

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3回進捗報告 ～

2015年5月20日

東京電力株式会社



東京電力

目次

■ 概要編

- | | |
|-------------------------------|------|
| 1. 福島原子力事故の総括 | P. 3 |
| 2. 第3回進捗報告の位置づけ | P. 4 |
| 3. 未確認・未解明事項の調査・検討の経緯について | P. 5 |
| 4. 進展メカニズムの理解に重要な課題（10件）の検討状況 | P. 6 |
| 5. 第3回進捗報告のポイント | P. 7 |
| 6. 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 |

■ 各検討内容

- | | |
|-------------------------------|-------|
| 1. 2号機格納容器ベントの成否について | P. 10 |
| 2. 2011年3月20日前後の敷地内線量率上昇の原因調査 | P. 16 |
| 3. 新しい解析結果による1号機の事故進展の推定 | P. 22 |
| 4. 2号機CAMSの測定データに基づく事故進展の推定 | P. 29 |
| 用語集 | P. 32 |

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第3回進捗報告

概要編

1. 福島原子力事故の総括

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. 第3回進捗報告の位置づけ

事故の根本原因（説明済）

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**をさらに追求することは、

- ・ **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**

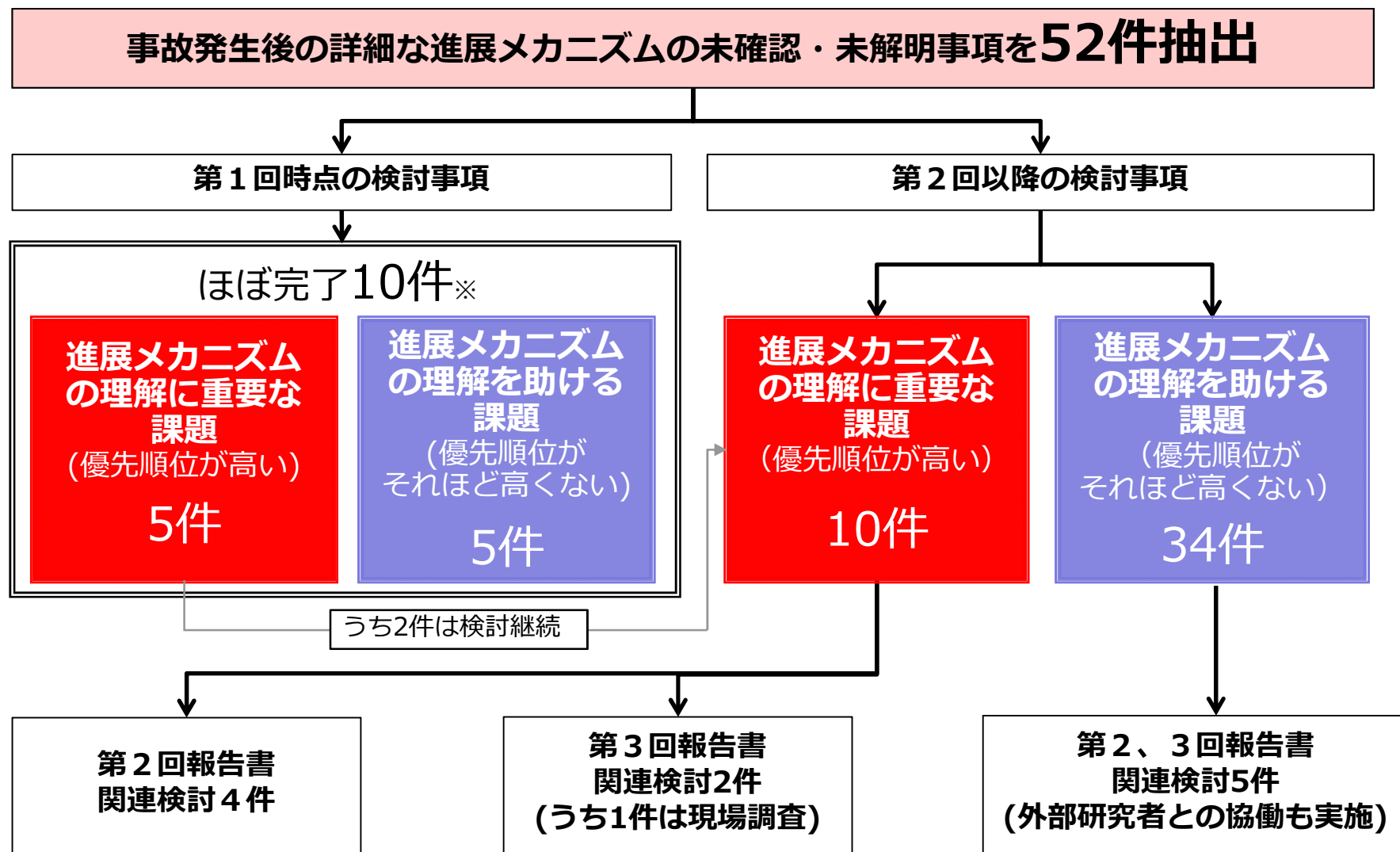
の観点から重要であり、事故の当事者としての責務である。

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

本報告書は、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月に続き、3回目の進捗報告。

3. 未確認・未解明事項の調査・検討の経緯について



※ 追加調査で原因について再確認した項目も含む。第2回以降は、進展メカニズムについて検討実施

4. 進展メカニズムの理解に重要な課題(10件)の検討状況

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

・ 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

今回の報告書
で扱う課題

・ 2号機の格納容器ベントの成否について
(2号機ラプ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

検討中の課題
(東電独自調査)

・ 炉心損傷後の逃がし安全弁の作動に関する検討

共通-1

検討中の課題
(解析高度化
国プロ等)

・ 溶融炉心の下部プレナム落下挙動

共通-6

・ 3号機圧力抑制プールの温度成層化について

3号機-3

検討開始前
の課題

・ 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

5. 第3回進捗報告のポイント

1. 2号機格納容器ベントの成否について（重要課題）

現地調査を実施した結果、ラプチャディスク周辺の放射線量は低く、1号機ベントの影響を受けたと考えられるSGTSのフィルタ（下流側）に比べても、大幅に低いことを確認。ラプチャディスクが作動していなかったことが示唆された。

2. 2011年3月20日前後の敷地内線量率上昇の原因調査（重要課題）

敷地内線量率が上昇している時間帯に、プラント内部の状況は大きく変わっていないことを再確認。一方、当日の風向変化と付き合わせた結果、継続的に格納容器から放出されていた放射性物質が、風向きの変化で検知された可能性が示唆された。

3. 新しい解析結果による1号機の事故進展の推定

1号機の水位計の計測値や、事故進展解析の結果を踏まえて、1号機の事故進展挙動を検証。原子炉圧力容器の漏えい個所やタイミングについて、一定の説明性を得た。

4. 2号機CAMSの測定データに基づく事故進展の推定

2号機のCAMS測定データを分析し、事故進展を整理。3月15日の夕方に大きな状態の変化が発生した可能性が高いこと、15日以降は線量率が単調減少しており、再過熱、再熔融が発生していないことが示唆された。

6. 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25年春・秋、平成26年春・秋の大会
第9回原子炉熱流動・運転・安全に関する国際会議(NUTHOS9, 2012)
第15回原子炉熱流動に関する国際会議(NURETH15, 2013)
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)

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。

OECD/NEA BSAFプロジェクト

BSAFプロジェクトにて、検討結果を発表。国内外の研究機関による解析結果との比較や、意見交換を通して、得られた知見を当社の検討に活かしている。

OECD/NEA: 経済協力開発機構/原子力機関

BSAF: 国際ベンチマーク解析プロジェクト。福島第一の事故進展や燃料デブリ取り出しに必要なデブリの分布・性状等を参加各国の解析により評価すること、参加各国のシビアアクシデント解析技術の高度化に貢献することを目的として発足。今年度中にフェーズ I レポートが完成。来年度からフェーズIIが開始される予定。

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実施

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第3回進捗報告

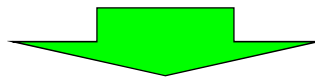
各検討内容

1. 2号機格納容器ベントの成否について

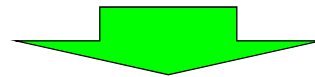
(1) 概要

2号機の格納容器ベントの成否（ラプチャディスク作動の有無）と
3月14日21時頃の放射性物質放出との関連は未解明

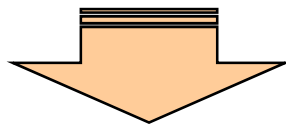
現状の検討では、推測の域を出ず、現場調査による解明が必要



ベント流の痕跡の有無を調べるため、
ラプチャディスクやSGTSフィルタ周辺の線量調査を実施

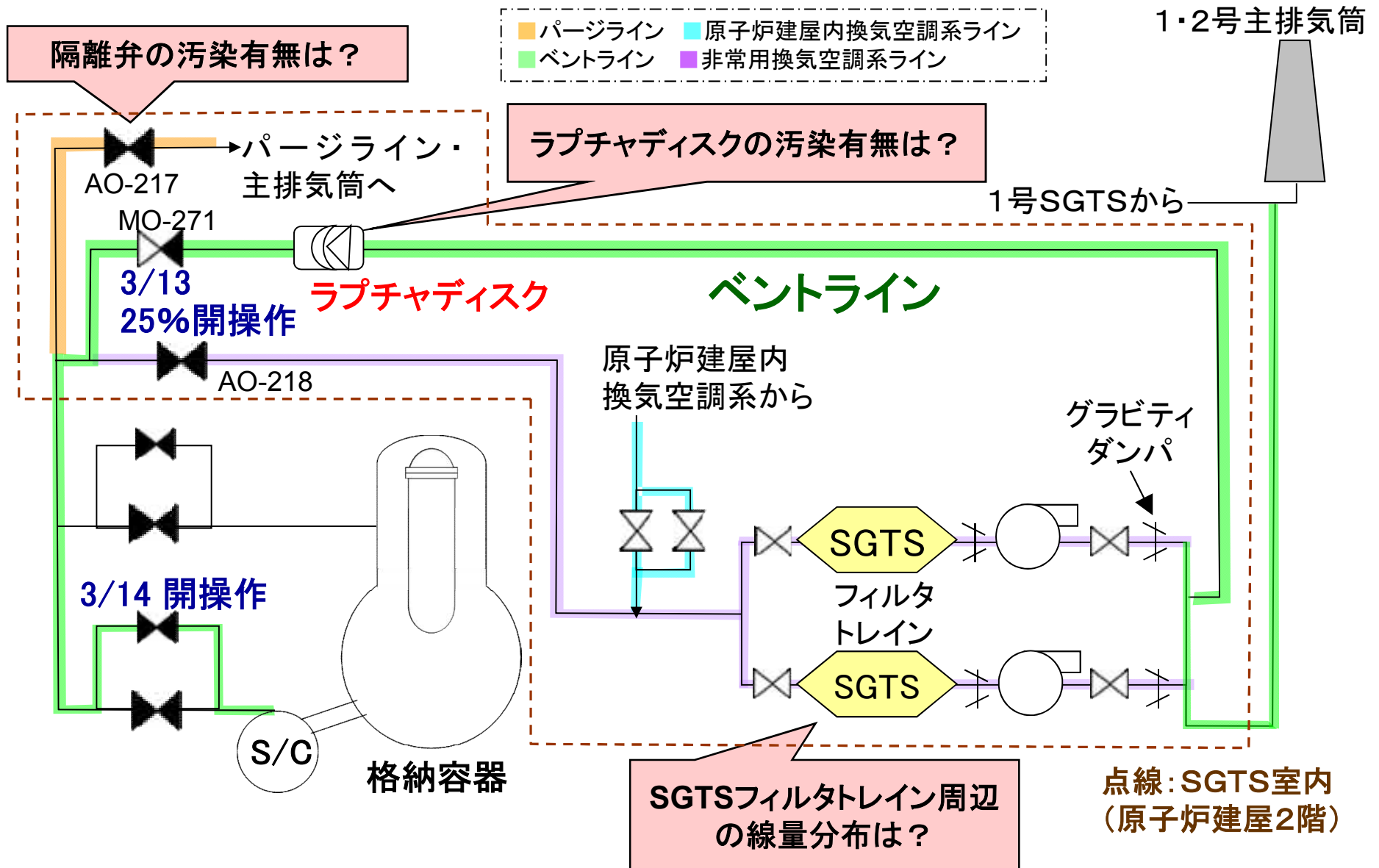


ラプチャディスク近辺では汚染は確認されなかったものの、
SGTSのフィルタ（下流側）に高汚染を確認

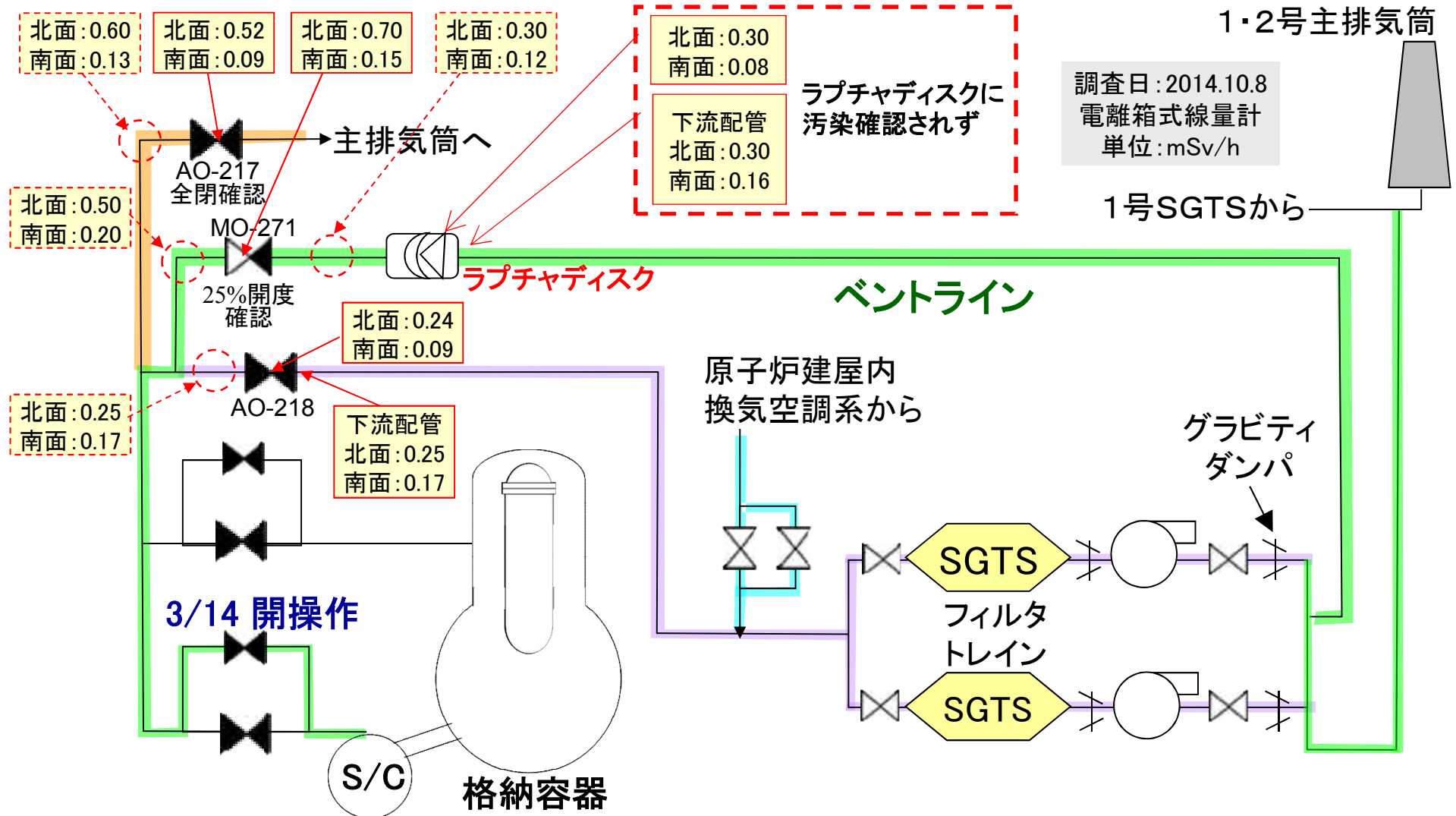


2号機格納容器ベントの成否、およびSGTSフィルタ汚染源解明の
ため、ラプチャディスクの状況の確認、放射性物質放出経路を
継続検討

(2) 2号機SGTS系統図と調査着目箇所

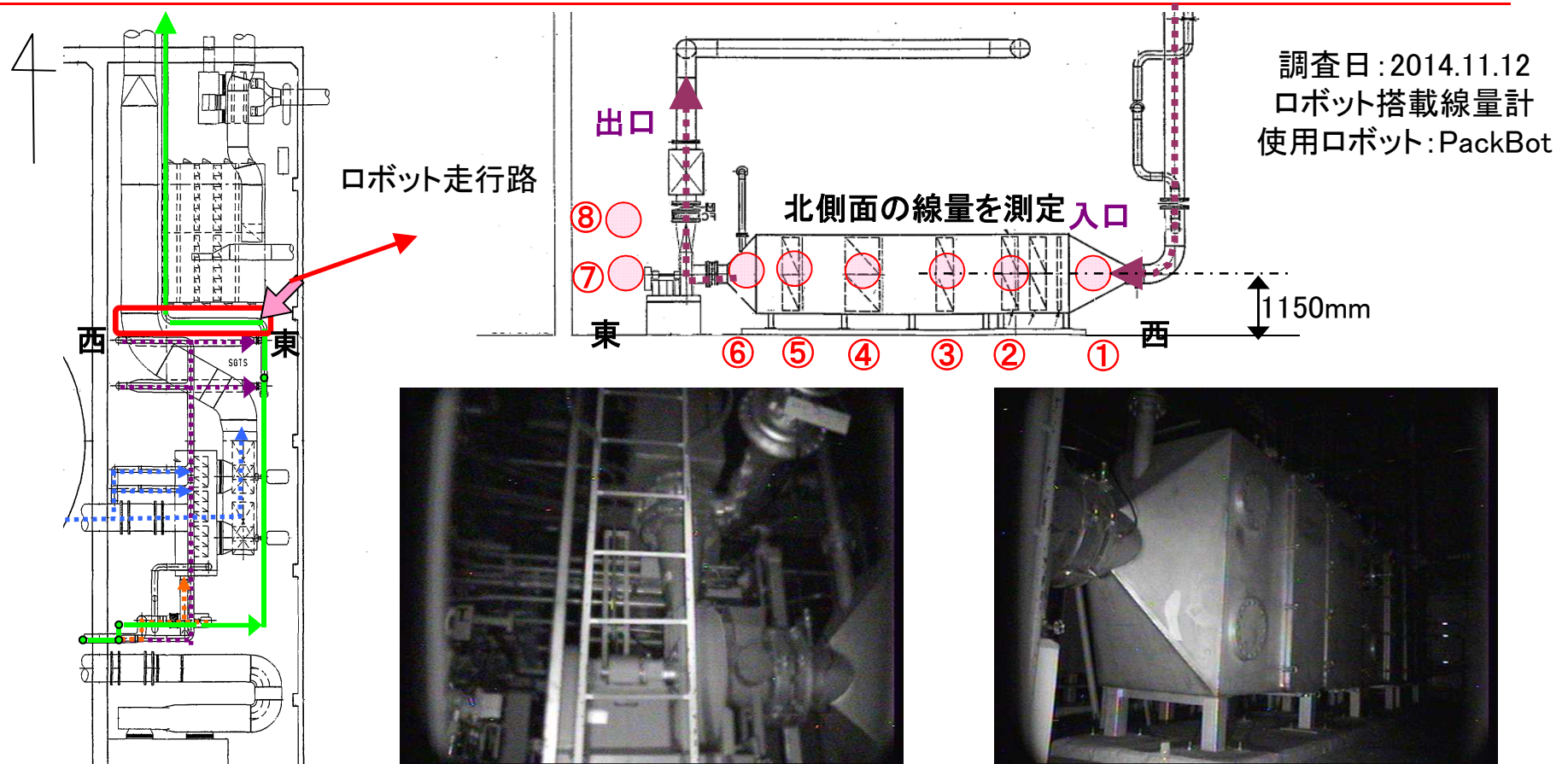


(3) 線量調査結果～ラプチャディスク周辺～



★配管表面線量の「北面」とはSGTSフィルタ側から測定したもの。「南面」は配管が遮へいとなって、値が低くなる。これはSGTSからの線量が支配的で、配管の汚染は検知できないレベルであることを意味する。

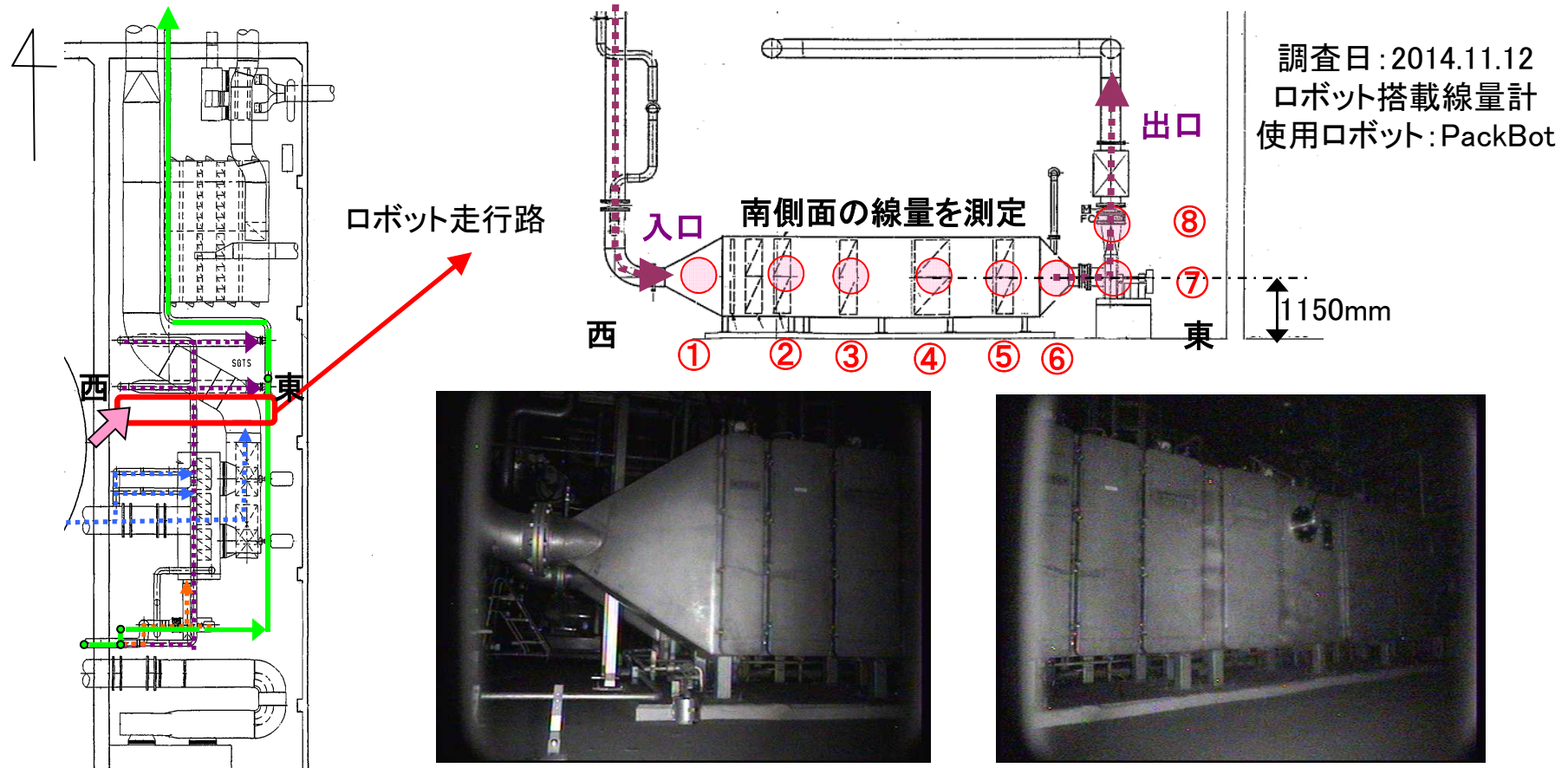
(4) 線量調査結果～SGTSフィルタトレイン(A)～



測定場所	⑧-A	⑦-A	⑥-A	⑤-A	④-A	③-A	②-A	①-A
	測定高さ	2170mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm
線量率	79mSv/h	85mSv/h	400mSv/h	1Sv/h*	460mSv/h	220mSv/h	140mSv/h	69mSv/h

*) フィルタトレイン表面から約20cm離れた位置(フィルタ中心面より約65cm)で測定した線量値

(4) 線量調査結果～SGTSフィルタトレイン(B)～



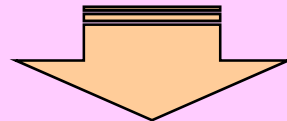
測定場所	①-B	②-B	③-B	④-B	⑤-B	⑥-B	⑦-B	⑧-B
	入口部	プレフィルタ	HEPAフィルタ	チャコールフィルタ	HEPAフィルタ	出口部	出口配管	出口配管
測定高さ	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	2170mm
線量率	15mSv/h	29mSv/h	44mSv/h	160mSv/h	850mSv/h *	500mSv/h	210mSv/h	120mSv/h

*) フィルタトレイン表面から約20cm離れた位置(フィルタ中心面より約65cm)で測定した線量値

(5) 線量調査結果

SGTSフィルタ(下流側)に高汚染を確認
⇒放射性物質を含む気体が、SGTSを逆流しており、その要因としては以下の可能性が考えられる。
可能性①2号機のベントによるまわりこみ
可能性②1号機のベントによるまわりこみ

ラプチャディスク近辺では汚染は確認されなかった。
⇒ラプチャディスクは作動しなかった可能性が高い。



2号機格納容器ベントの成否について、検討を継続していく

2. 2011年3月20日前後の敷地内線量率上昇の原因調査

(1) 概要

3月20日前後に福島第一原子力発電所の敷地内では線量上昇を観測している。
しかし、当該の線量上昇について、原因を特定できていない

主たる線量上昇の要因として、以下の2つの可能性が考えられる。

- ①放射性物質が放出される事象が新たに発生した可能性
- ②格納容器から定常的に放出されていた放射性物質を風向きの変化により検知した可能性



～プラントデータ、事故対応の記録、線量測定結果
にもとづく検証～

①の可能性を裏付けるデータ、情報は得られなかった。一方、②の可能性があると判明した。



～柏崎刈羽原子力発電所の安全対策～

**格納容器からの放射性物質の放出が、福島第一原子力発電所内外の線量上昇の要因となっており、格納容器の健全性を維持することが重要
⇒格納容器破損防止を目的とした各種対策を検討・実施している。**

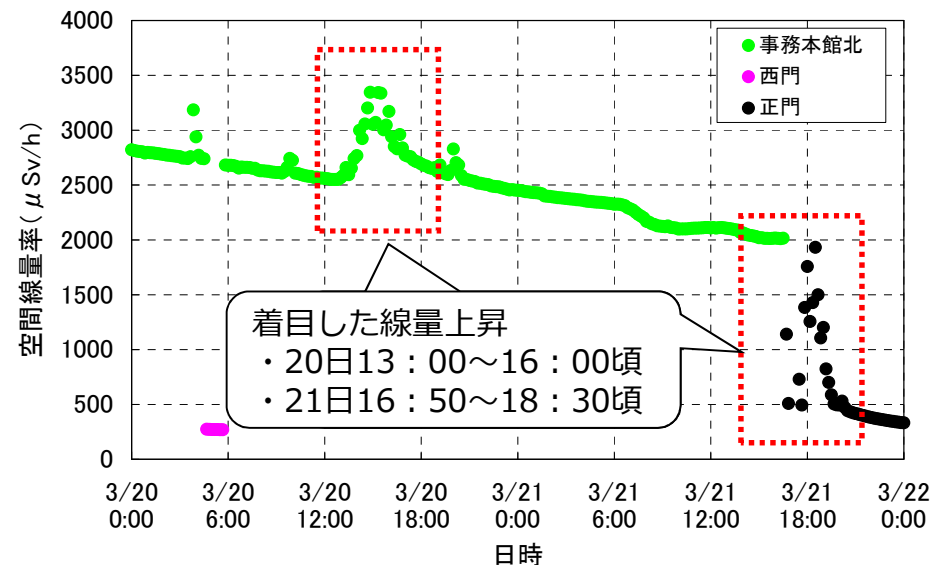


図 福島第一原子力発電所敷地内の線量測定結果

(2) プラントデータ、事故対応の記録、線量測定結果に基づく検証1/4

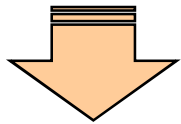
線量上昇が観測されている期間における1～3号機のプラントデータの変化から、新たに放射性物質が放出されるような事象が発生したか検証

プラント	原子炉 水位	原子炉 圧力	D/W 圧力	S/C 圧力	CAMS (D/W)	CAMS (S/C)	検証結果	新たな放出 事象が発生 した可能性
	線量上昇した頃に有意な変化が認められた場合に○							
1号機	×	×	×	×	○	×	CAMS(D/W)の指示値が20日の12時頃に大きく低下している。ただし、原子炉圧力および格納容器圧力に変化が見られないこと、CAMS(D/W)の指示値は12時前後で大きく上下している一方でCAMS(S/C)の指示値は当該の時間帯に大きな変化が見られないことから、CAMS(D/W)の指示不良の可能性があると考える。	低
2号機	×	×	×	×	○	×	CAMS(D/W)の指示値が20日の11時に、1点のみ前後の計測点と比較して低い値を示したが、CAMS(D/W)測定値の連続性の観点とCAMS(S/C)の値が同時刻帯で変化がないこと、その他データに変化が見られないことから、11時の測定結果が指示不良であった可能性が高いと考える。	低
3号機	○	○	○	○	×	×	3月20日の昼頃に、原子炉水位がわずかに上昇し、原子炉圧力、格納容器圧力がわずかに下降している。 一方この頃、3号機の原子炉圧力容器、格納容器の温度はそれぞれ低下傾向を示している。温度の低下に伴い、圧力が低下した可能性があると考え。 敷地内線量が上昇するほどの放出があった場合には、CAMS指示値に何かしらの変化が現れる可能性が高いと考える。	低

プラントデータから放射性物質放出の可能性を検証する上で、単純に有意な変化が認められただけではなく、データの相互の関係性も踏まえ、検証する必要がある。結果、新たに放射性物質が放出される事象が発生した可能性を見いだすことはできなかった。

(2) プラントデータ、事故対応の記録、線量測定結果に基づく検証2/4

事故対応の記録(福島第一⇔本店TV会議の内容)をもとに、新たに放射性物質が放出される事象が発生していたか検証



3月21日16時頃に3号機R/B南東から黒煙の発生が確認されている。

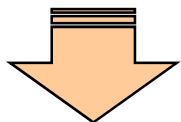


図 3号機の外観(2011年3月21日)

ただしその原因については、原子炉建屋の4階にある流体継手の油に何らかの要因で火がついたと想定している。また事故発生時運転中であったことから、発電所の内部に可燃物は極めて少なく、前述の可能性が高いとしている。



事故対応の記録を検証した結果、新たに放射性物質が放出した事象が発生したことを裏付ける情報は得られなかった。

(2) プラントデータ、事故対応の記録、線量測定結果に基づく検証3/4

線量測定結果をもとに、風向きの変化を検知した可能性について検証

福島第一原子力発電所の1～3号機は、事故の過程で格納容器の閉じこめ機能を喪失し、放射性物質が建屋外に定常的に放出されている状況であった。(図)
3月20日頃に計測された敷地内の線量上昇は、定常的に放出されていた放射性物質が風向きの変化により検知されたものである可能性が考えられる。



図 3号機空撮写真(2011年3月16日)

(2) プラントデータ、事故対応の記録、線量測定結果に基づく検証4/4

線量が上昇している期間に計測地点が風下の方角であった割合と、その後線量が下降している期間に計測地点が風下以外の方角であった割合を分析

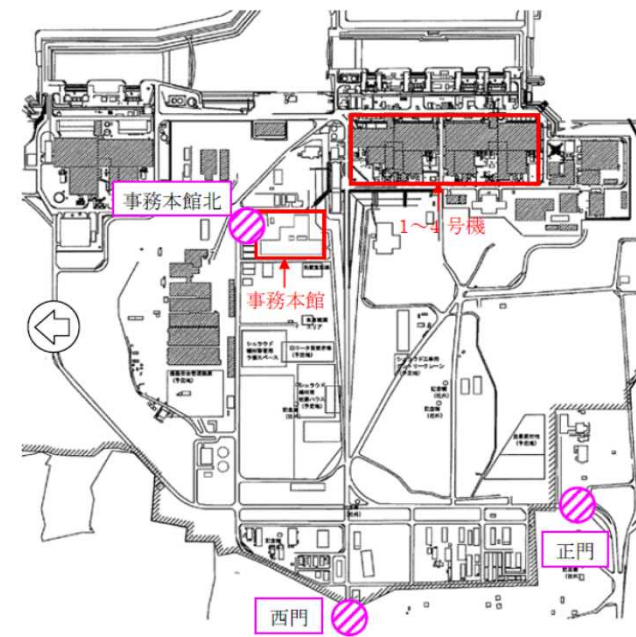
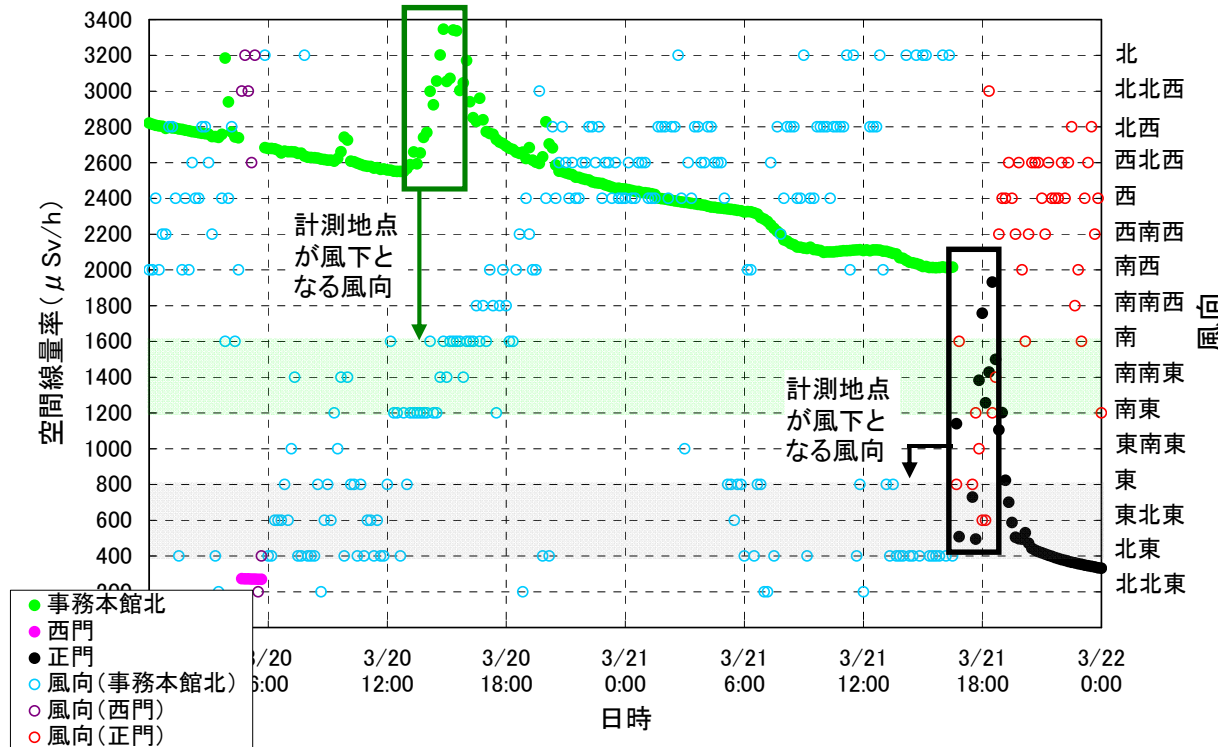


図 線量の計測地点概略図

図 福島第一原子力発電所敷地内の線量測定結果と計測地点での風向き

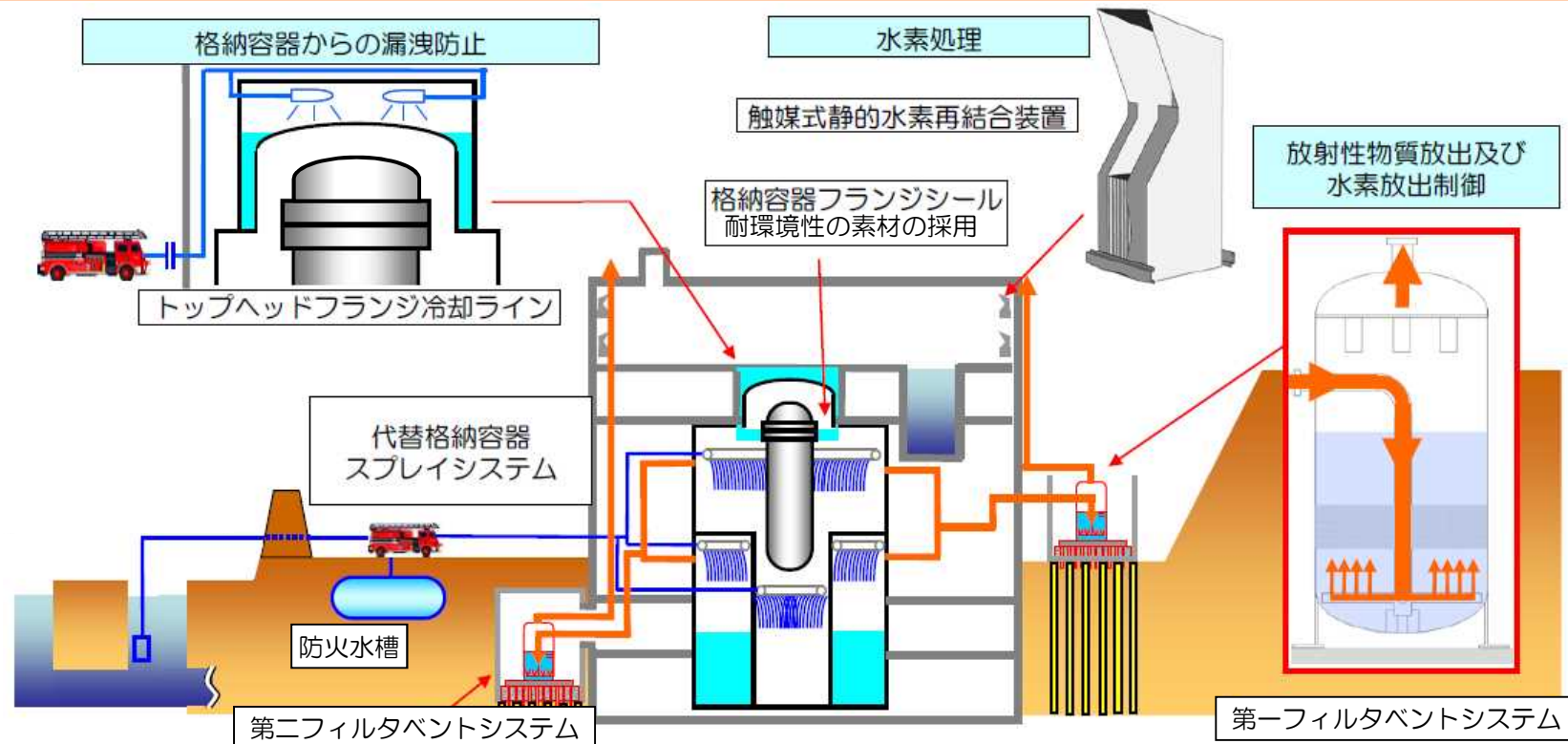
分析の結果、線量が上昇している期間は計測地点が風下である割合が高く、逆に線量が下降している期間は計測地点が風下以外の方角であった割合が高かった。
 ⇒線量上昇の要因は、風向きの変化を検知した可能性がある。

(3) 柏崎刈羽の安全対策について

福島第一原子力発電所事故では、格納容器のトップヘッドフランジ、各ハッチのシール材（ガスケット）に使用しているシリコンゴムが高温蒸気に曝されるなど過酷な事故環境において劣化し、閉じこめ機能を喪失した可能性がある。

現状、格納容器破損防止対策としては、過温破損防止以外の対策も含め、主に以下の内容を検討・実施しているが、今回得られた知見も踏まえ、安全対策の改善を図っていく。

格納容器漏えい防止 : トップヘッドの冷却、格納容器への代替スプレイ、格納容器下部への注水、フィルタベントシール材のバックアップおよび素材の改良
 放射性物質の放出抑制 : フィルタベント
 水素爆発防止 : フィルタベント、静的触媒式再結合装置



3. 新しい解析結果による1号機の事故進展の推定

(1) 概要

1号機のプラントデータは電源喪失の影響により、十分な計測がされていない。さらに、水位計のデータは正確な指示をしていなかったと考えられる。(図)
 ただし、水位の変化からも事故進展を推定することが可能であり、原子炉水位計の指示値をはじめとするプラントデータ、および既往の解析結果を合わせて分析することで、**事故進展の挙動について推定することが可能。**

- (1) 1号機のプラントデータおよび既往の解析結果から事故進展を推定
- (2) 格納容器内熱流動解析コード (GOTHIC) を用いて、(1)の推定を検証



～得られた主な知見および事故進展の概要～

(2) の解析の結果、②の漏えい箇所について、これまで候補としていた主蒸気逃がし安全弁 (SRV) 位置ではなく、格納容器上部で発生した可能性が示唆された。

- ① 3/11 18:50
燃料損傷開始、水素発生開始、原子炉压力容器から格納容器 (D/W) への小規模な漏えい
- ② 3/11 20:00～21:00
原子炉压力容器から格納容器 (D/W) への漏えい
- ③ 3/11 23:24～0:30
下部プレナムへの溶融デブリの移行 (小規模)
- ④ 3/12 1:05～2:30
下部プレナムへの溶融デブリの移行 (大規模)
- ⑤ 3/12 6:00頃
原子炉压力容器下部ヘッド損傷

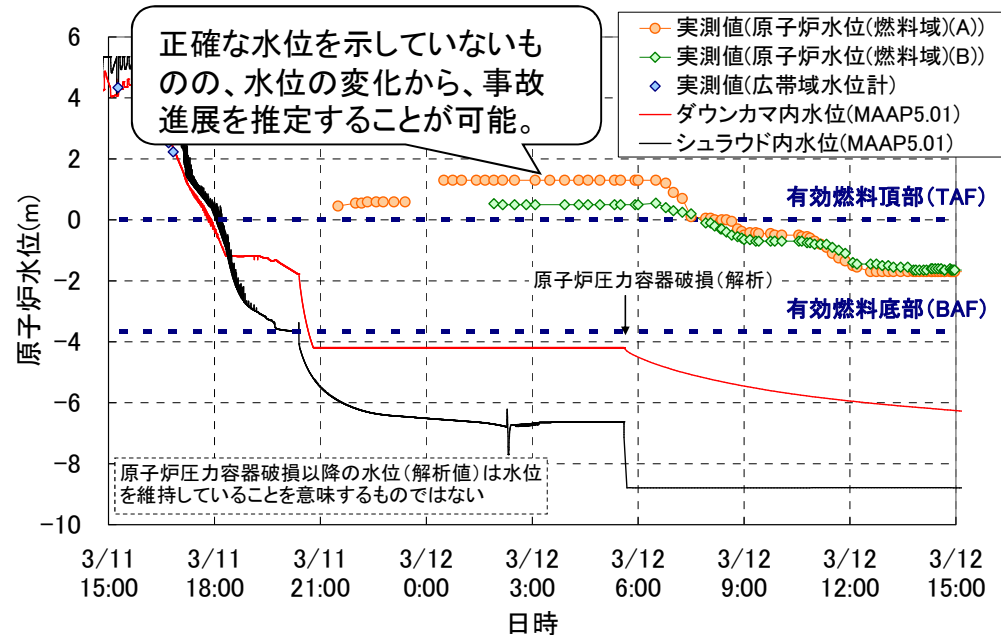


図 1号機原子炉水位変化

～柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映～

- ・ 格納容器上部での漏えいは、温度上昇に伴う格納容器の閉じこめ機能喪失に繋がる⇒格納容器破損防止対策の実施。
- ・ 原子炉水位の監視強化として直流電源の強化と予備蓄電池の配備
- ・ 水位計の凝縮槽に温度計を設置 (指示値の信頼性の確認が可能)

(2) 水位計の構造について

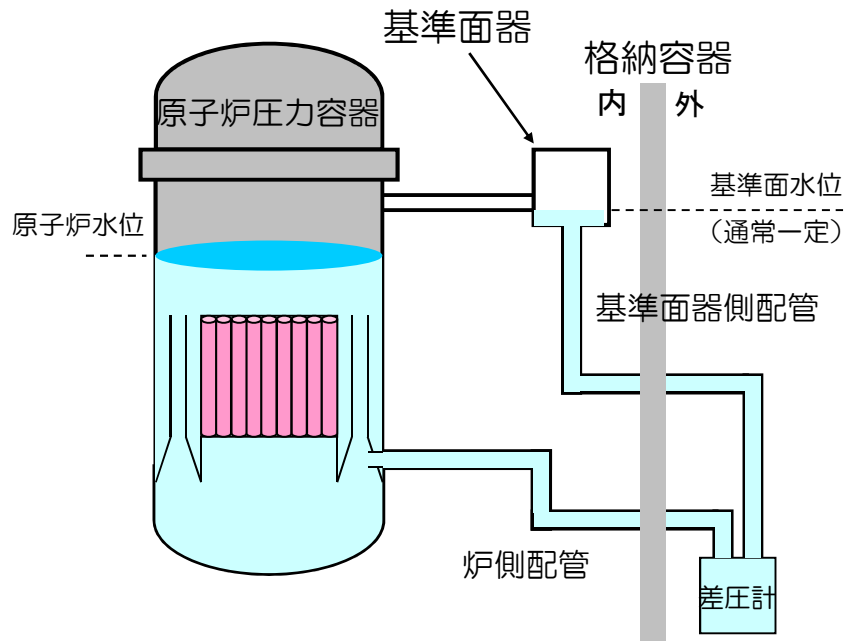


図 水位計概略図

- 原子炉水位は、基準面器側配管と、炉側配管の水頭圧の差より算出している。
- 通常、基準面器側配管の水位は常に一定で保たれている。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。
- 福島第一原子力発電所事故のように、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。
- その結果、原子炉水位を正しく測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 (=過大評価する) ことになる)

(3)GOTHICコードによる解析結果1／3

想定した事故進展をもとに解析条件を設定し、格納容器内熱流動解析コード(GOTHIC)にて解析

事故進展の② (3/11 20:00~21:00) で想定した原子炉圧力容器から格納容器 (D/W) への気相漏えいについて、漏えい位置を変更して感度解析を実施した。
 【ケース1】 漏えい位置：格納容器下部 (主蒸気逃がし安全弁 (SRV) 付近)
 【ケース2】 漏えい位置：格納容器上部

【ケース1】漏えい位置：格納容器下部 (SRV) 付近

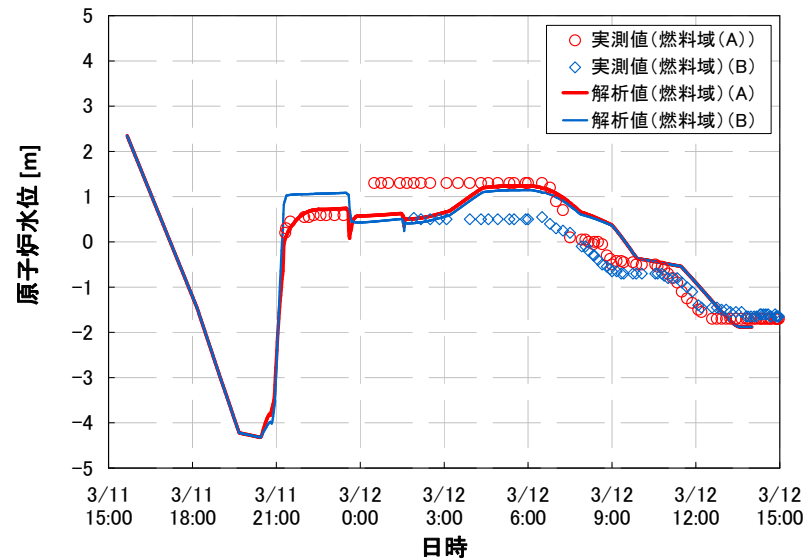


図 原子炉水位

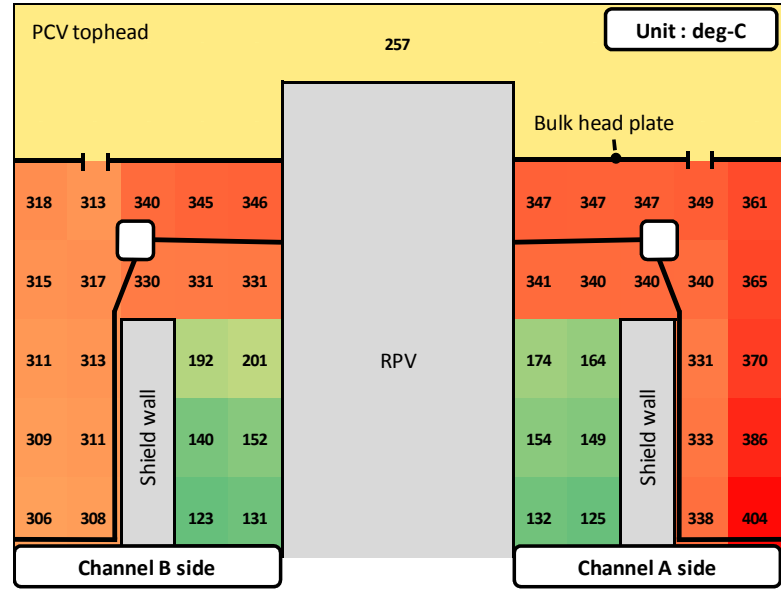


図 格納容器内温度分布

解析では、格納容器内が概ね均等に温度が上昇する結果となり、実測値のようなA系とB系の水位の差がみられない結果となった。

(3) GOTHICコードによる解析結果2/3

【ケース2】漏えい位置：格納容器上部

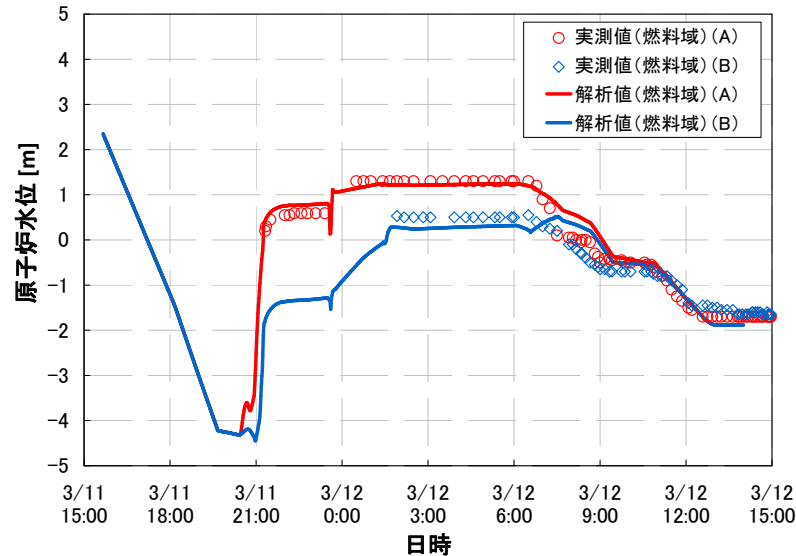


図 原子炉水位

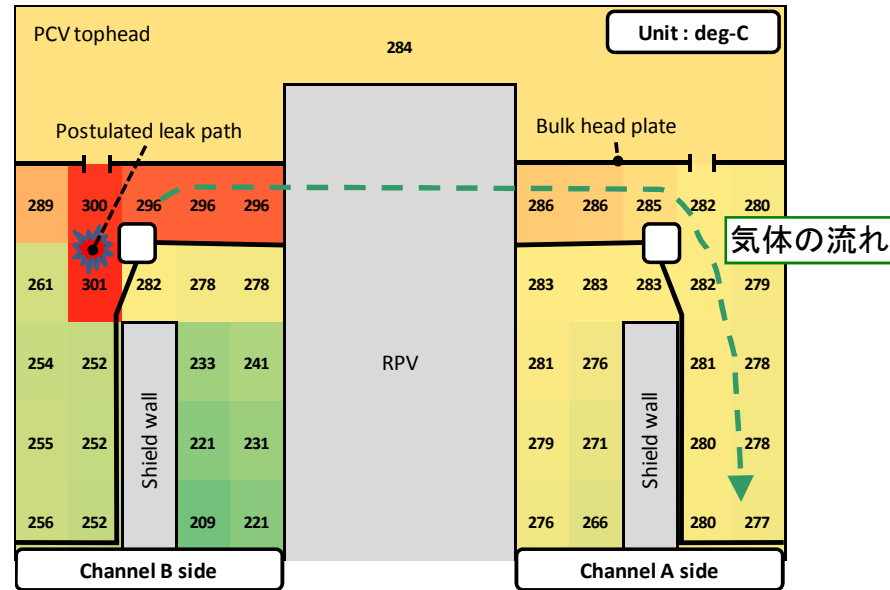


図 格納容器内温度分布

解析では、温度が上昇する部分が格納容器上部に局在化し、片側の水位計の基準面器側配管内の水位が優先的に減少することで、実測値のようにA系とB系の水位に差がある結果となった。



原子炉压力容器から格納容器 (D/W) の漏えいについて、格納容器上部で発生した可能性が示唆された。
 今後、解析条件の見直しを含め、上述の可能性についてさらなる検証を進め、事故進展の解明を進めていく。

(3) GOTHICコードによる解析結果3/3

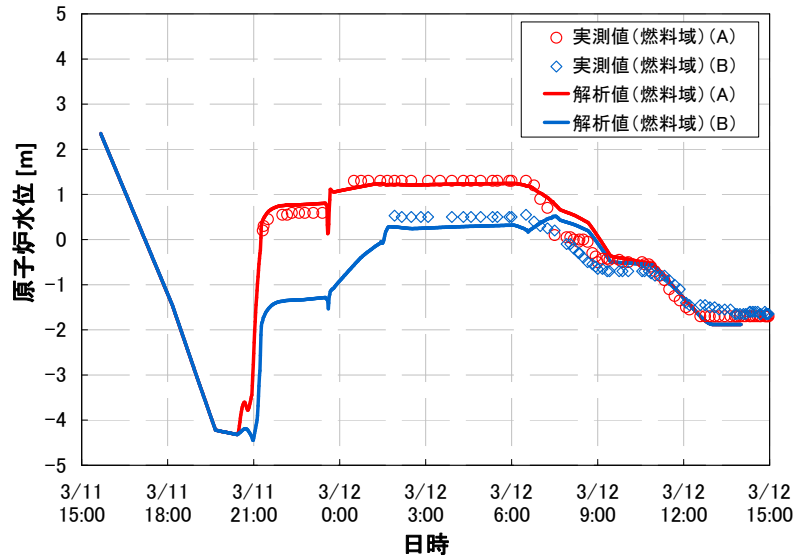


図 原子炉水位(漏えい位置:格納容器上部)

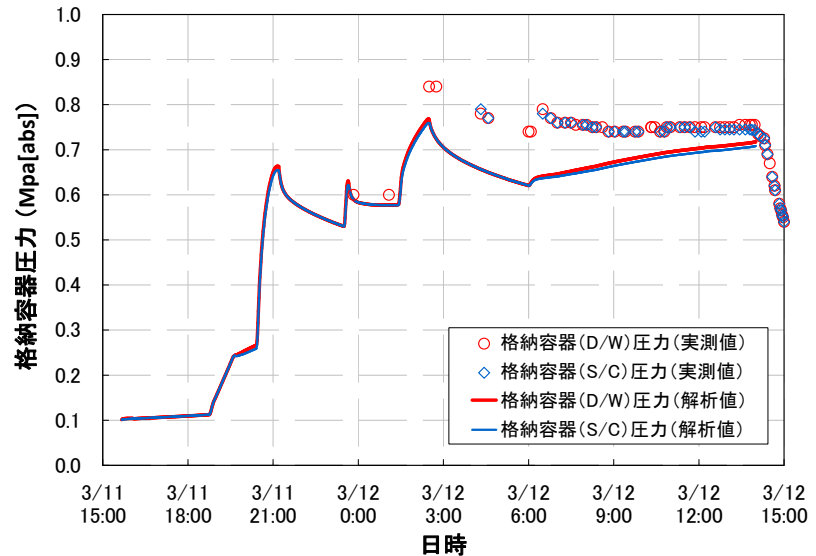


図 格納容器圧力(漏えい位置:格納容器上部)

想定した事故進展をもとに設定した解析条件で、解析した結果、原子炉水位、格納容器圧力について、測定値をある程度再現する結果を得た。



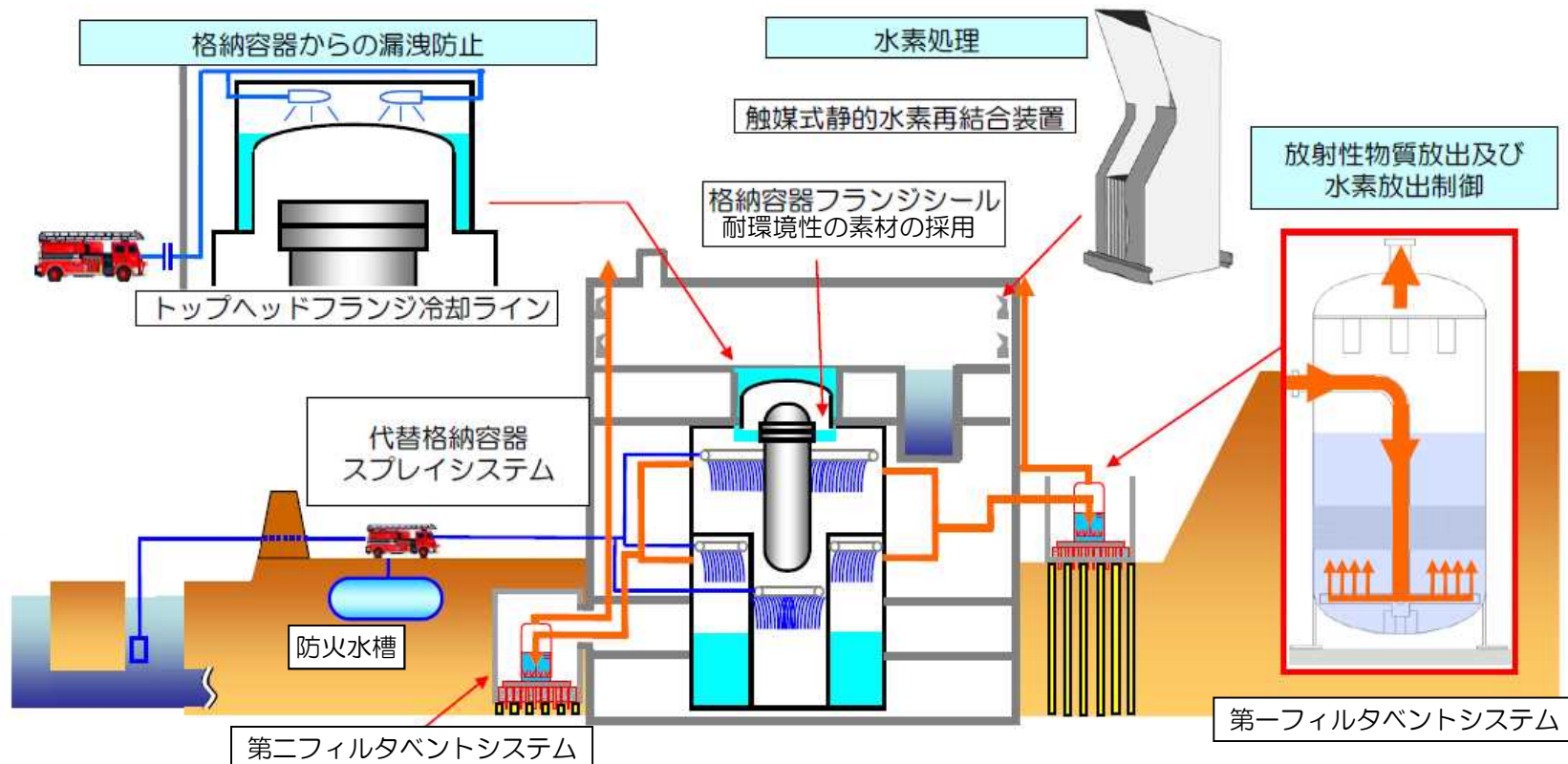
プラントパラメータおよび既往の解析結果から推定した事故進展の妥当性がより高まった。

(4) 柏崎刈羽の安全対策について

格納容器上部で漏えいが発生していたとすると、格納容器上部が高温になることが想定され、過温破損防止の対策を講じる事が重要となる。

現状、格納容器破損防止対策としては、過温破損防止以外の対策も含め、主に以下の内容を検討・実施しているが、今回得られた知見も踏まえ、安全対策の改善を図っていく。

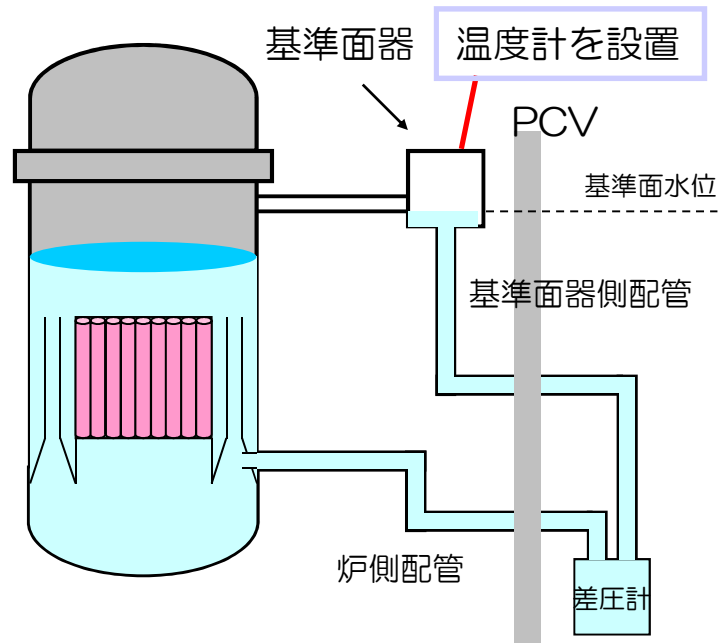
- 格納容器漏えい防止 : トップヘッドの冷却、格納容器への代替スプレイ、格納容器下部への注水、フィルタベントシール材のバックアップおよび素材の改良
- 放射性物質の放出抑制 : フィルタベント
- 水素爆発防止 : フィルタベント、静的触媒式再結合装置



(4) 柏崎刈羽の安全対策について

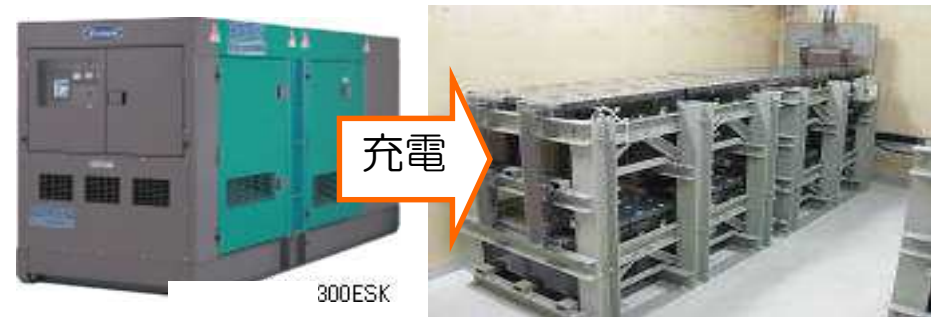
事故時にプラントパラメータが適切に計測できていることが重要。
 福島第一原子力発電所の事故では、基準面器配管の水位が減少したことで、水位が正しい値を示していなかったことをうけ、原子炉水位計測の信頼性を高めるため、以下の対策等を実施。

原子炉水位計測の強化



- シビアアクシデント時に原子炉水位計が正確な指示をしているか適切に判断するため、基準面器に温度計を設置。
- 事故以前から事故時運転操作手順書では水位指示が不明の際に、原子炉満水処置を行うこととしていたが、加えて原子炉水位不明時に原子炉水位を推定する手段を整備する。

直流電源の強化、予備蓄電池の配備



原子炉建屋最上階層に充電可能な増設直流電源を設置
 (重要監視計器の電源等にも利用)



原子炉水位監視用として予備蓄電池を配備(イメージ)

4. 2号機CAMSの測定データに基づく事故進展の推定

(1) 概要

1, 3号機と異なり、2号機は格納容器内の線量率を測定するCAMSが、炉心損傷・炉心溶融に至る前の段階で復旧し、データの測定がなされていた。これまでに判明した事故進展とCAMSの測定データとの関係は整理されていない。

格納容器のD/WとS/Cのそれぞれに設置されたCAMSの線量率測定データを、時間帯毎にその特徴を整理することで、2号機の事故進展を推定

～CAMSデータからの2号機の事故進展の整理

14日夜から、炉心損傷・炉心溶融が始まったとの従来の事故進展の整理と整合し、また、15日の夕方、大きな状態の変化が発生した可能性が高いことが判明した

～CAMSデータの長期的な傾向～

長期にわたるCAMSの線量率測定データから、3/15夕方の最大値138Sv/hから単調減少の傾向が見て取れる。すなわち、3/15以降には、**再過熱・再溶融は発生していない。**

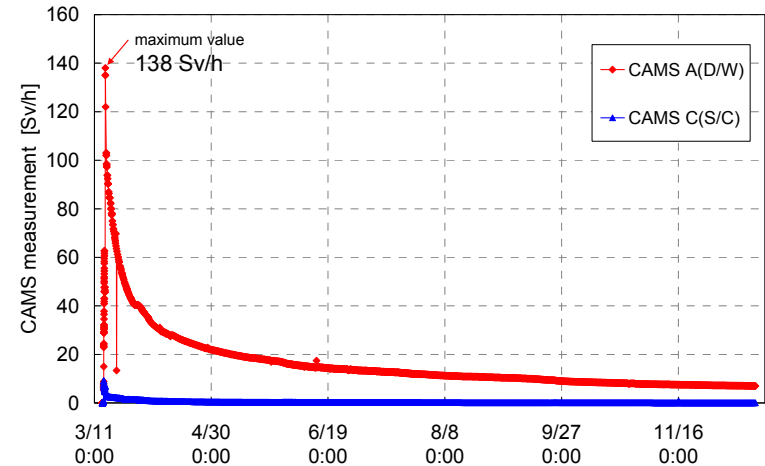
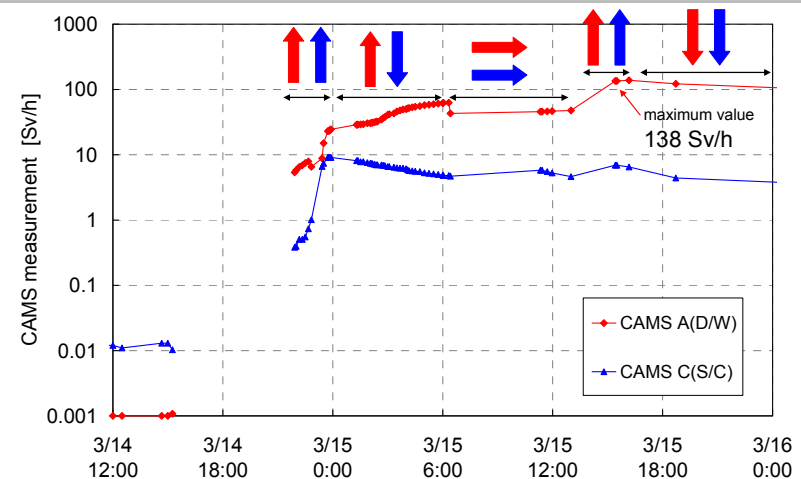
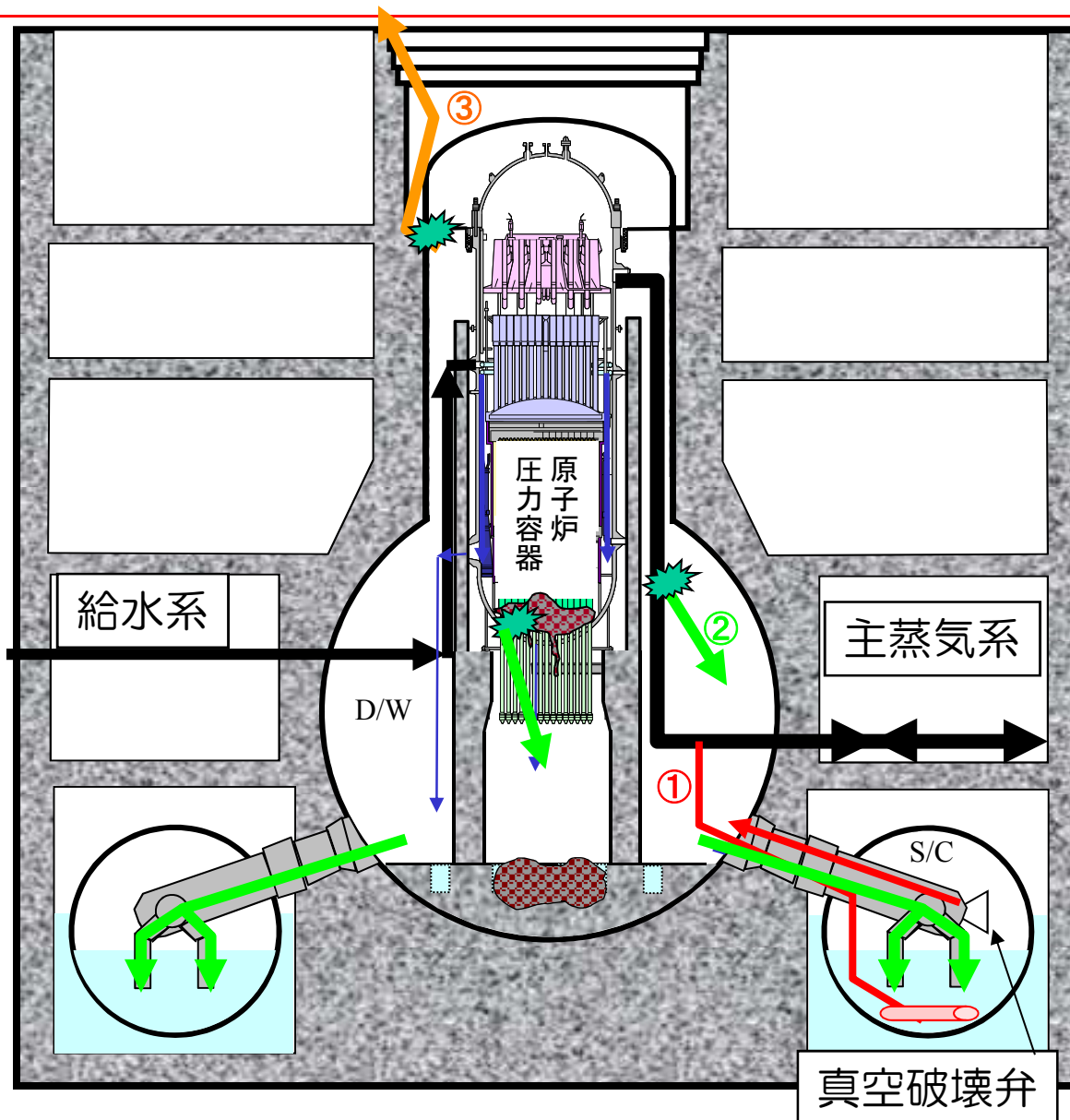


図 CAMSによる線量率測定データ(上段:短期、下段:長期)

(2) 事故時の気体の流れ(イメージ)



①

原子炉の隔離時、通常であれば原子炉圧力容器内で発生した蒸気は、主蒸気逃がし安全弁(SRV)を経由してS/Cに移行する。D/Wとの差圧が一定の圧力以上となると、真空破壊弁が動作し、S/C内の気体がD/Wへ移行する。

<気体の流れ>

原子炉圧力容器⇒S/C⇒D/W

②

原子炉圧力容器からD/Wへの漏えいが生じた場合には、原子炉圧力容器内の気体は、直接D/Wへ移行する。D/W圧力が高くなると、ベント管を経由して、D/W内の気体がS/Cに移行する。

<気体の流れ>

原子炉圧力容器⇒D/W⇒S/C

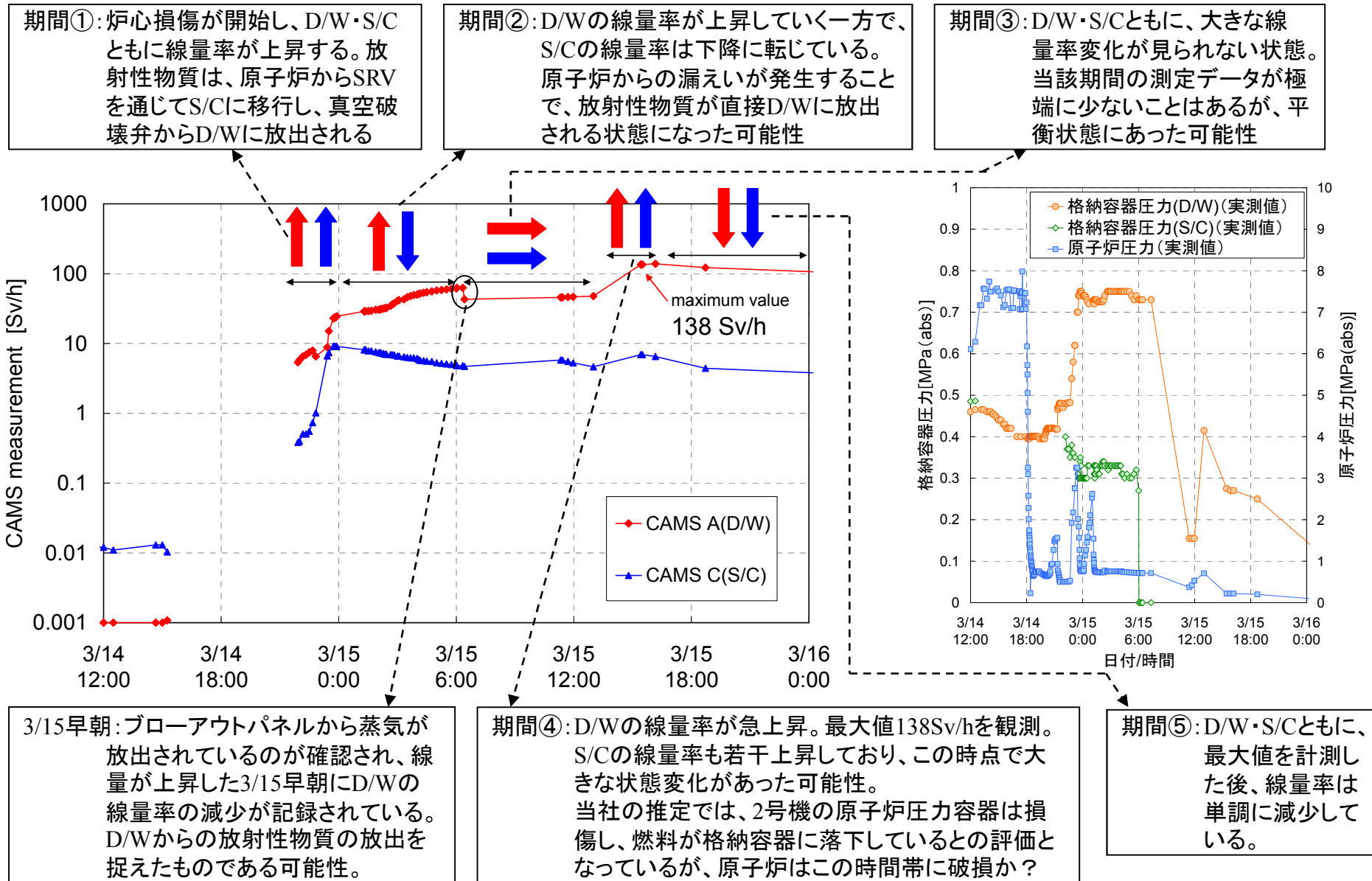
③

格納容器から原子炉建屋への漏えいが生じた場合には、D/W内の気体が原子炉建屋へと移行する。

<気体の流れ>

D/W⇒原子炉建屋

(3) 短期的なCAMSの測定データから推定される事故進展



用語集

●下部プレナム

原子炉圧力容器内で炉心の下方に存在する部分

●PCV Primary Containment Vessel

原子炉格納容器

●D/W Dry Well

ドライウェル。原子炉格納容器内の圧力抑制室を除く空間部

●S/C Suppression Chamber

圧力抑制室

●真空破壊弁

圧力抑制室の圧力がドライウェルに比べて高くなった際、差圧を解放し、均圧化するために設置されている弁。

●ペDESTAL

格納容器内で原子炉圧力容器の下方にある空間

●CAMS Containment Atmospheric Monitoring System

格納容器雰囲気モニタ系。格納容器 (D/W,S/C)内の線量率 (単位はSv/h)を測定する装置

●水-ジルコニウム反応

高温のジルコニウム (被覆管等に使用) が水蒸気と反応し、水素を発生する発熱反応。1200度程度以上では、正のフィードバックがかかるため、炉心の温度上昇が加速される。

●ラプチャディスク

ベントライン上に設置されている、一定の圧力がかからないとディスクが破れない構造となっている閉止板。誤ってベント弁が開いた場合の、格納容器内気体の外部放出を防止する装置

●TAF Top of Active Fuel

有効燃料頂部。燃料集合体のうちペレットが存在する一番上部

●BAF Bottom of Active Fuel

有効燃料底部。燃料集合体のうちペレットが存在する一番底部。BAFからTAFまでが崩壊熱による発熱のある範囲。

●MAAP解析 Modular Accident Analysis Program

シビアアクシデント解析コードであるMAAPを用いた解析

●GOTHIC Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments

格納容器内の熱流動を解析する計算ソフト。MAAPが対象とする範囲よりも狭い範囲を詳細に評価することができる。

●MCCI Molten Core Concrete Interaction

格納容器に落下した熔融炉心がコンクリートと反応し、分解・侵食する反応

●RPV Reactor Pressure Vessel

原子炉圧力容器

●SRV Safety Relief Valve

逃がし安全弁。原子炉圧力容器が過圧により破損しないように蒸気を逃す弁。

●SGTS Stand by Gas Treatment System

非常用ガス処理系。格納容器内、原子炉建屋内に放射性物質が放出された場合に、放射性物質をフィルタで除去する装置。