

福島原子力事故における  
未確認・未解明事項の  
調査・検討結果のご報告  
～ 第1回進捗報告 ～

平成25年12月13日  
東京電力株式会社



東京電力

---

# はじめに

---

当社は、「福島原子力事故」に関するこれまでの調査・分析により、事故の進展および原因について多くの事項が判明したと考えている。

しかしながら、残された記録や現場調査はいまだ限定的であり、東北地方太平洋沖地震発生以降の事故の進展に伴う福島第一原子力発電所の損傷個所や程度、原因について、まだ未確認・未解明な事項が残されているのが現状である。

当社は、福島原子力事故の当事者として、継続して計画的な現場調査やシミュレーション解析による事故時の原子炉の挙動等の把握といった全容解明に取り組むことで、原子力発電事業者としての責務である安全性の向上や、廃炉作業の進展に役立てる所存である。

今回は、第1回として、事故直後から平成23年3月末までの未確認・未解明問題を抽出し検討を行った。

# 目次

---

はじめに

## ■概要編

- |                       |    |
|-----------------------|----|
| 1. 未確認・未解明事項の調査・検討の目的 | P4 |
| 2. 概要(未確認・未解明事故の考え方)  | P5 |
| (整理・課題の抽出および検討の方向性)   | P6 |
| (第1回進捗報告の概要)          | P7 |

## ■本篇

- |   |     |
|---|-----|
| 1. 未確認・未解明事項の考え方                              |     |
| (1)未確認・未解明事項の抽出範囲                             | P9  |
| (2)解明済みの事項                                    | P10 |
| (3)抽出された未確認・未解明事項抽出の分類・整理                     | P11 |
| 2. 検討が完了した未確認・未解明事項について                       | P12 |
| 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細                       |     |
| (1)「冷やす」機能を失った主な原因について                        | P13 |
| (2)1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性         | P19 |
| (3)消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由            | P24 |
| (4)3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていない理由       | P28 |
| (5)3号機で原子炉圧力の急速低下の原因<br>(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか) | P32 |
| 4. 原子炉・格納容器状態の推定状況(3号機推定状況)                   | P37 |
| 5. 今後検討を進める主な課題について                           | P38 |

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

## 概要編



東京電力

---

## 1. 未確認・未解明事項の調査・検討の目的

---

福島第一原子力発電所事故の「事実」を明らかにすることで  
日本の、そして世界中の原子力発電所の安全性向上に役立てる



事故の当事者である原子力発電事業者の責務として  
事故の全容解明を希求

廃炉に向けた課題の解決、知見の蓄積

柏崎刈羽原子力発電所における安全対策の  
精度向上と安全性の強化

## 2. 概要(未確認・未解明事項の考え方)

幅広い観点で整理  
下記の2つの範囲で未確認・未解明事項を設定  
(対象期間:平成23年3月末程度)



炉心・格納容器の状態、事故進展の  
大きな流れの把握

例1)原子炉隔離時冷却系の機能が  
喪失した原因

例2)事故時の観測事実が一部  
説明できない点

等、当社が解明できていない課題



事故進展をより詳細に理解・評価  
するために必要な情報の把握

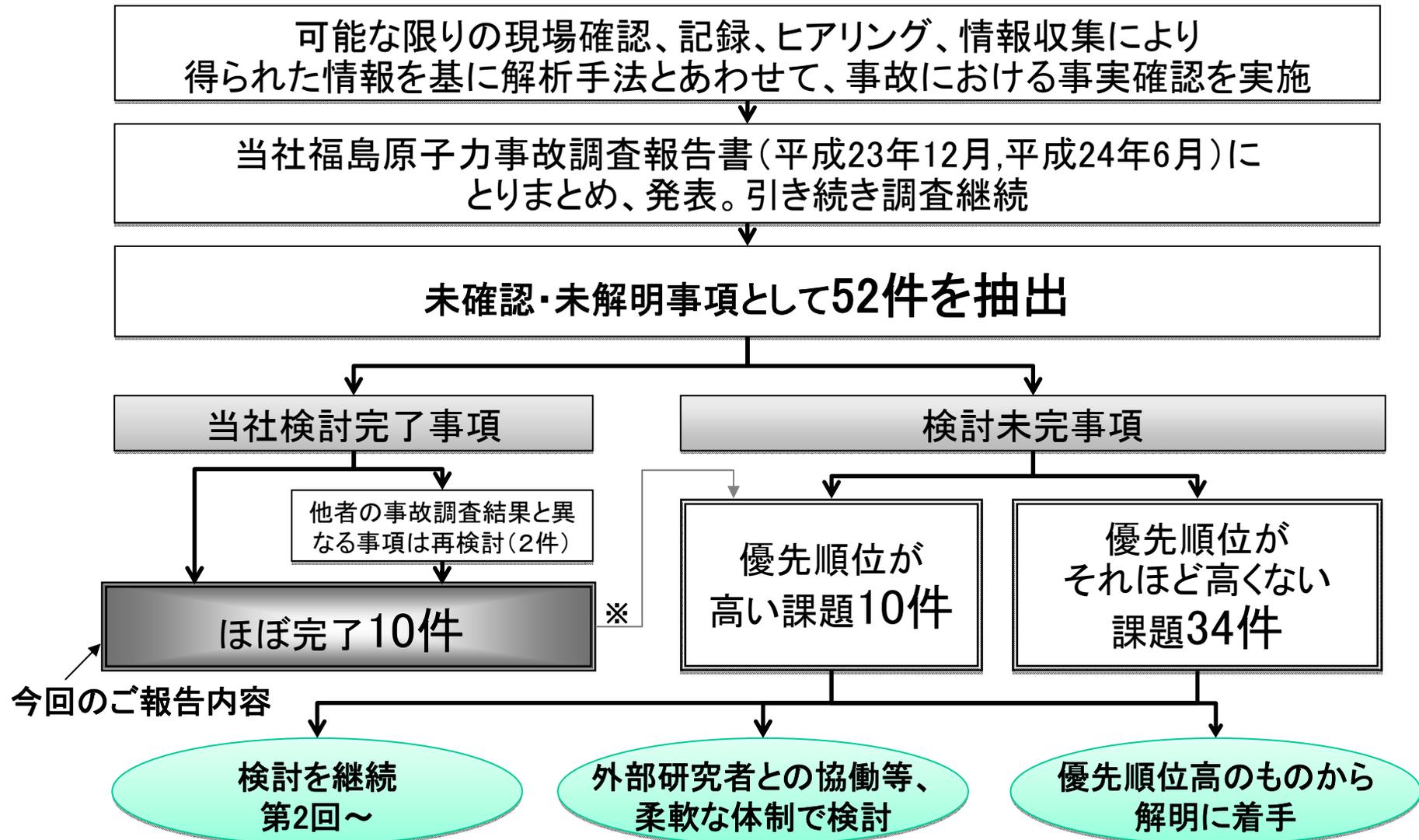
例)2号機での残留熱除去系の  
津波到達前後の状態確認

【理由】

この系統の冷却状況の確認が必要であり、  
また、事故防止につながる知見が得られる  
等、安全性向上に寄与する可能性もある

注)発電所外への放射性物質の放出に関する課題については、平成24年5月公表の報告書「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について」を基本とし、今回は、事故の進展の理解に役立つものに限定した。

## 2. 概要(整理・課題の抽出および検討の方向性)



優先順位の高いものは 今後、2年以内に結論を出すことを目指す

## 2. 概要(第1回進捗報告の概要)

第1回の調査結果のうち、ほぼ検討が完了した10件の中から、事故を理解する上で重要と考える下記の5件について概要を示す。

### ●「冷やす」機能を失った主な原因は地震ではないのか？

\* 波高計の記録や、各種計算機に記録されたデータ、津波来襲状況を撮影した連続写真等から、海水系ポンプや非常用発電機が津波により機能喪失したことを解明

### ●1号機原子炉建屋での出水は地震を原因とした重要設備からの水漏れではないか？

\* 図面調査や目撃証言、プラントデータ等から、1号機原子炉建屋4階での出水事象は使用済燃料プールからダクトに入り込んだ水によるものと解明

### ●消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由は？

\* 配管図面等から、消防車から原子炉への注水が一部他系統に流れ込んでいた可能性を確認、実際の注水量の評価や事故進展への影響は今後検討

### ●3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていないのでは？

\* 各種データのトレンド確認により、3号機高圧注水系は手動停止した時点より早い段階で十分な注水ができていなかった可能性を確認、炉心損傷の進展状況を今後再評価予定

### ●3号機で原子炉圧力が急速低下したのは、原子炉等の重要設備に穴があいたせいでは？

\* 起動条件の確認により、開かなかったと考えられていた複数の逃がし安全弁が自動で開いた可能性を確認。弁の開放により急激に減圧した可能性。

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

# 本編



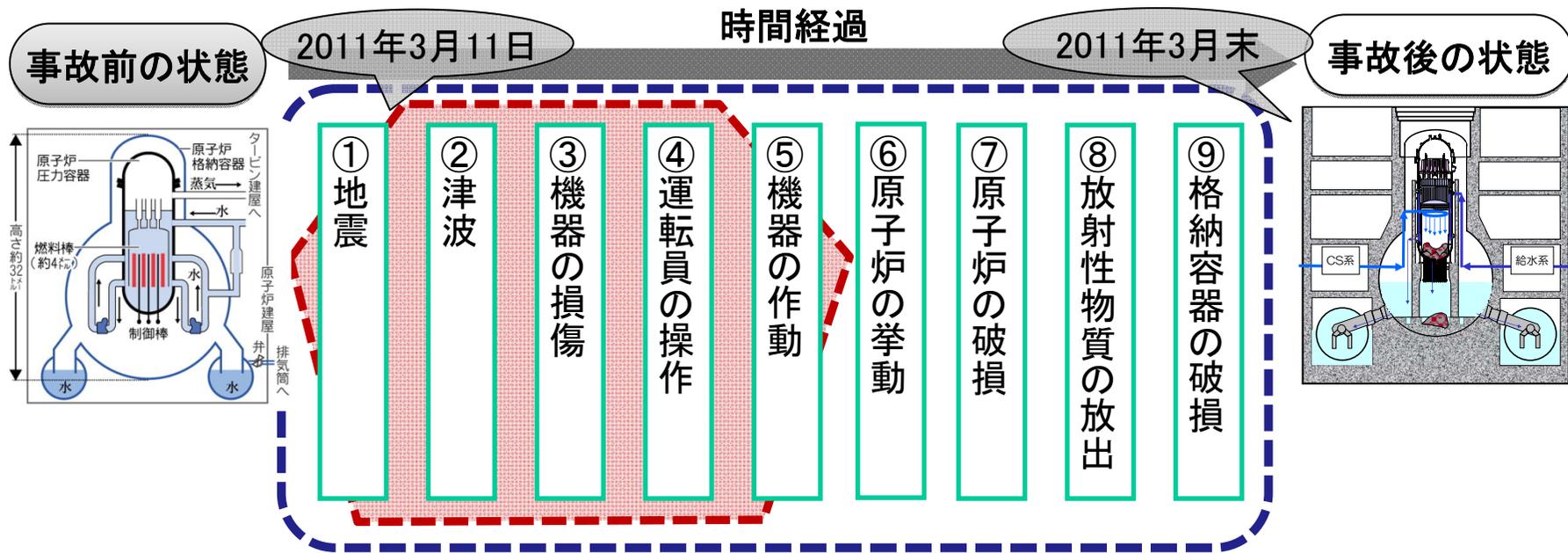
東京電力

---

# 1. 未確認・未解明事項の考え方

## (1) 未確認・未解明事項の抽出範囲

下記の①から⑤(主に事実関係)と、  
①から⑨(主に事故進展、損傷過程等)の範囲を設定



範囲①

当社の見解と社外の事故調査報告書では一部異なる見解があるため、調査を継続。

範囲②

事故進展における⑤⑥機器の詳細な挙動や⑦～⑨炉心・格納容器損傷過程、事故後の状態などの「未解明問題」を整理、抽出し、解明に向けた検討を行う。

# 1. 未確認・未解明事項の考え方

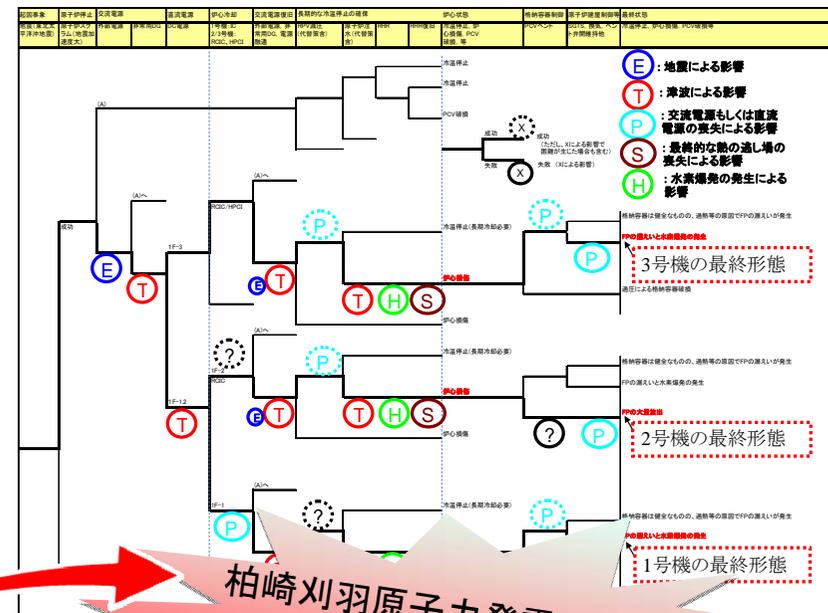
## (2) 解明済みの事項

- 地震後からスタートし、今回の過酷事故に至るまでの過程を「イベントツリー解析」を利用して分析。1号機から3号機の事故進展の特徴を整理
- 安全機器の機能喪失に至った原因、要因を把握し、安全性向上対策に反映

### 【イベントツリー分析による安全性向上策の例】

機能喪失原因の把握	津波により直流電源を喪失 機器の制御・計測ができなくなった
機能喪失の防止策	直流電源の設置エリアへの「防水扉」の設置
代替手段の確保策	予備バッテリー、 専用充電器を高所に設置
安全性確保	<b>事故時の直流電源の維持</b>

### 【イベントツリーイメージ】



【イベントツリー解析とは】安全評価手法のひとつで、発端となる初期の事象からスタートし、最終的な状態に至る過程を「枝分かれ式（ツリー状）」に展開して解析する手法。各段階で安全装置等が機能するかどうかによって枝分かれし、事故の特徴を整理することができる。

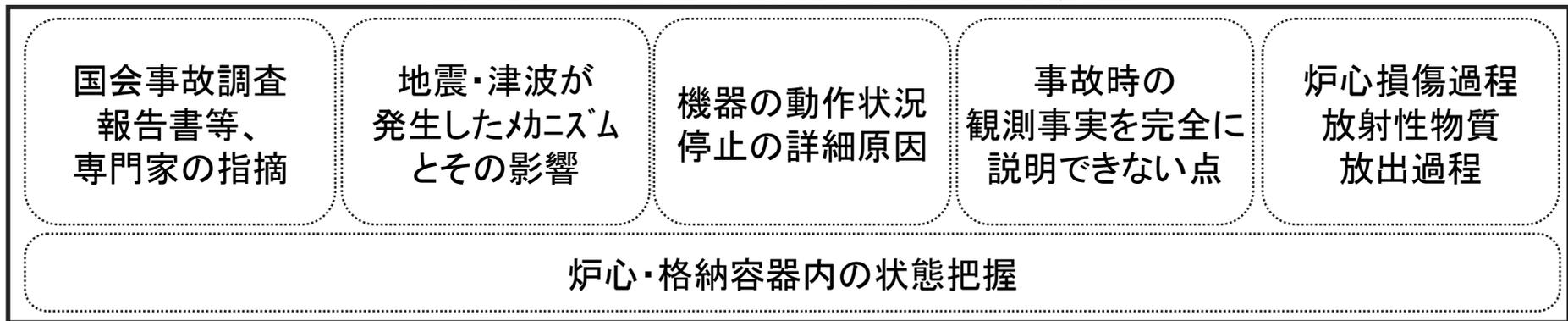
# 1. 未確認・未解明事項の考え方

## (3) 抽出された未確認・未解明事項抽出の分類・整理

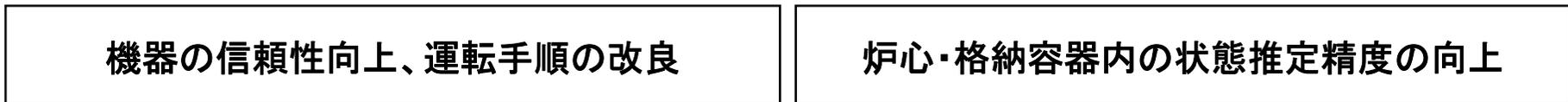
事故進展の全容解明に向けて、解明が困難なもの、長期に渡るもの、  
学術界での幅広い議論が必要なものも含め未確認・未解明課題として整理、抽出



～抽出された未確認・未解明事項抽出の分類・整理～



～検討成果の反映～



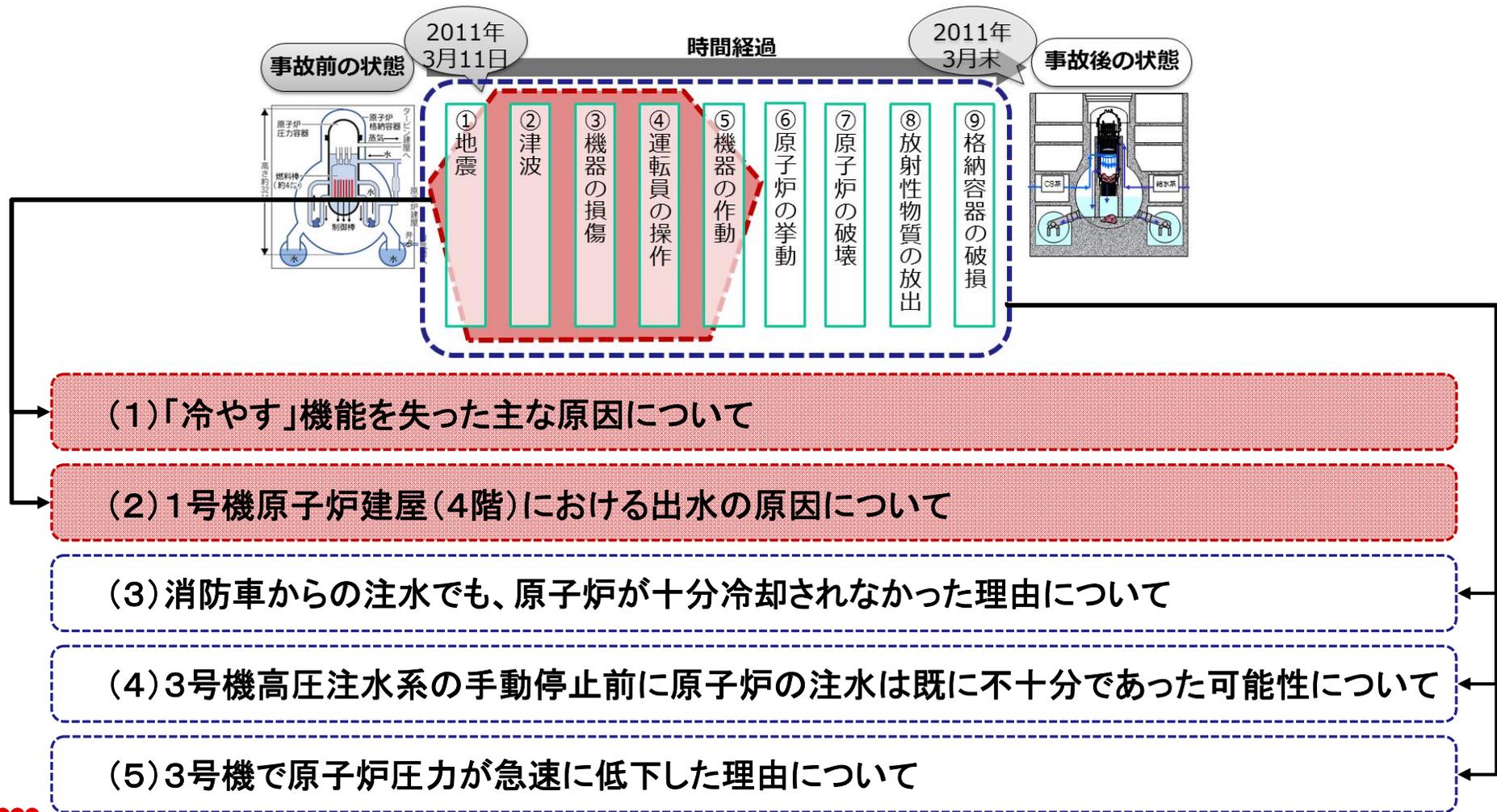
さらなる安全性向上や  
事故進展挙動の正確な評価に役立てる



効率的な廃炉方策の立案に役立てる

## 2. 検討が完了した未確認・未説明事項について

今回、抽出した52件のうち、説明がほぼ完了したものが10件  
中でも、**事故を理解する上で重要な下記の5件を紹介**



### 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細

#### (1)「冷やす」機能を失った主な原因

有事に「冷やす」機能や「非常用発電機」の機能の喪失は、地震よりも津波に起因している可能性が高いことを検証

～敷地への津波到達に関する事実把握・検証～

福島第一原子力発電所の波高計による津波襲来状況の把握

1

津波来襲の様子連続撮影写真による津波到達時刻分析

2

津波来襲の様子連続撮影写真の撮影時刻の分析

3



～検証・解明に向けた検討ポイント～

敷地への津波の到達時刻と非常用発電機の機能喪失の時刻差(同時間である)

4

福島第一原子力発電所敷地内の設備の機能喪失順番(海側から順番に機能を喪失)

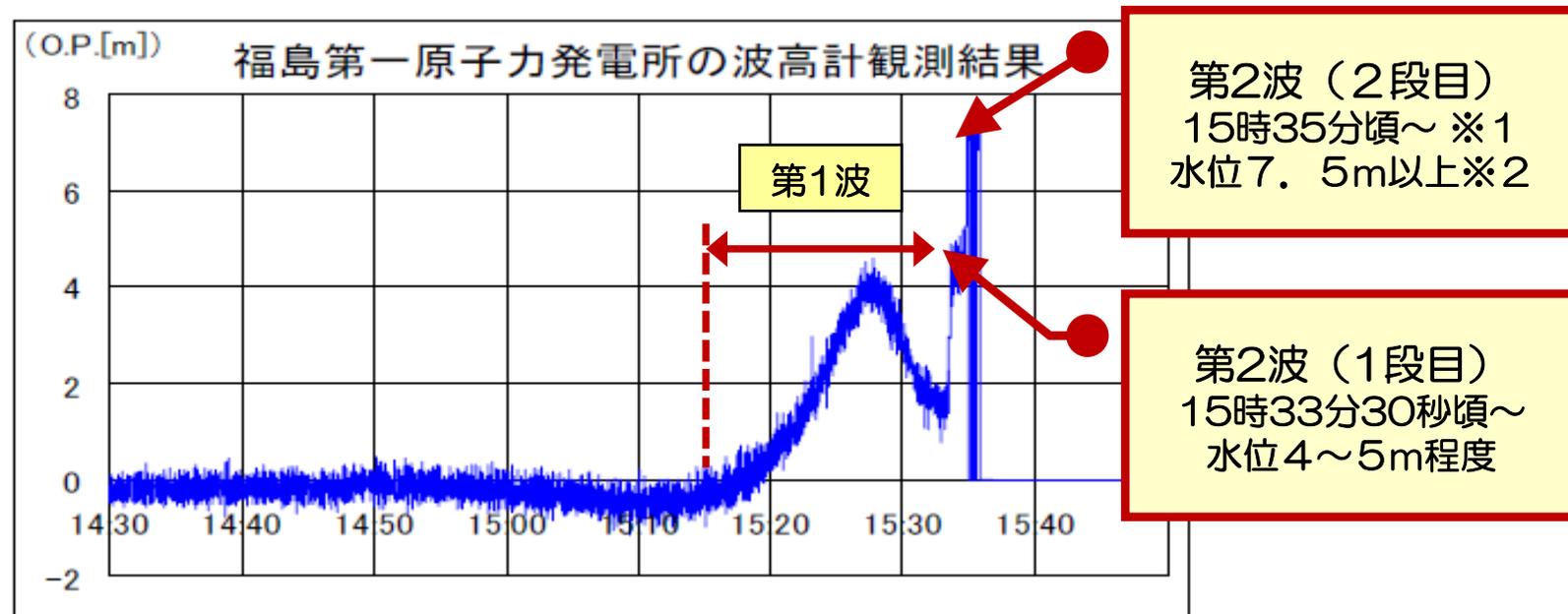
5

## (1)「冷やす」機能を失った主な原因

## 波高計による津波の来襲状況の把握

1

福島第一原子力発電所に来襲した津波の波高計による記録から、最も大きな津波が第1波、第2波(1段目)、第2波(2段目)から構成されていたことを観測



※1: 15時36分頃に不具合が発生し、観測値がゼロとなる

※2: 波高計の観測レンジが7.5mまでのため、7.5m以上は記録されない

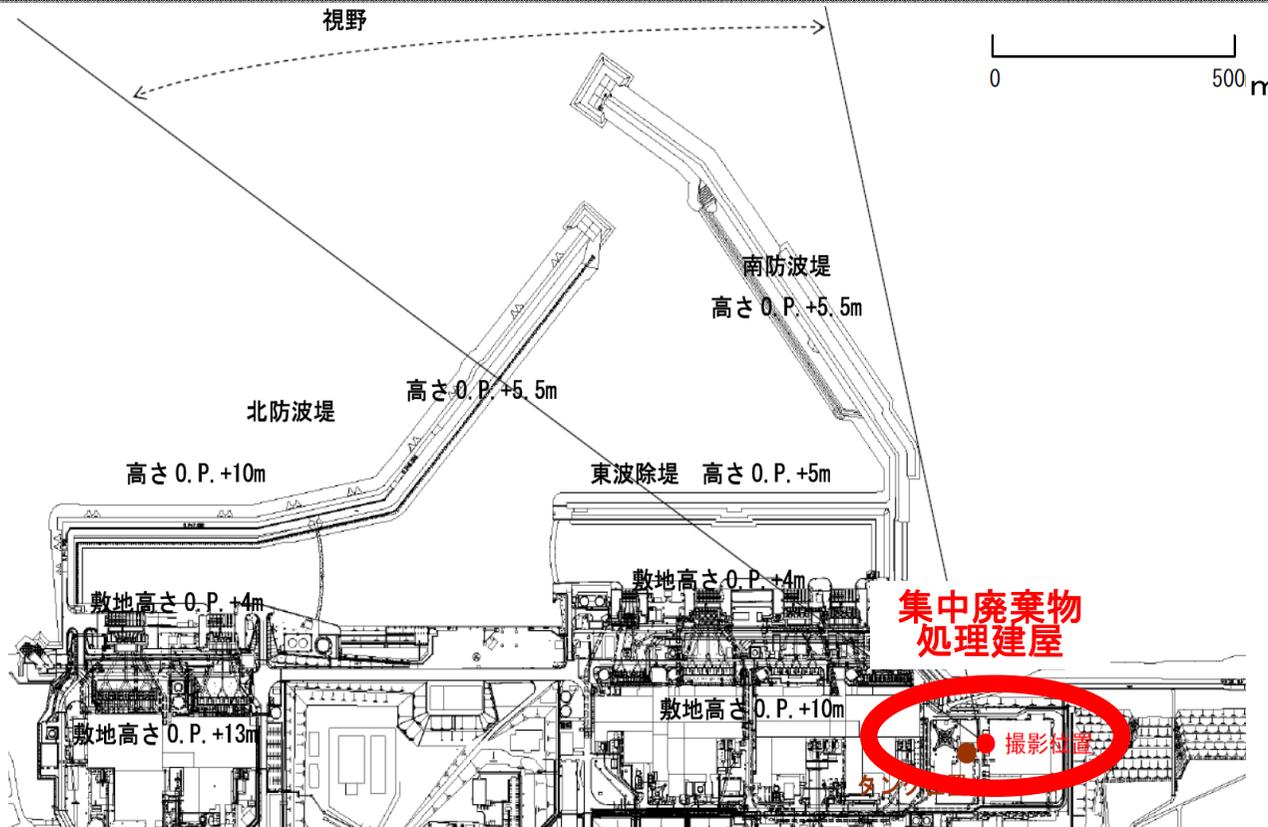
【波高計とは】海岸近くの波の高さを測定する計器。福島第一原子力発電所では、超音波式のもの、敷地海岸部から約1300mはなれた場所に設置していた。

(1)「冷やす」機能を失った主な原因

津波来襲の様子連続撮影写真による津波到達時刻分析

2

集中廃棄物処理建屋から撮影された全44枚のうち最初から19番目までの写真を分析  
 第2波1段目: 15時35分40秒頃敷地内海拔4mエリア(4m盤)に着岸、  
 第2波2段目: 15時36分後半敷地内海拔10mエリア(10m盤)を遡上したと推定



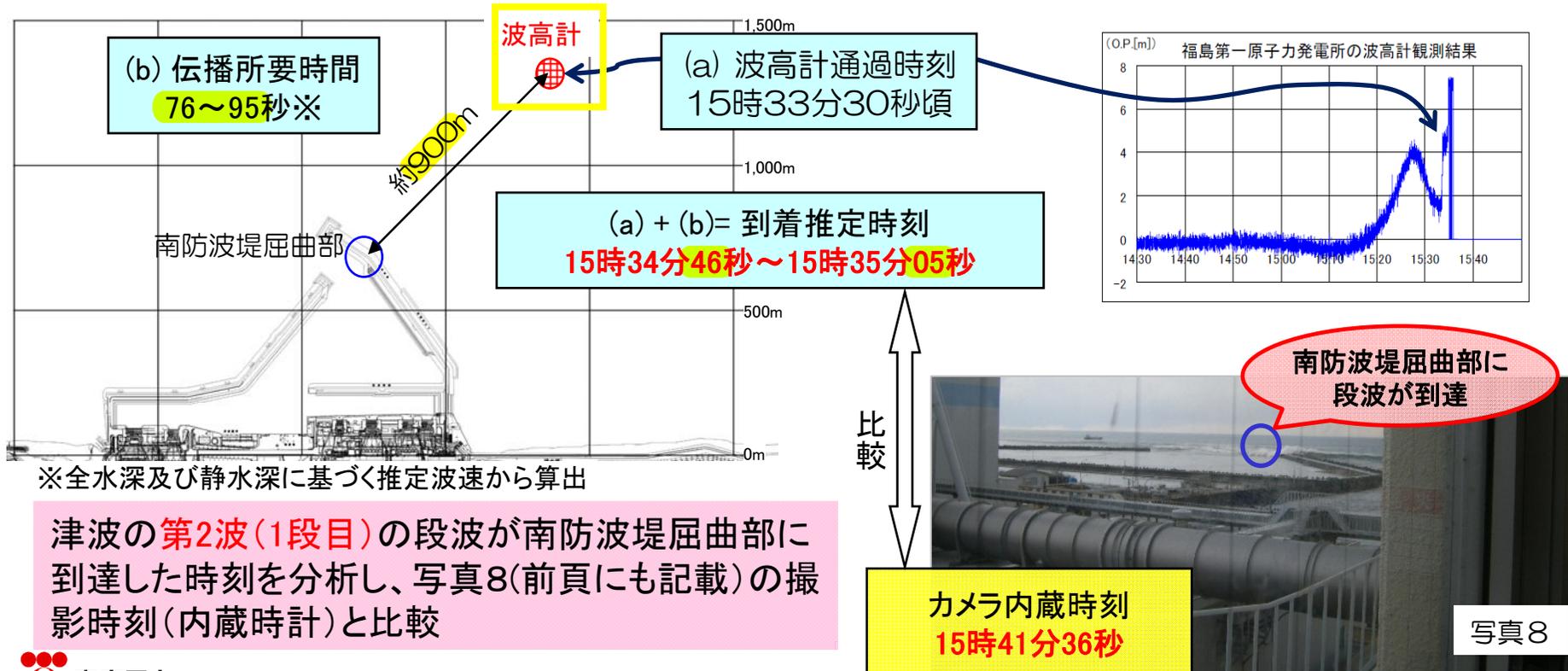
(1)「冷やす」機能を失った主な原因

津波来襲の様子連続撮影写真の撮影時刻の分析

3

津波の第2波(1段目)の到達時刻を分析し、  
カメラの内蔵時刻は6分31秒～6分50秒程度進んでいたものと推定。  
(以降、中間値の6分40秒進んでいたと仮定して撮影時刻を補正)

ここで算出されている津波到達時間は、妥当な手法で算出され大きなずれはないと考える

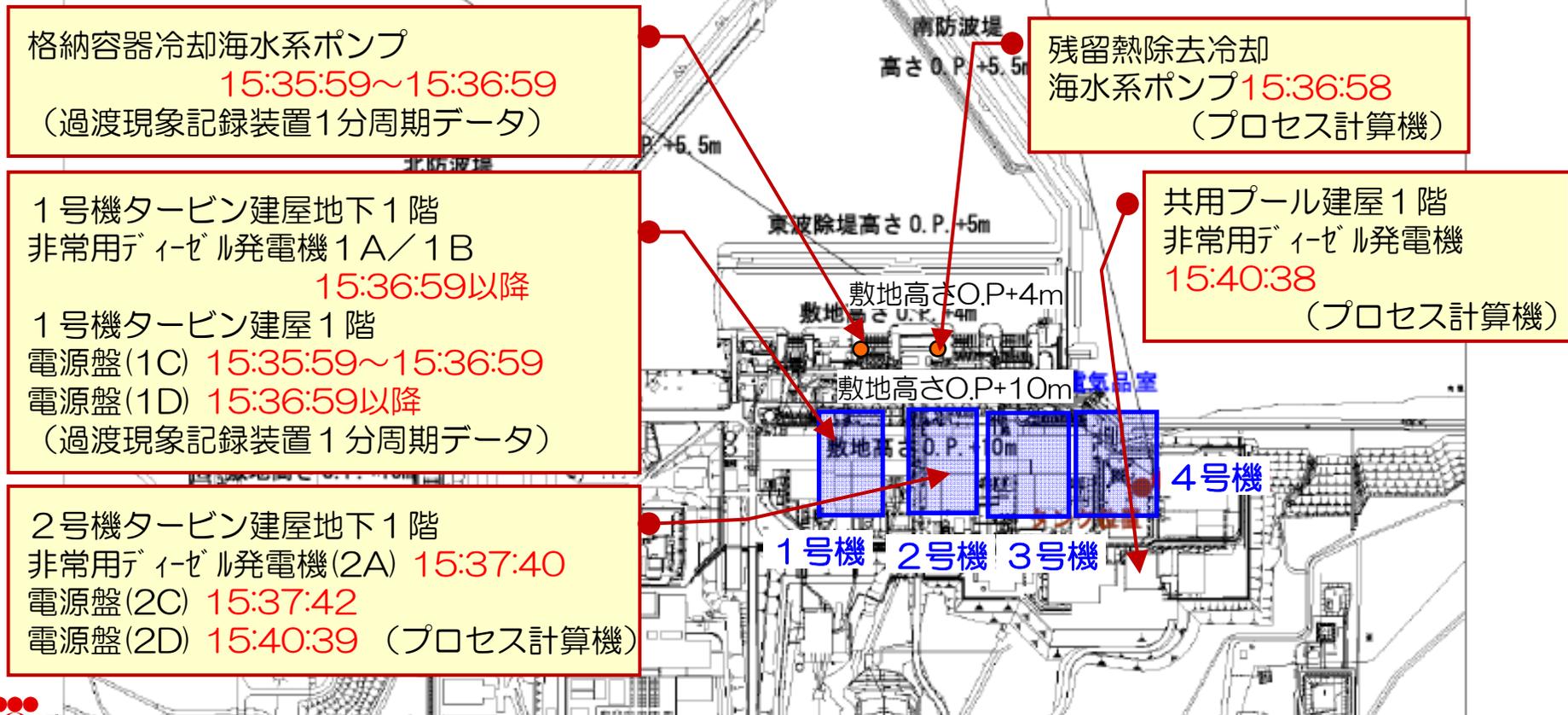


(1)「冷やす」機能を失った主な原因

敷地への津波の到達時刻と非常用発電機の機能喪失の時刻差(同時間である)

4

計算機記録データから、非常用発電機・ポンプ・電源盤の機能喪失時刻を推定  
測定されたデータから、①海側のポンプ:概ね15時36分台に津波の到達により喪失  
より高い位置にある②非常用ディーゼル発電機、③電源盤は①以降に喪失と推定

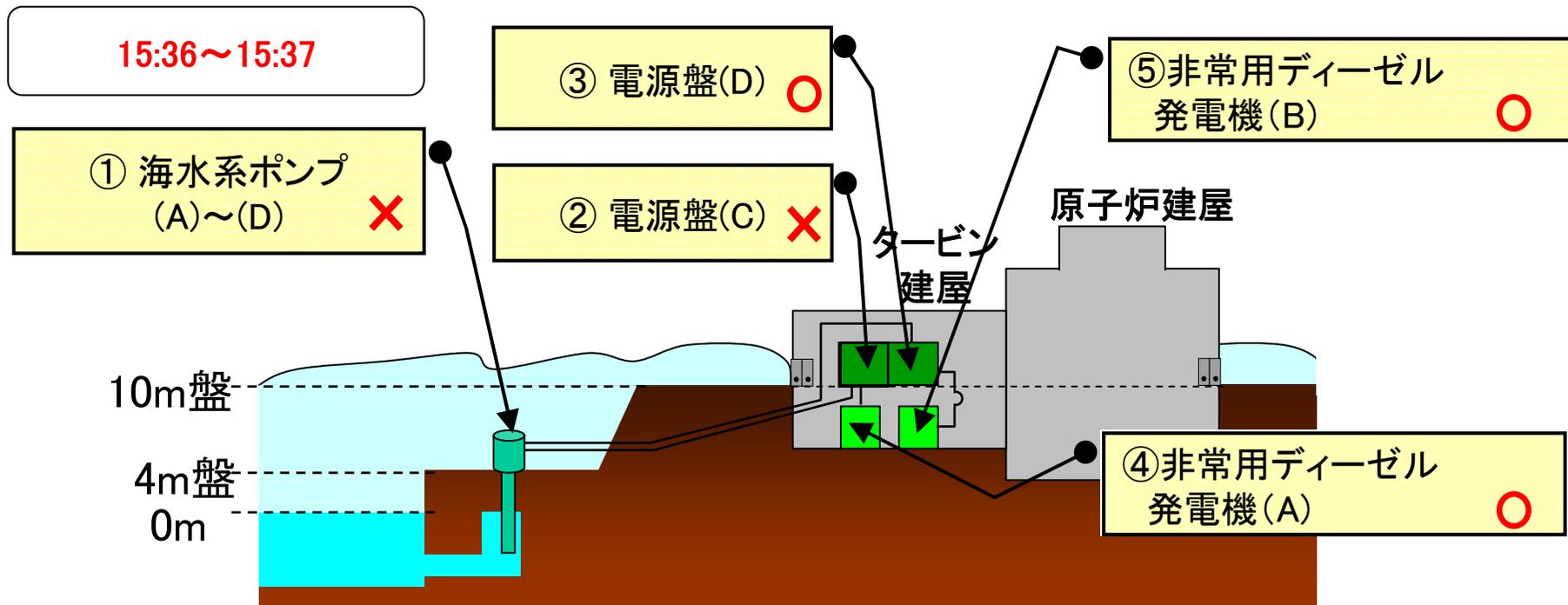


## (1)「冷やす」機能を失った主な原因

## 敷地内の設備の機能喪失順番(海側から順番に機能を喪失)

5

プロセス計算機、過渡現象記録装置のデータから  
 【15時36分台】海水系ポンプの機能喪失 → 母線電圧(C)の機能喪失 →  
 【それ以降に】母線電圧(D)、非常用ディーゼル発電機(A)、(B)の機能喪失  
 という形で、津波の影響が海側から順番に進行していったものと推定



### 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細

#### (2) 1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性

国会事故調から原子炉内部からの水漏れの可能性が指摘されているが

地震発生時の1号機原子炉建屋4階での出水の原因については、  
使用済燃料プールの水が地震時の揺れで空調ダクト内に入り込み、  
溢水防止用チャンバから出水したものである可能性が高い

#### ～検証・解明に向けた検討ポイント～

現場作業員(2名)の目撃証言・イメージに基づく出水場所の推定

1

図面調査による  
水漏れの可能性がある機器・設備の把握

2

平成24年11月30日に実施した現場調査による  
水漏れの可能性がある機器・設備の確認

3

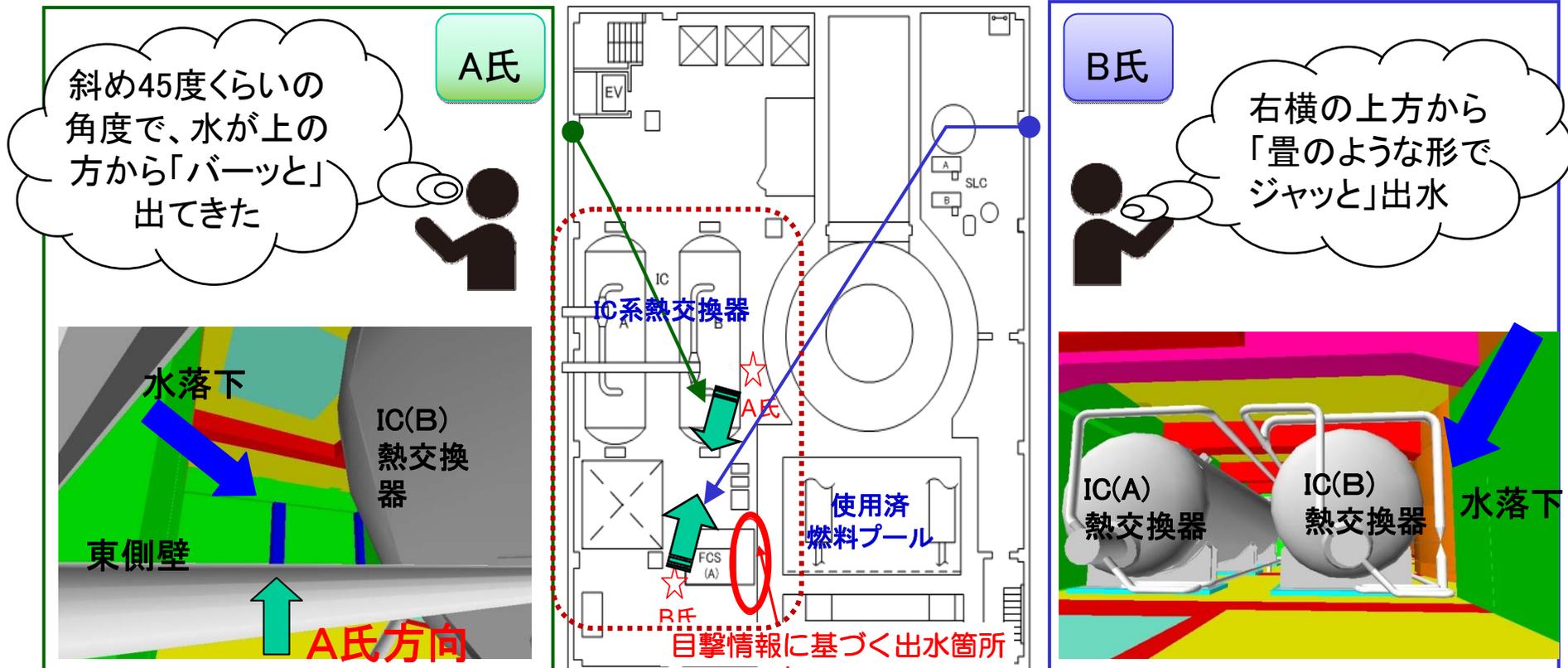
非常用復水器(IC)系熱交換器の水位確認による  
内部の水が流出するような損傷がないことの確認

4

(2) 1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性

現場作業員(2名)の目撃証言・イメージに基づく出水場所の推定

1

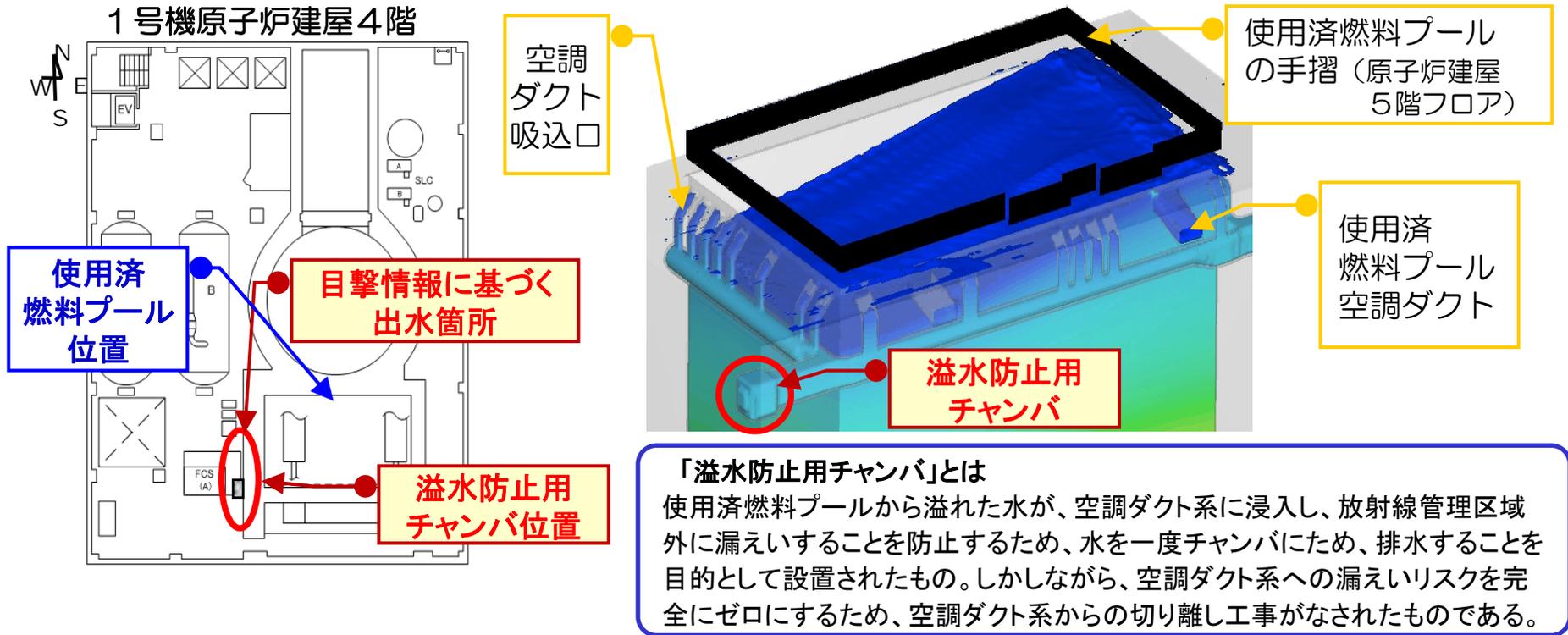


両氏の目撃証言をあわせると、出水場所は、上記の「**溢水防止用チャンバ**」の位置と推定できる

(2) 1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性

図面調査による  
水漏れの可能性がある機器・設備の把握

2



- 図面調査により、当「チャンバ」以外に目撃情報（前頁参照）に合致する**溢水を起こす可能性がある機器等**が出水箇所近傍にないことを把握
- 原子力規制委員会「事故分析検討会」でも、当チャンバからの出水の可能性について検討し、当該箇所からの出水である可能性が高いとされている

## (2) 1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性

平成24年11月30日に実施した現場調査による  
水漏れの可能性がある機器・設備の確認

3

- 現場調査により、近傍にある機器・配管のうち、「**溢水防止チャンバ**」のみ水が漏れる可能性があることを確認
- 同じく、現場調査で、**チャンバ本体の変形、閉止板の変形・開口を視認**

### ② 非常用復水器ベントライン

(非常用復水器一次系から主蒸気管に蒸気に戻すライン)

: 高温の蒸気を内包する小口径配管(3/4インチ)であり、**万が一損傷しても畳状の出水の原因になる可能性は極めて小さい**

### ① 空調ダクト及び、 溢水防止チャンバ

: 使用済燃料プール壁面と接続  
地震時プール水の流入可能性あり



### ③ 電線管



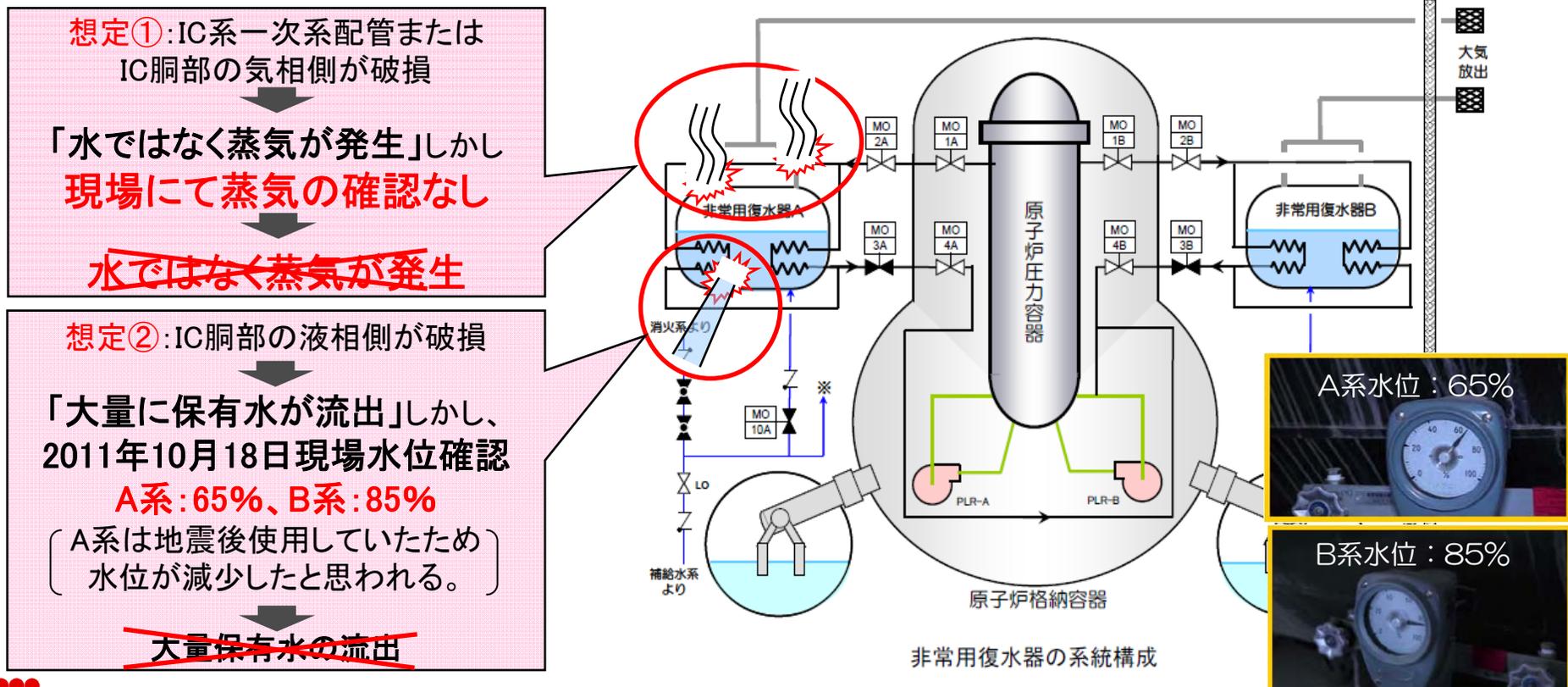
注意: 写真は照度及びコントラストを向上させて表示しております。

(2) 1号機原子炉建屋での出水が地震による重要設備からの水漏れである可能性

非常用復水器(IC)系熱交換器の水位確認による  
現場付近に重要設備の内部の水が流出するような損傷がないことの確認

4

- 現場での蒸気の確認はなく、IC胴側の水は各々残っている(A系65%、B系85%)が確認できていること等から、現場付近に重要設備の内部の水が流出するような損傷が起こっている可能性は低いと思われる。



### 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細

#### (3) 消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由

消防車から送り込んだ水が全て原子炉へ到達していれば、原子炉を十分冷却することができたはずであった。

注水の一部が他系統へ流れ込んでいた可能性

～検証・解明に向けた検討ポイント～

- 事故進展挙動を評価する上で、非常に重要な情報として
- 1-1 消防車からの注水量と原子炉の冷却に必要な水量の関係及び
  - 1-2 注水が原子炉以外に流れ込む可能性のある個所の把握

1

～柏崎刈羽原子力発電所での検討結果の活用～

流れ込みの可能性がある箇所を改善し 2  
代替注水手段による  
確実な原子炉への注水対策を実施

～今後の検討ポイント～

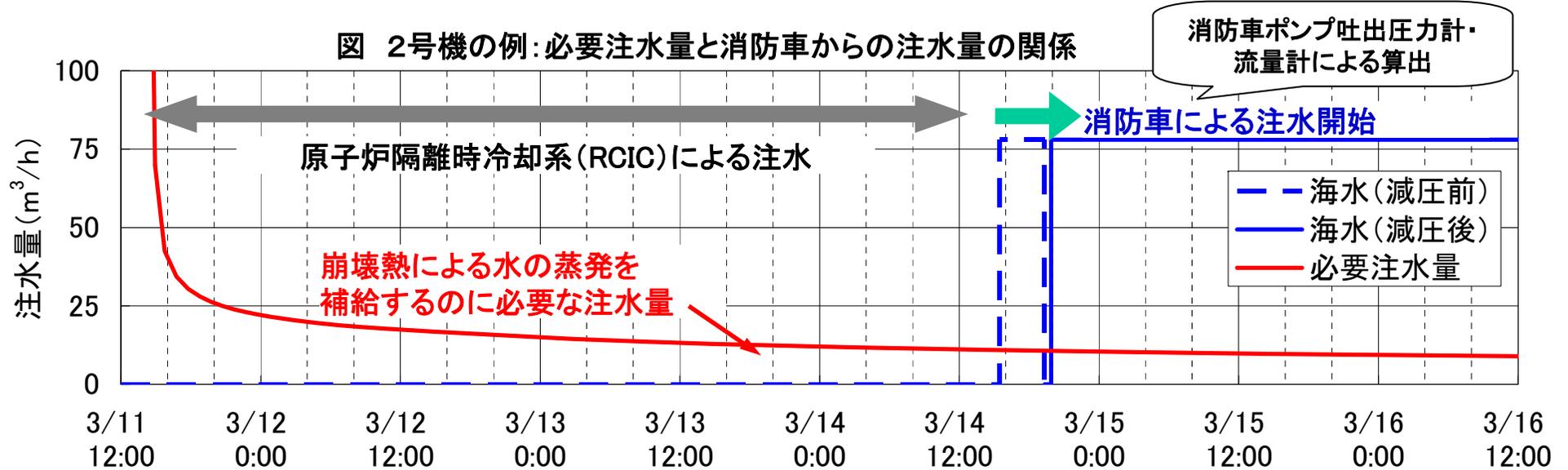
実際の原子炉への注水量の評価や事故進展への影響について継続して検討

(3) 消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由

消防車からの注水量と原子炉の冷却に必要な水量の把握

1-1

1～3号機において、消防車からの注水量は、崩壊熱による水の蒸発を補給するのに十分な量であった



～今後の要継続検討課題～

実際の原子炉への注水量の評価や事故進展への影響

(3) 消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由

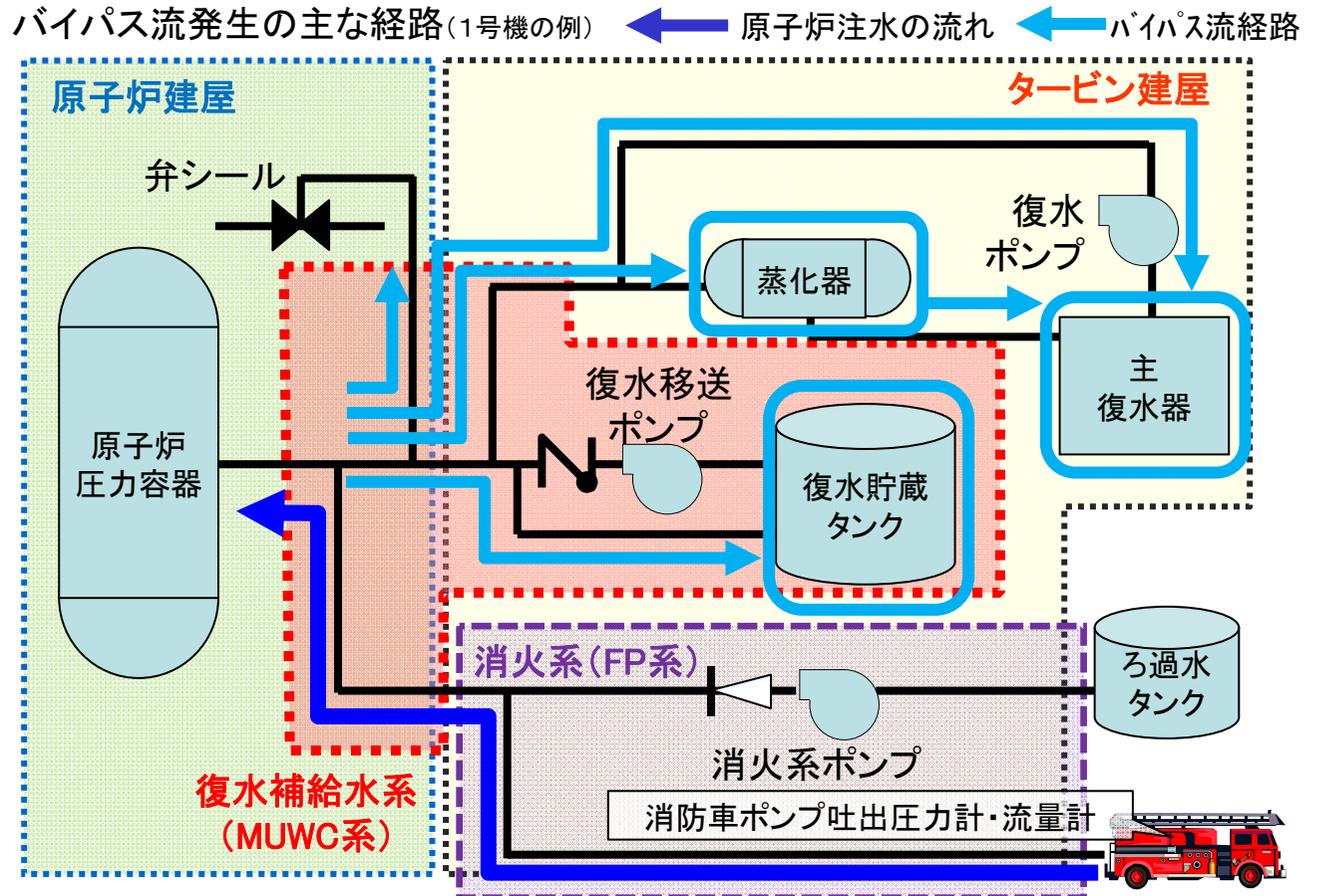
1-2

事故進展挙動を評価する上で、非常に重要な情報として  
消防車からの注水が原子炉以外に流れ込んだ可能性のある個所把握を実施

主復水器や復水貯蔵タンクへのバイパス流が発生する経路があること確認

～可能性箇所把握経緯～

- 2号機では、消防車による注水開始後に燃料が露出、損傷にまで至った
- ↓
- 2011年3月下旬  
主復水器にたまり水を確認
- ↓
- 消防車注水のバイパス流の可能性を想定
- ↓
- 事故時には主復水器や復水貯蔵タンクへのバイパス流が発生する経路があることを配管図面で確認



(3) 消防車からの注水を実施したが、原子炉が十分冷却されなかった理由

バイパス流の可能性のある箇所を改善し  
代替注水手段による確実な原子炉への注水対策を実施

2

柏崎刈羽原子力発電所での対策を実施済み

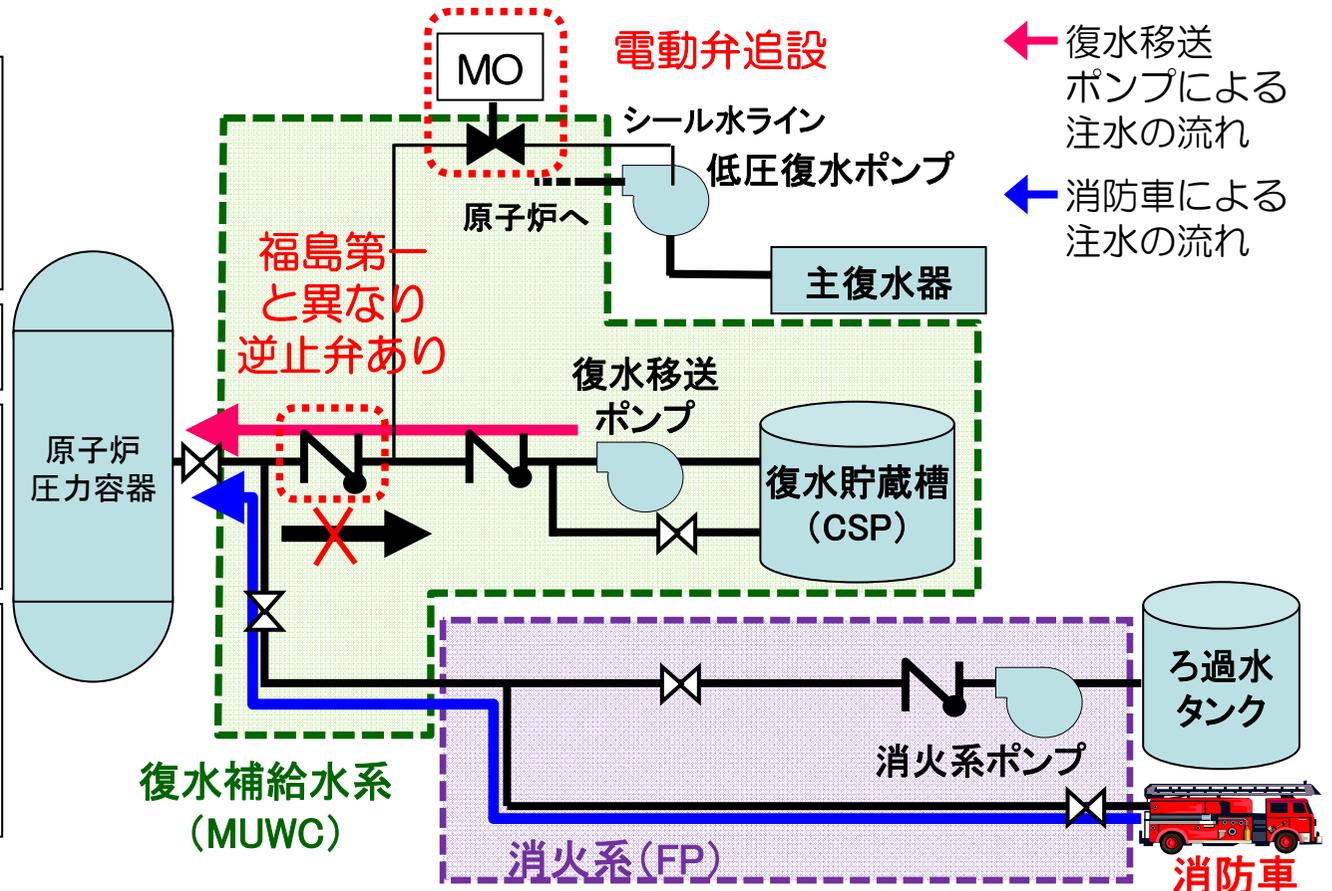
～検討結果の活用、反映～

バイパス流防止用に、  
閉止操作が必要な弁、  
閉止状態を確認する弁を  
手順書に明記

操作・確認訓練実施

復水補給水系代替注水時  
のバイパス流防止用  
電動弁の追設

原子炉水位、原子炉への  
注水流量などのパラメータ  
監視専用バッテリー及び  
デジタルレコーダの配備



### 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細

#### (4) 3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていない理由

「手動停止」時点より早い段階で注水が不十分であった可能性を確認  
水位が低下し、燃料露出から損傷に至る過程を論理的に説明できていない

～3号機高圧注水系の運転に関する状況把握～

3号機高圧注水系 (HPCI) の運転状態の確認

1

原子炉内各データ及び解析データの読み解き

2

～検証・解明に向けた検討ポイント～

3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合性についての検討

3

～今後の検討ポイント～

引き続き、3号機の炉心損傷進展を再評価

(4) 3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていない理由

3号機高圧注水系(HPCI)の運転状態の確認

1

従来は、3月13日2:42の**高圧注水系手動停止**により、**原子炉への注水が停止したと認識**  
手動停止前の時間帯は水位のデータが測定されておらず注水量は不明

～主要時系列事項～

① 3/12 : 原子炉隔離時冷却系  
11:36 (RCIC) 自動停止

② 3/12 : 3号機高圧注水系  
12:35 (HPCI) 自動起動

③ 3/12 : 原子炉水位計  
20:36 電源喪失、測定中断

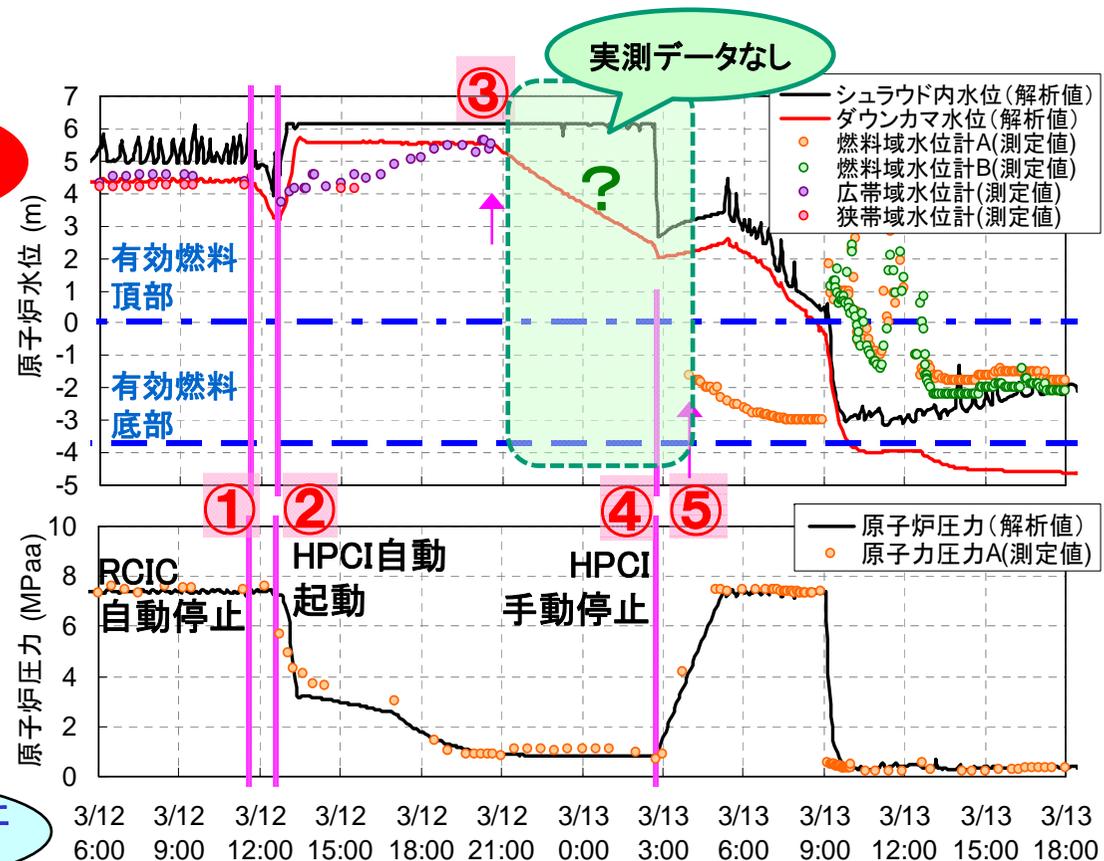
④ 3/13 : 3号機高圧注水系  
02:42 手動停止

⑤ 3/13 : バッテリにより  
04時頃 原子炉水位計復旧

原子炉水位  
低信号発信

原子炉圧力上昇

水位測定値はすでに  
有効燃料頂部以下

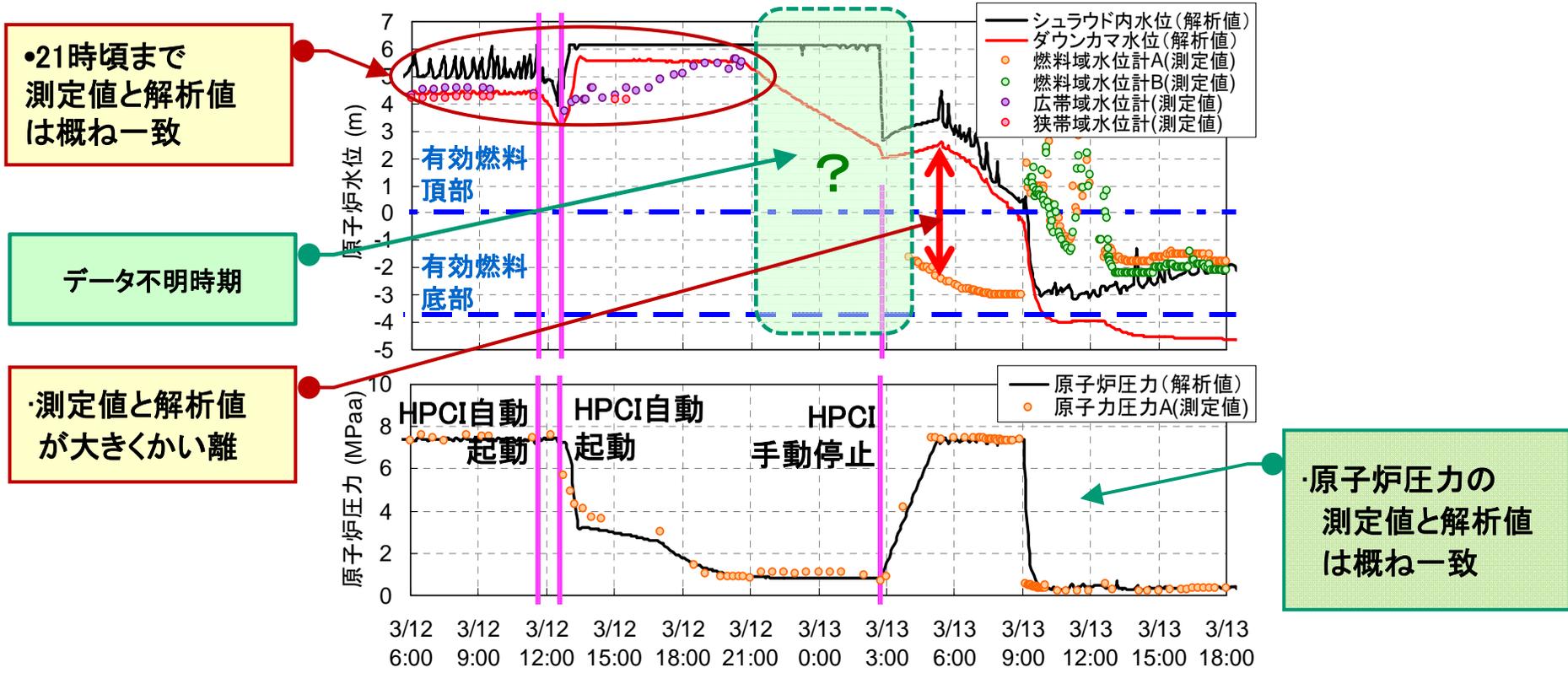


(4) 3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていない理由

原子炉内各データ及び解析データの読み解き

2

3号機は高圧注水系(HPCI)を3月13日2:42に手動停止  
この前後期間の原子炉水位について、**解析結果と測定値の乖離がみられる**

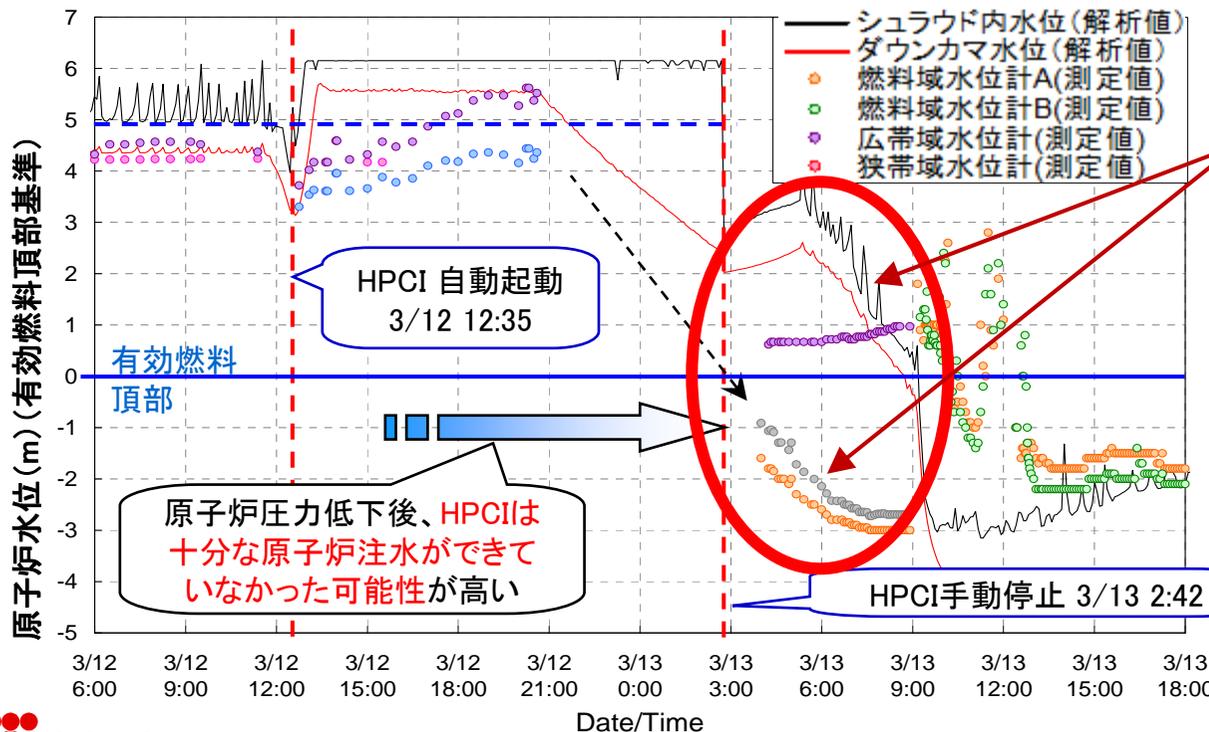


(4) 3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合がとれていない理由

3号機高圧注水系手動停止時刻と原子炉内の各データの整合性についての検討

3

高圧注水系(HPCI)の運転状態(実際の注水量)に不確かさがあり、燃料が露出し損傷に至る過程が論理的に説明できていないが、**高圧注水系による原子炉への注水が不十分であったという推定結果を基に今後、3号機の炉心損傷進展の再評価を行っていく**



解析の水位(黒線 )  
 MAAP解析では、3月13日  
 9時前まで水位は有効燃料  
 頂部以上と評価

実測の水位(灰色 )  
 燃料域水位計は3月13日  
 4時頃には有効燃料頂部以下  
 を指示

解析結果と実測値の乖離を  
 現状では、うまく  
 説明できていない

### 3. 代表的な未確認・未解明事項の検討内容詳細

#### (5) 3号機で原子炉圧力の急速低下の原因(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか)

##### ～検討前の認識～

3号機は3月13日9時頃の原子炉圧力の急速な減圧の原因として  
運転員による逃がし安全弁(SRV)の開操作の結果と認識していた

##### ～今回の検討結果～

調査により**運転員による手動減圧の準備中に原子炉圧力が低下していた事が判明**  
**自動減圧系(ADS)の作動条件が整って減圧された可能性あり**

##### ～急速な減圧の原因把握～

3号機の原子炉急速減圧状況について

1

急速減圧が可能な自動減圧系(ADS)の作動条件の確認

2



##### ～検証・解明に向けた検討ポイント～

作動条件が揃って自動減圧系(ADS)が作動した可能性の検討

3

実測データと解析データの比較による原子炉圧力の低下の検証

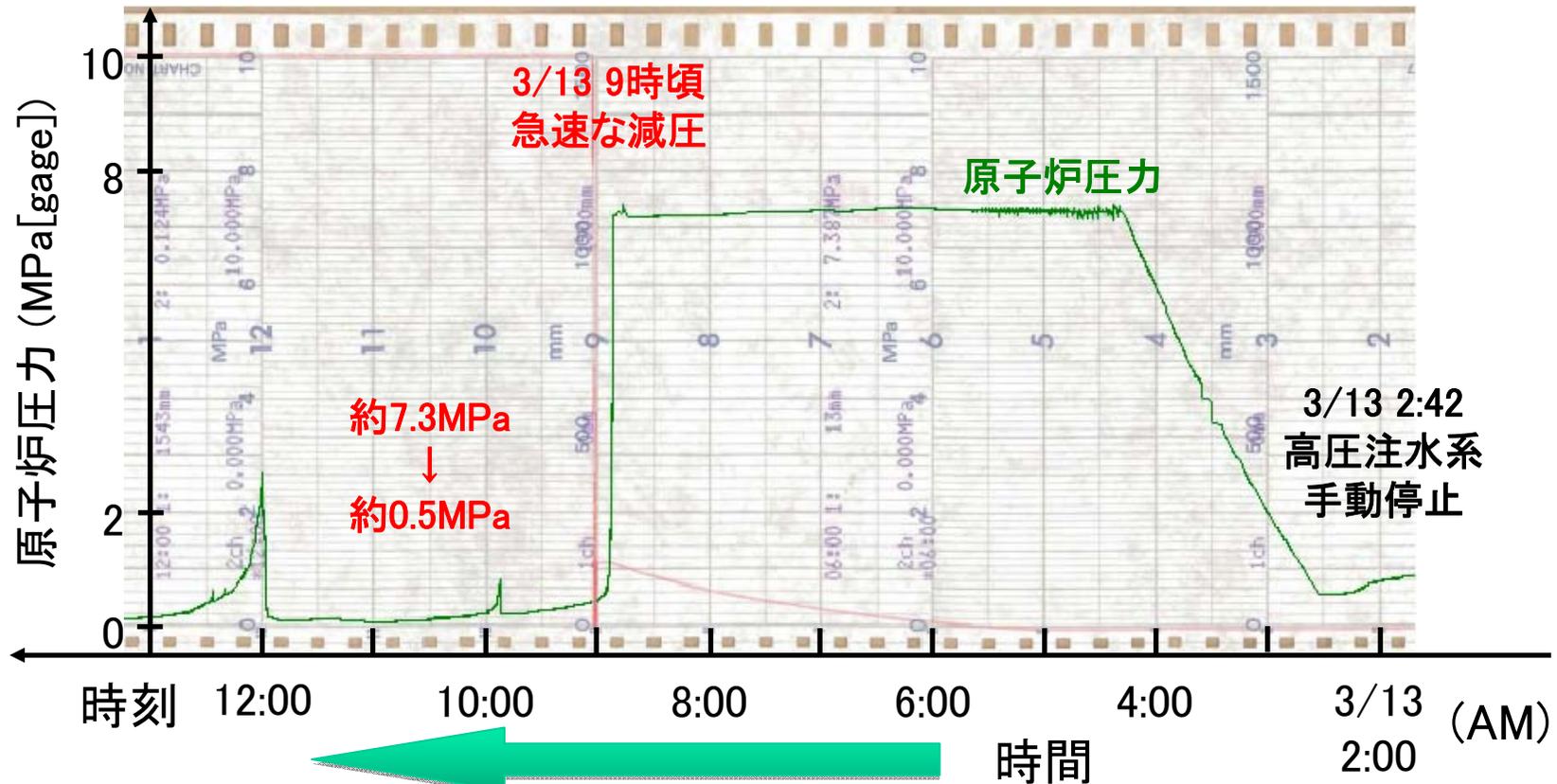
4

(5) 3号機で原子炉圧力の急速低下の原因(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか)

3号機の原子炉急速減圧状況について

1

3月13日9時頃、運転員による手動減圧の準備中に原子炉圧力が低下  
逃がし安全弁(SRV)1つの手動操作では20分程度かかる減圧が、2~3分で急速に減圧



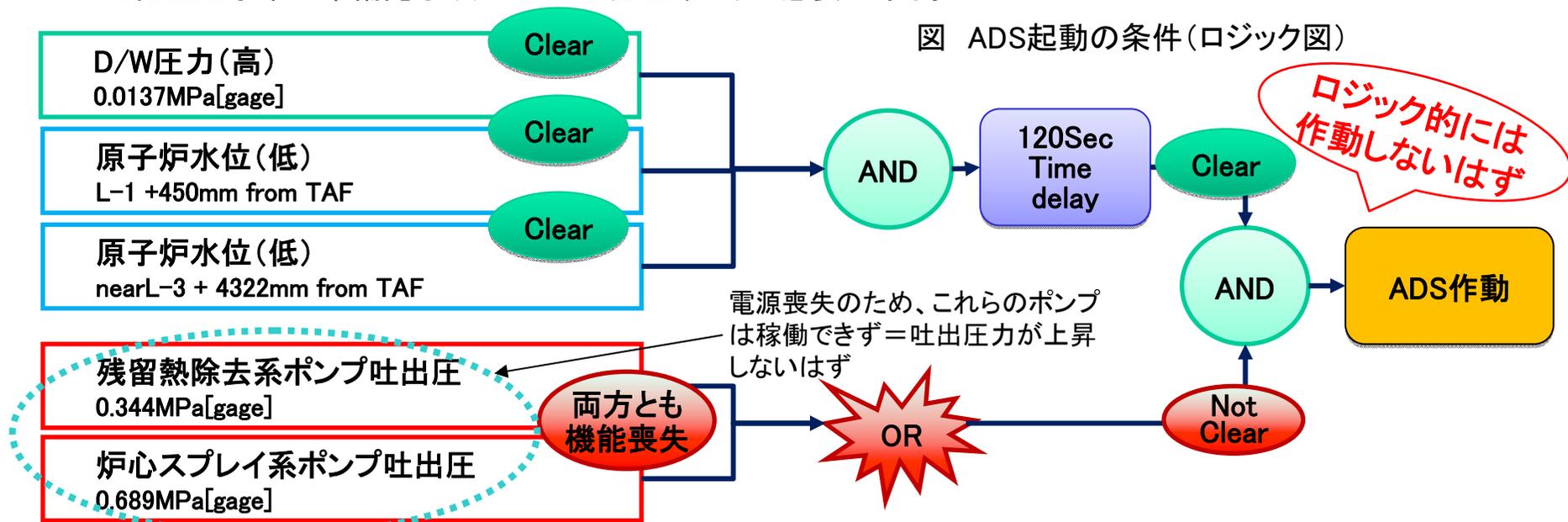
(5) 3号機で原子炉圧力の急速低下の原因(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか)

急速減圧が可能な自動減圧系(ADS)の作動条件の確認

2

急速な減圧は、自動減圧系(ADS)が作動すれば可能であるが、3号機の原子炉の自動減圧系(ADS)は、作動に必要な条件が揃っていないと考えていた

注) ADS(自動減圧系)とは、原子炉が高圧の状態、炉水位を維持することが出来ない場合に、強制的に「逃がし安全弁」を開いて炉圧を降下させ、低圧注水手段による注水へと移行させるもの。ADS起動の条件の一つとして低圧注水系の準備完了(ポンプの吐出圧確立)が必要である。



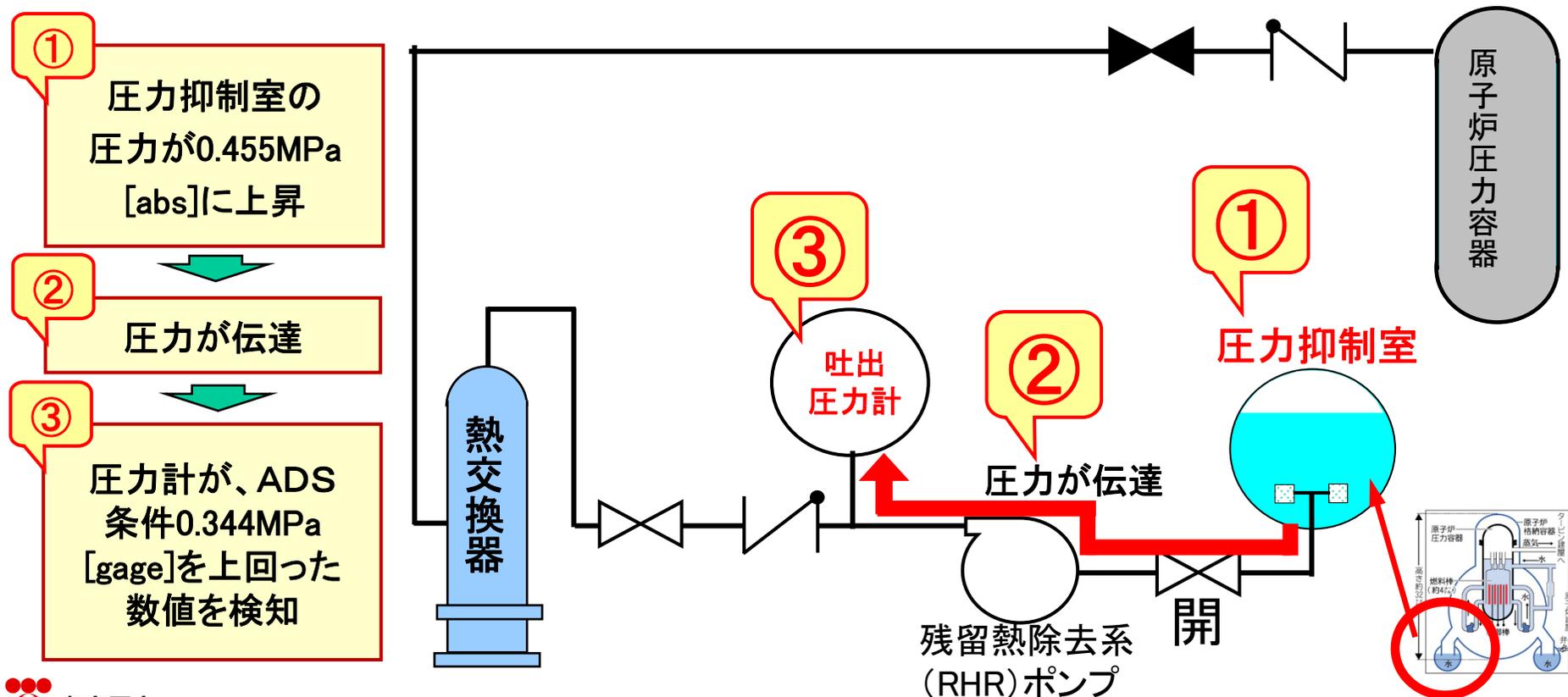
(※急速減圧が可能な「自動減圧系(ADS)」がロジック的に確立しないはずなのに実際には急速減圧が起こっているため、その作動の可能性を調査)

(5) 3号機で原子炉圧力の急速低下の原因(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか)

作動条件が揃って自動減圧系(ADS)が作動した可能性の検討

3

圧力抑制室(S/C)の圧力上昇により、残留熱除去系(RHR)ポンプが起動していないにもかかわらず、吐出圧力計が所定の値を測定したため、**自動減圧系(ADS)の作動条件が整い、減圧された可能性が示された**

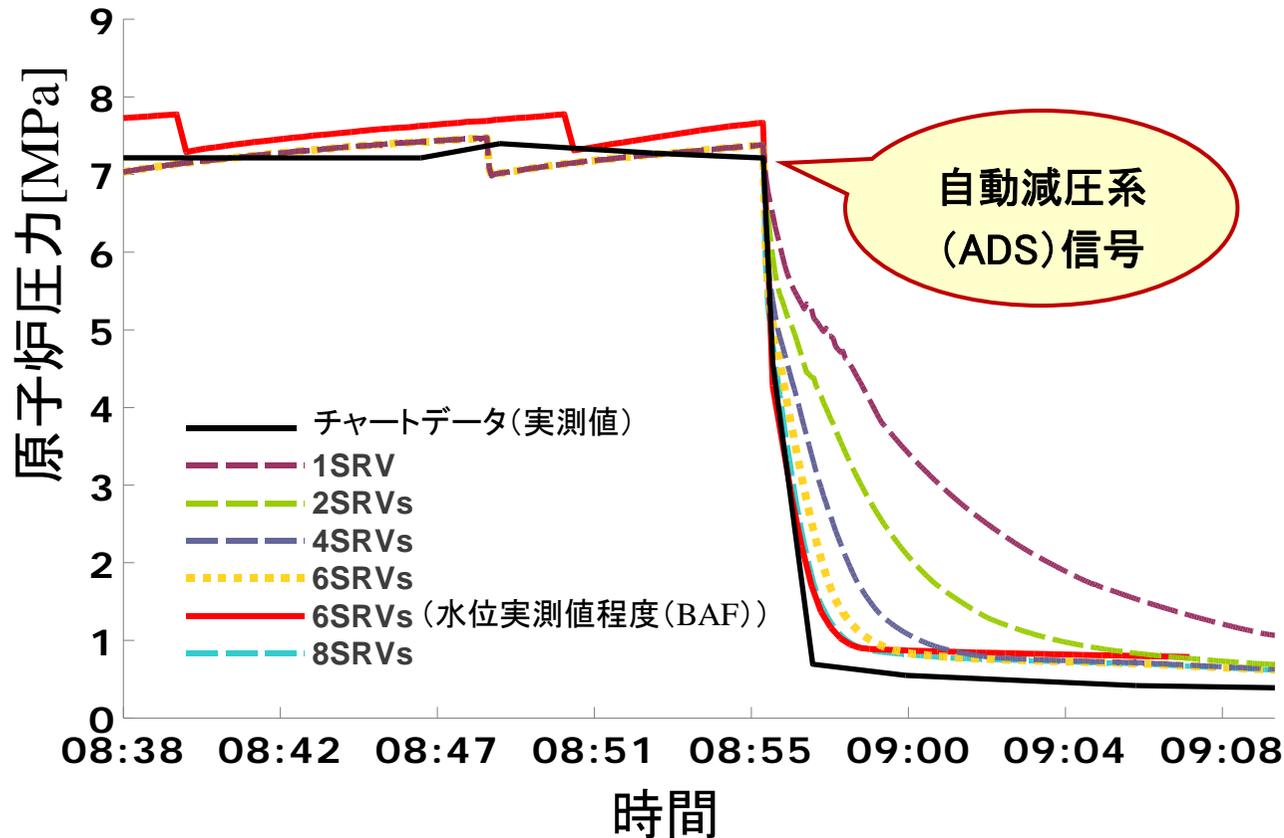


(5) 3号機で原子炉圧力の急速低下の原因(原子炉等の重要設備に穴があいたかどうか)

実測データと解析データの比較による原子炉圧力の低下の検証

4

自動減圧系(ADS)が作動した場合の逃がし安全弁(SRV)6弁開と、水位が実測値に近い燃料底部位置の条件で解析したところ、**実際の原子炉圧力の低下挙動を概ね再現できたため、自動減圧系(ADS)の作動条件が整って減圧された可能性が検証された**



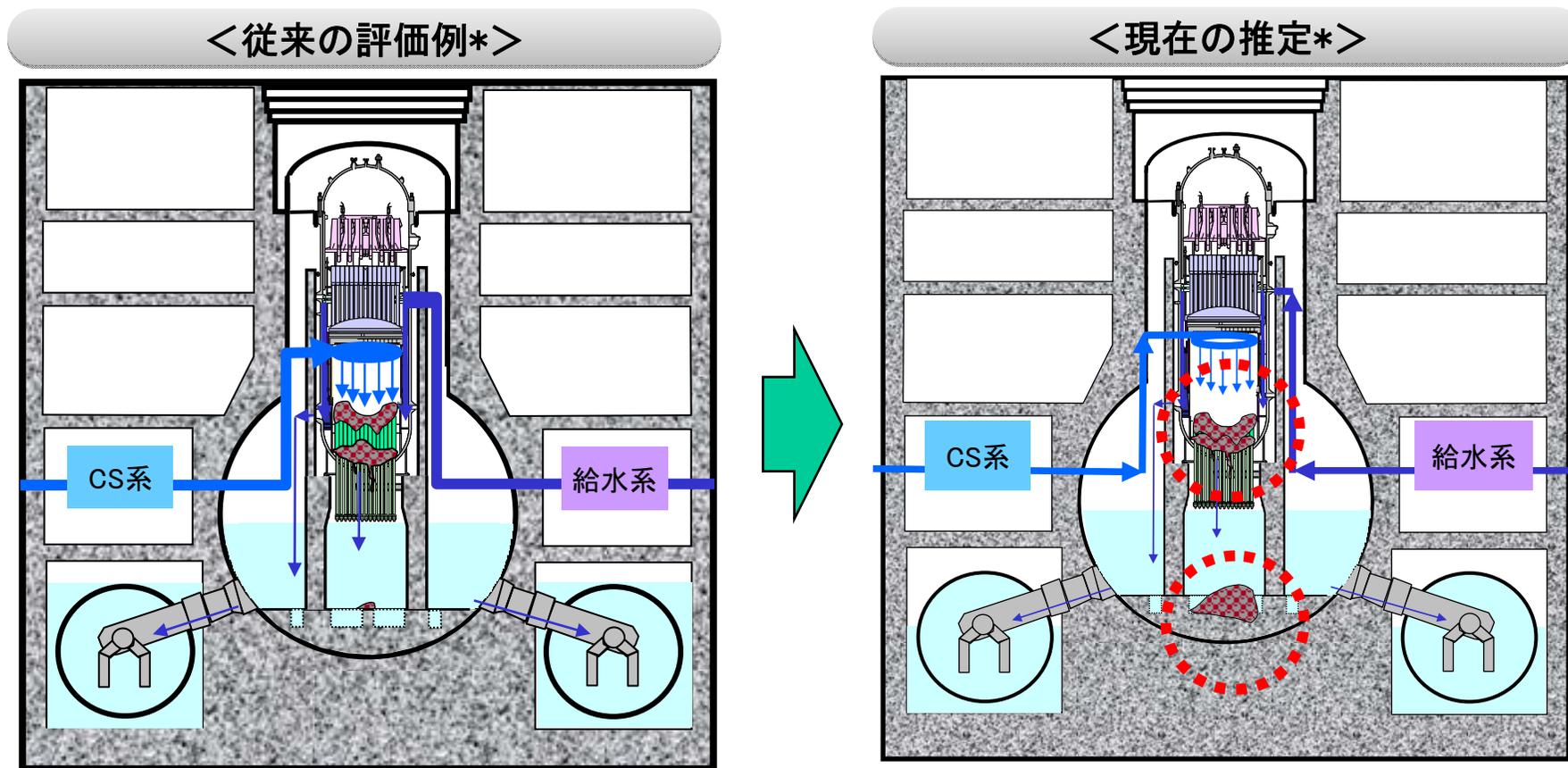
「逃がし安全弁(SRV)」とは原子炉圧力が異常上昇した場合、圧力容器保護のため、自動あるいは中央制御室で手動により蒸気を圧力抑制室に逃がす弁(逃がした蒸気は圧力抑制室の水で冷やされ凝縮する)で、他に非常用炉心冷却系(ECCS)の自動減圧装置(ADS)としての機能を持っている。

## 4. 原子炉・格納容器状態の推定状況（3号機推定状況）

～今回の確認結果から推定した3号機の原子炉格納容器状態について～

高圧注水系の注水不足を考慮し、炉心損傷・炉心溶融の程度を修正  
（従来の評価よりもより多くの燃料が格納容器内に落下していると推定）

\*)この図はイメージであり、燃料デブリの大きさ等について定量的な実態をあらわすものではない。



<従来の評価例>

「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心状態について」(平成23年11月30日)より引用・追記

## 5. 今後検討を進める主な課題について

今回、抽出した未確認・未解明事項の52件のうち、今後優先順位が高い事項として以下の10件を設定、早期解明に着手していく

- ・炉心損傷後の逃がし安全弁の作動に関する検討
- ・ 3月20日以降の放射性物質の放出状況
- ・消防車による原子炉注水量の精度向上／(3)の結論を出発点とする検討
- ・ 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／(4)の結論を出発点とする検討
- ・溶融炉心の下部プレナム落下挙動
- ・ 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
- ・ 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について
- ・ 2号機ラプチャディスクの作動の有無について
- ・ 3号機原子炉隔離時冷却系(RCIC)の停止原因について
- ・ 3号機圧力抑制プールの温度成層化について