# 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4回進捗報告

## 平成 27 年 12 月 17 日

東京電力株式会社

1. はじる	めに		1
1. 1.	これま	そでの取組み	1
1. 2.	安全来	†策の継続的な改善	1
1. 3.	福島第	第一原子力発電所事故の包括的な分析	1
1.4.	本報台	「書について	2
2. 地震	・津波の発	き生とその影響	6
2. 1.	地震0	)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号榜	幾の事故進	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.	溶融燃料の炉心下部への移行挙動	. 21
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	. 21
3.	3. 8.	その他の検討	. 22
3.4.	1 号榜	きのまとめ	. 22
4.2号标	幾の事故進	基展に関する検討	. 23
4. 1.	検討の	)進め方	. 23
4. 2.	2 号榜	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	. 23

目次

4.2.	<ol> <li>地震から津波到達まで</li></ol>	. 23
4.2.	<ol> <li>2. 津波到達から原子炉水位上昇まで</li> </ol>	. 23
4.2.	<ol> <li>原子炉水位上昇から RCIC 停止まで</li> </ol>	. 24
4.2.	4. RCIC 停止から SRV による強制減圧まで	. 25
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	. 26
4.2.	6. 格納容器圧力の低下開始から3月18日まで	. 27
4.2.	7. その他	. 28
4. 3.	2号機の抽出された課題に対する検討結果	. 33
4. 3.	1. RCIC の直流電源喪失時の挙動について	. 33
4. 3.	<ol> <li>2. 津波到達後の RHR の系統の状況について</li> </ol>	. 33
4. 3.	<ol> <li>RCIC 停止後の格納容器圧力の低下について</li> </ol>	. 33
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	. 34
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	. 34
4. 3.	6. 原子炉減圧後の原子炉圧力の上昇について	. 34
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	. 34
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	動に
ついて		. 35
4. 3.	9. 炉心損傷後の SRV の動作について	. 35
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	. 35
4. 3.	11. その他の検討	. 36
4.4.	2 号機のまとめ	. 36
5.3号機の	)事故進展に関する検討	. 37
5. 1.	検討の進め方	. 37
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	. 37
5.2.	<ol> <li>地震から津波到達まで</li> </ol>	. 37
5.2.	<ol> <li>2. 津波到達から RCIC 停止まで</li> </ol>	. 37
5.2.	3. RCIC 停止から HPCI 停止まで	. 39
5.2.	<ol> <li>HPCI 停止から原子炉圧力の減圧まで</li> </ol>	. 39
5.2.	5. 原子炉圧力の減圧から原子炉建屋爆発まで	. 41
5.2.	<ol> <li>原子炉建屋爆発から3月下旬まで</li> </ol>	. 42
5.2.	7. その他	. 43
5. 3.	3号機の抽出された課題に対する検討結果	. 48
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	. 48
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	. 48
5.3.	3. RCIC の停止原因について	. 49
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	. 49

1	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	49
	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	50
	5.	3.	7.	その他の検討	50
5.	4		3号	機のまとめ	50
6.	1	$\sim 3$	号機	の炉心・格納容器の状態の推定	52
6.	1		1号	機の炉心・格納容器の状態について	52
6.	2	•	2号	機の炉心・格納容器の状態について	52
6.	3	•	3号	機の炉心・格納容器の状態について	53
7.	安	全対	策と	の関係	58
7.	1		イベ	シトツリー分析について	58
7.	2		安全	対策の考え方	59
8.	ま	とめ			60
参考	文献				60
別冊資	資料	一覧			61
添付資	資料	一覧			61

#### 1. はじめに

#### 1.1. これまでの取組み

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、学術界による解明が 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、3-7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。



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

 $\mathcal{O}$ 

#### 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Ss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、未解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℃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℃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、水ージルコニウム反応により非凝縮性ガスである水素

<sup>&</sup>lt;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: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の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。

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。

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も、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も、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。

主に水ー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:検討完了(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)

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考える。

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: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 一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/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1MPa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. 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 燃料が格納容器ペデスタルに落下し、ペデスタル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. 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としたい。

#### 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 気のみの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 ィー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ー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、外部からトー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 内の撹拌効果により、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開始されるも 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充分な測定点 が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 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 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: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))。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 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)

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考える。

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溶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、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 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 の水温測定のチャートや、SRV (A) がバッテリに接続されており、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、結果として水ー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ニ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。

アクチニ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)

# 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、ドライウェ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、ドライウェル CAMS の線量率は 15 日以降ドライウェ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)

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 9cm<sup>2</sup>と想定されること、リーク孔の位置は OP512 以下に存在する可能性があることがわかった。

#### 4.3.11.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:検討完了(添付資料 3-4))

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3-3,3-4))

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。

ー方、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))

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)

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の水温が十分に低下 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))

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。

主に水ー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))

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:検討完了(3号機-8))

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考える。

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 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。



45

図 5.2.1 3号機の原子炉水位挙動から抽出された課題

12:00



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

47

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、充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ニ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。

アクチニ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

ち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)

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.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の手動停止以前に充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 としたい。

# 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デスタルに落下 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、一部は原子炉圧力容器下部 プレナムまたは原子炉格納容器ペデスタルへ落下し、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。MAAP 4 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 6.3.1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部 プレナムまたは原子炉格納容器ペデスタルへ落下している。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 以前に充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っため、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、従来の知見では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 っ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系統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・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, 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, 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 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 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 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 号機圧力抑制室の水位変化と温度変化について
- (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

(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

#### MAAP コードの概要

1. MAAP コードの特徴

MAAP コードは、米国電力研究所(EPRI)が所有するシビアアクシデント解 析コードであり、軽水炉の炉心損傷、原子炉圧力容器(RPV)破損、原子炉格 納容器(PCV)破損からコア・コンクリート反応、放射性物質の発生・移行・ 放出に至る事故シーケンス全般の現象解析に用いることができる。コードシス テムとしては、各事故過程のプロセスを個別に評価するモジュールを統合する ことで、一連の事故シーケンスを評価する構成となっている。また、実プラン トに即した工学的安全施設や制御系がモデル化されているため、運転員操作を 含むシステムイベントを扱うことができ、事故進展過程において炉心が冷却可 能な状態で終息するか、あるいは PCV が破壊し核分裂生成物(FP)が放出さ れるまでのシビアアクシデント解析を行うことができる。

MAAP コードは簡略化した形状や相関式等を使用する解析モデルに基づく "一点集中定数型近似モデル"に分類されるコードである。コード内では解析 対象とする領域を"ボリューム"と呼ばれる体積要素に分割し、それらを"ジャ ンクション"と呼ばれる接合部で結合することで、質量及びエネルギ保存則に基 づき領域内の1 次元熱流動を評価する。炉心部では、崩壊熱及び化学反応によ る発熱と冷却材及び構造材への熱伝達のバランスから燃料温度を評価し、それ に基づき燃料挙動(燃料損傷・溶融・移動)を評価する。下部プレナムにデブ リが移行した後は、RPV 破損評価を行い、それに基づき PCV への溶融燃料移 行を判定する。PCV ではデブリによるコンクリート構造材の侵食及び化学反応 等の物理化学現象を扱う。

表1にMAAPコードのモデル概要を、表2に解析モデル設定の概要をまとめる。また、RPV内の評価モデル概要を図1に、PCV内の評価モデル概要を図2 に、RPV内下部プレナムにおける評価モデルの概要を図3に示す。

2. 主な解析モデル

○ 原子炉施設解析モデル

MAAP コードの BWR Mark-I プラントの原子炉施設モデルを図 5 および図 7 に示す。RPV 内については、RPV 上部ヘッド、炉心上部構造物、炉心、下部プ レナム、ダウンカマ、及び再循環ループ等に分割される。また、PCV 内につい ては、ペデスタル、ドライウェル、ベント管及びウェットウェルに加え、PCV 外への気相放出を考慮するために環境を模擬するボリュームを設定する。各ボ リューム間には気液流動を扱うためのジャンクションを設定し、RPV 上部ヘッ ドとウェットウェル間には逃がし安全弁(SRV)を、ドライウェルとウェット ウェル間には真空破壊弁を、また PCV から環境へのリークを模擬したジャンク ションを設定する。RPV 内の主要構造物(シュラウド、炉心支持板、RPV 壁面、 炉心上部構造物等)は、ヒートシンクとして設定する。RPV 内、及び PCV 内 の水位は、水位体積テーブルを設定することで評価する。

○ 炉心部燃料挙動モデル

炉心部とは炉心支持板~燃料上部格子板を指し、燃料のヒートアップ及び燃料 溶融挙動を取り扱うために、軸方向、及び径方向のノード分割を行う。炉心部 解析モデルでは被覆管過熱に伴う水-金属反応による発熱及び水素ガス発生を扱 い、燃料温度上昇、破損、溶融に伴うキャンドリング、リロケーションを評価 する。燃料形状については、溶融状況に応じて4つのタイプ(健全燃料~流路 閉塞状態)を考慮し、冷却状況によりクラスト形成、炉心横方向へのデブリ移 行、溶融プール形成を扱う。なお、炉心支持板部のノードが溶融温度に達した 時点で、デブリの下部プレナム領域への移行を判定する。

○ 下部プレナムデブリ冷却モデル

下部プレナムに移行したデブリについては、冷却状況により溶融デブリプール、 クラスト、溶融金属層、粒子状デブリの形態を区別する。下部プレナムでは、 デブリから冷却材及び構造材への熱伝達を評価するとともに、各種破損モード 評価に基づく RPV 破損判定を行う。RPV 破損後は、デブリ及び冷却材の PCV 下部への移行を評価する。

○ 格納容器内における物理化学現象評価モデル(コア・コンクリート反応モデル)

MAAPでは PCV 内での様々な物理化学現象を取り扱うことができるが、PCV 下部(ペデスタル)に落下したデブリについては、コンクリート、冷却材への 熱伝達、構造材への輻射等を評価し、冷却状態によりコア・コンクリート反応 を扱う。コア・コンクリート反応では、1次元の熱伝達モデルによりコンクリー ト侵食を扱い、それに伴うガス、FP エアロゾルの放出を評価する。

○ その他プラントモデル

非常用復水器(IC)、高圧注水系(HPCI)、原子炉隔離時冷却系(RCIC)、及び消 火系注水については MAAP コードにモデル化されたものを使用し、作動条件、 注水特性及び水源については、機器仕様書、運転操作記録及び計測データを基 に設定する。

項目	MAAP モデル	図 1~3 の番号
		との対応
体系のモデル化	ボリューム・ジャンクションでモデル化、炉心ノー	
	ド分割(軸方向:13 ノード/径方向:5 リング)	
熱流動モデル	均質流モデル、ドリフトフラックスモデル、自然循	12223474
	環、蒸発/凝縮、フラッシング、臨界流モデル、気	
	液対向流等	
伝熱モデル	崩壊熱、燃料棒熱伝導、ヒートスラブ熱伝導、デブ	341516202931
	リ熱伝導、冷却材熱伝達、燃料・構造物間の熱輻射、	32 33 51 52 55 56 57
	溶融デブリ内の自然対流熱伝達、粒子状デブリから	59 59 60 62 64 65 66
	の熱伝達、圧力容器外冷却、圧力容器外熱損失、デ	69697774898982
	ブリ・RPV 壁面間ギャップ冷却等	
炉心部燃料モデル	燃料ヒートアップ、水-金属反応 (発熱、水素発生)、	1905557
	燃焼損傷、キャンドリング、リロケーション、炉心	7374
	支持板破損等	
下部プレナムデブリ モデル	層状堆積(粒子状デブリ、金属層、溶融プール、ク	00000000
	ラスト)、RPV 破損(クリ―プ破損、デブリジェッ	777777
	トアタック、金属層アタック、RPV 貫通配管溶融、	
	壁面侵食)、溶融デブリ・冷却材相互作用(デブリエ	
	ントレインメント)、水-金属反応(発熱、水素発生)	
	等	
格納容器モデル	溶融炉心高圧飛散、ガス移行、水素爆発、冷却材プ	26 30 33 41 44
	ール Ph 履歴、FP エアロゾル挙動(蒸発、凝集、	
	沈着、拡散、熱泳動、沈降、フィルタ、プールスク	
	ラビング他)等	
コア・コンクリート	クラスト成長/消滅、コア・コンクリート反応(コ	36 37 38 42 43
反応モデル	ンクリート侵食、ガス、FP エアロゾル放出)等	
プラントモデル	炉内コンポーネント、制御系、主蒸気系、給水系、	235671921
	注水設備(IC、RCIC、HPCI、LPCI、CS、消火系	22 23 24 25 28 39 40
	注水他)、弁(SRV、MSIV、真空破壊弁、ラプチ	46 49
	ャディスク)、PCV ベント、水源 (CST、S/P、FP)、	
	格納容器クーラ、RHR、SCS、リコンバイナ、イ	
	グナイタ等	
その他	核分裂生成物崩壊(RPV 内/PCV 内)、LOCA 時破	8121845
	断モデル	

表1 MAAP コードの概要

項目	解析モデル設定等	
金属·水反応	Zr 酸化: Cathcart モデルもしくは Baker-Just モデル	
	SUS 酸化:White's parabolic equation モデルもしくは ANL モデル	
被覆管破損判定	破損判定温度:1000 [K]	
燃料溶融	溶融物落下条件:炉心構成物質の各融点あるいは混合物質の平均溶融温	
	度	
	共晶反応モデル : UO <sub>2</sub> -Zr(O), SUS-Zr, B <sub>4</sub> C-Steel, B <sub>4</sub> C-Steel-Zr	
	溶融温度:	
	・ 被覆管(ジルカロイ): 2125 [K]	
	・ 二酸化ウラン : 3113 [K]	
	・ SUS 構造物:1700 [K]	
	・ 制御材 (B4C) : 2700 [K]	
炉心支持版破損	破損温度:1650 [K]	
	破損ロサイズ:0.01 [m²/径方向リング]	
	[(Ring 毎→5Ring 全部破損すると 0.05 [m²])]	
下部プレナム	落下溶融物の粒子化: Ricou-Spalding 相関式を適用したジェットブレー	
	クアップモデル	
	粒子状堆積デブリ冷却:ドライアウト熱流束に関する Henry の相関式	
	デブリ・RPV ギャップ冷却:CHF ギャップ沸騰モデル	
	クリープ破損判定:Larson-Miller パラメータ	
	CRD チューブ脱落判定:メカニスティックモデル	
	破損ロサイズ(CRD チューブ脱落): 半径 7.6 [cm]	
	破損ロサイズ(計装配管逸出): 半径 2.5 [cm]	
コア・コンクリー	デブリ-溶融コンクリート混合:考慮する	
	コンクリート溶融温度 : 1500[K]	
	デブリ溶融プール-クラスト間の熱伝達係数:対流熱伝達率	
ト反応	(下方向/横方向)	
	堆積デブリ上の冷却材への熱流束:Kutateladzeの限界熱流束相関式	
	コンクリートの種類:玄武岩系コンクリート	
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル	

表 2 MAAP コード解析モデル設定の概要



図1 MAAP 原子炉圧力容器内モデルの概要



図2 MAAP 原子炉格納容器内モデルの概要


図3 MAAP 原子炉圧力容器下部プレナムモデルの概要



図4 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要(1F-1)



 $(\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ P/D : Pedestal, \ W/W : Wetwell, \ D/C : Down-Comer, \ R/B : Reactor Building, \ V/B : Vacuum Breaker (\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ P/D : Pedestal, \ W/W : Wetwell, \ D/C : Down-Comer, \ R/B : Reactor Building, \ V/B : Vacuum Breaker (\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ P/D : Pedestal, \ W/W : Wetwell, \ D/C : Down-Comer, \ R/B : Reactor Building, \ V/B : Vacuum Breaker (\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ D/D : Drywell, \ D/D : Pedestal, \ W/W : Wetwell, \ D/C : Down-Comer, \ R/B : Reactor Building, \ V/B : Vacuum Breaker (\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ D/D : Drywell, \ D/D : Pedestal, \ W/W : Wetwell, \ D/C : Down-Comer, \ R/B : Reactor Building, \ V/B : Vacuum Breaker (\underline{i}\underline{t})D/W : Drywell, \ D/D : Drywel$ 

図5 MAAP 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-1)



図 6 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要(1F-2,3)



(注)D/W:Drywell, P/D:Pedestal, W/W:Wetwell, D/C:Down-Comer, R/B:Reactor Building, V/B:Vacuum Breaker

図7 MAAP 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-2,3)

## 検討課題リスト

抽出された課題を号機別に整理し、以下のように分類する。

A 機器の動作・応答・特性	(	①主蒸気逃がし安全弁
事故進展に係る、各機器レベルでの操 作・応答・特性に関する検討課題		② I C・R C I C・H P C I ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他
B 炉心損傷・放射性物質放出への進展	(	①圧力・水位・温度の挙動
とメカニズム 炉心損傷から放射性物質の放出への事 象の進展とそのメカニズムに係る検討 課題		<ul> <li>②炉心損傷過程・デブリ挙動</li> <li>③RPV漏えい</li> <li>④PCV漏えい</li> <li>⑤核種放出・線量上昇・汚染</li> <li>⑥水素爆発</li> <li>⑦その他</li> </ul>
C 地震・津波	(	①地震・津波の発生とその影響 ②その他
 ( 地震・津波の発生とその影響に係る検討 ) 課題		
D その他		

また、抽出された課題の重要度を分類するため、本文図1の事故進展に関するイベ ントツリー分析との関連に着目し、以下のように分類する。

(1)事故進展上の安全機能喪失に係る課題 (2) 炉心・格納容器内の状態(事故進展の最終形態)の把握に係る課題 (3)その他

なお、分類(1)「事故進展上の安全機能喪失に係る課題」については、柏崎刈羽原子 力発電所で採られている安全対策との関連を示すため、「柏崎刈羽原子力発電所の安 全対策」(2013年3月/第1版、東京電力株式会社)の該当ページを引用する。

<課題リスト~共通~>

No.	共通 <b>-</b> 1	号機:共通	分類:A①	事故進展:	(1)	安全対策との関連:p.33~34
件名	: 炉心損	傷後の SRV	の動作につい	って	検診	J結果:添付資料 1-3, 2-12, 3-4

1~3号機では、最終的に事故時に作動が期待されていた注水機能を全て喪失し、 臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。低圧注水手段による注 水のためには、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開状態を維持し、原子炉圧力容器を減 圧することが不可欠である。

しかしながら、今回の事故では操作に必要な直流電源の喪失により、開操作は仮設 バッテリーに頼らざるを得ず、SRV開操作のため様々な努力がなされたが、原子炉圧 力が低下しないこともあった。

例えば、3号機においては、3月13日2時42分にHPCIを手動停止した後、中央 制御室から SRV の開操作を試みたが原子炉圧力に応答は見られなかった。

SRV の手動開操作のための駆動用空気として、窒素ボンベや不活性ガス系からの窒素供給が不能な場合でも、弁の開放が可能なようアキュムレータが設置されている。 ここで、窒素ボンベや不活性ガス系の窒素は、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、炉心損傷後の SRV の開閉動作や原子炉圧力の応答挙動をはじめ、SRV が動作しなかった原因につ いて明らかにする必要がある。



<課題リスト~共通~>

No. 共通-2 号機:共通	分類:A③	事故進展:	(1)	安全対策との関連:p.36
件名:消防車による原子	炉注水量につ	いて	検許 添付	対結果: す資料 1-4, 1-5

1~3 号機では、事故時に作動が期待されていた注水機能を最終的に全て喪失し、 臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。

注水量に関する情報としては、当時、消防車のポンプ吐出圧力計や、流量計から推 定された注水量(日単位の平均注水量)として整理されているが、その精度は低く、 さらには、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。

例えば、1号機では3月14日1時10分から注水が中断し、20時に注水を再開した(原子炉スプレイ系からの注水)が、再開時、原子炉圧力の上昇が見られなかったことから、ほとんど注水されていない可能性も考えられる。また、23日2時33分に原子炉給水系からの注水を開始した際、蒸気発生によると考えられる原子炉圧力の上昇が確認されたことから、それまでほとんど注水されていなかった可能性も考えられる。

MAAP 解析では、消防車からの注水量と比較して、かなり少なめの量しか原子炉 に注水されていなかったものとして評価を行っている。なお、この注水量の設定には、 格納容器圧力の再現性等を考慮した。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、不確かさが 大きく、明らかにする必要がある。



<課題リスト~共通~>

No.	共通-3	号機:共通	分類:A⑤	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名 つい <sup>-</sup>	: 水位計 て	の基準面器	配管の水の蒸	発挙動に	検討	討結果:添付資料 1-6

1号機では、津波により全電源を喪失し、原子炉水位が一時的に計測できなくなった。3月11日21時19分、仮設電源で原子炉水位計を復旧すると、原子炉に注水がなされていない状態にもかかわらず、水位計の指示値は上昇を示した。原子炉水位計の測定原理を考慮すると、この時の水位計指示値の上昇は、基準面器配管の水の蒸発による水位計の指示不良が原因であるものと考えられる。なお、2、3号機についても最終的には水位計が指示不良を起こしたものと考えられる。

水位計がいつ、どのような原因で指示不良を起こしたかについて検討することによ り、当時の原子炉の状態に関して何らかの情報が得られる可能性があり、検討を実施 する。



<課題リスト~共通~>

No. 共通-4	号機:共通	分類:A⑤	事故進展:(2	2) 安全対策との関連:
件名:PLR > いて	メカニカルシ	ールからの漏	<b></b> えいにつ 検	<u></u> 俞討結果:一

原子炉再循環系(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 D/W 機器ドレンサンプに排出される。

実際に福島第二原子力発電所では地震後の格納容器内点検において、D/W スプレイ を実施していない4号機でも、機器ドレンサンプのあるペデスタルが満水となりダイ ヤフラムフロア(ドライウェル床)にまで及ぶ滞留水が見つかっている。(地震後、 機器ドレンサンプからの排水は停止した)

メカニカルシールが健全であれば、原子炉水の漏えい量は設計漏えい率以下の値で あり、実機の挙動の大勢に影響はない。ただし、事故進展の過程で、Oリングの損傷 などシール機能が喪失した場合は、漏えい量は大きくなる可能性がある。実機におい て炉水位や格納容器温度・圧力・水位に影響を及ぼす程度の漏えいが生じていたか明 らかにする必要がある。



<課題リスト~共通~>

No.	共通-5	号機:共通	分類:B②	事故進展:	(1)	安全対策との関連:p.42,44
件名	:コア・	コンクリー	ト反応につい	て	検診	討結果:

1号機においては、3月12日19時04分に原子炉への連続的な海水注水が開始されるまでの間に、溶融した燃料が格納容器床面へと落下した可能性が高い。

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影響を与える。

「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ついて」(2011 年 11 月 30 日 旧原子力安全・保安院 技術ワークショップ発表)においては、格納容器へ の燃料デブリの落下割合が最も大きいと推定される 1 号機に対するコア・コンクリ ート反応の解析結果を示している。

しかしながら、実際に 1~3 号機においてコア・コンクリート反応がどの程度進展 していたか、事故進展にどの程度の影響を与えていたかは、不確実さが大きく、明ら かにする必要がある。

また、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。ただし、1,2 号機では窒素 封入開始時に圧力上昇が見られていること、3 号機では格納容器内水位が高いと考え られているなど、実際のシェルアタックの発生の根拠となる観測データは、今のとこ ろ存在していない。



<課題リスト~共通~>

No.	共通-6	号機:共通	分類:B2	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名:溶融炉心の下部プレナム落下挙動						討結果:添付資料 1-8

従来の MAAP 解析モデルでは、溶融炉心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、炉心で発生した溶融物は、炉心領 域から炉心支持板を破損させて下部プレナムに到達する経路のみを考慮している。一 方、複雑な下部構造を持つ BWR においては、燃料支持金具の冷却水の通過口から溶 融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちることや、溶融物が炉心の径方向に成 長し、外周部のバイパス領域へ流出後、さらにシュラウドと接触・破損させることに よってダウンカマへ流出する経路等も考えられる。

なお、1 号機の MAAP 解析において、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、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。

事故進展挙動ならびに炉心・格納容器の状態把握に資するため、溶融炉心の下部プレナム落下挙動について明らかにする必要がある。



<課題リスト~共通~>

No. 共通-7	号機:共通	分類:B⑤	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名:放射性 ニタリングテ	<sup>i</sup> ータの関連	放出のタイミ について	ングとモ	検討	け結果:−

事故進展の過程で燃料から放出された放射性物質は、格納容器ベントや原子炉建屋 の爆発、格納容器からの直接の漏えい等によって大気中への放出に至った。当社では これまで、モニタリングカーで測定した空間線量率等や気象庁の気象観測所で観測さ れた降雨などの気象データをもとに、今回の事故における主な事象毎の大気への放出 量の評価や、福島第一からみて北西方向に高汚染地域が生じた要因について検討を行 っている。

しかしながら、モニタリングカーなど敷地境界で測定した空間線量率の変動と、その要因となった放出源からの放出挙動については、必ずしも全ての関連が特定されているわけではない。これら空間線量率データは、風向等気象条件やデータ取得状況によっては、放出源からの放出状況を全て捉えられているわけではないものの、放出挙動の検討にあたって有用な情報である。また、空間線量率の減衰挙動から沈着物の影響や放出核種について何らかの情報が得られる可能性がある。

放射性物質の放出に至る事故進展挙動の把握のため、空間線量率等モニタリングデ ータの変動状況と、放射性物質放出のタイミングや放出源、放出経路との関連につい て検討を行う必要がある。



<課題リスト~共通~>

No. 共通-8	号機:共通	分類:B⑤	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名:ベント 放出挙動につ	・時の格納容 いて	器からの放射	性物質の	検討	け結果:−

1号機では3月12日10時17分、23分、24分の3回、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、12日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に蒸気が昇る様子と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(南西側)および MP-8 付近(南側)の線量率には上昇は確認されなかった。

このように、ベント弁操作時の挙動について、D/W 圧力やモニタリングカーにて測 定する線量率に、明確な応答が現れた場合とそうでなかった場合が混在し、ベントに より、D/W 圧力に応答が出ない程度の放出があった可能性や、原子炉建屋から直接大 気中へ放出された可能性が考えられる。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、 D/W 圧力低下の効果は小さいと考えられる。ベント時に放出された放射性物質の放出 挙動の詳細について明らかにする必要がある。



<課題リスト~共通~>

No.	共通-9	号機:共通	分類:B⑤	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名	:3月20	)日前後の線	量上昇につい	て	検討	」結果:添付資料 3-6

1号機と3号機においては、消防車による原子炉への注水量について、アクシデントマネジメント(AM)盤の測定値が、それぞれ3月20日、21日から数日間にわたって大きく減少している。また、3号機で3月21日の16時頃に黒煙が上がった際に、ドライウェル圧力、原子炉圧力ともに有意な変動を見せないのに、発電所正門にて急激に線量が上昇したことが観測された。

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核分裂 生成物は、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可能性があり、放出挙動の詳細 について明らかにする必要がある。



添付 2-10

<課題リスト~共通~>

No.	共通 <b>-</b> 10	号機:共通	分類:B⑤	事故進展:	(2)	安全対策との関連:一
件名	:炉心損	傷状況とデ	ブリ位置につ	いて	検討	」結果:-

1 号機の炉心は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムに落下し、さらにその大半が格納 容器ペデスタルに落下しているという MAAP 解析結果になっている。

一方、2,3 号機の炉心は、一部溶融プールが存在しているものの炉心部にとどまる との MAAP 解析結果となっている。これは早期に注水手段を失い、消防車による注 水までに時間がかかった1号機と比べ、RCIC(2,3号機)及び HPCI(3号機)によ る注水が継続的に行われていたため、冷却が停止したときの崩壊熱が小さくなってい たこと、比較的速やかに消防車による注水が開始されたこと等が理由としてあげられ る。

ただし、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。2・3 号 機は原子炉圧力容器破損には至らないとの結果となっているが、この結果は原子炉へ の注水量の設定に大きく影響を受けるところである。実際は、その後のプラント状況 から原子炉水位は非常に低い位置にあることが推定され、原子炉圧力容器は破損して いる可能性が高い。さらに3号機は、RPV 圧力低下後の HPCI の注水が十分でなく、 炉心損傷がより早い時間に起こっていた可能性が考えられる。

事故進展の最終結果となるデブリの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 PCV や RPV 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。



<課題リスト~共通~>

No.	共通 <b>-</b> 11	号機:共通	分類:B⑥	事故進展:	(1)	安全対策との関連:p.43~44
件名:原子炉建屋の水素爆発について					検討	討結果:

1 号機では 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。

3号機では、3月13日9時24分、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。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。

続いて、3月15日6時14分頃、4号機原子炉建屋で水素爆発が発生した。その後の現場調査の結果、3号機のベント流が回り込み水素爆発に至り、また、爆発による 主な圧力の発生場所は4階であった可能性があると推定されている。

これら原子炉建屋の水素爆発は、主にジルコニウム-水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、 その水素発生量や漏えい経路について明らかにする必要がある。



添付 2-12

<課題リスト~共通~>

No.	共通·12	号機:共通	分類:C①	事故進展:	(3)	安全対策との関連:
						(津波対策として p.11~14)
件名:巨大連動型地震及び巨大津波発生に関す					検討	持結果:
る知見について						

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。

また、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。

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。

<課題リスト~共通~>

No. 共通-13 -	号機:共通	分類:C①	事故進展:	(3)	安全対策との関連:一
件名:福島県港の活発化につい	兵通り南部 いて	地域における	地震活動	検討	计結果:一

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。\*1<sup>)</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。

\*1) "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,2011 年 12 月 27 日

<課題リスト~共通~>

No.	共通·14	号機:共通	分類:C①	事故進展:	(3)	安全対策との関連:一
						(津波対策として p.11~14)
件名:津波の福島第一主要建屋への詳細な到達					検訴	対結果:添付資料地震津波・1
時刻や浸水経路について						

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。

<課題リスト~共通~>

No.	共通-15	号機:共通	分類:C①	事故進展:(3)		安全対策との関連:
						(津波対策として p.11~14)
件名:津波の波力による影響について					検討	討結果:-

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。

<課題リスト~共通~>

No.	共通-16	号機:共通	分類:D	事故進展:	(3)	安全対策との関連:一
件名	:ヒュー	マンファク	ターの観点か	らの検討	検討	対結果:

1~4 号中操では、津波到達後にほとんどの計測・制御電源を失い、プラントの状態把握も運転操作も極めて困難な状況に陥っている。

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。



図 事故後の現場の状況(写真)

<課題リスト~1号機~>

No. 1号機-1	号機:1	分類:A②	事故進展:(1)	安全	対策との関連:該当設備なし
件名:1号機水	、素による	IC の除熱劣化	上について		検討結果: 添付資料 1-7

1号機においては、地震後、非常用復水器(IC)を断続的に運転することで、原子 炉圧力を制御している。津波により全電源を喪失する直前においては、IC は一時的 に停止している状態であった。全電源喪失後、運転員は中央制御室にて格納容器外側 の IC (A系)隔離弁(MO-2A、MO-3A 弁)の閉状態を示すランプが点灯しているこ とを発見し、3月11日18時18分に、これらの弁を開操作し、蒸気発生音と建屋越 しに発生した蒸気を確認している。しかし、このときの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から、IC のタンクの水がなくなっていることを 懸念し、11日18時25分に戻り配管の隔離弁(MO-3A 弁)を閉としている。

IC については、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、冷却管に水素が混合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。解析結果によると 18 時 18 分時点では、原子炉水位は有効燃料 頂部(TAF)を若干下回った程度で、水素が大量に発生していた状況には無い可能性 があるが、放射線分解による水素発生の影響等も考慮し、1 号機において、実際にど の程度の除熱劣化があったかについて明らかにする必要がある。



添付 2-18

<課題リスト~1号機~>

No. 1号機-2	号機:1	分類:A②	事故進展:(2)	安全	対策との関連:―
件名:1号機 I	℃動作の場	合の挙動につ	かいて		検討結果: 添付資料 1-7

1号機においては、地震後、非常用復水器(IC)を断続的に運転することで、原子 炉圧力を制御しており、津波により全電源を喪失する直前においては、IC は一時的 に停止している状態であった。全電源喪失後、運転員は中央制御室にて格納容器外側 のIC(A系)隔離弁(MO-2A、MO-3A弁)の閉状態を示すランプが点灯しているこ とを発見し、3月11日18時18分に、これらの弁を開操作し、蒸気発生音と建屋越 しに発生した蒸気を確認している。しかし、このとき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から、IC のタンクの水がなくなっていることを懸 念し、11日18時25分に戻り配管の隔離弁(MO-3A弁)を閉としている。

事故後に実施した IC のタンク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 分に戻り配管の隔離弁(MO-3A 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、格納容器外側の IC (A系) 隔離弁を開操作した後に、蒸気発生量が少な く、かつ、しばらくして蒸気の発生がなくなったことの原因を検討(1号機-1)する とともに、3月11日18時25分以降も格納容器外側のIC (A系)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。



<課題リスト~1 号機~>

No.	1号機-3	号機:1	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全	対策との関連:―
件名いて	:1 号機指	示不良後	の原子炉水位	計指示値の挙動	につ	検討結果: 添付資料 1-6
v						

1号機では、津波により全電源を喪失し、原子炉水位が計測不能となった。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、計測値は有効燃料頂部(TAF)+200mmを示していたが、この後、原子炉へ注水をしていないにもかかわらず、水位計測値は上昇した。

水位計測に用いられている凝縮槽方式の水位計は、格納容器が高温になることや原 子炉が減圧することで、凝縮槽内部配管の水が蒸発し、正しい水位を指示できなくな る。従って燃料域水位計は、仮設電源により復旧した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、基準面器配管と炉側配管の差圧が分かるため、 原子炉の減圧時間や炉水位について何らかの情報が得られる可能性がある。



<課題リスト~1 号機~>

No.	1号機-4	号機:1	分類:A⑥	事故進展:(2)	安全	対策との関連:―
件名	:1号機地	震の影響は	こよる LOCA	の可能性につい	って	検討結果:添付資料 1-3

福島第一原子力発電所 1~3 号機は、地震発生後は、地震スクラム、原子炉冷却の 開始により、冷温停止に向けた操作が進められていたが、津波が発電所に到達したこ とで、全電源喪失となり、直流電源も含め、短期間での復旧が出来なかったことから 原子炉の冷却手段を全て喪失し、シビアアクシデントに至ったと評価している。従っ て、事故の直接的な原因は津波であると判断している。

しかしながら、国会事故調査報告書では、1号機において、小規模な冷却材喪失事故(LOCA)が発生した可能性が否定できないと指摘されている。この根拠は、

・ 協力企業作業員が原子炉建屋4階で水が落ちてくるのを確認した

・ JNESの評価では、0.3cm<sup>2</sup>以下の漏えいを否定できない

・ 運転員は SRV の作動音を聞いていない。

との3点から成り立っている。この3点から論理的に小規模なLOCAがあったとの結論を導けるかを検討する。

また、非常用ディーゼル発電機(A)(DG(A))については、運転員の証言から、津 波が到達する前に機能喪失している可能性があるとして、津波ではなく、地震が原因 である可能性を指摘している。2013年4月になって、過渡現象記録装置に地震発生 前から津波到達による過渡現象記録装置の停止時までの1分間隔の計測データが存 在していることが改めて確認されたため、このデータを用いて、DG(A)の挙動につい て検討を実施する。 <課題リスト~1号機~>

No. 1号桥	<b>ĕ-5</b> 号機:1	分類:B③	事故進展:(1)	安全	対策との関連:p.27~36
件名:1号	機原子炉圧フ	」容器の気相漏	えいについて		検討結果:

1 号機は、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、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。

原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心からの伝熱や過熱 蒸気により、圧力容器バウンダリが通常よりも高い温度となる。溶融燃料が圧力容器 底部を貫通するよりも前に、圧力容器に気相漏えいが生じ、漏えい口の大きさによっ ては、原子炉圧力が減圧される可能性がある。このことは圧力容器の破損時間や、破 損後の格納容器への熱・機械的負荷にも影響を及ぼす。

MAAP 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原子炉圧力容器か 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事実から、これらの箇所から実際に漏えいが 生じたか否かについては直接的な証拠は得られておらず、炉心・格納容器の状態把握 に資するため、明らかにする必要がある。



<課題リスト~1号機~>

No. 1号機-6	号機:1	分類:B④	事故進展:(1)	安全	対策との関連:p.27~43
件名:1号機格	納容器の象		検討結果:-		

1 号機の D/W 圧力は、3 月 11 日 23 時 50 分頃に 0.6MPa[abs]を、3 月 12 日 2 時 30 分頃に 0.84MPa[abs]を計測した後、3 月 12 日 14 時 30 分頃のベント操作による 圧力減少まで、0.7MPa[abs]~0.8MPa[abs]程度の圧力で推移していた。

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 生等によって、格納容器圧力は上昇傾向になると想定されるが、圧力が上昇しないと いうことは、格納容器からの漏えいがあったことが示唆される。

また、3月11日21時頃には、運転員が原子炉建屋に入域したところ、警報付きポケット線量計がごく短時間で0.8mSvを示し、21時51分に中央制御室に引き返し、状況を報告した。さらには3月12日4時頃から正門付近の線量率が全体的に上昇している。

MAAP 解析においては、格納容器圧力の測定値にある程度合わせるため、地震発 生約12時間後の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事実から、どの時点でどこから実際に漏えいが 生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、格納容器の状態把握に資するた め、明らかにする必要がある。



<課題リスト~1号機~>

No. 1号機-7	号機:1	分類:B⑤	事故進展:(2)	安全	対策との関連:―
				(注水引	∈段の増強対策として p.27~36)
件名:1号機3	月 11 日の	いて	検討結果:		

1号機では、3月11日17時19分に、運転員が原子炉圧力計やIC 胴側の水位の確認のため、汚染検査用の測定器(GM 管)を持って原子炉建屋に向かい、原子炉建屋外側二重扉を開けて入ったところ、GM 管が通常より高い値を計測した(二重扉周辺で300cpm との記録があり、通常測定値(バックグランド)の約3倍)ため、17時50分に報告のため一旦引き返した。

また、11日21時頃、運転員が原子炉建屋に入域したところ、警報付きポケット線 量計がごく短時間で0.8mSvを示し、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。

中央制御室にて記載されたホワイトボードの記録を参考に、仮に「ごく短時間」を 10 秒と考えると、288 mSv/h の線量率となり、緊急作業時における被ばく限度 100mSv を考慮すると、事故収束対応への妨げとなる線量上昇である。

なお、11日20時07分には原子炉建屋内にある原子炉圧力計を確認しに行っているが、この時点で建屋内の線量上昇があったかは定かではない。その後、11日23時の時点で原子炉建屋二重扉前は高い線量(北側二重扉前1.2mSv/h、南側二重扉前0.52mSv/h)であることが確認されている。

このように、1号機においては早い段階から線量上昇が観測されているが、どの時 点でどこから実際に漏えいが生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、課 題リスト No.1号機・8,9とあわせて、事故時の原子炉建屋内での活動の可否について、 また、炉心・格納容器の状態把握に資するため、明らかにする必要がある。



添付 2-24

<課題リスト~1号機~>

No.	1号機-8	号機:1	分類:B⑤	事故進展:(2)	安全	対策との関連:一		
					(ベント	·強化対策として p.40,43,44)		
件名:1号機原子炉建屋1階南東エリアの高線量汚染の原 検討結果:- 因の特定								

1号機では、2011年5月、6月、10月、2012年7月に実施された調査において、 原子炉建屋1階南東エリアにて数1000mSv/hの高線量汚染が確認されている。また、 2011年6月の調査では当エリアにある床貫通孔から蒸気が噴出していることが確認 されている。なお、2012年7月に実施された調査においては、ロボットで当エリア にあるTIP室扉の開操作を試みるも解錠できず、TIP室内調査は実施されていない。

この原子炉建屋1階南東エリアの高線量汚染が、床貫通孔からの蒸気噴出や、炉心が露出・過熱した際のTIPのドライチューブ破損の有無と関連する可能性があり、この汚染の原因について明らかにする。



<課題リスト~1号機~>

No. 1号機-9	号機:1	分類:B⑤	事故進展:(2)	安全	対策との関連:一
				(ベント	·強化対策として p.40,43,44)
件名:1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の特定 検					検討結果:添付資料 1-9

1 号機では 2011 年 5 月に実施された調査にて、原子炉建屋および放射性廃棄物処 理建屋内の原子炉補機冷却系(RCW)の配管付近にて数 100mSv/h から 1000mSv/h 超の高線量汚染が確認されている。また、2,3 号機では同じような RCW 系配管の高 線量は観測されていない。

RCW は補機を冷却するための閉ループシステムであり、このような高い汚染が発生することは通常状態では考えにくい。しかしながら、RCW 配管は格納容器内の機器の冷却の役割も担っており、ペデスタル下部の機器ドレンサンプ内には、ドレン冷却のために RCW 配管が敷設されている。

従って、溶融燃料が機器ドレンサンプに落下して RCW 配管を損傷し、放射性物質 を含む高線量の蒸気または水が RCW 配管に移行した可能性が考えられ、この原因に ついて明らかにすることで、炉心・格納容器の状態に関する情報が得られる可能性が ある。



<課題リスト~1号機~>

No.	1号機-10	号機:1	分類:B⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:一
件名:1号機 SGTS 配管周辺の高線量汚染について					検討結果:

2011 年 7、8 月の調査において、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、2011 年 8 月の調 査において、1 号機 SGTS トレイン室入口付近にて、トレイン室に近づくと数 Sv/h の高線量となることが確認されている。また、3 号機では 2011 年 12 月の調査におい て、SGTS フィルタトレインの線量測定を行い数 mSv/h であったことが確認されて いる。2 号機では、SGTS フィルタトレインの詳細な測定実績はないが、トレイン室 内にて 600mSv/h と高い線量が測定されている。

これら SGTS 配管周辺の高線量汚染は、何らかの経路で放出された核分裂生成物が 当該部に滞留したものと考えられ、この汚染の詳細原因について明らかにする。



撮影場所:1・2号機主排気筒付近 撮影日時:平成23年7月31日 16時頃 撮影者 :東京電力株式会社

福島第一原子力発電所1号機タービン建屋2階 高線量検出箇所



<課題リスト~1 号機~>

No. 1号機-11	号機:1	分類:B⑦	事故進展:(2)	安全	対策との関連:一
件名:1号機消	的車によ	る注水条件の	変更		検討結果:添付資料3

1 号機の MAAP 解析では、解析を実施した当時の最新情報を元に消防車による注水量を設定したが、その後の調査により、3 月 12 日 21 時 45 分から 23 時 50 分、3
 月 14 日 1 時 10 分から 20 時までの間に注水が途絶していたことが分かっている。
 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確認する。

<課題リスト~2号機~>

No. 2号	機-1	号機:2	分類:A②	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.20,29
件名:2	号機制	御電源喪失	ミ後の RCIC 洌	統量について	検討結果:添付資料 2-4

2 号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の手動起動と水位高による自動停止を繰り返したが、3月11日15時39分に3回目にRCICを手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後にも、RCICは約3日間にわたって注水を継続していたものと考えられている。

ここで、津波後の原子炉圧力の計測値は、通常運転圧力より低く維持されており、 SRV の作動設定圧力に至っていない。このような挙動を再現できる RCIC の運転状 態として、主蒸気管高さ以上に水位が上昇し、本来蒸気のみの配管に水が混入し、水 と蒸気の混合流体によって RCIC が駆動されていた可能性が示唆される。MAAP 解 析においては、計測された原子炉圧力を再現できるように、注水量を定格流量の約 1/3 である 30m<sup>3</sup>/h として解析を実施し、RCIC 動作中の全体的な挙動をよく模擬する ことができた。

しかしながら、主蒸気管高さに達する前の挙動は確認されていない。また、定格流 量の約 30%の注水とする条件での MAAP 解析では、原子炉水位を過小評価している。 RCIC タービン蒸気加減弁が制御電源喪失時に全開となる仕様であることや、水源と して使用していた復水貯蔵タンク(CST)の水量の減少量から考えると、RCIC によ る注水量は仮定した 30m<sup>3</sup>/h より大きかったと考えられる。



そのため、この津波による電源喪失後の RCIC の挙動について明らかにする。

<課題リスト~2号機~>

No. 2	号機-2	号機:2	分類:A2	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.20,29
件名:2号機 RCIC の停止原因について			上原因につい <sup>-</sup>	C	検討結果:-

2 号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の手動起動と水位高による自動停止を繰り返したが、3回目に RCIC を手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後も、RCIC は約3日間にわたって注水を継続していたものと考えられる。

その後、3月14日の9時頃には原子炉圧力の上昇傾向が観測され、14日正午頃に は原子炉水位が低下傾向を示し、発電所対策本部は13時25分にRCICが機能喪失し たものと判断をしているが、何が原因でRCICが停止したか明らかにする必要があ る。



<課題リスト~2号機~>

No. 2号機-3	号機:2	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:一
件名:2号機3 について	月14日2	1 時以降の S/	C 圧力計の挙動	▶ 検討結果:-

2 号機の D/W 圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、3 月 14 日 13 時頃から低下に転じる。その後、水素発生や SRV の開放等によると考えられる D/W 圧力の上昇が、14 日 20 時頃、21 時頃、23 時頃に観測され、0.75MPa[abs]程 度になった。

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 計により計測が再開されたが、D/W 圧力よりも低い値を示している。なお、この AM 用の S/C 圧力計は、S/C ベントラインからの分岐配管上に設置された、S/C 水位計(AM 用)の基準水柱の圧力を測定するものである。

このような D/W 圧力と S/C 圧力の乖離は格納容器の構造上発生するとは考えにく く、本来は連動した挙動を示す性質のものであるため、この圧力測定値は現実の圧力 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。


No.	2号機-4	号機:2	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:
件名	:2 号機津	波到達後の	ウ RHR 系統の	)状況について	検討結果:添付資料 2-5

2 号機では、地震スクラム後残留熱除去系(RHR)ポンプを起動し、熱交換器を介して圧力抑制室プール水の循環冷却運転を行っており、その後、津波襲来により RHR ポンプは機能停止している。ポンプが作動していなくても、循環冷却ラインが確立された状態であれば、何らかの原因で圧力抑制室プール水が冷却されていた可能性がある。

また、RHR 熱交換器の入口・出口温度の記録紙(チャート)は、津波による電源 喪失で記録は停止しているが、3月26日の記録計の電源復旧の際に一時的に記録が 再開(推定)されている。3月26日時点の当該温度指示値は、通常時(津波襲来前)よ りも温度が高い。

RHR 関連温度指示値上昇の原因と、地震後 RHR 系統を使用していたこととの関 連について検討する。なお、1、3号機については同時期の RHR 関連温度の記録は ない。



<課題リスト~2号機~>

No.	2号機-5	号機:2	分類:B①	事故進展:(2)	安全対策との関連:一
件名	:2 号機 1	4日13時	頃からの格納	容器圧力挙動に	在 検討結果:添付資料 2-6
·)(·	C				

2号機の D/W 圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、およそ3 月14日13時頃から低下に転じる。RCIC の運転中においても、停止した以降におい ても、原子炉圧力容器内で発生した崩壊熱が、蒸気により圧力抑制プールに運び出さ れているという状況は同じであり、この場合、D/W 圧力は単調に増加することが予想 される。

この圧力低下を単純に、格納容器からの漏えいの発生と推定することも可能である が、その後の格納容器圧力の上昇を説明することができない。一方で、RCICタービ ンを通じて格納容器に持ち出される、S/C 側へのエネルギー流入が無くなるものの、 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で、S/C から見ると S/C の全体が持つエネルギーが順次低下していくことによる圧力低下と推定すること もできる。しかしながら、現時点での MAAP 解析では、圧力は低下せずその再現が できていない。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 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。



No.	2号機-6	号機:2	分類:B①	事故進展:(2)	安全対策との関連:
件名	: 2 号機 S	RV 強制開	時の PCV 圧	力について	検討結果:添付資料 2-6

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開操作 により、原子炉の強制減圧に成功している。SRV による強制減圧時の D/W 圧力に注 目すると、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。

なお、その後、14日20時頃、21時頃、23時頃に圧力上昇が観測され、D/W 圧力 は 0.75MPa[abs]程度にまで至っている。

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お り、この SRV 強制減圧時の圧力挙動について検討する。



<課題リスト~2号機~>

No.	2号機-7	号機:2	分類:B①	事故進展:(2)	安全対策との関連:
件名	:2号機強	制減圧後の	り原子炉圧力の	り上昇について	検討結果:添付資料 2-7,2-9

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開操作 により、原子炉の強制減圧に成功している。その後も、SRVの開操作は、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、23時頃に 確認される原子炉圧力の上昇・下降時にはSRVの手動開を確認した記録が存在しな い。

原子炉の強制減圧後、消防車による注水を継続しているため、圧力上昇の要因としては、水位の上昇による蒸気発生、コリウムの落下に伴う蒸気発生、水ージルコニウム反応による水素発生が考えられる。一方、SRVの閉止も圧力上昇の要因のひとつとして考えられる。この強制減圧後の原子炉圧力の挙動について検討する。



<課題リスト~2号機~>

No. 2号機-8	号機:2	分類:B③	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.27~36
件名:2号機	原子炉圧力物	容器の気相漏	えいについて	検討結果:添付資料 2-10

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開操作 により、原子炉の強制減圧に成功している。

その後も、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、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。

強制減圧時点で原子炉水位計の指示値が BAF 付近であり、その後炉心損傷が進ん でいったことを考慮すると、圧力バウンダリである炉内核計装管の破損等により、原 子炉圧力容器からの気相漏えいが生じていた可能性も考えられる。また、SRV による 減圧操作は、ある時点を境に実施されていない。

しかし、計測されたパラメータや観測事実から、どの時点でどこから実際に漏えい が生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、明らかにする必要がある。



添付 2-36

<課題リスト~2号機~>

No.	2号機-9	号機:2	分類:B①	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.40
件名	:2 号機ラ	プチャディ	ィスクの作動の	の有無について	検討結果:添付資料4

2 号機においては、津波後、制御電源を喪失した RCIC による注水が継続していた が、いずれ格納容器ベントが必要になることが予想されたことから、3 月 13 日 11 時 に、一旦ラプチャディスクを除くベントラインの構成を完了している。

しかしながら、S/Cベント弁(空気駆動弁)大弁は14日11時1分の3号機の原子 炉建屋の爆発の影響で閉状態となったことが確認され、最終的には、電磁弁の不具合 により開不能となったと推定されている。

その後 S/C ベント弁小弁について、3 月 14 日 21 時頃に電磁弁が励磁され微開となり、再びラプチャディスクを除くベントライン構成が完了したが、小弁については、 14 日 23 時 35 分には閉状態であったとされている。

このように S/C ベントを実施すべく準備を進めていたが、その作動の有無に関する 決定的な証拠は存在していない。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 の圧力測定値が、ラプチャディスクの設定圧(528kPa[abs])を超えたのは、14 日 23 時頃(540 kPa[abs])である。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、D/W 圧力低下の効果は小さいと考えられる。一方で、SRV の開記録のある 14 日 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。

この線量上昇の原因とベントがされた可能性、ラプチャディスクがどのような状態にあるかについて、明らかにする必要がある。



<課題リスト~2号機~>

No.	2号機-10	号機:2	分類:B①	事故進展:(2)	安全対策との関連:一
件名	:2 号機水詞	素リッチな	蒸気を放出し	た際の凝縮挙動	) 検討結果:添付資料 2-8, 2-13

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開操作 により、原子炉の強制減圧に成功している。また、14日21時頃、原子炉圧力が上昇 したことから、SRVをもう1弁追加で開ける操作をするも、圧力は低下せず、さら に別のSRVの電磁弁を励磁させたところ21時20分に原子炉圧力が低下した。

この原子炉圧力上昇時(14日21時頃)の原子炉圧力は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。非凝縮ガスの存在に より、蒸気のみの放出とは異なる圧力上昇となる可能性があるため、これによるS/C の健全性への影響について、明らかにする必要がある。



<課題リスト~2号機~>

No.	2号機-11	号機:2	分類:B①	事故進展:(1)	安全対策との関連: p.27~43
件名	:2 号機原	子炉格納額	容器の気相漏え	えいについて	検討結果:

2 号機の格納容器圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、水素 発生や SRV の開放等によると考えられる上昇が、14 日 20 時頃、21 時頃、23 時頃に 観測され、格納容器圧力は 0.75MPa[abs]程度にまで至る。

その後、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、正門付近の線量 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ある。 なお、15日の午前から夜にかけて継続的に放出があったものと推定され、この間に 放出された放射性物質が飯舘村などの汚染に繋がっていると考えられている。

また、格納容器圧力が 0.7MPa[abs]以上を推移していた、3 月 14 日 23 時 30 分頃 から 15 日 7 時 20 分頃までの間に、漏えいが始まっていた可能性がある。

しかし、計測されたパラメータや観測事実から、どの時点でどこから実際に漏えい が生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、明らかにする必要がある。



<課題リスト~2号機~>

No. 2号機-12	号機:2	分類:B⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:一	
件名:2号機1	5 日の CA	MS 指示値のâ	急上昇について	検討結果:添付資料 2-11	2-10,

2 号機の 3 月 15 日の朝方からの CAMS (D/W) の指示値を見ると、6 時頃まで単 調に増加していた指示値(6:20、63Sv/h)が、6 時間程度の測定データの空白期間を 経た後、12 時頃には低下(11:25、46Sv/h)していることが確認できる。これは、格 納容器圧力低下に伴う FP の放出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 135Sv/h に CAMS (D/W)の指示値が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。



No.	2号機-13	号機:2	分類:B⑥	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.43,44
件名	:2 号機水	素爆発が起	記きなかったこ	ことについて	検討結果:

1,3,4号機において水素爆発が起きたが、2号機においては、水素爆発は起きていない。この結果に影響を与えた要因のひとつとして、原子炉建屋オペレーティングフロアのブローアウトパネルが空いていたことが理由である考えられているが、その可能性を定量的に評価したものは存在しない。そのため、爆発が起きなかった原因について定量的な詳細検討を実施する。



図 2号機ブローアウトパネルの開放状況

No.	3号機-1	号機:3	分類:A2	事故進展:(1)	安全	対策との関連:p.20,29
件名	:3 号機 R	CIC の停」	上原因について	T		検討結果:添付資料 3-5

3 号機は、津波到達直前の3月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、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、主蒸気逃がし安全弁とRCICにより原子炉圧力・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CSTを水源として原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした。

3月12日11時36分に中央制御室のRCICの状態表示灯が停止表示、流量や吐出 圧力計などの指示値が0となり、RCICが停止したことを確認した。その後、現場で 停止状態を確認し、中央制御室にてリセット後、再起動操作が試みられたが、起動後 すぐに蒸気止め弁のトリップ機構のラッチが外れ、蒸気止め弁が閉まり停止した。

また、翌日 HPCI 停止後にも、RCIC 蒸気止め弁の機械機構部の噛み込み状態を確認、調整し、起動前の状態確認をしたのち、3月13日の5時8分に RCIC 制御盤にて起動操作したが、蒸気止め弁が閉まり停止した。

RCIC は設計条件の8時間以上運転を継続したものの、更なる信頼性向上に資する ため、バッテリー容量と実負荷との関連や、何が原因でラッチが外れ RCIC が停止し たかを明らかにする必要がある。



<課題リスト~3号機~>

No.	3号機-2	号機:3	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全	対策との関連:一
件名 いて	:3 号機指	<b>示</b> 不良後	の原子炉水位	計指示値の挙動	につ	検討結果:

3 号機の原子炉水位計は、3 月 13 日 12 時以降、注水の状況に関わらず概ね一定 値を示しており、1 号機の水位計同様、基準面器配管、炉側配管の計装配管内の水位 が低下し、正しい値を示さなくなったものと考えられる。

水位計測に用いられている凝縮槽方式の水位計は、格納容器が高温になることや原 子炉が減圧することで、凝縮槽内部配管の水が蒸発し、正しい水位を指示できなくな る。

しかしながら、水位計の計測値から、基準面器配管と炉側配管の差圧が分かるため、 原子炉の減圧時間や炉水位について何らかの情報が得られる可能性がある。



No.	3号機-3	号機:3	分類:B①	事故進展:(1)	安全	対策との関連:p.17,18,39,40
件名	:3号機圧	力抑制プー	ールの温度成層	層化について		検討結果:添付資料 3-7

3号機は津波到達後の RCIC 運転期間中、RCIC 及び主蒸気逃がし安全弁からの排 気蒸気により、D/W 圧力が上昇傾向にあった。

MAAP 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 D/W 圧力の挙動を再現できていない。(HPCI が運転を開始し た 12 日 12 時頃までは D/W 圧力は解析に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、実測値は大きく低下。)

これについて、「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、平成24年2月1日)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D/W 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。



上記を踏まえ、12日22時頃までのD/W圧力挙動について検討を行う。

<課題リスト~3号機~>

No.	3号機 <b>-</b> 4	号機:3	分類:B①	事故進展:(2)	安全対策との関連:一		
					(状態監視機能の強化として p.26)		
件名:3号機 HPCI 運転中の原子炉水位の挙動 検討結果:添付資料 3-3					検討結果:添付資料 3-3		

3 号機では、高圧注水系(HPCI)が、原子炉水位高(L-8)インタロックにより 停止しないよう、テストラインから水源の復水貯蔵タンクに戻るラインを利用し、さ らに流量制御器の設定値を変更することで、原子炉への注水量を調整していた。HPCI 運転中の3月12日20時36分に原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位が監視で きなくなったことから、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCIの 吐出圧力などにより運転状態を監視した。

当社が平成24年3月に公表した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、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おり、解析は過大評価となっている(解析値は補正後の水位 より1m程度高い水位となっている)。従って、実機におけるHPCIの注水量は、解 析で設定した条件よりも少なかった可能性が高い。

そこで、HPCIの注水量の過大評価を見直し、炉心・格納容器の状態把握にあたって、実際の事故進展がどうであったか検討する。



No.	3号機-5	号機:3	分類:B①	事故進展:(2)	安全	対策との関連:―
件名	:3 号機 H	IPCI 停止行	後の原子炉水体	立の挙動		検討結果:添付資料 3-3,
						3-4

3 号機では、高圧注水系(HPCI)が、原子炉水位高(L-8)トリップにより停止 しないようテストラインから水源の復水貯蔵タンクに戻るラインを利用し、さらに流 量制御器(FIC)の設定値を変更することで、原子炉への注水量を調整していた。HPCI 運転中の3月12日20時36分に原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位が監視で きなくなったことから、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCIの 吐出圧力などにより運転状態を監視した。

12日20時36分以降、翌13日4時頃まで水位は計測されておらず、計測が開始された水位は燃料域水位計でみるとTAF-2mほどであった。しかし、MAAP解析では3号機が減圧された9時頃まで水位がTAFを維持しており、水位を過大評価している。

これは、12日20時36分以降 HPCI による原子炉への注水量が解析で設定した値 より少なかったことを意味しており、手動停止した13日2時42分よりも前に HPCI が停止した可能性も考えられる。

以上から、実機における HPCI の注水量は、解析で設定した条件よりも少なかった 可能性が高く、過大評価された HPCI の注水量を見直し、炉心・格納容器の状態把握 にあたって、実際の事故進展がどうであったか検討する。



110. 3万饭0 万饭	·3 分類:BU	事故進展:(2)	安全対策との関連:一
件名:3号機13日9	時頃の原子炉圧力	りの急速減圧挙動	物 検討結果: 添付資料 3-3, 3-4

3号機では、3月13日2時42分にHPCIを手動停止して以降、原子炉圧力が上 昇に転じ、5時間ほど約7MPa[abs]を推移していた。その後、13日9時8分頃、中 央制御室で復旧班2名が12Vバッテリーを10個直列に接続する作業を開始してい たところ、運転員が原子炉圧力の低下を確認した。

この原子炉圧力の低下挙動は、運転員による計測データ、チャートの記録と2つの 観測記録から確認できる。チャートでは正確な数値はわからないものの連続的な変化 が捉えられており、そこから減圧の速度を評価すると、2~3 分程度の間に7MPa[abs] 程度の圧力から1MPa[abs]程度の圧力まで急激に減圧している。

この時、SRV 制御盤にバッテリーを接続する作業は終了しておらず、SRV の手動 操作による減圧ではない。この減圧メカニズムについて検証する。



No. 3号機-7	号機:3	分類:B①	事故進展: (2)	安全	対策との関連:一
件名:3号機	13 日急速洞	は圧後の原子炉	「圧力の挙動		検討結果: 添付資料 3-3, 3-4

3 号機では、高圧注水系(HPCI)の停止後、13 日の9時08分頃、主蒸気逃がし 安全弁(SRV)の開操作のためバッテリーを接続する作業をしていたが、作業中に原 子炉圧力の低下が確認され、原子炉圧力容器は減圧している。その後、チャートに記 録された原子炉圧力によれば、13 日 10 時頃と12 時頃に、原子炉圧力は急激に上昇 し、その後緩やかにしている。

これらの圧力挙動は、上記のバッテリー接続作業完了後、13日9時50分に実施した SRV の開操作と、12時頃確認されたバッテリーの配線外れを復旧した後に実施した SRV の開操作に対応するものと考えられる。しかしながら、この時の圧力上昇は、13日2時42分に HPCI を停止した際に観察されている圧力上昇に比べ、急峻である。 HPCI 停止により HPCI タービン蒸気加減弁が閉止することと、SRV が閉止することは、原子炉の蒸気の逃げ場がなくなる点で同じであり、どちらも同等な圧力上昇をするものと予測され、観測された圧力挙動と異なる。この圧力上昇は、溶融した燃料が下部プレナムに移行する過程や、水素が大量に発生した過程をとらえた可能性もある。

そこで、これらの圧力挙動について考察するとともに、事故進展への影響を検討する。



No.	3号機-8	号機:3	分類:B①	事故進展:(2)	安全	対策との関連:p.40
件名	:3 号機べ	ント操作問	寺の格納容器	E力の挙動		検討結果:添付資料 3-8

3 号機では、3 月 13 日 8 時 41 分に 圧力抑制室(S/C) ベントのライン構成が完 了し、13 日 9 時 24 分に D/W 圧力の減少が確認されたことから、ベントが実施され たと発電所対策本部が判断している。その後、S/C ベント弁(空気作動弁)大弁の駆 動用空気や仮設の小型発電機を用いた励磁回路の問題により、S/C ベント弁大弁が数 度にわたって閉状態となり、その度に原因を除去し、S/C ベント弁大弁の開操作を実 施している。

この間、計測された D/W 圧力は上昇と下降を繰り返しているが、時系列で整理されているベントタイミングと計測された D/W 圧力が低下するタイミングが一致していないものが多い。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、D/W 圧力低下の効果は小さいと考えられる。

そこで、一連のベント操作時の D/W 圧力の挙動について、その原因を検討する。



No.	3号機-9	号機:3	分類:B③	事故進展:(1)	安全	対策との関連: p.27~36
件名	:3号機原	子炉圧力家	容器の気相漏え	えいについて		検討結果:-

MAAP 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、 原子炉圧力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。

No.	3号機-10	号機:3	分類:B③	事故進展:(1)	安全	対策との関連	連:p.27~43
件名	:3 号機格	納容器の多	気相漏えいに~	ついて		検討結果:	添付資料 3-8

3号機は、3月13日9時頃の原子炉の急速減圧に伴う D/W 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、その後13日9時24分、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。

その後、D/W 圧力は、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・ 減少を繰り返したものの、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示 さなくなった。

3 号機の MAAP 解析においては、原子炉格納容器の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、建屋上部の原子炉ウェル周辺で蒸気放出が観 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。

また、格納容器への窒素封入後の応答として、格納容器圧力が上昇した1、2号機 と比べて、3号機の格納容器は大気圧で変動がなかった。さらに、原子炉格納容器ガ ス管理設備を用いた測定により、1、2号機の格納容器内の酸素濃度はほぼ0%であ るのに比べて、3号機では格納容器内の酸素濃度が高く、大気が格納容器内へ混入し ていると考えられている。

このように、格納容器ベントを頻繁に実施した3号機が、格納容器の気相部漏えいの程度が最も大きいと推測されるが、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたか、明らかにする必要がある。



No. 3	3号機-11	号機:3	分類:B④	事故進展:(2)	安全	対策との関連:一
件名:	3 号機原	子炉建屋_	上部からの大量	量の蒸気発生		検討結果: 添付資料 3-8

3号機では、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他、西側から昇る蒸気が観測 されており、使用済み燃料プールの水温が十分に低下した後も、継続して建屋上部で 蒸気放出が観察されている。

また、平成 23 年 8 月 24 日に実施した、原子炉建屋上部のダストサンプリングにおいて撮影された映像から、シールドプラグ縁辺部、歪みを生じた DS ピットゲート周辺等から蒸気(湯気)の漏出が確認されている。

このように、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る。



平成23年3月16日撮影



平成23年3月21日撮影



No.	3号機-12	号機:3	分類:B⑦	事故進展:(2)	安全	対策との関連:
件名	:3 号機消	防車による	る注水条件の変	変更		検討結果:-

3 号機の消防車による原子炉代替注水は、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、一旦中断している。その後、注水が再開された時間は 当初 14 日 16 時 30 分頃と考えられていたが、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、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、15 日 2 時 30 分に注水が再開していることも、 新たに分かっている。

上記の操作時系列の変更による事故進展への影響を確認する。

## MAAP5 による最新の解析結果

### 1. 1 号機の MAAP5.01 による最新の解析結果

## 1. 1 プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 1-1 にプラント条件を、表 1-2 に事象イベントを 示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した

「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」 に加え、平成23年12月22日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対 応について」等、平成23年5月以降に公表した時系列に従い設定したものであ る。

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MWt(定格出力)
初期原子炉圧力	6.92MPa [abs](地震直前の運転圧力)※
初期原子炉水位	4376mm(TAF からの水位)※
RPV ノード分割	添付資料1 図4
有効炉心ノード分割数	半径方向:5ノード
	軸方向:10ノード
被覆管破損温度	727°C (1000K)
燃料溶融	添付資料1 表2
格納容器モデル	添付資料1 図5
格納容器空間容積	D/W 空間:3410m <sup>3</sup>
	S/C 空間:2620m <sup>3</sup>
サプレッション・プール水量	$1750 { m m}^3$
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル
	(燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊
	熱相当になるようパラメータを調整)

表 1-1 1号機 プラント条件

※「6. 過渡現象記録装置データ」(イベント検出:14:47:03 900 \*,秒)

・原子炉圧力(N/R)A、B、C 6.82MPa(gage)

・原子炉水位(N/R)A、B、Cの平均 (3427+(949+956.5+940)/3)mm

凡例	○:記録あり	△:記録に基づき推定	□:解析_	上の仮定とし	ノて整理
----	--------	------------	-------	--------	------

時系列					准士	○の場合:記録の参照箇所
No	E	時	事象イベント	分類	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
1	3/11	14:46	地震発生	0		—
2		14:48	原子炉スクラム	$\bigcirc$	H24.6.20 報告 「福島原子力事故調査報告書」7.1 (2) 津波	
				U	る設備被害」	
3		14:48	MSIV 閉		「6. 過渡現象記録装置データ」※1	
				~	主蒸気流量な	<sup>30</sup> となる時刻と MSIV 閉を示す信号の時刻に多少ずれが
				$\bigtriangleup$	あるものの構	既ね 14:48 前後であることから、解析では MSIV 閉止後の
					RPV 圧力変	化を合わせるため 14:48 に MSIV 閉止と設定。
4		14:52	IC(A) (B)自動起動	$\bigcirc$	「6.過渡り	見象記録装置データ」※1
5		15:03	IC(A)停止	$\bigcirc$	「6.過渡到	見象記録装置データ」※1
		頃		U		
6		15:03	IC(B)停止	$\bigcirc$	「6.過渡到	見象記録装置データ」※1
		頃		$\cup$		
7		15:05	CCS 系トーラスクーリング(A)インサ		「6.過渡り	見象記録装置データ」※1、
			ービス	$\cap$	H23.5.23 報	告「東北太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運
				U	転記録及び事	事故記録の分析と影響評価について」(その後全交流電源喪
					失に伴い停」	E)
8		15:10	CCS系トーラスクーリング(B)インサー	0	「6. 過渡到	

添付資料 3-2

時系列					/曲 尹.	○の場合:記録の参照箇所
No	日時		事象イベント	分類	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
			ビス		H23.5.23 報	告「東北太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運
					転記録及び	事故記録の分析と影響評価について」(その後全交流電源喪
					失に伴い停」	上)
9	15:	:17	IC(A)再起動	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
10	15:	:19	IC(A)停止	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
11	15:	:24	IC(A)再起動	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
12	15:	:26	IC(A)停止	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
13	15:	:32	IC(A)再起動	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
14	15:	:34	IC(A)停止	0	「6.過渡琴	見象記録装置データ」※1
15	15:	:37	全交流電源喪失	0	H23.5.16 報	告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
16	18:	:18	IC(A)系 2A, 3A 弁開/蒸気発生確認		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本
					解析では全弦	交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定
					₩2	
17	18:	:25	IC(A)系 3A 弁閉		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本
					解析では全弦	交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定
					₩2	
18	20:	:50	原子炉代替注水ラインが完成し、ディ		H23.12.22 🕏	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			ーゼル駆動消火ポンプ(以下、DDFP)		原子炉圧力 <i>t</i>	が高く、DDFP による注水は RPV に届いていなかったもの
			を起動(減圧後に注水可能な状態)		と推定	
19	21:	:30	IC 3A 弁開/蒸気発生確認		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本
					解析では全弦	交流電源喪失以降 IC の機能が喪失していたものと仮定

時系列					供求	○の場合:記録の参照箇所
No	F	時	事象イベント	分類	分類 頒考	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
					₩2	
20	3/12	1:48	DDFP 停止を確認		H23.12.22 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について	
					原子炉圧力;	が高く(3/11 20:07 7.0MPa[abs](現場確認)、3/12 2:45
					0.9MPa[abs	](中操計器復旧)、この間の原子炉圧力はわからないが)、
					DDFP による	る注水は RPV に届いていなかったものと推定
21		4:00	消防ポンプによる淡水注水開始		H23.12.22 7	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
					(4:00頃13	00L 淡水注水)
					添付 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」※3
22		4:02	消防ポンプによる淡水注水停止		H23.12.22 7	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
					添付 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」※3
23		5:46	消防ポンプによる淡水注水再開		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
					添付 1-5「消	的車による1号機原子炉注水の注水量に関する検討」
24		14:30	格納容器ベントについて、10:17 圧力抑		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め。
			制室側 AO 弁操作を実施し、14:30 に格	~	格納容器圧フ	りの低下から 14:30 に格納容器ベントがなされたことを判
			納容器圧力低下を確認		断したが、角	解析上では実測された格納容器圧力の推移にあうように
					14:11 にベン	ト弁開を仮定した。
25		14:53	消防ポンプによる淡水注水停止		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
					添付 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」※3
26		15.27	格納容器ベント弁閉止	~	解析上、実涯	則された格納容器圧力の推移にあうように 15:27 にベント
					弁閉を仮定し	した。
27		15:36	1号機原子炉建屋の爆発	0	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め

添付資料 3-4

時系列					供求	○の場合:記録の参照箇所
No	E	時	事象イベント	万狽	佣石	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
28		19:04	消防ポンプによる海水注水開始		H23.8.10 プ	レス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所
					における対応	芯状況について」
					添付 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」※3
29		21:45	消防ポンプによる海水注水停止		H23.8.10 プレス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所	
					における対応状況について」 添付 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」※3	
30		23:50	消防ポンプによる海水注水再開		添付 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」※3
31	3/14	1:10	消防ポンプによる海水注水停止		添付 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」※3
32		20:00	消防ポンプによる海水注水再開		添付 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」※3

※1 「6. 過渡現象記録装置データ」を根拠とする事象イベントは、の 3/11 14:42:03 から約 35 分間の 10ms 周期データ(H23.5.16 報告) と 3/11 12:00:59~15:36:59 の間の 1min 周期データ(H25.7.17 報告)に基づき設定。

※2 全交流電源喪失以降の IC の動作についても不明な点があるものの、機能したことの記録が不足していることから、IC の機能が喪失しているものと仮定。

※3 注水流量変更の時期や注水流量については、添付資料 1-4 に記載の操作実績と添付資料 1-5 での検討に基づき設定。注水流量入力値に ついては、添付資料 1-1 に記載。

### 1. 2 計測されたプラントデータからの条件設定

解析においては、計測されたプラントデータから、以下の仮定をおいている。

① 原子炉圧力容器からの気相漏えいの仮定について

1 号機では、格納容器圧力は 3 月 12 日 1 時 05 分で 0.6MPa[abs]、2 時 30 分で 0.84MPa[abs]、原子炉圧力は 3 月 12 日 2 時 45 分で 0.9MPa[abs] が測定されており、早い段階で原子炉圧力容器(以下、RPV)と格納容器の 圧力が均圧化していた可能性がある。また、3 月 11 日 20 時 07 分に原子炉 圧力が 7.0MPa[abs]であったことが確認されており、これは主蒸気逃し安全 弁(以下、SRV)の安全弁機能での吹き止まり圧力程度の値であり、吹き止 まり時点をちょうど観測した可能性もあるが、SRV による減圧とは異なる メカニズムで減圧した可能性もある。

平成23年5月に公表した解析においては原子炉圧力の低下は原子炉圧力 容器の破損時に発生しており、3月11日20時07分の原子炉圧力測定結果 の再現ができていない。また、格納容器圧力においても、SRVから圧力抑 制室(以下、S/C)への蒸気放出が継続している条件では、実測された3月 12日1時05分、2時30分の高い格納容器圧力を再現出来ていない。

そのため、本解析では、炉内構造物の配置や機器の設計情報等から、燃料 の過熱および溶融に伴う炉内温度の上昇により、原子炉圧力容器からドライ ウェル(以下、D/W)への気相漏えいが発生したと仮定して解析を実施した。

原子炉圧力容器からの漏えいが想定される箇所としては、炉内核計装のド ライチューブおよび主蒸気配管フランジのガスケット部が挙げられる。炉内 核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷する可能性が あり、D/W 内に直接蒸気が漏えいする可能性がある。また、主蒸気配管フ ランジのガスケットは 450℃程度の温度環境でシール機能を喪失する可能 性がある。そこで解析においては、原子炉圧力容器気相部からの漏えいとし て、炉心最高温度が 1427℃(SUS 融点)に達するタイミング(地震発生か ら約 4.4 時間後)で核計装のドライチューブからの漏えい(0.00012m<sup>2</sup>)を 仮定し、炉内ガス温度が 450℃程度となったタイミング(地震発生から約 5.6 時間後)で主蒸気配管フランジのガスケットからの漏えい(0.0015m<sup>2</sup>) を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で原子炉圧力容器から漏えいがあったのか否か、また、漏えいが解析上仮定した条件で計装管の ドライチューブ及び主蒸気配管のガスケットから漏えいが発生したのか否 かについては、現時点では不明である。 ② 格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせる ため、原子炉圧力容器破損時に原子炉建屋補機冷却系配管の損傷による漏え い(0.0018m<sup>2</sup>) とその後の格納容器過温等による漏えい(地震発生から 21.0 時間後 0.0012m<sup>2</sup> (デブリによる一部閉塞)、地震発生から 24.7 時間後 0.00195m<sup>2</sup> (ベント弁閉止後)、地震発生から 51.2 時間後 0.0024m<sup>2</sup> (漏え い孔拡大))を1つの漏えい孔として仮定した。

格納容器過温による漏えいを仮定した、地震発生から 21.0 時間後では、 格納容器温度は約 300℃以上となっており、格納容器設計温度(138℃)を 大幅に超えている。過去の研究において※、このような過温条件ではガスケ ットは損傷に至る可能性があるとの知見があることから、格納容器からの漏 えいが事実とすれば過温によるガスケット損傷は要因の一つとして考えら れる。また、地震発生から 51.2 時間後における格納容器からの漏えい面積 の増加の仮定に関しても、解析において格納容器温度は高温で推移している ことから、漏えい箇所が徐々に増加することは要因の一つとして考えられる。 但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にその時点で格納容器から漏え いがあったのか、計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかっ たのかは、現時点では不明である。

- % K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., ``High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl. Eng. Des.,145, 375-386 (1993).
- ③ 非常用復水器の動作条件に対する見解 全交流電源喪失以降の非常用復水器(以下、IC)の動作状況は未だ不明 確であることから、解析においては全交流電源喪失以降の動作は仮定しな いこととした※。

なお、全交流電源喪失より前の期間は、IC 片系の間欠動作により原子炉 圧力は SRV の動作設定圧力(約 7.4MPa[abs])以下で制御されていた。

※ 平成 23 年 10 月 18 日に、現場の IC 胴側水位計を確認したところ、A 系:65%、B 系:85%(通常水位 80%)であった。

ICの冷却水温度のチャートによると、B系は70℃程度で温度上昇がと まっていることから、冷却水の水位変化を伴う冷却水の蒸発は少なかった ものと考えられる。また、A系は津波到達時点と同じ頃に飽和温度である 100℃程度に上昇していることから、A系の冷却水の水位低下は主に津波 到達後の熱交換によるものと考えられる。

ただしA系については、①格納容器内側隔離弁の開度が不明であること、 ②燃料の過熱に伴う水-ジルコニウム反応で発生した非凝縮性ガスであ る水素が IC の冷却管に滞留することで、IC の除熱性能は低下すること、 ③時期は不明だが、遅くとも 12 日 2 時 45 分には原子炉圧力が低下してお り、圧力の低下により原子炉で発生した蒸気が IC へ流れ込む量が低下す ることで、IC の除熱性能は低下すること、といった理由から、津波到達 以降、IC が実際にどの程度の性能を維持し、いつまで機能していたかは 不明である。

従って、全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした平成23年5 月の解析の設定については、適当なものであったと考えられる。

④ 注水量の設定について

添付資料 1-5 に示すとおり、消防車代替注水時のバイパス経路からの流 出を考慮し、消防車吐出圧力一定の条件で原子炉への注水量を評価した。 本解析入力値については、添付資料 1-1 に示す。なお、測定された原子炉 水位は、添付資料 1-2 に示すとおり、水位計内の水の蒸発により、実際よ りも高い水位を指示していたと考えられるため、解析上、参考としない。

⑤ 崩壊熱の設定について

この解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した

# 1. 3 MAAP 解析の解析結果

表1-3に解析結果を記載する。

項目	解析結果		
炉心露出開始時間 (シュラウド内水位が TAF に到達した時間)	地震発生後約 3 時間 (3月11日18時00分頃)		
炉心損傷開始時間 (炉心最高温度が 1200℃ に到達した時間)	地震発生後約 4 時間 (3月11日18時40分頃)		
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 15 時間 (3月12日5時40分頃)		

表 1-3 1号機 解析結果のまとめ







図 1-2 1号機 原子炉圧力容器圧力変化







図 1-4 1 号機 炉心温度変化



図 1-6 1号機 格納容器温度変化



図 1-7 1 号機 水素発生量変化



図 1-8 1号機 FPの放出割合 (1/4)



図 1-9 1 号機 FP の放出割合 (2/4)








図 1-13 1 号機 FP の存在割合 (2/2)





スクラム後 約5.0時間





# スクラム後 約 12.0 時間



# 図 1-14 1号機 炉心の状態図

# 2. 2号機の MAAP5.01 による最新の解析結果

# 2.1 プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 2-1 にプラント条件を、表 2-2 に事象イベントを 示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」 に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対 応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものであ る。

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt(定格出力)
初期原子炉圧力	7.03 MPa[abs] (通常運転圧力)
初期原子炉水位	約 5274 mm(通常水位:TAF 基準)
RPV ノード分割	添付資料1 図6
有効炉心ノード分割数	半径方向:7ノード
	軸方向:24 ノード
被覆管破損温度	727°C (1000K)
燃料溶融	添付資料1 表2
格納容器モデル	添付資料1 図7
格納容器空間容積	D/W 空間:4240 m <sup>3</sup>
	S/C 空間:3160 m <sup>3</sup>
サプレッション・プール水量	2980 m <sup>3</sup>
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル
	(燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩
	壊熱相当になるようパラメータを調整)

表 2-1 2号機プラント条件

	時系列			八拓	5 供考	○の場合:記録の参照箇所
No	E	]時	事象イベント	万短	加石	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
1	3/11	14:46	地震発生	0	_	
2		14:47	原子炉スクラム	0	H23.5.16 報	告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
3		14:50	RCIC 手動起動	$\cap$	H23.8.10 プ	レス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所
				0	における対応	芯状況について」
4		14:51	RCIC トリップ (L-8)	$\cap$	H23.8.10 プ	レス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所
				0	における対応	芯状況について」
<b>5</b>		15:02	RCIC 手動起動	0	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
6		15:07	RHR による S/C 冷却		2号機プロセ	こス計算機データ、運転日誌
		$\sim$		0		
		15:25				
7		15:25	RHR による S/C スプレイ		2号機プロセ	こス計算機データ、運転日誌
		$\sim$		$\bigcirc$		
		15:37				
8		15:28	RCIC トリップ (L-8)	0	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
9		15:39	RCIC 手動起動	$\bigcirc$	H23.8.10 プ	レス「福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所
				$\cup$	における対応	芯状況について」
10		15:41	全交流電源喪失	$\bigcirc$	H23.5.16 報	告 4.運転日誌類 当直長引継日誌

凡例 ○:記録あり △:記録に基づき推定 □:解析上の仮定

	時系列			八拓	<b>/</b> 世 <b>本</b>	○の場合:記録の参照箇所
No	E	時	事象イベント	プ規	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
11	3/12	4:20	RCIC 水源を復水貯蔵タンクから圧力		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
		頃	抑制室に切替	~	解析上は、、	この時間の幅の中で、実測値の原子炉圧力に合うタイミン
		$\sim$		$\bigtriangleup$	グ(3/12 4:2	20)に設定。
		5:00				
12	3/14	13:25	RCIC 機能喪失を判断 (原子炉水位低下		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
			傾向による)		当該時刻は	RCIC の停止を判断した時刻であるため、解析上は、3/14
				$\bigtriangleup$	18:00 頃に 8	SRV を開した際の水位(原子炉圧力/格納容器温度による
					補正後の水住	立)におよそ合うように RCIC 機能低下のタイミングを設
					定。	
13		16:34	原子炉圧力容器減圧(SRV1 弁開)操作		H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
			開始	0	この段階でに	はSRV が開しているわけではないため、解析条件としては
					設定しない。	
14		16:34	消火系ラインを用いた海水注入作業開	$\cap$	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め ※1
			始	$\cup$		
15		18:00	SRV1 弁開により原子炉圧力が低下し	$\bigcirc$	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
		頃	減圧開始を確認	$\cup$		
16		19:20	消防ポンプが燃料切れで停止していた	$\bigcirc$	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め ※1
			ことを確認	U		
17		19:54	消防ポンプ起動	0	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め ※1 ※2
18		19:57	消防ポンプ2台目起動	0	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め ※1
				_		

時系列					<b>冲</b> 本	○の場合:記録の参照箇所
No	F	時	事象イベント	万短	佣丐	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
19	3/14	21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧、水位が	$\bigcirc$	H23.5.16 報	告 7.各種操作実績取り纏め
			回復する	U	解析上は作動	動なしと仮定。
20		23:25	RPV から格納容器 (D/W) への気相漏	~	格納容器圧力	カの顕著な上昇が観測された当該時間帯に、格納容器への
			えいを仮定	$\bigtriangleup$	直接漏えいた	が発生したものと仮定。
21	3/15	1:10	SRV1 弁開	~	H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
				$\bigtriangleup$	解析上は作動	動なしと仮定。
22		2:22	SRVの開操作に入る	~	H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
				$\bigtriangleup$	解析上は作動	動なしと仮定。
23		6:00	衝撃音発生。圧力抑制室内の圧力が		H23.12.2 7	<sup>ペ</sup> レス「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)」にて衝
		$\sim$	0MPa[abs]を示す		撃音は4号	機の爆発によるものと判断している。2 号機の S/C 圧力は
		6:10		~	このタイミン	ングで 0MPa[abs]に下がっていることから、計器誤差まで
		頃			考慮し、何ら	らかの損傷が発生して S/C 圧力が低下した可能性は否定で
					きていないな	が、D/W 圧力は維持されていることから、解析上は当該時
					刻における》	扇えい事象の発生を仮定しないこととした。
24		7:20	格納容器(D/W)からの気相漏えいを	~	格納容器圧力	カが低下しているため、当該時刻から格納容器(D/W)か
			仮定	$\bigtriangleup$	らの気相漏が	えいを仮定

※1 海水注水開始の時期について、3/14 19:20 の記録で「消防ポンプが停止」とあることから、3/14 16:34 以降原子炉が減圧された段階であ る程度の注水がなされた可能性があるが、解析上はその後の水位上昇が確認された 3/14 19:54 からの注水を、最初の海水注水開始時期 と仮定。

※2 注水流量変更の時期や注水流量については、添付資料 1-4 に記載の消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定。注水流量の解析入 力値については、添付資料 2-3 に記載。

### 2.2 計測されたプラントデータからの条件設定

① 原子炉隔離時冷却系(以下、RCIC)の運転条件に関する仮定

地震後、RCICの手動起動と原子炉水位高による自動停止を繰り返すことで 原子炉水位を制御しており、3月11日15:39に3回目にRCICを手動起動し た後、津波により全電源を喪失した。その後RCICは直流電源喪失により制 御電源を失った状態で、約3日間運転を継続した。

RCIC は制御電源を失うと、添付資料 2-4 の通りタービン蒸気加減弁が全開 となる。津波到達前後まで記録されていたプロセス計算機データによると、一 部のデータが異常を示し始めているものの、11 日 15:45 分頃から原子炉水位 が上昇し原子炉圧力が減少する様子が測定されている。また、添付資料 2-1 の 通り、仮設発電機により原子炉水位の測定を再開した 3 月 11 日 22 時以降は、 原子炉水位は測定上限で一定値を示しており、実際の原子炉水位は主蒸気管近 傍まで到達していたと推定されている。また、原子炉圧力は通常運転圧力より も低く推移しており、RCIC タービンは二相流により駆動されていたと推定さ れている。

そこで、電源喪失直後の RCIC の挙動として、プロセス計算機の原子炉水 位上昇を模擬するよう注水流量を定格より多めに設定した。その後、原子炉水 位が主蒸気管に到達した以降は、低めに推移した原子炉圧力挙動を再現できる よう、RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを二相流として流出させると ともに、注水流量を定格流量の 1/3 程度である 30t/h に設定した。また、3 月 14 日 9 時頃から見られる RCIC の注水機能低下後の原子炉圧力の上昇挙動を 再現するために、RCIC タービンへの蒸気流量を調整した。この RCIC 運転状 態に関する考察を添付資料 2-1 に示す。

なお、2 号機のように RCIC 運転中に制御電源を喪失しタービン蒸気加減弁 が全開となると、本来であれば機械式のタービン過速度トリップが働くと考え られる。直流電源を喪失した RCIC が運転を継続できた理由や、制御電源喪 失のタイミングは明らかになっていない。

② 3月12日0時頃~14日12時頃における格納容器圧力について

格納容器圧力(D/W 圧力、S/C 圧力)は、RCIC の運転により排気蒸気が S/C に流入することで上昇することとなるが、3月12日0時頃~14日12時 頃において、推測される挙動よりも緩慢な上昇を見せている。この挙動を再現 するため、トーラス室が津波到達以降徐々に浸水することで、格納容器内の熱 が S/C 境界から伝熱し格納容器外へ移行したものと仮定して解析を実施した。 詳細を添付資料 2-2 に示す。

### 注水量の設定

2 号機については、全交流電源喪失後も RCIC による注水を行っていたが、 ①に記載のとおり、解析では電源喪失直後は注水流量を定格より多めに設定した。その後、原子炉水位が主蒸気管に到達した以降は、低めに推移した原子炉 圧力挙動を再現できるよう、RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを二相 流として流出させるとともに、注水流量を定格流量の 1/3 程度である 30t/h に 設定した。

RCICの機能喪失後、原子炉水位の実測値は、3月14日18時頃のSRV強制開放前にTAFを下回っており、SRV開後は減圧沸騰により大きく水位が低下し、減圧後はBAFを下回る水位となっている。原子炉減圧後の3月14日19時54分から消防車による海水注水を開始した。

また、SRV 強制開放後の3月14日21時頃、23時頃、15日1時頃に原子 炉圧力の散発的上昇と、格納容器圧力の上昇が観測されている。実際のSRV の開閉挙動については依然不明なところが多いが、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、高温環境下での電圧の不足による電磁弁 の不作動等によりSRV が動作しなかった可能性が考えられる。従って、原子 炉圧力の上昇・下降は、必ずしもSRVの閉・開によるものではない可能性が ある。

そこで、解析上は SRV1 弁が開維持されているという仮定を置き、消防車の注水による水-ジルコニウム反応に伴う原子炉圧力ならびに格納容器圧力の上昇を模擬するよう、消防車の注水量を設定した。また、この過程で原子炉 圧力が 1.1MPa[gage]を越えた時点で注水を一時中断するように設定した。

燃料溶融後は、水位計の水張り作業をした結果、最終的に水位計は正確な水 位を示していないと考えられることから、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、解析で求まる水位が燃料域以下程度を維持するよう、 消防ポンプの平均吐出流量(添付資料 1-4)を超えないように設定した。(添 付資料 2-3 参照)。

④ 原子炉圧力容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、格納容器圧力が顕著に上昇する時間帯である、地震発生から約81時間後(3月14日23時25分)に、原子炉圧力容器から格納容器(D/W)へ、計装管相当の漏えい(漏えい面積:0.005454m2)を仮定した。但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に原子炉圧力容器から漏えいがあったのかは、現時点で不明である。

⑤ 格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約89時間後(3月15日7時20分)に、格納容器(D/W)の気相部からの漏えい(漏えい面積:0.013m<sup>2</sup>)を仮定した。但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に格納容器から漏えいがあったのか、計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかったのかは、現時点で不明である。

⑥ 崩壊熱の設定について

今回の解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採用した

#### 2.3 MAAP 解析の解析結果

表 2-3 に解析結果を示す。

本解析では、別冊1に示す従来の MAAP4 による解析結果と比較して、全交 流電源喪失後の RCIC 流量を増加させたことにより、原子炉水位の上昇速度が 速くなっている。また、原子炉の強制減圧後、露出した炉心への消防車注水の 開始により、水ージルコニウム反応が誘起され、SRV が1 弁開いている状態で 原子炉圧力、格納容器圧力が上昇しているが、実測ほどの上昇を再現できてい ない。実際の SRV の開閉動作や消防車による注水量は、不明な点も多くさらな る検討が必要である。また、解析上は原子炉圧力容器の破損に至っていないが、 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。

項目	解析結果
炉心露出開始時間 (シュラウド内水位が TAF に到達した時間)	地震発生後約 75 時間 (3月14日18時10分頃)
炉心損傷開始時間 (炉心最高温度が 1200℃ に到達した時間)	地震発生後約 77 時間 (3月14日19時20分頃)
原子炉圧力容器破損時間	ー (本解析では原子炉圧力容器破損に至らず)

表 2-3 2 号機 解析結果のまとめ







図 2-2 2号機 原子炉圧力容器圧力変化



図 2-4 2 号機 炉心温度変化



図 2-3 2 号機 格納容器圧力変化







図 2-6 2 号機 水素発生量変化







図 2-8 2号機 FPの放出割合 (2/4)



図 2-10 2 号機 FP の放出割合 (4/4)











図 2-12 2 号機 FP の存在割合 (2/2)





### 図 2-13 2 号機 炉心の状態図

# 3. 3号機のこれまでの解析結果

## 3.1 プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 3-1 にプラント条件を、表 3-2 に事象イベントを 示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」 に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対 応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものであ る。

· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	
項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt(定格出力)
初期原子炉圧力	7.03 MPa[abs] (通常運転圧力)
初期原子炉水位	約 5274 mm(通常水位: TAF 基準)
RPV ノード分割	添付資料1 図6
有効炉心ノード分割数	半径方向:7ノード
	軸方向:24 ノード
被覆管破損温度	727°C (1000K)
燃料溶融	添付資料1 表2
格納容器モデル	添付資料1 図7
格納容器空間容積	D/W 空間:4240 m <sup>3</sup>
	S/C 空間:3160 m <sup>3</sup>
サプレッション・プール水量	2980 m <sup>3</sup>
崩壊熱	ANSI/ANS5.1-1979 モデル
	(燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩
	壊熱相当になるようパラメータを調整)

表 3-1 3号機 プラント条件

	時系列			八拓	供老	○の場合:記録の参照箇所等
No	E	]時	事象イベント	万短	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
1	3/11	14:46	地震発生	0	_	
2		14:47	原子炉スクラム	0	H23.5.16	報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
3		15:05	RCIC 手動起動	0	H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
4		15:25	RCIC トリップ (L-8)	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
5		15:38	全交流電源喪失	0	H23.5.16	報告 4.運転日誌類 当直長引継日誌
6		16:03	RCIC 手動起動	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
7	3/12	11:36	RCIC トリップ	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
8		12:06	DDFP による代替 S/C スプレイ開始	0	H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
9		12:35	HPCI 起動(L-2)	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
10	3/13	2:42	HPCI 停止	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
11		3:05	DDFP による代替 S/C スプレイ停止		H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			原子炉代替注水ラインへ切替の完了を中		HPCI 停止	:前から当該の操作を実施していたが、完了時刻が明確では
			央制御室に伝達	$\bigtriangleup$	ないため、	完了を中央制御室に伝達した時刻を S/C スプレイの停止
					時刻に設定	E。また、解析上は、この時期の原子炉圧力が高いため、
					当該時刻か	いらの注水は原子炉へ届いていなかったものと仮定。
12		5:08	DDFP による代替 S/C スプレイ開始		H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			(原子炉代替注水ラインからの切替)	$\bigcirc$		

凡例 ○:記録あり △:記録に基づき推定 □:解析上の仮定として整理

	時系列				進去	○の場合:記録の参照箇所等
No	E	時	事象イベント	万炽	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
13	3/13	7:39	DDFP による代替 D/W スプレイ開始	$\bigcirc$	H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			(代替 S/C スプレイからの切替)	0		
14		7:43	DDFP による代替 S/C スプレイ停止	0	H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
15		8:40	DDFP による代替 D/W スプレイ停止		H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
		$\sim$	原子炉代替注水ラインへ切替	$\bigtriangleup$	解析上は、	PCV 圧力が大きく上昇する 8:55 に D/W スプレイが停止
		9:10			したものと	設定
16		9:08	SRV による原子炉圧力の減圧	$\bigcirc$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
		頃		0		
17		9:20	格納容器ベントについて、格納容器圧力		H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏めでは、8:41 圧力抑制室側 AO
			の低下を確認	$\bigcirc$	弁操作によ	こってベントライン構成が終了しているが、格納容器の圧
					力低下が確	電認された 9:20 をベントの開始と設定。
18		9:25	淡水注入開始		H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
				$\bigcirc$	項目 15 の	時刻で DDFP による原子炉代替注水ラインが完了してい
				U	るので、原	原子炉減圧後に注水が開始されたものと仮定。消防車注水
					開始後は吐	出圧力の高い消防車からのみ注水されたと仮定。
19		11:17	格納容器ベントについて、駆動用空気圧	$\bigcirc$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
			抜けによるベントライン AO 弁閉確認	U		
20		12:20	防火水槽枯渇により淡水注入停止		H23.12.22	プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			淡水注入より海水注入ラインに切替開始	0	海水注水~	-の切替の間も DDFP は運転を継続していたが、運転状態
					が不明のた	とめ、DDFP からの注水はなかったものと仮定。

	時系列				<b>/</b> 世 土	○の場合:記録の参照箇所等
No	E	時	事象イベント	プ類	加方	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
21		12:30	格納容器ベントについて、開操作	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
22	3/13	13:12	海水注入ラインが完了、注水開始	0	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
23		14:10	格納容器ベントについて、ベント弁閉を	~	D/W 圧力の	の上昇から、3/13 12:30 開始のベントの終了をこの時刻に
			仮定		仮定。	
24		21:10	格納容器ベント, AO 弁開判断	~	H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
					解析上はI	PCV 圧力の低下が始まる 20:30 に設定した。
25	3/14	0:50	格納容器ベントについて、閉を仮定	$\bigtriangleup$	DW圧力の	つ上昇から、項目 24 のベントの終了をこの時刻に仮定。
26		1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止	$\bigcirc$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
27		3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始	$\bigcirc$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
28		5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側	$\cap$	H23.12.22	2 プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			AO 弁小弁を開操作開始			
29		6:10	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.12.22	2プレス「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」
			AO 弁小弁の開操作完了	0	3/14 5:20	に開操作開始、3/14 6:10 に開操作完了であるが、解析上は
					3/14 5:20	のタイミングでベントを実施。
30		11:01	原子炉建屋爆発	$\bigcirc$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
31		11:01	海水注水停止 (爆発の影響)	$\bigcirc$	H23.8.10	プレス「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所
					における対	す応状況について」
32		12:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側	$\wedge$	D/W 圧力の	の上昇から、項目 28 のベントの終了をこの時刻に仮定。
			弁閉を仮定			
33		15:30	海水注水再開	$\bigcirc$	H24.6.20	「福島原子力事故調査報告書」※1

	時系列			八拓	供土	○の場合:記録の参照箇所等
No	F	時	事象イベント	プ類	頒考	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
34		16:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側	~	D/W 圧力の	の下降から、当該時刻のベントを仮定
			弁開操作を仮定			
35	3/14	19:20	海水注入中断(19:20の 30 分から1時間		H25.7.17	プレス「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力
		$\sim$	前に消防車が停止していたことが確認さ	0	発電所プラ	ラントデータの追加・訂正について」※1
		19:54	れた)			
36		21:04	格納容器ベントについて、圧力抑制室側	~	D/W 圧力(	の上昇から、項目 34 のベントの終了をこの時刻に仮定
			弁閉操作を仮定	$\square$		
37		21.14	海水注入中断		H25.7.17	プレス「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力
		$\sim$		$\cap$	発電所プラ	ラントデータの追加・訂正について」※1
		3/15		U		
		2:30				
38	3/15	16:05	格納容器ベントについて、圧力抑制室側	$\cap$	H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏め
			弁開操作	$\cup$		
39	3/16	1:55	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏めでは当該の時刻にベントが
			弁開操作	$\bigtriangleup$	実施された	ことが記載されているが、D/W 圧力の変動がないことか
					ら、ベント	いは実施されなかったものと仮定
40	3/17	21:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:05 ベント弁開
			弁閉確認	$\bigtriangleup$	操作に対す	-る閉確認がなされているものの、D/W 圧力の推移から閉
					していない	いものと仮定
41		21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告 7.各種操作実績取り纏めでは、開操作の記載があるも
			弁開操作		のの、D/V	Ⅴ圧力の推移から開していないものと仮定

	時系列		八粘	1 供卖	○の場合:記録の参照箇所等	
No	E	時	事象イベント	万短	加石	△、□の場合:推定、仮定した根拠等
42	3/18	5:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対
			弁閉確認		象の期間タ	k
43	3/18	5:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対
		頃	弁開操作		象の期間タ	k
44	3/19	11:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対
			弁閉確認		象の期間タ	k
45	3/20	11:25	格納容器ベントについて、圧力抑制室側		H23.5.16	報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対
		頃	弁開操作		象の期間タ	k

※1 注水流量変更の時期や注水流量については、添付資料 1-4 に記載の消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定。注水流量の解析入 力値については、添付資料 3-2 に記載。

# 3. 2 計測されたプラントデータからの条件設定

① 注水量の設定

3 号機については、表 3・2 に記載のとおり全交流電源喪失後も原子炉隔離 時冷却系(RCIC)と高圧注水系(HPCI)による注水を行っていたが、HPCI の起動に伴い、原子炉圧力は約 1MPa[abs]に低下した。その後原子炉圧力 は低い値で推移しているが、この挙動は HPCI を流量調整しながら連続運 転していたことで、継続的に原子炉圧力容器から駆動蒸気を取り出していた ことに起因すると考えられる(添付資料 3-1 参照)。解析では計測された原 子炉圧力・水位をある程度模擬するように注水量を設定した。さらに、HPCI を手動停止する以前に駆動力不足により充分な原子炉注水が出来ていなか った可能性を考慮し、HPCI 注水量を設定した。(添付資料 3-2 参照)

また、3月13日9時25分から淡水注水を開始しているが、以降の注水 量については、次の仮定をおいて解析を実施した。

1号機の水位計校正により判明したように、最終的に水位計は正確な水位 を示しておらず、原子炉水位は炉心部が冠水するほどには維持できていない ものとして、解析で求まる水位が燃料域以下程度を維持するよう、また、計 測された格納容器圧力をある程度模擬するように、消防ポンプの平均吐出流 量を超えないように設定した(添付資料 3-2 参照)。

② 崩壊熱の設定について

今回の解析では、ANSI/ANS5.1-1979 モデルにおいて、燃料装荷履歴を 反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整したものを採 用した。

### 3. 3 MAAP 解析の解析結果

表 3-3 に解析結果を示す。

本解析では、別冊1に示す従来のMAAP4による解析結果と比較して、HPCI による原子炉への注水特性が大きく変わっている。これによる解析結果の変更 点として、特筆すべきは以下の3点である。

- ・ 原子炉水位の低下時間が大幅に早まり、運転員により HPCI が手動停止 された3月13日2時42分頃には概ね水位がTAF程度と、この頃から炉 心が露出するような状態となっていた。
- ・ それに伴い、炉心損傷の時間も大幅に早まり、燃料域水位計の水位低下 が止まる3月13日7時30分頃にはすでに炉心溶融も始まっていた。(解 析上の炉心最高温度2200℃到達時刻は5時30分)

事故進展が早まり、燃料を冷却できない時間が長期化した結果として、
原子炉圧力容器も破損するとの結果となった。

項目	結果
炉心露出開始時間 (シュラウド内水位が TAF に到達した時間)	地震発生後約 36 時間 (3月13日2時30分頃)
炉心損傷開始時間 (炉心最高温度が 1200℃に 到達した時間)	地震発生後約 38 時間 (3月13日5時10分頃)
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 64 時間 (3月14日7時10分頃)

表 3-3 3号機 解析結果のまとめ



図 3-1 3号機 原子炉水位変化



図 3-2 3号機 原子炉圧力容器圧力変化







図 3-4 3 号機 炉心温度変化







図 3-6 3号機 水素発生量変化







図 3-8 3号機 FPの放出割合 (2/4)





図 3-9 3号機 FPの放出割合 (3/4)







図 3-11 3 号機 FP の存在割合 (1/2)







# 図 3-13 3号機 炉心の状態

炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査状況

1. はじめに

平成23年11月30日に開催された、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(旧原子力安全・保安院)にて、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、圧力容器の状況と損傷・溶融した燃料の 落下状態を推定した。

炉心・格納容器内の状態推定に関して、その後の現場調査等により得られた 知見を反映した各号機の状態推定図を図 1-1~1-3 にまとめる。また、平成 23 年11月30日で示した状態推定図から追加された情報を次節以降にまとめる。



図 1-1 1号機の炉心・格納容器の状況推定図

<sup>(</sup>注)燃料の状況推定は第1回進捗報告から変更なし。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。



図 1-2 2 号機の炉心・格納容器の状況推定図

<sup>(</sup>注)燃料の状況推定は第1回進捗報告から変更なし。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。



図 1-3 3号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) HPCI の手動停止以前に、原子炉への注水ができていなかった場合の解析結果を反映し、多くの燃料が格納容器内に落下しているとした。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。
- 2. 1号機の炉心・格納容器の状態について
- (1) 格納容器内水位の測定結果

平成24年10月に実施した1号機格納容器内部 調査では、格納容器貫通部(X-100B(原子炉建屋1 階))に孔を開け、調査装置を挿入することにより、 カメラによる内部撮影や、格納容器内滞留水水位 の確認、線量率・温度測定、滞留水の採取・分析 等を実施した。<sup>[1]</sup>

ここで、格納容器内の滞留水水位は、CCD カメ ラがグレーチング上部から滞留水水面に接触する までのケーブル送り長さにより測定し、ドライウ ェル(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(図 2-1)。



図 2-1 1号機格納容器内滞留水 水位測定結果

(2) 圧力抑制室への窒素封入試験結果

平成 24 年 9 月に実施した圧力抑制室(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た。これ により、現状の S/C 内の水位はほぼ満水(真空破壊装置管下端部付近)である

ことが確認された。[2] (図 2-2)

当試験は、平成24年4月以降、 1号機格納容器ガス管理設備で 測定する水素濃度及び Kr85 放 射能濃度が間欠的に上昇する事 象を受けて、メカニズム検証の ため実施したものである。この 間欠的上昇は、S/C 内水位が低 下すると、S/C 上部の閉空間内 に残留するガスが真空破壊装置 管を経て D/W へ排出され、S/C



<sup>[1] 【</sup>資料 3】 個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 11 回会合配布 資料、平成 24 年 10 月 22 日

<sup>[2] 【</sup>資料 3】 個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 9,10 回会合配 布資料、平成 24 年 8 月 27 日、9 月 24 日

上部のガスが排出されると、再び S/C 内水位が上昇し、再度閉空間となって流 出が止まることで発生しているものと推定した。ここで、Kr85 は長半減期の核 分裂性生成物であり、自発核分裂等で新たに生成される量としては説明がつか ない量であることから、事故初期の残留物由来であると考えられた。

メカニズム検証のため実施した試験では、S/C への窒素封入開始後、S/C 圧力 (既設計器の測定値)が上昇したのち、時間遅れを伴って格納容器ガス管理設 備で測定する水素濃度及び Kr85 放射能濃度が上昇を開始し、窒素封入を停止す ると各濃度は低下を始めた。これは、S/C への窒素封入により、S/C 上部の閉空 間内が加圧され S/C 内水位を押し下げ、真空破壊装置管から D/W へのガスの流 れが形成されると、閉空間内の残留ガスが封入された窒素により D/W へ押し出 されるという挙動を反映したものと考えられる。

なお、平成24年10月から実施したS/C内への連続窒素封入により、S/C内の事故初期の残留水素の大部分はパージされた。現在は、S/C内での水の放射線分解による水素発生の寄与について検証を行っている。

(3) トーラス室調査結果

平成25年2月に実施した1号機ト ーラス室調査では、原子炉建屋1階北 西床面にあけたφ200の孔より、温度 計・線量計・カメラを挿入し、トーラ ス室内の撮影や、線量率・温度測定、 滞留水の採取・分析等を実施した。<sup>[3]</sup>

S/C の液相漏えい箇所については 特定されていないが、カメラ映像によ ると、S/C の真空破壊弁(8 個あるう ちの1 個)のフランジからの漏水はな いことが確認された(図 2-3)。



図 2-3 1 号機トーラス室内 S/C 真空破壊 弁のカメラ映像(抜粋)

<sup>[3]</sup>福島第一原子力発電所1~4号機の廃炉措置等に向けた取り組みの進捗状況、廃炉対策推進会議事務局 打合せ配布資料、平成25年3月7日

(4) トーラス室ベント管下部調査結果

平成 25 年 11 月に実施した1号機トーラス室調査では、原子炉建屋1階北西 床面にあけた直径 510mm の孔より、カメラ・線量計を搭載した小型ボートを トーラス室内に投下し、ドライウェルと圧力抑制室を接続する箇所にあるベン ト管スリーブ端部からの水の流れの有無およびサンドクッションドレン管の外 観確認、線量測定を実施した。<sup>[4]</sup>

カメラ映像による確認の結果、以下の箇所からの流水を確認した(図2-4)。

- X-5B ベント管 (図中①):外れたサンドクッションドレン管\*から水が流出
- ・ X-5E ベント管 (図中④): ベント管の両脇から S/C 表面をつたって水が流下

※ 図中①のサンドクッションドレン管は塩化ビニル製の配管(ドレン管とドレンファンネ ルをつなぐ配管で、差込構造の継手にて接続されたもの)が外れていたため流水が確認 できたが、②~⑧のドレン管では外れていなかったので流水の有無は判別できなかった。 また、サンドクッションドレン配管下のコンクリート継目が全周に渡り濡れている様子 が確認された。



図 2-4 1号機トーラス室ベント下部調査でのカメラ映像(抜粋)

<sup>[4]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉対策推進会議第10回事務局会議配布資料、平成25年11月 28日

サンドクッション部へ水が浸入するのはドライウェル部から直接の漏えいが ある場合であり、その漏えい箇所はドライウェルの水面以下の低い位置(例え ば格納容器シェル部や配管貫通部など)にあると考えられる。ドライウェルの 低い位置に漏えい箇所があるということは、格納容器に落下した燃料の影響を 受けた可能性を示していると考えられることから、炉心・格納容器の状態を推 定する上で非常に重要な情報である。

また、X-5E ベント管の両脇から S/C 表面をつたって流水していることから、 ベント管の真上にある真空破壊管(例えば真空破壊管ベローズなど)から漏え いしていることが推測される。なお、2011 年 5 月に原子炉への注水量を増加さ せ格納容器内を冠水させようとした際に、窒素封入圧力から換算した格納容器 水位の上昇が止まり横ばい傾向となった高さ(OP.約 7500mm)、すなわち漏え い口が存在すると考えられていた高さともほぼ一致している(図 2-5)。<sup>[5]</sup>



図 2-5 1号機格納容器冠水操作時の格納容器水位(推定)の推移

なお、平成25年11月の調査で、ボートを投下した際に測定した高さ方向の 線量分布は、概ね平成25年2月に測定した高さ方向の分布(トーラス外側位置) と同じ傾向であり、また、航行ルート上の測定線量は概ね1~2Sv/hで、南東部 が最も高い傾向であった(図2-6)。

<sup>[5]</sup>特別プロジェクト長期冷却構築チーム配布資料、平成23年5月19日



図 2-6 1号機トーラス室ベント下部調査で測定された線量分布

平成23年6月に原子炉建屋1階南東床の配管貫通部から蒸気の噴出を確認していることからも推測されるとおり、事故後放射性物質を含む蒸気がトーラス室内に充満したことで、壁や構造物表面に放射性物質が付着していると考えられ、トーラス室内の線量はこれらの汚染線源の重ね合わせと考えられる。なお、トーラス室内滞留水(平成25年2月22日サンプリング測定結果:Cs134=7.3×10<sup>4</sup>Bq/cm<sup>3</sup>、Cs137=1.5×10<sup>5</sup>Bq/cm<sup>3</sup>)から推定される水面上の線量は100mSv/h程度であり、滞留水からの放射線は測定値1~2Sv/hの支配因子にはなっていない。<sup>[6]</sup>

つづいて、平成26年5月には、流水が確認されたベント管X-5E 近傍の漏え い箇所の特定を行うため、S/C上部調査装置を1号機原子炉建屋1階北西床面の 穿孔箇所から投入し、外側キャットウォークを走行させベント管X-5E 近傍の映 像調査を実施したところ、真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのからの漏え いを確認した。また、当該ライン上の真空破壊弁、トーラスハッチ、SHC系配 管、AC系配管に漏えいは確認されなかった(図2-7)。<sup>[7]</sup>

<sup>[6]1</sup>号機トーラス室内線量測定結果に対する考察について、特定原子力施設監視・評価検討会(第7回) 配布資料、平成25年3月29日

<sup>[7]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第6回事務局会議配布資料、平成26年5月29日



図 2-7 1号機 S/C 上部調査(ベント管 X5E 周辺) でのカメラ映像(抜粋)

(5) 原子炉建屋1階汚染状況調查

平成25年12月に1号機原子炉建屋1階南側の汚染状況調査として、ロボットにて線量測定及びガンマカメラ撮影を実施した結果、不活性ガス系(AC)配管やドライウェル除湿系(DHC)配管の汚染レベルが比較的高いことが確認された(図2-8)。<sup>[8]</sup>



(原子炉建屋1階不活性ガス系配管のガンマカメラ測定結果)



(原子炉建屋1階ドライウェル除湿系配管のガンマカメラ測定結果) 図 2-8 1号機原子炉建屋1階南側ガンマカメラ撮影結果(抜粋)

<sup>[8]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、平成26 年1月30日

AC 系配管は事故時のウェットウェル(W/W)ベントの実施によって蒸気 が通過した配管であり、既に高線量であることが確認されている非常用ガス処 理系(SGTS)トレイン室入り口付近や、主排気筒につながる SGTS 配管近傍な どと同様に、ベント流の影響による汚染と考えられる。

DHC 系配管は原子炉補機冷却水系(RCW)と配管が繋がっており、既に高線量であることが確認されている RCW 系配管と同様なメカニズムにより汚染している可能性が考えられる。(添付資料 1-9 参照)

## (6) 1号機ペデスタル外側1階グレーチング上調査【UPDATE】

平成27年4月10日~18日に1号機ペデスタル外側の1階グレーチング上の 調査を行った。格納容器 X-100B ペネトレーションからロボットを挿入し、反時 計回りと時計回りに、格納容器の約半周を走行させ、既設設備などの構造物の 損傷状況や障害物の有無の確認などを行った。反時計回りと時計回りに走行し た際に撮影した写真の一部を図2-9、図2-10に示す。図2-9の写真にあるとお り、走行路の一部に落下物が確認されたものの、HVH、PLR 配管、ペデスタル 壁面、PCV 内壁面などの構造物に大きな損傷は確認されなかった。



図 2-9 反時計回りに走行した際の写真[9]

<sup>[9]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第17回事務局会議配付資料、平成 27年4月30日



図 2-10 時計回りに走行した際の写真<sup>[9]</sup>

(7) 1号機ミュオン測定装置による調査【UPDATE】

資源エネルギー庁の「平成25年度廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る 補助事業(原子炉内燃料デブリ検知技術の開発)として、IRID及び高エネルギ ー加速器研究機構による、ミュオンを用いた原子炉透視技術(透過法)の開発 が進められている。平成27年2月9日~5月21日の96日間にデータ収集を行 い、原子炉内の状態についての評価を行った。

図 2-11 に設計図面による1台の測定器でのユオン計測結果の推定画像と、96 日分のデータを用いた実際のミュオン測定画像を示す。ミュオン透過法による 測定の基本的な原理はレントゲンと同じであり、密度の高い物質が存在すると ころで多くのミュオンが吸収されるため、当該部分は黒く表示される。燃料が 健全と仮定した推定画像では、原子炉内の炉心位置に黒い部分が現れている。

一方実際に測定した画像では、燃料プールや非常用復水器など、見えることが 期待される機器は確認されるものの、元々の炉心位置には高密度の物質、つま り燃料を確認することができなかった。



図 2-11 設計図面に基づくミュオン計測結果推定画像(左)と 96 日分のデータ を用いたミュオン測定画像(右)<sup>[10]</sup> (破線部は炉心位置を示す)

測定装置2台の測定結果を合成すると、3次元的に再構成した情報が得られる。 原子炉建屋の各高さ断面における高密度物質の分布図を図2-12に示す。分布図 において、2台ともに高密度と推定する場所は赤色を示している。分布図から、 燃料プール位置には高密度物質の存在が確認できるが、炉心位置では確認でき なかった。



図 2-12 各高さ断面における高密度物質の分布図[10]

<sup>[10]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第18回事務局会議配付資料、平成27年5月28日

これらの結果から、1号機の炉心部には燃料が残っていないものと推定され、 当社が公表している原子炉・格納容器状態の推定と基本的に一致していること が確認された。

(8) 1 号機 TIP 室調査【UPDATE】

平成 27 年 9 月 24 日~10 月 2 日に1号機原子炉建屋1階にある TIP (Traversing In-core Probe:移動式炉心内計測装置)室の調査を実施した。格 納容器 X-6 ペネトレーション部周辺の線量低減、格納容器下部の止水、格納容 器補修等が実施可能であるかを検討するため、本調査を行った。

TIP 室内の空間線量の測定結果とγカメラの画像を図 2-13、図 2-14 に示す。 X-31、32、33 ペネトレーション部を中心に、格納容器ペネトレーション近傍で 100mSv/h 以上の高い線量が確認された一方で、チェンバーシールドよりタービ ン建屋側は 2mSv/h 未満と低い結果が得られた。γカメラの画像から、X-31、 32、33 ペネトレーション部で線源を確認し(図 2-14 中 Region1)た。また、 図 2-14 中では一部カメラ視野外となっている X-35A~D のペネトレーション部

(図中破線部)も含め、X-31、32、33 ペネトレーション部以外の場所では顕著 な線源は見られなかった。



図 2-13 TIP 室内空間線量率測定結果[11]

<sup>[11] 【</sup>資料3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、平



図 2-14 TIP 室内 γ カメラ画像<sup>[11]</sup>

光学カメラを用いて格納容器ペネトレーション部や配管等の外観を調査した 結果、図 2-15 に示す X-35A ペネトレーション部から流れ跡のような茶色のしみ を確認した。ただし上述の通り、この X-35A~D ペネトレーション部で線源は 確認されていない。一方、線源が確認された X-31、32、33 ペネトレーションを 含め、その他のペネトレーション部や配管等では漏えいの痕跡は確認されなか った。



図 2-15 X-35 ペネトレーション部の光学カメラ画像[11]

- 3. 2号機の炉心・格納容器の状態について
- (1) 格納容器内水位の測定結果

平成24年3月に実施した2号機格納 容器内部調査では、格納容器貫通部 (X-53(原子炉建屋1階))に孔を開け、調 査装置を挿入することにより、カメラに よる内部撮影や、格納容器内滞留水水位 の確認、線量率・温度測定等を実施した。 [12]

ここで、滞留水水位は、ビデオイメー ジスコープにより、D/W 床上約 60cm(平 成 24 年 3 月 26 日時点)であることが確 認された(図 3-1)。



図 3-1 2号機格納容器内滞留水水位測定結果

(2) 格納容器内ペデスタル開口部付近の調査結果

平成 25 年 7、8 月に実施した 2 号機格納容器内部調査では格納容 器貫通部(X-53(原子炉建屋 1 階))か ら調査装置を挿入し、制御棒駆動機 構(CRD)交換レール及びペデス タル開口部近傍について、カメラに よる内部撮影、線量率・温度測定を 実施した(図 3-2)。<sup>[13]</sup>

ペデスタル開口部からペデスタル内部を撮影した画像について、ノ

 X·53
 PCV
 ペデスタル開口部
 RPV

 X·6
 CRD交換レール
 ペデスタル

図 3-2 2号機格納容器内部調查範囲

イズ除去ならびにコントラスト強調のための画像処理をした結果、ペデスタル 開口部から奥の上部に制御棒位置指示系(PIP)用ケーブルが確認されたが、開 口部下部の状況は不鮮明であった(図 3-3)。

また、線量計により CRD 交換レール上部までの線量率データが得られ、測定 できた範囲では約 45~80Sv/h であった。参考としてカメラの画像ノイズからの

<sup>[12]</sup>格納容器内部調査結果及び漏洩経路の特定に向けた調査計画、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、平成24年7月24日

<sup>[13] 【</sup>資料3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉対策推進会議第7回事務局会議配布資料、平成25年8月 29日

線量推定を実施したところ、CRD 交換レール着座位置で約 30Sv/h、ペデスタル 開口部近傍で約 36Sv/h であり、CRD 交換レール上ペデスタル開口部に近づい ても、燃料デブリへの接近を示唆するような急激な線量上昇はみられなかった。



図 3-3 ペデスタル開口部からのペデスタル内部の画像(画像処理後)

(3) 圧力抑制室への窒素封入試験結果

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 3kPag (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 PCV底面 から、S/C 内水位の正確な絶対値 は不明であるが、窒素封入口

(OP.3780) 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、現状の 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(図 3-4)。[14]

当試験は、平成23年12月以降、D/W 圧力減少操作に伴い、2号機格納容器 ガス管理設備で測定する水素濃度及び Kr85 放射能濃度が上昇する事象を受け て、1号機と同様に、S/C 内に事故初期の水素と Kr85 が残留するかどうかを確 認するために実施した。

なお、試験の結果、窒素封入前後の S/C 圧力は、封入開始前の 3 k Pag から 封入終了後に 7kPag となり、封入する毎に徐々に加圧され、S/C へ窒素が封入 されていることが確認されたものの、格納容器ガス管理設備で測定する水素濃 度、Kr85 放射能濃度に応答は見られなかった。S/C から D/W へ流れが形成さ れていない可能性と、流れが形成されたものの既に S/C 内の残留水素の濃度が 低く、応答が出なかった可能性とが考えられ、検証のための追加試験を実施し た。

平成 25 年 7 月には D/W へ窒素を封入し、D/W 圧力の上昇とそれに追従して S/C 圧力が僅かに上昇することを確認した。また、平成 25 年 10 月には再度 S/C へ窒素を封入し、S/C 圧力が上昇し D/W 圧力と一致した後は、両圧力は連動し て上昇する傾向を示した。また、S/C への窒素封入停止後に、S/C 圧力が D/W 圧力に追従して低下した。<sup>[15]</sup>

以上から、S/C へ封入した窒素は D/W へ流れていること、一方格納容器ガス 管理設備で測定する水素濃度には応答が見られなかったことから、既に S/C 内 に水素は残留していないことを確認した。なお、試験期間中の原子炉建屋地下 階水位は OP.3400 程度以下であり、S/C 内水位はトーラス室水位と連動(トー ラス室水位-内圧押し込み分)すると考えられることから、この際、S/C 内の真 空破壊弁(OP.3305) は水没しておらず、当該弁を経由して窒素が流れているも のと推定される。

(4) トーラス室調査結果

平成24年4月に実施した2号機トーラス室調査では、ロボットによりトーラス室内の回廊にアクセスし、可能な範囲内で、動画撮影や、線量率測定、音響確認等を実施した。<sup>[16]</sup>

S/C の液相漏えい箇所については特定されていないが、カメラ映像によると、 S/C のマンホールのフランジ等からの漏水はないことが確認された(図 3-5)。

<sup>[14]【</sup>資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、廃炉対策推進会議第3回事務局会議配布資料、平成25年 5月30日

<sup>[15]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第1回事務局会議配布資料、平成25年12月26日

<sup>[16] 【</sup>資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議第5回運営会議配布資料、 平成24年4月23日



南東S/Cマンホール上方

南東S/Cマンホール

図 3-5 2 号機トーラス室内カメラ映像(抜粋)

(5) トーラス室ベント管下部調査結果

平成24年12月、平成25年3月に実施した2号機トーラス室調査では、ロボ ットによりベント管下部周辺の調査を行った。ここでは、4足歩行ロボットのア ーム先端に取り付けた小型走行車を S/C 上に着座させて、ベント管付近まで移 動し、画像を取得している。[17]

S/Cの液相漏えい箇所については特定されていないが、確認できる範囲内では ベント管下部からの漏水はないことが確認された(図 3-6)。

<sup>[17]【</sup>資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、廃炉対策推進会議第1回事務局会議配布資料、平成25年 3月28日



図 3-6 2号機トーラス室内ベント管下部カメラ映像(抜粋)

(6) S/C内水位測定結果

平成26年1月に、遠隔操作でS/C内水位をS/C外面より超音波で測定する技 術を用いて、S/C 内部構造物(反対側壁面を含む)の反射波を連続的に測定し、 その消失位置から水位を特定する方法により S/C 内水位を測定した(図 3-7)。 [18]

S/C 内水位は、

S/C への窒素封 入試験により推 測されたとおり、 トーラス室内滞 留水とほぼ同レ ベルで連動して おり、S/C 内の下 部(配管含む)か ら液相漏えいが 発生しているこ とが確認された。



<sup>[18]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、平成 26年1月30日

課題2号機-9を解明するための調査として、平成26年11月に2号機SGTS 室内に設置されているラプチャディスク、および、非常用ガス処理系(SGTS) フィルタの線量測定を実施した。

図 3-8 に格納容器から 1・2 主排気筒へと繋がるベント関連の配管系統図を示 す。緑で示すラインは、格納容器圧力が設計圧力以上となった場合に格納容器 から気体を放出するベントラインである。ベントラインは建設時から設置され ている非常用換気空調系ラインの SGTS フィルタをバイパスする形で設置され ている。また、この系統はパージライン、原子炉建屋内換気空調系ラインとも 接続されている。図中のそれぞれの弁の開閉状態については、全閉の場合は黒、 全開の場合は白と書き分けている。なお、ラプチャディスクの直上流の弁

(MO-271)は3月13日に25%中間開状態に操作されたことが記録されており、 現在もその状態が保持されている。また、格納容器のS/C側の直下流の弁は、3 月14日までに大弁小弁の開操作がなされたものの、ラプチャディスクの設定圧 に到達した時点での開閉状態は不明となっている。



図 3-8 ラプチャディスク関連系統図

図 3-9 に平成 26 年 10 月 8 日に実施した、ラプチャディスク周辺の線量調査 結果を示す。ラプチャディスクの線量測定結果は北面から測定した場合 0.30mSv/h、南面から測定した場合 0.08mSv/h であった。これは、ラプチャデ ィスク上流の 0.30mSv/h(北面),0.12mSv/h(南面)、および、同下流の 0.30mSv/h (北面),0.16mSv/h (南面) と比較してほぼ同等であり、また、1 号機のベン トラインで観測されたような、多量の放射性物質を含むガスが通過した場合に 予想される汚染状態にはなっていないものと考えられる。

また、北面が高く南面が低いという特徴が周辺の線量に一貫してあらわれて いることが確認できた。これは、北側に存在している高線量の物体の影響を受 けている可能性を示唆していると考えられる。すなわち、配管が遮へい体とし て機能し、北面では高線量物体を遮へいなしで、南面では高線量物体を配管に より遮へいした状態で測定しているものである可能性が高い。したがって、ラ プチャディスク周辺の配管は、ラプチャディスクも含めて、ほとんど汚染して いない可能性が高い。



図 3-9 ラプチャディスク周辺線量測定結果(単位:mSv/h)

前述の通り、北側に存在している高線量物体の線量は相当高いことが予想さ

れたため、SGTS 室北側についてはロボットを用いた線量測定を実施した(平 成 26 年 11 月 12 日)。

図 3-10、3-11 にそれぞれ SGTS フィルタ(A)(B)周辺の線量測定結果を示 す。(A)(B)ともに、最大約 1Sv/hの非常に高い線量率となっていることが確 認された。また、その汚染の最大値は SGTS フィルタ出口側の HEPA フィルタ で観測されている。通常、SGTS フィルタは入口に近いところから放射性物質 を捕捉していくものであるため、この観測結果は、放射性物質を含む気体が SGTS フィルタを逆流したことを示唆している。図 3-8 から明らかなように、 SGTS フィルタを逆流する経路は、2 号機のベントラインから逆流する経路と 1 号機のベントラインから逆流する経路(3 号機から 4 号機へと水素が逆流したの と同じ状況)の 2 つが考えられる。

今回、ラプチャディスク周辺では汚染は確認できなかったものの、2 号機ラプ チャディスクの作動の有無について明確な判断ができるほどの情報は得られて いないため、STGS フィルタ汚染源解明も含め、調査・検討を継続していく。



\*) フィルタトレイン表面から約20cm離れた位置(フィルタ中心面より約65cm)で測定した線量値

図 3-10 SGTS フィルタ(A)の線量率測定結果



- \*) フィルタトレイン表面から約20cm離れた位置(フィルタ中心面より約65cm)で測定した線量値
- 図 3-11 SGTS フィルタ(B)の線量率測定結果
- (8) 格納容器 X-6 ペネトレーション部の調査結果【UPDATE】

格納容器・ペデスタルの内部調査に先立ち、アクセス経路として選定している X-6 ペネトレーション部(図 3-12 建屋配置図参照)の前に設置している遮蔽 用ブロックおよび鉄板の撤去作業を行った(平成 27 年 6 月 11 日~10 月 1 日)。 撤去作業時にペネトレーション部の調査を行ったところ、ペネトレーションフ ランジ部と床面に何らかの溶融物と1000mSv/hを超える高い線量が確認された。

確認された溶融物の写真を図 3-13 に示す。溶融物はペネトレーションのフラ ンジ部から垂れ下がり、床面に広がって存在している。溶融物は、ペネトレー ション内部に保管されていた CRD 交換機用のケーブル被覆材か、ペネトレーシ ョンフランジシール用の O リングと推定している。床面の溶融物のはぎ取りを 実施したところ、溶融物は固化しており、ヘラ等で容易にはぎ取れることが確 認された。



図 3-12 2号機原子炉建屋1階 配置図(抜粋)<sup>[19]</sup>



図 3-13 ペネトレーションフランジ部の溶融物の写真[20]

<sup>[19] 【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第19回事務局会議配付資料、平成27年6月25日
[20] 【資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第21回事務局会議配付資料、平成27年8月27日

表面線量率測定結果を図 3-14 に示す。表面線量率は、天井<中央<床面の順 で大きくなる傾向があり、特にブロック撤去後の溝部で高い線量が確認された。 汚染は溶融物付近から溝に向かって形成されていると考えている。X-6 ペネトレ ーション部と壁面の表面線量率の差を X-6 ペネトレーション内部からの線量寄 与と仮定すると、X-6 ペネトレーション内部からの寄与は最大 1Svh 程度と推定 している。



図 3-14 表面線量率測定結果[21]

<sup>[21]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、平成27年10月29日

4. 3号機の炉心・格納容器の状態について

(1) トーラス室調査結果

平成24年7月に実施した3号機トーラス室調査では、ロボットによりトーラ ス室内の回廊にアクセスし、可能な範囲内で、動画撮影や、線量率測定、音響 確認等を実施した。[22]

S/C の液相漏えい箇所については特定されていないが、カメラ映像によると、 S/C のマンホールのフランジ等からの漏水はないことが確認された(図 4-1)。



南東S/Cアクセスハッチ

図 4-1 3号機トーラス室内カメラ映像(抜粋)

(2) 格納容器内酸素濃度の状況

現在、格納容器へは不活性雰囲気維持のため窒素を封入するとともに、格納 容器ガス管理設備により窒素封入量と同程度のガスを排気している。排気ガス の測定により格納容器内の酸素濃度を分析したところ、1、2 号機の酸素濃度は ほぼ0%である一方、3号機の酸素濃度は8%程度であることが確認された(平 成 24 年 7 月<sup>[23]</sup>、平成 25 年 3、4 月に再分析)。1、2 号機の格納容器圧力が数

<sup>[22] 【</sup>資料3】 個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議運営会議第8回会合配布 資料、平成24年7月30日

<sup>[23]</sup>雰囲気ガス測定結果に基づく原子炉格納容器内の状況について、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、平成24年7月23日

kPag で正圧を維持している一方、3 号機の格納容器圧力はほぼ大気圧で変動が ないことと合わせて、現状の格納容器気相部の漏えいの程度は 3 号機が最も大 きいことが確認された。

(3) MSIV 室の漏えい水調査結果

平成26年1月に、3号機原子炉建屋瓦礫撤去用ロボットのカメラ画像を確認 していたところ、原子炉建屋1階北東エリアの主蒸気隔離弁(MSIV)室の扉付 近から、その近傍に設置されている床ドレンファンネルに向かって水が流れて いることを確認した(図4-2)。<sup>[24]</sup>



図 4-2 3号機 MSIV 室扉付近からの漏水の確認

既設の S/C 圧力計の測定値を水頭圧に換算することで求めた格納容器内水位 はおよそ OP.12m(原子炉建屋1階から2m程度上)で、主蒸気配管の格納容器 貫通部と同程度の高さであり、流水の発生源として MSIV 室内の格納容器貫通 部からの液相漏えいの可能性が推定される。そこで、平成26年4、5月に、MSIV 室内の流水箇所の特定のため、上階に位置する原子炉建屋2階空調機室から装 置を挿入し、室内のカメラ撮影及び線量測定を実施したところ、主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認した。また、主蒸気配管 A、B、C、主蒸気 系ドレン配管からの漏えいは確認されず、床面の水の流れの状況から判断して も、漏えい箇所は主蒸気配管Dのみと推定した(図4-3)。<sup>[25]</sup>

<sup>[24]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、平成26年1月30日

<sup>[25]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第6回事務局会議配布資料、平成26年5月29日





(4) 3号機原子炉格納容器機器ハッチ調査【UPDATE】

原子炉格納容器の漏えい箇所の調査として、原子炉建屋1階の格納容器機器 ハッチの調査を平成27年9月9日に実施した。この格納容器機器ハッチ部では、 遮蔽用のシールドプラグが移動しており、シールドプラグ移動用のレールの溝 やその付近に高線量の水たまりが確認されていた(平成23年)ことから、機器 ハッチシール部から格納容器内滞留水が漏洩している可能性があると考えられ た。

本調査にてシールドプラグの開口部から小型カメラを挿入し、機器ハッチの 状況を確認した。図 4-4 撮影した機器ハッチの写真を示す。機器ハッチからの 漏洩は確認されず、機器ハッチ自体の変形も確認されなかった。また、機器ハ ッチ前に保管されていた定期検査用の資材に損傷は確認されなかった。一方、 機器ハッチの塗膜ははがれ落ちており、機器ハッチ前には塗膜片等の堆積が確 認された。

機器ハッチ前のシールドプラグが本来設置してある場所では、上部より雨水 または結露水と思われる水の滴下があり、床面は湿っているような状態であっ た。また、シールドプラグ移動用レールの溝には水たまりが確認された。



図 4-4 機器ハッチの写真[26]

<sup>[26]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第22回事務局会議配付資料、平成27年10月1日

(5) 3号機原子炉格納容器内部調查結果【UPDATE】

平成27年10月20日、22日に3号機原子炉格納容器の内部調査を実施した。 本調査ではX-53ペネトレーションより調査装置を挿入し、内部撮影、水位の確 認、温度と線量の確認を行った。また、滞留水のサンプリングを行い、水質調 査を行った。

図 4-5 に X-53 ペネトレーションから正面を映した画像を示す。配管や梯子等の構造物が映っているが、損傷は見られないことがわかる。その他水中の映像 も含め、今回カメラで撮影した範囲では、格納容器内に損傷は見られなかった。



図 4-5 X-53 ペネトレーションから正面方向を撮影した映像<sup>[27]</sup>

X-53 ペネトレーションから滞留水中にパンチルトカメラを沈め、下方を映した画像を図 4-6 に示す。水中のグレーチングや CRD 交換機用レール上には堆積物が確認された。

<sup>[27]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、平成27年10月29日



図 4-6 格納容器内滞留水中を撮影した映像[28]

格納容器内の滞留水の水位は、X-53 ペネトレーションから 70cm 程度下方の 約 OP11800 であり格納容器の圧力から推定した値と概ね一致していた。格納容 器内の気相部の温度は約 26~27℃、水中部で約 33~35℃であった。格納容器 内気相部の空間線量は、X-53 ペネトレーション出口から約 55cm の場所で約 0.75Sv/h、格納容器壁面付近で 1Sv/h が計測された。

サンプリングした滞留水の水質分析結果を表 4-1 に示す。サンプリングは滞 留水水面近傍(約0.1m下)と水面から約0.7m下の2箇所で行った。分析の結 果、滞留水の腐食性は低いことがわかった。また、セシウム、トリチウムに加 え、α核種も検知されている。

<sup>[28]【</sup>資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、平成27年10月29日

目的	分析項目(予定)		水面付近	水面下 約0.7m	評価
腐食環境評価	На		6.8	6.3	厳しい腐食環境でなく、 腐食性は低い
	導電率【µS/cm】		14.0	10.2	
	塩素濃度【ppm】		検出限界値未満 (<1)	検出限界値未満 (<1)	
放射性物質放出 核種移行挙動	r放射能濃度 【Bq/cm <sup>3</sup> 】	Cs134	4.0E+02	2.3E+02	
		Cs137	1.6E+03	9.4E+02	
		I-131	検出限界値未満 (<8.1E+OO)	検出限界値未満 (<5.3E+00)	
	トリチウム濃度【Bq/cm <sup>3</sup> 】		2.7E+02	1.6E+02	
	Sr89/90濃度【Bq/cm <sup>3</sup> 】		Sr89:検出限界未満 (<8.4E+01) Sr90:7.4E+03	Sr89:検出限界未満 (<8.1E+01) Sr90:3.9E+03	
	全α放射能濃度【Bq/cm <sup>3</sup> 】		2.1E+00*	9.7E-01*	

表 4-1 格納容器内滞留水の水質分析結果[28]

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

## 1. 概要

これまで、当社『福島原子力事故調査報告書』では、津波第1波襲来を3月11日15:27頃、津 波第2波襲来を15:35頃としてきた。この時刻は、福島第一原子力発電所敷地より約1.5km沖合 いにある波高計に到達した時刻である。しかし、波高計の内蔵時計に時刻補正機能はなく不正確 な可能性があったため、津波が福島第一原子力発電所敷地へ到達した時刻が正確に把握できてい なかった。

今回、福島第一原子力発電所事故時における敷地への津波到達時刻を分析・評価するにあたり、 下記の手段により分析・評価を実施した。

分析 I:波高計の内蔵時計の精度について分析

分析Ⅱ:撮影された連続写真から、津波が来襲した時刻を分析(上記の波高計で記録された津 波の時刻歴波形を活用し、カメラの内蔵時計を補正する)

分析Ⅲ:プラントデータから、敷地に到達した津波の時刻を分析

但し、上記分析は秒単位の確からしさを説明するものではない。

上記分析 I・II・IIIより、福島第一原子力発電所の敷地に来襲した津波(第2波)の到達は、 15時36分台との結論に至った。

2. 用語の定義

波高計記録および写真を詳細に分析するにあたり、福島第一原子力発電所に来襲した津波を、 下図のとおり定義する。



波高計観測記録及び福島第一原子力発電所敷地と波高計の位置関係

3. 分析の考え方

福島第一原子力発電所敷地への津波到達時刻の分析にあたって以下の考え方で実施する。

分析 I・II については、「波高計及び写真を活用した分析」として、分析III については、「プラン トデータに関する分析」として後述する。

分析 I では、これまで時刻に不正確さが残っていた波高計の内蔵時計の精度について分析を行う。比較対象として、毎時時刻の校正がされている福島第一原子力発電所各号機の地震計を基準 とし、波高計で記録された水圧波を比較し、時刻のずれを分析する。

分析Ⅱでは、分析Ⅰの結果から得られた波高計の時刻を元にして、波高計を通過した時刻と津 波推定波速を用い、南防波堤屈曲部への到達時刻を予測する。

南防波堤屈曲部に津波の第2波(第1段)が到達している写真があることから、カメラの内蔵 時刻と上記で予測した津波到達時刻を比較し、撮影された連続写真の時刻を補正する。

分析Ⅲでは、これまで得られているプラントデータ(海水ポンプ・電源盤・ディーゼル発電機の機能喪失時間)を活用し津波到達時間を推定する



敷地への津波到達時間の分析にあたっての考え

4. 波高計及び写真を活用した分析(分析 I・Ⅱ)

4.1.目的

平成23年3月11日に、福島第一原子力発電所の沖合約1.5kmにある波高計で記録された津波の時刻歴波形および陸域において撮影された連続写真から、津波が来襲した時刻を分析する。

4.2.波高計の内蔵時計の分析(分析 I)

各号機の地震計の初期微動と波高計に採用している水圧波(地震動で反応)を比較し時刻の精 度を検証する。

波高計のグラフに擾乱が見られるため、地震動の影響と考えられる。つまり地震動が到達した のは、波高計の内蔵時計で14時46分54秒から47分00秒の間と判断される。

一方、各号機に設置された地震計(毎時時刻校正を実施)によると地震の記録開始が 14 時 46 分 48~52 秒である。地震動の伝播は毎秒数 k m以上と考えられるため、波高計と発電所の計測位 置の差である 1.5 k mはほとんど無視できる。

以上のことから、波高計の内蔵時計の精度は、地震計の記録開始時刻の中央値である 14 時 46 分 50 秒と比べると 4~10 秒程度の進みと考えられ、波高計の時刻に大きなずれはないものとして 扱えると考えられる。



4.3.写真の分析(分析Ⅱ)

(1) 連続写真の撮影状況

分析に用いる連続写真は合計 44 枚あり、そのうち1 枚目から 27 枚目までは、廃棄物集中処理 建屋の中央操作室(以下、中操という)の北側の窓から撮影されたものである。中操の窓から海 側方向をみると、4 号機タービン建屋と窓の右端に視野を遮られるため、添付図に示すとおり、 南防波堤はほぼ全てを確認することはできるが、北防波堤は先端付近のみ、東波除堤は 2 号機前 面から南部分のみ確認することがきる。

次に、時刻については、写真のプロパティ情報から、ディジタルカメラの内蔵時計による撮影 時刻を得ることができるが、後述するとおり内蔵時計の時刻は正確ではないことから、(2)以降 では1枚目撮影時刻から数えた経過時間(分:秒)を示すこととする。

なお、連続写真の位置関係については、【参考1】に、連続写真全44枚は【参考2】に、整理する。

(2) ゆるやかな水位低下

南防波堤にかかる海水面の状況から、写真1から写真4の1分26秒間において、徐々に水位が 低下している。また、写真4から写真5の3分34秒間においては、明瞭に水位が低下している。

写真1を除いたとしても、少なくとも写真2から写真5の時間帯(4分26秒間かそれ以上)は、 港内の水位はゆるやかに低下していたものと判断される。



2 (00:34)



東波除堤

3 (01:02)

4 (01:26)



5 (05:00)



(3) 段波の確認

写真 7 では、段波状の津波が明瞭に確認できる。この段階では、段波は南防波堤本体ならびに 南防波堤先端の灯台に到達していないことから、段波の位置は港外である。

写真 8 では、段波が南防波堤に到達し、南防波堤先端の灯台が津波に隠れていることから、この写真 8 において、段波が南防波堤の屈曲部付近に到達しているものと判断される。

ここで、南防波堤の陸寄りの付け根部分や東波除堤の露出状況に着目すると、写真 5 の露出状況と、写真 6~8 の露出状況は、ほぼ同程度である。このため、写真 7・8 で確認される数m級の 津波段波は、ゆるやかな水位低下の直後に到達したものと判断される。

すなわち、写真 1~5 における水位低下は第 1 波ピーク後の水位低下であり、写真 7・8 の段波 は第 2 波(1 段目)と判断される。

なお、写真 5~8 の1分 20 秒間に4枚の写真が撮影されていることから、第2波(1段目)の 到達の見落としはないものと判断される。





8 (06:20)


(4) 津波による水柱

写真9から写真12にかけて、南防波堤に沿って段波、すならち第2波(1段目)が進行する様子が確認できる。

写真 11 では、南防波堤の付け根付近は津波に覆われている一方で、東波除堤には段波が到達し た様子が認められない。このため、茶色い水柱は、港内から(東から)の津波ではなく、南東側 から4号機前面に浸入してきた津波によるものと判断されるが、4m盤に遡上したのち構造物に衝 突して上方へ上がったのか、あるいは放水路を通じて開口部から吹き上げたのかについては、こ の写真だけからは判断できない。なお、場所については、4号機前面の10m盤にある小屋のすぐ 北東側で水柱が上がっていることから、4m盤と10m盤の境界付近で水柱が形成されているもの と判断される。

写真 11、写真 12 では、沖合に第 2 波(2 段目)と推定される波が認められることから、写真 11 の水柱は、写真 6~写真 8 で確認される数m級の第 2 波(1 段目)が、4m盤と 10m盤の境界付 近に到達した際に生じたものと判断される。

第2波(1段目)の到達を示す写真8から写真12までは48秒間であり、その間の現象に見落 としはなく、水柱は第2波(1段目)が原因で発生したものと判断される。





(5) 最大波(第2波(2段目))の港湾への到達

水柱が上がった写真11の20秒後である写真13において、10m盤の浸水が認められる。

写真 13 の 6 秒後である写真 14 の右上には東波除堤と考えられる構造物が見えており(A)、こ の時点は写真7・8で確認される数m級の第2波(1段目)が到達した前後と考えられる。また、 写真 15、写真 16 では、排気筒の付け根部分が見えており(B)、写真 17、写真 18 にあるような大 規模な津波の遡上は認められない。これらのことから、写真13~写真16において、10m級の第2 波(2段目)は未だ10m盤には到達しておらず、写真13、写真14に認められる10m盤への遡上 は、第2波(1段目)による限定的な遡上と判断される。

写真 14 の 12 秒後に撮影された写真 15 では、南防波堤および北防波堤を覆う津波が到達してい る。写真15の14秒後に撮影された写真16では、南防波堤および北防波堤に加えて、東波除堤も 津波に覆われるとともに、港内に大きな段波が認められる。

写真 14 より以前の写真では、いずれも、防波堤や波除堤が確認できていたが、写真 15、写真 16 で初めて港湾が津波に覆い尽くされている。このことから、写真 15、写真 16 で港内に認めら れる津波が、10m級の第2波(2段目)であると判断される。ただし、写真15、写真16では、排 気筒の付け根部分が見えていることから、第2波(2段目)は未だ10m盤には到達していないも のと判断される。

13(07:24)

14 (07:30) 排気筒本体 排気筒支柱 А

15(07:42)

16 (07:56)



添付地震津波-1-8

(6) 最大波(第2波(2段目))の10m盤への到達

写真 16 の 14 秒後に撮影された写真 17 では、10m盤上に大量かつ急激な海水の流れ込みが認め られ、写真 18、写真 19 と続く。写真 17 では、港湾側の様子は判然としない。写真 18、写真 19 では津波により上昇した海面が確認できるが、ここに防波堤・波除堤は認められないことから、 第 2 波(1 段目)とは異なり、防波堤・波除堤を全面的に覆う津波が来襲していることが判る。

写真 18 は、港内に巨大な津波が押し寄せた写真 16 から、24 秒後である。また、写真 18、写真 19 では、写真 15、写真 16 までは写っていた 10m 盤の電気品室がほぼ水没している。この電気品 室の高さは 5.15m であることから、写真 18、写真 19 の津波は 0.P.+15m 程度の高さと考えられる。

以上のことから、写真 18 の前後には、福島第一原子力発電所の全ての原子炉建屋付近に、高さ 0. P. +15m 程度の津波第 2 波(2 段目)が到達していたものと判断される。

また、写真に映る軽油タンク壁面ならびに電気品室における津波水位の時系列をまとめたグラ フを見ると、写真 13~写真 16 に認められる津波の遡上は限定的な遡上であり、写真 17 の直前か ら急激に津波が押し寄せてきた状況が推定され、写真の分析と調和的である。

<image>

19 (08:38)





4.4.波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの所要時間の推定と写真撮影時刻の補正

前述したとおり、写真8において、津波の第2波(1段目)の段波が南防波堤屈曲部に到達している事実から、写真8の時刻を推定する。手順は次のとおり。

- ① 波高計から南防波堤屈曲部までの距離を読み取り。
- ② 波高計から南防波堤屈曲部までの第2波(1段目)の伝播所要時間を算出。
- ③ 波高計における第2波(1段目)の到達時刻に②の所要時間を加え、写真8の時刻を推定。

①波高計から南防波堤先端までの距離

波高計から南防波堤先端までの距離は1000m程度である。

なお、この距離の取り方が、やや長め、すなわち、所要時間を多めに見積もる取り方となって いることを【参考3】に整理する。

②波高計から南防波堤までの第2波(1段目)の伝播所要時間

波高計設置位置の水深は約13m、南防波堤屈曲部の水深は約6mである。

ここで、津波波速の近似式: c=(gh)<sup>1/2</sup> と、津波高さにグリーンの法則: H2/H1=(h1/h2)<sup>1/4</sup> を適用し、波高計設置位置から港湾付近までの所要時間を以下のとおり推定する。詳細は【参考 4】に整理する。

a. 静水深に基づく推定波速から算出した所要時間

所要時間を長めに評価する観点から、静水深hによる推定を行った。その結果、波高計 設置位置から南防波堤屈曲部までの所要時間は約106秒と推定された。

b. 全水深に基づく推定波速から算出した所要時間

次に、より実際に近い評価を行うため、津波高さを加算した全水深(=静水深+津波高 さ)を用いて推定を行った。津波高さは、波高計記録における第2波(第1段)の平均的 な高さである 4.5mとした。その結果、波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの所要時 間は約85秒と推定された。

以上のことから、波高計設置位置から港湾付近までの所要時間は85~106秒と推定する。

③写真8の時刻の推定

第2波(第1段)が波高計に到達した時刻は、15時33分30秒頃である。

これに推定所要時間を加えると、写真 8 の実際の時刻は 15 時 34 分 55 秒~15 時 35 分 16 秒と 推定される。一方、写真 8 のカメラ内蔵時刻は、15 時 41 分 36 秒である。

以上のことから、カメラ内蔵時刻は実際の時間よりも、6分20秒~6分41秒程度進んでいたものと推定される。なお、上述の②a、②bより、6分41秒の方がより実際に近い値と考えられる。

4. 5. まとめ (分析 I・Ⅱ)

波高計記録および写真を詳細に分析した結果、次のことが判明した。

- カメラ内蔵時刻は実際の時間よりも、6分20秒~6分41秒程度進んでいた。なお、6分41 秒の方がより実際に近い値と考えられる。
- ② ①の平均(6分30秒)を採用して時刻を補正すると、カメラ内蔵時刻で15時35分16秒の 写真1の推定時刻は15時28分46秒頃である。
- ③ 同様に時刻を補正すると、第2波(1段目)が南防波堤屈曲部に到達した(写真8)時刻は、
   15時35分06秒頃であり、10m盤のタンク周辺に小規模に浸水し始めたことが確認できる
   (写真13)時刻は、15時36分10秒頃である。
- ④ 10m盤のタンク周辺における遡上が、いったん収まった(写真 15、写真 16)時刻は、15時 36分 28秒頃から 15時 36分 42秒頃にかけてである。
- ⑤ さらに第2波(2段目)により10m盤のタンク周辺に大規模に浸水し始めたことが確認で きる(写真17)時刻は、15時36分56秒頃であり、同タンクが水没した(写真19)時刻は、 15時37分24秒頃と判断される。
- ⑥ 上記の補正時刻を用いてタンク等の浸水状況のグラフを描き直すと、次図のとおりである。
- ⑦ 第2波(1段目)の10m盤への遡上は限定的なものに留まったが、第2波(2段目)は10m
   盤に大量に遡上し、防波堤や波除堤をほぼ全面的に覆うような津波であったと判断される。



5. プラントデータに関する分析(分析Ⅲ)

5.1.目的

得られているプラントデータ(プロセス計算機や過渡現象記録装置)のうち、津波の来襲によ る被水等の異常が発生したことを示す以下のような情報が記録されている。

・ 海水系ポンプの停止時刻(モータの被水による影響等で遮断器が作動)

- D/G の運転記録(電圧・電流)
- 非常用電源盤の記録(母線電圧)

上記の情報のうち、最も敷地前面に設置されている海水系ポンプが津波の来襲による影響をは じめに受けやすいと考える。あわせて、主要建屋に設置されている電源盤や D/G の記録も補完情 報として活用し、福島第一原子力発電所敷地への津波到達時刻を分析する。

5.2.プラントデータの分析

プラントデータの活用に関して、以下の観点でスクリーニングを実施

- ・ 時刻補正機能があること
- ・ 分析に活用可能な電子データが収録されていること
- ・ 津波来襲の時刻近辺のデータが収録されていること

表にまとめると以下の通り

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
プロセス計算機 (電子保存機能の有無)	×	0	×	定期検査で	0	×
過渡現象記録装置 (津波到達時のデータの有無)	0	0	×	山田市である。	×	×

プロセス計算機(電子記録)については、2、5号機のみ存在しておりいずれも時刻補正機能を 有している。過渡現象記録装置については、1、2号機のデータ(1号機は1分周期データ)が存 在しており、いずれも時刻補正機能を有している。3号機の過渡現象記録装置は、3月11日14時 59分43分付近にデータの途絶があるため、今回の分析からは除外する。4号機は、定期検査にお いて取替工事を実施中であったためデータは採取されていない。5号機の過渡現象記録装置も津 波到達時のデータがないため除外する。6号機は定期検査中であり過渡現象記録装置の収録機能 を停止していた。

以上より1号機の過渡現象記録装置の1分周期データや2号機、5号機のプロセス計算機のデ ータを活用し分析を実施する。 【海水系ポンプの停止時刻】

○1 号機 格納容器冷却海水系 (CCSW) ポンプ

過渡現象記録装置の1分周期のデータから、CCSW ポンプ(A)~(D)は15時35分59秒から 15時36分59秒の間に異常が発生し、機能喪失している事が記録されている。



○2 号機 残留熱除去系海水 (RHSW) ポンプ

プロセス計算機のデータから、RHSW ポンプ(A)及び(C)の遮断器が 15 時 36 分 58 秒に off となり、機能喪失している事が記録されている。



○5 号機 残留熱除去系海水 (RHRS) ポンプ

プロセス計算機のデータから、地震後に起動した RHRS ポンプ(B)及び(D)については、15時 37 分 9 秒、10 秒に異常が発生し、機能喪失している事が記録されている。



添付地震津波-1-14

【D/Gの運転記録(電圧・電流)】

○1 号機 D/G(1A)、(1B)

過渡現象記録装置の1分周期データから、1号機のD/G(1A)(1B)については、データが採取されている15時36分59秒まで電圧が確立していることから、機能喪失時刻は15時36分59秒以降であることが記録されている。



添付地震津波-1-15

○2 号機 D/G(2A)、(2B)

プロセス計算機のデータから、2 号機の D/G(2A)の受電遮断器は、15 時 37 分 40 秒に開放して いる事が記録されている。

D/G(2A)は、後日の調査で被水していることが確認されており、D/G本体もしくは関連機器の被 水が原因で機能喪失したものと想定している。

D/G(2B)は、別の建屋(共用プール建屋)に設置されており、D/G本体は津波の被害を受けていないが15時40分38秒に遮断器が開放している。D/Gの関連機器による影響もしくは電源供給先の非常用電源盤の被水等により機能を喪失したものと想定している。



添付地震津波-1-16

○5 号機 D/G(5A)、(5B)

プロセス計算機のデータから、5号機の D/G(5A) (5B) については、15時40分前後に異常が発生し、機能喪失している事が記録されている。

D/G(5A) (5B)は、後日の調査で D/G 本体に被水の影響はないため、D/G の関連機器による影響 もしくは非常用電源盤の被水等により機能を喪失したものと想定している。



【非常用電源盤】

○1 号機 非常用電源盤 1C、1D

過渡現象記録装置の1分周期データから、非常用電源盤1Cについては、15時35分59秒から 15時36分59秒の間に非常用母線の電圧を喪失している。一方、非常用電源盤1Dについては、 15時36分59秒まで電圧が確立していることから、機能喪失時刻は15時36分59秒以降である ことが記録されている。



○2 号機 非常用電源盤 2C、2D

プロセス計算機データから、非常用電源盤 2C については、15 時 37 分 42 秒に非常用母線の電 圧を喪失、非常用電源盤 2D は 15 時 40 分 39 秒に喪失している事が記録されている。



添付地震津波-1-19

○5 号機 非常用電源盤 5C、5D

プロセス計算機データから、非常用電源盤 5C については、15 時 40 分 03 秒に非常用母線の電 圧を喪失、非常用電源盤 5D は 15 時 40 分 15 秒に喪失している事が記録されている。

事故後の調査で、 D/G に異常はなく、M/C が被水していたことから、被水による M/C の機能喪 失もしくは D/G の関連機器が被水等により機能を喪失したものと想定している。



5.3.プラントデータに関する分析まとめ(分析Ⅲ)

以上より、最も海側に近い海水系ポンプ(高さ 0P+4m に設置)は、概ね 15 時 36 分台で喪失しており、津波第 2 波が敷地に到着したことによるものと想定される。

その他の主要建屋では、設置場所により機能喪失のタイミングが異なるが、概ね15時40分前 後で非常用母線の機能が喪失しており、全交流電源を失う結果となっている。



6. まとめ

これまでの分析Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの結果をまとめると以下のように整理される。

分析Iの結果、波高計の時刻は大きなずれがないと判断される。

分析Ⅱの結果、写真の時刻は6分30秒程度のずれが生じているものと判断する。またカメラ内 蔵の時刻を補正した結果、下記のように判断される。

✓15時36分10秒頃

⇒津波第2波(1段目)により10m 盤のタンク周辺に小規模に浸水し始めたことが確認で きる時刻

✔15時36分56秒頃

⇒津波第2波(2段目)により10m盤のタンク周辺に大規模に浸水し始めたことが確認で きる時刻

分析Ⅲのプラントデータから津波第2波が敷地に到着した時刻は15時36分台と推定される。 また、最も海側に近い海水系ポンプは、津波第2波が敷地に到達したことにより概ね15時36分 台に機能喪失し、続いて、15時40分前後で非常用母線の機能が喪失しており、津波が原因で全 交流電源を失う結果となっている。

以上の分析結果(写真の時刻とプラントデータ)を踏まえ、当社は敷地への津波到達時間は15時36分台と考えている。

【参考1】連続写真の位置関係





# 写真左上の凡例

写真番号 (写真番号1からの経過時間) 補正後の時刻(補正後時刻) 補正前の時刻(補正前のカメラ内蔵時刻)

- 1 (00 分 00 秒後)
- 15時28分46秒頃(補正後時刻)
- 15時35分16秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



- 3(01分02秒後)
- 15時29分48秒頃(補正後時刻)
- 15時36分18秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



- 5(05分00秒後)
- 15 時 33 分 46 秒頃(補正後時刻)
- 15時40分16秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



7(06分08秒後)
15時34分54秒頃(補正後時刻)
15時41分24秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



2 (00 分 34 秒後)
 15 時 29 分 20 秒頃(補正後時刻)
 15 時 35 分 50 秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



4 (01 分 26 秒後) 15 時 30 分 12 秒頃(補正後時刻) 15 時 36 分 42 秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



6(05分12秒後)
15時33分58秒頃(補正後時刻)
15時40分28秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



8(06分20秒後) 15時35分06秒頃(補正後時刻) 15時41分36秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



添付地震津波-1-25

# 9(06分36秒後)

15 時 35 分 22 秒頃(補正後時刻)

15時41分52秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



11 (07 分 04 秒後)
 15 時 35 分 50 秒頃(補正後時刻)
 15 時 42 分 20 秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



13(07分24秒後)
15時36分10秒頃(補正後時刻)
15時42分40秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



15(07分42秒後)
15時36分28秒頃(補正後時刻)
15時42分58秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



10(06分42秒後) 15時35分28秒頃(補正後時刻) 15時41分58秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



12(07分08秒後)
 15時35分54秒頃(補正後時刻)
 15時42分24秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



14 (07 分 30 秒後)
15 時 36 分 16 秒頃(補正後時刻)
15 時 42 分 46 秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



16 (07 分 56 秒後)
15 時 36 分 42 秒頃(補正後時刻)
15 時 43 分 12 秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



添付地震津波-1-26

17(08分10秒後)
15時36分56秒頃(補正後時刻)
15時43分26秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



19(08分38秒後)
 15時37分24秒頃(補正後時刻)
 15時43分54秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



以上は、本文掲載写真の再掲。

18(08分20秒後)
15時37分06秒頃(補正後時刻)
15時43分36秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



20 (08 分 50 秒後) 15時37分36秒頃(補正後時刻) 15時44分06秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

22 (09 分 14 秒後)

15時38分00秒頃(補正後時刻)

15時44分30秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

15時37分48秒頃(補正後時刻)

21 (09 分 02 秒後)

23 (09 分 28 秒後) 15時38分14秒頃(補正後時刻) 15時44分44秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

25(10分50秒後)

15時39分36秒頃(補正後時刻) 15時46分06秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



24 (09 分 42 秒後) 15時38分28秒頃(補正後時刻) 15時44分58秒(補正前のカメラ内蔵時刻)





15時44分18秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

# 26(10分54秒後)

15時39分40秒頃(補正後時刻)

15時46分10秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



28(13分16秒後)
15時42分02秒頃(補正後時刻)
15時48分32秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



15時47分10秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

27(11分54秒後)

15 時 40 分 40 秒頃(補正後時刻)



29(14分36秒後) 15時43分22秒頃(補正後時刻) 15時49分52秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



30(14分42秒後) 15時43分28秒頃(補正後時刻) 15時49分58秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



31(15分06秒後)
15時43分52秒頃(補正後時刻)
15時50分22秒(補正前のカメラ内蔵時刻)





添付地震津波-1-30



15時46分44秒頃(補正後時刻) 15時53分14秒(補正前のカメラ内蔵時刻)





15時45分52秒頃(補正後時刻) 15時52分22秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

34 (17 分 06 秒後)



32(15分32秒後) 15時44分18秒頃(補正後時刻) 15時50分48秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



33(16分54秒後)

15 時 45 分 40 秒頃(補正後時刻)

35(17分10秒後) 15 時 45 分 56 秒頃(補正後時刻) 15時52分26秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



15時53分44秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



37(18分28秒後) 15時47分14秒頃(補正後時刻)

38(19分04秒後)
15時47分50秒頃(補正後時刻)
15時54分20秒(補正前のカメラ内蔵時刻)

39(22分08秒後)
15時50分54秒頃(補正後時刻)
15時57分24秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



40(23分44秒後) 15時52分30秒頃(補正後時刻) 15時59分00秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



42(24分52秒後)
15時53分38秒頃(補正後時刻)
16時00分08秒(補正前のカメラ内蔵時刻)





41(23分48秒後) 15時52分34秒頃(補正後時刻) 15時59分04秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



43(25分44秒後) 15時54分30秒頃(補正後時刻) 16時01分00秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



44(25分48秒後) 15時54分34秒頃(補正後時刻) 16時01分04秒(補正前のカメラ内蔵時刻)



【参考3】波高計から南防波堤屈曲部までの距離の取り方

本検討では、波高計から南防波堤屈曲部までの距離は1000m程度とした。

この距離の取り方は、以下の通りやや長め、すなわち、所要時間を多めに見積もる取り方となってい ると考えられる。

本検討で距離 1000m を取った位置関係は下図のようになり、2点を結ぶ両矢印線に垂直な破線の波 面を仮想していることになる。



津波再現シミュレーションによると、波面は下図のような角度となっている。

再現シミュレーションでは、波形や到達時刻は厳密には実際とは合っていないものの、波面の向きは 海底地形に支配されることから、津波再現シミュレーションは実際の波面の向きにほぼ等しいものと判 断できる。



以上のことから、1000mという距離は、実際の津波の移動距離よりも長く、すなわち、所要時間を多めに見積もる取り方となっていると考えられる。

### 添付地震津波-1-33

【参考4】波高計から南防波堤までの第2波(1段目)の伝播所要時間

a. 静水深に基づく推定波速から算出した所要時間

所要時間を長めに評価する観点から、水深に津波高さを考慮せず、静水深hを用い、以下の方法に て所要時間の推定を行う。

- ・ 波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの距離約 1000m を 50m ずつ 20 区間に分割する。
- ・ 波高計設置位置の水深は約 13m、南防波堤屈曲部の水深は約 6mであり、この間の海底勾配は 一定であると仮定する。
- ・ 津波波速の近似式 c=(gh)<sup>1/2</sup>に、区間ごとの平均水深を適用して波速を算定する。
- ・ 津波が各区間を通過する所要時間を算定する。
- ・ 次ページの表による算定の結果、波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの所要時間は約 106 秒と推定された。
- b. 全水深に基づく推定波速から算出した所要時間

より実際に近い評価を行うため、水深に津波高さを加算した全水深(=静水深+津波高さ)を用いる。

- ・ グリーンの法則:H2/H1=(h1/h2)<sup>1/4</sup>を適用して、各区間での津波高さH2を算定する。
- ・ 波高 H1 の初期値は、波高計設置位置の第2波(第1段)の波高計記録から4.5mとする。
- ・ h1の初期値は、波高計設置位置の水深約13m。
- ・ 水深に津波高さを加算した全水深(=静水深+津波高さ)を用い、a.と同様の方法にて所要 時間の推定を行う。
- ・ 次ページの表による算定の結果、波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの所要時間は約85秒 と推定された。

以上のことから、波高計設置位置から港湾付近までの所要時間を85~106秒と推定する。

	a. 静水深に基づく検討			b. 全水深に基づく検討			
波高計からの 距離 [m]	区間平均 水深 [m]	静水深を用 いた近似式 から求まる 波速 [m/s]	区間ごとの 所要時間 [s]	グリーンの 法則から求 まる波高 [m]	区間平均 水深 [m]	全水深を用 いた近似式 から求まる 波速 [m/s]	区間ごとの 所要時間 [s]
0~50	12.8	11.2	4.5	4.5	17.3	13.0	3.8
50~100	12.5	11.1	4.5	4.5	17.0	12.9	3.9
100~150	12.1	10.9	4.6	4.6	16.7	12.8	3.9
150~200	11.8	10.7	4.7	4.6	16.4	12.7	3.9
200~250	11.4	10.6	4.7	4.6	16.1	12.6	4.0
250~300	11.1	10.4	4.8	4.7	15.8	12.4	4.0
300~350	10.7	10.3	4.9	4.7	15.4	12.3	4.1
350~400	10.4	10.1	5.0	4.8	15.1	12.2	4.1
400~450	10.0	9.9	5.0	4.8	14.8	12.1	4.1
450~500	9.7	9.7	5.1	4.8	14.5	11.9	4.2
$500 \sim 550$	9.3	9.6	5.2	4.9	14.2	11.8	4.2
550~600	9.0	9.4	5.3	4.9	13.9	11.7	4.3
600~650	8.6	9.2	5.4	5.0	13.6	11.5	4.3
650 <b>~</b> 700	8.3	9.0	5.6	5.0	13.3	11.4	4.4
700~750	7.9	8.8	5.7	5.1	13.0	11.3	4.4
750~800	7.6	8.6	5.8	5.2	12.7	11.2	4.5
800~850	7.2	8.4	5.9	5.2	12.4	11.0	4.5
850~900	6.9	8.2	6.1	5.3	12.2	10.9	4.6
900~950	6.5	8.0	6.3	5.3	11.9	10.8	4.6
950~1000	6.2	7.8	6.4	5.4	11.6	10.7	4.7
	所要時間の合計[s]		105.5		所要時間の合計[s] 84		84.6

注) 「区間毎の所要時間」では区間ごとに四捨五入をした値を示しているため、「b. 全水

深に基づく検討」における表示の単純合計は、「所要時間の合計」の値と一致しない。

1号機 MAAP 解析における注水量の設定について

<最新の MAAP 解析(添付資料3)における注水量の設定について>

1号機 MAAP 解析における原子炉への注水量の入力値については、消防車代 替注水時のバイパス流を評価し、原子炉への注水量を設定した(図1参照)。

バイパス流の流量評価及び原子炉への注水量評価は、「添付資料 1-4 消防車 による原子炉注水に関する検討」にて抽出されたバイパス経路を用いて評価を 行った(添付資料 1-5 参照)。



<2012年3月公表のMAAP解析(別冊1)における注水量の設定について>

1 号機 MAAP 解析における原子炉への注水量の入力値については、これまで に公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定した(図2 参照)。



図2 平均注水流量と MAAP 解析における注水量入力値

1号機燃料域水位計の挙動による推定について

1. 水位計の測定原理

BWR プラントで採用している「凝縮槽方式」の燃料域水位計は、図1に示す ように、基準面器に常に水位を形成し、水頭 Hs が一定の値となるようにして、 二つの配管(基準面器側配管、炉側配管)の差圧(Hs-Hr)を計測することに より原子炉水位を計測する構成となっている。

そのため、基準面器側配管の水位が蒸発等により減少すると、一定であるは ずの Hs が小さくなるが、計測しているのは差圧であるため、Hr が大きくなっ たことと区別がつけられない。その結果、見かけ上原子炉水位の指示値は上昇 することとなる(図 2 参照)。図 3 にドライウェル(以下、D/W)内における燃 料域水位計装配管の垂直方向長さを示す。基準面器側の計装配管内水位のみが 低下した場合、原子炉水位は最大で図中の  $L_1$  分(約 7m)高めに指示をする可 能性がある。また、同様の理由により炉側の計装配管内水位のみが低下した場 合は、最大で図中の  $L_2$  分(約 3.3m)低めに指示をする可能性がある。なお、 D/W 外の配管については周囲の温度が低く保たれ、水位はほとんど変化しない ものと考えられる。

2. 解析における仮定の設定について

これまでに公表した解析結果(平成23年5月23日に公表したMAAPコード による解析結果)では原子炉水位が有効燃料底部(以下、BAF)に到達した以 降において、燃料域内で原子炉水位は形成されていないと推定される期間であ るにも関わらず、実際の燃料域水位計A系の指示値は11日21時30分に有効 燃料頂部(以下、TAF)+0.45mを示し、その後注水していないにも関わらず指 示値は上昇した(図4参照)。このことから燃料域水位計A系を復旧した21時 30分の時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していた可能性が考えられる (図5-1参照)。

基準面器側配管の水位が低下する要因としては原子炉圧力容器の気相漏えい が考えられる。これにより D/W 内に蒸気が流入し、D/W 気相温度が上昇するこ とで配管内の水は加熱される。また漏えいにより原子炉圧力容器が減圧されれ ば、計装配管内の水の飽和温度は下がるため、より蒸発しやすい状況となる。

原子炉圧力容器から D/W への気相漏えいが想定される箇所としては、炉内核 計装のドライチューブ(図 6 参照)や主蒸気配管フランジのガスケット部等が 挙げられる。炉内核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷 する可能性がある。また、主蒸気配管フランジのガスケットは450℃程度の温度 環境でシール機能を喪失する可能性がある。そこで今回の解析においては、炉

#### 添付 1-2-1

心損傷が開始したタイミングおよび炉内ガス温度が 450℃となったタイミング でそれぞれ原子炉圧力容器気相部からの漏えい(0.00014m<sup>2</sup>、0.00136m<sup>2</sup>)を仮 定した。

(参考) 燃料域水位計指示値の変化の原因について

燃料域水位計 A 系は 11 日 21 時 30 分に TAF+0.45m を示した後、22 時 20 分にかけて微増し TAF+0.59m を示した。22 時 20 分から 23 時 24 分まで TAF+0.59m で一定を指示し、12 日 0 時 30 分に TAF+1.3m に上昇した後 6 時 30 分頃まで一定値を示した。一方、燃料域水位計 B 系は 12 日 1 時 55 分に TAF+0.53m を示した後ほぼ一定値を示した。その後、原子炉燃料域水位計 A 系 および B 系の水位は 12 日 6 時 30 分頃に減少に転じ、同日 12 時 30 分頃以降は 再びほぼ一定値を示した。この期間の原子炉水位及び燃料域水位計配管の状態 について以下に推察する。

(1)11 日 21 時 30 分から 12 日 0 時 30 分までの水位計指示値

すでに述べたように津波到達後に燃料域水位計 A 系の指示値で TAF+0.45m の水位が得られた 11 日 21 時 30 分には、実水位は BAF 以下になっていると考 えられるため、その時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していたものと 考えられる(図 5-1)。この時間帯に見られる水位上昇は、注水をしていないこ とから基準面器側配管内の水が蒸発により徐々に失われたことが原因と考えら れる。

MAAP 解析においては、この時間帯までにすでに燃料溶融が生じていること、 炉内ガス温度が高温になっていることから原子炉圧力容器の気相漏えいが発生 し易い状況であったと考えられる。漏えいが生じ D/W の気相温度が上昇するこ とで基準面器側配管内の水の温度が飽和温度以上に達し蒸発すれば水位計の指 示値は上昇する。

22時20分以降、燃料域水位計A系の指示値が一定値を示したのちに上昇する原因については特定できてはいないが、原子炉圧力容器の気相漏えいが生じていたとすれば格納容器温度および原子炉圧力が変化することで、基準面器側配管内の水の温度および飽和温度は変動的であったものと考えられる。

(2) 12 日 0 時 30 分から 6 時 30 分頃の水位計指示値

ここでは基準面器側計装配管内の水位が格納容器(以下、PCV)貫通部の位置まで低下し、一方、原子炉の水位もBAFを下回り、炉側配管タップ位置(TAF約-5.5m)付近となることで、水位変動は検出されずに、高めの指示値一定で推移した可能性が考えられる(図 5-2 参照)。今回のMAAP解析上は12日の1

時50分頃に原子炉圧力容器が破損する結果となっているが、炉心損傷後の溶融 燃料のリロケーションのような複雑な現象の模擬には限界があり、事象進展は 解析コードのモデルに依存するものと考えられる。したがって解析結果は必ず しもこの時間帯に原子炉圧力容器が破損したことを示すものではないものと考 える。

なお、原子炉水位 B 系の指示値がA 系より 0.80m 程度低めの指示をしている のは、燃料域水位計 B 系の基準面器側計装配管の D/W 内の引き回しは A 系よ り水平方向に 3m 程度長く、燃料域水位計 B 系の方が計装配管内の水のインベ ントリが多いことにより基準面器側の計装配管内の水位が低下しにくいことが 要因のひとつとして考えられる。

(3)12 日6時30分以降の水位計指示値

ここでは、原子炉圧力容器の破損により燃料がペデスタルへ落下するなどの 事象により、格納容器温度が上昇することに伴い、炉側配管の水の蒸発が開始 し、D/W 貫通部までの炉側配管内の水が蒸発したと考えられる(図 5-3 参照)。 これにより、基準面器側配管と炉側配管の差圧は大きくなるので、原子炉圧力 容器内の実水位とは無関係に水位指示値は減少する。

12日12時30分頃に計装配管内の水面の変動が収束したことで、以降一定値 を示しているものと考える。

以上



図1 燃料域水位計の概略図



図2 計装配管内の水位低下に伴う燃料域水位計の指示値について



図3 燃料域水位計装配管の D/W 内垂直方向長さ


図4 燃料域水位計挙動



図 5-1 原子炉水位および燃料域水位計挙動 【 11 日 21 時 30 分から 12 日 0 時 30 分頃まで 】



図 5-2 原子炉水位および燃料域水位計挙動 【 12 日 0 時 30 分頃から 6 時 30 分頃まで 】





図6 炉内核計装からの漏えいパス

1号機における地震の影響について

#### 1. 現象の概要と検討課題

福島第一原子力発電所1~3号機は、地震発生後は、スクラムの成功、原子炉 冷却の開始により、冷温停止に向けた操作が進められていたが、津波が発電所 に到達したことで、ステーションブラックアウト(SBO)となり、直流電源も 含め、短期間での復旧が出来なかったことから原子炉の冷却手段を全て喪失し、 シビアアクシデントに至ったと評価している。従って、事故の直接的な原因は 津波であると判断している。

しかしながら、国会事故調の報告書では、1号機において、小規模な冷却材喪 失事故(LOCA)が発生した可能性が否定できないとの主張がなされている。こ の主張の根拠は、

- ・ 協力企業作業員が原子炉建屋4階非常用復水器(IC)室で水が落ちてく るのを確認した
- ・ 原子力安全基盤機構(JNES)の評価では、0.3cm<sup>2</sup>以下の漏えいを否定 できない
- ・ 運転員は主蒸気逃がし安全弁(SRV)の作動音を聞いていない。

との 3 点から成り立っている。この 3 点を出発点として論理的に小規模な LOCA があったとの結論を導けるかを検討する。

また、非常用ディーゼル発電機(A)(DG(A))については、運転員の証言から、津波が到達する前に機能喪失している可能性があるとして、津波ではなく、 地震が原因である可能性を指摘している。

2013年4月、過渡現象記録装置に地震発生前から津波到達による過渡現象記録装置の停止時までの1分間隔の計測データが存在していることが改めて確認されたため、このデータを用いて、DG(A)の挙動について検討を実施する。

2. LOCAの発生の可能性について

国会事故調の報告書では、前述のとおり、観測事実、評価結果、運転員の証 言の3点から小規模なLOCAが発生した可能性を否定できないとしているが、 この3点を合理的に説明できるLOCAシナリオを提示していない。そのため、 以下の章で、それぞれに対して、検討を実施する。

まず、1 号機4階IC室での出水についてであるが、国会事故調の報告書によると、出水が確認された場所は4階南西側の大物搬入口のハッチの付近であり、 その方向は東側の壁(壁の反対側は使用済み燃料プール)の高い位置からであったとのことである。最も近くで出水を確認したB氏、及び、B氏方向に水が 落ちるのを確認したA氏の2者の証言から現場の状況を推定すると、図1~3 に示す位置関係であったものと考えられる。図1に示すとおり、B氏は大物搬入口のハッチのすぐそばに立ち、正面にICを見る位置におり、右上方から水が出てくるのを確認している。また、図2に示すとおり、A氏は格納容器とICの間に逃げ込んでおり、そこからB氏方向を見て、左上から水が落下するのを確認している。両者の証言から図1、2で示した出水の方向(矢印)には整合性があり、図3に示す東側の壁上方から出水があったことは事実であると考えられる。(なお、規制庁による、第2回東京電力福島第一原子力発電所1号機4階における出水事象に関する出水当時の状況等について(ヒアリング資料)によれば、A氏はIC(A)タンクとIC(B)タンクの間にいたとの証言があるが、水の落下する方向については、どちらにいても変更は無い。)

これらの位置関係から明らかなように、ICの本体とは異なる方向から出水が 確認されており、ICに流入する蒸気もしくは凝縮後の戻り水が、漏えいしたと は考えにくい。

出水があったとされる東側壁には、図 4 に示すとおり、いくつかの配管・ダ クトが存在しているが、水または蒸気が内包されている可能性のある配管は、 溢水防止チャンバ①及び IC 蒸気配管のベント配管②の二つである。複数ある③ の配管は電線管であり、流体は内包していない。

溢水防止チャンバとは、使用済み燃料プールの表面から空気を吸い込み外部 へ排出するダクトに接続されていたもので、万一、使用済み燃料プールの水が ダクトに侵入した場合、溢水防止チャンバで水を一度受けて、ドレン配管を通 じてダクト系から水を抜くために設置されたものである。しかしながら、地震 発生時、使用済み燃料プールの水がスロッシングによりダクト配管に侵入した 際に、ドレン配管による水の排出が間に合わず、下流側のダクト系統に流出し、 管理区域外に水を漏えいさせてしまった事例が発生したことから、溢水防止チ ャンバと下流側のダクトを切り離し、溢水防止チャンバに閉止板を付ける改造 工事が行われている。

IC 蒸気配管のベント配管は、IC の蒸気配管系統でウォーターハンマー現象が 発生することを防止するため、通常運転中に常時蒸気を流し、蒸気配管を暖気 させる役割を果たしている。また、IC が稼働した場合にはこのベント配管に分 岐する弁は閉止され、ベント配管への蒸気供給はなくなる。そのため、出水が 目撃された正確な時間が不明なため、IC が運転状態にあったのかは不明である が、長期的な観点からは、この配管から漏えいが継続することはない。すなわ ち、この配管の破断を原因とする LOCA シナリオは存在しない。

溢水防止チャンバと IC 蒸気配管のベント配管の二つを比較すると、ベント配管は流体が蒸気であるため、配管破断が発生しても水が落下することはなく、

高温高圧な蒸気が放出される場合に予想される状況と、証言は大きく異なって いる。また、現地で実施された調査からも、この配管に破損は見つかっていな い。溢水防止チャンバは、水素爆発による影響を受けたためか、既に原型をと どめないまでに破損してしまっている。しかしながら、5階にてスロッシングに よる溢水が確認されており、使用済燃料プール壁面のダクト開口部以上の高さ まで使用済み燃料プールの水位が変動し、ダクト内へ水が入り得る状況にあっ たこと、大量に水が流入するとドレン配管では水を処理しきれないとの溢水防 止チャンバが設置された経緯から考えると、1号機4階で観測された出水は、溢 水防止チャンバに流れ込んだ使用済み燃料プールの水が何らかの原因で漏えい した可能性が高いと考えられる。

したがって、作業員からの証言による国会事故調の指摘する原子炉建屋内で LOCA の発生を疑わせるような現象が発生していたとする記載は、少なくとも LOCA とは関係がないと判断できる



図1 B氏の出水当時の状況



目撃情報に基づく出水箇所

# 図2 A氏の出水当時の状況



図3 出水が確認された方向



図4 東側壁にある配管類

次に、JNES が試算した、0.3cm<sup>2</sup>以下の漏えいが発生した場合について考察 する。漏えい量が少なければ、プラント挙動に大きな影響が出ないことから、 ある程度以下の漏えいであれば、その発生をプラント挙動の相違から否定出来 ないことは事実である。しかしながら、漏えいが万が一あったとしても 0.3cm<sup>2</sup> 以下の小さいものとの前提であり、また、SRV の作動音に関する証言が得られ なかった事を根拠として、SRV が作動しなかったとすると、SRV により蒸気を 逃がすこともできなかった事になる。この二つが同時に成り立つか検討する。 圧力上昇は、観測されているプラント挙動および MAAP 解析から類推すると、 津波の到達以降も上昇傾向にあると考えられることから、図 5 に示すとおり、 漏えいの有無にかかわらず、3 月 11 日 17 時 00 分時点で、12MPa を遙かに超 える圧力に到達することが推定される。その場合、圧力容器破損に至る可能性 があるが、そのような徴候は見られていない。すなわち、JNES の示す 0.3cm<sup>2</sup> 以下の漏えいを否定できないことと、SRV が作動していないとの条件は物理的 に同時に成立しない。

上記の考察より、SRV が作動しないという条件を満足させるために、津波到 達後にプラントパラメータが確認できなくなった後、リーク孔の拡大があった とするシナリオを仮定する。その場合、少なくとも SRV の作動設定圧に到達す る3月11日16時00分頃には、発生した蒸気を逃せるだけのリーク孔の拡大が 必要となる。蒸気発生量は、崩壊熱とともに単調に低下するため、圧力上昇を 止めるだけのリーク孔が開いたその後は、蒸気発生よりも蒸気流出が支配的と なるため、図5に示すとおり、圧力は減少に転じる。 当社が実施した MAAP 解析(2012年3月12日公表)では、3月11日18時 50分頃1.4cm<sup>2</sup>のリーク孔ができたとの仮定を置き、解析を実施しているが、こ の孔の大きさでは、3月11日18時50分頃の蒸気発生量でさえリーク孔から蒸 気を逃がしきることができず、SRVも間欠的に作動することで、7.5MPa程度 の圧力で安定した状態になっている。したがって、MAAP解析を参考とすれば、 3月11日17時00分頃であっても、発生した蒸気を逃しきるリーク孔は、1.4cm<sup>2</sup> より小さいことは有り得ず、それよりもかなり大きいリーク孔でないとシナリ オが成立しない。

MAAP 解析では、1.4cm<sup>2</sup>のリーク孔によって、3月11日19時40分頃に原 子炉圧力の低下が始まり、3月11日20時07分の6.9MPa(gage)を再現すると の解析となっている。したがって、圧力低下が始まる時間がずっと早く、リー ク孔の面積もずっと大きい条件においては、3月11日20時07分の 6.9MPa(gage)を再現することはあり得ず、それよりもかなり小さい圧力になっ ていたものと考えられる。つまり、MAAP 解析の3月11日19時40分頃から の圧力低下曲線よりもより低下が速い側の領域に圧力低下曲線が存在すること になり、測定された圧力と矛盾が生じる。

上記の仮説を証明すべく、津波到達後に微小な漏えいが発生した場合につい て、リーク孔面積をパラメータとした MAAP による感度評価を実施した(図 6 参照)。なお、この計算におけるリークの発生時間は地震スクラム 1 時間後とし ている。感度解析の結果から、7cm<sup>2</sup>以下の場合には、原子炉圧力が上昇し、SRV の作動条件に達することから、リーク孔面積がこれ以上でないと SRV が作動し ないという条件を満たせないことになる。一方で、リーク孔面積が 7.5cm<sup>2</sup>以上 の場合には、SRV は作動することはないものの、原子炉圧力は早期に低下し、3 月 11 日 20 時 07 分の 6.9MPa(gage)を再現することはできないことが示された。 この解析結果により、津波到達後に SRV が作動しない条件で、20 時 07 分に観 測された 6.9MPa(gage)を満足する小規模な LOCA シナリオは存在しないこと がわかる。

以上から、国会事故調の報告書で示された、LOCAの発生を疑わせるような3 つの指摘事項については、LOCAとは関係のない事象、もしくは、LOCAが原 因であったとした場合、物理的に同時に成立しないものであることが判明した。







図6 リーク孔面積に応じた原子炉圧力の変化

3. 津波到達前の運転員の IC の操作について

ここでは、津波到達前の運転員による IC の操作とそれによるプラントパラメ ータの推移について検討する。

図7に、津波到達前の原子炉圧力の変化と運転員によるICの操作実績を示す。 3月11日14時47分、地震が発生し、1号機は地震加速度大信号によりスクラ ムした。スクラムの際に若干原子炉圧力は低下するが、その後は、崩壊熱によ る蒸気発生により、原子炉圧力は上昇に転じる。14時52分、原子炉圧力がIC の自動起動の設定圧力に達したことから、IC(A)、IC(B)が自動起動している。 なお、ICの自動起動の設定圧力は、SRVの自動開の設定圧力よりも低いため、 IC起動が起動する場合は、SRVは作動しない。

IC(A)、IC(B)の自動起動後は、IC の冷却効果により原子炉圧力は減少に転じ、 10 分程度で 5MPa を下回る圧力にまで達している。また、通常運転時の約 7MPa における飽和温度は約 285℃、約 5MPa における約 265℃であることから、原 子炉内の冷却剤の温度は 10 分程度で、約 20℃低下したことになる。原子炉停 止時の冷却速度の上限値は 1 時間で 55℃であり、この冷却速度を上回っている。 運転員は、急激な圧力低下が漏えいの原因によるものではないことを確認する ため、また、冷却速度を低減しコントロールするため、15 時 3 分、IC(A)、IC(B) を手動で停止させた。

その後、圧力は再度上昇に転じており、約7MPaまで上昇している。その後、 手動起動と手動停止を3回ずつ実施しているが、いずれの操作においても、圧 力の低下と上昇は運転員の制御範囲に収まっている。

以上のことから、運転員は当初、LOCA による圧力低下の可能性を考慮した ものの、IC の起動停止時の原子炉挙動から、その可能性が無いことを確認でき たものと考えられる。なお、運転員は、運転シミュレータでの訓練等を通じ、 常に漏えいの可能性について考えながら操作をすることから、1 号機の圧力変化 に対して漏えいの可能性を考慮したのは特別なことではない。



図7 津波到達前の原子炉圧力と IC 操作

4. 非常用ディーゼル発電機(A)の機能喪失の原因について

国会事故調の報告書では、非常用ディーゼル発電機(B)(DG(B))の機能喪 失の時刻が15時37分と記録されており、運転員のDG(A)はそれより前に停止 していた(間隔は長くても2、3分)とする証言から、DG(A)の停止時刻を15 時35分以前であると断定し、その時点では津波は到達していないことから、地 震による機能喪失であると指摘している。

本件に関しては、2013年4月になって、過渡現象記録装置が1分間隔ではあ るものの津波到達までのプラント挙動が記録されているファイルを再度検証し たことにより、津波到達と母線電圧。ディーゼル発電機の挙動が明らかになっ た。

過渡現象記録装置とは、何らかの過渡事象が発生した場合に、その前後のプ ラント挙動を10msecの時間間隔で記録する装置である。1 号機の場合、地震発 生の5分前から、30分後までの記録が残されているが、津波到達は30分以降 であるため、津波到達時の10msec間隔のデータは残されていなかった。しかし ながら、過渡現象記録装置の本来の機能ではないものの、より長い周期でデー タを記録するオプションがあり、1 号機では1分間隔のデータを記録する設定が なされていた。

過渡現象記録装置の 10msec 間隔のデータと 1 分間隔のデータとでは、情報 量が大きく異なる。図 8 に外部電源が喪失し、DG が起動した 2011 年 3 月 11 日14時48分頃の際の母線C及びDの電圧の変化を両者のデータを用いて示す。 10msec 間隔のデータでは、外部電源を喪失する前の揺らぎと電圧降下、また、 DG(A)、DG(B)の立ち上がり時間の微妙な相違を捉えている。しかしながら、1 分間隔のデータでは、この時間帯を代表する測定点は、14時48分59秒の1点

(図8の丸部分)のみであり、このデータからは、母線電圧が降下したことも、 DGの起動に成功したのかどうかも正確には説明できない。そのため、1分間隔 のデータは、過渡的な挙動を検討する際に、有用な情報を持っているとは見な されてこなかった。

しかしながら、1分間隔のデータは、過渡現象記録装置の本来の機能である5 分前から、30分後までの記録データには無い、津波到達によって、過渡現象記 録装置そのものが機能喪失する直前までのデータが残っており、このデータか ら、母線、DGの機能喪失の順番に関する情報を引き出せることが判明した。

図9に1分間隔データを用いた母線電圧、DG電圧の変化を示す。上段には母線電圧 A,B,C、DG(A)の電圧の、下段には母線電圧 D、DG(B)の電圧の変化をプロットしている。まず、DG に接続されていない母線 A,B は、外部電源の喪失により、電圧は0になっていることが確認できる。また、DG(A)、DG(B)はその電圧が0から約7000Vに上昇していることから、外部電源喪失後に立ち上がっていることが確認できる。母線 C,D はそれぞれ DG(A),DG(B)に接続されているため、外部電源を喪失しても、DG から電気が供給されるが、前述のとおり、1分間隔のデータであるため、外部電源喪失時の電圧降下、DG 起動の際の電圧上昇は捉えられていない。津波が到達した 15 時 37 分頃の挙動を見てみると、母線 C は電圧が0にまで低下していることが確認(1分間隔のデータであるため、15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒までの間に電圧が0にまで低下。)できる。母線電圧 D 及び DG(A)、DG(B)については、15 時 36 分 59 秒の時点で、電圧は7000V 程度を維持しており、これらの機能喪失は、15 時 37 分以降であったことになる。なお、DG は供給先の電圧が0となっていても、単独運転で電圧を維持することが出来る。

次に、図 10 に DG(A)、DG(B)の電流の変化を示す。DG の立ち上がり時の電 流の増加、圧力抑制室のプール水の冷却のための CCS 起動時の電流の増加が確 認できる。津波到達時の挙動については、母線 C に接続されている DG(A)につ いては、母線電圧が 0 となっている関係から、電流についても 0 にまで落ち込 んでいる。一方、電圧が 7000V 程度を維持していた母線 D についても、電流の 落ち込みが確認できる。これは、敷地内の比較的低い位置に設置されている海 水ポンプ等の機能喪失により、負荷が脱落していったことにより、電流が低下 しているものと推定される。

以上から、津波到達時頃の電源の状況としては、

① 津波到達

② 海水ポンプ等の機能喪失

③ 母線電圧 C の機能喪失

④ 母線電圧 D、DG(A)、DG(B)の機能喪失

という形で、津波の影響が海側から順番に進行していったものと推定され、電 源喪失の原因は津波であることが改めて確認された。



図8 過渡現象記録装置による10msec間隔と1分間隔のデータの相違



図 10 DG(A) 及び DG(B) の電流の変化

### 5. まとめ

1 号機において、地震による影響で、LOCA または DG の機能喪失が発生し た可能性について検討を実施した。LOCA については、現在想定している事故 進展に影響を与えるような漏えいを伴う規模での配管破断は発生していないと の結論に達した。また、DG の機能喪失については、津波によるものと推定され る海側ポンプ等の機能喪失に引き続き DG の機能喪失に至っていることが記録 により明らかとなったことから、地震による機能喪失の可能性は無いことが示 された。

以上

消防車による原子炉注水に関する検討

#### 1. はじめに

福島第一原子力発電所 1~3 号機では、事故時に作動が期待されていた注水機能 を最終的に全て喪失し、臨機の対応として、消防車を用いた原子炉代替注水を実 施した。しかしながら、消防車から吐出された冷却水は全量が原子炉へ注水され たわけではなく、配管図面上の分岐の存在や、主復水器での溜まり水が確認され たことから、代替注水の一部が原子炉へ通ずる配管だけでなく他系統・機器へ流 れ込んでいた可能性が考えられる。

本資料では、消防車による原子炉への注水量を明らかにする観点から、その準備として、代替注水の概要と注水ラインにおいてバイパス流が生じ得る経路についてまとめる。さらに、明らかとなった時系列情報およびプラントパラメータから、公表している日単位の平均注水量よりも詳細な注水流量についても検討を実施する。また、福島第一原子力発電所事故における本事象を受けて、柏崎刈羽原子力発電所において実施している対策について述べる。

### 2. 消防車を用いた原子炉代替注水について

消防車による原子炉代替注水を開始した当初は、図1に示すとおり、消防車を 消火系(FP系)に接続し、FP系から復水補給水系(MUWC系)を経由した 後、1号機では炉心スプレイ系(CS系)、2・3号機では残留熱除去系(RHR 系のLPCIライン)より原子炉へ注水をしていた。



図1 消防車による原子炉代替注水のラインアップについて

各号機における消防車のポンプ吐出付近での、公表している日単位の平均海水 注水量を、図2~4に示す。なお、本注水流量については、日単位に平均してし まっていること、また、計測値のない期間における推定値も含んでおり、実際の 注水量とは異なる。



図2 1号機 消防車のポンプ吐出付近での平均海水注水量





図4 3号機 消防車のポンプ吐出付近での平均海水注水量

事故初期の消防車による原子炉代替注水に関する時系列について、表1~3に まとめる。消防車による注水が中断した時期はピンク色で示した。消防車の配置、 水源~消防車~FP系の間の接続に関しては、当社が平成24年6月に公表した福 島原子力事故調査報告書の添付10-4(3)に記述されている。

表1 1号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3月12日	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水	11日 20:50 にディーゼル駆動消
4:00頃	注入開始。消防車に積載していた淡水 1300 リ	火ポンプ(DDFP)による原子
	ットルを注水。	炉代替注水ラインを確立。ポン
		プを起動し、減圧後に注水可能
		な状態としている。その後
		DDFP については 12 日 1:25 に
		停止が確認されている。
4:00~5:46	消防車による注水中断	

日時	操作	備考
5:46	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水	注水初期においては、防火水槽
	注入開始。	の水をくみ上げ、タービン建屋
		寄りに移動し、注水を実施した。
		その後、防火水槽から FP ライ
		ンの送水口間の連続注水ライン
		を構成し、注水をおこなった。
14:53	消防車による原子炉への淡水注入、約 80,000	
	リットル(累計)を注入完了。	
14:53 $\sim$	津波によって海水がたまっていた3号機逆洗弁	15:36 に 1 号機原子炉建屋で爆
19:04	ピットを水源とした、注水ライン構成中	発発生。淡水注水の実施と並行
		して準備をしていた海水注水の
		ためのホースが破損。
19:04	原子炉内に消火系ラインから消防車による海水	
	注入開始。	
21:45 $\sim$	消防車による海水注入が一時中断	
23:50		
23:50	海水注入再開	
3月14日	3 号機逆洗弁ピットの海水が残り少なくなった	
1:10~20:00	ことから、海水注入を一時中断。	
20:00	海水注入再開	

# 表2 2号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3月12日	DDFP の停止を確認	DDFP については、当初、屋
1:20		外にある排気ダクトから出て
		いる煙により、起動しているこ
		とを確認した。しかしながら3
		月 12 日 1:20 に DDFP の排気
		ダクトからの煙が消えていた
		ことにより、DDFP が停止し
		ていることを確認。
3月14日	原子炉への海水注入を行うため、消火系の送水口	この段階では、原子炉圧力>消
15:30 頃	へ接続した消防車を起動。	防ポンプ圧力。原子炉減圧後に
		注水可能な状態。
18:02	原子炉減圧開始	

日時	操作	備考
19:20 $\sim$	19:20 に原子炉への海水注入のための消防車が	19:20 の 30 分~1 時間前に注
19:54	燃料切れで停止していることを確認。注水が一時	水ラインを構成している消防
	中断。	車が停止していたことが、
		19:20 に確認された。
19:54	原子炉内に消火系ラインから消防車(19:54、	
	19:57 に各1台起動)による海水注入開始。	

## 表3 3号機の代替注水に関わる運転操作時系列

日時	操作	備考
3月13日	原子炉内に消火系ラインから消防車による淡水	
9:25	注入開始(五ホウ酸ナトリウム入り)。	
12:20	消防車による淡水注入終了	8:40~9:10 の間にラインアッ
		プされた DDFP による原子炉
		への注水は、消防車による淡水
		注入終了後も継続しているも
		のと考えられる。
$12:20 \sim$	3 号機の逆洗弁ピットの海水を注水するようラ	
13:12	イン構成中	
13:12	原子炉内に消火系ラインから消防車による海水	
	注入開始。	
3月14日	3 号機逆洗弁ピットの海水が残り少なくなった	
1:10~3:20	ことから注水を一時中断。	
3:20	ホースの取水位置を調整することにより海水を	
	引くことができ、3 号機への注水を再開。	
11:01 $\sim$	3号機の水素爆発の影響で、原子炉への注水が停	
15:30頃	止。	
15:30 頃	原子炉への海水注入を行うため、消火系の送水口	
	へ接続した消防車を起動。	
19:20 $\sim$	19:20 に原子炉への海水注入のための消防車が	19:20 の 30 分~1 時間前に注
19:54	燃料切れで停止していることを確認。注水が一時	水ラインを構成している消防
	中断。	車が停止していたことが、
		19:20 に確認された。
19:54	原子炉内に消火系ラインから消防車(19:54、	
	19:57 に各1台起動)による海水注入開始。	
$21:14\sim$	2号機への注水量確保のため、3号機への海水注	
3月15日	入を一時中断	
2:30		

日時	操作	備考
3月15日	消防ポンプによる海水注入再開	
2:30		

図2~4に示した海水注水量は、日単位の平均値を表したものであるが、表1 ~3 に示した時系列とその他の注水量の変動を考慮すると、消防車による代替注 水量は、より詳細には、図5~7の通り書くことが出来る。



図5 1号機 消防ポンプの吐出流量



図6 2号機 消防ポンプの吐出流量



図7 3号機 消防ポンプの吐出流量

表1~3、図5~7から分かるとおり、消防車による代替注水は、特に1、3号機の注水初期において、水源の枯渇、建屋の水素爆発によるホース損傷等により、

頻繁に中断を余儀なくされている。これら注水の開始(再開)/停止時のプラントの挙動について、次の章で評価する。

3. 消防車を用いた原子炉代替注水時のプラント挙動について

1~3 号機で消防車による代替注水が開始された際には、燃料が冠水していない 状態であったと考えられ、このような状態で注水がなされた場合、水蒸気や水-ジルコニウム反応で発生する水素により、原子炉圧力および格納容器圧力が上昇 することが想定される。以下、各号機について、消防車による代替注水の開始/ 中断に対するプラントの挙動を評価する。

3.1. 1号機の代替注水時におけるプラント挙動について

1号機の原子炉水位の計測値と、当社が平成24年3月に公表したMAAP解析 による原子炉水位の解析値の変化を図8に示す。



図8 1号機原子炉水位の変化

添付資料 1-2 に記載のとおり、計測された原子炉水位は、格納容器内が高温に なること等で水位計内の水が蒸発し、正確な水位を示していないものと考えられ る。また、図9に系統構成を示す非常用復水器(IC)については、実機において、 全交流電源喪失後、11 日 18 時 18 分~18 時 25 分、および 21 時 30 分以降、MO-3A 弁が開状態であったものの、格納容器内側の隔離弁(MO-1A 弁、MO-4A 弁)の 開度が不明であること、燃料が露出した後に発生したであろう水素ガスやその後の炉圧の低下の影響が不明であることなどから、解析においては、全交流電源喪失以降、IC は動作していないものと仮定している。



図9 非常用復水器の系統構成

原子炉水位の解析値は18時10分頃、有効燃料頂部(TAF)に、19時40分に は有効燃料底部(BAF)に到達する結果となっている。なお、解析においては11 日18時18分から18時25分の7分間、ICのMO-3A弁は開状態であったことを 考慮していない。当社が平成24年3月に公表したMAAP解析の報告書において、 11日18時18分~18時25分、および21時30分~12日8時03分の間でICが 機能維持され、運転されていたと仮定した場合の解析結果を掲載している。これ によればICの動作を仮定しないケースに比べ、上記ICの動作を仮定したケース では、BAF 到達時間が、若干遅れる程度である。また、実測値は正しい水位を示 していなかったものと考えられるが、12日0時30分から6時30分頃、水位計測 値が一定である期間においては、添付資料1-2に示すとおり、原子炉の実水位が BAFを下回り、さらに水位計の炉側配管タップ位置付近となることで、水位変動 が検出されずに、水位計測値としては一定値を示した可能性が考えられ、12日0 時30分には水位は水位計の炉側配管タップ位置付近となっていた。またそれ以降 についても、崩壊熱により蒸発が進んだであろうことを考えると、1 号機におい て初めて代替注水が開始された 12 日午前 4:00 頃の断面では、原子炉圧力容器内 部も含めて、格納容器ドライウェル内に存在する水は、非常に少なかったものと 考えられる。

次に1号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を、消防ポンプの吐出 流量とともに図10-1に示す。また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、 図10-2に示す。



図10-1 1号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移



図10-2 1号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移(拡大図)

格納容器圧力の計測値が、午前2時30分には設計圧力の2倍である 0.76MPa[abs]を超えていること、午前4時00分から4時23分の間に正門付近の 線量率が上昇していることを考慮すると、消防車による淡水注水が開始された午 前4時頃に格納容器に漏えいが生じていた可能性が高く、これにより格納容器圧 力は全体として低下傾向を示していたものと考えられる。しかしながら、表4に 示す通り、淡水注入が開始/再開された12日午前4時頃および午前5時46分の 前における格納容器圧力の計測値の記録は限られており、このため、注水開始/ 再開前の圧力計測値の傾向は不明であり、注水によって格納容器圧力がどのよう に変動したかについて、詳細は不明である。

日時	D/W 圧力(MPa[abs])	S/C 圧力(Mpa[abs])
3/12 1:05	0.6	_
2:30	0.84	_
2:45	0.84	_
4:00 頃	約 1300 リットルの淡水注入実施	
4:19	0.78	0.79
4:35	0.70	0.77
5:46	淡水注入開始	
6:00	0.74	_

表4 淡水注水開始時および再開時前後における格納容器圧力の計測値

6:05	0.74	I
6:30	0.79	0.78

5時46分に淡水注水を再開した後、6時05分から6時30分の間で格納容器圧 力が上昇しており、これについては、注水によって蒸気や水素が発生した可能性 も考えられる。しかしながら、測定点は2点のみであり、必ずしも注水と格納容 器圧力の上昇に関連性があるとは言えない。その他の圧力上昇の要因としては、 燃料のリロケーションによって、水と燃料が接触し、蒸気や水素が発生した可能 性や、コア・コンクリート反応によって水素や二酸化炭素等のガス発生したこと 等が考えられる。なお、12日午前0時30分から午前6時30分まで一定値を示し ていた原子炉水位の計測値は、次の計測点である6時47分には低下を示している が、添付資料1-2に示すように、格納容器内が高温となったために、水位計の炉 側配管内の水が減少していく過程をとらえているものと考えられる。

同日14時すぎのS/Cベントの後、淡水注入が完了し、14時53分に注水が一時 中断した後および21時45分に再度注水が中断した後に、格納容器圧力は上昇を 示している。しかしながら、圧力上昇は注水の中断に対して、時間遅れがあるこ と、上述のように、燃料のリロケーション等の他の要因によって圧力上昇するこ とも考えられることから、注水の中断と圧力上昇の因果関係は不明である。また、 その他の注水開始/停止時のタイミングにおいても、原子炉圧力および格納容器 圧力は、明確な因果関係を持った変動を示していない。

冒頭で述べたとおり、代替注水は全量が原子炉へ届いていない可能性もあり、 実際の注水量は不明であること、またその他、熱源である燃料の位置・分布を含 むプラントの状態も事象進展に伴い複雑に変化するため、限られた計測値の中か ら確からしい状況を同定することは困難である。このため注水開始/停止時のプ ラント挙動のうち、注水開始/停止との明確な因果関係が確認できるものは無い。

3.2. 2号機の代替注水時におけるプラント挙動について

2号機の原子炉水位計測値と、当社が平成24年3月に公表した MAAP 解析に よる原子炉水位の解析値の変化を図11に示す。



図11 2号機原子炉水位の変化

2号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の手動起動と水位高による 自動停止を繰り返すことで原子炉水位を制御しており、3回目にRCICを手動起 動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラ メータから、津波により制御電源を喪失した後にもRCICは約3日間にわたって 注水を継続していたものと考えられる。原子炉水位の実測値(補正値)は、14日 17時15分頃にはTAFに到達しており、その後、18:02のSRV強制開による減圧 時の減圧沸騰により水位は大きく低下し、減圧後はBAFを下回っている。よって、 原子炉減圧後の消防車による代替注水が開始された頃には、原子炉水位はBAF以 下であったと考えられる。

次に2号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を図12-1に示す。 また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、図12-2に示す。2号機の格納 容器ベント操作としては、13日11:00にS/Cベント弁(AO弁)大弁を開操作し、 ラプチャーディスクを除くベントラインの構成を完成している。しかしながら、 14日11時01分の3号機原子炉建屋の爆発の影響で、S/Cベント弁(AO弁)大 弁に駆動用空気を供給するラインの電磁弁励磁用回路が外れ、S/Cベント弁(A O弁)大弁が閉となったことから、S/Cベント弁(AO弁)大弁の復旧を進めつ つも、S/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作を実施しているが、ラプチャーディ スクの動作の有無を含め、ベントライン経由でベントがなされたかどうかは明確 ではない。



図12-1 2号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移



図12-2 2号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移(拡大図)

2号機では、14日18時02分に主蒸気逃し安全弁(SRV)により原子炉の減圧が開始された。その後、18時30分頃には炉圧は1MPa程度まで減圧されている。

減圧前の15時30分には消防車が起動され、減圧後に注水が可能なように準備さ れていたが、19時20分頃の非常災害対策室の発話にて、注水ラインを構成して いた消防車が発話時点の19時20分頃から約30分~1時間前に停止していたこと が報告されている。原子炉圧力は、減圧後18時40分以降上昇傾向を示しており、 減圧により注水がなされたことによって蒸気や水素発生した可能性も考えられる が、一方で原子炉水位は18時47分まで一定値を示していることから減圧直後の 注水は限定的であったものと考えられる。

同日 19:54 に消防車の注水を再開した後、20 時 15 分頃から原子炉圧力が上昇 している。この後 21 時 20 分の SRV 開操作をした時間帯に、炉圧が低下するとと もに、それまで一定であった格納容器圧力が上昇していることから、SRV を通じ て原子炉の蒸気が S/C に放出されたものと考えられる。前述の通り、2 号機は減 圧後に BAF 以下にまで水位が低下していたこと、また、2 号機は低圧注水系経由 で注水しているため、注水された水はシュラウドの外側を通過して原子炉圧力容 器底部からの水位上昇により炉心部に届くことから、図13に示すような過熱し た燃料に水が触れることによる水蒸気の発生が予測される。そのため、原子炉圧 力の上昇はこの蒸気発生によるものである可能性があり、また、水位が炉心部に 届かない状態では蒸気の発生がほとんど無いと考えられることから、21 時 20 分 の SRV 開操作の前に SRV が閉となっていたとしても、それがいつのタイミング であったのかは、パラメータからは推測できない。原子炉圧力は、これを含め、3 度にわたって急峻なピークを示している。これらの圧力上昇については、2 号機 -12にて詳細を検討する。

消防車の最大吐出圧力は 1MPa[gage]程度であったことから、原子炉圧力が 1MPa[gage]を超えている期間においては、注水は原子炉に届いていなかった可能 性がある。水位の上昇と原子炉圧力の上昇が1対1の対応となっているのであれ ば、どの程度の注水がなされたのかが、圧力上昇による中断も含めて明らかとな る可能性がある。なお、当社が平成24年3月12日に公表した MAAP 解析では、 原子炉圧力が1MPa[gage]を超えている期間については、注水が一時中断したと仮 定して解析を実施している。



図13 注水後の蒸気発生と圧力上昇(水位上昇ケース)

また、2号機については、炉心損傷が進展している状況での CAMS データが測定されている。図14に圧力計測値とともに CAMS 線量率の変化を示す。



図14 2号機 CAMS 線量率の推移

CAMS D/W(A)の線量率は、大きく分けて2回上昇しており、2回目の15日 15時過ぎの上昇後は、線量率は単調に減少している。2号機においても最終的に は、溶融した燃料が、原子炉圧力容器から格納容器へ移行したものと考えられる ことから、15日15時過ぎのCAMS D/W(A)線量率の上昇のタイミングで、溶融 燃料が格納容器へ移行した可能性が考えられる。その場合、注水が中断されたと 考えられる15日1時20分頃までの間に3回観察されている急峻な原子炉圧力の 上昇から、半日以上が経過しており、注水も継続されていることから、注水の中 断が、結果に影響を与えたとは考えにくい。

なお、CAMS D/W (A)線量率の1回目の上昇については、14日の SRV 強制開 による減圧直後においては、炉内で発生した気体は SRV の排気管を通じて、S/C のプール水中に導かれ、そこで凝縮できなかった分や非凝縮性の気体は、S/C 気 相に移行し、その後、真空破壊弁を介して、D/W に放出される状態であったと考 えられることから、注水の中断ではなく、SRV からの蒸気放出の影響と考えられ る。

3.3. 3号機の代替注水時におけるプラント挙動について

3 号機の原子炉水位計測値と、当社が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析に よる原子炉水位の解析値の変化を図 1 5 に示す。



図15 3号機 原子炉水位の変化

3 号機においては、津波後も直流電源が使用可能であったことから、原子炉隔 離時冷却系(RCIC)および高圧注水系(HPCI)により注水を継続することがで きた。12 日 20 時 36 分には水位計の電源が喪失し、次に水位計の測定値が得られ たのは、HPCI 停止後の 13 日午前 4:00 であり、この時の水位は燃料域水位計の 指示値で TAF を下回っている。添付資料 3·3 に記載したとおり、13 日 2 時 42 分 に手動停止した時点よりも前の段階で、すでに原子炉への注水能力をほとんど喪 失していた可能性が高く、HPCI 停止時まで注水が継続したと仮定した MAAP 解 析値は、水位を過大評価している。その後、13 日午前 7 時 45 分には、燃料域水 位計の指示値は TAF·3m となり、そのまま午前 8 時 55 分まで一定値を示した。 有効燃料長の部分においては崩壊熱が発生していることから、水位が BAF 以上の 一定値で維持されることは物理的に考えにくい。このため、原子炉の実水位はこ の時点で、BAF 以下に到達し、一定値を維持していた可能性も考えられる。以上 より、消防車による注水が開始された 13 日 9 時 25 分においては、原子炉水位は TAF を大きく下回っており、さらには BAF を下回っていた可能性があるものと 考えられる。

次に3号機の原子炉圧力および格納容器圧力の全体推移を図16-1に示す。 また、注水開始/停止時の圧力変化の詳細を、図16-2-1、16-2-2に 示す。



図16-1 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移


図16-2-1 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移(拡大図その1)



図16-2-2 3号機 原子炉圧力および格納容器圧力の推移(拡大図その2)

3 号機においては、格納容器ベントラインの構成が完了した後、電磁弁励磁用 の仮設電源または励磁回路、駆動用の空気源の不具合が幾度か確認され、その都 度、ベント弁(AO 弁)の開状態を維持するための作業が実施されている。これらの操作時系列を表5にて補足する。

日時	操作
3月13日	S/C ベント弁(AO弁)大弁開により、ラプチャーディスクを除く、
8:41	ベントライン構成完了
11:17	AO 弁駆動用空気ボンベの圧抜けにより、S/C ベント弁(AO 弁)大
	弁が閉となったことを確認。
12:30	ボンベの取替を実施し、S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開を確認。
14:50	D/W 圧力が上昇に転じる。
19:00 頃	計装用空気圧縮系(IA)に仮設コンプレッサーを接続し、起動。
	(21:10 D/W 圧力低下により S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁が開となっ
	たと判断。)
3月14日	S/Cベント弁(AO弁)大弁の電磁弁励磁回路に不具合が確認された
3:40	ことから、再度励磁。
6:10	S/C ベント弁(AO 弁)小弁開操作

表5 3号機 格納容器ベント操作に関わる操作時系列

3号機において、消防車による注水が開始されたのは9時25分であるが、その 頃のプラント状況は以下のとおりである。13日2時42分のHPCI手動停止後、 DDFP および消防車による注水準備が進められた。これらの低圧注水系による注 水を実施するための原子炉減圧操作として、SRV の空気供給ラインにある電磁弁 の励時回路にバッテリーを接続する作業をしていたところ、バッテリー接続前の 13 日 9 時 08 分、原子炉の減圧が開始された。本減圧挙動については、添付資料 3-3 で詳細な検討を実施している。さらに、表5に記載のとおり、減圧前の8時 41 分には、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を開操作し、ラプチャーディスクを除く、 S/C ベントラインの構成を完了している。原子炉の減圧が開始された後、格納容 器圧力は一旦上昇し、その後減少したことから、S/C ベントが実施されたものと 考えられる。先に述べたとおり、原子炉減圧前の原子炉水位は TAF を大きく下回 り、 BAF 以下に到達していた可能性がある。このような状況において、注水が 実施されれば、蒸気発生や水素の発生により、原子炉圧力および格納容器圧力が 上昇することが予想される。3 号機では、10 時頃、12 時頃に原子炉圧力、格納容 器圧力の急上昇が観測されているが、図17のとおりチャートに記録されている 原子炉圧力挙動をみると、この際の圧力上昇は非常に急峻であり、2号機の圧力 上昇とは異なっているように見える。そのため、3号機の圧力上昇は、図18に 示すような、溶融した燃料が下部プレナムに溜まった水に落下して発生した蒸気 による可能性がある。以上から、圧力上昇の形態の相違により、消防車による注 水がどの程度原子炉に届いたか届いていなかったかについて、推定することがで

きる可能性がある。なお、水位計については、原子炉減圧前に TAF-3m で一定だったにも関わらず、9時10分には、TAF+1.8mの水位を示し、急激に指示値が上昇していることから、この時点では、指示不良を起こしているものと考えられる。

3号機では、14日11:01の3号機原子炉建屋爆発の影響による注水の中断時に、 原子炉圧力、格納容器圧力ともに、低下を示していることを除いては、注水開始 /停止時のタイミングにおいて、原子炉圧力および格納容器圧力はそれまでの傾 向を概ね維持したまま推移しており、注水による影響は確認できない。

なお、13日9時頃に原子炉が減圧された後の原子炉圧力および格納容器圧力の 挙動についても不明な点が多く、これについては3号機-08として課題が設定 されている。



図18 注水後の蒸気発生と圧力上昇(溶融燃料落下ケース)

以上、消防車による代替注水に関わるプラント挙動について調べたところ、注 水の開始(再開)/停止に対して、プラントパラメータが明確な反応を示してい ないケースが多くあることが分かった。また、仮に消防ポンプの吐出付近で測定 されている流量の全量が原子炉へ注水されていた場合、原子炉圧力容器は冠水し て、事故が収束していた可能性がある。これらのことを考慮すると消防ポンプが はき出した全量が原子炉へ注水されていた可能性は低いものと考えられる。なお、 当社が実施した MAAP 解析においても、消防ポンプ付近で測定された流量に比べ、 大幅に少ない流量を注水量の入力値として採用している。

冒頭で述べたとおり、事故対応当時より配管図面上の分岐の存在や、主復水器 での溜まり水が確認されたことから、代替注水の一部が原子炉へ通ずる配管だけ でなく他系統・機器へ流れ込んでいた可能性については把握されていた。次章に おいては、代替注水ラインにおいて原子炉圧力容器以外への流れ込みが生じ得る 経路について検討する。

4. 原子炉代替注水ラインにおいてバイパス流が生じ得る経路について

事故初期の1~3号機の原子炉代替注水ラインについて、原子炉圧力容器をバ イパスして、他の系統・機器への流れ込みが生じ得る経路を検討するために、当 該ライン上の弁について、配管図面等により開閉状態を確認した。その結果、バ イパス流が生じ得る経路を別表1~3のとおり抽出した。これらの経路について、 概略イメージを図19に示す。



図19 バイパス流の概略イメージ

2. で述べたとおり、消防車による代替注水は、FP 系および MUWC 系を経由 している。MUWC 系は、プラント内に設置される各種機器の洗浄、封水、ならび に、各タンク、機器への給水など、プラント運転中あるいは停止中に復水を供給 する系統である。このため地震直前に本来の用途で MUWC 系から復水の補給を 行っていた箇所が存在し、仮に地震後もライン構成が変更されていなかった場合 には、その箇所へバイパス流が生じる可能性がある。

別表1~3に挙げたバイパス流が生じ得る経路について、以下に説明する。

① 復水ポンプ(1号機)および低圧復水ポンプ(2,3号機)シール水ライン

復水ポンプは、復水器で凝縮された復水を、給水ポンプまで送る役割を持って いる。ポンプの軸封水は、通常運転中には、ポンプ吐出側に接続されている自給 水ラインによって供給され、ポンプ起動時には、MUWCからの他給水ラインを通 って供給される。今回の事故時には外部電源喪失に伴いポンプが停止し、代替注 水の一部が、MUWCからの他給水ラインを通じ、ポンプ軸封部へと水が流れ込み、 そこからポンプ吸い込み側を経由して復水器へ流入していた可能性がある。軸封 部からポンプ吸い込み側へのラインには、1号機ではオリフィス、2,3号機のシー ル水ラインには定流量弁が設置されていることから、本ラインが漏えい経路とな った場合にも流量が制限される。

② 復水移送ポンプのミニマムフローライン

ポンプの保護のため設置されるラインで、ポンプの吐出側から分岐して、吸い 込み側へ吐出流を戻すライン。消防車を使った代替注水時には、FP系を経由して、 MUWC系の復水移送ポンプの吐出側に注水をしていたことから、本ラインを通じ て、復水移送ポンプの水源である復水貯蔵タンクに代替注水の一部が流れ込んだ 可能性がある。なお、ミニマムフローライン上には、流量制限オリフィスが設置 されている。

主タービンの蒸化器

通常運転中、蒸化器では、タービンの抽気を熱源として、MUWCからの給水を 沸騰させることで蒸気を発生させる。この蒸気を主タービン、原子炉給水ポンプ 駆動用タービン(RFP-T)、およびそれらの蒸気弁のグランド部にシール蒸気として 供給し、グランド部内部への空気混入及び外部への蒸気漏洩を防止する。福島第 一原子力発電所事故時、1~3号機においては主蒸気隔離弁が閉止し、蒸化器は熱 源を喪失した状態であった。MUWCから蒸化器への給水ライン上にある水位調整 弁は電源喪失時に開となるため、代替注水が蒸化器を経由して、復水器へ流れ込 んでいた可能性がある。 ④ 弁封水

復水器まわりの配管等で系統内が負圧の配管に設置された弁に対し、弁グランド部から配管内部への空気混入を防止する目的で、MUWCから弁グランド部に封水を実施している。通常運転中から封水のごく一部が配管側に流入しており、代替注水時にも配管側へ流入していた可能性がある。

⑤ 廃液中和ポンプシール水ライン

廃液中和ポンプは、pHを調整した廃液を廃棄物集中処理施設に移送する際に起動する。1 号機においては、当該ポンプシール水の供給弁は駆動空気喪失時に開状態となる空気駆動弁であることから、MUWCを用いた代替注水の際には、系統内への流れ込みが生じていた可能性がある。

⑥ 復水器真空破壊弁のシール水ライン

復水器真空破壊弁は復水器に大気を取り入れ、復水器の真空破壊を行うための 弁で、通常運転中は閉状態である。復水器真空破壊弁のシール水は、弁のシート 部から復水器内部への空気混入を防止する目的で、MUWCから復水器真空破壊弁 の大気側に供給される。

1 号機においては、シール水の入口弁を常時微開とし、オーバーフローしたシ ール水を最終的に復水器で回収している。このため、消防車による代替注水時に も、通常運転時と同様に復水器への流れ込みが生じていた可能性がある。2、3 号 機においては、シール水の入口弁は通常閉状態で、シール水の水位低警報により、 シール水を補給する運用のため流れ込みは生じない。

⑦ PLR ポンプのメカシール水ライン

通常運転中 PLR ポンプのメカニカルシールのパージ水は、制御棒駆動水圧系 (CRD)により供給される。CRD は MUWC または給復水系の復水脱塩装置(CD) 出口を水源としており、1 号機においては、MUWC と CD 出口の間に空気喪失時 開となる空気駆動弁が設置されていることから、MUWC を用いた代替注水の際に は、注水の一部が PLR のメカシールへ流入し、そこから機器ドレンサンプに流入 した可能性がある。

⑧ 給水ポンプのシール水ライン

1号機に関しては、CD 出口から給水ポンプのシール水を供給している。⑥で述 べた通り、CRD が MUWC または CD 出口を水源としていることから、MUWC と CD 出口は配管でつながっており、MUWC を用いた代替注水の際には、注水の 一部は給水ポンプの軸シールへ流入し、そこから復水器に流入した可能性がある。 ⑨ 復水脱塩装置

同様に、1 号機に関しては CD 出口から復水脱塩装置の脱塩塔へ注水の一部が 流入した可能性がある。

⑩ 低圧ヒータードレンポンプのシール水

1号機については、CD 出口から低圧ヒータードレンポンプにシール水を供給し ている。当該ポンプのシール水供給弁は、プラント起動時ドレンポンプ起動前に 開操作されるため、MUWC を用いた代替注水の際には、注水の一部が CD 出口か ら低圧ヒータードレンポンプのシール部へ流入し、そこから機器ドレンサンプに 流入した可能性がある。

5. 原子炉代替注水ラインにおけるバイパス流に関する対策について

原子炉代替注水におけるバイパス流に対し、柏崎刈羽原子力発電所では、以下 の対策を実施している。

①復水補給水系(MUWC系)へのタービン供給元弁(電動弁)の追設

復水補給水系(MUWC系)におけるタービン建屋での不要なバイパス流を 防止する目的で、原子炉建屋からタービン建屋へ複水を供給する配管に電動弁 (タービン供給元弁)を設置。緊急時対応手順(津波アクシデントマネジメン ト)において、大津波警報が発令された場合に本弁を閉止する手順とする。な お、本弁は中央操作室からの操作が不能な場合、現場にて手動で閉止操作が可 能。

②復水補給水系(MUWC系)の耐震強化工事

復水補給水系(MUWC系)について、耐震強化工事を実施。配管の損傷等 によりバイパス流が発生するリスクを低減する。

③消防車による代替注水のためのホース接続口の追設

上記対策①および②によって、バイパス流の発生リスクを低減した復水補給 水系(MUWC系)に対し、消防車による代替注水のためのホース接続口を追 設する。

なお、柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一原子力発電所1~3号機とは異な り、復水移送ポンプ吐出側の逆止弁が、ミニマムフローラインへの分岐より下流 側に設置されている。このため、ミニマムフローラインを介したバイパス流は発 生しない設計となっている。図20に、7号機を例に上述の対策の概略を示す。



図20 柏崎刈羽原子力発電所における対策の概略図(7号機の例)

6. まとめ

消防車による原子炉代替注水について、これまで明らかとなっている時系列情 報およびプラントパラメータから、公表している日単位の平均注水量よりも詳細 なポンプ吐出付近での注水流量を示した。また、配管図面の調査により、消防ポ ンプから原子炉圧力容器までの間でバイパス流が生じ得る経路について同定した。

以上

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	復水ポンプのシール水ラ	3/4 インチ	復水器へ流入
	イン		
2	復水移送ポンプのミニマ	4インチ	復水貯蔵タンクへ流入
	ムフローライン		
3	蒸化器補給水ライン	2インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2 インチ	配管側へ流入
5	廃液中和ポンプシール水	3/4 インチ	配管側へ流入
	ライン		
6	復水器真空破壊弁のシー	3/4 インチ	復水器へ流入
	ル水ライン		
7	PLR ポンプのメカシール	3/4 インチ	機器ドレンサンプへ流入
	水ライン		
8	給水ポンプのシール水ラ	1インチ	復水器へ流入
	イン		
9	復水脱塩装置	8インチ	復水脱塩塔へ流入
10	低圧ヒータードレンポン	3/8 インチ	機器ドレンサンプへ流入
	プのシール水ライン		

別表1-1 1号機バイパス流が発生する可能性がある経路

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	低圧復水ポンプのシー	2インチ	復水器へ流入
	ル水ライン		
2	復水移送ポンプのミニ	2インチ	復水貯蔵タンクへ流入
	マムフローライン		
3	蒸化器補給水ライン	2.5インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2インチ	配管側へ流入

別表2-1 2号機バイパス流が発生する可能性がある経路

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	低圧復水ポンプのシー	2インチ	復水器へ流入
	ル水ライン		
2	復水移送ポンプのミニ	2インチ	復水貯蔵タンクへ流入
	マムフローライン		
3	蒸化器補給水ライン	3インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2インチ	配管側へ流入

別表3-1 3号機バイパス流が発生する可能性がある経路

1. はじめに

福島第一原子力発電所 1~3 号機では、事故時に作動が期待されていた注 水機能を最終的に全て喪失し、臨機の対応として、消防車を用いた原子炉代 替注水を実施した。しかしながら、配管図面上の分岐の存在や、主復水器で の溜まり水が確認されたことから、消防車から吐出された冷却水は全量が原 子炉へ注水されたわけではなく、他系統・機器へ流れ込んでいた可能性が考 えられる。

添付資料 1-4 において、消防車による原子炉への注水量を明らかにするための準備として、消防車注水に関連する操作実績や観測情報と注水ラインにおいてバイパス流が生じ得る経路についてまとめている。

本資料では、1号機について添付資料1-4で抽出したバイパス経路からの 流出量を定量評価し、原子炉への正味の注水量を推定した結果を報告する。

- 2. 消防車を用いた原子炉代替注水とバイパス経路について
- 2.1. 消防車を用いた原子炉代替注水操作について

消防車を用いた原子炉代替注水量の評価の元となる代替注水操作履歴を 表 1 に示す。この操作履歴については、当社社内事故調査報告書でとりま とめた運転操作時系列(添付資料 1-4 の表 1)、及び、主な時系列(参考資 料[1])の注水記録を集約した。また、消防車構成については、同じく社内 事故調査報告書にて報告した「消防車による原子炉注水の概略図(参考資料 [2])」から、表 1 の各注水操作の時間帯に該当する構成を図 1 の A~D とし て表記している。

No.	日時	操作	備考	水源	消防車構成
注水 1	3/12 4:00 頃	注水開始		淡水	А
		注水停止	1,300L 注入完了		
注水 2	5:46	注水開始		淡水	А→В
	5:52	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	6:30	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	7:55	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	8:15	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	8:30	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	9:15	注水停止	1,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	9:40	注水停止	15,000L 注入完了		
	-	注水開始			
	14:53	注水停止	80,000L (累計) 注入完了		
注水 3	19:04	注水開始		海水	С
	21:45	注水停止			
注水 4	23:50	注水開始		海水	С
	3/14 1:10	注水停止			
注水 5	20:00	注水開始		海水	D
	3/19 0:00	(注水継続)			

表1 消防車による代替注水操作履歴

注) 3/11 20:50 に原子炉代替注水ラインが完成し、ディーゼル駆動消火ポンプ自動起動により、原子炉減圧後に注水可能な状態となった。しかし、3/12 1:48 のディーゼル駆動消火ポンプ停止までに減圧操作が行われていなかったことから、3/12 4:00 頃以前の代替注水はないものとして評価した。



図1 消防車による原子炉注水の概略図(抜粋)(参考資料[2])

2.2. バイパス経路について

消防車による原子炉代替注水を開始した当初は、図2に示すとおり、消防 車を消火系(FP系)につながるタービン建屋外側の消防車の送水口に接続 し、FP系から復水補給水系(MUWC系)を経由した後、原子炉へ注水を していた。

MUWC系は、プラント内に設置される各種機器の洗浄、封水、ならびに、 各タンク、機器への給水など、プラント運転中あるいは停止中に復水を供給 する系統である。このため地震直前に本来の用途で MUWC 系から復水の補 給を行っていた箇所が存在し、仮に地震後もライン構成が変更されていなか った場合には、その箇所へバイパス流が生じる可能性がある。バイパス流が 生じ得る経路については添付資料 1-4 にて抽出しており、これらのバイパス 経路について各流出量を評価し、原子炉への注水量を推定した。



図 2 消防車による原子炉代替注水のラインアップについて (添付資料 1-4 の図 1)

No	漏えい箇所	呼び径	備考
1	復水ポンプのシール水ライン	3/4 インチ	復水器へ流入
2	復水移送ポンプのミニマムフローライン	4インチ	復水貯蔵タンクへ流入
3	蒸化器補給水ライン	2インチ	復水器へ流入
4	弁封水ライン	1/2 インチ	配管側へ流入
5	廃液中和ポンプシール水ライン	3/4 インチ	配管側へ流入
6	復水器真空破壊弁のシール水ライン	3/4 インチ	復水器へ流入
7	PLR ポンプのメカシール水ライン	3/4 インチ	機器ドレンサンプへ流入
8	給水ポンプのシール水ライン	1インチ	復水器へ流入
9	復水脱塩装置	8インチ	復水脱塩塔へ流入
10	低圧ヒータードレンポンプのシール水ライン	3/8 インチ	機器ドレンサンプへ流入

表 2 1 号機バイパス流が発生する可能性がある経路(添付資料 1-4(別表 1-1))

- 3. 流出量評価の前提条件
- 3.1.代替注水操作に関わる仮定

原子炉への注水量およびバイパス経路への流出量の評価については次の 仮定を置き、表3に示す代替注水操作履歴に基づき評価した。

<代替注水操作に関わる仮定>

・消防車ポンプを 1MPa で運転していたという発話記録と、使用した一般 的な屋外消火栓ホースの耐圧がおおよそ 1MPa であることとから、消防車 吐出圧を 1MPa 一定とした。

・「注水1」の注水開始時刻は、3/124:00と仮定した。

・「注水 2」の期間では断続的に注水を行っているが、その注水開始時刻の 記録がほとんどないため、一つ一つの注水期間を指定できない。本評価の圧 力一定の条件による計算では、求めた注水流量が注水期間にわたって注入さ れたことになり、注水総量への寄与が大きくなることから、その影響を考慮 して注水停止期間を含め平均的に注水が行われたものとした。

	イベント		消防車吐出圧力	消防車吐出圧力	消防車構成	
			(解析)	(発話記録)		
	注水開始	3/12 4:00		ポンプ吐出圧を		
注水 1	沙水街山		1MPa	1MPa 程度で運用し	А	
	在小停止	-		ていた		
计水の	注水開始	3/12 5:46	$1MD_{2}$			
往小 2	注水停止	3/12 14:53	IMPa	//	A→D	
** - * 9	注水開始	3/12 19:04	1MDo	П	С	
在小 0	注水停止	3/12 21:45	1 MIF a	//	U	
	注水開始	3/12 23:50		3/13 4:00 頃		
注水 1		3/14 1:10	$1 MD_{0}$	0.46MPa	С	
江水车	注水停止			3/13 5:25 頃		
				0.65MPa		
				3/15 23:00 1MPa		
	汴水開始	3/14 20:00	1MD <sub>o</sub>	3/16 4:00 1MPa	D	
注水 5	江小川如		IMFa	3/16 8:00 0.7MPa		
				3/16 12:00 0.7MPa		
	(解析終了)	3/19 0:00	-	-	-	

表3 本検討で仮定した消防車による代替注水操作履歴

3.2. バイパス経路についての設定

代替注水は、消防車~FP 系~MUWC 系とラインナップされている。 MUWC 系において、原子炉へ向かう経路と各バイパス経路へと分岐してい る。分岐点の先でさらに表4に示す計10種類のラインに分岐するが、分岐 ラインのうち口径の小さい配管には配管圧損が大きいため有意な量が流れ ず、口径の大きい配管から流出することになる。(例えば、④復水器ライン は No.3、7、8、9に分岐するが、No.3、7、8は No.9に比べて圧損が大き いため、水が流れないか流れたとしても少量であり、最大口径の No.9に④ の流量のほとんどが流れることになる。)よって、原子炉への正味の注水量 を評価する上では、上流側の上記3つのバイパス経路での流量が求まればよ く、表2で抽出したバイパス経路は表4のとおり図3に示す3つの代表経 路(③CST ミニフローライン、④復水器ライン、⑤弁シール)に集約する ことができる。



No	漏えい箇所	呼び径	代表経路
1	復水ポンプのシール水ライン	3/4 インチ	⑤: 弁シール
2	復水移送ポンプのミニマムフローライン	4インチ	③: CST ミニフローライン
3	蒸化器補給水ライン	2インチ	④:復水器ライン
4	弁封水ライン	1/2 インチ	⑤: 弁シール
5	廃液中和ポンプシール水ライン	3/4 インチ	⑤: 弁シール
6	復水器真空破壊弁のシール水ライン	3/4 インチ	⑤: 弁シール
7	PLR ポンプのメカシール水ライン	3/4 インチ	④:復水器ライン
8	給水ポンプのシール水ライン	1インチ	④:復水器ライン
9	復水脱塩装置	8インチ	④:復水器ライン
10	低圧ヒータードレンポンプのシール水ライン	3/8 インチ	⑤: 弁シール

表 4 バイパス経路の分類

- 4. 原子炉注水量とバイパス経路流出量の評価手法
- 4.1.原子炉注水量とバイパス経路流出量の評価手法

3.2.で述べたとおり、消防車からの代替注水は③CST ミニフローライン、 ④復水器ライン、⑤弁シールの3つのバイパス経路から流出するとし、原子 炉への正味の注水量を評価する。図4の評価体系に示すように、消防車から 吐出される冷却水(①)は、FP系を介してMUWC系配管の1点で、原子 炉へ向かうライン(②)と上記3つのバイパスライン(③~⑤)に分岐する ものとして評価を行った。また、3.1.で述べたとおり、消防車吐出圧力を 1MPa 程度で運用していたという情報に基づき、全評価期間において消防 車吐出圧力一定として評価を行った(注 この仮定は表3に示す、一部残さ れている消防車吐出圧力の測定記録と必ずしも一致していない。これについ ては6.2.で述べる)。

エネルギー保存則により、図4の各経路のヘッドで示すとおり、配管圧力 損失を加えた各経路(②~⑤)のヘッドは MUWC 分岐点での圧力ヘッド P' に等しい。分岐点圧力ヘッド P'は消防車の吐出圧力 P<sub>1</sub>と、圧損係数 C<sub>1</sub>、流 量 Q<sub>1</sub>と高低差の位置ヘッド  $\Delta$  H<sub>1</sub>により次式で得られる。

$$P' = P_1 - C_1 \times Q_1^2 + \Delta H_1 \tag{1}$$

ここで右辺第2項は圧力損失を示している。

各経路についても、圧力 P、圧損係数 C、位置ヘッドΔH を用いて同じ式 が成り立ち、各々の流出流量について以下のように表現することが出来る。

$$Q_{2} = \sqrt{\left(P' - P_{2} + \Delta H_{2}\right)/C_{2}}$$
(2)

$$Q_{3} = \sqrt{\left(P' - P_{3} + \Delta H_{3}\right)/C_{3}}$$
(3)

$$Q_4 = \sqrt{(P' - P_4 + \Delta H_4) / C_4}$$
(4)

$$Q_5 = \sqrt{\left(P' - P_5 + \Delta H_5\right)/C_5} = 0 \tag{5}$$

各経路からの流出流量の和は消防車から吐出される流量に釣り合うこと から、各々の流量は次の流量収支式が成り立つ。

 $Q_1 = Q_2 + Q_3 + Q_4 + Q_5 \tag{6}$ 

ここで、 $P_1$ は消防車吐出圧 1MPa、 $P_2$ は原子炉圧力、 $P_3 \sim P_5$ は大気圧と した。なお、これまでの MAAP 解析結果(別冊1)によると注水を開始し た時点で既に原子炉圧力容器は破損していると考えられるため、今回の評価 に用いる原子炉圧力  $P_2$ は、原子炉圧力容器と均圧化している D/W の代表的 な圧力(「注水 1、2」で 0.65MPa「注水 3、4」で 0.5MPa、「注水 5」で 0.07MPa) を用いることとした。圧損係数はホース(構成 A~D のいずれも 100m)と 系統・機器の仕様により、位置ヘッド $\Delta$ H は配管据え付け位置の差により算 出される既知の値である。従って、式(6)の右辺に式(1)~(5)を用いると、右 辺も  $Q_1$ のみの式となり、これを解けば  $Q_1$ の解が得られる。



図4 評価体系(上)と各経路のヘッド(下)

- 5. 原子炉注水量評価結果
- 5.1.原子炉への注水量

本検討で得られた原子炉への注水量を図5及び表5に示す。3.1.で述べた とおり、3/124:53~14:53の「注水2」の期間については断続的にポンプ操 作が行われたため、消防車吐出圧力1MPaで得られた注水流量を「注水2」 の期間にわたり平均したものを注水流量としている。



	イベント(*1	)	注水流量 (MAAP 解析入力値)	①消防車 吐出流量	② R P V 注水流量	③CST 注水流量	④復水器 注水流量	原子炉圧力 (計算条件)
			kg/s	m³/h	m³/h	m³/h	m³/h	MPa
注水 1	注水開始	3/12 4:00	1 75	28.5	63	53	16.9	0.65
(淡水)	注水停止	3/12 4:02(*2)	1.75	20.0	0.0	0.0	10.5	0.05
注水 2	注水開始	3/12 5:46	0.52	0 0(*9)	1.0(*2)	1 c(*2)	F 9(*9)	0.65
(淡水)	注水停止	3/12 14:53	0.55	0.0(~3)	1.9(~3)	1.0(~3)	0.2( 0)	0.05
注水 3	注水開始	3/12 19:04	3.00	29.4	10.8	59	165	0.50
(海水)	注水停止	3/12 21:45	5.00	04.4	10.0	0.2	10.0	0.50
注水 4	注水開始	3/12 23:50	2.00	20.4	10.9	<b>5</b> 9	105	0 50
(海水)	注水停止	3/14 1:10	3.00	32.4	10.8	0.2	16.0	0.50
注水 5	注水開始	3/14 20:00	5.25	39.3	18.9	4.9	15.5	0.07
(海水)	(解析終了)	3/19 0:00	-	_	-	-	-	_

表5 各経路への流出量評価結果

(\*1)赤枠は最新の MAAP5 解析(添付資料3)で用いる条件。

(\*2)「注水 1」の注水停止時刻は、注水開始を仮定した 3/12 4:00 から 28.5m<sup>3</sup>/h の消防車吐出流量で 1,300L 注水し終え た時刻とした。

(\*3)「注水 2」の注水中の消防車吐出流量評価値自体は「注水 1」と同じであるが、断続的に注水を行っていたため停止時間を含めた期間全体の平均値とした。

5.2. 各バイパス経路への流出割合

各経路への流出割合について図6に示す。原子炉への注水に要するヘッド が原子炉圧力により増減するため、原子炉圧力が高いところでは、原子炉へ の注水割合が小さく、原子炉圧力が低いところでは原子炉への注水割合が大 きくなる結果となった。また、今回の消防車吐出圧力1MPa一定の条件下 では、観測された原子炉圧力値の範囲では、他系統への流出があるものの全 く原子炉へ入っていないとの結果にはならなかった。



図6 原子炉圧力と各経路への流出割合

5.3.本評価の原子炉注水流量と従来の注水流量の比較

本評価の原子炉注水流量、従来の MAAP 解析で入力として設定した注水 流量、添付資料 1-4 の「図 5 1 号機 消防ポンプの吐出流量」で報告した 消防車吐出流量を図 7 に示す。本評価の原子炉注水量は、従来の MAAP 解 析入力注水量及び添付資料 1-4 の消防車吐出流量を概ね(※)上回っている ことが確認された。また、3/14 20:00~の「注水 5」の期間においては、添 付資料 1-4 の消防車吐出流量の約 1.5 倍以上の流量で原子炉へ注水されると 評価された。

(※) 3/125:46~14:53の「注水2」の期間に関しては、本評価の原子炉 注水量は添付資料1-4に記載した消防車吐出流量を下回っている。添付資料 1-4の消防車吐出流量は、表1に記した14:53での時点の消防車累積注水量 80,000Lを「注水2」の期間で除したものであるため、同じく累積注水量からバイパス分を考慮した本評価の原子炉への注水流量が消防車吐出流量を 下回るのは必然である。従来のMAAP解析においても、添付資料1-4の消 防車吐出流量が全量は原子炉へ注水出来ていないと考え、低めの注水量を設 定していた。本評価の原子炉注水流量は、このMAAP解析の原子炉への設 定注水流量より大きい結果となったため、従来のMAAP解析はより保守的 な厳しい条件で計算されていたことになる。



# 6. 考察

6.1.消防車運転記録との整合性

表6に3/125:46~14:53の「注水2」における記録から算出した消防車吐 出流量と本評価による消防車吐出流量を示す。参考資料[1]に記載されたと おり[a]の期間については注水開始/停止操作の時刻の記録が残っており、 この記録に基づく消防車吐出流量は10m<sup>3</sup>/hと算出できる。[b]~[h]の期間 は注水開始時刻の記録がなく、吐出流量を計算できない。そこで、直前操作 である注水停止の時刻と同時刻に注水が開始された(つまり、連続的に注水 が行われた)と仮定して、消防車吐出流量を求めた。この値は注水時間を最 大とした値であるため、消防車吐出流量はこれより大きな値となると考える ことができる。

「注水2」の期間は、図5および図7で示したD/W 圧力実測値は約0.65MPa から大きく変化していないため、消防車の運転状態が一定であれば消防車吐 出流量は一定になると考えられる。表6に示す記録に基づく消防車吐出流量 は、[a]の流量10m<sup>3</sup>/h に対して[b]~[f]はより少ない流量を示していること から、上記の仮定より短い時間で注水されたと考えると整合がとれている。 しかし、[a]の流量より大きな[g]の36m<sup>3</sup>/h以上、[h]の11m<sup>3</sup>/h以上では辻 褄が合わない。このことから、実際の操作時刻と免震重要棟の発話までの間 隔は一定ではないと考えられ、注水記録から算出した消防車吐出流量には不 確かさを含んでいると推定される。一方、解析による消防車吐出流量 28.5m<sup>3</sup>/h で注水した場合、[a]で約2分間、[g]で約32分間注水が行われた ことになる。表6の最大注水時間と比較してもその差は数分程度であり、事 故対応の最中(この時間はベント操作対応に奔走している時)ではその程度 の時間のずれが現場と免震重要棟の連絡で生じていたとしても不自然では ない。従って、本評価により求めた消防車吐出流量は、注水開始/停止の記 録に対して大きく矛盾していないと考えられる。

							-	
		イヘ	ミント		最大注 水時間 (*1)	注水量 (記録)	最低消防車 吐出流量 (積算注水 量から算出)	解析消防車 吐出流量 (吐出圧力 1MPaから算出)
No. 日時 操作			操作	備考	(min)	(L)	(m³/h)	(m³/h)
	[0]	3/12 5:46	注水開始		G	1 000	10	
	[a]	5.52	注水停止	1,000L 注水完了	0	1,000	10	
		5:52	注水開始					
	[b]	6:30	注水停止	1,000L 注水完了	(38)	1,000	>1.6	
		6:30	注水開始					
	[c]	7:55	注水停止	1,000L 注水完了	(85)	(85) 1,000 >0.7		
	[d]	7:55	注水開始					
注水 9		8:15	注水停止	1,000L 注水完了	(20)	1,000	>3	28.5
江小乙	[e]	8:15	注水開始			(注水中)		
		8:30	注水停止	1,000L 注水完了	(15)	1,000	>4	
		8:30	注水開始					
	[f]	9:15	注水停止	1,000L 注水完了	(45)	1,000	>1.3	
		9:15	注水開始					
	[g]	9:40	注水停止	15,000L 注水完了	(25)	15,000	>36	
		9:40	注水開始					
	[h]	14:53	注水停止	80,000L (累計) 注水完了	(313)	59,000	>11	

表6 「注水2」における記録から算出した消防車吐出流量と 本評価上の消防車吐出流量

(\*1)()内の時間は、注水時間が最大となるよう前操作(注水停止)と同時刻と仮定した。

6.2. 消防車の吐出圧力について

表3のとおり、消防車吐出圧力は1MPa で運用されていたとの情報があったことから、本検討においては消防車吐出圧力を1MPa一定と仮定した。 消防ポンプの特性上、ポンプの回転数が不変であるとすると、約30m<sup>3</sup>/h以 下の低流量域でのポンプ運転点は吐出流量によらず吐出圧力はほぼ不変で ある。従って、ポンプの回転数調整等を行っていなければ、圧力一定という のは妥当な仮定と考える。

しかし、表3の記録のとおり、3/12 23:50~3/14 1:10の「注水4」および 3/14 22:00~3/19 0:00の「注水5」の期間には、消防車吐出圧 1MPaより 低い圧力で運転していたという記録もある。すなわち、1MPa 程度で運用さ れていたという情報が、どの期間を指すのかも明確ではないため、1MPaで はない吐出圧力で運転していた期間がある可能性が十分考えられる。

今回の注水量評価は当該期間についても 1MPa として評価しており、添 付資料 1-4 の消防車吐出流量よりも本評価の原子炉注水流量の方が大きい 結果となっていることから、この評価結果が過大評価であり、実際にはより 低い流量でしか注水できていない可能性がある。

6.3.格納容器圧力変化との関係について

図8に3/12 23:50~3/14 1:10の「注水4」におけるポンプ停止前後の注 水流量とD/W 圧力を示す。ポンプ停止のタイミングで原子炉内への注水は 直ちに 0m<sup>3</sup>/h となるが、D/W 圧力変化については停止前後で変わりなく単 調に減少している。つまり、D/W 圧力の推移は、ポンプを停止しても炉内 の状況に大きな変化を与えていないことを示しており、実際の注水流量は本 評価のように急激に低下していない可能性がある。表3にも示したとおり、 仮定した 1MPa より低い吐出圧力でポンプを運転していた発話記録もあり、 この吐出圧力が正しいとすれば原子炉への注水流量は今回の評価値より少 なく、また消防車のポンプを停止する以前に注水量が 0m<sup>3</sup>/h になっていた 可能性がある。

さらに、本検討では 5 つの注水期間に区切って、その期間のおおよその D/W 圧力1点を用いて原子炉注水量を評価しているため、事象進展する炉 内状況からのフィードバックを考慮していない。具体的には、実際には注水 した水が蒸気発生に寄与し、D/W 温度と圧力を上昇させる事が考えられる ため、注水量は減少すると考えられる。逆に、注水量が減少することで D/W は逆の応答を示し、今度は注水量が増加することが考えられる。このバラン スにより D/W 圧力および原子炉への注水量が決まると推測されるが、現時 点ではそこまでの詳細検討には至っていない。



7. まとめ

消防車代替注水時における他系統への流出を考慮した原子炉注水流量の 評価を行った。本検討ではポンプの運転記録に基づき、消防車の吐出圧力を 1MPa 一定と仮定し、添付資料 1-4 において抽出した 10 のバイパス経路を 3 つの代表経路に集約して評価した。本評価での原子炉への注水流量は、従 来の MAAP 解析の原子炉注水流量(別冊1)と添付資料 1-4 の「図 5 1 号機 消防ポンプの吐出流量」の消防車吐出流量を概ね上回る結果となった。

ただし、評価の特性上、消防車の吐出圧力の設定値に原子炉への注水量が 大きく依存するが、一部の吐出圧力記録には本評価で仮定した 1MPa を下 回るものもあり、実際の注水量は今回の評価よりもさらに少ない可能性があ る。また、消防車ポンプ停止のタイミングで、D/W 圧力等のプラントパラ メータ推移に変化が見られないことから、消防車ポンプ停止より前に原子炉 への注水量が十分少ないか、あるいは既に原子炉への注水が途絶えていた可 能性も考えられる。これらの過大評価部分についてさらに検討を進め、原子 炉への注水による D/W 圧力変化と、その変化した圧力を反映した原子炉へ の注水量の詳細検討についても実施していく必要がある。

今後、MAAP 解析により得られた炉心の状態も確認しながら、本検討で 得られた結果を基に、事象進展についての検討を深めていく必要がある。ま た、並行して本検討をベースに2、3号機の消防車による原子炉代替注水に ついても検討を進めていく。

参考資料

[1] "福島原子力事故調查報告書",別紙2,p33-35,東京電力株式会社,Jun.20, 2012

[2] "福島原子力事故調查報告書",添付資料,添付10-4(3),東京電力株式会社, Jun. 20, 2012

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

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「1号機・3」に挙げられる水位計 指示値の挙動について、株式会社テプコシステムズにより提案、検討された内容[1] を基に作成したものである。

1. はじめに

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」にて、水位計 の測定原理を示すとともに、燃料域水位計指示値の変化の原因について考察し た。本資料ではそれに加え、他の測定データ(原子炉圧力、格納容器圧力)の 傾向や既往の解析結果から得られた知見を考慮して1号機の事故進展を推定し た。さらに、推定した事故進展に基づいて解析コードによる測定データの再現 解析を行い、推定した事故進展によって測定データの傾向を説明できることを 確認した。

2. 測定データ、及び既往の解析結果に基づく1号機事故進展挙動の推定

測定データ(水位計指示値、原子炉圧力、格納容器圧力)、及び既往の解析等 により得られた知見に基づいて1号機の主要な事故進展を推定する。このうち、 特に水位計の指示値は事故の影響により正しい水位を表してはいないものの、 指示値は水位計配管内の水頭に対応するものであるため、これを再現するような配管 内の水位を推定することにより、事故進展に関する情報を得ることが期待できる。

これらの情報に基づいて推定した1号機の主要な事故進展を表1に示す。表中の各 イベントの発生、及び発生時刻の推定根拠は、測定データに基づく推定(2.1)、及び既 往の解析結果に基づく推定(2.2)にて後述する。

番号	日	時刻	イベント	推定根拠
E1	3/11	15:37	全電源喪失	文献[2]
E2		18:10	炉心水位 TAF 到達	2.2
E3		18:50	燃料損傷開始	2.1.2
			水素発生開始	2.2
			RPV からの小規模な漏えい(例:計装	
			配管損傷)	
E4		19:40	炉心水位 BAF 到達	2.2
E5		$20:00 \sim 21:00$	RPV からの主要な漏えい(例:主蒸気	2.1.1
			配管損傷)	2.2
E6		$21:00 \sim 22:20$	原子炉圧力が格納容器圧力まで減圧	2.1.1
				2.2
E7		$23:24 \sim 0:30$	下部プレナムへの溶融デブリ移行開始	2.2
			(小規模)	
E8	3/12	$1:05 \sim 2:30$	下部プレナムへの溶融デブリ移行開始	2.1.2
			(大規模)	
E9		4:00頃	淡水注入開始	文献[2]
E10		6:00 頃	RPV 下部ヘッド損傷	2.1.1

表1 1号機の主要な事故進展の推定結果

#### 2.1. 測定データに基づく推定

## 2.1.1. 燃料域水位計指示値に基づく推定

図1に1号機の全電源喪失から約24時間後までの燃料域水位計指示値を示 す。測定された水位計(A系)の指示値は3/11の21:19に燃料有効長上端(TAF) +0.2mを示しているが、この時間までにはRPV内には注水されていないため、 炉内の実水位はすでに燃料有効長下端(BAF)以下まで低下していたと考えら れる。このため、指示値は実水位を過大評価していたことになる。また、この 時点の指示値は上昇傾向にあるが、注水のない状態で指示値が上昇する要因は 水位計の基準面器側配管の水位低下しかない。これらより、この時点ですでに 基準面器側配管内の水位が大きく低下しており、さらに低下中であったと考え られる。

21:30頃には指示値の上昇が緩やかになり、22:20には指示値の上昇が止まり、 以降 23:24 まで TAF+0.59m で一定値を示す。これらより、基準面器側配管の 水位を低下させるような状況の変化は 21:00~22:20 頃にはほぼ収束したもの と推定される(表1におけるイベント番号 E6 の推定根拠)。その後 12 日 0:30 には指示値は+1.3m まで上昇し、以降 6:00 頃まで一定値を示す。このときの指 示値は基準面器側配管の水位が格納容器貫通部まで低下し、炉側配管はほぼ満 水であり、炉内水位は炉側配管取出し口以下であることを想定した状態の値と ほぼ一致する。その後 12:00 頃までに指示値は TAF-1.7m 程度まで徐々に低下 し、以降ほぼ一定値を示す。このときの指示値は炉側配管内の水も全て蒸発し たことを想定した値とほぼ一致する。なお、3/21に測定された格納容器温度は 400℃付近[2]であり、この状態では水位計配管内の水は全て蒸発すると考えら れるが、その時点まで指示値がほぼ一定であったことからも12日の12:00頃の 時点ですでに水位計配管内に水はなかったと考えられる。B 系の指示値は 12 日の 2:30 から測定されており、6:00 頃までは TAF+0.5m 程度でほぼ一定値を 示している。A 系の指示値よりも 0.8m 程度低いことから、B 系の基準面器側 配管には 80cm 程度の水位がこの時点で残っていたと推定される。12 日の 6:00 頃以降はA系と同様に炉側配管内の水が蒸発し、12:00頃には基準面器側配管、 炉側配管ともに水がなくなったものと推定される。

上述のように水位計配管内の水が蒸発したとすれば、その原因は格納容器の 温度が上昇し水位計配管内の水が飽和温度に達したためと考えられる。格納容 器の温度上昇の要因は、原子炉圧力容器(以下 RPV と略す)からドライウェル (以下 D/W と略す)への放熱、冷却材の漏えい、溶融デブリの漏えい等が考え られる。RPV からの放熱について、RPV は保温材で覆われているため放熱は 制限され、短時間に格納容器温度を大きく上昇させることはないと考えられる。 RPV から D/W へ冷却材が漏えいした場合には、格納容器温度が上昇すると同時に RPV の減圧により飽和温度が低下し、水位計配管内の水はより蒸発しやすい状況になる。これは 11 日 21:00 頃の基準面器側配管の水位低下の要因と考えられる(表1におけるイベント番号 E5 の推定根拠)。また、RPV から溶融デブリが漏えいした場合には、高温のデブリからの直接的な放熱により格納容器雰囲気の温度は短時間で上昇し、水位計配管内の水は蒸発するものと考えられる。これは 12 日 6:00 頃からの水位計指示値低下の要因と考えられる。このことから、12 日の 6:00 頃に RPV 下部ヘッドが損傷し、溶融デブリが格納容器に移行したものと推定する(表1におけるイベント番号 E10 の推定根拠)。



図1 燃料域水位計指示値の測定値

## 2.1.2. 原子炉圧力、格納容器圧力に基づく推定

図2に1号機の全電源喪失から約24時間後までの原子炉圧力、及び格納容 器圧力を示す。原子炉圧力は11日の20:07に7MPa[abs]、12日の2:45に 0.9MPa[abs]が測定されている。全電源喪失後は逃し安全弁の安全弁機能が作 動し、その作動圧は約7.7MPa[abs][9]である。20:07の時点の測定値は安全弁 機能の作動圧の下限値よりもやや低いと考えられるため、この時点ですでに RPVからの漏えいが生じていた可能性がある(表1におけるイベント番号E3 の推定根拠)。漏えいの要因として、炉内計装配管の溶融損傷や、主蒸気配管 の損傷の可能性が指摘されている[3][4][5][6]。

格納容器圧力は 11 日の 23:50 と 12 日の 1:05 に 0.6MPa[abs]が測定されて いる。2.2 節にて後述するように、この圧力は RPV から D/W への漏えいがな ければ到達しない圧力であるため、11 日 23:50 までに RPV から D/W への漏え いが生じていたと考えられる。その後 12 日 2:30 に 0.84MPa[abs]が測定され ている。12 日 2:45 の原子炉圧力は 0.9MPa[abs]であり、この時点では RPV と 格納容器はほぼ均圧していたことになる。その後格納容器圧力は徐々に低下し、 12 日 6:00 頃に上昇している。本検討では 12 日 6:00 頃に RPV 下部ヘッドが損 傷したと推定しており、このときの圧力上昇は RPV の損傷に伴う溶融デブリの 格納容器への移行によるものと考えた。すなわちそれ以前の圧力上昇はそれ以 外の要因によるものと推定することとし、ここでは 12 日 1:05 から 2:30 までの 圧力上昇の要因を大規模な下部プレナムへのデブリ移行と推定した(表 1 にお けるイベント番号 E8 の推定根拠)。



図2 原子炉圧力、及び格納容器圧力の測定値

#### 2.2. 既往の解析結果に基づく推定

炉内水位の低下挙動については崩壊熱と保有水量に基づく比較的単純な計算 であるため解析コードによる予測は概ね信頼できる。MAAP 解析結果[3]は 11 日 16:42~16:56 の水位計測定値をよく再現しており、炉心水位の TAF 到達時 刻は 11 日の 18:10 頃、BAF 到達が 11 日 19:40 頃と評価している。本検討では 19:40 までの炉心水位挙動については同 MAAP 解析結果を採用する(表1にお けるイベント番号 E2、E4 の推定根拠)。

MAAP 解析[3]では炉心水位が TAF 以下になると炉心温度は上昇し始め、11 日 18:50 頃には 1000K 程度に達して燃料が損傷すると評価されている。このよ うな状況では、炉内計装配管から格納容器下部への気相漏えいが生じる可能性 が出てくる。また、主蒸気配管フランジのガスケットは 450℃程度の温度環境 でシール性を喪失する可能性があることが指摘されているが、11 日 20:00~ 21:00 頃には主蒸気配管中の温度がこの程度に達すると評価されている [3][4][5]。このような状況から、解析上は比較的早期に RPV から D/W への気 相漏えいが仮定されている。なお、逃し安全弁が開状態で固着した場合には蒸 気がサプレッションチェンバ(以下 S/C と略す)に移行するが、その場合は 11 日 23:50 の D/W 圧力を解析上再現しないことが分かっている[3][4][5][6]。

本検討では 11 日 18:50 に炉心損傷が開始するとともに、炉内計装配管から格 納容器ペデスタル部への気相漏えいが発生したと推定する(表 1 におけるイベ ント番号 E3 の推定根拠)。ただし漏えい量は小さく、その後も水位が BAF に 到達する 11 日 19:40 までは逃がし安全弁(以下 SRV と略す)の安全弁機能に よって圧力が維持され、水位が BAF に到達する 19:40 の時点で SRV が閉とな ったものとする。そこから 20:07 までの約 30 分の期間に圧力が 7.5MPa[abs] (SRV の安全弁機能作動中の圧力の平均値を想定)から 7.0MPa[abs]まで低下 する程度の漏えい量であったとする。

後述するように、この程度の漏えい量では格納容器温度は大きくは上昇せず、 水位計配管内の水を蒸発させるには至らない。このため、水位計指示値の挙動 を説明するためには追加の仮定が必要となる。ここでは前述の解析結果を参考 とし、11日20:00~21:00に主蒸気配管から D/W への気相漏えいが開始したと 推定する(表1におけるイベント番号 E5の推定根拠)。漏えい期間については、 基準面器側配管の水位低下が 21:00~22:20 頃にはほぼ収束していたと考えら れることから、この頃には大規模な漏えいは終了しており、RPV と格納容器は ほぼ均圧していたものと推定する(表1におけるイベント番号 E6の推定根拠)。

炉心内で発生する水素量については不確かさが大きいが、各組織の評価では 概ね 400~800kg 程度と見積もられている[3][4][5][6]。本検討では水素発生量 は 800kg と仮定する。水素発生の開始時期は炉心損傷と同じ 18:50 と推定する (表1におけるイベント番号 E3 の推定根拠)。

下部プレナムへの溶融デブリ移行の開始や RPV 下部ヘッド損傷のタイミン グについては、解析コードごとに、また解析を行った組織ごとに異なる解析結 果が得られている。下部プレナムへの溶融デブリ移行の時期については、11 日 の 22 時頃に溶融デブリが大量に下部プレナムに移行する解析結果[3]や、20 時 頃にごく一部の溶融デブリが移行し、その後 23:00 頃に大量に移行する解析結 果[5]、21:00 頃に 1/3 程度が移行して、23:00 頃に残りが移行する解析結果[6]、 12 日の 1:00~2:00 頃に大量に移行する解析結果[4][7]など様々である。RPV 下 部ヘッドの損傷時期についても、12 日の 1:00~3:00 頃[3][6][8]、12 日の 5:00 ~6:00 頃[4][5]、12 日の 12:00 頃[7]と解析結果に差が見られる。

このように結果がばらつく要因は下部プレナムへのデブリ移行や RPV 下部
ヘッド損傷は現象として非常に複雑であり、解析コードのモデル等に不確かさ が大きいためと考えられる。ただし、コード間で構造物への熱量の配分や構造 物の損傷条件が異なっている可能性はあるものの、これらの解析は同様の崩壊 熱[2]に基づいている。本検討で推定した大規模な下部プレナムへの溶融デブリ 移行の時期、RPV下部ヘッドの損傷時期はいずれも既往の解析結果で予測され た範囲内にあり、熱バランスの観点で非現実的な推定ではないと考えられる。

11日23:24から12日0:30までの水位計指示値の上昇の原因について述べる。 この時点ではすでに RPV から D/W への気相漏えいもほぼ収束しており、また 大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行は12日の1:05以降と推定した。こ のような状況で基準面器側配管の水位を低下させる要因として、小規模な下部 プレナムへの溶融デブリ移行が発生したと推定する(表1におけるイベント番 号 E7の推定根拠)。なお、11日23:50と12日1:05に格納容器圧力0.6MPa[abs] が測定されていることから、この期間の冷却材の漏えいは小規模であったと推 定したため、「小規模な」溶融デブリ移行との表現とした。 3. 推定した事故進展に基づく1号機水位計指示値の再現解析

2 で推定した事故進展の妥当性を確認するため、推定した事故進展に基づく1 号機水位計指示値の再現解析を行う。水位計配管内の水位の変化を模擬するた めには、原子炉圧力の変化と格納容器内の局所的な温度変化を評価する必要が ある。本検討ではこれらに係る条件を仮定に基づいて境界条件として設定し、 これを用いて格納容器内熱流動解析コード GOTHIC[10][11]による格納容器内 の温度変化、及び水位計配管内の水位挙動の解析を行う。

# 3.1. 解析体系

図3に解析体系を示す<sup>1</sup>。水位計配管、及び格納容器を複数の領域、流路(矢印)、及び熱構造物(着色部)で模擬している。各熱構造物は接する領域と熱交換をする。RPV内部の構造物は模擬していない。温度境界はRPV内壁と原子炉建屋の空間である。

水位計配管は内部の水が蒸発して水位が低下する様子を模擬できるように、 配管の形状を複数の領域と熱構造物で格納容器空間内にモデル化している。形 状は基本的に設計データに基づき設定している。水位計配管周辺の気体の温度 分布や自然対流を模擬するため、図中の点線で示すように格納容器空間内の領 域をさらに詳細に分割している。これにより高さ位置等による格納容器温度の 違いが模擬される。図では省略するが周方向(図の奥行き方向)にも領域を分 割しており、A系とB系の基準面器側配管は周方向に異なる領域内でそれぞれ 模擬している。これによりA系とB系の水位計配管の水位挙動の違いが模擬さ れる。炉側配管は簡単のためA系とB系で共通の設定をしている。

図中の星形のマークは本検討で想定した漏えい箇所を示したものである。計 装配管からペデスタルへの漏えいは表1における RPV からの小規模な漏えい に対応するものである。RPV からの主要な漏えい箇所として、後述するベース ケース解析では主蒸気配管上部を仮定する。また比較のため、漏えい箇所を SRV 位置とした感度解析も行う。なお、主蒸気配管は計算上模擬していないが、 漏えいを想定する位置をイメージしやすくするために記載したものである。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> 図中の「Reference leg」は基準面器側配管を、「Variable leg」は炉側配管を指す。



### 3.2. 解析条件

解析対象の期間は全電源喪失時から 12 日の 14:00 までとする。初期温度の設定を表 2 に、熱構造物の物性値の設定を表 3 に示す。蒸気表はコード内蔵のものを用いた。

基準面器側配管に接続する圧力境界は蒸気と水素の混合気体とする。これは 基準面器側配管内の水位が急速に低下する時期(11日20:30~22:20)において は、炉内で水素が発生していると考えられるためである。炉側配管の接続する 圧力境界は想定される原子炉水位に応じて水から蒸気に切り替わるものとする。

境界条件(原子炉圧力、格納容器の温度変化に係る条件)の設定を表4に示 す。これらの設定は推定した事故進展に基づいている。それぞれの設定とその 根拠を参考情報として本添付資料の末尾に示している。なお、本解析では12 日4:00頃以降の注水は事故進展への影響が小さいと考え、考慮していない。ま た、格納容器からの気体の漏えいは解析期間を通じて考慮していない。

領域	設定	備考
D/W	$50^{\circ}\!\mathrm{C}$	構造物と水位計配管内の水も同様とする。
S/C	30°C	圧力抑制プール水温も同様とする。
原子炉ウェル	$50^{\circ}\!\mathrm{C}$	D/W と同様とする。
原子炉建屋	$25^{\circ}$ C	期間中の温度変化は考慮しない。

表2 初期温度の設定

表3 熱構造物の物性値の設定

材質	密度	熱伝導率	比熱
ステンレス	7920 kg/m <sup>3</sup>	16 W/m-K	0.499 kJ/kg-K
コンクリート	2400 kg/m <sup>3</sup>	1.2 W/m-K	0.9 kJ/kg-K
炭素鋼	7850 kg/m³	51.5 W/m-K	0.473 kJ/kg-K

表4 境界条件の設定

境界条件	設定
原子炉圧力	参考図 1
RPV 内壁温度	参考図 2
SRV から S/C へのガス流量	参考図 3
炉内計装配管からペデスタルへの漏えいガス量	参考図 4
主蒸気配管から D/W への漏えいガス流量	参考図 5
ペデスタル落下後の溶融デブリから PCV 雰囲気への伝熱量	崩壊熱の約 15%

#### 添付 1-6-10

#### 3.3. 解析結果

3.1、3.2 に示した解析体系と解析条件に基づく水位計指示値の再現解析の結果を示す。RPV からの主要な漏えいの位置を主蒸気配管上部としたベースケースの解析結果を3.3.1 に、SRV 位置とした感度解析の結果を3.3.2 に示す。

## 3.3.1. ベースケース解析結果

図4にペデスタル部、D/W上部(A系、B系基準面器側配管近傍)、D/W中 部(炉側配管付近)の雰囲気温度挙動の解析結果を示す<sup>2</sup>。計装配管からの漏え いを仮定した11日18:50までは温度上昇は比較的緩やかになっている。また、 計装配管からペデスタルへの漏えいが開始した後も、20:30までは格納容器雰 囲気温度は高々100℃程度となっており、水位計配管内の水を蒸発させるよう な顕著な温度上昇は見られない。これは RPV からの放熱量やペデスタルへの気 相の漏えい量が小さいことに加えて、格納容器内の熱構造物の熱容量が大きく、 雰囲気温度が上昇しにくいためである。その後 20:30に主蒸気配管からの漏え いが開始すると、流出する蒸気は大量かつ高温であるため格納容器全体の温度 が急激に上昇している。その後漏えい量が減少すると共に、格納容器内の熱構 造物に熱を奪われて雰囲気温度は低下している。23:30の小規模な溶融デブリ 移行、及び12日1:30の大規模な溶融デブリ移行の際にも同様に、格納容器温 度はスパイク状に上昇し、また低下している。その後12日6:00の RPV 下部 ヘッド損傷に伴う溶融デブリ流出により、溶融デブリの熱が格納容器雰囲気に 直接的に伝わり、格納容器温度が上昇し続ける結果となっている。

主蒸気配管からの漏えい時にB系よりもA系のピーク温度が高温となるのは、 漏えい位置によるものである。今回漏えいを仮定した位置は主蒸気配管上部で あり、B系の凝縮層の近傍である。すなわち解析では、B系配管の上方の漏え いによってむしろA系配管位置でより高温となっている。これは高温の漏えい ガスによって B系配管位置で上方向、及び横方向に向かうガスの流れを生じ、 そのガスの流れによってA系配管が比較的高温になっているためである。図5 に D/W 気相温度がピークとなる 11 日 20:35 時点における D/W 気相温度分布 を示す。炉側配管周辺は漏えい箇所よりもかなり低い位置にあり、高温の漏え い蒸気が到達するまでに構造物によってある程度冷却されるため、基準面器側 配管周辺と比較してピーク温度は低くなっている。

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> 図中の「LP relocation」は下部プレナムへの溶融デブリの移行を指す。



図4 D/W 各部の雰囲気温度(ベースケース解析)



図 5 D/W 気相温度分布(3/11 20:35 時点)(ベースケース解析)

図 6 に原子炉水位の推定値と、基準面器側、及び炉側の各水位計配管内の水 位挙動の解析結果を示す。原子炉水位は推定した事故進展に基づいて仮定した ものである。RPV 減圧が収束した時点で原子炉水位は炉側配管取出し口とほぼ 同程度となり、この後 11 日 23:30 に小規模な溶融デブリ移行が生じるまで炉側 配管取出し口付近を維持すると仮定する。ここで推定した原子炉水位挙動は水 位計指示値を求める際に用いる。

格納容器雰囲気温度の上昇により水位計配管内の水温が上昇し、これが減圧 により低下した飽和温度を超えたタイミングで基準面器側配管内の水の蒸発が 開始している。基準面器側配管は全体的に高温となり、配管各部での蒸発によ り22:00頃までに大きく水位低下している。その後の2回の下部プレナムへの 溶融デブリ移行によってさらに水位が低下している。A系よりもB系の水位低 下量が小さいのは、B系配管周辺の雰囲気温度が比較的低いためである(図5)。 なお、水位がスパイク状に上昇する箇所が見られるが、これは水平管内での水 の蒸発により水平管内の気相の体積率が増え、上部配管の水位が一時的に上昇 したものである。

炉側配管水位は基本的には RPV 下部ヘッドの損傷を仮定した 12 日 6:00 ま ではほぼ満水を維持し、その後徐々に低下して 12:00 頃に水がなくなる結果と なっている。11 日 21:00 以降、途中何度か水位が低下しているが、これは主蒸 気配管からの漏えいガスによる一時的な温度上昇によるものである。その後に 炉側配管の水位が回復しているのは、図 4 に見られるように漏えいガスによる 温度上昇の期間は短く、炉側配管周辺の温度が低下するため、圧力境界から供 給される蒸気が凝縮しているためである。



図6 炉内と水位計配管内の水位(ベースケース解析)

#### 添付 1-6-13

図6に示した水位挙動を水位計指示値に変換した結果を測定値と比較して図 7に示す。燃料域水位計は常温大気圧時に正しい水位を示すよう校正されてい るため、水位計配管内の水位が満水であっても実水位とは異なる指示値を示す ことに留意が必要である。解析結果は測定値の傾向をA系とB系の違いを含め て概ね再現しており、表1に示した事故進展に基づく境界条件の設定によって 測定値の傾向を再現できることが確認された。なお、12日9:00~11:00頃に指 示値の低下傾向が緩やかになっている期間は、水位が炉側配管の水平部にある 期間に対応しており、水位計配管形状を解析で模擬することによって再現され たものである。



図7 水位計指示値の実測値との比較(ベースケース解析)

図8にD/W 圧力とS/C 圧力の解析結果を測定値と比較して示す。解析では 主にS/Cへの水素の流出と主蒸気配管からの蒸気と水素の漏えいにより11日 21:15までに格納容器圧力は大きく上昇している。その後雰囲気温度(図4)と ともに圧力は低下するが、23:30に仮定した小規模な下部プレナムへの溶融デ ブリ移行に伴い発生した蒸気によって上昇し、その後崩壊熱による一定の蒸気 漏えいにより圧力はほぼ横ばいとなっている。12日1:30に想定した大規模な 下部プレナムへの溶融デブリ移行の後は急激に圧力が上昇し、その後温度低下 により徐々に減圧した後、6:00頃の溶融デブリ移行に伴う格納容器の温度上昇 により圧力は上昇傾向となっている。

測定値と比較すると、11 日 23:50 と 12 日 1:05 に測定された 0.6MPa[abs] をよく再現している。この期間の圧力が横ばいとなるのは、図 4 に示すように

#### 添付 1-6-14

格納容器雰囲気温度がほぼ一定となっているためであり、これは崩壊熱により 発生した蒸気の漏えいによる加熱と格納容器内の構造物による冷却がバランス しているためである。12 日 1:30 に仮定した大規模な溶融デブリ移行では圧力 が大きく上昇するが、2:30 時点での測定値 0.84MPa[abs]には至っていない。 本解析では下部プレナムへの溶融デブリ移行に伴う水素の発生を仮定していな いため、圧力を過小評価した可能性が考えられる。なお、既往の解析結果の中 には溶融デブリ移行時に新たに水素が発生しているものも見られる[5]。

測定された圧力は 12 日 6:00~6:30 にかけて 0.05MPa 程度上昇しているが、 同期間の解析結果の上昇幅は測定値と比較すると小さい。この時点で RPV 下部 ヘッドが損傷して溶融デブリが格納容器に流出していたとすると、溶融デブリ とコンクリートの反応(以下、MCCI と略す)に伴う非凝縮性ガスが発生して 圧力が上昇することになるが、本解析では MCCI に伴うガスの発生を模擬して いないため圧力上昇を少なめに評価している可能性が考えられる。また、その 後の圧力の測定値はほぼ一定となるが、解析結果は上昇傾向となっている。こ れは格納容器からの漏えいを考慮していないためと考えられる。



図8 格納容器圧力の実測値との比較(ベースケース解析)

### 3.3.2. 感度解析ケース解析結果

漏えい位置による解析結果への影響を確認するため、SRV に相当する位置からの漏えいを想定した感度解析を行った。SRV から D/W への漏えいガスの温度については、11日 22:20頃までの水位計(A系)指示値の再現性がよい条件として同期間中に 620℃を設定した。図 9 に水位計指示値の解析結果を示す。

23:30 に仮定した下部プレナムへの溶融デブリ移行後に炉側配管の水位が低下 し、実測値を再現しない結果となっている。これは図3に示したようにSRVは 炉側配管に隣接しており、漏えいしたガスによって早期に炉側配管の温度が上 昇し、内部の水が蒸発したためである。また、A系よりもB系の水位低下が速 い結果となっている。B系基準面器側配管の格納容器貫通部付近には3m程度 の周方向の取り回しがあるが、この部分が高温となり内部の水が蒸発すること で上部の配管内の水位が早めに低下する結果となっている。この点も測定値の 傾向と異なる。漏えい位置が格納容器上部となるベースケース解析ではこのよ うな傾向は見られない。これらの結果から、推定した事故進展に基づけば、RPV から D/W への主要な漏えいは格納容器の上部で生じた可能性が示唆される。



図9 水位計指示値の測定値との比較(感度解析ケース)

4. まとめ

以上のことから、推定した事故進展(表 1)によって 1 号機の燃料域水位計 指示値の挙動を含む測定値の挙動を概ね説明できることが確認された。また、 RPV から D/W の主要な漏えいは格納容器上部で生じた可能性が示唆された。

以 上

### (参考)境界条件の設定について

表1に示した事故進展の推定に基づく境界条件(原子炉圧力、格納容器の温度変化に係る条件)の設定について以下に示す。なお、文中の「予備解析」とは事象の タイミング、漏えいガスの温度、溶融デブリからの伝熱量等のパラメータを想定し 得る範囲で変化させ、測定値の再現性のよい値を探索することを指す。

a. 原子炉圧力

本解析における原子炉圧力の設定を参考図1に示す。全電源喪失時から原子 炉水位がBAFに到達する11日の19:40までは原子炉圧力はSRVの安全弁機 能の設定圧程度に保持されるものとし、簡単のため7.5MPa[abs]で一定とした。 水位がBAFに達すると炉水の蒸発量は低下し、計装配管からの漏えいによって 20:07の測定値である約7MPa[abs]まで徐々に減圧するものとした。その後 20:30に主蒸気配管からの漏えいが発生し、21:15までに0.6MPa[abs](23:50 の格納容器圧力の測定値)まで減圧するものと仮定した。その後は圧力の変化 が小さい期間が続き、12日の1:30に大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移 行に伴い2:30までに0.84MPa[abs]まで上昇した後、測定された格納容器圧力 と同様の挙動を示すものと仮定した。上記の主蒸気配管からの漏えい発生時刻 と減圧終了までの時刻、及び大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行開始の 時刻は予備解析を通じて決定した。

なお、既往の解析では大規模な下部プレナムへの溶融デブリ移行が生じた際 には原子炉圧力が急速に上昇する結果が得られている[3][4][6][7]が、溶融デブ リ移行時の圧力挙動については不確かさが大きいため、本検討では急激な圧力 上昇は考慮しないこととした<sup>3</sup>。

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> 仮に下部プレナムへの溶融デブリ移行時に顕著な圧力上昇があった場合には、飽 和温度が上昇し、水位計配管内の水は蒸発しにくくなるため、本解析は大規模な溶 融デブリ移行時の配管内の水位低下量を過大評価する可能性があることに留意す る必要がある。



参考図1 原子炉圧力の設定

b. 格納容器の温度変化に係る条件

本評価においては、格納容器の温度上昇の要因として、RPV から D/W への 放熱、冷却材の流出、溶融デブリの漏えいを想定した。それぞれの設定につい て以下に示す。

## b.1. RPV から D/W への放熱

全電源喪失以降は D/W クーラーが停止し、RPV 壁と D/W 雰囲気との間の保 温材を介した熱伝達により D/W 温度が徐々に上昇する。RPV 内壁温度の設定 を参考図 2 に示す。11 日の 18:10 までは水位は TAF 以上であるため RPV 内壁 温度は当該圧力における飽和温度とみなした。それ以降は炉内が高温となり、 過熱蒸気や炉心からの輻射伝熱によって水位以上の RPV 内壁の温度は上昇す ると考えられる。ここでは MAAP 結果[3][4]を参考として、19:40 以降の下部 プレナム部より上の RPV 内壁の温度を 500℃と仮定し、18:10~19:40 の間は 線形内挿した。下部プレナム壁に関しては、大規模な下部プレナムへの溶融デ ブリ移行が生じたと推定した 12 日 1:30 までは、設定した RPV 圧力における 飽和温度を仮定した。それ以降は溶融デブリの接触により下部プレナム壁の温 度は徐々に上昇すると考えられるが、この温度挙動については既往の解析結果 [5]を参考に、RPV 下部ヘッド損傷を仮定した 6:00 まではステンレスの融点で ある 1700K まで線形に上昇し、その後は一定値と保つものとした。保温材の熱 伝達係数については通常運転時の原子炉からの放熱量から推定した値を用いた。



参考図 2 RPV 内壁温度の設定

# b.2. SRV から S/C への流出

参考図3にSRVを通じたS/Cへのガス流量の設定を示す。BAF位置から全 電源喪失時の水位(通常運転時付近)までの炉水が11日19:40までの約4時 間で一定流量の蒸気として流出したものと仮定した。なお、18:50以降は後述 するように計装配管からの漏えいを仮定するため、その分は流量から差し引い ている。水素については18:50から発生したものとし、19:40までの50分間の うちに推定生成量800kgのうち半分の400kgがSRVを通じてS/Cに一定流量 で流出したものと仮定した。これはMAAP解析[3][4]において減圧までに炉内 発生量の60%程度、減圧中に40%程度の水素が発生していることを参考に、概 ね半分と考え設定した。流出温度については当該圧力における飽和温度とした。 なお、流出した気体の熱量はS/Cに吸収されるため、S/Cへの流出気体の温度 は水位計配管の水位挙動の解析結果に大きく影響しない。



参考図 3 SRV 流量条件

b.3. 炉内計装配管を通じたペデスタルへの漏えい

参考図4に炉内計装配管を通じたペデスタルへの漏えい流量の設定を示す。 この位置からの漏えいに関しては蒸気のみとし、水素はSRVを通じて流出する ものとした。減圧時の炉水の蒸発量は以下の式に基づいて評価した。

$$M = V \rho x \tag{1}$$

$$x = \frac{h_f(P_1) - h_f(P_2)}{h_g(P_2) - h_f(P_2)}$$
(2)

ここで*M*は蒸発量[kg]、*V*は RPV 内(ダウンカマ、再循環ループ含む)に残存する水の体積[m<sup>3</sup>]、 $\rho$ は減圧時の平均的な水密度[kg/m<sup>3</sup>]、*x*は蒸発率[·]、*hg*、 *hf* はそれぞれ飽和蒸気エンタルピと飽和水エンタルピ[J/kg]、P<sub>1</sub>、P<sub>2</sub> はそれぞ れ減圧前と減圧後の圧力[Pa]を示す。原子炉水位が BAF まで低下したと推定した11日19:40に SRV が閉となり、その後計装配管から蒸気が流出して、19:40 から20:07までに7.5MPa[abs]から7.0MPa[abs]まで減圧されたと想定し、式 (1)(2)よりその間の蒸発量は約1300kg と見積もった。このため平均的な漏えい流量は約0.8kg/sとした。計装配管からの漏えいを仮定した18:50から主蒸気 配管からの漏えいを仮定した20:30までは、簡単のため上記の一定流量で流出するものとし、以降の流量は漏えいがほぼ収束すると推定した21:15まで線形

#### 添付 1-6-20

に減少するものとした。流出する気体の温度は設定した RPV 圧力における飽和 温度とした。流出する気体は計装配管内を通過する際、配管周囲の炉水により ある程度冷却されると考えたためである。



参考図4 計装配管からの漏えい流量条件

## b.4. 主蒸気配管を通じた D/W への漏えい

参考図 5 に主蒸気配管を通じた D/W への漏えいガス流量の設定を示す。漏え いは 11 日 20:30 の主蒸気配管損傷から 21:15 までの減圧沸騰によるもの、小規 模な溶融デブリ移行(予備解析を通じて 23:30 に設定)に伴う蒸気発生による もの、12 日 1:30 の大規模な溶融デブリ移行に伴う蒸気発生によるものに大別 される。それぞれの期間の漏えい流量の設定について以下に示す。

11 日 20:30 から 21:15 までの漏えい流量については以下のように設定した。 (1)(2)式によって 7.5MPa[abs]から 0.6MPa[abs]まで減圧された場合の蒸発量 を評価し、そこから参考図 4 に示した計装配管からの漏えい量を差し引いた結 果、主蒸気配管からの漏えい蒸気量は約 20000kg と見積もられた。圧力の急激 な低下に応じた漏えい量の変化を模擬するため、漏えい開始時の 20:30 から 21:15 まで流量が線形に減少するものとし、漏えい量の総量が上記の値となる ようにした。なお、水素は推定生成量 800kg のうち 400kg がこの間に D/W に 流出するものとした。減圧時に発生した蒸気は炉心あるいはダウンカマを通過 して昇温されるため、主蒸気配管からの流出する気体の温度はある程度高温と なると考えられるが、温度の不確かさは大きい。このため流出する気体の温度

#### 添付 1-6-21

については測定結果を再現するような値として、予備解析を通じて 600℃の一 定値を設定した。

23:30 の小規模な溶融デブリ移行では、炉心全体のうちの一部が溶融デブリ として下部プレナムに移行するものと仮定した。移行時にはデブリが細粒化し て急速に冷却されると想定した。移行時の下部プレナム水の蒸発量については、 溶融デブリ温度を 2500K、比熱を 300J/kg-K と仮定し、これが 0.6MPa[abs] の飽和温度まで冷却される熱量を蒸発潜熱で除して見積もった。10 分程度でデ ブリの急激な冷却は終了し、以降 1:30 までは下部プレナム中のデブリの崩壊熱 による緩やかな蒸発が続くと仮定した。予備解析を通じて、全溶融炉心の約 7%

(10000kg)が溶融デブリとして下部プレナムに移行するものとした。また、 この時の流出温度は 450℃の一定値を仮定した。

12 日 1:30 の大規模な溶融デブリ移行では、炉心に残存する溶融物が下部プレナムに全て移行することを仮定した。これにより下部プレナムに残存する水量が 2:30 までに全て蒸発すると仮定し、その間の漏えい流量を蒸発量の時間平均値とした。この時の流出温度は、当該圧力の飽和温度とした。溶融デブリが下部プレナムに移行することにより、発生した蒸気が漏えい口に至るまでに過熱されにくくなると考えたためである。

なお、参考図 3~参考図 5 に示した蒸気流量を積分した値は全電源喪失時の RPV 内の水保有量(再循環ループ配管内の水を除く)に等しい。



参考図5 主蒸気配管からの漏えい条件

# b.5. RPV からペデスタルへの溶融デブリの移行

ペデスタルに移行したデブリから格納容器雰囲気への伝熱量については予備 解析を実施し、崩壊熱の約15%がデブリから格納容器雰囲気へ伝達されるもの とした。溶融デブリとペデスタルコンクリートとの反応(MCCI)による非凝 縮性ガスの発生については、水位計指示値の再現の観点からは影響が小さいと 判断し、考慮しないこととした。なお、ペデスタルに移行した溶融デブリの影 響は伝熱量としてのみ考慮するため、溶融デブリの具体的な物性値の設定は行 っていない。

以 上

# 参考文献

- Nozaki et al., "Discussion of Accident Progression of Fukushima Daiichi Unit 1 based on Behavior of Fuel Range Water Level Indicator Readings," Proc. NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14-18, 2014, paperID: NUTHOS10-1130 (2014)
- [2] "Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities," URL : https://fdada.info/index
- [3] 東京電力 "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1回進捗報告" 2013/12/13
- [4] 東京電力 "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2回進捗報告" 2014/8/6
- [5] Sandia National Laboratories, "Fukushima Daiichi accident study," Report No. SAND2012-6173 (2012).
- [6] Electric Power Research Institute, "Fukushima technical evaluation: phase 1-MAAP5 analysis," Report No. 1025750 (2013).
- [7] Electric Power Research Institute, "Modular Accident Analysis Program (MAAP) 5.03 Simulation of Accidents at Fukushima Dai-ichi Units 1, 2, and 3," Report No. 3002002670 (2014).
- [8] Naitoh et al., "Analysis of accident progression of Fukushima Daiichi NPP with SAMPSON code -(1) unit 1," San Diego California, November 11-15 (2012).
- [9] 東京電力 "福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への 影響について" 2012/5/9
- [10] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis package technical manual: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-06 Rev 19 (2012).
- [11] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis package qualification report: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-09 Rev 12 (2012).

1号機非常用復水器における除熱状況について

1. はじめに

1 号機においては、地震後、非常用復水器(IC、概略図を図1に示す) を断続的に運転することで、原子炉を冷却しつつ圧力を制御していた。津波 により全電源を喪失する直前においては、IC は一時的に停止している状態 であった。全電源喪失後、運転員は中央制御室にて格納容器外側の IC (A 系)隔離弁(MO-2A、MO-3A 弁)の閉状態を示すランプが点灯しているこ とを発見し、3 月 11 日 18 時 18 分に、これらの弁を開操作し、蒸気発生 音と建屋越しに発生した蒸気を確認している。しかし、このときの蒸気発生 量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなったことから、IC のタンク の水がなくなっていることを懸念し、11 日 18 時 25 分に戻り配管の隔離 弁(MO-3A 弁)を閉としている。

IC については、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、冷却管に水素が混合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。これまでの解析結果によると18 時 18 分時点では、原子炉水位は有効燃料頂部(TAF)を若干下回った程度で、 水素が大量に発生していた状況には無い可能性があるが、放射線分解による 水素発生の影響等も考慮し、1 号機において、実際にどの程度の除熱劣化が あったかについて明らかにする必要がある。

事故後に実施した IC のタンクの水位調査によれば、平成 23 年 10 月 18 日の時点で、A 系のタンク水位は 65%(通常水位:80%)と、IC の停止時 にも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 に戻り配管の隔離弁(MO-3A 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、格納容器外側の IC (A系)隔離弁 を開操作した後に、蒸気発生量が少なく、かつ、しばらくして蒸気の発生が なくなったことの原因を検討(1 号機-1)するとともに、3 月 11 日 18 時 25 分以降も格納容器外側の IC (A 系)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(1 号機-2)について検討する。



2. 除熱性能評価について

MAAP5.01 を用いて IC をモデル化し、スクラムから全交流電源喪失までの IC の作動状況を考慮した事故進展解析を行った。解析の結果については 第2回進捗報告で「添付資料3」にまとめている(以下既報)。

全交流電源喪失以降については、非凝縮性ガスが IC の伝熱管内に滞留す ることにより IC の除熱性能が維持できない可能性があったことから、既報 の解析では 18 時 18 分以降の IC 弁操作に関わらず、IC が作動していない ものとして評価を行った。

今回の評価では、18時18分にIC(A系)隔離弁の開操作によりICが起 動するものとし、かつ18時25分のIC弁閉操作後もICが作動し続けてい るものとして評価を行った(IC作動ケース)。その他の解析条件については、 既報と同一とし、格納容器からの気相部漏えいについても原子炉圧力容器破 損時に原子炉建屋補機冷却系が損傷し漏えいが発生するものとした(既報 「添付資料3」参照)。既報の解析条件および今回のIC作動ケースでのIC 起動条件について表1にまとめる。

日時		事象イベント	既報	IC 作動ケース		
3/11	14:46	地震発生				
	14:48	原子炉スクラム				
	14:52	IC(A)(B)自動起動	起動			
	15:03	IC(A)停止	停止			
	15:03	IC(B)停止	停止			
	15:17	IC(A)再起動	起動			
	15:19	IC(A)停止	停止			
	15:24	IC(A)再起動	起動			
	15:26	IC(A)停止	停止			
	15:32	IC(A)再起動	起動			
	15:34	IC(A)停止	停止			
	15:37	全交流電源喪失				
	18:18	IC(A) 2A,3A 弁開	停止中	起動		
	18:25	IC(A)3A 弁閉	停止中	作動中		
	21:30	IC(A)3A 弁開	停止中	作動中		

表1 IC 起動条件

3. スクラムから全交流電源喪失までの評価について

スクラムから全交流電源喪失までの期間については既報及びIC 作動ケー スは共通である。図2に原子炉圧力の過渡現象記録装置に記録された実測値 と MAAP 解析値を示す。実測値と比較して、解析値の変化は大きいものの 概ね一致している。IC は入口側の原子炉圧力と、蒸気の除熱・凝縮によっ て圧力降下した出口側との圧力差によって、静的にIC 管側に蒸気が流れる 構造となっている。従って、IC の各弁が開いてIC が作動している間は、IC で冷却されることで蒸気が凝縮し、原子炉へ戻った水が再び崩壊熱を奪って 気化することを繰り返すため、熱は原子炉からIC の胴側に持ち出され、原 子炉圧力は徐々に低下する。原子炉圧力の減少に伴いIC 管側へ流れる蒸気 流量が減少することから、図3に示すIC への蒸気供給量及び図4に示すIC の除熱量の MAAP 解析値が示すとおり、徐々に蒸気供給量と除熱量が低下 する。

IC の胴側では原子炉蒸気から熱を奪うことにより水温が上昇する。図5 に胴側水温の実測値(チャート読み取り値)と MAAP 解析値を示す。胴側 水温の上昇は実測値と解析値は概ね一致しており、IC での除熱量はほぼ実 機を模擬出来ていると考える。



図2 原子炉圧力(過渡現象記録装置に記録された実測値と MAAP 解析値)と IC 弁開信号(過渡現象記録装置)





図5 IC 胴側水温(実測値(チャート読み取り値)と MAAP 解析値)

4. 全交流電源喪失以降の評価について

全交流電源喪失以降の IC 起動条件については、2.で示したとおり IC 作動 ケースでは 18 時 18 分に IC (A 系)隔離弁を開操作し、18 時 25 分の IC (A 系)隔離弁の閉操作は考慮せず、継続して IC が作動していたものとして評 価を行っている。18 時 18 分以降に継続して IC が作動していた場合の MAAP 解析結果と既報の結果を図6~図12に示す(図6 原子炉水位変化、図7 原子炉圧力変化、図8 格納容器圧力変化、図9 炉心温度変化、図10 原 子炉圧力容器内気体温度変化、図11 格納容器温度変化、図12 水素発 生量変化)。

18時18分IC起動に伴い、ICでの除熱が開始され原子炉圧力は大きく低下する。ただし、MAAP解析結果によるとICが起動した18時18分以前に原子炉水位がTAFを下回り燃料の露出が始まっていたことから、燃料の温度は上昇傾向にあった。ICでは除熱は出来るものの外部から原子炉へ水を注入しているわけではないため、水位を回復させ燃料を再冠水させることは出来ない。今回のMAAP評価では、炉水および蒸気による冷却では燃料の温度上昇を止めることが出来ず、徐々に温度が上昇する結果となっている。燃料温度の上昇が進み、水-ジルコニウム反応により発生する水素が急激に増加し、水素がICの管内に滞留することで蒸気が流れなくなり、急激にICの除熱量を低下させ、除熱能力を喪失させる。その後、急激に原子炉圧力が上昇し、既報と同様の事故進展をたどる結果となった。

今回の MAAP 解析においては水の放射線分解の影響を考慮していない。 IC 作動ケースにおいて 18 時 18 分から開始する IC での除熱は、水・ジルコ ニウム反応による水素発生が開始する 19 時 0 分頃から急激に除熱量が低下 し、水素が約 20kg 発生した 19 時 5 分頃にはほぼ 0 となる解析結果が得ら れている。水の放射線分解による非凝縮性ガス(水素、酸素)の発生量は崩 壊熱の大きさに比例するが、スクラムから 19 時 5 分までの非凝縮性ガスの 発生量は約 1.5kg であり、水・ジルコニウム反応による水素発生量の 1 割に 満たない程度である。また、SRV が作動すると蒸気とともに非凝縮性ガス も原子炉圧力容器(RPV)から排出され、RPV 内に存在する非凝縮性ガス の量はさらに少ないものと考えられる。従って、水の放射線分解による IC の除熱性能劣化への寄与は極めて限定的であり、水・ジルコニウム反応によ って除熱能力が喪失するものと考えられる。

IC 作動ケースと既報を比較すると、炉心支持板の破損と RPV 破損のタイ ミングは IC 作動ケースの方が遅くなる結果となっている。これは IC 作動 により除熱が出来ている分だけ、事故進展を遅らせたことを意味している。 ただし、IC 作動ケースも事故進展を止めるには至っていない。 IC 作動ケースの方が主蒸気配管フランジのガスケットの破損時間が早い のは、既報では RPV 内気体温度が破損を仮定した 450℃に、わずかに到達 していないためである。これは核計装ドライチューブ破損時の炉水位や燃料 温度といった炉内状況と、モデル性質上の水・ジルコニウム反応量の差異に 起因すると考えている。結果として、主蒸気配管フランジのガスケットの破 損タイミングと、それに伴う原子炉圧力降下の起点に時間的な違いが生じて いるものの、本質的には解析結果は同等のものとなっている。

RPV 内気体温度は IC 作動ケースの方が全体的に値が高めとなっている。 これは、IC 作動ケースでは IC で凝縮された水が再び原子炉内で蒸発するこ とが出来るため、発生蒸気による水・ジルコニウム反応が進みやすい状況に あることに起因すると考えられる。ただし、蒸気の発生が停止する原子炉水 位が有効燃料底部 (BAF)を切る時間に大きな差はなく、やはり事故進展と しては既報のケースと大差はないと考えられる。

図13にIC(A系)の除熱量と炉内の非凝縮性ガス分圧、図14にICタ ンク水量を示す。核計装ドライチューブ破損、主蒸気配管フランジのガスケ ットの破損、炉心支持板破損後の原子炉圧力が低下するタイミングで、IC の除熱性能がわずかに回復している。これは解析上ICに滞留していた水素 の一部が RPV内に戻される結果となったことに起因するが、実際に水素が RPV内に戻ることが現象として起こりうるかは不明である。しかし、水素 が RPV内に戻るか否かに関わらず、冷却時に消費されたA系タンクの水の 量は限定的であり、解析上A系タンク水量は最終的に3~4割程度消費さ れるに止まる結果となった。



図 6 原子炉水位変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字: IC 作動ケース)



図 7 原子炉圧力変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字: IC 作動ケース)



図8 格納容器圧力変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字: IC 作動ケース)



図 9 炉心温度変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字: IC 作 動ケース)



図10 原子炉圧力容器内気体温度変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字:IC 作動ケース)



IC 作動ケース)



図12 水素発生量変化(IC 作動ケースと既報の比較)(青字: 既報、赤字: IC 作動ケース)



図13 IC(A系)の除熱量と炉内の非凝縮ガス分圧(IC作動ケース)



図14 IC タンク水量 (IC 作動ケース)

5. まとめ

全交流電源喪失後、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を行った。その結 果、ICが起動し続けていたとしても、水・ジルコニウム反応によって発生す る水素がICの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作動ケースでは、RPV破損タイミングを遅らせる結果とな ったが、事故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 きな差は生じなかったと考える。

#### 溶融燃料の炉心下部への移行挙動

# 1. はじめに

図 1.1 に BWR プラントにおける炉心部と炉心下部構造を示す。炉心部と炉心 下部は炉心支持板によって仕切られており、その炉心支持板近傍は制御棒を挿 入するための配管などの存在により、当該部分の形状が複雑であることが分か る。

従来の MAAP コード (バージョン 4.0) (以下、MAAP4) による炉心部から の溶融燃料の炉心下部への移行経路は、溶融燃料が炉心支持板に堆積し溶融破 損することにより炉心下部への移行を開始するモデルとなっていた[2, 3, 4]。そ の MAAP4 による福島第一原子力発電所 1 号機の解析では、原子炉圧力が 3 月 11 日 22 時頃に急峻なピークを示した。このピークが現れた原因は、上述したよ うに溶融燃料が一時的に炉心支持板上に堆積し、炉心支持板が破損後に溶融燃 料が炉心下部へ一度に落下したために大量の蒸気が発生しためである。このよ うな評価結果となった背景には、従来の事故解析コードが PWR プラントであ る TMI2 号機の事故に基づき作成されていたことが挙げられる。

一方、図 1.1 に示しているように BWR の炉心支持板近傍の構造物は燃料支持 金具、制御棒駆動機構配管、外周部にはシュラウドが存在する複雑な構造となっ ている。したがって、溶融燃料の炉心部から炉心下部への移行経路には、炉心支 持板が破損せずとも複数存在している。以上のことから、溶融燃料は複数の経路 から炉心下部へ移行すると考えられ、MAAP4 による解析結果で見られたよう な、溶融燃料が一旦炉心支持板に堆積し、炉心下部へ一度に落下する可能性は低 いと考えられる。しかし、溶融燃料がどの経路から炉心下部へ移行するか、その 挙動は現在でも正確にはわかっていない。

そこで、本資料では福島第一原子力発電所1号機から3号機における事故進 展挙動の解明ならびに炉心・格納容器の状態把握に資するために、各号機の溶融 燃料の炉心下部への移行挙動について検討する。検討にあたっては、溶融燃料の 炉心下部への移行挙動に関する既往試験結果および解析高度化のための最新研 究を調査した。

本資料は、添付資料2における検討課題リスト「共通-6」に挙げられる溶融燃料の炉心下部への移行挙動について検討したものである。



図 1.1 BWR の炉心部と炉心下部構造 [1]

# 2. 既往試験・最新研究で考慮されている溶融燃料の炉心下部への移行経路

図 2.1 に BWR の炉心下部構造物および既往試験[5,6]・最新研究<sup>1</sup>で考慮され ている溶融燃料の炉心下部への移行経路を示す。本図では、想定される炉心部か ら炉心下部への溶融燃料移行経路として 4 つの経路が考えられている。これら の経路以外に、溶融燃料が炉心の径方向に拡がり、炉心外周部のバイパス領域へ 流出後にシュラウドと接触しシュラウドを破損させる経路が考えられる。この シュラウド破損による炉心下部への溶融燃料の移行経路とは、溶融燃料がシュ ラウドを破損し、さらにジェットポンプを破損させた後、炉心下部へ落下すると いう経路である。

したがって、既往試験・最新研究で考慮されている炉心部から炉心下部への溶 融燃料移行経路は以下に示す5経路が考えられている。

- ① 燃料支持金具の入口オリフィス (赤色)
- ② 制御棒駆動機構配管 (青色)
- ③ 破損した核計装配管 (緑色)
- ④ 破損した炉心支持板 (桃色)
- ⑤ 破損したシュラウド (紫色)



図 2.1 BWR の炉心下部構造物および既往試験・最新研究で考慮されている 溶融燃料の炉心下部への移行経路 [5,6]

<sup>1:</sup>経産省資源エネルギー庁による平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業」で実施された「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」事業

# 3. 既往試験結果に基づく検討

本章では、BWR における溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動に関 する既往試験について調査し、2章で抽出した溶融燃料移行経路の内、主にどの 経路に溶融燃料が移行しているのか確認する。その結果に基づき、福島第一原子 力発電所1号機から3号機における溶融物の炉心下部への落下挙動を推定する。 既往試験としては以下に示す試験を調査した。詳細は以降に示す。

1. 米国サンディア国立研究所による XR2-1 試験[5]

2. 日本原子力研究開発機構による制御棒ブレード崩落試験[6,7]

2は経産省資源エネルギー庁による平成26年度発電用原子炉等安全対策高度 化技術基盤整備事業で実施された研究成果である。

## 3.1 米国サンディア国立研究所による XR2-1 試験結果に基づく検討

### 3.1.1 試験概要と試験結果

<試験概要>

図 3.1 に試験部の概略図を示す。炉心部は、燃料集合体 4 体分の一部および 制御棒ブレード 2 体分の一部で模擬されている。燃料集合体のうち、1 体は約 1/2 集合体の体系(燃料棒 28 本含む)、2 体は燃料棒 16 本を含む燃料集合体の 一部の体系、残り 1 体は燃料棒 4 本を含む燃料集合体コーナー部の一部の体系 で構成されている。燃料集合体の間には制御棒ブレードの領域が設けられてお り、そのうちの 1 体は 22 本の B<sub>4</sub>C 制御材、残りの 1 体は 3 本の B<sub>4</sub>C 制御材で 構成されている。炉心下部構造物は、ノーズピース、燃料支持金具部 2 体の一 部、炉心支持板および、制御棒速度リミッタで構成されている。

図 3.2 に溶融燃料の移行挙動を模擬するための試験装置全体の概略図を示す。 炉心部上端より上方から金属ワイヤーを一定速度で挿入し、その金属ワイヤー を誘導加熱で溶融落下させ、炉心上端部からその溶融物を炉心部に流入させる ことにより溶融燃料の移行挙動を模擬している。金属ワイヤーは、燃料集合体被 覆管および制御棒の構成物質である Zr と Steel/B<sub>4</sub>C の 2 種類が用意され、それ ら構成物質が存在している炉心位置に溶融物を落下させるような仕組みとなっ ている。

試験の流れは、まず炉心部と誘導加熱部を隔離させるためのゲートを閉じ、金属のワイヤーを溶融させるために誘導加熱部を 2650K まで温度を上昇させている。その後、ゲートを開き、まず Steel/B<sub>4</sub>C のみを溶融落下させ、その後 Zr のみを溶融落下させている。







図 3.2 溶融物挙動を模擬するための試験装置全体の概略図 [5]

<試験結果>

図 3.3 に、試験終了後に試験部を X 線で撮影し、溶融物を写した結果を示す。 構造物が存在する場合は黒く写ることとなるが、炉心上部の大部分が白く写っ ていることから、構造物はほとんど溶融し落下している。一方、炉心下部では黒 く写っており、溶融物が固化していることがわかる。この溶融物の固化は、入口 ノズル部と制御棒速度リミッタ上において多く確認された。また、この試験にお いて炉心支持板は破損しなかった。

表 3.1 に試験後における溶融物の移行状況を示す。金属ワイヤーの溶融物と それらが溶融させた燃料・構造物のうち、溶融物全体の約 81%が炉心支持板よ り下部に移行し、残りは炉心部に残存した。さらに炉心支持板より下部に移行し た溶融物の移行位置として、燃料支持金具部から下部領域(Catcher box 部)へ 流出したものが約 33%、制御棒速度リミッタ上に 37%、残りの 11%は燃料支持
金具の入口オリフィス部に凝固した結果となった。炉心支持板上には溶融物全体の約7%が堆積していた。

Molten Material Identified at Post Test		Mölten Material Available for Relocation During Test			
Location	Volume (liter)	Molten material available	Volume (liter)		
Material found below the core plate	7.06	Introduced as wire feed	8.6		
Catcher box	2.9	SS/B4C composite wire	2.7		
On velocity limiter	3.2	Zircaloy wire	5.9		
Inlet nozzle	0.96	Test section structural material (excluding UO <sub>2</sub> )	1.5		
Material above core plate	1.7	Active control blade	0.19		
Above core plate	.62	Fuel rod cladding	1.0		
In nosepieces	.77	Fuel canister walls	0.31		
Control blade gap	.31				
Volume accounted for:	8.76	Total volume available:	8.6 - 10.1		
Volume unaccounted for:	-0.16 - 1.34	and and the William of an an and a state of the state of			

表 3.1 溶融物の位置とその体積 [5]



図 3.3 試験終了後の試験部の X 線投影図 [5]

# 3.1.2 試験結果に基づく溶融物移行経路の検討

以上の試験結果から、溶融物は2章で示した炉心部から炉心下部への溶融燃 料移行経路のうち、①の燃料支持金具の入口オリフィス、②の制御棒駆動機構配 管の2経路を通過し易いことが分かる。④の破損した炉心支持板の経路につい ては、試験では炉心支持板に溶融物が堆積した結果となっているが破損まで至 っていない。しかし、本試験の結果から実機において炉心支持板の破損が起こら ないかどうかを判断することは難しい。なぜなら、本試験では、制御棒材料やチ ャンネルボックスなどの金属成分の溶融物移行は実現しているものの、高温と なった炉心燃料が溶融し移行するような状況は実現できていないためである。 このような高温の溶融燃料が炉心支持板上に落下・堆積すれば炉心支持板破損 は起こりやすくなる。したがって、高温の炉心燃料が溶融する段階での溶融燃料 移行挙動は不確かさが大きいと考えらえる。

# 3.2 日本原子力研究開発機構による制御棒ブレード崩落試験結果に基づく 検討

#### 3.2.1 試験概要と試験結果

<試験概要>

図 3.4 に用いられた試験体を示す。試験体は、制御棒ブレードとチャンネルボ ックスで構成された幅が 70mm×70mm 程度、高さが約 1200mm 程度の大きさ のものである。制御棒ブレードには、B4C が理論密度約 70%で充填された制御 棒(実機相当)が用いられている。チャンネルボックス、燃料棒についても実機 相当のジルカロイ - 4 製のチャンネルボックスおよびジルカロイ - 2 製の燃料棒 被覆管が用いられている。さらに、実機同様に燃料棒を固定するためにインコネ ル製のスペーサが用いられている。

試験は、アルゴン雰囲気中で最高温度をパラメータとして試験が行われた。 隷雰囲気は蒸気を含まないドライな状態で行われている。



図 3.4 試験体外観写真 [6]

<試験結果>

図 3.5 に試験後の試験体の概観観察結果を示す。これらの試験では、制御棒ブレードとチャンネルボックスの間にこれらの反応溶融物が流れ落ちる様子が確認されている。これは、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触することにより、SUS316L 製の制御棒シース(さや)とジルカロイー4のチャンネルボックスとの Zr-Fe 共晶反応が発生し、生成した反応溶融物が流れ落ちたと推定されている。この反応溶融物が試験体下部まで流れ落ちていく様子が確認されている。



図 3.5 試験後の試験体の外観観察結果 [7]

### 3.2.2 試験結果に基づく溶融物移行経路の検討

以上の試験結果から、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触 した場合の反応溶融物、および制御棒ブレード自体の溶融反応による溶融物は、 それらが健全な時に隣接している流路の直下に移行しやすいと考えられる。す なわち、反応溶融物は制御棒駆動機構配管へ直接移行し易いと考えられる。ただ し、反応溶融物が落下途中に固化することにより流路が閉塞し、炉心上部から落 下してくる反応溶融物の炉心径方向の流れが発生する可能性は高い。現に前述 の XR2-1 試験結果では、①の燃料支持金具の入口オリフィス側にも相当量の溶 融物が移行した形跡が見られている。

以上のことから、制御棒ブレードとチャンネルボックスが機械的に接触した 場合の反応溶融物、および制御棒ブレード自体の溶融反応による溶融物は、2章 で示した炉心部から炉心下部への溶融燃料移行経路のうち、②の制御棒駆動機 構配管及び①の燃料支持金具部の入口オリフィスの経路を主に通過すると考え られる。

### 4. 最新の過酷事故解析コードより得られた結果に基づく検討

本章では、最新の過酷事故解析コードによる福島第一原子力発電所1号機から3号機の事故進展解析結果に基づき、溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動について検討する。ここで、最新の過酷事故解析コードによる事故進展解析結果とは、経産省資源エネルギー庁による平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業」で実施された「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」事業で得られた結果のことである。この事業において用いられた最新の過酷事故解析コードは、以下に示す解析コードである。

1. MAAP コード: バージョン 5.03 (以下、MAAP5.03)

2. SAMPSON コード: バージョン 1.4.3 (以下、SAMPSON1.4.3) 詳細は以降に示す。

### 4.1 MAAP5.03 コードによる解析

MAAP5.03 コードは、従来の MAAP コードで考慮していなかった複数の溶融 燃料移行経路とそれに伴う炉内構造物との熱的相互作用を考慮できるように改 良されている。移行経路としては、2章で示した5つの移行経路全てが考慮され ている。また、各構造材との熱的相互作用により溶融燃料がエネルギーを失うと、 移行経路途中で溶融燃料が固化し、それにより流路閉塞を起こすことも考慮さ れている。以降に各号機の事故進展解析結果から、溶融燃料の炉心部からの炉心 下部への移行挙動についてまとめる。

#### 4.1.1 解析結果

図 4.1 から図 4.3 に1号機から3号機における炉心損傷状態の解析結果を示 す。MAAP5.03 による各号機における事故進展解析結果では、炉心損傷初期に おいて以下に示す共通の挙動が得られている。 <各号機共通の事故進展>

まず、溶融燃料は炉心下部方向に移行している。その後、溶融燃料はクラスト 化し、それにより燃料集合体非加熱部近傍にて流路閉塞が発生している。この流 路閉塞により炉内に溶融プールが形成されている。

核計装配管からの溶融燃料の流出は、核計装配管が細いため貫通部内で固化 すると評価している。事故進展初期において制御棒駆動機構配管への溶融物(制 御棒ブレードやチャンネルボックス)の移行はあるが、燃料支持金具入口オリフ ィスと制御棒速度リミッタに囲まれた流路が狭く、流入量に対し燃料支持金具 部の熱容量が比較的大きいことから、その流路内において固化する可能性が高 いと評価している。その後、溶融燃料が移行してくると固化したものを溶融させ る可能性はある。

上記の共通事故進展以降は各号機で異なる挙動を示している。以下に号機毎 に事故進展の結果をまとめる。

<1 号機>

溶融プール形成後、シュラウド破損が発生している。さらに、炉心支持板中央 部の破損により溶融燃料は炉心下部に移行している。その後、炉心外周部の残存 溶融燃料は燃料支持金具入口オリフィスおよび制御棒速度リミッタ上の経路へ と移行している。最終的に、全炉心支持板が崩落し、炉心部には溶融燃料は存在 しない状態となっている。

<2 号機>

溶融プール形成後、溶融燃料は燃料集合体入口から炉心下部へ流出している。 制御棒速度リミッタ上の経路にも同様に溶融燃料が移行している。1 号機解析結 果で見られたシュラウド破損は発生せず、炉心支持板の崩落も発生していない。 溶融燃料は、燃料下部タイプレート上、炉心支持板、および燃料支持金具部など の炉心下部構造物上にクラスト化して存在している。

<3 号機>

溶融プール形成後、溶融燃料は炉心中央部の燃料集合体入口から炉心下部へ 流出している。炉心下部へ流出した溶融燃料は制御棒案内管・制御棒ハウジング を溶融させ、それら上部にある炉心支持板における炉心保持機能を喪失させ、ま ず炉心支持板中央部に堆積している溶融燃料などが炉心下部へ段階的に落下し ている。最終的に炉心部に溶融燃料は存在しない状態となっている。シュラウド 破損はない。

# 4.1.2 解析結果に基づく溶融燃料移行経路の検討

以上の MAAP5.03 による各号機の事故進展解析結果から、2 章で示した炉心 部から炉心下部への溶融燃料移行経路について以下にまとめる。

炉心部から炉心下部への 溶融燃料移行経路	1 号機	2 号機	3 号機
① 燃料支持金具の入口オリフィス	0	0	0
②制御棒駆動機構配管(1)	0	0	0
③ 破損した核計装配管	×	×	×
④ 破損した炉心支持板	0	×	0
⑤ 破損したシュラウド	0	×	×

○:溶融燃料が通過した ×:溶融燃料が通過しなかった

-:溶融燃料移行経路が考慮されていない

(1):制御棒速度リミッタ上で事故進展初期の溶融物は固化すると評価してい る。ただし、後に溶融燃料が移行してくると固化したものを溶融させる 可能性はある。







(a)スクラム後 78 時間(2011/3/14 20:34)



(c)スクラム後1週間(2011/3/1814:46)



図 4.2 2 号機炉心損傷状態図



(b)スクラム後 92 時間(2011/3/15 10:26)



(a)スクラム後約40時間(2011/3/136:46)



(c)スクラム後約 48 時間(2011/3/13 14:33)



(b)スクラム後約44時間(2011/3/1311:12)



(d)スクラム後約 60 時間(2011/3/14 2:46)



図 4.3 3 号機炉心損傷状態図

#### 4. 2 SAMPSON1.4.3 コードによる解析

SAMPSON1.4.3 コードでは、従来の SAMPSON コードで考慮していなかっ た複数の溶融燃料移行経路の実際の構造をできるだけ反映するように、解析領 域の分割を行っている。さらに、炉心支持板が溶融して無くなると、その上部に ある燃料棒は全て炉心下部に落下するようになっている。移行経路としては、2 章で示した①から③の移行経路が考慮されている。④の破損した炉心支持板に ついては、計算セル内に存在する炉心支持板の体積と物性値は考慮されている が、炉心支持板上に溶融燃料が堆積する挙動までは考慮されていない。さらに、 ⑤の破損したシュラウドからの溶融燃料移行は考慮されていない(シュラウド 損傷は評価しているが、損傷部からの溶融燃料流出は考慮していない)。また、 各構造材との熱的相互作用により溶融燃料がエネルギーを失うと、移行経路途 中で溶融燃料が固化し、それにより流路閉塞を起こす挙動については MAAP5.03 と同様に SAMPSON1.4.3 でも考慮されている。以降に各号機ごと の事故進展解析結果から、溶融燃料の炉心部からの炉心下部への移行挙動をま とめる。

なお、3 号機事故進展解析結果は SAMPSON1.3.1 による解析結果であるが、 SAMPSON1.4.3 との違いで溶融燃料の炉心下部への移行経路を検討するのに 影響はないことを確認している。

#### 4.2.1 解析結果

図 4.4 から図 4.6 に1号機から3号機における炉心損傷状態の解析結果を示 す。SAMPSON による各号機における事故進展解析結果では、炉心損傷初期に おいて以下に示す共通の挙動が得られている。

<各号機共通の事故進展>

溶融燃料はクラスト化するものの流路閉鎖するまでには至らず、溶融燃料の 多くは燃料集合体入口オリフィスあるいは制御棒駆動機構配管に移行している。

以下に号機毎に事故進展の結果をまとめる。

<1 号機>

炉心支持板は溶融燃料の一部と接触することにより溶融破損し、炉心部の構造物が炉心下部へ落下している。一方、制御棒駆動機構配管に移行した溶融燃料 も制御棒速度リミッタを溶融させている。最終的に炉心部には溶融燃料は存在 しない状態となっている。シュラウドの下部が溶融した結果が得られている。 <2 号機>

溶融燃料による炉心支持板、制御棒速度リミッタの全破損は発生していない。 燃料下部タイプレート上、炉心支持板、および燃料支持金具などの構造物上に固 化した溶融燃料が存在している。シュラウド上部の損傷が発生している。

<3 号機>

炉心支持板は溶融燃料の一部と接触することにより溶融破損し、炉心部の構造物が炉心下部へ落下している。一方、制御棒駆動機構配管に移行した溶融燃料 も制御棒速度リミッタを溶融させている。最終的に炉心部には溶融燃料はほとんど存在しない状態となっている。シュラウドの下部が溶融した結果が得られている。

#### 4.2.2 解析結果に基づく溶融燃料移行経路の検討

以上の SAMPSON1.4.3 (3 号機は SAMPSON1.3.1) による各号機の事故進 展解析結果から、2 章で示した炉心部から炉心下部への溶融燃料移行経路につい て以下にまとめる。

炉心部から炉心下部への 溶融燃料移行経路	1 号機	2 号機	3 号機
① 燃料支持金具の入口オリフィス	0	0	0
②制御棒駆動機構配管	○(1)	0	$\bigcirc^{(1)}$
③ 破損した核計装配管	—	—	—
④ 破損した炉心支持板 <sup>(2)</sup>	0	×	0
⑤ 破損したシュラウド <sup>(3)</sup>	0	×	0

○:溶融燃料が通過した ×:溶融燃料が通過しなかった

-: 溶融燃料移行経路が考慮されていない

- (1):制御棒速度リミッタが溶融すると評価している。
- (2): 炉心支持板上の溶融燃料の堆積は考慮していない。
- (3):シュラウド損傷は評価しているが、損傷部からの溶融燃料流出は評価していない。溶融燃料流出可能性で判断した。







図 4.5 2 号機炉心損傷状態図(体積率)



図 4.6 3 号機炉心損傷状態図 (体積率)

# 5. 福島第一原子力発電所事故における溶融燃料の炉心下部への移行挙動の 推定

前章まで、各々の試験と解析コードの結果に基づいて溶融燃料の炉心から炉 心下部への移行経路を検討した。それらの検討結果を2章で示した①から⑤の 溶融燃料移行経路に分類してまとめたものを表5.1に示す。この表に基づき、福 島第一原子力発電所1号機から3号機の事故進展における溶融燃料移行経路に ついて推定した結果を以下に示す。

① 燃料支持金具の入口オリフィスからの溶融燃料の流出

1号機から3号機の事故進展において溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部 へ移行していたと推定する。

② 制御棒駆動機構配管からの溶融燃料の流出

1号機から3号機の事故進展において、溶融燃料および溶融物(制御棒ブレ ードおよびチャンネルボックス)は本移行経路を通り制御棒速度リミッタ上に 移行したと推定する。事故進展初期において、まず溶融物が制御棒速度リミッタ 上へ移行する。炉心入口オリフィスと制御棒速度リミッタに囲まれた隙間が狭 く、流入量に対し燃料支持金具部の熱容量が比較的大きいこと、制御棒駆動機構 配管内に冷却材が存在し得ることなどを考慮すると、その隙間において溶融燃 料が固化した可能性が高い。その後、溶融燃料が同移行経路に流入した場合は、 固化した溶融物を溶融させている可能性はある。

③ 破損した核計装配管からの溶融燃料の流出

1号機から3号機の事故進展において、核計装配管は細いため溶融燃料は貫通部内で固化する可能性が高い。したがって、溶融燃料は本移行経路から炉心下部へ流出していなかったと推定する。

④ 破損した炉心支持板からの溶融燃料の流出

解析では炉心支持板の溶融および崩落により溶融燃料が炉心下部へ流出する 結果が得られている。一方、試験では炉心支持板の破損は確認されていない。

この破損は炉心支持板上への溶融燃料の堆積量に依存しており、さらにその 堆積量は固化クラストなどによる流路閉塞挙動に関連している。解析による炉 心支持板上への溶融燃料の堆積挙動は不確さが大きく、また、試験では実機形状 を模擬しているものの考慮している炉心領域の範囲が狭く、かつ温度条件が実 機と異なることから、炉心支持板上への溶融燃料の堆積量は実機の挙動を十分 に模擬できていないと考えられる。

以上のことから、1号機から3号機の事故進展において溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部へ流出した可能性はあるものの、不確かさが大きく現段階では判断できない。

⑤ 破損したシュラウドからの溶融燃料の流出

異なる過酷事故解析コードによる実機解析から、1号機と3号機においてシ ュラウド下部が損傷する結果が得られている。以上のことから、1号機と3号 機の事故進展において、溶融燃料は本移行経路を通り炉心下部へ流出した可能 性はあるものの、④と同様の理由で不確かさが大きく現段階では判断できない。

2 号機については「福島第一原子力発電所 2 号機原子炉圧力容器底部における温度上昇を踏まえた対応に係る報告」[8]において、「原子炉再循環系の入口圧と給水系の注水量の関係から当該部位近傍は水が存在すると考えられそれにより冷却されていることから、総合的には原子炉の冷却は維持されているものと判断している。」と整理しており、2 号機においてシュラウドは大きく破損しておらず、シュラウド破損による溶融燃料の流出の可能性はないと推定する。

# 表 5.1 (A)既往試験および(B)解析高度化のための最新研究成果における炉心下部への溶融燃料移行経路調査結果

	試験		解析					
炉心部から炉心下部への 溶融燃料移行経路	(A) XR2-1 試験 (SNL) (B) 制御棒ブレー 崩落試験 (JAEA)	(B) 制御棒ブレード 崩落試験 (JAEA)	(B) MAAP5.03 による 実機解析			(B) SAMPSON1.4.3 による 実機解析(3 号機は SAMPSON1.3.1)		
			1 号機	2 号機	3 号機	1 号機	2 号機	3 号機
① 燃料支持金具の入口オリフィス	0	—	0	$\bigcirc$	$\bigcirc$	$\bigcirc$	$\bigcirc$	$\bigcirc$
② 制御棒駆動機構配管	0	<b>○</b> (1)	(2)	$\bigcirc^{(2)}$	<b>(</b> 2)	○(3)	0	○(3)
③ 破損した核計装配管	—	—	×	×	×	—	—	—
④ 破損した炉心支持板	×	—	0	×	0	<b>(</b> 4 <b>)</b>	× (4)	<b>(</b> 4 <b>)</b>
⑤ 破損したシュラウド	_	_	$\bigcirc$	×	×	(5)	×	(5)

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

(1):試験結果より、溶融燃料が制御棒駆動機構配管へ直接移行し易いと判断されるため〇とした。

(2):制御棒速度リミッタ上で事故進展初期の溶融物は固化すると評価している。

(3):制御棒速度リミッタが溶融すると評価している。

(4): 炉心支持板上の溶融燃料の堆積は考慮していない。

(5):シュラウドが損傷しているが、損傷部からの溶融燃料流出を解析では評価していない。溶融燃料の流出可能性で判断した。

添付 1-8-24

### 6. まとめ

既往試験と解析高度化のための最新研究成果を調査し、溶融燃料の炉心部か ら炉心下部への移行経路を整理した。検討した結果を以下に示す。

- ・各号機ともに事故進展において、溶融燃料は燃料支持金具部入口オリフィスと 制御棒駆動機構配管から流出していたと推定する。制御棒駆動機構配管から の流出については、炉心入口オリフィスと制御棒速度リミッタに囲まれた隙 間において溶融物が固化していた可能性が高い。
- ・各号機ともに核計装配管は細いため溶融燃料は貫通部内で固化していたと推定する。
- ・各号機ともに炉心支持板の破損により融燃料流出の可能性はある。ただし、これらの流出は炉心下部構造物近傍における溶融燃料の堆積・固化の程度に影響され、その挙動の不確かさが大きいため、実際に溶融燃料が移行したか不明である。
- ・1号機と3号機についてシュラウドの破損部からの溶融燃料流出の可能性はある。ただし、これらの流出は炉心下部構造物近傍における溶融燃料の堆積・固化の程度に影響され、その挙動の不確かさが大きいため、実際に溶融燃料が移行したか不明である。2号機については、原子炉再循環系の入口圧と給水系の注水量の関係から、当該部位近傍は水が存在すると考えられ、シュラウドは大きく損傷していないと推定する。

上記の推定における不確かさを低減するため、実プラントの調査、および以下 に示す国家プロジェクトあるいは国際プロジェクトにおいて新たな知見の収集 を継続する。

・国家プロジェクト

安全対策高度化技術基盤整備事業として「シビアアクシデント時の燃料 破損・溶融過程解析手法の高度化」が実施中である。本プロジェクトで は、実機相当の燃料集合体や制御棒ブレードを用いて炉心溶融燃料のリロ ケーション試験を実施しており、今後は蒸気雰囲気で行う計画がある。さ らに、詳細解析として数値流体力学的手法に基づく3次元燃料溶融複雑系シ ミュレーションコードJUPITER (Jaea Utility Program with Immersed boundary Technique and Equations of multiphase flow analysis for simulating Relocation behavior of molten debris)が開発されており、炉 心部から炉心下部への溶融燃料移行進展解析が実施中である[9]。

# ・国際プロジェクト

経済協力開発機構・原子力機関(OECD/NEA)のプロジェクトとして、 Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)プロジェクトが実施中である。そのプロジェクトに おいて、世界の各機関が所有している原子炉過酷事故解析コードを用いて 福島第一原子力発電所1号機から3号機までの事故進展解析を実施している [10]。

# 参考文献

- [1] "軽水炉発電所のあらまし", 原子力安全研究協会, 平成 20 年 9 月
- [2] "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1回進捗報告",東京電力,2013/12/13
- [3] "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2回進捗報告",東京電力,2014/08/06
- [4] "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",東京電力,2015/05/20
- "Final Result of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment", R.O.Gauntt, L.L.Humphries, NUREG/CR-6527 SAND97-1039, 1997
- [6] "Experimental Study on Control Blade Degradation and its Modeling", Proceedings of WRFPM, Paper No. 100079, Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014
- [7] "シビアアクシデント時の燃料破損・溶融仮定解析手法の高度化-事業の概要と現状-",核燃料部会セッション「シビアアクシデント及び 福島第一原発の廃炉に関する燃料関連基礎研究」,日本原子力学会 「2014 春の大会」,2014 年 9 月 8 日-10 日,京都大学
- [8] "福島第一原子力発電所第2号機原子炉圧力容器底部における温度上 昇を踏まえた対応に係る報告について",経済産業省Web,平成24年 2月15日

(<u>http://www.meti.go.jp/press/2011/02/20120216002/20120216002.html</u>)

- [9] "燃料溶融複雑系シミュレーション",山下晋,第 26 回 CCSE ワーク ショップ,平成 27 年 2 月 26 日
- [10] "Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommisioning Activities", URL: http://fdada.info/index

#### 1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の推定について

1. はじめに

1号機の空間線量率調査において原子炉建屋(R/B)、及び放射性廃棄物処理建 屋(Rw/B)内の原子炉補機冷却水(RCW)系統の配管(以下、RCW 配管)付 近で高線量率が観測され[1]ているが、この問題は本報告書において1号機・9とし て課題設定している。観測された高線量の要因としては、最も高い線量が RCW の熱交換器付近で観測されたことから、溶融燃料が格納容器(PCV)へ落下し、 ペデスタル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。この推定シナリオにつ いて明らかにすることで炉心・格納容器の状態に関する情報が得られる可能性が あることから、本資料では、1号機建屋内の空間線量が RCW 配管近傍で高線量 率となった要因として、RCW 配管が損傷した場合の放射性物質の移行経路を検 討し、実際の観測結果との比較を通して RCW 配管損傷の可能性を検討する。

#### 2. RCW 系の概要

RCW 系は格納容器ドライウェル (D/W)、R/B、Rw/B、及びタービン建屋内 に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できる ようにするものである。図1に示すように、RCW 系はサージタンク、ポンプ、 熱交換器等と必要な配管、及び計装類で構成されており、RCW 熱交換器で海水 と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温 められた冷却水は再び RCW 熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補 機へ供給される閉回路となっている。



図1 RCW系統の主な構成(図中の補機名称は簡略表記)

### 3. 1号機 R/B、及び Rw/B 空間線量率の観測結果

当社が公表している1号機 R/B1~4階、及び Rw/B1階の空間線量率の測定 結果1を図 2~図6に示す[1]。これらの図に見られるように、高線量率を観測した 地点が各階に存在していることが分かる。

1 階では床貫通部付近の南東エリアで高線量率が観測されているが(図2)、これについては、格納容器ベント(W/W ベント)に伴うベントライン起因との関連性が指摘されている[2]。したがって、RCW 配管損傷による高線量汚染との関係性は低いと考えられる。南東エリアを除外すれば、南西エリアのドライウェル除湿系(DHC)付近で高い線量率(120 mSv/h)が観測されている。DHC は RCW の冷却対象補機である。

2階については南エリア(1000 mSv/h以上)と西エリア(30~700 mSv/h)

# 1 データ採取期間は2011年4月から2014年2月である。

で高い線量率が観測されている(図3)。南エリアは顕著に高い値が観測されており、付近には RCW 熱交換器が設置されている。西エリアには RCW で冷却される MG セットオイルクーラー(A)が設置されている。西エリアの中では南西側の線量率が最も高い値を示しており(700 mSv/h)、北東側の線量率が最も低い値を示している(30mSv/h)ことから、これについては上述した南エリアの RCW 熱交換器付近の高線量率が影響している可能性も考えられる。

3階では西エリアで高い値(149 mSv/h)が観測されている(図 4)。同エリア には MG セットオイルクーラー(B)があり、これに起因する可能性が考えられる が、付近の空間線量率は低い値を示していることから(3.5~40 mSv/h)、他の要 因も考えられる。4階では西エリアと南西エリアで数十 mSv/h の線量率が観測さ れており、南西エリアで観測された 90 mSv/h が一番高い値となっている(図 5)。 このエリアには、RCW 系統内の保有水量を調整するサージタンクが設置されて いる。

Rw/Bの1階では南エリアで高い値(350 mSv/h)が観測されている(図 6)。 付近には RCW で冷却対象となっている廃棄収集フィルター用再循環クーラーが 設置されている。

RCW系はPRVやPCVに対する開放部がないため通常状態ではRCW配管や 補機での高線量汚染は観測されないが、上述した1号機 R/B、及び Rw/B 空間線 量率の測定結果から、RCW配管や補機付近で高線量率が観測されたことが分か る。



図2 1号機 R/B1 階の空間線量率(単位:mSv/h)[1]



図3 1号機 R/B2階の空間線量率(単位:mSv/h)[1]



図4 1号機 R/B3階の空間線量率(単位:mSv/h)[1]



図5 1号機 R/B4 階の空間線量率(単位:mSv/h)[1]



図 6 1 号機 Rw/B1 階の空間線量率(単位:mSv/h)[1]

# 4. RCW 配管の汚染経路に関する検討

1号機の事故進展において溶融した燃料が格納容器ペデスタルへ落下した際、 この溶融燃料が格納容器ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するため のRCW 配管を損傷したとして放射性物質の移行を検討する。

RCW系統については、サージタンクのベントが R/B 内に直接排気されている ことから(図 7)、R/B 4 階に設置されているサージタンクを大気圧(約 0.1 MPa[abs])とする圧力分布になっていると考えることができる。一方、1 号機の 事故進展における PCV の圧力変化は、3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力 0.6 MPa[abs]が測定されて以降、格納容器ベント(W/W ベント)に成功するまで圧 力指示値は高い状態で継続しており、W/W ベントが実施された 3 月 12 日 14 時 30 分から 14 時 50 分にかけて低下していることが確認されている。RCW 配管内 の放射性物質の移行は PCV 圧力の状態に応じて異なると考えられることから、 以下では PCV 圧力が高い状態と PCV 圧力が低下した後の放射性物質の移行先を 検討することとした。



図7 サージタンクの構造 (イメージ)

4.1 PCV 圧力が高い状態で継続している時の放射性物質の移行の検討

この状態では、損傷箇所である PCV 圧力はサージタンクの高低差等を考慮し た圧力よりも高いため、PCV から RCW 配管内へ放射性物質は移行することとな る。2章に示した1号機 RCW の配管ルートを基に、PCV 圧力が高い状況におけ る RCW 配管内の放射性物質の移行について検討した結果を図 8 に示す。RCW 配管が損傷すると図中に示した RCW 配管①へ放射性物質は移行する。反対側の ルートには PCV 入口部に逆止弁があり、放射性物質の移行は有意でないと考え られることから検討から除外することとした。RCW 配管①では3つの分岐があ る。この分岐では、Rw/B への分岐は PCV に近い地点にあり、CRD ポンプ等の 補機は地下1階にあり、主流側の RCW 配管②には下流側にサージタンクがある ことから定量的に示すことは難しいものの、有意に放射性物質が移行しにくい分 岐はないと考えられる。なお、Rw/B1階で高線量率が観測されたのは、RCW 配 管①から Rw/B へ放射性物質が移行したことが一因となった可能性がある。CRD ポンプ等の補機がある R/B 地下1階については現時点で表調査である。

RCW 配管②では4つの分岐がある。サージタンク側への分岐についてはほぼ 大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はよ り移行しやすい状況にあったと考えることができる。この事は、R/B4階の空間 線量率(図 5)においてサージタンク付近が高い線量率を示した測定結果と整合 する。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物

#### 添付 1-9-7

質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響を受けると考えられるが、各 補機の下流側は RCW 熱交換器の出口側の配管に接続する閉回路となっているた め RCW 系統内の圧力に近いと考えらえるため放射性物質は移行しにくい状況に あった可能性がある。なお、比較的高い線量率が観測された MG セット(A)付近 については、2章で述べたように、南エリアにある RCW 熱交換器付近の高線量 率が影響していることも考えられ、RCW 配管の高線量汚染だけによるものでは ない可能性もある。



図8 PCV 圧力が高い状況における放射性物質の移行

#### 4. 2 PCV 圧力が低下した後の放射性物質の移行の検討

1号機では、W/W ベントが実施された3月12日14時30分から14時50分 にかけてPCV 圧力の低下が確認されている。上述したように、PCV 圧力が高い 状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下すると PCV 圧力とバランスする高さまで下方へ移行することとなる。この状況で想定さ れるサージタンクに滞留した放射性物質の移行を図9示す。

サージタンクに滞留していた放射性物質が RCW 配管②へ移行すると RCW 配 管①側と RCW 熱交換器側へ移行することとなる。RCW 熱交換器は構造物表面 積が大きいため放射性物質が多く沈着することが考えられ、R/B2階の RCW 熱 交換器付近で高線量率が観測されたこと(図 3)と整合する。また、R/B1階の DHC付近で高線量率が観測されたこと(図 2)とも整合する。



図9 PCV 圧力が低下した後の放射性物質の移行

4.3 検討のまとめ

格納容器ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却する RCW 配管が損傷 した後の放射性物質の移行経路について、RCW 系の配管径路の調査、及び1号 機の事故進展における格納容器圧力の状況に応じて検討した結果、空間線量率調 査において特徴的だった以下の点と整合することが確認された。

- ・ R/B1階では南西エリアのドライウェル除湿系(DHC)付近で高線量率が 観測されたこと(南東エリアの高線量率は別の要因によるものとして除外)
- ・ R/B2階では南エリアの RCW 熱交換器付近で高線量率が観測されたこと
- ・ R/B4階では南西エリアのサージタンク付近で高線量率が観測されたこと

以上の検討結果から、1 号機 R/B の空間線量率調査にて RCW 配管近傍が高線 量率であった要因は、"格納容器ペデスタルへ落下した溶融燃料が RCW 配管を損 傷し、放射性物質が RCW 配管内を移行した可能性が高い"という当初の推定が 確からしいことを確認した。したがって、これまで言及されているように、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。ただし、平成 23 年 5 月頃の調査ではサージタンク内に水 位があったという情報があり、現時点で合理的な説明ができない点も存在する。 現場調査等で新しい情報を取得すれば更なる検証が可能になると考える。

5. 対策との関係について

柏崎刈羽原子力発電所では、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)にお ける PCV の破損防止に対する安全性向上の観点から、自主対策としてコリウム シールドを設置することとしている。図 10 に示すように、コリウムシールドは、 RPV 外に流出した溶融燃料がドライウェルサンプに流入することを防ぎ、PCV 下部注水系と合わせてサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融燃料が PCV バウンダリに接触することを防止することを目的としており、サンプ周囲を 耐熱煉瓦で囲んだ設備である。

したがって、福島第一の1号機で起こったと考えられるサンプを冷却するため の設備が損傷することで当該系統内への汚染の広がることを防止できると考えら れる。



図 10 ドライウェルサンプへの溶融燃料流入防止のイメージ

### 添付 1-9-10

6. まとめ

格納容器内の RCW 配管が損傷した場合における放射性物質の移行について検 討した。その結果、空間線量率調査で RCW 配管近傍が高線量率であった要因は、 格納容器ペデスタルへ落下した溶融燃料が RCW 配管を損傷し、放射性物質が RCW 配管内を移行した可能性が高いという推定が確からしいことを確認した。 また、1 号機では溶融燃料が RPV から PCV へ落下した可能性が高いことが本検 討でも示唆された。

参考資料

- [1] 東京電力、建屋内の空間線量率について、<u>http://www.tepco.co.jp/nu/</u> <u>fukushima-np/f1/surveymap/index-j.html</u>、平成26年3月27日
- [2] 東京電力、国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」1号機原子炉建屋 1階南側の汚染状況調査結果について、http://www.tepco.co.jp/nu/ fukushima-np/handouts/2014/images/handouts\_140124\_08-j.pdf、平成26 年1月17日

2号機の原子炉圧力変化について

(1) はじめに

平成23年5月23日に原子力安全・保安院へ報告した「東北地方太平洋沖地 震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価に ついて」において、2号機の原子炉圧力変化の実測値と解析値が整合していない。 以下に、その理由にかかる推定を述べるとともに、今回の解析で想定した原子 炉隔離時冷却系(RCIC)の運転状態について述べる。平成23年5月に実施し た解析における原子炉圧力変化を図1、図2に示す。なお、図中の赤枠は解析値 と実測値が整合していない部分を示している。

(2) 平成 23 年 5 月の解析について

2号機は津波の影響により制御電源を喪失したが、RCICの動作は継続していた。原子炉水位の低下からRCIC停止を判断したのは3月14日13時25分のことであり、地震発生から2日以上にわたり炉心に注水することが出来ていた。その間の原子炉水位測定値は燃料域水位計で有効燃料頂部(TAF)上、約3400mm~3950mm、原子炉圧力測定値は3月11日20時07分に計測された約7.1MPa[abs]から低下し、約5.4~6.4MPa[abs]と通常運転時より若干低い値で安定していた。

平成23年5月の解析では、電源を喪失した状況でのRCICの運転状態が不明 であること、RCICが運転していた期間において原子炉水位が維持できていたこ とに鑑み、RCICは定格流量(95m<sup>3</sup>/h)で運転を継続し、原子炉水位L-2とL-8 の間で自動起動と自動停止を繰り返す設定とした。そのため、解析上、原子炉 圧力は逃し安全弁の開閉により圧力が保たれることとなり、実測値と整合しな い結果となった。なお、原子炉への注水が停止するまでのRCICの運転状態は、 原子炉水位が維持されている限り、注水停止後の炉心の状態への影響はほとん どない。

原子炉圧力変化の挙動には RCIC の運転状態が大きく関与していると考えられることから、以下に推定される RCIC の運転状態について検討した。

(3) 想定される RCIC の運転状態について

下記①②の観点から、制御電源を喪失した RCIC は、設計上の運転モード(定格流量)で運転していたものではなく、また、原子炉水位による起動停止(L-2とL-8)を繰り返していたものではなかったと考えられる。

① 原子炉水位の補正について

2 号機では、3 月 11 日の事故発生から燃料域水位計にて原子炉水位を計測 していた。燃料域水位計は原子炉冷却材喪失事故時の水位監視等を使用目的と していることから、大気圧、飽和温度で校正されている。したがって、原子炉 が高圧時およびドライウェル(D/W)が高温時には、実際の水位を示してお らず値の補正が必要となる。

計測された原子炉水位を原子炉圧力および D/W 温度で補正※したところ、 水位計の基準面器水面(TAF+約5916mm)辺りを指示する結果となった(図 3)。本来、原子炉水位がL-8(TAF+5653mm)に到達した時点でRCICはト リップするため、L-8以上の水位になることはないが、制御電源の喪失により RCICは制御されることなく運転継続していたと推測される。したがって、崩 壊熱の減少も考慮するとL-8以上の水位になっていた可能性が高いものと考 えられる。また、水位計の構造上、原子炉水位が基準面器水面以上となると基 準面器側配管と炉側配管の差圧(図4に示すHs-Hr)が変化しなくなるため、 見かけ上の原子炉水位は基準面器水面の高さで一定となる。

以上のことから、RCIC 運転期間中は原子炉水位が L-8 を越えて、さらに基 準面器水面以上であったと考えられる。

※ 原子炉水位の補正に際しては、原子炉水位が測定された時刻における原 子炉圧力及び D/W 温度の実測値が必要となる。原子炉圧力の実測値が ない時刻の水位を補正する際は、測定されている他の時刻の原子炉圧力 をもとに線形補間することで当該時刻の原子炉圧力の概算値を求め、使 用した。また、D/W 温度は実測値がないため平成 23 年 5 月 23 日に原 子力安全・保安院に報告した「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第 一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」に記 載の解析結果の値を用いた。

したがって、図3で得られた原子炉水位の補正値は、計測の誤差以外に、 原子炉圧力とD/W温度の推測に伴う誤差を含んでいる。

なお、原子炉圧力、格納容器温度に基づく原子炉水位の補正曲線については、事故時運転操作手順書に記載がある。

② RCIC の駆動蒸気について

上述のように原子炉水位は水位計の基準面器水面を越えていた可能性がある。さらに、主蒸気管高さ(TAF+約7301mm)以上に水位が上昇していた場合には、主蒸気管への水滴のキャリーオーバーが無視できなくなると考えられ、 RCICの駆動蒸気は二相流となっていた可能性がある。駆動蒸気が二相流となり、クオリティーが低下した状態でのRCICの注水能力については定量的な 評価は困難であるものの、タービンの回転数は通常より少なくなり、RCIC は 定格より少ない流量で注水していた可能性がある。

(4) MAAP 解析結果

項目(3)の推定をもとに、MAAP 解析を実施し、得られた原子炉圧力の挙動を 図5に示す。RCICの流量を定格95m<sup>3</sup>/hの約1/3である30m<sup>3</sup>/hと仮定した場 合に、実測の原子炉圧力の挙動をおおよそ再現できる結果が得られた。

RCIC 運転期間中に原子炉圧力が通常運転時よりも低い圧力(約 5.4~ 6.4MPa[abs])で安定的に推移した要因としては、飽和状態のエネルギーが蒸気 より大きくなる二相流で RCIC を駆動していたことが考えられる。この場合、 原子炉圧力容器から圧力抑制室(S/C)への熱の移行量が通常の運転状態より大 きくなり、原子炉圧力容器からの熱の持ち出しが崩壊熱分のエネルギーとバラ ンスしていた可能性がある。

(5) 設計上の観点からの RCIC の運転について

一般に、RCICタービンへ流入する蒸気クオリティーが設計条件より多少悪化 しても直ちに翼破損やブレーキにはならず、かつ、ドレン水はS/C方向へ排出さ れて直ちにタービン内に蓄積されるわけではないと考えられるため、二相流駆 動の運転が継続される可能性がある。

さらに水位が上昇し、主蒸気管(RCIC蒸気供給ライン)が水没、もしくはそ れに近い状態となった場合には、RCICタービンへ蒸気供給が十分でなくなるこ とから、タービンは減速し、停止に至る可能性がある。ただし、タービンが直 ちに停止はせず、減速に伴う注水量の減少により炉水位が低下して蒸気が流入 する状態に戻るなど、原子炉水位が主蒸気管高さ近傍で維持される可能性も考 えられる。

なお、RCICの制御電源が喪失した場合、設計上、加減弁はバネにより全開となり流量調整はできなくなる(図6にRCICの系統概略図を示す)。

(6) RCIC の機能低下にかかる推定

RCIC については、原子炉水位の低下から、3月14日13時25分に停止の判断をした。しかしながら、前述のように原子炉圧力およびD/W温度による補正後の水位計指示値は基準面器水面程度の一定値を示していたものと考えられることから、12時前後からみられる実測値の水位低下は、より高位置にあった水位が、その位置まで低下してきたものを表していると考えられる。したがって、RCIC は水位の低下が観測される12時前後の時期より早い段階で機能が低下したものと考えられる。プラントデータの推移を見ると、3月14日9時頃から原

子炉圧力が上昇しているが、これは RCIC の機能低下により RCIC からの注水 量が減少したこと、及び、RCIC タービンへの蒸気供給量が減少したことが原因 と考えられる。

なお、この圧力上昇は3月14日12時頃まではRCICの通常の停止(タービン止め弁閉による蒸気供給停止)から想定される圧力上昇よりも緩やかであるが、制御電源が喪失していたことで、蒸気供給側の弁が閉じなかったことによるものと考えられる。一方、3月14日12時頃以降は圧力上昇が急になっている。この圧力上昇は、蒸気供給側の弁が閉じ、RCICのタービンへ蒸気が流れないと仮定することで再現した。

(7) まとめ

以上のことから、不確かさは残るものの、制御電源の喪失により 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 ティー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ー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こと等から、逃し安全弁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、原子炉圧力は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。


図1 2号機 原子炉圧力の挙動(平成23年5月解析図3.2.1.2)



図2 2号機 原子炉圧力の挙動(平成23年5月解析図3.2.2.2)



図3 2号機 原子炉水位の変化 (今回解析結果)



図4 原子炉水位計の構造

添付 2-1-6



図5 2号機 原子炉圧力変化 (今回解析結果)



図6 RCIC 系統概略図

2号機の格納容器圧力変化について

(1) はじめに

平成23年5月23日に原子力安全・保安院へ報告した「東北地方太平洋沖地 震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価に ついて」において、2号機の格納容器圧力変化の実測値と解析値が整合していな い。以下にその理由にかかる推定を述べるとともに、今回の解析で想定した事 象について述べる。平成23年5月に実施した解析における格納容器圧力変化を 図1、図2に示す。なお、図中の赤枠は解析値と実測値が整合していない部分を 示している。

(2) 平成 23 年 5 月の解析について

格納容器からの除熱が十分でない場合、ドライウェル(D/W) 圧力および圧 力抑制室(S/C) 圧力は、炉心で発生した蒸気が原子炉隔離時冷却系(RCIC) や主蒸気逃がし弁(SRV)を経由して S/C に排気されることに伴い上昇する。2 号機の D/W 圧力、S/C 圧力の実測値は平成 23 年 3 月 12 日 0 時頃~14 日 12 時 頃において、推測される挙動よりも緩慢な上昇を見せている。

平成 23 年 5 月の解析(図 1、図 2)では、限られた情報しか得られていない 中で、この緩慢な格納容器の圧力上昇を模擬するため、現実的には考えにくい D/W の漏えいを仮定した。漏えいのタイミングは、解析値において格納容器が 設計温度(138°C)を超過した時点とした。

しかしながら、過去の研究※で得られた知見によれば、過温による格納容器 からの漏えいはガスケット等から発生する可能性が高く、その際の温度は 300℃ 程度との知見が得られており、設計温度(138℃)に到達した段階において、格 納容器からの漏えいの発生は考えにくい。また、格納容器からの漏えいを仮定 しているため、3 月 14 日 22 時 40 分頃からの急激な格納容器圧力の上昇及び高 い圧力状態が維持されていることを解析で再現できていない。

以上のことから、格納容器圧力の上昇を抑制していた漏えい以外のシナリオ があると考えられる。以下に、そのシナリオについて検討した。

- ※ K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., ``High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl. Eng. Des.,145, 375-386 (1993).
- (3) 漏えい以外の可能性について 平成23年5月の解析では、漏えいの仮定を採用して解析を実施したが、RCIC

の排気蒸気等で S/C に熱が移行する中、D/W 圧力、S/C 圧力上昇が抑制される 状態を再現するためには、格納容器からの除熱メカニズムを考慮する必要があ る。具体的には、外部水源からのスプレイ等により格納容器内を冷却するか、 格納容器の壁面での表面熱伝達により外部へ十分な熱の流出が起こる状態が考 えうる。3月12日0時頃~14日12時頃の期間において、格納容器を冷却する 運転操作は実施していないため、格納容器の壁面での表面熱伝達の可能性があ る。

S/C はドーナツ型をしており、非常に大きな表面積があるが、空気による熱伝 達は限定的であるため、十分な熱伝達は起こらないと考えられる。一方、当時、 津波による影響で建屋地下階が浸水していたとすると、シナリオの1つとして、 S/C が収まっているトーラス室が浸水し、S/C に移行した熱が、S/C の壁を介し てトーラス室に浸水した水に与えられるという熱伝達経路が考えられる。水に よる表面熱伝達は効率が良いため、格納容器圧力の上昇を抑制するのに十分な 除熱ができていた可能性がある。

そこで、徐々にトーラス室が海水(約10℃)の侵入により水没し、最終的に S/C が半分程度水没していたものと仮定して MAAP 解析を実施したところ、3 月12日0時頃~14日12時頃の緩慢な圧力上昇をおおむね再現できる結果が得 られた。また、3月14日22時40分頃から急激に圧力が上昇し、上昇した格納 容器圧力が維持されている挙動については、格納容器の漏えいを仮定しなかっ たことで、実測値の格納容器圧力の挙動をおおむね再現できる結果が得られた (図3)。

(3) トーラス室が浸水する可能性について

トーラス室が実際に浸水していたか否かに関する証言は現在得られていない。 ただし、事故後早い段階で RCIC 室、タービン建屋地下階等が浸水していたこ とは確認されていること、水が各建屋間のケーブル貫通部等を通じて移動して いることは、現在の滞流水の各建屋における水位等から判断できること等を考 えると、原子炉建屋の最下層にあるトーラス室が津波の影響により浸水してい た可能性はあると考えられる。

なお、2 号機とほぼ同じ構造である 4 号機のトーラス室は S/C 高さの半分程 度水没していることがわかっており(図 4)、4 号機は定期検査中で 2 号機は運 転中であったという状況の違いはあるものの、トーラス室の浸水が 4 号機と同 様に2 号機でも同様に起こっていた可能性はあると考えられる。

(4) まとめ

平成23年5月の解析における格納容器が設計温度に達した段階で仮定した漏

えいは、設計の観点から現実には発生していないと考えられる。

今回実施した格納容器の除熱はトーラス室に滞留した水によるものと仮定した解析では、3月12日0時頃~14日12時頃の緩慢な格納容器圧力の上昇と3月14日22時40分頃からの急激な圧力上昇をより的確に再現できることから、このようなメカニズムによりD/W 圧力の上昇が抑制されたものと考えられる。



図1 2号機 格納容器圧力の挙動(平成23年5月解析 図3.2.1.3)



図2 2号機 格納容器圧力の挙動(平成23年5月解析 図3.2.2.3)



図3 2号機 格納容器圧力変化 (今回解析結果)



図4 4号機トーラス室キャットウォークから真下を撮影

2号機 MAAP 解析における注水量の設定について

<最新の MAAP 解析(添付資料3)における注水量の設定について>

解析における原子炉隔離時冷却系(RCIC)の注水量は、全交流電源喪失前は ほぼ定格流量で、全交流電源喪失直後は、プロセス計算機の原子炉水位上昇を 模擬するよう注水流量を定格より多めに設定した。その後、原子炉水位が主蒸 気管に到達した以降は、低めに推移した原子炉圧力挙動を再現できるよう、 RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを二相流として流出させるとともに、 注水流量を定格流量の1/3 程度である 30t/h に設定した(図 1)。

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、主蒸気逃 がし安全弁(SRV)による原子炉減圧後の消防ポンプの再起動から注水が開始 されたものとし、炉心溶融の過程で原子炉圧力が1.1MPa[gage]を越えた時点で 注水を一時中断するように設定した。その後は、原子炉水位は炉心部内が冠水 するほどにはできていないものとして、解析で求まる水位が燃料域以下程度を 維持するよう、消防ポンプの平均吐出流量を超えないように設定した。(図2)。



図1 RCIC の注水流量



図2 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量

<2012 年 3 月公表の MAAP 解析(別冊 1) における注水量の設定について>

解析における原子炉隔離時冷却系(RCIC)の注水量は、全交流電源喪失前は ほぼ定格流量で、全交流電源喪失後は、測定された原子炉圧力を模擬するよう 注水量を約 30t/h に設定した(図 3)。

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、これまで に公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定し、また 当時消防車の吐出圧は1MPa(gage)程度であったことから、原子炉圧力が1MPa (gage)を越えた時点で注水を一時中断するように設定した(図4)。



図3 RCIC の注水流量



図4 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量

## 2号機制御電源喪失後の RCIC 流量について

1. 現象の概要と検討課題

2 号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の手動起動と原子炉水位高に よる自動停止を繰り返すことで原子炉水位を制御しており、3回目に RCIC を手動起 動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された原子炉水位・原子 炉圧力等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後にも RCIC は約3日間 にわたって注水を継続していたものと考えられる。

津波後の原子炉圧力の計測値は通常運転圧力より低く維持されており、主蒸気逃が し安全弁(SRV)の作動設定圧力に至っていない。このような挙動を再現できる制御 電源喪失時の RCIC 運転状態として、原子炉水位が制御されずに、RCIC タービンの 抽気レベル付近まで水位が上昇し、蒸気と水の二相流が RCIC タービンへ崩壊熱相当 のエネルギーを流出させるとともに、定格流量よりも低い流量で原子炉へ注水がなさ れていた可能性が考えられる。

この考えにもとづき、MAAP 解析においては、計測された原子炉圧力を再現でき るように、注水量を定格流量の約 1/3 である 30m<sup>3</sup>h として解析を実施し、RCIC 動 作中の全体的な挙動をよく模擬することができた。一方で、仮設電源により復旧した 11 日 22 時頃の水位計指示値を補正すると、水位計の測定上限付近の有効燃料頂部 (TAF) +6m 程度となり、MAAP 解析の結果は、この時点の水位を過小評価してい る。RCIC タービン蒸気加減弁が制御電源喪失時に全開となる仕様であることや、水

源として使用していた復水貯蔵タンク(CST)の水量の減少量が大きいことを考える と、RCICによる注水量は、MAAP解析において仮定した 30m<sup>3</sup>/hより大きかった可 能性が高い。

本資料では、津波後の RCIC の注水量について考察し、事象進展への影響を評価するとともに、必要な対策を検討する。

2. RCIC タービンの設計について

RCIC 系統の概略図を図1に示す。2号機のRCIC はタービン駆動ポンプであり、 原子炉で発生した蒸気を主蒸気管から取出し、加減弁で蒸気流量を調節して原子炉注 水量を調整する設計となっている。注水量を調整する運転方法として、テストライン を使用し、RCIC から吐出された冷却水の一部を CST に戻し、原子炉への注水量を 増減させる運転方法があるが、2 号機については、この運転方法はとられておらず、 RCIC ポンプから吐出された冷却水は全て原子炉に注水されていた。

次に、加減弁により原子炉注水量を調整する場合について、具体的に説明する。 RCIC 運転中は、流量制御器からの給水速度指令信号を目標に速度制御されており、 速度偏差に応じてEG-Rアクチュエータへ加減弁の開度指令信号(電気信号)が出 力される。EG-Rアクチュエータは、弁開度指令信号の増減に応じてパイロットピストンを上下に動作させるが、ピストンが上方向に動くと加減弁は閉側へ、また下方向に動くと開側に動作するよう、作動油の流路を決める役割を果たし、弁の開度を調整するサーボピストンはこの作動油の圧力を介して動作する。なお、作動油は、RCICポンプにより加圧されるため、電源を失ってもその機能は喪失しない。

また、EG-Rアクチュエータのパイロットピストンの上部には「センターリング スプリング」と言われるバネが設置されているが、このバネの強さは上下非対称(上 >下)となっている。速度が一定の時(速度偏差が0の場合)は、ソレノイドコイル にNULL電圧をかけることで、パイロットピストンを中間位置に固定する構造とな っている。パイロットピストンが中間位置の場合は、サーボピストン上下の作動油の 力がバランスし、加減弁開度は一定の状態を維持する。(図2参照)

なお、制御電源喪失時(電気信号がない場合)は、NULL電圧がなくなるので、 バネの力により下方向にパイロットピストンが押され、加減弁は開側に動作する。(図 3参照)



図1 RCIC系統概略図



図2 EG-R アクチュエータの概要図



図3 制御電源喪失時の EG-R アクチュエータの挙動

3. 制御電源喪失時の2号機の RCIC の挙動について

2 号機は、1 号機よりも直流電源の喪失が遅かったことから、3 月 11 日 15 時 39 分の時点で、RCIC を再起動することが出来た。2 号機では、プロセスコンピュータ によるパラメータ監視が 15 時 50 分頃まで可能であったため、この際の RCIC の注 水量の変化が記録されている。(図 4 参照)

この注水量の変化は、2. にて示した、制御電源喪失時の挙動と整合しており、津 波によって制御電源を喪失した後、RCIC タービンの加減弁は全開方向へと動き、原 子炉への注水量を増大させたものと考えられる。



図4 制御電源喪失後の RCIC の注水量の変化

ただし、流量増加前に見られる注水量の振動が発生した原因については、今後も検 討が必要である。

また、現在解析で設定している RCIC の注水量は前述のとおり 30m<sup>3</sup>/h (約 8.3l/s) であり、定格流量の 30%ほどである。これは、注水量の実測値が徐々に増加する傾 向が見えること(プロセスコンピュータ停止直前には定格流量の 2/3 程度まで増加)、 切り替え前の水源である復水貯蔵タンクの水量が 11.5 時間程度の運転時間で 1000t 程度減少していることから、制御電源喪失後の RCIC の流量はほぼ定格流量程度であ った可能性がある。一方で、RCIC が無制御のまま運転される場合、原子炉水位が上 昇し、主蒸気配管に原子炉水が流れ込むという状況になりうる。このような場合には、 蒸気駆動を前提とした RCIC が定格流量を出せるのかどうか知見がない。そのため、 今後は、RCIC の流量のパラメータサーベイをするなどにより、制御電源喪失後の RCIC の挙動について検討していくこととしたい。 ただし、事故進展の観点からは、冷却能力を喪失した後のある一点での圧力、水位 の情報があれば、それ以前にどのような状態であっても、その後の挙動の評価には影 響を及ぼすことはない。(注水量が異なった場合、圧力抑制室(S/C)気相体積の減少 という形でわずかながら影響が生じる)

## 4. 対策との関係について

制御電源が喪失することにより、加減弁が全開となると、運転条件によってはRCIC タービンが速度大によりトリップしてしまう可能性がある。タービン速度大トリップ 機構には、機械式のものがあるため、制御電源を失った場合でも作動することが可能 である。2号機の実績からいえば、制御電源喪失後のトリップは回避することが出来 ているが、出来る限りその可能性を減じておくことが必要である。

柏崎刈羽原子力発電所では、まず、制御電源喪失を防ぐという観点から、直流電源 の強化を行っている。また、万一トリップしてしまった場合でも、それをリセットで きるように現場に運転員を配置し、速やかに復旧操作ができる体制としている。さら に、再起動後に再びトリップしないように、手動で弁を操作して蒸気流量を減少させ る操作、回転数による流量確認、及び、原子炉建屋内での原子炉水位確認を手順化し、 事故時の RCIC の信頼性を高める方策をとっている。

5. まとめ

津波による2号機の制御電源(直流電源)喪失後のRCICの挙動について、設計情報、測定データからの検討を行い、津波到達後にRCICの注水量が増大していたことを明らかにした。ただし、原子炉水位上昇後の挙動については、現時点でも不明な点が残るため、今後の検討が必要である。

以上

2号機津波到達後のRHR系統の状況について

#### 1. 現象の概要と検討課題

2号機においては、地震スクラム後残留熱除去系(RHR)ポンプを起動し、熱交換器を介して圧力抑制室プール水の循環冷却運転を行っており、その後、津波襲来によりRHRポンプは機能停止している。ポンプが作動していなくても、循環冷却ラインが確立された状態であれば、なんらかの原因で圧力抑制室プール水が冷却されていた可能性がある。

また、RHR 熱交換器の入口・出口温度の記録紙(チャート)は、津波による電源 喪失で記録は停止しているが、3月26日の記録計の電源復旧の際に一時的に記録が 再開(推定)されている。3月26日時点の当該温度指示値は、通常時(津波襲来前) よりも温度が高い。

本資料では、RHR 関連温度指示値上昇の原因と、地震後 RHR 系統を使用していたことの関連について検討する。

2. 記録計の復旧について

3月26日の記録計の電源復旧の際に一時的に記録された、RHR・燃料プール温度 記録計の記録紙(チャート)を図1に示す。また、各温度計(熱電対)の設置位置を 図2、3に示す。

図1によると、3月11日の津波に伴う全電源喪失前においては、各温度とも10℃ ~30℃を示しているが、3月26日の記録計復旧時の指示値は、RHR 熱交換器(A/B) 出口復水温度は20~30℃程度であるが、これ以外は50℃~70℃程度と高い。

当該の記録計は2号機中央制御室に設置されているもので、各現場に設置された熱 電対からの起電力信号が敷設ケーブルを介して記録計に入力され、ペンレコーダーの 記録紙に温度指示値が記録される。記録計は120Vの交流電源により作動するもので あり、通常時は中央制御室にある120V計測用分電盤より電源が供給されている。

3月11日に発生した津波の襲来に伴う全電源喪失により、記録計の電源は喪失し、 測定・記録が停止した。その後、交流120V電源の復旧及び受電の準備が進み、3月 26日に、原子炉格納容器内温度の把握のため各種温度記録計を起動する過程で、当 該の記録計も一時的に起動した。なお、当時、熱電対の記録計入力端子から電圧信号 を直接測定し温度に換算することで、使用済み燃料プール温度を確認しており、ペン レコーダーはその後停止している。



図1 RHR・燃料プール温度記録計用紙 (チャート)



図2 RHR 関連温度計設置場所



図3 燃料プール関連温度計設置場所

### 3. 地震後の RHR の操作について

3月11日の地震スクラム後、RCIC や主蒸気逃がし安全弁の排気による圧力抑制室 温度の上昇を抑制するために、15時04分から15時07分の間にRHR ポンプ(A)、(C) を起動し、RHR 熱交換器を介して圧力抑制室プール水の循環冷却運転を行っている。 図3にこのときのRHR系統の運転状態の概略図を示す



図4 RHR系統概略図(圧力抑制室プール冷却モード(A系運転))

プロセス計算機に記録されたデータによると、その後、残留熱除去系海水ポンプ(A) 及び(C)の遮断器が15時36分58秒にoffとなっている。また、15時37分40秒 に非常用ディーゼル発電機(A)の遮断器がoffに、15時37分42秒に当該のディー ゼル発電機から受電していた非常用電源盤(2C)が電圧を喪失している。これに伴い、 RHR ポンプ(A)及び(C)の遮断器も15時37分43秒にoffとなっている。これ らは津波到達により海側から順に機能喪失していったものと考えられている。(添付 資料地震津波-1参照)

さらに、津波後に RHR 系統のライン構成を通常に戻したとの記録がある。以上より、津波到達後、系統内の水の循環による熱交換器を介した崩壊熱の熱除去は生じていないと考えられる。

なお、津波が到達した際に電源が失われていることから、ラインを元に戻すための 電源が失われた可能性がある。しかしながら、この系統のライン構成を変更するため の弁の電源は非常用ディーゼル発電機(A)(B)の両方から受電できる設計となって おり、山側にある共用プール建屋に設置されていた2号機の非常用ディーゼル発電機 (B)は、(A)(3月11日15時37分40秒)よりも3分ほど遅れて停止(3月11日15 時40分38秒)したことが確認されている。そのため、ライン構成を変更するための 弁の電源は非常用ディーゼル発電機(B)から供給できたものと推定される。

4. 測定データの検討について

図1によると、3月11日の津波に伴う全電源喪失前においては、各温度とも10℃ ~30℃を示しているが、3月26日の記録計復旧時の指示値(推定)は、RHR 熱交換 器(A/B)出口復水温度は20~30℃程度であるが、これ以外は50℃~70℃程度と高い。 また、燃料プール温度は70℃で一定となっているが、3月27日から減少に転じてい る。得られた測定データの特徴を表1にまとめる。ここで、ペンレコーダーのライン と温度計の識別が困難なものもあり、3つのグループに分けて整理する。

グループ	温度計	設置場所	特徴	
1	RHR 熱交換器 A	R/B1 階北側	20℃~30℃を推移	
	出口復水温度	RHR 熱交換器 A 室		
	RHR 熱交換器 B	R/B1 階南側		
	出口復水温度	RHR 熱交換器 B 室		
2	RHR 熱交換器 A	R/B2 階	50℃~70℃を推移	
	入口復水温度	RHR 熱交換器 A 室		
	RHR 熱交換器 B	R/B2 階		
	入口復水温度	RHR 熱交換器 B 室		
	RHR 熱交換器 A	R/B1 階北側		
	出口海水温度			
	RHR 熱交換器 B	R/B1 階南側		
	出口海水温度			
	FPC 熱交換器 A	R/B3 階		
	出口復水温度	FPC 熱交換器室		
	FPC 熱交換器 B	R/B3 階		
	出口復水温度	FPC 熱交換器室		
	FPC ポンプ吸込温度	R/B3 階		
		FPC 熱交換器室		
3	燃料プール温度	燃料プール	70℃一定で推移した	
			後、減少傾向	

表1 復旧後のRHR・燃料プール温度記録計指示値の特徴

燃料プール温度について、70℃一定で推移した後3月27日から減少に転じており、 図4に示すとおり、熱電対の記録計入力端子から電圧信号を直接測定することで求め た温度測定値の推移と整合している。これは、燃料プールの水位低下により温度計が 水から露出し、露出後は水温ではなく雰囲気温度を示すためである。よって、記録計 の再開が3月26日の電源復旧のタイミングであるとする推定は、別途測定されたデ ータとも整合していることが確認された。



図4 2号機SFPの水位・水温の推移

一方、RHR 関連の温度計指示値について、温度が 50℃~70℃程度と高くなってい るのは、定性的ではあるものの、以下の点から、格納容器から原子炉建屋内へ漏えい する蒸気によって建屋内の雰囲気温度が上昇したためと推定される。

- ・ 津波到達後、系統内の水の循環による熱交換器を介した崩壊熱の熱除去は生じて いないこと
- ・ FPC 関連温度も同様に高い値を示していること
- 消防車からの注水により原子炉は冷却されていたものの、蒸気の発生は継続しており、また、露出した燃料が一部にあって、格納容器からの漏えいや熱伝達や等により、原子炉建屋内が高温となっていた可能性があること
- ・2号機は原子炉建屋の爆発がなく建屋内が換気される状態ではなかったため、3月

26日の時点においても高温多湿状態であったとしてもおかしくはないこと

5. 対策との関係について

系統構成が確立していて、機能喪失後も、それがなんらかの理由で放置されている 場合、異常時には、特に定圧系統については、リークパスとなる可能性があることか ら、機能喪失時にその系統を隔離する必要があるかを検討することが必要。

一方で、完全に系統構成の手段を失った場合に、このような格納容器と接続されて いる系統を何らかの方法により利用して、格納容器を冷却することが出来る可能性が あるため、今後検討していく。

6. まとめ

RHR 関連温度指示値上昇の原因と、地震後 RHR 系統を使用していたこととの関 連について検討した。

津波到達後、系統内の水の循環による熱交換器を介した崩壊熱の熱除去は生じてい ないことを確認し、格納容器から原子炉建屋内へ漏えいする蒸気によって建屋内の雰 囲気温度が上昇したため温度が上昇したものと推定した。

海水による冷却機能の復旧手段の確保として、代替海水熱交換器設備が導入される が、仮に、ポンプによる水の循環がない状態で、自然循環でどの程度除熱できたかに ついては、さらなる検討が必要である。

以上

2号機14日12時頃からの格納容器圧力挙動について

#### 1. 現象の概要と検討課題

2 号機では、津波により制御電源を喪失した後も、原子炉隔離時冷却系(RCIC) は約3日間にわたって注水を継続していたものと考えられる。14日の正午頃には原 子炉水位が低下傾向を示し、発電所対策本部は13:25にRCICが機能喪失したものと 判断をしている。RCICの運転中においても、停止した以降においても、原子炉圧力 容器(RPV)内で発生した崩壊熱が、蒸気により圧力抑制室(S/C)に運び出されて いるという状況は同じであり、この場合、格納容器(PCV)圧力は単調に増加するこ とが予想される。

しかしながら、PCV 圧力の計測値は、14 日の 12 時を過ぎた頃から下降を示して いる。本資料では、この圧力挙動の原因について考察する。なお、政府事故調の報告 書では、圧力の低下=漏えいとの推定がなされており、この格納容器圧力の低下も、 格納容器からの漏えいが原因と報告されている。

#### 2. 格納容器圧力の挙動について

2号機では、添付資料 2-2 にて検討されているように、S/C が格納されているトー ラス室に津波による海水が侵入し、S/C を外側から冷却していた可能性が示されてい る。また、津波によって、交流・直流電源を喪失したと共に、海水冷却系の機能も喪 失しているため、2 号機は津波到達以降、所謂、最終的な熱の逃し場の喪失 (LUHS:Loss of Ultimate Heat Sink)の状態となっている。したがって、崩壊熱と

して発生したエネルギーは、一部は原子炉圧力容器内に存在し、一部は格納容器内に 存在し、一部はトーラス室内の海水の温度上昇という形で格納容器外に放出される事 となる。

格納容器内にエネルギーが蓄積される場合、エネルギーは S/C 内の水と気相部に分配されて存在することになるが、Mark-I 型格納容器の場合、原子炉で発生した蒸気を S/C で凝縮させて格納容器の圧力上昇を抑える設計であるため、多くのエネルギーは S/C 内の水に蓄えられることになる。その結果、格納容器の圧力は S/C の水の温度(特に表層の温度)と熱平衡状態となる圧力となる。

また、注目している期間の直前の RCIC が停止するまでの期間においては、別途資料にて検討されているように、RCIC タービンに2相流が流れ込み、原子炉圧力容器からの崩壊熱によるエネルギーをRCICのタービン系のみによってS/Cに移動させている状況となっている。RCIC が停止した後は、原子炉圧力容器からS/C へ崩壊熱によるエネルギーを移動させる手段が無くなるため、原子炉圧力の上昇という形で影響が現れる。原子炉圧力が充分に上昇すると、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の作動圧に到達したところで、SRV を経由した原子炉圧力容器からS/C へのエネルギー移動が

再開する。

以上の事から、格納容器圧力は格納容器内に蓄積されたエネルギーによって決定され、原子炉圧力容器からのエネルギー移行、海水へのエネルギー放出によってその蓄積エネルギーが変化する。このような観点から、格納容器圧力の挙動を見てみると、

①海水により S/C は継続的に冷却される

②RCIC が停止することで、S/C へのエネルギー移行が止まる

③SRV が作動すると、S/C へのエネルギー移行が再開する

という3つの効果により変化が現れることが予想される。そのため、RCIC 稼働中 には①の効果が②の効果より小さいとすると、RCIC の停止までは格納容器圧力は単 調に増加。RCIC が停止すると格納容器内の蓄積エネルギーが減少するため、格納容 器圧力は減少。原子炉圧力が SRV が作動する圧力にまで上昇すると、①と③の大小 関係にもよるが、再び S/C へのエネルギー移行が始まるので、格納容器圧力の減少は 停止。という定性的なシナリオが成り立つ。また、実際の圧力挙動も、図1に示すと おり、格納容器圧力の単調増加、格納容器圧力の減少、格納容器圧力の減少の停止と いう挙動となっている。

しかしながら、格納容器圧力の時間的な変化を見てみると、原子炉圧力の上昇から 割り出した RCIC による原子炉注水の停止は 14 日 9 時頃であり、格納容器圧力の減 少開始は SRV の作動が再開する 13 時頃となっており、定性的な説明とは食い違う挙 動となっている。また、少し時間が経過した後になるが、仮設バッテリを用いて SRV を中繰からの操作により手動で開き原子炉圧力を 1MPa 以下まで低下させた 18 時頃 の挙動を見てみると、大量の蒸気(およびエネルギー)が S/C に流入しているにも関 わらず、格納容器の圧力に変化が見られないという挙動も観測されている。そのため、 これ以降の章で格納容器圧力挙動に関する詳細な検討を述べる。



図1 2号機の格納容器圧力の時間変化

# 3. RCIC の運転状態

RCIC の運転は、水位低下が観測されてから正式に機能喪失が報告されており、 東京電力福島原子力事故調査報告書別紙2では、以下の記載となっている。

13:25 原子炉の水位が低下していることから RCIC の機能が喪失している可能性があり,原災法第15条第1項の規定に基づく特定事象(原子炉冷却機能喪失)が発生したと判断,13:38 官庁等に通報。

後に水位計の測定値の挙動から、当時の測定水位は水位の測定上限値を超えていたことがわかっており、水位の低下は測定データに現れる前に始まっていることになる。そのため、RCICによる原子炉への注水は、それ以前に止まっていた可能性が高い。

水位計の測定値以外に RCIC による原子炉注水の変化が反映されるパラメータ としては、原子炉圧力が考えられる。原子炉注水が停止すると、S/C からの比較的 低温の水の供給が無くなることから、原子炉圧力は増加に転じる。図2に示す原子 炉圧力の時間変化を見ると。9時頃に原子炉圧力が増加に転じていることが確認で きる。よって、RCIC による原子炉注水の停止は9時頃と評価した。

図3に原子炉圧力の時間変化の拡大図を示す。原子炉圧力は9時頃に増加に転じているが、12時頃に一度原子炉圧力の増加が停止した後、急激な圧力上昇が観測

されている。これについては、以下のような仮説が考えられる。

- 9 時頃、原子炉への注水が停止するものの、タービンへの蒸気供給は継続 (S/C へのエネルギー移行も継続)
- 11 時 30 分頃、なんらかの理由で RCIC の原子炉注水が再開
- 12時頃、何らかの理由で RCIC がトリップし、タービンへの蒸気供給も停止 (直流電源が無い状態で機能するトリップ機構は、タービン速度大による機 械式トリップのみ)
- 注水もタービンへの蒸気供給も無い状態で、原子炉圧力は急激に増加

このような条件設定(注水の再開を除く)により MAAP コードを用いて解析した結果を図3にあわせて示すが、RCIC タービンへの蒸気供給が継続した事による 緩やかな原子炉圧力上昇と RCIC がトリップした事による急激な原子炉圧力上昇 を良く再現できている。

しかしながら、この仮説によっても、原子炉圧力容器から S/C へのエネルギー移 行が停止するのは 12 時頃であり、実際に格納容器圧力の低下が始まるのが 13 時過 ぎであるので、まだ合理的な説明ができるには至っていない。



図2 原子炉圧力の時間変化



図3 原子炉圧力の時間変化(拡大図)

#### 4. SRV の作動状態

2号機のSRVは、津波到達前に何度か作動しているが、その挙動が図4に示すS/C 水温のチャートに記録されている。温度計は、図5に示すようにO.P.350mmの位置 に設置されており、S/Cの中心よりも少し下あたりで径方向45℃毎に8つの場所の 水の温度を測定している。チャートに残された水温変化のうち、水温が場所によって 大きく変化しているものが確認できるが、これがSRVの作動によるS/Cの温度変化 の局所変化を捉えたものである。SRVからの蒸気は、S/C底部に設置されたTクエ ンチャから放出されるが、Tクエンチャからの距離が近い温度計ほど温度が上昇し、 また、放出時の擾乱により温度散乱が発生するものと考えられる。また、Tクエンチ ャからの距離が遠い温度計は、平衡点となる温度に向けて緩やかに連続的に上昇して いく様子が見て取れる。これは、温度計廻りは比較的穏やかな状況であり、液相の温 度が緩やかに上昇していく様子を反映したものと考えられる。

その後、津波により制御電源を喪失した RCIC が2相流によって駆動され、原子炉 で発生する崩壊熱が RCIC タービン経由で全て S/C に移行するようになって以降、 RCIC 停止後の圧力上昇が発生するまで作動しない状態となる。

図 4 で示すチャートには、3/14 の 7 時頃に再起動された後の温度測定データが記録されている。チャートが再起動された 7 時頃の S/C 水温は 146℃程度、12 時頃の S/C 水温は 148℃程度となっている。ここで、12 時頃の S/C の圧力は 0.46MPa であり、その圧力に対応する飽和温度は 148.7℃である。従って、少なくとも S/C 水温計

が設置されている水深程度までは、ほぼ一定の温度であったと考えられる。一方、時間の正確な推定は難しいものの、SRV の作動が再開した 13 時頃から、温度の低下が確認できる。この温度の低下挙動は格納容器圧力の低下挙動とタイミング的に一致している。また、格納容器圧力が 0.43MPa まで低下した 15:30 における飽和温度は 146.2℃であるが、この時の水温計位置での温度は、132~4℃程度の値であり、飽和 温度よりも低い。これは、格納容器圧力が低下して S/C 水温が低下したのではない事 を意味している。従って、格納容器の圧力低下は、この S/C の水温低下によりもたら されたと推定される。

SRVの作動再開が意味するところは、エネルギーバランスの観点からは、S/Cへの エネルギー流入の再開であり、系にエネルギーが流入しているにもかかわらず、温 度・圧力が低下する挙動は説明が難しい。図7に、RCIC停止後S/Cの水温計の挙動 を示す。水温計の挙動は、津波到達前のSRV作動時に見られたような、温度散乱の ありとなしが確認できる。ただし、津波前の挙動と異なるのは、位置の違いでなく、 時間帯の違いで温度散乱の有無が異なる事である。これがどのような意味を持つかは 断言できないが、温度低下初期は液相による温度低下、それ以降は蒸気の影響を伴う 温度低下と考えることも可能である。

さらに、図8に温度低下初期を拡大したものを示す。ここでは、図9の31°位置 及び76°位置に設置された二つの温度計が異なる温度低下挙動を示していることが 確認できる。すなわち、温度低下の低下挙動に局所性が存在することが確認できる。 これは、この温度低下挙動がSRVの作動によってもたらされている証拠であると考 えられる。なお、2号機のSRV(A)にはバッテリが接続されており、表1に各SRVの 設定圧を示すが、測定された原子炉圧力(7.5MPa弱程度)の値からもSRV(A)が逃 し弁モードで作動していた可能性が高く、図10に示すとおり、76°の温度計の近く のTクェンチャから放出されていたものと推定している。なお、RCICのタービン蒸 気は主蒸気配管 Bから抽気されているため、SRV(A)が接続された主蒸気配管(A) は水で満たされていた可能性が高い。

そこで、これらの温度挙動から、格納容器圧力の低下を説明するために、以下の仮 説を立てる。

- ・ S/Cの下部に比較的温度の低い水が存在
- ・ MS 配管内に水が溜まっていたと考えられることから、SRV 作動の初期には、 S/C に水が放出
- Tクエンチャから放出された水は、低温の水を巻き込みつつ上部へ移動。
- ・ 表層部の温度を低下させた結果、格納容器圧力が低下
- ・ MS 配管内の水を放出した後は蒸気を S/C 内に放出
- ・ 蒸気は底部の低温水により、多くが凝縮してしまうことから、水温低下への 寄与は限定的となり、最終的に温度低下は停止

以上の仮説が真であれば、14日13時頃からの格納容器圧力の低下挙動が説明可能

である。また、S/Cの水の下部に比較的温度の低い水が存在していれば、14日18時 に SRV を手動で開して原子炉を減圧させた際に、格納容器圧力が上昇しなかったこ とも同時に説明可能である。

	設定圧	設定圧	MS
	(逃し弁モード)	(安全弁モード)	number
SRV-A	7.51[MPa(gage)]	7.72[MPa(gage)]	MS-1
SRV-B	7.58[MPa(gage)]	7.79[MPa(gage)]	MS-1
SRV-C	7.58[MPa(gage)]	7.79[MPa(gage)]	MS-2
SRV-D	7.51[MPa(gage)]	7.72[MPa(gage)]	MS-2
SRV-E	7.51[MPa(gage)]	7.65[MPa(gage)]	MS-3
SRV-F	7.44[MPa(gage)]	7.65[MPa(gage)]	MS-3
SRV-G	7.58[MPa(gage)]	7.72[MPa(gage)]	MS-4
SRV-H	7.58[MPa(gage)]	7.79[MPa(gage)]	MS-4

表1 2号機のSRVの設定圧







図 6 津波前の SRV 作動時の 8 つの温度計の温度変化



図7 RCIC 停止後の SRV 作動時の 2 つの温度計の温度変化



図8 RCIC 停止後の SRV 作動時の2つの温度計の温度変化(拡大)



図 9 S/C の配置とベント管の関係 (赤線は T クエンチャ配管あり。赤太破線は最も高い線量が確認された位置)



図 10 T・クエンチャ(A~G)の S/C 内の配置図

5. 格納容器圧力低下の原因に関するまとめ

14日13時頃の格納容器圧力の低下挙動の要因等について、検討した内容を以下にまとめる。

- ▶ 政府事故調の主張のように、格納容器またはその周辺部からの漏えいにより格納容器圧力が低下した可能性は低い。
- ▶ RCIC は 14 日 9 時頃には原子炉注水が停止したものの、RCIC タービンへの蒸気供給は継続し、12 時頃に完全にトリップした可能性がある。
- ▶ S/Cの水温測定結果から、飽和温度以下の水が S/C内に存在されたことが確認 されており、このことは外部からの冷却が存在したことを強く示唆している。
- ▶ RCIC 停止後の SRV の作動時に、MS 配管内の水が S/C に放出された結果、S/C 水表面の温度低下が発生し、格納容器圧力が低下した可能性がある。
- 6. 抽出した課題と対策との関係

本課題は格納容器圧力低下のメカニズムの解明が目的であり、対策との関連はない。

以 上
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

1. はじめに

福島第一原子力発電所 1~4 号機は 2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した東 北地方太平洋沖地震の影響で発電所外からの電力供給を喪失し、その後に来襲し た津波により非常用ディーゼル発電機も機能を喪失したため、発電所内の全交流 電源を喪失するステーションブラックアウト(SBO)となった。発電所内の線量 率を測定するモニタリングポストも電源喪失により機能を喪失し、発電所内の空 間線量率の測定は、自動車に線量計を積み込んだモニタリングカーによるものの みとなっていた。

モニタリングカーは、3月13日早朝、及び、3月14日夜から3月15日未明に かけての二つの期間に中性子を検出した。検出された中性子の線量率は、中性子 検出器の検出限度の0.01µSv/h、および、その2倍の0.02µSv/hと非常に小さ い値である。測定場所は正門近辺であり原子炉建屋からかなり距離が離れた場所 であることから、原子炉から直接飛来した中性子を検出したものではないと考え られるが、放射性物質が放出され発電所内のガンマ線の線量率が上昇したタイミ ングで中性子が検知されたという状況でもないため、これまで中性子の検出の原 因については不明としてきた。また、発電所内の土壌から、ウランやプルトニウ ム等が検出されているが、その漏えいタイミング、経路についても不明としてき ている。

ここでは、これまでに明らかになった福島第一原子力発電所 1~3 号機の事故進 展挙動から、中性子検出についての説明を試みる。

2.2 号機、3 号機の事故進展について

2.1. 2号機での燃料溶融が起こった時間帯に関する推定

2 号機の燃料溶融が発生した過程について、推定される注水と蒸気発生の関係 を図1に示す。14日18時02分に主蒸気逃がし安全弁(SRV)により原子炉の減 圧が開始された。その後、18時30分頃には炉圧は1MPa程度まで減圧されてい る。この際に減圧前には燃料の有効燃料頂部(TAF)を若干下回る程度であった 原子炉水位(①18:00TAF-1.1m)は、減圧沸騰による水位の減少により、燃料の有 効燃料底部(BAF)未満にまで短時間で原子炉水位が低下(①18:30TAF-3.9m) した。19時54分に消防車による注水を再開した後、20時15分頃から原子炉圧 力が上昇している。この後21時20分のSRV開操作をしたとの記録のある時間帯 に、原子炉圧力が低下するとともに、それまで一定であった格納容器圧力が上昇 している。また、22時40分から23時25分、3月15日0時6分から1時2分 にも、原子炉圧力の上昇開始とその後の原子炉圧力の低下開始が観測されている。 これら3回の原子炉圧力の挙動は、以下のような形で説明できると考えている。

- ①の状態から、消防車による注水が始まり、シュラウド外に注水された水 が炉心部に到達し、蒸気発生が開始する(②の状態)。
- その後も、注水により水位が上昇することで蒸気発生量が増加する(③の 状態)。
- ・ 蒸気は燃料の冷却に寄与するものの、過熱した燃料被覆管では水・ジルコニウム反応が発生し、水素と大量のエネルギーが発生する。
- ・ これにより、原子炉圧力が上昇することで、吐出圧力が 1MPa 程度である 消防車からの注水が原子炉圧力に負けて原子炉内に届かなくなる。
- そのため、原子炉水位は低下し、蒸気の発生量は減少する(④の状態)。
- ・ 水位が BAF 以下にまで達すると蒸気の発生はほとんどなくなり、原子炉圧 力は減少に転じる(⑤の状態)。

原子炉圧力が消防車による注水が可能なほどに低下すると、原子炉の状態は① に戻り、再度、同じパターンを繰り返すこととなる。これが14日夜から15日未 明にまで繰り返し観測された原子炉圧力の上昇下降のメカニズムであると考えら れる。③から④の状態では水-ジルコニウム反応が短時間のうちに進み大量のエネ ルギーが放出されることから、燃料温度が急激に上昇すると考えられるため、こ の期間で燃料の溶融が発生した可能性があると考えられる。



図1 注水後の蒸気発生と圧力上昇



図2 14日夜から15日未明にまで繰り返し観測された原子炉圧力の上昇下降

2.2. 3号機での燃料溶融が起こった時間帯に関する推定

3 号機の原子炉水位計測値と、当社が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析に よる原子炉水位の解析値の変化を図 3 に示す。添付資料 3-4 にて報告しているよ うに、HPCI は運転員が手動停止する前に、原子炉に十分な水を注水できない状 態となっていたと推定している。その結果、原子炉水位は、HPCI の停止時点で ほぼ TAF 近辺にあった可能性がある。また、燃料域水位計で計測された 13 日 7 時 35 分以降の原子炉減圧前の水位は図 4 に示すとおり BAF+0.7m 程度で一定値 を示しているが、崩壊熱が継続的にエネルギーを放出している中、水位が一定値 を維持することは考えにくい。そのため、この一定値の表示は、水位計の計測下 限に到達してしまっているものが、水位計の基準水柱の蒸発等により水位を過大 評価してしまっている可能性が高いと考えられ、実際の水位は BAF 以下であった ものと推定している。

以上のことから、3 号機の事故進展過程においては、1 号機の事故進展と同様に、 原子炉圧力が高い状態のまま、沸騰により原子炉水位が徐々に低下し、水位が BAF に到達し、燃料が完全に露出するという経過をたどったものと推定される。水位 が徐々に低下する過程では、燃料が気中に露出しても、下から吹き上げる蒸気に より冷却(蒸気冷却)されるため、当初は燃料被覆管の温度は限定的なものとな る。しかしながら、水位が低下するにつれて、蒸気冷却により冷やさなくてはな らない燃料の表面積は増加し、その一方で供給される蒸気は少なくなる。このよ うな状況では、燃料被覆管の温度は徐々に上昇するものと考えられる。燃料被覆 管の材料であるジルコニウムは、水蒸気と反応し酸化物を作るが、1200℃程度を 越えると、酸化反応が正のフィードバックにより急激に進むこととなる。従って、 それ以前の酸化反応の状況と崩壊熱の大きさに依存するが、この原子炉水位の低 下過程において急激な酸化反応が進んだ場合には、発生した大量のエネルギーに より、この期間(3/13 5:00AM~7:00AM)に燃料が溶融した可能性がある。



図3 3号機 原子炉水位の変化



図4 3号機 原子炉水位の変化(拡大)

3. 中性子が検出されたタイミングについて

3.1. 3月13日の中性子計測

表1に3月13日に中性子が検出された時刻を示す。図5は正門付近での線量率 (ガンマ線)の時間変化を示したものに、中性子の線量率が0.01µSv/hとなった 時刻のプロットを青、中性子の線量率が0.02µSv/hとなった時刻のプロットを赤 としたものである。中性子が検出された3月13日の午前は、9時頃の原子炉減圧 とそれに伴うS/Cからのベントの影響で線量が上昇しているが、中性子検出とガ ンマ線線量率の変化に相関関係は見られない。すなわち、中性子検出は、ガンマ 線線量率の上昇の原因となった放射性物質放出とは、関係しない現象によって引 き起こされたものと考えられる。

一方で、厳密には一致しないが、原子炉水位の変化から予想される、3 号機で 燃料溶融が発生したと推定される時間帯を考慮すると、中性子検出と燃料溶融の 関連が示唆される。すなわち、燃料溶融により一部気中に放出されたウランやプ ルトニウムなどのアクチニド核種が、ガンマ線線量率の上昇を引き起こした放射 性物質放出とは異なる経路で原子炉建屋外に漏えいし、これらに含まれるプルト ニウムやキュリウム等の自発核分裂により放出された中性子が検出された可能性 がある。実際、過去の核実験時のフォールアウトによって蓄積したプルトニウム と同程度ではあるものの、プルトニウムの同位体組成から、明らかに福島第一原 子力発電所での事故起因と考えられるプルトニウムが、発電所構内の土壌中から 検出されている。

なお、中性子が検出された正門付近は、図6に示すとおり約1km 距離が離れて いることから、原子炉からの中性子を検出したものである可能性は小さい。さら に、BWRは、水によって減速された中性子により核分裂を連鎖的に発生させるよ うに設計されている。しかしながら、

- 原子炉の炉心部には水がほとんど無い状態であったと考えられるため、中 性子は減速されず、核分裂の連鎖反応が継続的に発生する状態、すなわち 臨界にはなりにくい
- ・ 原子炉の炉心部は高温状態にあったと考えられ、ドップラ効果により負の 反応度が添加される状況にあるため、臨界にはなりにくい
- ・ 炉心部が高温になると、制御棒が先に溶けてその能力を失う可能性がある が、制御棒は減速された中性子を主に吸収するように設計されているため、 水のない(減速されていない)状況ではあまり吸収効果を発しない

という状況であったことから、計測された中性子は原子炉内で臨界になり、核分 裂の連鎖反応が発生して放出された中性子が検出されたものではないと考える。

中性子が検出された時間
2011/3/13 5:30
2011/3/13 5:40
2011/3/13 5:50
2011/3/13 6:30
2011/3/13 6:40
2011/3/13 7:10
2011/3/13 7:40
2011/3/13 8:00
2011/3/13 8:40
2011/3/13 9:30
2011/3/13 10:50

#### 正門付近モニタリングカーの線量率(ガンマ線)推移



図5 正門付近での線量率変化(中性子が検出された時間のプロットに着色)



図 6 福島第一原子力発電所 1~4 号機の原子炉建屋とモニタリングカーの位置関係

3.2. 3月14, 15日の中性子計測

表2に3月14,15日に中性子が検出された時刻を示す。図5のガンマ線線量率の変化と比較すると、最初に中性子が検出された3月14日の21:00は、急激なガンマ線線量率の上昇があった21時30分頃よりも前の時間帯であり、その後に検出されたのは23時20分以降である。3月14,15日についても、中性子検出とガンマ線線量率の変化に相関関係は見られない。

一方で、図7に中性子の検出時間と2号機の原子炉・格納容器圧力の関係を示 すが、中性子は原子炉圧力の上昇が始まった後に検出されている。前述の通り、 この原子炉圧力上昇は、消防車による注水が炉心部に到達し蒸気が発生したこと によると考えられ、また、この際には水・ジルコニウム反応が発生して大量にエネ ルギーが放出され燃料が溶融したと考えられる。すなわち、原子炉圧力の上昇の あった時間帯に発生した燃料溶融によりウランやプルトニウムなどのアクチニド 原子が一部気中に放出され、ガンマ線線量率の上昇を引き起こした放射性物質放 出とは異なる経路で原子炉建屋外に漏えいし、これらに含まれるプルトニウムや キュリウム等の自発核分裂により放出された中性子が検出された可能性がある。

,
中性子が検出された時間
2011/3/14 21:00
2011/3/14 23:20
2011/3/14 23:50
2011/3/14 23:55
2011/3/15 0:10
2011/3/15 0:15
2011/3/15 0:20
2011/3/15 0:50
2011/3/15 1:05
2011/3/15 1:30
2011/3/15 1:40

表2 3月14,15日の中性子計測



図7 中性子の検出時間と原子炉・格納容器圧力の関係

4. まとめ

モニタリングカーにより、3月13日早朝、及び、3月14日夜から3月15日未 明にかけての二つの期間観測された中性子検出について検討を実施した。これま で、ガンマ線の線量率変化との相関が無いことから、中性子の検出の原因につい ては不明とされてきた。しかしながら、事故進展挙動の理解が進んだことにより、 燃料溶融が発生した時間帯が概ね明確化されたことで、中性子検出が燃料溶融と 密接に関連した現象である可能性が示された。

中性子検出につながるアクチニド核種の漏えい経路については、所員の安全を 考える上でも重要であり、今後も継続的に検討を進めていくことが必要である。 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

1. はじめに

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁(SRV)の手動に よる開操作により、原子炉の強制減圧に成功している。また、14日21時頃、原子炉 圧力が上昇したことから、SRVをもう1弁追加で開ける操作をするも、圧力は低下 せず、さらに別のSRVの電磁弁を励磁させたところ21時20分に原子炉圧力が低下 したとの記録がある。添付資料2-7では、この時間帯に連続して発生した原子炉圧力 の上昇下降について、必ずしもSRVの作動が無くても発生する可能性及び推定され るシナリオについて検討を行っているが、一方で、この14日21時20分の原子炉圧 力下降時には、急激な格納容器(D/W)圧力上昇が確認されていることから、このタ イミングでは実際にSRVが作動し、原子炉圧力容器内に溜まっていたガスが一気に 圧力抑制室(S/C)に放出され、格納容器(D/W)圧力が上昇した可能性が高い。

この原子炉圧力上昇時(14日21時頃)の原子炉圧力は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。非凝縮ガスの存在に より、蒸気のみの放出とは異なる圧力上昇となる可能性があるため、これによるS/C の健全性への影響について、2号機-10として検討課題に挙げている。

本添付資料は、この SRV 経由で水素リッチな水蒸気が S/C に一気に放出された際 に S/C の健全性に影響があったかどうかに関連し、検討を実施したものである。

2.2 号機の S/C の破損箇所に関する推定

2.1. 現時点での2号機のS/Cの破損箇所に関する推定

1 号機、3 号機と異なり、2 号機においては、格納容器からの直接の漏えい箇所は 確認されていない。しかしながら、継続的に注水を継続している中で、格納容器の水 位が依然低いままとなっていることから、どこかから漏えいが発生していることは自 明であり、これまでの検討・観測結果から図1に示すとおり、S/Cの低い位置、もし くは、S/Cの低い位置に接続された配管から漏えいしている可能性が高いものと考え られている(添付資料4参照)。また、計測した現在のS/Cの水位及びS/Cが設置さ れているトーラス室の水位も図1に合わせて示す。

図2に2012年7月23,24日に原子力安全保安院主催で開催された、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にて報告された、「プラント 状態把握のための各種アプローチについて」に使用した2号機のS/C内の温度測定値 のグラフを示す。1号機、3号機と異なり、2号機においては、気相温度計(気体の 温度を計るための設置)による比較的高い温度と液相温度計(液体の温度を測るため に設置)による比較的低い温度が複雑に変化する、非常に特徴的なS/C内の温度変化 が見られている。

2.1.1.6月下旬の温度変化に関する説明

まず、②で示す6月下旬の時点で気相温度計に大きな減少が確認できる。この時期 は6月28日から開始した窒素ガス注入の後に対応している。S/Cの内部には発熱源 は無いため、S/Cの温度はD/Wから流入するエネルギーによって変化することとな る。2号機のS/Cでは、D/Wからの蒸気及び温水によるエネルギー流入によって温度 が変化することになるが、窒素注入開始前はS/C壁面など比較的温度が低い位置で蒸 気が凝縮することにより、D/WからS/Cへの蒸気の大きな流れが出来ていたものと 考えられる。つまり、蒸気のみがD/Wから流れ込む状況の場合、凝縮により蒸気の 体積が一気に小さくなると、その部分の圧力が低下し、圧力の高い場所(D/W)から 流れ込みが発生するという効果が大きく働いていたものと考えられる。一方、窒素ガ スを注入すると、蒸気と窒素の混合流がS/Cに流れ込むことになるが、蒸気はS/C内 で凝縮しても、窒素は凝縮しないため、凝縮による体積変化が小さくなる。そのため、 圧力低下も小さくなり、結果的にD/Wからの蒸気の流れ込みが少なくなる。S/Cの 温度はD/Wからのエネルギー流入によって決まってくるため、温度が低下する。② はこのような蒸気流入量の減少によって発生した温度低下であると考えられる。

一方で、液相温度計についてはそのような急激な温度低下が見られないため、液相 温度計は文字通り液相の温度を測っていたと考えられる。

なお、図3に D/W と S/C の接続の状態と D/W 水位が高い場合の状況を仮定した図 を示すが、D/W 水位が高い場合には、D/W と S/C を接続する格納容器ベント管の中 に水位が形成されるため、蒸気が直接 D/W から S/C へ流入することはない。蒸気が D/W から S/C へ直接流入するためには、D/W 水位が低く、格納容器ベント管に水が こぼれ落ちるような状況である事が必要であるため、測定された D/W 内水位は、こ の状況を整合したものであり、また、圧力容器が破損して、注水した水が最終的に格 納容器に落下するようになったかなり早い段階から、このような低い D/W 内水位の 状態となっていた可能性が高い。

2.1.2.3月下旬の温度変化に関する説明

①で示す3月下旬以前の時点では、気相温度計と液相温度計がほぼ同じ温度となっている。2.1.1 で検討したように、水温と気体の温度は異なる挙動となるはずであるため、この場合は、気相温度計、液相温度計ともに両者ともに水温もしくは気体の温度を測っていたものと考えられる。液相温度計の変化が急激であるため、温度変化の連続性から考えると、図4に示すとおり、3月下旬までは気相温度計、液相温度計がともに水面よりも高い位置にあった可能性が高い。このときの水面は、通常水位に比較して相当低い位置であることから、事故前にS/C内にあった水の相当量が、事故発生後に注水された水も含めて、外部に流出したことを示唆している。事故後に線量の高い汚染水がタービン建屋内等で確認されているが、その一部はこの2号機S/C内か

ら漏えいした汚染水である可能性がある。

すなわち、S/C 水位は3月下旬頃から上昇し、当該時点で液相温度計を水没させる 程度まで上昇したものと考えられる。

2.1.3.9月以降の温度変化に関する説明

9月14日に開始された炉心スプレイ系(CS系)を用いた原子炉注水が開始された 後、S/C内に温度上昇が見られる。これは、CS系からの注水は原子炉圧力容器のシ ュラウドの内側に水を直接入れるものである。そのため、これまでに実施していた低 圧注水系(LPCI)もしくは給水系(FDW)からの注水、これらはいずれもシュラウ ドの外側に水を注水するもの、とは異なる経路で水が流れ落ちることとなる。つまり、 CS系からの注水開始により、これまで直接水がかけられなかったところにある燃料 デブリが冷やされた事を意味する。その結果として過熱していた燃料デブリのエネル ギーが CS系から注水された水に移行し、蒸気又は温水の形でS/Cに移行することで 温度が上昇したものと考えられる。

また、10月以降の温度変化を見ると、いくつかの時期に気相温度計、液相温度計の測定温度が一致する現象が見られている。これは、前述したように、気相温度計、液相温度計が両方とも、水の中、もしくは、気体の中に入ったためと考えられる。

現時点では、この挙動が、水の中、もしくは、気体の中のどちらに入った事による ものからの特定は困難であるが、少なくとも、温度計の設置高さに対して、水面が上 下動していることを捉えたものであることは確かであると考えられる。

特に、水が抜けていくことにより水位が下降する場合、その漏えい孔の高さまでし か水が下降しないことは自明であるため、2 号機の S/C の漏えい孔は図1に示すよう な低い位置にあるものと推定されている。



図1 2号機格納容器内部の水位に関する状況と破損箇所の推定位置



図2 2号機のS/C内の温度測定値



図 3 D/W と S/C の接続状態(D/W 水位が高い場合)



図4 3月下旬までのS/C内水位推定図

2.2. S/C 内の健全性に関する推定

2.2.1. 真空破壊弁について

2.1 にて、S/C 内の水位に関するこれまでの検討結果を説明したが、本節では、図 2 の温度変化から、S/C 内部の構造の健全性に関する検討を実施する。

2.1.1 にて議論したように、D/W 水位が高い場合には、S/C に直接蒸気が流れ込む ことはないが、蒸気が直接流れ込む場合でも、設計上は図3に示すとおり、格納容器 ベント管に接続された逆 U 字型の配管の先端(OP325)からとなっている。現在の S/C 内の水位は図1に示すとおり気相温度計よりも高い位置にあるため、いずれの温 度計も水温を計測している状況にあり、D/W 内の蒸気が直接 S/C に流れ込むことは ない。

一方、2011 年 3 月下旬以降の状況は、液相温度計が水没し、気相温度計が気体中 にあり、かつ、蒸気が直接 D/W から S/C へ流入している状況にあったものと考えら れる。しかしながら、図 4 から明らかなように、液相温度計設置高さと U 字型配管 先端の蒸気流出出口との設置高さの差は非常に小さく、水位が上昇し液相温度計が水 没した場合には、ほぼ同時に蒸気の S/C への直接流出出口が失われるような位置関係 にある。ただし、測定データからは、明らかに S/C への直接漏えいが継続している状 況と考えられる。そのため、設計上の蒸気流出出口との異なる場所から蒸気が S/C に 流れ込んでいた可能性があると考えられる。

D/W から S/C への蒸気流入は、設計上、必ず一度水中を通る事になっている。こ れは、Mark-I 格納容器は圧力抑制型の格納容器と呼ばれているように、D/W で異常 な蒸気発生があった場合、その蒸気を S/C に導き、S/C 内の水によって蒸気を凝縮さ せることで格納容器内の圧力上昇を抑制する設計となっているためである。しかし、 D/W 内の蒸気が凝縮して D/W 圧力<S/C 圧力となった場合、逆の経路では、気体を D/W に戻すことは出来ない。そのため、S/C の気体を D/W に戻すための弁が設置さ れており、これが図3に示されている真空破壊弁と呼ばれる装置である。真空破壊弁 は格納容器ベント管の先端に設置されており、通常気相部に存在する。真空破壊弁は S/C から D/W のみの流れを前提としており、逆流しないような設計になっているが、 これが破損していた場合には、常時 D/W から S/C への蒸気の直接流入が起こりうる 状態となる。

以上から、2 号機の S/C 温度の傾向から推定すると、2 号機 S/C の真空破壊弁(合計で16 個設置されている)のうち一つ以上の破損がある可能性があると推定される。

2 号機の事故進展のうち、真空破壊弁に過大な負荷がかかる可能性のある状況は、 1.はじめにで述べた14日夜に観測されたSRV開によるものが一つの可能性と考えられる、急激な格納容器(D/W)圧力上昇時が一つの候補となりうる。その他の可能 性としては、海水注水や格納容器内の高温環境等によるシール材の劣化も候補となり うる。しかしながら、現時点ではどの原因によって真空破壊弁の機能喪失(逆流の発 生)が起こったか、特定することは困難である。

3. まとめ

2 号機の S/C の健全性および漏えい孔の位置について、観測されている結果と事故 後に測定された温度情報から検討を行った。また、D/W と S/C の蒸気流入の観点か ら検討を実施し、真空破壊弁の破損の可能性について評価を行った。その結果は以下 の通り整理出来る。

- ・2 号機の S/C 内に設置された気相温度計及び液相温度計の指示値の変化は、S/C 内の水位の変化を反映したもの
- ・2 号機の S/C の水位は事故後にかなり低い位置まで下がった可能性があり、2 号機の S/C が3月末ごろから顕在化した汚染水の流出源となった可能性がある

- 2 号機の S/C 内の水位の上下動が外部のトーラス室の水位の上下動と連動していることから、漏えい孔は低い位置にある可能性が高い
- 2 号機の D/W と S/C の構造上の関係から、D/W の水位はかなり低くないと測定さ れた現象を説明できない
- ・2 号機の S/C 内に設置された真空破壊弁は破損している可能性があり、その破損の原因は14日21時のSRV 作動時の急激な格納容器圧力上昇であった可能性も一つの候補として挙げられる

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

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「2号機-7」に挙げられる強制減 圧後の原子炉圧力の上昇について、当社から株式会社テプコシステムズに委託し、 解析コードを用いて評価された内容を基に作成したものである。

#### 1. はじめに

添付資料 2-7 にて、2 号機の原子炉強制減圧後の原子炉圧力上昇は、消防車の注 水による蒸気発生が、水-ジルコニウム反応を引き起こし、炉心損傷・炉心溶融が進 展している状況を反映している変化である可能性を示した。しかしながら、当該検 討は定性的な検討に留まっており、SRV の開閉状況は複数通りの可能性が有ること、 蒸気発生、水素発生量についても定量的な評価がなされていないこと、また、それ らのシナリオが実際に成り立つのかについて十分な検討がなされていなかった。そ こで、本添付資料では、原子炉圧力容器・格納容器内の熱流動をより詳細に評価で きる汎用熱水力解析コード GOTHIC 8.0(QA)(以下、GOTHIC という)を用いて、 原子炉圧力・格納容器圧力の時間変化を再現できるような事故進展シナリオを評価 した。ただし、GOTHIC はこのようなシナリオにおいて、解析コード内で水の蒸発 挙動、水-ジルコニウム反応を適切模擬することは出来ないので、これらについては、 インプット条件として与える必要がある。しかしながら、インプット条件として解 析者がコントロールできるパラメータとして扱うことにより、逆に原子炉圧力・格 納容器圧力の再現性の良い蒸発量・水素発生量を特定することが出来る。本資料に おける GOTHIC 解析では、このような方法論にて評価を実施している。

# 2. 検討内容

# 2.1. 原子炉圧力挙動に係わるプラント状況の推定

当社が公表している事故調査報告書やプラントデータ等に基づき、福島第一原子 力発電所2号機(以下1F2と略す)の強制減圧後の主蒸気逃がし安全弁(以下SRV と略す)の開閉状況、水素発生量およびタイミング、原子炉圧力容器(以下 RPV と略す)や格納容器の漏えいの有無等の事故進展状況を推定する[1]。その際、原子 炉圧力以外の測定値(格納容器圧力や水位計指示値等)とも整合性の取れた推定と なるようにした。

1F2 強制減圧後の測定データを図 2-1 に、測定データに基づく事故進展の推定を 表 2-1 に示す。図 2-1 では事故進展を推定する上で重要となるタイミングに番号を つけており、表 2-1 ではその番号ごとに推定される状況を根拠と併せて記載している。

なお、図 2・1 に示す圧力データのうち RPV 圧力データとドライウェル(以下 D/W と略す) 圧力データについては、3/14 21:30 頃以降に両者がほぼ同等の値になる時 期がある。これは RPV から格納容器へのガスの流出によって両者が均圧している という解釈が可能である。これに対し、3/14 22:00 頃以降のサプレッションチェン バ(以下 S/C と略す) 圧力データについては D/W 圧力データとのかい離が大きく、 正しい値を示していたとは現実的に考えにくいため、S/C 圧力データの信頼性は低 いと判断し、事故進展の推定の際には考慮しないこととした。



図 2-1 1F2 強制減圧後の測定データ

添付 2-9-3

番	時刻	推定される	推定の根拠
号		状況	
1	3/14	SRV 強制開	・各種操作実績取りまとめ(2013/7/17)
	18:02	(1 弁 or2 弁)	
2	18:40	SRV 自重閉鎖	・このときの RPV と D/W の差圧は 241kPa(2.4 気圧)
	頃		である。RPV 圧力と D/W 圧力の差圧が SRV 自重閉鎖圧
			343kPa(3.4 気圧)以下になると SRV は自重で閉とな
			る。
			補足 消防車からの注水に伴う蒸気発生による圧力上昇
			の可能性もあるが、水位計指示値に変化が無いこと、
			19:20の30分~1時間前に注水ポンプが停止していたと
			報告されている[2][3]ことから可能性は低いと推定。
			補足 ②~③の RPV 圧力の上昇は RPV 内のガスの温度
			上昇によるものと推定。
3	19:20	SRV 微開	・RPV と D/W との差圧が 354kPa (3.5 気圧)に達し、
	頃		これは SRV 自重閉鎖圧以上であること。
			・以降の圧力低下が緩慢であり、SRV が全開であればよ
			り急速に減圧すると考えられること。
4	19:54	注水再開	・参考文献[2][3]
			補足 この後⑤(20:15 頃)までに D/W 圧力が 20kPa(0.2
			気圧)程度上昇するが、これは燃料棒が高温となり、水
			-金属反応により水素が発生し始め、微開状態の SRV を
			通じて S/C に流出したためと推定。なお、SRV 微開の状
			態で想定される程度のS/Cへの蒸気の流入のみでこれほ
			どの D/W 圧力上昇はしないと考えられる。
5	20:15	SRV 閉鎖	・④~⑤までの D/W 圧力は変化せずに、RPV 圧力が上
	頃		昇していることから、微開状態であった SRV が何らか
			の要因により閉鎖したと推定。
6	20:15	炉内で蒸気、	・RPV 圧力が急上昇していること。
	$\sim$	水素発生	<ul> <li>⑦の RPV 減圧時に D/W 圧力が 50kPa (0.5 気圧) 程</li> </ul>
	21:20		度増加している。S/C への蒸気の流入のみでこれほどの
	頃		D/W 圧力上昇はしないと考えられるため、この時点で水

表 2-1 1F2 強制減圧後の事故進展の推定

			素も発生していたと推定。
$\overline{\mathcal{O}}$	21:20	SRV 強制開	・参考文献[2][3]
	頃		
8	21:30	SRV 開状態維	・RPV と D/W との差圧が自重閉鎖圧よりも小さいこと
	$\sim$	持	から、何らかの要因により SRV 開状態が維持されたも
	22:40		のと推定。以降、SRV 開状態維持を仮定。
	頃		
			補足 ①と⑦の減圧時の SRV 作動機構は同じであるた
			め、自重閉鎖の可能性は考慮する。
			補足 RPV から D/W への漏えいがあった場合には両者
			の圧力はほぼ同等となるはずだが、⑧の期間の RPV と
			D/W の差圧は 25kPa(0.25 気圧)程度で維持されてい
			ることから、RPV から D/W へ漏えいしていた可能性は
			低い。なお、上記の差圧は SRV クエンチャ位置から S/C
			水面までの水頭差に対応するものと考えられる。
			補足  ⑧の期間の S/C の CAMS 指示値は D/W よりも低
			い。S/C の CAMS は S/C の外にあるため、S/C 壁等の遮
			蔽により CAMS 指示値が D/W よりも低くなる可能性は
			ある。また、D/W 内の SRV 配管に核分裂生成物(FP)
			が沈着した場合、これによって D/W の CAMS 指示値が
			上昇する可能性も考えられる。
			補足 ⑧の期間に水位計指示値が上昇しているが、RPV
			からの放熱と S/C からのガス流入により D/W 温度が上
			昇し、水位計の基準面器側配管内の水が蒸発し、指示値
			が上昇した可能性がある。
(9)	22:40	炉内で蒸気、	・RPV 圧力、D/W 圧力が急上昇していること。
	$\sim$	水素発生	・D/W 圧力は 23:40 頃までに 270kPa (2.7 気圧) 程度
	23:25		上昇している。S/Cへの蒸気の流入のみでこれほどの
	頃		D/W 圧力上昇はしないと考えられるため、水素が発生し
			ていたと推定。
			(開走) 3/14 23·00 頃~3/15 0·00 頃にかりて、D/W およひ
			S/U の UAWIS 相小胆か上升 している。この 期间は RPV かこ $S/U = 0$
			Mの $O(O)$ へ人里の非錠袖性ルス(水茶)が流出し、 $S/C$
			$ \land \lor \land \lor $
			行し、ての後具空破壊开を通じて D/W に移行したもの

			と推察される。S/C の CAMS 指示値が D/W よりも低い
			理由については、⑧の期間について示した内容と類似の
			状況が想定される。なお、⑧の期間は S/C の CAMS 指
			示値は D/W の 1/10 程度であったのに対し、⑨以降は数
			分の一程度となっている。この理由として、S/C に流入
			する主要な FP 核種が変化した可能性が考えられる。構
			造物等によるγ線の遮蔽効果は核種ごとに異なる。
10	23:25	炉内の蒸気、	・RPV 圧力が低下し始めるが、SRV 開確認の記録がな
	頃	水素発生量が	いことから炉内のガス発生量が低下したものと推定。
		低下	
(11)	3/15	・炉内で蒸気、	・RPV 圧力が上昇しているのに対し、D/W 圧力は若干
	0:06頃	水素発生開始	低下傾向であることから、炉内でガスが発生する一方、
		• D/W⇒R/B	D/Wから原子炉建屋(R/B)への漏えいが発生している
		の漏えい発生	ものと推定。
			補足 この時点の正門のモニタリング線量に上昇傾向は
			見られない。D/W から R/B への放射性物質の漏えいの
			規模は比較的小さかったものと推定。
12	$0:06\sim$	炉内の蒸気発	・⑫の RPV 圧力の上昇時に D/W 圧力の大きな上昇が見
	1:10 頃	生(水素発生	られないことから、この期間の水素発生は限定的と考え
		は限定的)	られ、RPV 圧力上昇の主要因は蒸気発生と推定。
13	1:10 頃	SRV 強制開	・参考文献[2][3]

### 2.2. 原子炉圧力挙動の解析評価

2.1 節にて推定した事故進展状況に基づき、3月14日18時の原子炉強制減圧から始まる原子炉圧力挙動の再現解析を実施する。その際、D/W 圧力等、その他の測定値と解析結果の整合性についても検討する。解析には汎用熱水力解析コードGOTHIC 8.0(QA)[4][5]を使用する。

### 2.2.1. 解析体系

図 2-2 に GOTHIC の解析体系を示す。圧力容器、格納容器および原子炉建屋(以下 R/B と略す)の各領域を複数のボリュームで模擬している。各ボリューム間の流路はジャンクションで、構造物は熱構造物で模擬している。各熱構造物では接するボリュームと熱交換が行われる。

RPV のノーディングについては、内部の温度分布を考慮した事故進展の推定を行 うため RPV 内を 5 つの領域(炉心領域、上部プレナムおよびセパレータ領域、上 部ヘッドおよびダウンカマ領域、下部プレナム領域、再循環ループ領域)に分割し ている。本評価では RPV への注水は模擬せず、代わりに蒸気と水素の流入境界と して考慮している。そのため、消防車からの注水による水位の変化は評価対象とな っていない。蒸気と水素の時系列の発生量は別途テーブルで与えて炉心部に流入さ せている。崩壊熱は燃料ペレット位置に与えている。なお、水-金属反応熱を燃料被 覆管位置に与える関係で、燃料ペレットと被覆管を別々の構造物として模擬し、間 にギャップ領域を設定している。

格納容器のノーディングについては、D/W 領域、ベント管領域、S/C 領域を模擬 している。S/C、D/W からの放熱を考慮するため、トーラス室(S/C が設置されて いる原子炉建屋内の部屋)および R/B を模擬し、間に熱構造物(S/C 壁および D/W 壁)を設定している。このうちトーラス室には水が存在することを想定し、S/C 壁 との間に熱構造物を設け、S/C からの除熱を考慮できるようにしている。また、D/W と S/C はベント管のほかに真空破壊弁(V/B)でも接続されており、S/C の圧力が D/W よりも高まった場合には、S/C 気相部から V/B を通じて D/W に圧力が解放さ れる。

SRV および D/W⇒R/B の漏えい口は時系列で面積を調整できるバルブジャンク ションとし、事故進展中の漏えい量変化を再現できるようにしている。また、熱構 造物の物性値については材質ごとに一般的な値を設定している。





# 2.2.2. 解析条件

主要な解析条件を表 2-2 に、SRV 面積および D/W⇒R/B の漏えい面積を図 2-3 に、蒸気・水素発生量を図 2-4 に示す。また、図 2-3、図 2-4 の設定の妥当性について表 2-3 に示す。

# 表 2-2 主要解析条件

項目	設定	備考
解析対象期間	3/14 18:00~3/15 2:00	SRV 開放による強制減圧後、RPV 圧力の
		大幅な増減が収束するまでの期間を設定。
初期圧力・	RPV: 7.234MPa/飽和温	RPV、D/W 圧力は測定値に基づいて設定。
温度条件	度	S/C 圧力はトーラス室からの冷却(以下、
	D/W:0.4MPa/飽和温度	「S/C 外部冷却」の項を参照)によって
	S/C : 0.386MPa	D/W よりも低くなっていることを想定し、
	気相:143℃(飽和温度)	差圧によってベント管内の水が全て S/C
	液相:139.2℃	側に押し出されている場合の水頭差を設
		定。S/C 液相温度は D/W 圧力再現性の観
		点からサーチして設定。
初期水量	RPV : 約 120m <sup>3</sup>	RPV 内水量は水位計指示値に基づいて導
	S/C : S/C 体積の約 60%	出。S/C水量は初期水量と、腹水貯蔵タン
		ク(CST)から RPV への注水量を考慮し
		た炉水の移行量から導出。
崩壊熱	3/14 18:00 約 7.74MW→	解析対象期間の崩壊熱[6]を燃料ペレット
	3/15 2:00 約 7.43MW	位置に与える。
S/C 外部冷却	伝熱面積:300m <sup>2</sup>	トーラス室内の滞留水からの S/C 冷却を
		仮定することで MAAP 解析等において格
		納容器圧力の再現性が良い[2][3]ことか
		ら、これを仮定。D/W 圧力挙動を再現す
		るような S/C 伝熱面積をサーチして設定。
減圧条件	SRV 面積および D/W⇒	推定した事故進展(表 2-1)に基づき、減
	R/B漏えい面積:図 2-3	圧挙動を再現するような SRV 面積と D/W
		⇒R/B 漏えい口面積をサーチして設定。
蒸気·水素発生	蒸気·水素発生量:図 2-4	推定した事故進展(表 2-1)に基づき、RPV
	蒸気温度:RPV 圧力(測	圧力、D/W 圧力を再現するような蒸気・
	定値)における飽和温度	水素量をサーチして設定。
	水素温度:1000℃	
水·金属反応熱	水素 1mol 当たり 293kJ	$Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2+586kJ[7]$
		水素が持ち去る熱量を除いた残りの熱量
		を燃料被覆管位置、およびチャンネルボッ
		クス位置に面積に応じて按分して与える。



図 2-3 SRV 及び D/W⇒R/B 漏えい口面積の設定



図 2-4 蒸気及び水素発生量の設定1,2

 <sup>&</sup>lt;sup>1</sup> 3/14 18:00 時点で炉内にある水に対する気相を通じた熱伝達、および減圧沸騰による蒸気
 発生量は解析コード内で自動的に計算される。ここでの蒸気発生量はそれ以外の要因(注
 水や燃料デブリ落下など)による蒸気発生量を指す。水素発生量は正味の発生量を指す。
 <sup>2</sup> 水素流入量の積分値: 3/14 22:40 時点で 274kg、3/15 2:00 時点で 975kg。

表 2-3 減圧条件および蒸気・水素発生条件設定の妥当性について

設定項目	設定内容	設定の妥当性について
SRV 面積	SRV 開後、	初期の弁面積の増加について
	閉止するま	各種操作実績取りまとめ(2013/7/17)の記述「18:02 原
	での SRV	子炉圧力が下がりきらないことから、SRV2 弁開」を反映
	面積の変化	した。
		<u>3/14 18:40 まで</u>
		RPV 圧力の低下に応じて SRV 面積を減少させることで
		RPV 圧力を再現している。このことは、実機において SRV
		面積が差圧に応じて変動する可能性があることを示してい
		るが、他の原因を否定するものではない。
		<u>3/14 19:20 頃~20:40 頃まで</u>
		RPV 圧力は増加していないものの、RPV 圧力の測定値
		の再現のために SRV 面積の増加を仮定する必要があった。
		このような仮定が必要となった理由として、水素発生後に
		SRV を通過するガスの組成(蒸気と水素の割合)が、事故
		時の状況と解析では異なっている(解析ではノード内で平
		均化されるため、水素割合が少なく、蒸気割合が多い)可
		能性が考えられる。この期間は RPV と S/C の間で臨界流
		が生じていると考えられるため、RPV からのガスの流出量
		はガスの音速に応じた値となる。水素の音速は蒸気の3倍
		程度である[8]。水素の割合が小さいと、RPV から流出する
		ガスの物質量が減少し、圧力の低下速度を過小評価する。
		これを補うため、解析では SRV 面積を増加させる必要が生
		じた可能性が高い。なお、表 2·1 では SRV の閉鎖は 20:15
		頃と推定したが、D/W 圧力挙動の再現性のため、20:40頃
		までわずかに SRV が開状態を維持する設定としている。
		3/14 21:20 頃から数分間
		3/14 18:40 までの弁面積の変化と同様の考え方にて設
		定。
		3/15 1:10 頃以降
		他の時間帯の SRV 開は逃がし弁機能の開操作だが、この
		ときの操作は ADS 機能の開操作であり、差圧に応じて面積
		を変化させることが適切か判断できないこと、解析結果へ
		の影響が軽微であることから、弁開後の弁面積の変化は考

		慮しないこととした。
	SRV開状態	3/14 21:21~21:34 の RPV 圧力(自重閉鎖圧以下)の低
	維持の面積	下傾向を再現する面積を設定した。
$D/W \Rightarrow$	漏えいの考	3/15 0:00 前後からの D/W 圧力の低下を再現するために
<b>R/B</b> 漏え	慮	は D/W⇒R/B の漏えいを仮定する必要がある。後述の解析
い口面積		結果の項(ベースケースおよび感度解析ケース)参照。
	漏えい口の	本評価で D/W 圧力を再現するためには、3/15 1:10 頃の
	面積の変化	D/W 圧力が増加する時間帯に漏えい口面積の減少を仮定す
	(減少)	る必要があった。このような仮定が必要となった理由とし
		て、漏えい口を通過するガスの組成(蒸気と水素の割合)
		が事故時の状況と解析で異なっている(解析の方がノード
		内で平均化され、水素割合が少なく、蒸気割合が多い)可
		能性が考えられる(3/14 19:20 頃~20:40 頃までの SRV 面
		積の変化の理由と同様)。格納容器上部の水素濃度は、炉内
		で発生した水素が SRV⇒S/C⇒真空破壊弁⇒D/W の経路を
		経てどの程度撹拌されるかに依存するが、これは本評価で
		用いる解析コードでは適切に模擬できない。ただし評価目
		的を考慮すれば、格納容器漏えいの有無を把握する上では
		上記の設定は妥当と考えられる。
蒸気発生	発生量	本評価で設定する蒸気発生量は主に RPV 圧力を再現す
量		るよう調整したものである。蒸気発生量を増やせば RPV 圧
		力が上昇する関係となる。一方、S/C で蒸気が凝縮されて
		いる間は、蒸気発生量は格納容器圧力の上昇に寄与しない。
		なお、3/14 18:00 時点で原子炉内にある水に対する気相
		を通じた熱伝達、および減圧沸騰による蒸気発生量は解析
		コード内で自動的に計算される。ここでの蒸気発生量はそ
		れ以外の要因(注水や燃料デブリ落下など)による蒸気発
		生量を指す。
		<u>3/14 21:20 頃まで</u>
		蒸気発生を仮定しない。19:54 以降 RPV への注水は再開
		されたものの、ダウンカマを経由した注水となることから
		炉心に届かず、蒸気発生への寄与は限定的であったと考え
		られるため、上記の設定は妥当と考えられる。
		<u>3/14 21:20 頃~22:40 頃まで</u>
		21:20頃にスパイク状の蒸気発生を仮定。これは RPV 内

蒸気発生を仮定。RPV 内が高温となり、注入した水の一部
が蒸発することは考えられるため、上記の設定は妥当と考
えられる。
3/14 23:40 頃~3/15 0:00 頃まで
大量の蒸気発生を仮定。この期間の大半は RPV 圧力が
1MPa を超えており、その間は消防ポンプによる注水は炉
内に届いていなかったと考えられる。しかし RPV 圧力の再
現のためには、その期間においても大量の蒸気発生を設定
する必要があった。すなわち、前述の SRV 開状態維持の状
況(3/14 21:21~21:34 の RPV 圧力の低下傾向を再現する
ような面積)を仮定した場合に、3/14 23:40 頃以降の RPV
圧力の上昇を再現するような蒸気発生量である。
このような大量の蒸気が発生する要因として、一部の燃
料デブリが崩落したことによる下部プレナム水の蒸発が考
えられる。高温の燃料デブリが下部プレナムに落下すると、
水との温度差により大量の蒸気が発生し、やがて燃料デブ
リの温度が低下すると崩壊熱に応じた蒸気発生量まで低下
する。なお、今回設定した 22:40~23:40 の発生蒸気量の積
分値は下部プレナム水量の半分程度に相当する。
23:25~23:40頃に蒸気発生量が増減している箇所につい
ては、同期間の RPV 圧力の測定値が 23:25~23:30 は急激
に低下し、23:30~23:40には低下が緩やかになっている傾
向を再現するために設定したものである。想定される状況
としては、ここで新たに一部の燃料デブリが落下したこと
が考えられる。
また、23:40~3/15 0:00 頃の蒸気発生量は、全崩壊熱の
約40%が水中で伝熱された場合の蒸気発生量に相当する。
これはこの時点までに下部プレナムに落下した燃料デブリ
の割合に応じた崩壊熱が水中で伝熱されていることが考え
られる。
上記のような事故進展の想定が現実的であるかを確認す
るため、この期間に落下した燃料の割合 X を以下の式で概
算する。
$\mathbf{Q}_{\mathrm{evap}} = \mathbf{Q}_{\mathrm{quench}} + \mathbf{Q}_{\mathrm{decay}} + \mathbf{Q}_{\mathrm{H2}}$
$\mathbf{Q}_{\mathrm{evap}}=\mathbf{M}_{\mathrm{evap}}$ * $\mathbf{h}_{\mathrm{fg}}$

	$Q_{quench}=]$	$M_{core} X^C p^A \Delta T$		
	$Q_{decay} = q^2$	*Time		
	$Q_{H2}=0$			
	-			
	ここでG	Devanは下部プレナ	-ム水の蒸発熱	、 Q <sub>auench</sub> は落下デ
	ブリが飽	和温度に低下す。	るまでに放出す	たる熱量、Q <sub>docav</sub> は崩
	嬉埶 Q	11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.11.	執で いずれ	い下部プレナム水中
	での伝教	はを表す ここで		つ水-全属反応執)け
	その程度	が不明であるた	め毎祖する ジ	その他の値は以下の
	ふり注入	マートリークしたの		
	通りに政	にする。		
	記号	音味	値	備考
	M	下部プレナム	21000kg	$22:40 \sim 23:40 \text{ (f)}$
	rrevap	水の苏発量	2100011g	素気発生量の積
		八小小工工		公佑
	h	苏丞游劾	2000l- I/l- a	刀爬
	IIfg	然光伯烈 人做約重具	2000KJ/Kg	
	M <sub>core</sub>	主然科里里	160000kg	燃料 1 14約 300Kg
				×548 体分を光 いたえ の
				めたもの
	Ср	燃料比熱	0.3kJ/kg-K	
	$\Delta T$	燃料デブリと	1600K	デブリ温度
		飽和水の温度		1800℃水温
		差		200℃を仮定
	q	崩壊熱	$7500 \mathrm{kW}$	
	Time	時間	3600s	$22:40\sim 23:40$
	上式よ	り X=0.4 となる	。設定した蒸気	〔発生量に基づけば、
	約 40%の	)燃料がデブリと	して下部プレ	ナムに落下すること
	によって	設定した蒸気発	生量を説明する	ることができる。こ
	のことか	ら、前述の事故	進展の想定は現	見実的であり、本評
	価の設定	は妥当と考えられ	れる。	
	ただし	、上記の落下割	合はあくまでな	も概算値であり、ま
	たSRV	開状熊維持の面積	「の不確かさ	水-金属反応熱の蒸
	発への気	与の不確かさ等の	の影響を受け	ることに留音する必
	要がある			
	3/15 0:00	。 0		
	0/10/0/0			

		大量の蒸気発生を仮定。ここでも 3/14 22:40 頃~3/15
		0:00頃までと同様に、下部プレナムへ燃料が落下している
		と考えられる。1:10頃には、3/14 22:40頃以降の蒸気発生
		量の積分値が下部プレナム水量程度に達することから、下
		部プレナム水が全て蒸発し、蒸気発生量が低下したと考え
		られる。このような説明が可能であることから、本評価の
		設定は概ね妥当と考えられる。
		なお、以降の蒸気発生量が解析結果に与える影響は小さ
		いが、ここでは MAAP 解析[2][3]における条件を参考に、
		4t/h 程度の水が RPV に注水され、これが全て蒸発したも
		のと仮定した。
水素発生	発生量	本評価で設定する水素発生量は、SRV 閉を想定する期間
量		(3/14 20:15 頃~21:20 頃)は RPV 圧力を、それ以外の
		SRV 開を想定する期間は主に D/W 圧力を再現するよう調
		整したものである。SRV が開いている間は、水素は分子量
		が小さい (音速が大きい) ため RPV から流出する物質量が
		多くなり、RPV 圧力上昇への寄与は蒸気よりも小さい。
		<u>3/14 21:20 頃まで</u>
		比較的緩やかな水素発生を仮定。炉心が露出したことに
		より燃料温度が上昇し、20:00 前頃から水-金属反応の発生
		が開始した可能性が考えられる。これは炉内に元々存在し
		た蒸気と、炉心内の熱の影響により下部プレナム水等が蒸
		発して発生した蒸気によって発生された可能性が考えられ
		る。このような説明が可能であることから、本評価の設定
		は妥当と考えられる。
		<u>3/14 21:20 頃~22:40 頃まで</u>
		21:20 頃のスパイク状の水素発生を仮定。これは減圧時
		の蒸気発生に応じて発生したものと考えられる。その後
		21:40 頃まで徐々に水素が生じることを仮定。これは RPV
		内水の減圧沸騰に対応するものと考えられる。その後22:40
		頃までは少量の水素が継続的に発生されることを仮定。継
		続的な注水により発生した蒸気が水素発生に寄与したと考
		えられる。このような説明が可能であることから、本評価
		の設定は妥当と考えられる。
		3/14 22:40 頃~23:40 頃まで
		大量の水素発生を仮定。消防車による注水により水位が

	有効燃料底部(BAF)より上昇したことによる蒸気の発生、
	さらに、下部プレナムへのデブリ落下により大量の蒸気が
	発生し、これに応じて水素が発生したと考えられる。また、
	高温のデブリが水中に落下して暫くの間は、水中で水-金属
	反応が継続して水素が発生した可能性もある。デブリ落下
	直後に大量に水素が発生し、以降はやや発生量が低下する
	ことを仮定しているが、これは初期の急激な反応の後に酸
	化膜が厚くなり反応率が低下すること、および反応する Zr
	が水没して冷却されたこと等により発生量が低下している
	可能性がある。このような説明が可能であることから、本
	評価の設定は妥当と考えられる。なお炉内の Zr の全量(被
	覆管、ウォーターロッド、スペーサ、チャンネルボックス
	を含む)が水-金属反応をした場合の水素発生量は約
	1900kg(被覆管に含まれる Zr のみを考慮した場合は約
	1000kg) である。構造物表層の Zr は蒸気との接触により
	酸化されやすいと考えられる一方で、内部は酸化されにく
	いと考えられることから、炉内で発生し得る正味の水素量
	は 1900kg よりも小さいものと考えられる。これに対し、
	3/14 23:40 頃までの水素発生量の積分値は約 940kg であ
	り、この時点までに水-金属反応の大部分は終了していた可
	能性がある。
	<u>3/15 0:00 頃以降</u>
	0:06 頃と 1:10 頃にスパイク状の水素発生を仮定。0:06
	頃にさらに下部プレナムにデブリが落下した際には、大量
	の蒸気により残された Zr の一部が反応するものの、その後
	の水素発生は限定的となり、1:10頃に追加で SRV 開とな
	った際の蒸気流によって再び反応した、という可能性が考
	えられる。このような説明が可能であることから、本評価
	の設定は妥当と考えられる。

#### 2.2.3. 解析結果

2.2.1 項、2.2.2 項に示した解析体系および解析条件をベースケースとして、解析 結果を示す。また感度解析ケースとして、ベースケース解析条件から D/W⇒R/B の 漏えいを考慮しない場合の感度評価、D/W 温度の感度評価、蒸気発生量の感度評価 の結果を示す。

### **2.2.3.1.** ベースケース

原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の解析結果と実測値との比較を図 2-5、図 2-6 に示す。SRV 面積、D/W⇒R/B の漏えい面積、蒸気・水素流入量の調整により、原 子炉圧力、D/W 圧力を共に良好に再現できている。また、崩壊熱を考慮することに より 18:40~19:20 までの RPV 圧力の上昇を良好に再現できている。

なお、RPV 圧力が D/W 圧力付近まで低下している時間帯では、RPV 圧力の解析 値が測定値よりもわずかに大きくなっているが、これは水位計配管内の水の蒸発に よるものである可能性がある。RPV の圧力計は水位計配管の先にある圧力計で測定 されており、基準面器側配管内の水位が低下すると、その水頭分(最大1気圧程度) RPV 圧力を過小評価することが分かっている。

RPV 内の気相温度の解析結果を図 2-7 に示す。RPV 内の気相温度の上昇は崩壊 熱と水-金属反応熱によるものであり、温度の低下は蒸気による炉心部の冷却の促進 によるものである。なお、RPV 上部(蒸気ドーム・ダウンカマ部)の気相温度は、 2度目の SRV 開のタイミング(21:20頃)には約 600℃となっている。本評価では この時点での SRV の開状態維持を仮定しているが、高温のガスにより SRV の構成 材に何らかの影響が生じた可能性が考えられる。

格納容器内温度の解析結果を図 2-8 に示す。D/W 気相温度は RPV から D/W へ の放熱量(熱伝達係数)の不確かさの影響を受けている可能性がある。本評価では D/W 気相温度の不確かさを含めて圧力を再現するような条件をサーチして設定し ている。S/C 気相温度は基本的に気相部の飽和温度に沿って変化するが、RPV から 水素が大量に流出するタイミングでは飽和温度以上となり、その後飽和温度まで低 下する挙動を示している。なお、3/15 0:00 頃以降に気相温度が液相温度よりも低く なる傾向は、GOTHIC コードの界面熱伝達モデルに依存している可能性もあること に留意する必要がある。

図 2-1 に示した水位計指示値との関係について述べる。3/14 21:20 以降に水位計 指示値の上昇が測定されていることから、この時点で D/W が高温となり、水位計 配管内の水を蒸発させた可能性が示唆される。 $21:30 \sim 22:30$  の RPV 圧力(約 0.5MPa) における飽和温度は 152 ℃であり、一方解析では、21:20 頃の SRV 開の タイミングで D/W 温度は約 140 ℃まで上昇している。これは RPV 内の飽和温度よ りも低いものの、前述の D/W 温度の不確かさや、D/W 内の局所的な温度分布を考 慮できていないこと等から、実際にはこの時間帯に水位計配管内の水が部分的に蒸 発していた可能性が考えられる。

また参考として、D/WからR/Bへの気相の漏えい量の解析結果を図 2-9に示す。



図 2-5 ベースケース解析結果(圧力):表示圧力範囲 0~4MPa



図 2-6 ベースケース解析結果 (圧力):表示圧力範囲: 0.3~0.8MPa


図 2-7 ベースケース解析結果(RPV 内気相温度)



図 2-8 ベースケース解析結果(格納容器内温度)



図 2-9 ベースケース解析結果 (D/W から R/B への気相漏えい流量)

# 2.2.3.2. 感度解析ケース

2.2.3.1 項のベースケース解析に対して、表 2-4 に示す感度解析ケースを実施する。

ベースケース解析では、D/W⇒R/B の漏えいを仮定することによる D/W 圧力 (3/15 0:00 頃以降の低下傾向)の再現性を確認した。ここでは、D/W⇒R/B への漏 えいを仮定しない場合に D/W 圧力を再現する状況の有無を確認するための感度解 析を行う。格納容器圧力を低下させる要因として、大きく分けて気相漏えいと蒸気 の凝縮が考えられる。このうち蒸気の凝縮は、格納容器内の蒸気割合と冷却状態に 依存する。このため、気相漏えいを考慮しないケース(感度ケース①)、格納容器 への蒸気放出挙動が変化するケース(感度ケース②)、格納容器内の冷却状態が変 化するケース(感度ケース③)を実施する。

また、D/W 気相温度の不確かさに関する参考情報を得るため、RPV 壁面と D/W 空間の熱伝達係数を変化させた感度解析(感度ケース④)を行う。さらに、下部プ レナムへの燃料デブリ落下の推定に対する妥当性確認の一環として、3/14 23:40~ 3/15 0:00 頃の蒸気発生量を変化させた感度解析(感度ケース⑤)を行う。

なお、これらの感度解析ケースは D/W 圧力および温度への定性的な影響を確認 することを目的としているため、感度ケースに対して測定値を再現するための減圧 条件や蒸気・水素発生条件の調整は行わない。

感度解析 ケース	内容	目的
	ベースケースから D/W⇒R/B 漏	漏えいを考慮しない場合の D/W 圧
Ú	えい非考慮	力の再現性を確認するため
	感度ケース①から 22:40~23:50	格納容器内への蒸気放出挙動の変化
2	にRPV⇒D/Wの気相漏えいを仮	による D/W 圧力への影響を確認す
	定	るため
$\bigcirc$	感度ケース①から 23:50 以降の	格納容器の冷却状態の変化による
3	S/C 除熱量を増加	D/W 圧力への影響を確認するため
	ベースケースから RPV⇒D/Wの	RPV⇒D/W の伝熱状況の変化によ
4	熱伝達係数を変更	る D/W 気相温度への影響を確認す
		るため
6	ベースケースから 3/14 23:40~	下部プレナムへの燃料デブリ落下の
(5)	3/15 0:00 頃の蒸気発生量を変更	推定の妥当性を確認するため

表 2-4 感度解析ケース

## 感度ケース①:ベースケースから D/W⇒R/B 漏えい非考慮

ベースケースにおいて 23:50 頃から仮定していた D/W⇒R/Bの漏えいを考慮しな い場合の D/W 圧力挙動の再現性を確認する。

原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の解析結果と実測値との比較を図 2-10、図 2-11 に示す。3/15 0:00 頃以降の D/W 圧力が上昇傾向となり、ベースケース条件における蒸気の凝縮のみでは測定値の低下傾向は再現されない結果となった。

#### 感度ケース②:感度ケース①から 22:40~23:50 に RPV⇒D/W の気相漏えいを仮定

格納容器への蒸気放出挙動の変化による D/W 圧力への影響を確認するため、感度ケース①に対して、22:40~23:50の期間に RPV⇒D/W への気相漏えいを仮定した解析を行う<sup>3</sup>。炉内計装配管の漏えいを仮定して炉心部から D/W への気相漏えいのパスを設定し、漏えい面積には適当な値として 10cm<sup>2</sup>を設定した。

原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の解析結果と実測値との比較を図 2-12、図 2-13 に、格納容器温度の解析結果を図 2-14 に示す。漏えいパスの追加により、RPV 圧力は低下し、D/W 圧力は上昇している。D/W 圧力は上昇の後わずかに低下しているが、これは図 2-14 に示すように RPV からの直接的なリークにより D/W 温度が急上昇した後、D/W 内の構造物等により冷却されたためである。ただし、その後の RPV から S/C への蒸気流出の影響により再び上昇傾向に転じている。上記のように格納容器への蒸気放出挙動を変化させた場合でも D/W 圧力の低下傾向は再現されない結果となった。

#### 感度ケース③:感度ケース①から 23:30 の S/C 除熱量を増加

格納容器の冷却状態の変化による D/W 圧力への影響を確認するため、感度ケース①に対して、23:50 以降に S/C 外部冷却量を増加した解析を行う。事故時のトーラス室の浸水状況は明らかになっておらず、浸水量の増減の想定については自由度が大きいため、ここでは当該時刻にトーラス室内の水位が上昇して冷却量が増大したことを想定する。外部冷却量の増大を模擬するため、トーラス壁の熱伝達係数を10 倍に変更した。これは、S/C 外壁が大気圧の飽和水に水没した場合に概ね相当す

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> 漏えい期間を限定する理由:22:40 以前および 23:50 以降は RPV 圧力の測定値≧D/W 圧 力の測定値であり、前述のように水位計配管内の水の蒸発により RPV 圧力が過小評価され ている可能性を考慮すると、実際にはこの期間も RPV 圧力>D/W 圧力となっていたと考え られる。RPV⇒D/W の漏えいがあった場合には、RPV 圧力低下時に D/W 圧力と均圧する はずであるため、22:40 以前および 23:50 以降には RPV⇒D/W の漏えいはなかったものと 推定される。漏えい口の閉塞については、炉内計装配管からの漏えい口はデブリにより閉 塞する可能性があることが指摘されている[9]。

る。

原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の解析結果と実測値との比較を図 2-15、図 2-16に示す。感度ケース①と比較して D/W 圧力の上昇傾向は緩やかになるものの、 S/C 除熱量の増加のみでは D/W 圧力の低下傾向は再現されない結果となった。

以上の感度ケース①、②、③の検討より、本評価において想定する事故進展においては、3/15 0:00 頃以降の D/W 圧力の低下傾向を再現するためには、D/W から R/B への漏えいを仮定する必要があることが確認された。

#### 感度ケース④: ベースケースから RPV⇒D/W の熱伝達係数を変更

RPVからD/Wへの伝熱状況の変化によるD/W気相温度への影響を確認するため、 ベースケースに対してRPV⇒D/Wの熱伝達係数を2倍/4倍に変更した解析を行う。 ベースケースの熱伝達係数は通常運転時の熱バランスに基づき推定した値である が、RPV壁が高温になった場合に熱伝達係数が増大する可能性を考慮したものであ る。

格納容器温度の解析結果を図 2·17 に示す。RPV⇒D/W の熱伝達係数の増加に伴い、D/W 気相温度が増加していることが分かる。21:20頃の水位計指示値の増加の要因として、水位計基準面器側配管内の水(飽和温度:約152℃)が蒸発した可能性が考えられるが、図 2·17 は D/W 気相温度がこの程度まで上昇する可能性を示唆している。なお、ベースケース解析では D/W 気相温度の不確かさを含めて圧力を再現するような条件をサーチして設定しているため、本評価の目的に対してベースケース評価結果は妥当と考えられる。

## <u>感度ケース⑤: ベースケースから 3/14 23:40~3/15 0:00 頃の蒸気発生量を変更</u>

表 2-3 にて、3/14 22:40 頃から 23:40 頃にかけて下部プレナムへの燃料デブリの 落下が生じ、以降 3/15 0:00 頃までは下部プレナムに落下した燃料デブリの崩壊熱 による蒸気発生が生じていると推定した。3/14 23:40~3/15 0:00 頃の蒸気発生量と して、ベースケースでは炉心の全崩壊熱の約 40%が水の蒸発に寄与した場合の蒸気 発生量を設定することで、特に 23:40 以降の短い期間の RPV 圧力の低下挙動を良 好に再現できている。この蒸気発生を無くした場合(下部プレナムに燃料デブリが 無い場合)と、蒸気発生量を 2 倍に増加させた場合(より多くの燃料デブリが下部 プレナムに落下している場合)の測定値の再現性への影響について確認する。

3/14 23:40~23:43 の RPV 圧力の解析結果を図 2·18 に示す。蒸気発生を無くした場合には RPV 圧力の測定値を過小評価し、蒸気発生量を 2 倍にした場合には過大評価している。RPV 圧力の減少速度は SRV の開口面積に依存するため定量的な不確かさは含まれるものの、この期間にある程度の燃料デブリが下部プレナムに落

下していると推定することは妥当と考えられる。



図 2-10 感度ケース①解析結果(圧力):表示圧力範囲 0~4MPa



図 2-11 感度ケース①解析結果(圧力):表示圧力範囲:0.3~0.8MPa



図 2-12 感度ケース②解析結果(圧力):表示圧力範囲 0~4MPa



図 2-13 感度ケース②解析結果(圧力):表示圧力範囲:0.3~0.8MPa



図 2-14 感度ケース②解析結果(格納容器温度)



図 2-15 感度ケース③解析結果(圧力):表示圧力範囲 0~4MPa



図 2-16 感度ケース③解析結果(圧力):表示圧力範囲:0.3~0.8MPa



図 2-17 感度ケース④解析結果(D/W 気相温度)



図 2-18 感度ケース⑤解析結果(RPV 圧力)

#### 2.3. 強制減圧後の事故進展挙動に関する評価

これまでの検討に基づき、原子炉圧力変化の要因とこれに係わる炉心および格納 容器での事故進展挙動を推定する。

表 2-1に示した事故進展状況に基づいて解析のシナリオを設定し、原子炉圧力お よび格納容器圧力を良好に再現するような解析条件(減圧条件、蒸気・水素発生量) を得ることができた。この解析条件はパラメータの調整によって得られたものであ るが、その設定の妥当性について表 2-3に示した。これらより、表 2-1に示した事 故進展状況により原子炉圧力および格納容器圧力の測定値の傾向を説明できるこ とが確認された。

これに加え、表 2-3に示した解析条件の妥当性確認の過程において、事故進展に 関わる以下の点が推定された。

- ◆ 3/14 22:40頃~23:40頃のRPV圧力の上昇は、一部の燃料デブリが崩落して下 部プレナムの水中へ落下したことに伴う大量の蒸気発生によるものと推定さ れる。23:40頃までにデブリ温度は飽和水温度付近まで低下して蒸気発生量は 小さくなるが、3/15 0:06頃に再び燃料デブリの落下が生じ、RPV圧力を上昇 させたものと推定される。また、3/15 1:10頃には下部プレナム内の保有水は ほぼ消失していた可能性がある。
- ◆ 本評価にて設定した水素発生量は、3/15 0:00の段階で約940kg、3/15 2:00の 段階で約975kgであり、これは炉心部で酸化しうるZrのうちの大部分が酸化 した場合の水素発生量に相当する。このことから、3/15 0:00の時点で炉内で の水・金属反応の大部分は終了していた可能性がある。

また、2.2.3.2項の感度解析を通じて、事故進展に関わる以下の点が確認された。

- ◆ 本評価において想定する事故進展においては、3/15 0:00頃以降のD/W圧力の 低下傾向を再現するためには、D/WからR/Bへの漏えいを仮定する必要があ る。
- ◆ 3/14 21:20頃の水位計指示値の上昇は、D/W温度の上昇により水位計配管内の水が蒸発したことが原因である可能性がある。

以上で得られた知見に基づき、1F2強制減圧後の事故進展挙動を評価した結果を 表 2-5にまとめる。SRV開閉やD/W⇒R/Bへの漏えい、蒸気および水素の発生量に ついて、その程度や時系列の変化は図 2-3、図 2-4に示したものを評価結果とする。

# 表 2-5 1F2 強制減圧後の事故進展の評価結果

日	時刻	事故進展	根拠		
3/14	18:02	SRV 強制開	表 2-1 参照		
	18:40頃	SRV 自重閉鎖	表 2-1 参照		
	19:20頃	SRV 微開	表 2-1 参照		
	19:54	注水再開	表 2-1 参照		
	19:54 頃	炉内で水素発生開始	表 2-3 参照		
	20:40 頃	微開状態の SRV が閉鎖	表 2-3 参照		
		(21:20 まで主に炉内の水素発生により RPV 圧力			
		上昇)			
	21:20頃	SRV 強制開	表 2-1 参照		
	21:30 頃	SRV 開状態維持(以降は開状態維持が継続)	表 2-1 参照		
	22:40 頃	一部の燃料デブリが崩落し下部プレナムの水中に	表 2-3 参照		
		落下       5頃     落下した燃料デブリがクエンチし蒸気発生量低下			
	23:25 頃				
		(この頃までに炉内の水素発生の大部分は終了)			
	23:50 頃	D/W から R/B への漏えい開始	表 2-3 参照		
3/15	0:06頃	一部の燃料デブリが崩落し下部プレナムの水中に	表 2-3 参照		
		落下			
	1:10 頃	SRV 強制開	表 2-1 参照		
		下部プレナム内の水の消失により蒸気発生量低下	表 2-3 参照		

# 3. まとめ

1F2 において事故後に観測された原子炉圧力・格納容器圧力等の挙動を分析し、炉心 及び格納容器での事故進展挙動を明らかにすることを目的として、強制減圧後の原子炉 圧力の挙動、および格納容器圧力の挙動について分析を行った。事故時の測定値に基づ く事故進展の推定、および解析コードによる検討を実施し、以下の成果が得られた。

(1) 原子炉圧力挙動に係わるプラント状況の推定では、

当社事故調査報告書やプラントデータ等に基づき、1F2 強制減圧後の主蒸気逃がし安 全弁の開閉状況、水素発生時期およびタイミング、原子炉圧力容器や格納容器の漏えい の有無等の事故進展状況を推定した。

(2) 原子炉圧力挙動の解析評価では、

(1)にて推定した事故進展状況に基づき、3月14日18時の原子炉強制減圧から始まる原子炉圧力挙動の再現解析を汎用熱水力解析コードGOTHIC 8.0(QA)を用いて実施した。原子炉圧力および格納容器圧力を良好に再現するような解析条件(減圧条件、蒸気・水素発生量)をサーチし、これを得ることができた。また、その解析条件設定の妥当性について説明が可能であることを示した。これらより、(1)にて推定した事故進展状況により原子炉圧力および格納容器圧力の測定値の傾向を説明できることを確認した。

(3) 強制減圧後の事故進展挙動に関する評価では、

(1)にて推定した事故進展状況に対し、(2)の解析評価から得られた知見(設定した解析条件から推定される事故進展挙動に関する知見、および感度解析から得られた知見)を盛り込み、事故進展挙動の評価結果としてまとめた。

加えて、添付資料 2-7 にて推定した事故進展、すなわち、消防車の注水により水蒸気 が発生し、水蒸気が Zr と反応することで大量のエネルギーと水素が発生して原子炉圧力 が上がり、その圧力上昇によって消防車からの注水が出来なくなり、水素発生が止まり、 原子炉圧力が低下に転ずるとのシナリオ、に加え、水-金属反応によって燃料温度が上昇 し、燃料が溶融することで、燃料デブリが原子炉圧力容器の下部プレナムに落下し、落 下した燃料が水を蒸発させることによっても水-金属反応が引き起こされている可能性が あることがわかった。また、本解析により、SRV が開のまま維持されている状態となっ ているのならば、1000kg 近い水素が発生している可能性があり、従来の評価よりも水素 発生量が大きくなっている可能性があることがわかった。

# 参考文献

[1] ""日本原子力学会 2015 年春の年会 予稿集, "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 (49)福島第一原子力発電所 2 号機の減圧後の原子炉圧力上昇に 関する考察(その2), 2015.03.20-22

- [2] 東京電力 "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1回進捗報告" 2013/12/13
- [3] 東京電力 "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2回進捗報告" 2014/8/6
- [4] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis package technical manual: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-06 Rev 19 (2012).
- [5] Electric Power Research Institute, "GOTHIC thermal hydraulic analysis package qualification report: version 8.0(QA)," Report No. NAI 8907-09 Rev 12 (2012).
- [6] "Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities," https://fdada.info/index
- [7] (財)原子力安全研究協会 "軽水炉燃料のふるまい" 平成 10 年 7 月
- [8] 理科年表 第84冊机上版 平成23年
- [9] Electric Power Research Institute, "Fukushima technical evaluation: phase 1-MAAP5 analysis," Report No. 1025750 (2013).

2号機の15日のCAMS 測定値の急上昇について

1. はじめに

2号機では、3月14日昼頃に CAMS の復旧が完了し、格納容器(D/W) および格納容器(S/C)内のガンマ線による線量の測定が可能な状況となっている。2号機の事故進展では、3月14日、18時頃の原子炉減圧に成功し、消防車による注水が始まった後に炉心損傷、炉心溶融に至ったものと推定されている。そのため、1,3号機とは異なり、2号機については事故が深刻化する状況が CAMS により記録されている状態となっている。特に、3月15日16時10分には、最高値となる138Sv/hを記録しているが、この線量上昇が格納容器内でのどのような状況変化を反映したものであるか解明しておらず、2号機-12として課題設定をしている。

本添付資料では、この2号機の CAMS 測定値の変化について、検討を行った。

2. CAMS の測定データについて

図1に3/1412:00から3/160:00までの期間に測定された CAMSのデータを、片対数グラフにて示す。以下に、それぞれの時間帯毎の特徴を説明する。



図1 CAMS による測定結果

 <sup>2.1. 3/14 12:00</sup> から 3/14 18:00 まで
 CAMS の復旧が完了した 3/14 12:00 ごろは D/W 及び S/C の線量率測定値は非常に

小さく、燃料の健全性が保たれていたことが示されている。この後、しばらく測定が中断されていた。

2.2. 3/14 21:55 から 3/15 0:00 まで(①の期間)

その後 21:55 から測定が再開され、この時間帯は、D/W 及び S/C の測定線量率が 両者ともほぼ単調に増加していく事が確認できる

2.3. 3/15 0:00 から 3/15 6:00 まで(②の期間)

日付が変わると、D/Wの測定値は上昇を継続するものの、S/Cの測定値は減少に転ずる。

2.4. 3/15 6:00 から 3/15 13:00 まで(③④の期間)

この期間内では、6:20 から 6:25 の短期間の間に、D/W の線量率が 62.7Sv/h から 43.0Sv/h へと急減している。

その後、D/W、S/Cともに大きな線量変化は観測されていない。

2.5. 3/15 13:00 から 3/15 16:10 まで(⑤の期間)

D/W の測定線量が急上昇し、15:25 には 135Sv/h、16:10 には 138Sv/h(最高値) を計測した。13:00 に 47.7Sv/h を観測した以降、15:25 までの期間、測定が中断して いるため、この急激な線量上昇がどのくらいの時間幅で発生したのかはっきりしない ものの、短時間での急激な上昇であることは間違いない。

2.6. 3/15 16:10 から 3/16 0:00 まで(⑥の期間)

16:10 での最高値を記録した以降、測定値は単調に減少した。図 2 に、3/16 0:00 以降も含めた CAMS の測定データを示す。3/15 の最高値以降、長期にわたって、ほ ぼ単調に減少している事が確認できる。



図2 長期間の CAMS による測定結果

# 3. 測定結果からの検討

2. にて整理した測定結果から、それぞれの着目点について、以下のように整理で きる。

①:2号機は、消防車注水が始まった 3/14 19:54 以降に炉心損傷に至ったと推定され ていることから、この時間帯に線量が上昇していく傾向は事故進展の推定と整合して いる。また、D/W、S/Cの両線量率が上昇していることから、この期間中には、SRV を通じて原子炉内の核分裂生成物(FP)が S/C に移行し、さらに真空破壊弁を通っ て D/W に移行していると考えられる。

②:この時間帯は炉心損傷・炉心溶融が進展している時間帯と考えられるため、D/W の線量率が継続的に上昇することについては、事故進展の推定と整合している。しか しながら、S/Cの線量率が上昇していないことから、SRVを通じた FPの S/C への移 行が無くなり、原子炉圧力容器からの漏えいが始まることによる FPの D/W への直 接移行の影響を捉えた可能性がある。これは、課題2号機-11「2号機原子炉格納容器 の気相漏えいについて」に関連するものであり、今後検討が必要である。

③:この時間は4号機の爆発(3/156:14)とほぼ同じ時間である。また、15日朝には2 号機のブローアウトパネルから蒸気が漏えいしているところが確認されており、この 線量減少がこういった事態から何らかの影響を受けたことに由来する可能性がある が、原因は判明していない。

④:この時間帯は、福島第一発電所で作業していた所員が極端に少なかった時期であるため、データが少ないという事情はあるものの、測定データに大きな相違が無いこ

とから、原子炉が安定した状態であった可能性がある。

⑤:前述のとおり、2時間かけて上昇したのか、数分程度の短時間での上昇であったのか、データからは判別できないが、相当急激な上昇であったことから、何らかの状態変化を反映した可能性が高い。定量的な評価は出来ていないものの、2号機は最終的に原子炉が破損し、燃料デブリの一部が格納容器に落下していると推定していることから、原子炉の破損があった場合には、この時間帯に発生した可能性が高い。
⑥:長期データも含め、最高値を記録した以降は、測定線量率が単調に減少しているため、2号機に関しては、3/15夕方以降、放射性物質の追加放出を伴うような燃料の再過熱、再溶融、燃料デブリの移動などによる状態変化は発生していないものと推定される。

4. まとめ

2 号機で測定された CAMS の線量率の測定データについて整理を行い、そこから 評価される事故進展シナリオについて検討を実施した。その結果から、2 号機の原子 炉の状態として、以下の可能性があることがわかった。

- ・原子炉の底部が破損する前から、原子炉の健全性が失われ、気体が原子炉から D/W に直接漏えいする状態となっている可能性がある。
- ・ 原子炉の底部が破損し、燃料が格納容器に落下していると推定しているが、その 破損は 3/15 の午後に発生した可能性がある。また、その際に大量の FP を格納容 器内に放出している。
- ・ 3/15 夕方以降、再過熱、再溶融、燃料デブリの移動などによる状態変化は発生していない

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

## 1. 現象の概要と検討課題

福島第一原子力発電所2号機は、1号機、3号機と異なり、原子炉減圧時は原子 炉水位が燃料有効長頂部(TAF)を若干切る程度の水位であり、原子炉減圧前には 炉心損傷が発生していないと評価されている。また、原子炉減圧時に減圧沸騰によ り多くの冷却水を喪失したことにより、原子炉減圧後は原子炉水位が燃料有効長底 部(BAF)を下回る程度にまで急減している。この原子炉減圧時に発生した蒸気に より、燃料は冷却されていると考えられることから、2号機の炉心損傷は、原子炉 圧力が低い状態、かつ、原子炉水位も BAF より低い状態から、燃料が過熱状態と なり、炉心損傷、炉心溶融へとつながったものと推定している。

しかしながら、消防車を用いた注水では、添付資料1-4に示す通り消防車から注水された水の全量が原子炉に注水されたわけではなく、一部はバイパス流路に漏えいした可能性が高い。そのため、炉心損傷・炉心溶融につながる、燃料過熱、水-ジルコニウム反応による熱発生が、いつ、どのような規模で発生しているかは課題となっていた。

2015年5月に公表した、第3回報告書添付資料2-9、2-10において、2号機での炉心損傷、炉心溶融の発生時期を特定するための検討がなされ、添付2-9では図1に示す原子炉減圧後に発生した3度の原子炉圧力上昇の際に炉心損傷、炉心溶融が発生し、特に、2回目の原子炉圧力上昇の際が最もエネルギー発生が激しかった可能性が高いとの推定結果を示した。

添付資料 2-10 では、図 2 に示す格納容器ドライウェル(D/W) 及び圧力抑制室 (S/C)の格納容器雰囲気モニタ系(CAMS)の測定値について時間変化の傾向か 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。しかしながら、各変動イベント時の CAMS 測定値と FP 放出量との定 量的な関係までは評価していない。また、トレンドとしては、14 日夜間の線量上 昇は S/C から D/W への放射性物質(FP)の移行を示唆しているが、上流側の S/C 側の CAMS の測定値の方が下流側の D/W の CAMS の測定値よりも小さい(S/C 側の方が D/W 側よりも汚染が少ないように見える)ことや、15 日未明から早朝に かけて S/C 側の CAMS 測定値が半減期約 6 時間で減衰しているが、そのような半 減期に1対1で対応する FP が無いことなど、定性的には説明がついても、定量的 には説明が難しい点が存在している。

これらの点について、各変動時における CAMS 測定値と FP 放出量との関係を 求めることで、炉心損傷・溶融過程における格納容器内の FP 放出挙動を推定する ことができる。そこで、本検討では ORIGEN ならびに MCNP を用いた線源-線 量模擬解析結果と CAMS 測定値とを比較することで、CAMS 測定値を定量的に説 明するとともに、炉心損傷・溶融過程における FP 放出挙動について検討した。



図1 原子炉減圧後に発生した3度の原子炉圧力上昇



図2 CAMS による測定結果

2. CAMS 測定値の着目期間と挙動について

2. 1. 3/14 12:00 から 3/14 18:00 まで

仮設交流電源を接続し CAMS の測定を開始した 3/14 12:00 ごろから 15:15 までは、 D/W 及び S/C の線量率測定値は小さく、燃料の健全性が保たれていたことが示され ている。この後、しばらく測定が中断されていた。

2. 2. 3/14 21:55 から 3/15 0:00 まで(①の期間)

その後 21:55 から測定が再開され、この時間帯は、D/W 及び S/C の測定された線 量率が両者ともほぼ単調に増加していく事が確認できる。また、23:30 頃より急激な 増加が確認でき、増加する傾きも D/W の方が大きい。

2. 3. 3/15 0:00 から 3/15 6:00 まで(②の期間)

日付が変わると、D/Wの測定値は上昇を継続するものの、S/Cの測定値は減少に転 ずる。

2. 4. 3/15 6:00 から 3/15 13:00 まで(③④の期間)

この期間内では、6:20 から 6:25 の短時間に、D/W の線量率が 62.7Sv/h から 43.0Sv/h へと急減している。

その後、D/W、S/Cともに大きな線量率の変化は観測されていない。

2. 5. 3/15 13:00 から 3/15 16:10 まで(⑤の期間)

D/W の線量率が急上昇し、15:25 には 135Sv/h、16:10 には 138Sv/h(最高値)を 計測した。13:00 に 47.7Sv/h を観測して以降、15:25 までの期間、測定が中断してい るため、この急激な線量上昇がどのくらいの時間幅で発生したのかはっきりしないも のの、3 時間ほどの間に発生した短時間での急激な上昇であることは間違いない。

2. 6. 3/15 16:10 から 3/16 0:00 まで(⑥の期間)

16:10 に最高値を記録して以降、測定値は単調に減少した。

3. CAMS 検出器設置位置について

図3に、S/C、D/W それぞれの CAMS 検出器(電離箱式)設置位置について概略 を示す。S/C の CAMS は、S/C の外部でトーラス室の壁際に設置してあるのに対し、 D/W の CAMS は、格納容器の貫通部の中に設置してあることがわかる。つまり、S/C の CAMS は放射線源の存在する場所から離れた位置に設置してあるのに対し、D/W の CAMS は放射線源が比較的近くにある位置に設置してある。したがって、S/C の CAMS 測定値の方が D/W の CAMS 測定値と比較して低い線量を示すことが予想さ れる。

4. CAMS 測定値の模擬評価について

4.1.解析条件

本検討では、CAMSの測定値を定量的に評価するため、以下の解析条件にて CAMS で測定された線量率を評価した。ただし、D/W および S/C の形状・構造を完全に模 擬することは困難であるため、S/C については、実際はドーナツ型であるところを円 柱形に、D/W については、実際はフラスコ型であるところを球で模擬し、内部にペデ スタルを模擬した円柱を配置することで評価している。そのため、定量評価ではある ものの、精緻な評価という位置づけではなく、大小関係等を定量的に評価することを 目的とする。

- 炉内 FP 内蔵量および線源スペクトル評価コード : ORIGEN2
- CAMS 位置の線量評価コード: MCNP5
- 評価対象核種: 揮発性が比較的高いと考えられる核種として、希ガス(Kr、Xe)、
   I、Cs(Ba137m 含む)、Te を選定
- 評価モデル形状: S/C はトーラス部を 20m 長さ円柱とモデル化。D/W は D/W 下部の球状部分、原子炉遮へい壁、ペデスタル、および、CAMS が設置されているペネトレーション(径方向肉厚 19mm、PCV 側蓋厚 30mm)をモデル化。(図 4~図 6 参照)
- S/C 水位: 通常水位(OP1650)と仮定
- トーラス室水位: CAMS は水没していないと仮定(OP70)

- PCV 空間容積: 設置許可申請書から採用(表1参照)
- S/C水量: 設置許可申請書から採用(表1参照)
- FP 線源分布仮定: D/W 気相部、S/C 気相部、S/C 液相部、D/W 壁面、S/C 壁 面の5つの評価対象に対しそれぞれ均質分布を仮定

	根拠		
D/W 気相部	4.24E+03	m <sup>3</sup>	設置許可申請書
S/C 気相部	3.16E+03	m <sup>3</sup>	設置許可申請書
格納容器全体	7.40E+03	m <sup>3</sup>	D/WとS/Cの合計
S/C 水量	2.98E+03	m <sup>3</sup>	設置許可申請書

表1 PCV 空間容積



図3 S/C、D/W における CAMS の設置位置の概略図





図4 S/Cの円柱による評価モデル(左:x-z 断面、右:y-z 断面)



図 5 D/W の球および円柱(ペデスタル模擬)による評価モデル (左: x-z 断面、右: x-y 断面)



図 6 D/W 評価モデルの貫通部拡大図(左: x-z 断面、右: x-y 断面)

図7に、CAMS 測定値に寄与すると考えられる、支配的な揮発性 FP の炉心イン ベントリを示す。ここでは線量値相当として、炉心インベントリ(Bq)に各核種の 崩壊によって放出される光子の実効エネルギーを乗じたものを図示している。2号 機での炉心損傷はスクラムから3日以上経過してから始まっており、この時点では 短半減期希ガスは減衰し、ヨウ素が線量率に大きな影響を与えることがわかる。こ こで、I-132は半減期約2.3時間であるが、半減期約3.2日のTe-132の娘核種とし て放射平衡にある。



4.2.解析結果

はじめに、表2に各線源位置(S/C気相部、S/C液相部、S/C内壁面、D/W気相部、 D/W内壁面)に各元素(希ガス、ヨウ素(I)、セシウム(Cs)、テルル(Te))が100%炉 心から放出され均質に存在する場合の、CAMS計算値を示す。D/W内壁面線源量は、 ここでは沈着面積として D/Wの全球面積相当を線源密度に乗じて算出するが、沈着 密度分布や構造材表面等の寄与が不明であるため、この値に厳密な意味はない。

実際の CAMS 測定値はこれら線源の寄与の組み合わせとなるが、各元素の組成を 特定することはできないため、次章では簡単のためヨウ素、セシウム、テルルの炉心 からの放出率を 1:1:1 と仮定して考察する。

# 表 2 各線源位置における CAMS 計算値

(1) S/C 気相線源と S/C の CAMS 線量値の関係

時刻	CAMS 計算	CAMS 計算值(各元素放出率 100%相当)[Sv/h]					
	測定値を得	測定値を得るのに必要な放出率(各元素毎)					
	Noble Gas	Ι	Cs	Те	I+Cs+Te	[Sv/h]	
3/14	7.9E-1	6.3E+2	1.2E+2	3.5E+1	7.8E+2	9.1	
22:00	1200%	1.5%	7.7%	26%	1.1%	(3/14 23:42)	
3/15	3.6E-1	5.4E+2	1.2E+2	2.9E+1	6.8E+2	6.9	
15:00	1900%	1.3%	5.9%	24%	1.0%	(3/15 15:25)	

# (2) S/C 液相線源と S/C の CAMS 線量値の関係

時刻	CAMS 計算值(各元素放出率 100%相当)[Sv/h]					CAMS(S/C)
	測定値を得	測定値を得るのに必要な放出率(各元素毎)				
	Noble Gas	Ι	Cs	Те	I+Cs+Te	[Sv/h]
3/14		4.0E+1	7.7E+0	1.7E+0	5.0E+1	9.1
22:00	—	23%	120%	520%	18%	(3/14 23:42)
3/15		3.5E+1	7.6E+0	1.4E+0	4.4E+1	6.9
15:00		20%	91%	480%	16%	(3/15 15:25)

# (3) S/C 壁面線源と S/C の CAMS 線量値の関係

時刻	CAMS 計算	CAMS 計算值(各元素放出率 100%相当)[Sv/h]					
	測定値を得	測定値を得るのに必要な放出率(各元素毎)					
	Noble Gas	Ι	Cs	Te	I+Cs+Te	[Sv/h]	
3/14		6.3E+2	1.2E+2	3.3E+1	7.8E+2	9.1	
22:00	—	1.5%	7.7%	28%	1.2%	(3/14 23:42)	
3/15		5.3E+2	1.2E+2	2.6E+1	6.8E+2	6.9	
15:00		1.3%	5.9%	26%	1.0%	(3/15 15:25)	

時刻	CAMS 計算	CAMS(D/W)					
	測定値を得	測定値を得るのに必要な放出率(各元素毎)					
	Noble Gas	Ι	Cs	Te	I+Cs+Te	[Sv/h]	
3/14	1.2E+0	1.3E+3	2.5E+2	4.9E+1	1.6E+3	22.5	
22:00	2000%	1.8%	9.0%	46%	1.4%	(3/14 23:42)	
3/15	9.5E-1	1.2E+3	2.3E+2	4.2E+1	1.4E+3	62.6	
3:00	6600%	5.4%	27%	150%	4.3%	(3/15 6:02)	
3/15	4.6E-1	9.4E+2	2.3E+2	4.2E+1	1.2E+3	135	
15:00	29000%	14%	59%	320%	11%	(3/15 15:25)	

(4) D/W 気相線源と D/W の CAMS 線量値の関係

(5) D/W 壁面線源と D/W の CAMS 線量値の関係※

時刻	CAMS 計算	CAMS(D/W)					
	測定値を得	測定値を得るのに必要な放出率(各元素毎)					
	Noble Gas	Ι	Cs	Те	I+Cs+Te	[Sv/h]	
3/14		9.3E+3	1.7E+3	4.1E+2	1.1E+4	22.5	
22:00	—	0.2%	1.3%	5.5%	0.2%	(3/14 23:42)	
3/15		8.9E+3	1.7E+3	3.8E+2	1.1E+4	62.6	
3:00	—	0.7%	3.6%	16%	0.6%	(3/15 6:02)	
3/15		7.5E+3	1.7E+3	3.3E+2	9.5E+3	135	
15:00		1.8%	8%	41%	1.4%	(3/15 15:25)	

※線源を D/W 壁面(球部分)とペネトレーション表面のみと仮定した場合の評価値

5. CAMS 挙動の考察と事故進展評価について

2. ~4. にて整理した測定結果と線量模擬解析結果から、それぞれの着目期間・ 時点について、以下のように整理できる。

5.1. 炉心損傷の開始と進展(①)

測定中断を経た後の3月14日21:55の時点のCAMS測定値は、炉心健全時の値から増加しており、この時点までに既に炉心損傷が開始していることがわかる。その後S/C、D/WのCAMSが両者とも上昇傾向を示しているが、S/CのCAMS測定値の方が低い。これは、3.で示したように、S/CのCAMS検出器が離れた位置に設置されているためであり、添付資料2-10で示した、原子炉が健全でSRV経由で炉心から放出されたFPがS/Cに移行し、真空破壊弁経由でD/Wに移行するとの推定に矛盾が無い。

S/C の気相部に放出された FP(希ガス含む)は、真空破壊弁を通じて D/W に移行

添付 2-11-9

していくことが考えられるが、線量率の評価によれば、仮に S/C の気相部にインベン トリ全量の希ガスが存在すると仮定しても、短半減期希ガスはすでに減衰しているた め、S/C の CAMS 指示値に対して約 0.79Sv/h の寄与にしかならない。一方で、3 月 14 日の 23:42 時点での CAMS 測定値は、それぞれ、22.5Sv/h(D/W)、9.1Sv/h(S/C) となっており、S/C の線量率を希ガスの寄与分だけで説明することは困難である。し たがって、残りの線量率は希ガス以外の揮発性の高い FP が S/C の水にトラップされ たものの寄与と、S/C 壁面に沈着したものの寄与であると考えられる。すなわち、① の期間に炉心損傷・炉心溶融が進展し、揮発性 FP についても放出されているとのこ れまでの推定を支持する結果となっている。

ここで、液相線源と沈着線源の寄与割合を特定することはできないが、S/C の CAMS の測定値を再現できる FP の量は、FP が S/C の水に捕捉される割合を示す数 値である DF に依存する。例えば、DF が 100 の場合(水に捕捉される割合を 100、 気相に放出される割合を 1 とした場合)、炉心内に存在する I、Cs、Te のうち、S/C の水中に 16%、壁への付着分を 0.16%(気相部へ放出されたものが全量付着すること を仮定)とすると、CAMS 位置での線量率は 9.1Sv/h となり、測定値と整合した結果 となる。(ただし、FP 存在量あたりの CAMS への寄与は、水中の FP は水による遮 へい効果があることから、水中 FP <壁面沈着 FP であり、単独で 9.1Sv/h となる FP 量は、それぞれ 18%(水中 FP)、1.2%(壁面沈着 FP)である。)

一方で、D/W の CAMS 測定値 22.5Sv/h(3 月 14 日 23:42 時点)に対して、仮に D/Wの気相部に全量の希ガスが存在すると仮定した場合、D/Wの CAMS 測定値に対 して約 1.2Sv/h の寄与となる。ここでも D/W の線量率を希ガスの寄与分だけで説明 することは困難であり、残りの線量率は希ガス以外の揮発性の高い FP が S/C 真空破 壊弁から D/W に移行したものの寄与(気相部または D/W 壁面沈着)であると考えら れる。炉心内に存在する I、Cs、Te のうち、約 1.4%が D/W の気相部に存在すると、 約 22.5Sv/h の寄与となる。 炉心内蔵量の約 1.4%が D/W に移行するとの仮定は、S/C の DF を 100 程度とすると、 炉心内蔵量の 100% が S/C に 放出されたことになり、 こ れは前述の S/C の CAMS 測定値と比較すると大きすぎる値である。従って、有機ヨ ウ素のような気体状 FP が RPV から S/C 経由で D/W 気相部に移行したことによる寄 与と推定される。また、D/WのCAMSの測定値は、23:25から23:54の間に8.81Sv/h から 24.5Sv/h と急上昇していることから、このタイミングで RPV から D/W への直 接漏えいが発生した可能性、もしくは、この時間帯での D/W 壁への沈着分による寄 与も考えられる。この時間帯は、図1で示す2回目の原子炉圧力上昇のタイミングで あり、炉内では炉心溶融が進展していると考えられている。ただし、この段階ではI、 Cs、TeのD/Wへの移行量は限定的で大部分はRPV内に存在している可能性が高い。

(なお、CAMS が D/W の貫通部に設置されていることから壁面沈着の影響は大きく、 D/W 内球部壁面に一定の表面密度で沈着していると仮定すると、I、Cs、Te のインベ ントリの 0.2%が沈着すれば再現が可能である。) 5. 2. RPV から D/W への直接 FP 放出の進展(②)

この時間帯は S/C の線量率が下降していることが特徴的であり、これまでの RPV から S/C への FP 移行ではなく、RPV から D/W へ直接 FP が放出されていると想定 される。CAMS 測定値は、それぞれ 3 月 14 日 23:54 の 24.5Sv/h(D/W)、9.10Sv/h(S/C) から、3 月 15 日 6:20 に 62.7Sv/h(D/W)、4.80Sv/h(S/C)となっており、S/C 線量率は 約 6 時間で半減している。想定される FP のうち、単一核種で 6 時間程度の半減期を 持つものは見当たらない。しかしながら、I、Cs、Te の揮発性の高い核種がそれぞれ 燃料から放出されると、放出された組成に応じて全体の線量は減少し、その減少が見 かけ上 6 時間程度で半減するような組成割合が存在すれば、②の期間における S/C の CAMS の測定値の挙動を説明することができる。

図8にI、Cs、Teからの発生エネルギー(線量率に比例)の時間変化を示す。この 評価では、時間0において、各元素が単独で存在していることを想定し、その後の発 生エネルギーにはその娘核種の崩壊による発生エネルギーを含む。図8より、ヨウ素 は初め2時間程度で半減する。これは、I-132(半減期約2.3時間)の影響が支配的 であるためである。ただし、I-132はTe-132(半減期約3.2日)の娘核種であり、炉 心内ではTe-132と放射平衡の状態にあることから、I-132はTe-132の半減期で減衰 する。この図では、Te-132の崩壊によるI-132の発生は、Teからの発生エネルギー にカウントしているため、Teからの発生エネルギーは時間0からI-132の生成により 上昇することになる。同様に、CsもBa137mからの発生エネルギーの追加分により、 若干の発生エネルギーの増加がみられる。

以上の関係から、S/C に放出された Te の存在割合が少なくなると、I-132 の減衰効 果が大きくなり、線量全体の減衰が速くなる。ここで、<u>I:Te の存在比を 1:0.2 とした</u> 場合、6 時間で半減するような線量変化となる。揮発性の相違の観点からも、I より も Te の存在量が少なくなることは妥当であり、このような I、Te の存在割合の相違 によって、S/C の CAMS 測定値が変化していったものと推定される。

D/W の CAMS 測定値は 3 月 15 日 6:20 に 62.7Sv/h まで達している。①の期間と 同様に、仮に D/W の気相部に全量の希ガスが存在するとしても、D/W の CAMS 指 示値に対して約 0.95Sv/h の寄与にとどまる。また、炉心内に存在する I、Cs、Te の うち、約 4%が D/W の気相部に存在すると、約 60Sv/h の寄与となる(I のみの場合 には約 5%で約 60Sv/h)。したがって、D/W の CAMS 測定値は 15 日の朝にはかなり 高まっているものの、14 日の夜に S/C 経由で放出された放射性物質と比較すると、 それほど多くないとの評価結果になる。また、D/W 壁面への沈着による線量の寄与と しては、D/W 内球部表面に、炉心内に存在する I、Cs、Te の 0.6%が付着すると再現 が可能である線量であることからも、期間①と同様、<u>この時期の I、Cs、Te の D/W</u> への移行量は限定的で大部分は RPV 内に存在しているか、ペデスタル内や D/W 床な ど CAMS 検出器には放射線が届きにくい場所に存在している可能性が高い。

## 5.3.D/W線量率の減少(③)

3月15日6:20から6:25までの短期間でD/Wの線量率が62.7Sv/hから、43.0Sv/h へ急減しているが、S/Cの線量率は横ばいである。この線量率の急減は測定誤差であ る可能性もあるが、ここでは、D/W内の放射性物質が観測されている2号機原子炉 建屋ブローアウトパネルからの蒸気漏えい(図9参照)に伴って放出されたと仮定す ると、次の通りとなる。希ガスはこの漏えいで放出されるが、希ガス100%の寄与分 は0.7Sv/hであるため、希ガスのみでこの減少分を説明することはできない。43.0Sv/h が、気相中のI、Cs、Teのみによる寄与分であるとすると、D/Wの気相部に炉心内 存在量の約3.1%が存在することで再現できるため、炉心内インベントリの約1.2%が D/Wから大気へ放出されたこととなる。ただし、ここまでの短時間でこれだけの放出 があり得るかという観点、及び、その後のCAMSの測定値が5時間後の11:25まで 得られていないことや、D/W 圧力の減少のタイミングとも一致していないことを考え ると、この放出量の評価値は、非常に不確かさが大きいと考えられる。

5. 4. 線量率一定期間(④)

この期間では、測定数は小さいものの、S/C および D/W の CAMS の測定値は安定 している。一方で、この期間中に D/W 圧力は大きく変動し、D/W からの気相漏えい が発生していると考えられることから、気相中 FP からの線量が支配的であれば漏え いによって CAMS 線量率も減少すると考えられる。したがって、<u>S/C の CAMS 測定</u> 値は水中に捕捉された FP および S/C 壁面に沈着した FP から、D/W の CAMS 測定 値については D/W 壁面に沈着した FP からの放射線をとらえている可能性がある。

5.5.最大の線量上昇(⑤)

3月15日13:00から15:25の間にD/Wで、急激な線量上昇があったことが観測されている。16:10に観測された最大値138Sv/hを再現するためには、炉心内存在量の約11%のI、Cs、TeがD/W気相中に必要となるため、この急激な線量上昇時に炉心内存在量の約8%相当がD/W内へ追加で放出された可能性がある。これは、RPVからD/Wに連続的に漏えいが発生していたと推定している②の期間より大きく、⑤の期間の短時間にこのような大きなRPVからD/WへFP移行が発生した要因として、RPV破損が発生した可能性が考えられる。

この際に S/C の CAMS の測定値も増加しているが、これは、RPV 破損に伴う急激 な格納容器圧力の変化に伴い、ベント管経由で D/W から S/C に放射性物質が移行し たものをとらえた可能性がある。

ただし、後述するように、その後は長期間にわたって安定した減少傾向を示すことから、D/W の CAMS は D/W 壁面に沈着した FP から発生する放射線をとらえた可能性が高い。この場合、D/W への放出量は、ここで評価した約 8%よりも小さくなるが、この期間は、D/W から原子炉建屋、環境への直接放出が始まっていることから、CAMSの測定値に影響を与えない放出分がある可能性があり(RPV フランジから D/W トッ

プヘッド部への漏えい経路による放出など)、この期間の放出量を適切に求めること は困難である。

また、この時点で炉心損傷・溶融が始まって 20 時間程度経過していることから、 揮発性 FP はすでに大部分が燃料から放出されていると考えられる。RPV 破損のタイ ミングで D/W の CAMS 測定値が最大の上昇を示すような FP 移行メカニズムについ ては、さらなる検討が必要である。これまでの検討から、I、Cs、Te の D/W への移 行量は限定的で大部分は RPV 内に存在しているか、ペデスタル内や D/W 床、D/W トップヘッド部など CAMS 検出器には届かない場所に存在し、一部は液相に移行し て原子炉建屋地下階へ放出した可能性が高い。

5. 6. 長期的な減衰傾向(⑥)

3月15日16:10に最大値を測定した以降は、CAMS測定値は単調減少している。3 月19日あたりでは約8日の半減期でCAMS測定値が減少しており(図10)、D/Wの 圧力は変動しているにもかかわらず、長期間にわたって安定した減少傾向を示すこと から、主にD/W壁面に沈着したFP(ヨウ素やセシウム)から発生する放射線をとら えていると考えられる。



図8 各元素の線源エネルギーの時間変化



図92号機からの蒸気放出(撮影日情報3月15日8時58分)



図 10 CAMS 測定値の長期的傾向(直線は半減期 8 日の減衰曲線)

6. S/C, D/W CAMS の測定値の検討に関するまとめ

2号機で測定された CAMS線量率の測定データについて、定量的な評価を行い、 そこから評価される事故進展シナリオについて検討を添付資料 2-10 での検討に引 き続き実施した。その結果をまとめると以下の通りとなる。

- ・ 添付資料 2-10 で示した事故進展シナリオは定量的な評価とも整合。
- ・ ①の期間に炉心損傷が進展し、希ガスだけでなくヨウ素やセシウム等の揮発性 FP も燃料から放出されたと推定(希ガスだけでは CAMS 測定値を説明するこ とはできない)。
- 燃料から放出された FP(ここでは I、Cs、Teを指す)の大部分は RPV 内に存 在し、RPV 気相部に存在する気体状あるいはエアロゾル状の FP は①の期間に SRV 経由で S/C 水へ移行。S/C 液相への移行量は、S/C の CAMS 測定値から 16%程度と推定(S/C 内の液相部と壁面沈着部の存在割合が不明のため参考値)。 一部は S/C 気相部から真空破壊弁を経由して D/W へ移行(1~2%、有機ヨウ素 の寄与と考えられる。)。
- ①の期間内では RPV はほぼ健全。ただし、3 月 14 日 23:30 以降は D/W の CAMS 測定値の上昇率が大きく、この時間以降に D/W への直接漏えいの可能性あり。
- ②の期間では、RPV から D/W への気相漏えいは継続しているものの、D/W への FP 移行量は限定的で、大部分は RPV 内に存在。D/W に移行した FP の一部は D/W 壁面や、その他の構造物表面に沈着。
- ・③や④の期間では D/W から環境中へ気相漏えいが発生し、D/W 気相中の FP が 環境中へ放出。ただし、D/W 壁面の沈着 FP の寄与により CAMS 測定値に大き な変動はなし。D/W の CAMS 測定値から、仮に沈着 FP の寄与がなかったとす ると気相中に存在する FP は高々3%程度であり、数%の FP が環境中に放出さ れたとする放出量評価とも大きな不整合はない。
- ・ ⑤の期間の急激な CAMS 測定値の上昇は、RPV 破損と関連する可能性。この タイミングでこれまでより多くの FP が D/W に移行し、CAMS 測定値の最大上 昇量を与えたと考えられる。ただし、RPV 破損と FP 移行メカニズムの関係性 は不明。また、その後⑥の期間の長期的な CAMS 測定値の減衰傾向から、CAMS 測定値は D/W 壁面に沈着した FP からの寄与が大きい。
- 7. 抽出した課題と対策との関係

本課題は格納容器圧力低下のメカニズムの解明が目的であり、対策との関連は ない。ただし、本検討にて示されたように、事故時の CAMS の測定値は事故進展 挙動を推定するうえで非常に重要な情報である。したがって、電源系の強化は、 事故時の CAMS の機能を維持する観点から重要な対策である。また、CAMS 測定 値の解釈にあたって、炉心溶融に至る場合には希ガス以外の FP の寄与や沈着線 源の影響などを考慮する必要がある。なお、現状のシビアアクシデント時の手順 では、希ガスのみの存在を仮定した CAMS 測定値による炉心損傷割合評価が実施 されることになっているが、本検討結果からも、この手法では意味のある数値を 算出することは困難である。そのため、この炉心損傷割合評価をどのように位置 づけるかの検討を実施している。

以 上
## 炉心損傷後の SRV の動作について

1. はじめに

1~3号機では、最終的に事故時に作動が期待されていた注水機能を全て 喪失し、臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。消防 車のように吐出圧力の低い注水手段によって原子炉へ注水するためには、主 蒸気逃がし安全弁(SRV)の開状態を維持し、原子炉圧力を減圧し、圧力の 低い状態を保っておくことが不可欠である。

しかしながら、今回の事故では操作に必要な直流電源の喪失により、開操 作は仮設バッテリーに頼らざるを得ず、SRV 開操作のため様々な努力がなさ れたが、原子炉圧力が低下しないこともあった。

SRV が作動していなかった場合、その原因として、背圧(SRV の開操作 を妨げる力)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、必ずしもその原因は明ら かにはなっていない。炉心損傷後の原子炉圧力の応答挙動をふまえ、SRV の 作動状況について明らかにする必要がある。本件は、共通・1 として課題設定 している。

なお、1 号機、3 号機の SRV の作動にかかる検討については、それぞれ添 付資料 1-3、添付資料 3-4 にて整理している。

この資料では、2号機のSRVの作動状況について検討した結果を示す。

2.2 号機における津波到達前の SRV の作動について

2 号機の SRV の仕様を表 1 に、津波が到達し電源を喪失する前に過渡現 象記録装置で記録されていた原子炉圧力と逃がし弁機能の吹出圧力が最も 低い SRV (F 弁) 動作の記録を図 1、図 2 に示す。

弁番号	安全弁機能	逃がし弁機能	自動減圧機能	
	吹出圧力	吹出圧力	(ADS) の有無	
А	78.7 kg/cm²[g]	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g]	0	
	$(\doteqdot 7.71 MPa[g])$	$(\doteqdot 7.51 \text{ MPa[g]})$		
В	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g]	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g]	0	
	(≒7.78 MPa[g])	$(\approx 7.58 \text{ MPa}[g])$	g])	
С	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g]	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g]	0	
	(≒7.78 MPa[g])	$(\approx 7.58 \text{ MPa}[g])$		
D	78.7 kg/cm <sup>2</sup> [g]	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g]	×	
	(≒7.71 MPa[g])	$(\approx 7.51 \text{ MPa}[g])$		
Е	78.0 kg/cm <sup>2</sup> [g]	76.6 kg/cm <sup>2</sup> [g]	0	
	$(\approx 7.64 \text{ MPa}[g])$	$(\approx 7.51 \text{ MPa}[g])$		
$\mathbf{F}$	$78.0 \text{ kg/cm}^2[\text{g}]$	$75.9 \text{ kg/cm}^2[\text{g}]$	×	
	$(\approx 7.64 \text{ MPa}[g])$	$(\approx 7.44 \text{ MPa}[g])$		
G	78.7 kg/cm²[g]	77.3 kg/cm²[g]	0	
	(≒7.71 MPa[g])	$(\approx 7.58 \text{ MPa}[g])$		
Н	79.4 kg/cm <sup>2</sup> [g]	77.3 kg/cm <sup>2</sup> [g]	0	
	$(\doteqdot 7.78 \text{ MPa[g]})$	$(\doteqdot 7.58 \text{ MPa[g]})$		

表1 2号機 SRV の仕様



図 1,2 が示すとおり、地震後~津波が到達する前については、SRV(F 弁) の逃がし弁機能が働き、原子炉圧力が制御されている。なお、津波が到達し 電源を喪失する前は、SRVの駆動には計装用圧縮空気系(IA)が使用されて いる。

3.2 号機における津波到達後の SRV の作動について

津波到達後の SRV の操作記録として、当社の事故調査報告書をまとめる にあたり整理したものを表 2 に示す。また、それぞれの操作を実施した際の 原子炉圧力の推移を図 3,4 に示す(図 3,4 中の番号は、表 2 中の番号と対応 している)。なお、表 2 に整理する SRV の操作記録の時間については、一部 原子炉圧力の挙動から判断している点があることについて、留意する必要が ある。

操作 順序	弁 番号	操作内容	時刻	減圧有無
1	Α	制御盤にバッテリーをつなぎ開操作するも開せず(逃し)	3/14 16:34	×
2	В	A→B制御盤につなぎかえ開操作するも開せず(逃し)		×
3	С	B→C制御盤につなぎかえ開操作するも開せず(逃し)		×
4	G	C→G制御盤につなぎかえ開操作するも開せず(逃し)		×
5	Е	Eの電磁弁に直接つないで励磁し,減圧開始(逃し)したが原子炉圧力 は十分に下がっていない。	3/14 18:02	0
6	F, D	さらに減圧するためF, Dの電磁弁に直接つないで励磁し、原子炉圧力が 低下、減圧再開(逃し)したがしばらく後に炉圧が再上昇		0
7	А, В	再度減圧するため、別のA, Bの電磁弁(逃し)を励磁し減圧再開したが、 しばらく後に炉圧が再上昇	3/14 21:00~	0
8	不明	再度減圧するため、電磁弁を励磁し、原子炉圧力が低下(不明)	3/14 23:00~	0
9	С	電磁弁を励磁しようとしたが、火花発生で断念(逃し)	3/15 未明	×
10	G	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(火花発生)(逃し)		×
11	E	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(逃し)		×
12	Α	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(ADS)		×
13	В	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(ADS)		×
14	E	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(ADS)		×
15	G	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(ADS)		×
16	Н	電磁弁を励磁するも、原子炉圧力は低下せず(ADS)		×
17	С	電磁弁を励磁し、減圧再開(3/18バッテリー切れ,交換後に再励磁) (ADS)		0
18	不明	C弁操作後、わずかな炉圧上昇により別の弁開 (ADS)	3/15 2:22	0

		~~~~	
$ $	律波到達後の	SRV	の操作記録



図32号機原子炉圧力の変化(3/1112:00~3/150:00)



図42号機原子炉圧力の変化(3/1412:00~3/153:00)

図3に示すように、原子炉圧力の計測を開始した3月11日20時07分以降、 データ点数は少ないものの原子炉圧力はSRVの設定値以下で推移している。 これは、津波が到達し全交流電源を喪失する直前に起動した原子炉隔離時冷却 系(RCIC)の継続運転により、原子炉圧力が通常運転時より低い圧力で安定 して推移したものと考えられる。(添付資料2-1参照)

したがって、RCICの機能が低下したと考えられる3月14日9時以降に原 子炉圧力が上昇するまで、津波到達の直後を除けば原子炉圧力はSRVが作動 する水準ではなかった。

3月13日13時10分に、中央制御室のSRV制御盤にバッテリーが繋がれ、 A 弁のみ SRV の操作スイッチにより開操作できる状況となった。

3月14日13時~18時頃まで原子炉圧力が7.5MPa[abs]前後で安定して推移している挙動については、SRVの逃がし弁機能が作動していた可能性と、安全弁機能が作動していた可能性の2つが考えられる。表1に示すとおり7.5MPa[abs]前後はまさにF弁の逃がし弁機能の作動設定圧付近であり、逃がし弁機能が作動していた可能性は考えられる。一方、2号機は津波の影響で直流電源を喪失している状況であったが、逃がし弁機能において炉圧高を検出する機器には電源を供給していなかったという情報もある。その場合、自動で逃がし弁機能が作動する状況ではなかったと考えられ、安全弁機能が働いていた可能性も考えられる。なお、安全弁機能としての作動圧力は最も低いE弁、F

弁で 7.64MPa[gage]であり、原子炉圧力の推移からは安全弁機能の設定圧よ りも低い圧力で推移しているように見える。この点については、津波到達前に F弁が繰り返し作動していることもあり、項目 5.4 にて後述する損傷の影響(バ ネのへたりなど)により作動圧力が低下した可能性は考えられる。

表2および図4に示す通り、SRVのA弁、B弁、C弁、G弁(操作1~4) について、3月14日16時34分から各制御盤にバッテリーをつなぎ強制開操 作を実施したものの、原子炉圧力の低下はみられず弁は開とならなかったと考 えられる。

バッテリーの配線を一度全て外し再構築した後、18時02分に電源の供給範囲を狭め、電磁弁のみに電源供給することで弁を開くことができた(E弁)。 ただし、十分に圧力が下がらなかったことから、F弁、D弁(操作5,6)の電磁弁に直接電源供給し、減圧に成功した。

20時30分過ぎから原子炉圧力は再び上昇しており、SRVを2弁(A弁とB 弁:操作7)操作させたところ21時20分に原子炉圧力の低下が確認された。

22 時 40 分過ぎから原子炉圧力は再び上昇しており、減圧のため SRV を開 操作したところ、23 時 30 分に原子炉圧力の低下が確認された(操作対象弁は 不明)

15 日 0 時を過ぎたころから原子炉圧力は再び上昇しており、C 弁、G 弁、E 弁(操作 9~11)の逃がし機能、A 弁、B 弁、E 弁、G 弁、H 弁(操作 12~ 16)の ADS 機能を励磁するも、原子炉圧力の低下は確認されなかった。ただ し、C 弁(操作 17)の ADS 機能を励磁したところ、1 時 10 分に原子炉圧力 の低下が確認された。

このように、表2に整理されたSRVの作動状況について、SRV制御回路の 開動作用の電磁弁に直接つないで励磁する方法により強制開操作を実施した ものの、原子炉圧力の低下が確認できたケースと確認できなかったケースがあ る。項目4以降で、当該の原因等について検証した内容を記す。

4. SRV の開操作により原子炉圧力が低下しなかった要因について

SRV の開操作にもかかわらず原子炉圧力が低下しなかった要因について、 大きく2つ可能性が考えられる。

- (1) SRV が何らかの要因により開かなかった可能性
- (2) SRV は開いたものの、当該の時間帯に原子炉圧力容器内で、減圧速度を 上回る気体の発生があった可能性(添付資料 2-9)

(1)SRV が不作動になりうる要因として次の5つの可能性が考えられる。項

目5において、それぞれの可能性について言及する。

- ・作動環境の悪化
- ・作動回数による N2 ガスの供給圧力不足
- ・仮設バッテリーの接続不良や容量不足
- ・繰り返し作動による損傷影響
- N<sub>2</sub>ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力の関係による力学的要因

また、(2)原子炉圧力容器内での気体発生の可能性も含めた考察を項目 6 に 記す。

5. SRV 不作動となりうる事象の可能性の検証

5.1 SRV の作動環境について

作動環境(温度、湿度、放射線等の影響)の変化に伴い、SRV が正常に作動しなかった可能性は考えられる。

事故時の格納容器温度について、実測のデータは得られていない。図5に 示す MAAP5.01 の解析結果では、SRV を操作している期間において 170<sup>°</sup> 程度との結果が得られている(添付資料3)。ただし、MAAP 解析の結果は、 格納容器を1ノードとして扱った場合の計算結果でもあり、実機では局所的 にそれ以上の温度となっていた可能性も十分に考えられる。SRV の非常運転 時の設計温度は 171<sup>°</sup>であり、SRV を操作させた時間帯において、SRV 周 辺の温度が、設計温度を超過していた可能性は考えられる。

放射線について、一般的に有機物(例えば、N<sub>2</sub>ガスの供給系統の電磁弁シ ール部で使用されているフッ素系パッキンや、SRV シリンダおよびピストン に使用されているグリスなど)はその影響を受ける可能性がある。図6に示 す CAMS の測定データによると、14 日 21 時過ぎからは燃料が損傷した影 響から D/W の線量が上昇しており、線量上昇が SRV の作動に影響を及ぼし た可能性は考えられる。

なお、14 日 22 時 40 分頃からみられる原子炉圧力の急激な上昇の頃、最 も激しい燃料損傷が起こっていたと推定しており(添付資料 2-9)、それ以降 特に格納容器内の環境が過酷になっていったと考えられる。

加えて、CAMSの測定データから、14日23時42分以降は原子炉圧力容 器から D/W への気体の漏えいが起こっていた可能性がある。その場合、D/W 内に直接蒸気が放出されることとなり、湿度の面でも過酷な環境であったと 考えられる。

以上のことから、事故進展に伴い格納容器内の環境が温度・湿度・放射線 等の観点で過酷になっていったと考えられるが、それらが原因で SRV の作 動に影響が及んだ可能性、例えば電磁弁等で使用しているシール材が劣化し、 SRVの駆動に使用する N<sub>2</sub>ガスが漏えいすることで、SRV を開けることがで きなくなった可能性は否定できない。







<sup>5.2</sup> 作動回数による N2 ガスの供給圧力について

ADS 用アキュームレータ容量は、N<sub>2</sub> ボンベからの供給ができない場合で も、最低 5 回 SRV が作動するよう設計されている。 項目2,3で記載したように、表2で整理したSRV開操作に至る前までに、 2号機のSRVでADS機能は働いていなかったと考えられる。また逃がし弁 機能について、電源を喪失する前の作動はF弁に限定され、かつ当該のF弁 の作動はIAからの供給で賄われていた。津波到達後の14日13~18時にF 弁の逃がし弁機能が作動した可能性は残るが、少なくとも表2に記載したF 弁以外のSRVの開操作において、アキュームレータ内のN<sub>2</sub>ガスが当該操作 の前に消費されていたことにより供給圧力が不足していた可能性は低いと 考えられる。

5.3 仮設バッテリーについて

2 号機では直流電源を喪失したことで、仮設バッテリーに接続したケーブ ルを回路に繋ぎこみ、電磁弁へ電源供給することで SRV の開操作を行って いた。バッテリーの使用にあたっては電圧の確認がなされていた。加えて、 項目 6 で記載するように 14 日 18 時 02 分頃の操作、14 日 21 時 20 分頃の 操作、15 日 1 時 10 分頃の操作で SRV の作動により原子炉圧力の減圧に成 功している可能性があることから、表 2 に記載した SRV の開操作において、 仮設バッテリーの容量が不足していたことで、SRV の作動電圧を確保できず、 SRV 開動作に影響があった可能性は低いと考える。

ただし、14 日 16 時 34 分の操作(操作 1~4)以降に、バッテリーの配線 を一度全て外して 10 個直列に繋ぎなおして、電磁弁を励磁させるための電 源の供給範囲を、回路全体から電磁弁のみに限定している。したがって、16 時 34 分の操作 1~4 については、仮設バッテリーから電磁弁への電源供給が、 SRV が作動したと考えられる操作 5,6 の時と異なっており、それが原因で SRV が開かなかったと考えられる。

5.4 繰り返し作動について

繰り返し作動に伴う損傷の影響で SRV が正常に作動しない可能性につい て、損傷の種類としては、①摺動部の摩耗および固着による作動抵抗増加、 ②衝突部の損傷、③吹き出しによる弁座面の荒れ、④バネのへたり、⑤ピス トン部のグリスやシール材の性能低下などが挙げられる。

ただし、電源喪失前に逃がし弁機能として作動していた F 弁と、3 月 14 日 13 時~18 時頃に逃がし弁機能または安全弁機能が働いた可能性のある F 弁(安全弁機能の作動であった場合は E 弁も含む)を除いては、地震後に繰 り返し作動した実績はないと考えられ、SRV 開動作に繰り返し作動による影 響が及んだ可能性は低いと考える。

なお、E 弁については、3月14日18時02分の開操作に伴い原子炉圧力

が減少していることから、当該要因により SRV が作動不能になっていたと は考えられない。18時02分以降の対応として、E 弁の開操作で原子炉圧力 が十分に下がらなかったことから、D 弁および F 弁の開操作し原子炉の減圧 に成功しているが、2 弁の操作であるため、F 弁が①~⑤の原因で作動不能 であったかは特定できない。

5.5 N<sub>2</sub>ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力の関係による力学的要因について

SRV が開くためには各部品の健全性とは別に、SRV を開ける側の力として 作用する N<sub>2</sub>ガス供給圧力および原子炉圧力と、SRV を閉じる側の力として 作用する格納容器圧力(背圧)のバランスについて考慮する必要がある。図 7に SRV に作用する力の概要図を示す。



図7 SRV 断面図

SRV が開くためには、「 $P_R+P_N > P_P+P_A$ 」である必要がある。

なお、 $N_2$ ガス供給圧力について、2 号機は事故後、全交流電源喪失状態となり格納容器外部から $N_2$ ガスを供給する系統が隔離されたため、SRV は、各アキュームレータ内の $N_2$ ガスによる $P_N$ で駆動されることとなった。図 8 にアキュームレータから SRV に $N_2$ ガスを供給する系統の概要図を示す。



図8 SRV への N2 ガス供給にかかる系統概要図

図9に力学的要因の評価結果を示す。図の青線が $P_P+P_A$ (閉じる側の力)、 橙線および赤線が $P_N+P_R$ (開ける側の力)を示すが、橙線はADS機能用アキ ュームレータを使用した場合の開ける側の力、赤線は逃がし弁機能用アキュ ームレータを使用した場合の開ける側の力を示す。なおこの評価は、設計上 の主蒸気逃がし安全弁の作動状態として、100%開度で開ける場合を評価した 内容であることに留意する必要がある。

評価結果から、以下の事がわかる。

- ・逃がし弁機能を作動させた場合、格納容器圧力が上昇した影響から、14日 23時頃以降は、設計上 SRV が作動できない領域であったこと。
- ・ADS 機能については、設計上着目している期間全体にわたって作動できた こと。



図9 力学的要因の評価結果

なお、上述の評価は、以下の仮定を用いている。したがって、①~④の観 点で、不確かさを含むこととなる。

SRVの開度:全開を仮定

②PCV 温度 : 着目している期間にわたって 170℃一定

③アキュームレータからの N2 ガスの供給圧力:設計上の最大値

④SRV に N<sub>2</sub> ガスを供給する系統からのリーク:無

6. 力学的要因と事象進展からみた SRV 作動の状況について

項目 4 で記載した(2)の可能性と項目 5.5 で記載した力学的要因の評価を踏まえ、1~18 の SRV の作動状況について考察する。

(a) 操作 1~4 および操作 5,6 について

操作 1~4 および操作 5,6 (減圧前)の時間帯は、原子炉圧力が SRV の 逃がし弁機能または安全弁機能により制御されている状況である。実測の水 位が TAF に到達したのは 14 日の 17 時過ぎ、BAF に到達したのは 18 時過 ぎである (図 10)。18 時 02 分頃の減圧の際に、D/W 圧力はほぼ一定値を示 しており、SRV 経由で排気された蒸気は、S/C で凝縮されていたと考えられ る (図 11)。

A, B, C, G 弁の逃がし弁機能を作動させようとした操作 1~4 において原 子炉圧力が減圧された様子は見られないものの、図 9 より力学的には逃がし 弁機能を作動させることが可能な状況であったと考えられる。一方、E, F, D 弁の逃がし弁機能を作動させた操作 5,6 では、水位の低下はみられるものの 操作 1~4 の時とほぼ同じような状況であったにも関わらず原子炉圧力が減 圧されている。

差異が生じたのは、項目 5.3 で記載したように 16 時 34 分の開操作を実施して以降、バッテリーの配線を一度全て外して再構築し、さらに電磁弁を 励磁させるための電源の供給範囲を、回路全体から電磁弁のみに限定したこ とが要因と考えられる。

なお、(b)にて後述するように、操作 5,6 で開いた弁は、14 日 21 時頃の 操作 7 の前に閉じたと考える。閉じた理由については、次の 2 つの可能性が 考えられる。

- ・14日20時頃から消防車による注水を開始している。注水に伴う蒸気および水素の発生により、SRVは開いたまま原子炉圧力が上昇。原子炉圧力の上昇を見た運転員が、SRVが閉じたと考え仮設バッテリーに接続したケーブルを他のSRVに繋ぎかえることで、操作5,6で開けた弁が閉じた可能性。
- ・電磁弁などで使用しているシール材が、格納容器内の環境(温度・湿度・ 放射線)が悪化したことで劣化。SRVの駆動に必要な № ガスが漏えい し、SRV を開ける力が不足したことで、SRV が閉じた可能性。 ただし、(c)にて後述するように、14 日 21 時頃の操作 7 で開けた弁は、 15 日 0 時頃まで開維持であった可能性が考えられる。つまり、格納容 器内がより過酷な環境であっても開維持できていたと考えられること から、操作 5,6 で開けた SRV が、№ ガスが漏えいしたことで開維持が できなくなった可能性は低いと考えられる。

操作 5,6 で操作した弁が閉じたタイミングについては特定できないもの の、14 日 20 時頃に開始した注水に伴い D/W 圧力が上昇していることから (図 11)、この頃までは開いていた可能性がある。





図11 原子炉圧力と格納容器圧力変化

(b) 操作7について

操作7(A,B弁の逃がし弁機能)の詳細な操作状況については、次のとおりである。

「14 日 21:00 頃、原子炉圧力が上昇。SRV をもう 1 弁追加で開けるこ ととし、電磁弁を励磁するも原子炉圧力は低下せず。他の SRV の電磁弁 を励磁させたところ、21:20 に原子炉圧力が低下[1]」

図 9 より、14 日 21 時頃は力学的には SRV の逃がし弁機能が作動できる状況であったと考えられる。

21 時 20 分頃に原子炉圧力の低下と同時に D/W 圧力の上昇(50 kPa 程 度)が観測されている。D/W 圧力の上昇は、炉内で発生した蒸気および水 素がちょうどこのタイミングで S/C に流入したことによるものと考えられ る。つまり、20 時 15 分~21 時 20 分について、原子炉圧力が上昇してい くにも関わらず D/W 圧力が上昇していないため、この頃までに 18 時 02 分頃に開操作した SRV(操作 5,6 で開操作した E, F, D 弁)は閉じてしま っていて、21 時 20 分頃、操作 7 に伴い SRV が開いたと考えられる(添 付資料 2-9)。

なお、操作7において、21時頃に操作した弁により原子炉圧力の低下が 確認されなかったことについては、理由は特定できないものの SRV が開 かなかったものと考えられる。

(c) 操作8について

操作 8 の対象弁は不明であり、作動させた機能も不明である。ただし、 プラントデータの推移から次のことが考えられる。

図11より、原子炉圧力の上昇にあわせて格納容器圧力が上昇している。 したがって、原子炉圧力容器から格納容器へ気体及びエネルギーの移行が あったと考えられる。図 12 に示すように、CAMS の指示値は 14 日 21 時 55 分から D/W および S/C ともに上昇していたが、14 日 23 時 42 分以降 D/W 側の CAMS の指示値が上昇する一方、S/C 側の CAMS の指示値が停 滞および低下している。これは、14 日 23 時 42 分以降、原子炉圧力容器 から D/W へ気体の漏えいが開始したことによる可能性が考えられる(添 付資料 2-10)。したがって、14 日 22 時 40 分から原子炉圧力が上昇した際 に D/W 圧力も上昇したことについては、ここまでは原子炉が健全な状態 であり、原子炉圧力容器から D/W への気体の漏えいによる圧力上昇では なく、操作 7 で開いた SRV(A または B 弁)が開状態を維持したまま、 原子炉圧力容器内の蒸気および水素の発生量に伴い原子炉圧力が上昇し、 SRV を通じて S/C に蒸気・水素が放出されることで、D/W 圧力が上昇し ていたと考えられる。なお、この時の SRV の開度は中間開を想定するこ とで、当該圧力上昇を再現する解析結果を得ている(添付資料2-9参照)。 SRV が中間開という弁開度は、この期間に  $P_{R}+P_{N}>P_{P}+P_{A}$ の関係が  $P_{R}+P_{N}$  <P<sub>P</sub>+P<sub>A</sub>となり、設計上は SRV を全開にすることができない状態となったことで説明できる可能性がある。



図 12 CAMS 測定値と原子炉圧力

(d) 操作 9~11 について

操作 9~11 は、C, G, E 弁の逃がし弁機能の作動を試みている。 このうち、C, G 弁については、電磁弁を励磁させようとした際に火花が 発生したため、SRV の開操作を断念している。図 9 より、操作 9~11 を 行った時間帯は逃がし弁機能が設計上作動させることができない領域に あることから、 E 弁は力学的な要因により作動させることができなかっ た可能性がある。

なお、操作7以降開状態を維持していたと考えられるSRV については、 逃がし弁機能の作動であるため、操作9~11を実施した頃には、図11に 示すように格納容器圧力が上昇傾向にあり力学的に開状態を維持できな い状況となった可能性がある。

(e) 操作 12~16 および操作 17 について

操作 12~16 では、A, B, E, G, H 弁の ADS 機能を作動させようとして いる。この間、原子炉圧力の低下が確認できないものの、図9より、設計 上は作動させることが可能であったと考えられる。操作 17 は C 弁の ADS 機能を作動させているが、このタイミングで原子炉圧力の低下が確認され ている。このことについては、次の2 つの可能性が考えられる。 (i)SRV は各操作において作動していたものの、原子炉圧力容器内の蒸気お よび水素の発生量の変化に伴い、原子炉圧力が変化した可能性。

(ii)操作12~16(A, B, E, G, H 弁の ADS 機能の作動)において、電磁弁 等で使用しているシール材が劣化し、SRV の駆動に必要な窒素ガスが漏 えいすることで開かなかった可能性。

(i)の可能性について、SRV が開いていたにもかかわらず D/W 圧力が上 昇していないことについては、水素の発生がほとんどなく、S/C で蒸気が すべて凝縮した可能性、または、格納容器の健全性が喪失していた可能性 により説明が可能となる(添付資料 2-9 参照)。

(ii)の可能性について、14 日 23 時頃に最も激しい燃料損傷があったと推定しており(添付資料 2-9 参照)、この頃には原子炉圧力容器から D/W への漏えいが発生していた可能性がある(図 12)ことから格納容器内の環境が過酷になったことで、シール材の劣化が進んだ可能性は考えられる。操作17(C弁)のタイミングで減圧していることについて、C弁では漏えいするほどまで電磁弁等で使用しているシール材の劣化が進まなかったか、漏えいがあった場合でも操作17の時点では、図 11 より原子炉圧力が上昇していくのに対し、D/W 圧力はわずかに減少していることから、力学的に作動させることが可能な状況に変化した可能性も考えられる。

なお、15 日 1 時過ぎの原子炉圧力の減圧挙動が、SRV の開操作によっ てではなく、原子炉圧力容器から格納容器への気体の漏えいの拡大によっ てもたらされた可能性について、原子炉圧力が上昇および下降をしている 15 日 0 時頃から 1 時過ぎまで CAMS (D/W)の測定値はないものの、当 該期間前後の CAMS (D/W) 指示値に大きな変化が見られないことから、 その可能性は低いと考えられる (図 12)。

(f) 操作 18 について

15日2時22分頃にわずかな原子炉圧力の上昇がみられたことで、対象 となる弁は不明であるものの ADS 機能を操作させている。図13に示すよ うに、SRV 操作後に原子炉圧力は減少しており、図9より力学的にもSRV は作動可能であったと考えられ、SRV が開いた可能性はある。ただし、1 時30分頃から原子炉圧力と D/W 圧力は均圧しており、原子炉圧力容器か ら格納容器への気体の漏えいに伴い、原子炉圧力容器内の気体の発生量に 伴い一端上昇した原子炉圧力が減少していった可能性も考えられる。



図 13 原子炉圧力、D/W 圧力変化(3/15 0:00~3:00)

7. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

項目6で実施した考察から、以下の点が確認できた。

- ・電磁弁に適切に電気を供給できていなかったことが、SRVの開閉に影響した可能性が高い。
- ・事故が進展する中で格納容器圧力が上昇し、SRVの開閉に影響した可能性 を確認。
- ・電磁弁等のシール材が、温度・湿度・放射線の影響で劣化し、SRV が開か なかった可能性もある。

上述の内容について、柏崎刈羽原子力発電所では現在のところ次のよう な安全対策が実施または試みられている。(図 14)

- <電源に関する対策>
- ①電源車の活用に加え、可搬蓄電池を配備し、直流電源喪失時にも電磁弁の作 動が可能。
- ②電磁弁の排気側から SRV へ窒素ガスを供給する系統(代替逃し安全弁駆動 装置)を新設。
- <窒素ガスの供給に関する対策>
- ③窒素ガス供給圧力を増加し、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍時にも SRVを開けることが可能。
- ④電磁弁で使用しているシール材を、フッ素ゴムから耐環境性に優れるエチレンプロピレンゴムへと変更し、系統からの窒素ガスの漏えいを低減。

⑤窒素ガス供給源のバックアップとして、予備の窒素ボンベを配備。

<その他>

⑥自動減圧機能を強化(高圧注水系が機能を喪失し、原子炉圧力容器が減圧 できない事象に備えて、「原子炉水位低L1+10分+残留熱除去系ポンプ運転」 でADS機能作動(4弁に論理を追加))。



図 14 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の取り組みイメージ

8. まとめ

2号機のSRVの作動状況について、原子炉圧力、格納容器圧力の推移および力学的な評価をふまえて検証したところ、項目7で記載したように、電磁 弁への電源の確保、窒素ガス供給圧力の確保、漏えいを低減する取り組みの 重要性が確認できた。個別のSRVの作動状況については、確定できない要素 があるものの、現時点で考えられるSRVの不作動要因は解消されることとな るため、現在SRVの安全対策として検討されている内容は、SRV操作の信 頼性を高めるものであり、適切な対策といえる。

9. 参照文書

[1] 平成 24 年 6 月 20 日 東京電力事故調査報告書 別紙 2

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

1. はじめに

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。2014 年 1 月の調査により、トーラス室内滞留水と S/C プール水は ほぼ同レベルで推移していることから、2 つの水位は連動していることが確認さ れている。また、S/C 温度の変動から、S/C 内水位が変動し、S/C 温度計が水没ま たは露出することで、指示温度が変動する事を推定している。本報告は、添付資 料 2-8 の検討結果を発展させ、S/C 水位変動に伴う S/C ガス温度および S/C プー ル水温度が変化するメカニズムを考察した上で、これまでに得られた実測データ から、S/C 内水位変動を計算し、S/C 水位が S/C 温度計の変化に影響を与えてい るシナリオについて検討を実施したものである。また、この検討を通じて、S/C 底部付近にあると考えられているリーク位置についても推定している。

2. 真空破壊弁のリーク箇所と S/C 水位による S/C 熱流入状況の違い

添付資料 2-8 より、S/C 水位がダウンカマ下端以上 S/C ガス温度計以下の位置に存 在する状態でも、S/C ガス温度が高い状態である事から、真空破壊弁からの蒸気リ ークがあることを推定している。2011 年 3 月頃の D/W 雰囲気が高温だった時は蒸 気により D/W から S/C へ熱が供給されていたが、2011 年 9 月以降は、原子炉・格 納容器内の温度が 100℃以下に低下していることから S/C への熱流入は D/W 滞留 水のオーバーフロー水によってなされていると考えられる。S/C 内の断面図を図 1、 真空破壊弁の写真を図 2 に示す。



図1 S/C 内の断面図



図2 真空破壊弁

### 2.1 S/C からの熱の流出

S/Cは、図3に示す通り、原子炉建屋の最地下階に設置されており、S/C水の熱 の一部は、S/C 空間部へ移行し、S/C 気相部壁面を通じてトーラス室外部へと放熱 している。また、熱の大部分は、S/C 壁面(水没部)を通じて、トーラス室滞留水 へと移行し、トーラス室滞留水からは、建屋外壁面を通じ、熱を放出していると推 定している(図4)。冷却面は主に原子炉建屋の最地下階の壁面および底部床面が 支配的となるため、S/C水の持つ熱の流れは、上部から底部に向かっている。した がって、温度勾配は、S/C および滞留水の上部が高く、底部に近づくほどに低くな る温度場が形成される状況にある。熱の流れの推定図を図5に示す。



図5 S/C 内の熱の流れの推定図

2.2 S/C への熱の流入

D/Wからオーバーフローしてきた滞留水は、図6に示すベント管下端部(A部) に一旦、滞留する。その後、A 部から S/C 内部への流れは、逆 U 字形状のダウン カマを経由する D/W から S/C への本来のパスと真空破壊弁に何らかの理由ででき たリーク孔を経由するパスが想定され、S/C 水位によって流量に違いがあると考え らえる。



図6 ベント管下端位置

添付 2-13-2

2.2.1 S/C 水位が真空破壊弁のリーク箇所より高い位置にある場合

D/W からのオーバーフローした滞留水は、(A 部)に溜まった後、S/C 内部へと 移動する経路として、真空破壊弁のリーク箇所を通じて S/C 内部へ移動する上方経 路①とベント管下端部からベント管を連結してある円環状構造物であるリングへ ッダを介してダウンカマを通じ S/C 下部から供給される下方経路②が想定される。

上方経路①と下方経路②では、流出先の S/C 水の温度差=密度差に違いがあるた め、流量は大きく異なる。D/W からオーバーフローしてきた暖かく密度の小さい滞 留水は、A 部に一旦溜まった後は、次々と流入してくる D/W 滞留水に押し出され る形で S/C 内部へと向かう。移動量は密度差の影響が大きく、下方の「温度が低く 密度が大きい S/C 水を押しのけて流出する量(下方経路②)」に比較し、上方の「温 度差が小さく、流出先との密度差が少ない上部リーク孔を通じて移動する量(上方 経路①)」が支配的となる。

結果として、S/C 水の上下方向の温度分布は、S/C 水面から真空破壊弁リーク箇 所までの温度が高くなり、真空破壊弁リーク箇所より下側では、底部に近づくにつ れて低くなる。

2.2.2 S/C 水位が真空破壊弁のリーク箇所より低い位置にある場合

D/W からのオーバーフローした滞留水は、(A部)に溜まった後、水位との位置 関係から 2.2.1 の状態とは異なり、リングヘッダを介して、ダウンカマより S/C 下 部へと供給される。ダウンカマ下端から放出された水は周囲に比べて暖かいため、 上方へ移動し、上方で熱を放出した水は下方へと移動し、自然対流による循環が発 生する。結果、S/C 水の上下方向の温度分布は、S/C 水面~ダウンカマ先端部

(OP325)までのエリアは熱循環に伴い均一となり、ダウンカマ下端部以下では S/C 底部に近いほど温度が低下する分布になる。また、S/C 水位が S/C ガス温度計 設置位置(OP2885)よりも下にある場合は、気相部温度を検知している。S/C 気 相部でも、トーラス室への放熱は行われているため、気相部温度は S/C 水の表面温 度よりはわずかに低い値を示す。

2.3 S/C 水位と S/C 内温度場

2.2.1 節と2.2.2 節の S/C 水位と S/C 温度分布は図 7 のようになると考えらえる。 なお、真空破壊弁リーク箇所レベルは、弁体下端部(OP2850)から弁体上端 (OP3283)の範囲であると想定しているが、以降の S/C 水位と温度変化の議論に おいては、OP2885 の位置にリーク箇所あると仮定している。



図7 S/C水位の違いによる流入状況図

3. S/C 水位評価による S/C 温度変動の考察

次に、S/C 水位の変動状況について、S/C 水位計算モデルを用いて定量的に評価を 行い、2.3 での整理を踏まえた S/C 水位と S/C 温度の関係性を調査する。

3.1 S/C 水位計算モデル

計算原理と諸元の計算概要を図8に示す。S/C内の水位計算は、S/C内に保有されている水の質量保存則をベースに時間変化は差分法にて計算している。

①式:1ステップ後のS/C保有水量は、1ステップ前の保有水量に1ステップ中に 追加になった水量を加えたもの。

②式:1ステップ中に加わる水量は、S/C への流入量から S/C からの流出量の差分である。なお、S/C への流入量は、原子炉への注水量と同等としている。

③式:②の S/C からの流出量は、トリチェリの式によって求まる流出量であり、流量は、リーク面積と流出速度に比例し、流出速度は、S/C と滞留水水位差と S/C 内外面に加わる圧力差に応じて求まるもの。



図 8 S/C 水位計算概要

ここで S/C 圧力は、S/C 圧力と D/W 圧力の実測値との関係より、D/W 圧力を-2kPa する補正を加えている[1]。ただし、S/C 水位が真空破壊弁を上回った場合は、S/C 気 相部は、圧縮過程であるから、ボイルの法則 PV=一定 により計算される値を用い ている。(図9参照)



図 9 S/C 圧力計算方法

添付 2-13-5

ΔHに用いる S/C 水位は、計算値を使用し、トーラス室滞留水水位は実測値を用いた。 初期条件の S/C 水位は、初期の S/C 水位計算値の変動が極端にならない値を設定した。

本シミュレーションの特徴は、上述の初期水位の他は、S/C リーク面積のみが未知 数のパラメータとなっており、その他境界条件は、すべて実測値を用いているところ にある。

### 3.2 S/C 水位計算結果

計算に使用するデータが拡充している 2011 年 7 月 16 日 1:00 を初期条件とした計 算結果を図 10 に示す。リーク面積:9cm<sup>2</sup>とした。



図 10 S/C 水位 (リーク面積 9cm<sup>2</sup>)

計算された S/C 水位は、D/W 圧力変動、滞留水水位、注水量変動に応じて、変動している。

① 【D/W 圧力低下期】

2011 年 7 月~12 月にかけては、D/W 圧力が低下するに従い、S/C 圧力も低下し、 S/C 水位レベルが上昇している。

- ②【注水流量増大時期】 2012年2月上旬 温度計の不安定指示(のちに温度計故障と評価された。[2])の 対策の一環として、注水流量を増大させた事で、S/C 水位は、真空破壊弁を大き く超え、S/C 圧力は D/W 圧力を大きく上回り S/C 気相部が圧縮される状態となっ ている。
- ③ 【D/W 圧力上昇期】 D/W 圧力の上昇により、S/C 保有水が多く滞留水側へ押し出されたため、S/C 水

位は、大きく低下している。その後、D/W 圧力上昇が解消され、S/C 水位は急速 に回復している。

- ④【滞留水レベルが真空破壊弁上端を上回る時期】 原子炉建屋滞留水水位が OP3200~3500 と高いレベルを推移している。S/C 水位 が真空破壊弁を上回ると、S/C 気相部が圧縮され、S/C 圧力が高まった状態になり S/C からの流出量と S/C への流入量が増加した状態でバランスされる。従って、 S/C 水位は真空破壊弁上端付近に位置している。
- ⑤【滞留水レベルが真空破壊弁上端より低い時期】 滞留水水位は真空破壊弁よりも低く、S/C水位はD/W 圧力の変動により大きく変動している。2013 年 7 月、10 月において D/W 圧力が上昇した時期においては、 S/C水位が低下し、D/W 圧力の上昇が解消されると滞留水近傍レベルまで水位が 上昇する。この時期は、S/Cガス温度計(設置位置 OP2885)の測定値が大きく 変動していることが観測されており、この挙動は温度計が水没と露出を繰り返し たことが原因であると推定している

3.3 S/C 想定リーク面積の違いによる S/C 挙動と S/C 温度の関係

S/C 下部のリーク面積を 6cm<sup>2</sup>、9cm<sup>2</sup>、12cm<sup>2</sup> とした場合の S/C 水位変動傾向について図 11 に示す。



S/C 水位は、S/C リーク面積の大きさの違いにより挙動が異なっている。リーク面積が小さいほど、S/C 内の水量を外部に放出しづらくなるため、水位は高くなる傾向を

示している。また、想定する S/C リーク面積の大きさによって、S/C ガス温度計の水 没・露出する時期に違いが出る。ここでは、2.3 で論じた S/C 水位の違いが S/C 温度 に与える影響について検討を行う。2013 年 6 月~2014 年 6 月の⑤【滞留水レベルが 真空破壊弁上端より低い時期】において、想定リーク面積を 6cm<sup>2</sup>、9cm<sup>2</sup>、12cm<sup>2</sup>の 3 ケースを調べた。それぞれ計算された S/C 水位が S/C ガス温度計設置位置 (OP2885)を上回る、または、下回るタイミングで実測値である S/C ガス温度、お よび S/C プール水温度に変化が生じているかについて確認を行った。

### 3.3.1 想定 S/C リーク面積 6cm<sup>2</sup>の場合

想定 S/C リーク面積を 6cm<sup>2</sup> とした場合の S/C 水位計算結果と観測値である S/C ガ ス温度および S/C プール水温度を図 12 に示す。



図 12 リーク面積 6cm<sup>2</sup>での S/C 水位計算結果

想定 S/C 水位は、常に OP2885 の S/C ガス温度計設置位置を上回っている。S/C ガス温度の水没・露出や熱の流入経路の変更が生じないので、S/C ガス温度と S/C プール水温度に変化は生じない事が S/C 水位からは想定されるが、これは実態に合わない。

# 3.3.2 想定 S/C リーク面積 9cm<sup>2</sup>の場合

想定 S/C リーク面積を 9cm<sup>2</sup> とした場合の S/C 水位計算結果と観測値である S/C ガ ス温度および S/C プール水温度を図 13 に示す。



図 13 リーク面積 9cm<sup>2</sup> での S/C 水位計算結果

想定 S/C 水位は、S/C ガス温度部(OP2885)を上回ったり、下回ったりするのを繰 り返している。オレンジ色のハッチングは、想定 S/C 水位が S/C ガス温度部よりも低 い時期を示している。2.3 での議論より、S/C 水位が OP2885 より高い位置から低い 位置に移動するタイミングでは、S/C ガス温度計は気相部に露出するため、S/C ガス 温度は低下を示す。一方、S/C プール水温度は、ベント管下端部から真空破壊弁リー ク孔経由で S/C 水面上部へ抜けていた熱がダウンカマ経由に変更されるため、S/C プ ール水温度計部により多くの熱が流入され S/C プール水温度は上昇する。結果として、 S/C ガス温度と S/C プール水温度の温度差は縮小する。ハッチング期間においては、 S/C ガス温度、S/C プール水温度とも温度差は縮小する傾向がみられており、想定 S/C 水位変動と温度挙動は整合している。

なお、水位と温度変化の整合が悪い期間(点線部:2013年10月16日~12月21日) においては、2号機 S/C気相部に滞留している水素追い出し作業の一環で、2013年 10月16日~11月11日においてS/C気相部へ直接窒素封入を行っているため、S/C 水面に加わる圧力が通常時と変わっている可能性があり、計算しているS/C水位とず れが生じている可能性がある。

### 3.3.3 想定 S/C リーク面積 12cm<sup>2</sup>の場合

想定 S/C リーク面積を 12cm<sup>2</sup> とした場合の S/C 水位計算結果と観測値である S/C ガス温度および S/C プール水温度を図 14 に示す。



図 14 リーク面積 12cm<sup>2</sup> での S/C 水位計算結果

想定 S/C 水位は、変動が激しく、S/C 水位が S/C ガス温度位置を下回る時期が多くなり、リーク面積 9cm<sup>2</sup>の S/C 想定水位時に比較し、温度挙動と S/C 水位挙動が一致しない時期が多くなっている。また、S/C 水位が OP2885 を下回る時期と実測 S/C ガス 温度と S/C プール水温度の温度差が縮小する時期が一致していないため、実態からは 外れている。

3.4 S/C 水位変動範囲と S/C リーク孔の位置

3.3 の結果、S/C 水位が OP2885 を通過する事で生じる温度変化のタイミングと実 測した S/C ガス温度および S/C プール水温度の温度変化のタイミングがよく一致する 想定リーク面積は、9cm<sup>2</sup>前後であると推定される。

想定 S/C リーク面積が 9cm<sup>2</sup>の場合の S/C 水位が変動してきた範囲は図 15 の通りである。



2011 年 7 月 16 日~2014 年 6 月 1 日の期間において、S/C 水位の評価値は、最も低い時で、2011 年 7 月 30 日の OP512 となった。当該時期は、D/W 圧力が高いため、多くの S/C 水が押し出された状態となっていた。最も高い時は、2012 年 2 月 20 日のOP3761 となった。注水流量を増大させた事により大量のオーバーフロー水が S/C へ流れ込み、S/C 水位が真空破壊弁を超えて上昇したものと考えられる。全期間を通じ、S/C 水位の変動範囲は、OP512~OP3761 である。従って、S/C リーク孔の位置は、この範囲より下に存在すると想定される。

# 4. 2 号機 S/C 配管貫通部の構造

想定 S/C 面積 9cm<sup>2</sup>における水位変動下限である OP512 以下に存在する S/C の配管 貫通部を表1に示し、構造情報を図 16 に示す。すなわち、S/C リーク孔が存在する 可能性のある S/C 接続ラインはドレン用閉止板、RCIC 系、RHR 系、HPCI 系、コ アスプレイ系のポンプ吸い込みライン、真空破壊弁駆動用空気系ラインと考えられる。

貫通部番号	数量	名称	高さ
X-213A,B	2	ドレン用	OP-2550
X-224	1	RCIC ポンプサクション	OP-960
X-225A,B	8	RHR 系ポンプサクション	OP-1745
X-226	1	HPCI ポンプサクション	OP-1745
X-227A,B	2	コアスプレイ系ポンプサクション	OP-1745
X-229A~H,J~M	12	真空破壞弁駆動用空気系	OP 19

表1 OP512以下の2号機S/C配管貫通部



図 16 2 号機 S/C 構造図

5. まとめ

2 号機の S/C 温度変化のメカニズムについて、S/C 水位変動の観点から検討を行った。また、漏えい孔の位置と大きさについて、観測されている結果から、定量的な評価を行った。その結果は以下の通り整理出来る。

- ・S/C 水位が真空破壊弁に存在するリーク位置より高いか低いかにより、S/C 内への 熱流入状況が異なるため、S/C ガス温度、S/C プール水温度に変化が生じている。
- ・S/C 下部にリーク孔を設定し、実測されたデータを元から S/C 水位変動を計算する と S/C 水位は、D/W 圧力・滞留水水位・注水量の影響を受けて、変動している事 が明らかになった。
- ・水位変動に伴う温度変化状況と実測温度データの整合がよく取れるリーク面積は約 9cm<sup>2</sup>であり、リーク孔の位置は、OP512以下に存在する。
- ・S/C リーク孔が存在する可能性のある S/C 接続ラインは、ドレン用閉止板、RCIC 系、RHR 系、HPCI 系、コアスプレイ系のポンプ吸い込みライン、真空破壊弁駆 動用空気系ラインである。

6.参考文献

[1]福島第一・2号機 S/C 水素パージのための窒素封入試験(2回目)の実施状況について(結果) 東京電力 2013/12/26

http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131226/131226\_01n.pdf

[2] 福島第一原子力発電所第2号機原子炉圧力容器底部における温度上昇を踏まえた対応に係る 報告について 2012/2/15

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu12\_j/images/120216a.pdf

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

(1) はじめに

3号機の高圧注水系(HPCI)の動作については、平成23年5月23日に原子 力安全・保安院へ報告した「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力 発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」において、3号機の炉 心の状態の評価の記載の一部に、"HPCI が動作している部分において圧力の低 下傾向が見られている。例えば HPCI の蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気が リークすると仮定して解析を行うと、原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動と概 ね一致する解析結果となる"旨、計測された挙動に合う条件の一例を記載して いる。

その後、調査及び評価を進めている段階で、HPCIは流量調節をしながら連続 運転を実施していたことが判明した。ミニマムフローラインを通じて、一定流 量の HPCI 流量を維持するために復水貯蔵タンクを水源とする水が圧力抑制室

(S/C) へ流れ込むとの仮定をおくことで、原子炉圧力、格納容器圧力の挙動を 説明できる解析結果が得られたことから、平成 23 年 7 月 28 日に上述の内容を 公表している。

平成23年12月22日公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」に記載の新たに得られた情報、「ミニマムフローラインはS/Cの水位が上昇することを懸念して全閉操作していたこと」、「HPCIの流量調整は、原子炉への注水の一部をテストラインにまわすことで実施していたこと」「格納容器を冷却するためスプレイを実施していたこと」に基づき、HPCIの運転状況について整理し、平成23年12月22日に原子力安全・保安院に報告した(「福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について」)。

なお、7月28日時点でのHPCI運転状態の推定は実際の運転状態とは異なっ ていたものの、原子炉からはHPCIの蒸気配管を通じて蒸気の流出を継続させ ていたこと、S/Cに外部から低温の水を持ち込むことで格納容器圧力の上昇が抑 制されたこと、という大きな特徴についての変更はなく、結果として、12月22 日の解析結果および今回の解析結果は7月28日時点の解析結果と同等の傾向を 示すものとなった。また、HPCIの作動期間において原子炉水位は維持されてい ることから、3号機の炉心の状態の解析結果には特段の影響はない。

(2) 現場の状況及び操作について

○現場の状況について

・HPCIの蒸気配管を通じて格納容器外へ大量に蒸気がリークしていた場合は、HPCI室含め原子炉建屋内は高温又は高い蒸気雰囲気となり建屋に人が

立ち入ることは不可能であると考えられるが、3月13日に HPCI が停止した後、原子炉隔離時冷却系(RCIC)の再起動を試みるため HPCI 室を経由して RCIC 室に入った運転員がいた。

○HPCI の操作について

- ・HPCI が起動した後、原子炉水位低、原子炉水位高による HPCI の起動と 停止の繰り返しを回避するため、原子炉水位を確認しながら HPCI の流量調 整を実施していた※。この流量調整はテストラインを活かし実施していた。 なお、ミニマムフローラインは S/C の水位が上昇することを懸念して全閉操 作していた(図 1)。
- ・また、この時 HPCI は復水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行っていた。
- ○格納容器スプレイについて
- ・格納容器の圧力/温度を低下させるため、表 1 の時系列で格納容器スプレ イを実施していた(図 2)。

日付	時刻	事象
3/12	12:06	DDFP による S/C スプレイ開始
3/13	3:05	DDFP による S/C スプレイ停止
	5:08	DDFP による S/C スプレイ開始
	7:39	DDFP による D/W スプレイ開始
	7:43	DDFP による S/C スプレイ停止
	8:40~9:10	DDFP による D/W スプレイ停止

表1 3号機 格納容器スプレイに関する時系列

※:操作手順において、原子炉水位低(L-2)/原子炉水位高(L-8)による 起動、停止の繰り返しによって HPCI の運転継続を損なわせてはならな い旨が定められている。

(3) 設備の設計という観点での HPCI 配管破断の可能性について

平成 23 年 5 月の解析においては、計測された原子炉圧力及び格納容器圧力の 挙動に合う条件の一例として、HPCIの蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気が リークするとした場合について記載しているが、7 月 28 日に公表したとおり、 設備の設計という観点で HPCI 配管が破断し大量の蒸気が漏えいしていたとい うことは考えられない。

・HPCI 動作期間においては原子炉水位が維持されていたことから、原子炉か

ら発生する蒸気は HPCI に供給され、原子炉への注水が行われていた。

・仮に HPCI の蒸気配管が破断し、格納容器外に蒸気が流出した場合、HPCI 蒸気管破断(蒸気流量大)により隔離信号が発せられること、また、HPCI 蒸気配管周りには、HPCI タービン/ポンプ室、蒸気供給ラインペネ室等に 温度検出器が設置されており、雰囲気温度高により隔離信号が発せられるこ とから、HPCI は動作しない、もしくは停止すると考えられ、原子炉水位が 維持できていたことと整合しない。

(4) 原子炉圧力低下等のプラント挙動の要因について

HPCIの流量を調整し、表1の操作を考慮した MAAP 解析の結果(原子炉水 位変化、原子炉圧力変化)を図3、図4に示す。なお、RCIC、HPCI は実測の 水位を模擬するよう注水量を変化させた解析を行った。

- ・通常は HPCI による注水が開始すると、原子炉圧力は HPCI の注入に伴い 減少するが、HPCI の注入に使用された蒸気は S/C で凝縮されるため S/C の 水温は上昇し、格納容器圧力は上昇することとなる。
- ・実測の原子炉圧力挙動は、HPCIの継続的な運転により原子炉圧力は低下するものの、原子炉水位高(L-8)による HPCIの不必要な停止を避けるためHPCI注水量を調整し、その際にテストラインを使用していた。また、格納容器の圧力および温度については、スプレイを実施することで上昇が抑制されていたものと考えられる。
- ・解析において、HPCIの起動直後は注水量を多くし、水位が上昇した後は低下させるとの流量調整を実施すると、注水量低下直後はHPCIタービン流量の低下、蒸気発生量の増加により、一時的に圧力低下速度が緩やかとなる。

(5) まとめ

平成23年7月28日、12月22日に公表した内容と同じく、HPCI停止後に HPCI室に人が立ち入っていることや設備の設計の観点から、原子炉圧力の低下 は HPCIの配管が破断したことによるものではなく、HPCIの継続的な運転に よるものと考えられる。

### 添付 3-1-4



図2 3号機 代替格納容器スプレイ系統概略図

図1 HPCI系統概略図




図3 3号機 原子炉水位変化 (今回解析結果)



図 4 3 号機 原子炉圧力変化 (今回解析結果)

#### 3号機 MAAP 解析における注水量の設定について

<最新の MAAP 解析(添付資料3)における注水量の設定について>

解析における原子炉隔離時冷却系(RCIC)、高圧注水系(HPCI)の注水量は、 測定された原子炉水位をある程度模擬するよう設定した。また、平成23年3月 13日2:42にHPCIを手動停止する以前に、駆動力不足により充分な原子炉注 水が出来ていなかった可能性(添付資料3·3参照)を考慮し、HPCI注水量を設 定した。すなわち、原子炉圧力測定値がHPCIの設計範囲である1MPa[gage] を下回り、約0.8MPa[gage]まで低下した3月12日20時以降、ほとんど原子炉 に注水されていないと仮定した(図1)。これは、実際のHPCIの運転状況とし ては、復水貯蔵タンク(CST)を水源として、原子炉注水ライン及びテストラ インの両ラインを通水するように、制御盤にて弁操作しライン構成を実施して いたことから、HPCIタービンへ蒸気は供給されポンプは回り続けているものの、 吐出流量のほぼ全量がテストラインからCSTに戻っていることを想定した仮定 である。



図1 RCIC と HPCI の注水流量

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、添付資料 1-4 でまとめた操作実績をもとに、平均の注水流量(消防車の平均吐出流量相当) を超えないように、また、測定された格納容器圧力をある程度模擬するように 設定した。ディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器スプレイ流量は、S/C水位 測定値を模擬するように設定した(図 2)。



図 2 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量/格納容器スプレイ 流量

<2012 年 3 月公表の MAAP 解析(別冊 1) における注水量の設定について>

解析における原子炉隔離時冷却系(RCIC)、高圧注水系(HPCI)の注水量は、 測定された原子炉水位をある程度模擬するよう設定した(図3)。

解析における消防車による原子炉への注水量の入力値については、これまで に公表した操作実績をもとに、平均の注水流量を超えないように設定するとと もに、格納容器スプレイ流量を図4に示すとおり設定した。



図 3 RCIC と HPCI の注水流量



図 4 消防車の注水実績と解析における原子炉への注水量/格納容器スプレイ 流量

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

1. 現象の概要と検討課題

福島第一原子力発電所3号機では、2011年3月13日2時42分に高圧注水系 (HPCI)を手動停止して以降、原子炉圧力が上昇に転じ、5時間ほど約7MPaを キープしていたが、13日9時頃、急速に低下し1MPaを下回った。この原子炉圧 力の低下挙動は、運転員による計測データ(図1)、チャートの記録(図2)と2 つの観測記録から確認できる。計測データは離散的な圧力変化しか捉えられてい ないが、チャートでは正確な数値はわからないものの連続的な変化が捉えられて おり、そこから減圧の速度を評価すると、2~3分程度の間に7MPa程度の圧力か ら1MPa程度の圧力まで急激に減圧していることが判明した。本資料では、この 原子炉圧力低下挙動の要因について言及し、今後必要な対策を検討する。

なお、2012年7月に公表された政府事故調査報告書において、この圧力挙動は、 圧力容器又はその周辺部(主蒸気逃がし安全弁(SRV)のフランジガスケット部 等)から格納容器(D/W)への気相漏えいによる可能性があると言及している(資 料編 P.158~)。



図1 運転員による計測データ



図2 チャートの記録

2. 事象発生時における中央制御室内の状況

事象発生時における中央制御室内の状況を以下に記載する。

- ▶ 13日9時8分頃、中央制御室では復旧班2名が12V バッテリーを10個直列に接続する作業を開始してい たところ、運転員が原子炉圧力の低下を確認した。 この時、バッテリーをSRV制御盤に接続する作業は 終了していない。
- SRV 制御盤の状態表示灯は、SRV(A)が開(作動)を 表す赤ランプがチカチカと点滅を繰り返し、閉を表 す緑ランプと両方が点灯した状態となった。
- 直後、SRV(G)も同様に赤と緑のランプが両方点灯し、
   (A)(G)二つの SRV が中間開の状態となった。



SRV 制御盤

- 3. 原子炉圧力低下挙動の要因について
- 3.1. MAAP コードによる解析結果

当社は2012年3月にMAAPコードを用いた炉心・格納容器の状態の推定について公表している。この解析では、当時の最新時系列を基に13日9時8分にSRV1 弁を開けたものとして解析を実施した。解析結果を図3-1に示す。

公表当時は、図 3-1 において赤枠で囲った 2 つの測定値を結んだ線と、解析結 果の減圧速度がほぼ同じであるという判断を下した。ただし、2MPa を下回った 辺りから解析の圧力低下挙動は赤枠で囲った 2 つの測定値を結んだ線よりも緩や かになっている。また、そもそも赤枠で囲った 2 つの測定点を結んだ線は実際の 圧力低下速度を表しているわけではなく、この 2 つの測定点の間に圧力低下が起 こったということを示しているに過ぎず、チャートの情報からは実際の圧力低下 挙動はこれよりも速いことがわかっている。 そこで、2012年3月に公表したMAAP解析の条件において、9時8分にSRV を開けた数を2,4,6,8 弁とした感度解析の結果と、チャートに記録された圧力低 下挙動とを比較した。結果を図3-2に示す。SRVが4弁開より少ないケースでは チャートの示す圧力の低下速度を再現しきれていないが、6弁、8弁開のケースで はチャートで記録された原子炉圧力の低下速度とおおよそ一致する結果が得られ た。SRV6弁、8弁程度の開口部面積があれば減圧挙動を再現可能であり、SRV の弁数以外の要因が解析に影響を与えることがないか確認が必要であるものの、 当該の減圧挙動を再現できる見込みが得られた。

感度解析の結果から、以下の2つの可能性が考えられる。

- ▶ 減圧は SRV 開によるものではなく、SRV6 弁以上の開口部断面積に相当する大きな漏えい孔から原子炉圧力容器から格納容器へ漏えいが生じたことによる可能性。(政府事故調の主張と同様)
- ▶ SRV が1 弁ではなく、6 弁以上が同時に開となった可能性。 次の項目 3.2, 3.3 において、この2 つの可能性について検討する。



図 3-1 MAAP 解析結果(2012 年 3 月公表)



図 3-2 SRV 開数による感度解析

### 3.2. 原子炉圧力容器から格納容器への漏えいの可能性

当社が 2012 年 3 月に公表した MAAP コードを用いた炉心・格納容器の状態の 推定において、1 号機では中性子源モニタ(SRM)/中間領域モニタ(IRM)や移 動式炉内計装系(TIP)といった炉内核計装配管のドライチューブから気相漏えい が生じたと仮定している。さらに SRV のフランジガスケット部から気相漏えいが 生じたと仮定している。

3 号機についても同様の気相漏えいは最終的に生じていたと考えられる。ただ し、仮に13日9時頃の減圧が原子炉圧力容器から格納容器(D/W)への漏えいで あったとすると、図4に示すチャートに記録されている13日10時頃に約1MPa、 13日12時頃に約3MPaへと圧力上昇していることの説明が困難である。確かに、 大きな漏えい孔がある状態でも、大きな溶融デブリのリロケーションや水素発生 に伴い、瞬時の圧力上昇が生じる可能性はある。ただし、特に12時の減圧挙動に 着目すると、9時の段階でSRV複数個開(4弁程度以上)に相当する大きな漏え い孔が生じていたとすると、さらにSRVを開した程度で、原子炉圧力が減少に転 ずるとは考えがたい。また、大きな漏えい孔が原子炉底部に有るとすると、水は 原子炉圧力容器に留まらずに格納容器へ落下するため、大きな漏えい孔があって、 かつ、大量の蒸気発生が起こる場合には、漏えい孔は原子炉圧力容器の上部もし くは主蒸気配管等の配管に存在することになるが、溶融燃料により漏えい孔がで きるというシナリオには反する。そのため、このときの原子炉圧力上昇は、図5 に示すような、溶融燃料の落下による蒸気発生であるとすると、原子炉圧力容器 底部は健全で、ある程度の水が溜まっている状態であった可能性が高い。従って、 当該の減圧挙動が原子炉圧力容器から格納容器(D/W)への気相漏えいによる可能性は低いと考えられる。なお、9時と12時に原子炉圧力の上昇の前にSRVが 閉まったとの記録があるが、これは原子炉圧力の挙動を見て解釈された可能性が 高いため、このときのSRVの開閉状態は必ずしも明確ではない。



図5 注水後の蒸気発生と圧力上昇(溶融燃料落下ケース)

# 3.3. 原子炉減圧のシナリオについて

項目 3.2 で述べたように原子炉圧力容器から格納容器への漏えいにより減圧した可能性は低く、中央制御室において一部の SRV が開表示をしていることから、13 日 9 時頃の減圧は SRV 開によるものである可能性がある。

SRV のうち、開動作したものの個数については、図 3-2 において、9 時 10 分~ 9 時 20 分頃になると、減圧沸騰の寄与が小さくなる事で原子炉圧力容器からの蒸 気発生量が減少しているにもかかわらず、図 3-2 におけるその時間帯の 2 弁、4 弁開時の原子炉圧力低下速度は、なおチャートに記録された減圧速度よりも遅い。 これは、少ない弁数では蒸気を逃がしきる事ができないことの現われであり、つ まり、SRV が開いた数は 1 弁ではなく 6 弁以上程度の複数の弁が開いたものと考 えられる。複数の SRV が同時に開くような事象としては、SRV の自動減圧系 (ADS)機能が作動(6 弁開)したこと、アクシデントマネジメント(AM)策の インターロックにより逃がし弁が作動(2 弁開)したことが考えられる。そこで 4 章では、SRV のインターロックによる動作の可能性について究明する。

- 4. SRVのADS機能が作動した可能性について
- 4.1. SRV の作動ロジックについて
  - SRV は(A)~(H)の 8 つある。各々の SRV の設定圧を表 1 に示す。また、図 6 に SRV 作動のロジック図を示す。

このうち、一番下に記載した逃がし弁動作については、チャートの記録を確認 すると一番低い作動設定圧 7.44MPa[gage]に到達していないこと、項目 3 での検 討から減圧時には SRV が複数作動した可能性が高いこと、逃がし弁機能であれば 吹き止まり圧で弁が閉鎖し、炉圧が高い状態が維持されるので、その可能性は低 いと考えられる。

また、AM 策のインターロックによる(A)(E)の逃がし弁動作については、項目 2 で記載したように中央制御室の SRV 制御盤にて開表示を示した SRV が(A)(G)で あること、解析で得られた減圧挙動をみると 2 弁開では減圧速度が遅く、減圧速 度を再現するためにはより多くの SRV が同時に開く必要性が高いことから、可能 性としては低いと考えられる。

そこで、ADS 機能が作動した可能性について検討を進める。ADS 機能を有して いるのは(A)(B)(C)(E)(G)(H)の 6 つである。

	А	В	С	D	Е	F	G	Н
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS 機能の有無	有	有	有	_	有	_	有	有

表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位:MPa[gage]



図 6 SRV の作動ロジック

4.2. SRVのADS機能が作動した可能性について 図6の上部に示したADSの作動条件について、一つ一つ成立性を検証する。 まず、格納容器圧力について、図7に示したように、減圧前の13日8時55分の段階で13.7kPa[gage]を十分に超える圧力が計測されており、この条件については達成されたものと考えられる。

次に原子炉水位について、作動に必要なインターロックは 2 つあり、広帯域水 位計にて原子炉水位低(L-1-3720mm = 有効燃料頂部(TAF)+450mm)と、狭 帯域水位計にて原子炉水位低(L-3+152mm = TAF+4322mm)を達成することで ある。後者については、例えば HPCI 作動中の 12 日 15 時 30 分に TAF+4170mm を計測するなど達成されている。前者については、図 8 に示したように記録され た水位の中では達成したか確認できない。しかし、運転員引継日誌に記載のある ように 13 日 3 時 51 分に TAF+570mm を記録するなど、ADS の作動条件と比較 して非常に近い値を計測しており、また、実際には原子炉水位は TAF 以下にまで 達していた可能性が高いことから、この条件も達成した可能性が高い。

なお、13 日 3 時 51 分から 8 時 55 分まで計測されている広帯域水位計の指示値 は、この期間注水が無いにも関わらず、漸次上昇している。従って、この頃には 格納容器内の温度が上昇する、もしくは、広帯域水位計の基準配管内の水が蒸発 するなど、水位を正しく示さなくなっていたものと考えられる。

最後に低圧注水系の吐出圧力について、運転員は残留熱除去系(RHR)、炉心ス プレイ系(CS)ともに作動させていない。しかし、図7に示したように、8時55 分の段階で計測された圧力抑制室(S/C) 圧力 0.354MPa[gage]は RHR の吐出圧 力条件 0.344MPa[gage]と非常に近い値である。

RHR の系統構成を確認すると図 9 のようになっており、RHR の吐出圧力計は 水源である S/C と配管でつながっており、さらに途中の弁は開運用である。従っ て、図 9 中に矢印で示したように、S/C の圧力が配管を通じて吐出圧力計に伝播 し、圧力計が RHR の吐出圧力が確立したものと誤検知した可能性が考えられる。 っまり、低圧注水系の吐出圧力確立という ADS 作動条件が達成される可能性が

ある。

上述のように、ADS 作動に必要な条件は全て達成された可能性があり、13 日 9 時頃に生じた原子炉圧力の低下挙動は、SRV の ADS 機能が作動したことによる 可能性があり、減圧挙動からも複数の SRV が同時に開となった可能性を示唆して いる。また、MAAP コードによる感度解析結果からも、ADS 作動による 6 弁開の 条件下で減圧挙動を再現できることがわかっている。ただし、中央制御室におい て、(A)(G)の SRV が中間開表示を示し、残りの 4 弁が開表示を示さなかったこと は、検討の余地がある。



図7 格納容器圧力の実測値



図8 原子炉水位の実測値



図9 RHRの系統構成

4.3. 駆動電源と駆動窒素について

ADS 機能が作動するためには当然駆動電源が必要となる。図 10 に SRV(A)の制 御装置展開接続図(ECWD)を示す。駆動電源は直流(DC) 125V(A)もしくは(B) である。

当時 DC125V 電源が活用できたかどうかを確認するため、関連する時系列情報 を確認すると、以下のとおり。

- ▶ HPCI 停止直後の 13 日 2 時 45 分に SRV(A)を開操作(逃がし弁機能、ADS 機能)したが開せず。
- ▶ その後、SRV 全弁を開操作(逃がし弁機能、ADS 機能)したが開せず。
- ▶ 13 日 3 時 38 分、再度 SRV 全弁を開操作(逃がし弁機能、ADS 機能)した が開せず。
- ▶ 13 日 3 時 39 分、HPCIの補助油ポンプ(AOP)を停止。
- ▶ 13日4時6分、HPCI復水ポンプを停止。

時系列に記載したように、13 日 9 時より前の段階で、ADS 機能を手動操作さ せようとした際に、SRV は開していない。13 日 9 時の段階で復旧班が SRV を作 動させるためにバッテリー接続を試みていることからも分かるように、SRV の駆 動に必要な電源は枯渇していた可能性がある。ただし、HPCI の AOP および復水 ポンプは DC 駆動であり、これを順次停止させたことで、DC 電源の負荷が軽減さ れ、SRV の ADS 機能が作動するのに必要な電源容量を確保できていた可能性が ある。

また、駆動窒素について、津波到達前の段階では、ADS 機能が作動するロジックが成立しておらず、津波到達以降も ADS 機能が作動した形跡が見られないことから、アキュムレーター内の窒素は充填されたままだったと考えられる。



 $\boxtimes$  10 SRV(A)  $\mathcal{O}$  ECWD

4.4. 減圧沸騰による蒸気発生量についての検討

図 11 に、解析で得られた原子炉圧力容器から発生した蒸気量の推移を示す。 SRV 開までは崩壊熱による 5kg/s 程度の蒸気発生であったが、SRV 開に伴う減圧 沸騰により、各ケースとも発生蒸気量が大幅に上昇している。なお、図 11 の解析 結果は解析点数が粗いものであり、8 弁開では瞬間的に 300kg/s の蒸気が発生す る結果となった。

このように、崩壊熱による蒸気発生量と比べて減圧沸騰による蒸気発生量は非 常に大きく、原子炉圧力の低下速度は減圧沸騰による蒸気発生量により決定され ている事がわかる。

減圧沸騰は圧力変化による飽和温度の変化により発生するものであるため、原 子炉圧力容器内の保有水量が多いほど、原子炉圧力容器からの蒸気発生量が多く なる。つまりは原子炉水位が高ければ高いほど減圧沸騰による蒸気発生量が多く なるということである。2012年3月に公表した MAAP 解析での、原子炉圧力の 低下挙動が観測された13日9時時点における原子炉水位は、測定結果との比較か ら、実際の原子炉水位より高かった可能性があり、これを理由とした蒸気発生量 の過大評価によって、原子炉の減圧挙動が誤って評価される可能性がある。

そこで、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた可能性について検討 する。図 12 は原子炉水位の実測値と、2012 年 3 月に公表した解析で得られた原 子炉水位を示している。この頃の原子炉水位を検討するにあたって、13 日 2 時 42 分まで運転していた HPCI の運転状況に着目する必要がある。運転状況は次の段 落に記載のとおり。

12日12時35分にHPCIが原子炉水位低(L-2)で自動起動した。運転員は原 子炉水位高(L-8)に水位が到達してHPCIが自動停止しないよう、流量制御器 (FIC)による流量調整と、テストラインを用いて注水の一部を復水貯蔵タンク (CST)に戻す運転を行っていた。12日20時36分頃、原子炉水位の電源が喪失 し、原子炉水位の監視ができなくなった。運転員は原子炉へ確実に注水されるよ う、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力とHPCIの吐出圧力等によ り、HPCIの運転状態を確認した。その後、HPCIのタービンの回転数が操作手順 書に記載のある運転範囲を下回る低速度となり、またHPCIの吐出圧力と原子炉 圧力が拮抗し、原子炉へ注水されているか不明な状態となった。このような状況 の中、設備損傷に伴う蒸気漏えいを懸念したこと、ディーゼル駆動消火ポンプ

(DDFP)による低圧注水のため運転員が現場に向かってから暫く時間が経過していたこと、SRVの状態表示灯が点灯しており操作可能と考えられたことから、13日2時42分にHPCIを手動停止した。

解析では、水位が見えなくなった 12 日 20 時 36 分以降、HPCI による注水量を 20t/h→8t/h へと減らしているが、13 日 4 時頃から計測が可能となった燃料域水 位計の原子炉水位は TAF を大きく下回っており、解析値と大きく異なっている。

上述したように、原子炉水位の解析値が実測値より高いこと、HPCI 運転中に 原子炉圧力と HPCI 吐出圧力が拮抗していたことから、HPCI は 13 日 2 時 42 分 の手動停止より前の時点で、既に原子炉への注水能力をほとんど喪失していた可 能性が高い。

HPCIによる原子炉への注水が2時42分よりも前に途絶えていたとすれば、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた理由となりうる。

SAMPSON コードの解析結果ではあるものの、図 13 に減圧時の水位の違いを みた解析結果を示す。減圧時の水位は有効燃料底部(BAF)+300mm で、6 弁開 時のみ水位が BAF でのケースも実施している。

原子炉水位が BAF の場合(=炉内の水量が少ない場合)の解析結果は、よりチャートの示す原子炉圧力の低下挙動に近づいていることが分かる。

以上のことから、2012年3月に公表した MAAP 解析では、13日9時頃の原子

炉水位を高めに見積もっていたが、当該時刻の原子炉圧力の低下挙動への影響は 小さいことがわかった。



図11 原子炉圧力容器からの蒸気発生量



図12 原子炉水位の実測値と解析値



図 13 SAMPSON コードの解析結果

5. 減圧挙動の原因に関するまとめ

13日9時頃の原子炉圧力の低下挙動の要因等について、項目3,4で検討した内容を以下にまとめる。

- ▶ 政府事故調の主張のように、原子炉圧力容器またはその周辺部から格納容器 (D/W)への漏えいにより原子炉が減圧した可能性は低い。
- ▶ チャートの減圧速度は 2012 年 3 月に公表した MAAP 解析で得られた減圧 速度よりも早い。
- ▶ HPCI は手動停止前に注水能力を喪失していた可能性が高い。
- ▶ SRV 弁開数の感度解析の結果や中央制御室の SRV 状態表示灯の様子から、 13 日 9 時の減圧に際しては、複数(6 弁程度以上)の SRV が開したと考えられる。
- ▶ 13 日 9 時の減圧は、SRV の ADS 機能が作動したことによる可能性が高い。
- 6. 抽出した課題と対策との関係

本事象に鑑み抽出した課題と現状取り組んでいる対策を以下に記載する。なお、 記載した対策はこれで十分というわけではなく、抽出した課題に対して適切なも のとなっているか、検討していく必要がある。

▶ 低圧注水に移行する際、SRV 開操作に時間を要している

- →原子炉減圧維持は低圧注水実施に際し重要であり、「主蒸気逃がし安全弁 操作用の予備蓄電池・予備窒素ボンベの配備」「主蒸気逃がし安全弁駆動 用の空気圧縮機の配備」といった対策を実施した。しかしながら、HPCI の補助油ポンプおよび復水ポンプを停止し DC の負荷を切り離した後に、 SRV にバッテリーを繋ぐまでの間で SRV 手動開操作を実施した場合には、 SRV を開することができたとの指摘がある。これは、予備蓄電池、予備 窒素ボンベ等がどのような場合に必要となるかの把握の重要性に関する 問題である。すなわち、通常運転時からの減圧能力の劣化をどのように検 知するのかというソフト的な対策の十分性を確保する事もあわせて重要 である。
- ▶ HPCIの運転~停止について、原子炉への注水は最優先でその状態を把握すべき事項である。中操および緊急時対策所において、これを正確に把握し、 適切な時期に的確な判断が下せていない。
  - →本減圧事象は S/C 圧力上昇に伴い、低圧系注水設備の吐出圧確立(RHR) と誤検知した事による ADS の作動による可能性がある。そのため、注水 手段が充分でない状態において、減圧沸騰による冷却材の大量喪失を招い た。ただし、この減圧により、ベントラインのラプチャーディスクが破ら れたこと、また、減圧の早期達成はいずれにしても必須であったことから、 この設定がプラント状態の悪化を招いたとは言えない。

以上

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

1. 検討対象の概要

福島第一原子力発電所3号機では、2011年3月13日2時42分に高圧注水系 (HPCI)を手動停止して以降、原子炉圧力が上昇に転じ、5時間ほど約7MPaを キープしていたが、13日9時頃、急速に低下し1MPaを下回った。この一連の原 子炉圧力の挙動(図1,図2)について整理する。以下に記載する推定は、9時頃 の急速減圧が自動減圧系(ADS)機能の作動によるもの(原子炉圧力容器バウン ダリの損傷ではない)として進めている。

なお、図 2 でチャートが印字している記録は、実際の時刻とずれている。これ は、HPCI 運転時、炉圧が 1MPa に低下した際に、ナローレンジでの監視ができ ないことから、直流電源 (DC) 延命として電源を OFF していることによる。HPCI 停止後、炉圧上昇に伴い、電源を ON としている。



図1 原子炉圧力チャート(広帯域)



図2 原于炉圧力ケヤート(狭常

2. HPCI 停止~炉圧上昇



この頃実施された運転操作情報を以下に整理した。

- 13 日 2 時 42 分 HPCI 手動停止。
- ・ HPCI 停止直後の 13 日 2 時 45 分に主蒸気逃がし安全弁 (SRV) (A)を開操作 (逃

がし弁機能、ADS機能)したが開せず。ただし、圧力が低下しなかったとの観測 から開せずと判断(以下同様)。

- ・ その後、SRV 全弁を開操作(逃がし弁機能、ADS 機能)したが開せず。
- 13 日 3 時 38 分、再度 SRV 全弁を開操作(逃がし弁機能、ADS 機能)したが開 せず。
- 13 日 3 時 39 分、HPCI の補助油ポンプ(AOP)を停止。
- 13日4時6分、HPCI復水ポンプを停止。

図3のA,Bの段階で、SRVを開操作したにもかかわらず原子炉圧力が減圧されていない原因については、背圧となる格納容器圧力の影響、SRVの駆動に必要な窒素ガス供給の問題、電磁弁への電源供給の問題などが考えられる。

まず、図3のA,Bの段階で、設計上SRVの開動作に必要とされている力学的 条件(SRVへの窒素供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力)がどのような状況で あったのか検証する(図4)。

評価方法については、添付 2-12 の項目 5.5 にて詳述している。なお、評価にあ たっては次の仮定をおいている。

SRVの開度:全開を仮定

②D/W 温度:着目している期間にわたって 120℃一定

③アキュームレータからの N2 ガスの供給圧力:設計上の最大値

④SRV に N<sub>2</sub>ガスを供給する系統からのリーク:無

⑤D/W 圧力:計測データのない 13 日 2:00~4:40 の期間、13 日 4:45 の値
 0.36MPa[abs]で一定

仮定②について、D/W 温度の実測値がないため、グラフの表示期間(13日2:00~6:00)における MAAP 解析結果を参考に設定した(MAAP 解析の内容については、添付資料3参照)。また、仮定⑤について、D/W 圧力は12日22:00の0.27MPa[abs]から13日4:45の0.36MPa[abs]まで値がないため、SRV が開きにくくなる条件として、0.36MPa[abs]を設定した。



図4 SRV への窒素供給圧力、D/W 圧力、原子炉圧力に基づく力学的要因の評価図

図4では、PN+PR(窒素ガスの供給圧力+原子炉圧力の作用力)がSRVを開ける側の力を、PP+PA(ドライウェル圧力+バネや弁体などの作用力)がSRVを閉じる側の力を意味しており、時系列でそれらの挙動を比較している。「PN+PR>PP+PA」であった場合に、SRVが設計上は開くこととなる。図4より、ADS機能、逃がし弁機能ともに設計上は作動できた可能性がある。

なお、3 号機ではこれより前に ADS 機能を作動させていないこと、13 日 9 時 頃には ADS 機能が働いたと考えられる原子炉圧力の低下が観測されていること から、この時点で ADS 用のアキュームレータには SRV の作動に必要な窒素ガス が十分に確保できていたと考えられる。したがって、ADS 機能であれば設計上作 動できた可能性は高いと考えられる。(13 日 9 時頃の減圧挙動については、添付 資料 3-3 参照)

一方、直流電源の枯渇状況について、C の段階で直流電源にて駆動していた HPCIの補機系(補助油ポンプや複水ポンプ)を停止している。13日9時頃の原 子炉減圧はADS機能が働いたことによるものと考えられ、その時には必要な直流 電源が確保できていたと考えられる。これは、HPCIの補機系を停止したことに よって直流電源の電圧が回復し、ADS 作動に必要な電圧が確保された可能性があ り、それより前に SRV を操作した A, B の段階では電圧が不足していた可能性が ある。

したがって、A, Bの段階で全SRVの逃がし弁機能およびADS機能を作動させようとしたものの、原子炉圧力の減圧が確認できなかったのは、直流電源の枯渇により電圧が不足していたことによる可能性が考えられる。

なお、Bの区間(原子炉圧力 4MPa 程度)において、原子炉圧力の上昇が留ま り一定の圧力を示した後、垂直に圧力が上昇する挙動が 2 回観測されている。こ れは、仮に SRV がわずかながら開したことで上昇が留まった可能性もあるが、そ の後垂直に圧力が上昇している点については説明がつかない。直流電源の低下に よりチャートのペンが正常に作動しなかった可能性はあるが、現時点では原因を 特定できていない。

3. SRV の動作~急速減圧前について

7MPa 強まで上昇した原子炉圧力は、図 5 からも分かるように、D の区間にお いて SRV の動作を思わせる上昇下降を繰り返している。原子炉圧力は 7.4MPa を 超えた辺りから下降していることから、表 1 の SRV 設定圧からすると、SRV(C) が動作していた可能性はある(5 章で別途検討)。これは、2 章で述べたように、3 時 39 分と 4 時 6 分に HPCI の補機系を停止させたことで、直流電源の容量に余 裕が出来たことで SRV が動作した可能性がある。

その後、5時50分頃からSRV動作と思われる圧力の上下動が観測されなくなり、原子炉圧力が徐々に低下している挙動が観測されている。ここは、Dの区間において作動していたSRVのアキュムレータ内の窒素を消耗しきったこと、あるいは電源容量が低下していったこと(5時08分に原子炉隔離時冷却系(RCIC)の止め弁(DC125V)が操作できなくなったとの記録も存在する。)、あるいは水位の低下により蒸気発生量が極端に低下したこと、原因は明確ではないが何らかの理由で原子炉圧力の急激な上昇下降が観測されなくなったと考えられる。上昇下降の振幅が徐々に小さくなっていることから、窒素を消耗した可能性が高いと考えられるが、蒸気発生が停止するわけではないので、何らかの形で発生する分の蒸気を逃さない限り圧力は上昇することから、SRVが何度も繰り返し動作することによって弁体と弁座の接触面が荒れて隙間ができた可能性があり、水位低下による蒸気発生量の低下と共に原子炉圧力が緩やかに低下していったものと考えられる。

なお、Eの区間で圧力の低下が速まっているポイントFがある。この頃の原子 炉水位を図6に示す。燃料域水位計の値に注目すると、13日7時40分の少し前 あたりから水位の低下が有効燃料頂部(TAF)・3000mmで止まっている。(水位 計の測定下限値はTAF・3700mm)この水位は補正後の水位(※)(図6の灰色プ ロット)でBAF+1m程度であるが、この頃注水をしていないことから、圧力が微 減する中、水位低下が止まる要因はない。従って、水位計の基準水柱内の水が一 部蒸発して水位を高めに指示しており、実際の水位は燃料域水位計の計測下限値 である有効燃料底部(BAF)近辺より下がっている可能性が高い。つまり、原子 炉水位はBAF程度(あるいは以下)まで減少していると考えられる。従って、炉 水が直接加熱されず、蒸気発生量が減少したことにより、圧力の低下速度が上昇 した可能性がある。このような状況では、燃料の過熱が進んでおり、場合によっ ては一部の燃料溶融が発生していた可能性がある。

(※)補正後の水位は、測定値のない格納容器温度を MAAP での解析結果を利用して計算されている。この解析結果は、水位の低下を過小評価しており、事故進展を遅く評価していたことがわかっていることから、実際の格納容器温度は解析結果より高かったものと考えられる。そのため、この補正では水位は過大評価される傾向にある。

Eの区間については、政府事故調の報告書にて、SRV 以外の原因で圧力容器から圧力が抜ける箇所が生じた可能性(原子炉圧力容器バウンダリの損傷の可能性)が高いとしており、前述のとおり燃料溶融の可能性もあることから、炉内計装の破損など、原子炉圧力バウンダリの損傷の可能性も否定されるものではない。



図5 原子炉圧力チャート(狭帯域)

表1	SRV の逃がし	ン弁機能と安全弁機能の作動圧力	単位:MPa[gage]
----	----------	-----------------	--------------

	А	В	С	D	Е	F	G	Н
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS 機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有



図6 原子炉水位の変化

4. 減圧時の挙動について

減圧時の挙動(図7に示すGの区間)については次のとおり。それまで緩やかな低下傾向を示していた原子炉圧力は、突如7.5MPa[gage]程度まで急激に上昇している。その後一旦低下したものの、もう一度急激に上昇し(今度は7.38MPa[gage]程度)、再び低下していく途中から急激な低下挙動を示している。

最初のピークについては、原子炉への注水がなくなってしばらく時間が経って いること、図 6 の水位の変化をみると、この頃水位は BAF 以下にある可能性が高 いことから、溶融した燃料の一部が圧力容器底部に移行した際に蒸気発生が起こ り、圧力が上昇した可能性がある。表 1 をみると、SRV(A), (E), (G)については作 動設定圧力が 7.51MPa[gage]であり、これらの弁のいずれかが動作した可能性が ある。実際、急速減圧が生じた際には SRV(A),(G)のランプが点灯したとの記録が ある。

また、その後の急激な圧力の低下については、ADS 機能が作動したことによる 可能性がある。ADS 機能は、圧力抑制室(S/C)の圧力が上昇したことで作動し た(S/C 圧力の上昇を RHR ポンプ吐出圧力計が検知したことで作動した)と考え られ、「原子炉圧力が 7.51MPa[gage]まで上昇」→「SRV が作動したことである 程度の蒸気が S/C に移行」→「S/C の圧力が上昇」→「ADS 作動」となった可能 性がある。(この減圧挙動に関する考察は別レポートにて詳細に検討を実施してい る。)



図7 原子炉圧力チャート(狭帯域)

5. 図4のDの区間の挙動について

この区間、SRVの作動によるものと考えられる細かな圧力の上昇下降がみられるが、SRVの設定値(吹き出し、吹き止まり)とは若干異なる挙動を示している。

図 8 に過渡現象記録装置のデータ(地震直後のデータが記録されている)を示 す。上4つのグラフが SRV 作動の記録で、一番下が原子炉圧力(狭帯域)の推移 である。赤い線で補足したように、基本的に SRV の開操作により原子炉圧力が低 下しているのがわかる。SRV(C)が動作している間は、SRV の設定値の間を原子炉 圧力が上下していると思われる挙動を示している。その後、SRV(G)や(A)が作動 した時には、SRV が開していないタイミングで、吹き出し吹き止まりの設定値よ りも細かな圧力変動が観測されている。これは、設定値の低い SRV(C)に作動要求 が発信されているものの、アキュムレータ内の窒素が完全に消費しきっていない ことから、中間開のような状態になったと推定される。

図 5 に示す D の区間についても、このように消費しきっていない窒素が SRV に供給されたことで、細かな圧力変動を示していた可能性がある。



図8 過渡現象記録装置のデータ

6. 13日9時過ぎから12時頃までの挙動について

13日9時過ぎから12時頃までの原子炉圧力の挙動を図9に示す。また、この頃実施された運転操作情報を以下に整理した。

- 13 日 9 時の減圧以降、バッテリー10 個を直列に接続する作業が完了し、SRV の 制御盤に繋ぎこんだ。
- 13日9時50分頃、SRV制御盤の操作スイッチにて、SRV(A)を開操作(ADS機能の電磁弁を励磁させる操作)。
- ・13日12時頃、原子炉圧力の上昇を確認。SRVの制御盤を確認すると、表示灯が 消灯しており、原因を調査したところ、バッテリーの配線外れを発見。配線を復 旧して、SRVを開操作。



図 10 に示すように、3 号機では 13 日 4 時~9 時頃、燃料域水位計の指示値は TAF を下回っている(広帯域水位計の指示値は、注水が無いにも関わらず上昇し ており、水位計配管内の水が蒸発したことで過大に指示している可能性が高い)。 9 時以降の燃料域水位計の指示値は、それ以前に比べて急激に上昇している。13 日 9 時 25 分から消防車による淡水注入を試みており、原子炉圧力が 1MPa 以下 に減圧されたことで原子炉内にある程度注水された可能性は考えられる。ただし、 13 日 13 時以降、水位計の指示値が一定となっていることから、水位計配管内の 水が蒸発したことによる指示値の変化もあわせてとらえた可能性があり、指示値 通りの水位であった可能性は低いと考えられる。

水位が十分でない中 SRV が閉じた場合には、図9にみられる急峻な圧力上昇と はならないと考えられ、H および I の期間では、燃料の一部が下部プレナムに移 行するなど、原子炉圧力容器内で急激な蒸気および水素の発生があったものと考 えられる。単純に SRV が閉じたことに伴う圧力上昇であれば、図3に示す HPCI 停止後の圧力上昇速度と類似するものと考えられる。

なお、13日9時頃の原子炉圧力の減圧挙動について、減圧速度から、SRVが6 弁開(ADS機能の作動)したことによるものと考えられるが、Iの期間における 原子炉圧力の減圧速度は、9時頃の減圧速度に比べてゆるやかである。したがって、 9時頃にADS機能が作動することで6弁開をしていたとしても、この頃には6弁 全てを全開状態に維持できていなかったものと考えられる。上述のように、この 頃原子炉水位が低下していた可能性は高く、炉心の損傷に伴い原子炉圧力容器内 の温度は高温になっていたと考えられることから、いつの時点からかは不明であ るものの、原子炉圧力容器からD/W へ気体の漏えいが発生していた可能性も考え られる。Iの期間で原子炉圧力がゆるやかに低下したことについては、操作通り SRVが開した可能性、原子炉圧力容器内の気体の発生がおさまり徐々に D/W へ気 体が漏えいしていった可能性が考えられる。

また、期間 H にみられる原子炉圧力の減圧速度は、13 日 9 時頃の減圧速度とほ ぼ同じであり、ADS 機能が作動した後、SRV の開状態をこの頃まで維持できてい た可能性は考えられる。



図 10 原子炉水位変化(13日3:00~15:00)

7. まとめ

急速減圧前後の原子炉圧力の挙動について検討した。依然未解明の事項については、以下に整理する。

- A の区間と B の区間はいずれも SRV の開操作を試みているが、原子炉圧力の挙動に違いがある。
- ・Bの区間で、圧力の上昇が緩やかになった後、上昇するときの速度が速い。

・Gの区間で、2回目のピークの挙動については、説明できていない。

上述の課題に対しては、引き続き検討を進めていく。

以 上

## 3号機 RCIC の停止原因について

### 1. 現象の概要と検討課題

3号機では、原子炉自動スクラム後の3月11日15:05に原子炉隔離時冷却系(RCIC) を手動起動し、15:25に原子炉水位高信号によりRCICが自動停止していたところで 津波により全交流電源喪失に至った。津波到達後も直流電源が使用可能であり、RCIC を16:03に再度手動起動し原子炉への注水を継続したが、3月12日11:36に中央制 御室の状態表示灯等により、RCICが自動停止したことを確認している。その後、現 場にて停止状態を確認し、中央制御室にてスタンバイ状態への弁のリセット操作後、 再起動操作が試みられたが、起動後すぐにタービン蒸気止め弁のトリップ機構のラッ チが外れ、弁が閉まり停止した。RCICは全交流電源喪失時の設計条件の4時間以上、 運転を継続できたものの、事故進展挙動を明らかにするため、また、機器や運転手順 の改良等更なる安全性向上に資するため、実測データやプラントの設計情報をもとに、 3号機のRCICの停止原因について検討する。

2. RCIC 関連操作と現場状況について

表1に3号機3月12日11:36のRCICトリップ及び再起動操作までのRCIC 関連 操作及び観測事実の時系列を示す。

<3月11日16時3分RCICの手動起動>

津波到達直前の3月11日15:25にRCICは原子炉水位高により自動停止していた が、津波到達後も直流電源が使用可能であったため、16:03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、主蒸気逃がし安全弁(SRV)とRCICにより原 子炉圧力・水位が制御された。

この際、運転員は 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 子炉水位確保を安定して行うため、復水貯蔵タンク(CST)を水源として、炉注水ラ イン及びテストラインの両ラインを通水するように RCIC 制御盤にて弁操作し、ライ ン構成を実施した。また、原子炉水位が緩やかな変化となるように、テストラインの 弁の開度調整や流量調整器(FIC)にて、水位調整範囲を定めて流量調整を実施した。 図1に、この時の運転状態を表した RCIC の系統概略図を示す。



図1 RCIC系統概略図

<3月12日11時36分RCICの自動停止>

3月12日11:36に、中央制御室のRCICの状態表示灯が停止を表示、流量や吐出 圧力計などの指示値が0となり、RCICが停止したことを確認した。中央制御室の RCIC制御盤にて弁のリセット操作を実施し、再起動操作を試みるも、起動後すぐに 停止することから、運転員が現場確認に向かった。HPCI室側からRCIC室に入室、 両室内ともに床面には踝ほど(10~20cm程度)の水が溜まっているものの汗ばむよ うな状況ではなかった。また、RCIC室天井から水がぽたぽた垂れて蒸気止め弁など にかかっていたがタービンやポンプ、配管等に異常はなかった。

現場で停止状態を確認し、蒸気止め弁の機械機構部に異常はなかったことから、中 央制御室で再度弁のリセット操作・再起動操作をしたが、起動後すぐに蒸気止め弁が 閉まり停止した。

RCIC 停止の状況確認や起動操作の対応に追われる中、3月12日12:35 に原子炉水 位低により高圧注水系(HPCI)が自動起動し、原子炉への注水を再開した。

	時刻	内容	参考
3/11	14:47	原子炉自動スクラム	(1)
3/11	14:48	非常用ディーゼル発電機自動起動	(1)
3/11	15:05	RCIC 手動起動	(1)
3/11	15:25	RCIC 自動停止(原子炉水位高)	(1)
3/11	15:38	全交流電源喪失	(1)
3/11	16:03	RCIC 手動起動	(1)
		▶ 運転員は RCIC の起動停止によるバッテリー消費を避けること及	
		び原子炉水位確保を安定して行うため、炉注水ライン及びテスト	
		ラインの両ラインを通水するように RCIC 制御盤にて操作し、ラ	
		イン構成。原子炉水位が緩やかな変化となるように、テストライ	
		ンの弁の開度調整や FIC にて、水位調整範囲を定めて流量調整。	
		➤ バッテリー節約のため、監視計器や制御盤、計算機について、監	
		視及び運転制御に最低限必要な設備を除き、負荷の切り離しを実	
		施。監視計器については、A 系 B 系と二重化されていることから	
		片系ずつ使用しバッテリー消費量の低減を図った。また、中央制	
		御室の非常灯や時計の切り離しや、別室の蛍光灯を抜くなども実	
		施。	
3/12	11:36	RCIC 自動停止	(1)
		▶ 中央制御室RCIC制御盤にて、RCIC状態表示灯が停止表示、RCIC	
		流量計、吐出圧力計などの指示値が0となり、RCICの停止を確認。	
$\sim$		RCIC 再起動操作	(1)
		▶ 中央制御室 RCIC 制御盤にて弁のリセット操作を実施し、再起動	
		操作を試みるも、起動後すぐに停止することから、運転員が現場	
		確認に向かう。	
		➢ HPCI 室側から RCIC 室に入室、両室内ともに床面には踝ほど(10)	
		~20cm 程度)水が溜まっているものの、汗ばむような状況では	
		ない。RCIC 室天井から水がぽたぽた垂れて蒸気止め弁などにか	
		かっていたがタービンやポンプ、配管等に異常なし。	
		▶ 現場で停止状態を確認。蒸気止め弁の機械機構部に異常はなかっ	
		たことから、中央制御室で再度弁のリセット操作・再起動操作を	
		したが、起動後すぐに蒸気止め弁が閉まり停止。	
3/12	12:35	HPCI 自動起動(原子炉水位低)	(1)

表1 3号機 RCIC 関連操作と観測事実

(1) 福島原子力事故調查報告書、東京電力株式会社、平成 24 年 6 月 20 日

<RCIC 蒸気止め弁のトリップ機構とリセット操作について(参考)>

RCIC タービントリップには、電気式トリップ機構と機械式過速度トリップ機構の 2 つのトリップ機構があり、異常時にはタービン蒸気止め弁を閉として蒸気を遮断す る。図 2 にタービン蒸気止め弁とトリップ機構の概要図を示す。

電気式トリップは、トリップ信号(インタロックによる自動トリップ信号又は手動 トリップ信号)が入ると蒸気止め弁駆動部に付いているトリップソレノイドが励磁し てラッチ機構を外す。ラッチ機構が外れると弁シリンダー内にセットされているばね が伸長することで、蒸気止め弁を全閉とする。

機械式トリップはタービンの非常用調速機の作動により、過速度トリップ機構のタ ペットが押し上げられ、その動作によりラッチ機構と接続しているロッドが、スプリ ングの力によって動き、ラッチ機構を外す。電気式トリップの作動は RCIC の運転制 御と同様、直流電源が必要であるが、機械式トリップは直流電源がなくても作動する ことが可能である。



図2 RCIC タービン蒸気止め弁とトリップ機構の概要図

つづいて、電気式トリップによりラッチ機構が外れた後の、蒸気止め弁のリセット 操作の概要図を図3に示す。トリップした状態の蒸気止め弁は電動部が開状態の位置 のままなので、中央制御室のRCIC制御盤にて蒸気止め弁を全閉操作し、モーターに て電動部を全閉位置まで回転させる。これによりスライドナットが巻き上げられ、ラ ッチレバーがラッチにかみ合う。この状態で電気回路的にはリセット状態となって、 モーターで弁の開閉が可能となる。この後、RCIC制御盤にて蒸気止め弁を全開操作 し、弁体を全開位置とすることで、リセット完了となる。

以上のリセット操作は中央制御室の RCIC 制御盤からの遠隔操作により実施され るものであるが、機械式トリップが作動した場合は、さらに、現場での機械式トリッ プ機構の復旧操作が必要となる。また、電気式トリップのインタロック条件が解消さ れていない場合は、リセットできずに再度止め弁が閉となる。



図3 蒸気止め弁のリセット操作の概要図

# 3. 直流電源の状況について

図4に3号機直流電源とRCIC、HPCI 関連負荷の構成図を示す。1、2号機と異なり、3号機の蓄電池や直流電源盤はサービス建屋の中地下階に設置されていたため、 津波による機能喪失を免れた。

図5に直流電源負荷の運転状況の概略図を、表2に事象の時系列と各負荷への供給 状況を示す。電気式トリップに必要なRCIC 論理回路やトリップ信号の直流電源は蓄 電池 DC125V-3A(分電盤 3A-1)から供給されている。3月12日11:36のRCIC 自 動停止の時点で、中央制御室にてRCICの運転制御やリセット操作、原子炉水位計の 監視ができており、蓄電池 DC125-3A が枯渇する徴候は見られていないことから、電 気式トリップの作動に必要な直流電源も確保されていたものと考えられる。

蓄電池 DC125V-3A の容量(10時間放電率換算で1200AH)は、外部電源喪失後の非常用 D/G の起動や、分電盤の遮断器の作動といった瞬時的な負荷のほか、RCIC や中央制御室の制御盤、直流照明の4時間分の継続運転を考慮して算定されたものである。津波による全交流電源喪失後、RCIC は約20時間運転を継続していたことになるが、直流電源の設計上の余裕(実際の消費電流は設計値よりも小さいこと等)や、直流照明等の不要な負荷の切り離し、原子炉水位高信号による RCIC トリップの回避などによって、この時点まで蓄電池は枯渇することなく運転・制御が継続されたものと考えられる。

ただし、3月12日午後以降は、RCIC復水器の真空ポンプのトリップや計器の停止 等、蓄電池 DC125V3Aの枯渇の徴候が確認されており、不安定な状況であったもの と推定される。


図4 直流電源と RCIC/HPCI 関連負荷の構成図(No.1/3)

添付 3-5-6



添付 3-5-7



図4 直流電源と RCIC/HPCI 関連負荷の構成図(No.3/3)



図5 直流電源負荷の運転状況概略図

		蓄電池 DC125V-3A		蓄電池 DC125V-3B		蓄電池 DC250V-3A			備考・推定内容		
日時	イベント	È	日線盤:	ЗA	È	日線盤:	3B	主母線 盤 3A	主盤	母線 ≩3B	(○は各負荷の供給電源先を示 す)
		MCC 3A	分電盤 3A-1	分電盤 3A-2	MCC 3B	分電盤 3B-1	分電盤 3B-2	MCC 3A	MCC 3B	バイ タル	
3/11 16:03	RCIC 手動起動	0	0					0			
	中央制御室にて関連パラメ ータを監視しながら FIC に て流量調整									0	バイタル分電盤については、 RCIC 関連パラメータの監視等を 除き、不要な負荷を停止
3/12 11:36	RCIC 自動停止		()*1)								
	RCIC 流量計や吐出圧力計 指示値0									0	
—	RCIC リセット操作・再起動 操作	0						0			
	RCIC 再起動直後に停止		()*1)								*1)この時点で直流電源の枯渇の 徴候は確認されておらず、電気式 トリップに必要な電圧が確保さ れていたものと推定
3/12 12:35	HPCI 自動起動(原子炉水位低)				0	0			0		
~ 3/12 20:00 頃	監視計器表示 ・AM 盤格納容器温度記録計 チャート ・AM 盤 D/W 圧力計、S/C 圧力計、S/C 水位計 ・原子炉水位計(広帯域、燃 料域)		0	0							3/12 11:36 の時点では、各計器は 動作継続しており、直流電源枯渇 の徴候は確認されず 3/12 20:00 頃以降、計器の停止 等枯渇の徴候が確認されており、 不安定な状況であったものと推 定

# 表 2 各負荷への直流電源の供給状況

添付 3-5-10

- 4. 停止原因の検討について
- 4.1 電気式トリップの可能性について

3月12日11:36のRCIC自動停止について、前述の通り中央制御室での監視・操作や現場での確認の状況により、

- ・ トリップ機構を有するタービン蒸気止め弁が閉となって停止したこと
- 中央制御室にてタービン蒸気止め弁のリセット操作が実施できたこと
- ・ RCIC の運転制御に必要な直流電源が生きていたこと

から、機械式タービン過速度トリップは作動しておらず、電気式トリップが作動した 可能性が高い。



電気式トリップのインタロック条件を図6に示す。

図6 RCICの電気式トリップのインタロックブロック線図

測定データ等から、タービン排気圧力高が、この中で最もインタロック条件の成立 の可能性が高いと推定される。以下に各インタロック条件の成立の可能性について述 べる。 4.2 タービン排気圧力高インタロック作動の可能性について

図7に運転員が読み取ったタービン排気圧力の測定値を示す。除熱機能の喪失により、排気圧力は、D/W 圧力、S/C 圧力とともに上昇傾向にあり、3月12日11:36の RCIC 停止時には、排気圧力高トリップ設定値に近い状況にあったことが分かる。ただし、11:25の排気圧力の読み値は0.25MPagであり、この時点ではトリップ設定値(0.29MPag)には達していない。また、停止した時点における排気圧力は確認されていないため、排気圧力高によりトリップしたことを示す観測記録はない。



しかしながら、最終的な熱の逃がし場を喪失している状態であり、格納容器の圧力 は単調増加するはずの条件下で、RCICトリップ前に D/W 圧力、S/C 圧力は 3 時間 近く一定値を保った後、再度上昇していく挙動を示している。以下の点から、3 月 12 日 11:36 の停止時に排気圧力高に達した可能性があると考えられる。

(1) 計器精度について

図8に示すように、中央制御室表示用の排気圧力計と論理回路入力用の排気圧力計 は異なる。計器精度、読み取り誤差を考慮すると両者は 0.02MPa 程度の差が生じう る。従って、この誤差を考慮しても、3月12日11:25の読み値 0.25MPag は、トリ ップ設定値(0.29MPag)には至っていないと考えられる。



図8 RCIC 排気圧力計設置位置の概要図

一方、同日 11:25 から 11:36 にかけて D/W、S/C 圧力が上昇している。定期検査時 に実施される、定格原子炉圧力(約 6.9MPag)での RCIC 試運転データによると、 S/C 圧力が大気圧におけるタービン排気圧力は約 0.05MPag 程度である。これは定格 運転時のタービン排気管の圧力損失を示しているが、11:25 から 11:36 にかけての S/C 圧力測定値は約 0.36MPaa であり、圧力損失分として 0.05MPag を加えると約 0.41MPaa(約 0.31MPag)となり、トリップ設定値を超える程度となる。

従って、11:25 の時点では排気圧力はトリップ設定値(0.29MPag)に至っていないものの、トリップ設定値に近い状況にあり、11:25 から 11:36 にかけて D/W、S/C 圧力が上昇した際に、排気圧力がトリップ設定値に到達した可能性が高いと推定される。

(2) リセット操作が実施できたことについて

図 7 に示したように、3 月 12 日 11:36 の RCIC トリップ後のタービン排気圧力読 み値はほぼ 0MPag を示している。これは、排気管内の蒸気がコンデンサで凝縮し、 また下流側に逆止弁が有るため S/C 圧力(背圧)がかからないためである。

RCIC 停止後に実施した再起動操作において、リセット操作はできたが再起動して 蒸気を流し始めると再トリップする事象について、仮にトリップ原因がタービン排気 圧力高であった場合、停止した時点で排気圧力計指示値が下がりトリップ条件は一度 クリアし、その後蒸気を流し始めると排気圧力が再度上昇しトリップするというシナ リオが説明できる。

なお、最終的な熱の逃がし場を喪失している状態で除熱機能を喪失した以降、単調 増加していた D/W 圧力、S/C 圧力が、9:30 から 11:25 にかけて一定となった後、再 上昇する事象については、その挙動の理由は不明である。当時、SRV や RCIC を経 由して原子炉の蒸気が S/C に放出され、また、S/C 内が温度成層化していたと考えら れており、S/C内の何らかの状況変化による挙動であった可能性が考えられる。

4.3 その他インタロック作動の可能性について

以下のように他のインタロック条件の成立の可能性は低いと考えられる。

<手動トリップ>

手動トリップ釦を押した事実は確認されていない。

<原子炉水位高(L-8; TAF から 5655mm)>

図 9 に原子炉水位(狭帯域)のチャート記録を、図 10 に原子炉水位測定値の推移 を示す。原子炉水位を監視しながら、FIC にて RCIC 流量を調整しており、3 月 12 日 11:36 の RCIC トリップ時、原子炉水位測定値は L-8 に達していないため、原子炉 水位高インタロックによる停止の可能性はない。

<ポンプ吸込圧力低(-0.0508MPag)>

CST 水位が下がると発生しうるが、同じ CST を水源として、直後に HPCI が自動 起動し運転している(同じトリップ条件を有する)。また、タンク水位低が発生した 場合、インタロック条件がクリアされないため、リセット操作ができず、観測事実と 整合しない。

<タービン過速度大(電気式:定格×110% rpm)>

RCIC 制御電源が生きており、運転員が原子炉水位を確認しながら流量調整器により蒸気調整弁の制御をしていたことから、過速度トリップが発生した可能性は低い。

<自動隔離信号>

状態表示灯にて RCIC 隔離弁が閉になったとの確認記録はない。また、3月13日 11時頃に中央制御室にて PCV 外側隔離弁を閉操作している。

赤:原子炉水位(狭帯域)

緑:原子炉圧力(広帯域)



図9 原子炉水位/原子炉圧力チャート



### 5. 対策との関係について

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策として、全交流電源喪失を想定した津波アクシデ ントマネジメント対応手順において、S/C 圧力上昇時でも RCIC 注水を継続させる観 点から、タービン排気圧力高インタロックの除外操作を実施する手順を整備している。 これは、タービン排気圧力がトリップ設定値を超えても、直ちに RCIC の機器が破損 するものではないため、より広範囲に RCIC の運転継続を優先させるという考えに基 づくものである。 ここで、RCICの排気管には過圧防止のためにラプチャディスクを設置したベント ラインが設けられているため、仮にS/C 圧力上昇とともにRCIC 排気圧力が上昇を続 け、RCIC のラプチャディスク開放の設定圧力に達すると、当該ディスクが物理的に 破裂し圧力を解放する設計となっている。ただし、代替注水設備等による格納容器ス プレイ又は格納容器ベントによって、格納容器冷却を実施するためS/C 圧力は抑制さ れることとなる。(RCIC のラプチャディスク開放の設定圧力よりも、格納容器ベン ト実施の判断基準圧力の方が小さい。)

また、その他にも、以下の高圧注水機能の強化の対策に取り組んでいる。

- ・ 直流電源設備の強化(容量増強、高所設置)
- ・ 高圧代替注水系設備(HPAC)の追設
- 全交流電源及び直流電源喪失時の現場でのRCIC 手動起動手順の整備

#### 6. まとめ

3月12日11:36の3号機のRCIC停止原因について、中央制御室での監視・操作 や現場での確認の状況により、

- トリップ機構を有するタービン蒸気止め弁が閉となって停止したこと
- 中央制御室にてタービン蒸気止め弁のリセット操作が実施できたこと
- ・ RCIC の運転制御に必要な直流電源が生きていたこと

から、機械式タービン過速度トリップは作動しておらず、電気式トリップが働いた可 能性が高い。

電気式トリップのインタロック条件のうち、測定データ等から最も成立条件に近い ものはタービン排気圧力高である。3月12日11:25の時点ではタービン排気圧力の 読み値は 0.25MPag でありトリップ設定値(0.29MPag)には至っていないものの、 RCICトリップ前に D/W 圧力、S/C 圧力は一定値を保った後再度上昇する挙動を示し ており、以下の点から、同日11:36の停止時に排気圧力高に達したと推定される。

- ・ S/C 圧力測定値に排気管の圧力損失分を加味すると、タービン排気圧力はトリップ設定値を超える程度になっており、タービン排気圧力はトリップ設定値に近い 状況にあった。
- 3月12日11:25から11:36にかけてS/C 圧力が上昇した際に、タービン排気圧力がトリップ設定値に達した可能性がある。
- リセット操作はできる(この時点でトリップ条件は一度クリアしている)が、再 起動して蒸気を流し始めると、再トリップする事象を説明可能。

・ 他のインタロック条件の成立の可能性は低い。

以 上

3月20日前後の線量上昇について

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、3月20日、21日頃に線量上昇が観測されている。この頃、関東圏でも線量上昇が観測され、ヨウ素の濃度上昇による水道水の摂取制限も実施されており、福島第一原子力発電所事故の影響を評価する上で、3月20日、21日頃に観測された線量上昇の要因と放射性物質の放出挙動の詳細について明らかにする必要がある。

なお、MAAP コードによる解析は、長時間になるほど不確かさが大きくなり、評価結果の信頼性が低くなることから、長くとも一週間程度で解析を終 了させている。

このような状況をもとに、本資料では、当時のプラントパラメータ、プラント周囲の状況、事故対応の状況などをもとに推定を進め、3月20日、21日頃に発生した線量上昇の要因について検討した。

2.3月20日、21日頃に観測された線量上昇について

図1に、3月20日過ぎの福島第一原子力発電所周辺の線量測定値を示す。 問題にしている線量上昇は、赤枠で囲った箇所である。3月20日は、事務本 館北において12時50分~14時50分の2時間で約800µSv/h上昇しており、 16時頃まで3000µSv.hを超える水準で推移し、その後減少に転じている。3 月21日は、正門において16時50分~18時30分の1時間40分で約1400 µSv/h上昇しており、その後19時40分には上昇前と同じ水準まで線量率が 低下している。

また、図2に線量測定箇所の概略位置を示す。



図1 3月20日、21日の線量上昇



図2 線量測定箇所概略図

3. 線量上昇の要因として考えられる事象について

図 1 で示した線量上昇の要因として考えられる主な事象を以下に列挙する。

①新たな放射性物質の放出事象が発生した可能性 ②風向きの変化による線量上昇検知の可能性

4. 新たに放射性物質が放出する事象の発生可能性について

項目3.で挙げた①の可能性について検討した結果を示す。

4.1. プラントパラメータの推移からの考察

新たな放射性物質の放出事象が発生した場合には、プラントパラメータ に変化が生じる可能性がある。そこで、1~3 号機のプラントパラメータ(原 子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力、CAMS)の推移を図 3~図 11 に示 す。



図3 1号機 原子炉水位



図4 1号機 原子炉圧力/格納容器圧力





図6 2号機 原子炉水位



図7 2号機 原子炉圧力/格納容器圧力



図 8 2 号機 CAMS



図 9 3 号機 原子炉水位



図 10 3 号機 原子炉圧力/格納容器圧力



図 11 3 号機 CAMS

1号機について、図3、図4を見ると、測定点の少なさはあるものの、線量 上昇が観測されている期間において、原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧 力に大きな変化は見られない。図5において、CAMS(D/W)の指示値が20 日の12時過ぎに大きく低下していることから、格納容器から放射性物質が放 出された可能性も考えられるが、格納容器圧力に変化が見られないこと、 CAMS (S/C) の指示値は当該の時間帯に大きな変化が見られないことを合わせて考えれば、CAMS (D/W) の指示値の不良である可能性が高いと考える。

2 号機について、図 6、図 7 を見ると、測定点の少なさはあるものの、線量 上昇が観測されている期間において、原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧 力に大きな変化は見られない。図 8 において、CAMS(D/W)の指示値が 20 日の 11 時に前後と比較して低い値を示しているが、CAMS(D/W)測定値の 連続性の観点と CAMS(S/C)の値が同時刻帯で変化がないことから、11 時 の測定結果が指示不良である可能性が高いと考える。

3 号機について、図 9、図 10 を見ると、20 日の線量上昇が観測される期間 において、原子炉水位にわずかな上昇がみられ、原子炉圧力、D/W 圧力にわ ずかな低下がみられる。この時間、3 号機の給水ノズル N4B 温度は 210℃(11 時)から 140℃(15時)に、圧力容器下部ヘッドは 244℃(11時)から 220℃ (15時)、D/W HVH 戻り温度は 220℃(11時)から 187℃(15時)という ように、原子炉圧力容器、格納容器の温度はそれぞれ低下傾向を示している[1]。 従って、温度の低下に伴い、圧力が低下したものと考える。また、図 11 を見 ると、当該の時間 CAMS の指示値に変化は見られない。これらのことから、 3 号機から放射性物質が放出される事象がこの時間帯発生した可能性は低い と考える。

以上のように、プラントパラメータの推移からは、線量上昇が発生したタ イミングで原子炉圧力容器または格納容器内で何らかの変化が生じ、放射性 物質の新たな放出につながったと考えられるシナリオの可能性を見いだすこ とはできなかった。

4.2. 当時の事故対応からの考察

当時の事故対応の記録である、発電所・本部を繋ぐTV 会議での発話から、 線量上昇の原因について調査を行った。

3月20日の線量上昇について、TV 会議の中でも事務本館北での線量上 昇が報告されているものの、線量上昇の要因と関連する情報は報告されて いない。

21日の線量上昇について、3号機では21日16時頃に R/Bの南東から黒 煙の発生が観測され、その状況について報告されている。この黒煙発生の影 響について把握するため、測定ポイントを風下側に移動させるなど、モニタ リングカーの測定場所を変更している。ただし、風向は刻々と変化しており、 移動先で必ずしも風下となっている状況ではなかった(表1)。

移	日時	測定場所	風向き	プラントに対する位置関
動				係
$\downarrow$	3/21 16:30	事務本館北	北東	風上
$\downarrow$	3/21 16:42	正門	東	風下
$\downarrow$	3/21 16:50	正門	南	—
$\downarrow$	3/21 17:06	MP7 付近	南西	風上
$\downarrow$	3/21 17:30	正門	東	風下

表1 黒煙発生に伴うモニタリングカー移動の様子

黒煙はその後一旦収まるものの、23日の16時頃に再び発生していること が報告されている。

黒煙の原因としては、『原子炉建屋の4階に油を使った流体継手という措置があり、この装置の油に何らかの要因で火がついたと想定している。油の量は一定なので、燃え尽きれば自然鎮火すると想定している。運転中であったため、発電所の内部に可燃物は極めて少ないと考えている。』と報告されている。

なお、3月21日の16時以降にモニタリングカーの測定位置が事務本館北 から正門に移動しているのは、風下側に配置して、黒煙に伴う線量上昇の有 無を確認するためである。

以上の内容を踏まえると、黒煙は既設の MG セットの油が何らかの原因 で引火したものと推測されており、黒煙の発生と放射性物質の放出との因果 関係は確認できなかった。

5. 風向きの変化による線量上昇検知の可能性

項目3で挙げた②の可能性について検討した結果を示す

3月20日、21日当時、各プラントの格納容器からはある程度定常的に放射性物質の漏出が起こっていたと考えられる。例えば、3号機の格納容器から漏えいした蒸気等が白煙となり、水素爆発により崩壊した建屋上部からあがっている様子が、3月16日に撮影された空撮写真で確認できる(図12)。

この頃、モニタリングカーは事務本館北および正門と、発電所の近傍で計測を行っているため、風向きの変化により線量上昇を検知した可能性がある。

そこで、線量上昇が発生しているタイミングで、モニタリングカーの位置 が風下となっていたかを確認する。図 13 に 3 月 18 日から 23 日までの空間 線量率と風向の関係を示す[2]。空間線量の上昇が観測されている図中の①~ ④の時間帯に着目して、事務本館北、西門、正門それぞれにおけるモニタリ ングカーの位置と風向との関係を調査した。 図 14 に、事務本館北、西門、正門の位置関係を示す。



図 12 3 号機空撮写真(2011 年 3 月 16 日撮影)



図13 空間線量率の推移と風向



図 14 モニタリングカーの測定位置

5.1 事務本館北における線量上昇と風向の関係について

事務本館北の測定ポイントは、プラントに対しておよそ北北西の位置に あり、南南東の風の時にちょうど風下となる。そこで、線量上昇期間およ び線量下降期間における南東、南南東、南の風が吹いている割合を示す。

	時間帯	当該の時間帯における「南東、南南東、 南の風」が吹いている割合	
1	$18 \exists 15:10 \sim 17:20$	0.00/	
	(図 12 中の①における線量上昇期間)	86%	
2	18 日 17:30~20:00	210/	
	(図 12 中の①における線量下降期間)	51%	
3	20 日 13:00~16:00	95%	
	(図 12 中の③における線量上昇期間)		

表2 事務本館北における線量上昇と風向の関係

4	20 日 16:10~19:40	2007
	(図 12 中の③における線量下降期間)	32%
5	18日~22日におけるそれ以外の期間	7%

5.2 西門における線量上昇と風向の関係について

西門の測定ポイントは、プラントに対しておよそ西の位置にあり、東の風 の時にちょうど風下となる。そこで、線量上昇期間および線量下降期間におけ る東南東、東、東北東の風が吹いている割合を比較する。

表3 西門における線量上昇と風向の関係

	時間些	当該の時間帯における「東南東、東、	
	时间位	東北東の風」が吹いている割合	
1	$19 \exists 8:00 \sim 9:40$	2.19/	
	(図 12 中の②における線量上昇期間)	64%	
2	$19 \exists 9:50 \sim 11:30$	00/	
	(図 12 中の②における線量下降期間)	9%	
3	18日~22日におけるそれ以外の時間	8%	

5.3 正門における線量上昇と風向の関係について

正門の測定ポイントは、プラントに対しておよそ西南西の位置にあり、東北 東の風の時にちょうど風下となる。そこで、線量上昇期間および線量下降期間 における東、東北東、北東の風が吹いている割合を示す。

	時間帯	当該の時間帯における「東、東北東、	
		北東の風」が吹いている割合	
1	$21 \exists 16:50 \sim 18:30$	2007	
	(図 12 中の④における線量上昇期間)	38%	
2	21 日 18:40~19:40	00/	
	(図 12 中の④における線量下降期間)	0%	
3	18日~22日におけるそれ以外の時間	4%	

表4 正門における線量上昇と風向の関係

5.4 線量上昇と風向との関係に関する考察

以上 5.1~5.3 の結果から、線量上昇期間には、各計測位置が風下となっていた割合が高く、逆に線量下降期間にはそれ以外の風向となっていた割合が高いことがわかる。従って、3月 20日、21日の線量上昇の要因として

風向が関与していた可能性がある。

ただし、放射性物質の近距離の拡散においては、建屋巻き込み等の影響 により、風向どおりの拡散とならない可能性があること、モニタリングカ ーによる風向測定は地上高さ 2m 程度で実施しているため、広域拡散の主 要因となる上空の風向と異なる可能性があることなどを合わせて認識して おく必要がある。

従って、項目 5 において実施した推測は、可能性の一つを示すものである。

6. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

項目5 で述べたように、3月20日、21日当時、各プラントの格納容器からはある程度定常的に放射性物質の漏出が起こっていたと考えられる。従って、格納容器の健全性を維持し、閉じこめ機能を確保することが重要である。 福島第一原子力発電所事故では、格納容器のトップヘッドフランジ、各ハッチのシール材(ガスケット)に使用しているシリコンゴムが高温蒸気に曝されるなど過酷な事故環境において劣化し、閉じこめ機能を喪失した可能性がある。そこで、柏崎刈羽原子力発電所では、当該ガスケット外側のフランジ面に、より高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布した。 なお、シリコン性のシール材は高温蒸気曝露で劣化が進む傾向があるため、より耐性に優れたシール材(改良 EPDM)に変更することも検討している。

また、格納容器エアロック均圧弁のシール材(フッ素樹脂)は重大事故環 境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられる。そこ で、エアロック外側を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、 環境耐性に優れたシール材をもつ閉止フランジを取り付け、重大事故環境下 における健全性維持を図っている。均圧弁については、フッ素樹脂よりも耐 放射線性に優れ、耐高温性を有するシール材の適用も検討している。

7. まとめ

3月20日、21日の線量上昇について、調査可能な範囲で当時の状況を確認した結果、新たな放射性物質の放出事象が発生した可能性を見いだすことはできなかったものの、風向の変化を検知したものである可能性があることが分かった。

8. 参考

3月20日、21日頃に福島第一原子力発電所で線量上昇が観測されている が、同じ頃関東圏でも線量上昇が観測され、ヨウ素の濃度上昇による水道水 の摂取制限も実施されている。放射性物質の広域拡散について、JAEA が開発した WSPEEDI (Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information)による拡散計算の結果(2011年3月20日公表[3])を、以下の表5、図15、16、17に引用する。

評価の結果、関東圏まで放射性物質が拡散している結果が得られており、 福島第一原子力発電所からの定常的な放出の影響が、拡散により関東圏まで 及んでいることが推定されている。

このように、関東圏での線量上昇または水道水の摂取制限に繋がった飲料 水のヨウ素濃度の上昇については、瞬時的な放出だけではなく、定常的な放 出にも起因していると考えられる。3月20日、21日頃に福島第一原子力発 電所で観測された線量上昇が、瞬時的な放出ではなく風向の影響によるもの であった場合でも、関東圏で線量上昇が起こった可能性は考えられる。

項目	条件
計算期間	3月20日9時を起点に1日が解析計算、3.5
	日後まで予報計算
放出核種及び放出率	ヨウ素(I-131) 5Bq/h
	セシウム (Cs-137) 1Bq/h
放出場所	福島第一原子力発電所
	東経 141.0356 度、北緯 37.4217 度
放出高さ	地上付近 (30m)
放出期間	3月19日9時から連続放出

表 5 計算条件



図 15 3月 21 日 0時、3月 21 日 12 時の拡散状況(計算結果)



図 16 3月22日0時、3月22日12時の拡散状況(計算結果)



図 17 3月 23 日 0 時、3月 23 日 12 時の拡散状況(計算結果)

9. 参照

[1] 平成 25 年 7 月 17 日訂正 東京電力「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島 第一原子力発電所プラントデータ集」 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/plant-data/f1\_8\_Parameter\_data

<u>nttp://www.tepco.co.jp/nu/lukusnima-np/piant-data/11\_8\_Parameter\_d</u> <u>20110717.pdf</u>

[2] 平成24年5月24日 東京電力「東北地方太平洋沖地震の影響による福島第 一原子力発電所の事故に伴う大気および海洋への放射性物質の放出量の推 定について」

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu12\_j/images/120524j0105.pdf

 [3] 平成 23 年 3 月 20 日(独)日本原子力研究開発機構「東京電力福島第一原子力 発電所事故に伴う WSPEEDI-II による放射能拡散予測結果について(3 月 20 日第 2 報)」

http://www.jaea.go.jp/02/tei120706/20110320.pdf

3/11~3/12の3号機の格納容器圧力の上昇要因について

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「3号機-3」に挙げられる3号 機圧力抑制プールの温度成層化に関連して、3/11~3/12の3号機の格納容器圧 力の挙動について、株式会社テプコシステムズにより提案、検討された内容を 基に作成したものである。

1. はじめに

3号機では津波到達後の原子炉隔離時冷却系(RCIC)運転期間中、炉心の崩 壊熱により発生した蒸気を逃し安全弁(SRV)を通じて圧力抑制室(S/C)のプ ール中に逃がすとともに、RCIC が抽気した蒸気を S/C に排出していた。これ により格納容器圧力は上昇するが、この時の格納容器圧力の上昇速度は、崩壊 熱によって炉内で発生する蒸気が S/C に流入し、S/C プール全体の温度が均一 に上昇した場合に想定される圧力上昇速度よりも速い。

この原因として、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が指摘されている<sup>i</sup>。 一方で、格納容器ドライウェル (D/W) と S/C の圧力の測定値の関係からは、 D/W 圧力の方が S/C 圧力よりも高く、一見すると、原子炉圧力容器 (RPV) か ら D/W への蒸気漏えいによって圧力上昇したようにも見える。

本資料では、測定値の傾向の分析、解析による測定値の再現性の確認、及び 文献調査を通じて、この期間の格納容器圧力の上昇の要因について推定した結 果についてまとめる。

## 2.3/11~3/12の測定データに基づく格納容器圧力の上昇要因の推定

事故当時の3号機の測定値として、2012/11/30時点の公開データ<sup>ii</sup>(①)、3/11 17:00~3/13 12:15の運転員採取データ<sup>iii</sup>(②)、チャートデータ<sup>iv</sup>、及び過渡現 象記録装置のデータが得られている。図 2-1 にこれらの測定値を並べて示す。 RPV 圧力、及び SRV 設定圧は右軸に、その他のデータは左軸に対応している。 以下ではそれぞれの測定値の傾向を分析し、格納容器圧力の上昇要因を推定す る。



図 2-1 3/11~3/12の測定データ

添付 3-7-2

### 2.1. RPV 圧力、及び水位に基づく推定

図 2-1 に示したように、格納容器圧力が増加する期間において、RPV 圧力は SRV の作動を思わせる増減を繰り返しつつ徐々に上昇しており、また、上昇の 過程において SRV の作動圧力を超えていることから、SRV は作動していたもの と考えられる。この期間に作動していた RCIC の抽気分と合わせて、崩壊熱相 当のエネルギーを持った蒸気が S/C プールに流入していたものと考えられる。

RPV 水位に関しては、RCIC の注水量を調整することによって水位を可能な 限り一定に保つ操作がなされていたため、スクラム時の水位に対して-1.2~ 0.3m 程度の範囲で増減しており、主蒸気配管高さには到達していないと考えら れる。このため RPV 内の水が SRV や RCIC タービンを通じて直接的に S/C に 流入するといった、想定外のエネルギーの移動の可能性は考えにくい。

以上より、これらの測定値からは、崩壊熱から推定されるよりも早い格納容 器圧力の上昇の要因を推定するための情報は得られない。

### 2.2. D/W 温度に基づく推定

図 2-1 に示したように、格納容器内の温度として、RPV ベローズ位置(バル クヘッドプレート下部)と CRD ハウジング位置における雰囲気温度のチャート データが得られている。当該箇所の雰囲気温度は全交流電源喪失から RPV 減圧 までの期間はほぼ単調に上昇し、RPV ベローズ位置では約 200℃まで、CRD ハ ウジング位置では約 140℃まで上昇している。各々について格納容器の周方向で 異なる 2 箇所での測定値が得られているが、周方向位置の違いによる温度の相 違は小さい(簡単のため、図 2-1 には各々について 1 箇所の温度のみ記載して いる)。このことから、測定位置の高さ付近において、周方向に温度分布が生じ る状況ではなかったことが分かる。

このように雰囲気温度が上昇する要因としては、RPV からの放熱、S/C への 排気を通じた D/W への蒸気の流入、RPV から D/W への気相あるいは液相の漏 えいが考えられる。このうち RPV から D/W への漏えいに関しては、その位置 によっては周方向に温度分布が生じる可能性があるが、上記のように測定値に そのような傾向は見られない。このことをもって RPV から D/W への漏えいが 無かったとは言えないものの、少なくとも、当該位置で周方向に温度分布を生 じるような RPV から D/W への漏えいはなかったものと考えられる。

## 2.3. D/W 圧力、及び S/C 圧力に基づく推定

図 2-1 に示した格納容器圧力の上昇速度は、崩壊熱から推定される圧力上昇 速度よりも早い。この原因として、S/C プールの温度成層化の可能性が指摘され ている<sup>i</sup>。一方で、D/W 圧力と S/C 圧力の測定値の大小関係に着目すると、D/W 圧力の方が S/C 圧力よりも高く、一見すると、RPV から D/W への蒸気漏えい によって圧力上昇したようにも見える。

図 2-2 に、D/W と S/C の測定値の差圧を示す。図 2-2 には、D/W と S/C を 接続するベント管が健全である(隙間等が空いていない)ことを前提として、 D/W 側、あるいは S/C 側に圧力変動(圧力上昇、あるいは下降)の要因があっ た場合に想定される差圧の傾向を並べて示している。仮に D/W 側に RPV から の蒸気漏えいなどの圧力上昇の要因があった場合には、ベント管内の水位が下 端まで押し下げられ、ベント管の内(D/W 側)と外(S/C 側)で水位差が形成 され、この水頭の分だけ D/W 圧力が S/C 圧力よりも高くなる。S/C 水位は徐々 に増加しているため、この差圧は徐々に増加することが想定される。逆に、S/C 側に圧力上昇の要因があった場合には、S/C スプレイ実施までは真空破壊弁の作 動により D/W と S/C の差圧はグラフの約-3~0kPa の範囲で変動することが想 定される。S/C スプレイ後は S/C 圧力が先行して低下し、相対的に高くなった D/W 圧力によりベント管内の水位が押し下げられ、D/W 側に圧力上昇要因があ った場合と同等の差圧となることが想定される。

しかし、図 2-2 に示すように、測定値の差圧は S/C 側、D/W 側のどちらに圧 力変動の要因があった場合に想定される差圧とも一致していない。このため、 測定値の差圧からは、S/C 側、D/W 側のどちらに圧力変動の要因があったかを 特定することはできない。

このように測定値の差圧と想定される差圧との間にずれが生じる要因として、 測定値の誤差の可能性が考えられる。D/W 圧力計、及び S/C 圧力計はダイヤフ ラム式の圧力計(垂直方向へたわみ易い円盤状の受圧素子)であり、被測定物 (圧力計測の基準としている物質)は D/W 圧力計は窒素、S/C 圧力計は水であ る。事故当時(2011/3/23 まで)は D/W 圧力、S/C 圧力はアクシデントマネジ メント盤にて確認されていた。それぞれの計器の系統を図 2-3 に示す。

これらの圧力計は、雰囲気温度、放射線、湿度等の影響を受け、計器の誤差 が拡大することが分かっている。また、バッテリーを使用しての計測では、バ ッテリー不足による誤差も生じ得る。また、S/C 圧力は計器の上流側の凝縮槽は 通常は一定の水位を保っているが、仮に事故の影響によりこの水柱が減少した 場合には、S/C 圧力が過小に測定される可能性が考えられる。ただし、事故当時 にどの程度の計測誤差が生じていたかは判断が難しい状況である。



図 2-2 3/11~3/12のD/WとS/Cの差圧(D/W 圧-S/C 圧)

添付 3-7-5



図 2-3 格納容器圧力の測定計器の系統図(概略)

## 3. 格納容器圧力挙動の解析評価

前章にて、測定値の傾向からは、S/C 側、D/W 側のどちらに圧力上昇の要因 があったかを特定することはできないことが分かった。ここでは解析によって 3/11~3/12 の格納容器圧力の測定値の再現することを試みる。解析コードとし て汎用熱流動解析コード GOTHIC Version 8.1(QA)を用いる。

なお、S/C プールの温度成層化は現象として非常に複雑であるため、モデル化の方法も含めて検討が必要な状況であり、現状は S/C の温度分布を詳細に解析するには至っていない。このため以下では、D/W 側に RPV からの漏えいが発生した場合の測定値の再現性を確認する。

### 3.1. 解析体系

図 3-1 に GOTHIC の計算体系を示す。D/W と S/C の圧力挙動の再現性を確認するため、D/W と S/C をモデル化している。このうち D/W については内部の温度分布を考慮できるよう、D/W 下部(円筒部下端まで)、ペデスタル部、 D/W 中部(円筒部下端から遮へい壁上端まで)、D/W 上部(遮へい壁上端から
バルクヘッドプレートまで)、D/W トップヘッド部、RPV アニュラス部に分け てモデル化している。

このうち D/W 下部、ペデスタル部、D/W 中部、RPV アニュラス部について は領域内の上下方向の対向流を適切に模擬できるよう、図 3-2 に示すように領 域を分割している。測定された D/W 内気相温度は周方向で大きな相違が見られ ないことから、周方向の局所性を模擬する必要性は小さいと判断し、本検討で は周方向の領域分割は行っていない。

S/C については1領域でモデル化している。なお、S/C には水位と水体積割合の関係を入力し、トーラス形状における水位と水体積の関係が考慮されるようにしている。

ベント管については、ベント管内の水位挙動を確認するためにモデル化した。 原子炉ウェル、原子炉建屋については、格納容器シェルやコンクリートを通じ た D/W の冷却による D/W 内の温度分布への影響を考慮するためにモデル化し た。

RPV の影響を考慮するため、RPV 壁を温度境界条件として、SRV や RCIC 排気を通じた S/C への蒸気流入量、及び D/W への漏えい量を流量境界条件とし て与えた。また S/C スプレイの流量や液滴径を設定できるようモデル化した。



図 3-1 GOTHIC 解析体系(全体図)



※図中の白色の点線はサブボリュームの分割を示している。黄色の点線はサブ ボリューム分割位置の高さがサブボリューム間で一致していることを示してい る(間に構造物を設定しているため径方向位置は異なる)。青色の点線はサブボ リューム分割位置が高さ、径方向位置ともにサブボリューム間で一致している ことを示している。緑色の線は鳥瞰図の断面位置であり、本図では特に意味は ない。

```
図 3-2 GOTHIC 解析体系 (サブボリューム設定)
```

# 3.2. 解析条件

D/W 側に RPV からの漏えいが発生した場合の測定値の再現性を確認する。この際、漏えい流量の影響を確認するため、RPV から D/W への漏えい流量を変化させた複数の解析ケースを実施する。解析条件を表 3-1 に示す。

項目		設定	備考
解析期間	開始時刻	2011/3/11 15:40	全交流電源喪失時
	終了時刻	2011/3/12 20:00	
初期温度	D/W	$50^{\circ}$ C	チャートデータ iv より
	S/C	30°C	チャートデータ iv より
	R/B	$25^{\circ}\!\mathrm{C}$	常温を仮定
初期圧力	D/W、S/C	106kPa	チャートデータの解像度が不十
			分であるため、設計値を適用
	R/B	101kPa	大気圧
温度境界	RPV 内壁	RPV 圧力の測定値	
	温度	における飽和温度	
流量境界	S/C への	流量:崩壊熱による	崩壊熱により炉内で発生した蒸
	蒸気流入	蒸気発生分	気が S/C に流入しているものと
		温度:S/C 圧力の測	仮定。崩壊熱は公開値iiに基づく。
		定値における飽和温	
		度	
	S/C スプ	流量:50m³/h	流量は S/C 水位測定値を再現す
	レイ	温度:20℃	る値として設定。温度は 20℃、
		液滴径:2mm	液滴径は 2mm を仮定。
	$RPV \Rightarrow$	解析ケース1:0倍	以下の条件における格納容器圧
	D/W 漏え	解析ケース 2:1 倍	力の測定値の再現性を確認する。
	い流量の	解析ケース 3:12 倍	解析ケース1:漏えいが無い場合
	增倍係数		解析ケース2:設計上想定し得る
	*		程度の漏えいがある場合
			解析ケース3:設計を超える大量
			の漏えいがある場合

表 3-1 主要解析条件(全ケース共通)

※コントロールブリードオフ流量(3L/min/pump)に対する倍率。解析ケース 3では 3/12 12:00頃までの解析結果が測定値と整合するように調整している。

#### 3.3. 解析結果

表 3-1 に示した解析ケースの解析結果、及び結果の考察を 3.3.1~3.3.3 に示 す。なお、3 号機と同型炉である 2 号機では、この期間において崩壊熱から推定 される程度の圧力上昇が見られていたことから、以下では対比のため、2 号機の 格納容器圧力の測定値も合わせて解析結果と比較している。

#### 3.3.1. 解析ケース1

RPV から D/W への漏えいや S/C 温度成層化による圧力上昇を仮定しない解 析ケース 1 の結果を図 3-3、図 3-4 に示す。格納容器圧力の計算値は実測値を 大きく下回っている。S/C スプレイ作動前の格納容器圧力は、2 号機の測定値と 類似した傾向となっている。S/C スプレイ作動後は、S/C が冷却されたことによ り一時的に S/C 圧力は低下し、それに伴って D/W 圧力も低下している。その後 は、S/C スプレイによる冷却よりも RPV からの蒸気による入熱が大きいため、 圧力は再び上昇傾向となっている。

S/C スプレイ作動後にベント管内の水位が一時的に低下しているのは、S/C ス プレイにより S/C 温度が低下したことにより、S/C 圧力が D/W 圧力よりも低く なり、相対的に高くなった D/W 側の圧力によりベント管の水位が押し下げられ るためである。その後 S/C 圧力は再び上昇し、ベント管内の水位は S/C 水位と 同等となっている。

以上より、RPV から D/W への漏えいや S/C 温度成層化による圧力上昇を考慮しない場合には、格納容器圧力の計算値は実測値を大きく下回る結果となったことから、3 号機の格納容器圧力の測定値を再現するためには、何らかの圧力 上昇の要因を考慮する必要があることが分かる。

#### 3.3.2. 解析ケース 2

解析ケース1に加え、RPV から D/W への液相漏えいとしてコントロールブ リードオフ流量程度を仮定した解析ケース2の結果を図3-5、図3-6に示す。 ケース1の解析結果と同様に、格納容器圧力の計算値は実測値を大きく下回る 結果となっている。これは既往の検討<sup>iv</sup>とも整合する結果である。D/W に液相 が漏えいし、これが減圧沸騰により蒸気となってD/W 圧力の上昇に寄与するが、 S/C 側の温度上昇による圧力上昇の効果の方が大きく、ケース1と同様、S/C 圧 力が先行して上昇している。なお、S/C スプレイ作動前の格納容器圧力は、ケー ス1と比較して2号機の測定値にやや近づく傾向となっている。

S/C 水位の傾向もケース 1 と類似している。初期にベント管水位が低下しているのは、D/W の圧力上昇の影響によるものであるが、やがて S/C 圧力が上昇し、以降はケース 1 と類似の挙動となる。

以上より、RPVからD/Wへのコントロールブリードオフ流量程度の漏えい量のみでは、3号機の格納容器圧力の測定値の上昇を再現できないことが分かる。

#### 3.3.3. 解析ケース3

解析ケース3の結果を図 3-7、図 3-8 に示す。仮にコントロールブリードオ フ流量を大きく上回る流量が RPV から D/W に漏えいしていたことを想定した 場合、漏えいのみの影響で格納容器圧力の測定値の上昇傾向を再現することは 可能である。しかし、S/C スプレイ後の S/C 圧力、及び D/W 圧力の低下の幅は 小さく、測定値を再現できていない。本解析は、事故時の実態よりも S/C スプ レイによって格納容器圧力が低下しやすい解析となっていると考えられる<sup>1</sup>が、 それでも圧力の低下が再現できていない。

S/C スプレイ後に D/W 圧力が徐々に S/C 圧力と同等まで低下しているのは、 RPVの減圧によって RPV から D/W への漏えい流量が低下したことによる D/W 内の蒸気生成量の低下と、RPV 内の飽和温度が減少したことによる D/W への伝 熱量の低下を通じた D/W 温度の低下(飽和蒸気圧の低下)によるものである。 その結果、D/W 圧力と S/C 圧力は同等となっている。

S/C 水位に関しては、D/W 側の圧力が上昇してベント管内の水が S/C 側に押 し出されているため、ケース1と比較して S/C 水位はやや高めで推移している。

以上より、RPV から D/W への大規模な漏えいの影響のみで S/C スプレイ作 動までの格納容器圧力の測定値の上昇傾向を再現することは可能だが、S/C スプ レイ作動後の格納容器圧力の低下を再現できないことが分かる。

以上の解析より、D/W 側に圧力上昇の要因を仮定した場合には、格納容器圧 力の測定値を再現しないことが確認された。このため消去法的には、S/C 側に圧 力上昇の要因があったことが示唆される。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>本解析では S/C スプレイの液滴径として 2mm を設定しているが、これは S/C スプレイが定格流量で作動している場合に期待される程度の液滴径である。事 故時の S/C スプレイの流量は定格流量よりも小さく、水に勢いがないため、液 滴径はより大きくなるものと考えられる。同じスプレイ流量で液滴径が小さい 場合と大きい場合を比較すると、液滴径が大きい場合のほうが液滴の表面積は 小さくなり、冷却効果は小さくなる。本解析ではこのように液滴径が大きくな る効果を見込まない理想的な条件の S/C スプレイを設定していることから、事 故時の実態よりも S/C スプレイによって格納容器圧力が低下しやすい解析とな っていると考えられる。



図 3-3 格納容器圧力(解析ケース1)





図 3-5 格納容器圧力(解析ケース 2)







図 3-7 格納容器圧力(解析ケース 3)





# 4. S/C 温度成層化に関する文献調査

前述の格納容器圧力挙動の解析評価より、消去法的には S/C 側に圧力上昇の 要因があったことが示唆された。ここでは、S/C 側の圧力上昇の要因と考えられ る温度成層化に関連する現象として、RCIC、及び SRV の排気蒸気による S/C 温度分布への影響に関する文献を調査し、S/C にて温度成層化が生じていた可能 性について検討する。

#### 4.1. RCIC 作動時を模した試験

3 号機の RCIC 排気口の構造を図 4-1 に示す。下側の先端を塞いだ垂直管に 互い違いに孔を開けた多孔の排気口(スパージャ)となっており、この排気孔 から水平方向にプール内に蒸気を放出する構造となっている。なお、排気孔の 径は上側と下側の領域で異なっており、上側は小さく、下側は大きくなってい る。



図 4-1 3号機の RCIC スパージャの構造 v

このような横向きのスパージャから蒸気が放出された際の蒸気の凝縮の様子 や、プール内の温度分布への影響を確認するため、3 号機の RCIC スパージャの 形状を模した管による蒸気放出試験が実施されたv。試験体系を図 4-2 に示す。 排気孔の径は実物と同様として、孔の数と蒸気の流量を実機の約 1/24 にするこ とで、排気孔から放出される単位面積当たりの蒸気流量を実機相当にしている。 排気孔は深さ 300cm×幅 65cm×奥行き 65cm のプールの水深約 80cm~約 280cm の範囲にある。プールは密閉されておらず、試験中は常に大気開放状態 となっている。12 個の温度計を水深 40cm~260cm の範囲に 20cm ごとに設置 し、蒸気放出時の高さごとの温度変化を測定している。



図 4-2 RCIC 模擬試験体系 v

試験結果を図 4-3 に示す。試験開始から約 10 分まではプール内の温度は均一 に上昇している。この時、試験ではチャギングと呼ばれる現象(排気孔付近で 気泡が凝縮することにより局所的に圧力が低下し、周囲の水を管内に引き込む ことによってさらに凝縮が促進され、大量の水が管内に流れ込み、その後排気 孔から勢いよく排出される現象)が繰り返し発生しており、その結果としてプ ール内の水が撹拌されて均一に温度が上昇している。このチャギングは一般的 に、プールの水温が低いほど、単位面積当たりの流量が小さいほど、また、排 気孔の径が大きいほど生じやすい。プールの水温がある程度高くなるとチャギ ングが生じなくなり、その後はプール下部の TP12、TP11、TP10 はその他の温 度計よりも低い温度を示していることから、プール内で温度成層化が生じてい ることが分かる。この期間には孔から放出された蒸気が安定して凝縮しており、 蒸気によって暖められた水が浮力によって上昇し、その分プール上側を経由し て排気孔付近に戻ってきた比較的低温の水が供給される形で、プールの上部で 循環する流れの層(高温層)が形成されているものと考えられる。その後、プ ール上部の水温が飽和温度に達すると、TP10、TP11、TP12の順番に温度が上 昇している。これは孔から放出された蒸気が凝縮されずに水面に向かって上昇 することにより、管の近傍の水に上向きの力が加わり、上記の循環する流れが 強まり、高温層が下方向に拡大したためと考えられる。



図 4-3 RCIC 模擬試験結果 v

上記の試験結果から3号機のRCIC作動時のS/Cプール内の温度分布への影響を考察する。同試験はRCIC排気孔の径と単位面積当たりの流量を実機と同等にした試験であることから、試験で見られた温度成層化はS/Cプール内でも 生じると考えられる。

S/C プールの水温が低いうちは、チャギングが生じてプール内が撹拌される可 能性はあるものの、実機の RCIC 配管には管内の圧力の低下を防止するための 逆止弁が取り付けられていることから、試験で見られるほどの大きなチャギン グは生じないものと考えられる。

また、プール上部が飽和温度付近に達した際には、試験結果から推定される 挙動と同様に、高温の水の層が下方向に徐々に拡大していくと考えられるが、 その拡大の速度は試験と比較して緩やかになると推測される。この要因は 2 つ 考えられ、一つは上記の試験におけるプールの容量に対して S/C プールの容量 は 2000 倍以上大きいことから、蒸気によって水に加えられた上向きの力が高温 層中の循環する流れ全体に影響するまでに時間を要すること、もう一つは、試 験は開放系であるのに対して実機は D/W と結合された密閉系であるため、水面 の温度が上昇すると圧力が上昇し、飽和温度も上昇することから、凝縮されな い蒸気の割合は試験と比較して小さくなることが予想されるためである。

以上より、3 号機の RCIC 作動時には S/C プール内で温度成層化が生じると 考えられ、また試験で見られたプール内の水を撹拌する現象(チャギング)の 影響は試験よりも小さい可能性が示唆される。

## 4.2. SRV 作動時を模した試験

3 号機と同じトーラス型の S/C と SRV 排気口 (T-クエンチャ)を持つ Monticello 炉において、SRV 作動時の S/C プール内の温度分布を測定する試験 <sup>vi</sup>が実施されている。単一の SRV を約 11 分間開き続け、S/C 各部の温度変化を 測定している。

試験における SRV T-クエンチャの構造を図 4-4 に示す。SRV 作動時の排気 蒸気は図の SRV DISCHARGE LINE を通じて ARM 部に導かれ、水平方向に空 けられた無数の孔からプール内に放出される。ARM 部の排気孔は反対側(SRV DISCHARGE LINE 側)にも空いており、両方から蒸気が放出される。なお、 図の T-クエンチャは ARM2 の端部に孔が空いている点などにおいて 2/3 号機 のものとは異なるものの、基本的には類似の設計である。



図 4-4 試験における SRV T-クエンチャの構造 vi

同試験における S/C 内の SRV T-クエンチャの配置を図 4-5 に示す。図の右上の「D」と記載される箇所の T-クエンチャから 667 秒間蒸気が放出される。時間当たりの蒸気放出量は 3 号機の SRV の定格流量と同等である。初期のプールの水温は約 10℃であり、プールの水量は約 2000m<sup>3</sup> (3 号機の約 3 分の 2) である。



図 4-5 試験における SRV T・クエンチャの配置 vi

同試験における高さ方向の温度分布の測定結果の詳細な数値は非公開である が、同試験レポート<sup>vi</sup>中に記載される高さ方向に平均化された周方向の温度分 布と、試験の概要をまとめたレポート<sup>vii</sup>の記載に基づく結果のイメージ図を図 4-6に示す。図 4-6における周方向断面とは、図 4-5に示したトーラス型の S/C を、T-クエンチャ A~Hの蒸気放出部を結んだ円形の線に沿って切り開いた断 面を横から見たものである。測定された期間では、蒸気を放出する SRV T-クエ ンチャの直下を除いて、プール下部ではほぼ初期の温度が維持されており、プ ール上部が比較的高温となっている。このことから、SRVの作動によってもS/C プールの表面が高温となる可能性があることが分かる。



図 4-6 試験における S/C プール内の温度分布のイメージ図

上記の試験結果から3号機のSRV 作動時のS/C プール内の温度分布への影響 を考察する。同試験は3号機と類似の格納容器形状を持つ実機の試験であるた め、SRV の作動状況が同等であれば、3号機においてもS/C プールの表面が高 温となり、温度成層化が生じると考えられる。

ただし、3 号機の SRV の作動状況には未だ不明な点が残されている。図 2-1 に示した通り、3/12 の HPCI 作動時までの RPV 圧力は SRV の作動圧力を断続 的に上回っており、SRV は作動していたものと考えられるが、8 弁ある SRV の うちどの SRV が作動していたかや、その作動期間、蒸気流量は分かっていない。 このため、3 号機においても試験と同様に SRV 作動によって温度成層化が生じ ていただかどうかは現状では不明である。

また、津波到達前の2号機のS/C温度のチャート記録(図 4-7<sup>iv</sup>)からは、S/C 周方向の広い範囲で温度が上昇していることが確認できる。また、温度の測定 値は乱れながら上昇しており、SRVの排気にはプール水をかき乱す効果もある と考えられる。このことから、SRVによる温度成層化の効果は、RCICと比べ て小さいと考えられる。



# 4.3. 上記の文献調査に基づく格納容器圧力の上昇要因の推定

以上の RCIC と SRV の排気による温度成層化への影響を考え合わせると、3 号機では RCIC は通常の間欠運転ではなく連続運転であったため、RCIC による 温度成層化への影響が大きかったと考えられる。一方で、RCIC の連続運転によ って SRV からの排気蒸気の流量は通常よりも少なかったことから、SRV の排気 によってプール水がかき乱される効果は試験よりも小さかったものと考えられ る。これらより、S/C プールの温度成層化が進み、格納容器圧力の上昇速度が速 くなった可能性が高いと考えられる。

# 5. 柏崎刈羽発電所における温度成層化の影響について

柏崎刈羽原子力発電所では温度成層化への対応として、残留熱除去系による プール水の冷却や、S/C へのスプレイの実施により、直接プール水を冷却する手 順、及び、プール温度を監視しながら、プール全体に分散配置されている複数 の SRV のうち、なるべく離れた位置の SRV を順次作動させることで、プール の水温上昇を均一にする手順を設けており、この対策について「電源の強化」「代 替熱交換器の配備」などによって信頼性を向上させている。

# 6. まとめ

3/11~3/12 の 3 号機の格納容器圧力の上昇が崩壊熱から推定される圧力上昇 速度よりも速い原因について検討した結果、以下が明らかとなった。 事故当時の測定値の傾向から格納容器圧力の上昇の要因の推定を試みた結果、 D/W 圧力と S/C 圧力の測定値の差圧が、S/C 側と D/W 側のどちらに圧力上昇の 要因があった場合に想定される差圧の傾向とも一致しないこと等から、測定値 の傾向からは、S/C 側、D/W 側のどちらに圧力変動の要因があったかを特定す ることはできなかった。

また、RPV から D/W への漏えいを仮定した解析を実施した結果、RPV から D/W への大規模な漏えいによって S/C スプレイ作動までの格納容器圧力の測定 値の上昇傾向を再現することは可能だが、S/C スプレイ作動後の格納容器圧力の 低下を再現できないことが確認された。このことから、消去法的には S/C 側に 圧力上昇の要因があったことが示唆された。

また、S/C プールの温度成層化に対する RCIC と SRV の排気の影響について 関連する試験の調査を行った結果、RCIC 作動時には S/C プールの温度成層化 が促進されると考えられる一方で、SRV 作動時の温度成層化への寄与は RCIC に比べて小さい可能性があることが分かった。3 号機では RCIC が通常の間欠運 転ではなく連続運転であったことから、RCIC の排気による温度成層化の効果が 大きく、SRV からの排気蒸気の流量は通常よりも少なかったことから、S/C プ ールの温度成層化がより進行しやすい状況にあったと考えられた。

以上より、3 号機の格納容器圧力の上昇速度が崩壊熱から推定される圧力上昇 速度よりも速いことの主要因は、S/C プールにおける温度成層化であった可能性 が高い。

今後は更なる検証のため、格納容器内熱流動解析コードを用いて、S/C プール 内の温度分布に関する定量的な評価を実施していく予定である。

以 上

# 参考文献

i 独立行政法人原子力安全基盤機構 "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" 2012/2/1

<sup>&</sup>lt;sup>ii</sup> "Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities," URL : https://fdada.info/index

iii 東京電力 "3号機東北地方太平洋沖地震後の運転員採取データ"2014/8/6
iv 東京電力 "福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について"2012/5/9

- $^{\rm vi}\,$ Patterson, BJ, "Mark I Containment Program, Monticello T-Quencher Thermal Mixing Test, Final Report", NEDO-24542, 1979/8
- <sup>vii</sup> U.S. NRC, "Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containments", NUREG-0783, 1981

 <sup>&</sup>lt;sup>v</sup> M. Pellegrini, "Suppression pool testing at the SIET labs (3) Experiments on Steam Direct Contact Condensation in a Vertical Multi-hole Sparger", 2014/12

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

1 はじめに

3 号機では、3 月 13 日 8 時 41 分に 圧力抑制室(S/C) ベントのライン構成 が完了し、13 日 9 時 24 分にドライウェル(D/W) 圧力の減少が確認されたこ とから、ベントが実施されたと発電所対策本部が判断している。その後、格納容 器圧力が上昇した際に、S/C ベント弁(大弁・小弁)の開操作を実施している。 この間、計測されたD/W圧力は上昇と下降を繰り返しているが、時系列で整

理されているベントタイミングと計測されたD/W圧力が低下するタイミングが 一致していないものが多い。また、当時の状況はベント弁の開操作を実施した ら、その開状態を維持していたが、仮設コンプレッサー使用によるベント弁駆 動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁 弁励磁維持の問題などにより意図せずベント弁が閉まってしまうような状況と なり、開状態を維持することが非常に困難であったことが、当社福島原子力事 故調査報告書 別紙2 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所にお ける対応状況について(平成24年6月版)にて報告されている。D/W圧力は、 注水による蒸気発生や水素発生、ベント操作等に応じて、増加・減少を繰り返 したものの、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示さなくな った。すなわち、最終的には格納容器からの気相漏えいが発生しているという 説明がなされてきた。しかしながら、ベント開維持が難しかったとする一方 で、どのベント操作が成功し、どのベント操作が失敗であったのかについては 明らかにされていない。すなわち、ベント開操作の実施は必ずしもベントによ る放出を意味しない場合があるが、公表された記録においては、ベント開操作 時には必ずベントによる放出があったと誤解が生じる可能性がある状況であっ た。

なお、平成23年8月24日に実施した、原子炉建屋上部のダストサンプリン グにおいて撮影された映像から、シールドプラグ縁辺部、歪みを生じたDSピッ トゲート周辺等から蒸気(湯気)の漏出が確認されており、格納容器からの主要 な漏えいは、シールドプラグ直下にある格納容器上蓋のシール部の劣化により 発生した隙間を漏えい経路としたものであると推定している。

本検討では、3月15日以降に観測された原子炉建屋の状況、ベント弁の開操 作に対する格納容器圧力変化、ベント経由で放射性物質が放出されたとした場 合の圧力抑制室(S/C)でのスクラビング効果の程度に関する検討から、3号機 のベントの成否、格納容器からの漏えい、観測されている建屋上部からの水蒸気 放出の関係について検討を実施した(当該の内容は、3号機-8,10,11として課 題設定している)。

本検討は、エネルギー総合工学研究所、株式会社東芝、日立 GE ニュークリ ア・エナジーの研究者・技術者との議論をふまえ取りまとめたものである。

2 3月15日以降に観測された原子炉建屋の状況

3月11日の地震発生後の記録は必ずしも十分ではないが、原子炉建屋等の状況を確認するうえでは、①ライブカメラの情報、②福島第一原子力発電所所員 がデジタルカメラにて撮影した情報がある。ライブカメラの情報は時刻につい てはほぼ正確であると考えられるが、遠方からの撮影であり、解像度はそれほ どよくない。一方で、デジタルカメラの撮影は、原子炉建屋の至近から撮影し ており解像度が高いものの、時刻情報はカメラ内部の時計を参照しており、こ の情報には不確かさがある。ただし、デジタルカメラの時刻情報は、電池切れ 等により過去にリセットされてしまうような時間のずれを除けば、それほど大 きなずれが発生することはないと考えられ、日付が概ねあっているのであれば、 日オーダーでのずれが発生しているとは考えにくい。そのため、本検討ではラ イブカメラの時間はずれが無いものとし、デジタルカメラの画像については、 ライブカメラの画像との比較も考慮して、大きなずれは無いことを確認して、 評価に使用することとする。

# 2.1 ライブカメラの画像について

# <u>3月11日10時00分の画像</u>

図1に3月11日10時00分の画像を示す。これは地震発生以前の画像であ り、健全な状態の福島第一原子力発電所を捉えたものである。一番左の煙突状 のものが5,6号排気筒であり、その右側に見える煙突状のものが3,4号排気 筒であり、一番右側に見える煙突状のものがタービン建屋換気系排気筒である。 この写真からは1,2号排気筒が確認できないが、1,2号排気筒は3,4号排 気筒のすぐ後ろにあり、重なってしまっていて見えていない。なお、余震によ る影響によるものか、ライブカメラの撮影角度が時間帯によって変わっている が、その角度によっては1,2号機排気筒が見える場合がある。

タービン建屋換気系排気筒脇に見えている建物が廃棄物処理建屋である。3, 4 号排気筒の後ろに見えている建物が、4 号機の原子炉建屋であるが、原子炉 建屋周辺拡大図からもわかる通り、ライブカメラからは 1~4 号機はほぼ一直線 に並んでおり、1~3 号機をライブカメラ映像から比較することは困難である。

## <u>3月13日10時00分の画像</u>

図2に3月13日10時00分の画像を示す。3号機は同日9時20分頃にベントが成功したものと判断されているが、この画像はそれから約40分が経過した後の画像である。3,4号機排気筒部分の拡大図からもわかる通り、ベントにより水蒸気が放出されていることが確認できる。一方で、原子炉建屋部分に特異的な状況は観測されない。

#### 3月13日13時00分および3月13日15時00分の画像

図3に3月13日13時00分および3月13日15時00分の画像を示す。記録上、11時17分にベント弁が閉まってしまったことを確認し、12時30分にベント弁開が確認されている(2回目のベント操作)ことから、13時00分のライブカメラ映像から確認できる水蒸気放出は、このベント操作が成功したことによるものと考えられる。15時00分のライブカメラ映像では明確な水蒸気放出は確認できない。

#### 3月14日7時00分および3月14日10時00分の画像

図4に3月14日7時00分および3月14日10時00分の画像を示す。記録 上、6時10分にベント弁(小弁)の操作を完了(4回目のベント操作)してい るが、いずれの時間帯にもライブカメラの映像からは明瞭な水蒸気放出は確認 できない。ただし、小弁操作のため、蒸気流量が小さく、ライブカメラでの映 像からは確認できなかった可能性は残る。

# <u>3月15日7時00分の画像</u>

図5に3月15日7時00分の画像を示す。この時点では、3,4号排気筒からの水蒸気放出は確認できないが、原子炉建屋周辺の拡大図を見ると、どの号機からかは特定できないものの、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出が確認できる。

## <u>3月15日16時00分の画像</u>

図6に3月15日16時00分の画像を示す。この時点では、3,4号排気筒からの水蒸気放出は確認できないが、原子炉建屋周辺の拡大図を見ると、どの号機からかは特定できないものの、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出が確認できる。

#### 3月15日17時00分の画像

図7に3月15日17時00分の画像を示す。記録上、16時05分にベント弁

開操作用の小型発電機の取り換えを実施し、ベント弁の開操作を実施(5回目のベント操作)しているが、ライブカメラの映像からは明瞭な水蒸気放出は確認できない。一方で、16時00分の映像と同様に、原子炉建屋上部からと考えらえる水蒸気放出は確認することができる。

## 3月16日10時00分の画像

図8に3月16日10時00分の画像を示す。この時点でも、3,4号排気筒からの水蒸気放出は確認できないものの、原子炉建屋上部からと考えらえる水蒸気放出は確認することができる。これまでの映像では、廃棄物処理建屋の形状が明確に見えていたが、この時間帯では放出された水蒸気により一部が隠れるような状態となっている。そのため、この時間帯の原子炉建屋からの水蒸気放出、すなわち、格納容器からの漏えいは、かなり大規模であったものと考えられる。

#### 2.2 デジタルカメラにより撮影された映像について

#### 撮影日情報3月15日7時31分の画像

図9に3月15日朝に撮影された画像を示す。この時点で、3号機原子炉建 屋の上部からの水蒸気放出は始まっていることが確認できる。また、ライブカ メラにて撮影された3月15日7時00分の映像に水蒸気が放出されていると ころが確認されていることから、この撮影日情報は概ね正しいものと考えられ る。

# <u>撮影日情報3月15日8時58分の画像</u>

図 10 に 3 月 15 日朝に 2 号機の原子炉建屋を撮影した画像を示す。2 号機原 子炉建屋のブローアウトパネルは、1 号機の水素爆発時に開いたことがわかっ ており、水蒸気はこのブローアウトパネルから放出されている。当社福島原子 力事故調査報告書 別紙 2 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所 における対応状況について(平成 24 年 6 月版)においても、8 時 25 分に原子 炉建屋 5 階付近壁より白い煙(湯気らしきもの)があがっていることを確認、 との記載があり、この撮影日情報についても概ね正しいものと考えられる。

#### <u>撮影日情報 3 月 16 日 9 時 51 分の画像</u>

図 11 に 3 月 16 日朝に撮影された画像を示す。3 号機原子炉建屋の上部からの水蒸気放出が継続していること確認できる。また、蒸気放出量は前日よりも多くなっているように見受けられる。これは、ライブカメラにて撮影された 3 月 16 日 10 時 00 分の映像とも整合していることから、この撮影日情報は概ね

2.3 観測された画像からの考察

3号機のベントは、ライブカメラの画像からは3月13日の1回目、2回目の ベントでのみ3,4号排気筒からの水蒸気放出が確認できるため、この2回につ いてはベントが実施されていると判断できる。3回目のベント開操作は夜間の実 施であったことから、ライブカメラによる確認はできない。また、3月14日早 朝の4回目のベント開操作では、小弁の開操作であることから、ベント管に流 れる蒸気流量が小さかったとの可能性が残るものの、ベントによる放出は確認 できない。3月15日夕方の5回目のベント開操作においても、排気筒の映像か らはベントによる放出は確認できない。また、3月16日未明の6回目のベント 開操作は夜間であったため、ライブカメラによる確認はできていない。

デジタルカメラによる映像から、3号機は3月15日の朝には、原子炉建屋上 部からの水蒸気放出が確認されており、この時点では、格納容器から漏えいした 気体(水蒸気、放射性物質を含む)が直接環境に放出されるような状態になって いたものと考えられる。ただし、同じ3月15日朝に、2号機原子炉建屋のブロ ーアウトパネルからも水蒸気が放出されていることが確認されており、添付資 料 2-9, 10の検討から、2号機からの放射性物質の放出もあったものと考える。





図1 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月11日10時) 上:ライブカメラ映像全体 下:原子炉建屋周辺拡大図







図2 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月13日10時) 上:ライブカメラ映像全体 中: 3,4号排気筒拡大図 下:原子炉建屋周辺拡大図







図3 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(抜粋)
(撮影日 左:3月13日13時 右:3月13日15時)
上:ライブカメラ映像(抜粋) 下:3,4号機排気筒拡大図







図4 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(抜粋)
(撮影日 左:3月14日7時 右:3月14日10時)
上:ライブカメラ映像(抜粋) 下:3,4号機排気筒拡大図







図5 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月15日7時) 上:ライブカメラ映像全体 中: 3,4号排気筒拡大図 下:原子炉建屋周辺拡大図







図6 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月15日16時) 上:ライブカメラ映像全体 中: 3,4号排気筒拡大図 下:原子炉建屋周辺拡大図







図7 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月15日17時) 上:ライブカメラ映像全体 中: 3,4号排気筒拡大図 下:原子炉建屋周辺拡大図







図8 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像(撮影日 3月16日10時) 上:ライブカメラ映像全体 中: 3,4号排気筒拡大図 下:原子炉建屋周辺拡大図



図9 3号機からの蒸気放出の様子(撮影日情報 3月15日7時31分)



図 10 2 号機からの蒸気放出の様子(撮影日情報 3月15日8時58分)



# 図 11 3 号機からの蒸気放出の様子(撮影日情報 3月16日9時51分)

3 ベント弁の開操作に対する格納容器圧力変化に関する検討

前述の通り、ベント弁の操作は開く操作をした後は開状態を維持することを 前提としており、意図的に弁を閉じるような操作は実施していない。一方で、開 状態を維持することは困難であったとの報告もあり、ベントを実施しても格納 容器圧力が下がらなかったとの報告もあるとおり、ベントの開操作の実施がす ベてベントによる放出を意味している訳ではない。また、注意すべきであるのは、 排気筒からの水蒸気放出が確認できている場合を除けば、直接的にベントの成 否を判断することはできず、格納容器の圧力の上昇下降でベント弁の開閉を判 断していたことがあったことである。つまり、格納容器圧力が上昇している場合 でも、ベント配管から放出できる気体の量と比べて、格納容器への気体の流入量 および格納容器内での気体の発生量が多い可能性もあるし、格納容器圧力が下 がっている場合でも、ベントに伴う排気筒経由の放出以外の経路からの漏えい により格納容器内の気体が流出していることを捉えている可能性があるという ことである。

したがって、この検討では、確実にベントによる格納容器内気体が放出されて いる1回目、2回目のベント時の格納容器圧力の挙動をベースケースとして、そ の他のベント開操作時における挙動を検討することとする。

3.1 3月13日6時から3月14日9時までの格納容器圧力変化に関する検討 この時間帯の格納容器圧力の変化を図12に示す。3号機は、添付資料3-3に て判明した HPCIの注水機能が HPCIの手動停止よりも早い時間に喪失してい たことから、3月13日の5時頃には炉心損傷に至り、大量の水素が発生してい たと推定されている。そのため、9時前まで継続している格納容器圧力の上昇は、 非凝縮性ガスである水素が格納容器に移行してきたことが原因であると考えら れる。また、9時頃の原子炉減圧時には、原子炉圧力容器内に存在していた水素 が一気に格納容器に放出されることで、格納容器圧力が上昇し、ラプチャディス クの設定圧に到達したことで、ベントが実施されたものである。

この 1 回目のベントにおける格納容器圧力の変化をみると、9 時 10 分の 0.637MPa(D/W)、0.590MPa(S/C)から 10 時 40 分の 0.270MPa(D/W)、 0.220MPa(S/C)と、1 時間 30 分の間に約 0.4MPa 低下しており、比較的速い減 圧が起こっている。

また、2回目のベント開操作については、原子炉圧力がチャートの読み値で 3MPa 程度まで急上昇した時間とほぼ同時期に格納容器圧力の低下からベント 開が判断されている。その前に格納容器圧力が急激に上昇していることについ て、これだけの原子炉圧力の急上昇があれば、ベント弁が開であっても格納容器 圧力は上昇する可能性が高いと考えられるが、この時間帯にベント弁操作のた めのボンベ交換作業が実施されたとの記録があるため、格納容器圧力が上昇している期間はベント弁が閉まっていた可能性も高い。いずれにしても、格納容器 圧力の最大値と最小値がわかれば格納容器の減圧速度は評価可能であり、2回目 のベント開操作時には、12時20分の0.750MPa(D/W)、0.700MPa(S/C)から 13時35分の0.235MPa(D/W)、0.190MPa(S/C)と1時間15分の間に約0.5MPa 低下するという、やはり比較的速い減圧が起こっている。

このことから、ベントによる放出が実施された場合には、格納容器圧力の比較 的早い減圧、すなわち、1時間当たり 0.25MPa~0.4MPa 程度の減圧が予想され る。

この時間帯の半ばには、格納容器圧力の上昇が観測されたことに起因して、19 時00分からベント弁操作のための仮設コンプレッサーのつなぎこみを実施して いる。その後、21時10分ごろに D/W 圧力が低下したことにより、ベント弁が 開となったとの判断がなされている(3回目のベント開操作)。この際の格納容 器圧力変化は、20時40分の0.425MPa(D/W)、0.375MPa(S/C)から24時00 分の0.240MPa(D/W)、0.255MPa(S/C)と3時間20分の間に約0.2~0.15MPa の低下であり、1回目、2回目のベントによる減圧と比較すると非常に減圧速度 が遅い。

さらに注目すべきは、D/W 圧力と S/C 圧力の関係である。この時点では、発 熱源は D/W にあると考えられるため、D/W 圧力>S/C 圧力であることは妥当で ある。そのため、S/C ベントによる放出がある場合、D/W から S/C に気体が移 行し、排気筒から放出されることになるが、その移行の際に、S/C 内の水を押し のける必要があるため、ある程度の差圧が発生することになる。21 時ごろまで、 D/W と S/C の圧力に 0.05MPa 程度の差があるのは、物理的には妥当な状況で ある。しかしながら、22 時 30 分に 0.285MPa(D/W)、0.290MPa(S/C)と圧力が 逆転し、24 時 00 分には 0.015MPa だけ S/C 圧力の方が高いという状態になる。 これがベントによる格納容器圧力低下であるとすると、圧力が低いところから 圧力が高いところに気体が流れることを意味するため、物理的にはあり得ない 状況である。

そのため、3回目のベント開操作とされているところでは、圧力低下の要因は むしろ D/W 側にあると考える方が自然である。この場合の、D/W からの漏えい としては、高温条件でのシール部の劣化が考えられる格納容器上蓋部分からの 漏えいが最も可能性が高いと考えられる。

この時間帯の後半には、4回目のベント操作が記録に残っている(14日6時 10分に開操作完了)。このベント操作はベント弁(小弁)であり、弁が開いたと しても、その流路面積は小さく、排出可能な流量は小さくなる。そのため、この 操作によって圧力低下がみられなかったことは、ベント弁が開かなかった可能
性とベント弁が開いたものの流量が小さく結果的に圧力が上昇した可能性の二 通りが考えられる。しかしながら、3回目のベント操作が実施された頃に開いて しまっていた漏えい口は、閉まる理由がないためここからの漏えいは継続して いたものと考えられる。

3.2 3月14日9時から3月15日12時までの格納容器圧力変化に関する検討 この時間帯の格納容器圧力の変化を図13に示す。この時間帯では、3月14日 11時には3号機で水素爆発が発生している。これは、原子炉建屋内に水素が漏 えいしていたことが原因であり、3回目のベント操作が実施された頃には格納容 器から原子炉建屋への漏えいが始まっていたとする推定は、現実の事故進展と も整合している。

なお、この水素爆発の発生前後でも格納容器圧力が大きく低下していること が確認されている。この圧力低下の原因は明確ではないが、この際も D/W 圧力 と S/C 圧力の逆転が発生しており、漏えいが発生しているとしても、D/W 側に 漏えいの原因があると考えられる。

3.3 3月15日12時から3月16日18時までの格納容器圧力変化に関する検討 この時間帯の格納容器圧力の変化を図14に示す。この時間帯では、記録上、
5回目のベント開操作が実施されている。この際の、当社福島原子力事故調査報告書別紙2の記載を以下に転記する。

16:00, S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁,小弁の電磁弁の励磁に用いていた小型発 電機の故障により,同弁が閉になったことを確認。その後,16:05,小型発電機 を取替え,S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁を励磁し,開操作実施。

開操作は実施されたものの、その成否については明確とはなっていない。実際、 この時の格納容器の圧力低下について S/C 圧力は測定されていないが、16 時 00 分に 0.415MPa(D/W)から 21 時 05 分に 0.335MPa(D/W)と 5 時間で 0.1MPa 弱 とベントによる放出の際に予想される減圧速度と比較して小さい。2.にて示した ように、3 月 15 日の朝から 3 号機原子炉建屋上部からの水蒸気放出が継続的に 確認されていることから、このような緩やかな格納容器圧力低下は、格納容器か らの直接放出によるものである可能性が高いと考えられる。

3.4 格納容器圧力変化からの考察

3月13日から3月16日にかけての格納容器圧力の変化からは、ベントにより3,4号排気筒経由で放出されたのは、1回目および2回目のベントのみであ

った可能性が高い。

また、原子炉への注水が安定的に実施されるようになったのは3月下旬であることから、3月16日ごろの燃料デブリは良好な冷却状態にはなかったと推定されるため、ベントによる格納容器内の気体の放出ができなくなって以降は、過熱と格納容器漏えいのバランスで格納容器圧力が上昇したり下降していたりしたと考えられる。

ただし、3回目以降のベント開操作が失敗していたとすると、4号機の水素 爆発は、1回目および2回目のベントによって放出された水素が4号機に逆流\* したことによって発生したことになる。したがって、この際の水素移動量が4 号機の爆発を引き起こすのに十分であったかを検討する必要がある。

\*:4 号機では、3 月 14 日 10 時 30 分頃 使用済燃料プールの状況確認に向かっ た当社社員が原子炉建屋内の放射線量が高く入域を断念したとの記録があり、 また、その後の原子炉建屋の汚染状況から、この放射線は希ガス起因であると 考えられる。希ガスはベントにより優先的に排出される非凝縮性ガスであるこ とから、少なくとも、1 回目(および 2 回目)のベントにより 4 号機への逆流 が起こっていることは確実であると考えられる。



図 12 3 号機の格納容器圧力の変化(3月13日6時から3月14日12時)



図 13 3 号機の格納容器圧力の変化(3月14日9時から3月15日12時)



図 14 3 号機の格納容器圧力の変化(3月 15日 12時から3月 16日 18時)

## 4 まとめ

これまでの検討をまとめると、以下の通りとなる。

- 3 号機のベント開操作は、3 月 13 日 9 時ごろの 1 回目、12 時ごろの 2 回目のみが明確に成功している
- ・13日21時ごろの3回目のベント開操作時は、D/W 圧力とS/C 圧力の逆転が発生しており、ベントによる格納容器圧力の減少とは考えにくい
- ・3回目のベント開操作時には、D/Wから原子炉建屋への漏えいが発生していたとすると、3月14日11時に発生した水素爆発と整合する
- ・ 少なくとも3月15日の朝には、3号機の格納容器は漏えいにより環境に 直接的に水蒸気・放射性物質を放出する状態になっていた
- ・3月15日の朝には、2号機も格納容器からの漏えいにより、ブローアウトパネルを通じて、環境に直接的に水蒸気・放射性物質を放出する状態になっていた(当社の推定では、環境汚染は2号からの放出が支配的)
- ・3月15日16時頃の3号機の5回目のベント時は、格納容器圧力の減少 速度が緩やかであることから、格納容器からの漏えいによる圧力減少で ある可能性が高い
- ・ 写真等の情報からは、3月16日の3号機からの水蒸気放出はかなり大規 模であった(この際の放出も15日に次ぐ規模と推定)
- 5 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

添付資料 3-6 でも同様の結果が示されているが、福島第一原子力発電所 1~3 号機の各プラントの格納容器からはある程度定常的に放射性物質の漏出が起こ るような状態になり、ベントによる放出よりも支配的な放射性物質の放出経路 となっていたと考えられる。従って、環境汚染を最小限にとどめるためには、格 納容器の健全性を維持し、閉じこめ機能を確保することが重要である。

福島第一原子力発電所事故では、格納容器のトップヘッドフランジ、各ハッチ のシール材(ガスケット)に使用しているシリコンゴムが高温蒸気に曝されるな ど過酷な事故環境において劣化し、閉じこめ機能を喪失した可能性がある。そこ で、柏崎刈羽原子力発電所では、当該ガスケット外側のフランジ面の箇所に、よ り高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布した。なお、シリコン 性のシール材は高温蒸気曝露で劣化が進む傾向があるため、より耐性に優れた シール材(改良 EPDM)に変更することも検討している。

また、格納容器エアロック均圧弁のシール材(フッ素樹脂)は重大事故環境下 の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられる。そこで、エア ロック外側を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、環境耐性に 優れたシール材をもつ閉止フランジを取り付け、重大事故環境下における健全 性維持を図っている。均圧弁については、フッ素樹脂よりも耐放射線性に優れ、 耐高温性を有するシール材の適用も検討している。