

福島第一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6回進捗報告 ～

2022年11月10日

東京電力ホールディングス株式会社

**TEPCO**

# 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6回進捗報告の位置づけ       | P.5 |
| 4. 第6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.13  |
| 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定 | P.20  |
| 3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定 | P.30  |
| 4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について    | P.38  |
| 5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について     | P.48  |
| 6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について      | P.61  |
| 7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討                | P.71  |
| 8. 3号機原子炉減圧後の事故進展について              | P.83  |
| 9. 3号機RCIC運転中のプラント状態の検討            | P.94  |
| 10. サンプル分析による事故状況の把握               | P.104 |

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第6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、

## **福島第一原子力発電所事故調査報告書**

(福島第一原子力発電所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、福島第一原子力発電所事故を総括。

- ✓ 福島第一原子力発電所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。

（原子力規制委員会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、

- ・ **原子力発電の安全技術を継続的に改善すること**
- ・ **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**
- ・ **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**

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、2017年12月に続き、  
6回目の進捗報告。

### 3. これまでの経緯と第6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5回にわたって調査・検討の進捗を報告してきた。
- ✓ 前々回の第4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。
- ✓ 廃炉の進捗に伴い、1～3号機格納容器内部調査、現場から採取した試料の分析結果など、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※と協働で2016～2017年度に、1～3号機における燃料デブリの分布を推定。以降も、この活動は当社にて継続。
- ✓ 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。

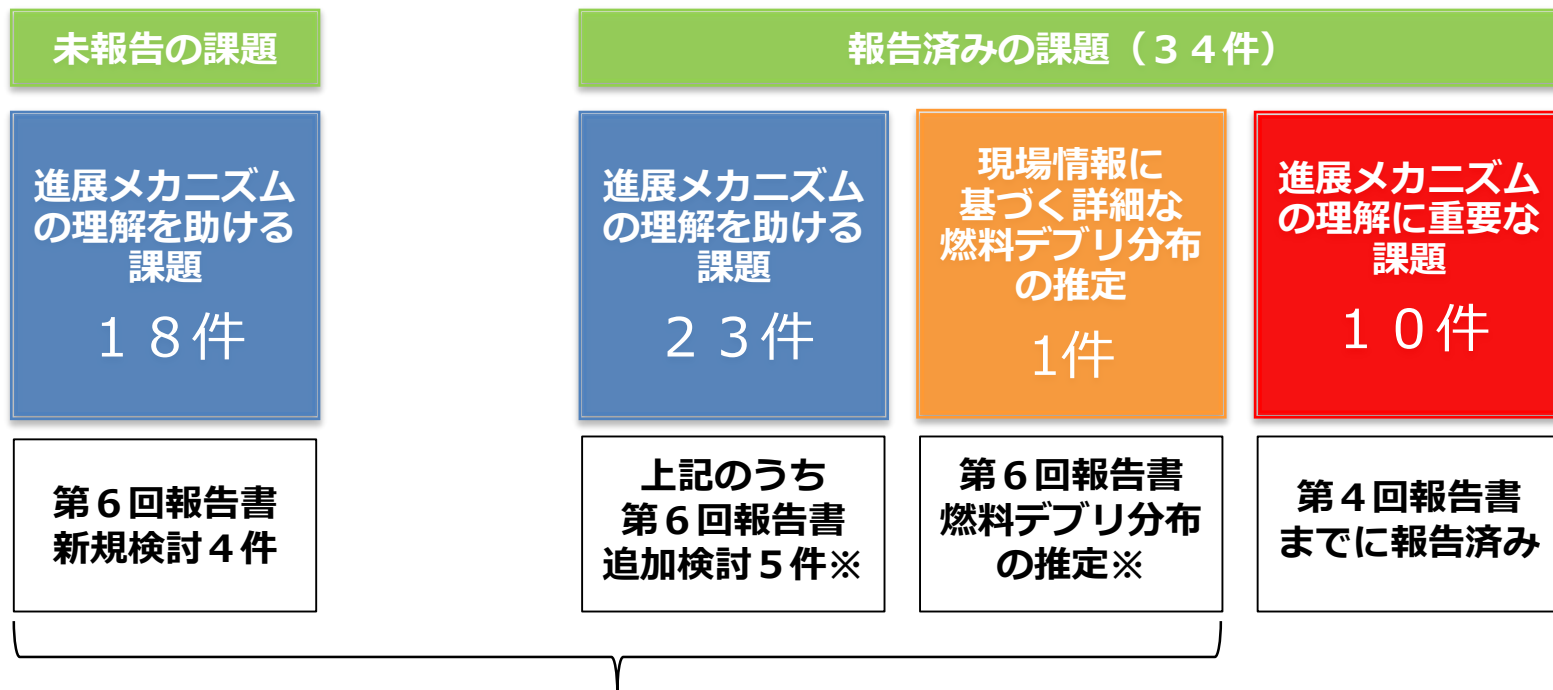
※ 廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）

### 3. これまでの検討経緯と第6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・未解明事項を**52件抽出**



第5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、34件の検討結果を報告



第6回進捗報告では、検討を進めた内容について報告するとともに、燃料デブリ分布にかかる現状の推定を提示。

※過去に検討結果を報告した課題に関連する検討

## 4. 第6回進捗報告のポイント

※【 】内は報告書の添付番号

### 1. 燃料デブリ分布の推定について【添付資料4】

当社は「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）」事業終了後も、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布を推定を継続しており、当該成果について提示する。なお、2011年以降これまで取り組んできた推定の変遷について、別途整理した。

### 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定【添付資料1-12】

1号機では原子炉建屋1階の南東エリアで高線量率を観測している。高線量率を引き起こす可能性があるシナリオを洗い出し、南東エリアへの影響を検討した結果、その原因は南東エリアに敷設されている格納容器ベントに使用した配管内の汚染によるものと特定した。

### 3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定【添付資料2-15】

1号機のRCW（原子炉補機冷却水系）系統周辺で高線量率が観測されている要因は、格納容器底部に落下した燃料デブリによりRCW配管が損傷し、系統内に放射性物質が拡散したためと推定している。一方、同様に燃料デブリが格納容器底部に落下したと考えている2号機のRCW系統に高い汚染はみられない。その原因について、2号機の格納容器内部調査の結果などから、燃料デブリが圧力容器から落下した際の温度が低く、格納容器内のRCW配管を損傷させなかったためと推定した。

### 4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について【添付資料2-16】

2号機のD/W圧力は、3月14日23:30頃から15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、以降は一旦計測が途切れ、15日11:20に計測が再開された際には0.155MPa[abs]まで低下していた。この圧力の大きな低下の要因について、プラントパラメータの指示値および観測事実などから検討し、格納容器からの気相漏えいに加え、S/Cがおさまるトラス室が浸水した影響によりS/C気相部で蒸気の凝縮が進んだことが寄与した可能性があると推定した。

### 5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について【添付資料2-17】

2号機で事故当時使用していた格納容器圧力計のうち、AM用S/C圧力計は3月13日3時にバッテリーを接続し電源を復旧したが、ダウンスケールあるいはD/W圧力と乖離した低い指示値を示した。AM用S/C圧力計がこれらの異常な指示値を示した要因について検討した結果、当該圧力計が設置されている部屋に津波の水が浸入し、計器が水没することで電氣的に故障し、異常な指示値を示したものと推定した。



## 4. 第6回進捗報告のポイント

※【 】内は報告書の添付番号

### 6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について【添付資料2-18】

2号機では、電源復旧に伴い、CAMSの測定値が得られている。保守的に炉心損傷割合を評価するとされていた評価マップではS/C CAMSを用いて評価する場合、炉心損傷割合を過小評価する傾向があることが分かった。これは、Mark-I格納容器の幾何形状およびCAMS検出器の設置位置による影響を適切に反映していないことが原因と推定した。

### 7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討【添付資料3-11】

3号機では3月11日17:15～12日20:00にかけて、S/C水位のデータが採取されている。S/C水位の情報は、水素発生量の推定や、燃料デブリが格納容器床に落下した際の蓄水状況の推定に活用できるもので、13日9時頃の原子炉減圧以降の事故進展や、燃料デブリの冷却状態を推定する上で重要な情報である。本検討では、S/C水位の実測値および格納容器圧力の変化をもとに、データの無い13日9時頃のS/C水位を検討した。その結果、S/C水位はS/C底部から約7mと、真空破壊弁を超える高い位置にあったものと推定した。

### 8. 3号機原子炉減圧後の事故進展について【添付資料3-12】

3月13日9時～14日0時までの3号機の事故進展シナリオの更なる検討として、圧力容器の気相漏えい面積、SRV開弁数といった事故進展シナリオ上重要なパラメータの取りうる範囲を解析によって評価した。検討の結果、実測値の傾向を定量的に再現できる事故進展シナリオとして、13日9時頃のADS作動以降のSRVの開閉状態、圧力容器からD/Wへの気相漏えいの状況など推定した。

### 9. 3号機RCIC運転中のプラント状態の検討【添付資料3-13】

3号機の津波到達後のRCIC運転は、起動停止によるバッテリーの消費を抑えるため、水源であるCSTへの戻りラインを活用するなど、原子炉への注水量を調整したものであった。この期間の原子炉圧力の挙動は、SRVの作動設定圧とは異なる圧力で変化するなど特異な点があり、これについては、RCICの特殊な運転下でSRVが開閉する複雑な状況を反映したものと認識している。今回、RCICによる原子炉への注水及びSRV開閉を模擬した再現解析を行うことでこの定性的な説明の妥当性を確認した。

### 10. サンプル分析による事故状況の把握【添付資料5】

1～3号機の格納容器内外で採取したサンプルや環境サンプルからは放射性微粒子が検出されており、その組成や結晶構造に着目し生成プロセスを推定した。また、推定結果に基づき燃料デブリの状態や事故進展過程の観点から考察を行った。

## 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。

<至近の主な発表実績>

日本原子力学会 2018年春（サンプル分析）・秋（2uRCW）、2019年秋（サンプル分析、2uPCV圧力）

FDR 2019 (International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research 2019) (2uPCV圧力、サンプル)

第4回廃炉国際フォーラム（サンプルポスター）

2018年度地球化学学会年会（不溶性Cs粒子）

### 原子力規制委員会 事故分析検討会

再開された事故分析検討会に、オブザーバーとして議論に参画。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

2016～2017年度に、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。以降は、当社にて検討を継続。

海外機関の協力を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された。

なお、現場で採取した試料の分析結果から、炉内・格納容器内の状態推定等に繋げる取組みについては、廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発」と協働して進めている。

### 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用。

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
	・ 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3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
	・ 3号機圧力抑制プールの温度成層化について	3号機-3
	・ 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

# (参考) 5 2 課題への取り組み状況 (1/2)

赤字：新規追加

課題No.	件名	検討の有無	関連する検討
共通-1	炉心損傷後のSRVの動作について	○	添付資料1-3, 2-12, 3-4, 3-13
共通-2	消防車による原子炉注水量について	○	添付資料1-4, 1-5, 2-14
共通-3	水位計の基準面器配管の水の蒸発挙動について	○	添付資料1-6, 2-14, 3-9
共通-4	PLRメカニカルシールからの漏えいについて	-	-
共通-5	コア・コンクリート反応について	-	-
共通-6	熔融炉心の下部プレナム落下挙動	○	添付資料1-8
共通-7	放射性物質の大気放出のタイミングとモニタリングデータの関連について	○	添付資料1-11
共通-8	ベント時の格納容器からの放射性物質の放出挙動について	-	-
共通-9	3月20日前後の線量上昇について	○	添付資料3-6
共通-10	炉心損傷状況とデブリ位置について	○	本文, 添付資料4, 5
共通-11	原子炉建屋の水素爆発について	○	添付資料1-10, 3-10
共通-12	巨大連動型地震及び巨大津波発生に関する知見について	-	-
共通-13	福島県浜通り南部地域における地震活動の活発化について	-	-
共通-14	津波の福島第一主要建屋への詳細な到達時刻や浸水経路について	○	添付資料地震津波-1, 地震津波-2
共通-15	津波の波力による影響について	-	-
共通-16	ヒューマンファクターの観点からの検討	-	-
1号機-1	1号機水素によるICの除熱劣化について	○	添付資料1-7
1号機-2	1号機IC動作の場合の挙動について	○	添付資料1-7
1号機-3	1号機指示不良後の原子炉水位計指示値の挙動について	○	添付資料1-6
1号機-4	1号機地震の影響によるLOCAの可能性について	○	添付資料1-3
1号機-5	1号機原子炉圧力容器の気相漏えいについて	-	-
1号機-6	1号機格納容器の気相漏えいについて	-	-
1号機-7	1号機3月11日の原子炉建屋内の線量上昇について	-	-
1号機-8	1号機原子炉建屋1階南東エリアの高線量汚染の原因の特定	○	添付資料1-12
1号機-9	1号機RCW配管の高線量汚染の原因の特定	○	添付資料1-9, 2-15
1号機-10	1号機SGTS配管周辺の高線量汚染について	-	-

# (参考) 5 2 課題への取り組み状況 (2/2)

赤字：新規追加

課題No.	件名	検討の有無	関連する検討
1号機-11	1号機消防車による注水条件の変更	○	添付資料3
2号機-1	2号機制御電源喪失後のRCIC流量について	○	添付資料2-4
2号機-2	2号機RCICの停止原因について	—	—
2号機-3	2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について	○	添付資料2-17
2号機-4	2号機津波到達後のRHR系統の状況について	○	添付資料2-5
2号機-5	2号機14日13時頃からの格納容器圧力挙動について	○	添付資料2-6
2号機-6	2号機SRV強制開時のPCV圧力について	○	添付資料2-6
2号機-7	2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	○	添付資料2-7, 2-9
2号機-8	2号機原子炉圧力容器の気相漏えいについて	○	添付資料2-10
2号機-9	2号機ラプチャディスクの作動の有無について	○	添付資料4
2号機-10	2号機水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	○	添付資料2-8, 2-13
2号機-11	2号機原子炉格納容器の気相漏えいについて	○	添付資料2-16
2号機-12	2号機15日のCAMS指示値の急上昇について	○	添付資料2-10, 2-11, 2-18
2号機-13	2号機水素爆発が起きなかったことについて	—	—
3号機-1	3号機RCICの停止原因について	○	添付資料3-5
3号機-2	3号機指示不良後の原子炉水位計指示値の挙動について	○	添付資料3-9
3号機-3	3号機圧力抑制プールの温度成層化について	○	添付資料3-7
3号機-4	3号機HPCI運転中の原子炉水位の挙動	○	添付資料3, 3-3
3号機-5	3号機HPCI停止後の原子炉水位の挙動	○	添付資料3, 3-3, 3-4, 3-9
3号機-6	3号機13日9時頃の原子炉圧力の急速減圧挙動	○	添付資料3-3, 3-4
3号機-7	3号機13日急速減圧後の原子炉圧力の挙動	○	添付資料3-3, 3-4
3号機-8	3号機ベント操作時の格納容器圧力の挙動	○	添付資料3-8, 3-11, 3-12
3号機-9	3号機原子炉圧力容器の気相漏えいについて	○	添付資料3-11, 3-12
3号機-10	3号機格納容器の気相漏えいについて	○	添付資料3-8, 3-11, 3-12
3号機-11	3号機原子炉建屋上部からの大量の蒸気発生	○	添付資料3-8
3号機-12	3号機消防車による注水条件の変更	—	—

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第6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（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業の成果を含みます。

IRID IAE

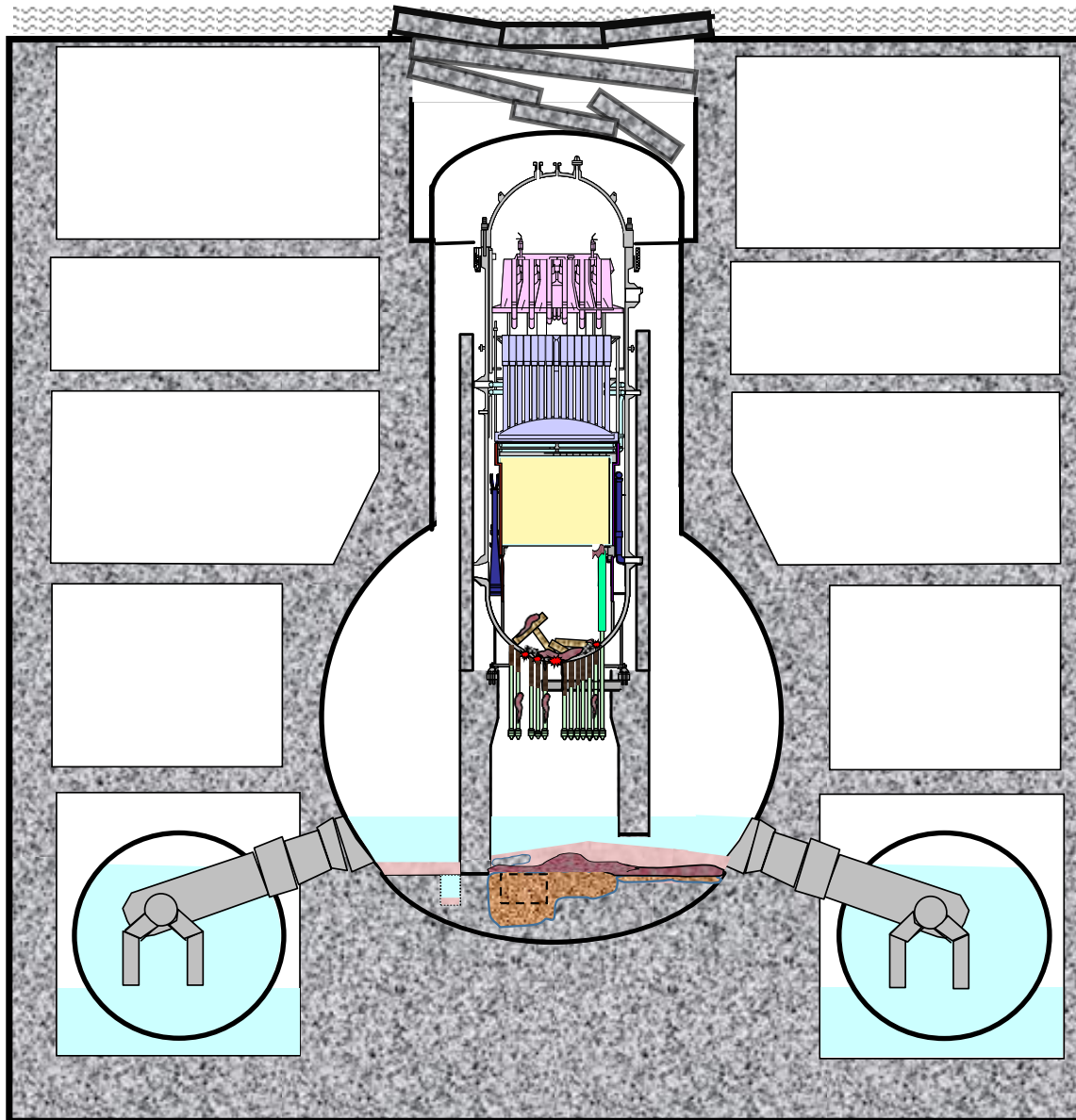
# 概要

- 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2016、2017年度において、「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）」事業と協働し、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布を推定した。
- 事業終了後もこの取り組みを当社にて継続している。前回報告以降の現場調査（※）が進んだ結果、炉内・格納容器内の情報が入手できており、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など
- 過去に推定してきた内容については、報告書「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について」として2021年7月に公表済み。今後は「未確認・未解明事項の調査・検討」の一部として更新していく。

次ページより、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

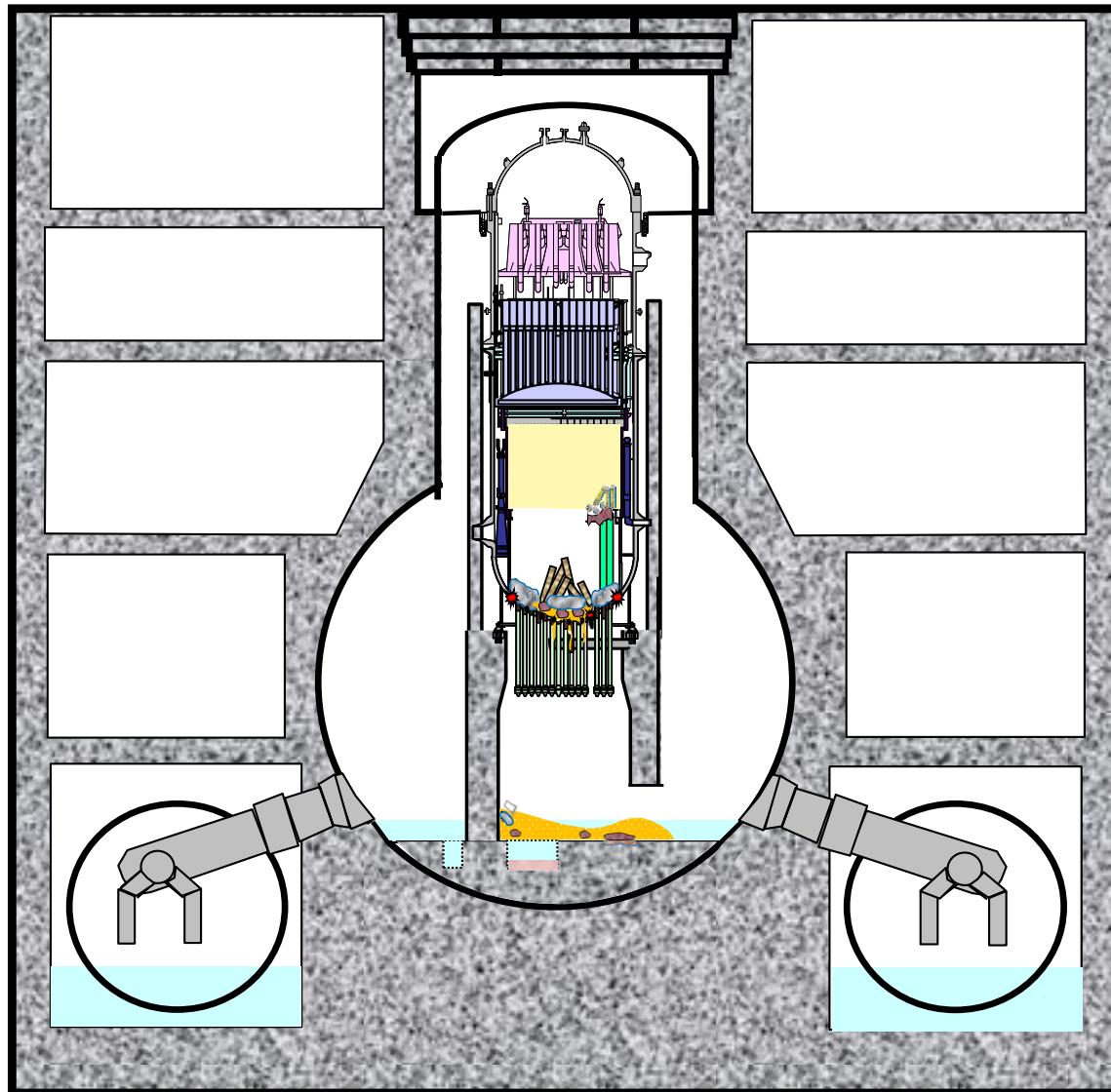


## 凡例

-  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
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD（内部にデブリ）
-  シュラウド
-  破損したシュラウド
-  RPV破損口
-  堆積物（材質不明）

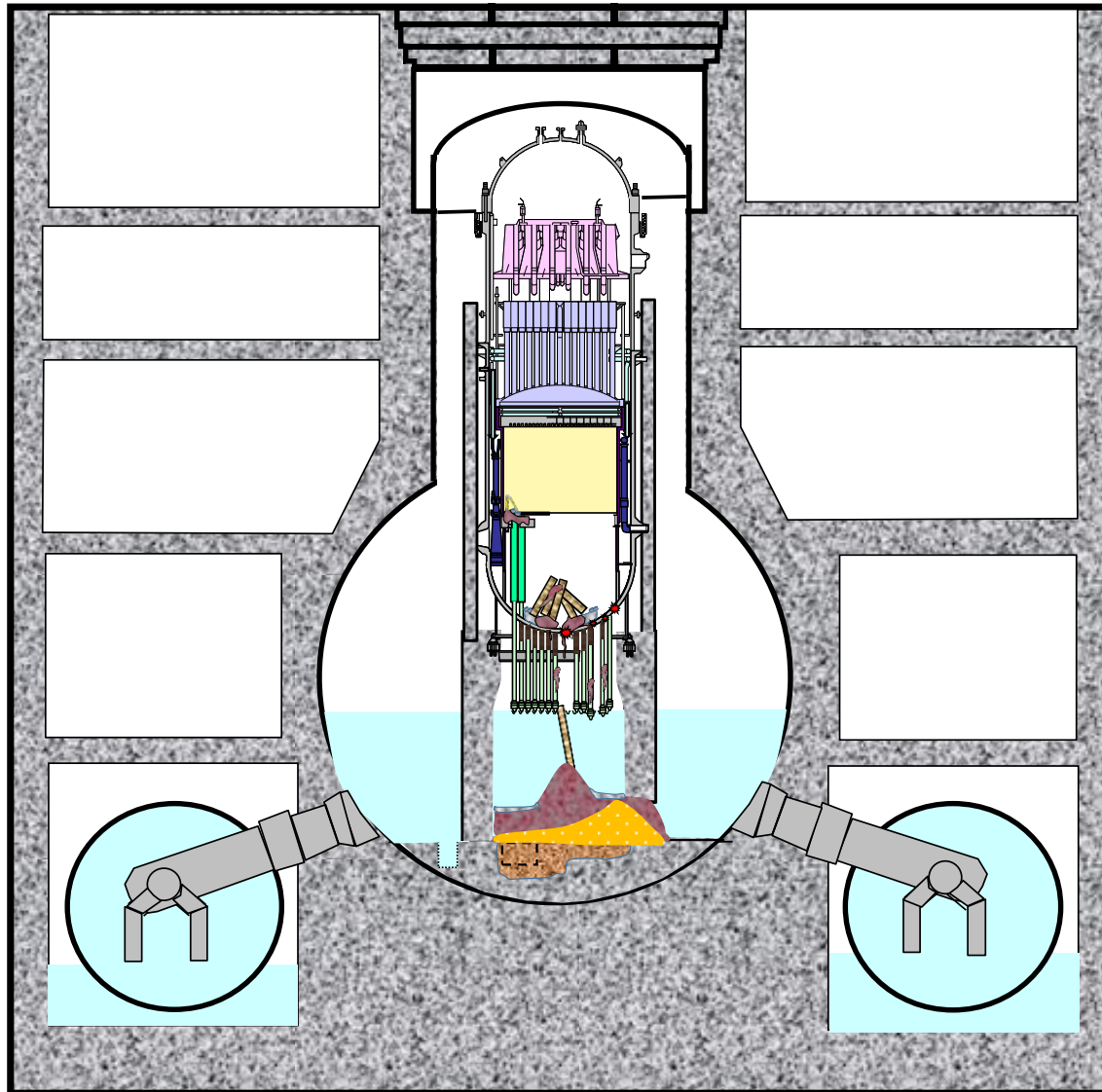
## 2号機 燃料デブリ分布の推定図

凡例



-  残留燃料棒及びその残骸
-  酸化物デブリ（多孔質）
-  粒子状デブリ
-  燃料デブリ（金属を多く含む）
-  コンクリート混合デブリ
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD（内部にデブリ）
-  シュラウド
-  ペレット
-  RPV破損口
-  上部タイプレート
-  堆積物（材質不明）

## 3号機 燃料デブリ分布の推定図

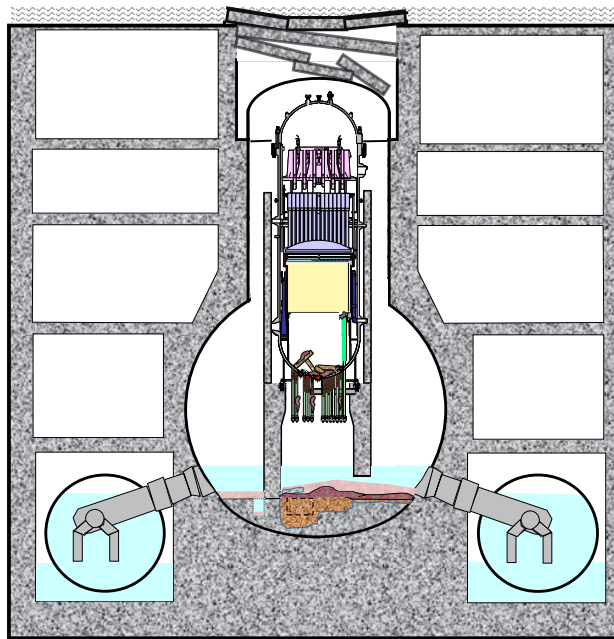


## 凡例

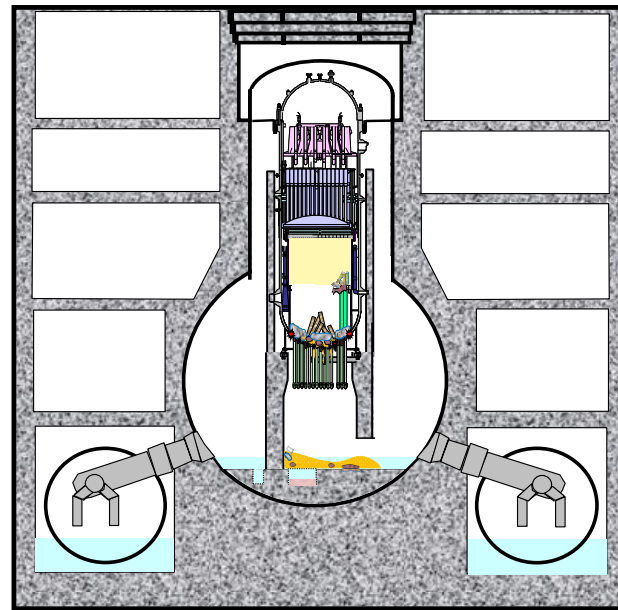
-  残留燃料棒及びその残骸
-  酸化物デブリ（多孔質）
-  粒子状デブリ
-  燃料デブリ（金属を多く含む）
-  コンクリート混合デブリ
-  CRGT
-  破損したCRGT
-  CRD
-  CRD（内部にデブリ）
-  シュラウド
-  ペレット
-  RPV破損口

## 炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

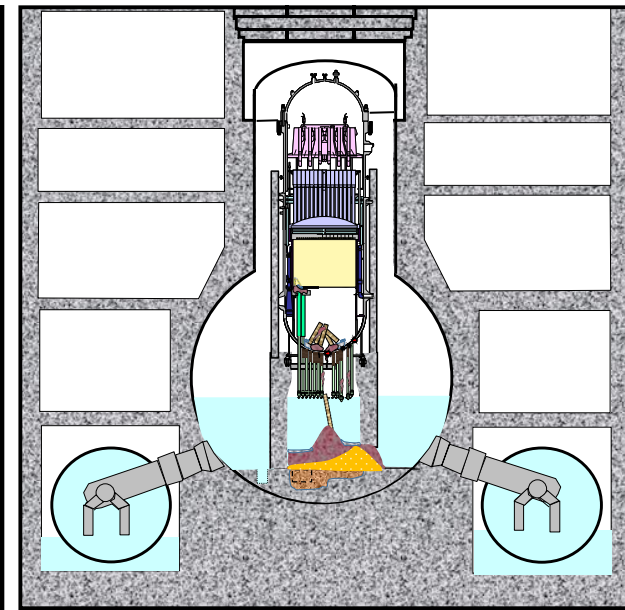
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	約2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨	多い ∨	少ない ∧	約0.3m	低レベル
3号機	少ない	少ない	ある程度	約5m	満水



1号機



2号機

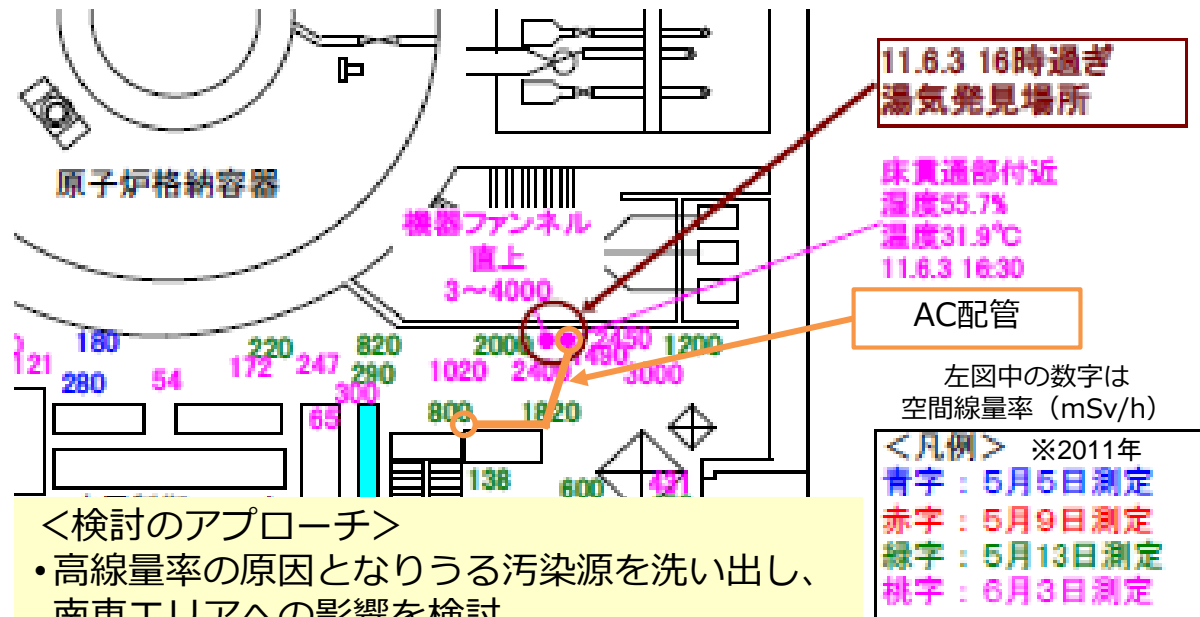


3号機

## **2. 1号機原子炉建屋 1階南東エリアで 観測された高線量率の原因の特定**

# 概要

- 1号機では、事故直後に1階南東エリアにて1000mSv/hを超える高線量率が観測されている。
- 当該エリアでは、2011年6月に床貫通部から湯気が流出していることが確認された。
- エリア近傍にはPCVベントで使用したAC配管が敷設されていることもあり、本検討では南東エリアで高線量率が観測された原因と考えられるこれらの影響を中心に、その他の可能性も含めて原因を特定した。



南東エリアの床貫通部で確認された湯気 (2011年6月撮影)

## <検討のアプローチ>

- 高線量率の原因となりうる汚染源を洗い出し、南東エリアへの影響を検討
- 抽出した汚染源について、以下の観点から南東エリアへの影響を評価
  - (1) 汚染の原因
  - (2) 汚染源からの放射線による影響
  - (3) 汚染源からの放射性物質の移行の有無



南東エリアで観測された高線量率は、PCVベントに使用したAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：  
ベントラインからの放射線による事故対応操作への影響を低減する対策

# 検討すべき汚染源の洗い出し

2. 1号機原子炉建屋 1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

## ① 湯気による汚染及びトラス室の汚染

- 2011年6月の調査において、南東エリアから地下1階トラス室へ繋がる床貫通部より湯気の流出を確認
- 床貫通部近傍で数1000mSv/hの高線量率を観測
- トラス室内で1000mSv/hを超える高線量率を観測

## ② 不活性ガス系 (AC) 配管の汚染

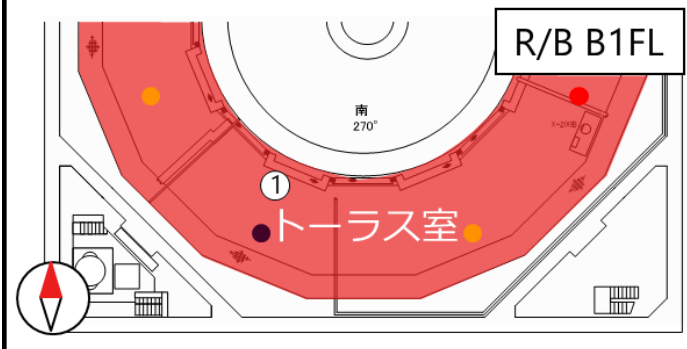
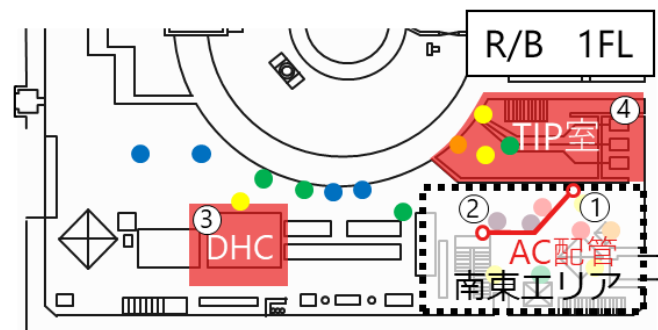
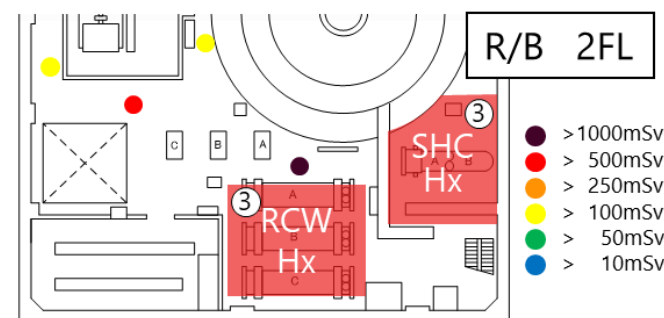
- 南東エリアにはPCVベントに使用されたAC配管が敷設されており、ベントガス中の放射性物質により配管内が汚染され、周辺の線量率が上昇している可能性

## ③ 原子炉補機冷却水系 (RCW) 配管の汚染

- 1号機ではRCW配管付近で高線量率を観測  
⇒PCV底部へ落下した溶融燃料がRCW配管を損傷し、放射性物質がRCW配管内を移行したと推定(第4回で報告)
- RCW系の負荷としてRCW熱交換器(RCW Hx)、RHR停止時冷却系熱交換器(SHC Hx)、ドライウェル除湿系(DHC)が近傍に存在

## ④ 移動式炉内計装系 (TIP) 室の汚染

- 溶融燃料によりTIP計装ドライチューブが破損してTIP計装内が汚染され、周辺の線量率が上昇している可能性



□ 抽出した汚染源について、以下の観点から南東エリアへの影響を評価

(1)汚染の原因 (2)汚染源からの放射線による影響 (3)汚染源からの放射性物質の移行の有無

# 高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

## ①湯気による汚染及びトーラス室の汚染

- 流出した湯気はPCV内滞留水から発生した可能性が高く、湯気による1階南東エリアの汚染の可能性を考慮する必要がある。
- トーラス室自体も高線量率が観測されているが、躯体コンクリートで十分遮へいされることから、1階南東エリアへの影響は支配的な要因でないと考えられる。

### (1)汚染の原因（トーラス室が高線量である原因）

- ベントライン内部、真空破壊ライン内部やS/C内部の汚染
- 観測のとおり、サンドクッションドレン管（X-5Bベント管下部）及び伸縮継手破損箇所（X-5Eベント管上部）から液相漏えいを確認  
→当該漏えいに伴い、放射性物質がトーラス室に移行  
(2011年6月時点では、PCV水位が伸縮継手破損箇所程度にあり、そこから湯気が流出していた可能性。)

⇒ 次頁で検討

### (2)汚染源からの放射線の影響（トーラス室の汚染の影響）

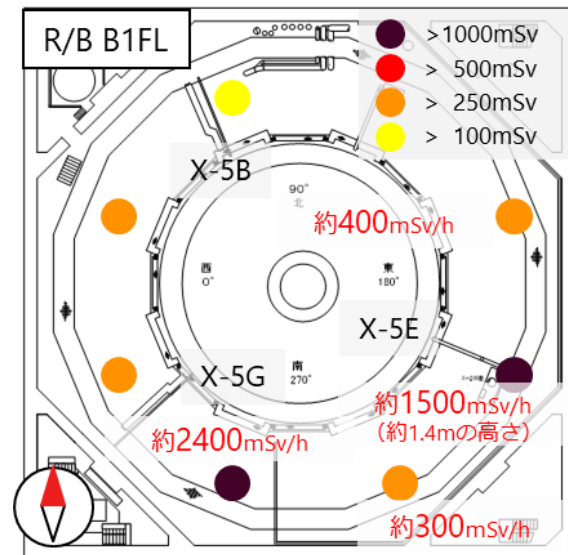
- キャットウォーク上で数100～2400mSv/hを確認  
→躯体コンクリートによる遮へい（厚さ650mm）で1階南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

### (3)汚染源からの放射性物質の移行（湯気の発生原因）

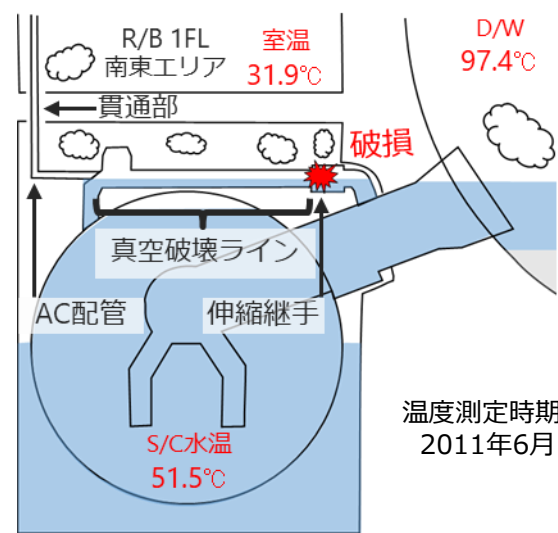
トーラス室内滞留水から湯気が発生した可能性	×
・他の貫通部では湯気を確認していないなどの理由から、トーラス室内滞留水の温度は高くなく、湯気の発生源でないと考えられる	
PCV内滞留水から湯気が発生した可能性	○
・AC配管床貫通部は、漏えいを確認している真空破壊ライン伸縮継手のほぼ真上に位置	
・当時のPCV水位は伸縮継手破損箇所程度にあり、PCV内の気体（湯気）が流出する状況にあった可能性	

⇒ 次頁で検討

## 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



トーラス室内（キャットウォーク上）の空間線量率（2014年5月測定）



温度測定時期: 2011年6月

推定される湯気の発生経路



# 高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

## ①湯気による汚染及びトーラス室の汚染

南東エリアのγカメラ測定や床サンプル分析の結果、湯気による顕著な汚染は無く、南東エリアへの影響は支配的ではないと考えられる。

### γカメラ測定結果

- ・中央部のAC配管で高線量率を確認
- ・湯気による汚染が想定される周辺の構造物に汚染無し
- ・湯気が流出していた床貫通部に顕著な汚染無し

### 床サンプルの分析

#### サンプルA

- ・X-6ペネトレーション近傍
- ・表面に水跡なし



表面線量率：0.14mSv/h

#### サンプルB

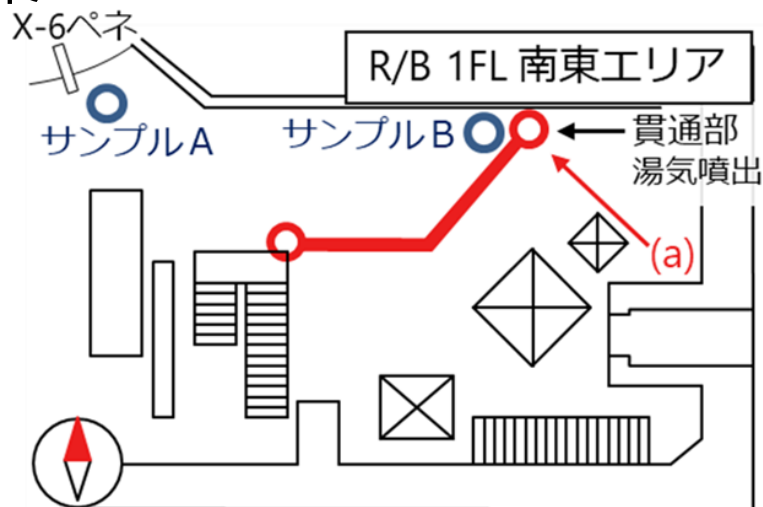
- ・湯気が流出した貫通部近傍
- ・表面に水跡あり



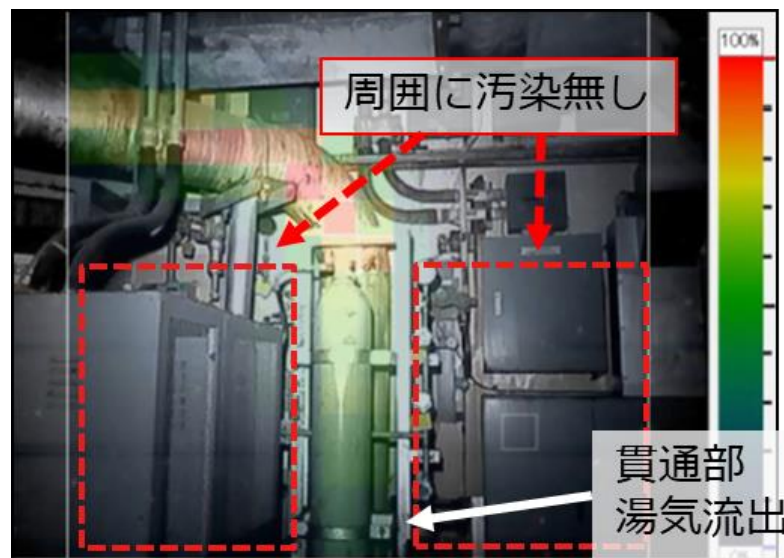
表面線量率：0.38mSv/h

→BはAの2.7倍の線量率であったが、南東エリアで観測された高線量率に影響を与えるような顕著な汚染ではない

2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



γカメラ測定位置とサンプル採取位置



γカメラ写真 ((a)方向) (2013年12月測定)

# 高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

## ②AC配管の汚染

γカメラの測定結果から、AC配管に沿って汚染が確認されたことから、配管内から南東エリアへの放射性物質の移行は無かったものの、AC配管の汚染による影響が支配的であると考えられる。

### (1)汚染の原因

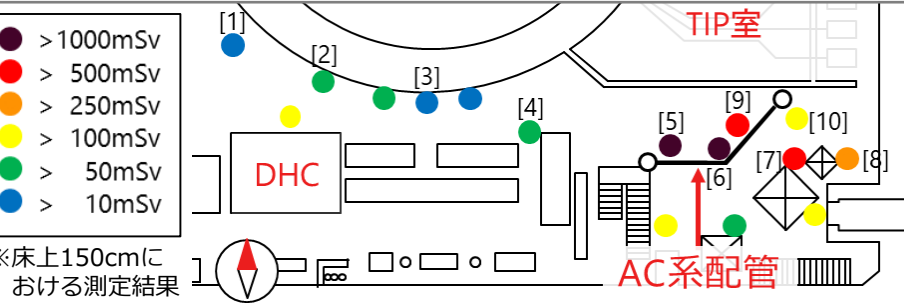
- ベントに使用されたAC配管は、ベント時に配管内部を通過した放射性物質により汚染（AC配管に沿って汚染を確認）

### (2)汚染源からの放射線の影響

- γカメラ測定結果から、AC配管による床上150cmの空間線量率は約900mSv/hとの評価結果
- 南東エリアの空間線量率 (>1000mSv/h) と概ね一致
- AC配管は湯気の流出していた貫通部から立ち上がり、南東エリアの床上200cmを通り、2階へ抜けている
- 高所にある配管曲がり部の空間線量率が高く、床上5cmよりも床上150cmのほうが空間線量率が高いことと整合

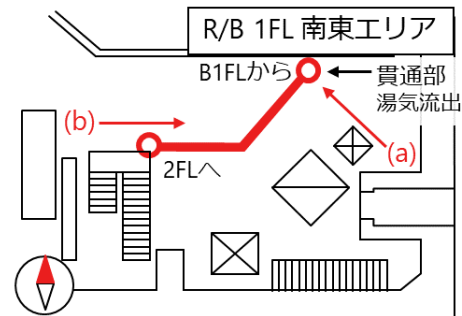
### (3)汚染源からの放射性物質の移行

- γカメラ測定によりAC配管に沿った汚染を確認
- 汚染は配管内に留まり、南東エリアへの放射性物質の移行は無かった

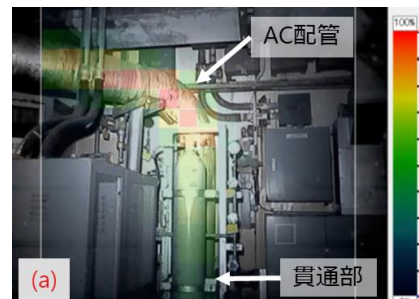


※床上150cmにおける測定結果

## 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



南東エリアのγカメラ測定位置



γカメラ写真（2013年12月測定）

測定点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
床上 150 cm	31	62	26	52	1662	1097	511	314	659	203
床上 5 cm	20	41	32	31	186	331	274	244	158	144

南側の空間線量率[mSv/h]（2013年12月測定）

# 高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

## ③RCW配管の汚染

RCW系統で高線量率が観測された2階RCW-Hxや1階SHCポンプ室からの放射線は躯体コンクリートで十分遮へいされること、また、1階南東エリア近傍においてRCW系統水が漏えいした痕跡がないことから、RCW配管の汚染による南東エリアへの影響は支配的でないと考えられる。

### (1)汚染の原因

- PCV底部へ落下した熔融燃料がRCW配管を損傷し、放射性物質がRCW配管内を移行し、系統内に滞留したと推定

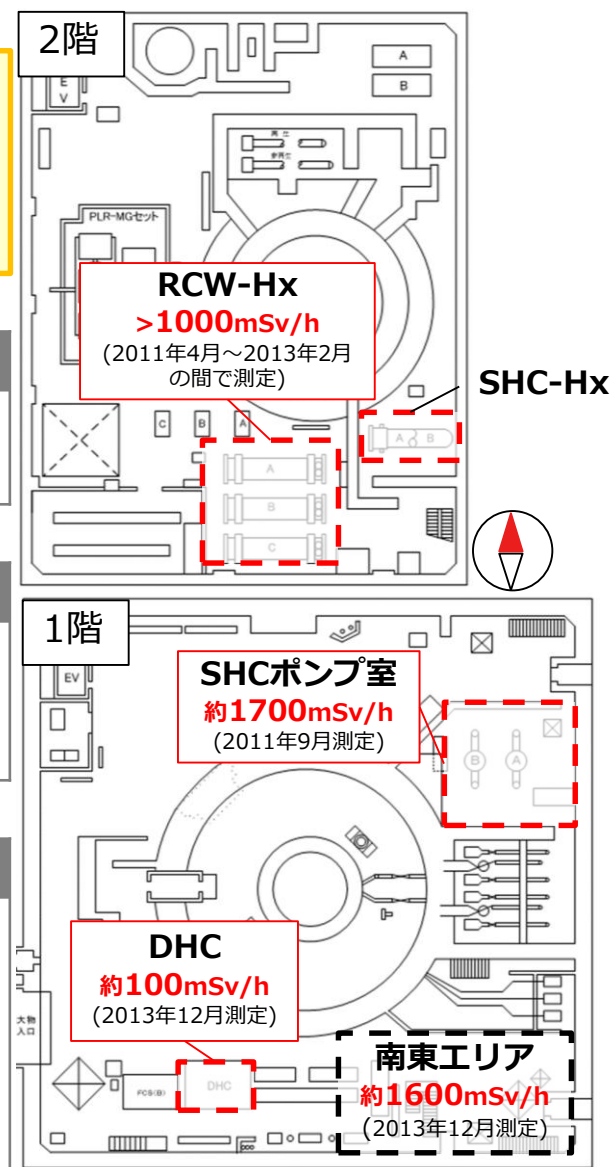
### (2)汚染源からの放射線の影響

- 2階RCW-Hx周り及び1階SHCポンプ室で1000mSv/h以上を確認  
→床や壁などの躯体コンクリートによる遮へい（厚さ600mm以上）で1階南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

### (3)汚染源からの放射性物質の移行

- DHC、RCW-Hx、SHC-HxにRCW系統水が残留している可能性があり、南東エリアへの漏えいがあれば高線量率の原因になり得る
- 南東エリアのAC系配管床貫通部付近に水跡を確認  
→採取した床サンプルの表面線量率(0.38mSv/h)は、水跡がない箇所の表面線量率(0.14mSv/h)と比べて大きな差がなく、RCW系統水の漏えいは無かったと考えられる

## 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



南東エリア周辺にあるRCW系の負荷

# 高線量汚染の原因と考えられる汚染の検討

## ④ TIP室の汚染

TIP室内の高線量箇所からの放射線は躯体コンクリートで十分遮へいされること、また、TIP室内への放射性物質の移行がないことから、TIP室の汚染による南東エリアへの影響は支配的でないと考えられる。

### (1) 汚染の原因

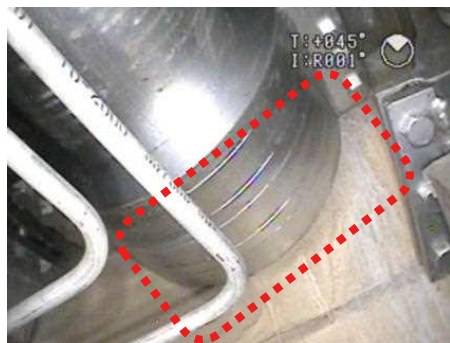
- ・ 溶融燃料と接触したTIP計装ドライチューブが破損し、TIP計装内へ放射性物質が移行したと推定

### (2) 汚染源からの放射線の影響

- ・  $\gamma$ カメラ撮影でX-31ペネトレーション付近に約300mSv/hを確認
- 躯体コンクリートによる遮へい（厚さ750mm）で南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

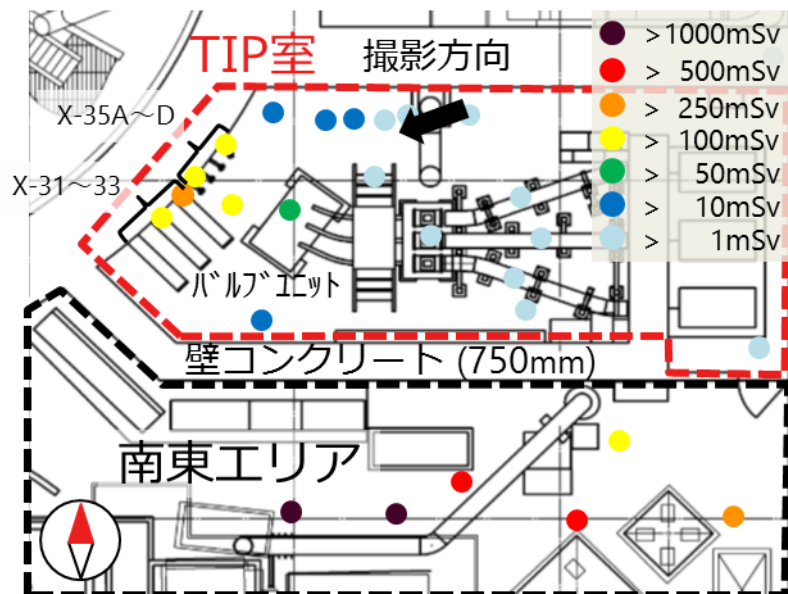
### (3) 汚染源からの放射性物質の移行

- ・ X-31ペネトレーション部分に漏えいの痕跡はない
- ・ 室内の空間線量率は低い（数十mSv/h）
- 汚染はペネトレーションの内部で留まっており、室内への移行は無かったと考えられる

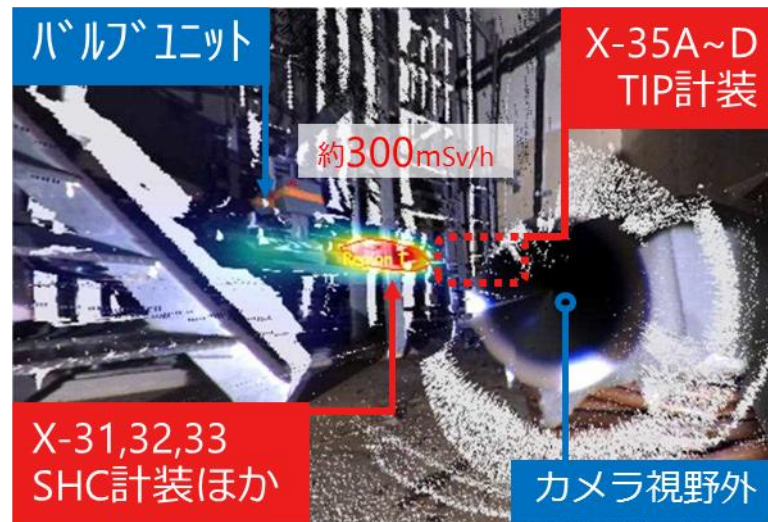


X-31ペネトレーションの画像

## 2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定



TIP室の空間線量率（2015年9月測定）及び南東エリアの空間線量率（2013年12月測定）



TIP室の $\gamma$ カメラ写真

# 検討結果のまとめ

- ・ 1号機1階南東エリアで観測された高線量率の原因となりうる汚染源を洗い出した。
- ・ 洗い出した汚染源についてそれぞれ、(1)汚染の原因、(2)放射線の影響、(3)放射性物質の移行の観点から南東エリアへの影響を検討した。
- ・ 検討の結果、PCVベントに使用されたAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定した。

考えられる汚染源	検討結果	検討結果の詳細		
		放射線の影響	放射性物質の移行	検討内容
①湯気による汚染 及びトーラス室の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ PCV内滞留水由来の湯気が噴出していたが、顕著な汚染ではなかった</li> <li>・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰</li> </ul>
②AC配管の汚染	○	○	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AC配管周辺で南東エリアと同程度の線量率を観測</li> <li>・ 汚染は配管に沿って分布し、漏えいは無し</li> </ul>
④RCW配管の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰</li> <li>・ 南東エリアへのRCW系統水の漏えいは無し</li> </ul>
⑤TIP室の汚染	×	×	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 躯体コンクリートの遮へいによる減衰</li> <li>・ 高線量率が観測されたX-31ペネトレーションからTIP室内への漏えいは無し</li> </ul>

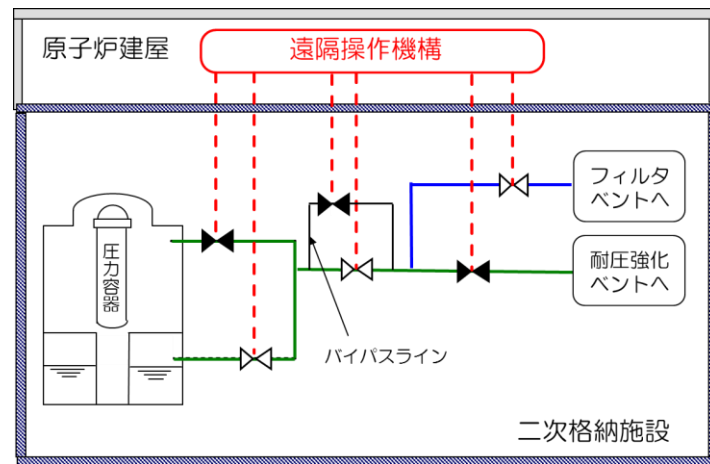
# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

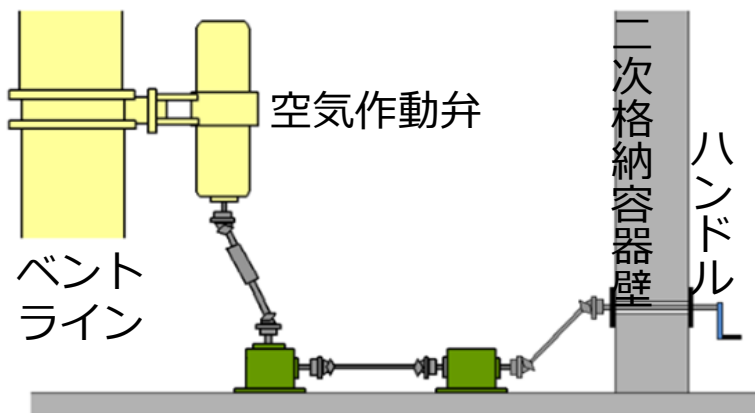
教訓：ベントラインからの放射線が事故対応操作に影響を与えないよう対策が必要

炉心の損傷を防止する対策や代替循環冷却を用いてPCVバウンダリを維持したままPCVを除熱する対策に加え、以下のようなフィルタベント系統からの被ばく低減対策を実施。

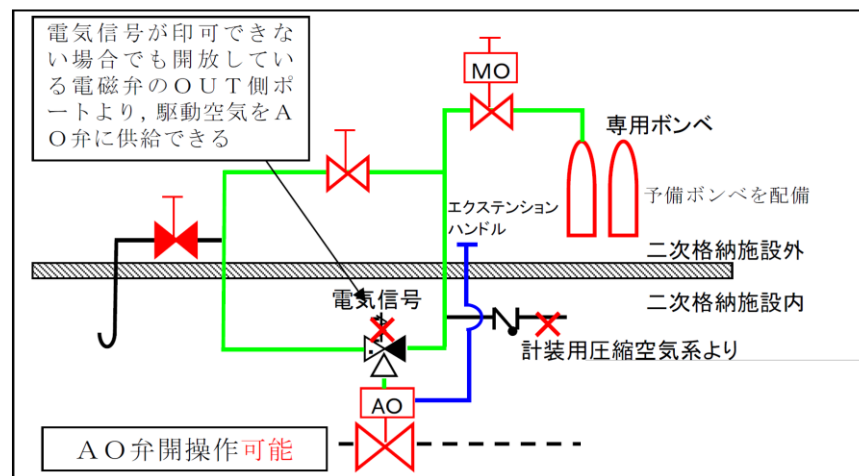
- ベント実施時に開操作が必要な弁は中央制御室からの遠隔電動操作が可能。二次隔離弁にはバイパスラインを設け、弁単体の故障による中央制御室からの遠隔電動操作の不能を防止（右図）。
- 電源喪失等により遠隔電動操作が不能な場合にベントラインの弁を二次格納施設外から人力（左下図）や専用のポンペ（右下図）で遠隔操作することが可能。
- 炉心損傷後のベント操作時に遠隔手動操作することで被ばくを低減。
- フィルタ装置及びヨウ素フィルタ並びにフィルタ装置に接続する屋外配管には遮へいを設置し、屋外作業の被ばくを低減。
- 被ばく線量の観点からも操作可能であると評価。



ベントラインの概略



遠隔手動操作装置の概略



専用ポンペによるAO弁操作機構の概要

### **3. 2号機原子炉補機冷却水系に 高線量率が観測されなかった原因 の推定**

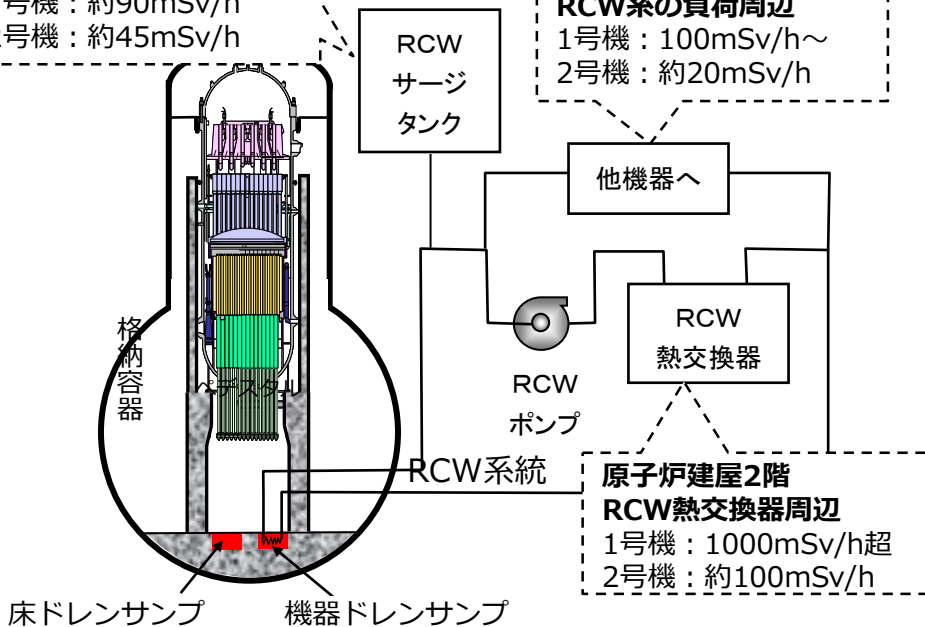
# 概要

3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

- 1号機では、原子炉補機冷却水系（RCW）※の負荷である機器の周辺で高線量率を観測しており、その原因は、原子炉圧力容器から落下した燃料が、格納容器床にある機器ドレンサンプ内のRCW配管を損傷し、RCW系統全体に汚染が広がったものと推定（第4回進捗報告で報告済み）。
- 一方、2号機でも原子炉圧力容器から燃料の一部が格納容器に落下したと推定しているものの、RCW系統に顕著な汚染の痕跡はみられない。
- この差異を明らかにすることは、燃料デブリの分布を推定に加え、事故進展の推定にも寄与するものであることから、本検討では2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった原因を推定。

原子炉建屋4階  
RCWサージタンク周辺  
1号機：約90mSv/h  
2号機：約45mSv/h

原子炉建屋内  
RCW系の負荷周辺  
1号機：100mSv/h～  
2号機：約20mSv/h



1、2号機 RCW系統と汚染のイメージ

## ＜検討のアプローチ＞

- 2号機の格納容器内部調査の結果をもとに、格納容器内におけるRCW配管の状態を考察
- 事故時のプラントデータから、系統内に汚染が広がる状況にあったか考察

格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった要因は、1号機と異なりRCW配管が損傷を受けなかったことが原因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大を防止する対策

※原子炉建屋内等の機器を冷却する系統。原子炉圧力容器や格納容器に対する開放部のない閉ループの設計。



## 1号機と2号機の状況の比較

- 1号機のみ、RCW系統に顕著な汚染あり。
  - ・ 1号機のみ、RCW系統周辺で高線量率を確認。  
(例 RCW熱交換器周辺：1号機 1000mSv/h超 2号機 約100mSv/h)
- 両号機とも、燃料は格納容器に落下していると推定。
  - ・ 1号機は、燃料デブリが原子炉圧力容器内に少量存在する可能性があるものの、大部分は格納容器に落下したものと推定。
  - ・ 2号機は、多くの燃料デブリが原子炉圧力容器底部に存在し、一部が格納容器に落下したものと推定。
- 両号機とも、RCW系統の格納容器隔離弁は事故後開いていたと推定。
  - ・ RCW系統における格納容器隔離弁は電動弁。
  - ・ 自動で格納容器隔離（閉作動）される設計ではない。
  - ・ 1、2号機は津波到達に伴い全電源を喪失し弁を作動できる状況ではなくなった
  - ・ 事故対応の中でRCW系統の格納容器隔離弁を閉じたという操作の記録はない。



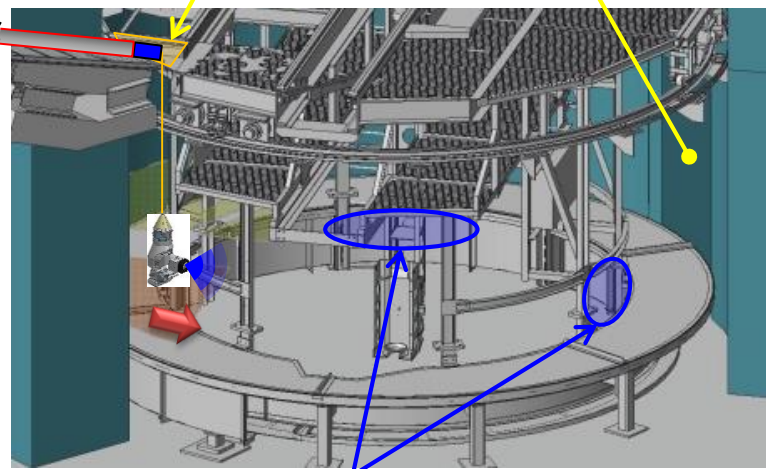
■ 両号機とも格納容器に燃料が落下しており、RCW系統内に汚染が  
拡がりうる状況にあったという点で、1、2号機の状況は類似。  
→格納容器内調査結果をもとに、汚染に違いが見られた原因を考察。

# 2号機の格納容器底部の様子

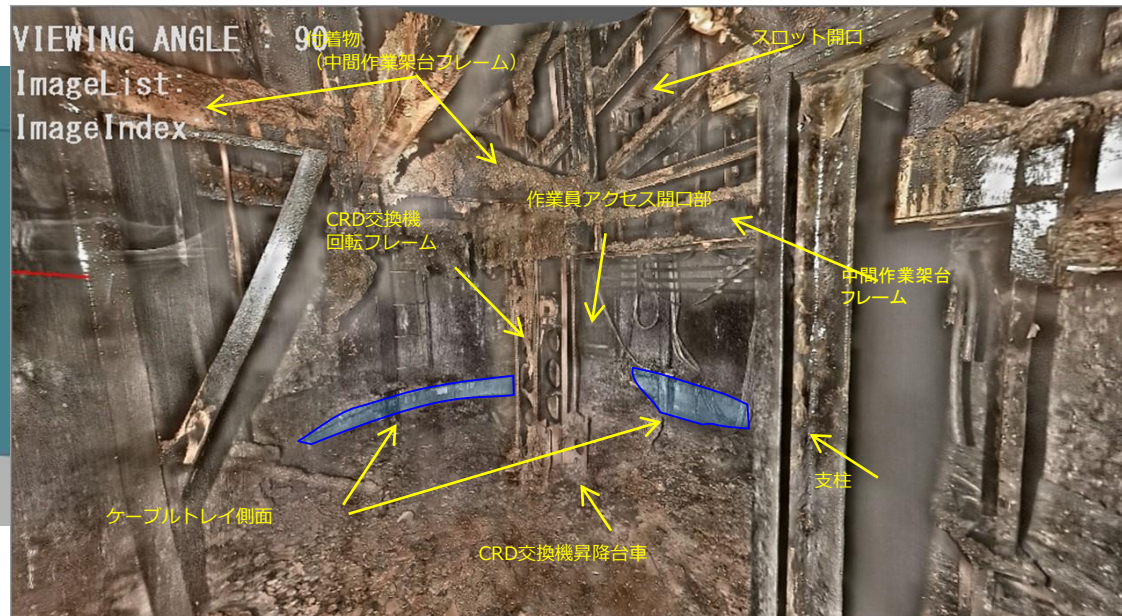
3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

□ 2018年1月の2号機格納容器内部調査で、格納容器底部の様子を確認。

グレーチング脱落部      作業員アクセス開口部

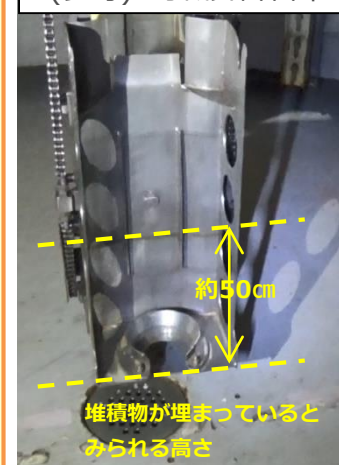


ケーブルトレイ側面を確認した範囲 → カメラ方向



- 小石状・粘土状に見える堆積物がペDESTAL底部全体に堆積。
  - CRD交換機回転フレーム、中間作業架台フレーム、支柱、ケーブルトレイ等の構造物について、大きな変形や損傷が無いことを確認。
  - 堆積物は溶融物が固化したもののように見える一方で、ケーブルトレイ（ステンレス鋼、厚さ4mm）の変形が確認されない。
- ⇒ケーブルトレイの上に堆積し始めた際の堆積物温度が、ケーブルトレイに熱変形を生じさせる温度ではなかった可能性。

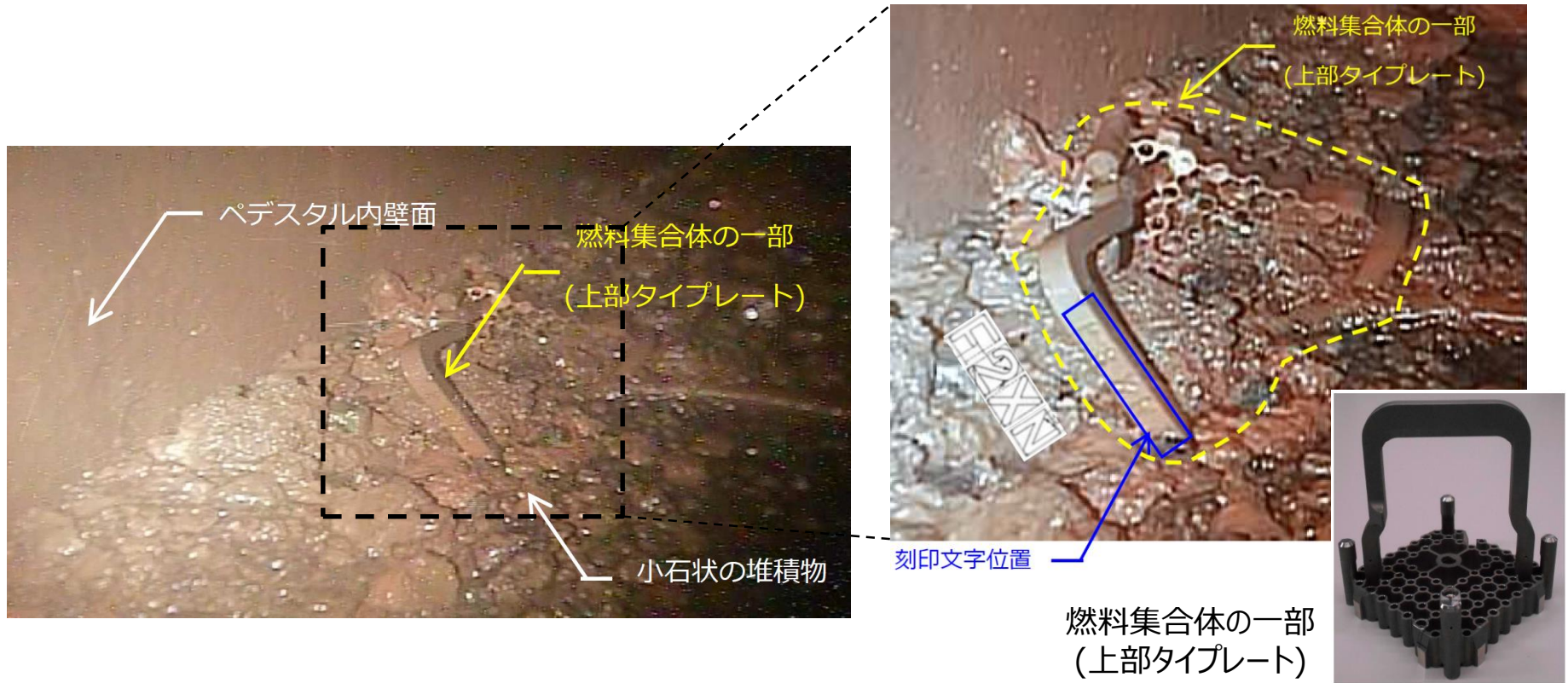
(参考)5号機昇降台車



(参考) 2号機定検時  
※運転時には上記構造物はPCV内より撤去

## 2号機の格納容器底部の様子

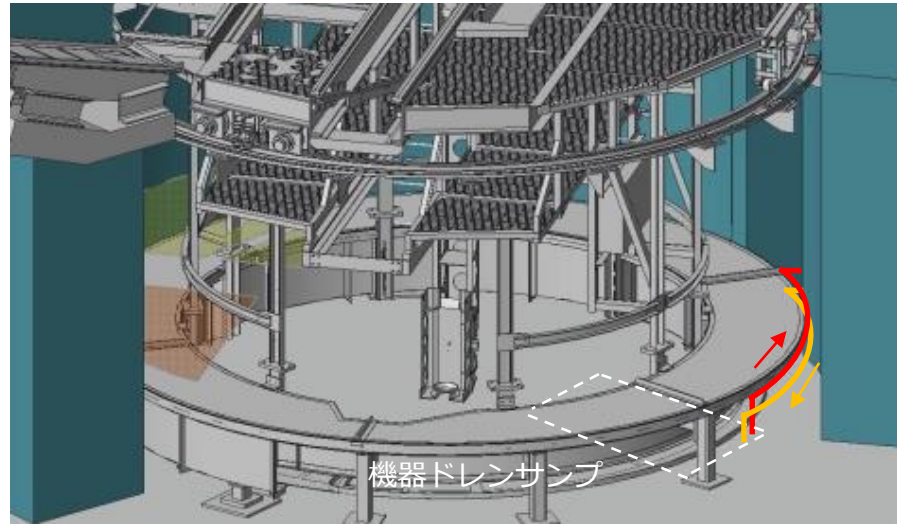
□ 2018年1月の2号機格納容器内部調査で、格納容器底部の様子を確認。



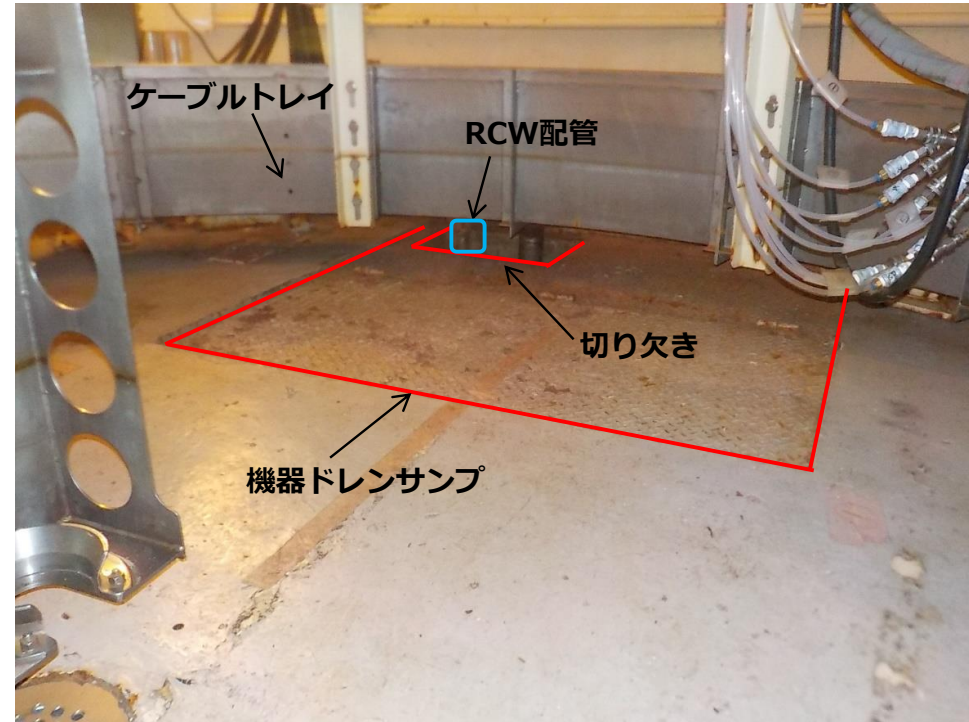
- 炉心部にある燃料集合体の一部（上部タイププレート）を格納容器底部（外周部）で確認。  
⇒原子炉圧力容器には、少なくとも上部タイププレートが落下する程度の穴が開いたと推定。また、上部タイププレートの周辺をはじめ、堆積物は燃料成分を含むものと推定。  
⇒ただし、格納容器底部の構造物に損傷が確認できないことから、燃料デブリは金属を多く含むものと推定。

## 2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった原因の考察

### 3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定



ペDESTAL内RCW配管引き回しイメージ  
(矢印：通常時冷却水の流れ)



5号機機器ドレンサンプ写真 (2号機も同様の構造)

	厚さ	材質	融点
ケーブルトレイ	約4 mm	ステンレス鋼	約1450℃
機器ドレンサンプ蓋	約3 mm	炭素鋼	約1500℃
RCW配管	約3.7 mm	炭素鋼※	約1500℃※

※機器ドレンサンプ  
近くは、材質がス  
テンレス鋼 (融点  
約1450℃)

- RCW配管とケーブルトレイの融点は近い
- ⇒2号機では、ケーブルトレイ同様、機器ドレンサンプ蓋やRCW配管が損傷しなかった可能性
- ⇒2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった要因と推定

## まとめ

- **2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかった原因について推定**  
2号機の格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統に高線量率が観測されなかったのは、1号機と異なりRCW配管が損傷しなかったためと推定。

- **【補足】 3号機の状態について**

3号機のRCW系統は、2号機同様に汚染の徴候がない。  
ただし3号機では、格納容器底部から約2～3mの堆積物を確認するなど、相応の量の燃料デブリが格納容器に落下したものと推定。  
2号機とは状況が異なることもあり、3号機のRCW系統に高線量率が観測されない原因は明らかでない。

⇒

当該の原因を推定することは、3号機の燃料デブリ分布や事故進展を把握する上で重要なことから、今後の調査結果も踏まえ、検討を継続する。

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

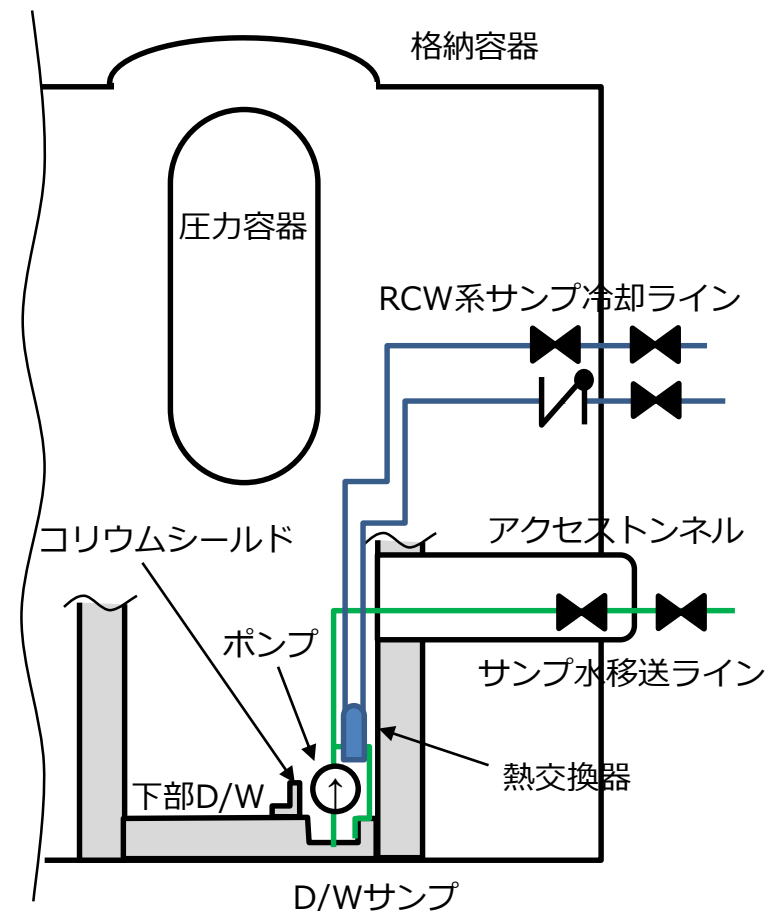
教訓：RCW配管など格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大防止が重要  
(2号機と異なり、1号機ではRCW系統に汚染が拡がり、復旧作業に影響)

格納容器を貫通するRCW配管には格納容器貫通部に近接した位置で格納容器内・外の両方に格納容器隔離弁（又は逆止弁）を設置。これらの弁は炉水位の低下又はD/W圧力の上昇を検知して自動で隔離される設計であり、RPV破損前に閉止（逆止弁は格納容器内→外への逆流を防止）することで格納容器外の配管への汚染の拡大を防止。

格納容器隔離弁の駆動電源は、ガスタービン発電機、号機間電源融通及び電源車により強化。

なお、福島第一原子力発電所事故前より下部D/WはRPV破損前に水張りし、その水位を維持することにより落下した溶融燃料を冷却する手順を採用。柏崎刈羽原子力発電所6/7号機では下部D/Wへの注水手段としてMUWC系統に加え、消防車による注水手段を整備し、汚染拡大経路となる配管が損傷するリスクを低減。

D/Wサンプにはサンプ水を格納容器外に移送するラインがあるが、RCW系統と同様に自動隔離機能を有した隔離弁を格納容器貫通部の内外に設置。また、下部D/Wにはコリウムシールドを設置して溶融燃料のサンプへの流入を防止。



RCW系統及びサンプ水移送ラインの隔離弁

## **4. 3月15日午前中における2号機 格納容器圧力の低下について**

# 概要

- 2号機のD/W圧力は、3月14日23:30頃～15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、一旦途切れた計測が再開された15日11:20には、0.155MPa[abs]まで低下していた。
- PCV圧力の低下は、放射性物質の放出と関連するものであることから、この圧力の低下挙動を解明することは重要であり、本検討では、RPV圧力やPCV圧力等のプラントパラメータの指示値および観測事実と整合するシナリオを検討した。

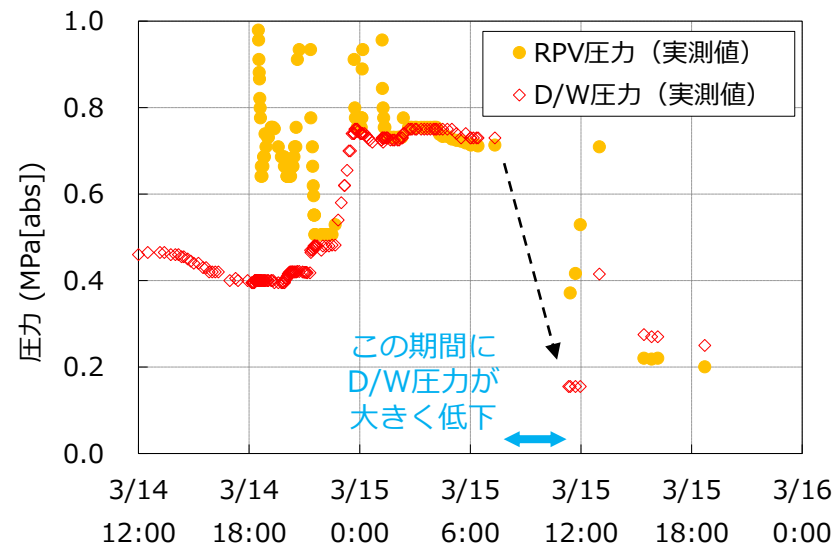


図 RPV・PCV圧力の推移

## ＜検討のアプローチ＞

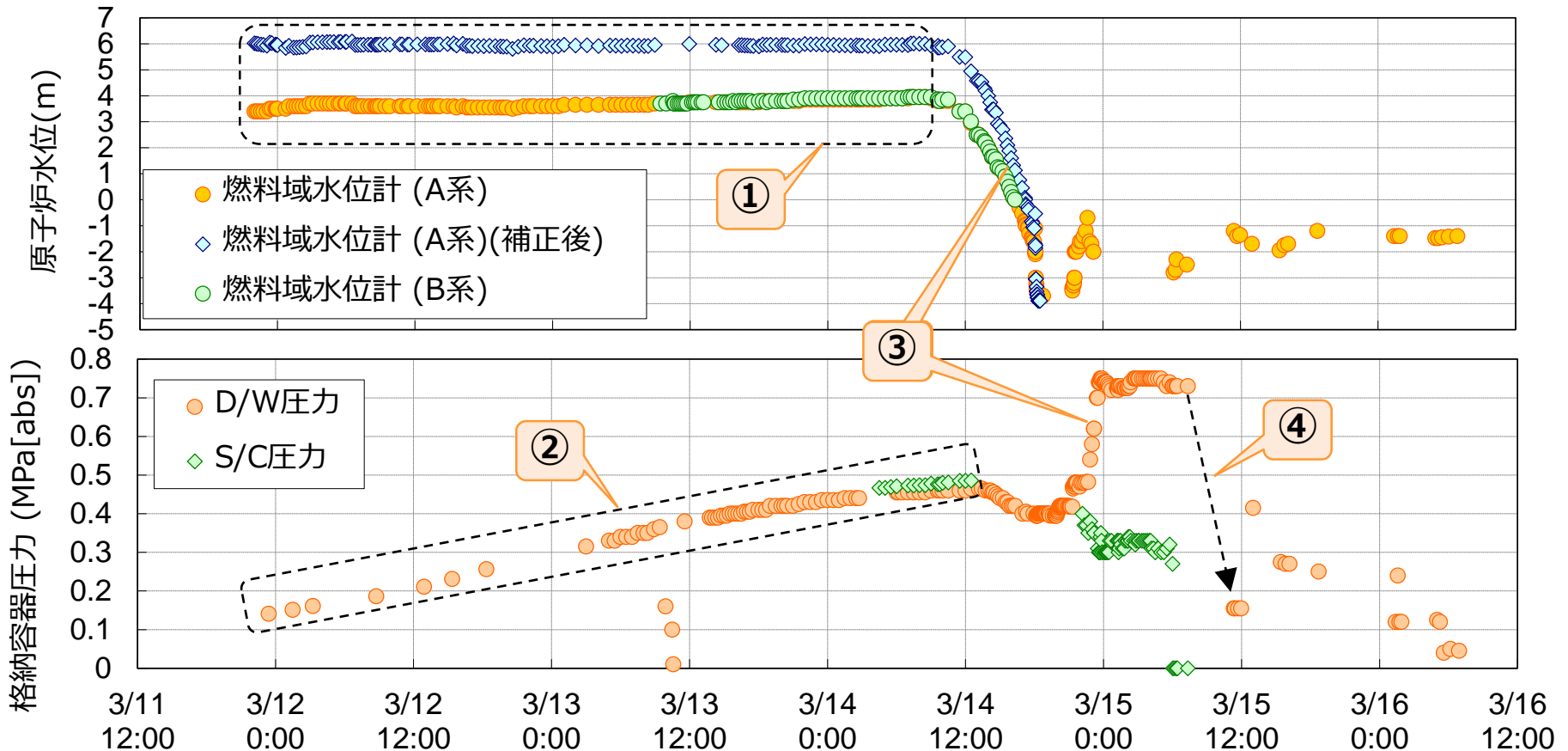
以下2つのシナリオの成立性を検討。

- ① PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧**
  - 減圧を再現するPCV気相漏えい面積を評価
  - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討
- ② PCVからの気相漏えいに加え、PCV内の水蒸気の凝縮により減圧**
  - PCV内の凝縮が促進されるシナリオの想定
  - 想定したシナリオにおける減圧挙動の評価
  - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討

- PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧シナリオは、観測事実と整合しない点がある。 (事故後2号機のPCVの気密性が比較的高いことや、トップヘッドフランジ以外からの漏えいも考える必要があるもののオペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことなど)
- 小規模な漏えいに加えて、水蒸気の凝縮も減圧に寄与したと考えると、観測事実と整合する点が多い。 ただし、凝縮の効果はPCV内の状態に大きく依存するため、そのような事故進展となっていたかも含め、引き続き検討を進めていく。



# 概要 (2号機の事故進展)



## 【およその事故進展】

- ①RCICの運転継続により、原子炉水位を維持
- ②その間のPCV圧力の上昇は、崩壊熱から想定される上昇よりも緩やか  
⇒S/Cのおさまるトラス室が津波の影響で浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ③3月14日9:00頃にRCICの注水機能が喪失し原子炉水位が低下、同日夜に燃料の溶融に至ったものと推定  
⇒水素発生に伴うPCV圧力の上昇
- ④3月15日午前中に、PCV圧力が大きく低下←この低下挙動について、検討

# PCVからの気相漏えいによる減圧シナリオの検討 減圧を再現するPCV気相漏えい面積の評価

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

## 考えられる減圧の要因①：PCVからの気相漏えいによる減圧

3月15日7:20以降の減圧を再現するPCV気相漏えい面積を解析（GOTHICコードを使用）により評価し、**減圧期間中を通じて大規模な漏えいが継続している必要がある**結果が得られた。

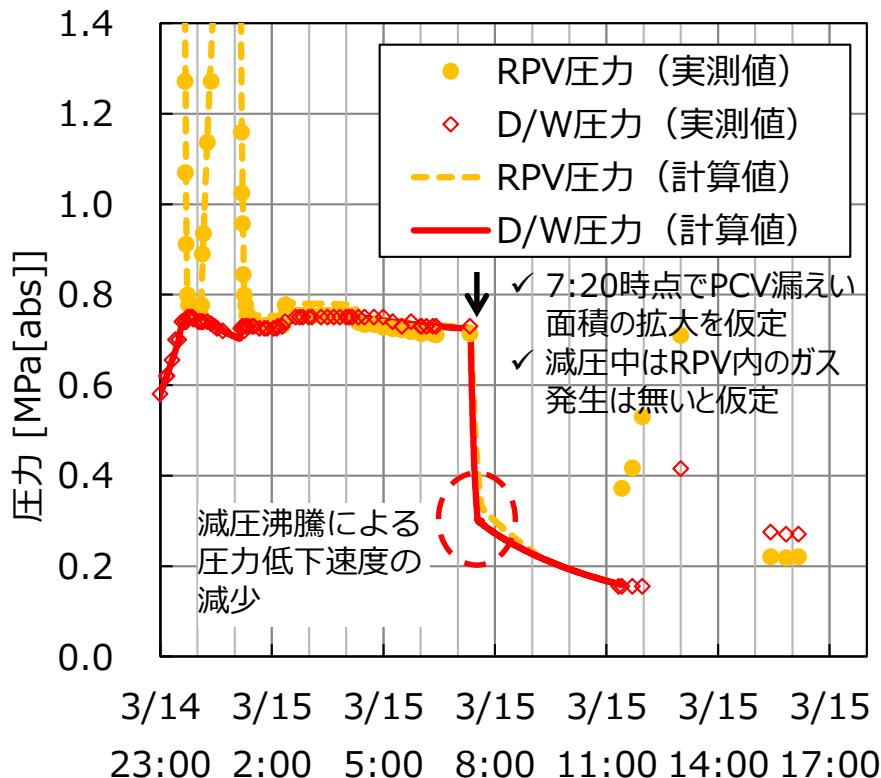


図 D/W減圧を再現するPCV漏えい面積を与えた解析結果

圧力低下を再現するために必要なPCV漏えい面積を解析で確認。  
⇒減圧中を通じて300cm<sup>2</sup>を設定（左図）。

- S/Cは外部冷却されていた一方で、RCICの長期運転や燃料溶融の影響により、S/Cプール水温は上昇。  
⇒解析ではS/Cプール全体が均一に水温上昇したものと設定。S/Cプールの減圧沸騰により、減圧しにくくなる結果。  
⇒**D/W圧力の実測値の再現には、大きな漏えい面積が必要**
- 漏えい箇所の第一候補は、PCVトップヘッドフランジ。  
⇒考えられる漏えいメカニズム
  - ①PCV圧力に応じた隙間面積の変化
  - ②シール部のシリコンゴムの熱的な劣化
 ⇒①のみでは、減圧の過程で漏えい面積が減少するため、実測値の減圧挙動を再現不可。  
⇒MARK-I格納容器の構造解析※によると、減圧前に想定される程度の高圧・高温条件においても、トップヘッドフランジ部の開口面積は、シール部のシリコンゴムを無いものと考えても300cm<sup>2</sup>以下との結果であり、②でも再現不可。  
⇒**PCVからの気相漏えいによる減圧が主な原因とすると、PCVトップヘッドフランジ以外からの漏えいも考える必要あり。**

※ 一般社団法人 日本原子力技術協会，“過酷事故対応規格整備のためのMARK I 原子炉格納容器弾塑性解析に係わる業務 平成23年度報告書”，（2012）

# PCVからの気相漏えいによる減圧シナリオの検討 減圧を再現するPCV気相漏えい面積の評価

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

熱的な損傷等により、トップヘッドフランジ以外にも相応の漏えいがあったと考える必要があるが、事故後2号機のPCVは気密性が比較的高いことや、オペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことなど、観測事実との整合性の説明が困難な点がある。

⇒3月15日7:20以降の減圧は、PCVからの気相漏えいのみが原因とは考えにくい。

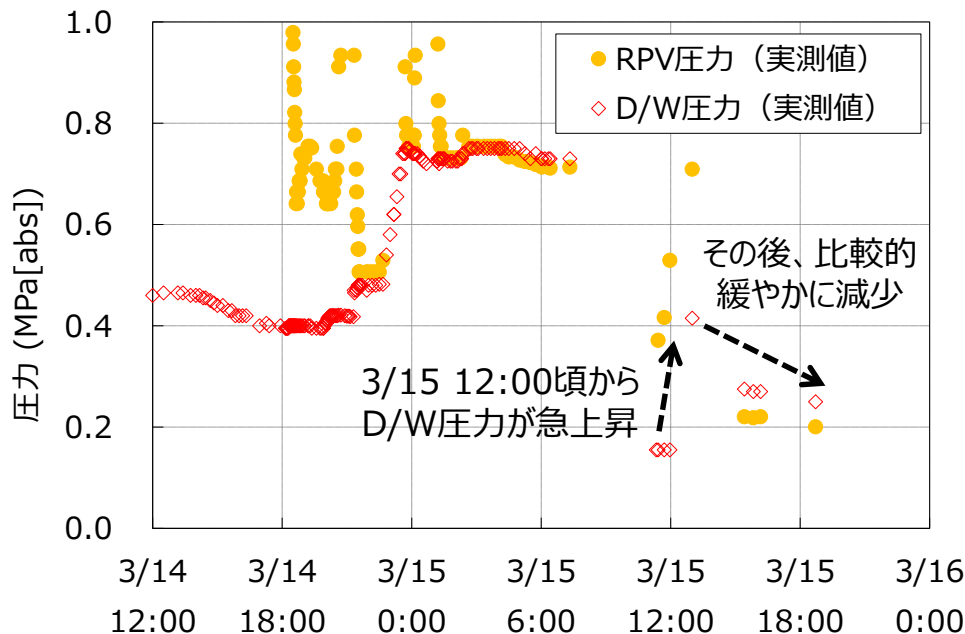


図 RPV・PCV圧力の推移

- 3月15日12:00頃からのD/W圧力の急上昇、及びその後の比較的緩やかな減少（左図）を再現するためには、燃料から放出される熱量（崩壊熱+蓄熱）以上のエネルギーが必要。
- ⇒大規模な漏えいを想定するとD/W圧力の挙動を説明することが困難。
- 事故進展が落ち着いて以降、2号機PCVの気密性は他号機と比較して高く、圧力バランスから求めた漏えい面積は1cm<sup>2</sup>以下。
- ⇒左図のD/W圧力を再現するには、一度大きく開いた漏えい口が縮小する必要あり。
- ⇒熱的に損傷し、減圧中も維持されていた漏えい口の面積が、その後大きく縮小することは考えにくい。
- 建屋内において、トップヘッドフランジを除き、X-6ペネなど、一部のPCVバウンダリで線量が高い箇所は確認されているが、原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所（階段等）に特段の高い線量は確認できない。
- ⇒トップヘッドフランジ以外に主たる気相漏えい箇所は想定しづらい。

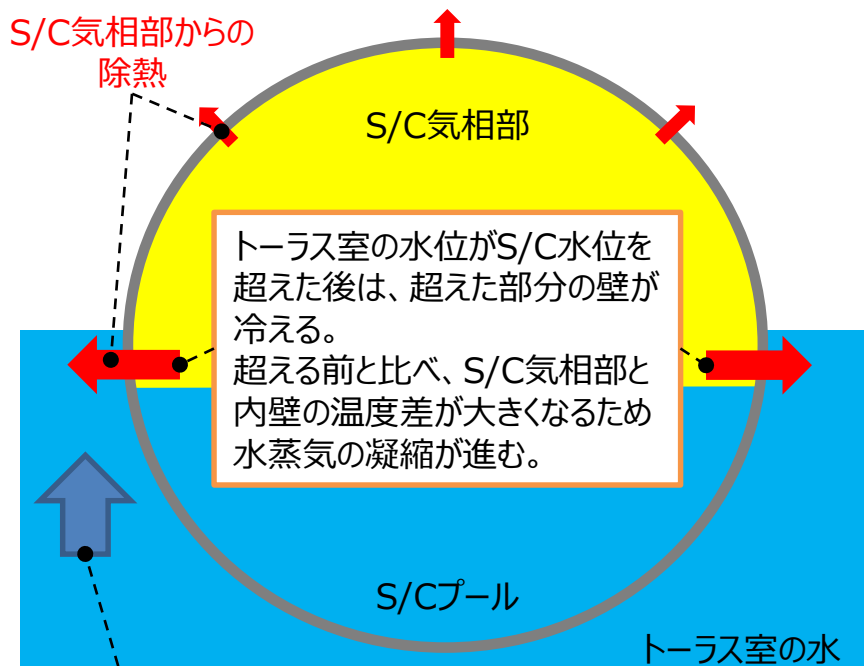
# PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討

## 7:20以降にPCV内の凝縮が促進されるシナリオの想定

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

### 考えられる減圧の要因②：水蒸気の凝縮による減圧

7:20以降に、それ以前と比較して凝縮が進むシナリオとして、トーラス室の水位が上昇し、S/Cプール水位を超えたことで、S/C気相部の冷却が促進され、水蒸気の凝縮が進んだ可能性が考えられる。



津波や地下水の流入、S/Cプールからの漏えいにより、トーラス室水位が上昇

図 トーラス室の水位が上昇した状態のイメージ

### 【S/C水位<トーラス室水位となる可能性】

- RCIC運転中のPCV圧力の挙動から、事故当初からトーラス室が津波の水によって浸水していたものと推定。
- 事故後の建屋滞留水位の挙動から、原子炉建屋と他の建屋は連通し、さらに建屋には地下水が流入している状況。  
⇒ **トーラス室の水位が上昇する状況にあった可能性。**
- 現在S/C下部（あるいは下部から繋がる配管）では小規模な漏えいが生じていると推定（漏えい開始時期は不明）  
⇒ **事故進展の過程でS/Cプールからの漏えいがあった場合には、S/C水位が低下し、漏えいしたS/Cプール水によりトーラス室の水位は上昇していた可能性。**

### 【シナリオ成立に必要な前提条件】

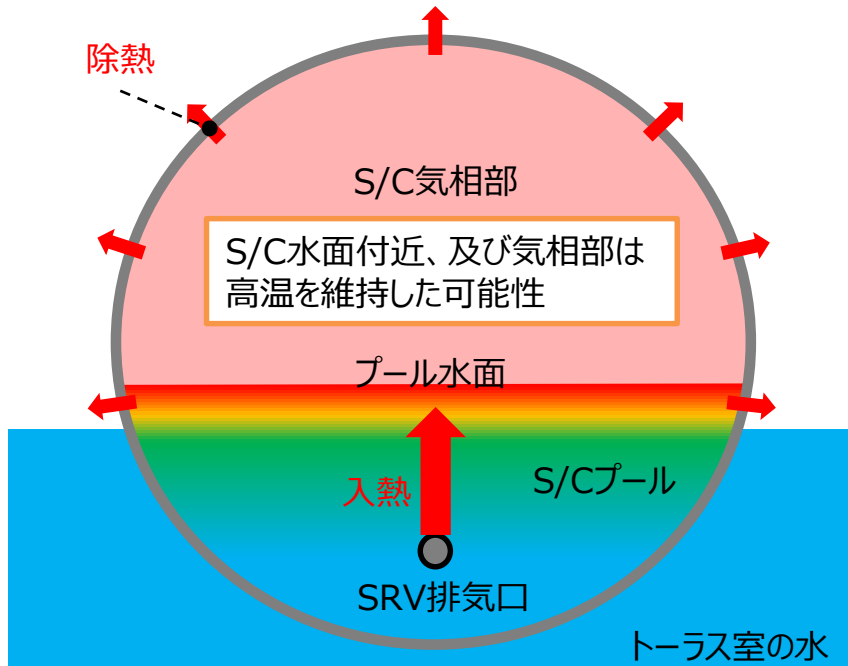
- 減圧を阻害する非凝縮性ガスの大部分が、減圧前にPCV外に排出されていたこと。
- PCV内がほぼ水蒸気の状態、減圧前のPCV圧力が維持されており、かつ、減圧沸騰量が小さいことから、S/Cプールでは表層のみが温度が高い状況にあったこと。

# PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 シナリオ前提条件の成立性の検討

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

## 前提条件

- ①PCV内の非凝縮性ガスの大部分が放出されていた
- ②減圧前の時点でS/Cプール表面のみの温度が高いは成立しうると推定



減圧前のトラス室水位はS/Cプール水位よりも低かったと想定

図 減圧前のS/Cプールの温度成層化のイメージ

## 【前提条件①の成立性】

- 減圧前、RPV内で発生した気体（主に蒸気）はSRVを經由してS/Cに導かれていた状況。
  - 熱の一部はS/Cプール水面まで伝わり、水面温度が維持されたことで、継続的に水面から水蒸気が発生し、PCV圧力を維持。
- ⇒ **継続的に発生する水蒸気により、非凝縮性ガスの大部分がトップヘッドフランジを通じてPCV外に排出された可能性。**

プール水面の温度が飽和温度（168℃）を維持すれば、PCV内の気体が水蒸気のみでも減圧前のPCV圧力750kPa[abs]を達成可能と評価。

## 【前提条件②の成立性】

- トラス室に存在したと考える水の存在により、S/C下部は冷却されていた状態と推定。
  - 減圧前のRPVとPCVの圧力差は比較的小さく、SRV排気に伴うS/Cプール水の攪拌効果は限定的であった可能性。
- ⇒ **S/Cプールの表面のみ温度が高い状況（温度成層化）にあった可能性。**

# PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 想定したシナリオにおける減圧挙動の評価

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

凝縮の効果を見込んだ減圧挙動について、圧力変化前後のPCV内部のエネルギー変化をもとに評価し、S/Cプールのうち高温の領域が少なく、かつ、PCV内の非凝縮性ガスが少ない状況を想定すると、PCVからの漏えいが小さくても減圧を再現しうる結果を得た。

**S/C壁面での凝縮効果を含め、15日7:20以降の減圧に必要な漏えい面積を評価したところ、気相漏えいのみによる減圧で必要であった面積「300cm<sup>2</sup>」から大きく低下（下図）**

- トーラス室水位 > S/Cプール水位とすることで、水没した部分のS/C壁が冷却され、S/C内部の水蒸気の凝縮が促進（※1、2）
- 飽和温度の領域を限定することで、PCVが155kPa[abs]に減圧する過程で起こる減圧沸騰の量が減少（※3）

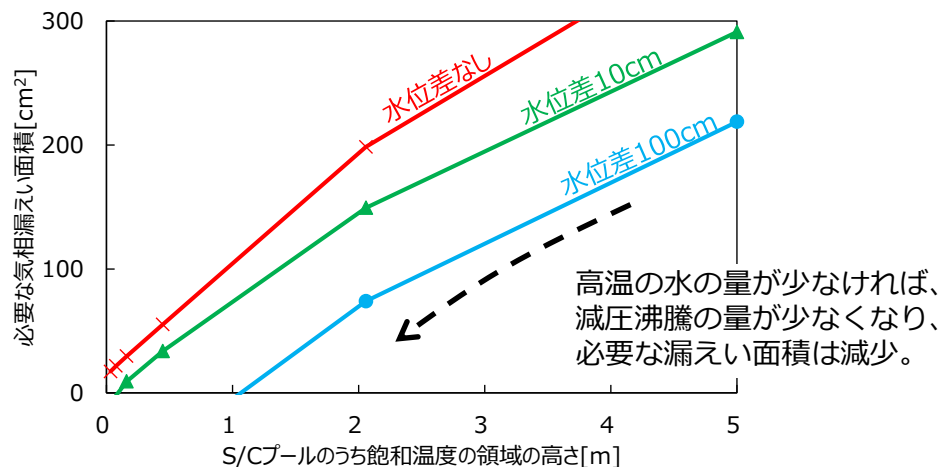
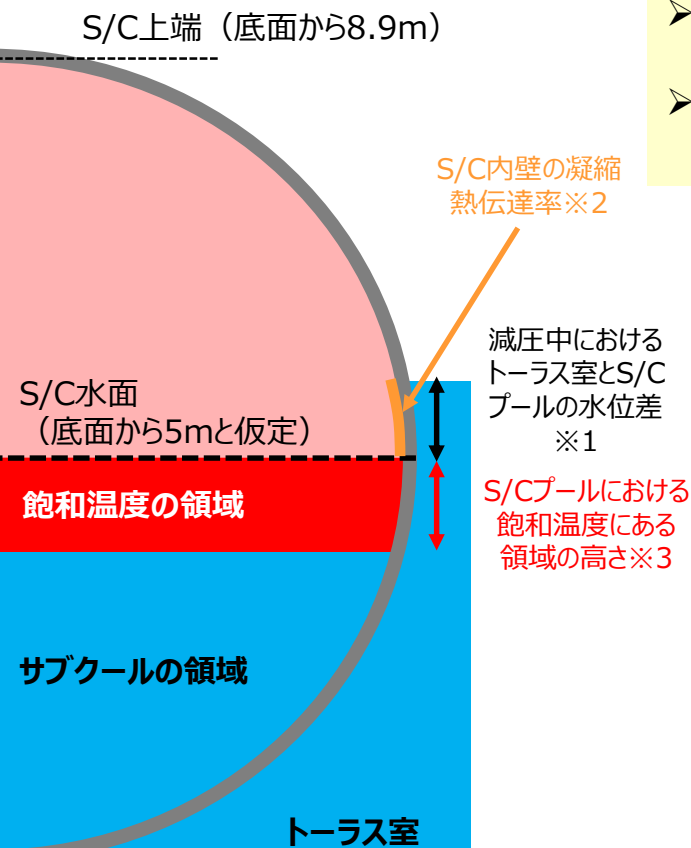


図 S/Cプール水のうち飽和温度の領域の高さに対する必要な漏えい面積の変化  
(PCV内に非凝縮性ガスが無い状態を仮定)

# PCV内の凝縮による減圧シナリオの検討 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討

4. 3月15日午前中における2号機  
格納容器圧力の低下について

凝縮による減圧が寄与したと考えると、大規模な気相漏えいによる減圧シナリオでは困難であった観測事実との整合性の説明が可能となる。

凝縮により減圧したと考えた場合の  
観測事実との整合性の説明

- **3月15日12:00頃からのD/W圧力の急上昇、及びその後の比較的緩やかな減少**  
⇒漏えい口が小さければ、この圧力挙動に必要なエネルギーは減少し、燃料を冷却する水の蒸発量の変化によって圧力が増減したという説明が可能。
- **現在の2号機格納容器の気密性は他号機と比較して高いこと**  
⇒漏えい口が小さくても減圧しうるとの説明と整合。
- **原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所に特段の高い線量は確認できないこと**  
⇒トップヘッドフランジ以外に主な漏えいは生じていなかったという説明が可能。

減圧が開始する頃に、トラス室水位がS/C水位を上回った

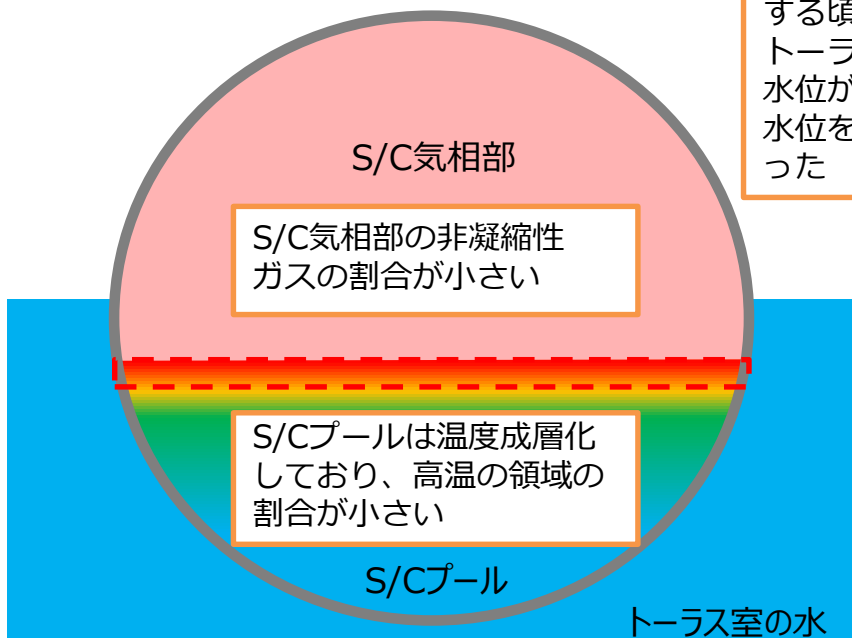


図 凝縮による減圧シナリオにおける、減圧前のS/Cプールの状態のイメージ

# まとめ

## 4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

- 15日7:20以降のD/W圧力の減圧挙動については、PCVからの小規模な漏えいに加えて、水蒸気の凝縮が寄与した可能性を示した。  
(15日9:00前に2号機のブローアウトパネルから蒸気と考えられる白い気体の放出が確認されている点や、飯館村方向の土壌汚染は2号機由来と考えられる点から、炉心損傷以降、2号機PCVからの漏えい自体はあったものとする。)

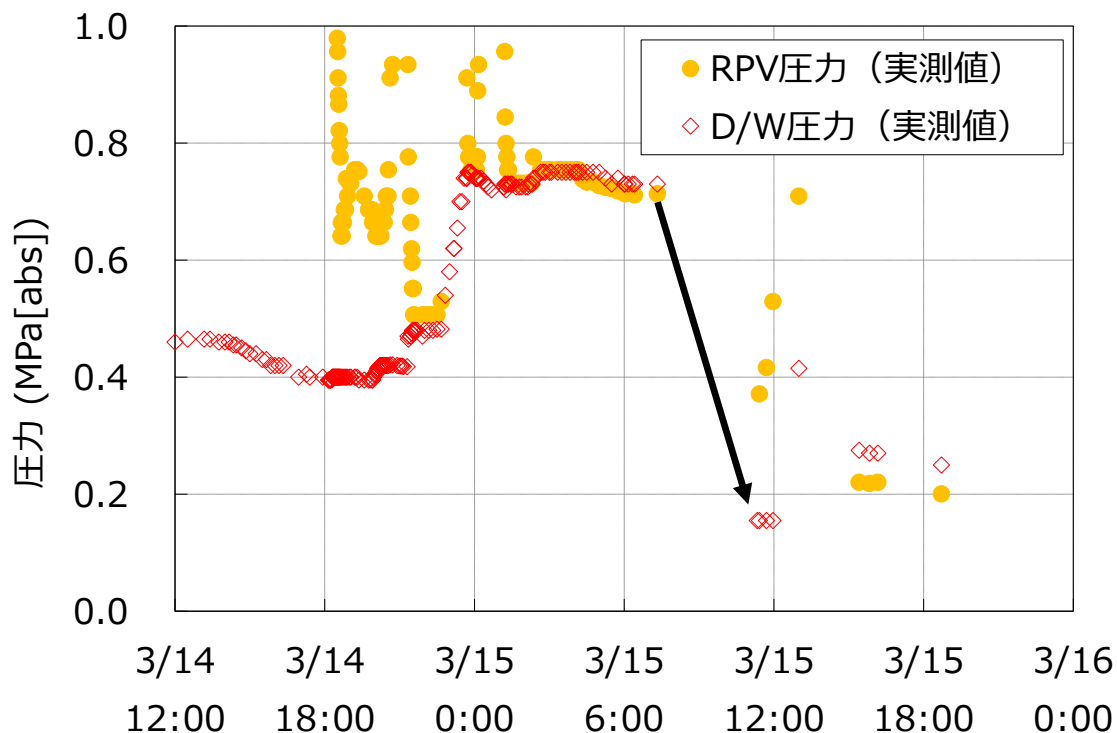


図 RPV・PCV圧力の推移

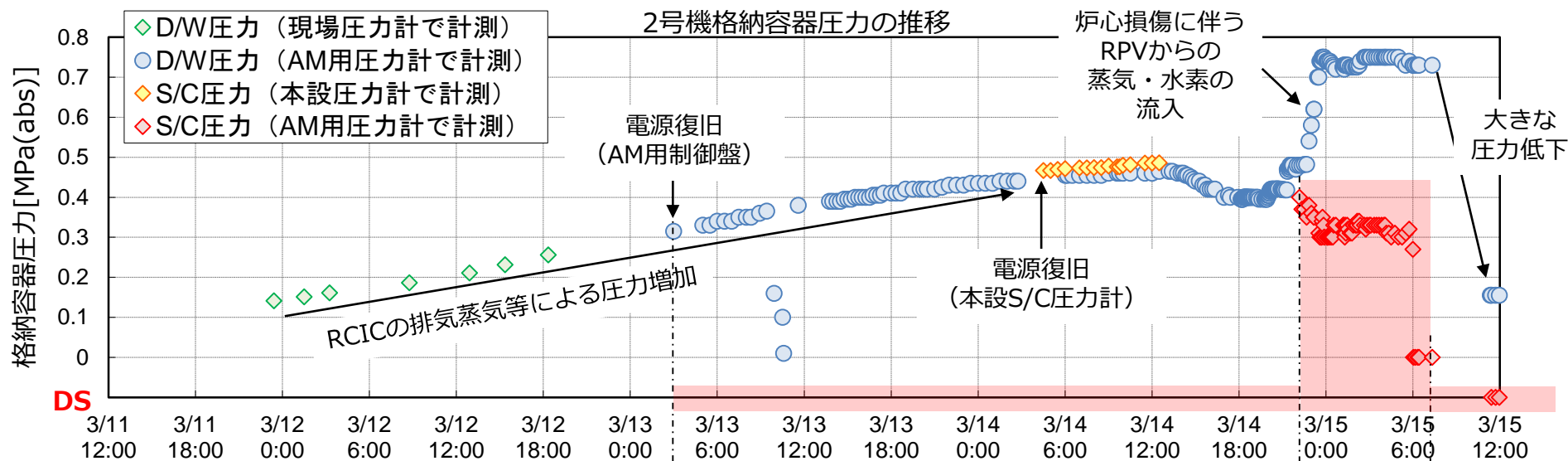


## **5. 2号機3月14日21時以降の S/C圧力計の挙動について**

# 概要

5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

- 事故当時使用していた2号機の格納容器圧力計のうち、AM用S/C圧力計は3月13日3時にバッテリーを接続し電源を復旧したが、ダウンスケール（以後、DSという）や、D/W圧力より約400kPaも低い指示値など、他の圧力計とは大きく異なる値を示した。
- このようなD/W圧力とS/C圧力の大きな乖離は格納容器の構造上発生するものではなく、DSを指示していることからAM用S/C圧力計が実際の圧力を指示していなかった可能性が極めて高い。
- 格納容器圧力は事故対応において非常に重要なパラメータであることから、AM用S/C圧力計が異常な指示値を示した要因について検討した。



＜検討のアプローチ＞  
要因を洗い出し、消去法により検討

## 要因の分類

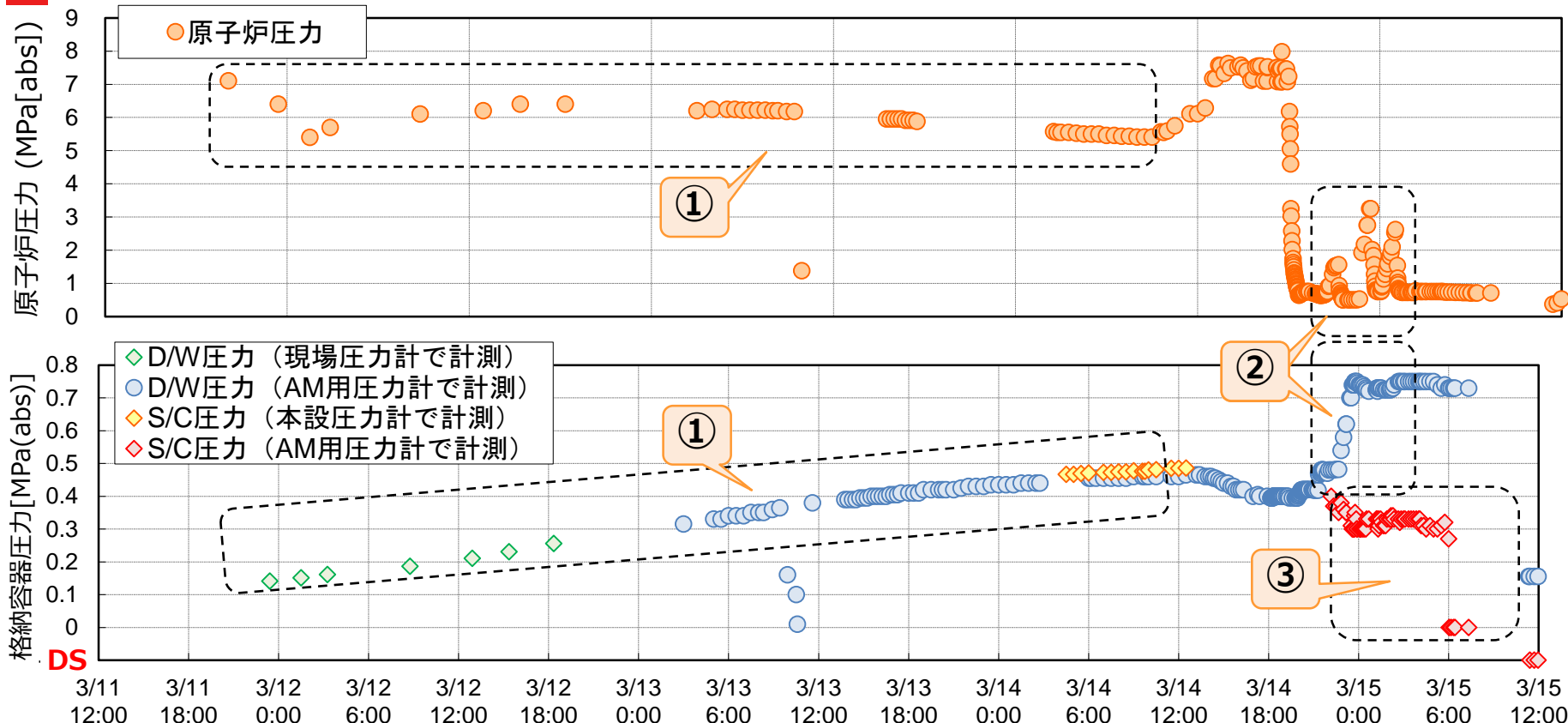
- ① 機械的要因
- ② 測定原理に関する要因
- ③ 電的要因

AM用S/C圧力計は水没による電気故障のため、実態とはかけ離れた異常な指示値を示していたと推定

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：  
溢水による計器水没への対策

# 概要 (2号機の事故進展)

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について



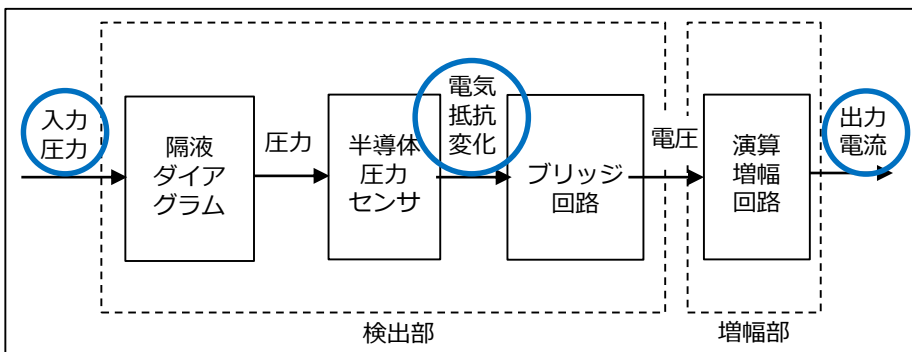
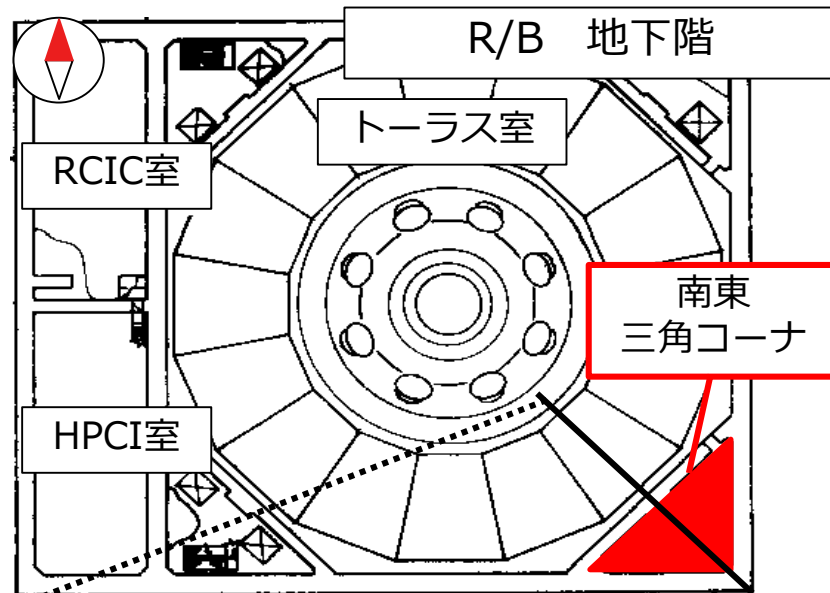
## 【およその事故進展と格納容器圧力計の指示値】

- ① RCICの運転継続により、原子炉圧力は通常運転時と比べて低めに推移  
 ⇒ この期間における格納容器圧力計 (D/W圧力計 (現場)、AM用D/W圧力計、本設S/C圧力計) の指示値は、崩壊熱から想定される上昇よりも緩やかに上昇  
 ⇒ S/Cのおさまるトラス室が津波の影響で浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ② 3月14日9時頃にRCICの注水機能が喪失し、同日夜に燃料の溶融に至ったものと推定  
 ⇒ AM用D/W圧力計の指示値は、炉心損傷に伴うRPVからの水蒸気や水素の流入に伴い上昇
- ③ S/C圧力は本来D/W圧力と連動して上昇するはずだが、AM用S/C圧力計はAM用D/W圧力計と乖離した低い指示値を示し、最終的にDSに至った ⇒ これらの要因について検討

# AM用S/C圧力計の仕様・設置環境

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

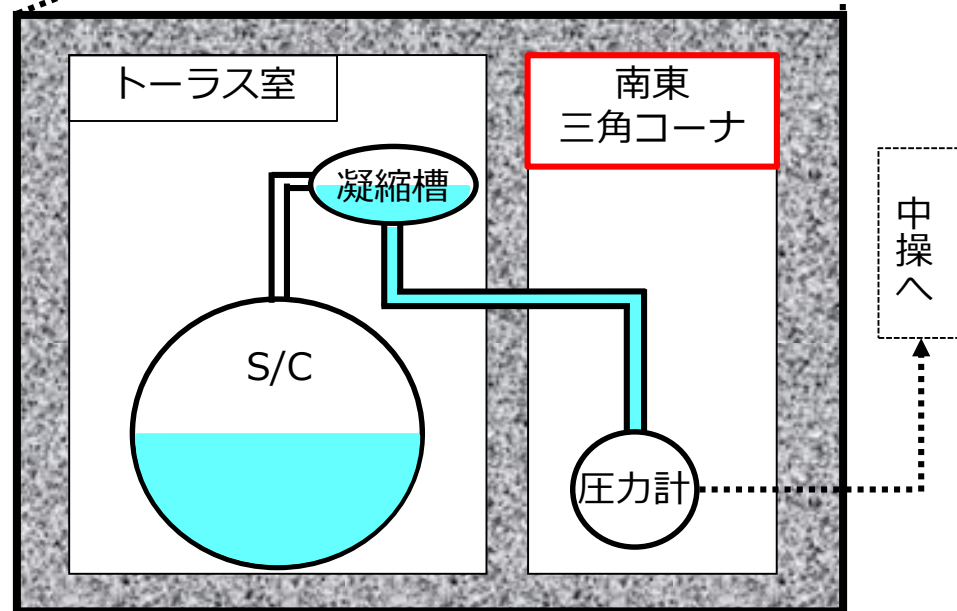
設置場所：R/B 地下階 南東三角コーナ  
床面から60cm（床面：T.P. -3496）  
測定方法：AM用S/C水位計の凝縮槽を検出元として  
水圧を測定  
測定原理：ダイヤフラム式  
指示方法：中操（AM用制御盤）に設置されたAM用S/C  
圧力指示計で絶対圧 [MPa(abs)] として指示  
防塵性や耐水性に関する指標(International Protection)  
：IP67  
6：耐塵性…塵や埃が計器の内部に侵入しない  
7：防浸性…一時的に水に浸しても計器の内部に  
水が浸入しない



AM用S/C圧力計 測定原理

(参考) 他のD/W,S/C圧力計の設置場所

圧力計	D/W (現場)	D/W (AM用)	S/C (本設)
設置場所	R/B 2階 北東エリア (床面：T.P. 17264)	R/B 3階 北東エリア (床面：T.P. 25464)	R/B 中地下階 北東三角コーナ (床面：T.P. 2564) ※4号機の場合



# AM用S/C圧力計が異常な指示値を示した 要因の洗い出し

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

AM用S/C圧力計が「指示値の低下」及び「DS」を示した要因として考えられるものを洗い出し、各要因について起こり得るか検討した。

要因の分類	考えられる要因
①機械的要因※	<ul style="list-style-type: none"><li>・地震</li><li>・他号機の爆発</li><li>・津波</li></ul> による圧力計本体（受圧部・端子部）の損傷
②測定原理に関する要因	<ul style="list-style-type: none"><li>・測定対象である凝縮槽配管内水の減少・喪失</li></ul>
③電氣的要因	<ul style="list-style-type: none"><li>・バッテリーの電圧不足・枯渇</li><li>・圧力計本体やケーブルへの水の浸入</li></ul>

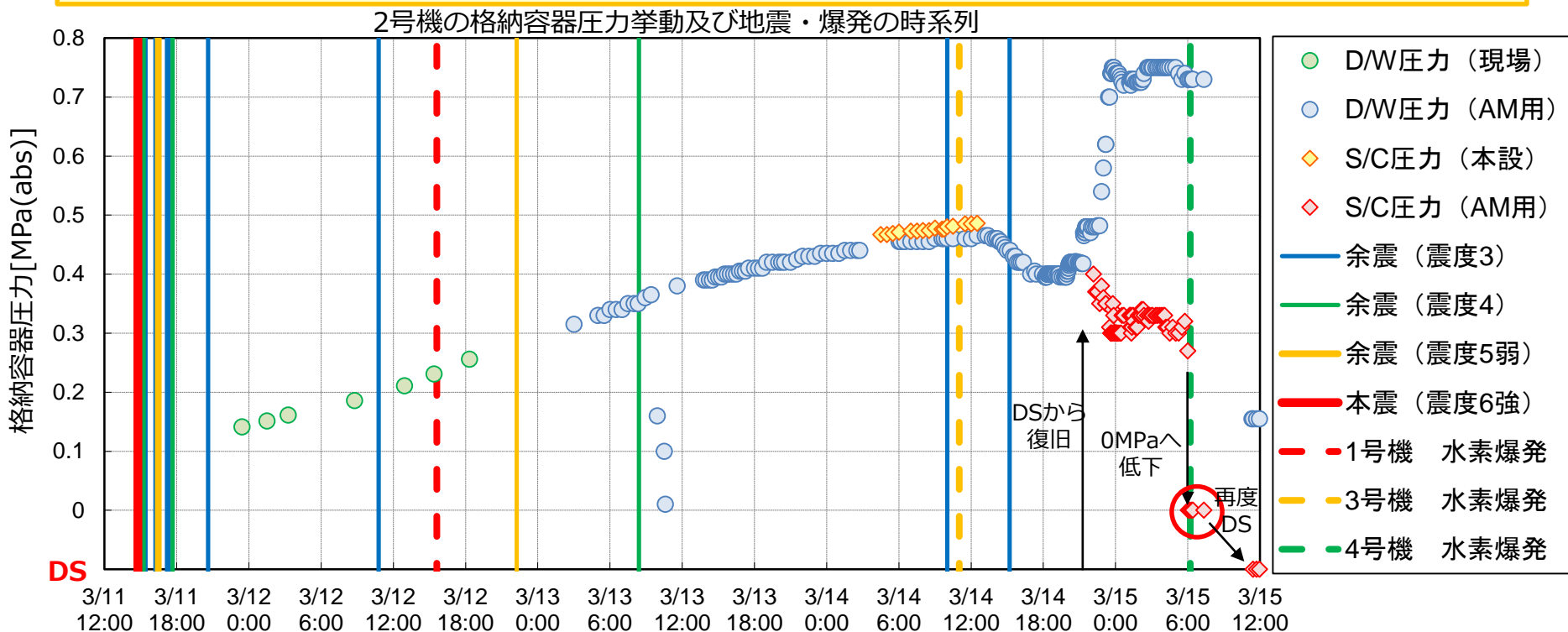
※ DSから指示値が復旧する時点で機械的要因による損傷の可能性は低いと考えられるが、検討方針に従いDSの要因として洗い出し検討を実施

# ①機械的要因に対する検討

5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

## (1) 地震・爆発の衝撃

地震及び他号機の爆発によるAM用S/C圧力計本体の損傷した可能性を検討した結果、いずれもDS及び3月15日6時頃の指示値低下の直接的要因となった可能性は低いと考えられる。



- 地震や爆発の衝撃で圧力計本体の損傷やケーブルの破断が発生した場合、DSから指示値が復旧することは考えにくいため、3月15日以前にこの要因で損傷した可能性は低いと考えられる。
- AM用S/C圧力計の指示値は3月15日6時2分に急激に低下し0MPaとなったが、その前後で地震は発生していない。
- 4号機の水素爆発が至近で発生しているが、発生したのは0MPaとなった後であるため、爆発が指示値低下の直接的要因ではない。(0MPa:3月15日6時2分、4号機水素爆発:3月15日6時12分)

# ①機械的要因に対する検討

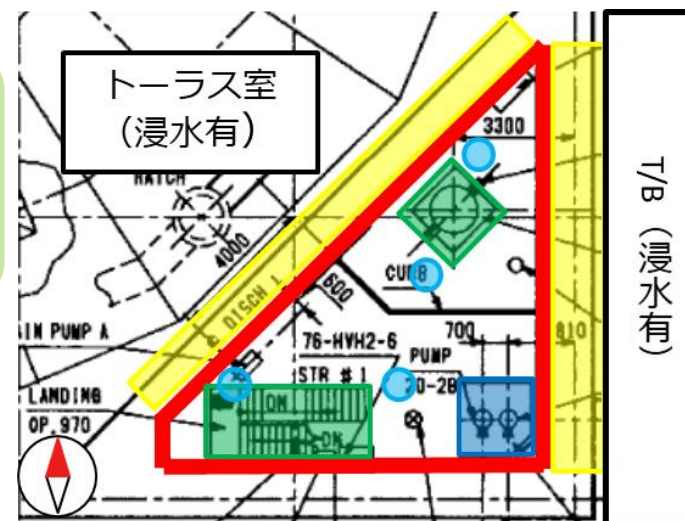
5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

## (2) 津波の衝撃

3月11日の津波到達時にAM用S/C圧力計本体が損傷しDSを示した可能性について検討した結果、津波到達時の衝撃によって圧力計が損傷した可能性は低いと考えられる。

津波浸入経路の検討	浸入の可能性	
屋外との開口部（直接）	×	屋外と直接繋がる開口部なし
壁貫通部（横から）	○	トーラス室及びT/Bの連通部から浸入
1階及び中地下階（上から）	○	CSポンプ上部のハッチや階段室から浸入
ファンネル（下から）	○	1階や地下階南西三角コーナからサンプ経由で逆流
床ドレンサンプ（下から）	×	廃棄物処理系の配管を逆流して津波が浸入 (サンプポンプの吐出側に逆止弁があり可能性は低い)

AM用S/C圧力計の設置場所への津波の浸入経路は複数あるが、いずれも津波の勢いを保ったまま到達することは難しい。  
⇒津波の衝撃によってDSとなった可能性は低い。



R/B 中地下階 南東三角コーナ

## ②測定原理に関する要因に対する検討

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

測定原理に関する要因として凝縮槽配管内水の減少・喪失・分断による指示値低下を検討した結果、指示値低下量の最大値を仮定した場合でも、D/W圧力との乖離が説明困難であることから、指示値低下の主要因ではないと考えられる。

### 配管内水が蒸発して減少した可能性

×

- ・ トーラス室内は大気圧下(100℃以下)
- ・ 配管内は高压→飽和温度は100℃以上
- ・ D/W圧力増加→配管内水は減圧沸騰せず

### 配管破断によるリークの可能性

×

トーラス室及び三角コーナの線量は変化なし

### 気泡が配管内水を分断する影響

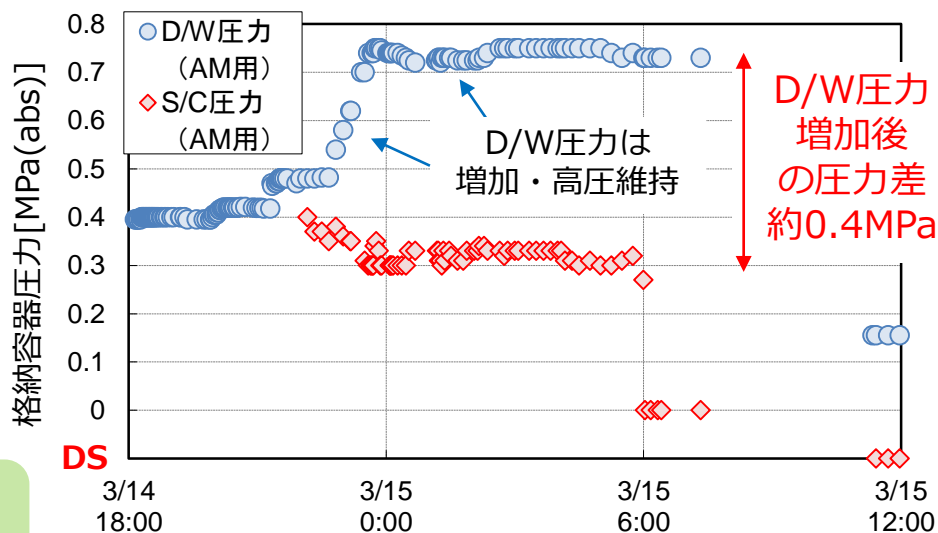
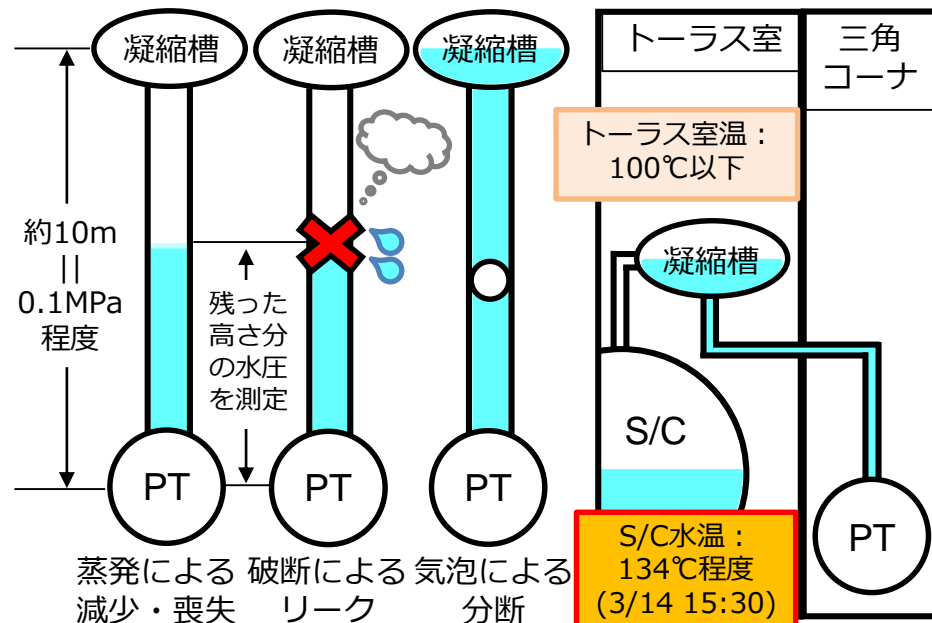
×

- ・ 条件不確定→指示値変化の推定が困難
- ・ 凝縮槽と圧力計の高低差は約10m  
→指示値の低下量は最大で0.1MPa程度
- ・ D/WとS/Cの圧力差は約0.4MPa (右図)



AM用S/C圧力計の指示値が低下していた期間は  
**D/WとS/Cの圧力差 > 指示値低下量の最大値**  
となり、この要因だけではD/W圧力との乖離を説明することが困難

凝縮槽配管内水の減少・喪失・分断により圧力計  
本体の損傷やケーブルの破断が起こったとは  
考えにくく、この要因でDSとなった可能性は低い。





### ③電氣的要因に対する検討

#### (1) 津波による圧力計の水没可能性

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

AM用S/C圧力計は測定を開始した3月13日3時時点でDSを指示。  
この頃までに、南東三角コーナはAM用S/C圧力計（床上60cm）が  
水没する程度まで水位が上昇していた可能性が高いと考えられる。

#### 地下階の滞留水水位の連動について

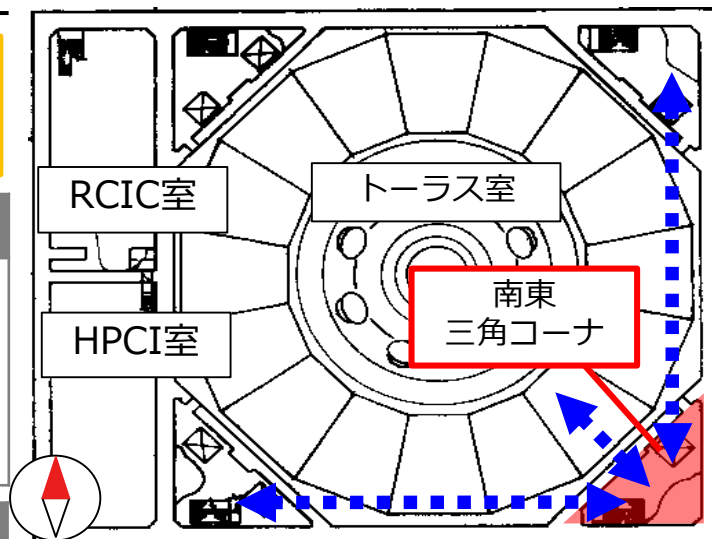
- ・南東三角コーナをはじめ、地下階各部屋はファンネルを介して連通
  - ・南東三角コーナ／トラス室間の壁には床上5cm～5mの範囲で貫通部あり
  - ・事故後長期にわたり、地下階各部屋の滞留水水位は連動して変化
- ⇒事故当初から、各部屋の水位は連動して変化していた可能性

#### 事故当時確認された地下階の浸水状況

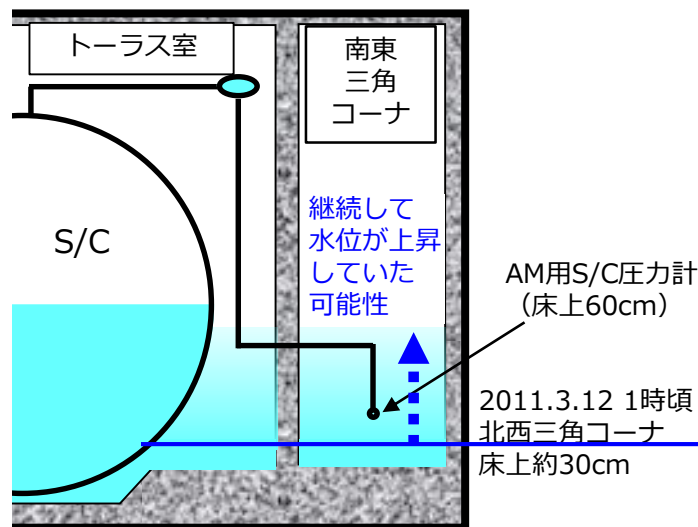
- ・3月12日1時頃、北西三角コーナ（RCIC室の扉前）にて長靴に水が入らない程度の水位を確認し、扉を開けると水がRCIC室から流出（この時点で、床上30cm程度はあった可能性）
  - ・3月12日2時12分、RCIC室の扉前の水位の上昇を確認し、扉を開けるとゆっくり水が流出
- ⇒地下階の水位は12日1時頃の床上30cm程度から徐々に上昇した可能性

#### プラント挙動から推測されるトラス室の浸水状況

- ・RCIC運転中（3月14日9時頃まで）、D/W圧力は緩やかに上昇
- トラス室が浸水し、S/Cが外部から冷却されたものと推定
- ・3月15日午前中に、D/W圧力が大きく低下
- 格納容器からの漏えいに加え、トラス室水位がS/Cプール水位を上回り、S/C気相部が冷却されることで、S/C内水蒸気の凝縮が促進したことが減圧に寄与した可能性（「4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について」参照）
- ⇒トラス室水位は継続して上昇していた可能性



南東三角コーナにおけるファンネル／配管貫通部を通じた各部屋との水の連通（イメージ）



2号機R/B地下階の水位変化（イメージ）

# ③電気的要因に対する検討

5. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

## (2) 電気的要因に対する検討

AM用S/C圧力計は水没し得る環境にあり、本体内部に浸水した可能性が高い※。  
端子部が浸水することで、短絡、地絡、絶縁低下が複合的に起こった可能性があり、その結果、AM用S/C  
圧力計がDS又は低い指示値を示した可能性がある。

### バッテリーの枯渇・電圧不足の影響 ×

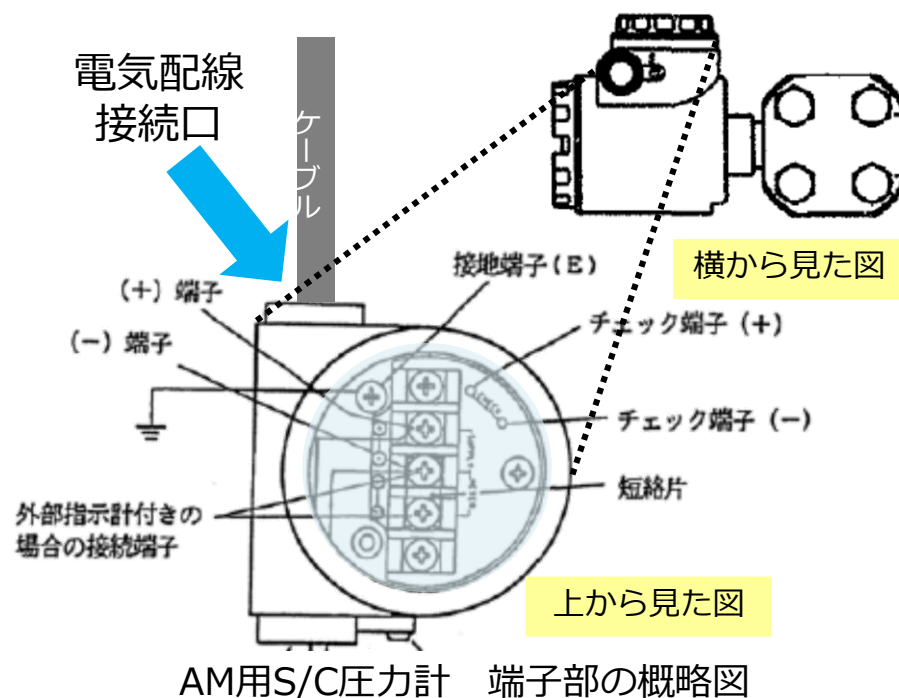
- ・電圧不足により指示値の低下又はDSとなり得る
  - ・AM制御盤にバッテリーを接続し、AM用D/W  
圧力計とAM用S/C圧力計でバッテリーを共有
  - ・接続前に規定電圧を確認
- ⇒バッテリーの枯渇・電圧不足の可能性は低い

### 短絡の影響 △

- ・短絡が発生すると指示値が増加する方向に働き、  
場合によっては機器の故障となり得る
  - ・圧力計が水没し内部に浸水した可能性が高い
- ⇒短絡の可能性は十分考えられる

### 地絡又は絶縁低下の影響 ○

- ・電気回路の外に電流が漏洩し電流値が低下する  
ことで、DS又は指示値の低下となり得る
  - ・制御盤の絶縁抵抗は測定せず
  - ・圧力計が水没し内部に浸水した可能性が高い
- ⇒地絡又は絶縁低下の可能性は十分考えられる



※ AM用S/C圧力計はIP67（耐塵性、防浸性）であるが、  
水没した状況が継続する場合は計器の内部に水が浸入  
する可能性がある。

## 検討結果のまとめ

- ・ 2号機AM用S/C圧力計が事故時に異常な指示値（DS、指示値低下）を示した要因を検討した。
- ・ 要因を洗い出し、消去法的アプローチにより可能性を検討した結果、**圧力計本体の水没による電氣的異常**の可能性が主要因として残った。

要因の分類	検討結果	検討結果の詳細	
①機械的要因	×	×	地震及び他号機の爆発の衝撃による本体の損傷
		×	津波の衝撃による本体の損傷
②測定原理に関する要因	×	×	凝縮槽配管内水の蒸発による減少
		×	凝縮槽配管の破断による配管内水のリーク
		×	気泡による凝縮槽配管内水の分断
③電氣的要因	○	×	バッテリーの枯渇・電源不足
		○	本体内部への海水浸入による電氣的異常（短絡、地絡、絶縁低下）

得られた教訓：**溢水による計器水没への対策が必要**

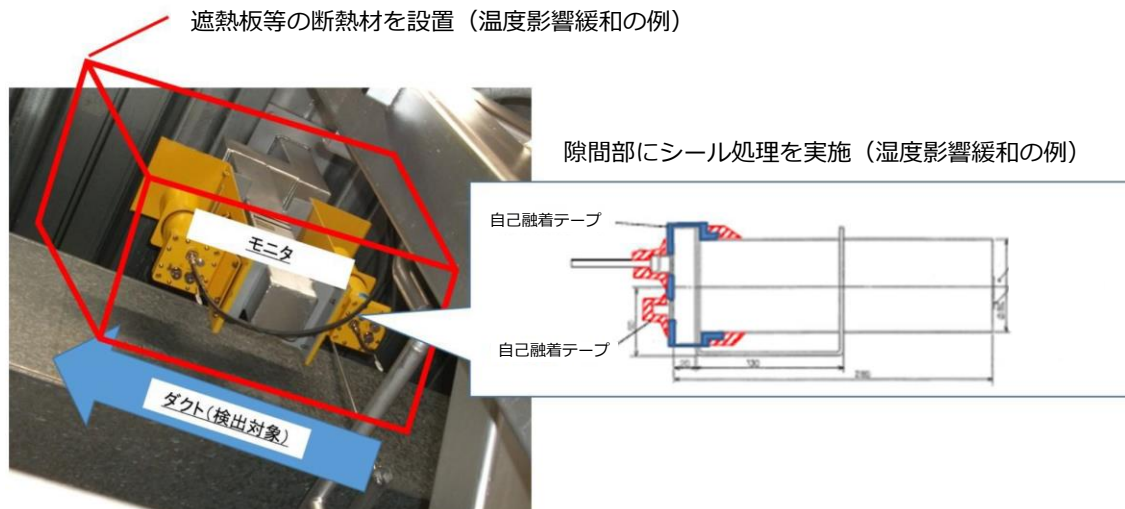
教訓：溢水による計器水没への対策が必要

## ■ 津波（外部溢水）対策

- 外郭防護：敷地高さ、取水槽閉止板などにより、津波の遡上・流入を防止
- 内郭防護：水密扉、貫通部止水処置などにより、海水配管破断時の浸水防護  
重点化範囲への津波流入や屋外タンク破損時の浸水の防止
- 取水性確保：海水貯留堰の設置により、引き波時の海水ポンプの取水性確保 など

## ■ 内部溢水対策

- 発生防止：溢水源の隔離・水抜き運用、溢水源の移設、溢水源の耐震性確保など
- 拡大防止：扉、貫通部、ハッチ等の止水処置、排水誘導経路の構築など
- 影響防止：シール処置等による防滴仕様の向上、設備の移設（例：設置高さを上げる） など



(例) 気体廃棄物処理系設備工リア排気モニタへの内部溢水対策

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

## ■ 計器の機能喪失時の対応

- 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（主要パラメータ）を計測することが困難になった場合において、当該パラメータを推定するための手段（代替パラメータ）を整備。
- 前頁の内部溢水対策により、内部溢水を起因として主要パラメータと代替パラメータが同時に監視不能とならないことを評価により確認。

（例）S/C圧力に対する代替パラメータ

- ①D/W圧力（D/WとS/Cベント管又は真空破壊弁で均圧されることを利用）
- ②S/C気体温度（飽和温度・圧力の関係から推定）
- ③S/C圧力の常用監視計器

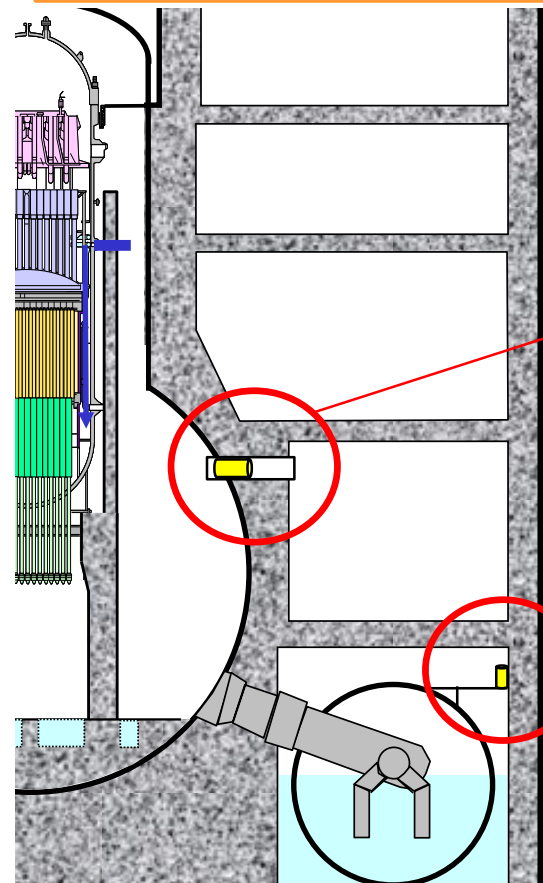
## ■ 緊急対策要員及び運転員の教育・訓練

- 緊急時対策要員（運転員含む）に対しては、重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、重大事故時の物理挙動やパラメータ挙動等の教育を実施。
- 運転員に対しては、中央制御室を模擬したシミュレータで操作において判断に用いる監視計器の故障等を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力等の対応能力向上を図る訓練を実施。

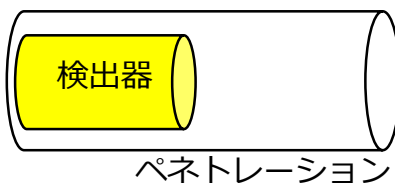
## **6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の 評価手法について**

# 概要

- 2号機では、電源復旧によりD/WおよびS/C CAMS（格納容器雰囲気モニタ系）の計測を再開した以降に炉心損傷に至っており、第3、4回進捗報告では、当該測定値から事故進展を推定し、また、炉心損傷、燃料溶融が進展した時間帯のFP存在割合を評価した。
- さらにCAMS測定値に着目すると、実データと炉心損傷割合の評価のための時間-線量マップ（以下、「評価マップ」）の傾向には相違がみられた。
- CAMS測定値は、事故進展の状況を把握する上で重要なデータであるため、その要因および評価マップの妥当性について検討した。



D/W CAMS



S/C CAMS



検出器（5号機の例）

<検討のアプローチ>

- 2号機のD/WおよびS/C CAMSの測定値と評価マップを比較し、評価マップの再現性を評価
- 評価手法、幾何学的要因（D/WおよびS/C CAMS検出器の設置位置等）の観点から検討

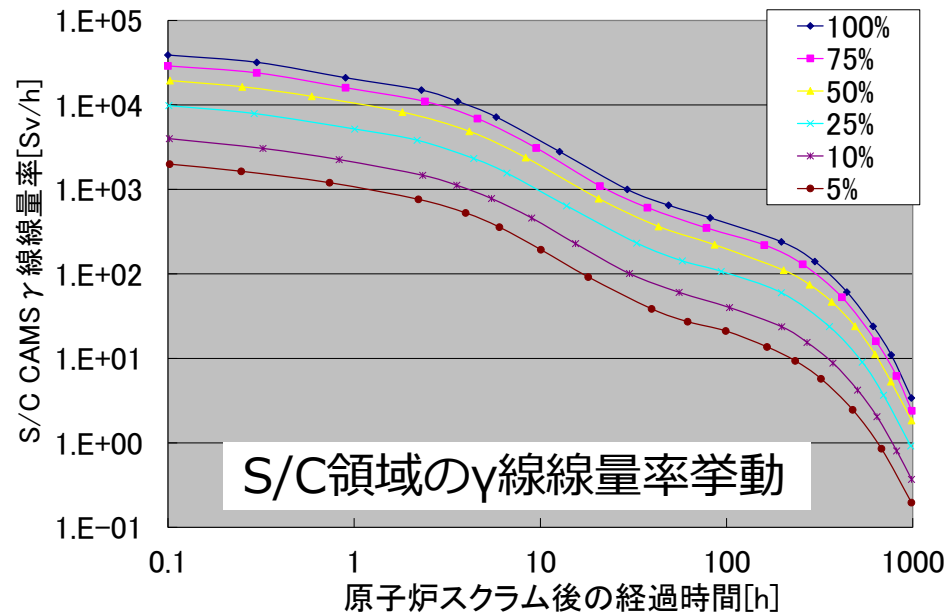
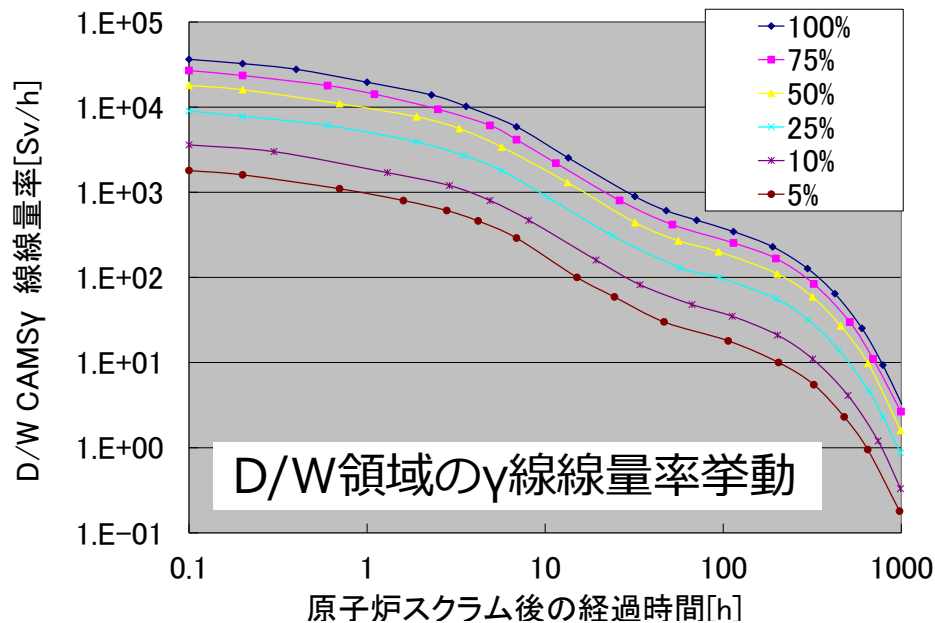


評価マップと現実には不整合があり、評価マップではS/C壁（遮へい）、CAMS検出器の設置位置（線源からの離隔）の分だけ小さくなることを考慮していないことが主な要因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：  
CAMS線量率から炉心の状況を推定する手順の  
妥当性を確認

# 福島第一 BWR4の炉心損傷割合のマップ

- 福島第一原子力発電所事故時に使用されていたMark-I格納容器用の評価マップではD/WとS/Cで各破損割合のCAMS線量率に対して大きな相違は存在しない。
- 評価マップの作製においては、燃料から放出される希ガスのみからの放射線を考慮することとしており、ヨウ素等が同時に放出される場合には炉心損傷割合を保守的に評価するとされてきた。

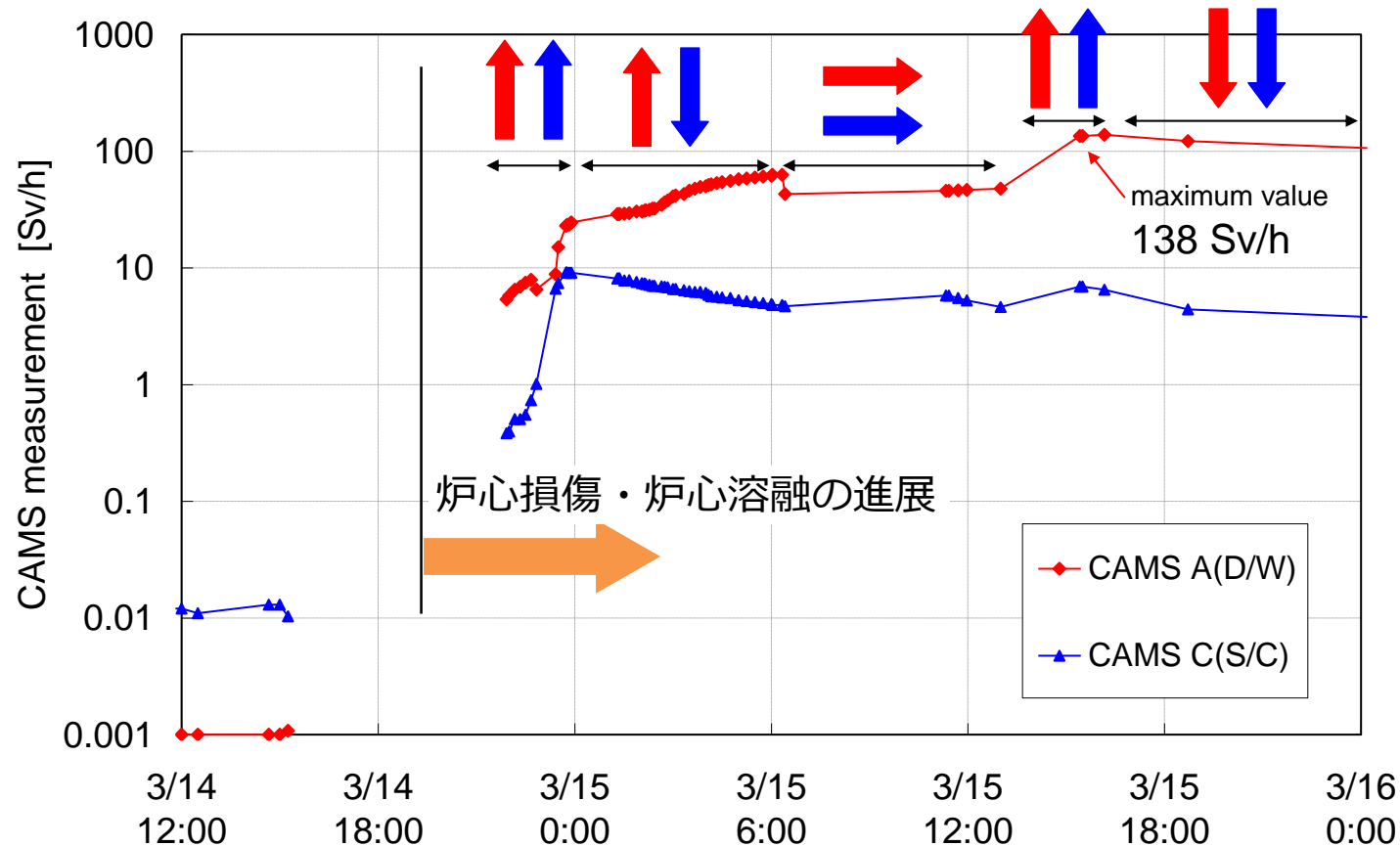


事故時には、評価マップを用いて炉心損傷割合が評価され公表されていたが、現在の知見では全ての号機で100%炉心損傷とされているのに対し、当時の評価は100%に満たない小さな数字が評価されていた。

(1号機：55%、2号機：35%、3号機：30% 2011/04/27公表)

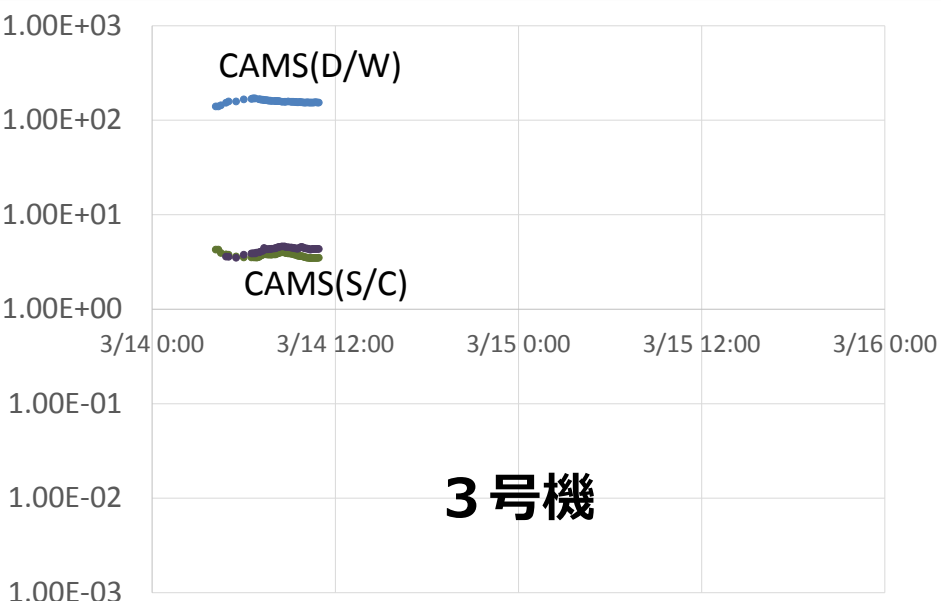
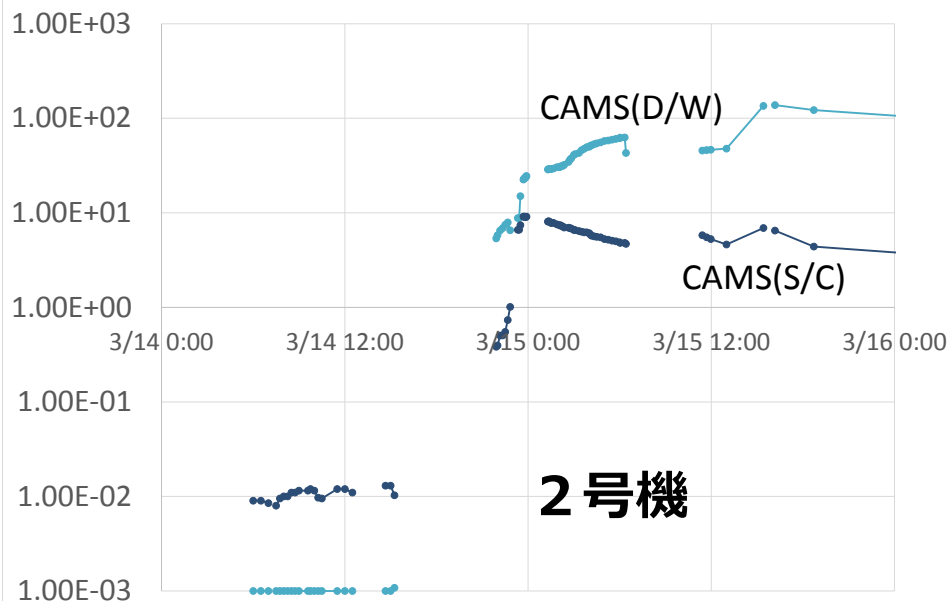
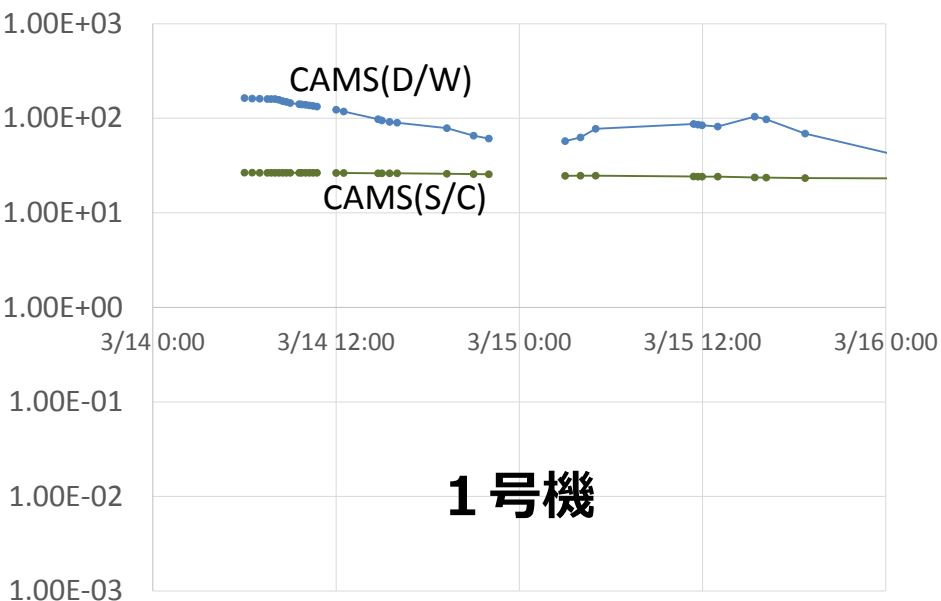


## 2号機のCAMS測定値



- 3/14夜に再開された炉心損傷後のCAMSの測定値は、常にS/Cの方が1桁程度低い。
- 炉心損傷当初は、SRV経由でFPがS/C→D/Wと流れ、S/Cに大量のFPが存在していることが予想されるが、測定値は異なる。

# (参考) 各号機のCAMS測定値



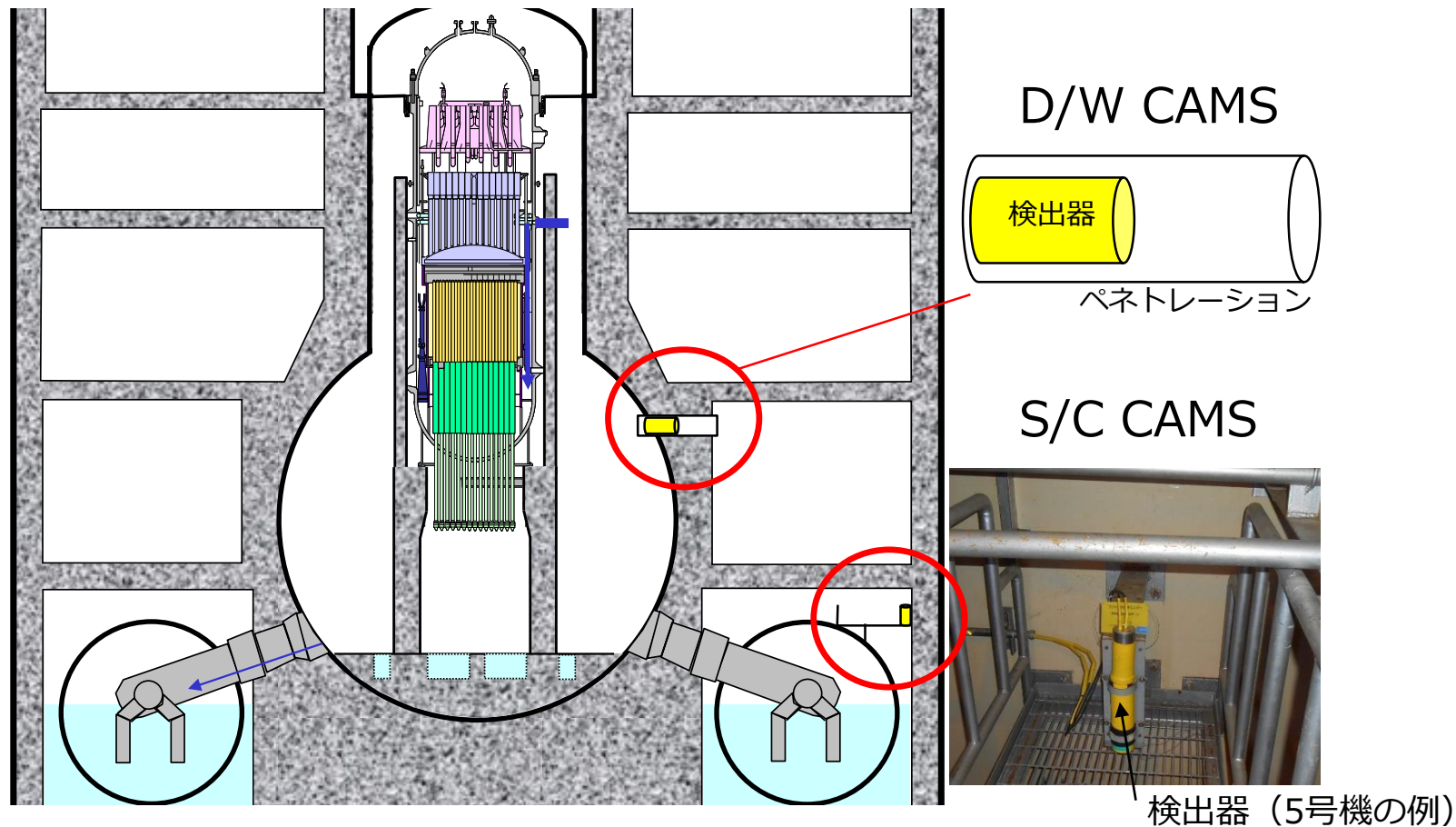
[線量率の単位：Sv/h]

1~3号機で事故進展は異なるものの、CAMS測定値の傾向 (D/W > S/C) は同一

注：1,3号機はベント実施後の測定値

# CAMS検出器の設置位置

6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について



**D/W CAMS : D/W内部からすぐ近い位置に設置**

**S/C CAMS : トーラス室の壁面にS/Cから少し離れて設置**

⇒線源からの距離が異なることから、線量率の絶対値に影響があると考えられる

# 3月14日深夜における S/CへのFPの移動と分布

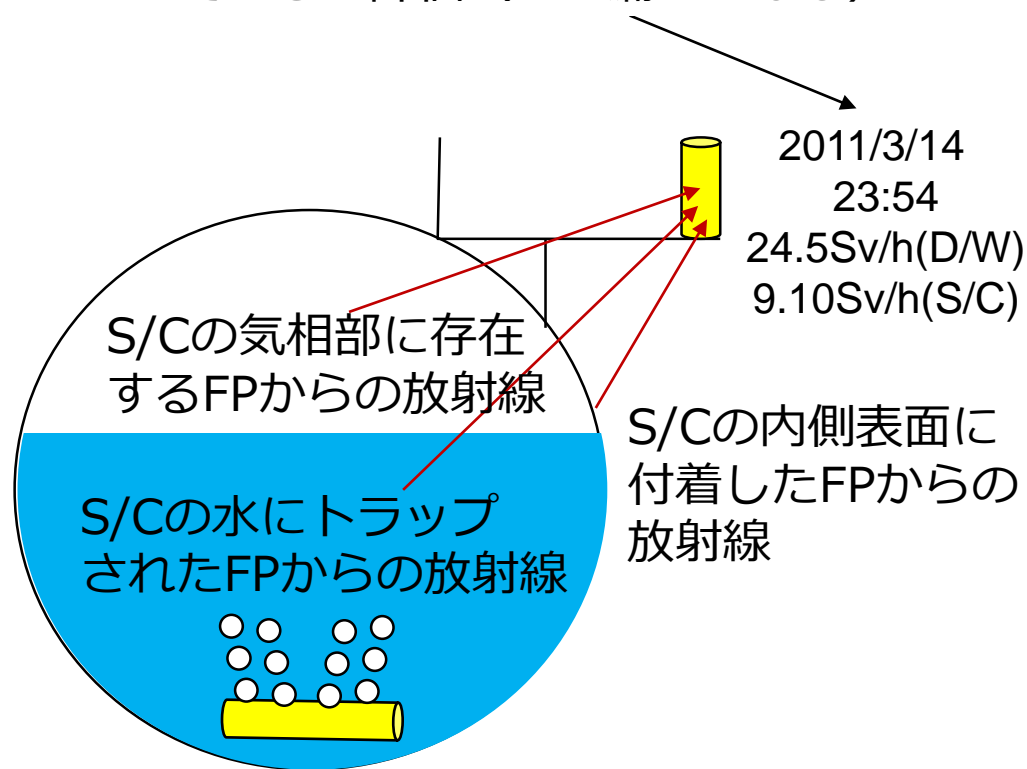
燃料から放出されたFPがSRVを通じS/Cに放出されると

- ・希ガスのFPはそのままS/Cの気相部に移行
- ・ヨウ素やCs等の揮発性FPは大部分が水にトラップ
- ・気相に移行した揮発性FPの一部はS/C内側表面に付着



3/14 23:54の測定値9.1Sv/hは  
3つの線源からの放射線の和

この時間帯には、炉心溶融にまで  
至っていると評価（PCV漏えいなし）



評価マップでは、保守的に希ガスの寄与だけを考慮するとしており

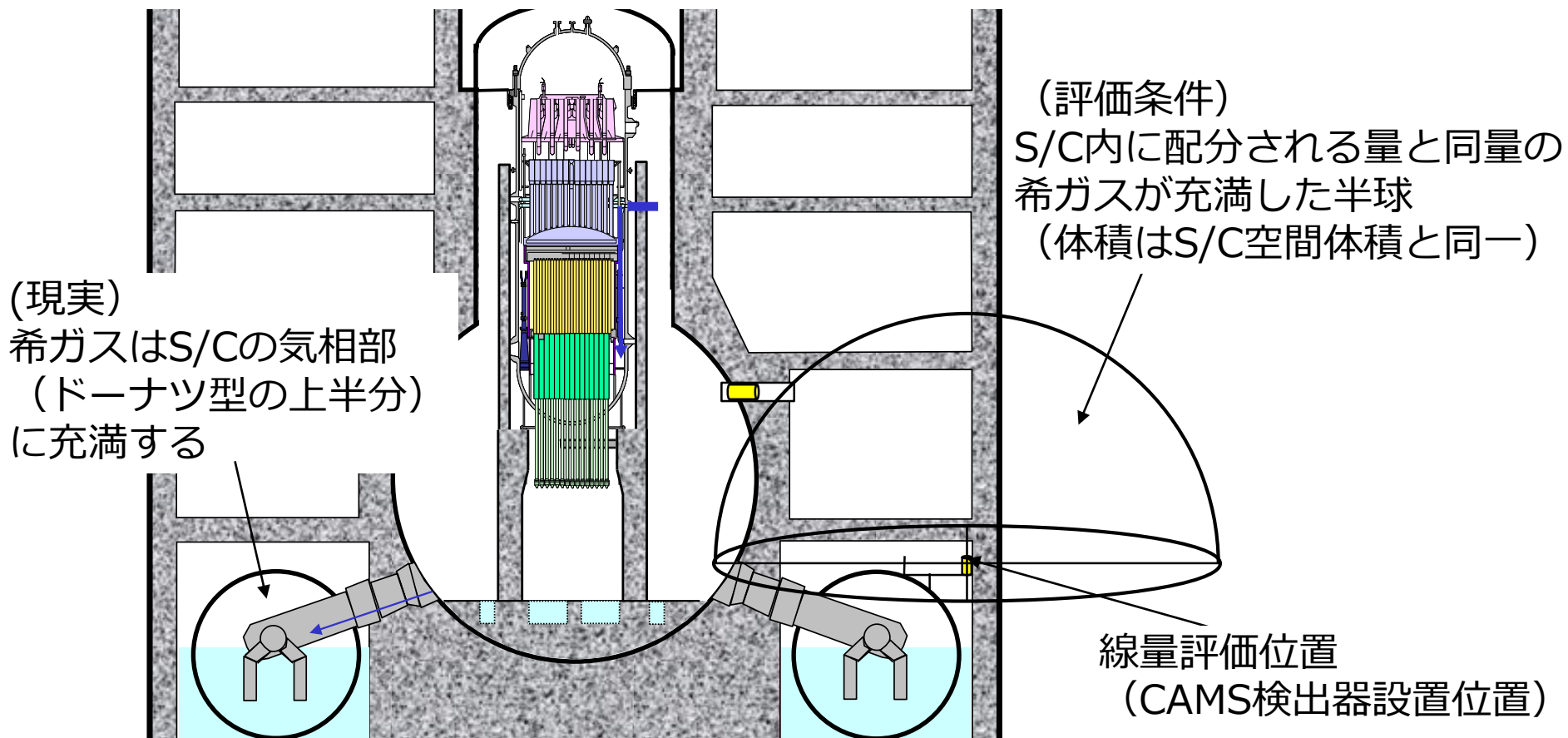
**100%全放出では、81.8時間後に460Sv/h、197.4時間後でも240Sv/h程度に相当**

一方で、測定値9.1Sv/hのうち、希ガス寄与分は**多めに見積もっても1.2Sv/h程度**

→すなわち、設置位置の影響でS/C CAMS測定値と評価マップは不整合

# 炉心損傷割合を評価する手法に使用された 線量率計算手法

6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の  
評価手法について



炉心損傷割合を評価する手法では、半球状のプルームを仮定した簡易的な線量評価の計算手法によって求められているが、その手法の誤差よりも、CAMSの測定値が、S/C壁（遮へい）、CAMS設置位置（線源からの離隔）の分だけ小さくなることは考慮されていないことの影響により不整合が生じている。

(ただし、福島第一原子力発電所事故時、炉心溶融はD/W CAMSの数字も用いて評価したため、過小評価の影響は小さい)

## まとめ

2号機のCAMS測定値を使用して、炉心損傷割合等を評価する評価マップの妥当性を検討。

- 保守的に炉心損傷割合を評価するとされていた評価マップではS/C CAMSを用いて評価する場合、炉心損傷割合を過小評価する傾向があることが分かった。
- これは、Mark-I格納容器の幾何形状およびCAMS検出器の設置位置による影響を適切に反映していないことが原因と推定した。

## 教訓と柏崎刈羽原子力発電所の安全対策

教訓：CAMS線量率から炉心の状況を推定する際に、線源とCAMS検出器の間の遮蔽や距離による減衰を適切に考慮する必要がある。

### ■ CAMS線量率を用いて炉心の状況を推定する手順（以下①②）の妥当性を確認。

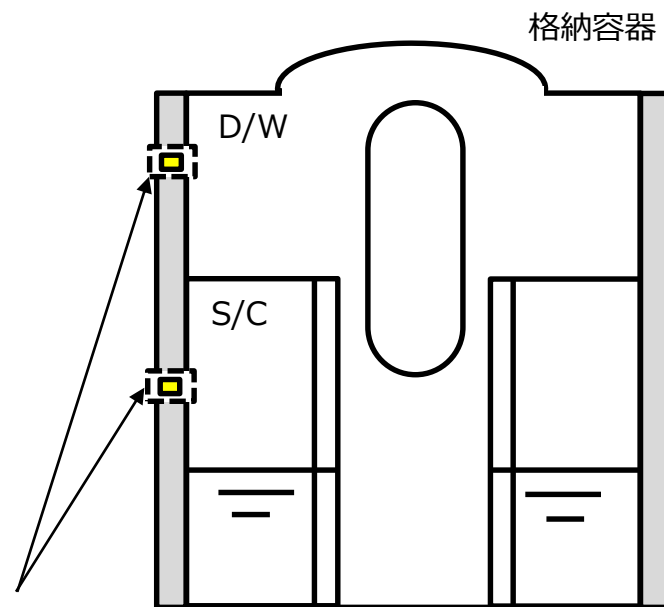
#### ①炉心損傷の判定

以下により、判定に支障はないことを確認。

- 柏崎刈羽原子力発電所6、7号機において、CAMS検出器はD/W、S/Cいずれも格納容器の貫通部に配置。
- 炉心損傷の判定をする線量率は判断の遅れが無いよう保守的に低めの値を採用。
- 炉心損傷時には線量率が短時間に大きく上昇することから、炉心損傷判定曲線の不確かさによる炉心損傷の判定時間への影響は小さい。

#### ②炉心損傷割合の推定

- 従来より、運転員による運転操作の判断に炉心損傷割合は用いていない。
- 運転員に対して技術的な支援を行う組織が参照するマニュアルでは、炉心損傷割合を算出する従来の運用を廃止済。



CAMS検出器  
(格納容器貫通部に配置)

CAMS検出器の配置

## 7. 3号機圧力抑制室水位にかかる 検討



# 概要

- 3号機の13日9:00頃の原子炉減圧以降の事故進展（格納容器ベント、圧力容器・格納容器からの気相漏えい、水素爆発など）や燃料デブリの冷却状態などを推定する上で、格納容器圧力のデータを理解することが重要である。
- 3号機では3月11日17:15～12日20:00にかけて、S/C水位のデータが採取されている。
- このデータは、水素発生量の推定や、S/CからD/Wへの水の逆流有無にかかる推定に役立つもので、上述の事故進展を理解する上で重要な情報である。本検討では、**3月13日9時頃のS/Cベント（以降、「第一回ベント」という）開始時のS/C水位に着目し、これを推定した。**

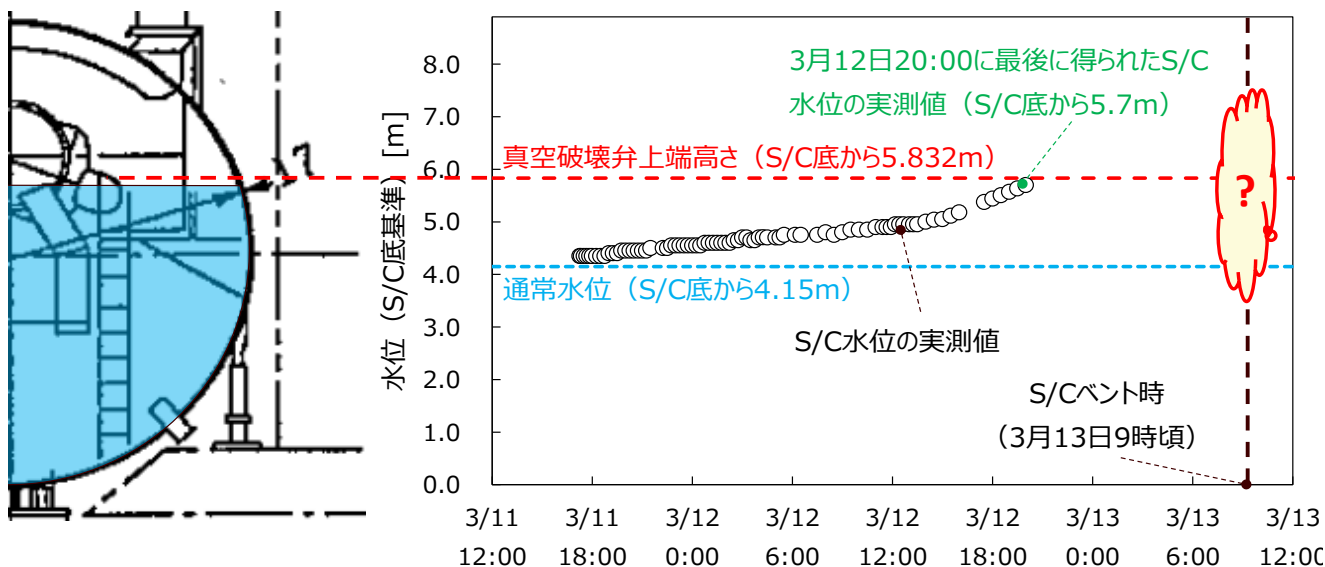


図 S/C水位の実測値

＜検討のアプローチ＞  
 以下の独立な2つの方法で  
 第一回ベント時のS/C水位  
 を評価し、両方の評価結果  
 を総合してS/C水位を推定

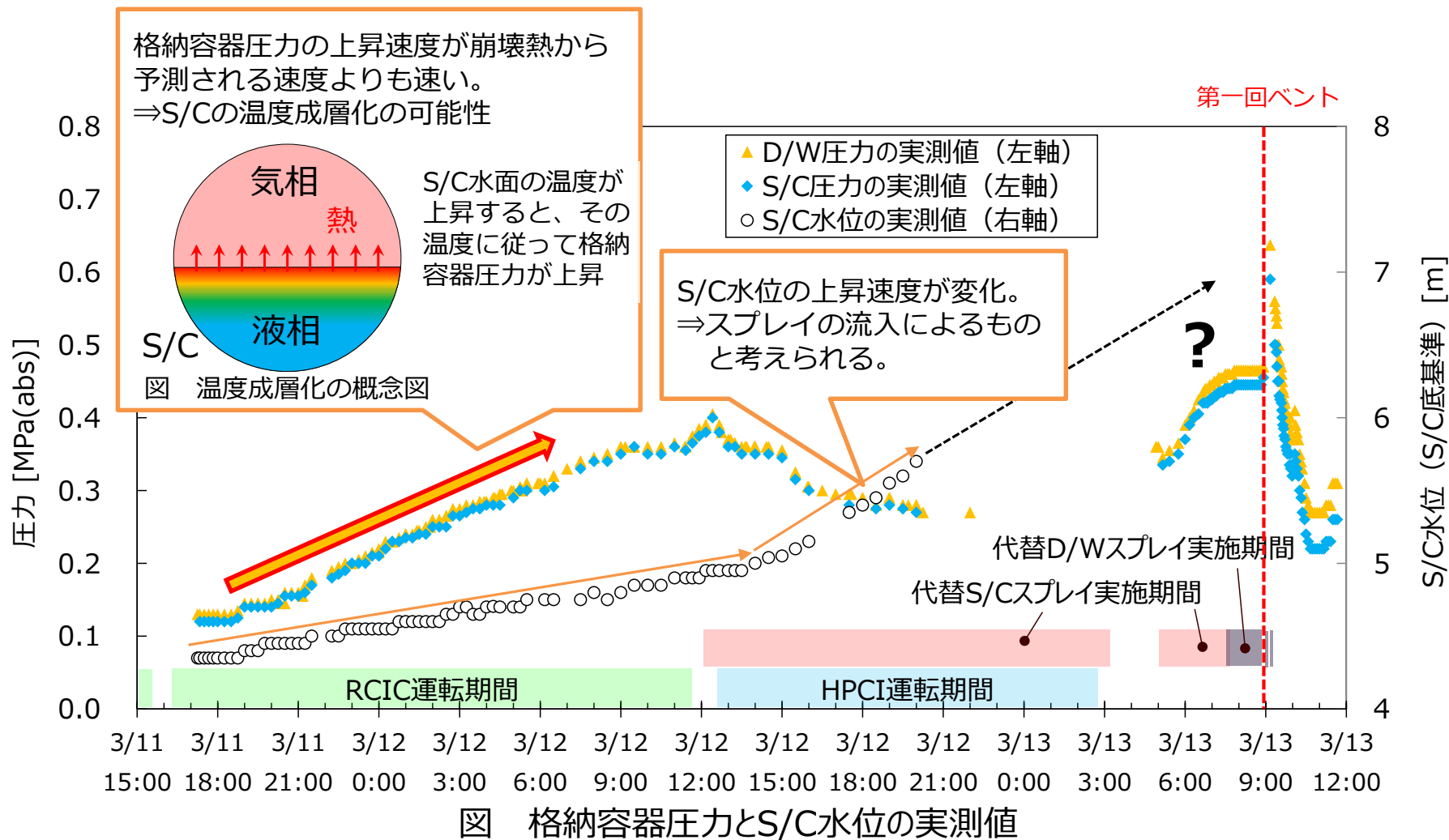
(1)得られているS/C水位データに基づく評価  
 (2)格納容器圧力データに基づく評価

第一回ベント開始時点のS/C水位はS/C底から7m前後と、真空破壊弁を超えて高かったと推定した。  
 ⇒13日20:40以降のD/W減圧時には、水がS/CからD/Wに逆流し、落下してきた燃料デブリの冷却に寄与した可能性がある。

# 事故進展の概要と、

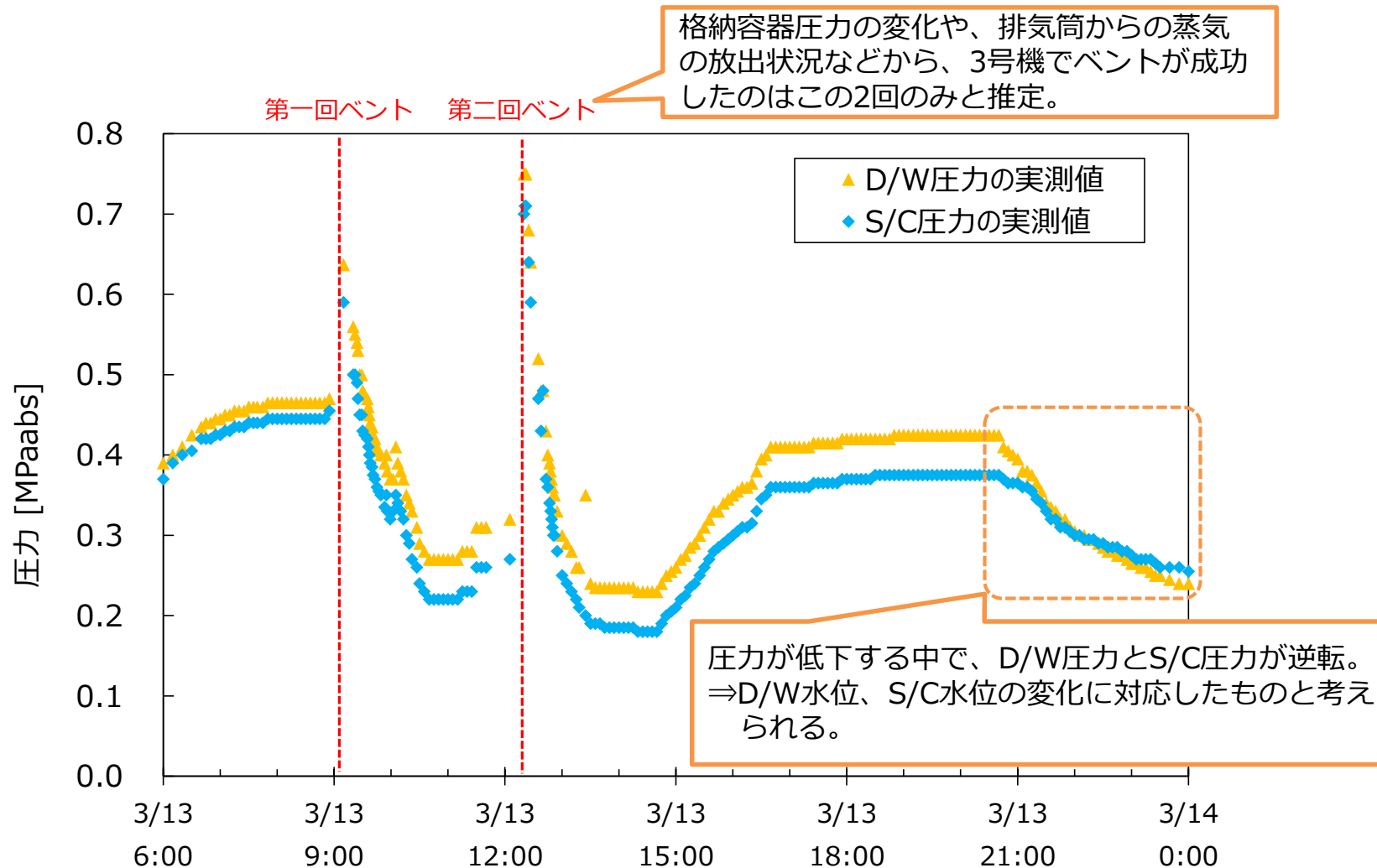
## (1) S/C水位の実測値に基づく評価の概要

得られているS/C水位のデータをもとに、第一回ベント時の水位を評価。



# 事故進展の概要と、 (2)格納容器圧力の実測値に基づく評価

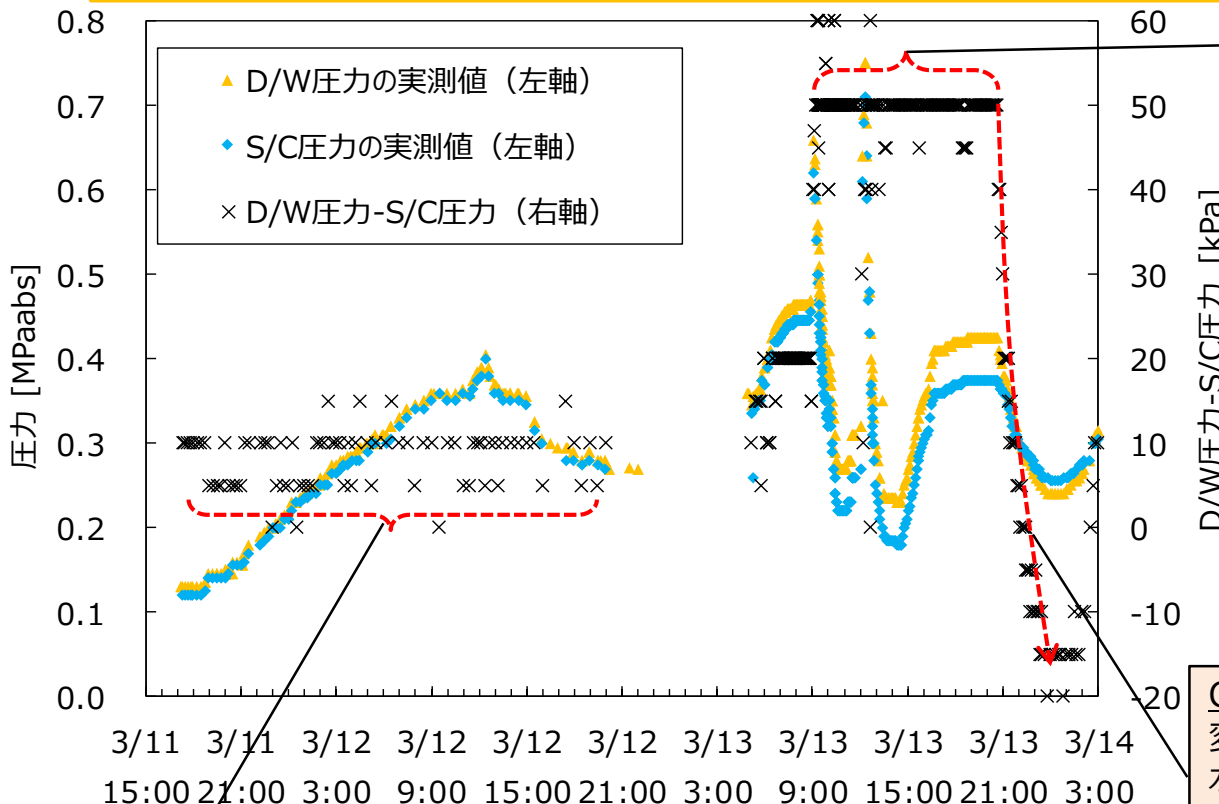
13日20:40以降の格納容器圧力の減圧挙動に着目し、第一回ベント時の水位を評価。



プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
(プラントパラメータに基づく事故進展シナリオの推定)

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

評価の前段として、S/Cベント前後の格納容器圧力から以下の3点の状況を想定した。  
 A : D/W及び/又はS/Cの圧力計にずれがあり、D/W-S/Cの圧力差は過大に表示されていた。  
 B : 第一回ベント時~13日20:40まで、ベント管内の水位はダウンカメラ下端まで押し下げられていた。  
 (S/Cベント及び、RPVからD/Wへの気相漏えいの影響と想定)  
 C : 3月13日20:40時点で、真空破壊弁は水没していた。



Bの根拠 D/W-S/Cの圧力差が+50kPaと拡大し、S/Cベント以降も圧力差が継続(下図参照)。

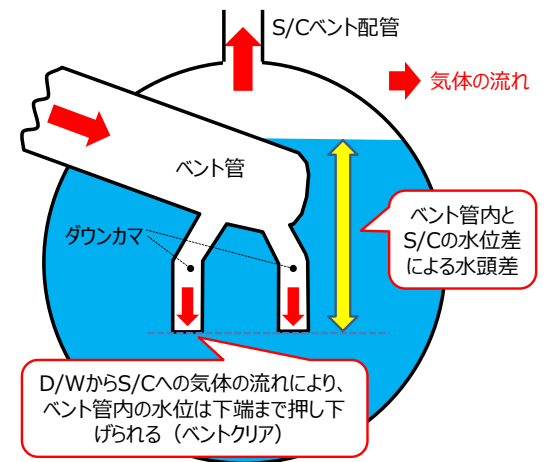


図 S/Cベント以降のベント管とS/Cの水位の状態

Cの根拠 この期間、D/W-S/Cの圧力差の変化(+50kPa→-15kPa)は、ベント管内の水位がS/C水位に対して約6.5m上昇したことを示しており、これは真空破壊弁が水没していたことを意味する(真空破壊弁が水没していなければ、D/WとS/Cは均圧)。

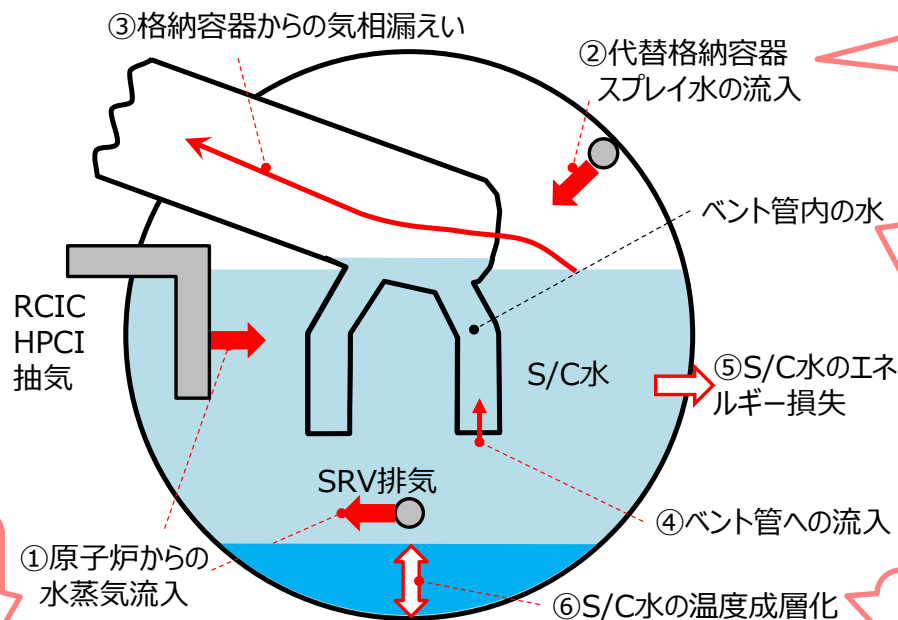
Aの根拠 崩壊熱で想定するよりも早くPCV圧力が上昇。S/Cの温度成層化が原因と推定しているが、本来D/W圧力<S/C圧力となるところ、D/W圧力>S/C圧力となっている。

プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
(1) S/C水位の実測値に基づく評価

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

- 3月12日20:00までのS/C水位の実測値に基づいて、S/Cプール水の質量収支（下図①～④）およびエネルギー収支（下図①～⑤）から、第一回ベント時までのS/C水位挙動を評価。
- 項目②③⑤⑥には不確かさがあるが、②スプレイ注水量の影響が支配的であることを確認。

⇒S/C水位の実測値を満足しつつ、スプレイ注水量が多くなるケース（S/C水位高ケース）、少なくなるケース（S/C水位低ケース）の2ケースで第一回ベント時のS/C水位を評価。



S/C水位の実測値を再現するスプレイ流入開始時刻と流量

D/WとS/Cの圧力差※からベント管内の水位変化も評価。  
※圧力差の過大表示幅（想定A）は、S/Cベント後のS/C水位とD/W-S/Cの圧力差の関係から評価して考慮。

崩壊熱で発生する水蒸気量

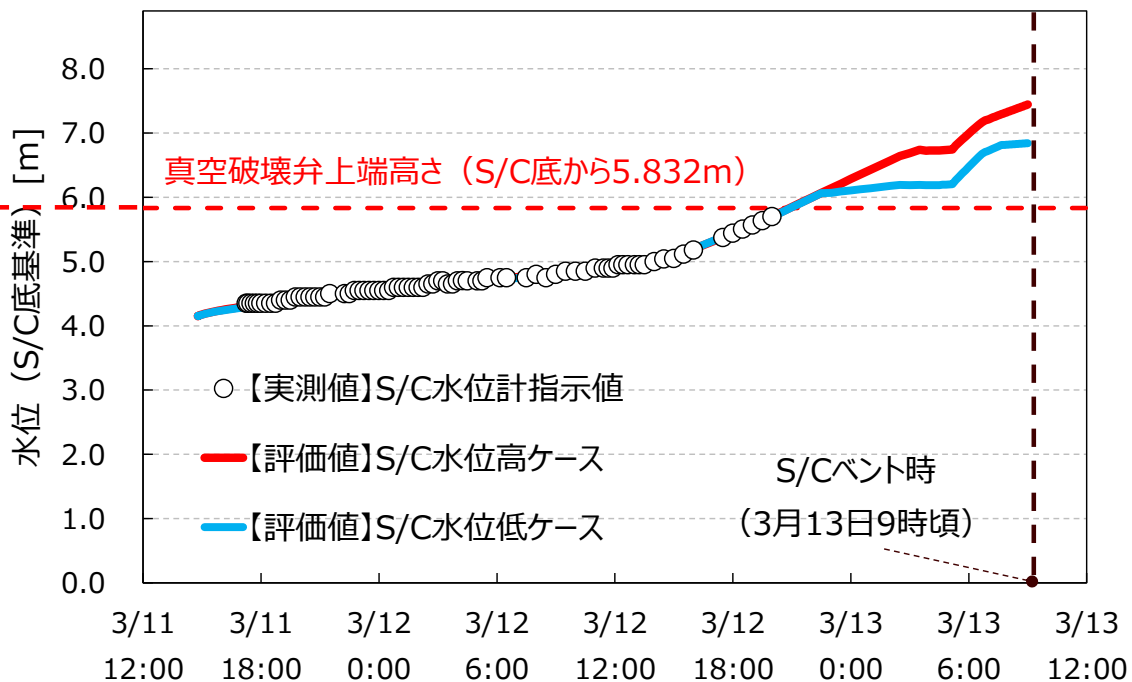
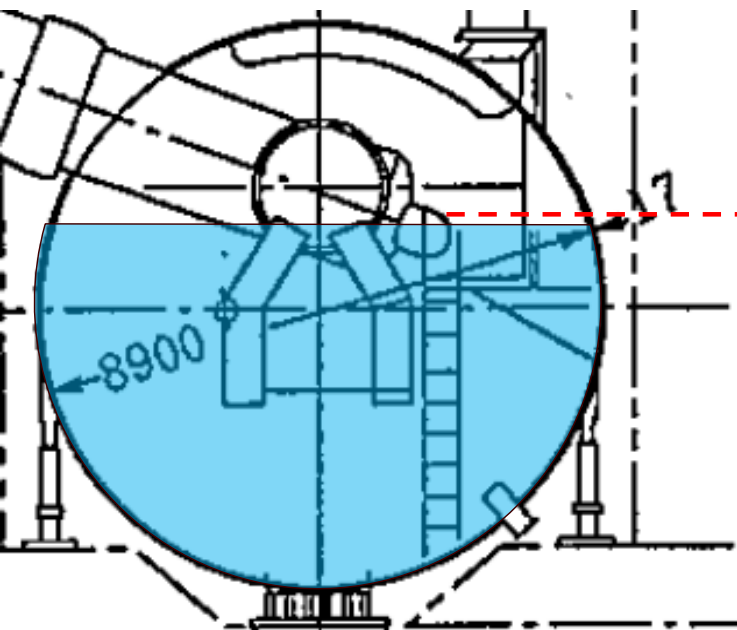
S/Cプール水に対して、熱の流入がある領域を想定

図 評価モデルの概要

# プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定 (1) S/C水位の実測値に基づく評価

## 7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

第一回ベント開始時のS/C水位は、水位高ケースで7.4m、水位低ケースで6.8mとなった。



プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
 (2) 格納容器圧力の実測値に基づく評価

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

13日20:40以降、D/WとS/Cの圧力は、低下する中で大小関係が逆転。下図のような水位変化に対応したものと推定。想定A、B、Cも踏まえ、13日20:40時点のS/C水位を評価。

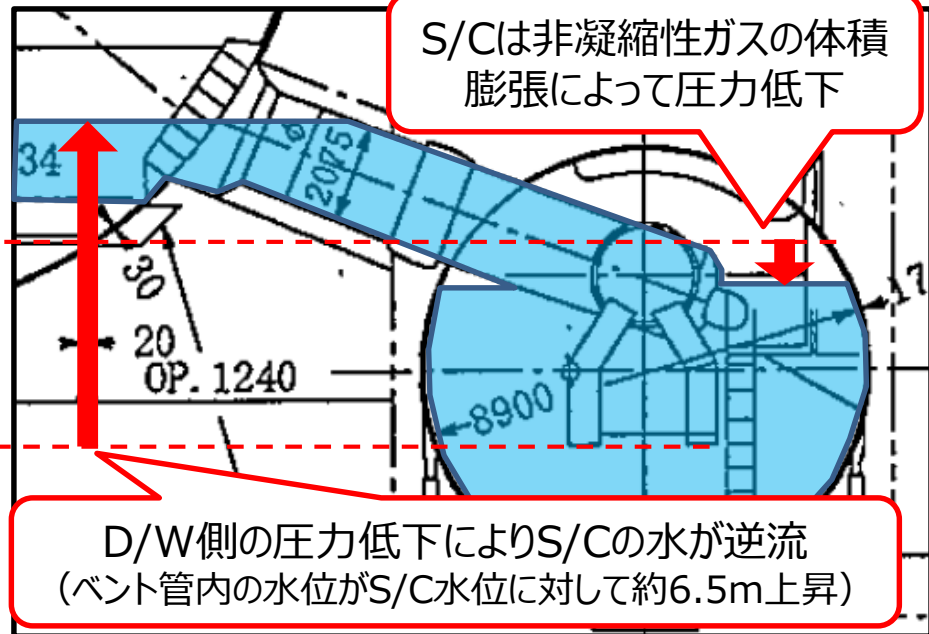
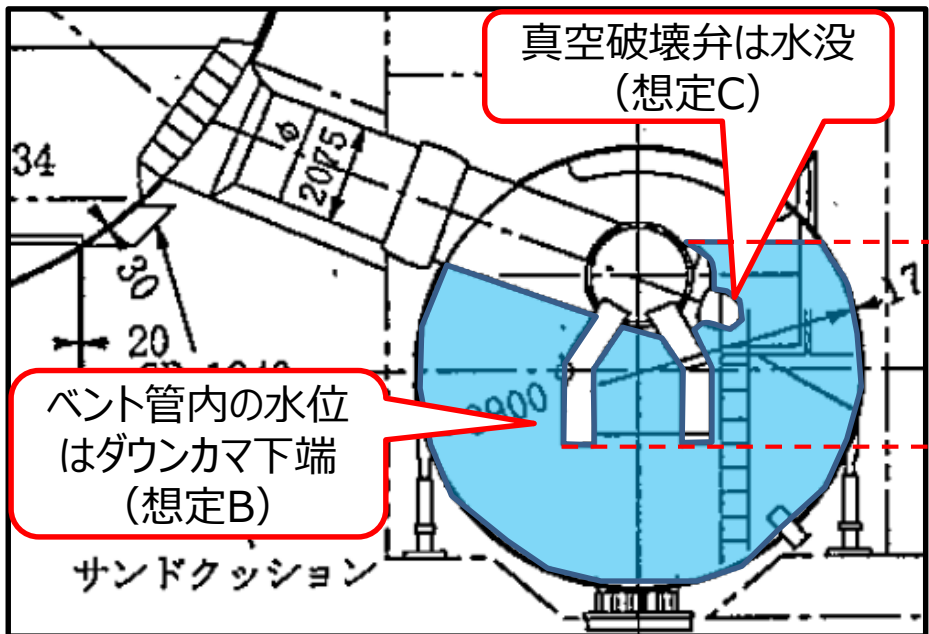
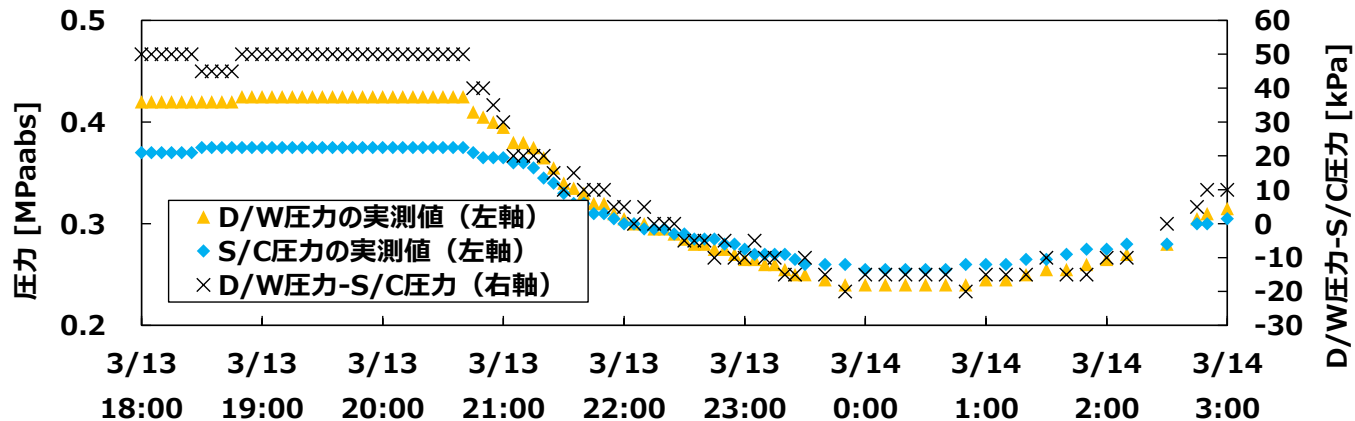


図 減圧前 (3月13日20:40時点) の水位のイメージ

図 減圧後 (3月14日0:00時点) の水位のイメージ

プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
 (2) 格納容器圧力の実測値に基づく評価

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

- 減圧前のD/W-S/Cの圧力差が+50kPaであることなどから、13日20:40時点のS/C水位はS/C底から6.8m~8.3mと評価 (D/W-S/Cの圧力差に依存：下図参照)
  - 第一回ベント開始時~13日20:40の約12時間におけるS/C水位の上昇幅は最大0.9mと推定。  
 (ベント時のベント管からの水の押し出し分+原子炉からの水蒸気流入を見積もった値)
- ⇒13日20:40時点のS/C水位の評価結果 (6.8m~8.3m) より、第一回ベント開始時のS/C水位はS/C底から5.9m以上であったと推定。

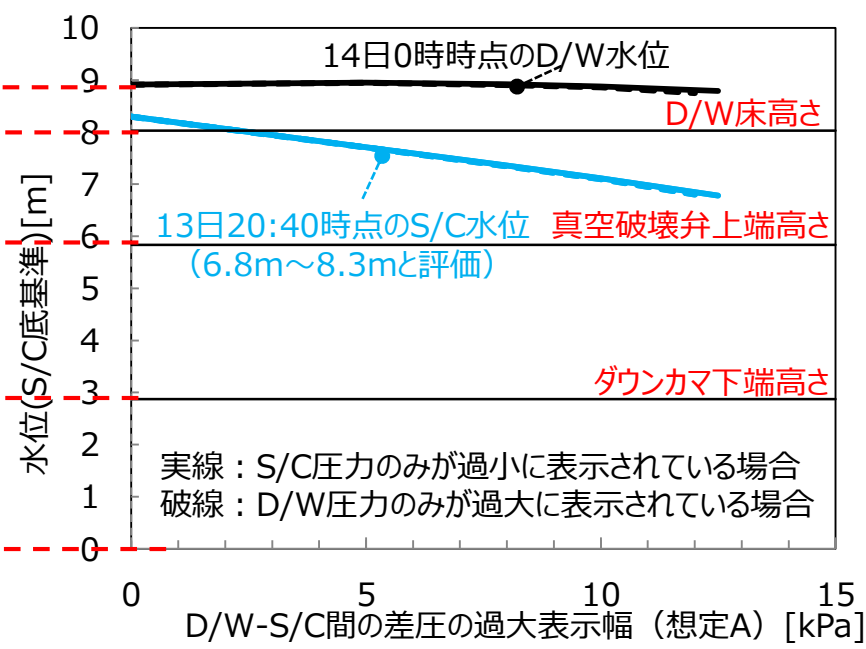
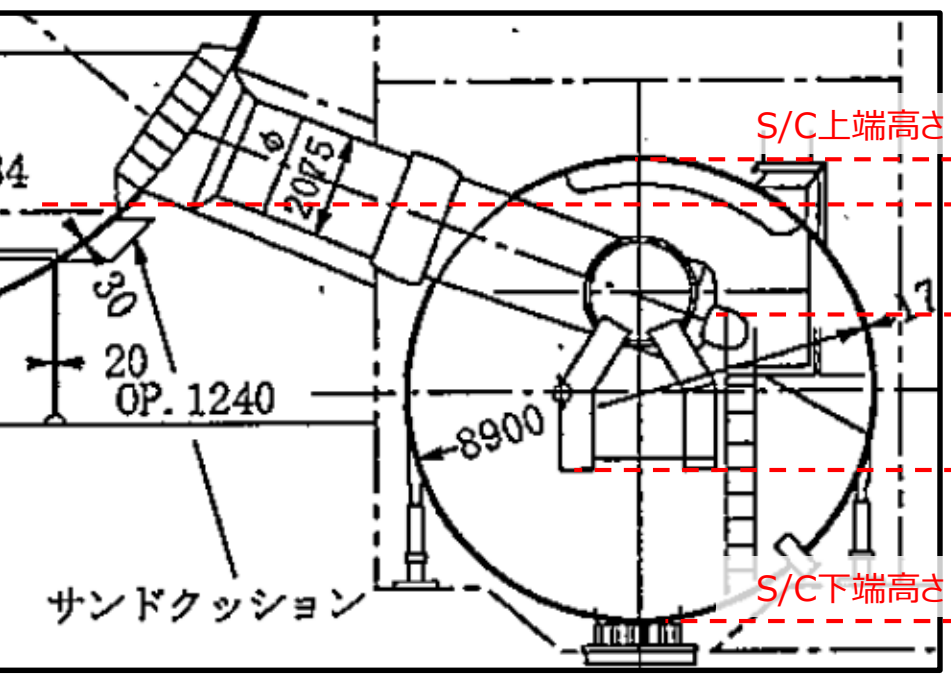


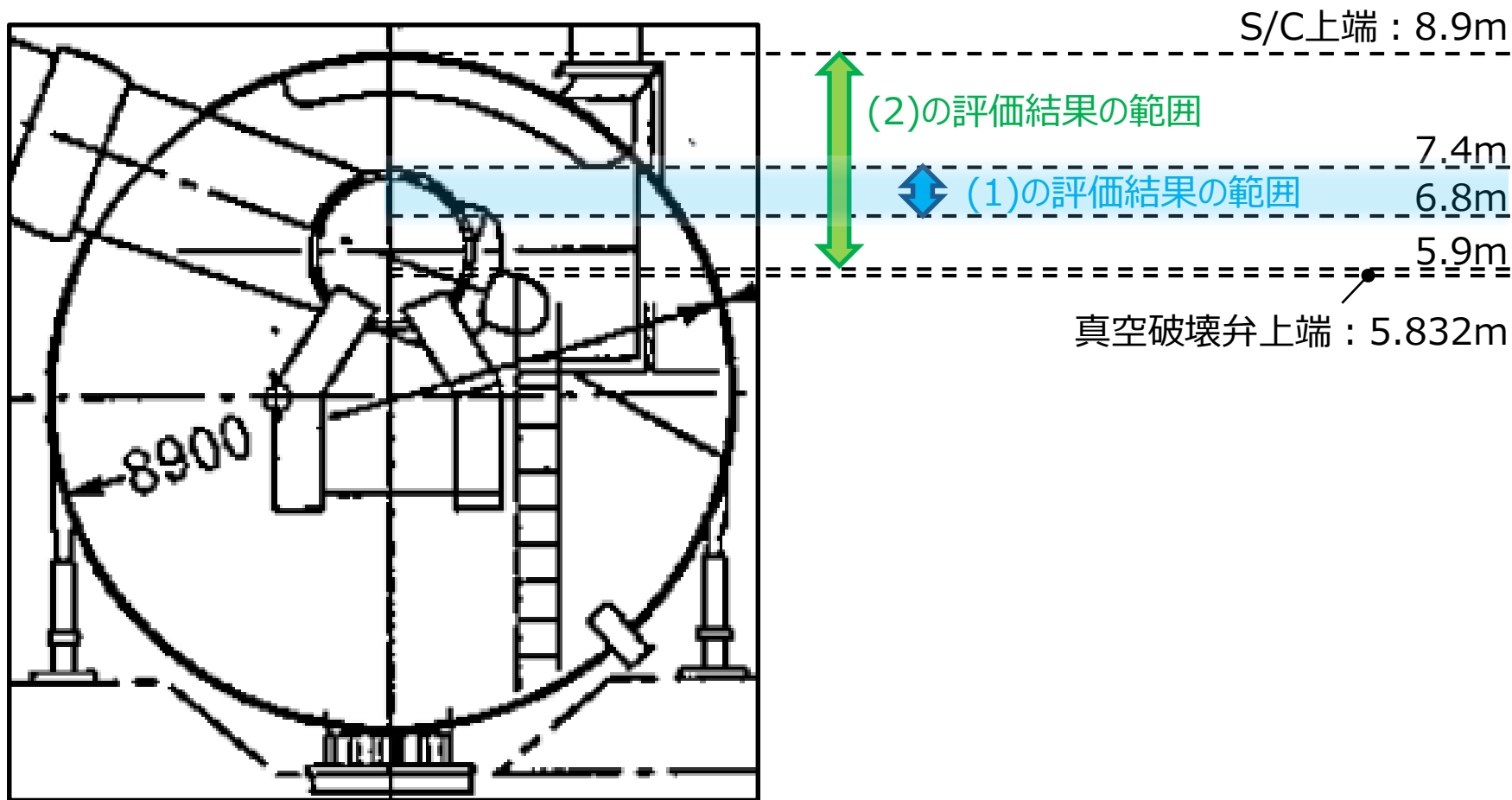
図 3月13日20:40時点のS/C水位の評価結果



プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
評価結果を総合した推定

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる  
検討

S/Cスプレイ、D/Wスプレイの時間や注水量に不確かさはあるものの、(1)のS/C水位に基づく評価、  
(2)の格納容器圧力に基づく評価を総合して、第一回ベント開始時のS/C水位の範囲はS/C底から  
7m前後と、真空破壊弁を超えて高かったと推定した。



プラントパラメータに基づく1回目ベント開始時のS/C水位の推定  
評価結果を総合した推定

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる  
検討

- 3号機ではペDESTAL内にはS/Cから逆流した水が存在したことで、燃料デブリ落下時の拡がりやMCCIが抑制され、D/W下部のシェルの損傷に至らなかった可能性。
- 1号機のサンドクッションドレン配管からの漏えいは、D/W下部のシェルが損傷していることを示唆。

⇒本検討で推定したS/C水位の高さは、現在の3号機のD/W内の水位が1号機よりも高い  
といった観測事実とも符合し、事故進展シナリオとして成立し得ると考える。

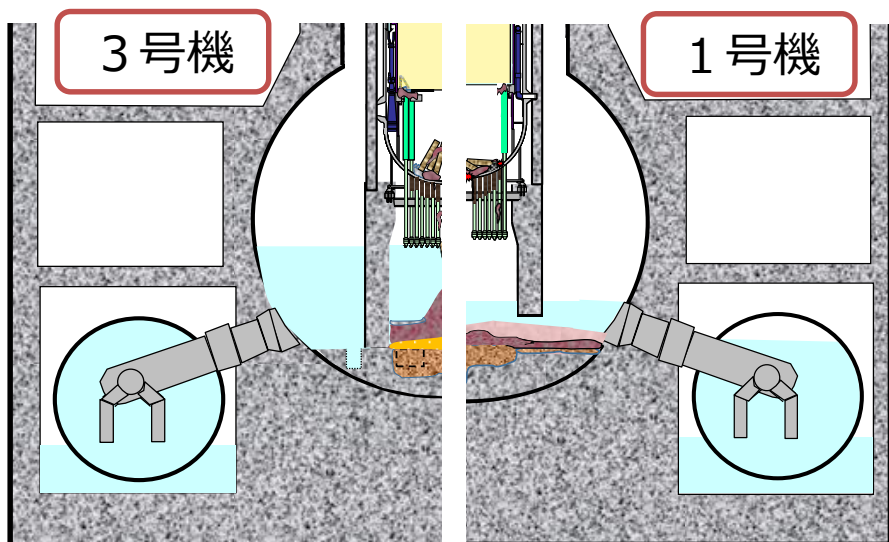


図 現在のD/W水位 (イメージ)

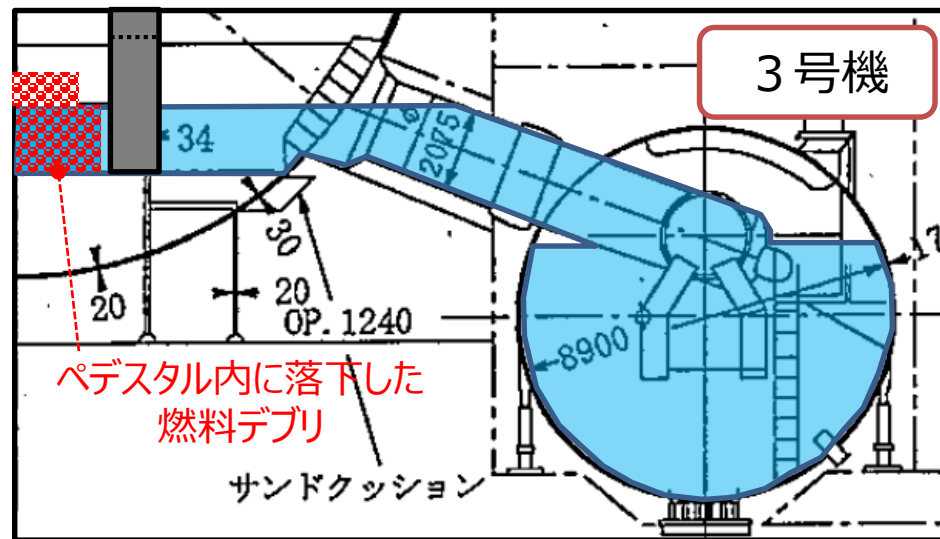


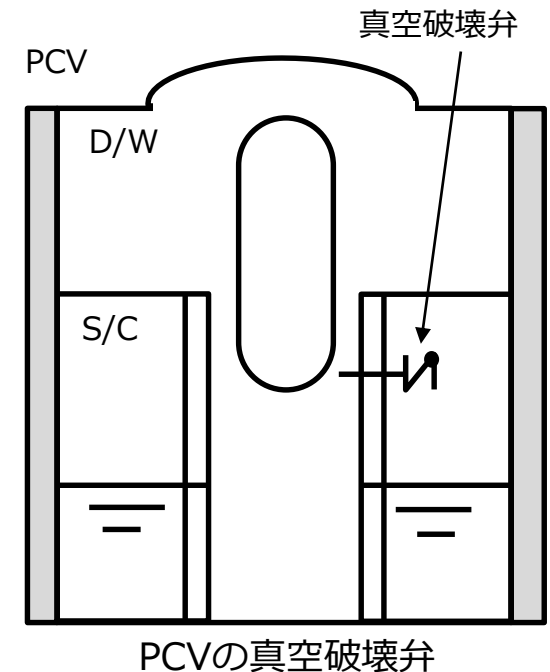
図 ペDESTAL内の水による燃料デブリ冷却のイメージ

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

## 教訓：真空破壊弁の水没を回避するための水位制御が重要

(真空破壊弁はPCVが負圧になることを防止する機能を持つため、これを維持することが重要)

- PCV内で発生する崩壊熱は、残留熱除去系又は新たに設置した代替循環冷却系によりPCVの水を循環させながら、熱交換器を通して海水に廃熱することで除熱でき、その場合、PCVの水位は上昇しないことから、真空破壊弁が水没する恐れはない。
- 上記の設備が使用できない場合には、PCVの冷却のためPCV外部からの注水やスプレイを継続することでPCVの水位は上昇するが、真空破壊弁が水没する前にスプレイを停止し、PCVベントを実施する手順としている。
- また、真空破壊弁が水没した場合でも、ベント停止後等にPCVスプレイを実施する場合にはPCVが負圧になる前にスプレイを停止すること、中長期的にはPCV内に窒素ガスを供給することで、PCVが負圧により破損することを防止することができる。



## 8. 3号機原子炉減圧後の事故進展 について

# 概要

- 3号機の13日9時頃の原子炉減圧以降の事故進展（格納容器ベント、圧力容器・格納容器からの気相漏えい、水素爆発など）や燃料デブリの冷却状態などを推定する上で、格納容器圧力のデータを理解することが重要である。
- 3号機13日9時過ぎの格納容器ベント時におけるS/C水位の推定や、既往の検討に基づき、13日9時～14日0時までの3号機の事故進展シナリオの更なる検討を行った。

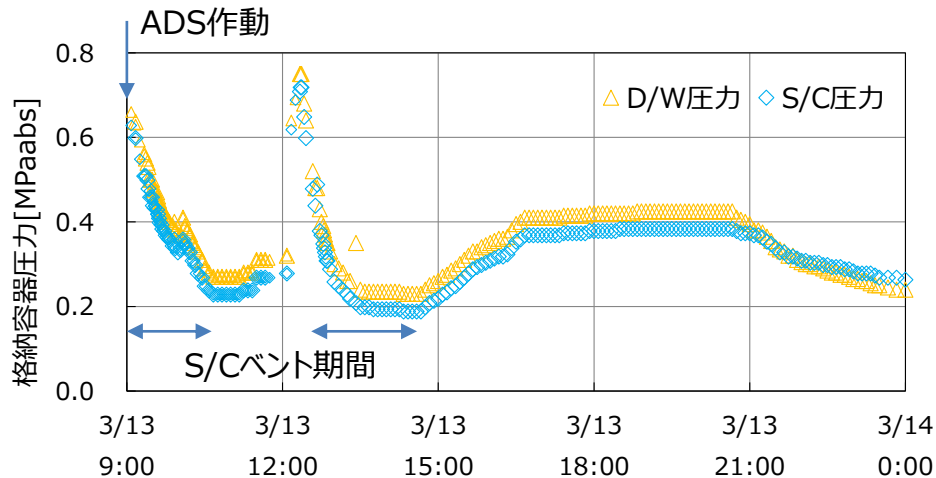


図 3号機ADS作動以降の格納容器圧力

## ＜検討のアプローチ＞

- 実測値の挙動や、既往の検討の結果等を踏まえて事故進展シナリオを構築。
- 構築した事故進展シナリオについて、実測値の挙動を再現する解析等を通じて定量的な側面からも検討。

**検討成果：**実測値の傾向を定量的に再現できる事故進展シナリオを推定（以下、主なもの）

- ADS作動とほぼ同時期に、圧力容器からD/Wへの気相漏えいが生じていた可能性。
- ADS作動後から12時頃までの間に、SRV6弁開は維持できなくなっていた可能性。
- 13日16時40分頃にはD/Wから気相漏えいが生じていた可能性。
- 13日20時40分頃からのD/W減圧には、RPV内下部プレナム水の枯渇が影響した可能性。

柏崎刈羽原子力発電所における関連する安全対策  
減圧維持機能の強化、格納容器漏えい防止対策

- 13日9時頃のRPV減圧は、SRVのADS作動によるもの（第3回進捗報告）
- 3号機で実施したPCVベントのうち、成功したのは13日9時過ぎ、12時過ぎの2回のみ（第4回進捗報告）

(※)RPV圧力のチャートについては、記録上のスクラム時刻と一致するよう調整 (+7.5分)

RPV圧力 (チャート、チャート以外とも) は、水位計配管内の水の蒸発やPCV圧力との関係を考慮 (ADS以降+90kPa)

S/C圧力は「3号機圧力抑制室水位にかかる検討」にて言及した「D/WとS/Cの圧力差が過大に表示されていた」可能性を考慮 (+8.2kPa)

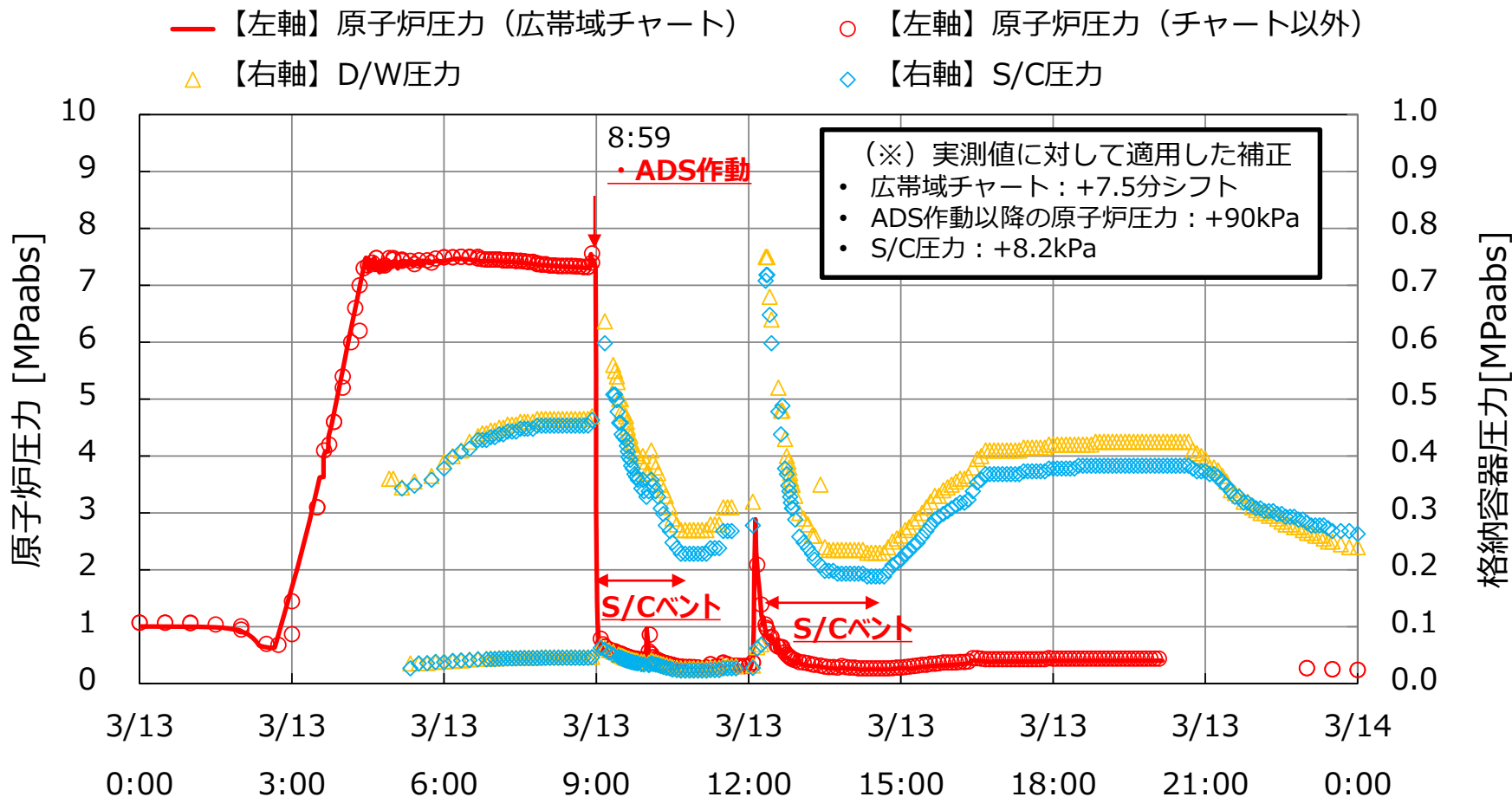


図 構築した事故進展シナリオの概要

# 本検討にて取り組んだ主な事故進展の推定

- ① ADS作動とほぼ同時期に、圧力容器からD/Wへの気相漏えいが生じていた可能性。
- ② ADS作動直後から12時頃までの間に、SRV6弁開は維持できなくなっていた可能性。
- ③ 13日16時40分頃にはD/Wから気相漏えいが生じていた可能性。
- ④ 13日20時40分頃のD/W減圧には、RPV内下部プレナム水の枯渇が影響した可能性。

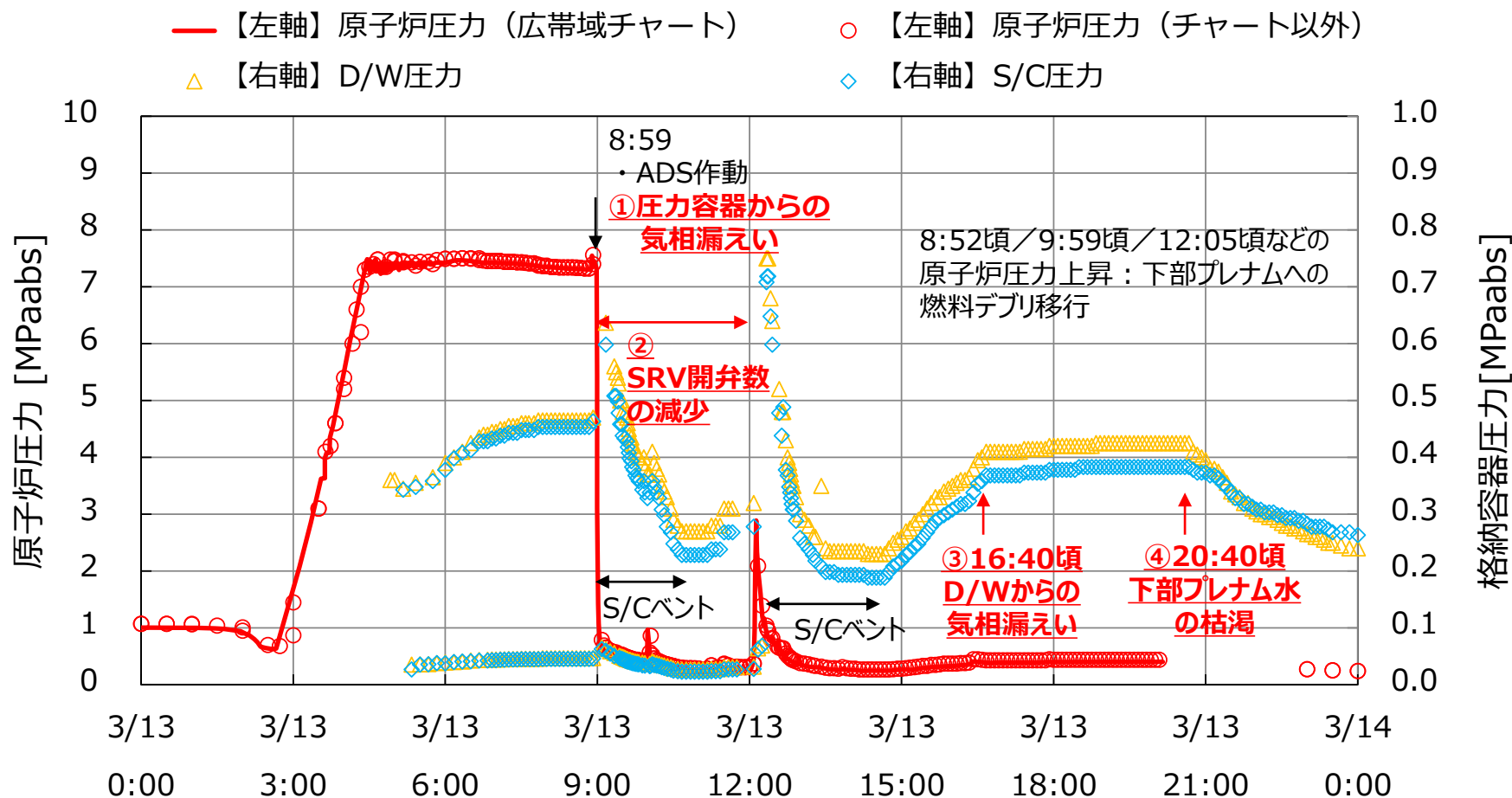
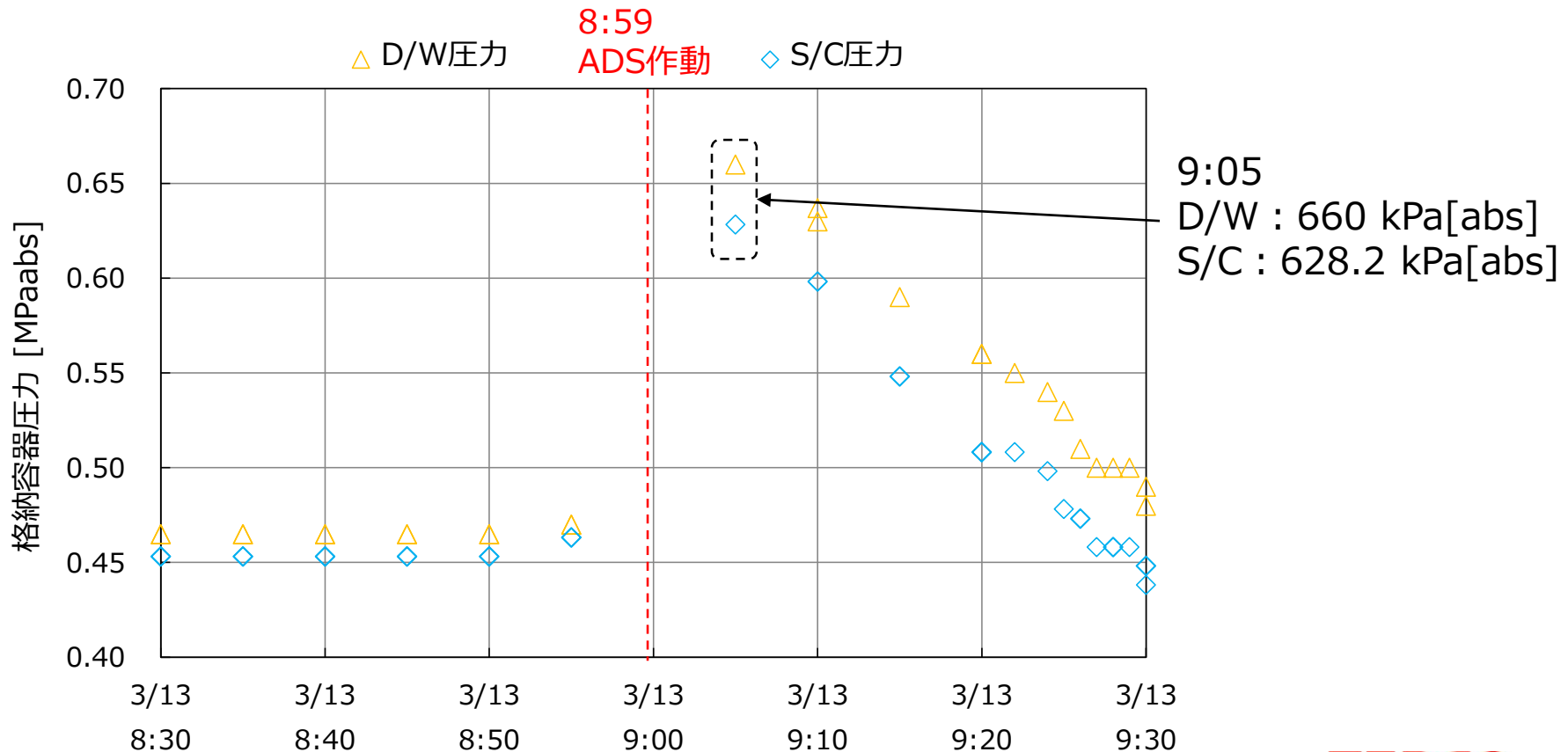


図 構築した事故進展シナリオの概要

## ① 圧力容器からの気相漏えいについて

- ADS作動後のPCV圧力について、ADS作動に伴いRPVからS/Cに大量の気体流れ込むため、一時的にはD/W < S/Cになるところ、記録に残るデータ上はD/W > S/Cの関係にある。(S/Cベントの結果として、最終的にはD/W > S/Cになる)
- ADS作動直後の9時5分に得られたD/W圧力はS/C圧力よりも数十kPa高い。  
⇒ ADS作動と同じ時期に、RPVからD/Wへの漏えいがあった可能性。





# ①圧力容器からの気相漏えいについて

RPVからD/Wへの漏えい有無を推定するため、RPV圧力およびPCV圧力の再現に必要な漏えい面積（最低でも必要となる漏えい面積）を評価（GOTHICコードを使用）。

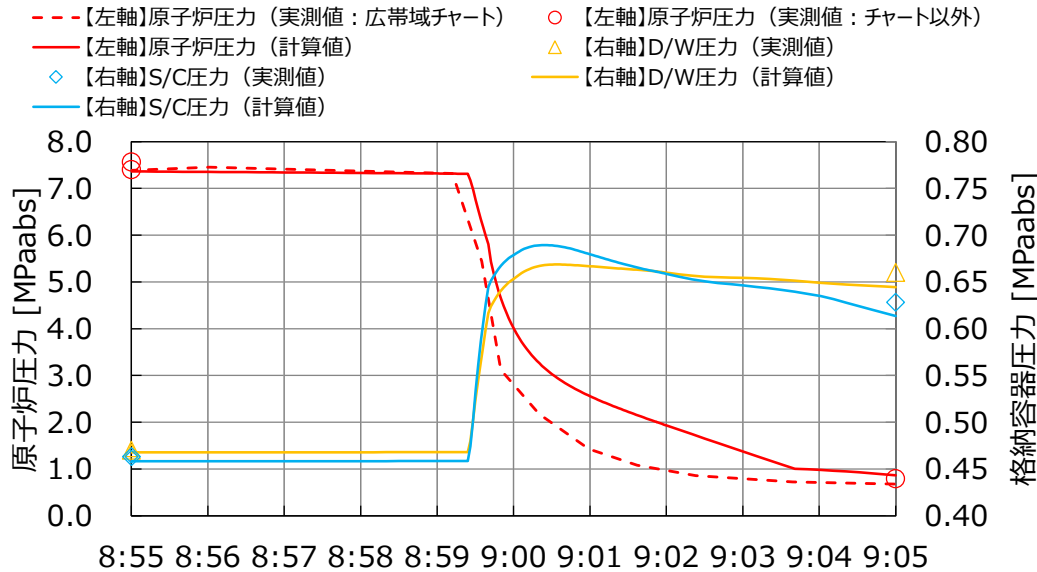


図 評価結果（圧力容器の気相漏えい面積：30cm<sup>2</sup>）

## ＜評価方法＞

- 小さい漏えい面積でも圧力挙動を再現しやすい条件を仮定。
  - ✓ ADS作動直後にSRV面積の縮小を仮定（D/W圧力>S/C圧力の関係を再現するにあたり、S/C側への気体の流入量を低下させるため）
  - ✓ ADS作動後の減圧過程における水蒸気発生を仮定（D/WとS/Cの圧力差をつきやすくするため）
- RPVの漏えい面積を変化させ、圧力挙動を再現できる最も小さい値を探索。

- 9時5分のD/WとS/Cの圧力の関係とRPV圧力を概ね再現できる最小の漏えい面積は30cm<sup>2</sup>と評価（上図：実測値と評価値のRPV圧力の減圧速度には差があるが、これ以上漏えい面積を小さくすると、RPV圧力の実測値とのかい離がさらに拡大）。  
⇒ ADS作動とほぼ同時期に、RPVからD/Wへの気相漏えいが生じていた可能性が高いと推定。原因としては、RPV内の高温化が考えられる。

## ②SRVの開弁数について

- SRVのADS作動後も、10時頃、12時過ぎのようにRPV圧力の上昇が確認されている。
  - SRVの状態について、中操ではSRV2弁のみ開・閉ランプが両点灯する状況を確認している。
- ⇒ADS作動後、SRVが早期に閉じた可能性があることから、SRVが6弁開を維持し得た期間を解析で評価した（GOTHICコードを使用）。

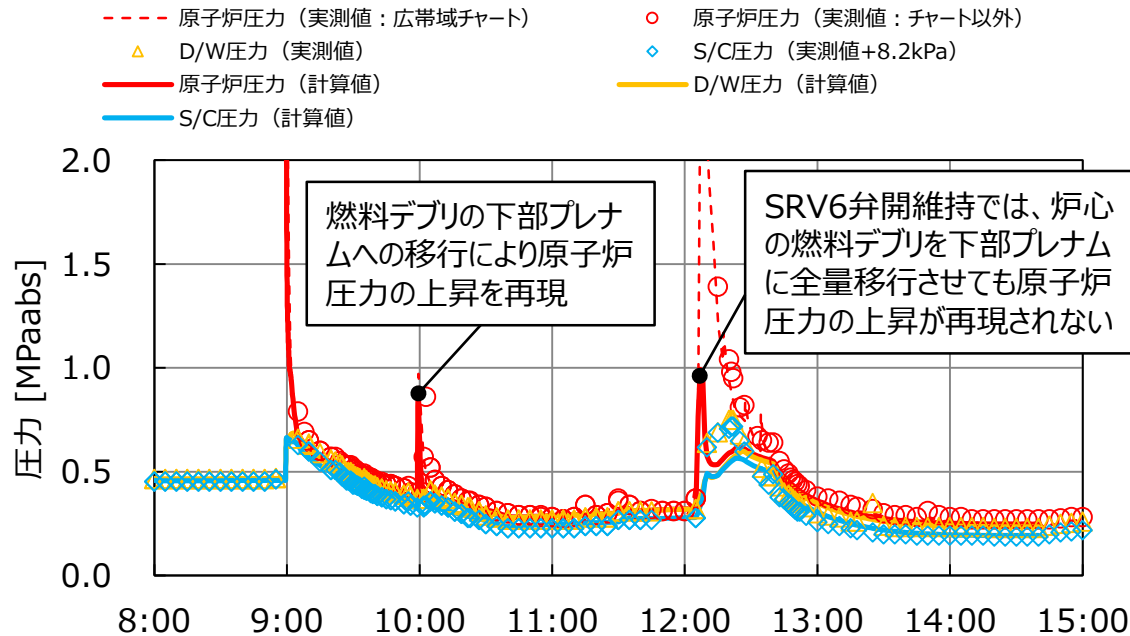


図 評価結果 (SRV6弁開維持ケース)

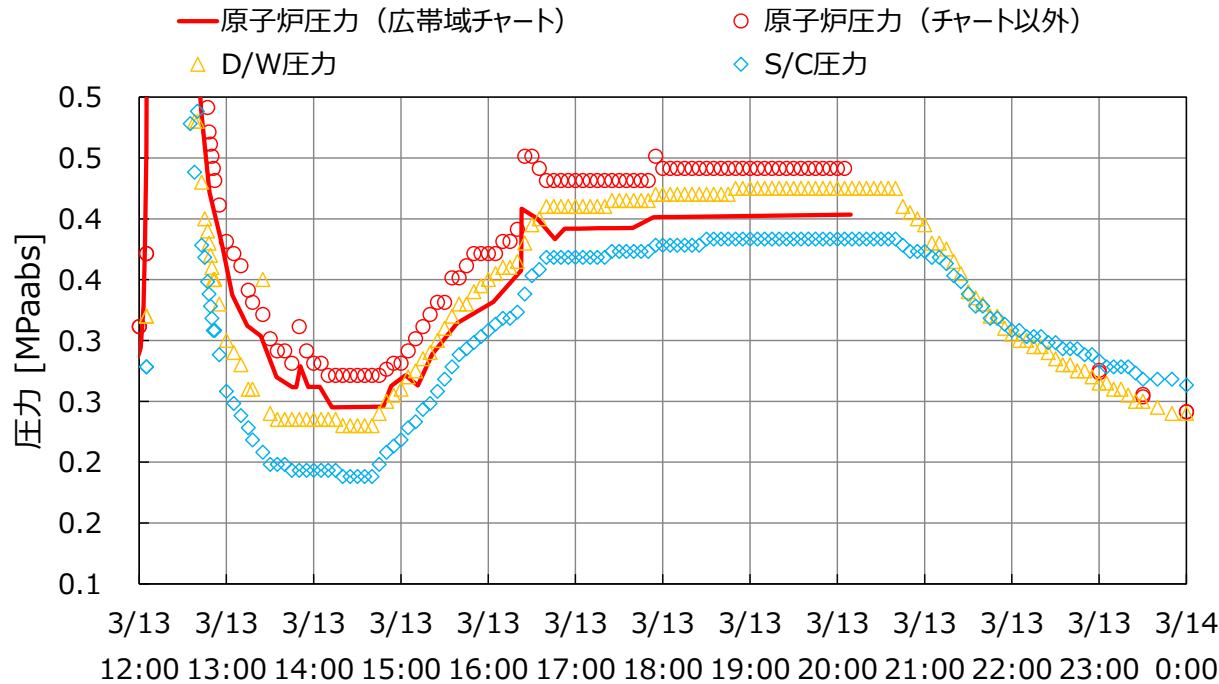
### ＜評価方法＞

- SRV6弁開が維持された最長・最短の期間を解析で評価
- SRV6弁開維持ケース
  - ✓ SRV6弁開が維持された状態で、燃料デブリの下部プレナムへの移行による原子炉圧力の上昇がどの時点まで再現されるかを解析で確認
- SRV全閉ケース
  - ✓ ADS作動直後（減圧中）にSRVが全閉となったケースも評価

- 6弁開維持ケースでは、燃料デブリを炉心部から下部プレナムへ全量移行させても12時頃の原子炉圧力の上昇が再現されなかった（上図）。一方、SRV全閉ケースでは圧力挙動を概ね再現可能であることを確認。
- ADS作動直後から12時頃までの間に、SRVの6弁開は維持できなくなっていた可能性が高いと推定。開維持できなくなった原因としては、電源の不足、又はPCV内の高温化によるSRV作動環境の悪化が考えられる。

### ③D/W気相漏えいについて

- 2回目のS/Cベントの頃までに、D/Wからの気相漏えいの徴候は読み取れない。
  - 一方、20時40分過ぎのPCV圧力が低下する期間に、D/W圧力がS/C圧力を下回る状態に変化していることから、この頃にはD/Wからの漏えいが生じていたと推定（第4回進捗報告）。
- ⇒D/Wからの気相漏えいが生じた時期について、プラントデータの挙動から定性的に推定。



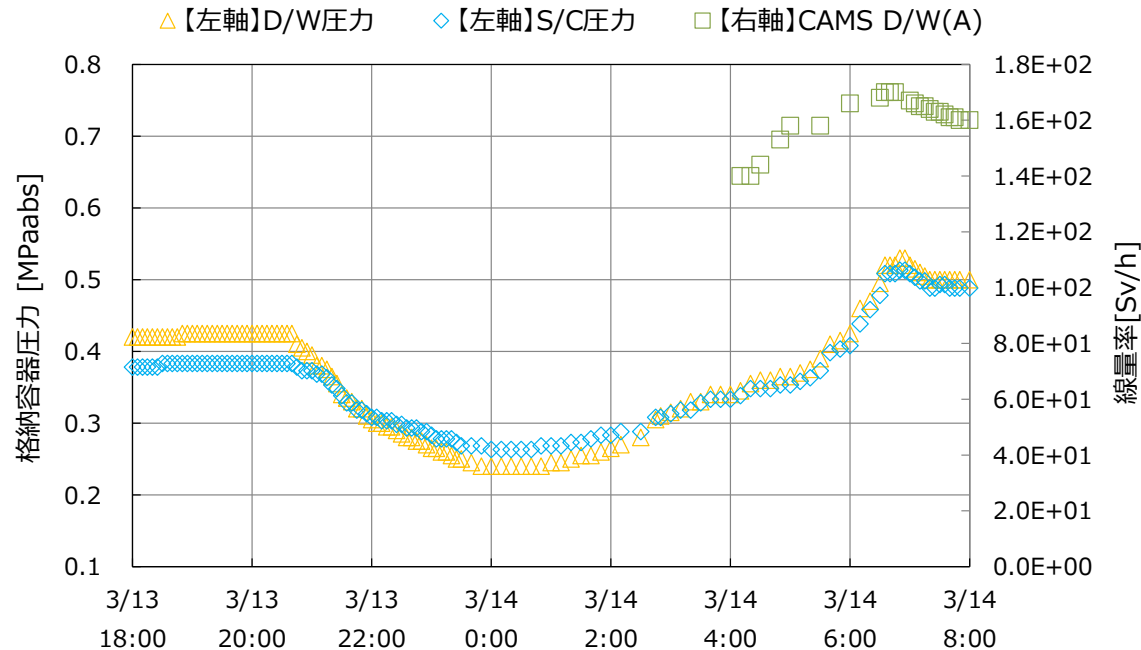
ベント後の格納容器圧力  
 14時40分頃～：上昇  
 16時40分頃～：ほぼ一定  
 20時40分頃～：低下

- ⇒  
 圧力変化の要因
- ✓ D/Wからの気相漏えい
  - ✓ 気体の発生量の減少  
 (RPV内の水の枯渇による  
 水蒸気発生量の減少)

- PCV圧力が一定の期間、補正したRPV圧力はD/W圧力より高い。RPV内で下部プレナム水の蒸発など、気体の発生があった可能性。
  - ADS作動後にはRPVから気相漏えいがあったものと推定。
- ⇒RPVからの漏えいがある状況でPCV圧力が上昇していないことから、16時40分以降はD/Wからの気相漏えいがあった可能性が高い。

## ④13日20時40分頃のD/W減圧について

- PCV圧力の低下要因は、「気相漏えいの拡大」、「気体の発生量が減少」の2つの可能性。
  - 14日0時頃以降に、PCV圧力の上昇や、D/W CAMS(A)が14日6時半ごろにピーク値（170Sv/h）を記録するなど、RPV下部ヘッ드의損傷を思わせる実測値が得られている。
- ⇒13日20時40分頃からのD/W減圧要因について、プラントデータの挙動から定性的に推定。



- 14日0時以降、PCV圧力は上昇に転じており、D/W気相漏えいの拡大の可能性は低い。
  - 13日20時40分頃は、RPV下部ヘッ드가損傷に至る少し前の状態であった可能性。加えて、この頃の消防車の注水は全量原子炉内に注水されていなかった可能性が高く、RPV内の水位が低下していた可能性。
- ⇒20時40分頃からのD/W減圧は、D/Wからの気相漏えいに加え、下部プレナム水が枯渇し、RPV内における水蒸気の発生量の減少が寄与したものと考えられる。

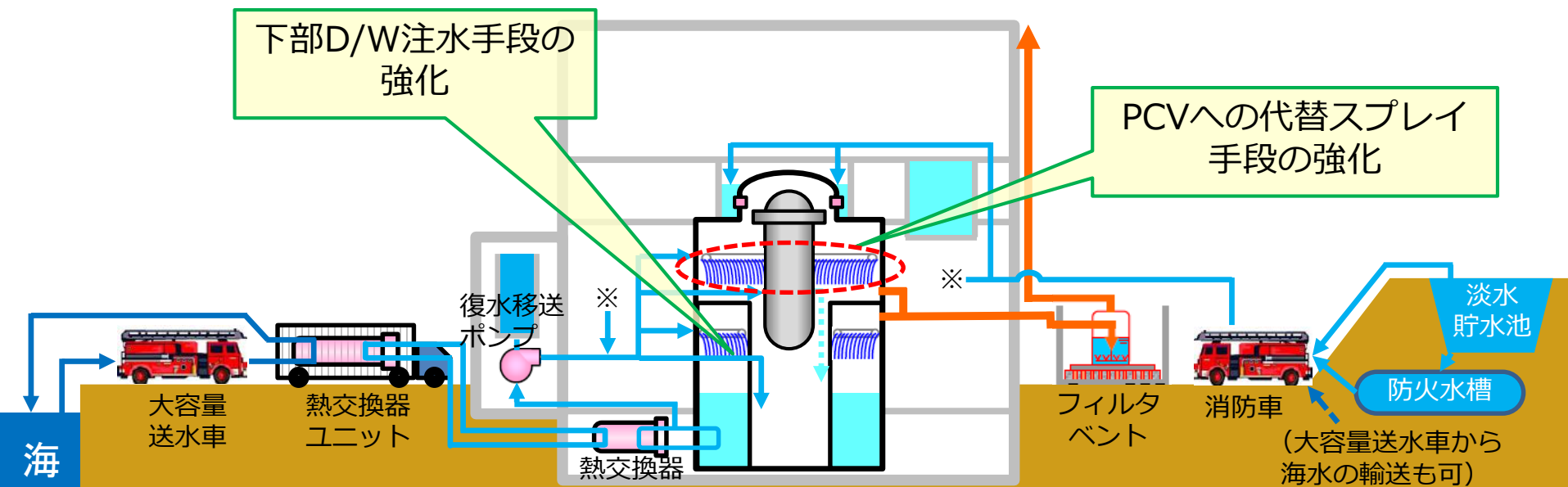
## 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

## 教訓：

- RPVから気相漏えいが生じPCV内部が高温となったことで、SRVが開状態を維持できなくなった可能性や、D/Wからの気相漏えいが生じた可能性がある。PCV冷却の重要性が改めて示唆された。
- SRV開維持のために、窒素供給手段や電源の強化が必要。

柏崎刈羽原子力発電所では、PCV内の温度、圧力上昇を抑制し、PCV漏えいを防止するための対策として以下を実施している。

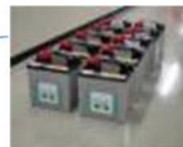
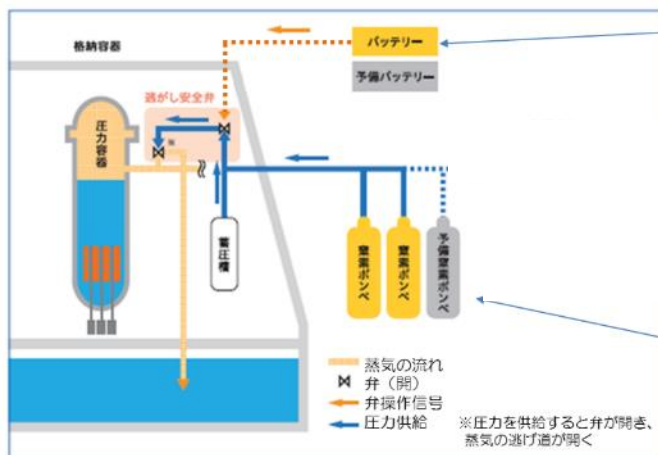
- ✓ PCVへの代替スプレイ手段の強化
- ✓ 下部D/W注水手段の強化



# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

■ 以下の対策によりSRVのADS機能、手動による強制減圧機能及び開維持を確保。

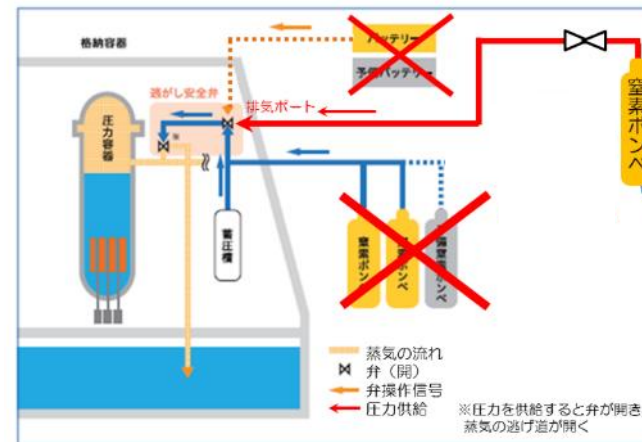
- アキュムレータの窒素喪失時の窒素供給手段を高圧窒素ガス供給系のポンペにより確保。さらに高圧窒素ガス供給系とは独立したラインから、ポンベからの窒素供給のみでSRVの動作が可能な系統を追設。
- SRVへの窒素供給ラインの電磁弁のシール材を高温耐性が優れたEPDMへ変更。
- SRVへの熱的影響緩和のための代替スプレイ手順を追加。
- 常設直流電源喪失時に備え、AM用蓄電池、可搬型直流電源設備（電源車）又はSRV用可搬型蓄電池による供給手段を追加。



可搬式バッテリー



可搬式ポンペ



可搬式ポンペ

## 9. 3号機RCIC運転中のプラント 状態の検討

# 概要

- 3号機の津波到達後のRCIC運転では、原子炉水位高でトリップさせないよう、水源のCSTへの戻りラインを活用し、さらに原子炉への注水量を調整することで、運転を継続した。
- この期間の原子炉圧力の挙動は、RCICの特殊な運転がされる中でSRVが開閉する複雑な状況によるものと認識。
- この定性的な説明の妥当性を確認するため検討を行った。

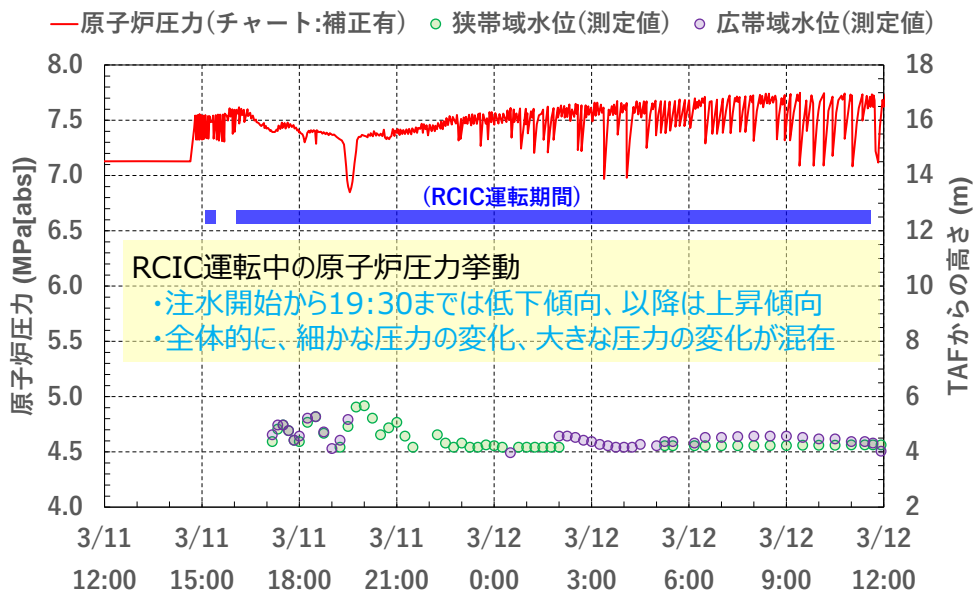


図 RCIC運転期間中の原子炉圧力及び原子炉水位

## ＜検討のアプローチ＞

- 当該期間の状況確認及び検討
  - RCICの動作実績と運転員の操作方法
  - 崩壊熱（エネルギーバランス）
  - 予想されるSRVの開モード
- 原子炉圧力の再現解析

- RCICによる原子炉への注水及びSRV開閉を模擬した再現解析を通じて、この期間のプラント挙動に関するこれまでの認識の妥当性を確認し、下記を示唆する結果を得た。
  - RCICから原子炉への注水による原子炉圧力の低下
  - RCICタービンへの供給蒸気だけでは崩壊熱を消費できないためSRV経由の蒸気放出があった（SRVは開ききるところ（全開）まではいかない程度の開放と考えられる）



# 津波到達後におけるRCIC運転 (2回目の運転)

## RCIC運転の時系列

日時	RCIC関連イベント	
3/11 15:05	RCIC手動起動	1回目の運転
15:25	RCIC自動停止 [原子炉水位高]	
15:27	津波到達 (第一波)	
16:03	RCIC手動起動	2回目の運転
16:16	RCIC注水開始	
3/12 11:36	RCIC自動停止 [タービン排気圧力高 (推定)]	

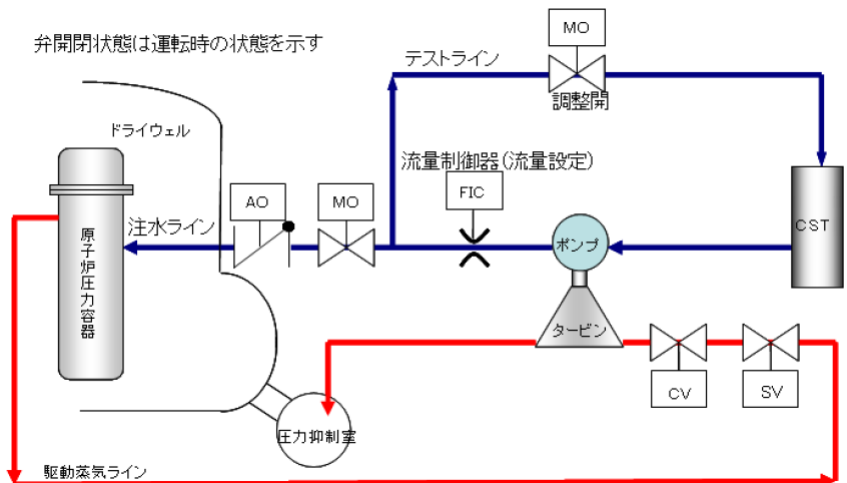


図 原子炉注水ラインとテストライン

## RCIC運転 (2回目) の特徴

- 原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水し、注水の一部をテストラインでCSTに戻すライン構成
- その上で原子炉水位高による自動停止に至らないように流量を調整

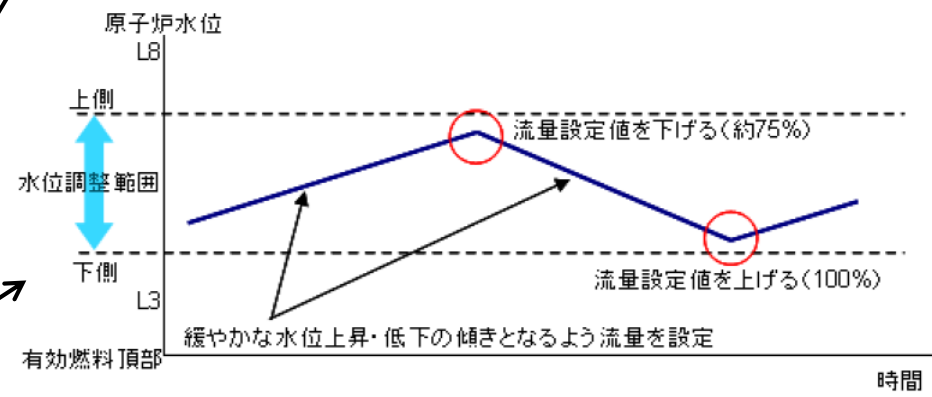
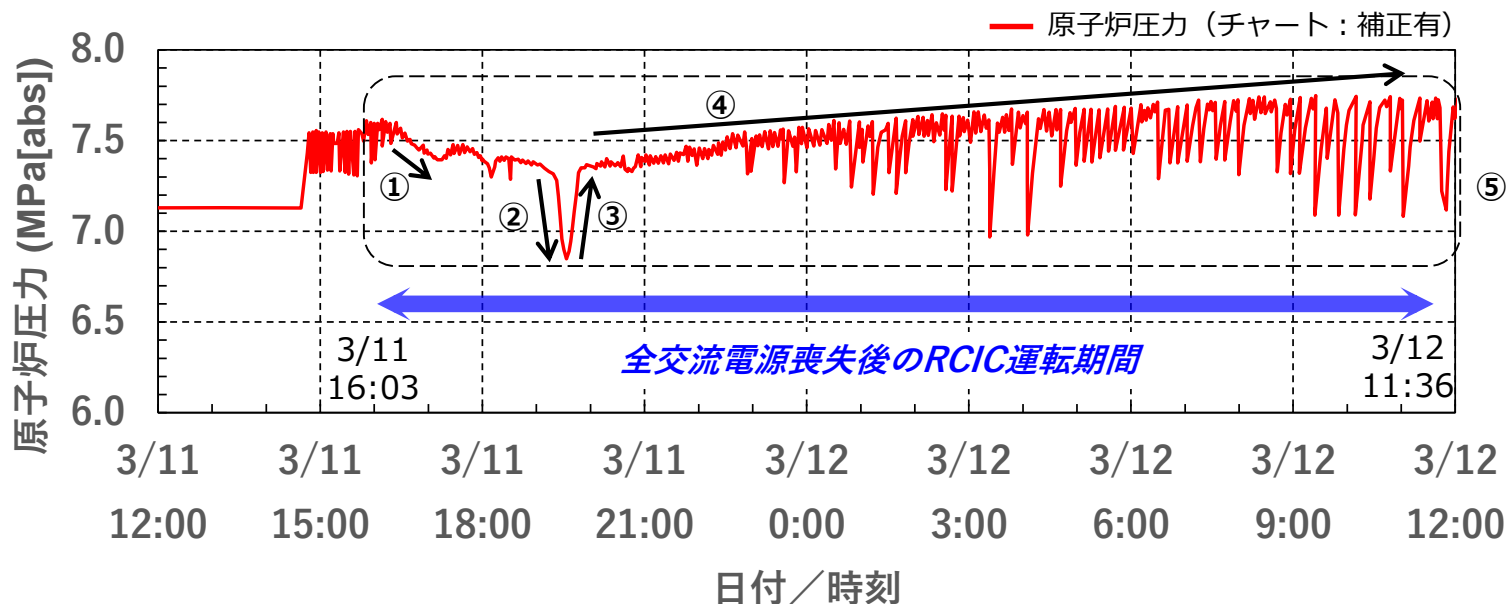


図 原子炉水位の調整方法イメージ

# 全交流電源喪失後におけるRCIC運転中の原子炉圧力挙動



## 全交流電源喪失後のRCIC運転期間における原子炉圧力挙動

- ①注水開始 (3/11 16:16) から圧力は緩やかに低下
- ②圧力低下は19:20から加速し、約6.85MPa[abs]まで低下 (19:30頃)
- ③19:30から圧力は上昇に転じ、約7.35MPa[abs]に到達 (19:50頃)
- ④その後は、RCICが停止するまで緩やかな上昇傾向が継続
- ⑤この期間、圧力が変化する中で、大きな圧力の低下と上昇、小さな圧力の低下と上昇の2つの挙動がみられる

この期間の原子炉圧力挙動は通常SRVの開閉では説明できないものの、RCICから原子炉への注水、並びにRCICタービンへの抽気及び通常とは異なるSRVの開閉が影響したことによるものと認識。

本検討では、原子炉圧力の再現解析を通じて、RCIC運転中 (2回目) の期間における認識 (定性的な説明) の妥当性を確認する

# 崩壊熱とRCIC運転による除熱のエネルギーバランス

RCIC注水開始時（11日16:16）：約27[MW]の崩壊熱



通常のRCIC作動による除熱：約70[MW]

⇒この期間のRCIC運転は、崩壊熱が低下した中での運転



この期間のRCIC運転における注水および発生した蒸気の放出について

- ・ RCICによる注水の一部は、CSTに戻っていた（原子炉に全量注水していなかった）ことの考慮が必要
- ・ 原子炉水位の変化と、原子炉に出入りする水量とのバランスから、SRV経由の蒸気放出の有無※について考慮することが必要

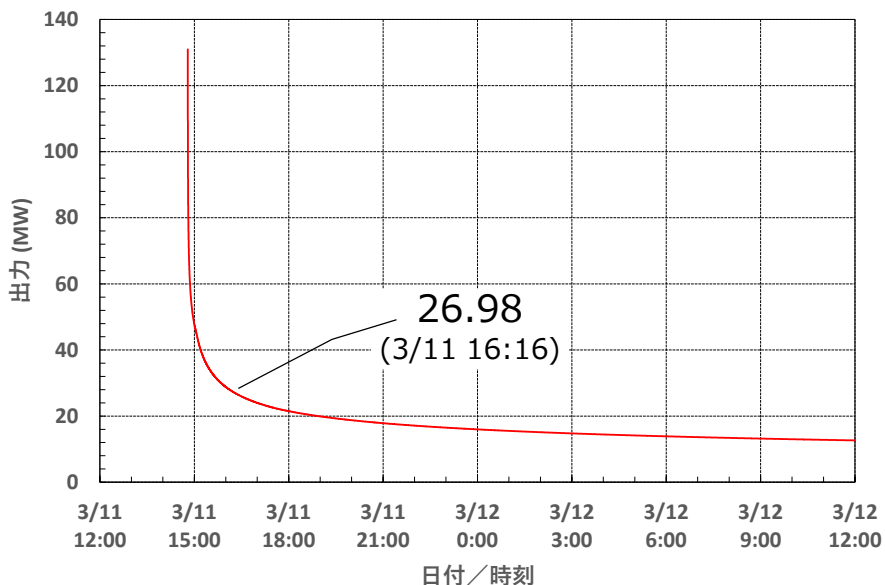


図 崩壊熱の時間変化（3号機）

※ SRV経由以外の蒸気放出としてはRCICタービン抽気がある。この期間はテストラインへの通水も行っていたため、RCICタービンでの蒸気消費量は比較的多い状況にあったと考えられる。

# 各作動モードにおけるSRVの開条件

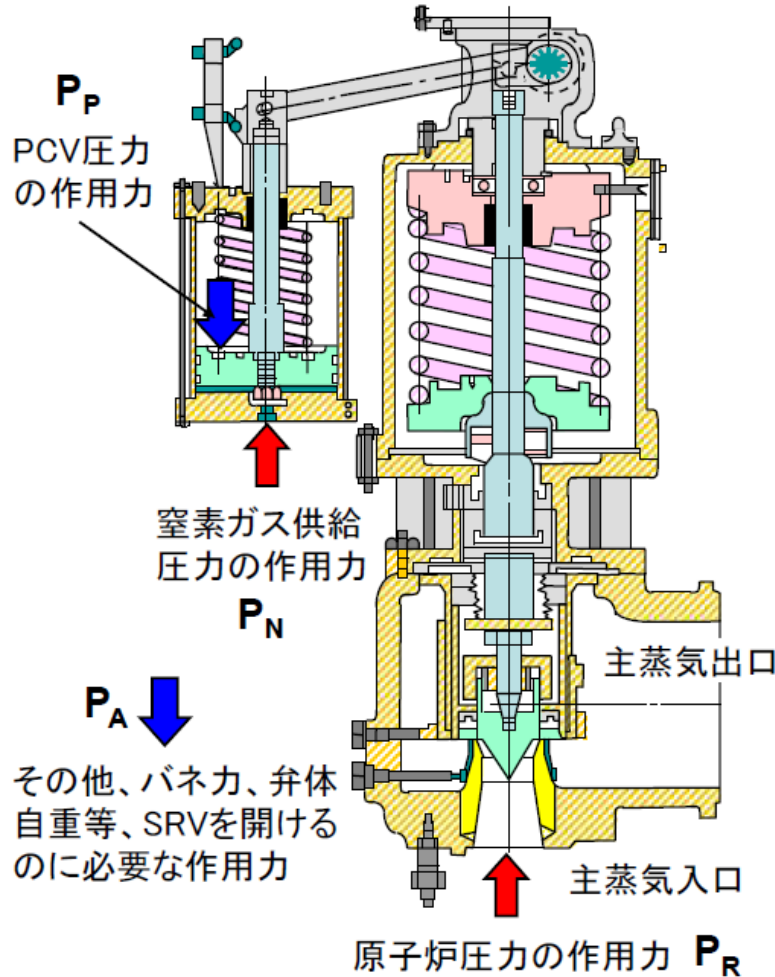


図 SRV断面図

## 【逃がし弁モード】

$P_P + P_A < P_N + P_R$  の場合に開

→復帰値まで減圧していない場合、原子炉  
圧力 ( $P_R$ ) が上昇すると開く可能性

## 【安全弁モード】

$P_A < P_R$  の場合に開

→ばねの温度が上昇することでヤング率が  
下がり、設置値よりも低い圧力で開く可  
能性

崩壊熱の低下により蒸気発生量が少なくな  
ってきた時間帯なので、いずれのモー  
ドで開となってもすぐに圧力が下がり閉  
となる可能性

(全開にならない開となる可能性)

# 原子炉圧力の再現解析

## ■原子炉圧力の再現解析を実施（RELAP5コードを使用：下図）

⇒解析結果と実測値に差異※はあるものの、およそ原子炉圧力の挙動を再現。

- ・ 11日19:30頃に代表される大きな圧力低下を再現（解析はRCIC注水による効果）
- ・ 11日21:00頃以降の期間について、チャートの示す原子炉圧力の挙動をSRVの開閉（限定した開度）とRCICの注水により再現

— 圧力(チャート:補正有) — 圧力(計算)      ○ 狭帯域水位(測定値)  
 ○ 広帯域水位(測定値)      — 広帯域水位(計算)      ■ RCIC運転期間

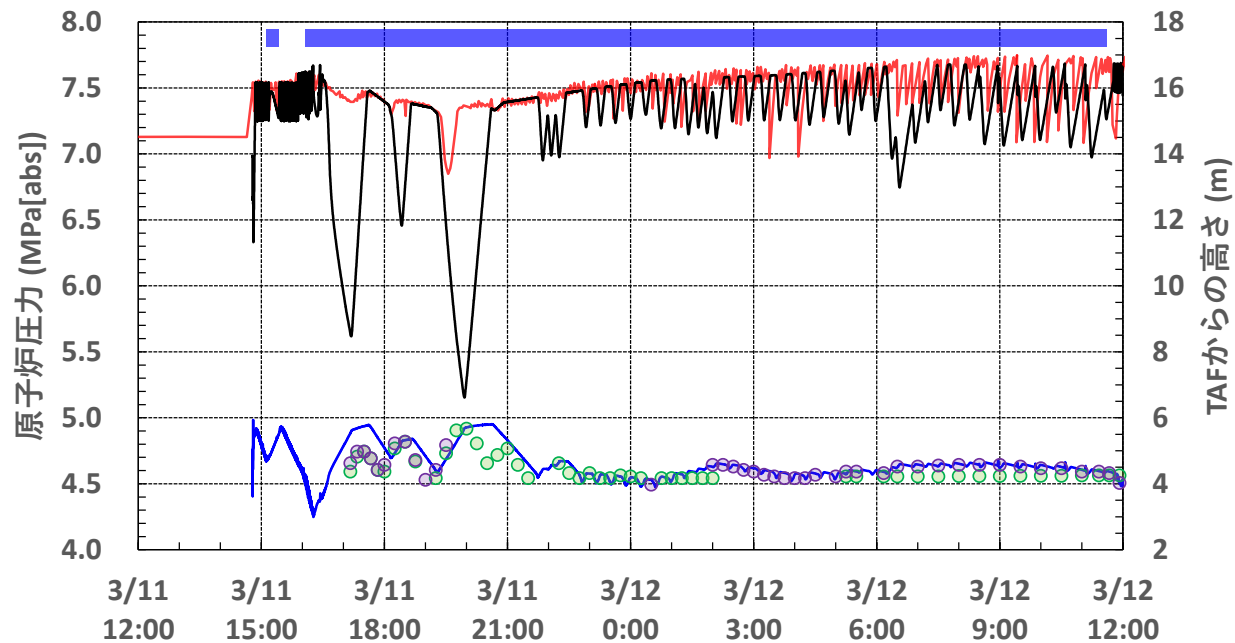


図 原子炉圧力及び原子炉水位

### 【主な解析上の設定】

- ①原子炉水位の測定値を満足するよう、原子炉への注水量を調整  
 ⇒解析上は、CSTへの戻りを考慮するため、定格流量に対して80%の注水量での間欠運転を実施
- ②原子炉圧力の測定値を満足するよう、SRVの開閉を設定  
 ⇒解析上は、原子炉圧力のチャートの指示値（当該期間における緩やかな低下と上昇）におよそ合わせた線を引き、線を圧力が超えた場合SRV開、下回ったら閉となるよう設定（SRV開度は全開時の10%）

※差異の主な要因

- ・ 解析ではRCICにより注水された水が、原子炉内の水と瞬時に混ざる効果で、圧力低下が過大になる傾向

# 原子炉圧力の再現解析

SRV閉鎖：設計値  
全交流電源喪失後は8回閉鎖  
(アキュムレータ圧力の消費を考慮)

RCIC運転中は  
RCICタービンへの抽気を継続

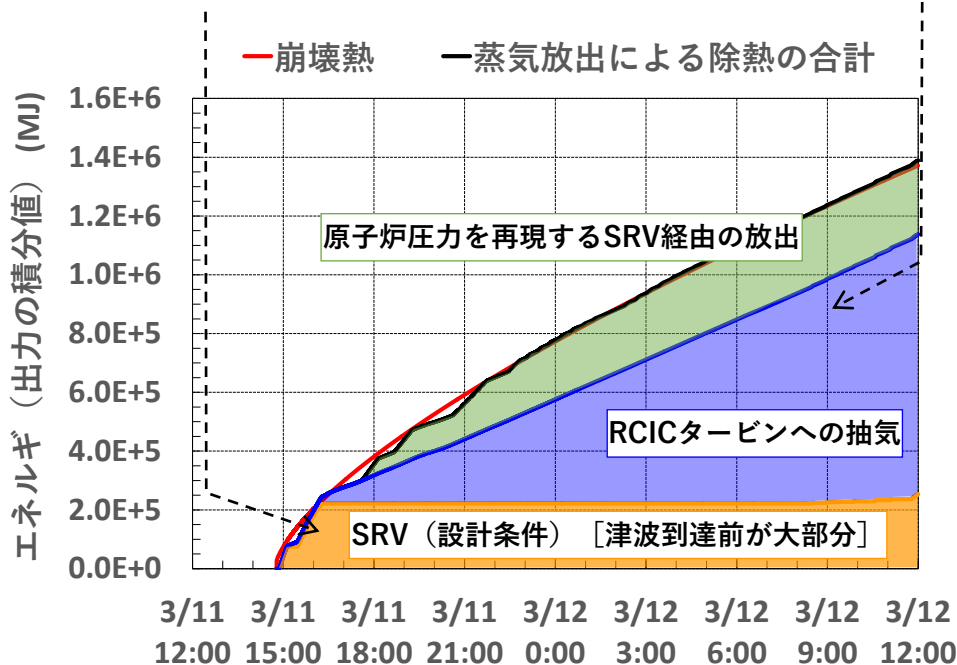


図 崩壊熱と蒸気放出による除熱の積分値の関係

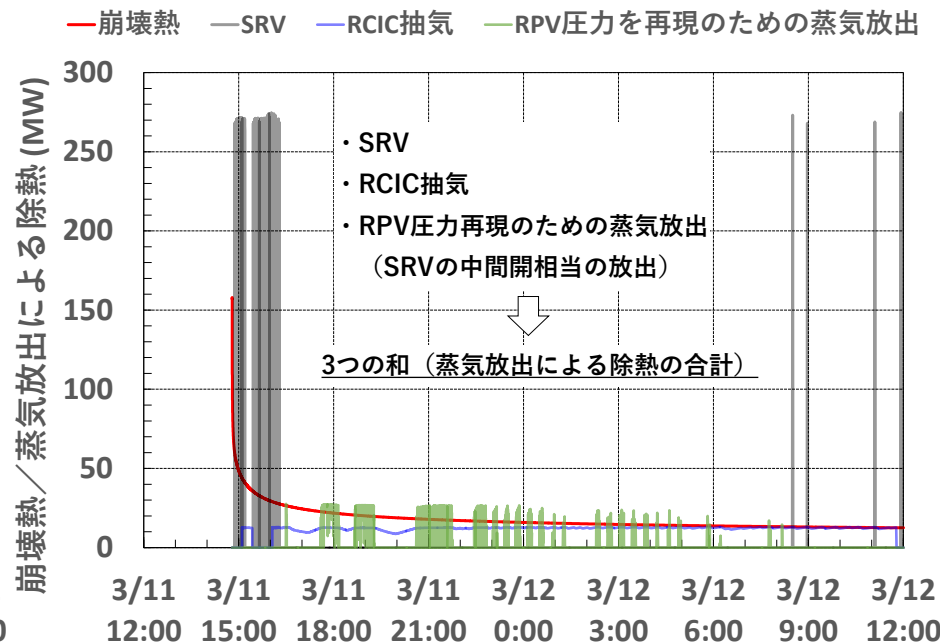


図 崩壊熱と蒸気放出による除熱

➤ RCIC運転期間の崩壊熱を除去するには、RCICタービンへの供給蒸気に加え、SRV経由で放出される余剰蒸気（左図、**緑色のエリア**）が必要との結果になった。  
⇒SRV経由の蒸気放出があった可能性が高い。

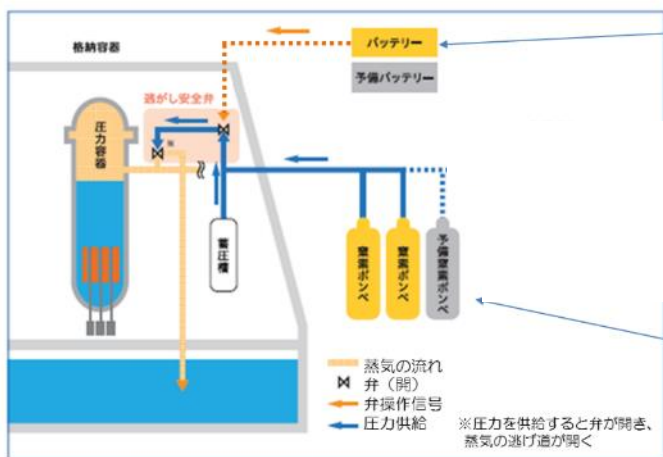
## まとめ

- 全交流電源喪失後の3号機RCIC運転時の原子炉圧力挙動を検討した。
- この期間における原子炉圧力挙動の再現解析を通じて下記状況を確認した。
  - RCICの注水による原子炉圧力の低下
  - 設計条件に従ったSRVの開放、RCICタービンへの抽気に加えて、SRV経路の蒸気放出があった可能性が高い  
(開ききるところ (全開) まではいかない程度の流量と推定)
- 全交流電源喪失後のRCIC運転期間の原子炉圧力挙動は、特殊な操作によるRCICの原子炉への注水と原子炉圧力の変化に応じたSRV経路の間欠的な蒸気放出との組み合わせによるものであるという、これまでの認識が妥当であることを確認した。

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

教訓) SRVの機能を維持するために、窒素供給手段や電源の強化が必要。

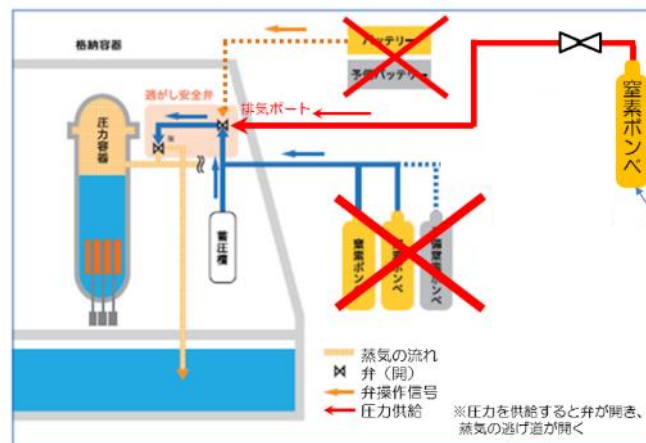
- 以下の対策によりSRVのADS機能、手動による急速減圧機能を確保。  
(原子炉の安全確保の観点では逃がし弁機能よりも原子炉を減圧し低圧注水を促進するためのADS機能及び手動による急速減圧機能が特に重要)
- アキュムレータの窒素喪失時の窒素供給手段を高圧窒素ガス供給系のポンベにより確保。さらに高圧窒素ガス供給系とは独立したラインからポンベからの窒素供給のみでSRVの動作が可能な系統を追設。
- SRVへの窒素供給ラインの電磁弁のシール材を高温耐性が優れたEPDMへ変更。
- SRVへの熱的影響緩和のための代替スプレイ手順を追加。
- 常設直流電源喪失時に備え、AM用蓄電池、可搬型直流電源設備（電源車）又はSRV用可搬型蓄電池による供給手段を追加。



可搬式バッテリー



可搬式ポンペ

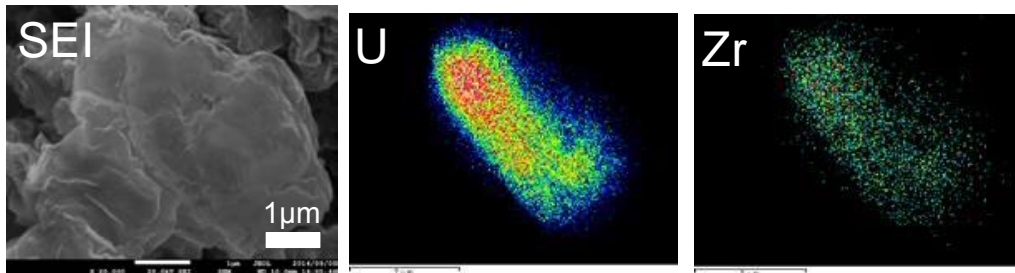


可搬式ポンペ



# 10. サンプル分析による事故状況の把握

- 1～3号機原子炉格納容器（PCV）内外で採取した分析サンプルからウラン（U）含有粒子を検出。
- 環境サンプルからは不溶性セシウム（Cs）粒子が検出され、その組成等と合わせ報告されている。
- これらの放射性微粒子は、事故時の高温の燃料に由来すると考えられ、その生成プロセスがわかれば、生成した時期の原子炉圧力容器（RPV）内環境（温度変化速度、水素/水蒸気比）等の情報が得られる。
- こうした知見は、燃料デブリの状態や事故進展過程の理解に活用する。



2号機オペフロ養生シート上のU含有粒子  
SEM/WDSによる、SEI（二次電子像）、元素マッピング（U,Zr）

### <検討のアプローチ>

放射性微粒子の生成プロセスを検討する。

#### （1）U含有粒子に着目した分析

- 燃料成分の混合状態について、サンプル間のU同位体比の分布から評価。
- U含有粒子の組成、結晶構造に着目し、粒子の生成プロセスを推定。Uが溶融凝固過程、蒸発凝縮過程のいずれを経たかによって分類。

#### （2）不溶性Cs粒子に関する検討

- 球形の不溶性Cs粒子の生成プロセスを推定。

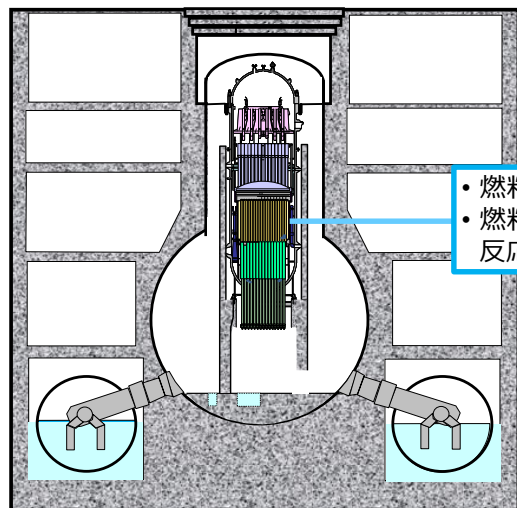
### <燃料デブリの状態にかかる知見>

- 滞留水中のα汚染源の多くは粒子状で存在し、ろ紙で9割以上除去できるものであった。Uは立方晶 $UO_2$ の形で化学的に安定であり、経年で変化する可能性は小さい。
- 試料中のU同位体比（ $U235/全U$ ）にかかる分析の結果から、燃料溶融によりU同位体の混合が進んだものと考えられる。

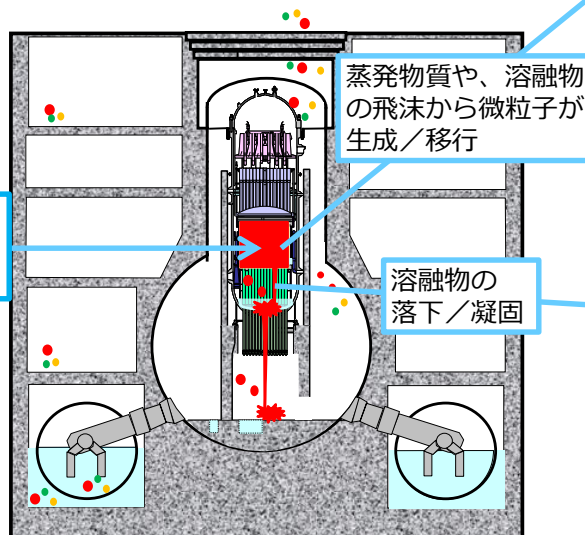
### <事故進展にかかる知見（放射性微粒子の生成プロセス評価より）>

- RPV/PCV内の化学的環境（水素/水蒸気比等）が時間や場所に応じて変化したと考えられる結果を得た。
  - 1号機では水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認しており、当該粒子は事故初期原子炉への注水が十分でなかったことと関連する可能性がある。
  - 2号機では水蒸気が多い環境で生成したと考えられる粒子と、水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認。不溶性Cs粒子の生成時期は、燃料の温度上昇初期と考えられ、生成時のRPV内環境の手がかりになると考えている。

### 事故前

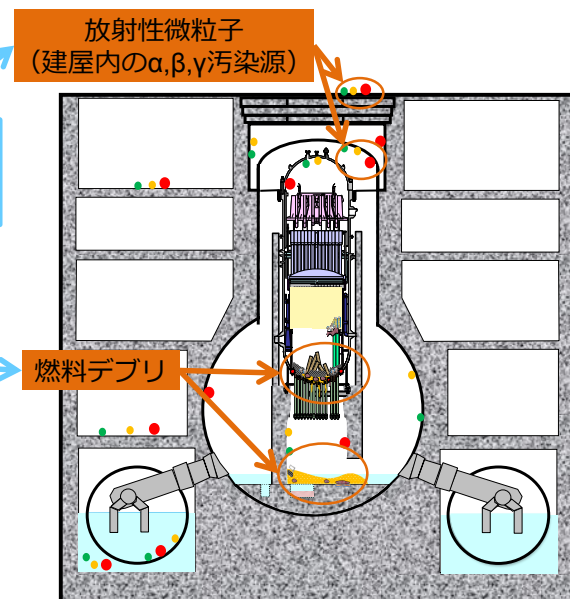


### 事故の進展



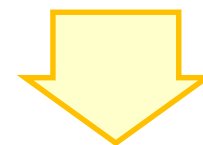
この時の炉内雰囲気や、粒子生成に至るまでの冷却状況により生成物が変化

### 現在



建屋内・PCV内等から  
サンプル採取・分析

- 溶融凝固過程で生成したU含有粒子
- 蒸発凝縮過程で生成したU含有粒子
- 粒子状のFP



U含有粒子や環境中で検出した粒子状FPについて、その組成や組織の特徴は、事故進展にかかると考えられる。

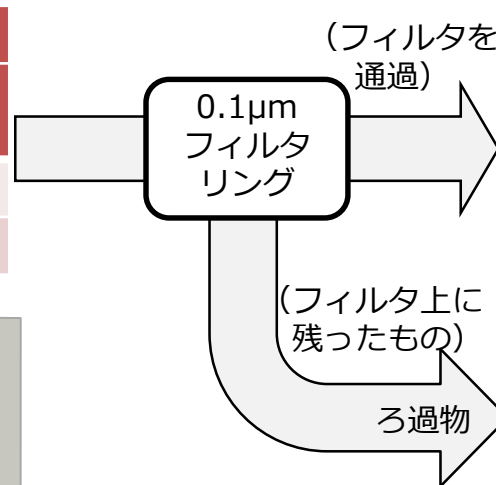
⇒ 汚染物サンプルの分析結果は、事故状況の把握に役立つと考えている。

⇒ 現場から取得した汚染物サンプルの分析・評価を通じて得られる知見や経験は、燃料デブリの分析・評価の基盤になると考えている。

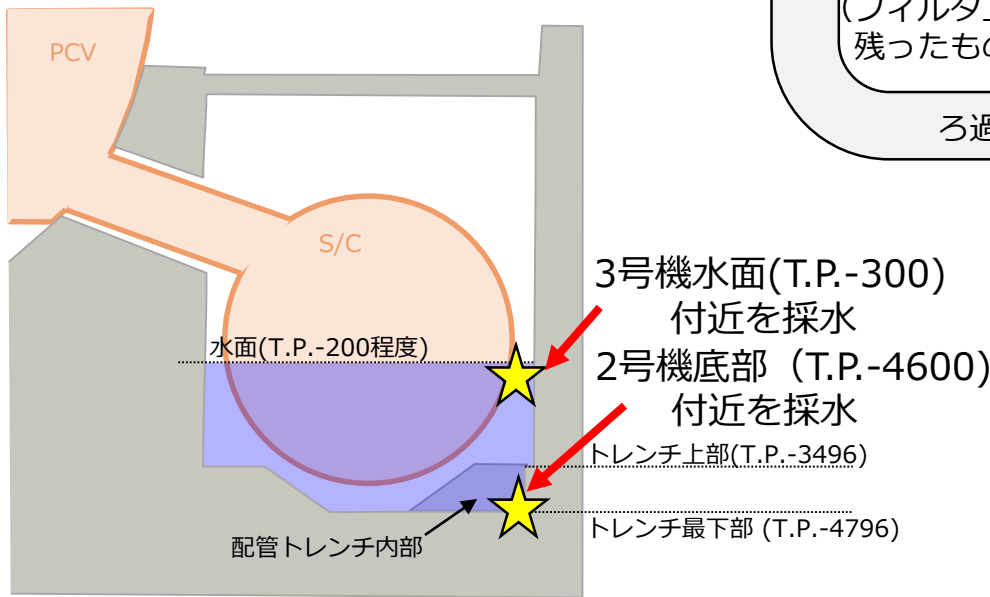
# 建屋滞留水中のU含有粒子

- 2、3号機の原子炉建屋（R/B）トーラス室から採取した滞留水を0.1 $\mu\text{m}$ のろ紙でろ過したところ、全 $\alpha$ 濃度は90%以上低下した。このことから、 $\alpha$ 汚染源の多くは粒子として存在。
- ろ紙をSEM-EDS/WDSで観察するとU含有粒子が検出され、さらにTEM-EDSで観察した結果、Uは $\text{UO}_2$ の形で化学的に安定に存在していることを確認できたことから、経年変化の可能性は小さいと考えられる。

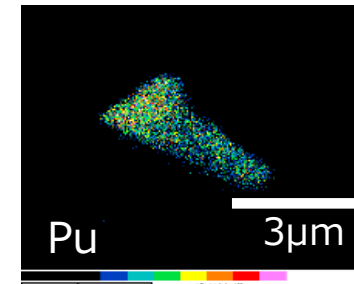
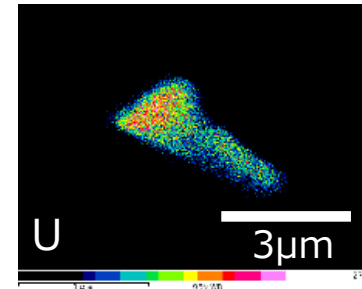
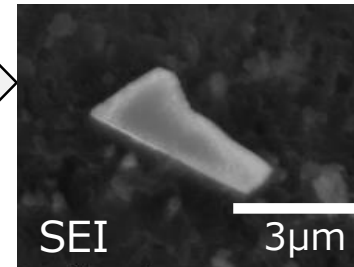
原水（ろ過前）	
採取場所	全 $\alpha$ 濃度 (Bq/L)
2号機R/B	2.61E+05
3号機R/B	1.50E+03



ろ過（0.1 $\mu\text{m}$ ）後	
全 $\alpha$ 濃度 (Bq/L)	除去率 (%)
9.54E+02	99.6
1.12E+02	92.5



R/Bトーラス室断面図(採取時)

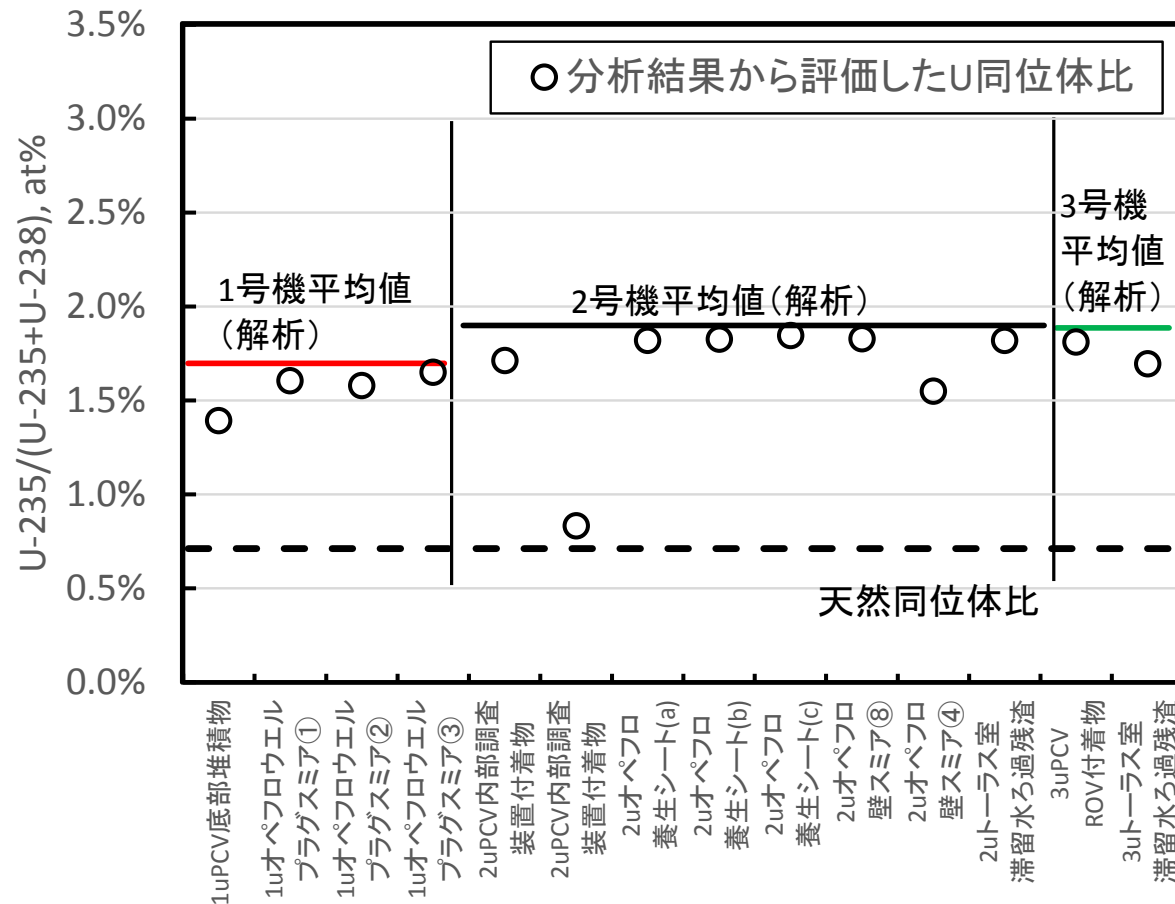


SEM-WDSで取得した元素分布  
(2号機滞留水ろ過物)

※特性X線像の輝度は絶対値を示さない

# U同位体比の分布評価

- 事故前の燃料には、設計上の濃縮度 (=U同位体比) 分布や、出力運転時の燃焼の結果、U同位体比に分布が存在した。
- U同位体比は臨界性に関わる指標であり、安全に燃料デブリを取り扱う上で重要な情報。
- 1~3号機で採取した汚染物サンプルのうち、SEM-EDS/WDS分析においてU濃度の高い箇所が認められたものについて、ICP-MSにより核種分析を実施し、U-235/全U比を評価。



解析コードで算出された炉心平均値に近いものが多く認められた。

⇒事故時には高温による拡散や溶融混合が生じることから、生成物のU同位体比の分布の幅は小さくなると考えられ、その影響による可能性が考えられる。

(なお、天然同位体比近傍のものも認められた。)

# U含有粒子生成プロセスの評価

## 生成プロセスを評価する狙い

- 燃料デブリの性状や、粒子生成時の環境情報（圧力容器内の $H_2/H_2O$ 比（モル比）、温度など）にかかる知見を得ること。

## U含有粒子の生成プロセスによる分類

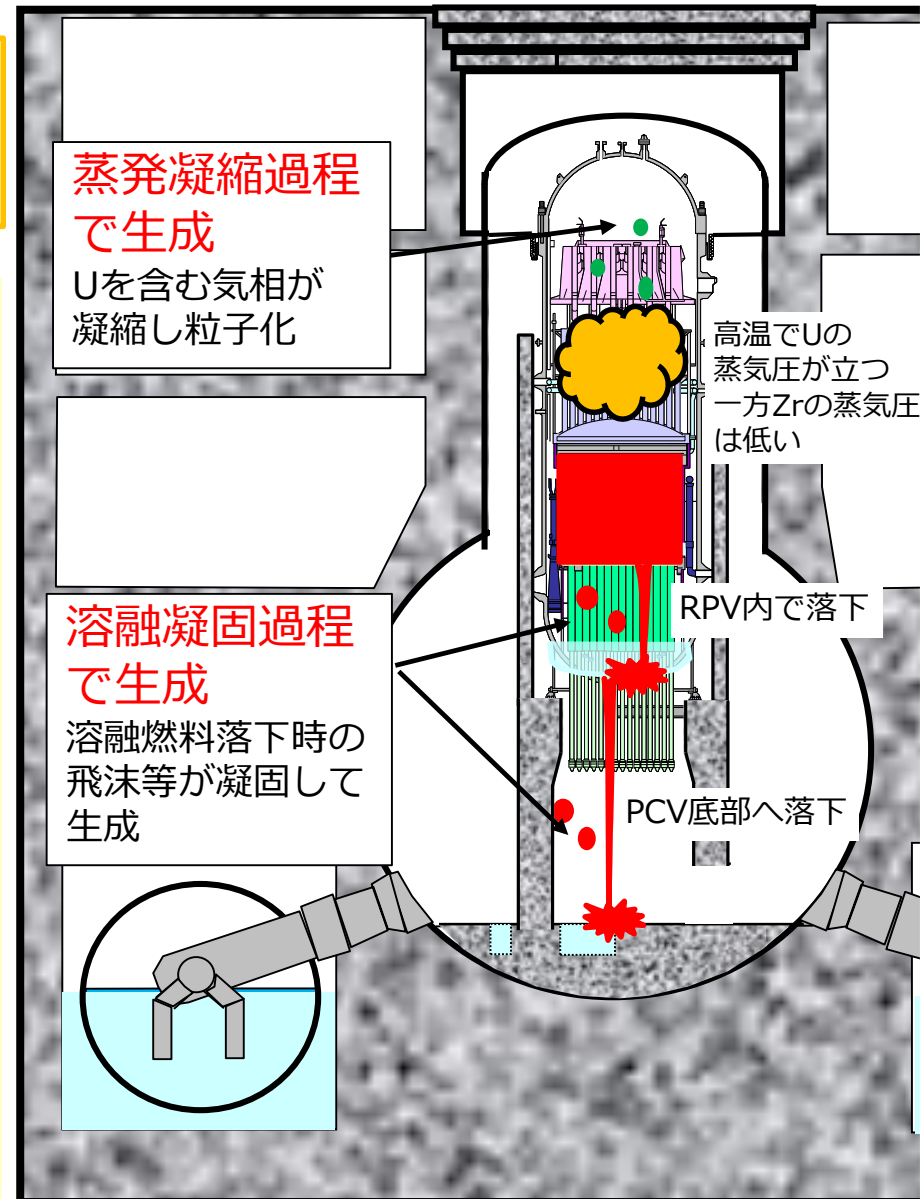
- 異種材料が反応し溶融した場合、構成元素の組成はそれぞれの起源となる材料組成比に近くなる一方、蒸発し気相で反応して生成した場合は、蒸気圧差により特徴的な組成となると予想される。
- このことから、粒子の組成（Zrの含有等）や形状をもとに以下①、②に粒子を分類した。

### ① 溶融凝固過程

- Zrを含む粒子については、基本的に溶融凝固過程により形成した粒子と分類した。
- 粒子は、破碎に伴う破面を持つことがある。

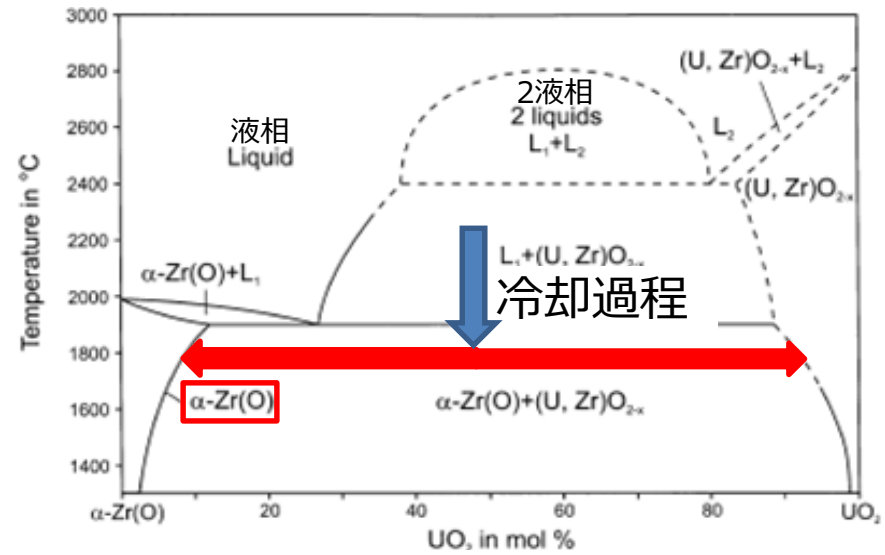
### ② 蒸発凝縮過程

- 十分な水蒸気存在下では、Zr酸化物の蒸気圧は他の酸化物の値に比べて非常に低い。
- 微小な粒子が凝集し、球状に近い形状を持つことがある。
- このことから、Zrを含まない粒子は、蒸発凝縮過程により形成した粒子と分類した。

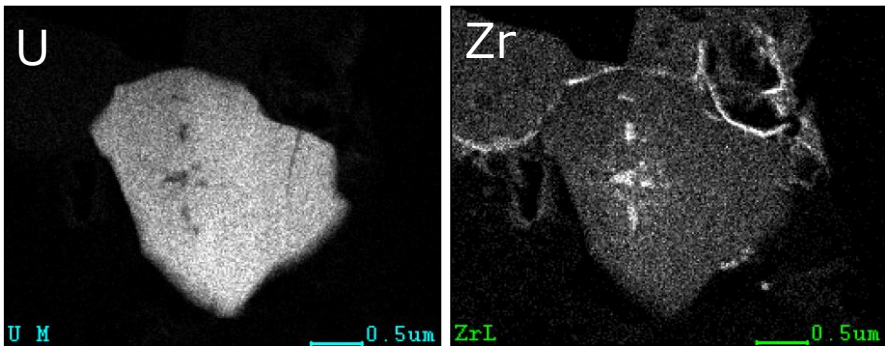


# ①-1 α-Zr(O)相を含むU含有粒子 (溶融凝固過程)

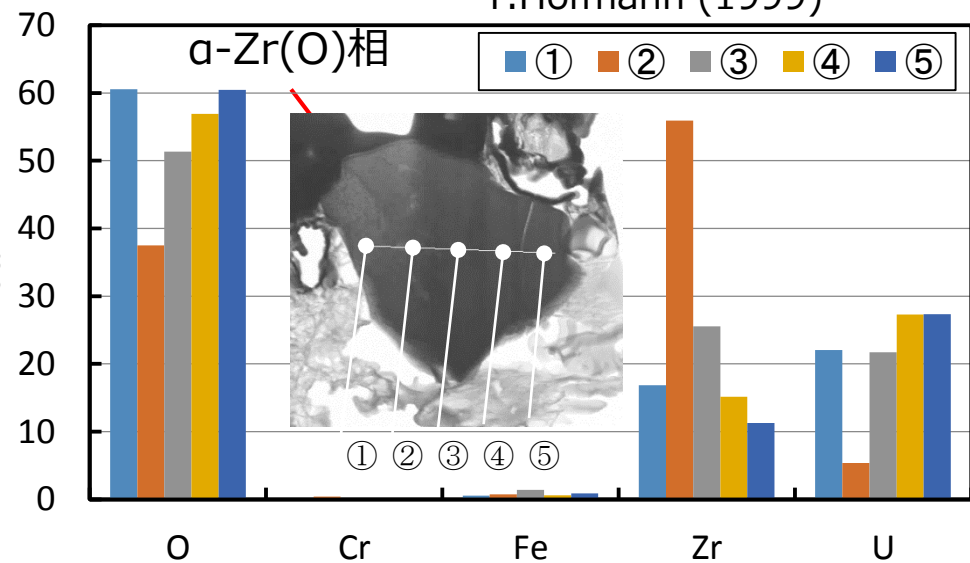
- 1号機PCV底部堆積物から検出された粒子は約2μmであった(左下図)。
- Zrを含有しており、溶融凝固過程により形成されたと推定。
- (U,Zr)O<sub>2</sub>母相(右下図分析点①,③,④,⑤)内部に高Zr領域(分析点②)が確認された。
- 分析点②は、冷却過程で(U,Zr)O<sub>2-x</sub>から分離したα-Zr(O)相と考えられる(右図)。
- Zrの酸化が進んでいないことから、この粒子が凝固する前のタイミングでは還元雰囲気(比較的水素が多い状況)であった可能性がある。



α-Zr(O)-UO<sub>2</sub>系状態図  
P.Hofmann (1999)



TEM-EDSで取得した元素分布



# ①-2 単斜晶ZrO<sub>2</sub>相を含む粒子

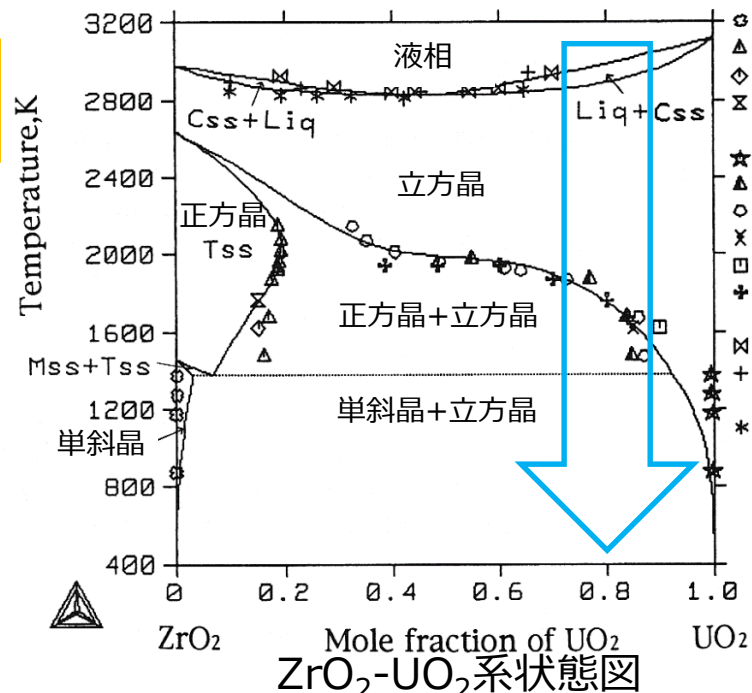
## (溶融凝固過程)

- 1号機では単斜晶ZrO<sub>2</sub>相を含むU含有粒子が見つかった。
- 母相(①~③)は立方晶(U,Fe,Cr)O<sub>2</sub>、④は単斜晶ZrO<sub>2</sub>。

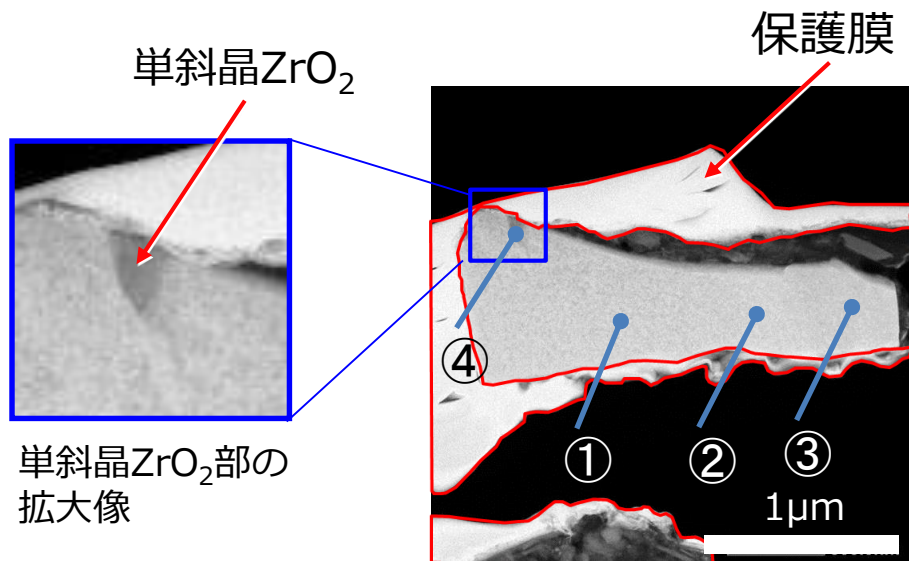
### <生成プロセスの推定>

- Zrを含有しており、溶融凝固過程により形成されたと推定。
- U-Zr-Oの液相が冷却される過程で、立方晶(U,Zr)O<sub>2</sub>と正方晶(Zr,U)O<sub>2</sub>に分離したと考えられる。
- その後、正方晶から単斜晶ZrO<sub>2</sub>(④)に変化したものと考えられる。
- 分離が生じる程度にゆっくりと冷えたと考えられ、1号機で落下した燃料デブリの熱量が大きいことや注水が長期間なされなかったことと関連している可能性がある。

### 10. サンプル分析による事故状況の把握

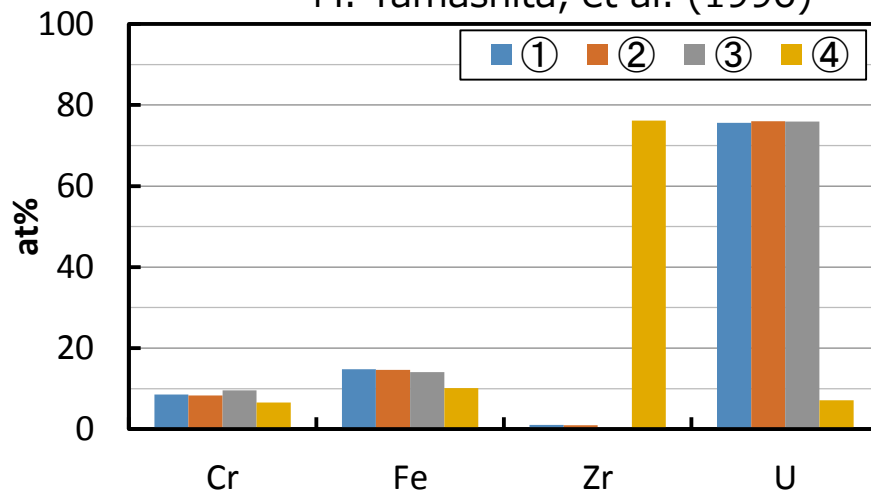


M. Yamashita, et al. (1996)



TEM像と分析点

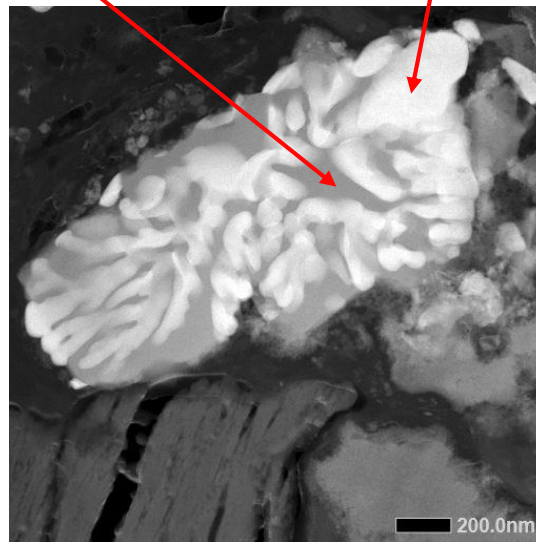
(1号機PCV貫通部(X-2)堆積物)





- 2号機オペレーティングフロア上では、鋼材成分(Fe,Cr)と燃料棒成分(U,Zr)が溶け合った粒子が見つかった。Zrを含有することから溶融凝固のプロセスで生成したと考えられる。
- 立方晶(U,Zr,Fe,Cr)O<sub>2</sub>とFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の混合相で構成された粒子で、U-Zr-Fe-Cr-O系溶融体が冷却過程で相分離した粒子と考えられる。
- 燃料が鋼材を巻き込んでデブリを形成したという既存の知見と整合。
- なお、析出物サイズが冷却速度に依存することから、冷却速度の推定に役立つ可能性がある。

FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>      立方晶(U,Zr,Fe,Cr)O<sub>2</sub>

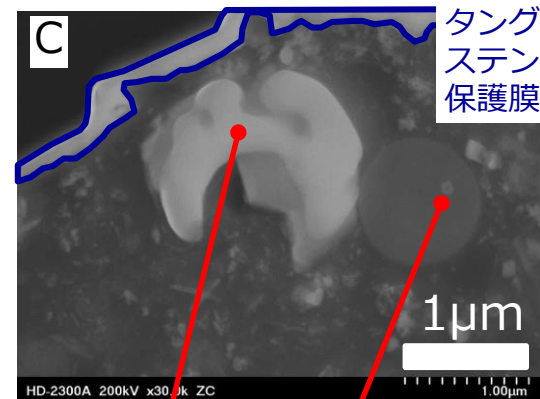
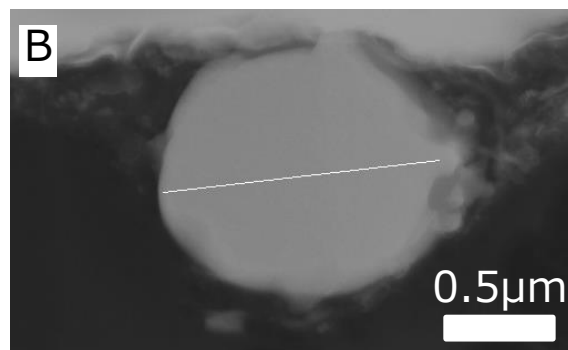
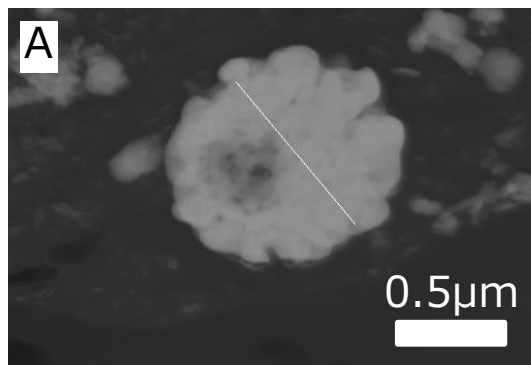


TEM像

(2号機オペレーティングフロア養生シート)

# 蒸発凝縮過程により生成した粒子

- 2号機オペレーティングフロアで採取したサンプルから、ほとんどZrを含まないU含有粒子が検出された。蒸発凝縮により生成したと考えられる。
- 燃料中のU成分の一部が蒸発した後、直ちに $\text{UO}_2$ 固体となり粒子を生成したと考えられる。
- Aは直径約100nmの粒子が凝集した2次粒子のように、BはAのような凝集粒子が結晶成長し緻密な球状となった粒子に見える。
- Cの粒子（立方晶 $\text{UO}_2$ ）は結晶成長の観点で、A、Bの中間的な状態のように考えられる粒子であるが、その形状から近傍の球状の非晶質- $\text{SiO}_2$ の表面に蒸着されたものが、後に分離した可能性がある。



TEM像  
(2号機オペレーティングフロア養生シート)

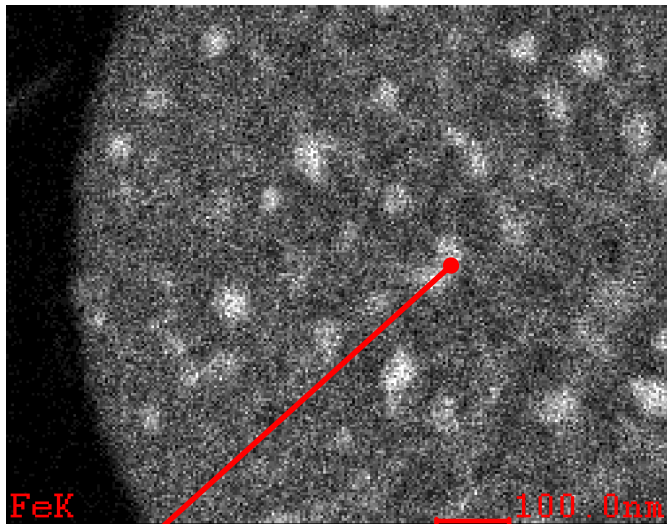
立方晶- $\text{UO}_2$

非晶質- $\text{SiO}_2$

# 鉄を主成分とした微粒子

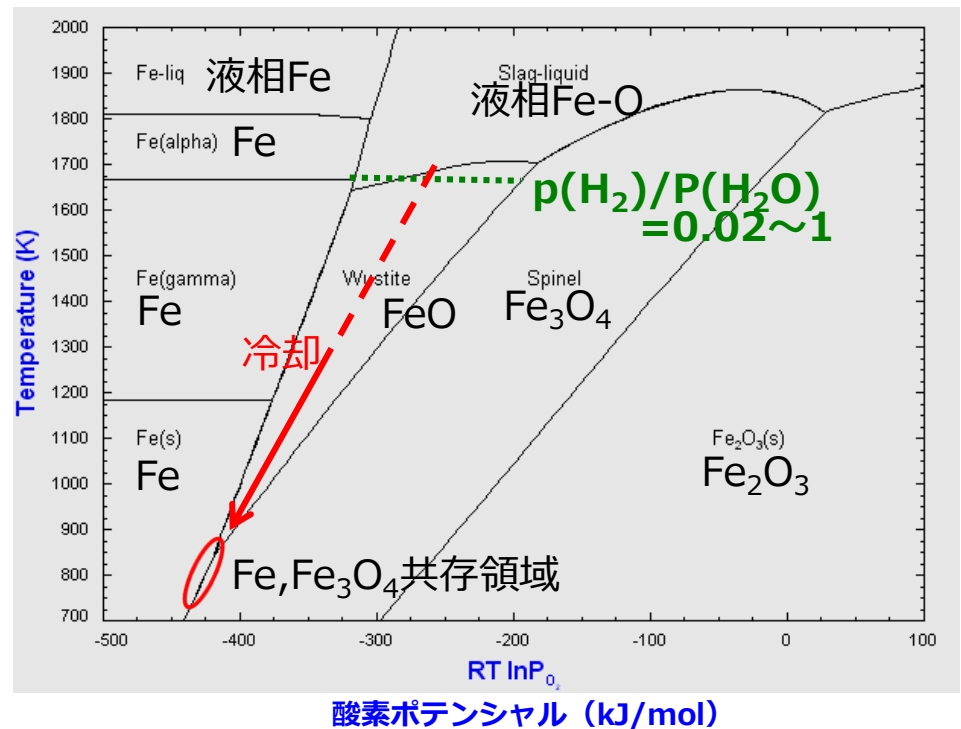
- U含有粒子に着目した分析を進める中、2号機オペレーティングフロア上の養生シートでは、Uを少量含有する鉄を主成分とした粒子が見つかった。
- TEM-EDS、電子線回折の結果から純FeとFe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>が隣接して存在していた。
- 球形粒子であることから液相のFeOから形成し、降温過程でFeとFe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>に分離した可能性があり、凝固時には水蒸気分圧が水素分圧より高い雰囲気であったと考えられる。

結晶構造解析では体心立方晶(純Fe)  
の他、スピネル(Fe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>)が存在



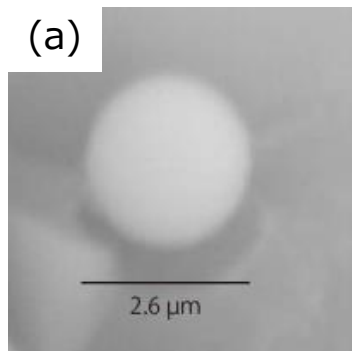
純Fe微細粒子 Fe分布

## FeとFe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>の共存について

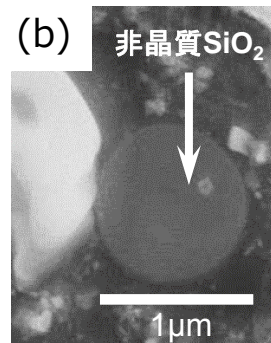


## (2) 環境中の不溶性Cs粒子に関する検討

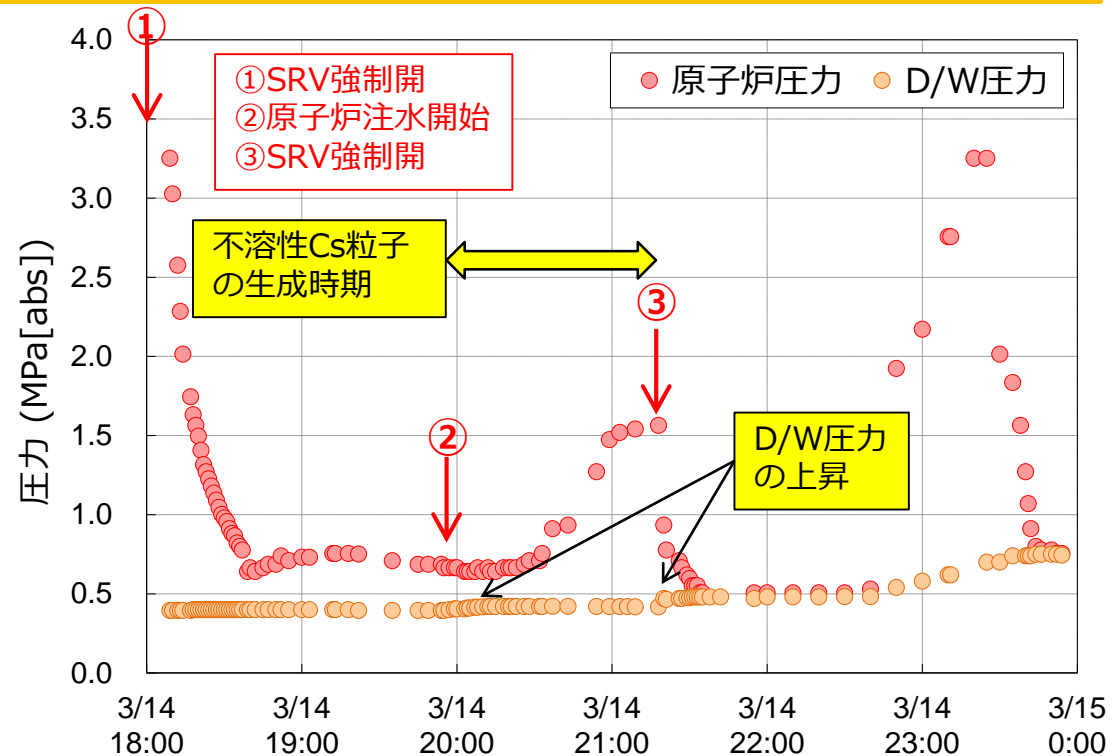
- 環境中で非晶質SiO<sub>2</sub>を母材とし放射性Csを含有する1~10μmの球状の不溶性Cs粒子（タイプA※）が発見されており、生成プロセスを検討することによって事故進展の検討に役立つと考えた。
- 当時の気象状況や、構成元素の起源から2号機由来のものと推定。
- 2号機の事故進展（下図右）を踏まえると、RPV内でSiとCsが反応して粒子化し、PCV圧力が上昇しているタイミングでPCVに移行し、急冷過程を経て、環境中に放出されたと考えられる。
- 燃料からMoが放出される高温状況では、CsとMoの親和性が高いことから、生成されたSiO<sub>2</sub>粒子にCsが含まれないと考えられる。
- 粒子がPCVに移行した際の燃料温度は、SiO<sub>2</sub>の液化温度以上、燃料からのCs放出温度以上、Mo放出温度以下(雰囲気に依存)、つまり水素が多く1500~2300℃の温度領域にあった可能性がある。



不溶性Cs粒子(タイプA)  
Adachi et al., 2013



2号機オペレーティング  
フロアで見つかった  
非晶質SiO<sub>2</sub>粒子



※ 1Fの南及び西方で採取された、  
1~10μm程度の比放射能の高い  
球状の不溶性Cs粒子

# まとめ

## <燃料デブリの状態にかかる知見>

- ・ 滞留水中の $\alpha$ 汚染源の多くは粒子状で存在し、ろ紙で9割以上除去できるものであった。Uは立方晶 $UO_2$ の形で化学的に安定であり、経年で変化する可能性は小さい。
- ・ 試料中のU同位体比（ $U235/全U$ ）にかかる分析の結果から、燃料溶融によりU同位体の混合が進んだものと考えられる。

## <事故進展にかかる知見（放射性微粒子の生成プロセス評価より）>

- ・ RPV/PCV内の化学的環境（水素／水蒸気比等）が時間や場所に応じて変化したと考えられる結果を得た。
  - 1号機では水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認しており、当該粒子は事故初期原子炉への注水が十分でなかったことと関連する可能性がある。
  - 2号機では水蒸気が多い環境で生成したと考えられる粒子と、水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認。不溶性Cs粒子の生成時期は、燃料の温度上昇初期と考えられ、生成時のRPV内環境の手がかりになると考えている。

サンプル分析・評価により得られる知見をもとに、今後とも、燃料デブリの状態の推定を進め、事故進展の理解を深めていく。