

## 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ため、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エル(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 頃以降のサブ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。

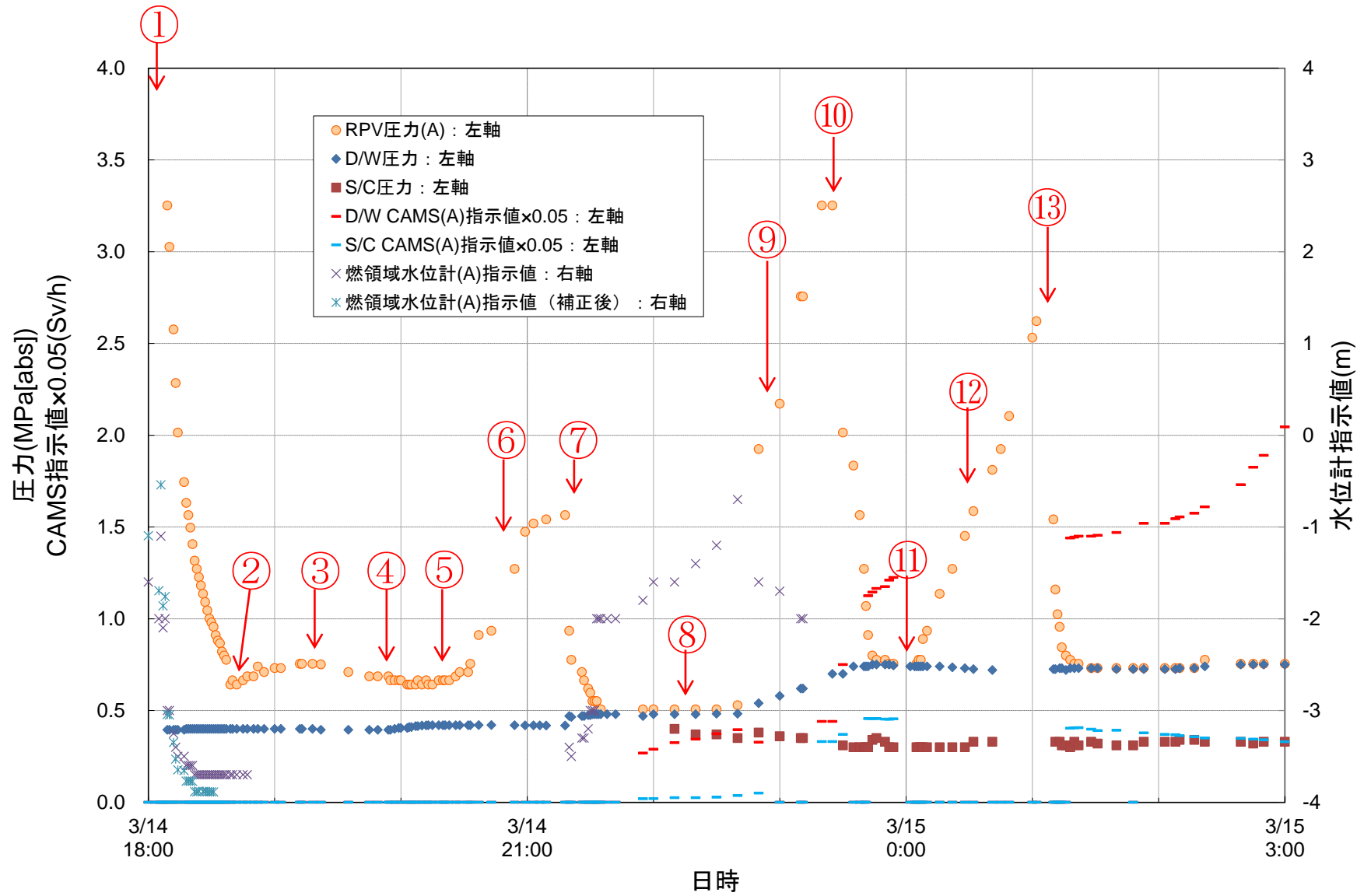


図 2-1 1F2 強制減圧後の測定データ

表 2-1 1F2 強制減圧後の事故進展の推定

番号	時刻	推定される状況	推定の根拠
①	3/14 18:02	SRV 強制開 (1 弁 or 2 弁)	・ 各種操作実績取りまとめ (2013/7/17)
②	18:40 頃	SRV 自重閉鎖	<p>・ このときの RPV と D/W の差圧は 241kPa (2.4 気圧) 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。</p> <p><b>補足</b> 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。</p> <p><b>補足</b> 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。</p>
③	19:20 頃	SRV 微開	<p>・ RPV と D/W との差圧が 354kPa (3.5 気圧) に達し、これは SRV 自重閉鎖圧以上であること。</p> <p>・ 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。</p>
④	19:54	注水再開	<p>・ 参考文献[2][3]</p> <p><b>補足</b> 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。</p>
⑤	20:15 頃	SRV 閉鎖	<p>・ ④～⑤までの D/W 圧力は変化せずに、RPV 圧力が上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。</p>
⑥	20:15 ～ 21:20 頃	炉内で蒸気、 水素発生	<p>・ RPV 圧力が急上昇していること。</p> <p>・ ⑦の RPV 減圧時に D/W 圧力が 50kPa (0.5 気圧) 程度増加している。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ため、この時点で水</p>

			素も発生していたと推定。
⑦	21:20 頃	SRV 強制開	・ 参考文献[2][3]
⑧	21:30 ～ 22:40 頃	SRV 開状態維持	<p>・ RPV と D/W との差圧が自重閉鎖圧よりも小さいことから、何らかの要因により SRV 開状態が維持されたものと推定。以降、SRV 開状態維持を仮定。</p> <p><b>補足</b> 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。</p> <p><b>補足</b> 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。</p> <p><b>補足</b> 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。</p> <p><b>補足</b> 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。</p>
⑨	22:40 ～ 23:25 頃	炉内で蒸気、 水素発生	<p>・ RPV 圧力、D/W 圧力が急上昇していること。</p> <p>・ D/W 圧力は 23:40 頃までに 270kPa (2.7 気圧) 程度上昇している。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ため、水素が発生していたと推定。</p> <p><b>補足</b> 3/14 23:00 頃～3/15 0:00 頃にかけて、D/W および S/C の CAMS 指示値が上昇している。この期間は RPV から S/C へ大量の非凝縮性ガス (水素) が流出し、S/C スクラビングで除去しきれなかった FP が S/C 気相に移行し、その後真空破壊弁を通じて D/W に移行したもの</p>

			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 頃	炉内の蒸気、 水素発生量が 低下	・ RPV 圧力が低下し始めるが、SRV 開確認の記録がないことから炉内のガス発生量が低下したものと推定。
⑪	3/15 0:06 頃	・ 炉内で蒸気、 水素発生開始 ・ D/W⇒R/B の漏えい発生	・ RPV 圧力が上昇しているのに対し、D/W 圧力は若干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 から原子炉建屋 (R/B) への漏えいが発生しているものと推定。  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～ 1:10 頃	炉内の蒸気発生 (水素発生は限定的)	・ ⑫の RPV 圧力の上昇時に D/W 圧力の大きな上昇が見られないことから、この期間の水素発生は限定的と考えられ、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ム領域、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。

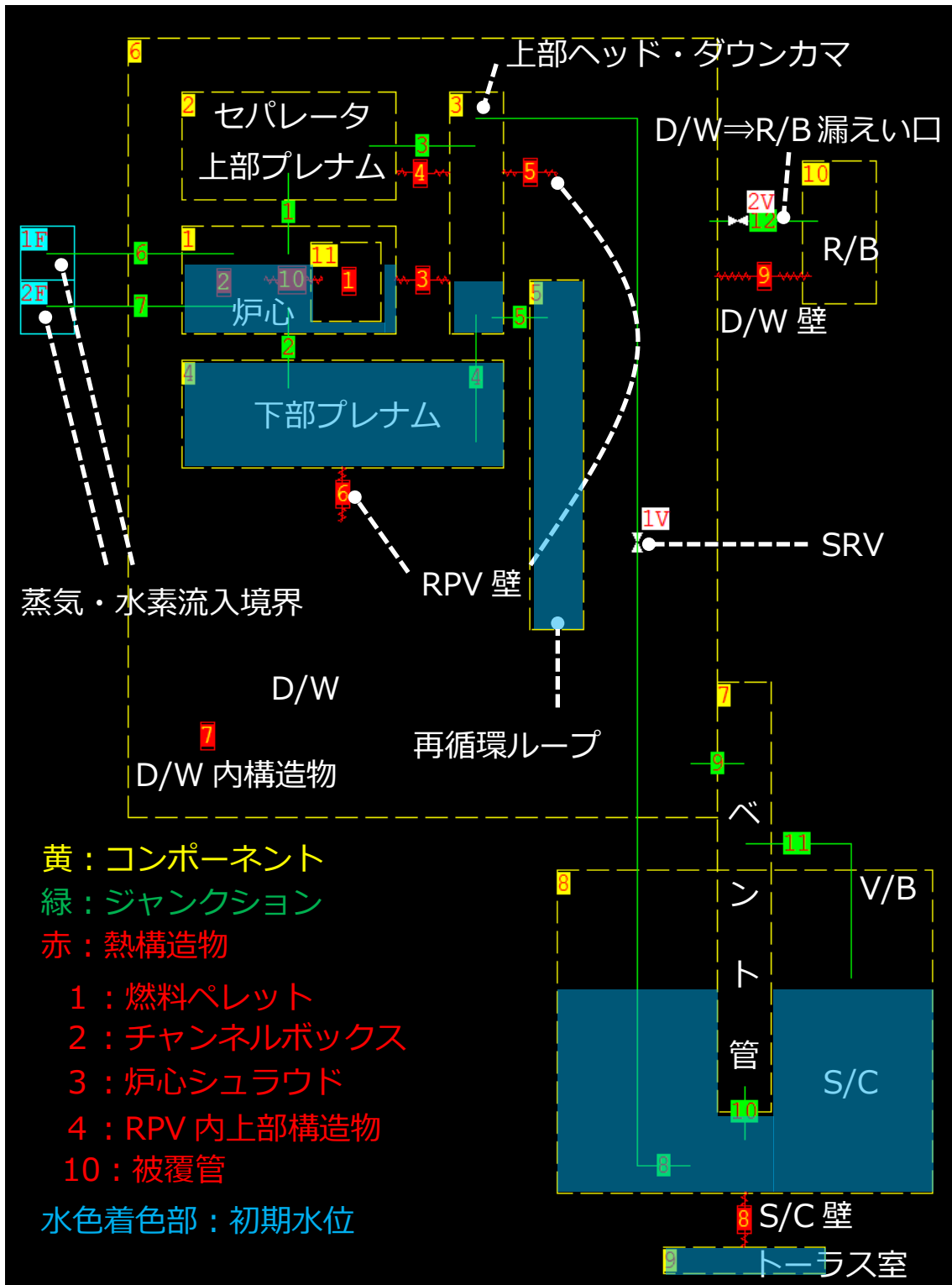


図 2-2 GOTHIC 解析体系



### 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・ 温度条件	RPV : 7.234MPa/飽和温度 D/W : 0.4MPa/飽和温度 S/C : 0.386MPa 気相 : 143℃ (飽和温度) 液相 : 139.2℃	RPV、D/W 圧力は測定値に基づいて設定。S/C 圧力はトーラス室からの冷却 (以下、「S/C 外部冷却」の項を参照) によって D/W よりも低くなっていることを想定し、差圧によってベント管内の水が全て S/C 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> S/C : S/C 体積の約 60%	RPV 内水量は水位計指示値に基づいて導出。S/C 水量は初期水量と、復水貯蔵タンク (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→ 3/15 2:00 約 7.43MW	解析対象期間の崩壊熱[6]を燃料ペレット位置に与える。
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⇒ R/B 漏えい面積 : 図 2-3	推定した事故進展 (表 2-1) に基づき、減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 蒸気温度 : RPV 圧力 (測定値) における飽和温度 水素温度 : 1000℃	推定した事故進展 (表 2-1) に基づき、RPV 圧力、D/W 圧力を再現するような蒸気・水素量をサーチして設定。
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。

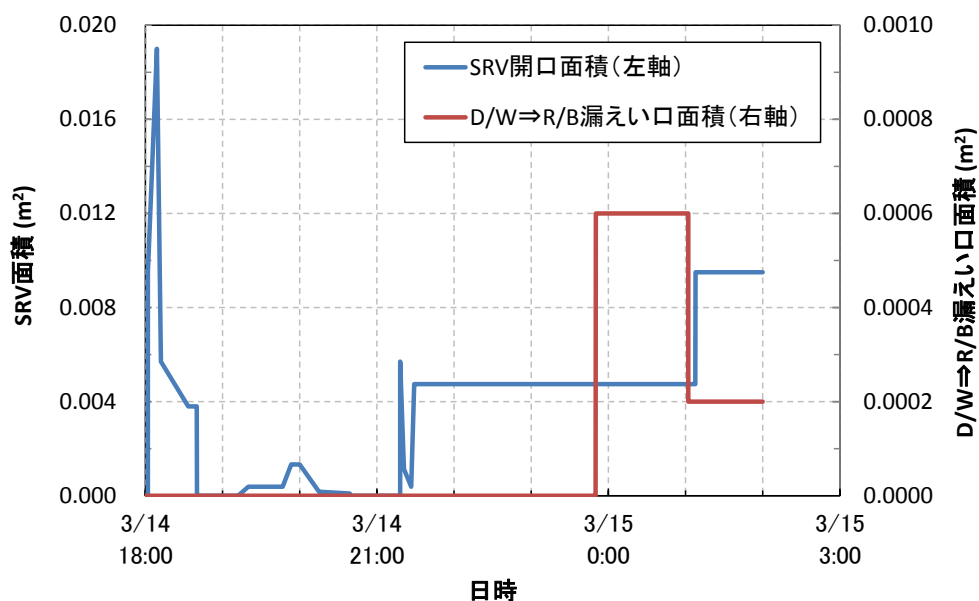


図 2-3 SRV 及び D/W⇒R/B 漏えい口面積の設定

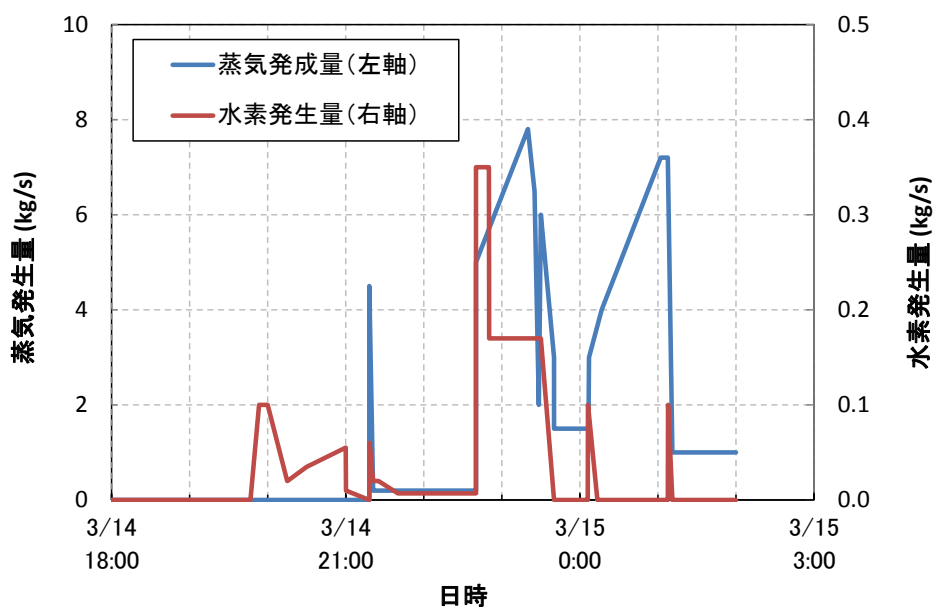


図 2-4 蒸気及び水素発生量の設定<sup>1,2</sup>

<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、閉止するまでの SRV 面積の変化	<p><u>初期の弁面積の増加について</u></p> <p>各種操作実績取りまとめ (2013/7/17) の記述「18:02 原子炉圧力が下がりきらないことから、SRV2 弁開」を反映した。</p> <p><u>3/14 18:40 まで</u></p> <p>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。</p> <p><u>3/14 19:20 頃～20:40 頃まで</u></p> <p>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。</p> <p><u>3/14 21:20 頃から数分間</u></p> <p>3/14 18:40 までの弁面積の変化と同様の考え方にて設定。</p> <p><u>3/15 1:10 頃以降</u></p> <p>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</p>

		慮しないこととした。
	SRV 開状態維持の面積	3/14 21:21~21:34 の RPV 圧力（自重閉鎖圧以下）の低下傾向を再現する面積を設定した。
D/W⇒ R/B 漏えい口面積	漏えいの考慮	3/15 0:00 前後からの D/W 圧力の低下を再現するためには D/W⇒R/B の漏えいを仮定する必要がある。後述の解析結果の項（ベースケースおよび感度解析ケース）参照。
	漏えい口の変面積（減少）	本評価で D/W 圧力を再現するためには、3/15 1:10 頃の 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攪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。
蒸気発生量	発生量	<p>本評価で設定する蒸気発生量は主に RPV 圧力を再現す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。</p> <p>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。</p> <p><u>3/14 21:20 頃まで</u></p> <p>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。</p> <p><u>3/14 21:20 頃～22:40 頃まで</u></p> <p>21:20 頃にスパイク状の蒸気発生を仮定。これは RPV 内に注水された水の減圧沸騰と考えられる。その後継続的な</p>

	<p>蒸気発生を仮定。RPV内が高温度となり、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。</p> <p><u>3/14 23:40 頃～3/15 0:00 頃まで</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> $Q_{\text{evap}} = Q_{\text{quench}} + Q_{\text{decay}} + Q_{\text{H2}}$ $Q_{\text{evap}} = M_{\text{evap}} * h_{\text{fg}}$
--	--

$$Q_{\text{quench}} = M_{\text{core}} * X * C_p * \Delta T$$

$$Q_{\text{decay}} = q * \text{Time}$$

$$Q_{\text{H}_2} = 0$$

ここで  $Q_{\text{evap}}$  は下部プレナム水の蒸発熱、 $Q_{\text{quench}}$  は落下デブリが飽和温度に低下するまでに放出する熱量、 $Q_{\text{decay}}$  は崩壊熱、 $Q_{\text{H}_2}$  は水-金属反応熱で、いずれも下部プレナム水中での伝熱を表す。ここで  $Q_{\text{H}_2}$  (水中での水-金属反応熱) はその程度が不明であるため無視する。その他の値は以下の通りに設定する。

記号	意味	値	備考
$M_{\text{evap}}$	下部プレナム水の蒸発量	21000kg	22:40～23:40の蒸気発生量の積分値
$h_{\text{fg}}$	蒸発潜熱	2000kJ/kg	
$M_{\text{core}}$	全燃料重量	160000kg	燃料1体約300kg×548体分を丸めたもの
$C_p$	燃料比熱	0.3kJ/kg-K	
$\Delta T$	燃料デブリと飽和水の温度差	1600K	デブリ温度1800℃水温200℃を仮定
$q$	崩壊熱	7500kW	
Time	時間	3600s	22:40～23:40

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ことができる。このことから、前述の事故進展の想定は現実的であり、本評価の設定は妥当と考えられる。

ただし、上記の落下割合はあくまでも概算値であり、またSRV開状態維持の面積の不確かさ、水-金属反応熱の蒸発への寄与の不確かさ等の影響を受けることに留意する必要がある。

3/15 0:00 頃以降

		<p>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。</p> <p>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。</p>
水素発生量	発生量	<p>本評価で設定する水素発生量は、SRV 閉を想定する期間 (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 から流出する物質が多くなり、RPV 圧力上昇への寄与は蒸気よりも小さい。</p> <p><u>3/14 21:20 頃まで</u></p> <p>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。</p> <p><u>3/14 21:20 頃～22:40 頃まで</u></p> <p>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。</p> <p><u>3/14 22:40 頃～23:40 頃まで</u></p> <p>大量の水素発生を仮定。消防車による注水により水位が</p>



	<p>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。</p> <p><u>3/15 0:00 頃以降</u></p> <p>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。</p>
--	---

### 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。21:30～22:30 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。

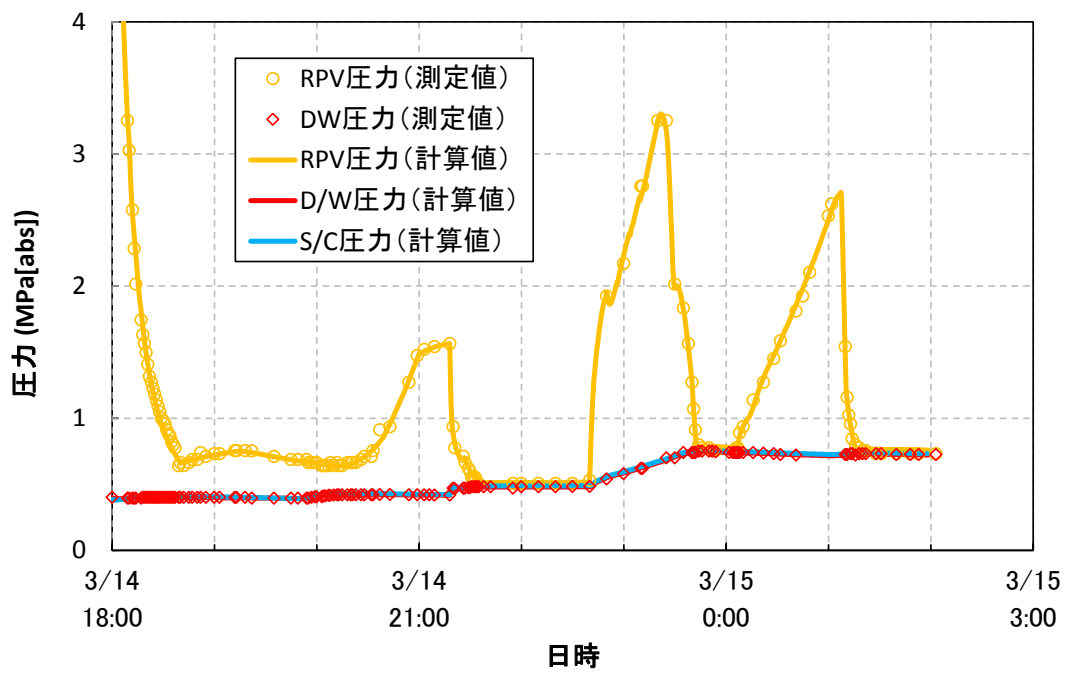


図 2-5 ベースケース解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 0~4MPa

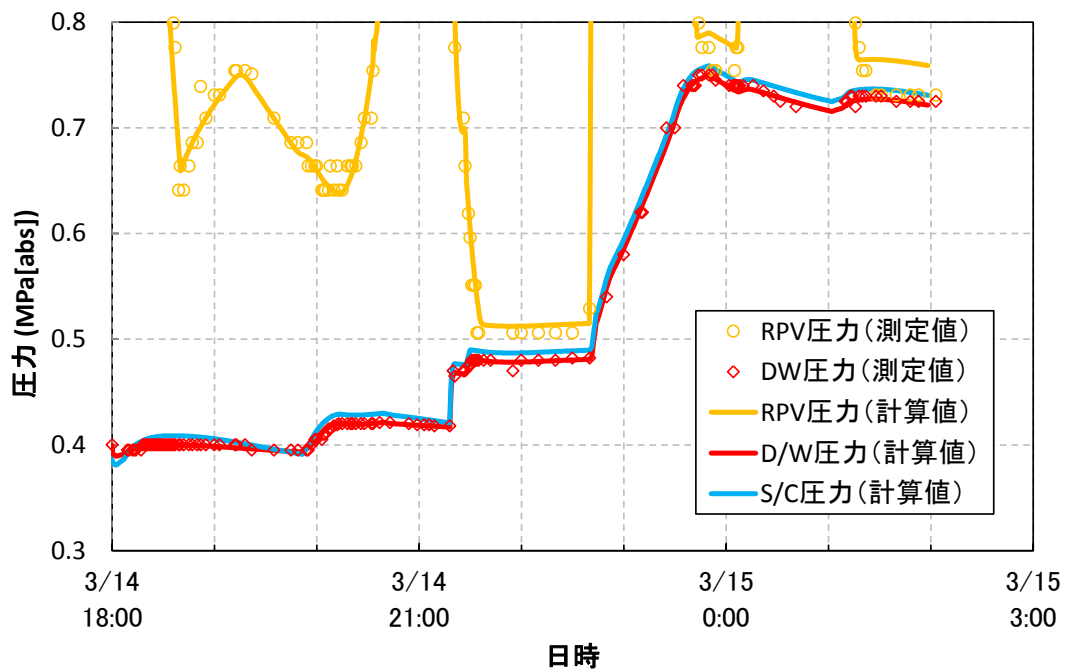


図 2-6 ベースケース解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 : 0.3~0.8MPa

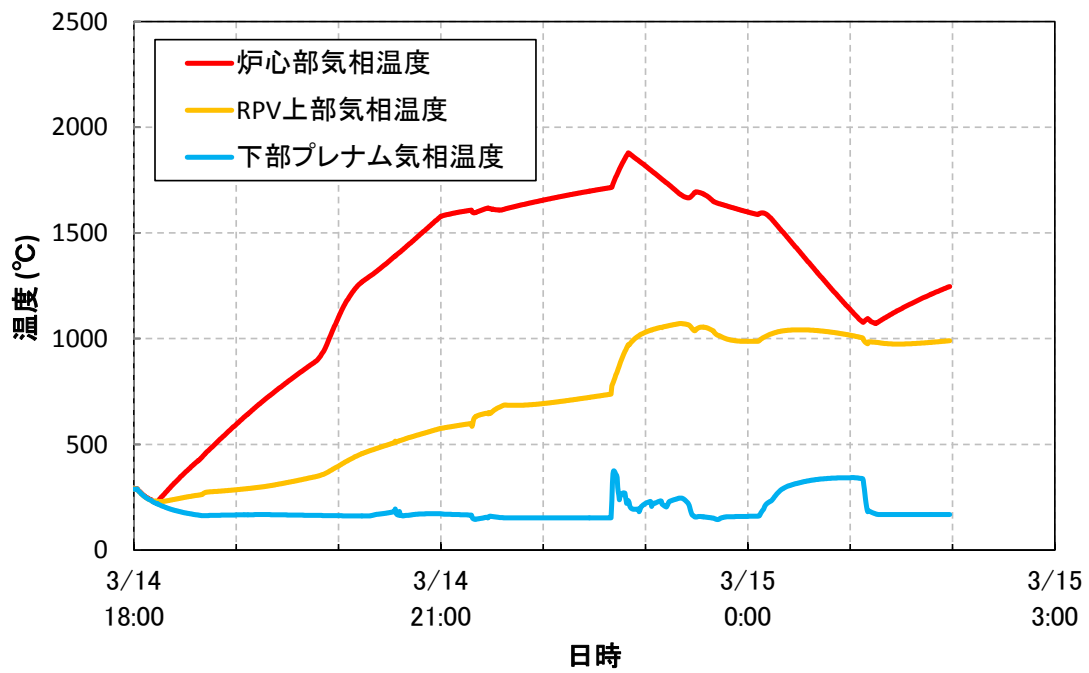


図 2-7 ベースケース解析結果 (RPV 内気相温度)

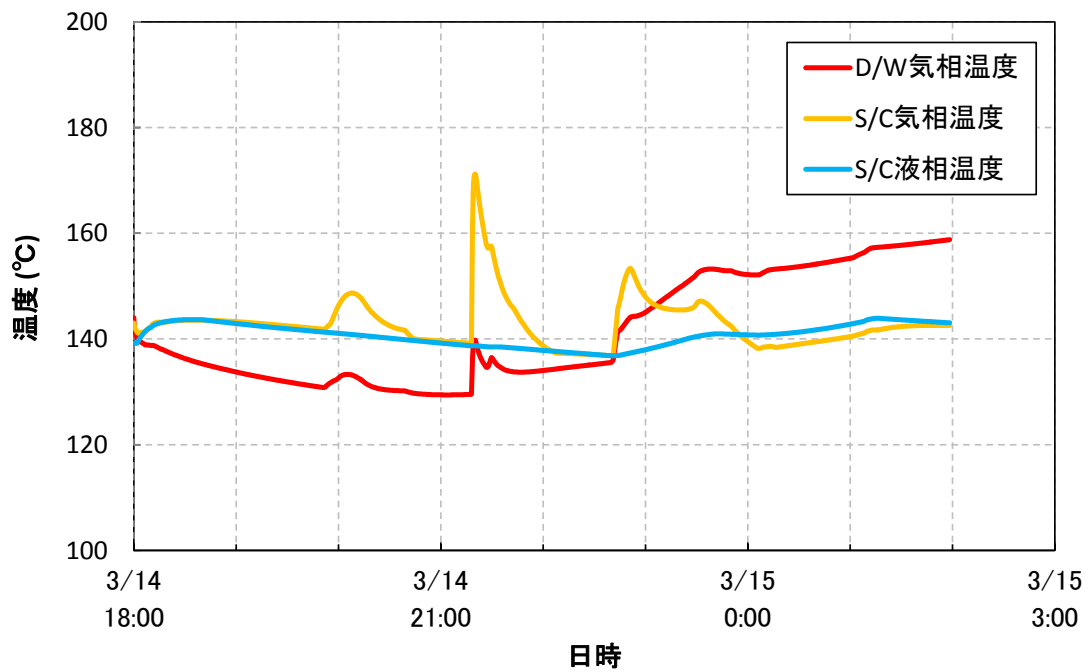


図 2-8 ベースケース解析結果 (格納容器内温度)

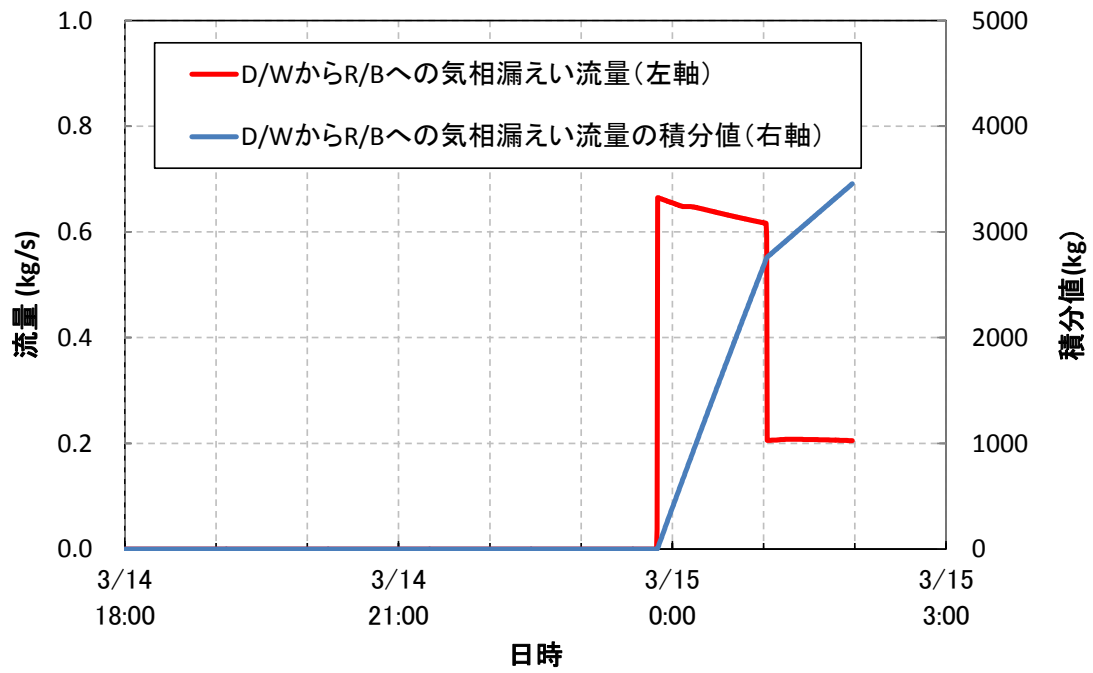


図 2-9 ベースケース解析結果 (D/W から R/B への気相漏えい流量)

## 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。

表 2-4 感度解析ケース

感度解析 ケース	内容	目的
①	ベースケースから D/W⇒R/B 漏えい非考慮	漏えいを考慮しない場合の D/W 圧力の再現性を確認するため
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	格納容器内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
③	感度ケース①から 23:50 以降の 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
④	ベースケースから RPV⇒D/W の熱伝達係数を変更	RPV⇒D/W 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
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	下部プレナムへの燃料デブリ落下の推定の妥当性を確認するため

### 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>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 $\geq$ 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。

#### **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**

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。

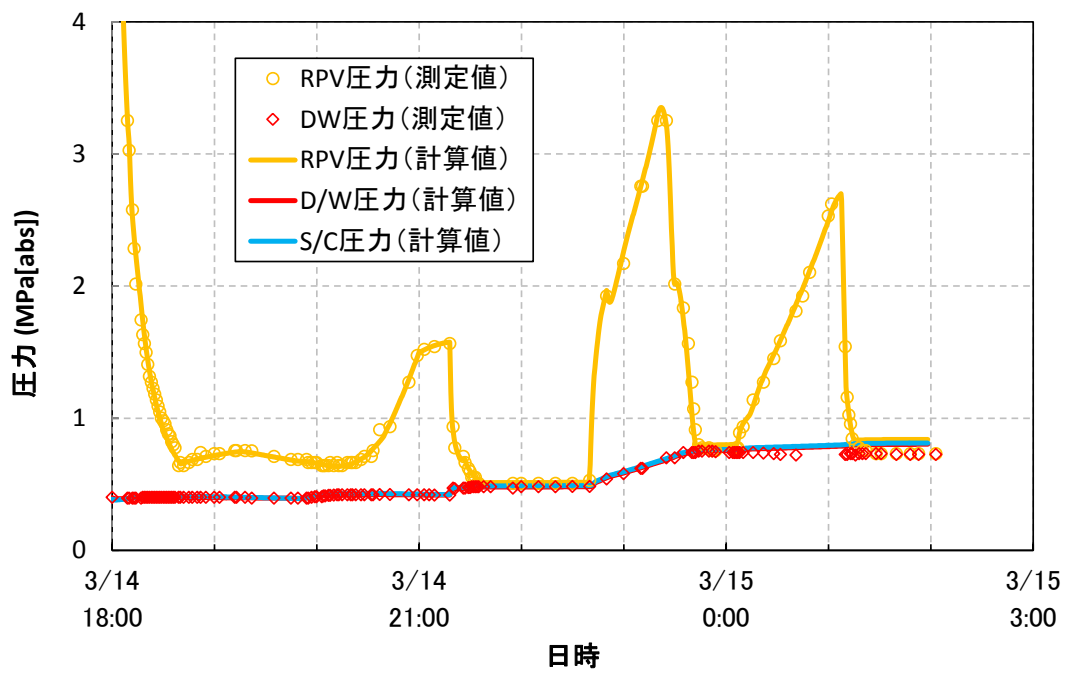


図 2-10 感度ケース①解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 0~4MPa

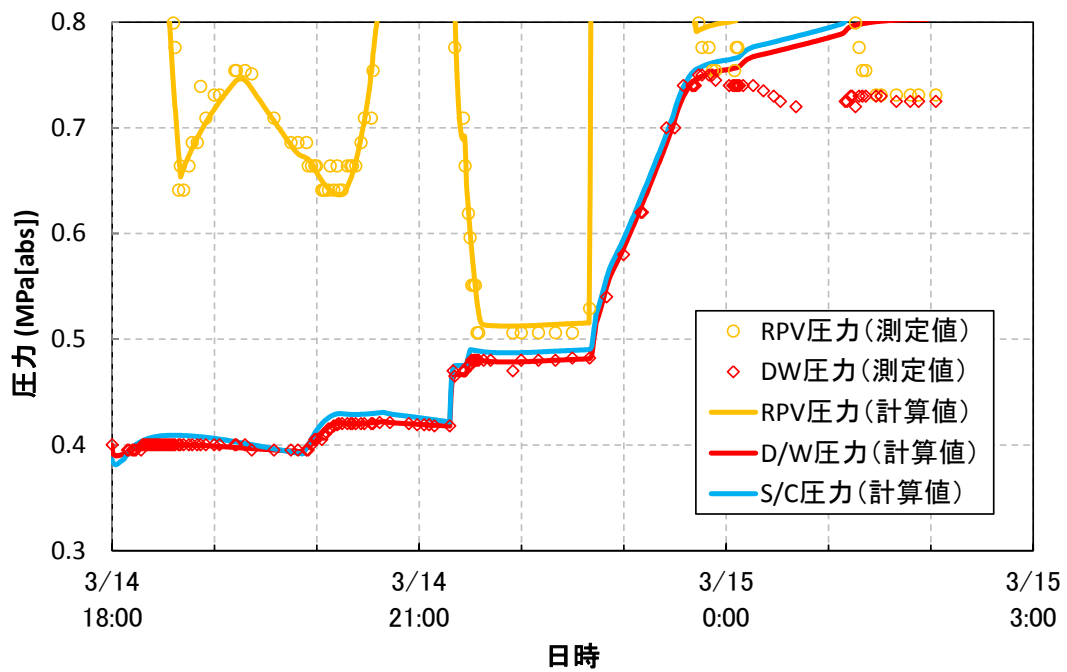


図 2-11 感度ケース①解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 : 0.3~0.8MPa

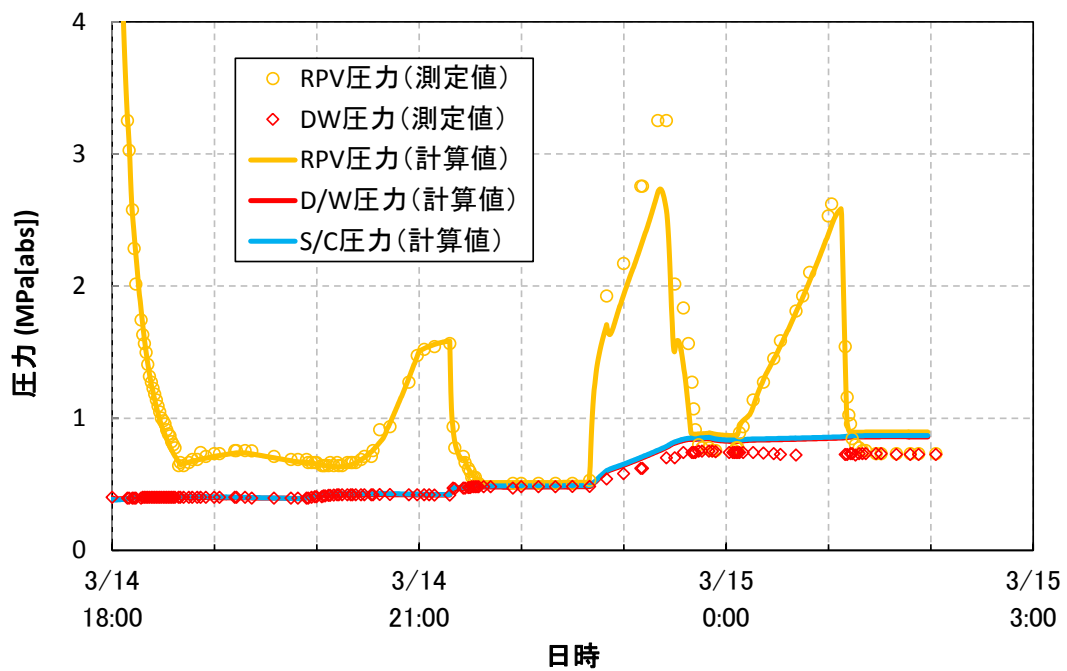


図 2-12 感度ケース②解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 0~4MPa

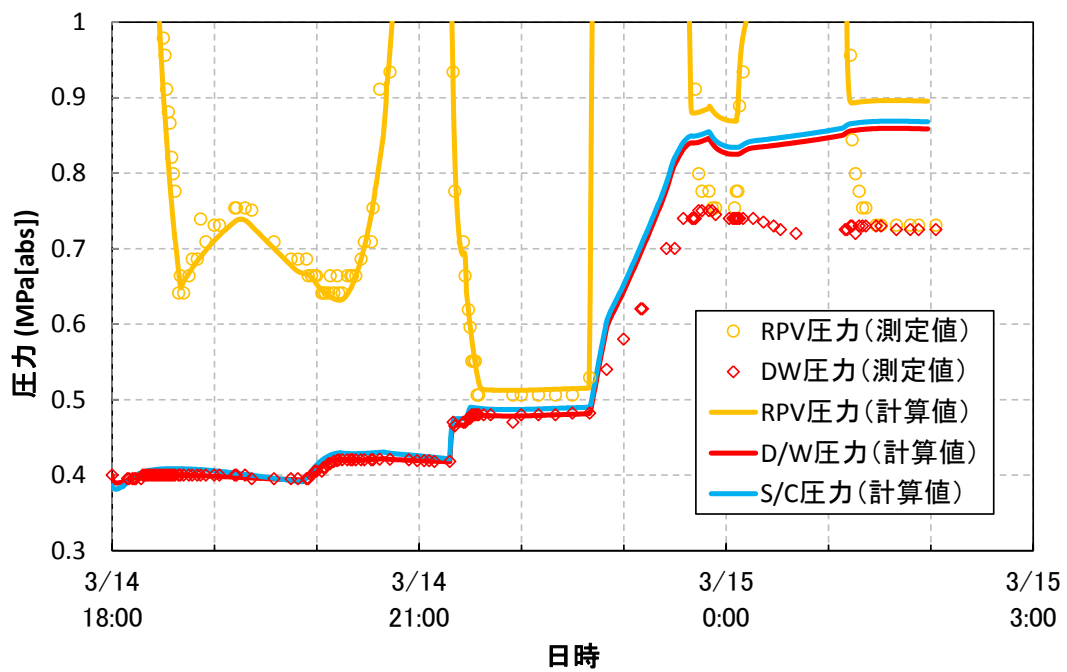


図 2-13 感度ケース②解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 : 0.3~0.8MPa

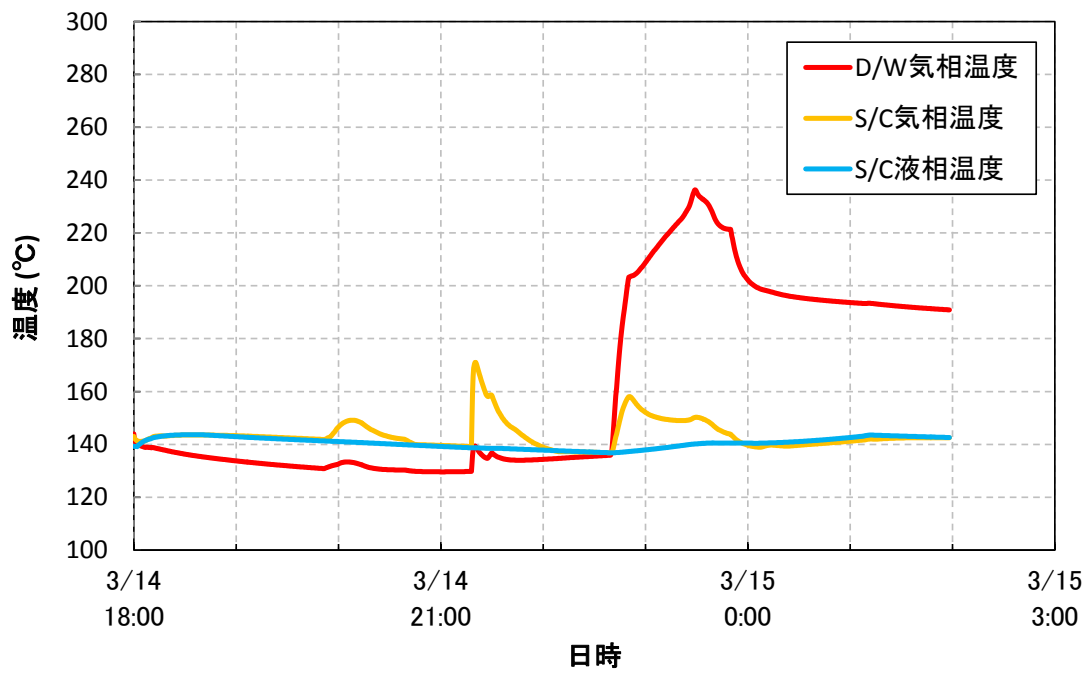


図 2-14 感度ケース②解析結果 (格納容器温度)

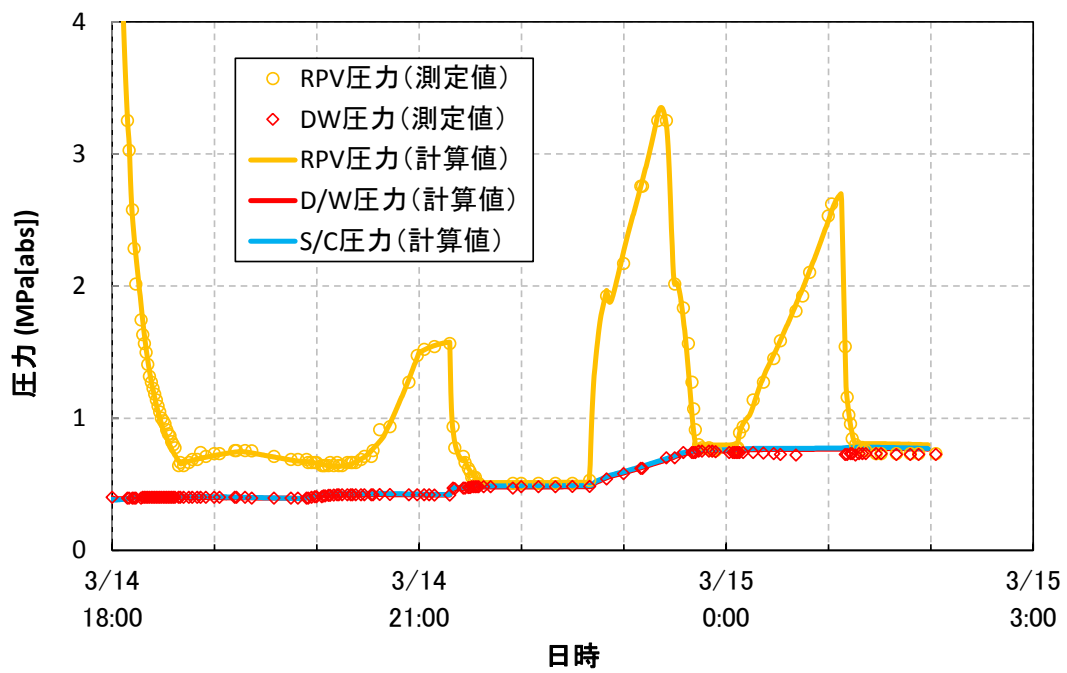


図 2-15 感度ケース③解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 0~4MPa

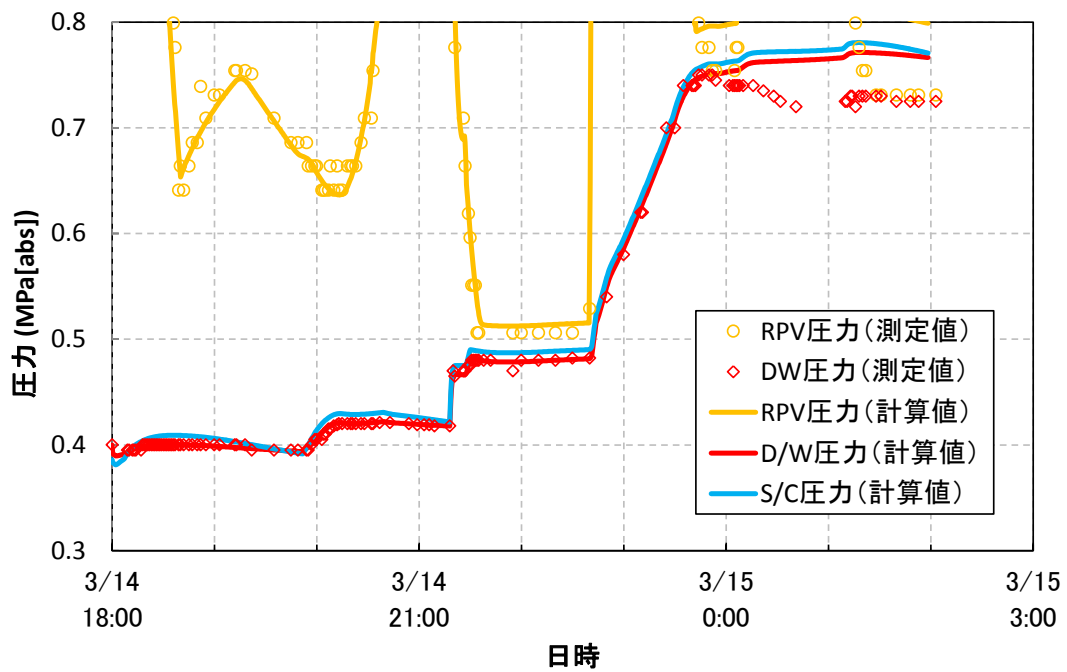


図 2-16 感度ケース③解析結果 (圧力) : 表示圧力範囲 : 0.3~0.8MPa

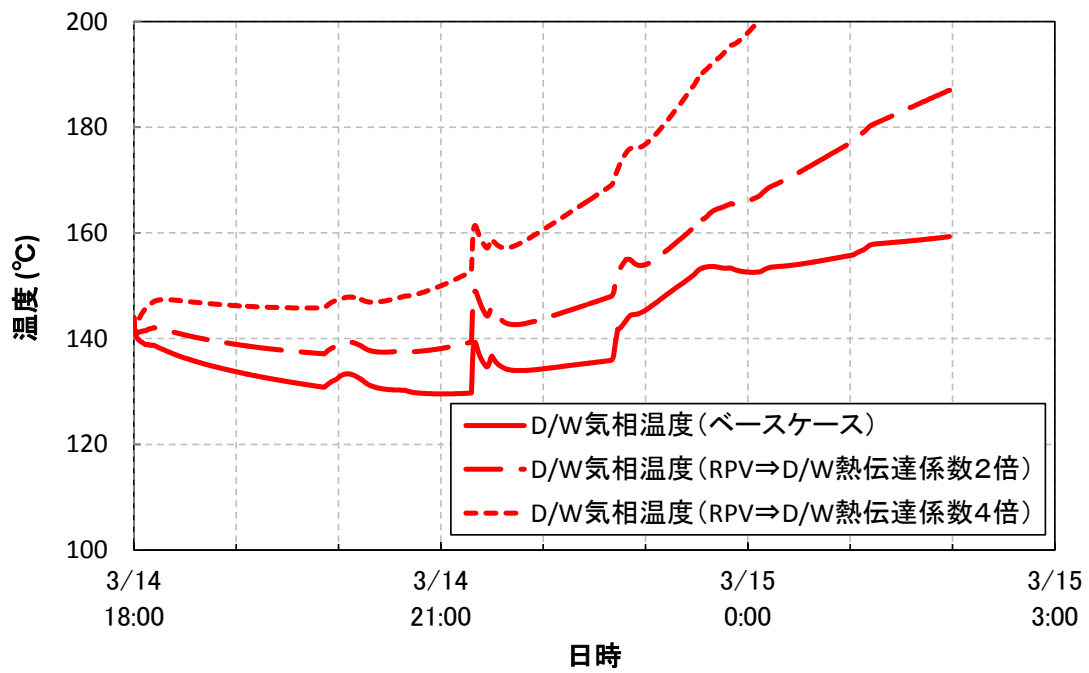


図 2-17 感度ケース④解析結果 (D/W 気相温度)

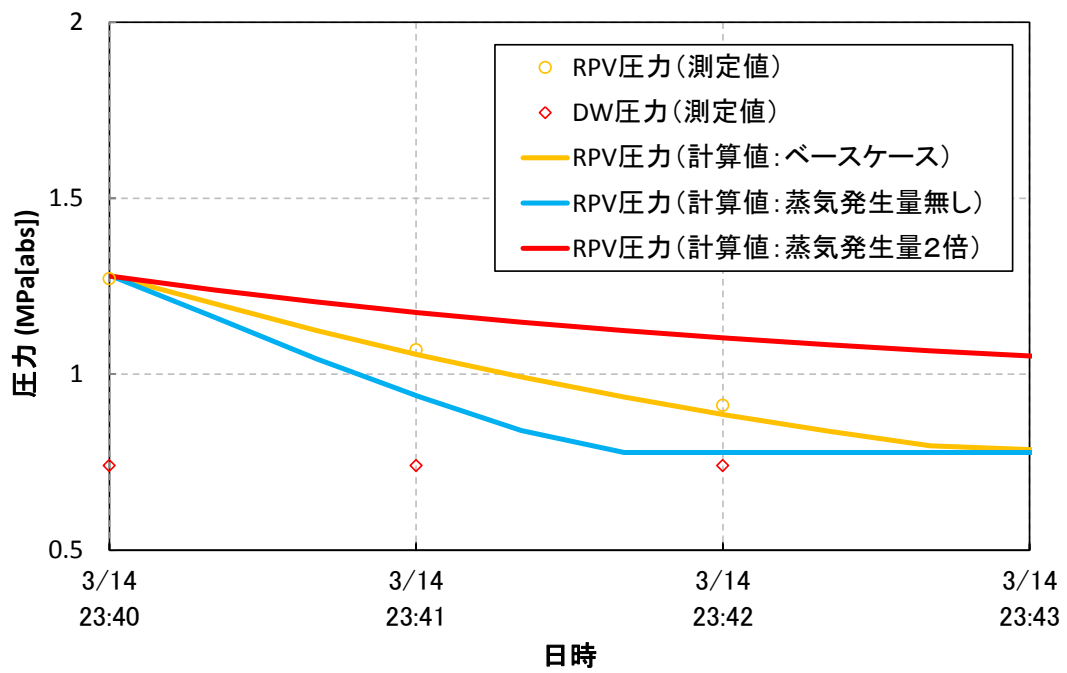


図 2-18 感度ケース⑤解析結果 (RPV 圧力)



### 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 (21:20 まで主に炉内の水素発生により RPV 圧力 上昇)	表 2-3 参照
	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 落下	表 2-3 参照
	23:25 頃	落下した燃料デブリがクエンチし蒸気発生量低下 (この頃までに炉内の水素発生の大部分は終了)	表 2-3 参照
	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 落下	表 2-3 参照
	1:10 頃	SRV 強制開 下部プレナム内の水の消失により蒸気発生量低下	表 2-1 参照 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).