

福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する  
未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告  
～第4回～

2015年12月17日 東京電力株式会社



東京電力

## 1.未確認・未解明事項の調査・検討の目的

### 事故の当事者としての責務として

燃料デブリの状態等を推定し、  
廃炉に向けた知見を蓄積すること

世界各国で用いられている事故シミュレーションモデル  
に対し、その精度向上に資する知見を提供すること

原子力発電の安全技術を継続的に改善すること

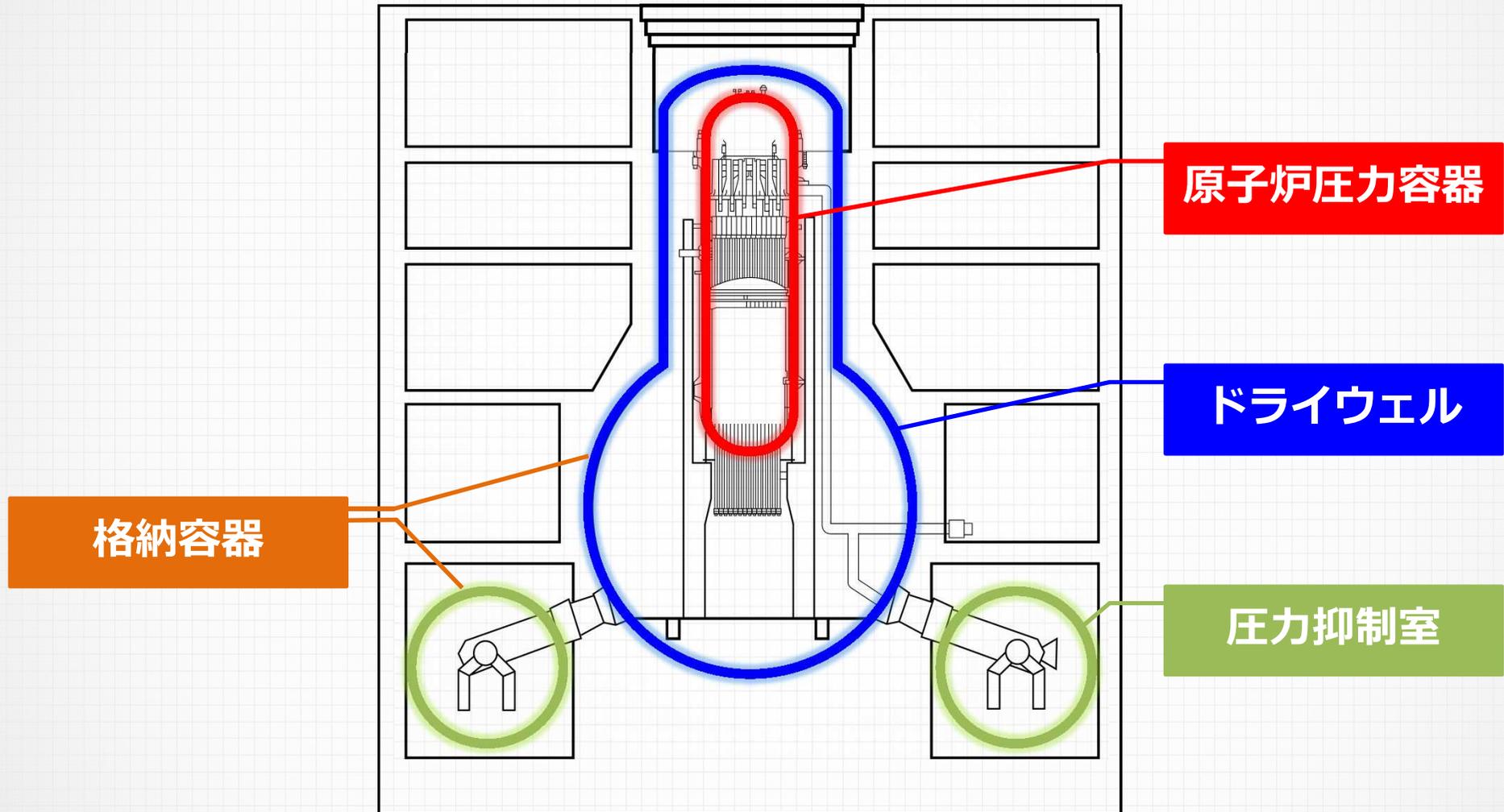


現在の安全レベルで満足することなく  
継続的に安全性を向上させるための取り組み

## 報告内容

- 1 炉心損傷後の  
主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討
- 2 溶融燃料の炉心下部への移行挙動
- 3 3号機圧力抑制プールの温度成層化について
- 4 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
- 5 3号機格納容器からの漏えいと  
大量の蒸気放出について
- 6 2号機CAMSの測定データに基づく  
放射性物質の移行経路の推定

## ■ 本報告の用語について



1

# 炉心損傷後の 主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

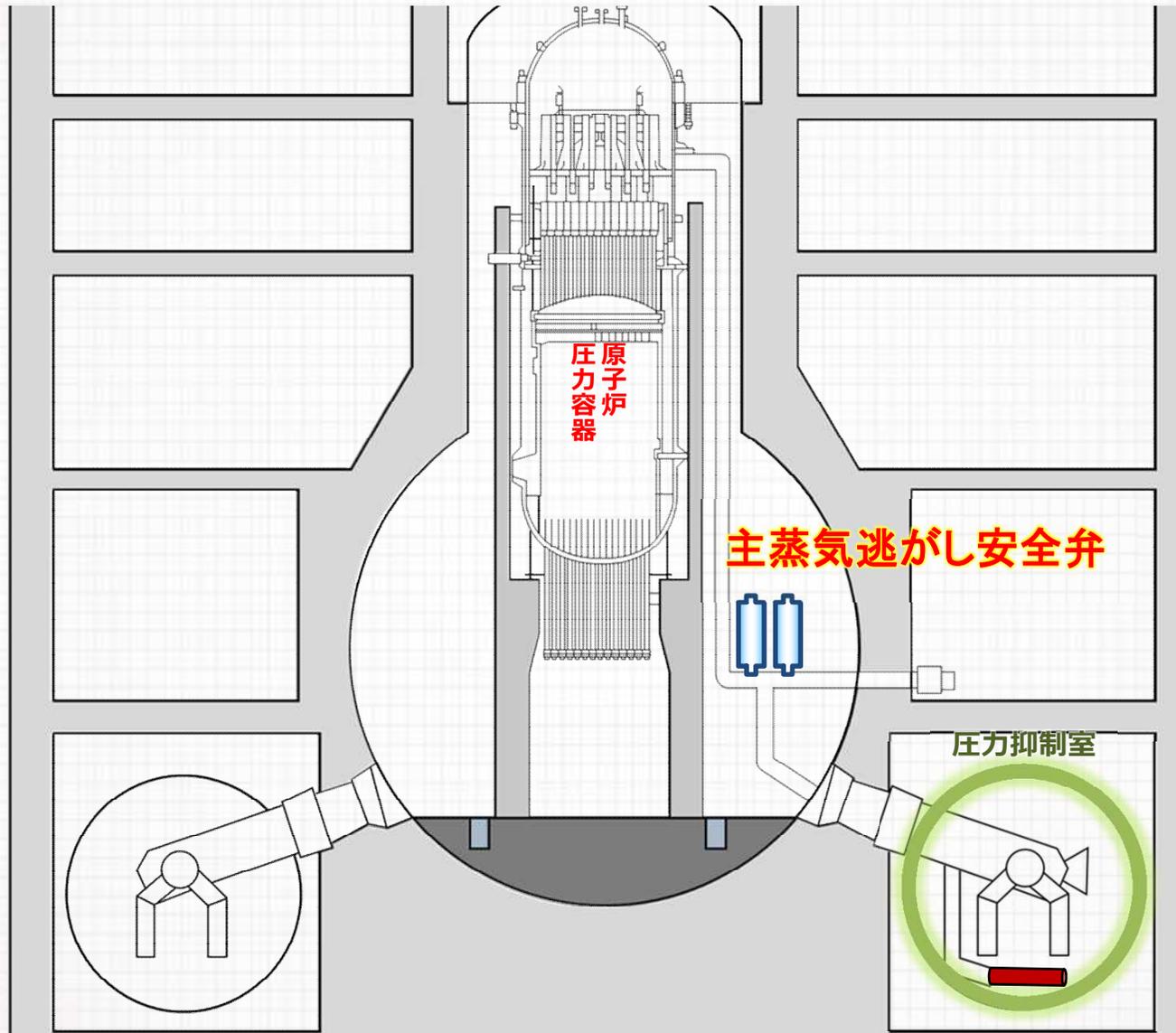
## 本調査の概要

事故対応の中で、原子炉を冷やすために、  
消防車を用いた低圧注水を行っている。  
その前段として、原子炉圧力容器を減圧し、  
低い圧力でも注水できるよう  
「主蒸気逃がし安全弁」を開ける操作を行った。

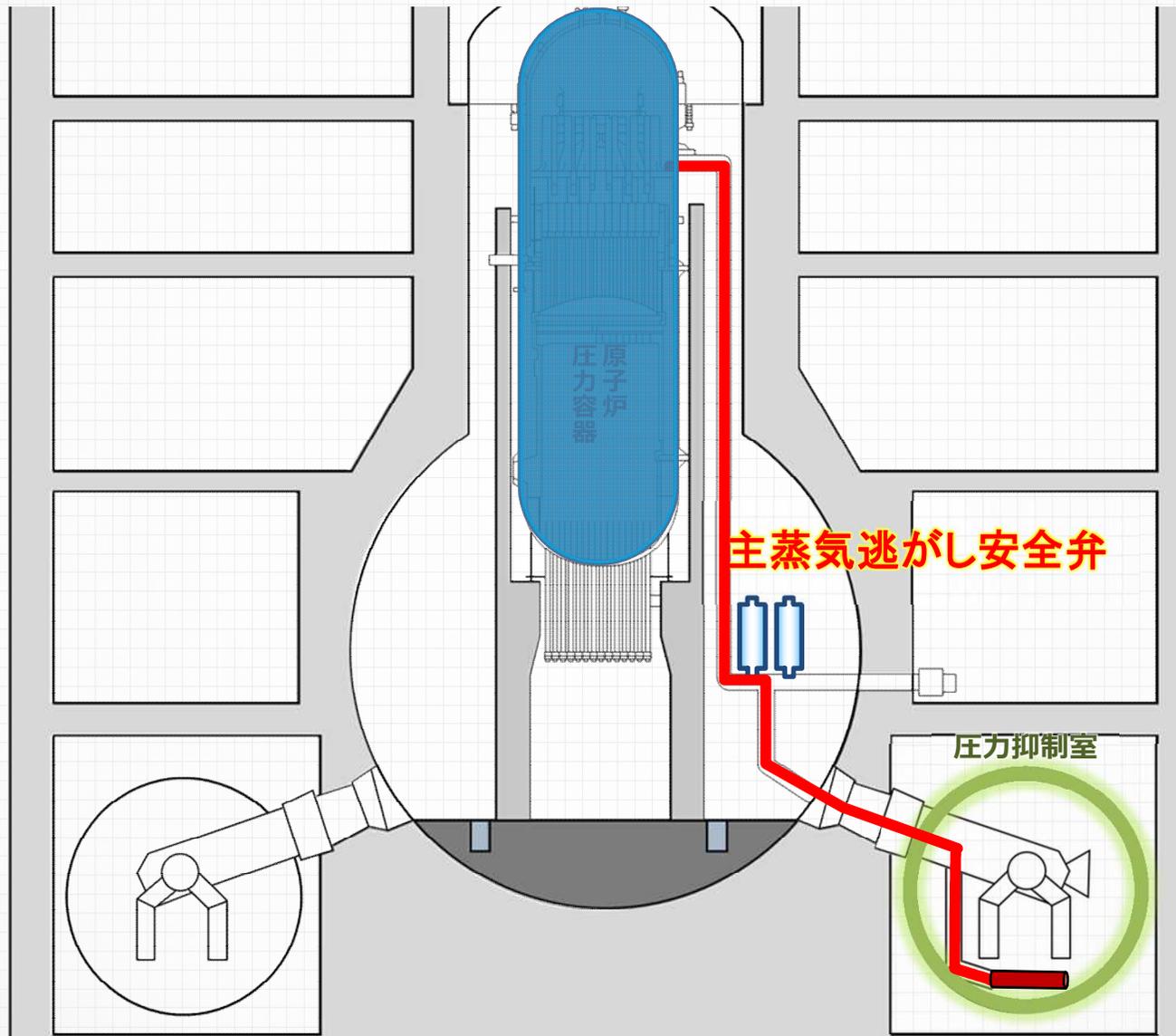


しかし、  
減圧が確認できなかった場面もあり、  
主蒸気逃がし安全弁の作動状況を検証した。

# 主蒸気逃がし安全弁の位置と役割

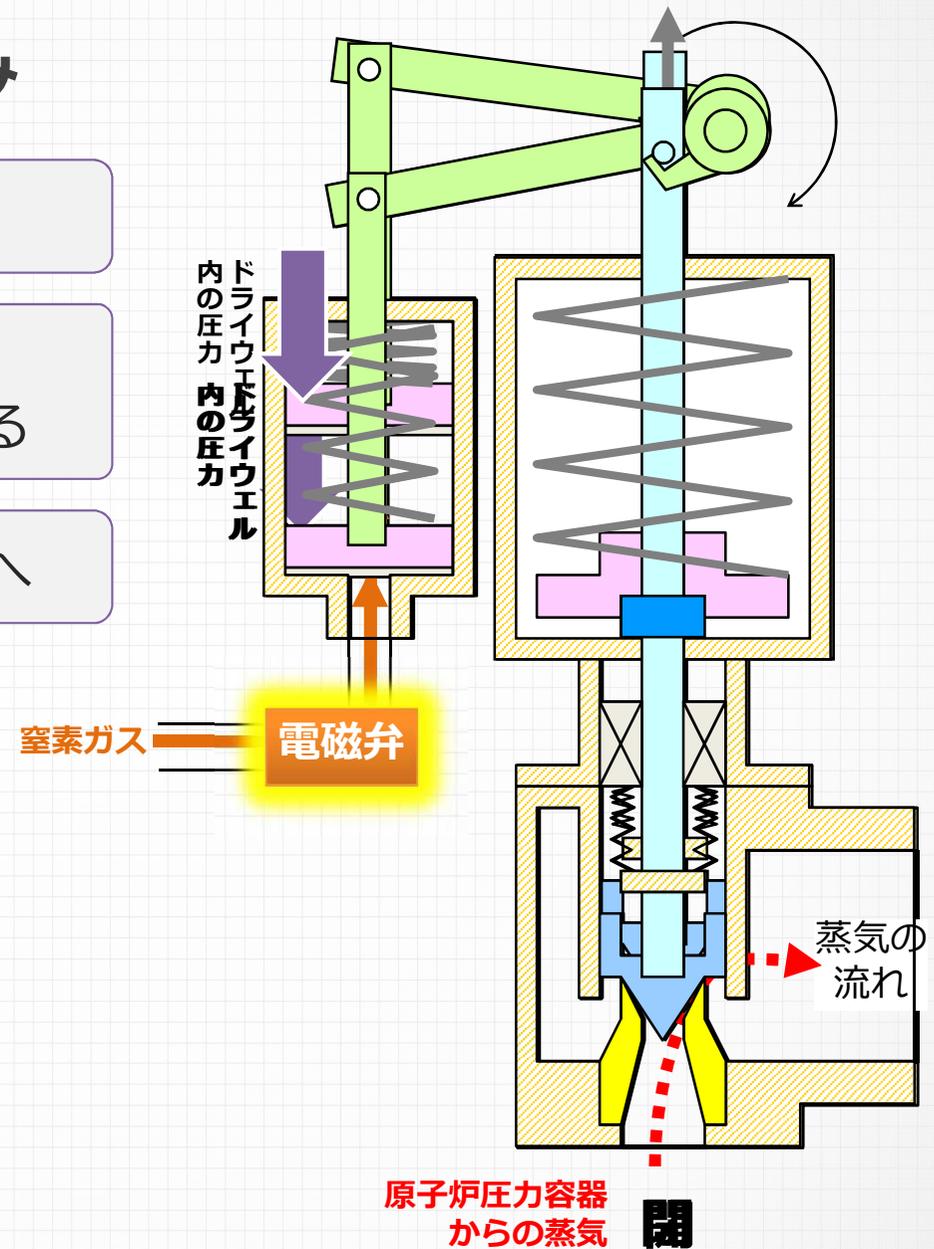


## 主蒸気逃がし安全弁の位置と役割



## 主蒸気逃がし安全弁の仕組み

- 1 電磁弁を開き窒素ガスを供給
- 2 窒素ガスの圧力で、ピストンを押しあげ、弁を開ける
- 3 圧力容器内の蒸気が圧力抑制室へ



# 2号機の主蒸気逃がし安全弁の 作動に関する検討

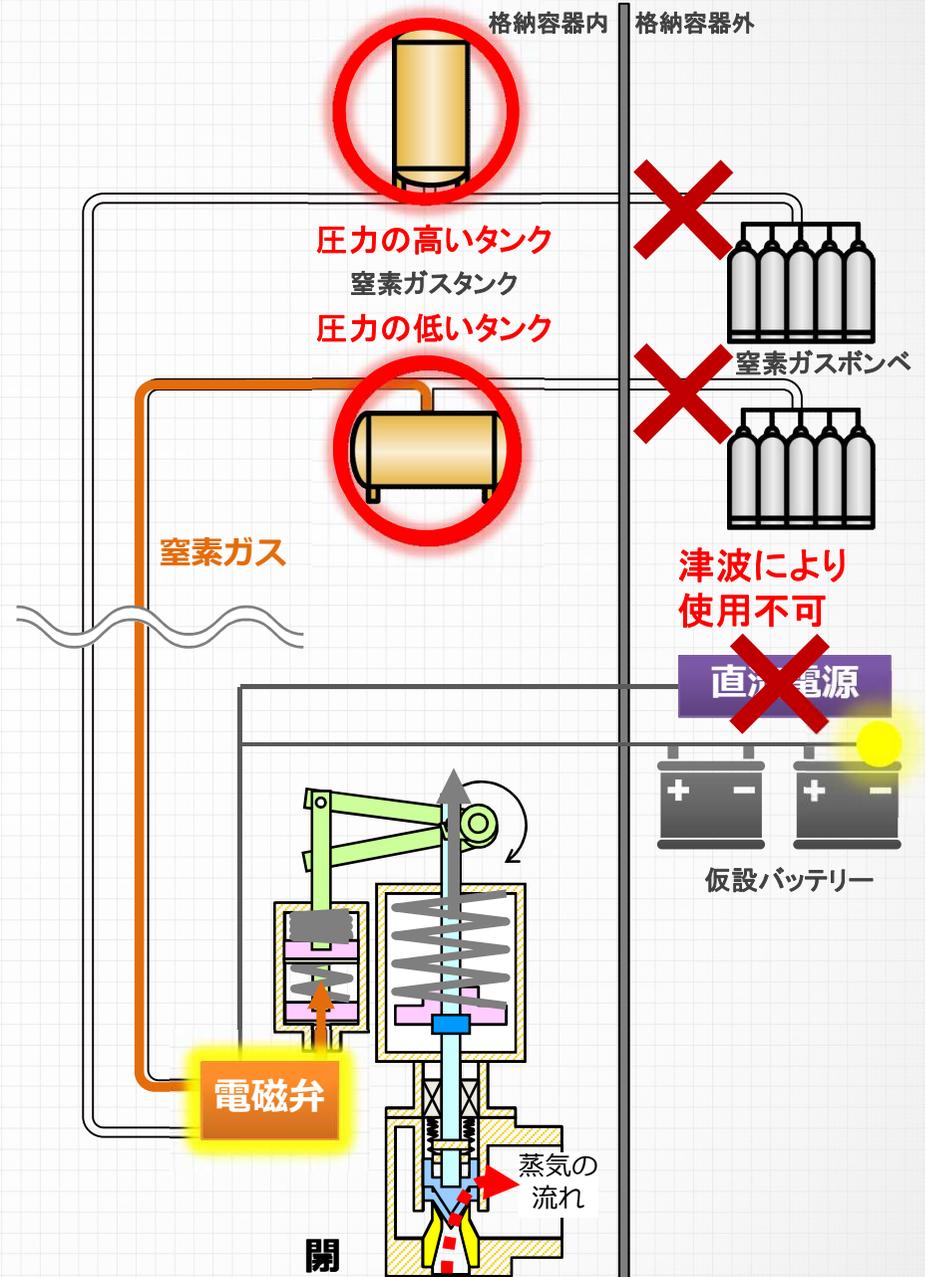
## 2号機の事故時の状況

2号機では、原子炉圧力を減圧するため主蒸気逃がし安全弁の開操作を順次試みている。

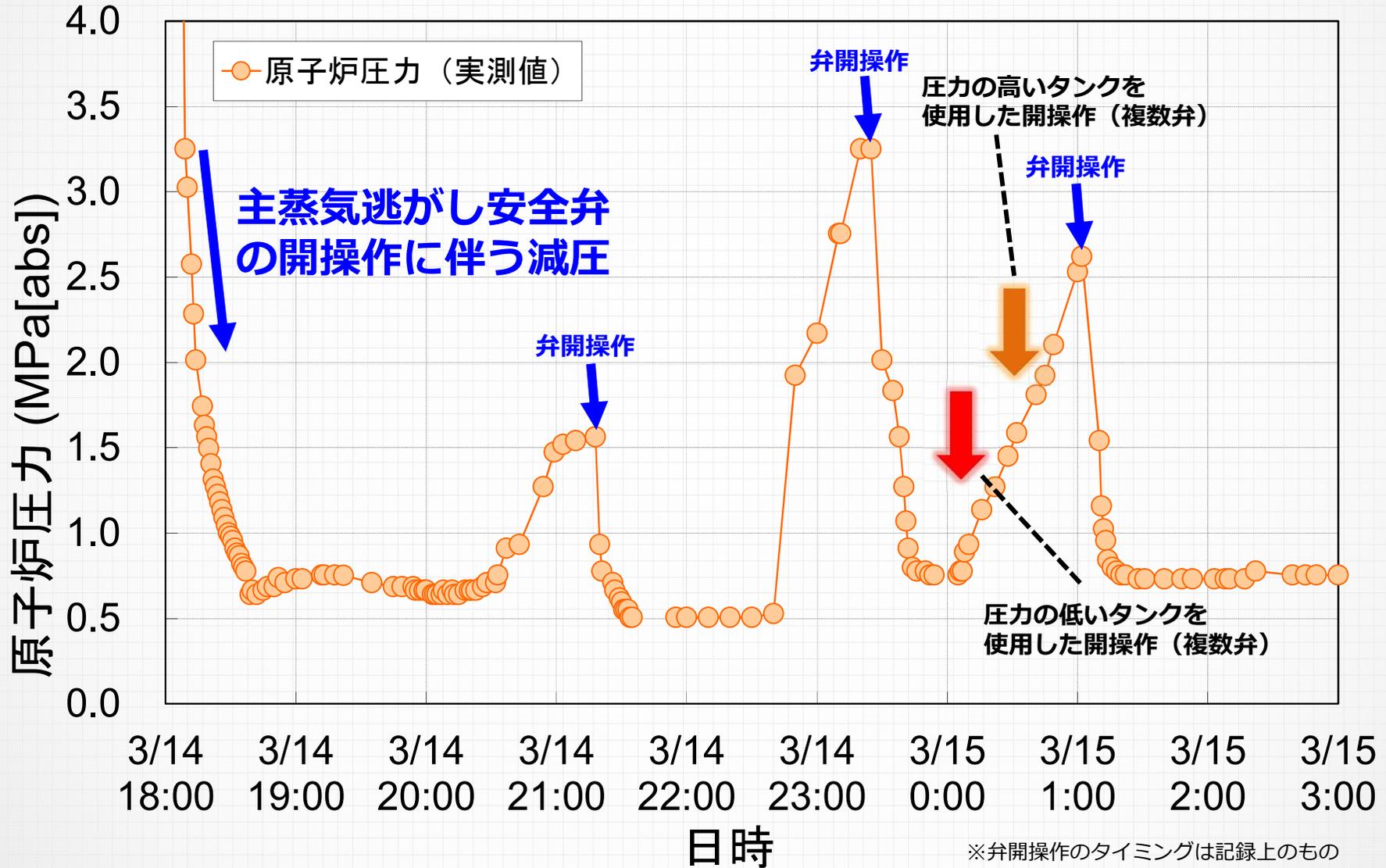
その際、電磁弁の作動に必要な直流電源は津波の影響により喪失していたため、仮設バッテリーを活用していた。

また、窒素について、格納容器の外部から供給する系統は津波の影響で使用できなくなったため、ドライウェル内にある窒素ガスタンクから供給することとなった。

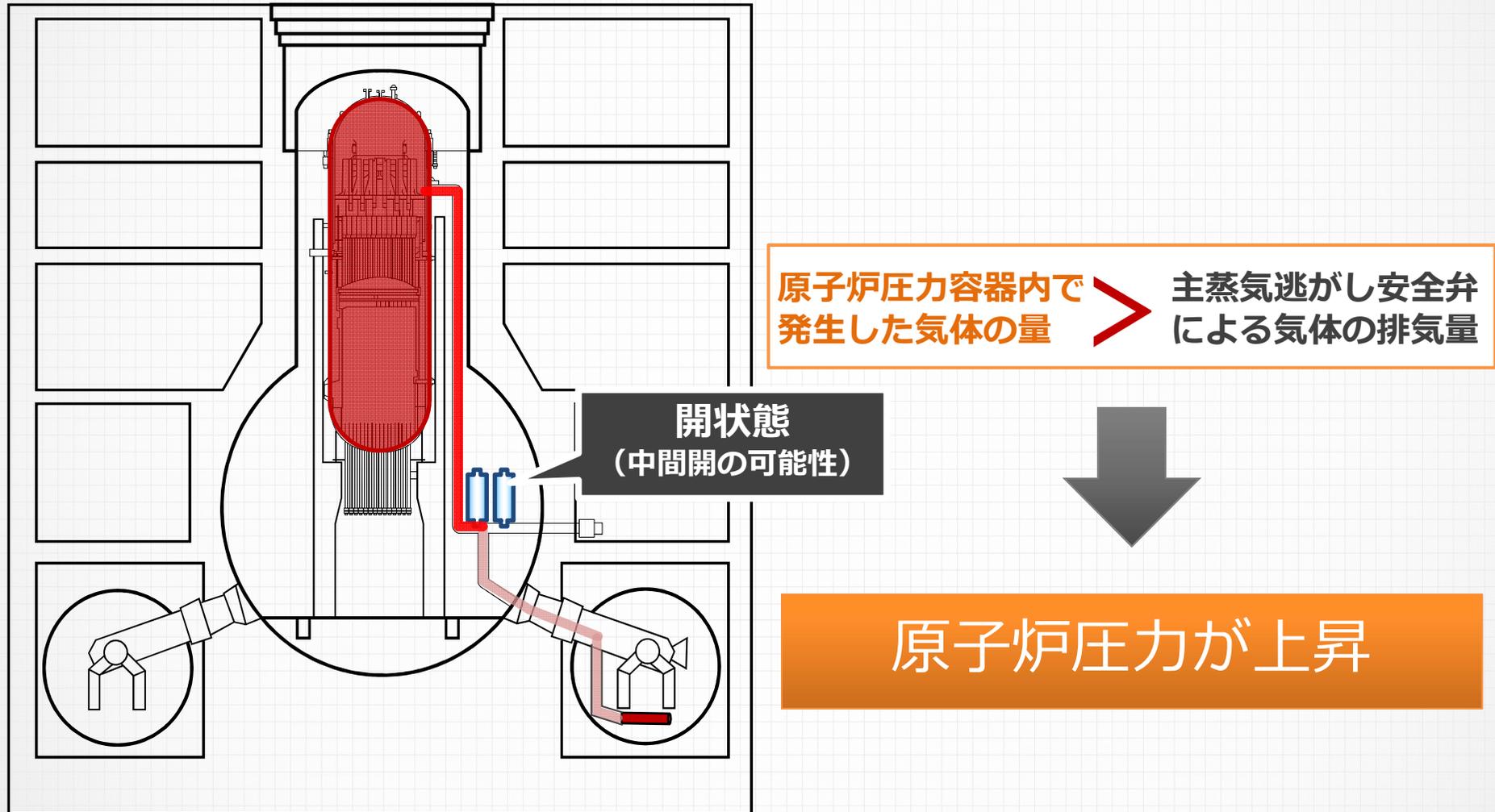
タンクは圧力の高いタンクと低いタンクの2種類がある。



## 2号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

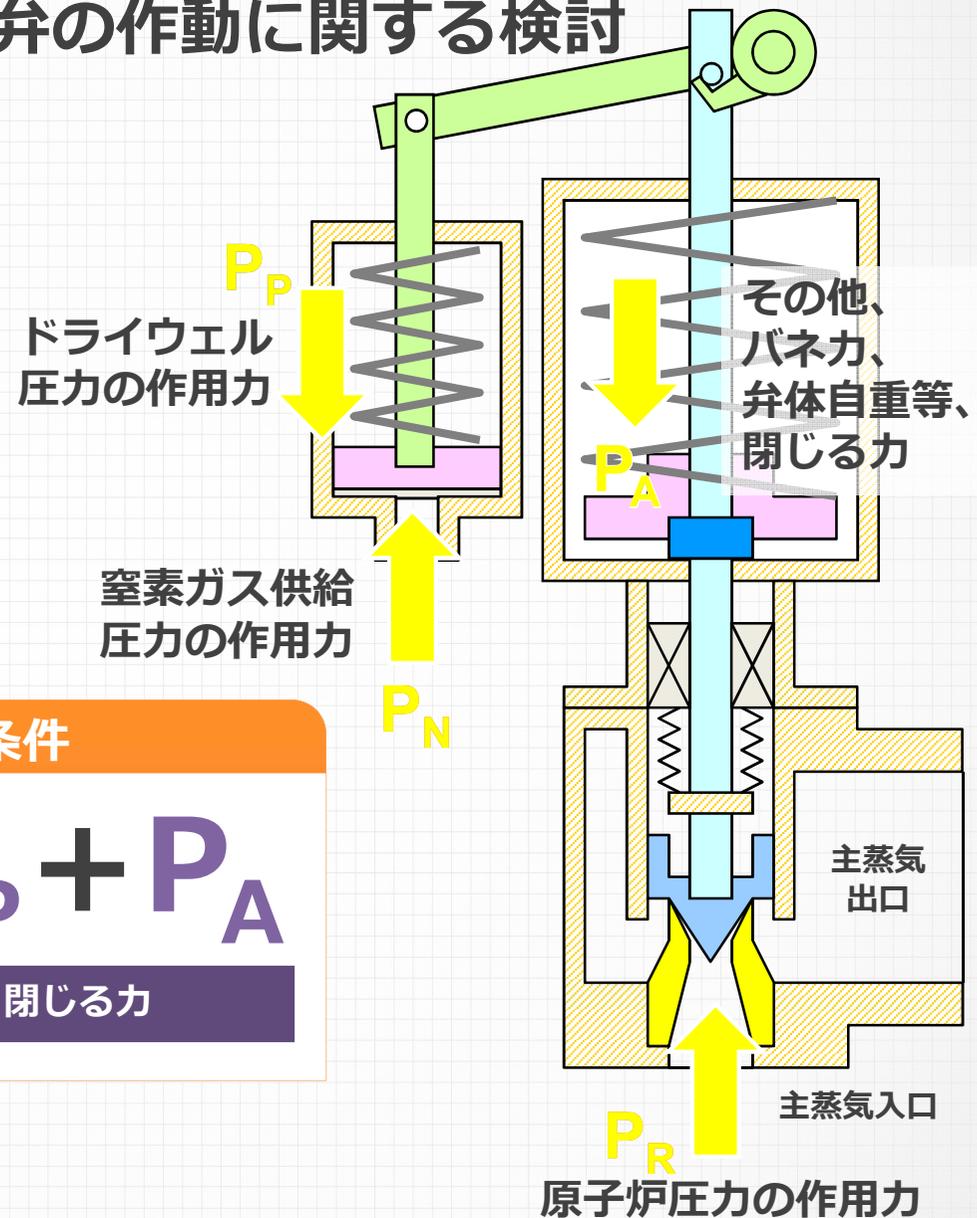


## 第2回、第3回進捗報告における検討結果



## 2号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

主蒸気逃がし安全弁を作動させるためには、窒素や原子炉圧力による**開ける側の力**が、ばねやドライウェル圧力などの**閉じる側の力**を上まわる必要がある

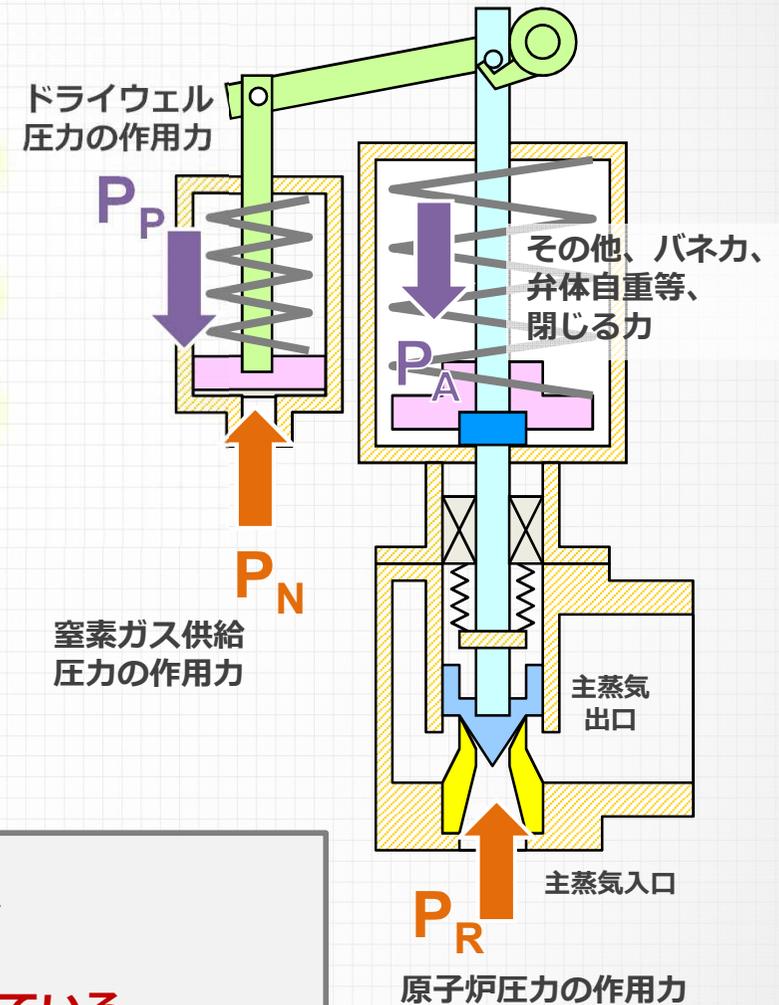
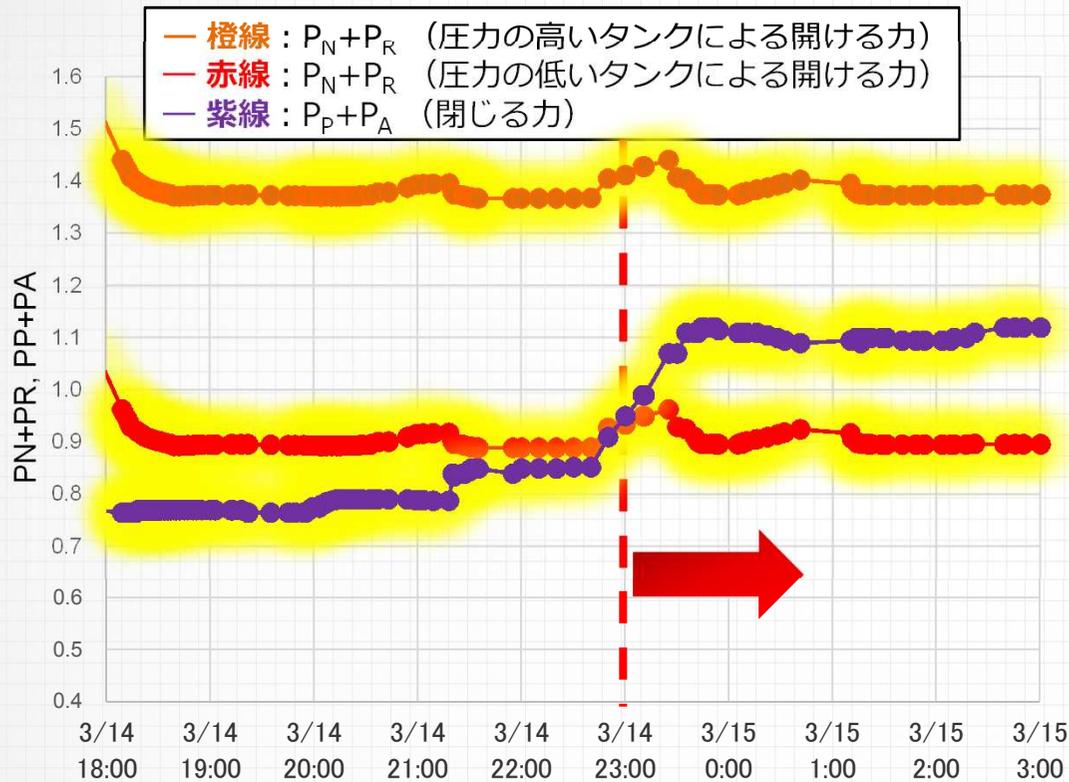


### 主蒸気逃がし安全弁開の条件

$$P_N + P_R > P_p + P_A$$

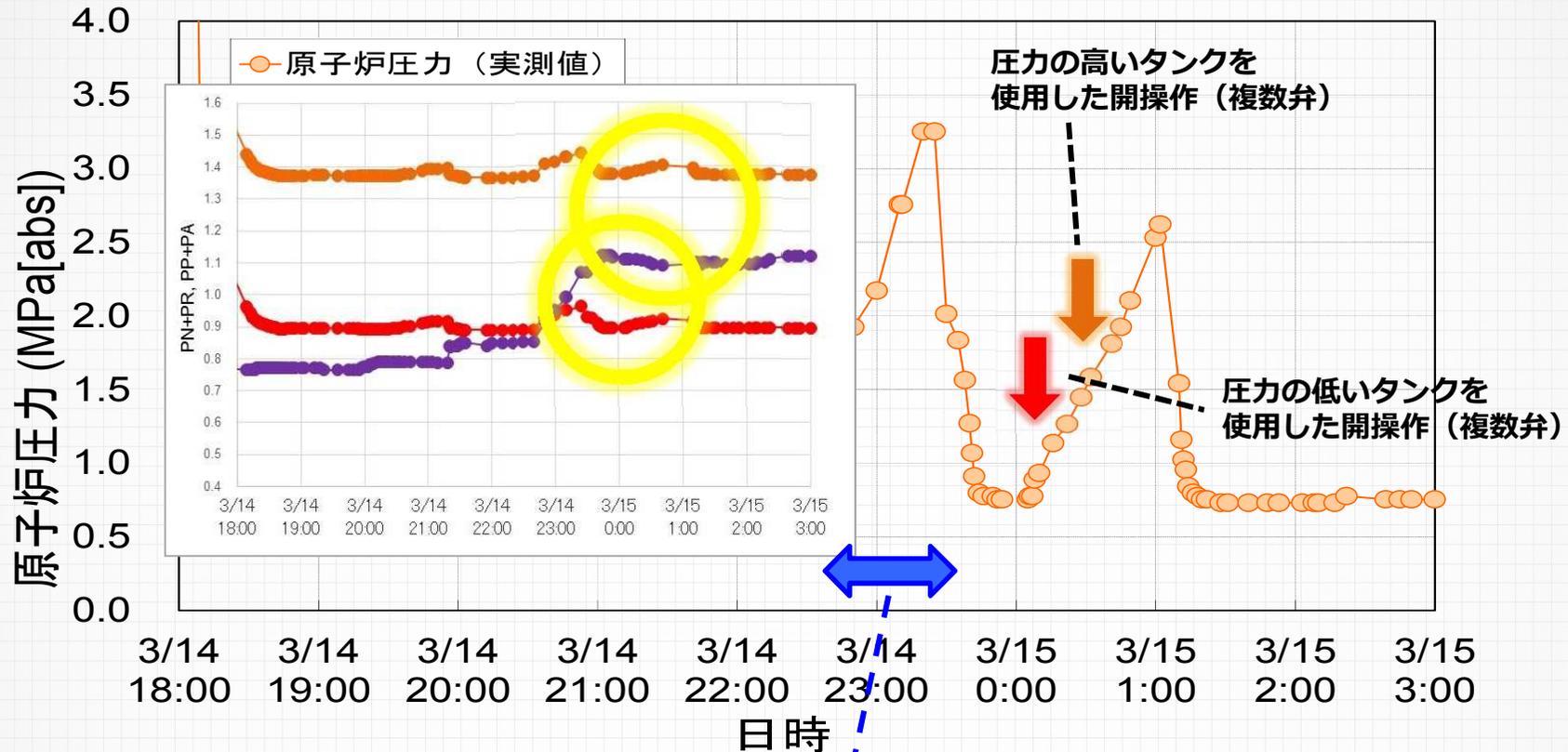
開ける力 (Opening force) is greater than 閉じる力 (Closing force).

## 2号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討



- ・ 圧力の低いタンクを使用した場合は、14日23時以降、設計上は開けられない状況だった
- ・ 圧力の高いタンクを使用した場合は、設計上、着目している期間全体にわたって開けることができた

## 2号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

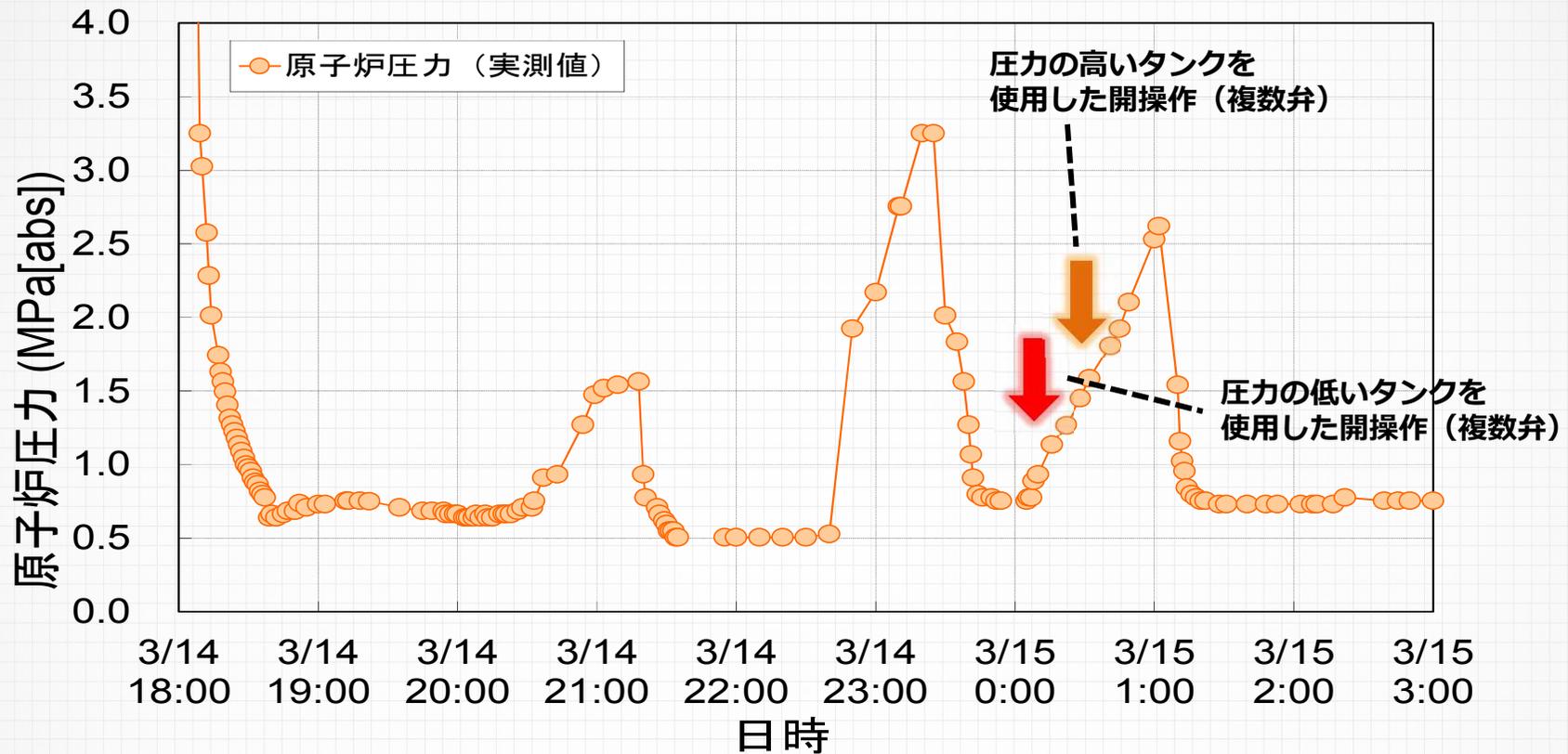


2回目の圧力上昇時に、最も激しい燃料損傷が発生したと推定

圧力の高いタンクを使用した操作で原子炉圧力の減圧が確認できなかったのは

- 原子炉圧力容器内で発生した気体の量が、主蒸気逃がし安全弁の排気量を上回ったことによる可能性。
- 過酷な環境で、電磁弁等のシール材が劣化し、窒素ガスが漏えいしていた可能性。

## 2号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討



主蒸気逃がし安全弁の作動に関しては

- ・窒素ガスの供給圧力を確保することが重要
- ・窒素ガスの漏えいを防止する取組みが重要

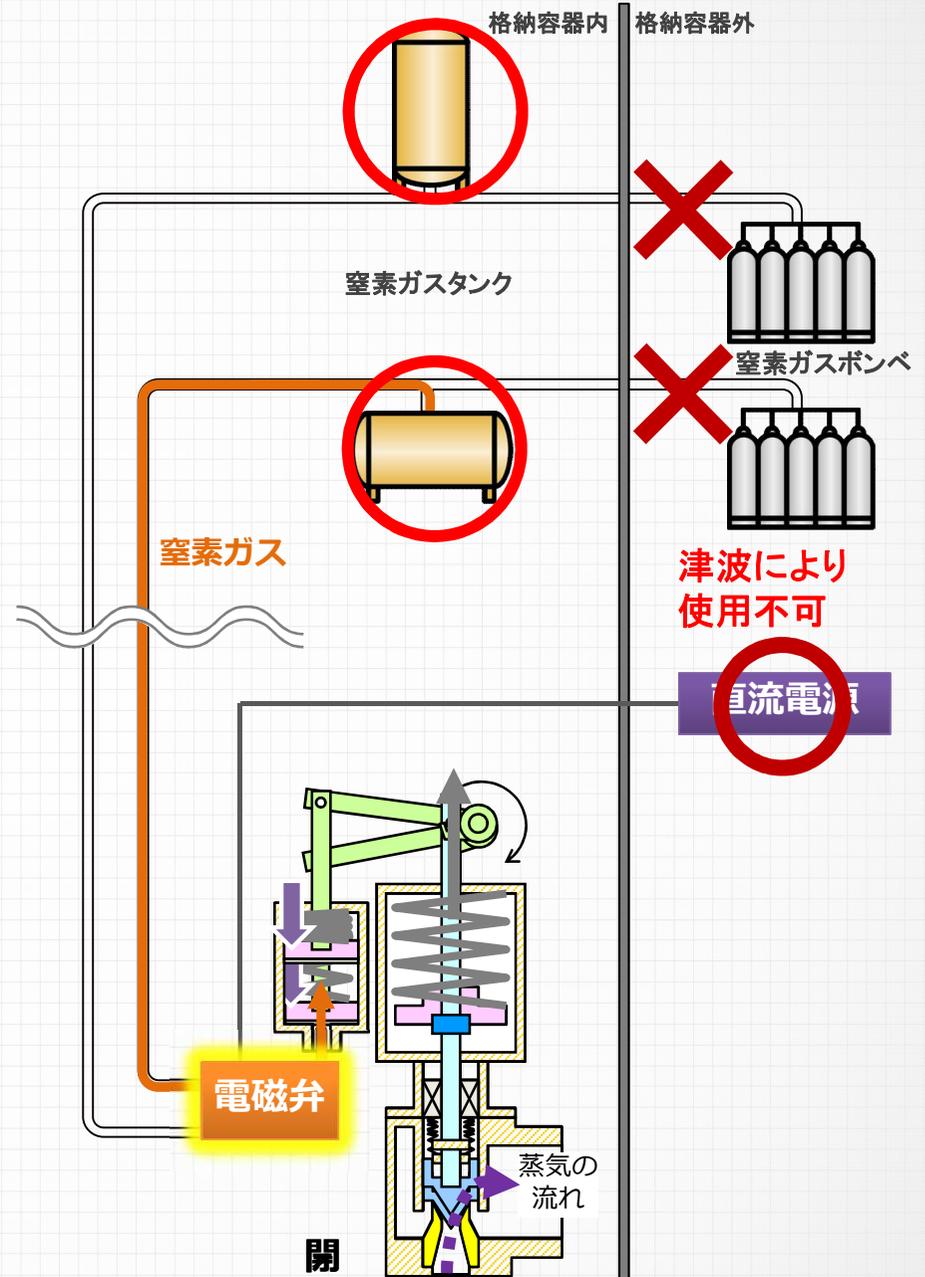
# 3号機の主蒸気逃がし安全弁の 作動に関する検討

### 3号機の事故時の状況

3号機では、高圧注水系停止後、主蒸気逃がし安全弁の手動操作を試みている。

津波到達後、電磁弁を操作する直流電源は確保されていた。

窒素を外部から供給する系統は津波の影響で使用できず、ドライウェル内にある窒素ガスのタンクから供給して、作動を試みていた。



# 3号機の事故時の状況

表 3号機の時系列

番号	時刻	操作
①	3/13 2:42	高圧注水系手動停止
②	2:45～ 2:55	全主蒸気逃がし安全弁操作
③	3:38頃	全主蒸気逃がし安全弁操作
④	3:39	高圧注水系補助油ポンプ停止
⑤	4:06	高圧注水系復水ポンプ停止
⑥	9:08頃	主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が作動したと推定 (第一回進捗報告)

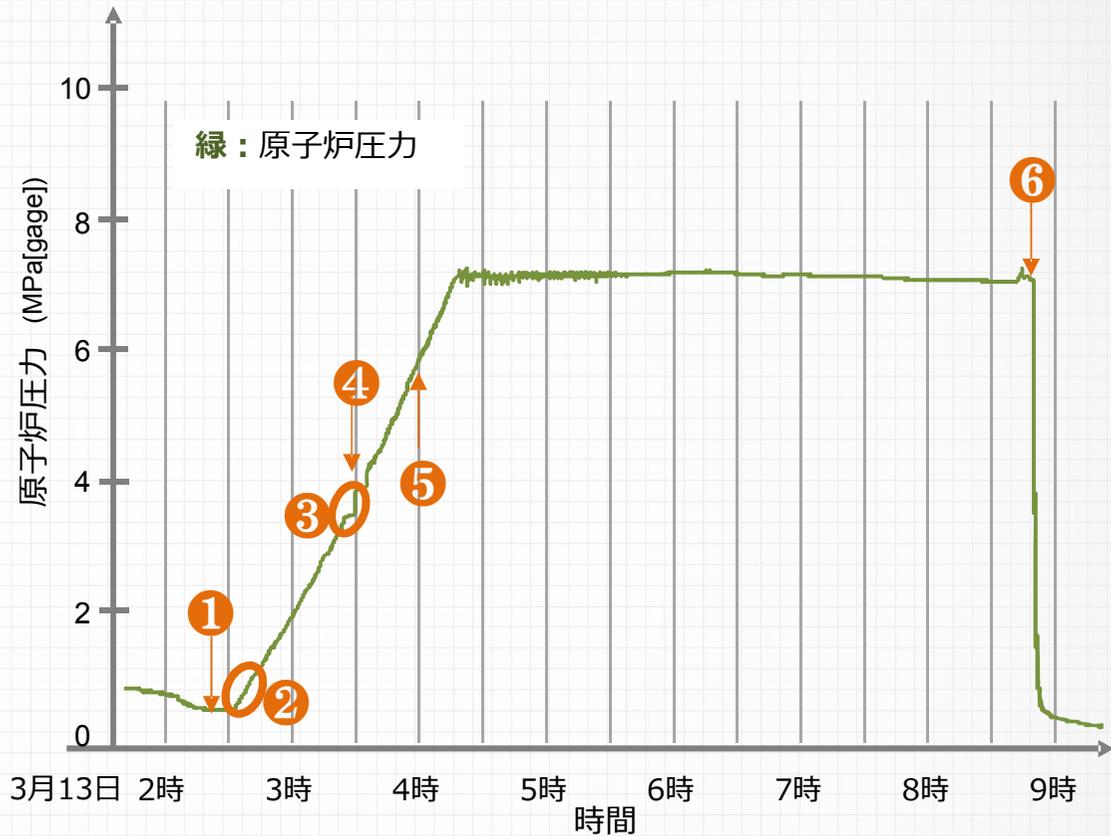


図 3/13の3号機原子炉圧力変化 (チャート)  
※記録紙のデータのため、グラフの時刻にずれがあります

# 3号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

表 3号機の時系列

番号	時刻	操作
①	3/13 2:42	高圧注水系手動停止
②	2:45~ 2:55	全主蒸気逃がし安全弁操作
③	3:38頃	全主蒸気逃がし安全弁操作
④	3:39	高圧注水系補助油ポンプ停止
⑤	4:06	高圧注水系復水ポンプ停止
⑥	9:08頃	主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が作動したと推定 (第一回進捗報告)

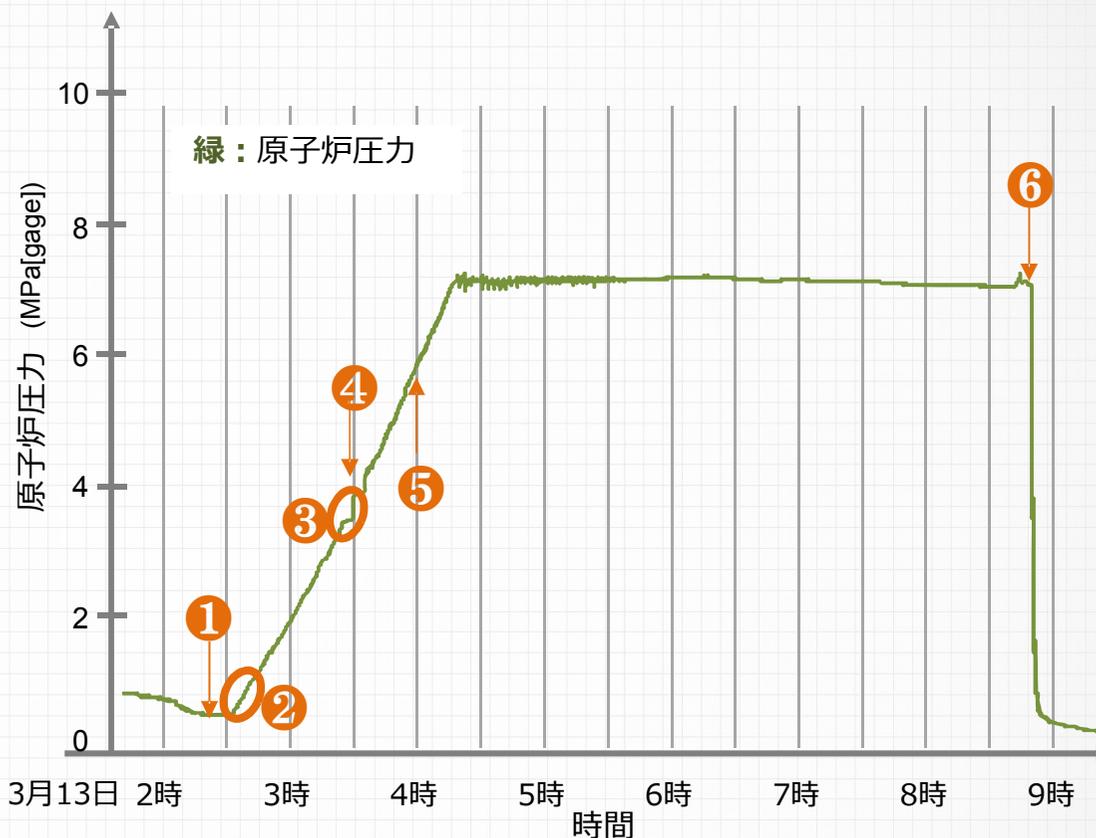


図 3/13の3号機原子炉圧力変化 (チャート)  
 ※記録紙のデータのため、グラフの時刻にずれがあります

②と③の操作で原子炉圧力の減圧が確認されなかったのは、主蒸気逃がし安全弁を開けるための直流電源の電圧不足で、弁が開かなかったためと推定される。

# 3号機の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

表 3号機の時系列

番号	時刻	操作
①	3/13 2:42	高圧注水系手動停止
②	2:45~ 2:55	全主蒸気逃がし安全弁操作
③	3:38頃	全主蒸気逃がし安全弁操作
④	3:39	高圧注水系補助油ポンプ停止
⑤	4:06	高圧注水系復水ポンプ停止
⑥	9:08頃	主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が作動したと推定 (第一回進捗報告)

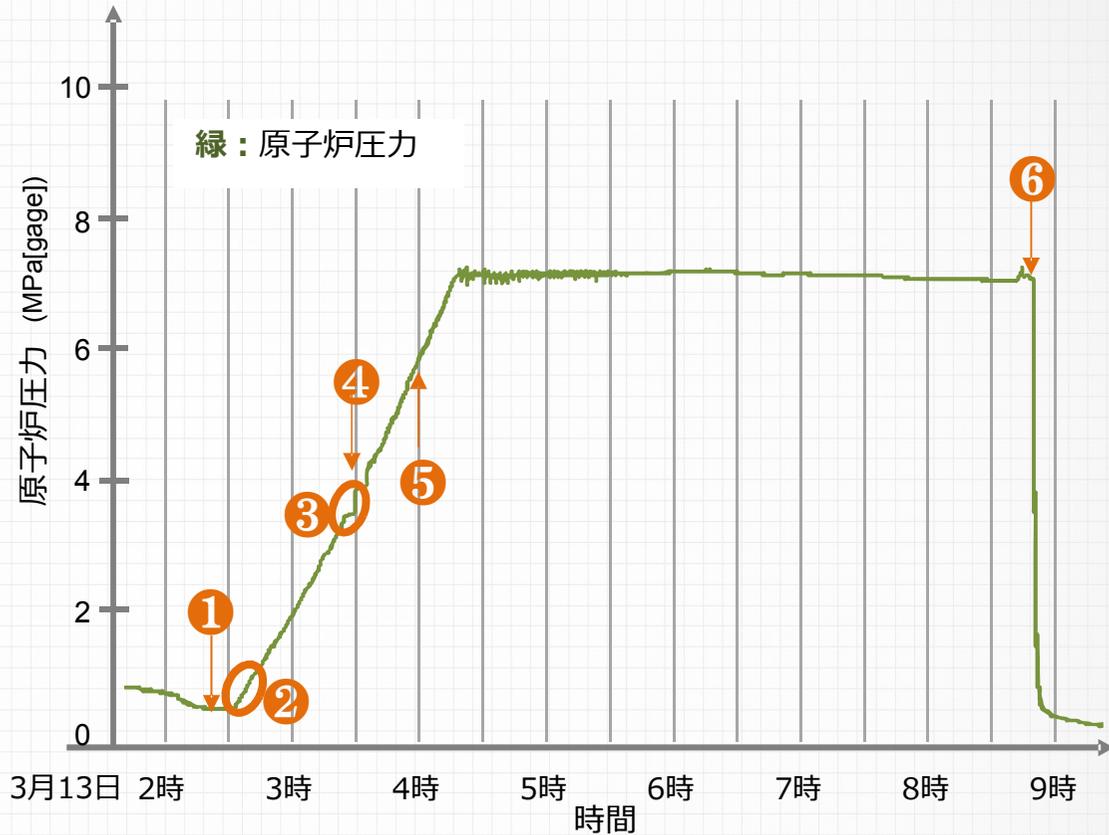


図 3/13の3号機原子炉圧力変化 (チャート)  
※記録紙のデータのため、グラフの時刻にずれがあります

主蒸気逃がし安全弁の作動に関しては  
・電源を確保することが重要

## 1 炉心損傷後の主蒸気逃がし安全弁の作動に関する検討

### 今回の調査で確認・解明できたこと

- 主蒸気逃がし安全弁の信頼性を高めるために
  - ① 電源確保の重要性
  - ② 窒素ガス供給圧力確保の重要性
  - ③ 窒素ガスの漏えいを防止する取組みの重要性を確認した。

## ■ 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策への反映

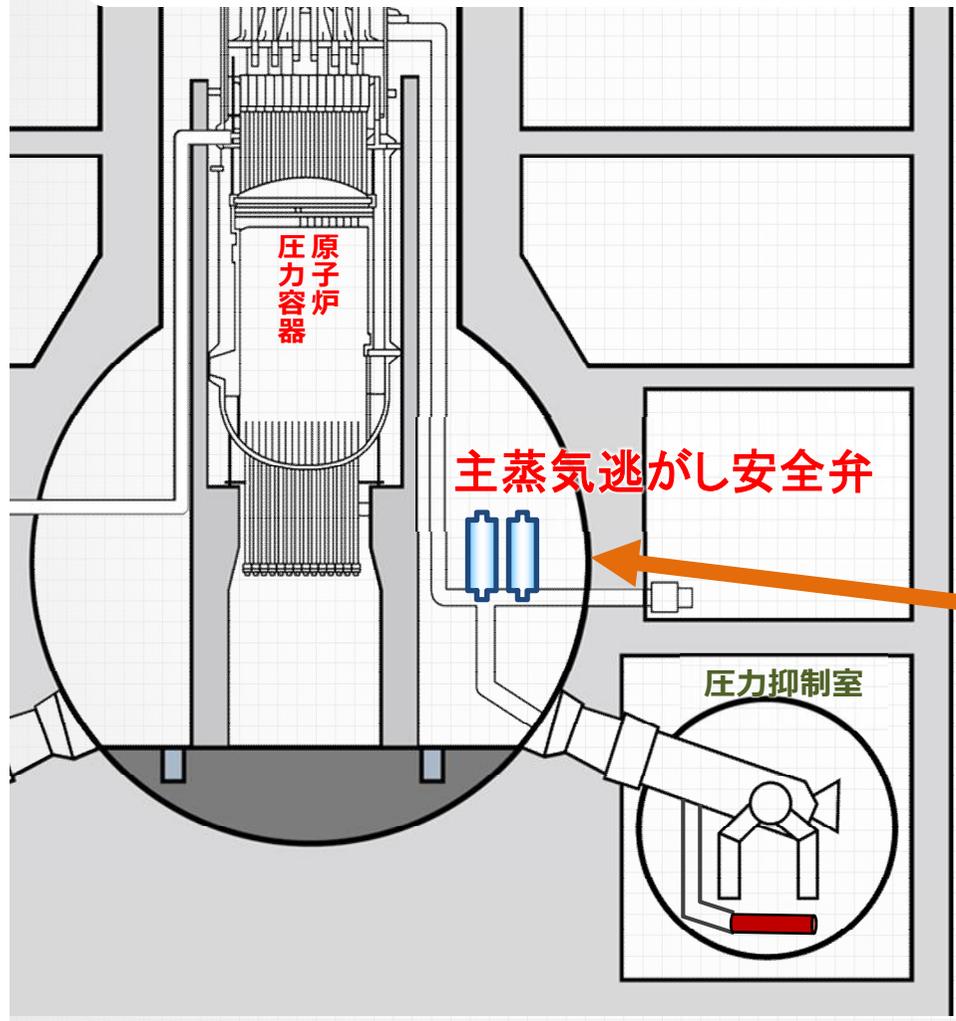
電源の確保

窒素の供給と圧力確保

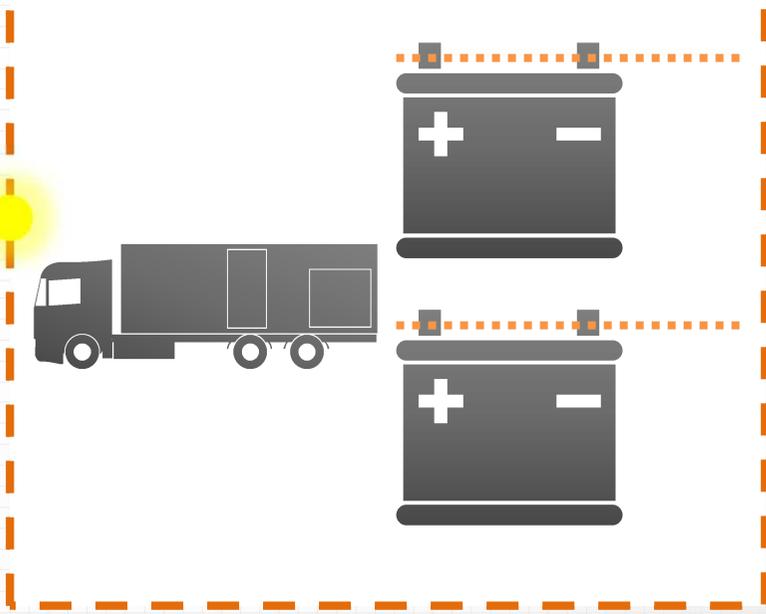
自動減圧の機能を拡張

# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策

## 電源の確保

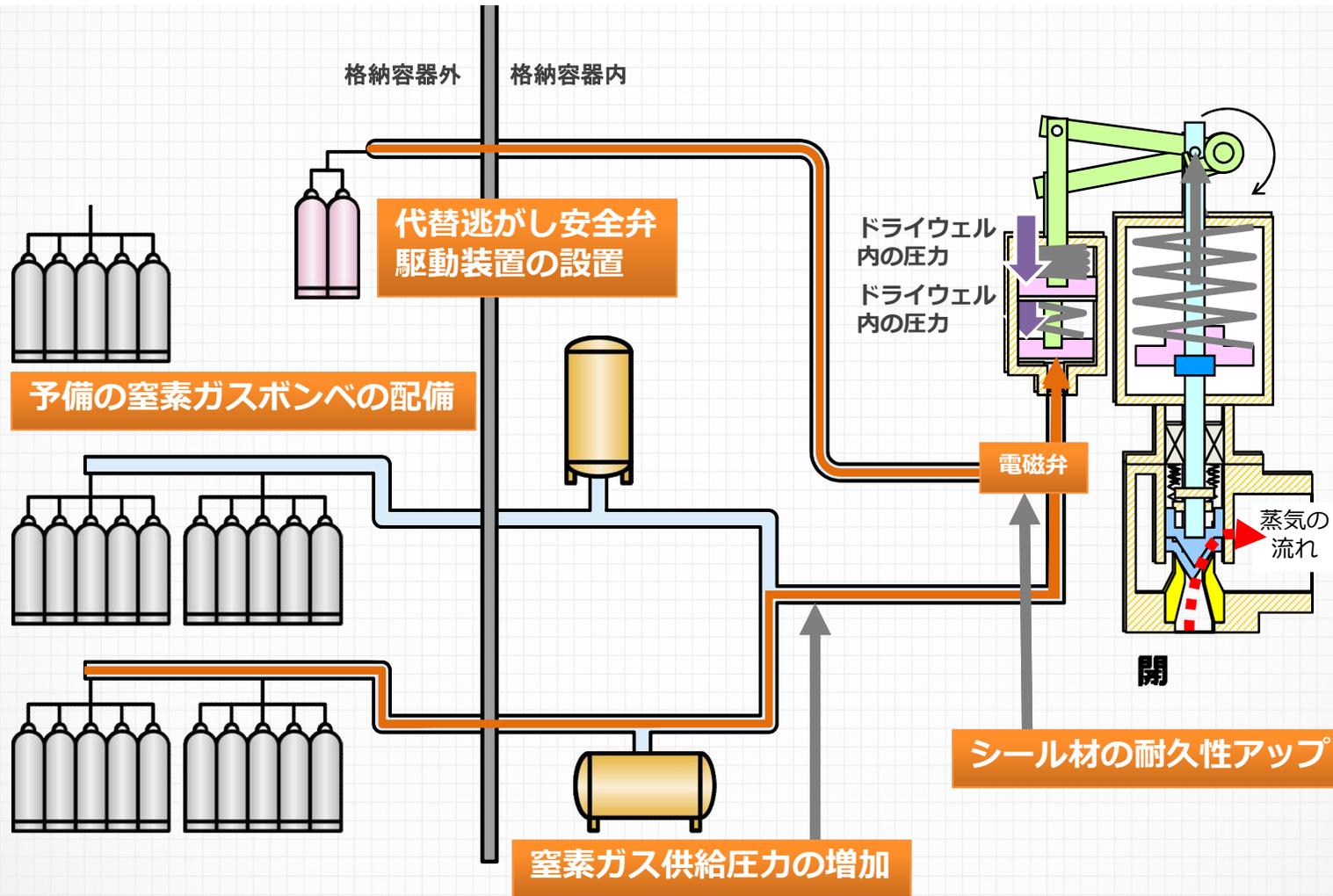


＜電磁弁への電源供給＞  
電源車の活用・  
可搬蓄電池の配備



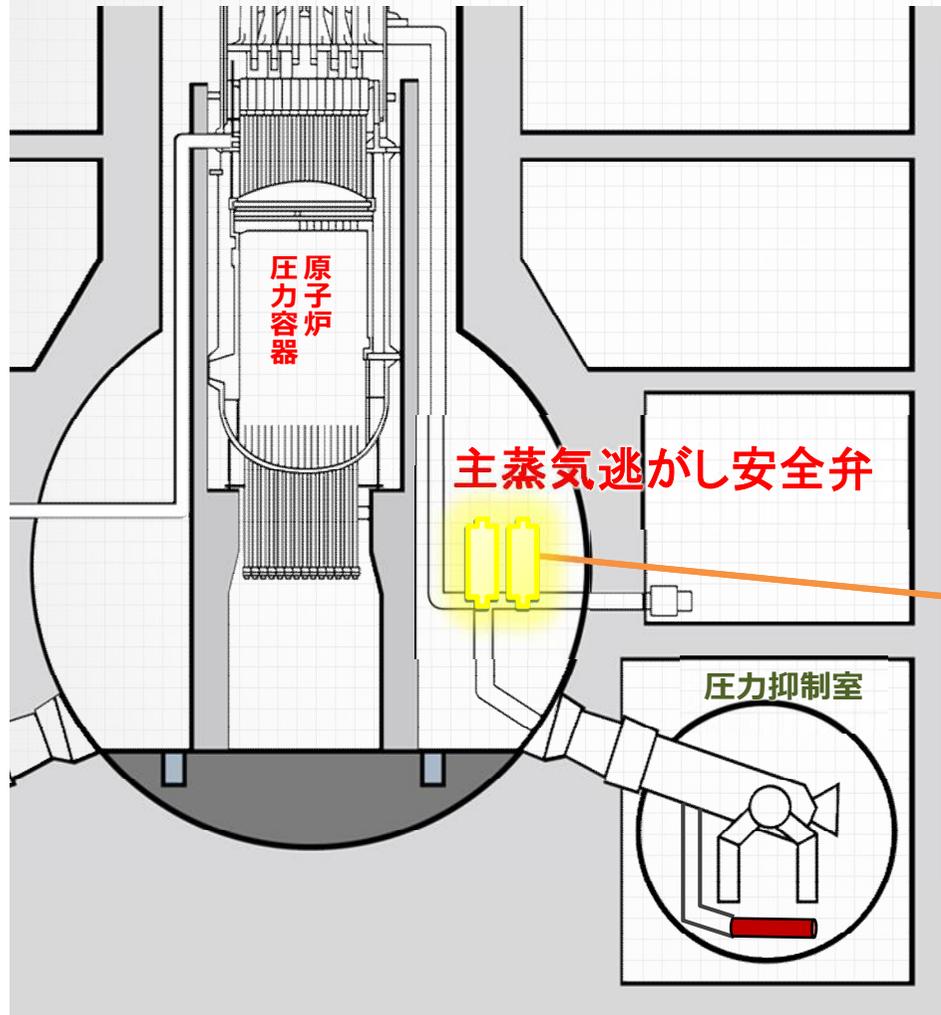
# 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策

## 窒素の供給と圧力確保



## 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策

### 自動減圧の機能を拡張



追加した作動条件

- 原子炉水位低
- 残留熱除去系ポンプ運転

自動減圧機能作動

2

## 2 熔融燃料の炉心下部への移行挙動



## 本調査の概要

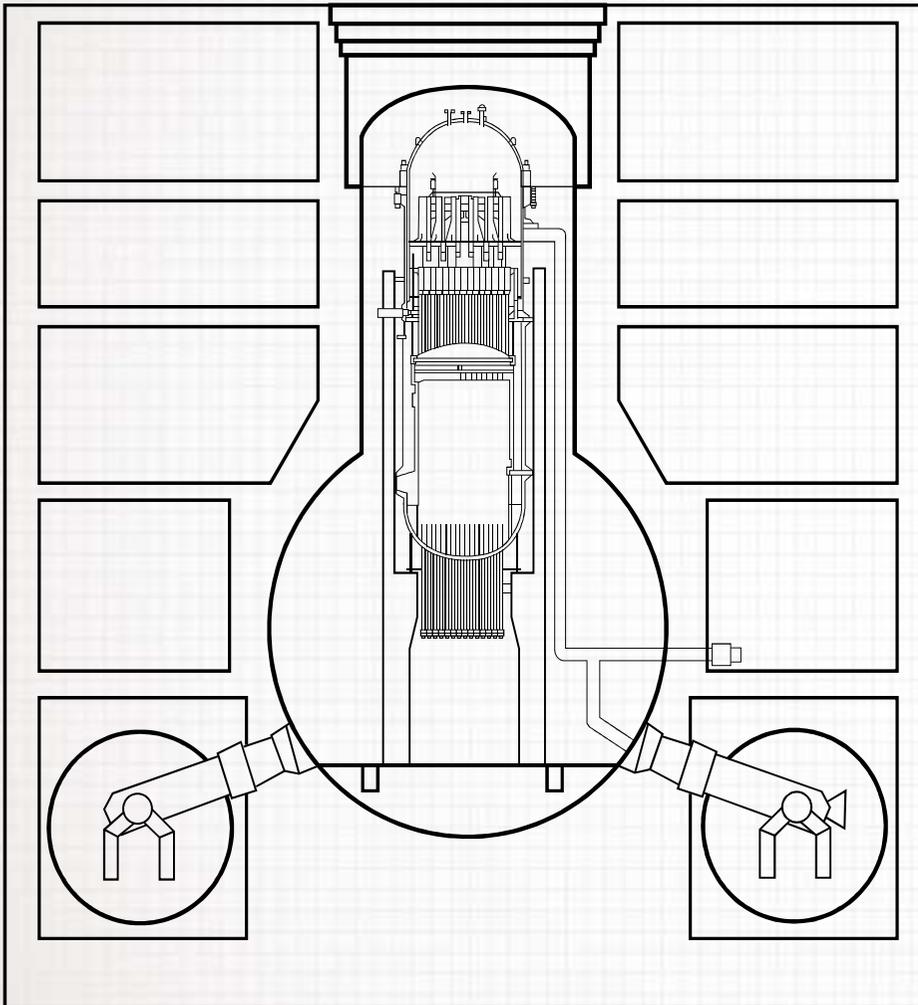
---

BWRプラントでは、  
制御棒や各種計測機器の配管の存在により、  
炉心支持板付近の構造は複雑な形状となっており、  
炉心部から炉心下部への溶融燃料の移行経路は  
現時点でも明確ではない。

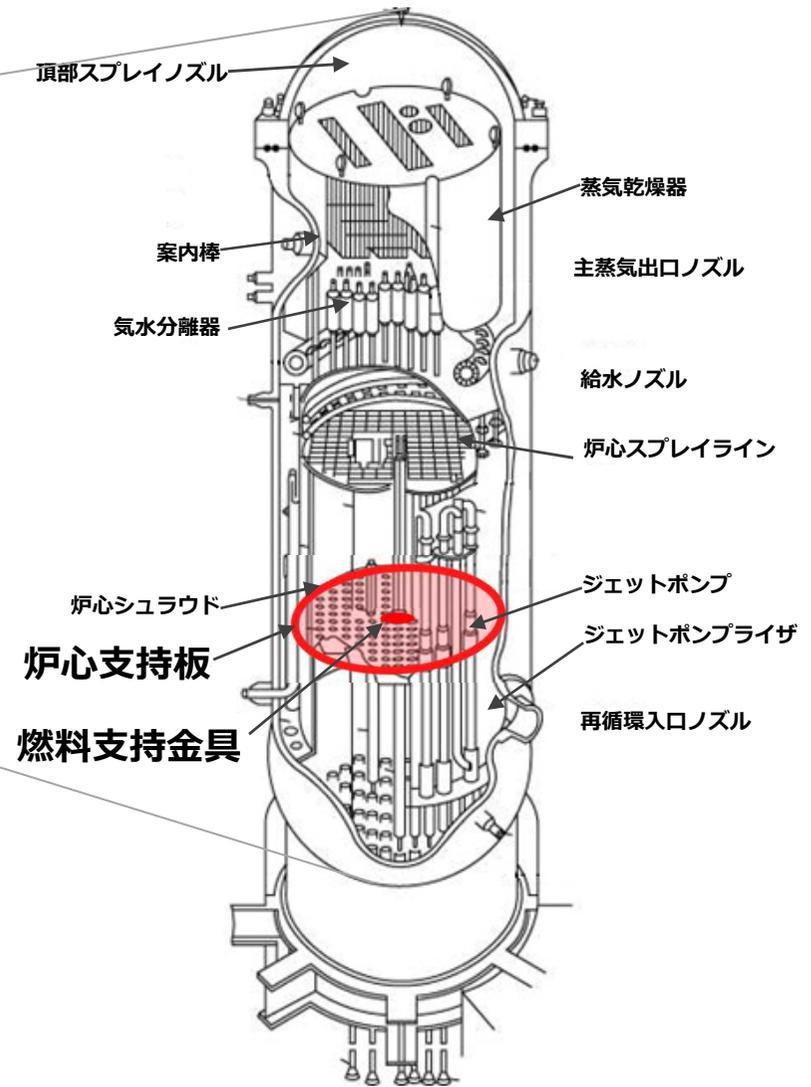
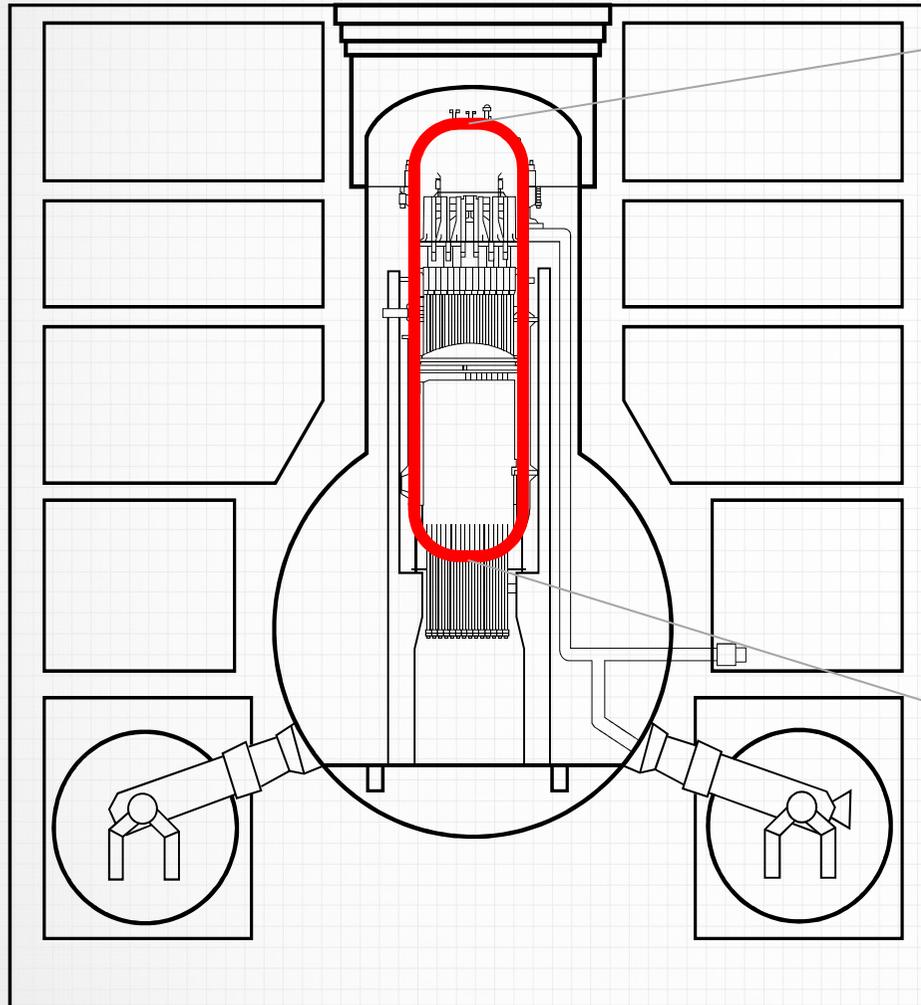


これまで実施されてきた溶融燃料の移行に関する実験と、  
事故進展解析コードの改良に基づく最新の  
研究成果から、移行経路を整理した。

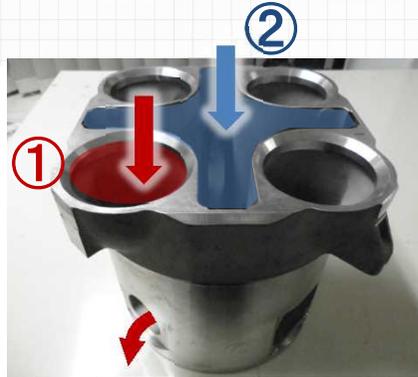
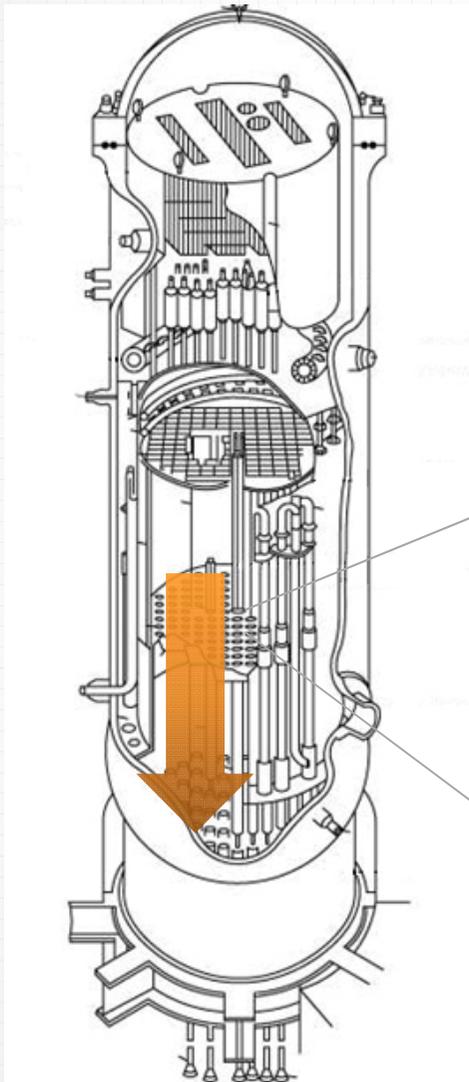
# 熔融燃料の炉心下部への移行挙動



# 熔融燃料の炉心下部への移行挙動



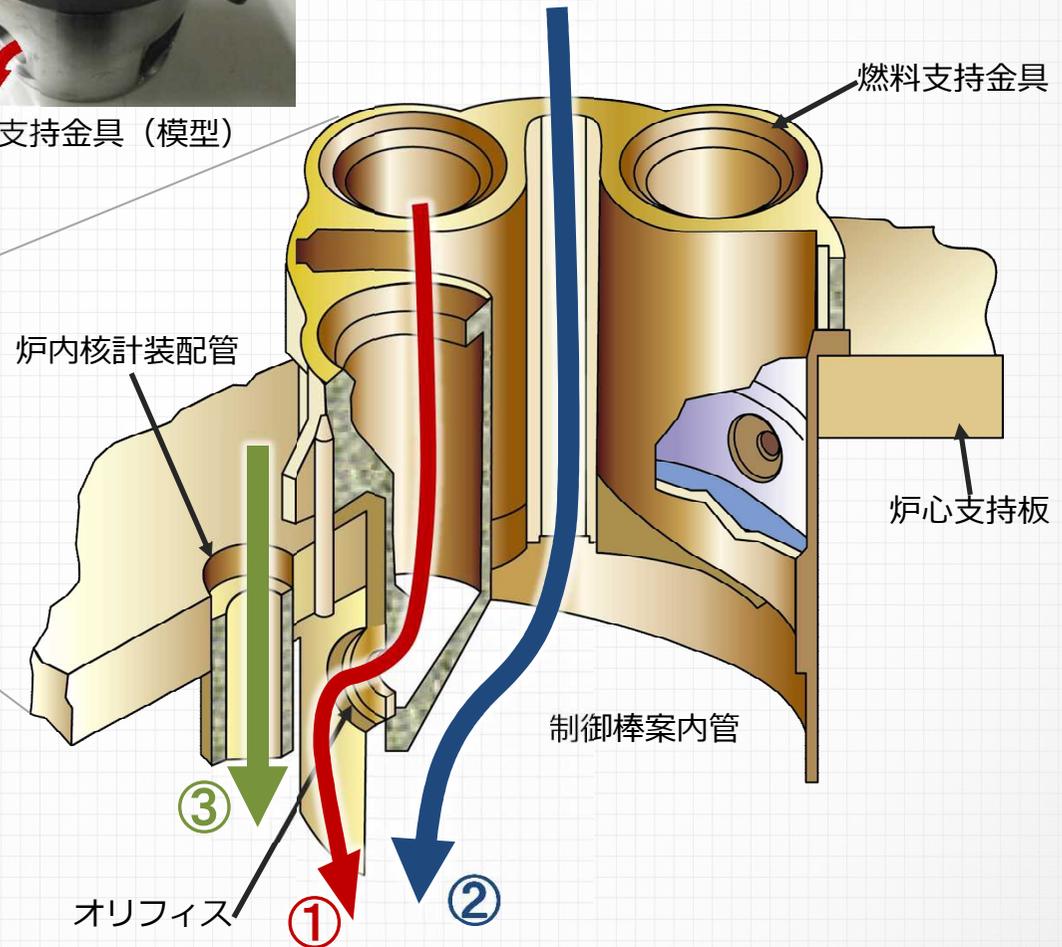
# 検証する移行経路



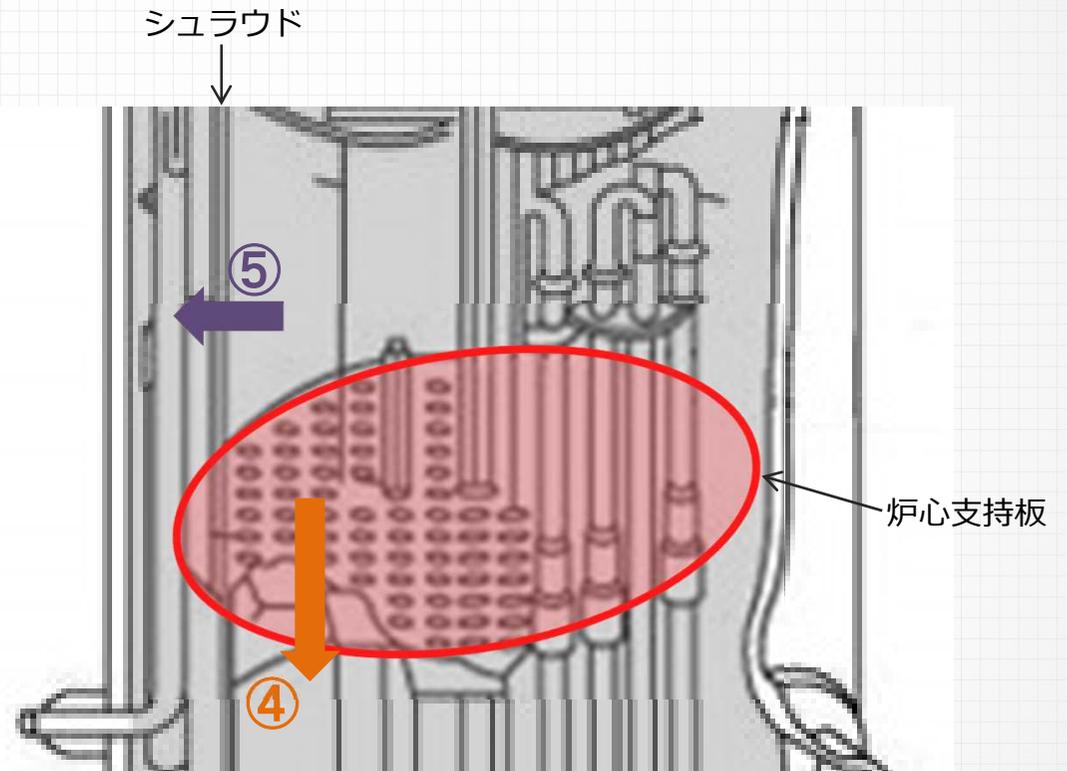
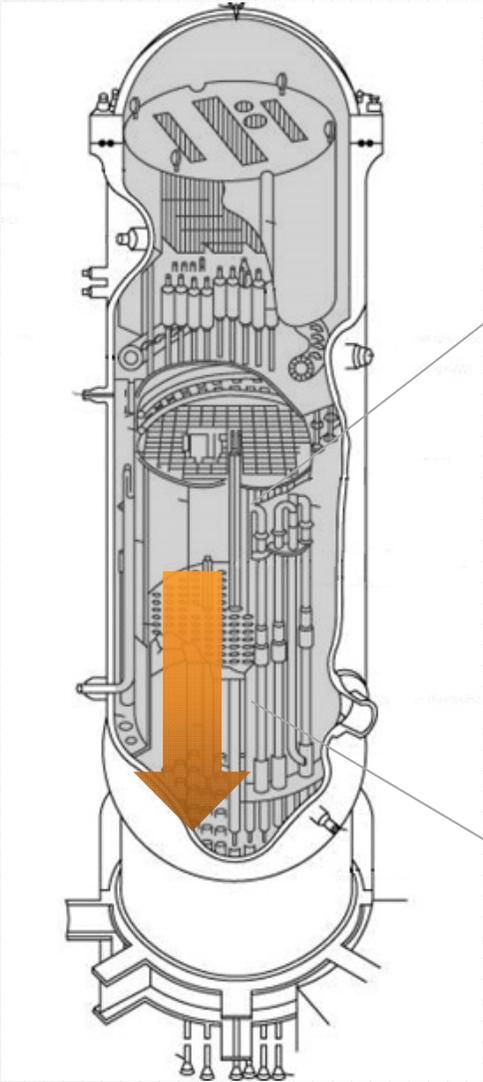
燃料支持金具 (模型)

## 燃料支持金具の

- ① 入口オリフィス
- ② 制御棒案内管
- ③ 損傷した核計装配管



## 検証する移行経路



④ 損傷した炉心支持板

⑤ 損傷したシュラウド

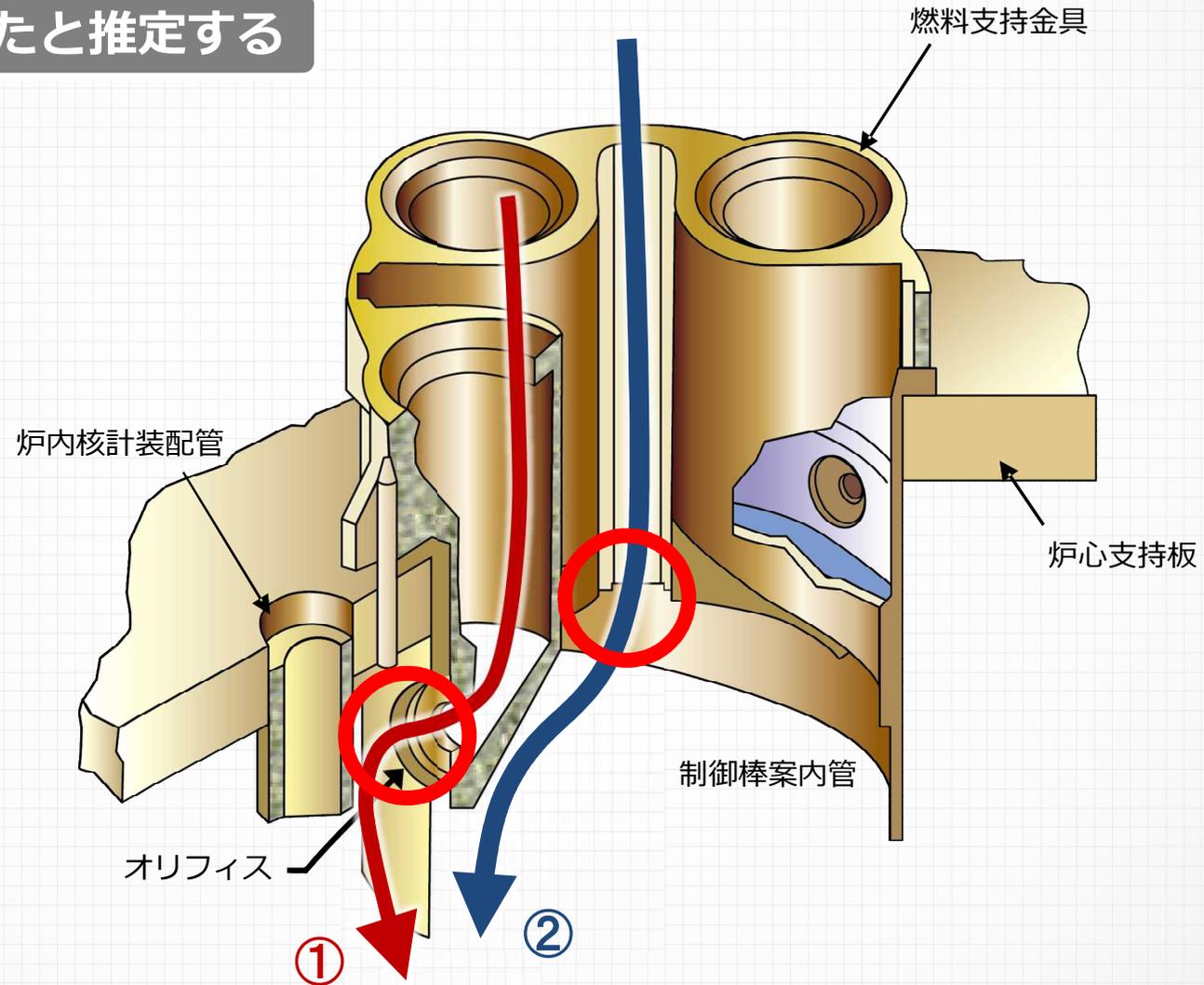
# 溶融燃料の移行に関する実験結果と 事故進展解析コードの改良に基づく最新研究成果のまとめ

下部炉心領域から下部プレナム領域 への溶融燃料移行経路	実験		解析					
	(A) XR2-1 実験 (SNL)	(B) 制御棒 ブレード 崩落実験 (JAEA)	(B) MAAP5.03による 実機解析			(B) SAMPSON1.4.3 による実機解析 (3号機 はSAMPSON1.3.1)		
			1号機	2号機	3号機	1号機	2号機	3号機
① 燃料支持金具の入口オリフィス	○	—	○	○	○	○	○	○
② 制御棒案内管	○	○	○	○	○	○	○	○
③ 損傷した核計装管	—	—	×	×	×	—	—	—
④ 損傷した炉心支持板	×	—	○	×	○	○	×	○
⑤ 損傷したシュラウド	—	—	○	×	×	○	×	○

○ : 溶融燃料が通過した      × : 溶融燃料が通過しなかった      — : 溶融燃料移行経路が考慮されていない

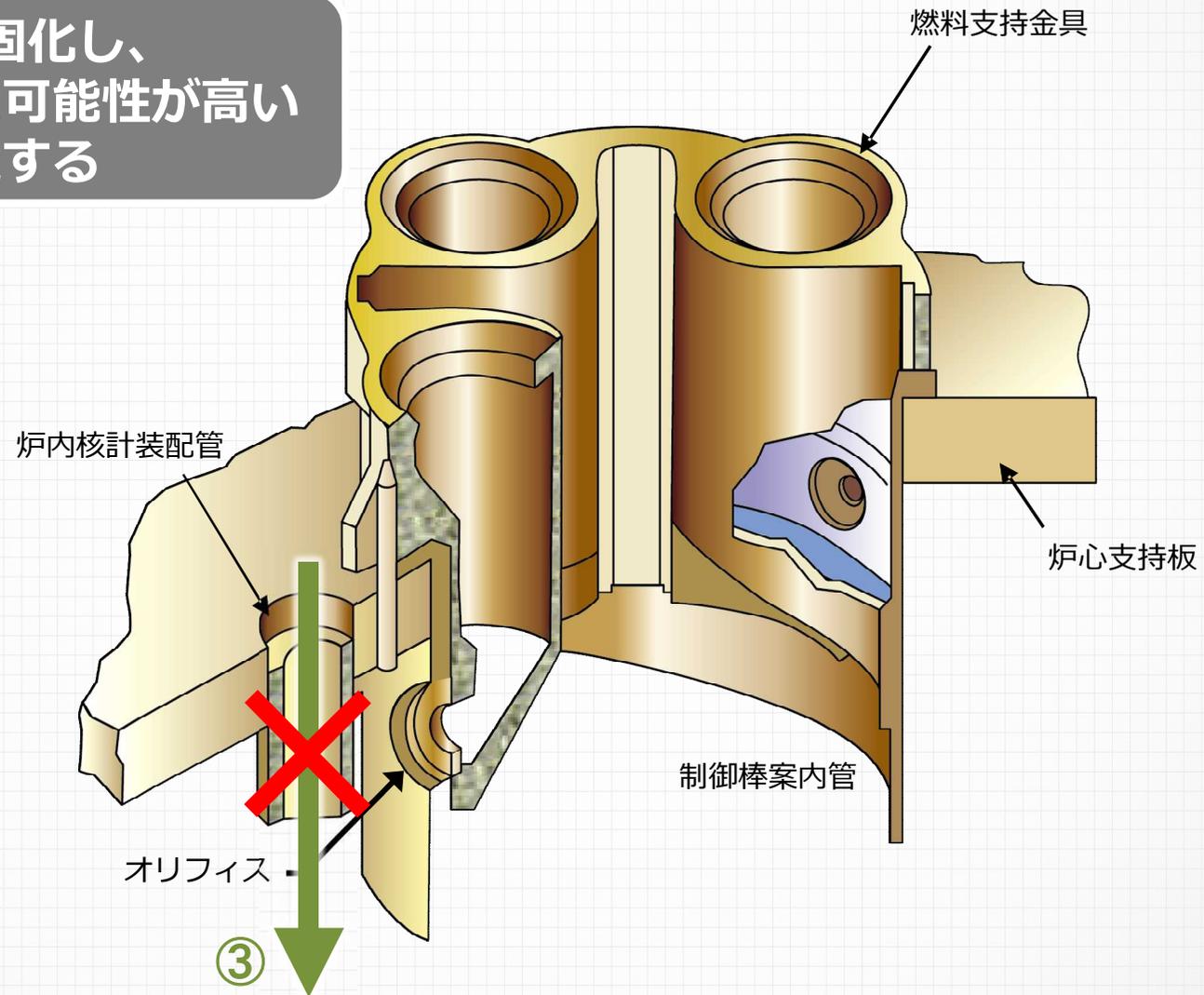
- 経路① 燃料支持金具の入口オリフィス
- 経路② 制御棒案内管

本経路を通過したと推定する



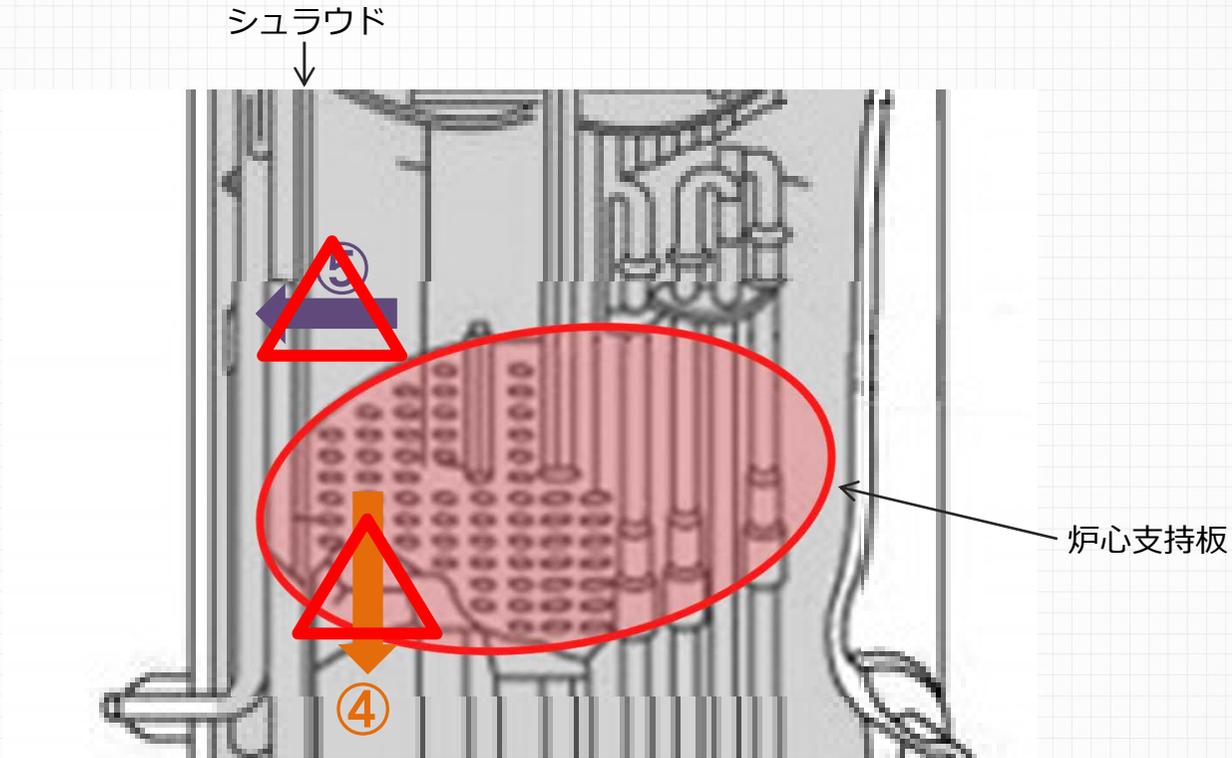
## 経路③ 損傷した核計装配管

配管内で固化し、  
通過しなかった可能性が高い  
と推定する



- 経路④ 損傷した炉心支持板
- 経路⑤ 損傷したシュラウド

移行した可能性はあるが、さらなる検証が必要



- ・ 支持板に堆積した熔融燃料の量やシュラウド方向に移行した熔融燃料の量によるところが大きい
- ・ どこで燃料が固まるかといった熔融燃料の挙動にも影響される

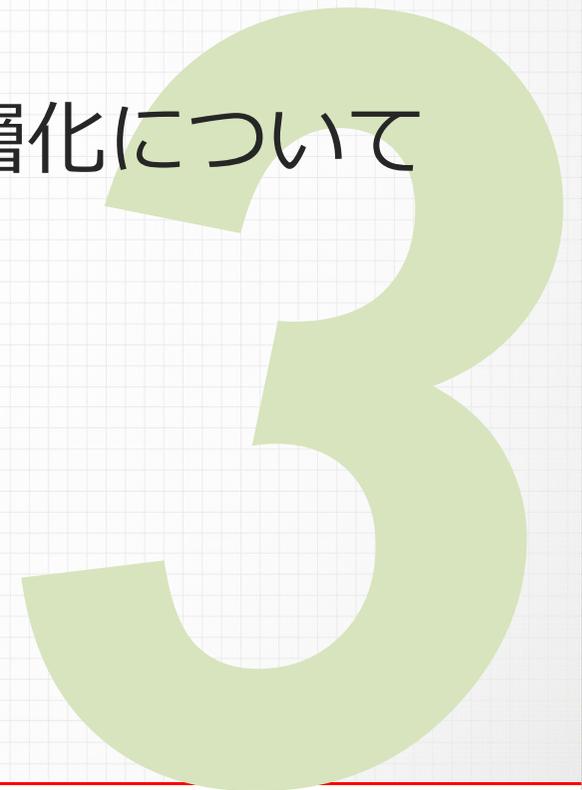
## 2 熔融燃料の炉心下部への移行挙動

### 今回の調査で確認・解明できたこと

経路	①	②	③	④	⑤
	入口 オリフィス	制御棒 案内管	核計装 配管	炉心支持板	シュラウド
移行の可能性	○	○	×	△	△

熔融燃料の移行経路については、今後も検討を継続していくとともに、実際のプラントから燃料デブリに関わる情報が得られれば移行経路の推定精度が上がると考えられる。

### 3 3号機圧力抑制プールの温度成層化について



## 本調査の概要

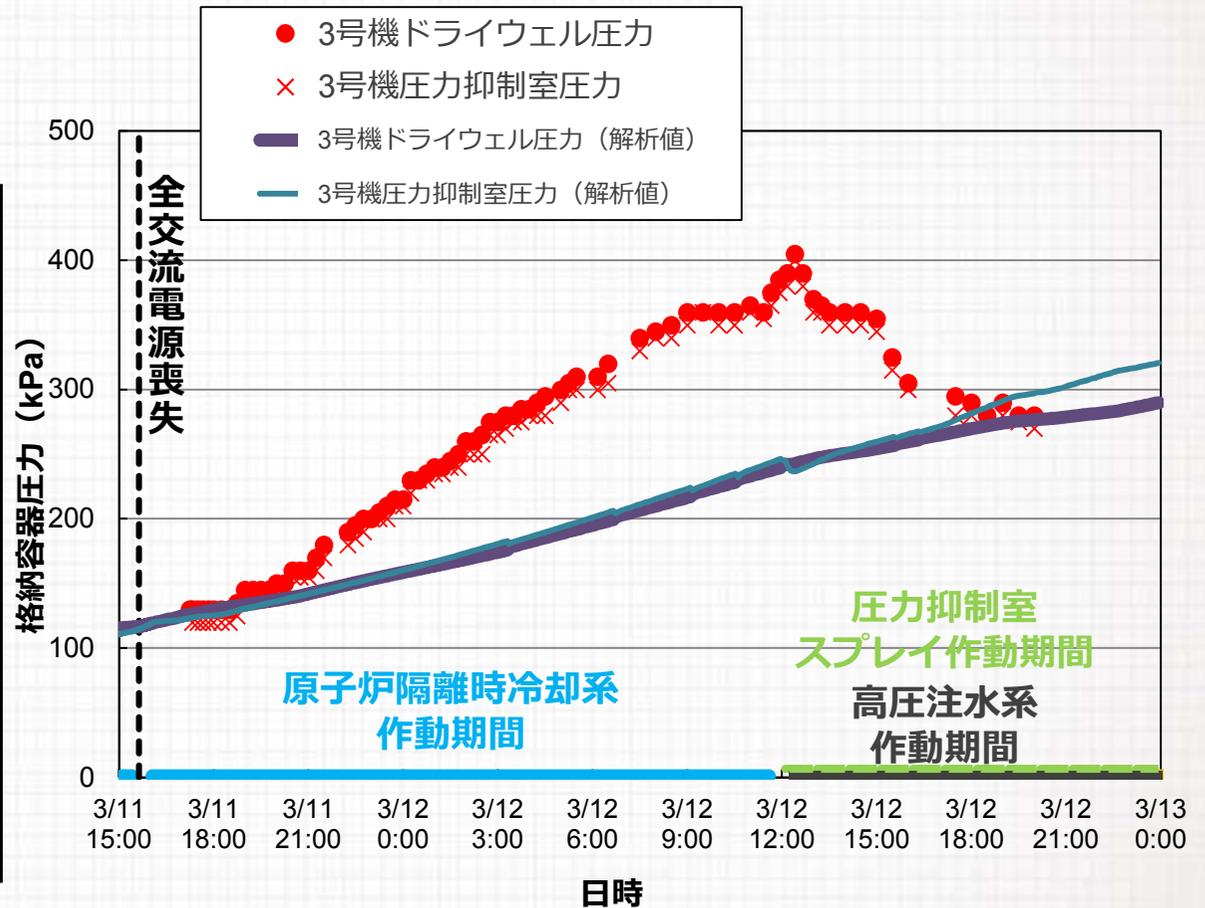
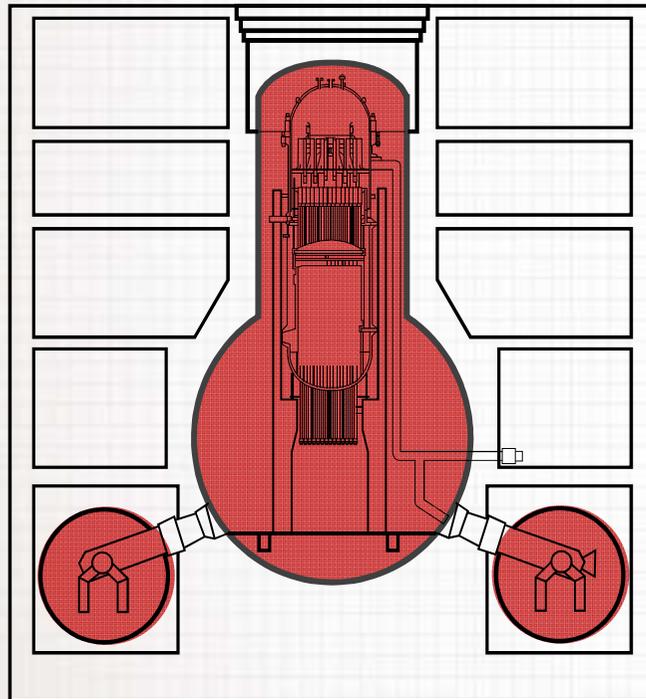
---

3月11日～12日の3号機における格納容器圧力が、崩壊熱から予測される速度よりも速く上昇した。

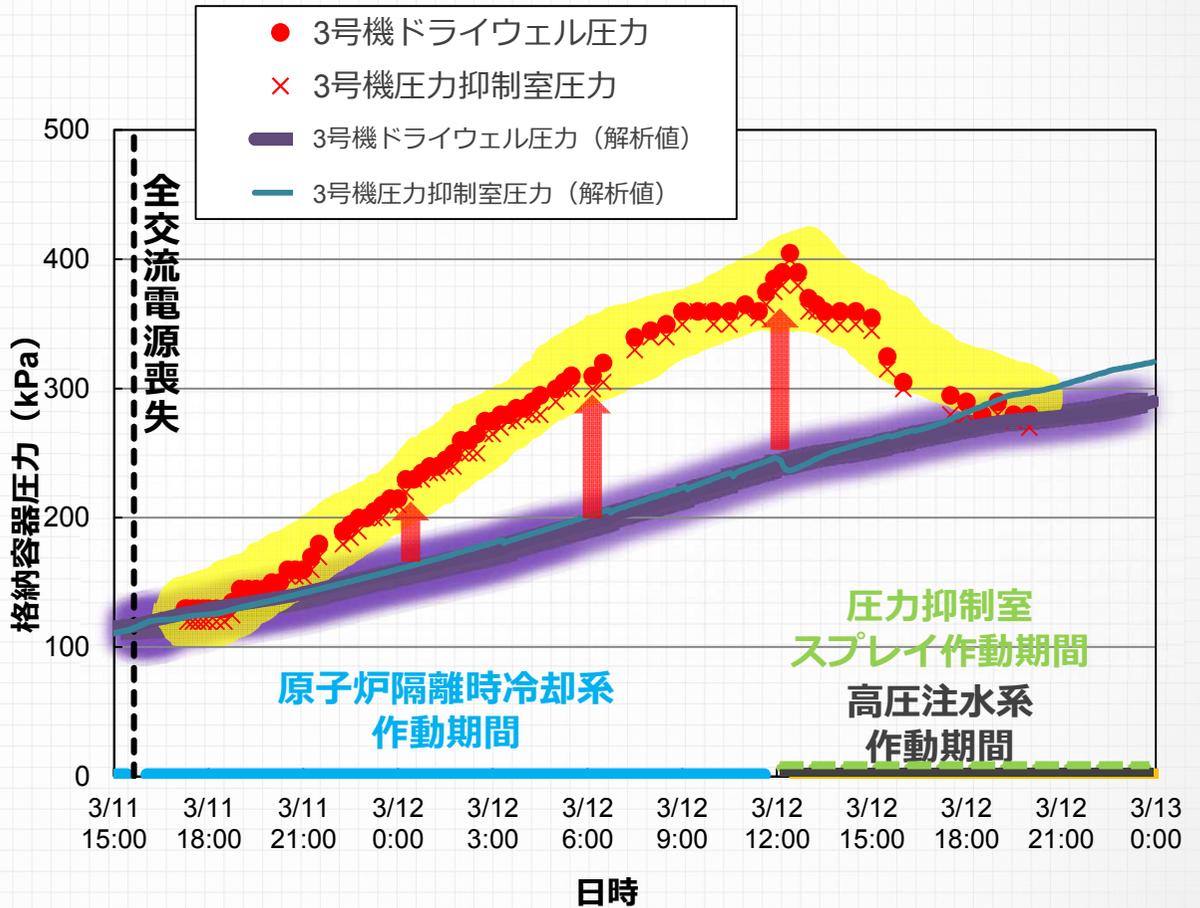
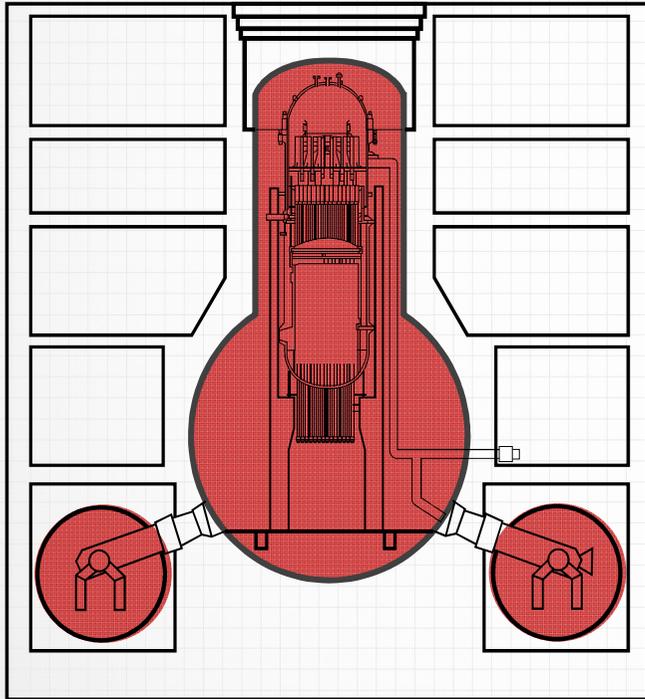


この圧力上昇の要因が、ドライウェルと圧力抑制室のどちらにあるか場合分けをし、  
「原子炉圧力容器からドライウェルへの漏えいの可能性」  
「圧力抑制室の温度成層化の可能性」  
を検証した。

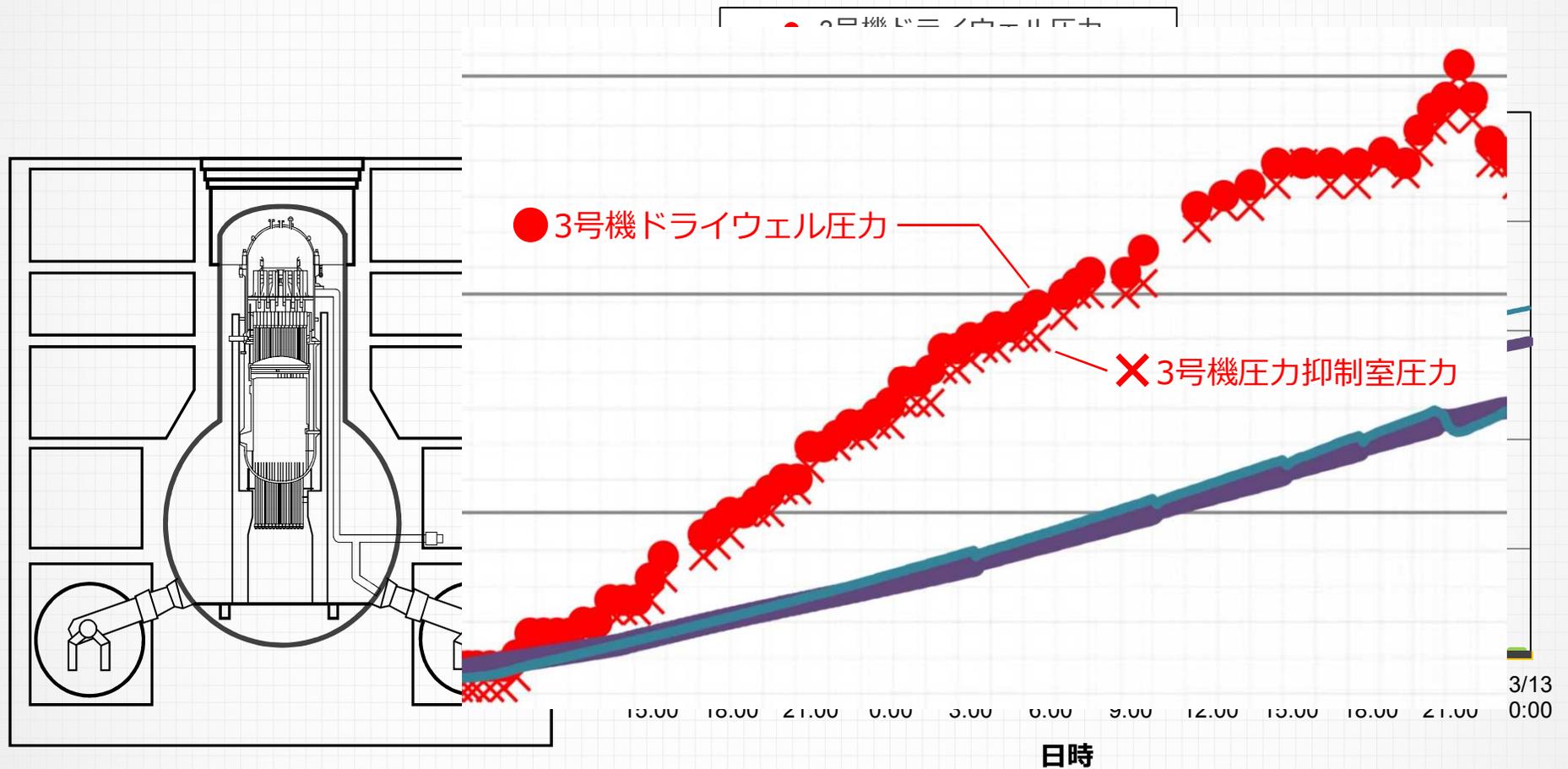
# 事故当時の3号機格納容器の圧力



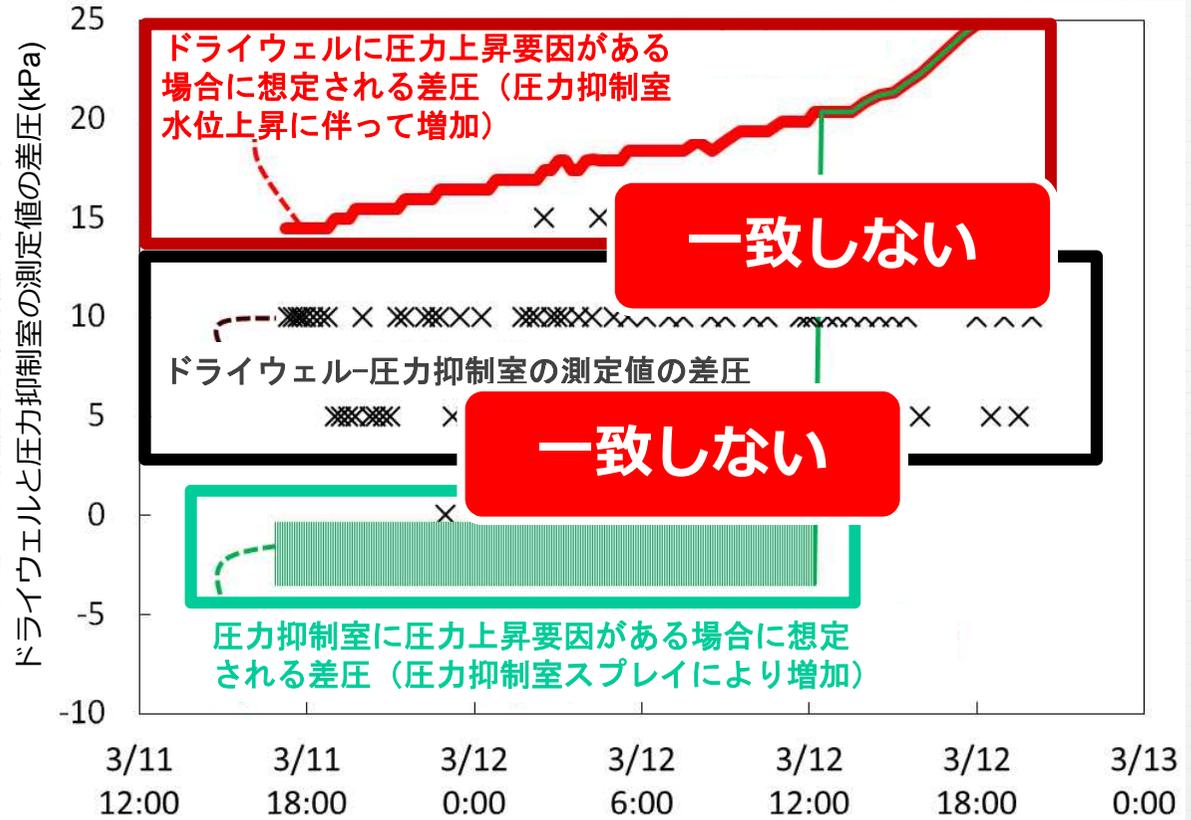
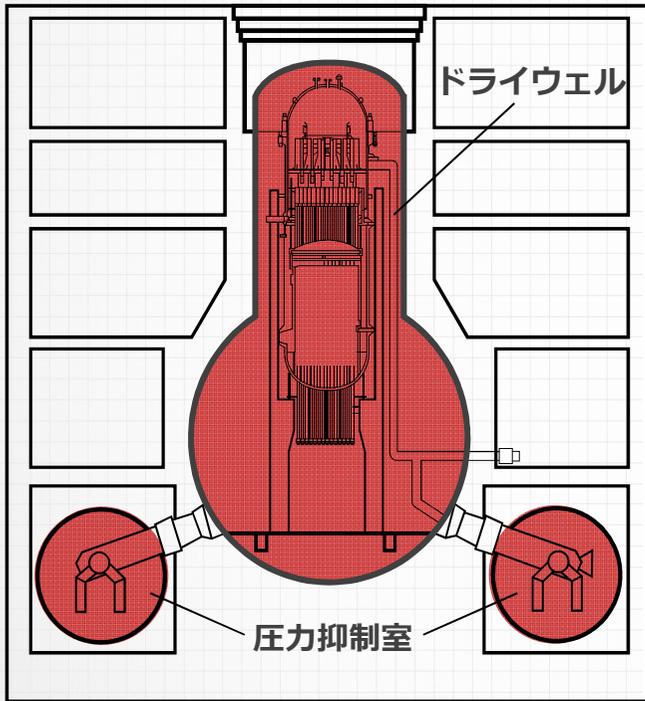
# 事故当時の3号機格納容器の圧力



# 事故当時の3号機格納容器の圧力

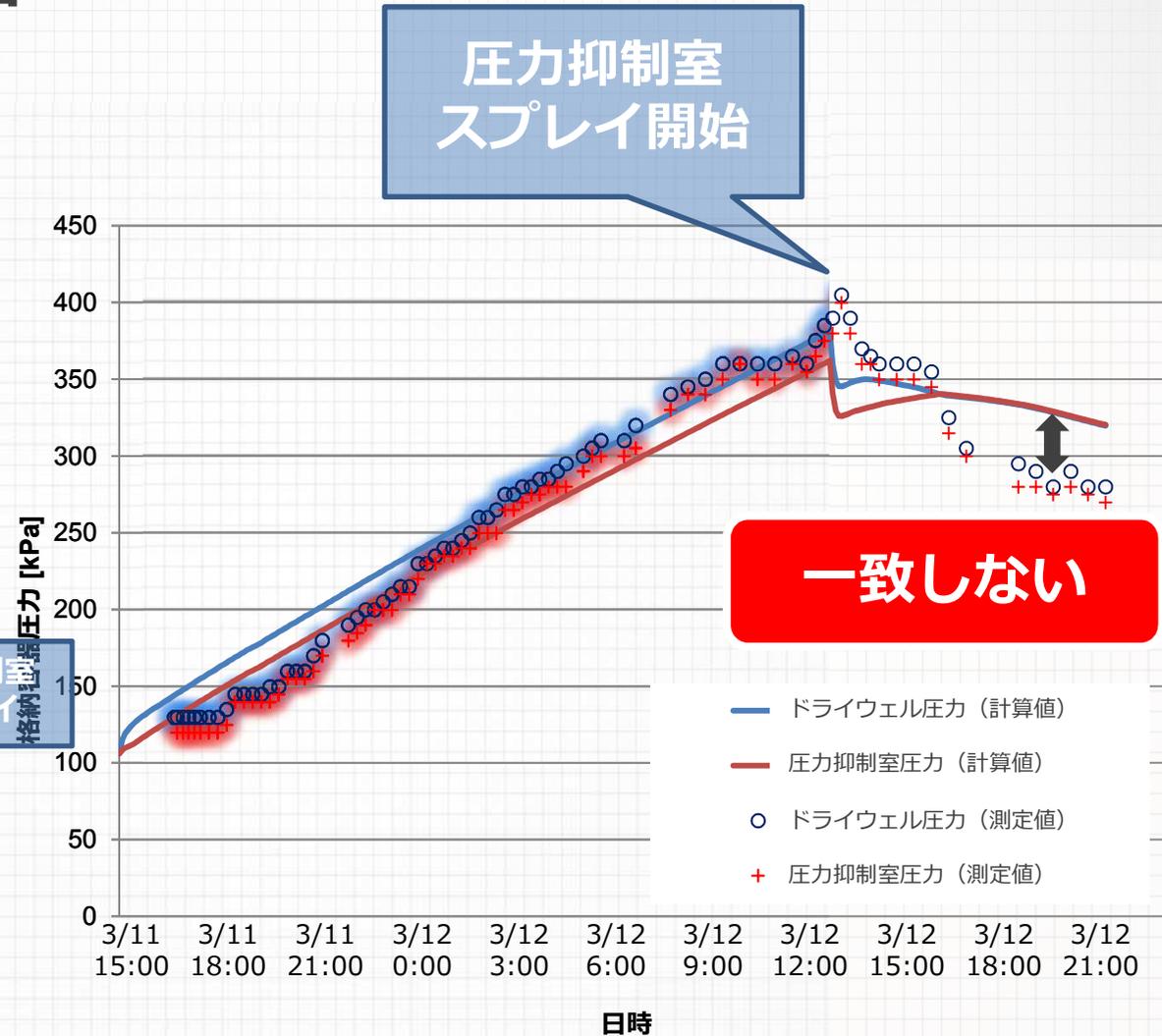
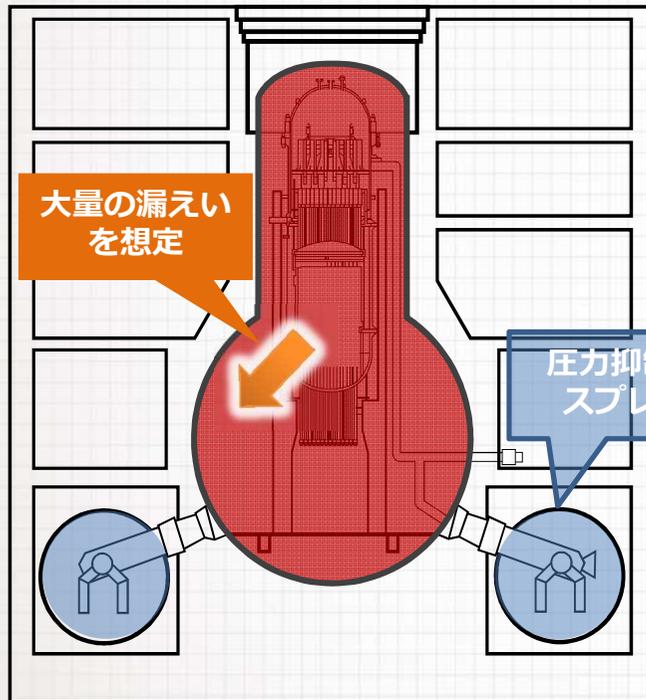


# 測定値を用いた検証



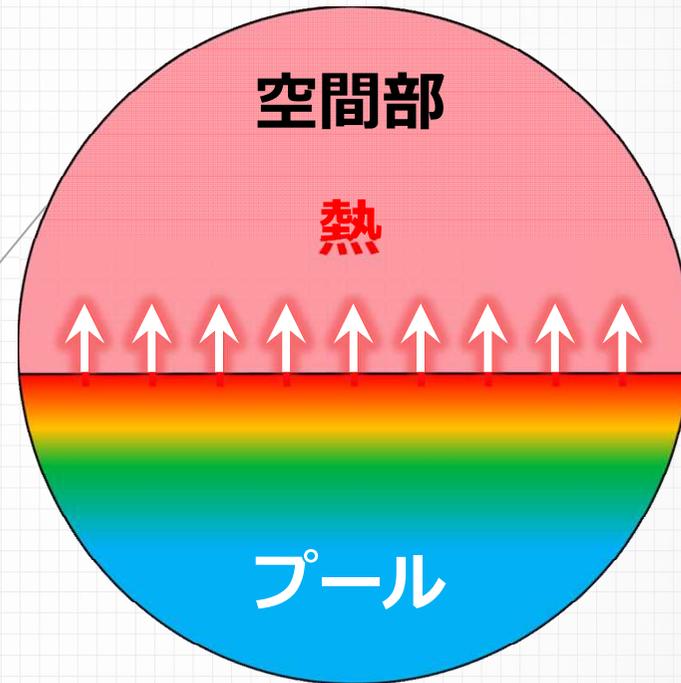
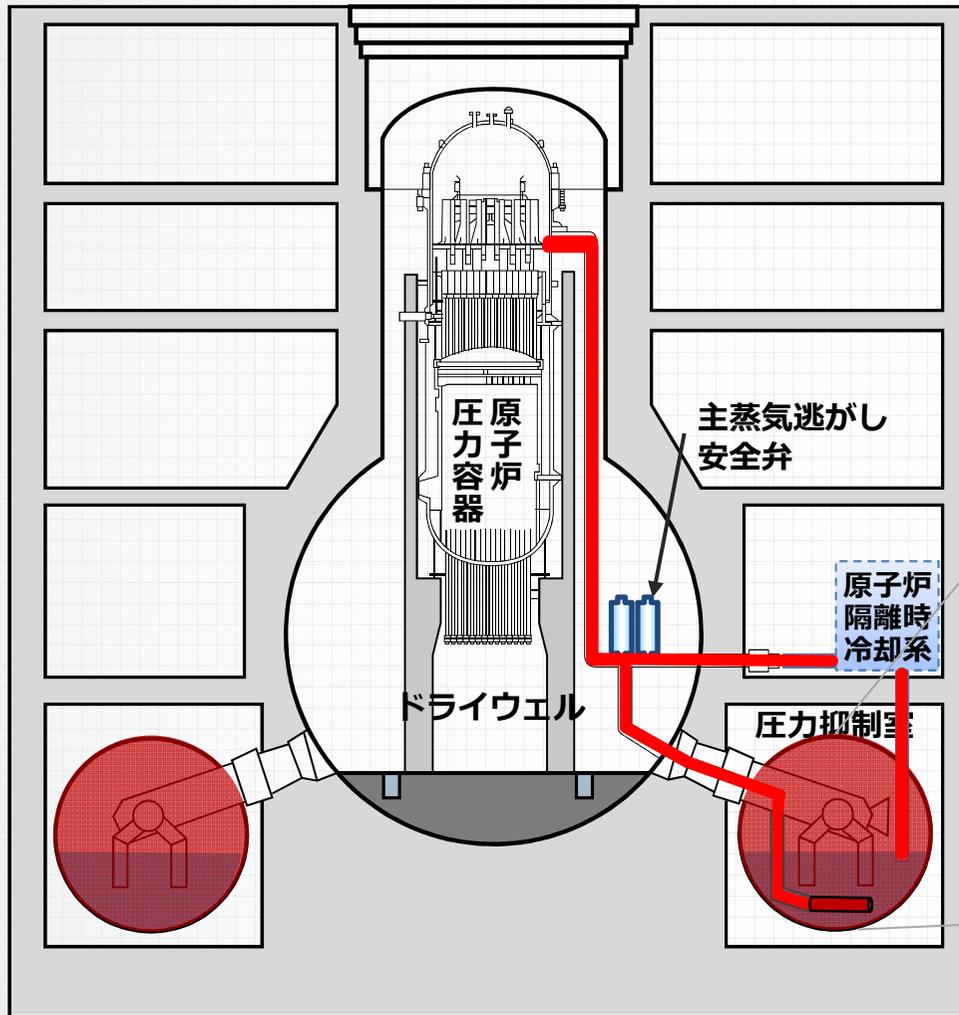
測定値からは、ドライウエル側に圧力上昇の要因があったとは特定できない

# ドライウェル側の要因



原子炉圧力容器からドライウェルへの漏えいによって格納容器圧力が上昇した可能性は低い

# 圧力抑制室側の要因

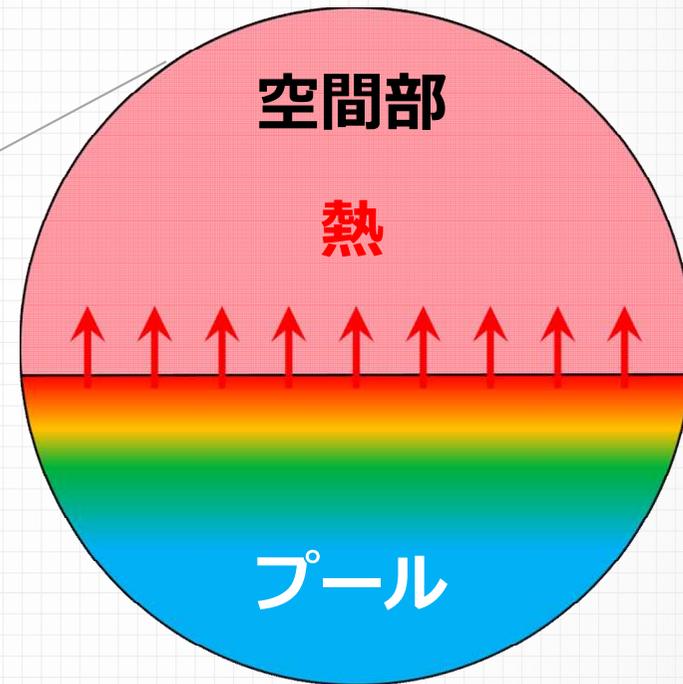
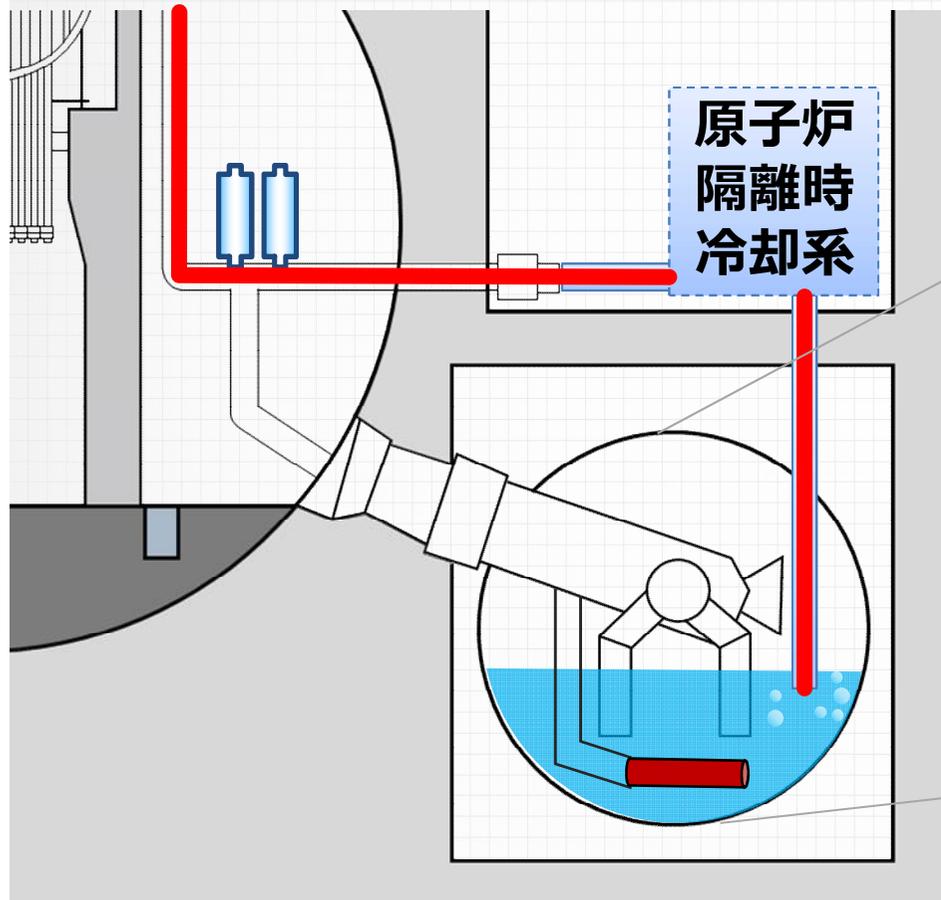


温度成層化イメージ図

温度成層化は圧力抑制室の圧力上昇の原因となる

## 圧力抑制室側の要因

### 原子炉隔離時冷却系による影響

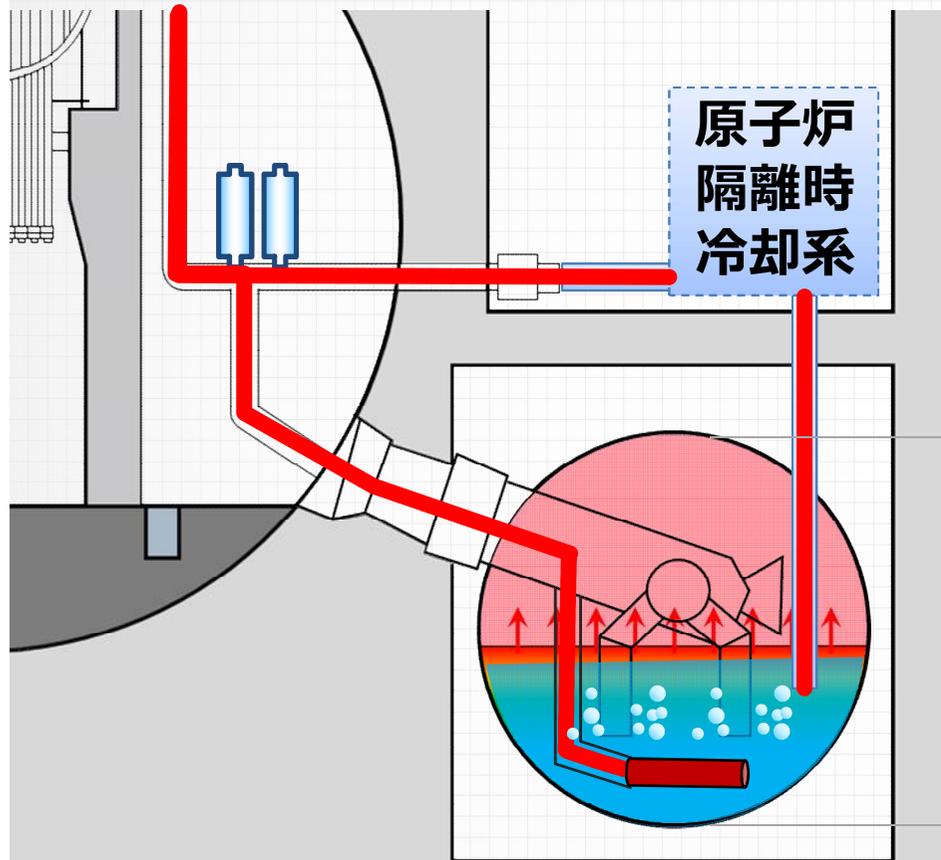


温度成層化イメージ図

原子炉隔離時冷却系の作動により、温度成層化が進むと考えられる

## 圧力抑制室側の要因

### 主蒸気逃がし安全弁による影響



原子炉隔離時  
冷却系

主蒸気逃がし  
安全弁

空間部

プール

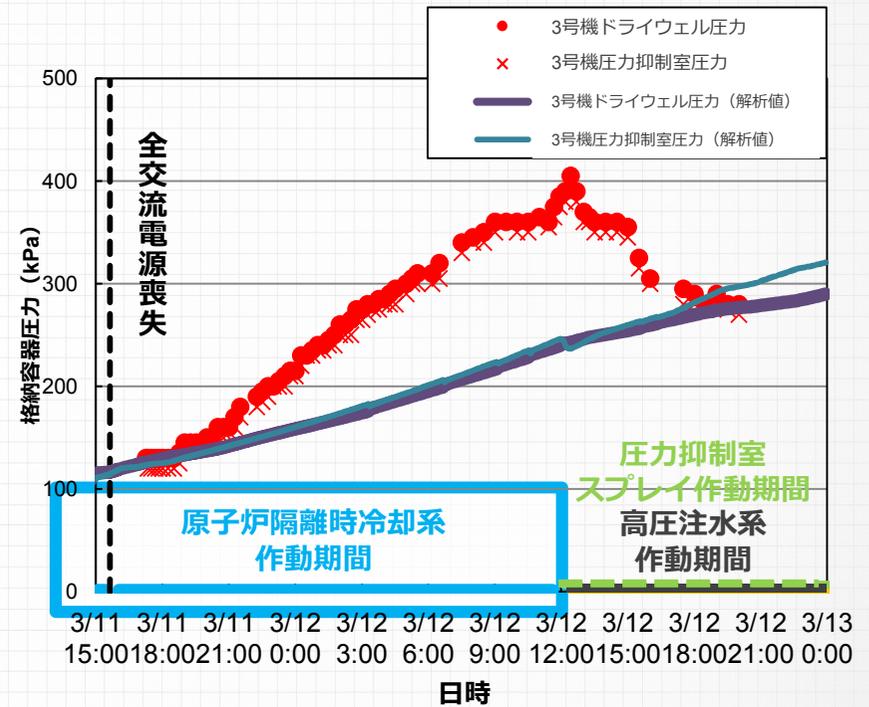
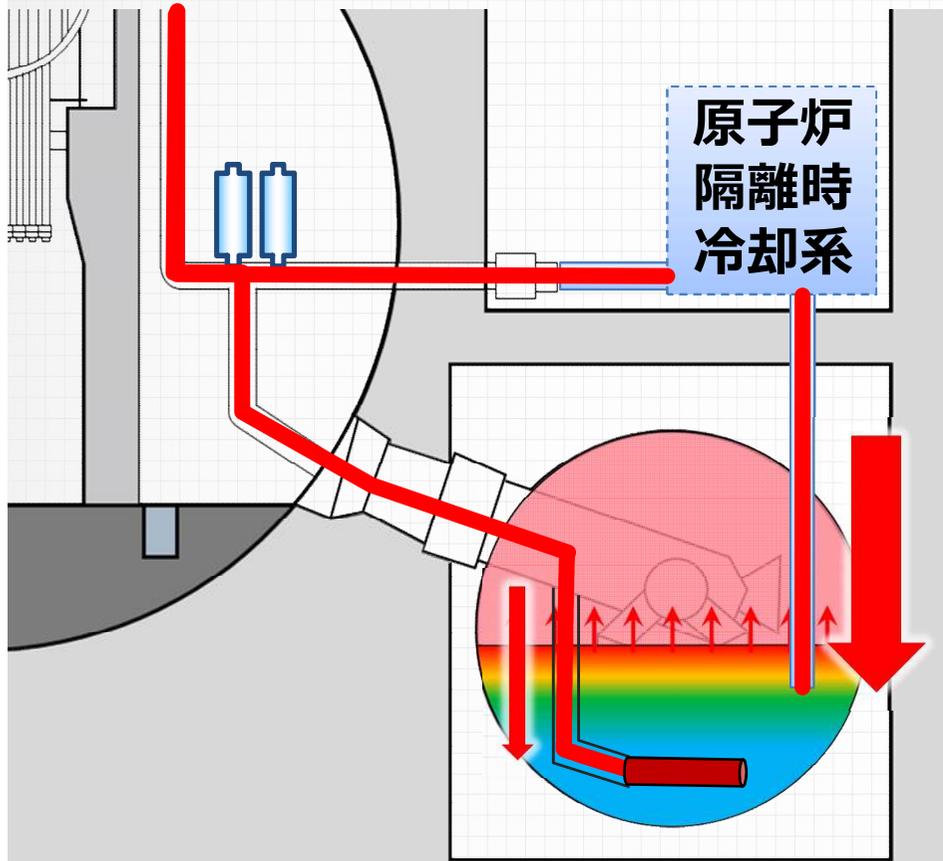
かき乱す効果

主蒸気逃がし安全弁排気試験のイメージ図

原子炉隔離時冷却系の運転の方が、温度成層化を促進すると考えられる

# 圧力抑制室側の要因

## 原子炉隔離時冷却系による影響



圧力抑制プールの温度成層化が促進され、格納容器圧力の速い上昇につながった可能性がある

### 3 3号機圧力抑制プールの温度成層化について

#### 今回の調査で確認・解明できたこと

- ・ 3号機では、格納容器圧力が上昇している期間、原子炉隔離時冷却系を連続運転していたことから、圧力抑制室のプールで温度成層化が起こり、格納容器圧力の上昇速度が速くなった可能性が高い。  
今後は、更なる検証のため、格納容器内熱流動解析コードを用いた定量的な評価を実施していく。

4

## 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



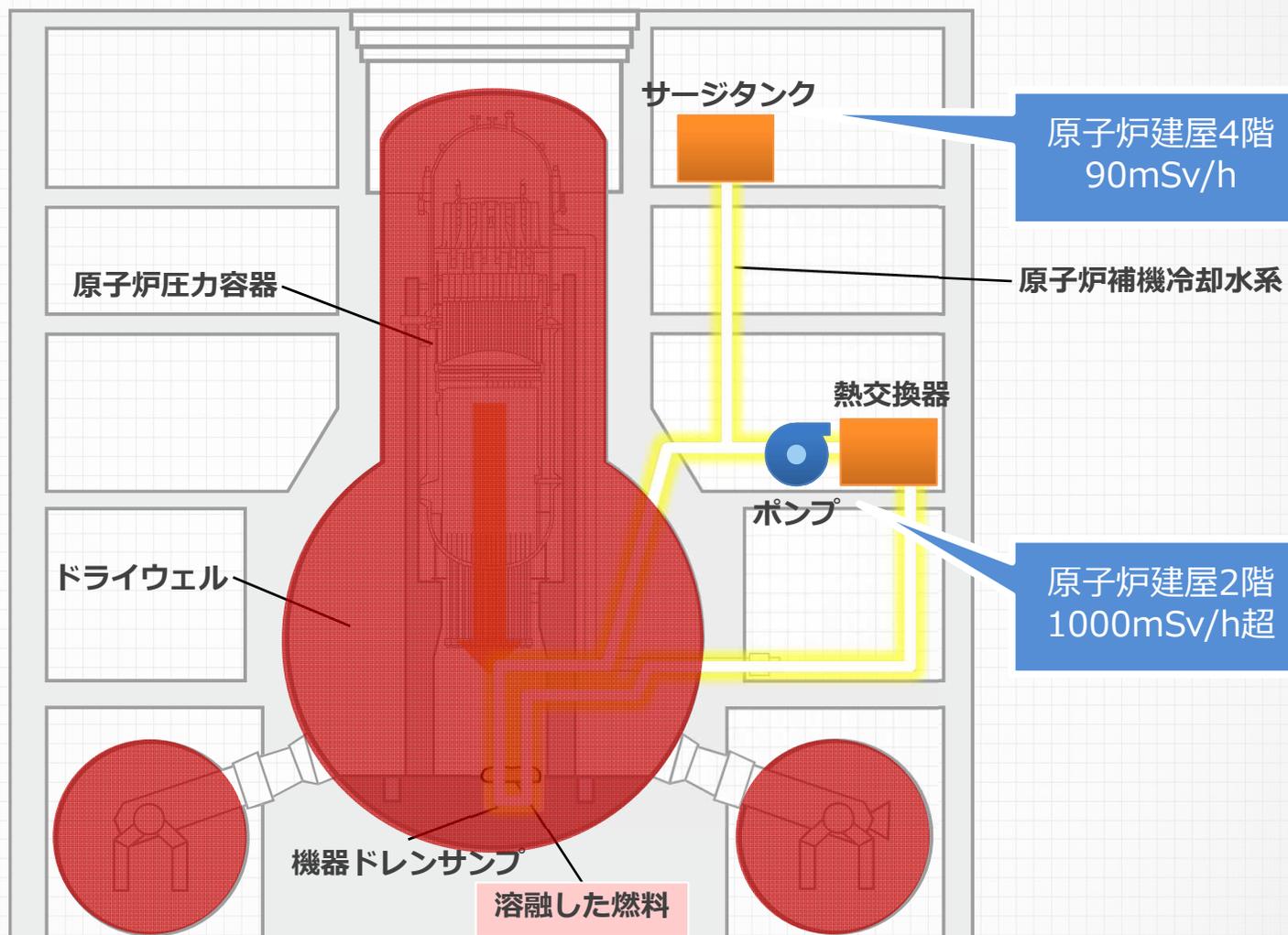
## 本調査の概要

1号機では、原子炉建屋、及び放射性廃棄物処理建屋内の原子炉補機冷却水系配管付近で本来観測されるはずのない高線量が観測された。



従来想定していた、  
溶融燃料がドライウェル内の  
原子炉補機冷却水系配管を損傷し、  
放射性物質が系統内を移行した可能性について  
原子炉建屋内の現場線量などから検討した。

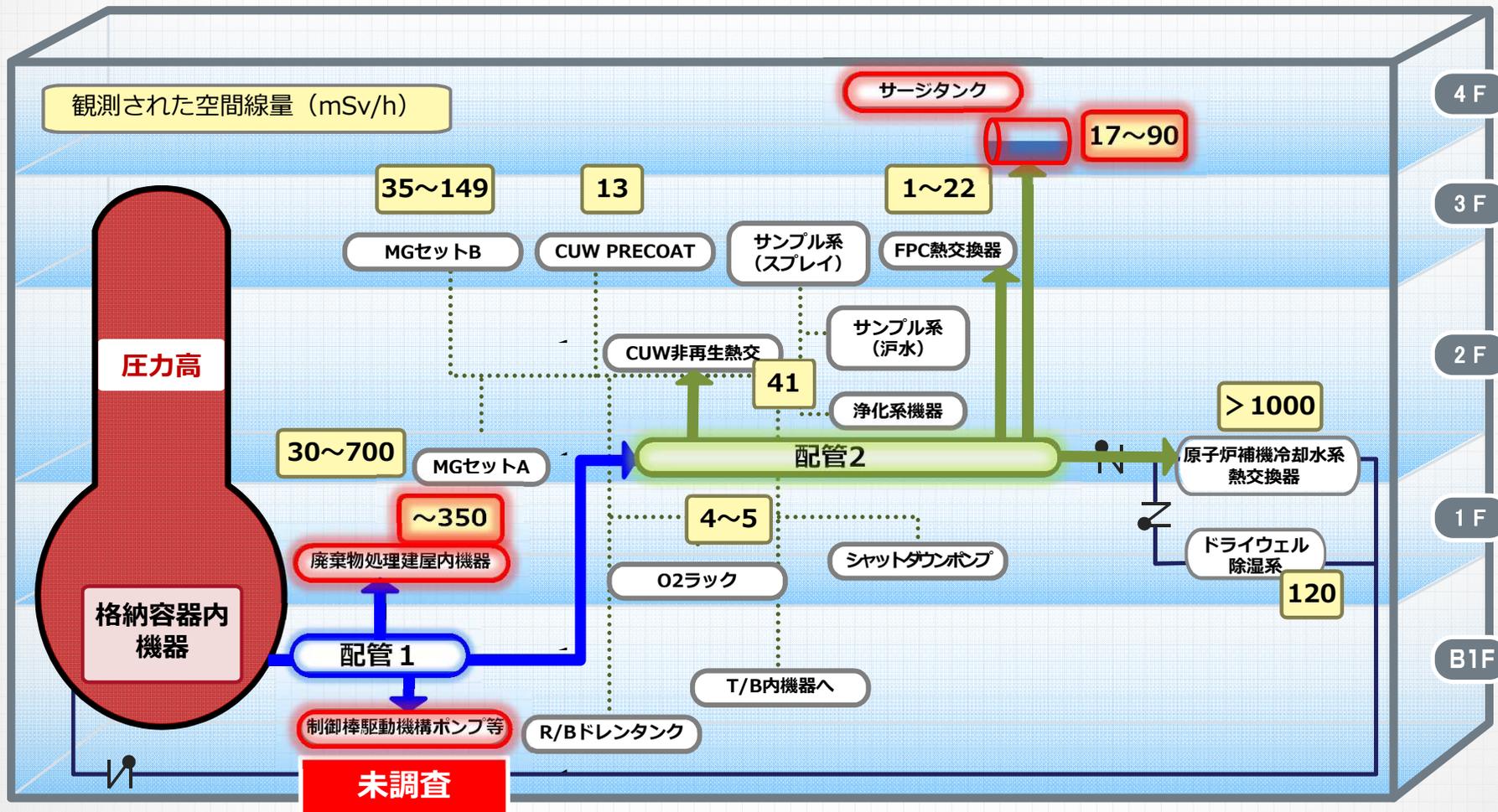
# 1号機建屋内における特定配管周辺の高線量汚染について



格納容器圧力の高い場合と、低い場合に分けて移行先を検討

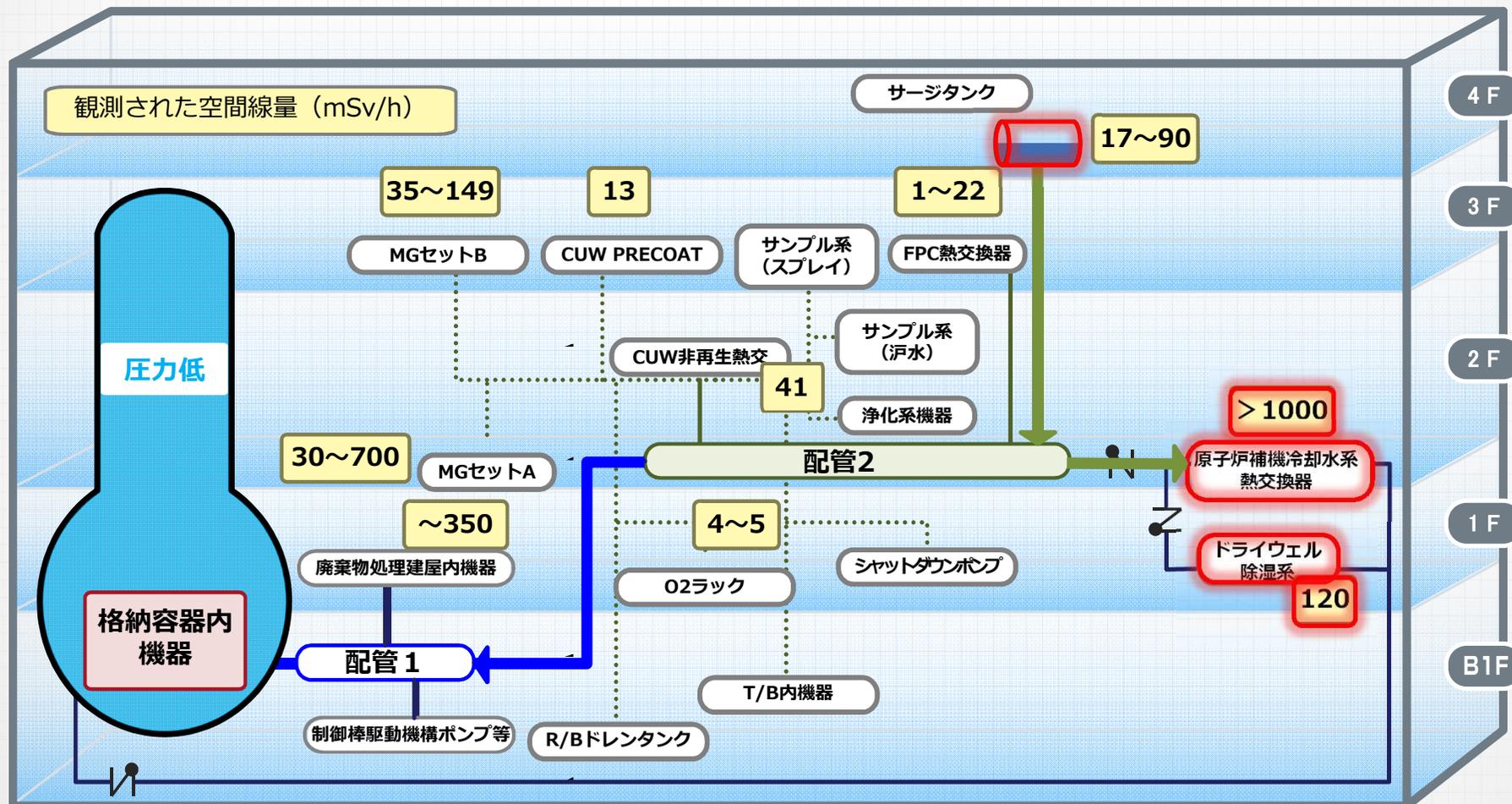
# 1号機建屋内における特定配管周辺の高線量汚染について

## 格納容器圧力が高い状況における放射性物質の移行経路



# 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

## 格納容器圧力が低い状況における放射性物質の移行経路



※配管ルートは一部省略しています

## 4

# 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

## 今回の調査で確認・解明できたこと

- 原子炉補機冷却水系の汚染は、熔融燃料がドライウェルに落下し、機器ドレンサンプ内の原子炉補機冷却水系配管を損傷した結果と考えられる。
- これまで推定しているように、1号機では熔融燃料がドライウェルへ落下した可能性が高いことが、本検討でも示唆された。

5

3号機格納容器からの漏えいと  
大量の蒸気放出について

5

## 本調査の概要

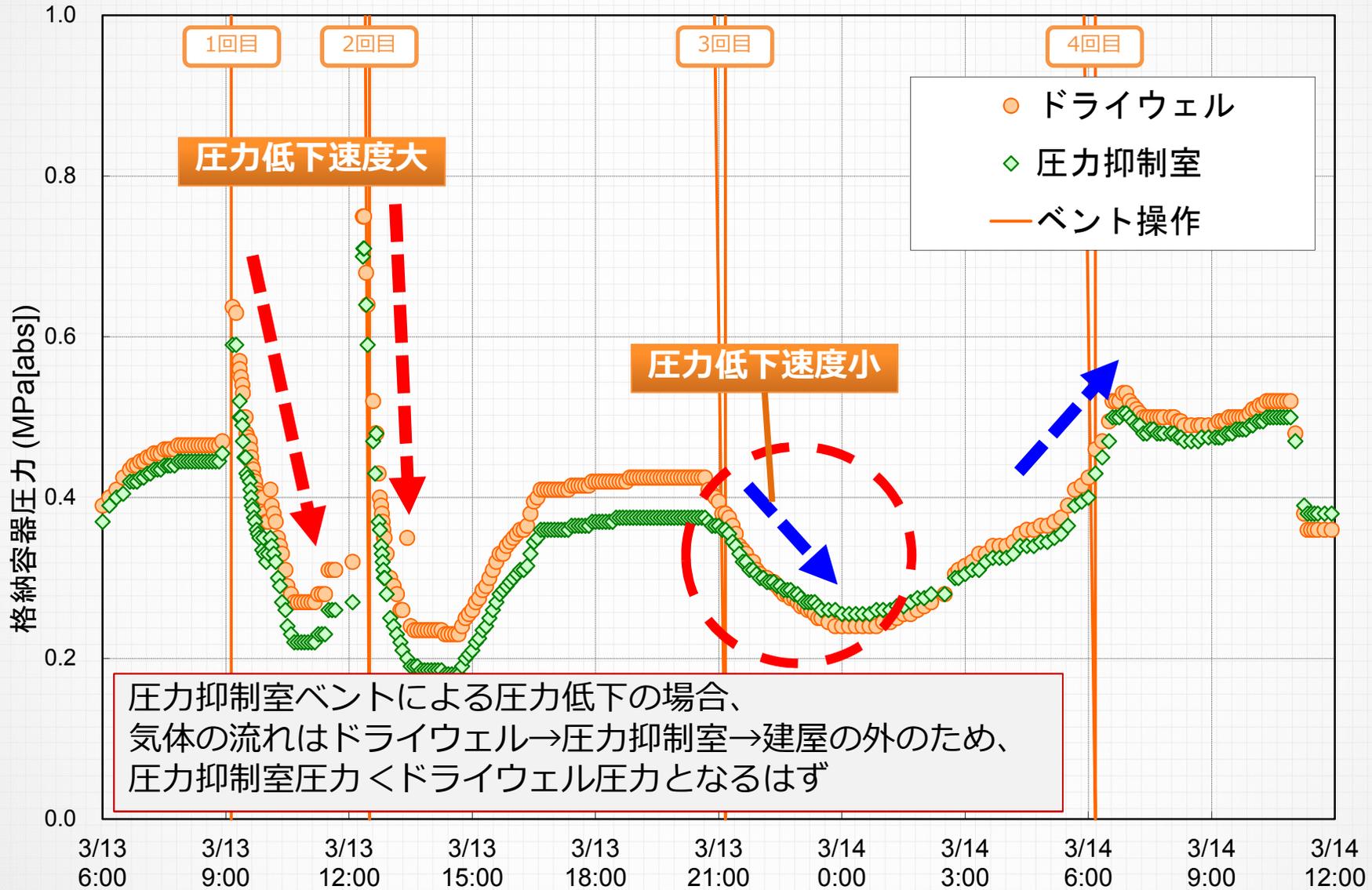
- 3号機の格納容器圧力は、3月22日までにほぼ大気圧まで低下したことから、格納容器に比較的大きな気体の漏れ口が存在が推定される。
- 3号機はベントを実施し、ベント弁が開状態を維持できるように数回の弁開操作を実施しているが、その成否は明らかとなっていない。
- 2号機においても、3月15日の朝、ブローアウトパネルからの蒸気の放出が観測されており、この放出が福島第一原子力発電所北西方向の汚染につながったと推定。



3月15日、16日に着目し、放射性物質放出の経緯について検証

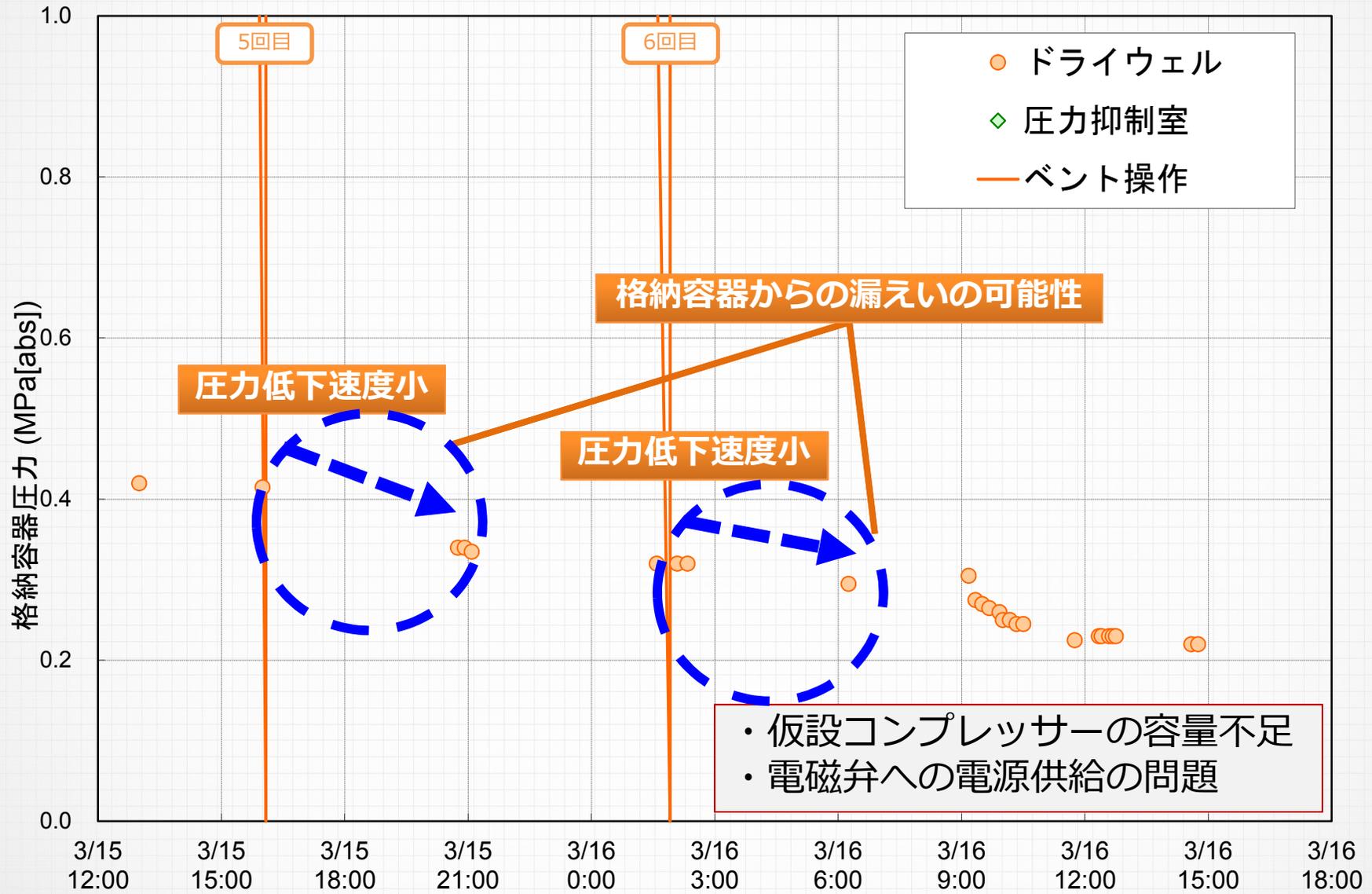
# ベント時の格納容器圧力変化

(3/13 6:00~3/14 12:00)



# ベント時の格納容器圧力変化

(3/15 12:00~3/16 18:00)



## 格納容器からの直接放出の状況について



図1 3号機からの蒸気放出 (撮影日情報 3月15日7時31分)

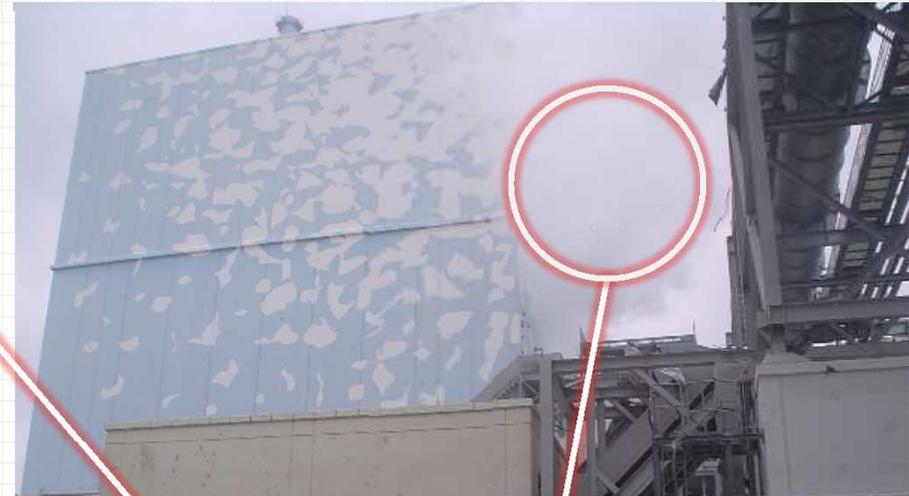
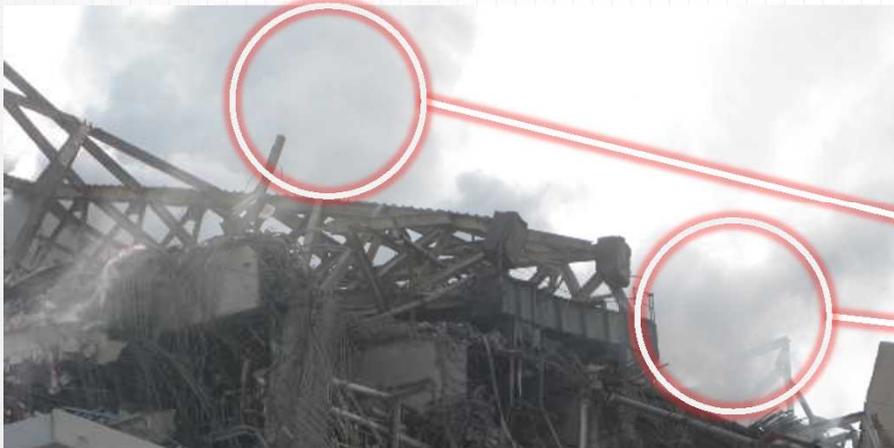


図2 2号機からの蒸気放出 (撮影日情報 3月15日8時58分)



格納容器上部から直接放出された  
蒸気である可能性が高い

**2、3号機の格納容器は、15日までには気密性を喪失し、放射性物質を直接放出する状況**

5

## 3号機格納容器からの漏えいと 大量の蒸気放出について

### 今回の調査で確認・解明できたこと

- ・ 過去に報告した2号機と、今回検証した、3号機の格納容器は、3月15日までに気密性を喪失し、放射性物質を直接放出する状況となっていたと推定できる。
- ・ 3月14日以降、3号機のベントによる圧力低下が確認できないため、3月14日夜～16日の発電所外の環境汚染は、格納容器からの直接放出が原因と考えられる。

6

## 2号機CAMSの測定データに基づく 放射性物質の移行経路の推定

6

## 本調査の概要

---

第3回進捗報告において、2号機CAMSの測定データの推移から事故進展を推定した。

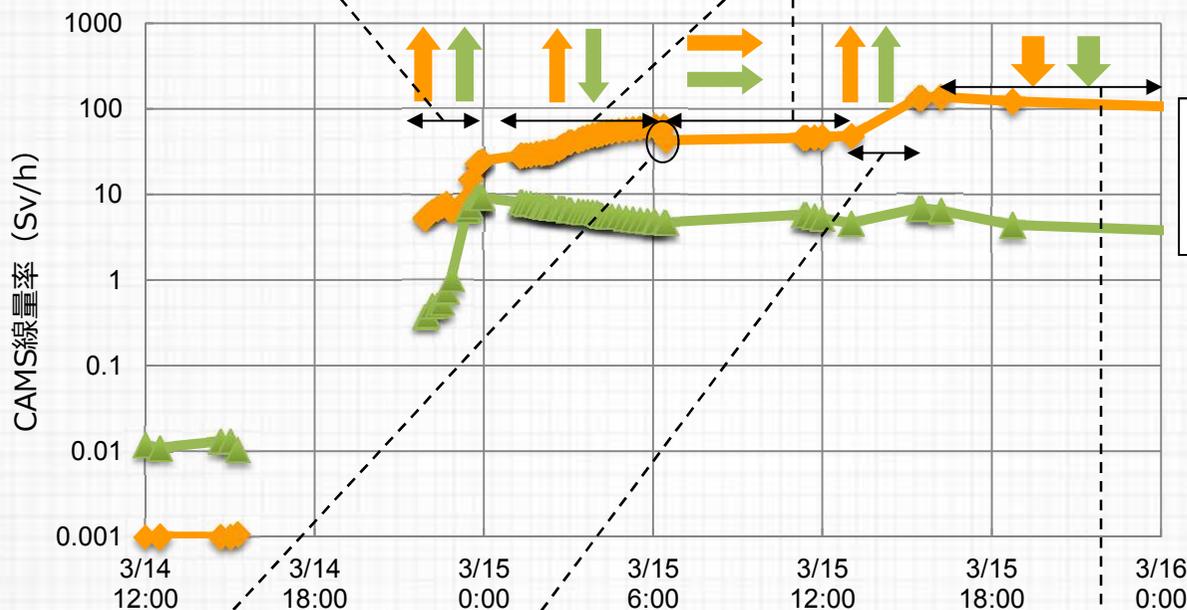


さらに、CAMSの設置位置を考慮したうえで、放射性物質の移行経路・分布について定量的な評価を実施した。

# CAMS測定データ（第3回進捗報告再掲）

期間①：  
炉心損傷が開始し、ドライウェル・  
圧力抑制室ともに線量率が上昇する

期間②：  
ドライウェルの線量率上昇に対し、  
圧力抑制室の線量率は下降に転じている



期間③：ドライウェル・圧力  
抑制室ともに、大きな  
線量率変化が見られな  
い状態と考えられる

3/15早朝：ブローアウトパネルから蒸気  
が放出されているのが確認さ  
れ、線量が上昇した3/15早朝に  
ドライウェルの線量率の減少が  
記録されている

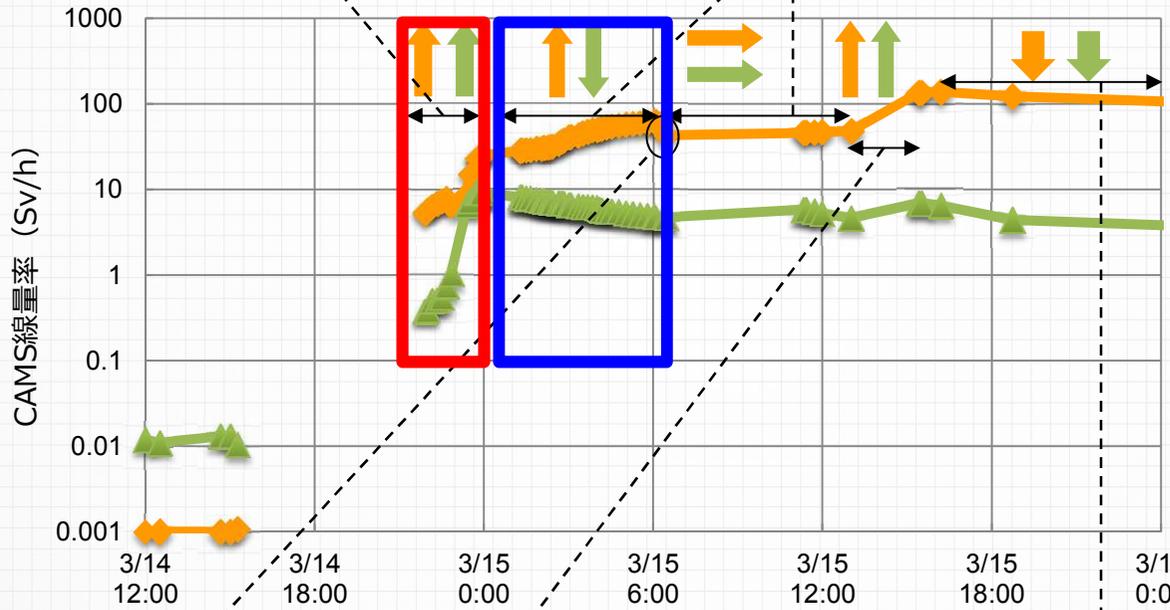
期間④：ドライウェルの線量率が急上昇。最大値  
138Sv/hを観測。圧力抑制室の線量率も  
若干上昇しており、この時点で大きな状  
態変化があった可能性がある

期間⑤：ドライウェル・圧力抑  
制室ともに、最大値を  
計測した後、線量率は  
単調に減少している

# CAMS測定データ（第3回進捗報告再掲）

期間①：  
炉心損傷が開始し、ドライウェル・  
圧力抑制室ともに線量率が上昇する

期間②：  
ドライウェルの線量率上昇に対し、  
圧力抑制室の線量率は下降に転じている



期間③：ドライウェル・圧力  
抑制室ともに、大きな  
線量率変化が見られな  
い状態と考えられる

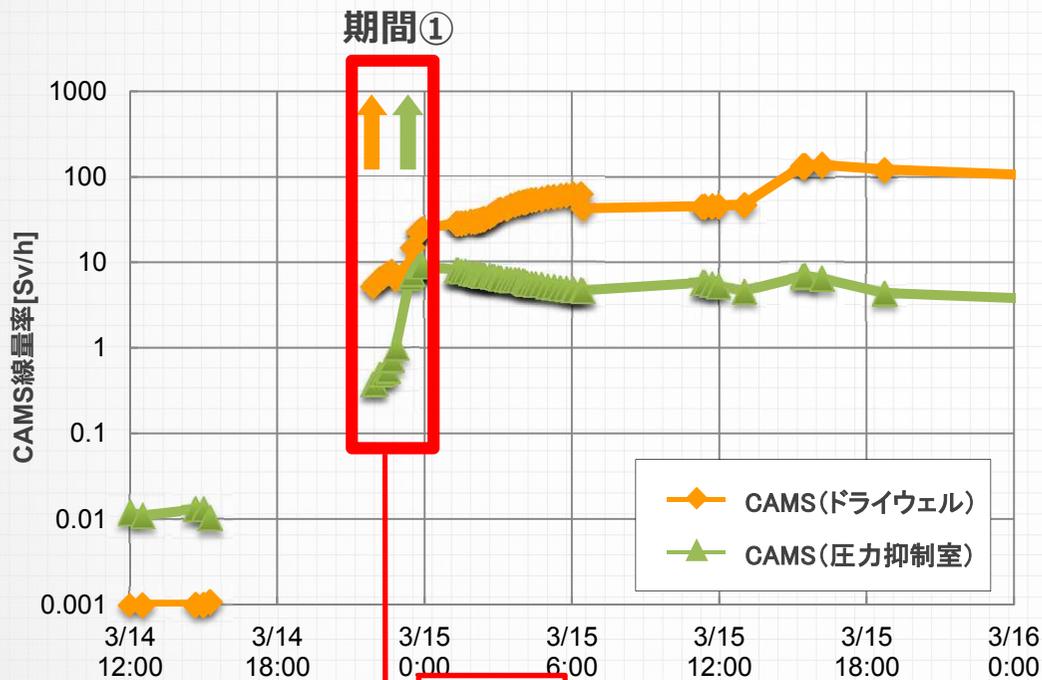
3/15早朝：ブローアウトパネルから蒸気  
が放出されているのが確認さ  
れ、線量が上昇した3/15早朝に  
ドライウェルの線量率の減少が  
記録されている

期間④：ドライウェルの線量率が急上昇。最大値  
138Sv/hを観測。圧力抑制室の線量率も  
若干上昇しており、この時点で大きな状  
態変化があった可能性がある

期間⑤：ドライウェル・圧力抑  
制室ともに、最大値を  
計測した後、線量率は  
単調に減少している

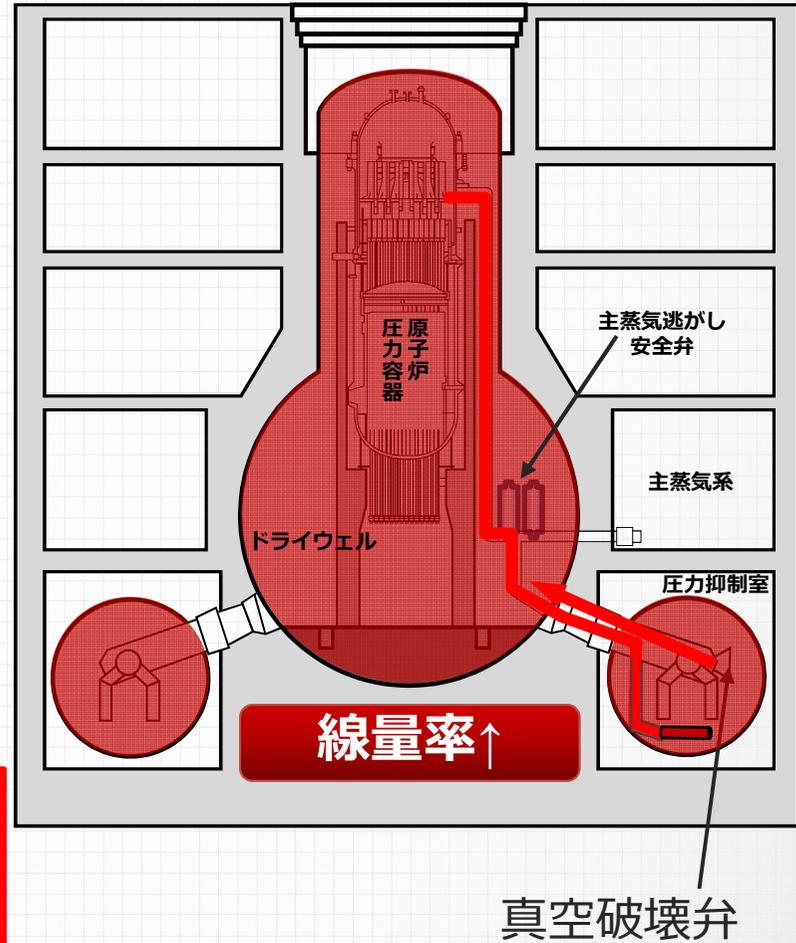
# 期間①の進展

## 3月14日夜 / 燃料の損傷が始まる



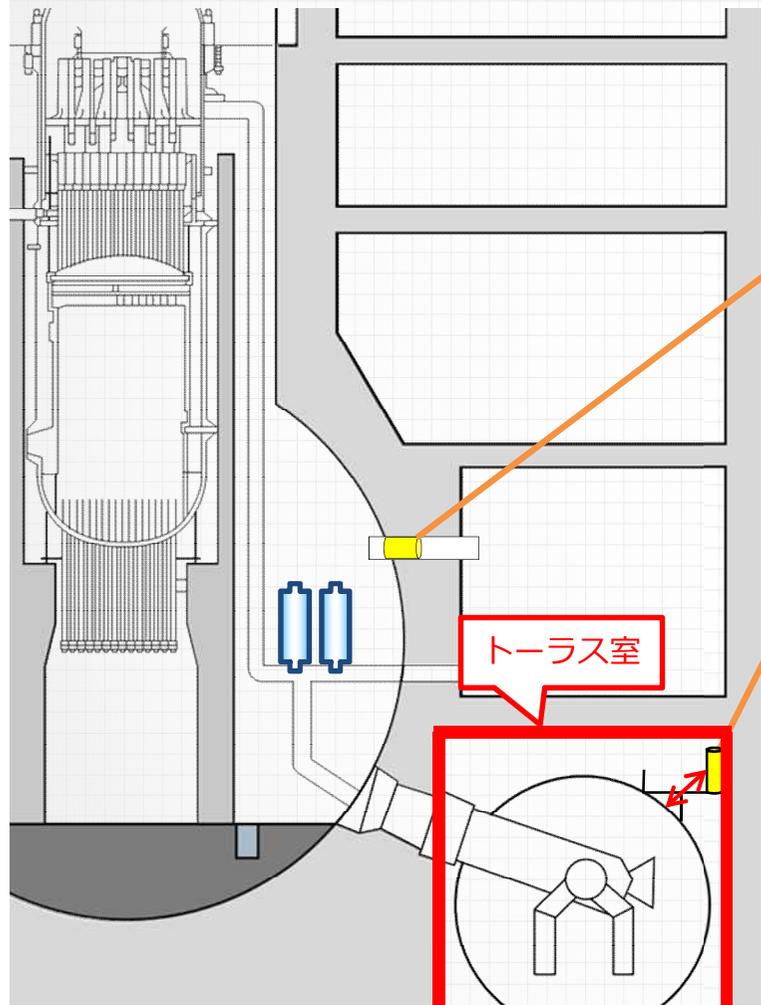
Point

放射性物質が先に流れ込む  
圧力抑制室より、ドライウエルの  
線量の方が高い



## 2号機CAMSの測定データに基づく放射性物質の移行経路の推定

CAMSの位置が線量率に影響

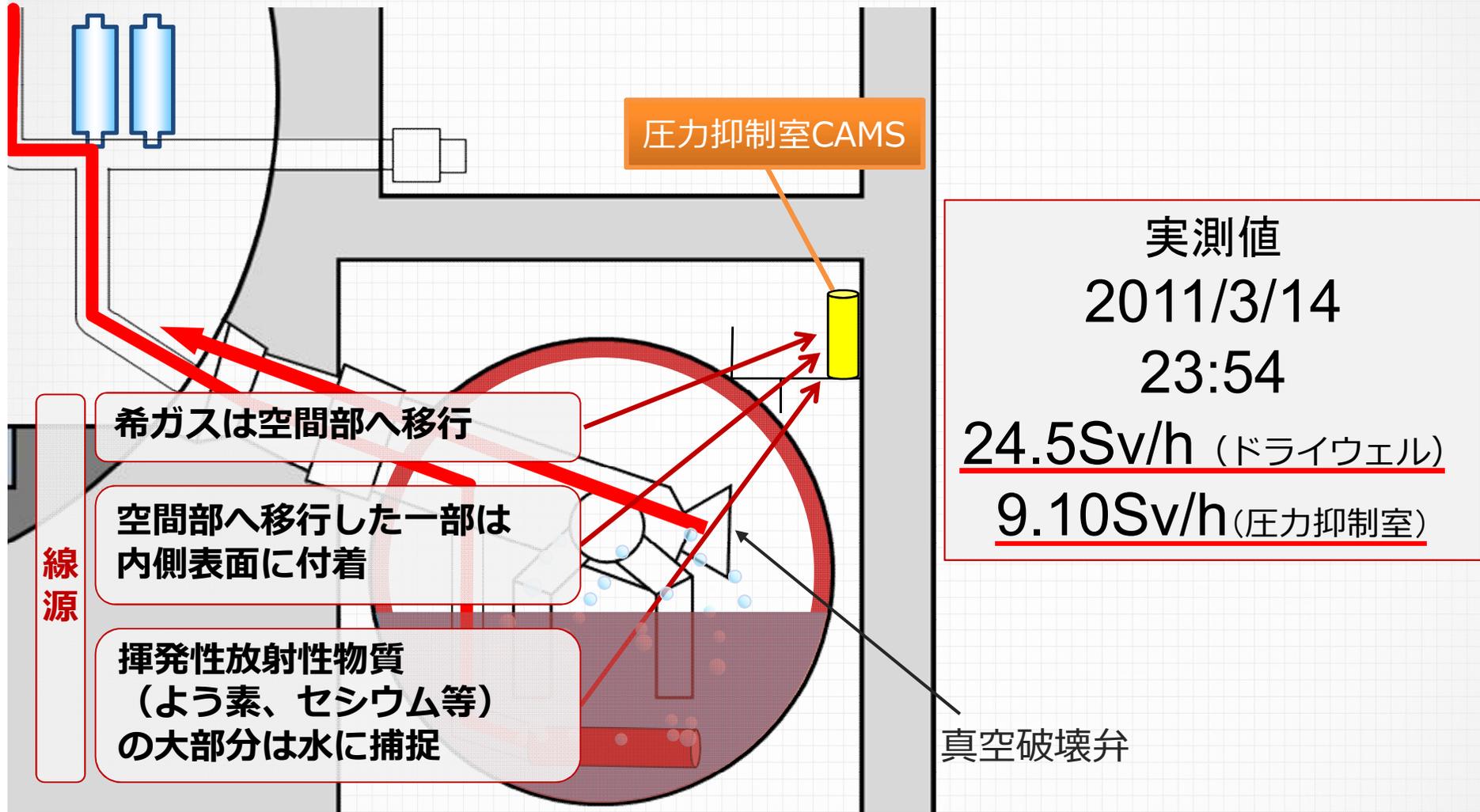


ドライウェル CAMS

圧力抑制室CAMS



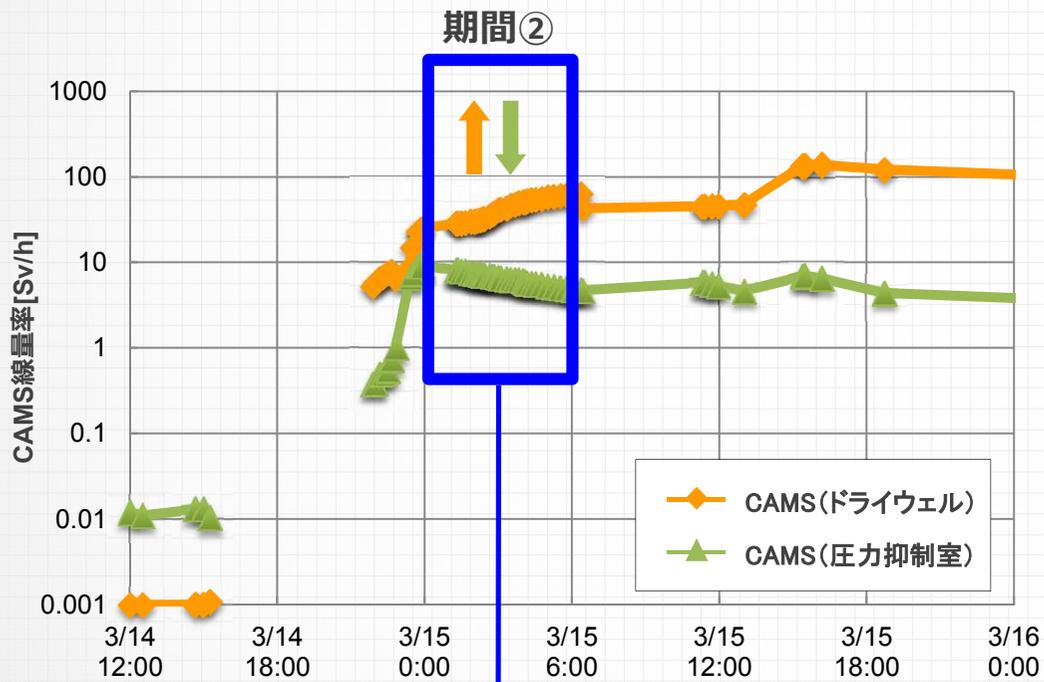
## ■ 期間①における評価



①の期間に、最も激しい燃料損傷がおり、放射性物質の移行経路は、主蒸気逃がし安全弁を通じたもので、この期間内は原子炉圧力容器はほぼ健全であったと推定できる

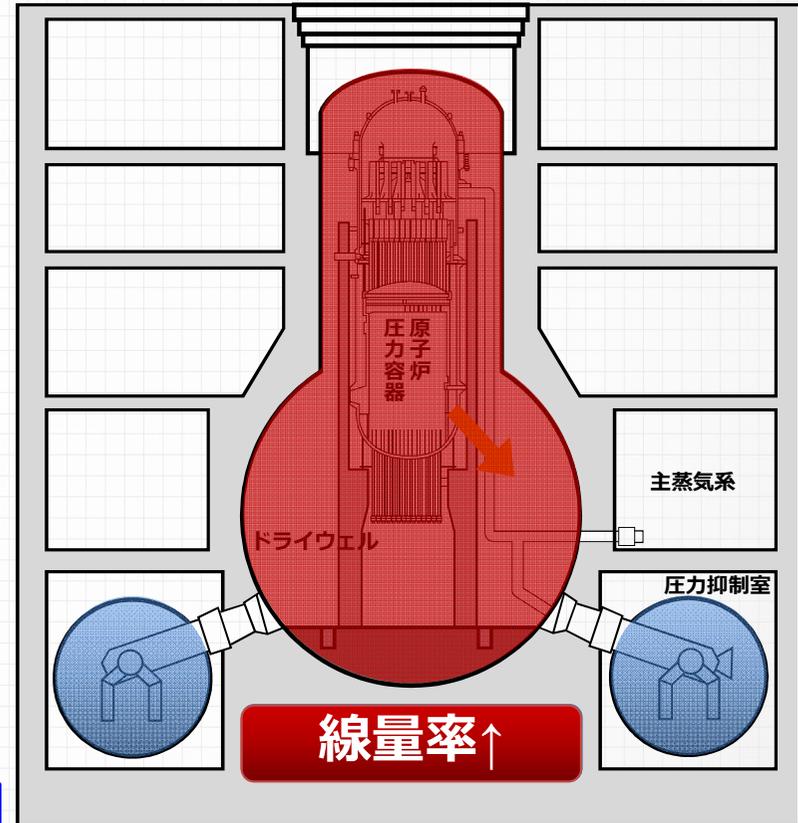
## 期間②の進展

# 3月15日0時過ぎ / 原子炉压力容器からの漏えい

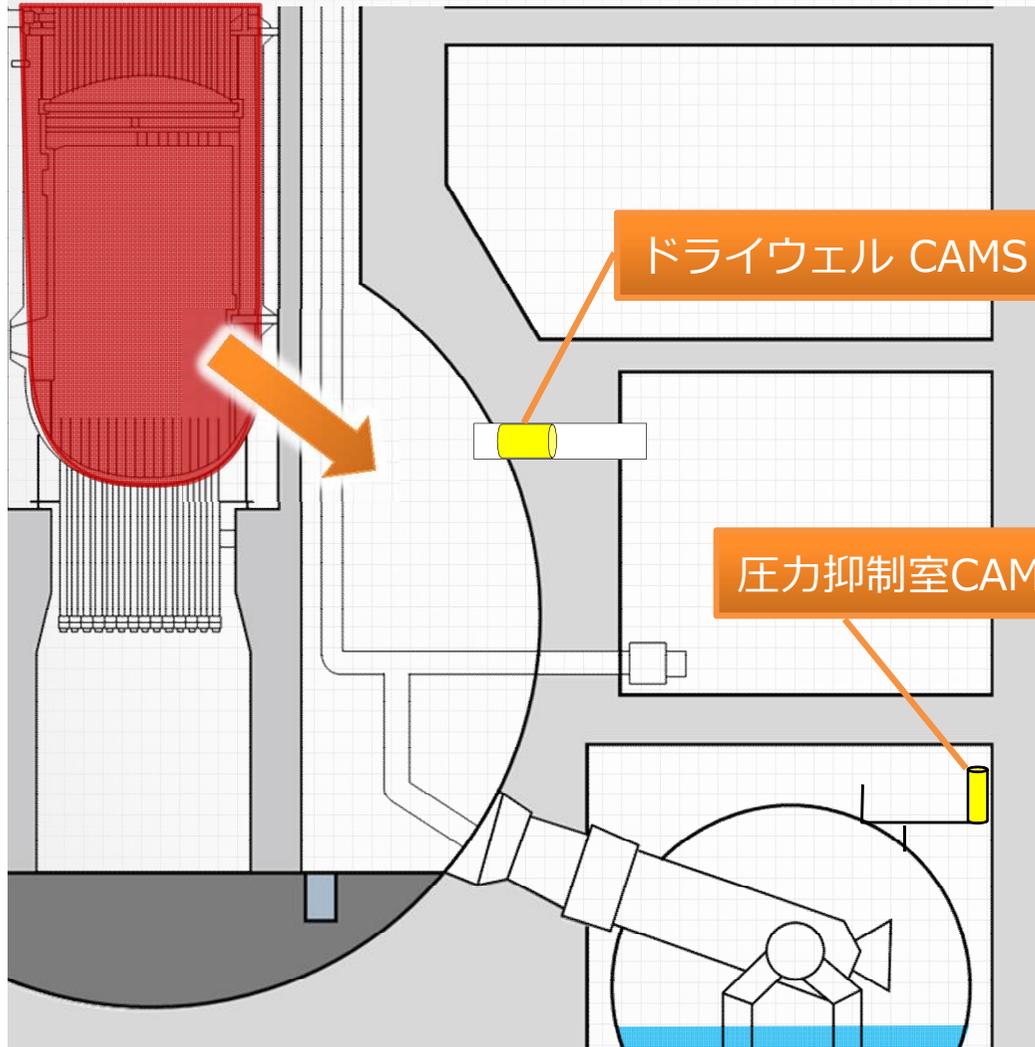


Point

6時間で圧力抑制室の  
線量率が半減



## ■ 期間②における評価



実測値  
2011/3/14 23:54  
24.5Sv/h (ドライウェル)  
9.10Sv/h (圧力抑制室)



**6時間経過**

2011/3/15 6:20  
62.7Sv/h (ドライウェル)  
4.80Sv/h (圧力抑制室)

**原子炉圧力容器からドライウェルへの漏えいがあったとしても大規模ではない**

6

## 2号機CAMSの測定データに基づく放射性物質の移行経路の推定

### 今回の調査で確認・解明できたこと

- ① 圧力抑制室CAMSの線量率は、炉心損傷に伴う  
ヨウ素・セシウム等の放出を考慮すれば再現可能
- ② ドライウェルCAMSの線量率は、3月15日以降、  
原子炉圧力容器から直接流れ込む放射性物質  
により上昇

以上のことから、第3回進捗報告における検討結果を補強する評価が得られた。

