

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ⁱ。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ⁱⁱ (①)、3/11 17:00～3/13 12:15 の運転員採取データⁱⁱⁱ (②)、チャートデータ^{iv}、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。

- D/W圧力(①):左軸
- D/W圧力(②):左軸
- × S/C圧力(①):左軸
- × S/C圧力(②):左軸
- RCIC,HPCIタービン排気圧力(②):左軸
- × 原子炉水位(狭帯域)(②):左軸
- × 原子炉水位(広帯域)(②):左軸
- + 原子炉水位(狭帯域)(過渡現象記録装置):左軸
- 原子炉水位(広帯域)(過渡現象記録装置):左軸
- RPVベローズ温度(チャート):左軸
- CRDハウジング温度(チャート):左軸
- S/C水位の通常水位からの増分(cm) :左軸
- - RCIC/HPCI流量(L/s) 左軸
- ▲ RPV圧力(①):右軸
- △ RPV圧力(②):右軸
- RPV圧力(狭帯域)(過渡現象記録装置):右軸
- RPV圧力(広帯域)(過渡現象記録装置):右軸
- SRV C (逃がし弁機能) 作動圧力:右軸
- SRV A,E,G (逃がし弁機能) 作動圧力:右軸
- SRV B,D,F,H (逃がし弁機能) 作動圧力:右軸
- SRV C,E (安全弁機能) 作動圧力:右軸
- スクラム時刻
- 全交流電源喪失時刻
- RCIC作動期間
- S/Cスプレイ作動期間
- HPCI作動期間

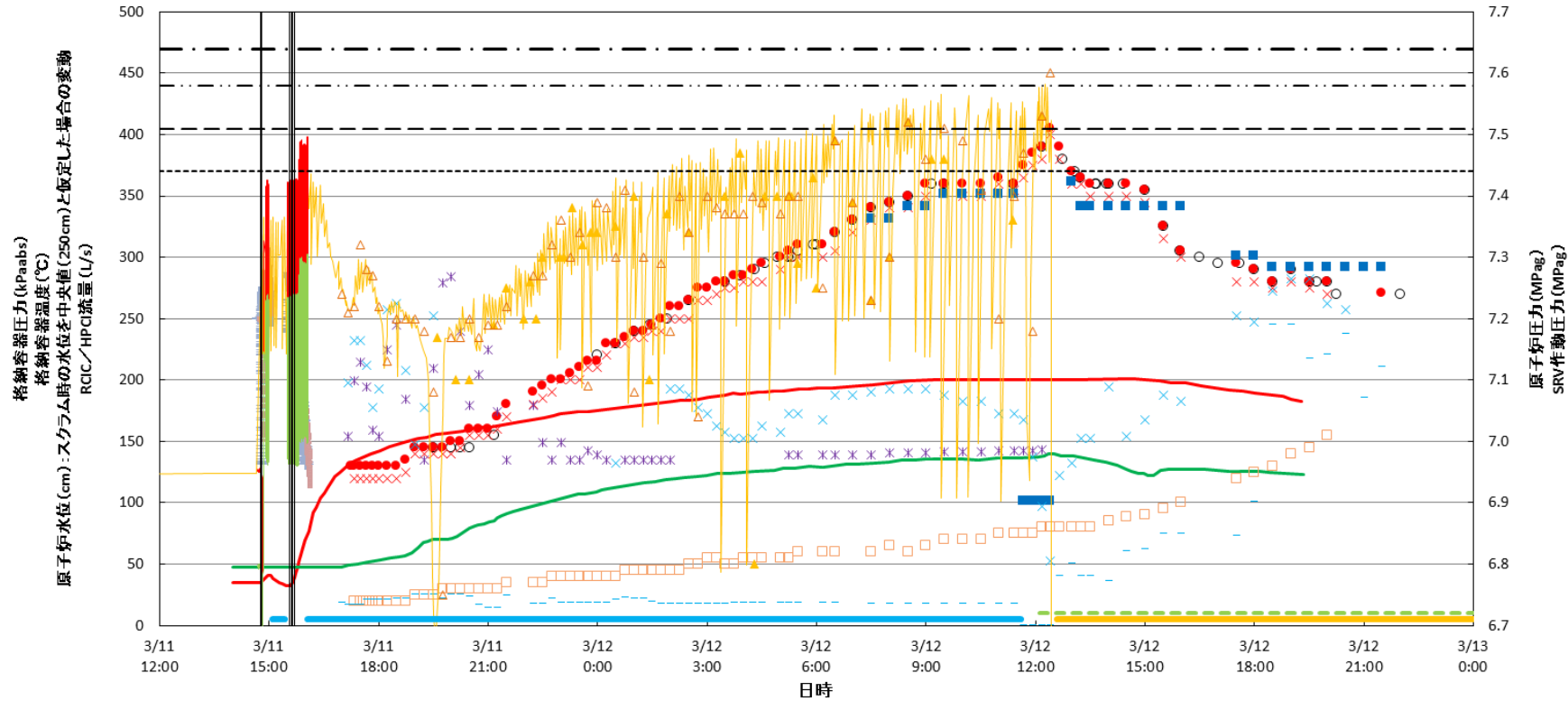


図 2-1 3/11~3/12 の測定データ

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。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、この水頭のみだけ 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 $-3\sim 0$ kPa 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。

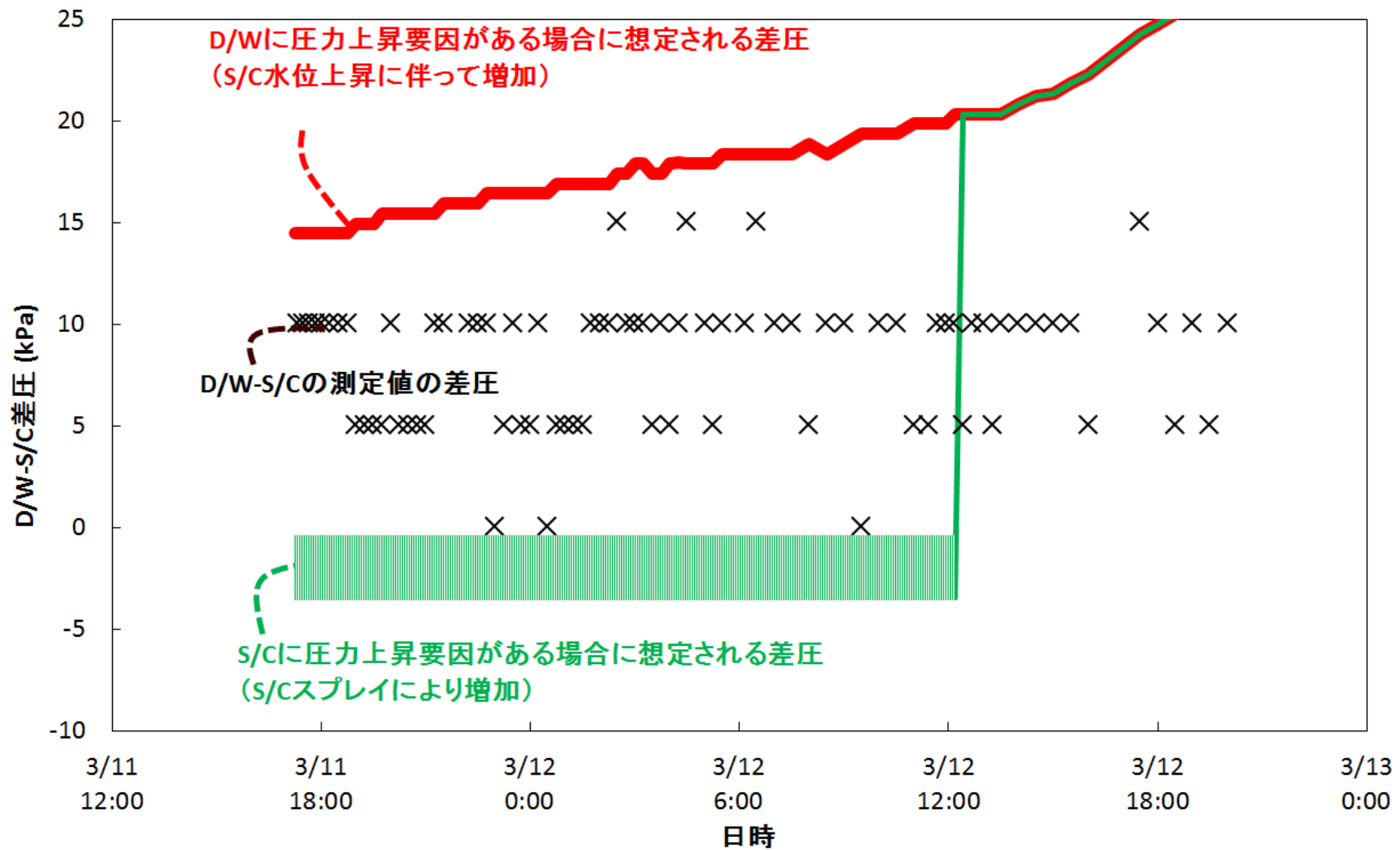


図 2-2 3/11~3/12 の D/W と S/C の差圧 (D/W 圧-S/C 圧)

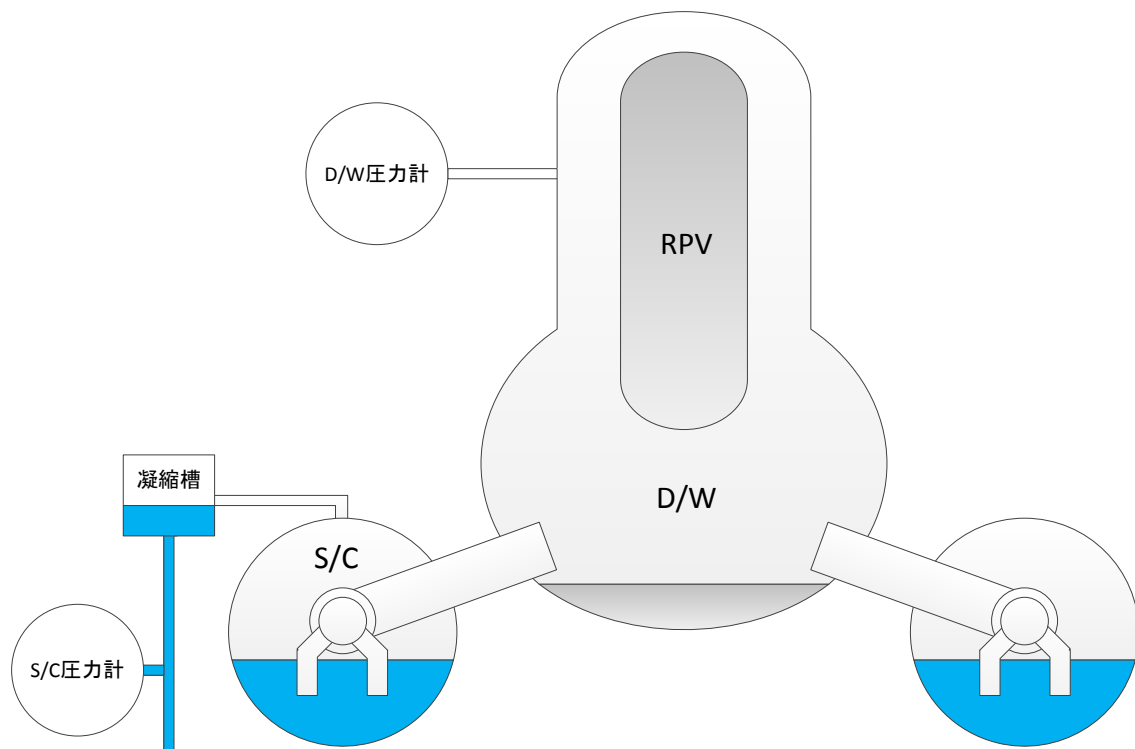


図 2-3 格納容器圧力の測定計器の系統図（概略）

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に、D/W 下部（円筒部下端まで）、ペDESTAL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DESTAL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に、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にモデル化した。

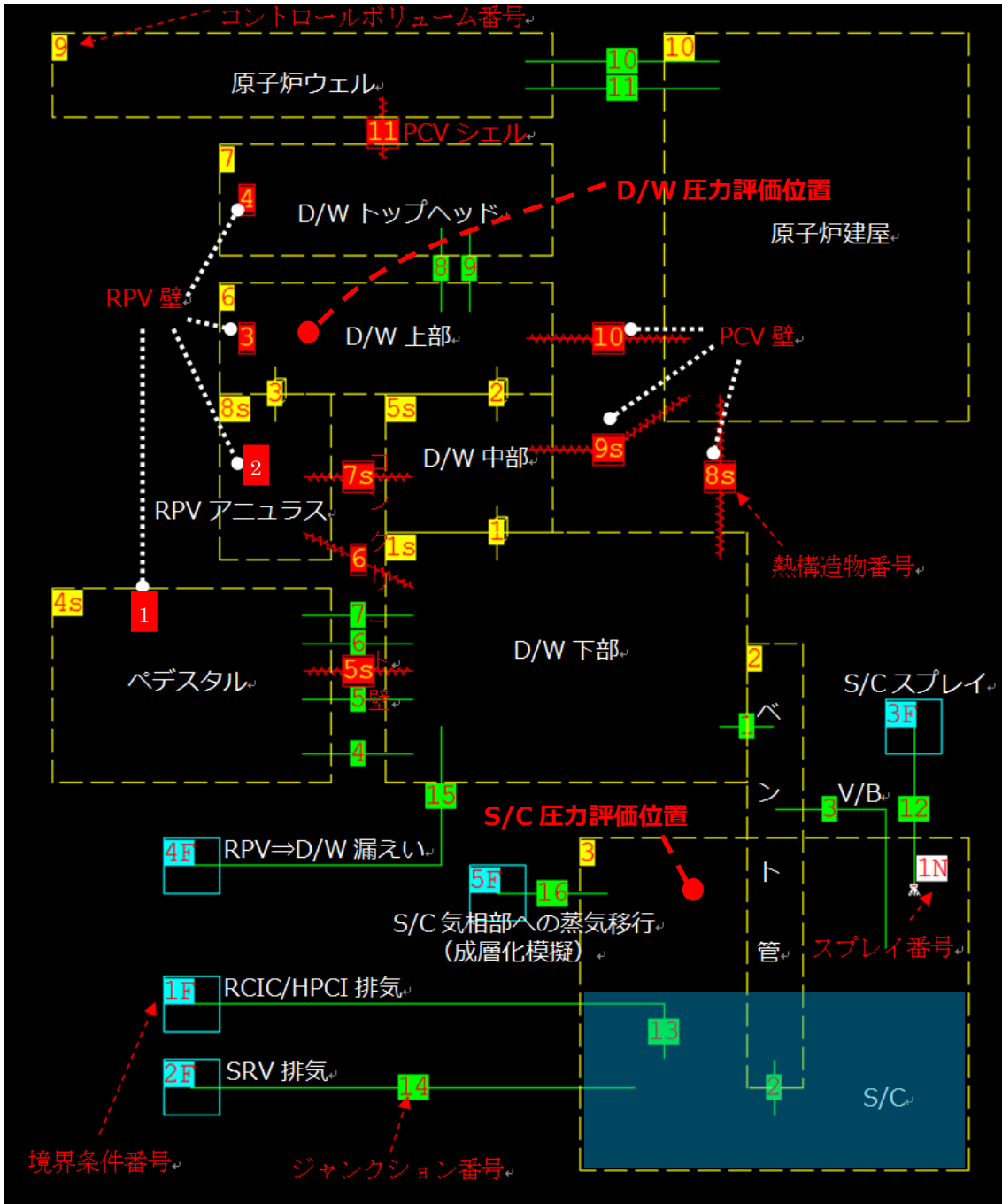
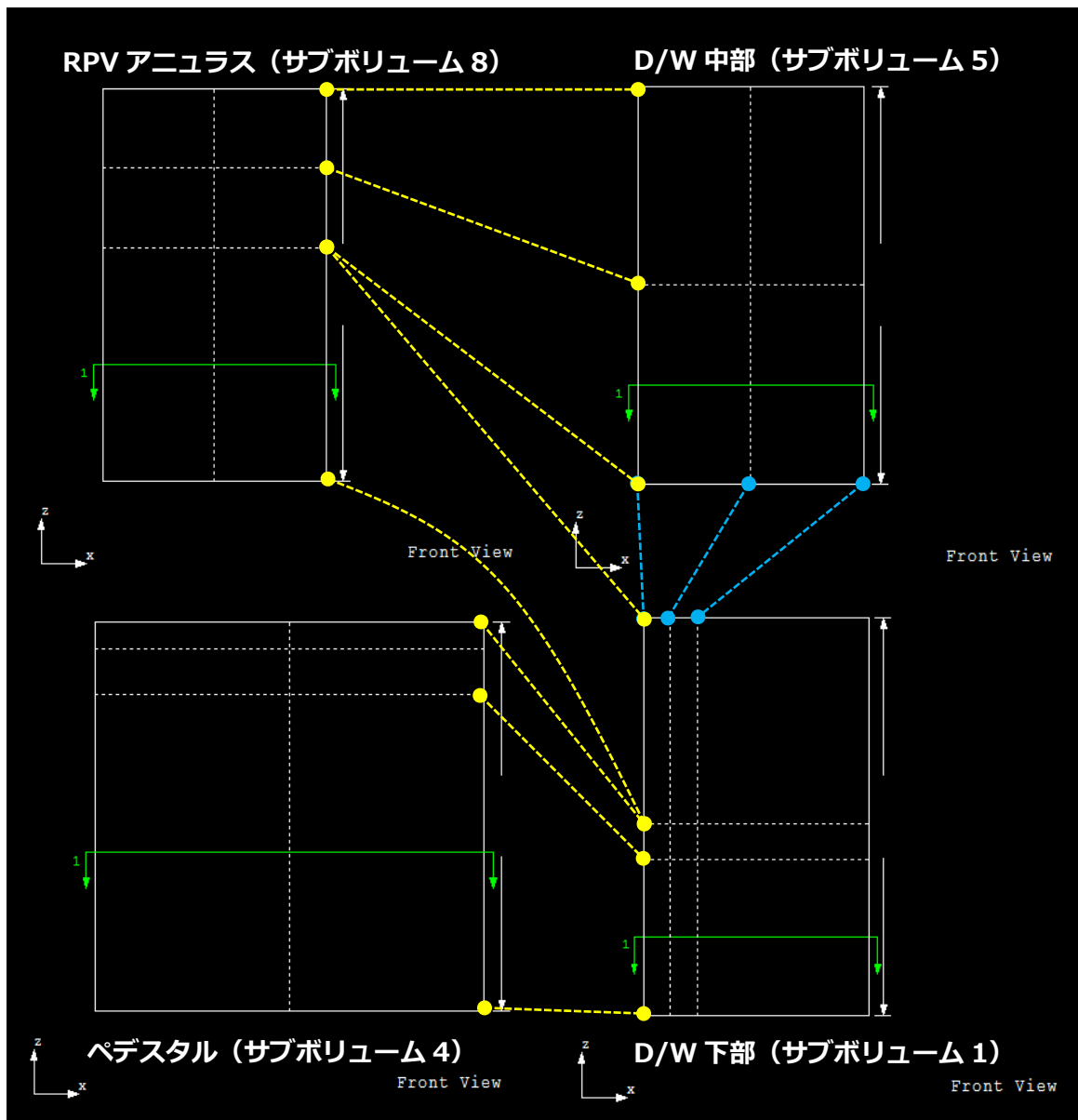


図 3-1 GOTHIC 解析体系 (全体図)



※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。

表 3-1 主要解析条件 (全ケース共通)

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℃	チャートデータ iv より
	S/C	30℃	チャートデータ iv より
	R/B	25℃	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 内壁温度	RPV 圧力の測定値における飽和温度	
流量境界	S/C への蒸気流入	流量：崩壊熱による蒸気発生分 温度：S/C 圧力の測定値における飽和温度	崩壊熱により炉内で発生した蒸気が S/C に流入しているものと仮定。崩壊熱は公開値 ii に基づく。
	S/C スプレー	流量：50m ³ /h 温度：20℃ 液滴径：2mm	流量は S/C 水位測定値を再現する値として設定。温度は 20℃、液滴径は 2mm を仮定。
	RPV ⇒ D/W 漏えい流量の増倍係数 ※	解析ケース 1：0 倍 解析ケース 2：1 倍 解析ケース 3：12 倍	以下の条件における格納容器圧力の測定値の再現性を確認する。 解析ケース 1：漏えいが無い場合 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

※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 iv と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¹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。

¹ 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。

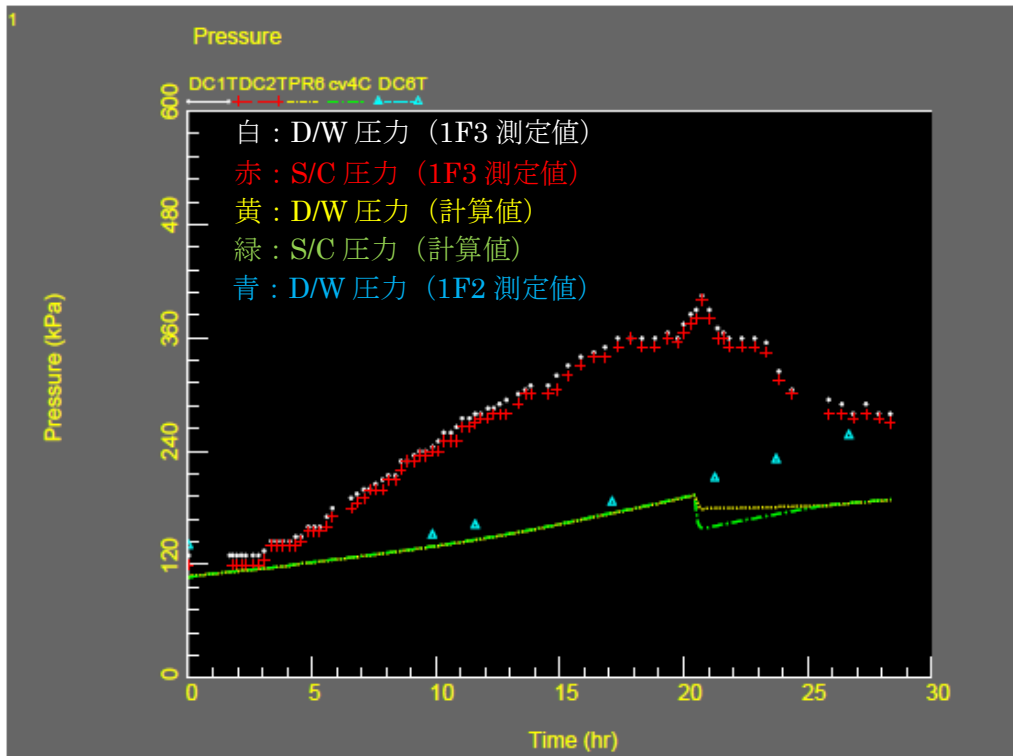


図 3-3 格納容器圧力 (解析ケース 1)

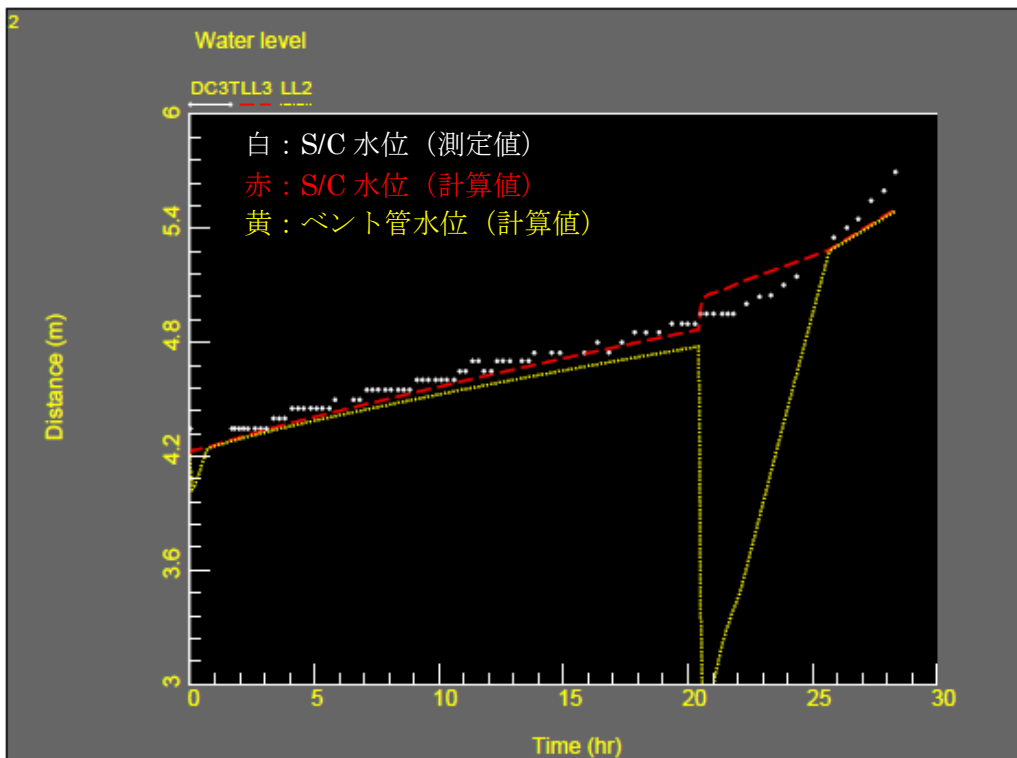


図 3-4 S/C、ベント管水位 (解析ケース 1)

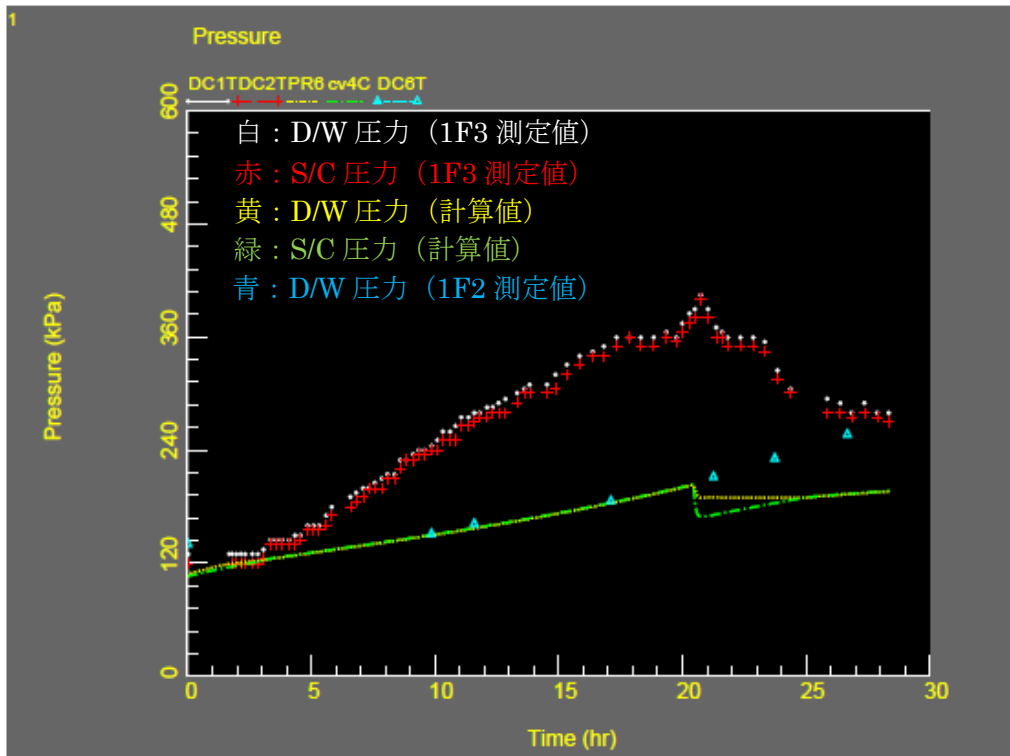


図 3-5 格納容器圧力 (解析ケース 2)

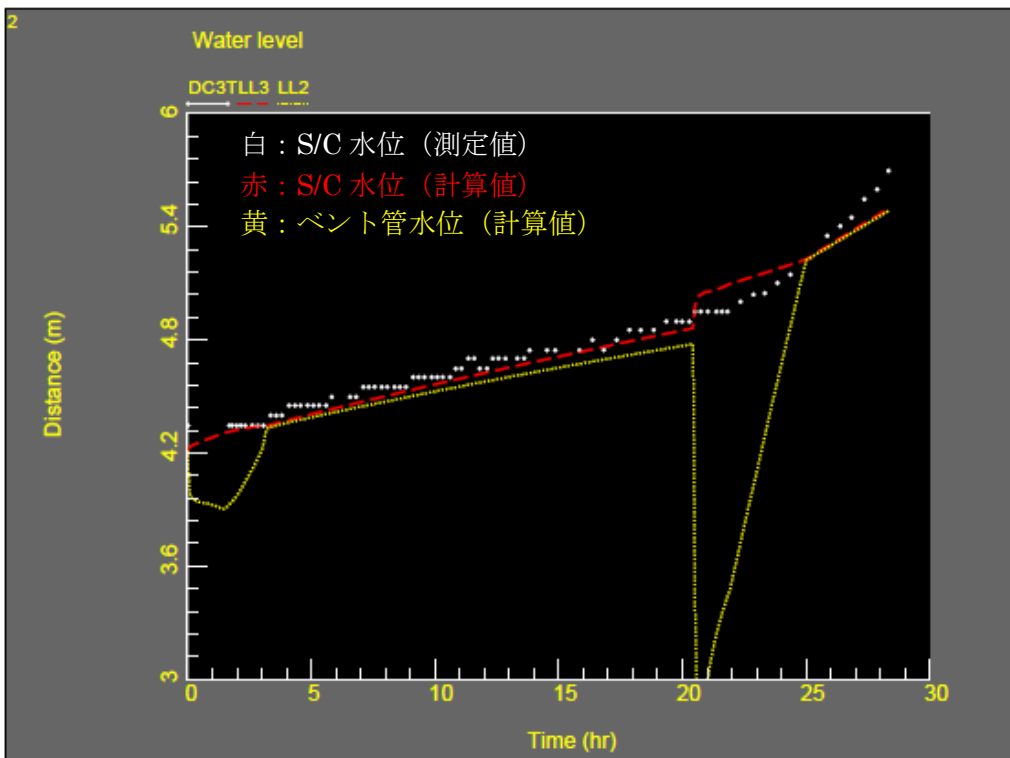


図 3-6 S/C、ベント管水位 (解析ケース 2)

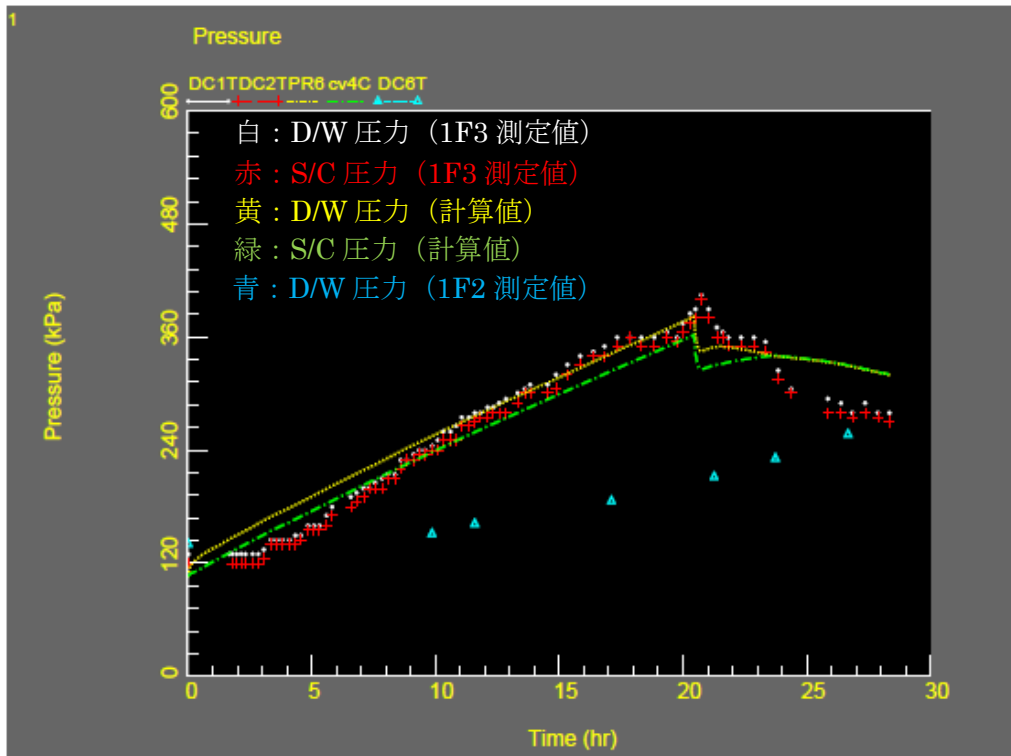


図 3-7 格納容器圧力 (解析ケース 3)

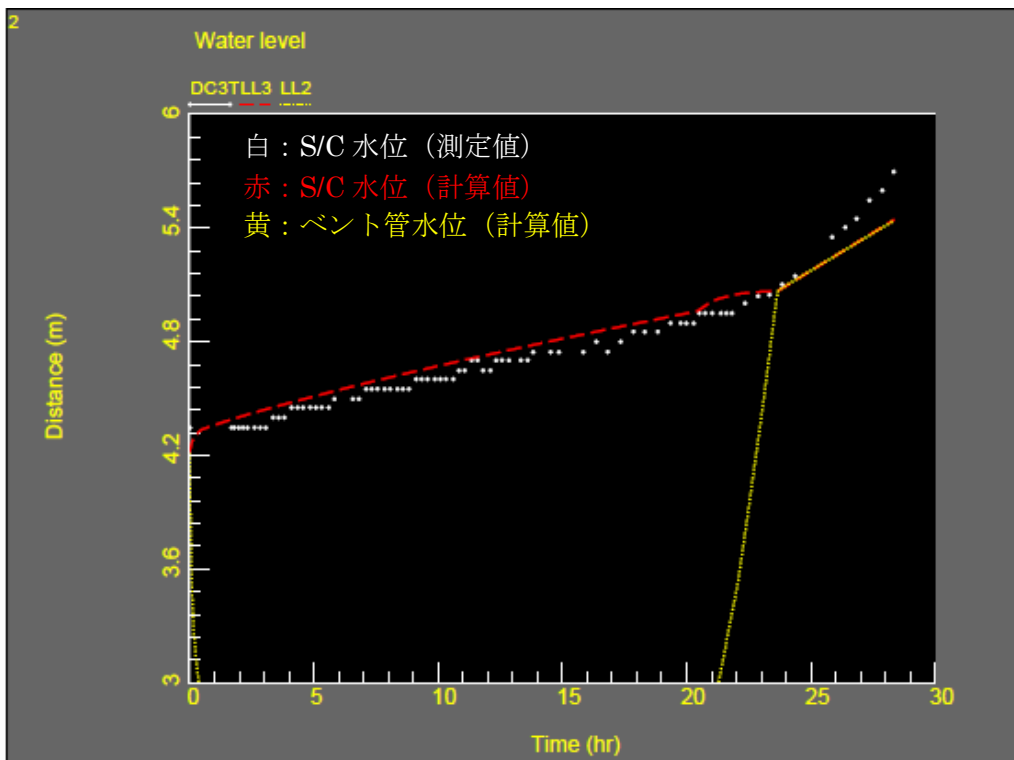


図 3-8 S/C、ベント管水位 (解析ケース 3)

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。

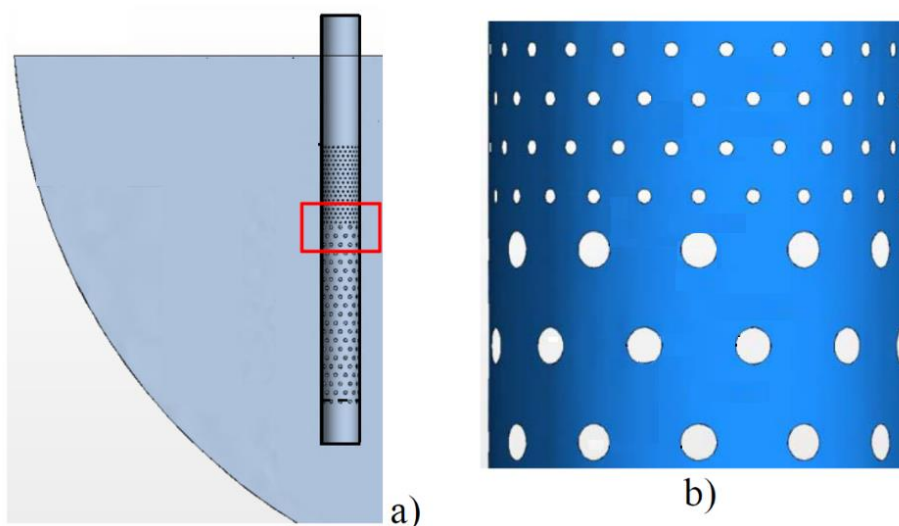


図 4-1 3 号機の RCIC スパージャの構造

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。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。

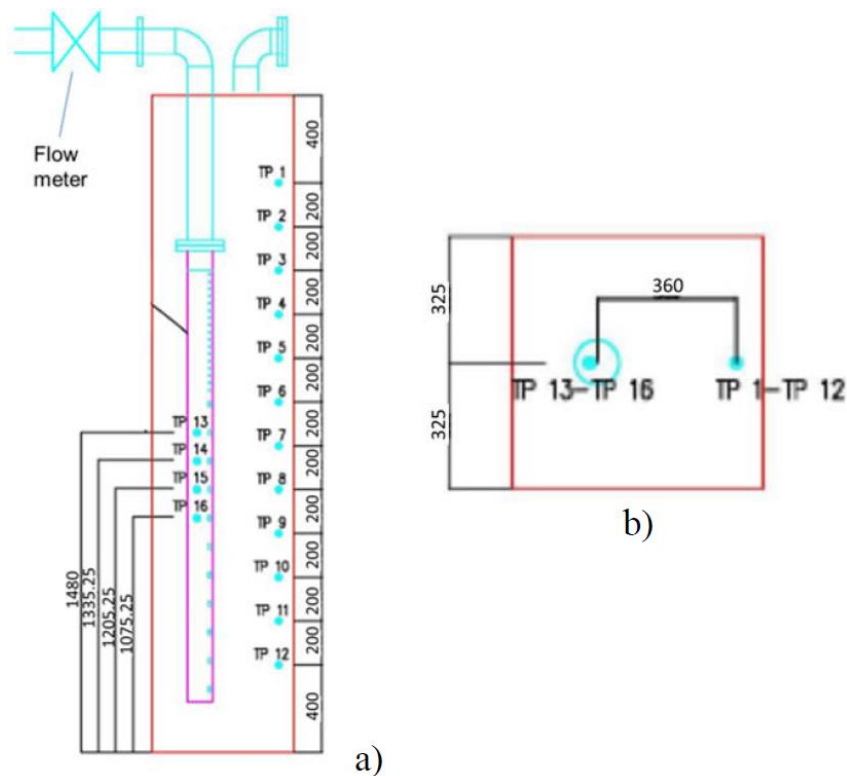


図 4-2 RCIC 模擬試験体系

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攪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經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。

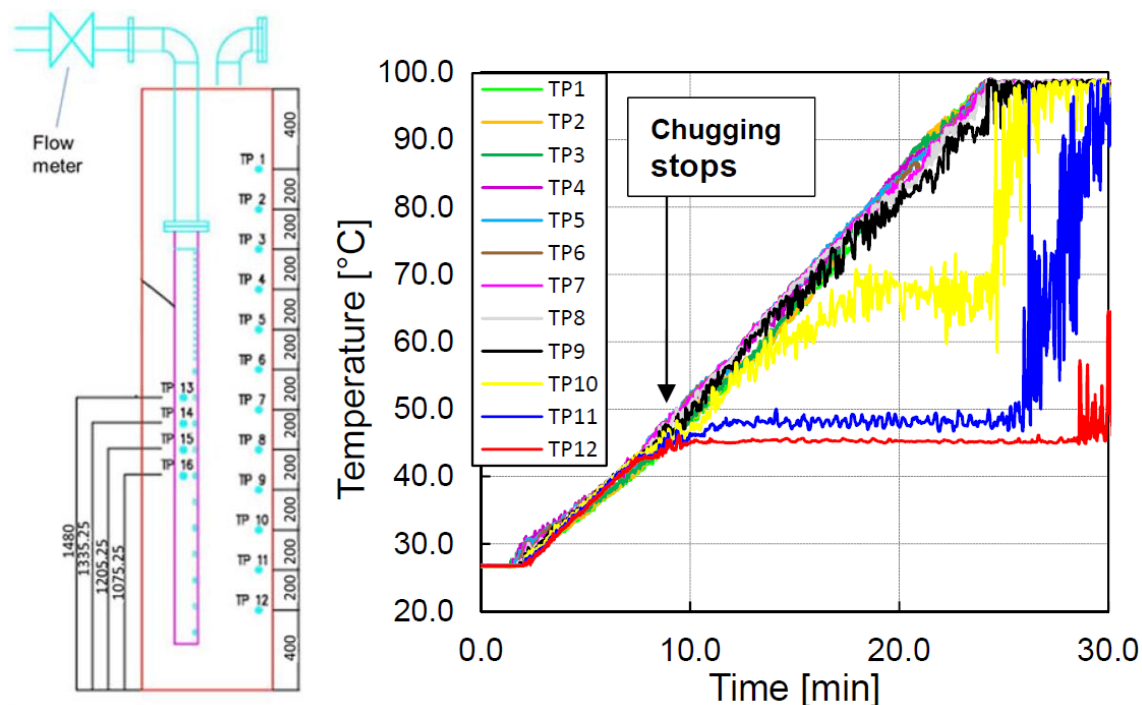


図 4-3 RCIC 模擬試験結果 ▽

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攪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攪拌する現象（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 vi 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。

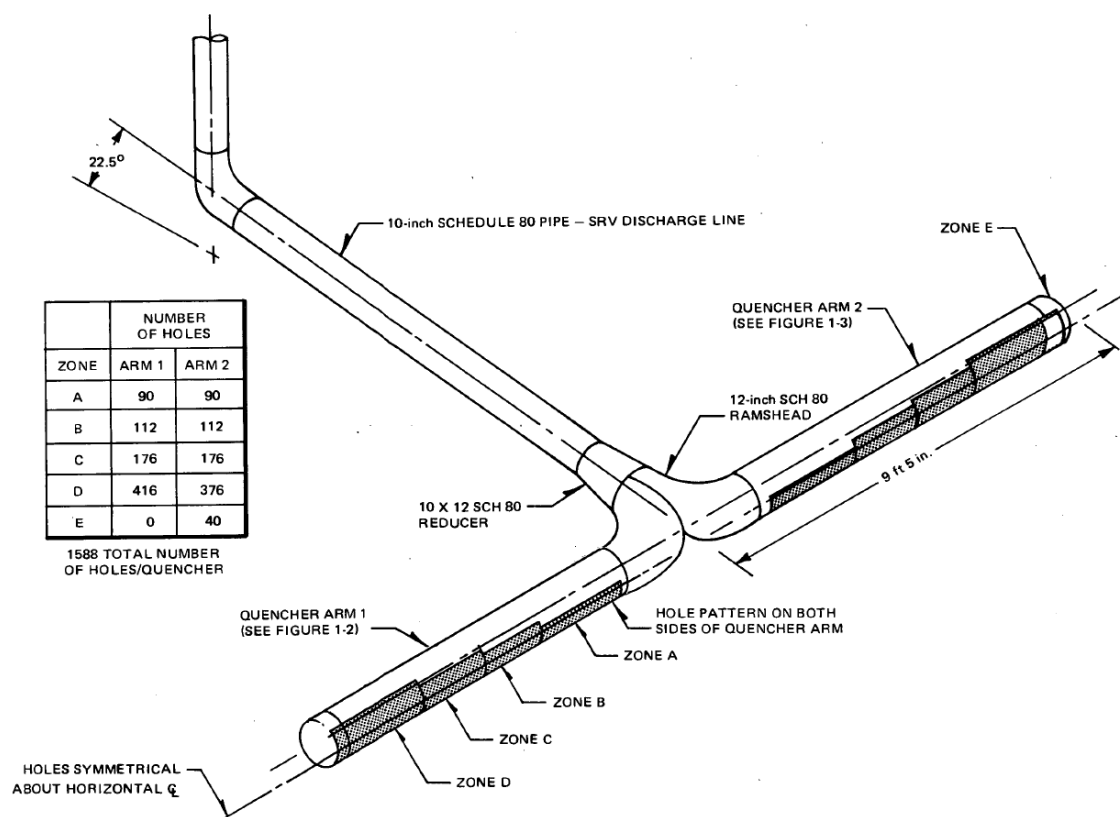


図 4-4 試験における SRV T-クエンチャの構造 vi

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。初期のプール水温は約 10℃であり、プールの水量は約 2000m³ (3 号機の約 3 分の 2) である。

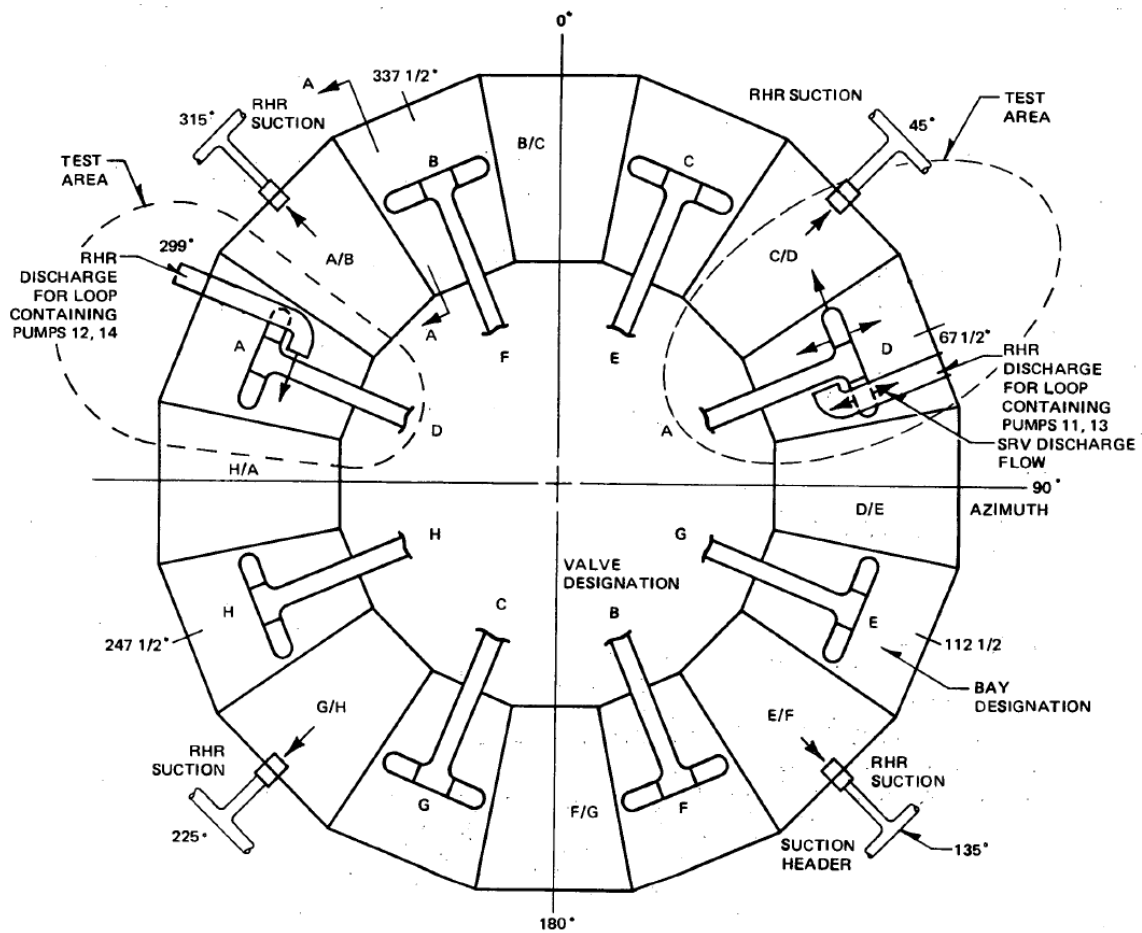


図 4-5 試験における SRV T-クエンチャの配置 vi

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 vi 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 vii 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。

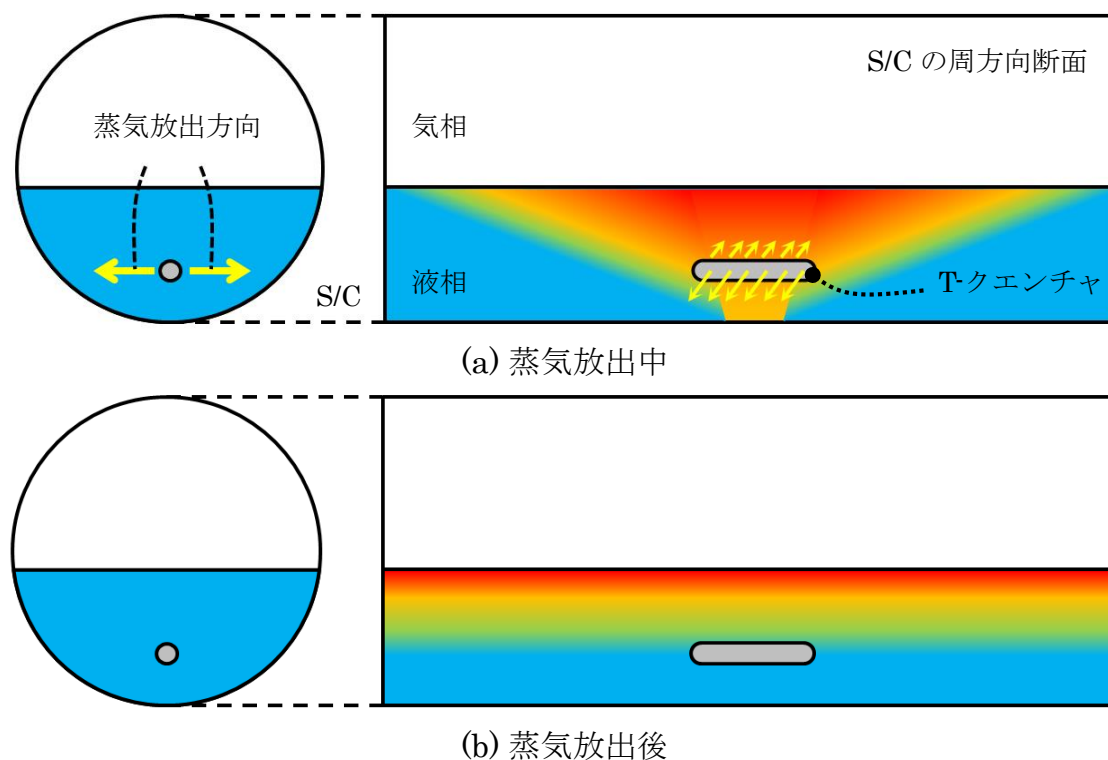


図 4-6 試験における S/C プール内の温度分布のイメージ図

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 4-7iv) 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。

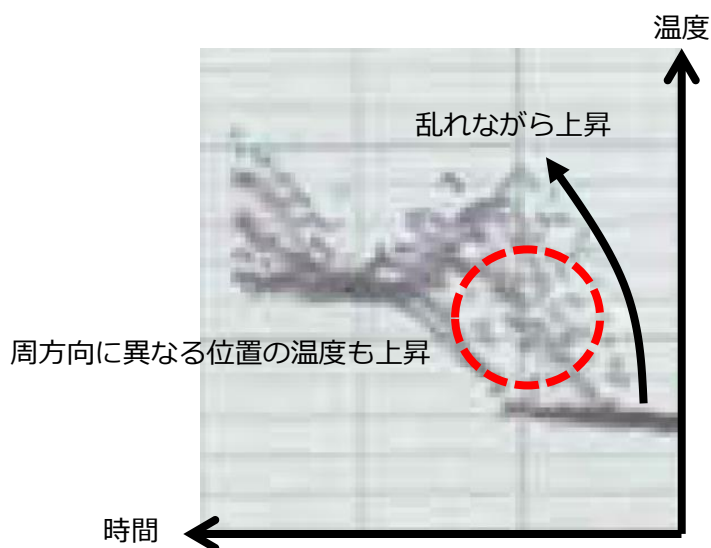


図 4-7 津波到達前の 2 号機の S/C プール温度^{iv}

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
- ii "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

-
- v M. Pellegrini, "Suppression pool testing at the SIET labs (3) Experiments on Steam Direct Contact Condensation in a Vertical Multi-hole Sparger", 2014/12
- vi Patterson, BJ, "Mark I Containment Program, Monticello T-Quencher Thermal Mixing Test, Final Report", NEDO-24542, 1979/8
- vii U.S. NRC, "Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containments", NUREG-0783, 1981