

訂正版

※一部誤記がありましたので、訂正いたします。
(平成26年8月6日訂正)

< 別 紙 >

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2回進捗報告 ～

平成26年8月6日
東京電力株式会社



東京電力

目次

■概要編

1. 未確認・未解明事項の調査・検討の目的	P 3
2. 第2回進捗報告のポイント	P 4
3. 未確認・未解明事項の調査・検討 進捗報告について	P 5
4. 優先度が高い課題(10件)の検討状況	P 6
5. 第1回進捗報告(平成25年12月)でほぼ完了とした検討課題10件	P 7
6. 未確認・未解明事項の調査・検討 国内外での議論の状況	P 8

■各検討内容

第2回進捗報告の概要	P10
1. 3号RCICの停止原因	P11
2. 3号機HPCI運転状態と事故進展への影響評価	P19
3－1. 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇	P24
3－2. 中性子検知と燃料溶融との関連	P26
4. 消防車による原子炉注水量の精度向上	P29
【参考】用語集	P31

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第2回進捗報告

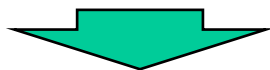
概要編



東京電力

1. 未確認・未解明事項の調査・検討の目的（第1回進捗報告より再掲）

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. 第2回進捗報告のポイント

1. 3号RCICの停止原因

これまで事故当時の運転員の証言や行動では明らかにできなかった3号機RCIC（原子炉隔離時冷却システム）の停止原因について、さらに掘り下げて調査を継続した結果、システム特性に由来する原因が新たに浮上した。

→過酷な状況下で少しでも長く注水を継続させるため、得られた知見を柏崎刈羽の安全対策に反映させる

2. 3号機HPCI運転状態と事故進展への影響評価

3号機の燃料溶融の進展について、炉内への注水状況など、これまでより厳しい条件で解析を行った結果、燃料の大部分が格納容器底部に落下している可能性が示唆された。

→得られた燃料溶融の状況は、今後の廃炉に向けた知見として活用していく

3. 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇および中性子検知と燃料溶融との関連

2, 3号機の燃料溶融のタイミングや形態の検討が進んだ結果として、これまで原因不明としていた中性子の検出が、燃料溶融のタイミングと一致していることが判明した。

→このような現象の発生は、これまで無かった知見であり、事故時の対策の手順作成などに活用していく

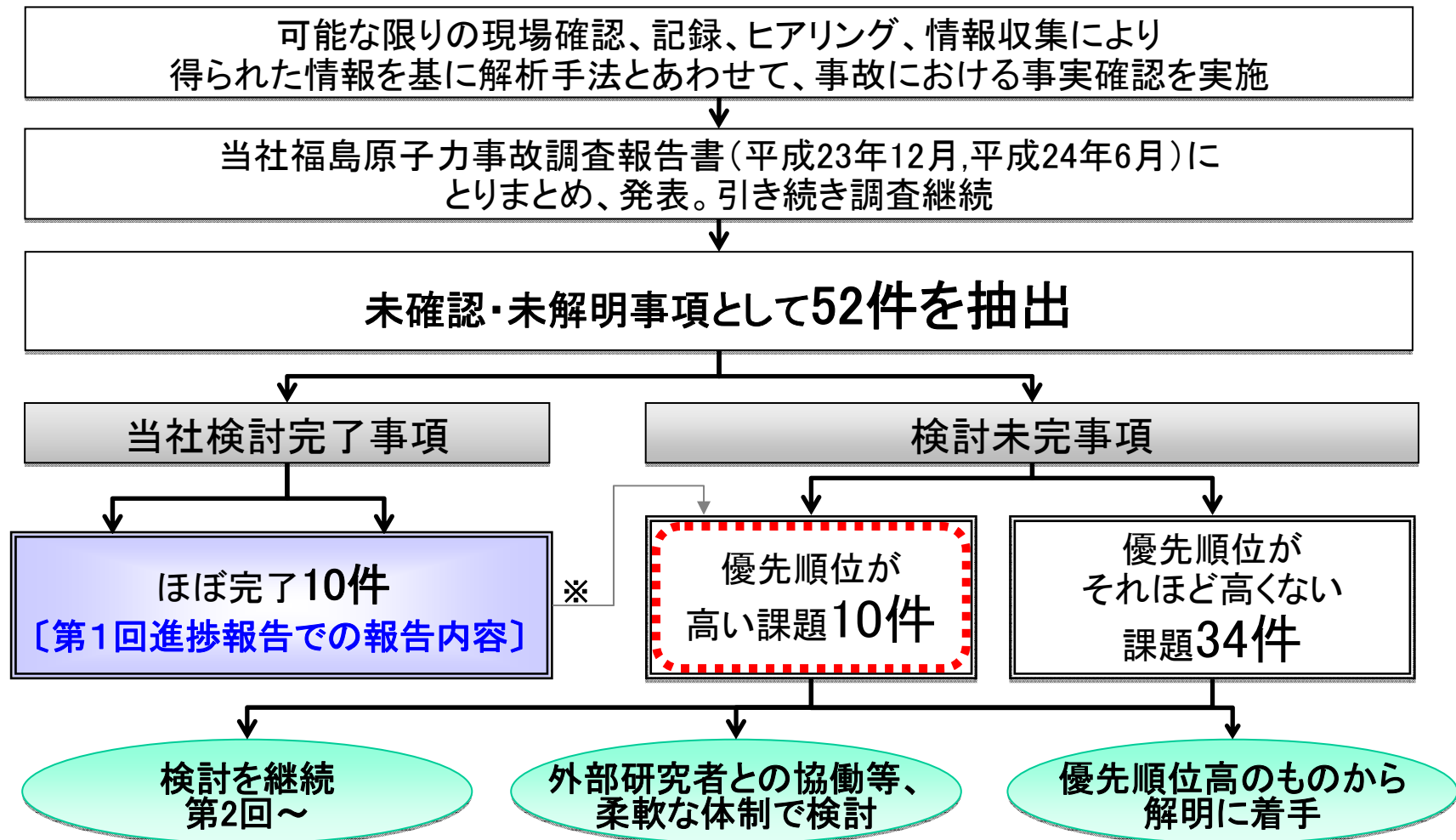
4. 消防車による原子炉注水量の精度向上

消防車による原子炉内への注水量の正確な把握は、炉心や圧力容器の損傷度合いを推定する上で重要な情報。注水経路の情報から計算により原子炉への注水量を評価。

→引き続き調査を継続し事故進展への影響の把握、精度向上に努める

今後も継続的に検討を進め、原子力発電所のさらなる安全性向上や、炉内状況を把握し効率的な廃炉方策の立案に資する

3. 未確認・未解明事項の調査・検討 進捗報告について



今後も半年に1回を目途に進捗を報告するとともに、
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

4. 優先度が高い課題(10件)の検討状況

		課題番号
今回の報告書 で扱う課題	・ 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
検討中の課題 (東電独自調査)	・ 炉心損傷後の逃がし安全弁の作動に関する検討	共通-1
	・ 2号機ラプチャディスクの作動の有無について	2号機-9
検討中の課題 (解析高度化 国プロ等)	・ 溶融炉心の下部プレナム落下挙動	共通-6
	・ 3号機圧力抑制プールの温度成層化について	3号機-3
検討開始前 の課題	・ 3月20日以降の放射性物質の放出状況	共通-9
	・ 1号機原子炉補機冷却系(RCW)配管の高線量汚染の原因の特定	1号機-9

5. 第1回進捗報告(平成25年12月)でほぼ完了とした検討課題10件

・ 津波到達時刻の評価と「冷やす」機能の喪失原因が津波であることについて	共通-14
・ 1号機原子炉建屋での出水事象と地震との関連について	1号機-4
・ 消防車による原子炉注水と漏えい経路について	1号機-9
・ 2号機制御電源喪失後のRCIC流量について	2号機-1
・ 2号機津波到達後のRHR系統の状況について	2号機-4
・ 2号機RCIC停止後の一時的な格納容器圧力の減少挙動について	2号機-5
・ 3号機HPCI運転中の原子炉水位の挙動から推定するHPCIの運転状況について	3号機-4
・ 3号機HPCI停止後の原子炉水位の挙動から推定する炉心損傷過程について	3号機-5
・ 3号機ADS作動による原子炉急速減圧の可能性について	3号機-6
・ 3号機急速減圧後の原子炉圧力の急上昇と炉心損傷過程との関連について	3号機-7
→ 検討結果を出発点として継続検討し、第2回進捗報告に反映 (共通-2 3号機-5)	

6. 未確認・未解明事項の調査・検討 国内外での議論の状況

日本原子力学会大会・国際会議

原子力学会、国際会議にて検討結果を発表。優れた講演論文を対象とする賞の受賞経験もあり。頂いたコメントや他の検討結果を参考に、継続的に検討を実施している。

<発表実績>

日本原子力学会 平成25年春・秋、平成26年春の年会

第10回原子炉熱流動に関する国際会議(NURETH10, 2013)

第9回原子炉熱流動・運転・安全に関する国際会議(NUTHOS9, 2012)

東京大学国際シビアアクシデントワークショップ(2014)

OECD/NEA BSAFプロジェクト

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

OECD/NEA: 経済協力開発機構/原子力機関

BSAF: 国際ベンチマーク解析プロジェクト。福島第一の事故進展や燃料デブリ取り出しに必要なデブリの分布・性状等を参加各国の解析により評価すること、参加各国のシビアアクシデント解析技術の高度化に貢献することを目的として発足。

原子力規制庁 事故分析検討会

事故分析検討会にて、津波の到達と全電源喪失との関連に関する検討結果を説明。中間報告書(案)にも反映されている。同検討会による現場調査結果や解析結果も参考に、検討を進めている。

新潟県 技術委員会

福島第一事故の検証に関するディスカッションでは、知事や委員の皆様のご関心、ご質問に対する説明を実施。柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の検証に活かしている。

国内外での議論・意見を参考にしながら技術的検討を実施

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第2回進捗報告

各検討内容



東京電力

第2回進捗報告の概要

1. 3号機原子炉隔離時冷却系(RCIC)の停止原因について 【報告書:添付資料3-5】

* 3月12日11:36の3号機RCIC停止原因は、タービン排気圧力高による電気式トリップの可能性が高い。これをふまえ、柏崎刈羽での安全対策案を検討

2. 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 【報告書:添付資料3】

* HPCIを手動停止するより前に十分な炉注水ができなくなり、水位低下が進むにつれて発生した水-ジルコニウム反応により、水位が燃料底部まで到達する前には燃料溶融が始まっていた可能性が高い

3. 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について 【報告書:添付資料2-7】

* 2号機強制減圧後の原子炉圧力の散発的上昇は、燃料溶融の過程で放出された水素や水蒸気による可能性があること。これに関連して、正門付近で観測された中性子が、2・3号機の燃料溶融の過程で放出されたアクチニドの自発核分裂による可能性があること

4. 消防車による原子炉注水量の精度向上 【報告書:添付資料1-5】

* 1号機での消防車からの原子炉注水量を注水経路の配管圧損から評価し、2～5割の水が原子炉へ到達との結果を得た。消防車の吐出圧力の不確かさの影響が大きく、さらなる検討が必要

1. 3号RCICの停止原因

(1)概要

3号機は津波到達後も直流電源が使用可能であり、RCICにより注水を継続
3月12日11時36分にRCIC停止を確認
20時間近く運転を継続したものの停止原因は明らかになっていなかった

中央制御室・現場での確認状況、
実測データ、プラント設計情報を基に、

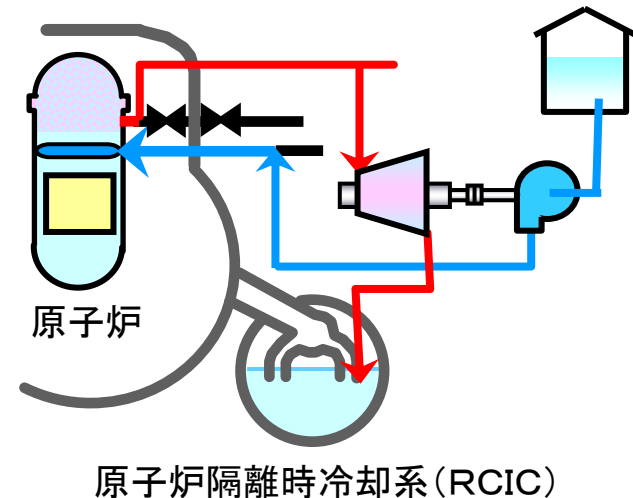
- ①トリップ原因の調査
- ②トリップ条件成立を検討

～3号機RCIC停止原因～

3月12日11:36の3号機RCIC停止原因は
**タービン排気圧力高による
電気式トリップの可能性が高い**

～柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映～

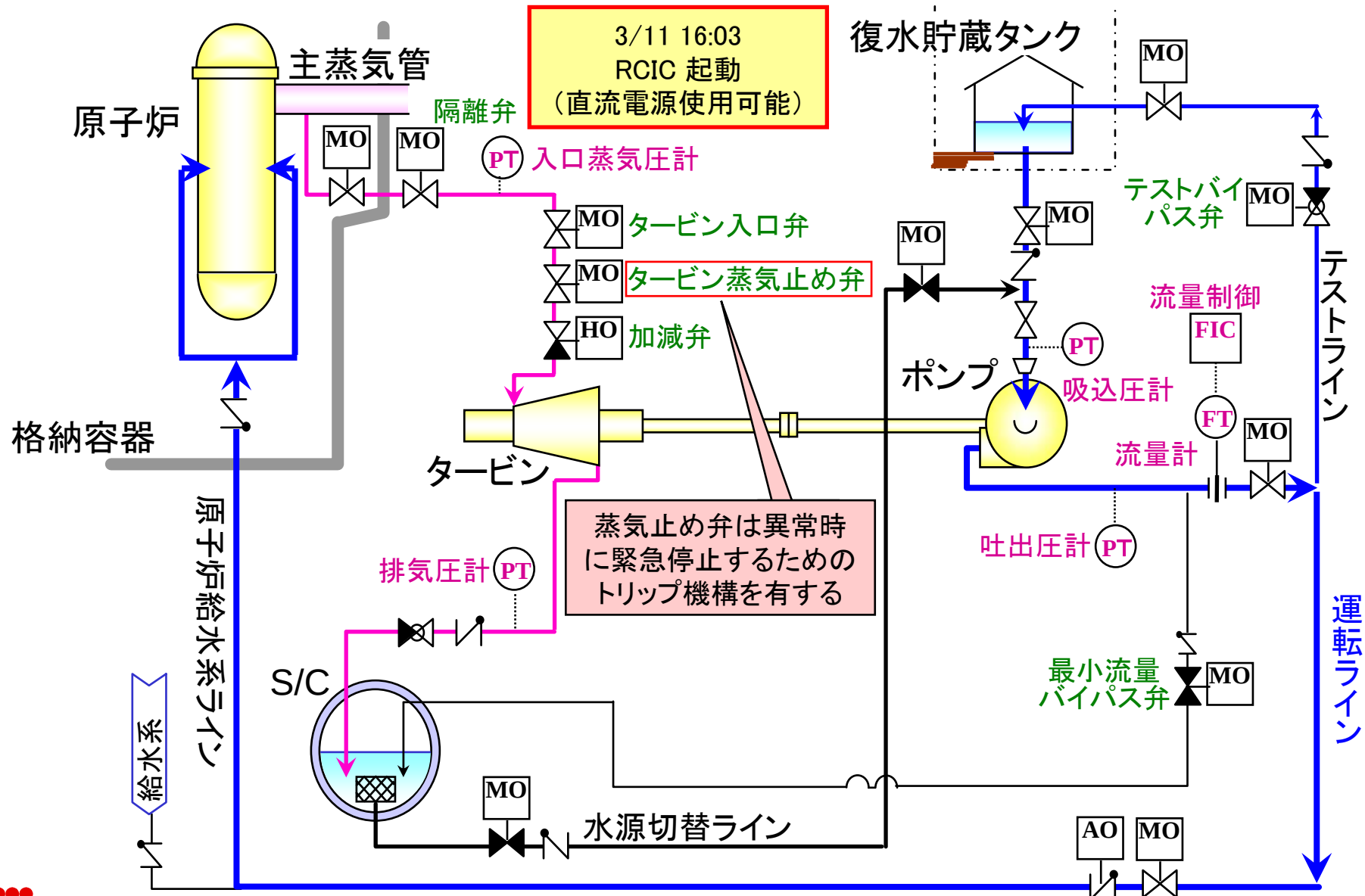
**高圧注水系機能強化対策に加えて
津波対応手順にタービン排気圧力高
インタロック除外操作手順を整備**



発電所での自発的な安全性向上に関する検討
として、津波アクシデントマネジメント手順に反映
(平成24年6月)

1. 3号RCICの停止原因

(2) 補足～RCIC系統の概要図(津波到達後の運転状態)～

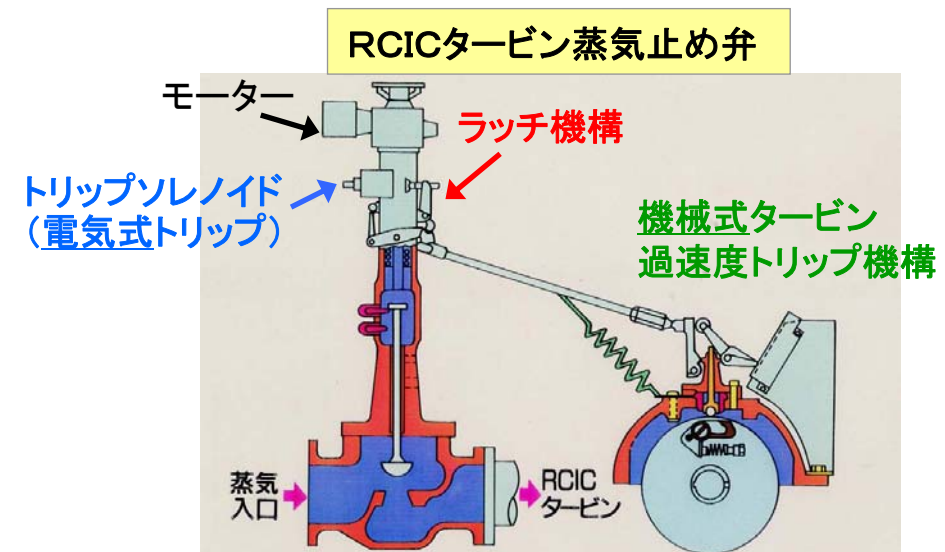
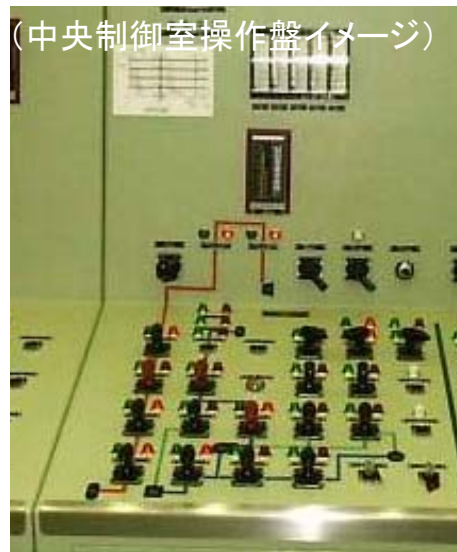


(3) 中央制御室・現場での操作・確認状況

中央制御室での操作状況や現場での確認状況から、電気式トリップが働いたと判断

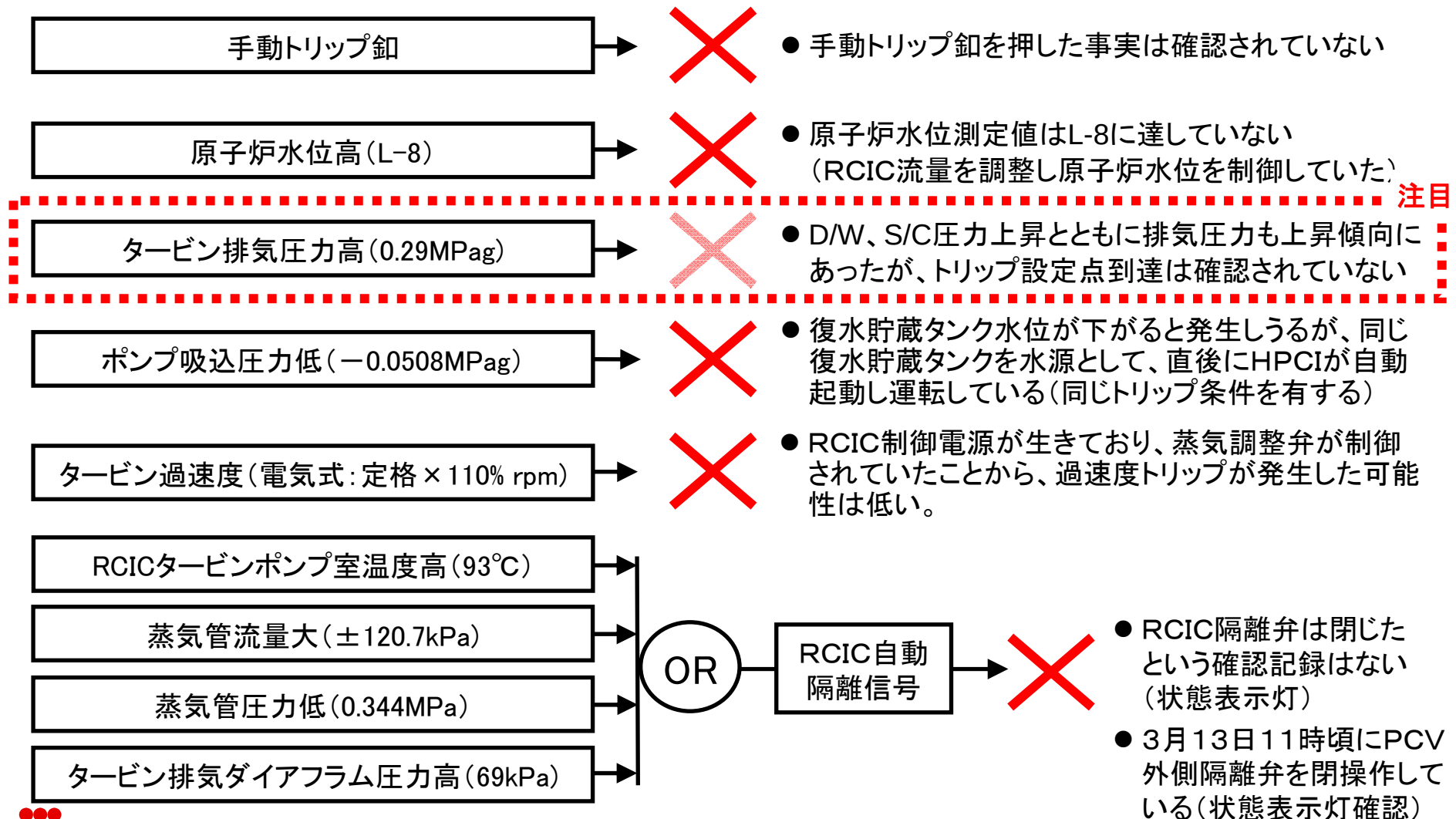
中央制御室での操作状況／現場での確認状況

- トリップ機構を有するタービン蒸気止め弁が閉となって停止したことを確認
- 停止後、中央制御室にてスタンバイ状態にするための止め弁のリセット操作まで実施
(現場でのリセット操作が必要な機械式タービン過速度トリップは作動していない)
- 3/12停止時点まで、中央制御室でRCICの弁操作、状態表示灯や計器の監視が出来ており、電気式トリップの作動に必要な直流電源は確保されていたこと
- リセット操作後、再起動させると、再度止め弁が閉止してトリップ。(同じ原因でトリップした可能性)



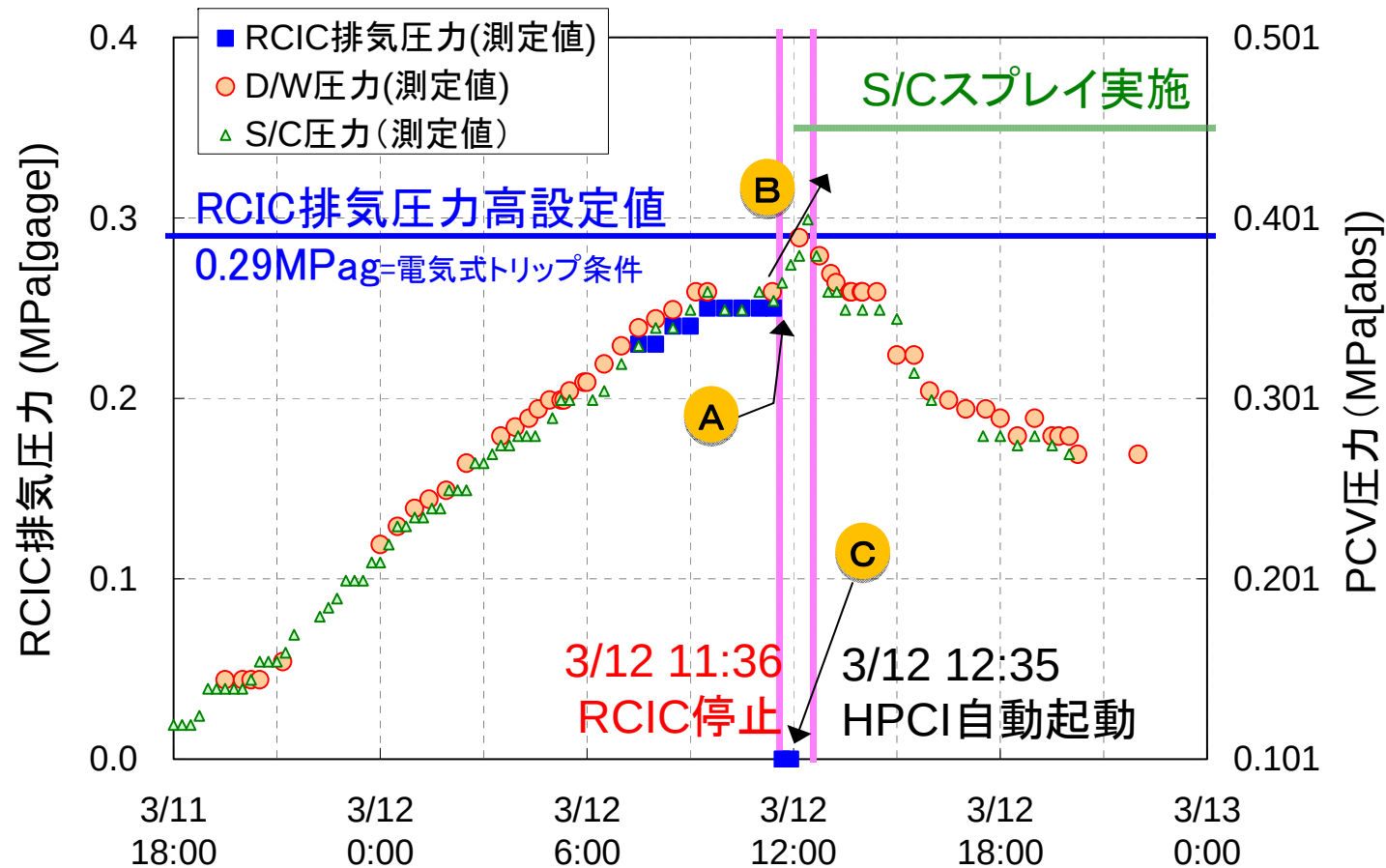
(4)トリップ条件成立の可能性

しかしながら、電気式トリップロジックのトリップ条件はいずれも成立せず



(5) タービン排気圧力の測定値

電気式トリップ条件のうち、タービン排気圧力は
S/C圧力とともに上昇傾向にあり、トリップ設定値に近い状況



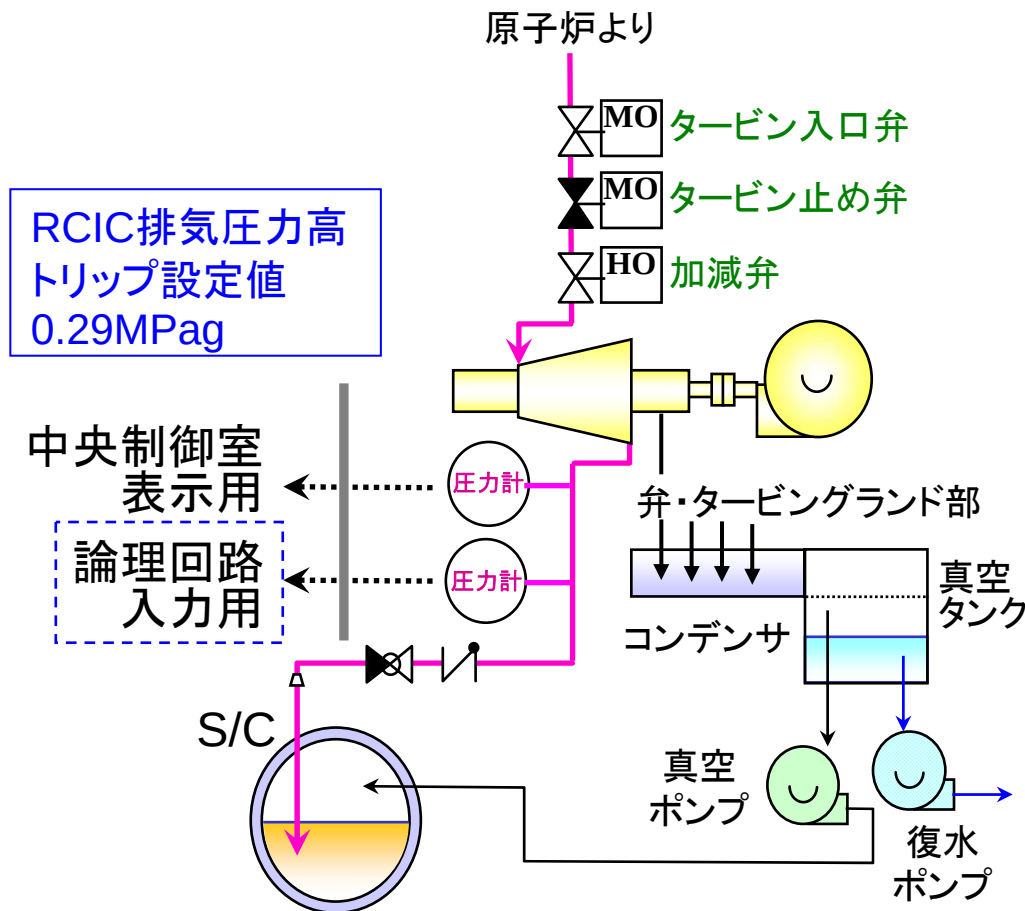
A 停止直前11:25の排気圧力読み値は0.25MPa(gage)。この時点では設定値に達していない。

B 11:25から12:00にかけてS/C圧力が急上昇

C 11:36停止時ちよどの排気圧力は記録がない。停止後、S/Cと隔離されるため、排気圧力は0に戻っている。

(6)タービン排気圧力高トリップの可能性

直接の記録はないものの排気圧力高によりトリップした可能性はある



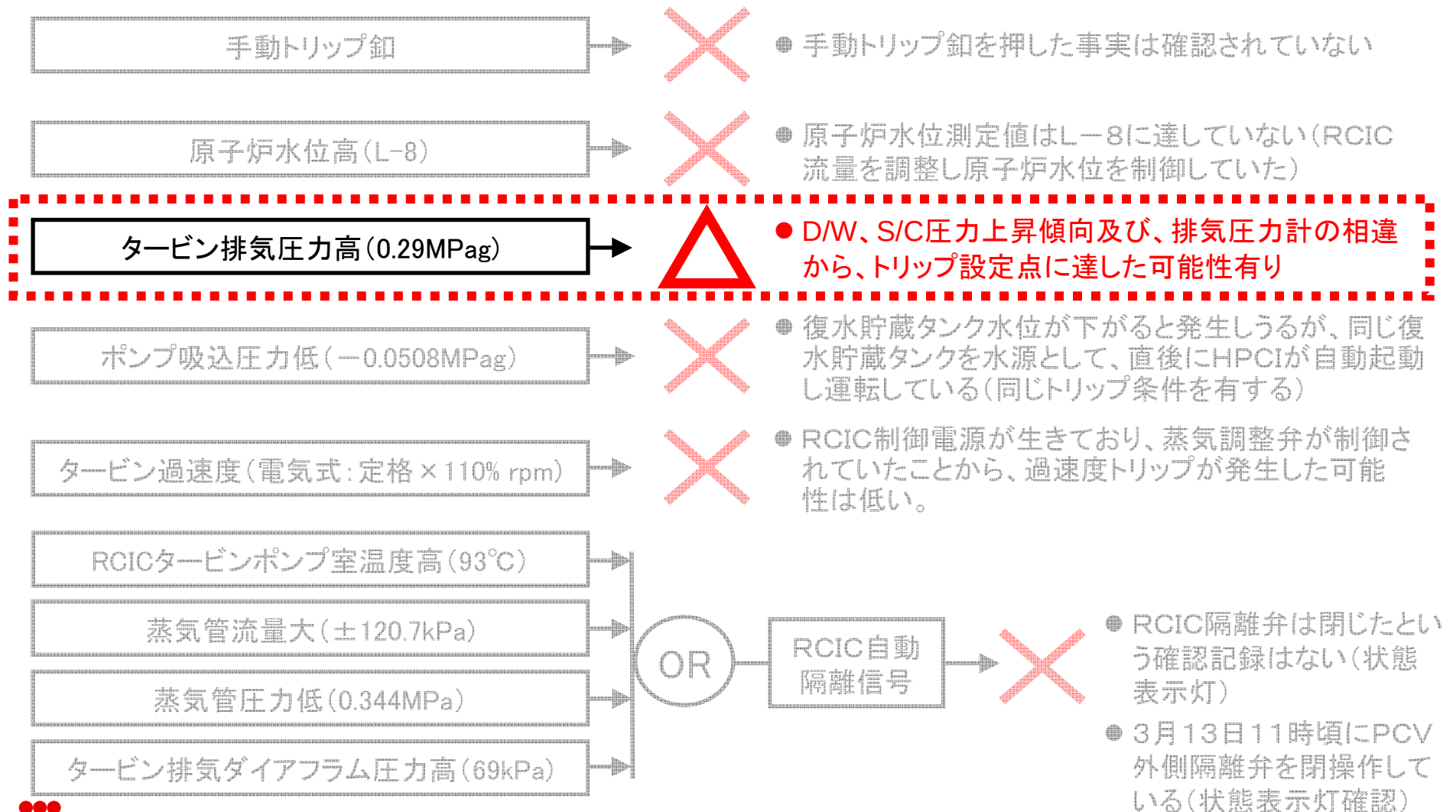
●停止時のS/C圧力は約0.25MPagであり、排気管の圧損（試運転データによると約0.05MPa）を加えると、排気圧力はトリップ設定値を超える程度

→中央制御室表示用と論理回路入力用の圧力計は別であり、11:36にかけてS/C圧力が上昇した際に、後者がトリップ設定値に達した可能性はある

●リセット操作はできるが、起動して蒸気を流し始めると、再トリップするという一連の事象も、上記により説明可能（排気圧力が0になるため、トリップ条件が一度クリアする）

(7)トリップ条件成立の可能性

排気圧カトリップ条件成立の可能性



(8) 安全対策への反映

～ 柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映～

高圧注水系機能強化のための対策に加えて
タービン排気圧力高インタロック除外操作手順を整備

- 全交流電源喪失を想定した津波アクシデントマネジメント対応手順において、S/C圧力上昇時でもRCIC運転継続を優先させる観点から、
タービン排気圧力高インタロックの除外操作を実施する手順を整備

（タービン排気圧力がトリップ設定値を超えても直ちにRCICの機器が破損するものではなく、
機器の破損リスクよりもRCICの運転継続を優先させるという考えに基づく手順）

- その他、以下の高圧注水系機能の強化のための対策を実施
 - ・ 直流電源設備の強化（容量増強、高所設置）
 - ・ 高圧代替注水系設備（HPAC）の追設
 - ・ 全交流電源及び直流電源喪失時の現場でのRCIC手動起動手順の整備

～ 今後の検討ポイント～

引き続き、2号機RCIC（直流電源喪失）の運転状況、停止原因について検討を実施

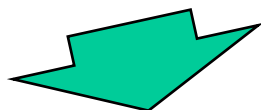
2. 3号機HPCI運転状態と事故進展への影響評価

(1) 概要

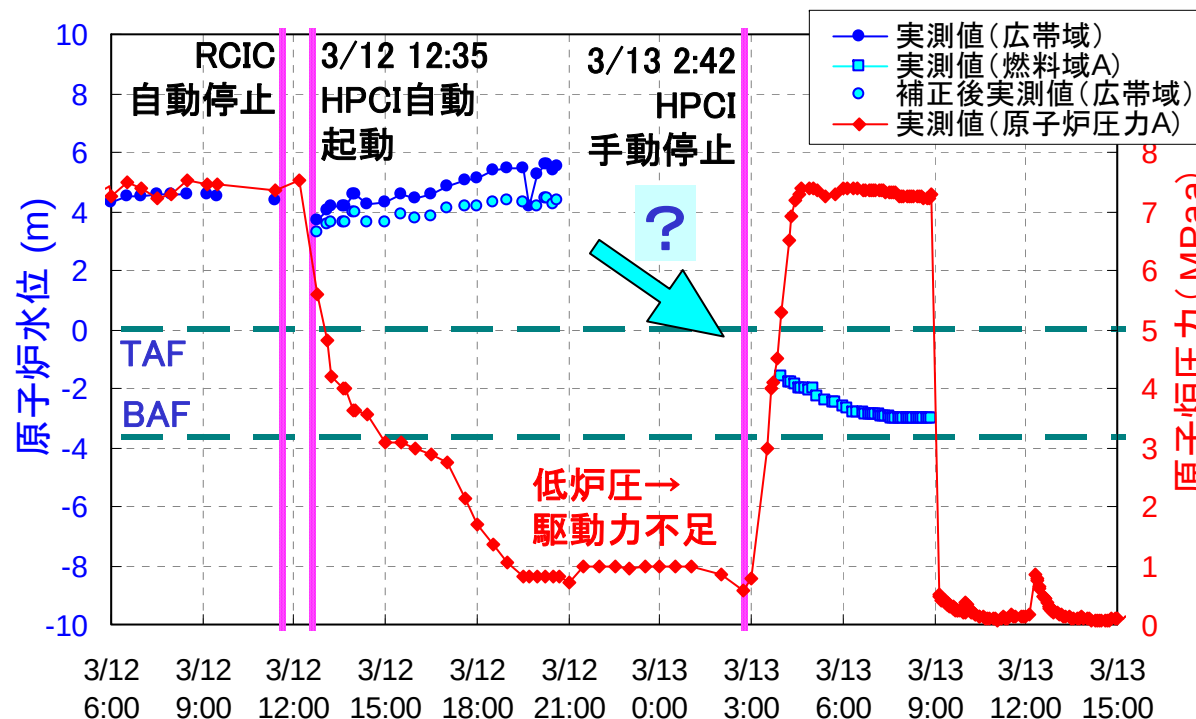
第1回報告書にて「HPCI手動停止」時点より早い段階で注水が不十分であった可能性を確認
その結果から、水位の低下、燃料露出から溶融に至る過程の評価を実施

HPCI運転状態を反映した
MAAP解析を実施

燃料溶融に至る過程や
事故進展への影響を評価



～解析結果～



燃料溶融に至る過程

水位低下が進むにつれて発生した
水-ジルコニウム反応により、
**水位が燃料底部まで到達する前に
燃料溶融に至る**

燃料溶融以降の進展

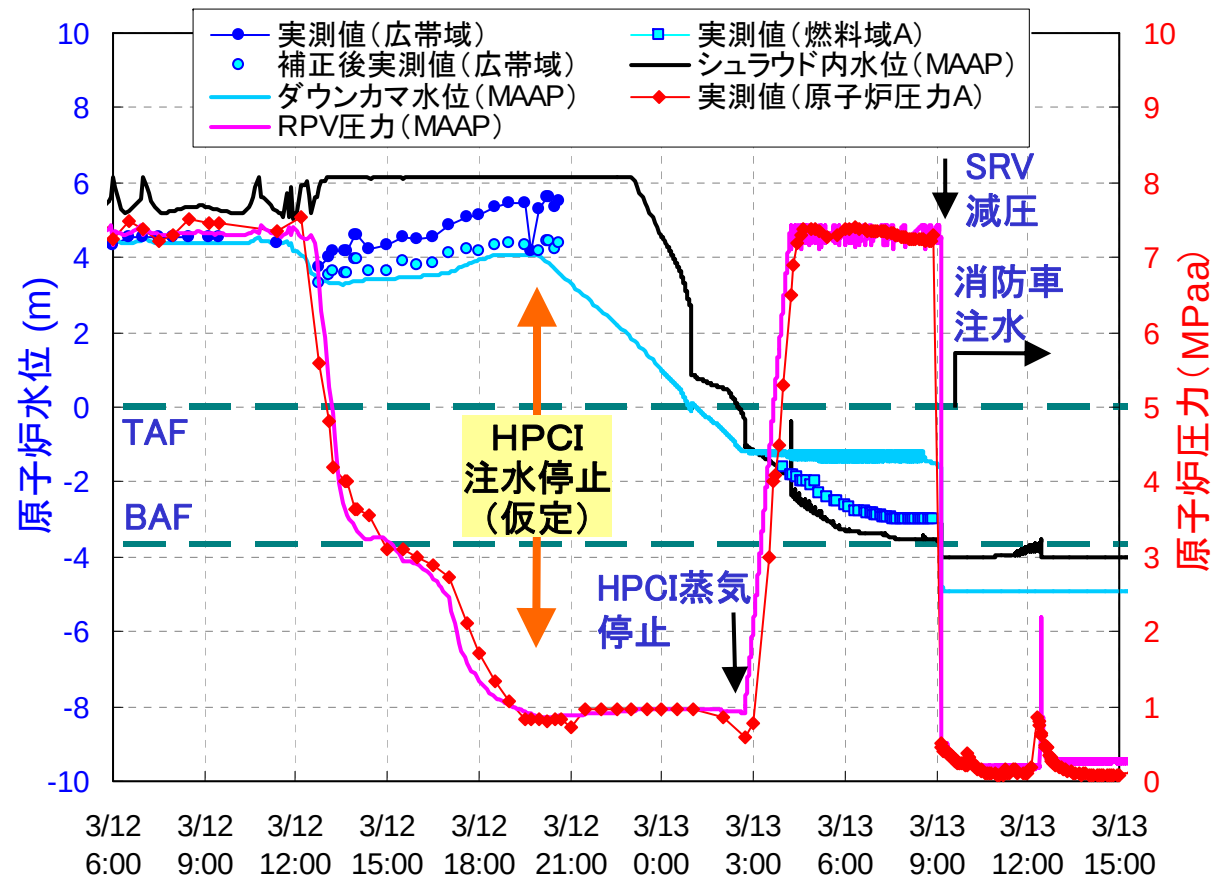
モデルや消防車注水量の不確かさにより、
解析結果に不確かさがあるものの、
**RPVが破損し燃料の大部分が
格納容器へ落下する結果**

(2) HPCI運転状態を反映した原子炉水位の推移

HPCI運転状態を反映したMAAP解析を実施
3月12日20時以降原子炉に注水されていないと仮定

～解析条件～

- ✓原子炉圧力がHPCI設計条件の1MPagを下回り約0.8MPagまで低下した3月12日20時以降は原子炉に注水されていないと仮定
- ✓HPCIの運転状況として、タービンへ蒸気は供給され続けているが、吐出流量のほぼ全量がテストラインからCSTに戻っていると推定
- ✓HPCI手動停止後、蒸気供給が止まるため原子炉圧力が上昇開始



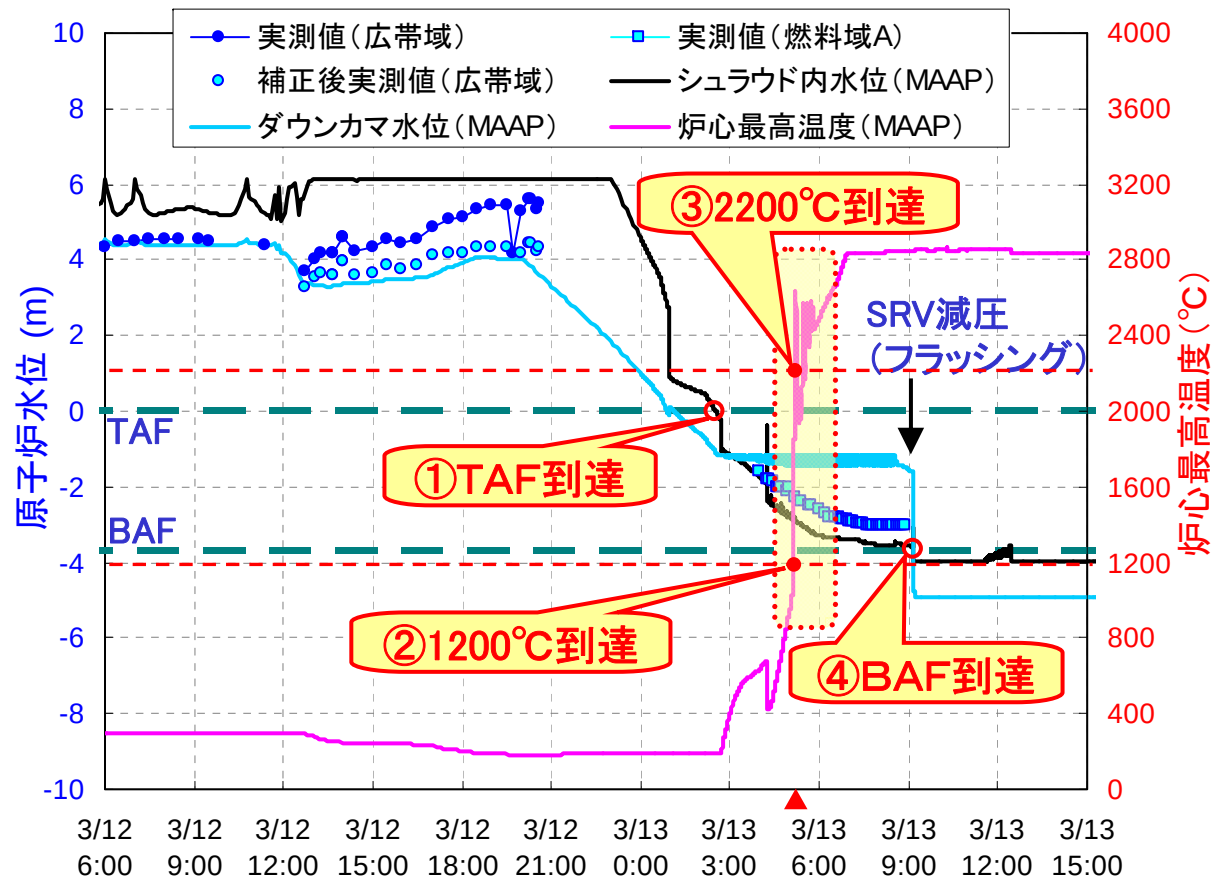
(3) HPCI運転状態を反映した燃料溶融過程

水位が燃料底部に到達するより前に燃料溶融が始まる
 水位低下が進むにつれて発生した水－ジルコニウム反応による反応熱が
 燃料溶融を引き起こしたと推定

～解析結果～

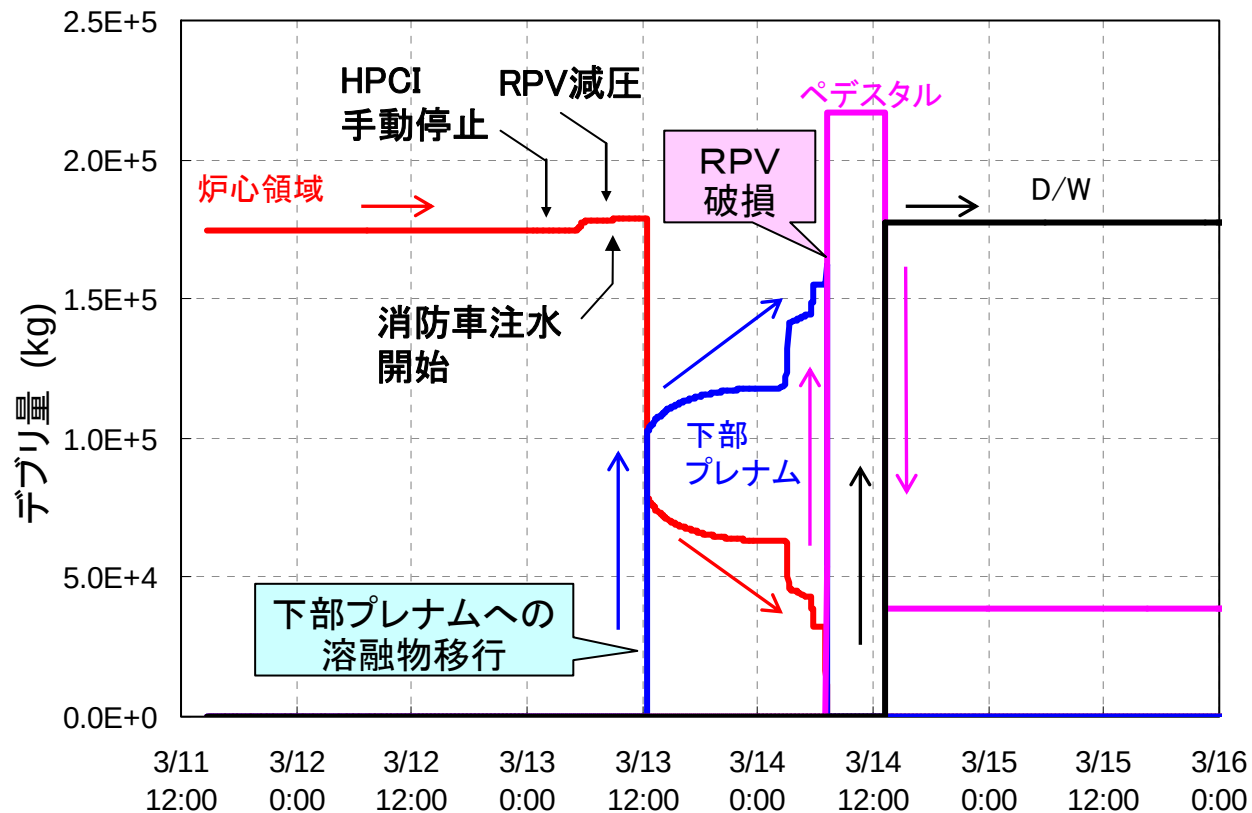
①TAF到達	3/13 2:30頃
②炉心最高温度 1200℃到達	3/13 5:10頃
③炉心最高温度 2200℃到達 (燃料溶融)	3/13 5:30頃
④BAF到達	3/13 9:10頃

燃料溶融に至った
 事故進展過程の
 理解が進んだ



(4) 燃料溶融以降の進展

HPCI運転状態を反映したことにより燃料の大部分が落下するとの解析結果

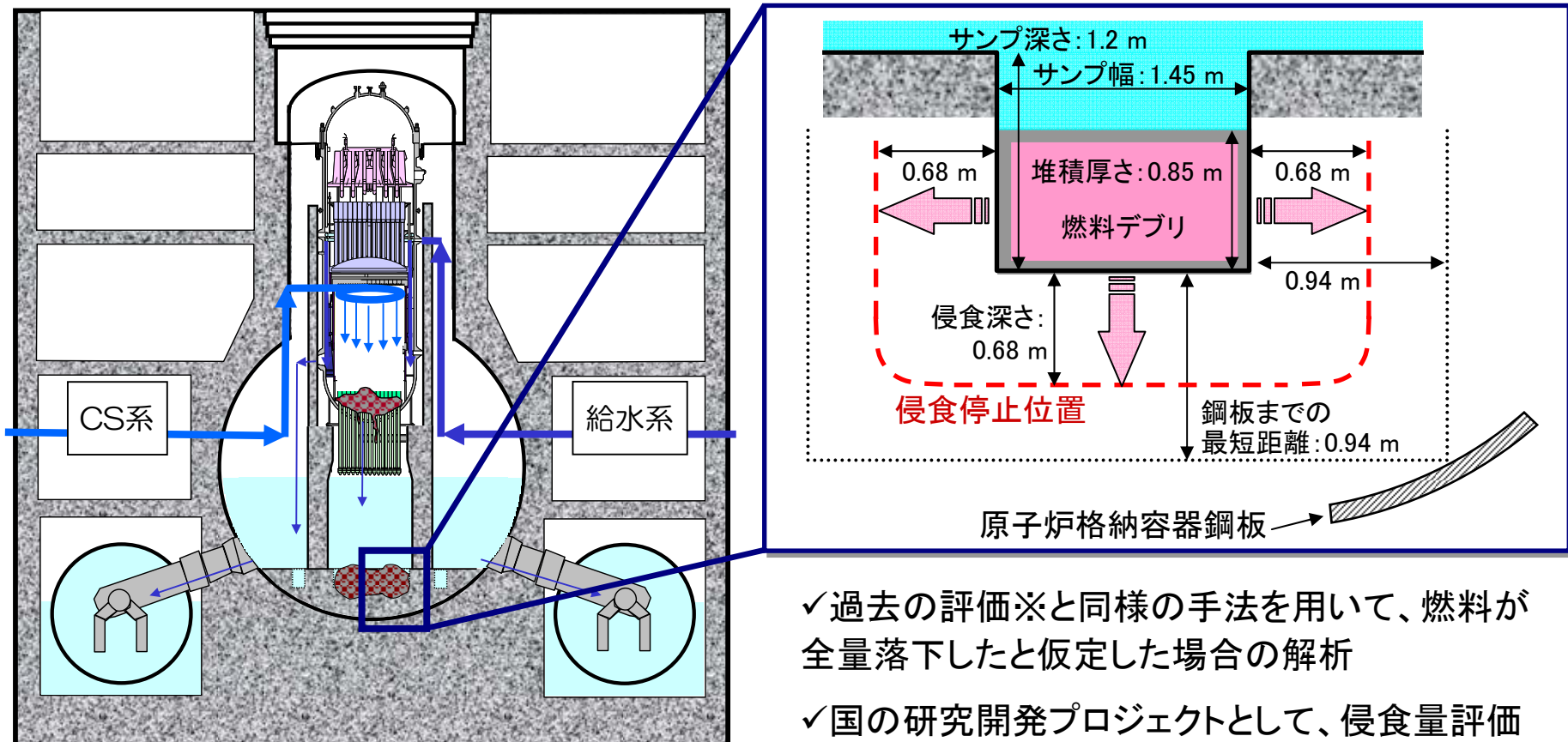


- ✓平成23年9月1日より実施したコアスプレイ(CS)系からの注水によりRPV温度が減少したことから、炉心部にも燃料デブリが存在していると考えられる。
- ✓RPVが破損するかどうかは消防車注水量にも大きく影響され、モデルや解析条件による不確かさが大きい。
- ✓PCV内デブリがほぼ100%だがMAAPのモデル上の問題を含む(MAAPでは落下する場合、全量落下となりやすい傾向がある。)

燃料溶融以降の進展(溶融炉心の下部プレナム落下挙動や圧力容器破損、MCCI等)は不確かさが大きく、モデル改良や入力条件の検証が必要

(5)(参考)MCCIの影響評価

MCCIによるコンクリートの推定侵食量を評価
解析には不確かさがあるものの原子炉格納容器内に留まるとの解析結果



*: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。

✓過去の評価※と同様の手法を用いて、燃料が全量落下したと仮定した場合の解析

✓国の研究開発プロジェクトとして、侵食量評価精度向上のための解析コードの改良を実施中

(※過去の評価)「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)

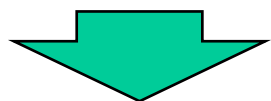
3-1. 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について

(1) 背景

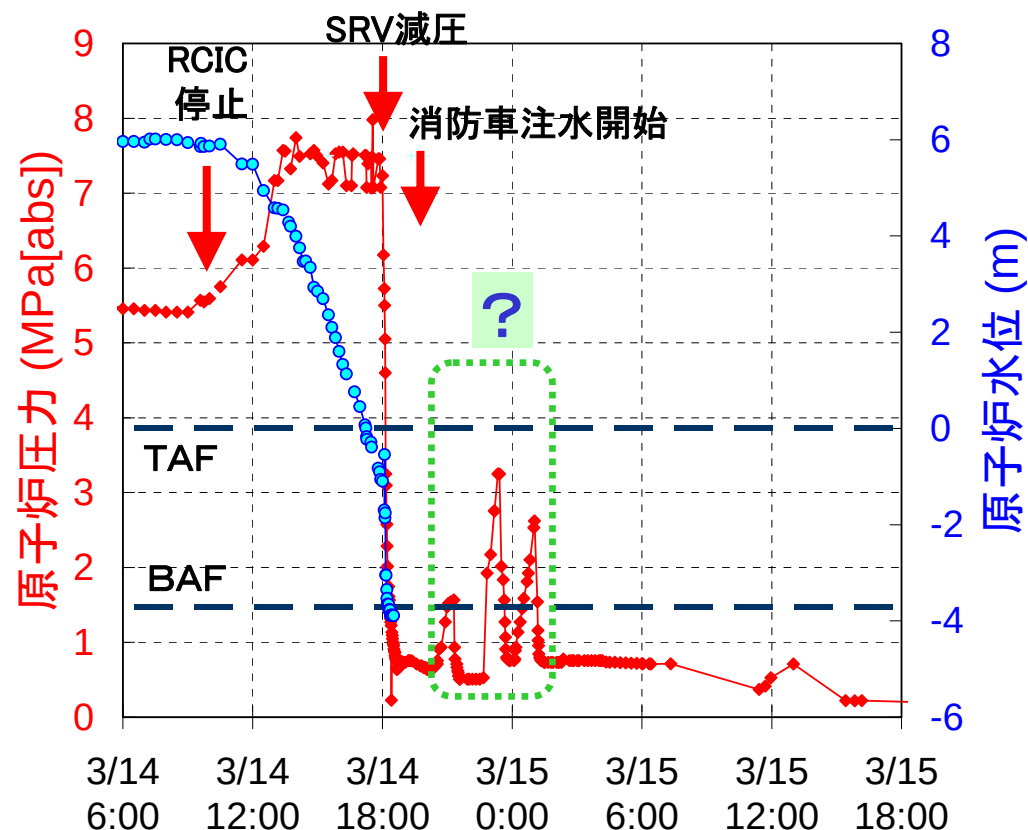
SRV強制開による原子炉減圧後に原子炉圧力と格納容器圧力の上昇を確認
原子炉減圧後、燃料露出から溶融に至る過程を説明できていない

原子炉強制減圧後の当該時間帯は、
SRV開操作が実施されていたが、原
子炉圧力の上昇・下降は必ずしもSR
Vの開・閉によるものではない可能性

燃料溶融過程と
原子炉圧力上昇の要因を評価



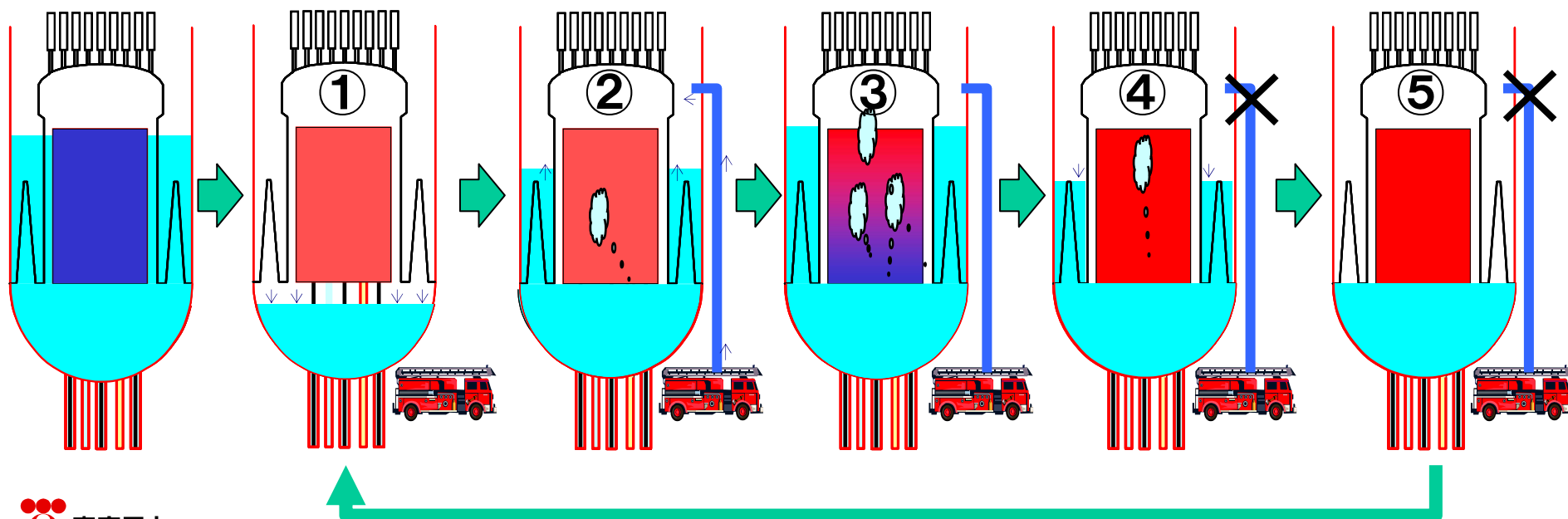
原子炉減圧後の消防車注水による蒸気発生が水-ジルコニウム反応を促進し、
原子炉圧力の上昇及び燃料溶融を引き起こしたシナリオを推定



(2) 燃料溶融進展過程

原子炉減圧後の消防車注水による蒸気発生が水-ジルコニウム反応を促進し、原子炉圧力の上昇及び燃料溶融を引き起こしたと推定

- ①原子炉強制減圧時の減圧沸騰による水位急低下・炉心完全露出
- ②消防車注水による水位回復
- ③蒸気発生に伴い水-ジルコニウム反応が発生、水素と大量の熱が発生し原子炉圧力上昇
- ④原子炉圧力上昇により、消防車注水停止
- ⑤注水停止により蒸気発生が収まり圧力低下



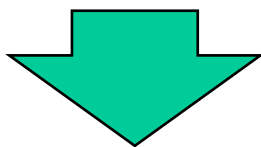
3-2. 中性子検出と燃料溶融との関連について

(1) 概要

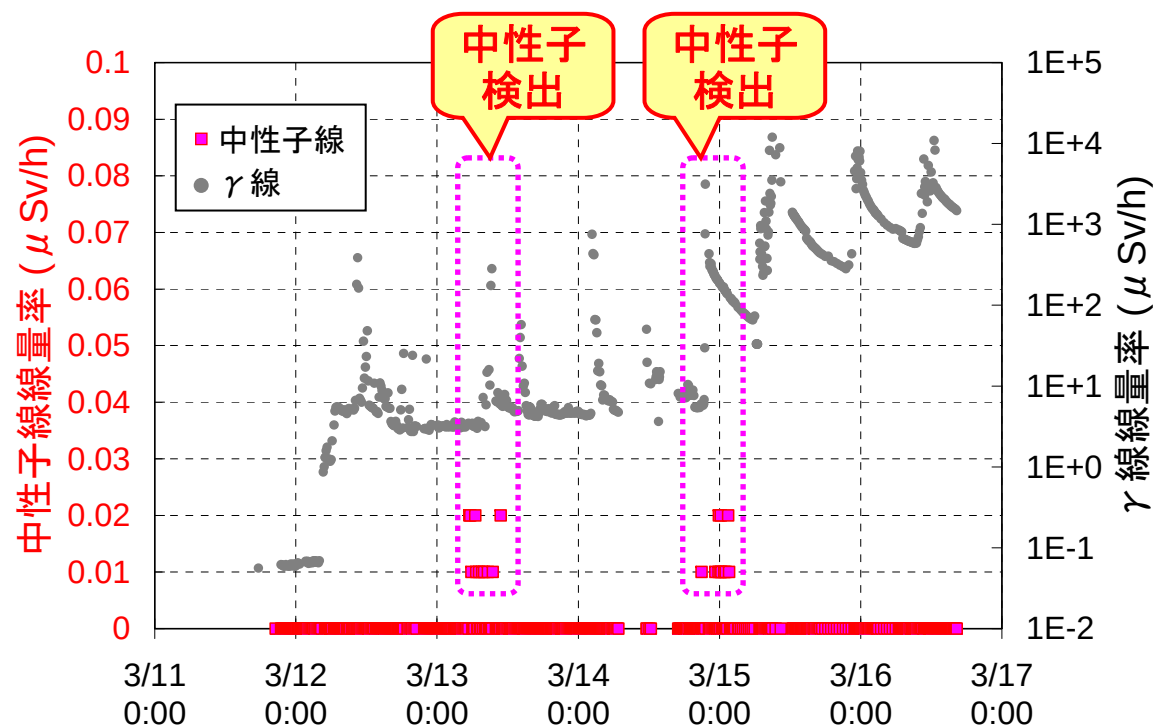
3月13日午前、3月14日深夜に正門付近で中性子をわずかに検出
中性子が検出された理由は明らかになっていなかった

中性子検出のタイミングと
ガンマ線線量率の上昇とは
相関がない

中性子検出のタイミングと
事故進展挙動との関連、
測定された中性子の由来
について検討

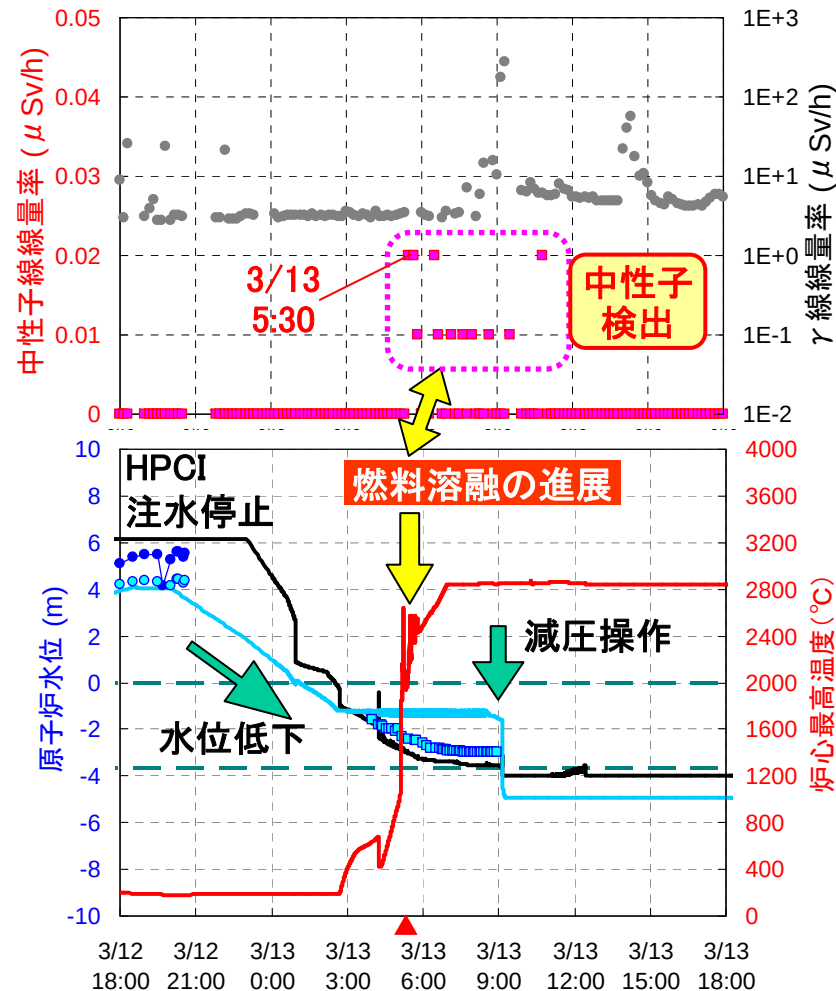


3月13日午前、3月14日深夜に検出された中性子は、
それぞれ3号機、2号機での燃料溶融の過程で放出された
アクチニドの自発核分裂による中性子を捉えた可能性

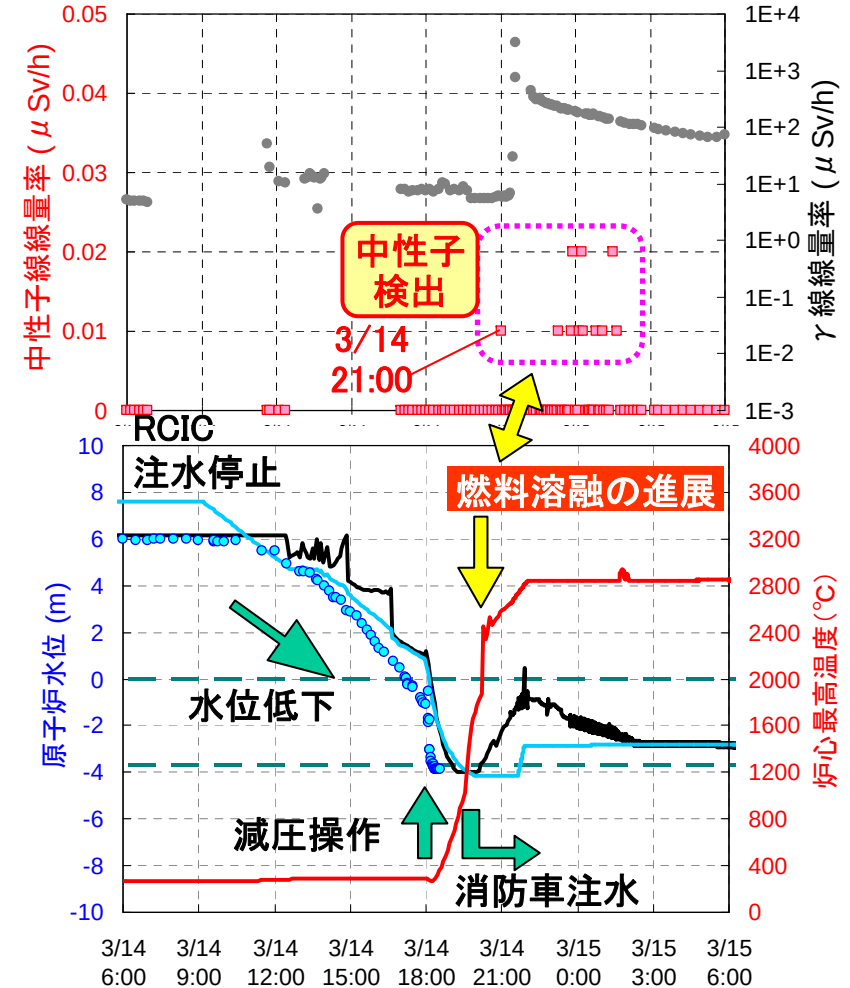


(2) 中性子検出のタイミングについて

3月13日午前の
中性子検出のタイミングは
3号機の燃料溶融のタイミングと一致

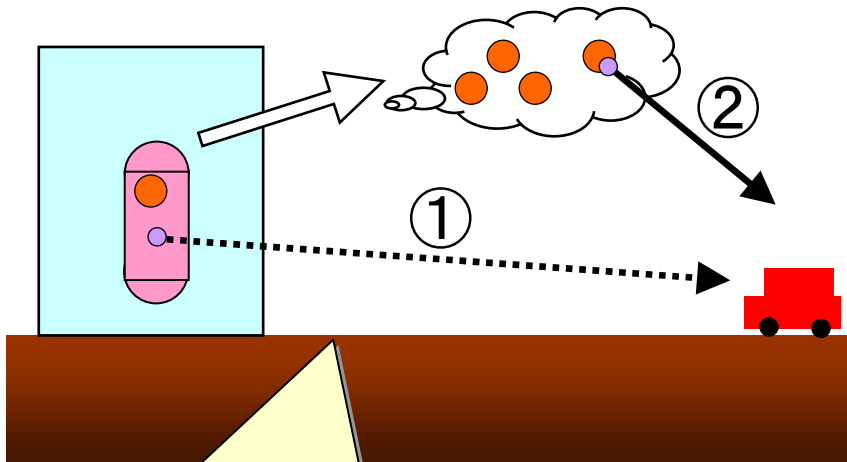


3月14日深夜の
中性子検出のタイミングは
2号機の燃料溶融のタイミングと一致



(3) 測定された中性子の由来について

正門で検出された中性子は、3号機、2号機での燃料溶融の過程で放出されたアクチニドの自発核分裂による中性子を捉えた可能性



発電所構内で採取した土壌から、事故前の検出濃度と同レベルであるものの、 Cm-242 や Cm-244 などの比較的短半減期のアクチニドが検出されていることから、福島第一事故由来と考えられている

経路① 炉内の中性子を直接測定



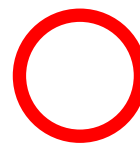
遮へいされるため、考えにくい

経路②-1 放出された核分裂生成物(Br-87 等)の崩壊による遅発中性子を測定



遅発中性子の先行核は半減期が短く、この時点では十分減衰

経路②-2 放出されたアクチニド*(Cm-242 等)の自発核分裂による中性子を測定



- ・燃料溶融のタイミングと一致していること
- ・採取土壌から福島第一事故由来と考えられるアクチニドが検出されていることから可能性あり

(格納容器内ガスからXeが検出されているのも、Cmによる自発核分裂によると推定されている)

(1) 概要

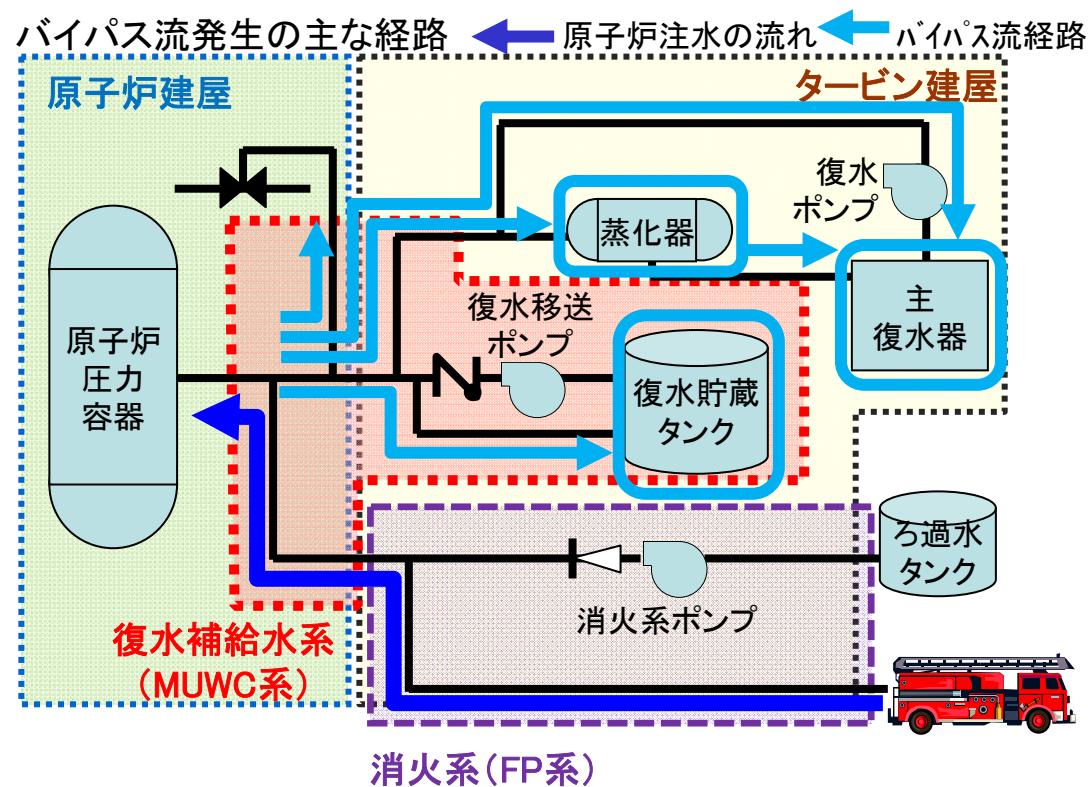
注水の一部が他系統へ流れ込んでいた可能性

事故進展挙動を評価する上で、重要なインプット情報である消防車注水量を評価

消防車から原子炉への
注水量の定量評価のため、
1号機での原子炉注水量を
注水経路の配管圧損から評価

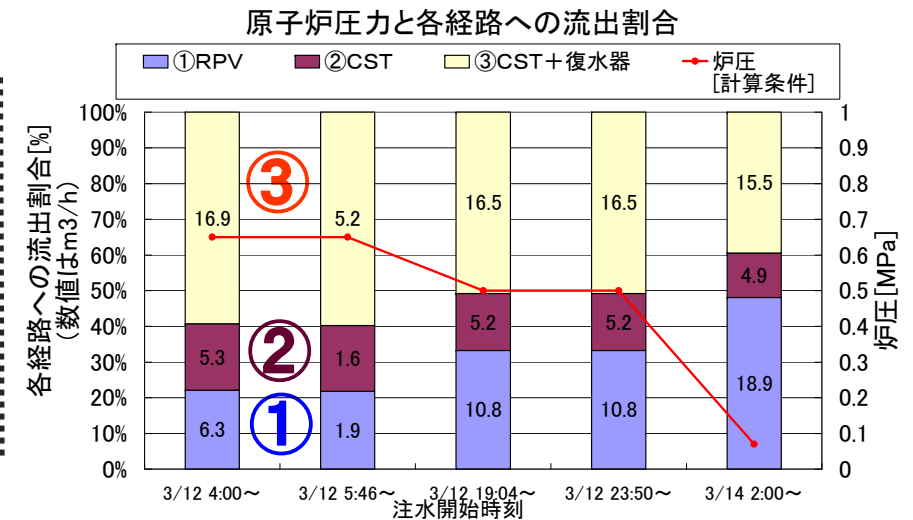
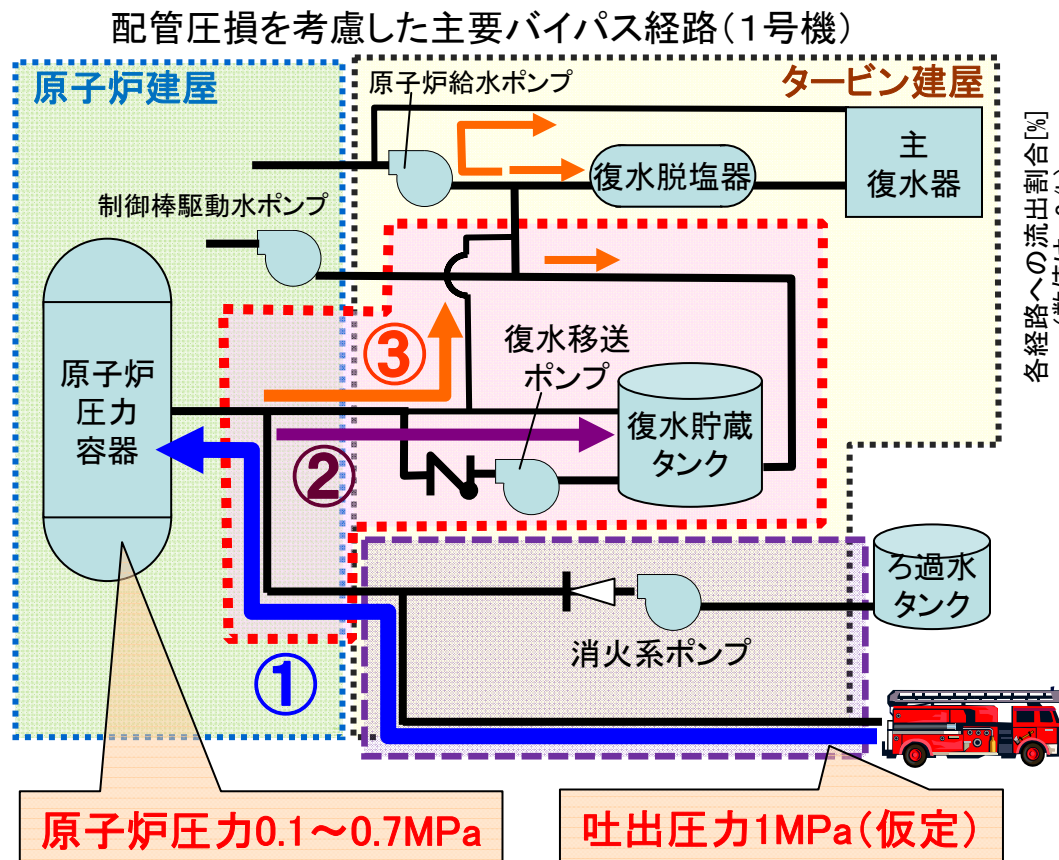
2～5割が原子炉へ注水されていた可能性

ただし消防車の吐出圧力、吐出流量等の記録が少なく、不確かさを多く含むため、感度解析やプラント応答との比較により、さらなる検証が必要



(2) 評価結果

消防車の吐出圧力を1MPa一定と仮定した場合、約2～5割が原子炉へ注水される結果
吐出圧力、吐出流量等の記録が少なく、不確かさを多く含むため、更なる検証が必要



- ・消防車吐出圧力が1MPaを下回っていた時期もあり
- ・消防車注水中断時にD/W圧力応答なし

→本結果は原子炉注水量を過大評価している可能性

【参考】用語集

●アクチニド*

周期表において原子番号89のアクチニウムから103のローレンシウムに至る15の元素の総称。原子炉の照射燃料には、ウランなどの核燃料物質が中性子捕獲反応と β 壊変を繰り返すことによって生成された、原子番号94のプルトニウムなどのアクチニドが含まれている

●インタロック

誤った操作によるトラブルを防止するため、必要な条件を検知し設備の動作を許可したり、禁止したりする仕組み

●下部プレナム

原子炉圧力容器内で炉心の下方に存在する部分

●自発核分裂

中性子、陽子、 γ 線、 β 線の吸収などによらず自然に起きる核分裂

●遅発中性子

一部の核分裂生成物からベータ崩壊に伴って放出される中性子（核分裂により直接放出される中性子を即発中性子という）

●トリップ

ポンプやタービンなどの機器が停止すること

●配管圧損

流体が配管内を通過する際に失うエネルギー量

●復水貯蔵タンク

プラントで使用する水を一時貯蔵しておくためのタンク

●ペDESTAL

格納容器内で原子炉圧力容器の下方にある空間

●水-ジルコニウム反応

高温のジルコニウム（被覆管等に使用）が水蒸気と反応し、水素を発生する発熱反応。この発熱により炉心の温度上昇が加速される

●BAF Bottom of Active Fuel

有効燃料底部。燃料集合体のうちペレットが存在する一番底部

●D/W Dry Well

ドライウェル。原子炉格納容器内の圧力抑制室を除く空間部

●HPAC High Pressure Alternate Cooling System

高圧代替注水系。重大事故時等の原子炉隔離時冷却系のバックアップ

●HPCI High Pressure Coolant Injection System

高圧注水系

●L-8

原子炉水位高信号の名称

●MAAP解析 Modular Accident Analysis Program

シビアアクシデント解析コードであるMAAPを用いた解析

●MCCI Molten Core Concrete Interaction

格納容器に落下した溶融炉心がコンクリートと反応し、分解・侵食する反応

●PCV Primary Containment Vessel

原子炉格納容器

●RCIC Reactor Core Isolation Cooling System

原子炉隔離時冷却系

●RPV Reactor Pressure Vessel

原子炉圧力容器

●S/C Suppression Chamber

圧力抑制室

●SRV Safety Relief Valve

逃がし安全弁

●TAF Top of Active Fuel

有効燃料頂部。燃料集合体のうちペレットが存在する一番上部