

福島第一原子力発電所 1～3 号機の  
炉心・格納容器の状態の推定  
と未解明問題に関する検討  
第 3 回進捗報告

平成 27 年 5 月 20 日

東京電力株式会社

## 目次

1. はじめに .....	1
1. 1. これまでの取組み .....	1
1. 2. 安全対策の継続的な改善 .....	1
1. 3. 福島第一原子力発電所事故の包括的な分析 .....	1
1. 4. 本報告書について .....	2
2. 地震・津波の発生とその影響 .....	6
2. 1. 地震の発生とその影響に関する検討課題の抽出 .....	6
2. 2. 津波の発生とその影響に関する検討課題の抽出 .....	7
2. 3. 地震・津波に関する検討結果 .....	8
2. 3. 1. 福島第一原子力発電所への津波の到達時間について .....	8
2. 3. 2. その他の検討 .....	8
2. 4. 地震・津波に関する検討のまとめ .....	8
3. 1号機の事故進展に関する検討 .....	9
3. 1. 検討の進め方 .....	9
3. 2. 1号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出 .....	9
3. 2. 1. 地震から津波到達まで .....	9
3. 2. 2. 津波到達から原子炉水位低下まで .....	10
3. 2. 3. 原子炉水位低下から格納容器圧力上昇まで .....	11
3. 2. 4. 格納容器圧力上昇から格納容器ベント操作まで .....	12
3. 2. 5. 格納容器ベント操作から原子炉建屋爆発まで .....	13
3. 2. 6. 原子炉建屋爆発から3月18日まで .....	14
3. 2. 7. その他 .....	15
3. 3. 1号機の抽出された課題に対する検討結果 .....	19
3. 3. 1. 地震の影響について .....	19
3. 3. 2. 消防車の注水に関する検討 .....	19
3. 3. 3. 消防車の注水量に関する検討 .....	20
3. 3. 4. 水位計の挙動から推測する事故進展の検討 .....	20
3. 3. 5. 1号機非常用復水器における除熱に関する検討 .....	20
3. 3. 6. その他の検討 .....	21
3. 4. 1号機のまとめ .....	21
4. 2号機の事故進展に関する検討 .....	22
4. 1. 検討の進め方 .....	22
4. 2. 2号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出 .....	22
4. 2. 1. 地震から津波到達まで .....	22
4. 2. 2. 津波到達から原子炉水位上昇まで .....	22

4. 2. 3.	原子炉水位上昇から RCIC 停止まで	23
4. 2. 4.	RCIC 停止から SRV による強制減圧まで	24
4. 2. 5.	SRV による強制減圧から格納容器圧力の低下開始まで	25
4. 2. 6.	格納容器圧力の低下開始から 3 月 18 日まで	26
4. 2. 7.	その他	27
4. 3.	2号機の抽出された課題に対する検討結果	32
4. 3. 1.	RCIC の直流電源喪失時の挙動について	32
4. 3. 2.	津波到達後の RHR の系統の状況について	32
4. 3. 3.	RCIC 停止後の格納容器圧力の低下について	32
4. 3. 4.	燃料溶融シナリオの推定、及び、中性子検知について	33
4. 3. 5.	水素リッチな蒸気が S/C に放出された場合の影響に関する検討	33
4. 3. 6.	原子炉減圧後の原子炉圧力の上昇について	33
4. 3. 7.	15 日に観測された CAMS の指示値急上昇に関する検討	33
4. 3. 8.	その他の検討	34
4. 4.	2号機のまとめ	34
5.	3号機の事故進展に関する検討	35
5. 1.	検討の進め方	35
5. 2.	3号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出	35
5. 2. 1.	地震から津波到達まで	35
5. 2. 2.	津波到達から RCIC 停止まで	35
5. 2. 3.	RCIC 停止から HPCI 停止まで	36
5. 2. 4.	HPCI 停止から原子炉圧力の減圧まで	37
5. 2. 5.	原子炉圧力の減圧から原子炉建屋爆発まで	39
5. 2. 6.	原子炉建屋爆発から 3 月下旬まで	40
5. 2. 7.	その他	41
5. 3.	3号機の抽出された課題に対する検討結果	46
5. 3. 1.	3 月 13 日の 9 時頃に発生した 3 号機の減圧挙動について	46
5. 3. 2.	燃料溶融シナリオの推定、及び、中性子検知について	46
5. 3. 3.	RCIC の停止原因について	47
5. 3. 4.	3 月 20 日前後に観測された線量上昇に関する検討	47
5. 3. 5.	その他の検討	47
5. 4.	3号機のまとめ	48
6.	1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定	49
6. 1.	1号機の炉心・格納容器の状態について	49
6. 2.	2号機の炉心・格納容器の状態について	49
6. 3.	3号機の炉心・格納容器の状態について	50

7. 安全対策との関係 .....	55
7. 1. イベントツリー分析について .....	55
7. 2. 安全対策の考え方 .....	56
8. まとめ .....	57
参考文献 .....	57
別冊資料一覧 .....	58
添付資料一覧 .....	58

## 1. はじめに

### 1. 1. これまでの取り組み

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震、及び津波により、福島第一原子力発電所においては、設計基準事象を大幅に超え、かつ、アクシデントマネジメント策の整備において想定していた多重故障の程度をも超えた状態となった。そのため、「止める」ことには成功したが、「冷やす」に関連する機能を喪失し、1号機から3号機がシビアアクシデントに至った。

この事故を経験し、また、事故を未然に防げなかった当社は、当事者として福島第一原子力発電所の事故の全容を明らかにし、原子力発電プラントの安全性をより向上させていく責務がある。すなわち、当社が原子力発電事業者として今後も継続して事業を進めて行くには、全社的に安全性向上に取り組んでいく必要があるが、特にその中でも、事故進展挙動について解明の努力を継続すること、それらを踏まえ、原子力発電プラントに対し更なる安全性向上のための対策を継続的に実施していくことは重要である。

これまで実施してきた活動<sup>\*1)</sup>により、シビアアクシデントに至る主な事故進展挙動を整理し、そこから得られた知見を柏崎刈羽原子力発電所の安全性向上策として反映している。(図1 イベントツリー分析<sup>\*2)</sup>による1~3号機の事故進展の評価結果参照(詳細は7.1))

### 1. 2. 安全対策の継続的な改善

現在、柏崎刈羽原子力発電所で採用した安全対策は、地震・津波による機能喪失を防ぐための対策、同様な安全機能を有する他の機器をバックアップとして導入し多重性・多様性を増加させる対策、を中心に安全機能の厚みを増すための対策となっており、着実に安全性の向上を図っている。

安全機能に注目した安全対策は、追加の手段によって安全性の厚みを増加させる対策が主流となる。そのため、採用された安全対策が妥当であるか、安全対策が津波に限らない幅広い要因に対しても十分性があるかについて常に検討し、安全性向上のための努力を継続していく必要がある。当社では、安全性向上のための対策を社員から広く募る「安全向上提案力強化コンペ」を実施するなど、継続的に取り組んでいる。

### 1. 3. 福島第一原子力発電所事故の包括的な分析

一方、例えば2号機の原子炉隔離時冷却系(RCIC)の機能が喪失した原因が判明していないことや、事故時の観測事実を一部説明できない点があるなどの、未解明課題がある。地震・津波についても、史上最大規模のものが当該地域で発生したこと、巨大津波を引き起こしたメカニズムなど、学术界による解明が

期待されるような課題もある。

例えば、安全機器の機能喪失の原因が判明すると、既存設備の機能維持・安全性向上のための知見を増加させることができる。また、福島第一原子力発電所の廃炉に向け、燃料取出しや汚染水発生の抑制は重要課題であり、これらの課題を解決していくためには、原子炉・格納容器の破損状況、溶融した燃料の状態を把握することが不可欠である。なお、直接的に事故進展に関連しない課題であっても、検討を実施した結果、安全性向上に寄与する結論を見いだせる可能性があることから、課題の抽出は幅広い観点から実施する必要がある。

したがって、福島第一原子力発電所の事故における未解明課題について、解明のための検討を実施していくことは当社の重要な責務である。なお、今回の報告書発行以前においても、これら未解明問題について、継続的に検討を実施[1][2][3][4][5][6]してきたところであり、また、原子力安全改革プラン進捗報告書でも、その内容の紹介と今後も継続して検討を進めていく方針を示している。

#### 1. 4. 本報告書について

本報告書は、当社の福島原子力事故調査報告書<sup>[7]</sup>でまとめられたデータや調査結果を基に、現時点で検討が必要な課題として整理した、1～3号機の炉心・格納容器の状態に直接的・間接的に関係する約50件の課題<sup>\*3)</sup>を体系的に整理し、その結果を提示することを目的とするものである。

本報告書では、まずは未解明問題をリスト化して提示し、今後取り組むべき課題を明確化する。現時点までに検討が完了したものについては、本報告書に検討結果を収録するが、検討が未完の課題については継続的に検討し、完了したものから順に、その結果を報告書に追補する形で、取り纏めていくことを予定している。また、検討項目は必要に応じ追加、削除する。

今回の第3回報告書では、第1回報告書にて提示された未解明問題について、株式会社テプコシステムズから提案を受け、共同にて実施した検討結果をとりまとめ、添付資料1-6として掲載した。さらに、未解明問題（2号機-9「2号機ラブチャディスク作動の有無」）の解明のための調査として、2号機タービン建屋内のSGTS室内の線量分布の調査を実施した。

なお、この報告書は福島第一原子力発電所事故の事故進展（平成23年3月末程度まで）に関わる、幅広い範囲の課題を抽出しているものの、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、事故進展の理解に資するものに限定<sup>\*4)</sup>している。

※1) 1～3号機の炉心・格納容器の状態に関するこれまでの経緯

当社は、平成24年6月20日に、「福島原子力事故調査委員会」（平成23年6月に設置）による事故の調査・検証の結果を、「福島原子力事故調査報告書」<sup>[7]</sup>としてとりまとめたが、この報告書の他に、以下のように調査、検討を継続実施している。

平成23年5月23日に、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という）を用いて初めてプラントの状態を評価し、情報の整理を行い、結果を公表した。

また、平成23年11月30日には、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップが開催され、2, 3号機の炉心スプレイ系からの注水による温度変化等、その時点までに得られた情報を総合的に判断することにより改めて炉心の状態を推定し、平成23年5月時点の推定結果を変更した内容も含めて公表した。その後も、継続的に現地調査<sup>[5]</sup>や記録の再調査<sup>[6]</sup>等を実施してきている。

さらに、平成24年3月12日、平成23年5月の報告以降に得られた知見を反映し、MAAPを用いたプラントの状態を再評価し、結果を公表した（別冊1参照）。さらに、これらの評価結果、及び、評価結果と実測値との相違点を詳細に検討することにより得られる、実際の事故進展挙動の評価についても、公表を進めてきた。<sup>[1][2][3][4]</sup>

これらの調査分析活動は、事故進展と原子炉及び格納容器の状態を解明し、またその結果を廃炉作業に活用することを目的として実施してきたものである。東京電力が運転情報、設計情報を調査することにより事故進展の解析結果の信頼性を高める活動を継続する一方で、事故解析コードの高度化により解析結果の信頼性を高める国のプロジェクトも並行して進められている。

※2) イベントツリー分析

イベントツリー分析とは、起因事象からスタートして、安全系機器の機能喪失の有無などを分岐点として、どのような進展過程を経て、システムが最終的な状態に至るのかを分析する手法である。

この手法を用いると、機能喪失の原因が不明であっても、安全機器の機能が喪失したかどうかで、その後のシステム挙動が評価できるため、事故進展についての基礎的な情報を整理することができる。

※3) 重要度の低いものを抽出する必要性

事故進展を評価する上では、状況を悪化させるもしくは改善させる影響をも

つもののほかに、事故進展の時間を速くする・遅くする影響を持つものについても評価条件に加える必要がある。後者は相対的には重要度は低いものの、評価の上では必要なインプットであるため、未解明問題として抽出する方針としている。

たとえば、2号機では津波到達前に残留熱除去系（RHR）を起動して圧力抑制室（S/C）の冷却を実施しているが、津波到達後にどのような状態であったかを確認することを未解明問題として抽出している。これは、事故進展挙動に大きな影響を与えないと推定されるものの、この系統を通じた冷却（エネルギー流出）が行われている場合、基本的なエネルギー保存の計算に影響を与えることになり、結果として事故進展を遅くさせる可能性がある。

また、本文でも触れているとおり、検討した結果として原子炉の安全性向上に対して重要な結果が得られる可能性もある。

※4）発電所外への放射性物質の放出量等に関する検討については、「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（平成24年5月）」が公表されている。放出量の推定精度を高めるためには、炉心状態評価の信頼性向上が必要であるため、今後の改訂は、本報告書により明らかにされる知見等を活用して、実施されることとなる。

起因事象	原子炉停止	交流電源	直流電源	炉心冷却	交流電源復旧	長期的な冷温停止の確保	炉心状態	格納容器制御	原子炉建屋制御等	最終状態
地震(東北太平洋沖地震)	原子炉スクラム(地震加速度大)	外部電源 非常用DG	DC電源	1号機:IC 2/3号機: RCIC、HPCI	外部電源、非常用DG、電源融通	RPV減圧(代替策含) 原子炉注水(代替策含) RHR RHR復旧	冷温停止、炉心損傷、PCV破損、等	PCVベント	SGTS、換気、ベント弁開維持他	冷温停止、炉心損傷、PCV破損等

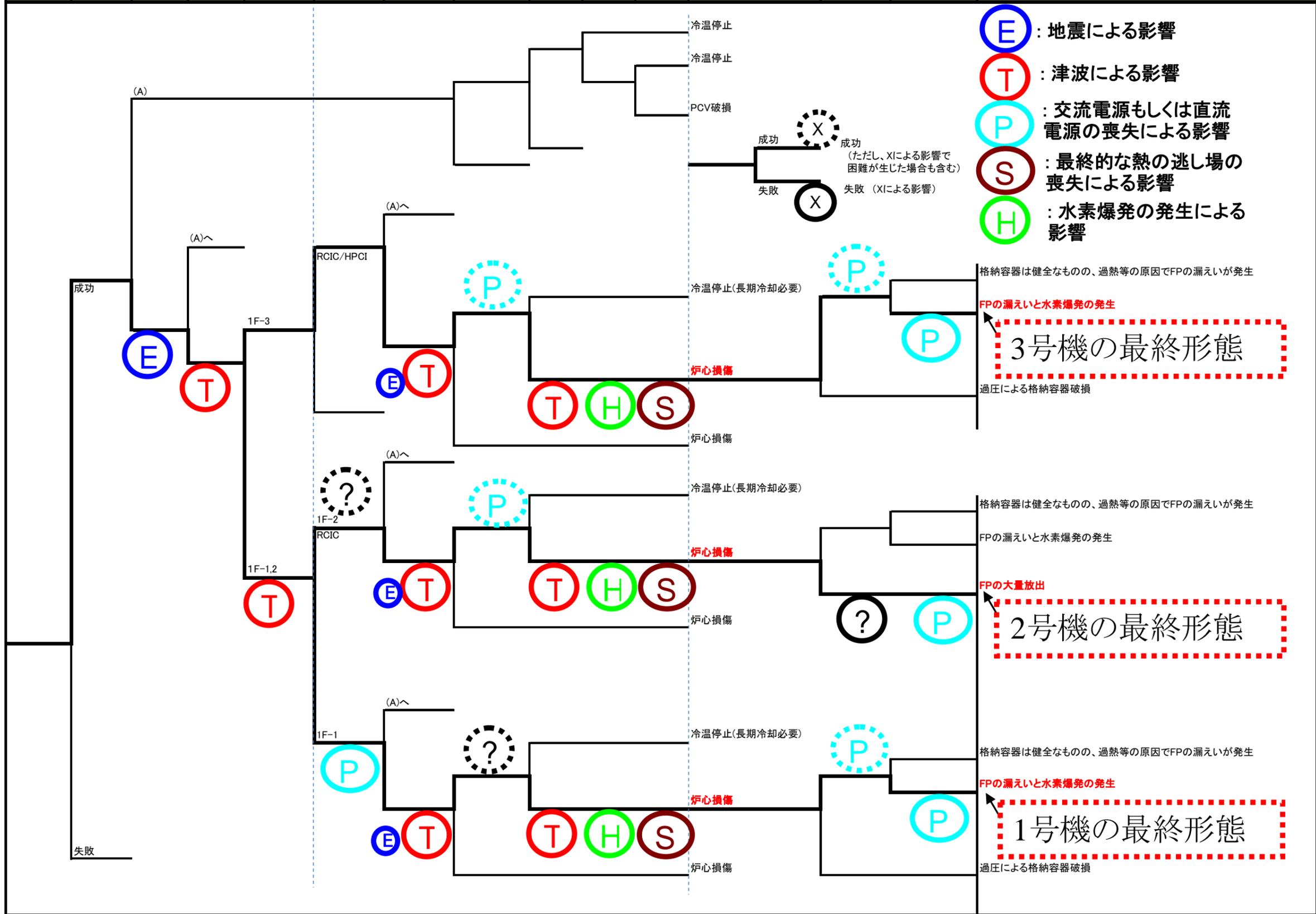


図1 福島第一原子力発電所1~3号機のイベントツリー分析結果

## 2. 地震・津波の発生とその影響

### 2. 1. 地震の発生とその影響に関する検討課題の抽出

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北太平洋沖地震は、本震規模では日本国内で観測された最大の地震であり、この地震により宮城県栗原市で最大震度 7 を観測した。また、北海道地方、東北地方、関東地方の太平洋沿岸で高い津波が観測された。

今回の地震の震源域は、岩手県沖から茨城県沖までに及んでおり、その長さは約 500km、幅は約 200km で、最大すべり量は 50m 程度であったとされている。本地震時には、三陸沖南部海溝寄り、三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの一部で大きなすべり量が観測され、三陸沖中部、宮城県沖、福島県沖、茨城県沖の複数の領域も震源域として連動して発生したマグニチュード 9.0 の巨大な地震であった。

このような巨大連動型地震が発生した原因は不明なところが多く、その発生メカニズムについて国内外の検討状況に注視するとともに、巨大連動型地震の評価上の取り扱い方法について最新知見を反映する必要がある。(共通-12) (本文中 ( ) 内に示す番号は、別途添付資料 2 にてまとめた課題リストの番号を示す。)

また、東北地方太平洋沖地震後に、福島県浜通り南部地域において地震活動が活発化し、従前、当社が後期更新世以降の活動はないと評価していた湯ノ岳断層において、平成 23 年 4 月 11 日の地震時に正断層として地震断層が出現している。

その後、当該断層についてトレンチ調査などによる詳細な調査を行った結果、複数地点において、後期更新世以降の活動が認められたことから、湯ノ岳断層は耐震設計上考慮すべき活断層であったと判断され、今回と同様のボーリング調査、トレンチ調査等の詳細な地質調査を実施していれば、活動性の評価は可能であったと考えられる。<sup>[8]</sup> この知見を踏まえると、断層の活動性を否定する場合にはトレンチ調査等の詳細な地質調査により断層の活動性を直接確認することが重要と考えられ、今後の断層調査に反映する必要がある。(共通-13)

一方、発電所を襲った地震の大きさとしては、原子炉建屋基礎版上(最地下階)の観測値が、耐震安全性評価の基準である基準地震動  $S_s$  に対する最大加速度を一部の周波数帯で超えたものの、ほとんどが下回るなど、観測結果や解析結果等から設備の耐震安全性評価の想定と概ね同程度のものであったことを、平成 24 年 7 月に報告している。<sup>[9]</sup> また、地震による設備への影響については、実測されたプラント運転状況及び観測された地震動を用いた耐震評価の解析結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと評価している。<sup>[7,9]</sup>

## 2. 2. 津波の発生とその影響に関する検討課題の抽出

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北太平洋沖地震に伴い発生し、東北太平洋沿岸に大規模災害を引き起こした津波は、津波の規模をあらわす津波マグニチュードで 9.1 とされ、世界で観測された津波の中で 4 番目、日本では過去最大に位置づけられる。

当社は、北海道から千葉県までの痕跡高・浸水高、潮位記録、浸水域、地殻変動量をよく再現できるような波源モデル（津波の数値シミュレーションに必要な、断層の長さ、幅、位置、深さ、ずれの量などの情報）を設定し、津波の再現計算を実施した。これによると日本海溝付近で特に大きな断層のすべり量（最大で 50m 程度）が発生したと推定される。

また、推定された波源を基に評価された福島第一原子力発電所の津波の高さは約 13m であり、福島第二原子力発電所（推定津波高さ：約 9m）との差異の主な原因は、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域から発生した津波のピークの重なり度合いが、福島第一では強く、福島第二では弱かったことによるものと評価された。

このような巨大津波が発生した原因は不明なところが多く、その発生メカニズムについて内外の検討状況に注視するとともに、巨大連動型地震の評価上の取り扱い方法について最新知見を反映する必要がある。（共通-12）

一方、発電所を襲った津波によって、海水ポンプが設置されている 4m 盤のみならず、主要建屋のある 10m 盤も冠水するとともに、建屋の地上開口部等を経路として建屋内にも浸水が波及した。これにより、モーターや電気品が被水し、非常用ディーゼル発電機や電源盤といった重要な設備が直接的・間接的な影響で機能を喪失した。

津波の福島第一原子力発電所への到達時刻や浸水経路については、電源喪失に関する時系列との相関関係をより明確にするため、今後、継続的な調査をしていく必要がある。（共通-14:検討完了（添付資料地震津波-1））

津波の波力による影響については、地上の開口に取り付けられているドアやシャッター等は津波あるいは漂流物によるものと思われる損傷が一部で確認されている。また、海側エリアに設置されていた重油タンクの一部は、波力以外に浮力の影響により漂流したと考えられる。しかしながら、主要建屋の外壁や柱等の構造躯体には有意な損傷が確認されていない。また、防波堤について、北防波堤の一部にある波返し（パラペット）設置区間では堤体が損傷したものの、それ以外の区間では堤体は概ね存立しており大きな影響は確認されていない。津波によりこれら構造躯体や防波堤の堤体に作用した実際の波力は、計測を行っていないため把握は困難であるが、実被害状況との比較考察を行うことで、波力評価式（合田式、谷本式等）の持つ保守性の定量化が期待される。（共通-15）

## 2. 3. 地震・津波に関する検討結果

### 2. 3. 1. 福島第一原子力発電所への津波の到達時間について

福島第一原子力発電所への津波の到達時間に関する課題（共通-14）について検討を実施した。（添付資料地震津波-1 参照）

連続写真の分析等により、東北太平洋沖地震に伴う津波が発電所に到達した際の挙動を、時系列に従って整理した。その結果、以下の結論を得た。

- ・ 発電所の各機器に影響を与えた津波の、敷地への到達時刻は 15 時 36 分台であった。
- ・ 当該津波の最大波は敷地のほぼ正面から、大きな時間差無く到達した。
- ・ 海に近い場所に設置された海水系ポンプは、概ね 15 時 36 分台に機能喪失。
- ・ 余震の無い時間帯に、多くの機器が短時間のうちに機能喪失していることから、津波が原因で電源喪失に至ったと考えられる。

### 2. 3. 2. その他の検討

「2. 1. 地震の発生とその影響に関する検討課題の抽出」および「2. 2. 津波の発生とその影響に関する検討課題の抽出」で抽出したその他の課題については、進捗に合わせて検討結果をとりまとめ、この節に追補していく予定である。

## 2. 4. 地震・津波に関する検討のまとめ

地震・津波に関して、現時点で未解明となっている課題について抽出した。本報告書では、観測結果の整理による事実関係の把握が取り纏まったところであり、その他の課題については引き続き検討を実施していく。

### 3. 1号機の事故進展に関する検討

#### 3. 1. 検討の進め方

地震、津波の影響を除く福島第一原子力発電所1号機（以下、「1号機」という）の事故進展挙動は、主にMAAPコード（添付資料1参照）の解析結果を基に検討してきた。その解析結果を、原子炉水位の推移を図3.2.1に、原子炉圧力の推移を図3.2.2に、格納容器圧力の推移を図3.2.3に示す。しかしながら、MAAPコードによる解析結果は、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあるため、結果として得られる事故進展にも不確かさがあり、完全に実際の事故進展と一致しているわけではない。そのため、本報告書では、過去に実施したMAAPコードによる解析(MAAP4による解析結果については別冊1、MAAP5による解析結果については添付資料3参照)と実測データを比較し、相違点があるところを課題として抽出し、抽出した課題を個別に評価するという枠組みで、未説明問題に関する検討を進めていく。3.2節においては、時系列に従って抽出した課題を説明する構成とするが、別途添付資料2にて、課題を1件ごとに説明する資料をとりまとめている。

#### 3. 2. 1号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出

##### 3. 2. 1. 地震から津波到達まで

1号機は、地震スクラム後、原子炉圧力の上昇に伴い自動起動した2系統の非常用復水器(IC)を一旦停止し、その後、手動で片系(A系)のICの運転・停止操作を繰り返すことで原子炉圧力を制御していた。ICは1系統にてスクラムから5分後の崩壊熱を熱交換により除去できる能力を持っていることから、この際に起動された条件(スクラム後5分以上、及び、または、2台同時起動)では除熱過多となるため、原子炉圧力はIC起動後低下に転じる。さらに、ICの自動起動の設定圧力は、設定圧力が最低となっているSRVよりも低い圧力となっているため、ICが運転している期間は、原子炉内の冷却材は減少しない。また、格納容器冷却系(CCS)の圧力抑制室(S/C)冷却モードでの起動など、冷温停止へ向けての操作を行っていたが、3月11日15時37分、津波により全交流電源を喪失し、引き続き直流電源も喪失した。津波到達前の原子炉の挙動については、チャート・過渡現象記録装置の記録が残っており、特に説明が困難な現象は発生していない。

ただし、国会事故調査委員会の報告書では、地震直後に原子炉建屋4階で目撃された出水について、重要配管からの漏えいが発生しても、破断面積が小さければその影響がプラントパラメータに現れないこと、漏洩が発生していたことを示唆する情報として、1,2号機の当直員に1号機での主蒸気逃がし安全弁(SRV)の作動音を確認したとの証言がない(国会事故調は、SRVから蒸気が

逃されているわけではなく、漏えい口から蒸気が放出されていると推測) ことから、小規模の冷却材喪失事故 (LOCA) が起きた可能性を否定できないと指摘 (1号機-4: 検討完了 (添付資料 1-3)) している。

### 3. 2. 2. 津波到達から原子炉水位低下まで

津波到達による全電源喪失によって、全ての冷却機能を喪失し、中央制御室の監視計器や各種表示ランプも消灯した。3月11日16時42分頃から17時頃に、一部の直流電源が復活し、一時的に計測された原子炉水位から、津波到達前に確認されていた水位より減少していることが確認された。ここで、11日16時56分に計測された原子炉水位 (広帯域水位計) は有効燃料頂部 (TAF) +2130mm 相当であり、原子炉水位は低下中であるが、この時点ではまだ TAF には到達していない。

解析結果では、11日18時10分頃に原子炉水位は TAF に到達し、炉心損傷 (燃料被覆管温度 1200°C程度への到達) は18時50分頃と評価されている。水位が減少していく状況は測定値がほとんどないものの、炉心損傷前の水位挙動については11日17時頃の水位測定値とよく一致しており、TAF 到達時刻の精度は高く、炉心損傷のタイミングは概ね推定できていると考えられる。

燃料の露出が始まっても、下部からの十分な蒸気供給があれば蒸気冷却により燃料の著しい温度上昇はないが、蒸気冷却によって燃料被覆管を冷却しきれなくなり、燃料被覆管温度が 1200°C程度に上昇すると、水-ジルコニウム反応に伴う水素が大量に発生し、その酸化反応により発生するエネルギーによって更に温度が上昇する。1号機は 2,3号機と比較して測定結果が特に少ないため、現象説明には適宜解析結果を参照することとするが、解析結果には現時点ではまだ大きな不確かさが存在する。

一方、ICの動作状態が確認できない状況の中、一部の直流電源が復活し、IC (A系) の外側隔離弁 (1号機-1の系統概略図参照) が動作可能な状態となっている (状態表示灯は閉) ことが確認され、運転員は11日18時18分に外側隔離弁の開操作<sup>1</sup>を行った。このとき、状態表示灯は閉から開となり、また、蒸気発生音と建屋越しに発生した蒸気を確認したが、蒸気発生量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなったことを確認した。このことから、IC 胴側の水がなくなっていることを懸念し、18時25分に戻り配管の外側隔離弁を閉としている。その後、21時30分に再度戻り配管の外側隔離弁の開操作を行い、蒸気発生音と建屋越しに発生した蒸気を確認した。

原子炉水位が低下し、水-ジルコニウム反応により非凝縮性ガスである水素

---

<sup>1</sup> ICの戻り配管の外側隔離弁 (3A弁) だけでなく、入口蒸気配管の外側隔離弁 (2A弁) も閉であったため、2弁の開操作を行った。

が発生した場合、ICの冷却管に水素が蓄積することによって除熱性能が劣化すると考えられているが、実際にどの程度の除熱劣化があったかについては不明であり、検討が必要である。(1号機-1:検討完了(添付資料1-7))

事故後に実施したIC胴側の水位調査によれば、平成23年10月18日の時点で、A系のタンク水位指示値は65%(通常水位:80%)と、当時よりタンク内の水が十分存在していたことになり、3月11日18時25分に隔離弁を閉操作しなかった場合、ICによる冷却が継続できた可能性がある。そこで11日18時25分以降もIC(A系)の隔離弁を開状態のまま維持した場合の事故進展への影響について検討することも重要である。(1号機-2:検討完了(添付資料1-7))

また、原子炉再循環系ポンプ(PLRポンプ)では、原子炉水の軸封装置としてメカニカルシールを使用しており、通常運転中は、制御棒駆動系(CRD)ポンプから軸封装置に供給されるシール水により原子炉水の漏えいを防止している。外部電源喪失時には、CRDポンプが停止しシール水が失われるため、高圧の炉水がPLRポンプ主軸部から軸封装置を経てドライウェル(D/W)機器ドレンサンプに排出される。しかし、実際にどの程度の漏えいが生じていたかは明らかになっておらず、検討が必要である。(共通-4)

### 3. 2. 3. 原子炉水位低下から格納容器圧力上昇まで

3月11日20時07分には原子炉圧力7.0MPa[abs]、23時50分頃にはD/W圧力0.6MPa[abs]、3月12日2時30分にはD/W圧力0.84MPa[abs]、2時45分には原子炉圧力0.9MPa[abs]が測定された。明確なタイミングは不明であるが、11日の20時以降のある時点で、格納容器圧力が大きく上昇し、また、原子炉の減圧操作は行っていないものの原子炉圧力が低下したことが確認された。

この圧力挙動を再現するため、解析においては、燃料の露出に伴う過熱および溶融により炉内温度が上昇することで、炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジからD/Wへの気相漏えいが発生したと仮定している。しかし、計測されたパラメータや観測された事実から、これらの箇所から実際に漏えいが生じたのか否かについては直接的な証拠は得られておらず、また、米国のサンディア国立研究所が提起した炉心損傷後の過熱による主蒸気配管の破断、及びその他の気相漏えいの可能性についても検討が必要である。(1号機-5)

また、3月11日21時頃、運転員がIC胴側の水位と原子炉水位の確認のため原子炉建屋に向かい、入域したところ、警報付きポケット線量計(APD)がごく短時間で0.8mSvを示したため、21時51分に中央制御室に引き返し状況を報告したとの記録がある。この線量上昇が原子炉の減圧等の影響によるものかは不明であるものの、原子炉建屋の線量上昇は、事故収束対応への妨げとなりうるものであり、原因について検討する必要がある。(1号機-7)

また、その後の調査において、原子炉建屋 1 階南東の移動式炉内核計装 (TIP) 室周辺で高線量汚染が確認されている。炉心が露出・過熱した際の、TIP のドライチューブが破損した可能性との関連について、検討が必要である。(1 号機-8)

3 月 11 日 21 時 19 分に仮設電源により燃料域水位計を復旧した時には、計測値は TAF+200mm を示していたが、原子炉水位計はこの時点ですでに指示不良を起こしていたものと考えられる。しかしながら、水位計の計測値から、基準面器側配管と炉側配管の差圧が分かるため、事故進展について何らかの情報を得られる可能性があることから、そのような観点からの検討を進めていく。(1 号機-3)

燃料が過熱し、高温になると燃料は熔融し、炉心部から下部プレナム、さらには原子炉圧力容器を破損させて格納容器に落下すると事故進展を辿ることになる。

解析においては、原子炉圧力は、3 月 11 日 22 時頃に急峻なピークを示している。これは、MAAP 解析において、熔融した炉心が、一旦、炉心支持板にとどまり、炉心支持板の破損とともに、下部プレナムに一度に落下するというモデルが採用されていることにより、大量の蒸気が発生する評価結果となることから発生するものである。熔融燃料の下部プレナムへの移行メカニズムは、主に TMI-2 の事故の知見を基に作成されており、複雑な下部構造を持つ BWR での挙動が完全に模擬できているとは言い難い状況であるため、BWR の熔融燃料の移行挙動については、さらに検討する必要がある。(共通-6)

### 3. 2. 4. 格納容器圧力上昇から格納容器ベント操作まで

3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力 0.6MPa[abs]が測定された以降、圧力指示値は高い状態が継続していた。3 月 12 日 4 時頃には、正門付近の線量率が全体的に上昇し始め、1 号機からの放射性物質の放出の影響が出てきたものと考えられる。

3 月 12 日 19 時 04 分に消防車により原子炉への連続的な海水注水が開始されるまでの間に、熔融した燃料が圧力容器下部へ落下し、さらには格納容器床面へと落下した可能性が高い。熔融燃料の格納容器への移行は、格納容器圧力・温度を上昇させる。

熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることにより、コンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生するため、格納容器圧力変化や放射性物質の放出挙動に大きな影響を与える。しかしながら、実際にどの程度のコア・コンクリ

ート反応が生じていたかについては明らかになっていない。従って、コア・コンクリート反応がどの程度生じていたのか評価するとともに、それが事故進展に及ぼす影響について検討する必要がある。(共通-5)

D/W 圧力は、3月12日2時30分頃に0.84MPa[abs]を計測した後、格納容器のベントに成功するまでの間、0.7MPa[abs]～0.8MPa[abs]程度の圧力を維持するという挙動となっている。注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、コア・コンクリート反応によるガス発生等がある場合、格納容器圧力は上昇する傾向になるはずであるため、圧力が維持されているということは、格納容器からの漏えいがあったことを強く示唆している。

解析においては、D/W 圧力の測定値にある程度あわせるため、地震発生約12時間後(3月12日3時10分頃)に格納容器の気相部からの漏えいを仮定した。しかし、計測されたパラメータや観測された事実から、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたのか否かについては直接的な証拠は得られておらず、検討が必要である。(1号機-6)

3月12日4時頃から14時53分にかけて消防車を用いた淡水注水を実施している。しかしながら、注水の一部が原子炉へ注水されることなく、他系統・機器へ流れ込んでいたものと考えられる。解析においては、炉心部内が冠水するほどには注水できていないものとして、格納容器圧力の再現性等を考慮した注水量を設定し、評価を行っている。原子炉への注水量は事故進展を把握するにあたって重要なデータとなるものの、実際の注水量がどの程度であったかは、検討が必要である。(共通-2：検討中(添付資料1-4,5))

また、原子炉建屋および放射性廃棄物処理建屋では原子炉補機冷却系(RCW)の配管や熱交換機付近にて高線量が確認されている。格納容器内の機器サンプルからRCWの配管へ核分裂生成物(FP)が移行した可能性が考えられるが、詳細原因は不明である。建屋内にアクセス制限等が生じ復旧作業に影響を与える懸念があることから、この線量上昇が発生した原因を解明することは重要であり、また、RCW系統の水の格納容器内への流入の有無、RCW系統からのガス漏えいの有無などの事故進展との関連も含めて検討が必要である。(1号機-9)

### 3. 2. 5. 格納容器ベント操作から原子炉建屋爆発まで

3月12日10時17分、23分、24分の3回、弁作動用空気の残圧に期待し、中央制御室でS/Cベント弁(小弁)の開操作を実施した。D/W圧力に明確な応答は現れなかったものの、10時40分に正門付近及び発電所周辺のモニタリングポスト付近の線量率に一時的な上昇が確認された。その後、仮設空気圧縮機をS/Cベント弁(大弁)の開操作のために接続し、14時頃に起動したところ、ライブカメラ映像から排気筒上の蒸気が昇る様子と14時30分から14時50分

頃にかけて D/W 圧力の低下が確認された。このとき、正門付近およびモニタリングポスト-8 (MP-8) 付近の線量率には上昇は確認されなかった。

これらベント弁操作前後の格納容器からの FP の放出挙動については、詳細は不明なところが多く、ベント操作によりどの程度の放出があったのか検討が必要である。(共通-8)

また、1/2 号機主排気筒につながる非常用ガス処理系 (SGTS) 配管近傍で 10Sv/h の高線量が確認されている。さらに、SGTS 室近傍においても数 Sv/h の高線量が確認されている。ベントの過程で放出された FP が当該部に滞留したものと考えられるが、詳細原因は不明である。建屋内にアクセス制限等が生じ復旧作業に影響を与える懸念があることから、ベント時の放出挙動について検討が必要である。(1 号機-10)

S/C ベント弁 (大弁) の開操作実施後、3 月 12 日 14 時 30 分から 14 時 50 分頃にかけて D/W 圧力の低下が確認された。その後 15 時 36 分、原子炉建屋上部で水素爆発が発生し、屋根及び最上階の外壁が破損した。

主に水-ジルコニウム反応で発生した水素が、蒸気とともに最終的に原子炉建屋へ漏えいし、水素爆発に至ったものと推定されるが、その漏えい経路や量、爆発の様相、着火源については不明であり、検討が必要である。(共通-11)

### 3. 2. 6. 原子炉建屋爆発から 3 月 18 日まで

原子炉建屋爆発後の 3 月 12 日 19 時 04 分に、消防車による海水注入を開始した。しかしながら、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ流れ込んでいたものと考えられる。実際の原子炉への注水量がどの程度であったか検討が必要である。(共通-2)

また、3 月 14 日 1 時 10 分には水源が枯渇したため同一水源を用いて実施されていた 1,3 号機への注水が停止している。この後、水源への水の補給が実施され、状況が厳しかった 3 号機への注水が 3 時 20 分には再開されたものの、1 号機への注水の再開は遅れ、3 号機の水素爆発により再び 1,3 号機への注水が停止したことから、1 号機については、結果的に 1 時 10 分から 20 時 00 分の間、注水が停止していたことがわかっている。注水の停止が事故進展にどのような影響を与えたかについては評価していく必要がある。(1 号機-11)

解析によると、炉心が損傷することにより放出される FP については、3 月 16 日 12 時の時点で、希ガスは、仮定した格納容器からの気相漏えいおよびベント操作により約 100%が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムおよび水酸化セシウムについては約 6%の放出であり、その他の核種は概ね 5%以下の放出という解析結果となっている。

また、1 号機の炉心は、ほぼ全量が下部プレナムに落下し、その大半が格納

容器ペDESTALに落下しているという解析結果になっている。事故進展の最終結果であるデブリ位置は依然不明な点が多く、これが廃炉作業への重要なインプットとなるため、今後とも格納容器や原子炉圧力容器の内部調査研究開発プロジェクト等の調査結果もふまえ、検討を進める必要がある。(共通-10)

### 3. 2. 7. その他

MAAP コードを用いた解析では、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあり、結果として得られる事故進展にも不確かさがあることに留意する必要がある。特に FP の放出量については、これら不確かさの影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

また、1・2号中央制御室は、津波到達後にほとんどの計測・制御電源を失い、状態把握も運転操作もできない状況に陥っている。しかし、例えば1・2号中操では3月11日の17時台には代替注水系を用いた原子炉注水の準備を開始するなど、系統構成を図面等により確認し、今できること、今後必要と思われる操作について、必死で検討していた事実もある。当時の運転員をはじめ関係者の行動や心理状況を解明することは、緊急対応時のソフト方面での教訓を学び、対策に反映するためにも重要な課題である。(共通-16)

なお、MAAP コードによる解析は、長くても地震後1週間程度で解析を終了させている。これは、解析による評価は、長期間になればなるほど不確かさが大きくなるため、評価結果の信頼性が極めて低くなってしまうためである。しかしながら、3月20日、21日頃に福島第一原子力発電所から放出されたFPは、風向きの関係から関東圏の線量上昇を引き起こし、よう素濃度の上昇による水道水の取水制限を引き起こすなどの汚染の原因となった可能性がある。そのため、解析による評価が難しい、地震後長期間経過した後の放出挙動についても検討しておく必要がある。(共通-9)

以上の検討により抽出した課題を、図3.2.1～図3.2.3に図示するとともに、各課題の定義を添付資料2にとりまとめた。また、抽出した課題のうち、これまでに実施した検討結果を添付資料に詳細を示すとともに、3.3.節にて概要を説明する。

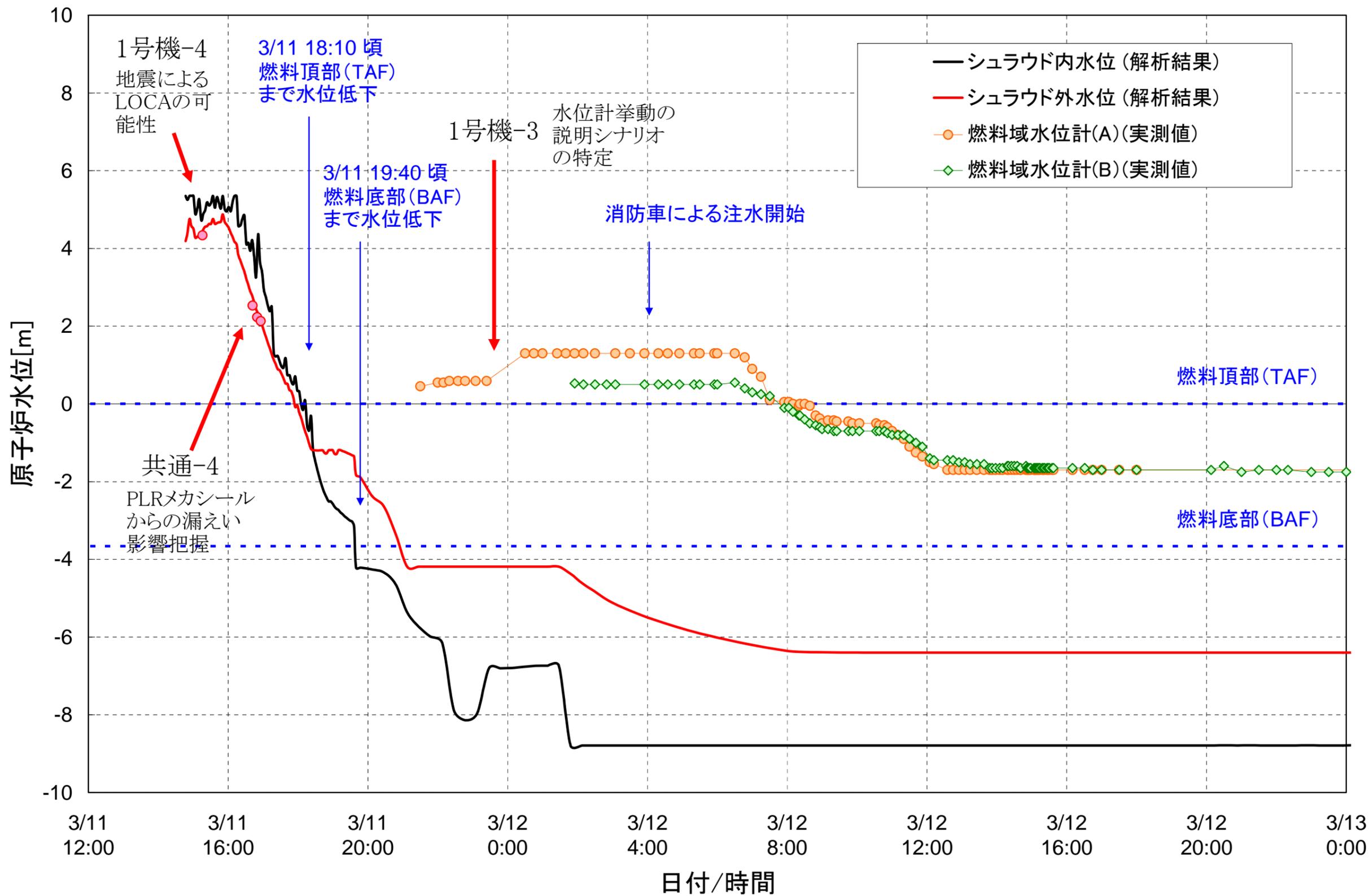


図 3.2.1 1号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

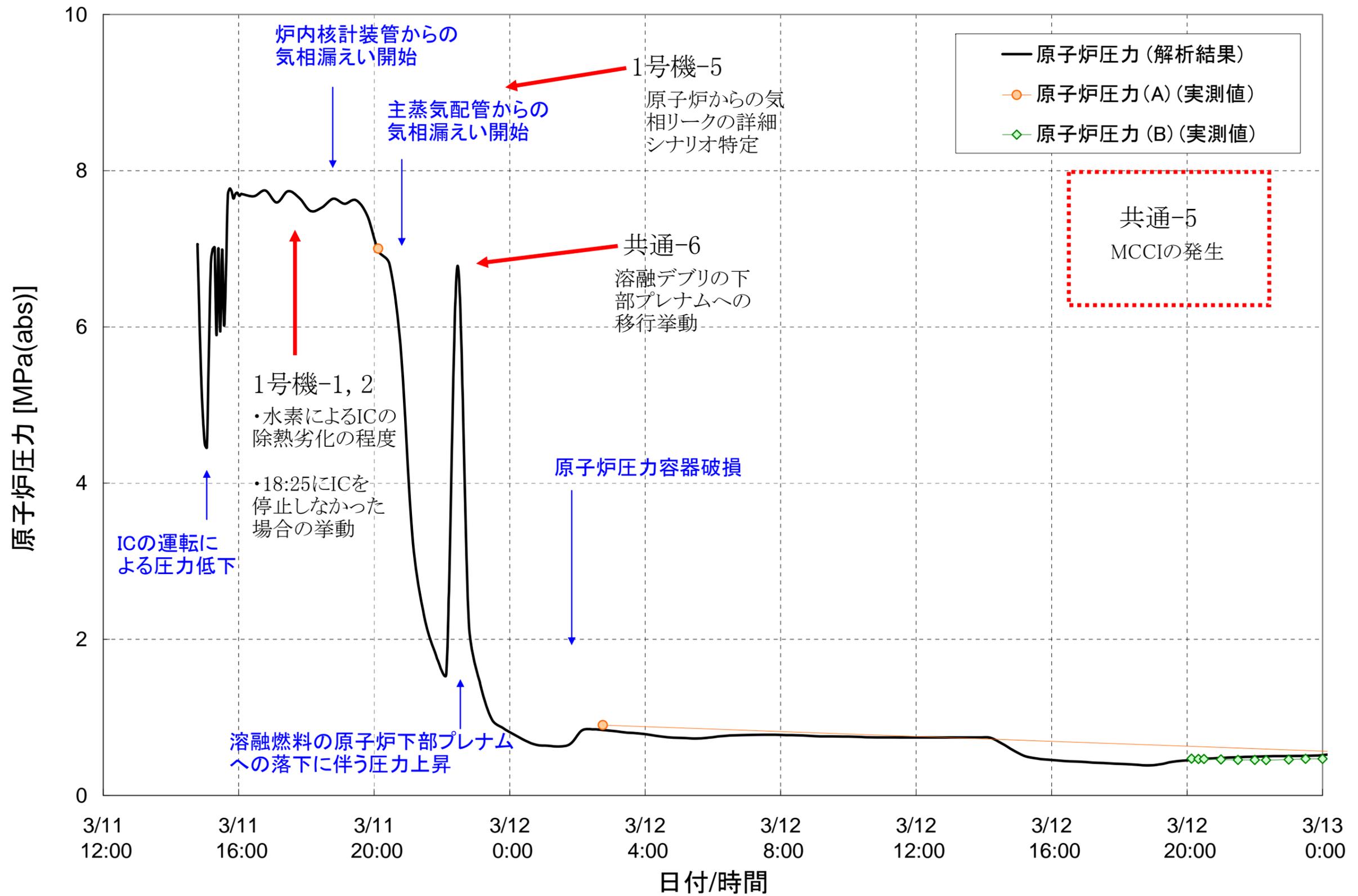


図 3.2.2 1号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題

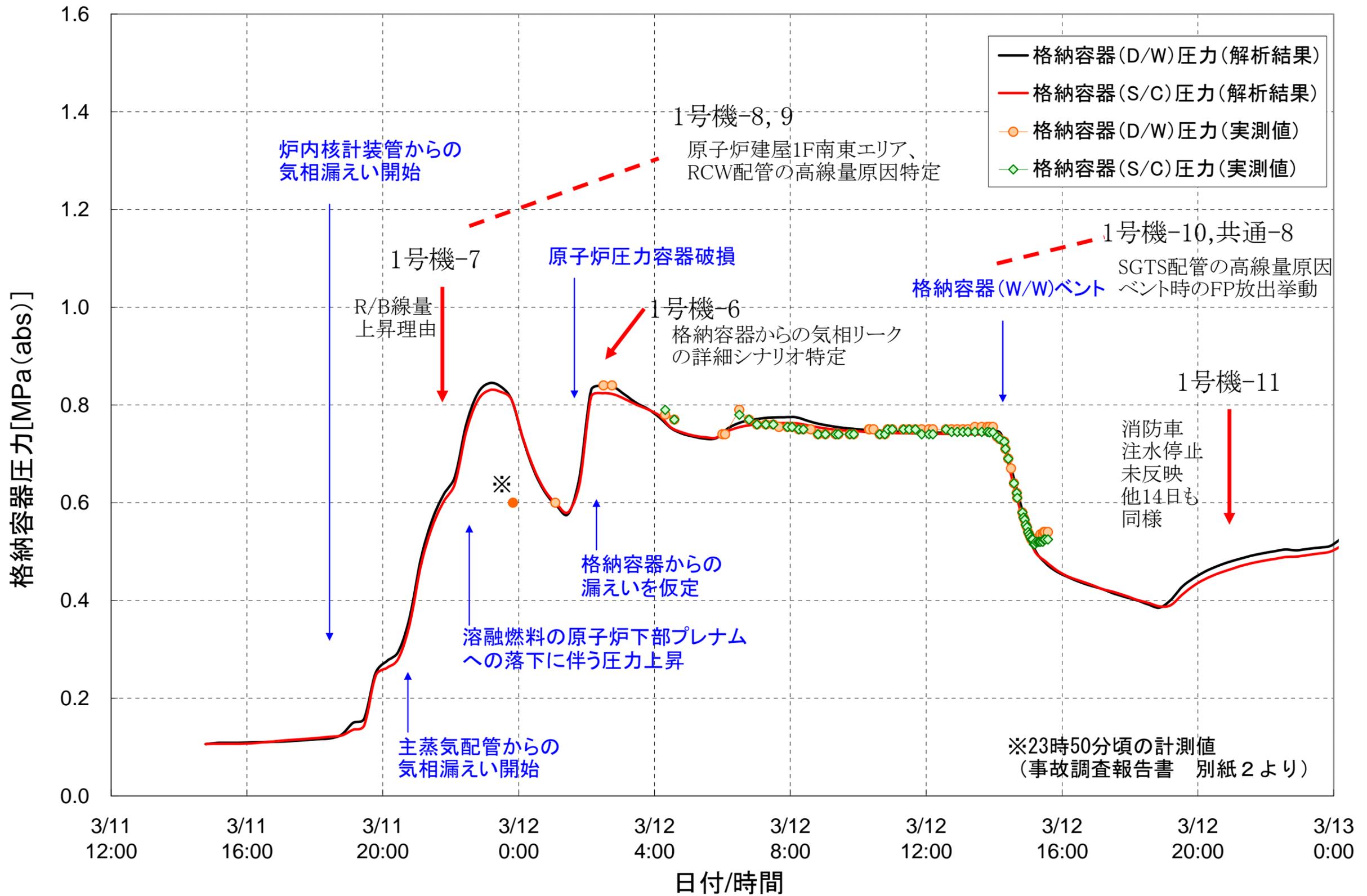


図 3.2.3 1号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

### 3. 3. 1号機の抽出された課題に対する検討結果

#### 3. 3. 1. 地震の影響について

1号機の地震の影響による LOCA 発生の可能性に関する課題（1号機-4）について検討を実施した。（添付資料 1-3 参照）

1号機は、3月11日夜の早いうちに炉心損傷に至っていると評価している。一方、このような早期の事故進展が発生した原因について、国会事故調査報告書では、地震による損傷で LOCA が発生し、炉心の冷却に伴う水の蒸発以外の原因によって、冷却材を喪失することで事故進展が速まった可能性についても指摘されている。これまでの評価では、冷却材の減少の速さが実測の水位挙動と整合しており、LOCA の発生については事故シナリオとして考慮されることはなかった。ここでは、地震による LOCA の発生と、実測データ及びエネルギー保存などの基本的な物理法則と整合するかについて論理的な考察を実施することで、1号機に対する地震の影響の有無を検討した。

その結果、観測データ、物理法則と照らし合わせると地震による配管の損傷による LOCA も、地震による非常用ディーゼル発電機の機能喪失も無かったと言えることが判明した。

#### 3. 3. 2. 消防車の注水に関する検討

消防車による注水に関する課題（共通-2）について検討を実施した。（添付資料 1-4 参照）

消防車による注水量は、現場で記録された結果があるが、復水補給水系（MUWC）及び消火系（FP）配管はプラントの各所に敷設されているため、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ漏えいしていた可能性が高いことが知られており、MAAP 解析においても、その全量が注水されとの仮定はしていない。しかしながら、どの程度の水が原子炉に注水されたかは、事故進展挙動を評価する上で非常に重要な情報であるため、漏えいの発生の可能性のある箇所と、漏えい量を把握するための検討を実施した。

その結果、MUWC/FP 系統の配管構成から、消防車から原子炉へ注水される経路から分岐している配管のうち、常時開となっている弁や開口部を通じて流れ出るルートが複数あることがわかった。

これらのルートは配管径が小さいことや、定流量弁がついていることで、漏えい流量が限定的であった可能性もあるが、今後は定量的な評価を実施することで、原子炉への注水量の不確かさを低減させていくことが必要である。

また、公表されている原子炉への注水量は、1日平均で記載されており、それを MAAP 解析でも採用しているが、実際には水源の枯渇、水素爆発等による中断時期が存在している。MAAP での再解析を実施する際には、今回判明した注

水の停止期間、原子炉圧力の変化も踏まえた漏えい量の変化などを反映して、評価することが必要である。

### 3. 3. 3. 消防車の注水量に関する検討

消防車による注水に関する課題（共通-2）について、3. 3. 2に引き続き、注水量を定量的に評価するための検討を実施した。（添付資料 1-5 参照）

消防車による注水に使用された、FP 系、MUWC 系の原子炉への注水に使用された経路、及び、漏洩が発生した可能性のある経路について、消防車からの流量配分を評価した。その結果、消防車からの注水量の 2 から 5 割が原子炉に注水されたとの評価値が得られた。しかしながら、この評価は、消防車の吐出圧を 1 MPa 程度で運用したとの情報に基づくものであり、一部期間については、それ以下の測定値が記録としては存在していることから、評価結果については、依然として不確かさを多く含むものとなっている。

### 3. 3. 4. 水位計の挙動から推測する事故進展の検討

指示不良を起こしていた水位計の計測値から、事故進展を推測する課題（1 号機-3）について検討を実施した。（添付資料 1-6 参照）

3 月 11 日 21 時 19 分に仮設電源により燃料域水位計を復旧した時には、計測値は TAF+200mm を示していたが、原子炉水位計はこの時点ですでに指示不良を起こしていたものと考えられる。しかしながら、水位計の計測値から、基準面器側配管と炉側配管の差圧が分かるため、事故進展について何らかの情報を得られる可能性がある。そこで、燃料域水位計の指示値を再現できるような、原子炉からのエネルギー流出と格納容器内の温度分布を解析により評価した。その結果、原子炉圧力容器の上部から気相の漏えいがあった場合に燃料域水位計の指示値の高い再現性が得られることがわかった。

これまでの原子炉からの気相漏えいの仮定では、水位計の挙動との整合が取れない状況であったため、この検討結果を MAAP 解析等の入力条件に反映し、より信頼性の高い事故進展の再現に活かすこととしたい。

### 3. 3. 5. 1 号機非常用復水器における除熱に関する検討

1 号機を冷却するための機器である非常用復水器は、津波の到達前、そして、津波後に 2 度再起動されている。この非常用復水器の作動時の除熱に関する課題（1 号機-1,2）について検討を実施した。（添付資料 1-7 参照）

全交流電源喪失後、3 月 11 日 18 時 18 分に IC を起動し、その後 18 時 25 分に IC を閉操作せず開維持した場合の事故進展挙動について検討評価を行った。その結果、IC が起動し続けていたとしても炉内で発生する水素が IC の配管内

に滞留することにより IC は除熱能力を喪失することが示唆された。IC の 18 時 25 分以降の起動を考慮すると、RPV 破損タイミングを遅らせ、格納容器コンクリート侵食量は少なくなる結果となったが、事象進展の大きな流れからすると現在の 1 号機の状況と比較して大きな差は生じない可能性が高いことが分かった。

### 3. 3. 6. その他の検討

「3. 2. 1 号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出」で抽出したその他の課題については、進捗に合わせて検討結果をとりまとめ、この節に追補していく予定である。

### 3. 4. 1 号機のまとめ

MAAP 解析の結果と測定データの比較等により抽出した課題について検討を行い、「3. 3. 1. 地震の影響について」では、地震により LOCA が発生した際に予想されるプラント挙動と実測の原子炉圧力が整合しないこと、「3. 3. 2. 消防車の注水に関する検討」「3. 3. 3. 消防車の注水量に関する検討」では、消防車による原子炉注水は全量が原子炉に到達したわけではなく、一部が他所へ漏えいしたこと、に対して合理的な説明を見いだすことができ、定量的に原子炉への注水量評価を実施した。今後は、注水量の定量的評価については継続的に進めるとともに、これらの情報を解析コードの入力条件に反映し、さらなる解析結果の信頼性向上につなげることをしたい。

## 4. 2号機の事故進展に関する検討

### 4. 1. 検討の進め方

地震、津波の影響を除く福島第一原子力発電所2号機（以下、「2号機」という）の事故進展挙動は、主に MAAP コード（添付資料1参照）の解析結果を基に検討してきた。その解析結果を、原子炉水位の推移を図 4.2.1 に、原子炉圧力の推移を図 4.2.2 に、格納容器圧力の推移を図 4.2.3 に示す。しかしながら、MAAP コードによる解析結果は、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあるため、結果として得られる事故進展にも不確かさがあり、完全に実際の事故進展と一致しているわけではない。そのため、本報告書では、過去に実施した MAAP コードによる解析(MAAP4による解析結果については別冊1、MAAP5による解析結果については添付資料3参照)と実測データを比較し、相違点があるところを課題として抽出し、抽出した課題を個別に評価するという枠組みで検討を進めていく。4.2節においては、時系列に従って抽出した課題を説明する構成とするが、別途添付資料2にて、課題を1件ごとに説明する資料をとりまとめている。

### 4. 2. 2号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出

#### 4. 2. 1. 地震から津波到達まで

2号機は、地震スクラム後、原子炉水位の下降上昇に伴う原子炉隔離時冷却系(RCIC)の起動停止、残留熱除去系(RHR)のS/C冷却モードでの起動など、冷温停止へ向けての操作を行っていたが、3月11日15時41分、津波により全電源を喪失した。2号機では津波により直流の制御電源を喪失する直前、15時39分にRCICを手動起動していたため、津波到達後も原子炉への注水が継続されることとなった。一方、1号機では津波到達前にICを停止しており、制御電源喪失によってICの再起動ができなかった。これが1号機と2号機の大きな相違点である。

#### 4. 2. 2. 津波到達から原子炉水位上昇まで

津波による電源喪失により制御能力を失った状態でのRCICの運転状態は、添付資料2-1にあるように、主蒸気管高さ以上に原子炉水位が上昇し、本来蒸気のみ配管に水が混入したことによる、水と蒸気の混合流体、すなわち、二相流によって駆動されていた可能性が示唆されているが、水位が主蒸気管高さに達する前の挙動は確認されていない。解析上、RCICが二相流により駆動していると考えられる期間は、実測された原子炉圧力を再現できるよう、RCICの注水量を定格流量の30%としている。一方、水位が主蒸気管高さに到達する前の期間、この条件でのMAAP解析による原子炉水位は、実測された水位変化より

もゆっくりと上昇している。そのため、この津波による電源喪失後の RCIC の挙動について検討することが必要である。(2号機-1)

また、RHR の S/C 冷却モードでの運転は、全交流電源喪失の影響によりポンプは停止していると考えられるが、RHR による冷却のための系統構成(弁の開閉状態)が電源喪失後も保存されていたとすると、RHR 系統へのエネルギー流入により、D/W 圧力などのプラント挙動に影響を与える可能性があるため、検討しておくことが必要である。(2号機-4: 検討完了(添付資料 2-5))

#### 4. 2. 3. 原子炉水位上昇から RCIC 停止まで

原子炉水位の上昇後は、燃料域水位計の計測上限値を指示していたため、正確な水位は推定できない。原子炉圧力は RCIC 起動後から減圧を始め(MAAP4 解析では減圧開始が遅く、MAAP5 解析では過大な減圧を評価)、5.4MPa[abs]を計測した3月12日1時30分頃に反転し、原子炉圧力が上昇している。この原子炉圧力挙動は、時間の前後関係から12日4時20分から5時頃にかけて実施した RCIC の水源切替とは関係なく、注水による炉内の圧力・温度変化と、圧力低下による飽和温度の減少の関係から、圧力の下降・上昇を説明することができる。そのため、現時点ではこの圧力反転挙動を正確に模擬できていないが、この反転挙動を再現できる RCIC の原子炉注水量を特定することで、電源喪失後の RCIC の注水特性を含めた事故進展の解明につながると考えられる。

なお、計測された原子炉水位については、原子炉圧力および格納容器温度による補正を行うと添付資料3図2-1 2号機原子炉水位変化中の青プロットのように原子炉水位高(L-8)以上の水位となる(添付資料2-1参照)。

RCIC 運転期間中における原子炉圧力は、添付資料2-1に記載のとおり、制御電源の喪失により、蒸気流量を調節するための弁の開度調整など、RCIC が制御されることなく運転継続したことで原子炉水位が L-8 以上となり、低クオリティの二相流で崩壊熱相当のエネルギーが原子炉外に持ち出されていたこと、RCIC タービンが低クオリティの二相流で運転することで定格の流量よりも少ない流量で注水されたと考えられること等から、SRV の作動が無くても原子炉圧力容器内のエネルギーがバランスし、通常運転時よりも低い圧力で安定して推移していたものと考えられる。

原子炉圧力は、3月13日6時頃から再び減少に転じるものの、これは時間経過による崩壊熱減少の影響によるものと考えられる。その後3月14日9時00分に原子炉圧力5.4MPa[abs]を計測した後、9時35分に5.6MPa[abs]に上昇している。MAAP 解析では、添付資料2-1に示したように、14日9時に RCIC による原子炉注水の停止(ただし RCIC タービンへは蒸気を供給)を仮定して、比較的緩やかな原子炉圧力上昇を再現し、14日12時に RCIC の完全停止を仮

定し、その後の急激な圧力上昇を再現している。原子炉圧力の再現という意味では、採用した仮定により非常に高い再現性を有する結果となったが、何が原因で RCIC が停止したかがわかっておらず、解析の仮定と整合性のある RCIC の停止メカニズムを検討することが必要である。(2号機-2)

格納容器圧力は、LUHS（最終的な熱の逃がし場の喪失）の状態となったことから、崩壊熱が全て S/C に蓄積される状態であるにもかかわらず、その値が予想されるよりも低い値で推移した。2号機の事故進展においては、SRV が RCIC 運転中に作動しなかったと考えられるため、二相流となった RCIC の排気蒸気が崩壊熱相当のエネルギーを持って S/C に流入することとなる。その結果、S/C でのエネルギー蓄積に伴い、格納容器圧力は上昇することとなるが、添付資料 2-2 での検討により、トーラス室に海水が浸水したとすることで、S/C 外壁からの海水による除熱の影響で、D/W 圧力計測値の緩慢な上昇を再現することができることがわかっている。

#### 4. 2. 4. RCIC 停止から SRV による強制減圧まで

RCIC が何時に停止したかは厳密には解明されていないものの、原子炉水位は RCIC が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、さらに SRV 開放に伴う減圧沸騰により原子炉水位は急減し、炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（添付資料 3 図 2-1 参照）。RCIC 停止後、原子炉圧力が増加した後は、SRV の逃がし弁モードによって、7.5MPa 程度の圧力を維持する（SRV(A)は仮設バッテリーに接続されていた）。その後、原子炉圧力は SRV 開放により急速に減圧し、大気圧近傍まで低下する。

RCIC 停止後、原子炉圧力と燃料域水位計の測定上限値を下回った以降の原子炉水位を測定することができており、また、SRV による強制減圧までの期間には、圧力変化を伴うものの原子炉内の水が単調に減少していく状態であるため、エネルギーバランスと物性の変化を適切に取り扱うことによって、原子炉水位と原子炉圧力の挙動を精度良く再現することができている（添付資料 3 図 2-2 参照）。

格納容器圧力の実測値は、RCIC 停止後、3月14日13時頃から低下に転じる。これは、RCIC タービンを通じて S/C 側へ流入するエネルギーが無くなるものの、トーラス室に浸水した水により S/C からの除熱は継続することに起因すると推定される。しかしながら、解析ではその再現ができておらず、また、減圧の開始も、原子炉圧力の上昇傾向の変化から、RCIC の完全停止を仮定した 14日12時から1時間以上の遅れを伴っている。これは、概ね SRV による S/C 側へのエネルギー流入が始まった時間帯と同じであり、エネルギー流入の途絶と S/C 外壁からの除熱継続というシナリオとは矛盾している。(2号機-5：検討完

了（添付資料 2-6）

さらに、SRV による強制減圧時の格納容器の圧力に注目すると、格納容器圧力は 14 日 17 時から 20 時にかけてほぼ 0.4MPa[abs]程度で安定しており、SRV の強制減圧により S/C に大量の蒸気（エネルギー）が流入しているにも関わらず、発生が予想される圧力上昇が見られない。（MAAP 解析では SRV による強制減圧時に圧力上昇が発生することが示されている）そのため、この SRV 強制減圧時の圧力挙動についても検討する必要がある。（2 号機-6：検討完了（添付資料 2-6））

なお、2 号機-5,2 号機-6 については、外部からトラス室に侵入した水による S/C 下部の冷却によって発生する内部の水の温度成層化と、原子炉圧力上昇後初期の SRV 作動時に発生する、主蒸気管内にたまった水が放出されることによる S/C 内の攪拌効果により、PCV 圧力の低下を説明できる可能性があること、S/C 下部の冷却された水によって原子炉減圧時の蒸気が完全凝縮されることにより、減圧時に予想される PCV 圧力の上昇が観測されていないことを説明できる可能性が明らかとなっている。

#### 4. 2. 5. SRV による強制減圧から格納容器圧力の低下開始まで

SRV による強制減圧完了とほぼ同時期に、消防車による注水が始まるものの、解析において設定した注水量は燃料を冠水させるのに十分ではなく、炉心の損傷が進展することとなる。この際の原子炉水位は必ずしも十分な測定点を得られているわけではないが、14 日 21 時以降には原子炉水位の測定値の上昇が確認できる。しかしながら、この原子炉水位の上昇は、1 号機同様事故進展に伴い水位計の計装配管内の水が蒸発することで、水位を過大評価するようになっていたことが原因と考えられ、時期は明確でないものの最終的には正しい値を指示しなくなったと考えられる。したがって、消防車による原子炉注水経路上の漏えいの可能性（共通-2）も含め、実際の注水量も少なかったものと考えられる。

炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に水-ジルコニウム反応に伴う水素が大量に発生する（添付資料 3 図 2-6 参照）。

その後、水素発生や SRV の開放等により格納容器圧力が上昇し、0.75MPa[abs]程度にまで至る。水素発生の影響を受けていると考えられる D/W 圧力の上昇が、14 日 20 時頃、21 時頃、23 時頃に観測されている。一方、S/C 圧力は、14 日 4 時 30 分から 12 時 30 分頃まで本設の圧力計により計測が開始され、この間は D/W 圧力と同程度の値を指示している。その後指示不良により計測が中断した後、22 時 10 分にアクシデントマネジメント（AM）用の S/C 圧力計による計測が再開された。この AM 用圧力計による計測値は、計測開始当

初より D/W 圧力よりも低い値を示しており、このような圧力の乖離は格納容器の構造上発生するとは考えにくいいため、現実の圧力を反映していたものではない可能性が高い。最終的に S/C 圧力計は 15 日 6 時にダウンスケールを示し、計装系が故障したものと考えられるが、これらの指示値の挙動や故障のタイミングから、何らかの情報が得られる可能性があることから、S/C 圧力計の挙動について検討が必要である。(2号機-3)

強制減圧以降も、SRV の開放は、散発的に発生した原子炉圧力の上昇をおさえるために実施しているが、原子炉圧力の低下と SRV の手動操作の記録は必ずしも一致していない。すなわち、3月14日21時20分、15日1時10分、の2回については、SRV の手動開の記録が残っているが、14日23時頃に確認される原子炉圧力の上昇・下降時には SRV の手動開の記録が存在しない。そのため、この際の原子炉圧力の挙動についても検討する必要がある。(2号機-7,8: 検討中(添付資料2-7,9))

2号機では、S/C ベントを実施すべく準備を進めていたが、ラプチャディスク作動の有無に関する決定的な証拠は存在していない。しかしながら、S/C の圧力は正しい値を示していなかったにしても、D/W の圧力測定値でも、ラプチャディスクの設定圧(528kPa[abs])を超えたのは、3月14日23時頃(22:50の測定圧力: 540 kPa[abs])である。一方で、SRV の開記録のある21時20分頃に線量が急上昇したことをモニタリングカーが測定している。そのため、ラプチャディスクがどのような状態にあるかを検討し、この線量上昇の原因を検討しておく必要がある(2号機-9: 検討中(添付資料4))。また、この時の原子炉圧力の散発的な上昇は、1.5MPa程度であり、この時点では炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。この際に、非凝縮性ガスが凝縮しない事による圧力上昇の影響により、S/C の健全性に影響がないか検討する必要がある(2号機-10: 検討中(添付資料2-8))

#### 4. 2. 6. 格納容器圧力の低下開始から3月18日まで

格納容器圧力は、3月15日7時20分頃に0.73MPa[abs]を測定したのち、15日11時25分には0.155MPa[abs]まで減少しているが、この時間帯は、一時的に福島第一原子力発電所内の人員が減少していた時間帯であり、測定データが少ないことから、いつ圧力低下が始まったのかは明確ではない。しかしながら、15日朝方に2号機のブローアウトパネルから蒸気が放出されていることが確認されていること、モニタリングカーの線量測定値が上昇していることから、午前中のうちに圧力低下が発生した可能性が高い。この際のFP放出が飯館村などの汚染に繋がっていると考えられることから、この格納容器圧力低下

がどのようなメカニズムにより発生したかを検討しておく必要がある。(2号機-11)

また、3月15日の朝方からのCAMS(D/W)の指示値を見ると、15日6時頃まで単調に増加していた指示値(6時20分、63Sv/h)が、6時間程度の測定データの空白期間を経た後、15日12時頃には低下(11時25分、46Sv/h)していることが確認できる。これは、格納容器圧力が低下していることから、FPが格納容器から放出されることにより格納容器内の線量が低下したことを反映したものと考えられる。その後、15日15時25分にはCAMS(D/W)の指示値が135Sv/hに急上昇していることが確認できる。この急上昇は原子炉、格納容器内での急激な状況変化を反映したものである可能性があることから、この時点でどのような現象が発生しうるのか検討する必要がある(2号機-12:検討完了(添付資料2-10))

解析においては、地震後約1週間で水素の総発生量は約450kgと評価されている(添付資料3図2-6参照)。2号機で水素爆発が発生しなかった原因としては、ブローアウトパネルや天井の穴を通して水素が漏えいした可能性、水素の発生自体が1,3号機と比較して少なかった可能性が考えられるが、その原因を特定すべく、検討を進めることが必要である。(2号機-13:検討中(添付資料2-9))

また、FPの放出について、解析においては、炉心損傷後希ガスは原子炉圧力容器からS/Cに放出され、本解析において仮定した格納容器からの漏えいにより、希ガスのほぼ全量がPCV外へ放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウムは約1%の放出割合であり、大半はS/C内に存在する。但し、FPの格納容器外への放出については格納容器からの漏えいの仮定によるものであり、現実とは異なる解析結果となっている可能性がある。

解析において、MAAP4,5の解析結果ともに2号機の炉心は一部溶融プールを形成したものの炉心部にとどまり、原子炉圧力容器破損には至らないとの結果となった。これは初期のRCICによる注水が比較的継続的に行われていたこと、RCIC停止から注水開始までの時間が1号機に比べて短かったこと等が理由として挙げられる。しかし、後述するように3号機についても消防車による注水が開始される以前の段階で炉心損傷・炉心溶融に至っている可能性が高い事が判明しているため、2号機のみが原子炉減圧後の消防車注水の状況で炉心損傷・炉心溶融に至ったものと考えられている。そのため、原子炉圧力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に依存するところが大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響していると考えられる。

#### 4. 2. 7. その他

MAAPコードを用いた解析では、解析条件設定における不確かさ、解析モデ

ルの不確かさがあり、結果としての事故進展にも不確かさがあることに留意する必要がある。特に FP の放出量については、これら不確かさの影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

また、仮に課題 2 号機-12 に関する検討（添付資料 2-10 参照）に示す通り、15 日 15 時 25 分の格納容器雰囲気モニタ（CAMS）（D/W）の指示値の急上昇が原子炉圧力容器の破損に伴う燃料デブリの落下であると仮定すると、このような時間帯での圧力容器破損は、現行の MAAP コードによる解析結果の傾向を見る限り、再現は困難であると考えられる。また一方で、添付資料 4 図 3-3 からは、原子炉圧力容器底部の制御棒駆動機構の配管は少なくとも外周部のものは存在していることが確認できており、原子炉圧力容器の破損は底部の中心部にとどまっていることを示唆している。このような問題には、BWR 原子炉圧力容器の下部構造の複雑さを考慮した熔融燃料の移行挙動の影響を適切に取り扱うことが必要であり、モデル改良による解析の信頼性向上の努力が必要であると考えられる。現時点では、事故進展の最終結果であるデブリ位置は依然不明であり、これが廃炉作業への重要なインプットとなるため、今後とも格納容器や原子炉圧力容器の内部調査研究開発プロジェクト等の調査結果もふまえて、検討を進める必要がある。（共通-10）

MAAP コードによる解析は、長くても地震後 1 週間程度で解析を終了させている。これは、解析による評価は、長期間になればなるほど不確かさが大きくなるため、評価結果の信頼性が極めて低くなってしまいうためである。しかしながら、3 月 20 日、21 日頃に福島第一原子力発電所から放出された FP は、風向きとの関係から関東圏の線量上昇を引き起こし、よう素濃度の上昇による水道水の取水制限を引き起こすなどの原因となっている。そのため、解析による評価が難しい、地震後長期間経過した後の挙動についても検討しておく必要がある。（共通-9）

以上の検討により抽出した課題を、図 4.2.1～図 4.2.3 に図示するとともに、各課題の定義を添付資料 2 にとりまとめた。また、抽出した課題のうち、これまでに実施した検討結果を添付資料に詳細を示すとともに、4. 3. 節にて概要を説明する。

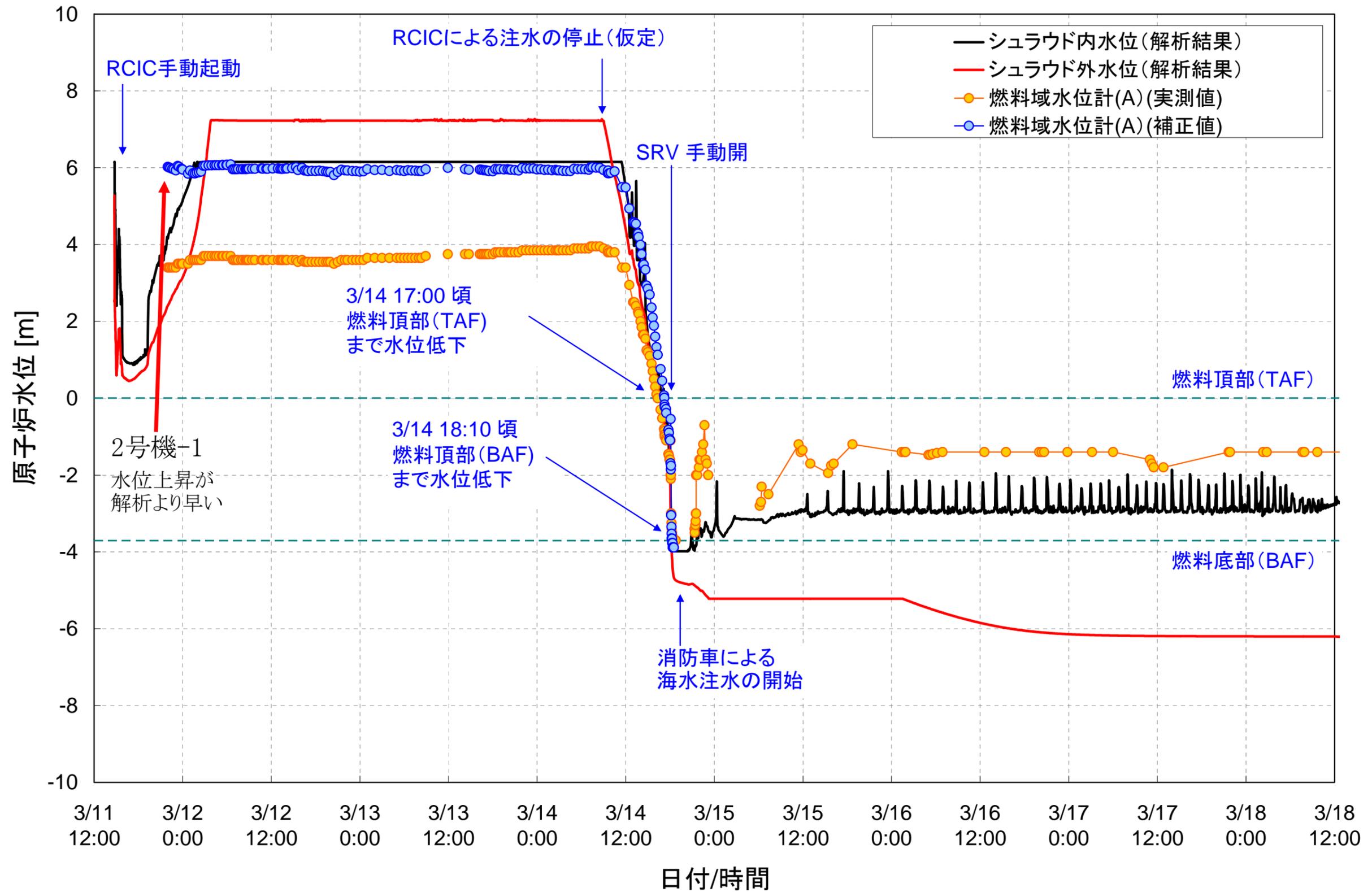


図 4.2.1 2号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

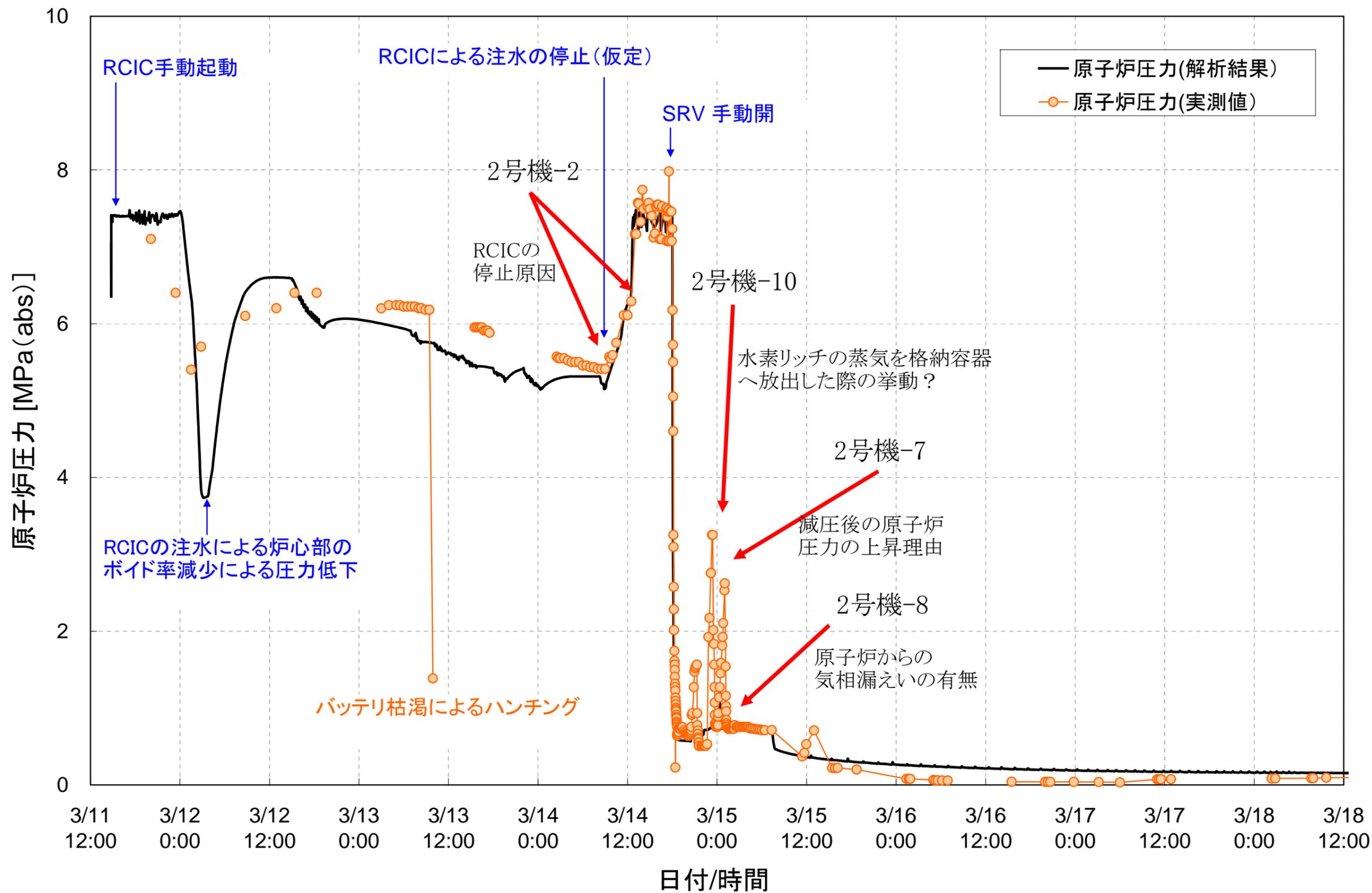


図 4.2.2 2号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題

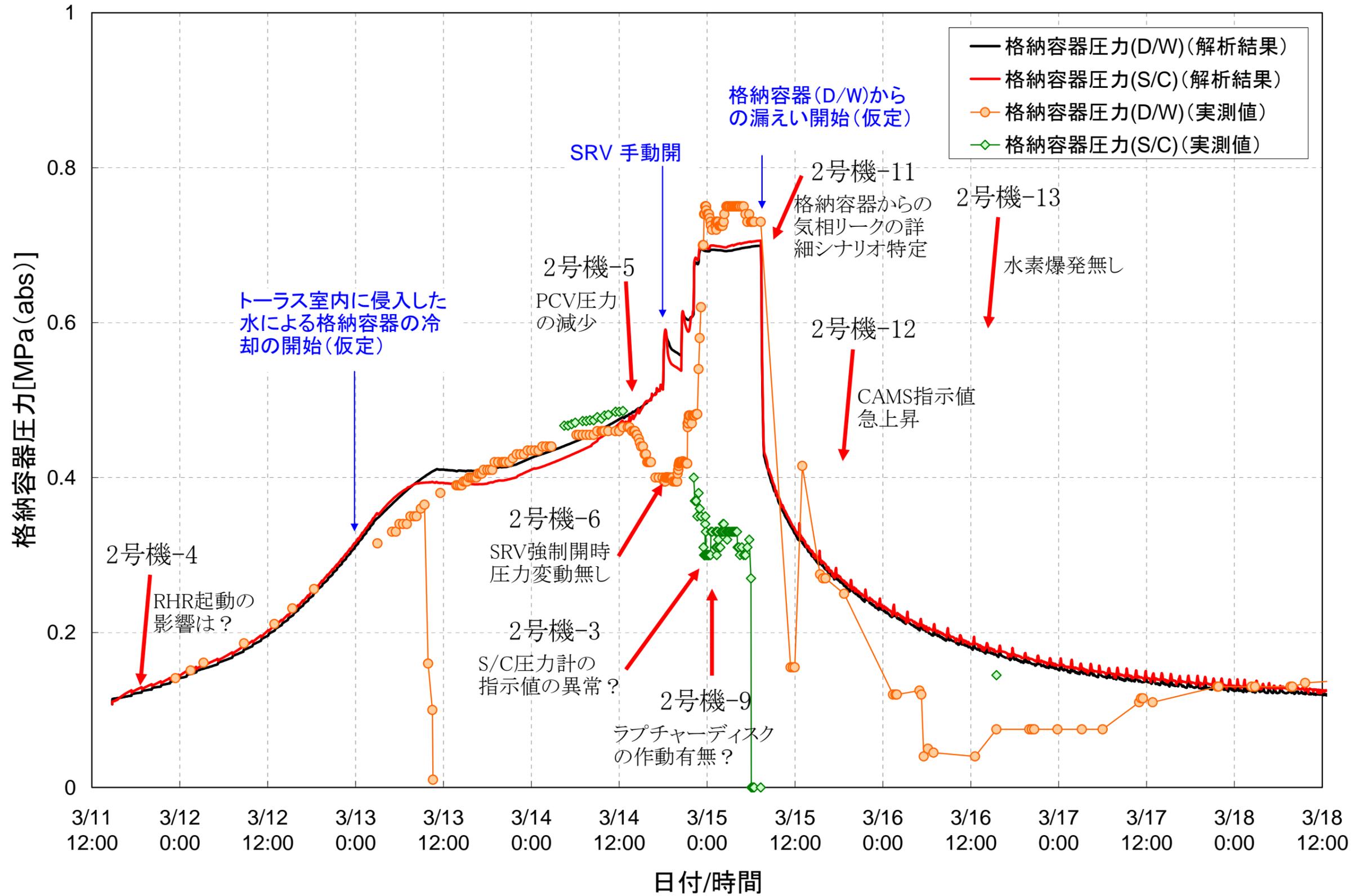


図 4.2.3 2号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

#### 4. 3. 2号機の抽出された課題に対する検討結果

##### 4. 3. 1. RCICの直流電源喪失時の挙動について

2号機のRCICの直流電源喪失時の挙動に関する課題、2号機-1及び2号機-2について検討を実施した。(添付資料2-4参照)

その結果、RCICの設計から、直流電源喪失後には蒸気加減弁が全開となることにより流量が増加することがわかった。この流量増加は、少なくとも原子炉水位が主蒸気管に達するまでは継続すると考えられる。

また、蒸気加減弁が全開となっていることにより、RCICが機械的にトリップする可能性があることがわかった。ただし、RCICの機能喪失の理由が全て解明されたわけではないため、今後の継続的な検討が必要である。

##### 4. 3. 2. 津波到達後のRHRの系統の状況について

2号機の津波到達後のRHR系統の状況に関する課題、2号機-4について検討を実施した。(添付資料2-5参照)

運転員の操作を再度調査した結果、RHR系統は津波による電源喪失により弁の操作ができなくなる前に、系統を隔離する操作がなされていたことが判明した。そのため、RHRの系統と原子炉・格納容器との直接の関係はなく、測定されたRHR系統の温度上昇は、現時点で明確ではないが、建屋内温度の上昇など、別の原因によるものであることがわかった。

##### 4. 3. 3. RCIC停止後の格納容器圧力の低下について

2号機のRCIC停止後の格納容器圧力のふるまいに関する課題、2号機-5について検討を実施した。(添付資料2-6参照)

2号機の格納容器圧力は、崩壊熱により発生するエネルギーの格納容器への移行により推測される圧力上昇よりも小さい圧力上昇であったことがわかっており、津波による海水が原子炉建屋に流入することにより、格納容器が外部から冷却されるとの推定を行っている。しかしながら、14日の昼過ぎからは格納容器圧力が減少に転じており、その減少がSRVによる原子炉圧力制御が再開している時期に始まっていることへの定量的な説明はできていなかった。

本課題について、一時的に再開されていたS/Cの水温測定チャートや、SRV(A)がバッテリーに接続されており、この弁のみが逃がし弁モードで作動していた可能性が高いとの新しい知見を用いて、格納容器圧力低下のタイミングでのプラント挙動を検討した。その結果、RCICの運転状態、すなわち、S/CへのRCICタービンからのエネルギー流入、及び、S/Cから原子炉への冷水注入、並びに、S/C外壁での冷却とのエネルギーバランスを検討することで、格納容器圧力の低下が説明される可能性が高いことがわかった。

また、格納容器圧力低下の開始時期については、主蒸気配管に溜まっていた水が、SRV から放出されることが原因である可能性について検討した。

本検討は、解析コードによる定量的な再現計算により検証することが必要であるため、今後の継続的な検討が必要である。

#### 4. 3. 4. 燃料溶融シナリオの推定、及び、中性子検知について

2号機の減圧後の原子炉圧力の上昇に関する課題、2号機-7について検討を実施した。(添付資料 2-7 参照)

2号機の減圧後の原子炉圧力は、複数回上昇下降を繰り返した。これは、消防車の注水による蒸気発生が、結果として水-ジルコニウム反応を促進し、大量のエネルギーを発生したことにより、原子炉圧力の上昇及び燃料の溶融を引き起こした可能性があることを示した。原子炉圧力の上昇が見られた14日夜から15日未明の間には、中性子が検出限界値程度であるものの複数回観測されている。この中性子検知は、燃料溶融によりウランやプルトニウム、自発核分裂確率の大きいキュリウム等のアクチノイド元素が原子炉建屋外に漏えいし、自発核分裂により発生した中性子を捉えたものである可能性が高いことを示した。

アクチノイド元素の漏えい経路は、特定できていないため、今後の継続的な検討が必要である。

#### 4. 3. 5. 水素リッチな蒸気が S/C に放出された場合の影響に関する検討

2号機の減圧後の原子炉圧力の上昇の際に発生したと考えられる、水素リッチな蒸気が S/C に放出された場合の影響に関する課題、2号機-9について検討を実施した。(添付資料 2-8 参照)

2号機の S/C は、破損位置は特定されていないものの、測定された温度データから S/C の底部付近、もしくは底部付近に接続されている配管からと推測できることを示した。また、同様に少なくとも一つの真空破壊弁の閉止機能が損なわれている可能性が高いことがわかった。この原因として、水素リッチな蒸気が放出され、急激に S/C の圧力が高まったことが原因の一つとして挙げられることを示した。

#### 4. 3. 6. 原子炉減圧後の原子炉圧力の上昇について

4. 3. 4. に引き続き、2号機の減圧後の原子炉圧力の上昇に関する課題、2号機-7について検討を実施した。(添付資料 2-9 参照)

#### 4. 3. 7. 15日に観測された CAMS の指示値急上昇に関する検討

15日15時25分に観測された、CAMS (D/W) の指示値が135Sv/hに急上昇

し最大値を記録したことに関する課題、2号機-12について検討を実施した。(添付資料 2-10 参照)

2号機の原子炉圧力容器は、燃料域水位計の基準水柱への水張り結果から、原子炉水位を維持できない程度の破損があるものと推定されている。そのため、この破損はこの CAMS の急上昇の時点で発生している可能性が高いことがわかった。また、CAMS 指示値の長期の測定データの傾向から、原子炉の状態の大きな変化はこれ以降には発生しておらず、燃料デブリの再過熱、再熔融、移動が発生していない可能性が高いことがわかった。

#### 4. 3. 8. その他の検討

「4. 2. 2号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出」で抽出したその他の課題については、進捗に合わせて検討結果をとりまとめ、この節に追補していく予定である。

#### 4. 4. 2号機のまとめ

MAAP 解析の結果と測定データの比較等により抽出した課題について検討を行い、「4. 3. 1. RCIC の直流電源喪失時の挙動について」では、直流電源喪失により制御機能を失った RCIC は、蒸気加減弁が全開となった状態で運転されたこと、「4. 3. 2. 津波到達後の RHR の系統の状況について」では、津波到達後、RHR 系統は系統を隔離する操作がなされ、原子炉・格納容器との直接の関係はないこと、「4. 3. 3. RCIC 停止後の格納容器圧力の低下について」では、RCIC 停止後の格納容器圧力の低下を説明するメカニズムについて、合理的な説明を見いだすことができた。今後は、これらの情報を解析コードの入力条件に反映し、さらなる解析結果の信頼性向上につなげることにしたい。

## 5. 3号機の事故進展に関する検討

### 5. 1. 検討の進め方

地震、津波の影響を除く福島第一原子力発電所3号機（以下、「3号機」という）の事故進展挙動は、主にMAAPコード（添付資料1参照）の解析結果を基に検討してきた。その解析結果を、原子炉水位の推移を図5.2.1に、原子炉圧力の推移を図5.2.2に、格納容器圧力の推移を図5.2.3に示す。しかしながら、MAAPコードによる解析結果は、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあるため、結果として得られる事故進展にも不確かさがあり、完全に実際の事故進展と一致しているわけではない。そのため、本報告書では、過去に実施したMAAPコードによる解析(MAAP4による解析結果については別冊1、MAAP5による解析結果については添付資料3参照)と実測データを比較し、相違点があるところを課題として抽出し、抽出した課題を個別に評価するという枠組みで検討を進めていく。5.2節においては、時系列に従って抽出した課題を説明する構成とするが、別途添付資料2にて、課題を1件ごとに説明する資料をとりまとめている。

### 5. 2. 3号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出

#### 5. 2. 1. 地震から津波到達まで

3号機は、地震スクラム後、SRVとRCICにより原子炉圧力・原子炉水位を制御するなど、冷温停止へ向けての操作を行っていたが、3月11日15時38分、津波により全交流電源を喪失した。直流電源は、交流電源喪失により充電機能が失われたため、バッテリーが枯渇するまでの期間ではあったが、その機能を維持していた。

#### 5. 2. 2. 津波到達からRCIC停止まで

津波到達直前の11日15時25分にRCICは原子炉水位高により自動停止していたが、3号機は直流電源が使用可能であったため、16時03分にRCICを手動起動した。これにより原子炉への注水を継続し、SRVとRCICにより原子炉圧力・原子炉水位が制御された。この際、RCICの起動停止によるバッテリー消費を避けること及び原子炉水位を安定して確保するために、原子炉水位高による自動停止に至らないよう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、流量の一部をテストラインにより水源の復水貯蔵タンク（CST）に戻すライン構成とした上で、流量制御器により流量調整を実施した。

この間、RCIC及びSRVからの排気蒸気により、D/W圧力が上昇傾向にあったが、解析の結果と比較すると実測値の上昇の方が大きく、3月12日の22時頃までに観察されている格納容器圧力の挙動（高压注水系（HPCI）が運転を開

始した 12 日 12 時頃までは格納容器圧力は崩壊熱から予想される圧力と比較して大きく上昇。その後は、解析は上昇を継続するのに対し測定値は大きく低下。)を再現できていない。これについては、「圧力抑制室保有水の温度成層化による格納容器圧力等への影響等の検討」<sup>[10]</sup>によれば、RCIC のタービン排気蒸気により排出管近傍における S/C のプール水温が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、温度成層化が発生した結果として、プール温度が均一に上昇する場合に比べて格納容器圧力がより大きく上昇した可能性について検討を実施している。上記検討を踏まえ、12 日 22 時頃までの格納容器圧力挙動について検討を行う必要がある。(3 号機-3)

また、原子炉再循環系ポンプ (PLR ポンプ) では、原子炉水の軸封装置としてメカニカルシールを使用しており、通常運転中は、制御棒駆動系 (CRD) ポンプから軸封装置に供給されるシール水により原子炉水の漏えいを防止している。外部電源喪失時には、CRD ポンプが停止しシール水が失われるため、高圧の炉水が PLR ポンプ主軸部から軸封装置を経てドライウェル (D/W) 機器ドレンサンプに排出される。原子炉側から見ると、PLR ポンプのメカニカルシールからの漏えいは原子炉水位の維持の観点から重要な問題である一方、格納容器側から見ると、高温の水が移行することによるエネルギー流入が発生することから、格納容器圧力の上昇原因となりうる。実際、3 号機においては、D/W の圧力が S/C の圧力よりも高い状況となっていたことがわかっており、上述の温度成層化に加え、シール水の漏えいによる格納容器圧力の上昇があった可能性についても指摘されている。しかし、実際にどの程度の漏えいが生じていたかは明らかになっておらず、検討が必要である。(共通-4)

3 月 12 日 11 時 36 分に RCIC が自動停止し、その後現場でも停止が確認された。蒸気駆動の注水機器は、RCIC と HPCI の 2 つがあり、RCIC は原子炉スクラム後 15 分時点での崩壊熱により蒸発で失われる水の量が定格流量となっているが、HPCI は配管破断等によって冷却材が失われる冷却材喪失事故 (LOCA) 時において原子炉に必要な水を注水できるよう、RCIC の 10 倍程度の定格流量となっている。そのため、スクラムよりほぼ 1 日経ち、崩壊熱も低下した状態で蒸発により失われる水を補給し、水位を一定程度に制御するためには、定格流量の小さい方が適切であるため、RCIC の再起動操作が試みられたが、起動できなかった。現場確認により、RCIC 蒸気止め弁のトリップ機構のラッチが外れていたことが確認されているが、その経緯や原因は不明であり検討が必要である。(3 号機-1: 検討完了 (添付資料 3-5))

### 5. 2. 3. RCIC 停止から HPCI 停止まで

3 月 12 日 11 時 36 分に RCIC が自動停止し原子炉水位が低下したが、12 時

35分に原子炉水位低(L-2)によりHPCIが自動起動した。また、RCIC及びSRVからの排気蒸気により、S/C圧力が上昇していたため、3月12日12時06分にディーゼル駆動消火ポンプ(DDFP)を起動しS/Cスプレイを開始した。

HPCIについては、RCICと同様、起動停止によるバッテリー消費を避けること及び原子炉水位を安定して確保するために、原子炉水位高による自動停止に至らないよう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、流量の一部をテストラインにより水源のCSTに戻すライン構成とした上で、流量制御器により流量調整を実施した。

HPCI起動後、駆動用タービンによる蒸気の消費により原子炉圧力は減少を開始した。この減圧挙動については、流量調整を模擬することにより、観測された原子炉圧力挙動を良く再現できることがわかっている。

HPCIの流量の容量はRCICよりも大きく、より多くの原子炉蒸気を消費することから、HPCIの運転によって原子炉圧力は低下し、3月12日19時頃には原子炉圧力は約1MPa[abs]まで減圧された。原子炉圧力は減少したことでHPCIのタービン回転数が低速度となり、いつ停止するか分からない状態が継続した。

さらに、3月12日20時36分には、原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位の監視ができなくなった。

3月13日2時頃、約1MPa[abs]で安定していた原子炉圧力が低下を始め、HPCIの運転範囲下限を下回り、いつ停止してもおかしくない状態となったことから、DDFPによる原子炉注水の準備が進んでいることも踏まえ、2時42分にHPCIを手動停止した。

#### 5. 2. 4. HPCI停止から原子炉圧力の減圧まで

原子炉への注水を行うため、HPCI停止前に現場へ向かい作業を行っていたDDFPによるS/Cスプレイから原子炉注水への切り替えについて、3月13日3時5分にライン構成の完了を中央制御室に伝達した。HPCIの停止以降、原子炉圧力は上昇に転じており、SRVの操作を試みたが、SRVが動作せず、原子炉圧力が上昇し、DDFPの吐出圧を上回ったことから代替注水はできなかった。現場にてSRVの駆動用窒素ガスの供給ラインからの補給を試みたが、供給ラインの弁は空気作動弁で構造上手動で操作できず、駆動用窒素ガスの補給はできなかった。また、HPCI、RCICの起動操作を試みたが、HPCIはバッテリーの枯渇により起動できず、またRCICも蒸気止め弁のトリップ機構によって弁が閉となり起動できなかった。

SRVの逃がし弁機能や遠隔操作による開動作のために必要な駆動用空気として、供給源である窒素ボンベや不活性ガス(AC)系の窒素が供給不能な場合でも、SRVの動作が可能なようアキュムレータが設置されている。窒素ボンベや

AC系の窒素は、交流電源の喪失により隔離される設計となっているため、SRVは、アキュムレータ及び配管の残圧で動作する状態であったと考えられる。SRVが動作しなかった原因として、背圧となる格納容器圧力が高い状況での駆動用窒素圧の不足や、電圧の不足による電磁弁の不作動等が考えられるが、その詳細状況は不明であり、事故進展におけるSRVの一連の挙動やその原因について検討する必要がある。(共通-1)

当社が平成24年3月に公表した実施したMAAP解析においては、HPCIの注水量を、原子炉水位計(広帯域)の計測値を模擬できるように設定しているが、3月12日20時36分までの計測値について、原子炉圧力および格納容器圧力による補正をしていない水位に合わせた解析となっている。そこで補正後の水位をふまえて、HPCIの注水量の過大評価による事故進展への影響について検討する。(3号機-4: 検討完了(添付資料3,3-3))

原子炉水位については、3月12日20時36分に原子炉水位計の電源喪失により測定できなくなっていたが、3月13日4時頃に電源復旧により測定が開始された時の原子炉水位(燃料域水位計)の指示値はTAF-2mほどであった。

解析においては、HPCIの停止後に原子炉水位が低下し、3月13日9時頃の急速減圧時に炉心が露出し、炉心損傷が開始することになるが、9時頃までは水位はTAFを維持しており、測定された水位に比べて過大評価している。(3号機-5: 検討完了(添付資料3-3,4))

前述の通り、設定されたHPCI運転中の注水量が過大評価されていることや、原子炉圧力が低い状態でHPCIが運転されていたことから、実際はHPCIの手動停止よりも早い段階で原子炉水位の低下が始まっていた可能性が高いことが確認されている。

一方、D/W及びS/Cの圧力の上昇を抑制するために、3月13日5時8分にDDFPを原子炉注水から切り替え、S/Cスプレイを再度開始した。7時39分にS/CスプレイラインからD/Wスプレイラインに切り替え操作を行い、D/Wスプレイを開始し、7時43分にS/Cスプレイ弁を手動にて閉操作した。

13日8時41分にはS/Cベント弁(AO弁)大弁を開とし、ラプチャディスクを除くベントラインの構成を完了した。

その後、13日8時40分から9時10分にかけて、DDFPによるD/Wスプレイを停止し、原子炉注水への切り替え操作を行った。

原子炉圧力については、3月13日2時42分のHPCI手動停止により、上昇に転じ4時20分頃には約7MPa[abs]に到達し、その後5時間ほど約7.0～約7.4MPa[abs]付近で推移していたが、減圧のためのバッテリー接続作業を実施している途中の3月13日9時頃、原子炉圧力が急速に低下し1MPa[abs]を下回った。

この原子炉圧力の急速減圧挙動は、SRV の手動操作によるものではないことが判明しているため、その減圧メカニズムについて検証する必要がある。(3号機-6：検討完了(添付資料 3-4))

この減圧メカニズムとしては、自動減圧系(ADS)の作動による可能性があることが明らかとなっている。

### 5. 2. 5. 原子炉圧力の減圧から原子炉建屋爆発まで

原子炉急速減圧後、3月13日9時25分から12時20分にかけて消防車による原子炉への淡水注水を開始し、その後13時12分から消防車による海水注水を開始した。なお、この間DDFPは運転を継続していたが、ポンプの吐出圧と原子炉圧力の比較から、原子炉注水は出来ていなかったものと考えられる。

一方、原子炉の急速減圧に伴う格納容器圧力の上昇によって、S/C圧力がラプチャディスク設定圧以上の値に到達し、3月13日9時24分にD/W圧力の低下が確認され、格納容器ベントが実施されたと判断された。

原子炉水位計は3月13日9時頃の原子炉急速減圧後、指示値がハンチングし、12時以降から概ね注水の状況に関わらず一定値を示しており、計装配管内の水が蒸発することで正しい値を示さなくなったものと考えられる。しかしながら、水位計の計測値から、基準面器側配管と炉側配管の差圧が分かるため、事故進展について何らかの情報を得られる可能性がある。(3号機-2)

解析においては、炉心部内が冠水するほどには注水できていないものとして、格納容器圧力の再現性等を考慮した注水量を設定し、評価を行っている。原子炉への注水量は事故進展を把握するにあたって重要なデータとなるため、実際の注水量がどの程度であったかの検討が必要である。(共通-2)

3月13日9時頃の原子炉急速減圧後の原子炉圧力の挙動として、チャートの記録によれば、13日10時頃と12時頃に、数MPa程度まで急激に上昇したのち緩やかに低下している。

これらは、SRVの開操作のためのバッテリーの接続作業に伴うSRVの開閉と対応している可能性があるが、発生する蒸気による圧力上昇としては上昇速度が急である。実際、HPCI停止時の原子炉圧力の上昇過程と比較すると、圧力上昇速度がかなり速いことが確認できる。これらの挙動は炉心の熔融過程や水素発生との関連がある可能性もあるが、詳細は不明であり、これらの圧力挙動について検討する必要がある。(3号機-7：検討中(添付資料 3-3))

また、解析においては、原子炉圧力容器からの気相漏えいは仮定していないが、燃料の過熱および熔融にともなう炉内温度の上昇によって、原子炉圧力容器の気相漏えいが発生した可能性について検討する必要がある。(3号機-9)

D/W圧力については、その後、注水による蒸気発生や水素発生、ベント操作

に応じて、増加・減少を繰り返す。

解析においては、原子炉格納容器からの気相漏えいは仮定していないが、3号機の建屋で水素爆発が生じたことや、使用済み燃料プール水温が十分に低下した後も、建屋上部で継続的な蒸気放出が観察されていたこと、3月21日以降D/W圧力は大気圧で変動がなく、7月14日に格納容器内への窒素封入を開始した際にも応答が見られないことなどから、格納容器からの気相漏えいが発生しているものと考えられる。どの時点でどこから実際に漏えいが生じたのかについては直接的な証拠は得られておらず、検討が必要である。(3号機-10)

その後、3月14日11時01分、原子炉建屋で水素爆発が発生し、最上階から上部全体と最上階1階下の南北の外壁が破損した。

主に水-ジルコニウム反応で発生した水素が、蒸気とともに最終的に原子炉建屋へ漏えいし、水素爆発に至ったものと推定されるが、その漏えい経路や量、爆発の様相、着火源については不明であり、検討が必要である。(共通-11)

#### 5. 2. 6. 原子炉建屋爆発から3月下旬まで

3月14日11時01分に起きた3号機原子炉建屋の爆発の影響により、消防車による海水注水は一旦中断したがその後再開された。

原子炉建屋爆発後、注水が再開された時間は当初14日16時30頃と考えられていたが、テレビ会議録等の時系列情報の見直し等による最新の調査により、1時間ほど早い15時30分であったと結論づけた。また、3月14日21時14分には、2号機の注水確保のため、3号機の注水が再度中断しており、3月15日2時30分に注水が再開していることも、新たにわかっている。上記の操作時系列の変更も含めた、消防車からの注水による事故進展への影響を評価することが必要である。(3号機-12)

格納容器ベント弁は、3月13日9時頃の減圧時にラプチャディスクが開となって以降、開維持とする努力が続けられていたが、電源供給用の仮設発電機の不具合等の原因によって弁が閉となり、3月20日まで再度弁を開維持するための開操作が繰り返し実施された。

D/W圧力については、ベント操作の記録がないところでの圧力変動や、3月14日6時10分のベント操作時にはベント弁の開確認がなされたものの、D/W圧力が低下していないなど、その詳細な挙動は不明なところもあり、検討が必要である。(3号機-8)

また、ベント弁操作前後の格納容器からのFPの放出挙動については、詳細は不明なところが多く、検討が必要である。(共通-8)

建屋上部から大量の蒸気が立ち昇る様子が観測され、3月21日16時頃には黒煙が昇る様子、3月29日には建屋上部から昇る蒸気その他、西側から昇る蒸気

が観測されるなど、格納容器からの漏えいと考えられる蒸気が観測されているが、漏えい箇所について何らかの情報が得られる可能性があり、検討が必要である。(3号機-11)

解析によると、FPの放出について、希ガスは原子炉压力容器からS/Cに放出され、ベントによりほぼ100%放出される結果となった。また、ヨウ化セシウムは約0.1%の放出であり、大半はS/C内に存在する。

MAAP4の解析によると、炉心の状態について、燃料が溶融し一部溶融プールを形成したものの、燃料は炉心部にとどまり、原子炉压力容器破損には至らない結果となった。これは初期のRCICとHPCIによる注水が比較的継続的に行われていたこと、HPCI停止から代替注水開始までの時間が1号機に比べて短かったこと等が理由として挙げられる。

しかしながら、HPCIによる注水が過大に評価されていた可能性を踏まえたMAAP5による解析によれば、原子炉の水位は3月13日9時の原子炉減圧以前に大きく低下し、水-ジルコニウム反応の発生により炉心損傷・炉心溶融に至っていた可能性が高いとの結果が得られた。また、その結果として原子炉压力容器も破損したとの結果となっており、実際の3号機の状態の再現性が高まった結果となっていると考えている。ただし、燃料の落下割合等については必ずしも正しい値が得られているとは考えていない。

いずれにしても、事故進展の最終結果であるデブリ位置は依然不明な点が多く、これが廃炉作業への重要なインプットとなるため、今後とも格納容器や原子炉压力容器の内部調査研究開発プロジェクト等の調査結果もふまえ、検討を進める必要がある。(共通-10)

## 5. 2. 7. その他

MAAPコードを用いた解析では、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあり、結果としての事故進展にも不確かさがあることに留意する必要がある。特にFPの放出量については、これら不確かさの影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

また、3号機は1,2号機と比較して、D/W圧力が早期(3月21日ごろ)に大気圧にまで低下している。また、3号機では窒素注入開始時(7月14日)にも1,2号機で観測されたような圧力上昇が観測されていない。このことから、3号機の格納容器の気相漏えいの程度は1,2号機に比較して大きい可能性がある。(3号機-10)

格納容器からの漏えいの発生原因として、溶融燃料が格納容器のライナーに接触して開口するシェルアタックも可能性の一つである。そのため、このシェルアタックの発生の有無についても現場での観測事実も踏まえ、検討していく必

要がある。(共通-5) ただし、1,2号機と比較して、3号機はS/C圧力測定値から求めた格納容器内の水位が高く、D/W内にある程度の水位が形成されていることを示唆する観測事実があり、シェルアタックによりD/W底部に大きな開口部が開いたとの説明と整合しない。

MAAPコードによる解析は、長くても地震後1週間程度で解析を終了させている。これは、解析による評価は、長期間になればなるほど不確かさが大きくなるため、評価結果の信頼性が極めて低くなってしまうためである。しかしながら、3月20日、21日頃に福島第一原子力発電所から放出されたFPは、風向き関係から関東圏の線量上昇を引き起こし、よう素濃度の上昇による水道水の取水制限を引き起こすなどの原因となっている。そのため、解析による評価が難しい、地震後長期間経過した後の挙動についても検討しておく必要がある。

(共通-9)

以上の検討により抽出した課題を、図5.2.1～図5.2.3に図示するとともに、各課題の定義を添付資料2にとりまとめた。また、抽出した課題のうち、これまでに実施した検討結果を添付資料に詳細を示すとともに、3.3.節にて概要を説明する。

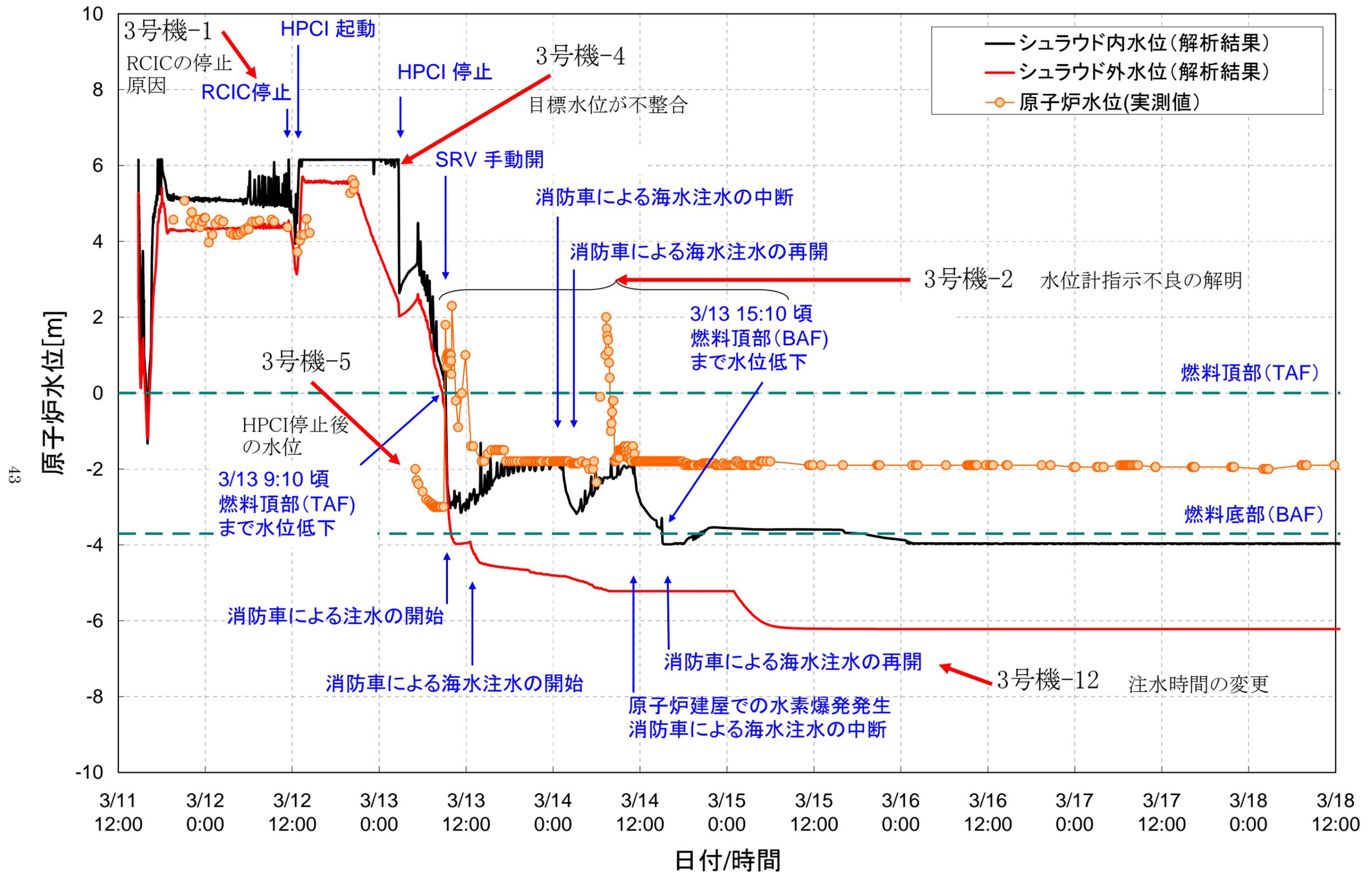


図 5.2.1 3号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

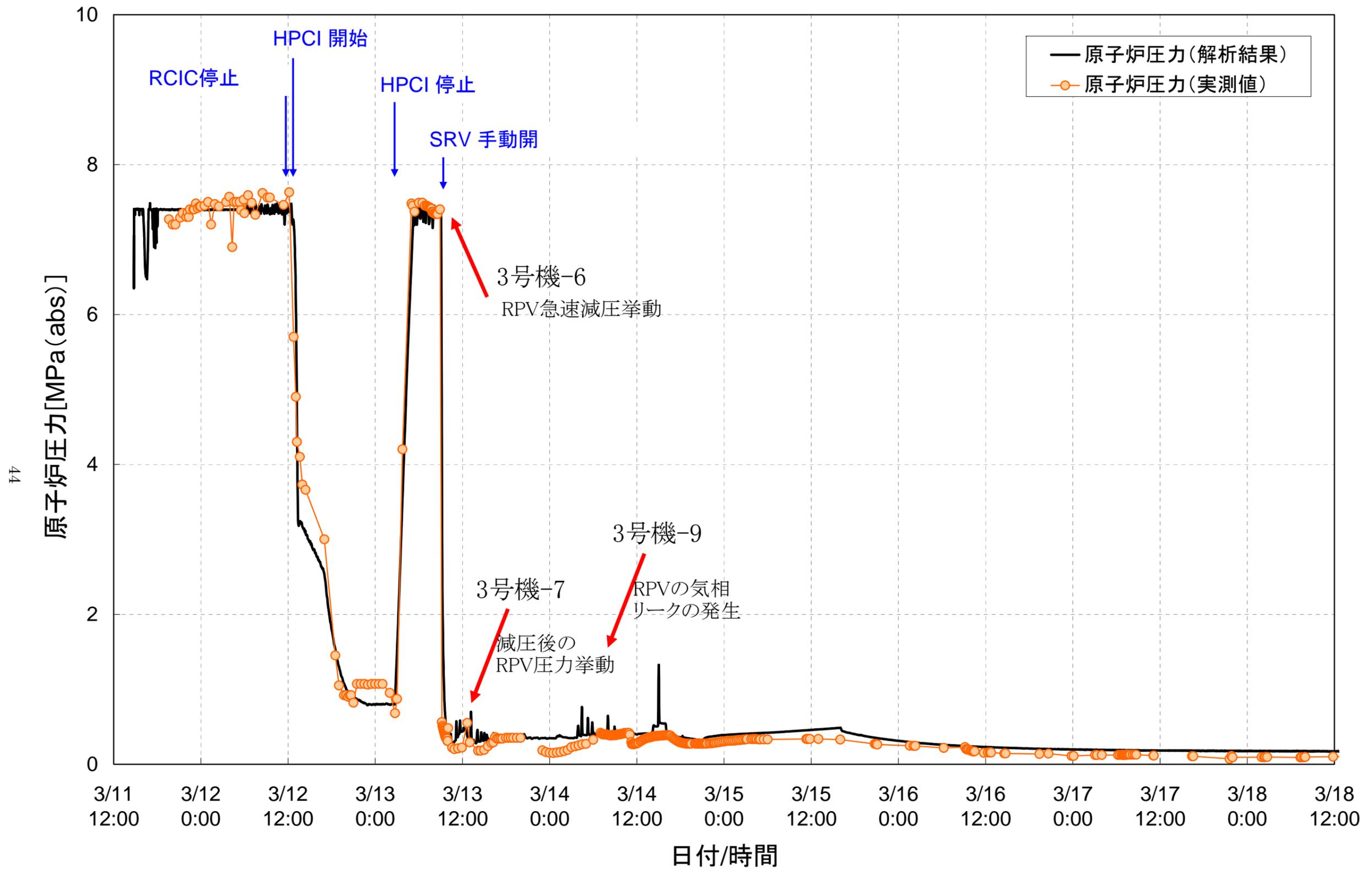


図 5.2.2 3号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題

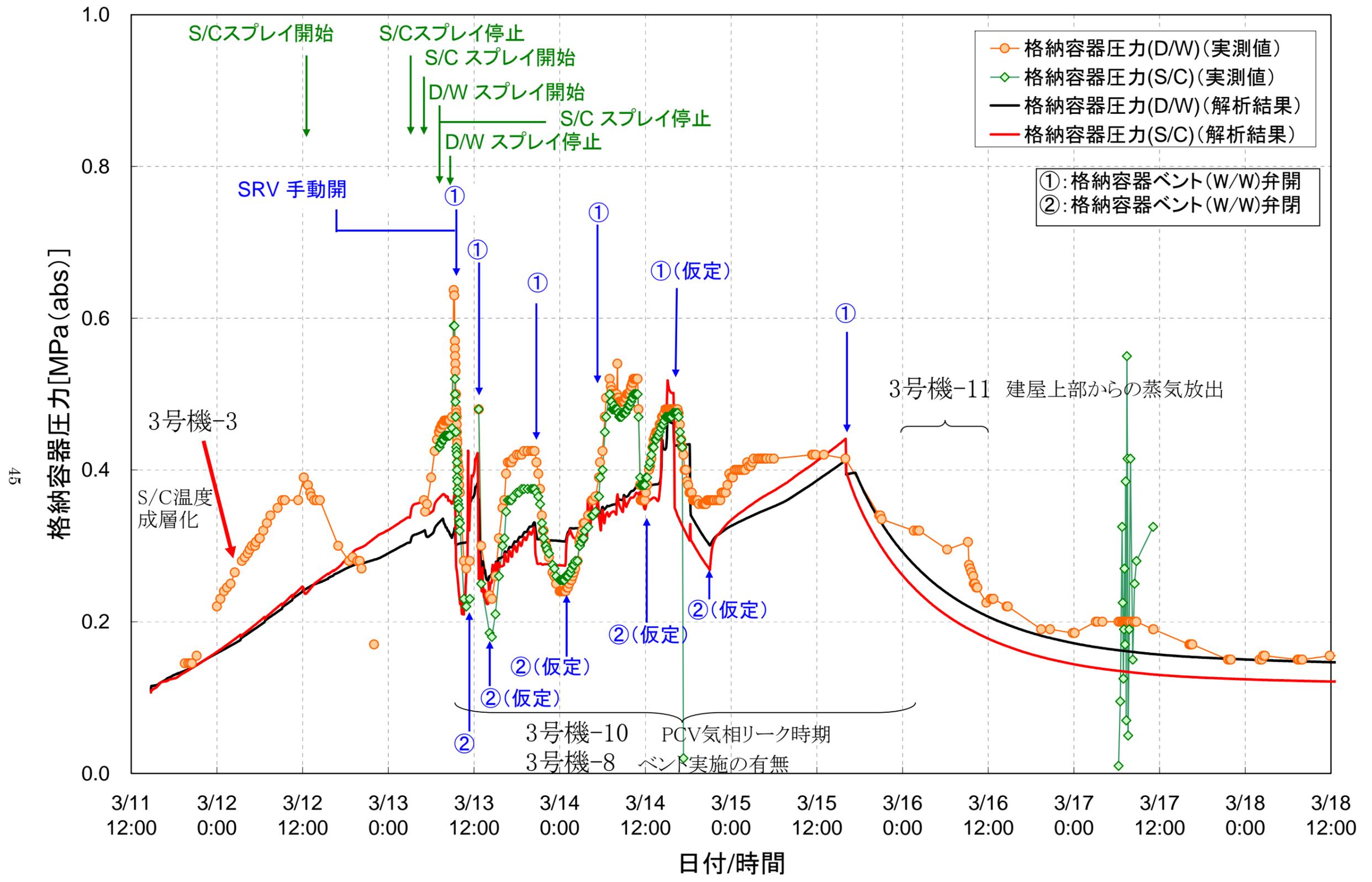


図 5.2.3 3号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

### 5. 3. 3号機の抽出された課題に対する検討結果

#### 5. 3. 1. 3月13日の9時頃に発生した3号機の減圧挙動について

3月12日夜からのHPCIによる注水挙動、および、3月13日の9時頃に発生した3号機の急速減圧時の挙動に関する課題（3号機-6、3号機-4、3号機-5）について検討を実施した。（添付資料3-3参照）

その結果、3号機の急速減圧は、既報の通り<sup>[3]</sup>、手動のSRV開による減圧ではないことが改めて確認された。また、この減圧は、手動のSRV操作による1弁もしくは2弁程度のSRVの開操作では実現不可能な、急速な減圧であったことが判明した。

この減圧は、SRVの手動開操作がなされていないこと、減圧の速度が速いことから、原子炉圧力容器の破損によるものであるとの指摘もある。しかしながら、格納容器圧力の挙動や自動減圧系（ADS）の自動起動ロジックの調査の結果、この減圧は原子炉圧力容器の破損によるものではなく、ADSの作動による減圧であった可能性が高いことが示された。

また、現在の解析評価では、HPCIは手動停止前まで原子炉への注水を継続していたと仮定している。しかしながら、12日夜から減圧に至る過程を検討する中で、上述の仮定では、実測されている原子炉水位と整合しないことが明らかとなっており、運転員によるHPCI手動停止以前に、十分な原子炉注水が出ていなかった可能性が高いことが判明した。水位の低下がこれまでの推定よりも速かったということは、事故進展も速かったということになるため、原子炉の損傷もより大きかった可能性が高い。そのため、3号機については、これを反映して、炉心状態の推定を見直す必要がある。

さらに、当該期間の原子炉圧力の推移についても別途検討を行った。（添付資料3-4参照）

添付資料3に示す、MAAP5.0.1を使用した最新の解析では、HPCIの手動停止前の注水が十分でなかったとの上記検討結果を踏まえ、評価を実施した。その結果、水位がBAFに到達する3月13日7時30分頃までに燃料溶融が始まっていることが確認された。この評価結果は、次節5.3.2.の検討結果とも整合している。

#### 5. 3. 2. 燃料溶融シナリオの推定、及び、中性子検知について

3月12日夜からのHPCIによる注水挙動に関する課題3号機-5に関連して、この時間帯の原子炉内の挙動について検討を実施した。（添付資料2-7参照）

3号機のHPCIの運転状態が、途中から十分な量の水を注水できない状態となっていることが添付資料3-3にて推定されている。水位低下が進むにつれ、蒸気発生量が少なくなることによる除熱量の低下が、最終的には水-ジルコニウ

ム反応を促進し、大量のエネルギーを発生したことにより、燃料の溶融を引き起こした可能性があることを示した。この水位低下が発生している13日早朝には、中性子が検出限界値程度であるものの複数回観測されている。この中性子検知は、2号機と同様に、燃料溶融によりウランやプルトニウム、自発核分裂確率の大きいキュリウム等のアクチノイド元素が原子炉建屋外に漏えいし、自発核分裂により発生した中性子を捉えたものである可能性が高いことを示した。

アクチノイド元素の漏えい経路は、特定できていないため、今後の継続的な検討が必要である。

### 5. 3. 3. RCICの停止原因について

3月12日昼に停止したRCICの挙動に関する課題3号機-1に関連して、RCICが停止に至る設計条件を整理し、得られている実測値、停止後の運転員の操作等からRCICの停止原因について検討を実施した。(添付資料3-5参照)

停止後の運転員のリセット操作の特徴から、自動トリップロジックが作動して停止に至った可能性が高いことが判明した。しかしながら、得られている実測値からは、どのトリップロジックも作動させない程度の値にしかなっていないことも事実である。そこで、もっとも自動停止の設定値に近接した、RCICタービン排気圧力に注目し、長期的な圧力変化の傾向、RCICの再起動時の挙動から、トリップ時にはRCICタービン排気圧力が自動停止の設定値を超過していた可能性があることを示した。

### 5. 3. 4. 3月20日前後に観測された線量上昇に関する検討

1～3号機に関する共通の課題である、3月20日前後に観測された線量上昇に関する課題、共通-9について検討を実施した。(添付資料3-6参照)

3月20日、21日頃に福島第一原子力発電所から放出されたFPは、風向きの関係から関東圏の線量上昇を引き起こし、よう素濃度の上昇による水道水の取水制限を引き起こすなどの原因となった。この期間における原子炉の挙動を測定されているデータ等から検討した結果、これらの放出はそれ以前の事故進展やベントの実施に伴う短期間の放出ではなく、格納容器の気密性が維持できなくなった事による定常的な放出によるものである可能性が高いことがわかった。

### 5. 3. 5. その他の検討

「5. 2. 3号機の実測データ等と解析結果の比較による検討課題の抽出」で抽出したその他の課題については、進捗に合わせて検討結果をとりまとめ、この節に追補していく予定である。

#### 5. 4. 3号機のまとめ

MAAP 解析の結果と測定データの比較等により抽出した課題について検討を行い、「5. 3. 1. 3月13日の9時頃に発生した3号機の減圧挙動について」では、HPCIの手動停止以前に十分な原子炉注水ができていなかった可能性、ADSの作動により急速減圧された可能性について、合理的な説明を見いだすことができた。また、同評価を解析に反映した結果、燃料は原子炉の減圧前に燃料が溶融しているとの結果が得られ、従来の評価より厳しい結果となった。今後も、継続的に調査を実施し、さらなる解析結果の信頼性向上につなげることをしたい。

## 6. 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定

### 6. 1. 1号機の炉心・格納容器の状態について

1号機は、図 6.1.1 に示すとおり、炉心スプレイ（CS）系及び給水系からの注水を実施しており、原子炉圧力容器に注水された水は、CS系からは炉心部に直接、給水系からはシュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。水位計の校正結果から、原子炉圧力容器内の水位は、TAF-5m 以下であることが明らかとなっており、炉心部に水位は形成されていない。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 1号機の炉心状態は、図 6.1.1 に示すとおり、事故後溶融した燃料はほぼ全量が原子炉圧力容器下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど燃料が残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が原子炉格納容器ペDESTALに落下したと考えられるが、燃料デブリはコア・コンクリート反応を引き起こすものの、注水による冷却、崩壊熱の低下によりコア・コンクリート反応は停止し、格納容器内に留まっているものと考えられる。

一方、現状の D/W 内水位については、平成 24 年 10 月に実施した格納容器内部調査にて、カメラにより滞留水の水位を確認した結果、D/W 床上約 2.8m（平成 24 年 10 月 10 日時点）であることが確認された。（添付資料 4）

また、S/C については、平成 24 年 9 月に実施した S/C への窒素封入試験により、S/C 内の上部に事故初期の Kr85 と水素が残留し、S/C 内水位を押し下げると真空破壊装置管を経由して D/W に放出されるとした推定メカニズムを実証している。これにより、現状の S/C 内の水位はほぼ満水であることが確認された。

（添付資料 4）

平成 25 年 11 月、D/W の外側に溜まった水を排水する、サンドクッションドレンパイプからの水の流出が観測されたこと、平成 26 年 5 月、S/C と D/W の圧力差を解消するために設置されている真空破壊弁の配管から水の流出が確認されたことから、格納容器の液相漏えい箇所は、D/W の下部及び真空破壊弁配管にあることが確認されている。（添付資料 4）

### 6. 2. 2号機の炉心・格納容器の状態について

2号機は、図 6.2.1 に示すとおり、CS系及び給水系からの注水を実施しており、原子炉圧力容器に注水された水は、CS系からは炉心部に直接、給水系からはシュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。水位計への水張り結果から、原子炉圧力容器内の水位は、TAF-5m 以下であると推定しており、炉心部に水位は形成されていないと考えられる。MAAP 解析では、2号機は原子炉圧力容器の破損無しとの評価となっているが、これは観測事実と反してお

り、解析の不確かさによるものと考えられる。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 2 号機の炉心状態は、図 6.2.1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉压力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペDESTALへ落下し、燃料の一部は元々の炉心部に残存していると考えられる。

一方、現状の D/W 内水位については、平成 25 年 3 月に実施した格納容器内部調査にて、カメラにより滞留水の水位を確認した結果、D/W 床上約 60cm（平成 25 年 3 月 26 日時点）であることが確認された。

また、S/C については、平成 25 年 5 月に実施した S/C への窒素封入試験により、S/C 圧力が 3kPa[gage]（平成 25 年 5 月 14 日時点）であることが確認された。S/C 内水位が満水に近い状況であれば相応の水頭圧がかかることから、S/C 内水位は窒素封入口（OP.3780mm）程度であることが示された。D/W 内水位が低いことと合わせて、原子炉への注水は D/W からベント管を経由して S/C へ流入、S/C 下部から原子炉建屋へ漏えいしていると推定され、この場合、現状、S/C 内水位はトーラス室内の滞留水水位と同程度と推定される。（添付資料 4）

S/C の液相漏えい箇所については特定されていないが、平成 24 年 4 月に実施したトーラス室内調査にて、ロボットによりトーラス室内の回廊上にアクセスし S/C のマンホール等を、平成 24 年 12 月、平成 25 年 3 月に実施したトーラス室内調査では、ベント管下部を確認した結果、少なくとも当該部からの漏水はないことが確認されている。D/W の水位が低く S/C の上部に破損がないことから、格納容器の漏えい箇所は、S/C の下部であると推測される。（添付資料 4）

### 6. 3. 3号機の炉心・格納容器の状態について

3 号機は、図 6.3.1 に示すとおり、CS 系及び給水系からの注水を実施しており、原子炉压力容器に注水された水は、CS 系からは炉心部に直接、給水系からはシュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。平成 23 年 11 月 11 日時点での原子炉压力容器の温度は 70℃程度まで減少しているが、これは、平成 23 年 9 月 1 日より実施した CS 系からの注水により実現されたものであり、CS 系からの注水経路、すなわち炉心部に残存していた燃料デブリを冷却できたことによると考えられる。MAAP 4 解析では、3 号機は原子炉压力容器の破損無し、MAAP 5 解析では、3 号機は原子炉压力容器の破損との評価となっているが、このように解析結果が大きく異なるのは、解析の不確かさ（事故進展シナリオ等の入力データ、評価モデルの特徴）によるものと考えられるが、観測事実からは、3 号機についても原子炉压力容器は破損しているものと考えている。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 3 号機の炉心状態は、図 6.3.1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉压力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペDESTALへ落下している。燃料の一部は元々の炉心部に残存していると考えられる。ただし、運転員による HPCI 手動停止以前に十分な原子炉注水が出来ない状態になっていたことが判明したため、事故進展が MAAP 解析による推定よりも早まっていると推測されるため、従来の予測よりもより多くの燃料が格納容器内に落下しているとした。これについては、MCCI の進展挙動も含めて、今後の詳細な評価が必要である。

一方、現状の D/W 内水位については、これまで測定実績はないが、既設の S/C 圧力計指示値から、水頭圧に換算することで D/W 内水位を求めると、D/W 床上 5.5m～7.5m 程度となる。なお、水位推定に使用している S/C 圧力指示値は事故後校正をしていないことから絶対値の精度は低いものの、これまで原子炉注水量の増減に追従していることから、トレンドとしてはある程度信頼のおけるものと考えられる。また、平成 26 年 5 月、主蒸気配管 D の格納容器貫通部の伸縮継手周辺からの漏えいが確認された。この高さは、推定されている格納容器内水位と同等であり、格納容器からの漏えいはここからのものが大部分であると推定される。

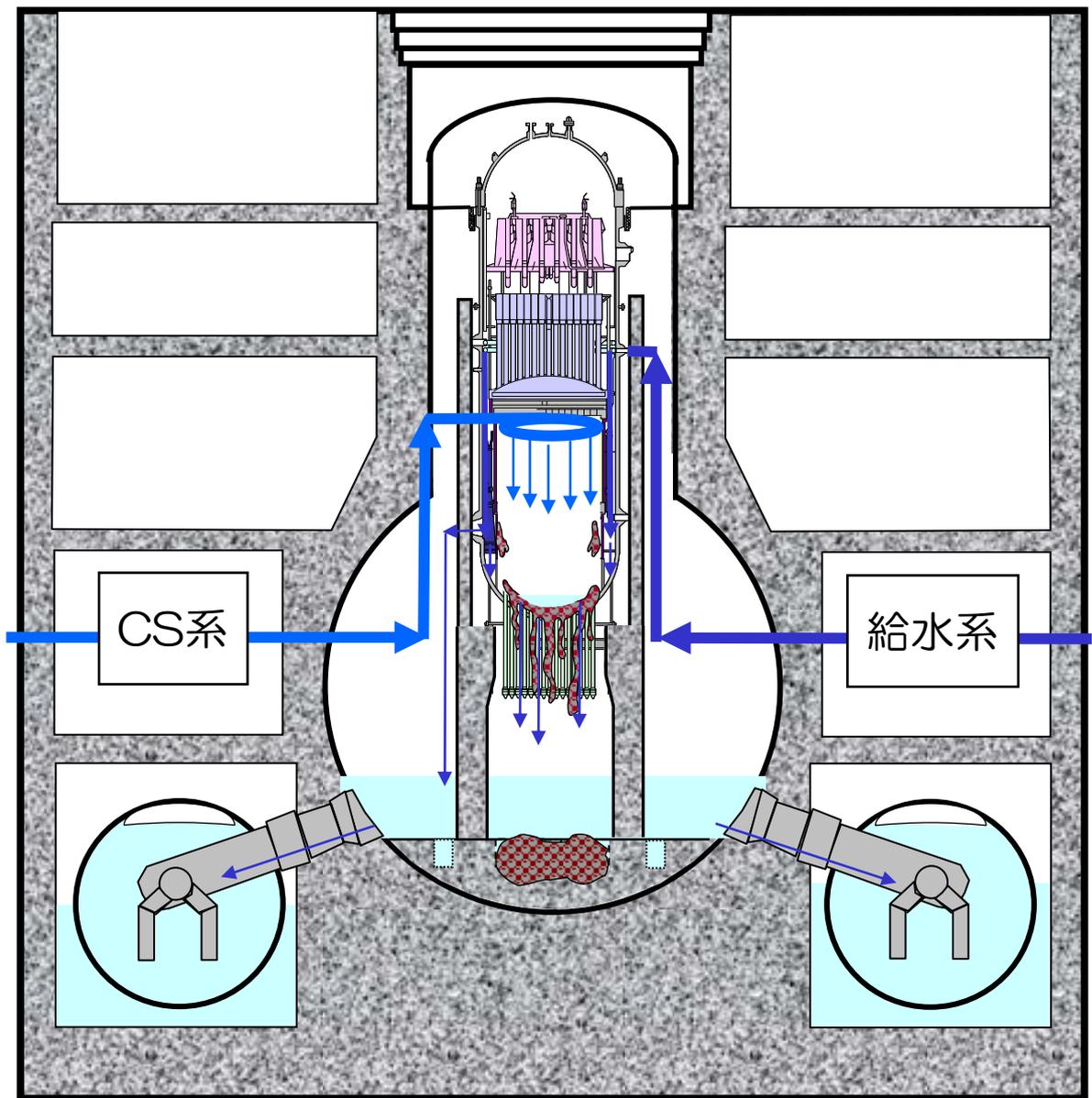


図 6.1.1 1号機の炉心・格納容器の状況推定図

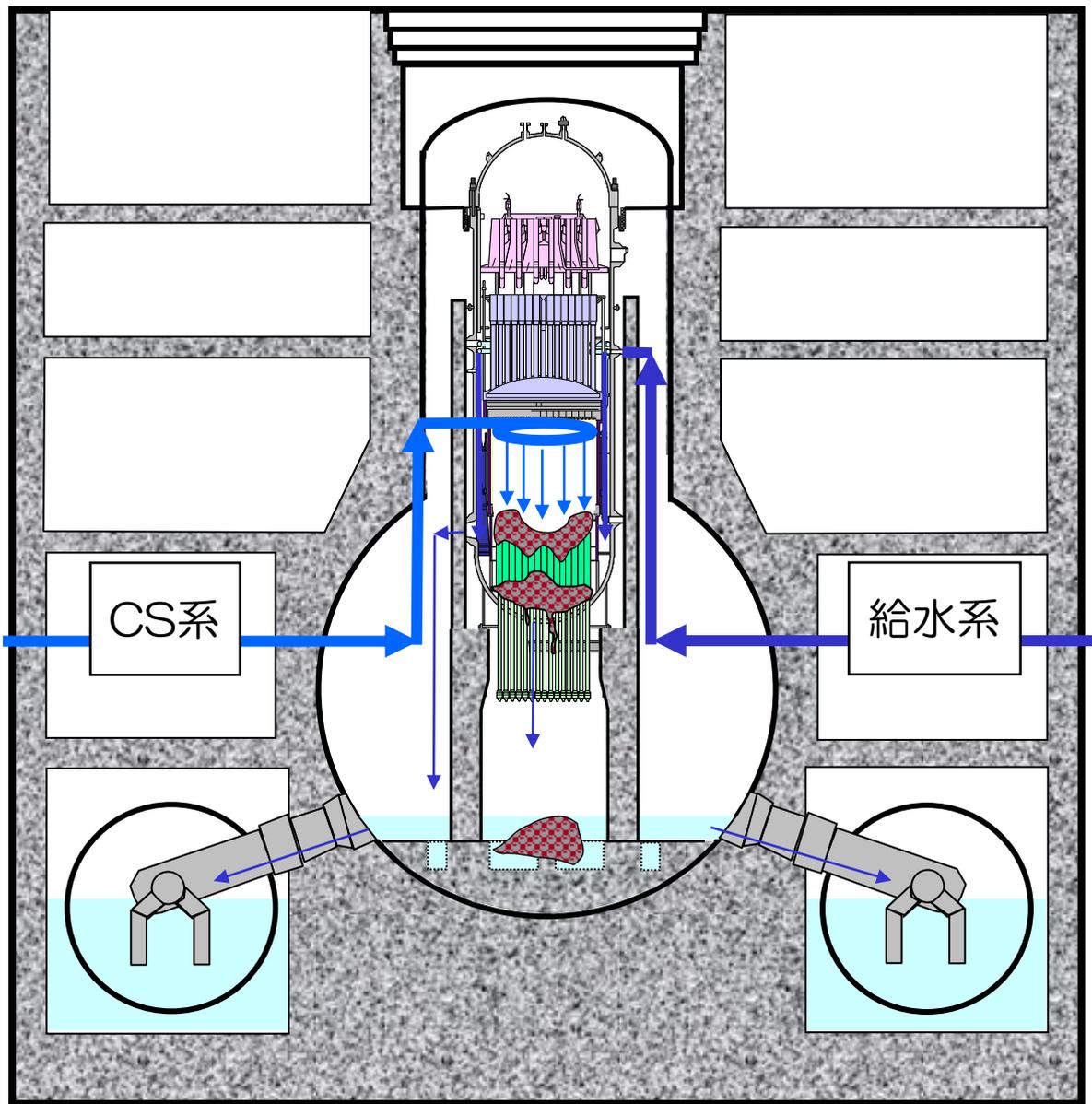


図 6.2.1 2号機の炉心・格納容器の状況推定図

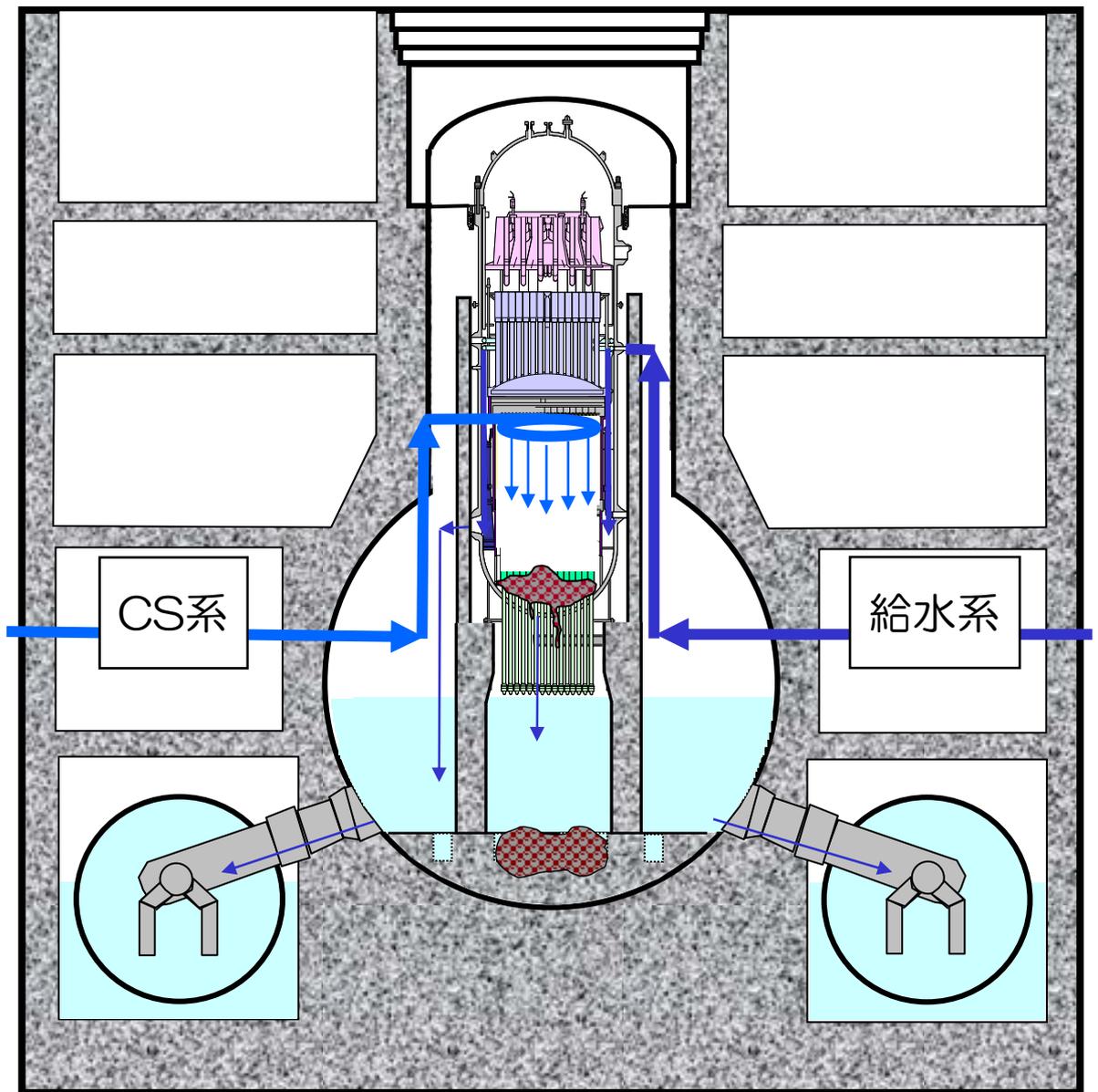


図 6.3.1 3号機の炉心・格納容器の状況推定図

## 7. 安全対策との関係

### 7. 1. イベントツリー分析について

ここで、図 1 に示した、イベントツリー分析について詳細を説明する。イベントツリー分析とは、起因事象からスタートして、安全系機器の機能喪失の有無などを分岐点として、どのような進展過程を経て、最終的なシステムの状態に至るのかを分析する手法であるが、一般に、分岐点を上に行く（成功）場合には事故進展は冷温停止に近づく方向となり、分岐点を下に行く（失敗）場合には事故進展はシビアアクシデントに近づく方向となることから、分岐点で下に行く場合が多ければ多いほど、最終的なプラント状態は厳しい状態となる。分岐点は、事故が進展する際に、安全機器等の作動の成功・失敗という形で設定される。基本的には時系列に沿った形で分岐が発生するが、必ずしも、分岐と分岐の間の時間は一定ではなく、各号機の事故進展の特徴に応じて異なってくるものである。

以下に、イベントツリー分析を通じた、1～3号機の事故進展を示す。

まず、起因事象は地震（東北太平洋沖地震）であり、これにより最初の地震スクラムによる分岐点に到達する。1～3号機は全て地震スクラムが成功していることから、全ての号機で上側（成功）に分岐する。その後、福島第一原子力発電所全体が外部電源の喪失（E:地震により）および非常用ディーゼル発電機の機能喪失（T:津波による浸水により）が発生し交流電源を喪失することから、全ての号機で下側（失敗）に分岐する。

1,2号機は津波の影響によって、交流電源の喪失と同時期に直流電源を喪失するが、3号機の直流電源は津波の影響を免れる事ができたため、1,2号機は下側（失敗）に分岐するが、3号機は上側（成功）に分岐する。

1号機は直流電源の喪失により、直前に停止状態であったICを再起動することが出来なくなったために高圧条件での原子炉冷却が出来ない状態に陥ったが、2,3号機はRCIC（2,3号機）及びHPCI（3号機）を用いて、原子炉冷却を継続した。

しかしながら、直流電源が生き残った3号機においても、直流電源の枯渇までに外部電源・非常用ディーゼル発電機が復旧することはなく、また、仮に交流電源が復旧していたとしても、津波によりほとんどの電源盤が機能喪失していたことから、高圧条件での原子炉冷却はやがて機能喪失に至ったものと考えられる。2号機は設計の8時間を大幅に超える70時間ほど継続的に冷却を続けたものの、電源は復旧することはなかつたため、原因は不明であるもののRCICが機能喪失に至った。最終的には全ての号機で冷却機能を喪失した（交流電源復旧の失敗）。

その後、1号機は、原因は不明であるものの、原子炉が高圧の状態での原子炉

破損を回避\*でき、また、2、3号については、代替バッテリーの手配など、準備に非常な困難を伴ったものの、SRV作動により減圧に成功\*している。ただし、いずれの号機も消防車による代替注水の努力にも関わらず、炉心損傷に至った。(RHRについては、電源復旧もなく、海水ポンプも浸水により機能喪失していたことから、活用することは出来なかった。)

炉心損傷後、1号機、3号機は格納容器ベントに成功したものの、原子炉建屋内に充満した水素が爆発した。また、放出の経路は完全には特定できていないが、放射性物質が放出するに至った。2号機は、1号機の水素爆発によってブローアウトパネルが開放されていたこと等により水素爆発は発生しなかったものの、格納容器ベントを実施することは出来ず、大量の放射性物質を放出するに至った。

\*：ここでは、炉心損傷前だけでなく、炉心損傷後原子炉破損前に減圧できた場合も成功としている。なお、3号機については、5.3.1に示した検討の通り、減圧前に炉心損傷に至っていた可能性がある。高圧での破損の有無により分岐の成功失敗を区別している理由は、従来知見では2MPa以上の原子炉圧力の状態で原子炉破損が発生すると、格納容器直接過熱(DCH)が起こり、格納容器がその時点で大規模に破損する可能性が指摘されていたためである。

## 7. 2. 安全対策の考え方

上述の通り、一部に機能喪失の原因に不明な点が残るものは有るが、イベントツリー分析によって、どのように事故が進展したのかは、安全機器の機能喪失の有無という観点から整理することが出来る。

従って、福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全対策を考える場合、機能喪失の発生を予防するという観点からは、津波や地震がどのように発電所に影響を与えたのかを分析し、それが安全機器に影響を与えないように対策を打つという方法が取られる(防潮堤・防水扉の設置など)。一方で、事故を緩和するという観点からは、津波や地震の影響とは独立して、既存の機器の信頼性を高め、必要な時に必要な機器が確実に作動するような対策を取る、また、外部事象の影響を受けない場所に保管されている代替システムの搬入というような、いわば”シナリオに依存しない”、方法がとられる(予備バッテリー・ポンプの整備など)こともある。

本報告書の検討レポートには、安全対策に関する言及を含むが、これについては、明らかとなった原因に対する直接的な対策の他に、上記の観点を含めた検討がなされる場合がある。

## 8. まとめ

本報告書は、現時点でも未解明のまま残されている福島第一原子力発電所事故に関する課題を整理し、それぞれの課題についての検討をまとめたものである。しかしながら、現時点でも未解明であるということは、その中身を解明することが困難であることが原因であるため、一朝一夕に全てを解明することはできない。そのため、今後も継続的に検討を実施し、定期的にこの報告書を改訂していく。

また、検討が進むに連れ、炉心・格納容器の状態の推定も変更する必要が生じていくと考えられるため、それらについても引き続き検討を実施していく。

本検討は長期にわたって実施することとなるが、その成果としては以下の3つ、①福島第一原子力発電所事故の全容解明（燃料位置の推定）、②知見の反映による解析コードの高度化、③原子力発電所の安全性の厚みを増すための新知見の提供、が期待される。

①については、具体的な成果の活用先として、燃料取り出し作業へのデブリ位置等の情報提供、及び、廃炉作業への原子炉・格納容器の破損状態等の情報提供が考えられる

②については、確率論的リスク評価（PRA）を用いた安全評価に高度化された解析コードを適用することで、プラントの安全性向上の取り組みを充実化すること、及び、安全性向上策として導入されたアクシデントマネジメント（AM）策の有効性評価の信頼性の向上などが期待される。

③については、機能停止のメカニズムを解明することで、そのような機能停止を発生させないための対策を取り入れること、従来のシビアアクシデントに関する誤った知見を修正すること、及び、手順・運用面でのさらなる改善事項の抽出などが考えられる。

## 参考文献

- [1] "MAAPによる1～3号機の事故シーケンスの詳細解析について", 東京電力株式会社, 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ, July 23, 2012
- [2] S Mizokami, et.al., "The accident analysis for Unit2 at Fukushima Dai-ichi nuclear power station", (NUTHOS-9, N9P0272Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012
- [3] "東京電力福島第一原子力発電所 炉内状況把握の解析・評価 (7)福島第一原子力発電所 3号機の減圧挙動について", 日本原子力学会 2013年春の年会, Mar. 26-28, 2013
- [4] S Mizokami, et.al., "State of the art MAAP analysis and future improvements

on TEPCO Fukushima-Daiichi NPP accident”, NURETH-15, Pisa, Italy, May 12-17, 2013

- [5] “参考資料 No.1 福島第一原子力発電所 1号機 4階で発生した漏水の原因について（東京電力）”, 平成 24 年度第 6 回新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会, Feb. 19, 2013
- [6] “福島第一原子力発電所 1号機における電源喪失及び非常用復水器の調査・検討状況について”, [http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts\\_130510\\_09-j.pdf](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_130510_09-j.pdf), May 10, 2013
- [7] “福島原子力事故調査報告書”, 東京電力株式会社, Jun. 20, 2012
- [8] “湯ノ岳断層に関する追加調査結果の報告”, 東京電力株式会社, [http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11\\_j/images/111227b.pdf](http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/111227b.pdf), Dec. 27 2011
- [9] “東北太平洋沖地震後の福島第一原子力発電所について～福島第一 1～3号機が受けた地震動の影響～”, 東京電力株式会社, 東京電力（株）福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ, Jul. 24, 2012
- [10] “圧力抑制室保有水の温度成層化による格納容器圧力等への影響等の検討”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 第 7 回東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会, Feb. 1, 2012

#### 別冊資料一覧

（別冊 1）2012 年 3 月 12 日に公表した MAAP コードによる解析結果

#### 添付資料一覧

（添付資料 1）MAAP コードの概要

（添付資料 2）検討課題リスト

（添付資料 3）MAAP5 による最新の解析結果

（添付資料 4）炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査状況

（添付資料 地震津波-1）福島第一原子力発電所に来襲した津波の敷地到達時刻について

（添付資料 1-1）1号機 MAAP 解析における注水量の設定について

（添付資料 1-2）1号機燃料域水位計の挙動による推定について

（添付資料 1-3）1号機における地震の影響について

（添付資料 1-4）消防車による原子炉注水に関する検討

（添付資料 1-5）消防車による 1号機原子炉注水の注水量に関する検討

- (添付資料 1-6) 1号機の水位計の挙動について
- (添付資料 1-7) 1号機非常用復水器における除熱状況について
- (添付資料 2-1) 2号機の原子炉圧力変化について
- (添付資料 2-2) 2号機の格納容器圧力変化について
- (添付資料 2-3) 2号機 MAAP 解析における注水量の設定について
- (添付資料 2-4) 2号機制御電源喪失後の RCIC 流量について
- (添付資料 2-5) 2号機津波到達後の RHR 系統の状況について
- (添付資料 2-6) 2号機 14 日 12 時頃からの格納容器圧力挙動について
- (添付資料 2-7) 事故時に観測された中性子と燃料溶融との関連について
- (添付資料 2-8) 2号機の S/C の健全性に関連する検討について
- (添付資料 2-9) 熱流動解析コードを用いた 2号機の原子炉強制減圧後の原子炉  
圧力上昇評価
- (添付資料 2-10) 2号機の 15 日の CAMS 測定値の急上昇について
- (添付資料 3-1) 3号機高圧注水系作動時における原子炉圧力挙動について
- (添付資料 3-2) 3号機 MAAP 解析における注水量の設定について
- (添付資料 3-3) 3号機 13 日 9 時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について
- (添付資料 3-4) 3号機 13 日 2 時頃から 9 時頃の原子炉圧力挙動について
- (添付資料 3-5) 3号機 RCIC の停止原因について
- (添付資料 3-6) 3月 20 日前後の線量上昇について