

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18回会合

議事次第

1. 日 時 令和3年1月26日（火）14：00 ～ 16：00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室BCD
3. 議 題
 - （1）検討会における調査・分析の取りまとめについて
 - （2）その他
4. 配布資料
 - 資料1：議事次第
 - 資料2：東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（案）
 - 資料3：第1章1.（2）2号機 SGTS 配管の高汚染のメカニズムの修正案

(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●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 . . . 1 1
- 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 1 6

第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

- 1. 3 号機の水素爆発の詳細分析 2 1

第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

- 1. 津波襲来から 3 号機のベント時点までの
原子炉圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況 2 6
- 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 8

終章

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

- 略語 3 4

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	3 6
参考 2	事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績	4 0
参考 3	調査チームの構成員	4 3
参考 4	現地調査の実施実績	4 4
参考 5	3D レーザースキャナによる測定の概要	4 6
参考 6	東京電力から提供を受けた情報	5 1
参考 7	連絡・調整会議の開催実績	5 8

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	5 9
別添 2	2 号機のベント実績 (ラプチャーディスク付近の放射線量率の測定)	7 6
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 1
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 2
別添 4	1/2 号機共用排気筒基部の高汚染の原因	1 1 0
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 5
別添 5-1	スクラビング実験	1 3 2
別添 5-2	真空破壊弁におけるバイパスの可能性	1 3 6
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 4 8
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 3
別添 7-1	シールドプラグ付近の放射線測定の方法	1 8 2
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 5
別添 9	超解像処理	1 8 9
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 3
別添 11	水素爆発時の地震計記録	2 1 4
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 1
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 2 9
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 2
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 5
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 0
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 6 8
別添 17	3 号機のベント成功回数の特定	2 8 0
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 4
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	2 9 7

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	317
---------	--------------------------------	-----

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、2020年11月末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、空間放射線量率の低下等、敷地内の環境が改善してきたことから、敷地内の施設・設備等に人が接近可能な箇所が増えてきている。また、東京電力福島第一原子力発電所事故以降に、遠隔操作による測定など、現場の情報を得るために適用できる手法の進歩、東京電力等から提供される情報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが可能となってきた。

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

こうした状況を踏まえて、今般の検討作業では、現場アクセスの可能性や廃炉作業の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を加えた。

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

2. 2 検討の体制及び実施方法

(1) 検討の場

今般の検討作業に当たっては、外部の有識者、原子力規制委員会委員長、原子力規制庁の担当職員及び日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）の職員をメンバーとする事故分析検討会を開催し、原子力規制庁の職員からなる調査チームによる現地調査や情報の分析の結果を基に議論を行った。事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績を参考 2 に、また、原子力規制庁の調査チームの構成員を参考 3 に示す。

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

(2) 現地調査

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

況観察と撮像・形状測定、地点ごとの空間放射線量率の測定、敷地内のがれき等の試料を一部採取（サンプリング）した上での 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の放射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放射線量率（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放射線量率は、 $50\mu\text{Sv/h}$ (0.05mSv/h) 程度であった。これは、原子炉格納容器耐圧強化ベント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放射線量率が最大で 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、今回の放射線量率測定により、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 SGTS 配管の高汚染のメカニズム（仮置き）

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 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。

² 本中間取りまとめでは、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 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外部に排出させて、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頃にベントラインの構成完成としている。

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

- ② 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。
- 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⁶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) グラビティダンパの漏えい面積が 1号機側と 2号機側でほぼ同じとした場合、1号機 SGTS フィルタが 2号機 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) ベント弁から排気筒に向かう流路から分岐し、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。ただし、付着量は実測値に合わない。（実測値が十数 TBq に対して、 0.4TBq ）
- iv) 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。
- v) 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、観測された汚染を生じさせる可能性がある。

上記の報告に対する調査チームの見解は以下のとおりである。ただし、JAEA による上記の報告の入手が遅れたため、以下の見解は、暫定的なものである。

- (P)

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

(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⁷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放射線量率は、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、その放射線量率は 0.1～0.7mSv/h 程度であった。また、1/2 号機 SGTS 配管接続部付近の配管（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、PCV から導かれたベントガスが単純に排気筒基部に流入する構造となっていることを東京電力から提供された情報により確認した。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セシウム（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生じたものと判断する。

(4) 1/2 号機 SGTS 配管系と 3/4 号機 SGTS 配管系の汚染の程度の差の原因（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、放射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 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。具体的には、1 号機ではベントの約 12 時間前には RPV 圧力が 1MPa を下回り⁸、この時点で 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 RPV 圧力は 7MPa 付近を維持しており⁹、その時点までに原子炉圧力バウンダリから PCV への漏えいが多少あったとしても、炉心が 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

⁷ 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。

⁸ 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。

⁹ 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。

従来、1号機と3号機では、3号機の方が圧力抑制プール（サブプレッションチェンバ（S/C））の内部水の温度が飽和温度¹⁰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¹¹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SRVの長時間の動作やS/Cスプレイが実施された結果、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配管系の放射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配管系の放射線量率に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）

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）¹²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¹³。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、近傍の放射線量率が他の真空破壊弁の放射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¹⁴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、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、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

¹⁰ 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。

¹¹ 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。

¹² PCVのうち、S/Cを除いた部分。

¹³ 第8回事故分析検討会、議事録p18

¹⁴ 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5p2）

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）

耐圧強化ベント用に追設された配管は、SGTS 配管系の原子炉建屋内にある 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に接続されている。

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¹⁵。しかし、今般、東京電力及び調査チームにより測定された SGTS フィルタの汚染状況から、1 号機及び 3 号機のいずれにおいても、自号機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¹⁶の下で SGTS フィルタの汚染状況から逆流／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 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、3 号機 SGTS 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 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 SGTS フィルタの放射線量率は 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¹⁷では、同建屋 4 階以下では水素爆発が生じた痕跡はなく、この水素流入が 1 号機の水素爆発にどのような影響をもたらしたのかは、明らかではない。

なお、1 号機 SGTS フィルタの放射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

¹⁵ 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

¹⁶ ベントガスの組成、濃度、SGTS フィルタでの付着率などは一定とする。

¹⁷ 2013 年 5 月に原子力規制庁が実施した現地調査

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¹⁸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が存在

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。）の放射線量率の測定結果等を分析した結果、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、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、放射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測定（2018年11月）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、東京電力から過去の測定（2018年11月）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

¹⁸ 第8回事故分析検討会、議事録 p26

3号機のおペフロ（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放射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¹⁹。今般、過去に東京電力等の協力を得て原子力規制庁が実施したスペクトル測定（2015年11月）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。

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Cs量との関係

2号機及び3号機のシールドプラグ下部に大量の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）²⁰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）²¹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²²。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²³。現在、燃料デブリを含めたPCV内のCs-137の残存量は不明であるが、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以外（約270PBq）の半分という大胆な仮定を

¹⁹ 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）

²⁰ 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3－1p50）

²¹ 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3－1p51）

²² 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)

²³ 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。

置いても、環境への放出量（15PBq 程度）との差は大きい。2 号機及び 3 号機でおおよそ 50PBq 程度の 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 Cs 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。この状況は、東京電力が確認し公表している²⁴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 Cs 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 PCV の 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。

²⁴ 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））

したがって、Cs の 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 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 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²⁵。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 PCV 内の気体中の Cs 濃度との関係

1. 2 (4) において「1/2 号機 SGTS 配管系の方が 3/4 号機 SGTS 配管系よりも 2 桁程度、汚染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 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²⁶。これについて、PCV の 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²⁷。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

²⁵ 第 12 回事故分析検討会、議事録 p26

²⁶ 1～3 号機原子炉建屋における線源調査について～汚染密度、核種スペクトル測定の実績～（第 12 回事故分析検討会、資料 3－1 p48）

²⁷ 別添 7 参照

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。

第2章 原子炉建屋における水素爆発²⁸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。

²⁸ 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。

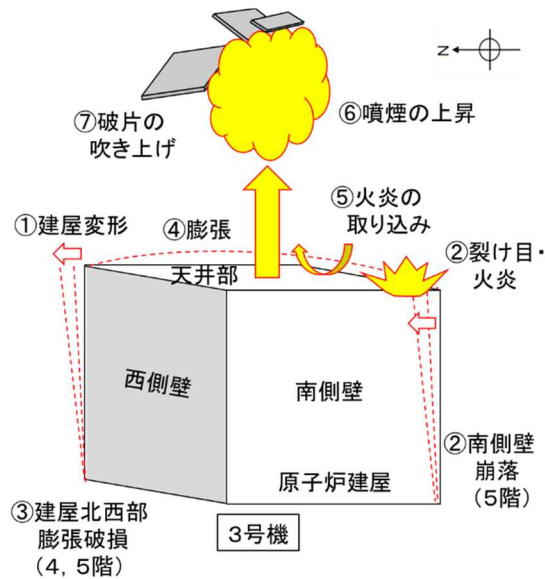


図 多段階事象説のイメージ

(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なると、以下の疑問が生じる。

- 1号機の爆発ではわずかな距離で減速した噴煙が、3号機では200m以上の高さに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なると、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は吸い込まれるように消えていく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。

（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²⁹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、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³⁰。これについては、今後も引き続き検討を実施する。

（５）地震計記録からみた水素爆発の状況

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

²⁹ 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））

³⁰ 第１６回事故分析検討会、議事録 p20

一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。水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさに関する分析については、別添1 1-1に詳述している。

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1 2）

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1 3）

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程度の静的圧力が密閉空間内での水素燃焼によって発生するとした場合、5%程度の水素濃度で燃焼が対応するとの結果を得た。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と考えられるため、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³¹。

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。

³¹ 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みた機器の状況

1. 1 調査・分析の概要

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(SB0)条件下で、アキュムレータの窒素が消耗し、SRVが完全開にも完全閉にもならない中間的な状態(以下「中間開」という。)に至ると、RPV圧力がSRVの開信号の解除圧力を下回っても中間開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RPV圧力の小刻みな変動は、SRVの弁体押さえバネの温度が上昇した影響により、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SB0条件下で8個のSRVの一つ一つの逃がし弁機能が8回程度作動した後、RPV圧力がSRVの逃がし弁機能の設定圧力範囲内にある場合、SRVは中間開になっていたのではないかと指摘は以前からあった³²。しかしその原因については、SRVの逃がし弁機能の駆動用窒素圧力の不足だけが言及されている。

しかしながら、2011年3月11日20時頃にRPV圧力が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、中間開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、SRVの逃がし弁機能の制御機構に何らかの未解明の要素があるとの結論に至った。

SB0条件下で窒素不足になるとSRVの中間開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SRVに共通的に生じ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)

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、7.40MPa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、SRVの逃がし弁機

³² 政府事故調報告書、最終報告(資料編) p158-159

能が中間開と類似した状態になって生じたものとされてきている³³。

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

その根拠としては、まず、SRV の逃がし弁機能の駆動用窒素は、津波到達後、この時点までに補給されなかったことを、東京電力を通じて確認した。この結果、この時点において、比較的低い圧力（7.4MPa）付近で動作する SRV の逃がし弁機能の駆動用窒素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、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³⁴との理解は、中間開の状態では該当しないと考えられる。これは、RPV 圧力が SRV の逃がし弁機能の開信号解除圧力まで下がらないと、SRV のシリンダ内の窒素が排出されないためである。

一方、先行研究で SRV の安全弁機能が原因とされなかった理由は、同機能の動作圧力として設定されている圧力（7.64～7.78MPa）が、記録されている圧力振動の上端（約 7.4MPa）よりも 0.2MPa 以上高いことであったと考えられる。また、SRV の安全弁機能の復帰圧力は、7.11～7.24MPa 以上であり、記録されている圧力振動の下端よりも低いこともあったと考えられる。しかし、SRV の安全弁機能の動作圧力は、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 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³⁵。また、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、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、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 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

³³ 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

³⁴ 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p159-160

³⁵ 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。

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³⁶。また、ADS作動に繋がる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³⁷。

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、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³⁸。今回の検討では、これ以降のPCVの圧力低下局面では、D/W圧力の方が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、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と異なっている。

- ① RPV下部ヘッ드의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PCV圧力が一定となる状態には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、「RPV下部ヘッ드의損傷」としている損傷は、「圧力が変動する場合におい

³⁶ 東電第1回進捗報告、添付資料3-3

³⁷ 東電第1回進捗報告、添付資料3-4

³⁸ 東電第4回進捗報告、添付資料3-8

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) 下部プレナムに溶解落ちた溶融炉心の一部は 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、RPV 下部構造の複雑さも考慮すれば、RPV から溶解出した溶融炉心が D/W 床面に達するには時間差があると考えている。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。

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 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 RPV の圧力低下が生じていると考えられる。この時、原子炉圧力バウンダリから D/W への漏えいが無く、蒸気等が RPV から SRV を経由して S/C へ移動したと仮定すると、まず S/C 圧力が上昇し、真空破壊弁の動作によって D/W 圧力が上昇することとなる。しかし、この間 D/W 圧力は 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³⁹ように、「SR 弁が動作したこと以外の原因によって、圧力容器又はその周辺部から圧力が抜ける箇所が生じた可能性が高い」と考えられる。より正確には、SRV から S/C への漏えいよりも、原子炉圧力バウンダリから D/W への漏えいが多かったものと考えられる。ただし、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。

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、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 D/W スプレー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 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 S/C の水位が高かったことから、D/W 圧力が低下し、D/W 圧力が S/C 圧力を下回った同日 23 時頃には D/W と S/C の圧力差の変動によって S/C から D/W への逆流が生じ、D/W 床面にプール水の追加供給があったと考えられる。このメカニズムは D/W 圧力が 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 PCV 圧力低下後に再び 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、S/C の水位が高く S/C の気相体積が少なかったことは、S/C から D/W への水の移動を妨げる方向に働くが、同時に 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、S/C から D/W への水の逆流を進める方向に働いたと考えられる。

³⁹ 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p160-161

なお、既往の報告⁴⁰でも本報告よりも S/C の水位の想定が低い、D/W 床面にプール水が逆流し、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 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⁴¹で示されているように、何らかの要因によって PCV からの漏えいが継続している状態において、PCV 内（主に D/W）での蒸気等の発生量が増加することが、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 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 RPV 下部に損傷が発生し、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、①RPV の水位が回復傾向を示さないこと、②13 日 14 時 30 分頃から PCV 圧力が D/W 側から上昇すること、③RPV 圧力と D/W 圧力の間に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 RPV 下部ヘッドが損傷したと考えている。(別添 18-2)

上述のように 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 PCV の圧力が上昇し、同日 17 時頃から 20 時頃にかけて PCV の圧力上昇が緩やかになる。D/W 圧力は S/C 圧力よりも高く、それらの圧力差もほぼ一定に保たれていることから、D/W からの漏えい量の増加ではなく、水蒸気等の発生量が減少したためと考えられる。これは D/W 圧力の上昇により RPV の圧力も上昇し、既往の報告⁴²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 PCV 圧力が低下するが、この間に D/W 圧力は S/C 圧力よりも高い状態から、S/C 圧力よりも低い状態に移っており、D/W 側で漏えいが拡大したと考えられる。この時点での 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、PCV の圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。D/W 床面での蒸気発生を要因としている先行研究⁴³もあるが、D/W 圧力が低下す

⁴⁰ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

⁴¹ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

⁴² I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

⁴³ I. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56(5), 394-411(2019)

ることで、D/W からの漏えい量が減少することと、及び 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、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、PCV 圧力は上昇している。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 RPV 以外と考えられる。上述のように、この時 D/W 床面には一定の冷却水が存在していたと考えられ、熔融炉心と D/W 床面の冷却水が接触したことで、D/W が蒸気等の発生源になり、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 PCV 圧力がそれ以前より急速に上昇しており、D/W 床面での水蒸気発生に加え、非凝縮性ガスの発生量が増加したと考えられる。その後、8 時頃から 11 時頃にかけて 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 PCV の 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 PCV 圧力は急減しており、この圧力低下中に D/W 圧力が 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 D/W からの漏えいが拡大したと考えられる。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、PCV 圧力が低下することで、PCV からの漏えい量が減少し、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 PCV 圧力が上昇しているが、D/W へ落下した熔融炉心の量が増加すること、S/C から D/W への水の移動等によって D/W 床面の水面から発生する蒸気量が、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 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、S/C から 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⁴⁴にもあるように、3 号機の 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、PCV 内部に大量の水蒸気が存在する場合、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、THF 付近のような PCV 上部は、RPV との距離も近く、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 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。

⁴⁴ 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配管系で高い放射線量率を示す箇所、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、今までに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	原子炉格納容器耐圧強化ベント
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	圧力抑制室（サ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関係する原子力損害賠償・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1月26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12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）

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1月26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（ペデスタル）
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
	月		

10	5 月	23, 24 日	屋外 (1, 2 号機 排気筒等)	
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	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	月	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

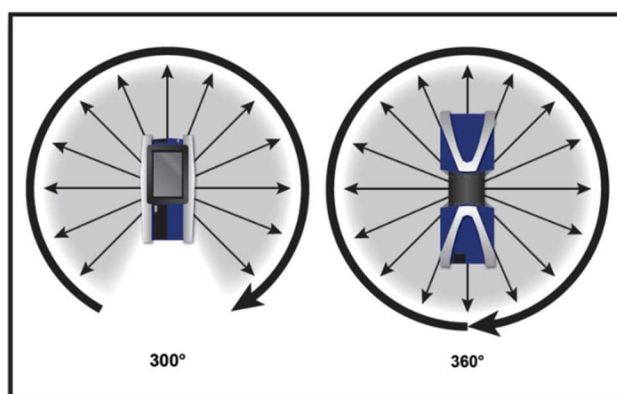


図2 スキャナ測定範囲（左側：垂直方向、右側：水平方向）

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。

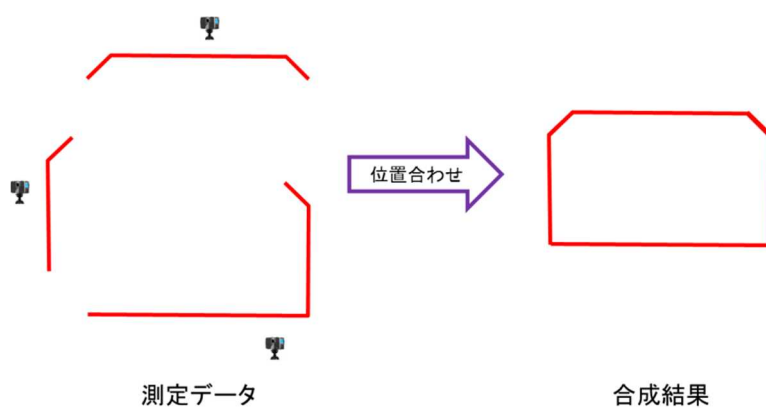


図5 測定データの合成（位置合わせ）のイメージ

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。

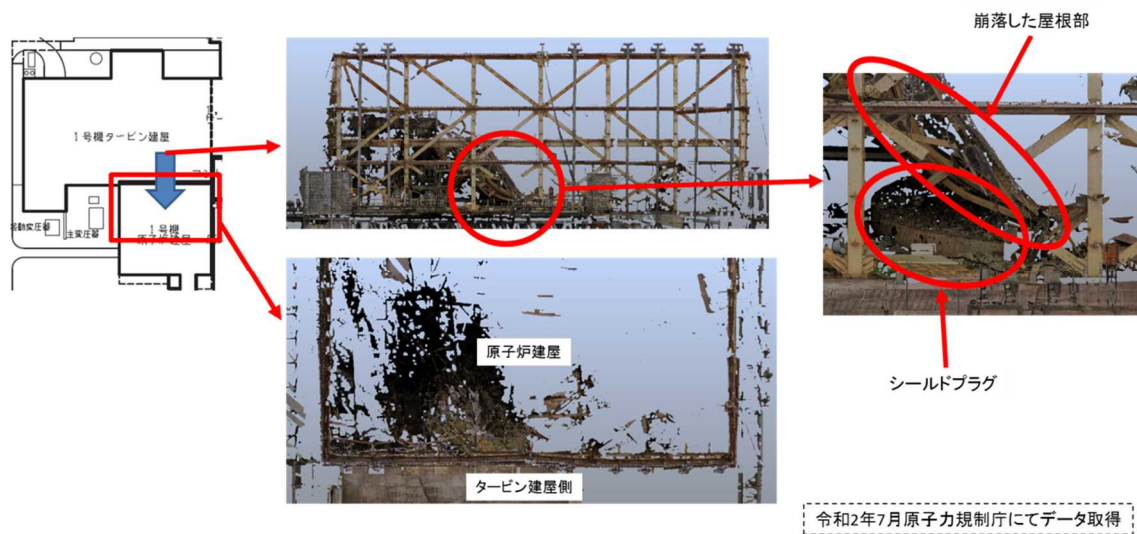


図6 測定結果（例）（1号機原子炉建屋5階）

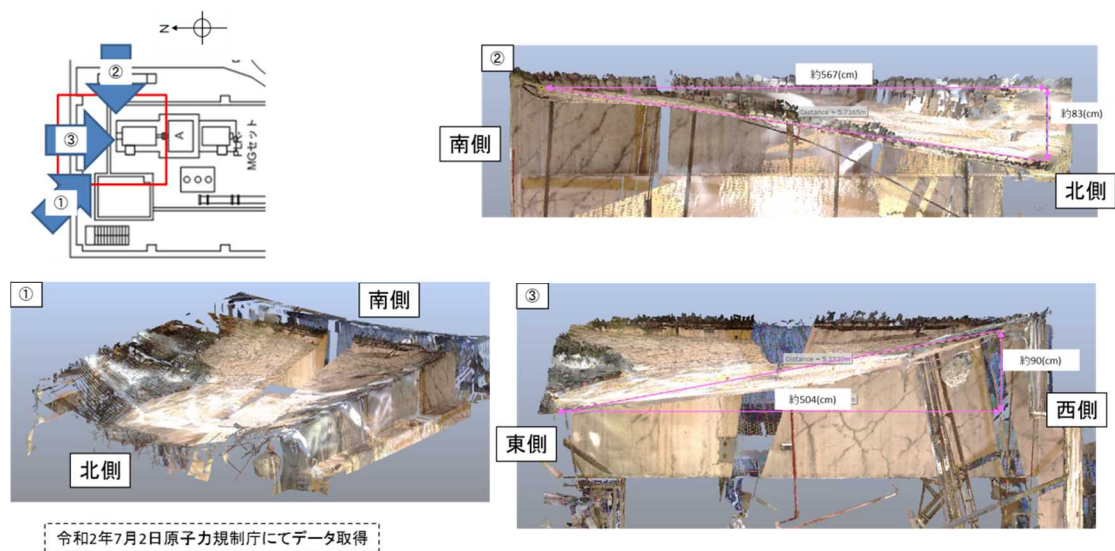


図7 測定結果（例）（4号機原子炉建屋4階北西側天井）



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）	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 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 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 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 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
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/co mmittee/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- np/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- np/images/handouts_110805_02-j.pdf http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima- np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima- np/handouts/2015/images/handouts_150917_10-j.pdf https://www.nsr.go.jp/data/000151132.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/com mittee/osensuitaisakuteam/2016/10/4-01-01.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/comm itttee/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_unc onfirmed/
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_unc onfirmed/

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/eva luation_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5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

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 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。SGTS 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））

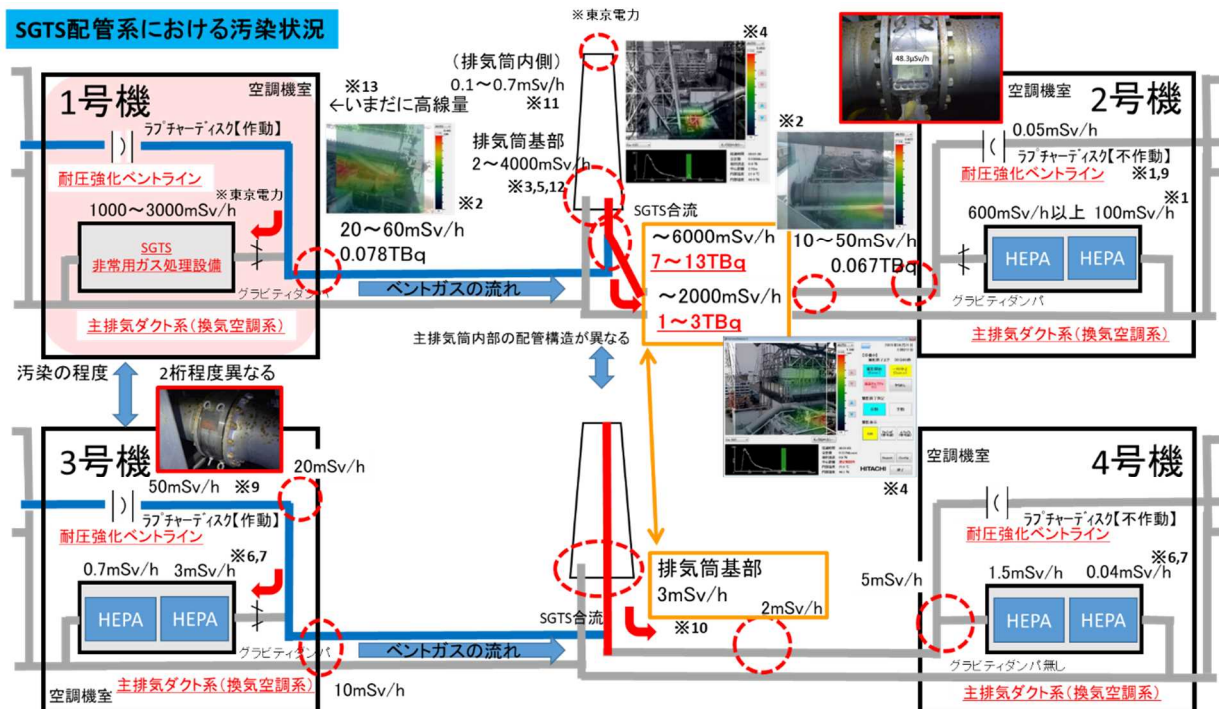


図1 1/2号機SGTS配管系及び3/4号機SGTS配管系の汚染状況

表1 汚染状況に関する現地調査等⁵

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室内のラプチャー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

⁵ 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⁶

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
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
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
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
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
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/youushikisya/jiko_bunseki01/140000053.html
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/youushikisya/jiko_bunseki01/140000013.html
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/youushikisya/jiko_bunseki01/140000014.html

⁶ 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	±20% (Cs-137 20℃)

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 に示すように非常用ガス処理系 (SGTS)⁷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ェル (D/W) 又はサ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。

⁷ 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。

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。

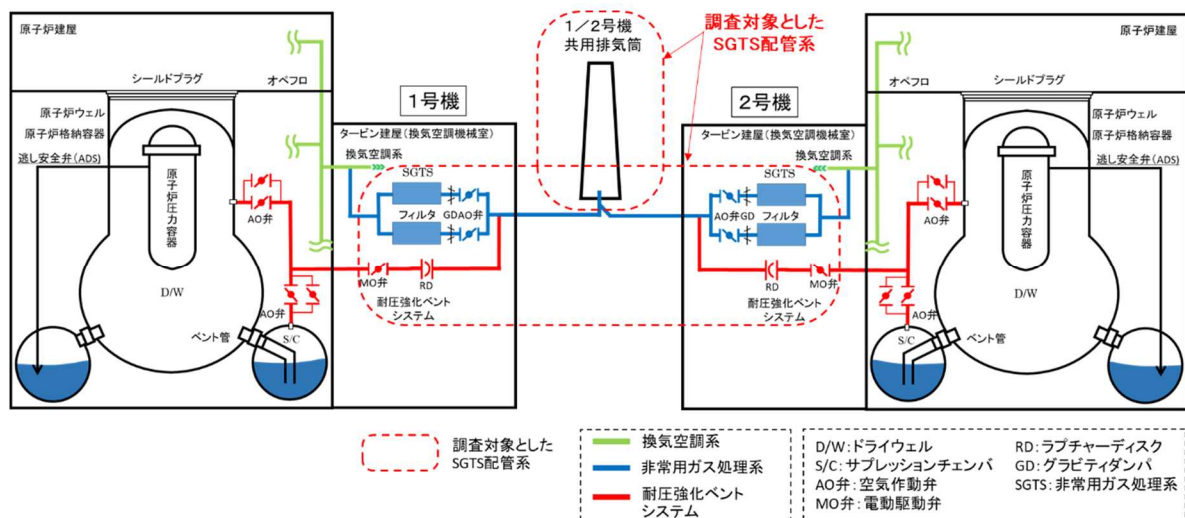


図2 1/2号機 SGTS 配管系の概要図

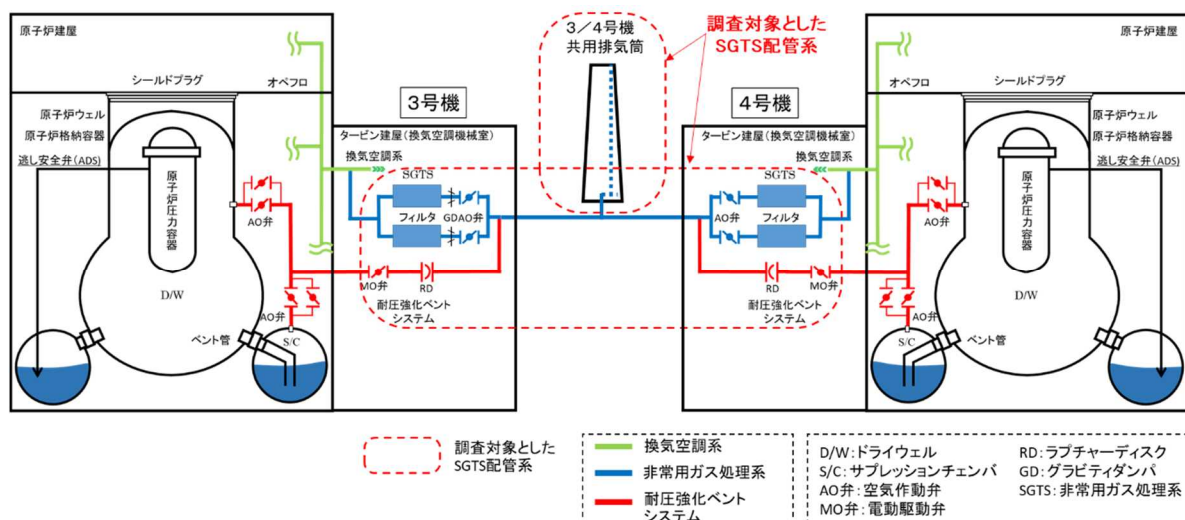


図3 3/4号機 SGTS 配管系の概要図

耐圧強化ベントシステムの概要図

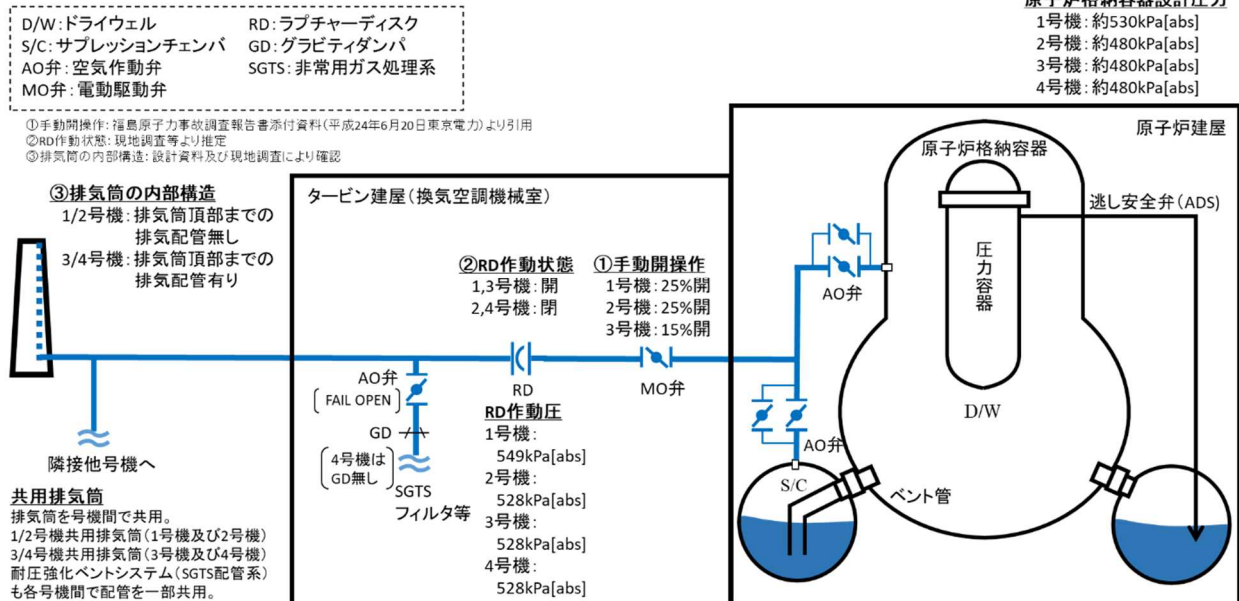


図4 耐圧強化ベントシステムの概要図

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 室内でラブチャーディスクを経て SGTS 配管に接続されている。

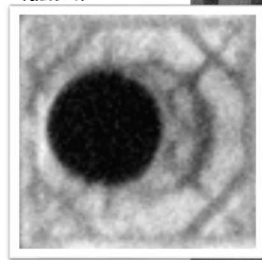
1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況（航空写真）を図5に、敷設状況（概要図）を図6に示す。SGTS 室内の配管等の敷設状況（概要図）については、図7及び図8に示す。

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)



2011/3/18 17:08 防衛省撮影(1, 2号機)



図5 1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

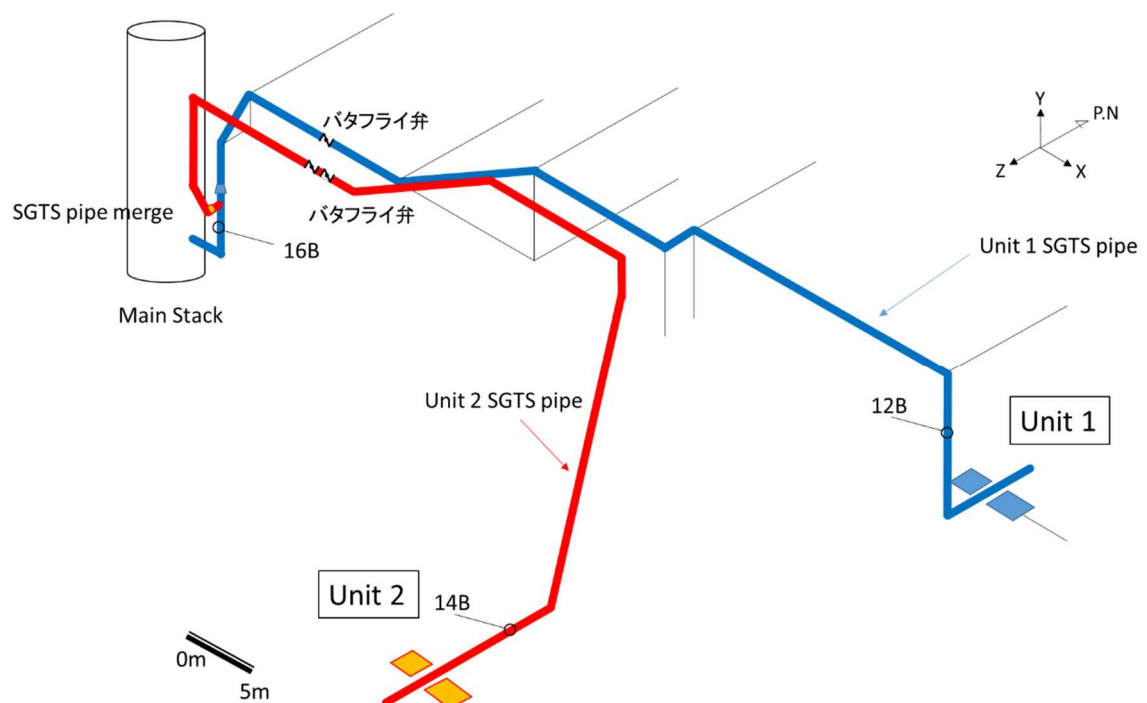


図6 1/2号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○1号機SGTS系の設計

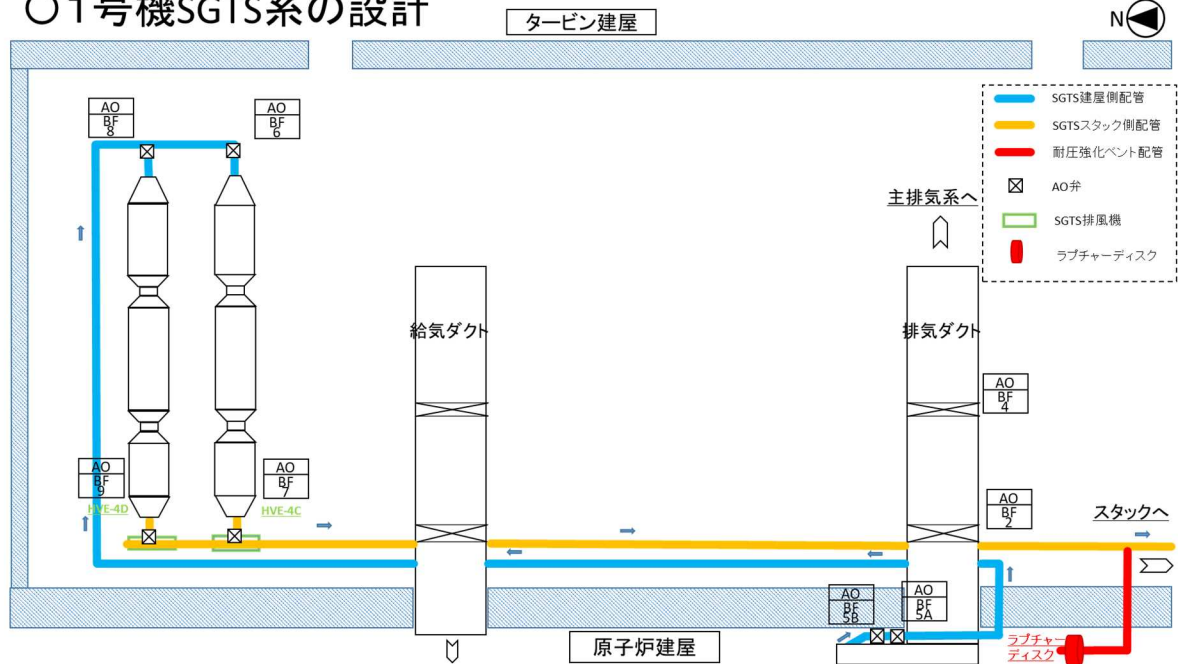


図7 1号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

○2号機SGTS系の設計

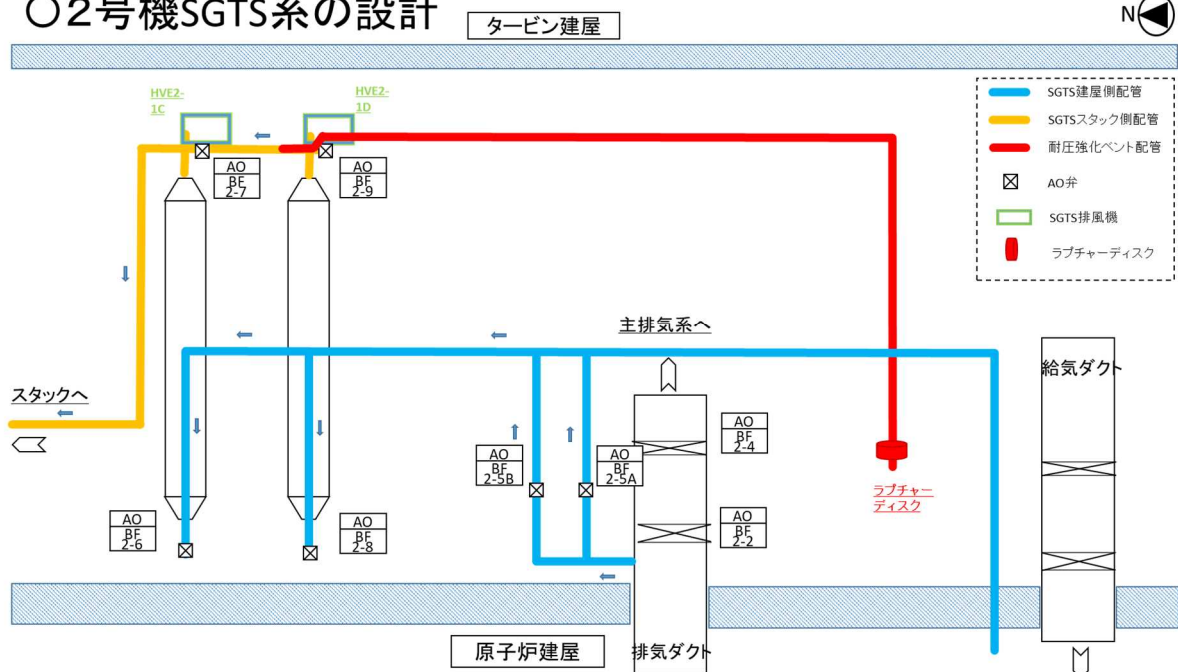
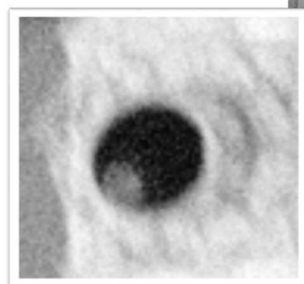


図8 2号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

○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)

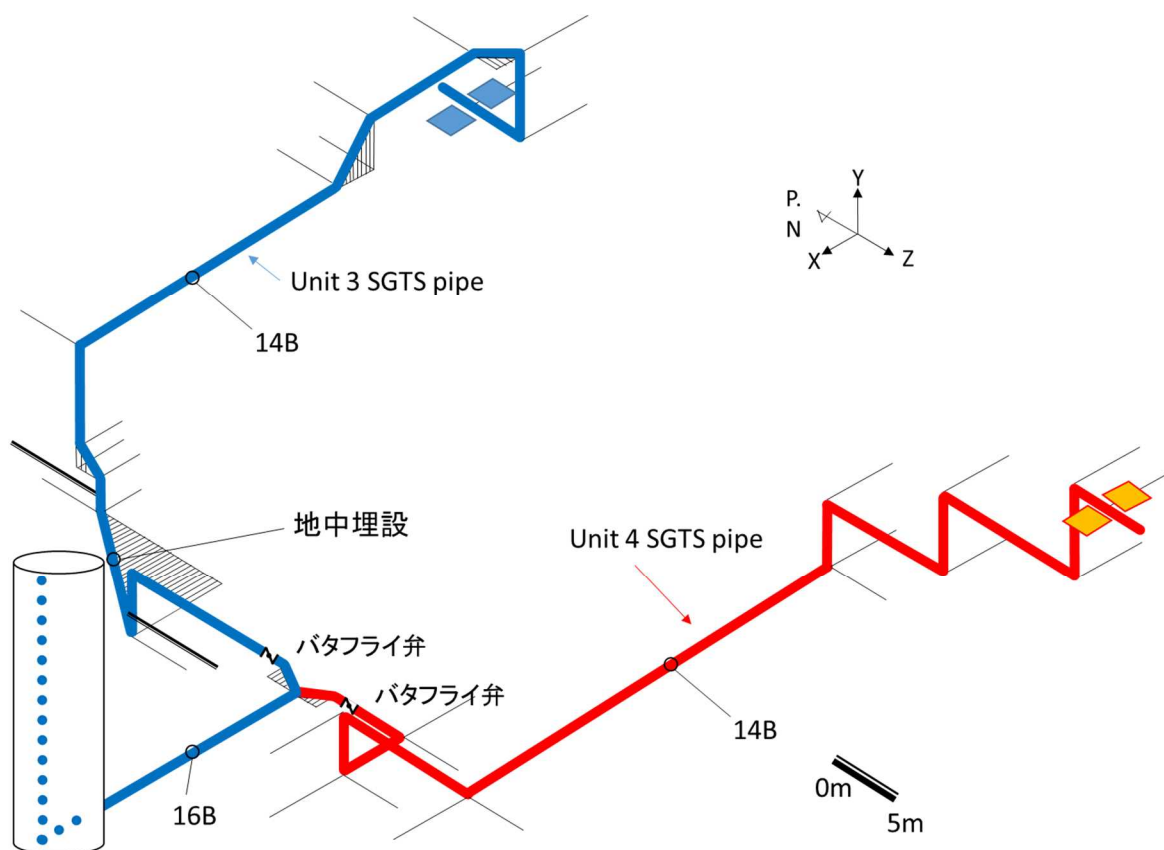


図 10 3／4 号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○3号機SGTS系の設計

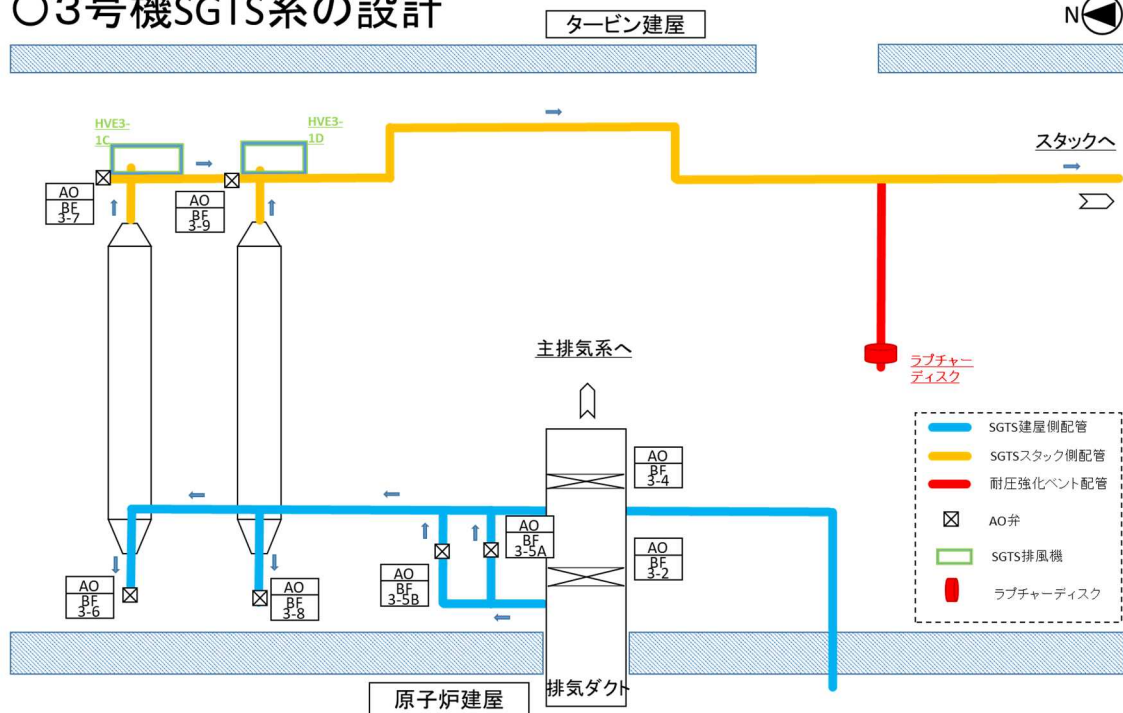


図 1 1 3 号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況（概要図）

○4号機SGTS系の設計

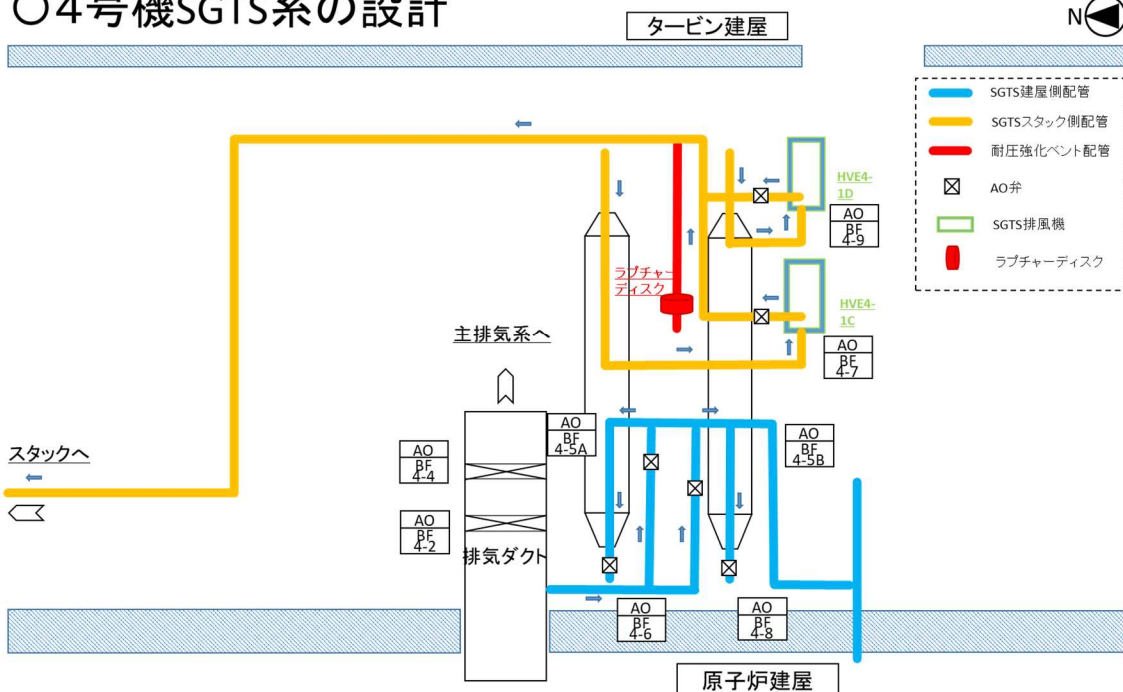


図 1 2 4 号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況（概要図）

○SGTS系の系統概要図

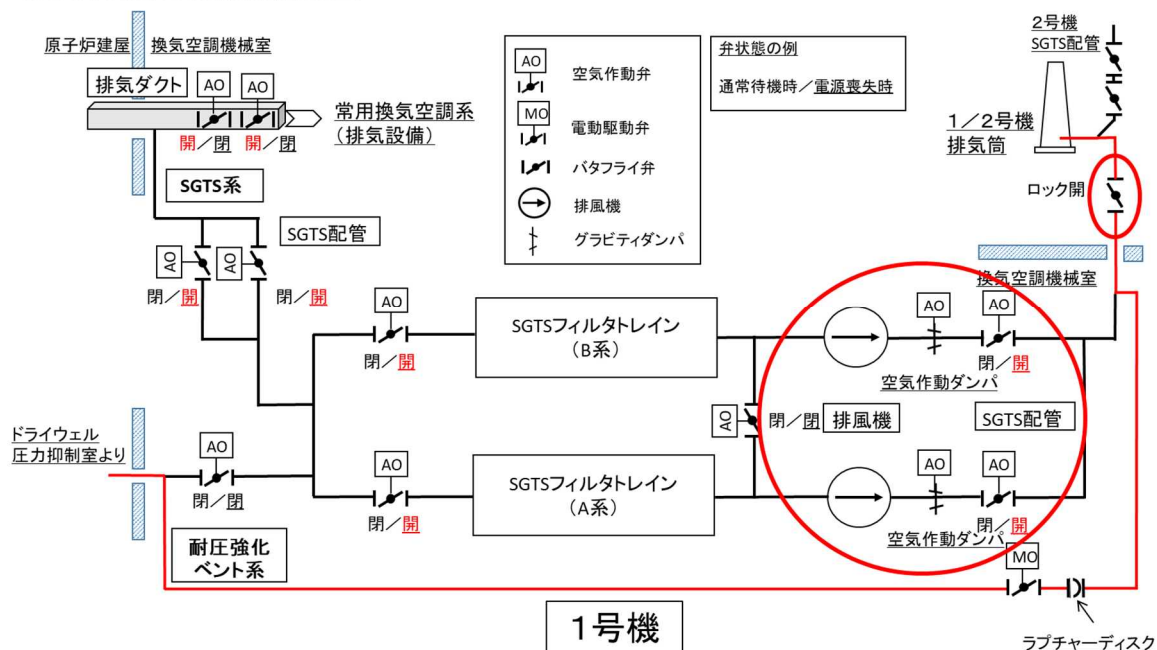


図 1 3 1 号機 SGTS 配管系の系統概要図

○SGTS系の系統概要図

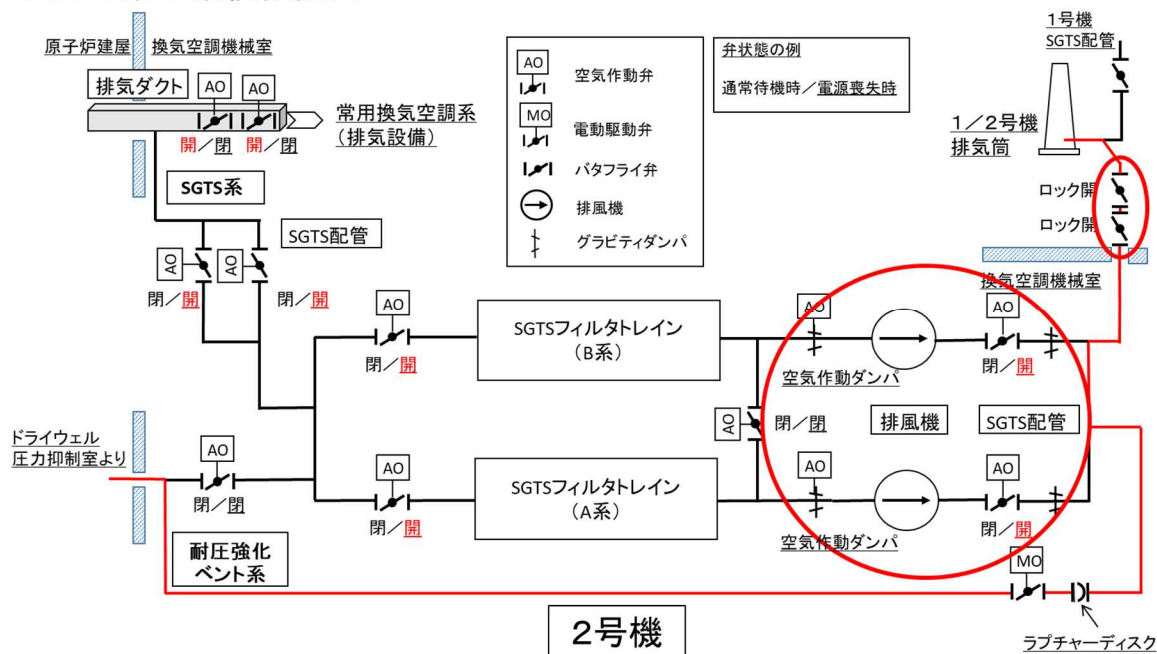


図 1 4 2 号機 SGTS 配管系の系統概要図

OSGTS系統の概要図

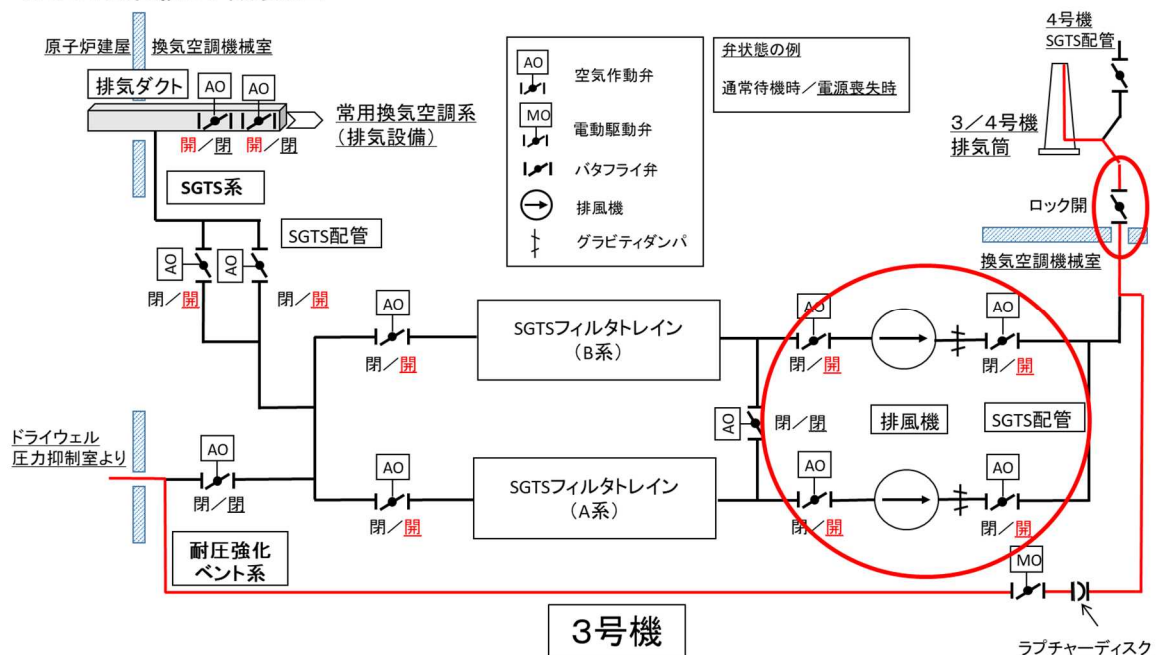


図 1 5 3 号機 SGTS 配管系の系統概要図

OSGTS系統の概要図

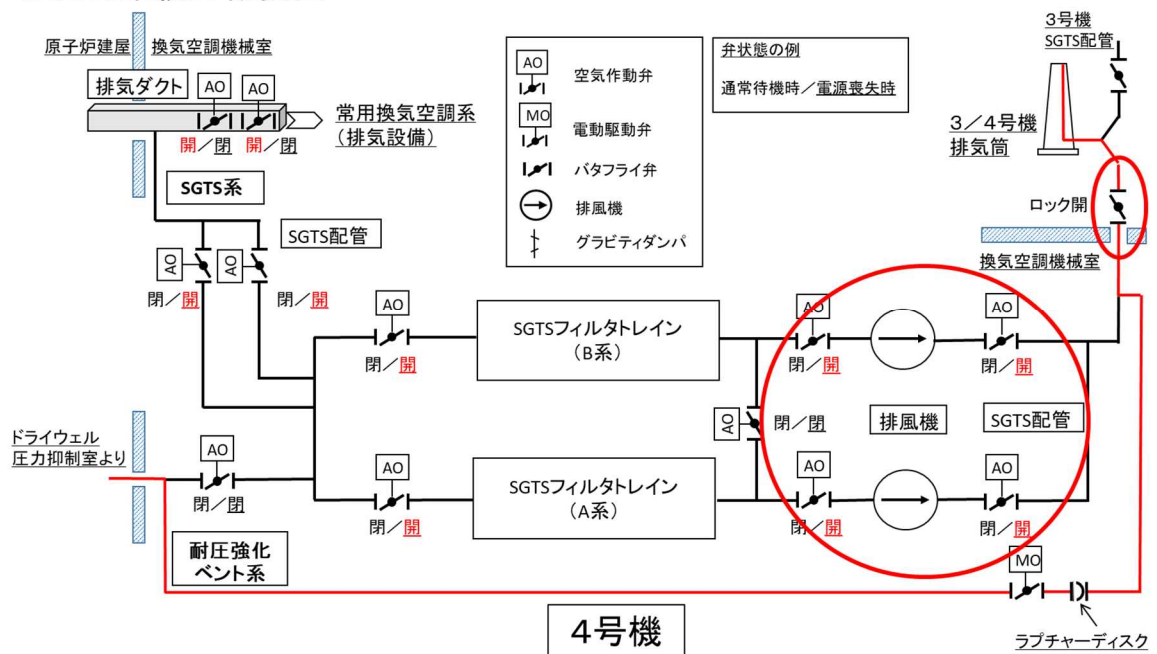


図 1 6 4 号機 SGTS 配管系の系統概要図

(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の測定を行っている。

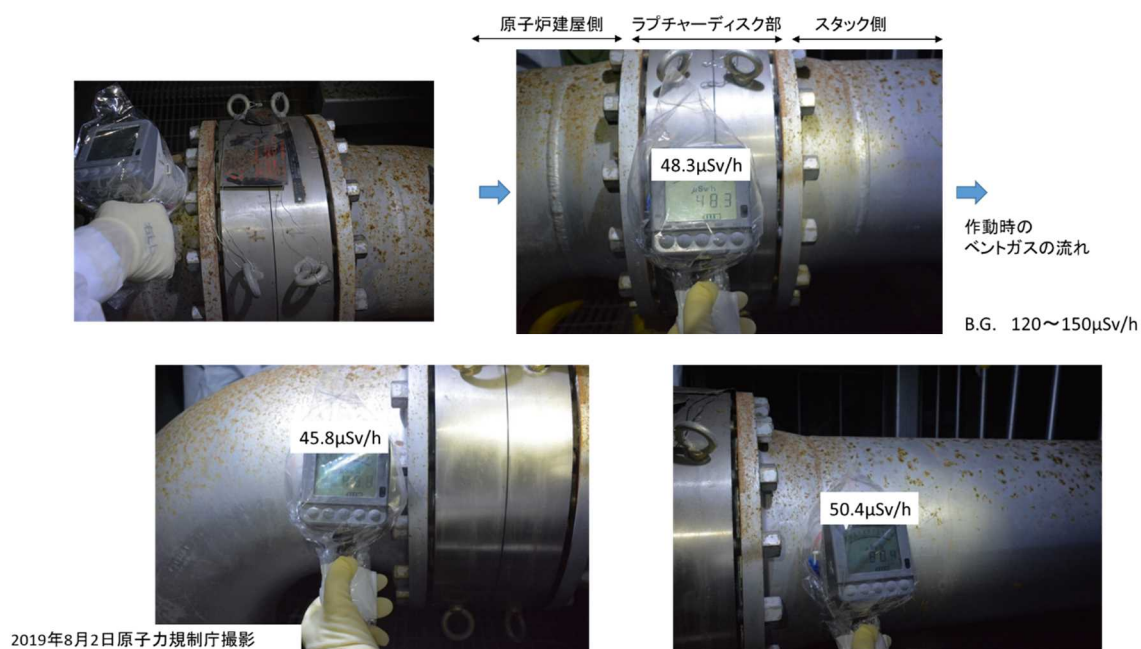


図 1 2 号機ラプチャーディスク及びその前後の配管表面近くの測定結果

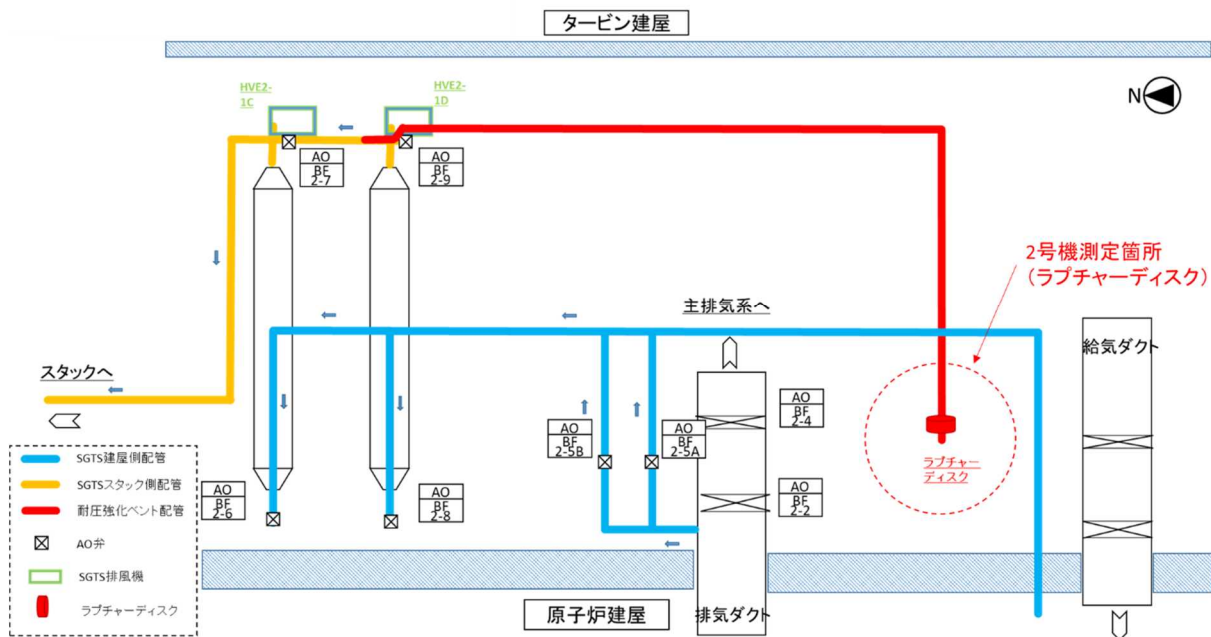


図2 2号機の測定箇所

一方、2019年7月8日に測定した3号機ラブ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 ($100 \sim 150 \mu\text{Sv/h}$) 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、ラブ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)

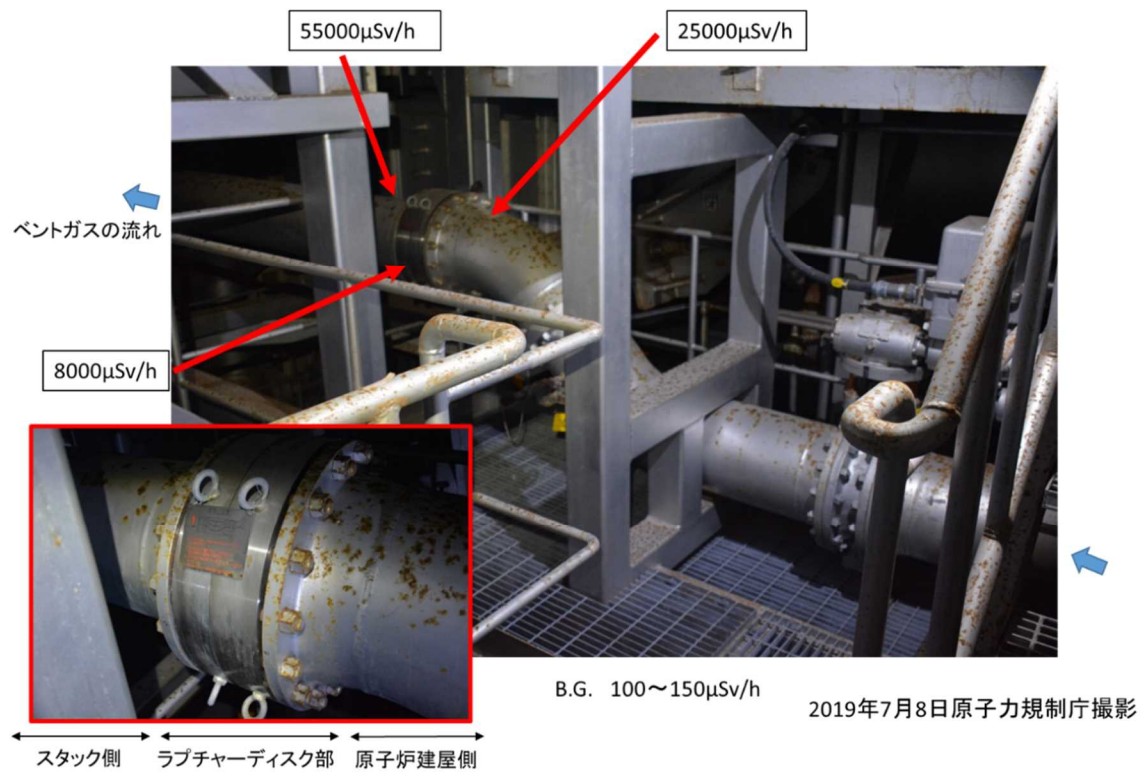


図3 3号機ラプチャーディスクのごく近傍の測定結果

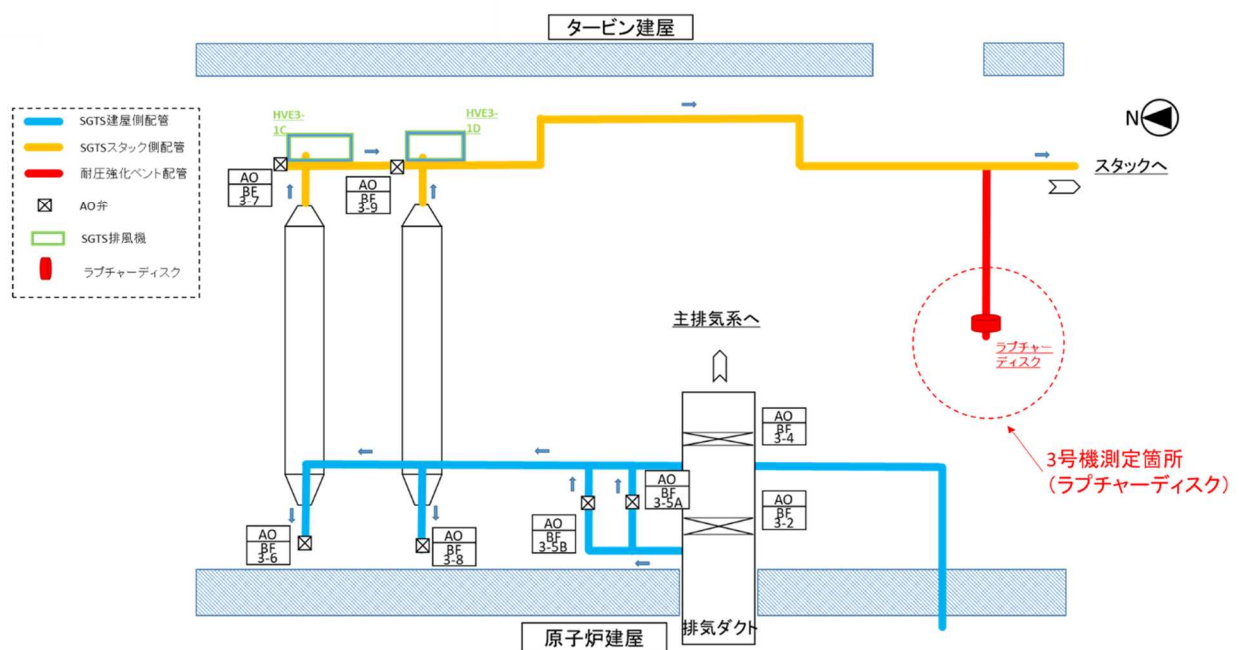
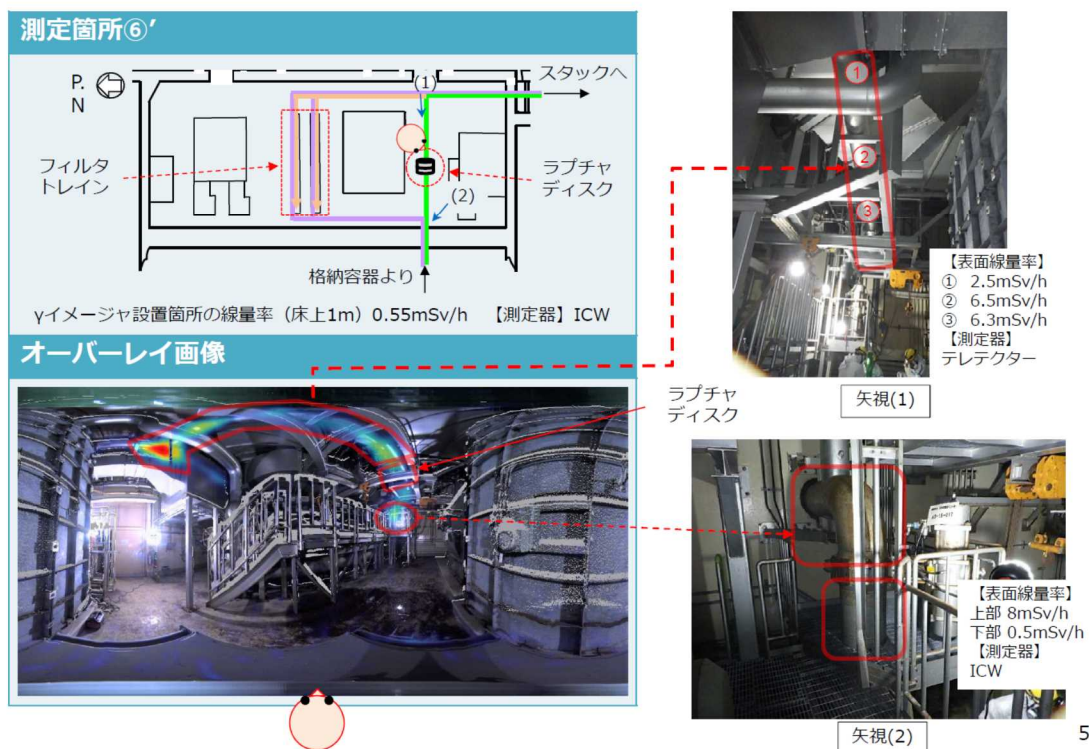


図4 3号機の測定箇所

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、ラブチャード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 号機ラブチャード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 号機ラブチャードディスクのごく近傍の線量率 (約 0.05mSv/h) は、3 号機ラブチャ

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 号機ラブ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 号機のラブ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 号機ラブ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 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。

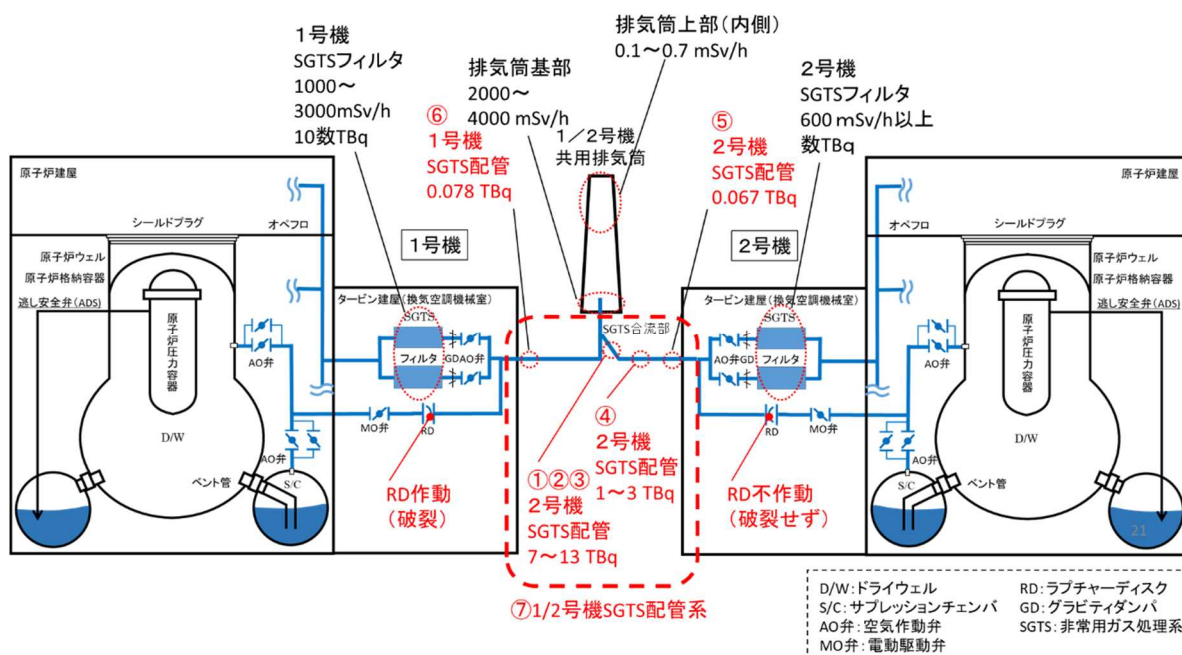


図 1 1/2 号機 SGTS 配管系の汚染状況（概要図）

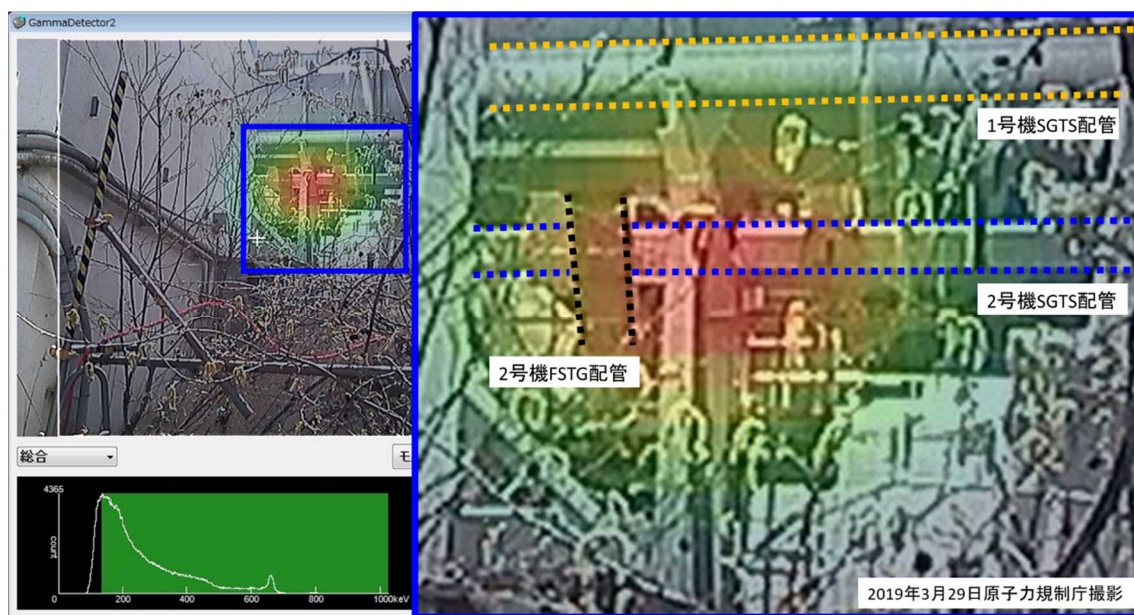


図 1－① 1号機 SGTS 配管及び 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）

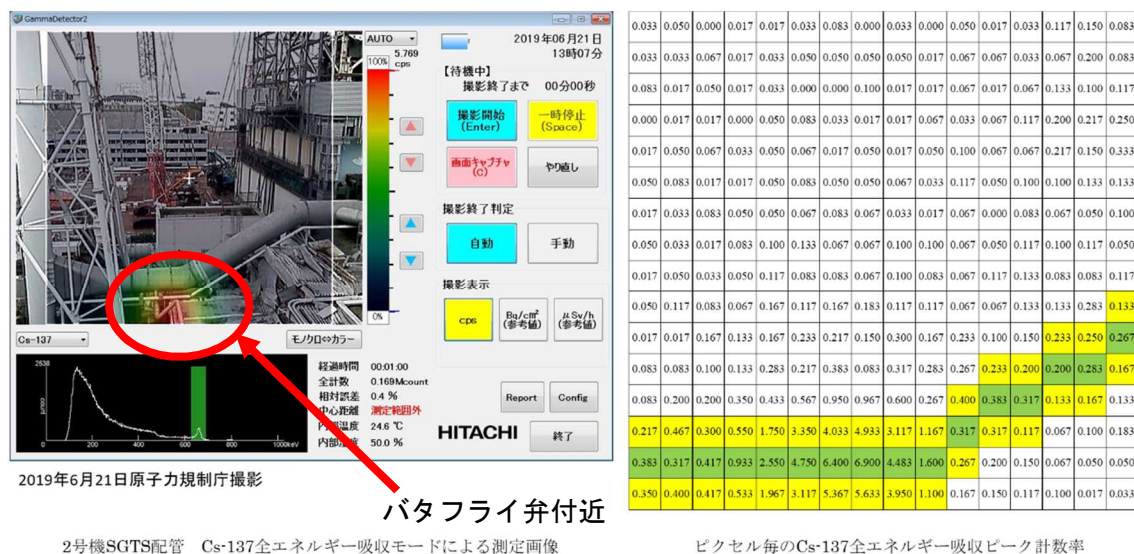


図 1－② 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）

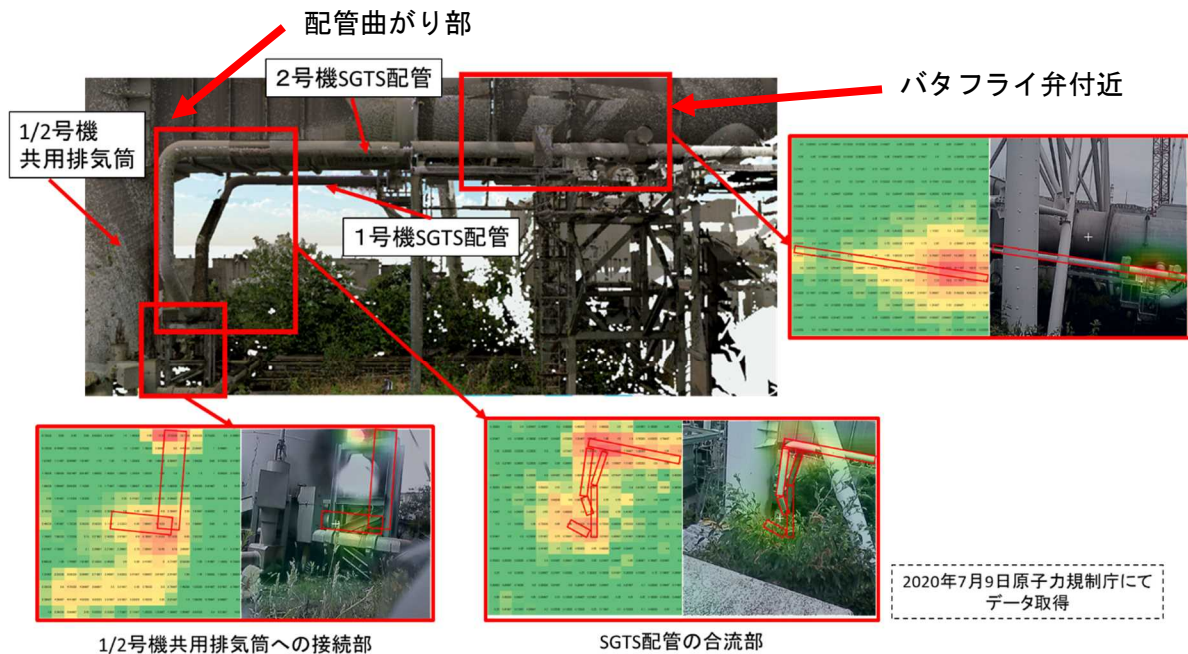
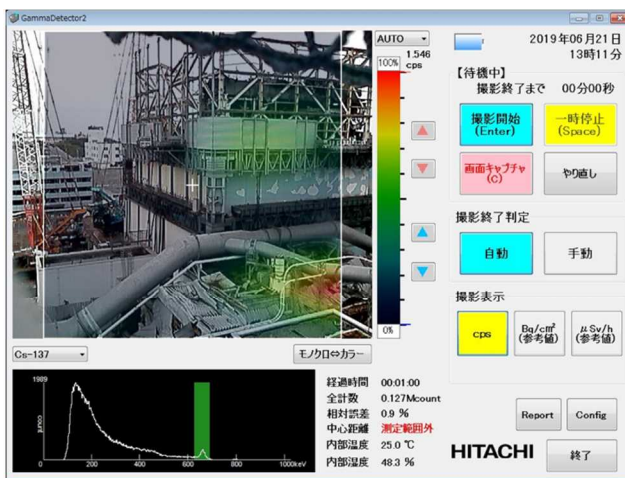


図 1-③ SGTS 配管合流部の汚染状況（ガンマカメラ）



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）



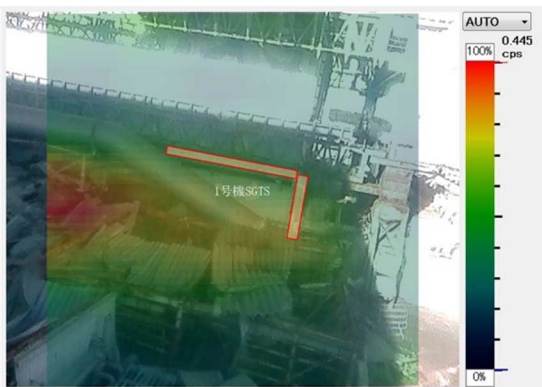
2019年11月15日原子力規制庁撮影

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

i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0.047	0.083	0.100	0.083	0.083	0.033	0.000	0.000	0.010	0.033	0.017	0.010	0.017	0.033	0.033	0.033
2	0.000	0.010	0.100	0.033	0.033	0.083	0.010	0.010	0.047	0.047	0.017	0.000	0.100	0.017	0.033	0.010
3	0.033	0.017	0.047	0.047	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	0.010	0.017	0.083	0.100	0.033	0.047	0.000	0.033	0.017	0.047	0.010	0.083	0.047	0.047
5	0.083	0.047	0.117	0.010	0.117	0.100	0.010	0.100	0.010	0.033	0.047	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	0.047	0.047	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	0.047	0.083	0.033	0.047	0.010	0.083	0.100
8	0.017	0.010	0.010	0.100	0.010	0.117	0.010	0.133	0.083	0.047	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010	0.047
9	0.083	0.010	0.083	0.117	0.117	0.133	0.183	0.167	0.083	0.033	0.010	0.010	0.010	0.100	0.133	0.100
10	0.017	0.133	0.010	0.047	0.117	0.010	0.083	0.117	0.100	0.133	0.047	0.200	0.150	0.150	0.117	0.047
11	0.010	0.083	0.083	0.083	0.017	0.167	0.083	0.233	0.100	0.010	0.133	0.133	0.133	0.083	0.117	0.047
12	0.117	0.017	0.133	0.083	0.010	0.150	0.083	0.167	0.167	0.300	0.333	0.343	0.383	0.283	0.343	0.433
13	0.083	0.010	0.010	0.100	0.150	0.010	0.100	0.200	0.333	0.333	0.447	0.443	0.443	0.383	0.430	0.500
14	0.083	0.010	0.133	0.047	0.133	0.167	0.010	0.211	0.150	0.100	0.430	0.370	0.410	0.533	0.700	0.650
15	0.010	0.047	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	0.010	0.033	0.100	0.133	0.100	0.047	0.017	0.047	0.033	0.017

i	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																

図 1-⑤ 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）



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

i	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	0.233	0.167	0.133	0.233	0.183	0.233	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

i	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)

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 20 TBq	約 18 TBq	約 2 TBq
1 号機 SGTS 配管系	約 10 数 TBq	約 0.1 TBq	約 10 数 TBq
配管合流部周辺	約 3.5 TBq	—	—
排気筒底部 (内側)	約 2 TBq	—	—

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	2 号機 SGTS 配管系	約 8 TBq	—	約 0.4 TBq	約 7.6 TBq
(グラビティダ ンパの漏洩流 路面積 1 号機 1.8% 2 号機 3.4%)	1 号機 SGTS 配管系	約 14 TBq	約 2.0 TBq	約 0.2 TBq	約 11.8 TBq
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約 26 TBq	—	—	—
感度計算 2	2 号機 SGTS 配管系	約 8 TBq	—	—	—
(グラビティダ ンパの漏洩流 路面積 1 号機 3.4% 2 号機 3.5%)	1 号機 SGTS 配管系	約 21 TBq	—	—	—
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約 26 TBq	—	—	—

※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。

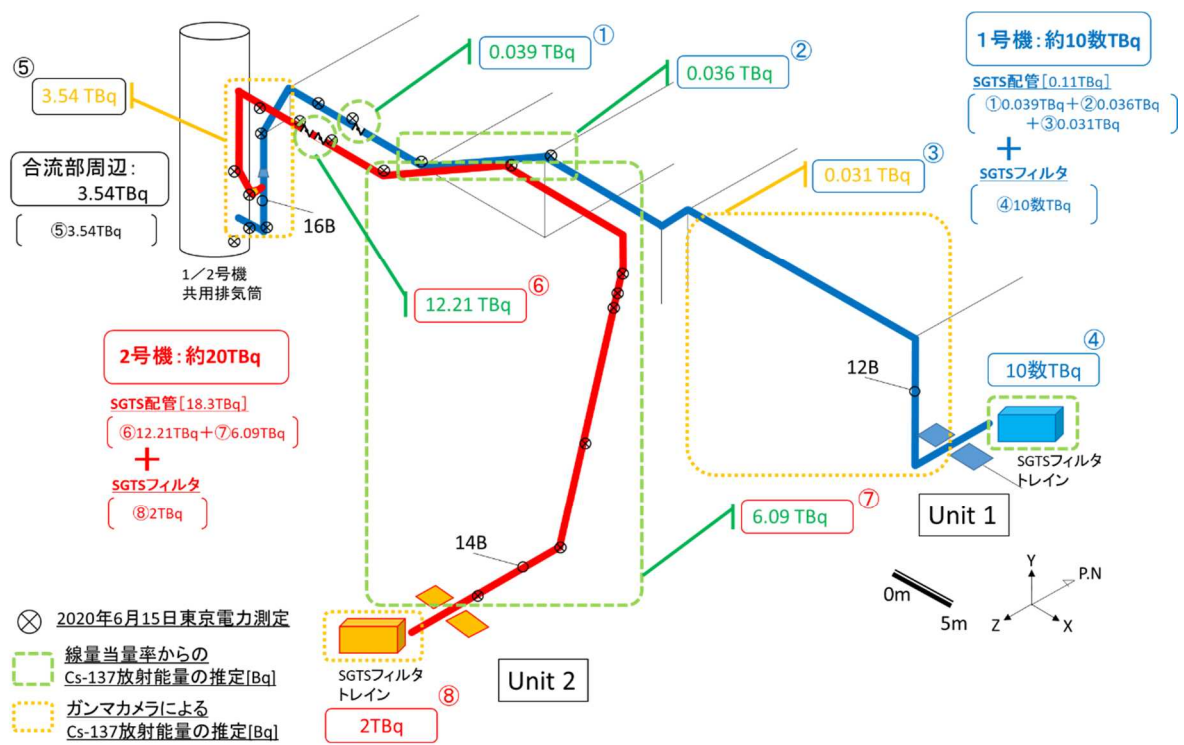


図2 1/2号機 SGTS 配管系の Cs-137 放射エネルギーの推定（概要図）

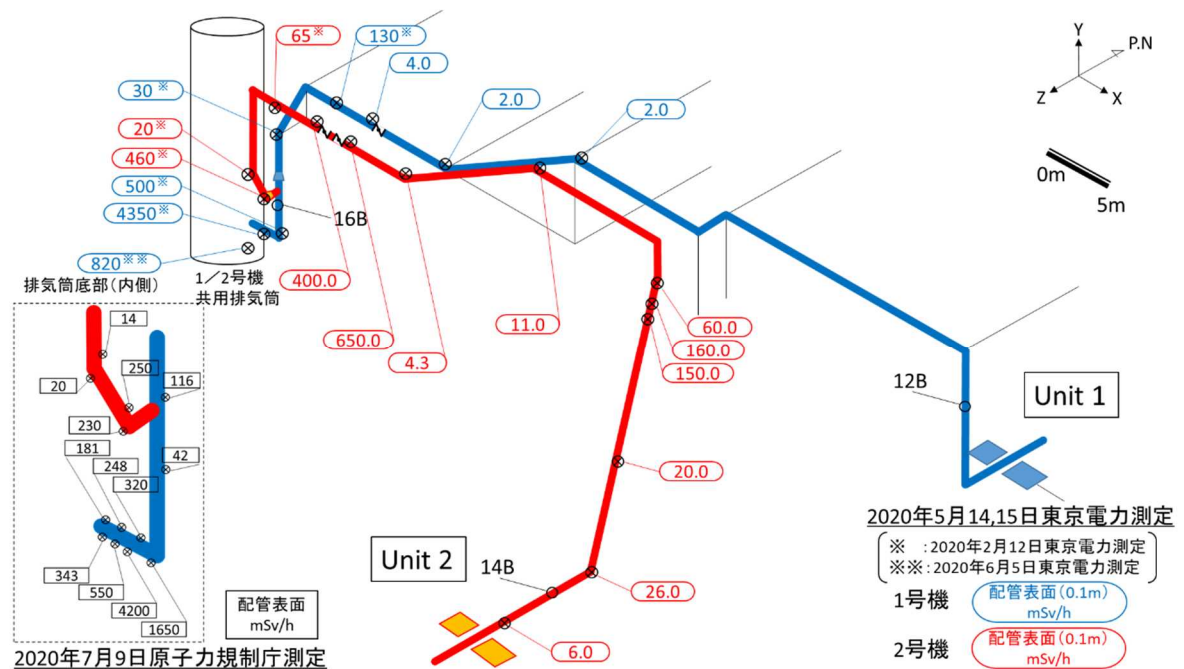


図3 1/2号機 SGTS 配管系の線量率の測定結果（概要図）

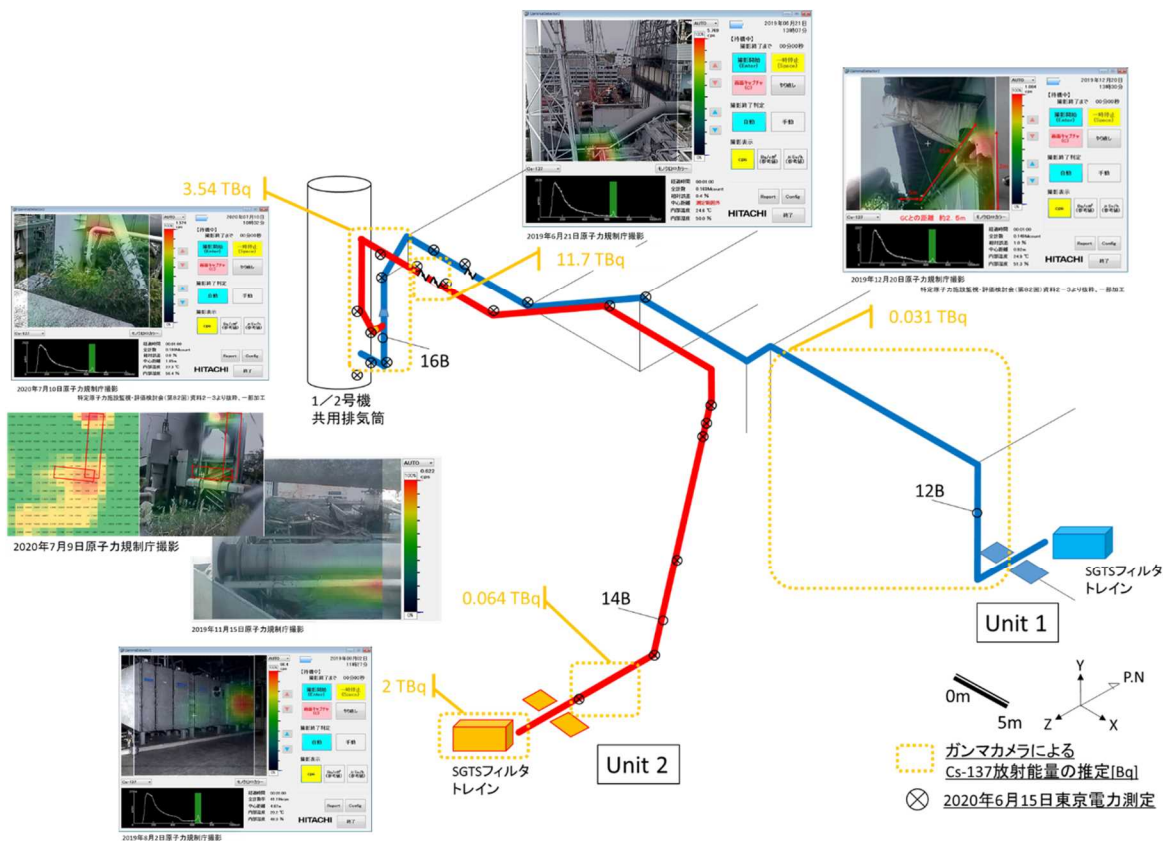


図4 1/2号機SGTS配管系のガンマカメラによる測定データ（概要図）

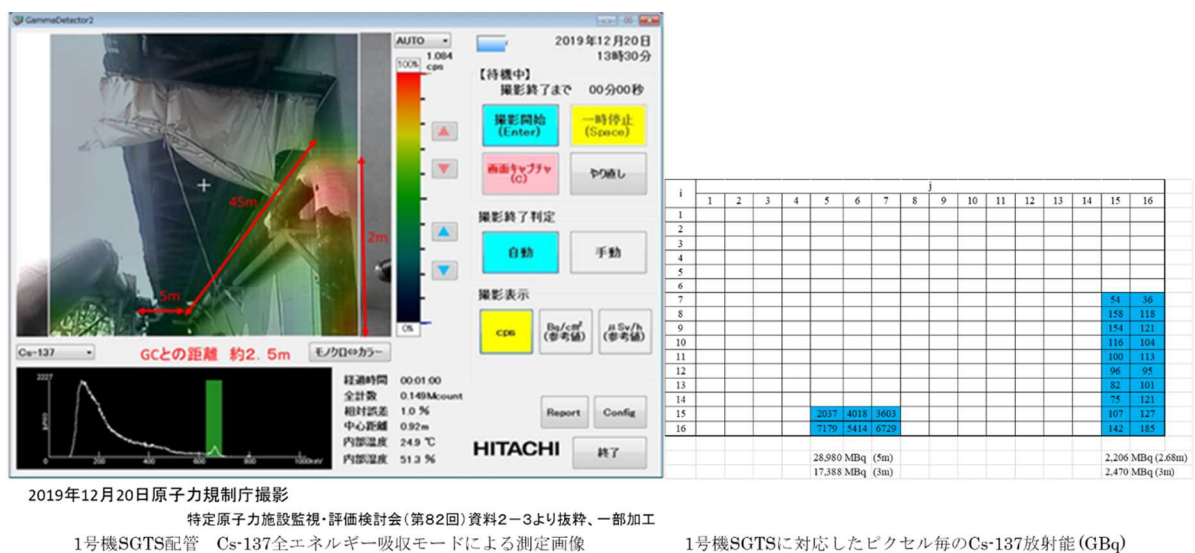


図5 1号機SGTS配管のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ

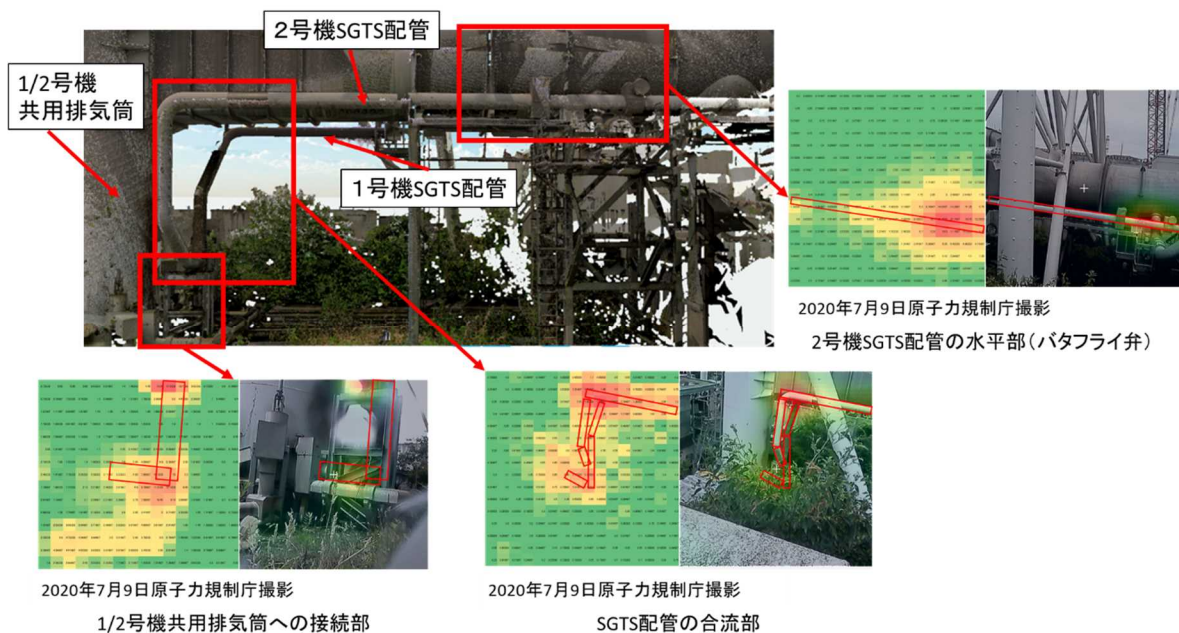


図6 SGTS配管の合流部周辺のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ

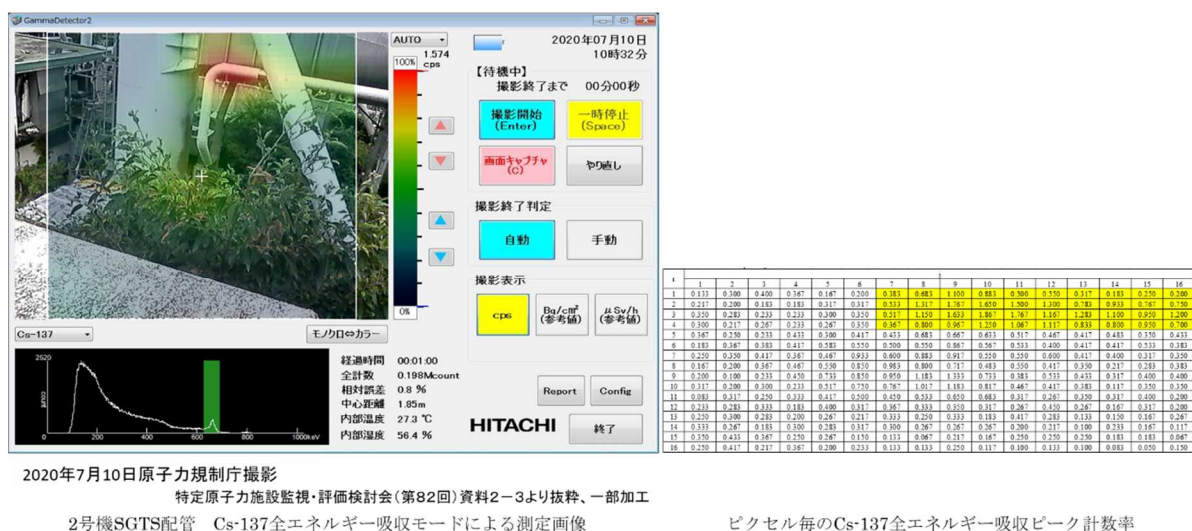


図7 2号機SGTS配管(曲がり部)のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ



2019年8月2日原子力規制庁撮影

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。

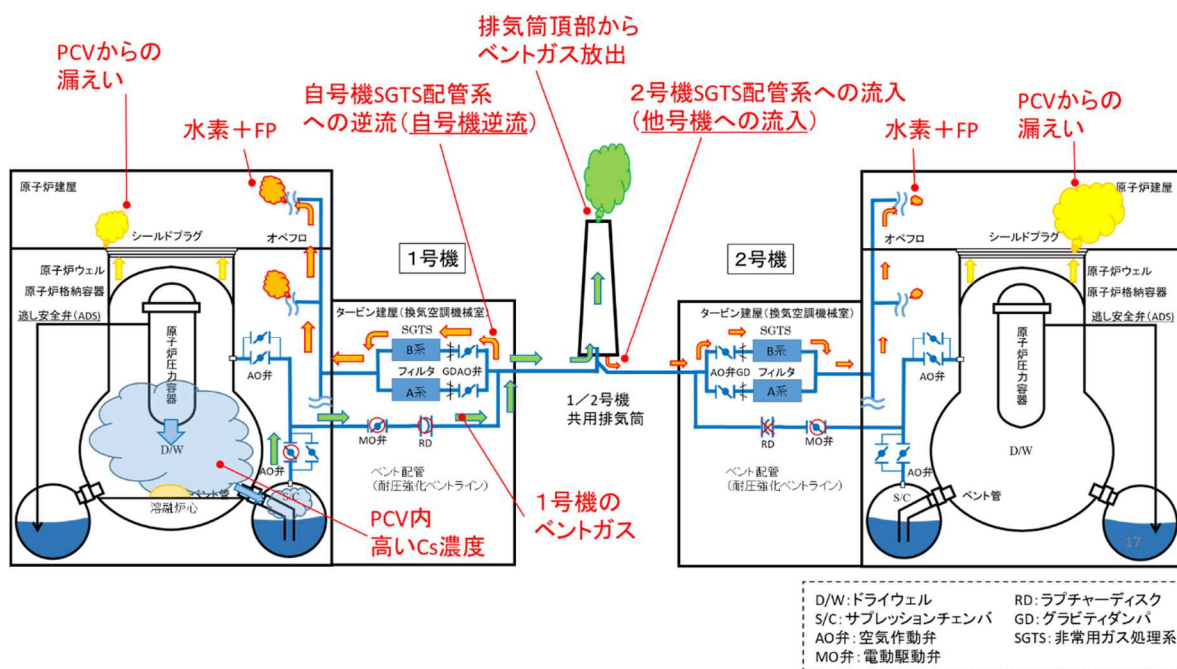


図9 自号機逆流と他号機への流入

(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 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、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。

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

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）

フィルタが高いレベルで汚染されていること、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に示されるように高いレベルで汚染されていること、3) これらと比べて、その他の配管部分については、高いレベルの汚染が測定されていないことが、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、配管との摩擦圧損、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 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ー(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する。

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

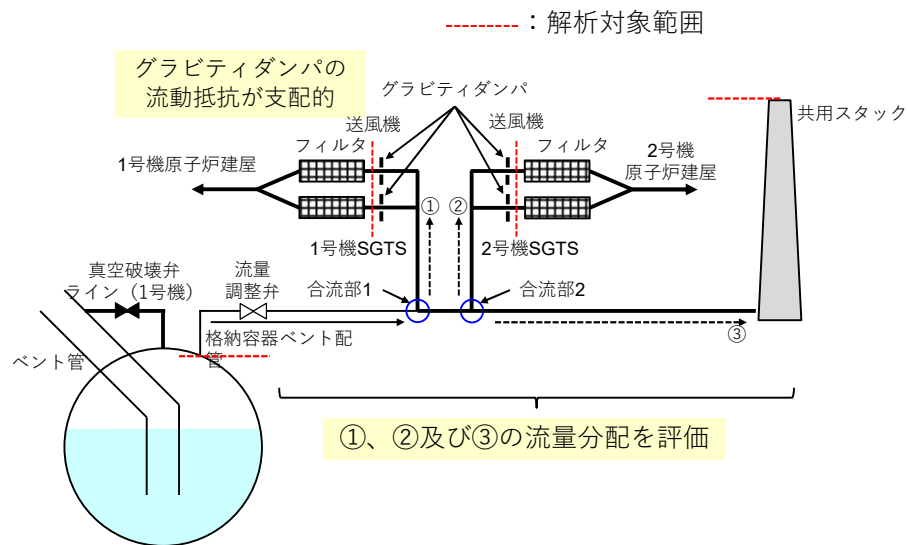
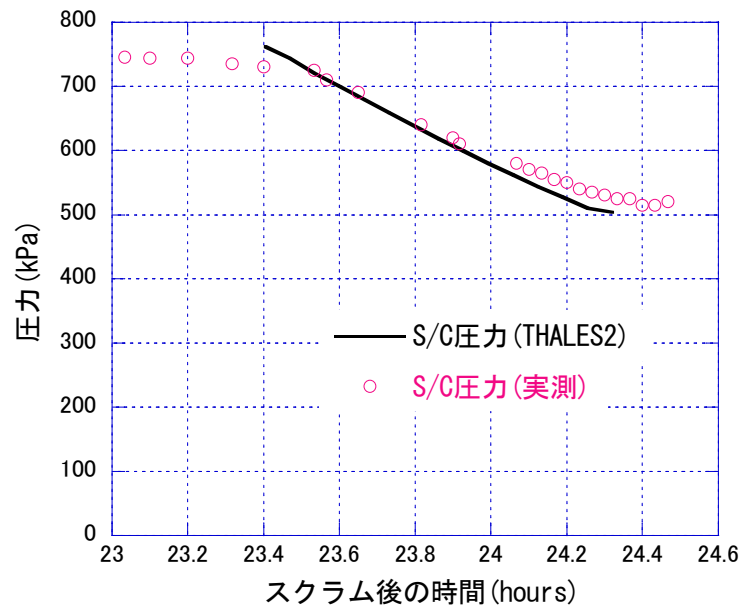
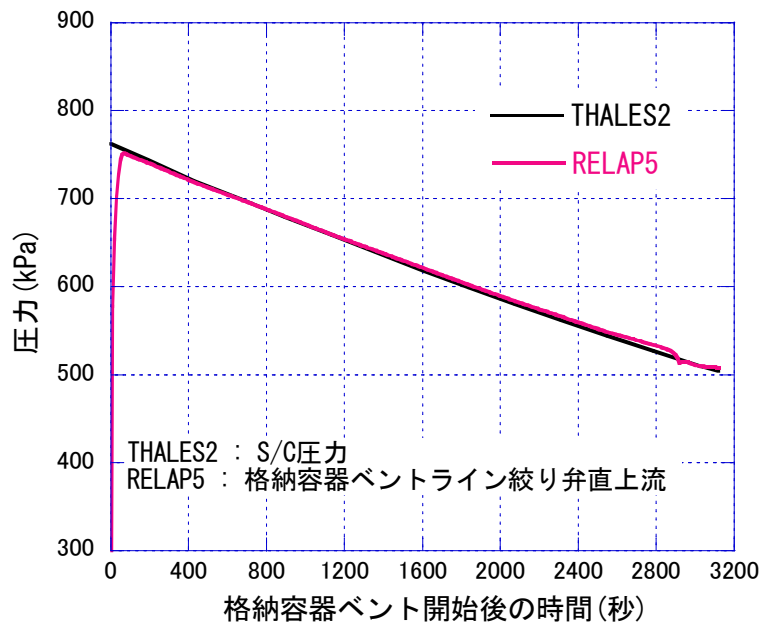


図1 解析体系の概要

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。



(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を行った（以下、感度計算1及び2と呼ぶ）。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）と等しい摩擦圧損が発生すると仮定した。

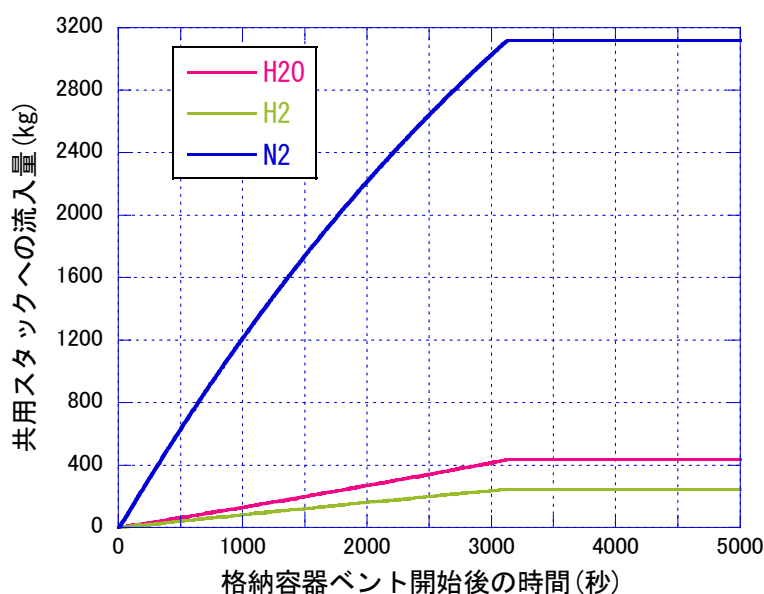


図4 (a) 基本ケースでの共用スタックへの流入量

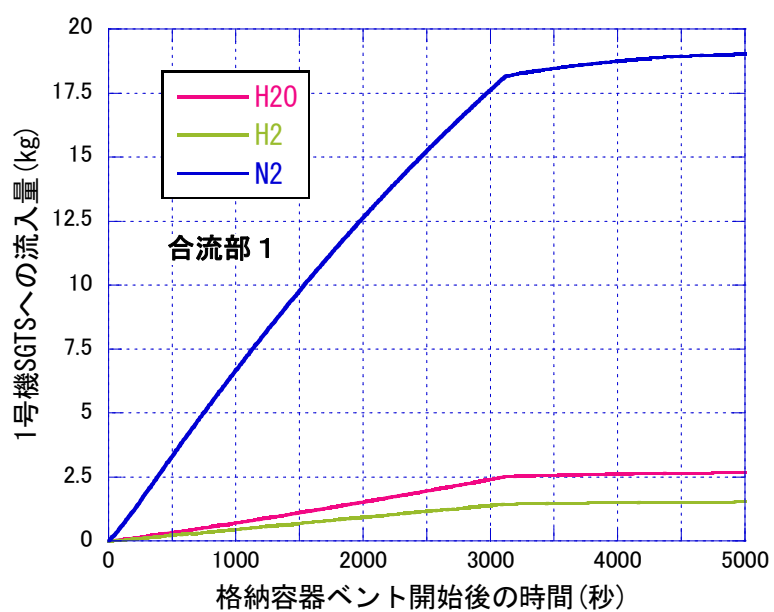


図 4 (b) 基本ケース 合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れの積算値

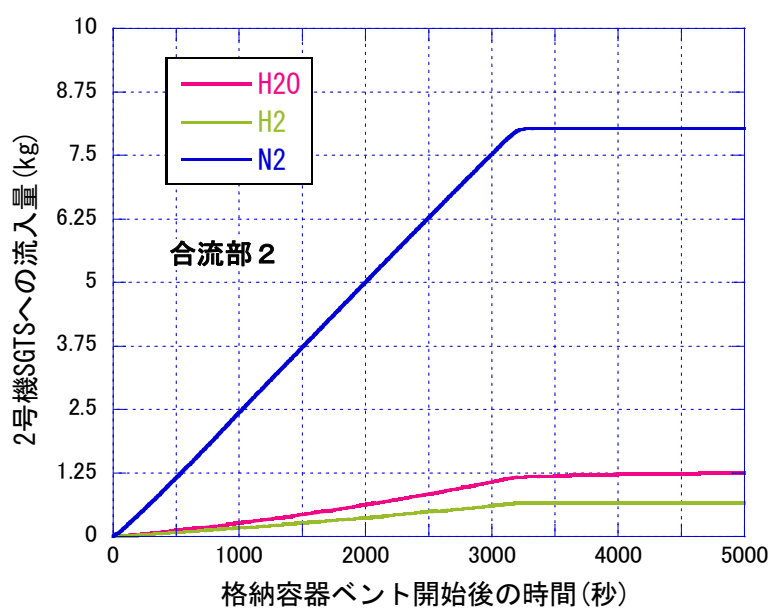


図 4 (c) 基本ケース 合流部 2 から 2 号機送風機に向かう流れの積算値

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

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℃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 ($1\text{E}-6$ から $1\text{E}-8$ 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

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。

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。

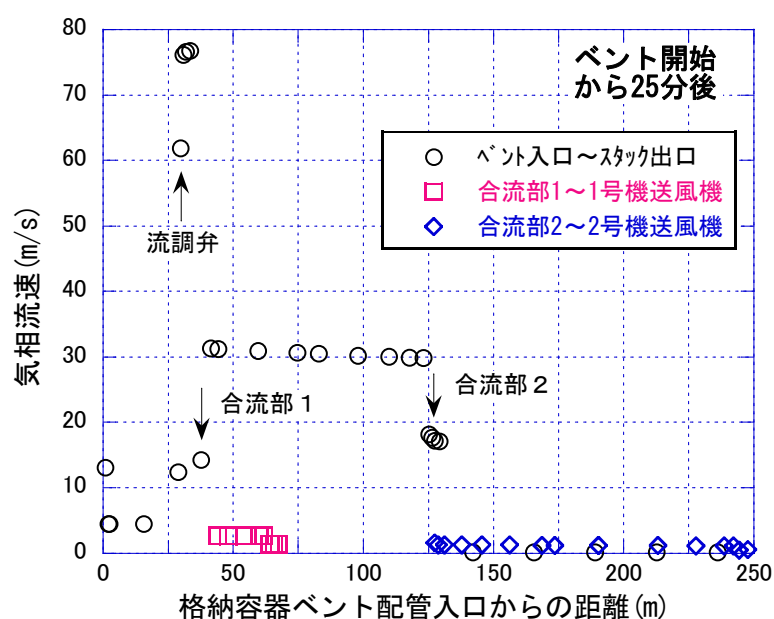


図 5 (a) 感度計算 1 における気相流速分布

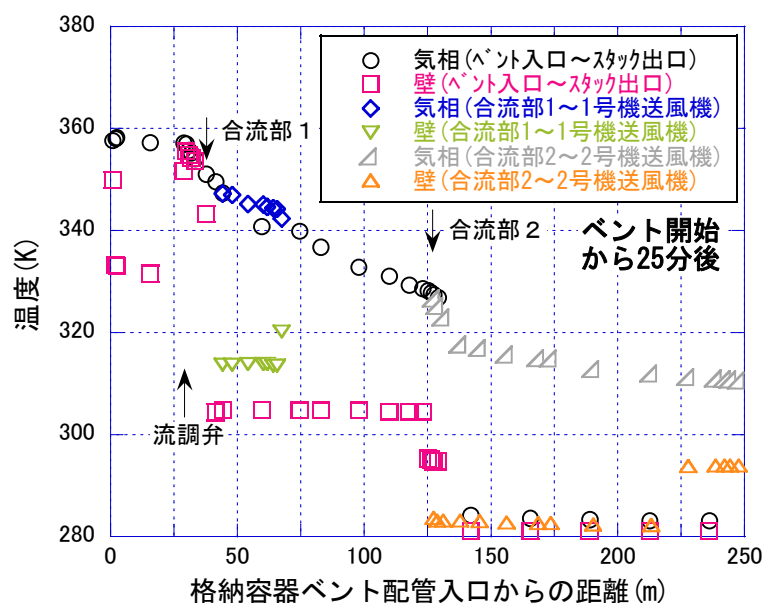


図 5 (b) 感度計算 1 における気相及び壁内面温度

(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、グラビティ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、10月16日に開催された第14回会合において、「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、

$$\frac{Q}{Q_0} = 1 - \exp\left(-\frac{4fv_dx}{v_fd}\right)$$

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在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摩擦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

るかどうかを見ること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℃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℃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 共通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 共通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、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 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 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）

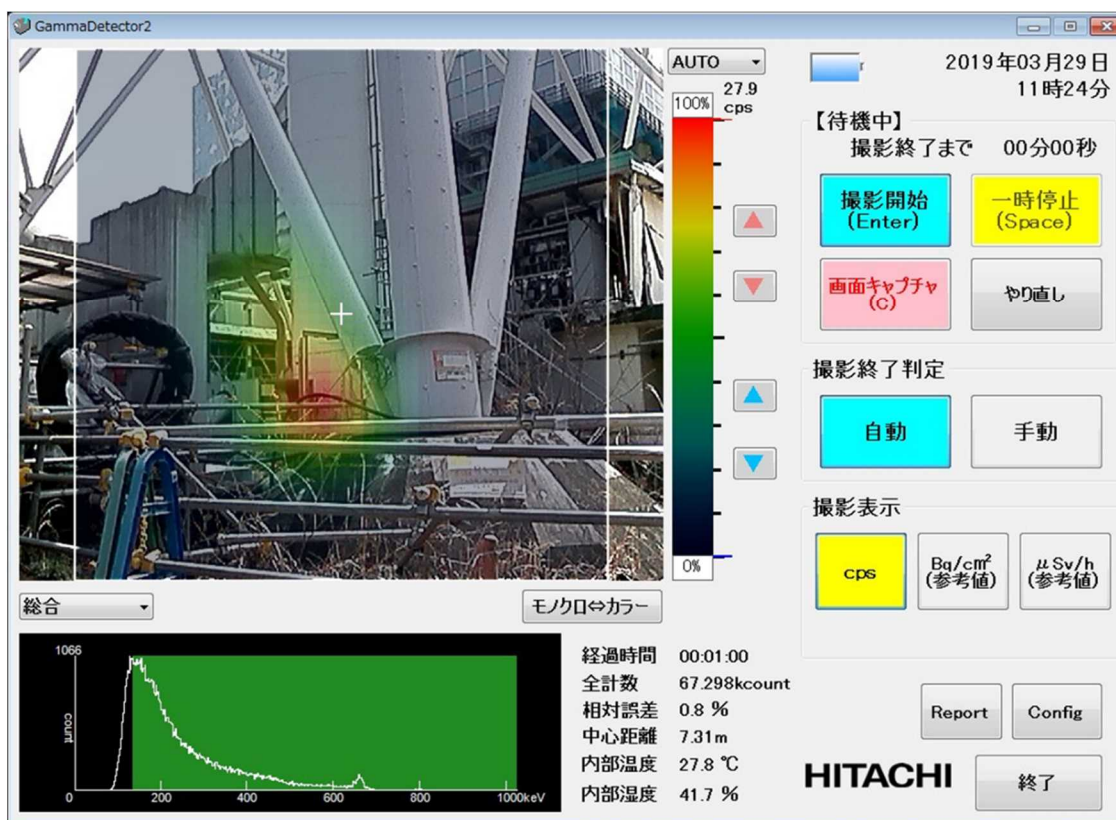
また、1 号機 SGTS 配管系と 2 号機 SGTS 配管系が合流し、1/2 号機共用排気筒に接続される箇所（SGTS 配管接続部）においても高い汚染が確認された。テレテクター（GM 計数管）による SGTS 配管の線量率測定では、1/2 号機 SGTS 配管接続部付近の配管（水平円管）の断面方向の配管上部が数 100 mSv/h であるのに対して、配管下部は 4.2 Sv/h であった。（図 3）

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）

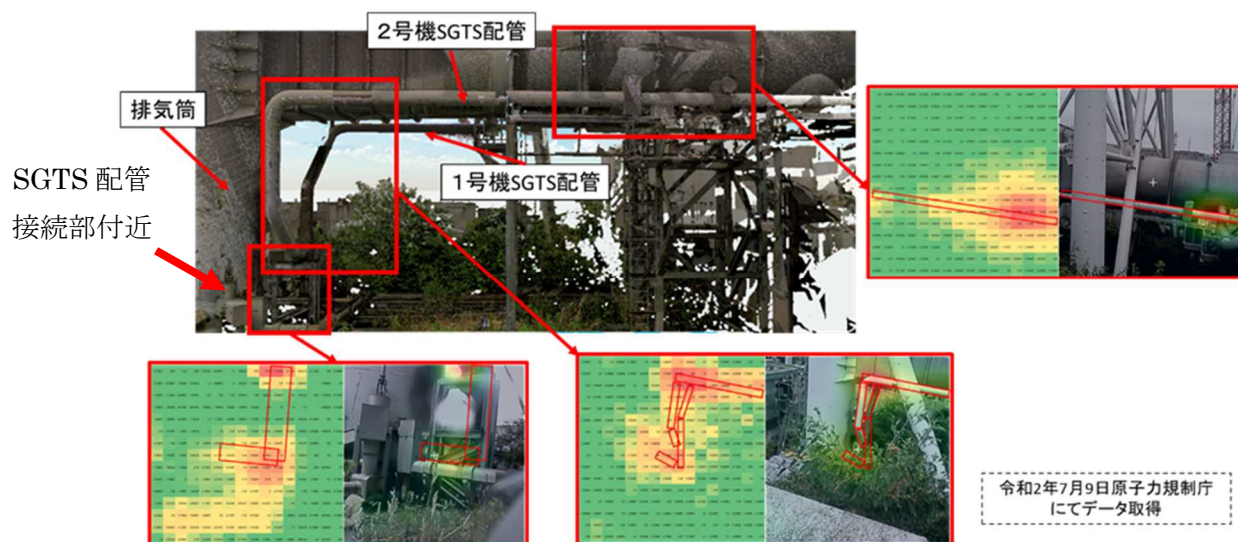


図2 1/2号機 SGTS 配管接続部付近（ガンマカメラ）

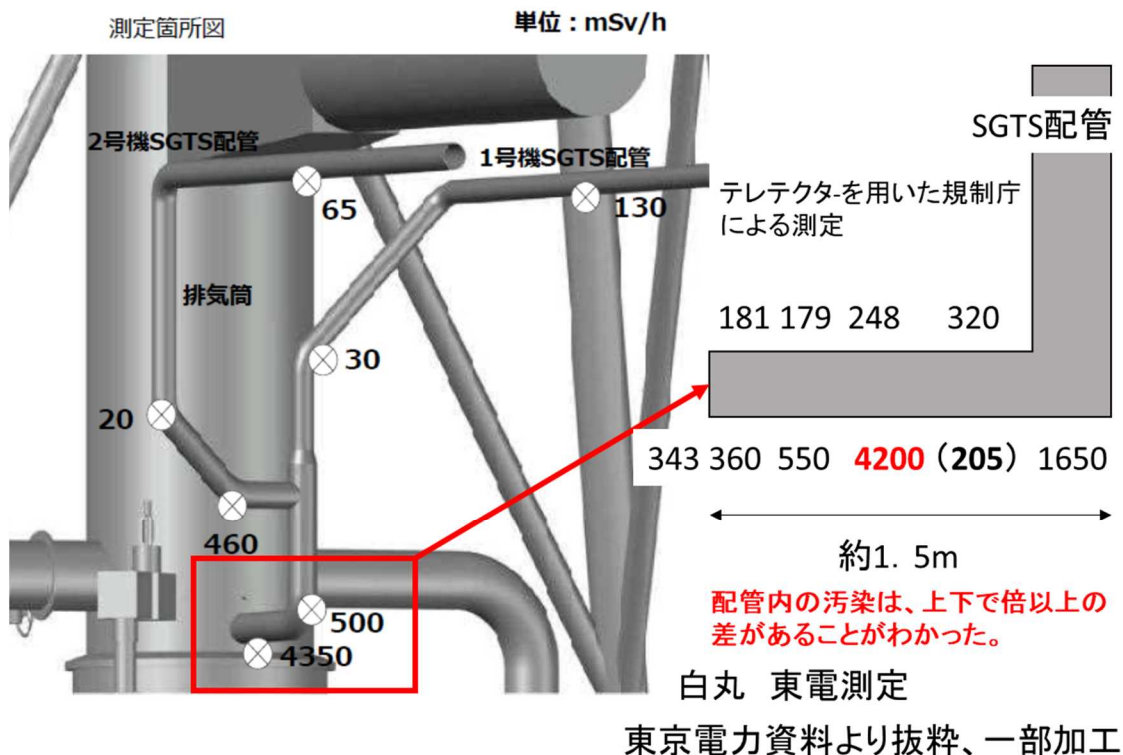


図3 1/2号機SGTS配管接続部付近のSGTS配管（テレテクター）

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10 Sv/h超、2015年10月21日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プリングへの対策（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3, 4)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5)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、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、セシウム(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

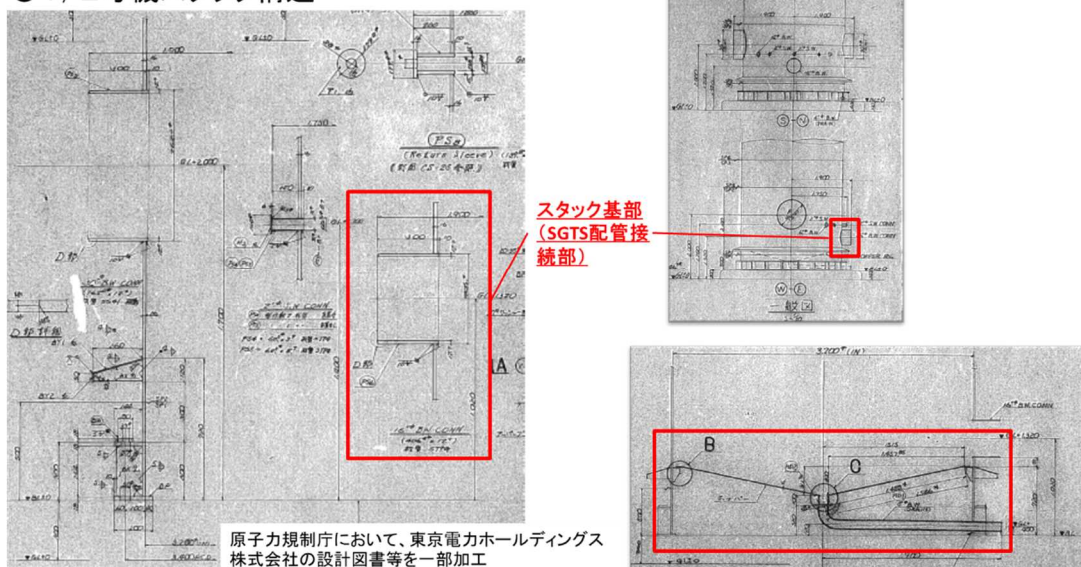


図3 1/2号機共用排気筒の構造

○3, 4号機スタック構造

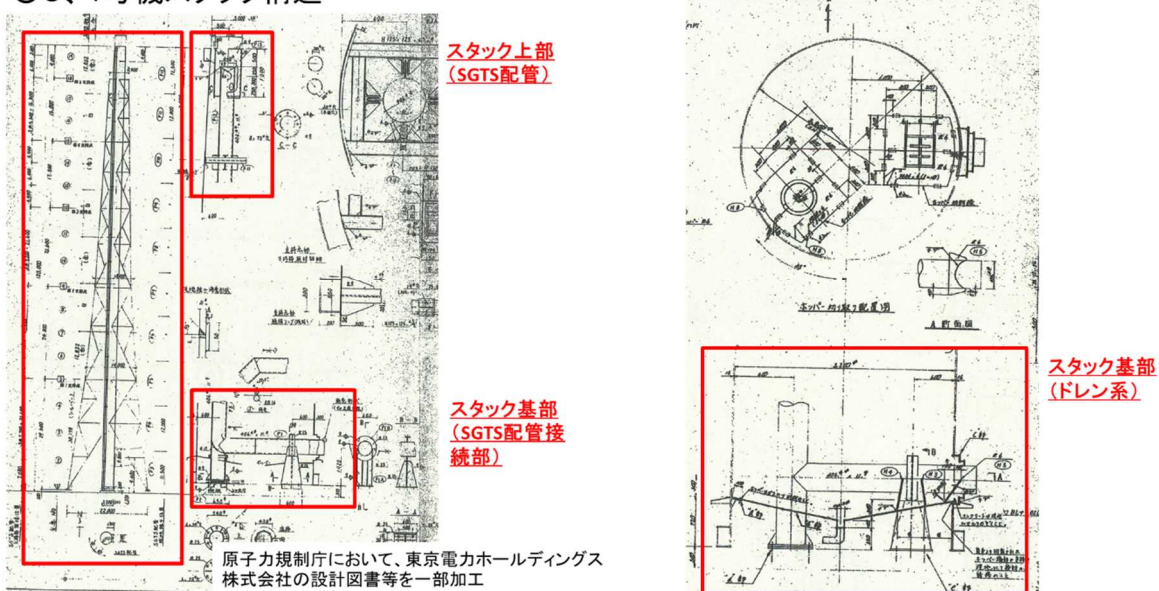


図4 3/4号機共用排気筒の構造

○ 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5 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6)

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7)

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）

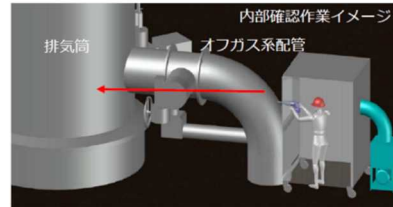
TEPCO

○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（鉄栓及びベロメタルにて閉止）



○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人時

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6 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

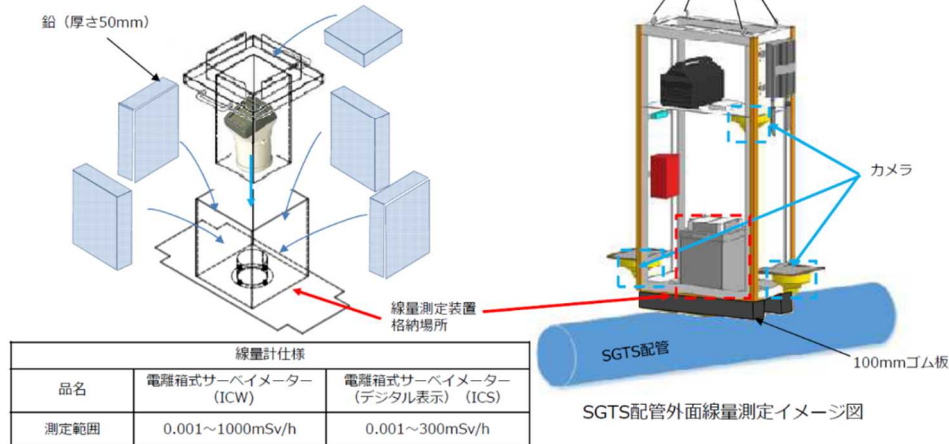
TEPCO

○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）



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7 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 8～10）

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

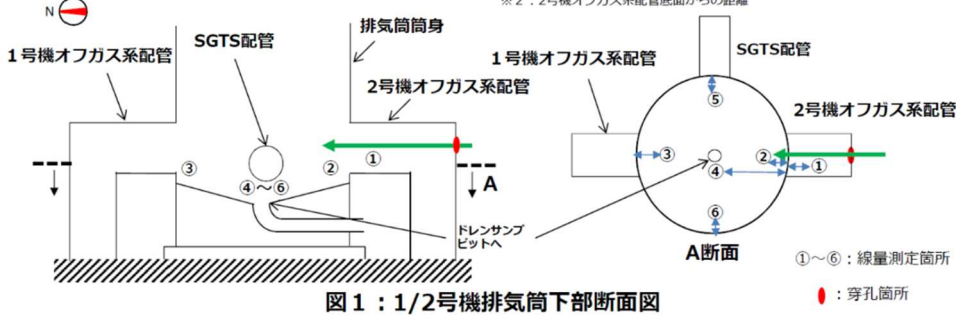


図1：1/2号機排気筒下部断面図

①～⑥：線量測定箇所
●：穿孔箇所

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

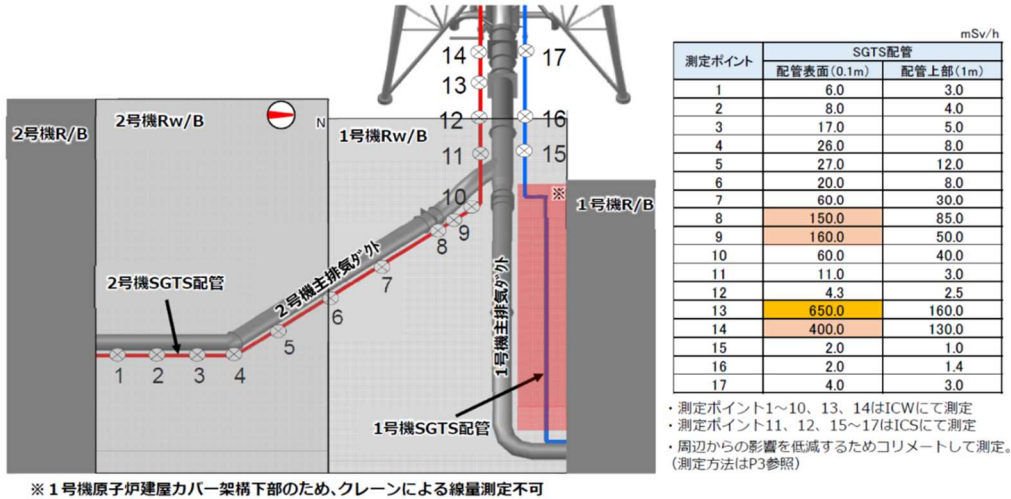
図8 排気筒底部内側の線量測定結果（東京電力調査）

3. SGTS配管近傍線量調査について

TEPCO

(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。



4

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 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

TEPCO

(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)



5

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 (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11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

TEPCO

- 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。

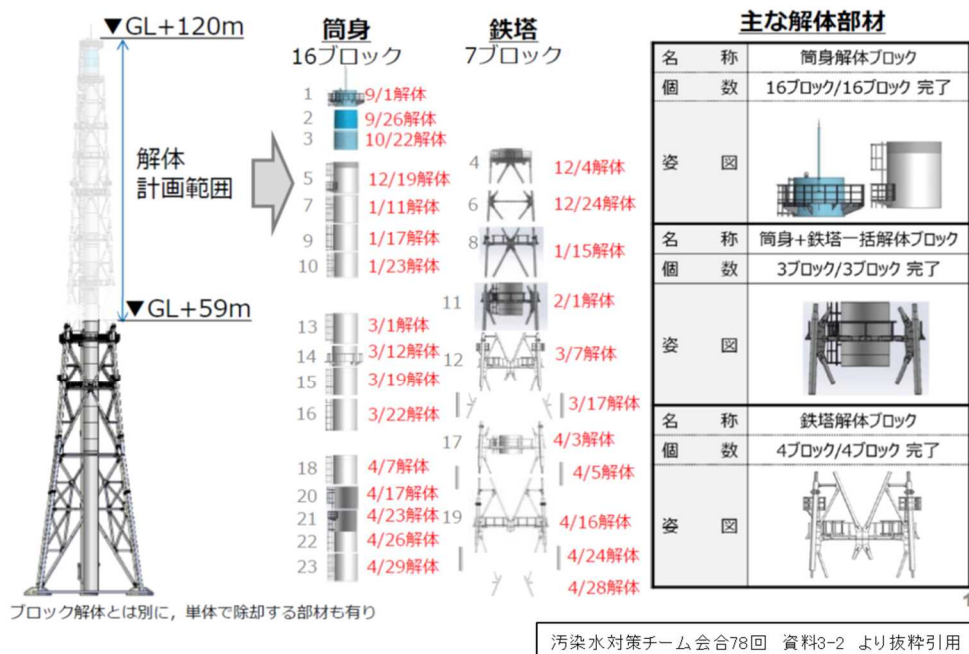


図11 1/2号機排気筒解体概要（東京電力調査）

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12に、ガンマカメラによる汚染密度分布の測定方法を図13及び図14に示す。

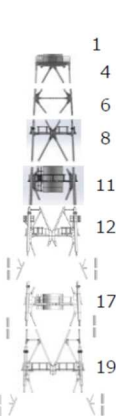
参考4-2. 1～18ブロック目解体部材の表面汚染密度測定結果^{※1} **TEPCO**

部位	表面汚染密度 [Bq/cm ²]*2			
	筒身内部（右下図*3）			
	東	南	西	北
1	4×10 ¹	7×10 ⁰	2×10 ²	6×10 ²
2	2×10 ²	8×10 ⁰	1×10 ¹	2×10 ¹
3	2×10 ⁰	2×10 ⁰	3×10 ¹	2×10 ¹
4	3×10 ¹	3×10 ¹	2×10 ²	2×10 ²
5	6×10 ¹	6×10 ¹	3×10 ²	1×10 ²
7	3×10 ²	3×10 ²	1×10 ³	1×10 ³
9	5×10 ²	3×10 ²	4×10 ³	3×10 ²
10	4×10 ²	9×10 ¹	8×10 ²	5×10 ²
11	8×10 ²	3×10 ²	8×10 ²	1×10 ³
13	5×10 ²	3×10 ²	5×10 ²	8×10 ²
14	4×10 ²	3×10 ²	4×10 ³	8×10 ²
15	4×10 ²	8×10 ¹	1×10 ³	3×10 ²
16	4×10 ²	2×10 ²	5×10 ³	5×10 ²
17	3×10 ²	2×10 ²	2×10 ³	7×10 ²
18	3×10 ²	1×10 ²	5×10 ³	7×10 ²

部位	α核種の表面汚染密度 [Bq/cm ²]*3			
	筒身内部（右下図*3）			
	東	南	西	北
1	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
2	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
3	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
4	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
5	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
7	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
9	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
10	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²	<6×10 ⁻²
11	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
13	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
14	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
15	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
16	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
17	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹
18	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹	<1×10 ⁻¹

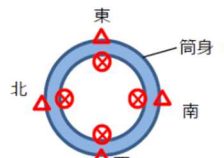


1
2
3
5
7
9
10
13
14
15
16
18
20
21
22
23



1
4
6
8
11
12
17
19

< 測定部位 >



東
北
南
西

筒身（断面）

< 測定位置 >

*1 飛散防止剤が塗布された状態でサンプリング

*2 Ge半導体検出器で定量（Cs-137の表面汚染密度）

*3 ZnSシンチレーション汚染サーベイメータ（Am-241校正）で定量

汚染水対策チーム会合78回 資料3-2 より抜粋引用

図12 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

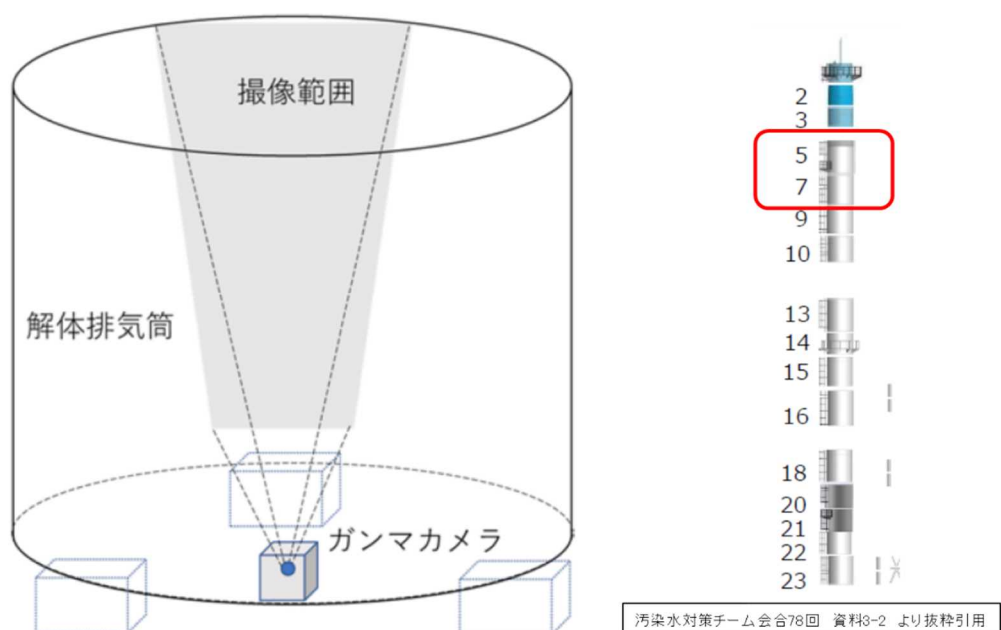


図 1 3 排気筒切断片 (No. 5 及び No. 7) の測定方法 (縦置き)

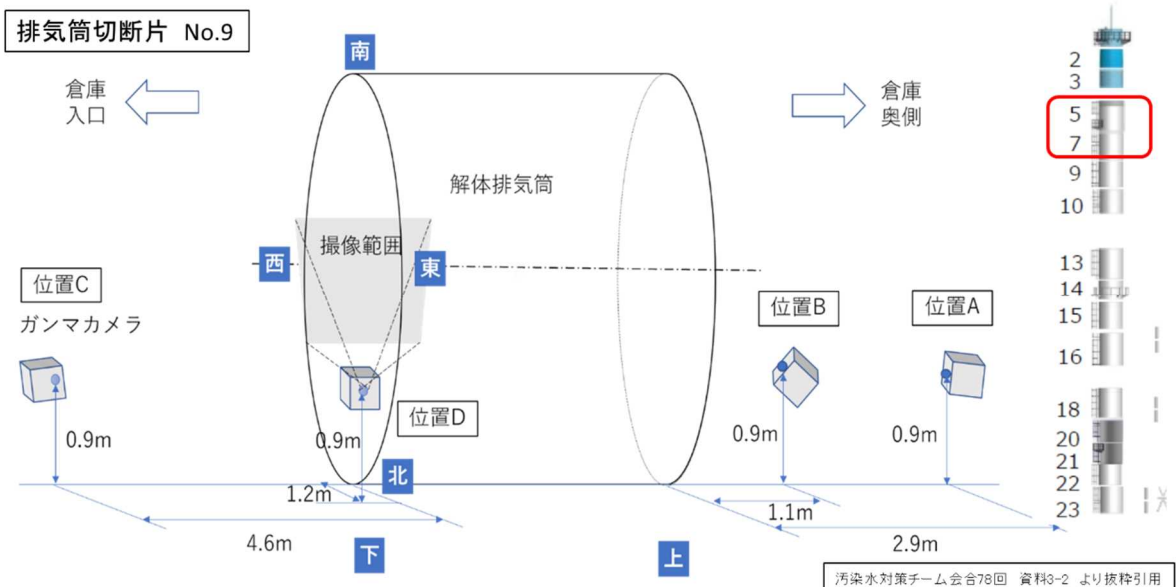


図 1 3 排気筒切断片 (No. 9) の測定方法 (横置き)

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14）

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、 $500\text{Bq}/\text{cm}^2$ 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。

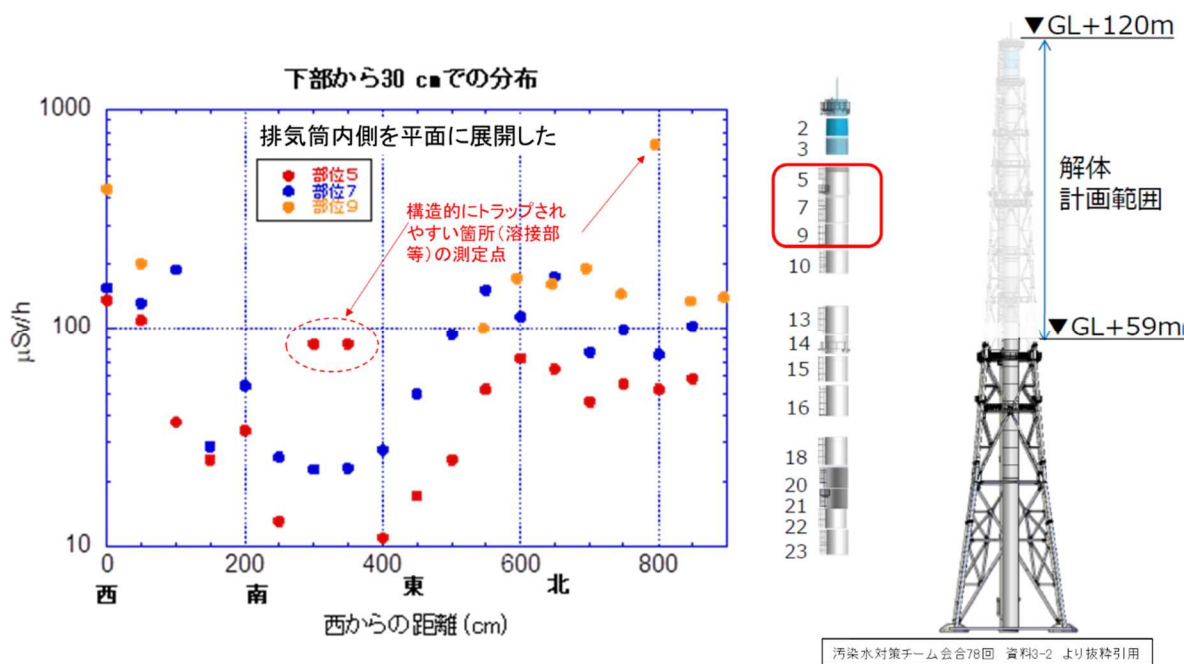


図14 電離箱による線量率の測定結果（調査チーム）

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15～17）

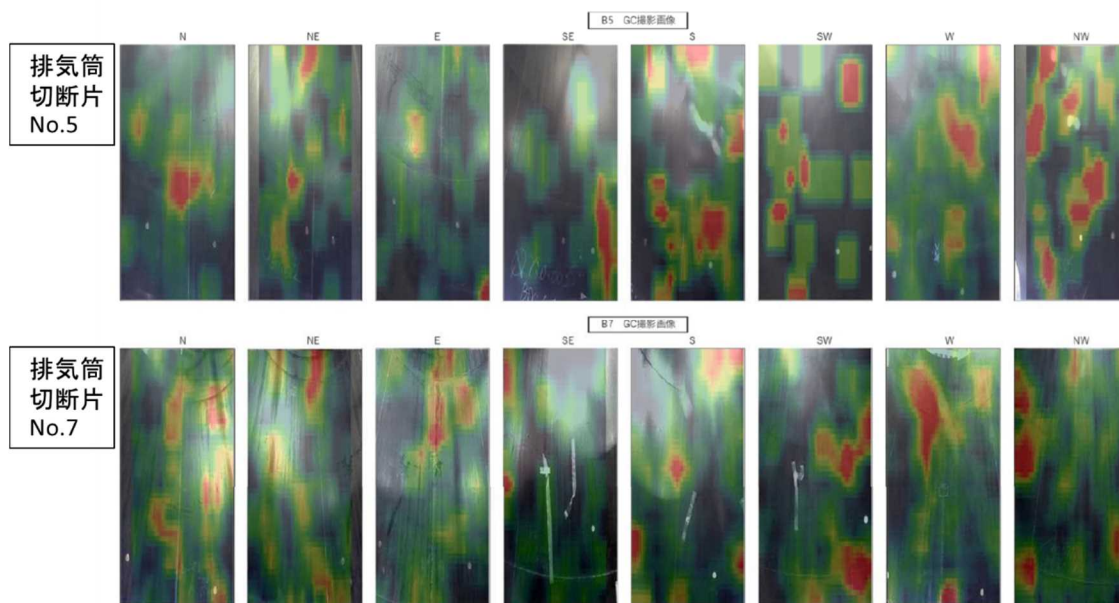


図 1 5 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像（No. 5, No. 7））

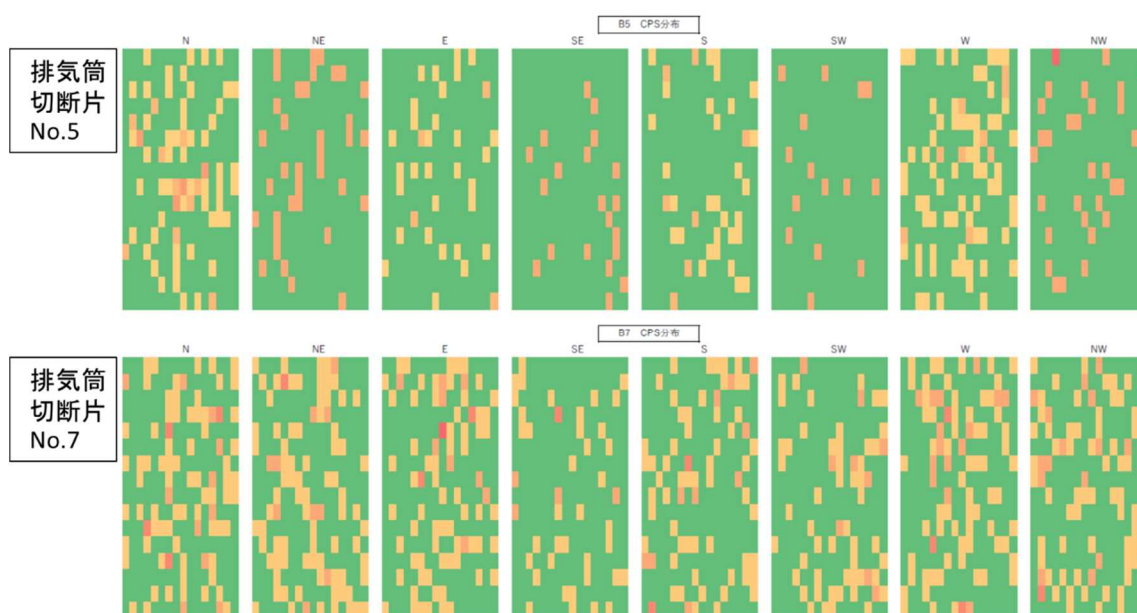


図 1 6 排気筒内面の汚染密度分布（計数率分布（No. 5, No. 7））

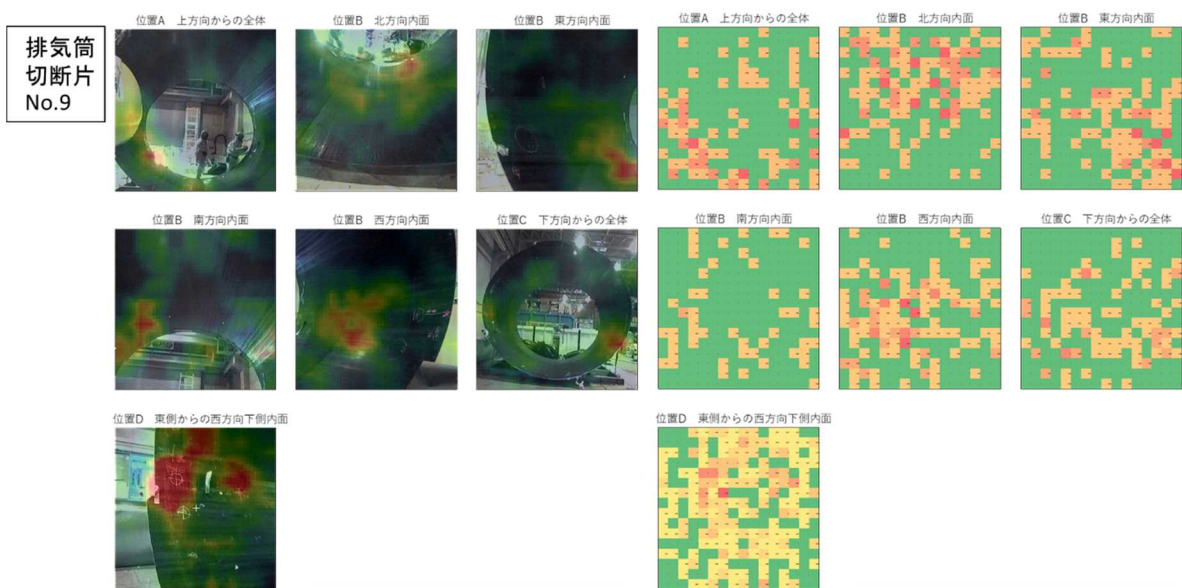


図 1 7 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像及び計数率分布
(No. 9)）

(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 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））。

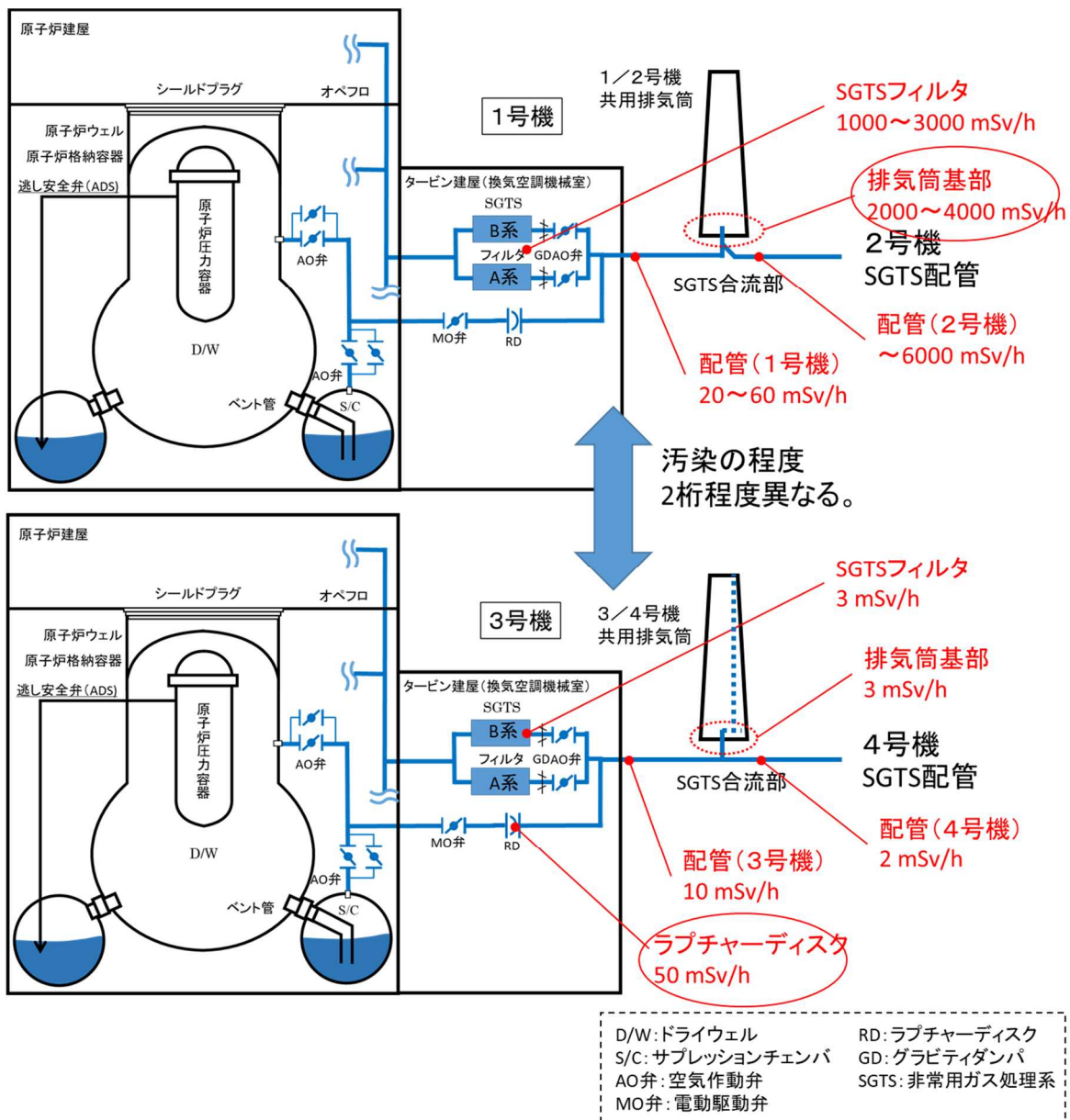


図1 1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の汚染程度

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（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 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。

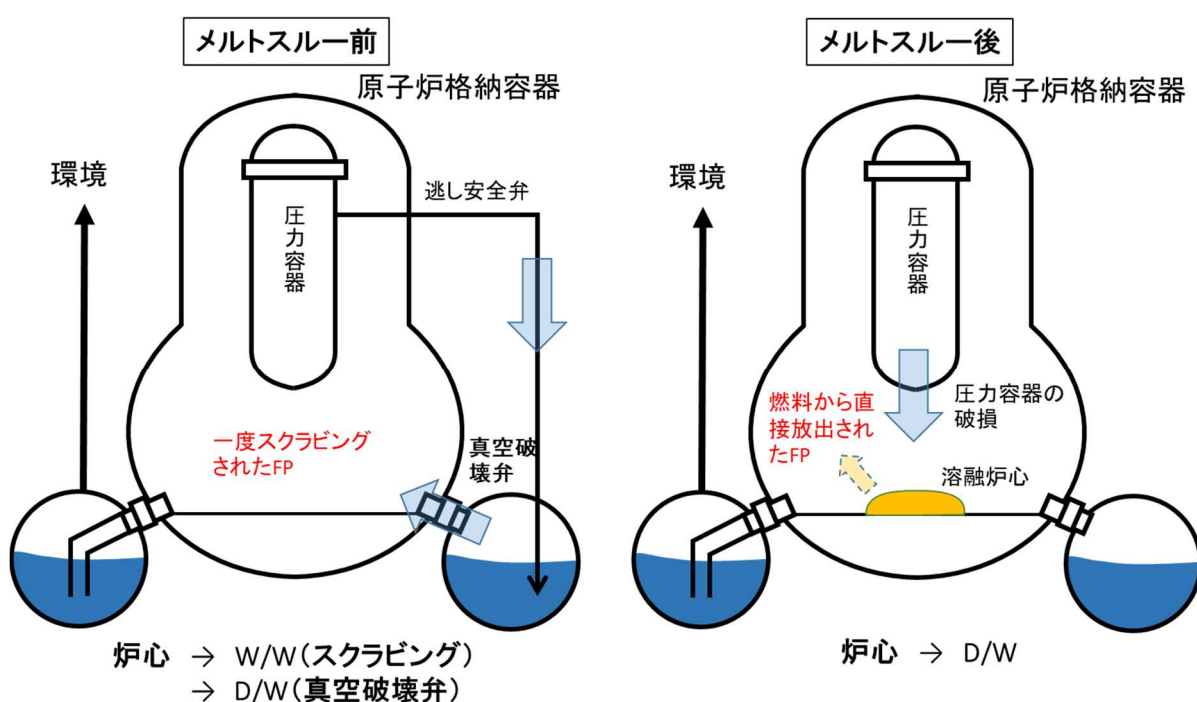


図 2 ドライウェルへの主要な FP 移行経路の比較

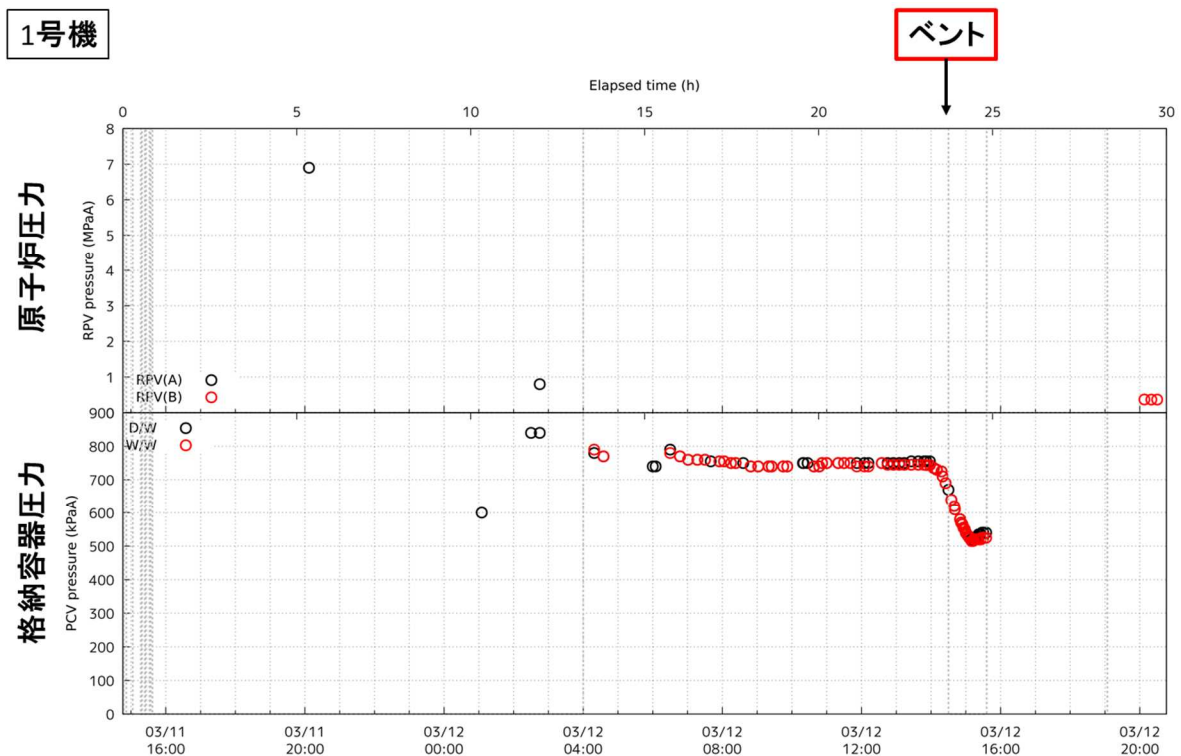


図3 1号機原子炉圧力の推移

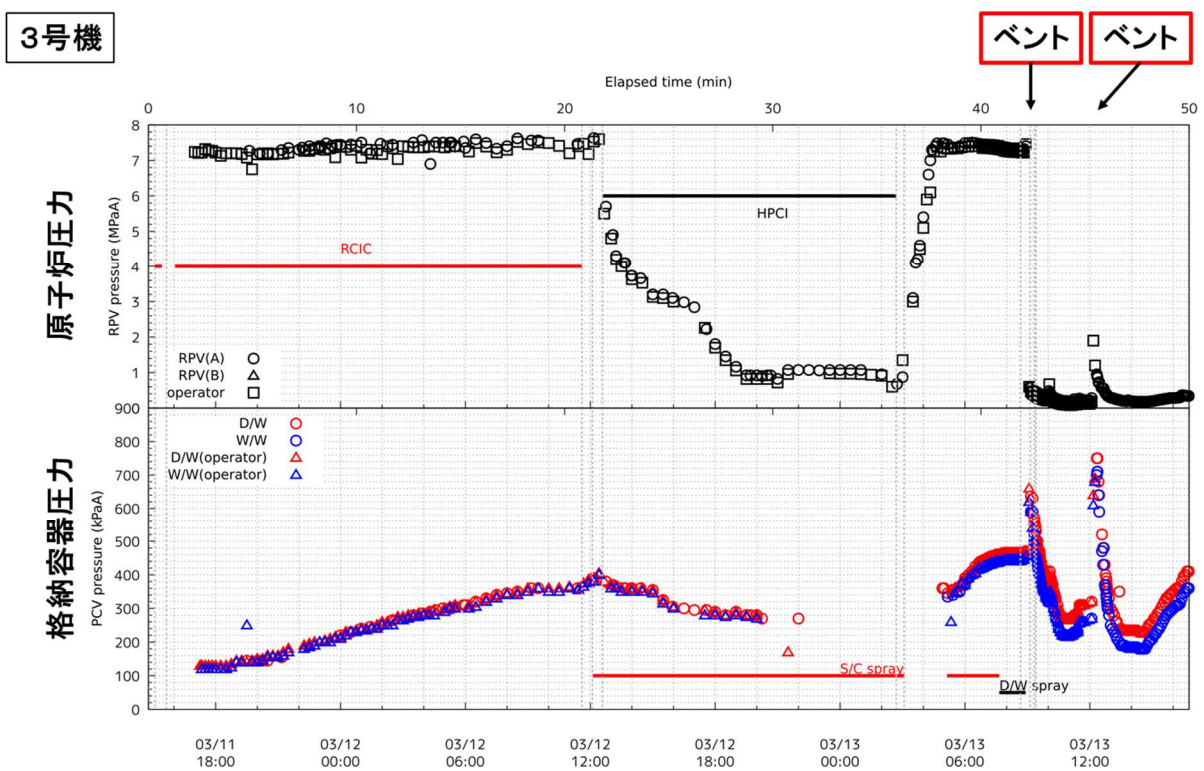


図4 3号機原子炉圧力の推移

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)

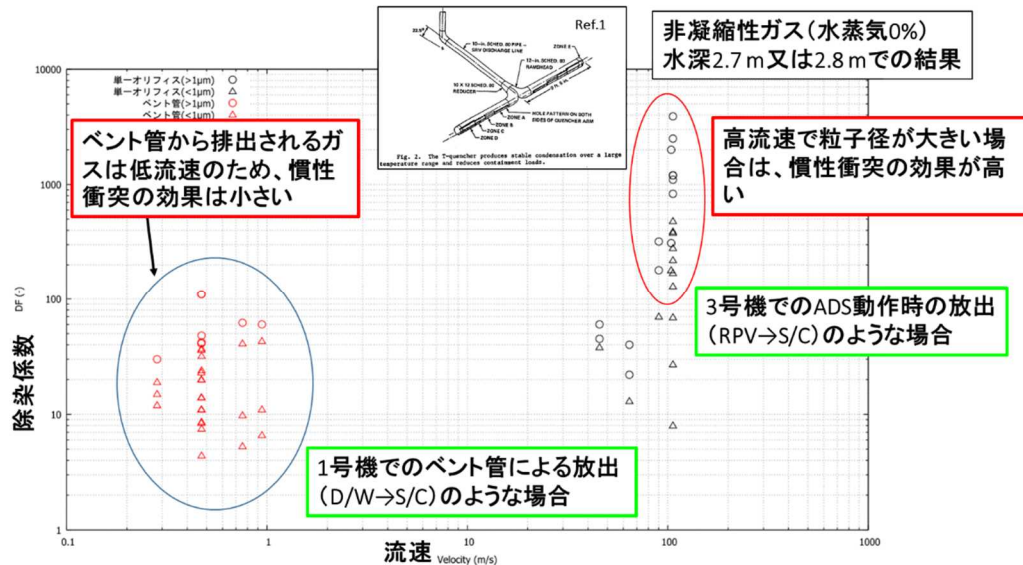
- ① 1号機でのベント管による放出などの場合、ベント管から排出されるガスは低流速のため、慣性衝突の効果は小さく、同一条件下での DF は小さい。
- ② 3号機での自動減圧系 (ADS) 作動時の放出などの場合、高流速で粒子径が大きい場合は、慣性衝突の効果が大きく、同一条件下での DF は大きい。

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。

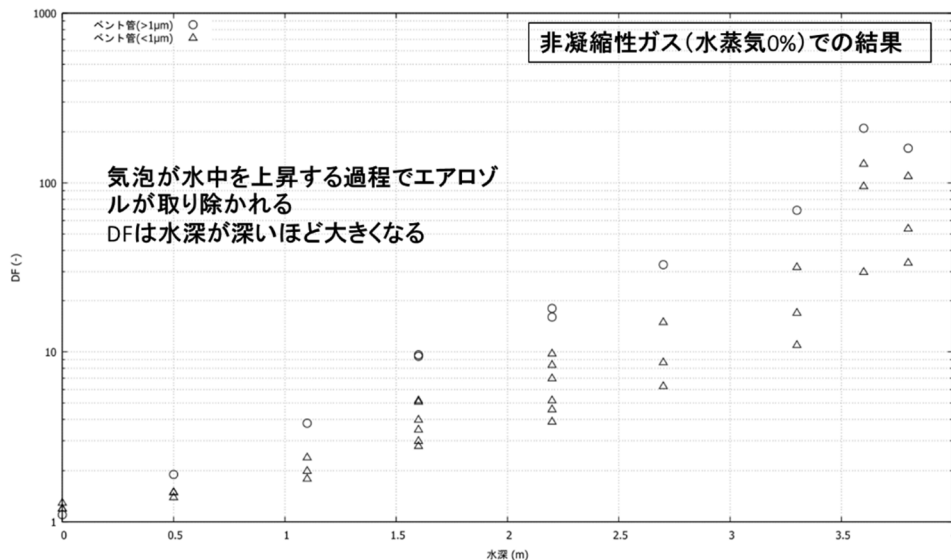
スクラビング効果の比較



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SRVの長時間の動作やS/Cスプレイが実施された結果、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の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.

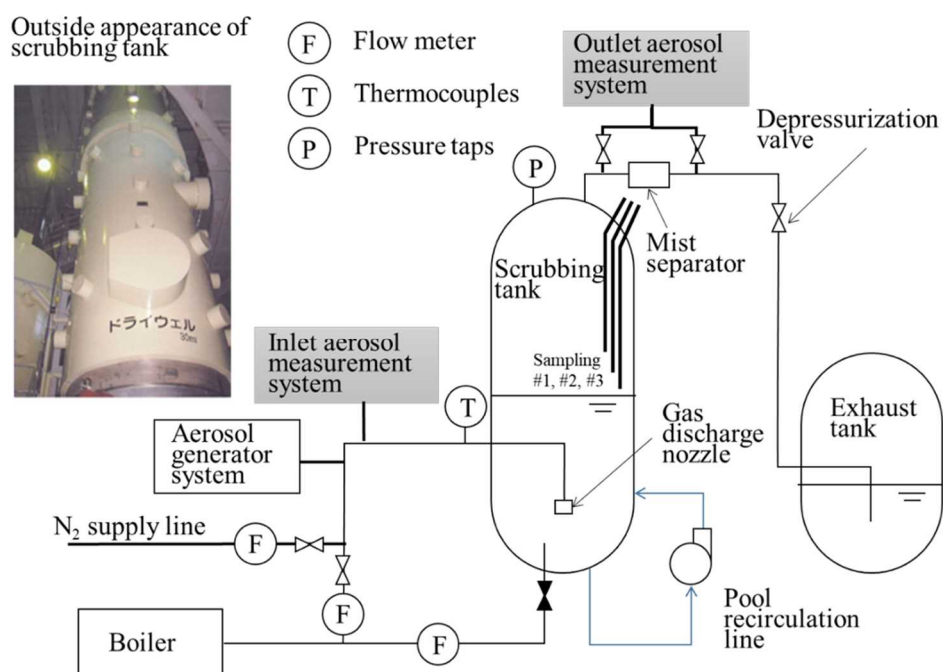


図 1 実験装置の概略図¹

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の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.

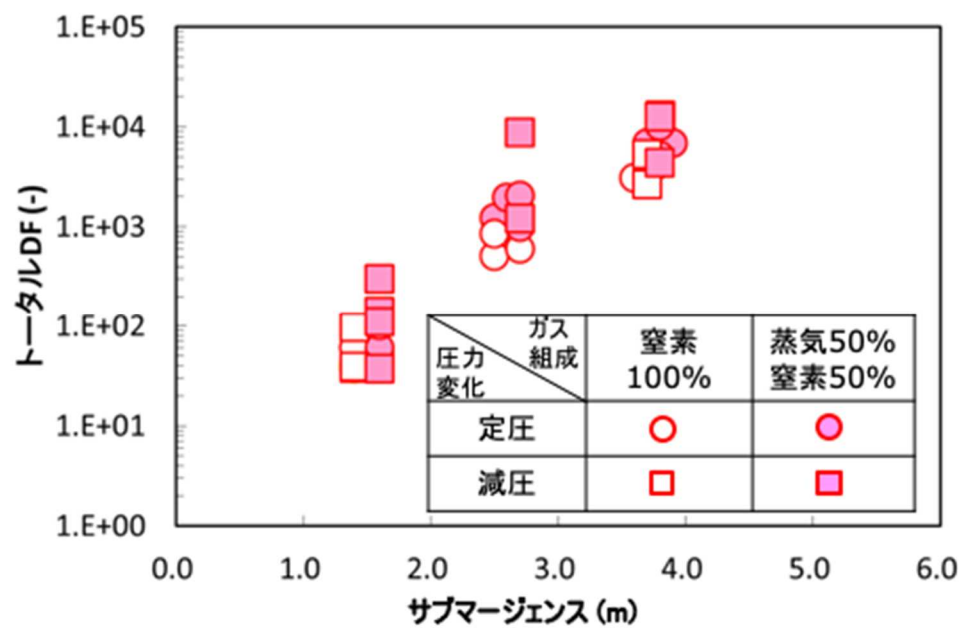


図 2 実験結果²

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 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。

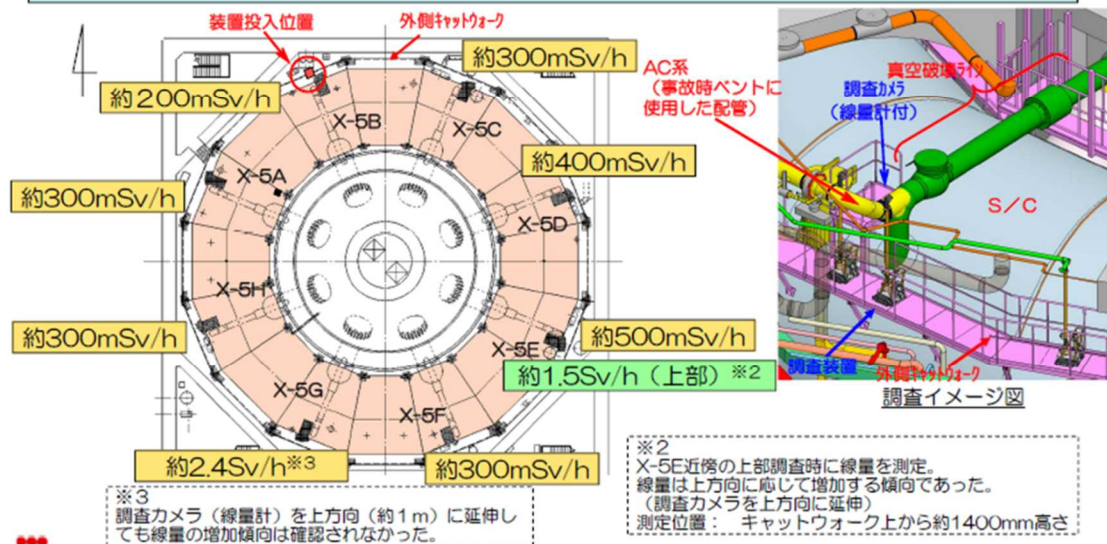
また、S/C 上部のうちベント管（X-5G）の近傍では約 2.4 Sv/h の線量率が測定されたが、当該部は上方向約 1m の高さでも線量率の増加傾向は確認されなかった。他の S/C 上部については、約 200～400 mSv/h であり、X-5G 近傍が 1 桁程度高く、X-5E 近傍の上方向（真空破壊弁付近）についても 1 桁程度高い値であった。（図 1）

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）

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、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压力容器 (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 に 1 号機の原子炉压力容器 (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、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 時間程度で原子炉压力容器 (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、熔融炉心は D/W へ移行し、FP が熔融炉心から直接 D/W へ放出される状況にあったと推定される。また、原子炉压力容器 (RPV) が破損する以前も、原子炉压力容器 (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 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 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 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 へ気体が行移する。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マーを通じて気体が行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 へは気体が行流入しない。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、プール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、これらの解析ではプール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、UNSCARE 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 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、UNSCARE 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箇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。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は、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ことは合理的ではない。

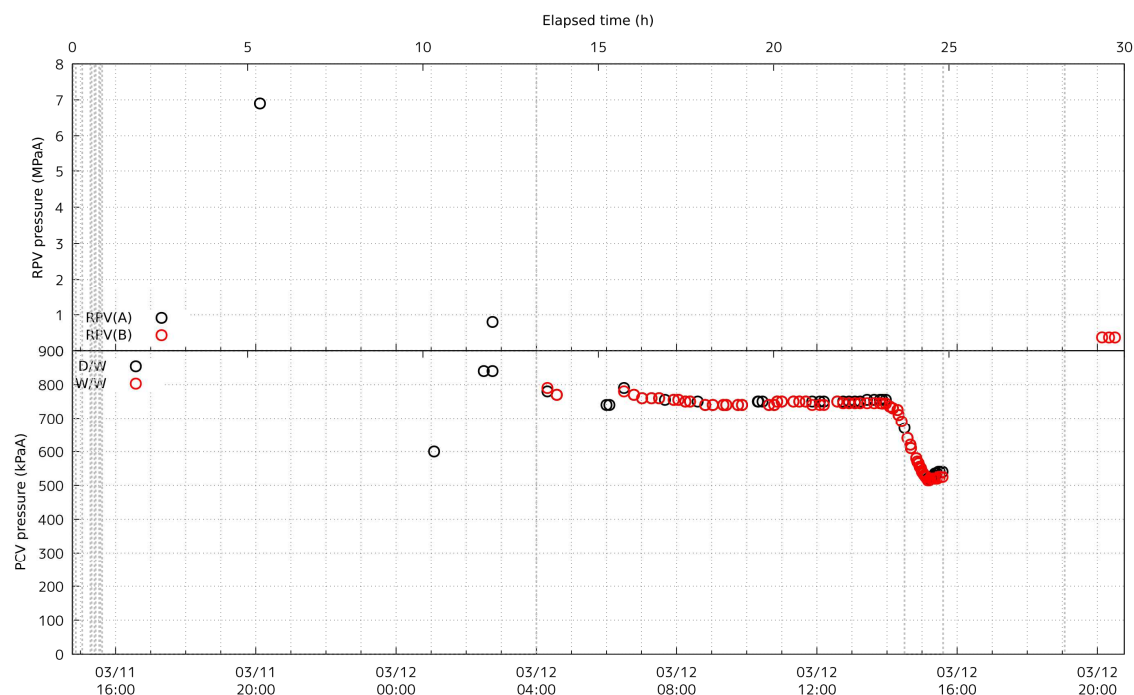


図 2 1 号機の RPV 圧力（上）及び PCV 圧力（下）

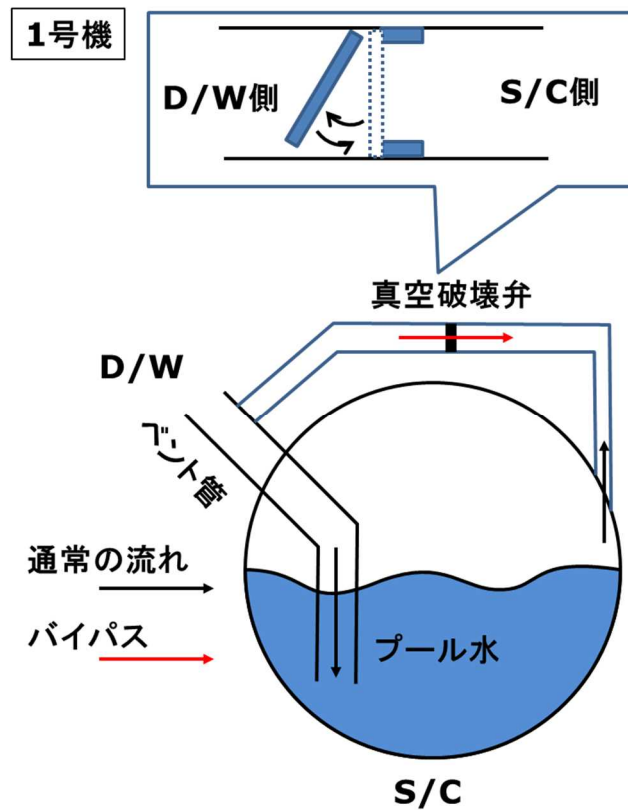


図 3 1号機の真空破壊弁の模式図

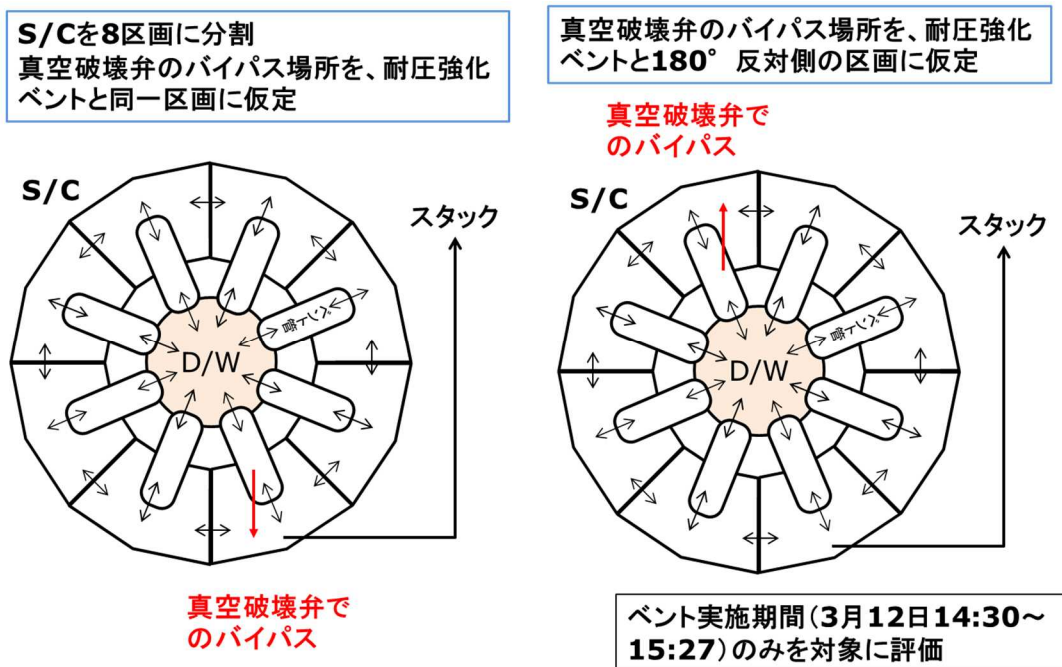


図 4 真空破壊弁のバイパス評価用ノード図

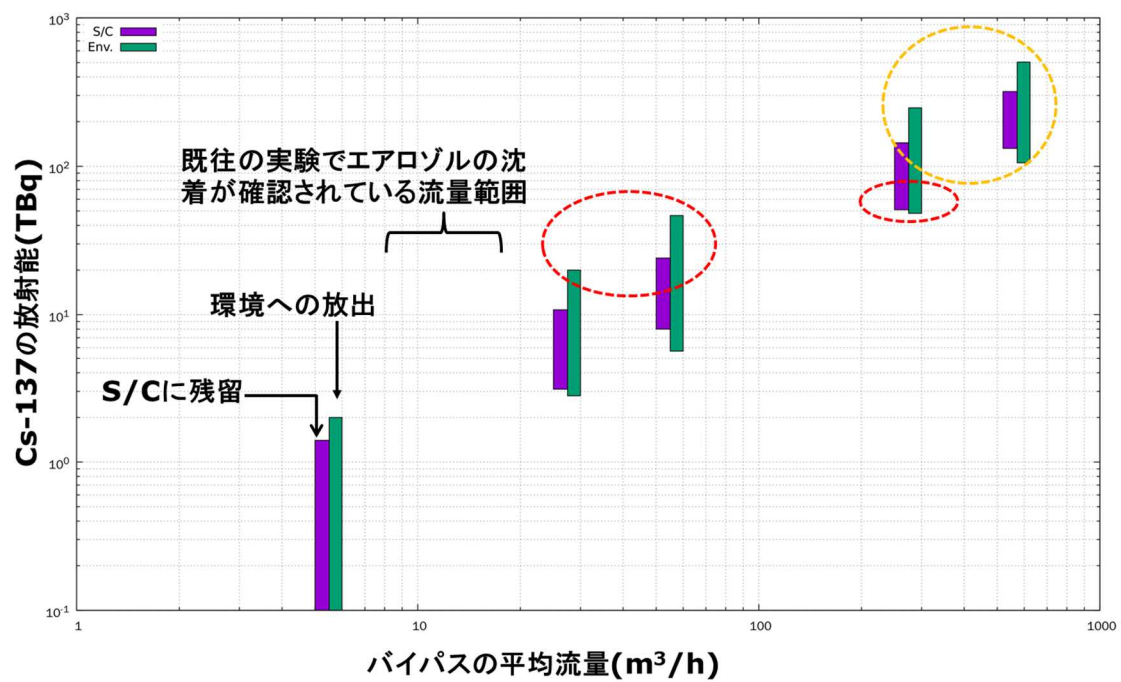


図 5 Cs-137 の移行量 (バイパスによる増加分)

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]。図に 2F1 で測定された 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。

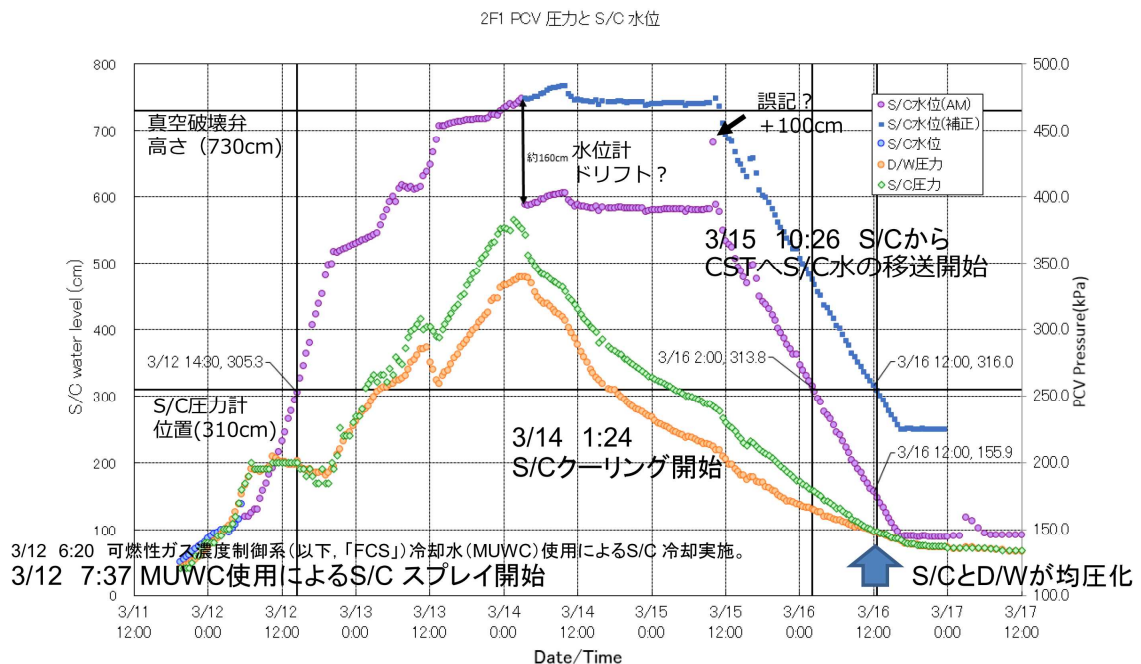


図 6 2F1 での PCV 圧力と水位の関係 [7]

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

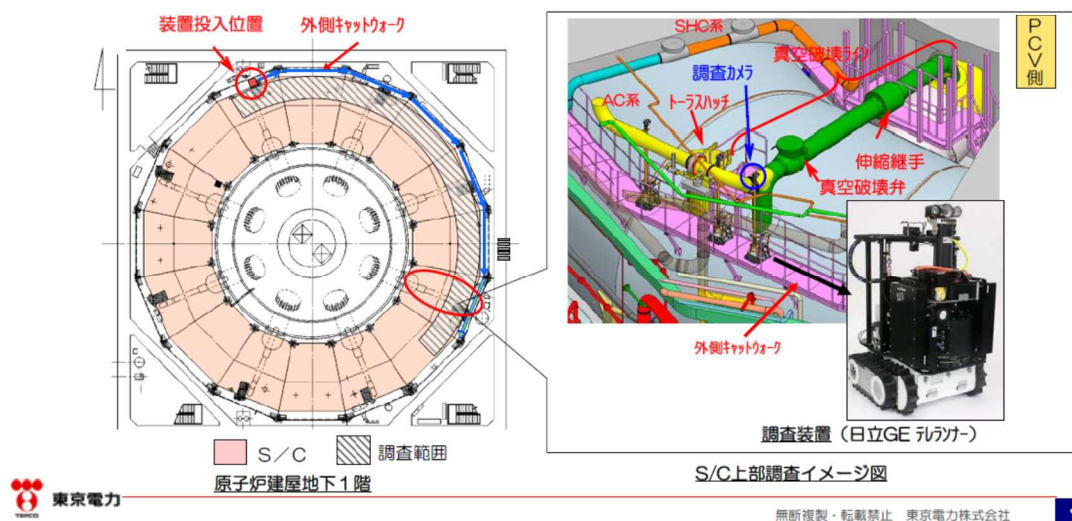
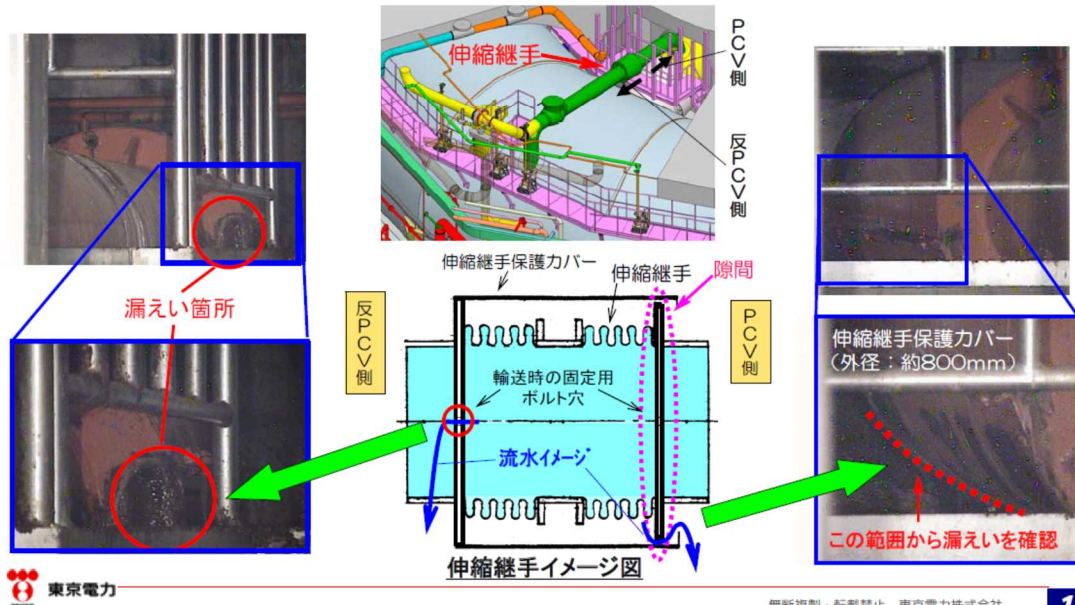


図7 1号機 S/C 上部調査の概要（東京電力調査）

【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。



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

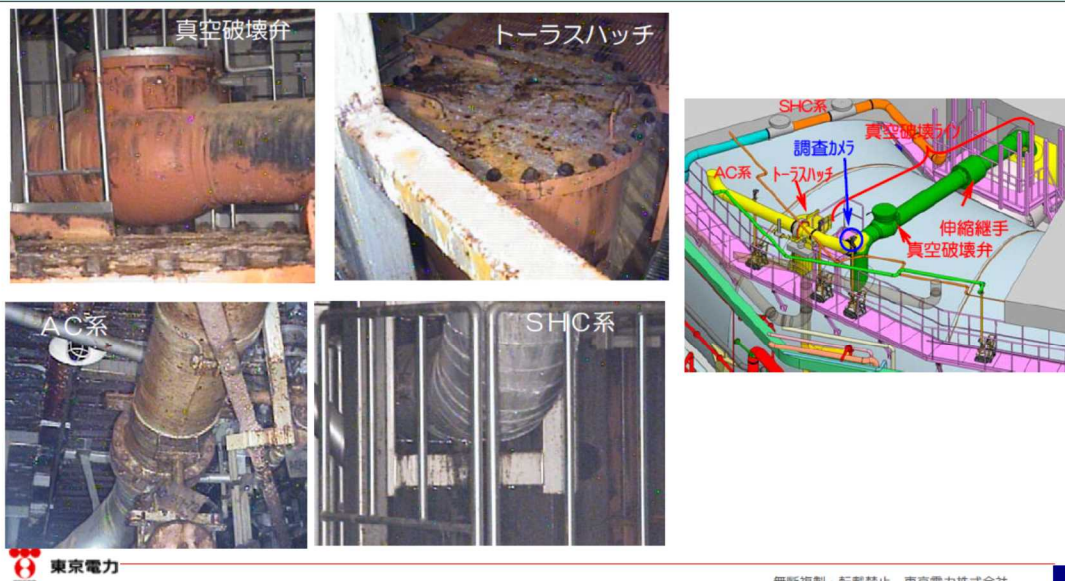
14

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。



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

15

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。

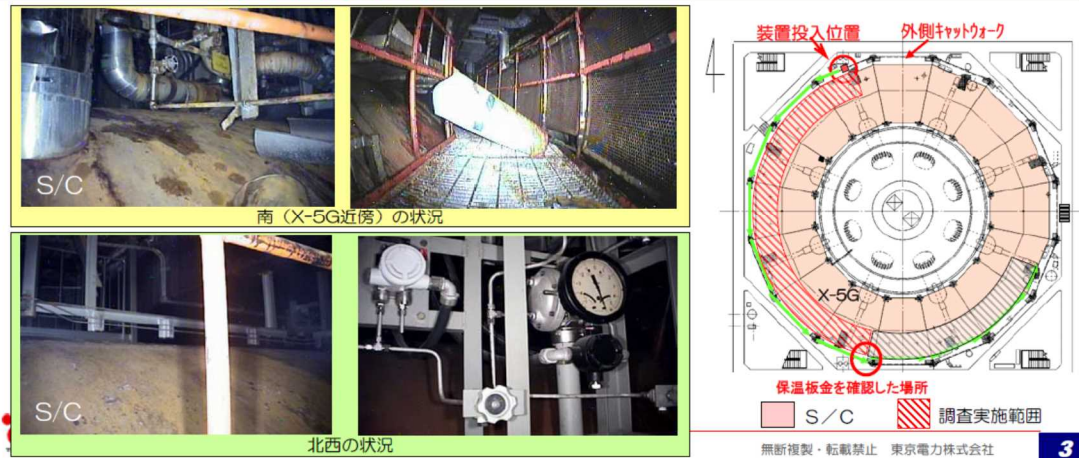


図 10 1号機 S/C 上部調査の結果（X-5G 近傍）

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,” 23 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: 23 3 2020].
- [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 1 4 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 ー東京電力福島原子力発電所の事故についてー (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。

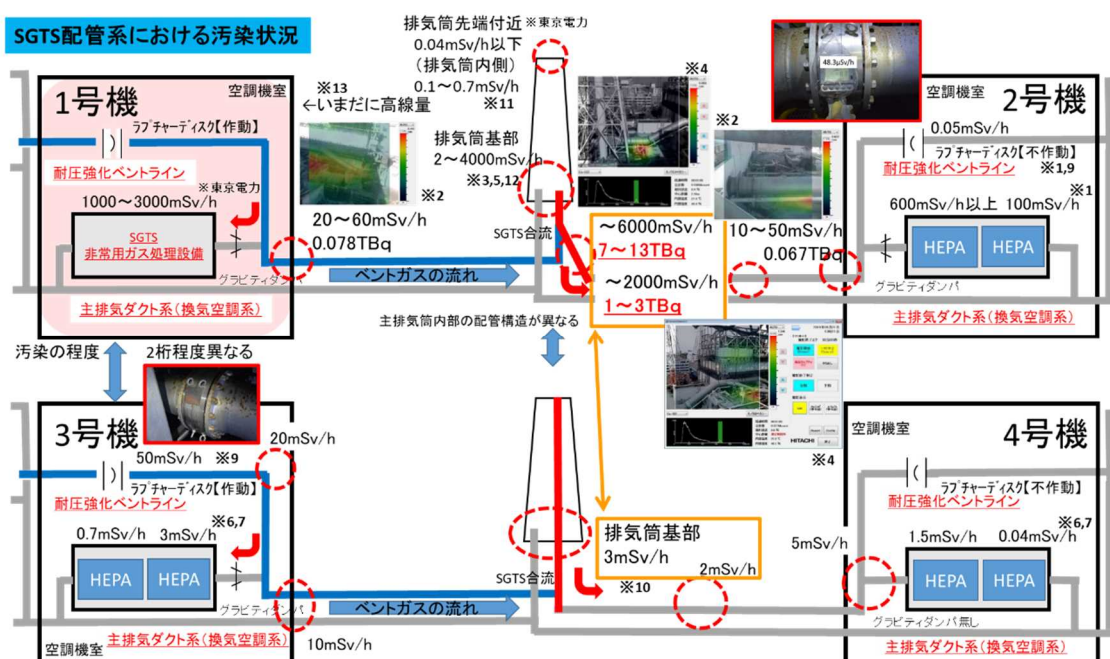


図 1 1～4 号機 SGTS 系統構成

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。

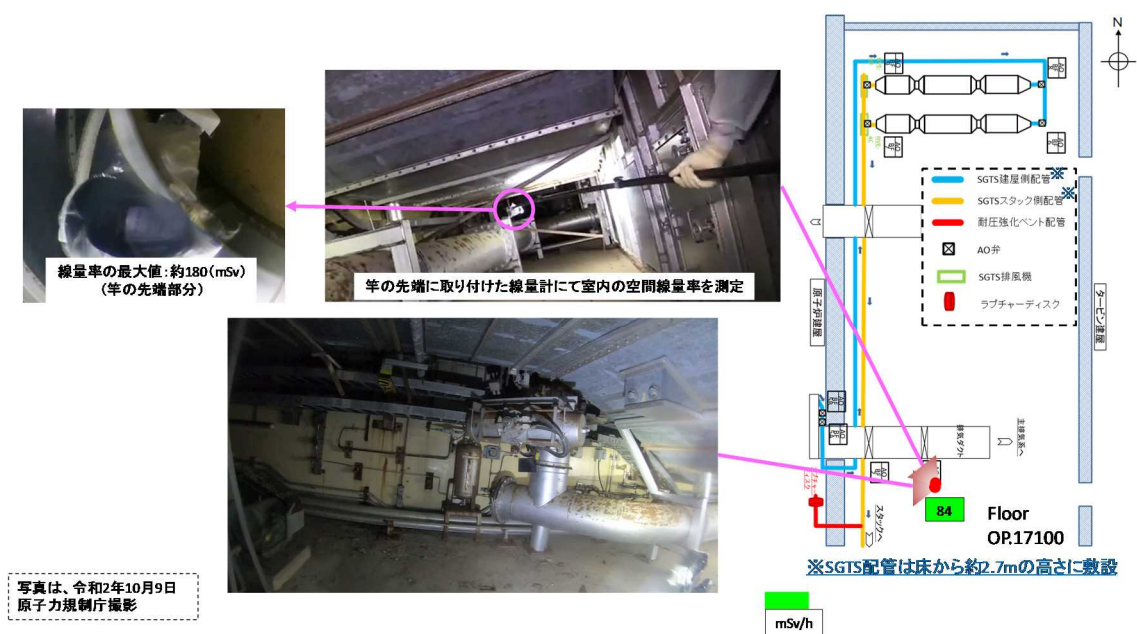


図2 1号機SGTS室内の調査概要

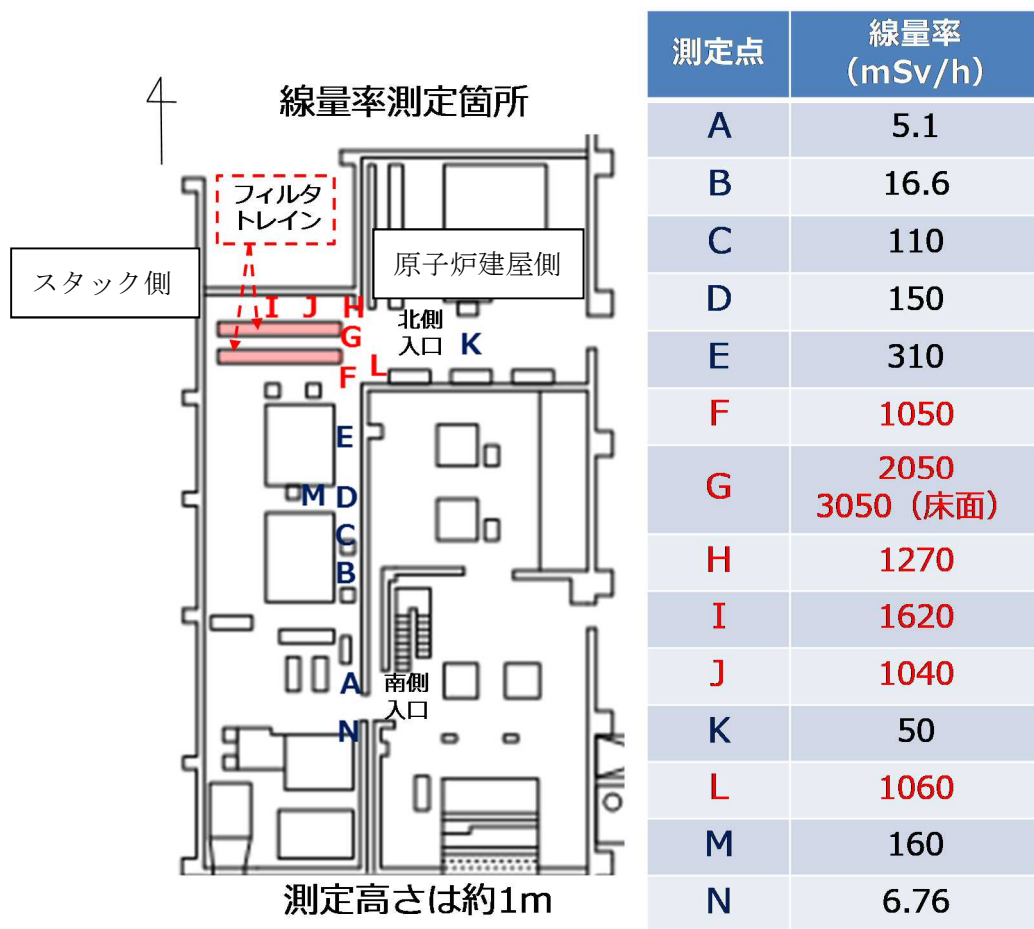


図3 東京電力による1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果
(2020年8月25日測定)※

※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

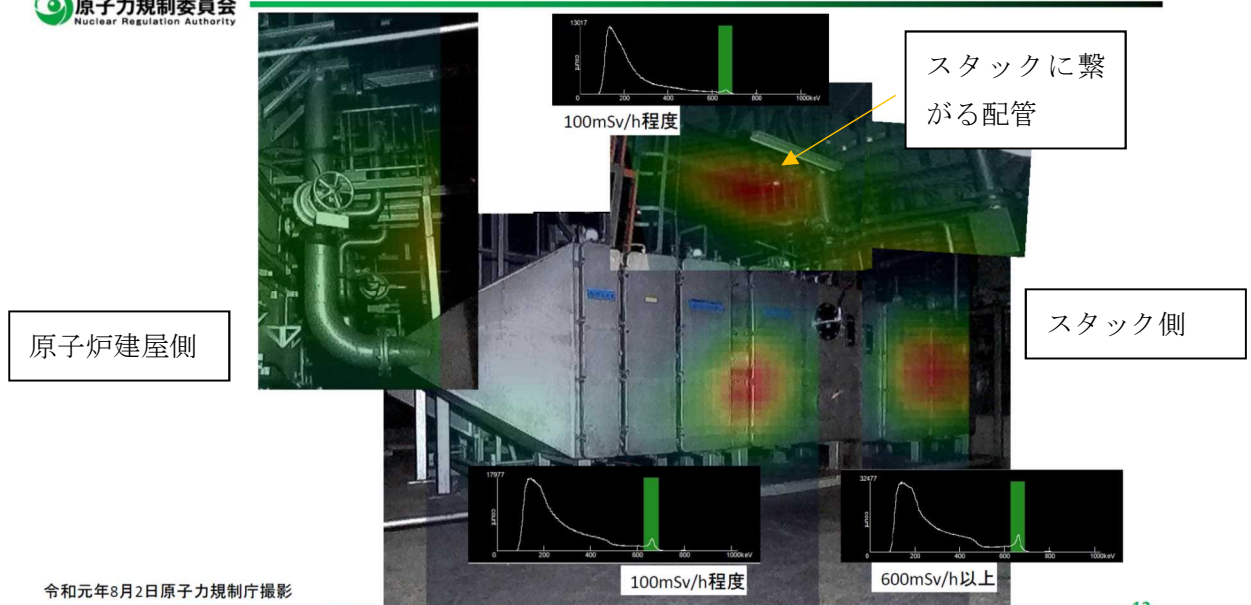
調査チームは、2号機 SGTS フィルタトレインのB系に対し、ガンマカメラを用いて線量率測定を実施している（図4）。A系のフィルタトレインについては、B系フィルタトレインと建屋空調ユニットの間の狭隘部に位置しており、フィルタトレインから1～2メートルまで接近する必要があるため、A系についてもSGTS室の北側からアクセスして線量率測定を行おうとしたが、フィルタトレインが視認できる手前で線量率が100mSv/hを超えてしまったため、測定に必要な時間は確保できないと判断し、測定を中断している。

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。



12

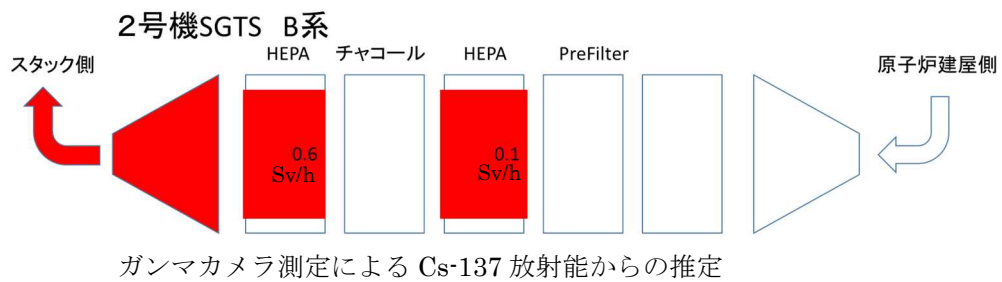


図4 2号機SGTSフィルタトレインのガンマカメラによる測定結果
(2019年8月2日)

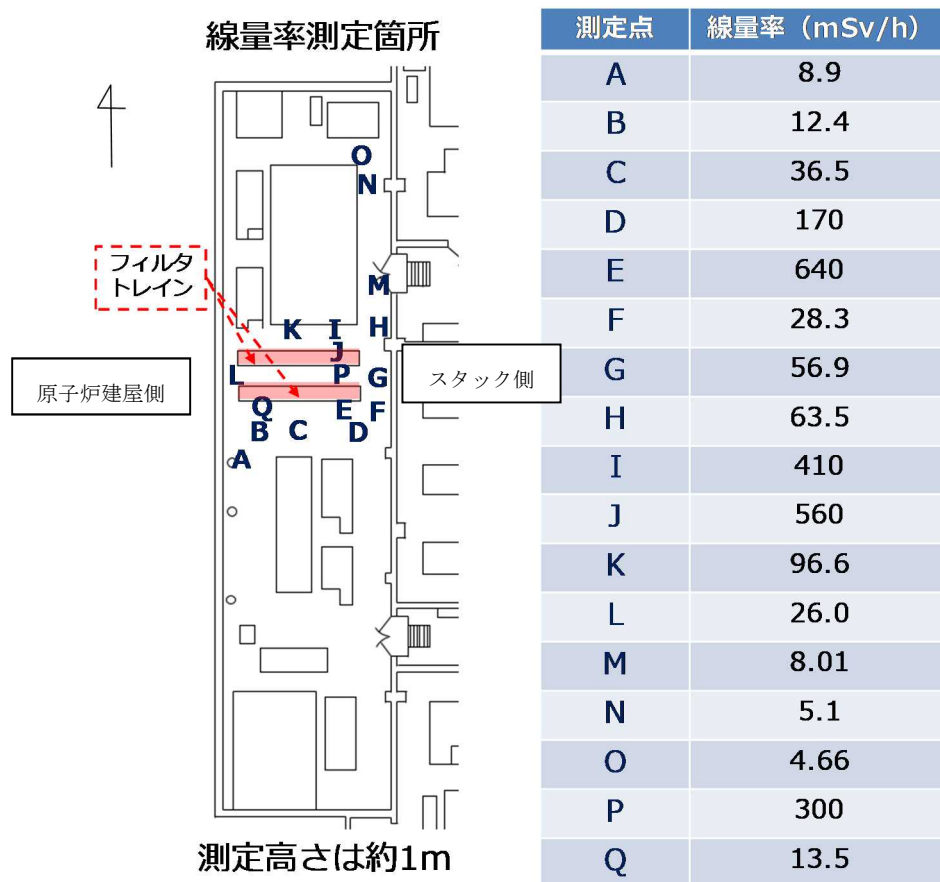


図5 東京電力による2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果※

※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。

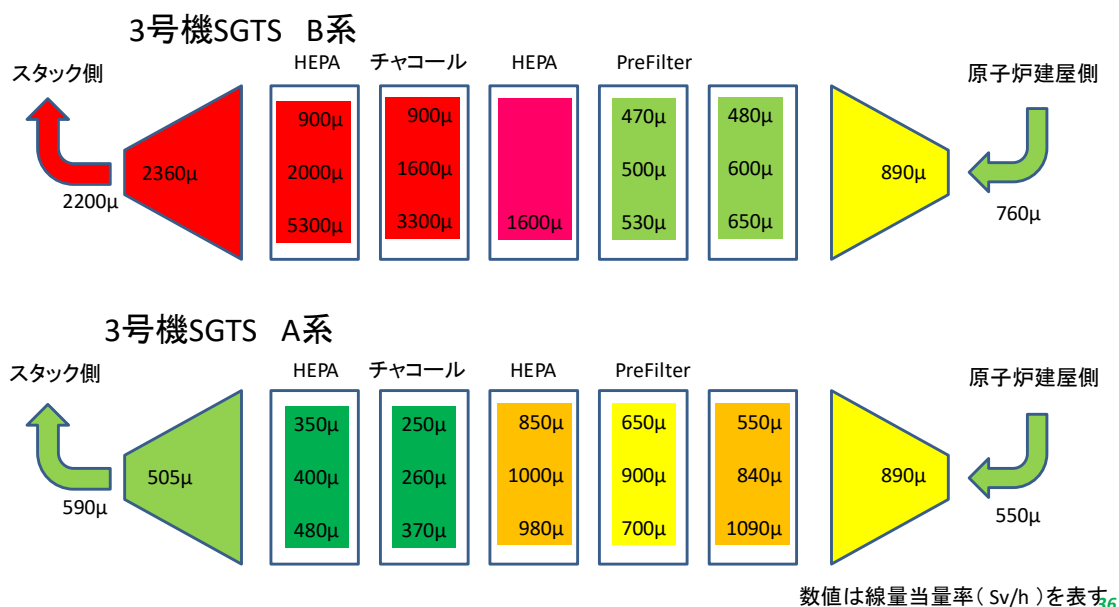


図6 3号機 SGTS フィルタトレインの線量率測定結果

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。

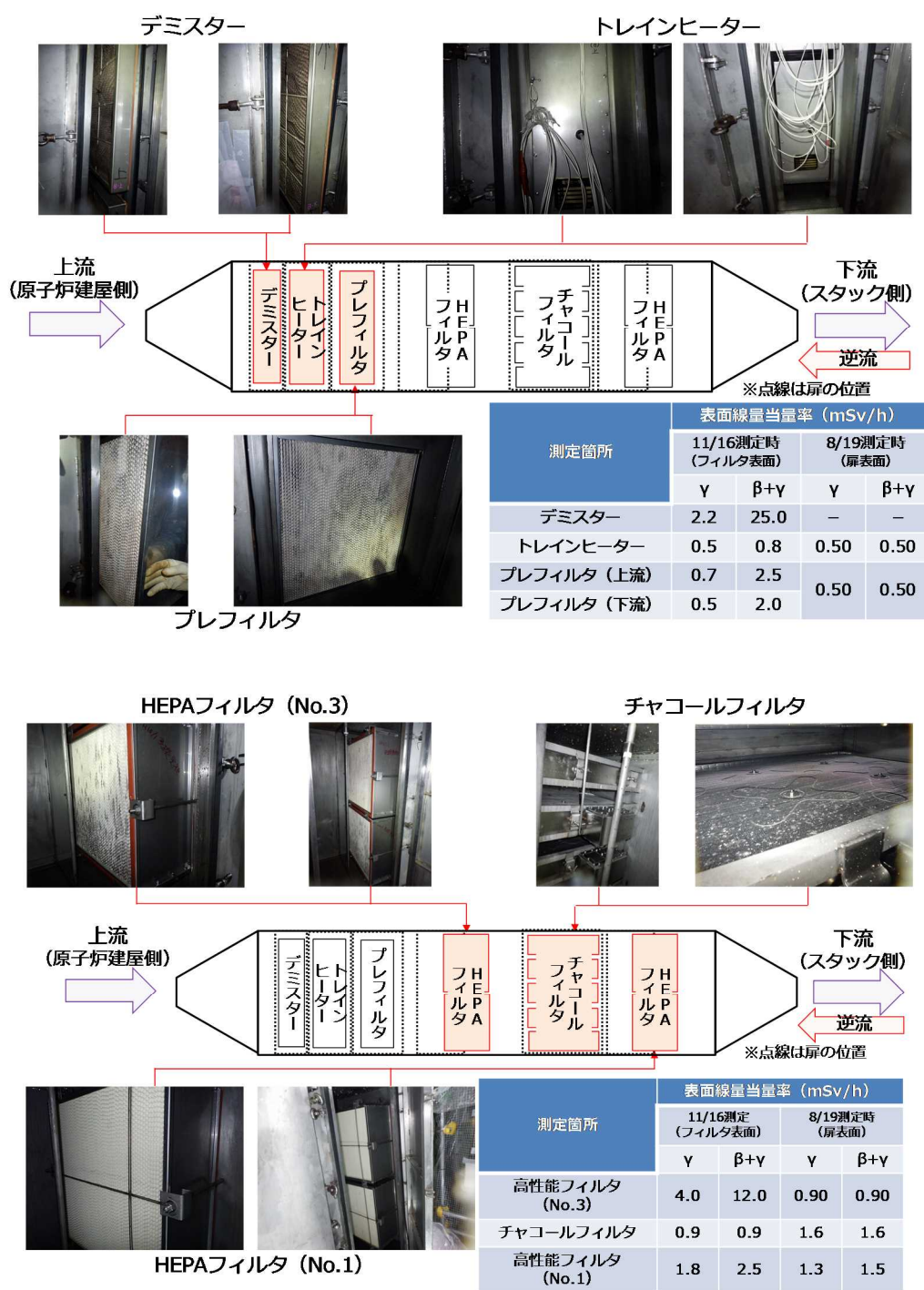


図7 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(B系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋

(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フィルタユニット入口側（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。

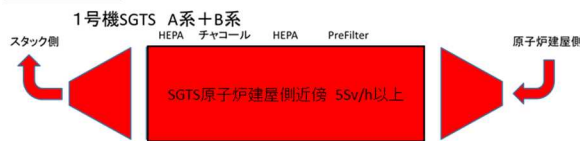
なお、1号機はシールドプラグ下面の汚染の程度が2号機及び3号機に比べて小さいこと、1号機SGTSフィルタトレインの汚染の程度が大きいことから、1号機のベント時にセシウムと共に水素も逆流した可能性が考えられる。ただし、水素がどれくらい逆流によって原子炉建屋に流入したかは、ベントガスにおけるセシウムと水素の濃度比が評価される必要がある。

(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。

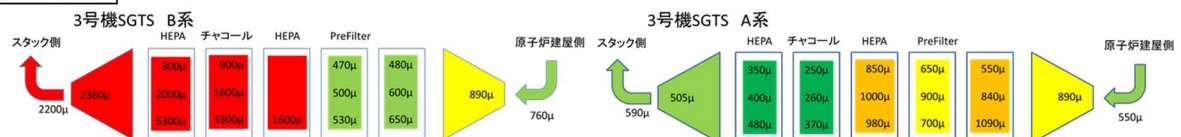
2号機



■原子力規制庁による測定※(令和元年8月2日)

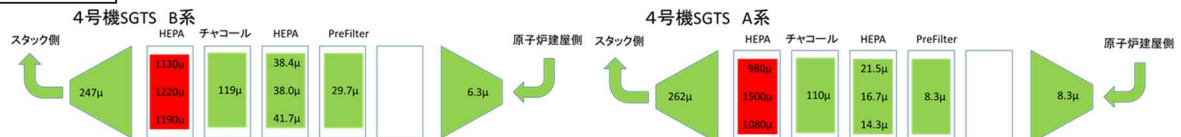
※ガンマカメラ測定によるCs-137放射能からの推定

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。