

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12月5日



東京電力ホールディングス株式会社

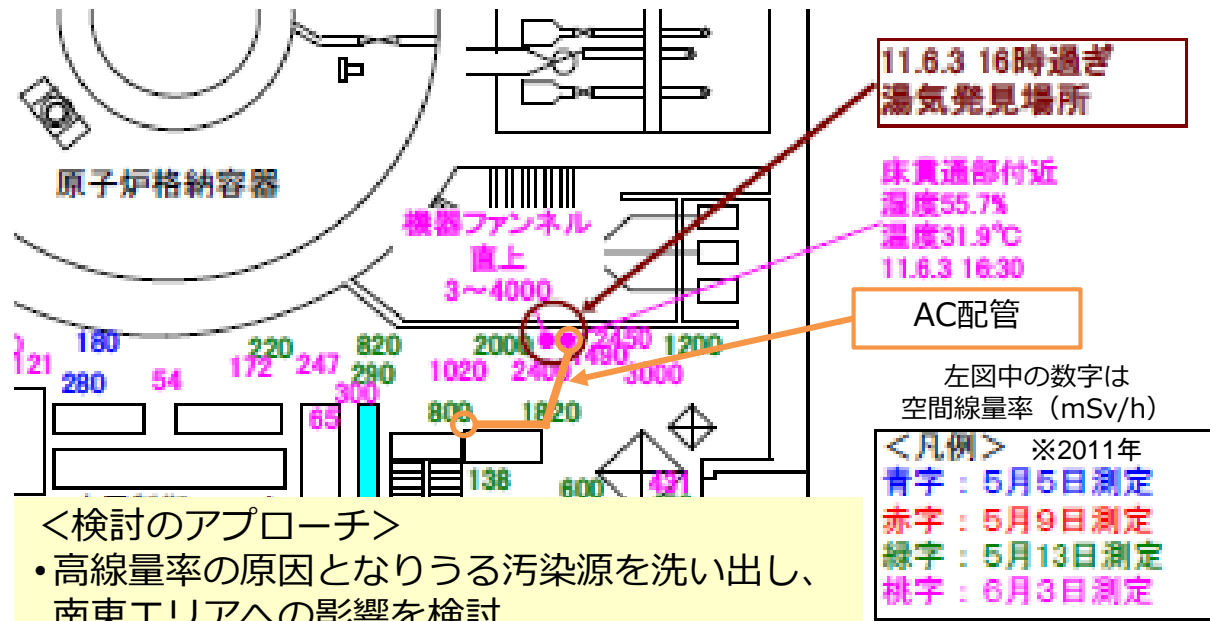
# 目次

1. 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.2
  2. 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.12
  3. 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.20
  4. 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.30
- (参考) 燃料デブリ分布の推定について P.43

# **1. 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

1. 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

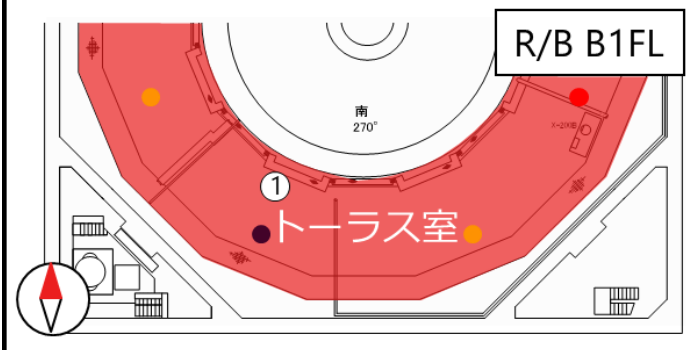
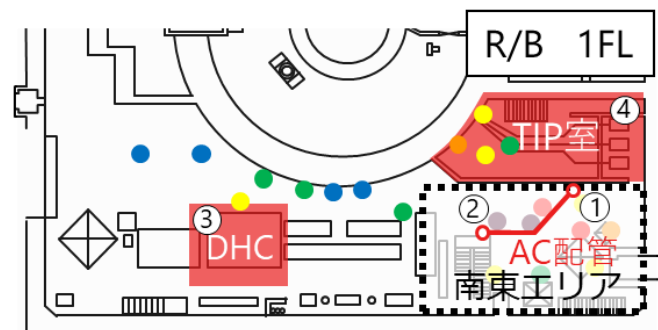
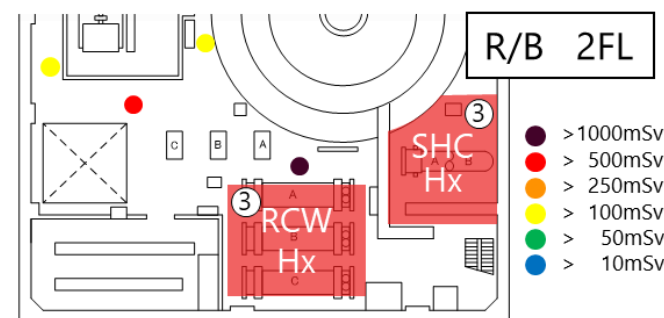
- 南東エリアにはPCVベントに使用されたAC配管が敷設されており、ベントガス中の放射性物質により配管内が汚染され、周辺の線量率が上昇している可能性

## 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）

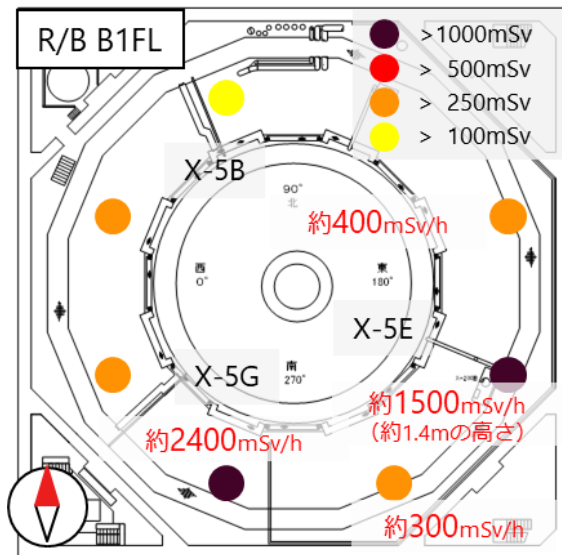
- キャットウォーク上で数100～2400mSv/hを確認  
→躯体コンクリートによる遮へい（厚さ650mm）で1階南東エリアでは十分に減衰されるため、影響は大きくない

### (3)汚染源からの放射性物質の移行（湯気の発生原因）

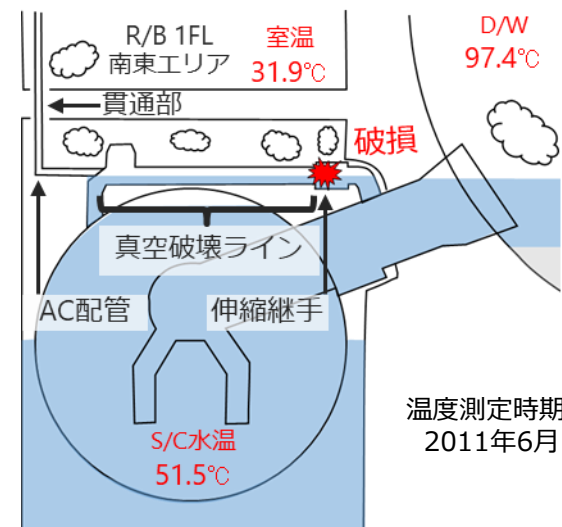
トーラス室内滞留水から湯気が発生した可能性	×
・他の貫通部では湯気を確認していないなどの理由から、トーラス室内滞留水の温度は高くなく、湯気の発生源でないと考えられる	
PCV内滞留水から湯気が発生した可能性	○
・AC配管床貫通部は、漏えいを確認している真空破壊ライン伸縮継手のほぼ真上に位置	
・当時のPCV水位は伸縮継手破損箇所程度にあり、PCV内の気体（湯気）が流出する状況にあった可能性	

⇒ 次頁で検討

## 1. 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）



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. 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

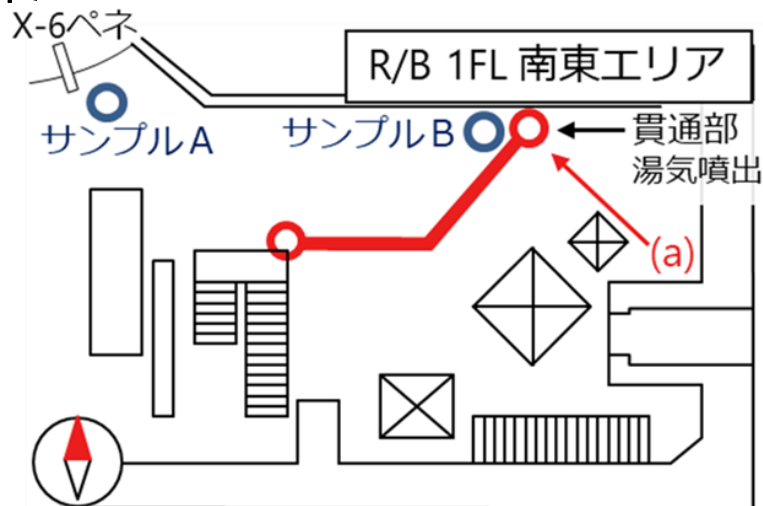
#### サンプルB

- ・湯気が流出した貫通部近傍
- ・表面に水跡あり

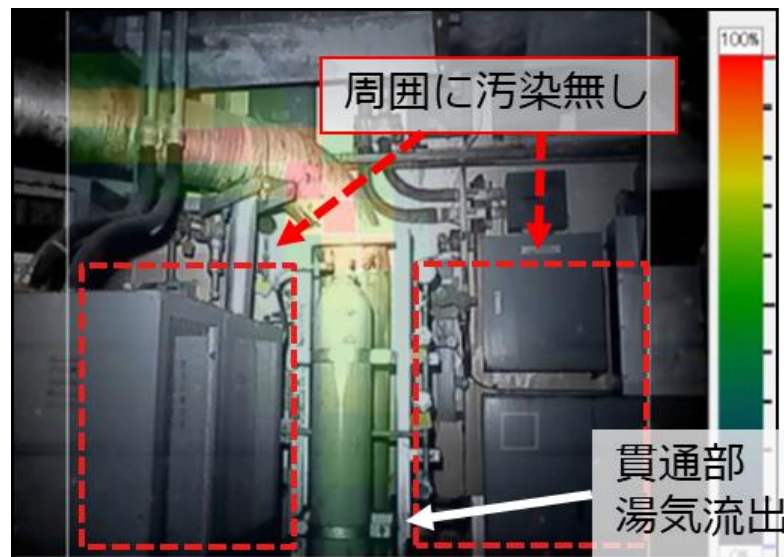


表面線量率：0.38mSv/h

→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



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

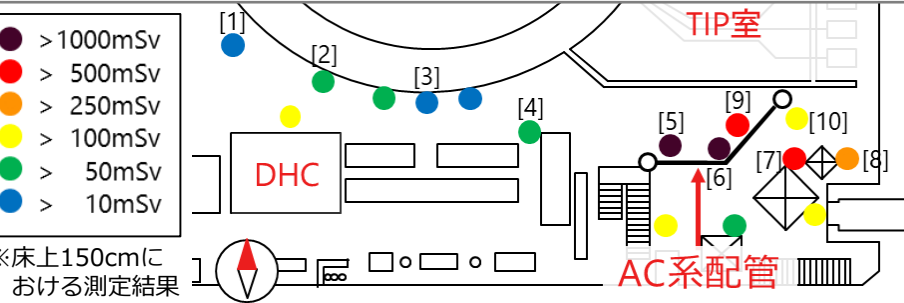
- ベントに使用されたAC配管は、ベント時に配管内部を通過した放射性物質により汚染（AC配管に沿って汚染を確認）

### (2)汚染源からの放射線の影響

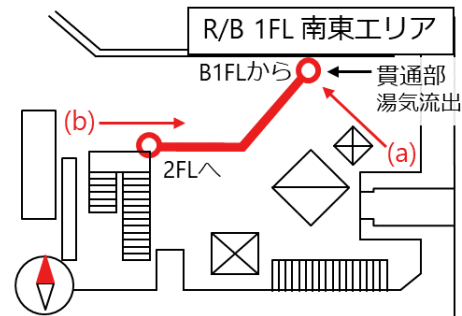
- γカメラ測定結果から、AC配管による床上150cmの空間線量率は約900mSv/hとの評価結果
- 南東エリアの空間線量率 (>1000mSv/h) と概ね一致
- AC配管は湯気の流出していた貫通部から立ち上がり、南東エリアの床上200cmを通り、2階へ抜けている
- 高所にある配管曲がり部の空間線量率が高く、床上5cmよりも床上150cmのほうが空間線量率が高いことと整合

### (3)汚染源からの放射性物質の移行

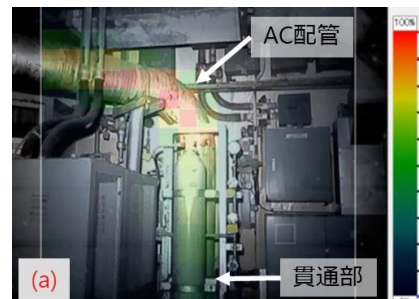
- γカメラ測定によりAC配管に沿った汚染を確認
- 汚染は配管内に留まり、南東エリアへの放射性物質の移行は無かった



## 1. 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

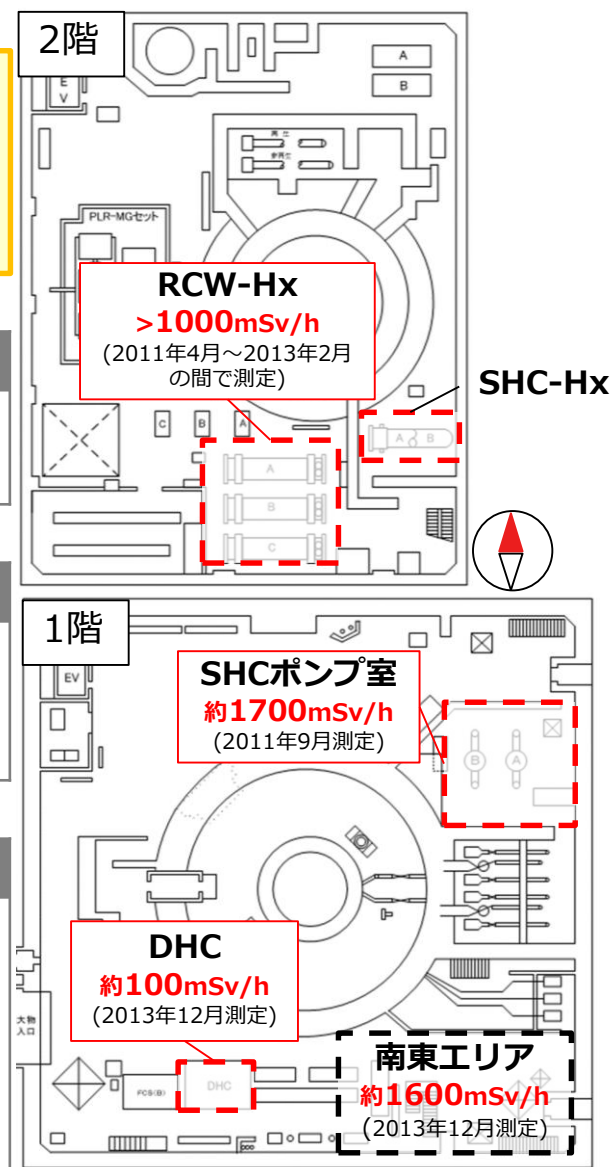
### (2)汚染源からの放射線の影響

- 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

- 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

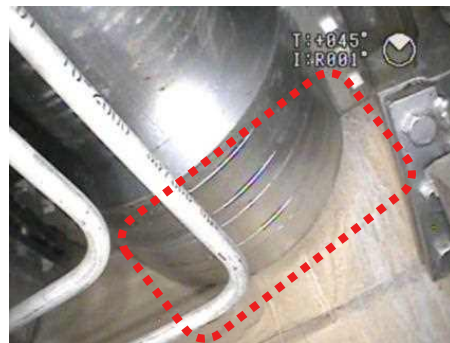
- ・ 溶融燃料と接触したTIP計装ドライチューブが破損し、TIP計装内へ放射性物質が移行したと推定

### (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

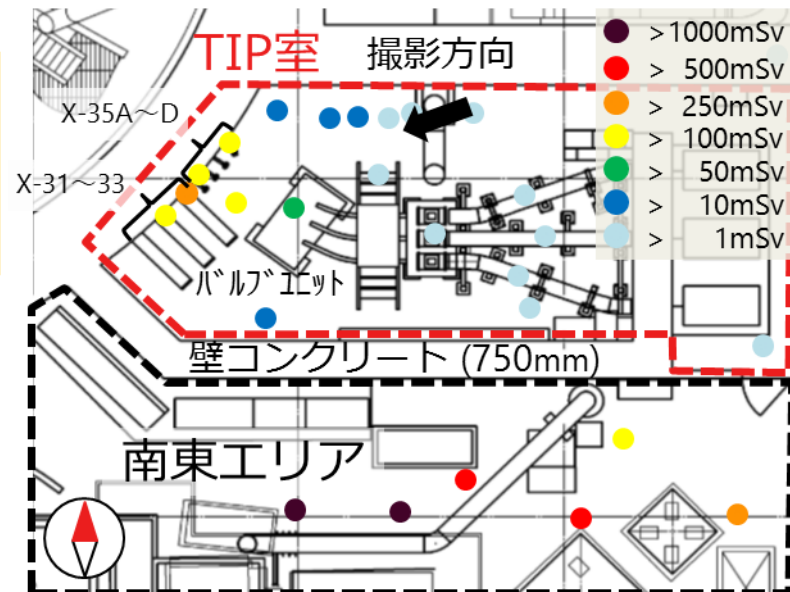
### (3) 汚染源からの放射性物質の移行

- ・ 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

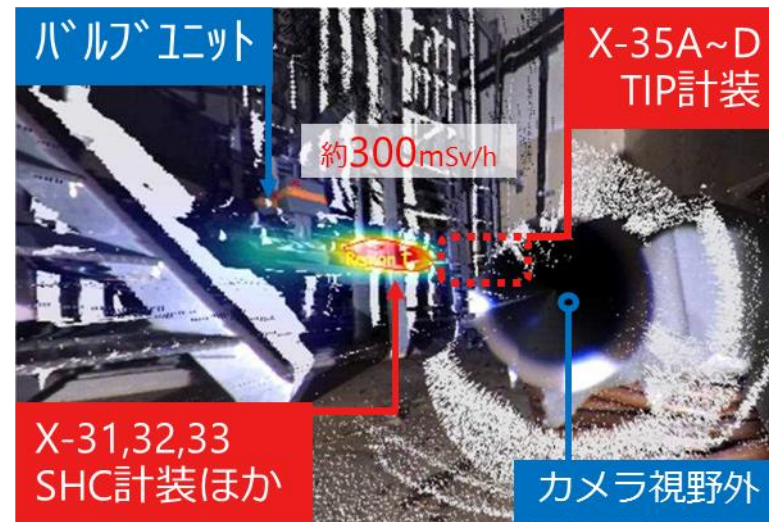


X-31ペネトレーションの画像

## 1. 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>

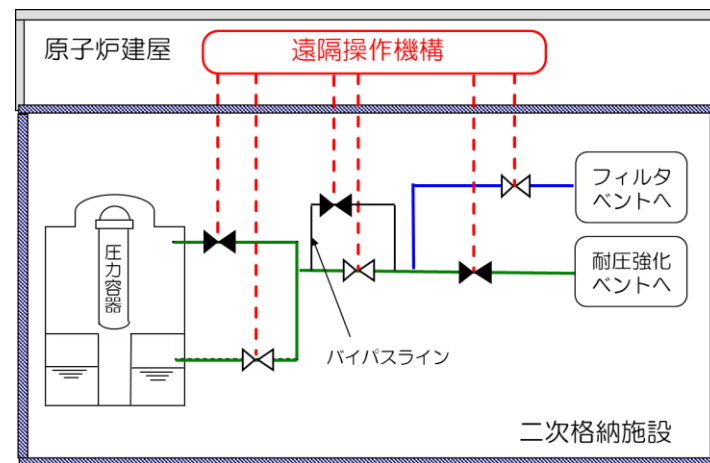
# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策について

1. 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

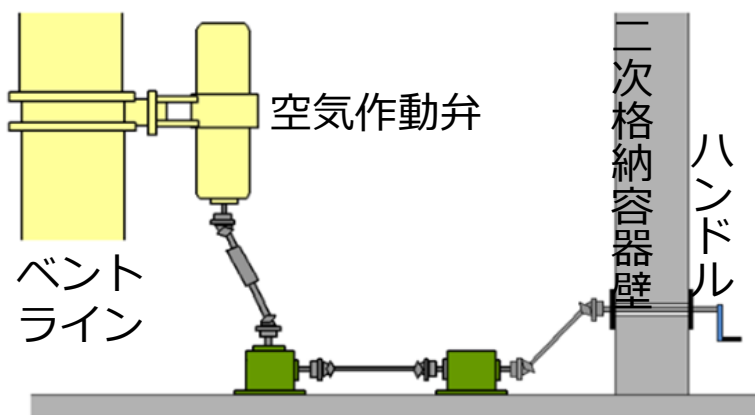
教訓：ベントラインからの放射線が事故対応操作に影響を与えないよう対策が必要

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。

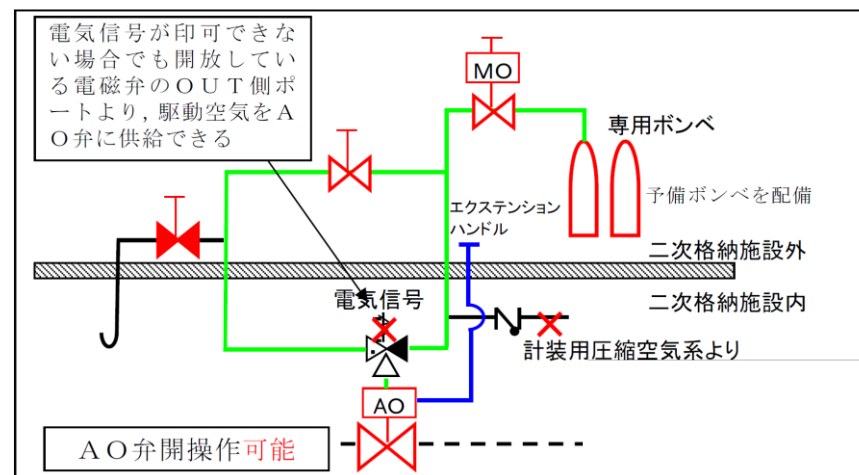
- ベント実施時に開操作が必要な弁は中央制御室からの遠隔電動操作が可能。二次隔離弁にはバイパスラインを設け、弁単体の故障による中央制御室からの遠隔電動操作の不能を防止（右図）。
- 電源喪失等により遠隔電動操作が不能な場合にベントラインの弁を二次格納施設外から人力（左下図）や専用のポンペ（右下図）で遠隔操作することが可能。
- 炉心損傷後のベント操作時に遠隔手動操作することで被ばくを低減。
- フィルタ装置及びヨウ素フィルタ並びにフィルタ装置に接続する屋外配管には遮へいを設置し、屋外作業の被ばくを低減。
- 被ばく線量の観点からも操作可能であると評価。



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

## **2. 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

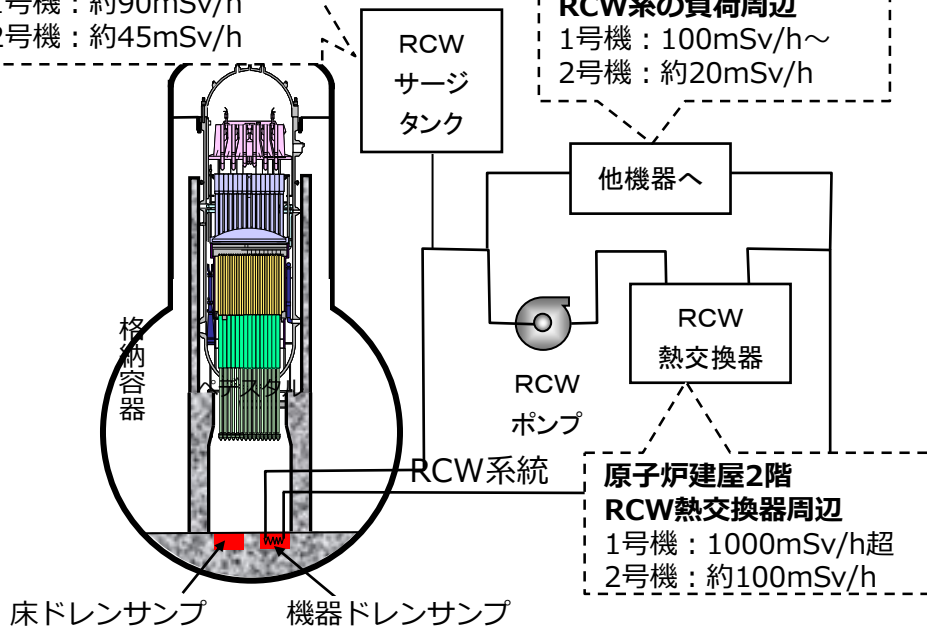
2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

- 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

原子炉建屋2階  
RCW熱交換器周辺  
1号機：1000mSv/h超  
2号機：約100mSv/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

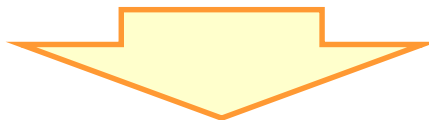
格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった要因は、1号機と異なりRCW配管が損傷を受けなかったことが原因と推定。

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。



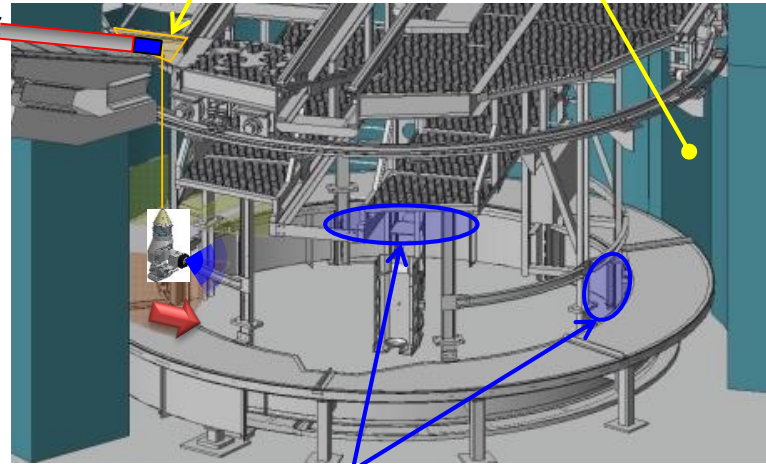
■ 両号機とも格納容器に燃料が落下しており、RCW系統内に汚染が  
拡がりうる状況にあったという点で、1、2号機の状況は類似。  
→格納容器内調査結果をもとに、汚染に違いが見られた原因を考察。

# 2号機の格納容器底部の様子

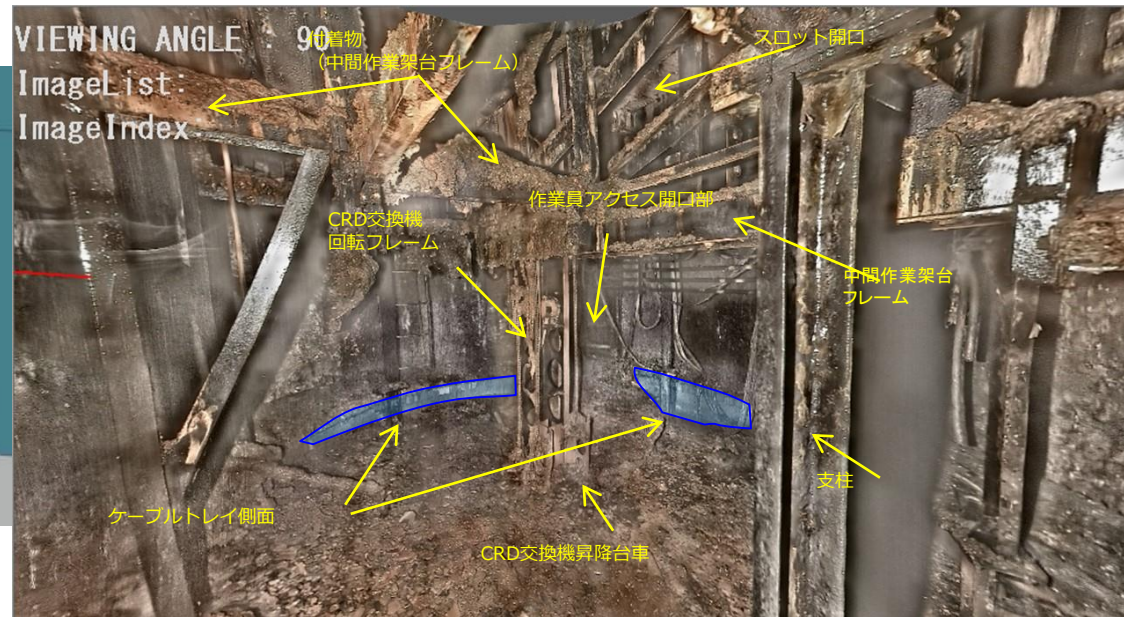
2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

□ 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

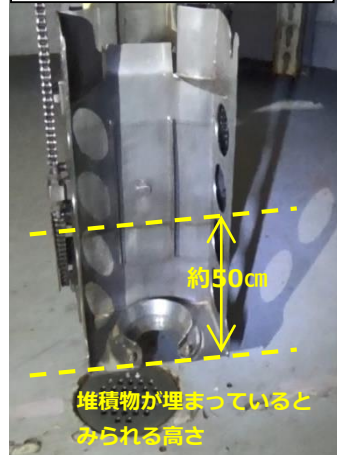


ケーブルトレイ側面を確認した範囲 → カメラ方向



- 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

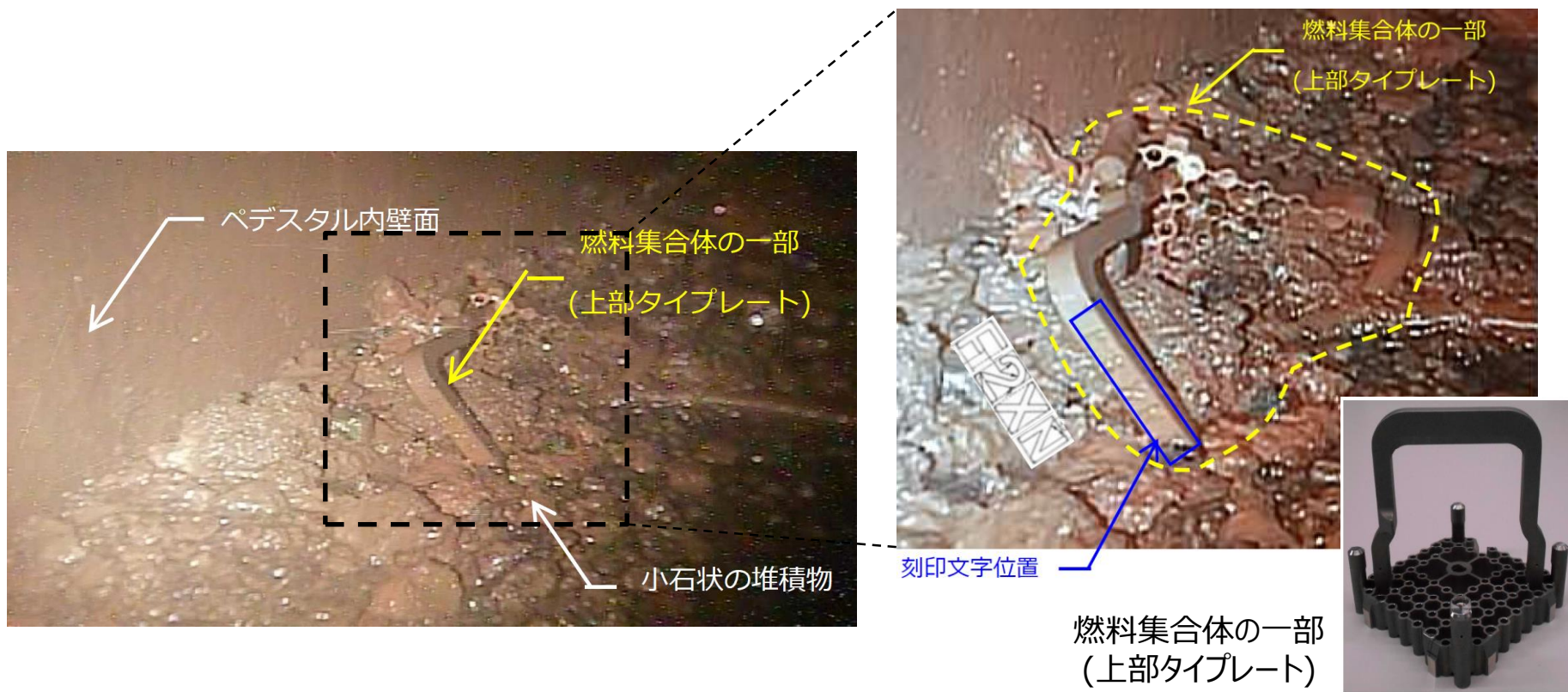


(参考) 2号機定検時  
※運転時には上記構造物はPCV内より撤去



## 2号機の格納容器底部の様子

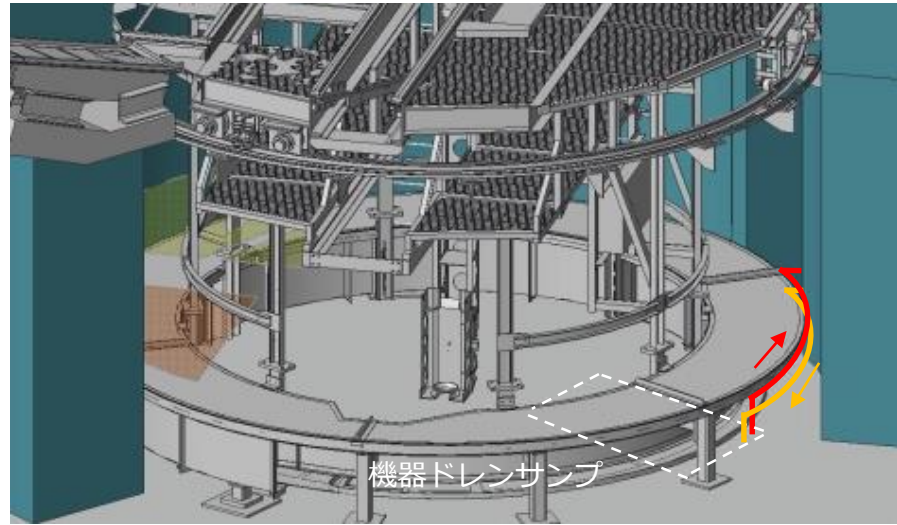
□ 2018年1月の2号機格納容器内部調査で、格納容器底部の様子を確認。



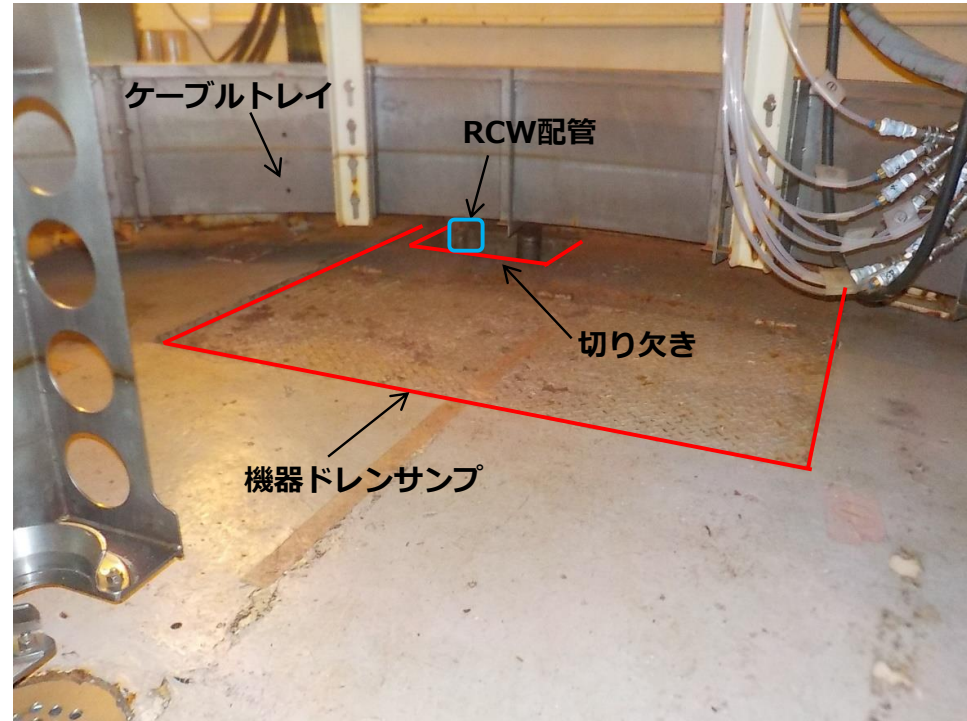
- 炉心部にある燃料集合体の一部（上部タイププレート）を格納容器底部（外周部）で確認。  
⇒原子炉圧力容器には、少なくとも上部タイププレートが落下する程度の穴が開いたと推定。また、上部タイププレートの周辺をはじめ、堆積物は燃料成分を含むものと推定。
- ⇒ただし、格納容器底部の構造物に損傷が確認できないことから、燃料デブリは金属を多く含むものと推定。

# 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

2. 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

2. 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

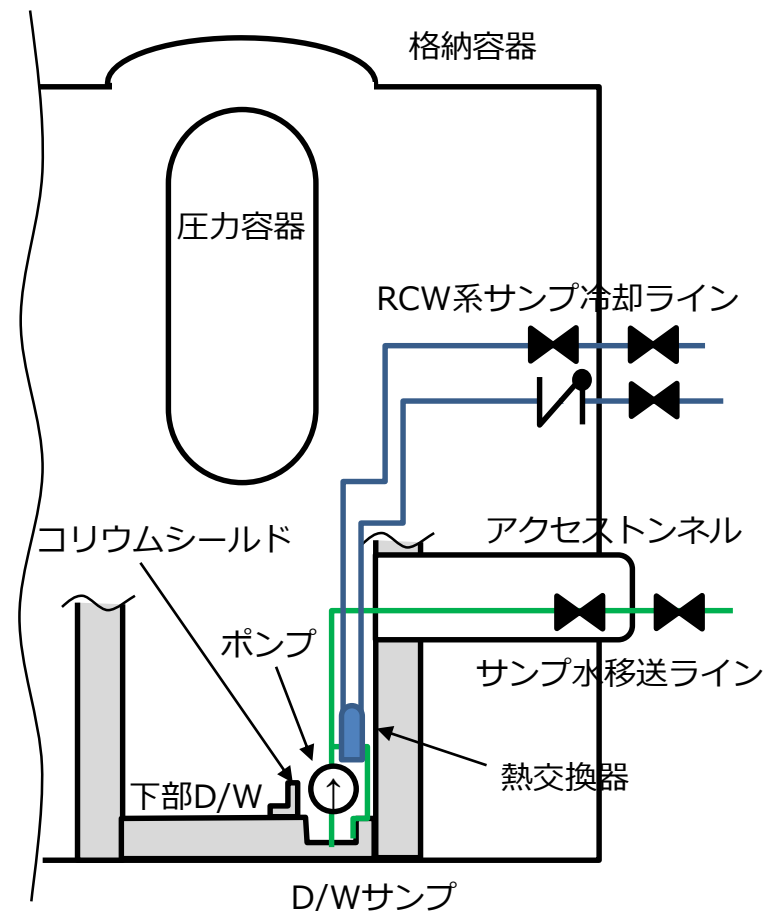
教訓：RCW配管など格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大防止が重要  
(2号機と異なり、1号機ではRCW系統に汚染が拡がり、復旧作業に影響)

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

### **3. 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。

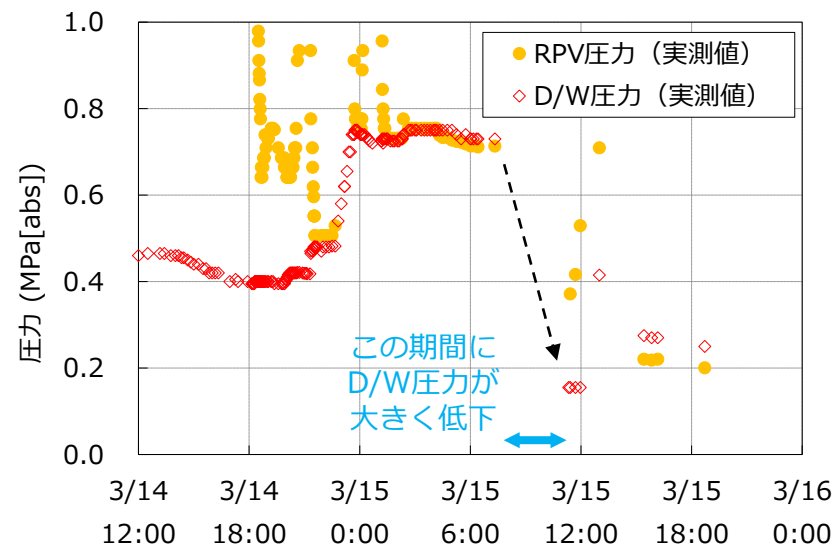


図 RPV・PCV圧力の推移

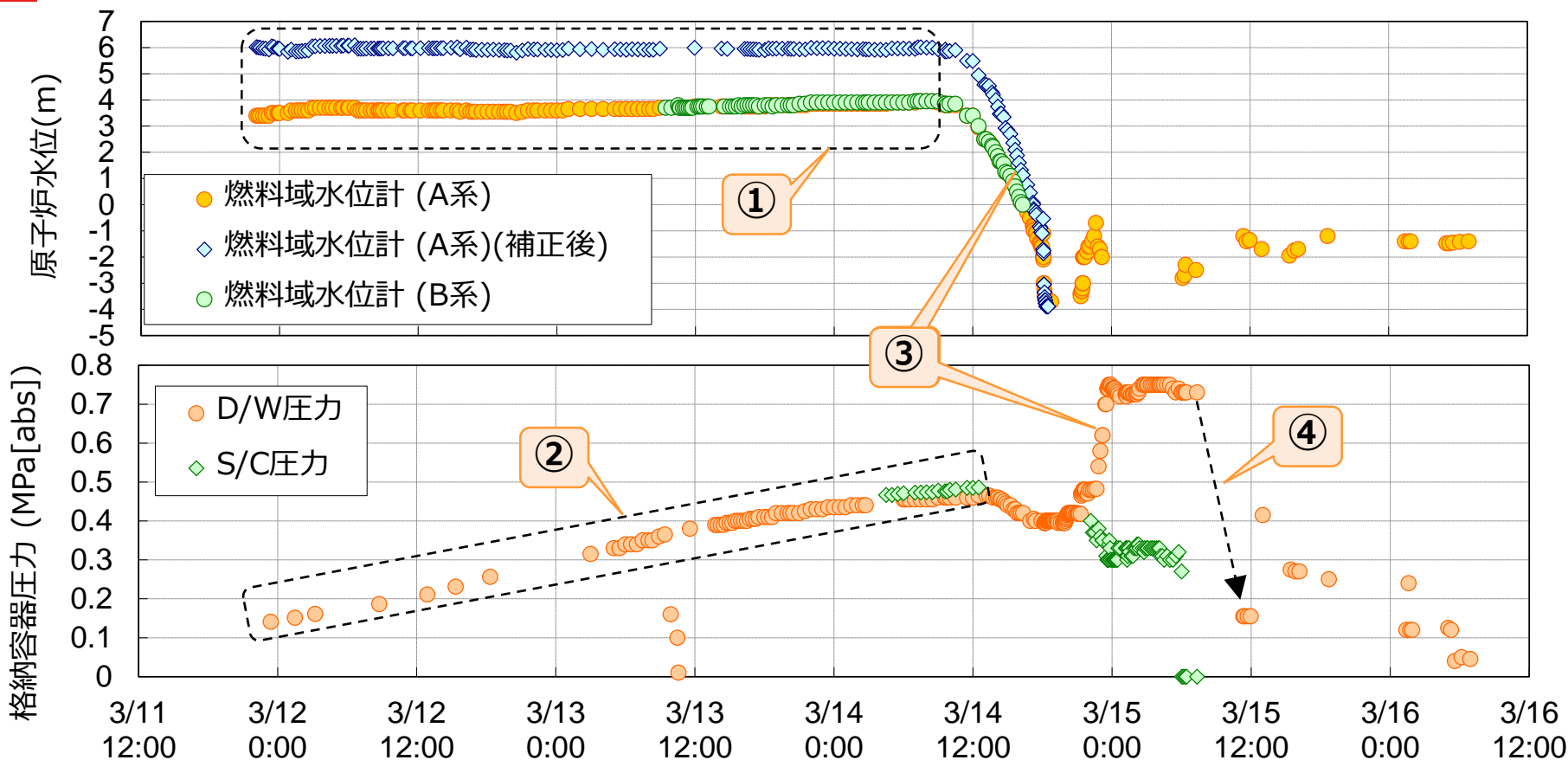
## ＜検討のアプローチ＞

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

3. 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。

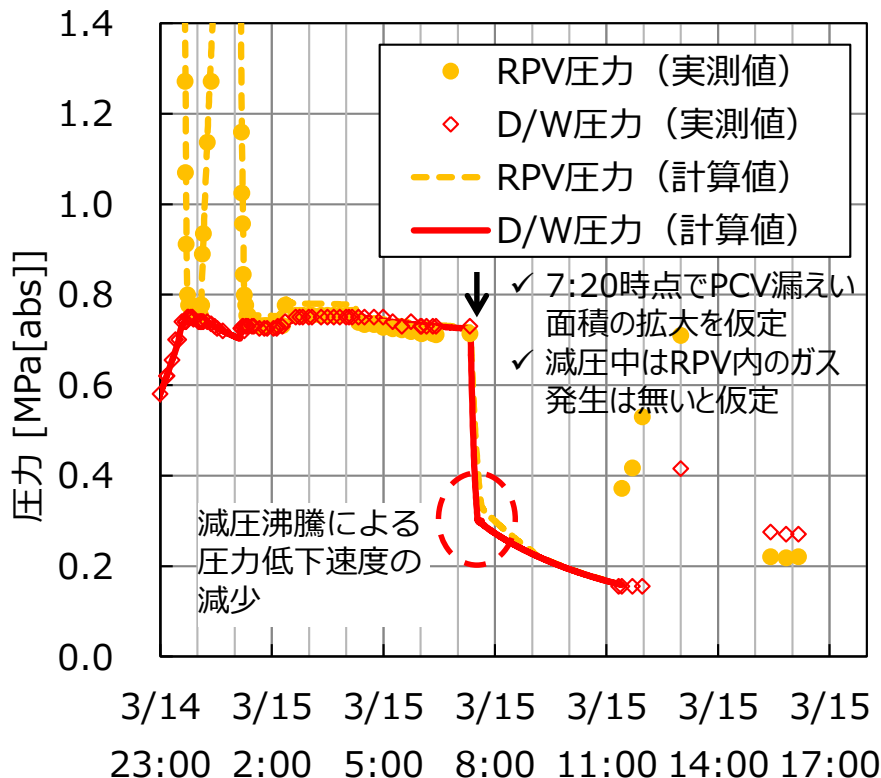


図 D/W減圧を再現するPCV漏えい面積を与えた解析結果

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

3. 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。

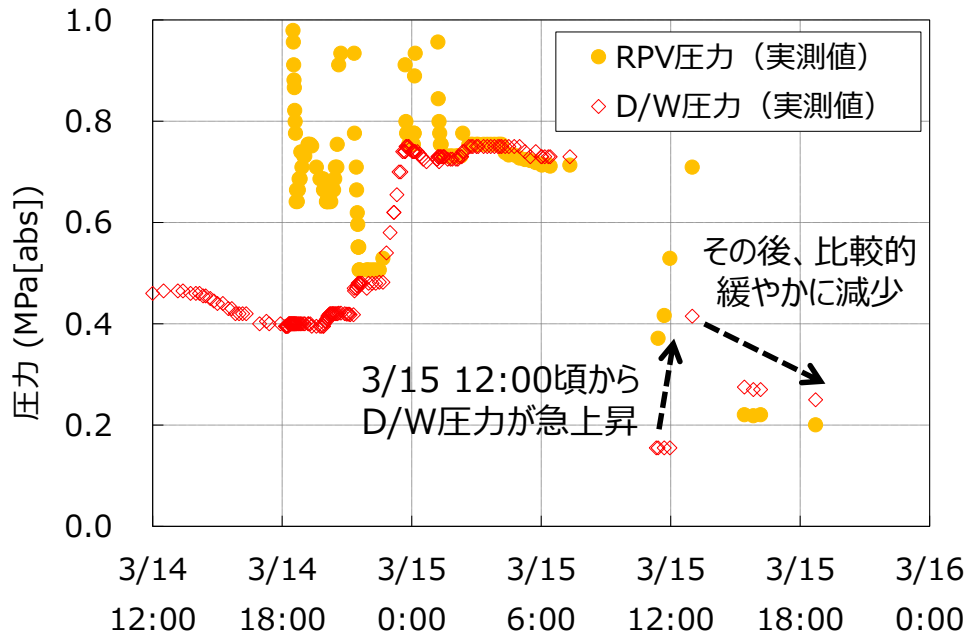


図 RPV・PCV圧力の推移

- 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

3. 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。

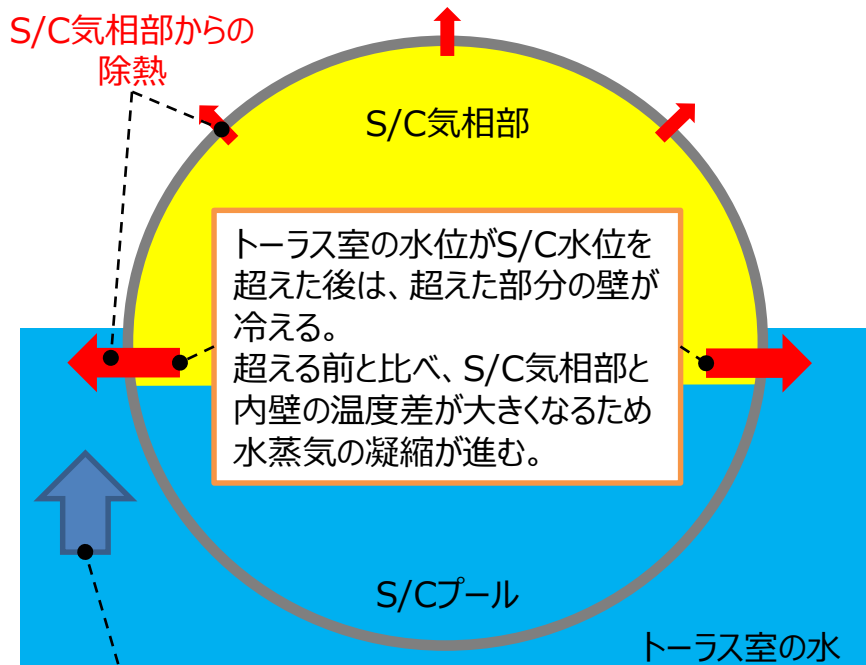


図 トーラス室の水位が上昇した状態のイメージ

### 【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】

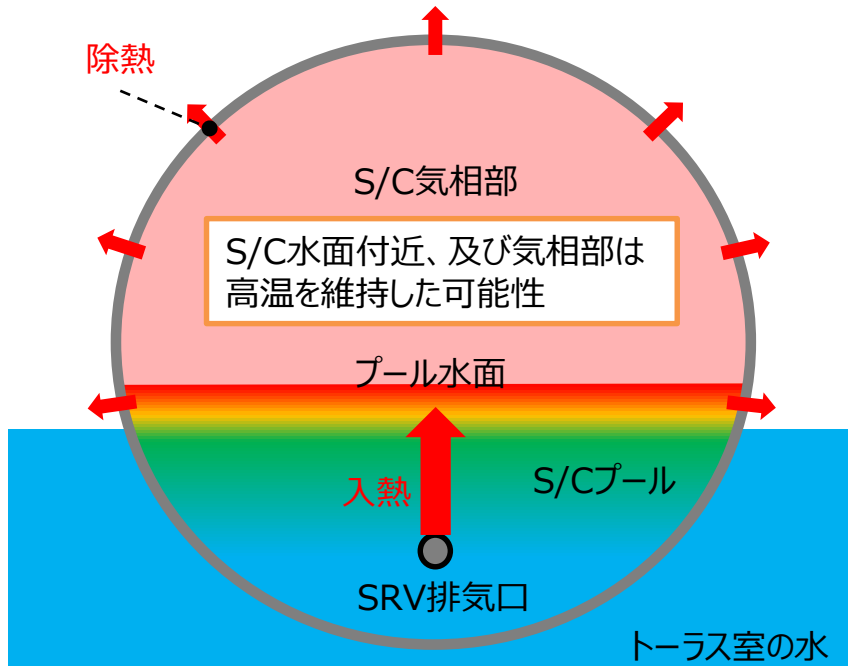
- 減圧を阻害する非凝縮性ガスの大部分が、減圧前にPCV外に排出されていたこと。
- PCV内がほぼ水蒸気の状態、減圧前のPCV圧力が維持されており、かつ、減圧沸騰量が小さいことから、S/Cプールでは表層のみが温度が高い状況にあったこと。

# 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

3. 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

3. 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）

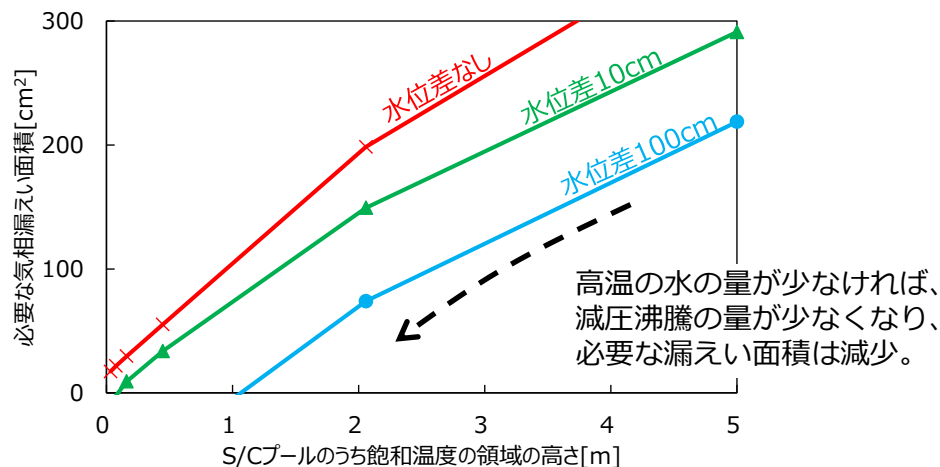
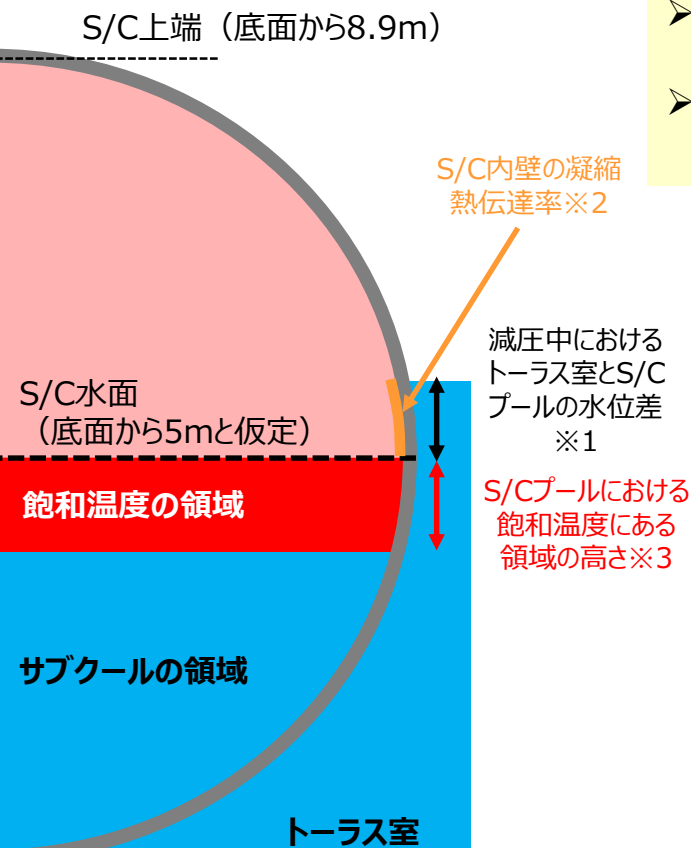


図 S/Cプール水のうち飽和温度の領域の高さに対する必要な漏えい面積の変化  
(PCV内に非凝縮性ガスが無い状態を仮定)

# 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

3. 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

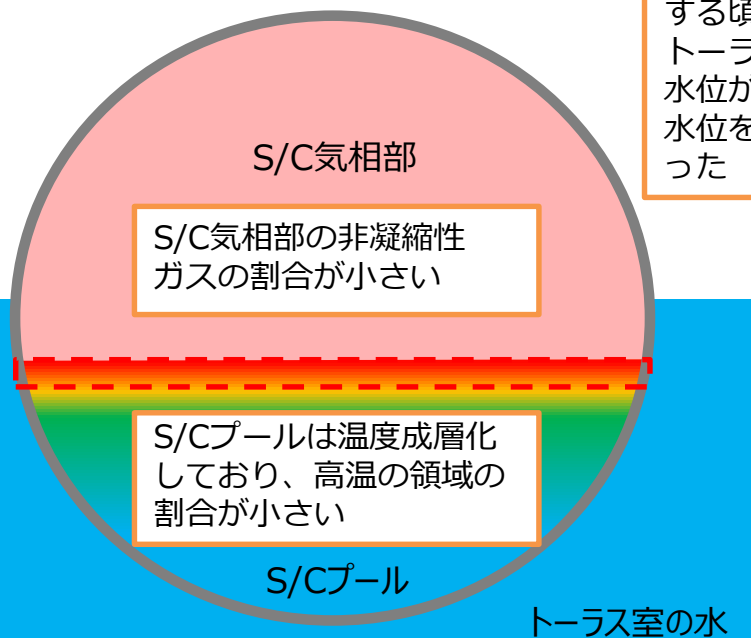


図 凝縮による減圧シナリオにおける、減圧前のS/Cプールの状態のイメージ

# まとめ

## 3. 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。)

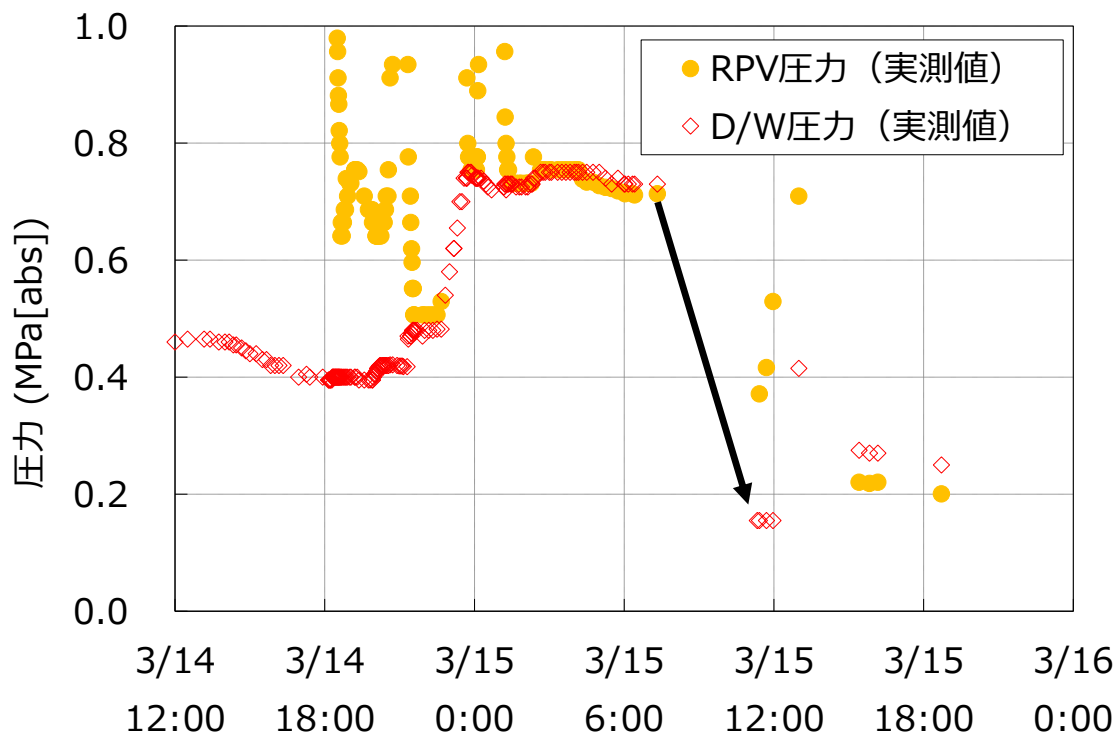


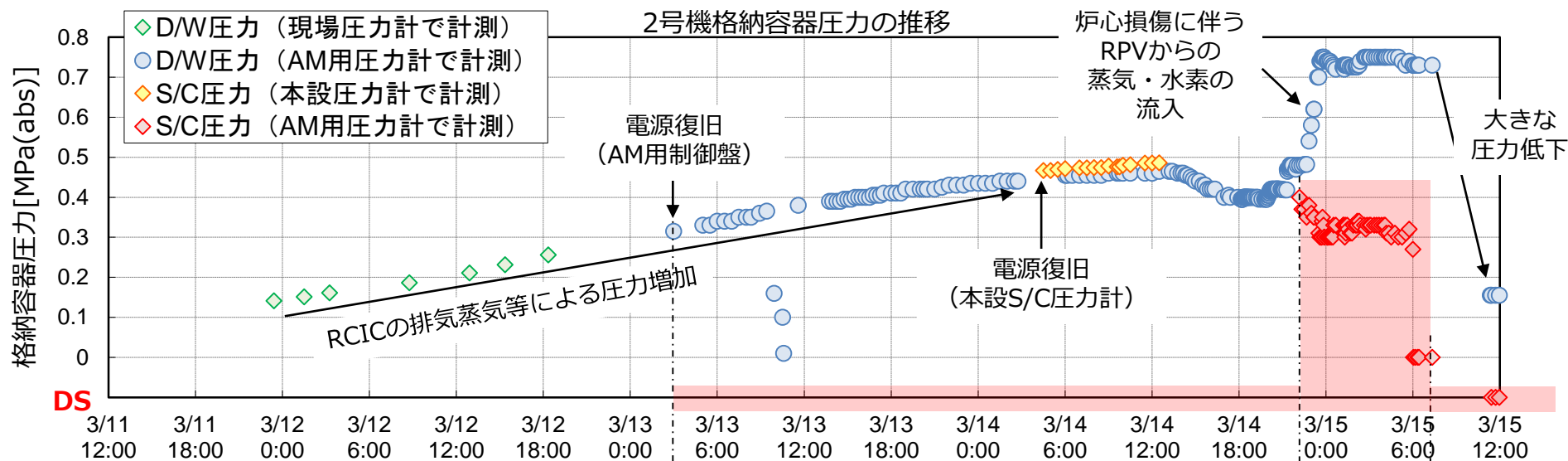
図 RPV・PCV圧力の推移

## **4. 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

4. 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

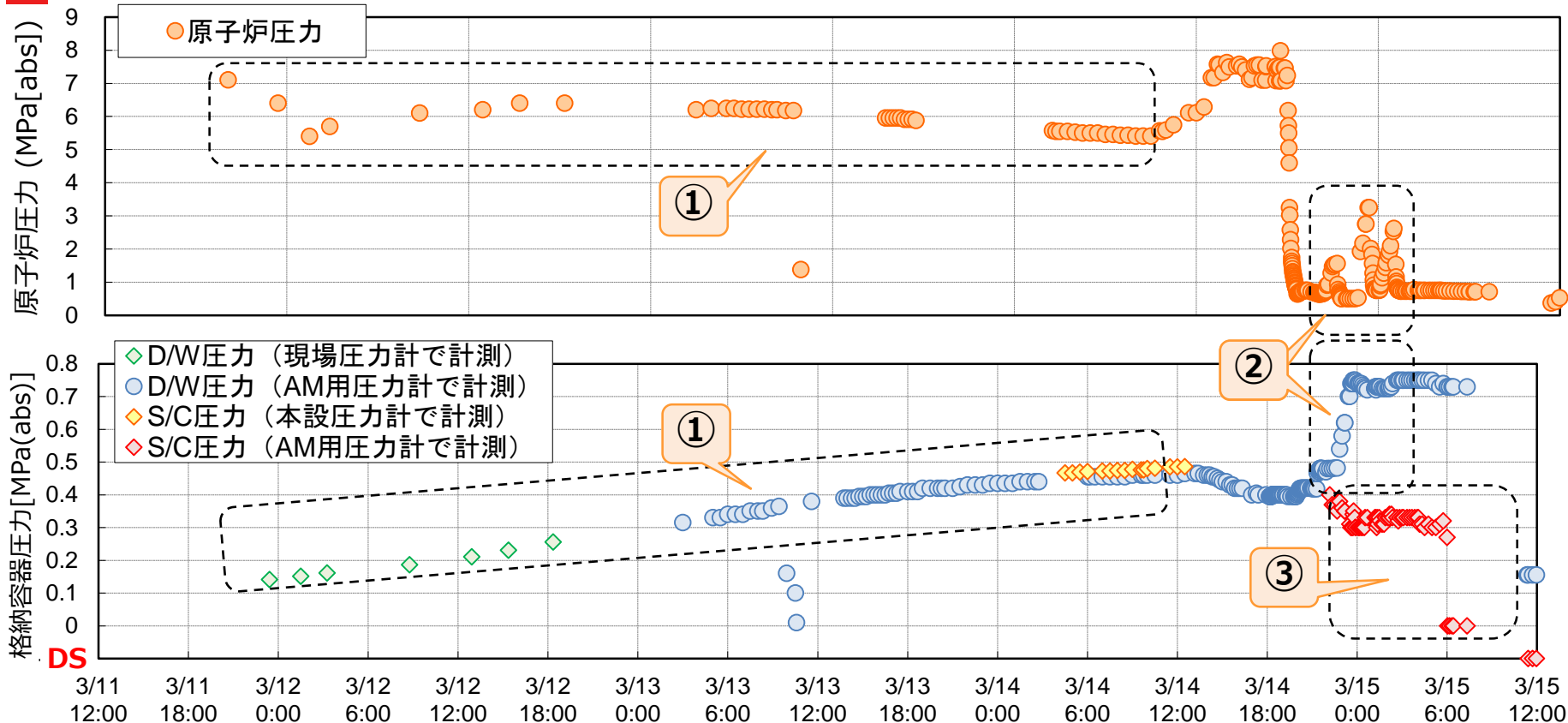
AM用S/C圧力計は水没による電気故障のため、実態とはかけ離れた異常な指示値を示していたと推定

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)

4. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について



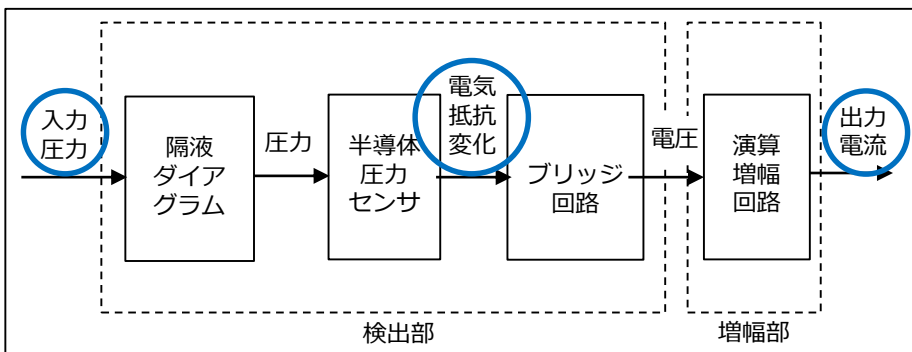
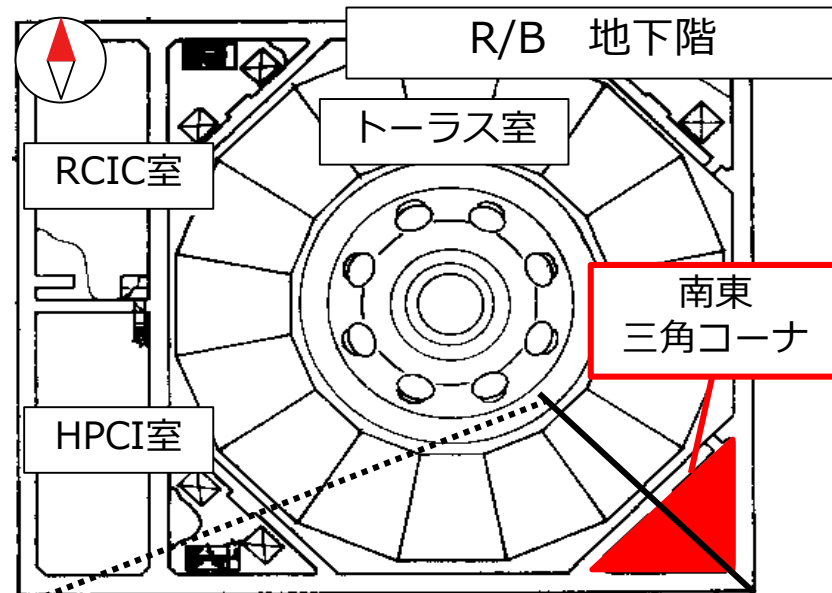
## 【およその事故進展と格納容器圧力計の指示値】

- 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

4. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

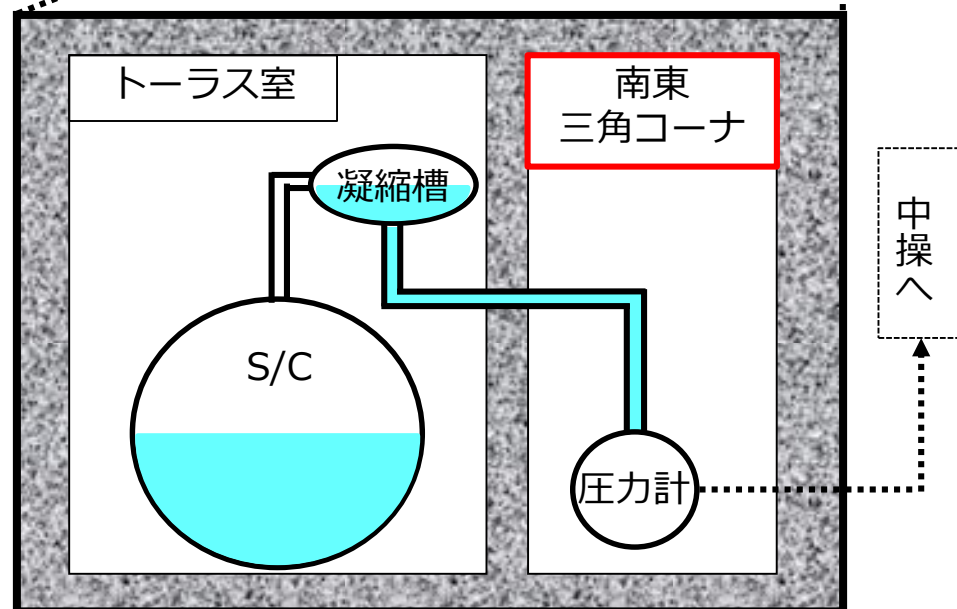
設置場所：R/B 地下階 南東三角コーナ  
床面から60cm（床面：T.P. -3496）  
測定方法：AM用S/C水位計の凝縮槽を検出元として  
水圧を測定  
測定原理：ダイヤフラム式  
指示方法：中操（AM用制御盤）に設置されたAM用S/C  
圧力指示計で絶対圧 [MPa(abs)] として指示  
防塵性や耐水性に関する指標(International Protection)  
：IP67  
6：耐塵性…塵や埃が計器の内部に侵入しない  
7：防浸性…一時的に水に浸しても計器の内部に  
水が浸入しない



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

4. 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>

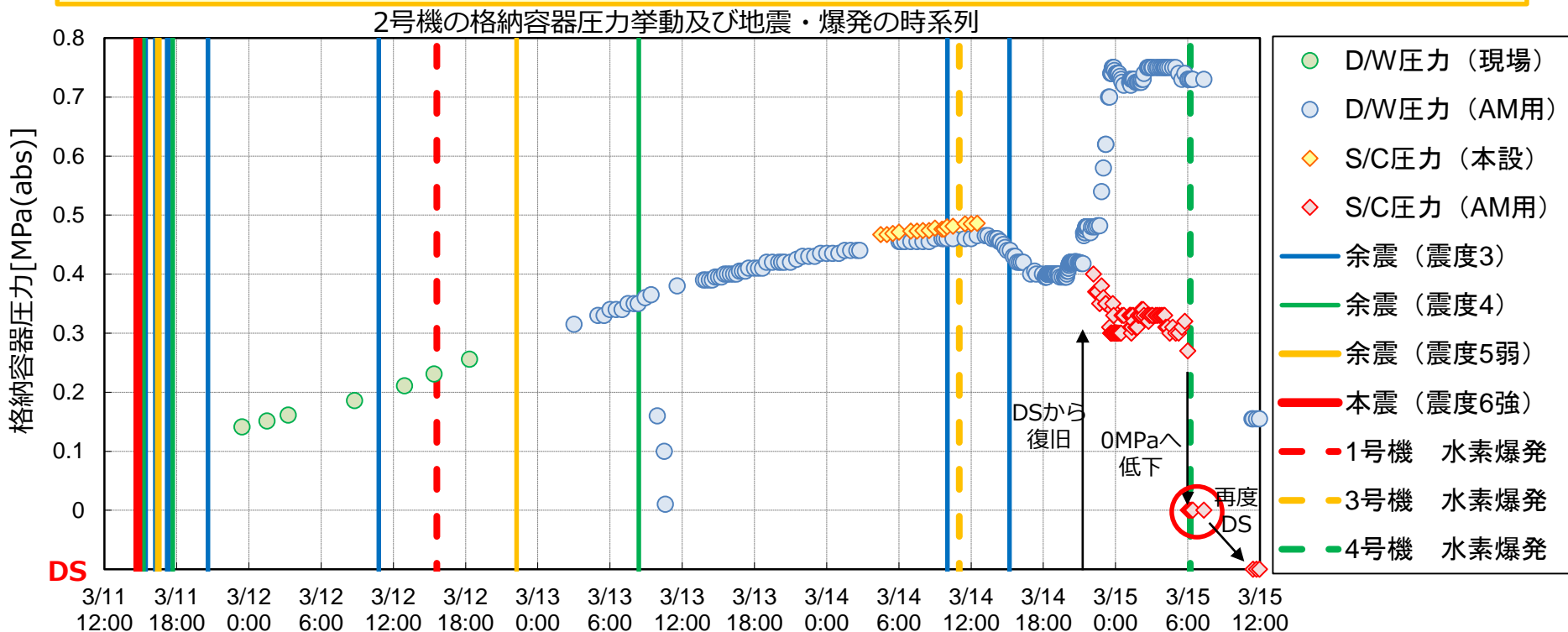
※ DSから指示値が復旧する時点で機械的要因による損傷の可能性は低いと考えられるが、検討方針に従いDSの要因として洗い出し検討を実施

# ①機械的要因に対する検討

4. 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

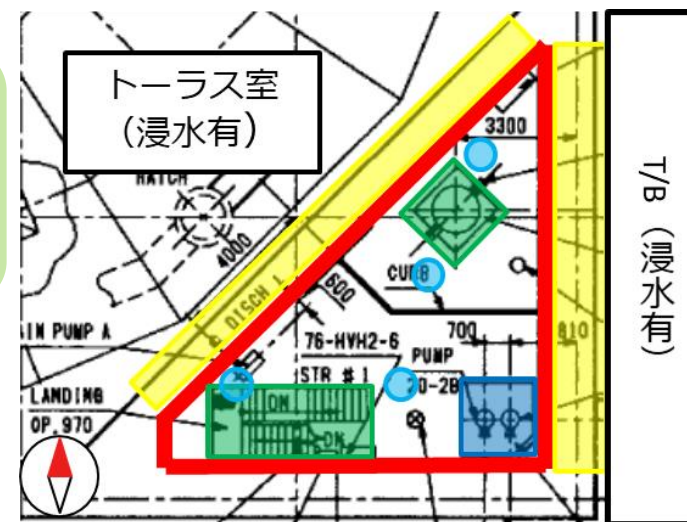
4. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について

## (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

4. 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

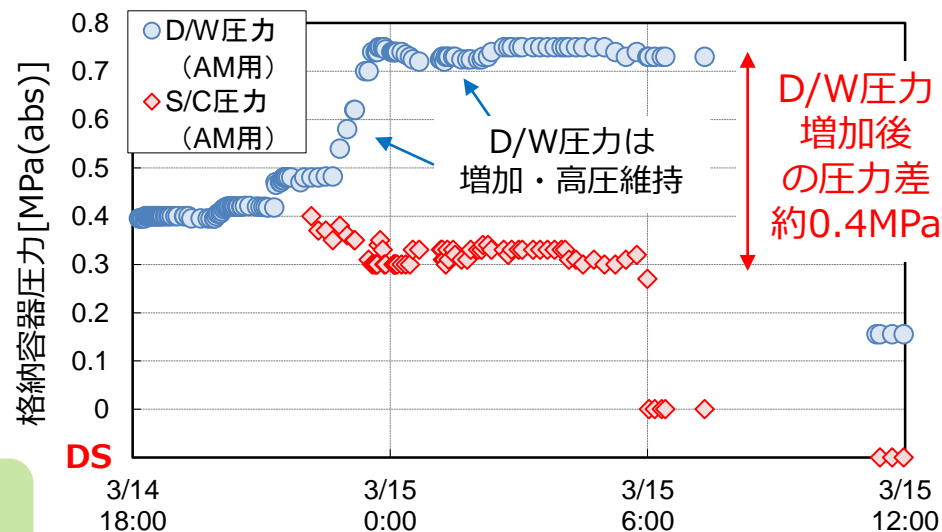
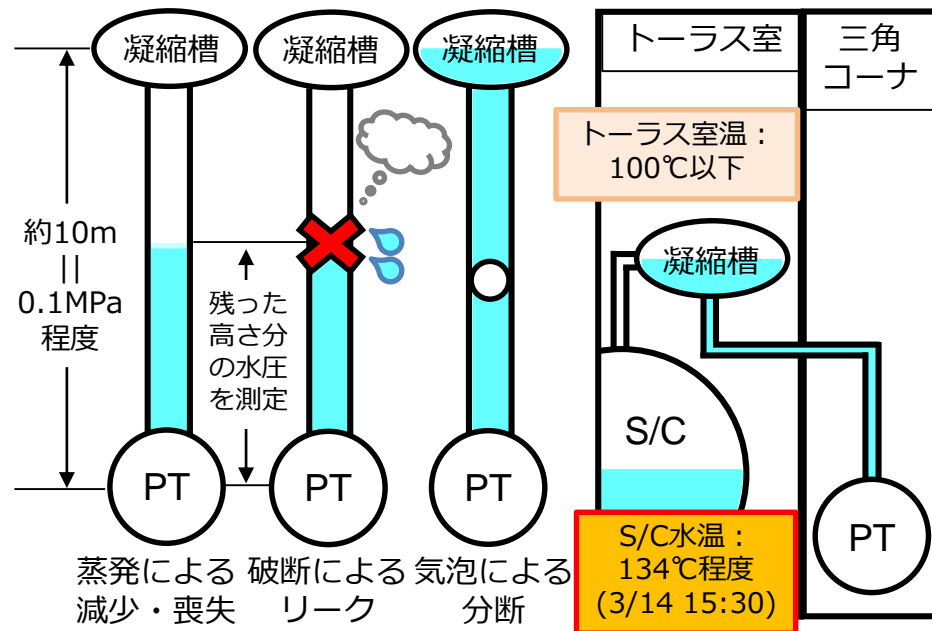
×

- ・ 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

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

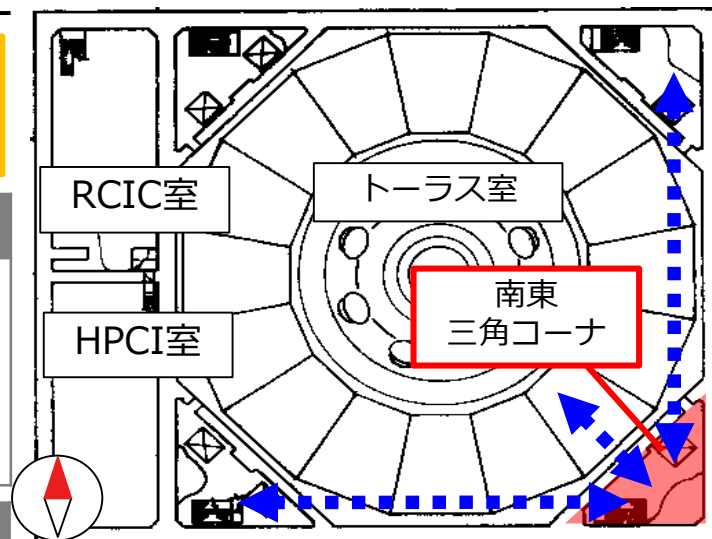
#### 事故当時確認された地下階の浸水状況

- ・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

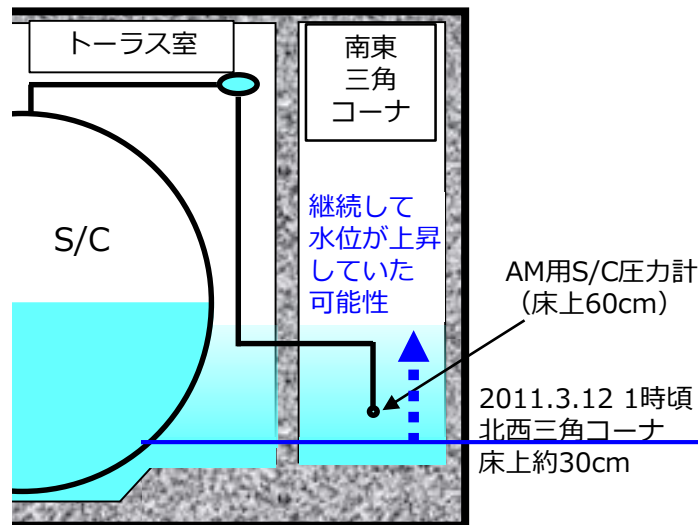
#### プラント挙動から推測されるトラス室の浸水状況

- ・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

4. 2号機3月14日21時以降の  
S/C圧力計の挙動について



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

4. 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 ×

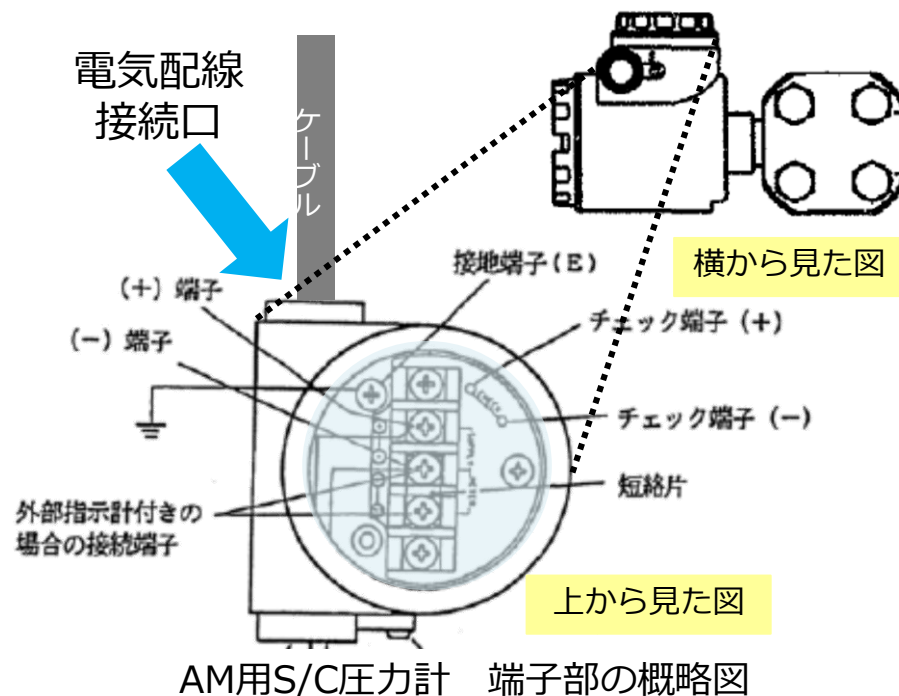
- ・電圧不足により指示値の低下又はDSとなり得る
  - ・AM制御盤にバッテリーを接続し、AM用D/W  
圧力計とAM用S/C圧力計でバッテリーを共有
  - ・接続前に規定電圧を確認
- ⇒バッテリーの枯渇・電圧不足の可能性は低い

### 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

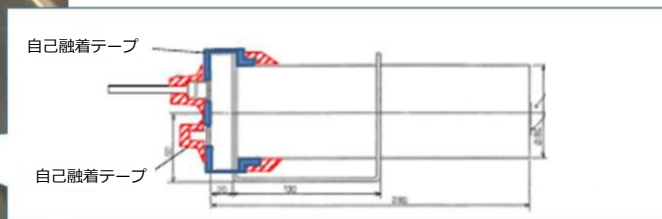
## ■ 内部溢水対策

- 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

遮熱板等の断熱材を設置（温度影響緩和の例）



隙間部にシール処理を実施（湿度影響緩和の例）



（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。

# (参考) 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。

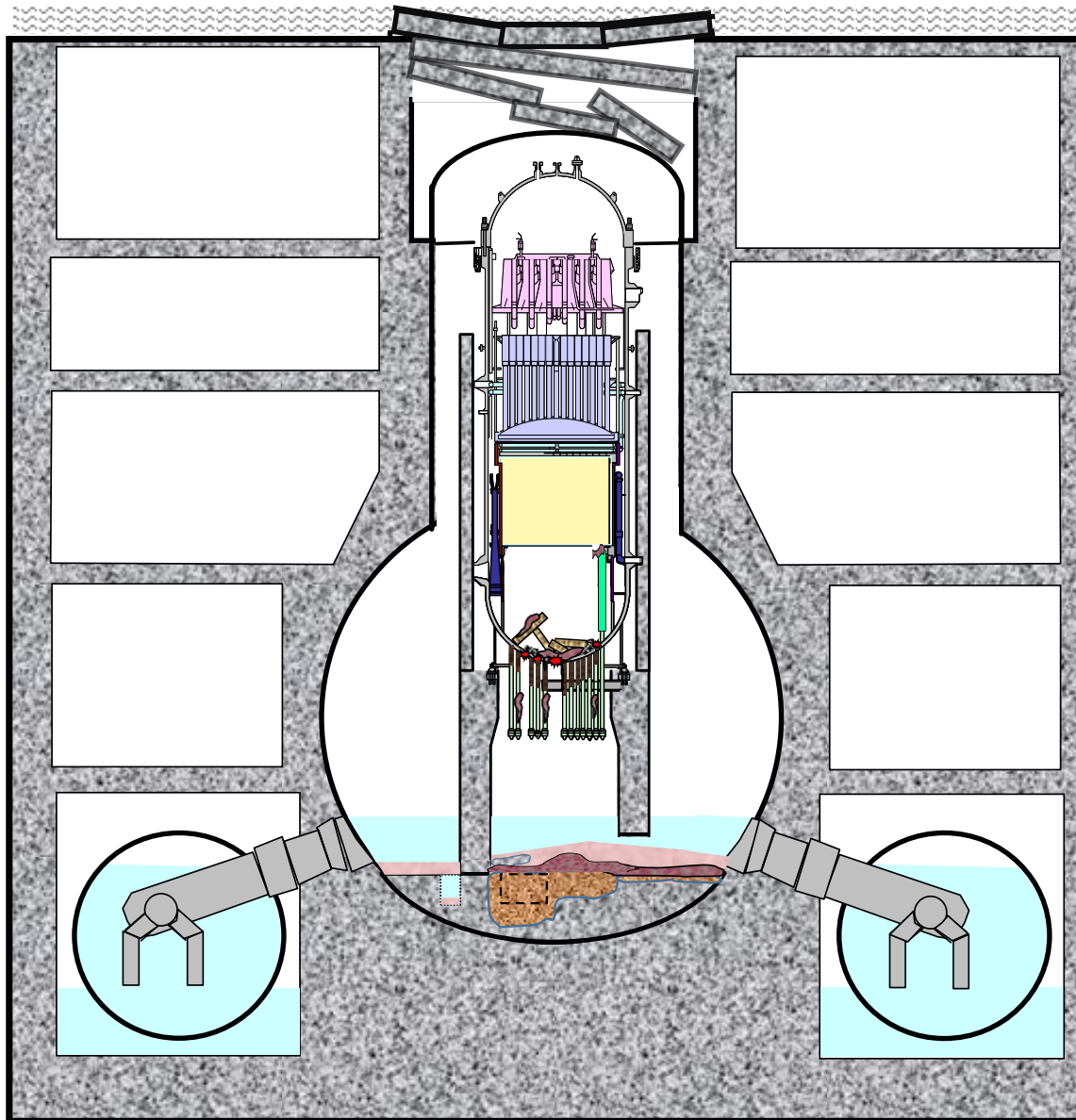
IRID LAE

# 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

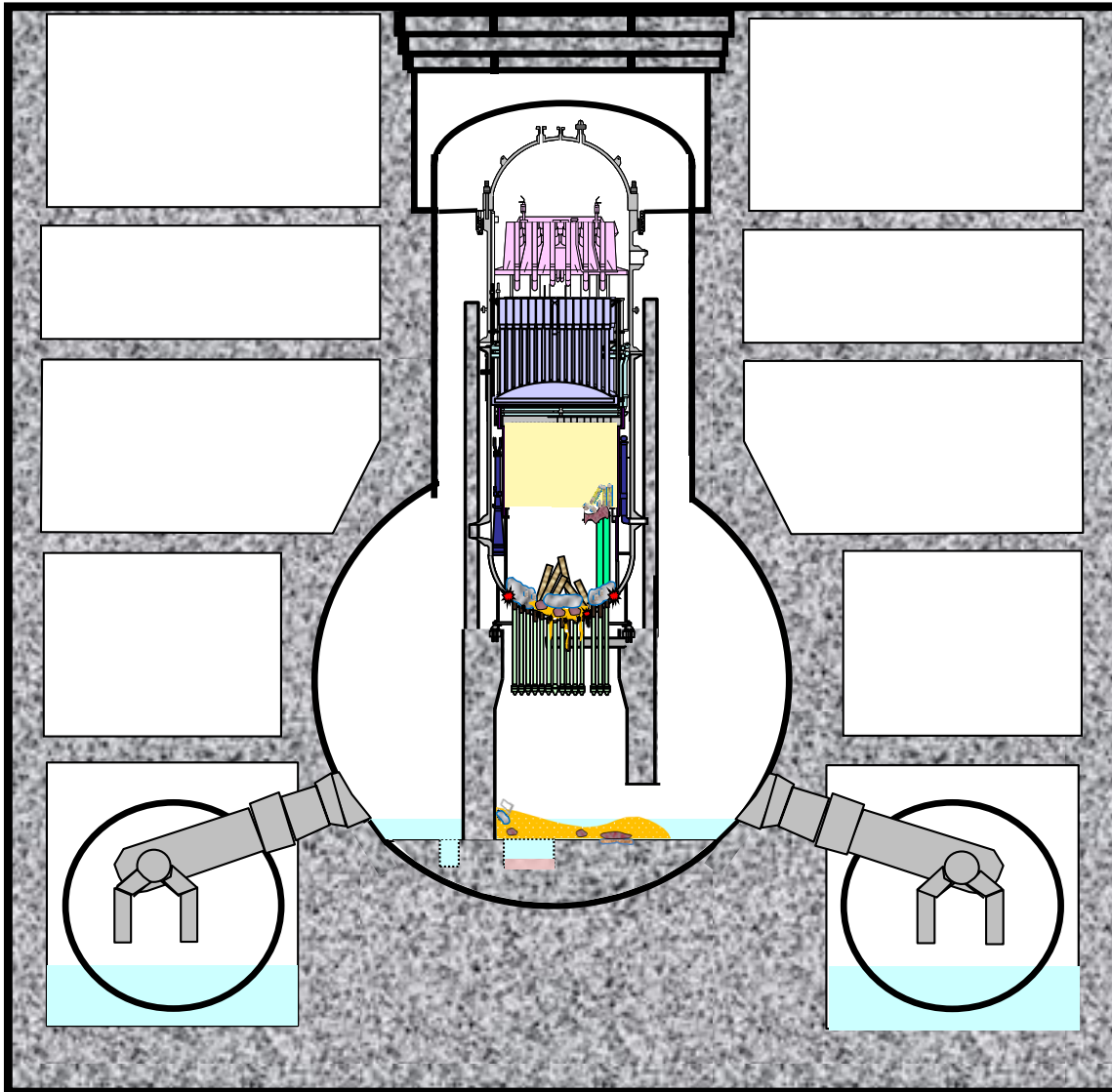


## 凡例

-  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)

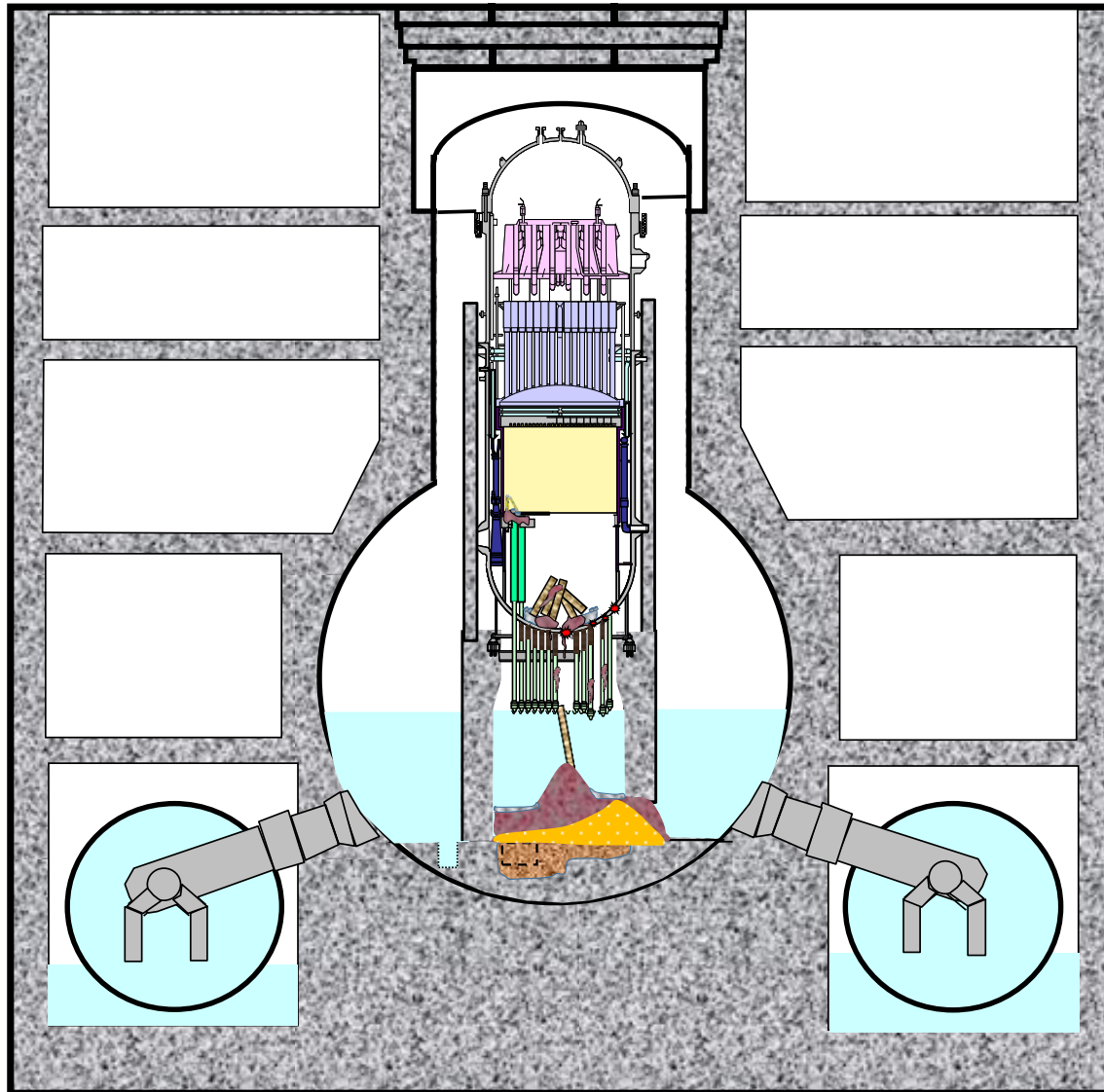
# 2号機 燃料デブリ分布の推定図

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



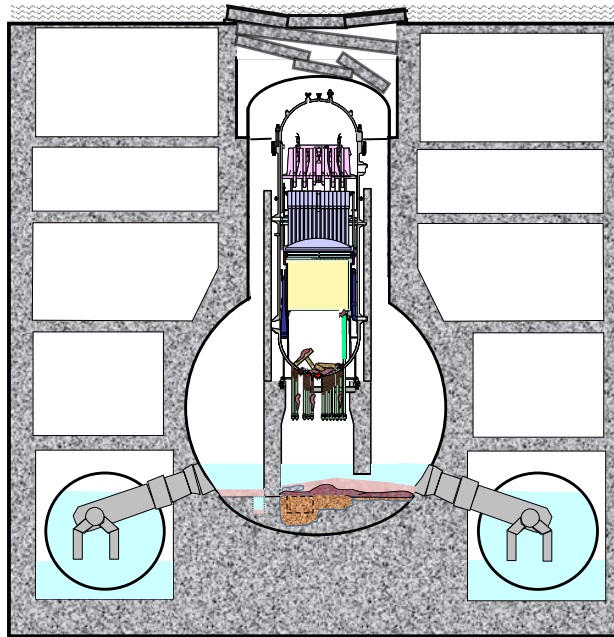
## 凡例

-  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

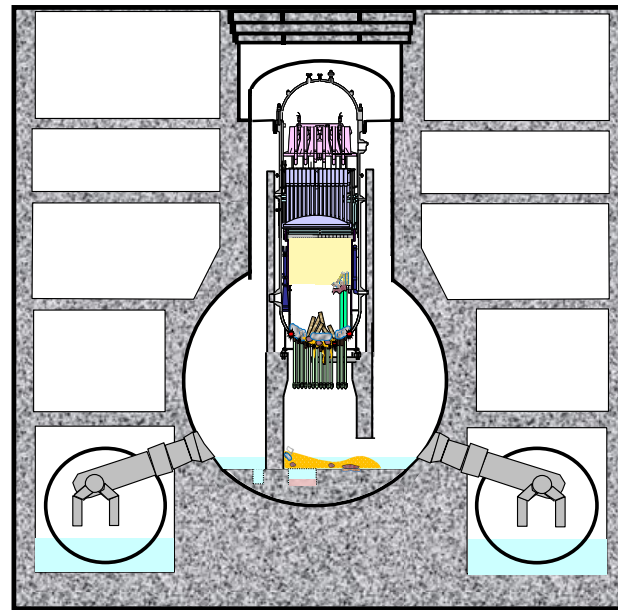


# 炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

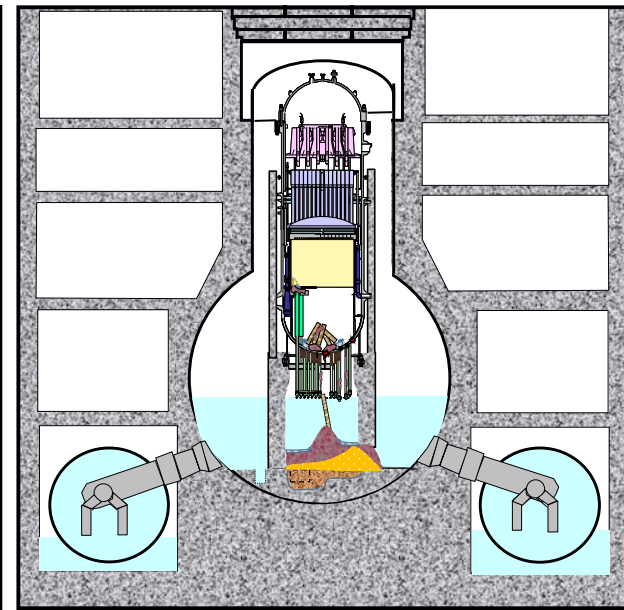
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	約2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨	多い ∨	少ない ∧	約0.3m	低レベル
3号機	少ない	少ない	ある程度	約5m	満水



1号機



2号機



3号機