

# (素案)

東京電力福島第一原子力発電所  
事故の調査・分析に係る中間取りまとめ  
～2019年9月から2020年11月までの検討～

●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 . . . . . 6
- 2. 検討の方針
  - 2. 1 検討対象 . . . . . 7
  - 2. 2 検討の体制及び実施方法 . . . . . 7
  - 2. 3 本中間取りまとめの構成 . . . . . 8

### 第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所

- 1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム . . . . . 10
- 2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2, 3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムの存在 . . . . . 14

### 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 . . . . . 18

### 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 . . . . . 22
- 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 . . . . . 24

### 終章

- 1. 今般の検討により得られた知見の活用 . . . . . 28
- 2. 謝辞 . . . . . 28
- 3. 結語 . . . . . 28



参考 1	東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方 . . . . .	●
参考 2	事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績 . . . . .	●
参考 3	調査チームの構成員 . . . . .	●
参考 4	現地調査の実施実績 . . . . .	●
参考 5	3Dレーザースキャナによる測定の概要 . . . . .	●
参考 6	東京電力から提供を受けた情報 . . . . .	●
参考 7	連絡・調整会議の開催実績 . . . . .	●

※参考 4～7は、準備中。

別添 1	1 / 2号機 S G T S 配管系及び 3 / 4号機 S G T S 配管系の汚染分布データ	●
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)	●
別添 3	1 / 2号機共用排気筒 及び1 / 2号機 S G T S 配管系の汚染状況	●
別添 3-1	ベントガスの挙動に関するシミュレーション	●
別添 4	1 / 2号機共用排気筒基部の高汚染の原因	●
別添 5	1 / 2号機 S G T S 配管系及び3 / 4号機 S G T S 配管系の 汚染程度の差の原因	●
別添 5-1	スクラビング実験	●
別添 5-2	真空破壊弁におけるバイパスの可能性	●
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	●
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	●
別添 7-1	シールドプラグ付近の放射線測定の方法	●
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	●
別添 9	超解像処理	●
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	●
別添 10-1	地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較	●
別添 10-2	水素爆発時点の3号機原子炉建屋5階に 存在していた水素量及び燃焼ガスの組成について	●
別添 11	水素爆発時の地震計記録	●
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	●
別添 12	3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力	●
別添 13	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	●
別添 14	全交流電源喪失条件下での主蒸気逃し弁の 不安定動作	●
別添 15	主蒸気逃がし弁の安全弁機能の作動開始圧力の 低下要因	●
別添 16	自動減圧系の作動と原子炉圧力容器圧力のスパイク (3号機のベント成立のトリガー)	●
別添 17	3号機のベント成功回数の特定	●

- 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蒸気等の発生 . . . . . ●
- 別添 18-1 ドライウエ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エル床面の水位形成の可能性 . . . . . ●
- 別添 19 溶融炉心のドライウエルへの移行時期 . . . . . ●

## 序章

### 1. 検討の経緯

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

その後、東京電力ホールディングス株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所（以下、単に「福島第一原子力発電所」という。）の現場の環境改善や廃炉作業の進捗により、原子炉建屋内部等へのアクセス性が向上し、施設の状態確認や試料の採取が可能な範囲が増えていることを踏まえ、2019年9月11日に開催された原子力規制委員会において、2020年度末を目途として、その時点での調査・分析の実施状況の取りまとめを行うことを念頭に、追加的な調査・分析に取り組む方針が了承された（参考1）。これを受けて、原子力規制委員会に置かれた東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「事故分析検討会」という。）において、現地調査の結果や東京電力福島第一原子力発電所事故時の記録等を用いた検討を行ってきた。

本中間取りまとめは、上記の取り組みの方針に基づいて、2020年11月末までに技術的な内容の具体的な検討を行った結果等を、事故分析検討会として取りまとめたものである。

なお、2020年春頃から続く新型コロナウイルス感染症への対策のため、調査・分析が十分に実施できなかった事項、調査・分析を進めていく中で更に検討を要すると考えられる事項があることに加え、今後の廃炉作業の進捗等に伴って明らかにされる事項等が存在するであろうことも念頭に、東京電力の取組も踏まえつつ、原子力規制庁において今後、それらについて引き続き調査・分析を継続することとしたい。

## 2. 検討の方針

### 2. 1 検討対象

福島第一原子力発電所では、おおよそ10年を経過する東京電力福島第一原子力発電所事故発生からの時間の経過に伴い放射能の減衰が進んだことに加え、同発電所における廃炉作業の進展により、空間放射線量率の低下等、敷地内の環境が改善してきたことから、敷地内の施設・設備等に人が接近可能な箇所が増えてきている。また、東京電力福島第一原子力発電所事故以降に、遠隔操作による測定など、現場の情報を得るために適用できる手法の進歩、東京電力等から提供される情報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが可能となってきた。

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

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

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

### 2. 2 検討の体制及び実施方法

#### (1) 検討の場

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

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

#### (2) 現地調査

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

況観察と撮像・形状測定、地点ごとの空間放射線量率の測定、敷地内のがれき等の試料を一部採取（サンプリング）した上での J A E A における試料に含まれる放射性核種の分析などを実施した。

なお、本中間とりまとめでは、その内容や結果に直接言及していないが、3 D 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、3 D レーザースキャナによる測定の概要を参考 5 に示す。

### **(3) 東京電力からの情報提供**

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

東京電力から提供された情報を参考 6 に示す。

### **(4) メーカー等の関係者からの情報提供**

主蒸気逃がし弁（以下「SRV」という。）の構造の詳細、弁の動作ロジック等、機器・設備の設計の細部に及ぶ内容等については、メーカー等から直接に事実関係を聴き取るなどして、情報提供を受けた。

### **(5) 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議**

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

連絡・調整会議の開催実績を参考 7 に示す。

## **2. 3 本中間取りまとめの構成**

### **(1) 本中間取りまとめの構成**

本中間取りまとめは、今般の検討の主な結果を第 1 章から第 3 章にまとめて記述しているが、検討した事項のそれぞれについて、調査・分析内容の詳細や検討結果の技術的説明などは、別添資料により具体的に論述している。

## (2) 本中間取りまとめの論述内容について

本中間取りまとめは、2019～2020年に行った調査・分析に基づいて検討を行った結果を、その時点での理解・認識として記述したものである。したがって、その内容には、ほぼ確定的な判断を行った事項から仮説や解釈を提案している事項まで、幅広い確度の事項が含まれている。取りまとめの執筆に当たっては、これらの違いが明確になるように配慮した。こうした本中間取りまとめの性格を踏まえると、今後、新たな情報や知見が得られることによって、いずれの事項についても、その理解や認識が変更される可能性がある。

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

## 第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討

### 1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム

#### 1. 1 調査・分析の概要

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

#### 1. 2 検討結果

##### (1) 2号機ラプチャーディスク付近の線量率（別添2）

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

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

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

##### (2) 2号機SGTS配管系の高汚染のメカニズム（別添3）

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

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

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

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



判断する。

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

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

### **(3) 1/2号機共用排気筒基部の高汚染の原因（別添4）**

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

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

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

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

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

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

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

<sup>3</sup> 第16回事故分析検討会、議事録 p5

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

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

なお、上記の結論に至る過程において、以下の点についても検討を行った。

### ① ウェットウェル (W/W) ベント時の除染係数 (別添 5)

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

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

### ② 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパス説 (別添 5-2)

サブプレッションチェンバに接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウェル (D/W) <sup>6</sup>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<sup>7</sup>。この指摘には、複数設置されている真空破壊弁の1つについて、近傍の線量率が他の真空破壊弁の線量率よりもかなり高いとの東京電力による測定結果が示された<sup>8</sup>ことが背景としてある。

これに対して、

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

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

<sup>6</sup> 原子炉格納容器のうち、サブプレッションチェンバを除いた部分。

<sup>7</sup> 第8回事故分析検討会、議事録 p18

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

に汚染レベルが高くなることが想定されること。

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

#### （5）非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流した水素の量（別添6）

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

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

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

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

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

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

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

<sup>9</sup> 第9回事故分析検討会、議事録 p33

討を実施する。

## (6) ベント配管での高温熱履歴の有無

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

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

### 2. 1 調査・分析の概要

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

#### (1) 3号機

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

#### (2) 2号機

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

<sup>10</sup> 第8回事故分析検討会、議事録 p26

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

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

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

### (3) 1号機

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

## 2. 2 検討結果

2. 1の調査・分析の結果に基づいて、以下の項目について検討を行った。

### (1) 環境に放出されたCs量との関係

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

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

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

<sup>12</sup> 第12回事故分析検討会、資料3-1 p50

<sup>13</sup> 第12回事故分析検討会、資料3-1 p51

<sup>14</sup> 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)

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

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

## （２）付着したCs量の号機間の差

### ① 1号機シールドプラグの外れた時期及び要因

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

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

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

### ② Csの放出時期

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

この結果は、Csの環境への主たる放出時期は水素爆発よりも後であったという可能性を示すと考えられる。炉心損傷後、希ガス及びCsのような揮発性核種は、燃料ペレットから早期に、かつ、ほぼ同時に放出されるが、上記の結果が事実であれば、希ガス等が原子炉格納容器外または環境中へ放出される際には、Csが遅れて放出される可能性があることを意味する。さらに、Csの原子炉格納容器外への放出には、注水による水蒸気の発生が関与している可能性も指摘されている<sup>17</sup>。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。

<sup>16</sup> 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））

<sup>17</sup> 第12回事故分析検討会、議事録 p26

### ③ ベント時の原子炉格納容器内の気体中の Cs 濃度との関係

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

### ④ 雨水の影響の可能性（別添7）

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

他方、

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

などから、上記の意見を疑問視する意見もある。

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

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

## 第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

### 1. 3号機の水素爆発の詳細な状況

#### 1. 1 調査・分析の概要

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

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

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

#### 1. 2 検討結果

##### (1) 多段階事象説（別添10）

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

「多段階事象説」の概略は以下のとおりである。

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

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



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

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

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

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

## (3) 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成

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

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

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

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

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

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

#### (4) 3号機の水素爆発時の上昇する噴煙

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

#### (5) 地震計記録からみた水素爆発の状況（別添11）

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

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

#### (6) 3号機3階天井部の梁の損傷（別添12）

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

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

<sup>20</sup> 第16回事故分析検討会、議事録 p20

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

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

#### (7) 水素爆発発生時に見られる凝縮波

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

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

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

#### (8) 爆発の性質：爆轟と爆燃

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

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

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

### 第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

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

##### 1. 1 調査・分析の概要

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

##### 1. 2 検討結果

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

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

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

#### (2) 主蒸気逃がし弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因（別添15）

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

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

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

<sup>21</sup> 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p158-159

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

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

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

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

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

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

<sup>23</sup> 政府事故調報告書、最終報告（資料編）p162

<sup>24</sup> 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。

<sup>25</sup> 東電第 5 回進捗報告、添付資料 3-3

<sup>26</sup> 東電第 5 回進捗報告、添付資料 3-4

これについて、東京電力の分析は合理的なものだと判断する。

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

#### **(4) 3号機のベント実施回数（別添17）**

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

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

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

### **2.1 調査・分析の概要**

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

### **2.2 検討結果**

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

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

<sup>27</sup> 東電第5回進捗報告、添付資料3-8

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

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

## (2) 溶融炉心とドライウェルへの移行時期 (別添 1 9)

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

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

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

<sup>28</sup> 政府事故調報告書、最終報告 (資料編) p160-161

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

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

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

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

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

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



された水面と接触することで水蒸気が発生したことが要因と考えられる。

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

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

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

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

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

## 終章 おわりに

### 1. 今般の検討により得られた知見の活用

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

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

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

### 2. 謝辞

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

- ・各分野の専門的知見の共有と科学的技術的な助言等をいただいた外部の専門家の皆様
- ・技術的な背景の理解に資する情報及び質疑への対応をいただいた設備メーカーや各種団体の皆様
- ・現地調査において放射線管理を中心に現場作業の安全かつ円滑な実施にご尽力いただいた東京電力の皆様
- ・現地調査の段取りや事前調整などにより円滑な現場作業の実現にご貢献いただいた原子力規制庁福島第一原子力規制事務所の皆様
- ・原子力安全に係る知見と工学的見解の共有、科学的技術的議論への参画等により検討を支援頂いた原子力規制庁の職員の皆様

### 3. 結語

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析には、まだまだ取り組むべきこ

とが山積している。

今後、福島第一原子力発電所の廃炉作業等が進展し、発電所内の施設・設備に改変が加えられることにより、人のアクセスの可能性や情報収集可能な範囲が変化し、今までは不明であったことが明らかにできるようになる一方、状況の変化で失われる、あるいは、確認ができなくなる情報も存在する。このため、放射線量の低減等の環境改善が図られ、現地での調査が可能となった箇所については、可能な限り、随時、現地調査等を実施することが適当である。事故分析検討会としては、廃炉作業の進捗と現地調査等の状況に応じて、継続的に東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の結果に基づき検討に取り組んでいくこととしたい。

# 東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方について

令和元年9月11日

原子力規制庁

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

## 1. 福島第一原子力発電所の廃炉及び事故調査に係る連絡・調整会議について

### (1) 会議の目的及び役割

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

このような干渉等が対応する現場での混乱・支障となることを避けるため、廃炉を進める資源エネルギー庁、更にこれらの作業に係る原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）その他関係機関と原子力規制庁との間で、公開で行う「福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」（以下「連絡・調整会議」という）を設けて、双方の作業の方針や実施計画を共有・確認し、統一された認識のもと、現場で作業を行う東京電力に対するそれぞれの指示を整合させる。

### (2) 具体的な連絡・調整事項

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

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

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

### (3) 体制

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

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

## 2. 事故分析に係る検討会の具体的検討事項及び体制について

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

### (1) 主な具体的検討事項（調査・分析の進展に応じて見直す）

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

### (2) 体制

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

(3) 検討スケジュール

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

(別紙)

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

(原子力規制委員会)

更田 豊志 原子力規制委員会委員長

(原子力規制庁)

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

(日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門)

丸山 結 安全研究センター 副センター長  
与能本 泰介 企画調整室 規制・国際情報分析室長  
杉山 智之 安全研究センター リスク評価研究ディビジョン長

(外部専門家)

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

※検討課題に応じて構成メンバーの見直しを行う。

(参考2)

## 事故分析検討会の構成メンバー

(原子力規制委員会)

更田 豊志 原子力規制委員会委員長

(原子力規制庁)

櫻田 道夫 原子力規制技監

金子 修一 長官官房審議官

安井 正也 原子力規制国際特別交渉官

平野 雅司 技術基盤課 技術参与

永瀬 文久 システム安全研究部門 安全技術管理官 (第12回まで)

梶本 光廣 シビアアクシデント研究部門 技術参与 (第10回まで)

竹内 淳 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長

岩永 宏平 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官

星 陽崇 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 主任技術研究調査官

川崎 憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

(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)

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 (第10回から)

※上記の他に、議題に応じて、以下の者に参画いただいた。

(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)

宮田 浩一 原子力エネルギー協議会 部長 (第8回から)

※役職・所属は、2020年12月18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11回開催）

### 第7回（令和元年10月18日）

- 福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会の実施
- 事故分析に関する当面の調査・分析項目

### 第8回（令和元年11月28日）

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

### 第9回（令和元年12月26日）

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

### 第10回（令和2年2月4日）

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

### 第11回（令和2年3月27日）

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

### 第12回（令和2年6月25日）

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

### 第13回（令和2年9月3日）

- 3号機の水素爆発

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

第 1 4 回 (令和 2 年 1 0 月 1 6 日)

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

第 1 5 回 (令和 2 年 1 1 月 1 2 日)

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

第 1 6 回 (令和 2 年 1 1 月 2 7 日)

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

第 1 7 回 (令和 2 年 1 2 月 1 8 日)

- 検討会における調査・分析の取りまとめ

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、2020年12月18日時点。

以上

## Appendix（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<sup>1</sup>。

現地調査では、電離箱<sup>2</sup>や放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）による周辺線量当量率の測定、ピンホール型ガンマカメラ<sup>3</sup>による Cs137 の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータ<sup>4</sup>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、Cs137 による汚染密度が高い箇所では、その部分に付着していると推測される Cs137 の量を Bq 単位で付記している。

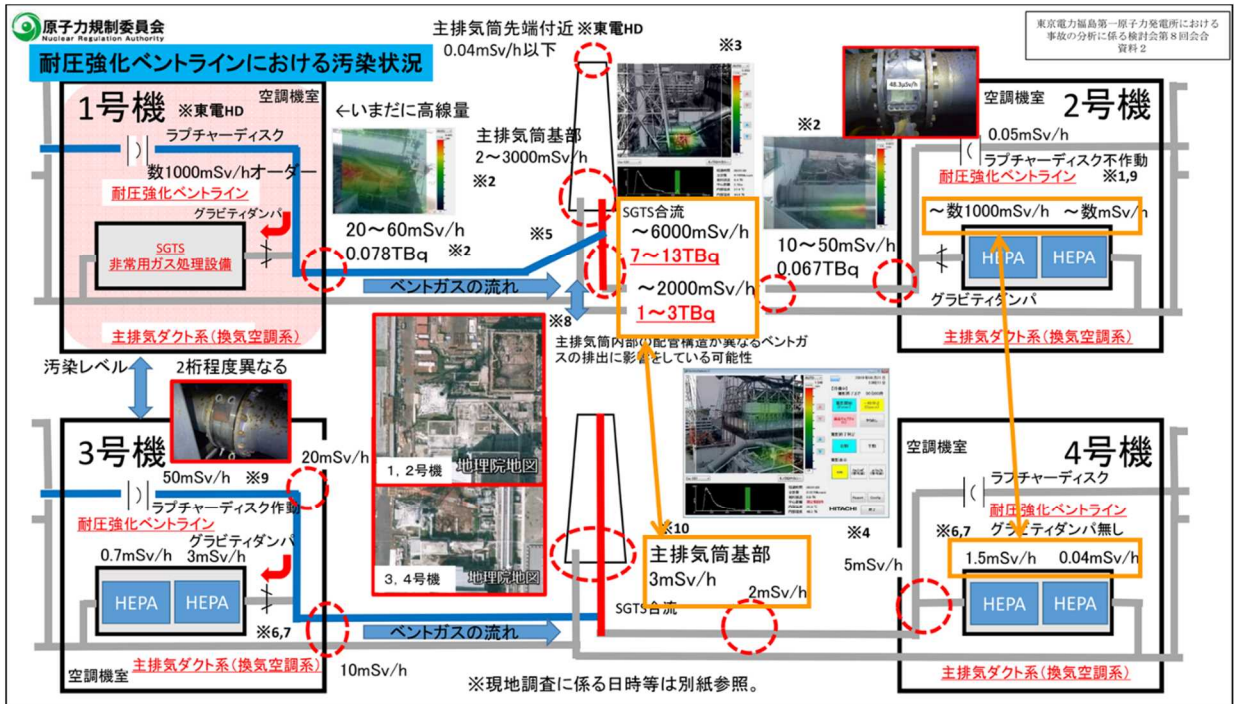
---

<sup>1</sup> 参考2 現地調査の実施実績を参照。

<sup>2</sup> アロカ製電離箱（ICS-323C）

<sup>3</sup> 日立製ガンマカメラ（HDG-E1500）

<sup>4</sup> 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））



※第8回事故分析検討会資料から抜粋、一部加筆

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

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号機主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号機主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日東電測定)	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号機主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フィルター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装置フィルター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フィルター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装置フィルター表面の鉛コリメータ付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との同定と汚染量の推定	平成31年3月28,29日	1,2号機主排気筒周辺のガンマカメラによる測定及び東電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周辺の線量を測定
※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号機/4号機SGTS配管合流部(主排気筒周辺)の線量を調査

表1 汚染状況に関する現地調査等

#### 参考文献

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>平成25年12月6日  
[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/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](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](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](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>

## 表 2 汚染状況に関する東京電力の調査資料等

### 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空間線量率が低く、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周辺線量当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周辺線量当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）により周辺環境の放射線の影響を避け、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、Cs137及びCs134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空間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周辺線量当量率の測定及びガンマカメラによるCs137の汚染密度の測定を行っている。ガンマカメラでは、Cs137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の添付資料（Cs-137  $\gamma$ 線束から周辺線量当量率の算出）の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 アロカ製電離箱 (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	30keV~2MeV
測定範囲	1cm 線量当量率 1 μSv/h~300mSv/h 積算 1cm 線量当量 0.3~10 μSv
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 0.01~9999mS/h 低レンジ GM 管 0.01~9999 $\mu$ Sv/h
精度	±20% (セシウム 137 20°C)

③ 日立製ガンマカメラ (HDG-E1500)



ピンホール型ガンマカメラ  
日立製  
HDG-E1500



HDG-E1500

<https://www.hitachi.co.jp/products/healthcare/products-support/radiation/gammacamera/gammacamera/index.html>

より

#### 仕様等


#### 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%@662keV
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	18keV-3MeV (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 <sup>3</sup> 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. 調査対象機器の範囲等

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、図3に示すように非常用ガス処理系 (SGTS)<sup>5</sup>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)<sup>6</sup>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) 又はウェットウェル (W/W) 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、排気筒を共有しており、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については、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) を設置するとともに、ラプチャーディスクが設置されている。

---

<sup>5</sup> 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。

<sup>6</sup> 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。

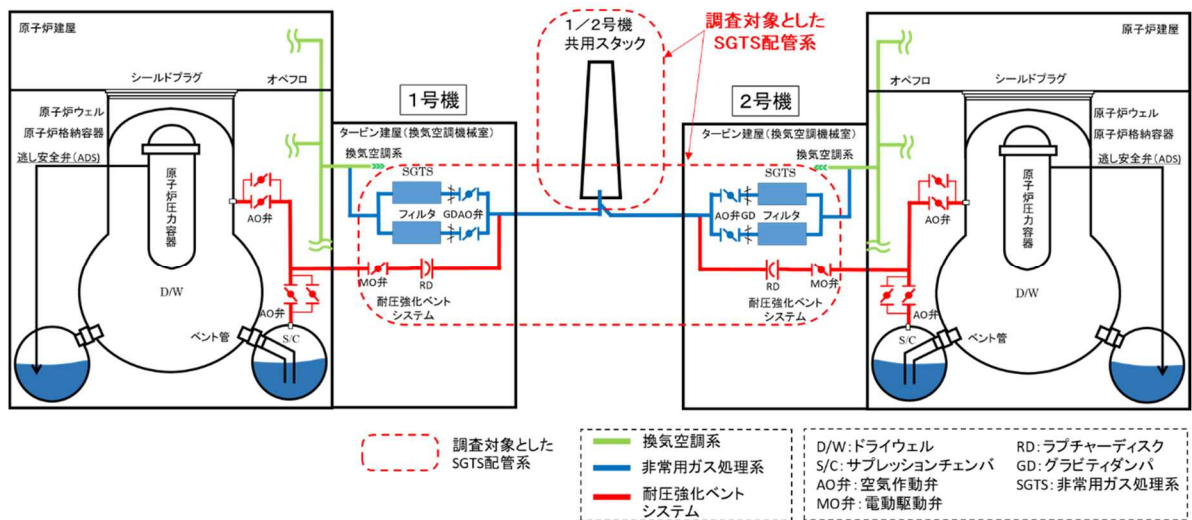


図2 1/2号機 SGTS 配管系の概要図

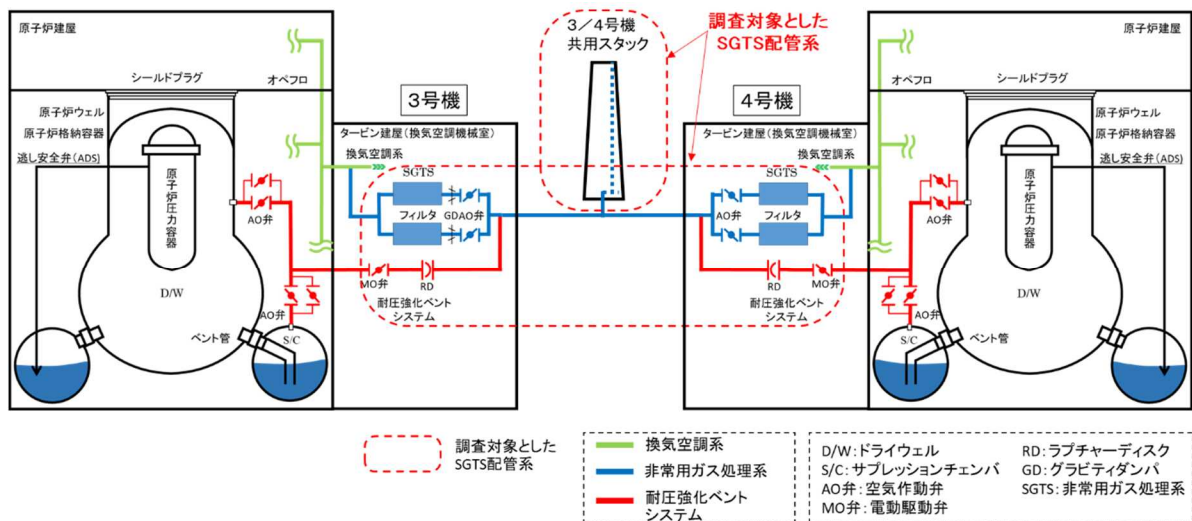


図3 3/4号機 SGTS 配管系の概要図

1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系については、タービン建屋2階の換気空調機械室（以下「SGTS室」という。）にSGTSのフィルタトレイン、排気ファン、AO弁等が設置されており、ラプチャーディスクを経て耐圧強化ベントシステムの配管も接続されている。SGTS室内の配管等の敷設状況及び建屋外の配管敷設は図4～11のようにになっている。

○1, 2号機スタック  
(航空写真)

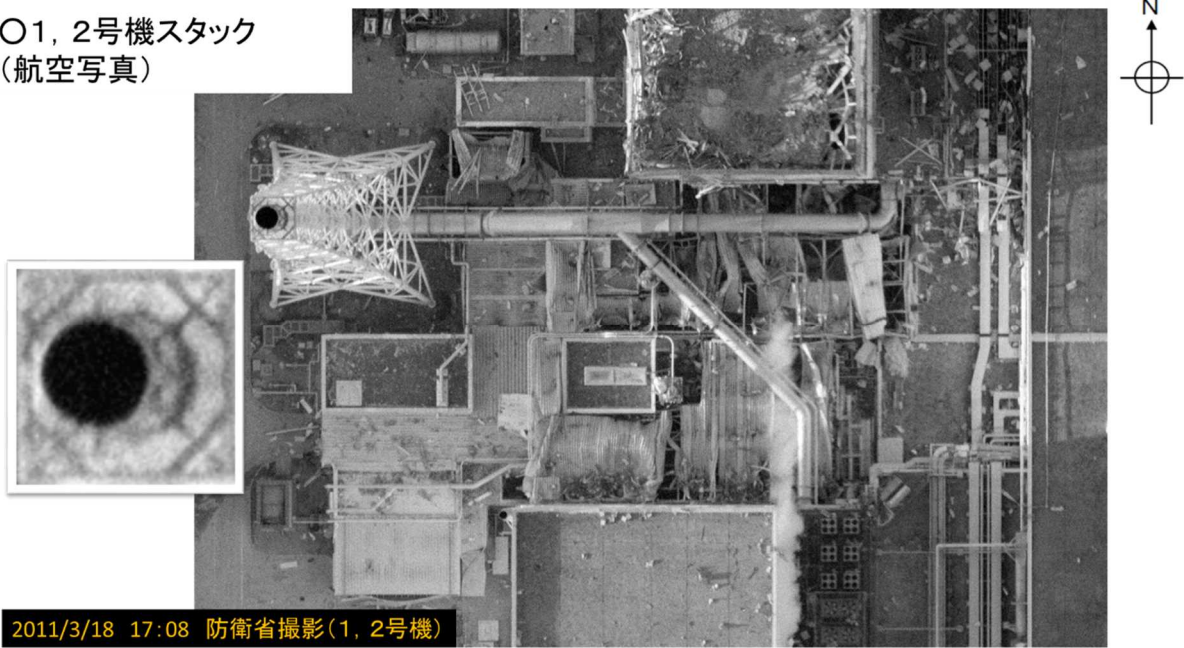


図4 1 / 2号機 SGTS の建屋外の状況 (航空写真)

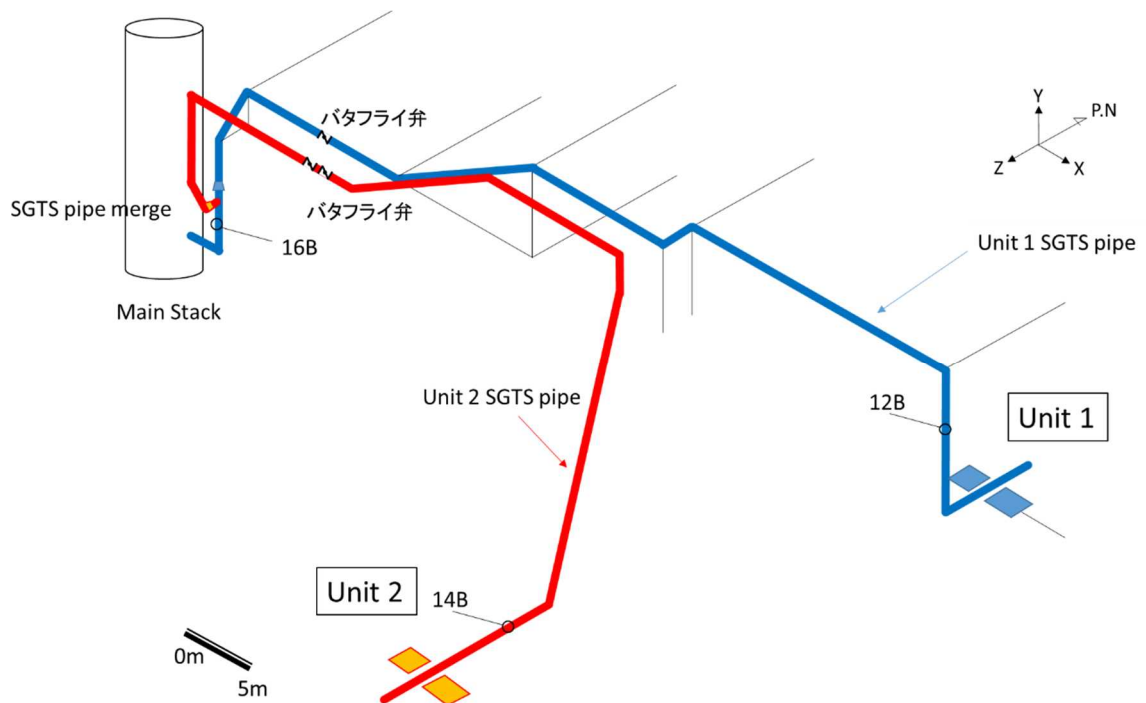


図5 1 / 2号機 SGTS 配管の敷設状況 (概要図)



## ○1号機SGTS系の設計

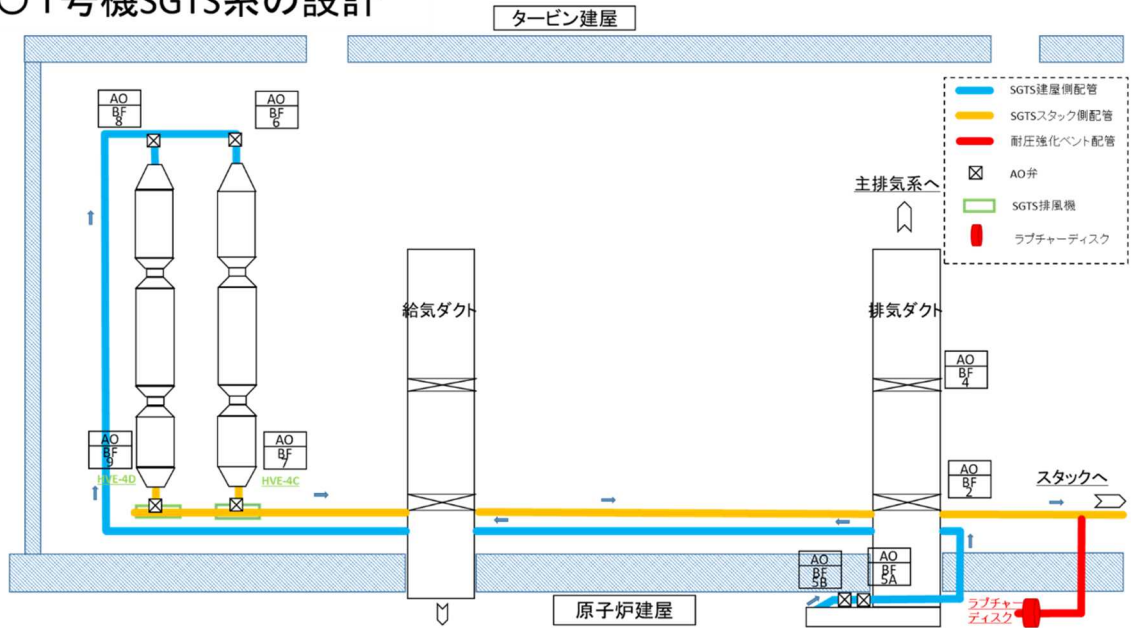


図6 1号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

## ○2号機SGTS系の設計

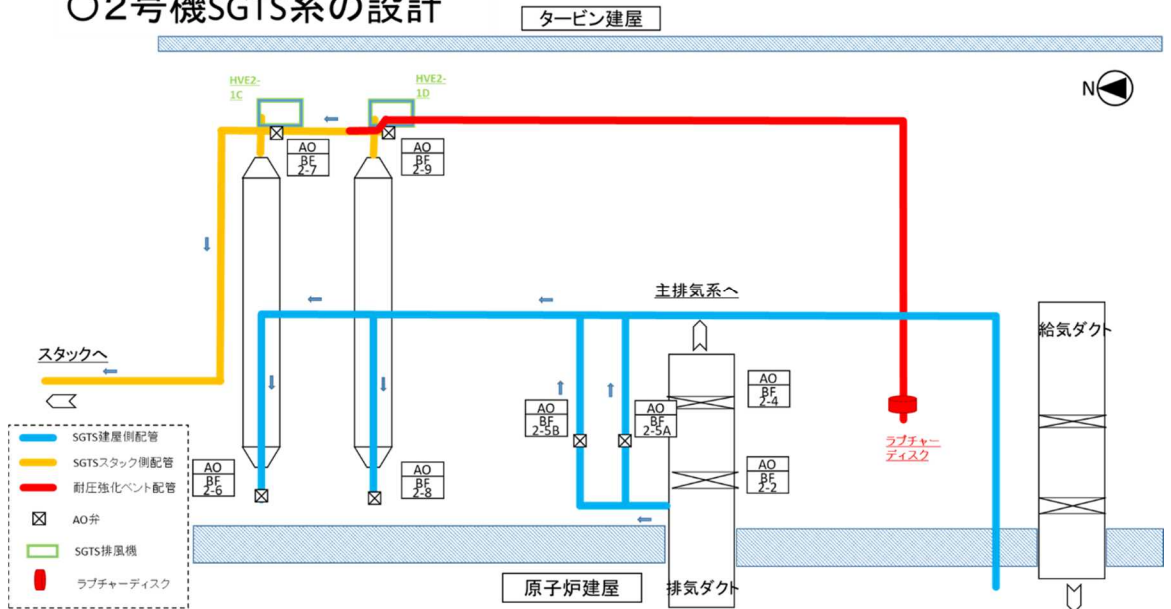
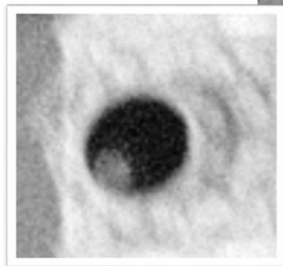


図7 2号機SGTS室内の配管等の敷設状況（概要図）

○3、4号機スタック  
(航空写真)



2011/3/18 17:08 防衛省撮影(3, 4号機)



図8 3 / 4号機 SGTS の建屋外の状況 (航空写真)

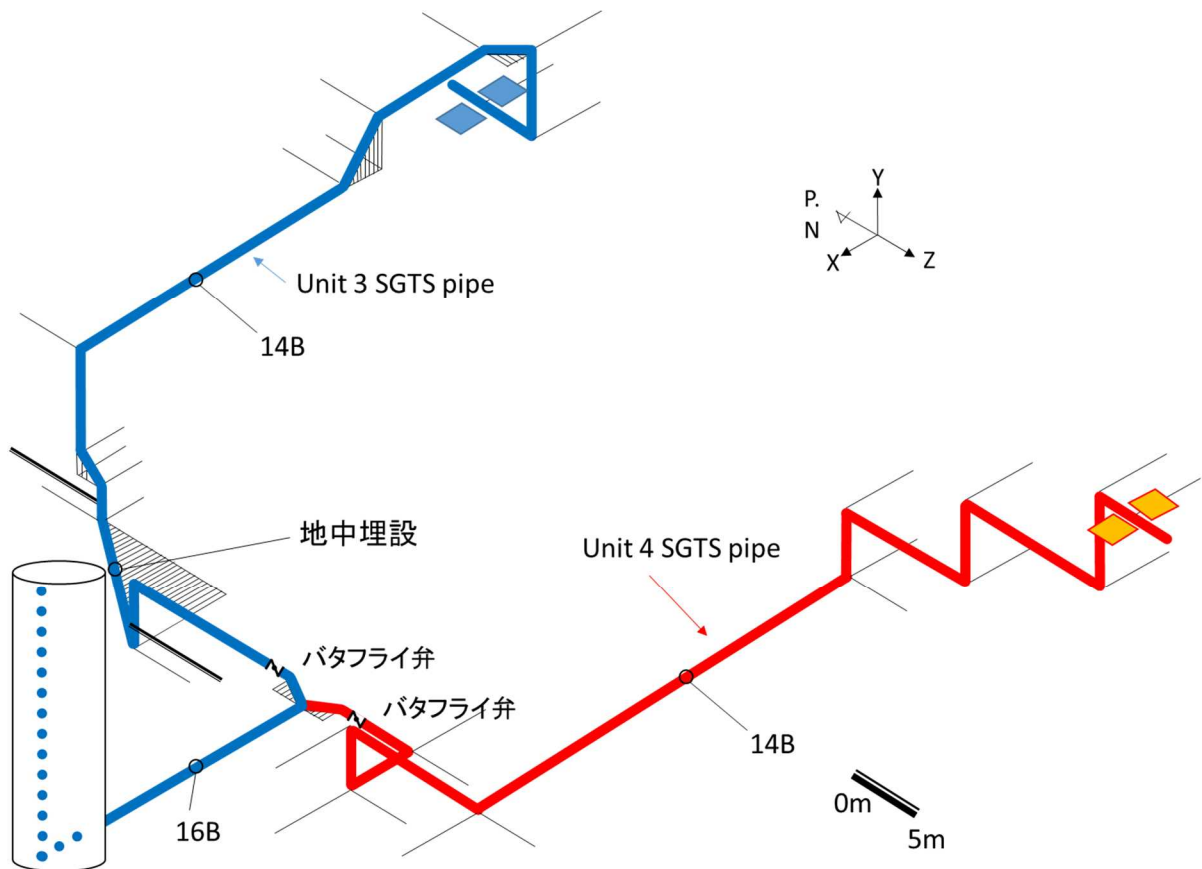


図9 3 / 4号機 SGTS 配管の敷設状況 (概要図)



### ○3号機SGTS系の設計

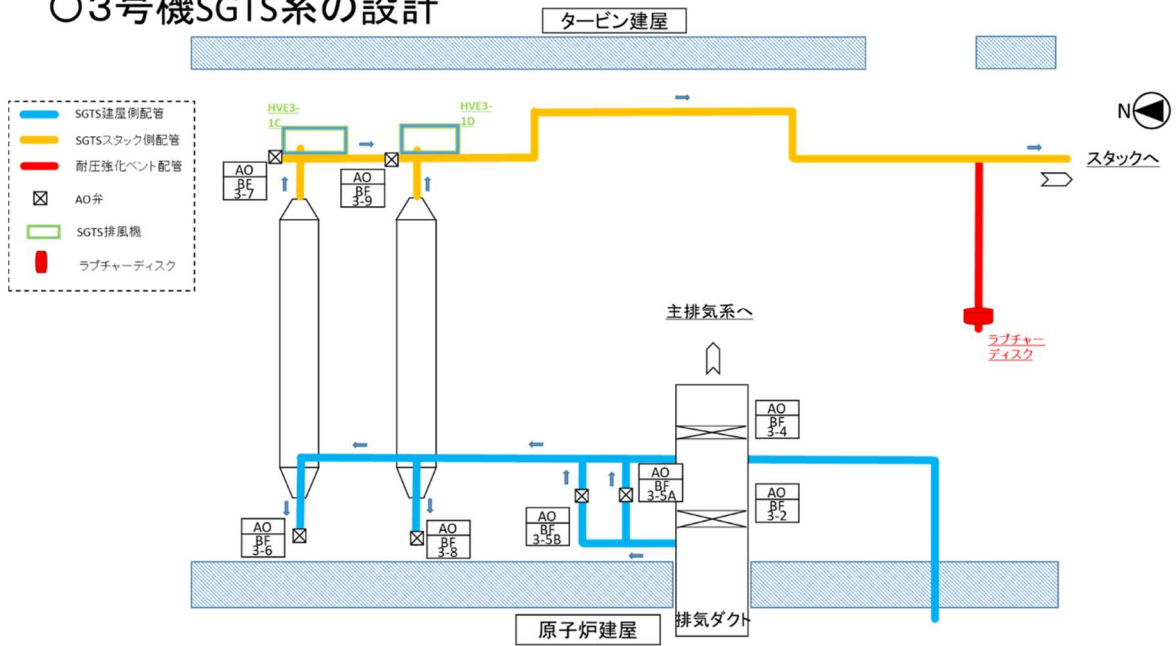


図 1 0 3号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

### ○4号機SGTS系の設計

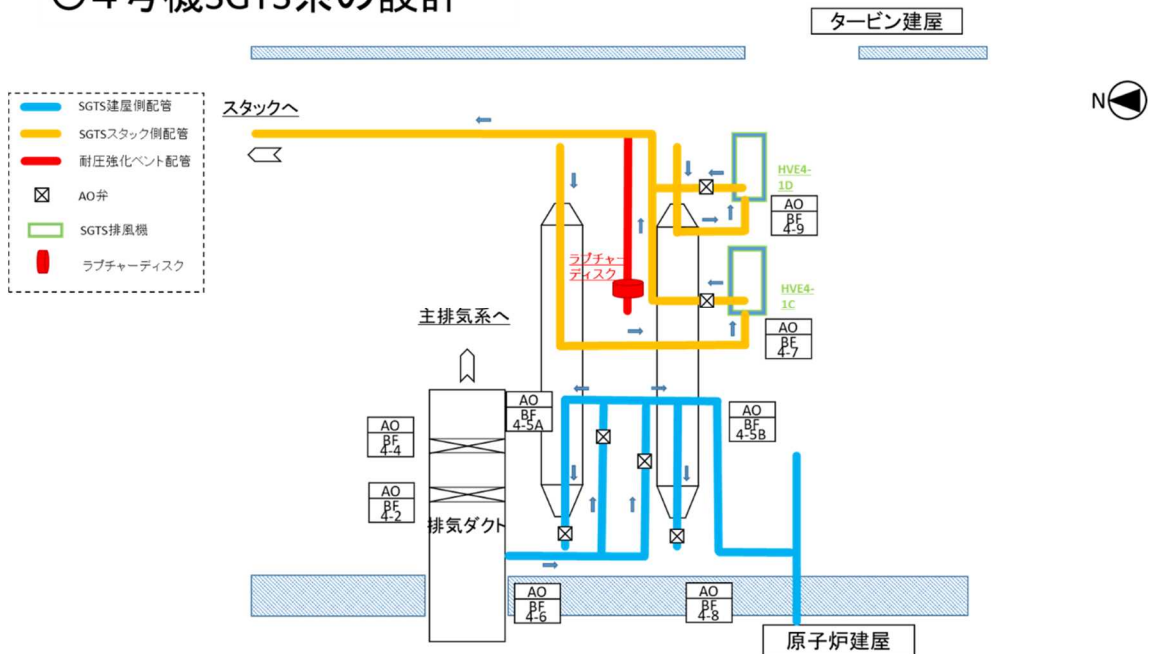


図 1 1 4号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

## Appendix（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）

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付近の放射線量率について電離箱を用いて測定した。

その結果、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放射線量率はそれぞれ約 $50\mu\text{Sv/h}$ （ $0.05\text{mSv/h}$ ）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）の放射線量率が低いため、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。

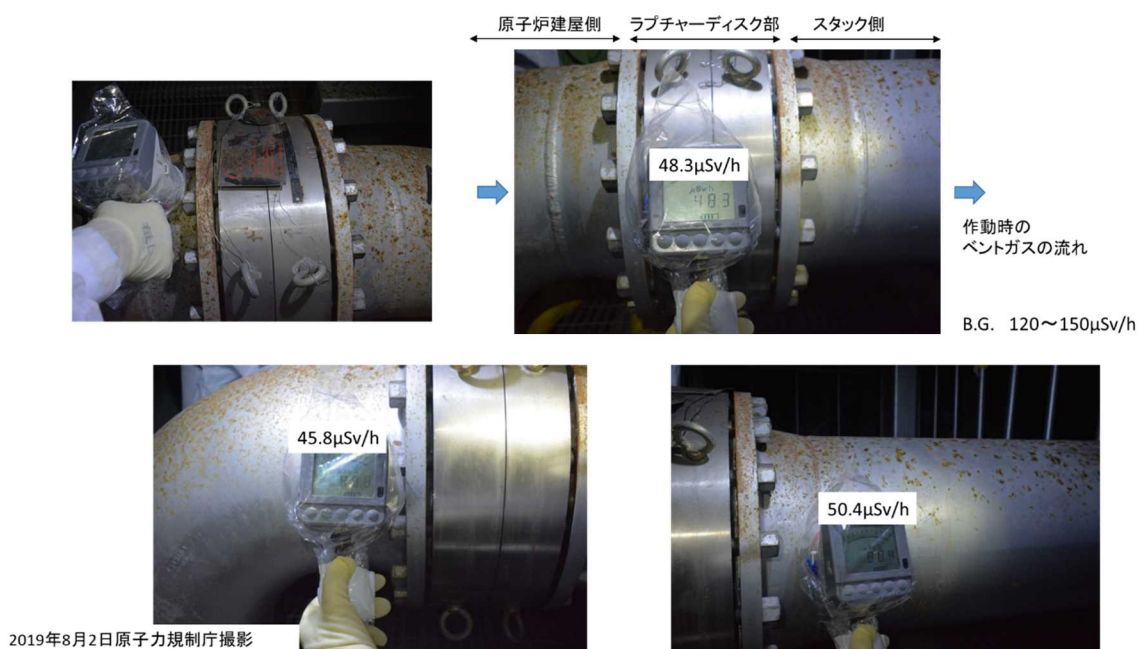


図1 2号機の測定結果

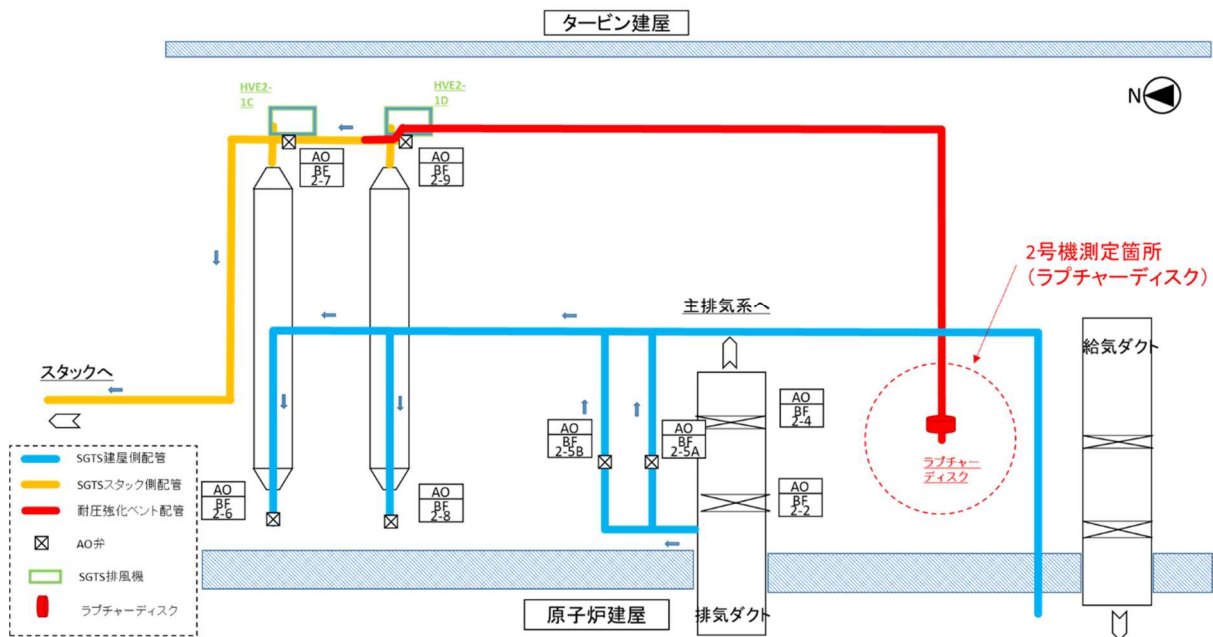


図2 2号機の測定箇所

一方、2019年7月8日に測定した3号機ラプチャーディスク付近の放射線量率については、3号機SGTS室内のバックグラウンド(100~150 $\mu$ Sv/h)に対して、最大で55,000 $\mu$ Sv/h(55mSv/h)(ベントガスの下流側)であり、ラプチャーディスクに高い汚染が確認されている。(図3、4)

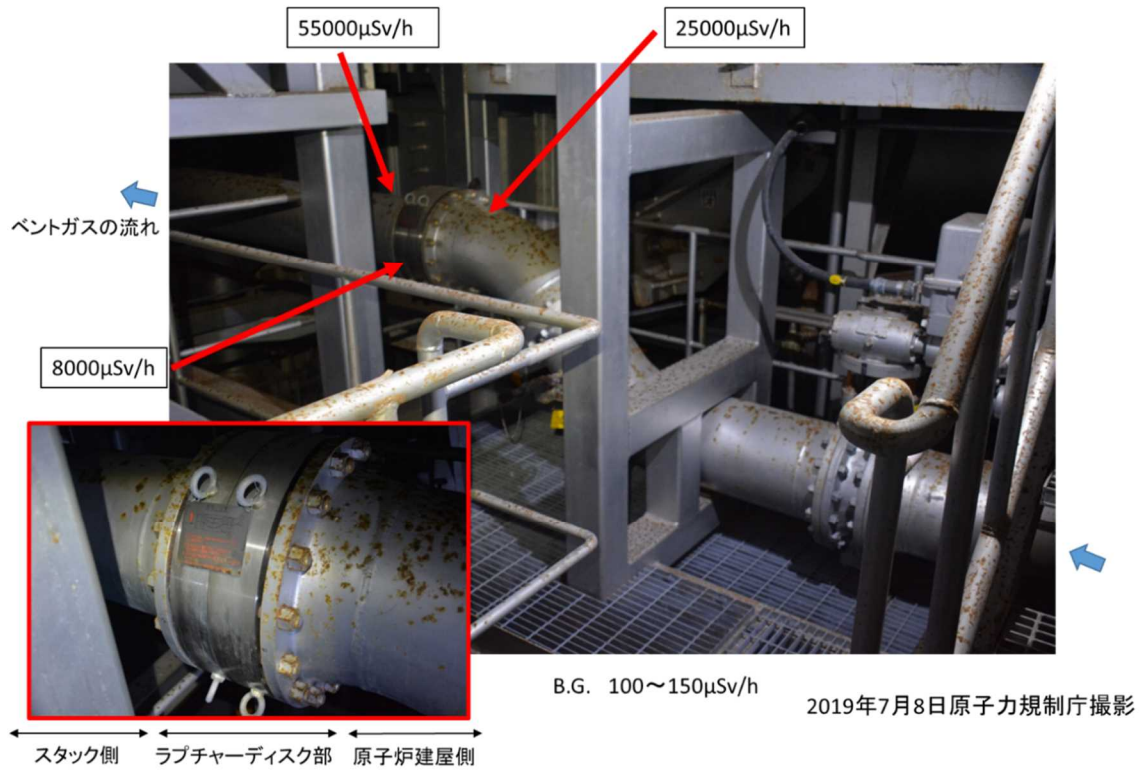


図3 3号機の測定結果

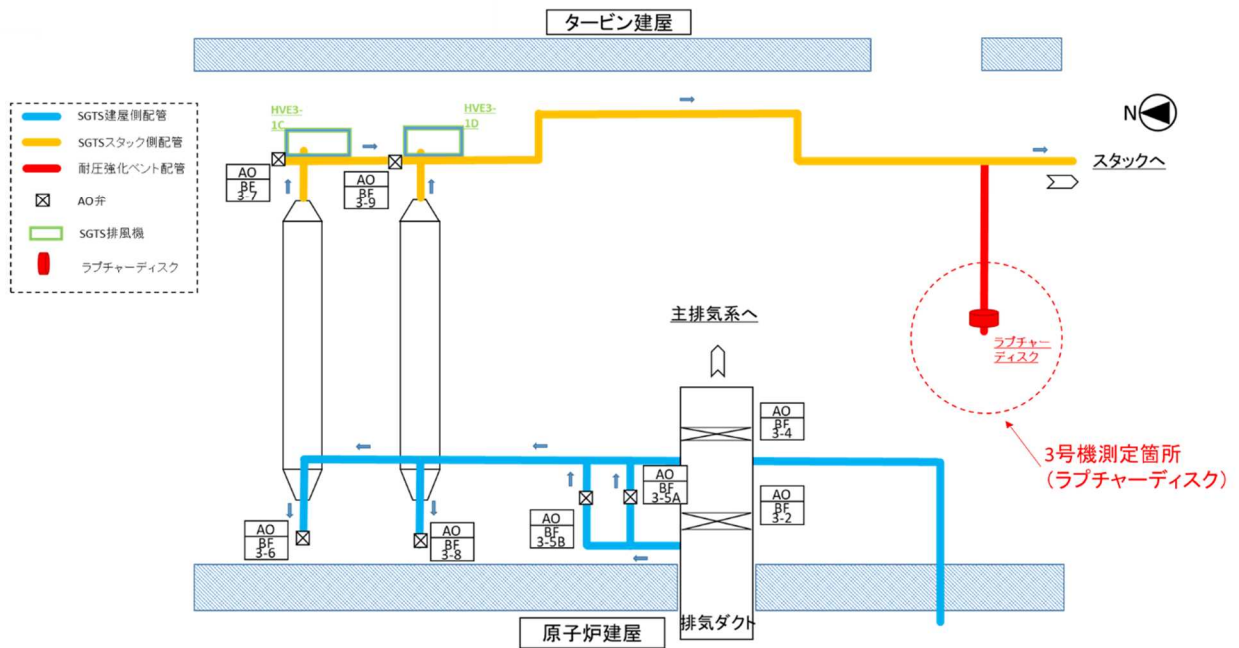


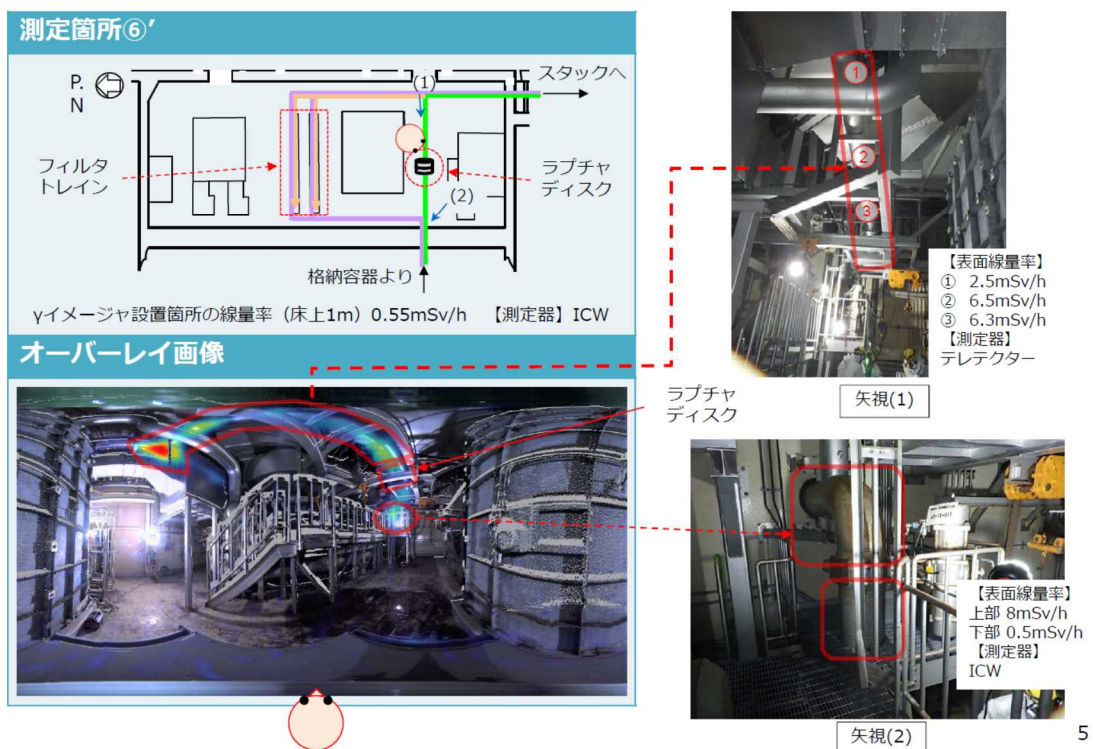
図4 3号機の測定箇所



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<sup>1</sup>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<sup>2</sup>及びテレテクターによる配管の表面線量率の測定<sup>3</sup>では、ラプチャーディスク付近の配管（ベントガスの下流側）で6.3 mSv/hが測定されており、ベントガスによる汚染のあとが確認されている。（図5）

#### 4. 3号機の測定結果（室内その2）

TEPCO



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

図5 3号機の測定結果（室内その2）（東京電力）

#### 2. 3号機との比較

3号機の耐圧強化ベントは、別添20にあるように2回実施されており、ベントガスが流れた際に当該汚染が生じたものを考えられる。

2号機ラプチャーディスクの放射線量率は、この3号機ラプチャーディスクの放

<sup>1</sup> 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。

<sup>2</sup> 電離箱式サーベイメータ（ICW）、測定範囲0.001～1000 mSv/h

<sup>3</sup> 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）

射線量率より 3～4 桁低く、ベントガスが流れた際に生じる汚染レベルを遙かに下回っている。

このため、2 号機の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した。

## Appendix (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

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、電離箱やテレクター（GM計数管）による周辺線量当量率の測定、ガンマカメラによるCs137の汚染密度の測定を実施している。

現地調査の結果、2号機のSGTS配管系は、1号機のSGTS配管系より相対的に汚染レベルが高く、ベントに成功してない2号機のSGTS配管系の方が、ベントに成功した1号機のSGTS配管系よりも汚染レベルが高いことが確認された。（図1）

2号機SGTS配管系では、図1-②及び図1-③のように配管の曲がり部やバタフライ弁の付近で汚染レベルが高くなっている。

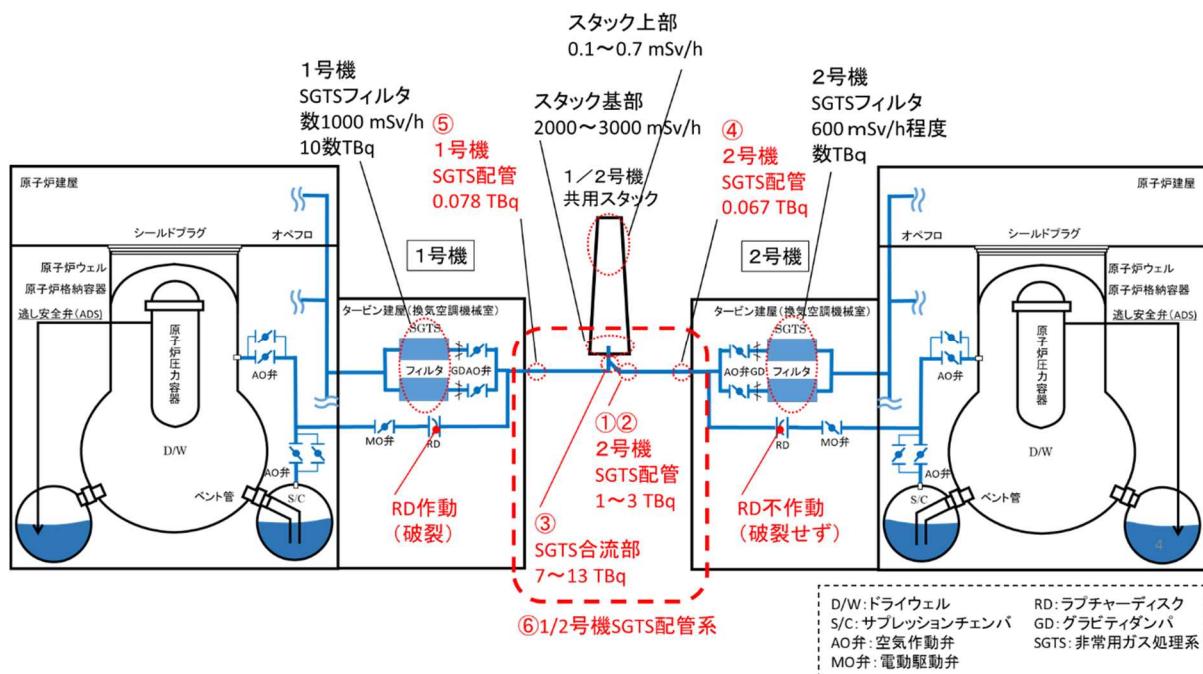


図1 1/2号機SGTS配管系の汚染状況（概要図）

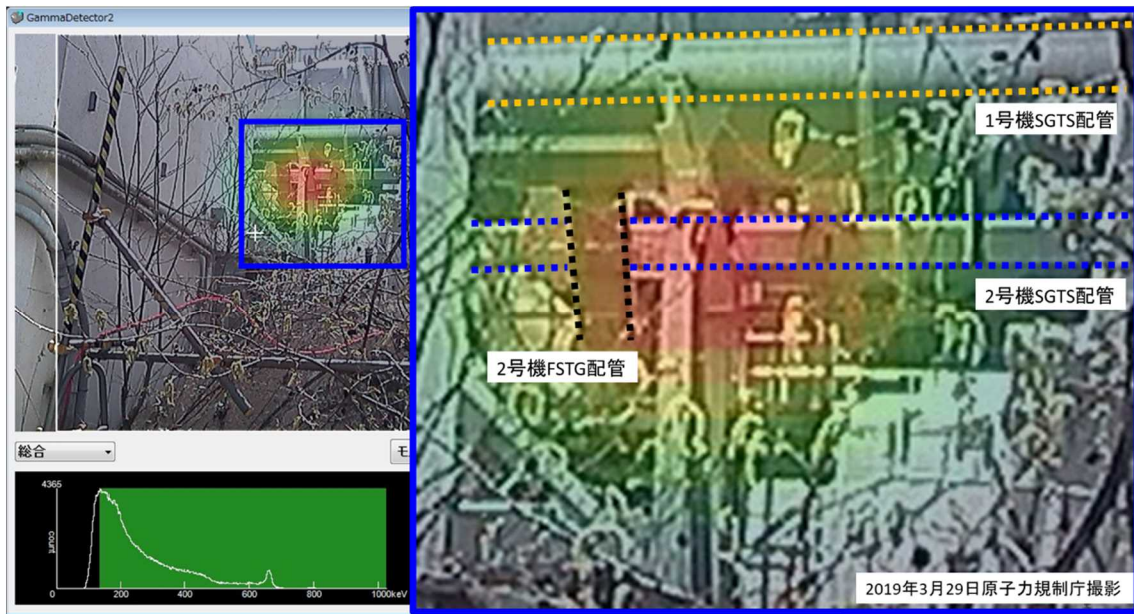
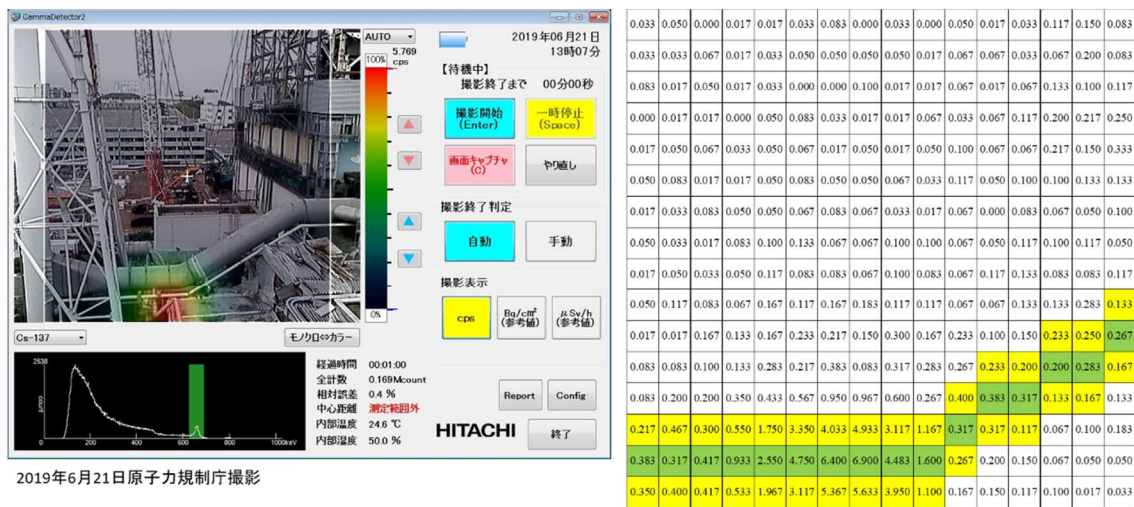


図 1-① 1号機 SGTS 配管及び 2号機 SGTS 配管 (ガンマカメラ)



2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図 1-② 2号機 SGTS 配管の汚染状況 (ガンマカメラ)



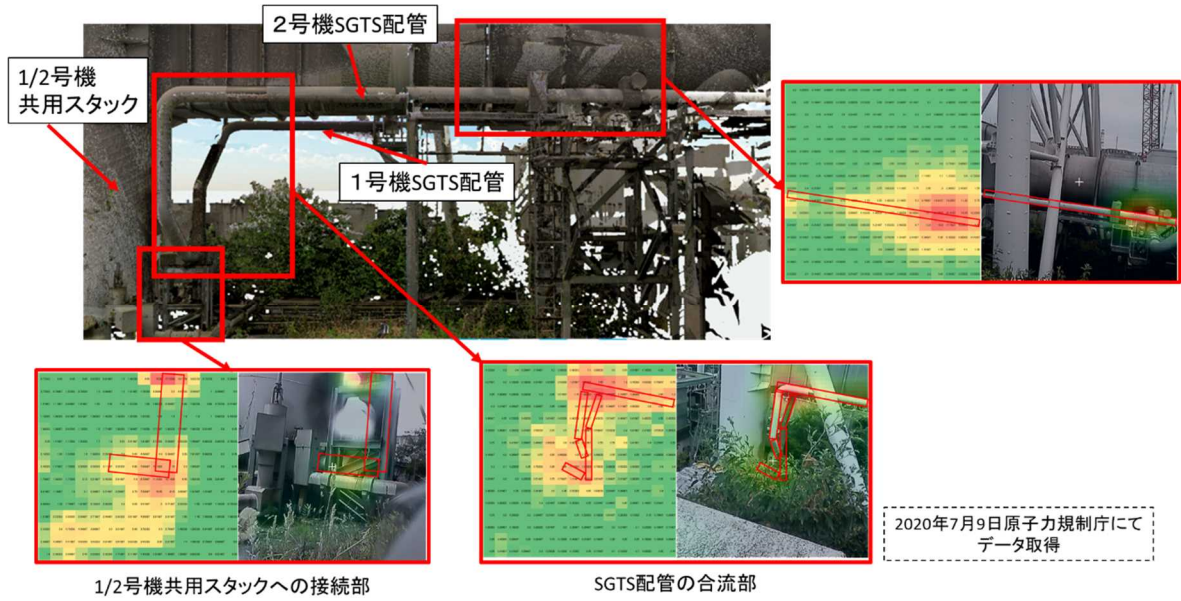


図1-③ SGTS 配管合流部の汚染状況（ガンマカメラ）



2019年11月15日原子力規制庁撮影

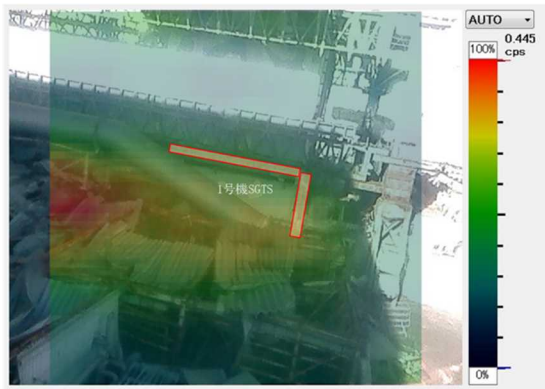
2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0.067	0.083	0.100	0.083	0.083	0.033	0.000	0.000	0.050	0.033	0.017	0.050	0.017	0.033	0.033	0.033
2	0.000	0.050	0.100	0.033	0.033	0.083	0.050	0.050	0.047	0.047	0.017	0.000	0.100	0.017	0.033	0.050
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	0.050	0.017	0.083	0.100	0.033	0.047	0.000	0.033	0.017	0.047	0.050	0.083	0.047	0.047
5	0.083	0.067	0.117	0.050	0.117	0.100	0.050	0.100	0.050	0.033	0.047	0.000	0.033	0.033	0.033	0.033
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	0.050	0.047	0.100
8	0.017	0.050	0.050	0.100	0.050	0.117	0.050	0.133	0.083	0.047	0.050	0.050	0.050	0.050	0.047	0.047
9	0.083	0.050	0.083	0.117	0.117	0.133	0.183	0.147	0.083	0.033	0.050	0.050	0.133	0.100	0.133	0.100
10	0.017	0.133	0.050	0.047	0.117	0.050	0.083	0.117	0.100	0.133	0.047	0.200	0.150	0.150	0.117	0.047
11	0.050	0.083	0.083	0.083	0.017	0.167	0.083	0.233	0.100	0.050	0.133	0.333	0.333	0.083	0.117	0.047
12	0.117	0.017	0.133	0.083	0.050	0.150	0.083	0.147	0.147	0.300	0.233	0.383	0.383	0.283	0.283	0.433
13	0.083	0.050	0.050	0.100	0.150	0.050	0.100	0.200	0.333	0.150	0.447	0.443	0.443	0.383	0.450	0.500
14	0.083	0.033	0.133	0.047	0.133	0.167	0.050	0.233	0.150	0.300	0.450	0.350	0.450	0.333	0.500	0.450
15	0.050	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	0.050	0.033	0.100	0.133	0.100	0.047	0.017	0.047	0.033	0.017

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

図1-④ 2号機 SGTS 配管系の汚染状況（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

Cs-137 peak cps																	
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	0.093	
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	0.233	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	0.240	0.367	0.433	0.283	0.350	0.283	0.367	0.367	0.183	0.150	0.150	0.083	0.067	
10	0.383	0.417	0.317	0.267	0.350	0.333	0.317	0.383	0.300	0.450	0.383	0.433	0.233	0.133	0.083	0.100	
11	0.233	0.283	0.300	0.250	0.350	0.283	0.367	0.300	0.417	0.283	0.167	0.317	0.200	0.150	0.183	0.167	
12	0.200	0.300	0.200	0.200	0.233	0.250	0.233	0.283	0.350	0.183	0.217	0.183	0.167	0.167	0.100	0.133	
13	0.083	0.167	0.100	0.183	0.267	0.150	0.167	0.183	0.217	0.100	0.133	0.217	0.167	0.067	0.050	0.083	
14	0.100	0.133	0.150	0.167	0.117	0.133	0.117	0.150	0.133	0.100	0.167	0.200	0.067	0.083	0.100	0.117	
15	0.150	0.067	0.100	0.100	0.100	0.183	0.033	0.117	0.117	0.117	0.167	0.117	0.133	0.133	0.100	0.167	
16	0.117	0.050	0.083	0.083	0.083	0.117	0.100	0.117	0.133	0.183	0.067	0.117	0.100	0.133	0.083	0.217	

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

GBq																	
i		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1-⑤ 1号機SGTS配管系の汚染状況(ガンマカメラ)

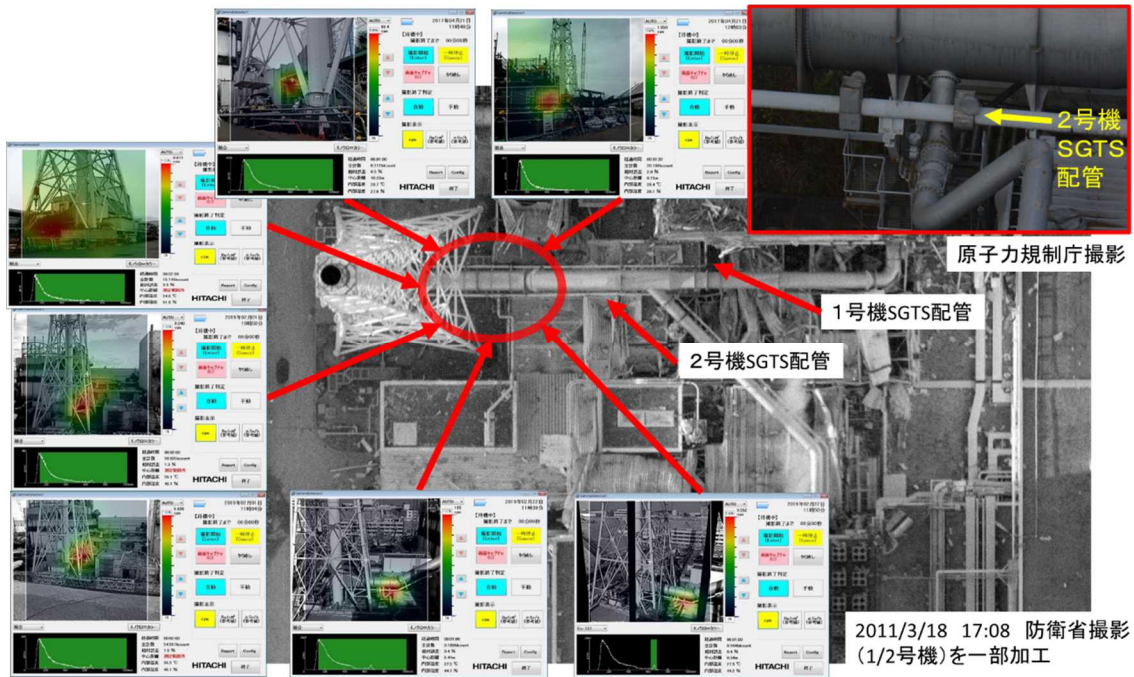


図1-⑥ 1/2号機SGTS配管系の汚染状況(ガンマカメラ)

また、1号機SGTS配管系と2号機SGTS配管系の配管が合流し、1/2号機共用排気筒に接続される箇所においても高い汚染が確認された。テレクターによる表面線量率の測定では、配管の上側より下側で高い汚染が確認された。(図2)

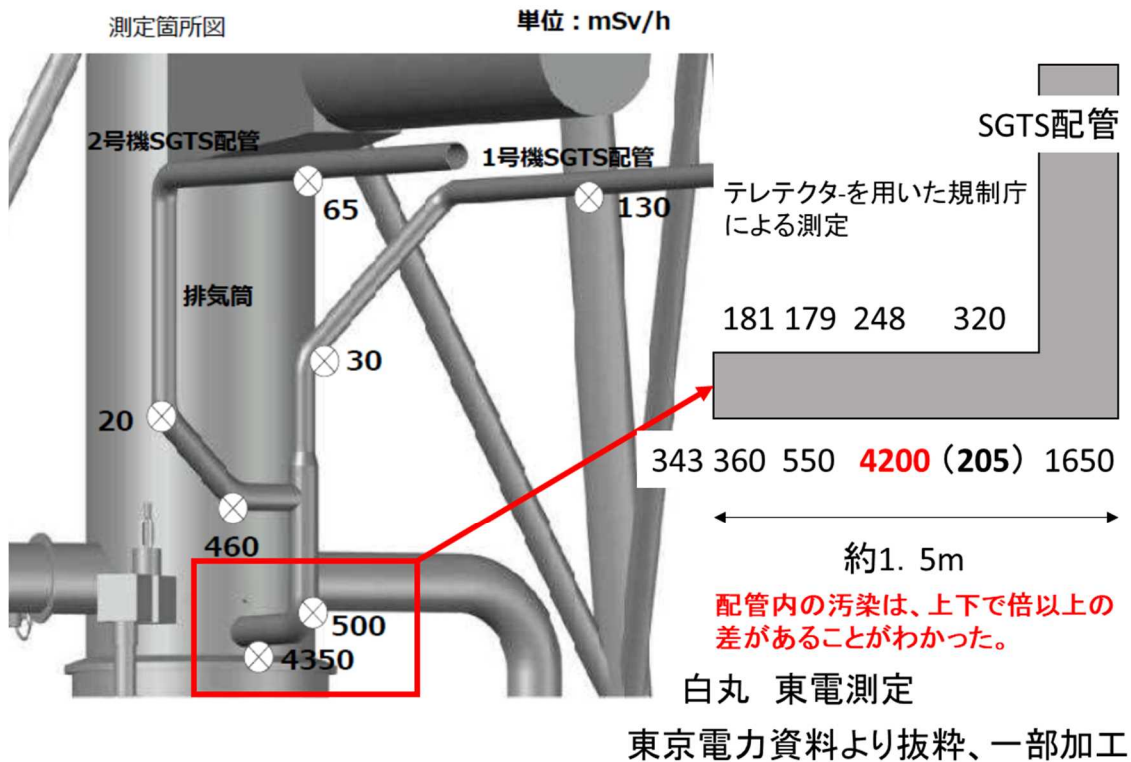


図2 1/2号機共用排気筒接続部の配管汚染状況（テレテクター）

## 2. 日本原子力研究開発機構におけるベントガスの挙動に関するシミュレーション

1. の現地調査の結果を踏まえ、ベントに成功していない2号機SGTS配管系の方が、ベントに成功した1号機SGTS配管系よりも汚染レベルが高いことの原因を解明するため、日本原子力研究開発機構（JAEA）は、原子力規制庁の委託<sup>1</sup>を受けてベントガスの挙動に関するシミュレーションを実施した。

その結果、本現象の原因は、1号機のベントガスが2号機のSGTS配管系に流れ込んだ後に冷却され、水蒸気凝縮が進み、セシウム（Cs）が配管内側に付着したことによって起こったものとの見解が示された。一方、1号機のベントガスは比較的高速で排気され、凝縮が進まないうちに排気筒に放出されるため、1号機のSGTS配管系内でのCsの定着量が少なくなっているとしている。（別添3-1）

この説明は、図2の配管下部の方が上部よりも高線量になるという一般的な傾向とも整合する。

<sup>1</sup> 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）



このため、この分析は定性的には妥当なものであると判断する。(図3)

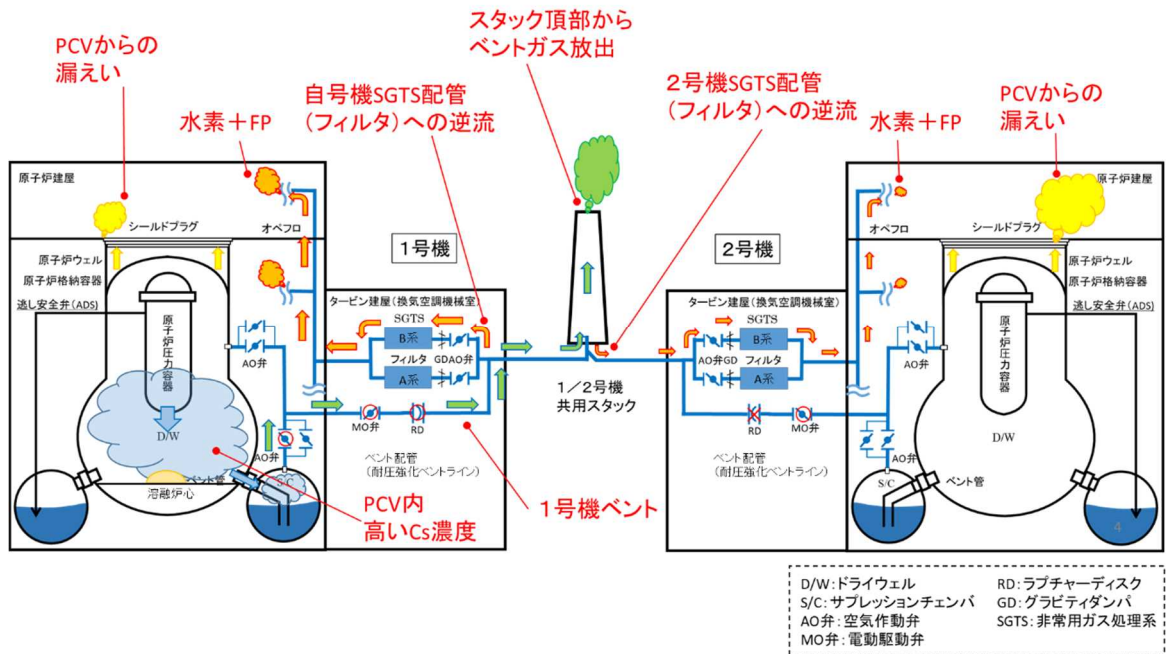


図3 2号機 SGTS 配管系への流れ込み(逆流)

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

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

## Appendix（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、2号機のベント配管系は、1号機のベント配管系より相対的に汚染レベルが高く、ベントに成功してない2号機のベント配管系の方が、ベントに成功した1号機のベント配管系よりも汚染レベルが高いことが確認された。又、従来より、スタック底部やドレインタンクの汚染レベルが高いことが、東電の調査により知られている。（詳細は、別添3を参照）

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<sup>1</sup>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

シミュレーションの結果、汚染状況の原因として、1) グラビティダンパの逆流防止機能の劣化があったこと、2) 2号機へのSGTS配管中においては、気相が配管中を通過する時間が長く、また、配管外部への自然放熱によりベント気体中の水蒸気が凝縮する等、1号機側配管よりCsを含むエアロゾルが付着しやすい状況であったこと、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後に重力で落下しスタック下部を汚染した可能性があることなどを明らかにするとともに、本ベント系の特徴として、4) 摩擦圧力損失が小さいため、僅かな境界圧力の設定の違いが、流動状況に大きな変化を生む特徴を有することを明らかにした。特に、スタック底部近傍で2号機側配管の汚染が顕著であった理由については、4) の特徴から、ベント弁閉鎖後に、2号機に向かう気相の流れが存在した可能性があり、3) に際して、スタック内を落下したエアロゾルの一部が2号機側に流入し配管を汚染したことが推定できる。

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、1号機及び2号機の格納容器ベント及びSGTSラインの汚染要因を検討することである。

<sup>1</sup> 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）

解析には、RELAP5/MOD3 コードを用いた。本コードは軽水炉の安全評価のために米国 NRC 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）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 がサプレッションチェンバー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、サプレッションチェンバー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、ベント配管から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。

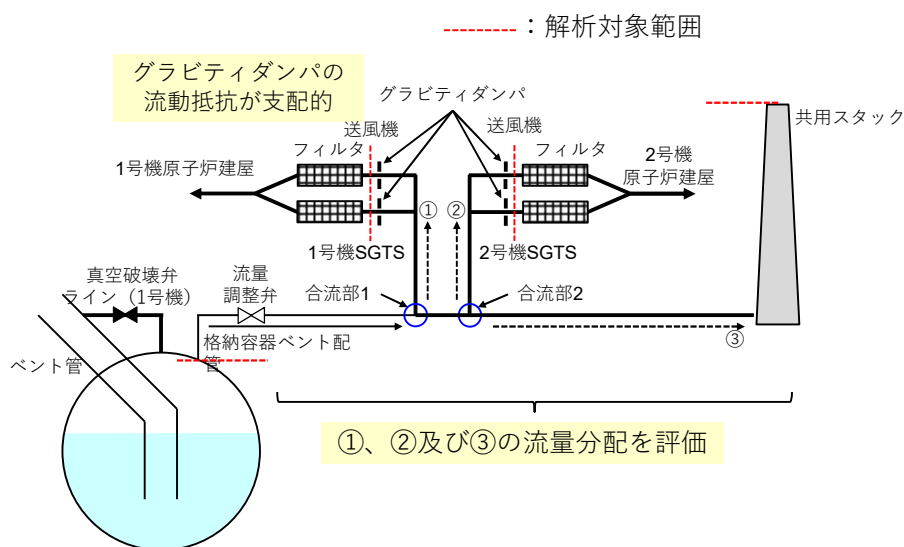


図 1 解析体系の概要

境界条件は、ベント流の入口条件となる圧力抑制室(S/C)の水蒸気、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。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、101.1kPa とした。

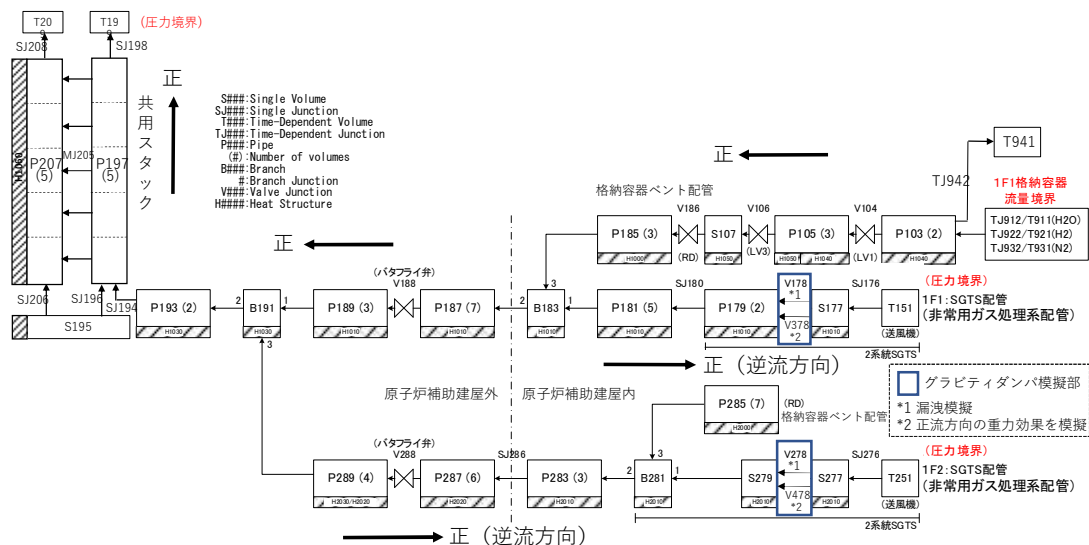
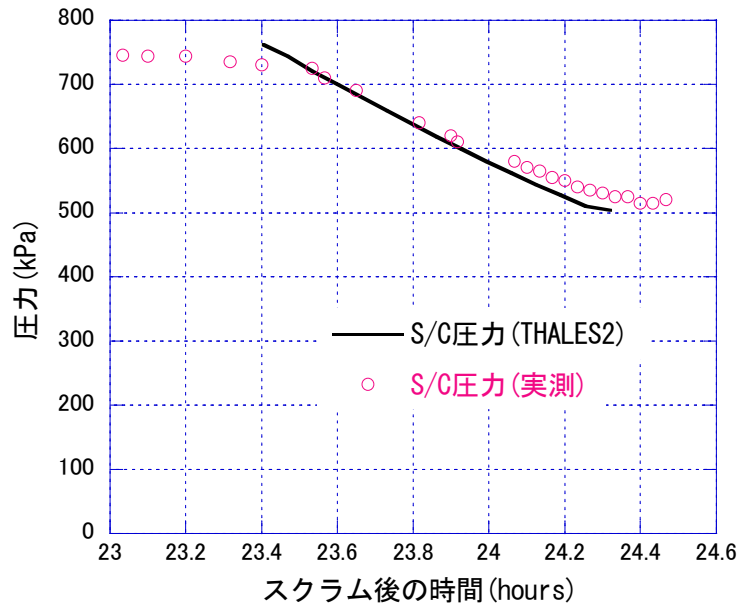


図2 RELAP5 解析モデル

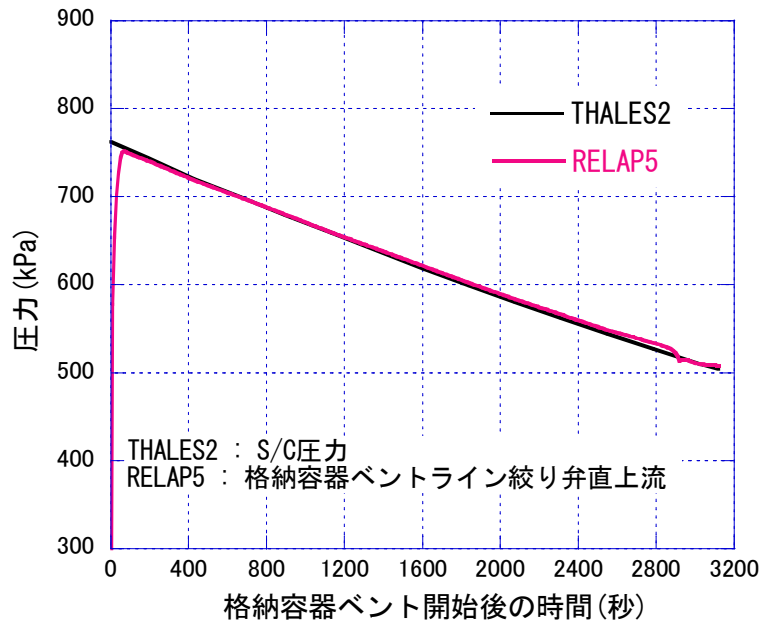
境界条件は、ベント流の入口条件となる圧力抑制室(S/C)の水蒸気、窒素、水素ガスの圧力、温度、流量を、THALES2 コードの結果を用いて与えた。また、スタック頂部と送風機の圧力境界条件としては、地表高さで大気圧を仮定し、重力による静圧の違い考慮し、それぞれ、99.8kPa、101.1kPa とした。

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

解析では、配管系は、RELAP5 の通常のパイプ等のコンポーネントを用いて模擬したが、特に、グラビティダンパについては、二つの流路(RELAP5 ではジャンクションと呼ぶ)で模擬した。一つは漏洩流路を、もう一つは、流路を閉鎖する弁の重力効果を模擬し、差圧が正流方向に重力より大きい場合にのみ全開するようにした。漏洩流路の面積は、基本的な解析条件では、逆流時の差圧と流量に関する設計条件より定めた。また、スタックについては、ベント排気系との接続部より上部の流路を平行な二つの流路で模擬した。この二つの流路は、5か所で水平方向に接続している。



(a) THALES2 コードの結果と実測値の比較



(b) THALES2 コードと RELAP5 コードの結果の比較

図 3 THALES2 コードの結果を用いた境界条件の設定



## 4. 評価結果

### (1) 流量配分

図4においては、グラビティダンパの漏洩面積が設計条件と同じ基本解析条件における、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において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から放射性物質が気体に均質に混合し流出したと仮定する場合、放射性物質の1号機及び2号機送風機への流入量は、それぞれ、0.9TBqと0.4TBqである。この結果は、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。

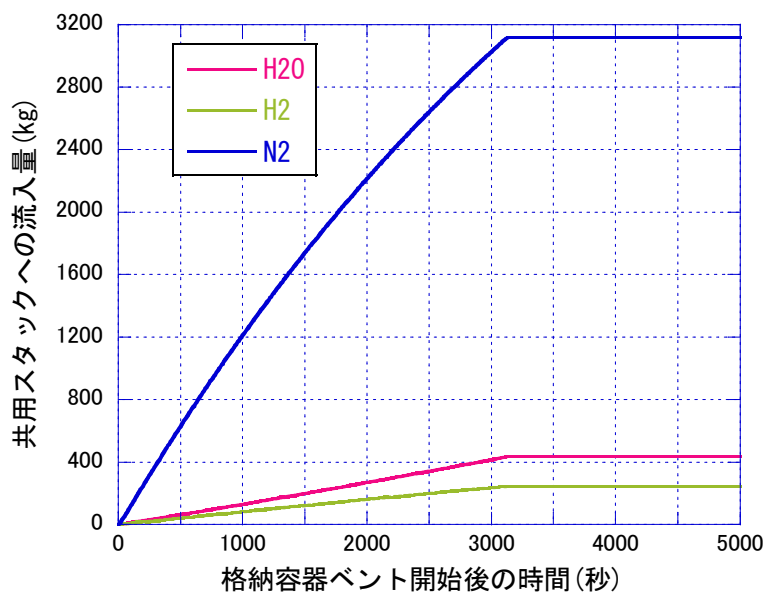


図4 (a) 基本ケースでの共用スタックへの流入量

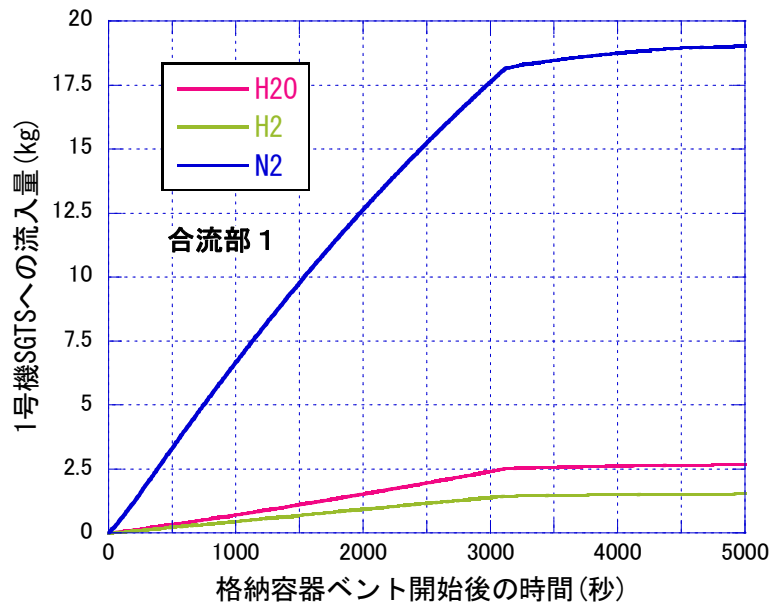


図 4 (b) 基本ケース 合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れの積算値

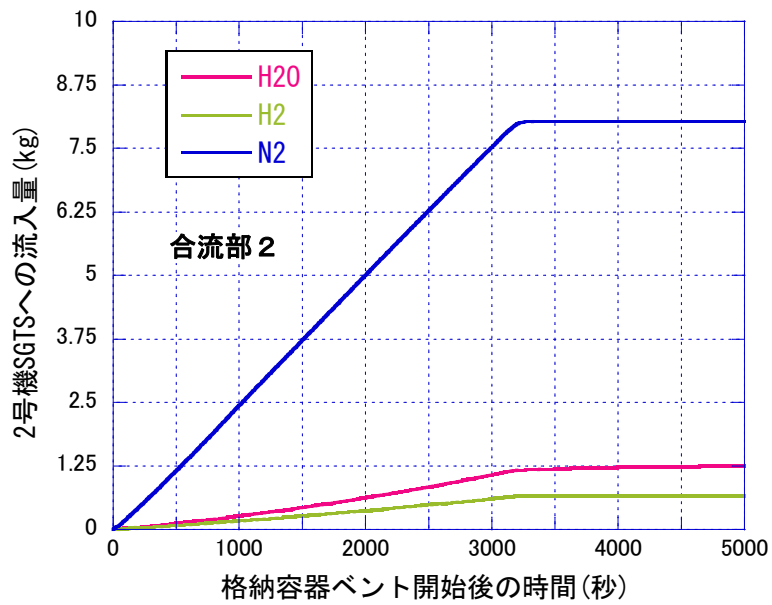


図 4 (c) 基本ケース 合流部 2 から 2 号機送風機に向かう流れの積算値

感度計算 1 の結果は、1 号機及び 2 号機送風機へ流入する質量が、放出される質量に対して 8%及び 5%となり、これは、放射性物資の流入量としては、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 の結果は、1 号機及び 2 号機送風機へ流入する相対質量は、14%及び 5%となり、これは、放射性物資の流入としては、21TBq 及び 8TBq に相当する。

以上の結果は、グラビティダンパの逆流防止機能の劣化が、SGTS 配管やフィルタの汚染状況に強く影響すること、及び、劣化がない場合は、調査結果と整合する結果は得られないことを示した。

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っての変化を示している。

ベント弁上流圧力は、約 750kPa から 500kPa まで直線的に低下するが、臨界流状態となる絞り弁 MOV の直下流の圧力は、102.2kPa から 101.7kPa に緩やかに減少した。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ことが示されている。

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 であった。S/C から放出されたベントガスは流調弁で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、流れとともに、壁から冷却されることにより、ガス温度は低下する。一方、壁温度は、絞り弁 MOV 上流を除き、ほぼ境界条件として設定した外壁温度に近い温度になっている。

ベント弁からスタックに向かう流れ及び1号機送風機に向かう流れにおいて、気相温度は飽和温度より高く過熱状態にあり、また、壁温度より高い。このため、気相は、ほとんど単相で過熱した状態である。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 ぐらいの範囲は過熱されているが、そこから離れた領域では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。凝縮量は、この流路の入口から流入する蒸気量のおよそ35%に相当した。

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した。気相の混合により、上昇側流路の入口領域で温度は287K程度、頂部付近で、ほぼ外気温度の281Kであった。同じ高さの二つの流路での速度を平均した正味の上昇速度は、約0.2m/sであり、ベントから排気された気体は、平均的には約600秒スタック内に滞在した後、頂部から放出された。これは、約26TBqの放射性物質が蓄積することに対応する。ベント弁が閉鎖された直後に、ベント系内の流れは停止し、以降、汚染状況に影響しそうな有意な流れは計算されなかった。

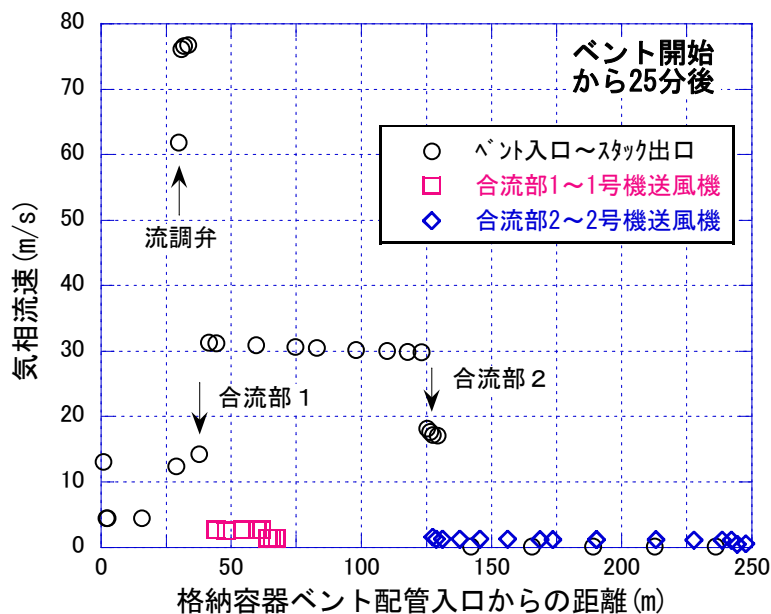


図5 (a) 感度計算1における気相流速分布

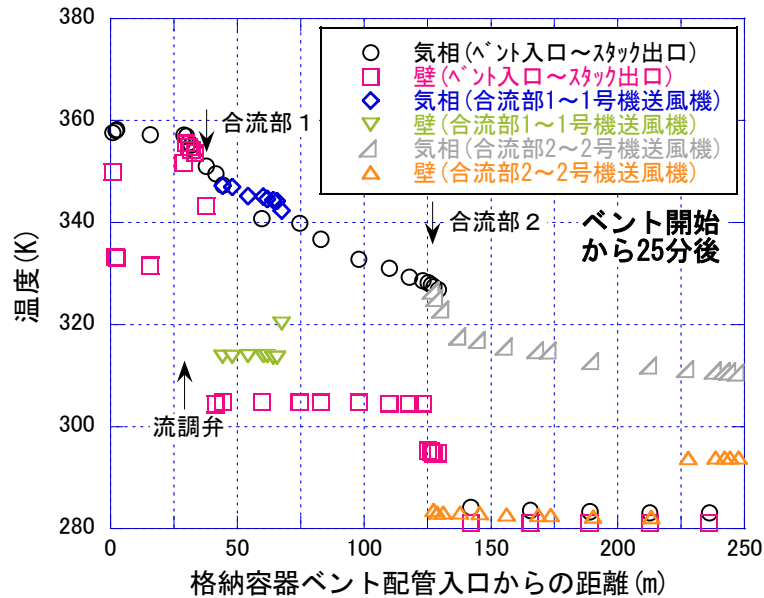


図 5 (b) 感度計算 1 における気相及び壁内面温度

### (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、スタック上部ではスタックから外気が流入することが考えられることから、1 流路モデルは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。ただし、2 流路モデルとしても、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、流速は下降流、上昇流ともに大幅に過大評価すると考えられる。

### (4) 圧力境界の影響

スタック頂部、1 号機及び 2 号機原子炉補助建屋での圧力を、大気圧と設定した解析においては、ベント弁開放前、及び、閉鎖後に、ベント弁作動時と同じオーダーの流動が発生した。これは、静圧効果を考慮せずに境界圧力を設定したことによ

る。そこで、本解析では、地表面において大気圧とし、各圧力境界の高さと理想気体を仮定した密度を用いて、静圧効果を考慮し解析したが、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無い状況を達成するために、1号機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、流れが実効的に無い状況とは、流れが0.005kg/s以下である状況とした。この値は、感度計算1において、2号機に向かう配管内の流量が0.05kg/s程度であることによる。

この微妙な圧力境界の影響は、ベント配管システム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。例えば、スタックを1流路で模擬する場合、2号機へベントガスが流入しなかったが、1流路と2流路モデルにおいて、スタック底部の圧力の違いは、数百Pa程度であり、大気圧の0.1%オーダーの違いに相当する。この結果は、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変化すると、特に、ベント終了後の流れに微妙に影響する可能性を示している。

#### (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、様々は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評価する。

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

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

で表される。ここで、 $v_f$ は流体速度、 $v_d$ は沈着速度である。式中の配管方向の位置と流体速度の比 $x/v_f$ は、流体がその位置に到達するのに要する時間、すなわち、配管での流体滞在期間を意味する。また、上式は、fは流路断面積と沈着する管内壁面積に定まる定数で、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配管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、相変化を伴う拡散泳動、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、粒形分布を考慮し、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、 $1\mu\text{m}$  口径のエアロゾルについて、概略的に付着挙動を評価する。

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  $0.4\text{mm/s}$  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  $0.023\text{TBq}$  程度の汚染に対応する。

合流部 1 から 1 号機送風機へは、熱泳動と重力沈降が合わせて  $0.03\text{mm/s}$  であり、約 25m の距離の間で、流入量の 0.4% 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、 $0.05\text{TBq}$  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は、配管内の流速は  $1.2\text{m/s}$  程度であり、凝縮流に伴う拡散泳動と重力沈降が比較的に大きな沈着速度を与える。拡散泳動については、壁への一様な凝縮を仮定する場合、沈着速度は  $0.04\text{mm/s}$  程度、また、 $1\mu\text{m}$  のエアロゾルの重力沈降による沈着速度は、 $0.08\text{mm/s}$  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、 $0.4\text{TBq}$  が付着することになり、配管内の汚染分布と整合していない。

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、 $10\mu\text{m}$  まで口径が大きくなると仮定すると、沈着速度は  $2\text{mm/s}$  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し、観測された汚染状況の原因となっている可能性がある。

ただし、合流部 2 から約 10m の範囲では、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。別の理由として、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している際に、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、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から、その可能性は否定できない。

## Appendix（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 Cs137 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に高い汚染が確認された。ガンマカメラによる Cs137 の汚染密度の測定からは、約 2~3 Sv/h と推定される<sup>1</sup>。（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 号機共用排気筒に繋がる 1 / 2 号機 SGTS 配管接続部付近の SGTS 配管の線量率測定では、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）

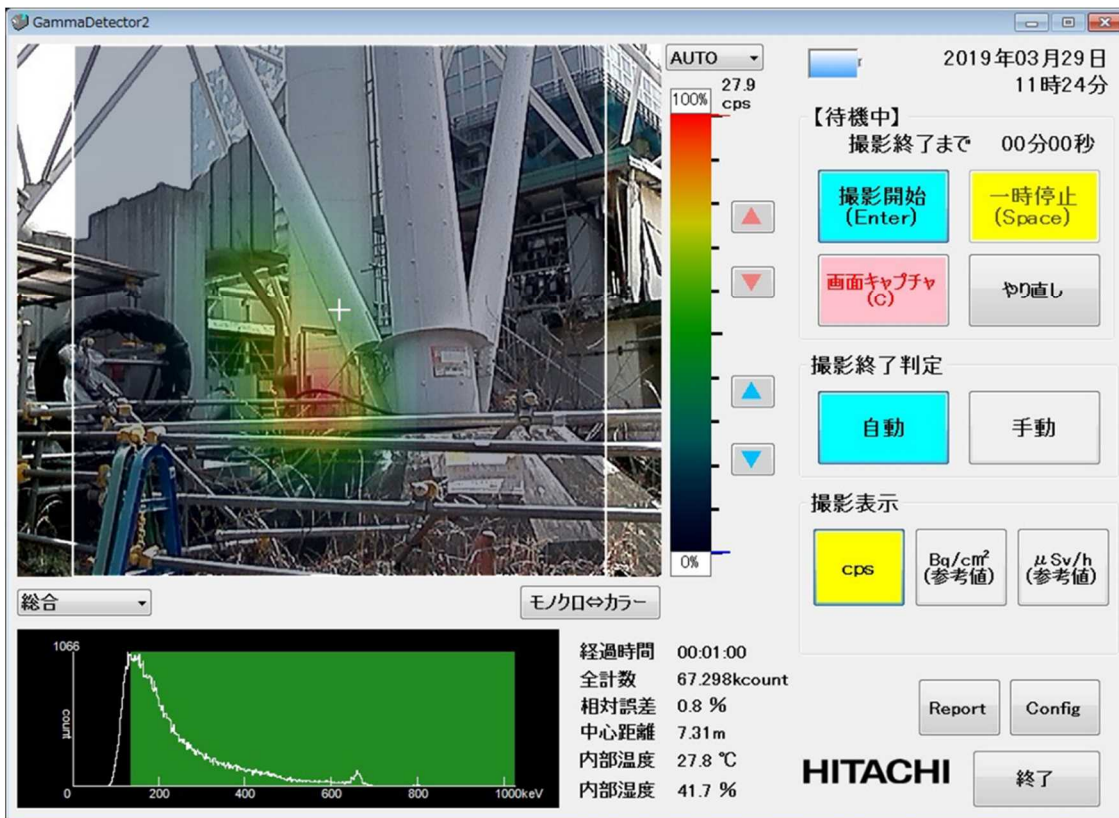
一方、1 / 2 号機共用排気筒の上部については、2019 年から 2020 年にかけて東京電力が解体した排気筒上部の切断片<sup>2</sup>の線量測定を実施した。その結果、排気筒上部の線量率は、0.1~0.7 mSv/h 程度であった。（3. 参照）

---

<sup>1</sup> 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 平山 英夫、林 克己、岩永 宏平、近藤 健次郎、鈴木 征四郎）による手法で評価

<sup>2</sup> 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)

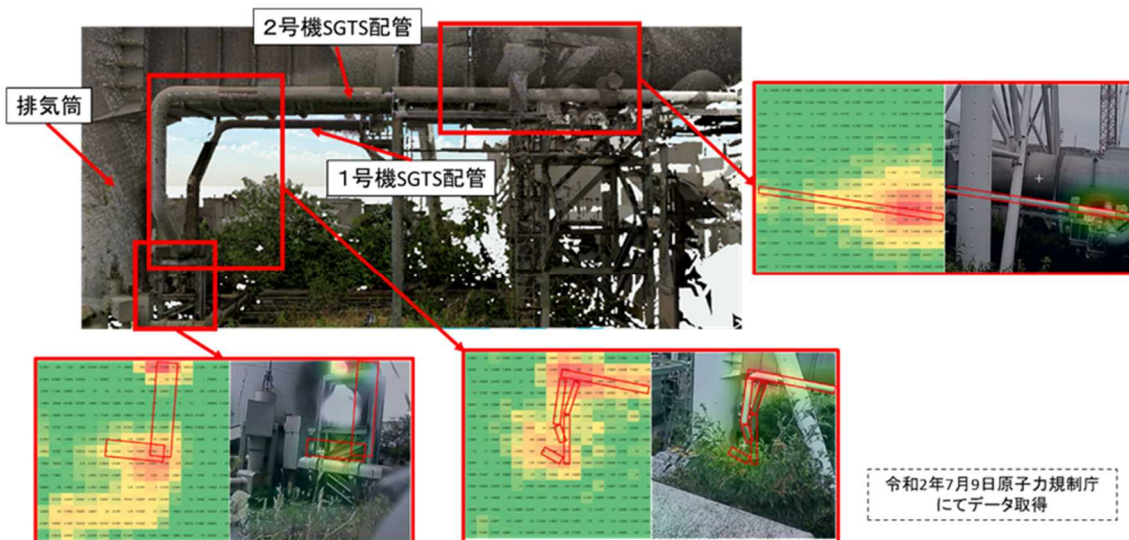


図2 1 / 2号機 SGTS 配管接続部付近 (ガンマカメラ)

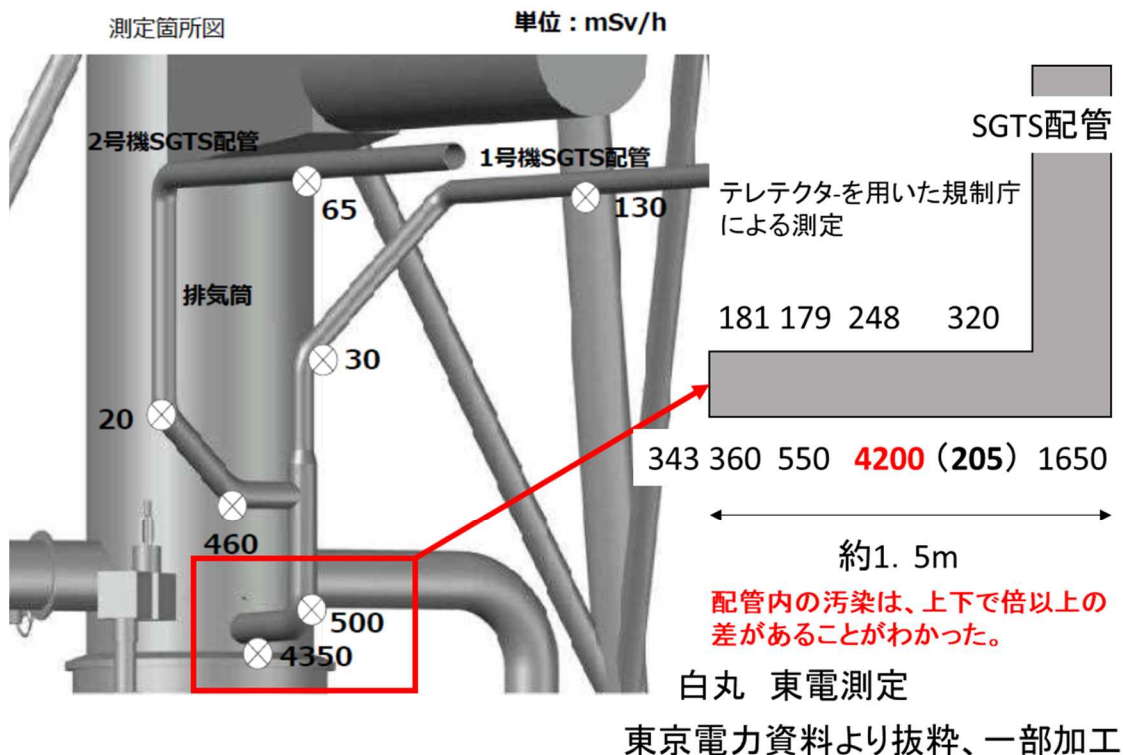


図3 1 / 2号機 SGTS 配管接続部付近の SGTS 配管（テレテクター）

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事故直後に 10 Sv/h を超える線量が測定される<sup>3</sup>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 配管の線量調査<sup>4</sup>でも、1 / 2号機共用排気筒接続部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、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、排気筒に繋がる 1 / 2号機 SGTS 配管接続部付近の SGTS 配管では、配管下部の方が上部

<sup>3</sup> 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ピットへの対策（2016年5月11日 東京電力ホールディングス株式会社）

<sup>4</sup> 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）

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、排気筒基部では3 mSv/h程度であった。共用排気筒に繋がるSGTS配管において、配管下部の方が上部よりも高線量になる傾向は、3/4号機共用排気筒には見られない現象である。

この原因を調査した結果、1/2号機共用排気筒にはベントガスを排気筒頂部まで導く排気配管が存在せず、原子炉格納容器から導かれたベントガスが単純に排気筒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。これが、1/2号機共用排気筒下部の著しい汚染の原因であると判断する。

この結果、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(SGTS配管径約40cm、排気筒基部口径約320cm)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たと考えられる。その結果、水溶性のCs化合物が排気筒基部に留まり、排気筒基部の汚染が進んだと考えられる。

### ○1, 2号機スタック構造

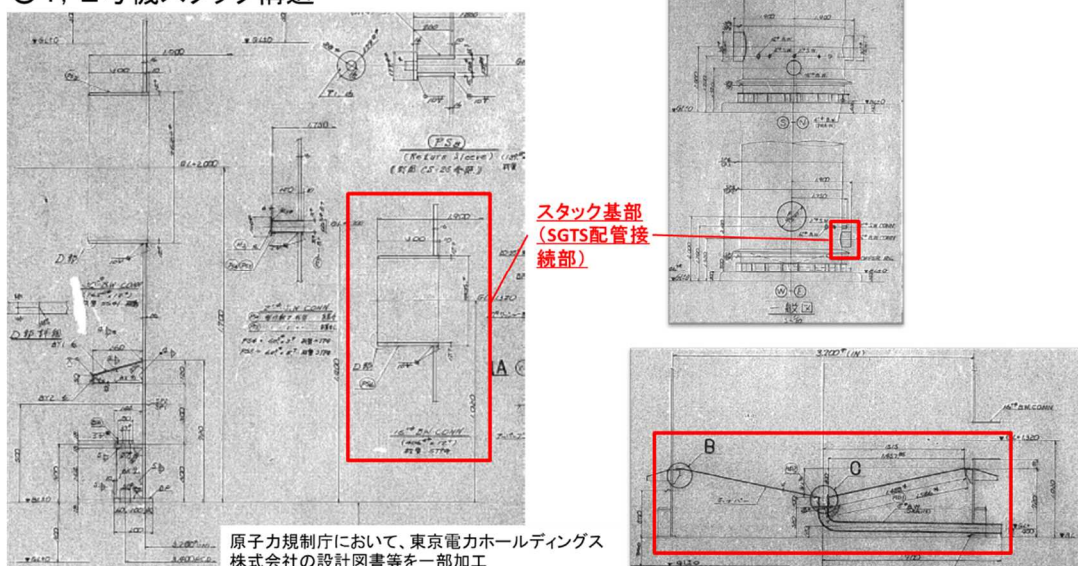


図3 1/2号機共用排気筒の構造



### ○3、4号機スタック構造

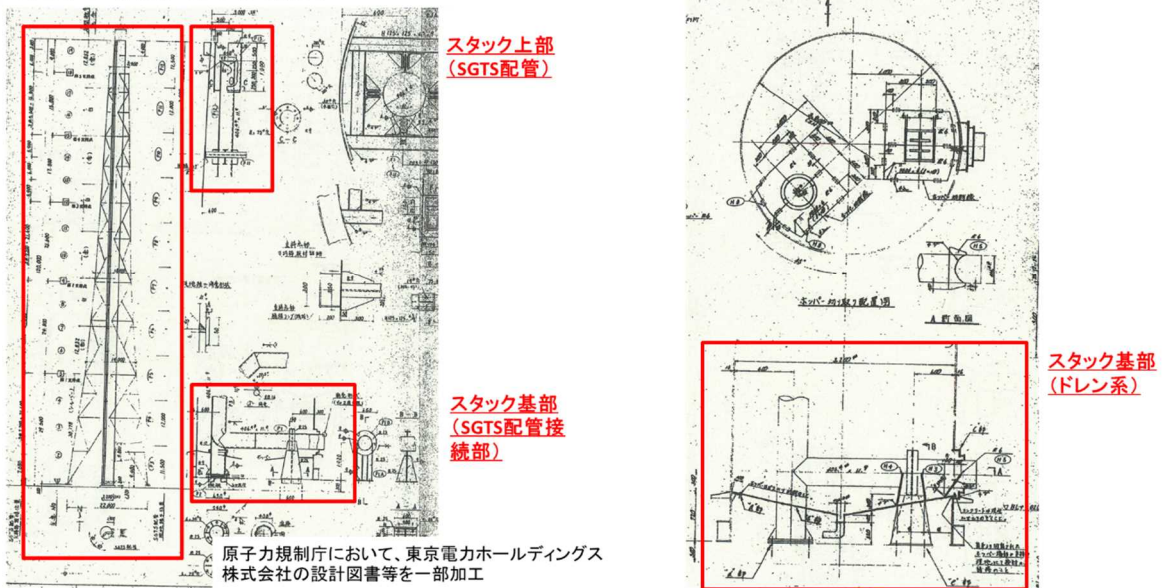


図4 3 / 4号機共用排気筒の構造

### 排気筒内部調査について



#### ○ 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 号機共有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<sup>5</sup>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 配管表面の放射線量を測定する SGTS 配管近傍線量調査を実施している。(図 7)

### 3. SGTS配管内部調査について (案)

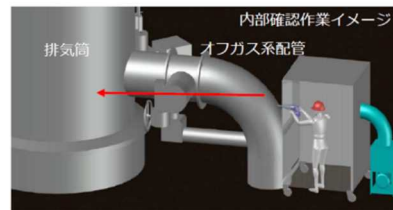
TEPCO

#### ○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 (鉄栓及びペロメタルにて閉止)



#### ○調査時期

3月中旬～5月中

#### ○ダスト対策

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

#### ○被ばく低減対策・想定被ばく量

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



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

3

図 6 排気筒内部調査の概要 (東京電力調査)

<sup>5</sup> 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)

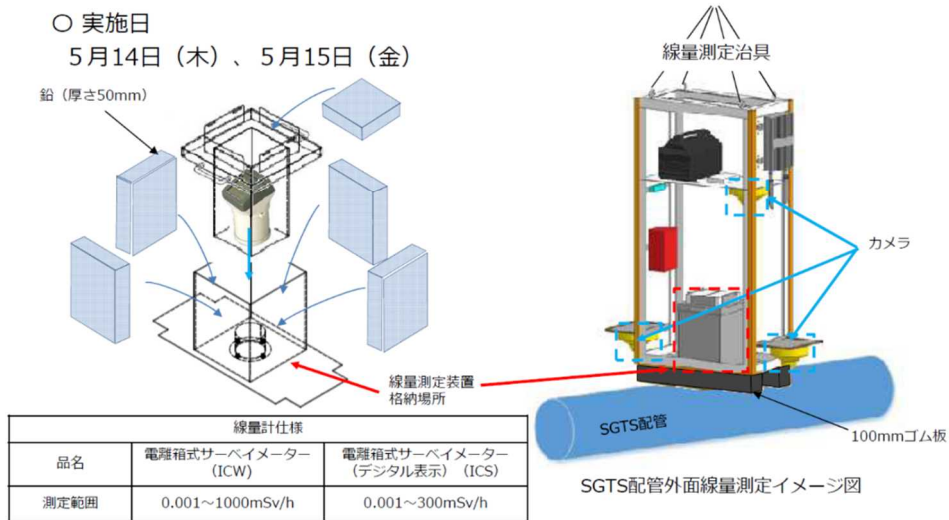
### 3. SGTS配管近傍線量調査について

○ 実施内容

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

○ 実施日

5月14日（木）、5月15日（金）



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 の高い放射線量が確認された。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

(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

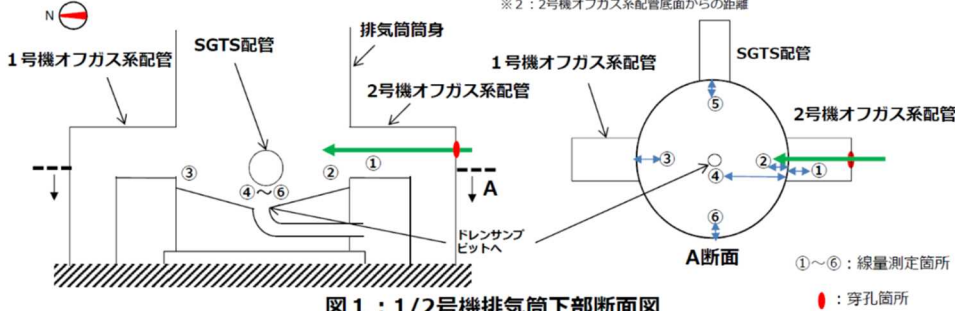


図1：1/2号機排気筒下部断面図

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)

10

5. 排気筒内部調査について

(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

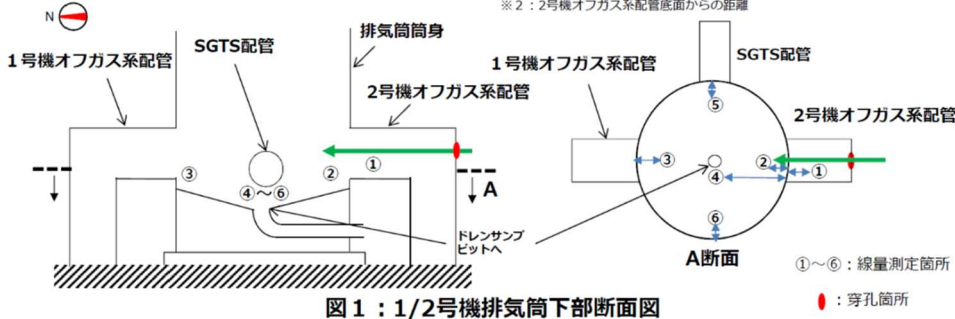


図1：1/2号機排気筒下部断面図

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9 SGTS配管近傍線量調査結果 (東京電力調査)

10



### 3. SGTS配管近傍線量調査について

#### (2) 高線量箇所について

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



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

図10 SGTS配管近傍線量調査結果(高線量箇所)(東京電力調査)

### 3. 1/2号機共用排気筒解体筒の切断片の線量測定等

調査チームは、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当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。

線量測定等は、図11に示す排気筒解体筒の切断片となる筒身16ブロック及び鉄塔7ブロックのうち、筒身の3ブロック(No.5、No.7、No.9)について行った。



# 1. 1/2号機排気筒解体概要

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

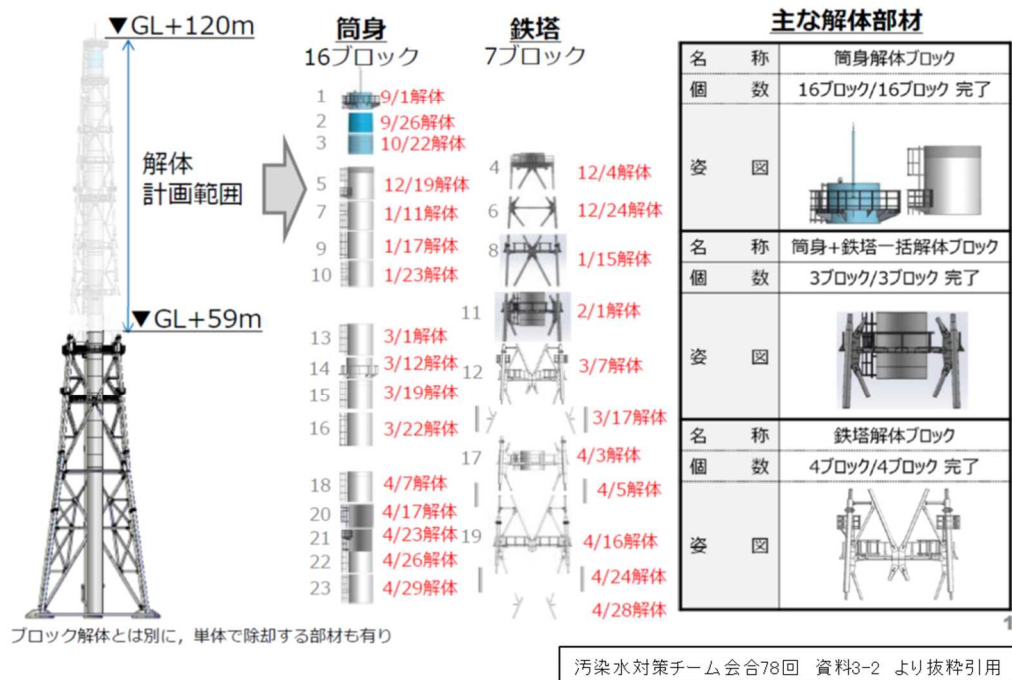


図 1 1 1 / 2 号機排気筒解体概要 (東京電力調査)

排気筒解体筒の切断片 (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当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。

電離箱による線量当量率の測定では、電離箱のカバーを外し  $\beta$  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測定結果を図 1 2 に、ガンマカメラによる汚染密度分布の測定方法を図 1 3 及び図 1 4 に示す。

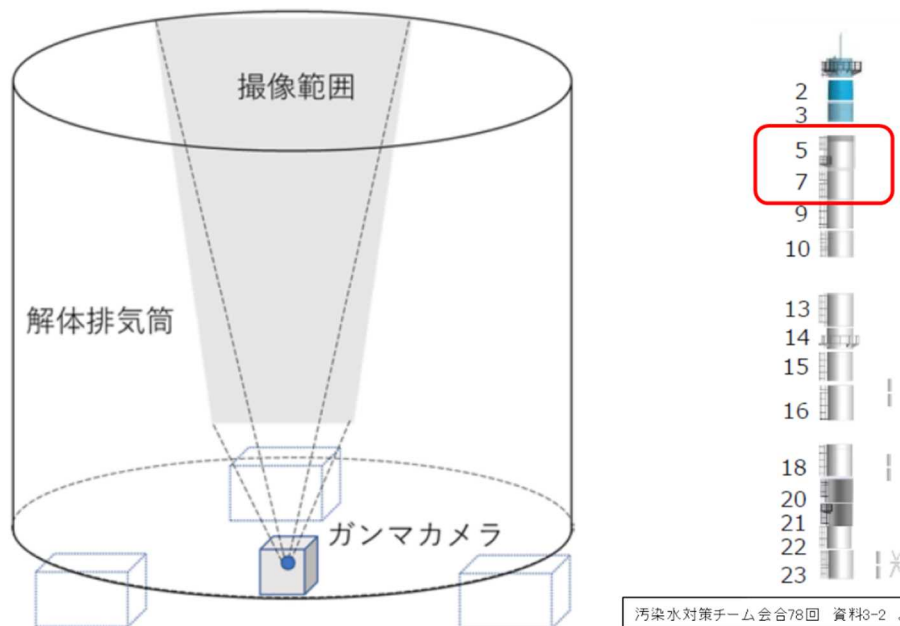
参考4-2. 1~18ブロック目解体部材の表面汚染密度測定結果<sup>※1</sup> **TEPCO**



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測定結果 (東京電力調査)

排気筒切断片 No.5、No.7



汚染水対策チーム会合78回 資料3-2 より抜粋引用

図13 排気筒切断片 (No. 5 及び No. 7) の測定方法 (縦置き)

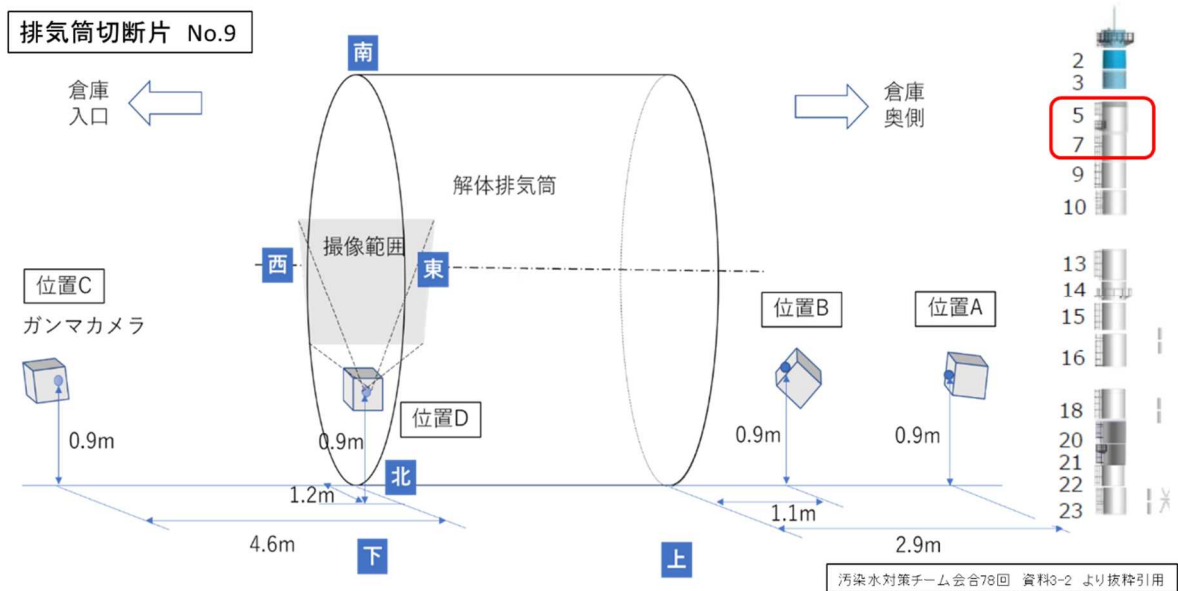


図 1 3 排気筒切断片 (No. 9) の測定方法 (横置き)

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レベル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 1 4)

なお、 $\beta$ 線の測定では、 $\gamma$ 汚染に比べて $\beta$ 汚染による汚染レベルが高く、 $500\text{Bq}/\text{cm}^2$ 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 $\text{Cs}137$ によるものであり、今回の調査では、 $\text{Sr}90\text{-Y}90$ による $\beta$ 汚染は確認されていない。

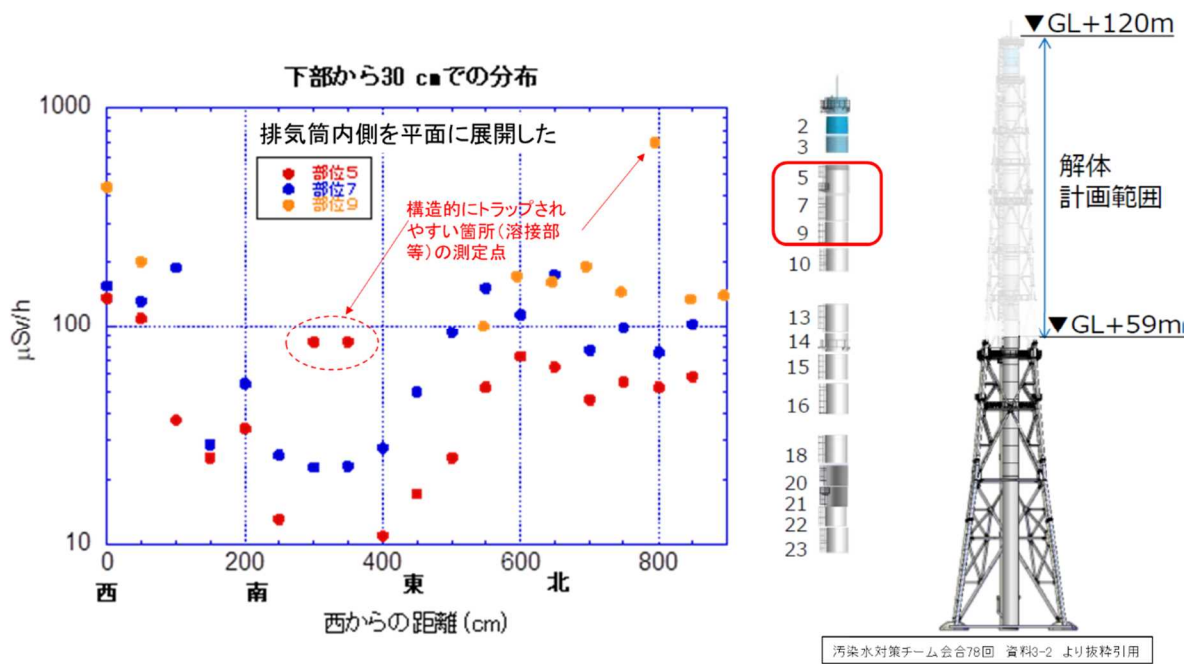


図 1 4 電離箱による線量当量率の測定結果（調査チーム）

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 1 5～1 7）

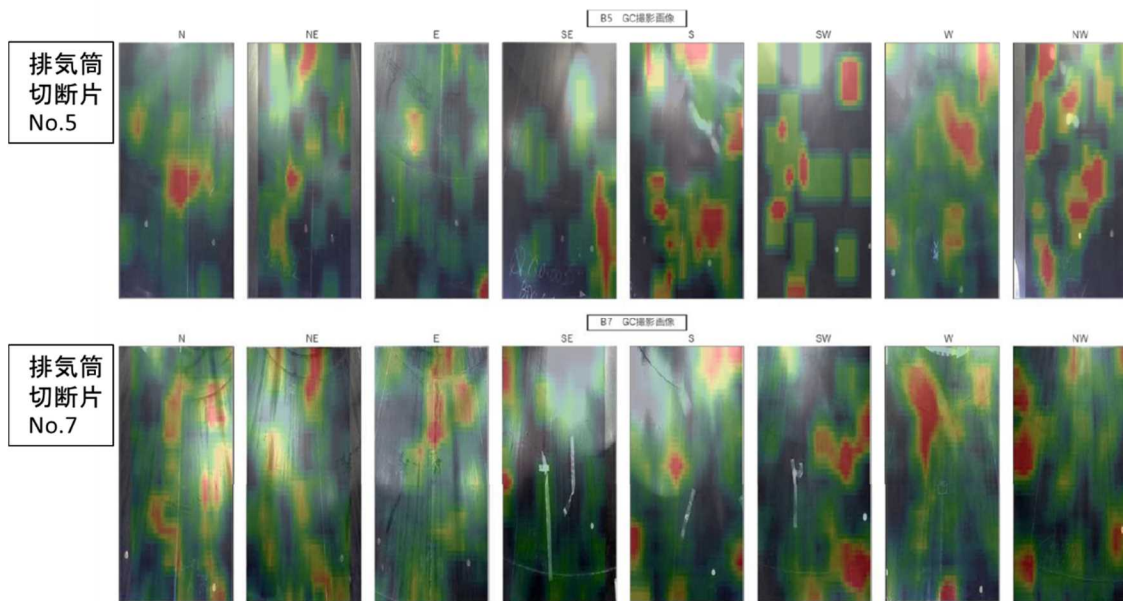


図 1 5 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像（No. 5, No. 7））



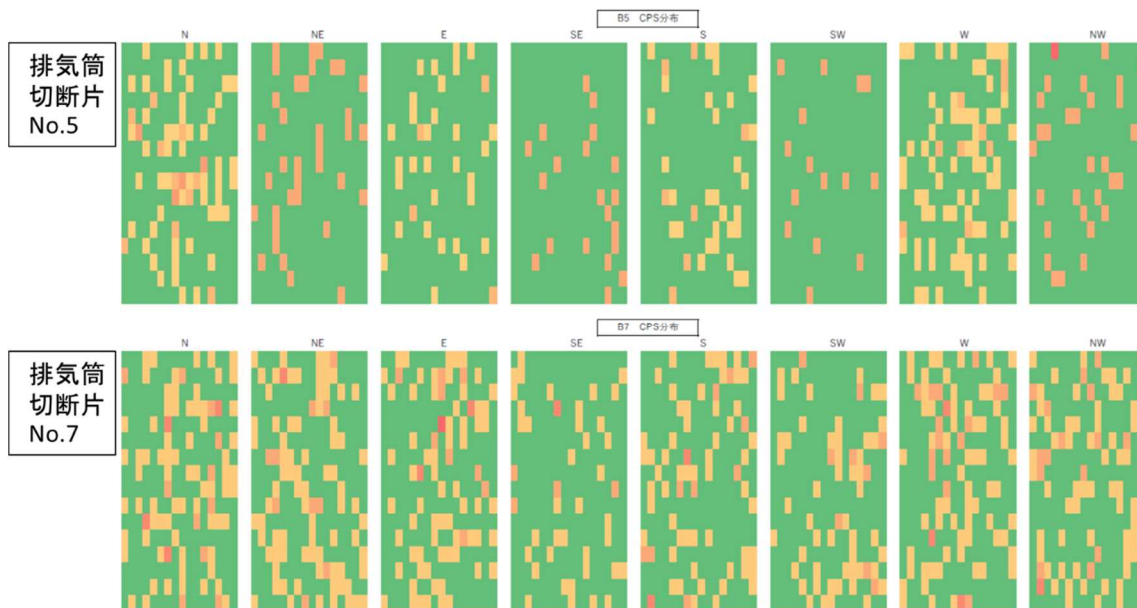


図 1 6 排気筒内面の汚染密度分布（計数率分布（No. 5, No. 7））

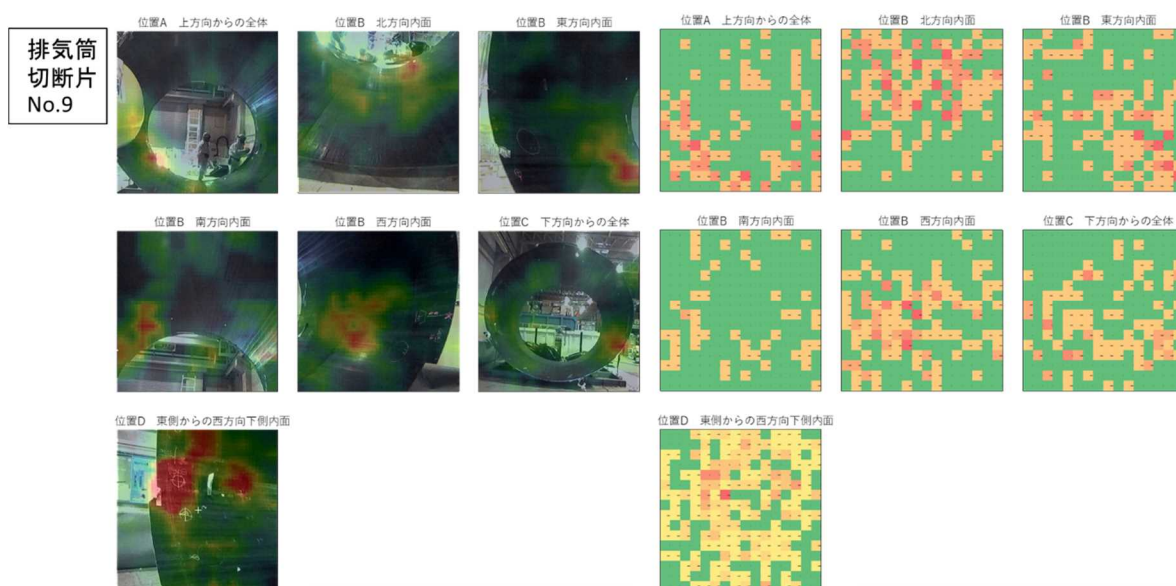


図 1 7 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像及び計数率分布（No. 9））

## Appendix（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号機の SGTS 配管系は、SGTS フィルタ等が設置されている SGTS 室内の線量が高く、数 1000 mSv/h オーダーの汚染レベルとなっている<sup>1</sup>。

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

SGTS 室から共用排気筒までの SGTS 配管の汚染程度は、1/2号機 SGTS 配管系で 20～60 mSv/h、3/4号機 SGTS 配管系で 10 mSv/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 2000～4000 mSv/h、3/4号機共用排気筒基部では 3 mSv/h となっている。

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、汚染レベルが高いことが確認された。（図1）

---

<sup>1</sup> 東京電力の調査では 2011 年に SGTS 室入口で 5 Sv/h 以上の線量率を確認している。

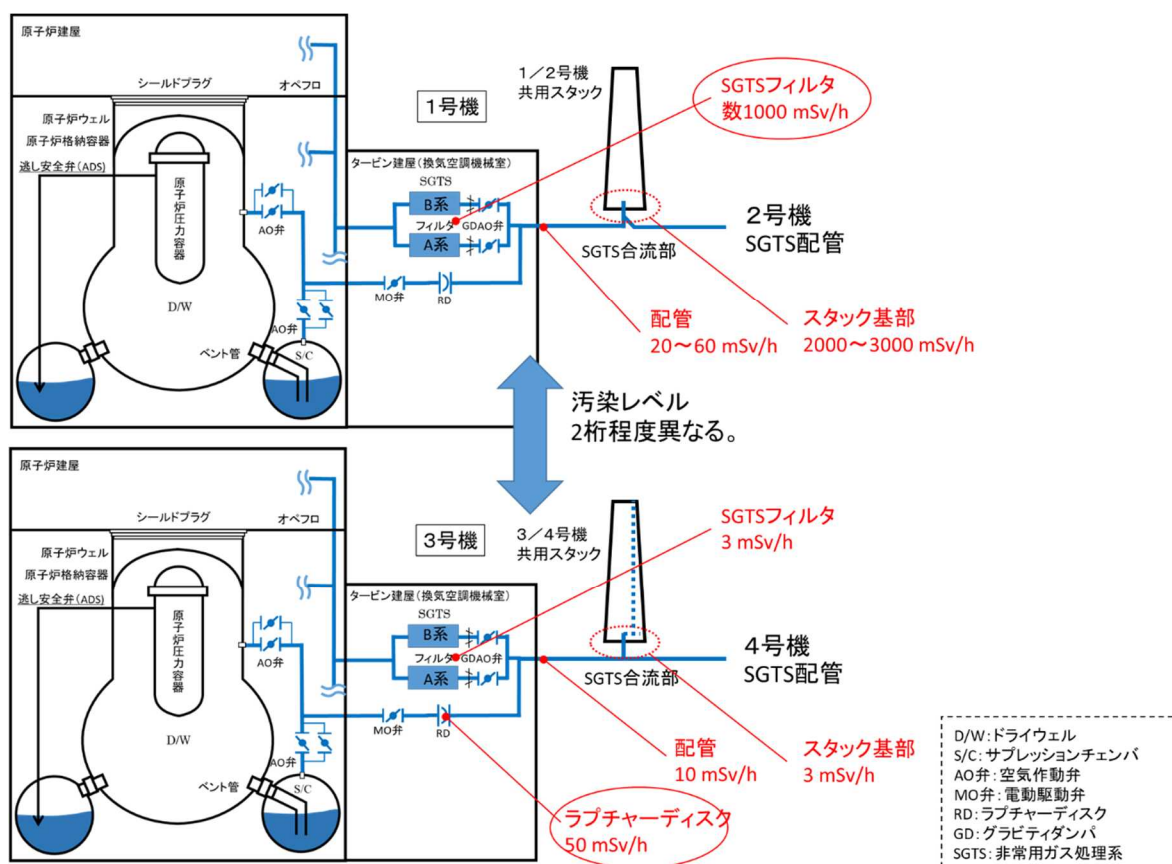


図1 1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の汚染程度

1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系では、2号機のラプチャーディスクが不動作（破裂せず）でベントに成功していないこと（別添2参照）、及び4号機は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、2号機及び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、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並びに3. 真空破壊弁からのバイパスの可能性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、ベントの約12時間前には原子炉圧力容器圧力が1MPa(gage)を下回り、この時点で原子炉圧力容器下部の大きな破損が想定される。(図3)

一方、3号機では、ベント時点まで原子炉圧力容器圧力は7MPa(gage)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への漏えいが多少あったとしても、炉心が原子炉圧力容器下部に落下するような事態には至っていなかったと判断している。(図4)

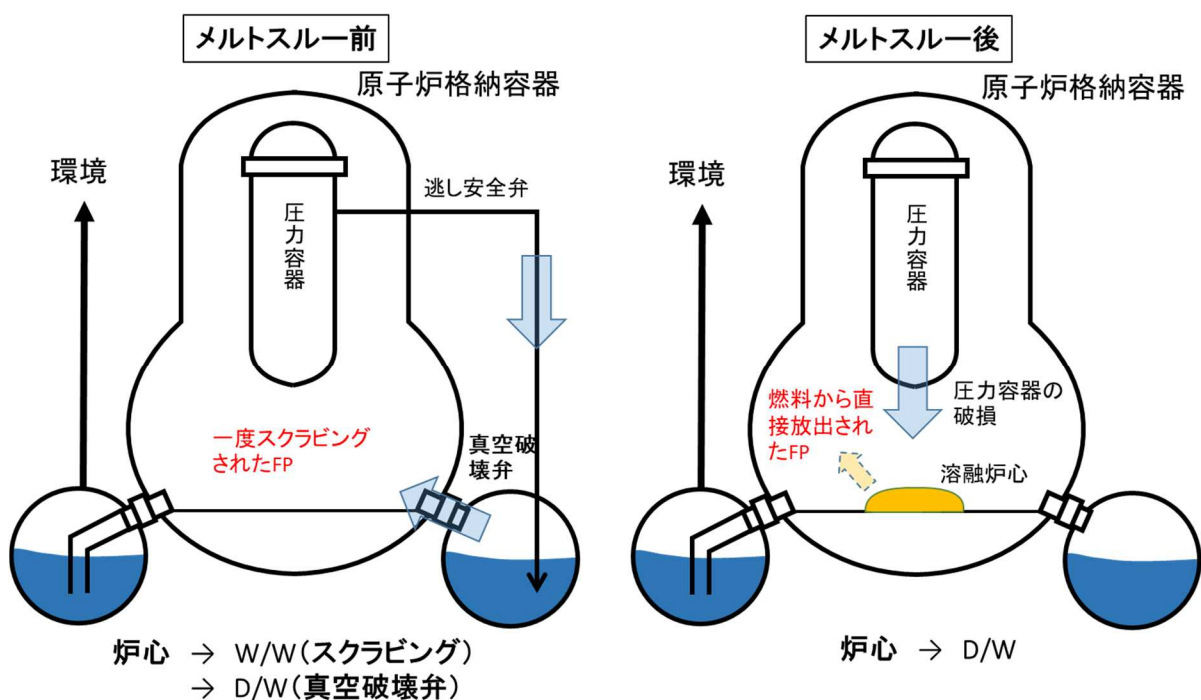


図2 ドライウェルへの主要なFP移行経路の比較



1号機

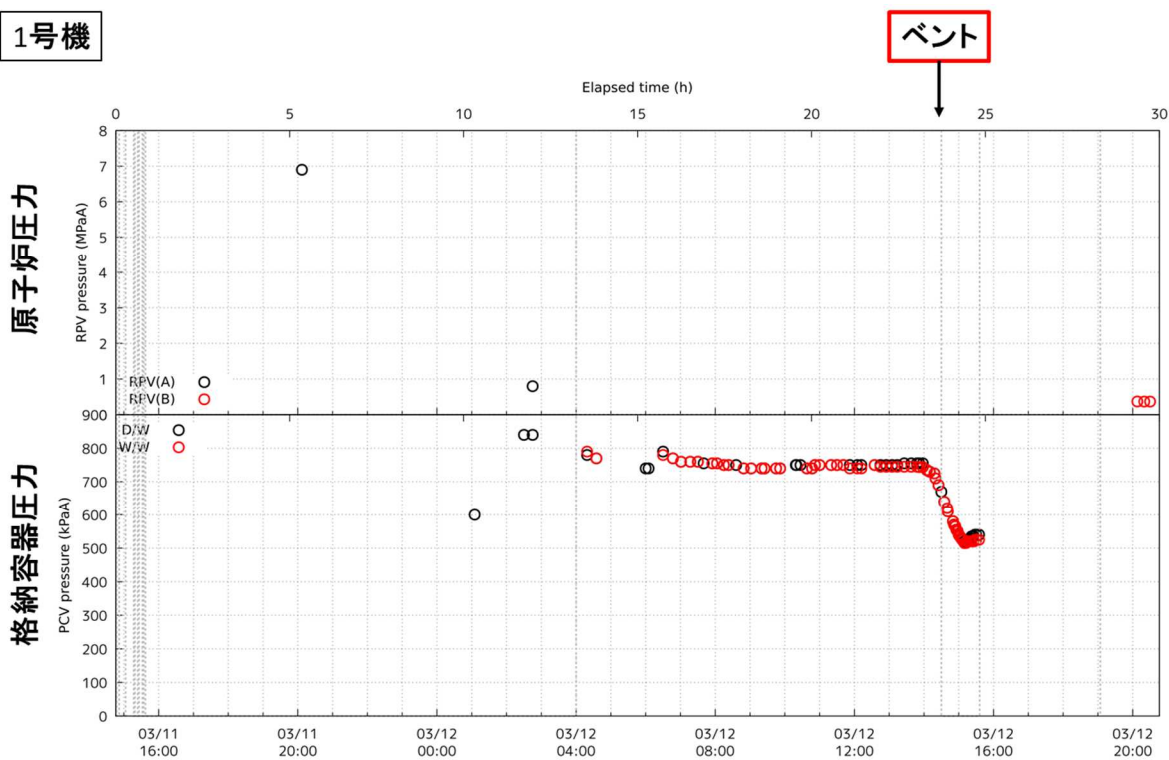


図3 1号機原子炉圧力の推移

3号機

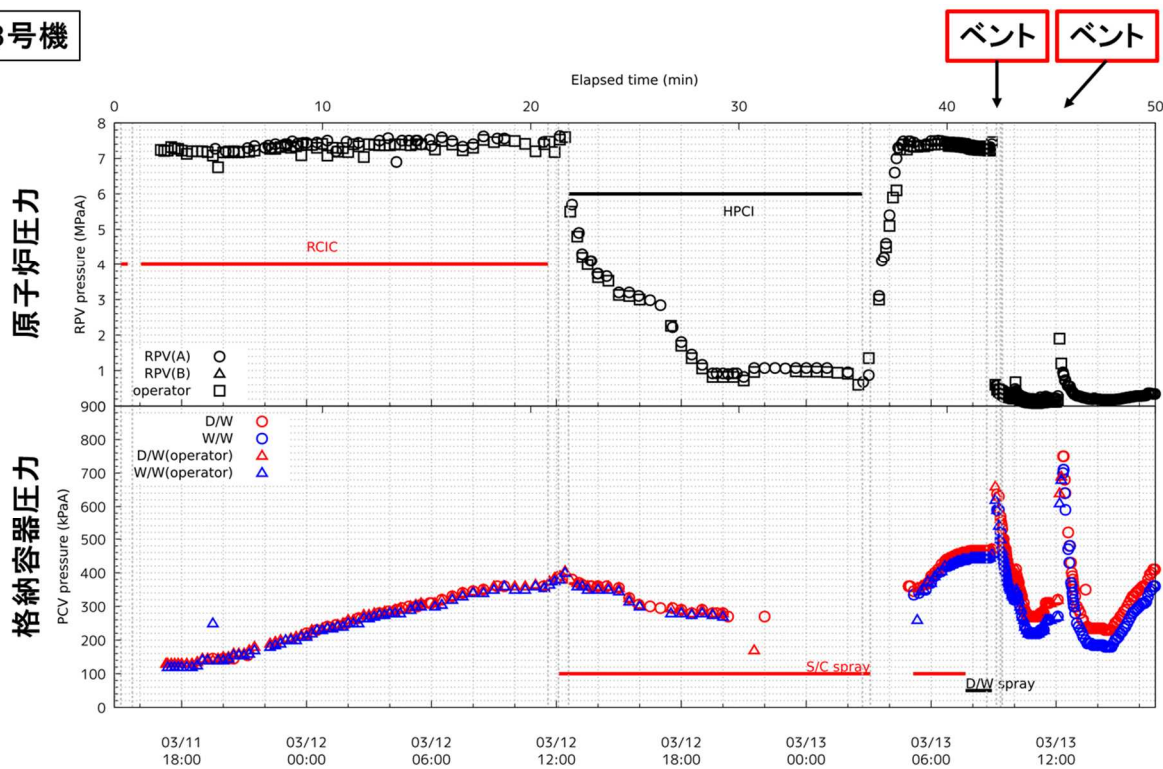


図4 3号機原子炉圧力の推移

## 2. サプレッションチェンバにおけるスクラビングによる除染係数

従来、1号機と3号機では、1号機の方がサプレッションチェンバ (S/C) の内部水の温度が高く、飽和温度に近かったことによって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、スクラビングによる除染係数 (DF) が著しく低くなったとの考えが提示されてきた。

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

各種事故シーケンスを模擬した実験条件範囲内では、

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

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

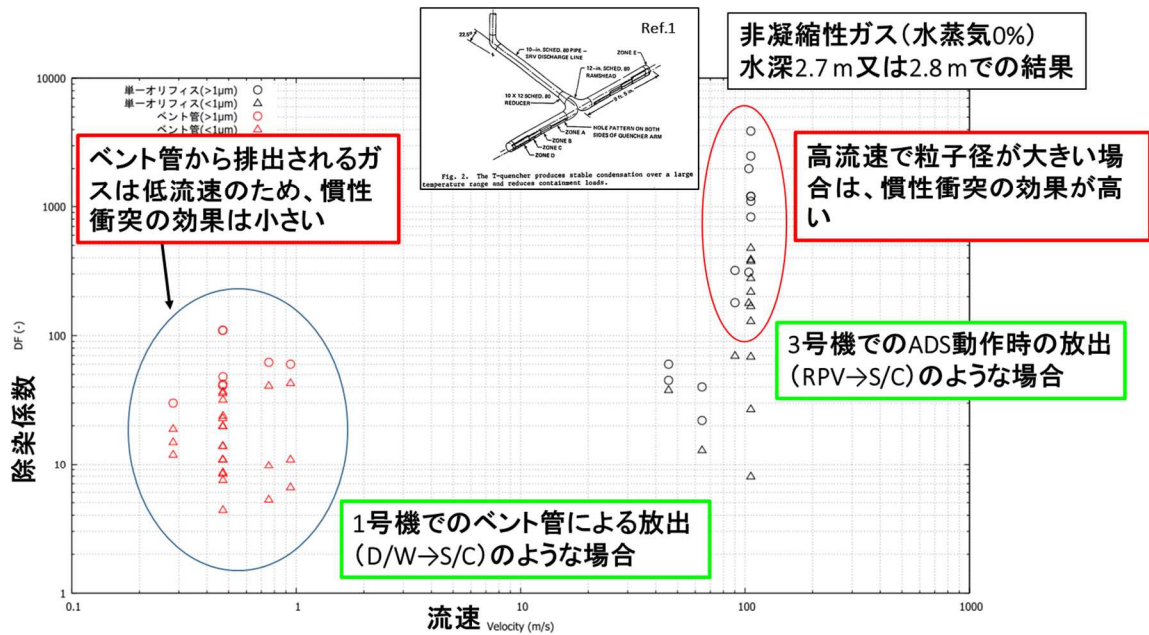
ガスの流速と除染係数の観点からのスクラビング効果の比較 (図5)

- 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。

---

<sup>2</sup> 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。

# 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

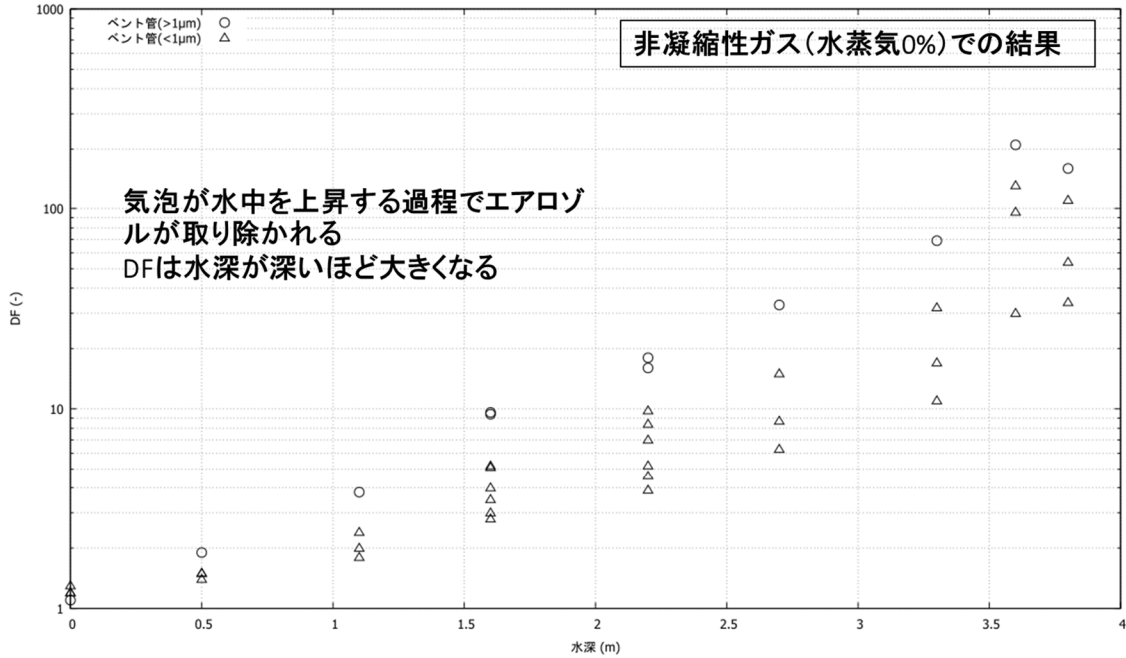
東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第10回会合 資料2「1,2号機及び3,4号機ベント配管の汚染に関する解析等について」より引用

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 (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 DFは水深が深いほど大きくなる。

# 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サプレッションチェンバ水位やサプレッションチェンバの内部水の温度条件付近では、除染係数は、スクラビング時の水位が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得たことから、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事実在即していないと判断する。

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

### 3. 真空破壊弁からのバイパスの可能性

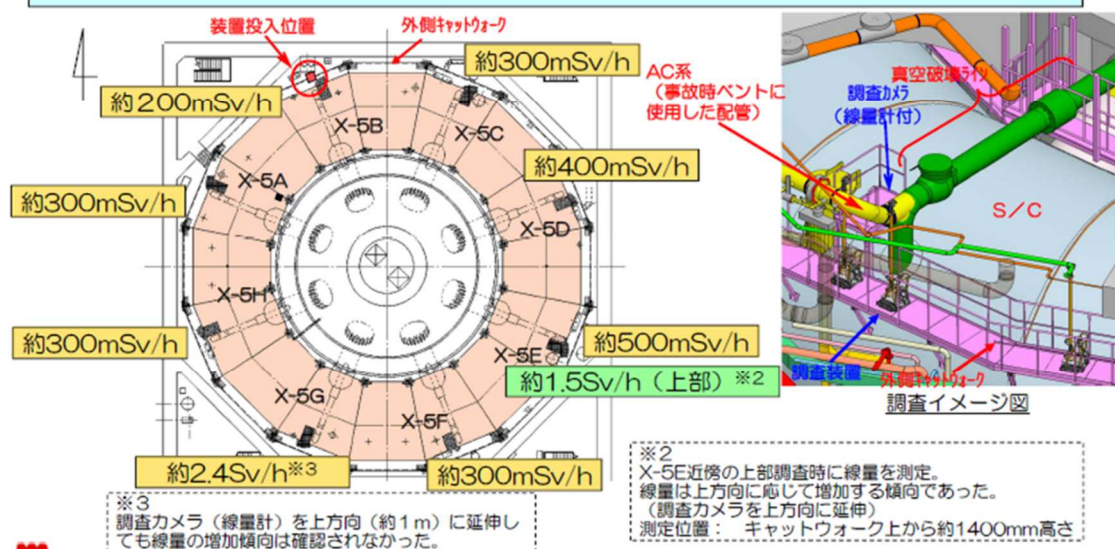
東京電力が2014年6月に行った1号機S/C上部調査<sup>3</sup>では、S/C上部のキャットウォーク上を調査装置(線量計付き調査カメラ)が移動し、線量が測定されている。

この線量測定結果では、S/Cに繋がっている真空破壊弁の一つ(X-5E)で約1.5 Sv/hの線量が測定された。他の真空破壊弁については、約200~400 mSv/hであり、当該真空破壊弁(X-5E)が1桁程度高い値であった。(図7)

## 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<sup>※1</sup>)

※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にて測定。(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7 1号機トーラス室内線量分布(東京電力調査)

そのため、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。(図8)

<sup>3</sup> 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)



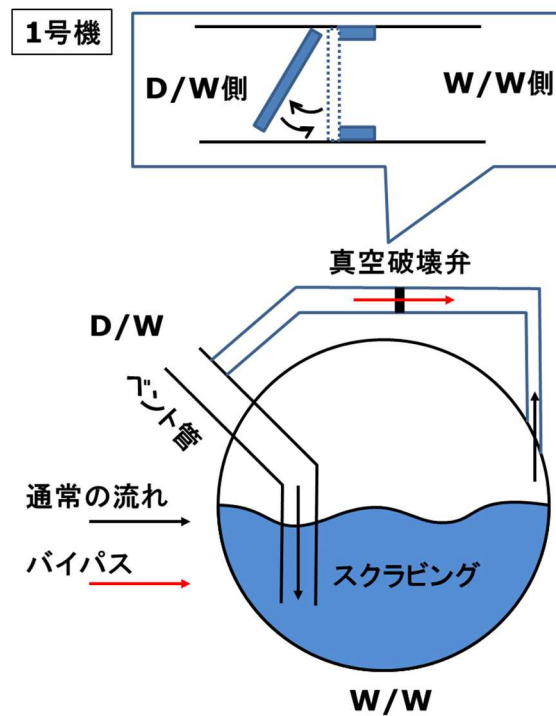


図8 真空破壊弁のバイパス

しかしながら、D/W内の気体がスクラビングを経由せずに直接ベント配管系に流れ出たのであれば、もっと強い汚染が予想される。また、真空破壊弁が機能を喪失するとは考えにくく、真空破壊弁のシール破損が見られた福島第二原子力発電所1号機においても大規模な漏えいは生じず、その機能は維持されたことが確認されたことなどから、上記の指摘については、今回の事象の説明としては、不相当と判断する（別添5-2）。

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。

## Appendix (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エルベントが実施され、圧力抑制プール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<sup>1</sup>

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<sup>1</sup>

実験条件は、表 1 に示すように実機条件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 解析で得られた結果(初期に $\sim 2500$  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 $\sim 5$  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( $\text{BaSO}_4$ )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<sup>1</sup>。なお、プール水温の影響に関して、常温 $\sim$ 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<sup>1</sup>。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<sup>1</sup>

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

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

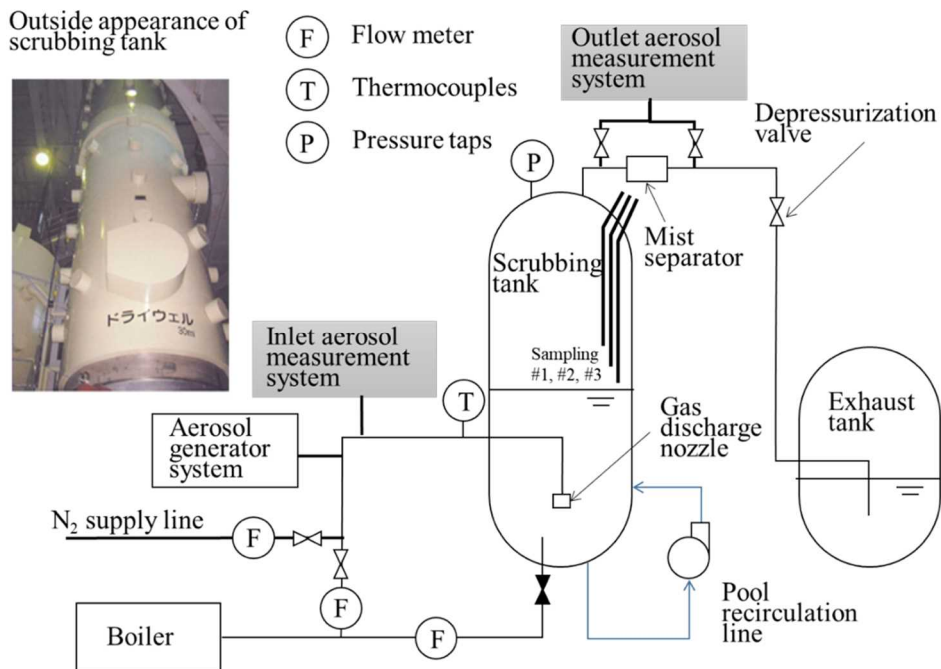


図 1 実験装置の概略図<sup>1</sup>

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

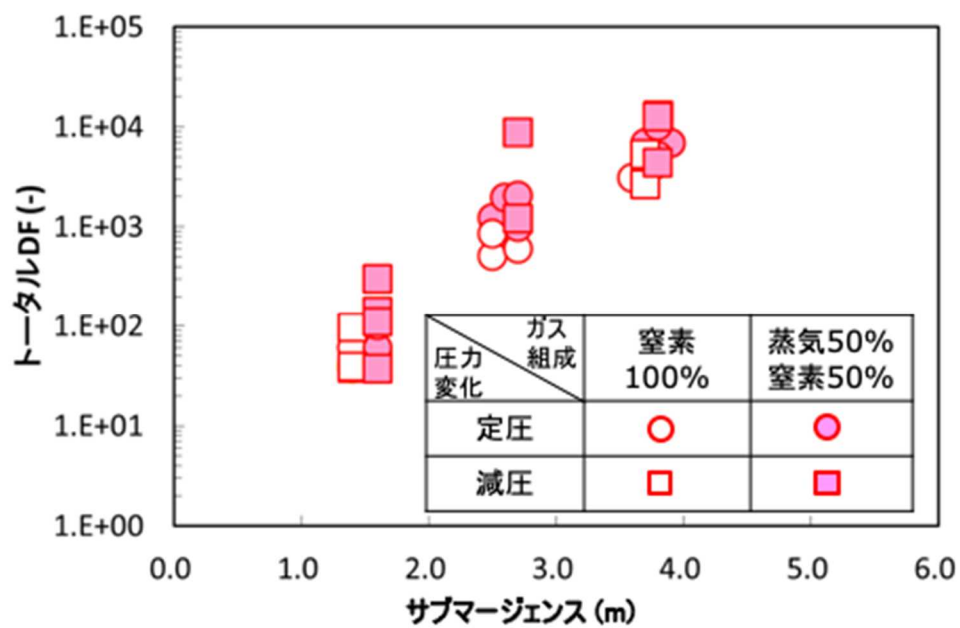


図2 実験結果<sup>2</sup>

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.

## Appendix（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 6 月に行った 1 号機 S/C 上部調査<sup>1</sup>の結果、S/C に繋がっている真空破壊弁の一つ（X-5E）で約 1.5 Sv/h の線量が測定された。他の真空破壊弁については、約 200～400 mSv/h であり、当該真空破壊弁（X-5E）が 1 桁程度高い値であった。（別添 5 参照）

このことから、事故分析検討会において、サブプレッションチェンバに接続している真空破壊弁の 1 つが故障し、ドライウエル（D/W）中の気体がベント時にサブプレッションチェンバの水プール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 から直接サブプレッションチェンバ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 1 号機 S/C 上部調査（2014 年 6 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からの漏えい箇所の比較。
- ③ 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。

#### 2. 検討結果

スクラビングを経由せずに直接 SGTS 配管系に流れ出た D/W 内の気体の割合が高けれ

<sup>1</sup> 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）およびトール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）

ば、もっと強い汚染が予想される。また、真空破壊弁が機能を喪失するとは考えにくく、1号機 S/C 上部調査（2014年6月東京電力）で高い汚染レベルが確認された箇所は、原子炉格納容器からの漏えい箇所付近であること、真空破壊弁のシール破損が見られた福島第二原子力発電所1号機においても大規模な漏えいは生じず、その機能は維持されたことが確認されたことなどから、上記の指摘については、今回の事象の説明としては、不相当と判断した。

検討の観点の詳細は下記のとおりとなる。

### 3. 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]、多量の核分裂生成物が燃料から放出されたと考えられる。

図 1 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、1 MPa (gauge) 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 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、RPV が破損する以前も、RPV が減圧する過程では、高温、高圧の影響により、S/RV のフランジガasket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 には多量の 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 には多量の Cs が存在していたと考えられる。

図 2 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 2 の上部に示すように真空破壊弁が D/W 側に開き、S/C から D/W へ気体に移行する。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サプレッションプール水に放出され、通常は真空破壊弁を通じて D/W から S/C へは気体が流入しない。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、多量の 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、自号機及び2号機への逆流及びスタック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れる。ここでは、図 3 に示すように S/C を 8 個の空間に分割し、真空破壊弁のバイパス発生個所をベント管の取り出し口近傍の場合及びベント管の取り出し口と 180°C 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 m<sup>3</sup>/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。

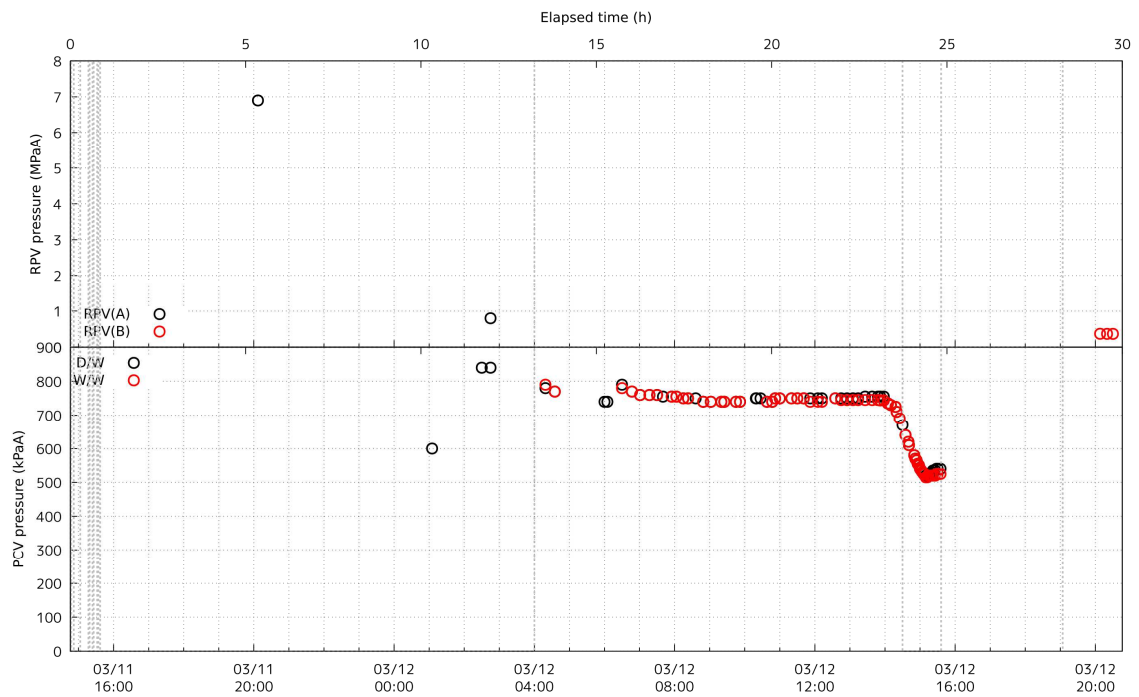


図 1 1号機のRPV圧力(上)及びPCV圧力(下)

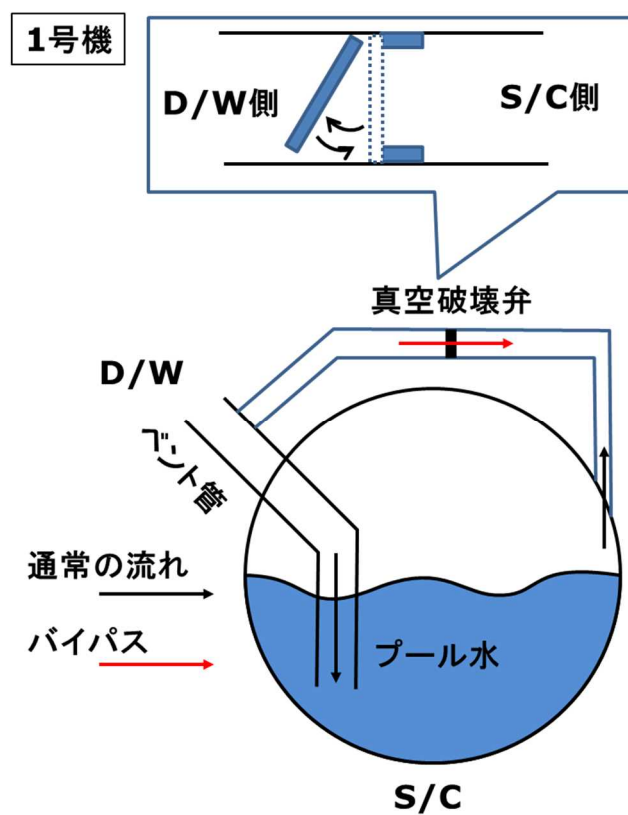
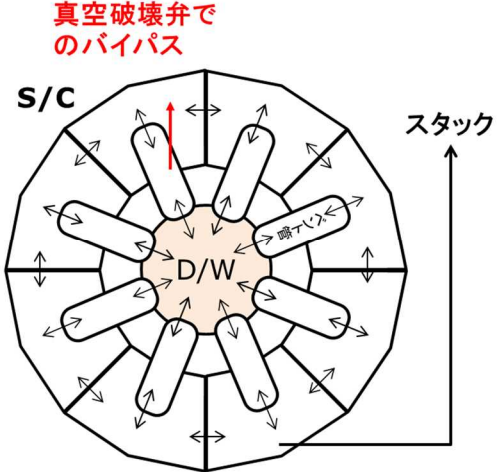
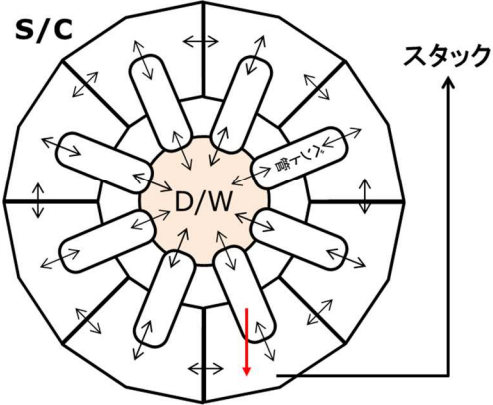


図 2 1号機の真空破壊弁の模式図

S/Cを8区画に分割  
真空破壊弁のバイパス場所を、耐圧強化  
ベントと同一区画に仮定

真空破壊弁のバイパス場所を、耐圧強化  
ベントと180° 反対側の区画に仮定



真空破壊弁でのバイパス

ベント実施期間(3月12日14:30~  
15:27)のみを対象に評価

図 3 真空破壊弁のバイパス評価用ノード図

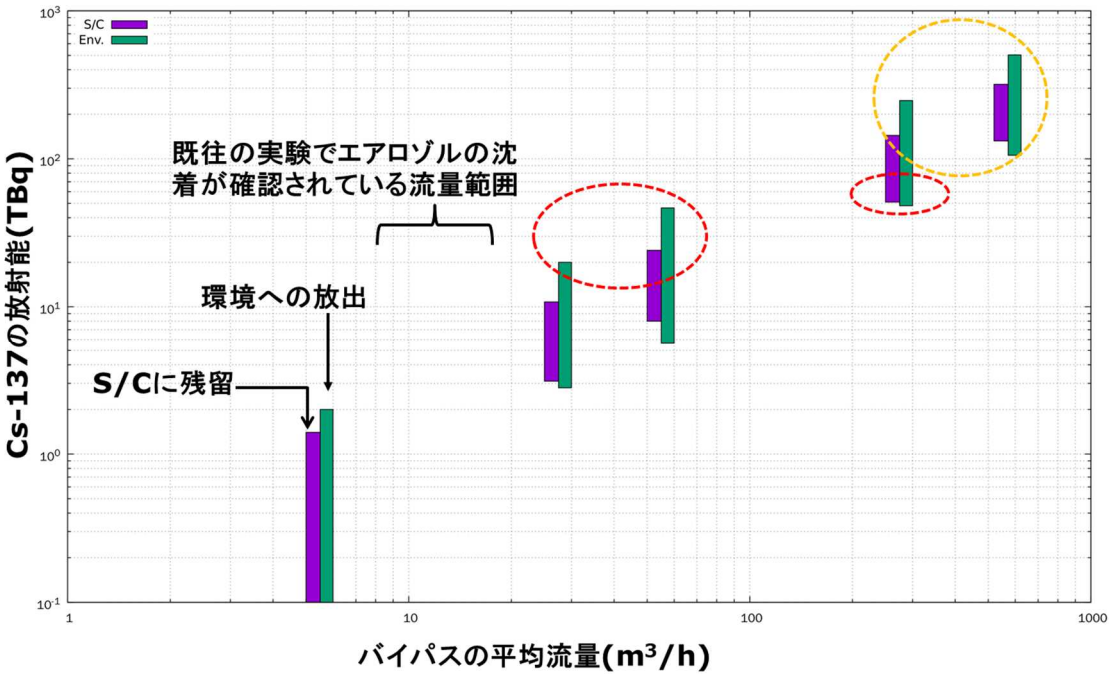


図 4 Cs-137 の移行量 (バイパスによる増加分)



#### 4. 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

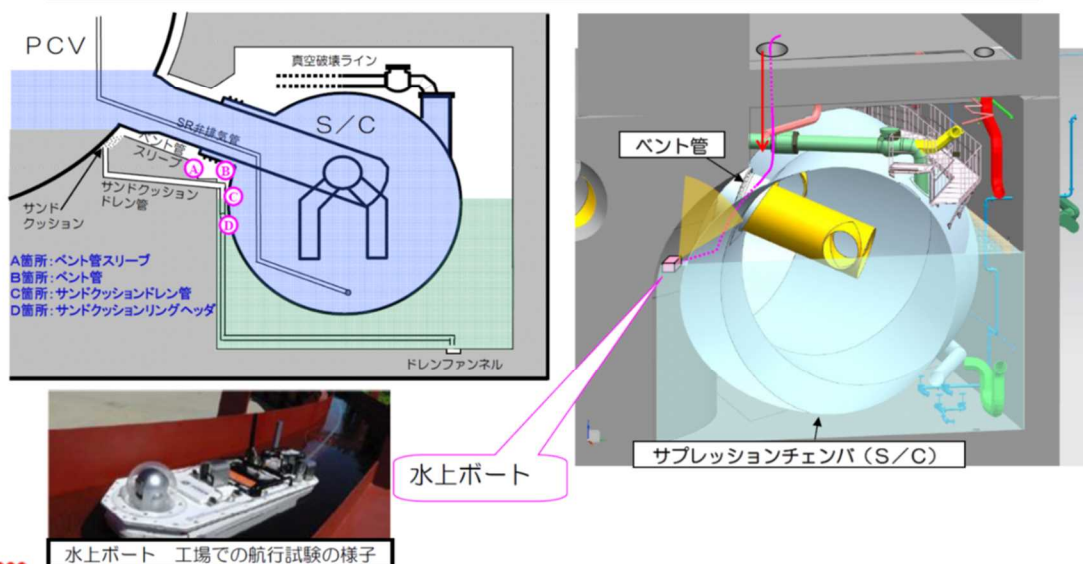
東京電力は、2013年11月の1号機ベント管下部周辺の調査<sup>2</sup>を実施しており、その調査の概要を図5に示す。この調査の結果、図6に示す位置(X-5E)のベント管(S/C側)上部方向からの漏えいが確認されている。このベント管からの漏えいについては、図5のPCVとS/Cの構造からPCVからの漏えいと考えられる。

1号機S/C上部調査(2014年6月)で観測された高い線量率の箇所は、X-5Eのベント管上部であり、この原子炉格納容器からの漏えい箇所(X-5Eベント管)付近となる。

### 1. 概要

2

●水上ボートに搭載したカメラ映像により、ベント管およびサンドクッションドレン管からの漏水有無及び外観を確認した。  
併せて、ベント管下部の線量測定を実施した。



福島第一原子力発電所1号機ベント管下部周辺の調査結果について(2日目)(平成25年11月14日東京電力株式会社)より抜粋

図5 1号機ベント管下部周辺の調査の概要(東京電力調査)

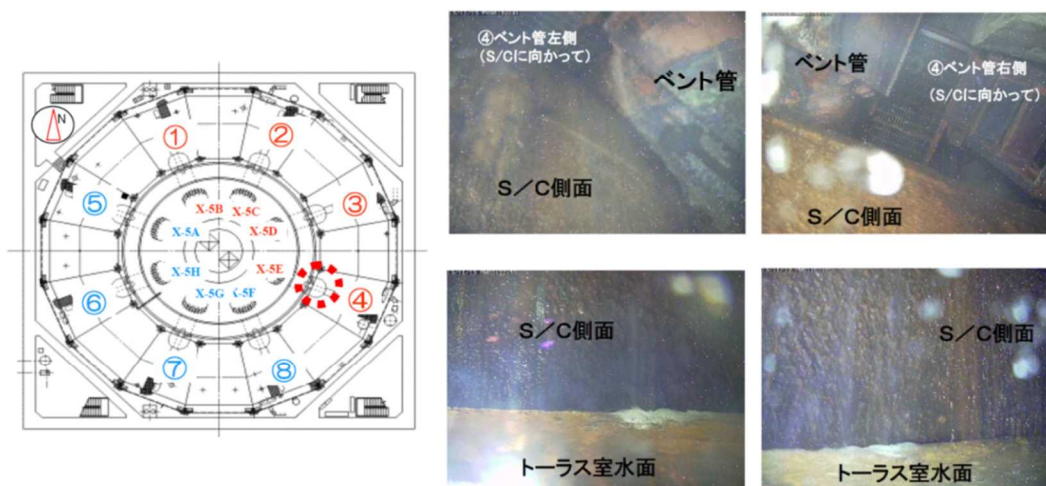
<sup>2</sup> 福島第一原子力発電所1号機ベント管下部周辺の調査結果について(1日目)(平成25年11月13日東京電力株式会社)  
福島第一原子力発電所1号機ベント管下部周辺の調査結果について(2日目)(平成25年11月14日東京電力株式会社)

## 4-1. 1日目・2日目の調査結果まとめ

5

### 【ベント管下部調査結果】

④のベント管（S/C側）上部方向からの漏えいを確認した。



福島第一原子力発電所1号機ベント管下部周辺の調査結果について(2日目)(平成25年11月14日東京電力株式会社)より抜粋

図6 ベント管上部方向からの漏えい

### 3. 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5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、第14回会合において、2F1では3月12日7時37分から腹水補給水系(MUWC)使用によるS/Cスプレー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。

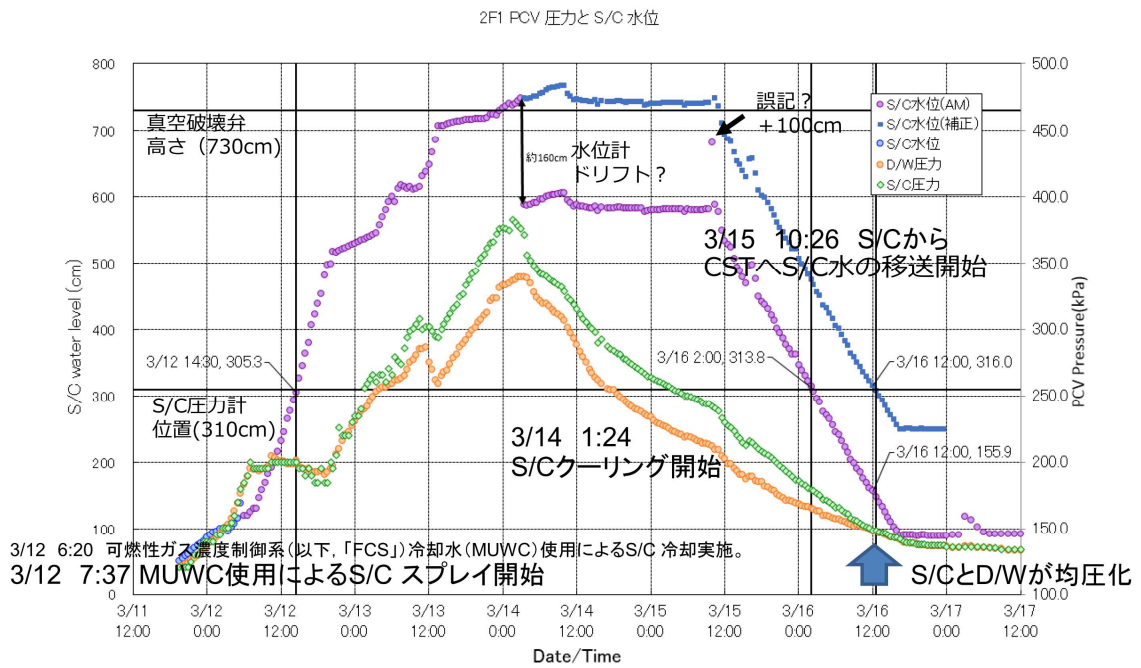


図 5 2F1 での PCV 圧力と水位の関係 [7]

## 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. Sevon, "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](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 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第 2 報),” 2011 年 9 月.



Appendix (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

事故時の原子炉格納容器耐圧強化ベントの実施によって、原子炉格納容器内のガスはサプレッションチェンバに接続された不活性ガス系配管から非常用ガス処理系 (SGTS) の配管を經由してスタック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、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できている。

このため、格納容器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、格納容器耐圧強化ベントによって、1号機及び3号機の原子炉格納容器内のガスが、隣接号機 (2号機、4号機) や自号機 (1号機及び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。

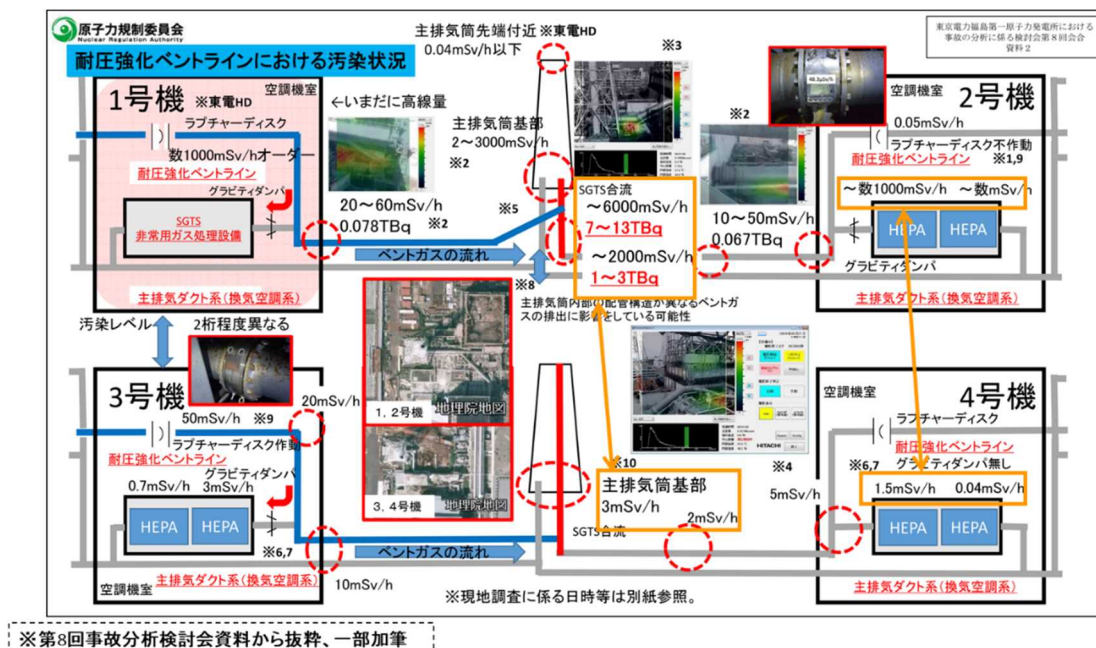


図1 1~4号機 SGTS 系統構成

## 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

原子力規制庁は、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ガンマカメラを用いて汚染分布を測定した。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室内が高い線量率環境の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。<sup>1</sup>

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、精度的には難が多い。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、格納容器から原子炉建屋内に漏れ出したガスが空調ダクトを經由してSGTS系統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、格納容器貫通部などからの漏れい箇所やその周辺の空調ダクトもかなりの高い線量率になっていることが必要である。

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不活性ガス系(AC系)配管や原子炉補器冷却水系(RCW系)熱交換器<sup>2</sup>を除き、数Sv/hの高い線量率となっている箇所は確認さ

<sup>1</sup> 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16回会合(2020年11月27日) 資料4-1 「1-4号機SGTS室調査の進捗について」東京電力ホールディングス株式会社

<sup>2</sup> 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(平成



れておらず、原子炉建屋内に格納容器内のガスが格納容器貫通部等から直接漏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。

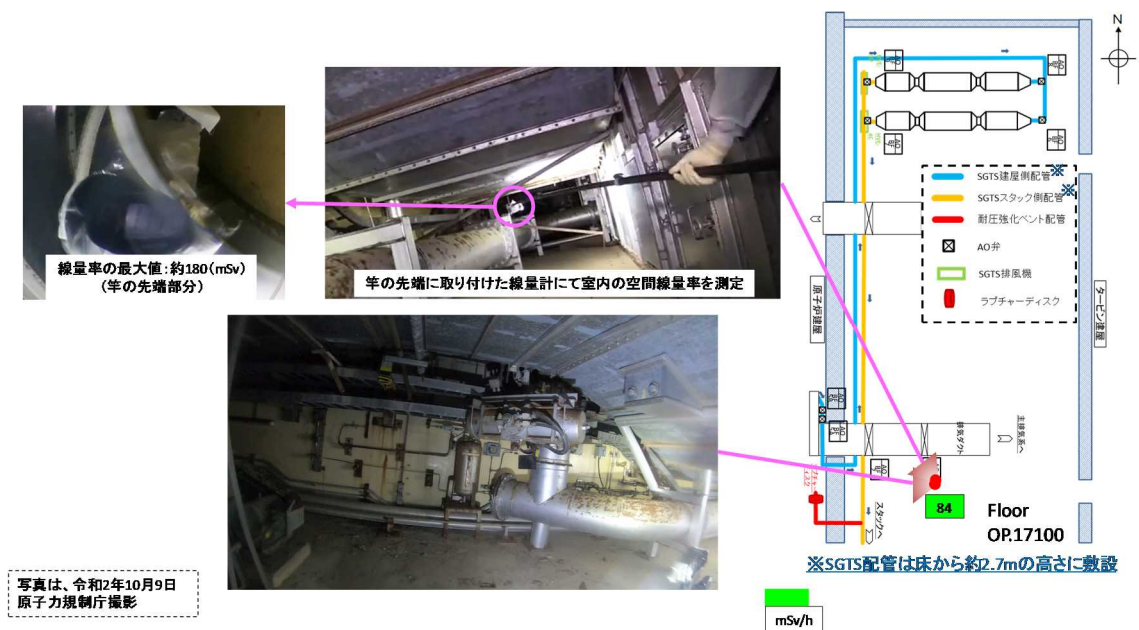


図2 1号機SGTS室内の調査概要

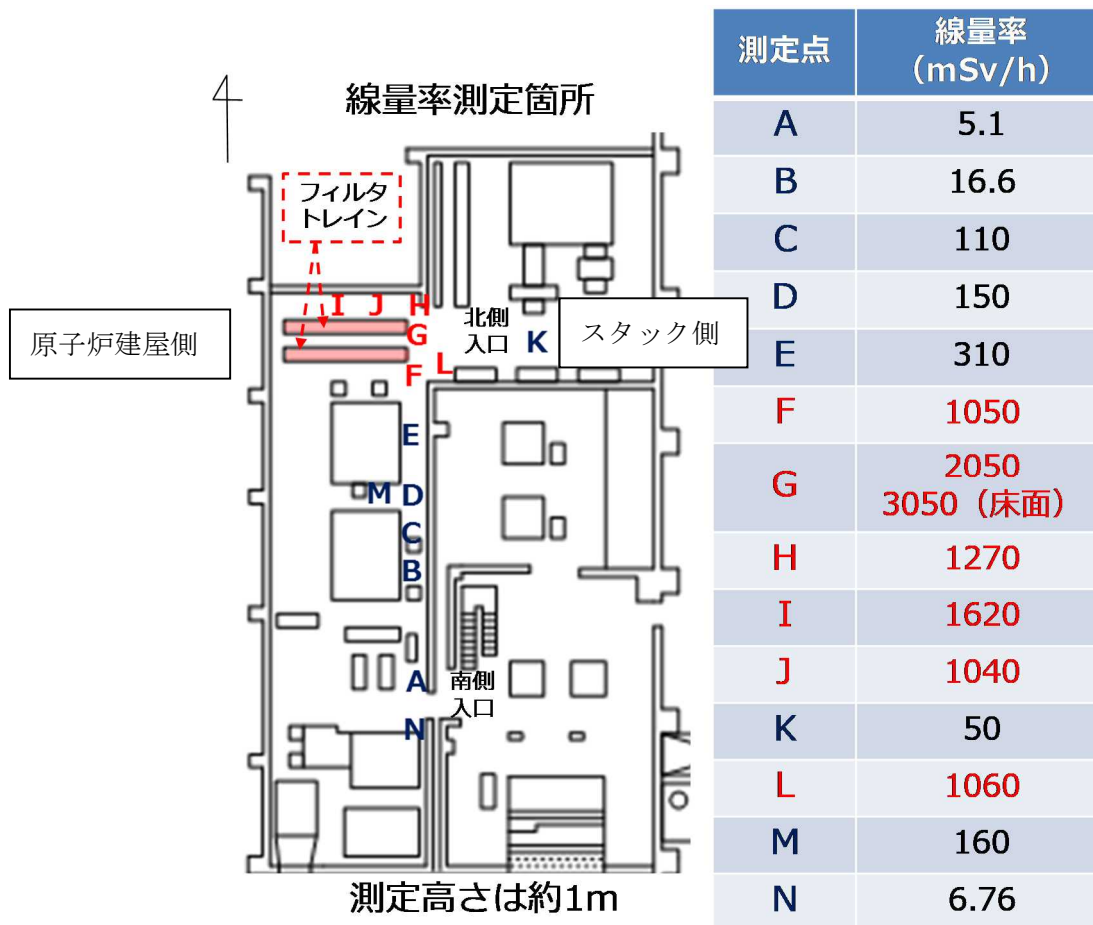


図3 東京電力による1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果  
(2020年8月25日測定)※

※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16回会合  
(2020年11月27日) 資料4-1「1-4号機SGTS室調査の進捗について」東京電力ホールディングス株式会社からの抜粋(一部加筆)

## (2) 2号機

原子力規制庁は、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った。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 放射能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 フィルタに放射性の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号機では格納容器ベントライン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い線量率の原因は、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できる。

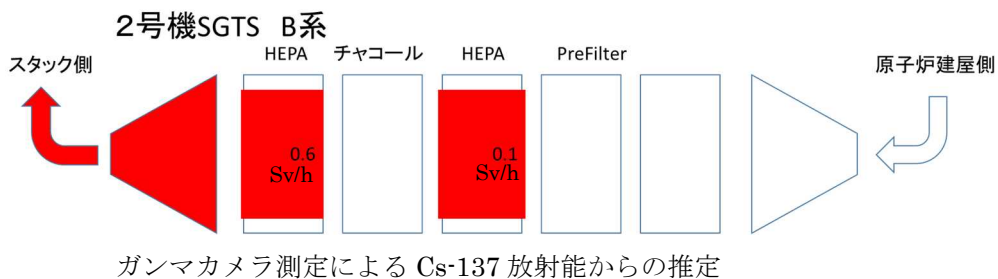
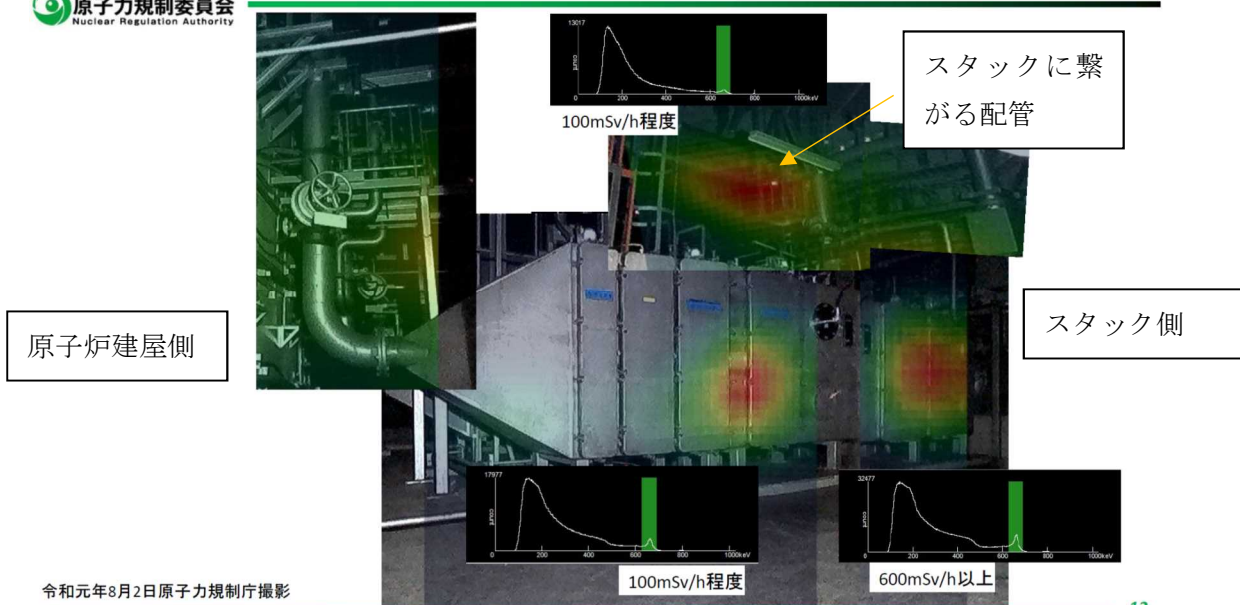


図4 2号機SGTSフィルタトレインのガンマカメラによる測定結果  
(2019年8月2日)

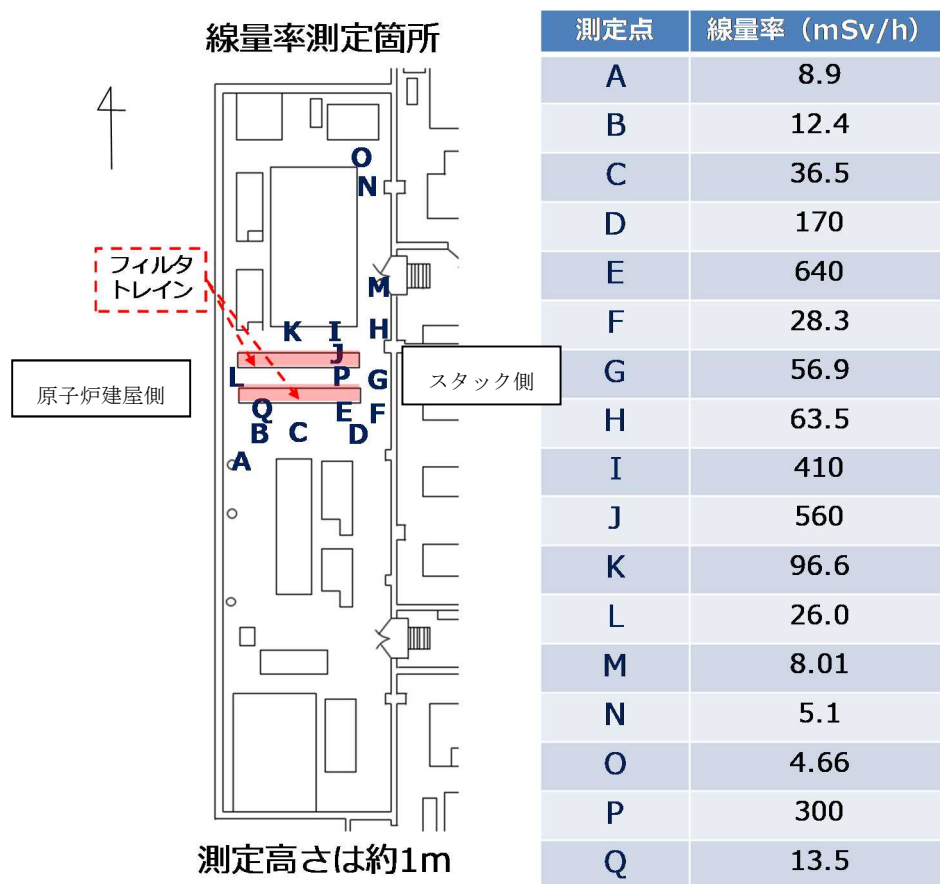


図5 東京電力による2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果※

※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16回会合  
 (2020年11月27日) 資料4-1「1-4号機SGTS室調査の進捗について」東京電力ホールディングス株式会社からの抜粋(一部加筆)

### (3) 3号機

#### ① 原子力規制庁による 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, 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。原子力規制庁は、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）の線量率は低いことに対し、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。

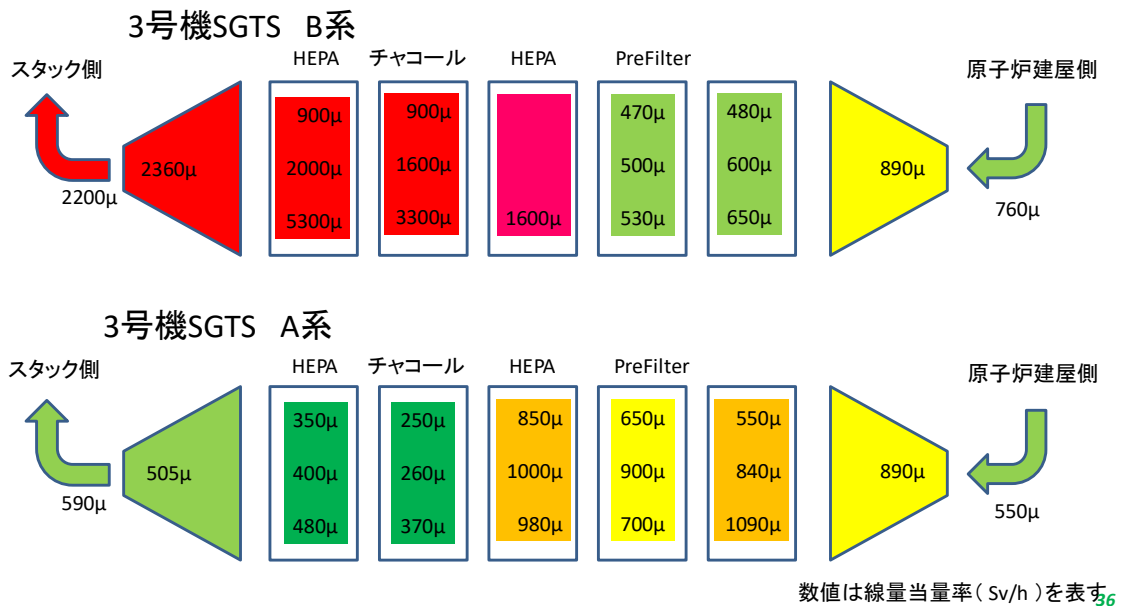


図6 3号機 SGTS フィルタトレインの線量率測定結果

#### 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7,8）。

##### 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の原子力規制庁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7,8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少量の水滴を確認（約3リットル）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される。



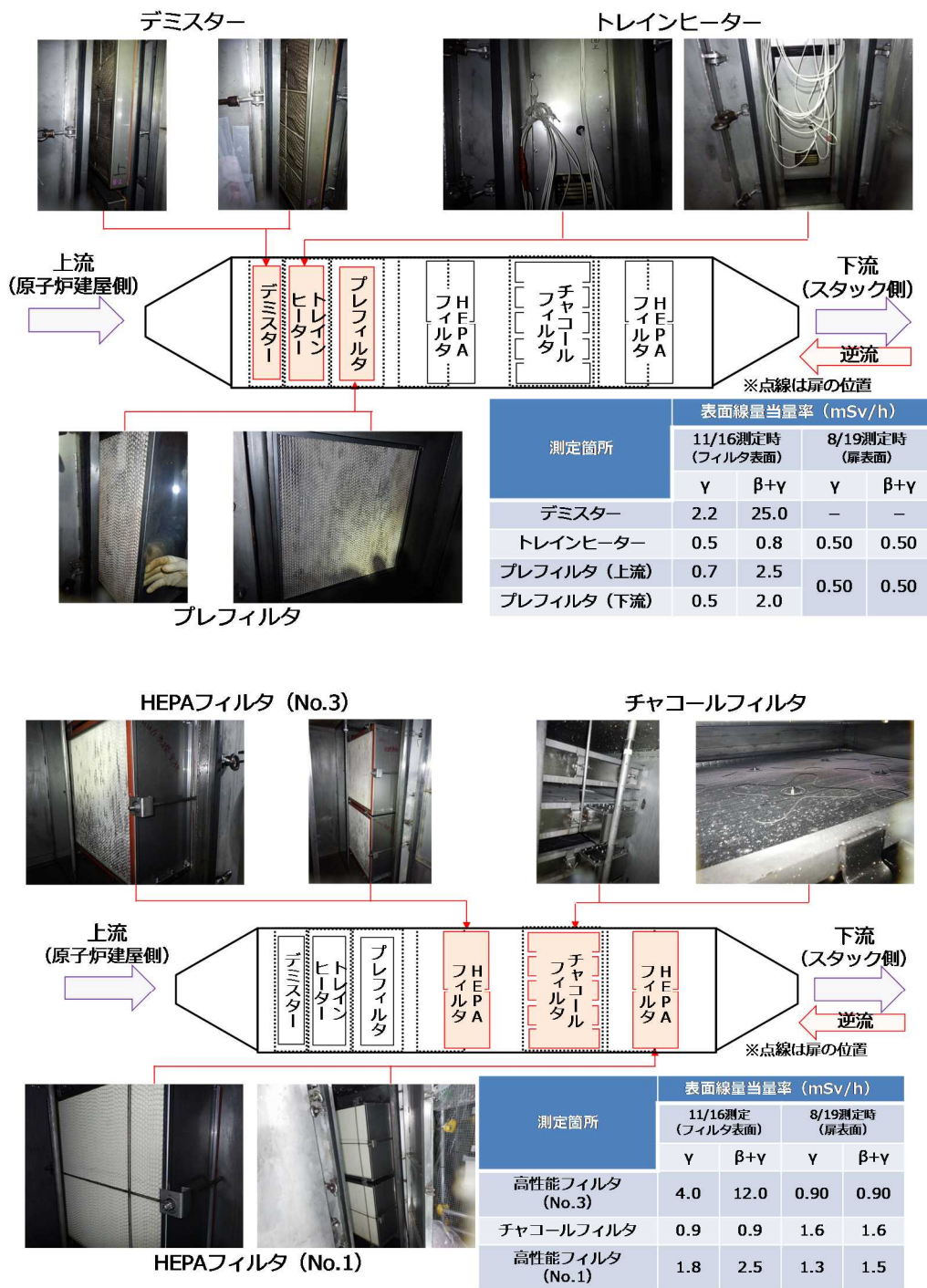


図7 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(B系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※  
 ※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第16回会合 (2020年11月27日) 資料4-1「1-4号機SGTS室調査の進捗について」東京電力ホールディングス株式会社からの抜粋



#### (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。<sup>3</sup>

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系に逆流したことのほか、自号機のSGTS系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8)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8のSGTSフィルタトレインの線量率から比較すると、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8における1号機の線量率は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、現在は減衰により半減していると考えられる。

最近の測定結果として、東京電力が令和2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, 図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。

<sup>3</sup> 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 104ページに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）での汚染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。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号機は格納容器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8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。

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

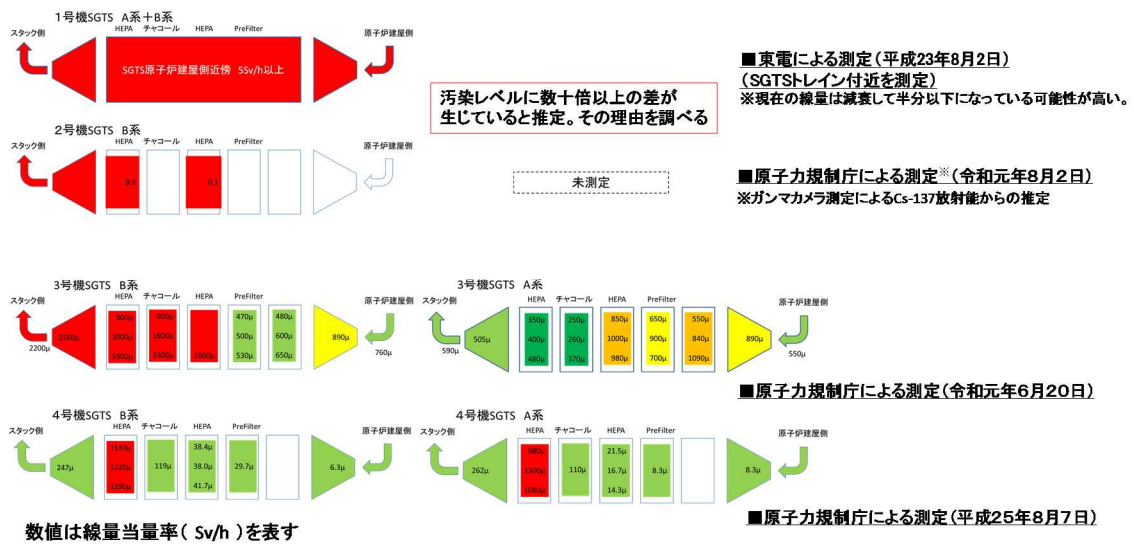


図8 1～4号機のSGTSフィルタトレインの線量測定結果の比較図※

※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16回会合(令和2年11月27日)資料4からの抜粋

#### 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、ベントガスの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、本レポート作成時点において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に関しては、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のベントガス中のセシウムと水素の濃度比については、水素の痕跡を現場で確認することはできないことから、推定が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した。



## Appendix（別添7）

### 1～3号機のシールドプラグ付近の放射線測定及び線量評価

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 特命チーム

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

#### 1. 背景及び目的

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



図1 1-4号機の事故後直後の外観



線源と考えられる高密度汚染箇所

各号機共通

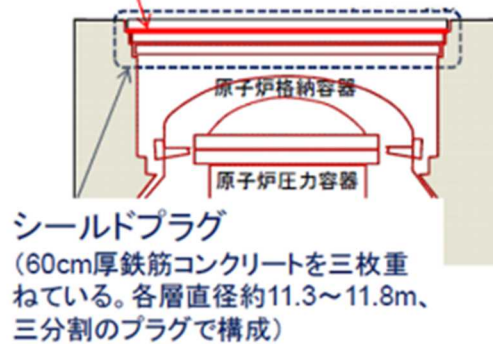
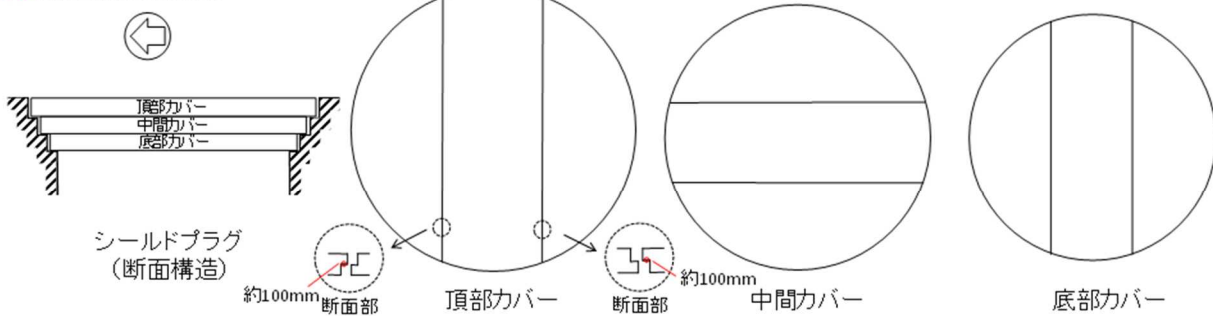


図2 シールドプラグの概観構造



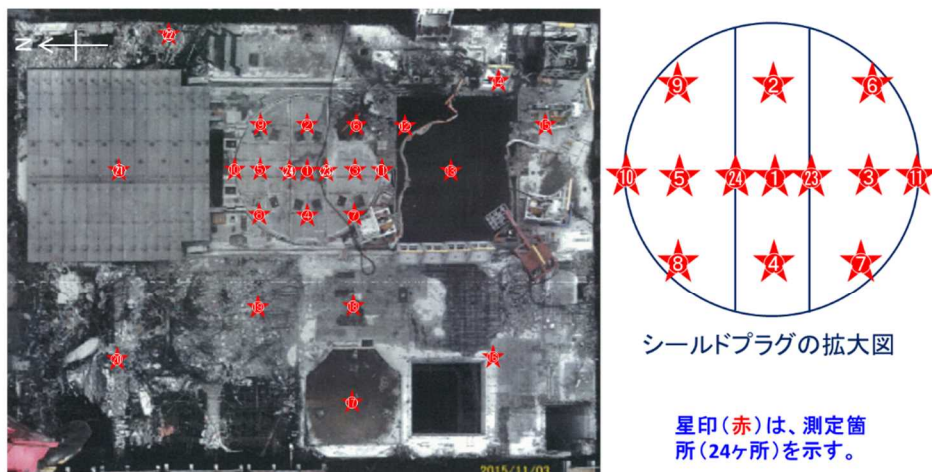
	頂部カバー	中間カバー	底部カバー
1号機	直径 約12,400mm 厚さ 約630mm 重さ 63t,56t,63t	直径 約12,100mm 厚さ 約630mm 重さ 59t,55t,59t	直径 約11,800mm 厚さ 約630mm 重さ 55t,53t,55t
2号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t
3号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm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

図3 シールドプラグの構造※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第14回会合資料5-1より抜粋

2. 1 - 3号機のおペフロの状況

○スペクトル測定箇所(測定日:平成27年11月19日) 3号機おペフロ



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

12

図4 3号機のおペフロの状況(平成27年11月19日)



図5 2号機のおペフロの状況(平成30年11月6日)



図 1号機のおペフロの状況※

※2017年3月30日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議

「1号機オペレーティングフロア調査結果（中間）について」

表1 1～3号機おペフロの汚染等の状況

対象号機	1号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	3層とも大きなズレ 1層目に変形あり	外観上の大きな ズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
5階天井、壁、柱などの破損	大規模に破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	汚染あり 測定への影響度不明	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り	有り	有り
除染実績	実施中	実績あり	実績あり
除染効果	低下傾向 周囲の瓦礫影響が大きい	880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	表層5mm程度ハツリ 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
表面汚染レベル(線量のみ)	平均150mSv/h(表面) 平均100mSv/h(1.2m高さ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 片付け進行中	有り 片付け進行中	ほぼ無し
選択した測定方法	GM計数管 (東京電力)	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器
測定による汚染レベルの推定値	0.1-0.2PBq	40-70PBq	30PBq

### 3. シールドプラグ上段と中段間の汚染量の検討

#### 3-1. はじめに

1号機、2号機及び3号機について、シールドプラグ上段と中段間のCs-137汚染

量を検討した。2号機と3号機については、電磁カスケードモンテカルロコード egs5<sup>3)</sup>による計算結果とビルドアップ係数を用いた点減衰核計算を用いて比較検討した。

### 3-2. 点減衰核計算

#### 3-2-1 直接線による周辺線量当量率

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

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

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

$\mu$  は、遮蔽の線減衰係数、 $Q_s$  は、単位面積当たり毎秒放出される光子数 (photons/cm<sup>2</sup>/sec)、 $E_1(x)$  は、1 次の指数積分である。1cm 線量当量換算係数  $\Gamma_{1cm}$  を用いて、光子束から 1cm 線量当量率への換算係数  $C$  を求める。1 cm 線量率は、1 MBq の点線源から 1 m の位置での  $\mu$  Sv/h 単位の 1cm 線量当量率である。崩壊当たり  $q$  個の光子を放出する 1 MBq の線源から 1 m 位置での光子束は、

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

であるので、光子束から 1cm 線量当量率への換算係数  $C$  は、

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

である。(1)式と(4)式から、

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

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

$\mu$  は、 $\gamma$  線のエネルギーにより異なることから、複数の  $\gamma$  線を放出する核種の場合は、 $\gamma$  線毎に、 $\Gamma_{1cm}$  を求めて計算する必要がある。(添付資料 1)

### 3-2-2. 散乱線を含めた周辺線量当量率

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

### 3-2-3. 電磁カスケードモンテカルロコード<sup>2)</sup>による計算

面等方線源からのガンマ線束を線源と検出器を置き換える手法<sup>2)</sup>を電磁カスケードモンテカルロコード egs5<sup>3)</sup>に適用してシールドプラグ上部の周辺線量率を計算した。

egs5の結果と点減衰核計算の比較を表1に示す。電磁カスケードモンテカルロコード egs5<sup>3)</sup>の結果は、点減衰核計算の範囲となっており、妥当な結果であることが確認できる。

表1 点減衰核計算と egs5 計算の比較 ( $\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$ )

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

## 3-3 3号機オペフロの場合

### 3-3-1 鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定結果

3号機オペフロでは、2015年11月に、東電の協力を得て、鉛コリメータ付のCdZnTe検出器による測定を行い、シールドプラグ下部のCs-137汚染量の推定を行った。本検討とは若干異なるが、同じ手法で、シールドプラグ表面から50 cm位置のCdZnTeのCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率を計算し、測定されたピーク計数率からCs-137の汚染密度を求めている。シールドプラグ上の測定位置を第1図に、推定に用いた測定結

果を第2表に示す。汚染密度は、 $8.1\text{E}+09$  から  $5.7\text{E}+10$   $\text{Bq}/\text{cm}^2$  で、平均は  $2.7\text{E}+10$   $\text{Bq}/\text{cm}^2$  である。半径6 mの隙間に一様にCs-137があるとすると、総量では、0.92 から64 PBq、平均値を使うと31 PBqとなる。(添付資料2)

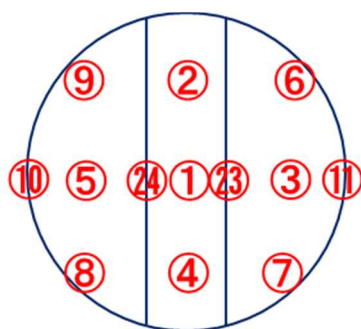


図1 鉛コリメータ付きCdZnTeによるシールドプラグ上部での測定場所

表2 ピーク計数率とCs-137汚染密度

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

### 3-3-2. 50 cm位置での周辺線量当量率

2016年3月に東電が測定したシールドプラグ上50 cmでの線量当量率  $85.8$   $\text{mSv}/\text{h}^4$  (線量計下部に鉄遮蔽を置いた測定で、測定値  $8.58$   $\text{mSv}/\text{h}$  の10倍が実際の線量率という説明を適用) という結果が報告されている。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.15 : 1である。4-1で得られた平均の汚染密度 (Cs-137が  $2.7\text{E}+10$   $\text{Bq}/\text{cm}^2$ ) と第1表の結果から、50 cm位置での周辺線量当量率は、Cs-137、Cs-134の寄与を合計して

$$D=9.620\text{E}-7*2.7\text{E}+10+3.75\text{E}-6*0.15*2.7\text{E}+10=47 \text{ (mSv/h)}$$

となる。測定値の1/2の線量率であるが、ほぼ対応する値であり、特命チームが推定したシールドプラグ第1層下部の汚染密度の妥当性を示していると言える。

一方、シールドプラグ中心の5 m高さでの周辺線量当量率が、2015年1月8日に213  $\text{mSv}/\text{h}$  という結果がある。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.3 : 1である。3-3

－ 3 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が  $2.7\text{E}+10$  Bq/cm<sup>2</sup>) と第 1 表の結果から、Cs-137、Cs-134 の寄与を合計して

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

となり、測定結果の 17 % 程度となる。5 m 高さでは、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の測定値が推定値より 5 倍以上高いが、シールドプラグ上部以外の周辺にも高レベルの場所があることから、測定値は広い領域の線源の合計となっていると思われる。

### 3－4． 2号機オペフロの場合

2号機オペフロでは、2019年2月に東電が行ったスミアの結果<sup>5)</sup>から、Cs-134 と Sb-125 の汚染密度は Cs-137 の 1/10 であった。Sb-125 について、60 cm コンクリート表面から 150 cm での周辺線量当量率は、egs5 の結果から、 $3.32\text{E}-07$   $\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$  が得られている。Cs-137 の汚染密度が  $1$  Bq/cm<sup>2</sup> の時、150 cm 高さでの周辺線量当量率は、Cs-134、Cs-137、Sb-125 の寄与を合計すると

$$D = 3.51\text{E}-06*0.1 + 8.97\text{E}-07 + 3.32\text{E}-07*0.1 = 1.28\text{E}-06$$

( $\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$  of Cs-137)

となる。

参考資料 5 の 14 ページに出されている 2号機オペフロのシールドプラグ上部 150 cm での周辺線量当量率は、79 - 148 mSv/h である。これを平均の 114 mSv/h であるとする。また、添付資料において、シールドプラグ及び周辺の表面における周辺線量当量率から、少なくとも周辺線量当量率の 30 mSv/h 程度が表面汚染による線量率であると考えられる。そこで、シールドプラグ表面の汚染による周辺線量当量率が、30 mSv/h であり、残りの 84 mSv/h がシールドプラグ頂部カバーと中間カバーの間の Cs-137 の汚染密度を求める。単位面積当たりの汚染密度を S とすると、

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

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

### 3－5． 1号機オペフロの場合

1号機の場合、シールドプラグは通常の設定位置から移動、一部は変形、破損していることが確認されている。この点で、シールドプラグの頂部カバー等は、水素爆発の影響を受けていることが強く推察されるが、少なくとも 3 層のシールドプラグ隙間の汚染



は、外部へ大きく暴露はされておらず、特に頂部カバーと中間カバーの間は直接測定が実施できており、その結果として汚染が集中している現状を捉えており、この状況は、セシウム等の付着メカニズムは現時点で不明であるが、頂部カバーと中間カバーの10mm程度の隙間を、セシウムを含む水蒸気が通過していた痕跡であるとするれば、1号機のみならず2及び3号機のシールドプラグが同様な汚染となると考察できる。2019年9月の東電の測定結果<sup>6)</sup>では、頂部カバーと中間カバーの間の周辺線量当量率が、1-1.5 Sv/h程度であり、端の部分が想定的に低く、中心に行くほど高くなる結果が示されている。このことは、周辺線量当量率として、中心の計測値ほど周辺の線量率の寄与を受けることから、頂部カバーと中間カバーの間にはほぼ一様な密度で汚染が蓄積していることを示していると思われる。

水素爆発により、シールドプラグが破損しており形状が複雑になっている。添付資料に示すように、測定状況を仮定し、シールドプラグ上部と中間部の間での周辺線量当量率から推定したCs-137の汚染密度は大凡 $1.3 \times 10^8$  Bq/cm<sup>2</sup>程度で、総量では、0.1-0.2 PBqである。

#### 4. 1-3号機の比較

シールドプラグの頂部カバーと中間カバーの間の汚染のメカニズム(付着など)についてはまだ不明であるが、基本的にシールドプラグが健全であれば「狭隘な流路」が維持されることから、セシウムを含む水蒸気等の供給が長く続くほど、汚染密度は高くなると考えられる。水素爆発などの影響でシールドプラグが通常の設定位置から移動している場合などは、シールドプラグの隙間に滞留せずに隙間の多い部分から出ていく割合が多くなり、汚染密度は小さくなると思われる。各号機のシールドプラグの状況を整理すると、1号機では12日の15時36分の水素爆発まで、3号機では14日の11時1分の水素爆発まで、2号機では基本的に現在まで健全な状態が保たれていると考えられる。その上で、2.の表1に示したが、1号機は、2, 3号機と比較して、汚染密度が100分の1程度であり、明らかに汚染の状況が異なっている。この差分については、事故後の除染や雨水等の環境影響も一つの要素であるが、基本的には水素爆発直前までのセシウムを含む水蒸気の発生、流動、事象進展等の状況が反映されていると考えられる。よって、今後、号機間の相違に加えて、号機個別の状況についても考察を深めていくこととしている。

#### 5. 2号機における線量測定の精度向上について

##### 1. はじめに

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

## 2. 測定内容と結果

図1に示す様に、東電による測定1)は、厚さ60mmの鉛製のコリメータ内に線量計を設置し、床面から305mmの位置で測定したものである。コリメータの構造から表面では直径300mmが測定対象となっている。なお、本測定で用いた検出器等の詳細な情報が東電との調整より明確となったことから本解析が可能となった。

### ■ $\gamma$ 線線量率(1cm線量当量率)

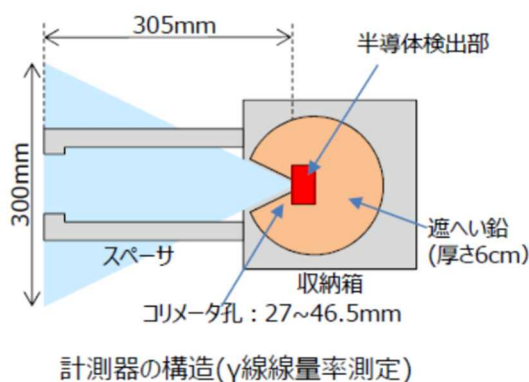


図1 2号機オペフロの表面  $\gamma$  線線量当量率測定に使用された線量計1)

シールドプラグは数個のパーツで面を形成し、それが頂部、中間、底部の3層に積まれている。これまでシールドプラグ上方の線量率を測定してきたが、一定の高さでの測定では、主にシールドプラグ全体(下層部の汚染も含む)、パーツの継ぎ目(以降、「プラグ継ぎ目」という。)、ファンネル、及び比較的遠方でも強力な線源等、オペフロ内面に蓄積した汚染を測定してきた。

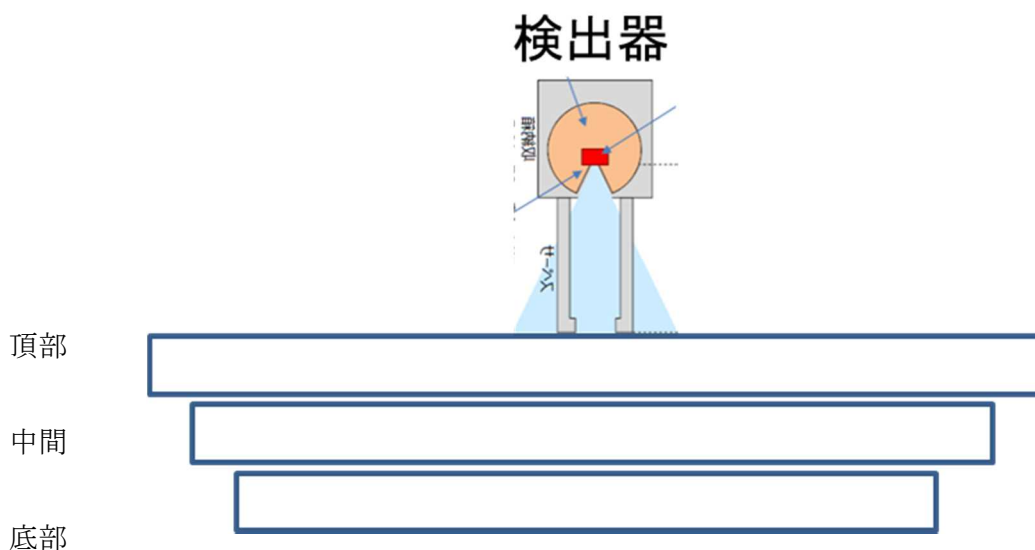
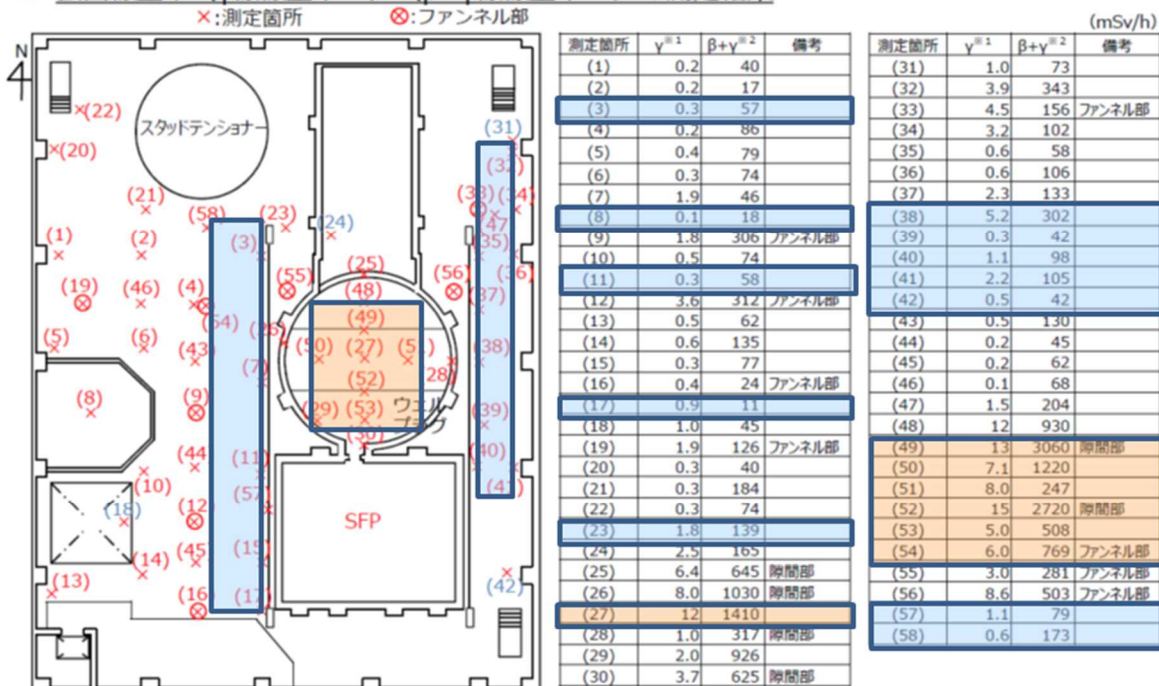


図2 検出器レイアウト

今回は、図1に示した検出器を用いることで、遠方の強力な線源をさげ、かつ限定した範囲での床表面及び下層部隙間の汚染を捉えることができる。これまでの測定のうち、上記の検出器を用いて床からの距離を一定として測定した結果を図4に示す。

■ 表面線量率 ( $\gamma$ 線線量率※1) ( $\beta+\gamma$ 線線量率※2) の測定結果



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

1E

図3 東電による表面  $\gamma$  線線量当量率の測定結果※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第14回会合資料5-1より抜粋

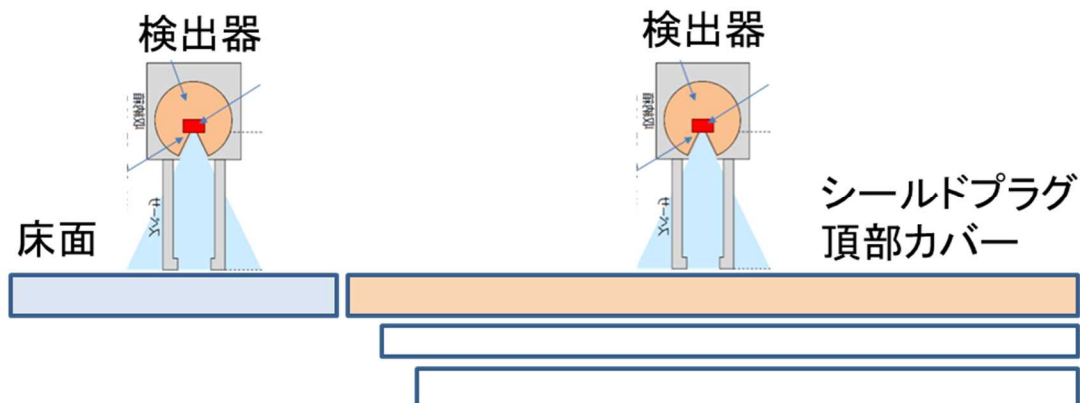


図4 東電による表面  $\gamma$  線線量当量率の測定状況※

### 3. 検討

オペフロ床表面の Cs-137 の汚染密度は、上記の図 4 に示す方法で、シールドプラグとそれ以外の場所を測定しており、プラグ継ぎ目やファンネル部の様に汚染がたまりやすい場所を除くと大きな違いがないことが、スミア測定とガンマカメラ測定により確認されている。※また、図 3 の表面  $\gamma$  線線量当量率の結果、シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1mSv/h 程度であると仮定する。一方、シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では 7～12mSv/h である。床面表面による寄与が、1mSv/h と仮定すると、シールドプラグ頂部カバーと中間カバー隙間の汚染からの寄与は、6～11mSv/h となる。

電磁カスケードモンテカルロコード  $egs5^{3)}$  に、「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法<sup>7)</sup>」を拡張してコリメータに対応した平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱線の寄与を無視した条件<sup>8)</sup> で、形状変換を用いて測定位置での 1 センチメートル線量当量率を計算した。汚染密度が 1 Bq/cm<sup>2</sup> の時の 1 センチメートル線量当量率は、

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

なので、換算係数は 3.59E+09 Bq/cm<sup>2</sup> per mSv/h となる。

この結果から、頂部カバーと中間カバー隙間の線源からの寄与が 6 - 11 mSv/h となる汚染密度は、2.16E+10 - 3.95E+10 Bq/cm<sup>2</sup> となり、半径 6 m の領域では、24 - 45 PBq となる。

### 4. まとめ

この汚染密度よりシールドプラグ下層隙間の汚染を概算すると、少なくとも 20～40 PBq 以上と推定でき、前回オペフロ床面から 1500 mm 位置での 1 センチメートル線量当量率から推定して求めた平均汚染密度の 6.6E+10 Bq/cm<sup>2</sup> (前回の約 70PBq と推定した平均濃度) と同じオーダーとなる。

よって、現時点で規制庁において推定している 2 号機シールドプラグ頂部カバーと中間カバー隙間の汚染は、前手法とほぼ同様に数十 PBq 程度の汚染があることを裏付ける結果である。

### 6. 今後について

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

において議論する上では有効と考える。

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

#### 参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”、第2版、地人書館 2001.
2. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban, H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 49, 167-172 (2012).
3. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).
4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減状況について”、2016年3月31日.
5. 東京電力ホールディングス株式会社、“2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について”、2019年3月28日.
7. 東京電力ホールディングス株式会社、“1号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、2019年9月26日.
8. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)
8. 平山 英夫、“面等方線源とコリメータ付き測定の場合の形状変換のチェック”、2020年11月28日(2021年3月の原子力学会で波戸氏が口頭発表する予定なので、講演番号が決定したら差し替える。)
- P. 東京電力ホールディングス株式会社、“2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～”、2019年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>

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

2020年10月19日

特命チーム

### 1. はじめに

「2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について」(2019年2月28日)には、同じ場所での空間線量(表面から1.5m位置での1センチメートル線量当量率)と鉛コリメータにより半径15cmの領域の表面線量(主に、表面から30.5cm位置での1センチメートル線量当量率)が掲載されている。両者の比から、表面汚染以外の線源の影響についての情報を得る可能性について検討した。

### 2. 使用した測定データ

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

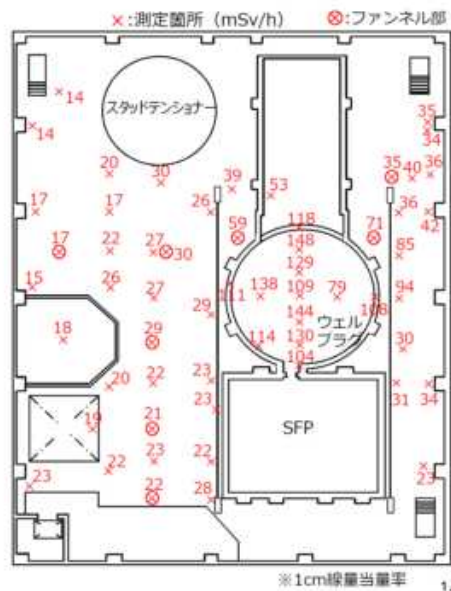
### 3. 空間線量率と表面 $\gamma$ 線線量率の比

第1表に床の、第2表に壁の各測定点での空間線量率と表面 $\gamma$ 線線量率を「空間線量率と表面 $\gamma$ 線線量率の比」と共に示す。表面 $\gamma$ 線線量率の測定は、厚さ6cmの鉛で周辺からの $\gamma$ 線を遮蔽する構造になっている。床に比べて強度の強い線源が周辺に無い場合には、対象となっている半径15cmの表面線量率を測定していることになる。シールドプラグの隙間やファネル部の様に普通の表面に比べて汚染密度の高い領域を含む箇所は除外して考える。比較対象とした測定箇所の結果を第3表に示す。

シールドプラグ以外の床測定では、B/Aは38(測定点5)から220(亜測定点46)まで分布している。壁では、距離を離しても、表面以外の寄与が少なければ、表面 $\gamma$ 線線量率はあまり変わらないので、離れた測定まで含めても、測定点3(水平部)を除けば、ほぼ50以上になっている。一方、シールドプラグ上部の測定点では、測定点29で57という例があるが、この場所はシールドプラグの外周の隙間に近いことから空間線量率測定では、隙間からの寄与が含まれ、表面 $\gamma$ 線線量率の測定では、この隙間が半径15cmの領域に含まれなかったため、比が多くなったと考えられる。他の場所では、比は9から26であり、シールドプラグ以外の測定点での結果より明らかに小さい。このことは、シールドプラグ上部では、表面以外に線源となる箇所があることを示唆している。

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

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



【参考2】表面線量率① <床面>



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果



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

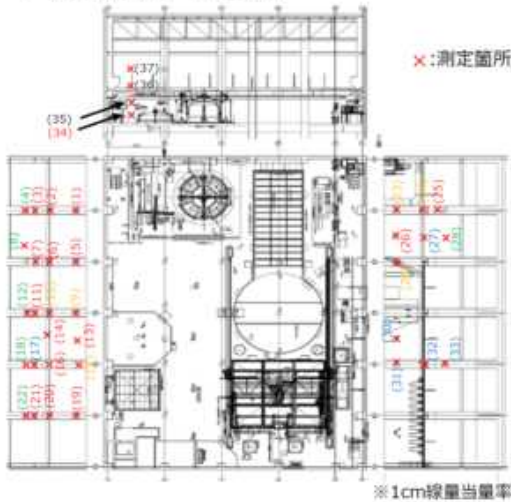
第1図 床の測定結果



【参考1】空間線量率④ <壁面>

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定条件：壁面から1.0m
- 測定箇所：下図参照



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

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

【参考2】表面線量率③ <壁面>

■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



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

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

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

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

第2図 壁の測定結果

第1表 床測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

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

表2 壁測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

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

表 3 比較検討に用いた測定点

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

## Appendix (別添7-1)

### シールドプラグ付近の放射線測定の方法

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 特命チーム

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

### Cs-137 $\gamma$ 線束から周辺線量当量率の算出

#### 1. はじめに

Cs-137 の  $\gamma$  線束から周辺線量当量率を算出する方法を整理した。

#### 2. 光子束と周辺線量当量率の関係

エネルギー  $E$  (MeV) の光子による空気吸収線量率  $D_{\text{air}}$  は、評価位置の光子束を  $\phi$  (photons/sec/cm<sup>2</sup>)、空気の質量エネルギー吸収係数を  $(\mu_{\text{en}}/\rho)$  (cm<sup>2</sup>/g) とすると、

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

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

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

となる。

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

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

となる。

#### 3. Cs-137 $\gamma$ 線の場合

Cs-137 の 0.662 MeV  $\gamma$  線の場合、 $f = 1.202$ 、 $E = 0.662$  MeV、 $(\mu_{\text{en}}/\rho) = 0.02921$  cm<sup>2</sup>/g なので、

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

となる。

#### 4. 面線源中心での線量率と汚染密度

汚染密度  $Q$  ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ ) の半径  $R_0$  (cm) の Cs-137 面線源の中心から  $h$  (cm) の位置での  $\gamma$  線束<sup>1)</sup> は、

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

なので、

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

となる。測定により、 $D$  が得られた場合に汚染密度  $Q$  は、

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

により求めることができる。

#### 5. 計算例

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

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

となる。この結果は、半径6mの面線源の場合である。上記の測定では、3分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着しておりアクセスできなかったと説明

されている。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの寄与は小さいと考えられる。面線源の場合、大凡面積に比例するので、中央の領域のみが寄与しているとすると、上記の 3 倍程度の汚染密度と思われる。シールドプラグ間に沈着した Cs-137 としては、両面を考慮する必要があるので、ので、大凡  $1.3 \times 10^8$  Bq/cm<sup>2</sup> 程度の汚染密度、総量では、0.1-0.2 PBq であると推定できる。

#### 参考文献

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

## Appendix（別添8）

### 3号機原子炉建屋の内側壁等の破片サンプルの汚染程度の測定

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門

規制・国際情報分析室

福島第一原子力発電所事故分析グループ 飯田 芳久

#### 1. 破片サンプル等の汚染程度の測定

1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）の放射線計測結果等を分析した結果、原子炉格納容器の上部に設置されているシールドプラグで汚染レベルが高いことが確認された。

2号機及び3号機のシールドプラグ最上層下面だけで、数十 PBq の Cs-137 が捕獲されているのに対し、1号機では、同面に 0.1-0.2 PBq の Cs-137 が捕獲されているに過ぎないものであった。また、1号機のシールドプラグは何らかの理由で元々の位置から大きくずれており、当該プラグが下に向かって大きな圧力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。（詳細は、別添8を参照）

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

#### 2. 試料分析の結果

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

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

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

Cs-137 :  $4.8 \times 10^4$  Bq/ml ( $5.9 \times 10^4$  Bq/ml ※)

Sb-125 : 14 Bq/ml ( $1.5 \times 10^2$  Bq/ml ※)

Sr-90 : 47 Bq/ml (59 Bq/ml ※)

<sup>1</sup> 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）



Co-60、Tc-99、 $\alpha$ 核種 (Th、U) : 検出下限値以下

(※ 半減期を考慮して推定した事故当時の値)

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

なお、試料分析の目的及び手法は以下のとおりである。

### 3. 試料分析の目的及び手法

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

#### (1) コンクリート瓦礫試料の分析手法





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

#### (2) ドレンサンプル水試料の分析手法

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

### ○3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫試料

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

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

### ○1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料

スタック内の凝縮水や雨水が溜まったと推定されるもの(2016年9月採取)

約30 mlを分取して輸送(試料ID: U12SDW)

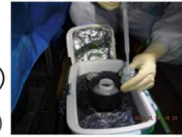


図1 3号機建屋内で採取したコンクリート瓦礫試料及び1/2号機共用排気筒のスタックドレンサンプル水試料

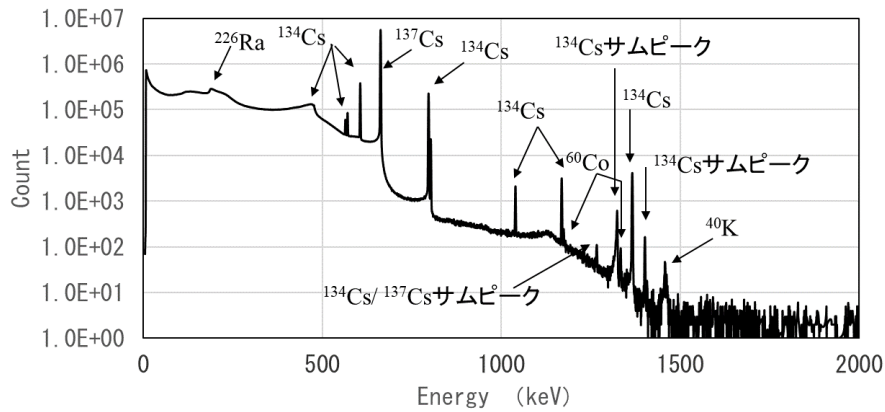


図2 コンクリート瓦礫試料(U3TBC-B2)のGe分析結果

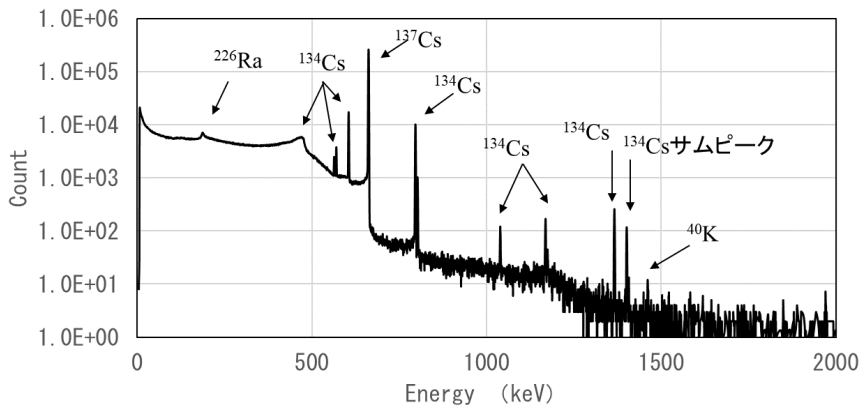


図3 ドレンサンプル水試料（未処理）の定量分析結果

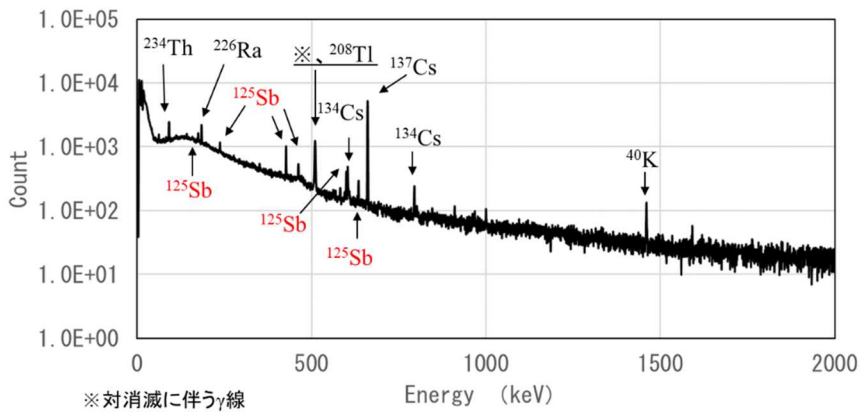


図4 Cs 除去液の定量分析結果

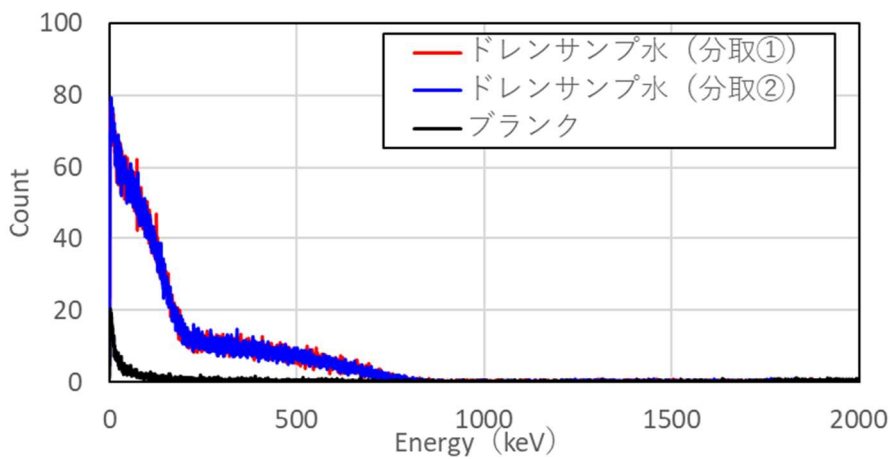


図5 ドレンサンプル水試料の Sr-90 の液体シンチレーションスペクトル

## Appendix（別添 9）

### 超解像処理

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

原子力規制庁長官官房総務課

広報室 羽賀 英希

#### 1. 1号機及び3号機の水素爆発時の映像

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

#### 2. 映像の技術的処理

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

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

##### 2. 1 鮮明化処理

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

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

## 2. 2 スタビライズ

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

## 2. 3 超解像処理

カメラにより撮影された映像は、元々人間の目では判別できないほど細かい点「ドット」の無数の集合によって描かれている。

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

具体的な処理の結果は、下記画像であり、福島中央テレビのカメラで撮影された映像が右側、超解像処理をしたものが左側である。

なお、これらの画像は、元々はもっと広い画角になっているが、今回分析に使用するにあたって、対象となる建屋周辺にズームしたものをを用いている。



## 2. 4 時間的分解能の向上（60フレーム化）

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

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



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

この縞模様の補完の処理についても、脱落した部分の補うべき情報を、縞模様の上下の部分や、時間的な前後1/60秒単位の画像を複数参照するなどして、予測する技術が用いられている。

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

### 3. 映像等の扱い

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

本資料に掲載の静止画を引用などで使用する場合は、福島中央テレビ・日本テレビの両社クレジットを必ず記載し、また原子力規制委員会の資料からの引用であることを明記する必要がある。





### 3. 超解像処理されたビデオ映像と多段階事象仮説の各段階における比較

#### 3-1 3号機原子炉建屋の配置及びスケール

まず、ビデオ映像に映っている3号機を含めた原子炉建屋及び排気筒などの配置とスケールを次の図等で整理した。なお、以降に用いている画像は、超解像処理を行ったビデオ映像から1/60コマ単位で抽出したものである。図2に、3号機原子炉建屋を中心してスケール等を図示した。



図2 3号機原子炉建屋の配置

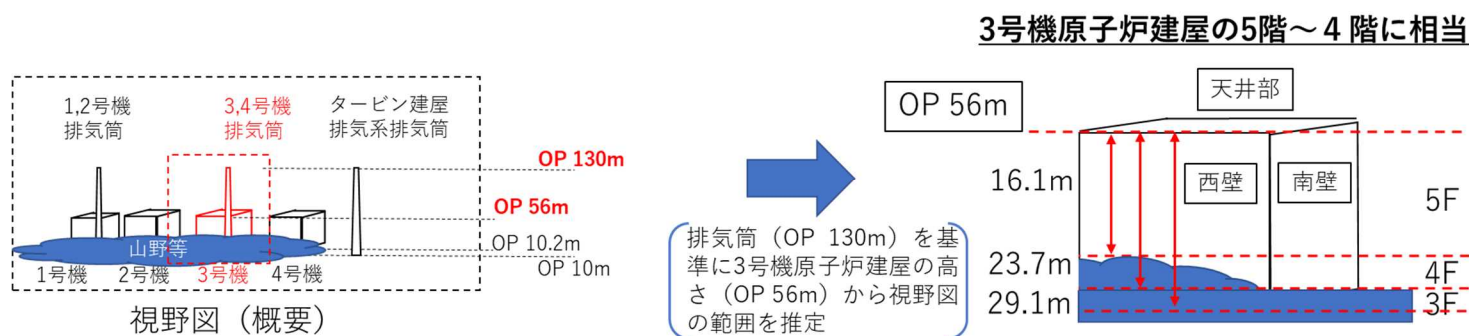


図3 3号機原子炉建屋のスケール

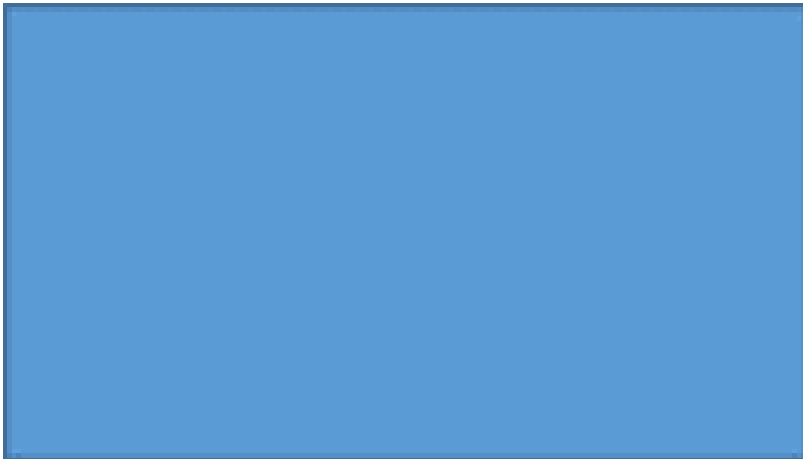
#### 3-2. ビデオ映像と多段階事象仮説の各段階における比較

次に、1/60コマの映像を時間経過に沿って見て行く。なお、図2に示した南東側天井部に火炎が発生したコマを、比較を進める上で0秒とする。



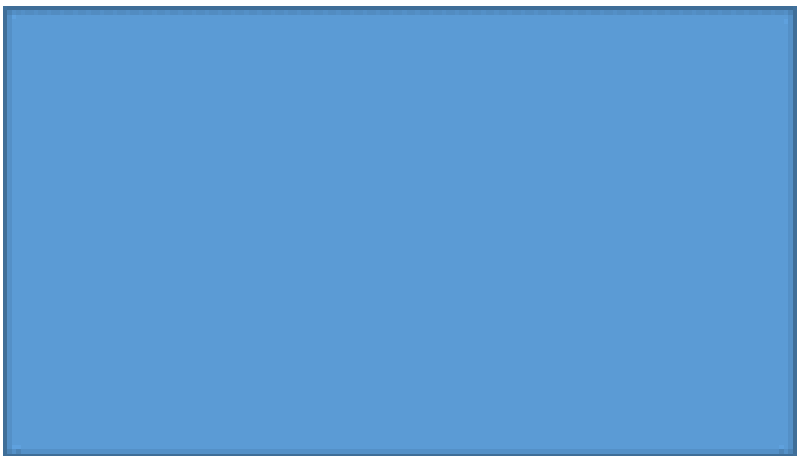
- ・ 原子炉建屋の北西方向への変形開始
- ・ 建屋東南角4階天井高さ付近に小火炎（赤紫）の発生

図4-1 -2/60コマ時点での3号機原子炉建屋



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

図4-2 -1/60コマ時点での3号機原子炉建屋



- ・ 建屋屋根東南部の橙色火炎拡大
- ・ 建屋南壁崩落顕著
- ・ 東南角へ噴出も顕著

図4-3 0/60コマ時点での3号機原子炉建屋



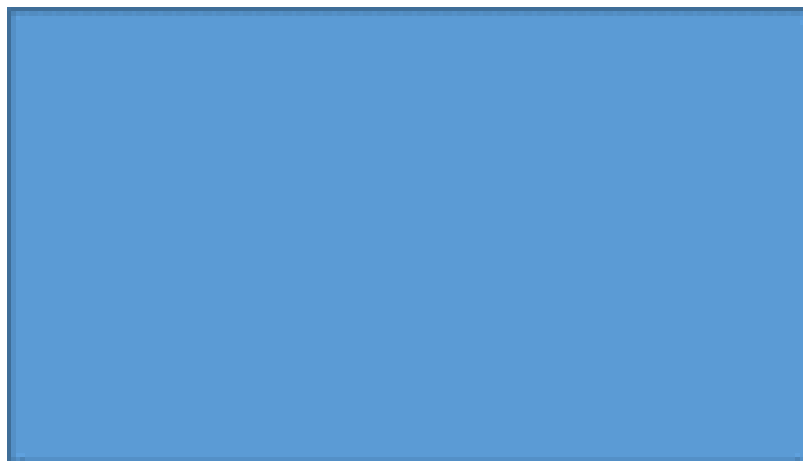
- ・ 火炎（黄橙色）、建屋南壁の崩落、東南角への噴出に大きな変化なし
- ・ 建屋屋根中央部の上方への膨張開始が明確ではない

図 4-4 1 / 60 コマ時点での 3 号機原子炉建屋



- ・ 建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）が拡大
- ・ 建屋屋根、見かけ上スタック左も小火炎
- ・ 建屋南壁の崩落拡大は 5 階部分下部まで進んで一旦停止
- ・ 東南角への噴出は進行し、4 号機建屋の陰にまで至った

図 4-5 2 / 60 コマ時点での 3 号機原子炉建屋



- ・ 建屋屋根東南部及び見かけ上スタック左の小火炎（黄橙色）は継続
- ・ 建屋南壁崩落顕著は前コマとほぼ同じ
- ・ 南壁 4 階部分や南東方向に見られる小さな火炎色部分は、輝度からして火炎の照り返しか
- ・ 建屋屋根中央部の上方への膨張継続

図 4-6 3 / 60 コマ時点での 3 号機原子炉建屋

さらに、図4-1から図4-6までを、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第13回会合資料2において紹介した超解像処理前の映像(FCT提供)との比較も併せて以下の表に整理した。

○事象進展の整理

映像処理前 (30コマ/秒)		映像処理後 (60コマ/秒)	
特段の異常は認識できない。	-2コマ	-4コマ	特段の異常は認識できない。
		-3コマ	特段の異常は認識できない。
建屋の北西方向への変形は確認されたが、建屋東南部の火炎は明確には認識できない。	-1コマ	-2コマ	建屋の北西方向への変形開始。東南角4階天井高さ付近に小火炎(赤紫色)。
		-1コマ	建屋屋根東南部に火炎(黄橙色)発生。建屋4階部分から映像右方向に白煙放出。建屋変形継続。建屋北西角の北西方向への膨張開始。建屋南壁の崩落開始。
建屋屋根南東部の火炎(黄橙色)確認。建屋南壁の崩落開始。北西角はぼやけて状況を認識できない。	0秒	0秒	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は拡大中。建屋南壁の崩落顕著。東南角への噴出も顕著に。
		1コマ	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は前コマとほぼ同じ。建屋南壁の崩落も前コマと同程度。東南角への噴出も同様。建屋屋根中央部の上方への膨張開始が明確ではない。
映像処理前 (30コマ/秒)		映像処理後 (60コマ/秒)	
建屋屋根南東部の火炎(黄橙色)の継続。建屋南壁の崩落進行。北西部はぼやけて状況を認識できない。	1コマ	2コマ	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は拡大中。建屋屋根、見かけ上スタック左にも小火炎。建屋南壁の崩落拡大は5階部分下部まで進んで一旦停止か。東南角への噴出は進行し4号機建屋の陰にまで至った。建屋屋根中央部の上方への膨張継続。
		3コマ	建屋屋根東南部及び見かけ上スタック左の小火炎(黄橙色)は継続。建屋南壁の崩落顕著は前コマとほぼ同じ。南壁4階部分や南東方向に小さな火炎色部分が見られる。輝度からして火炎の照り返しか。建屋屋根中央部の上方への膨張継続。
建屋屋根南東部の火炎(黄橙色)最大。建屋南壁の崩落は一旦停止か。北西部はぼやけて状況を認識できない。建屋屋根中央部の上方への膨張確認。(膨張状態から見てもう少し前から膨張を開始していたとみられる。)	2コマ	4コマ	北西部4階と5階の境界部付近からの爆炎が2号機建屋の南壁を隠し始めたと思われる。建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)は最大に至る。
		5コマ	建屋屋根東南部の火炎(黄橙色)最大に至り、前コマとほぼ同じ。

上記の表から整理した結果を以下にまとめる。

○複数段階事象仮説※の整理

映像処理前 (30コマ/秒)	映像処理後 (60コマ/秒)
①原子炉建屋内で、北西部に大きな損傷を与える第1段階の水素爆発(RB4階の可能性もある)	①建屋を北西方向に変形させる力を与えた水素爆発現象がまず生じた。(以下「前駆爆発」と呼ぶ。)これにより、RB北西部の膨張破損開始。RB東南角5階下部付近にも破損発生。
②原子炉建屋南東側天井部に裂け目が生じ、火災発生	②次いで、RB屋根南東部から可燃物質(炭化水素ではないか?)を含む水素が噴出し黄橙色の火炎が発生するとともに、RB南壁5階部分の破損・崩落開始。同時にRB南東方向に噴出様のものが見られるが詳細は不明。
③これとは別に、原子炉建屋中央天井部から第2段階の爆発・燃焼による爆煙上昇	③最初の前駆爆発から2~3/60s程度して、建屋変形などによって弱体化していたRB屋根中央部は上方へと膨れ上がり始めた。どの時点で、RB5階西側側壁部分が水平方向に吹き飛んだかは不明。
④残存水素が燃焼しつつ爆煙を吹き上げる	④この上方への噴煙は第2段階の上昇に移行し、1秒後にはスタック頂部より少し高い位置に到達。この途中で、南東角の火炎は上昇する噴煙の中に吸い込まれる。なお、この上昇する噴煙付近にも小規模の火炎が見られる。この現象は、残存水素等の燃焼によるものと思われる。

以上の結果から、3号機の「水素爆発」は、前駆爆発=4階部分の損壊、建屋上部の

火炎発生・継続、RB 屋根部の上方への膨張、残存水素や可能性ガスの燃焼による噴煙上昇が、この順番で発生しており、一連の現象をこの映像解析から見いだすことが出来ていると考えられる。なお、火炎の色は黄橙色であり、原子炉建屋内部に存在する可燃性ガスは、主成分である水素に炭化水素が混ざったものだったのではないかと考えられる。ただし、現時点では、比率までは分からない。

なお、調査チームは3号機水素爆発直後(2011年3月14日11時04分)の人工衛星による写真(図5)を入手しており、これによれば、3号機のシールドプラグ部分から激しく水蒸気が噴出しており、水素爆発発生時まで原子炉建屋内には相当量の水蒸気が存在していたと言える。



図5 3号機水素爆発直後(2011年3月14日11時04分)の人工衛星写真

## Appendix（別添10-1）

### 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

#### 1. 目的

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

#### 2. アプローチ法

別添10において、すでに得られている初期の爆発現象の始点（-2/60）秒から建物南東部の赤紫火炎発生を経て、3号機天井部における火柱の発生（2/60）秒までの進展にかかった時間をスケールの基準として、天井部から噴煙が始まるまでの時間について振動波形（D観測点の上下動成分）を用いて確認する。（表1～3）

#### 3. 結論

今回の検討により、初期の爆発現象の時間をスケールの基準として比較すると、正確な起点を特定することは困難であるが、噴煙上昇までには約0.17(10/60)秒を要していること、また、振動波形側も同時刻には大きな揺れが収まっていることなどから、初期の爆発現象と噴煙上昇の間には、有意な時間差があることが説明可能であることが示された。また、振動加速度の観点においても、初期の爆発現象と噴煙では、明らかに加速度が小さいなど異なる点を確認できた。（図1）

よって、今回の結果は、初期の爆発現象がその後の噴煙の現象と区別することができ、3号機の水素爆発が多段階の過程を経ていることを示唆するものである。

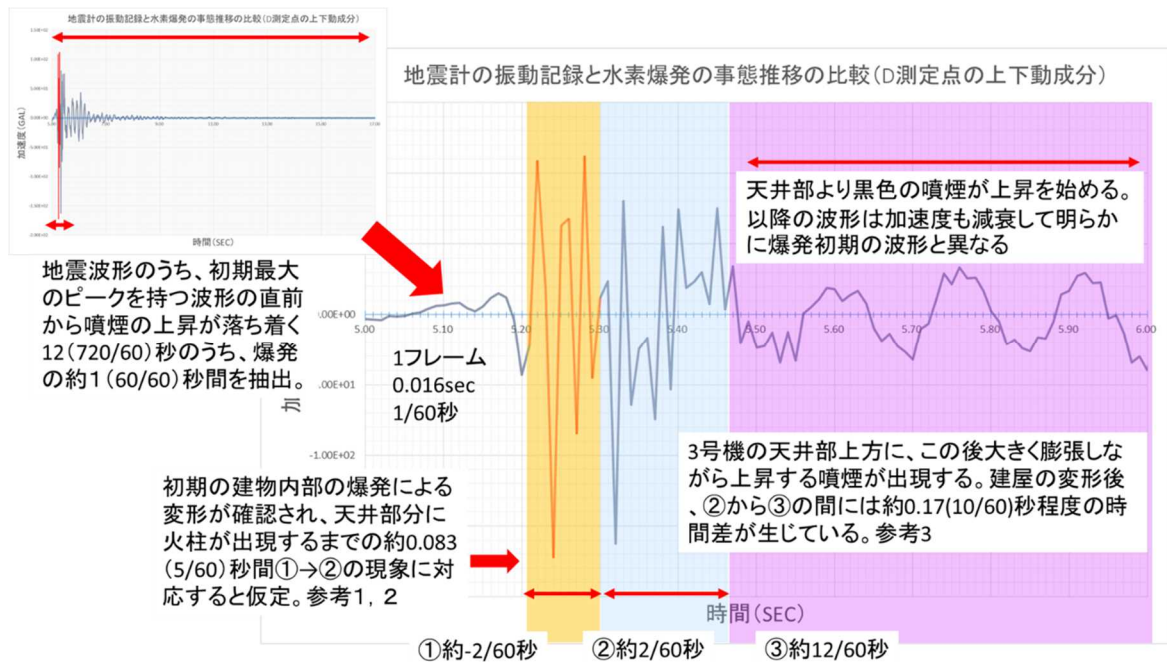


図1 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

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

表1



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

表2

映像処理前 (30コマ/秒)	映像処理後 (60コマ/秒)
①原子炉建屋内で、北西部に大きな損傷を与える第1段階の水素爆発(RB4階の可能性もある)	①建屋を北西方向に変形させる力を与えた水素爆発現象がまず生じた。(以下「前駆爆発」と呼ぶ。)これにより、RB北西部の膨張破損開始。RB東南角5階下部付近にも破損発生。
②原子炉建屋南東側天井部に裂け目が生じ、火災発生	②次いで、RB屋根南東部から可燃物質(炭化水素ではないか?)を含む水素が噴出し黄橙色の火炎が発生するとともに、RB南壁5階部分の破損・崩落開始。同時にRB南東方向に噴出様のもが見られるが詳細は不明。
③これとは別に、原子炉建屋中央天井部から第2段階の爆発・燃焼による爆煙上昇	③最初の前駆爆発から2~3/60s程度して、建屋変形などによって弱体化していたRB屋根中央部は上方へと膨れ上がり始めた。どの時点で、RB5階西側側壁部分が水平方向に吹き飛んだかは不明。
④残存水素が燃焼しつつ爆煙を吹き上げる	④この上方への噴煙は第2段階の上昇に移行し、1秒後にはスタック頂部より少し高い位置に到達。この途中で、南東角の火炎は上昇する噴煙の中に吸い込まれる。なお、この上昇する噴煙付近にも小規模の火炎が見られる。この現象は、残存水素等の燃焼によるものと思われる。

⑤以上の結果、3号機の「水素爆発」は、前駆爆発=4階部分の損壊、建屋上部の火炎発生・継続、RB屋根部の上方への膨張、残存水素の燃焼による噴煙上昇が、この順番で発生した、一連の、しかし、一つではない現象であったと考えられる。

なお、火炎の色は黄橙色であり、RB内部にあった気体は、主成分である水素に炭化水素が混ざったものだったのではないかと推定される。ただし、現時点では、比率までは分からない。

※複数段階事象仮説：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13回会合資料2参照。

表3

Appendix (別添 10 - 2)

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

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 岩永宏平

1. 水素爆発時点の原子炉建屋内の燃焼ガスの組成について

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

2. 観測された火炎について

水素爆発の分析に用いている 1 号機及び 3 号機の超解像処理(別添 10)された映像においては、いずれの号機の爆発時にも有色の火炎が確認されている。

1 号機に関しては、別添 10 において用いた映像フレームに基づくと、図 1 に示す通り、爆発の直後、0 フレーム及び 1 / 60 フレームにおいて、1 号機原子炉建屋屋上付近に黄橙色—橙色の火炎が発生するが、3 / 60 フレームでは火炎は見えなくなっており、映像で確認可能な範囲では比較的短時間で燃焼の事象が推移していることがわかる。

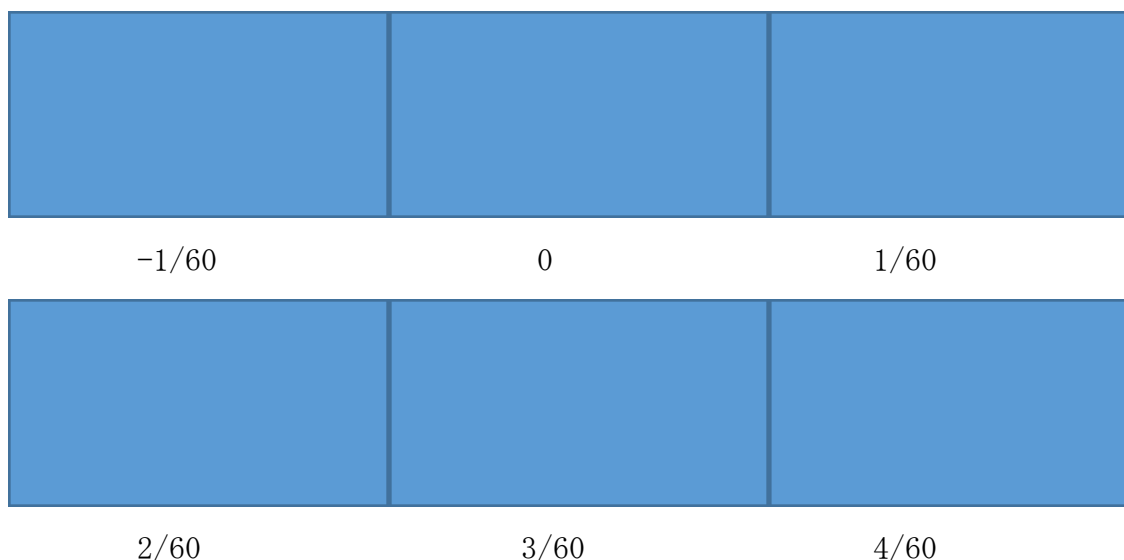


図 1 1 号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況

3号機については、同じく別添10の示した映像フレームに基づくと、図2に示す通り、建屋の変形が始まった直後、-1/60フレームにおいて、原子炉建屋南東部の5階側壁付近より、赤紫色の火炎が瞬間的に発生している。その後、火炎の場所は天井部に黄橙色—橙色火炎として移り、火炎としての大きさや輝度を増加させながら0～6/60フレーム以降(火炎が黒い噴煙に取り込まれるのは30/60フレーム当たり約0.5秒後)、映像で確認可能な範囲では比較的長い時間燃焼が継続していることが観察できる。

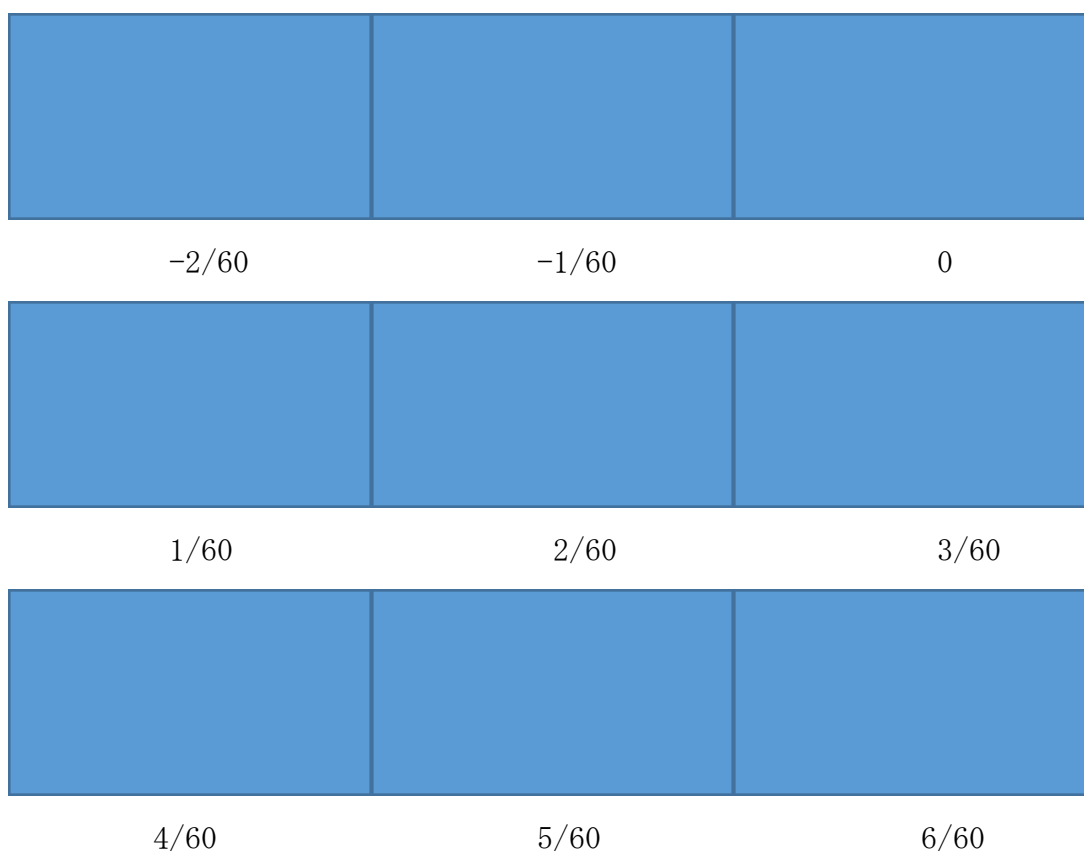


図2 3号機における水素爆発時の原子炉建屋上部の火炎の状況

### 3. 火炎の色について

ここでは爆発の初期に発生した火炎の色について検討するが、水素や有機化合物が周囲の酸素と結合する際に生じる酸化及び還元時の燃焼時の火炎の色に着目して議論を進めることとする。まず、水素の燃焼<sup>(1)</sup>に関しては、酸素と結合して水となる酸化反応の過程における燃焼時の火炎の発光は、可視光域では発光強度が弱く輝炎も発生しない。また、燃焼後に煤等も発生しないため、その燃焼状況を映像や現場調査において確認することは困難である。一方、有機化合物の燃焼<sup>(2)</sup>に関しては、反応す

る酸素量と予混合状態に大きく依存しており、酸素と可燃性の有機化合物が効率よく拡散燃焼する場合は酸化炎といわれる青い発光が観察される。一方、酸素量が不足し余混合が十分でない場合は、還元反応の輝炎として橙色となり、同時に不完全燃焼に伴う未燃焼の結果として煤が発生する。

今回映像により確認されている火炎は、上記のメカニズムによれば、初期に輝度の高い燃焼状態から始まり、全般にわたり黄橙色であり、燃焼の後半は一定の煤も伴い、その後、大量の煤を生じる噴煙につながっていく。このことから、断定することは困難であるものの、爆発の初期から全般的に原子炉建屋外で確認されている火炎は有機化合物の不完全燃焼によるものであると考えられる。

#### 4. 大量の噴煙(黒色)の発生について

映像の後半において、3号機原子炉建屋上方に大量の噴煙(黒色)が発生、9秒間程度で建屋の上方約300mまで到達する状況が確認出来る。この事象については、様々な視点から検討がなされており、米国アルゴンヌ国立研究所のレポート ANL-19/08<sup>(3)</sup>等においても噴煙について言及されており、非常に大量の水素ガスの燃焼によるものと仮定されている。しかしながら前述の3.の有機化合物や図3に示すように、噴煙は非常に多量の黒色の煤を伴っている事からも、この噴煙は水素だけではなく、有機化合物を含む可燃性の混合ガスによる燃焼である可能性が高く、燃焼結果として噴煙が上昇していると考えられる。

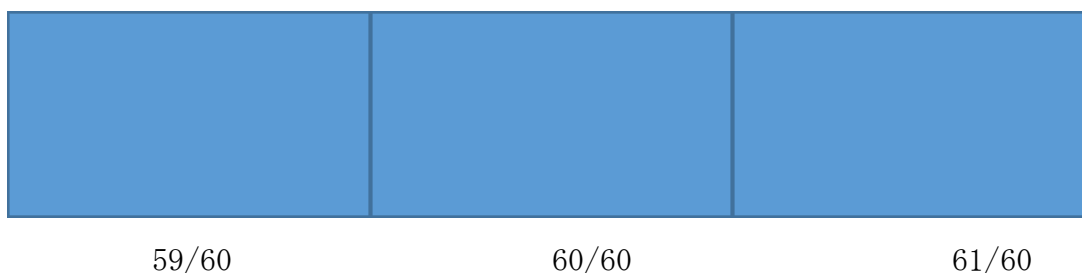


図3 3号機における水素爆発直後の原子炉建屋上部の噴煙(黒色)の上昇

#### 5. 水素及び有機物の混合気体の燃焼について

3号機の水素爆発に関して、水素爆発直後(2011年3月14日11:00頃)の衛星写真によれば、3号機のシールドプラグ部分から激しく水蒸気が噴出しており、これは水素爆発が発生する以前から原子炉建屋内部には水蒸気が相当量存在したと考えられる。よって、爆発直前まで、原子炉建屋内部には水素及び有機化合物等の可燃性ガスが混合した状態で存在していたと考えられる。



図4 3号機の水素爆発直後（2011年3月14日11:00頃）の衛星写真

#### 参考文献

1. 安全工学 Vol. 44 No. 6 (2005) 安全工学会
2. 基礎からの衝撃工学-構造物の衝撃設計の基礎- 森北出版
3. ANL-19/08 U.S. Efforts in Support of Examinations at Fukushima Daiichi-2019 Evaluations

## Appendix（別添 1 1）

### 水素爆発時の地震計記録

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

#### 1. 水素爆発時の地震計記録

東京電力は、敷地内の広範囲にわたる地盤振動特性の把握を目的に平成 22 年度から 5 年間の計画で、敷地内の複数地点において地表面へ地震計を設置（敷地内 18 地点に仮設の地震計を設置）して観測を行っていた<sup>1</sup>。

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

東京電力は、2 号機及び 4 号機の爆発発生状況を把握するため、福島第一発電所敷地内に設置されているこれらの仮設の地震観測記録計のデータを分析している<sup>2</sup>。

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

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

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

<sup>2</sup> 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日東京電力株式会社）

<sup>3</sup> 1 号機、3 号機、4 号機の水素爆発時の前後 30 秒のデータ。

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

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

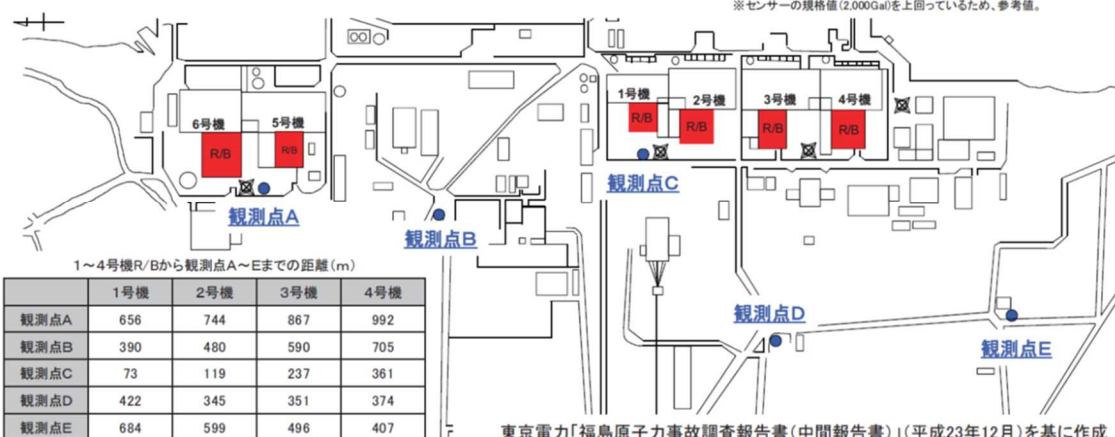
4 号機爆発時 2011 年 3 月 15 日 06 時 12 分 00 秒から 30 秒間（0.01 秒間隔）

## 福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所

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

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

※センサーの規格値(2,000Gal)を上回っているため、参考値。



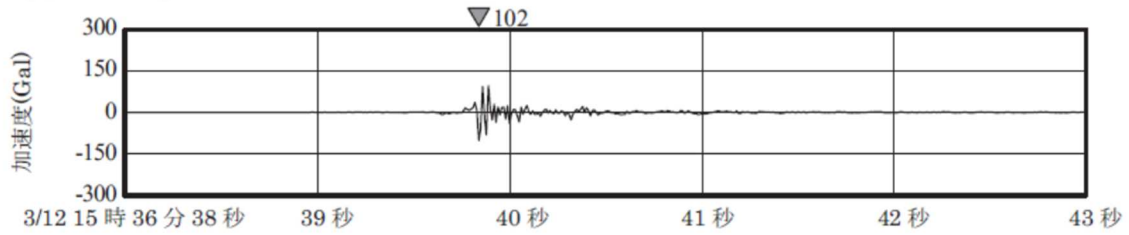
東京電力「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」(平成23年12月)を基に作成

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会(政府事故調)最終報告書(2012.07.23)より抜粋

図1 福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所

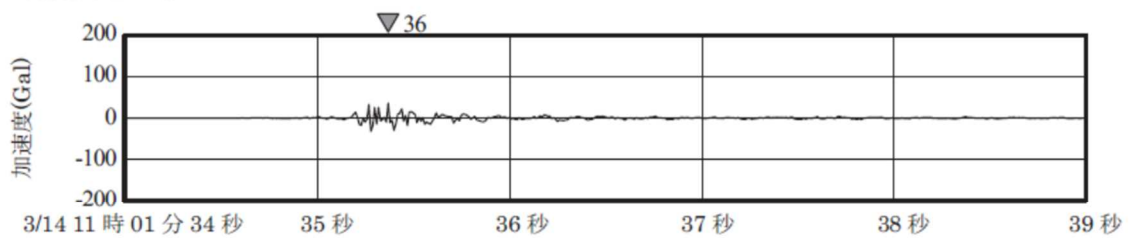


【観測点 D】



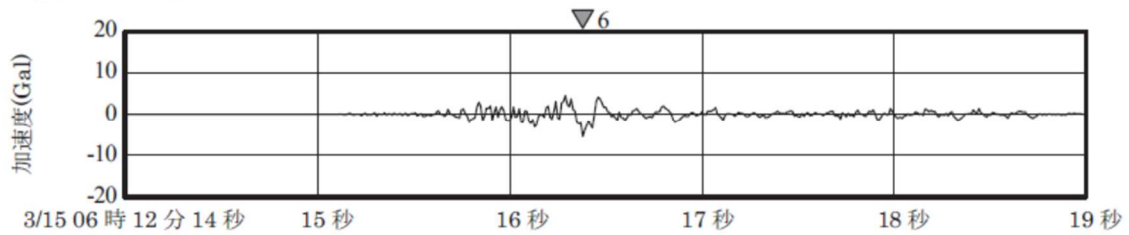
1号機爆発時の加速度波形(南北方向)

【観測点 D】



3号機爆発時の加速度波形(南北方向)

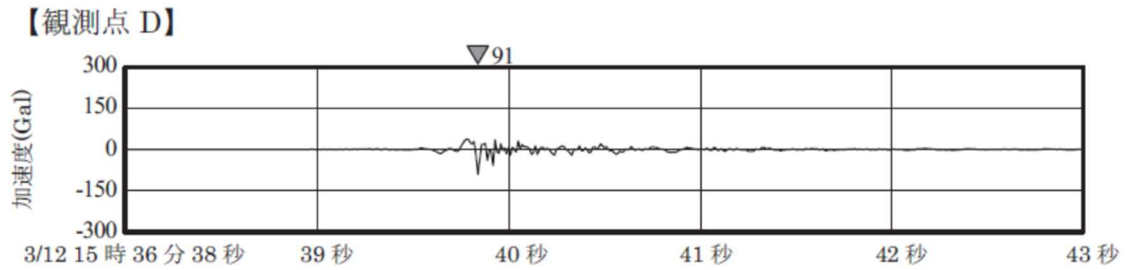
【観測点 D】



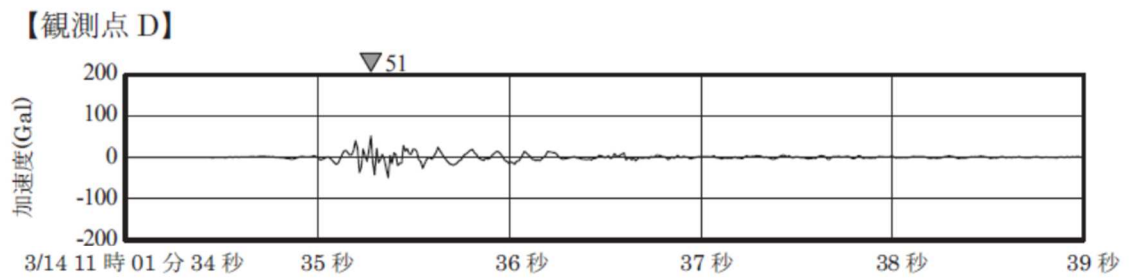
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(南北方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書  
(2012.07.23) より抜粋、一部加工

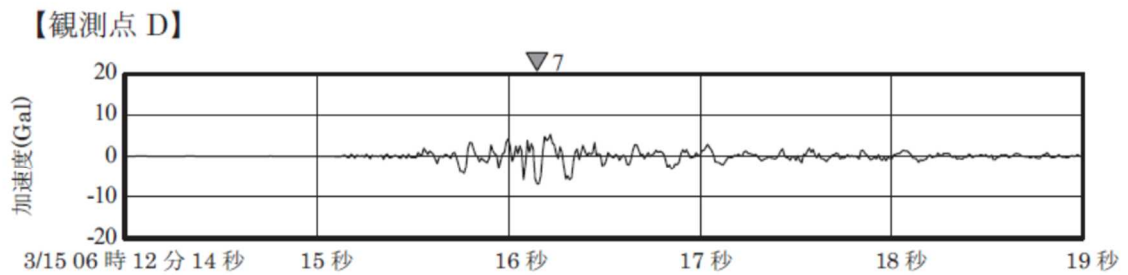
図2 加速度波形（南北方向）



1号機爆発時の加速度波形(東西方向)



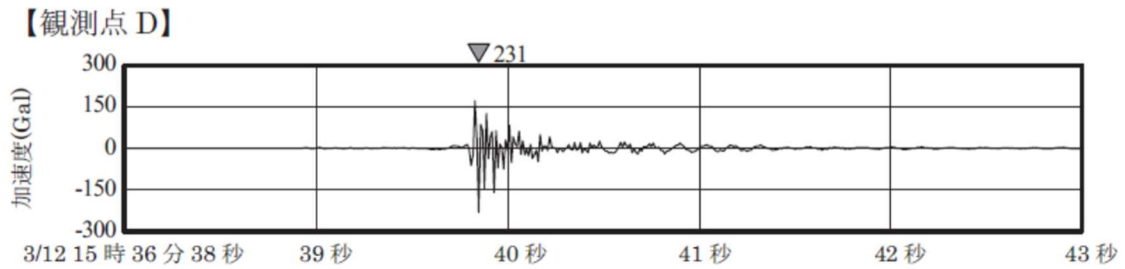
3号機爆発時の加速度波形(東西方向)



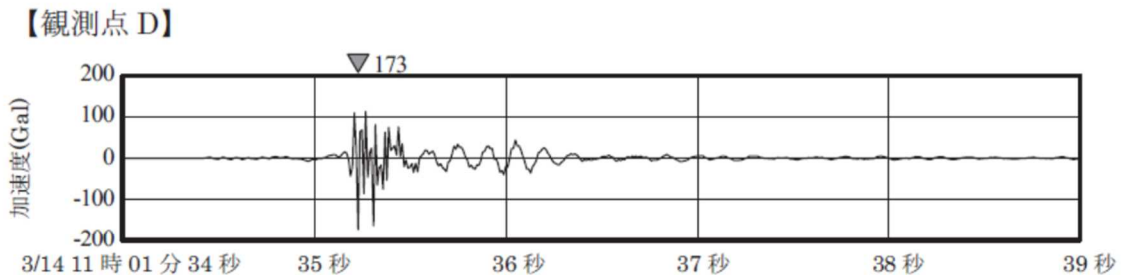
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(東西方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書  
 （2012.07.23）より抜粋、一部加工

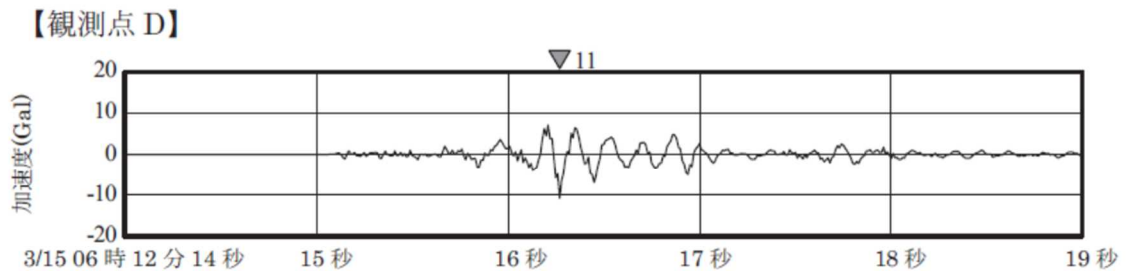
図2 加速度波形（東西方向）



1号機爆発時の加速度波形(上下方向)



3号機爆発時の加速度波形(上下方向)



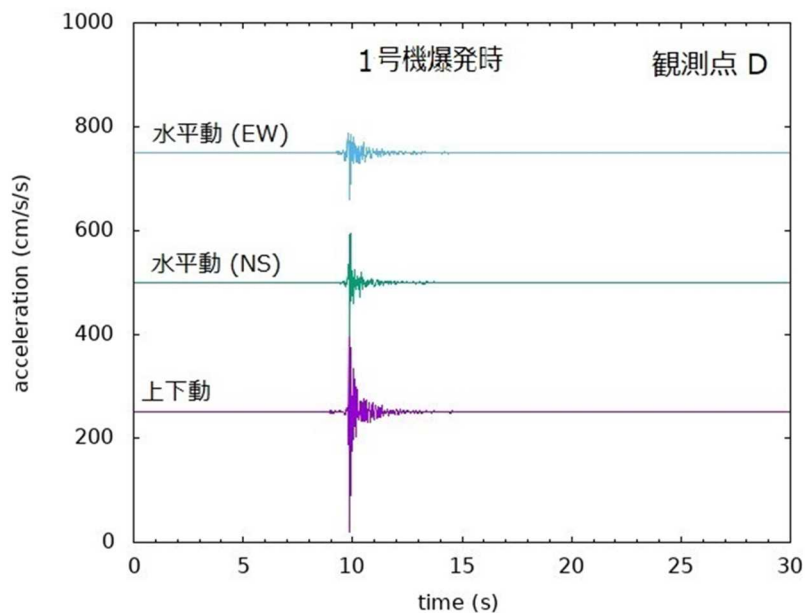
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形(上下方向)

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告書  
（2012.07.23）より抜粋、一部加工

図2 加速度波形（上下方向）

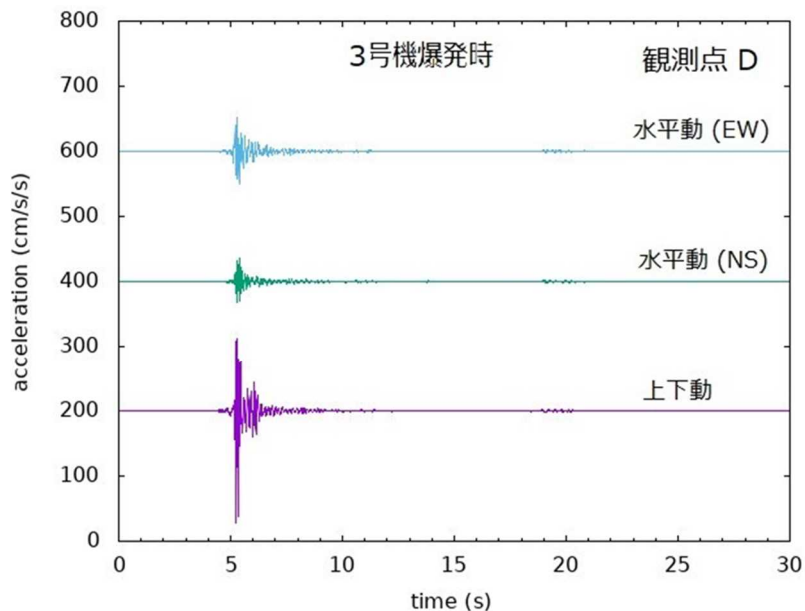
これらの水素爆発時の地震計の振動記録では、1号機の爆発時の振動加速度の方が3号機のそれよりも大きいことが観測されている。

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



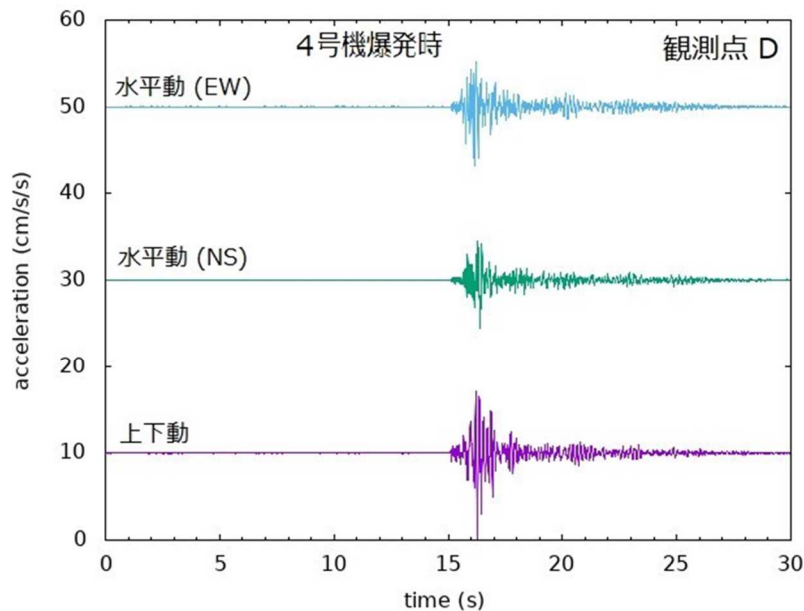
東京電力から提供のあった1号機爆発時のデータ（2011年3月12日15時36分30秒から30秒間（0.01秒間隔））をもとに、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門において波形処理を実施。

図3 1号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



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

図3 3号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）



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

図3 4号機水素爆発時の観測点Dにおける振動波形（加速度）

## 2. 地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさの分析

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

地震計の記録と水素爆発時に地面に伝わったエネルギーの大きさについての分析については、別添12-1に詳述している。

## 3. 地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較

1. の地震計の振動記録と別添10の水素爆発時の事態推移を比較するために、時間軸を並べて比較を行った。その結果、前駆爆発となる3号機原子炉建屋の変形が確認された期間、原子炉建屋南側に火炎が発生し天井部上方に噴煙が膨張する期間、天井部より黒色の噴煙が上昇し始める期間と水素爆発の事態推移にあわせて、地震計の振動波形が異なっていることが確認された。

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

地震計の振動記録と水素爆発の事態推移の比較については、別添10-1に詳述している。

## Appendix (別添 1 1 - 1)

### 水素爆発時の振動記録に基づく地盤を伝播した振動強さの推定

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

地震・津波研究部門 儘田 豊

#### 1. はじめに

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

#### 2. データ

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

表 1 1, 3 及び 4 号機の原子炉建屋と観測点の距離

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

単位 (m)

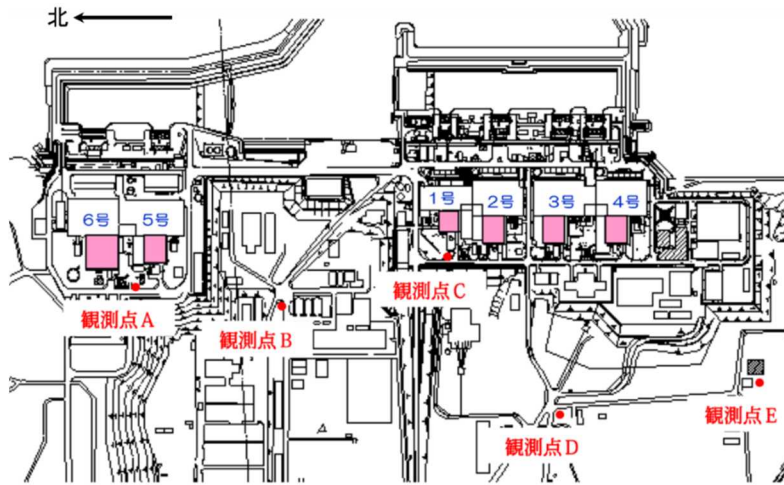


図 1. 福島第一原子力発電所 1～6 号機及び観測点の位置  
(東京電力の事故調査報告書<sup>2)</sup>に加筆)

### 3. 距離減衰特性モデル及び解析

#### 3.1 距離減衰特性モデルの設定

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

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

ここで各パラメータは以下を表す。

$A_{ij}$  : 振源  $i$  による観測点  $j$  における最大加速度

$r_{ij}$  : 振源  $i$  と観測点  $j$  の距離

$M_i$  : 振源  $i$  の規模

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

$G_j$  : 観測点  $j$  における地盤増幅特性

$n$  : 波の空間的な広がりによる振幅の減衰を表す係数 (幾何減衰係数)

本検討では、図 1 に示す 1, 3 及び 4 号機原子炉建屋の 3 箇所にある振源について A～E の 5 箇所にある観測点の記録の最大加速度値を読み取り、(1)式による回帰分析により  $M_i$  ( $i=1\sim 3$ :  $M_1$ ,  $M_2$  及び  $M_3$  はそれぞれ 1 号機、3 号機及び 4 号機爆発に伴う振源における振動強さ) を推定した後、これらの比を求めることにより各号機間の振源における振動強さ(エネルギー)の比を推定する。回帰分析に当たっては以下を仮定する。非弾性減衰係数  $b_{ij}$  は振源と観測点間の媒質特性で決まるが図 1 からわかるとおり、これらの間を伝播する波はほぼ同一の媒質内を伝播すると考えられるため、 $b_{ij}$  は全ての記録に対して同じであると仮定し、 $b_{ij} = b$  とする。また、 $G_j$  は観測点直下の地盤構造によって



決まる定数であるが、1 観測点当りの記録数は最大でも 3 記録と(1)式による回帰で推定するにはデータ数が少なく、かつ観測点間隔も小さいため観測点毎に大きく異なるとは考えにくい。よって、すべての観測点で一定( $G_j=1$ )と仮定する。さらに、 $n$ は波のフェーズによって決まる係数で、例えばP波やS波のような実体波では1、表面波では1/2となる。本検討ではS波部分の最大加速度を用いることとし、 $n=1$ を仮定する。(1)式で以上を仮定し、両辺の自然対数をとった(2)式を用いて線形の回帰分析を行った。

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

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

### 3.2 P波及びS波の抽出

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

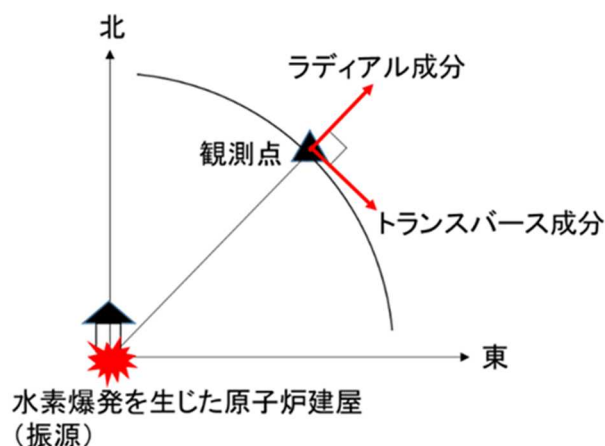


図2. フェーズの同定に用いた水平動成分

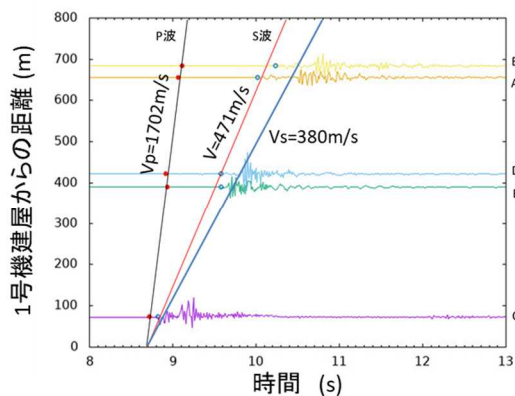
図3(a)~(c)に各原子炉建屋を対象とした水平動トランスバース成分のレコードセクションを示す。P波初動及びS波初動の読み取り位置を赤丸及び青丸でそれぞれ示す。また、それぞれの波のフェーズの伝播速度を図中に記載してある。表2に公表されている敷地内の地盤構造を示す<sup>2)</sup>。公表されているS波速度と本検討でS波として抽出した波の速度を比較すると、抽出したS波は表層のS波速度380m/sより速く、第2層及びその下層にある表層よりも大きいS波速度もつ層を伝播した波であると考えられる。一方、レコードセクション上にほぼ380m/sで伝播する走時直線をプロットすると、最大

振幅を有する波群の到着が見られ、これらは表層を伝播した S 波と解釈できる。また、いずれの観測点のトレースにおいても、その最大振幅は S 波初動として読み取った時間から 1 秒以内に到着することがわかる。

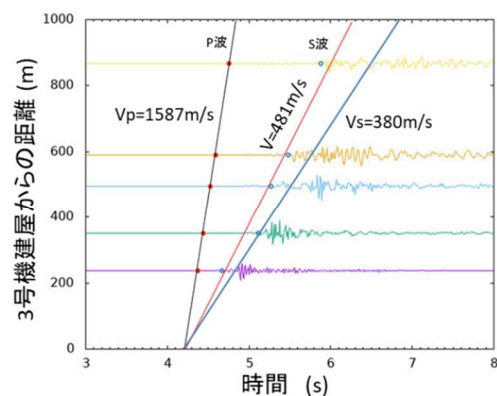
表 2. 敷地内の地盤構造 (東京電力株式会社<sup>2)</sup> による)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(a) 1号機爆発時



(b) 3号機爆発時



(c) 4号機爆発時

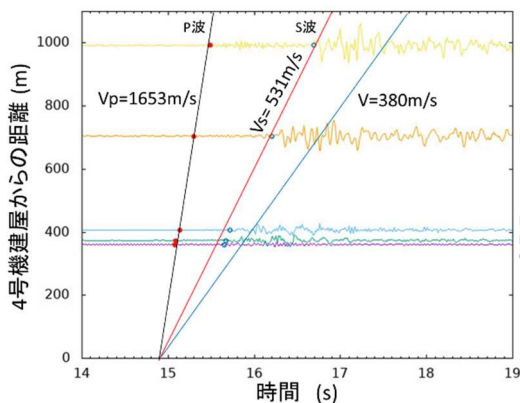


図 3. 原子炉建屋 1, 3 及び 4 号機水素爆発時の加速度記録のレコードセクション

### 3.3 回帰分析

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

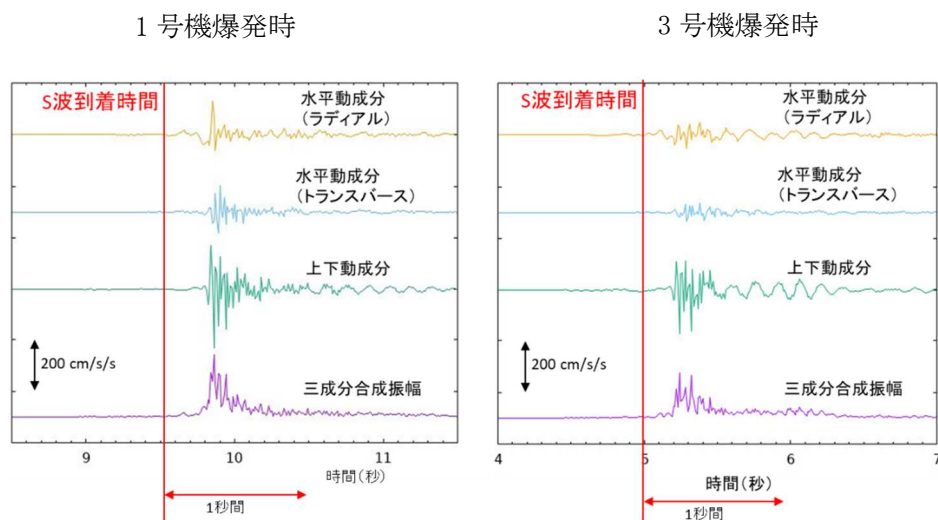


図4. 1号機及び3号機爆発時の観測点Dにおける3成分波形及びSRSS振幅

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

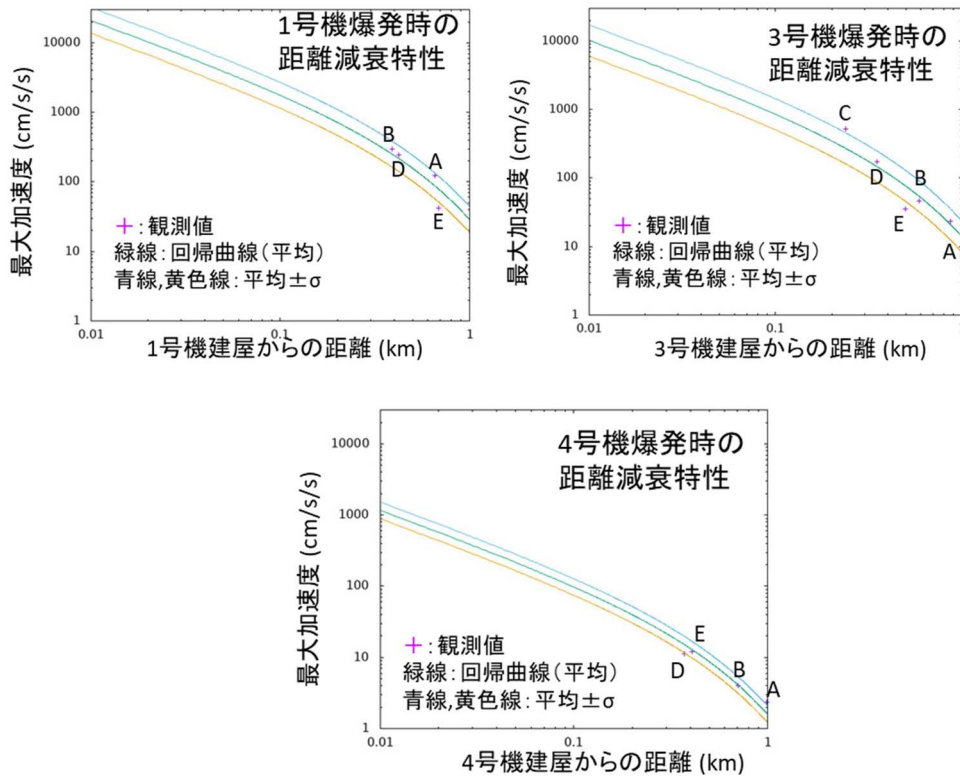


図5. 1, 3 及び 4 号機爆発時の SRSS 振幅と回帰曲線

#### 4. 結果

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

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

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

はいえないことに留意する必要がある。

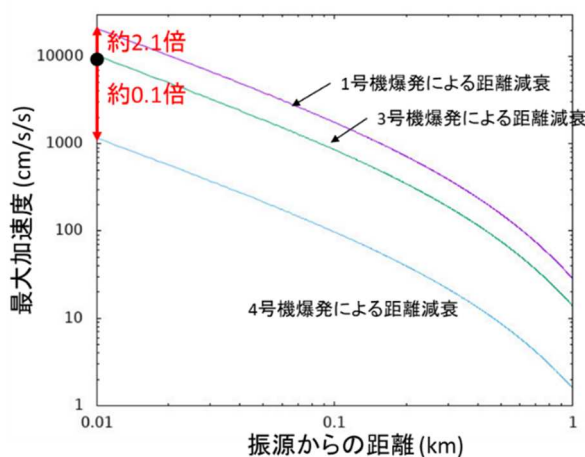


図6. 各号機の爆発時の最大加速度の回帰曲線と振源近傍の振幅比

## 5. まとめ

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

## 参考文献

- 1) 福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所において平成23年東北地方太平洋沖地震の際に得られた地震観測記録について(続報)  
<https://www.tepco.co.jp/cc/press/11092910-j.html>
- 2) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)(追補版)(改訂)、平成24年9月

## Appendix (別添 1 2)

### 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力

防衛大学校 准教授 市野 宏嘉  
原子力規制庁原子力規制部  
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室  
佐藤 雄一

#### 1. 検討目的

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

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

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

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

#### 2. 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷状況

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



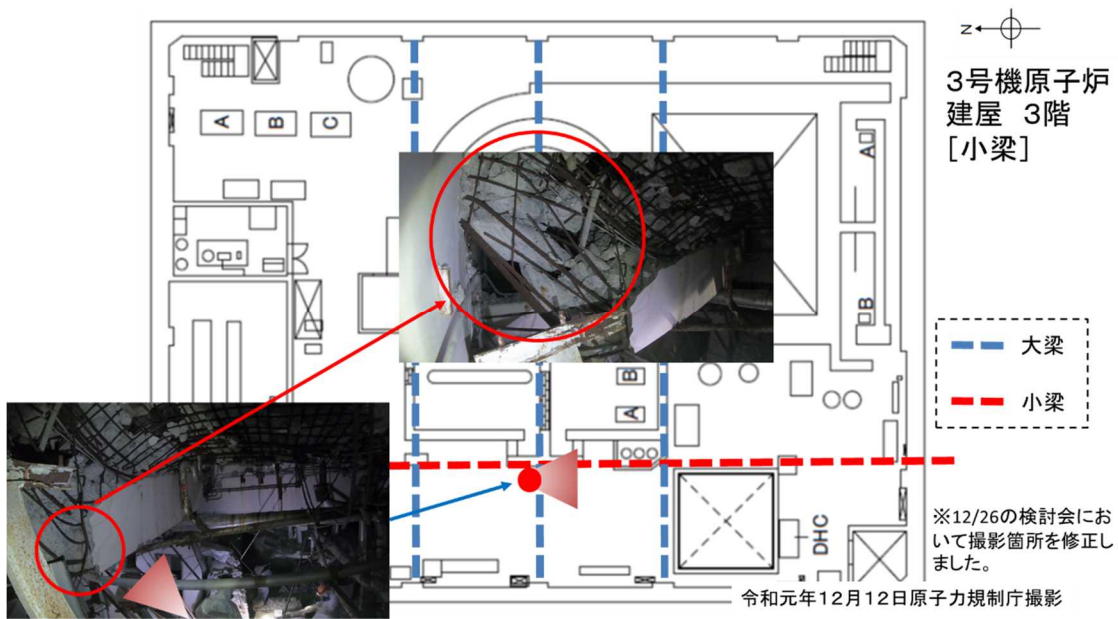


図1 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況  
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

3号機原子炉建屋 3階 [小梁]



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



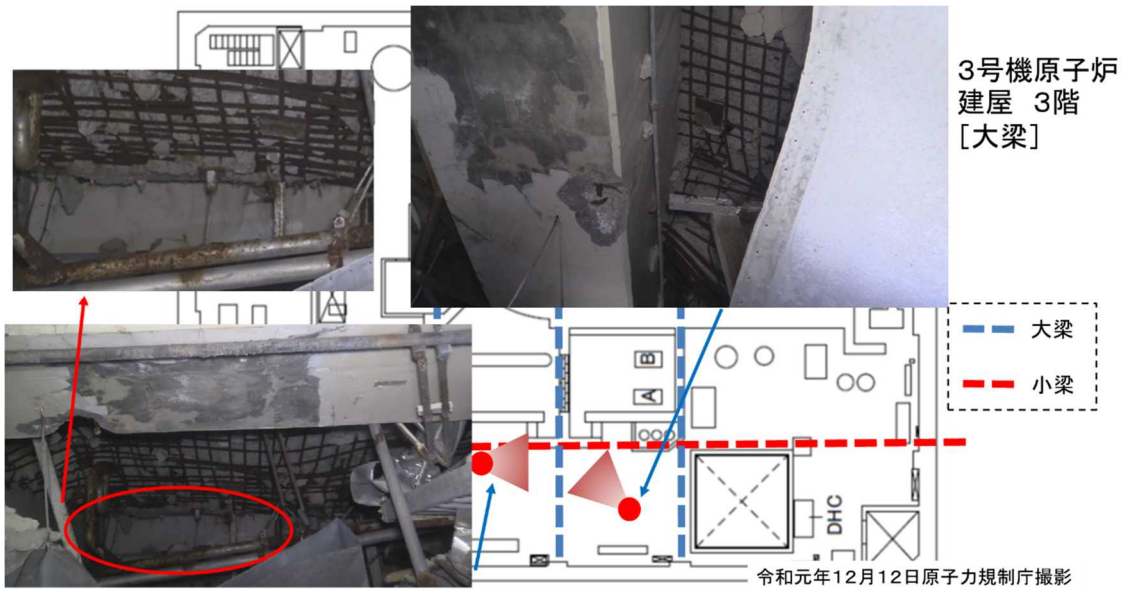


図3 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁の損傷状況  
(2019年12月の現地調査において確認されたもの)

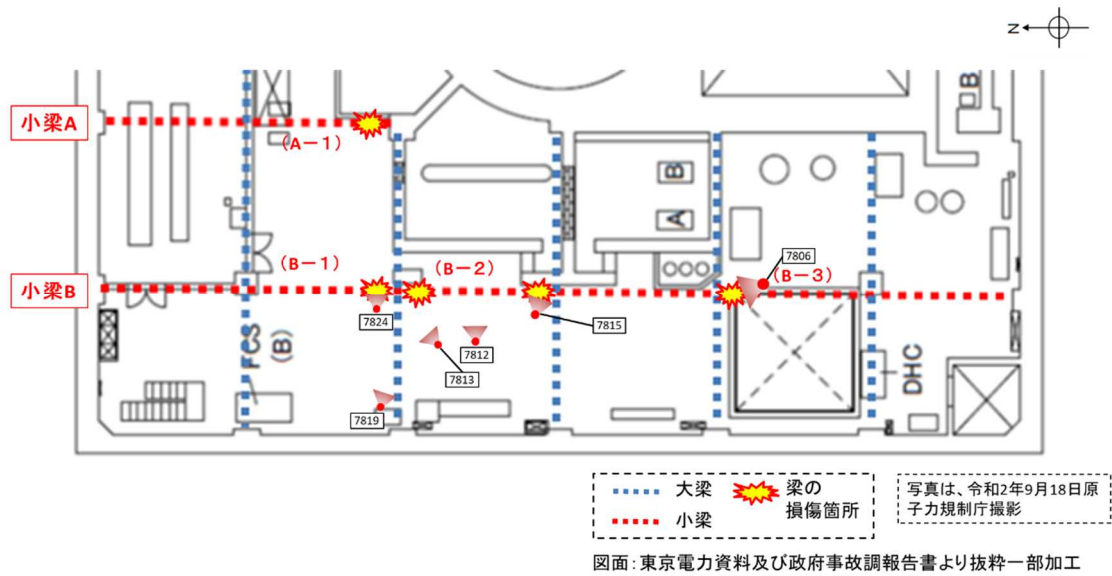


図4 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁位置及び損傷箇所  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-2)の損傷状況

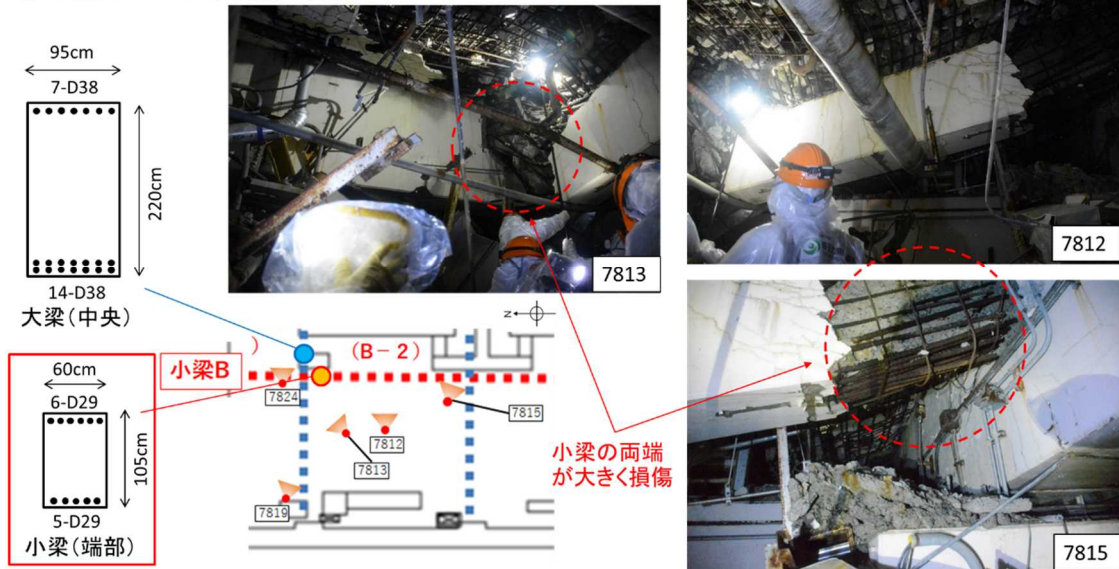


図5 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-2)の損傷状況  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-1)の損傷状況

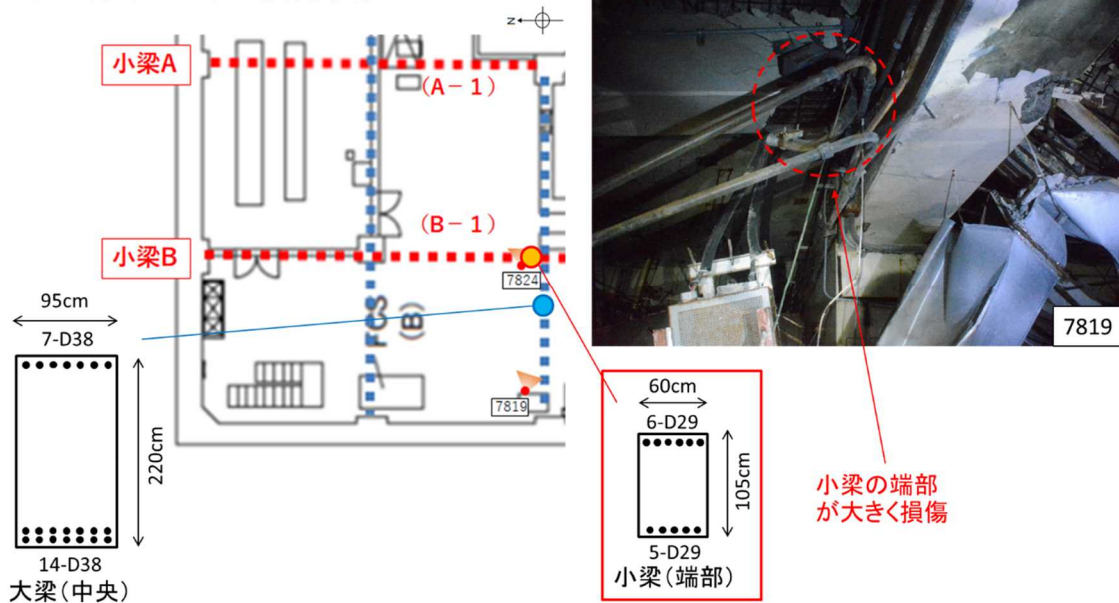


図6 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-1)の損傷状況  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(B-3)の損傷状況

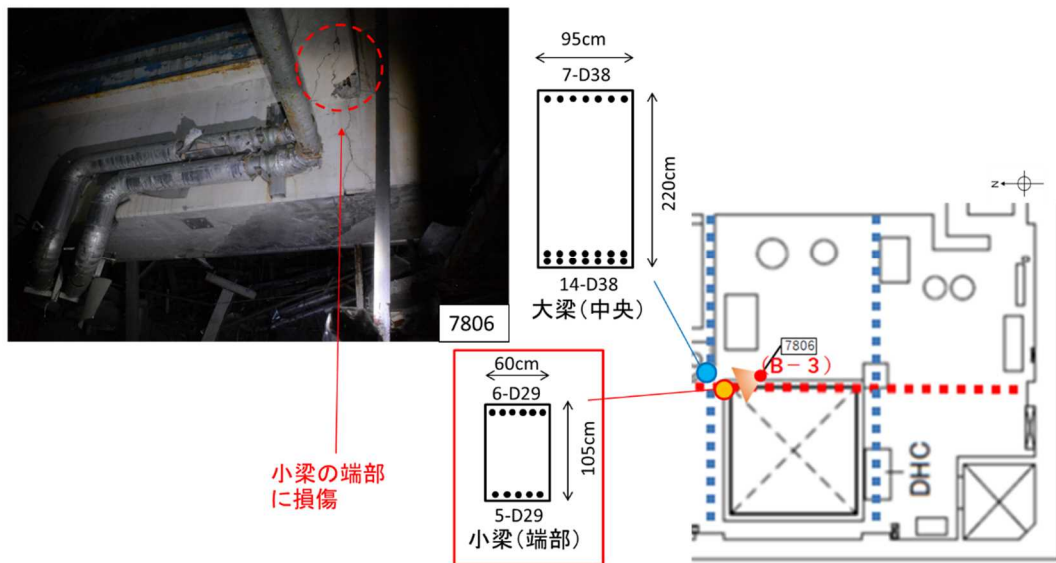


図7 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(B-3)の損傷状況  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○小梁(A-1)の損傷状況

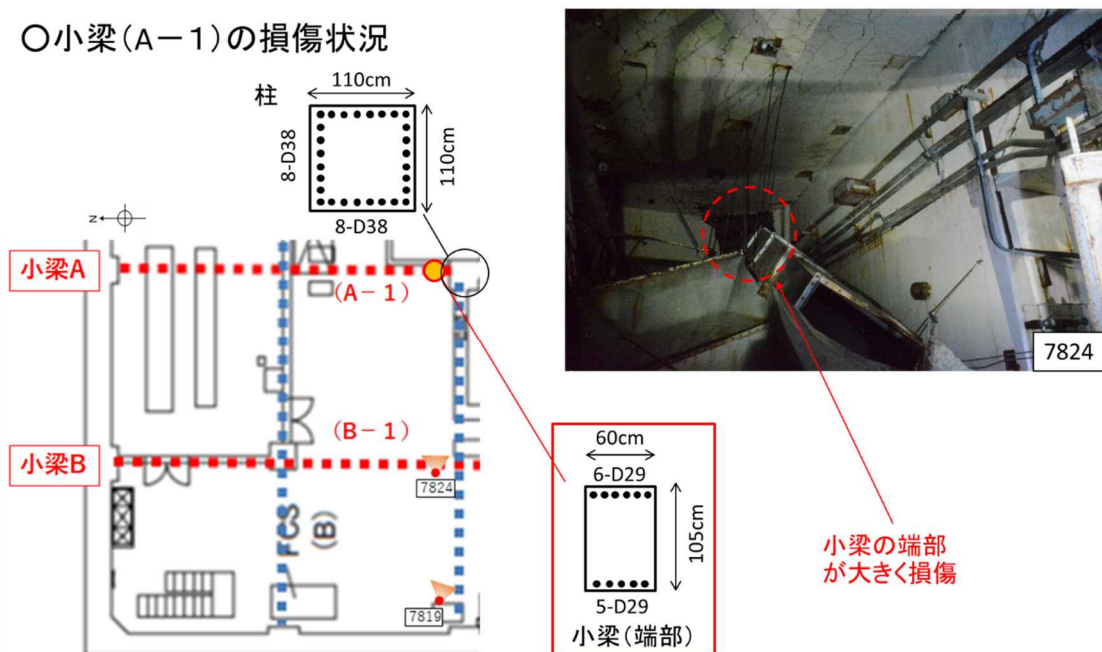


図8 3号機原子炉建屋3階天井部の小梁(A-1)の損傷状況  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

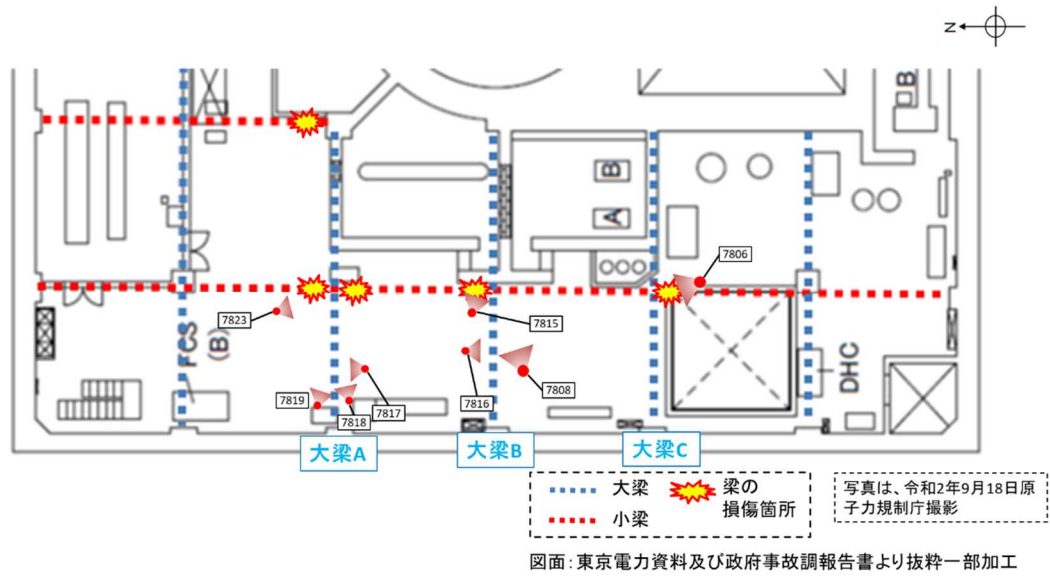


図9 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁位置

○大梁(A)の損傷状況

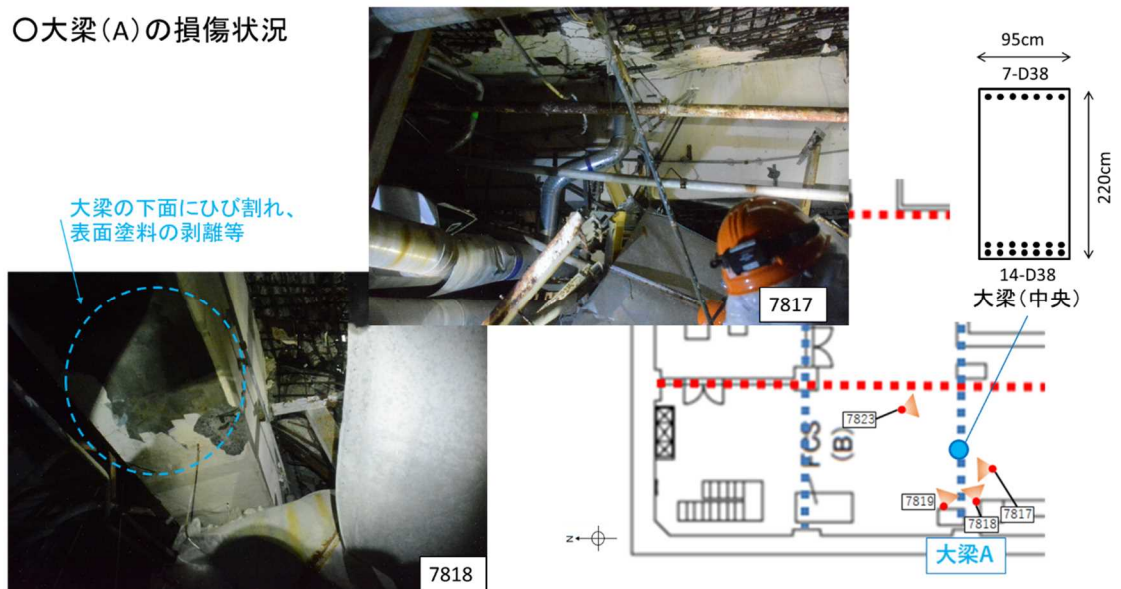


図10 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(1/2)  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)



○大梁(A)の損傷状況

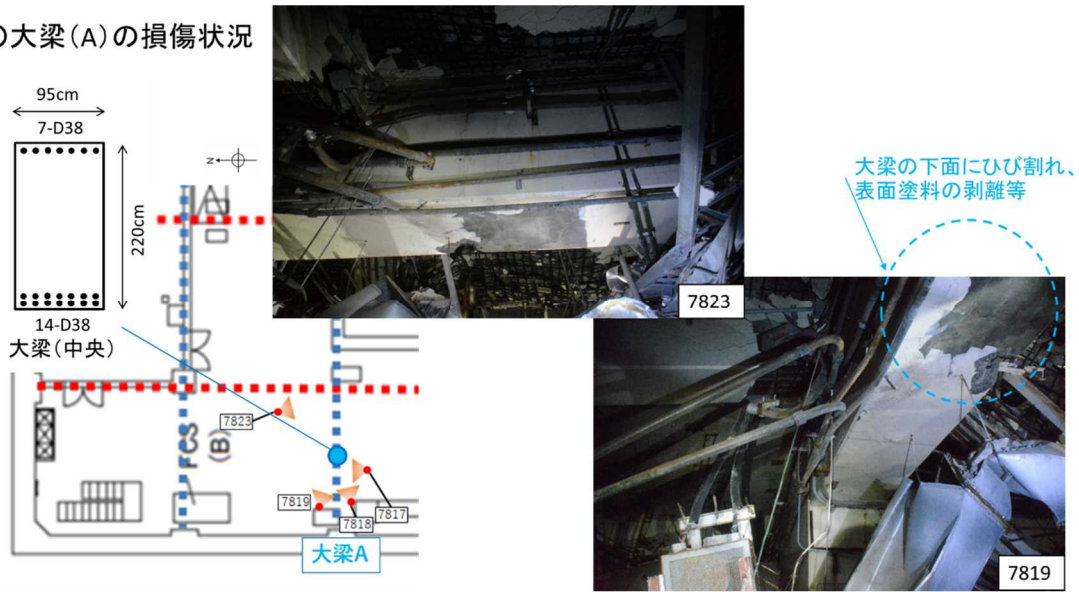


図 1 1 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(A)の損傷状況(2/2)  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)

○大梁(B)の損傷状況

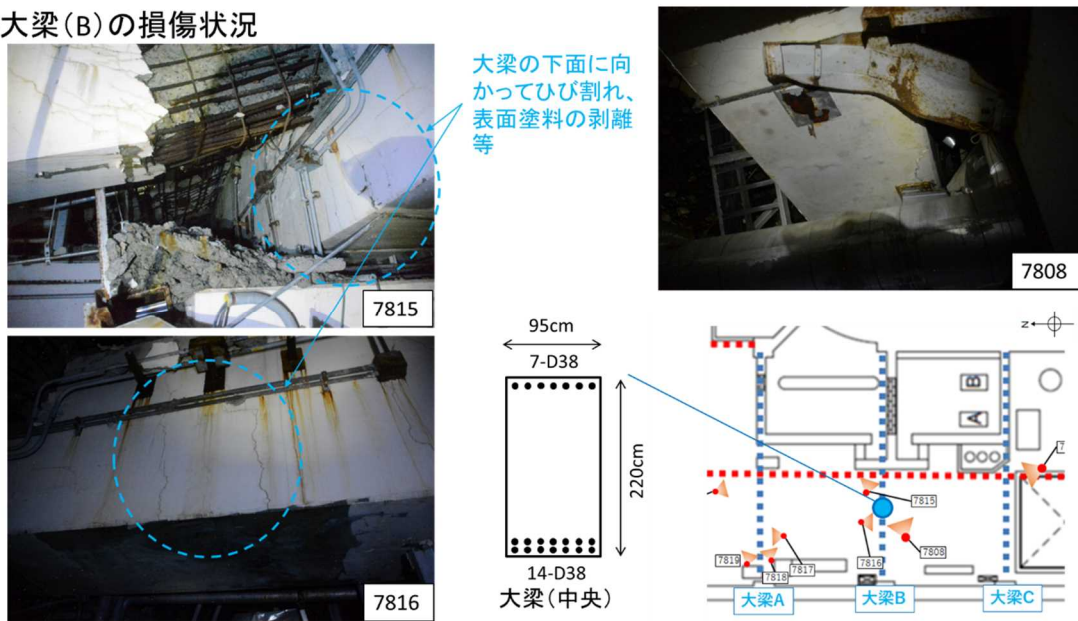


図 1 2 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁(B)の損傷状況(1/2)  
(2020年9月の現地調査において確認されたもの)



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

○大梁(c)の損傷状況

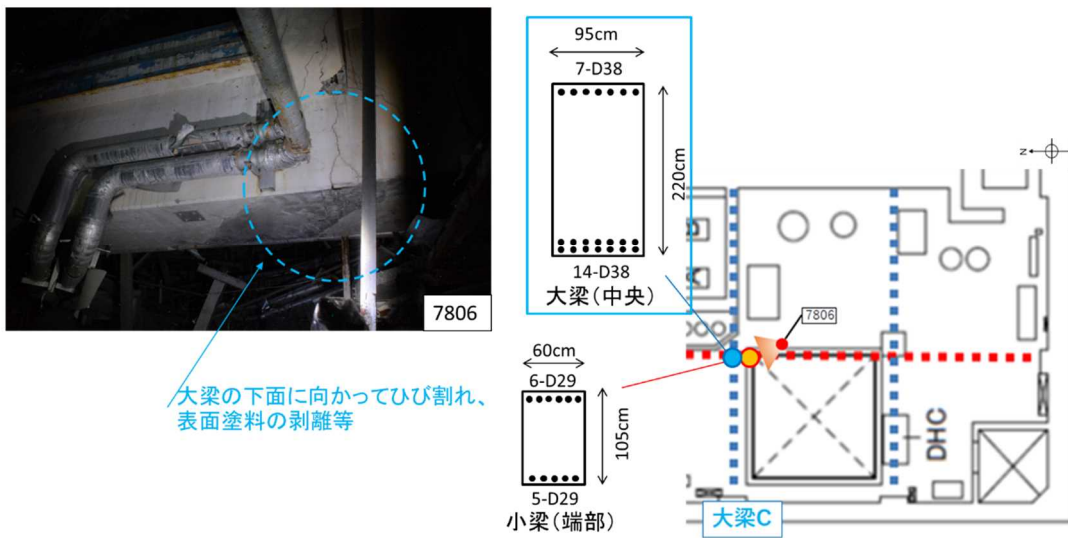


図 1 4 3号機原子炉建屋3階天井部の大梁（C）の損傷状況  
（2020年9月の現地調査において確認されたもの）

### 3. 検討内容

#### (1) 試算対象の梁

本検討においては、曲げ破壊に至ったと考えられる3号機原子炉建屋3階天井部の大梁のうち、図12及び図13に示す「大梁(B)」を対象として試算を行った。

#### (2) 試算の考え方

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

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

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

#### (3) 試算方法

試算は、1自由度モデルを用いた爆発応答解析を用いて実施した。

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

解析の概念図を図15に示す。

図15(a)のような爆発を受ける梁の応答を図15(b)のような力を受けるばねとおもりの動き(1自由度系モデル)に変換する。変換に際して、梁の中央部の変位とおもりの変位を一致させる。図15(b)の力 $F_e(t)$ 、おもりの質量 $M_e$ 及びばね定数 $K_e(x)$ は、図(a)の各種の条件をもとに算定される。すなわち、爆風圧の大きさや作用時間、梁の形状から力 $F_e$ を、梁の質量、梁の固定条件からおもりの質量 $M_e$ を、梁の形状、寸法、配筋、固定条件及び材料の強度等からばね定数 $K_e(x)$ をそれぞれ求める。こうして得られた1自由度系モデルの運動方程式を解くことにより変位を得ることができる。



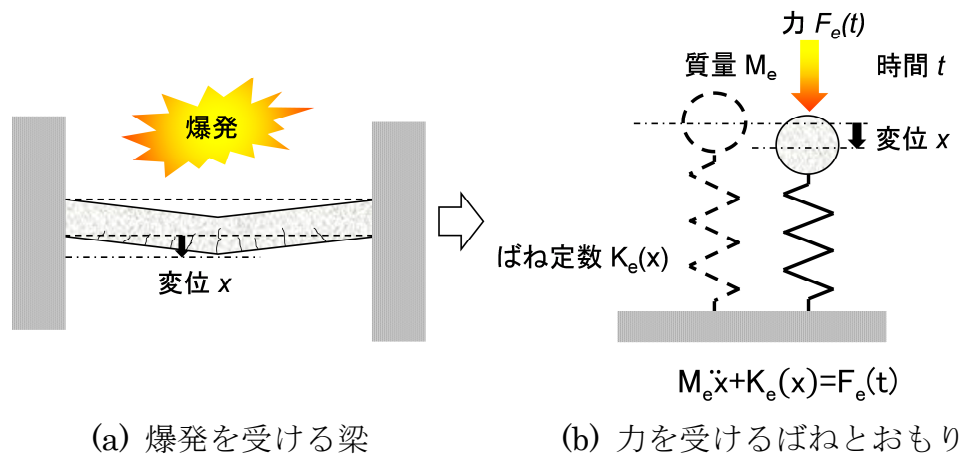


図 1 5 1 自由度モデルを用いた爆発応答解析の概念図

#### (4) 試算の前提条件

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

##### <水素爆発>

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

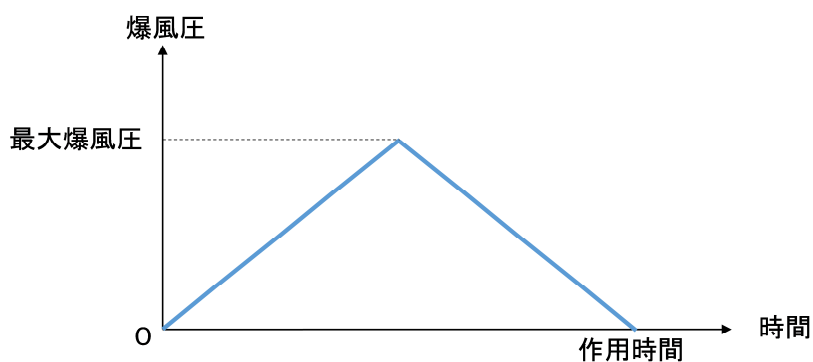


図 1 6 水素爆発の圧力（爆風圧）と作用時間の関係

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

### <はり>

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

## 4. 検討結果

### (1) 梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合

解析結果を図17に示す。

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

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

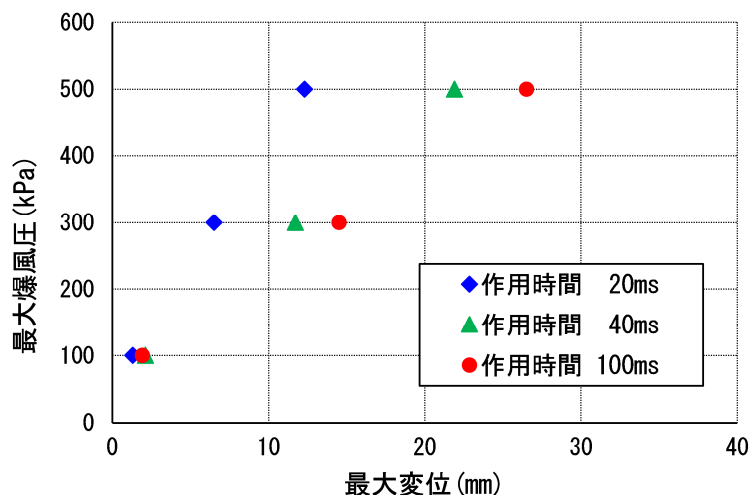


図17 解析結果（梁に作用した圧力（爆風圧）のみを考慮した場合）

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

解析結果を図18に示す。

解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の条件においては、9～235mm

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

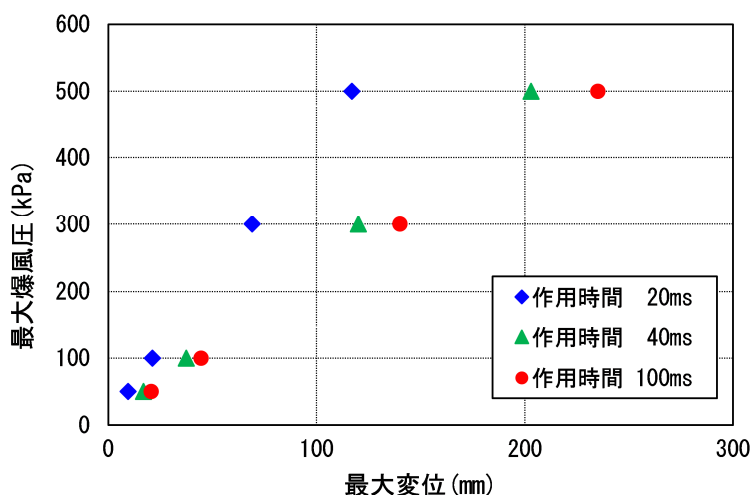


図 1 8 解析結果 (床版に作用した圧力 (爆風圧) も考慮した場合)

### (3) 水素燃焼に必要な水素濃度

なお、500kPa 程度の水素燃焼によって発生するとした場合にもたらされることが科学的に許容できるかどうかを判定するために、密閉空間及び静的圧力の条件における必要水素濃度 (%) を以下の式により試算した。その結果、5%程度の水素濃度で 500kPa に見合う圧力が生じることが判明した。

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

242 : 水素の爆鳴気発熱量 (kJ/mol)

V : 算定対象空間の体積 (m<sup>3</sup>)

0.0224 : 理想気体のモル体積 (m<sup>3</sup>)

実際には、3号機原子炉建屋4階は密閉空間ではなく、また、燃焼速度を踏まえると動的圧力も十分働くと考えられるため、上記の計算は上記の判定を行うための試算との位置づけである。

## 5. まとめ

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

- ・ 写真（図13）より、大梁は、曲げ破壊によって目視でも明らかに認めうるほどの下方向の変位が生じている。
- ・ 解析の結果、作用圧力 50～500kPa、作用時間 20～100ms の圧力（爆風圧）においては、大梁に 2～235mm の変位が生じた。その中で、大梁とその周囲の床版に 300～500kPa 程度の圧力（爆風圧）が 20～40ms 程度の間作用すると、今回大梁に観察された変形と同程度の変形が生じうる。
- ・ 3号機原子炉建屋の水素爆発時の映像によると、同建屋4階での爆発が前駆爆発と同じ爆発であるとした場合、建屋変形の継続時間は 30～50ms 程度であり、本検討で設定した作用時間（20ms～100ms）とも整合している。

以上

## Appendix（別添13）

### 3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の損傷状況

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

竹内 淳、佐藤 雄一

#### 1. 検討目的

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

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

#### 2. 調査方法

##### （1）3号機原子炉建屋4階

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

##### （2）4号機原子炉建屋2階～4階

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

#### 3. 3号機原子炉建屋4階の損傷状況

4階西側の全体的な損傷状況を図1に示す。

配管、支持構造物、設備等について、大規模な損傷は確認されなかった。また、原子炉格納容器側の壁が損傷している様子は確認されなかった。床面にはがれきが散乱しており、西側の外壁は柱から剥がれて空隙となっている様子が確認された。

また、空間線量率は最大で 108mSv/h の値が計測された。

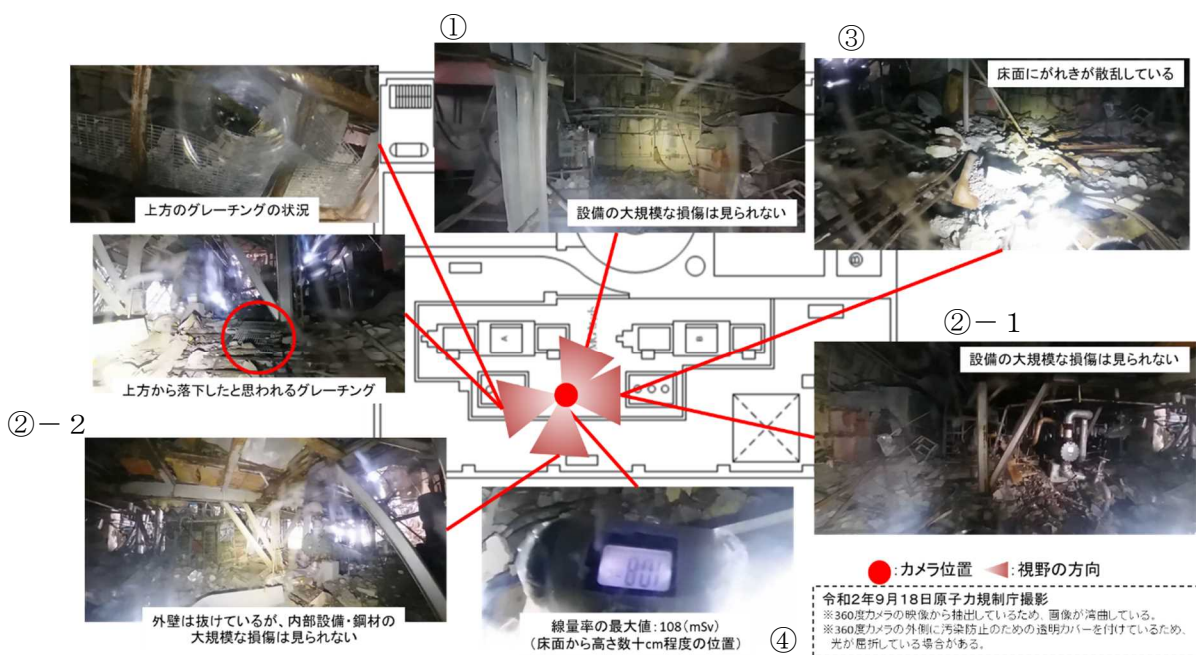


図1 3号機4階西側における状況図（360度カメラの動画から画像抜粋）

図1に示す各部位の特徴について以下に示す。

### ① 原子炉格納容器遮へい壁とその周辺

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

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



図2 3号機4階原子炉格納容器側の壁の状況（図1の写真①）

② 設備・機器の損傷状況

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

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



図3 4階に設置されている設備の状況（図1の写真②-1）





図4 4階に設置されている設備・ラックの状況（図1の写真②-1）

③ 床面のがれきの状況

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



図5 4階床面のがれきの状況（図1の写真③）

#### ④ 4階の空間線量率

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

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

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

### 4. 4号機原子炉建屋内の損傷状況

#### (1) 2階北西部の損傷状況

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

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

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

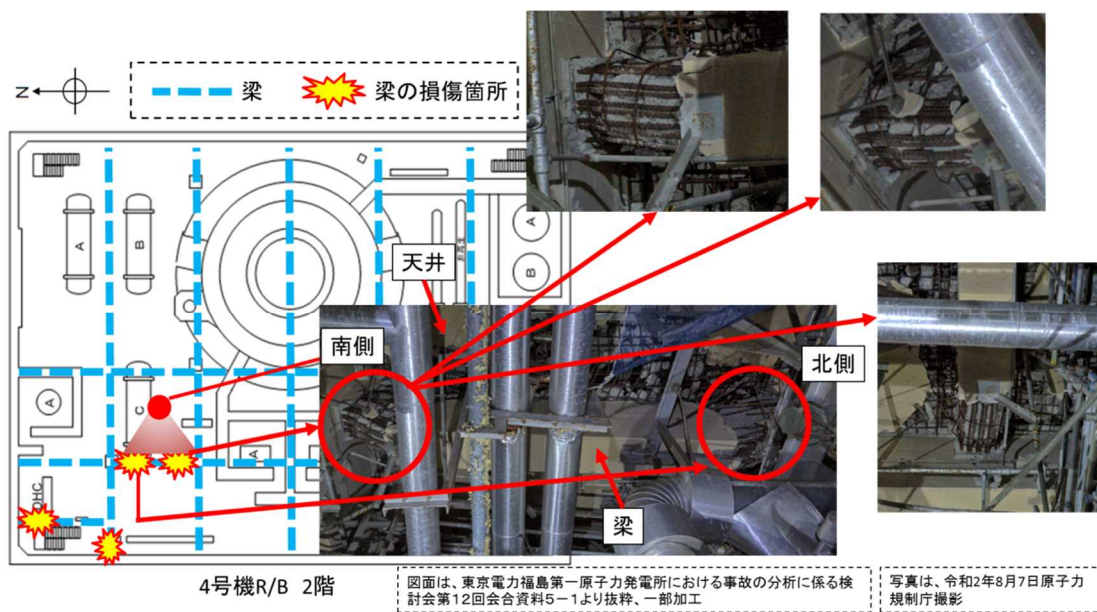


図6 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（1／2））

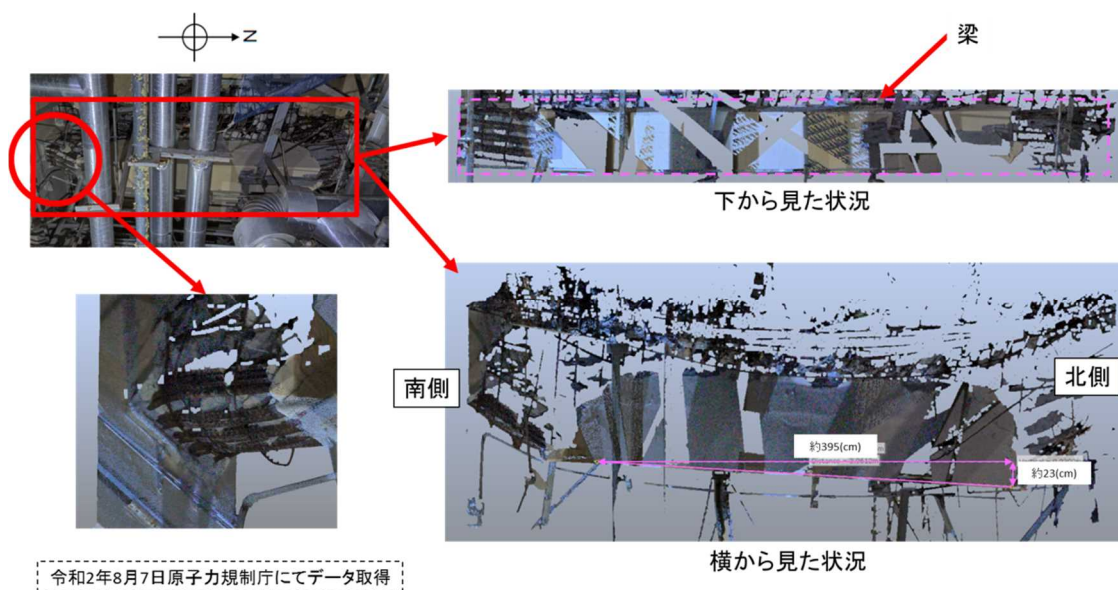


図7 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（天井部の梁の損傷状況（2／2））



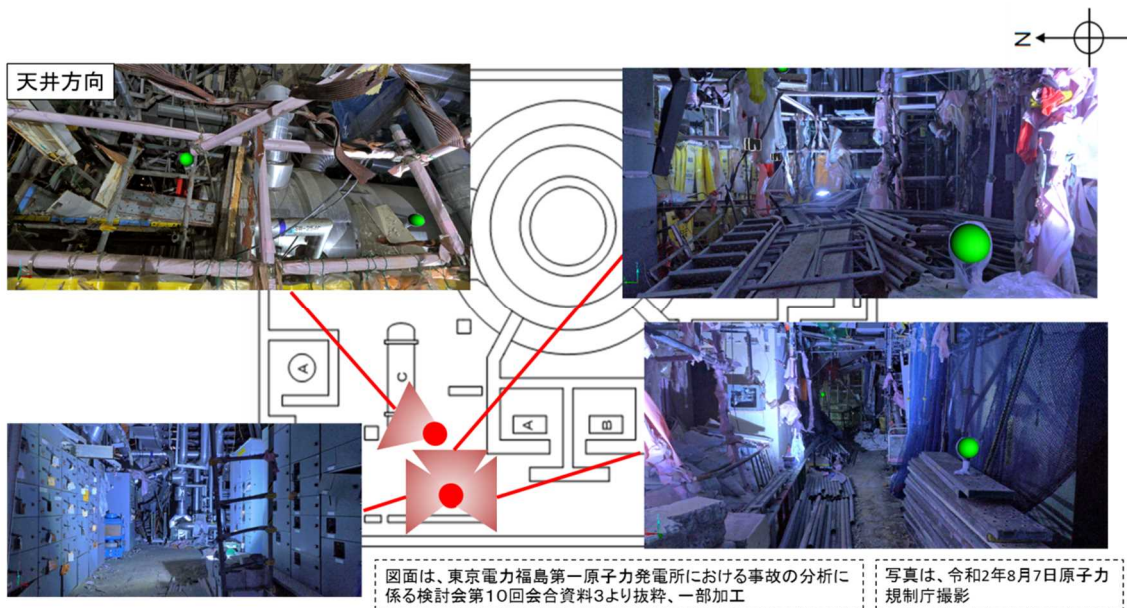


図8 4号機原子炉建屋2階の損傷状況（設備等の状況）

## （2）3階の損傷状況

### ① 北側CRDリペア室付近の損傷状況

損傷状況を図9～図11に示す。主な損傷状況は以下のとおり。

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

これらの損傷状況から、以下のことが考えられる。

- ✓ CRDリペア室（東側）の壁が部屋の内側から外側に向かって膨らんだ形

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

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

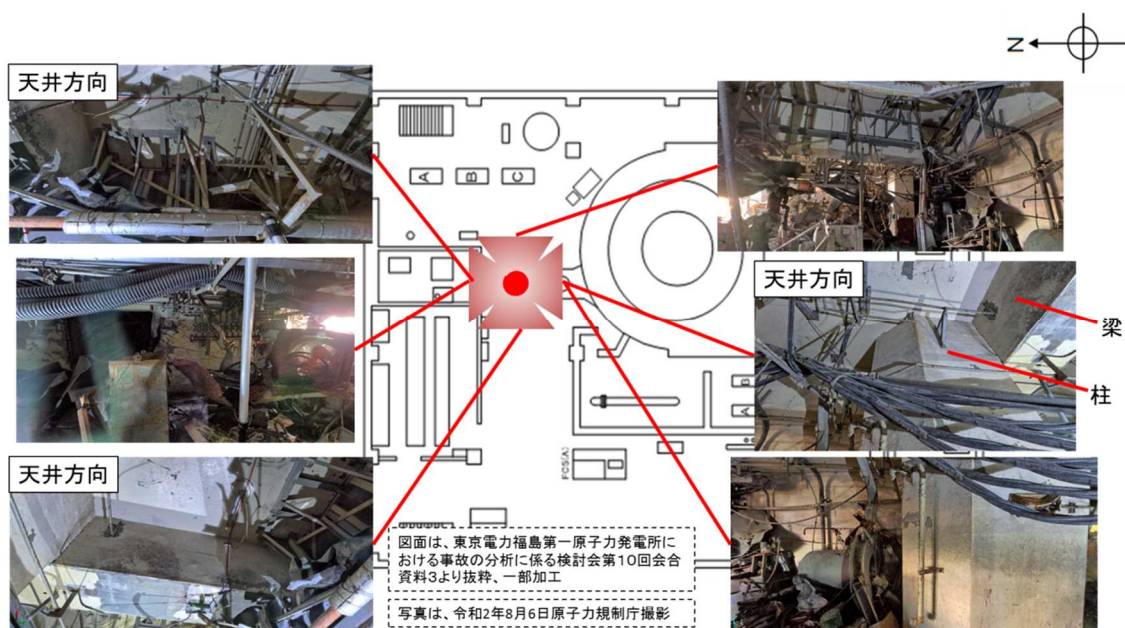


図9 4号機原子炉建屋3階の損傷状況  
(北側CRDリペア室付近(1/3))

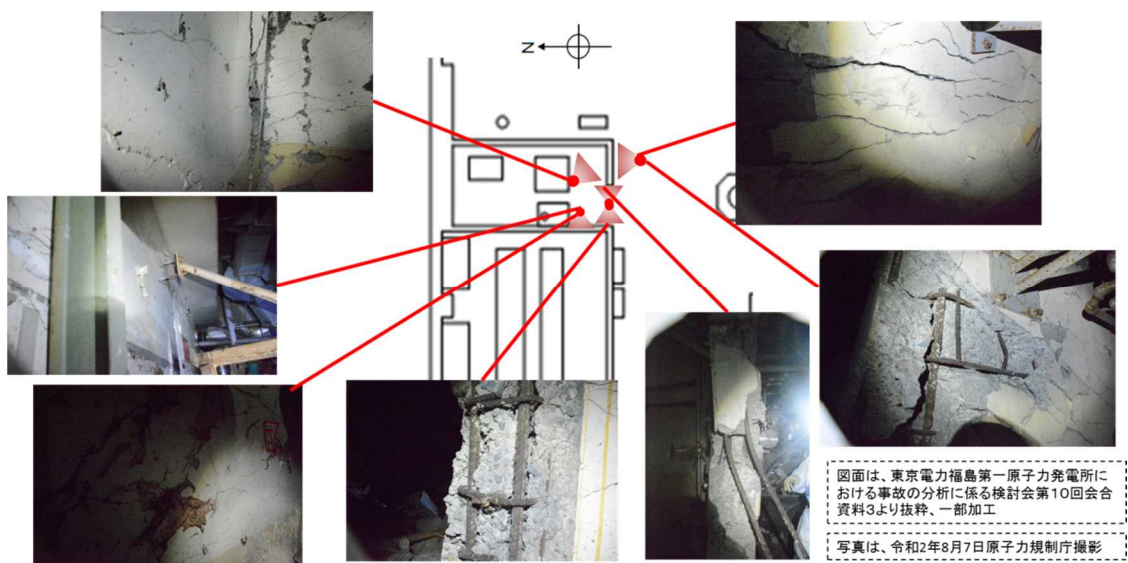


図10 4号機原子炉建屋3階の損傷状況  
(北側CRDリペア室付近(2/3))

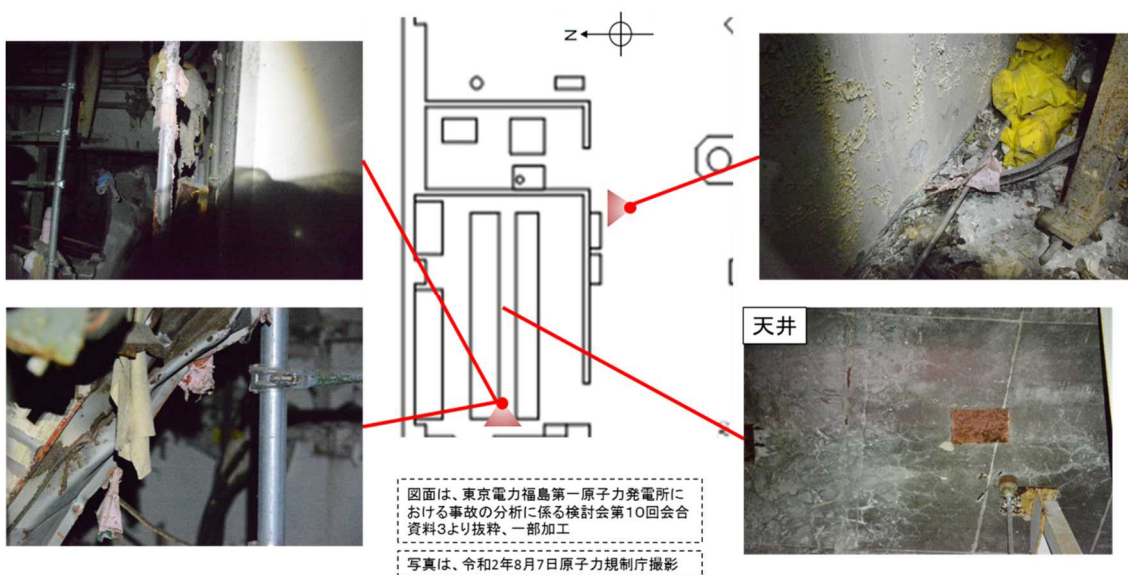


図11 4号機原子炉建屋3階の損傷状況  
(北側CRDリペア室付近(3/3))

② 南西部ハッチ付近の損傷状況

損傷状況を図12及び図13に示す。

図12に示すように、3階床面南西部ハッチ付近のひび割れは、通常のひび割れよりも割れ幅が大きく、ひび割れに砂利が溜まったような状況になっている



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

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

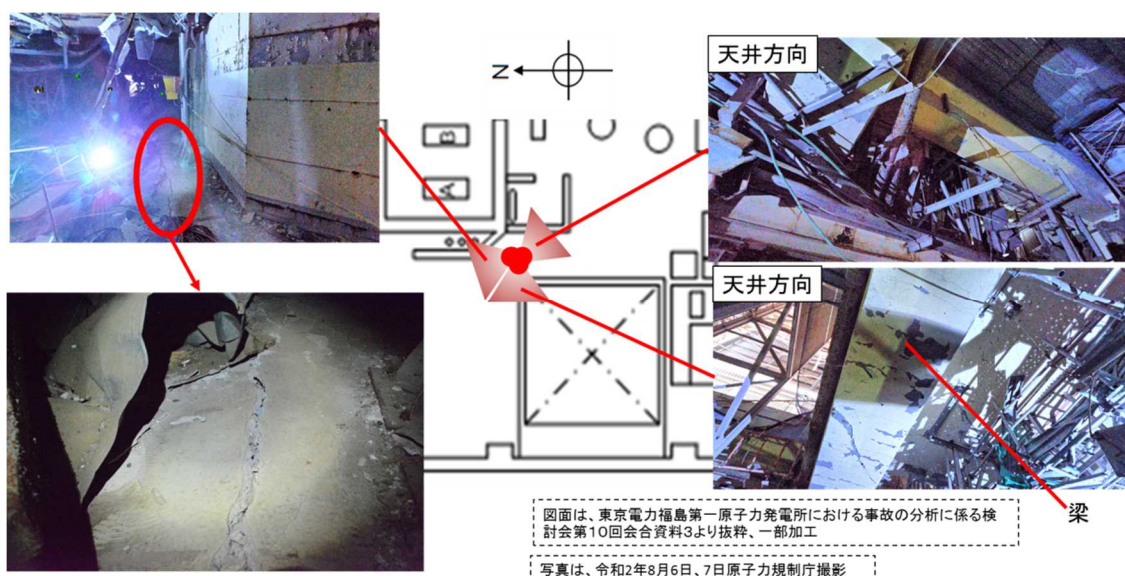


図12 4号機原子炉建屋3階の損傷状況（南西側ハッチ付近（1/2））

### ③ 北東側階段付近の損傷状況

損傷状況を図13に示す。

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



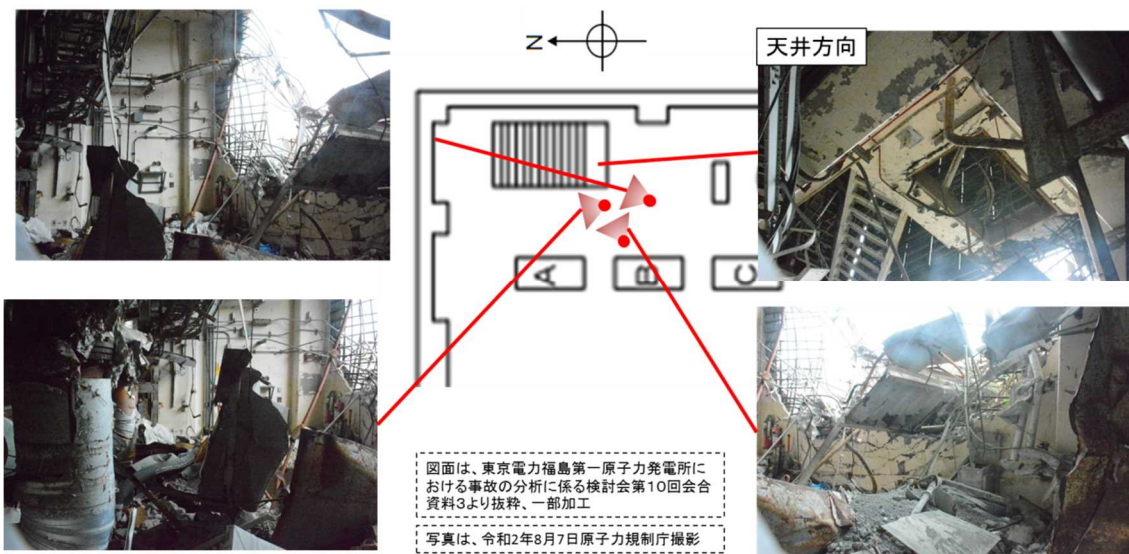


図 1 3 4号機原子炉建屋3階の損傷状況（北東側階段付近）

### (3) 4階の損傷状況

#### ① 設備等の損傷状況

損傷状況を図 1 4 に示す。

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

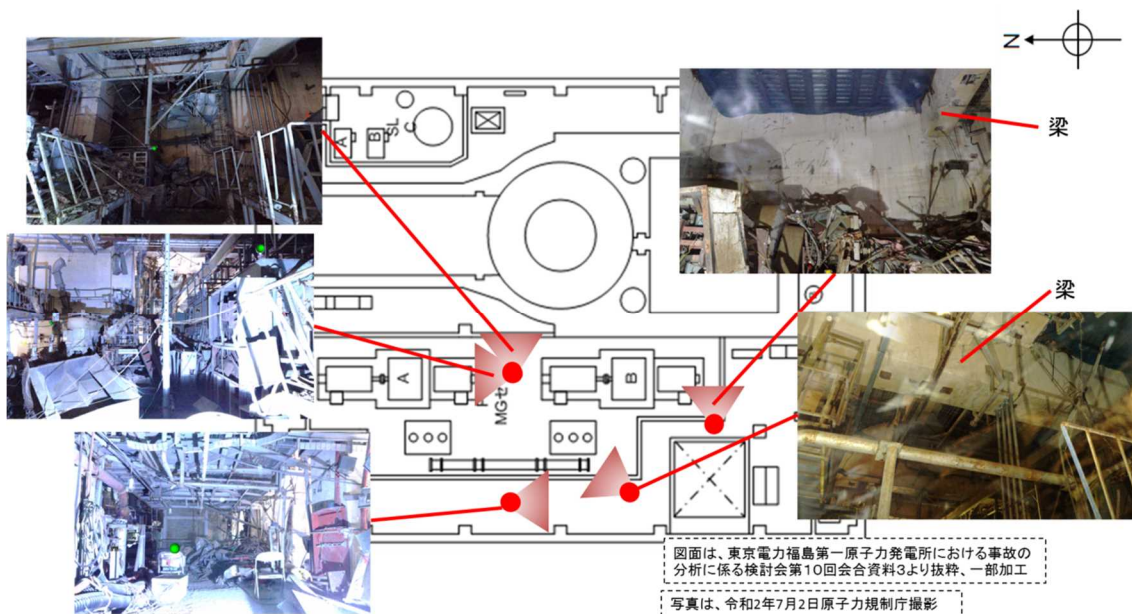


図 1 4 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（設備等の状況）

#### ② 北西側天井付近の損傷状況

損傷状況を図 1 5 及び図 1 6 に示す。

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

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

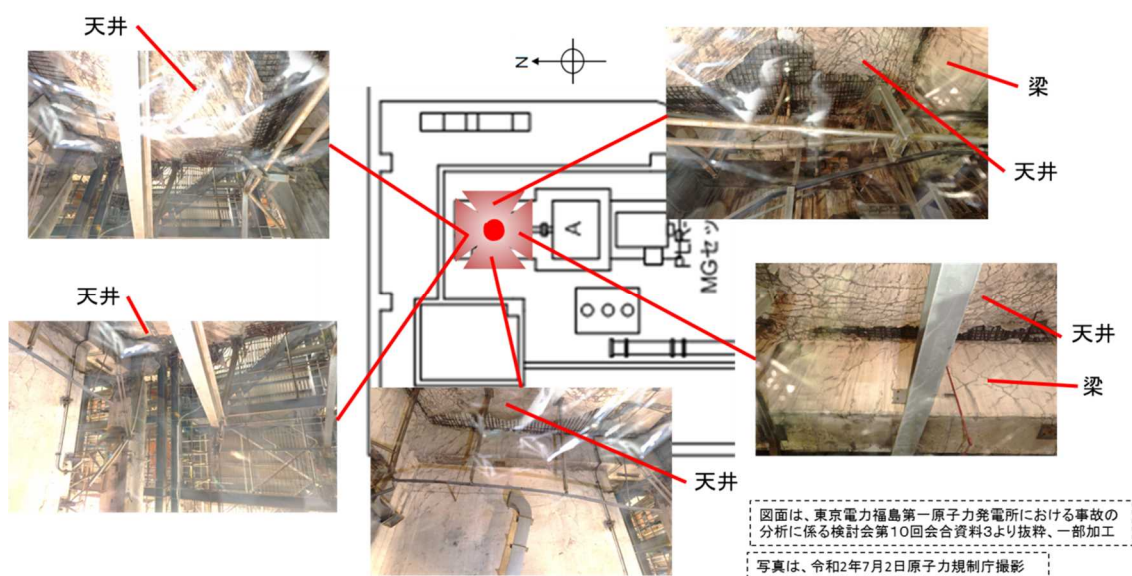


図15 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（北西側天井付近）

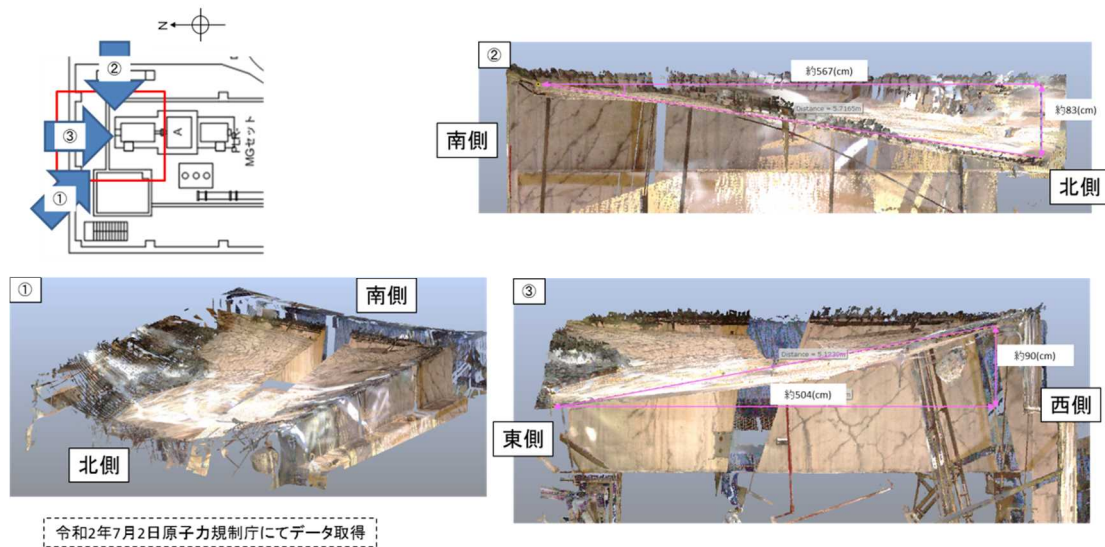


図 1 6 4 号機原子炉建屋 4 階の損傷状況（北西側天井）

### ③ 南西側の損傷状況

損傷状況を図 1 7 及び図 1 8 に示す。

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

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

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



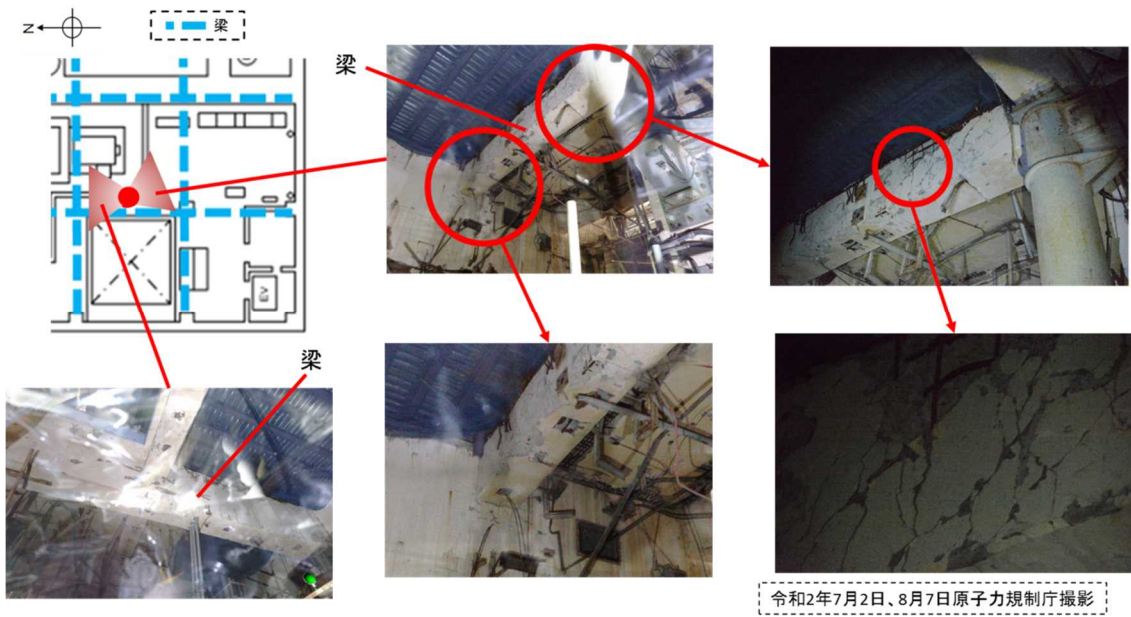


図 1 7 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（1／2））

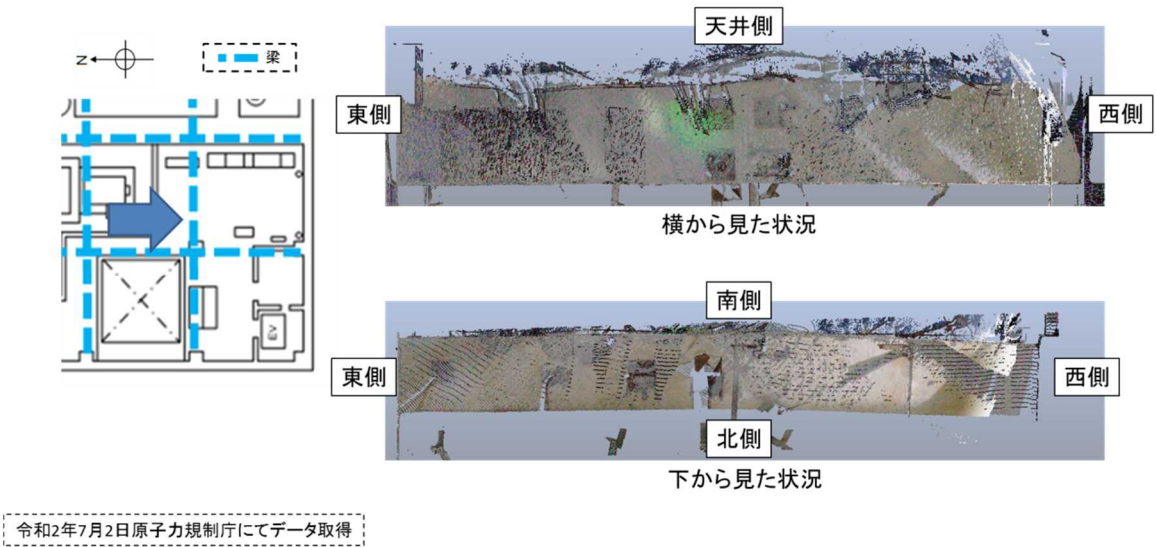


図 1 8 4号機原子炉建屋4階の損傷状況（南西側の梁（2／2））

## 5. 3号機及び4号機原子炉建屋の内部の損傷状況を踏まえた考察

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

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

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

以上

---

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

## Appendix (別添 14)

### 全交流電源喪失条件下での主蒸気逃し弁の不安定動作

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

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

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

図 2 中の B<sub>1</sub> の期間では、RCIC 起動後に小さな圧力振幅が繰り返されながら、RPV 圧力は低下傾向を示している。図 4 に 2 号機の過渡現象記録装置のデータを示す。3 月 11 日 15 時 40 分頃に RCIC の吐出流量が細かく変動しているが、RPV 圧力は流量の変化に応答していない。2 号機の記録から、RPV の短周期の圧力変動は、RCIC の注水変動によるものではなく、S/RV の動作によることが確認できる。したがって、図 2 中の B<sub>1</sub> の期間で圧力が低下傾向を示すのは RCIC による注水の影響、小さな圧力振幅は S/RV の動作によるものと考えられる。ただし、図 2 中の B<sub>1</sub> 期間では、S/RV の逃し弁として動作する設定圧まで RPV 圧力が復帰する前に圧力が低下しており、逃し弁としての通常の動作ではないことが確認できる。これは、アキュムレーターの窒素が S/RV を全開するには

不十分なため、弁を十分に開くことができず、その結果 RPV 圧力を十分に低下させることができないため、弁を閉じるためにシリンダから窒素を排出もされず、全開でも全閉でもない中間的な状態（以下「中間開」と言う。）が維持されてしまうためと推定される。

東京電力は崩壊熱のエネルギーバランスから、RCIC タービンへの供給蒸気量だけでは崩壊熱を消費できないため、S/RV 経由での S/C への放出があった可能性が高いと評価している [3]。また、図 6 に示すように RELAP コードを用いた解析から、RCIC により低温水が原子炉に注水されると大きな RPV 減圧が生じるとしている [3]。RCIC 運転時の原子炉圧力挙動は、炉圧変化に応じた SRV の中間開作動と RCIC 注水による減圧の組み合わせを反映したものとする見解が示された [3]。

図 2 中の B<sub>1</sub> と B<sub>2</sub> 期間の境界で RPV 圧力が大きく低下している。これは図 5 に示すように原子炉水位が上昇しており、上記の東京電力による解析結果にもあるように、RCIC による注水の影響と考えられる。この時、RPV 圧力は 7 MPa (gauge) を大きく下回っており、いずれの S/RV の閉止圧力をも下回っている。S/RV の制御ロジックでは直流電源が利用できる状況であったことから、シリンダーから不十分な圧力の窒素も排出され、全ての S/RV は閉止された状態となるはずと考えられる。しかし、B<sub>2</sub> の期間では圧力が上昇し S/RV を開く設定圧に到達する以前に、B<sub>1</sub> 期間と同様に小さな圧力振幅が発生している。これは、理由は特定できないが、一旦 RPV 圧力が大きく低下したものの、S/RV は閉止状態にならず、上述の中間開状態が維持されていたためと推定される。なお、東芝 ESS からは S/RV の閉設定圧に到達した後も中間開が継続することについては原因不明であるとの見解が示されており [3]、詳細なメカニズムは明らかではない。

一方、2 号機においても 3 月 11 日 15 時 41 分に SBO となった後に S/RV が動作したことが記録されている。図 7 に 2 号機のプロセス計算機の記録を示す。2 号機では SBO 状態になり、PCV 外部からの窒素供給が停止してから、S/RV (F 弁) が同日 15 時 40 分 48 秒、15 時 41 分 47 秒及び 15 時 43 分 02 秒 [2] の 3 回動作したと考えられる。その後、図中の点線で囲んだ部分では S/RV の開閉が実施されていないが、RPV 圧力は小さな圧力振幅が生じており、3 号機と同様に S/RV が中間開状態に至ったためと考えられる。このように、3 号機と同様に 2 号機においても、SBO 状態でアキュムレーターの窒素が不足した場合に S/RV の中間開状態となる現象が観測されている。したがって、アキュムレーターの窒素不足により S/RV が中間開状態となる現象は、特定の弁で生じた偶発的な事象ではなく、同種の設計の S/RV に共通する事象と考えられる。



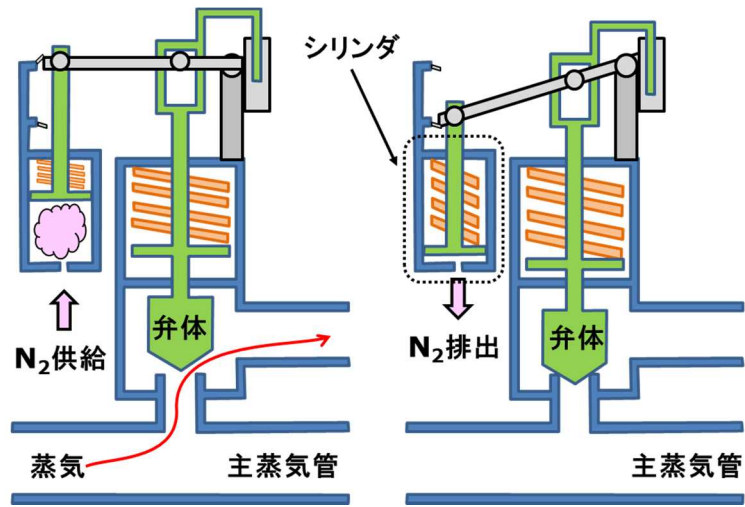


図 1 S/RV の構造

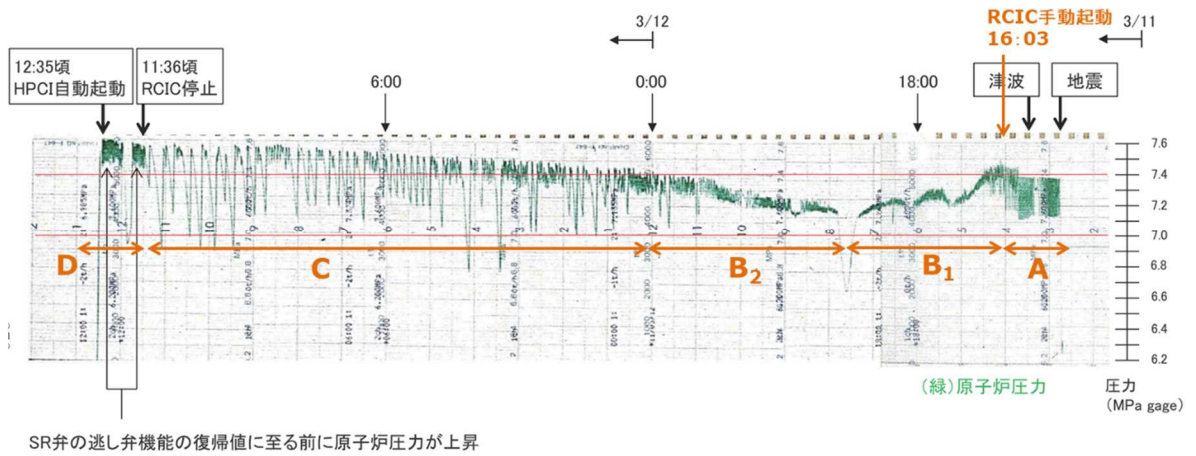


図 2 3号機 RPV 圧力 [2]

政府事故調報告書より抜粋し、オレンジ色で加筆

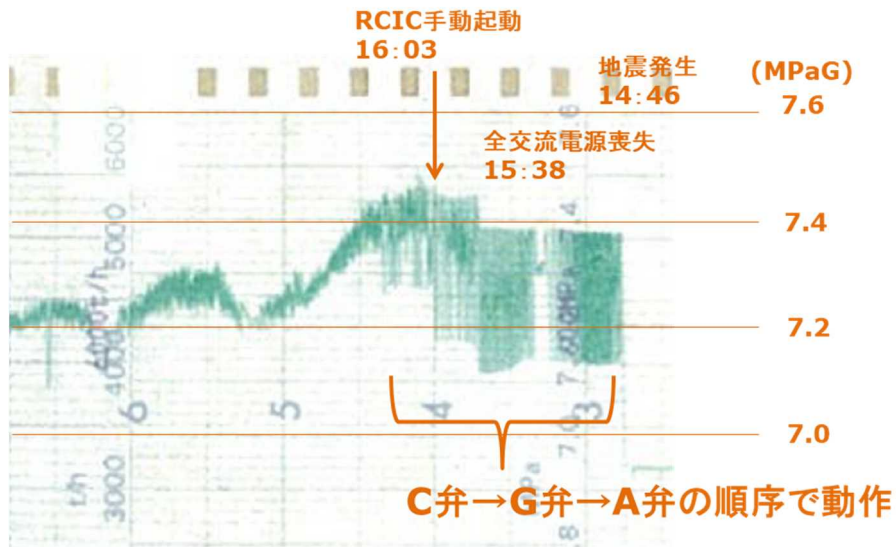


図 3 地震直後の 3 号機 RPV 圧力 [4]  
 チャートの記録にオレンジ色で加筆

表 1 S/RV の逃し弁機能と安全弁機能の作動圧 単位：MPa (gauge) [5]

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

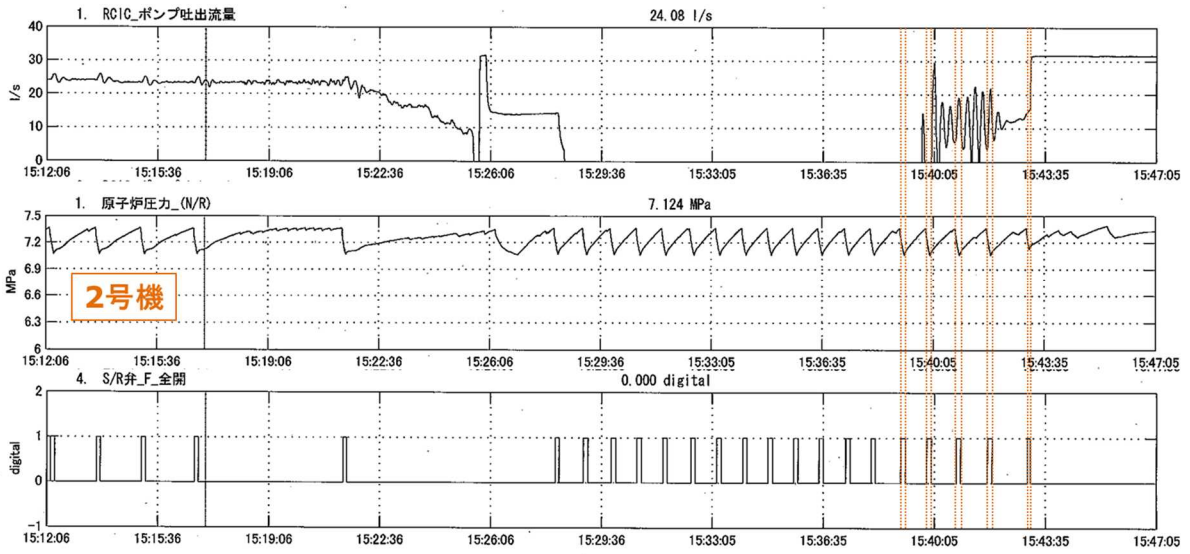


図 4 2号機の過渡現象記録装置データ [4]  
過渡現象記録装置の記録にオレンジ色で加筆

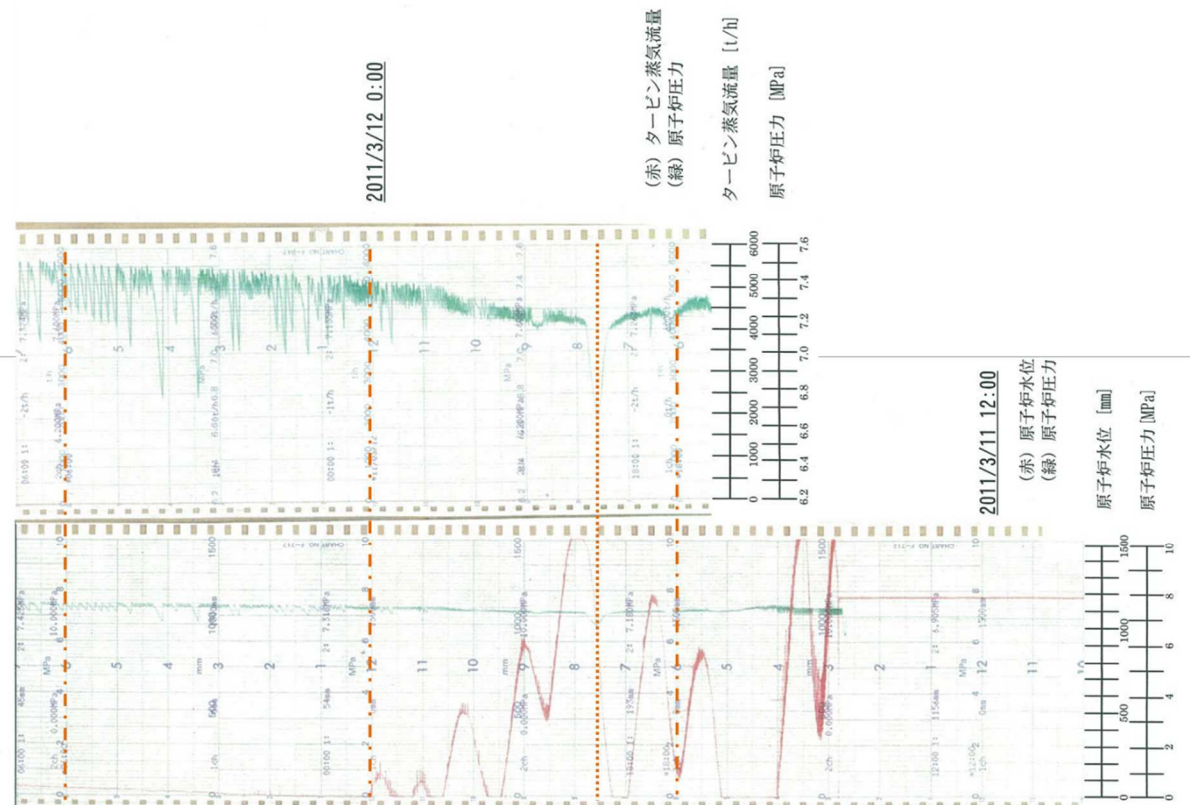


図 5 3号機の原子炉圧力及び原子炉水位のチャート [4]

チャートの記録にオレンジ色で加筆。1点鎖線は上下の図の時刻位置が一致していることを示すための補助線。

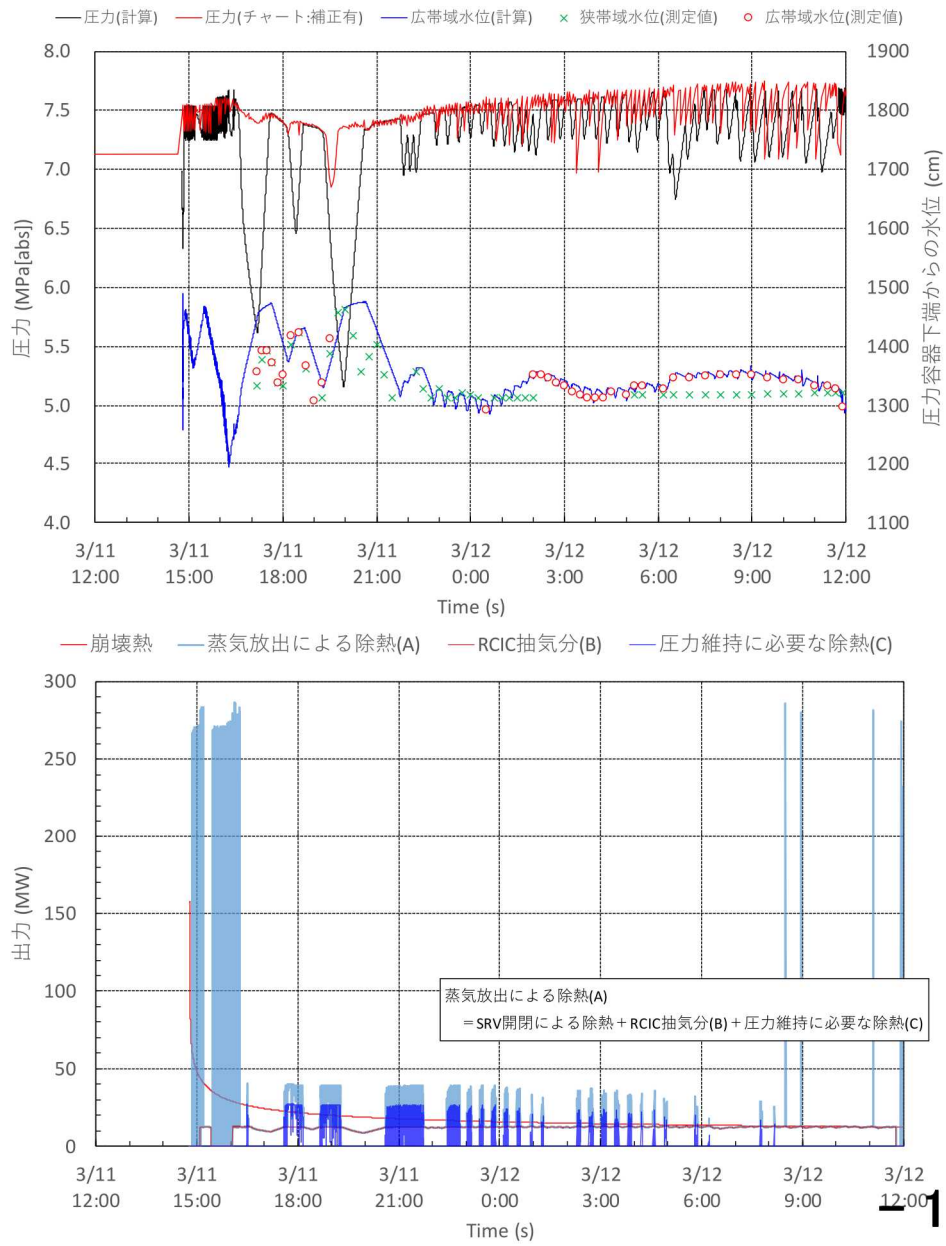


図 6 RELAP コードを用いた解析結果 [3]

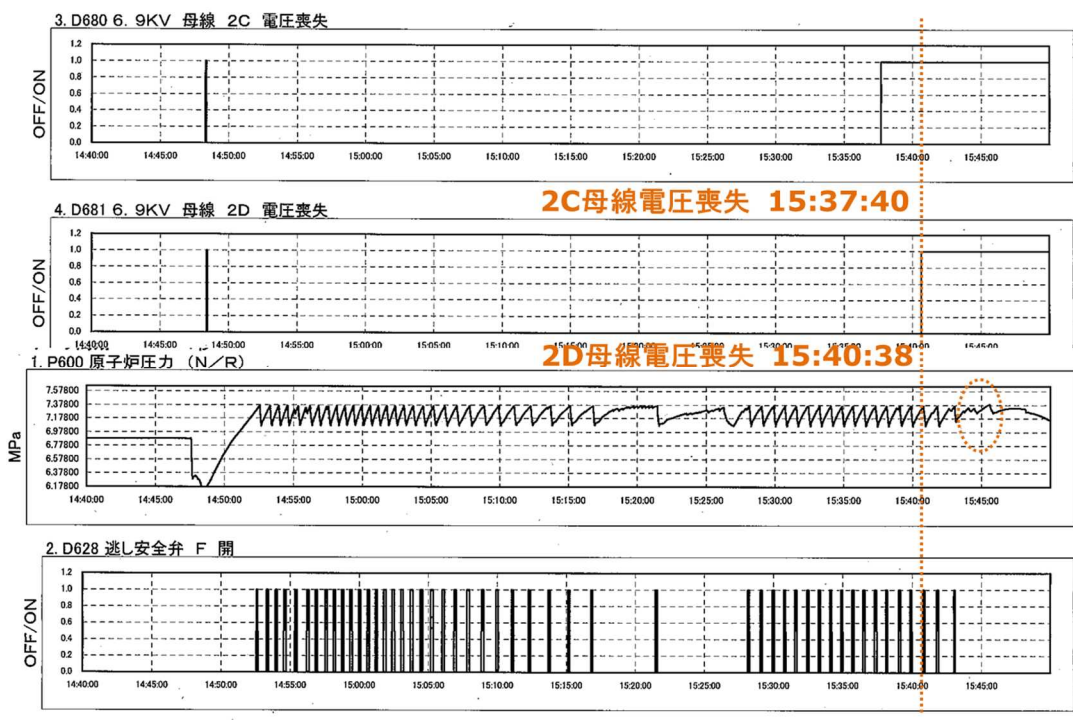


図 7 2号機のプロセス計算機データ [4]  
 プロセス計算機の記録にオレンジ色で加筆

## 引用文献

- [1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所3号機のRCIC運転中の原子炉圧力挙動について,” 著: 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第14回会合 資料2-2,, 2020年9月3日.
- [4] 東京電力株式会社, “東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて,” 2011年5月16日.
- [5] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [6] 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.
- [7] 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.
- [8] 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.

## Appendix (別添 15)

### 主蒸気逃がし弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因

原子力規制庁原子力安全人材育成センター  
原子炉技術研修課 教官 上ノ内 久光

#### 1. 3号機原子炉圧力容器圧力挙動の調査経緯

3号機原子炉は東日本東北地方太平洋沖地震で自動停止したが、その後津波襲来で全交流電源喪失に至ったが直流電源の喪失は免れたことから1号機及び2号機に比べ事故後の3月13日20時頃まで記録が残されている。その記録から原子炉圧力容器の圧力変化に注目すると、3月13日4時30分頃から1時間程原子炉圧力の振動が記録され、その後原子炉圧力は緩やかに上昇した後低下し、自動減圧系の動作で急速に原子炉圧力は低下した。

当該原子炉圧力振動は、政府事故調査委員会や東京電力ホールディングスの見解ではSRVの逃がし弁が動作したと考えられてきた(政府事故調査委員会最終報告(概要)160頁、東京電力ホールディングス株式会社未解明問題に関する検討第5回進捗報告添付資料3-4の5頁「3. SRVの動作～急速減圧について」)。しかしながら規制庁では3月13日4時30分からの原子炉圧力振動に関する知見が深まり(本文1.2検討結果(1))、SRVの逃がし弁機能動作では説明が難しいとの認識に至った。

#### 2. 安全弁に期待される機能

SRVに期待する機能については政府事故調の中間報告で詳述されているため、ここでは詳細説明を省略するが、手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能、安全弁機能について簡単に説明する。

- ・手動操作機能

原子炉圧力容器隔離時に手動でSRVの逃がし弁を開し蒸気を逃がし、原子炉隔離時冷却系(RCIC)と共に崩壊熱を除去する。

- ・逃がし弁機能(SRV)

原子炉圧力容器の圧力が圧力スイッチの設定点に達した時に逃がし弁として原子炉圧力容器の圧力を下げる。原子炉圧力容器の圧力が下がり圧力スイッチの設定点以下になると圧力スイッチはリセット(復帰)され逃がし弁は閉まる。

- ・自動減圧機能(ADS)

高圧注水系のバックアップとして、高圧注水系不動作の時に原子



炉水位低下、格納容器圧力高及び低圧注水系ポンプ吐出圧力正常が成立すると逃がし弁（8弁）の内6弁を自動減圧機能として動作させ、蒸気を逃がし原子炉圧力を低下させ低圧注水系の注水を促す。

・安全弁機能

電気系の故障や窒素ガス供給の不具合等により手動操作機能、逃がし弁機能、自動減圧機能が作動しない場合、安全弁（バネ式）として作動する。

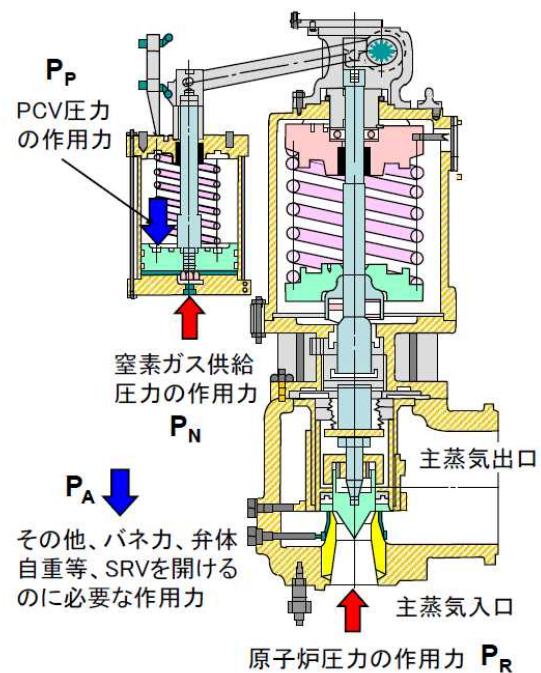
3. 安全弁動作原理

(1) SRV 逃がし弁動作概要

SRV 逃がし安全弁は安全弁本体にシリンダが設置され、このシリンダを動作させることで安全弁本体を強制的に開動作させる事ができる。開動作させる窒素ガス（ $P_N$ ）と原子炉圧力（ $P_R$ ）の関係は以下の条件が成立することで達成される（図1）。

$$P_P + P_A < P_N + P_R$$

この圧力バランスの中で窒素ガス供給圧力（ $P_N$ ）は全交流電源喪失で安全弁シリンダーへ窒素ガスを供給するアキュムレータへの補給が遮断された状態で、残圧により8回程度動作していることが確認されている。（図2、図3）

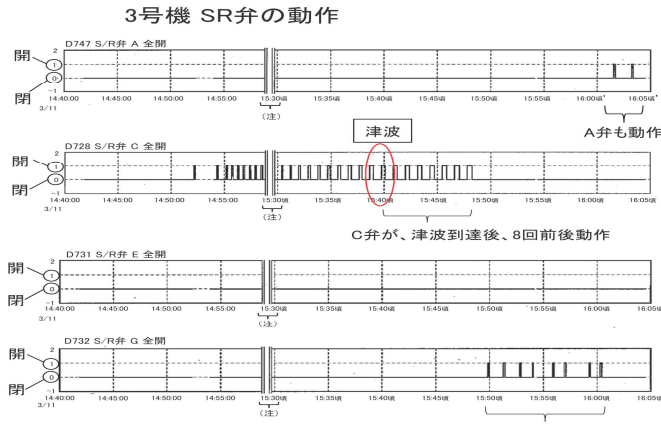


検討会第16回 東京電力提供資料

図1 安全弁断面図

開閉回数	時刻	3/11 逃がし安全弁 C 開	時刻	3/11 逃がし安全弁 C 閉	
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オン
	14:52:29	オン		15:08:39	オン
2	14:52:35	オフ	29	15:08:46	オン
	14:53:03	オン		15:09:55	オン
3	14:53:11	オフ	30	15:10:03	オン
	14:53:56	オン		15:11:09	オン
4	14:54:04	オフ	31	15:11:16	オン
	14:54:48	オン		15:12:01	オン
5	14:54:56	オフ	32	15:12:07	オン
	14:55:29	オン		15:13:39	オン
6	14:55:21	オフ	33	15:13:32	オン
	14:55:53	オン		15:14:43	オン
7	14:56:01	オフ	34	15:14:49	オン
	14:56:29	オン		15:15:34	オン
8	14:56:34	オフ	35	15:16:00	オン
	14:57:00	オン		15:17:17	オン
9	14:57:07	オフ	36	15:17:22	オン
	14:57:33	オン		15:18:61	オン
10	14:57:41	オフ	37	15:19:06	オン
	14:58:06	オン		15:20:58	オン
11	14:58:14	オフ	38	15:20:53	オン
	14:58:39	オン		15:21:19	オン
12	14:58:47	オフ	39	15:22:24	オン
	14:59:13	オン		15:28:17	オン
13	14:59:21	オフ	40	15:28:23	オン
	14:59:47	オン		15:30:02	オン
14	14:59:55	オフ	41	15:30:09	オン
	15:00:21	オン		15:30:51	オン
15	15:00:29	オフ	42	15:30:58	オン
	15:00:59	オン		15:31:59	オン
16	15:01:04	オフ	43	15:31:50	オン
	15:01:30	オン		15:32:32	オン
17	15:01:38	オフ	44	15:32:45	オン
	15:02:04	オン		15:33:27	オン
18	15:02:12	オフ	45	15:33:40	オン
	15:02:39	オン		15:34:23	オン
19	15:02:46	オフ	46	15:34:37	オン
	15:03:12	オン		15:35:21	オン
20	15:03:20	オフ	47	15:35:36	オン
	15:03:46	オン		15:36:19	オン
21	15:03:54	オフ	48	15:36:36	オン
	15:04:21	オン		15:37:50	オン
22	15:04:29	オフ	49	15:37:36	オン
	15:04:56	オン		15:38:20	オン
23	15:05:03	オフ	50	15:38:40	オン
	15:05:30	オン		15:39:28	オン
24	15:05:38	オフ	51	15:39:50	オン
	15:06:06	オン		15:40:33	オン
25	15:06:14	オフ	52	15:40:84	オン
	15:06:42	オン		15:41:39	オン
26	15:06:50	オフ	53	15:42:02	オン
	15:07:18	オン		15:42:48	オン
27	15:07:26	オフ	54	15:43:12	オン

(3号機アラームタイパに基づく)



14:41:50～15:43:12、合計54回にわたりSR弁(C弁)の開閉が繰り返された(3号機アラームタイパに基づく)。  
 14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイパ上の記録と整合する。  
 なお、アラームタイパには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃以降開閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

(※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみ記録されている。)

(注)東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

東京電力過渡現象記録装置データ(平成23年5月を基に作成)

C弁↓G弁↓A弁の順で動作

図2 SR弁の動作

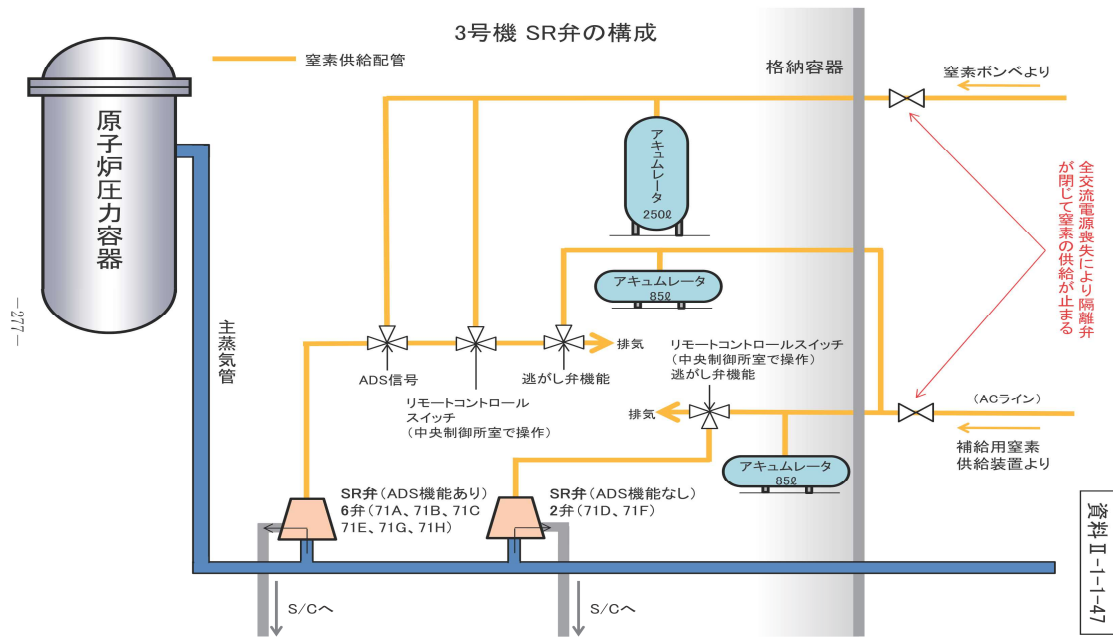
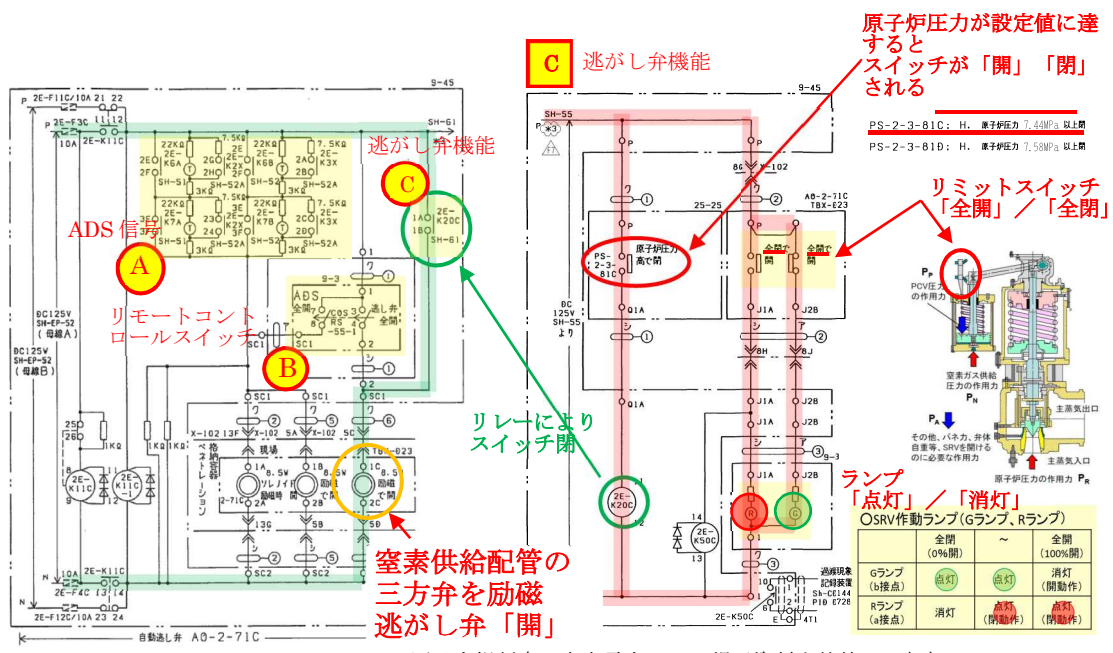


図3 政府事故調査委員会 最終報告 資料□-1-1 から抜粋

逃がし弁機能、自動減圧機能、手動操作機能は共に電気信号でアキュムレータ(85ℓ)の窒素ガスをシリンダーに供給し安全弁(バネ式)を強制的に開ける設計となっている。

逃がし弁機能は圧力スイッチに予め設定された圧力に原子炉圧力が達した場合リレーを介して電磁弁を動作させ窒素ガスをシリンダーに送り安全弁(バネ式)を開ける電気回路になっている。(図4)



原子力規制庁で東京電力 HD の提示資料を抜粋、一部加工

図 4 3号機 SRV 逃がし弁機能の設計

(2) SRV 安全弁 (バネ式) 動作概要

安全弁 (バネ式) としての動作は原子炉圧力 (P<sub>R</sub>) が安全弁本体のバネ荷重 (P<sub>A</sub>) を超えると開動作する。

$$P_A < P_R$$

この関係は、シリンダ内に窒素ガスが残っていたとしてもその影響を受けること無く達成される構造になっている。

バネ荷重 (P<sub>A</sub>) はバネの温度上昇でヤング率が低下すると、設定された原子炉圧力より低い圧力で開動作することが知られている。

4. SRV 安全弁の吹き出し開始圧力の低下及び吹き止まり圧力の変化

3月13日4時30分頃の記録再開 (記録計電源復旧) から約1時間原子炉圧力が振動後、圧力は緩やかに上昇後低下し13日9時08分頃 SRV の逃がし弁を開けるため電源の接続作業中に自動減圧機能が動作し、原子炉圧力は急激に低下した (図7)。(東京電力株式会社 福島原子力事故調査報告書 (平成24年6月20日) では逃がし弁機能動作と記載されているが、東京電力未解明問題に関する検討第5回進捗報告では自動減圧機能動作であると纏まられている。)

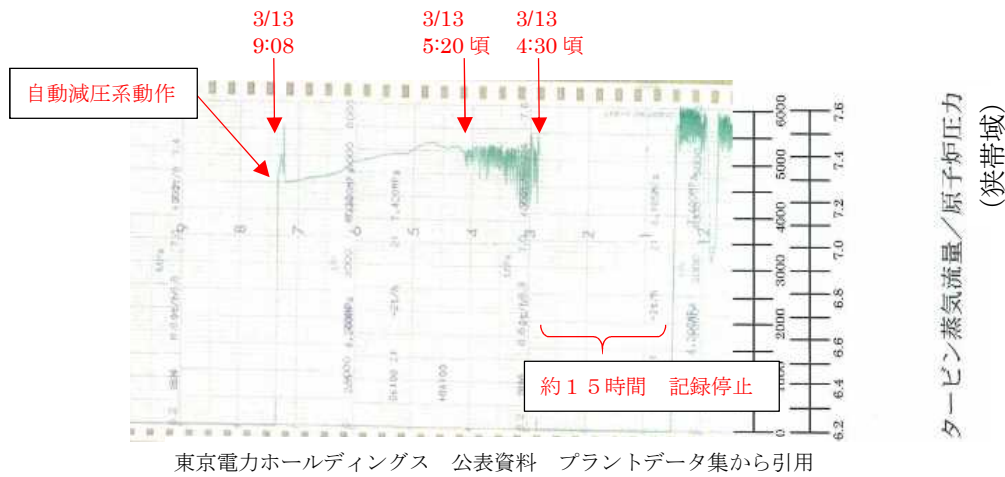


図5 タービン蒸気流量／原子炉圧力

この3月13日4時30分頃の記録再開（記録計電源復旧）前の状況は高圧注水系（HPCI）運転中で原子炉へ注水を行っていたが、高圧注水系（HPCI）運転により原子炉の蒸気を消費することで、原子炉圧力が約0.5MPa程度まで低下したことから13日2時42分手動停止を行った。原子炉の蒸気の消費を停止したことで崩壊熱により原子炉圧力は約1時間40～50分かけ約0.5MPaから約7.4MPaに緩やかに上昇した（図6）。この圧力上昇期間にSRV逃がし弁手動「開」操作を実施したが原子炉圧力は低下せずSRV逃がし弁を「開」できなかったと東京電力事故調査報告書添付8-16(1/4)に記載されている。原子炉圧力容器が高圧状態になったことから消防車からの原子炉圧力容器への注水は不可能な状況となった。



図6 原子炉水位／原子炉圧力

3月13日4時30分頃に記録再開（記録計電源復旧）してからの圧力振動は短時間で上下していることから原子炉一次系の破損ではなく要因として以下の2点が考えられる。

- ◆ SRV の逃がし弁機能動作
- ◆ 安全弁機能動作

原子炉圧力に対する SRV の逃がし弁機能と安全弁機能の動作設定圧力を図 7 に示す。

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

図 7 東京電力 未説明問題報告書（第 5 回）から抜粋

#### ◆ SRV の逃がし弁機能動作の可能性

図 2 の記録から全交流電源喪失で SRV 逃がし弁用アキュムレータ（850）への窒素ガス供給弁が閉じた状態で、原子炉圧力上昇に伴い残存する窒素ガスで SRV の逃がし弁動作の設定圧力が低い C 弁から動作し、残圧が無くなったことで次の設定圧力の逃がし弁が各々 8 回程度動作している。この動作回数は分析検討会第 13 回資料 6-2：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[東京電力ホールディングス株式会社]に参考として東芝 ECS では SRV 逃がし弁を開け始めるのに必要なアキュムレータ圧力 0.090MPa、全開に必要な圧力 0.206MPa で窒素ガスの補給無しで 7 回動作させる事は可能であるが、5～7 回目の動作は全開できない窒素ガス圧力であり、7 回目動作後のアキュムレータ残圧は 0.053MPa であると報告され、実際の動作回数とほぼ合致する。

図 5 を確認すると原子炉圧力 7.5MPa 程度を上限として圧力振動していることがわかる。逃がし弁機能の圧力設定は 7.44MPa、7.51MPa、7.58MPa と続くが全交流電源喪失した 3 月 11 日 15 時 39 分から記録再開した 3 月 13 日 4 時 30 分頃までに約 36 時間 50 分後経過した時点では、アキュムレータ（850）への窒素ガス補給無しで事故直後逃がし弁機能動作しアキュムレータ（850）の窒素ガスが消費され残圧が少なく SRV 逃がし弁を開け始めるために必要な 0.090MPa 以下であると考えられる。SRV 逃がし弁動作時の格納容器圧力は 0.05MPa.gage に対し、当該時間帯の格納容器内圧力は 0.3MPa.gage を超えていることから原子炉圧力上

昇で圧力スイッチが動作したとしても SRV 逃がし弁は動作できない状態である。その理由は SRV 逃がし弁の動作関係式 ( $P_P + P_A < P_N + P_R$ ) で  $P_P$  はバネ荷重 + 格納容器内圧力であり、SRV 逃がし弁を開けるためには、SRV 逃がし弁を開け始めるために必要な窒素ガス圧力 (0.090MPa) に格納容器圧力を加えた圧力が必要となり以下の関係が成立必要がある。

$P_P + P_A < P_N + P_R$  の関係式から

$P_P$  : 格納容器圧力

$P_A$  : バネ荷重

$P_N$  : シリンダ窒素ガス圧力

$P_R$  : 原子炉圧力容器圧力

SRV 逃がし弁動作時格納容器圧力 (3月11日15時頃) と当該格納容器圧力 (3月13日8時55分計測) は以下の通り。

$P_P$  : 当該格納容器内圧力 約 0.37MPa. gauge

$P_{P'}$  : SRV 逃がし弁動作時格納容器圧力 約 0.05MPa. gauge

従って格納容器圧力差は以下の通りとなる。

$$0.32\text{MPa. gauge} = 0.37\text{MPa. gauge} - 0.05\text{MPa. gauge}$$

SRV 逃がし弁を開き始めるために必要な SRV 逃がし弁シリンダーの最低圧力は 0.090MPa. gauge であるから、この圧力に当該格納容器圧力圧力差 (0.32MPa. gauge) を加えた 0.41MPa. gauge の窒素ガス圧力が必要になる。

従ってアキュムレータ (850) には 0.41MPa 以上の窒素ガス圧力が残っている必要があり、事故直後の SRV 逃がし弁 8 回動作で窒素ガスを消費しアキュムレータ (850) には SRV 逃がし弁を開け始めるだけの窒素ガスは存在しないため原子炉圧力振動は SRV 逃がし弁動作による影響では無いと言える。

別添 16 (全交流電源喪失条件下での主蒸気逃がし弁の不安定動作) では、原子炉緊急停止 (スクラム) 後の SRV 逃がし弁の正常動作から中間開になったのではないかと推定している。理由としては SRV 逃がし弁動作設定圧力以下で原子炉圧力が小さな圧力振動を起こしているからである。しかし、図 6 の高圧注水系 (HPCI) 手動停止後の原子炉圧力上昇は緩やかで小さな振動は見られないこと、および原子炉圧力約 7.4MPa に上昇後の記録 (図 5) では小さな振動の繰り返しで



は無く、0.2MPa 程度の圧力振動が徐々に小さくなっていることから、SRV 逃がし弁に中間開が存在したとしても、この事象に大きく影響を及ぼす原因とはなっていないと考えられる。

#### ◆ 安全弁機能動作の可能性

安全弁を動作させる最低原子炉圧力は図7から7.64MPaであり、図5から原子炉圧力は7.42MPa程度で抑えられているためSRV逃がし弁動作であると疑われるが、SRV逃がし弁動作は前述の通り可能性が低く、安全弁動作では考えにくい原子炉圧力振動になる。しかし一定の条件が成立すると安全弁の動作点が低くなることが調査から言える。

#### ◆ 安全弁の動作条件

安全弁は設定された圧力に達すると全閉から全開になり、圧力が下がると全開から全閉になる構造になっている。安全弁は飽和蒸気を流体として設計された安全弁で、原子炉圧力が上昇すると弁体下部の原子炉圧力に加え、設定圧力では弁体に微少の蒸気リークが発生し弁体と弁座の隙間に蓄圧されると、閉めようとするバネ荷重より弁体を開けようとする揚力（原子炉圧力＋リークした蒸気による蓄圧された弁を持ち上げる力）が大きくなり弁を全開にする構造になっている。全開になると吹き出す蒸気で揚力は保持され弁は全開を維持するが、原子炉圧力の低下に伴い揚力（原子炉圧力＋飽和蒸気の吹き出しによる弁を持ち上げる力）は低下し、閉めようとするバネ荷重が勝ち安全弁は全閉になる。

#### ◆ ヤング率低下による安全弁への影響

バネ式安全弁はバネの温度上昇でヤング率が低下する特性を持ち、ヤング率が低下するとバネ荷重を下げるために設定された動作圧力以下で安全弁は動作する。このヤング率低下によるバネ荷重低下は一般的に知られている。バネの温度を上昇させる要因として考えられるのは、安全弁動作時に弁体を約300℃の高温蒸気

$$W = c \cdot G \cdot \delta$$

W : バネ荷重  
c : 係数  
G : ヤング率  
δ : たわみ量

図8 ヤング率

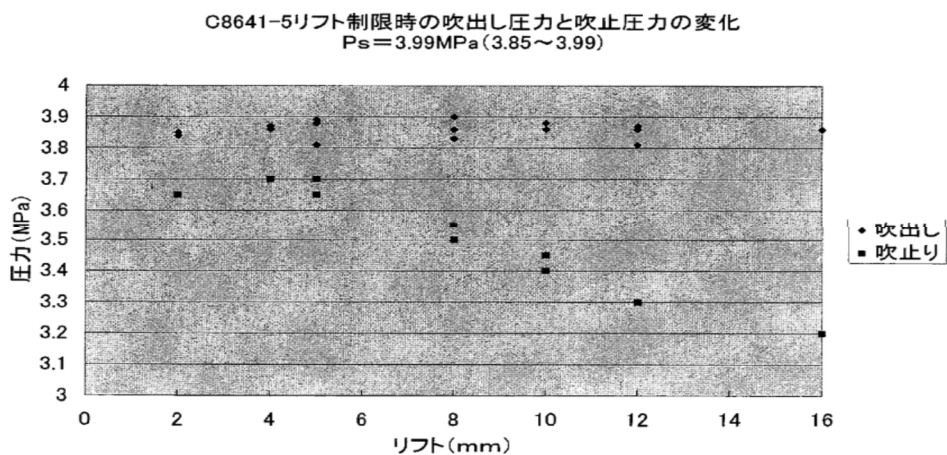
が流れる為に直接加熱や輻射熱による影響が考えられる。しかしこの温度がバネに影響を与えない構造であることは東京電力から説明されている。バネ温度を上げる別の要因として安全弁の周囲温度の上昇が考えられ、東京電力未解明問題に関する検討第5回進捗報告では、3月13日9時10分頃の格納容器内（D/W内）温度を135℃と推定している。ヤング率はバネ温度が5



0℃から300℃まで上昇すると約8%低下（事故分析検討会第16回東京電力提出資料04-2 SRV説明）すると報告され、ヤング率はバネ荷重と比例関係にあることから、バネ温度が135℃程度であれば安全弁の吹き出し設定圧力2.7%程度低下することになり、吹き出し圧力は約0.2MPa程度低下することになる（図8）。

◆ 安全弁弁棒のリフト量の変化による吹き止まり圧力への影響

飽和蒸気を流体とする安全弁の弁棒リフト量を変化させた場合、吹き出し圧力への影響はどうか実験したデータがある（図9）。



岡野バルブ製造株式会社より提供

図9 弁棒リフト量と吹き出し、吹き止まり関係図

この表は横軸に弁棒のリフト量、縦軸に吹き出し圧力と吹き止まり圧力をプロットしている。最大リフト量が16mmの安全弁を使用し12mmから2mmまでリフト量を変化させた場合、吹き出し開始圧力にバラツキは見られないが、吹き止まり圧力はリフト量が小さくなると早く吹き止まることが解る。このように安全弁のリフト量が小さくなった場合は、飽和蒸気を流体とした安全弁の場合、原子炉圧力に加え弁体の微少の蒸気リークで弁体と弁座の隙間に蓄圧された圧力の総和で揚力が高まり閉めようとするバネ荷重に勝ち安全弁は全開になり、さらに弁体を流れる蒸気で揚力は保持され安全弁は全開に維持される。しかし弁の開度が小さく弁体を流れる蒸気流量が減少すると、弁を全開に保持する揚力が小さく、弁体入口の圧力低下に伴い早めに安全弁は閉まる傾向を示している。

## 5. 13日4時30分頃以降の原子炉圧力振動分析

これまでの検討結果、13日4時30分以降の原子炉圧力振動はSRVの逃がし弁動作ではなく安全弁動作であると言える。さらに安全弁の特性からこの時間帯の原子炉圧力振動をAとBに区分し各々を分析する（図12）。

### A領域での現象

a1の線は圧力振動の上側を示し、平均的に安全弁が動作した値は7.42MPaである。安全弁の最低動作原子炉圧力は7.64MPaであることから約2.9%動作点が下がっていることになる。ヤング率の低下はバネ温度が50℃から300℃に変化すると約8%低下する事が報告されているので、これからバネ温度を算出すると約140℃になり、東京電力未説明問題に関する検討第5回進捗報告の格納容器内（D/W内）推定温度135℃にほぼ合致する。

a2の線は徐々に吹き止まり圧力が上昇している。この状況は安全弁のリフト量が減少し吹き止まり圧力が上がっている事を示していると考えられる。リフト量が低下する原因として、原子炉水位低下に伴い燃料被覆管温度が上昇し水-金属反応で水素発生割合が多くなると同時に、発熱反応で燃料被覆管は更に温度上昇し水の蒸発は促進され、遂には水面が有効燃料底部（BAF）まで低下すると蒸気発生はごく僅かになり流体の殆どは水素になる過程であったと言える。

### B領域での現象

B領域では圧力振動は発生せず緩やかに原子炉圧力は7.42MPaを超えるが、その後徐々に原子炉圧力は低下している。この領域で7.42MPaを超えてもSRV安全弁が動作しない理由として、A領域で徐々に水素や核分裂生成物（FP）の割合が上昇し、弁体のリークで弁体と弁座の隙間への蓄圧は分子量の小さい水素が多い状態ではバネ荷重に勝てる揚力（原子炉圧力+弁体を持ち上げる力）は得られず安全弁は「開」動作できなくなり、弁体を水素が漏れ続けることで原子炉圧力は穏やかに変化する状態に至ったと考えられる。更に原子炉圧力は穏やかに7.42MPaまで上昇するが、この上昇止まりは蒸気量の減少に加え水素割合が上昇し、安全弁の弁体からのリーク量が増加傾向になっている過程であると言え、後に原子炉圧力が穏やかに下がるのは分子量の小さい水素が流体の大部分を占めたことで大量に漏れ始め原子炉の圧力を下げたと考えられる。

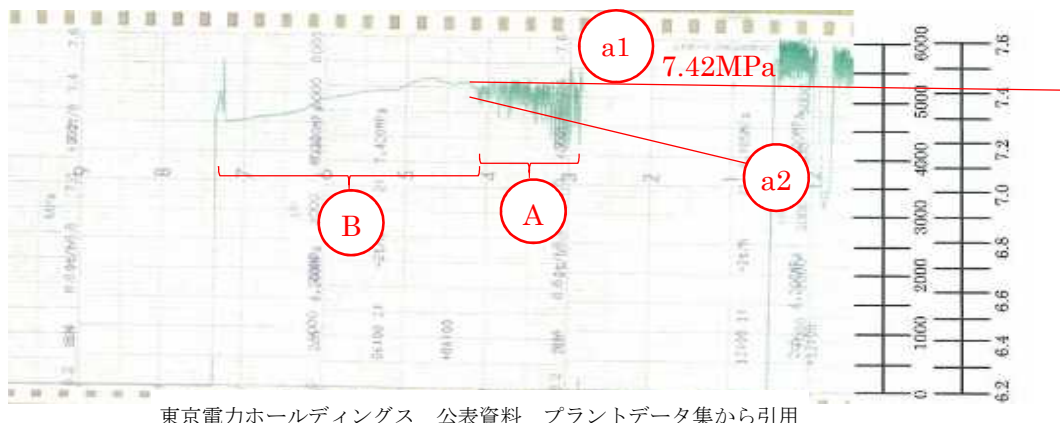


図 1 2 タービン蒸気流量／原子炉圧力

## 6. まとめ

13日4時30分頃から自動減圧系動作する9時08分までの原子炉圧力挙動要因は、逃がし弁動作では無く安全弁動作であると結論づけられ、原子炉圧力振動の上限が低下した理由は、安全弁周囲温度上昇によるバネ温度上昇で吹き出し圧力が低下したことである。また、吹き止まり圧力が徐々に上昇するのは蒸気分圧の低下および水素濃度の上昇で安全弁のリフト量が低下したためと説明できる。このような状況を生み出す原子炉の状態は、原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以下になり、崩壊熱で加熱された燃料被覆管は水－金属反応が始まり水素が発生すると共に、さらに高温になった燃料被覆管で水の蒸発が促進され原子炉水位は有効燃料底部（BAF）以下になったことで蒸気発生は微量に至り、その反面水素が大半を占めるに至る過程における挙動であると推定できる。

~~政府事故調査委員会から出された最終報告（概要）では160頁に、この時間帯の逃がし弁動作について記載され、東京電力ホールディングス株式会社の未説明問題に関する検討第5回進捗報告添付資料3-4の5頁に「3. SRVの動作へ急速減圧について」に逃がし弁動作について記載されているが、原子力規制委員会の分析では逃がし弁動作では無く安全弁（バネ式）が動作したと結論づけた。~~

## 引用文献

- (1) 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所3号機 原子炉設置許可申請書(完本)  
2002年4月1日
- (2) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 中間報告(平成23年12月26日)
- (3) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告(平成24年7月23日)
- (4) 東京電力株式会社 福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日)
- (5) 原子力規制委員会 第13回 事故分析検討会 資料6-2:福島第一原子力発電所3号機のR C I C運転中の原子炉圧力挙動について
- (6) 原子力規制委員会 第14回 事故分析検討会 3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動について(2)
- (7) 原子力規制委員会 第16回 事故分析検討会 資料4-2:福島第一原子力発電所3号機 主蒸気逃がし安全弁の動作について [東京電力ホールディングス株式会社]
- (8) 東京電力ホールディングス株式会社 東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータ集
- (9) 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告(平成29年12月25日)

## Appendix (別添 16)

### 自動減圧系の作動と原子炉圧力容器圧力のスパイク (3号機ベント成立のトリガー)

#### 1. 自動減圧系の動作

3号機では、3月13日8時41分にベントのライン構成が終了した [1]が、S/Cの圧力は445 kPa程度であり、ラプチャーディスクの設定圧に達していない。しかし、ベントのライン構成終了とほぼ同時期に自動減圧系(ADS)が作動し、RPVが減圧された [2]。ADSの作動によりPCV圧力もベント系のラプチャーディスクの設定圧を超えたことで、ラプチャーディスクが破損しベントが成功している。ADSの起動は意図的なものではなかったが、ベントが成功したことによりPCVが減圧されている。

#### 2. RPV下部ヘッドに冷却材が保持された期間

##### (1) 3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却材が保持された場合

図1に高圧注水系(HPCI)が停止してから最初のベントを実施する頃までの原子炉圧力容器(RPV)圧力及び原子炉格納容器(PCV)圧力をそれぞれ示す。下側の横軸は実時刻を、上側の横軸は地震発生からの経過時間をそれぞれ示す。黒色のプロットはRPV圧力(左の縦軸)、赤色のプロットはD/W圧力(右の縦軸)及び青色のプロットはS/C圧力(右の縦軸)をそれぞれ示す。赤色の横線はS/Cスプレイを、黒色の横線はD/Wスプレイを実施した期間をそれぞれ示す。3月13日2時42分にHPCIが停止されると、それまで1 MPa(gauge)を下回っていたRPV圧力は上昇し、7 MPa(gauge)を超える。別添17で示したように、この時主蒸気逃し安全弁(S/RV)は安全弁として働き、RPVからS/Cへ蒸気が排出されたと考えられる。同日5時頃からは、PCV圧力が上昇しているが、D/W圧力がS/C圧力よりも高い状態が維持されており、原子炉圧力バウンダリからD/Wへの小規模の漏えいが生じていたと考えられる。

なお、3月13日7時39分よりD/Wスプレイが実施されているが、D/W圧力はほとんど変化していない。3月12日12時6分からS/Cスプレイが実施された際は、1時間で30 kPa程度圧力が低下しており、S/Cスプレイ実施と比較してD/Wスプレイによる減圧効果が低いことが分かる。これは、炉心で金属-水反応により発生した水素がD/Wへ漏えいすることで、D/Wの非凝縮性ガスの割合が高かったことが要因と推定される。

上記のようにベント実施以前に原子炉圧力バウンダリからD/Wへの小規模の漏えいが生じていたと考えられるが、ADSが起動された時点ではRPV圧力が7 MPa(gauge)を超えており、RPVには冷却材が保持されていたと考えられる。図2にADSが起動した後のRPV圧力の測定値を示す。ADSが起動されると、炉内で発生した水蒸気等は主としてS/Cへ輸送され、その間に炉心の溶融も進んだとみられる。図2では、点線で囲んだ部

分において、圧力スパイクが見られ、3月13日16時頃までは、RPVに大小の圧力スパイクが発生している。これらの圧力スパイクは、溶融した燃料の一部が下部プレナムに落下することで水蒸気が発生したためと考えられる。

図3には、最後のRPV圧力スパイクが観測された3月13日16時前後のPCV圧力を上側に、RPV圧力とD/W圧力を絶対圧で比較した結果( $P_{RPV}-P_{D/W}$ )を下側に示す。点線は圧力の勾配が変化していることを確認するための補助線である。下側の図にあるように、3月13日16時30分頃にRPVの圧力スパイクが生じている。一方、上側の図からはRPVの圧力スパイクの発生とほぼ同時にPCV圧力の勾配が変化していることが確認できる。これは、RPV内で水蒸気が発生しRPV圧力を上昇させ、既に圧力バウンダリで発生していた漏えい箇所から水蒸気が漏えいし、PCVの圧力が上昇したと考えられる。

したがって、圧力スパイクが発生していた時点では、下部プレナムには冷却材が存在していたものと推定される。最後に観測される圧力スパイクを有意な大きさと考えれば、少なくとも3月13日16時頃までは、RPVの下部プレナムに冷却材が保持されており、RPV下部ヘッドには大規模な損傷は生じていなかったと考えられる。

## (2) 3月13日14時頃以前に下部ヘッドに損傷が生じた場合

一方、3月13日14時頃及び同日16時頃に見られる圧力スパイクは、それ以前の2MPa (gauge)を超える圧力スパイクの大きさと比較すると非常に小さい。それ以前に下部ヘッドが損傷していたことにより、大きな圧力スパイクが発生できなくなっていたとも考えられる。その場合、同日13時頃に下部ヘッドに損傷が生じたと推定される。この下部ヘッド損傷のタイミングは、既往の評価[2]と比較するとかなり早い、その後のプラント挙動と整合する(別添20参照)。

## 3. ADSが起動されてからRPVからS/Cへの輸送経路を維持できた期間

上記(1)に示すように3月13日16時頃までRPV下部ヘッドに冷却材が保持された場合において、ADSの状態を推定する。なお、上記(2)のようにRPV下部ヘッドが3月13日14時頃以前に発生した場合は、ADSの状態を推定することはできないが、ADSの状態に変化が生じたとしてもプラント挙動に大きな影響はなかったと考えられる。

図4に、3月13日11時頃から同日17時頃までのPCV圧力を上側に、D/WとS/Cの圧力の比較( $P_{D/W}-P_{S/C}$ )を下側に示す。同日14時10分に2回目のベントが終了した後のPCV圧力が上昇している。上記のように、この時点ではRPV下部ヘッドに大規模な損傷は生じておらず、圧力バウンダリからの漏えいは小規模なものであったと考えられる。したがって、ADSが開状態を維持されていれば、RPVからS/Cへと向かう経路が蒸気等

の主たる輸送経路となる。その場合、水蒸気等は S/C へ輸送されるため、まず S/C の圧力が上昇に転じ、真空破壊弁が開いてから D/W 圧力が上昇することになる。しかし、図 4 にあるように、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い状態で S/C とほぼ同時に D/W の圧力上昇に転じている。

3 月 13 日 12 時頃からも PCV の圧力は上昇しているが、下側の図からは、3 月 13 日 12 時頃から D/W と S/C の圧力差が縮まっており、D/W 圧力よりも S/C 圧力の上昇が勝っていることが分かる。これは、主として ADS を通じて RPV から S/C へ蒸気等が輸送されたためと考えられる。一方、2 回目のベント終了後では、D/W と S/C の圧力差はほぼ一定に保たれており、RPV から S/C への経路が蒸気の支配的な移行経路とはなっていない。

これは、圧力バウンダリから D/W への漏えいが生じ、水蒸気等により D/W が加圧されたためと考えられる。なお、圧力バウンダリの損傷個所として、高温、高圧の影響により、S/RV 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いる [3]。前述のように、3 月 13 日 6 時頃には圧力バウンダリからの漏えいが発生していたと考えられるが、図 2 に示すように RPV の圧力スパイクが複数回観測されており、炉心損傷が進んだことにより圧力バウンダリの漏えいが拡大した可能性がある。



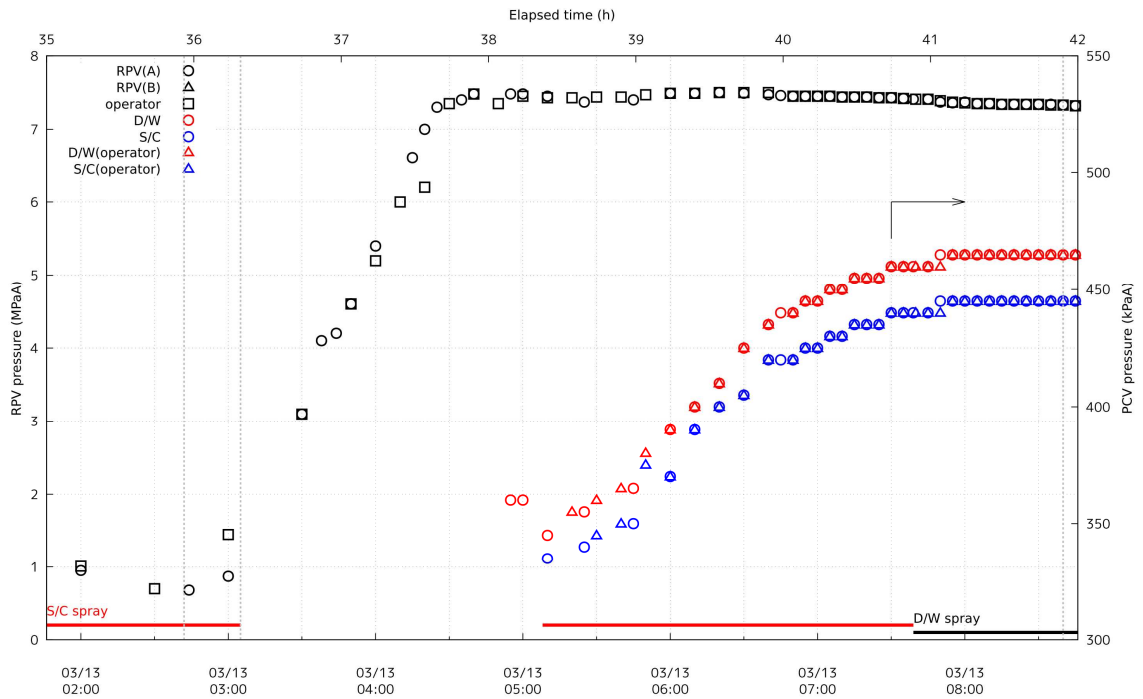


図 1 原子炉圧力及び PCV 圧力

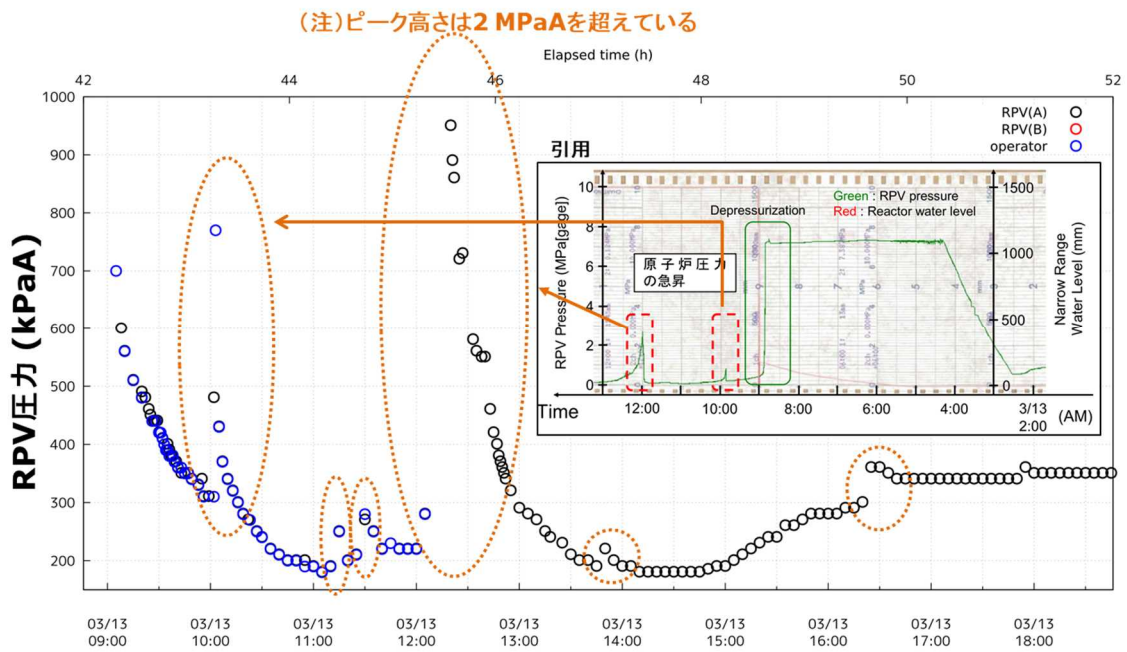


図 2 RPV 圧力スパイク

図中のチャートは引用文献 [2]からの抜粋

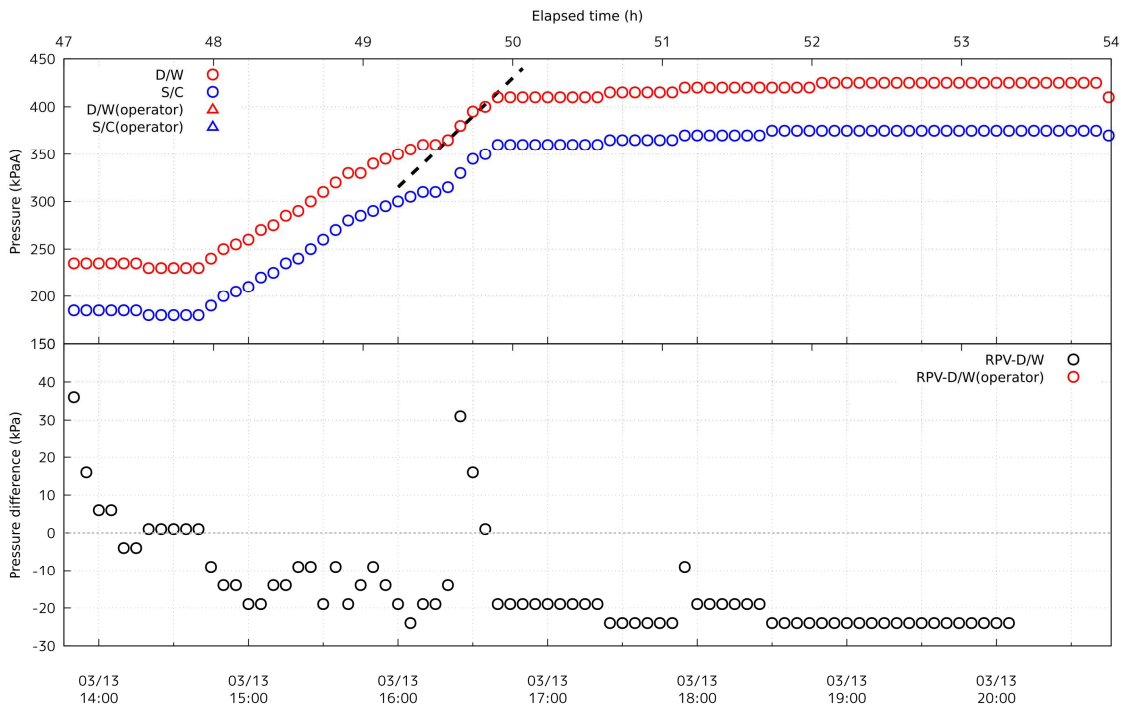


図 3 PCV 圧力及び RPV 圧力と D/W 圧力の差

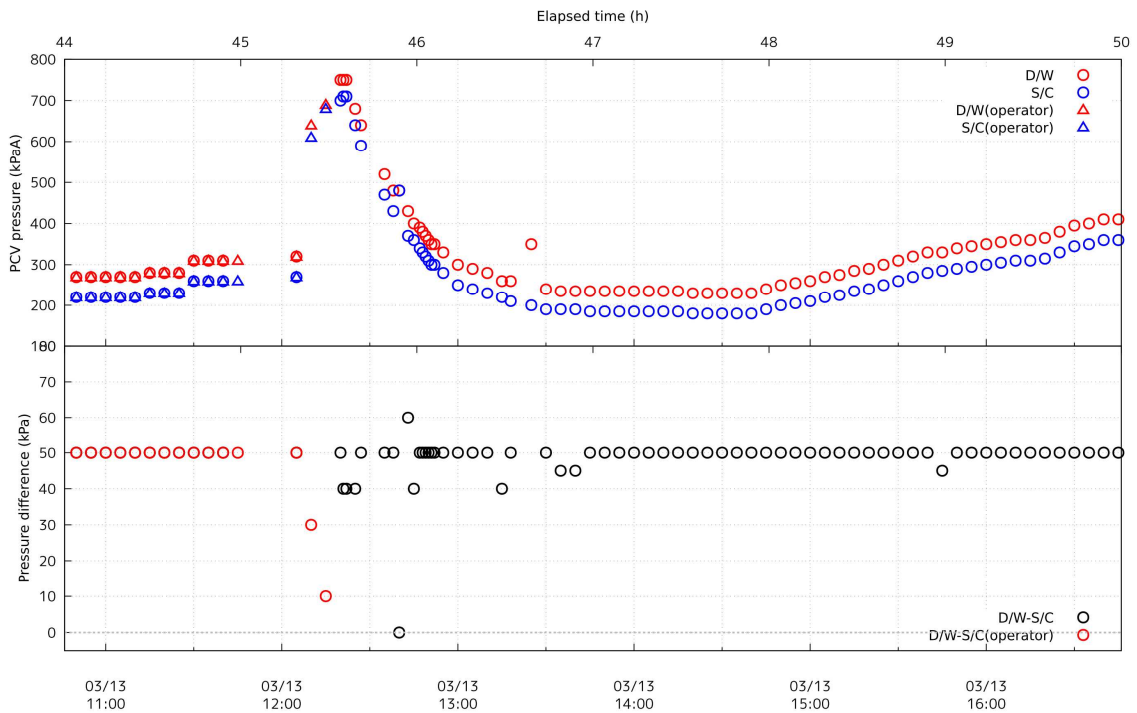


図 4 PCV 圧力

## 引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [2] 東京電力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.
- [3] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [4] 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.
- [5] 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.

## Appendix（別添 17）

### 3号機のベント成功回数の特典

これまでに報告された操作実績の報告 [1]から、3号機ではベント弁を開く操作が複数回実施されている。しかし、多くの場合、ベント弁を開いた操作と格納容器の減圧開始のタイミングが一致しておらず、格納容器の圧力が低下したことによってベント操作が成功したと判断されてきた [2]。最新の東京電力の報告書では最初の2回のベントのみ成功した可能性が高いとの見解が示されている [3]。

第〇〇回検討会において、3号機ではベント弁を開度 15%で開き、その後は開度を調整していないことを確認した。したがって、3月14日6時10分に小弁を操作するまでは、ベント成功時の流路面積は変わらない。しかし、図1で示すように、3月13日21時頃のPCV減圧は、1回目及び2回目のベント時に比べ減圧速度が遅い。また、ベントではS/Cから気体を放出することからD/W圧力よりもS/C圧力が低くなるが、この減圧では、D/W側の減圧速度が速く、22時頃からはD/W圧力がS/C圧力よりも低い。通常、ベントによってS/Cから気体が放出されていれば、S/C圧力はD/W圧力より低くなる。したがって、ベントによるPCVの減圧挙動と考えることは不合理である。3月14日11時頃の減圧挙動についても、減圧後にD/W圧力がS/C圧力よりも低下している。ベント弁の開操作（3月14日6時10分）ともタイミングが大きくずれており、直前に発生した原子炉建屋での水素爆発の影響と考えられる。

3月15日及び3月16日に実施されたベントについても、図2に示すように緩やかな圧力低下であり、3号機原子炉建屋上部から継続的に水蒸気の放出が確認されていること等から、格納容器からの直接放出による圧力低下とする見解 [3]は合理的である。

上述のように、3号機においてベントが成功したのは最初の2回のみとする東京電力による報告は合理的であり、支持される。

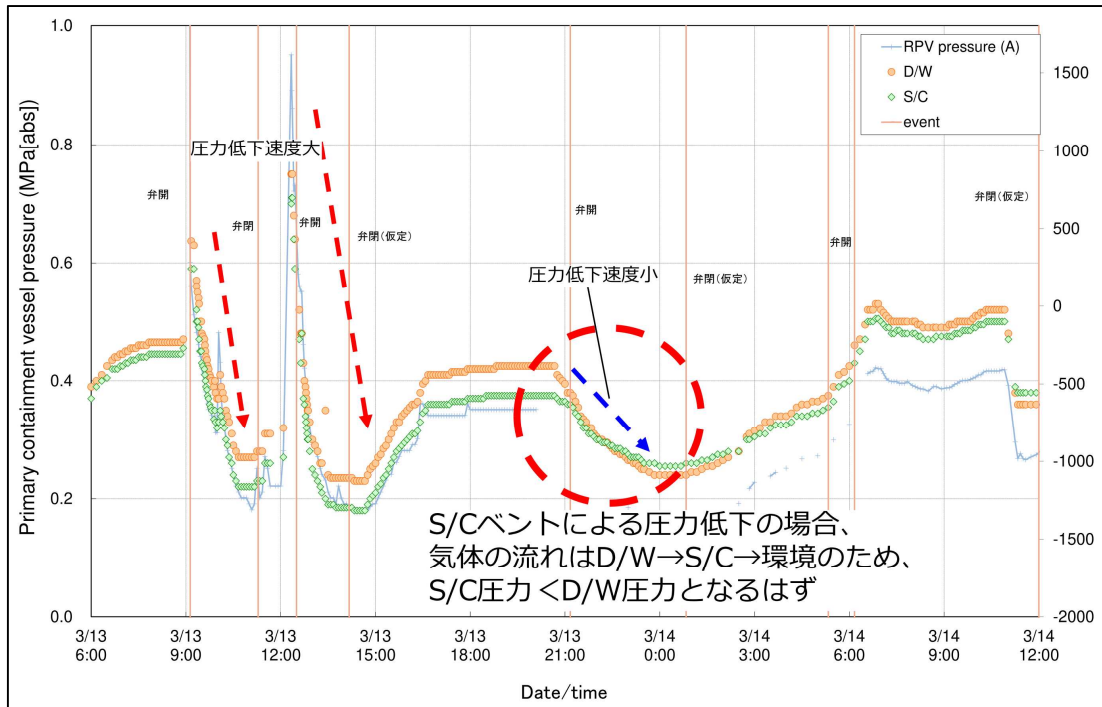


図 1 3号機の格納容器圧力の変化 (3月13日6時から3月14日12時) [3]

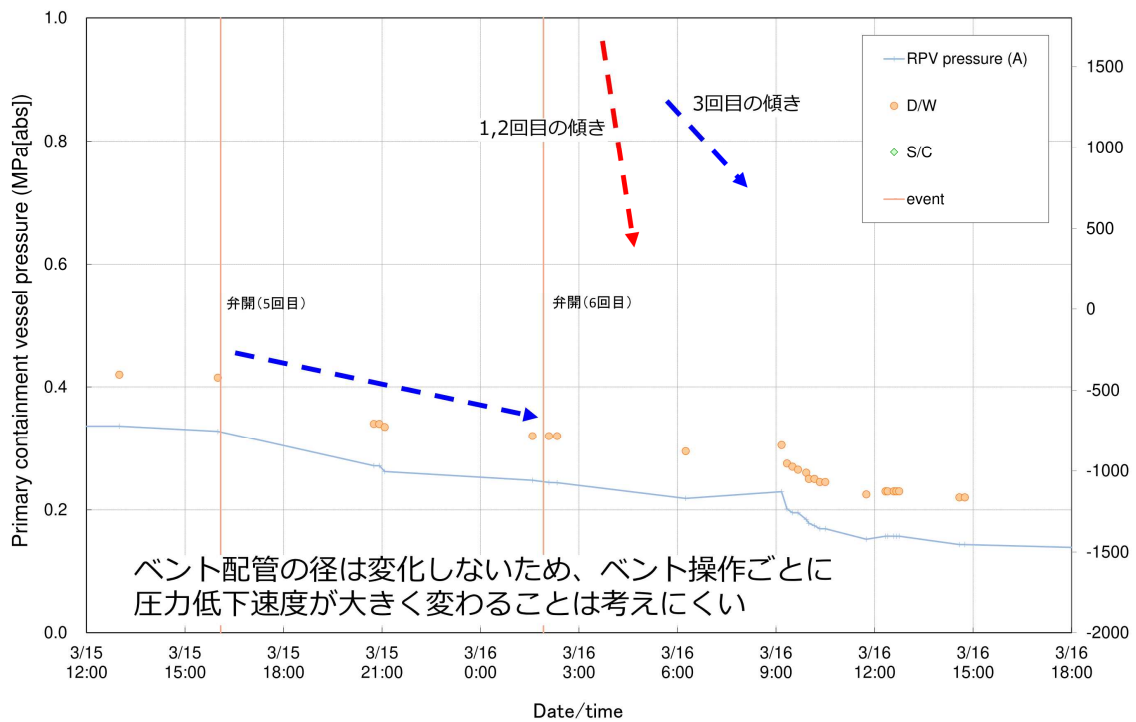


図 2 3号機の格納容器圧力の変化 (3月15日12時から3月16日18時) [3]

## 引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [2] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [4] 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.

## Appendix (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蒸気等の発生

#### 1. 原子炉格納容器の圧力変動

これまでは、3月13日9時頃以降の3号機のPCV圧力の増減は、ベントによる間欠的な減圧を主要因として解釈されてきた [1]。しかし、本文○—○に示すように実際に減圧に成功したベントは最初の2回のみと考えられることから、PCV圧力の上昇と低下は他の要因によってもたらされたことになる。

図1に2回目のベントが実施された後の3月13日14時頃から同日23時頃までのRPV圧力及びPCV圧力を示す。黒の印はRPV圧力を、赤の丸印はD/W圧力を、青の丸印はS/C圧力をそれぞれ示す。RPV圧力は基準水の完全喪失を仮定して実測値に90 kPa加算した値をプロットしている (添付20-1参照)。また、図中の黒の点線はPCVの最高使用圧( $P_0$ )を示す。2回目のベントが終了後に、3月13日14時頃から3月14日0時頃、3月14日1時頃から同日11時頃、同日12時頃から同日19時頃の3つの圧力のピークが見られる。圧力の変動する区間を便宜上、図示するようにA~Kと区分し、それぞれの区間について以下で詳述する。

#### 【区間A】

RPV下部ヘッ드의破損時期を3月13日14時頃よりも早いと仮定するか、同時刻よりも遅いと仮定するかによって区間A及びBでのプラント状態の解釈は大きく異なる。ベントによるPCV内の気体放出が終了しベント弁(A0弁)が閉じた後、3月13日14時頃からPCVの圧力が上昇している。この時点でRPVの下部プレナムには冷却材が保持されている状況にあったと仮定すると、消防ポンプからの注水によりRPV内で蒸気が発生し、圧力バウンダリで既に生じていた漏えい部からD/Wへ移行することでPCVの圧力が上昇したと推定される。この場合、図2に示すように区間Aでは原子炉水位が回復する傾向はみられないことから、原子炉水位はジェットポンプの吸い込み口よりも低い位置にあったと考えられる。3月13日に消防ポンプにより原子炉へ送水された流量は389 m<sup>3</sup>であり [2]、全量が炉心へ注水されていたとすると、区間Aが終了するまでには約180 m<sup>3</sup>が注水されている。しかし、消火系からの注水では、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ流れ込んでいたことが指摘されており、東京電力の最新の解析では消防ポンプの平均吐出流の1/4程度が炉心へ注水されたことを仮定している [3]。このように炉心への注水量が少ない場合、下部プレナムに存在する熔融炉心によって蒸気も発生していたと考えられるため、原子炉水位が回復しないことは妥当と考えられる。



区間 A では、D/W 圧力が S/C 圧力よりも高く、ほぼ一定の圧力差を保った状態で上昇している。この場合、RPV で発生した蒸気は主として D/W へ輸送されることとなる。3 号機ではベント実施直後に ADS が作動しており、RPV から S/C へは S/RV の 6 弁分の輸送経路があった。ADS が開状態を維持していれば、蒸気等が主として RPV から D/W へ輸送されるためには、圧力バウンダリの気相漏えいが相当程度拡大している必要がある。

一方、3 月 13 日 16 時 30 分頃に RPV の圧カスパイが発生しているが、それ以前に発生した 2 MPa (gauge) を超えるピークに比べて非常に小さいことから、むしろ RPV 下部ヘッドが既に損傷しているために大きな圧力ピークが発生し得なくなったとも解釈できる。RPV 下部ヘッドの破損時期を 3 月 13 日 14 時頃よりも早いと仮定した場合、区間 A のプラント挙動はシンプルに理解できる。RPV 下部ヘッドに損傷が生じていれば、下部プレナムに冷却材を保持できなくなるため、原子炉水位が回復しないことは必然である。また、ベント以前に発生していた圧力バウンダリの漏えいに加え下部ヘッドにも漏えい部ができるため、ADS の状態に関わらず、主として蒸気等が RPV から D/W へ移行すること及び RPV と D/W に圧力差がほとんど生じないことも合理的である。

RPV 下部ヘッドの破損時期を 3 月 13 日 14 時頃よりも早いと仮定すると、区間 B 以降のプラント挙動についても整合性が高いと考えられる。

#### 【区間 B】

3 月 13 日 17 時頃から PCV の圧力上昇が緩やかになり、PCV 圧力はほぼ一定になる。この時 D/W 圧力は S/C 圧力よりも高く、その圧力差もほぼ変化しないことから、何らかの理由により蒸気の発生量が低下したと推定される。この期間も消防ポンプによる注水が継続されていたが、消防ポンプの吐出圧は 0.9 MPa (gauge) 弱であり [4]、炉圧の上昇の影響により注水量が低下した可能性がある。また、14 日 1 時 10 分には逆洗弁ピット内の海水が残り少なくなったことから一旦消防車を停止ししており [5]、水源としていた逆洗弁ピットの水位低下等により注水量が低下した可能性があるが、要因は特定できない。

#### 【区間 C】

同日 21 時頃からは PCV 圧力は減少に転じている。この時期の減圧勾配は S/C よりも D/W が大きく、D/W 側に蒸気発生量を超える率での漏えいが発生し、これが PCV 圧力低下の原因となったと考えられる。D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなり、圧力低下は 3 月 14 日 0 時頃に停止する。この時点での PCV 圧力は最高使用圧力よりもかなり低く、PCV の漏えいは過温の影響によるものと考えられる。

なお、この PCV 圧力低下を放熱の影響と指摘する報告もあるが、圧力低下速度

は、3月12日12時頃からのS/Cスプレイ実施時における圧力低下よりも急勾配であり、放熱によるPCVの自然冷却ととらえることは非現実的である。

#### 【区間D】

13日23時頃から14日1時頃までは、PCVの圧力低下が停止し、ほぼ一定になる。2回目のベント実施後、PCV圧力が減少に転じるまでは、D/W圧力がS/C圧力よりも高い。この時図3に示すようにベント管のダウンカマー部はD/Wの圧力によってプール水がS/C側に押し出され、D/W圧力とS/C圧力にはプール水面からダウンカマー下端までの静水頭圧に相当する圧力差が生じている。D/W側の漏えいによって、D/WとS/Cの圧力差が小さくなると、その圧力差とバランスするようにベント管のダウンカマー内部の水位が上昇する。D/WとS/Cの圧力が逆転すると、D/WとS/Cの水面の高低差も同様に逆転することになる。S/Cの水面が低下するためS/Cの空間体積が増加する必要があるが、圧力減少に伴ってS/P水が減圧沸騰し、S/C圧力はほぼ飽和蒸気圧で一定に保持されたと考えられる。既往の報告では、D/W圧力が低下しサプレッションプール水がペデスタル部まで到達し、既に落下している溶融炉心と接触することで圧力低下が停止すると評価されている[6]。

#### 【区間E】

3月14日1時10分から同日3時20分までは水源ピットへの水補給のために注水が停止されている[2]。また、同日11時1分から15時30分までも3号機の水素爆発の影響により注水が停止されている[1]。これらの期間では、PCV外部からの注水停止中にPCV圧力が大きく上昇している。このことは、圧力上昇の要因がRPV内部の蒸気発生量が増加したためとは考えにくく、RPV外でPCV内部に存在した冷却材に熱源が接触して水蒸気が発生し、圧力上昇をもたらしたと考えることが合理的である[6][7]。

なお、ここでは、BWRではRPV下部は複雑な構造をしていることから、RPVの下部ヘッドが破損した時に溶融炉心が直ちにD/W床へ落下せず、ある程度の時間差が生じると想定している。

#### 【区間F】

PCV圧力は、3月14日4時頃から急速に上昇し、この圧力上昇では、多くの水素などの非凝縮性ガスの発生があったことが伺われる。

#### 【区間G】

PCV圧力は、3月14日4時頃から急速に上昇し、同日7時頃から原子炉建屋で

水素爆発が発生するまでは、PCV の最高使用圧近傍で推移している。最高使用圧力付近での圧力推移の継続は、この間 PCV 漏えいの拡大と水蒸気及び非凝縮性ガスの発生とが釣り合った状況であったと考えられる。なお、PCV 漏えいの拡大があったとすることについては、3 月 14 日 7 時頃に、それまで急速に上昇していた PCV 圧力が小幅ながら急速な降下に転じていること、CAMS による D/W の線量も低下に転じていること（添付 21 参照）からも妥当な推測であると考えている。

#### 【区間 H】

水素爆発が発生した直後に PCV 圧力は急激に低下し、この減圧によって D/W 圧力と S/C 圧力の上下関係は逆転し、それまで  $D/W > S/C$  であったものが、 $D/W < S/C$  となった。水素爆発の影響により、D/W 側での漏えいが短期的に拡大したものと推定される。

水素爆発直後に一旦減圧してから 3 月 14 日 12 時頃までは、PCV 圧力はほぼ一定であり、水素爆発の影響により発生した漏えいが縮小すると同時に、3 月 14 日 0 時頃（区間 D）と同様に PCV 圧力が飽和蒸気圧に達し減圧が停止した可能性がある。

#### 【区間 I】

3 月 14 日 12 時頃から再度 PCV 圧力が上昇している。水素爆発の影響により消防ポンプによる注水は停止しているが、D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなったために、S/C から D/W へプール水が逆流し水蒸気の供給源になったと考えられる。

#### 【区間 J】

3 月 14 日 15 時頃から PCV 圧力の上昇が緩やかになり、蒸気等の発生量と PCV からの漏えい量がほぼバランスがとれた状態が保たれている。原子炉建屋で水素爆発が発生した後は、消防ポンプによる注水が停止しており、D/W の水位が低下したこと等の影響により蒸気の発生量が減少した可能性がある。

図 4 に 3 号機の PCV 圧力と S/C と D/W の圧力差 ( $P_{S/C} - P_{D/W}$ ) を示す。3 月 13 日 20 時頃までは D/W 圧力が S/C 圧力よりも約 50 kPa 高いが、3 月 14 日 4 時頃からは圧力差が約 20 kPa と小さくなっている。ベント実施中は、図 5 の左側に示すように S/C から環境へガスが放出されるので、S/C の圧力低下によって D/W から S/C へ気体が移行しベント管のダウンカマ一部のプール水は S/C 側へ押し出された状態になり、大きな静水頭圧が生じる。ベントが終了した後も、主たる加圧源が D/W 側にあるため水位差が維持されている。一方、一旦 D/W 圧力が S/C 圧力よりも低くなった後で再度 D/W 圧力が S/C 圧力よりも高くなる状態（区間 E～

G 及び I~J の頃) では、S/C の空間部は閉じられた空間であるため、D/W 側の加圧によって水位差が形成される。しかし、D/W 側では漏えいが生じているため、S/C との大きな圧力差が生じない状態であり、ベント管内にもプール水が存在し、D/W 側の水面と S/C の水面の高低差が狭まった状態にあったと考えられる。

#### 【区間 K】

3 月 14 日 16 時 30 分頃から PCV 圧力が低下傾向に転じているが、同日 19 時頃からは D/W はほぼ一定の圧力を示しており、その値は同日 11 時頃 (区間 H) とほぼ同一である。PCV 漏えい拡大によって圧力低下に転じたとすると、蒸気等の発生量と漏えい量が均衡する圧力は区間 H の時よりも低下すると考えられるが、区間 H とほぼ等しい圧力でバランスしている。したがって、PCV の漏えい自体は拡大しておらず、蒸気等の発生量が減少することによって、PCV 圧力が低下したと考えられる。

上述のように、3 号機の D/W には水面があり、溶融炉心の移行により水蒸気が十分に発生しうる状態が継続されていたと考えられる。これは、図 6 に示すように水素爆発直後の時点で原子炉建屋から多量の蒸気が漏えいする様が衛星写真等により観測された事実と整合する。

他方、原子炉建屋からの水蒸気放出が観測されたことから、PCV に漏えいが発生したことは明らかである。上述のプラントデータの分析からは、PCV 圧力が最高使用圧力よりも低い圧力において、D/W 側で漏えいが発生又は拡大していると考えられる。漏えい発生時の PCV 圧力が最高使用圧力よりも低い場合は、漏えい発生の要因は、過圧よりも過温の影響と考えられる。ただし、3 号機では水蒸気リッチな条件にあり、PCV の雰囲気温度が一定程度抑制される環境下であったと考えられ、PCV のバウンダリが過温の影響で破損に至ったメカニズムについては今後の検討を要する。

## 2. 原子炉建屋での線量上昇

3 月 13 日 14:31 頃に 3 号機原子炉建屋の北側二重扉で 300 mSv/h 以上の、南側二重扉で 100 mSv/h の線量率が計測された。また、この時に白いモヤモヤも観測されている。

3 号機では同日 9 時 20 分及び 12 時 30 分にベントが成功している。3 号機のベントでは、排出されたガスが 4 号機に逆流したことが確認されており、4 号原子炉建屋では線量が測定されている。3 号機での高線量の測定及び白いモヤモヤの観測がベント後であること、線量の高さが 4 号で測定された値の数分の 1 程度であることから、ベントの自号機逆流の影響が考えられる。

一方、1号機においても原子炉建屋において高線量と白いモヤモヤが確認されている。1号機の場合は3月12日3時44分に観測されており [1]、1号機のベント実施以前であることから、1号機の場合はPCVからの直接漏えいと考えられる。

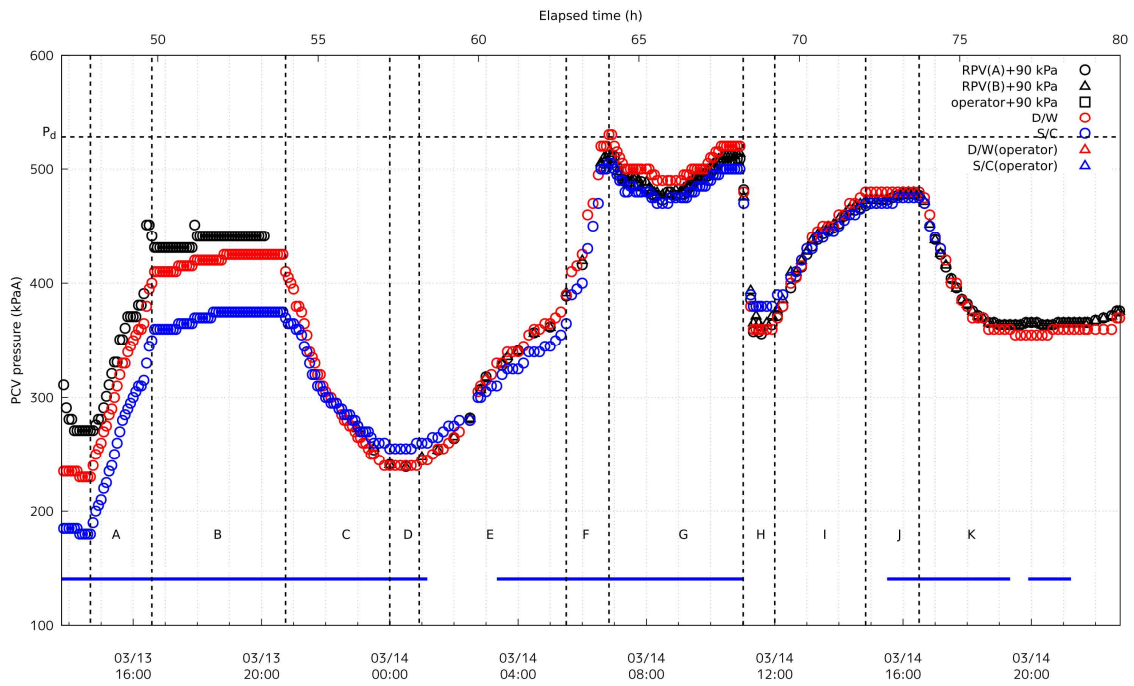


図 1 2回目のベント実施後の PCV 圧力及び注水履歴

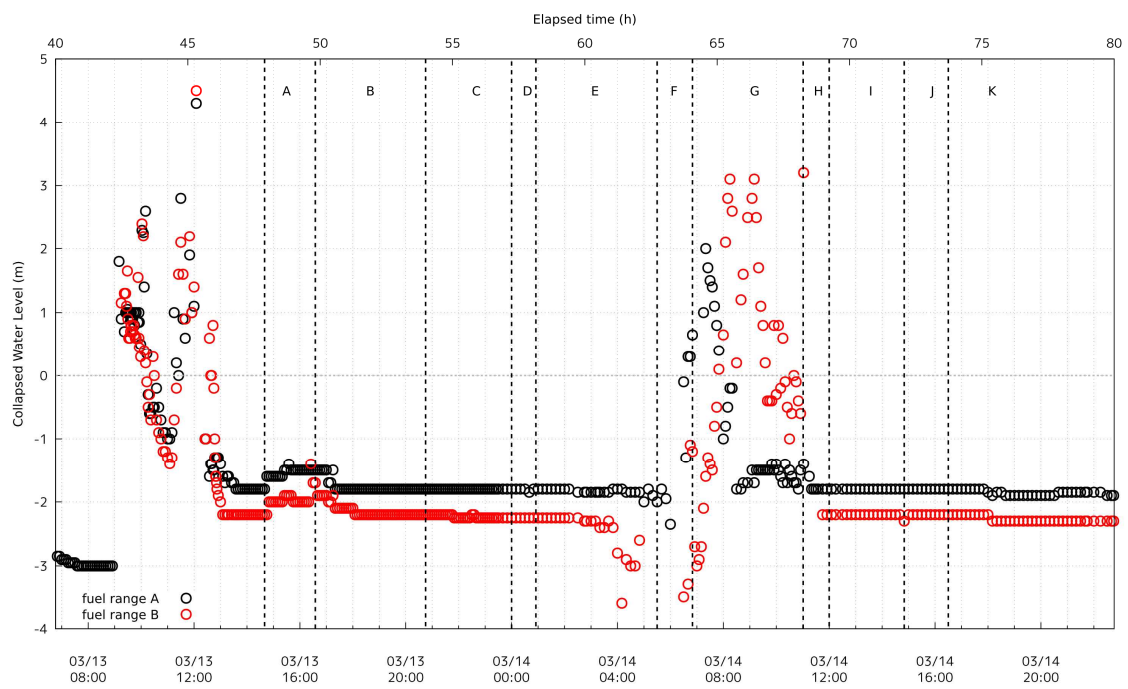


図 2 ベント実施後の原子炉水位

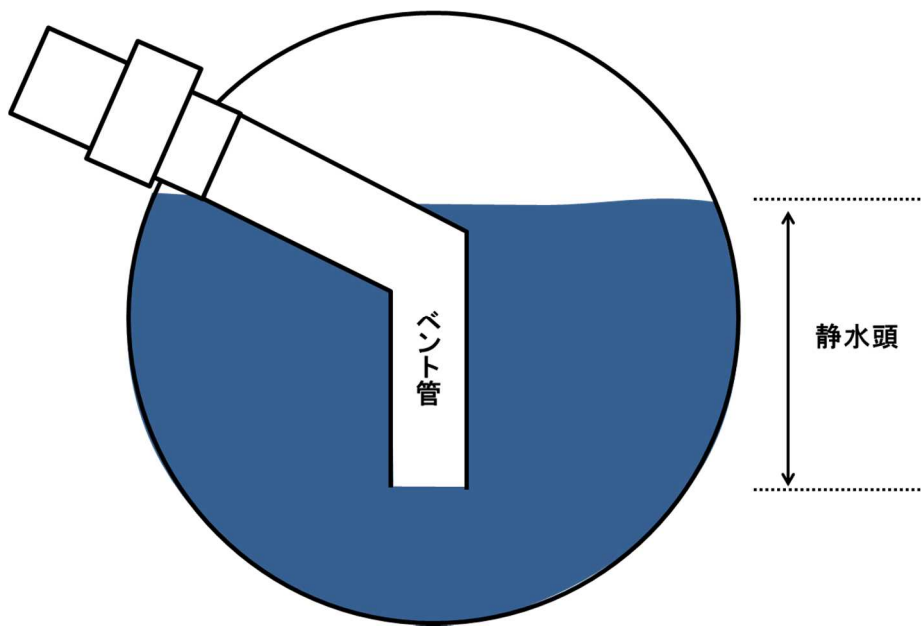


図 3 ベント管と S/C の模式図

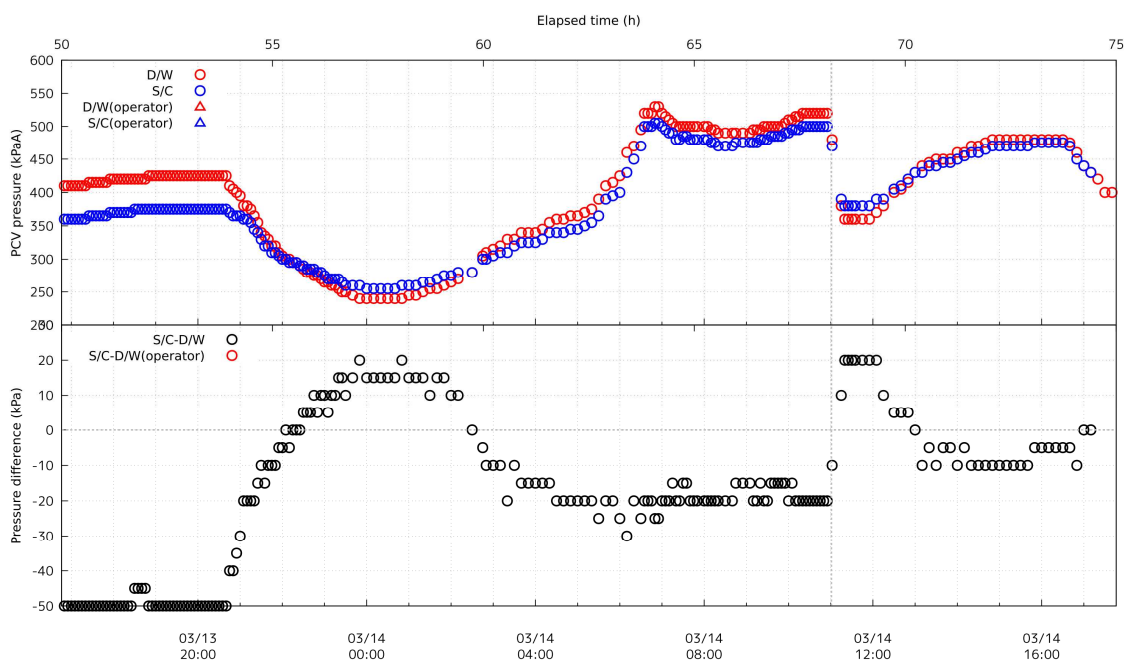


図 4 PCV 圧力 (上) と S/C と D/W の圧力差 (下)



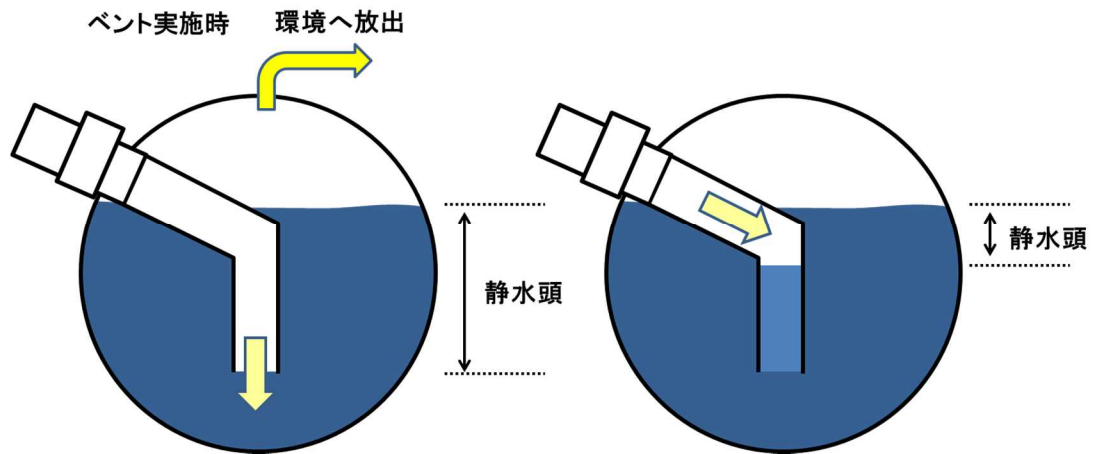


図 5 PCV で生じる水面の高低差

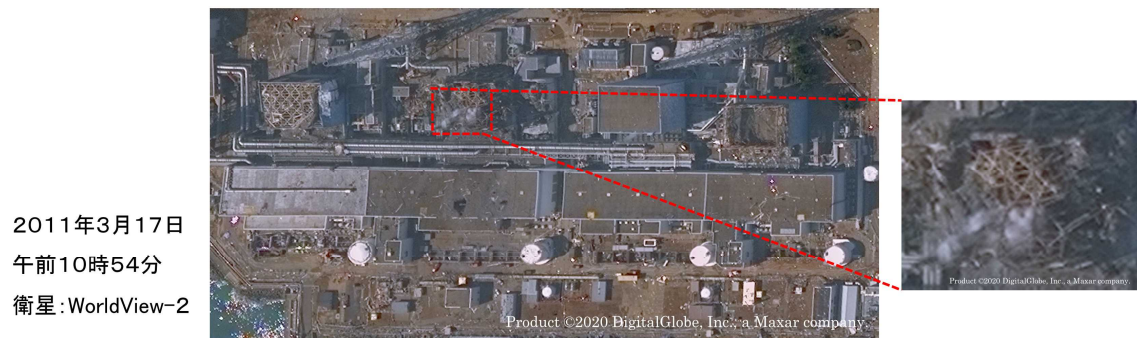


図 6 福島第一原子力発電所 1号機～4号機の衛星写真

## 引用文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [2] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [4] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “中間報告,” 2011年12月26日.
- [5] 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.

## Appendix (別添 18-1)

### ドライウエルとサブプレッションチェンバの圧力差の変動によるドライウエル床面の水位形成の可能性

#### 1. ドライウエル床面の水位形成の可能性

D/W 下部と S/C は 8 本のベント管によって接続されているが、図 1 に示すように 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。したがって、ベント管入り口部の段差は堰のように働き、D/W 床面には一定量の冷却材が保持される構造となっている。なお、2 号機では図 2 に示すように、平成 24 年 3 月 26 日時点で D/W 床面に約 60 cm の水面が形成されていることが確認されている [1]。3 号機では、別添 18 で示したように圧力バウンダリからの漏えいが発生していた可能性があり、また、3 月 13 日 7:39 から同日 9 時前後まで D/W スプレイが実施されている。D/W スプレイの実施期間が明確ではないものの約 1 時間以上実施され、D/W スプレイの流量は  $50 \text{ m}^3/\text{h}$  [1] と評価されていることから、 $50 \text{ m}^3$  程度は注水されたと考えられる。D/W スプレイ以前に圧力バウンダリからの漏えいによって蓄積された水量は不明だが、最初のベント実施時には D/W スプレイによって D/W 床面には 40 cm 程度の水位があったと評価されている [2]。

3 号機では、原子炉隔離時冷却系 (RCIC)、高圧注水系 (HPCI)、S/C スプレイ、D/W スプレイ及び消防ポンプによる注水が実施され、多量の冷却材が PCV 外から持ち込まれたことにより、S/C の水位は通常水位よりもかなり高い位置にあったと考えられる。S/C 水位は、S/C スプレイ実施中の 3 月 12 日 20 時までしか測定されていないが、その時点で水位は底面から 5.7 m であり [1]、その後のスプレイ及び消防ポンプによる注水によって更に水位は上昇している。

2 回目のベントにより PCV 圧力がほぼ下げ止まった 3 月 13 日 14 時頃の D/W 圧力と S/C 圧力の差から、S/C の水位は S/C 底面から 8 m 程度であったと推定される (水位の推定については解析の項を参照)。

図 3 に示すように、3 月 13 日 21 時頃から D/W 圧力と S/C 圧力が低下し始めるが、D/W 圧力の低下速度が S/C 圧力の低下速度よりも早く、この時点では D/W 側に漏えいが発生していると考えられる。D/W 側の圧力が低下することで、S/P 水はベント管内を押し上げられ、D/W 側へ逆流する。既往の報告では、想定される S/C の水量がここでの仮定よりも少ないが、D/W 圧力低下に伴い D/W 床面まで逆流するとしている [3]。後述の解析結果からは、PCV の圧力低下が一旦終了した 3 月 14 日 0 時頃には、D/W 床面から 1 m 程度の水位が形成されたと考えられる。

後述するように、消防ポンプによる注水停止期間中に PCV 圧力が上昇しているが、D/W 側には蒸気が発生させるために十分な冷却材が保持されていたと考え

られる。

## 2. 解析による S/C 水位の推定

### (1) 解析方法

2 回目のベントで PCV の圧力低下がほぼ一定になった期間について、D/W 及び S/C の圧力を解析し、S/C の水位を推定した。図 4 に解析に用いたノード図を示す。D/W の空間体積を  $4240 \text{ m}^3$ 、S/C の空間体積を  $6140 \text{ m}^3$  とした [1]。D/W と S/C はベント管のダウンカマー下端で接続している。S/C の水位はパラメータとして変動させ、温度は飽和温度とした。D/W には圧力バウンダリからの漏えいを仮定し、水蒸気の生成項を設けた。S/C からは耐圧強化ベントラインで環境へ気体を放出し、操作実績 [4] に基づき、ベント弁の開度を 15% に設定した。2 回目のベントを実施している期間では、D/W から原子炉建屋への漏えいは PCV の圧力挙動に影響を及ぼす規模ではなかったと考えられることから、D/W から原子炉建屋への漏えいは考慮していない（図中のバルブは閉止している。）。解析には米国 NRC が開発した MELCOR コード（バージョン 2.1） [5] を用いた。なお、同コードで設定できるパラメーターは参考文献 [6] に準じて設定した。

### (2) 解析結果

3 号機の 2 回目のベントでは、3 月 13 日 13 時 30 分頃から同日 14 時 30 分頃の間、PCV 圧力はほぼ下げ止まった状態で圧力が維持されている。この時、S/C の圧力は  $200 \text{ kPa (abs)}$  弱と大気圧よりも高い状態にあり、S/P は飽和状態にあったと仮定した。S/C ベント実施時には S/C 側から気体を放出するため、D/W よりも S/C が圧力が低くなり、図 5 に示すように D/W と S/C を接続するベント管内のプール水は S/C 側に押し出され、D/W 圧力と S/C 圧力には、ベント管下端から水面までの静水頭圧に相当する圧力差が生じる。2 回目のベント終了時に S/C にどの程度の水位があったかを確認するため、S/C の水位をパラメータとして D/W と S/C の圧力差を解析した結果を図 6 に示す。図中の丸印は実測された D/W 圧力及び S/C 圧力を示す。点線は S/C 圧力、実線は D/W 圧力の解析結果をそれぞれ示し、判例に示す数値は解析で仮定した S/C の水位である。S/C 底面より 8 m 程度の水位を仮定した場合に、解析による D/W と S/C の圧力差が実測値とよく一致している。

図 7 に示すように、S/C の水位は 3 月 12 日 20 時に測定され、S/C 底面から 5.7 m であったことが確認されているが、その後 2 回目のベントが実施されるまでの期間において水位測定は実施されていない。ただし、上記の水位測定後も S/C スプレーが継続され、D/W スプレー及び消防ポンプによる注水が実施されており、S/C の水位は更に上昇していたと考えられる。S/C はトラス形状である

ことから、水位が赤道面近傍にある場合は注水量の変動に対して水位が緩やかに変動するが、上記のように水位が赤道面を大きく超えた場合、単位高さ当たりの体積が減少するため、注水量の変動に対して水位の変動が敏感になる。最後に水位が測定された時点で、水位は赤道面を超えており、注水量によって水位が上昇しやすい状況において注水が継続されており、上記の解析結果は、実態と整合していると考えられる。

上記の結果から、2回目のベント終了時にS/Cには底面から約8mの水位があったと仮定し、3月13日21時頃からのPCV圧力低下時において、PCV内の水位がどのように変動するかを解析した。この圧力低下時には、D/W側に漏えいがあったと仮定し、図4に示すD/Wの下側の漏えい経路を用いた。漏えい面積は不明のため感度解析を実施し、圧力の低下速度が実測値と概ね一致する値を用いた。図8に解析結果を示す。横軸はD/WとS/Cの圧力差( $P_{D/W}-P_{S/C}$ )を、縦軸にはS/C底面を基準とし水位の高さを示している。図中の赤線はD/Wの水位を、青線はS/Cの水位を、黒の点線はD/W床面の高さをそれぞれ示している。PCVが減圧される過程でD/W圧力がS/C圧力よりも高い状態から、D/W圧力がS/C圧力よりも低い状態となるため、S/Cの水位が低下し、反対にD/W側の水位は上昇する(図の右側から左に向かって水位が変動する。)。3月14日0時頃には、S/C圧力がD/W圧力よりも20kPa程度高い状態にあり、解析結果からはD/Wに床面から1m程度の水位が形成された可能性がある。

### 3. PCVの圧力上昇をもたらす水蒸気量等の推定

3月13日14時30分頃及び3月14日1時頃からPCV圧力が上昇するが、これはRPV又はD/Wで発生した水蒸気及び非凝縮性ガスによると考えられる。ここでは、PCV内で発生する水蒸気及び非凝縮性ガスの量をパラメトリックに変化させて解析を実施し、PCV圧力の実測値と解析結果を比較した。用いた解析モデル及びコードは上述の2.と同様である。

3月13日14時30分頃はPCVには大きな漏えいは発生していないと仮定し、PCVからの漏えいは考慮していない。一方、3月14日1時頃には既にPCVの圧力を低下させる漏えいがD/Wに生じている(別添20参照)と考えられるため、D/Wの漏えいを仮定した。予備的に感度解析を実施し、3月13日21時頃から同日24時頃の減圧挙動を概ね再現する漏えい面積を求めた。図9に示すようにPCVの減圧速度は実測値と概ね一致することが確認できる。

3月13日14時30分頃から同時16時30分頃にかけてPCV圧力は150kPa程度上昇している。この間にD/Wで発生(又はRPVからD/Wへ移行)する水蒸気量及び非凝縮性ガスの量を変化させ、PCVの圧力上昇を確認した。水蒸気の発生量を0.1kg/sから4kg/sまで、非凝縮性ガスの発生量を1g/sから30g/sの

範囲で変化させた。解析では非凝縮性ガスは水素で代表させた。図 10 に解析結果を示す。図の黒色の領域では、ガスの発生量が少ないため、格納容器圧力の解析結果が実測値よりも低くなる。反対に、図の黄色の領域では、ガスの発生量が多すぎるため、格納容器圧力の解析結果は実測値よりも高くなる。これらの間に挟まれた領域（赤色の点線で囲んだ部分）では、格納容器圧力の解析結果は実測値と概ね一致した。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で 8 ton/h 程度と推定される。

また、同様に 3 月 14 日 1 時頃から同時 5 時 30 分頃にかけての PCV 圧力上昇を解析した結果を図 11 に示す。この解析結果から、水蒸気の発生量は最大で 5 ton/h 程度と推定される。D/W での漏えいを仮定しているため、水蒸気の発生量が少ない場合は、解析結果が実測値を下回る。

3 月 13 日 14 時 30 分頃から 14 日 1 時頃の 3 号機の炉心の崩壊熱は 9 MW 前後である [7]。この頃、炉心は既に損傷しており、燃料からは揮発性の高い核分裂生成物 (FP) が放出されていると考えられるが、ここでは炉心が持つ崩壊熱の FP 放出に伴う減損は考慮していない。

3 月 13 日 14 時 30 分頃から同時 16 時 30 分頃にかけて 8 ton/h 程度の水蒸気を発生させるには、水の潜熱だけを考えて炉心の崩壊熱の約 50%が必要になる。一方、3 月 14 日 1 時頃から同時 5 時 30 分頃にかけて 5 ton/h 程度の水蒸気を発生させるには、水の潜熱だけを考えて炉心の崩壊熱の約 30%が必要になる。

#### 4. 圧力計の測定誤差

3 号機で測定されたプラントデータは、東京電力が追加・訂正したデータ [8] [9] を用いた。原子炉圧力計は、格納容器内にある基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が低くなることが知られており、3 号機の原子炉圧力計は図 12 に示すように基準水の喪失により最大 90 kPa の誤差が生じうる [10]。原子炉圧力計の測定原理等は既往の報告書 [10] 等で詳述されている。

図 13 にベント実施後の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力をそれぞれ示す。圧力バウンダリがの状態によらず、RPV 圧力が D/W 圧力よりも低くなることは無いが、ベント実施後の RPV 圧力は D/W 圧力よりも低い。これは ADS の起動によって RPV が急速に減圧される過程で原子炉圧力計の基準水が蒸発し、実際の原子炉圧力よりも低い値が計測されたものと考えられる。原子炉圧力計の基準水がいつ頃から、どの程度減少したかは不明であるが、図 14 に原子炉圧力計の基準水が完全に喪失した場合を仮定し、原子炉圧力の測定値に 90 kPa を加えた値をプロットした。3 月 14 日 1 時頃までには原子炉圧力容器の下部ヘッドは損傷し、RPV と D/W は連通した状態にあったと考えられる（添付 21 参照）。一

方、図 14 においても同日 0 時頃からは、実測値に 90 kPa を加えた原子炉圧力は、D/W 圧力とほぼ一致しており、想定されるプラント状態と整合している。図 14 において、3 月 14 日の D/W 圧力は大きく変動しているが、補正した RPV 圧力は D/W 圧力とほぼ同一であり、定性的な傾向分析に加え、定量的にも参照可能なデータであることが分かる。

福島第二原子力発電所 1 号機では、S/C の水位が圧力計の接続部よりも高い位置まで上昇したことにより、実際の圧力よりも静水頭圧分高い値が計測されていた（別添 5-2 参照）。3 号機では、3 月 23 日まではアクシデントマネジメント盤を用いて D/W 圧力と S/C 圧力が測定されている [1]。S/C の圧力計は図 15 に示すように S/C 頂部に接続されており、S/C の水位上昇の影響を受けていないと考えられる。なお、S/C 圧力計の基準面器がある原子炉建屋の温度は、基準水を沸騰させるほどの温度に上昇したとは考え難いことから、S/C 圧力計については基準水の喪失を考慮していない。



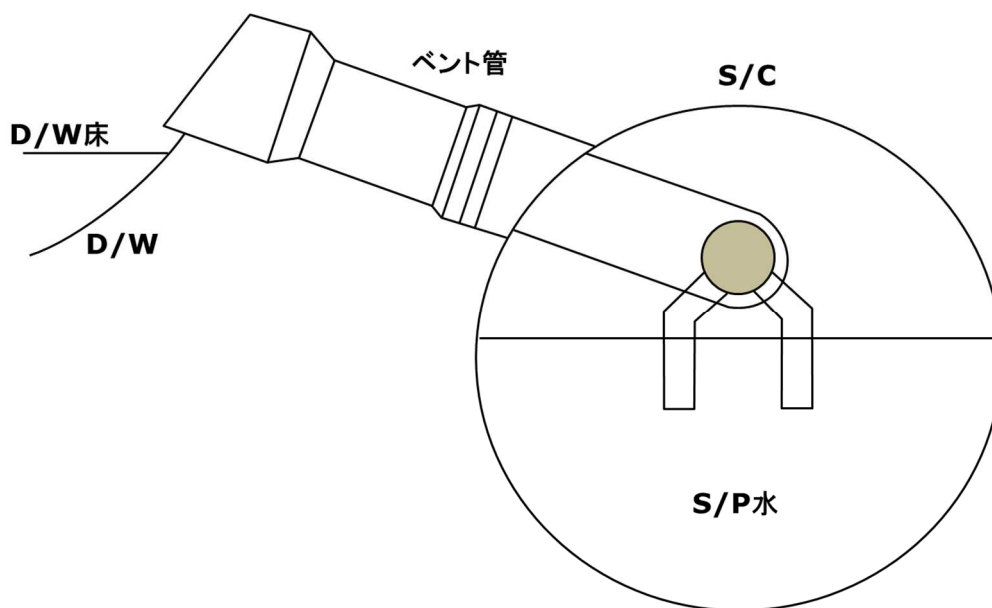


図 1 D/W と S/C の接続の模式図

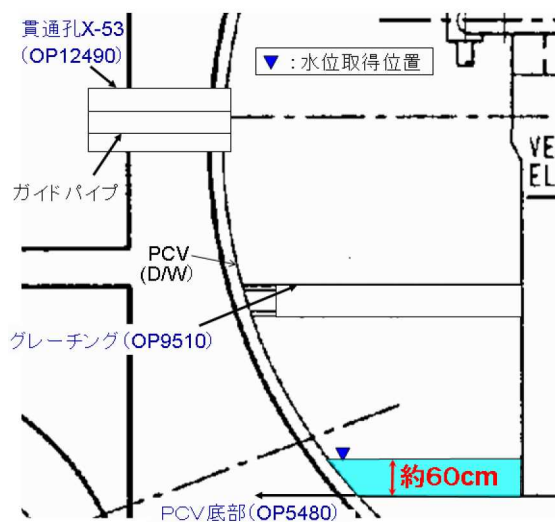


図 2 2号機格納容器内滞留水水位測定結果（平成 24 年 3 月 26 日時点） [1]

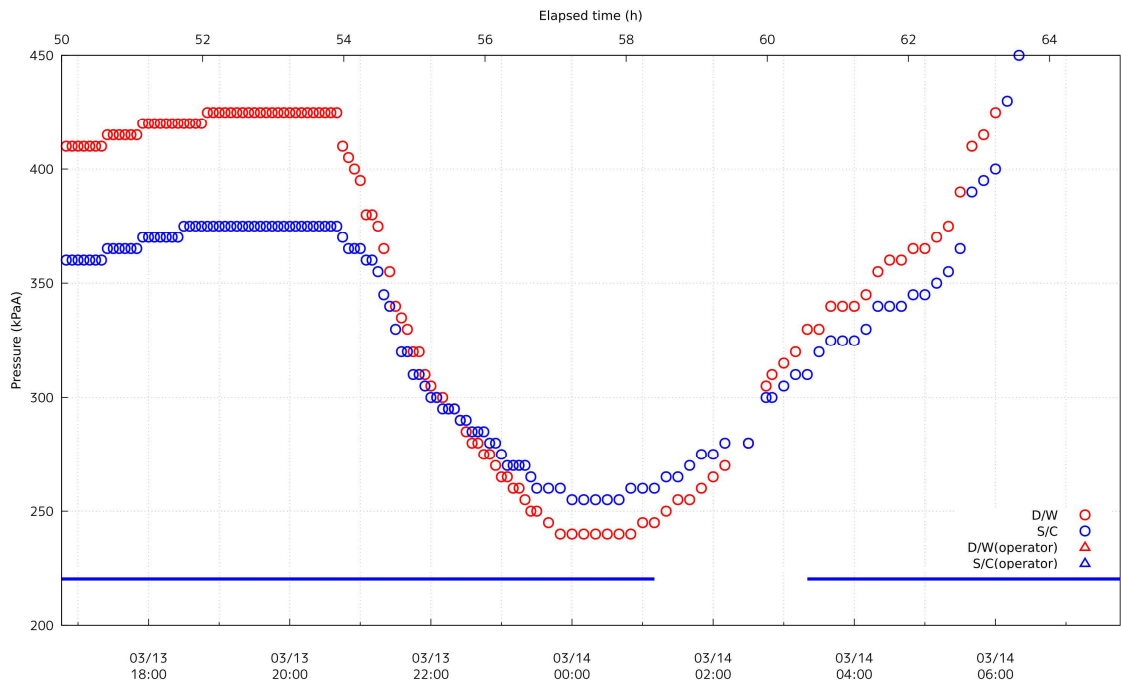


図 3 PCV 圧力及び注水履歴

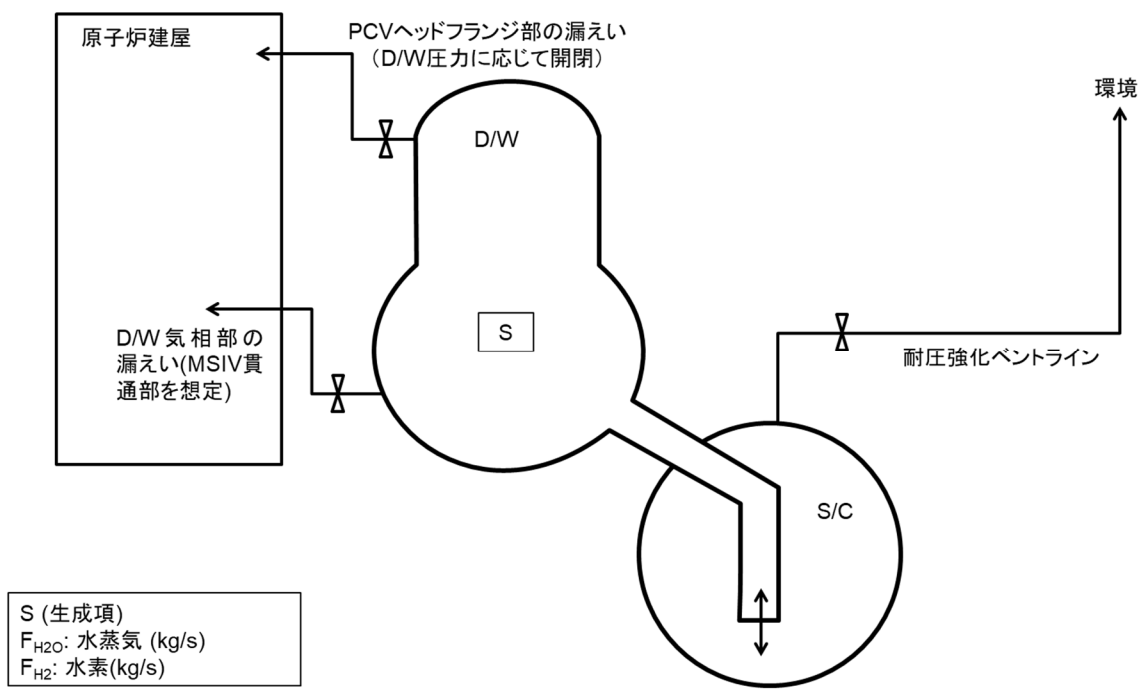


図 4 解析ノード図

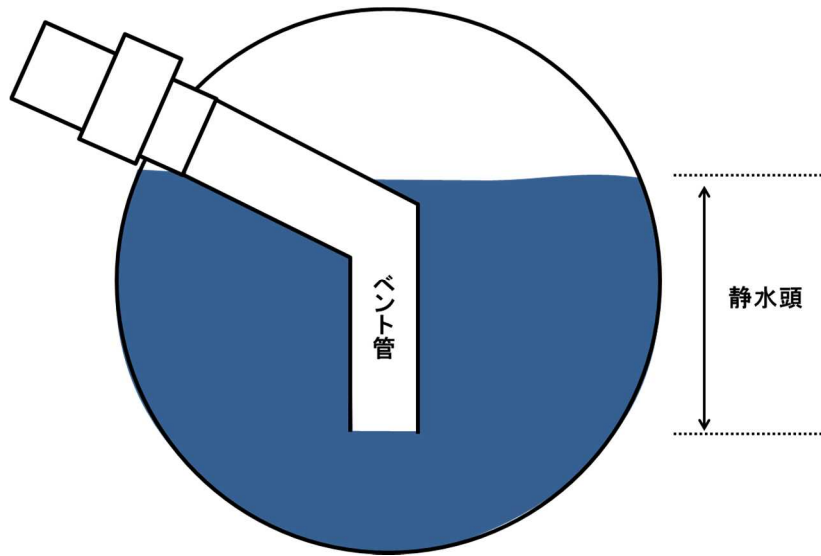


図 5 ベント時の S/C の状態

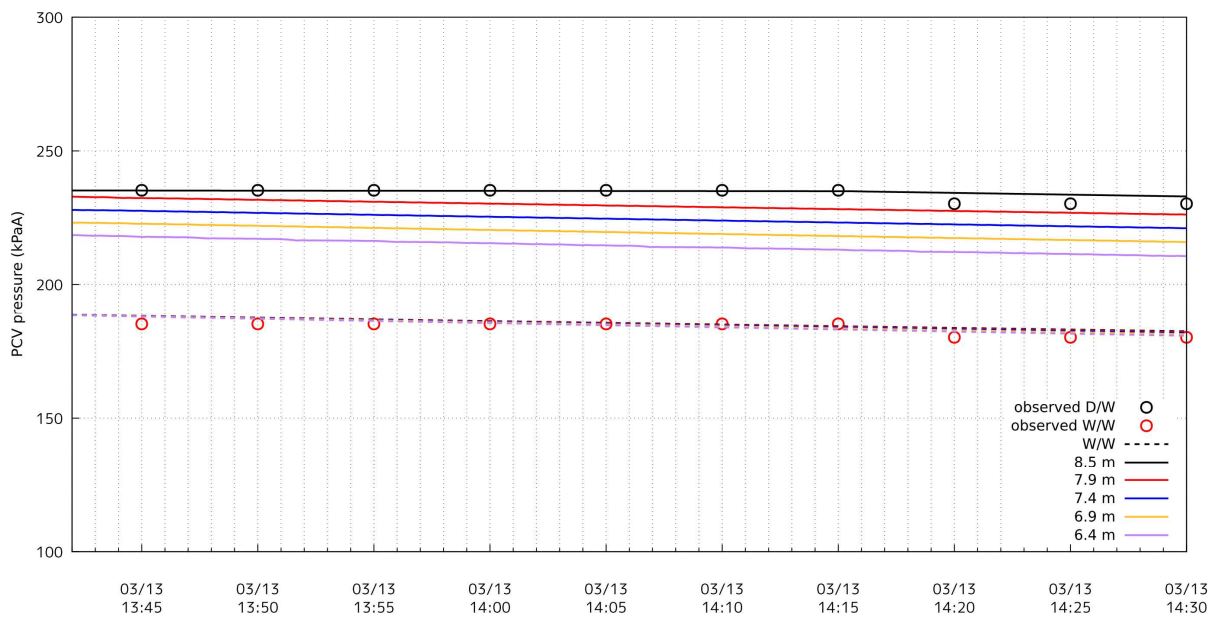


図 6 ベント実施中の PCV 圧力と S/P 水位の相関

○は実測値、実線 (D/W) 及び点線 (W/W) は解析結果。数値は解析で仮定した S/P の水位。

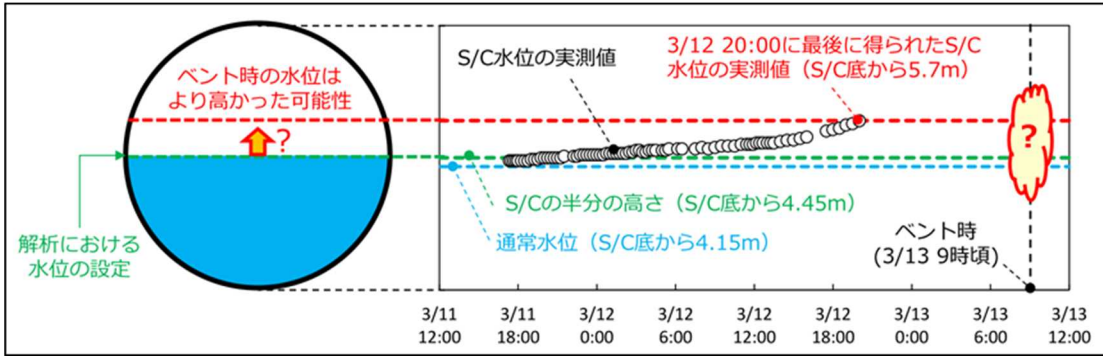


図 7 ベント時の S/C 水位について [1]

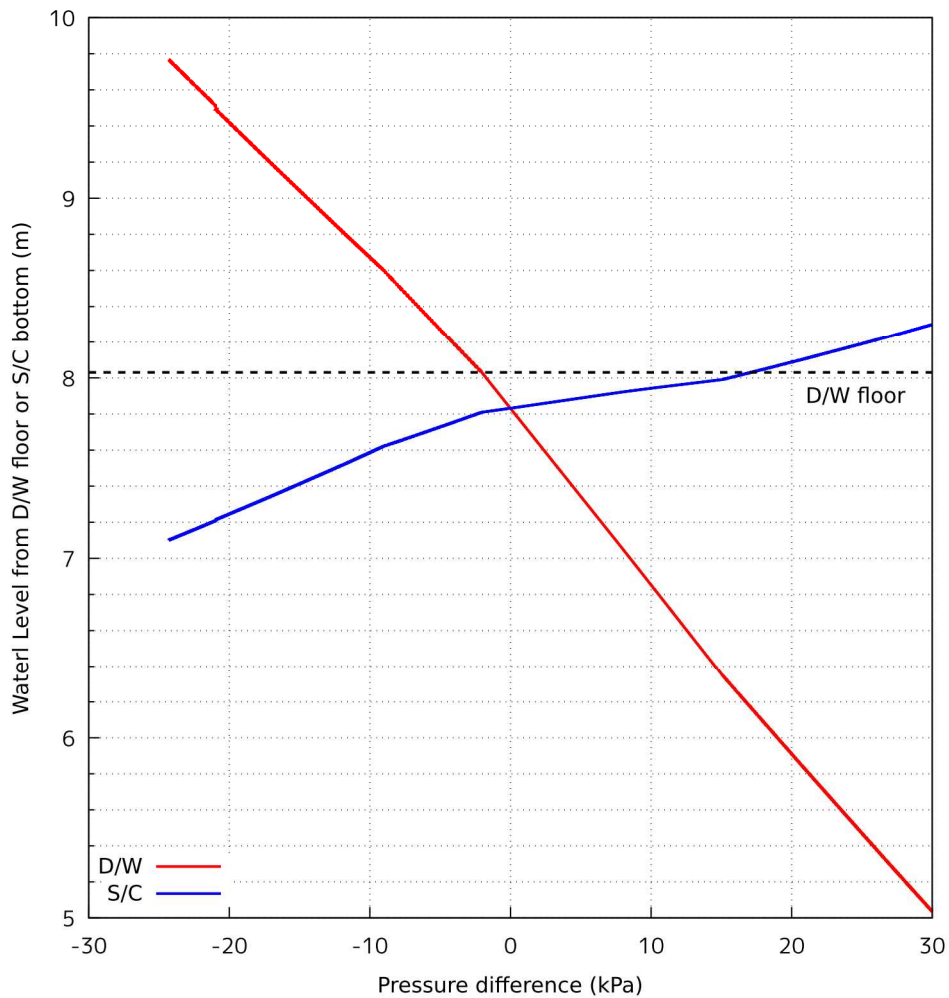


図 8 D/W と S/C の圧力差と水位の相関

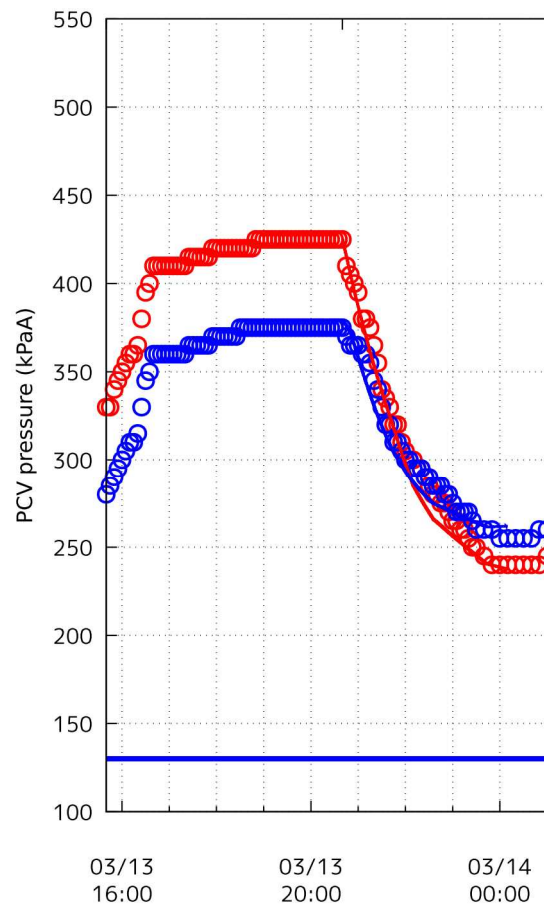


図 9 D/W からの漏えいによる PCV の減圧  
 ○は実測値、実線は解析値（赤色は D/W、青色は S/C）。青色の横線は消防ポンプによる注水期間。

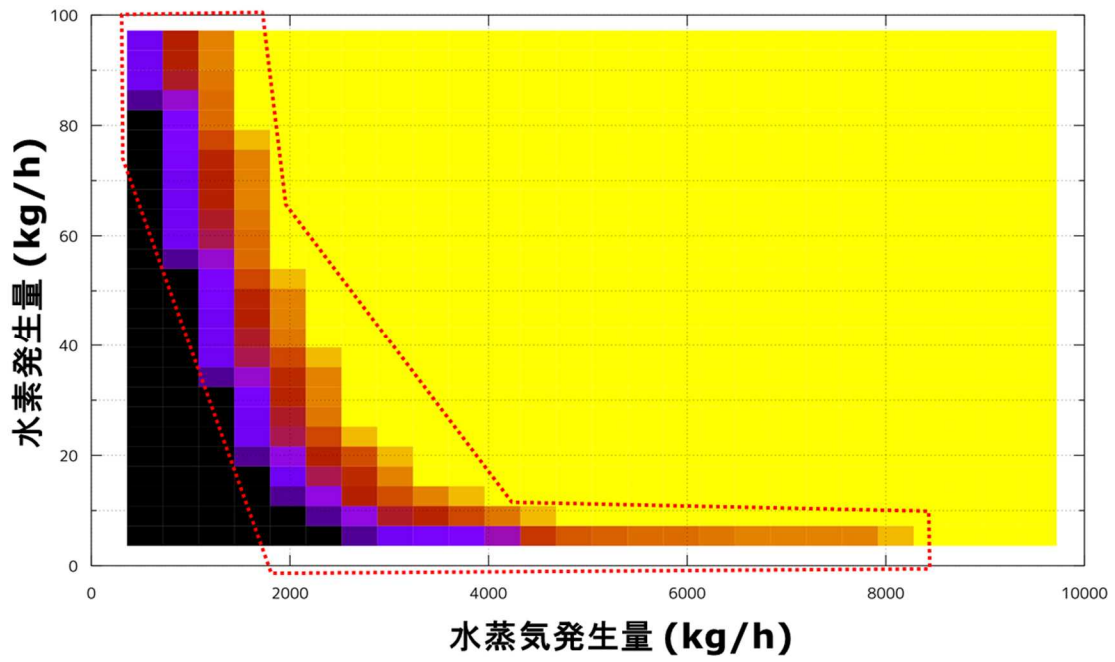


図 10 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PC 圧力変化 (1)  
赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

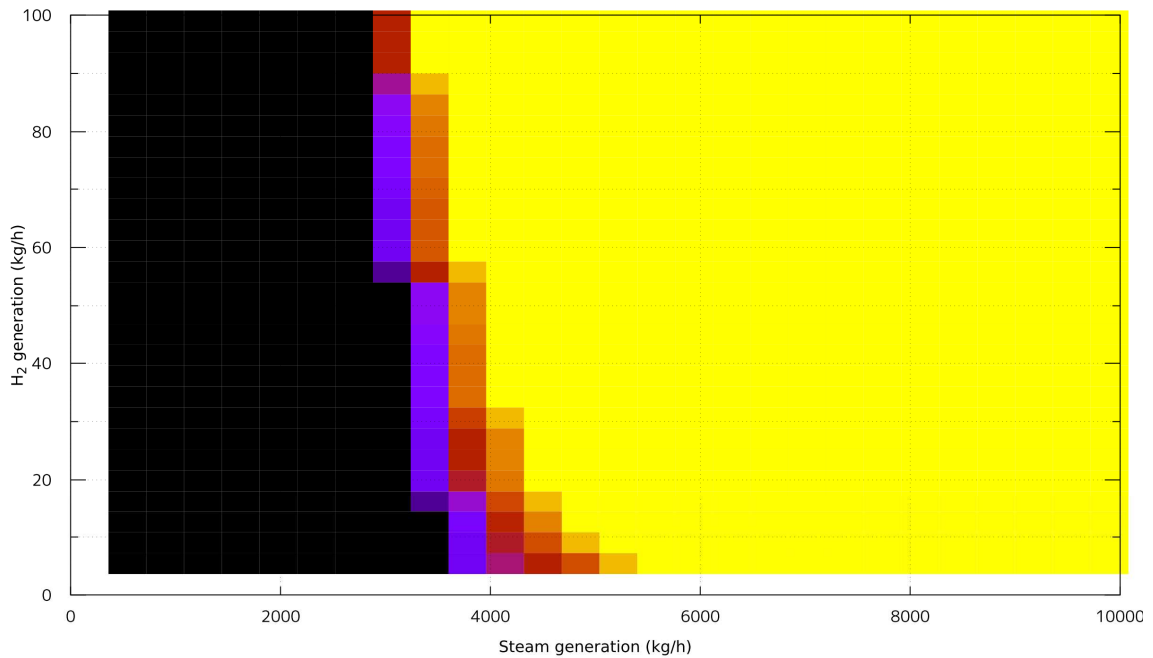


図 11 水蒸気発生量と水素発生量を変化させた場合の PC 圧力変化 (2)  
赤い点線で囲んだ部分が概ね実測値と解析結果が一致する領域

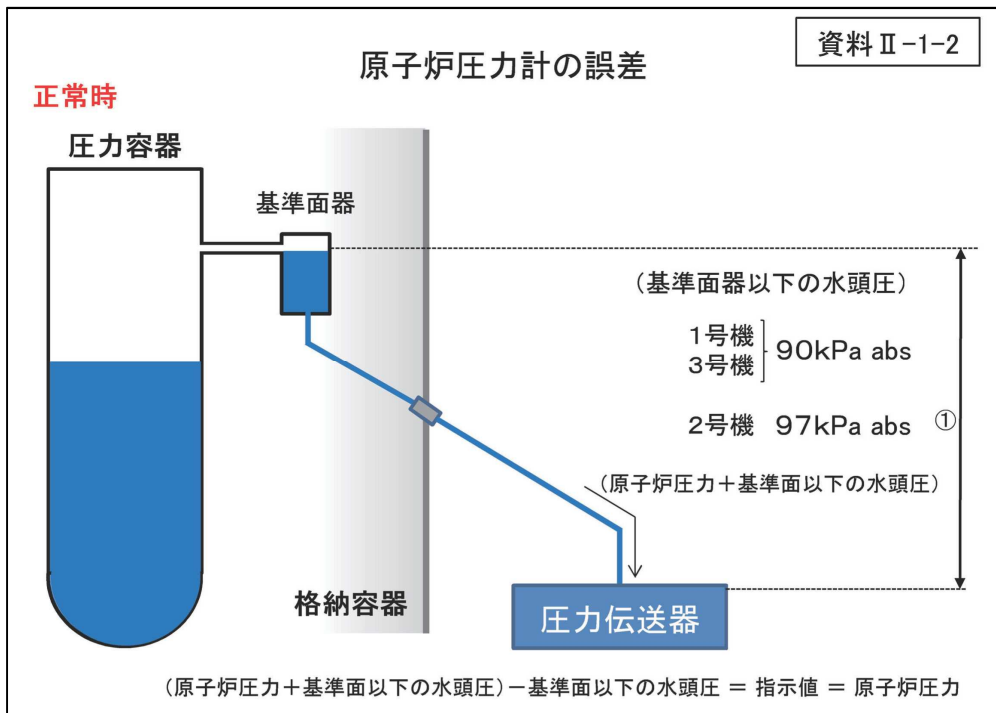


図 12 原子炉圧力計の誤差 [10]

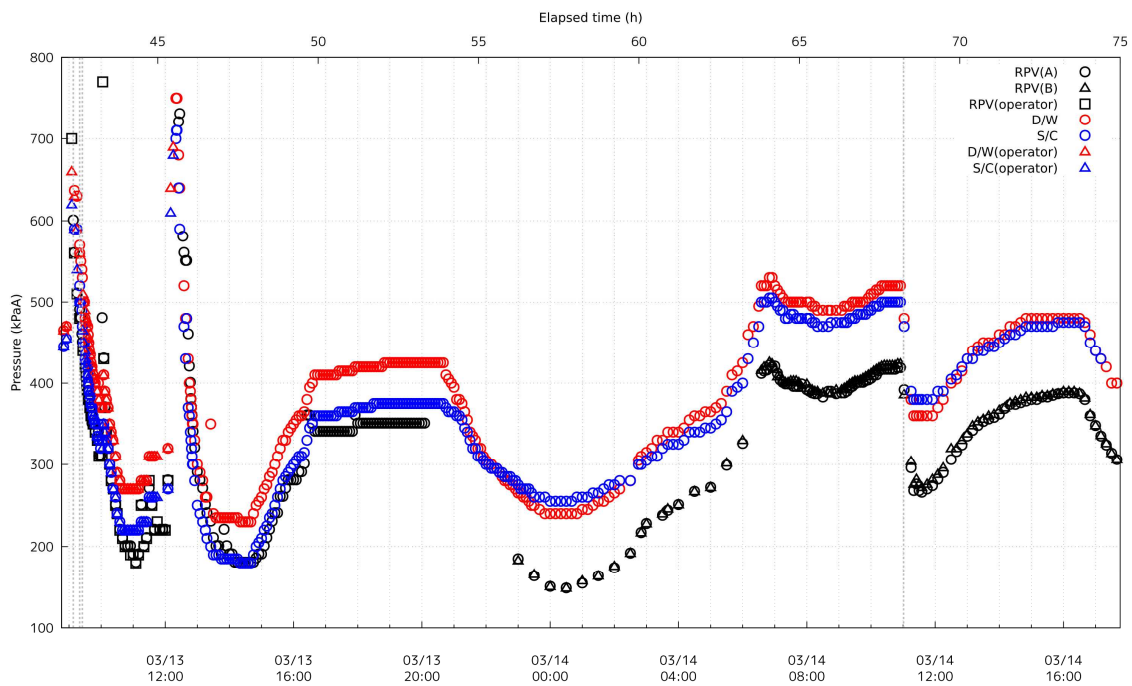


図 13 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値



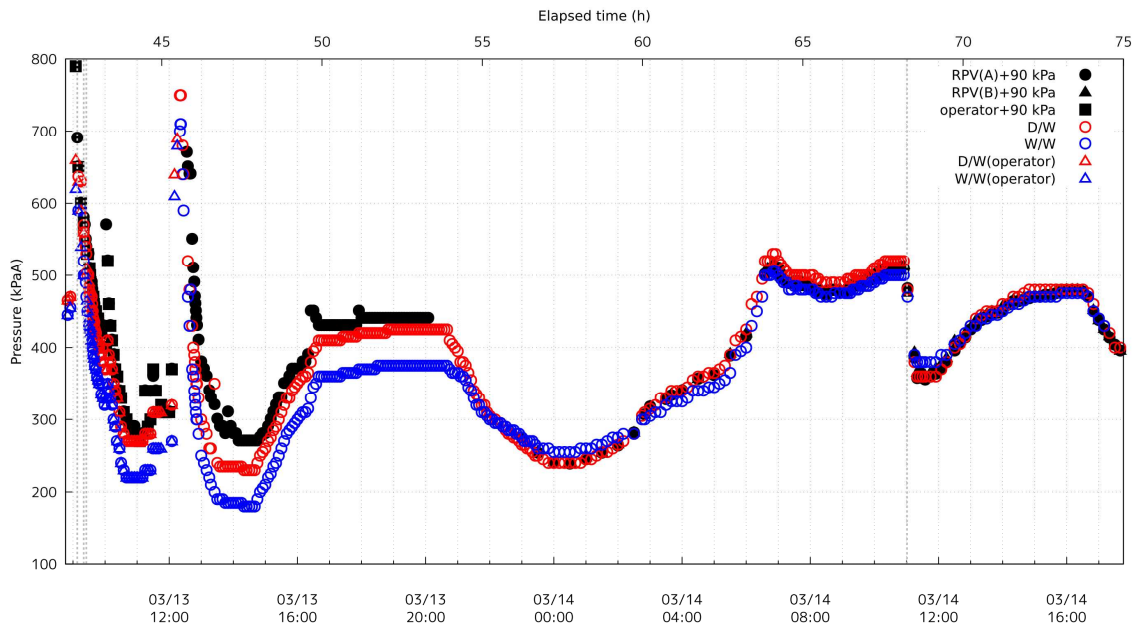


図 14 ベント実施後の原子炉圧力等の測定値（原子炉圧力を補正）

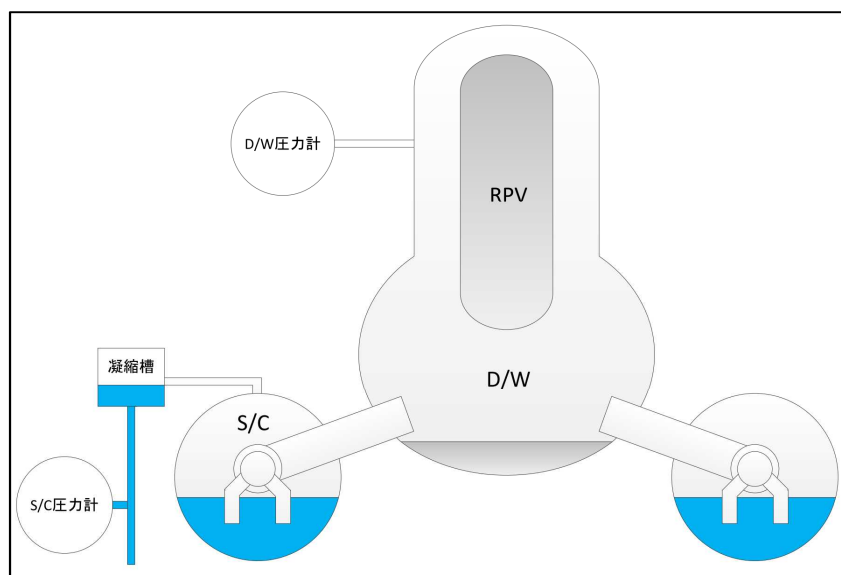


図 15 格納容器圧力の測定計器の系統図（概略） [1]

## 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] M. Pellegrini and M. Naitoh, "Three weeks analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON code: Contribution to the BSAF-2 project," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 366 , p. 110747, 2020.
- [3] I. Sato, "An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 56 , no. 5 , pp. 394-411, 2019.
- [4] 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.
- [5] L. Humphries, R. Cole, D. Louie, V. Figueroa and M. F. Y. a. H. Esmaili, "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual Version 2.1.6840 2015," Aug, 2015.
- [6] 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.
- [7] 西原, 岩元 , 須山, “福島第一原子力発電所の燃料組成評価,” 2012 年 9 月.
- [8] 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.
- [9] 東京電力, “3 号機 東北地方太平洋沖地震後の運転員採取データ (3 / 1 1 1 7 : 0 0 ~ 3 / 1 3 1 2 : 1 5 ) ,” . [オンライン]. Available: [https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past\\_data/accident\\_plantdata/pdf/160822\\_plantdata.pdf](https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/160822_plantdata.pdf). [アクセス日: 10 12 2020].
- [10] 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.

## Appendix (別添 19)

### 溶融炉心のドライウエルへの移行時期

3号機では別添19で示したように、3月13日9時頃に自動減圧系(ADS)が起動している。これにより、炉心が持つ崩壊熱は主にRPVからS/Cへ輸送されている。

格納容器内雰囲気モニタ系γ線線量検出器(CAMS)の測定が、3月14日4時10分から復旧している。図1にPCVの圧力とCAMSの測定結果を並べて示す。3月14日4時頃から同日6時30分頃までD/Wの線量が上昇しているのに対し、S/Cの線量はほぼ横ばいである。圧力バウンダリに大規模な漏えいが無く、ADSが開状態を維持していれば、RPVで燃料から放出されるFPは主としてS/Cへ移行することになるが、FPは主にD/W側へ放出されている。これは、別添20で示したように、既に压力容器下部ヘッドが損傷しているとする仮定と整合している。RPVに大規模な漏えいが発生していれば、燃料から放出されたFPがRPVからD/Wへ放出されるか、RPV外へ移行した溶融燃料から直接D/WへFPが放出され、D/Wの線量率が上昇したと考えられる。

図1の青線で示すように、消防ポンプによる注水は3月14日1時10分から3月14日3時20分まで停止されている[1]。しかし、注水が停止されている期間にPCV圧力が上昇している。3月14日1時頃からPCV圧力が上昇に転じているが、RPVへの注水が停止した時間とほぼ同一であり、RPV内での蒸気等の発生量が増加したとは考え難い。したがって、蒸気等の発生源はRPV以外に存在し、D/Wで蒸気等が発生しPCV圧力が上昇したと考えられるのが合理的である。別添20-1に示すようにD/W床面には一定の水位が形成されていたと考えられるため、RPV外部に移行した溶融燃料がD/W床面に形成された水面と接触することで蒸気等が発生したと推定される。

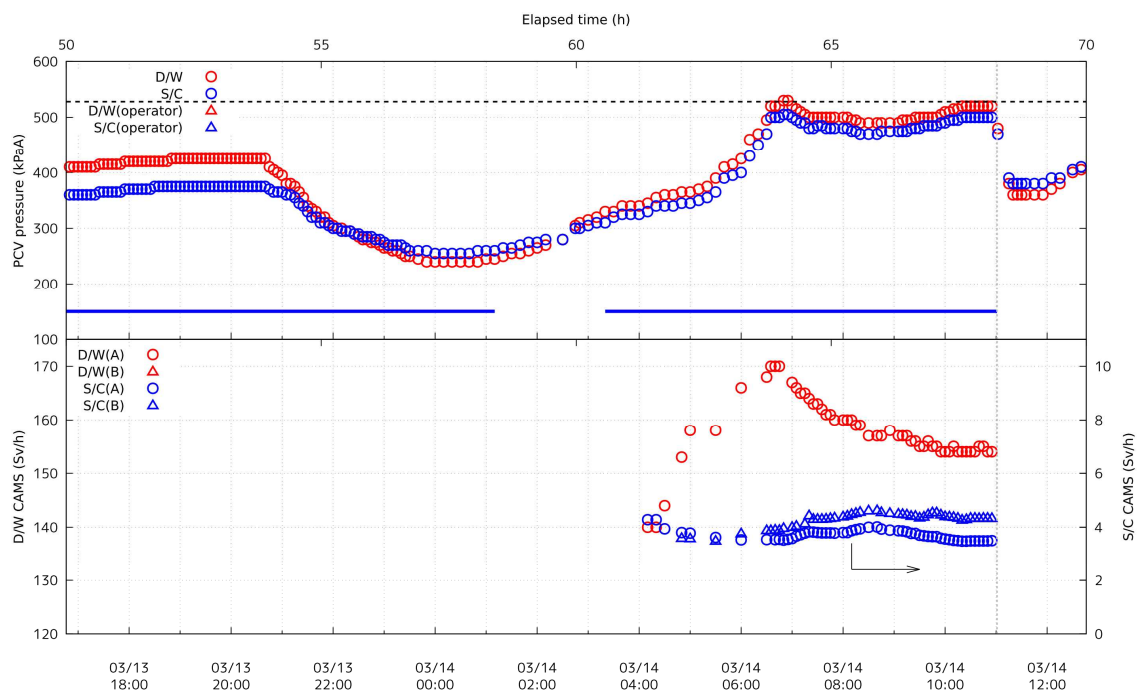


図 1 PCV 圧力及び CAMS の測定値  
 青横線は消防ポンプによる注水実施を示す

## 引用文献

- [1] 原子力災害対策本部, “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第 2 報),” 2011 年 9 月.