

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 6 回進捗報告

2022 年 11 月 10 日

東京電力ホールディングス株式会社

## 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. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討	8
2. 3. 3. 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	12
3. 2. 4. 格納容器圧力上昇から格納容器ベント操作まで	13
3. 2. 5. 格納容器ベント操作から原子炉建屋爆発まで	14
3. 2. 6. 原子炉建屋爆発から3月18日まで	15
3. 2. 7. その他	16
3. 3. 1号機の抽出された課題に対する検討結果	20
3. 3. 1. 地震の影響について	20
3. 3. 2. 消防車の注水に関する検討	20
3. 3. 3. 消防車の注水量に関する検討	21
3. 3. 4. 水位計の挙動から推測する事故進展の検討	21
3. 3. 5. 1号機非常用復水器における除熱に関する検討	21
3. 3. 6. 溶融燃料の炉心下部への移行挙動	22
3. 3. 7. 1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の推定について	22
3. 3. 8. 1号機原子炉建屋で発生した水素爆発に関する検討	23
3. 3. 9. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展挙動の推定	23
3. 3. 10. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の推定	24

3. 3. 1 1.	その他の検討.....	24
3. 4.	1号機のまとめ.....	24
4.	2号機の事故進展に関する検討.....	25
4. 1.	検討の進め方.....	25
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.....	25
4. 2. 1.	地震から津波到達まで.....	25
4. 2. 2.	津波到達から原子炉水位上昇まで.....	25
4. 2. 3.	原子炉水位上昇から RCIC 停止まで.....	26
4. 2. 4.	RCIC 停止から SRV による強制減圧まで.....	27
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.....	28
4. 2. 6.	格納容器圧力の低下開始から 3 月 18 日まで.....	30
4. 2. 7.	その他.....	31
4. 3.	2号機の抽出された課題に対する検討結果.....	36
4. 3. 1.	RCIC の直流電源喪失時の挙動について.....	36
4. 3. 2.	津波到達後の RHR の系統の状況について.....	36
4. 3. 3.	RCIC 停止後の格納容器圧力の低下について.....	36
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.....	37
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.....	37
4. 3. 6.	原子炉減圧後の原子炉圧力の上昇について.....	37
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.....	38
4. 3. 8.	2号機 14, 15 日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について.....	38
4. 3. 9.	炉心損傷後の SRV の動作について.....	38
4. 3. 10.	2号機圧力抑制室の水位変化と温度変化について.....	39
4. 3. 11.	2号機の水位計挙動に基づく原子炉水位の推定.....	39
4. 3. 12.	2号機の原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかったことの原因の推定.....	40
4. 3. 13.	3月15日午前中における2号機格納容器圧力について.....	40
4. 3. 14.	2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について.....	41
4. 3. 15.	Mark-I 格納容器の炉心損傷割合の評価手法について.....	41
4. 3. 16.	その他の検討.....	42
4. 4.	2号機のまとめ.....	42
5.	3号機の事故進展に関する検討.....	43
5. 1.	検討の進め方.....	43
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.....	43
5. 2. 1.	地震から津波到達まで.....	43

5. 2. 2.	津波到達から RCIC 停止まで .....	43
5. 2. 3.	RCIC 停止から HPCI 停止まで .....	45
5. 2. 4.	HPCI 停止から原子炉圧力の減圧まで .....	45
5. 2. 5.	原子炉圧力の減圧から原子炉建屋爆発まで .....	47
5. 2. 6.	原子炉建屋爆発から 3 月下旬まで .....	48
5. 2. 7.	その他 .....	50
5. 3.	3号機の抽出された課題に対する検討結果 .....	54
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 .....	54
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 .....	54
5. 3. 3.	RCIC の停止原因について .....	55
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 .....	55
5. 3. 5.	3/11～3/12の3号機の格納容器圧力の上昇要因について .....	55
5. 3. 6.	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 .....	56
5. 3. 7.	3号機の水位計挙動に基づく原子炉水位の推定 .....	56
5. 3. 8.	3号機ベントガスの4号機への回り込みに関する検討 .....	57
5. 3. 9.	3号機圧力抑制室水位にかかる検討 .....	57
5. 3. 10.	3号機原子炉減圧後の事故進展について .....	58
5. 3. 11.	3号機 RCIC 運転中のプラント状態の検討 .....	58
5. 3. 12.	その他の検討 .....	58
5. 4.	3号機のまとめ .....	58
6.	サンプルの分析に基づく事故進展の推定 .....	60
7.	1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定 .....	61
7. 1.	1号機の炉心・格納容器の状態について .....	61
7. 2.	2号機の炉心・格納容器の状態について .....	62
7. 3.	3号機の炉心・格納容器の状態について .....	63
8.	安全対策との関係 .....	68
8. 1.	イベントツリー分析について .....	68
8. 2.	安全対策の考え方 .....	69
9.	まとめ .....	70
10.	補足（本報告書における O.P.表記の取扱いについて） .....	70
	参考文献 .....	71
	別冊資料一覧 .....	72
	添付資料一覧 .....	72

## 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8.1))

### 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。

第3、4、5、6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、2-9、2-14、3-7、3-9、3-11、3-12として掲載した。さらに、未解明問題（2号機-9「2号機ラプ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きた。平成28年度からは、国のプロジェクトも解析コードの改良を目的としたものから、改良した解析コードを活用した原子炉内・格納容器内の状態を推定することに目的としたものに移行しており、当社もこのプロジェクトと協働する形で、燃料デブリ分布の推定を進めてきた。

※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

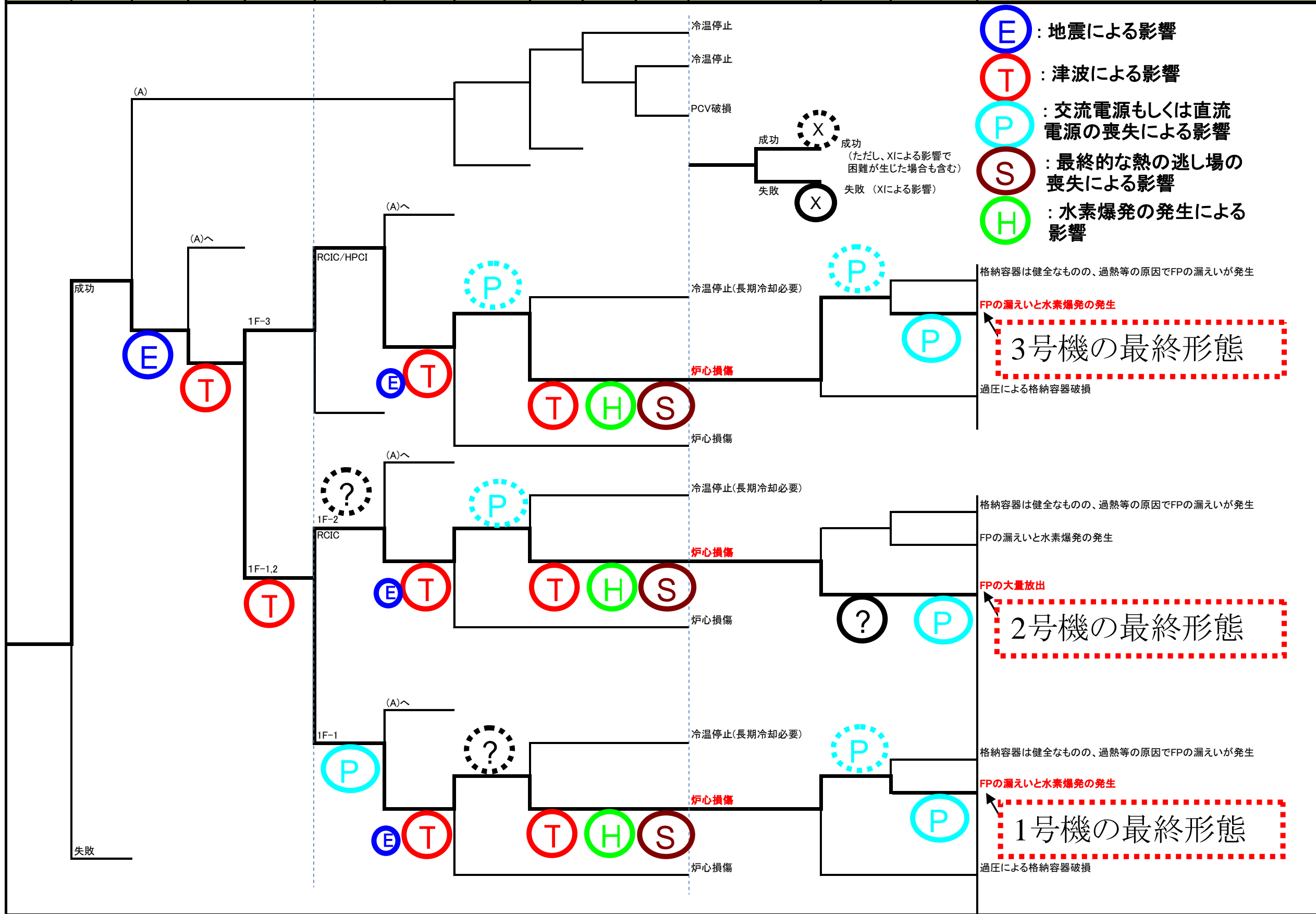


図1 福島第一原子力発電所1~3号機のイベントツリー分析結果

## 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, 地震津波-2））

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 35～36 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. 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討

前項の津波到達と電源喪失の関係性の調査の結果、電源喪失の原因が津波であると推定しているが、この推定をより確からしいものとするため、津波の浸入過程と非常用交流電源喪失の関係性について確認を行った。（添付資料地震津波-2 参照）

各非常用交流電源設備までの津波浸入の経路長と機能喪失時刻の関係性について確認を行った結果、津波浸入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅くなる傾向が確認された。従って、津波の遡上、浸水によって各電源設備が機能喪失していったという従来の推定がより確からしいものとなった。

### 2. 3. 3. 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、3月11日14時46分の地震発生による揺れにより、地震スクラム信号が発信（発信条件は、原子炉建屋地下1階にて水平方向135Gal以上又は鉛直方向100Gal以上）されたため、全ての制御棒が原子炉の炉心に挿入された。その後、原子炉圧力が上昇したことに伴い2系統の非常用復水器（IC）が14:52に自動起動した。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。運転員はIC運転開始後からの原子炉圧力が冷却水の温度低下速度の制限値55°C/hを上回る速さで低下したことから、IC2系統を一旦停止し、その後、手動で原子炉圧力の上昇(IC停止時)・低下(IC運転時)にあわせ、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。なお、ICの自動起動の設定圧力は、設定圧力が最も低い主蒸気逃がし安全弁（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、SRVが作動せず、原子炉内の蒸気が放出されることは無く、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。また、チャート・過渡現象記録装置の記録によれば、原子炉圧力が上昇していく状況で電源喪失に至っていることから、IC が停止中、すなわち原子炉で発生し続けている崩壊熱を冷却できていない状況で、交流電源・直流電源を喪失したこととなる。

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。ICが停止中であれば、全電源喪失後原子炉圧力は上昇する。まず、ICの自動起動の設定圧力に達するが、直流電源を喪失していることから、ICは自動起動することは無く、さらに原子炉圧力は上昇する。その後、原子炉圧力がSRVの逃がし弁モードの設定圧力に達するが、逃がし弁の作動に必要な直流電源を喪失していることから、逃がし弁モードでは作動せず、さらに原子炉圧力は上昇する。その後、原子炉圧力がSRVの安全弁モードの設定圧力に到達すると、SRVが作動するため、原子炉から蒸気がS/Cに放出され、原子炉圧力は低下に転ずる。そのため、この水位減少はSRVの作動による蒸気放出によって、原子炉内の水が失われていくことが原因である。なお、SRVの安全弁モードは電源を必要とせずバネ力によって作動するため、全電源喪失後であっても圧力上昇・下降に応じて開閉していたものと考えられる。この時、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、上述のメカニズムによ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℃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期間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℃程度に上昇すると、水-ジルコニウム反応が正のフィードバックにより反応が加速され、それに伴い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。この状況における水-ジルコニウム反応の反応熱は、崩壊熱よりも大きいものであった可能性が高い。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、運転員が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

---

<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。

ンサンプルに排出される。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: 検討完了(添付資料1-12))

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。(共通-3、1号機-3: 検討中(添付資料1-6))

燃料が過熱し、高温になると燃料は溶融し、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、溶融した炉心が、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。溶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 の溶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：検討中(添付資料 1-8))

### 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。なお、線量率上昇の要因については、格納容器から原子炉建屋へ移行した放射性核種からの放射線を計測する場合と、原子炉建屋から屋外へ漏えいし、測定器近傍に到達する放射性核種からの放射線を計測する場合が考えられる。(共通-7：検討中(添付資料 1-11))

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、溶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。溶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。ただし、これまでの検討にて、3月12日19時04分に開始した消防車を用いた注水においても、注水のほとんどが原子炉に到達していなかった可能性があり、1号機においては、格納容器に落下した燃料が長期にわたり冷却が十分でなかった状態であった可能性がある。

溶融燃料が十分に冷却されない場合、溶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、格納容器圧力がほぼ一定であったとしても、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、計算値を 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, 1-5））ただし、前述の通り、この際に原子炉への消防車からの注水のほとんどが原子炉に到達していなかった可能性がある。

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、詳細な原因は不明である。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：検討完了（添付資料 1-9））

### 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（確認できるのは 3 月 12 日 15 時の画像）、および、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)

前述の通り、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。爆発時の映像を確認すると、最上階の外壁の破損に遅れて非常に速い上向きの気体の流れが確認できるが、これは、5階で爆発が進展した場合に、原子炉建屋1階から5階に通じる機器ハッチを高速で気体が通過したものをとらえた可能性が高い。

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。その漏えい経路や量、爆発の様相、着火源について完全に特定することは困難であるが、爆発の特徴については明らかとなった。(共通-11：検討完了 (添付資料 1-10))

### 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：検討中 (添付資料 1-4, 1-5))

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：検討中 (添付資料 3))

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。解析結果によれば、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デスタル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について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踏まえ、検討を進める必要がある。(共通-10：検討中(本文7章, 添付資料4, 5))

### 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、長くとも地震後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ったためである。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：検討完了(添付資料3-6))

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。

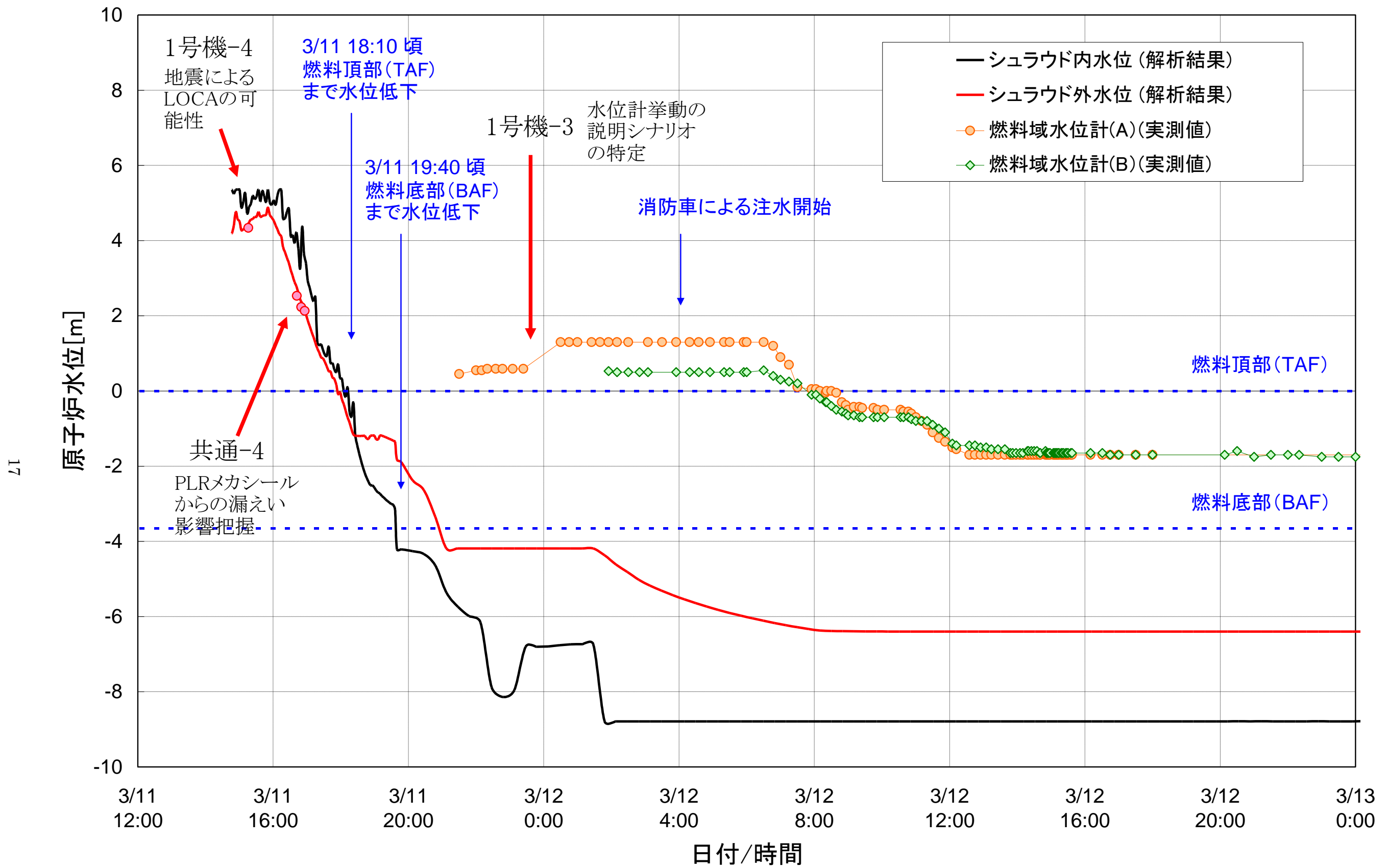


図 3.2.1 1号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

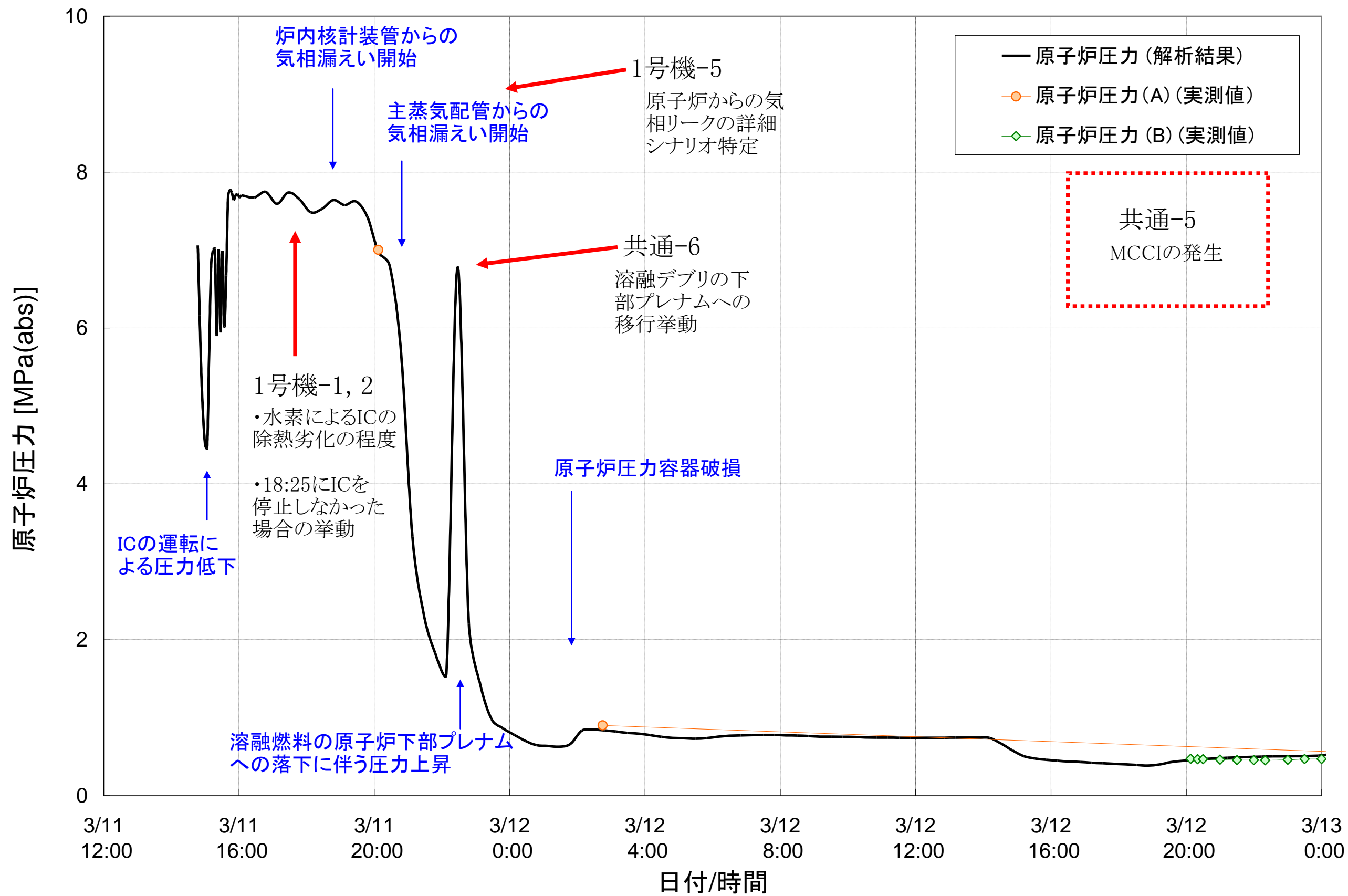


図 3.2.2 1号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題

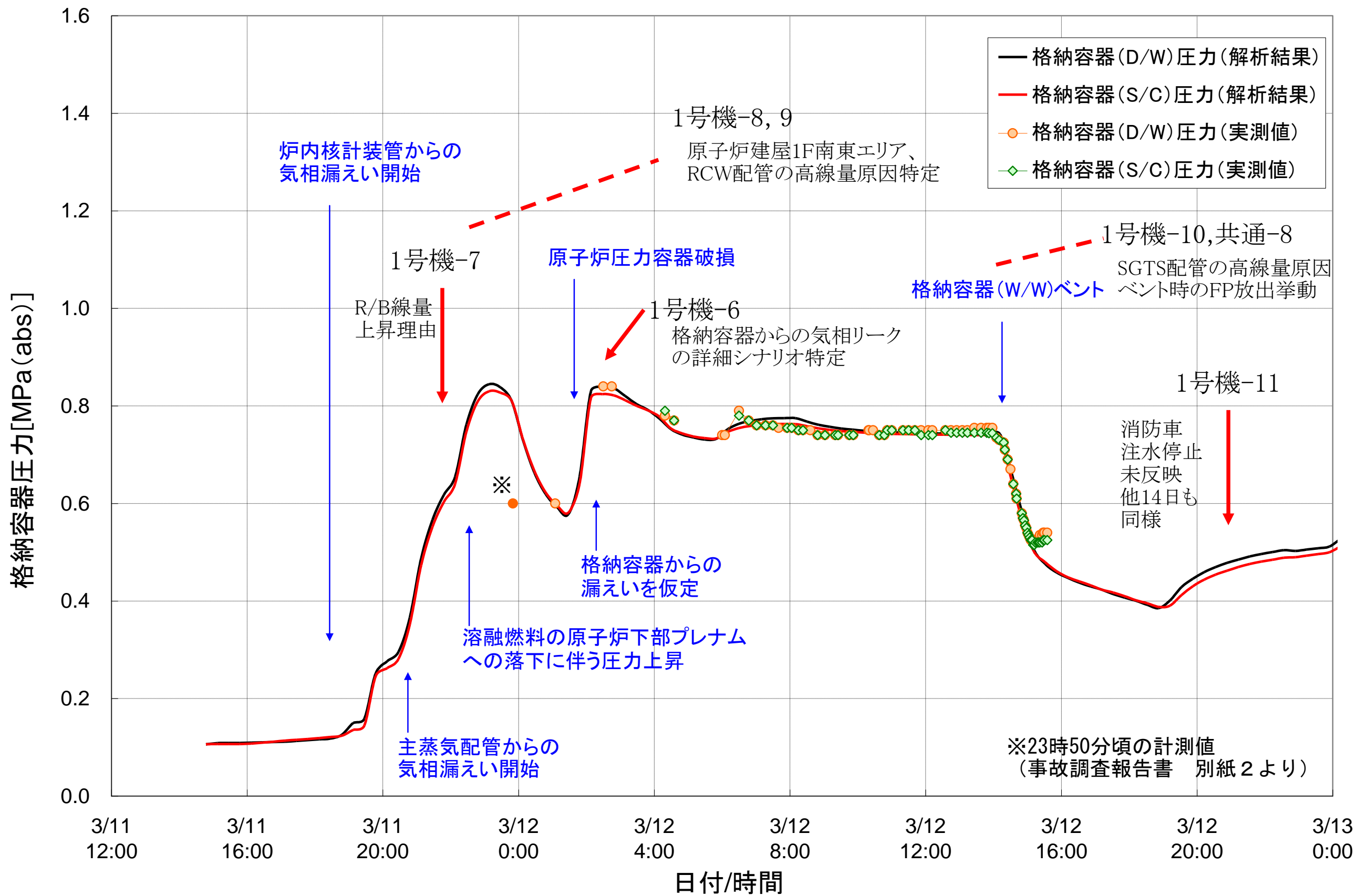


図 3.2.3 1号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

### 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る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/消火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、消火系、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 IC 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 IC 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. 溶融燃料の炉心下部への移行挙動

PWR と比較して、BWR の炉心支持板近傍は複雑な構造となっている。溶融した燃料がどの経路から炉心下部へ移行するかという課題（共通-6）について、既往試験や解析高度化のための最新研究を調査した。（添付資料 1-8 参照）

炉心部から炉心下部への移行経路については、①燃料支持金具の入口オリフィス、②制御棒駆動機構配管、③破損した核計装配管、④破損した炉心支持板、⑤破損したシュラウドの 5 つが考えられる。

調査結果を踏まえ検討した結果、経路①②については通過した可能性が高く、経路③は流路の細さから配管内で溶融燃料が固化し通過しなかった可能性が高く、経路④⑤については溶融燃料の堆積・固化の程度に影響されるため通過したか不明であることがわかった。

溶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、実プラントでの溶融燃料移行に関する情報が得られることにより、知見が充実しより信頼性の高い評価手法が確立されることが期待される。

### 3. 3. 7. 1 号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の推定について

1 号機の空間線量率調査において原子炉建屋、放射性廃棄物処理建屋内の原子炉補機冷却水系（RCW）の配管付近で高線量率が観測されていることに関する課題（1 号機-9）について検討した。（添付資料 1-9 参照）

当該の要因としては、RCW 熱交換器での高線量が観察されたことから、溶融燃料が格納容器ペDESTAL に落下し、ペDESTAL 内にある機器ドレンサンプを冷却する RCW 配管を損傷したため放射性物質が RCW 配管に移行した可能性が考えられている。今回、RCW 系統内のすべての機器の建屋内配置を考慮し、格納容器圧力が高い状態と格納容器圧力が低下した後の状態で移行先を検討したところ、移行しうる箇所と現場で高線量率が観測されている箇所がおおむね整合した。

したがって、RCW 配管が溶融燃料により損傷した可能性は高く、1 号機では溶融燃料が原子炉圧力容器から格納容器へ落下した可能性が高いことが本検討でも示唆された。

### 3. 3. 8. 1号機原子炉建屋で発生した水素爆発に関する検討

1号機の原子炉建屋が水素爆発に至るまでの原子炉建屋への水素漏えい経路や水素量に関する課題（共通-11）について検討した。（添付資料 1-10 参照）

原子炉建屋への水素の漏えい経路としては様々な可能性が考えられるが、建屋5階部分の線量率が比較的高いことなどから、格納容器トップヘッドフランジ部からシールドプラグを通じて5階に水素が漏えいし、爆発に至った可能性が高いと考えている。この推定をより確からしいものとするため、原子炉建屋への水素漏えい位置、着火位置などをパラメータとした水素爆発の解析を実施し、建屋の損傷状況と比較することで、1号機がどのように水素爆発に至ったのかを推定した。なお、新潟県技術委員会福島事故検証課題別ディスカッション【地震動による重要機器の影響】にて、非常用復水器（IC）配管が損傷した可能性について指摘があったため、IC配管から原子炉建屋4階への水素漏えいを仮定した場合も合わせて解析した。

その結果、5階のみへの水素漏えいを仮定した場合には建屋の損傷状況と矛盾しない結果が得られたのに対し、5階に加えて4階への水素漏えいを仮定した場合には損傷状況との整合性の説明が困難な結果が得られたことから、従来想定していた、建屋5階に水素が漏えいしたシナリオがより確からしいと推定した。

### 3. 3. 9. 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展挙動の推定

放射性物質の大気放出のタイミングとモニタリングデータの関連性（共通-7）についての検討として、空間線量率モニタリングデータに基づいて1号機事故初期の事故進展挙動の推定を行った。（添付資料 1-11 参照）

空間線量率の変動挙動の分析にあたっては、空間線量率の変動の要因として、原子炉建屋内に移行した放射性物質による直接線・スカイシャイン線の影響と、原子炉建屋から放出された放射性雲によるクラウドシャイン線の影響とに分類し、期間ごとにいずれのパターンが顕著であるかに注目して、放射性物質の移行・放出挙動を推定した。さらに格納容器圧力挙動の観点から考察を行うことで、事故進展シナリオの検討を行った。

その結果、「3月12日4:00頃には、原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋への放射性物質の移行があった」、「同6:00頃に格納容器圧力を上昇させる何らかのイベントが発生し、放射性物質の原子炉建屋への移行量増加に寄与した」と推定した。この推定は、既往検討（添付資料 1-6 参照）にて「3月11日の段階で放射性物質が格納容器へ移行している」こと、「3月12日6:00頃に圧力容器（下部ヘッド）が損傷した」と推定した事故進展シ

ナリオに整合するものであった。

### 3. 3. 10. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因に関する課題(1号機-8)について検討した。(添付資料1-12参照)

高線量率の原因として考えられる汚染源として、①湯気による汚染及びトールラス室の汚染、②AC配管の汚染、③RCW配管の汚染、④TIP室の汚染の4つを洗い出し、それぞれ(1)汚染の原因、(2)汚染源からの放射線による影響、(3)汚染源からの放射性物質の移行の有無の3つの観点から南東エリアへの影響を検討した。①③④について、汚染源からの放射線が躯体コンクリートで十分遮蔽され、また、系統から原子炉建屋1階南東エリアへの有意な放射性物質の移行は無かったと考えられることから、南東エリアへの影響は支配的でないと推定した。②について、AC配管が損傷するなどして放射性物質が原子炉建屋1階南東エリアに移行するようなことは無かったと考えられるものの、AC配管に沿って確認された配管内の汚染が南東エリアで観測された空間線量率の特徴と整合することを確認した。

したがって、南東エリアで観測された高線量率は、格納容器ベントに使用したAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定した。

### 3. 3. 11. 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)

なお、RCICはそのタービンの特性上、蒸気に水が混入した二相流でも駆動することが可能であるとされているが、このような制御を必要としない状態は受動的な安全機器の思想に通じる部分があり、実際に二相流で駆動した場合の注水流量や、直流電源を必要とする補助機器が機能しない状態での運転継続可能時間について、今後知見が蓄積されていくことが望ましい。

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、後述するように、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(ただし、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可能性がある。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)。この水位は燃料域水位計の計測上限値に相当する。

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、SRV による強制減圧の際には、減圧沸騰により急速に水位が低下し、燃料有効長下端にまで到達、すなわち、燃料が完全に露出することになる。1 号機、3 号機は圧力が高いまま、崩壊熱による水の蒸発のみで緩やかに水位が低下していき、露出部分での水-ジルコニウム反応により炉心損傷・炉心溶融に至ったと考えられているが、2 号機の場合には、前述の急速な水位低下により、その水位となる時間帯において炉心損傷・炉心溶融に至らなかったとの相違がある。

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だと考えられる。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も含め、実際の注水量も少なかったものと考えられる。

(共通-2, 共通-3: 検討中 (添付資料 2-14))

前述のように、2号機では水位が低い状態で、炉心が完全露出し、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とため、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: 検討完了 (添付資料 2-17))

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・格納容器の挙動について検討した結果、この時間帯に観測された原子炉圧力の上昇・下降は、SRV の開閉のみによるものではなく、大規模な水-ジルコニウム反応が発生することにより炉心損傷・炉心熔融が進んでいく状況を反映したものであると推定される。特に、14日23時頃に確認された原子炉圧力の上昇・下降は格納容器圧力の上昇を伴っていることから、SRV が開状態であるにも関わらず原子炉圧力が上昇するほどの炉内状況 (水素発生、水蒸気発生、温度上昇等によるもの) であったと考えられる。(2号機-7,8: 検討完了 (添付資料 2-7, 2-9, 2-12))

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

イスクの設定圧(528kPa[abs])を超えたのは、3月14日23時頃(22:50の測定圧力:540kPa[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))。なお、ラプチャディスクの周辺線量は低いことが確認されているため、この線量上昇が2号機由来のものであるとすると、ベントライン以外の漏えい経路による可能性がある。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, 2-13))

#### 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放出が飯舘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:検討中(添付資料2-16))

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。(2号機-12:検討完了(添付資料2-10, 2-11, 2-18))

過去に実施した解析においては、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、前述の強制減圧後の原子炉圧力の上昇時に水-ジルコニウム反応による水素が大量に発生していると考えられることから、2 号機で水素爆発が発生しなかった原因としては、水素が爆発する前に原子炉建屋から漏えいしたことによる可能性が大きいと考えられる。ただし、水素発生後の水素の原子炉から原子炉建屋への漏えい挙動については現時点では解明されていないため、今後の検討が必要である。(2 号機-13)

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始ま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、原子炉圧力の上昇・下降が発生している状況で炉心損傷・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、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 CRD (制御棒駆動機構) 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いる。加えて、添付資料 4 図 3-31 からは、原子炉圧力容器底部の PIP（制御棒位置検出器）ケーブルや LPRM（局部出力領域モニタ）ケーブルが特定できない範囲と、ペDESTAL内プラットフォーム上のグレーチングが脱落している範囲は重複しており、中央部からはずれている。これらより、原子炉圧力容器の破損箇所は中央部およびその周辺部に存在する可能性が考えられる。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踏まえ、検討を進める必要がある。（共通-10：検討中（本文 7 章、添付資料 4, 5））

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：検討完了（添付資料 3-6））

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。

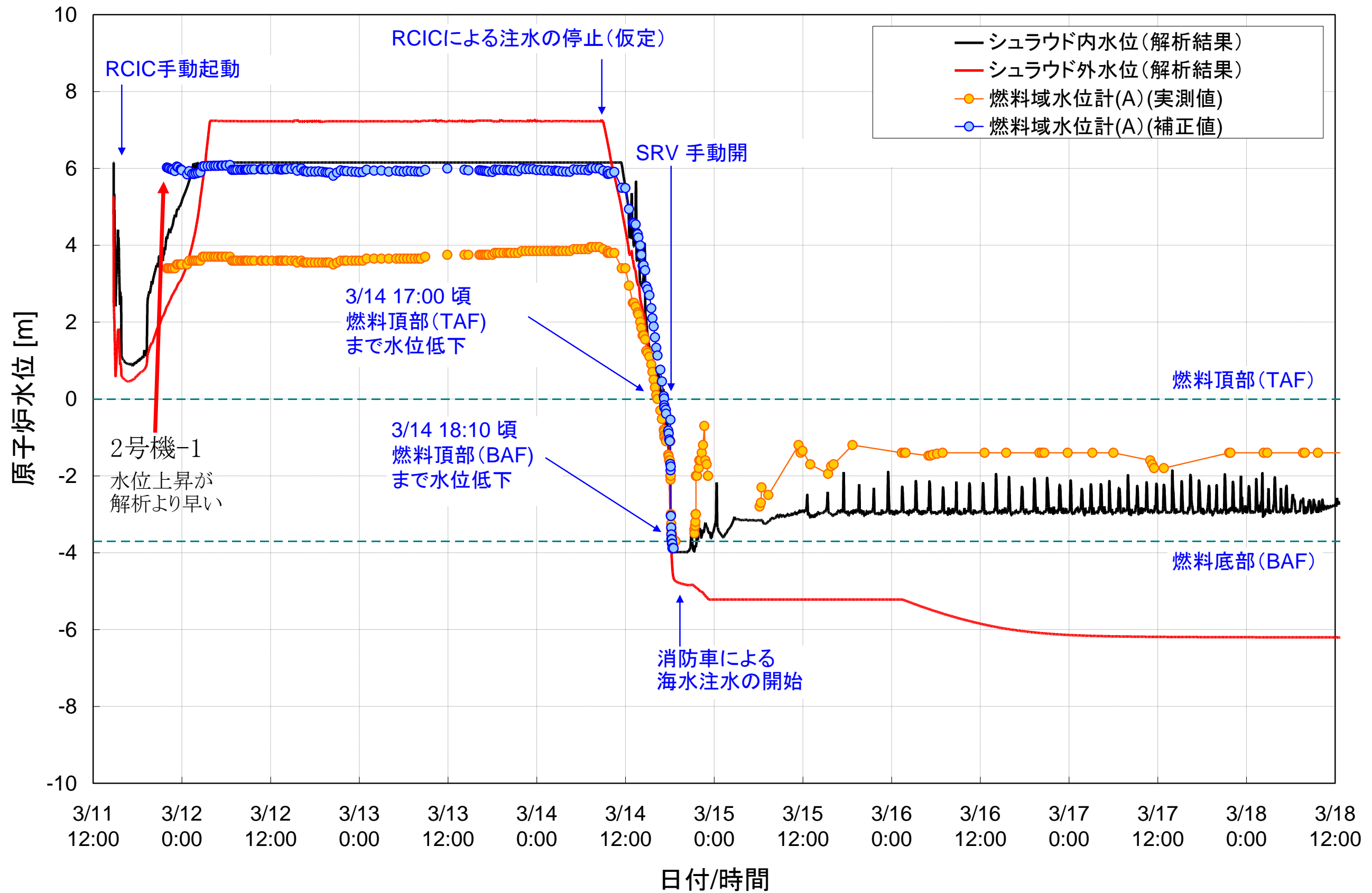


図 4.2.1 2号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

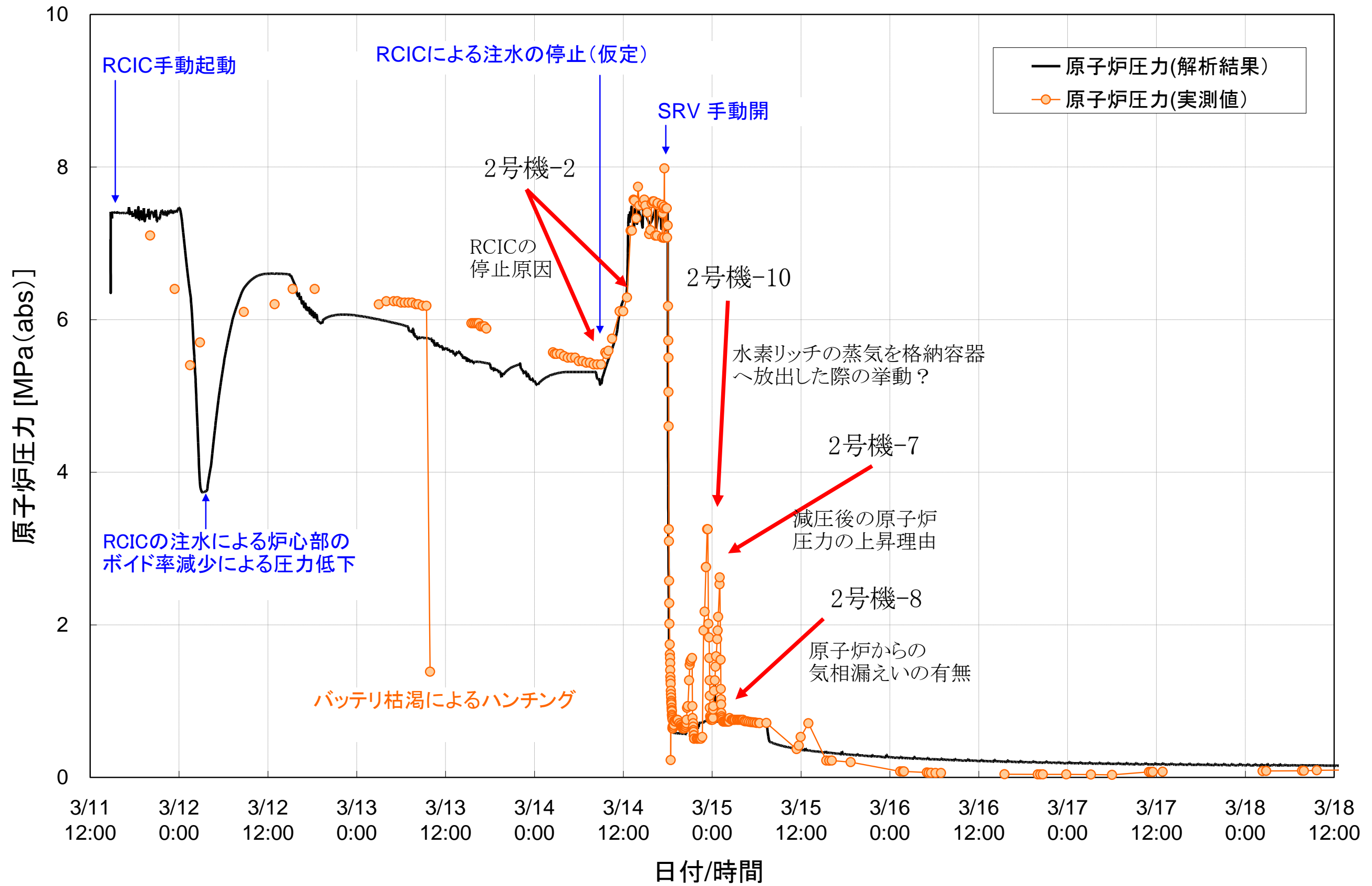


図 4.2.2 2号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題

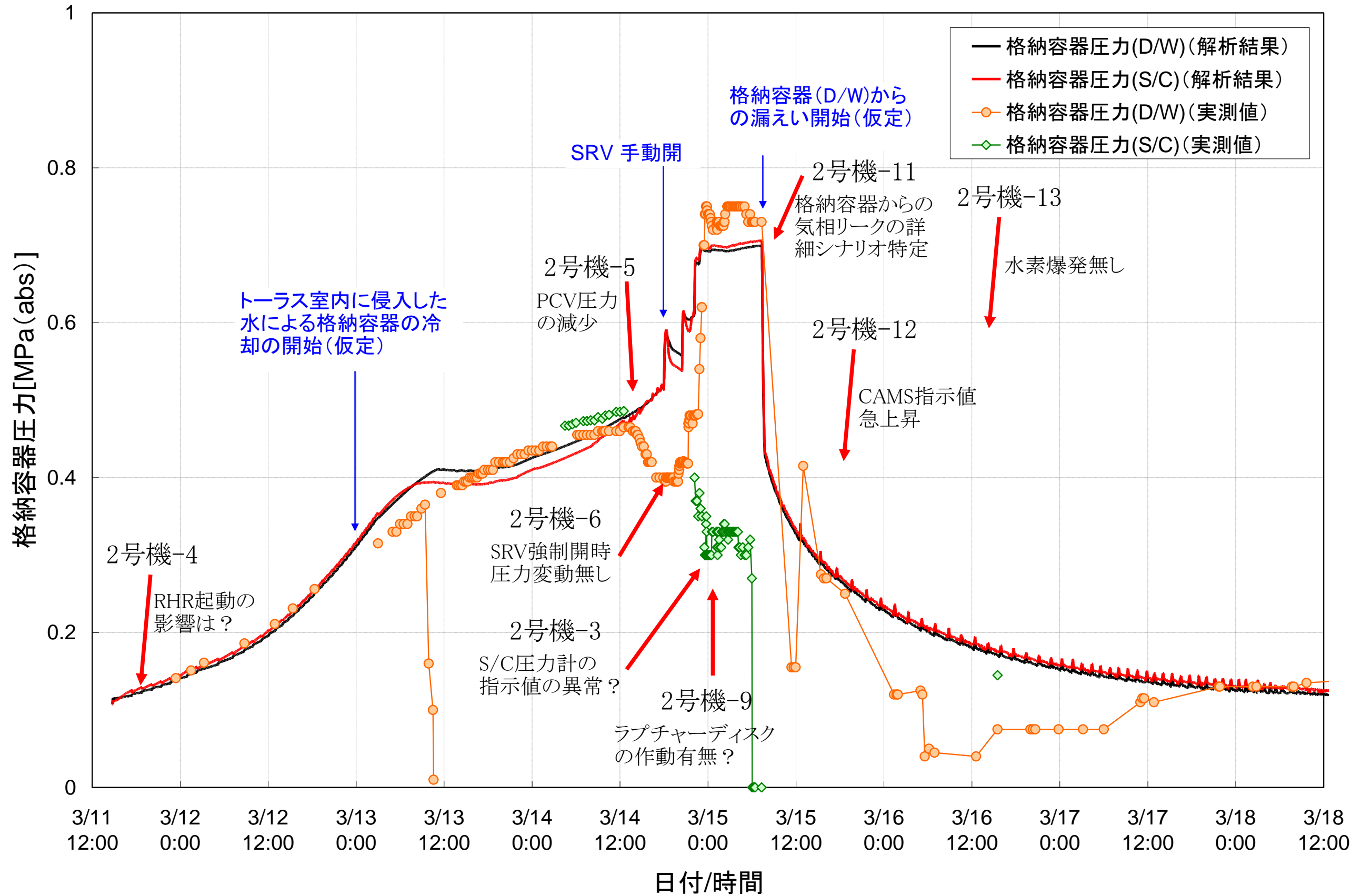


図 4.2.3 2号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

#### 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(2号機-6とも関連)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の水溫測定のチャートや、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-10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)

2号機の減圧後の原子炉圧力と格納容器圧力の挙動を再現する炉内の水蒸気と水素の発生量を検討した結果、原子炉圧力が複数回上昇下降を繰り返している期間中に、大規模な水-ジルコニウム反応が生じ、大量の水素が発生していた

可能性があることが分かった。また、4. 3. 4に示した、添付資料 2-7 にて推定した事故進展に加え、水-ジルコニウム反応によって燃料温度が上昇し、炉内の構造物が溶融することで、溶融物が原子炉压力容器の下部プレナムに落下し、水を蒸発させることによっても水-ジルコニウム反応が引き起こされていた可能性があることが分かった。

#### 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号機の原子炉压力容器は、燃料域水位計の基準水柱への水張りの結果から、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、再溶融、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. 2号機 14, 15日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について

4. 3. 7. に引き続き、2号機で14, 15日に測定された CAMS 測定値に基づき課題 2号機-12について検討を実施した。(添付資料 2-11 参照)

添付資料 2-10 では、ドライウエル及び圧力抑制室の CAMS 測定値の時間変化の傾向から、炉心損傷、炉心溶融の発生時期、原子炉・格納容器の健全性について推定を行っているが、各変動イベント時の CAMS 測定値と FP 放出量を定量的に評価することで、炉心損傷・溶融過程における格納容器内の FP 放出挙動を推定した。

その結果、圧力抑制室 CAMS の線量率は炉心損傷に伴うよう素、セシウム等の放出を考慮し、ドライウエル CAMS の線量率は15日以降ドライウエルに直接漏えいした放射性物質を想定することで再現できた。したがって、添付資料 2-10 で示した2号機の事故進展シナリオは CAMS の定量的な評価とも整合していることが示された。

#### 4. 3. 9. 炉心損傷後の SRV の動作について

共通-1 として課題設定している炉心損傷後の主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の作動状況について検討した。(1号機：添付資料 1-3、2号機：添付資料 2-12、3号機：添付資料 3-4 参照)

各号機の SRV の作動状況については、運転操作の記録、事故対応の記録、事故進展に基づく分析、SRV 設計の観点における作動可能性の評価を踏まえ検討したところ、SRV に窒素ガスを供給する系統にある電磁弁への電源供給の重要性、SRV への窒素ガス供給圧力の確保の重要性、電磁弁等で使用しているシール部からの窒素ガス漏えいを低減する取組みの重要性が示唆された。

#### 4. 3. 10. 2号機圧力抑制室の水位変化と温度変化について

4. 3. 5に引き続き、2号機の圧力抑制室の健全性に関する検討を実施した(添付資料 2-13 参照)。

添付資料 2-8 の検討により、2号機 S/C 下部に漏えい孔が存在している可能性を明らかにしたが、この検討を発展させ、S/C 水位変動と S/C 温度計指示値の関連性を考察した上で、これまでに得られた実測データから S/C 内水位変動を定量的に推定し、S/C 水位が S/C 温度計の変化に影響を与えているシナリオを明らかにした。さらに、そのシナリオを再現できる S/C 底部付近にあると考えられているリーク孔の大きさを感度解析により特定し、孔の高さ位置についても絞り込みを行った。

検討の結果、リーク孔の大きさは約  $9\text{cm}^2$  と想定されること、リーク孔の位置は O.P.512mm 以下に存在する可能性があることがわかった。

#### 4. 3. 11. 2号機の水位計挙動に基づく原子炉水位の推定

1号機と同様に、最終的に指示不良を起こしたと考えられる2号機の水位計の挙動に基づいて、原子炉内の状態に関する情報を得る課題、共通-3、及び、原子炉注水量に関する課題、共通-2 について検討を実施した。(添付資料 2-14 参照)

これまでも着目してきた、2号機で炉心損傷・炉心溶融が進展した時期(3月14日の夜)について、燃料域水位計指示値等のプラントパラメータの実測値に基づいて、実際の原子炉水位の変動に関するシナリオを推定した。さらに、推定した水位変動シナリオを前提に、原子炉圧力に応じた注水量等を変化させて、想定される原子炉水位の範囲を評価した。

その結果、3月14日18時頃の原子炉減圧以降、22時40分頃までは、原子炉水位は有効燃料底部(BAF)を下回る結果となった。一方、20時30分頃から21時20分頃にかけて観測された原子炉圧力の上昇は、溶融物が下部プレナムへ落下すること等によって生じた可能性はあるものの、観測された圧力上昇の速度が緩やかであったこと等も含めて考えると、原子炉水位がBAFに到達しない状況では、現状、この圧力上昇を明確に説明できるシナリオを推定できていない。このため本検討結果は、原子炉水位が低めに推移したシナリオとして

事故進展の推定に活かすこととしたい。

#### 4. 3. 1 2. 2号機の原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかったことの原因の推定

1号機-9に関連し、1号機のRCW（原子炉補機冷却水系）系統周辺で高線量率が確認されている要因は、格納容器底部に落下した燃料デブリによりRCW配管が損傷し、系統内に放射性物質が拡散したためと推定している。（添付資料1-9）

一方、2号機のRCW系統周辺では1号機のような高線量率が確認されていない。2号機の状況について、燃料集合体の一部が圧力容器から格納容器底部に落下したと考えられること、RCW系統が電源喪失に伴い自動で隔離される設計にはなっていないことといった1号機との類似点があるにもかかわらず、RCW系統の状況が異なるということで、その要因について検討した。（添付資料2-15参照）

2号機の格納容器内部調査の結果を踏まえ検討した結果、2号機のRCW系統は、格納容器底部に溜まる堆積物により損傷を受けなかったために、RCW系統内に汚染が拡散しなかったものと推定した。

#### 4. 3. 1 3. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

2号機のD/W圧力は、3月14日23:30頃から15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、以降は一旦計測が途切れ、15日11:20に計測が再開された際には0.155MPa[abs]まで低下していた。発電所から北西方向に広がる土壤汚染については、2号機からの放出が影響している可能性が考えられ、格納容器からの気相漏えい（2号機-11）とも関連すると考えられる、この大きな圧力低下の要因を検討した。（添付資料2-16参照）

格納容器からの気相漏えいにより減圧した可能性と、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧した可能性を想定し、それぞれのシナリオの成立性を検討した。格納容器からの気相漏えいより減圧したと考えると、熱的な損傷によりトップヘッドフランジ以外にも大規模な漏えいがあったと考える必要があり、15日12:00頃以降のD/W圧力の増減、現在の2号機の格納容器の気密性が比較的高いこと、及び、オペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことについては、観測事実との整合性の説明が困難であることが分かった。一方、他建屋からの水の流入等によって、トラス室の水位がS/Cプールの水位を超えて上昇し、S/Cの気相部の冷却が促進されて水蒸気の凝縮が進んだ等の要因により、気相漏えいに加えて格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したと考えると、観測事実との整合性を説明しやすくなることが分かった。

#### 4. 3. 14. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

2号機で使用していた格納容器圧力計のうち、アクシデントマネジメント(AM)用S/C圧力計は3月13日3時にバッテリーを接続し電源を復旧したが、ダウンスケール(DS)あるいはD/W圧力と乖離した低い指示値を示しており、現実の圧力を反映していなかった可能性が高い。S/C圧力計は事故時のプラント挙動を把握するための重要な計器であり、これらの異常な挙動に関する課題(2号機-3)について検討した。(添付資料2-17参照)

AM用S/C圧力計が異常な挙動を示した要因として、①機械的要因、②測定原理に関する要因、③電氣的的要因の3つを洗い出し、各要因の可能性を検討した。①について、地震、他号機の爆発及び津波の衝撃によって圧力計本体が機械的に損傷した可能性は低いと推定した。②について、圧力の検出元である凝縮槽配管内水の減少又は喪失によって異常な挙動を示した可能性は低いと推定した。③について、圧力計の水没により内部に海水が浸入して端子部に電氣的異常が発生することによって、DSや指示値の低下を示すことは十分に可能性があるかと推定した。

以上の検討結果から、圧力計の水没によって発生した電氣的的要因が、異常な挙動の主要因であると推定した。

#### 4. 3. 15. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について

2号機では、炉心損傷前に格納容器雰囲気モニタ系(CAMS)による格納容器内(D/WおよびS/C)の線量率測定を開始できたことから、炉心損傷前後の格納容器内の線量率変化をとらえることができている。この測定値と事故進展のかかわりについては、2号機-12として課題設定している。

2号機は1、3号機と同様に、ほぼ100%炉心損傷に至ったものと推定しているものの、2011年4月27日に公表された炉心損傷割合の評価値は35%であり、事故進展から推定される炉心損傷の程度と、事故前に用意されていたCAMS測定値から評価される炉心損傷割合は大きく異なっているように見える状況である。また、D/WとS/CのCAMSの測定値についてみると、1桁程度S/C側が低い値となっている傾向についても、事故前に用意していた評価結果とは異なる傾向である。

CAMSの測定値は、事故進展の状況を把握する上で重要なデータであるため、これらの要因について検討した(添付資料2-18)。

検討の結果、Mark-I格納容器の幾何形状およびCAMS線量計の設置位置による影響を適切に反映していないことが原因で、事故前に用意していたCAMS測定値から評価される炉心損傷割合が、過小評価する傾向にあることがわかつ

た。

#### 4. 3. 16. 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。また、「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」および「4. 3. 8. 2号機 14, 15日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について」により、合理的な原子炉減圧後の炉心損傷・炉心溶融に至る事故進展シナリオを見出すことができた。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としたい。

## 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。したがって、1、2号機とは直流電源の有無という意味で大きく異なる状況であった。

#### 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、16時16分より注水を開始した。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、およびライン切り替え時の弁操作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（高圧注水系（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：検討中（添付資料3-7））

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。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おり、そのようなトリップ動作を伴うタービン排気圧高の条件でタービンがトリップしたものと推定している。（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、RCICの再起動操作が完了しない中、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、ろ過水タンクを水源としてS/Cスプレーを開始した。

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スプレー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あり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、供給源である窒素ポンベや不活性ガス (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。窒素ポンベや 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した結果を添付資料 3-4、3-13 にまとめている。(共通-1：検討完了 (添付資料 3-4、3-13))

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踏まえて、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) の指示値は有効燃料頂部 (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, 3-3, 3-4, 3-9))

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、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。(3号機-6:検討完了(添付資料3-3, 3-4))なお、この検討を通じて、原子炉の急速減圧前に炉心損傷は始まっていることが明らかとなっている。このことは、急速減圧前の格納容器圧力上昇は原子炉から格納容器に放出された水素によるものであることを示唆している。

#### 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:検討中(添付資料3-9))

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溶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, 3-4))

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、燃料の過熱および溶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：検討中(添付資料 3-11, 3-12))

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：検討完了(添付資料 3-8, 3-11, 3-12))

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：検討完了(添付資料3-8、3-11、3-12))

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の外、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：検討完了(添付資料3-8、3-11、3-12))

解析によると、FPの放出について、希ガスは原子炉圧力容器から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、原子炉圧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圧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、平成29年7月の格納容器内部調査やミュオン測定による結果を踏まえれば、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踏まえ、検討を進める必要がある。(共通-10：検討中(本文7章、添付資料4、5))

## 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号機と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ったためである。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：検討完了（添付資料 3-6））

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。

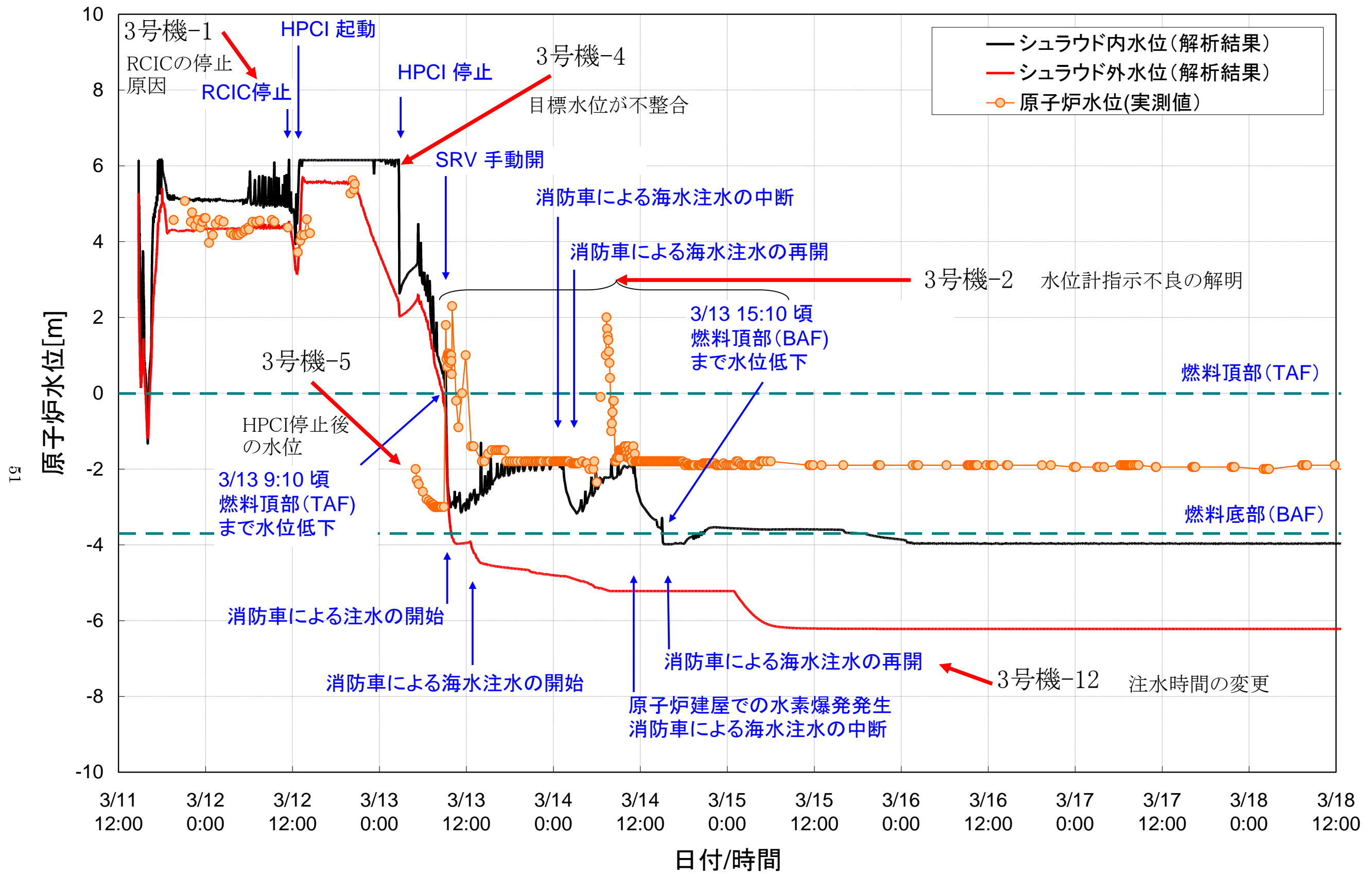


図 5.2.1 3号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

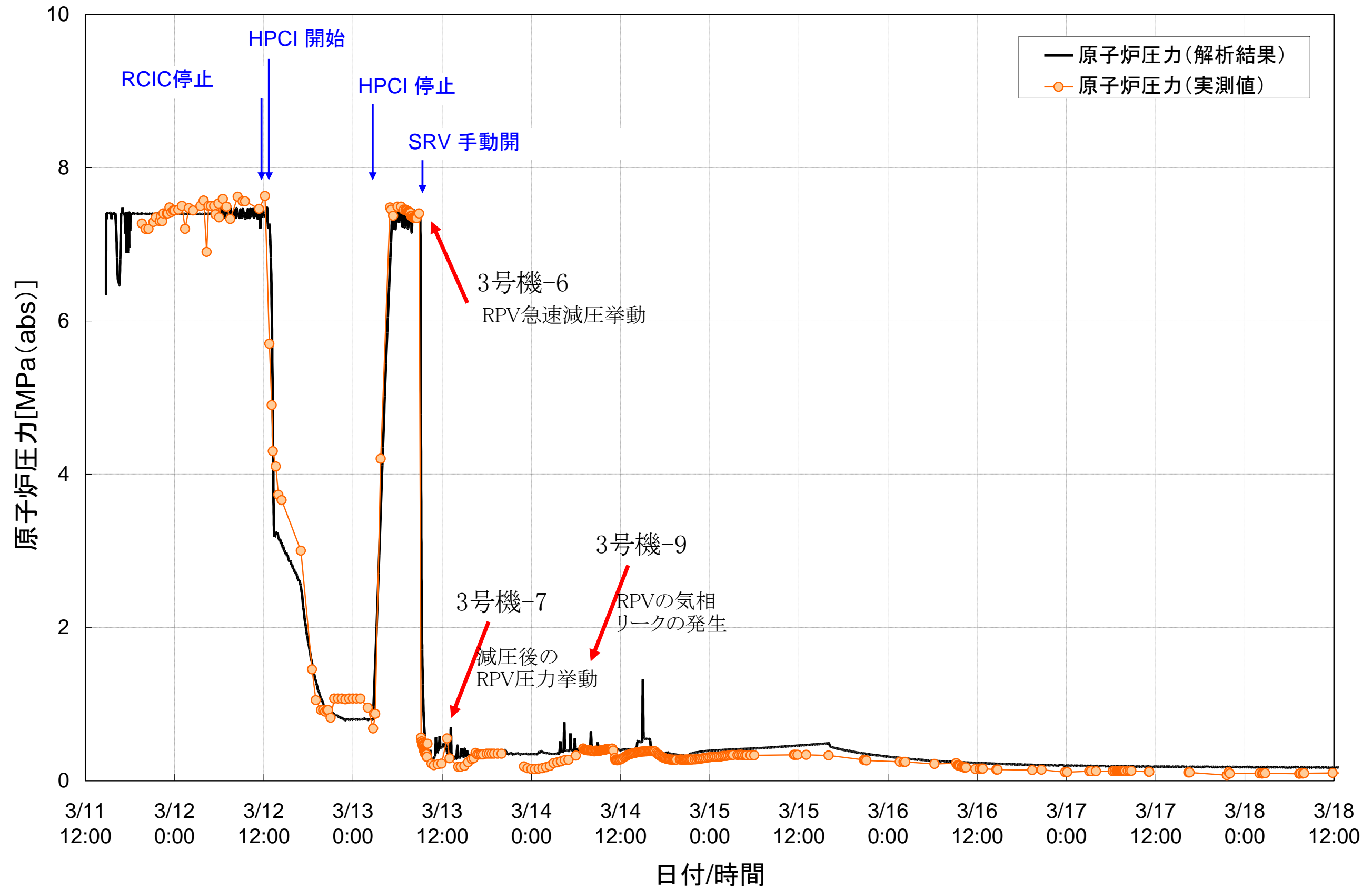


図 5.2.2 3号機の原子炉圧力挙動から抽出された課題



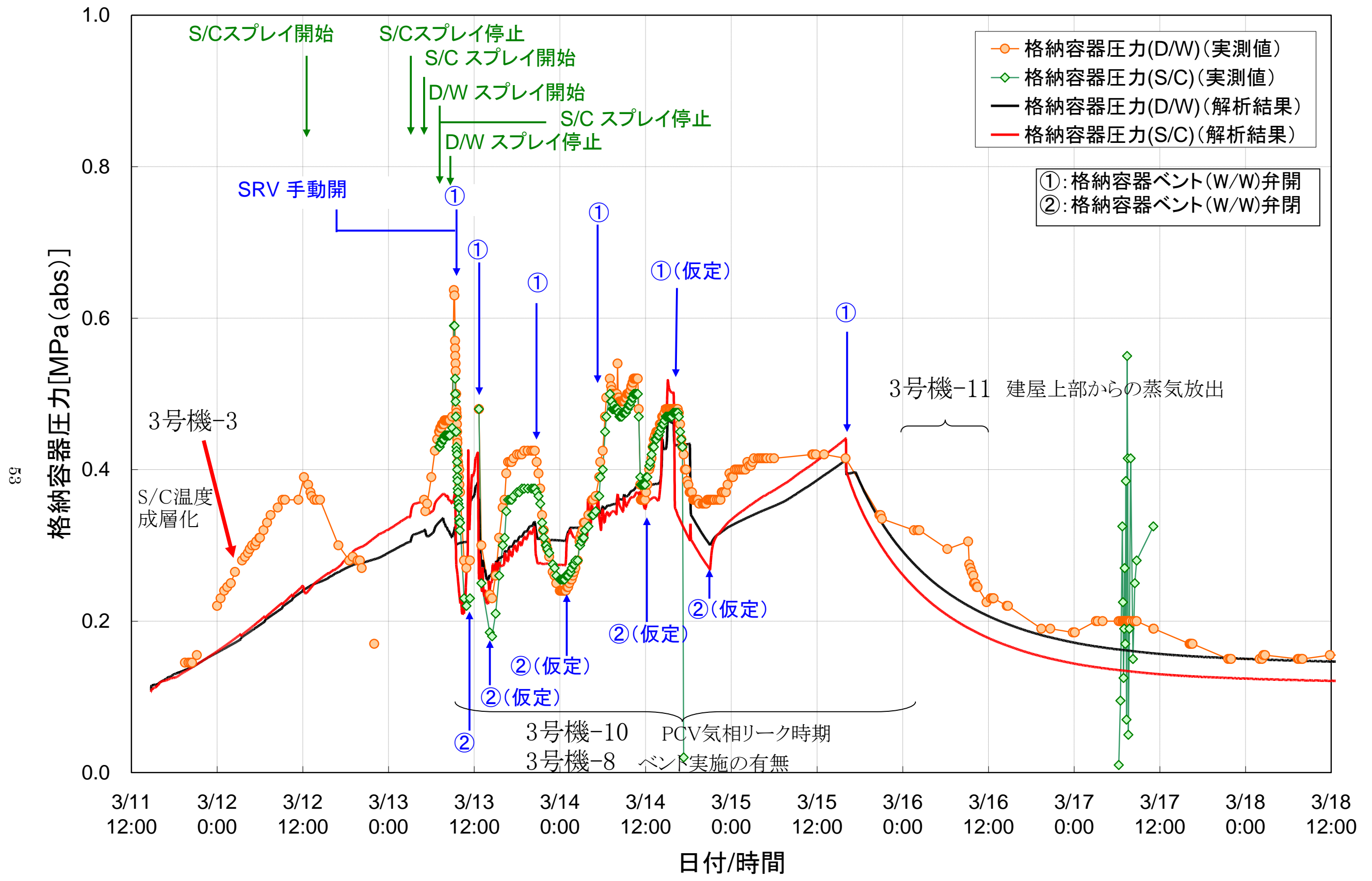


図 5.2.3 3号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

### 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来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、当該期間後の原子炉圧力の推移（3号機-7）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. 3/11～3/12 の 3 号機の格納容器圧力の上昇要因について

3 月 11～12 日における 3 号機の格納容器圧力の上昇速度が、崩壊熱から予測される速度より早いことについての課題 (3 号機-3) について検討した。(添付資料 3-7 参照)

格納容器圧力の上昇速度が速くなるのは、ドライウェル、圧力抑制室のど

明らかに圧力上昇の要因があったためと考えられる。ドライウェルに圧力上昇の要因があった可能性については、原子炉圧力容器からドライウェルへの漏えいが起こっていたことが考えられるが、解析で格納容器圧力の上昇を再現するほどの大量の漏えいを想定した場合、3月12日12時過ぎから実施した圧力抑制室スプレイに伴う圧力の低下を再現できず、当該の可能性は低いと考えられる。一方、圧力抑制室プールの温度成層化の可能性について、RCICおよびSRVの排気口を模した排気試験においてそれぞれ温度成層化の傾向が確認できた。また、RCICの排気口はプール表層に位置していることからより温度成層化を促進すると考えられるが、3号機ではRCICが停止しないよう原子炉への注水量を調整し連続作動させていたため、温度成層化が促進されたと考えられる。したがって、3号機では圧力抑制室プールの温度成層化に伴い、格納容器圧力の上昇が早くなった可能性が高いことがわかった。

#### 5. 3. 6. 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

3号機では格納容器圧力を低下させるために複数回ベントを実施しているものの、建屋の水素爆発以降は建屋からの直接放出の状況も確認できる。ベントの成否も含めた放射性物質の放出挙動はお互いに関連していると考えられることから、課題3号機-8、3号機-10、3号機-11について、3月15、16日に着目し、当該の3課題について総合的に検討を行った。(添付資料3-8参照)

格納容器圧力の変化、福島第一ライブカメラや当時の現場の状況などから検討した結果、13日9時、12時頃のベントは成功したと考えられるものの、それ以降に実施したベントは成功していない可能性が高く、少なくとも15日の朝には格納容器の健全性を喪失し、放射性物質を放出する状態になっていたと考えられる。この原因となる漏えい口は継続的な格納容器からの放出を引き起こし、3号機は最終的には大気圧まで圧力が低下したと考えられる。したがって、着目した15、16日については、ベントではなく格納容器からの直接放出が環境汚染につながったと可能性が高いことがわかった。

#### 5. 3. 7. 3号機の水位計挙動に基づく原子炉水位の推定

1号機、2号機と同様に、最終的に指示不良を起こしたと考えられる3号機の水位計の挙動に基づいて、原子炉内の状態に関する情報を得る課題、共通-3及び3号機-2について検討を実施した。(添付資料3-9参照)

3号機で炉心損傷・炉心溶融が進展した時期のうち、水位計指示値がほぼ一定値を示すまでの期間(3月13日4時～14時)に得られたプラントパラメータの実測値に着目し、原子炉水位の挙動を推定した。その結果、3号機では3月13日9時頃の原子炉減圧より前に、原子炉水位はすでにBAF付近まで低下し

ており、原子炉減圧に伴う減圧沸騰によって水位はさらに低下し、以降、消防車等による注水がなされたものの、水位を炉心部まで回復させるには至らなかったものと推定した。この推定は、これまでに他の検討で推定していた事故進展シナリオ（添付資料 3、添付資料 3-3 参照）とも整合するものであり、こうした情報を事故進展の推定に活かすこととしたい。

#### 5. 3. 8. 3号機ベントガスの4号機への回り込みに関する検討

4号機の水素爆発の発生メカニズムに関する課題、共通-11 について、3号機のベントガスの回り込みの程度の観点から検討した。（添付資料 3-10 参照）

従来の概略評価<sup>[7]</sup>とは異なり、設計情報に基づいてベント配管等の流路全体をモデル化し、熱流動解析コードによってベントガスのうち4号機に流れ込んだ割合を評価した。また、解析の初期条件となるベント時の3号機格納容器内の水素量等の状態は、事故解析コードの結果を用いず、当時のプラントパラメータの実測値に基づいて推定した。

その結果、水素を大量に含むベントガスの約 35%が4号機に流入する結果が得られ、この水素の流入が4号機原子炉建屋の爆発に繋がった可能性が高いことを改めて確認した。

#### 5. 3. 9. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

3号機では津波到達以降も直流電源が生きていたことで、3月11日 17:15～12日 20:00 の限られた期間ではあるものの、S/C 水位のデータが採取されている。S/C 水位の情報は、水素発生量の推定や、燃料デブリが D/W 床に落下した際の D/W 蓄水状況の推定に活用できるもので、13日 9 時頃の原子炉減圧以降の事故進展（格納容器ベント、圧力容器／格納容器からの気相漏えい、水素爆発など、3号機-8、9、10 と関連）や、燃料デブリの冷却状態を推定する上で重要な情報であるため、これを推定した。（添付資料 3-11 参照）

S/C 水位の実測値および格納容器圧力の変化をもとに、データの無い13日 9 時頃の S/C 水位を検討した結果、S/C 水位はそれまでに実施された S/C スプレイ等の影響により、S/C 底部から約 7m と、真空破壊弁を超える高い位置にあったものと推定した。この推定結果から、後の13日 20:40 頃からの D/W 圧力が低下した際に S/C プールの水が D/W 側に移行し、RPV から落下した燃料デブリの冷却に寄与した可能性が示唆された。これは現在の3号機の D/W 内の状態（水位が高いこと、ペDESTAL 内の堆積物の高さが高いこと）とも関連している可能性が考えられる。

#### 5. 3. 10. 3号機原子炉減圧後の事故進展について

5. 3. 9のS/C水位の推定結果等を踏まえ、3月13日9時～14日0時までの3号機の事故進展(3号機-8、9、10と関連)について更なる検討を実施した。(添付資料3-12参照)

圧力容器の気相漏えい面積、SRV開弁数といった事故進展シナリオ上重要なパラメータの取りうる範囲を解析によって評価し、実測値の傾向を再現できる事故進展シナリオとして、(1)13日9時頃のADS作動以降、12時頃までの間に、SRVの6弁開は維持できなくなっていた可能性が高いこと、(2)ADS作動とほぼ同時期に圧力容器からD/Wへの気相漏えいが生じていた可能性が高いこと、(3)13日16時40分頃にはD/Wから気相漏えいが生じていた可能性が高いこと、(4)13日20時40分頃からのD/W減圧には、RPV内下部プレナム水の枯渇が影響した可能性が高いこと、などを推定した。

#### 5. 3. 11. 3号機RCIC運転中のプラント状態の検討

3号機の津波到達後のRCIC運転は、原子炉水位変化に伴う起動停止によるバッテリーの消費を抑えるため、水源であるCSTへの戻りラインを活用するなど、原子炉への注水量を調整したものであった。この期間の原子炉圧力は、単純なSRVの作動による変化とは異なる挙動、具体的には大きな圧力変化と小さな圧力変化が混在し、繰り返す挙動が測定されている。この原子炉圧力挙動に着目して当時のプラント挙動を検討した。(共通-1と関連)(添付資料3-13参照)

RCIC動作実績の確認、原子炉圧力挙動を再現する解析などを通じて、RCIC運転期間の原子炉圧力の挙動は、開閉モードの特定はできないもののSRV経由の蒸気放出、及びRCICからRPVへの注水に伴う減圧効果を反映したものという従来の認識と整合することを確認した。

#### 5. 3. 12. 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. サンプルの分析による事故状況の把握

福島第一原子力発電所 1~3 号機原子炉建屋内外で採取した放射性微粒子のサンプルからは、ウランを含む粒子が検出されている。これら粒子は、燃料が過熱し、燃料および構造材が反応し、溶融するといった事故の進展に伴い生成したものと考えられる。従って、粒子の組成や組織は生成当時の粒子近傍の情報、つまり事故進展の理解に役立つ情報を残している可能性がある。また、粒子生成に至るまでの冷却状態に応じて異なる組成・組織を取るものと考えられ、圧力容器／格納容器内に分布する燃料デブリの性状の理解に役立つ情報を含むものと考えられる。

図 6.1 に、放射性微粒子や燃料デブリが事故の進展に伴い生成、移動する様子を示す。原子炉建屋内外に広がる放射性微粒子の分析から、事故当時の状況、現在の燃料デブリの性状に関する情報を得ていくことが重要である。

現場サンプルの分析結果については、分析の都度公表しているが、本報告書では共通-10「炉心損傷状況とデブリ位置について」と関連する内容として、事故進展や燃料デブリの性状に対する理解を深めることに繋がる情報を添付資料 5 として整理した。

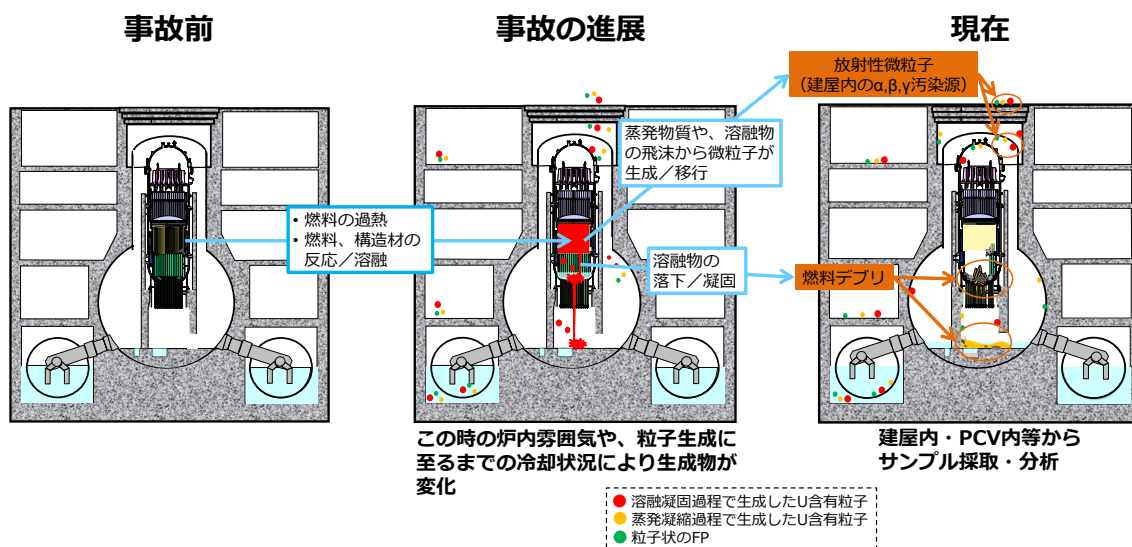


図 6.1 放射性微粒子、燃料デブリの性状と事故進展の関係



## 7. 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定

当社は、事故以降1～3号機の炉心・格納容器の状態を推定する取り組みを継続しており、2016～2017年度においては、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）およびエネルギー総合工学研究所（IAE）が取組む「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業と協働して取り組んだ。したがって、図 7.1.1、7.2.1、7.3.1 に示す図は、当該事業の成果を含むものである。当該事業終了後も引き続き当社にて継続して推定を行っている。

### 7. 1. 1号機の炉心・格納容器の状態について

炉心スプレイ（CS）系及び給水系からの注水によ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。水位計の校正結果から、原子炉压力容器内の水位は、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。また、1号機は平成23年12月よりCS系による注水を開始したが、同年8月の時点においてほとんどの観測点で100℃を下回っていた。加えて、平成27年に実施したミュオン透過法による測定の結果からは、炉心部に大きな燃料の塊がないとの結果を得ている。（添付資料4）

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7.1.1に示すとおり、事故後溶融した燃料はほぼ全量が原子炉压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、格納容器下部のコンクリート内に留まっているものと考えられる。

一方、D/W内水位については、平成27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1.9m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)

## 7. 2. 2号機の炉心・格納容器の状態について

CS系及び給水系からの注水によ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。平成28年に実施したミュオン透過法による測定の結果からは、原子炉圧力容器底部に落下した燃料が残存している可能性が示されている。また、平成29年1、2月に実施した格納容器内部調査において、プラットフォーム上のグレーチング欠損の状況などから、原子炉圧力容器底部の穴はそれほど大きくなく、また中央部およびその周辺部に存在するものと考えられる。さらに、平成30年1月に実施した格納容器内部調査では、格納容器底部のペDESTAL内壁側に上部タイププレートが確認され、圧力容器底部が損傷したことを示す情報が得られた。ただし、格納容器底部にあるケーブルトレイをはじめとした構造物に目立った損傷がみられないことから、格納容器底部にある堆積物は金属を多く含むものと考えられる。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7.2.1に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧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26年6月に実施した格納容器内部の監視計器設置作業にて、滞留水の水位を確認した結果、D/W床上約30cm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（O.P.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)

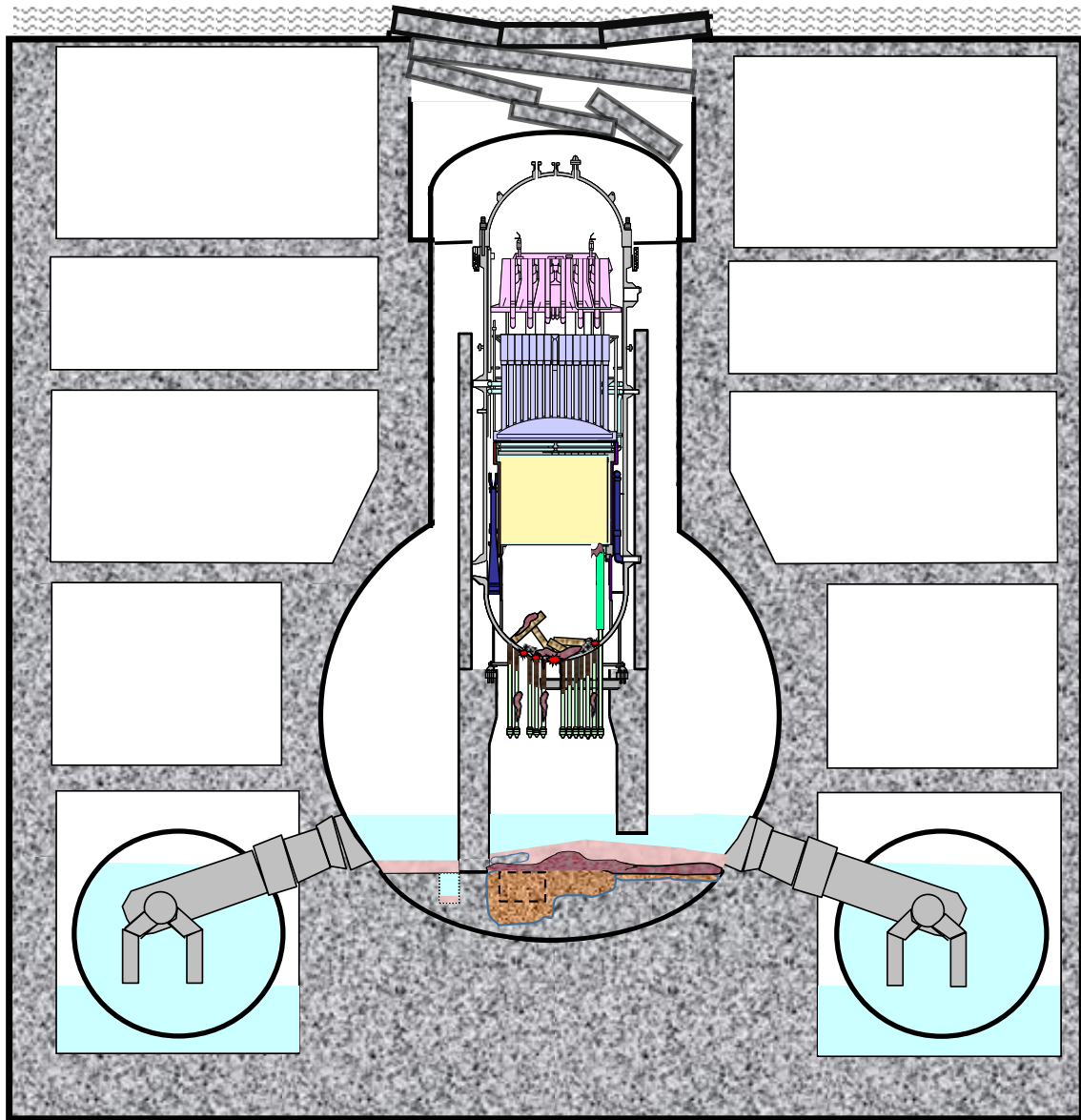
### 7. 3. 3号機の炉心・格納容器の状態について

CS 系及び給水系からの注水によ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。平成 23 年 11 月 11 日時点での原子炉圧力容器の温度は 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。平成 29 年に実施したミュオン透過法による測定の結果から、炉心部に大きな燃料の塊がなく、原子炉圧力容器底部には一部の燃料が残っている可能性が考えられる(添付資料 4)。平成 29 年 7 月に実施した格納容器内部調査から、2 号機と比較してペDESTAL 内の損傷が進んでいる様子が確認できており、格納容器に落下した燃料の量は、2 号機と比較して多いものと考えられる(添付資料 4)。MAAP4 解析では、3 号機は原子炉圧力容器の破損無し、MAAP5 解析では、3 号機は原子炉圧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圧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 7.3.1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧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、D/W 内水位については、平成 27 年の格納容器内部調査により約 6.3m であることが確認された。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。現在は、令和4年3月16日に発生した地震の影響や注水停止試験の実施などにより、約5mとなっている。

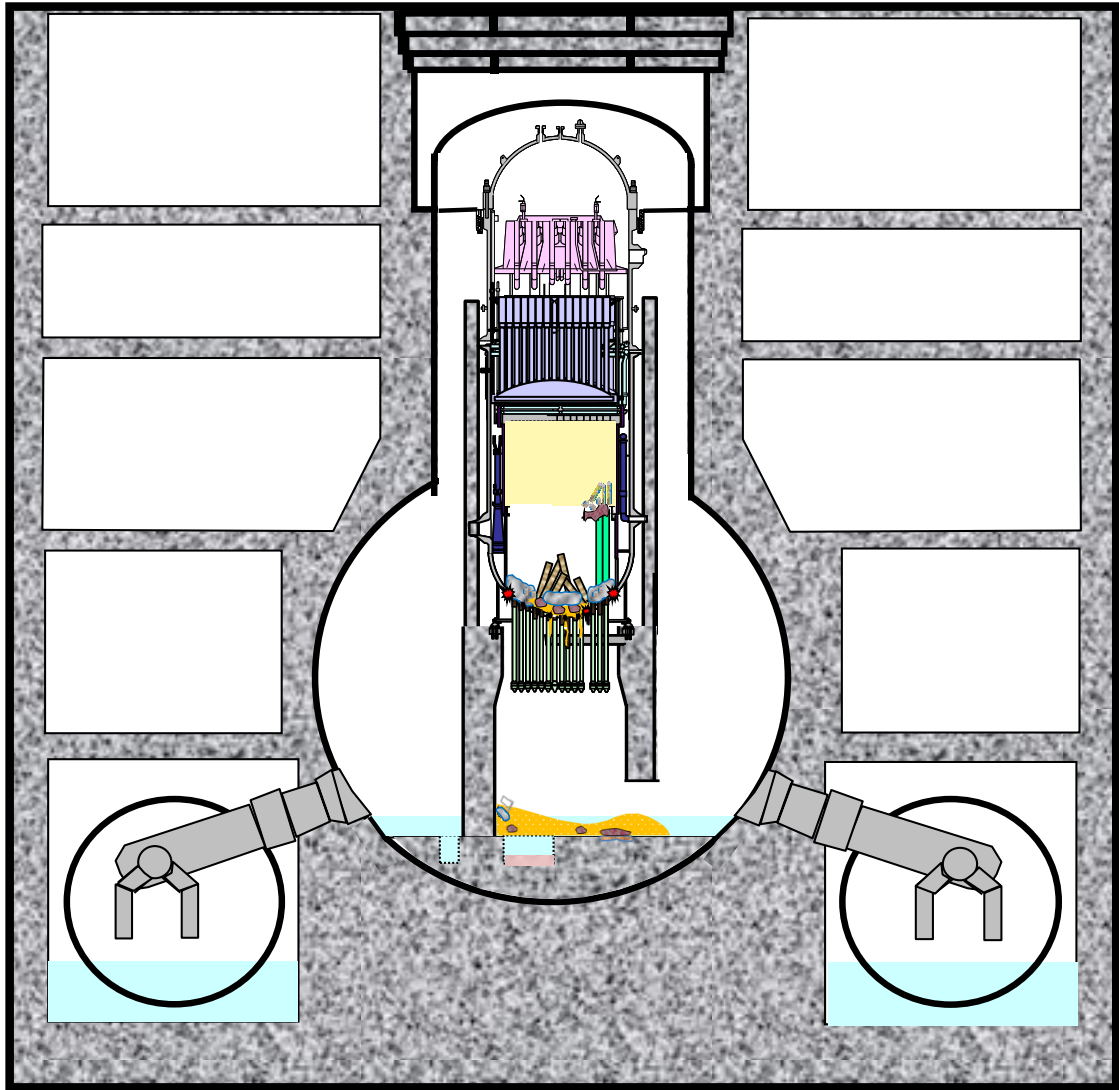


凡例

- |  |  |  |
|--|--|--|
|  酸化物デブリ (多孔質) |  粒子状デブリ     |  コンクリート混合デブリ |
|  CRGT         |  破損したCRGT   |  CRD         |
|  CRD (内部にデブリ) |  シュラウド      |  破損したシュラウド   |
|  RPV破損口       |  堆積物 (材質不明) |  |

図 7.1.1 1号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した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表すものではない。

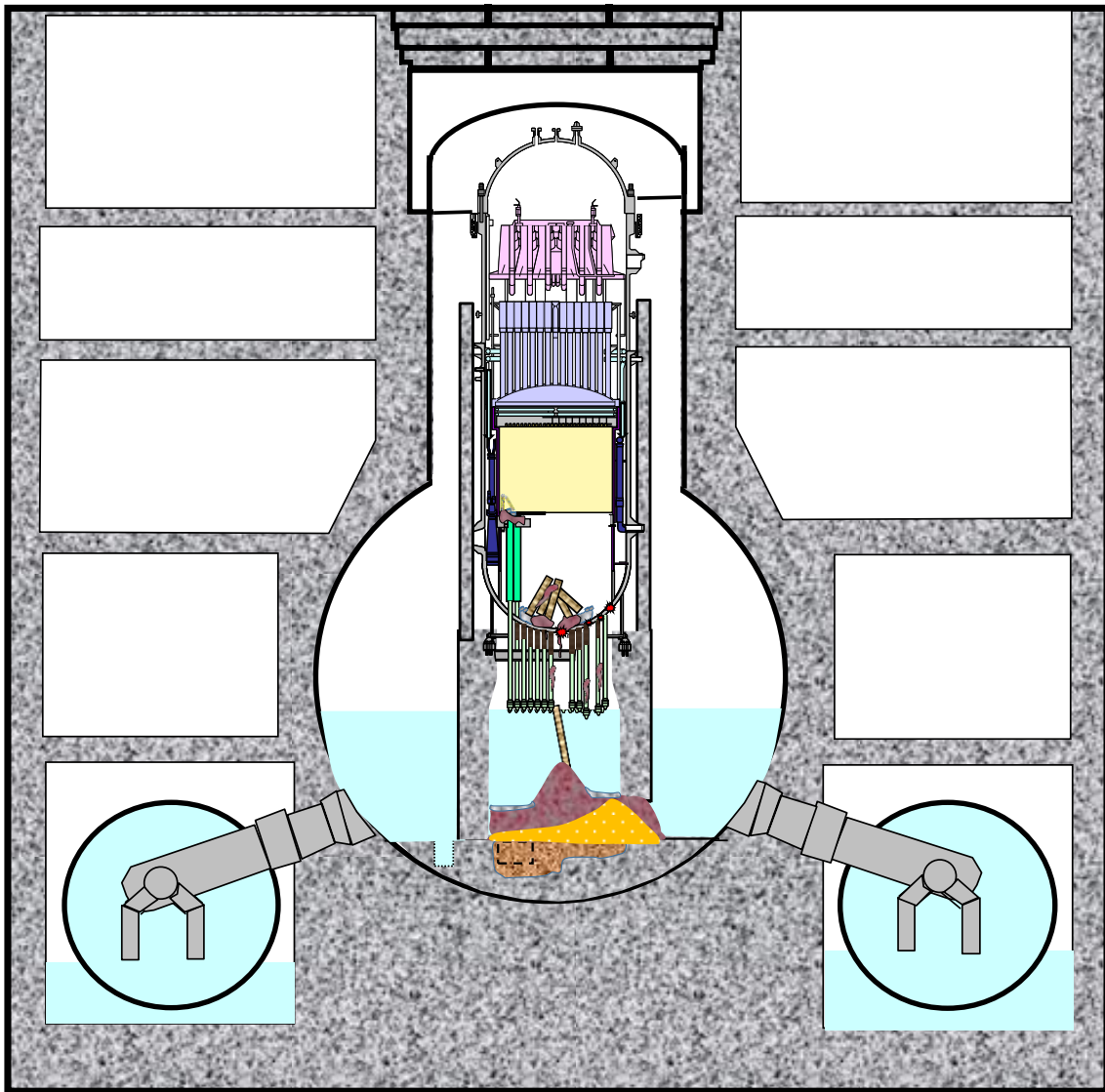


凡例

- |                 |              |              |
|-----------------|--------------|--------------|
| 残留燃料棒及びその残骸     | 酸化物デブリ (多孔質) | 粒子状デブリ       |
| 燃料デブリ (金属を多く含む) | コンクリート混合デブリ  | CRGT         |
| 破損したCRGT        | CRD          | CRD (内部にデブリ) |
| シュラウド           | ペレット         | RPV破損口       |
| 上部タイプレート        | 堆積物 (材質不明)   |              |

図 7.2.1 2号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した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表すものではない。



凡例

- |                 |              |              |
|-----------------|--------------|--------------|
| 残留燃料棒及びその残骸     | 酸化物デブリ (多孔質) | 粒子状デブリ       |
| 燃料デブリ (金属を多く含む) | コンクリート混合デブリ  | CRGT         |
| 破損したCRGT        | CRD          | CRD (内部にデブリ) |
| シュラウド           | ペレット         | RPV破損口       |

図 7.3.1 3号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した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表すものではない。

## 8. 安全対策との関係

### 8. 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ったため、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)が起これ、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。

## 8. 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。

## 9. 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。

## 10. 補足（本報告書におけるO.P.表記の取扱いについて）

福島第一原子力発電所においては、地震の影響で地盤が沈下していることを踏まえ、機器や設備の設置高さなどについて、従来のO.P.（小名浜港工事基準面）を基準とした表記を使用せず、T.P.（東京湾平均海面）表記に統一することとしている。

ただし、本報告書においては以下の理由により、震災前の基準に基づくO.P.表記をそのまま使用している。

- ・本取組みは事故の分析を目的としたものであり、現在のプラントの工事や管理を目的したものではないため、O.P.表記を使用した場合にも問題が生じることはない。
- ・本取組みにおいては、機器や設備の設置高さなど位置の目安としてO.P.表記

を使用しているが、検討の対象としている震災後約1～2週間時点での地盤の沈下量は見積もることができておらず、また O.P.に対する機器や設備の設置高さの値が変わることにより検討の結果が変わるものはない。

なお、本取組みの検討内容を今後の福島第一原子力発電所の実業務へ適用する場合は、以下の式を用いて震災前の O.P.表記から T.P.表記への換算が必要となる。

1号機タービン建屋：「震災前の O.P.表記」－1457mm

2号機タービン建屋：「震災前の O.P.表記」－1452mm

3号機タービン建屋：「震災前の O.P.表記」－1437mm

4号機タービン建屋：「震災前の O.P.表記」－1439mm

1～4号機原子炉建屋：「震災前の O.P.表記」－1436mm※

(※原子炉建屋の換算については、現在、構内基準点の測量結果で代替している。)

#### 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
- (別冊2) 福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について

#### 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5) サンプル分析による事故状況の把握
- 
- (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 地震津波-2) 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討
- (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号機の測定データ、及び既往の解析結果による事故進展の推定について
- (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 1-8) 溶融燃料の炉心下部への移行挙動
- (添付資料 1-9) 1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の推定について
- (添付資料 1-10) 1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析

- (添付資料 1-11) 空間線量率モニタリングデータに基づく 1号機事故進展の推定
- (添付資料 1-12) 1号機原子炉建屋 1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定
- (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号機の圧力抑制室 (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 2-11) 2号機 14,15日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について
- (添付資料 2-12) 炉心損傷後の SRV の動作について
- (添付資料 2-13) 2号機の圧力抑制室 (S/C) の水位変化と温度変化について
- (添付資料 2-14) 2号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定
- (添付資料 2-15) 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定
- (添付資料 2-16) 3月 15日午前中における 2号機格納容器圧力の低下について
- (添付資料 2-17) 2号機 3月 14日 21時以降の S/C 圧力計の挙動について
- (添付資料 2-18) Mark-I 格納容器の炉心損傷割合の評価手法について
- (添付資料 3-1) 3号機の高圧注水系作動時における原子炉圧力について
- (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 12時頃の原子炉圧力の挙動について
- (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
- (添付資料 3-7) 3/11~3/12の 3号機の格納容器圧力の上昇要因について
- (添付資料 3-8) 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
- (添付資料 3-9) 3号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位挙動の推定

- (添付資料 3-10) 3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価
- (添付資料 3-11) 3号機圧力抑制室水位にかかる検討
- (添付資料 3-12) 3号機原子炉減圧後の事故進展について
- (添付資料 3-13) 3号機 RCIC 運転中のプラント状態の検討