

福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する

未確認・未解明事項の
調査・検討結果のご報告
～ 第5回進捗報告 ～

2017年12月25日

東京電力ホールディングス株式会社

目次

■ 概要編

- | | |
|-------------------------------|------|
| 1. 福島第一原子力発電所事故の総括 | P. 3 |
| 2. 未確認・未解明事項の調査・検討の位置づけ | P. 4 |
| 3. これまでの経緯と第5回進捗報告の位置づけ | P. 5 |
| 4. 第5回進捗報告のポイント | P. 7 |
| 5. 未確認・未解明事項の調査・検討 国内外での議論の状況 | P. 8 |
| (参考) 進展メカニズムの理解に重要な課題 (10件) | P. 9 |

■ 各検討内容

- | | |
|---|--------|
| 1. 燃料デブリ分布の推定について | P. 1 1 |
| 2. 1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析 | P. 1 7 |
| 3. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討 | P. 2 9 |
| 4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における
原子炉水位の推定 | P. 3 6 |
| 5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した
割合の評価 | P. 4 4 |
| 6. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機
事故進展の推定 | P. 5 1 |

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第5回進捗報告

概要編

1. 福島第一原子力発電所事故の総括

当社は、これまでに、

福島原子力事故調査報告書

(福島原子力事故前後の状況について、事実関係を詳細に調査した結果を整理)

原子力安全改革プラン

(事故の技術面での原因分析に加え、事故の背景となった組織的な原因も分析)

の2つの報告書を取りまとめ、福島原子力事故を総括。

- ✓ 福島原子力事故の根本原因は解明
→ 柏崎刈羽原子力発電所：過酷事故に至らないための安全対策を実施
- ✓ 当社安全対策の新規制基準への適合性
→ 原子力規制委員会：審査会合において一つ一つ議論し確認

2. 未確認・未解明事項の調査・検討の位置づけ

事故の根本原因（解明済）

これまでの事故調査で、地震によって外部電源を断たれた状態で、津波によって広範な安全機能を失ったことで事故が発生し、さらに事故に対する備えが不十分だったことから事故進展を止められなかったことが明らかになっている。

（原子力規制庁の主催する事故分析検討会では、当社含めた各機関・組織が実施した事故調査の内容を検証した結果として、事故の主要因など、当社と同様の見解を示している。）

⇒**柏崎刈羽原子力発電所では、これを踏まえて安全対策を実施。**

事故調査報告書および
原子力安全改革プランが
カバーする範囲

二度と福島第一の原子力事故を
起こさないための取り組み

事故の詳細な進展メカニズム

一方、**事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未解明事項をさらに追究**することは、

- ・ **燃料デブリの状態等を推定し、廃炉に向けた知見を蓄積すること**
- ・ **世界各国で用いられている事故シミュレーションモデルに対し、その精度向上に資する知見を提供すること**
- ・ **原子力発電の安全技術を継続的に改善すること**

の観点から重要であり、事故の当事者としての責務である。

未確認・未解明事項の調査・
検討がカバーする範囲

現在の安全レベルで満足することなく
継続的に安全性を向上させるための
取り組み

本報告は、上記の観点から行った調査・検討結果をとりまとめたもの。

今回は、2013年12月、2014年8月、2015年5月、12月に続き、5回目の進捗報告。

3. これまでの経緯と第5回進捗報告の位置づけ

- ✓ 本取組みにおいては、事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未解明事項として52件の課題を抽出し、過去4回にわたって調査・検討の進捗を報告してきた。
 - ✓ 前回の第四回進捗報告をもって、優先課題と位置付けた「進展メカニズムの理解に重要な課題」10件の検討結果を報告済み。
-
- ✓ 本取組みにおいて、当社はこれまでも廃炉の進捗に伴い現場から取得される情報を有効に活用して検討を進めてきた。
 - ✓ 第四回進捗報告以降、2, 3号機ミュオン測定による原子炉圧力容器内燃料デブリ位置の調査や、1, 2, 3号機格納容器内部調査など、現場に近い情報が取得されるようになり、現在の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態に関する推定にも、注力できる状況になった。



- ✓ 国の進める炉内状況把握の活動※と2016年度から協働で、1～3号機における燃料デブリの分布を推定。
- ✓ 廃炉作業の進捗に伴って得られる、原子炉圧力容器内・格納容器内の直接的な現場情報を材料とし、現場と一体となって検討を実施。
- ✓ 引き続き、継続的な安全性向上の視点に基づき検討を実施。

※ 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）

3. これまでの検討経緯と第5回進捗報告の位置づけ

事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未説明事項を**52件抽出**

第四回進捗報告までに、進展メカニズムの理解に重要な課題10件を含む、30件の検討結果を報告

第5回以降の検討事項（22件）

進展メカニズム
の理解を助ける
課題
21件

現場情報に基づく
詳細な燃料デブリ
分布の推定
1件

第5回報告書
課題3件
追加検討2件

第5回報告書
燃料デブリ分布の推定
(国の事業と協働で実施)

自走式調査装置（1号機）



現場調査により
得られる情報



水中ROV（3号機）

画像提供：IRID

第5回進捗報告では、従来通り、検討を進めた内容について報告するとともに、国の進める炉内状況把握の活動の成果である燃料デブリ分布の推定を提示。

4. 第5回進捗報告のポイント

1. 燃料デブリ分布の推定について

当社は平成28年度から「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）」事業と協働で、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布を推定している。当該成果について提示する。

2. 1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析

1号機原子炉建屋は、事故に伴い発生した水素が格納容器ヘッドフランジを通じて建屋5階へ漏えいし、爆発に至ったと推定しているが、別のシナリオを指摘する声もある。そこで、水素が建屋5階に漏えいした場合と、建屋5階および4階に漏えいした場合を仮定した爆発の解析を行い、建屋の損傷状況と比較した。5階への漏えいを仮定したケースで建屋の損傷状況により近い結果が得られたことから、従来の推定はより確からしいと考える。

3. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討

これまでの調査から、非常用交流電源は津波が原因で喪失したと推定しているものの、依然として地震を原因とする指摘もある。そこで追加検討として、津波の浸入過程と非常用交流電源喪失の関係性を確認した結果、非常用電源設備への津波浸入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅くなる傾向が確認されたことから、津波が原因との推定がより確からしいものとなった。

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

2号機の水位計指示値は、事故の影響に伴い正確な原子炉水位を示さなくなったと考えられる。事故進展の把握に資する情報を得るため、炉心損傷、炉心溶融が進展した時期において、水位計の特徴を踏まえて指示値を分析し、実際の原子炉水位がどのように推移したのか、その範囲を推定した。

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

4号機が水素爆発に至ったメカニズムの理解に役立てるため、3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合を評価した。解析により、水素を大量に含むベントガスの約35%が4号機に流入する結果が得られ、この水素の流入が4号機原子炉建屋の爆発に繋がった可能性が高いことを改めて確認した。

6. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定

事故の過程における環境への放射性物質の放出挙動と、その原因となった事故進展シナリオは、全ての関連性が特定されているわけではない。放射性物質の放出に至る事故進展を把握するため、1号機に着目して空間線量率の変動状況を分析した。分析の結果得た事故進展シナリオは、従来の推定と整合することを確認した。

5. 未確認・未解明事項の調査・検討 国内外での議論の状況

日本原子力学会大会・国際会議

原子力学会、国際会議にて検討結果を発表。優れた講演論文を対象とする賞の受賞経験もあり。頂いたコメントや他の検討結果を参考に、継続的に検討を実施している。

＜至近の主な発表実績＞

日本原子力学会 平成28年春・秋、平成29年春・秋

第10回原子炉熱流動・運転・安全に関する国際会議(NUTHOS10, 2014)

東京大学国際シビアアクシデントワークショップ(2014)

第11回原子炉熱流動・運転・安全に関する国際会議(NUTHOS11, 2016)

第17回原子炉熱流動に関する国際会議(NURETH17, 2017)

原子力規制庁 事故分析検討会

事故分析検討会にて、津波の到達と全電源喪失との関連に関する検討結果を説明。報告書にも反映されている。同検討会による現場調査結果や解析結果も参考に、検討を進めている。

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事業

2016年度より、当該事業と協働で、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布など炉内・格納容器内の状態を推定している。

海外機関の協力含め国内外の叡智を結集し、「現場調査等で得られた様々な情報」、「事故時および事故後の測定データ」、「実験により得られた知見」および「事故進展解析の結果」等を、総合的に分析・評価することで、原子炉圧力容器内、格納容器内に分布すると想定される燃料デブリや核分裂生成物等の状況を推定。

OECD/NEA BSAFはこの活動の一環として実施している。

新潟県 技術委員会

福島第一事故の検証に関するディスカッションでは、知事や委員の皆様のご関心、ご質問に対する説明を実施。柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の検証に活かしている。

国内外での議論・意見を参考にしながら技術的検討を今後も実施

(参考) 進展メカニズムの理解に重要な課題 (10件)

	課題番号
第2回進捗報告で報告済み	3号機原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の停止原因について
	3号機-1
	3号機の高圧注水系(HPCI)運転状態と事故進展への影響評価
	3号機-5
第3回進捗報告で報告済み	2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について
	2号機-7
	消防車による原子炉注水量の推定精度向上
	共通-2
第4回進捗報告で報告済み	2号機の格納容器ベントの成否について (2号機ラブチャディスクの作動の有無について)
	2号機-9
	2011年3月20日前後の敷地内線量率上昇の原因調査
	共通-9
第4回進捗報告で報告済み	炉心損傷後の逃がし安全弁の作動に関する検討
	共通-1
	溶融燃料の炉心下部への移行挙動 (溶融炉心の下部プレナム落下挙動)
	共通-6
第4回進捗報告で報告済み	3号機圧力抑制プールの温度成層化について
	3号機-3
第4回進捗報告で報告済み	1号機建屋内における特定配管周辺の高線量汚染について (1号機原子炉補機冷却系 (RCW) 配管の高線量汚染の原因の特定)
	1号機-9

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第5回進捗報告

各検討内容

1. 燃料デブリ分布の推定について

本項目は、「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）」事業の成果を記載しています。

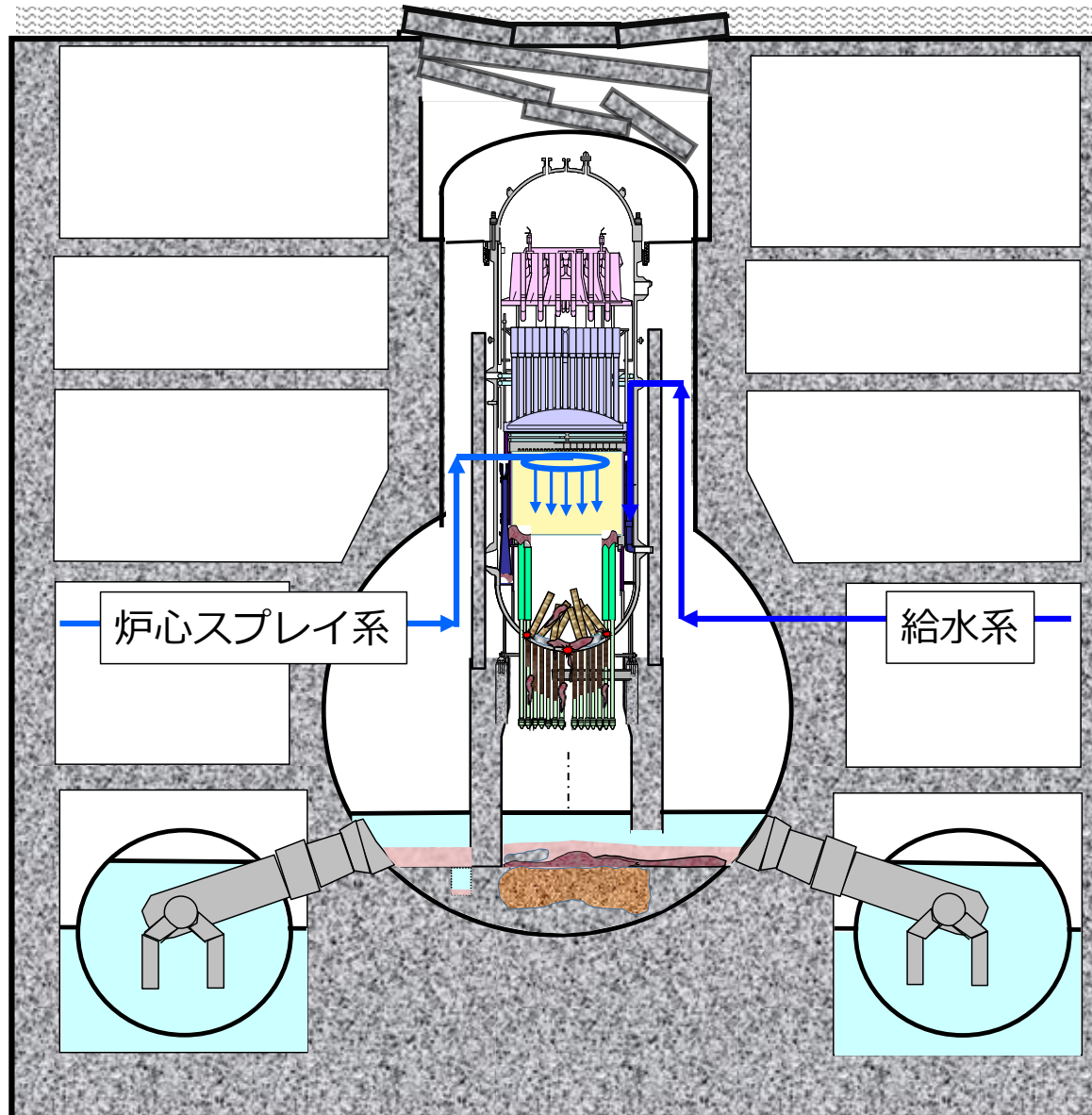
IRID **IAE**

概要

- 当社が取り組む「未確認・未解明事項の調査・検討」では、福島第一 1～3 号機における燃料デブリ分布の推定を、検討課題として設定している。そして、過去の進捗報告においては、各号機の事故進展および炉内・格納容器内の状態に関する分析結果とともに、燃料デブリのおおよその分布について提示している。
- そうした中、当社は平成28年度から、「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）」事業と協働で、福島第一 1～3 号機における燃料デブリの分布を推定しており、過去の「未確認・未解明事項の調査・検討」で示した事故進展に関する検討結果等も有効に活用している。
- 当該事業において、社外技術者と協力関係が出来たことから、幅広く意見を取り込んでいる。また、前回報告以降 2 年の間に現場調査（※）が進み、炉内・格納容器内の情報が多く入手できており、そうした情報を積極的に取り込むことで、燃料デブリ分布を更新している。
（※） 1～3号機格納容器内部調査、2,3号機ミュオン測定など

次ページより、総合的な炉内状況把握の高度化事業でまとめた、1～3号機の燃料デブリ分布の推定について掲載

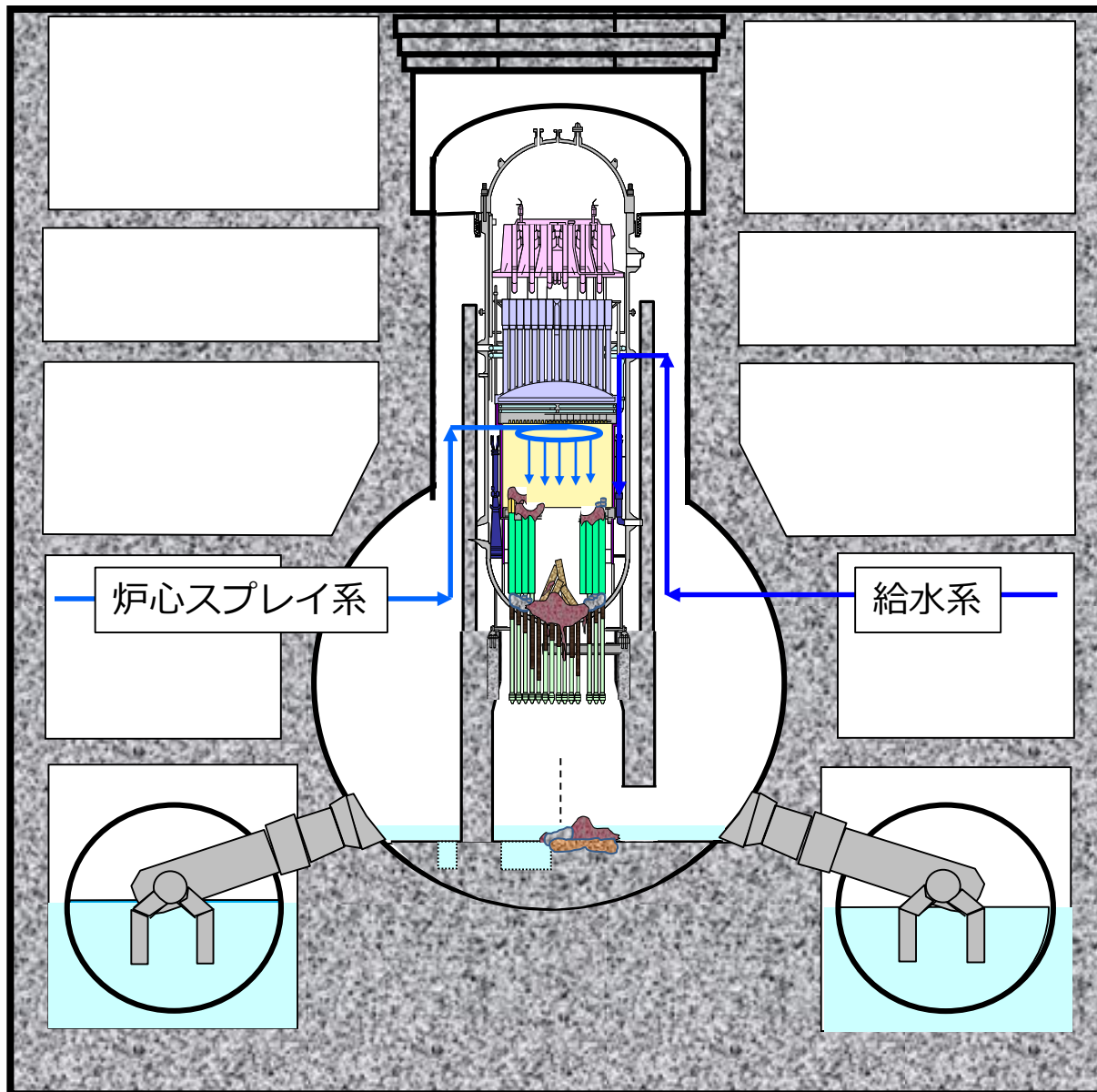
1号機 燃料デブリ分布の推定図



凡例

- 酸化物デブリ（多孔質）
- 粒子状デブリ
- コンクリート混合デブリ
- 健全CRGT
- 破損したCRGT
- 健全CRD
- CRD（内部にデブリ）
- 健全シュラウド
- 堆積物（材質不明）
- RPV破損口

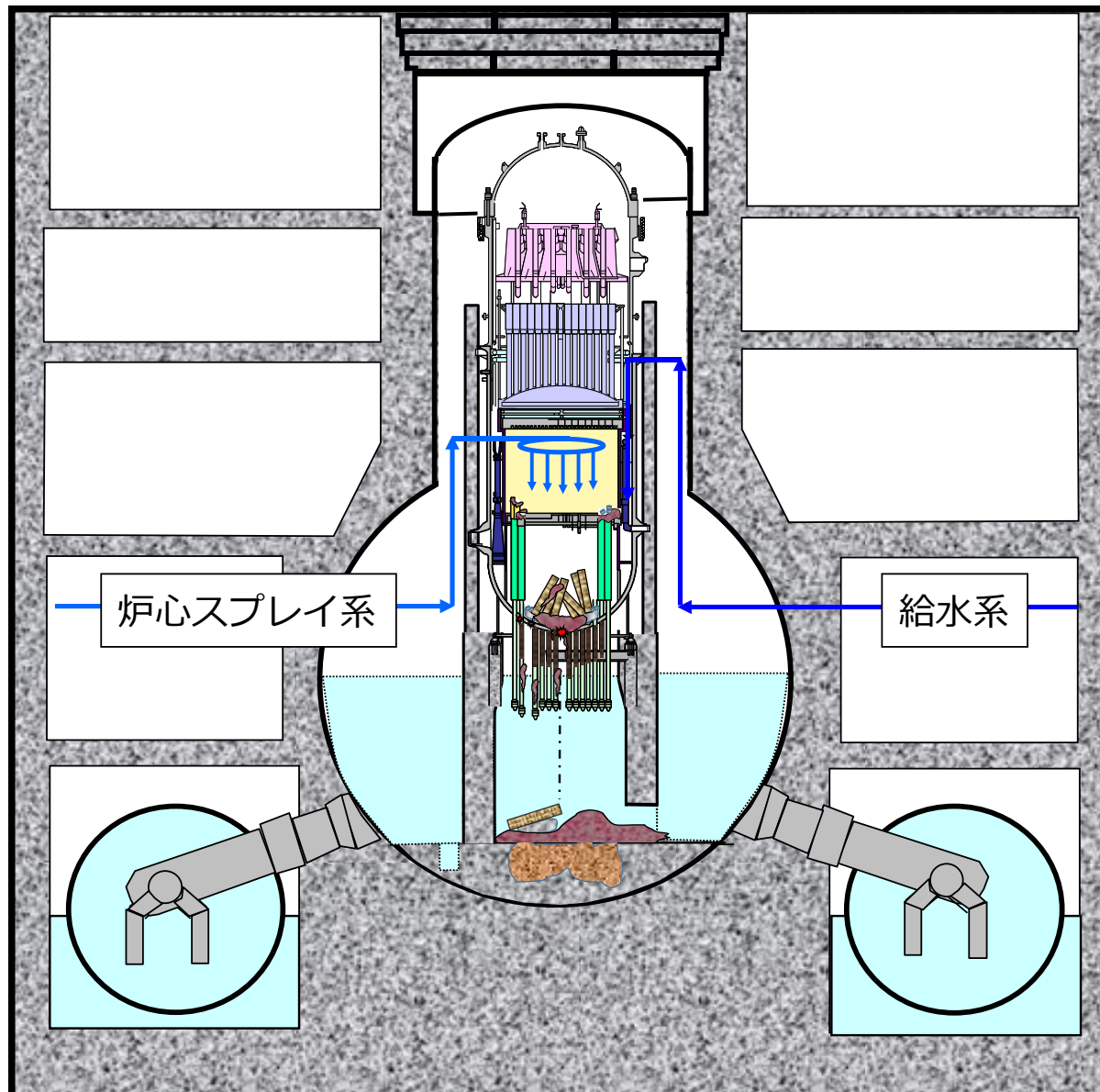
2号機 燃料デブリ分布の推定図



凡例

-  燃料棒
-  酸化物デブリ（多孔質）
-  粒子状デブリ
-  コンクリート混合デブリ
-  健全CRGT
-  破損したCRGT
-  健全CRD
-  CRD（内部にデブリ）
-  健全シュラウド
-  ペレット

3号機 燃料デブリ分布の推定図



凡例



燃料棒



酸化物デブリ（多孔質）



粒子状デブリ



コンクリート混合デブリ



健全CRGT



破損したCRGT



健全CRD



CRD（内部にデブリ）



健全シュラウド



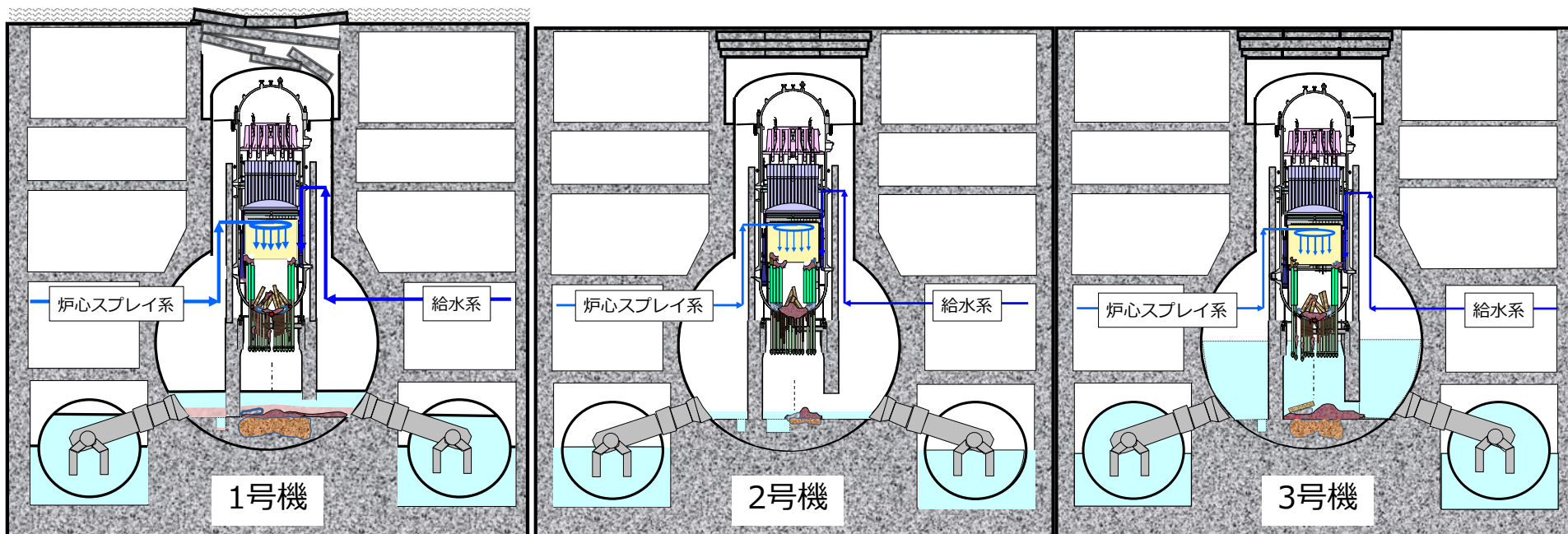
ペレット



RPV破損口

炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨	多い ∨	少ない ∧	0.3m	中間
3号機	少ない ∨ 少ない	少ない	ある程度	6m	満水



2. 1号機原子炉建屋で発生した 水素爆発の解析

概要

2011年3月12日に、1号機の原子炉建屋で水素爆発が発生した。建屋5階部分の線量率が比較的高いことなどから、原子炉内で発生した水素が格納容器トップヘッドフランジ部を通じて5階に漏えいし、爆発に至った可能性が高いと考えている。この推定をより確からしいものとするため、水素爆発にかかる追加検討を実施した。

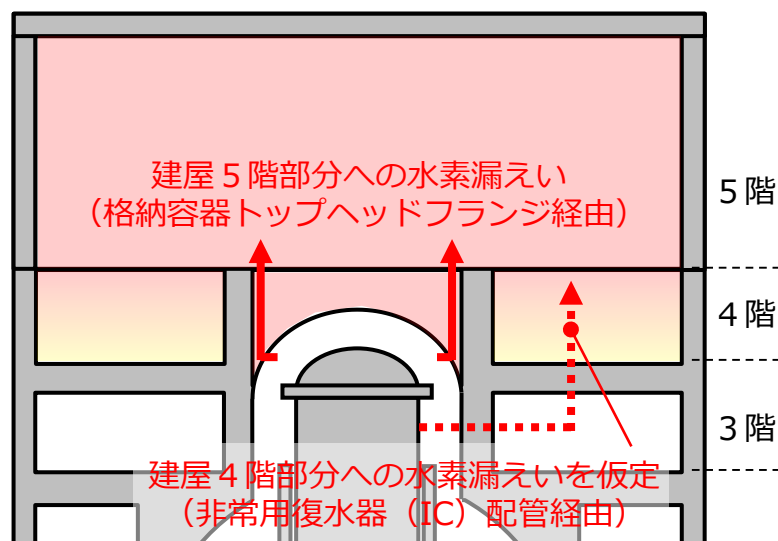


図 原子炉建屋への水素漏えい経路のイメージ

＜分析のアプローチ＞

- (1) 爆発に至るシナリオとして、5階のみに水素が漏えいした場合と、5階に加え、外部から指摘のあった4階への水素漏えいを仮定した場合を想定。
- (2) 水素が原子炉建屋内に広がっていき、最終的に爆発する様子を解析によって評価。
- (3) 解析結果の特徴を整理して、建屋の損傷状況との比較を行い、どちらのシナリオがより確からしいかを推定。

従来想定していた、建屋5階に水素が漏えいし爆発に至ったシナリオがより確からしいと推定。

- 5階からの漏えいのみを仮定したケースでは、建屋の損傷状況と矛盾しない結果が得られた。
- 5階からの漏えいに加えて、4階からの漏えいを仮定したケースでは、建屋の損傷状況の実態と異なる結果が得られた。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：格納容器漏えい防止対策／水素爆発防止対策

水素爆発解析とその特徴（概要）

2.1号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

水素爆発解析の流れ

漏えい位置の設定

水素分布解析

着火位置の設定

水素爆発解析

爆発の特徴の整理

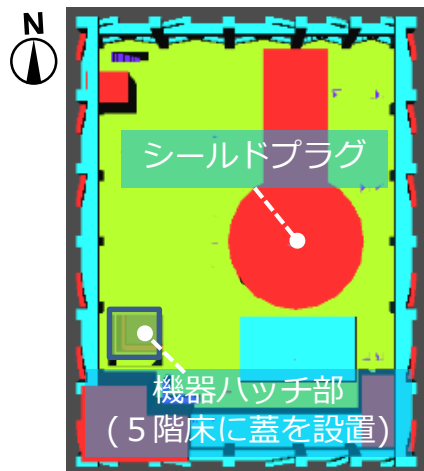


図1 建屋5階平面図



図2 建屋4階平面図

	ケース① 5階漏えいケース	ケース② 5階+4階漏えいケース
漏えい位置	5階シールドプラグ	5階シールドプラグ + 4階IC配管
漏えい水素量	134kg	154kg (ケース①+ 4階IC配管から 20kg)
着火位置	5階シールドプラグ	4階天井付近 (機器ハッチ蓋直下)
解析結果の 主な特徴	機器ハッチ※蓋破損後、 5階側壁が破損。主に 4階以上に爆風が発生	4階で圧力が急激に上昇。 5階、4階だけでなく、3 階、2階にも非常に強い爆 風が発生

※機器ハッチ：機器の運搬に使用される、原子炉建屋1階から5階まで貫通する穴。
事故時、5階部分には蓋がされていた。

水素爆発解析結果とその特徴（ケース①： 5階漏えいケース）（1/2）

2.1号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

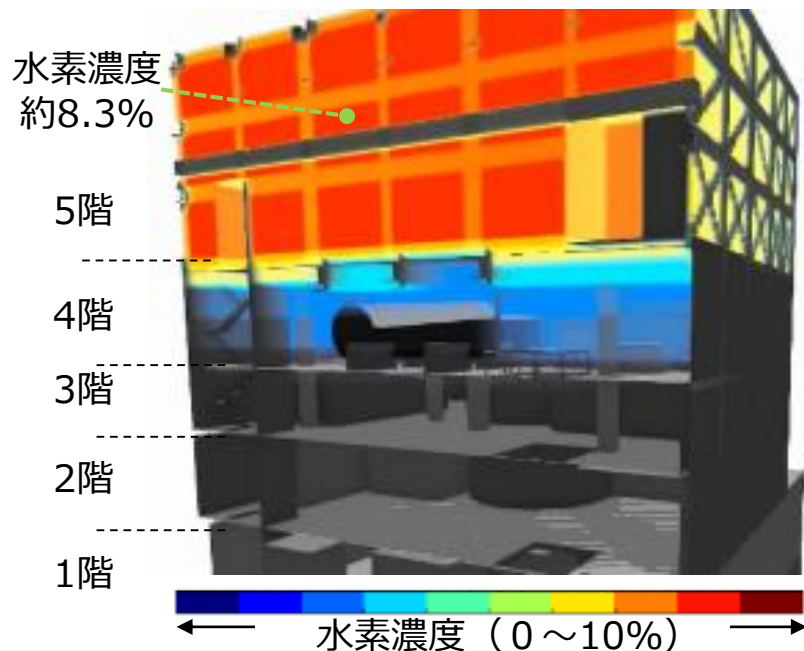


図1 爆発直前の水素濃度分布

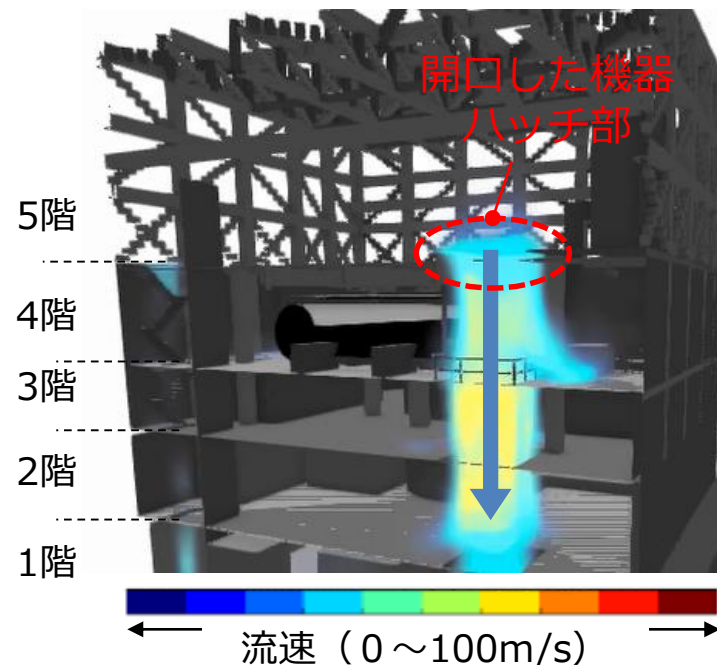


図2 爆風の速度分布（機器ハッチ蓋開口後）

- 主に5階部分に水素が分布する傾向。一部の水素は階段等を通じて5階から4階に回り込んでいるが、濃度は低い（図1）。
- 5階で燃焼が進展し、5階の圧力が上昇することにより機器ハッチ※の蓋が開口。
- 開口した機器ハッチ部を通じて、圧力差に応じて4階以下に下向きの爆風が発生。3階以下は機器ハッチ部から水平方向への爆風の流れ込みは小さい（図2）。

水素爆発解析結果とその特徴（ケース①： 5階漏えいケース）（2/2）

2.1号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

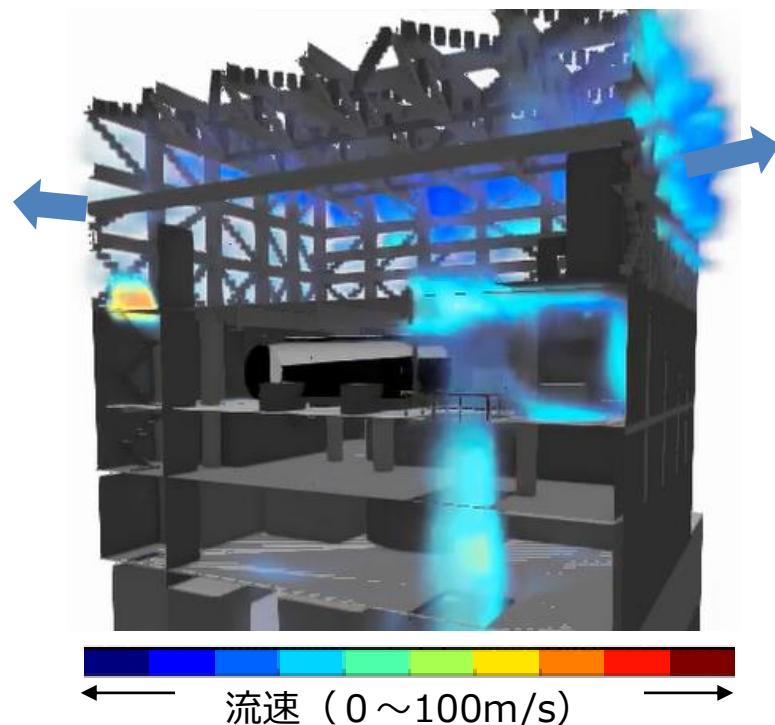


図1 爆風 velocity 分布
（5階側壁損傷時）

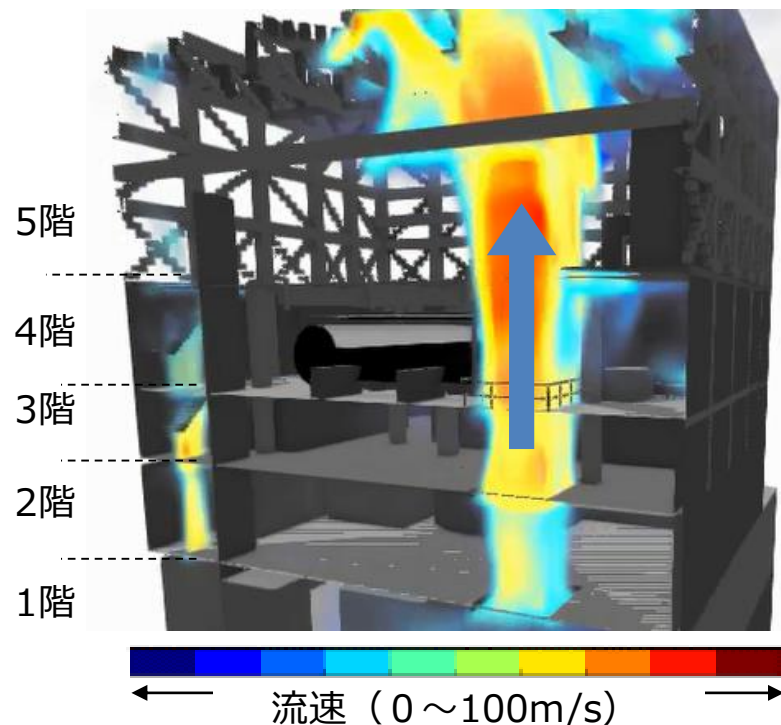


図2 爆風 velocity 分布
（5階側壁損傷の後）

- その後、さらに5階の圧力が上昇することで、最も耐力の低い5階側壁が破損し、横向き爆風が発生（図1）。
- 側壁破損後、5階の圧力が低下することで、相対的に4階以下の圧力が高くなり、機器ハッチを通じた上向きの流れが遅れて発生（図2）。

水素爆発解析結果とその特徴（ケース②： 5 階 + 4 階漏えいケース）（1/2）

2.1 号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

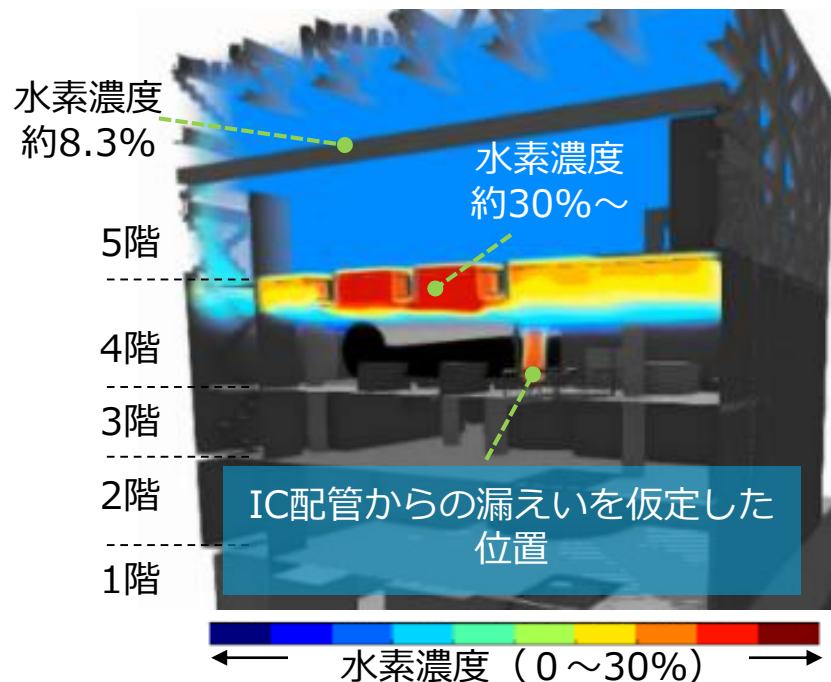


図1 爆発直前の水素濃度分布

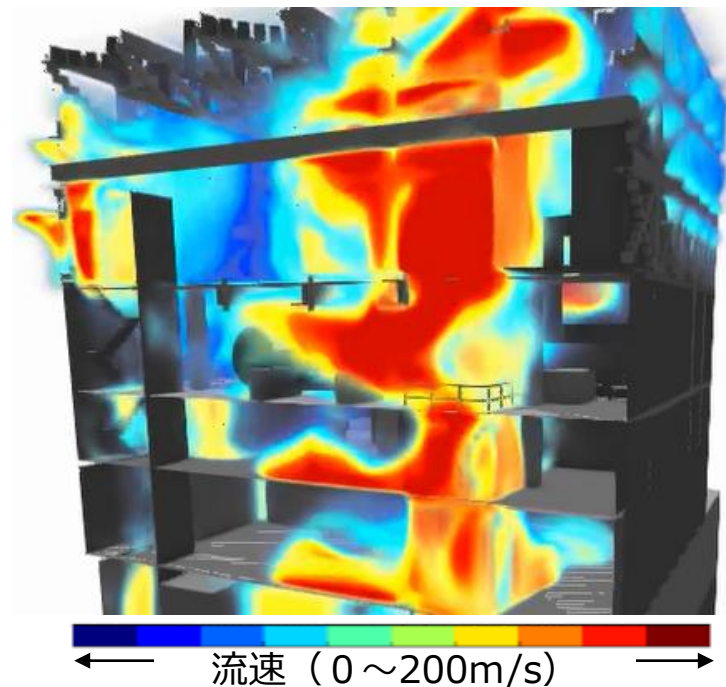


図2 爆風の速度分布（5 階側壁損傷時）

- 4 階の漏えい箇所近傍における天井付近の水素濃度が高くなる傾向。5 階の水素濃度分布は5 階漏えいケースと同様の傾向（図1）。
- 水素濃度が高い4 階西側で急激に燃焼が進展し、圧力が急激に上昇。これにより、ケース①に比べて爆風の速度が大きくなっている（図2）。

水素爆発解析結果とその特徴（ケース②： 5 階 + 4 階漏えいケース）（2/2）

2.1 号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

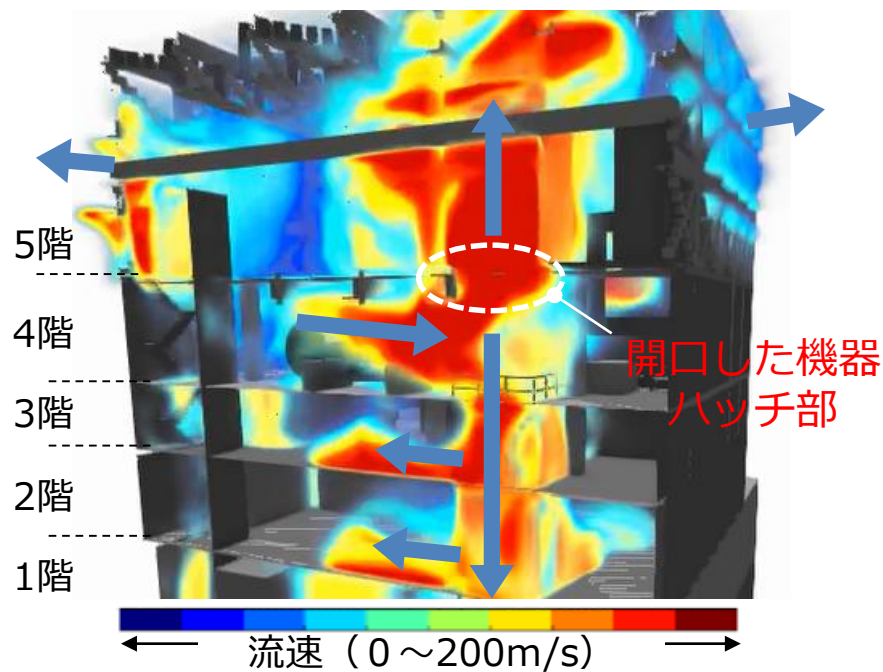


図 爆風 velocity 分布（5 階側壁損傷時）

- 5 階では、機器ハッチ蓋と 5 階側壁がほぼ同時に破損し、**横向きの流れと上向きの流れがほぼ同時に発生。**
- 着火点のある 4 階では、圧力が上昇した後、気体の逃げ道になる**機器ハッチの方向に向かう強い爆風が発生。**
- 3 階以下にも機器ハッチ部から水平方向に**強い爆風の流れ込みが発生。**

解析結果と損傷状況の比較（5階部分）

- 無人カメラの映像からは、5階側壁損傷時は横向き、遅れて高速の爆風が上向きに流れる様子が見られる。
- 解析では5階側壁損傷後、ケース①では横向きの流れに遅れて高速の上向きの流れが発生（映像と同じ傾向）。ケース②では横向きの流れと同時に上向きの流れが発生。

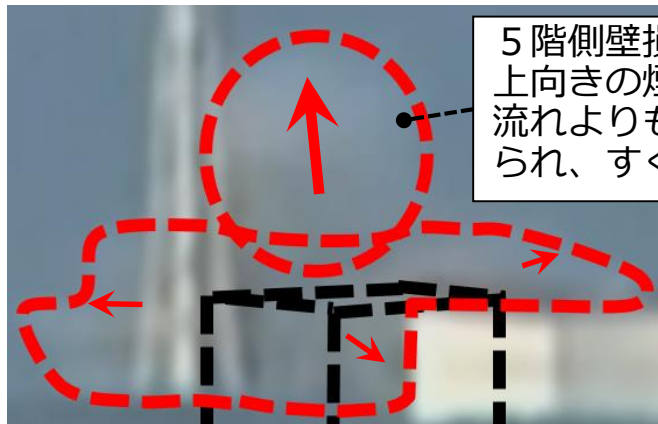


出典：福島中央テレビ 無人カメラ映像
5階側壁損傷時の煙の様子

煙の流れ方向
（水平方向）
煙の範囲
1号機原子炉
建屋位置



100m/s
流速
0m/s

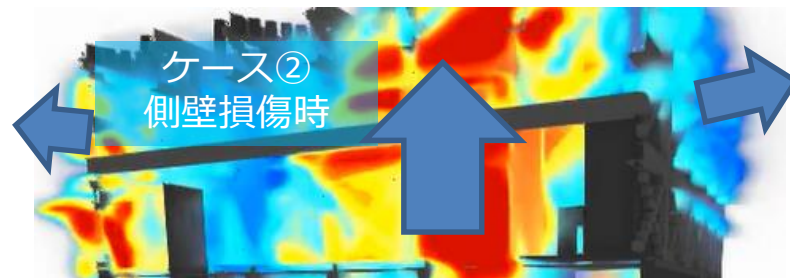


出典：福島中央テレビ 無人カメラ映像
5階側壁損傷後の煙の様子

5階側壁損傷に遅れて
上向きの煙（横向きの
流れよりも高速）が見
られ、すぐに消失。



100m/s
流速
0m/s

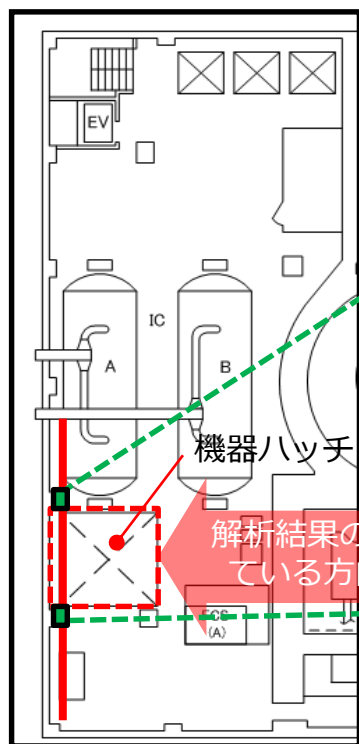


200m/s
流速
0m/s

5階漏えいケースで見られた側壁損傷後の上向きの流れを映像がとらえた可能性。

解析結果と損傷状況の比較（4階部分）

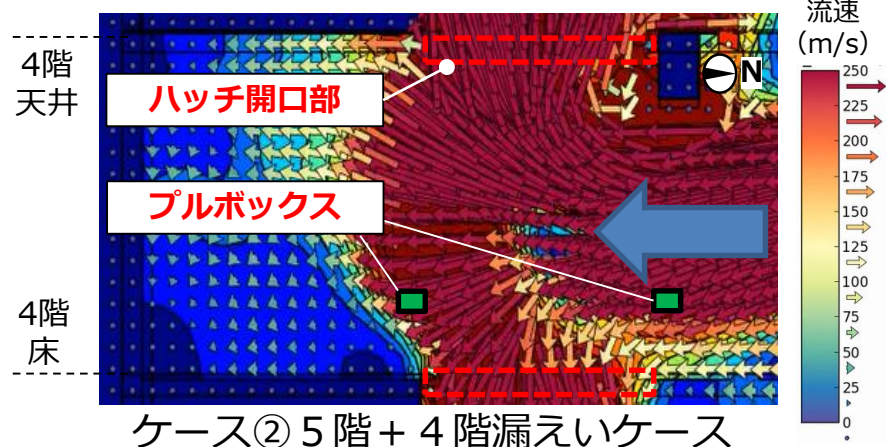
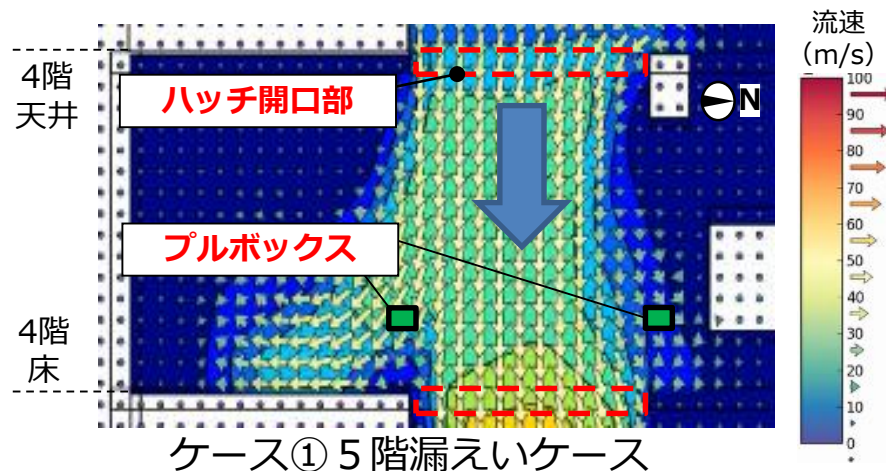
- 4階西側の機器ハッチ周辺のプルボックス（ケーブルの集約・分岐を行っている金属製の箱）を見ると、上から押しつぶされたような変形をしている。
- 解析では当該位置において、ケース①は下向きの爆風が発生（損傷状況と整合する傾向）。ケース②は横向きの強い爆風が発生。



4階西側の平面図



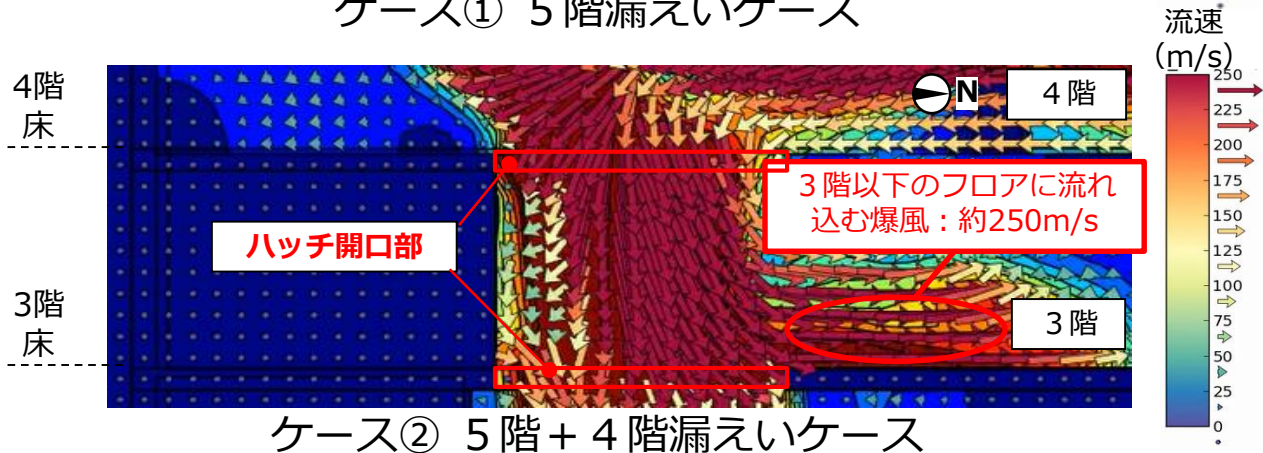
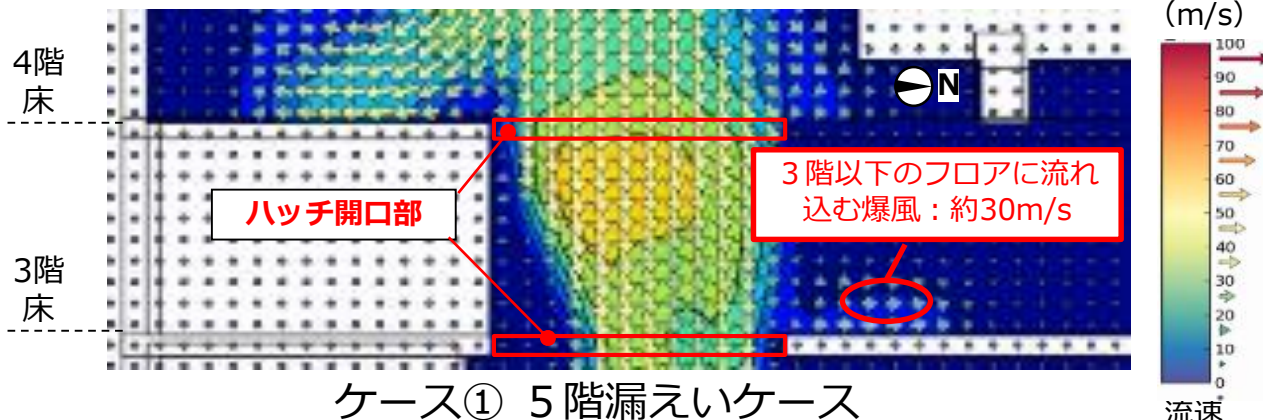
プルボックスの変形状況
（下向きに変形）



4階機器ハッチ周辺のプルボックスの変形の方法は、5階漏えいケースの爆風の向きと整合する傾向。5階+4階漏えいケースは爆風の向きが異なる。

解析結果と損傷状況の比較（3階部分）

- 3階以下の損傷状況は4階に比べて軽微であり、強い爆風を受けた形跡は見られない。
- 解析における3階以下のフロアに流れ込む爆風の最大速度は、ケース①は比較的小さいのに対し、ケース②では非常に大きくなっている。



3階以下の損傷は軽微であり、流れ込む爆風の速度の観点では5階漏えいケースと整合する傾向。5階 + 4階漏えいケースは爆風が強すぎる傾向が見られる。

解析結果と損傷状況の比較（まとめ）

階層	比較した損傷状況※	解析結果と損傷状況の整合性	
		ケース① 5階漏えいケース	ケース② 5階＋4階漏えいケース
5階	無人カメラの映像からは、5階側壁損傷時は横向き、遅れて高速の爆風が上向きに流れる様子が見られる	横向きの流れに遅れて高速の上向きの流れが発生	横向きの流れと同時に上向きの流れが発生 (実態と異なる傾向)
4階	機器ハッチ周辺のプルボックスは、上から押しつぶされたように変形	当該位置において下向きの爆風が発生	当該位置において横向きの強い爆風が発生 (実態と異なる傾向)
3階以下	3階以下の損傷状況からは、強い爆風を受けた形跡は見られない	3階以下に水平方向に流れ込む爆風の速度は比較的小さい	3階以下に水平方向に流れ込む爆風の速度は非常に大きい (実態と異なる傾向)

※表に示している以外の損傷状況についても、解析結果との比較を行い、ケース①の解析結果が損傷状況と矛盾しないことを別途確認している。

従来想定していた、建屋5階に水素が漏えいしたシナリオがより確からしいと推定。

- 格納容器トップヘッドフランジ部からの漏えいがあった可能性が改めて示唆された。
⇒格納容器からの漏えいを防止する対策が必要。
- また、万一漏えいがあった場合にも、局所的な水素の滞留も含め、原子炉建屋内の水素濃度を十分に低く保ち、水素爆発を防止する対策が必要。

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

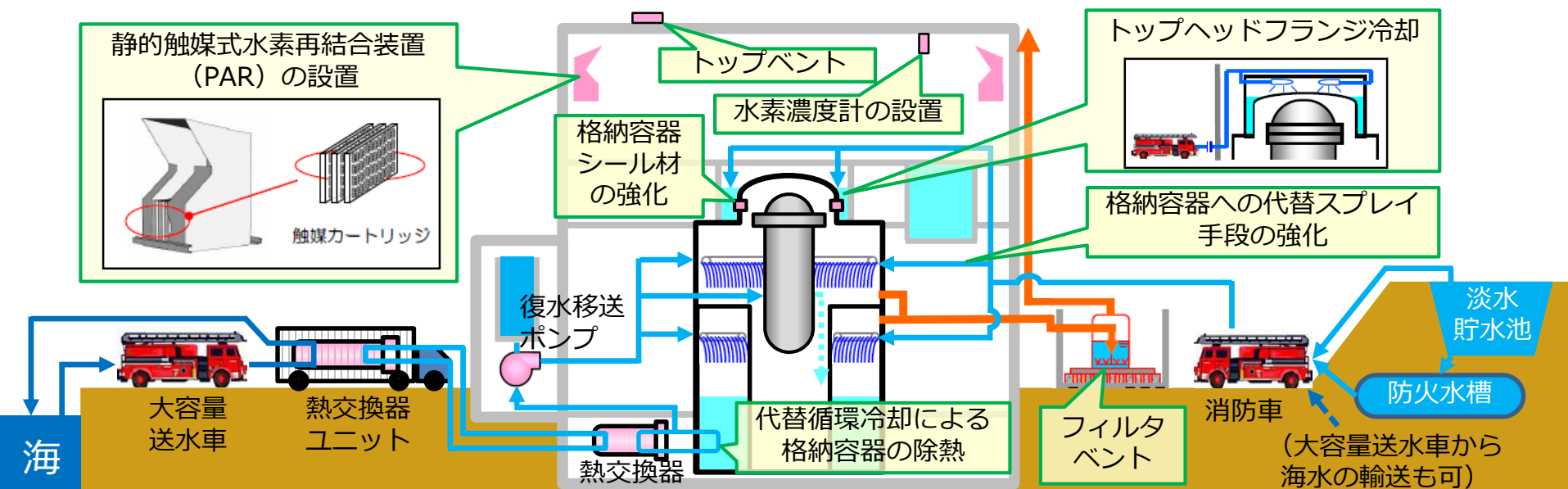
2.1号機原子炉建屋で発生した
水素爆発の解析

格納容器漏えい防止対策

- 格納容器自体の過温・過圧破損を防止するため、格納容器シール材の強化、トップヘッドフランジ冷却、格納容器への代替スプレイ手段の強化、代替循環冷却、フィルタベント等の対策を講じる。
- なお、格納容器を貫通する配管は、事故時には隔離弁により自動的に隔離される設計となっている。

水素爆発防止対策

- 万一水素が建屋に漏えいした場合にも速やかに検知できるよう、漏えいを想定しうる箇所（格納容器トップヘッドの先の建屋最上階、機器ハッチ・エアロックのある小部屋）に水素濃度計を設置。建屋最上階で水素濃度が制限値を超えた場合はフィルタベントによって格納容器を減圧し、建屋への更なる水素漏えいを抑制する対策を講じる。
- 水素濃度を十分に低く保つため、建屋最上階への静的触媒式水素再結合装置（PAR）の設置、トップベントによる建屋からの水素の排出等の対策を講じている。なお、機器ハッチ・エアロックから水素が漏えいした場合も、水素は換気ダクト等を通じて建屋最上階へ導かれるため、水素濃度が可燃限界に至ることはないと評価している。



3. 津波による非常用交流電源喪失 についての追加検討

海水系ポンプ

南防波堤
高さ O.P. +5.5m

北防波堤
高さ O.P. +5.5m

高さ O.P. +10m

敷地高さ O.P. +4m

敷地高さ O.P. +4m

東波除堤高さ O.P. +5m

敷地高さ O.P. +4m

敷地高さ O.P. +13m

敷地高さ O.P. +13m

敷地高さ O.P. +10m

敷地高さ O.P. +10m

4号機

1号機

2号機

3号機

共用プール建屋

津波の最大波は敷地全体に大きな時間差なく到達したと想定

基準位置0m
✓ 1-4号機海側道路
✓ OP +10m

➔浸水時刻は各設備までの津波侵入の経路長に相関があると考えられることから、各設備の設置位置（経路長）と機能喪失時刻の関係性を確認した。

TEPCO 30

各設備までの津波の主な推定浸入経路と機能喪失時刻の設定

3. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討

設備までの経路長：1-4号機海側道路の位置・高さを基準に、各設備までの経路長を図面より計測

✓ 建屋内の津波の浸入過程を考慮するため、

基準からの直線距離ではなく、推定した津波の浸入経路の長さを、経路長として評価

機能喪失時刻：アラームタイプ等の記録より抽出

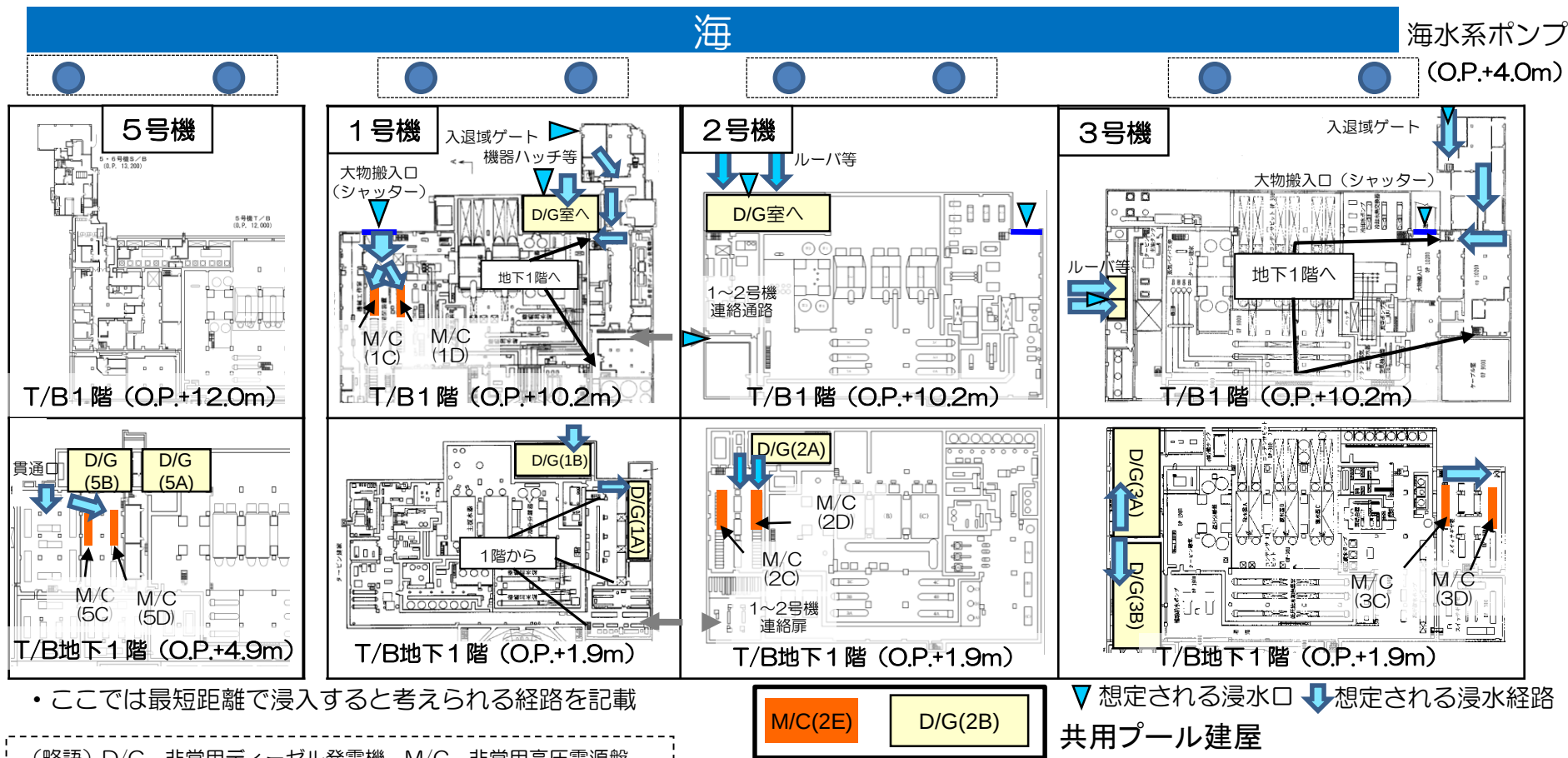


図 各号機の主な推定浸入経路

(参考) 各設備までの津波の主な 推定浸入経路のイメージ

3. 津波による非常用交流電源喪失
についての追加検討

＜経路長の例＞ 3号機M/C3C,3D

(赤い矢印に沿って、機器まで最短となる経路長を算出)

←山側

海側→

コントロール建屋*

1 階

半地下階

地下 1 階

基準位置から想定する建屋
浸入口までの距離を加算

入退ゲート

M/C3C

1 階から地下 1 階までの
落差も加算

M/C3D

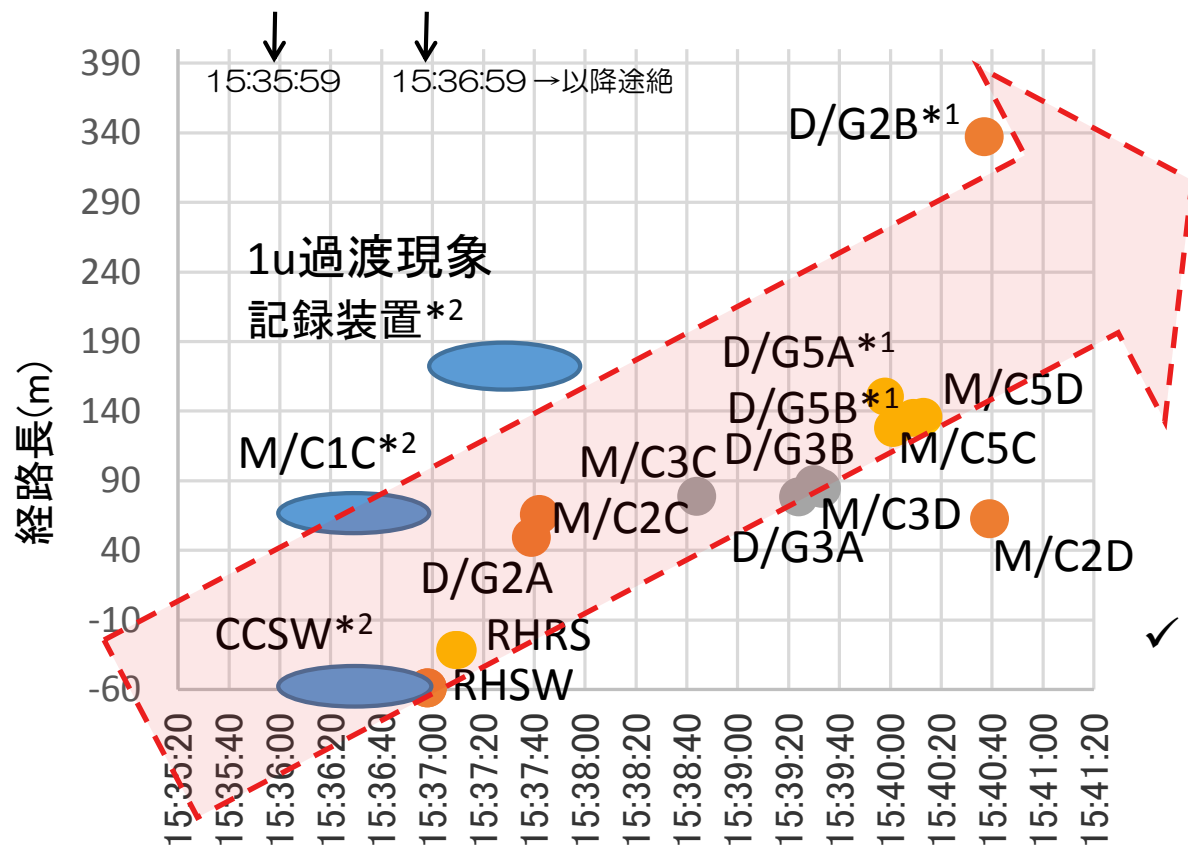
図 3号機M/C3C,3Dへの津波の主な推定浸入経路

*図は、3号機M/C3C,3Dに津波が至る経路として、タービン建屋に併設しているコントロール建屋部分のみを示している

検討結果＜各設備の位置（経路長）と機能喪失時刻の関係＞

3. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討

1号機過渡現象記録装置のデータ



1, 2, 3, 5号機のプロット

- 1号機設備
- 2号機設備
- 3号機設備
- 5号機設備

*1 浸水痕が確認されなかった機器
 *2 M/C1C、CCSW、1号機過渡現象記録装置は1号機過渡現象記録装置のデータが1分周期のため、プロットで示した時間幅の中で機能喪失したものと整理

✓ 非常用電源設備への津波浸入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅くなる傾向



図 各設備の位置（経路長）と機能喪失時刻の関係

津波が原因で各電源設備が機能喪失したとの推定がより確からしいものとなった。

（略語）D/G 非常用ディーゼル発電機、M/C 非常用高圧電源盤

（略語）CCSW 格納容器スプレイ海水系
 RHSW 残留熱除去海水系
 RHRS 残留熱除去海水系

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策 について（津波対策）

3. 津波による非常用交流電源喪失
についての追加検討

● 事故の発生防止策として、津波対策を実施

- ① 津波の流入防止（敷地高さ> 津波の最大遡上高さ）
- ② 津波の建屋内への流入防止（取水槽閉止板）
- ③ 重要機器設置エリアの止水対策（水密扉、貫通部止水処置 等）
- ④ 引き波時の海水確保（海水貯留堰）
- ⑤ 可搬型設備を高台に保管
- ⑥ 津波監視カメラの設置 など

柏崎刈羽原子力発電所
6、7号機の例

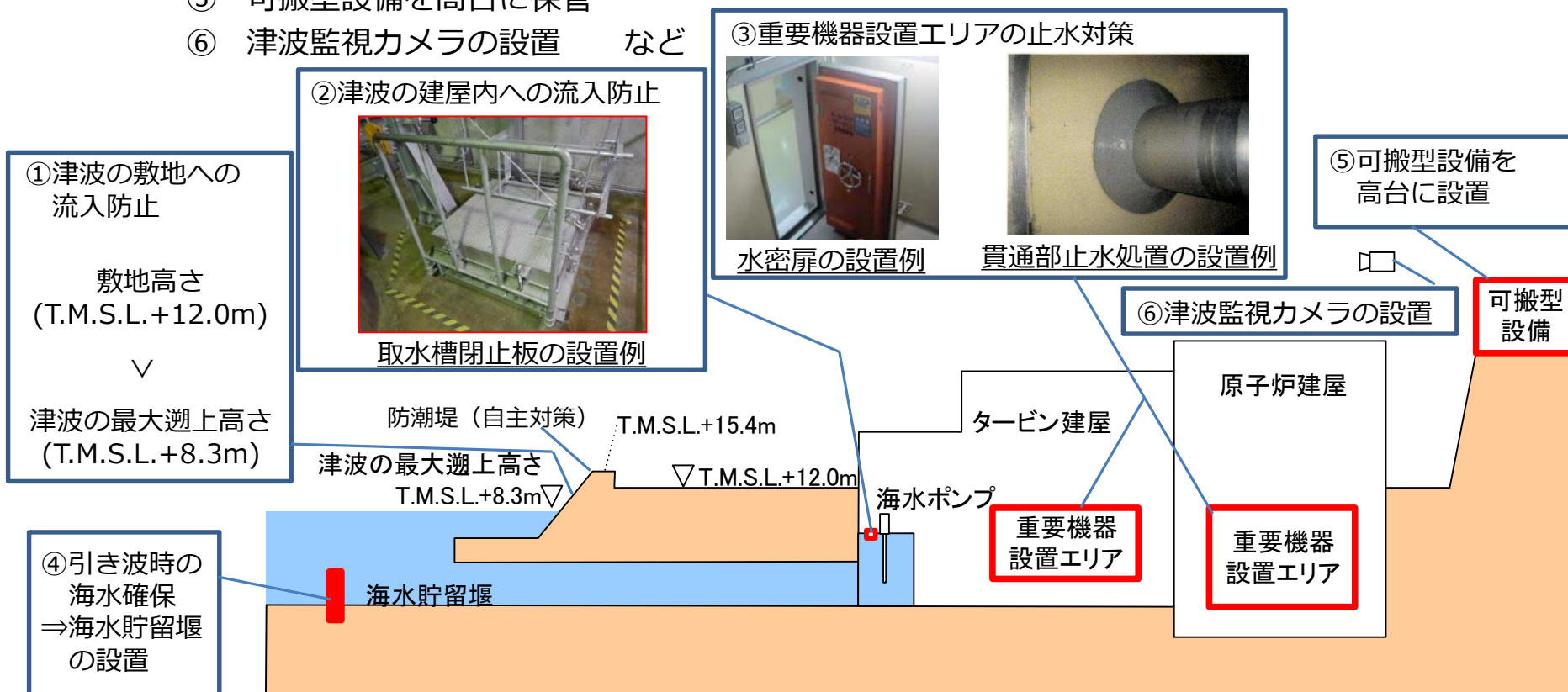


図 柏崎刈羽原子力発電所 6，7号機の津波対策イメージ

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策 について（電源確保）

3. 津波による非常用交流電源喪失
についての追加検討

- 事故後の炉心損傷防止対策として、電源供給手段を強化
 - 空冷式ガスタービン発電機車、配電盤等電源設備、電源車を高台に配備
 - 予備バッテリーの配備、直流電源設備を原子炉建屋の高所に増設



空冷式ガスタービン発電機車



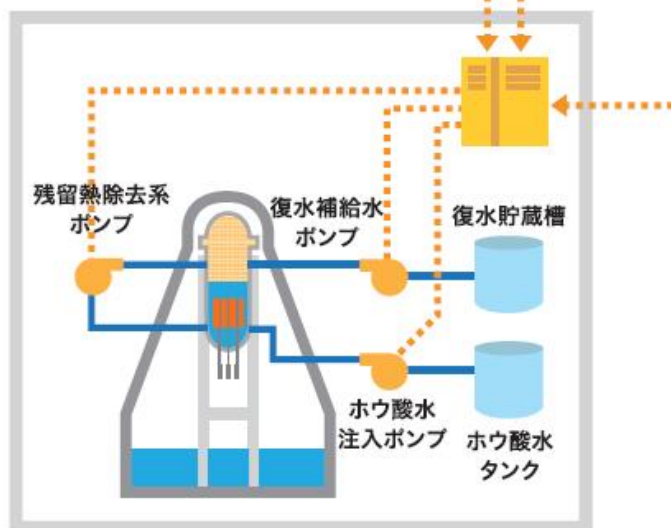
高台電源設備



電源車の接続訓練の様子



直流電源設備
（原子炉建屋の高所に設置）



電源車の配備状況

図 柏崎刈羽原子力発電所の電源確保策の概要

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した 時期における原子炉水位の推定

概要

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

事故進展の把握において原子炉水位は重要な情報である。事故により原子炉内・格納容器内が高温となる過程で、水位計の指示値は正確な値を示さなくなった可能性があるが、水位計の特徴を踏まえて指示値を分析することで、実際の原子炉水位の状況を推定することが可能である。本検討では、これまでも着目してきた2号機で炉心損傷・炉心溶融が進展した時期（2011/3/14夜）における水位計指示値について、実際に原子炉水位がどのように推移したかを推定した。

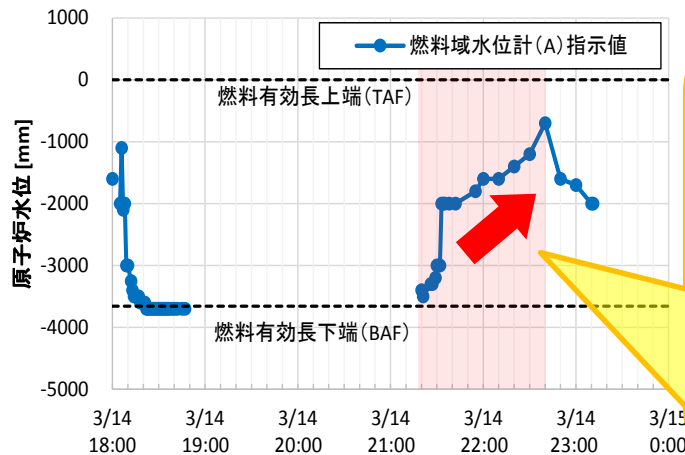


図 2号機の水水位計指示値

観測された水位計指示値の上昇は何を意味しているか？

- この時間帯は消防車による注水があったため、実際に水位が上昇した可能性がある。
- ただし、水位計の特性から、水位が上昇しなくても指示値が上昇した可能性もある。

＜分析のアプローチ＞

- (1) 水位・圧力の実測値をもとに実際の原子炉水位の変動に関するシナリオの推定
- (2) 推定した水位変動シナリオを前提に、原子炉圧力に応じた注水量等を変化させて、想定される原子炉水位の範囲を評価

3/14 18:00～22:40頃（炉心損傷、炉心溶融が進展した時期に相当）の原子炉水位の範囲を推定した。※

- 燃料域水位計の指示値は原子炉水位を実水位よりも高く表示していたと推定。
- 消防車注水は行われていたものの、原子炉水位は炉心を水で満たすほどには回復していなかったと推定。

※ 1号機は過去に検討。3号機は今回一部検討し、上記と同様の結論を得た。

～柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況～

- 原子炉へ十分な量の注水を実行するための対策（減圧維持機能の強化・注水手段の多様化）
- 原子炉水位を適切に把握するための対策（基準面器への温度計の設置・水位不明時の水位推定手法の整備）

燃料域水位計の構造について

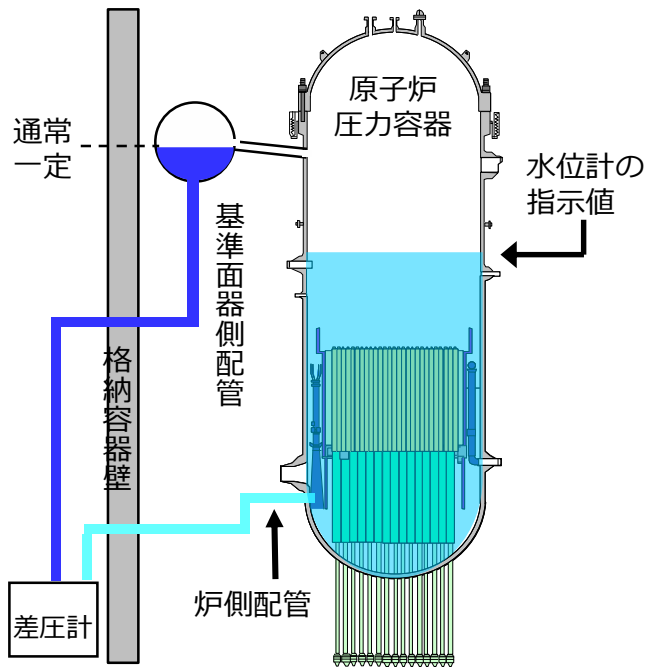


図1 水位計の構造

- 原子炉水位は、基準面器側配管と、炉側配管の水頭圧の差から算出している（図1）。
- 通常、基準面器側の水位は常に一定に保たれている。原子炉水位の変化を、炉側配管の水頭圧の変化により検出する（図1）。

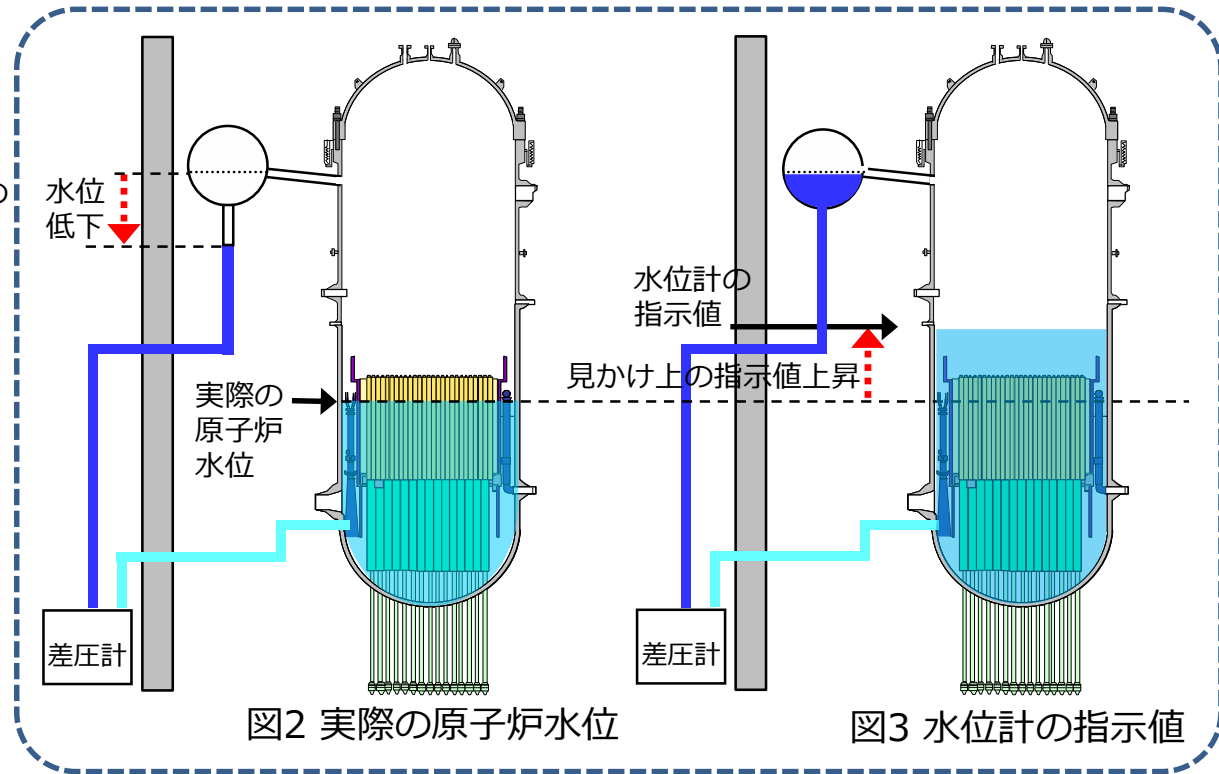


図2 実際の原子炉水位

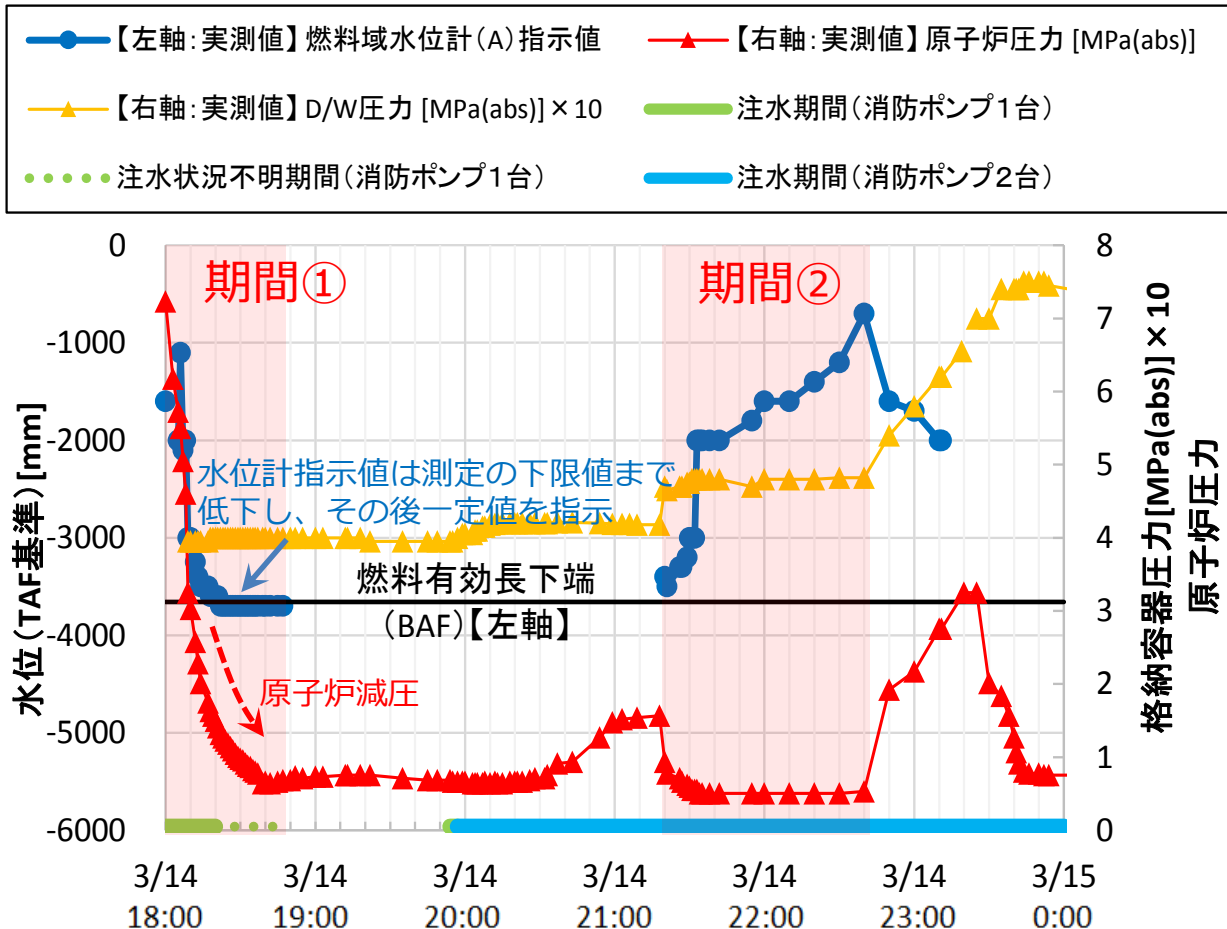
図3 水位計の指示値

- 福島第一原子力発電所事故のように、炉心損傷・炉心溶融が進展し、原子炉内・格納容器内が高温となるような過酷な条件では、本来一定であるはずの基準面器側配管内の水が蒸発し、配管内の水位が低下する（図2）。
- その結果、原子炉水位を正しく計ることができなくなる。（基準面器側配管内の水が蒸発すると、原子炉水位を高めに見積もることになる）（図3）

実測値に基づく原子炉水位変動 シナリオの推定 (1/2)

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

RCICの停止に伴って水位が低下し、原子炉を減圧して低圧注水へと移行した期間のうち、水位計の指示値が低下した期間①と、上昇した期間②に着目。



期間①：水位計指示値の低下

・水位計の指示値は測定の下限值（TAF-3700 mm）まで低下し、その後一定値を示している

（⇒推定される状況）

・この急速減圧によって、減圧沸騰が起こり、3割程度の炉水が蒸発したと評価。
・減圧前の燃料域水位計の指示値から原子炉水位を見積もると、減圧沸騰によって、実際の原子炉水位は指示値よりもさらに低い位置まで低下していたと推定。

実測値に基づく原子炉水位変動シナリオの推定 (2/2)

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

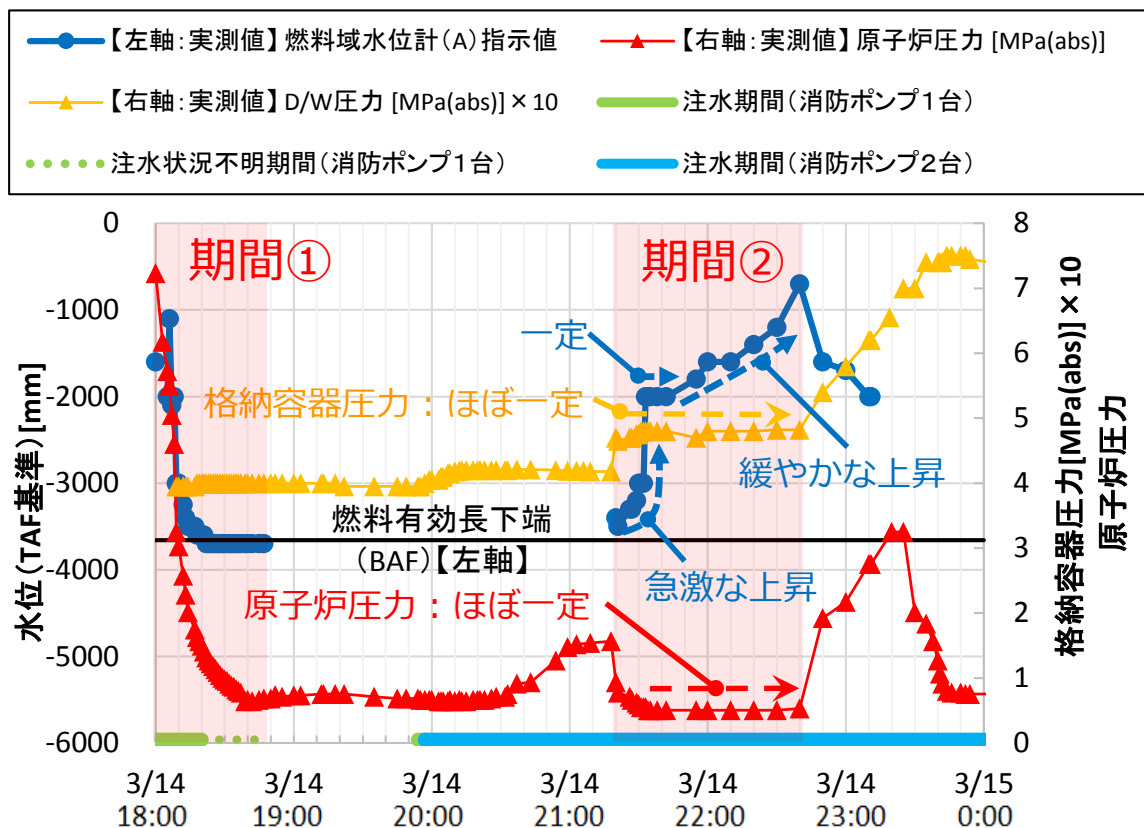
期間②：水位計指示値の上昇

- ・水位計指示値は急激に上昇した直後に一定値を示し、その後緩やかに上昇
- ・原子炉、格納容器の圧力はほぼ一定
(⇒推定される状況)

・原子炉圧力が低下することで注水量は増えるが、期間②において水位の上昇速度が急変するような圧力挙動は見られない。したがって、指示値の急激な上昇には、基準面器側配管の水の蒸発が寄与しているものと推定。

・原子炉、格納容器圧力がほぼ一定であり、格納容器内の温度が大きく上昇している様子は見られないことから、その後の指示値の緩やかな上昇は、基準面器側配管の水の蒸発ではなく、注水による原子炉水位の上昇をとらえたものと推定。

・高温となった燃料に水が接触した場合に想定される、水蒸気や水素の発生による圧力上昇が見られないことから、この期間に水位は燃料部（BAF：燃料有効長下端）までは回復していないと推定。



～実測値に基づき推定した原子炉水位変動シナリオ～

- ・ 期間①では原子炉減圧によって原子炉水位はBAF以下まで低下した
- ・ 期間②中には原子炉水位は注水により回復しつつもBAFまでは回復していなかった

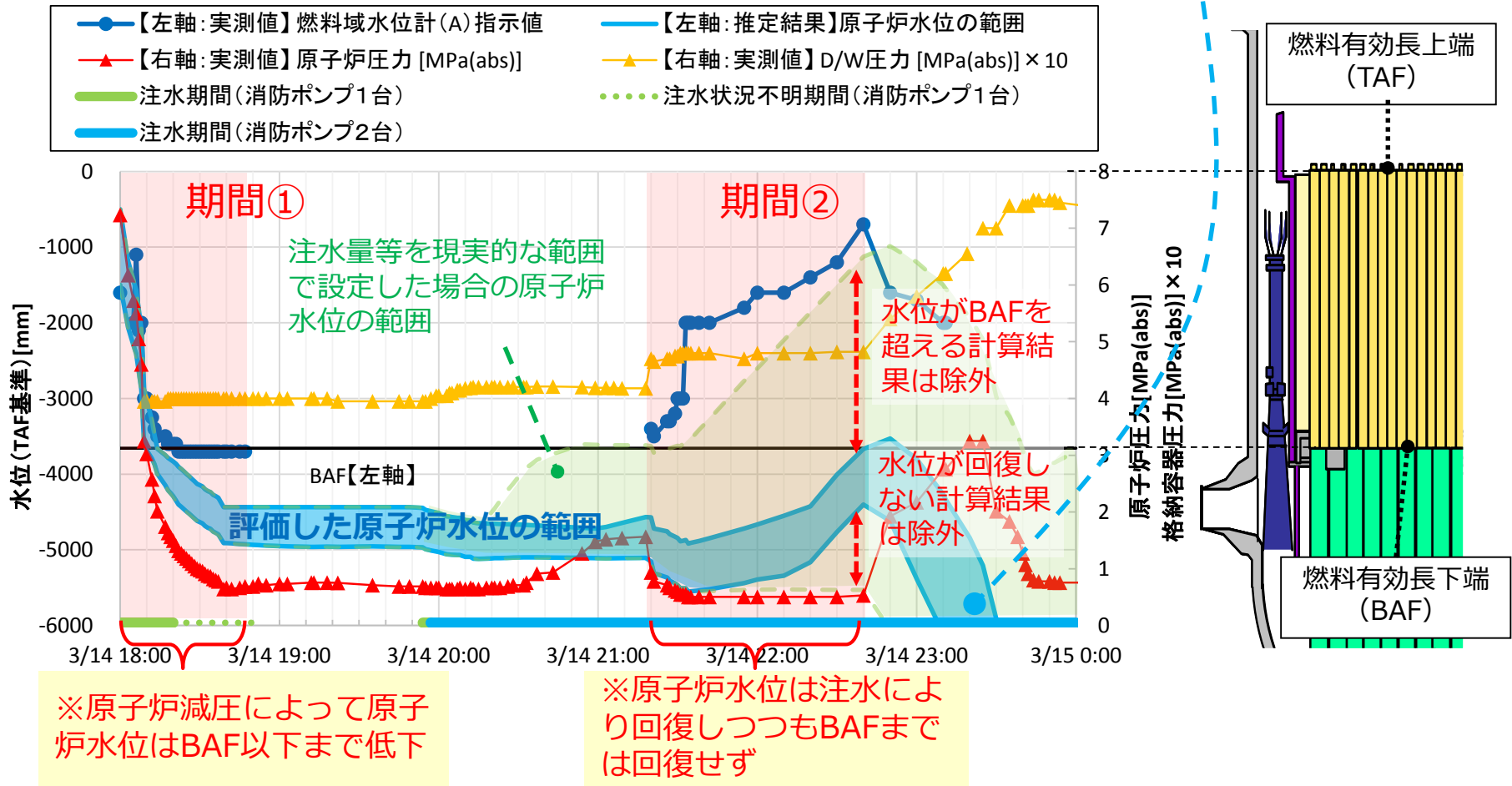
原子炉水位の範囲の評価 (1/2)

➤ 下記の手順により、原子炉水位の範囲を評価した。

(1)注水量などの、水位に影響するパラメータの値を現実的な範囲で設定

(2)原子炉水位を計算

(3)実測値の分析から得られた推定※を満たすような計算結果を原子炉水位の範囲としてプロット



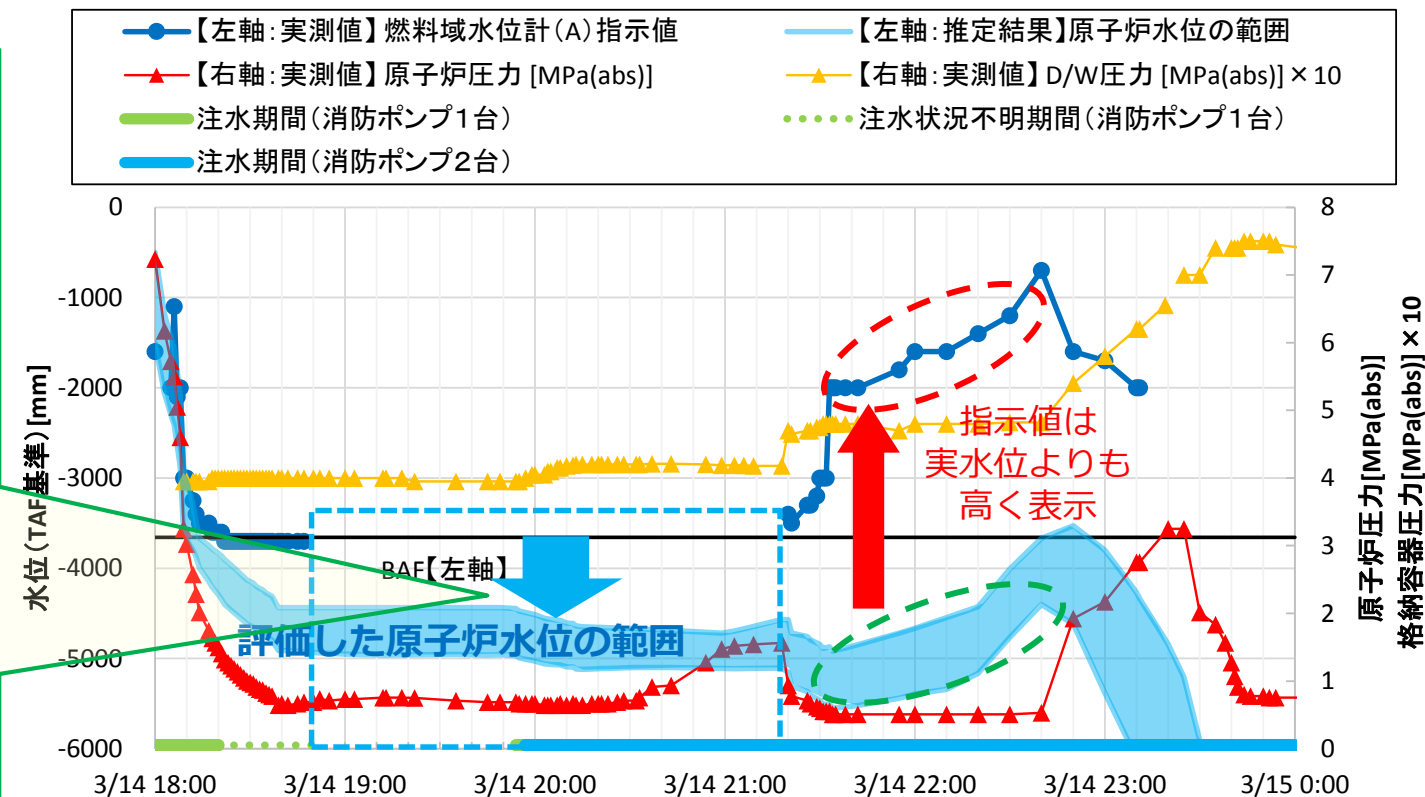
原子炉水位の範囲の評価 (2/2)

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

指示値が得られていない期間も、原子炉水位はBAFに到達しない結果。

⇒ (考察)

- 20:30～21:20頃に原子炉圧力の上昇が観測されているが、水位がBAFに到達しない条件では明確に説明できない。
- 今回評価した水位の状況でも、溶融物が下部プレナムへ落下することで、圧力上昇した可能性は残る。
- 本検討結果は、**原子炉水位が低めに推移したシナリオとして位置付けている。**



3/14 18:00～22:40頃（炉心損傷、炉心溶融が進展した時期に相当）の原子炉水位の範囲を推定した。

- 燃料域水位計の指示値は原子炉水位を実水位よりも高く表示していたと推定。
- 消防車注水は行われていたものの、原子炉水位は炉心を水で満たすほどには回復していなかったと推定。
- 原子炉水位（圧力容器内の保有水量）は、水素発生や燃料の溶融挙動、下部プレナムに移行した燃料デブリの冷却状況を評価するための重要な情報となる。推定した水位の情報をもとに、事故進展を推定していく。

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

4. 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

- 消防車注水は行われていたものの、水位の回復は限定的であったと推定。
⇒原子炉へ十分な量の注水を確実に行うための対策が必要。
 - 減圧維持機能の強化：電源確保・窒素供給・減圧手段の追加
 - 注水手段の多様化：高圧代替注水（遠隔／手動）・低圧代替注水（常設／可搬）
 - 原子炉注水の他系統への回り込みの防止：他系統に繋がる流路に逆止弁等を設置
- 水位計指示値は原子炉水位を実水位よりも高く表示していたと推定。
⇒原子炉水位を適切に把握するための対策が必要。
 - 原子炉水位計の信頼性の判断：水位計基準面器（凝縮槽）に温度計を設置し、基準面水位が維持されていないと判断した場合は、水位不明時の対応をとる。
 - 原子炉水位を推定する手段を整備：注水流量や原子炉周りの温度計等を補完情報として水位を推定

高圧代替注水（遠隔／手動）



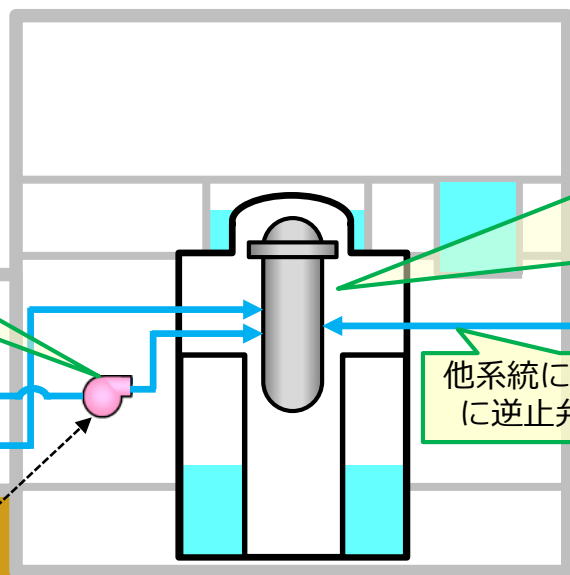
減圧維持機能の強化



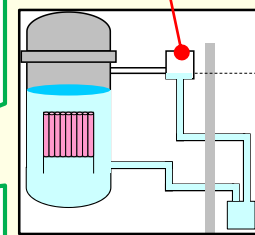
- 予備蓄電池
- 予備ポンベの配備
- 減圧手段追加

復水移送ポンプ

高圧代替注水設備



水位計基準面器に温度計を設置



他系統に繋がる流路に逆止弁等を設置

低圧代替注水



消防車

淡水貯水池

防火水槽

（大容量送水車から海水の輸送も可）

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉 建屋へ流入した割合の評価

概要

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

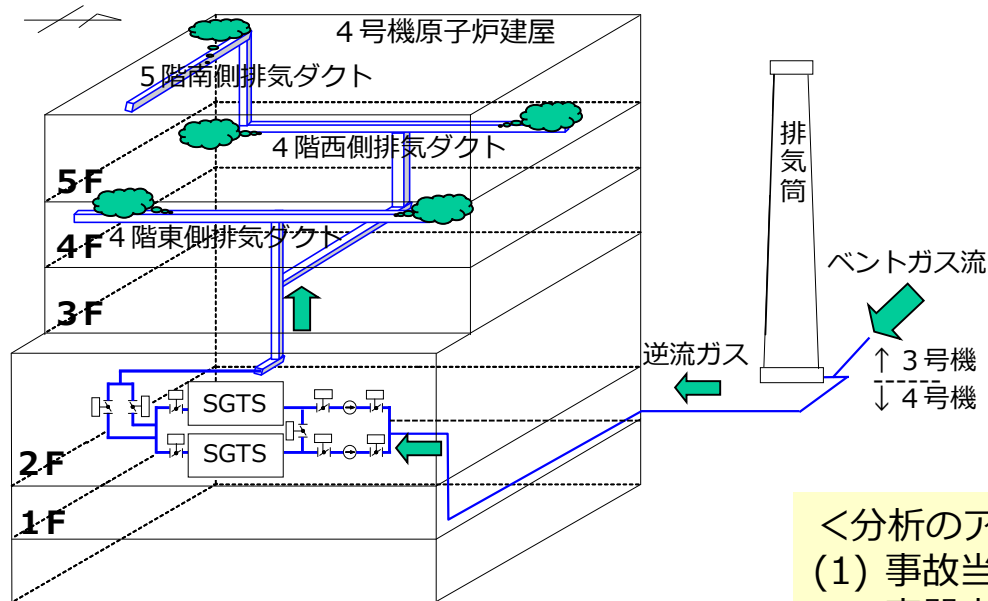


図 4号機へのベントガスの流入経路

- 4号機原子炉建屋で発生した水素爆発は、3号機格納容器ベント時に、水素を含むベントガスの一部が4号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管を逆流して4号機原子炉建屋に流入したことが原因と評価している（当社事故調査報告書にて報告済み）。
- 4号機の水素爆発の理解に役立てるため、実機のベント配管などの設計情報をふまえた解析によってベントガスのうち4号機へ流入した割合の評価を実施。

＜分析のアプローチ＞

- 事故当時のプラントパラメータに基づいて3号機格納容器内の水素量などの状態を推定
- ベントガスの4号機への流入割合を解析によって評価

3号機ベントガスのうち、約35%が4号機原子炉建屋に流入したと評価。

- ベントガスに含まれる水素の量を考えると、4号機原子炉建屋に相当量の水素が流入し、水素爆発に繋がったと推定。

～柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映～

- ベント配管の独立性の確保（ベントガスの逆流防止対策として）

4号機へのベントガスの流入経路

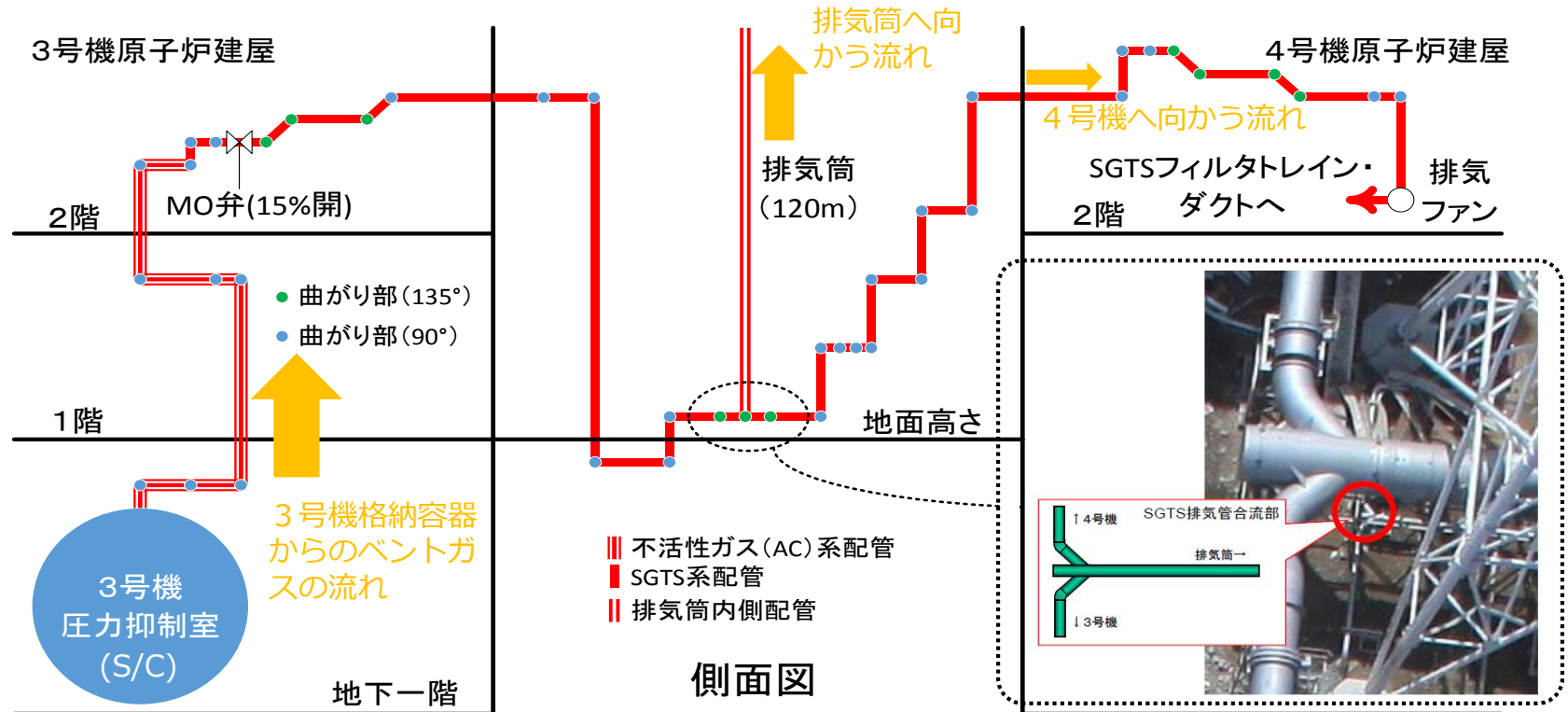


図 ベント配管／SGTS配管の概略図

～3号機のベントガスが4号機の原子炉建屋に流れ込んだ理由～

- ① アクシデントマネジメント対策として、ベントラインは既存のSGTS系統（建屋側のダクトと繋がっており、建屋内に開口部がある）の大部分を利用する形で、建設時から改造されていたこと。
- ② 3号機と4号機のSGTS系統は共用の排気筒に接続されていたこと。
- ③ 4号機のSGTS系統中の弁が、全交流電源喪失により全て開いていたこと。（フェイルオープン設計）

※なお、4号機のSGTSフィルタトレイン下流には逆流防止用のダンパが設置されていない。ダンパは逆流を完全に防止できるものではないが、設置されていなかったことで建屋への流入量は増加したと考えられる。

実測値に基づく格納容器内の状態の推定

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

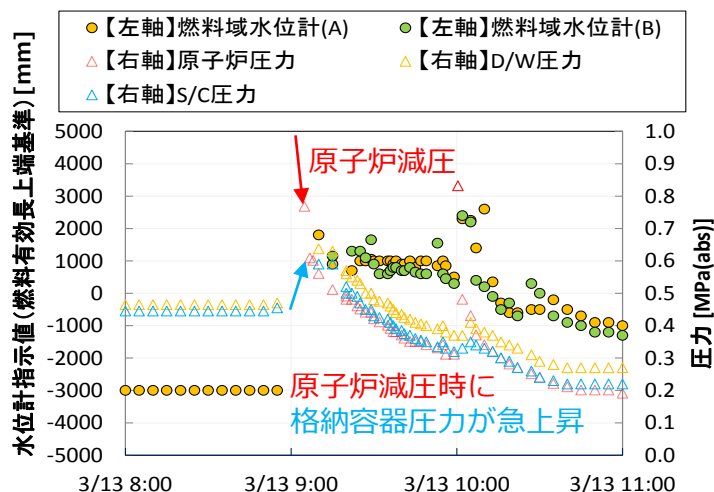


図1 格納容器ベント時のプラントパラメータ

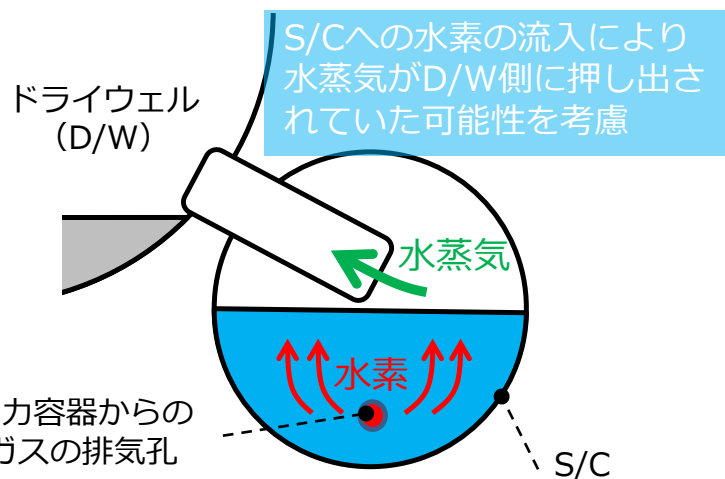


図2 水素流入時のS/C内の蒸気の挙動

● 3号機格納容器の初期状態の設定

- 格納容器ベント前後のプラントパラメータ（図1：原子炉圧力、格納容器圧力、燃料域水位計の指示値）に基づいて、ベント開始時の3号機格納容器内の状態（温度、ガス組成）を推定。

● 3号機格納容器内の水素量の幅の設定

- 原子炉減圧時に格納容器の圧力が急上昇している（図1）ことから、圧力容器からS/Cに水素が勢いよく流入し、S/C内の水素の割合が大きくなっていた可能性が考えられる（図2）
- 格納容器圧力の実測値に基づいて、S/C内の水素と水蒸気の比をパラメータとした以下の2つの極端なケースを想定※
- ◆ ケースA：S/C内の水素が少ない場合
水素の流入後も水蒸気がS/Cに飽和蒸気圧分とどまった場合（格納容器内の水素量約910kg）
- ◆ ケースB：S/C内の水素が多い場合
水素の流入によってS/Cが水素のみで満たされた場合（格納容器内の水素量約1410kg）

※ベント時のS/C水位は不明であるため、通常水位に近いS/C高さの半分と仮定。

4号機へのベントガス流入の解析

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

実機の配管長さ、配管径、曲がり部の影響等を考慮して、3号機ベントガスの4号機原子炉建屋への流入割合、及び、流入する水素量を、熱水力解析コードGOTHICを用いて解析した。ベント開始時の3号機格納容器内の水素量が少ない場合（ケースA）と多い場合（ケースB）についてそれぞれ解析した。

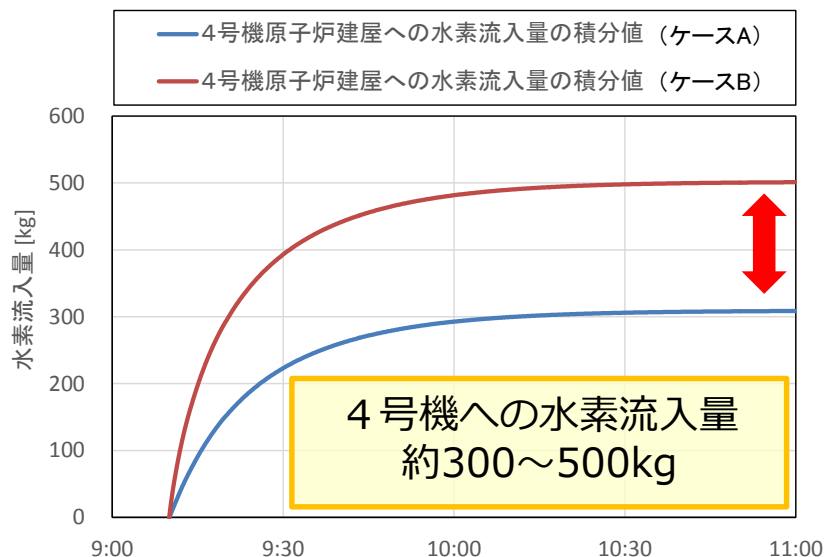


図1 4号機原子炉建屋に流入した水素量

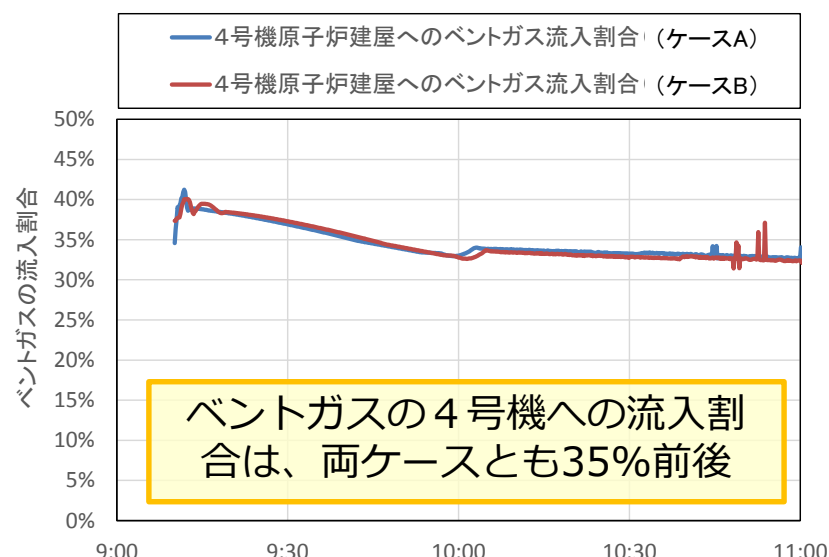
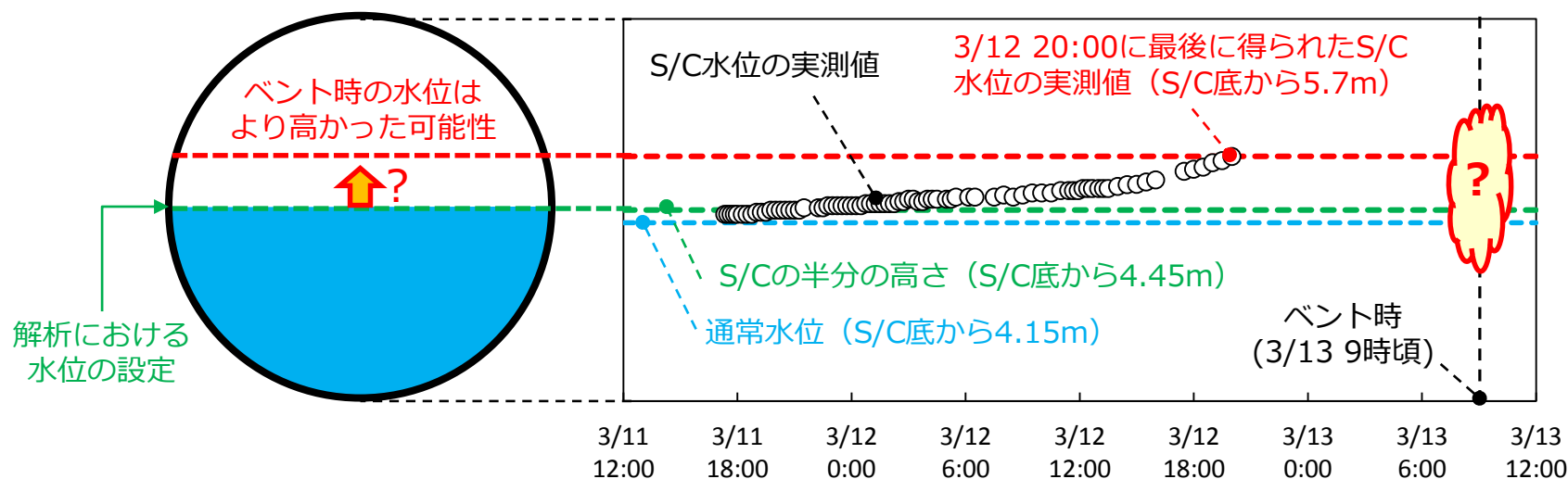


図2 4号機原子炉建屋へ流入するベントガスの割合

格納容器内に含まれるガスの分圧によらず、ベントガスの4号機原子炉建屋への流入割合は同等（約35%）

水素流入量の解析結果の不確かさについて

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価



- 解析ではベント時のS/C水位を、**S/Cの半分の高さ**（≒通常水位）と仮定した。ただし、実測値は無いものの、S/Cスプレイ等によりベント時の水位はより高かった可能性がある（上図）。
- 仮に、ベント時のS/C水位が**最後に得られた実測値**程度に高かった場合、S/C空間の体積は本解析よりも35%程度小さくなり、格納容器の水素量の推定値はその分少なくなる。このように、**4号機への水素流入量約300～500kgという解析結果には不確かさがある。**
- 今後、S/C水位の変化や事故時の水素発生量に対する評価の信頼性が高まれば、不確かさの低減に繋がるものとする。

4号機原子炉建屋に相当量の水素が流入し、水素爆発に繋がったと推定

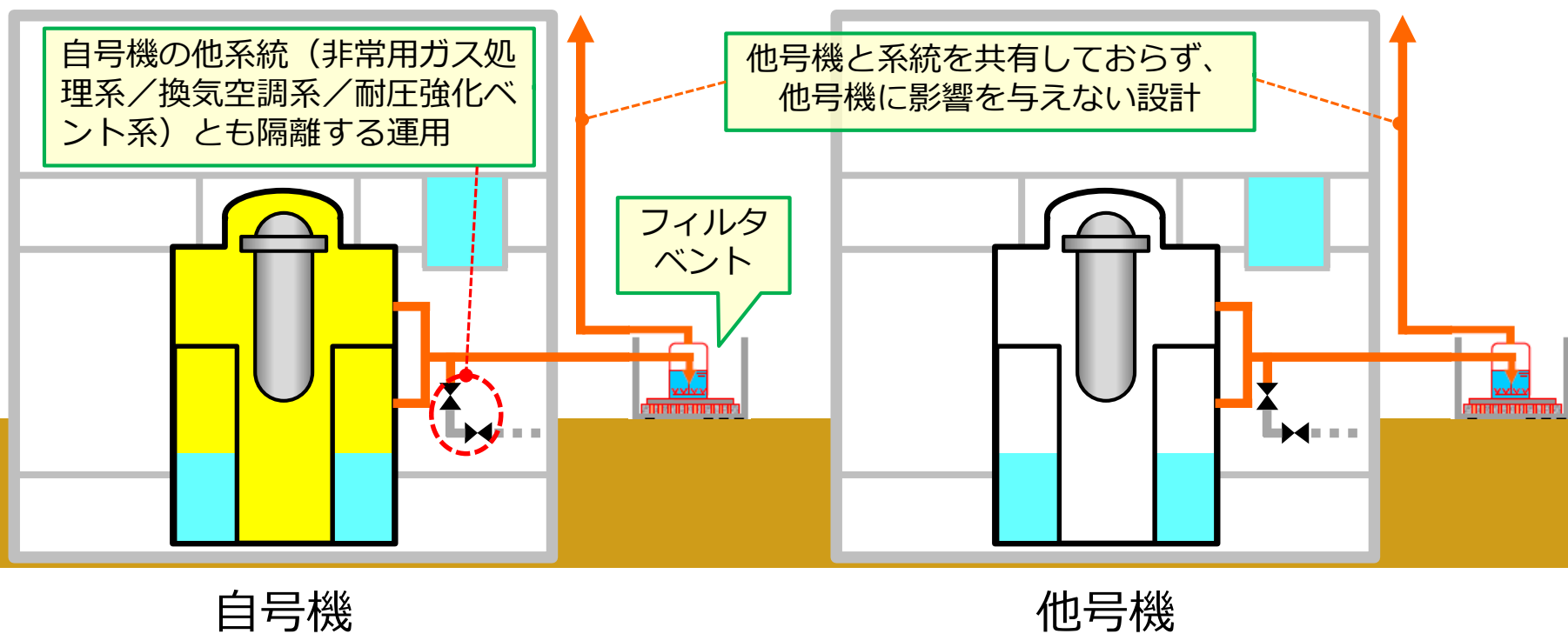
格納容器ベント時のガスが建屋に逆流しない対策（ベント配管の独立性の確保）が必要

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策 について

5. 3号機ベントガスのうち4号機原子炉
建屋へ流入した割合の評価

ベント配管の独立性の確保

- 柏崎刈羽原子力発電所に新たに設置されるフィルタベントは、他号機と系統を共有しておらず、また、自号機内の他系統とも隔離する運用としている。
- このように、ベント配管の独立性を確保し、格納容器ベント時にベントガスが原子炉建屋へ流入することが無いよう対策を講じている。



6. 空間線量率モニタリングデータに基づく 1 号機事故進展の推定

事故進展の過程で燃料から放出された放射性物質は、格納容器ベントや格納容器からの直接漏えい、原子炉建屋の爆発等によって大気中へ放出された。これら放射性物質の放出挙動と事故進展シナリオについて、現在のところ全ての関連性が特定されているわけではない。事故時に観測された発電所敷地内外の空間線量率の推移からは、事故進展に関する情報を得ることが期待できるため、本検討ではまず1号機に着目し、放射性物質の放出に至る事故進展挙動の把握のため、空間線量率モニタリングデータの変動状況の分析を進めた。

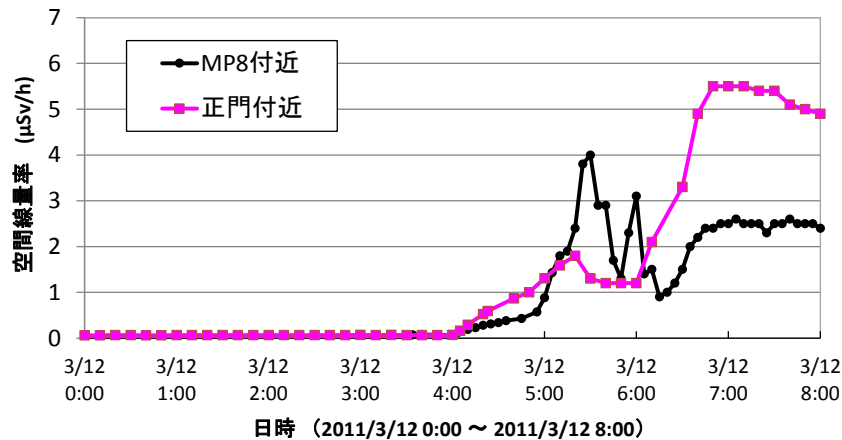


図 発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータの例

＜分析のアプローチ＞

- (1) 3/12 8:00頃までの空間線量率の変動挙動および格納容器圧力の変化に着目し、放射性物質の放出挙動および事故進展シナリオを推定。
- (2) 原子炉圧力、格納容器圧力、原子炉水位等のデータに基づいた既往の事故進展シナリオ（第三回進捗報告にて報告済み）と(1)で得た事故進展シナリオを比較。

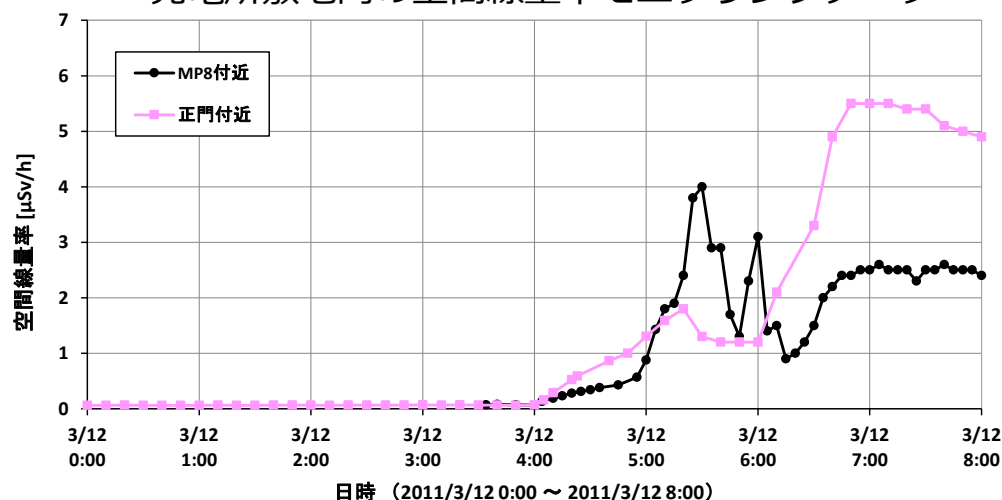
放射性物質の放出挙動から推定される事故進展と、既往の事故進展シナリオは整合

発電所敷地内外の空間線量率モニタリングデータ

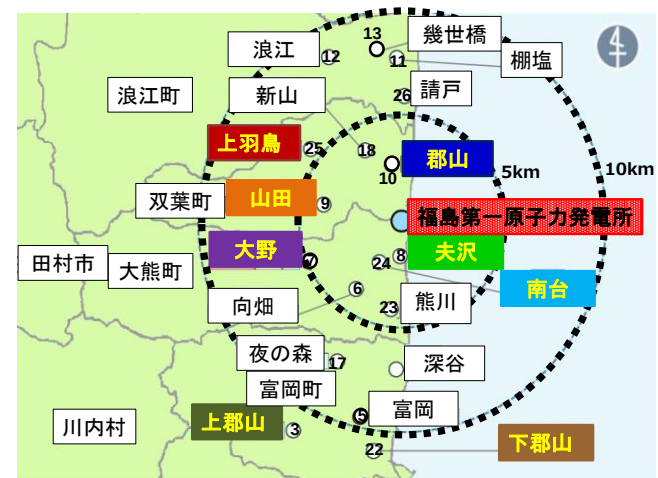
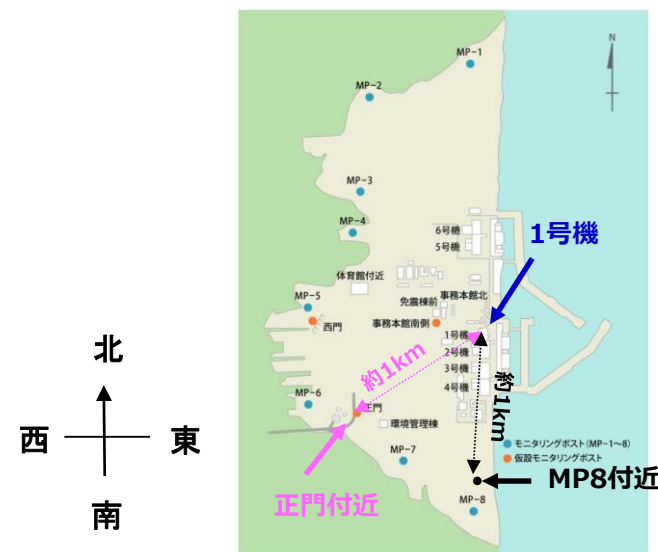
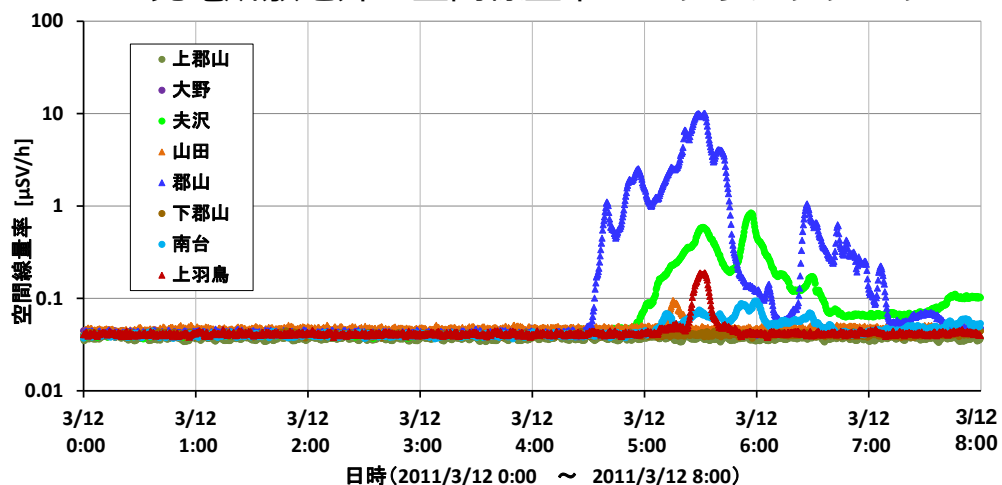
6. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定

3/12 8:00頃までに2・3号機の燃料は損傷に至っておらず、対象期間の空間線量率モニタリングデータは1号機の放射性物質の移行・放出挙動を捉えたものと考えられる。発電所敷地内外の空間線量率を以下に示す。

発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータ



発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ

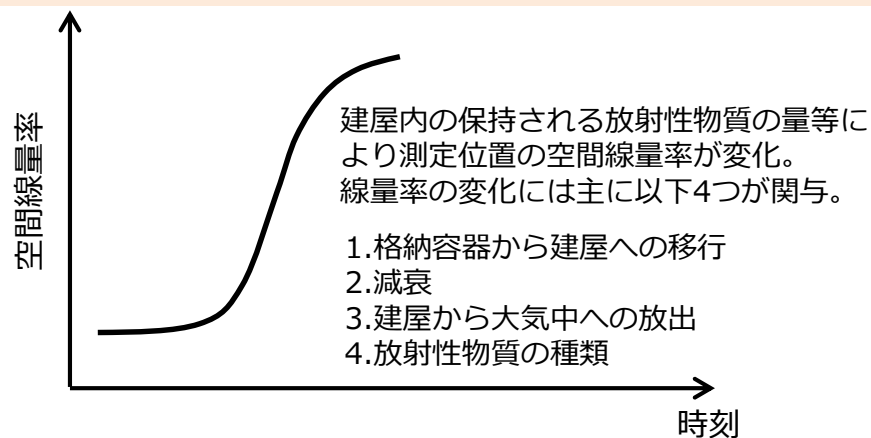


放射性物質の移行・放出と空間線量率の変動挙動との関係のイメージ

6. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定

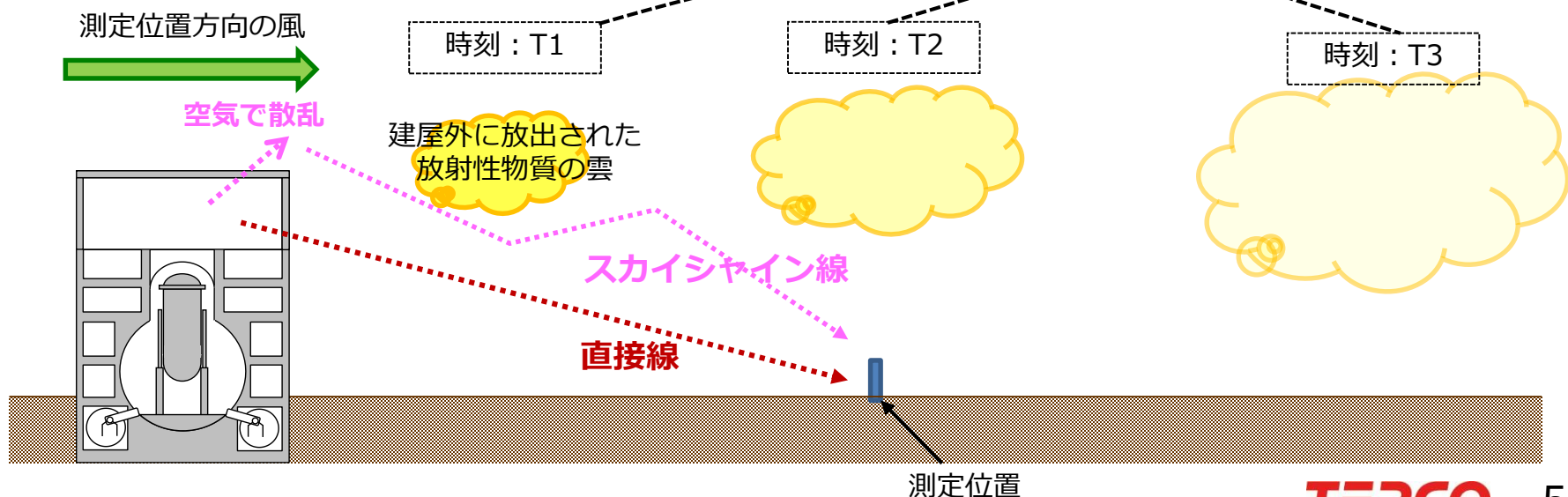
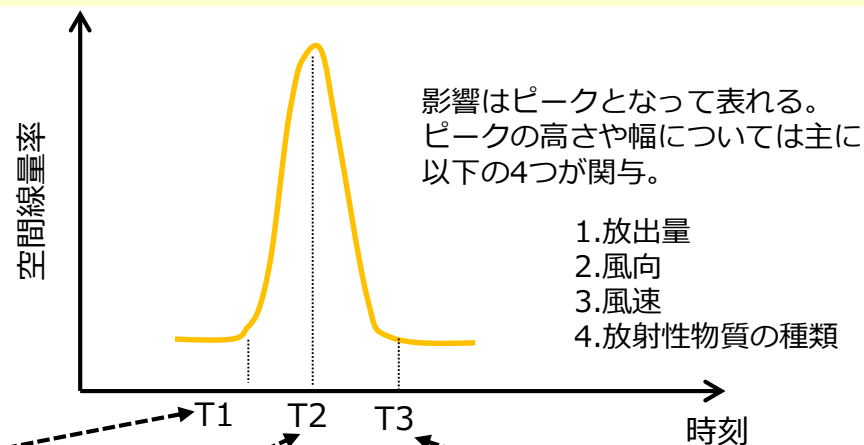
<空間線量率の変動挙動：パターンA>

建屋内に保持される放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による影響



<空間線量率の挙動：パターンB>

建屋外に放出された放射性物質の雲からの放射線による影響



空間線量率の変動挙動に基づく 放射性物質の移行・放出挙動の推定

3/12 4:00頃まで

発電所敷地内外の空間線量率に大きな変化なし。

<推定>

原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋および環境への放射性物質の移行は顕著ではなかったと推定。

3/12 4:00頃～4:30頃まで

発電所敷地内のみ空間線量率が上昇。ピークなし。パターンA（直接線・スカイシャイン線の影響）の特徴が現れていると考える。

<推定>

原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋への放射性物質の移行があったものと推定。

3/12 4:30頃～6:00過ぎまで

発電所敷地内外でパターンB（放射性物質の雲の影響）の特徴である空間線量率のピークが現れている。この間、パターンAによる影響もある。

<推定>

原子炉建屋から環境へ放射性物質の漏えいがあったものと推定。

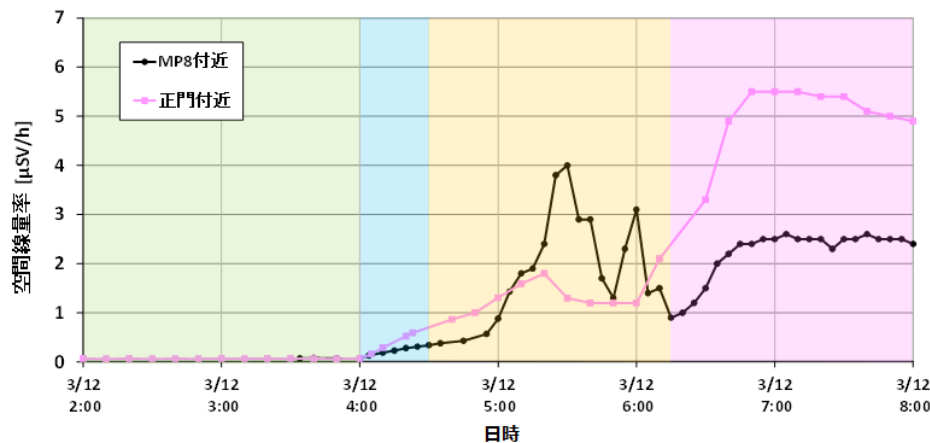
3/12 6:00過ぎ～8:00頃まで

発電所敷地内の空間線量率が上昇し、その後ほぼ水平に推移。パターンAの特徴が表れていると考えられる。発電所敷地外における空間線量率にはパターンBの特徴であるピークが存在。

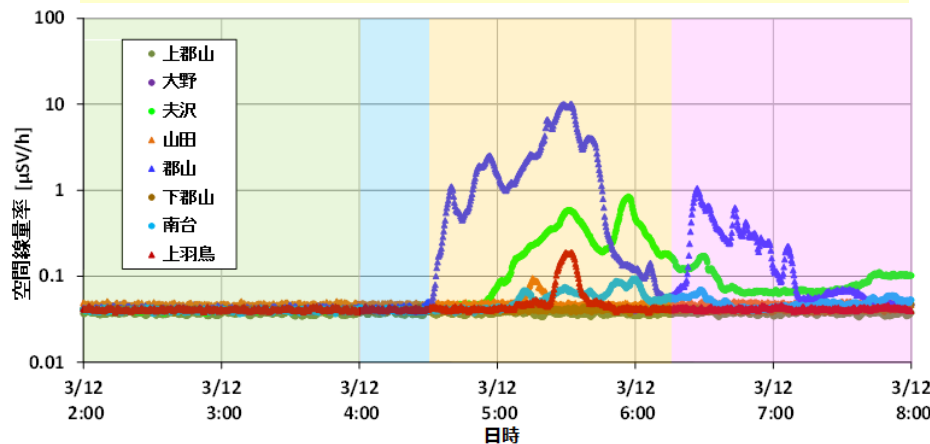
<推定>

敷地内の空間線量率は、それ以前の時刻と比較してより高くなっていることから格納容器から原子炉建屋への放射性物質の更なる移行があったものと推定。

発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータ

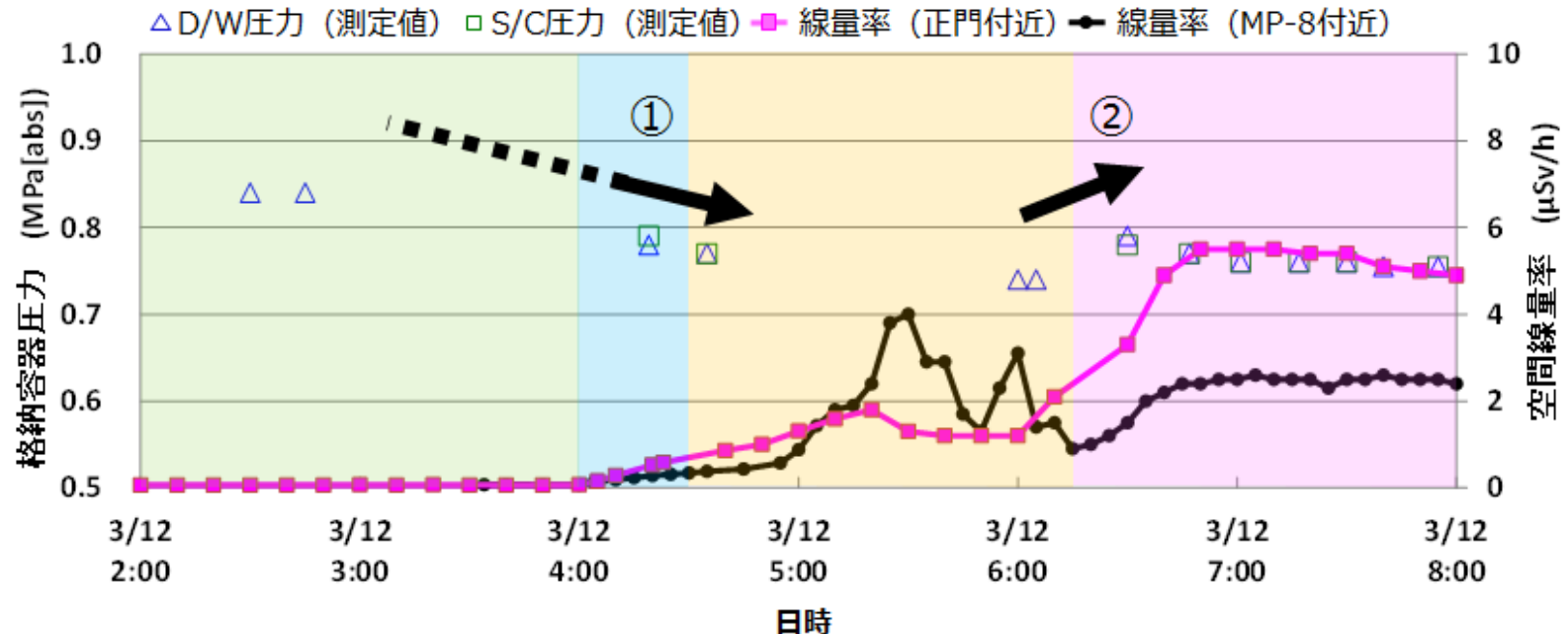


発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ



1号機格納容器圧力の測定データに基づく推定

1号機格納容器圧力の測定値と発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータとの関係



・格納容器圧力が変化している図中①②の時間帯はいずれも空間線量率が上昇しており、格納容器から原子炉建屋へ放射性物質が移行したものと推定。

・一方、格納容器圧力は4:30前に低下（図中①）し、6:00過ぎに上昇（図中②）と挙動が異なる。

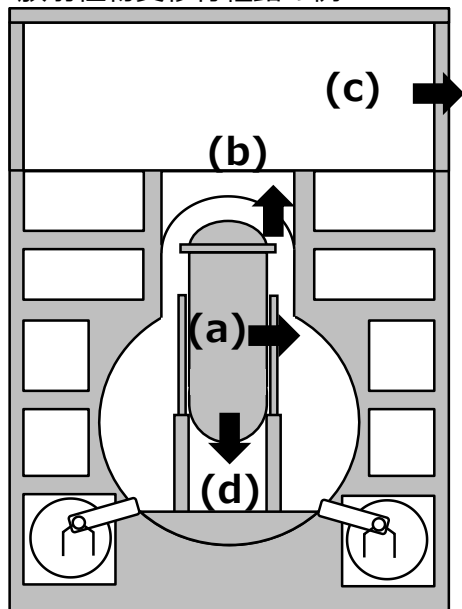
＜推定＞

①②の期間における格納容器圧力挙動の違いから、6:00過ぎの空間線量率の急な上昇は、単純に格納容器の漏えい面積が増大することに伴って原子炉建屋への放射性物質の移行量が増加したのではなく、格納容器圧力が上昇する何らかのイベントが発生し、放射性物質の原子炉建屋への移行量増加に寄与したものと推定。

まとめ（既往の事故進展シナリオとの比較）

6. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定

放射性物質移行経路の例



- (a) 圧力容器（接続している各種配管）
→ 格納容器
- (b) 格納容器 → 原子炉建屋
- (c) 原子炉建屋 → 環境
- (d) 圧力容器（下部ヘッド）
→ 格納容器

日時	既往の事故進展シナリオ[1]	空間線量率の変動挙動および格納容器圧力に基づく事故進展シナリオ
3/11	・燃料が溶融し、圧力容器から格納容器への放射性物質の移行が起きている。（図中(a)） ・炉心部から圧力容器（下部ヘッド）へ溶融燃料の移行が起きている。	<推定(1)> 3/12 4:00頃までは、原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋および環境への放射性物質の漏えいは顕著ではなかったと推定。
3/12 4:00頃		<推定(2)> 4:00頃には、原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋への放射性物質の移行があったものと推定。（図中(b)）
4:30頃		<推定(3)> 遅くとも4:30頃には、原子炉建屋から環境へ放射性物質が漏えいしたものと推定。（図中(c)）
6:00頃	・圧力容器（下部ヘッド）損傷（図中(d)）	<推定(4)> 6:00頃に格納容器圧力を上昇させる何らかのイベントが発生し、放射性物質の原子炉建屋への移行量増加に寄与したものと推定。（図中(d)）

[1]東京電力“福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第4回進捗報告”、2015/12

- ・既往の事故進展シナリオにおける「3/11の段階で放射性物質が格納容器へ移行している」という推定は、本検討における推定(1) (2) と矛盾しない。
- ・既往の事故進展シナリオにおける「6:00頃に圧力容器（下部ヘッド）損傷」という推定は、本検討における推定(4)と整合する。

➡空間線量率の変動挙動から推定した事故進展シナリオは既往の事故進展シナリオと整合