種事故シーケンスを模擬した実験条件範囲内では、

- ① 除染係数(DF)は、水深による影響が大きい(一定程度の水深によりDFの効果が期待される)。
- ② 流入気体の非凝縮性ガス割合(50%以上の範囲)がDFへ及ぼす影響は小さい。
- ③ プール水の減圧沸騰は、DFへ有意な影響を及ぼさない。
- ④ プール水温の上昇に伴い、DFが若干増大する傾向が見られる(流入気体が飽和温度以上の条件)。

また、過去に実施された電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを元にしたスクラビング効果等²として下記の点が確認された。

ガスの流速と除染係数(DF)の観点からのスクラビング効果の比較(図5)

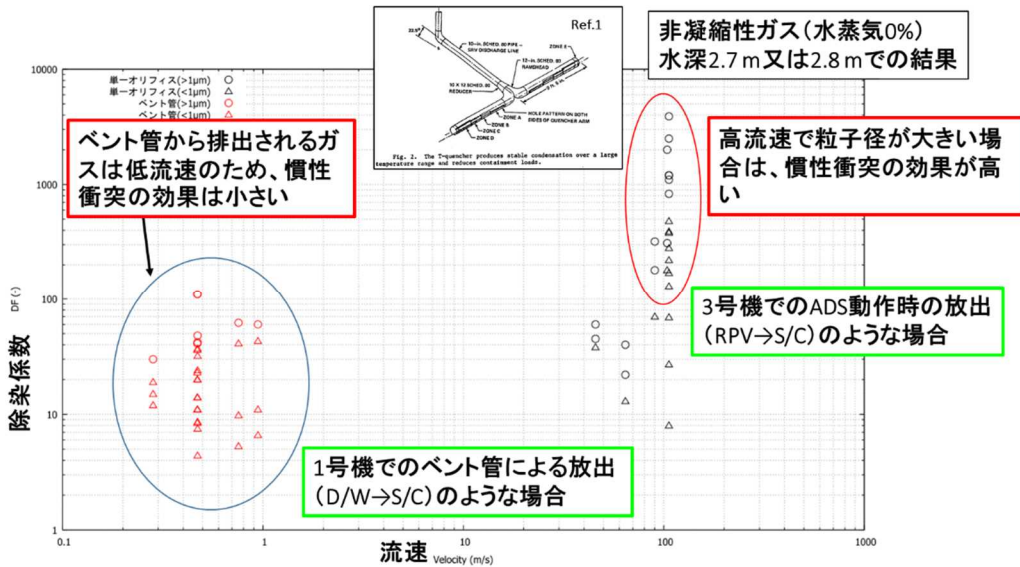
- ① 1号機でのベント管による放出などの場合、ベント管から排出されるガスは低流速のため、慣性衝突の効果は小さく、同一条件下でのDFは小さい。
- ② 3号機での自動減圧系(ADS)作動時の放出などの場合、高流速で粒子径が大きい場合は、慣性衝突の効果が大きく、同一条件下でのDFは大きい。

スクラビングへの水深の影響(図6)

- ① 気泡が水中を上昇する過程でエアロゾルが取り除かれる。
- ② 除染係数(DF)は水深が深いほど大きくなる。

² 原子力規制庁は、電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」の幹事会社に当該報告書の開示請求を行い、開示されたデータを元に独自の解釈を加えた。ただし、減圧沸騰に関しては扱っていないため、流速と水深の観点から整理している。

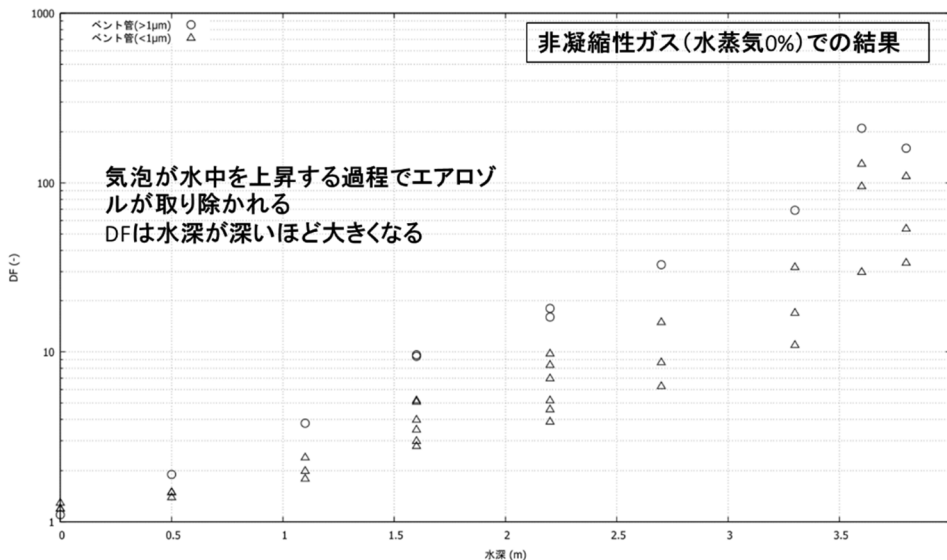
スクラビング効果の比較



電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを加工し、独自の解釈を加えた
 Ref.1: D. H. Cook, "Pressure Suppression Pool Thermal Mixing," NUREG/CR-34 71,1984
 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第10回会合 資料2「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について」より引用

図5 スクラビング効果の比較

スクラビングへの水深の影響



電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを加工し、独自の解釈を加えた
 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 第10回会合 資料2「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について」より引用

図6 スクラビングへの水深の影響

上記の原子力規制庁技術基盤グループシビアアクシデント研究部門が実施した実験及び電力共同研究の成果から、1号機及び3号機のベント時に想定されるS/C内の水位やS/Cの内部水の温度条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ（スクラビング時の水位（サブマージェンス））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。

このことから、1号機のスクラビングによるDFが著しく低くなったという考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。

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号機では主蒸気逃がし安全弁（SRV）の長時間の動作やS/Cスプレーが実施された結果、ベント時点においてS/C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。

3. 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性

真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性については、東京電力が2014年5月に行った1号機S/C上部調査³の結果から、S/C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）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ものである。

これに対し、別添5-2に示すように、

- 真空破壊弁からの漏えい等によって、スクラビングされずに直接SGTS配管系に流出するD/W内の気体の割合が高い場合、さらに汚染の程度が高くなることが想定されること。
- 真空破壊弁のガスケットずれが確認された福島第二原子力発電所1号機では、ガスケットずれが生じた時期は不明だが、冷温停止までの期間にS/C圧力とD/W圧力との間に圧力差があり、大規模な漏えいは生じていないと考えられること、また、真空破壊弁の機能も維持されていたと考えられること。

などから、前述の指摘については、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

³ 研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における1号機S/C上部調査結果（続報）およびトラス室壁面調査結果について（2014年6月27日東京電力株式会社）

(別添 5-1)

スクラビング実験

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門 秋葉 美幸

1. 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故の際、圧力抑制プール温度が飽和温度近傍まで高くなった状態でウェットウェルベントが実施され、圧力抑制プール（サプレッションチェンバ）が減圧沸騰状態となったことが想定された。大規模実験装置により評価を行い、そのような条件下でのスクラビングによる放射性物質の除去効果への影響を確認することが目的である。

2. 実験装置¹

図 1 に本実験装置の概略図を示す。本装置は、プールスクラビング装置(スクラビングタンク、排気タンク、ガス供給系であるボイラ及び窒素供給ライン)及びエアロゾル装置(エアロゾル発生系及びエアロゾル計測系)からなる。スクラビングタンクの大きさは、内径 2 m×高さ 10 mとした。スクラビングタンクへのガス流入配管にエアロゾル発生系を接続させ、エアロゾルが混入したガスをスクラビングタンクへ流入させる。スクラビングタンク内には実機のベント管を模擬したノズルを設け、予め水を張った状態で、ノズルからエアロゾル混入ガスを流入させる。タンク内プール水中を上昇したガスはスクラビングタンク上部に設置された出口配管より排気タンクへと流出する。スクラビングタンク内の減圧は、タンク出口配管に設けた弁の開度を急拡大させることで模擬した。また、タンク出入口配管にエアロゾル計測系を接続し、エアロゾル粒子の直径と個数を計測し、除染係数(DF)を評価した。

3. 実験条件¹

実験条件は、表 1 に示すような実機条件の範囲となるように設定した。減圧沸騰が発生したと考えられる条件を模擬するため、最大流入ガス温度はスクラビングタンク圧力の飽和温度以上、最大プール水温は飽和温度近傍とした。また、スクラビング現象は、ノズルから流出した放射性物質混入ガスが気泡に分裂してプール水中を上昇する際に、放射性物質が水中に移行する現象であることから、ガス流量は、この現象を模擬できるよう、ベントタイプノズル出口流速が実機条件の範囲となるよう設定した。減圧率は、BWR の TQUV(高圧・低圧注水機能喪失)においてベント流入を仮定した MELCOR による解析で得られた結果(初期に～2500 kPa/h という急激

な減圧率を経て、圧力抑制室が飽和すると～5 kPa/h という低い減圧率まで低下する)を模擬した。また、エアロゾル状放射性物質の模擬には、粒径分布及び密度が実機物質を模擬でき、かつ耐熱性を有している硫酸バリウム (BaSO_4) 粒子を用いた。

4. 実験結果

実験結果を図 2 に示す。図中、白抜きのプロットが窒素 100%、赤塗りのプロットが窒素 50%蒸気 50%、また、○が定圧、□が減圧条件の結果をそれぞれ示す。同図より、減圧時の DF は定圧時とほぼ同等となる結果が得られた。従って、本実験条件範囲においては、プール水温が高温の条件でベントを行い減圧沸騰が発生したとしても、サブマージェンスが確保されていれば、スクラビング効果への影響は有意で無いと考えられる¹。なお、プール水温の影響に関して、常温～飽和温度近傍まで変化させた実験も行なったが、水温の上昇に応じて DF が若干増大する傾向が見られた¹。減圧沸騰同様に、本実験条件範囲においては、サブマージェンスが確保されていれば、水温上昇によるスクラビング効果の著しい低下への影響は小さいと考えられる。

参考文献

1. 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.
2. 秋葉美幸, "プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験", 原子力規制庁 第 10 回 研究報告会 資料 2, Nov. 2017.

表 1 実験条件¹

Parameter	Unit	Test facility	Typical BWR conditions
Maximum pressure	MPa	0.33	<0.6
Maximum injection gas temperature	Celsius	157	~150
Maximum pool temperature	Celsius	120	~130
Pool depth	m	0-3.8	1-3
Steam fraction	%	0-50	0-100
Gas flow rate	m/sec	1-40	0.05-40
Maximum Depressurization rate	kPa/h	~2000	~2500

出典) 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.

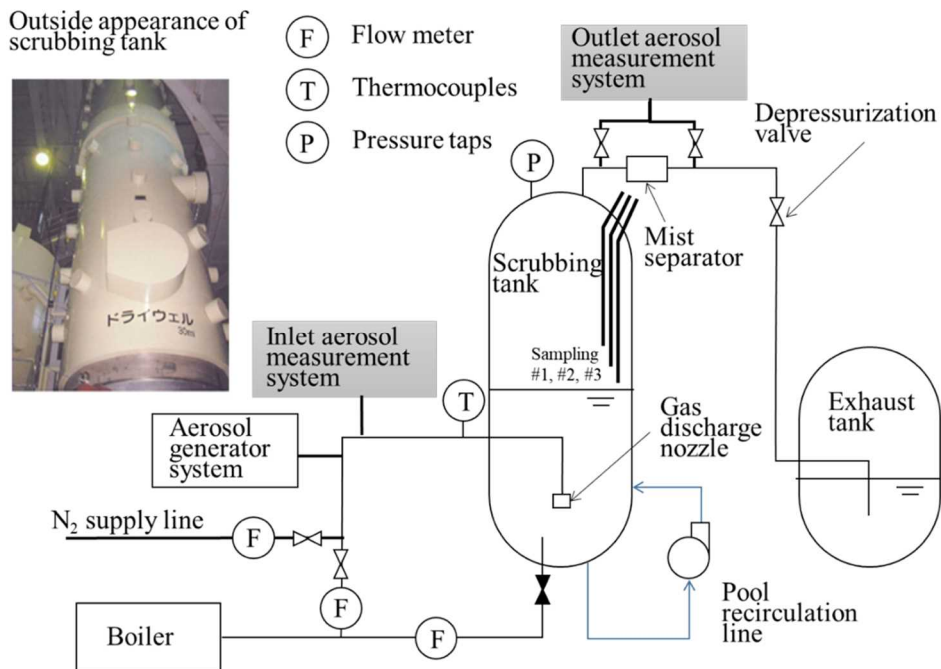


図 1 実験装置の概略図¹

出典) 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.

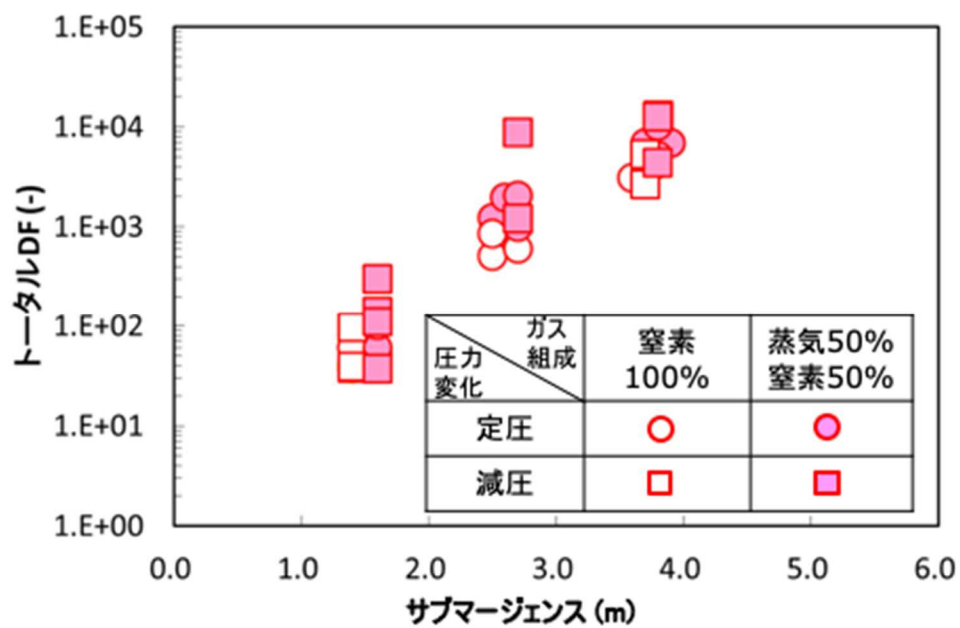


図2 実験結果²

出典) 秋葉美幸, "プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験", 原子力規制庁 第10回
 研究報告会 資料2, Nov. 2017.

(別添 5 - 2)

真空破壊弁におけるバイパスの可能性

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室
星 陽崇、木原 昌二
日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門
安全研究センター 丸山 結

1. 真空破壊弁におけるバイパスの可能性

東京電力が 2014 年 5 月に行った 1 号機 S/C 上部調査¹では、調査装置（線量計付き調査カメラ）を用いてサプレッションチェンバ（S/C）上部のキャットウォーク上の線量率が測定されている。

この測定結果では、S/C 上部のうちベント管（X-5E）の近傍の上方向に線量率が上昇する傾向が確認された。当該部付近には S/C に繋がっている真空破壊弁があり、キャットウォーク上から約 1.4m の高さで約 1.5 Sv/h の線量率が測定された。

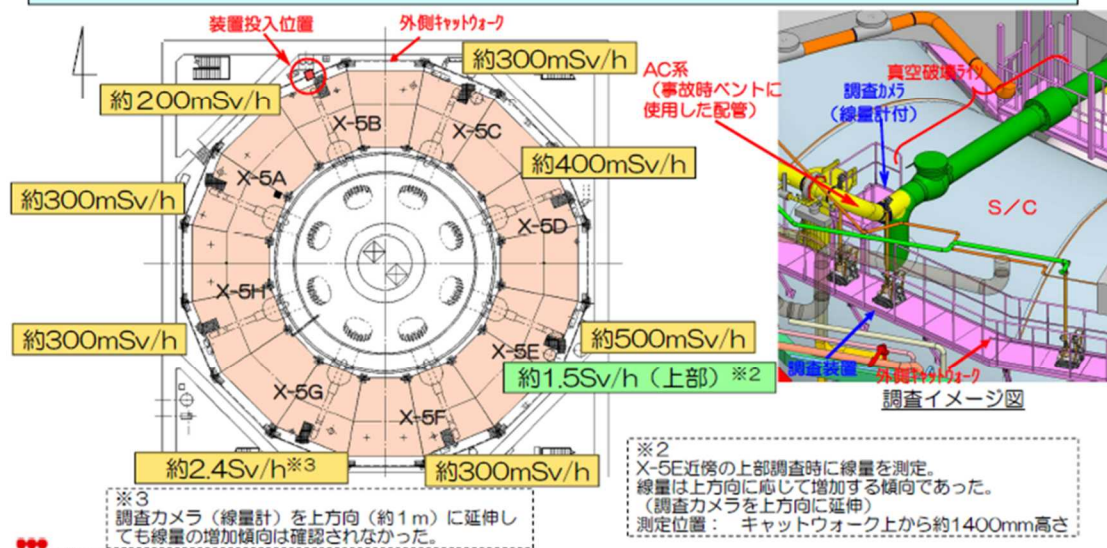
また、S/C 上部のうちベント管（X-5G）の近傍では約 2.4 Sv/h の線量率が測定されたが、当該部は上方向約 1m の高さでも線量率の増加傾向は確認されなかった。他の S/C 上部については、約 200～400 mSv/h であり、X-5G 近傍が 1 桁程度高く、X-5E 近傍の上方向（真空破壊弁付近）についても 1 桁程度高い値であった。（図 1）

¹ 研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中の S/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における 1 号機 S/C 上部調査結果（続報）およびトラス室壁面調査結果について（2014 年 6 月 27 日東京電力株式会社）

1-3 調査結果-3

■ トーラス室内線量分布（キャットウォークでの測定※1）

※1 調査装置の調査カメラに設置した線量計により、キャットウォーク上では走行しながら調査カメラを最低位置の状態で測定。（測定位置：キャットウォーク上から約460mm高さ）



東京電力

研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における1号機S/C上部調査結果（続報）およびトーラス室壁面調査結果について（2014年6月27日東京電力株式会社）より抜粋

5

図1 1号機トーラス室内線量分布（東京電力調査）

この測定結果から、高い線量率が測定された2箇所（真空破壊弁付近（X-5E近傍の上方向）及びS/C上部（X-5G近傍））については、S/Cに接続している真空破壊弁が故障し、ドライウェル（D/W）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。これは、ベントガス中に、ベント管を経由してスクラビングされた後の放射性物質とD/Wから直接S/Cの気相部に放出された放射性物質が混在していた可能性を示唆するものであり、SGTS配管系の汚染状況やソースタームの解釈や分析の観点から検討を要するものであった。

そのため、下記の点について検討を実施した。

- ① D/W内の気体がスクラビングを経由せずに直接SGTS配管系に流出した場合の汚染の程度。
- ② 福島第二原子力発電所1号機で確認された真空破壊弁のシール破損の影響。
- ③ 1号機S/C上部調査（2014年5月東京電力）における高い線量率が観測された箇所と原子炉格納容器（PCV）からの漏えい箇所の比較。

2. 検討結果

真空破壊弁からの漏えい等によって、スクラビングされずに直接 SGTS 配管系に流出する D/W 内の気体の割合が高い場合、さらに汚染の程度が高くなることが想定される。また、真空破壊弁のガスケットずれが確認された福島第二原子力発電所 1 号機では、ガスケットずれが生じた時期は不明だが、冷温停止までの期間に S/C 圧力と D/W 圧力との間に圧力差があり、大規模な漏えいは生じていないと考えられる。なお、S/C 圧力と D/W 圧力の圧力差については、真空破壊弁の作動圧よりも高いものであったが、S/C スプレイにより、S/C 圧力が水頭圧の影響を受けたものであり、真空破壊弁の機能は維持されていたと考えられる。

これらのことから、前述の指摘については、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

ただし、この真空破壊弁の作動不良によるスクラビング・バイパス・シナリオは、真空破壊弁への物体の挟み込みなど特殊な条件を設定すれば起こりうるシナリオと考えられ、確率論的リスク評価（PRA）研究などで今後も検討すべき項目と考えられる。

検討の観点の詳細は下記のとおりとなる。

2. 1 スクラビングを経由せずに直接ベントした場合の汚染の程度

1 号機は津波の到達により直流電源を喪失し、非常用復水器による冷却ができなくなった。消防ポンプによる注水が実施されたが、配管が分岐していて原子炉圧力容器（RPV）の圧力も高圧が維持されていたため、炉心へはほとんど注水されなかったと見られている[1]。そのため、炉心の損傷は厳しく、炉心には燃料がほぼ残っていないと推定されており[2]、大量の核分裂生成物（FP）が燃料から放出されたと考えられる。

図 2 に 1 号機の原子炉圧力容器（RPV）の圧力を上側に、原子炉格納容器（PCV）の圧力を下側に示す。下側の横軸は日付及び時刻を、上側の横軸は東北地方太平洋沖地震発生時からの経過時間をそれぞれ示す。RPV 圧力は 3 月 12 日 3 時頃には減圧され、1MPa を下回り、原子炉格納容器（PCV）圧力は 700 kPa（abs）を超えている。シビアアクシデント解析コードを用いた既往の報告[3]では、地震発生後概ね 10～15 時間程度で原子炉圧力容器（RPV）が破損したと計算されている。1 号機でベントが実施された 3 月 12 日 14 時 30 分頃までには、溶融炉心は D/W へ移行し、FP が溶融炉心から直接 D/W へ放出される状況にあったと推定される。また、原子炉圧力容器（RPV）が破損する以前も、原子炉圧力容器（RPV）が減圧する過程では、高温、高圧の影響によ

り、主蒸気逃がし安全弁（SRV）のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が指摘されており[4]、D/W には大量のセシウム（Cs）が放出されていたと考えられる。したがって、ベント実施以前に、D/W には大量の Cs が存在していたと考えられる。

図 3 に真空破壊弁の模式図を示す。真空破壊弁はベント管と S/C の気相部の連結部に設置されている。S/C の圧力が D/W の圧力よりも高まり、その圧力差が設定値を超えると、図 3 の上部に示すように真空破壊弁が D/W 側を開き、S/C から D/W へ気体が行き渡る。S/C と D/W の圧力差が低下すると、真空破壊弁は重力により閉止する構造となっている。D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い場合は、ベント管のダウンカムを通じて気体がサプレッションプール水に放出され、通常は真空破壊弁を通じて D/W から S/C へは気体が入らない。したがって、D/W に存在する FP が S/C ベントによって環境へ放出される際は、一度プール水によってスクラビングされる。

真空破壊弁のシール性が損なわれ、D/W から S/C 気相部へのバイパスが生じた場合、スクラビングによる除染効果がないため、大量の Cs がベントガスとして環境へ放出される。前出のシビアアクシデント解析コードを用いた解析[3]を参考にすると、1 号機のベントによる Cs-137 の放出量は概ね 100 TBq 程度と考えられる。なお、これらの解析ではスクラビングの効果が考慮されており、真空破壊弁でのバイパスは考慮されていない。

一方、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）からは環境中で測定された Cs-137 の放射能の測定値に基づき、事故時に環境へ放出された Cs-137 の量が報告されている[5]。同報告では、3 月 12 日 15 時 30 分から同日 16 時までには 150 TBq の Cs-137 が放出されたとしている。上記の真空破壊弁でのバイパスを考慮していない解析から求められた放出量は、実測値に基づく評価結果とほぼ同レベルであることが分かる。3 号機との比較においては、1 号機からの Cs-137 の放出量が多いが、真空破壊弁のバイパスが生じなくとも、実測値と整合する評価がなされている。

なお、UNSCEAR によって評価された Cs-137 の放出量は、1 号機のベント及び水素爆発によって環境へ放出された分の合計と考えられる。一方、シビアアクシデント解析コードによって評価された放出量は、自号機への逆流及び 2 号機への流入並びに排気筒等の沈着分が含まれている。したがって、これらの放出量は正確には同一のものを評価していないが、放出量に対して桁（オーダー）で影響を与えるものではないと考えられる。

真空破壊弁において大規模なバイパスが生じた場合の影響について、簡易的な評価を行った。S/C はトーラス形状であり空間容積も大きいことから、バイパスが生じた場合に S/C 空間部での Cs エアロゾル分布を一様とすることは適当ではないと考えら

える。ここでは、図4に示すようにS/Cを8個の空間に分割し、真空破壊弁のバイパス発生個所をベント管の取り出し口近傍の場合及びベント管の取り出し口と180°反対側の場合を仮定した。D/Wから漏えいしたCsエアロゾルが希釈されずにベントによって環境へ放出される場合と、S/C内で拡散・希釈され最も濃度が薄くなってからベントによって環境へ放出される場合に相当する。これらの計算をすることで、バイパスによるおおよその影響の範囲を確認した。

1号機について、原子炉スクラム時に炉心に含まれるCs-137の放射能（初期インベントリ）は、202,000 TBqと評価されている[6]。また、シビアアクシデント解析コードを用いた解析結果では、D/Wの空間に浮遊するCs-137の量を初期インベントリの10%未満と評価している[3]。これらを参考に、D/Wに浮遊するCs-137の放射能を初期インベントリの約5%に相当する10,000 TBqと仮定した。

真空破壊弁のバイパス流量をパラメータとして変化させ、真空破壊弁のバイパスによってS/Cへ移行するCs-137について、ベントによって環境へ放出される量とS/Cに残留する量を評価した。図5に示すように、バイパス部での流量が100 m³/hを超えるような大規模な漏えいの場合、ベントによって環境へ放出されるCs-137の放射能は数百TBqとなることが分かる。これは環境中で測定された放出量を大幅に超えており、このような規模のバイパスが生じたとは考え難い。また、前述のようにバイパスが生じないと考えた場合でも、ベントによる環境への放出量は100 TBq程度と評価されていることから、1号機のベント放出量が高くなった主要因を、真空破壊弁のバイパスによるものとするのは合理的ではない。

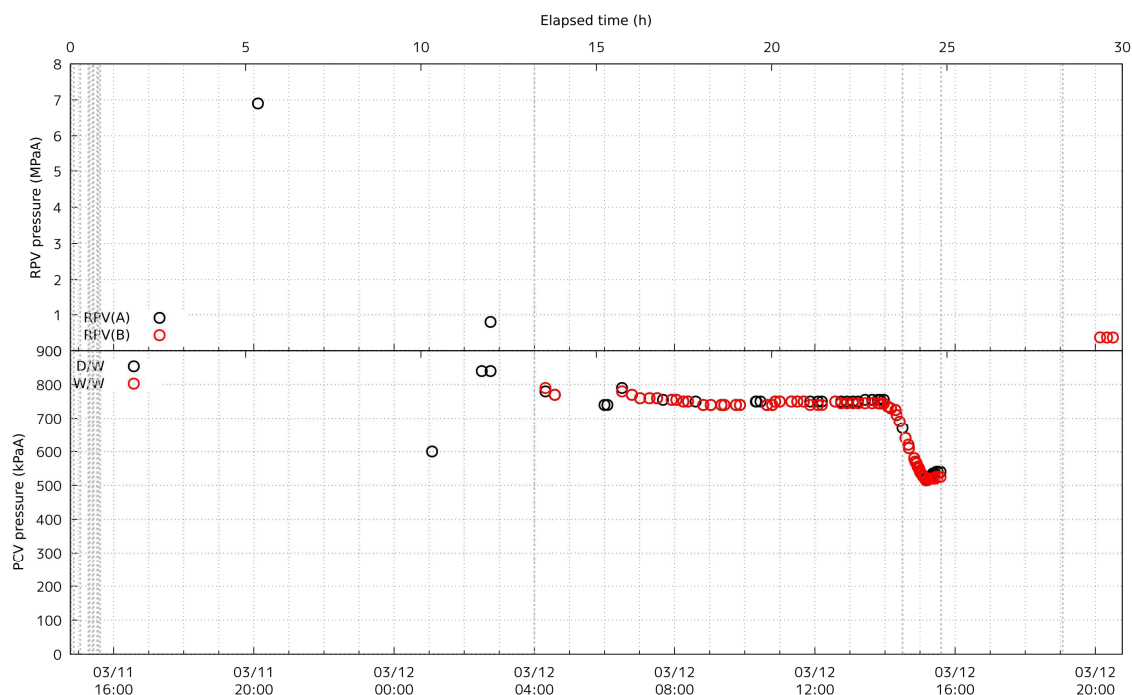


図2 1号機のRPV圧力（上）及びPCV圧力（下）

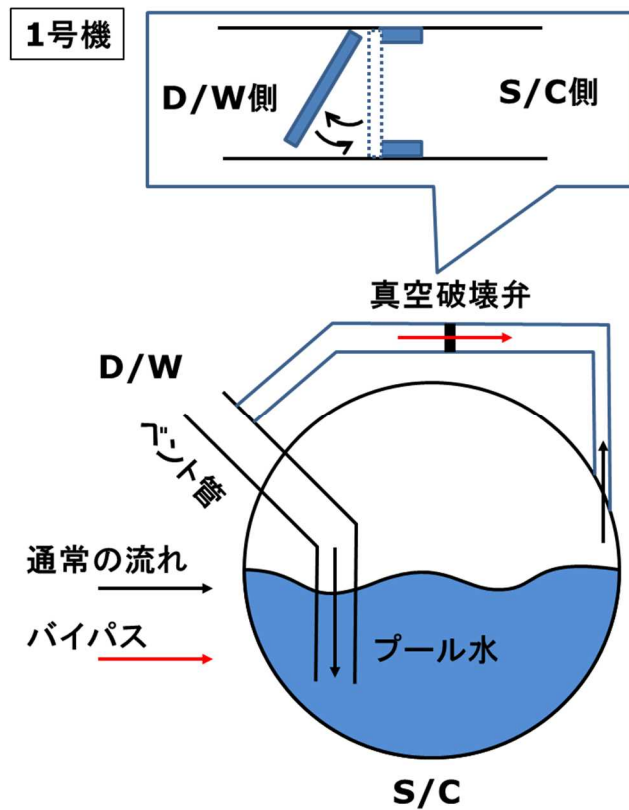


図 3 1号機の真空破壊弁の模式図

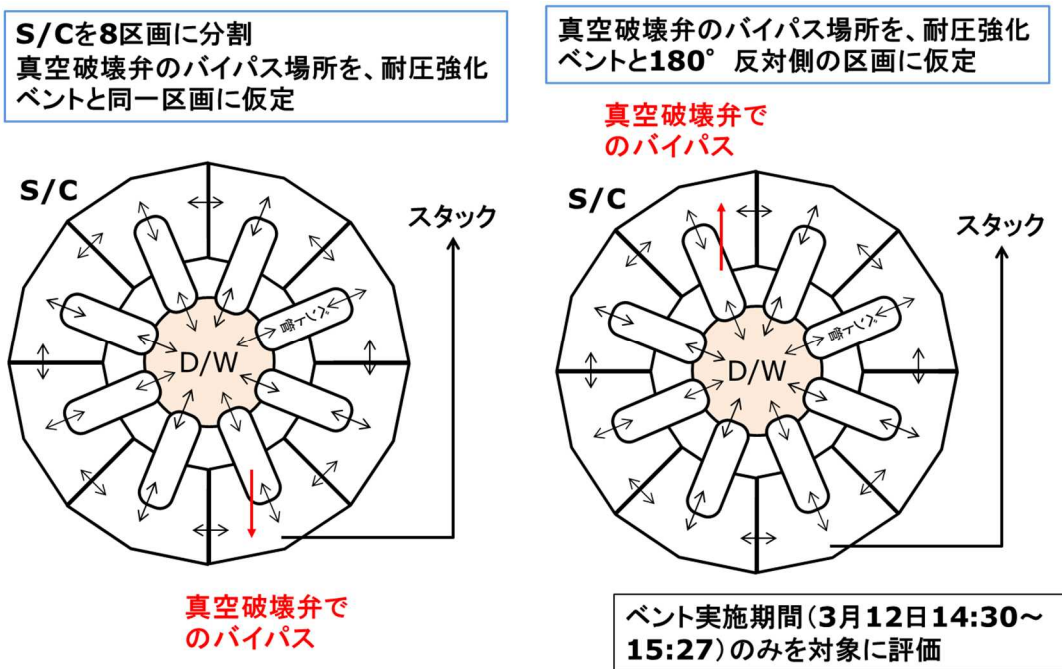


図 4 真空破壊弁のバイパス評価用ノード図

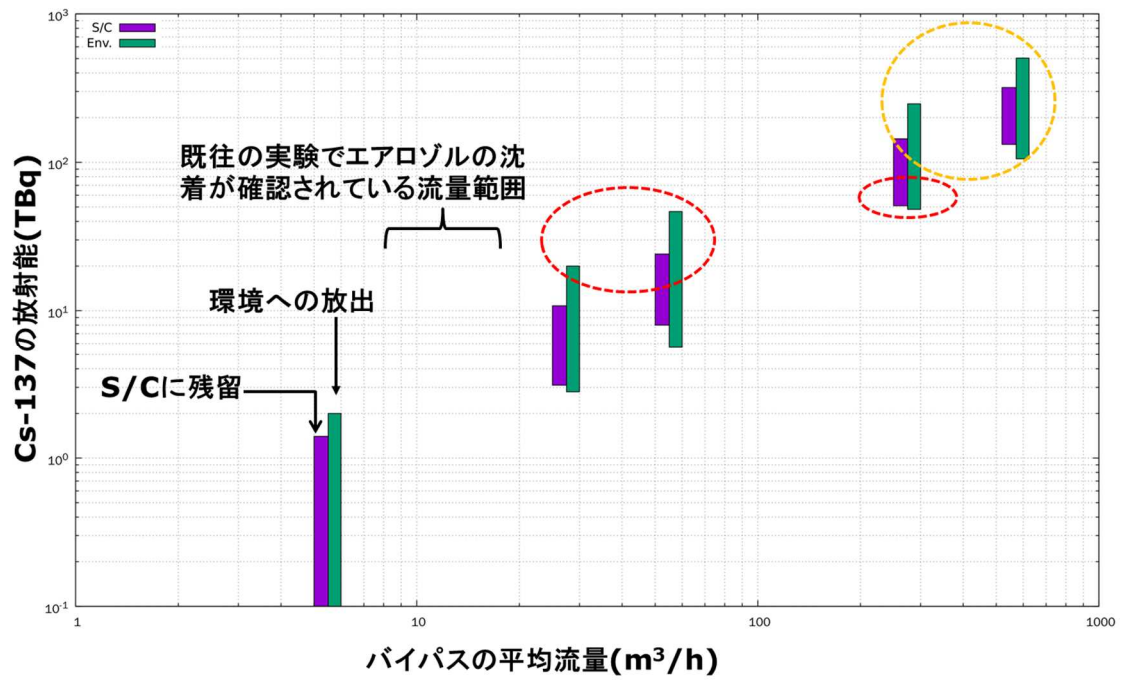


図 5 Cs-137 の移行量 (バイパスによる増加分)

2. 2 福島第二原子力発電所 1号機において確認された真空破壊弁のシール破損

福島第二原子力発電所 1号機 (2F1) では、目視点検の結果、真空破壊弁のシートガスケットが外れていることが確認されている[6]。図 6 に 2F1 で測定された原子炉格納容器 (PCV) 圧力を示す。3月13日0時頃から3月16日12時頃の間はS/C圧力 (黄緑) がD/W圧力 (オレンジ) よりも高い値で推移している。真空破壊弁が作動することでS/C圧力とD/W圧力は均圧化されるが、圧力差が解消されずに維持されている。このことから、真空破壊弁が開いた状態が長時間継続したことが、シートガスケットが外れた原因となった可能性を指摘した。一方、S/C圧力とD/W圧力の圧力差は、真空破壊弁の作動圧よりも高いものであったが、第14回事故分析検討会において、2F1では3月12日7時37分から復水補給水系 (MUWC) の使用によるS/Cスプレイが開始されたことで、S/C水位がS/C圧力計の位置よりも高くなり、S/C圧力は水頭圧の影響を受けているとの説明があった。

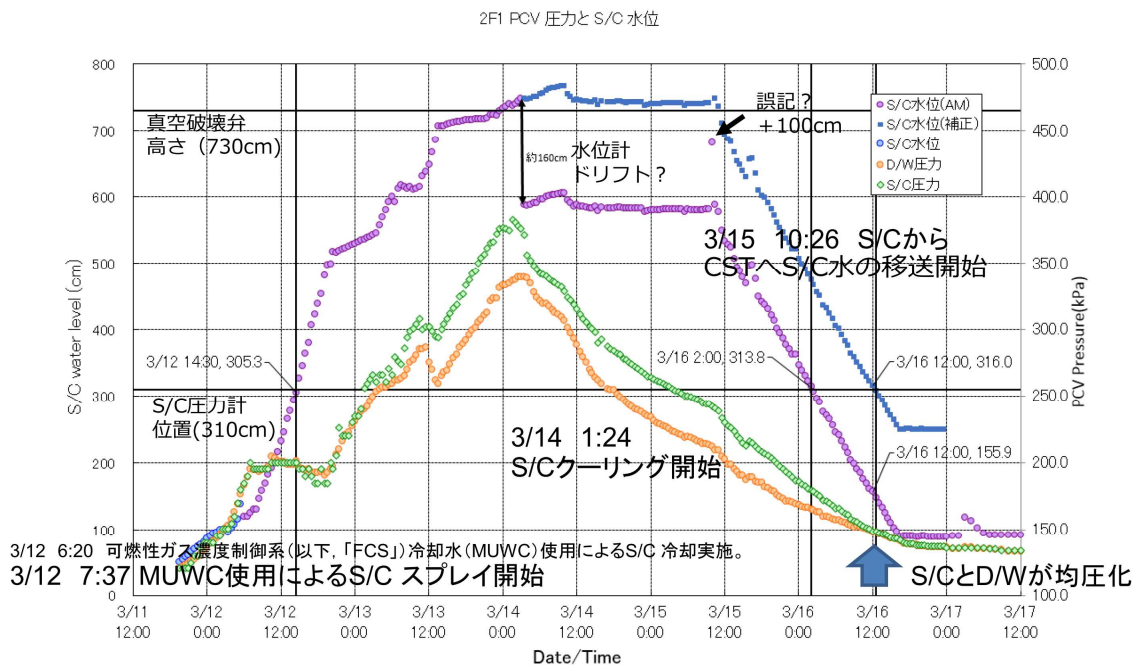


図 6 2F1 での PCV 圧力と水位の関係 [7]

2. 3 高い線量率が観測された箇所と原子炉格納容器からの漏えい箇所

1号機 S/C 上部調査（2014年5月）で観測された高い線量率の箇所のうち、S/C 上部（X-5E 近傍）の上方向については、調査カメラによって真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーの原子炉格納容器（PCV）側と反原子炉格納容器（PCV）側からの漏えいが確認されている。周辺の真空破壊弁、トラスハッチ、不活性ガス系（AC系）配管等に漏えいは確認されていない。（図7～9）

このことから、真空破壊弁のバイパスの有無については不明であるが、真空破壊ラインの伸縮継手部の損傷により原子炉格納容器（PCV）バウンダリからの漏えいが生じており、当該部付近における高い線量率の原因となっていることが考えられる。

なお、S/C 上部の X-5G 近傍については、真空破壊ライン及び S/C 上部に漏えいは確認されていない。また、X-5G 近傍の周辺配管は、他の S/C 上部のエリアより汚れていることが確認されている。（図10）

【参考（先月既報分）】 S/C 上部調査（北側外周）概要

資源エネルギー庁 補助事業「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」で開発中の S/C 上部調査装置を1号機原子炉建屋1階北西エリア穿孔箇所より投入し、外側キャットウォークから調査を実施。

- S/C 上部（X-5E 近傍）の漏えい箇所の特定
- S/C 上部外周側の確認 * 5月27日 北側外周を実施

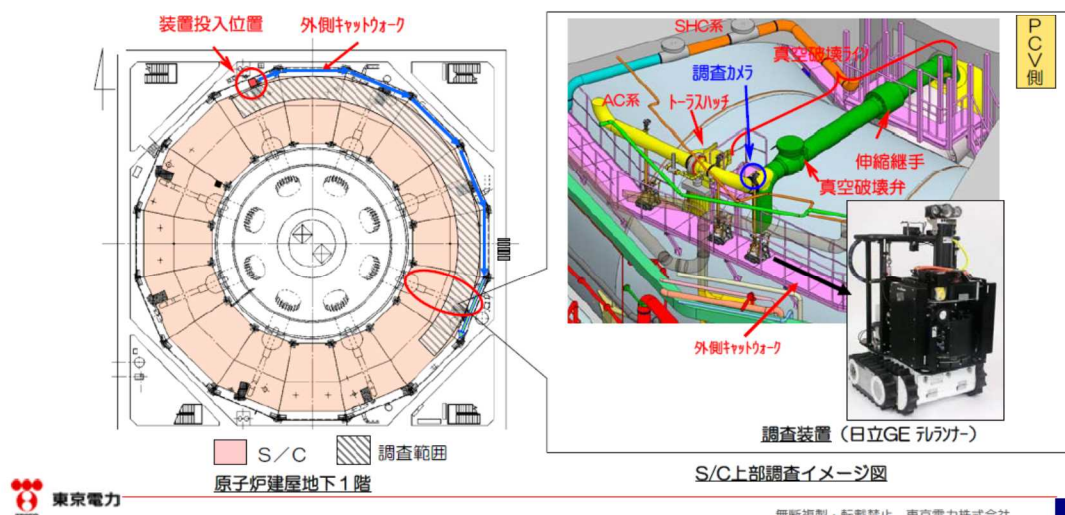


図7 1号機 S/C 上部調査の概要（東京電力調査）

【参考（先月既報分）】調査結果-1

- S/C上部（X-5E近傍）の状況
 - 真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのPCV側と反PCV側からの漏えいを確認。

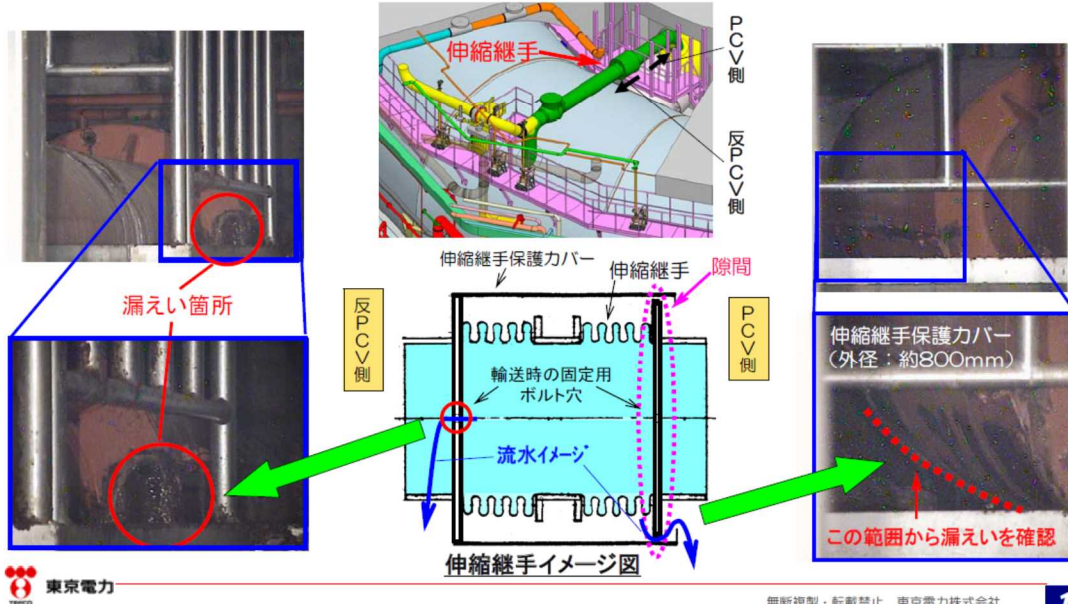


図8 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5E 近傍)

【参考（先月既報分）】調査結果-2

- S/C上部（X-5E近傍）の状況
 - 真空破壊弁・トラスハッチ・SHC系配管・AC系配管に漏えいは確認されなかった。

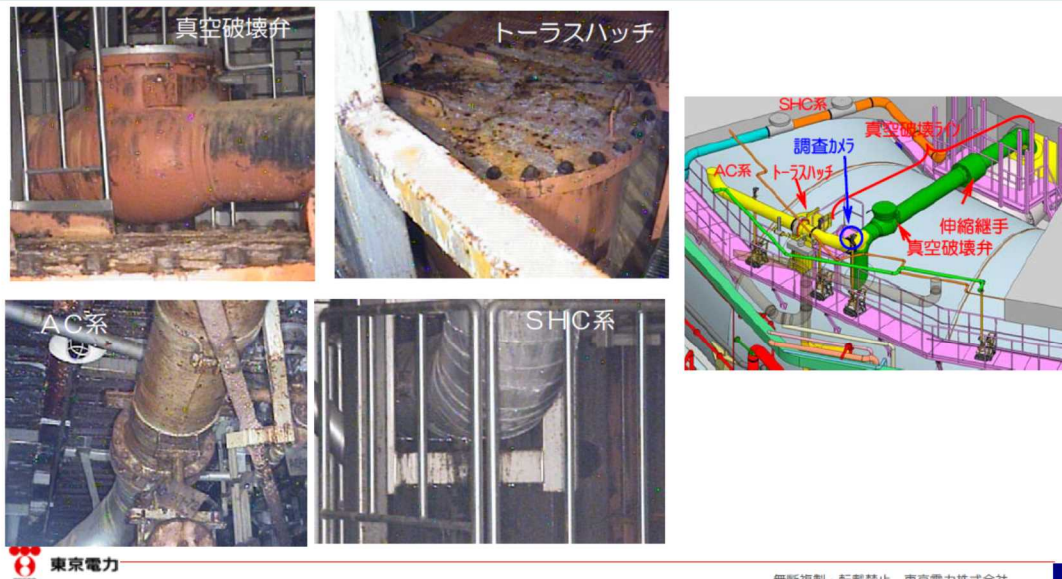


図9 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5E 近傍)

1-1 調査結果-1

■調査状況

- 南（X-5G近傍）のキャットウォーク上に保温板金が落下していたため、北西～南の範囲について調査を実施した。

■調査結果

- 北西～南の範囲の外側キャットウォーク側の真空破壊ラインおよびS/C上部に、漏えいは確認されなかった。
- X-5G近傍の周辺配管は、他のエリアより汚れているのが確認された。
- X-5G近傍で線量の上昇が確認された。

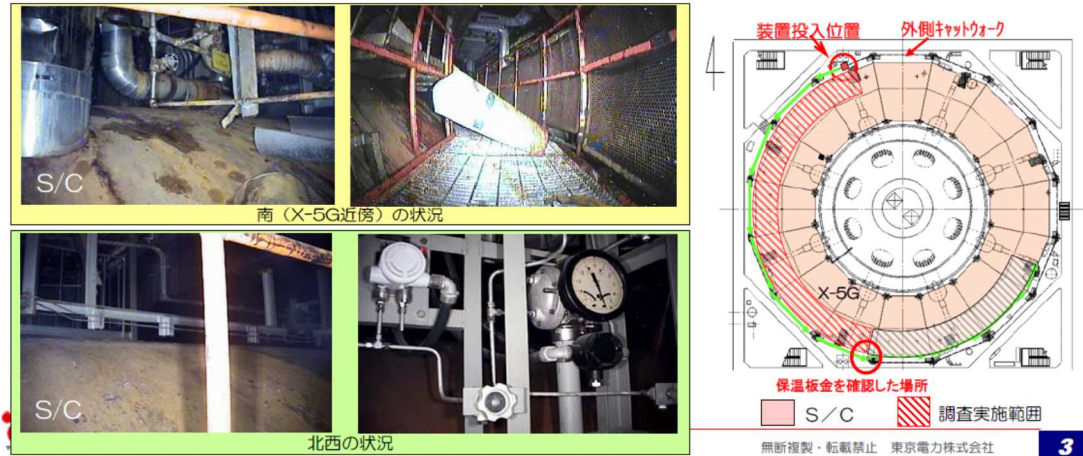


図 10 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5G 近傍)

引用文献

- [1] 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 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告,” 2017 年 12 月 25 日.
- [2] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所, “廃炉・汚染水対策事業費補助金 (総合的な炉内状況把握の高度化) 平成 28 年度成果報告,” 著: , , 2017 年 6 月.
- [3] L. E. Herranz, M. E. Pellegrini, T. E. Lind, M. E. Sonnenkalb, L. E. Godin-Jacqmin, C. E. López, K. E. Dolganov, F. E. Cousin, H. E. Tamaki, T. E. Kim, H. E. Hoshi, N. E. Andrews and T. E. Sevón, “OVERVIEW AND OUTCOMES OF THE OECD/NEA BENCHMARK STUDY OF THE ACCIDENT AT THE FUKUSHIMA DAIICHI NPS (BSAF) PHASE II - RESULTS OF SEVERE ACCIDENT ANALYSES FOR UNIT 1,” in NURETH-18, Portland, OR, USA, Aug 18-22, 2019.
- [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, “最終報告,” 2012 年 7 月 23 日.
- [5] UNSCEAR, “Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear

accident after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami,” 2014.

- [6] 東京電力株式会社, “福島第二原子力発電所 原子炉格納容器内の目視点検結果,” 2012. [オンライン]. Available: http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120302_04-j.pdf#page=3. [アクセス日: 2020年3月23日].
- [7] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第2原子力発電所1号機の格納容器圧力挙動について,” 著: 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第14回会合 資料2-1, , 2020年9月3日.
- [8] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt and K. C. Wagner, “MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project,” Aug, 2014.
- [9] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [10] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [11] 東京電力株式会社, “東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて,” 2011年5月16日.
- [12] 原子力災害対策本部, “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第2報),” 2011年9月.

(別添 6)

非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流水素量

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 竹内 淳

1. 目的

事故時には、ベントの実施によって、原子炉格納容器内のガスはサブプレッションチェンバに接続された不活性ガス系 (AC 系) 配管から非常用ガス処理系 (SGTS) 配管を経由して排気筒 (以下、この別添において「スタック」という。) から大気に放出される。福島第一原子力発電所では、1/2 号機及び 3/4 号機のスタックがそれぞれ共用されており、SGTS 配管もスタックの手前で合流する系統構成となっている。系統構成中、SGTS フィルタトレイン前後に設置されている隔離弁は電源喪失時に全開となること、逆流防止のためのグラビティダンパは仕様上、一定の漏えい (逆流) が生じることが確認されている。

このため、ベントガスが自号機及び隣接号機の SGTS フィルタトレインに流入し得る流路が形成されることとなった。(図 1)

ここでは、ベントによって、1 号機又は 3 号機の原子炉格納容器内のガスが、隣接号機 (2 号機又は 4 号機) や自号機 (1 号機又は 3 号機) の SGTS フィルタトレインにどの程度移行したのかについて、汚染状況調査結果に基づき検討した。

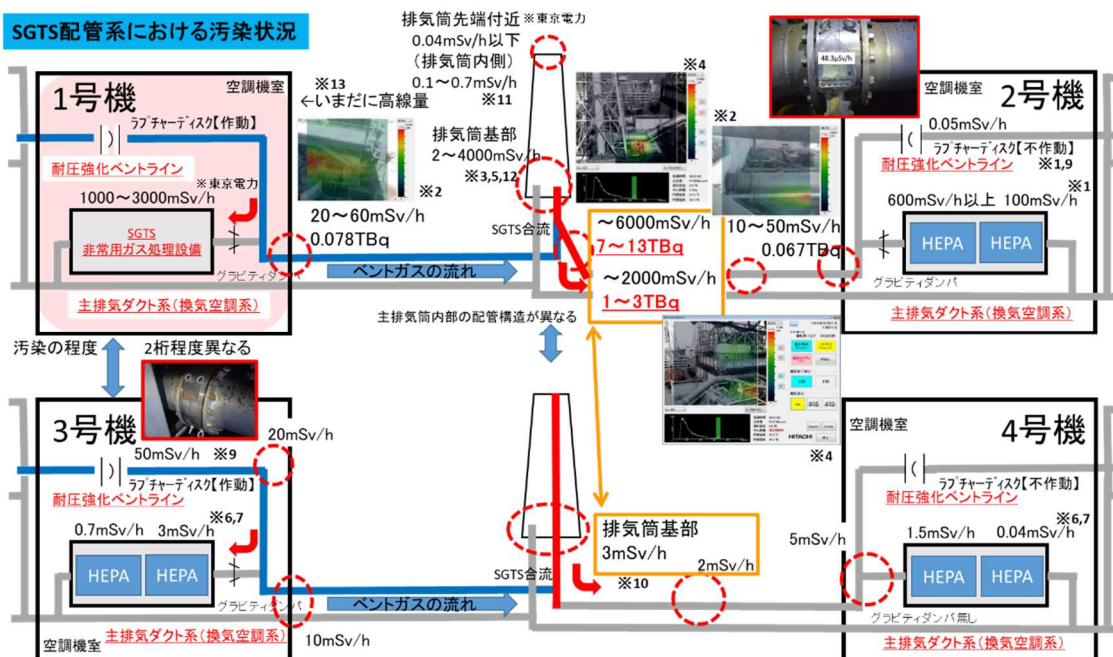


図 1 1~4 号機 SGTS 系統構成

2. 調査結果に基づく非常用ガス処理系フィルタトレインの汚染状況

調査チームは、これまで3号機及び4号機のSGTSフィルタトレインの表面線量率を測定したほか、2号機のSGTSフィルタトレインの汚染分布をガンマカメラにより測定した。1号機のSGTSフィルタトレインについても線量率測定を試みたが、SGTS室内の線量率が高いため近接することは困難であった（図2）。

東京電力も、予備的な調査として、1/2号機のSGTSフィルタトレインに対してロボットを用いた線量率測定を実施したが、特に1号機の測定については精度が十分ではないとしている。また、東京電力は3号機SGTSフィルタトレインを開放した内部調査やサンプリング採取を実施している。¹

これらの調査結果から得られた各号機のSGTSフィルタトレインの汚染状況及び結果に基づく考察を以下に示す。

(1) 1号機

東京電力によるロボットを用いた1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率測定結果（図3）は、フィルタトレイン付近の高さ約1メートルの空間線量率を測ったもので、高線量下で今できる最大限に近い努力をしているが、精度は低い。さらに、片系のフィルタトレイン入口（原子炉建屋側）部が2050mSv/h、フィルタ中央部が1620mSv/h、入口部と中央部の間の部位が1040mSv/hとなっているが、フィルタトレイン出口部（スタック側）の計測ができていない。この線量率の関係だけでは1号機のベント配管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は困難である。ただし、フィルタトレイン入口部の床面では3050mSv/hの高い線量率が測定されていることから、後述する3号機と同様、逆流した自号機のベントガスが凝縮した水がフィルタトレイン下部に溜まることで放射線源となっている可能性が考えられる。

仮に、フィルタトレインの高線量率の原因が、ベントガスの逆流によるものではなく、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいしたガスが空調ダクトを經由してSGTSに流入したことによるものとした場合、原子炉建屋内において、原子炉格納容器貫通部などからの漏えい箇所やその周辺の空調ダクトも高線量率になっていると考えられる。

しかしながら、過去に実施された原子炉建屋内調査において、サブプレッションチェンバからのベントガスが流れたAC系配管や原子炉補器冷却水系（RCW系）熱交換器²を除き、高線量率（数Sv/h程度）となっている箇所は確認されておらず、原子炉建屋内に原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器貫通部等から直接漏

¹ 1-4号機SGTS室調査の進捗について（第16回事故分析検討会、資料4-1）

² 東電第5回進捗報告、添付資料1-9「1号機RCW配管の高線量汚染の原因の推定について」

えいしたような痕跡も確認されていない。

以上のことから、1号機のSGTSフィルタトレインの汚染は自号機のベントガスが逆流してきたことによるものと考えることが合理的である。

なお、1号機については、今後、追加の線量率測定等が必要である。

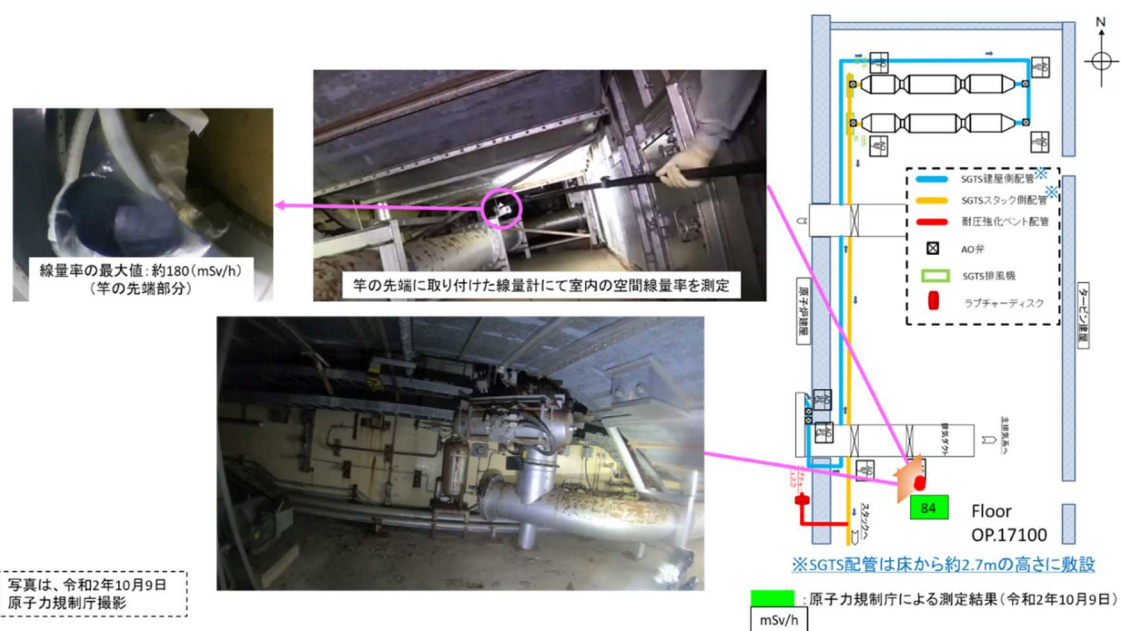


図2 1号機SGTS室内の調査概要

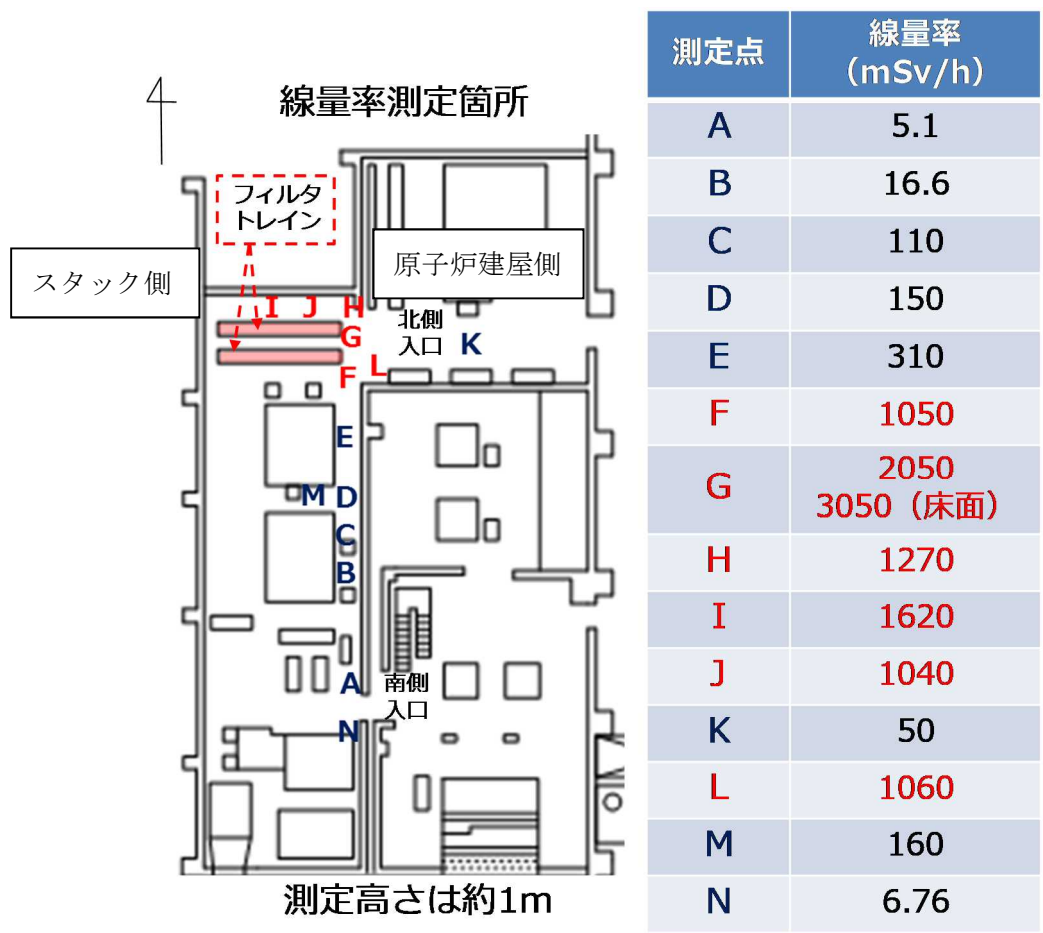


図3 東京電力による1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果 (2020年8月25日測定)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋、一部加筆

(2) 2号機

調査チームは、2号機 SGTS フィルタトレインのB系に対し、ガンマカメラを用いて線量率測定を実施している（図4）。A系のフィルタトレインについては、B系フィルタトレインと建屋空調ユニットの間の狭隘部に位置しており、フィルタトレインから1～2メートルまで接近する必要があるため、A系についてもSGTS室の北側からアクセスして線量率測定を行おうとしたが、フィルタトレインが視認できる手前で線量率が100mSv/hを超えてしまったため、測定に必要な時間は確保できないと判断し、測定を中断している。

B系フィルタトレインのガンマカメラ測定によるCs-137の放射エネルギーから推定される線量率は、出口側（スタック側）で600mSv/h以上、入口側（原子炉建屋側）で100mSv/h程度であった。フィルタトレイン出口からスタックに向かう配管曲がり部付近においては、100mSv/h程度の線量率であることに比べ、フィルタトレイン入口側から原子炉建屋に向かう配管部では高い線量率を示す信号は得られていない。

このことから、2号機ではスタック側からSGTSフィルタに放射性物質が混入したガスが流れ込んできていたと考えられる。

さらに、東京電力によるロボットを用いた2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率測定結果（図5）においても、両系のフィルタ出口側（スタック側）が、入口（原子炉建屋側）側よりも高い線量率となっている。

2号機ではベント配管上のラプチャーディスクが破裂していないことから、2号機SGTSフィルタトレインの高線量率の原因は、1号機のベントガスが2号機SGTSフィルタトレインに逆流していたことによるものと判断する。

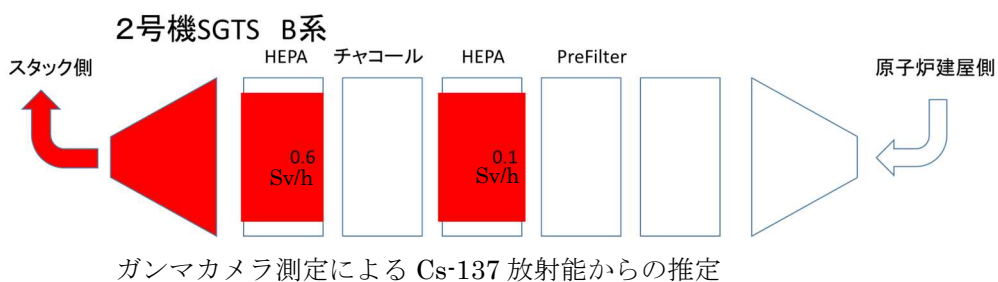
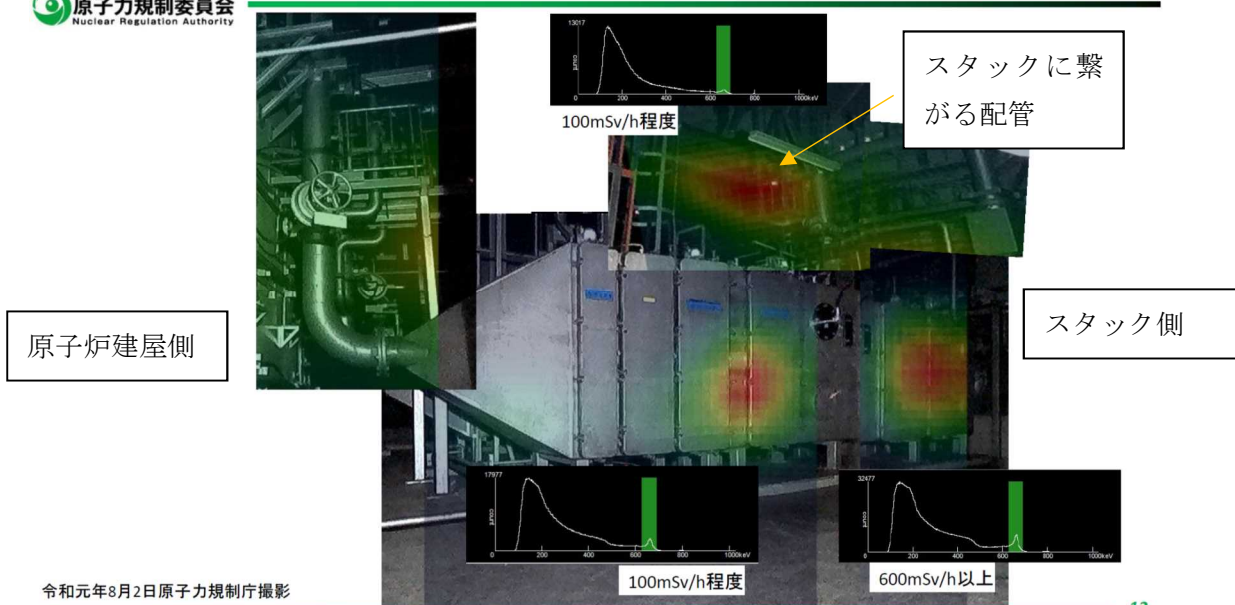


図4 2号機SGTSフィルタレインのガンマカメラによる測定結果
(2019年8月2日)

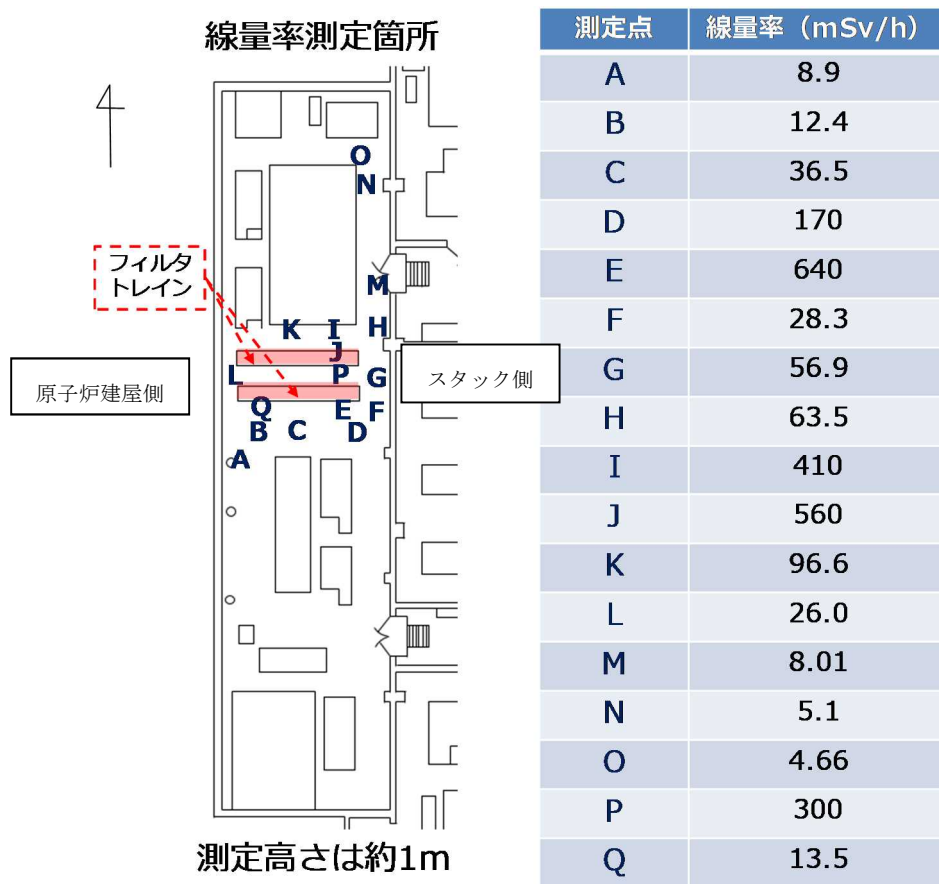


図5 東京電力による2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋、一部加筆

(3) 3号機

① 調査チームによるSGTS フィルタトレインの線量率測定結果

3号機SGTSトレインは、1号機及び2号機に比べて線量率が低いことから、これまでの調査で詳細な測定結果が得られている。調査チームは、3号機の両系統のSGTS フィルタトレインに対し、コリメートした線量計を用いてフィルタが位置する箇所の上・中・下部における表面線量率を測定した（図6）。測定結果によると、B系では出口側（スタック側）の線量率が高く、入口側（原子炉建屋側）の線量率が低いのにに対し、A系では逆の関係になっている。また、B系では出口側フィルタの下部の線量率が上部に比べて高くなっている。このことから、3号機SGTS フィルタトレインではB系において3号機のベントガスが逆流していたと考えられる。

なお、A系のフィルタトレインでは入口側（原子炉建屋側）の線量率が高く、逆流の関係がみられないのは、出口側のグラビティダンパの漏えい率がB系よりも小さいことによるものと考えられる。

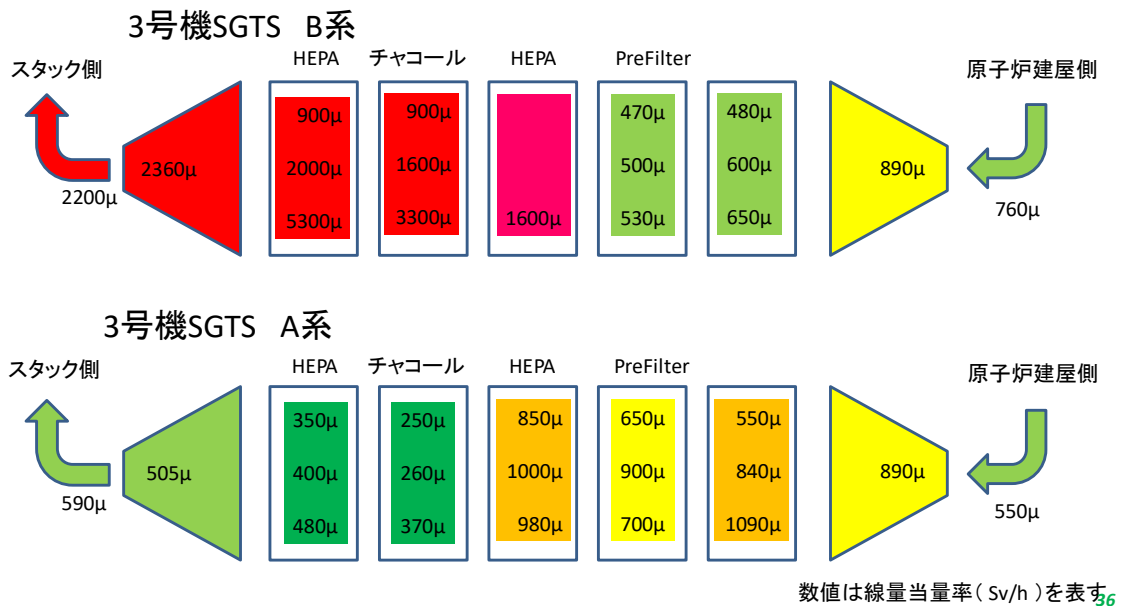


図6 3号機SGTS フィルタトレインの線量率測定結果

② SGTS フィルタトレインの開放調査結果

東京電力は、3号機SGTS フィルタトレインを開放した内部調査を行い、フィルタ表面の線量率測定及び付着物のサンプリングを実施している（図7及び8）。

i. フィルタの線量率

フィルタトレインを開放し、直接フィルタの線量率を測定した結果によれば、B系の出口側（スタック側）の高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側（原子炉建屋側）のプレフィルタの線量率を比較すると、出口側の方が高い線量率となっている一方で、中央にある高性能（HEPA）フィルタ（No. 3）の線量率が最も高くなっている。

A系については、出口側（スタック側）の高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側（原子炉建屋側）のプレフィルタの線量率を比較すると、B系と異なり、入口側の方が高い線量率となっている。ただし、中央にある高性能（HEPA）フィルタ（No. 3）は、線量率が最も高く、A系と同じ値となっている。

上記フィルタの線量率と図6の調査チームによる調査結果と比較すると、B系、A系共に出口側高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側のプレフィルタの線量率の関係（高低）は同じである。また、図7及び8の東京電力によるフィルタトレイン開放前の線量測定結果は、図6の測定結果と概ね整合しており、以下に示すフィルタトレイン内の凝縮水の有無が測定結果に違いを生じさせた可能性が考えられる。

ii. 内部の状態

フィルタトレイン内部の状況を撮影した画像によると、内部の構成部材に損傷はなく、フィルタそのものも目に見える汚れや付着物は認められていない。

また、東京電力によると、B系の開放時に内部から水が約50リットル流出し、フィルタトレイン内に残水が底部から5～10cm程度溜まっているとしている。また、A系のフィルタトレイン内部においても扉の内側や内壁等に約3リットルの水滴を確認したとしている。このことから、3号機のベント時の水蒸気が3号機SGTSフィルタトレインに逆流し、凝縮したことによって水が溜まったことが考えられる。この凝縮水については、今後核種組成等の分析を行うことにより、ベント時の原子炉格納容器内の状況を推測する有力な手掛かりになると考えられる。

以上の調査結果から、3号機はベント時の原子炉格納容器内のガスがSGTSフィルタトレインに逆流していたものと判断する。

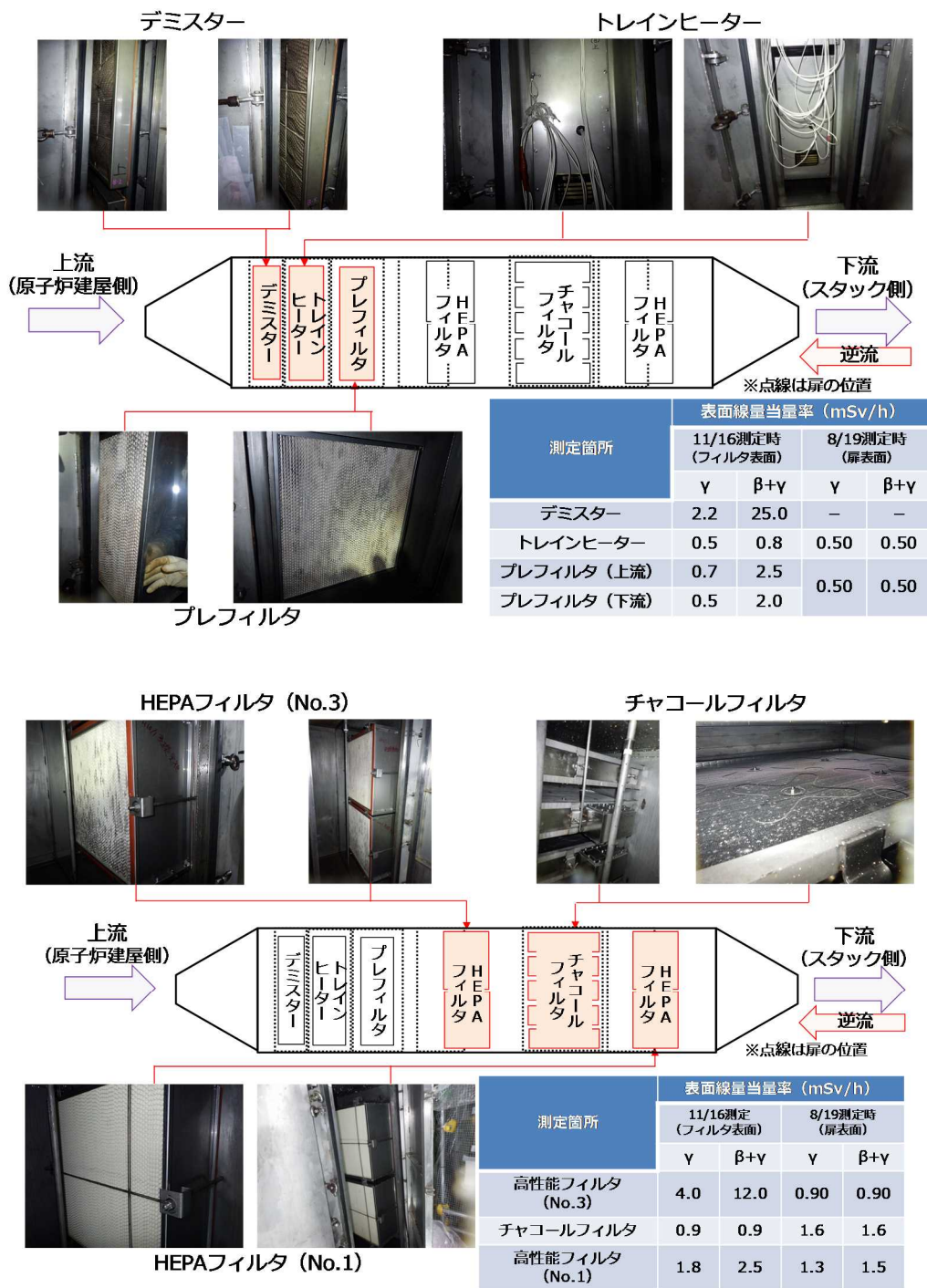


図7 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(B系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋

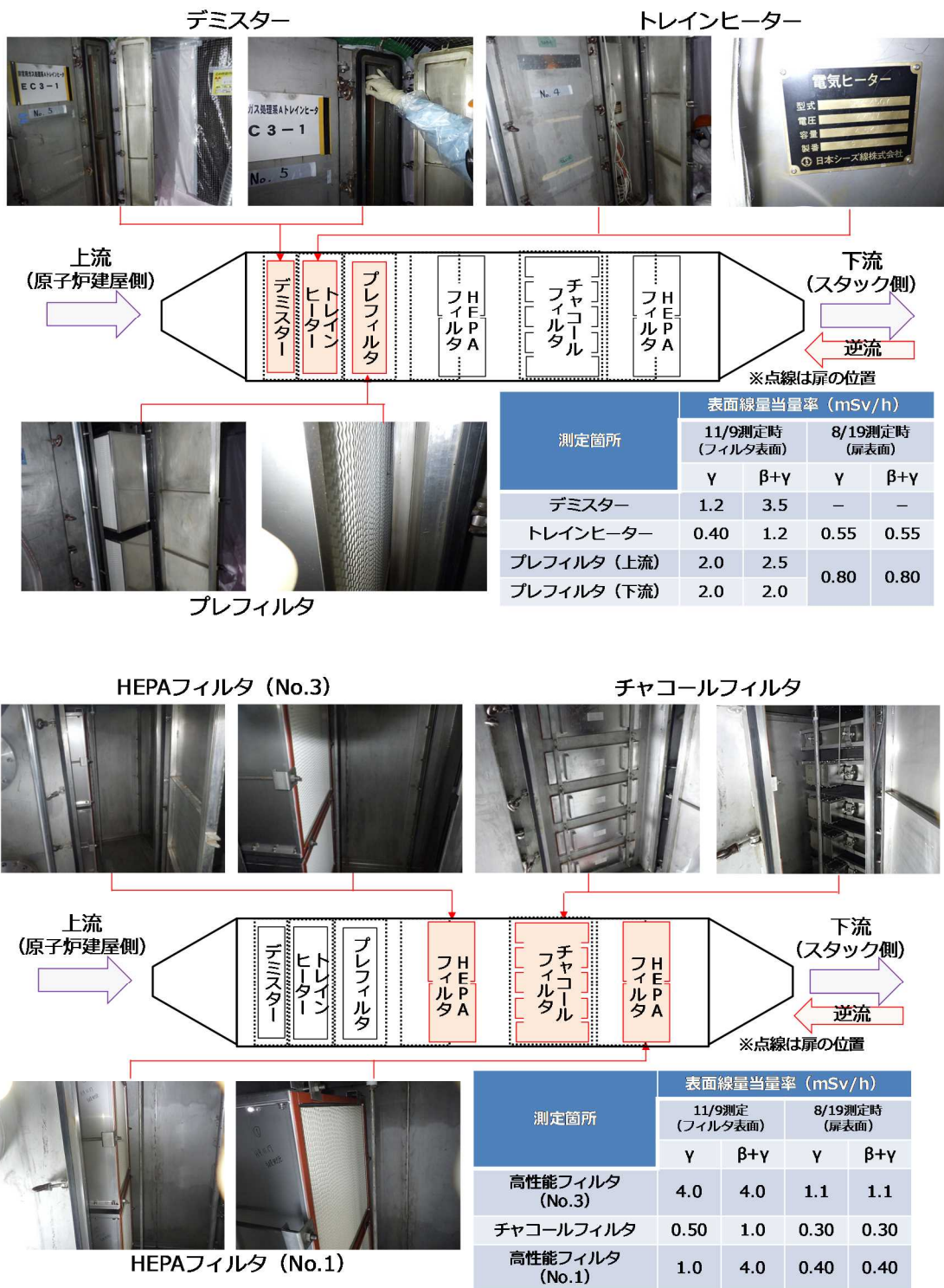


図8 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(A系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋

(4) 4号機

4号機のSGTSフィルタトレインについては、3号機のベントガスが逆流していたことが過去の線量率測定結果などによって明らかにされており、その後新たなデータは更新されていない。³

ただし、東京電力において、3号機と同様にSGTSフィルタトレインの開放調査が実施されており、今後、調査結果が明らかになれば、必要に応じて将来的な検討に反映させることが考えられる。

3. SGTS フィルタトレインの汚染状況の比較

2. の調査結果等から、1号機及び3号機において、ベントガスが隣接する2号機及び4号機のSGTSに逆流したことのほか、自号機のSGTSにも逆流していたことが明らかになった。本項では、1/2号機間及び3/4号機間でのSGTSフィルタトレインの汚染状況を比較(図9)することにより、1号機及び3号機のベントガスの自号機への逆流の程度を推定する。

(1) 1号機・2号機間のSGTSフィルタトレインの比較

図9のSGTSフィルタトレインの線量率を比較すると、1号機は2号機に比べて数十倍以上の汚染が生じていると推定される。ただし、図9における1号機の線量率は東京電力福島第一原子力発電所事故から時間が経過していない時点のSGTSフィルタトレイン入口側(原子炉建屋側)での東京電力が実施した測定値であり、現在は減衰により汚染の程度は低減していると考えられる。

最近の測定結果として、東京電力が2020年にロボットを用いて測定した1号機の線量率(図3)は、フィルタトレインの出口側の測定ができていないものの、最も高い線量率は入口側(原子炉建屋側)で約2000mSv/h、同部位の床面で約3000mSv/hとなっている。これに対して同時期に測定された2号機のSGTSフィルタトレインの最も高い線量率(図4及び5)は出口側(スタック側)で約600mSv/hである。

今後、1号機の系統毎のSGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)の線量測定結果が得られれば、入口側/出口側の汚染の違いを明確化できると考えられるが、2号機におけるSGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)の線量率は入口側(原子炉建屋側)の約5倍程度の線量率となっていることからすれば、1号機SGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)では、A,B両系統の寄与分を合わせて10000mSv/h程度の線量率となっていることも考えられる。

³ 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書(平成26年10月8日、原子力規制委員会) p104に、4号機SGTSフィルタトレインの下流側(排気筒)の線量率が入口側に比べて高いことが示されている。

1号機と2号機のSGTSフィルタトレイン出口側（原子炉建屋側）での線量率を比較すると次のようになる。

$$\frac{1 \text{号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}}{2 \text{号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}} = \frac{10000(A, B)mSv/h}{400(A) + 600(B)mSv/h} \cong 10$$

以上のことから、1号機のSGTSフィルタトレインは、2号機の10倍程度の汚染があると評価できる。また、JAEAが熱流動解析により流入量を評価した結果によると、1号機SGTSに逆流したベントガスは2号機SGTS流入量の2～3倍程度とされている（別添3-1）。したがって、1号機のベントによる自号機SGTSへのガスの逆流は、2号機SGTSへの流入量の数倍～10倍程度と推定される。

なお、1号機はシールドプラグ下面の汚染の程度が2号機及び3号機に比べて小さいこと、1号機SGTSフィルタトレインの汚染の程度が大きいことから、1号機のベント時にセシウムと共に水素も逆流した可能性が考えられる。ただし、水素がどれくらい逆流によって原子炉建屋に流入したかは、ベントガスにおけるセシウムと水素の濃度比が評価される必要がある。

(2) 3号機・4号機間のSGTSフィルタトレインの比較

図9のSGTSフィルタトレインの線量率から比較すると（下式）、3号機は4号機に比べておおよそ2倍程度の汚染が生じているものと評価できる。1号機のフィルタトレインが2号機の数倍～10倍程度汚染していることに対し、3号機は4号機の2倍程度の汚染となっているのは、グラビティダンパが設置されていない4号機に多くのガスが移行した可能性が考えられる。

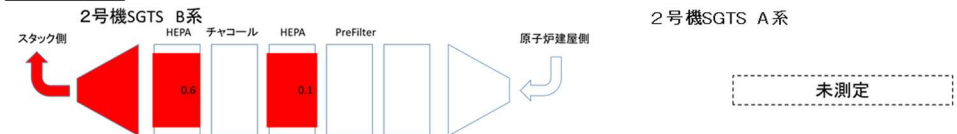
$$\frac{3 \text{号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}}{4 \text{号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}} = \frac{5.3(B)mSv/h}{1.5(A) + 1.2(B)mSv/h} \cong 2$$

1号機



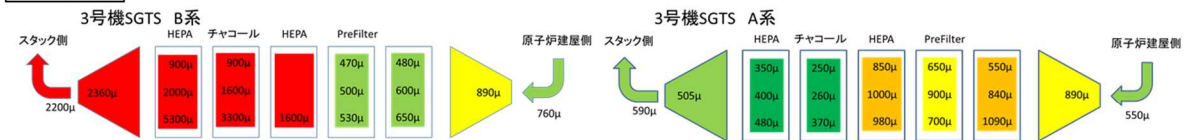
■東電による測定(平成23年8月2日)
(SGTSトレイン付近を測定)
※現在の線量率は減衰して半分以下になっている可能性が高い。

2号機



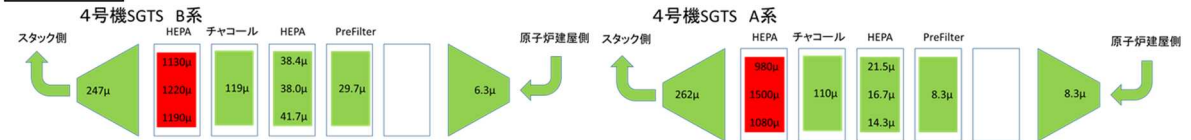
■原子力規制庁による測定※(令和元年8月2日)
※ガンマカメラ測定によるCs-137放射能からの推定

3号機



■原子力規制庁による測定(令和元年6月20日)

4号機



■原子力規制庁による測定(平成25年8月7日)

数値は線量当量率 (Sv/h) を表す

図9 1～4号機のSGTSフィルタトレインの線量測定結果の比較図※

※第14回事故分析検討会、資料4から抜粋

4. まとめ

- ・ベントを行った1号機及び3号機では自号機への逆流があったもの判断できる。
- ・1号機のベントガスのうち、自号機のSGTSへの逆流は、2号機SGTSへの流入の数倍～10倍程度と評価できる。
- ・1号機はベントガス中の水素が原子炉建屋に逆流した可能性がある。
- ・3号機のベントガスのうち、自号機のSGTSへの逆流は、4号機SGTSへの流入量の約2倍程度と評価できる。

5. 引き続き調査が必要な課題

今後、以下の事項について継続した調査が必要である。

- ① 1/2号機 SGTS フィルタトレインの線量率の詳細な測定
- ② SGTS フィルタトレイン内部の溜まり水の核種分析
- ③ 1号機及び2号機原子炉建屋内の空調ダクト等の汚染分布調査
- ④ ベントガスのセシウムと水素濃度の評価

上記①については、東京電力が予備調査として実施した結果を引用しているため、今後、全体的な調査結果が判明した段階で、今後の考察に反映させることが必要である。1号機及び2号機のSGTS室は線量率が高いため、調査チームとしても遠隔測定手法を活用した追加的な調査を計画している。

上記②については、3号機のSGTS フィルタトレイン内の溜まり水が採取できているが、今後4号機についても東京電力は調査するとしており、3号機同様に溜まり水が認められた場合に核種分析を行うことが期待される。

上記③については、調査チームは2号機原子炉建屋内で床面及び壁面の付着物を採取しており、今後、付着物の分析を行う予定である。それらに加えて、今後、原子炉建屋内の空調ダクトの汚染状況を調査することが必要である。

上記④については、水素の痕跡を現場で確認することはできないことから、ベントガス中のセシウムと水素の濃度比の推定は困難と考えられるが、自号機への水素の逆流がどの程度であって、爆発に寄与し得るものであったのかを評価する上で重要なことから、今後の課題として取り上げることとする。

(別添 7)

1～3号機のシールドプラグ付近の放射線測定及び線量評価

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. 背景及び目的

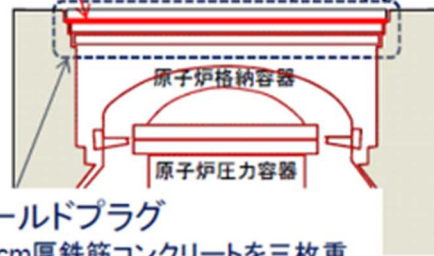
これまで調査チームでは、福島第一原子力発電所施設内における放射線源に関する調査を実施してきた。その中で、1-3号機に共通する強い放射線源として、1-3号機の原子炉建屋5階オペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)の原子炉格納容器上部に設置されているシールドプラグ付近に除染後においても周辺線量当量率が低下しない強い放射線源が存在していることを確認していた。このことは1-3号機間で差はあるものの、通常考えられていた量を大きく超える放射性物質がシールドプラグの1層目(頂部カバー)と2層目(中間カバー)間に存在することが推定される(図2)。3.以降に各号機の汚染状況を報告する。なお、各号機は、水素爆発の影響の有無、原子炉建屋の損壊状況がそれぞれ異なるため、使用できる検出器も周辺の線量率や空間等の環境に合わせて選択している。



図1 1-4号機の東京電力福島第一原子力発電所事故後直後の外観

線源と考えられる高密度汚染箇所

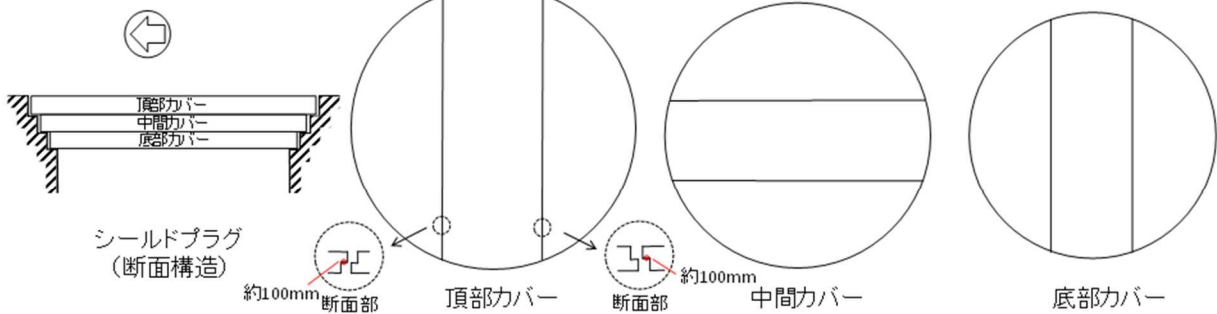
各号機共通



シールドプラグ

(60cm厚鉄筋コンクリートを三枚重ねている。各層直径約11.3~11.8m、三分割のプラグで構成)

図2 シールドプラグの概観構造



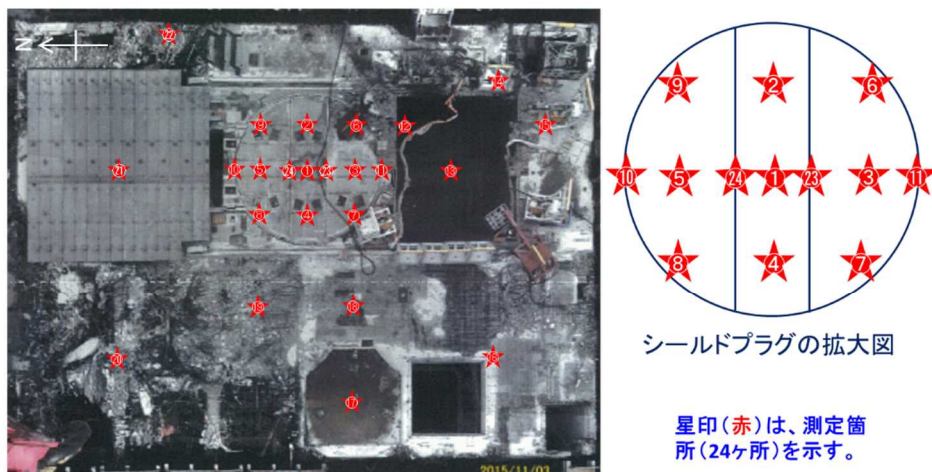
	頂部カバー	中間カバー	底部カバー
1号機	直径 約12,400mm 厚さ 約630mm 重さ 63t,56t,63t	直径 約12,100mm 厚さ 約630mm 重さ 59t,55t,59t	直径 約11,800mm 厚さ 約630mm 重さ 55t,53t,55t
2号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t
3号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t

図3 シールドプラグの構造※

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

2. 1-3号機のおペフロの状況

○スペクトル測定箇所(測定日:平成27年11月19日) 3号機おペフロ



- オペフロ上の様々な地点(原子炉ウェル上、鉄遮蔽上、崩落箇所、使用済燃料プール上、ライニング施行箇所等)において測定(24箇所)。
- 放射線検出器がおペフロ上の約50cmとなる高さになるよう設定。
- 特に、高濃度汚染が想定される原子炉直上のシールドプラグについては、プラグ中央部、継目付近など複数の箇所を選択し重点的に測定。

12

図4 3号機のおペフロの状況 (2015年11月19日)



図5 2号機のおペフロの状況 (2018年11月6日)



図6 1号機のオペフロの状況※

※「1号機オペレーティングフロ調査結果（中間）について」（2017年3月30日、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議）

表1 1～3号機オペフロの汚染等の状況

対象号機	1号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	3層とも大きなズレ 1層目に変形あり	外観上の大きなズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
5階天井、壁、柱などの破損	大規模に破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	汚染あり 測定への影響度不明	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り	有り	有り
除染実績	実施中	実績あり	実績あり
除染効果	低下傾向 周囲の瓦礫影響が大きい	880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	表層5mm程度ハツリ 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
表面汚染レベル(線量のみ)	平均150mSv/h(表面) 平均100mSv/h(1.2m高さ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 片付け進行中	有り 片付け進行中	ほぼ無し
選択した測定方法	GM計数管 (東京電力)	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器
測定箇所	深さ 1層目と2層目の隙間 表面 シールドプラグの中心	深さ 1層目上方 約30cm 表面 シールドプラグ全体	深さ 1層目上方 約50cm 表面 シールドプラグ全体
汚染レベルの導出に用いた汚染密度	1.3E+8 Bq/cm ²	3.95E+10 Bq/cm ² ～6.6E+10 Bq/cm ²	平均 2.7E+10 Bq/cm ²
汚染密度の評価方法	電磁カスケードモンテカルロコードegs5(3)		
測定によるシールドプラグ裏面汚染レベルの推定値	0.1-0.2PBq	20-40PBq	30PBq

3. シールドプラグ上段と中段間の汚染量の検討

3-1. はじめに

1号機、2号機及び3号機について、シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）のCs-137による汚染量を検討した。2号機と3号機については、電磁カスケードモンテカルロコード egsg5³⁾による計算結果とビルドアップ係数を用いた点減衰核計算を用いて比較検討した。

3-2. 点減衰核計算

3-2-1. 直接線による周辺線量当量率

半径 R_0 (cm) の面線源の上部に、厚さ t cm の遮蔽があるときの、中心軸上 h cm の直接線の光子束は、以下の式で求めることができる¹⁾。

$$\phi = \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (1)$$

$$\sec(\beta) = \frac{\sqrt{R_0^2 + h^2}}{h} \quad (2)$$

μ は遮蔽の線減衰係数、 Q_s は単位面積当たり毎秒放出される光子数 (photons/cm²/sec)、 $E_1(x)$ は1次の指数積分である。1cm線量当量換算係数 (Γ_{1cm}) を用いて、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C を求める。1 cm線量率は、1 MBq の点線源から1 m の位置での μ Sv/h 単位の1cm線量当量率である。崩壊当たり q 個の光子を放出する1 MBq の線源から1 m 離れた位置での光子束は、

$$\phi_{1MBq,1m} = \frac{10^6 q}{4\pi \times 100^2} = \frac{10^2 q}{4\pi} \quad (3)$$

であるため、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C は、

$$C = \frac{\Gamma_{1cm}}{\phi_{1MBq,1m}} = \frac{\Gamma_{1cm} \times 4\pi}{10^2 q} = \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \quad (4)$$

である。(1)式及び(4)式から、1cm線量当量率 D は、

$$\begin{aligned} D &= \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \times \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \\ &= 0.02\pi\Gamma_{1cm} \times \frac{Q_s}{q} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (5) \end{aligned}$$

Q_s/q は、単位面積当たりの Bq 数 (Bq/cm^2) に対応する。

μ は、 γ 線のエネルギーにより異なることから、複数の γ 線を放出する核種の場合は、 γ 線毎に、 Γ_{1cm} を求めて計算する必要がある。(別添 7-1)

3-2-2. 散乱線を含めた周辺線量当量率

直接線による周辺線量当量率に、コンクリートの「周辺線量当量ビルドアップ係数」を乗じることにより、散乱線を含めた周辺線量当量率を得ることができる。しかしながら、面線源の上部のコンクリートがある場合には、線源位置により、コンクリートを透過する厚さが異なるので、適用するビルドアップ係数も異なる。最短は、 μt (mfp) で、最大は $\mu t \sec(\beta)$ (mfp) である。BF(μt) を用いた場合が下限値となり、BF($\mu t \sec(\beta)$) を用いた場合が上限値となる。

3-2-3. 電磁カスケードモンテカルロコード³⁾による計算

面等方線源からの γ 線束を線源と検出器を置き換える手法²⁾を電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾に適用してシールドプラグ上部の周辺線量当量率を計算した。

egs5 の結果と点減衰核計算の比較を表 2 に示す。電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾の結果は、点減衰核計算の範囲となっており、妥当な結果であることが確認できる。

表 2 点減衰核計算と egs5 計算の比較 ($\mu Sv/h$ per Bq/cm^2)

Height (m)	Point Kernel		egs5	
	Cs-134			
0.5	2.16E-06	~4.42E-05	3.75E-06	± 1.91E-08
1.0	2.16E-06	~2.27E-05	3.64E-06	± 1.83E-08
1.5	2.16E-06	~1.44E-05	3.51E-06	± 1.69E-08
5.0	2.14E-06	~3.99E-06	2.51E-06	± 1.17E-08
	Cs-137			
0.5	4.20E-07	~2.88E-06	9.62E-07	± 5.91E-09
1.0	4.20E-07	~4.56E-06	9.30E-07	± 5.47E-09
1.5	4.20E-07	~2.88E-06	8.97E-07	± 5.20E-09
5.0	4.18E-07	~7.89E-07	6.30E-07	± 3.58E-09

3-3. 3号機オペフロの場合

3-3-1. 鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定結果

3号機オペフロでは、2015年11月に、東京電力の協力を得て、鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定を行い、シールドプラグ下部の Cs-137 量の推定を行った。本検討とは若干異なるが、同じ手法で、シールドプラグ表面から約 50 cm 位置の CdZnTe 検出器による測定結果から Cs-137 全エネルギー吸収ピーク計数率を計算し、測定されたピーク計数率から Cs-137 の汚染密度を求めている。シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上の測定位置を図 7 に、推定に用いた測定結果を表 3 に示す。汚染密度は、 $8.1\text{E}+09$ から $5.7\text{E}+10$ Bq/cm² で、平均は $2.7\text{E}+10$ Bq/cm² である。半径 6 m の隙間に一様に Cs-137 があるとすると、総量では、9.2 から 64 PBq、平均値を使うと 31 PBq と推定される。（別添 7-1）

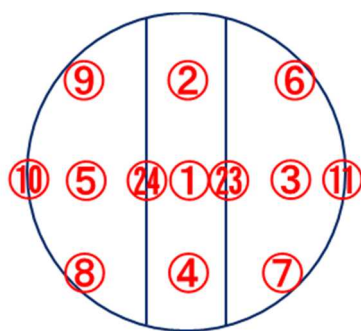


図 7 鉛コリメータ付き CdZnTe によるシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上での測定場所

表 3 ピーク計数率と Cs-137 汚染密度

Point	Peak count rates (cps)	Concentration (Bq/cm ²)
No. 1	32.8	5.7E+10
No. 2	7.19	1.2E+10
No. 3	23.4	4.0E+10
No.4	4.72	8.1E+09
No. 5	8.67	1.5E+10

3-3-2. 50 cm 位置での周辺線量当量率

2016年3月に東京電力が測定したシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上、約 50 cm での線量当量率 85.8 mSv/h⁴⁾（線量計下部に鉄遮蔽を置いた測定で、測定値 8.58 mSv/h

の 10 倍が実際の線量率という説明を適用)という結果が報告されている。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.15 : 1 である。3-3-1 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、約 50 cm 位置での周辺線量当量率は、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=9.620\text{E}-7*2.7\text{E}+10+3.75\text{E}-6*0.15*2.7\text{E}+10=41 \text{ (mSv/h)}$$

となる。測定値の半分の線量率であるが、ほぼ対応する値であり、調査チームが推定したシールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 下部の汚染密度の妥当性を示していると言える。

一方、シールドプラグ中心の 5 m 高さでの周辺線量当量率が、2015 年 1 月 8 日に 213 mSv/h という結果がある。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.3 : 1 である。3-3-1 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=6.30\text{E}-7*2.7\text{E}+10+2.51\text{E}-6*0.3*2.7\text{E}+10=37.4 \text{ (mSv/h)}$$

となり、測定結果の 17 % 程度となる。約 5 m 高さでは、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の測定値が推定値より 5 倍以上高いが、シールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 上部以外の周辺にも汚染の程度が高い場所があることから、測定値は広い領域の線源の合計となっていると考えられる。

3-4. 2号機オペフロの場合

2号機オペフロでは、2019年2月に東京電力が行ったスミアの結果⁵⁾から、Cs-134とSb-125の汚染密度はCs-137の1/10であった。Sb-125について、厚さ60cmコンクリート表面から約1.5mでの周辺線量当量率は、egs5の結果から、 $3.32\text{E}-07 \mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$ が得られている。Cs-137の汚染密度が 1 Bq/cm^2 の時、約1.5m高さでの周辺線量当量率は、Cs-134、Cs-137、Sb-125の寄与を合計すると

$$D = 3.51\text{E}-06*0.1 + 8.97\text{E}-07 + 3.32\text{E}-07*0.1 = 1.28\text{E}-06 \\ (\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2 \text{ of Cs-137})$$

となる。

参考文献5の14ページに示されている2号機オペフロのシールドプラグ1層目(頂部カバー)上部約1.5mでの周辺線量当量率は、79 - 148 mSv/hである。これを平均の114 mSv/hであるとする。また、添付資料において、シールドプラグ及び周辺の表面における周辺線量当量率から、少なくとも周辺線量当量率の30 mSv/h程度が表面汚染による線量率であると考えられる。そこで、シールドプラグ1枚目(最上層)表面の汚

染による周辺線量当量率が 30 mSv/h であり、残りの 84 mSv/h がシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）の間の汚染による周辺線量当量率であるとして、Cs-137 の汚染密度を求める。単位面積当たりの汚染密度を S とすると、

$$S = 84 * 1000 / 1.28E-06 = 6.6E+10 \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$$

となり、半径 6 m の領域では、約 70 PBq と推定される。測定時に遠方の線源による周辺線量当量率の影響を受けているが概算としては妥当な汚染密度であると推定される。

3-5. 1号機オペフロの場合

1号機の場合、シールドプラグは通常の設定位置から移動、一部は変形、破損していることが確認されている。この点で、シールドプラグの1層目（頂部カバー）等は、水素爆発の影響を受けていることが強く推察されるが、少なくとも全3層のシールドプラグの隙間の汚染は、外部へ大きく暴露はされておらず、特に1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間は直接測定が実施できており、その結果として汚染が集中している現状を捉えており、この状況は、セシウム等の付着メカニズムは現時点で不明であるが、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の10mm程度の隙間を、セシウムを含む水蒸気が通過していた痕跡であるとすれば、1号機のみならず2及び3号機のシールドプラグが同様な汚染となると考察できる。2019年9月の東京電力の測定結果⁶⁾では、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の周辺線量当量率が、1-1.5 Sv/h程度であり、端の部分が相対的に低く、中心に行くほど高くなる結果が示されている。このことは、周辺線量当量率として、中心の計測値ほど周辺の線量率の寄与を受けることから、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間にはほぼ一様な密度で汚染が蓄積していることを示していると思われる。

水素爆発により、シールドプラグが破損しており形状が複雑になっている。添付資料に示すように、測定状況を仮定し、シールドプラグ上部と中間部の間での周辺線量当量率から推定したCs-137の汚染密度は大凡 1.3×10^8 Bq/cm²程度で、総量では、0.1-0.2 PBqと推定される。

4. 1-3号機の比較

シールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の汚染のメカニズム（付着など）についてはまだ不明であるが、基本的にシールドプラグが健全であれば「狭隘な流路」が維持されることから、セシウムを含む水蒸気等の供給が長く続くほど、汚染密度は高くなると考えられる。水素爆発などの影響でシールドプラグが通常の設定位置から移動している場合などは、シールドプラグの隙間に滞留せずに隙間の多い部分から出ていく割合が多くなり、汚染密度は小さくなると思われる。各号機のシール

ドプラグの状況を整理すると、1号機では12日15時36分の水素爆発まで、3号機では14日11時1分の水素爆発まで、2号機では基本的に現在まで健全な状態が保たれていると考えられる。その上で、表1に示したがように、1号機は、2,3号機と比較して、汚染密度が100分の1程度であり、明らかに汚染の状況が異なっている。この差分については、東京電力福島第一原子力発電所事故後の除染や雨水等の環境影響も一つの要素であるが、基本的には水素爆発直前までのセシウムを含む水蒸気の発生、流動、事象進展等の状況が反映されていると考えられる。よって、今後、号機間の相違に加えて、各号機の個別の状況についても考察を深めていくこととしている。

5. 2号機における線量測定の精度向上について

5-1. はじめに

2号機オペフロでのコリメータ付き線量計で測定した床面から305mm位置での「表面 γ 線線量率」の結果を用いて、3層のシールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の隙間に蓄積しているCs-137の汚染密度を推定した。

5-2. 測定内容と結果

図8に示す様に、東京電力による測定⁹⁾は、厚さ60mmの鉛製のコリメータ内に線量計を設置し、床面から305mmの位置で測定したものである。コリメータの構造から表面では直径300mmが測定対象となっている。なお、本測定で用いた検出器等の詳細な情報が東京電力からの情報提供により明確となったことから本解析が可能となった。

■ γ 線線量率(1cm線量当量率)

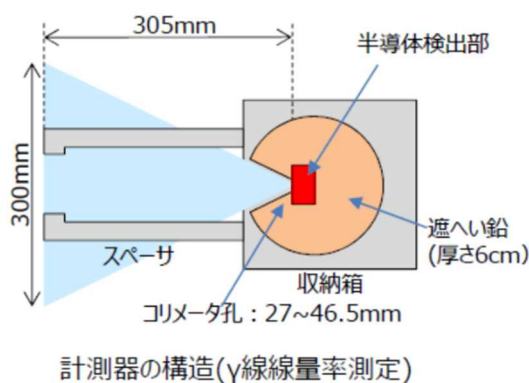


図8 2号機オペフロの表面 γ 線線量率測定に使用された線量計⁹⁾

シールドプラグは数個のパーツで面を形成し、それが頂部、中間、底部の3層に積まれている。これまでシールドプラグ上方の線量率を測定してきたが、一定の高さでの測

定では、主にシールドプラグ全体（下層部の汚染も含む）、パーツの継ぎ目（以下「プラグ継ぎ目」という。）、ファンネル、及び比較的遠方でも強力な線源等、オペフロ内面に蓄積した汚染を測定してきた。

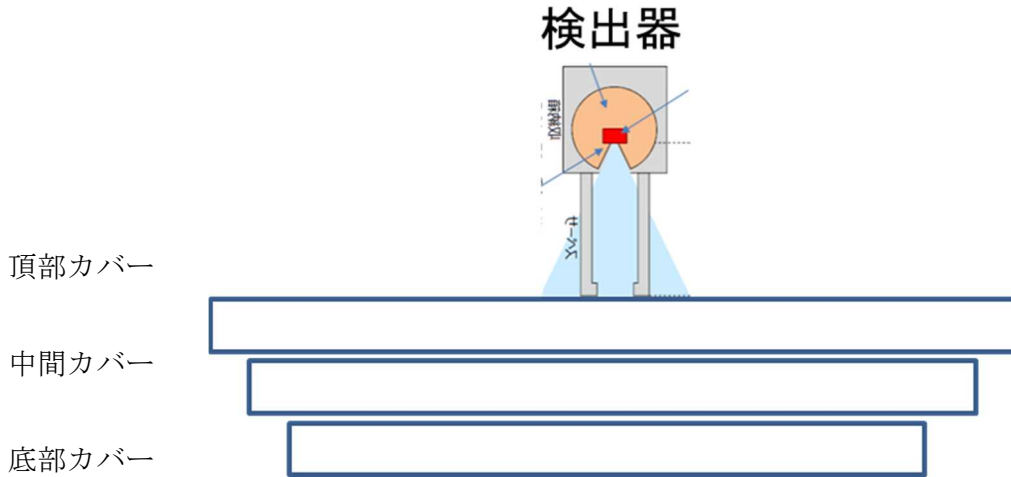
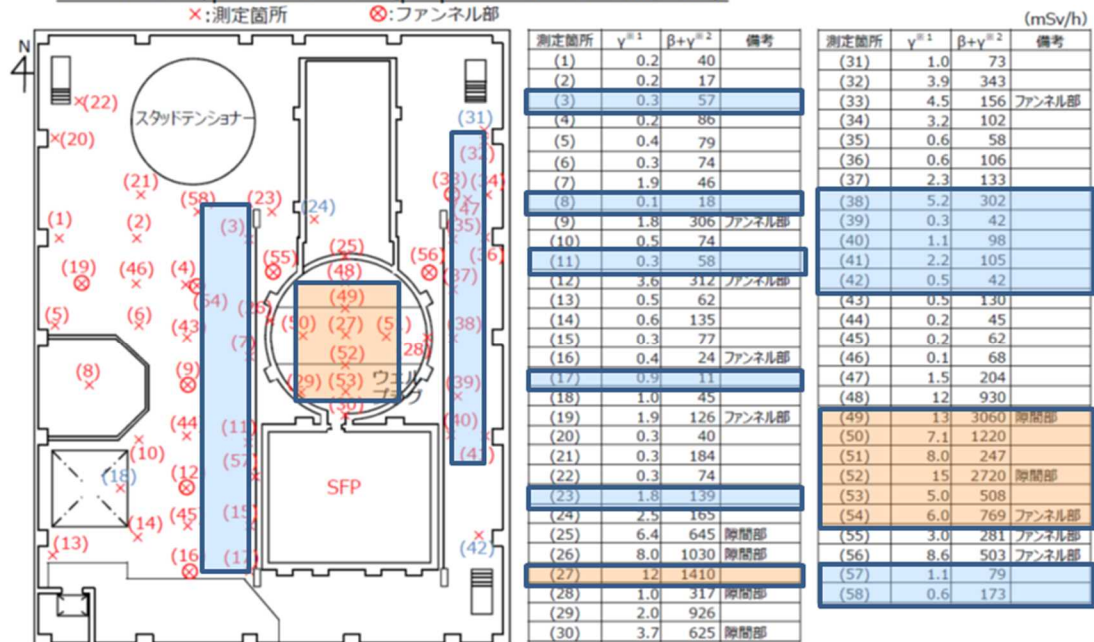


図9 検出器レイアウト

今回、図8に示した検出器を用いることで、遠方の強力な線源を避け、かつ限定した範囲の表面及び下層部隙間の汚染を捉えることができる。(図9) これまでの測定のうち、上記の検出器を用いて床からの距離を一定として測定した結果を図10に示す。

■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果



※1：1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定
 注：青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

図10 東京電力による表面 γ 線線量率の測定結果※及び9)

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

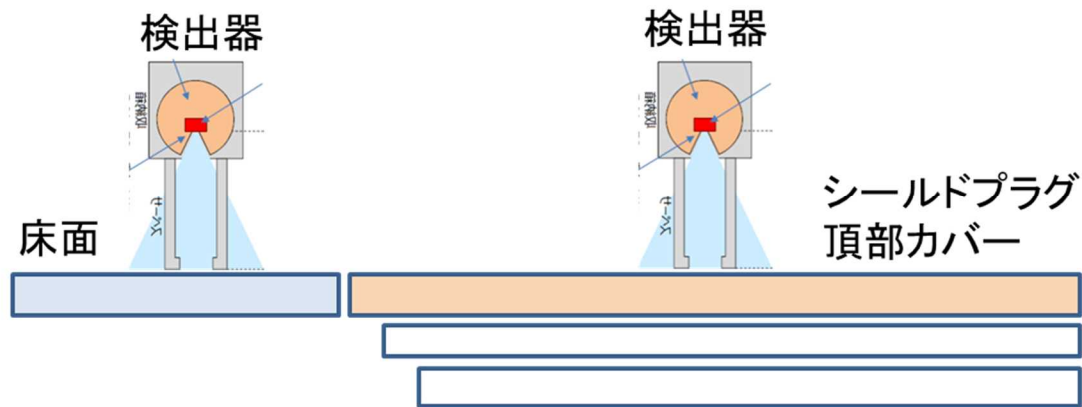


図 1 1 東京電力による表面 γ 線線量率の測定状況※及び 9)

※第 15 回事故分析検討会、資料 4 より抜粋

5-3. 検討

オペフロ床表面の Cs-137 の汚染密度は、上記の図 1 1 に示す方法で、シールドプラグとそれ以外の場所を測定しており、プラグ継ぎ目やファンネル部のように汚染がたまりやすい場所を除くと大きな違いがないことが、スミア測定とガンマカメラ測定により確認されている。また、図 1 0 の表面 γ 線線量率の結果、シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1~数 mSv/h とばらつきがあるものの、1mSv/h 程度であると仮定する。一方、シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では 7~12mSv/h である。床面表面による寄与が、1mSv/h と仮定すると、シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の汚染からの寄与は、6~11mSv/h となる。

電磁カスケードモンテカルロコード eg5³⁾に、「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法⁷⁾」を拡張してコリメータに対応した平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱線の寄与を無視した条件⁸⁾で、形状変換を用いて測定位置での 1cm 線量当量率を計算した。汚染密度が 1 Bq/cm² の時の 1cm 線量当量率は、

$$\text{Cs-137 } \gamma \text{ 線 : } 0.278\text{E-06} \pm 0.24\text{E-08 } \mu\text{Sv/h}$$

なので、換算係数は 3.59E+09 Bq/cm² per mSv/h となる。

この結果から、1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の線源からの寄与が 6~11 mSv/h となる汚染密度は、2.16E+10~3.95E+10 Bq/cm² となり、半径 6 m の領域では、24 - 44 PBq と推定される。

5-4. まとめ

この汚染密度よりシールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染を概算すると、少なくとも20～40 PBq以上と推定でき、前回オペフロ床面から約1.5m位置での1cm線量当量率から推定して求めた平均汚染密度の $6.6E+10$ Bq/cm²（前回の約70PBqと推定した平均濃度）と同じオーダーとなる。

よって、現時点で規制庁において推定している2号機シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染は、前手法とほぼ同様に数十PBq程度の汚染があることの可能性を裏付ける結果である。

6. 今後について

シールドプラグ以外の場所の床面測定結果は、0.1～数mSv/hとばらつきがあるが、それを1mSv/h程度であると仮定しており、不確かさの一因となっている。このような仮定を置くことは、線量率の高い2号機のオペフロにおいては、検出器が見込む測定範囲以外の放射線の影響を受けやすいため、あくまでオーダーの相違において議論する上では有効と考える。

一方、上記のような遠方及び近傍の γ 線の影響を無視しうる方法として、飛程が短い床面の β 線源を測定し、そこでの γ 線及び β 線の比を用いる手法で、遠方及び近傍の γ 線の影響を低減する方法を用いる。現在、その準備を進めているところ。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”、第2版、地人書館 2001.
2. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban, H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 49, 167-172 (2012).
3. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).
4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減状況について”、2016年3月31日.
5. 東京電力ホールディングス株式会社、“2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について”、2019年2月28日.
6. 東京電力ホールディングス株式会社、“1号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、2019年9月26日.

7. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)
8. 平山 英夫、"面等方線源とコリメータ付き測定の場合の形状変換のチェック"、2020年11月28日(2021年3月 日本原子力学会)
9. 東京電力ホールディングス株式会社、"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～"、2019年5月20日、特定原子力施設監視・評価検討会(第71回)資料2. <https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf>

添付資料

2号機オペフロでの東電測定結果の検討 (空間線量率と表面 γ 線線量率の比較)

2020年10月19日

調査チーム

1. はじめに

「2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について」(2019年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)には、同じ場所での空間線量率(表面から1.5m位置での1cm線量当量率)と鉛コリメータにより半径150mmの領域の表面線量率(主に、表面から305mm位置での1cm線量当量率)が掲載されている。両者の比から、表面汚染以外の線源の影響についての情報を得る可能性について検討した。

2. 使用した測定データ

上記資料に掲載されている床の測定結果を図1に、壁の測定結果を図2に示す。床の空間線量率については、測定箇所直接線が記載されているが、表面 γ 線線量率と対応していると思われるので、同じ箇所を測定したものとして扱った。

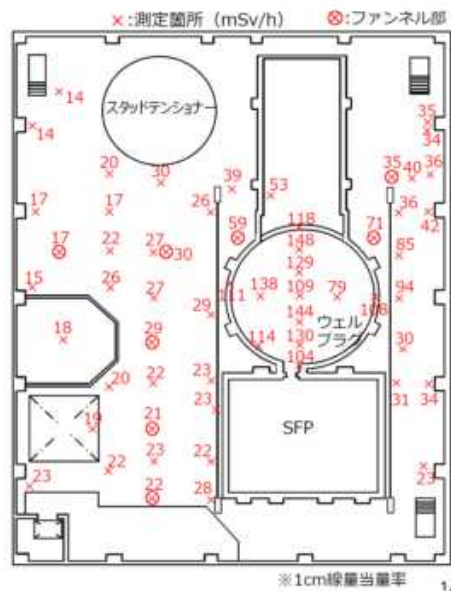
3. 空間線量率と表面 γ 線線量率の比

表1に床の、表2に壁の各測定点での空間線量率と表面 γ 線線量率を「空間線量率と表面 γ 線線量率の比」と共に示す。表面 γ 線線量率の測定は、厚さ60mmの鉛で周辺からの γ 線を遮蔽する構造になっている。床に比べて強度の強い線源が周辺に無い場合には、対象となっている半径150mmの表面線量率を測定していることになる。シールドプラグの隙間やファネル部の様に普通の表面に比べて汚染密度の高い領域を含む箇所は除外して考える。比較対象とした測定箇所の結果を表3に示す。

シールドプラグ以外の床測定では、B/Aは38(測定点5)から220(測定点46)まで分布している。壁では、距離を離しても、表面以外の寄与が少なければ、表面 γ 線線量率はあまり変わらないので、離れた測定まで含めても、測定点3(水平部)を除けば、ほぼ50以上になっている。一方、シールドプラグ上部の測定点では、測定点29で57という例があるが、この場所はシールドプラグの外周の隙間に近いことから空間線量率測定では、隙間からの寄与が含まれ、表面 γ 線線量率の測定では、この隙間が半径150mmの領域に含まれなかったため、比が多くなったと考えられる。他の場所では、比は9から26であり、シールドプラグ以外の測定点での結果より明らかに小さい。このことは、シールドプラグ上部では、表面以外に線源となる箇所があることを示唆している。

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定高さ：床面から1.5m高さ
- 線量分布：右図参照
- 主要線源：
 - ウェルプラグ上の線量率が高く、離れるにしたがって線量が低くなる傾向があるため、主な線源はウェルプラグと推定。
 - 2012年度の調査では、ウェルプラグ上で880 mSv/hを確認しており、当時より空間線量率が大幅に低下している状況。線量率が低下している要因としては自然減衰のほか、建屋に流入した雨水の影響、残置物の移動・片付実施による影響も要因の一つとして推測される。



【参考2】表面線量率① <床面>



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



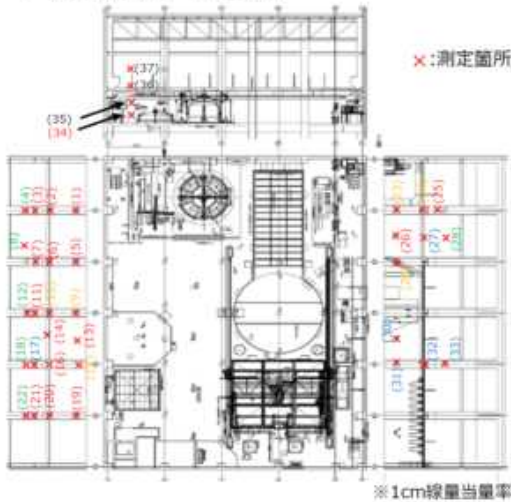
※1：1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定
 注：青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

図1 床の測定結果

【参考1】空間線量率④ <壁面>

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定条件：壁面から1.0m
- 測定箇所：下図参照



測定箇所		空間線量率 (mSv/h)	
(1)	14	(21)	29
(2)	19	(22)	36
(3)	13	(23)	39
(4)	17	(24)	30
(5)	17	(25)	21
(6)	21	(26)	39
(7)	14	(27)	25
(8)	19	(28)	23
(9)	15	(29)	42
(10)	19	(30)	30
(11)	14	(31)	35
(12)	15	(32)	28
(13)	14	(33)	27
(14)	16	(34)	14
(15)	15	(35)	15
(16)	19	(36)	12
(17)	14	(37)	10
(18)	19		
(19)	23		
(20)	30		

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

【参考2】表面線量率③ <壁面>

■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



測定箇所		γ線線量率 (mSv/h)		β+γ線量率 (mSv/h)		備考
(1)	1.8	42	(21)	1.4	135	水平部
(2)	0.3	84	(22)	0.7	34	
(3)	0.7	251	(23)	0.8	45	水平部
(4)	0.9	23	(24)	3.1	54	
(5)	0.2	25	(25)	1.2	40	水平部
(6)	1.4	20	(26)	0.3	24	
(7)	0.5	144	(27)	0.3	28	水平部
(8)	0.2	26	(28)	0.3	43	
(9)	2.7	93	(29)	1.7	87	
(10)	1.6	34	(30)	0.6	47	
(11)	0.3	28	(31)	1.1	62	水平部
(12)	0.2	18	(32)	0.9	15	
(13)	0.2	15	(33)	0.4	19	
(14)	0.2	6	(34)	0.2	21	
(15)	4.6	32	(35)	0.3	21	
(16)	0.9	34	(36)	0.2	17	
(17)	0.3	226	(37)	0.2	13	水平部
(18)	0.6	26				
(19)	1.8	61				
(20)	0.3	43				

※1：1cm線量当量率、壁@30.5cmコリメータ付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、壁@0.5cmコリメータ付線量計で測定

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

- ランウェイガード上面の表面線量率が高い傾向がみられた。
- ランウェイガード上面は、長年によってほこりが堆積しており、このほこりに蒸気に随伴した放射性物質が付着したと考えられる。

図2 壁の測定結果

表 1 床測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		31	1	35	35	離れた測定
2	0.2	17	85		32	3.9	34	9	
3	0.3	26	87		33	4.5	35	8	ファンネル部
4	0.2	27	135		34	3.2	36	11	
5	0.4	15	38		35	0.6	36	60	
6	0.3	26	87		36	0.6	42	70	
7	1.9	29	15		37	2.3	85	37	
8	0.8	18	23		38	5.2	94	18	
9	1.8	29	16	ファンネル部	39	0.3	30	100	
10	0.5	20	40		40	1.1	31	28	
11	0.3	23	77		41	2.2	34	15	
12	3.6	21	6	ファンネル部	42	0.5	23	46	離れた測定
13	0.5	23	46		43	0.5	27	54	
14	0.5	22	44		44	0.2	22	110	
15	0.3	22	73		45	0.2	23	115	
16	0.4	22	55	ファンネル部	46	0.1	22	220	
17	0.9	28	31		47	1.5	40	27	
18	1	19	19	離れた測定	48	12	148	12	
19	1.9	17	9	ファンネル部	49	13	129	10	隙間部
20	0.3	14	47		50	7.1	138	19	
21	0.3	20	67		51	8	79	10	
22	0.3	14	47		52	15	144	10	隙間部
23	1.8	39	22		53	5	130	26	
24	2.5	53	21	離れた測定	54	6	30	5	ファンネル部
25	6.4	118	18	隙間部	55	3	59	20	ファンネル部
26	8	111	14	隙間部	56	8.6	71	8	ファンネル部
27	12	109	9		57	1.1	23	21	
28	1	108	108	隙間部	58	0.6	30	50	
29	2	114	57						
30	3.7	104	28	隙間部					

表 2 壁測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	1.8	14	8		21	1.4	29	21	水平部
2	0.3	19	63		22	0.7	36	51	1m離れた測定
3	0.7	13	19	水平部	23	0.8	39	49	斜め測定
4	0.9	17	19	1m離れた測定	24	3.1	30	10	斜め測定
5	0.2	17	85		25	1.2	21	18	水平部
6	1.4	21	15		26	0.3	39	130	
7	0.5	14	28	水平部	27	0.3	25	83	離れた測定
8	0.2	19	95	1m離れた測定	28	0.3	23	77	1m離れた測定
9	2.7	15	6	斜め測定	29	1.7	42	25	斜め測定
10	1.6	19	12	斜め測定	30	0.6	30	50	離れた測定
11	0.3	14	47	水平部	31	1.1	35	32	離れた測定
12	0.2	15	75	1m離れた測定	32	0.9	28	31	離れた測定
13	0.2	14	70		33	0.4	27	68	離れた測定
14	0.2	16	80		34	0.2	14	70	
15	4.6	15	3	斜め測定	35	0.3	15	50	2m離れた測定
16	0.9	19	21		36	0.2	12	60	2m離れた測定
17	0.3	14	47	水平部	37	0.2	10	50	2m離れた測定
18	0.6	19	32	1m離れた測定					
19	1.8	23	13						
20	0.3	30	100						

表3 比較検討に用いた測定点

床				壁					
測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		2	0.3	19	63	
2	0.2	17	85		3	0.7	13	19	水平部
3	0.3	26	87		5	0.2	17	85	
4	0.2	27	135		11	0.3	14	47	水平部
5	0.4	15	38		12	0.2	15	75	1m離れた測定
6	0.3	26	87		13	0.2	14	70	
11	0.3	23	77		14	0.2	16	80	
20	0.3	14	47		20	0.3	30	100	
21	0.3	20	67		26	0.3	39	130	
22	0.3	14	47		27	0.3	25	83	離れた測定
44	0.2	22	110		28	0.3	23	77	1m離れた測定
45	0.2	23	115		33	0.4	27	68	離れた測定
46	0.1	22	220		34	0.2	14	70	
27	12	109	9	シールドブラ グ上部	35	0.3	15	50	2m離れた測定
29	2	114	57		36	0.2	12	60	2m離れた測定
48	12	148	12		37	0.2	10	50	2m離れた測定
50	7.1	138	19						
51	8	79	10						
53	5	130	26						

(別添 7-1)

シールドプラグ付近の放射線測定の方法

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. はじめに

Cs-137 の γ 線束から周辺線量当量率を算出する方法を整理した。

2. 光子束と周辺線量当量率の関係

エネルギー E (MeV) の光子による空気吸収線量率 D_{air} は、評価位置の光子束を ϕ (photons/sec/cm²)、空気の質量エネルギー吸収係数を (μ_{en}/ρ) (cm²/g) とすると、

$$D_{\text{air}} = E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{MeV/g/sec})$$

となる。1MeV=1.602E-13 J、1 kg=1000 g なので、1MeV/g=1.602E-10 J/kg=1.602E-10 Gy で、

$$D_{\text{air}} = 1.602 \times 10^{-10} \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{Gy/sec}) = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\mu\text{Gy/h})$$

となる。

空気吸収線量から周辺線量当量への換算係数を f とすると、周辺線量当量率 D は、

$$D = f \times D_{\text{air}} = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \times f \quad (\mu\text{Sv/h})$$

となる。

3. Cs-137 γ 線の場合

Cs-137 の 0.662 MeV γ 線の場合、 $f = 1.202$ 、 $E = 0.662$ MeV、 $(\mu_{\text{en}}/\rho) = 0.02921$ cm²/g なので、

$$D = 0.0134 \phi \quad (\mu\text{Sv/h}) = 1.34 \times 10^{-5} \phi \quad (\text{mSv/h})$$

となる。

4. 面線源中心での線量率と汚染密度

汚染密度 Q (Bq/cm^2) の半径 R_0 (cm) の Cs-137 面線源の中心から h (cm) の位置での γ 線束¹⁾ は、

$$\varphi = \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

なので、

$$D \left(\frac{\text{mSv}}{\text{h}} \right) = 1.34 \times 10^{-5} \times \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2} = 2.85 \times 10^{-6} \times Q \times \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

となる。測定により、 D が得られた場合に汚染密度 Q は、

$$Q = \frac{D}{2.85 \times 10^{-6} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} = \frac{3.51 \times 10^5 \times D}{\ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

により求めることができる。

5. 計算例

1 号機 原子炉建屋 瓦礫撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨切断開始について²⁾ (2019年9月26日、東京電力ホールディングス株式会社) の15ページに掲載されている1号機ウェルプラグ調査線量率測定結果を用いて推定を行う。中段の下向き測定が、上段プラグと中間プラグの中央であるとし、どの場所でも両面からの合計を測定しており、かつ、両面の密度は同じと仮定する。中段の下向き25cmが中央での測定とすると、下向きの線量率⑥1550 mSv/hの半分が1面からの寄与である。上式より、

$$Q = \frac{3.51 \times 10^5 \times 775}{\ln \frac{600^2 + 25^2}{25^2}} = 4.28 \times 10^7 \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

となる。この結果は、半径6mの面線源の場合である。上記の測定では、3分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着しておりアクセスできなかったと説明されている。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの寄与は小さいと考えられる。面線源の場合、大凡面積に比例するので、中央の領域のみが寄与していると

すると、上記の 3 倍程度の汚染密度と思われる。シールドプラグ間に沈着した Cs-137 としては、両面を考慮する必要があるので、ので、大凡 1.3×10^8 Bq/cm² 程度の汚染密度、総量では、0.1-0.2 PBq であると推定される。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”[第 2 版]、地人書館、2001 年
2. 東京電力ホールディングス株式会社、“1 号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakut eam/2019/09/3-2-3-1.pdf>

(別添 8)

3号機原子炉建屋の内側壁等の破片サンプルの汚染程度の測定

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門

規制・国際情報分析室

福島第一原子力発電所事故分析グループ 飯田 芳久

1. 破片サンプル等の汚染程度の測定

1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア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で汚染の程度が高いことが確認された。

2号機及び3号機のシールドプラグ最上層下面だけで、数十PBqのCs-137が捕獲されているのに対し、1号機では、同面に0.1-0.2PBqのCs-137が捕獲されているに過ぎないものであった。また、1号機のシールドプラグは何らかの理由で通常の位置から大きくずれており、当該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。(詳細は、別添7を参照)

シールドプラグに多量のCs-137が捕獲されていることは、水素爆発以前にCsが原子炉格納容器トップヘッドフランジ(THF)から原子炉ウェルに多量に放出されていないことを示唆しているため、日本原子力研究開発機構は、原子力規制庁の委託¹を受けて水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料の汚染程度を測定した。さらに1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染程度の測定もあわせて実施した。

2. 試料分析の結果

水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料(図1)の汚染程度を測定したところ、Cs-134、Cs-137及びCo-60が検出された(図2)。全ての試料において同様の傾向を示した。また、瓦礫試料の浸漬液についても定性的な傾向は同様であった。

1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染の程度を測定した結果は以下のとおりであった(図3、図4及び図5)。

Cs-134 : 2.4×10^3 Bq/ml (5.1×10^4 Bq/ml ※)

Cs-137 : 4.8×10^4 Bq/ml (5.9×10^4 Bq/ml ※)

Sb-125 : 14 Bq/ml (1.5×10^2 Bq/ml ※)

Sr-90 : 47 Bq/ml (59 Bq/ml ※)

¹ 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)

Co-60、Tc-99、 α 核種 (Th、U) : 検出下限値以下

(※ 半減期を考慮して推定した事故当時の値)

本測定から得られた Cs-134/Cs-137 比は、ORIGEN で解析した初期インベントリの比とほぼ同等であった。一方、Sb-125/Cs-137 比及び Sr-90/Cs-137 比は初期インベントリの比と比較して 2~3 桁程度低い値であった。

なお、試料分析の目的及び手法は以下のとおりである。

3. 試料分析の目的及び手法

本分析では、コンクリート瓦礫試料及びドレンサンプル水試料の分析を通じて 3 号機の原子炉建屋内に放出された放射性物質及び 1 号機の格納容器ベント時に共用排気筒に流入した放射性物質の組成や化学形の推定に有用な情報を取得することを目的とした。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気依存性セシウムの化学形、溶融炉心/コンクリート相互作用 (MCCI) 等による中・難揮発性の放射性物質の放出、構造材表面におけるヨウ素等の沈着密度 (単位面積当たりの沈着量) に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Tc (Mo)-99、I-129 及び α 核種 (Th、U、Pu、Am) を主な分析対象核種とした。

(1) コンクリート瓦礫試料の分析手法





図 1 に示す 3 号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定される 4 種類のコンクリート瓦礫試料 (U3TBC-A1~A3 及び B2) について Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析 (図 2)、並びに一部の試料について走査型電子顕微鏡 (SEM) を用いた観察及び元素分析を実施した。また、一部の試料について試料表面の可溶性核種の存在を確認するために瓦礫試料の浸漬試験を行い、浸漬液のガンマ線核種分析を実施した。

(2) ドレンサンプル水試料の分析手法

図 1 に示す 1/2 号機共用排気筒のドレンサンプル水 (東京電力が 2016 年 9 月に採取したものから 30ml を分取) 及び Cs を除去した試料に対して Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した (図 3 及び図 4)。Sr-90 の分析は、Sr レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Sr を分離・精製し、Sr-90 と Y-90 の放射平衡が成立した後、液体シンチレーションカウンタにより測定した (図 5)。Tc-99 の分析は、TEVA レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Tc を分離・精製後、液体シンチレーションカウンタで測定した。U と Th については、ドレン水試料及びその中にスパイクを入れた試料並びにブランク試料を調製し、UTEVA レジンを用いて Th と U を分離・精製・希釈し、誘導結合プラズマ質量分析法 (ICP-MS) で測定した。

○3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫試料

3号機原子炉建屋の水素爆発により生じた瓦礫が隣接するタービン建屋の天井を突き破ってタービン建屋内に落下したと推定されるもの(2020年2月採取)

U3TBC-A1	U3TBC-A2	U3TBC-A3	U3TBC-B2
			
青塗装	塗装なし	白塗装	塗装なし
220 μ Sv/h (2020/4/9測定)	45 μ Sv/h (2020/4/9測定)	32 μ Sv/h (2020/4/9測定)	34 μ Sv/h (2020/4/9測定)
56.0g	58.5g	14.7g	47.0g

○1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料

スタック内の凝縮水や雨水が溜まったと推定されるもの(2016年9月採取)

約30 mlを分取して輸送(試料ID: U12SDW)

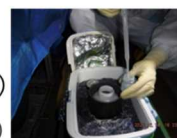


図1 3号機建屋内で採取したコンクリート瓦礫試料及び1/2号機共用排気筒のスタックドレンサンプル水試料

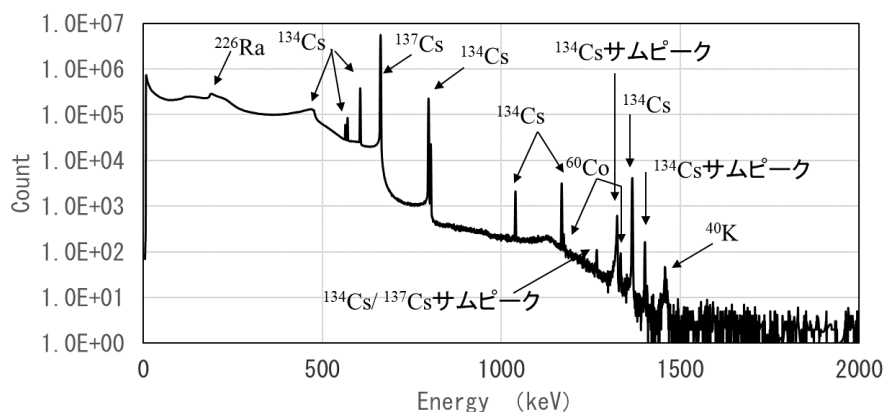


図2 コンクリート瓦礫試料(U3TBC-B2)のGe分析結果

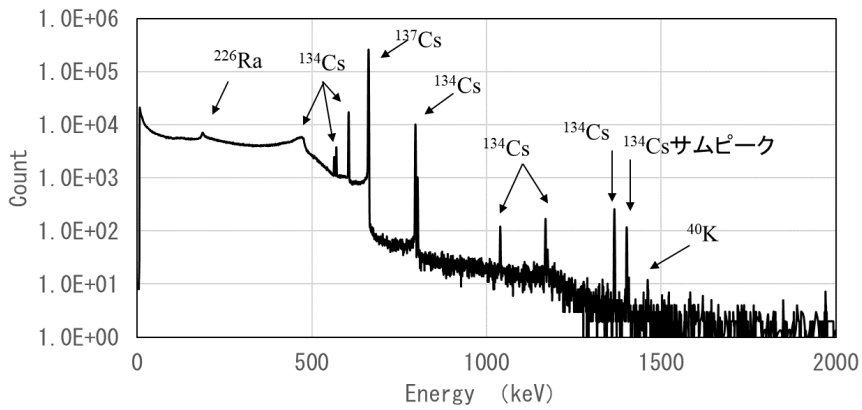


図3 ドレンサンプル水試料（未処理）の定量分析結果

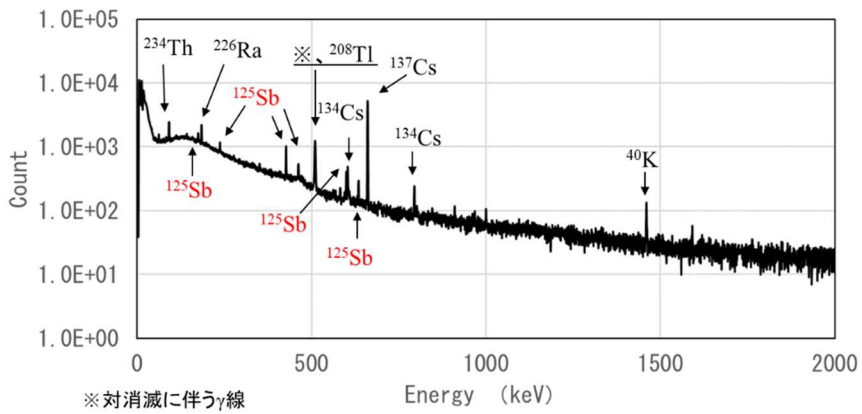


図4 Cs 除去液の定量分析結果

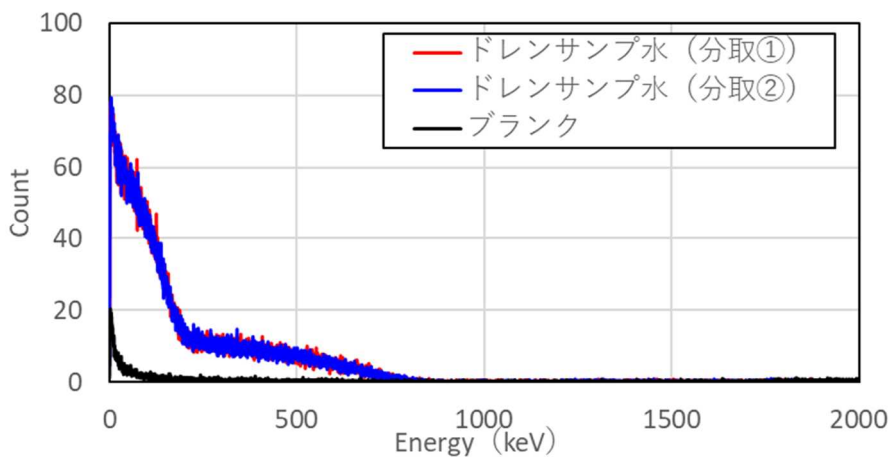


図5 ドレンサンプル水試料の Sr-90 の液体シンチレーションスペクトル

(別添 9)

超解像処理

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

原子力規制庁長官官房総務課

広報室 羽賀 英希

1. 1号機及び3号機の水素爆発時の映像

東京電力福島第一原子力発電所1号機及び3号機の水素爆発時の映像は、福島県檜葉町に常設されていた、株式会社福島中央テレビ（以下「福島中央テレビ」という。）のカメラで撮影された。このカメラは、福島第一原子力発電所から南側におよそ17km、太平洋沿岸から内陸におよそ6kmに位置していた。カメラの仕様については、アナログカメラであり、1秒間に30フレームを記録し、マイクはついておらず、音声は記録されていない。

2. 映像の技術的処理

調査チームは、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析のために、福島中央テレビから当該映像の提供を受け、水素爆発の事象進展を検討した。さらに、水素爆発による建物の変形、爆煙の広がり方、飛散物の確認、発光の要因などを詳細に分析するため、福島中央テレビ及び日本テレビ放送網株式会社（以下「日本テレビ」という。）から映像の鮮明化等の画像処理に係る技術協力を得た。

これを受けて日本テレビは、福島中央テレビが撮影した映像に鮮明化の画像処理を行うとともに、超解像処理の技術等を用いた処理を実施した。具体的な処理の内容は以下のとおりである。

2. 1 鮮明化処理

処理前の映像では全体が白っぽくなっていたが、コントラストを強くすることで明暗がよりはっきりし、色も見えやすくされている。

さらに色みの調整について、映像的な「見やすさ」や「鮮やかさ」といった見映え感覚での調整とならないよう、基準を定めて処理されている。具体的には、東京電力ホームページに掲載されていた、事故直後（3月14日14時頃）に撮影されたとされる4号機建屋の画像を参考にして、4号機建屋外壁の色を基準として再現する方向で処理されている。

2. 2 スタビライズ

処理前の映像は、カメラの揺れの影響を受けており、わずかにブレが生じているため、その揺れの補正（スタビライズ）がなされている。

2. 3 超解像処理

カメラにより撮影された映像は、非常に細かい点（ドット）の無数の集合によって描かれている。

超解像処理は、このドットのメッシュをより細かくする処理を行うことで、細部がより詳細に描画できるようになる処理である。

具体的な処理の結果は、下記画像のとおりであり、福島中央テレビのカメラで撮影された映像が上側、超解像処理をしたものが下側である。

なお、これらの画像は、元々はもっと広い画角になっているが、今回の分析に使用するにあたって、対象となる建屋周辺をトリミングしたものをを用いている。

【2011年3月14日11:01頃(3号機水素爆発発生時)】

映像処理前



超解像処理等

映像処理後
(超解像処理)

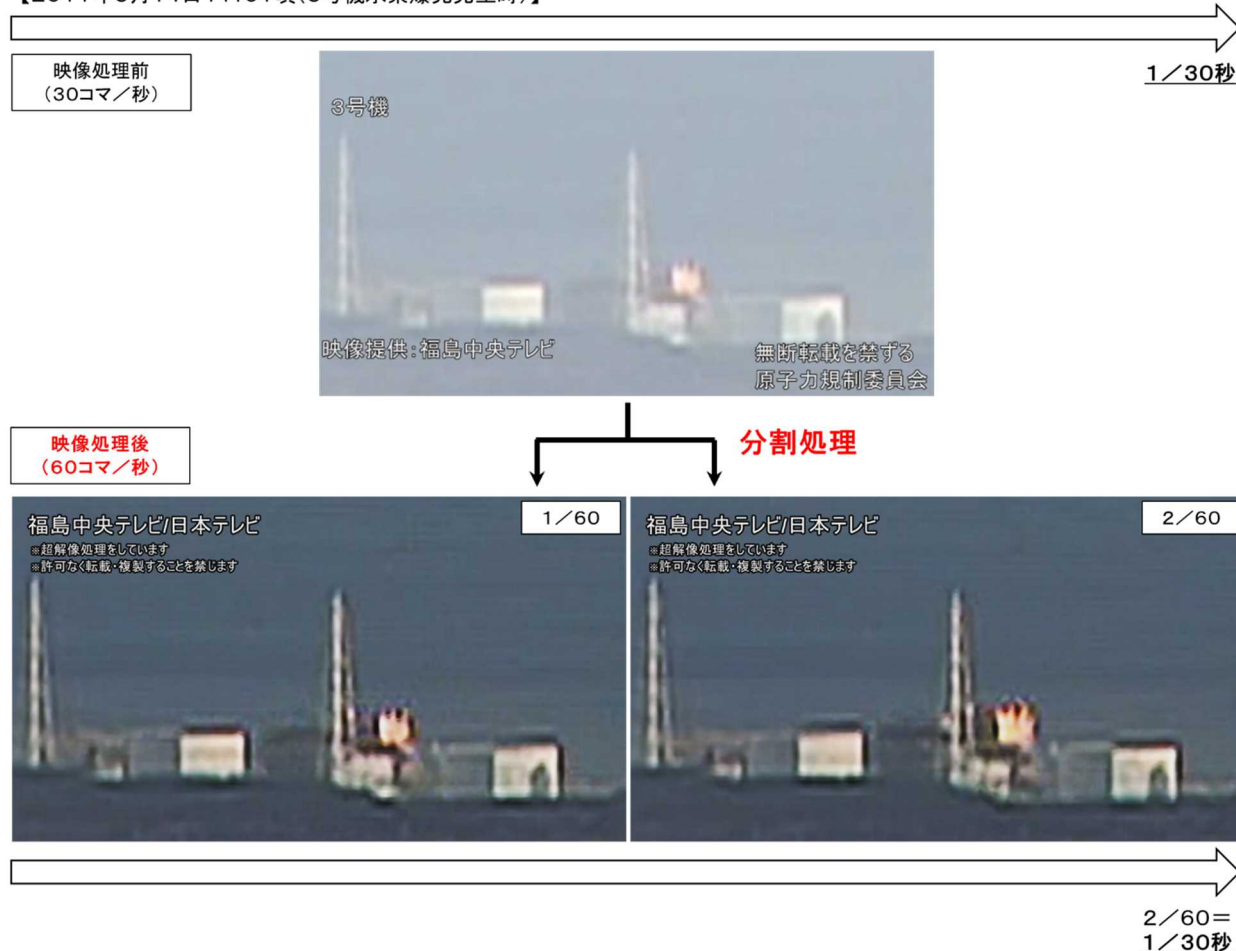


2. 4 時間的分解能の向上（60フレーム化）

福島中央テレビが撮影した元々の映像は、1秒間に30枚分の画像（フレーム）から構成されており、この複数の画像が連続して表示されることで動いて見えるようになる。

これは、時間的な分解能で言えば、1枚の画で見ることができるのは1/30秒の世界ということになる。今回の画像処理では、これをさらに処理して、1秒間に60枚分、1枚の画で1/60秒を見ることができるようになっている。

【2011年3月14日11:01頃(3号機水素爆発発生時)】



具体的には、元々互い違いの縞模様のように描画された2つの画像が合わさって1枚の画像、1/30秒の画像が生成されていることから、画像が合わさる前の2枚の状態に分け、1枚ずつの縞模様の脱落した部分を補完し、それぞれが1枚の画像として成立するように処理されている。

この縞模様の補完の処理についても、脱落した部分の補うべき情報を、縞模

様の上下の部分や、時間的な前後 1/60 秒単位の画像を複数参照するなどして、予測する技術が用いられている。

これらの技術はテレビ放映で一般的に用いられているものであるが、今回の処理では、最新の技術でより高精度な処理を行われている。

3. 映像等の扱い

今回の分析で用いている、福島第一原子力発電所 1 号機及び 3 号機の爆発時の映像及び静止画については、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析のために、原子力規制委員会が福島中央テレビ及び日本テレビから提供を受けており、福島中央テレビ及び日本テレビが有する正当な権利などを侵害することのないよう、細心の注意を払いながら活用している。

本中間とりまとめ及び事故分析検討会の資料に掲載されている静止画を引用などで使用する場合は、福島中央テレビ及び日本テレビの両社の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る。

(別添 10)

多段階事象説の超解像処理した映像を用いた説明

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 岩永 宏平

1. 調査チームの 1 号機及び 3 号機の水素爆発に対する問題意識

調査チームでは、株式会社福島中央テレビにより撮影された映像（以下、「FCT 映像」という。）を精査し、3 号機の「水素爆発」は、1 号機のような単純な 1 段階の爆発現象ではなく、

- ① いくつかの事象が引き続いて生じた多段階事象であったのではないか。
- ② 原子炉建屋の上方に約 200m 上昇した噴煙や破片は、水素爆発の衝撃によって吹き上げられたのではなく、水素を中心とした可燃性ガスの燃焼に伴う気流によって吹き上げられたのではないか。

などの問題意識を有していた。(2020 年 6 月 25 日 第 12 回事故分析検討会資料)

2. 超解像処理（別添参照）映像による 3 号機「水素爆発」の分析

今回入手した超解像処理された映像に基づいて、3 号機「水素爆発」の詳細な事象進展の分析を行った。

2-1. 3 号機原子炉建屋の配置及びスケール

調査チームでは、まず、水素爆発の発生前後を含め、事象の進展を映像のコマ（1 コマ=1/60 秒=約 0.016 秒）の静止画像を最小単位として整理した。なお、時間軸の 0 秒の設定については、FCT 映像において、3 号機原子炉建屋南東部に火炎が出現したところに定めている。

分析に用いる原子炉建屋高さなどは設計情報を用いるとともに 3 階及び 4 階フロア位置などは、3 号機及び 4 号機の排気筒頂部（OP130m）と 3 号機及び 4 号機の原子炉建屋頂部（OP56m）の位置関係を用いて推定している。3 号機原子炉建屋を中心として構造物の高さ等について映像上の位置関係を図 1 及び図 2 に示す。

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
 ※許可なく転載・複製することを禁じます

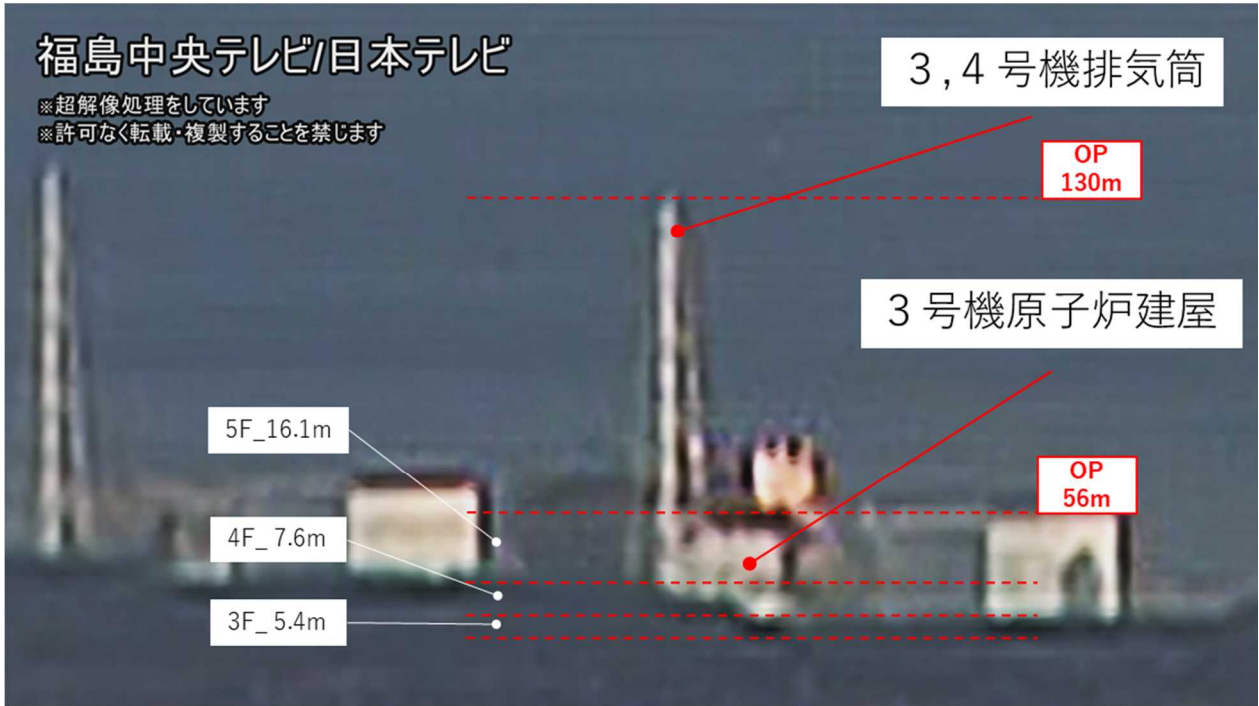
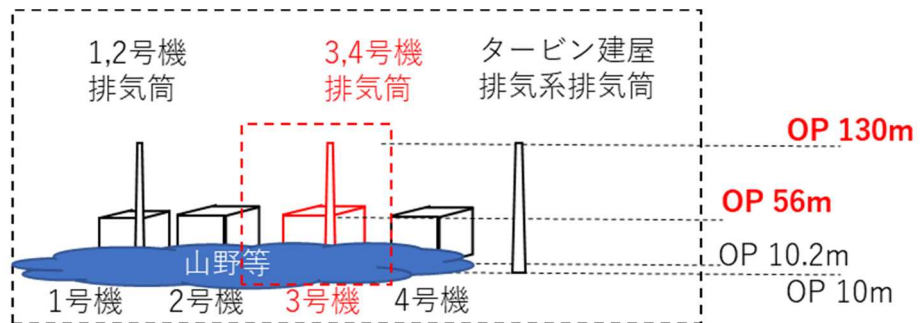


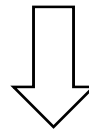
図1 3号機原子炉建屋の配置

⇐北西方向

南東方向⇨



視野図 (概要)



排気筒 (OP 130m) を基準に3号機原子炉建屋の高さ (OP 56m) から視野図の範囲を推定

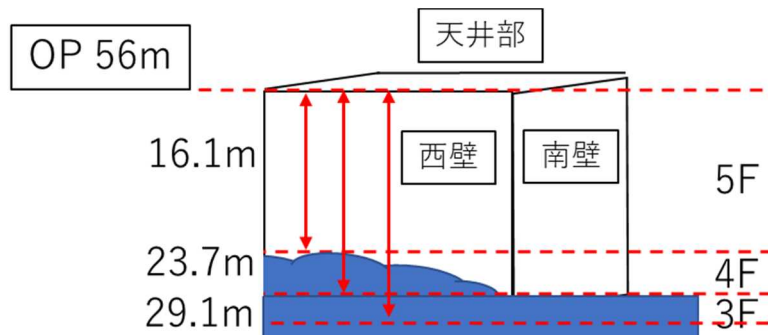


図2 3号機原子炉建屋の高さなど

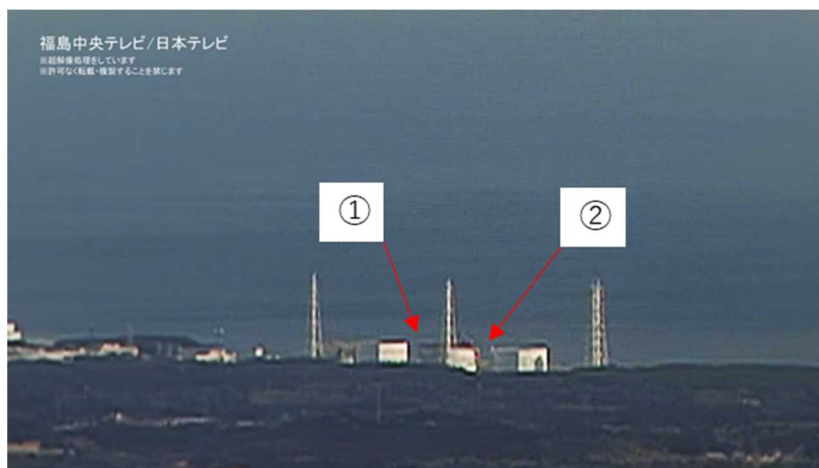
2-2. 超解像処理映像の詳細分析

以下に、1/60コマごとの映像を抽出して時間経過に沿って確認して行く。



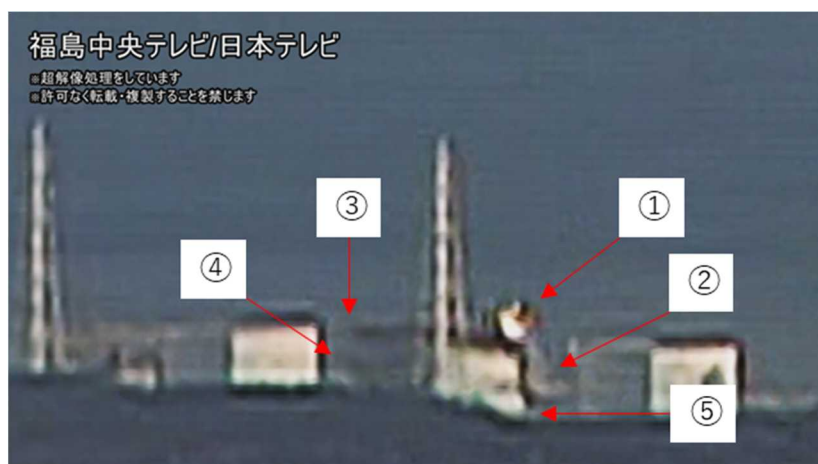
- ・ 火炎等が発生する
1/60 コマ前の状況
(-3/60 秒)
- ・ 原子炉建屋等における変形が始まっていない

図 3-1 爆発直前の 3 号機原子炉建屋の映像 (-3/60 秒)



- ①原子炉建屋の北西方向へ変形開始
- ②建屋東南角 4 階天井高さ付近に小火炎（赤紫）の発生

図 3-2 -2/60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



- ①建屋屋根東南部に黄橙色火炎の発生
- ②4 階部分から映像右方向に白煙放出
- ③建屋の北西方向への変形継続
- ④建屋北西角の北西方向への膨張開始
- ⑤南壁の崩落開始

図 3-3 -1/60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3-4 0/60秒時点での3号機原子炉建屋

- ①建屋屋根東南部の
橙色火炎拡大
- ②建屋南壁崩落顕著
- ③東南角へ噴出顕著



図 3-5 1/60秒時点での3号機原子炉建屋

- ①火炎（黄橙色）、
建屋南壁の崩落、
東南角への噴出に
大きな変化なし
- ②建屋屋根中央部の
上方への膨張開始
か明確ではないが
火炎も合わせ確認



図 3-6 2/60秒時点での3号機原子炉建屋

- ①建屋屋根東南部の
火炎（黄橙色）拡大
- ②建屋屋根、見かけ上
スタック左にも小
火炎
- ③建屋南壁の崩落拡
大は5階部分下部
に進んで一旦停止
- ④東南角への噴出は
進行し、4号機建屋
の陰にまで至った。
- ⑤中央部上方へ膨張

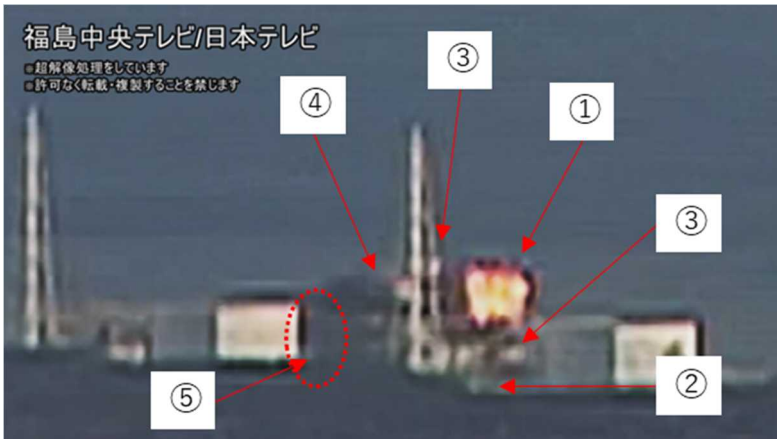


図 3-7 3 / 60 秒時点での 3 号機原子炉建屋

- ① 建屋屋根東南部及び見かけ上排気筒左の小火炎（黄橙色）は継続
- ② 建屋南壁崩落顕著は前コマと同じ
- ③ 南壁 4 階部分や南東方向に見られる小さな火炎部分は、輝度からして火炎の照り返しの可能性。
- ④ 建屋屋根中央部の上方への膨張継続
- ⑤ 西側壁、変形開始直後から、2 号機側へ膨張するように移動



図 3-8 4 / 60 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 9 5 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 1 0 6 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図 3 - 1 1 7 / 6 0 秒時点での 3 号機原子炉建屋



図3-12 8/60秒時点での3号機原子炉建屋



図3-13 9/60秒時点での3号機原子炉建屋



図3-14 10/60秒時点での3号機原子炉建屋

上記に示した図3-1から図3-7までを、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第15回会合資料2において紹介した超解像処理前の映像(FCT提供)との比較も併せて以下の表に整理した。

表1 3号機の事象の進展整理(その1)

映像処理前 (1コマ=1/30秒)		映像処理後 (1コマ=1/60秒)	
特段の異常は認識できない。	- 2/30秒	- 4/60秒	特段の異常は認識できない。
		- 3/60秒	特段の異常は認識できない。
建屋の北西方向への変形は確認されたが、建屋東南部の火炎は明確には認識できない。	- 1/30秒	- 2/60秒	建屋の北西方向への変形開始。東南角4階天井高さ付近に小火炎(赤紫色)。
		- 1/60秒	建屋屋根東南部に火炎(黄橙色)発生。建屋4階部分から映像右方向に白煙放出。建屋変形継続。建屋北西角の北西方向への膨張開始。建屋南壁の崩落開始。
建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)確認。建屋南壁の崩落開始。北西部はぼやけて状況を認識できない。	0秒	0秒	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は拡大中。建屋南壁の崩落顕著。東南角への噴出も顕著に。
		1/60秒	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は前コマとほぼ同じ。建屋南壁の崩落も前コマと同程度。東南角への噴出も同様。建屋屋根中央部の上方への膨張開始が明確ではない。

表1 3号機の事象の進展整理(その2)

映像処理前 (30コマ/秒)		映像処理後 (60コマ/秒)	
建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)の継続。建屋南壁の崩落進行。北西部はぼやけて状況を認識できない。	1/30秒	2/60秒	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は拡大中。建屋屋根、見かけ上スタック左にも小火炎。建屋南壁の崩落拡大は5階部分下部まで進んで一旦停止か。東南角への噴出は進行し4号機建屋の陰にまで至った。建屋屋根中央部の上方への膨張開始。
		3/60秒	建屋屋根東南部及び見かけ上スタック左の小火炎(黄橙色)は継続。建屋南壁の崩落顕著は前コマとほぼ同じ。南壁4階部分や南東方向に小さな火炎色部分が見られる、輝度からして火炎の照り返しか。建屋屋根中央部の上方への膨張継続。
建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)最大。建屋南壁の崩落は一旦停止か。北西部はぼやけて状況を認識できない。建屋屋根中央部の上方への膨張確認。(膨張状態から見てもう少し前から膨張を開始していたとみられる。)	2/30秒	4/60秒	北西部4階と5階の境界部付近からの爆炎が2号機建屋の南壁を隠し始めたと思われる。建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は最大に至る。
		5/60秒	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)最大に至り、前コマとほぼ同じ。

3. 原子炉建屋上方へ上昇する噴煙及び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

調査チームでは、今回の超解像処理した映像に基づいて、1号機及び3号機における「水素爆発」発生時点からの両号機における噴煙や破片の挙動等の相違について比較を行った。具体的には以下の通り。

- ①原子炉建屋上方に上昇する噴煙や破片の挙動
- ②原子炉建屋屋上等に出現する火炎の挙動
- ③爆発による圧力波等の挙動

上記について、①から③にかかる映像を確認していく。

3-1 原子炉建屋上方に上昇する噴煙や破片の挙動

3-1-1 1号機について

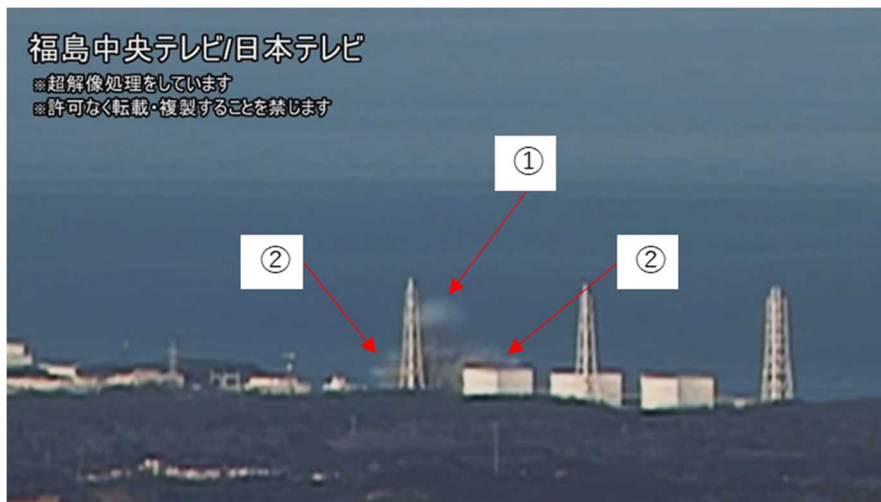
噴煙の上昇の状態について、上記の①について超解像処理した映像を比較する。1号機については以下の図4に示すように、5/60秒あたりから凝縮波のようなものが確認できる。この時点では原子炉建屋上方には噴煙及び破片等の散乱は確認できない。その後、15/60秒後においても、噴煙は上昇せずに留まっている。



図4—1 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 5/60秒



図4—2 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 10/60秒



① 白い帯状の波が確認できる

② 噴煙及び破片の多くが左右に拡散し、上方には上昇はほとんど見られない

図 4—3 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 15/60 秒



① 破片が遠方に飛散している

② 原子炉建屋頂部付近には大きな破片等の上昇は見られない

③ ①と同様に破片が2号機側にも飛散している

図 4—4 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 60/60 秒



図 4—5 1号機の水素爆発における噴煙等の状況 300/60 秒

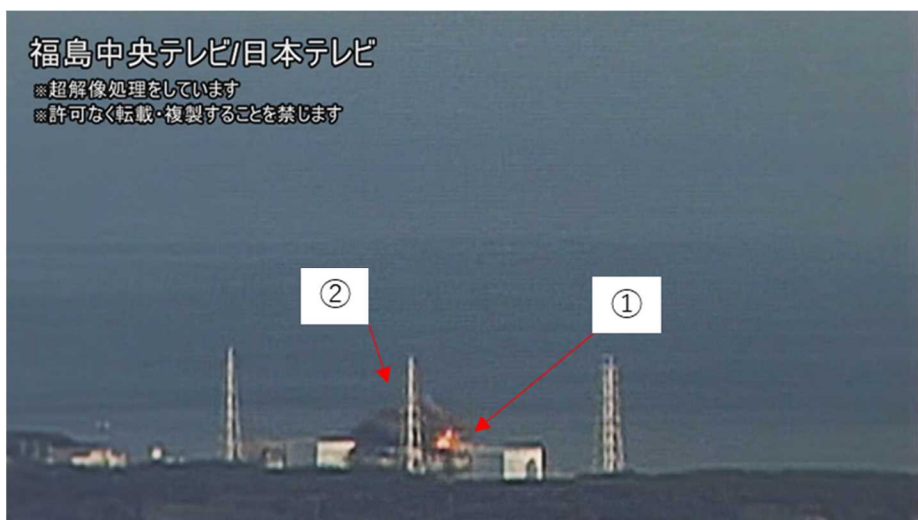
15/60 秒以降の画像からは、特に図 4-4 に示した 60/60 秒の時点より、原子炉建屋の南北方向に破片が散乱、噴煙よりも遠方に散乱している様子がわかる。

3-1-2 3号機について

次に 3 号機を同様の視点で整理する。次の図 5 では、原子炉建屋上方に上昇する噴煙と破片に着目した。3 号機原子炉建屋屋上において、20/60 秒から 60/60 秒にかけて、火炎を取り巻くように黒煙が広がっている様子がわかる。その後、火炎はその燃焼位置は変わらずに黒煙に吸い込まれるように視認できなくなっている。



図 5—1 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 0/60 秒



①建屋屋根東南部に拡大していた火炎は噴煙に吸い込まれるように視認できなくなった
②噴煙が上昇するとともに噴煙量も増加

図 5—2 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 20/60 秒



図5—3 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 60/60秒



図5—4 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 180/60秒



図5—5 3号機の水素爆発における噴煙等の状況 600/60秒

1号機と異なり、凝縮波は確認できていないが、破片と噴煙は同時に上昇しており、最終的には噴煙は270m付近に、大きな破片は200m以上まで約9秒程度かけて上昇している。よって、1号機と3号機を発生した噴煙と破片の挙動で比較しても、3号機の大きな噴煙及び破片の挙動は、初期の爆発エネルギーだけで吹き上げられたとする説明は困難である。

3-2 原子炉建屋屋上等における圧力の挙動

1号機及び3号機の原子炉建屋屋上に付近における圧力挙動を、爆発時に現れる火炎や噴煙、破片の飛散等に注目してその発現タイミングとしては、前述の図4に示した通り、1号機の火炎は0/60～2/60秒の間で燃焼は終了している。一方、3号機は、図5に示した通り、0/60～30/60秒の長い期間火炎が確認されており、爆発による爆風などの圧力等の影響を受けずに、水素を主とした未燃焼の可燃性ガスが比較的安定して燃焼していたと考えられる。しかしながら、この間に3号機原子炉建屋頂部から大きく噴煙が上昇している。このことから、3号機の噴煙上昇の際に爆発する爆風などの大きな圧力変動を伴う現象があったと考えることは困難である。

3-3 まとめ

調査チームでは、今回の超解像処理した映像に基づいて、1号機及び3号機における「水素爆発」発生時点からの両号機における噴煙や破片の挙動等の相違について比較を行い、3号機では1号機とことなり、噴煙と破片が同時に上方まで一緒に吹き上げられていることから、初期の爆発エネルギーだけでは説明が難しいと判断した。

②原子炉建屋屋上等に出現する火炎の挙動についても、1号機と3号機では、火炎の燃焼時間が大きく異なり、3号機は爆風等の影響は軽微で、比較的多くの可燃性ガスが安定して燃焼していたと考えられ、映像が示すことを、1号機のような単純な爆発であると仮定することは火炎が並行して存在する点で困難であることがわかった。最後に③爆発による圧力波等の挙動であるが、これも、初期の大きな爆発エネルギーが破片等の吹き上げにすべて寄与したとすると、その場で安定して燃焼する火炎は可燃性ガスとともに吹き飛ばされるなど、安定した状態は並行的に存在できないため、大きな破片の吹き上げについては、爆発後の可燃性ガスの燃焼影響も考慮する必要があることがわかった。

4. 水素爆発時点の3号機原子炉建屋5階に存在していた水素量及び燃焼ガスの組成

4-1. 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成について

ここでは、1号機及び3号機における水素爆発時に観測された火炎の色とその時に燃焼したと考えられる燃焼ガスの組成、水蒸気、水素量等について検討及び考察する。

4-2. 観測された火炎について

水素爆発の分析に用いている1号機及び3号機の超解像処理された映像においては、いずれの号機の爆発時にも有色の火炎が確認されている。

4-2-1 1号機について

1号機に関して爆発時の火炎の状態を以下の図に示す。1号機に関して、図6に示す通り、爆発の直後、0秒及び1/60秒において、1号機原子炉建屋屋上付近に黄橙色～橙色の火炎が発生するが、3/60秒では火炎は見えなくなっており、映像で確認可能な範囲では3号機と比較して短時間で燃焼の事象が推移していることがわかる。



図6—1 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -1/60秒



図6—2 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 0/60秒



図6—3 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 1/60秒



図6—4 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 2/60秒



図6-5 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 3/60秒



図6-6 1号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 4/60秒

4-2-2 3号機について

3号機については、先に示した映像に基づく、図7に示す通り、建屋の変形が始まった直後、-1/60秒において、原子炉建屋南東部の5階側壁付近より、赤紫色の火炎が瞬間的に発生している。その後、火炎の場所は天井部に黄橙色—橙色火炎として移り、火炎としての大きさや輝度を増加させながら0~6/60フレーム以降(火炎が黒い噴煙に取り込まれるのは20/60フレーム)、映像で確認可能な範囲では1号機と比較して長い時間燃焼が継続していることが観察できる。



図 7 - 1 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -2/60 秒



図 7 - 2 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 -1/60 秒



図 7 - 3 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 0/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-4 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 1/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-5 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 2/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-6 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 3/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-7 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 4/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



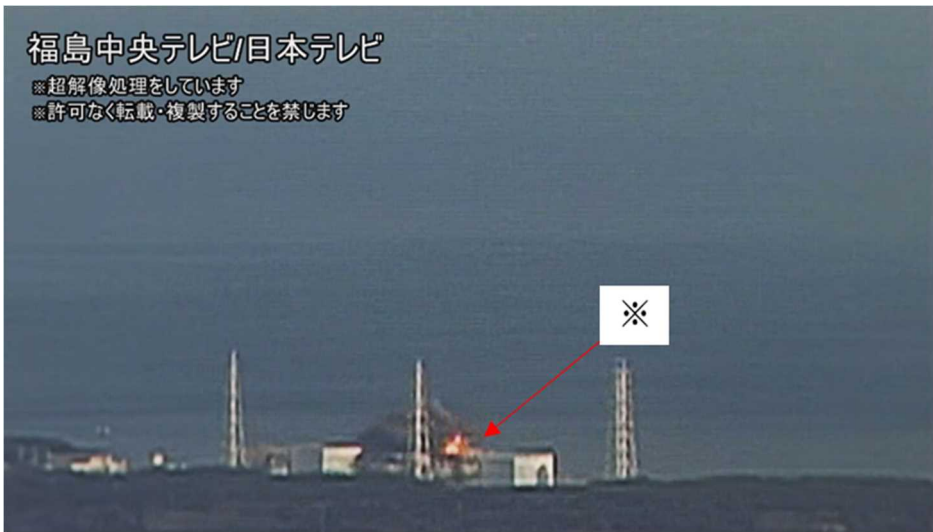
図 7-8 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 5/60 秒

福島中央テレビ/日本テレビ

※超解像処理をしています
※許可なく転載・複製することを禁じます



図 7-9 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 6/60 秒



※火炎が吸い込まれるように視認できなくなる

図7-10 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況 20/60秒

4-3. 火炎の色について

ここでは爆発の初期に発生した火炎の色について検討するが、水素や有機化合物が周囲の酸素と結合する際に生じる酸化燃焼時の炎が呈する色に着目して議論を進めることとする。まず、水素の燃焼⁽¹⁾に関しては、酸素と結合して水となる酸化反応の過程における燃焼時の火炎の発光は、可視光域では発光強度が弱く輝炎も発生しない。また、燃焼後に煤等も発生しない。このため、火炎の黄橙色を炭化水素で説明することは困難である。また、MCCI で発生する一酸化炭素の場合は、燃焼色は白色に近く、これも適当ではない。さらに本文第三章で論じているように水素爆発以降の時点から格納容器床面には水面があったと考えられ、多量でかつ継続的な一酸化炭素の発生は考えにくい。

一方、有機化合物の燃焼⁽²⁾に関しては、反応する酸素量と予混合状態に大きく依存しており、酸素と可燃性の有機化合物が化学量論濃度付近で効率よく拡散燃焼する場合は酸化炎といわれる青い火炎、一方、酸素量が不足し余混合が十分でない場合は、橙色を呈し、同時に不完全燃焼に伴う未燃焼の炭素である煤が発生する。

今回、映像により確認されている火炎は、全般にわたり黄橙色であり、燃焼の後半は一定の煤も伴い、その後、大量の煤を生じる噴煙につながっていく。このことだけで断定することは困難であるものの、可燃性ガスの供給の可能性の面を併せて考えると、爆発初期から全般的に原子炉建屋外で確認されている火炎色は、燃焼ガス中に有機化合物が含まれていることによる可能性が高いと考えられる。

4-4. 原子炉建屋 5 階付近における水蒸気の存在について



図8 水素爆発直後（2011年3月14日11:04頃）の衛星写真

3号機の水素爆発に関して、水素爆発直後（2011年3月14日11:04頃）の衛星写真(図8)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いる。更に第三章で論じているように、水素爆発の約3時間前から格納容器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ことから、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。ちなみに水素爆発以降の水蒸気の発生量は、6t/h程度と推定されている。

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、爆発時点で原子炉建屋内には存在していた燃焼ガスの組成がある程度共通（※）していたことを示唆している。

（※）爆発後の航空写真等から1号機においては水蒸気が少なかったと推定される。

4-5. まとめ

上記の2.～4.を踏まえると、3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部のガスは、水素、有機化合物、水蒸気及び空気が混合したものであったと考えられる。また、個々の要素の具体的な量や割合を特定することは困難であるが、ガスの含有酸素量に対して化学両論的平衡値を大きく超える可燃成分が存在していたと推測することが妥当であると考えられる。

参考文献

1. 安全工学 Vol. 44 No. 6 (2005) 安全工学会
2. 基礎からの衝撃工学-構造物の衝撃設計の基礎- 森北出版

(別添 1 1)

水素爆発時の地震計記録

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 水素爆発時の地震計記録

東京電力は、敷地内の広範囲にわたる地盤振動特性の把握を目的に 2010 年度から 5 年間の計画で、敷地内の複数地点において地表面へ地震計（地震観測記録計）を設置（敷地内の 18 地点に仮設の地震計を設置）して観測を行っていた¹。

これらの地震計は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波によって、機能を失ったものもあったが、一部はその機能を維持し、記録が残っているものが確認されている。

東京電力は、2 号機及び 4 号機の爆発発生状況を把握するため、福島第一原子力発電所敷地内に設置されているこれらの仮設の地震計のデータを分析している²。

調査チームは、上記の仮設の地震計のデータのうち、1 号機から 4 号機の原子炉建屋周辺に設置されており、1 号機、3 号機、4 号機の水素爆発時の振動記録のデータが残っているものについて、東京電力から提供を受けた³。

これらの仮設の地震計の設置箇所及び各地震計が観測した最大加速度値を図 1 に示す。また、1 号機、3 号機、4 号機から比較的等距離にある観測点として、観測点 D の加速度波形（南北方向、東西方向、上下方向）を図 2 に示す。

¹ 福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所において平成 23 年東北地方太平洋沖地震の際に得られた地震観測記録について（統報）（2011 年 9 月 29 日、東京電力株式会社）

² 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日、東京電力株式会社）

³ 1 号機、3 号機、4 号機の水素爆発前後 30 秒のデータ。

1 号機爆発時 2011 年 3 月 12 日 15 時 36 分 30 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

3 号機爆発時 2011 年 3 月 14 日 11 時 01 分 30 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

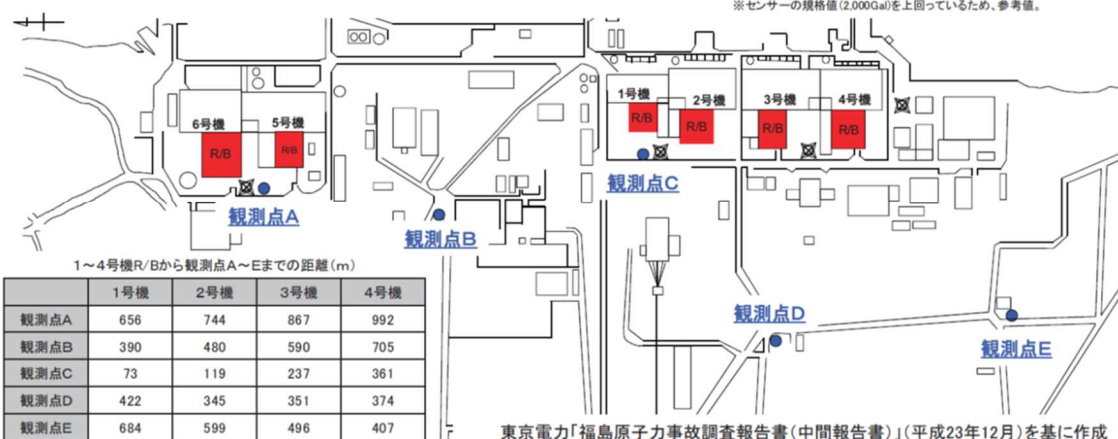
4 号機爆発時 2011 年 3 月 15 日 06 時 12 分 00 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所

1号機、3号機及び4号機R/B爆発時に地震観測記録計が観測した最大加速度値(Gal)

	1号機爆発 (3月12日15時36分頃)			3号機爆発 (3月14日11時1分頃)			4号機爆発 (3月15日6時12分頃)		
	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向
観測点A	81	52	120	14	15	21	2	2	2
観測点B	284	129	138	45	18	28	4	3	3
観測点C	2,320*	2,392*	1,956	115	158	490	11	9	6
観測点D	102	91	231	36	51	173	6	7	11
観測点E	39	22	26	26	24	30	5	5	11

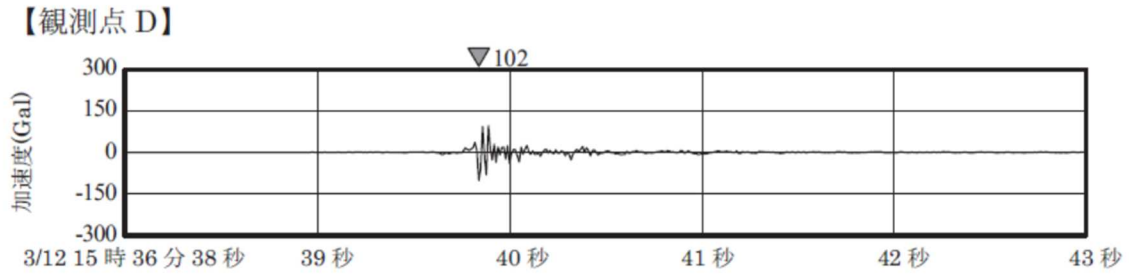
※センサーの規格値(2,000Gal)を上回っているため、参考値。



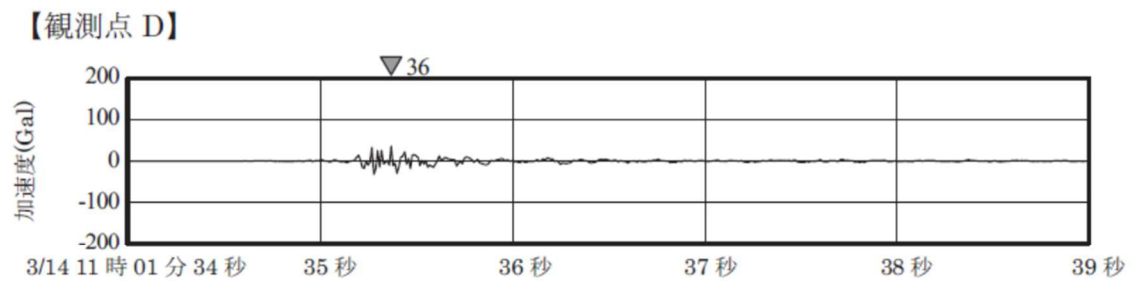
東京電力「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」(平成23年12月)を基に作成

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(政府事故調)最終報告書(2012.07.23)より抜粋

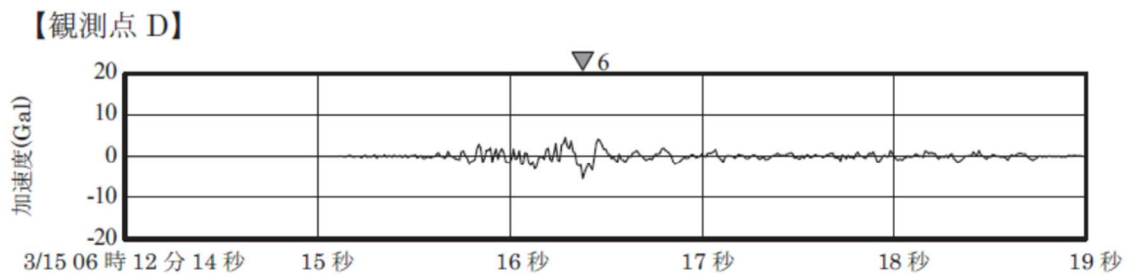
図1 福島第一原子力発電所構内における地震計設置箇所



1号機爆発時の加速度波形(南北方向)



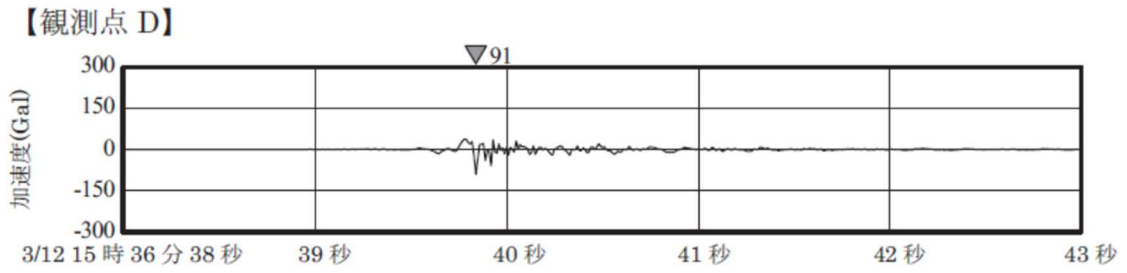
3号機爆発時の加速度波形(南北方向)



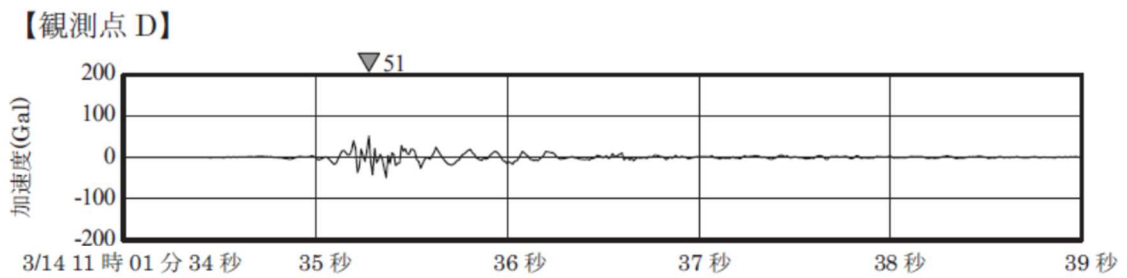
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(南北方向)

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（政府事故調）最終報告書
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

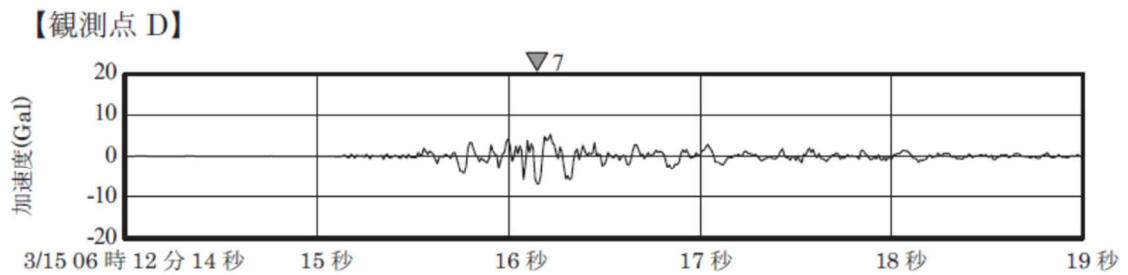
図2 加速度波形（南北方向）



1号機爆発時の加速度波形(東西方向)



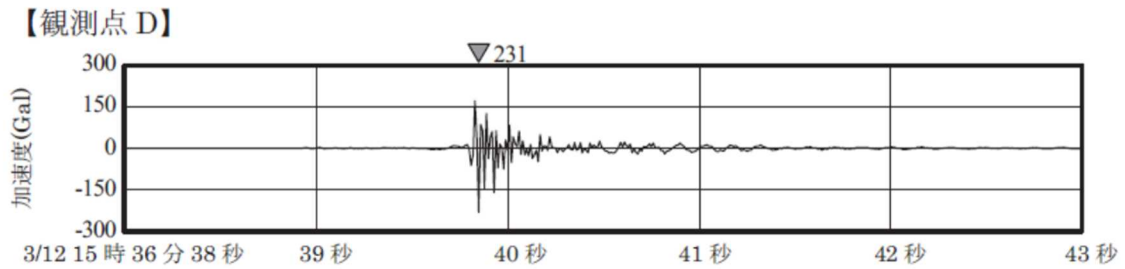
3号機爆発時の加速度波形(東西方向)



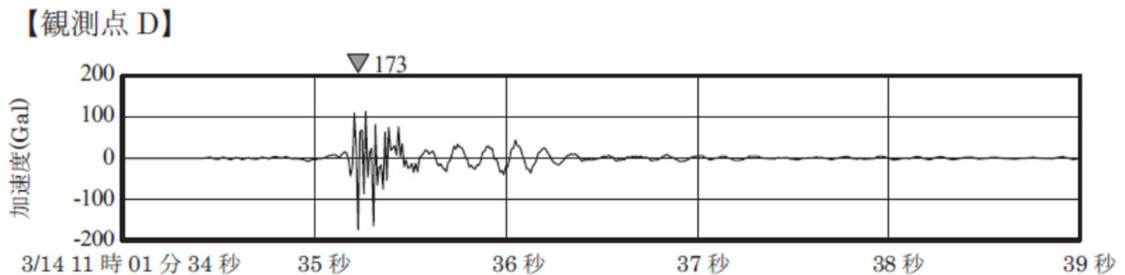
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(東西方向)

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（政府事故調）最終報告書
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

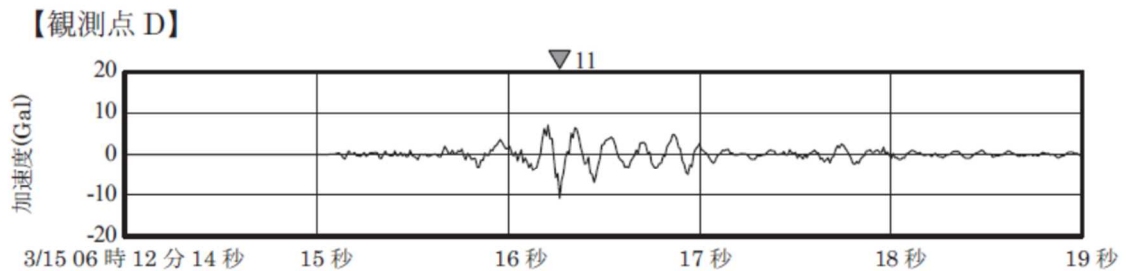
図2 加速度波形（東西方向）



1号機爆発時の加速度波形(上下方向)



3号機爆発時の加速度波形(上下方向)



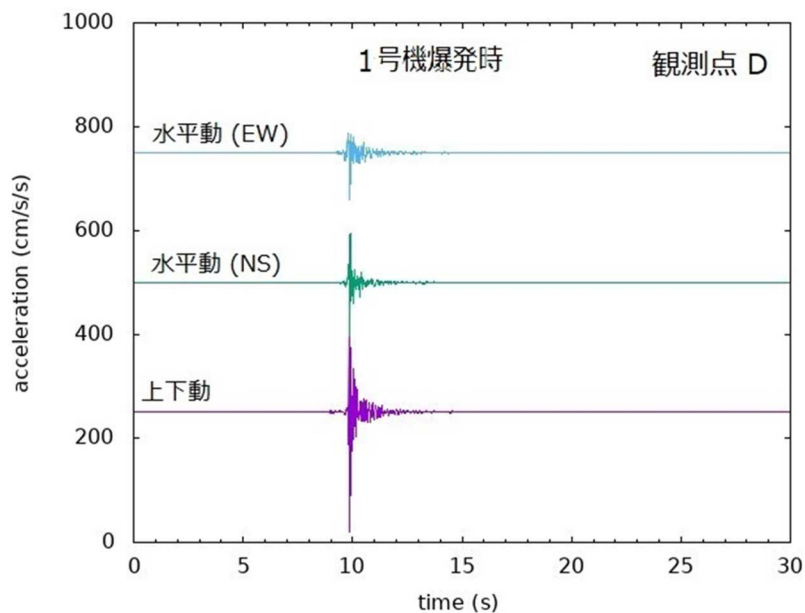
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(上下方向)

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（政府事故調）最終報告書
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

図2 加速度波形（上下方向）

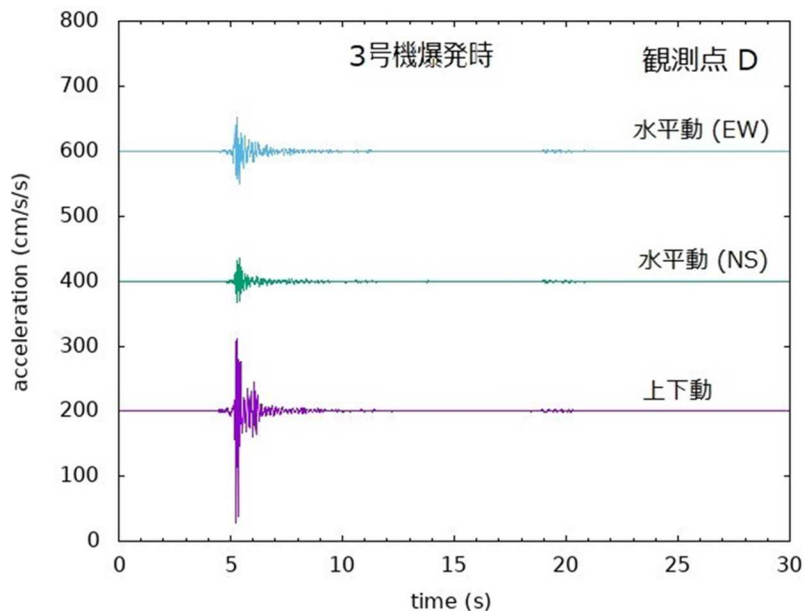
これらの水素爆発時の地震計の振動記録では、1号機の爆発時の振動加速度の方が3号機のそれよりも大きいことが観測されている。

また、上述の東京電力から提供を受けた1号機、3号機、4号機の水素爆発時の振動記録（水素爆発時の前後30秒のデータ）をもとに、東西方向、南北方向及び上下動の各波形について水素爆発の号機毎に確認すると爆発時の初期に大きな振動（加速度）が見られるが、その後の波形にはそれに相当するような振動（加速度）は見られなかった。（図3）



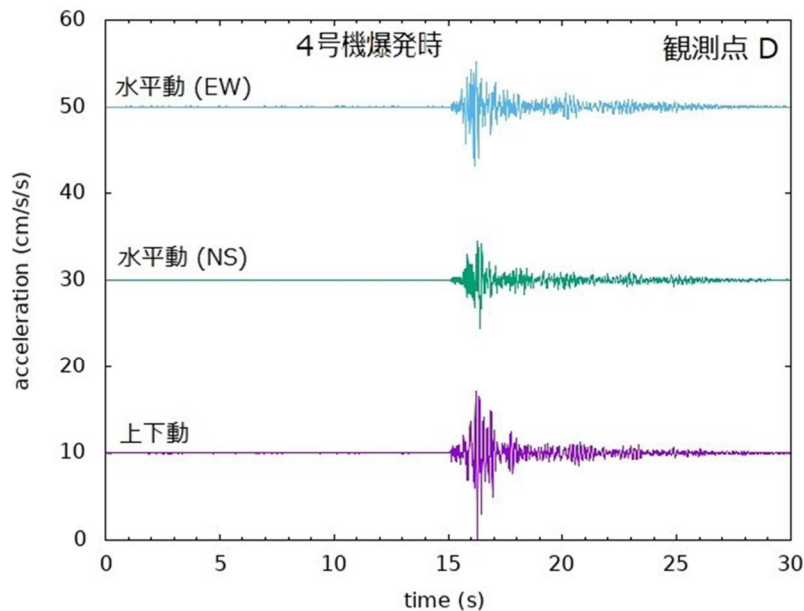
東京電力から提供のあった1号機爆発時のデータ（2011年3月12日15時36分30秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 1号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



東京電力から提供のあった3号機爆発時のデータ（2011年3月14日11時01分30秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 3号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



東京電力から提供のあった4号機爆発時のデータ（2011年3月15日06時12分00秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 4号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）

2. 地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさの分析

1. の記録を分析した結果、水素爆発時に地面に伝わったエネルギー量は1号機の水素爆発時の方が、3号機爆発時のそれと比較してやや大きいことが確認された。

地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさについての分析については、別添11-1に詳述している。

3. 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

1. の地震計の振動記録と水素爆発時の事態推移を比較するために、時間軸を並べて比較を行った。その結果、前駆爆発となる3号機原子炉建屋の変形が確認された期間、原子炉建屋南側に火炎が発生し天井部上方に噴煙が膨張する期間、天井部より黒色の噴煙が上昇し始める期間と水素爆発の事態推移にあわせて、地震計の振動波形が異なっていることが確認された。

3号機原子炉建屋上空に噴煙が上昇する時期には、水素爆発時の初期に見られる振動波形のように著しく強い振動波形は記録されていないことが確認された。

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較については、別添12に詳述している。

(別添 1 1 - 1)

水素爆発時の振動記録に基づく地盤を伝播した振動強さの推定

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
地震・津波研究部門 儘田 豊

1. はじめに

本検討では、福島第一原子力発電所の水素爆発時に敷地内で観測されていた地震計による振動波形を用いて、1、3 及び 4 号機の水素爆発により生じたエネルギーのうち、地盤に伝播した振幅の大きさ(エネルギー)の比を推定する。従って、推定された各号機間のエネルギー比は、それぞれの爆発規模の比とは異なるものであるが、爆発規模を検討する際の参考情報として活用されることを目的として検討を行った。

2. データ

東京電力では敷地内の広範囲にわたる地盤の振動特性について把握することを目的として、福島第一原子力発電所の敷地内の地表面に地震計を仮設置しており、2010 年 10 月より観測を実施している¹⁾。これらのうち、1、3 及び 4 号機の水素爆発に伴う振動が記録されている原子炉建屋近くに設置されている 5 箇所の観測点の記録を入手し、解析に用いた。図 1 に 1~6 号機の原子炉建屋の位置及び解析に用いる観測点 5 箇所 (A~E) の位置を示し、表 1 に 1、3 及び 4 号機と 5 箇所の観測点との距離をそれぞれ示す。なお、入手した観測記録は水平動 2 成分及び上下動の 3 成分の加速度波形であり、1、3 及び 4 号機の水素爆発時の記録を含む 1 分間のデータ (1 号機は 2011 年 3 月 12 日 15 時 36 分 30 秒から、3 号機は 2011 年 3 月 14 日 11 時 01 分 30 秒から、4 号機は 2011 年 3 月 15 日 6 時 12 分 00 秒からそれぞれ 1 分間) である。

表 1 1、3 及び 4 号機の原子炉建屋と観測点の距離

	原子炉建屋		
	1 号機	3 号機	4 号機
観測点 A	656	867	992
観測点 B	390	590	705
観測点 C	73	237	361
観測点 D	422	351	374
観測点 E	684	496	407

単位 (m)

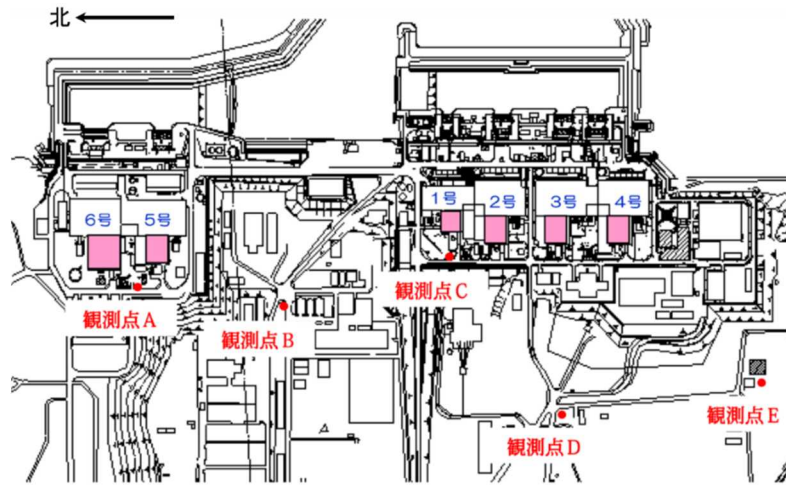


図 1. 福島第一原子力発電所 1～6 号機及び観測点の位置
(東京電力の事故調査報告書²⁾に加筆)

3. 距離減衰特性モデル及び解析

3.1 距離減衰特性モデルの設定

本検討では原子炉建屋からの距離が異なる複数の観測点で観測された加速度波形の最大振幅から振源付近の最大加速度を推定するため、距離減衰特性を表す(1)式によるモデルを考える。

$$A_{ij} = M_i \frac{1}{r_{ij}^n} \exp(-b_{ij} r_{ij}) G_j \quad (1)$$

ここで各パラメータは以下を表す。

A_{ij} : 振源 i による観測点 j における最大加速度

r_{ij} : 振源 i と観測点 j の距離

M_i : 振源 i の規模

b_{ij} : 振源 i と観測点 j の間の媒質の減衰特性を表す係数 (非弾性減衰係数)

G_j : 観測点 j における地盤増幅特性

n : 波の空間的な広がりによる振幅の減衰を表す係数 (幾何減衰係数)

本検討では、図 1 に示す 1、3 及び 4 号機原子炉建屋の 3 箇所にある振源について A～E の 5 箇所にある観測点の記録の最大加速度値を読み取り、(1)式による回帰分析により M_i ($i=1\sim3$: M_1 、 M_2 及び M_3 はそれぞれ 1 号機、3 号機及び 4 号機爆発に伴う振源における振動強さ) を推定した後、これらの比を求めることにより各号機間の振源における振動強さ(エネルギー)の比を推定する。回帰分析に当たっては以下を仮定する。

非弾性減衰係数 b_{ij} は振源と観測点間の媒質特性で決まるが図 1 からわかるとお

り、これらの間を伝播する波はほぼ同一の媒質内を伝播すると考えられるため、 b_{ij} は全ての記録に対して同じであると仮定し、 $b_{ij} = b$ とする。

G_j は観測点直下の地盤構造によって決まる定数であるが、1 観測点当りの記録数は最大でも 3 記録と(1)式による回帰で推定するにはデータ数が少なく、かつ観測点間隔も小さいため観測点毎に大きく異なるとは考えにくい。よって、すべての観測点で一定($G_j=1$)と仮定する。

n は波のフェーズによって決まる係数で、例えばP波やS波のような実体波では1、表面波では1/2となる。本検討ではS波部分の最大加速度を用いることとし、 $n=1$ を仮定する。

(1)式で以上を仮定し、両辺の自然対数をとった(2)式を用いて線形の回帰分析を行った。

$$\ln\{A_{ij}\} = \ln(M_i) - br_{ij} - \ln(r_{ij}) + \varepsilon_{ij} \quad (2)$$

ここで、 ε_{ij} は回帰誤差を表す。また、 A_{ij} はS波部分の最大加速度であり、S波の同定については4.2で述べる。

3.2 P波及びS波の抽出

各号機の水素爆発に伴い観測された波のフェーズ(P波、S波等)を抽出することを目的として、各原子炉建屋からの距離に対するレコードセクションを作成し、各波群の走時を読み取り、それぞれの伝播速度からフェーズを推定した。観測記録の水平動2成分は、いずれの観測点も東西及び南北方向の振動を記録したものであるが、S波及び表面波などの抽出を容易にするため、図2に示すラディアル方向とトランスバース方向の2成分に変換した波形を用いた。

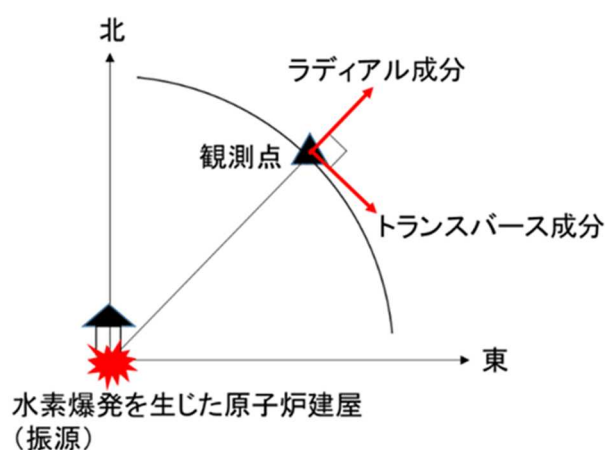


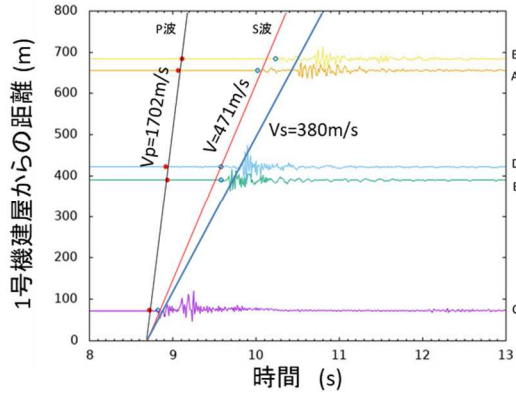
図2. フェーズの同定に用いた水平動成分

図3 (a)～(c)に各原子炉建屋を対象とした水平動トランスバース成分のレコードセクションを示す。P波初動及びS波初動の読み取り位置を赤丸及び青丸でそれぞれ示す。また、それぞれの波のフェーズの伝播速度を図中に記載してある。表2に公表されている敷地内の地盤構造を示す²⁾。公表されているS波速度と本検討でS波として抽出した波の速度を比較すると、抽出したS波は表層のS波速度380m/sより速く、第2層及びその下層にある表層よりも大きいS波速度もつ層を伝播した波であると考えられる。一方、レコードセクション上にはほぼ380m/sで伝播する走時直線をプロットすると、最大振幅を有する波群の到着が見られ、これらは表層を伝播したS波と解釈できる。また、いずれの観測点のトレースにおいても、その最大振幅はS波初動として読み取った時間から1秒以内に到着することがわかる。

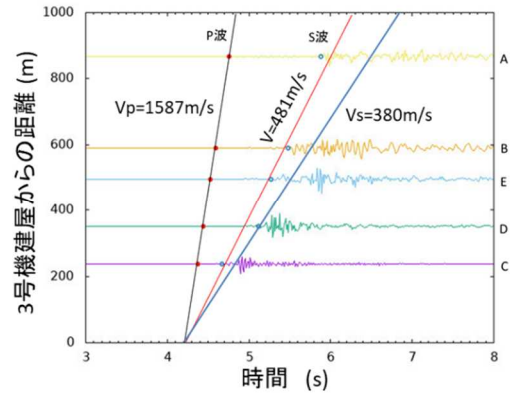
表2. 敷地内の地盤構造（東京電力²⁾による）

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (kN/m ³)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (kN/m ²)	剛性低下率 G/G ₀	せん断弾性 係数 G (kN/m ²)	剛性低下後 S波速度 Vs (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(a) 1号機爆発時



(b) 3号機爆発時



(c) 4号機爆発時

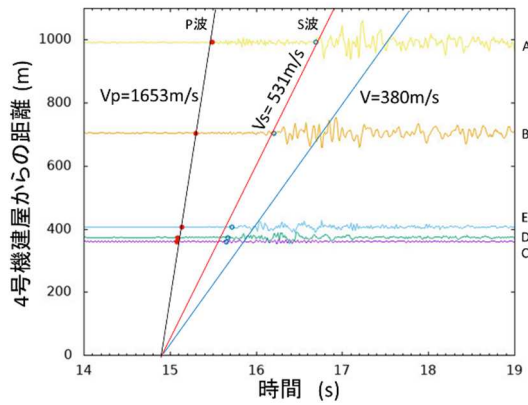


図3. 原子炉建屋1、3及び4号機水素爆発時の加速度記録の記録セクション

3.3 回帰分析

1号機及び3号機爆発時の観測点Dにおける観測波形のうち、4.2節で同定したS波到着時間付近の波形を図4に示す。いずれの爆発時も上下動成分は水平動成分に比べ同等以上の大きな振幅を示しており、地盤を伝播する振幅には上下動成分が大きく寄与していることがわかる。よって、最大振幅の評価には水平動2成分に上下動成分を加えた、3成分のそれぞれの振幅の二乗和平方根（SRSS振幅）を用いることとし、S波到着時間から1秒間以内における最大加速度を読み取った。ここで、観測点Dは1号機及び3号機からそれぞれ422m、351mとほぼ同程度の距離にあるが、いずれの成分の最大振幅も1号機のほうが大きく、地盤を伝播したエネルギーは1号機爆発時が3号機に比べ大きかったことが推測される。なお、本検討では1号機、3号機及び4号機の爆発は1回であったと仮定して解析を行った。

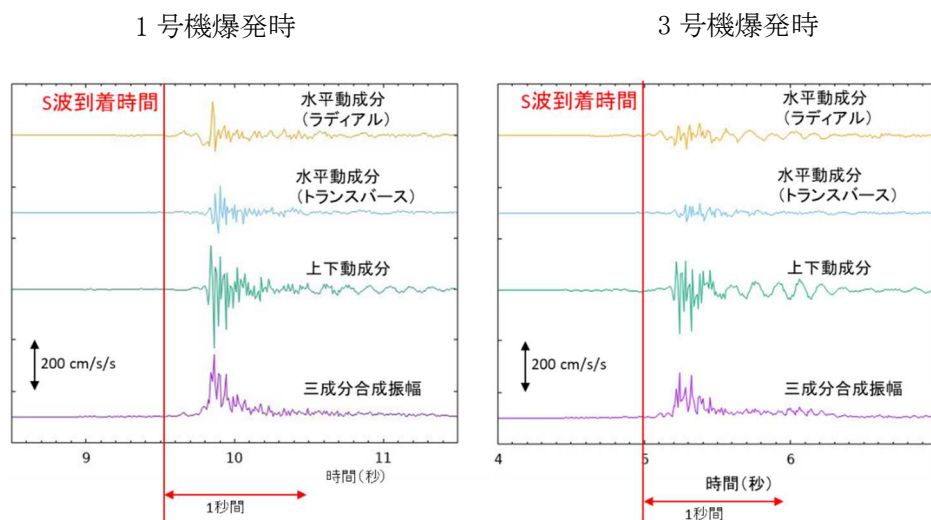


図4. 1号機及び3号機爆発時の観測点Dにおける3成分波形及びSRSS振幅

図5に1、3及び4号機の爆発時に観測された最大加速度と(2)式による回帰曲線（緑は回帰の中央値、青及び黄は±標準偏差）を示す。ここで、1号機爆発時のC観測点では地震計の測定限界を超えた加速度が記録されていること、また、1号機爆発時のC観測点では高周波(35Hz程度)の大きなノイズが記録されていることから、回帰分析においてこれらの記録は使用しないこととした。

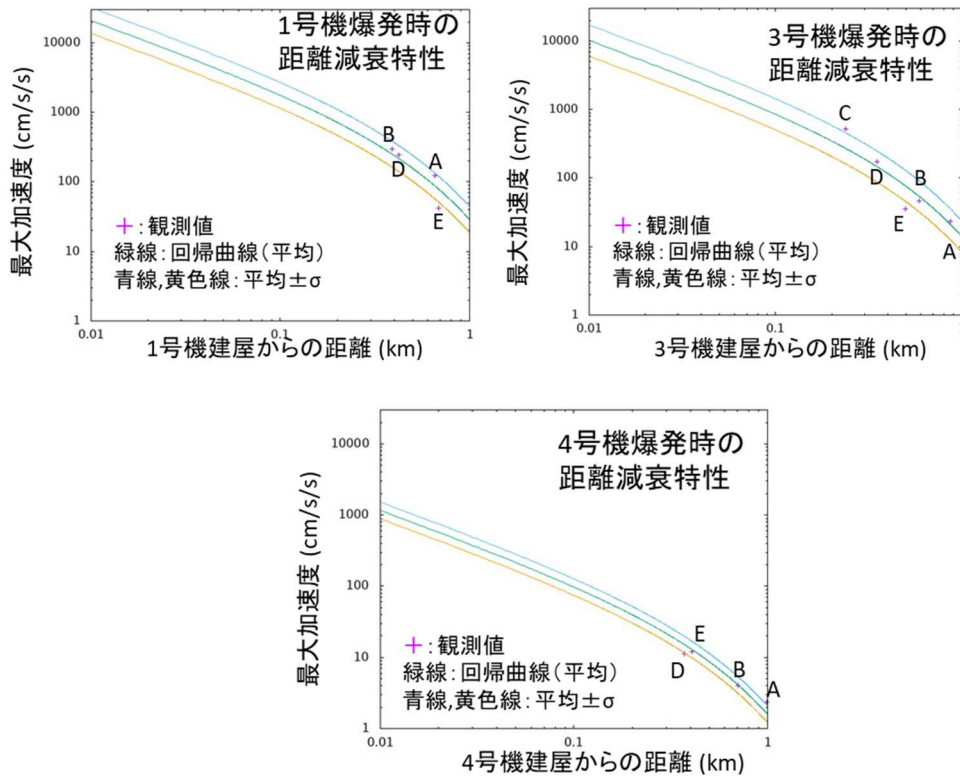


図5. 1、3及び4号機爆発時のSRSS振幅と回帰曲線

4. 結果

本節では1、3及び4号機爆発時の観測波形に基づいて推定した(2)式による回帰曲線から、振源における振幅の大きさの比を推定する。ここでは、3号機爆発時の振幅の大きさに対する1号機爆発時及び4号機爆発時の比を推定する。(2)式を用いると2つの爆発時の比は(3)式で表せる。

$$\frac{A_i(r)}{A_2(r)} = \frac{M_i}{M_2} \quad (3)$$

ここで*i*=1,3に対応する $A_i(r)$ として、それぞれ1号機及び4号機爆発時の振源近傍の距離*r*における最大加速度を考える。図6に1、3及び4号機爆発時に対応する回帰曲線と、振源近傍の距離0.01 kmにおける M_2 に対する M_1 、 M_3 の比を示す。推定した振幅比について1号機爆発時は3号機爆発時の約2.1倍、4号機爆発時は3号機爆発時の約0.1倍であった。また、エネルギー比は振幅比の二乗に比例すると仮定して簡易的な推定を行うと、地盤を伝播したエネルギーについて1号機爆発時は3号機爆発時の約4.4倍、4号機爆発時は3号機爆発時の約0.01倍となる。なお、ここで推定した振幅比(エネルギー比)は回帰曲線の中央値を用いた結果である。各号機爆発時の振幅(エネルギー)の大きさを、回帰誤差として標準偏差(σ)ま

で考慮して比較した場合、4号機は3号機に比べその差は有意に小さく、1号機は3号機に比べ、その差が有意に大きいとまではいえないことに留意する必要がある。

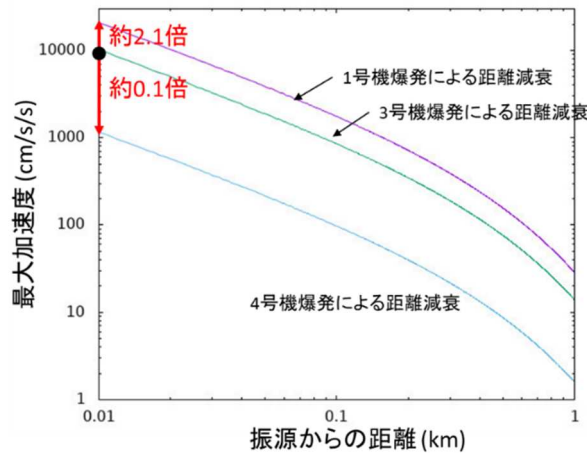


図6. 各号機の爆発時の最大加速度の回帰曲線と振源近傍の振幅比

5. まとめ

本検討では、1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋で発生した水素爆発時に周辺で取得された加速度記録を用いて、各号機の爆発は1回であると仮定し距離減衰特性のモデルに基づいた回帰分析を行い、それぞれの爆発時に地盤を伝播した波の最大加速度の比（エネルギー比）を推定した。その結果、1号機爆発時に地盤を伝播したエネルギーは3号機爆発時よりやや大きく、4号機爆発時に地盤を伝播したエネルギーは3号機爆発時より有意に小さいことがわかった。なお、本結果は、各号機の爆発規模を検討する際の参考情報となるもので、爆発規模の比とは異なるものであることに注意が必要である。

参考文献

- 1) 福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所において平成23年東北地方太平洋沖地震の際に得られた地震観測記録について(続報)
<https://www.tepco.co.jp/cc/press/11092910-j.html>
- 2) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)(追補版)(改訂)、2012年9月

(別添 1 2)

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 目的

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較を行い、建物の変形を伴う初期の爆発現象と、その後の 3 号機原子炉建屋天井部からの黒色の噴煙上昇が時間的に区別することが可能か、また、振動波形において両者の間に明らかな違いがあるかを確認する。

2. アプローチ法

別添 1 0 において、すでに得られている初期の爆発現象の始点 (-2/60 秒) から原子炉建屋南東部の赤紫火炎発生を経て、3 号機原子炉建屋天井部における火柱の発生 (2/60 秒) までの進展にかかった時間をスケールの基準として、天井部から噴煙が始まるまでの時間について振動波形 (D 観測点の上下動成分) を用いて確認する。(図 1 及び表 1)

3. 結論

今回の検討により、初期の爆発現象の時間をスケールの基準として比較すると、正確な起点を特定することは困難であるが、噴煙上昇までには約 0.17 (10/60) 秒を要していること、また、振動波形側も同時刻には大きな揺れが収まっていることなどから、初期の爆発現象と噴煙上昇の間には、有意な時間差があることが説明可能であることが示された。また、振動加速度の観点においても、初期の爆発現象と噴煙では、明らかに加速度が小さいなど異なる点を確認できた。(図 2)

よって、地震計の振動記録の時間的推移面に、3 号機の水素爆発が多段階の過程を経ていることを否定する要素はないことを確認した。

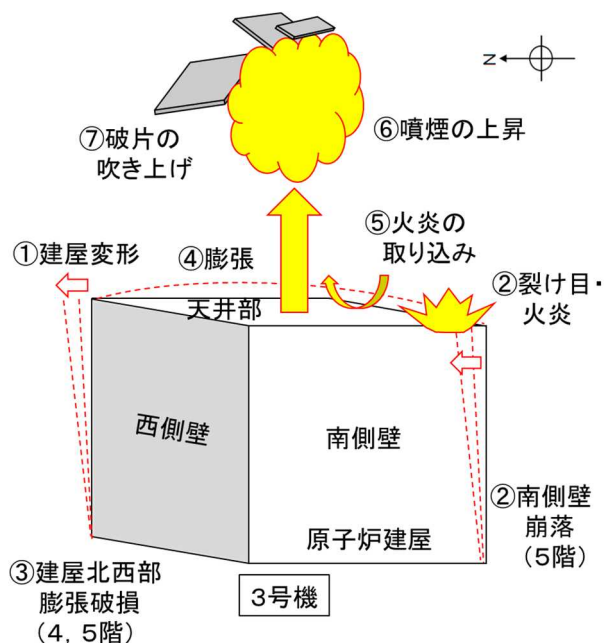


図 1 水素爆発の事態推移（多段階事象説のイメージ）

表 1 多段階事象説の概略

「多段階事象説」の概略		
①	-0.032秒 [-2/60秒]	まず、原子炉建屋を北西方向に変形させる（水素爆発と推測される）前駆爆発が発生し、原子炉建屋に変形をもたらす。
②	-0.016秒 [-1/60秒]	これにより、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が燃焼する火炎が原子炉建屋外部に発生。同時にこの火炎の下部に位置する原子炉建屋5階の南側の壁が崩落。
③	-0.016秒 [-1/60秒]	また、①の水素爆発により、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	0.032秒 [2/60秒]	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し始め、その後、原子炉建屋内に残存した水素などの可燃性ガスが燃焼する。
⑤	0.384秒 [24/60秒]	原子炉建屋南東部の火炎は、0.4秒程度継続した後、球状の噴煙下部の低圧部に取り込まれる。
⑥	0.192秒 [12/60秒]	さらに④の可燃性ガスの燃焼は、球状の噴煙となって上昇する過程に移行。
⑦	9秒 [540/60秒]	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吹き上げられた。

※時間軸の0秒は、福島中央テレビの映像において、3号機原子炉建屋南東部に火炎が出現したところ（0/30秒）に定めている。（別添10）

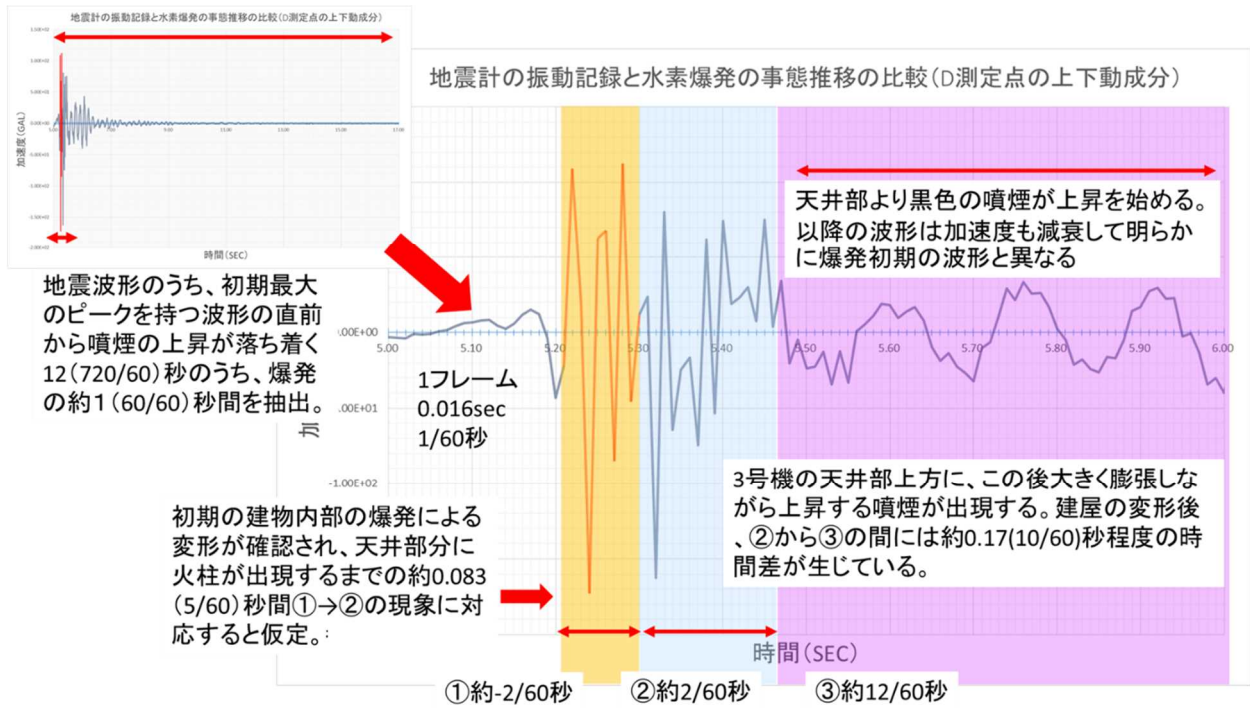


図2 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

(別添 13)

3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力

防衛大学校 准教授 市野 宏嘉

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 佐藤 雄一

1. 検討目的

3号機原子炉建屋内の損傷状況について、調査チームが実施した現地調査において、同建屋3階天井部の梁の損傷等が確認された。

確認された梁の損傷等のうち、小梁については、同建屋3階西側中央部付近で小梁の両端部が大きく損傷しており、損傷状況から「せん断破壊」に至ったものと考えられる。また、大梁については、同建屋3階西側中央部付近で大梁の中央部付近の梁下面および側面にひび割れが発生しており、損傷状況から「曲げ破壊」に至ったものと考えられる。

これらの損傷状況を踏まえて、3号機原子炉建屋における水素爆発時の梁への最大作用圧力及び作用時間を試算した。

この試算を行うことにより、3号機原子炉建屋における水素爆発の事象進展の理解促進が図られると考えられる。

2. 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷状況

2019年12月及び2020年9月に調査チームが実施した現地調査において確認された3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷状況を、図1～図14に示す。

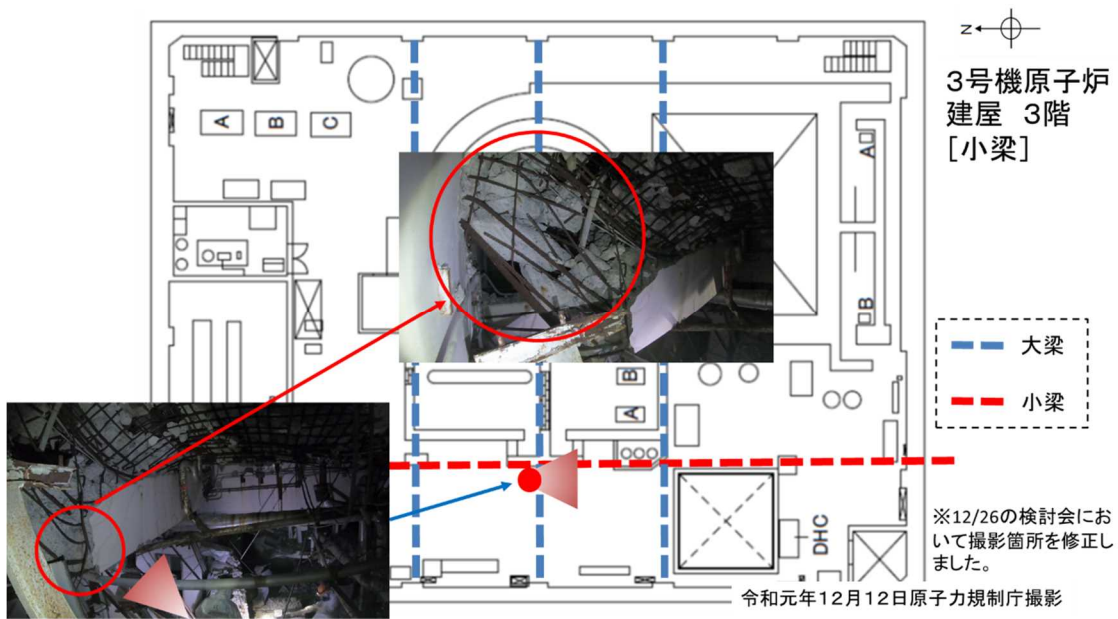


図1 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

3号機原子炉建屋 3階 [小梁]



図2 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

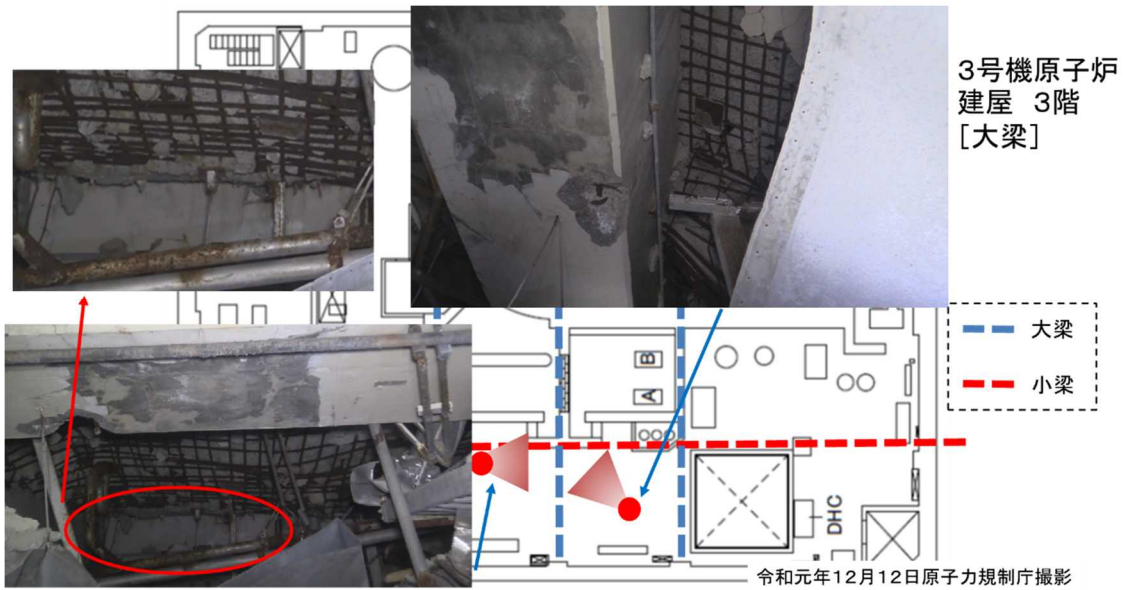


図3 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

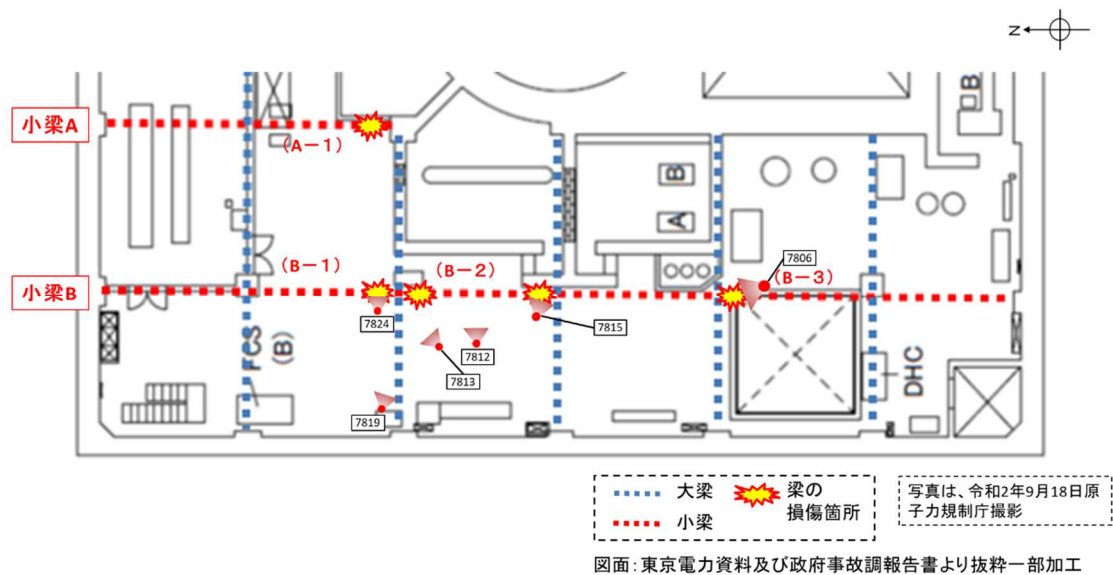


図4 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁位置及び損傷箇所
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-2)の損傷状況

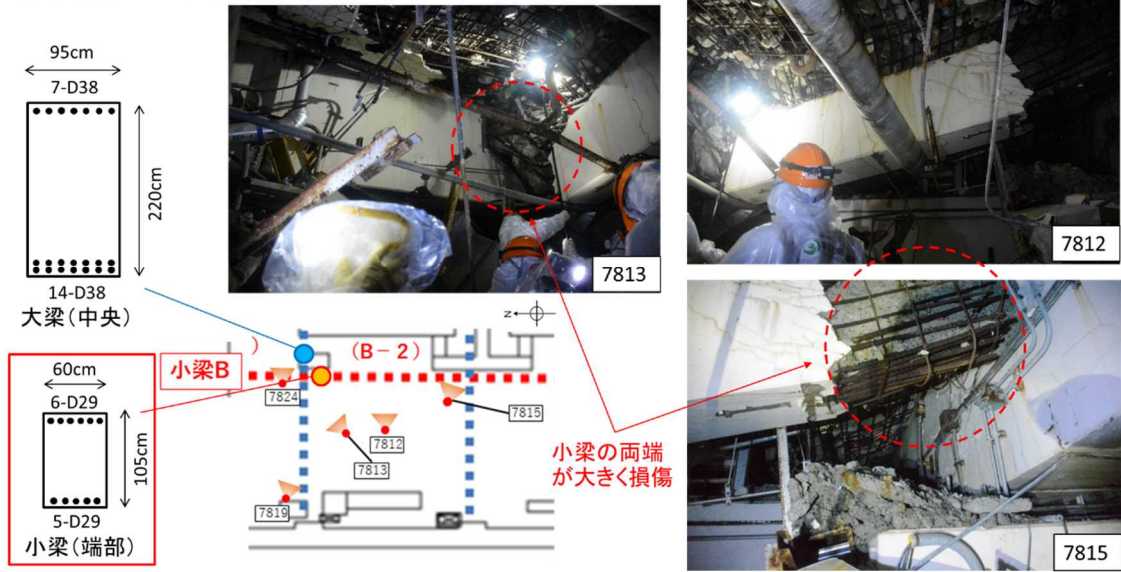


図5 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-2)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-1)の損傷状況

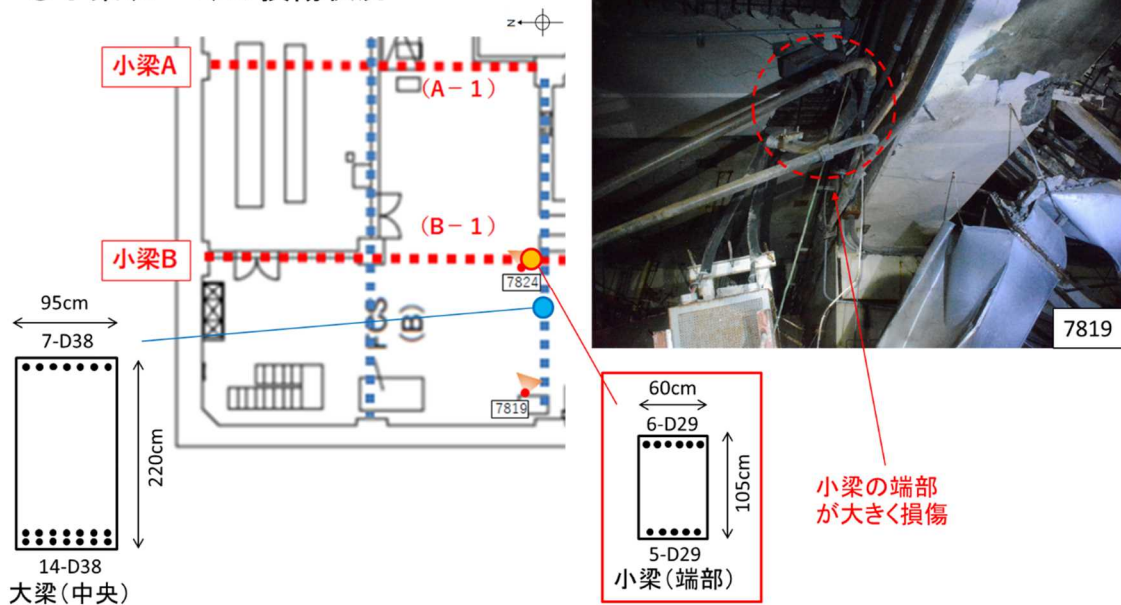


図6 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-1)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-3)の損傷状況

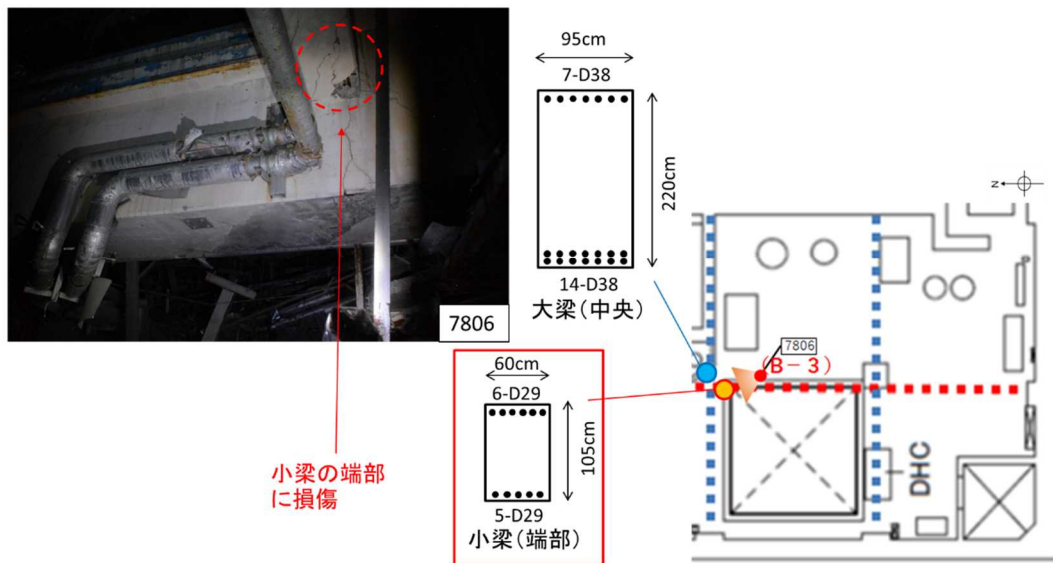


図7 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-3)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(A-1)の損傷状況

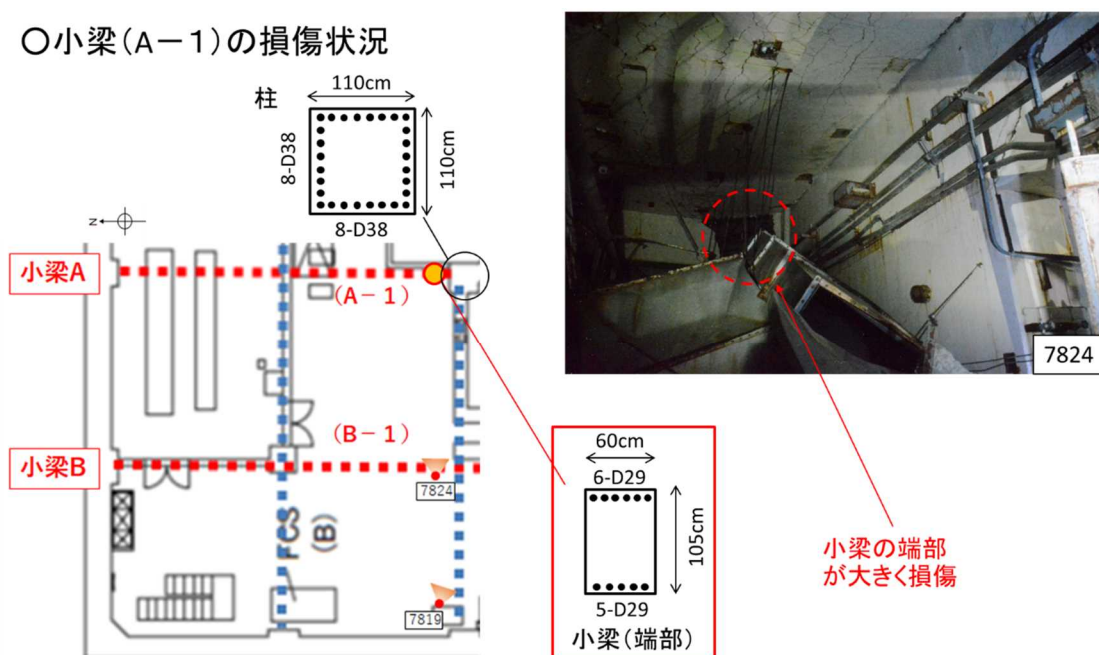


図8 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(A-1)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

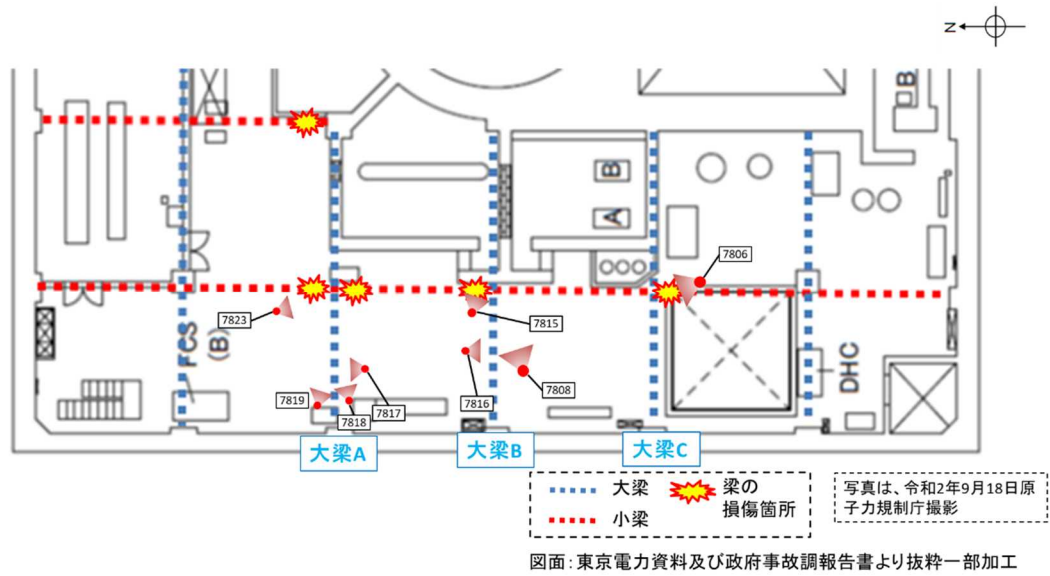


図9 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁位置

○大梁(A)の損傷状況

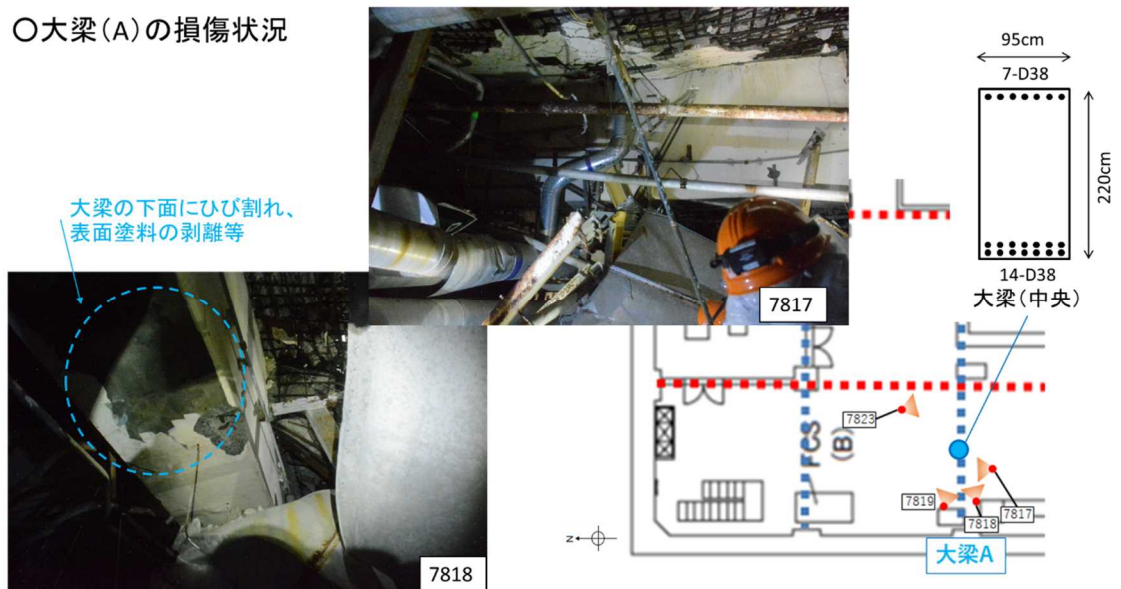


図10 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(1/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(A)の損傷状況

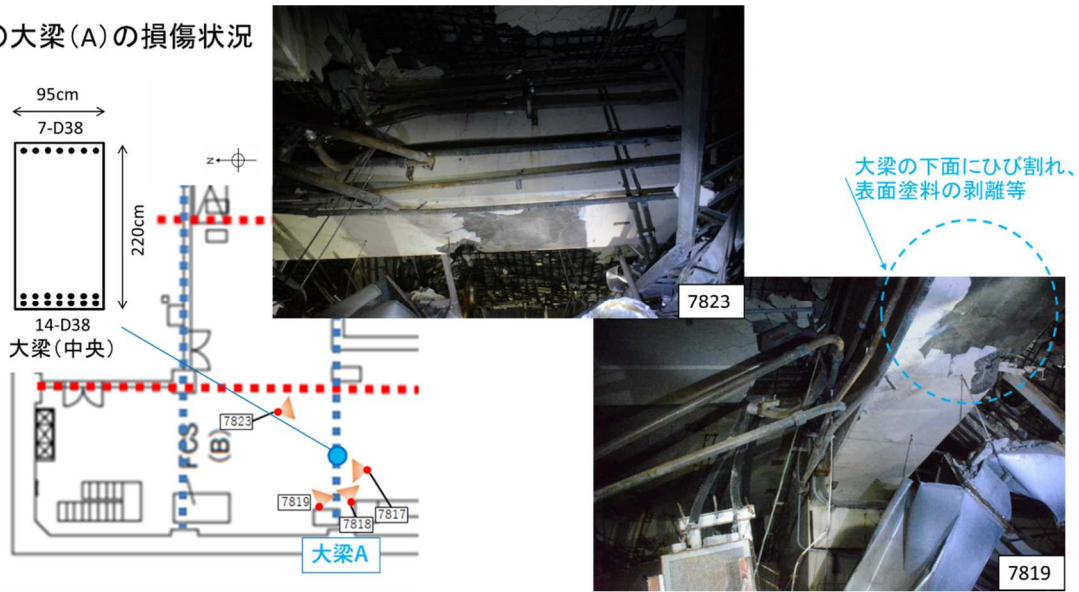


図 1 1 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(2/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(B)の損傷状況

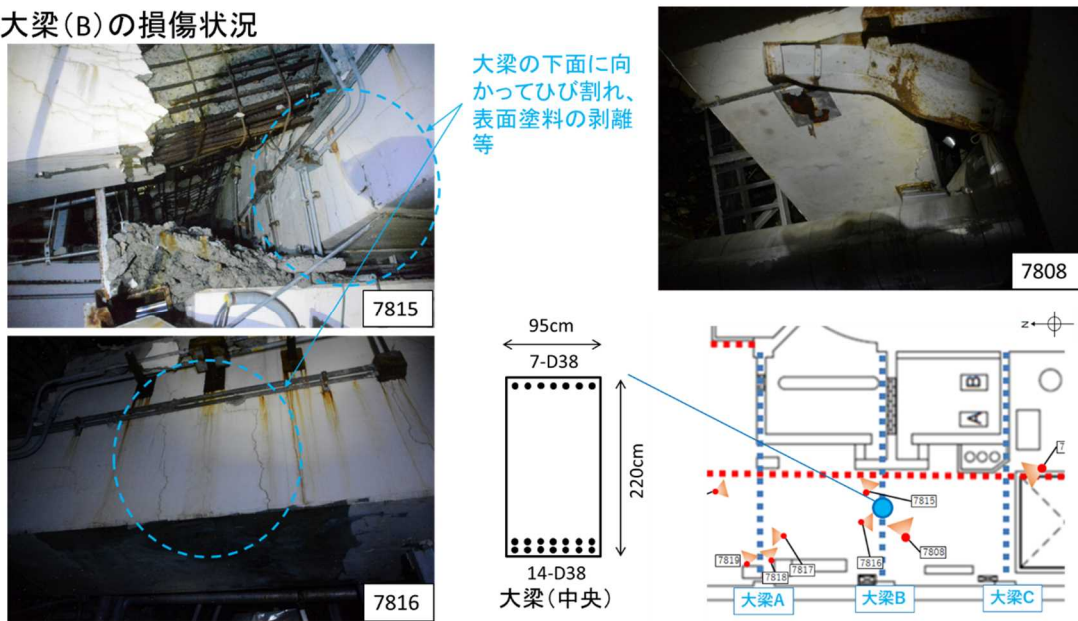


図 1 2 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(B)の損傷状況(1/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)



図 1 3 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(B)の損傷状況(2/2)
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(c)の損傷状況

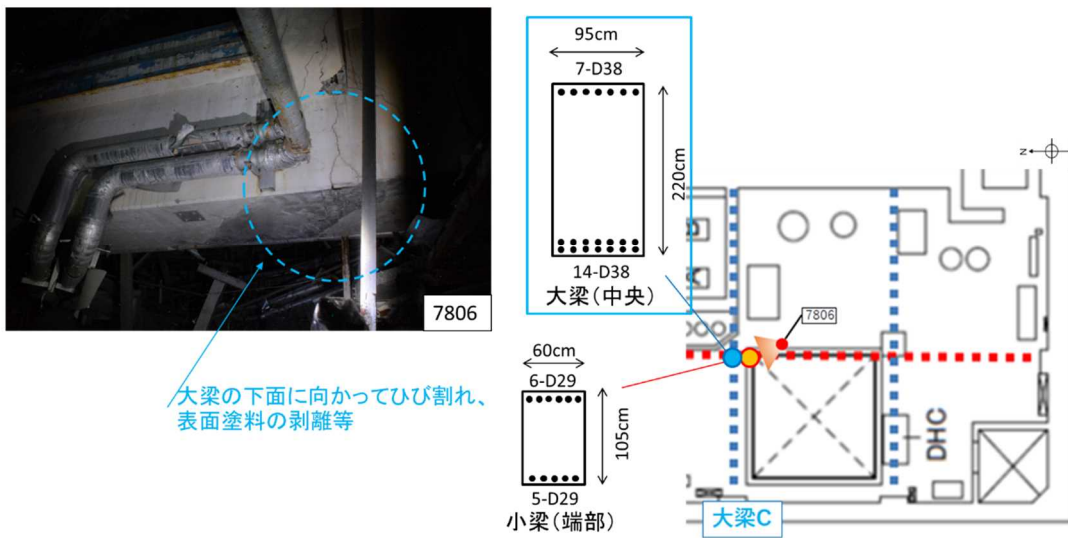


図 1 4 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(C)の損傷状況
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

3. 検討内容

(1) 試算対象の梁

本検討においては、曲げ破壊に至ったと考えられる 3 号機原子炉建屋 3 階天井部の大梁のうち、図 1 2 及び図 1 3 に示す「大梁 (B)」を対象として試算を行った。

(2) 試算の考え方

圧力 (爆風圧) の大きさ及び作用時間がわかれば、梁の材料、形状、固定条件等から梁の変位の概略値を求めることが可能である。

そのため、これと逆の方向から考え、実際の損傷状況から観察される変位を基に、爆発時の圧力 (爆風圧) の大きさと作用時間を推定することが可能と考えられる。

本検討においては、圧力 (爆風圧) の大きさ及び作用時間 (継続時間) を任意に仮定し、3 号機原子炉建屋 3 階天井部の大梁が圧力 (爆風圧) を受けた際の変位量を簡易的に試算した。

(3) 試算方法

試算は、1 自由度モデルを用いた爆発応答解析を用いて実施した。

当該解析は、爆発を受けて構造体に変位するような複雑な事象 (梁の上部から圧力 (爆風圧) を受けて梁が下部に動く事象) を簡易的なモデルに置き換えて応答計算を行う手法である。

解析の概念図を図 1 5 に示す。

図 1 5 (a) のような爆発を受ける梁の応答を図 1 5 (b) のような力を受けるばねとおもりの動き (1 自由度系モデル) に変換する。変換に際して、梁の中央部の変位とおもりの変位を一致させる。図 1 5 (b) の力 $F_e(t)$ 、おもりの質量 M_e 及びばね定数 $K_e(x)$ は、図 1 5 (a) の各種の条件をもとに算定される。すなわち、爆風圧の大きさや作用時間、梁の形状から力 F_e を、梁の質量、梁の固定条件からおもりの質量 M_e を、梁の形状、寸法、配筋、固定条件及び材料の強度等からばね定数 $K_e(x)$ をそれぞれ求める。こうして得られた 1 自由度系モデルの運動方程式を解くことにより変位を得ることができる。

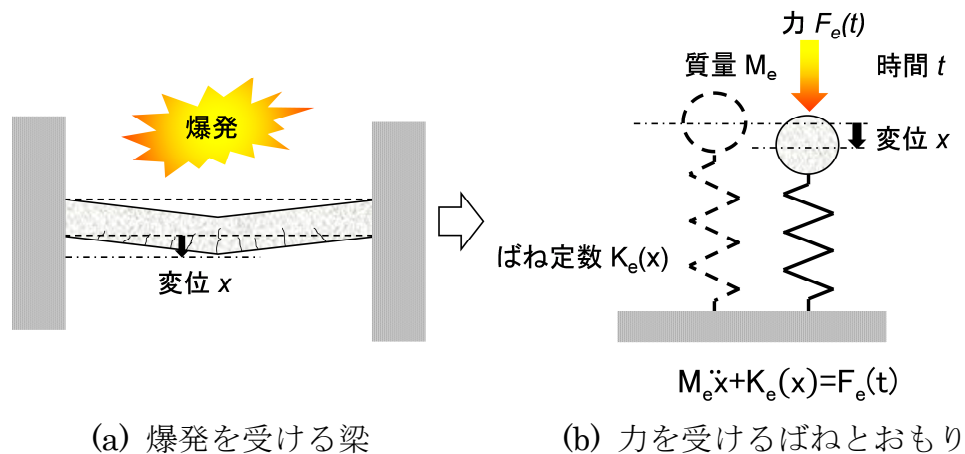


図 1 5 1 自由度モデルを用いた爆発応答解析の概念図

(4) 試算の前提条件

爆発を受ける梁の応答は非常に複雑な現象であることから、計算を容易にするために実現象の特徴をできるだけ損ねないように留意して以下の前提条件を仮定している。

<水素爆発>

- ・ 水素爆発の圧力（爆風圧）と作用時間の関係については、図 1 6 に示すような二等辺三角形形で仮定する。最大爆風圧は 50～500kPa、作用時間は 20～100ms の範囲で複数の組合せを設定する。

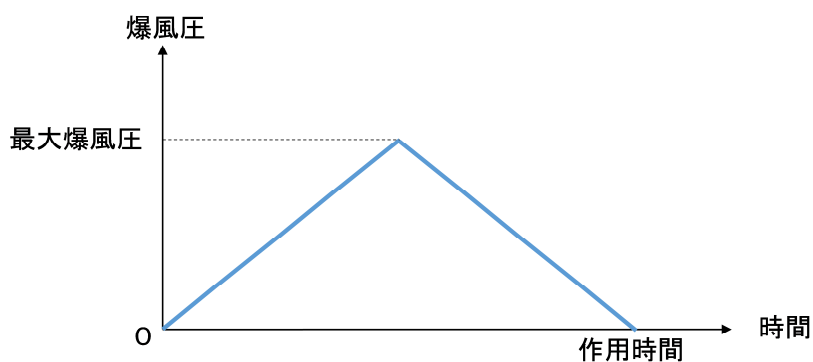


図 1 6 水素爆発の圧力（爆風圧）と作用時間の関係

- ・ 圧力（爆風圧）は、梁に対して一様に作用すると仮定する。
- ・ 考慮する圧力（爆風圧）の作用範囲は、「梁のみ」及び「床版も含める（梁の周囲の床に作用した圧力も梁が受け持つ）」の 2 種類について、試算する。

<はり>

- ・初期の固定条件は両端固定を仮定する。
- ・梁は、支点間の中央を中心として対称に曲げ変形すると仮定する。
- ・元々、梁に作用していた荷重は考慮しない。
- ・圧力（爆風圧）は、大梁または床版に直接作用するものとし、大梁に接続されている小梁からの荷重伝達は考慮しない。
- ・コンクリート及び鋼材の動的強度増加率は、1.0 を用いる。

4. 検討結果

(1) 梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合

解析結果を図17に示す。

解析の結果、作用圧力 100～500kPa、作用時間 20～100ms の条件においては、2～27mm の最大変位が生じていると試算された。作用圧力および作用時間が大きいほど、最大変位も大きくなる。なお、梁が圧力（爆風圧）を受けて最大変位に到達した後、圧力が除かれると多少変位が小さくなった状態で静止する（残留変位）。

図13に示す大梁（B）の損傷状況から、梁の中央部の残留変位は計算値である2～27mm よりもやや大きいように見える。したがって、大梁（B）には本条件を上回る力が作用していたと推察される。

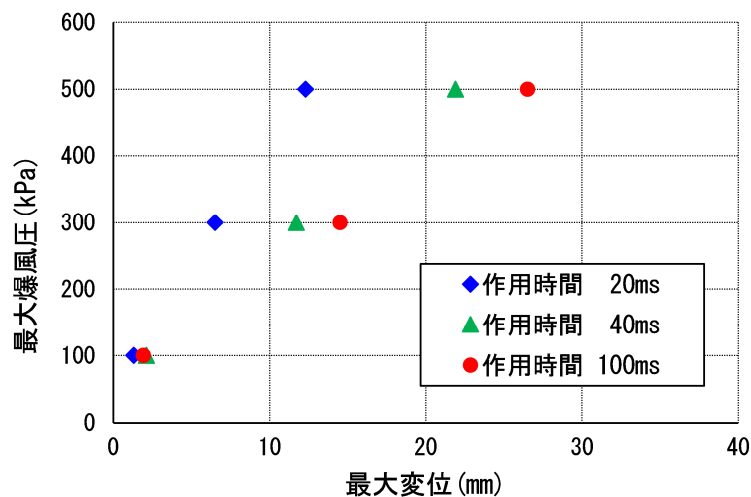


図17 解析結果（梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合）

(2) 床版に作用した圧力（爆風圧）も考慮した場合（梁の周囲の床に作用した圧力も梁が受け持つとした場合）

解析結果を図18に示す。

解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の条件においては、9～

235mmの変位が生じていると試算された。たとえば、圧力 300~500kPa では、作用時間 20~40ms で最大変位は 69mm~203mm と試算され、ひび割れのみならず目視でも十分確認が可能な相当の変形が生じることとなる。図 1 3 に示す大梁 (B) の状況と対比すると、本計算結果は概ね妥当なものと判断される。

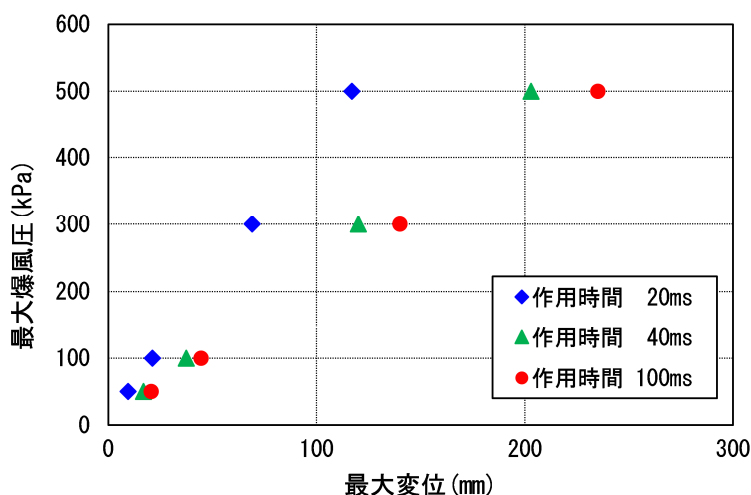


図 1 8 解析結果 (床版に作用した圧力 (爆風圧) も考慮した場合)

(3) 水素燃焼に必要な水素濃度

なお、500kPa 程度の水素燃焼によって発生するとした場合にもたらされることが非現実的でないことを確認するために、密閉空間及び静的圧力の条件における必要水素濃度 (%) を以下の式により試算した。その結果、5%程度の水素濃度で 500kPa に見合う圧力が生じうるとの結果を得た。

$$\Delta PV = \Delta E = 242 \text{ kJ/mol} * (V/0.0224) * (\text{水素濃度}(\%) / 100)$$

242 : 水素の爆鳴気発熱量 (kJ/mol)

V : 算定対象空間の体積 (m³)

0.0224 : 理想気体のモル体積 (m³)

実際には、3号機原子炉建屋4階は密閉空間ではなく、また、燃焼速度を踏まえると動的圧力も十分働くと考えられるため、上記の試算は、水素濃度と破損に必要な圧力が全く見合わないほどかけ離れたものではないことを確認したものである。

5. まとめ

これまでの検討の結果、3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷については、以下のように考えられる。

- ・ 写真（図 1 3）より、大梁は、曲げ破壊によって目視でも明らかに認めうるほどの下方向の変位が生じている。
- ・ 解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の圧力（爆風圧）においては、大梁に 2～235mm の変位が生じた。その中で、大梁とその周囲の床版に 300～500kPa 程度の圧力（爆風圧）が 20～40ms 程度の間作用すると、今回大梁に観察された変形と同程度の変形が生じうる。
- ・ 3 号機原子炉建屋の水素爆発時の映像によると、同建屋 4 階での爆発が前駆爆発と同じ爆発であるとした場合、建屋変形の継続時間は 30～50ms 程度であり、本検討で設定した作用時間（20ms～100ms）とも整合している。

(別添 14)

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階の損傷状況

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

竹内 淳、佐藤 雄一

1. 検討目的

調査チームは、2020年7月～10月にかけて、3号機原子炉建屋3階～4階及び4号機原子炉建屋2階～4階の損傷状況に関する調査を実施した。これらの建屋は、東京電力福島第一原子力発電所事故時に水素爆発が生じているが、調査箇所においては、一部の設備等が壁などと比較して、さほど損傷していない状況等が確認された。

そのため、水素爆発の様相等に関する理解を深めることを目的として、3号機及び4号機原子炉建屋内の設備等の損傷状況を分析した。

2. 調査方法

(1) 3号機原子炉建屋4階

3号機原子炉建屋の西側は爆発により階段が消失しており、4階にアクセスする手段は確保されていない。また、過去の建屋外からのガンマカメラなどによる線量測定において、4階部分の原子炉格納容器とドライヤー/セパレータピットの間の遮へい壁付近で比較的高い汚染を示す信号が得られ、遮へい壁に損傷が生じている可能性が懸念された。このため、カメラ、線量計及びライトを伸縮式の棒に取り付け、同建屋3階の使用済燃料プール熱交換器室近傍から天井部の開口部へ向けて伸縮式の棒を差し込むことにより、同建屋4階の損傷状況を確認した。カメラは、全方向を撮影可能な360度カメラを用いた。

(2) 4号機原子炉建屋2階～4階

原子炉建屋内の損傷状況を目視にて確認するとともに、3Dレーザースキャナによる測定を実施した。また、一部のフロアについては、原子力規制庁内の耐震設計に関する知見を有する職員も調査に同行し、損傷状況を確認した。

3. 3号機原子炉建屋4階の損傷状況

4階西側の全体的な損傷状況を図1に示す。

配管、支持構造物、設備等について、大規模な損傷は確認されなかった。また、原子炉格納容器側の壁が損傷している様子は確認されなかった。床面にはがれきが散乱して

おり、西側の外壁は柱から剥がれて空隙となっている様子が確認された。

また、空間線量率は最大で 108mSv/h の値が計測された。

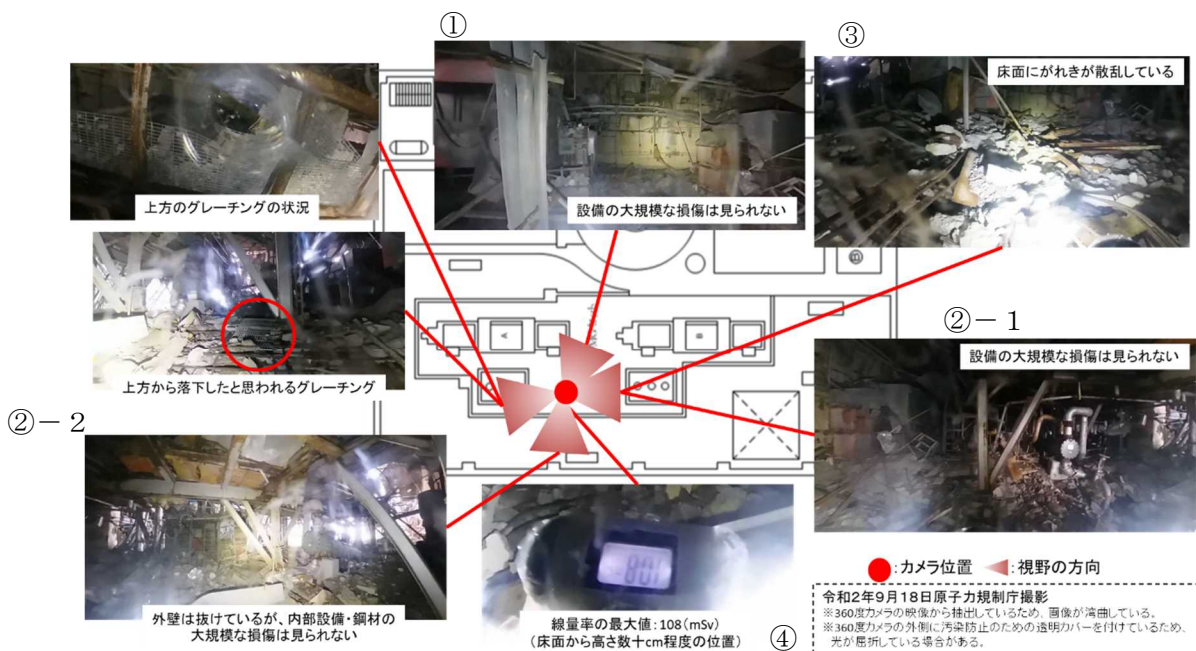


図1 3号機4階西側における状況図(360度カメラの動画から画像抜粋)

図1に示す各部位の特徴について以下に示す。

① 原子炉格納容器遮へい壁とその周辺

図2に示すように、原子炉格納容器側の壁面(建屋の外部から撮影したガンマカメラ画像において確認された高線量箇所)では、線源となり得るような破損口などの損傷は認められなかった。むしろ壁面は爆発による影響はほとんどみられず、映像で確認できる範囲において健全な状態が維持されているように見える。このほか壁面近傍に取り付けられているケーブルトレイや高所の足場などの脱落もみられない。

また、手前左右に配置されているMGセットはケーシングが一部変形・破損している箇所がみられる一方、端子箱やゲージは原形を留めている箇所もみられる。



図2 3号機4階原子炉格納容器側の壁の状況（図1の写真①）

② 設備・機器の損傷状況

図3に示すように、熱交換器及びその配管には損傷がみられない。さらに配管の保温材は一部に凹み等がみられるが、ほぼ無傷の状態に残っており、爆発の影響を受けた様子はみられない。

図4の熱交換器等においても図3と同様に損傷はみられず、保温材も原形を保っている。他方、外壁面に沿って設置されている分電盤と思われるラックは若干変形がみられ、内部の遮断器や盤の扉らしきものが脱落しているなど、少なからず爆発の影響は受けているように思われるものの、筐体自体は概ね原形が保たれていた。



図3 4階に設置されている設備の状況（図1の写真②-1）



図4 4階に設置されている設備・ラックの状況（図1の写真②-2）

③ 床面のがれきの状況

図5に示すように、4階の床面は、3階天井との間で貫通損傷がある場所を除き、大量のがれきが床面に一様に散乱している。これらのがれきは、爆発によって損傷した4階天井からのコンクリートがれきや、東京電力福島第一原子力発電所事故後、使用済燃料プールからの燃料取出しのために、5階オペフロ上のがれき撤去工事によって、4階天井部の隙間から4階床面に落下したものと考えられる。調査チームが3号機原子炉建屋の調査ルートを検討する際、東京電力から、「3階にアクセスする際の建屋東側の階段は、事故後に窒素封入ラインを敷設した時点ではがれきがなかったが、オペフロのがれき撤去工事後にはがれきが堆積していた。」という説明を受けており、4階西側エリアにおいても工事によるがれきが堆積していると考えられる。



図5 4階床面のがれきの状況（図1の写真③）

④ 4階の空間線量率

図1の写真④に示すように、4階における空間線量率は100mSv/hを超えており、3階での空間線量率(20~30mSv/h)と比べて高いことから、何らかの高線量の線源が存在しているものと考えられる。

使用した線量計は指向性を有しておらず、また、上記①で述べたように原子炉格納容器側の壁に破損がなかったことから、具体的な線源がどこにあるかを視覚的に特定することはできなかった。

しかしながら、線量計の指示値は4階の床面を貫通してから急激に100mSv/h程度まで上昇し、その後大きな変化はなかったことから、建屋外からガンマカメラで撮影した画像上で確認された線源スポットは、4階の原子炉格納容器側の壁から西側の空間において一様に存在していることが考えられる。

4. 4号機原子炉建屋内の損傷状況

(1) 2階北西部の損傷状況

現地調査において確認された4号機原子炉建屋2階の損傷状況を図6~図8に示す。

図6に示すように、2階北西部天井の梁の両端部はコンクリートが剥がれ落ち鉄筋が剥き出しになっている状況が確認された。また、図7に示すように、両端部が損傷している梁は、中心部が落ち込んでいる状況が確認された。これらより、2階北西部天井の梁は、終局耐力を超える力が梁に作用した結果、両端部がせん断破壊に至ったものと考えられる。

また、図8に示すように、2階の設備等の損傷状況について、調査した北西部付近では資材等の散乱は見られるが、設備及び壁の大規模な損傷は確認されなかった。

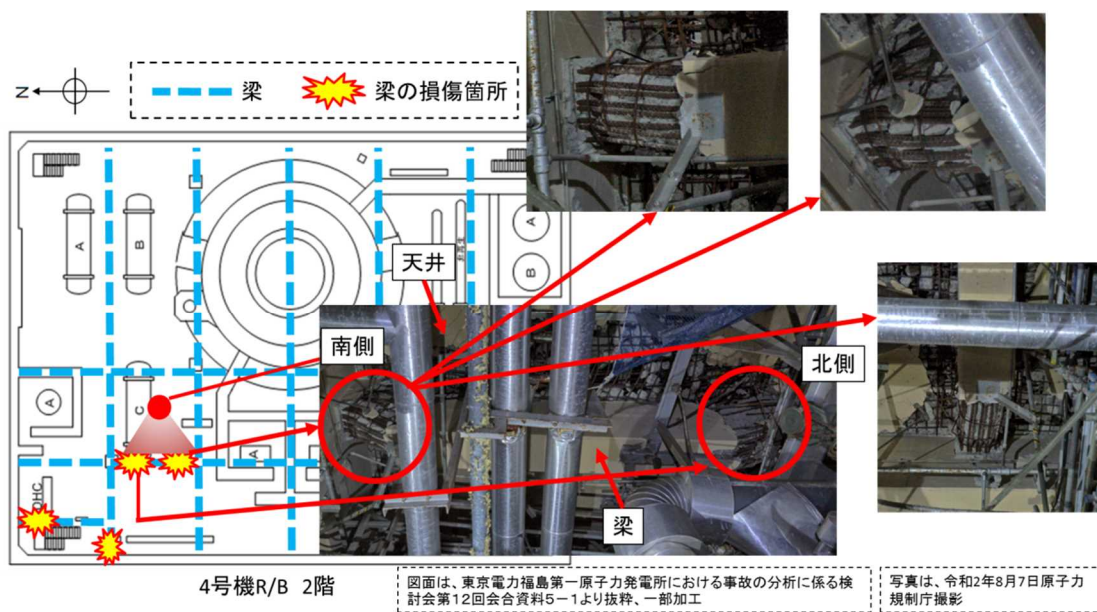


図6 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（1／2））

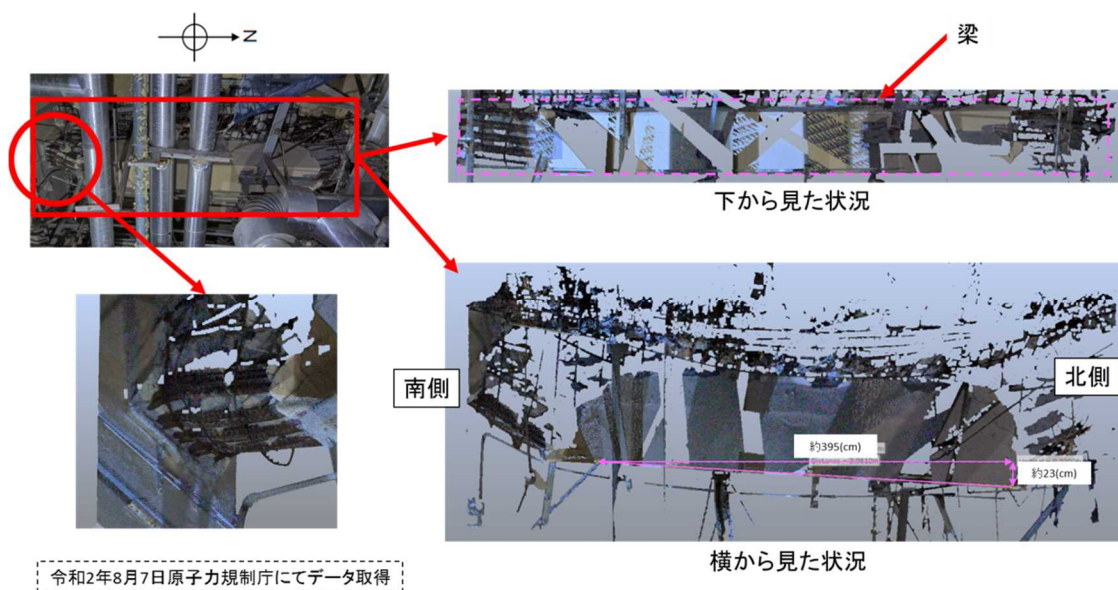


図7 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（2／2））

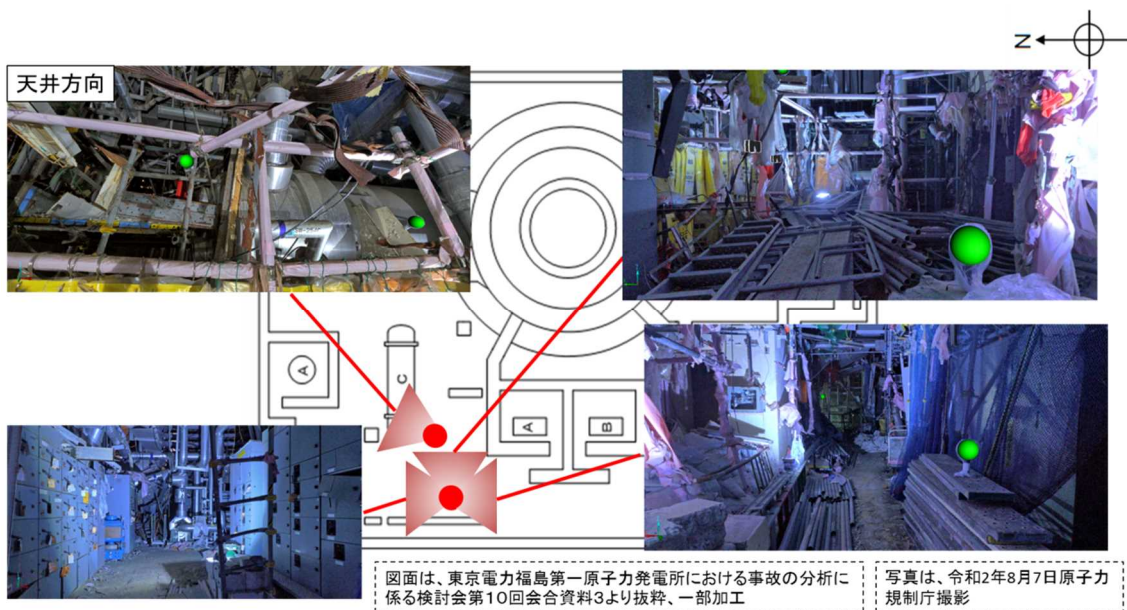


図8 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（設備等の状況）

（2）3階の損傷状況

① 北側CRDリペア室付近の損傷状況

損傷状況を図9～図11に示す。主な損傷状況は以下のとおり。

- ✓ 図9に示すように、CRDリペア室の外側（北側フロア）は、配管等の設備は損傷していることが確認されたが、梁、柱、壁といった建屋の構造部材には大規模な損傷は確認されなかった。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）では、サポートと思われる鋼材が壁から外れている様子（図10の左側中央の写真）や壁が部屋の内側から外側に膨らんだ形跡（図10の左側上の写真）が確認された。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）の出入口の壁の鉄筋が部屋の外側に曲がっている様子（図10の下側右から2番目の写真）が確認された。また、部屋の扉は外れていた（図10の下側左から2番目の写真）。
- ✓ 図10に示すように、CRDリペア室（東側）内には、燃えかすのようなものが壁に貼り付いている様子が確認された（図10の左側下の写真）。
- ✓ 図11に示すように、CRDリペア室（西側）内には、燃えかすのようなものが垂れ下がっている様子が確認された（図11の左側の写真）。
- ✓ 図11に示すように、CRDリペア室（西側）の天井は損傷していないことが確認された（図11の右側下の写真）。

これらの損傷状況から、以下のことが考えられる。

- ✓ CRDリペア室（東側）の壁が部屋の内側から外側に向かって膨らんだ形跡が確認

されたこと、同室（東側）内の燃えかすのようなものが壁に貼り付いた様子が確認されたことから、3階では、CRD リペア室（東側）内で爆発或いは燃焼が生じ、扉が吹き飛ばされた。

- ✓ 瞬間的な爆発が生じた場合、CRD リペア室（西側）内で確認された垂れ下がった燃えかすのようなものは残らないと考えられるため、CRD リペア室内での爆発或いは燃焼は比較的時間を要するものであった可能性が高い。

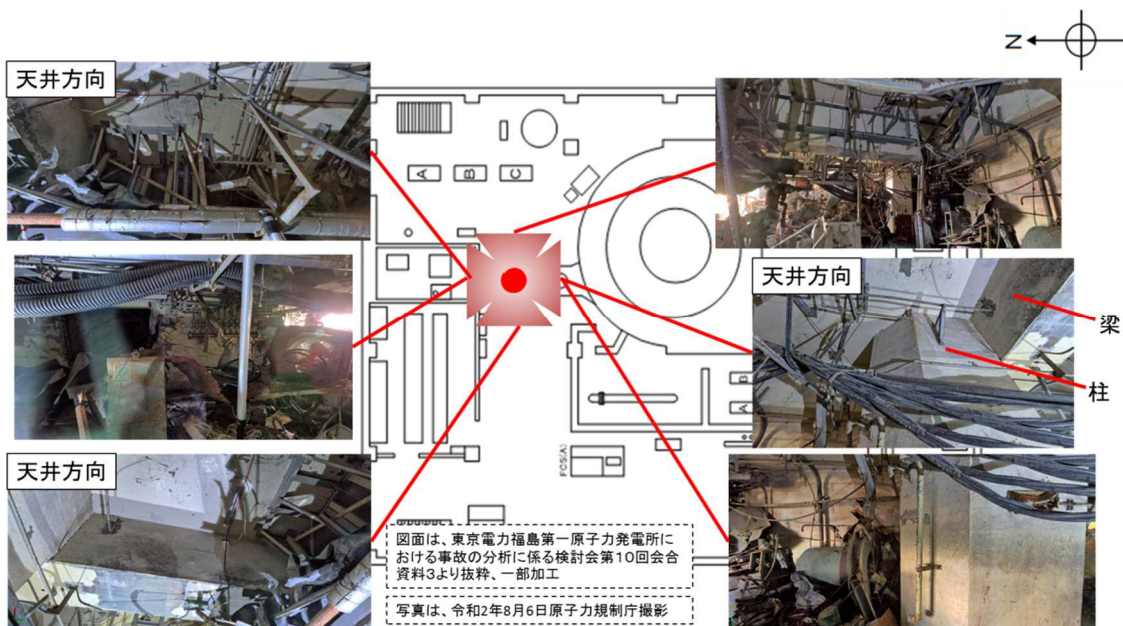


図9 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (1/3))

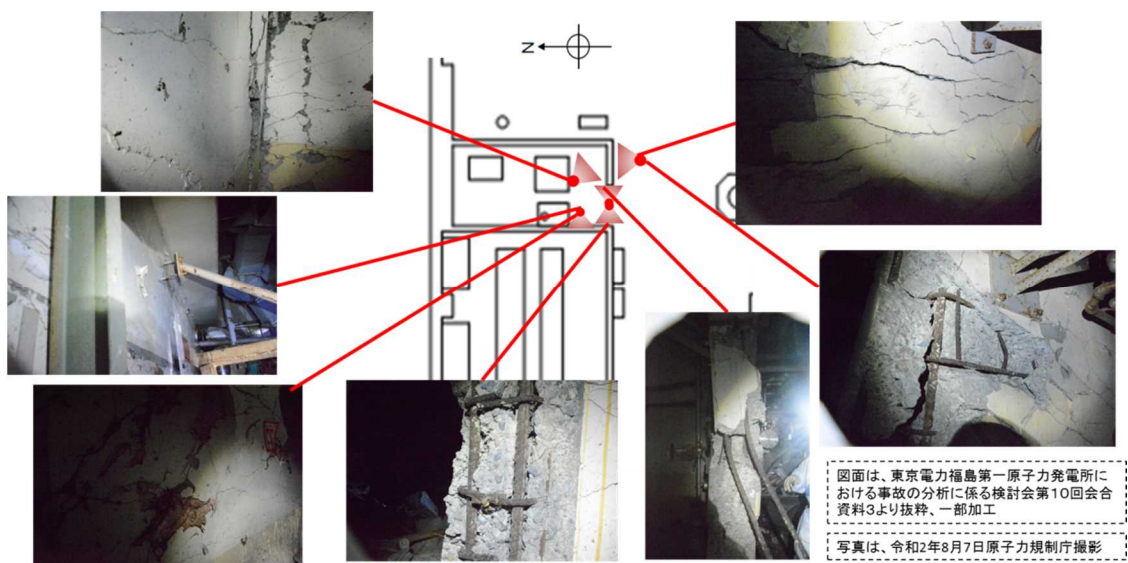


図 1 0 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (2 / 3))

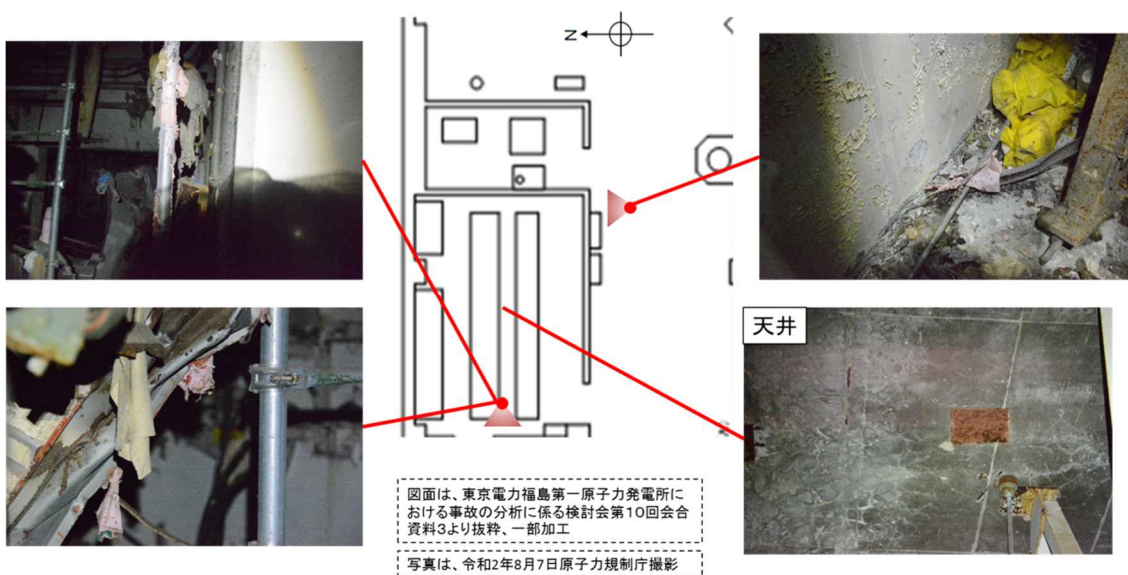


図 1 1 4号機原子炉建屋3階の損傷状況
(北側 CRD リペア室付近 (3 / 3))

② 南西部ハッチ付近の損傷状況

損傷状況を図 1 2 及び図 1 3 に示す。

図 1 2 に示すように、3階床面南西部ハッチ付近のひび割れは、通常のひび割れよりも割れ幅が大きく、ひび割れに砂利が溜まったような状況になっている様子が確認され

(図12の左側下の写真)、当該ひび割れ付近には瞬間的に相当大きな力が作用したと考えられる。また、ひび割れを境にハッチ側(壁側と反対方向)へ床が落ち込んでいる様子が確認された(図12の左側上の写真)。このひび割れ付近の床の落ち込み(変形)は、ひび割れが生じた時点から、さらに落ち込みが進行して現在の状況になったと考えられる。

なお、図12に示すように、南西部ハッチ付近の天井の梁は、表層のコンクリートの剥落が確認されたが、梁の大規模な損傷やひび割れの存在は確認されなかった(図12の右側の写真)。

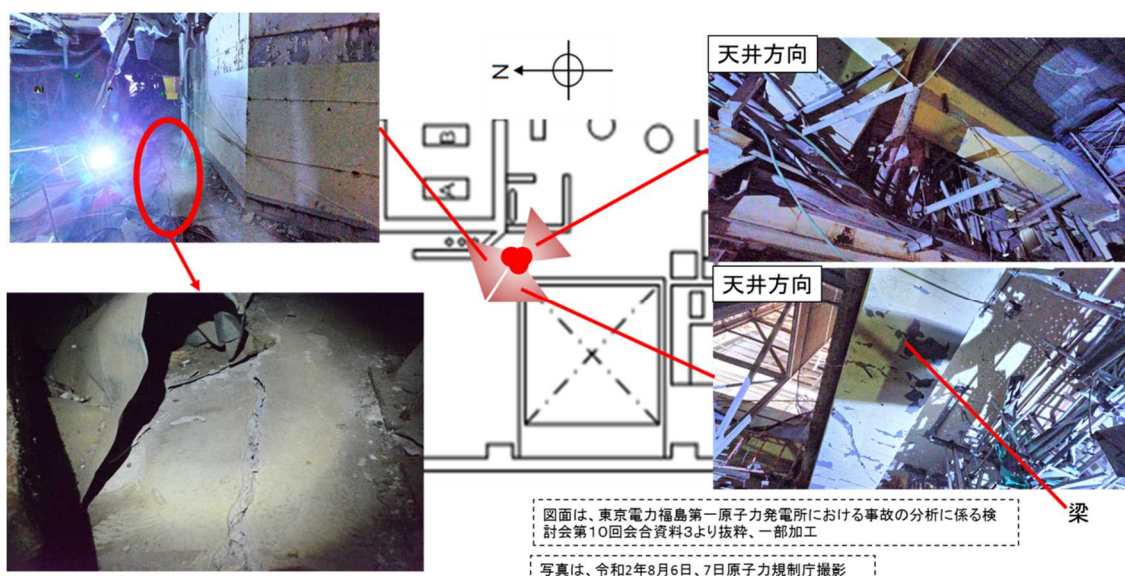


図12 4号機原子炉建屋3階の損傷状況(南西側ハッチ付近(1/2))

③ 北東側階段付近の損傷状況

損傷状況を図13に示す。

図13に示すように、東側は壁がなくなっており、階段も存在していない状況が確認された(図13の右側上の写真)。また、階段付近の設備も激しく損傷していたが、北側の壁は残っている様子が確認された(図13の左側の写真)。

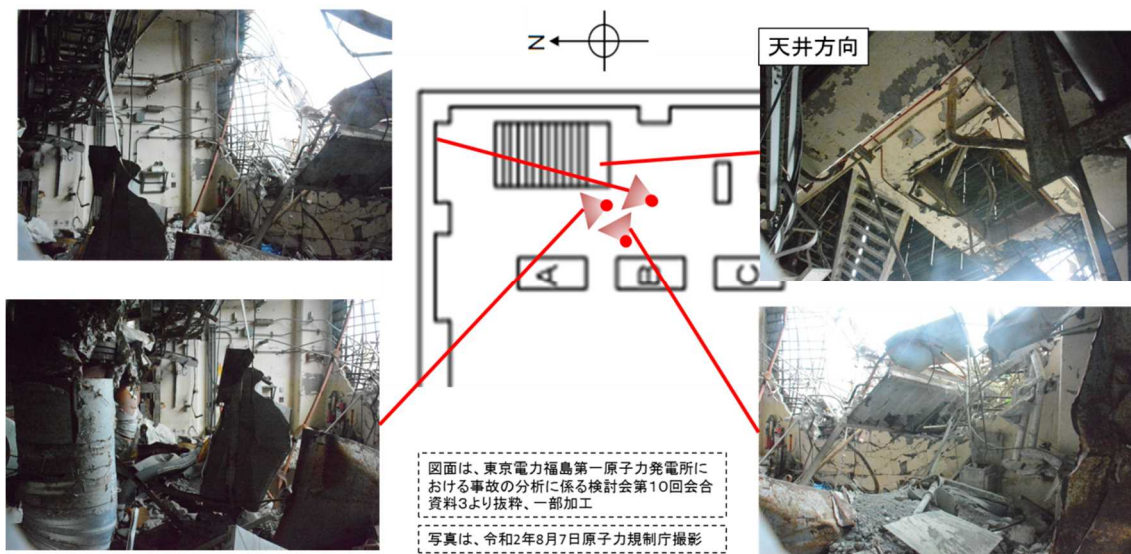


図 1 3 4号機原子炉建屋3階の損傷状況（北東側階段付近）

（3）4階の損傷状況

① 設備等の損傷状況

損傷状況を図 1 4 に示す。

4階の西側では、ダクトの落下等が確認された（図 1 4 の左側上の写真）が、設備、壁、梁の大規模な損傷は確認されなかった。

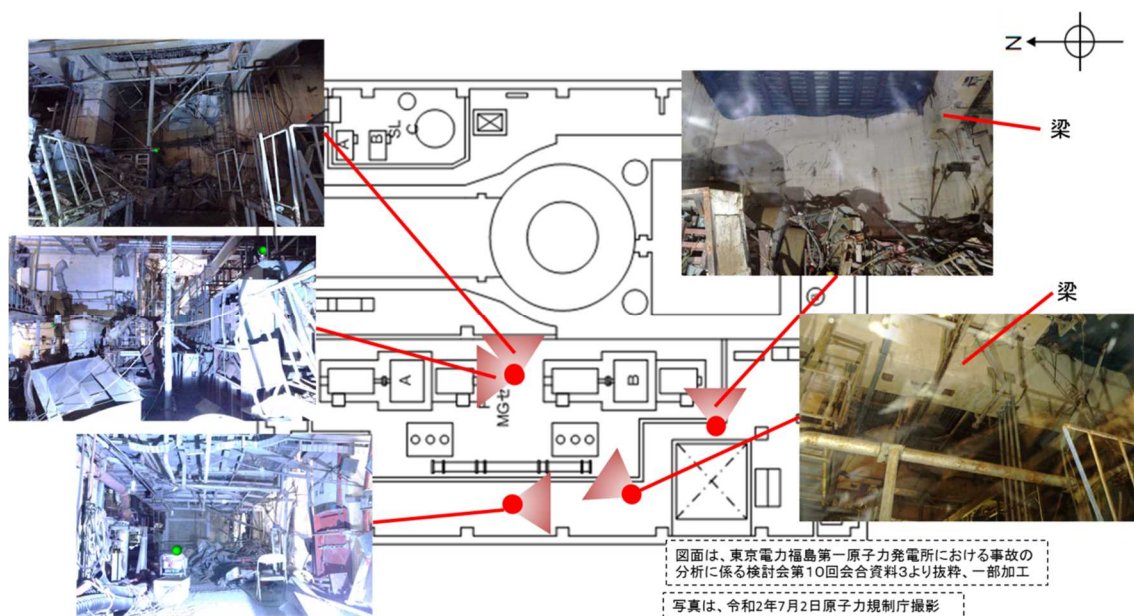


図 1 4 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（設備等の状況）

② 北西側天井付近の損傷状況

損傷状況を図15及び図16に示す。

天井には網目状のひび割れが天井一面に入っている様子が確認された(図15の右側の写真)。外壁に近い天井では、北東側に向かって屋根が大きく垂れ下がっている様子が確認された(図15の左側上の写真、図16)。天井部の梁には、ひび割れが多数確認されたが、梁が大規模に損傷している様子は確認されなかった(図15の右側下の写真)。

これらのひび割れ形状等を踏まえると、北西側天井は、一度下から上に突き上げられ、その後、下に垂れ下がった可能性が考えられる。なお、図16に示すように、北西側天井は北東側に大きく垂れ下がっているが、この垂れ下がりには天井が損傷した時点から時間の経過とともに進行していると考えられる。

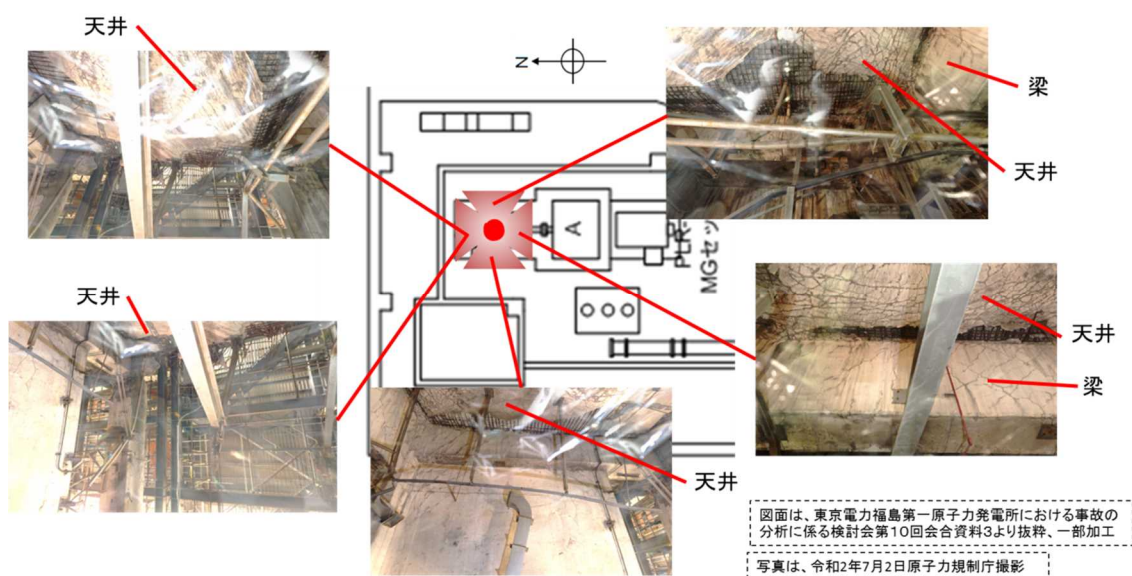


図15 4号機原子炉建屋4階の損傷状況(北西側天井付近)

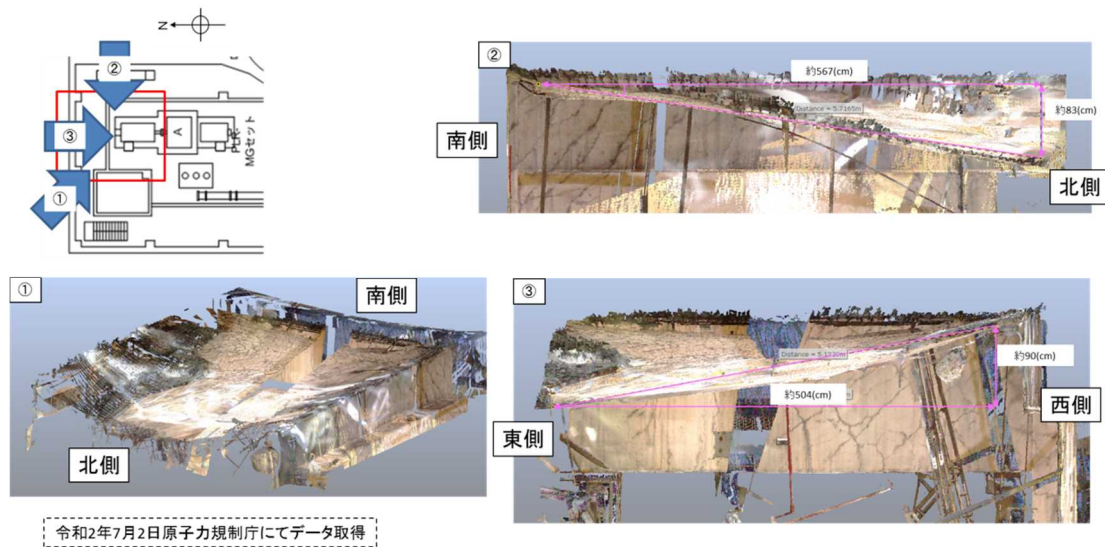


図 1 6 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（北西側天井）

③ 南西側の損傷状況

損傷状況を図 1 7 及び図 1 8 に示す。

天井部の梁には、表層のコンクリートの剥落及び鉄筋が剥き出しになっている様子が確認された（図 1 7 の上側の写真）。また、梁には斜め方向のひび割れが複数確認された（図 1 7 の右側下の写真）。

さらに、図 1 8 に示すように、梁の変形状況を 3D レーザースキャナによる測定データから確認したところ、梁はほとんど変形していないことが確認された。

これらの状況を踏まえると、この梁は、下から上に終局耐力以上の力が作用して曲げ破壊が生じて変形し、その後、元の形状に戻ったと考えられる。なお、梁が大規模に損傷していないように見えるのは、梁に荷重がかかった際に引張鉄筋が損傷せず、せん断破壊には至らなかったためと考えられる。

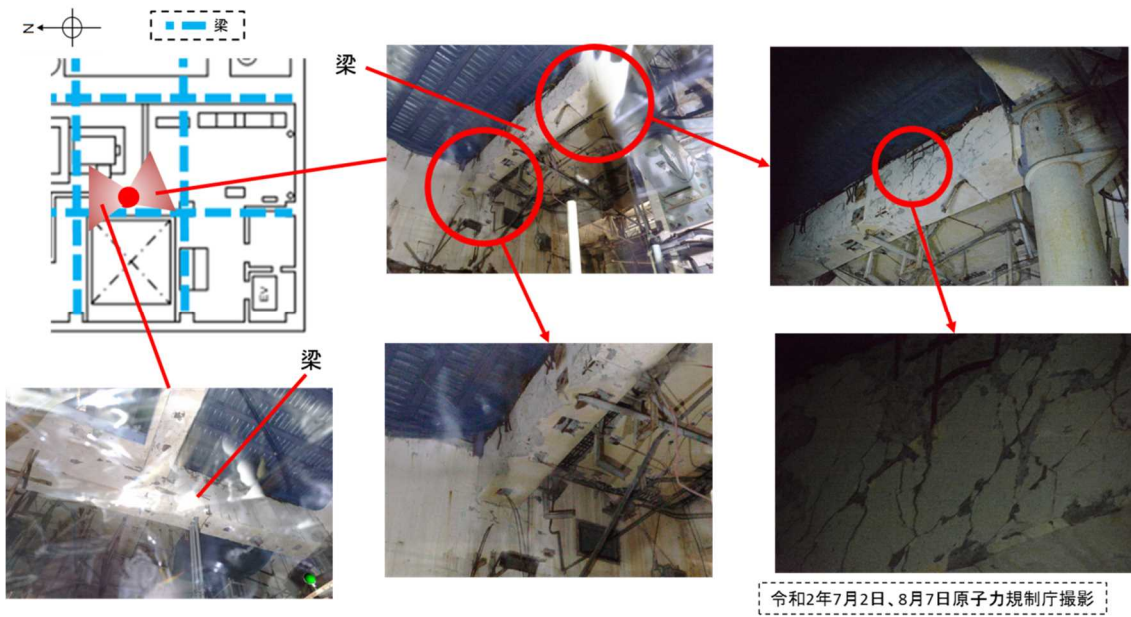


図 1 7 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（1／2））

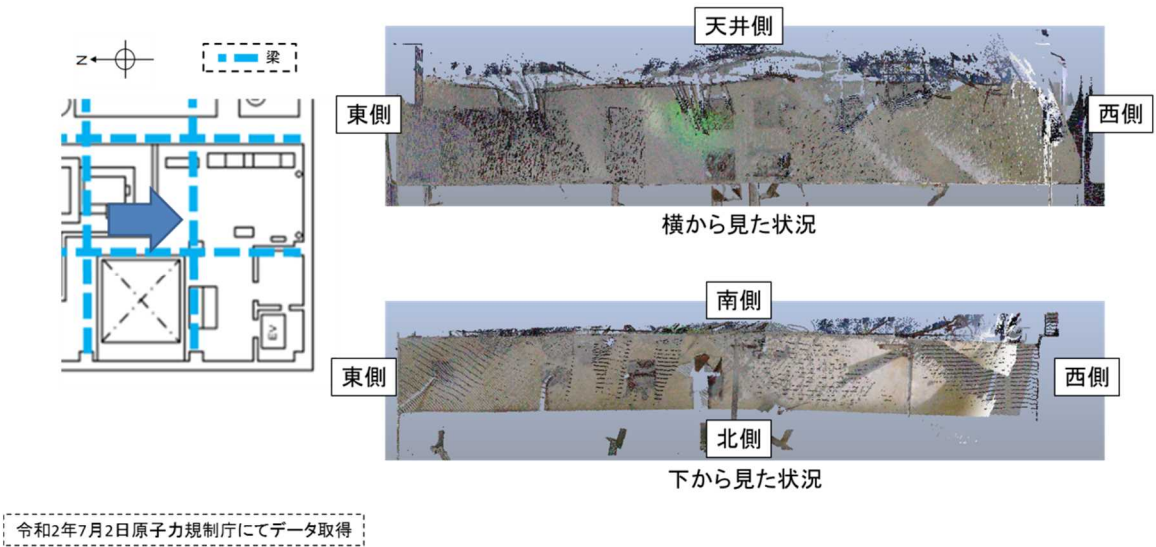


図 1 8 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（2／2））

5. 3号機及び4号機原子炉建屋の内部の損傷状況を踏まえた考察

3号機及び4号機原子炉建屋の内部の損傷状況として、以下のような傾向があることが確認された。

- ✓ 一部の梁、天井といった建屋構造には大規模な損傷が確認されたほか、区画された部屋では壁が変形している箇所もみられた。
- ✓ 建屋内の設備について、ダクトの落下等が確認されたが、特に床に据え付けられている設備については、大規模に損傷しているものは確認されず、配管の保温材が原形を保たれている箇所もみられた。また、調査を行った範囲において、一定の方向性を持った設備の損傷は認められなかった。
- ✓ 壁が滅失している一方で、その内側に立っている制御盤等、本来、衝撃波の影響を受けやすい設備がひどく損傷していない箇所があった。
- ✓ 建屋内では爆風ではなく爆発による圧力が設備や壁面に作用したと考ええると、設備等の損傷状況と整合する箇所が多く見受けられた。

建屋内で爆轟現象が生じたと考える場合、建屋内の設備はある方向で大規模に損傷している様子が確認できると想定されるが、上記のとおり3号機及び4号機原子炉建屋ではそのような様子されなかった。また、建屋を密閉空間と仮定し、建屋内で圧力上昇が生じたと考ええると、設備等の損傷状況と整合する箇所が多く見受けられた。このため、3号機及び4号機原子炉建屋の水素爆発時においては、爆轟による建屋及び設備の損傷があったとしても局所的なものと考えられ、爆燃現象が生じたことによる損傷が支配的であったと考えられるとの結論に至った。¹

¹ 東電第5回進捗報告、添付資料1-10において、1号機の爆発時の原子炉建屋内水素濃度は8～12%程度の爆燃領域であったと評価していることとも整合する。

(別添 15)

全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の不安定動作

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

主蒸気逃がし安全弁(SRV)の構造の模式図を図 1 に示す。SRV は、シリンダに窒素を供給し弁体を持ち上げることで原子炉圧力容器(RPV)の圧力を減圧させる逃がし弁機能と、RPV の圧力によって弁体自体が持ち上げられて減圧される安全弁機能がある。SRV の機能については政府事故調報告書[1]等で詳述されているため、ここでは詳細についての記述は省略する。

SRV を逃がし弁として作動する場合は、直流電源と窒素供給が不可欠である。全交流動力電源を喪失すると窒素を供給する系統の弁が閉じるため、各 SRV に設置されたアキュムレータから窒素が供給される。政府事故調報告書[2]によれば、3号機の場合、各アキュムレータは8回程度 SRV を開閉できたと考えられる。

3号機の RPV 圧力が記録されたチャートを図 2 に示す。3月12日12時35分頃に高压注水系(HPCI)が起動されるまで、0.2~0.4 MPa 程度の大きめの圧力振幅と小さく細かな振幅が繰り返されている。図 3 に図 2 中の A の期間を拡大して示す。東北地方太平洋沖地震が発生し原子炉がスクラムした直後から、8弁ある SRV のうち、C 弁が継続して動作している。表 1 に示す設定圧よりは若干低いが、作動圧がほぼ一定であり電氣的に制御されていることが確認できる。津波の到達により全交流動力電源喪失(SBO)状態になった時点で、原子炉格納容器(PCV)外部からの窒素供給が途絶えている。RPV の圧力は、津波到達前とほぼ同様の圧力振幅を繰り返しており、開設定圧が最も低い C 弁が引き続きアキュムレータの窒素を利用して、逃がし弁として作動している。その後、RPV の圧力は高压側にシフトしている。アキュムレータの窒素を消費してしまうと当該 SRV は逃がし弁としては作動しないため、設定圧の低い弁から順番に C 弁→G 弁→A 弁の順番に動作したことが確認されている[2]。各弁は、アキュムレータの窒素によって概ね8回程度開閉されている。ここまでの RPV 圧力は、SRV の作動圧と閉止圧がほぼ一定に保たれており、電氣的に制御される逃し弁として動作していたと考えられる。

図 2 中の B₁ の期間では、原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動後に小さな圧力振幅が繰り返されながら、RPV 圧力は低下傾向を示している。図 4 に2号機の過渡現象記録装置のデータを示す。3月11日15時40分頃に RCIC の吐出流量が細かく変動しているが、RPV 圧力は流量の変化に応答していない。2号機の記録から、RPV の短周期の圧力変動は、RCIC の注水変動によるものではなく、SRV の動作によることが確認できる。したがって、図 2 中の B₁ の期間で圧力が低下傾向を示すのは RCIC による注水の影響によるものであり、小さな圧力振幅は SRV の動作によるものと考えられる。ただし、図 2 中の B₁ 期間で

は、SRV の逃がし弁として動作する設定圧まで PRV 圧力が復帰する前に圧力が低下しており、逃がし弁としての通常の動作ではないことが確認できる。これは、アキュムレータの窒素が SRV を全開するには不十分なため、弁を十分に開くことができず、その結果 RPV 圧力を十分に低下させることができないため、弁を閉じるためにシリンダから窒素が排出もされず、全開でも全閉でもない中間的な状態（以下「中途開閉状態」という。）が維持されてしまうためと推定される。

東京電力は崩壊熱のエネルギーバランスから、RCIC からタービンへの供給蒸気量だけでは崩壊熱を消費できないため、SRV 経由でのサプレッションチェンバ(S/C)への放出があった可能性が高いと評価している[3]。また、図 5 に示すように RELAP コードを用いた解析から、RCIC により低温水が原子炉に注水されると大きな RPV の減圧が生じるとしている[3]。RCIC 運転時の原子炉圧力挙動は、RPV 圧力の変化に応じた SRV の中途開閉状態と RCIC 注水による減圧の組み合わせを反映したものとする見解が示された[3]。

図 2 中の B₁ と B₂ 期間の境界で RPV 圧力が大きく低下している。これは図 6 に示すように原子炉水位が上昇しており、上記の東京電力による解析結果にもあるように、RCIC による注水の影響と考えられる。この時、RPV 圧力は 7 MPa を大きく下回っており、いずれの SRV の閉止圧力をも下回っている。SRV の制御ロジックでは直流電源が利用できる状況であったことから、この時点では全ての SRV の開信号は解除されていたと考えられる。開信号の解除により、SRV のシリンダからは不十分な圧力の窒素も排出され、全ての SRV は閉止された状態となるはずと考えられる。しかし、B₂ の期間では圧力が上昇し SRV を開く設定圧に到達する以前に、B₁ 期間と同様に小さな圧力振幅が発生している。これは、理由は特定できないが、一旦 RPV 圧力が大きく低下したものの、SRV は閉止状態にならず、上述の中途開閉状態が維持されていたためと推定される。なお、東芝エネルギーシステムズ株式会社（東芝 ESS）からは SRV の閉設定圧に到達した後も中途開閉状態が継続することについては原因不明であるとの見解が示されており[3]、詳細なメカニズムは明らかではない。

一方、2 号機においても 3 月 11 日 15 時 41 分に SBO となった後に SRV が動作したことが記録されている。図 7 に 2 号機のプロセス計算機の記録を示す。2 号機では SBO 状態になり、PCV 外部からの窒素供給が停止してから、SRV (F 弁) が同日 15 時 40 分 48 秒、15 時 41 分 47 秒及び 15 時 43 分 02 秒[2]の 3 回動作したと考えられる。その後、図中の点線で囲んだ部分では SRV の開閉が実施されていないが、RPV 圧力は小さな圧力振幅が生じており、3 号機と同様に SRV が中途開閉状態に至ったためと考えられる。このように、3 号機と同様に 2 号機においても、SBO 状態でアキュムレータの窒素が不足した場合に SRV の中途開閉状態となる現象が観測されている。したがって、アキュムレータの窒素不足により SRV が中途開閉状態となる現象は、特定の弁で生じた偶発的な事象ではなく、同種の設計の SRV に共通する事象と考えられる。

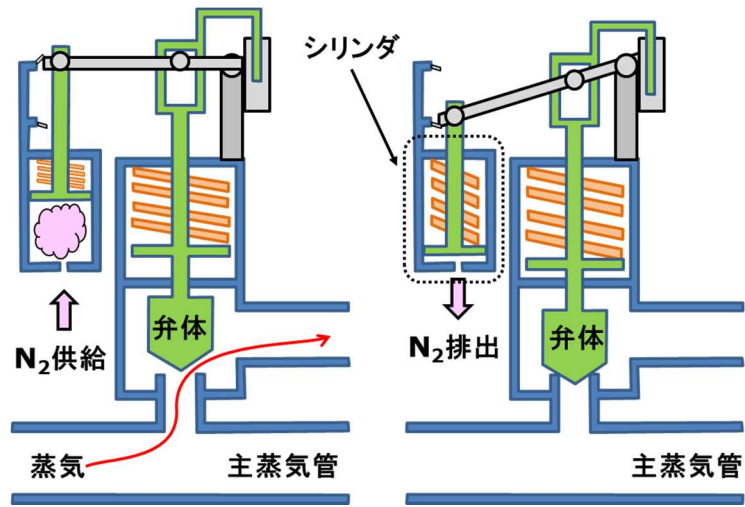


図 1 SRV の構造

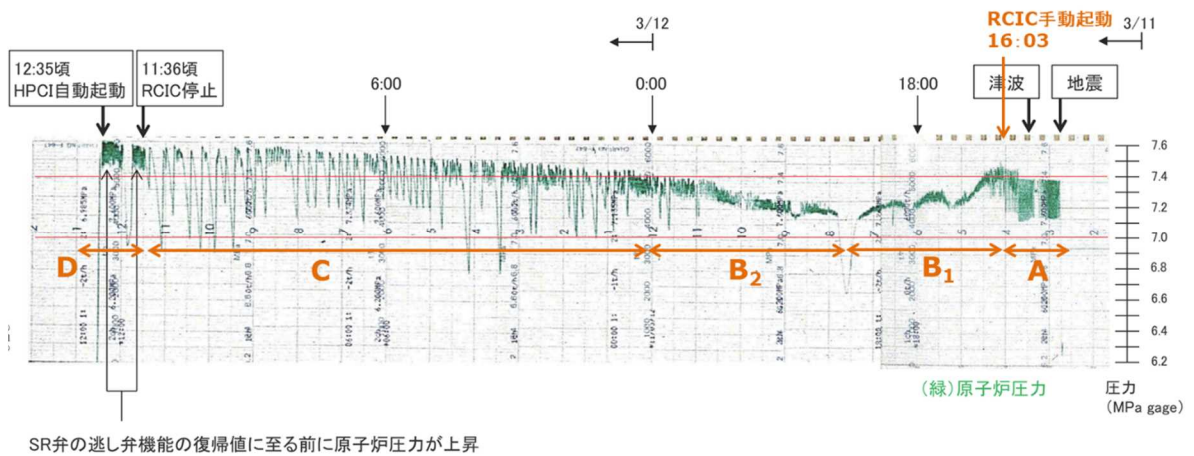


図 2 3号機 RPV 圧力[2]

政府事故調報告書より抜粋し、オレンジ色で加筆

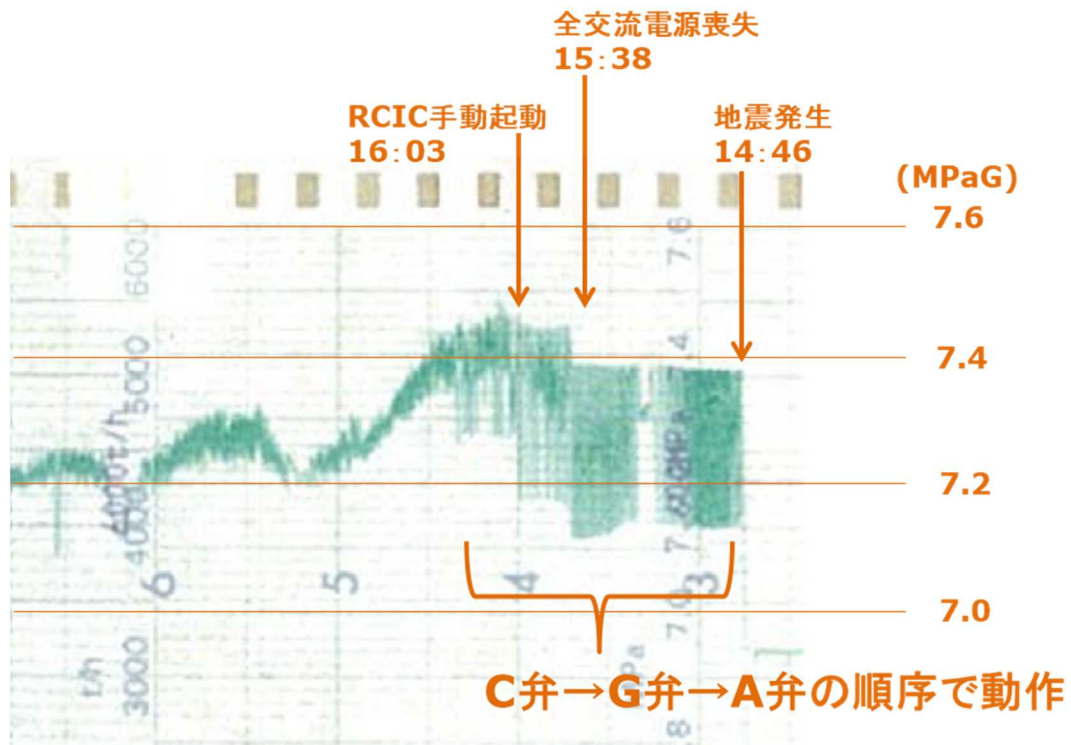


図 3 地震直後の 3 号機 RPV 圧力[4]

チャートの記録にオレンジ色で加筆

表 1 SRV の逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位： MPa [5]

	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

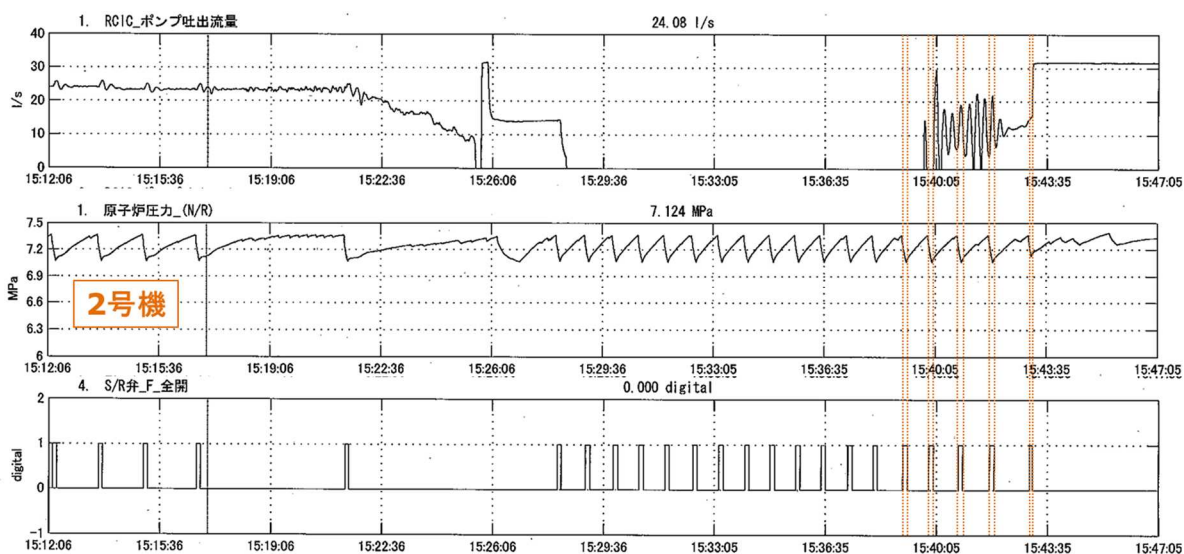


図 4 2号機の過渡現象記録装置データ [4]

過渡現象記録装置の記録にオレンジ色で加筆

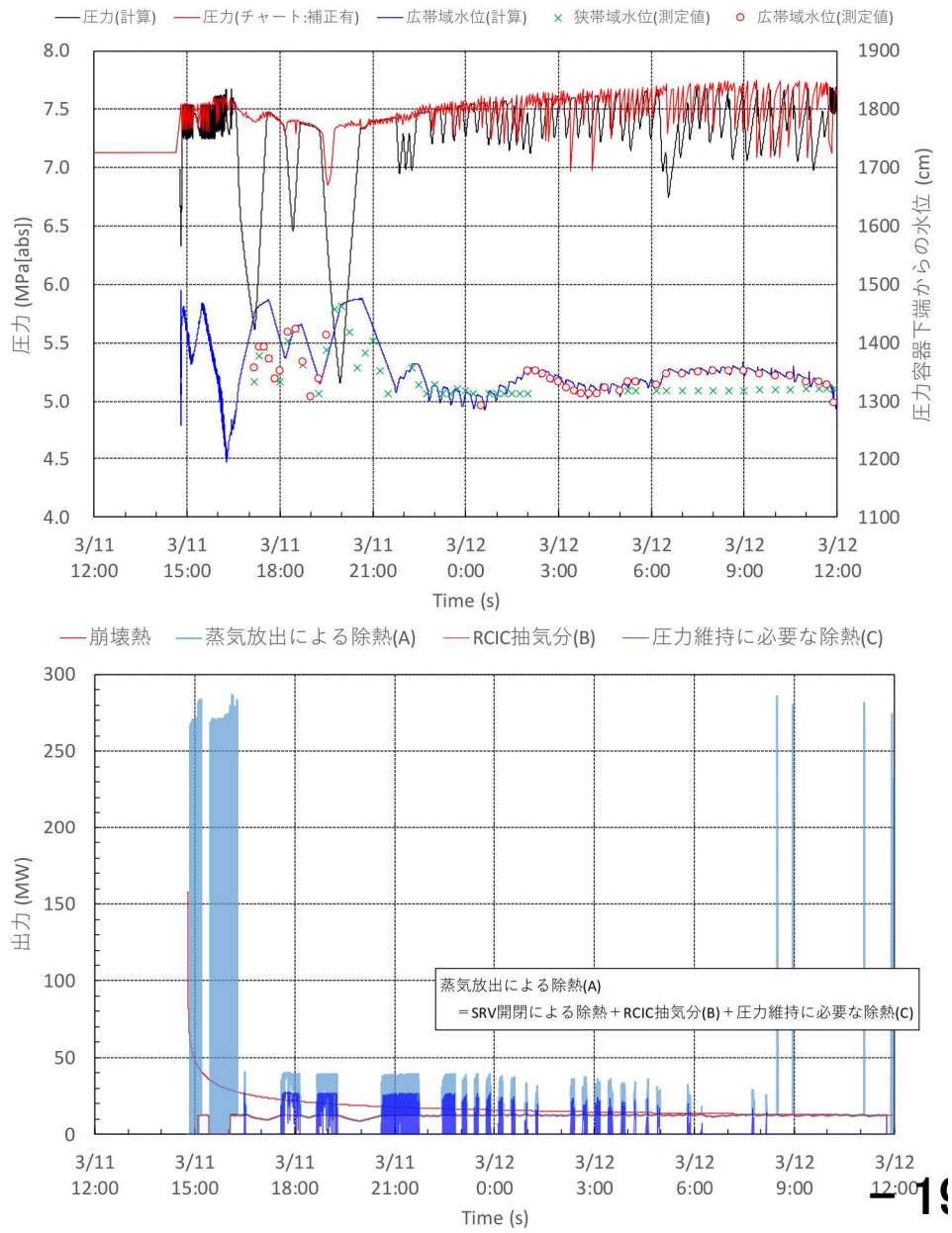


図 5 RELAP コードを用いた解析結果 [3]

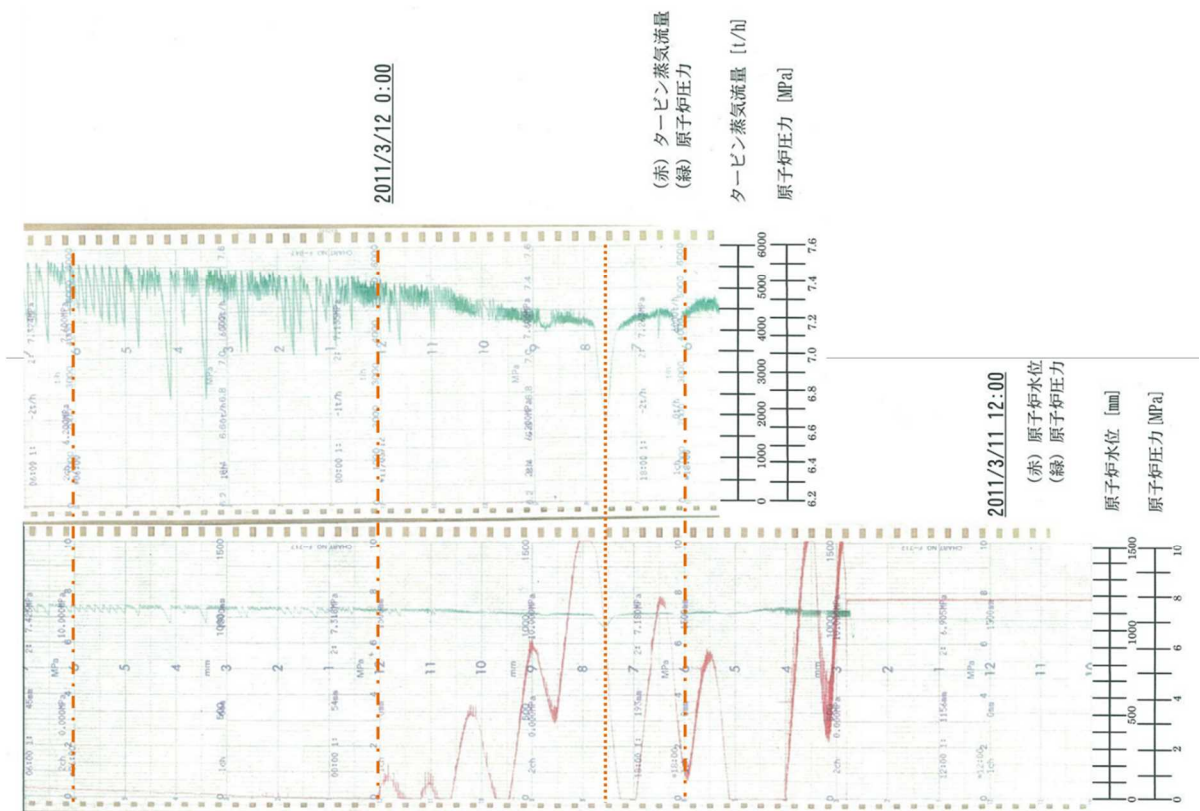


図 6 3号機の原子炉圧力及び原子炉水位のチャート [4]

チャートの記録にオレンジ色で加筆。1点鎖線は上下の図の時刻位置が一致していることを示すための補助線。

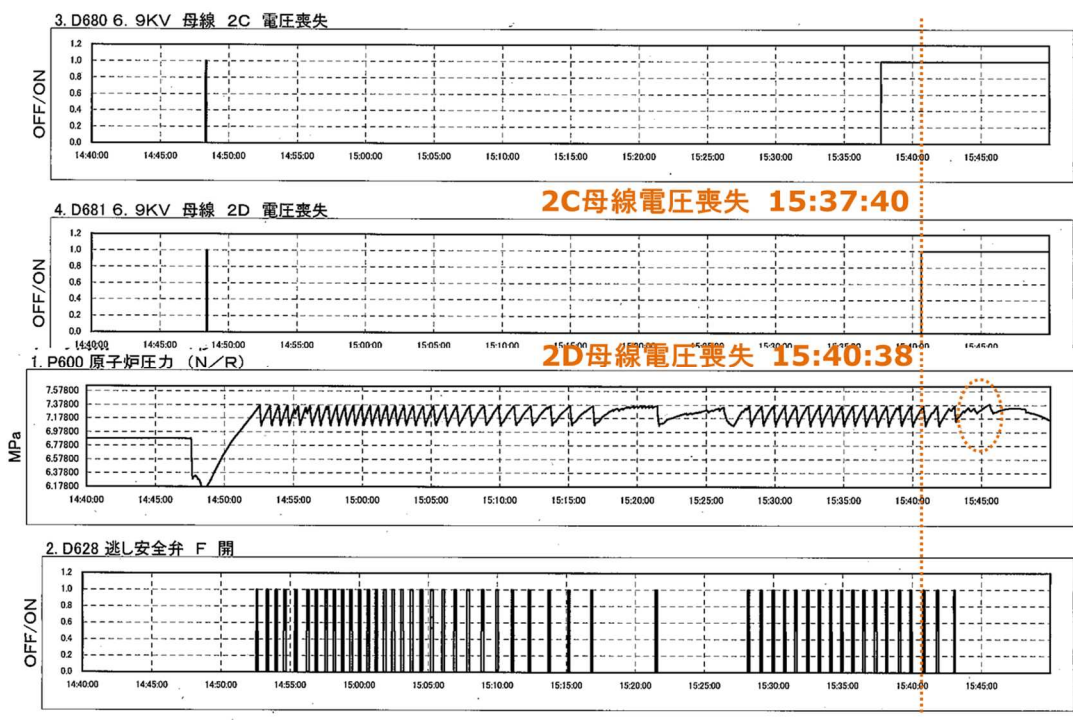


図 7 2号機のプロセス計算機データ [4]
 プロセス計算機の記録にオレンジ色で加筆

引用文献

- [1] 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, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [2] 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, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [3] 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3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について,” 著: 第14回事故分析検討会、資料2-2, , 2020年9月3日.
- [4] 東京電力株式会社, “東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて,” 2011年5月16日.
- [5] 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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.

(別添 16)

主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因

原子力規制庁原子力安全人材育成センター
原子炉技術研修課 教官 上ノ内 久光

1. 3号機原子炉圧力容器の圧力挙動の調査経緯

3号機原子炉は東北地方太平洋沖地震で自動停止し、その後の津波襲来で全交流動力電源喪失に至ったが直流電源の喪失は免れたことから、東京電力福島第一原子力発電所事故後の3月13日20時頃までプラントパラメータに関する記録が残されている。その記録から原子炉圧力容器圧力（以下「原子炉圧力」という。）変化に注目すると、3月13日4時30分頃から1時間程、圧力の振動が記録され、その後圧力は緩やかに上昇した後低下し、自動減圧系の動作で急速に原子炉圧力は低下した。

当該圧力振動は、政府事故調査委員会や東京電力の見解では主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁が動作したと考えられてきた¹。しかしながら3月13日4時30分からの圧力振動に関する知見が深まり²、SRVの逃がし弁機能動作では説明が難しいとの認識に至った。

2. 安全弁に期待される機能

SRVに期待する機能については政府事故調報告書の中間報告で詳述されているため、ここでは詳細説明を省略するが、手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能、安全弁機能について簡単に説明する。

なお、本別添では、上記の各機能に係る設備の説明をする際には「手動操作」「逃がし弁」「自動減圧」「安全弁」といった文言を用いている箇所がある。

・手動操作機能

原子炉圧力容器隔離時に手動でSRVの逃がし弁を介し蒸気を逃がし、原子炉隔離時冷却系（RCIC）と共に崩壊熱を除去する。

・逃がし弁機能

原子炉圧力が圧力スイッチの設定点に達した時に逃がし弁として原子炉圧力を下げる。原子炉圧力が下がり圧力スイッチの設定点以下になると圧力スイッチはリセット（復帰）され逃がし弁は閉まる。

・自動減圧機能（ADS）

高圧注水系のバックアップとして、高圧注水系不動作の時に原子炉水位低下、格納

¹ 政府事故調報告書 最終報告（資料編）p160、東電第5回進捗報告 添付資料3-4p5

² 本中間取りまとめ第3章1.2（1）参照

容器圧力高及び低圧注水系ポンプ吐出圧力正常が成立すると逃がし弁(8弁)のうち、6弁を自動減圧機能として動作させ蒸気を逃がし、原子炉圧力を低下させ低圧注水系の注水を促す。

・安全弁機能

電気系の故障や窒素ガス供給の不具合等により手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能が作動しない場合、安全弁(バネ式)として作動する。

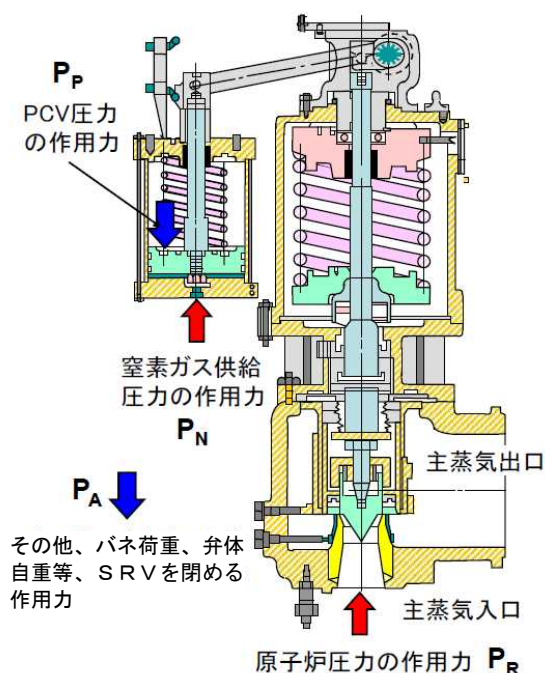
3. 安全弁動作原理

(1) SRVの逃がし弁動作概要

SRVの逃がし弁は、安全弁本体にシリンダが設置され、このシリンダを動作させることで安全弁本体を強制的に開動作させる事ができる。開動作させる窒素ガス供給圧力(P_N)と原子炉圧力(P_R)の関係は以下の条件が成立することで達成される(図1)。

$$P_P + P_A < P_N + P_R$$

この圧力バランスの中で窒素ガス供給圧力(P_N)は全交流動力電源喪失で安全弁シリンダへ窒素ガスを供給するアキュムレータへの補給が遮断され、残圧により8回程度動作していることが確認されている。(図2及び図3)



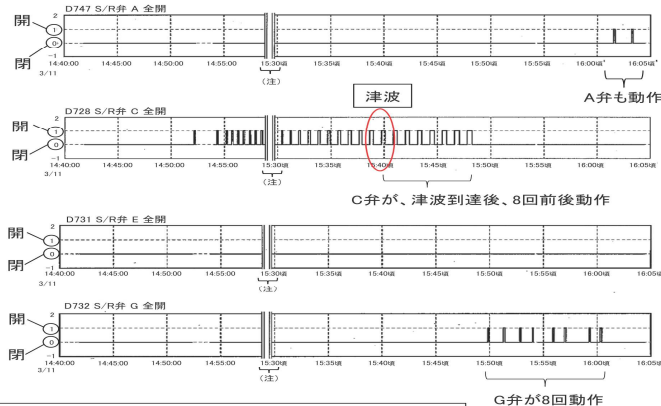
第16回事故分析検討会、資料4-2より

図1 安全弁断面図

逃がし安全弁Cの開閉記録					
開閉回数	時刻	開	時刻	閉	時刻
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オフ
2	14:52:29	オン	29	15:08:39	オン
	14:52:35	オフ		15:08:46	オフ
3	14:53:03	オン	30	15:09:55	オン
	14:53:11	オフ		15:10:03	オフ
4	14:54:04	オン	31	15:11:09	オン
	14:54:04	オフ		15:11:16	オフ
5	14:54:48	オン	32	15:12:01	オン
	14:54:56	オフ		15:12:07	オフ
6	14:55:21	オン	33	15:13:32	オン
	14:55:29	オフ		15:13:39	オフ
7	14:55:53	オン	34	15:14:43	オン
	14:56:01	オフ		15:14:49	オフ
8	14:56:29	オン	35	15:15:54	オン
	14:56:34	オフ		15:16:00	オフ
9	14:57:00	オン	36	15:17:17	オン
	14:57:07	オフ		15:17:22	オフ
10	14:57:33	オン	37	15:18:61	オン
	14:57:41	オフ		15:18:06	オフ
11	14:58:06	オン	38	15:20:58	オン
	14:58:14	オフ		15:20:63	オフ
12	14:58:39	オン	39	15:27:19	オン
	14:58:47	オフ		15:27:24	オフ
13	14:59:13	オン	40	15:28:17	オン
	14:59:21	オフ		15:28:23	オフ
14	14:59:47	オン	41	15:30:09	オン
	14:59:55	オフ		15:30:09	オフ
15	15:00:21	オン	42	15:30:51	オン
	15:00:29	オフ		15:30:58	オフ
16	15:01:04	オン	43	15:31:50	オン
	15:01:30	オフ		15:32:32	オフ
17	15:01:38	オン	44	15:32:45	オン
	15:02:04	オフ		15:33:27	オフ
18	15:02:12	オン	45	15:33:40	オン
	15:02:39	オフ		15:34:23	オフ
19	15:02:46	オン	46	15:34:37	オン
	15:03:12	オフ		15:35:21	オフ
20	15:03:20	オン	47	15:35:36	オン
	15:03:46	オフ		15:36:19	オフ
21	15:03:54	オン	48	15:36:36	オン
	15:04:21	オフ		15:37:50	オフ
22	15:04:29	オン	49	15:37:36	オン
	15:04:56	オフ		15:38:20	オフ
23	15:05:03	オン	50	15:38:40	オン
	15:05:30	オフ		15:39:28	オフ
24	15:05:39	オン	51	15:39:49	オン
	15:05:54	オフ		15:40:33	オフ
25	15:06:06	オン	52	15:40:33	オン
	15:06:14	オフ		15:41:39	オフ
26	15:06:42	オン	53	15:42:02	オン
	15:07:19	オフ		15:42:48	オフ
27	15:07:26	オン	54	15:43:12	オン

(3号機アラームタイパに基づく)

3号機 SR弁の動作



C弁↓G弁↓A弁の順で動作

東京電力過渡現象記録装置データ(平成23年5月)を基に作成

14:41:50~15:43:12、合計54回にわたりSR弁(C弁)の開閉が繰り返された(3号機アラームタイパに基づく)。
 14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイパ上の記録と整合する。
 なお、アラームタイパには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃に降降閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

(※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみ記録されている。)
 (注)東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

図2 SR弁の動作

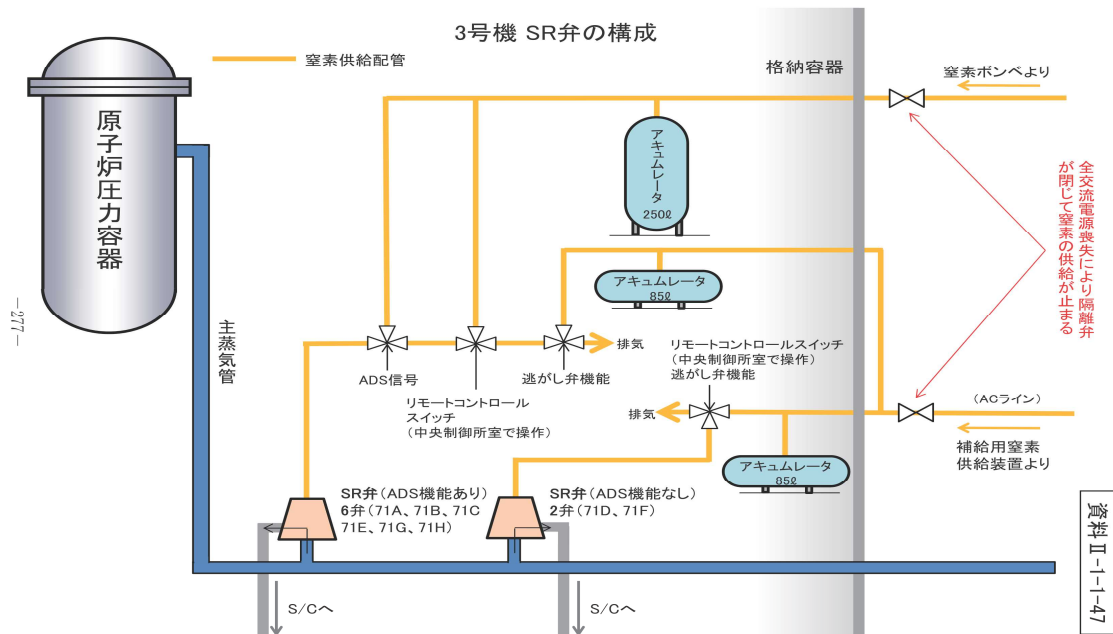
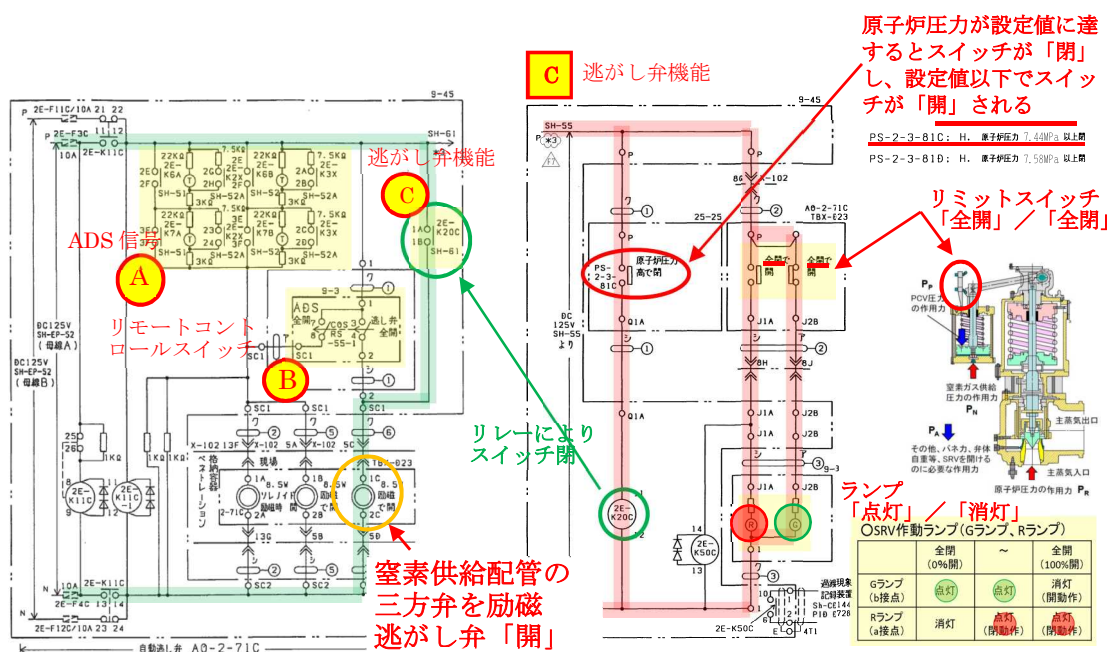


図3 SR弁の構成³

逃がし弁機能、自動減圧機能、手動操作機能は共に電気信号でアキュムレータ(85L)の窒素ガスをシリンダに供給し安全弁(バネ式)を強制的に開ける設計となっている。
 逃がし弁機能は圧力スイッチに予め設定された圧力に原子炉圧力が達した場合リレーを介して電磁弁を動作させ窒素ガスをシリンダに送り安全弁(バネ式)を開ける電気回路になっている。(図4)

³ 政府事故調報告書 最終報告(資料編) p277



原子力規制庁で東京電力 HD の提示資料を抜粋、一部加工

図 4 3号機 SRV 逃がし弁機能の設計

(2) SRV 安全弁 (バネ式) 動作概要

安全弁 (バネ式) としての動作は原子炉圧力 (P_R) が安全弁本体のバネ荷重 (P_A) を超えると開動作する。

$$P_A < P_R$$

この関係は、シリンダ内に窒素ガスが残っていたとしてもその影響を受けること無く達成される構造になっている。

バネ荷重 (P_A) はバネの温度上昇で横弾性係数が低下すると、設定された原子炉圧力より低い圧力で開動作することが知られている。

4. SRV の安全弁の吹き出し開始圧力の低下及び吹き止まり圧力の変化

3月13日4時30分頃の記録再開 (記録計電源復旧) から約1時間、原子炉圧力が振動後、圧力は緩やかに上昇後低下し、13日9時08分頃、SRVの逃がし弁を開けるため電源の接続作業中に自動減圧機能が動作し、原子炉圧力は急激に低下した (図5) 4。

4 福島原子力事故調査報告書 (2012年6月20日、東京電力株式会社) では、逃がし弁機能によるものとされているが、東電第5回進捗報告では、自動減圧機能によるものであるとされている。

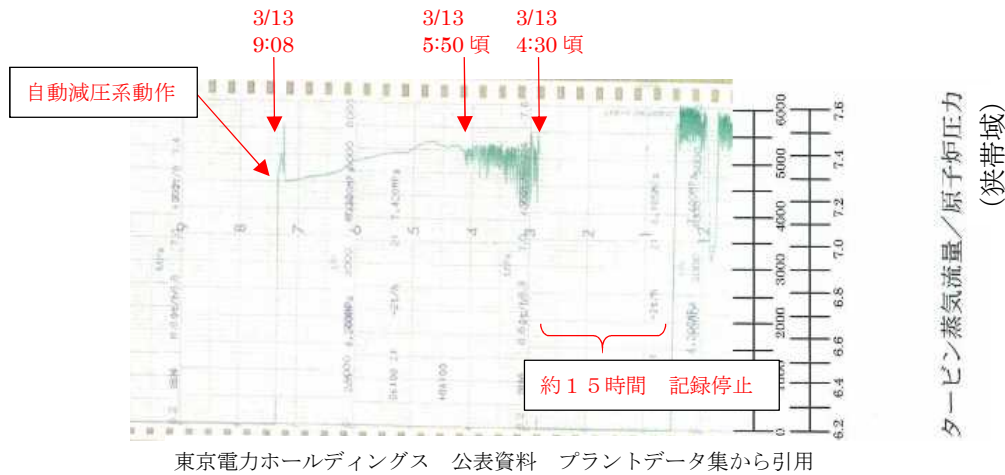


図5 タービン蒸気流量／原子炉圧力（狭帯域）

3月13日4時30分頃の記録再開（記録計電源復旧）前は高圧注水系（HPCI）運転中で原子炉へ注水を行っていたが、高圧注水系（HPCI）運転により原子炉の蒸気を消費することで、原子炉圧力が約0.5MPa程度まで低下したことから、13日2時42分に手動停止を行った。原子炉の蒸気の消費を停止したことで崩壊熱により原子炉圧力は約1時間40～50分かけて約0.5MPaから約7.4MPaに緩やかに上昇した（図6）。東京電力⁵によると、この圧力上昇期間にSRVの逃がし弁の手動「開」操作を実施したが、原子炉圧力は低下せずSRVの逃がし弁を「開」できなかったとされており、原子炉圧力容器が高圧状態になったことから消防車からの原子炉圧力容器への注水は不可能な状況となった。



図6 原子炉水位／原子炉圧力（広帯域）

⁵ 福島原子力事故調査報告書（2012年6月20日、東京電力株式会社）添付8-16（1/4）

3月13日4時30分頃に記録再開（記録計電源復旧）してからの圧力振動は短時間で上下していることから、原子炉一次系の破損ではなく要因として以下の2点が考えられる。

- ◆ SRVの逃がし弁機能動作
- ◆ SRVの安全弁機能動作

原子炉圧力に対するSRVの逃がし弁機能及び安全弁機能の動作設定圧力を図7に示す。

	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

図7 SRVの逃がし弁機能及び安全弁機能の動作設定圧力⁶

◆ SRVの逃がし弁機能動作の可能性

図2の記録から全交流電源喪失でSRVの逃がし弁用アキュムレータ（85ℓ）への窒素ガス供給弁が閉じた状態で、原子炉圧力の上昇に伴い残存する窒素ガスでSRVの逃がし弁動作の設定圧力が低いC弁から動作し、残圧が無くなったことで次の設定圧力の逃がし弁が各々8回程度動作している。この動作回数は、SRVの逃がし弁を開け始めるために必要なアキュムレータ圧力0.090MPa、全開に必要な圧力0.206MPaとすると窒素ガスの補給無しで7回動作させる事は可能であるが、5～7回目の動作は全開できない窒素ガス圧力であり、7回目の動作後のアキュムレータ残圧は0.053MPaであるとされていること⁷とほぼ合致する。

図5によると、原子炉圧力は7.5MPa程度を上限として圧力が振動していることがわかる。逃がし弁機能の圧力設定は7.44MPa、7.51MPa、7.58MPaと続くが、全交流動力電源喪失した3月11日15時39分から記録再開した3月13日4時30分頃まで約36時間50分経過した時点では、アキュムレータ（85ℓ）への窒素ガス補給はされておらず、事故発生直後に逃がし弁機能が動作しアキュムレータ（85ℓ）の窒素ガスが消費され、前述の時点ではSRVの逃がし弁を開け始めるために必要な0.090MPa以下であると考えられる。SRVの逃がし弁動作時の格納容器圧力（0.05MPa）に対し、当該時間帯の格納容器圧力は0.3MPaを超えていることから、原子炉圧力の上昇で圧力

⁶ 東電第5回進捗報告 添付資料3-4

⁷ 福島第一原子力発電所3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について（2020年9月3日、東京電力ホールディングス株式会社）（第13回事故分析検討会、資料6-2）

スイッチが動作したとしても SRV の逃がし弁は動作できない状態である。その理由は SRV の逃がし弁の動作関係式 ($P_P + P_A < P_N + P_R$ 、 P_P はバネ荷重 + 格納容器圧力) より、SRV の逃がし弁を開けるためには SRV の逃がし弁を開け始めるために必要な窒素ガス圧力 (0.090MPa) に格納容器圧力を加えた圧力が必要となり、以下の関係が成立する必要があるためである。

$$P_P + P_A < P_N + P_R$$

P_P : 格納容器圧力

P_A : バネ荷重 + 弁体自重

P_N : シリンダ窒素ガス圧力

P_R : 原子炉圧力

SRV の逃がし弁動作時の格納容器圧力 (3 月 11 日 15 時頃) と当該格納容器圧力 (3 月 13 日 8 時 55 分) は以下の通り。

P_P : 当該格納容器圧力 約 0.37MPa

P_P' : SRV の逃がし弁動作時の格納容器圧力 約 0.05MPa

従って格納容器圧力差は次式の通り 0.32MPa となる。

$$0.32\text{MPa} = 0.37\text{MPa} - 0.05\text{MPa}$$

SRV の逃がし弁を開き始めるために必要な SRV の逃がし弁シリンダの最低圧力は 0.090MPa であるから、この圧力に当該格納容器圧力の圧力差 (0.32MPa) を加えた 0.41MPa の窒素ガス圧力が必要になる。

従ってアキュムレータ (850) には 0.41MPa 以上の窒素ガス圧力が残っている必要があり、福島第一原子力発電所事故発生直後の SRV の逃がし弁の 8 回動作により窒素ガスが消費され、アキュムレータ (850) には SRV の逃がし弁を開け始めるだけの窒素ガスは存在しないと考えられることから、圧力振動は SRV の逃がし弁動作による影響では無い。

別添 15 (全交流動力電源喪失条件下での主蒸気逃がし安全弁の不安定動作) では、原子炉緊急停止 (スクラム) 後に SRV の逃がし弁が正常動作から中途開閉状態になったのではないかと推定している。この理由としては、SRV の逃がし弁の動作設定圧力以下で原子炉圧力が小さな圧力振動を起こしているからであるとされている。しかし、図 6 の高圧注水系 (HPCI) 手動停止後の原子炉圧力は、緩やかに上昇し小さな振動は

見られないこと、原子炉圧力が約 7.4MPa に上昇後の記録（図 5）では小さな振動の繰り返しでは無く、0.2MPa 程度の圧力振動が徐々に小さくなっていることから、SRV の逃がし弁の中途開閉状態、原子炉再循環 (PLR) ポンプからのメカニカルシールリーク及びその他原子力圧力容器からの微少リークが存在したとしても、この事象に大きく影響を及ぼす原因とはなっていないと考えられる。

◆ 安全弁機能動作の可能性

SRV の安全弁を動作させる最低原子炉圧力は図 7 から 7.64MPa であり、図 5 から原子炉圧力は 7.42MPa 程度で抑えられているため、SRV の逃がし弁動作であると疑われるが、SRV の逃がし弁動作は前述の通り可能性が低く、安全弁動作では考えにくい圧力振動になる。しかし一定の条件が成立すると安全弁の動作点が低くなることが調査から言える。

◆ 安全弁の動作条件

SRV の安全弁は設定された圧力に達すると全閉から全開になり、圧力が下がると全開から全閉になる構造になっている。安全弁は飽和蒸気を流体として設計された安全弁で、原子炉圧力が上昇すると弁体下部からの原子炉圧力に加え、設定圧力まで原子炉圧力が上昇すると弁体に微少の蒸気リークが発生し、弁体と弁座の隙間に蓄圧されると、閉めようとするバネ荷重よりも弁体を開けようとする揚力（原子炉圧力+リークした蒸気による蓄圧された弁を持ち上げる力）が大きくなり弁を全開にする構造になっている。全開になると吹き出す蒸気で揚力は保持され弁は全開を維持するが、原子炉圧力の低下に伴い揚力（原子炉圧力+飽和蒸気の吹き出しによる弁を持ち上げる力）は低下し、閉めようとするバネ荷重の方が大きくなり安全弁は全閉になる。

◆ 安全弁バネの横弾性係数低下による安全弁への影響

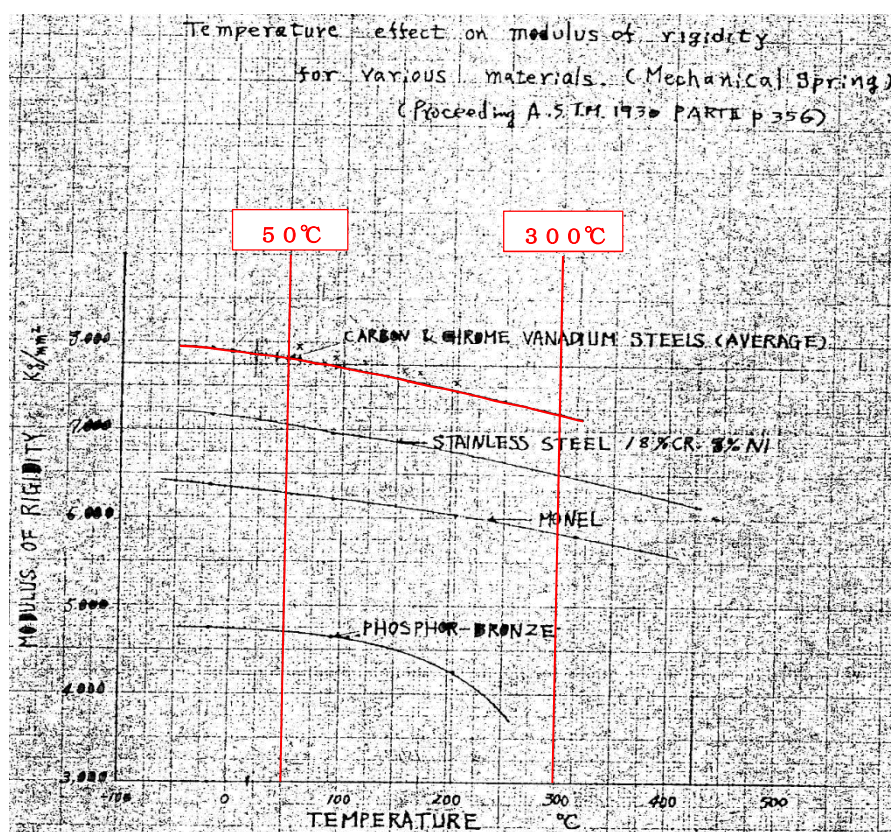
安全弁のバネは温度上昇で横弾性係数が低下する特性を持ち、横弾性係数が低下するとバネ荷重を下げるために設定された動作圧力以下で安全弁は動作する。一般的にバネ荷重は次の式により求められる。

$$\text{バネ荷重} = \frac{G \cdot d^4 \cdot \delta}{8 \cdot Na \cdot D^3}$$

G : 横弾性係数
d : コイル線径
 δ : バネのたわみ
Na : 有効巻数
D : コイル平均径

この関係式からバネ荷重は横弾性係数、コイル線径およびバネのたわみと比例関係にあり、有効巻数およびコイル平均径と反比例関係にあることが言える。従って安全弁のバネ温度の変化による横弾性係数の変化がバネ荷重に影響することになる。

横弾性係数が低下した場合のバネ荷重の低下は一般的に知られている。バネの温度を上昇させる要因としては、安全弁動作時に弁体を約 300℃の蒸気が流れることによる直接加熱や輻射熱による影響が考えられる。しかしこの温度上昇がバネに影響を与えない構造であることは東京電力から説明されている。バネ温度を上げる別の要因として安全弁の周囲温度の上昇が考えられる。東電第 5 回進捗報告では、3 月 13 日 9 時 10 分頃の格納容器内 (D/W 内) 温度を 135℃と推定している⁸。横弾性係数はバネ温度が 50℃から 300℃まで上昇すると約 8%低下するとされており⁹、横弾性係数はバネ荷重と比例関係にあることから、バネの温度が 135℃程度であれば安全弁の吹き出し設定圧力は 2.7%程度低下することになり、吹き出し圧力は約 0.2MPa 程度低下することになる。



岡野バルブ製造株式会社より提供

図 8 安全弁のバネ温度変化による影響

⁸ 東電第 5 回進捗報告 添付 3-10

⁹ 福島第一原子力発電所 3 号機主蒸気逃がし安全弁の動作について (2020 年 11 月 27 日、東京電力ホールディングス株式会社) (第 16 回事故分析検討会、資料 4-2)

◆ 安全弁弁棒のリフト量の変化による吹き止まり圧力への影響

飽和蒸気を流体とする安全弁の弁棒リフト量を変化させた場合、吹き出し圧力への影響はどうか実験したデータがある（図9）。

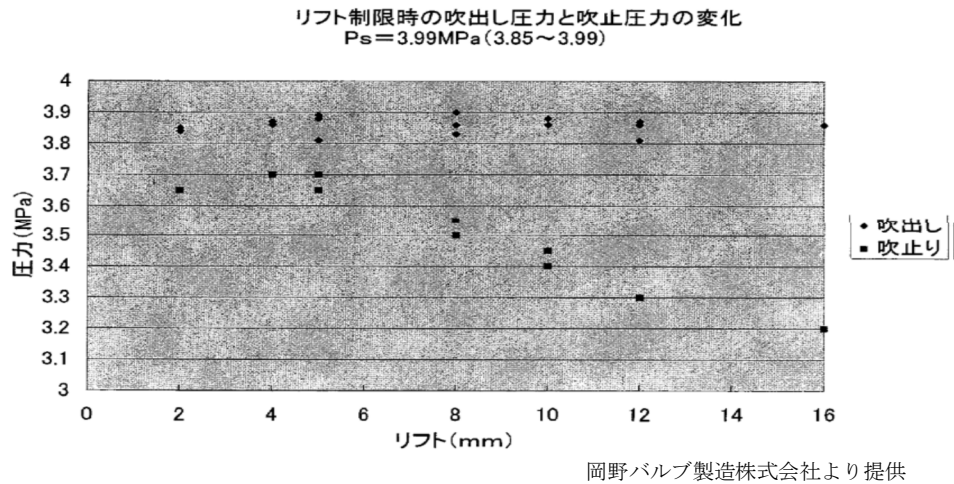


図9 弁棒リフト量と吹き出し、吹き止まり関係図

この表は横軸に弁棒のリフト量、縦軸に吹き出し圧力と吹き止まり圧力をプロットしている。最大リフト量が16mmの安全弁を使用し12mmから2mmまでリフト量を変化させた場合、吹き出し開始圧力にバラツキは見られないが、吹き止まり圧力はリフト量が小さくなると早く吹き止まることがわかる。このように安全弁のリフト量が小さくなった場合は、飽和蒸気を流体とした安全弁の場合、原子炉圧力に加え弁体の微少の蒸気リークで弁体と弁座の隙間に蓄圧された圧力の総和で揚力が高まり、閉めようとするバネ荷重より大きくなることから安全弁は全開になり、さらに弁体を流れる蒸気で揚力は保持され安全弁は全開に維持される。しかし、弁の開度が小さく弁体を流れる蒸気流量が減少すると、弁を全開に保持する揚力が小さく、弁体入口の圧力低下に伴い早めに安全弁は閉まる傾向を示している。

5. 13日4時30分頃以降の原子炉圧力振動分析

これまでの検討の結果、13日4時30分以降の圧力振動はSRVの逃がし弁動作ではなく安全弁動作であると判断する。

さらに、安全弁の特性からこの時間帯の圧力振動をAとBに区分し、各々を分析する（図10）。

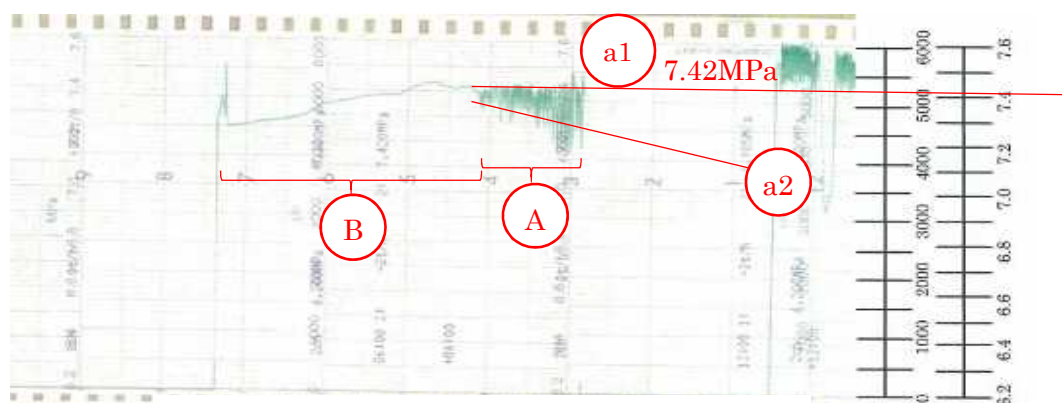
A領域での現象

a1の線は圧力振動の上側を示し、平均的に安全弁が動作した値は7.42MPaである。安全弁の最低動作原子炉圧力は7.64MPaである事から約2.9%動作点が下がっていることになる。横弾性係数の低下は、バネの温度が50℃から300℃に変化すると約8%低下する事が報告されているので、これからバネ温度を算出すると約140℃になり、東電第5回進捗報告の格納容器内(D/W内)の推定温度(135℃)にほぼ合致する。

a2の線は徐々に吹き止まり圧力が上昇している。この状況は安全弁のリフト量が徐々に減少し吹き止まり圧力が上がっている事を示していると考えられる。リフト量が低下する原因として、原子炉水位低下に伴い燃料被覆管温度が上昇し水-金属反応で水素発生が始まると同時に、燃料被覆管温度の上昇で水-金属反応が活発になり水素の発生量は増え続ける。一方で水位の低下で蒸発量が徐々に低下し有効燃料底部(BAF)では僅かな蒸発量になることから流体のほとんどは水素になったと言える。

B領域での現象

B領域では圧力振動は発生せず緩やかに原子炉圧力は7.42MPaを超えるが、その後徐々に原子炉圧力は低下している。この領域で7.42MPaを超えてもSRVの安全弁が動作しない理由として、A領域で徐々に水素や核分裂生成物(FP)の割合が上昇し、弁体のリークで弁体と弁座の間への蓄圧は分子量の小さい水素割合が多い状態ではバネ荷重より大きい揚力(原子炉圧力+弁体を持ち上げる力)は得られず安全弁は「開」動作できなくなり、弁体を水素が大量に漏れ続けることで原子炉圧力は穏やかに変化する状態に至ったと考えられる。更に原子炉圧力は穏やかに7.42MPaまで上昇後、穏やかに下がるのは、流体に含まれる蒸気量の減少が一定量になるまでは圧力を緩やかに上げ、流体の殆どを水素が占めた時点で水素の漏れは大きくなり大量の漏れが発生したことで原子炉圧力を下げたと考えられる。



東京電力ホールディングス 公表資料 プラントデータ集から引用

図10 タービン蒸気流量／原子炉圧力

6. まとめ

13日4時30分頃から自動減圧系が動作する同日9時8分までの圧力挙動の要因は、SRVの逃がし弁動作ではなく安全弁動作であると判断され、圧力振動の上限が低下した理由は、安全弁周囲の温度上昇によるバネの温度上昇により吹き出し圧力が低下したことである。また、吹き止まり圧力が徐々に上昇するのは、蒸気分圧の低下および水素濃度の上昇で安全弁のリフト量が低下したためと説明できる。このような状況を生み出す原子炉の状態は、原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以下になり、崩壊熱で加熱された燃料被覆管では水-金属反応が始まり水素が発生すると共に、さらに高温になった燃料被覆管で水の蒸発が促進され原子炉水位は有効燃料底部（BAF）以下になったことで蒸気発生は微量に至り、その反面水素が大半を占めるに至る過程における挙動であると推定できる。

引用文献

- (1) 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所3号機 原子炉設置許可申請書（完本）
2002年4月1日
- (2) 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 中間報告（2011年12月26日）
- (3) 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 最終報告（2012年7月23日）
- (4) 東京電力株式会社 福島原子力事故調査報告書（平成24年6月20日）
- (5) 第13回事故分析検討会、資料6-2：福島第一原子力発電所3号機のR C I C運転中の原子炉圧力挙動について
- (6) 第14回事故分析検討会、資料2-3：3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動について（2）
- (7) 第16回事故分析検討会、資料4-2：福島第一原子力発電所3号機 主蒸気逃がし安全弁の動作について [東京電力ホールディングス株式会社]
- (8) 東京電力ホールディングス株式会社 東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータ集
- (9) 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1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告（2017年12月25日）

(別添 17)

3号機のベント成功回数の特定

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

これまでに報告された操作実績の報告[1]から、3号機ではベント弁を開く操作が複数回実施されている。しかし、多くの場合、ベント弁を開いた操作と原子炉格納容器(PCV)の減圧開始のタイミングが一致しておらず、PCVの圧力が低下したことによってベント操作が成功したと判断されてきた[2]。東京電力の報告書では最初の2回のベントのみ成功した可能性が高いとの見解が示されている[3]。

第8回事故分析検討会において、3号機ではベント弁を開度15%で開き、その後は開度を調整していないことを確認した[4]。したがって、3月14日6時10分に小弁を操作するまでは、ベント成功時の流路面積は変わらない。しかし、図1で示すように、3月13日21時頃のPCVの減圧は、1回目及び2回目のベント時に比べ減圧速度が遅い。また、ベントではサプレッションチェンバ(S/C)から気体を放出することからD/W圧力よりもS/C圧力が低くなるが、この減圧では、D/W側の減圧速度が速く、22時頃からはD/W圧力がS/C圧力よりも低い。通常、ベントによってS/Cから気体が放出されていれば、S/C圧力はD/W圧力より低くなる。したがって、ベントによるPCVの減圧挙動と考えることは不合理である。3月14日11時頃の減圧挙動についても、減圧後にD/W圧力がS/C圧力よりも低下している。図2図2に示すように、3号機の水素爆発直後の衛星写真からは、3号機の原子炉建屋から水蒸気が放出されているとみられる白い煙が確認できる。ベント弁の開操作(3月14日6時10分)ともタイミングが大きくずれており、直前に発生した原子炉建屋での水素爆発の影響によってPCVから原子炉建屋への漏えいが発生したと考えられる。

3月15日及び3月16日に実施されたとされてきたベントについても、図3図3に示すように緩やかな圧力低下であり、3号機原子炉建屋上部から継続的に水蒸気の放出が確認されていること等から、原子炉格納容器からの直接放出による圧力低下とする見解[5]は合理的である。

上述のように、3号機においてベントが成功したのは最初の2回のみとする東京電力の見解は合理的であり、妥当なものであると判断する。

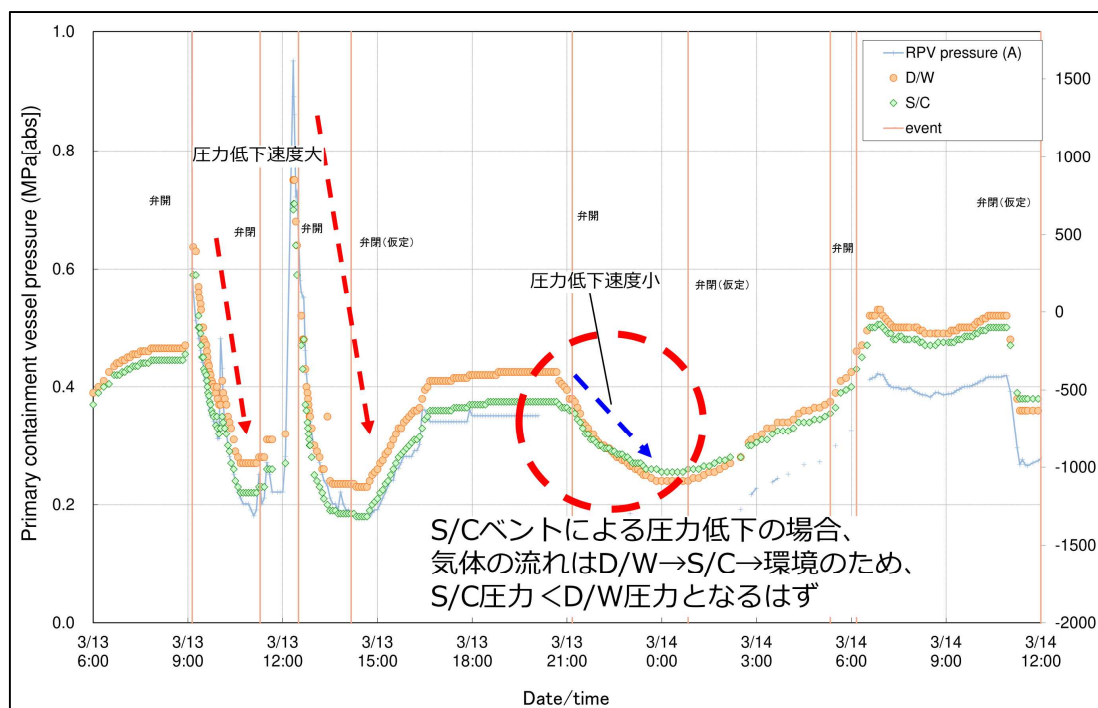


図 1 3号機の格納容器圧力の変化 (3月13日6時から3月14日12時) [5]



図 2 福島第一原子力発電所1号機~4号機の衛星写真

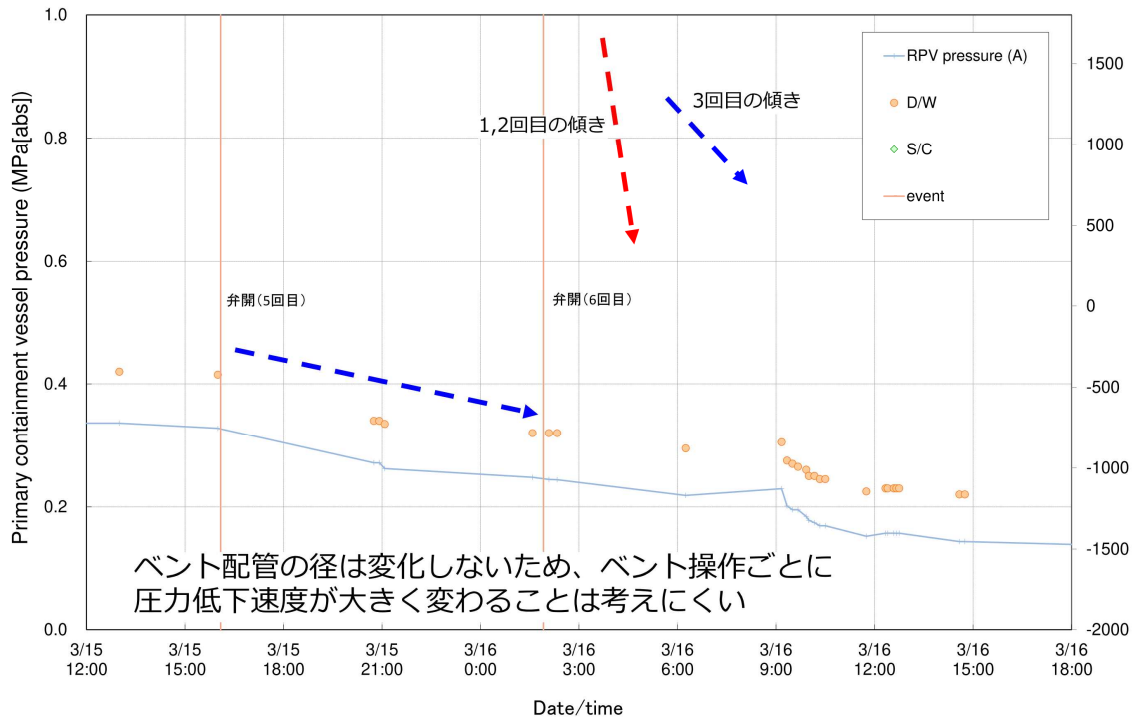


図 3 3号機の格納容器圧力の変化（3月15日12時から3月16日18時）
[5]

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [2] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [3] 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1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告,” 2015年12月17日.
- [4] 原子力規制委員会. (2019, Nov.) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第8回会 . [Online]. https://www.nsr.go.jp/disclosure/committeee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html
- [5] 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1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.

(別添 18)

原子炉格納容器からの漏えいと原子炉格納容器内での水蒸気等の発生

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 原子炉格納容器の圧力変動

これまでは、3月13日9時頃以降の3号機の原子炉格納容器(PCV)圧力の増減は、ベントによる間欠的な減圧を主要因として解釈されてきた[1]。しかし、本中間取りまとめ第3章に示すように実際に減圧に成功したベントは最初の2回のみと考えられることから、PCV圧力の上昇と低下は他の要因によってもたらされたことになる。

図1に2回目のベントが実施された後の3月13日14時頃から同日23時頃までの原子炉圧力容器(RPV)圧力及びPCV圧力を示す。黒の印はRPV圧力を、赤の丸印はドライウェル(D/W)圧力を、青の丸印はサプレッションチェンバ(S/C)圧力をそれぞれ示す。RPV圧力は原子炉圧力計の基準水の完全喪失を仮定して実測値に90 kPa加算した値をプロットしている(別添18-1参照)。ただし、ベント直後に既に基準水が完全に喪失されていたかは明らかではなく、圧力の補正が過大である可能性がある。また、図中の黒の点線はPCVの最高使用圧力(P_d)を、青の横線は注水期間をそれぞれ示す。2回目のベントが終了後に、3月13日14時頃から3月14日0時頃、3月14日1時頃から同日11時頃、同日12時頃から同日19時頃の3つの圧力のピークが見られる。圧力の変動する区間を便宜上、図示するようにA~Kと区分し、それぞれの区間について以下で詳述する。

【区間A】

ベント実施時には、S/Cが減圧され気体が環境へ放出されるため、D/W圧力がS/C圧力よりも高い。この時、図2に示すようにベント管のダウンカメラ内部の水はD/Wの圧力によってS/C側に押し出され、D/W圧力とS/C圧力にはサプレッションプール(S/P)水面からダウンカメラ下端までの静水頭圧に相当する圧力差が生じている。区間AでもD/W圧力がS/C圧力よりも高く、かつ圧力差はベント後とほぼ同じであることから、PCV内の水位は図3に示す状態にあったと推定され、真空破壊弁は既に水没していたと考えられる(水位の推定については別添18-1参照)。

RPV下部ヘッダの破損時期を3月13日14時頃よりも早いと仮定するか、同時刻よりも遅いと仮定するかによって区間A及びBでのプラント状態の解釈は大きく異なる。本検討では、3月13日16時30分頃にRPVの圧力スパイクが発生しているが、それ以前に発生した2 MPaを超えるピークに比べて非常に小さいことから、RPV下部ヘッダが既

に損傷している¹ために大きな圧力ピークが発生し得なくなったと解釈した（別添1 8－2参照）。RPV 下部ヘッドの破損時期を3月13日14時頃よりも早いと仮定した場合、区間Aのプラント挙動はシンプルに理解できる。

ベントによるPCV内の気体放出が終了しベント弁（A0弁）が閉じた後、3月13日14時頃からPCVの圧力が上昇している。この時点でD/WとRPVに圧力差が生じない程度の損傷が生じていれば、RPVのダウンカムから下部プレナムへ流入した冷却水が溶融炉心と接触することで水蒸気等を発生させ、下部ヘッドの漏えい部及び原子炉圧力バウンダリで既に生じていた漏えい部から水蒸気等がD/Wへ移行することでPCVの圧力を上昇させたと推定される。

この時、図4に示すように区間Aでは原子炉水位が回復する傾向はみられないことから、原子炉水位はジェットポンプの吸い込み口よりも低い位置にあったと考えられる。これは、RPV下部ヘッドに損傷が生じていれば、下部プレナムに冷却水を保持できなくなるため、原子炉水位が回復しないことは必然である。また、ベント以前に発生していた原子炉圧力バウンダリからの漏えいに加え、下部ヘッドにも漏えい部ができるため、自動減圧系(ADS)の状態に関わらず、主として水蒸気等がRPVからD/Wへ移行すること及びRPVとD/Wに圧力差がほとんど生じないことも整合的である。

下部ヘッドにある程度以上の損傷が生じると、少なくとも下部プレナムに落下していた溶融炉心の一部はRPV外に出ることが考えられる。ただし、BWRではRPV下部は複雑な構造をしていることから、RPVの下部ヘッドが破損した時に溶融炉心が直ちにD/W床へ落下せず、ある程度の時間差が生じると想定している。

これに対し、RPV下部ヘッドの破損時期を3月13日14時頃よりも遅いと仮定すると、プラントパラメータを整合的に解釈するには複数の制約条件が必要となる。まず、下部ヘッドが健全であったものの原子炉水位が回復しないことから、炉心への注水量が少なかったことが要件となる。この点に関しては下記のように炉心への注水量が少なかった可能性がある。

3月13日に消防ポンプにより原子炉へ送水された流量は389 m³であり[2]、全量が炉心へ注水されていたとすると、区間Aが終了するまでには約180 m³が注水されている。しかし、消火系からの注水では、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ流れ込んでいたことが指摘されており、東京電力の最新の解析では消防ポンプの平均吐出流の1/4程度が炉心へ注水されたことを仮定している[3]。注水された冷却水の一部は、下部プレナムに存在する溶融炉心と接触して水蒸気になると考えられるため、

¹ 「RPV下部ヘッドの損傷」としている損傷は、「圧力が変動する場合においてもD/WとRPVの間に大きな圧力差が生じない程度の損傷」を意味している。ただし、この規模の損傷が下部ヘッドに生じれば、i) 下部プレナムに保持される冷却水の量は制限されること、ii) 下部プレナムに溶け落ちた溶融炉心の一部はRPV外に溶け出すことが付随的に生じると考えられる。なお、RPV下部構造の複雑さも考慮すれば、RPVから溶け出した溶融炉心がD/W床面に達するには時間差があると考えられる。よって、この場合は溶融炉心の完全落下を意味するものではない。

炉心への注水量が少ない場合は原子炉水位が回復しないことが考えられる。

次に、区間 A では、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高く、ほぼ一定の圧力差を保った状態で上昇している。この場合、RPV で発生した水蒸気は主として D/W へ輸送されていることとなる。3 号機ではベント実施直後に ADS が作動しており、RPV から S/C へは SRV の 6 弁分の輸送経路があった。ADS が開状態を維持していれば、水蒸気等が主として RPV から D/W へ輸送されるためには、原子炉圧力バウンダリの漏えいが相当程度拡大している必要がある。ADS の開状態が維持されていない場合（ほぼ全閉）、RPV と D/W の圧力差が拡大しない実測値を実現するためには、水蒸気等を D/W へ移行させるに十分な大きさに気相漏えいが拡大している必要がある。さらに、このような RPV の気相漏えいの拡大を、RPV 下部ヘッドの損傷以外で合理的に説明することは困難である。

【区間 B】

3 月 13 日 17 時頃から PCV の圧力上昇が緩やかになり、PCV 圧力はほぼ一定になる。この時 D/W 圧力は S/C 圧力よりも高く、その圧力差もほぼ変化しないことから、何らかの理由により水蒸気等の発生量が低下したか、発生する水蒸気等の量と釣り合う程度に D/W からの漏えい量が増加したことが考えられる。この時点では、PCV 圧力は最高使用圧力よりも低く、PCV の圧力挙動に影響を及ぼすほどの漏えいが発生する明確な事由は明らかでない。一方、水蒸気発生量に関しては、この期間も消防ポンプによる注水が継続されていたが、消防ポンプの吐出圧は 0.9 MPa 弱であり [4]、炉圧の上昇の影響により注水量が低下した可能性が高い。

図 3 に示すように、D/W 圧力と S/C 圧力には S/P 水面からダウンカマ下端までの静水頭圧に相当する圧力差が生じている。D/W 圧力と S/C 圧力の差が変化しないことは、S/C の水位がほとんど変化しないことを示しており、上記の注水流量が減少したと考えることと整合する。

【区間 C】

同日 21 時頃からは PCV 圧力は減少に転じている。この時期の減圧勾配は S/C よりも D/W が大きく、D/W 側に水蒸気発生量を超える率での漏えいが発生し、これが PCV 圧力低下の原因となったと考えられる。D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなり、圧力低下は 3 月 14 日 0 時頃に停止する。区間 B での PCV 圧力は最高使用圧力よりもかなり低く、この時点での PCV の漏えい開始又は拡大は過温の影響によるものと考えられる。

なお、この PCV 圧力低下を放熱の影響と指摘する報告 [5] もあるが、計測された圧力低下速度は 1 時間当たり 60 kPa 程度となり、3 月 12 日 12 時頃からの S/C スプレー実施時における圧力低下 (約 14 kPa/h) よりも急勾配であり、放熱による PCV の自然冷却のみによるものにとらえることは非現実的である。

【区間 D】

13日23時頃から14日1時頃までは、PCVの圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。2回目のベント実施後、PCV圧力が減少に転じるまでは、D/W圧力がS/C圧力よりも高い。この時、図3に示すようにベント管のダウンカメラ部はD/Wの圧力によってS/P水がS/C側に押し出され、D/W圧力とS/C圧力にはS/P水面からダウンカメラ下端(約5 m)までの静水頭圧に相当する圧力差(約50 kPa)が生じている。D/W側の漏えいによって、D/WとS/Cの圧力差が小さくなると、その圧力差とバランスするようにベント管のダウンカメラ内部の水位が上昇する。D/WとS/Cの圧力が逆転すると、D/WとS/Cの水面の高低差も同様に逆転することになる(図5)。なお、図5に示すように、真空破壊弁は水没しており、真空破壊弁の作動によってS/CとD/Wの圧力が均圧化されることはない。S/Cの水面が低下するためには、閉空間となっているS/Cの空間体積が増加する必要があるが、圧力減少に伴ってS/P水が減圧沸騰し、S/C頂部の空間が広がったと考えられる。既往の報告では、D/W圧力が低下しS/P水がペDESTAL部まで到達し、既に落下している熔融炉心と接触することで圧力低下が停止すると評価されている[6]が、水蒸気等の発生量とD/Wからの漏えい量が釣り合ったとするよりも、区間Dにおける減圧過程でS/P水が減圧沸騰したことでS/C圧力がほぼ飽和水蒸気圧で一定に保持されたことで圧力低下が停止したと考える方が合理的である。

【区間 E】

3月14日1時10分から同日3時20分までは水源ピットへの水補給のために注水が停止されている[2]。また、同日11時1分から15時30分までについても3号機の水素爆発の影響により注水が停止されている[1]。一方、これらの期間中にPCV圧力は大きく上昇している。外部注水が停止されていることから、これらの圧力上昇の要因がRPV内部の水蒸気発生量が増加したためとは考えにくい。RPV外でPCV内部に存在した冷却水に熱源が接触して水蒸気が発生し、圧力上昇をもたらしたと考えることが合理的であり[6][7]、D/W床面に存在した水面と落下していた熔融炉心との接触が開始又は拡大したと考えられる。

【区間 F】

PCV圧力は、3月14日5時30分頃から急速に上昇し、D/W圧力の上昇率は100 kPa/hを超えている。図6(圧力の上昇率を確認するための補助線を書き加えている)に示すように、区間Fでの圧力上昇率は、区間E及び区間Iを上回っており、区間Aでの圧力上昇率とほぼ同等である。ただし、区間AではPCVには顕著な漏えいが発生していないと考えられるのに対し、区間FではPCVに既に漏えいが発生していると考えられることから、区間Aよりも区間Fの方が加圧源となる水蒸気等の気体の発生量が多いことになる。区間E及び区間Iでは熔融炉心とD/W床面の冷却水が接触し、水蒸気が発生するこ

とで PCV 圧力が上昇していると考えられるが、区間 F での圧力上昇率はこれらを上回っている。熔融炉心の落下が進み、D/W 床面の熔融炉心²の量が増加したことにより発生する水蒸気量が増加したとすると、後段の区間 I においても区間 F と同程度（熔融炉心の落下が進めばさらに増加する）の水蒸気が発生すると考えられるが、区間 I での圧力上昇率は図 6 にあるように区間 E とほぼ同等である。区間 I でも S/C からの逆流によって D/W 床面には冷却水が存在すると考えられるため、区間 E から区間 I の間では D/W 床面の熔融炉心の量は大きな変化はないと推定される。したがって、水蒸気の発生量の大きな増加は生じなかったと考えられることから、区間 F では多くの水素などの非凝縮性ガスの発生があったことが伺われる。

図 7 に 3 号機の PCV 圧力と S/C と D/W の圧力差 ($P_{S/C} - P_{D/W}$) を示す。3 月 13 日 20 時頃までは D/W 圧力が S/C 圧力よりも約 50 kPa 高いが、3 月 14 日 4 時頃からは圧力差が約 20 kPa と小さくなっている。ベント実施中は、図 8 の左側に示すように S/C から環境へガスが放出されるので、S/C の圧力低下によって D/W から S/C へ気体に移行しベント管のダウンコマ部の S/P 水は S/C 側へ押し出された状態になり、大きな静水頭圧が生じる。ベントが終了した後も、主たる加圧源が D/W 側にあるため水位差が維持されている。一方、一旦 D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなった後で再度 D/W 圧力が S/C 圧力よりも高くなる状態（区間 E～G 及び I～J の頃）では、S/C の空間部でのベントによる減圧はなく、D/W 側の加圧のみによって水位差が形成される。3 月 14 日 2 時 30 分頃から D/W 圧力が S/C 圧力を上回り、D/W 水位が下方に押し下げられ、S/C 水位は上方へ押し上げられる。しかし、S/C 上部の空間が閉空間であるのに対し、区間 A 及び B とは異なり D/W 側では漏えいが生じているため、圧力の抜け口が存在している。そのため、D/W と S/C に大きな圧力差が生じえない状態にあり、図 9 に示すようにベント管の内部にも S/P 水が存在し、D/W 側の水面と S/C の水面の高低差が狭まった状態にあったと考えられる。

【区間 G】

PCV 圧力は、区間 F（3 月 14 日 5 時 30 分頃から同日 7 時頃）で急速に上昇した後、同日 7 時頃から原子炉建屋で水素爆発が発生するまで（区間 G）は、PCV の最高使用圧力近傍で推移している。最高使用圧力付近での圧力推移の継続は、この間 PCV 漏えいの拡大と水蒸気及び非凝縮性ガスの発生とが釣り合った状況であったと考えられる。1 号機及び 2 号機においても、PCV 圧力が $2P_d$ 近傍でほぼ一定になる状態が生じており、PCV のトップヘッドフランジからの漏えいが圧力調整器のような働きをしたと考えられる [8]。なお、PCV 漏えいの拡大があったとすることについては、3 月 14 日 7 時頃に、それまで急速に上昇していた PCV 圧力が小幅ながら急速な降下に転じていること、格納容器内雰囲気モニタ系 γ 線線量検出器 (CAMS) による D/W の線量も低下に転じていること（別添 1 8 - 1 参照）からも妥当な推測であると考えられる。

² 「D/W 床面の熔融炉心」とは D/W 床面の冷却水と接触し、水蒸気の発生に寄与する熔融炉心を差す。

【区間 H】

水素爆発が発生した直後に PCV 圧力は急激に低下し、この減圧によって D/W 圧力と S/C 圧力の上下関係は逆転し、それまで D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い状態であったが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなった。これは、水素爆発の影響により、D/W 側での漏えいが短期的に拡大したものと推定される。

水素爆発直後に PCV が一旦減圧すると、3 月 11 日 11 時 20 分から同日 11 時 55 分までは、PCV 圧力は一定である。水素爆発の影響により発生した漏えいが縮小すると同時に、3 月 14 日 0 時頃（区間 D）と同様に PCV 圧力が飽和水蒸気圧程度まで低下したため、PCV からの漏えい量と均衡する量の水蒸気が飽和状態の水から発生し、減圧が停止した可能性がある。

【区間 I】

3 月 14 日 12 時頃から再度 PCV 圧力が上昇している。水素爆発の影響により消防ポンプによる注水は停止しているが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなったことにより S/C から D/W へ S/P 水が逆流し、既に落下していた熔融炉心と接触するため、D/W が水蒸気の供給源になったと考えられる。

【区間 J】

3 月 14 日 15 時頃から PCV 圧力の上昇が緩やかになり、水蒸気等の発生量と PCV からの漏えい量がほぼバランスがとれた状態が保たれている。原子炉建屋で水素爆発が発生した後は、3 月 14 日 15 時 30 分まで消防ポンプによる注水が停止しており、区間 B におけるように注水量の減少では説明できない。また、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高いことから、S/C から D/W への逆流も生じない。したがって、D/W 床面への冷却水の供給がないため、D/W 床面の熔融炉心の崩壊熱により水蒸気が発生し、D/W の水位は低下したと考えられる。このように、D/W の水位が低下したこと等の影響により水蒸気の発生量が減少した結果である可能性がある。

【区間 K】

3 月 14 日 16 時 30 分頃から PCV 圧力が低下傾向に転じているが、同日 19 時頃からは D/W はほぼ一定の圧力を示しており、その値は同日 11 時頃（区間 H）とほぼ同一である。PCV 漏えい拡大によって圧力低下に転じたとすると、水蒸気等の発生量と漏えい量が均衡する圧力は区間 H の時よりも低下すると考えられるが、区間 H とほぼ等しい圧力でバランスしている。同日 19 時 20 分から 19 時 54 分の注水停止期間を含めて PCV の圧力に大きな変化がないことから、熔融炉心の崩壊熱によって発生する水蒸気量と PCV からの漏えい量がバランスしているのではなく、減圧によって飽和状態にあった PCV 内の水

により生じた水蒸気量と PCV からの漏えい量がバランスする状態にあったと考えられる。

上述のように、3号機のD/Wには水面があり、熔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、図10に示すように水素爆発直後の時点で原子炉建屋からの多量の水蒸気漏えいが衛星写真等により観測された事実と整合する。

他方、原子炉建屋からの水蒸気放出が観測されたことから、PCVに漏えいが発生したことは明らかである。上述のプラントデータの分析からは、PCV圧力が最高使用圧力よりも低い圧力において、D/W側で漏えいが発生又は拡大していると考えられる。漏えい発生時のPCV圧力が最高使用圧力よりも低い場合は、漏えい発生の要因は、過圧よりも過温の影響と考えられる。ただし、3号機ではPCV内に多量の水蒸気が存在し、PCVの雰囲気温度が一定程度抑制される環境下であったと考えられる。また、3月13日9時頃及び13時頃にはPCV圧力が一時的に最高使用圧力を超えたが、PCVの閉じ込め機能への影響が一時的であったか継続的であったかは明らかではない。したがって、PCVのバウンダリが過温等の影響で破損に至ったメカニズムについては今後の検討を要する。

2. 原子炉建屋での線量上昇

3月13日14:31頃に3号機原子炉建屋の北側二重扉で300 mSv/h以上の、南側二重扉で100 mSv/hの線量率が計測されたとの記録がある[9]。また、この時に白いモヤモヤも観測されている。

3号機では同日9時20分及び12時30分にベントが成功している。これらのベント時には3号機自身へのベントガスの逆流があったことが今回確認された(本中間取りまとめ第1章1.2(5)参照)。また、3号機のベントガスが流入したことが既に確認されている4号機でも3月14日10時30分頃に原子炉建屋内で高い線量(10~15秒で4 mSvのアラーム(APD)が吹鳴)が測定されている[1]。以上のことから、3月13日14:31頃に観測された3号機の原子炉建屋の高線量の原因は、ベントの自号機逆流とすることが合理的である。

一方、1号機の原子炉建屋においても高線量と白いモヤモヤが確認されている。具体的には3月11日23時00分の時点でタービン建屋1階の原子炉建屋二重扉前は高い線量(北側二重扉前1.2 mSv/h、南側二重扉前0.52 mSv/h)であることを確認し、白いモヤモヤも3月12日3時44分に観測されている[1]。しかし、この時点では1号機のベントが未実施であるため、1号機の場合はPCVからの直接漏えいと考えられる。

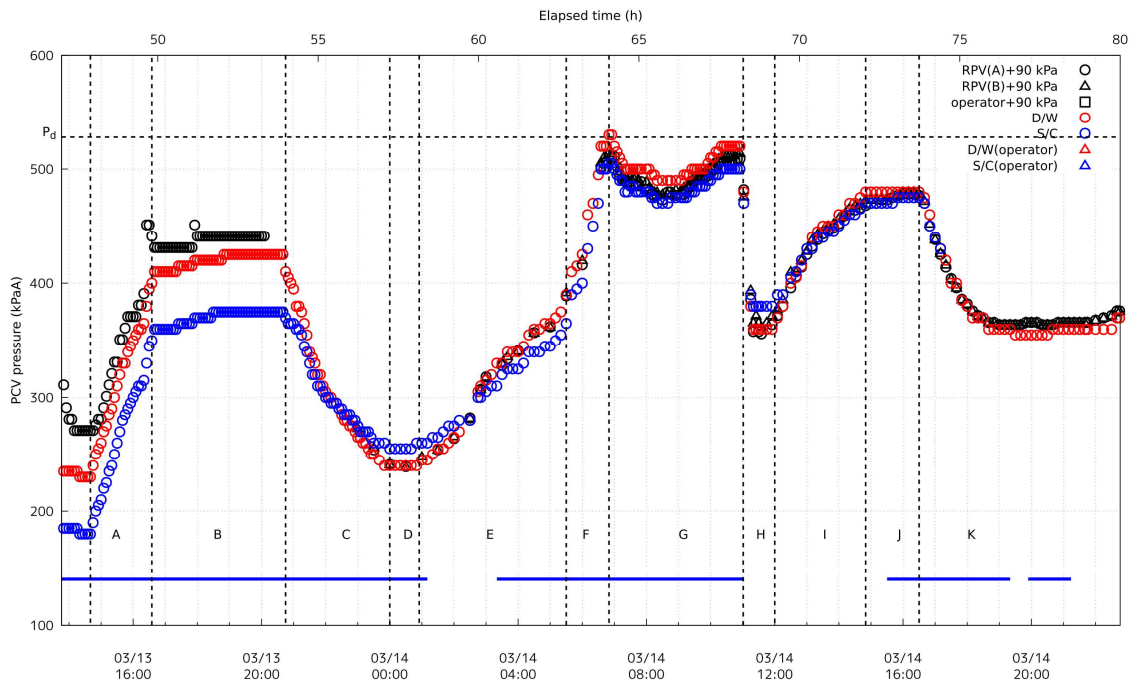


図 1 2 回目のベント実施後の PCV 圧力及び注水履歴

青の横線：注水履歴

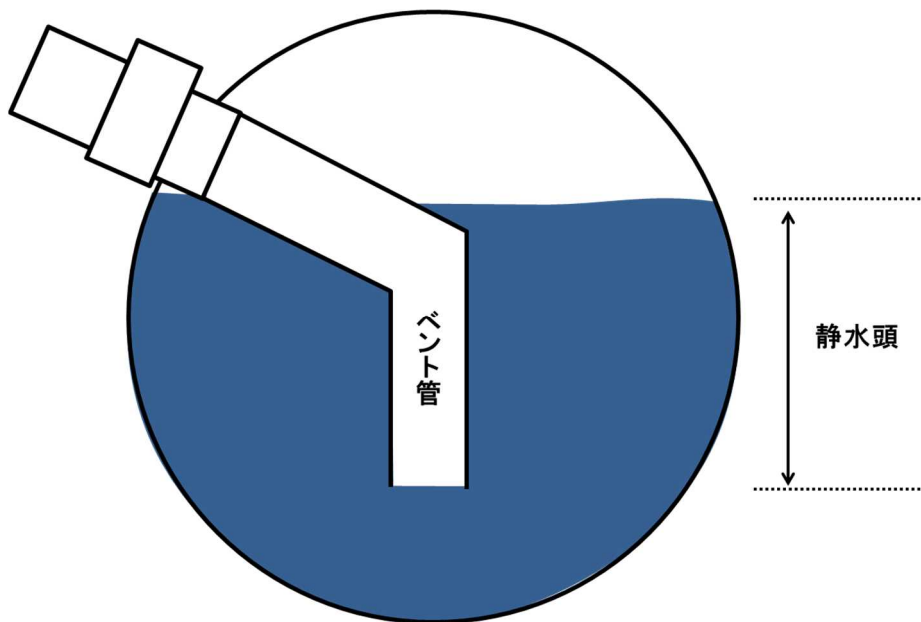


図 2 ベント管と S/C の模式図

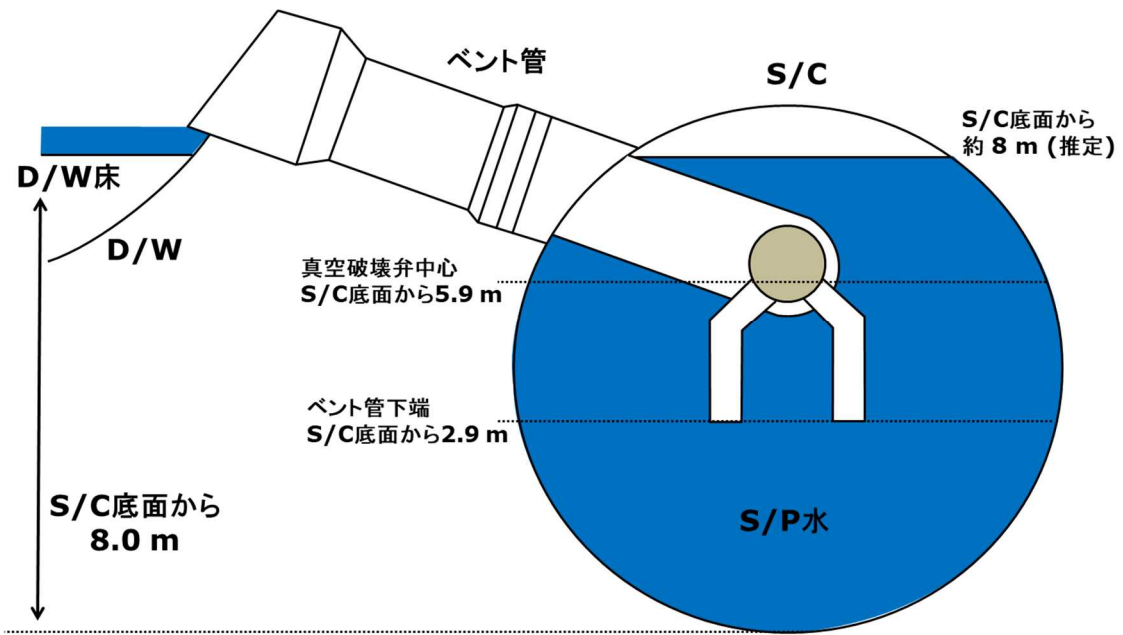


図 3 区間 A 及び B での PCV 内水位

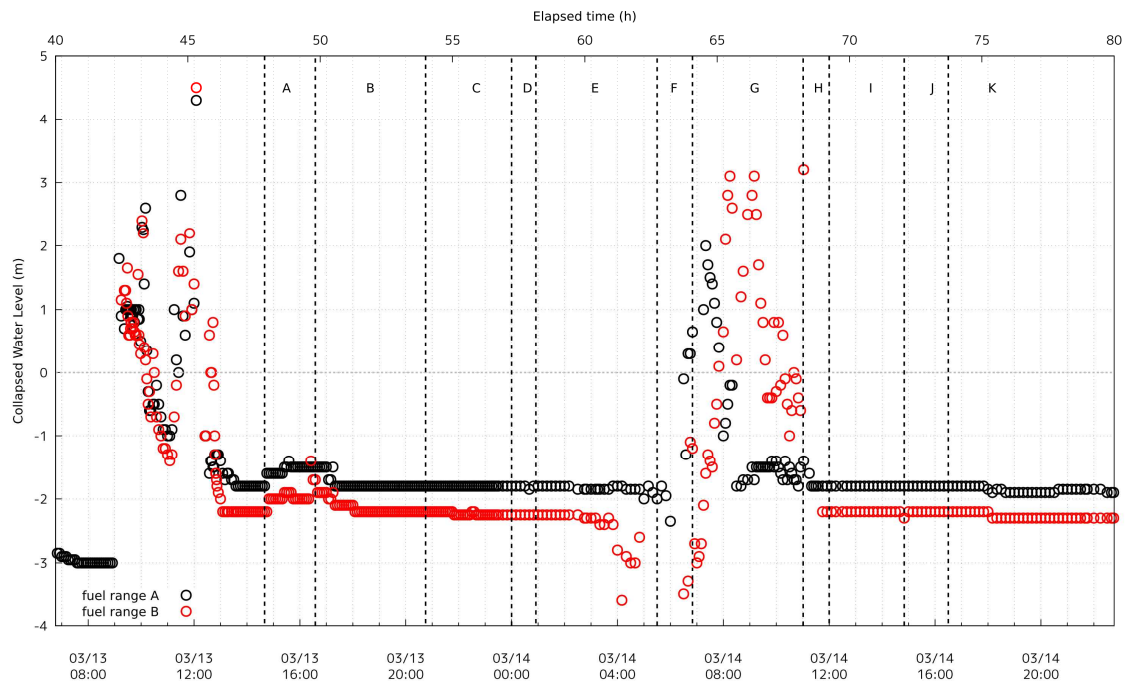


図 4 ベント実施後の原子炉水位

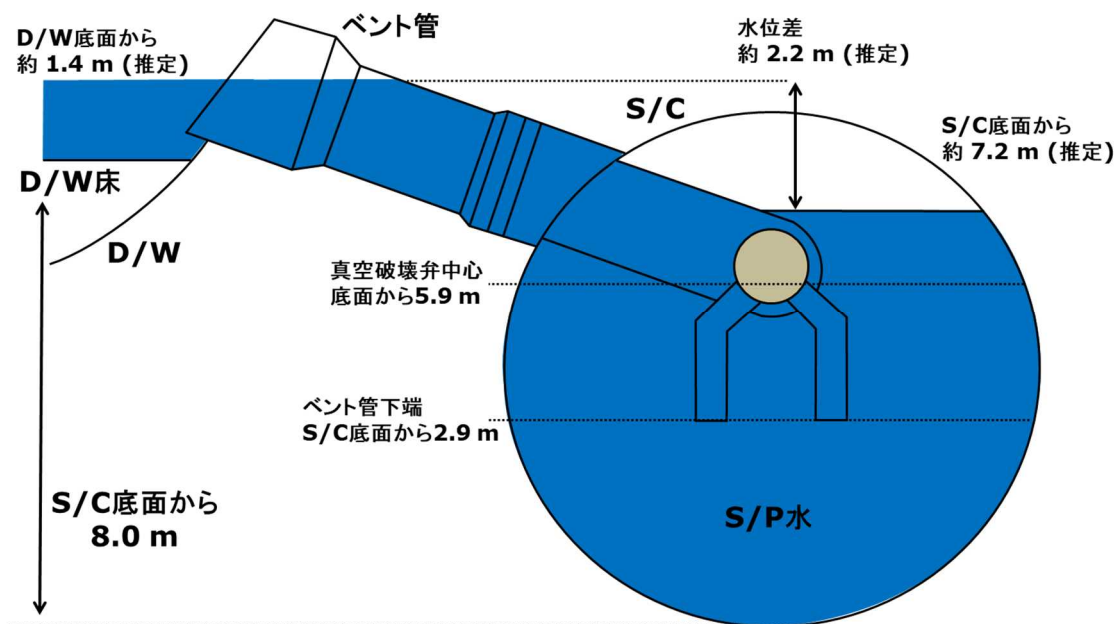


図 5 区間DでのPCV内水位

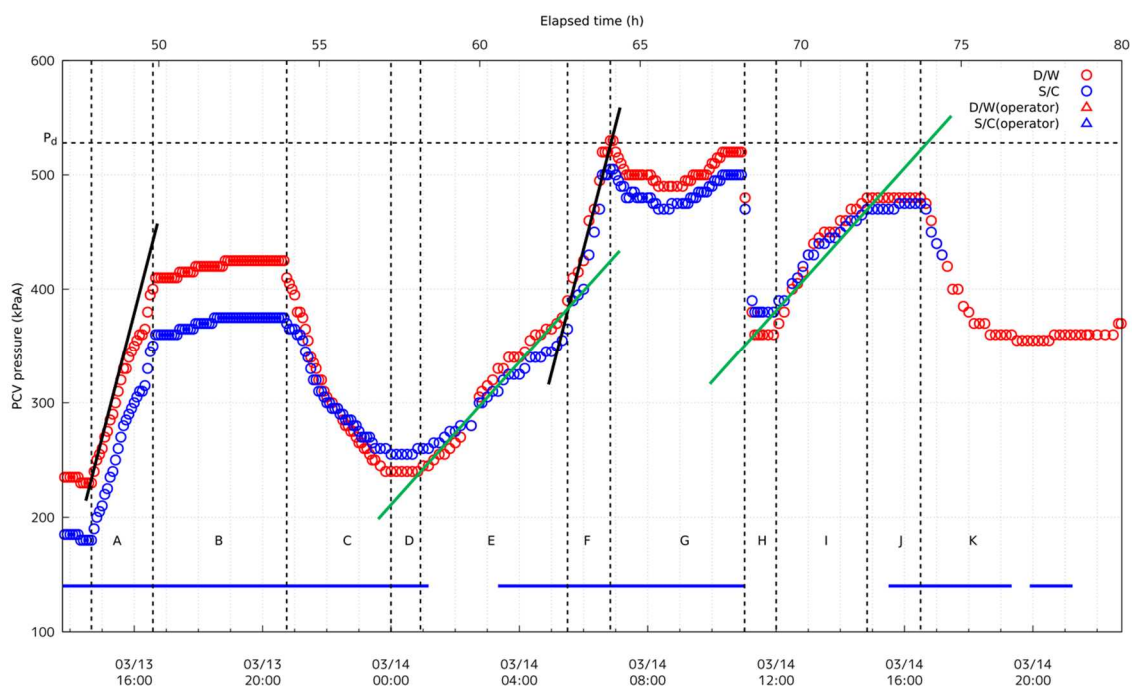


図 6 2回目のベント実施後のPCV圧力及び注水履歴

青の横線：注水履歴。黒と緑の直線は圧力の上昇率を確認するための補助線（同色の直線は平行）。

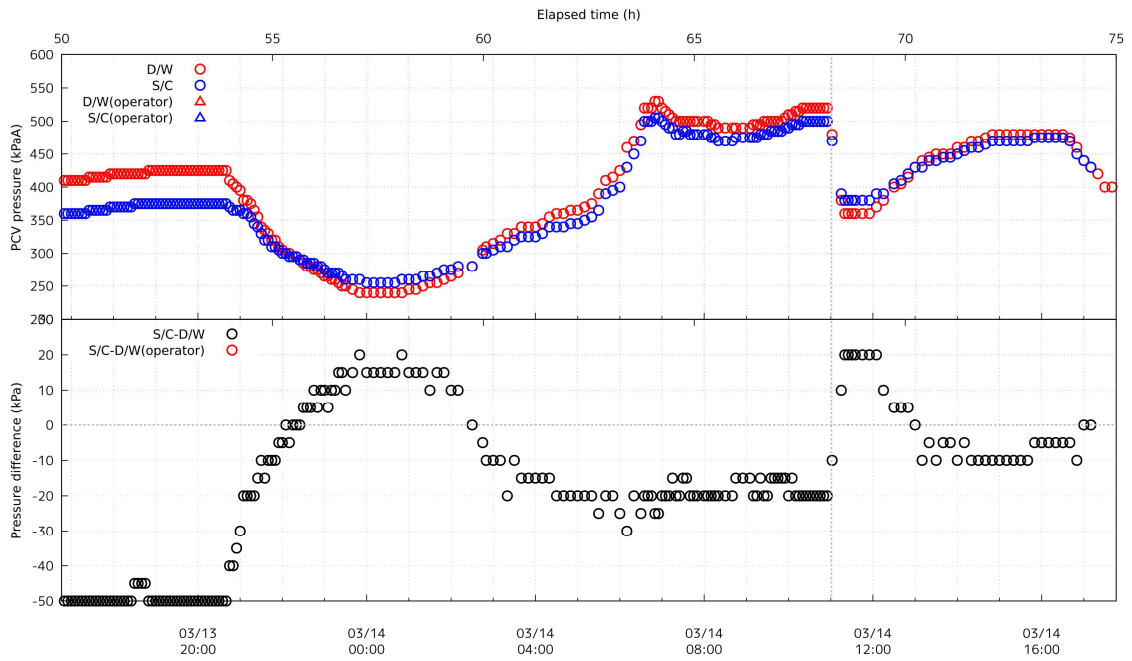


図 7 PCV 圧力 (上) と S/C と D/W の圧力差 (下)

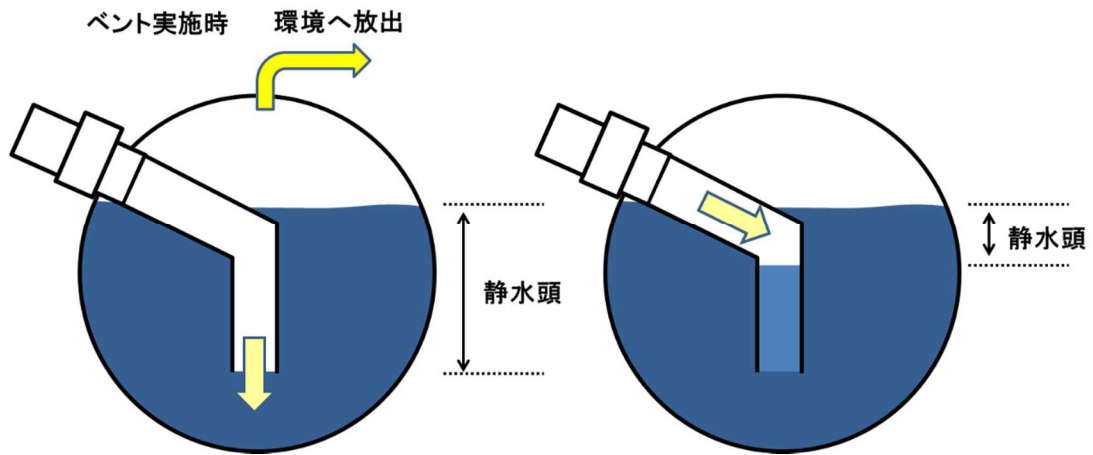


図 8 PCV で生じる水面の高低差

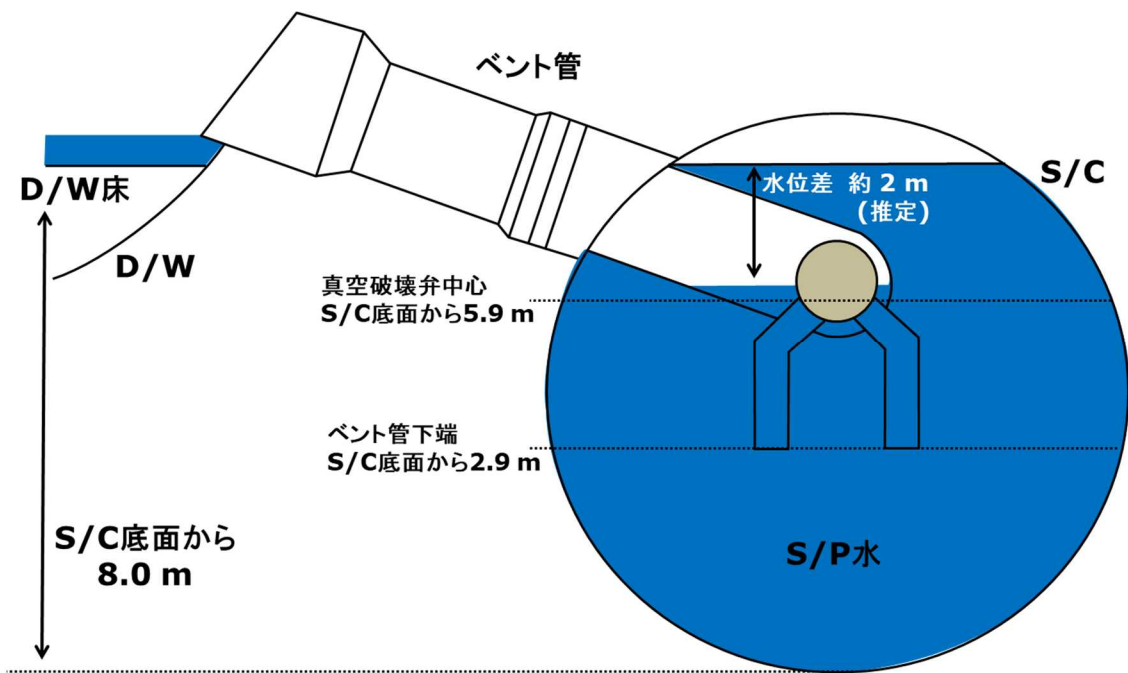


図 9 区間 F 及び G での PCV 内水位

2011年3月14日
午前11時04分
衛星:WorldView-2



図 10 福島第一原子力発電所 1号機～4号機の衛星写真

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [2] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [3] 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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [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, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [5] Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, “U.S. Efforts in Support of Examinations at Fukushima Daiichi - /2019 Evaluations,” Aug 27, 2019.
- [6] I. Sato, “An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data,” J. Nucl. Sci. Technol., vol. 56, no. 5, pp. 394-411, 2019.
- [7] M. Pellegrini and M. Naitoh, “Three weeks analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON code: Contribution to the BSAF-2 project,” Nucl. Eng. Des., vol. 366, p. 110747, 2020.
- [8] R. Gauntt, D. Kalinich, J. Cardoni, J. Phillips, A. Goldmann, S. Pickering, M. Francis, K. Robb, L. Ott, D. Wang, C. Smith, S. St.Germain, D. Schwieder and C. Phelan, “Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012),” Jul, 2012.
- [9] 原子力災害対策本部, “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第2報),” 2011年9月.
- [10] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt and K. C. Wagner, “MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project,” Aug, 2014.

(別添 18-1)

ドライウエルとサブプレッションチェンバの圧力差の変動によるドライウエル床面の水位形成の可能性

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 圧力計の測定誤差

3号機で測定されたプラントデータは、東京電力が追加・訂正したデータ [1] [2] を用いた。原子炉圧力計は、原子炉格納容器 (PCV) 内にある基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が低くなることが知られており、3号機の原子炉圧力計は図 1 に示すように基準水の全喪失により最大 90 kPa の誤差が生じうる [3]。原子炉圧力計の測定原理等は既往の報告書[3]等で詳述されている。

図 2 にベント実施後の原子炉圧力、ドライウエル(D/W)圧力及びサブプレッションチェンバ(S/C)圧力をそれぞれ示す。原子炉圧力バウンダリの状態によらず、原子炉圧力容器(RPV)圧力が D/W 圧力よりも低くなることは無いが、ベント実施後の RPV 圧力は D/W 圧力よりも低く計測されている。これは自動減圧系(ADS)の起動によって RPV が急速に減圧される過程で原子炉圧力計の基準水が蒸発し、実際の原子炉圧力よりも低い値が計測されたものと考えられる。原子炉圧力計の基準水がいつ頃から、どの程度減少したかは不明であるが、図 3 に原子炉圧力計の基準水が完全に喪失した場合を仮定し、原子炉圧力の測定値に 90 kPa を加えた値をプロットした。3月13日14時前後にはRPVの下部ヘッドは損傷し、RPVとD/Wは連通した状態にあったと考えられる(添付18参照)。一方、図3においても3月14日0時頃からは、実測値に90kPaを加えた原子炉圧力は、D/W圧力とほぼ一致しており、想定されるプラント状態と整合している。図3において、3月14日のD/W圧力は大きく変動しているが、補正したRPV圧力はD/W圧力とほぼ同一であり、定性的な傾向分析に加え、定量的にも参照可能なデータであることが分かる。ただし、基準水が完全に蒸発した時間は不明であるため、ベント実施直後は実測値に90kPaを加える補正は過大である可能性がある。

図4には原子炉圧力の実測値と先行研究の補正例[4]を示す。補正された原子炉圧力(緑色でプロット)は、基準水が完全に喪失した場合の値よりも高い。したがって、この圧力補正は基準水の喪失以外の何らかの影響が取り込まれていると考えられる。しかし、政府事故調報告書では、「電源を必要とせず直接読み取り可能な原子炉圧力計やD/W圧力計その他の計装機器については、電気系統のトラブルによって誤計測、誤表示が生じるおそれはなく、電気系統が用いられていないので、比較的、放射線の影響も受けにくい。」[3]とされており、上記の原子炉圧力補正は過大であると考えられるため、本検討では採用していない。

福島第二原子力発電所 1 号機では、S/C の水位が圧力計の接続部よりも高い位置まで上昇したことにより、実際の圧力よりも静水頭圧分高い値が計測されていた（別添 5 - 2 参照）。このように S/C の水位が通常水位より著しく高い場合には、通常の S/C 圧力計を用いれば、計測に影響を及ぼす可能性がある。ただし、3 号機では、3 月 23 日まではアクシデントマネジメント盤を用いて D/W 圧力と S/C 圧力が測定されている [5]。アクシデントマネジメント用の S/C 圧力計は図 5 に示すように S/C 頂部に接続されており、S/C の水位上昇の影響を受けないと考えられる。

先行研究では、原子炉圧力計の場合と同様に S/C 圧力計の基準水の喪失を考慮した圧力補正例がある [4]。図 6 に示すように S/C 圧力の補正を行うと、ベント期間中の D/W 圧力と S/C 圧力がほぼ等しくなる。通常、S/C ベント時にはベント管のダウンコマ部の内外に水位差が生じ、D/W 圧力と S/C 圧力にはその水位差の静水頭圧に相当する圧力差が発生する。図 6 に示されるように、S/C ベント時に D/W 圧力と S/C 圧力が均衡するには、真空破壊弁での大規模なバイパスの発生等何らかの異常を考慮する必要がある。別添 1 で示したように、3 号機のベント配管の汚染度は 1 号機と比較して低く、ベント時において S/C 圧力と D/W 圧力を均衡させる規模のバイパスが生じたとは考え難い。

また、東京電力は原子炉水位計の基準水が喪失された時期について、「格納容器雰囲気温度の上昇により水位計配管内の水温が上昇し、これが減圧により低下した飽和温度を超えたタイミングで基準面器側配管内の水の蒸発が開始している。」 [5] と分析している。S/C 圧力計の基準水についても同様に、S/C 圧力計の基準面器がある原子炉建屋の温度が飽和温度を超えれば基準水が蒸発すると考えられる。2 回目のベント実施後の 3 月 13 日 14 時 30 分頃に S/C 圧力は 180 kPa (abs) [1] まで低下しているが、この場合の飽和温度は 120°C 弱である [6]。3 号機では、事故当時（2011 年 3 月 23 日まで）用いられた [5] アクシデントマネジメント用の S/C 圧力計の基準面器は原子炉建屋地下 1 階の南東三角コーナ（トーラス室の外側）に設置されており、基準面器の温度が基準水を沸騰させるほどの温度に上昇したとは考え難い。

上記のように、S/C 圧力については補正せずに実測値を用いることが合理的であると考えられることから、本検討では実測値を補正せずに用いた。

2. ドライウェル床面の水位形成の可能性

(1) ベント実施前の D/W 床面の水位

D/W 下部と S/C は 8 本のベント管によって接続されているが、図 7 に示すように D/W 床面とベント管入り口下端までには段差がある。この段差は事故時操作手順書には 40 cm と記載されている [7]。したがって、ベント管入り口部の段差は堰のように働き、D/W 床面には一定量の冷却水が保持される構造となっている。なお、同型の 2 号機では、図 8 に示すように、平成 24 年 3 月 26 日時点で D/W 床面に約 60 cm の水面が形成されていることが確認されている [8]。S/C については、図 9 に示すように平成 25 年 5 月 14 日

時点で、窒素封入口付近に水位があることが確認されており[8]、D/W からあふれた水がS/Cへ流下していると考えられる。

3号機では、別添16で示したように3月13日5時頃には原子炉圧力バウンダリからの漏えいが発生していた可能性があり、また、3月13日7時39分から同日9時前後までろ過水タンクを水源としてD/Wスプレーが実施されている[5]。事故時の運転実績として、3号機のディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力は0.35 MPa～0.61 MPaの記録が残されている[9]。D/Wスプレー実施期間のD/W圧力は0.46 MPa(abs)～0.47 MPa(abs)であり、ディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力がD/W圧力をやや上回る程度であった。S/CスプレーによるS/C圧力低下及びS/C水位の上昇が確認されていることから、S/Cスプレーによる注水は可能であった。ただし、D/WスプレーヘッドはS/Cスプレーヘッドよりも8 m以上高い位置にあり、どの程度の流量を確保できたかは不明である。D/Wスプレーの流量に不確かさがあるが、東京電力の解析におけるD/Wスプレー流量の評価値(50 m³/h)[5]を参考にすると、実施期間が明確ではないものの(D/Wスプレーの停止時期は3月13日8時40分から同日9時10分とされている[10])D/Wスプレーは約1時間以上実施されたことから、少なくとも50 m³程度は注水されたと考えられる。D/Wスプレー以前に原子炉圧力バウンダリからの漏えいによって蓄積された水量は不明だが、D/Wの床面積は約150 m²(ペDESTAL壁等の存在は考慮していない)であることから、上記をふまえ、原子炉圧力バウンダリからの漏えい及びD/Wスプレーによって、D/W床面には最大でベント管入り口下端までの高さ約40 cmの水面が形成されていた可能性がある。これは、先行研究[11]の評価ともほぼ一致する。

(2) S/Cの水位

3号機のS/C水位は、S/Cスプレー実施中の3月12日20時までしか測定されていないが、その時点で水位は底面から5.7 mであり[5]、その後のRPVからSRV経由での水蒸気の移動やスプレー及び消防ポンプによる注水によって更に水位は上昇したと考えられる。

2回目のベントによりPCV圧力がほぼ下げ止まった3月13日14時頃のD/W圧力とS/C圧力の差は約50 kPaであるが、これはベント管のダウンコマ下端(S/C底面から約2.9 m上方)からS/Cの水面までの水頭圧に相当するので、S/Cの水位はS/C底面から8 m程度であったと推定される(異なる手法によるS/C水位の推定については3.を参照)。

図10に示すように、3月13日21時頃からD/W圧力とS/C圧力が低下し始めるが、D/W圧力の低下速度がS/C圧力の低下速度よりも早く、この時点ではD/W側に漏えいが発生していると考えられる。D/W側の圧力が低下することで、サプレッションプール(S/P)水はベント管内を押し上げられ、D/W側へ逆流する。既往の報告においても、想定されるS/Cの水位がここでの推定よりも低いが、D/W圧力低下に伴いD/W床面まで逆流

するとしている[4]。後述の解析結果からは、PCVの圧力低下が一旦終了した3月14日0時頃には、D/W床面から1 m程度の水位が形成されたと考えられる。

これにより、3月14日1時10分から3時20分まで消防ポンプによる注水が停止されているにもかかわらず、熔融炉心がD/W床面の冷却水と接触することで水蒸気が発生し、PCV圧力が上昇したと考えられる。

3. 解析によるS/C水位の推定

(1) 解析方法

上述のようにD/WとS/Cの圧力の変動により水位が変動したと考えられるが、PCV内に存在する水の移動によって水位差が生じるか、体積、マスバランス等の観点から確認するため、単純な体系での解析を実施した。まず、2回目のベントでPCVの圧力低下がほぼ一定になった期間について、D/W及びS/Cの圧力を解析し、S/Cの水位を推定した。図11に解析に用いたノード図を示す。D/Wの空間体積を4240 m³、S/Cの空間体積（プール水を含む）を6140 m³とした[5]。D/WとS/Cはベント管のダウンカマ下端で接続している。S/Cからは耐圧強化ベントラインで環境へ気体を放出し、操作実績[10]に基づき、ベント弁の開度を15%に設定した。S/Cはトラス形状であるが、円筒形で模擬し、図12の右側に示すように高さ方向は矩形で区切った（解析では高さ方向に約70区画に分けた）。解析には米国NRCが開発したMELCORコード（バージョン2.1）[12]を用いた。なお、同コードで設定できるパラメータは参考文献[13]に準じて設定した。

【解析で用いた仮定】

3号機の2回目のベントでは、3月13日13時30分頃から同日14時30分頃の間、PCV圧力はほぼ下げ止まった状態で圧力が維持されている。この時、S/Cの圧力は200 kPa (abs)弱と大気圧よりも高い状態にあり、S/Pは飽和状態にあったと仮定した。S/Cの水位はパラメータとして変動させ、温度は飽和温度とした。D/Wには原子炉圧力バウンダリからの漏えいを仮定し、水蒸気の生成項を設けた。2回目のベントを実施している期間では、D/Wから原子炉建屋への漏えいはPCVの圧力挙動に影響を及ぼす規模ではなかったと考えられることから、D/Wから原子炉建屋への漏えいは考慮していない（図中のバルブは閉止している。）。

(2) 解析結果

【2回目のベント実施時のS/Cの水位】

S/Cベント実施時にはS/C側から気体を放出するため、D/WよりもS/Cが圧力が低くなり、図13に示すようにD/WとS/Cを接続するベント管内のプール水はS/C側に押し出され、D/W圧力とS/C圧力には、ベント管下端から水面までの静水頭圧に相当する圧力差が生じる。2回目のベント終了時には、D/W圧力がS/C圧力よりも50 kPa高いこと

から、S/Cの水面はベント管下端より約5 m上方に位置していたと考えられる。2回目のベント終了時にS/Cにどの程度の水位があったかを確認するため、S/Cの水位をパラメータとしてD/WとS/Cの圧力差を解析した結果を図14に示す。図中の丸印は実測されたD/W圧力及びS/C圧力を示す。点線はS/C圧力、実線はD/W圧力の解析結果をそれぞれ示し、凡例に示す数値は解析で仮定したS/Cの水位である。S/C底面より8 m程度の水位を仮定した場合に、解析によるD/WとS/Cの圧力差が実測値とよく一致している。

図15に示すように、S/Cの水位は3月12日20時に測定され、S/C底面から5.7 mであったことが確認されているが、その後2回目のベントが実施されるまでの期間において水位測定は実施されていない。ただし、上記の水位測定後もS/Cスプレイが継続され、D/Wスプレイ及び消防ポンプによる注水が実施されており、ベント又はPCVからの漏えいを除けば、水蒸気はS/Cで凝縮されるため、S/Cの水位は更に上昇していたと考えられる。S/Cはトラス形状であることから、図16（点線は赤道面の高さ）に示すように高さにより断面積が変化するため、水位が赤道面（S/Cの底から4.45 m）近傍にある場合は注水量の変動に対して水位が緩やかに変動する。しかし、上記のように水位が赤道面を大きく超えた場合、単位高さ当たりの体積が減少するため、注水量の変動に対して水位の変動が敏感になる。最後に水位が測定された時点で、水位は赤道面を超えており、注水量によって水位が上昇しやすい状況において注水が継続されており、2回目のベント終了時にS/Cの水位が底面から8 m程度であったとの評価は、実態と整合していると考えられる。

【S/CからD/Wへの水の逆流】

上記の結果から、2回目のベント終了時にS/Cには底面から約8 mの水位があったと仮定し、3月13日21時頃からのPCV圧力低下時において、PCV内の水位がどのように変動するかを解析した。この圧力低下時には、D/W側に漏えいがあったと仮定し、図11に示すD/Wの下側の漏えい経路を用いた。漏えい面積は不明のため感度解析を実施し、圧力の低下速度が実測値と概ね一致する値を用いた。図17に解析結果を示す。横軸はD/WとS/Cの圧力差($P_{D/W}-P_{S/C}$)を、縦軸にはS/C底面を基準とし水位の高さを示している。図中の赤線はD/Wの水位を、青線はS/Cの水位を、黒の点線はD/W床面の高さをそれぞれ示している。PCVが減圧される過程でD/W圧力がS/C圧力よりも高い状態から、D/W圧力がS/C圧力よりも低い状態となるため、S/Cの水位が低下し、反対にD/W側の水位は上昇する（図の右側から左に向かって水位が変動する。）。3月14日0時頃には、S/C圧力がD/W圧力よりも20 kPa程度高い状態にあり、図18に示すように、解析結果からはD/Wに床面から1 m程度の水位が形成された可能性がある。なお、解析結果に変曲点が見られるのは、図12に示すように高さ方向で区画を区切っているため、水位によって断面積が変化することによる。

4. PCV の圧力上昇をもたらす水蒸気量等の推定

3月13日14時30分頃及び3月14日1時頃からPCV圧力が上昇するが、これはRPV又はD/Wで発生した水蒸気及び非凝縮性ガスによると考えられる。ここでは、3月13日14時30分頃及び3月14日1時頃からの水蒸気発生に寄与した炉心の割合を分析するため、PCV内で発生する水蒸気及び非凝縮性ガスの量をパラメトリックに変化させて解析を実施した。PCV圧力の実測値と解析結果を比較し、ガス発生量の妥当性を判定した。用いた解析モデル及びコードは上述の2.と同様である。

3月13日14時30分頃の時点ではPCVには大きな漏えいは発生していないと仮定し、PCVからの漏えいは考慮していない。一方、3月14日1時頃には既にPCVの圧力を低下させる漏えいがD/Wに生じている（別添18参照）と考えられるため、D/Wの漏えいを仮定した。予備的に感度解析を実施し、3月13日21時頃から同日24時頃の減圧挙動を概ね再現する漏えい面積を求めた。D/Wの気相部に15 cm²の漏えい口を仮定すると、図19に示すようにPCVの減圧速度は実測値と概ね一致することが確認できた。

3月13日14時30分頃から同日16時30分頃にかけてPCV圧力は150 kPa程度上昇している。この間にD/Wで発生（又はRPVからD/Wへ移行）する水蒸気量及び非凝縮性ガスの量を変化させ、PCVの圧力上昇を確認した。水蒸気の発生量を0.1 kg/sから4 kg/sまで、非凝縮性ガスの発生量を1 g/sから30 g/sの範囲で変化させた。解析では非凝縮性ガスは水素で代表させた。図20に解析結果を示す。図の黒色の領域では、ガスの発生量が少ないため、PCV圧力の解析結果が実測値よりも低くなる。反対に、図の黄色の領域では、ガスの発生量が多すぎるため、PCV圧力の解析結果は実測値よりも高くなる。これらの間に挟まれた領域（赤色の点線で囲んだ部分）では、PCV圧力の解析結果は実測値と概ね一致した（実測値との差が±10 kPaの範囲を概ね一致と判断した）。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で6 ton/h程度と推定される。

また、同様に3月14日1時頃から同日5時30分頃にかけてのPCV圧力上昇を解析した結果を図21に示す。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で5 ton/h程度と推定される。D/Wに面積15 cm²の漏えいを仮定すると、少なくとも3 ton/h程度の水蒸気の発生が必要であると考えられる。

【水蒸気の発生に寄与した炉心の割合】

上記の解析から得られた水蒸気量の発生に寄与した炉心の割合を概算した。3月13日14時30分頃から14日5時30分頃の3号機の炉心の崩壊熱は9.5～8.5 MW程度である[14]。この頃、炉心は既に損傷しており、燃料からは揮発性の高い核分裂生成物(FP)が放出されていると考えられるが、ここでは炉心が持つ崩壊熱のFP放出に伴う減損は考慮していない。

3月13日14時30分頃から同日16時30分頃にかけて6 ton/h程度の水蒸気を発生

させるには、水の潜熱だけを考えると炉心の崩壊熱の約 40%が必要になる。また、3 月 14 日 1 時頃から同日 5 時 30 分頃にかけて 5 ton/h 程度の水蒸気を発生させるには、水の潜熱だけを考えると炉心の崩壊熱の約 40%が必要になる。別添 18 に示したように、この頃は D/W 床面の冷却水と熔融炉心の接触により水蒸気が発生していたと考えられることから、最大で炉心の 40%程度が D/W 床面での蒸気発生に寄与した可能性がある。

5. 原子炉格納容器への放射性物質の移行

3 号機では、3 月 13 日 9 時頃に ADS が起動している。これにより、炉心が持つ崩壊熱は主に RPV から S/C へ輸送されている。したがって、炉心が損傷し、燃料から FP が放出されると S/C へ移行し、S/C の線量が上昇する。

格納容器内雰囲気モニタ系 γ 線線量検出器 (CAMS) の測定が、3 月 14 日 4 時 10 分から復旧している。図 22 に PCV の圧力と CAMS の測定結果を並べて示す。3 月 14 日 4 時頃から同日 6 時 30 分頃まで D/W の線量率が上昇しているのに対し、S/C の線量率はほぼ横ばいである。この CAMS の測定結果は FP が主に D/W 側へ放出されていることを示している。これは、別添 18-2 で示したように、既に原子炉圧力容器下部ヘッドが損傷しているとする仮定と整合している。RPV に大規模な漏えいが発生していれば、燃料から放出された FP が RPV から D/W へ放出されるか、RPV 外へ移行した熔融炉心から直接 D/W へ FP が放出され、D/W の線量率が上昇したと考えられる。

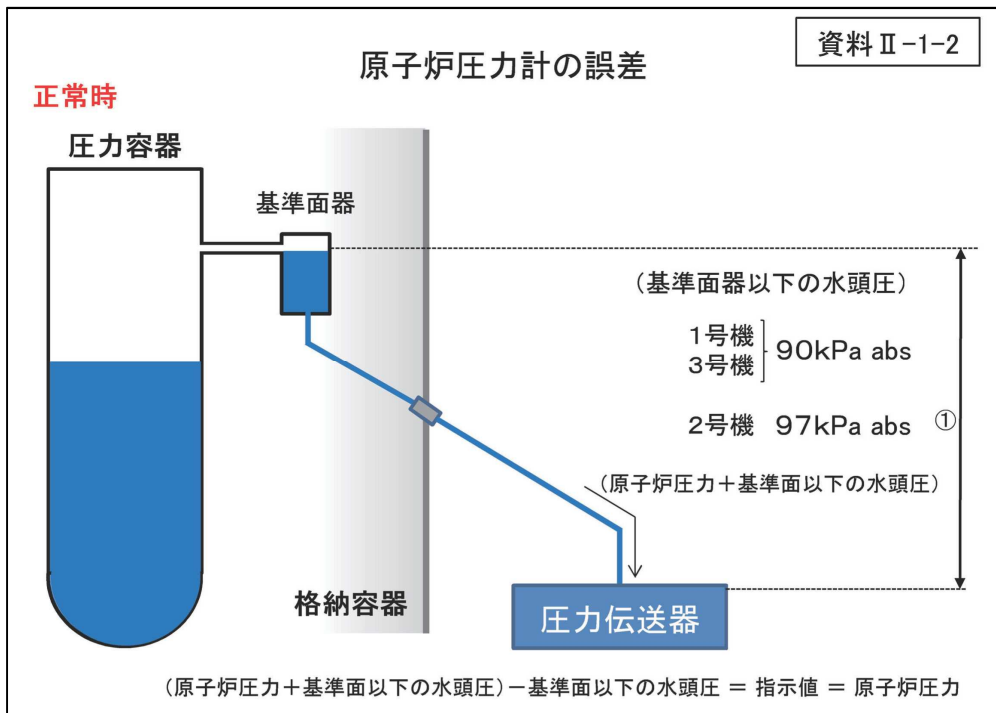


図 1 原子炉圧力計の誤差 [3]

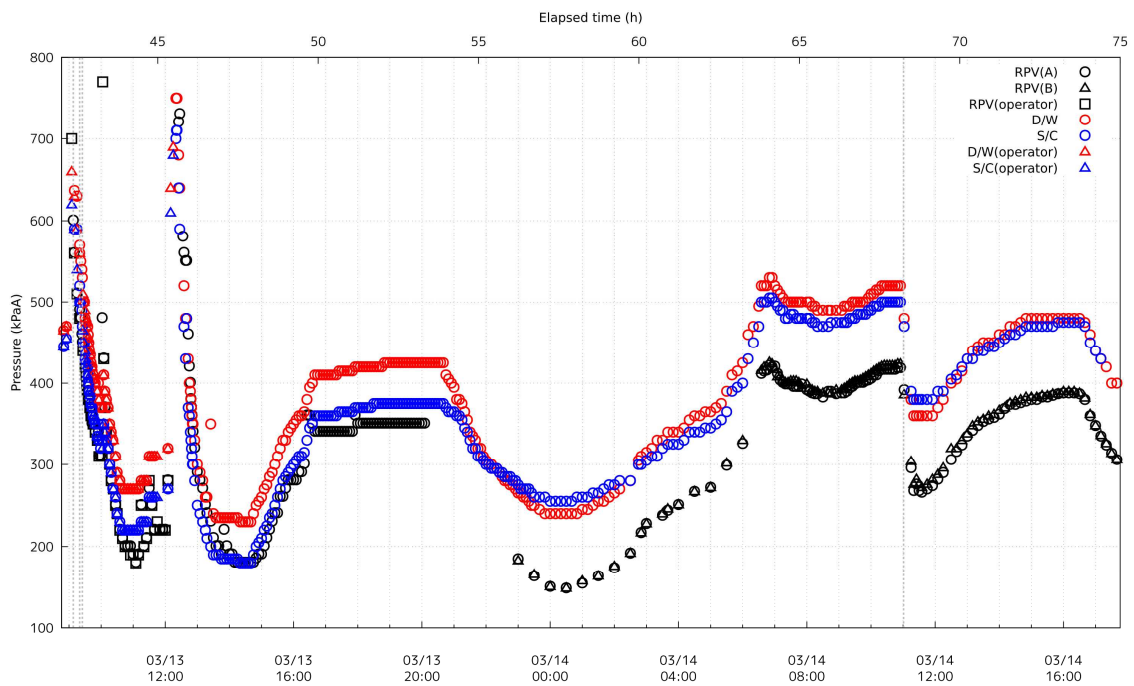


図 2 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値

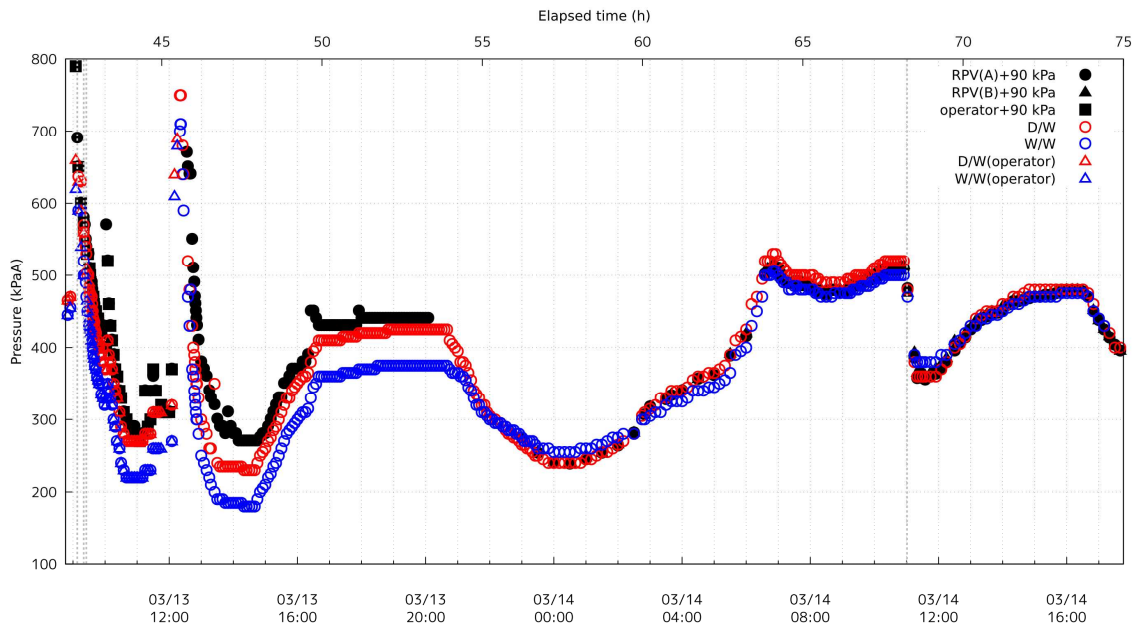


図 3 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値（原子炉圧力を補正）

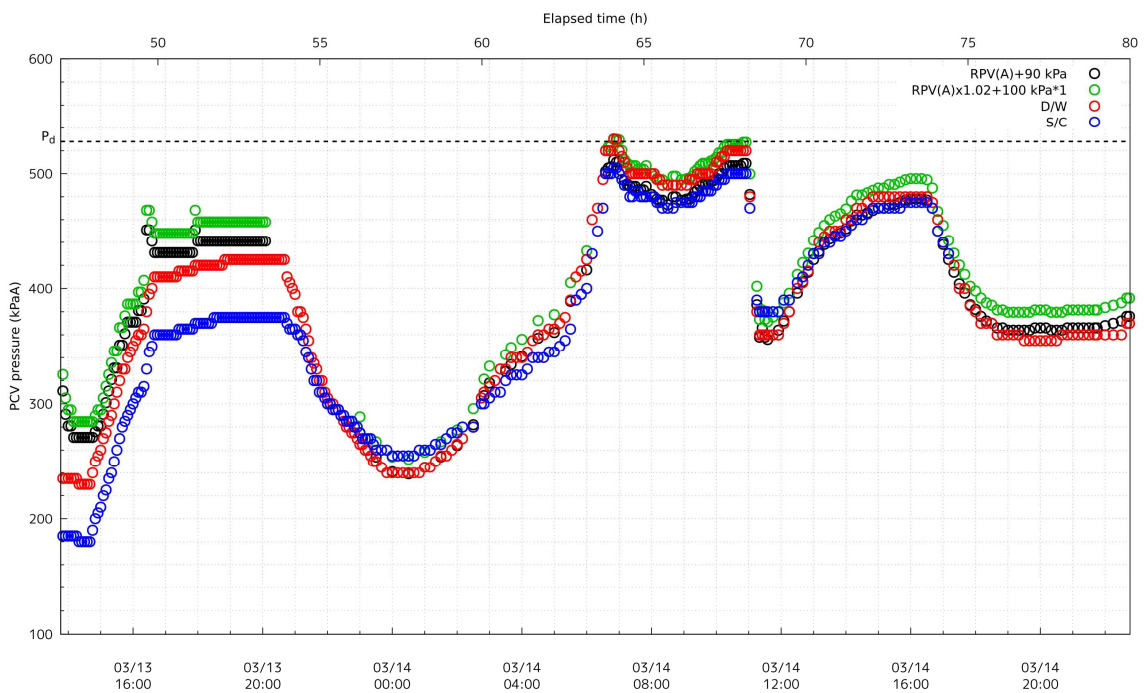


図 4 ベント実施後の原子炉圧力の測定値と補正例

* 1 参考文献で示された補正式[4]

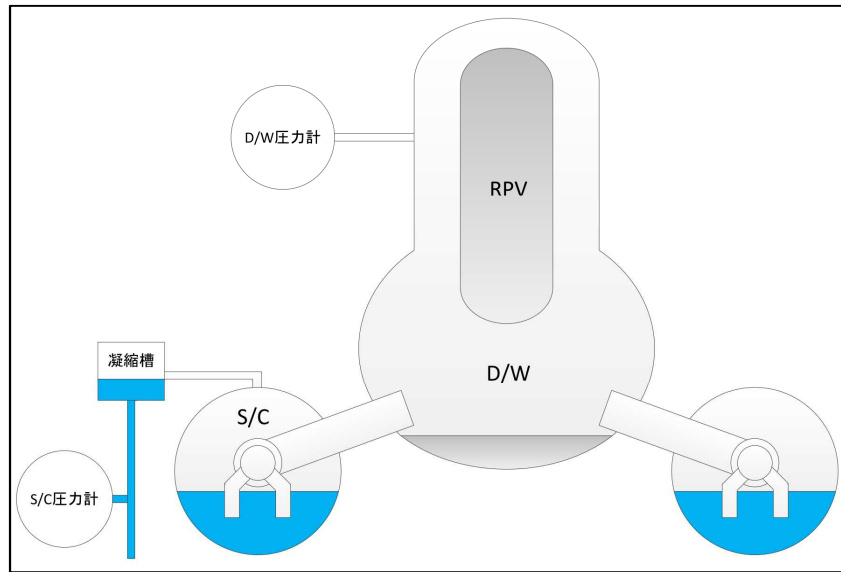


図 5 3号機の格納容器圧力の測定計器の系統図（概略） [5]

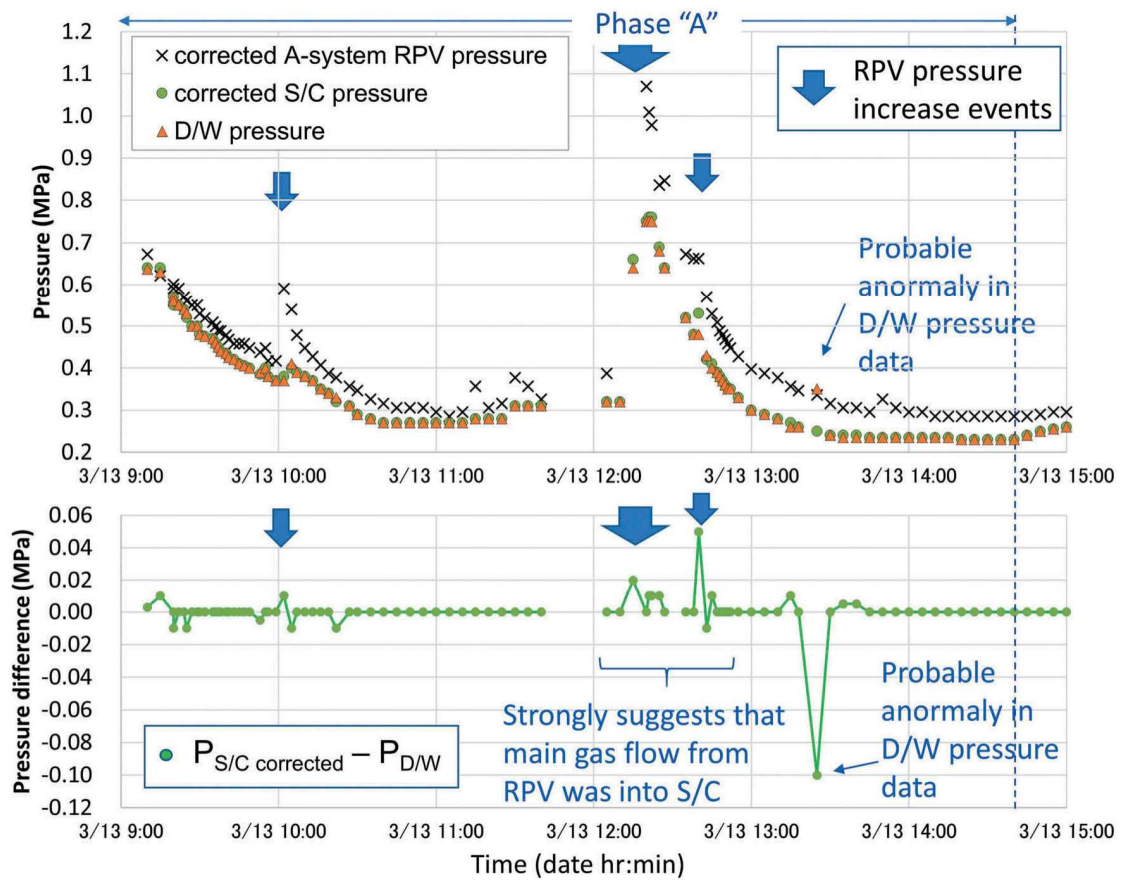


図 6 S/C 圧力の補正例 [4]

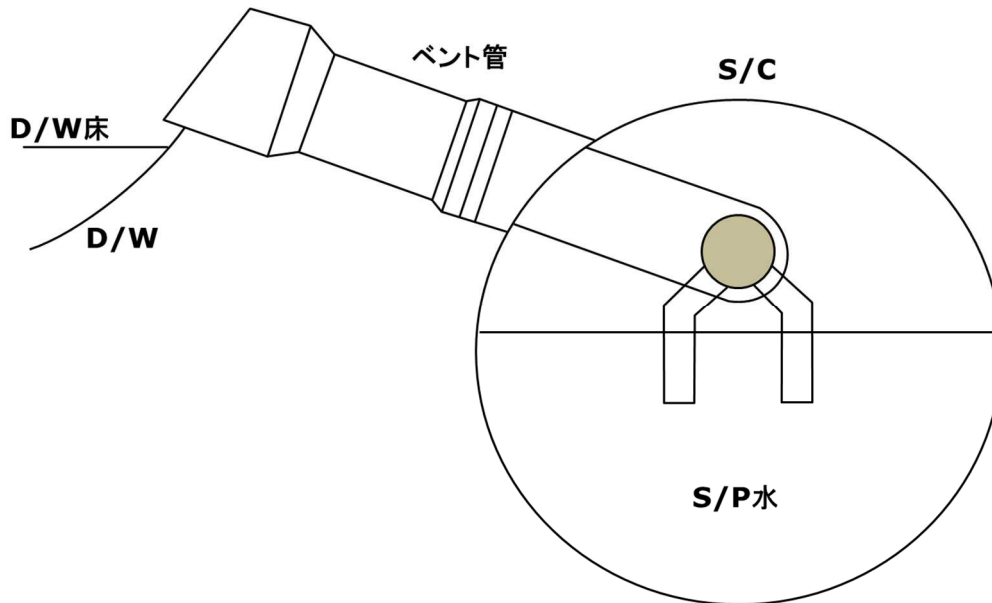


図 7 D/W と S/C の接続の模式図

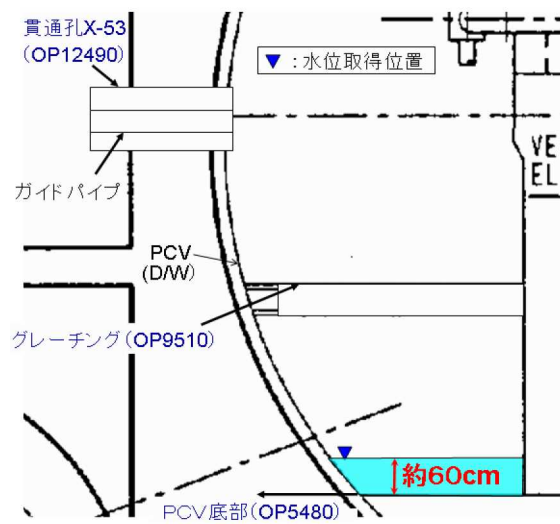


図 8 2号機格納容器内滞留水水位測定結果（平成 24 年 3 月 26 日時点）[8]

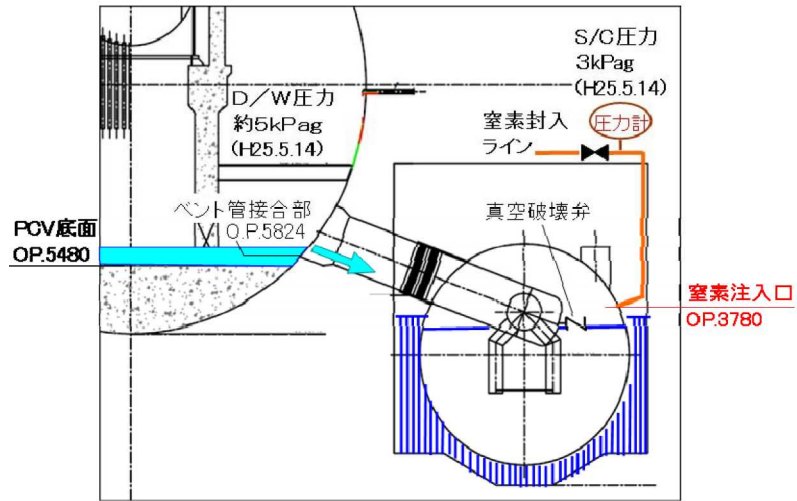


図 9 2号機 S/C 内気相部閉空間の推定状況（平成 25 年 5 月 14 日時点） [8]

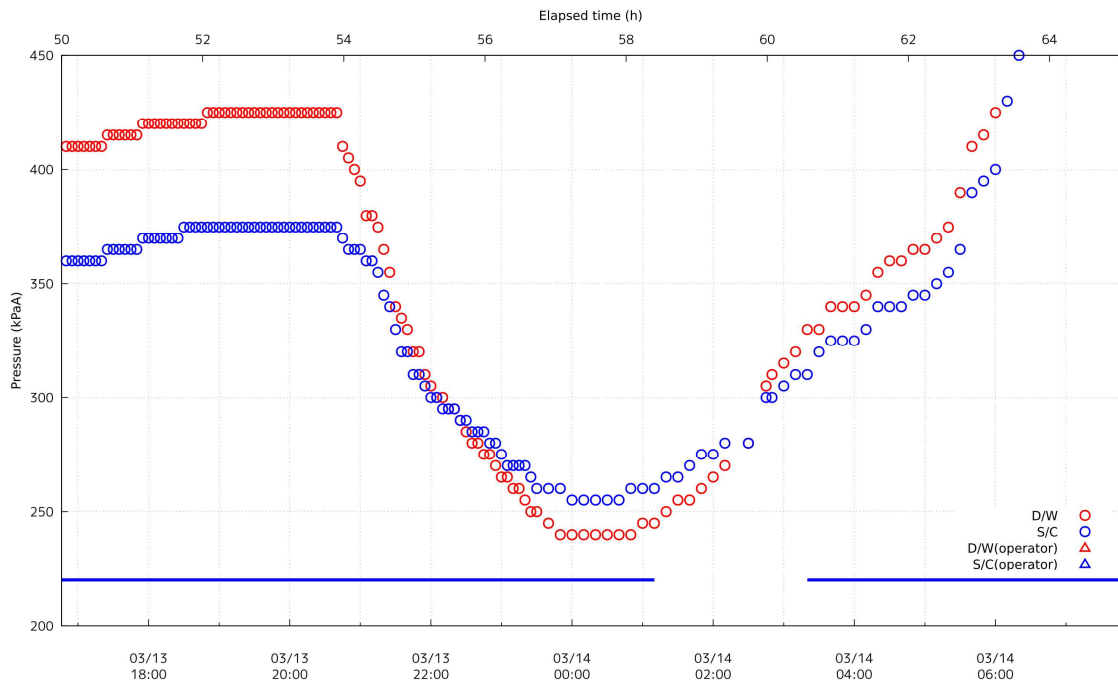


図 10 PCV 圧力及び注水履歴

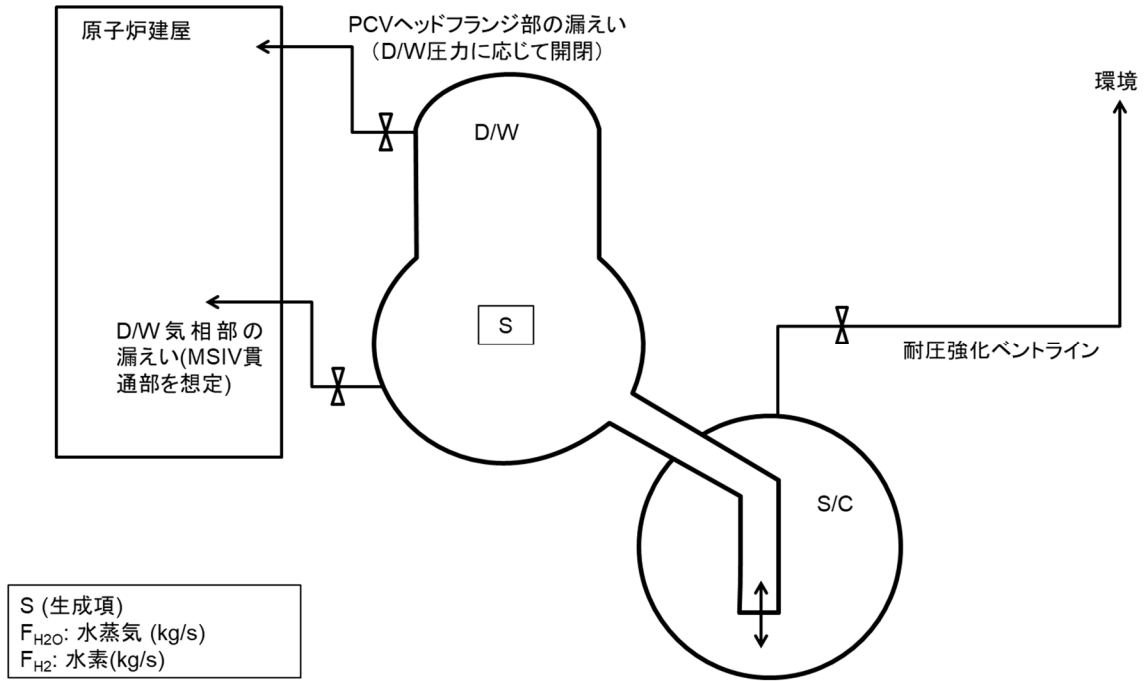


図 11 解析ノード図

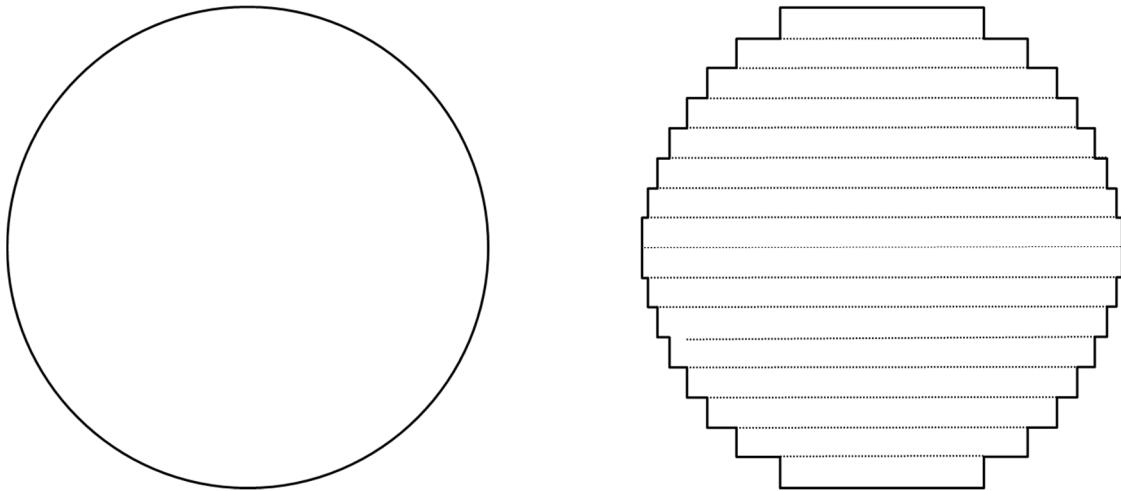


図 12 S/C の高さ方向の分画方法

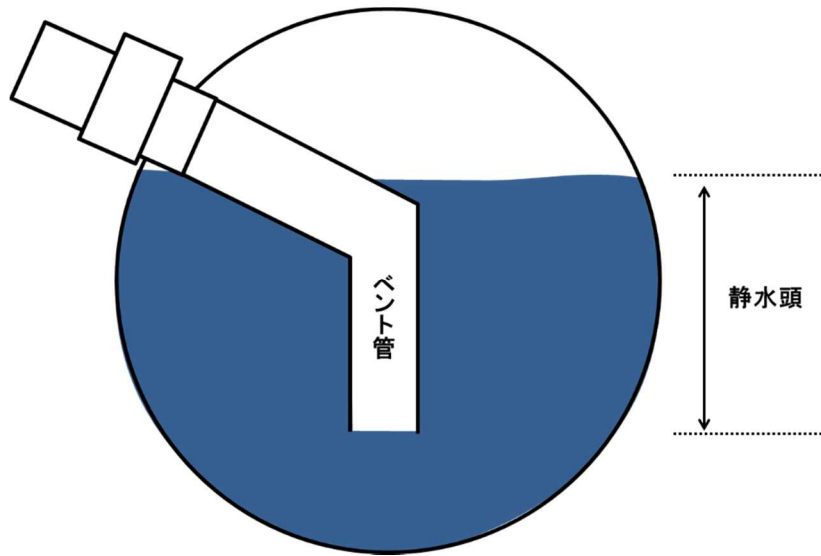


図 13 ベント時の S/C の状態

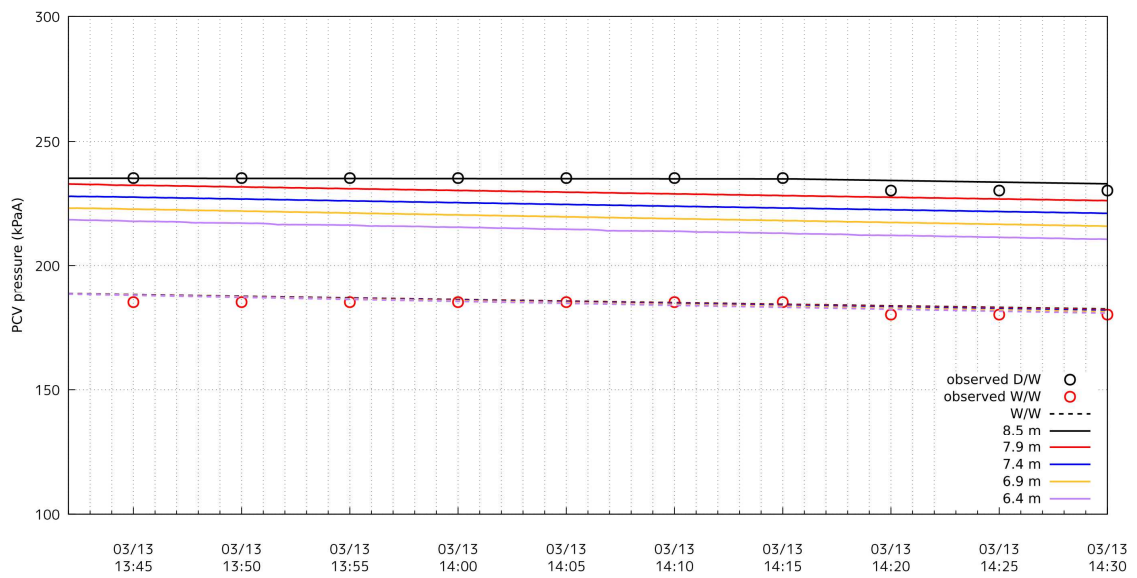


図 14 ベント実施中の PCV 圧力と S/P 水位の相関

○は実測値、実線 (D/W) 及び点線 (W/W) は解析結果。数値は解析で仮定した S/P の水位。

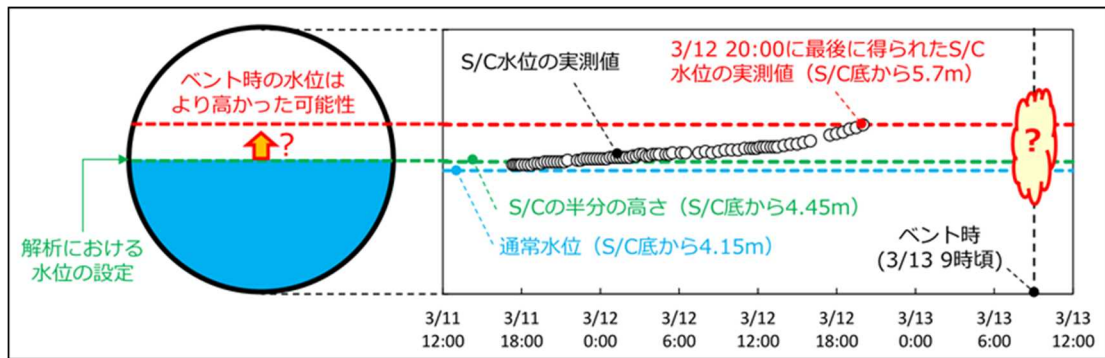


図 15 ベント時の S/C 水位について [5]

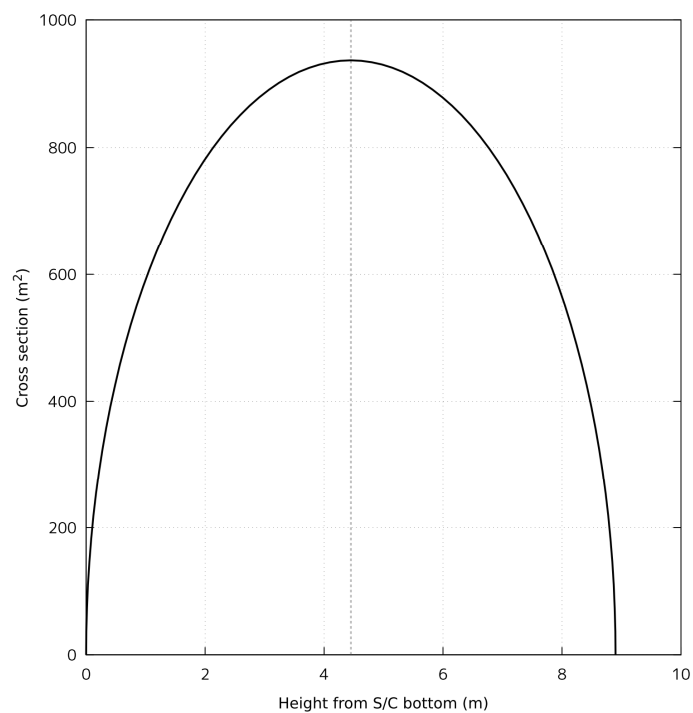


図 16 S/C の断面積 (底面からの高さとの相関)

※ベント管等が占める空間部を含む

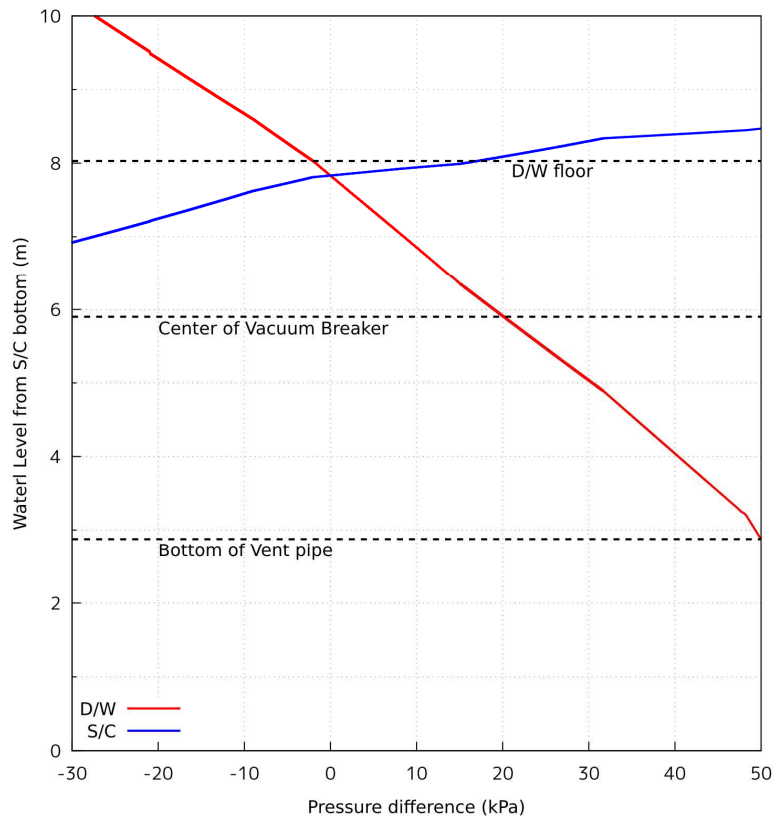


図 17 D/W と S/C の圧力差と水位の相関

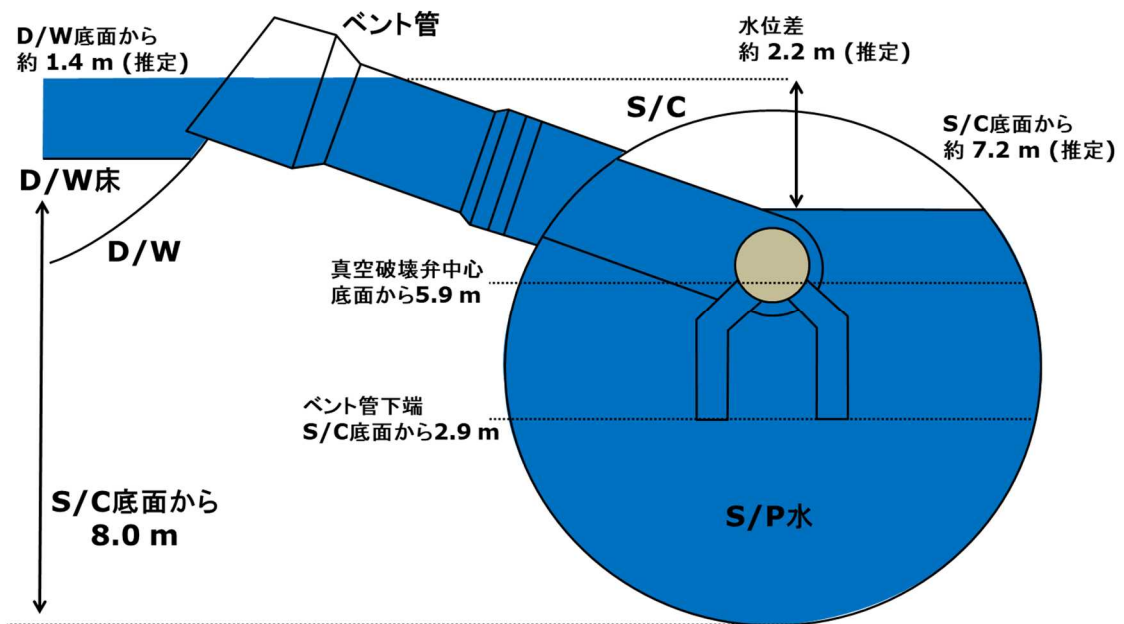


図 18 PCV 内の水位の推定 (3月14日0時頃)

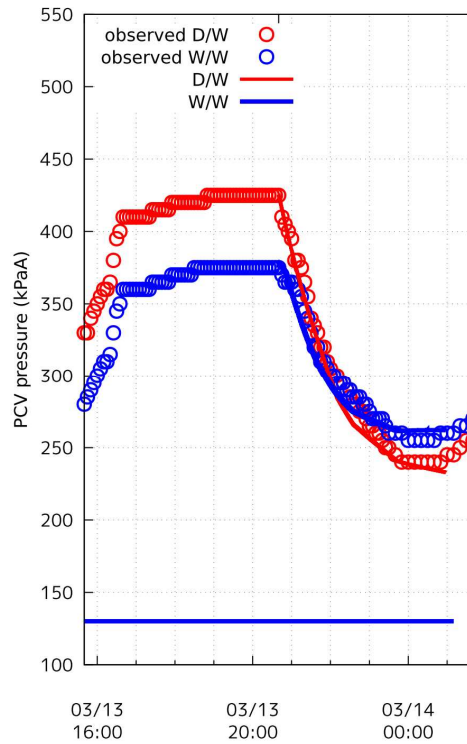


図 19 D/W からの漏えいによる PCV の減圧

○は実測値、実線は解析値。青色の横線は消防ポンプによる注水期間。D/W に 14 cm^2 の気相漏えい口を仮定。

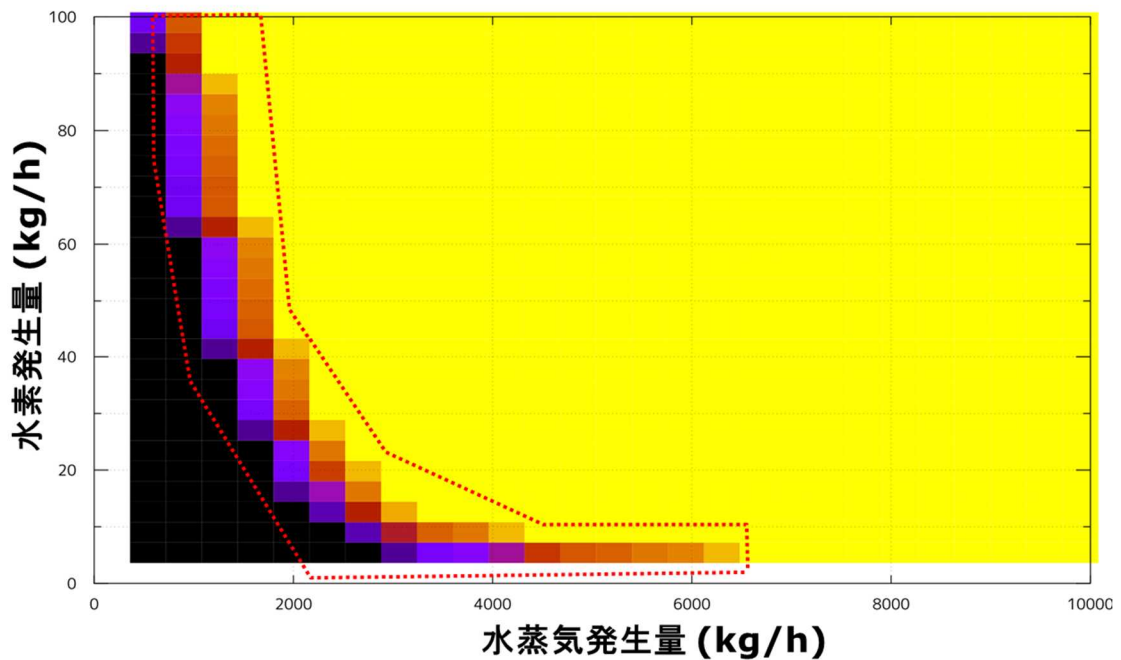


図 20 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PCV 圧力変化 (1)

赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

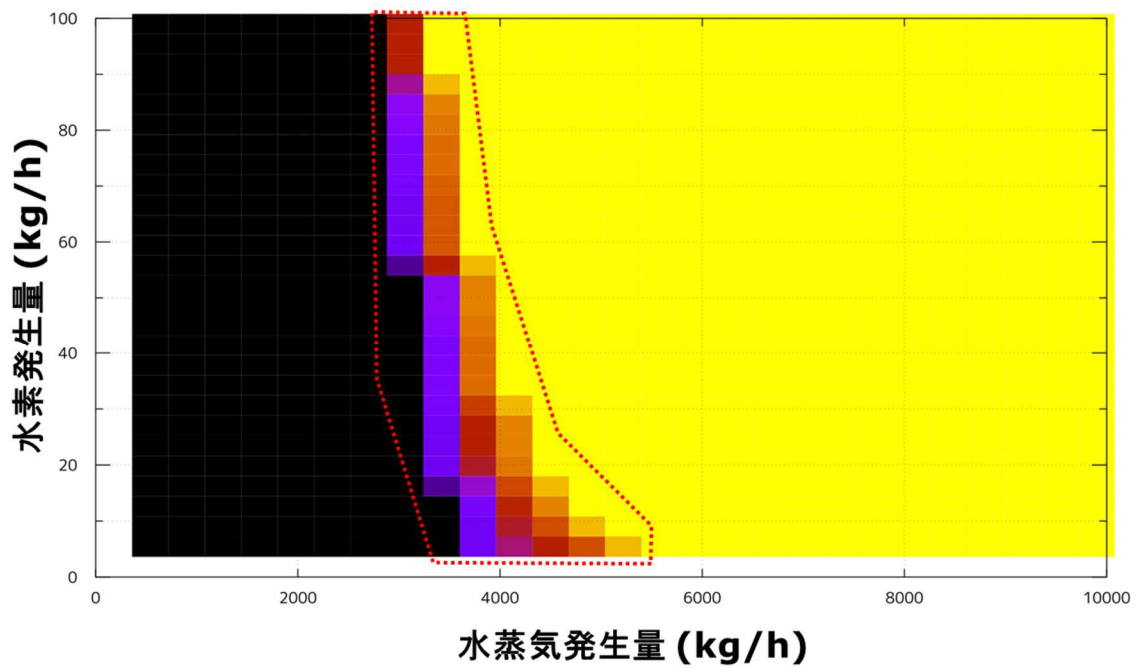


図 21 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PCV 圧力変化 (2)
赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

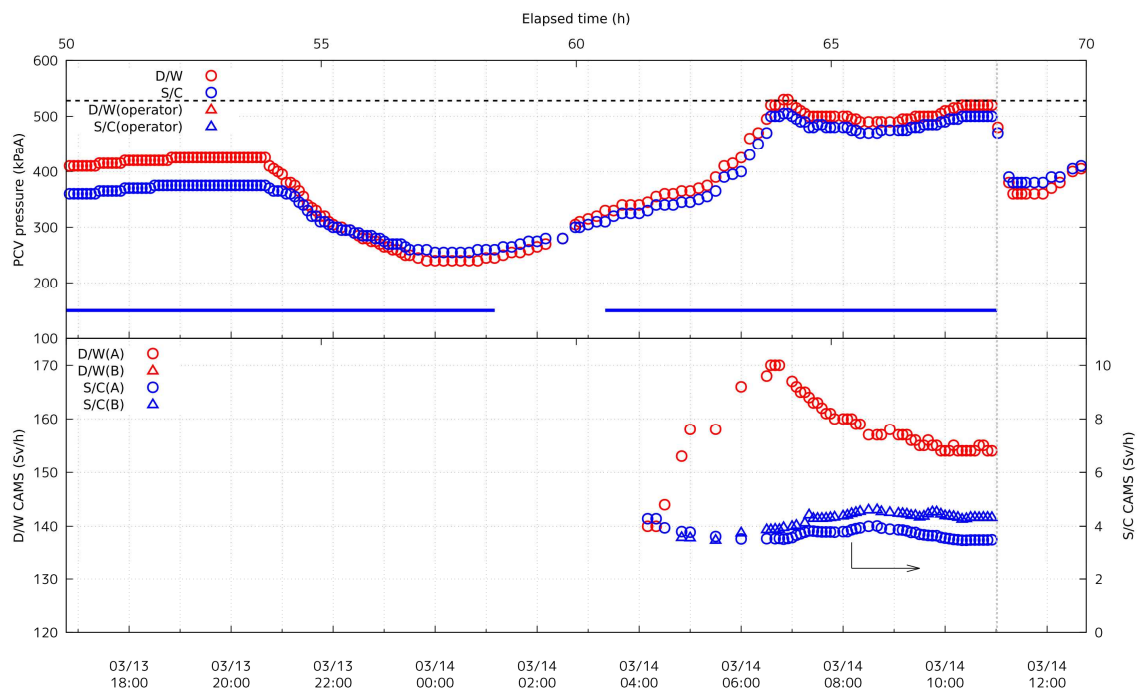


図 22 PCV 圧力及び CAMS の測定値
青横線は消防ポンプによる注水実施を示す

引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [2] 東京電力. 3号機 東北地方太平洋沖地震後の運転員採取データ (3/11 17 : 00 ~ 3/13 12 : 15) . [Online]. https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/160822_plantdata.pdf
- [3] 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, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [4] Ikken Sato, “An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data,” J. Nucl. Sci. Technol., vol. 56 , no. 5 , pp. 394-411, 2019. [Online].
- [5] 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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [6] 日本機械学会, 日本機械学会蒸気表., 1999.
- [7] 東京電力 第一運転管理部. (2003, July) 3号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) . [Online]. https://www.nsr.go.jp/Activity/bousai/trouble/houkoku/earthquake_manual_index.html
- [8] 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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第1回進捗報告,” 2013年12月13日.
- [9] 東京電力. 3、4号機 当直長引継日誌.
- [10] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [11] M. Pellegrini and M. Naitoh, “Three weeks analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON code: Contribution to the BSAF-2 project,” Nucl. Eng. Des., vol. 366 , p. 110747, 2020. [Online].
- [12] L.L. Humphries, R.K. Cole, D.L. Louie, V.G. Figueroa, and M. F. Young and H. Esmaili, “MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual Version 2.1.6840 2015,” SAND2015-6692 R, Aug, 2015.
- [13] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt, and K. C. Wagner, “MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project,” NUREG/CR-7008, Aug, 2014.

- [14] 西原, 岩元, and 須山, “福島第一原子力発電所の燃料組成評価,” JAEA-Data/Code 2012-018, 2012 年 9 月.
- [15] 東京電力株式会社 第一運転管理部. (2003, July) 2 号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) . [Online]. https://www.nsr.go.jp/Activity/bousai/trouble/houkoku/earthquake_manual_index.html
- [16] 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, “中間報告,” 2011 年 12 月 26 日.
- [17] 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 1~3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告,” 2015 年 12 月 17 日.

(別添 18-2)

原子炉圧力容器とドライウェルが圧力的に接続された時期

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

1. 原子炉圧力容器とドライウェルが圧力的に接続された時期

(1) 3月13日14時頃以前に下部ヘッドに損傷が生じた場合

図1に3月11日から3月15日までの、図2に高圧注水系(HPCI)が停止してから最初のベントを実施する頃までの原子炉圧力容器(RPV)圧力及び原子炉格納容器(PCV)圧力をそれぞれ示す。下側の横軸は実時刻を、上側の横軸は地震発生からの経過時間をそれぞれ示す。黒色のプロットはRPV圧力(左の縦軸)、赤色のプロットはドライウェル(D/W)圧力(右の縦軸)及び青色のプロットはサプレッションチェンバ(S/C)圧力(右の縦軸)をそれぞれ示す。赤色の横線はS/Cスプレイを、黒色の横線はD/Wスプレイを、青色の横線は外部注水を実施した期間をそれぞれ示す。3月13日2時42分にHPCIが停止すると、それまで1MPaを下回っていたRPV圧力は上昇し、7MPaを超える。別添16で示したように、この時SRVは安全弁として働き、RPVからS/Cへ水蒸気が排出されたと考えられる。同日5時頃からは、PCV圧力が上昇しているが、D/W圧力がS/C圧力よりも高い状態が維持されており、原子炉圧力バウンダリからD/Wへの小規模の漏えいが生じていたと考えられる。

上記のようにベント実施以前に原子炉圧力バウンダリからD/Wへの小規模の漏えいが生じていたと考えられるが、ADSが起動された時点ではRPV圧力が7MPaを超えており、RPVの下部プレナムには冷却水が残存していたと考えられる。図3に自動減圧系(ADS)が起動した後のRPV圧力の測定値を示す。ADSが起動されると、炉内で発生した水蒸気等は主としてS/Cへ輸送され、その間に炉心の溶融も進んだとみられる。図3では、点線で囲んだ部分において、圧カスパイクが見られ、3月13日16時頃までは、RPVに大小の圧カスパイクが発生している。これらの圧カスパイクは、溶融した燃料の一部が下部プレナムに落下することで水蒸気が発生したためと考えられる [1]。

ただし、3月13日14時頃及び同日16時頃に見られる圧カスパイクは、それ以前の2MPaを超える圧カスパイクの大きさと比較すると非常に小さい。それ以前に下部ヘッドが損傷していたことにより、大きな圧カスパイクが発生できなくなっていたと考えられ、その場合、同日13時頃に下部ヘッドに損傷が生じたと推定される。この下部ヘッド損傷のタイミングは、既往の評価 [2]と比較するとかなり早い、その後のプラント挙動と整合する (別添18参照)。

(2) 3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却水が保持された場合

上記(1)とは反対に、3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却水が保持されたと仮定した場合のプラント挙動の解釈を検討した。図4には、最後のRPV圧力スパイクが観測された3月13日16時前後のPCV圧力を上側に、RPV圧力とD/W圧力を絶対圧で比較した結果($P_{RPV}-P_{D/W}$)を下側に示す。点線は圧力の勾配が変化していることを確認するための補助線である。下側の図にあるように、3月13日16時30分頃にRPVの圧力スパイクが生じている。一方、上側の図からはRPVの圧力スパイクの発生とほぼ同時にPCV圧力の上昇勾配が増大していることが確認できる。RPV内で水蒸気が発生しRPV圧力を上昇させ、原子炉圧力バウンダリの漏えい箇所から水蒸気が漏えいし、PCVの圧力が上昇したと考えられる。

3月13日16時頃に観測された圧力スパイクを有意な大きさと考えれば、少なくとも同時刻までは、RPVの下部プレナムに冷却水が保持されており、RPV下部ヘッドには冷却水を保持できないほどの損傷は生じていなかったと考えられる。ただし、この場合にはD/W圧力を上昇させることに対応する量の水蒸気等がRPV内で発生し、かつRPV圧力とD/W圧力に大きな差が生じないことから、圧力バウンダリの漏えいは拡大している必要がある。

圧力バウンダリに係る圧力が高々数百kPaでしかなく、かつ、炉心が溶融し、下部プレナムへ落下している状況においては、圧力バウンダリの気相部の漏えい面積が拡大することよりも、下部プレナムに損傷が発生することのほうが合理的であり、上記(1)で示したように早期に下部ヘッドに損傷が生じたかと推定される。なお、RPVとD/Wの圧力差を制限する程度の損傷が生じたからと言って、下部プレナムに全く冷却水がなくなるということにはならない。2回のベント後、断続的に代替注水が行われており、注水量が十分でなくともある程度はRPVに届き、下部プレナムに流入したと考えられる。また、RPVとD/Wに圧力差が生じない理由としてADSによってSRVが開維持の状態にあったと考えられることについては、3月13日16時頃においてD/W圧力がS/C圧力よりも高い状態が継続していることから適当ではない。

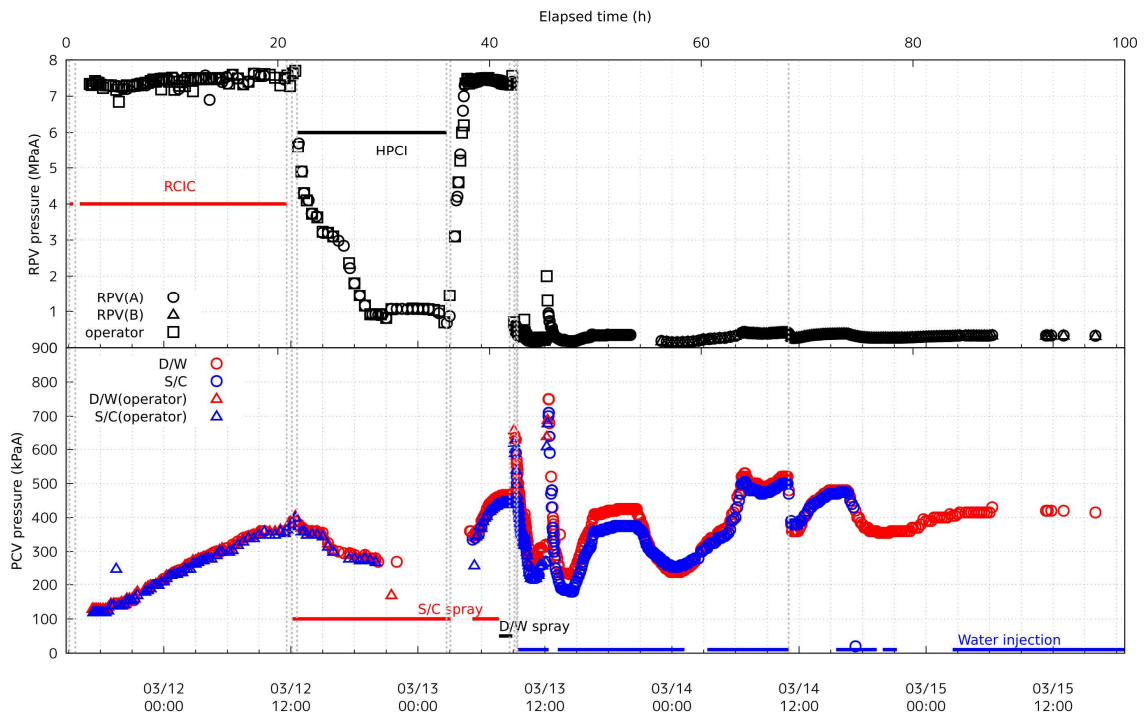


図 1 原子炉圧力及び原子炉格納容器圧力

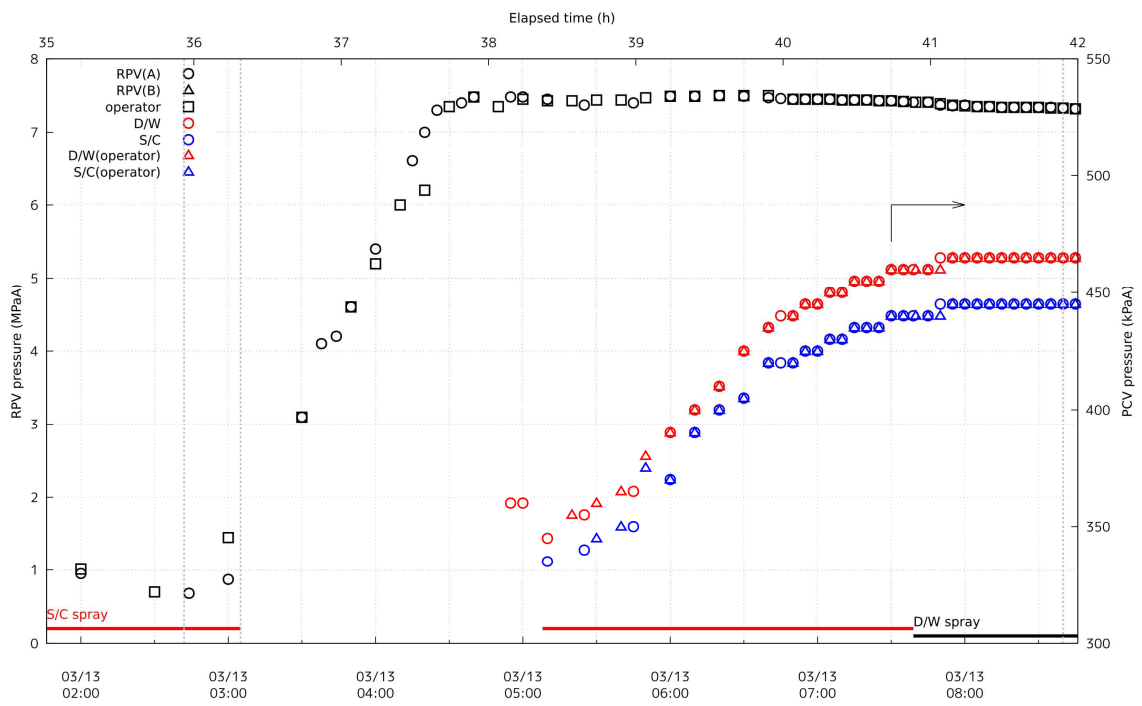


図 2 原子炉圧力及びPCV 圧力

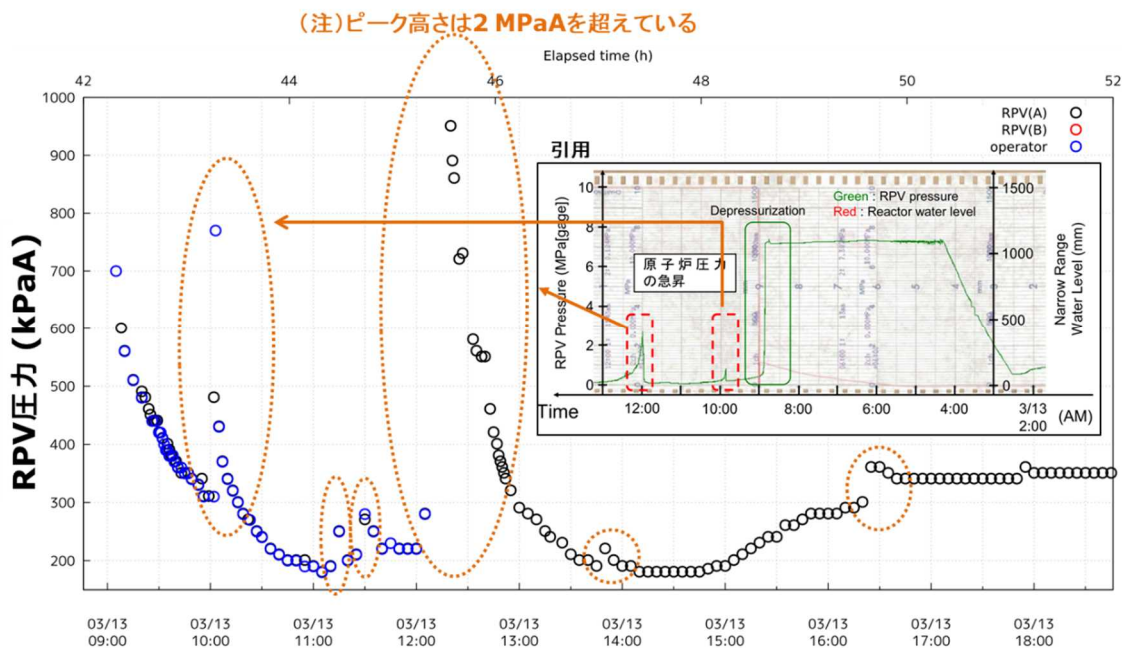


図 3 RPV 圧カスパイク
 図中のチャートは引用文献 [2]からの抜粋

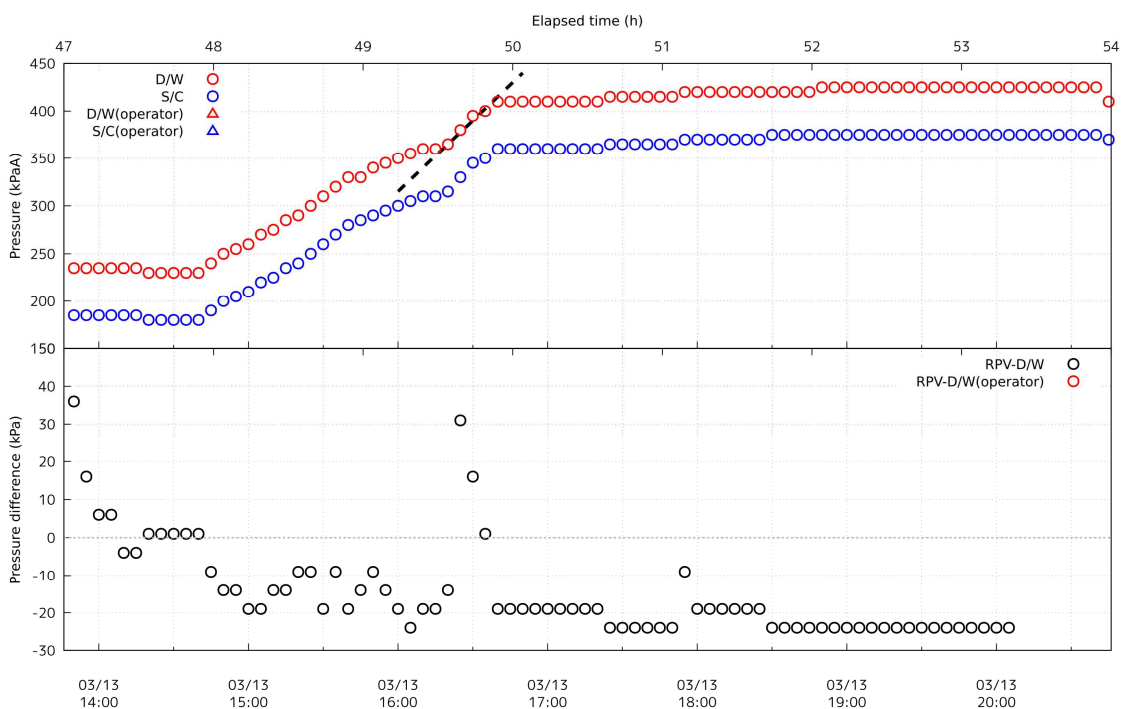


図 4 PCV 圧力及び RPV 圧力と D/W 圧力の差

引用文献

- [1] B. R. Sehgal, NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS, 2012.
- [2] 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 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告,” 2017 年 12 月 25 日.