

## 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「2号機-11」に挙げられる格納容器の気相漏えいに関連した検討であり、当社から株式会社テプコシステムズに委託し、検討された内容を基に作成したものである。

## 1 はじめに

図1に示すように、2号機のD/W圧力は3月14日23:30頃から15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、以降は一旦計測が途切れ、同日11:20に計測が再開された際には0.155MPa[abs]まで低下していた。

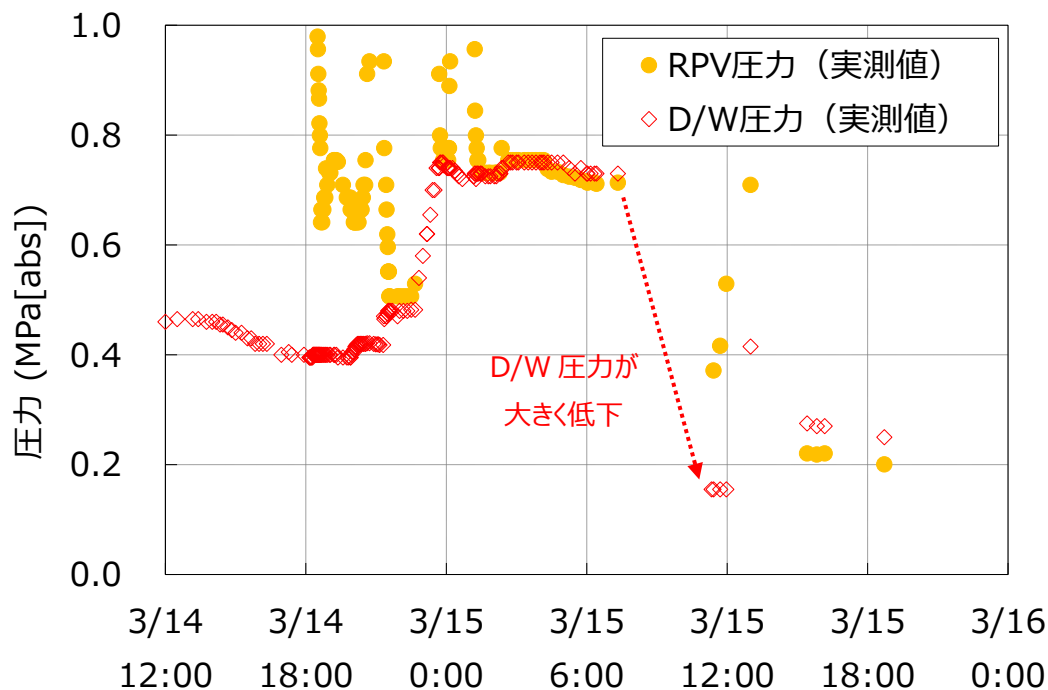


図1 格納容器圧力の推移（参考：原子炉圧力）

D/W圧力は、14日22:40頃からの上昇以降、最大750kPa[abs]に達しており、これは記録に残るデータの中で2号機の格納容器が事故中に経験した最大の圧力である。事故後に2号機のシールドプラグ周辺で高い線量が測定されており[1]、いずれかのタイミングではトップヘッドフランジ部からの漏えいが発生していたと考えられること、及び、格納容器圧力が高くなると格納容器トップヘッドフランジ部の変位が大きくなり、漏えいの可能性が高まることか

ら、この圧力が高くなっていた期間には、すでに格納容器トップヘッドフランジからの漏えいが生じていた可能性がある。

その後、15日7:20以降にD/W圧力が低下している。この原因としては、格納容器からの気相漏えい何らかの原因で拡大したか、格納容器が何らかの原因で冷却されたことにより、格納容器内の水蒸気の凝縮が進んだことが考えうる。以下では、それぞれのシナリオの成立性を検討した。

## 2 格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオの検討

15日7:20以降に、何らかの原因によって格納容器からの気相漏えいが拡大したことで格納容器が減圧したシナリオについて検討する。

添付資料2-9に、熱水力解析コードGOTHICによる14日18:00頃の2号機の強制減圧開以降、15日2:00までの原子炉圧力、及び格納容器圧力の再現解析の結果を示している。その延長として、15日11:20までの減圧の期間を含めて実測値を再現する解析を実施し、減圧に必要な気相漏えい面積を評価するとともに、その結果から想定される事故進展状況について考察する。なお、後述する水蒸気の凝縮が進んだことにより減圧したというシナリオとは異なり、この解析においては格納容器の冷却量の増大については考慮しない。

減圧の再現に必要な気相漏えい面積を見積もる観点から、漏えい面積が最小となるよう、減圧期間は長く、格納容器内の水蒸気発生量は少ないことを仮定した。すなわち、15日7:20以降の減圧が開始した時刻は不明だが、ここでは最後の実測値が得られた15日7:20に格納容器漏えい面積が拡大したことを仮定した。また、15日7:20から11:20までの圧力容器内のガスの発生量は不明だが、ここではガスの発生は無いと仮定した。格納容器からの漏えい箇所はD/Wを仮定した。解析には熱水力解析コードGOTHIC8.2(QA)を用いた。解析の条件を別紙1に示す。

解析の結果、格納容器漏えい面積として300cm<sup>2</sup>（減圧中一定）を設定することで、D/W圧力の730kPa[abs]から155kPa[abs]までの減圧を再現した（図2）。この解析ではS/Cプール全体の水温が比較的高く、S/Cプールの減圧沸騰により大量の水蒸気が発生し、減圧しにくくなる傾向となった。図2において圧力の低下速度が変化している点が見られるが、変曲点以降、圧力の低下速度が低下しているのは、S/Cプールで減圧沸騰が生じているためである。これにより発生した水蒸気を逃がすために、大きな漏えい面積が必要となっている。

仮に高圧により格納容器のトップヘッドフランジ部のすき間が大きくなることで漏えいが発生したとすると、格納容器圧力の低下に伴って漏えい口は閉じていくと考えられる。減圧中も大きな漏えい面積が維持される必要があるこの

シナリオでは、高温によるシール部等の熱的な損傷によって格納容器からの漏えいしたと考える必要がある。

また、図3に示す MARK-I 格納容器の構造解析結果[2]によれば、減圧前に想定されうる程度の高圧・高温条件（750kPa[abs]、400℃を想定）においても、トップヘッドフランジ部の開口面積は、シール部のシリコンゴムを無いものと考えても 210cm<sup>2</sup>程度であり、さらに、圧力が低い場合はトップヘッドフランジ部の変位が小さくなり、開口面積が減少している。

このことから、減圧中を通じて 300cm<sup>2</sup> という漏えい面積が維持される必要があるこのシナリオでは、トップヘッドフランジ以外からも相応の漏えいがあったと考える必要がある。

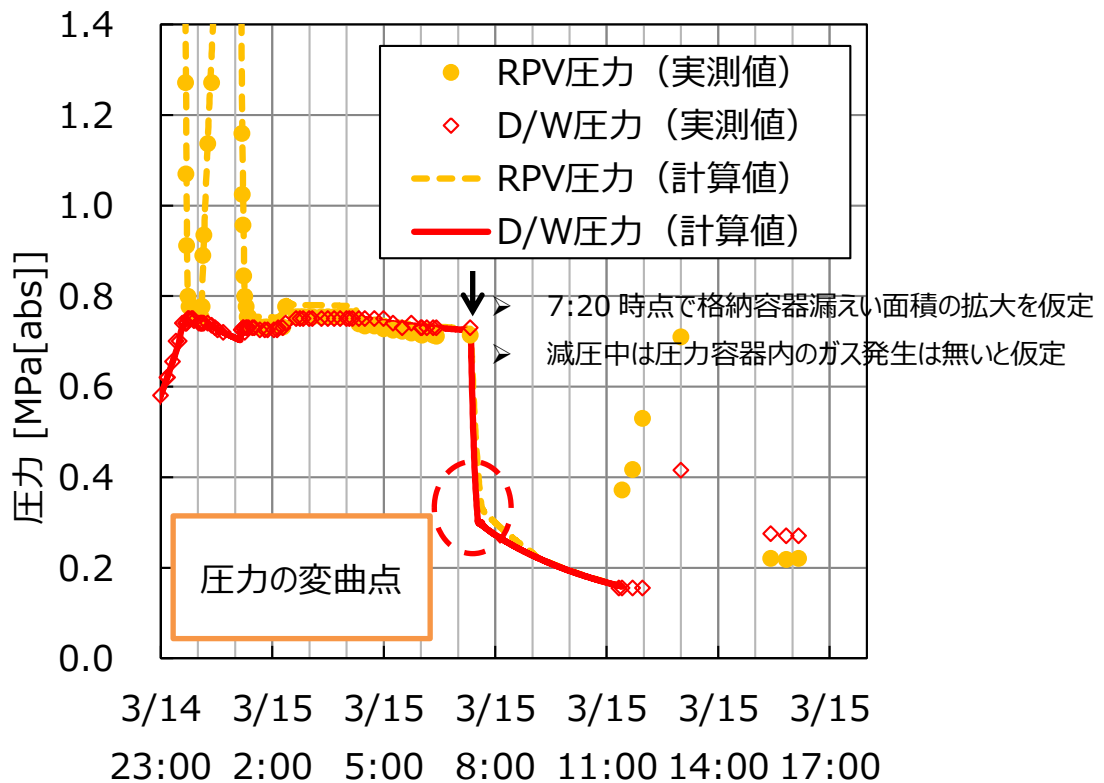


図2 D/W 減圧を再現する格納容器漏えい面積を与えた解析結果

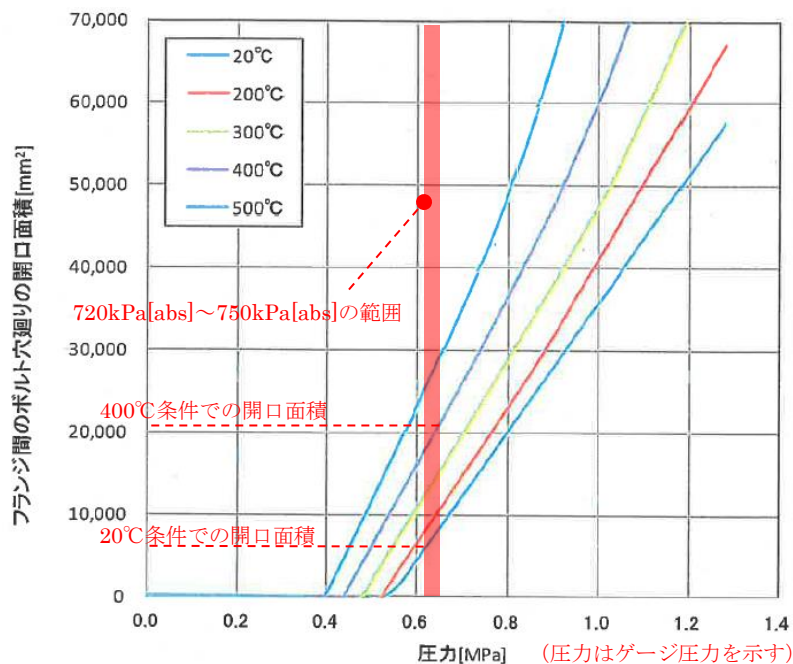


図3 フランジ最外周部の隙間の開口面積の評価結果[2]  
 (赤字部分及び赤色着色部は引用先の図に重ねて描画している)

### 3 格納容器からの気相漏えいによる減圧に加え格納容器内の水蒸気の凝縮による減圧が寄与したシナリオの検討

先に述べたとおり、14日 22:40 頃からの D/W 圧力上昇以降いずれかのタイミングで、格納容器からの気相漏えいはあったものと考えられる。その気相漏えいに加え、15日 7:20 以降に、格納容器内の水蒸気の凝縮が促進されたことで格納容器が減圧したシナリオについて検討する。

#### 3. 1 15日 7:20 以降に格納容器内の水蒸気の凝縮が促進されるシナリオの想定

水蒸気の凝縮が促進されるためには、格納容器が除熱されるメカニズムがあったと考える必要がある。具体的には、外部水源による格納容器スプレイ等により格納容器内を冷却するか、格納容器の壁面からの除熱量の増加が考えうる。15日 7:20 から 11:20 の期間において、格納容器内を冷却する運転操作を実施していないため、格納容器の壁面からの除熱量が増加した可能性を考える。

2号機では RCIC 作動中、RCIC タービンの排気を経由して崩壊熱が S/C に持ち込まれていたと考えられるが、14日までの格納容器圧力は、その熱の供給から推定される圧力よりも低いこと、事故後早い段階で RCIC 室、ター

ビン建屋地下階が浸水していたことが確認されていること、現在の滞留水の各建屋における水位の挙動から、水が各建屋間を移動していると判断できることなどから、トーラス室が浸水し、S/C を外部から冷却していたと推定している（添付資料 2-2 参照）。

これをふまえ、15 日 7:20 以降の格納容器圧力の低下については、S/C 外部からの冷却状況が変化した可能性を考える。トーラス室の水位が S/C プール水位よりも低いうちは、S/C 気相部に接する S/C 壁の放熱先はトーラス室の空気であるため、放熱量は S/C 外壁における空気の自然対流熱伝達率に律速され、S/C 壁の冷却が進みにくい。このため S/C 壁の温度は S/C 気相部と同程度となり、S/C 気相部の水蒸気の凝縮は進みにくいと考えられる。一方で、トーラス室の水位が S/C プール水位を超えると、超えた部分の S/C 壁が外側からトーラス室の水によって冷却され、S/C 気相部と内壁の温度差が大きくなるため、水蒸気の凝縮が急激に進む可能性がある（図 4）。なお、S/C 気相部が水蒸気雰囲気の場合、S/C 気相部からの放熱先が空気の場合と水の場合とでは、単位面積、単位温度差当たりの伝熱量は、後者が 100 倍以上大きくなりうる。したがって、15 日 7:20 以降の S/C 水位とトーラス室水位の関係を整理する必要がある。

#### ・トーラス室の水位

原子炉建屋地下階の水位に関する情報として、RCIC 室については、12 日 1:00 頃～4:00 頃にかけて、RCIC 室、及びその周辺の水位が長靴の高さ程度であったこと、水位が上昇傾向にあったことが確認されている[3]。RCIC 室とは床下で配管が接続されているトーラス室についても同程度の水位であった可能性がある。その後のトーラス室の水位挙動は不明であるものの、タービン建屋等、他の建屋からの水の流入があった場合、継続的に水位が上昇していた可能性がある。

#### ・S/C の水位

事故後の注水によっても S/C 水位が満水となっていないこと、事故後の S/C 温度の実測値に基づく検討などから、時期は不明であるものの、S/C 水面下の下部、あるいは下部から繋がる配管の先で小規模な液相漏えいが生じていると推定している（添付資料 4、2-8、2-13 参照）。S/C プールからの漏えいがあった場合、その漏えい先としては、トーラス室、RCIC 室等が考えられるが、この漏えいした水がトーラス室の水位上昇に寄与した可能性は考えられる。

S/C 水位については、津波到達による記録計の停止以降、実測値が得られていないが、当時の S/C 水位を推定するための手がかりとしては、RCIC 排気口の高さが挙げられる。添付資料 2-6 に示すように、解析において 14 日 12:00

頃に RCIC 排気が停止したと仮定すると、原子炉圧力の実測値の挙動をよく再現することが分かっている。仮に RCIC 排気が継続している中で、S/C 水位が RCIC 排気口の高さ（S/C 底面から約 2.9m）を下回った場合は、RCIC の排気が S/C 気相部に直接移行するため、格納容器圧力は急激に上昇すると考えられるが、RCIC が運転していたと考えられる期間において格納容器圧力の実測値にそのような急上昇は見られていない。このため、仮に S/C プールからの漏えいがあったとしても、14 日 12:00 頃までに、S/C 水位が RCIC 排気口下端を下回る状況ではなかったと考えられる。一方、その時期に S/C プールからの漏えいが生じていなかったのか、漏えいは生じていたものの、水位が RCIC 排気口よりも高い状態で低下中であったのかは区別できず、また、その時点で S/C プールからの漏えいが生じていなかったとしても、その後、15 日 7:20 以降に格納容器が減圧するまでの期間に漏えいが生じた可能性も考えられる。このことから、S/C プールの水位挙動もまた不明であるが、S/C プールからの漏えいがあった場合には、S/C 水位は継続的に低下し、トールス室の水位は継続的に上昇していた可能性がある。なお、RCIC の運転に伴い外部水源（CST）から格納容器内に持ち込まれた水量と、圧力容器から RCIC の排気蒸気あるいは SRV 経由として S/C に移行した水量はどちらも限定的であることから、S/C プールからの漏えいの有無にかかわらず、トールス室水位が S/C プール水位を上回った可能性はあるものとする。

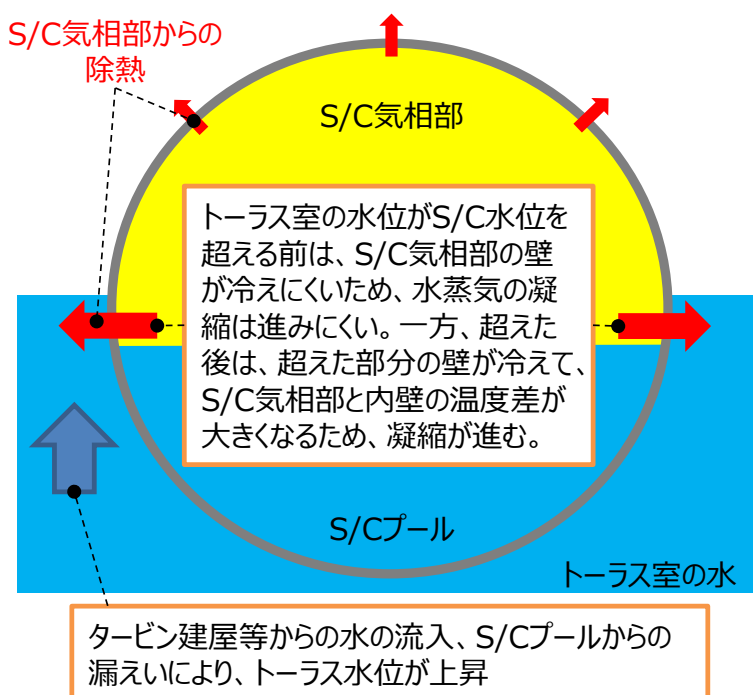


図4 トールス室の水位が上昇した状態のイメージ

以上より、「他建屋からの水の流入、及び／又は S/C プールからの水の漏えいによって、トーラス室の水位が上昇した。15 日 7:20 以降にトーラス室の水位が S/C プールの水位を超えたことで、S/C の気相部の冷却が促進され、水蒸気の凝縮がそれ以前と比較して進んだことで、圧力低下が進んだ」というシナリオが考えられる。

ただし、このシナリオが成立するためには、以下の前提条件が必要となる。

① 15 日 7:20 以降の格納容器減圧前の段階で、非凝縮性ガスの大部分が格納容器外に排出されていたこと。

✧ 水蒸気の凝縮によって格納容器が減圧したと考えると、非凝縮性ガスは格納容器内に残るため、155kPa[abs]まで減圧するためには、減圧前の段階から格納容器内部の非凝縮性ガスは少なかったと考える必要がある。

✧ 水蒸気と非凝縮性ガスの混合気体の凝縮では、非凝縮性ガスの割合が大きいほど、凝縮熱伝達率が低下することが知られている。効率的に凝縮が生じるためには、非凝縮性ガスの割合は小さかったと考える必要がある。

② 15 日 7:20 以降の格納容器減圧前の段階で、S/C プールの表層に温度成層化が生じていたこと。

✧ ①の条件から、格納容器内の非凝縮性ガスが少ない状態、すなわち、格納容器内がほぼ水蒸気の状態、減圧前の格納容器圧力が維持されていた必要がある。このためには、S/C プール水面の温度が、格納容器圧力の飽和温度程度に維持されていた必要がある。一方、S/C プール全体の温度が高い場合には、2. に示した再現解析結果のように、減圧沸騰量が大きくなり、減圧し難くなると考えられる。このため、S/C プール水面の温度は高いものの、プール全体としては比較的温度が低い状況、すなわち、S/C プールの表層に温度成層化が生じていたと考える必要がある。

### 3. 2 シナリオの前提条件の成立性の考察

凝縮による減圧シナリオの前提となる、「15 日 7:20 以降の減圧前の時点で、格納容器内の非凝縮性ガスの大部分が放出されており、かつ、S/C プールの表層に温度成層化が生じていた」という状況が成立するかを考察する。

まず、15 日 7:20 以降の減圧前に格納容器内の非凝縮性ガスの大部分が放出されていた可能性について、S/C 水面で発生した水蒸気によって、S/C 内の非凝縮性ガスが真空破壊弁を経由して D/W に移行し、さらに D/W のトップへ

ッドフランジを通じて、大部分が格納容器外に排出されていた可能性が考えられる。

次に、S/C プールの表層に温度成層化が生じていた可能性について、東日本大震災時、福島第二原子力発電所 2 号機及び 4 号機では、RCIC によって原子炉水位を維持しつつ SRV で原子炉減圧操作を行っていた。その際に、S/C プールの上部と下部において温度差が発生している。中でも 4 号機では、RCIC 隔離後、原子炉の低圧維持のため SRV を開とした状態で温度差が発生している。このことは、原子炉圧力が低く、SRV 排気量が小さい状態（SRV 排気による S/C 液相をかき混ぜる効果が小さい状態）が継続すると、S/C 液相部で温度成層化が発生しうることを示唆している。

福島第一原子力発電所 2 号機では、14 日 18:00 頃の SRV 開による強制減圧以降は、原子炉圧力が低下し、同日 21:00 頃、23:00 過ぎ、及び 15 日 1:00 頃に一時的には上昇するものの、その圧力は定格圧力と比較して低い。このため SRV の排気に勢いがなく、S/C プールをかき混ぜる効果は小さかったことにより、S/C プールの下部と水面付近の温度差が解消されず、福島第二原子力発電所 2 号機及び 4 号機と同様に、温度成層化が進行していた可能性が考えられる。

なお、福島第二原子力発電所 2 号機及び 4 号機で採用されている Mark-II 型格納容器では、S/C の外側にトーラス室が無く、滞留水によって S/C が冷却されうる構造とはなっていない。これに対し、福島第一原子力発電所 2 号機では、前述のようにトーラス室の滞留水による S/C の冷却が生じていたと考えられる。トーラス室滞留水の水位が上昇する過程で、トーラス室の水位が S/C 水位よりも低い状況（図 5）では、S/C プールの表層よりも深い部分が冷却され、プール表層との温度差の形成が促進された可能性がある。S/C プールの形状、SRV 排気クエンチャの形状に違いはあるものの、福島第一原子力発電所 2 号機では、福島第二原子力発電所 2 号機及び 4 号機よりも、トーラス室滞留水による S/C 下部の冷却があったと考えられる点において、さらに温度成層化が生じやすい状況であった可能性が考えられる。

前述のように、15 日 7:20 以降の減圧前に非凝縮性ガスが少ない状態で格納容器圧力を維持するためには、S/C 水面の温度が、その時点の格納容器圧力における飽和温度程度を維持している必要がある。減圧前の格納容器圧力を 750kPa[abs]とすると、プール水面の温度が当該圧力の飽和温度である 168°C を維持すれば、水蒸気のみで達成可能である。S/C 水面の温度を維持する熱源としては、SRV 排気が考えうる。S/C プールに排出された SRV 排気は大部分が凝縮し、飽和温度の水となり、冷却されている周囲の水との密度差によって上昇すると考えられる。この過程で、割合は不明であるものの、SRV 排気の



熱の一部は冷却されている周囲の水に移行し、一部は S/C 水面に伝わる可能性が考えられる。S/C 水面に伝わる熱量が、S/C 水面付近、及び S/C 気相部からの除熱量以上であれば、S/C 水面の温度が飽和温度程度に維持され、継続的に水蒸気が発生し、圧力が維持された可能性が考えられる（図 5）。

15 日 7:20 以降の減圧前後の期間において、S/C 水温等の実測値は得られていない。このため断定は出来ないものの、上記のような状況は成立しうると考える。

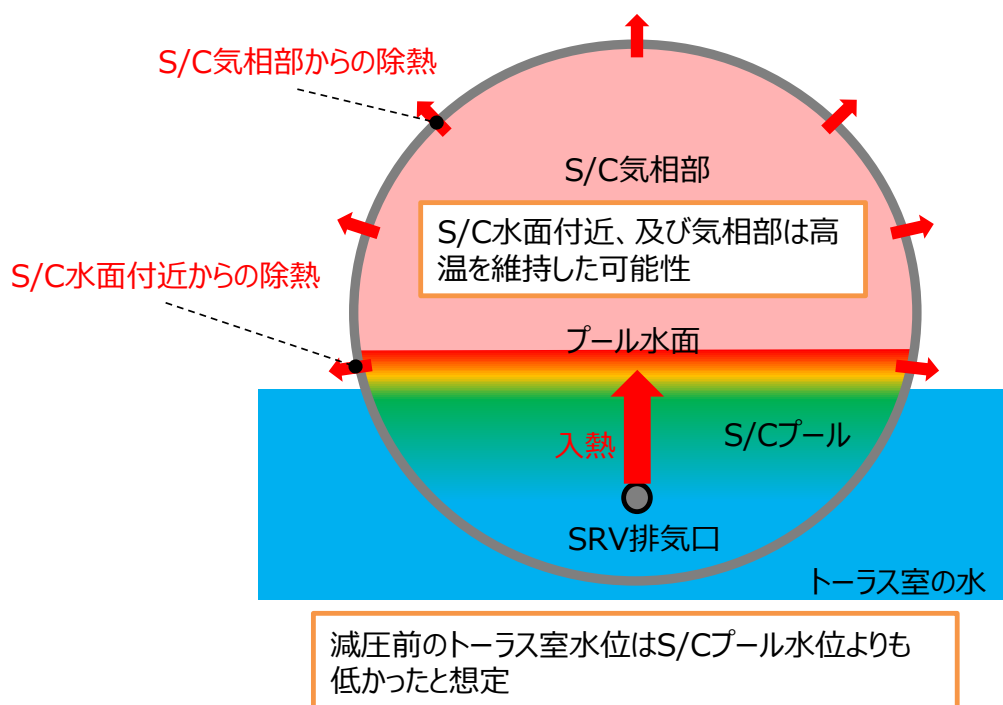


図 5 15 日 7:20 以降の減圧前の S/C プールの温度成層化のイメージ

### 3. 3 想定したシナリオにおける圧力挙動の評価

15 日 7:20 以降に、トラス室の水位が S/C プール水位以上に上昇したことを想定し、S/C 気相部の外部冷却による凝縮によって、格納容器圧力が 730kPa[abs]から 155kPa[abs]まで 4 時間（減圧に要した時間は定かでないため、データの得られている 7:20～11:20 を想定）で減圧するために必要な漏えい面積がどのように変化するかを評価した。

評価では、格納容器内が水蒸気で満たされていることを仮定した。また、15 日 7:20 から 11:20 にかけての減圧前後の格納容器内のエネルギーの減少分が、当該期間の格納容器へのエネルギー流入量（圧力容器、格納容器壁からの入熱など）と、格納容器からのエネルギー流出量（S/C 外部冷却、D/W 気相漏えいなど）の収支と一致していることを仮定した。評価条件を表 1 に示す。

S/C プールとトーラス室の水位の挙動は不明であるため、この評価においては、S/C プールとトーラス室の水位差として複数の場合を想定し、影響を確認することとした。また、その他のパラメータとして、S/C プールのうち高温の水の量（減圧沸騰量に影響）、S/C 内壁の凝縮熱伝達率（外部冷却による除熱量に影響）は不確かさが大きく、評価結果への影響も大きいため、これらのパラメータに関する感度評価を実施した。評価のイメージを図6に示す。

評価結果を図7、図8に示す。S/C プールとトーラス室の水位差が大きいほど、S/C 気相部の凝縮が促進されるため、減圧に必要な漏えい面積は減少する。

図7より、S/C プールのうち高温の領域が少なければ、すなわち、S/C 水面付近のみが高温となるような温度成層化が生じている状況であれば、減圧沸騰の量が少なくなり、必要な漏えい面積は減少する。

図8より、凝縮熱伝達率が大きければ、凝縮量が大きくなり、必要な漏えい面積は減少することがわかる。純粋な水蒸気の凝縮では、凝縮熱伝達率は非常に大きく、 $10\text{kW/m}^2\text{-K}$  程度以上である。一方で、水蒸気と非凝縮性ガスの混合気体の凝縮では、非凝縮性ガスの割合が大きいほど、凝縮熱伝達率が低下することが知られている。一例として、水蒸気と空気の質量割合が 10:1 の場合の凝縮熱伝達率は  $1.6\text{kW/m}^2\text{-K}$  程度、2:1 の場合の凝縮熱伝達率は  $0.8\text{kW/m}^2\text{-K}$  程度と、水蒸気のみの場合と比較して、非凝縮性ガスの割合が大きくなるほど、凝縮熱伝達が低下する傾向が確認されている[4]。減圧に伴って非凝縮性ガスの割合が増大すると考えられること、凝縮が生じる壁面付近では非凝縮性ガスの濃度が高まる可能性が考えられることも踏まえると、凝縮熱伝達率が高い状態が維持されるためには、15日7:20以降の格納容器減圧前の段階で格納容器内の非凝縮性ガスの割合は相応に低かったと考える必要がある。

表1 評価条件（3/15 7:20～11:20）

項目	設定	備考
評価期間	4時間	15日7:20～11:20を想定。
変化前の圧力	730kPa[abs]	実測値に基づき設定。
変化後の圧力	155kPa[abs]	実測値に基づき設定。
D/W 温度	167℃	減圧前 730kPa[abs]の飽和温度を仮定する。減圧中の D/W 温度の変化は小さいと考え、減圧前後で同じ温度とする。なお、D/W 温度による評価結果への影響は微小である。

圧力容器から D/W へのガス 漏えい	考慮しない	S/C 側の凝縮による減圧に伴い、D/W 側の水蒸気は S/C プールに引き込まれて凝縮すると考えられるため、D/W へのガス漏えいによる評価結果への影響は限定的と考え、考慮しない。
S/C プール水位 (評価期間 中一定を仮 定)	5m	通常水位に対し、RCIC 水源切替前に CST から注水されたと考えられる水量、及び圧力容器内の保有水の移行分を加えた水位を減圧時の S/C プール水位と考え、S/C 底面から 5m を仮定。 なお、これはベント管ダウンカマ下端高さ (S/C 底から 2.875m) よりも上であるため、S/C 減圧によって D/W の水蒸気は S/C 液相に引き込まれ、100%凝縮することを想定する。
S/C プールと トールラス室の 水位差 (評価 期間中一定を 仮定)	0cm/10cm/ 100cm	トールラス室の水位上昇挙動は不明であるため、水位差なしの場合 (0cm)、トールラス室が短時間でタービン建屋地下階の浸水高さ (O.P.3400mm を想定 (11 日にタービン建屋地下階で約 1.5m の水位を確認したことから[3])) まで浸水したことを想定した場合の水位差 (100cm)、上記の中間の水位差 (10cm) を設定。
S/C プールの うち飽和温度 の領域の高さ	0~5m	S/C 液相の温度分布は想定が困難であり、不確かさの要因となるため、図 6 のように温度分布を単純化して考え、飽和温度の領域の高さを感度パラメータとして影響を確認する。
凝縮熱伝達率	0~水蒸気 100%における 凝縮熱伝達率	S/C 壁面に非凝縮性ガスが存在した場合、凝縮熱伝達率は低下する可能性を考慮し、感度パラメータとして影響を確認する。

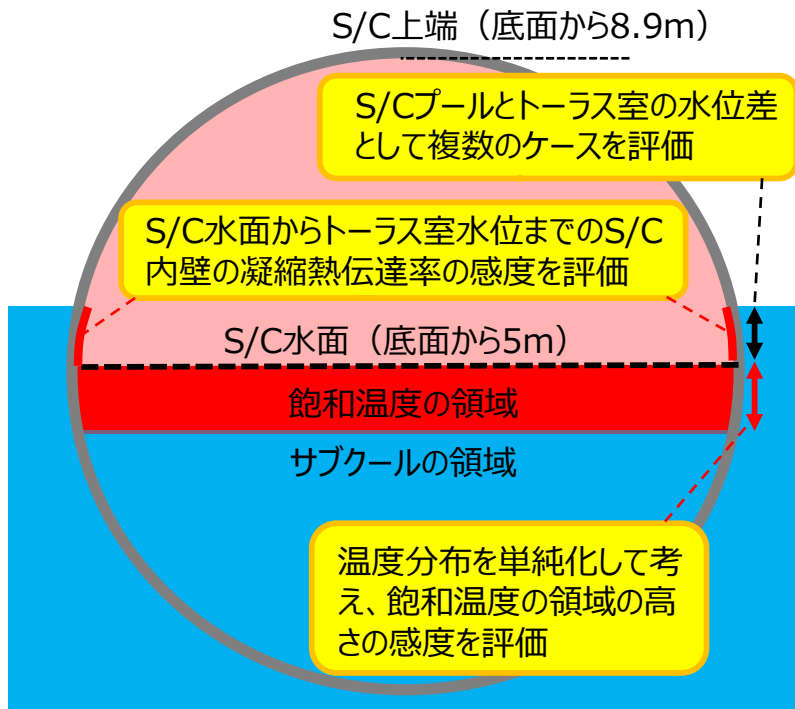


図6 評価のイメージ

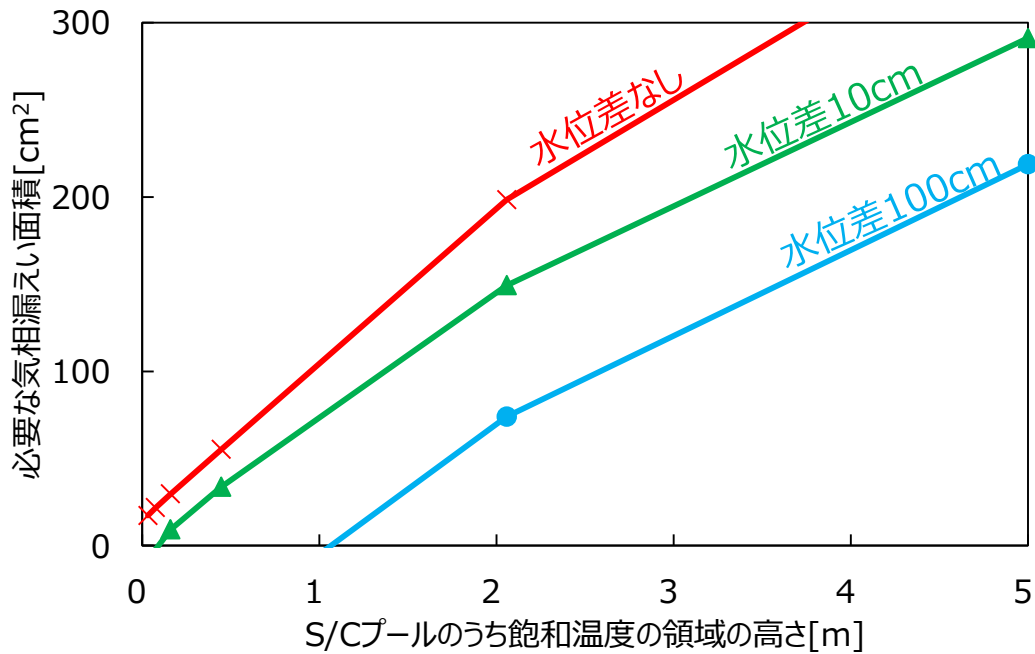


図7 S/C プール水のうち飽和温度の領域の高さに対する必要な漏えい面積の変化 (格納容器内に非凝縮性ガスが無い状態を仮定)

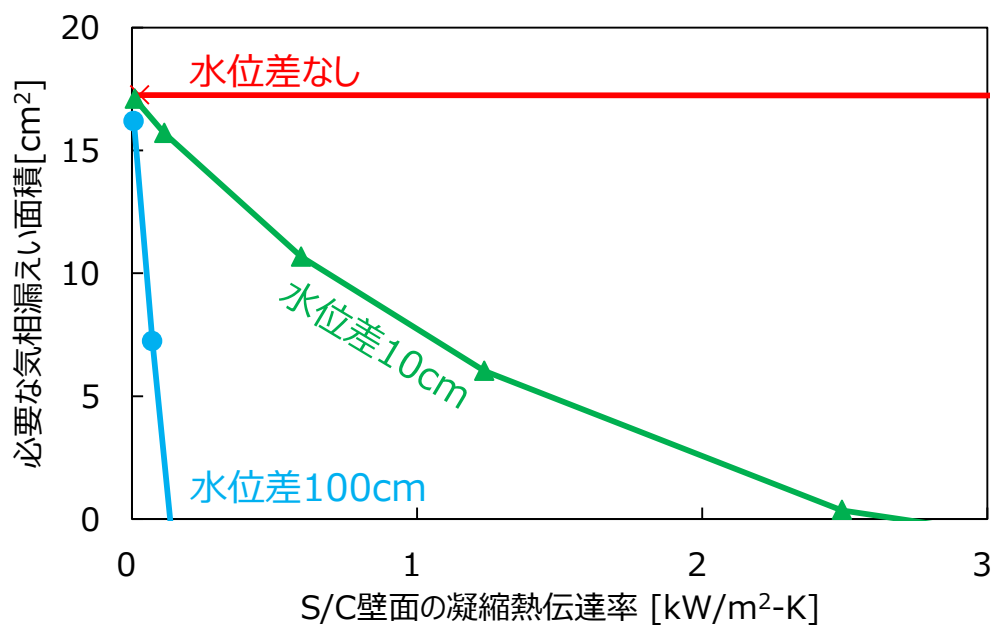


図8 S/C 気相部内壁の凝縮熱伝達率に対する必要な漏えい面積の変化 (減圧沸騰なしを仮定)

#### 4 観測事実及び既往の推定を踏まえたシナリオの成立性の検討

プラントパラメータの実測値、現場から得られた情報などの観測事実との整合性の観点から、「格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオ」、及び、「格納容器からの気相漏えいによる減圧に加え格納容器内の水蒸気の凝縮による減圧が寄与したシナリオ」の成立性を検討した。着目した観測事実、及び既往の推定を以下に示す。また、観測事実及び既往の推定との整合性の観点からのシナリオ成立性の検討結果を4. 1～4. 10に示すとともに、表2にまとめる。

- 15日 0:00頃～7:20までのD/W圧力挙動について
- 15日 7:20～11:20のD/W圧力の低下について
- 15日 12:00頃以降のD/W圧力の増減について
- 現在の2号機格納容器の気密性が高いことについて
- オペフロのシールドプラグ周辺の線量率が高いことについて
- シールドプラグ周辺以外の原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所の線量率が比較的低いことについて
- 15日朝のブローアウトパネルからの白い煙
- 15日 0:00頃以降のS/C CAMS指示値の低下傾向
- S/Cからの液相漏えいの推定
- 真空破壊弁のリークの推定

上記の観測事実及び既往の推定との比較から、熱的な損傷によりトップヘッドフランジ以外にも大規模な漏えいがあったと考える必要がある格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオでは、15日 12:00頃以降のD/W圧力の増減、現在の2号機の気密性が比較的高いこと、及び、オペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことについては、観測事実との整合性の説明が困難であることが分かった。一方で、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したと考えると、観測事実との整合性を説明しやすくなることが分かった。

##### 4. 1 15日 0:00頃～7:20までのD/W圧力挙動について

D/W圧力は14日 23:30頃から15日 7:20まで0.7MPa[abs]～0.75MPa[abs]の範囲で推移している。

格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオについて、SRVの開閉状況、圧力容器内での水蒸気及び水素の発生状況、圧力容器からD/Wへの漏えい状況、D/Wから原子炉建屋への漏えい状況などの事故進展シナリオを想定することで、この期間を含む原子炉圧力及び格納容器圧力を解釈できることが

分かった（別紙 1 参照）。このことから、圧力上昇に伴うトップヘッドフランジからの気相漏えいがある中で、圧力容器内で発生した水蒸気が D/W に流入することで、非凝縮性ガスも含めてこの期間の格納容器圧力を維持していたというシナリオが成り立つものと考えられる。

格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオでは、後に D/W 圧力の低下が生じるためには、15 日 7:20 以降の減圧前の時点で、格納容器内の非凝縮性ガスの大部分が放出されており、かつ、S/C プールに強い温度成層化が生じていたと考える必要があった。これについては、断定はできないものの、以下のようなシナリオは成立しうると考えられる。

- ① トーラス室の水位上昇による S/C 下部の冷却、及び、SRV 排気に勢いが無かったことにより、S/C プールに強い温度成層化が生じていた。一方、SRV 排気の熱の一部が S/C 水面に移行し、S/C 水面付近は高温を維持しており、水蒸気圧によって格納容器圧力を維持していた。
- ② S/C 水面で発生した水蒸気によって、S/C 内の非凝縮性ガスが真空破壊弁を経由して D/W に移行し、さらに D/W のトップヘッドフランジを通じて、大部分が格納容器外に排出されていた。

#### 4. 2 15 日 7:20～11:20 の D/W 圧力の低下について

D/W 圧力は 15 日 7:20 に 0.73MPa [abs] の実測値が得られて以降、一旦計測が途切れ、同日 11:20 に計測が再開された際には 0.155MPa[abs] まで低下していた。

格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオでは、この期間の D/W 圧力の低下を再現するためには、格納容器漏えい面積として 300cm<sup>2</sup>（減圧中一定）が必要となった。その漏えい面積の大きさは、熱的な損傷により、トップヘッドフランジ以外を含む大規模な格納容器からの気相漏えいが減圧中を通じて継続していたと考えることで解釈可能であった。

格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオについては、トーラス室の水位が S/C プール水位を超えて上昇した場合の評価を行った結果、15 日 7:20 以降の減圧前の時点で、格納容器内の非凝縮性ガスの大部分が放出されており、かつ、S/C プールの表層に温度成層化が生じている状況では、格納容器からの気相漏えいが小さい場合であっても、減圧を再現しうることが分かった。

#### 4. 3 15 日 12:00 頃以降の D/W 圧力の増減について

D/W 圧力は、15 日 12:00 頃から 13:00 頃にかけて、155kPa[abs] から 415kPa[abs] まで急激に上昇した後、16 日 1:24 に 120kPa[abs] を示すまで、

比較的緩やかに減少し、その後同日 5:15 まではほぼ一定値を示している。

この圧力挙動に基づき、格納容器内の熱収支について評価した結果、格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオにおいて、格納容器に 300cm<sup>2</sup>の漏えい口が維持されている状況では、この期間の圧力変化を再現するために必要な熱量が、燃料デブリの熱量（崩壊熱の積分値＋蓄熱量）を上回る結果となり、熱収支の観点からは説明が困難であることが分かった（別紙 2 参照）。

一方、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオについては、S/C プールとトーラス室の水位差にも依存するが、圧力の再現に必要な熱量は燃料デブリの熱量以下となり、熱収支の観点からは成立しうることが分かった（別紙 2 参照）。すなわち、燃料デブリの熱の一部が注水の蒸発などにより格納容器側に移行する一方で、トーラス室の水位上昇による格納容器の冷却も生じており、それらの大小関係によって格納容器圧力が増減したという解釈が可能である。

#### 4. 4 現在の 2 号機格納容器の気密性が高いことについて

事故後の 2 号機の格納容器圧力は他号機と比較して高く、気密性が高いと考えられる。この圧力は主に封入した窒素の流出による圧力損失によって生じていると考えられるが、仮に窒素封入量の全てが漏えい口を通じて漏えいしていると考えても、格納容器圧力を再現する漏えい口は 1cm<sup>2</sup>以下程度と推定される（別紙 3 参照）。

前述したように、格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオにおいて、300cm<sup>2</sup>の漏えい面積が維持されている状態では、15 日 12:00 頃以降の D/W 圧力挙動の説明が困難であることも合わせて考えると、一度大きく開いた漏えい口が縮小したと考える必要がある。しかし、漏えい口が縮小した可能性はゼロではないものの、熱的に損傷し、減圧中も維持されていた漏えい口が、その後大きく縮小することは基本的には生じないものとする。

一方、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオでは、15 日 7:20 以降の減圧前に漏えいが生じていたとしても、それは高圧による漏えいであり、減圧とともに縮小して、漏えい口は維持されなかったという説明が可能となる。

#### 4. 5 オペフロのシールドプラグ周辺の線量率が高いことについて

建屋内において、オペフロのシールドプラグ周辺の線量率が高い[1]ことから、シールドプラグの下にあるトップヘッドフランジからの漏えいがあったものと推定される。

15 日 0:00 頃から 15 日 7:20 以降の減圧の前には、格納容器圧力が



0.7MPa[abs]以上と高い時期があったことから、この時期にはトップヘッドフランジからの漏えいがあった可能性がある。なお、格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオでは、15日7:20以降の格納容器の減圧中にも大きな漏えい面積が維持されていたと考える必要があることや、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオも微小な格納容器からの漏えいを許容するものであることから、両シナリオともに、減圧前、減圧中、又はそれ以降の格納容器トップヘッドフランジからの漏えいによってシールドプラグ周辺が汚染されたという解釈が可能である。

#### 4. 6 シールドプラグ周辺以外の原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所の線量率が比較的低いことについて

シールドプラグ周辺を除いては、X-6 ペネなど、一部格納容器のバウンダリで線量が高い箇所は確認されているものの、階段部など、原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所に特段の高い線量は確認できていない[1]。このことから、トップヘッドフランジ以外に大量の放射性物質の漏えいがあったことを示す証拠はない。

格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオでは、トップヘッドフランジ以外からも相応の漏えいがあったと考える必要があり、上記との整合性の説明が困難である。一方、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオでは、トップヘッドフランジ以外に大きな漏えいは生じていなかったという説明が可能となる。

#### 4. 7 15日朝のブローアウトパネルからの白い煙

15日朝にブローアウトパネルから白い煙が出ている様子が確認されている。

格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオでは、格納容器からの大量の漏えいを想定しており、格納容器から漏えいした水蒸気が湯気となって観測された可能性がある。また、この時期には使用済燃料プール水温が上昇していたと考えられ[5]、そこから発生する湯気も含めとらえた可能性がある。また、2号機では14日までの格納容器圧力挙動について、RCICの運転に伴い崩壊熱がS/Cに移行した場合に想定される圧力よりも低いことなどから、比較的早い段階からトラス室内に水がたまり、S/Cを冷却していたと推定している(添付資料2-2参照)。このトラス室の水がS/Cからの伝熱によって温められ、そこから発生した湯気をとらえた可能性もある。白い煙は上記のうちのいずれか、あるいは混合したものであったと考えられる。

格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオも、微小な格納容器

からの漏えいを許容するものであり、観測事実と整合しうると考えられる。このため、基本的には格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオと同様の説明が可能である。

#### 4. 8 15日0:00頃以降のS/C CAMS 指示値の低下傾向

S/C CAMS (A系)の指示値は、14日22:00頃から15日0:00頃にかけて上昇した後、同日7:00過ぎにかけてほぼ単調に減少している。

今回想定したシナリオは、いずれも15日1:00頃以降にSRVが開であったことを仮定している。これにより、S/Cに放射性物質が移行する可能性が考えられる。このことと、S/C CAMSが単調に減少していたこととの整合性について以下で考察する。

S/C CAMSの指示値は、S/C気相部(S/C鋼板の内壁を含む)に放射性物質が移行した場合に大きく上昇するのに対し、S/Cプールに捕捉された場合には、水による遮へい効果により、指示値への寄与は比較的小さいと推定している(添付資料2-11参照)。

一方で、原子炉圧力、及びD/W圧力の挙動から、14日22:40頃に圧力容器内で大量の水素が発生し、15日0:00までには主要な水素発生は終了していたと推定している(添付資料2-9参照)。15日0:00頃まではS/Cに流入するガスに水素が多く混じっていたことで、流入するガスがS/Cプールで完全に凝縮されなかった結果、ガスに含まれていた放射性物質がS/C気相部に移行し、S/C CAMSの指示値が上昇した可能性が考えられる。一方、15日0:00頃以降は、主要な水素発生が終了していたため、S/Cに流入するガスはほぼ水蒸気のみとなり、プール中でほぼ完全に凝縮し、その際に放射性物質も水中に捕捉され、気相部まで到達しなかったため、S/C CAMSの指示値への影響は小さく、逆に、既に気相部に存在した放射性物質の減衰により指示値は低下傾向となった可能性が考えられる。このような推定が可能であることから、両シナリオともに、観測事実との大きな矛盾はないと考える。

#### 4. 9 S/Cからの液相漏えいの推定

平成26年1月にS/C内水位を測定した結果、S/C水位はトーラス室内の滞留水とほぼ同レベル(S/C内水位がやや低い状態)で連動しており、S/C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(添付資料4参照)。また、事故後のS/C温度計の指示値の挙動から、実測値との整合がよく取れる漏えい面積は9cm<sup>2</sup>、漏えい口の位置はO.P.512以下と推定している(添付資料2-13参照)。

S/Cからの液相漏えいについては、その発生時期は不明であるが、仮に今回

検討の対象とした期間中、あるいはそれ以前に漏えいが発生していた場合の各シナリオの成立性への影響について考察する。

S/C からの液相漏えいが生じていた場合、それによる格納容器圧力への影響としては、(a)液相の漏えいに伴う格納容器内の空間体積の増加による圧力低下、(b)漏えい口が露出した場合の気相漏えいによる圧力低下、(c)S/C 水位低下とトーラス室の水位上昇による S/C 外部冷却量の増大に伴う圧力低下、が考えられる。

このうち(a)については、 $9\text{cm}^2$ の漏えい面積のもとでは、S/C 水位低下に伴って格納容器内の空間体積が増加する速度は緩やかであり、圧力低下も緩やかとなるため、15日7:20以降に見られるような急激な減圧と直接的に結びつくものではない。したがって、(a)が生じていたとしても、今回検討したシナリオの成立性に大きな影響はないと考える。

(b)については、事故後の S/C 温度計の指示値の挙動との整合がよく取れる漏えい面積は  $9\text{cm}^2$  であり、格納容器からの気相漏えいによって減圧したシナリオにおいて 15日7:20以降の減圧を再現する漏えい面積  $300\text{cm}^2$  と比較しても小さい。また、格納容器内の水蒸気の凝縮によって減圧したシナリオにおいても、図7、図8に示したように、S/C プールとトーラス室の水位差、凝縮熱伝達率の不確かさによって、減圧に必要な漏えい面積は大きく変わりうることを踏まえると、 $9\text{cm}^2$ 程度の漏えい面積の変化があっても、そのことがシナリオの成立性に大きく影響することはない。したがって、(b)が生じていたとしても、今回検討したシナリオの成立性に大きく影響するものではないと考える。

(c)については、前提として、格納容器からの気相漏えいによって減圧したシナリオでは考慮していない。一方、格納容器内の水蒸気の凝縮が減圧に寄与したシナリオにおいては、(c)が生じていた場合、S/C 外部冷却量の増大により、15日7:20以降の D/W 圧力の低下を再現しやすくなる可能性がある。一方で、トーラス室の水位が大きく上昇し、S/C の外部冷却量が大きくなりすぎると、15日12:00頃からの D/W 圧力の増減に、燃料デブリの持つ熱量以上の熱量が必要になる可能性がある（別紙2参照）。このように考えると、格納容器内の水蒸気の凝縮が減圧に寄与したシナリオは、当時の S/C からの漏えいは、あったとしてもそれによる S/C 外部冷却への影響は比較的小さかったと考えることで解釈することができる。

#### 4. 10 真空破壊弁のリークの推定

事故後の S/C 温度計の指示値の挙動から、S/C の真空破壊弁にリーク（本来の真空破壊弁の機能である、D/W から S/C 気相部への流れを遮断する機能

が失われていること)が生じている可能性がある」と推定している(添付資料 2-8、2-13 参照)。

真空破壊弁のリークについては、その生じた時期は不明であるものの、15日 0:00 頃から 7:20 にかけては、D/W CAMS の指示値が上昇傾向となっているのに対し、S/C CAMS の指示値が低下傾向となっていることから、この時期において圧力容器から D/W への気相漏えいが生じているものの、D/W から S/C 気相部への有意なリークは無かったと考えられる。

格納容器からの気相漏えいによって減圧したシナリオでは、減圧前の 15日 0:00 頃から 7:20 にかけては、圧力容器から D/W への漏えいによって格納容器圧力が維持されている。したがって、仮に真空破壊弁が損傷していたとすると、D/W から S/C 気相へのガスの移行が生じうる。このため、このシナリオは、15日 7:20 以前には真空破壊弁の有意な損傷は生じていなかったと考えることで解釈することができる。減圧中については、現在推定している S/C からの液相漏えい面積は  $9\text{cm}^2$  と小さく、このシナリオを成立させるような大きな漏えいは D/W 側で生じたと解釈される。その場合、減圧時のガスの流れは S/C→D/W→原子炉建屋となり、これは真空破壊弁の本来の流れの向きであるため、減圧中の真空破壊弁のリークの有無は、このシナリオの成立性に影響しない。

格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオでは、15日 0:00 頃から 7:20 にかけての期間には、SRV 排気により S/C 水面の温度が維持され、そこからの水蒸気の発生によって格納容器圧力が維持されていたと想定される。そのような状況では、D/W から S/C 気相へのガスの移行は生じないため、この期間の真空破壊弁の損傷の有無にかかわらず、このシナリオは成立すると考えられる。減圧中については、外部冷却に伴う S/C 壁面での凝縮によって減圧するこのシナリオでは、D/W から S/C への水蒸気を主体としたガスの移行が生じる。真空破壊弁のリークが無かった場合、D/W の水蒸気はベント管ダウンカマを通じて S/C プールに導かれ、そこで凝縮するため、外部冷却に伴う S/C 壁面の凝縮量に対する影響は小さく、シナリオの成立性への影響は無視できる。真空破壊弁のリークがあった場合、D/W の水蒸気はリークを通じて S/C 気相部に直接移行するため、外部冷却に伴う S/C 壁面での凝縮量はその分増加することになる。しかし、これによる影響は図 7 などで想定している S/C プール水のうち飽和温度の領域の高さや、S/C プールとトラス室との水位差の不確かさの影響と比較して小さい。したがって、減圧中の真空破壊弁のリークの有無は、このシナリオの成立性を損なうものではない。

表2 各シナリオの観測事実の整合性について

観測事実	格納容器からの漏えいによる減圧シナリオ (※)	格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオ (※)	備考
①15日 0:00頃～7:20までのD/W圧力挙動	圧力上昇に伴うトップヘッドフランジからの気相漏えいがある中で、圧力容器内で発生した水蒸気がD/Wに流入することで、非凝縮性ガスも含めて格納容器圧力を維持していた	トーラス室の水位上昇によりS/Cプールの表層に温度成層化が生じたことで、S/C水面付近は高温を維持しており、水蒸気圧により格納容器圧力を維持していた。非凝縮性ガスの大部分はトップヘッドフランジから放出されていた	4. 1 参照
②15日 7:20～11:20のD/W圧力の低下	熱的な損傷により、トップヘッドフランジ以外を含む格納容器からの大規模な気相漏えいが減圧中を通じて継続していた	トーラス室の水位がS/Cプール水位を超えて上昇し、主にS/C内の水蒸気の凝縮によって減圧した	4. 2 参照
③15日 12:00頃以降のD/W圧力の増減	<u>漏えい口が大きいと、格納容器の熱収支の観点からは、12時頃からの圧力の上昇、及びその後の緩やかな減少の説明が困難</u>	燃料デブリの熱の一部が注水の蒸発などにより格納容器側に移行する一方で、トーラス室の水位上昇による格納容器の冷却も生じており、それらの大小関係によって格納容器圧力が増減した	4. 3 参照
④現在の2号機格納容器の気密性が高いこと	<u>熱的に損傷し、減圧中も維持されていた漏えい口が、その後大きく縮小することは基本的にはないものと考え</u>	格納容器の漏えい口は主に圧力に依存した形のもので（圧力でトップヘッドフランジが押し上げられた等）、	4. 4 参照

	<u>える</u>	格納容器の減圧に伴って縮小した	
⑤オペフロのシールドプラグ周辺の線量率が高いこと	15日 7:20以降の格納容器減圧前、減圧中、又はそれ以降の格納容器トップヘッドフランジからの漏えいによってシールドプラグ周辺が汚染された		4. 5 参照
⑥原子炉建屋内の放射性物質の移行経路と考えられる箇所の線量率が比較的低いこと	<u>トップヘッドフランジ以外からも相応の漏えいが必要であり、説明が困難</u>	トップヘッドフランジ以外に大きな漏えいは生じていなかった	4. 6 参照
⑦15日朝のブローアウトパネルからの白い煙	格納容器から漏出した水蒸気、使用済燃料プールから発生した水蒸気、トール室の水から発生した水蒸気、のいずれか又は混合したものが湯気となり観測された（両シナリオ共通）		4. 7 参照
⑧15日 0:00以降のS/C CAMS 指示値の低下傾向	圧力容器内の主要な水素発生は終了し、SRV 排気中の水素は少なかった。SRV 排気がS/C プールで凝縮する際に放射性物質は捕捉され、気相部まで到達しなかったため、指示値への影響は小さかった。逆に、減衰により指示値は低下した（両シナリオ共通）		4. 8 参照
⑨S/C からの液相漏えいの推定	S/C からの漏えいが当時から生じていたとしても、漏えい自体による格納容器圧力低下速度への影響は比較的小さい	左記に加え、S/C 外部冷却への影響も比較的小さい	4. 9 参照
⑩真空破壊弁のリークの推定	真空破壊弁のリークの有無によるシナリオの成立性への影響は小さい（両シナリオ共通）		4. 10 参照

※下線なしは、断定はできないものの、観測事実を説明するシナリオとして成立しうると考えたものを示す。下線部は、観測事実との整合性の説明が困難な点を示す。

## 5 まとめ

2号機の D/W 圧力が 15 日 7:20 から 11:20 にかけて 0.73MPa[abs]から 0.155MPa[abs]まで低下した原因として、格納容器からの気相漏えいにより減圧した可能性と、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧した可能性を想定し、それぞれのシナリオの成立性を検討した。

その結果、格納容器からの気相漏えいより減圧したと考えると、熱的な損傷によりトップヘッドフランジ以外にも大規模な漏えいがあったと考える必要があり、15 日 12:00 頃以降の D/W 圧力の増減、現在の 2号機の格納容器の気密性が比較的高いこと、及び、オペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことについては、観測事実との整合性の説明が困難であることが分かった。

一方で、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したと考えると、観測事実との整合性を説明しやすくなることが分かった。このような事故進展であったことを断定できる決定的な証拠はないものの、今後の現場調査等から情報が得られる可能性はある（例えば、トラス室の浸水痕が見えた場合には、その到達時間の情報は失われているものの、最高でどこまで浸水したかを把握できるため、凝縮により減圧したシナリオを考える上での一つの知見になりうる）。こうした情報も踏まえて、引き続き検討を進めていく。

## 参考文献

- [1] 東京電力株式会社，“建屋内の空間線量率について”，(2013/3/22)
- [2] (旧)一般社団法人 日本原子力技術協会，“過酷事故対応規格整備のための MARK I 原子炉格納容器弾塑性解析に係わる業務 平成 23 年度報告書”，(2012) (非公開)
- [3] 東京電力株式会社，“福島原子力事故調査報告書 別紙 2 (主な時系列)”，(2012/6/20)
- [4] U.S.NRC, “Minimum Containment Pressure Model for PWR ECCS Performance Evaluation”, NUREG-0800 Rev. 3 (2007)
- [5] 東京電力株式会社，“福島原子力事故調査報告書 添付資料 添付 9 - 3”，(2012/6/20)

15 日 11:20 までの原子炉圧力及び格納容器圧力の再現解析について

図 1 に原子炉圧力及び格納容器圧力の実測値を示す。15 日 7:20 から 11:20 にかけての D/W 圧力の低下の要因としては、格納容器からの気相漏えいの拡大と、格納容器の冷却量の増大が考えられる。このうち、格納容器からの気相漏えいの拡大によって減圧した可能性について検討するため、15 日 11:20 までの原子炉圧力、格納容器圧力の再現解析を実施し、減圧に必要となる気相漏えい面積を推定した。解析コードには GOTHIC8.2(QA)を使用した。

なお、この解析においては格納容器の冷却量の増大（例えば、他建屋からの水の流れ込みや、S/C プールの液相漏えいなどによるトラス室および S/C プール水の水位変化による S/C の冷却量の増大など）は考慮していない。

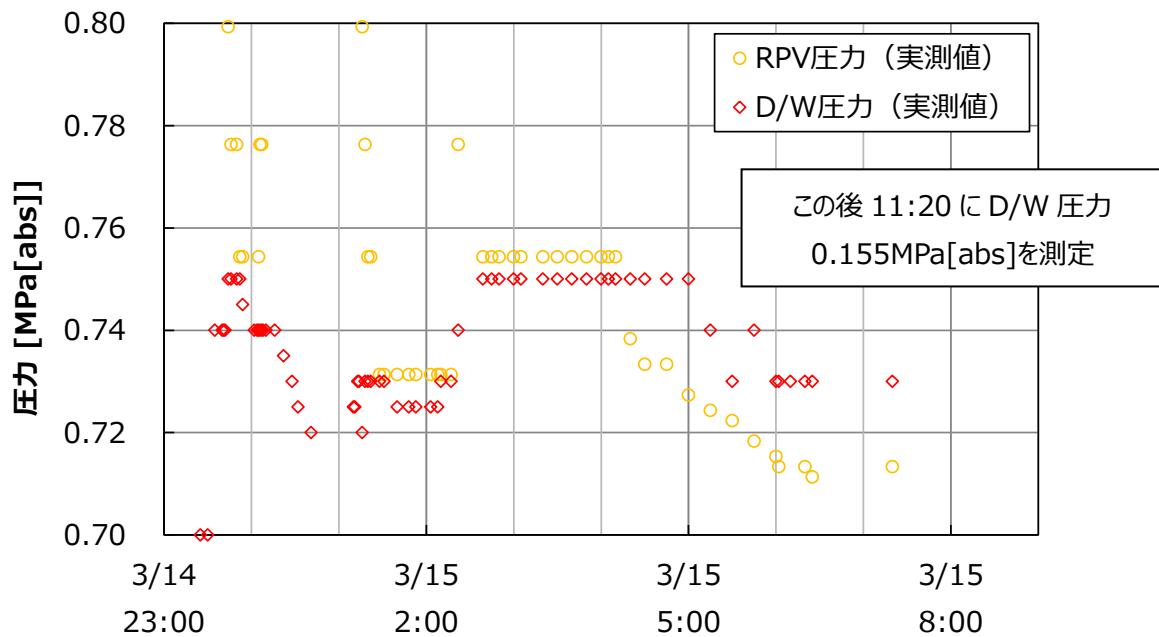


図 1 原子炉圧力と格納容器圧力の実測値  
(表示範囲 : 3/14 23:00 ~ 3/15 9:00 / 0.7 ~ 0.8 MPa[abs])



## 1 解析体系

この解析は添付資料 2-9 に示す再現解析の延長であるため、解析体系は当該の解析と基本的に同一とした上で、当該の解析で考慮していなかった圧力容器から D/W への漏えい経路を考慮した。解析体系を図 2 に示す。

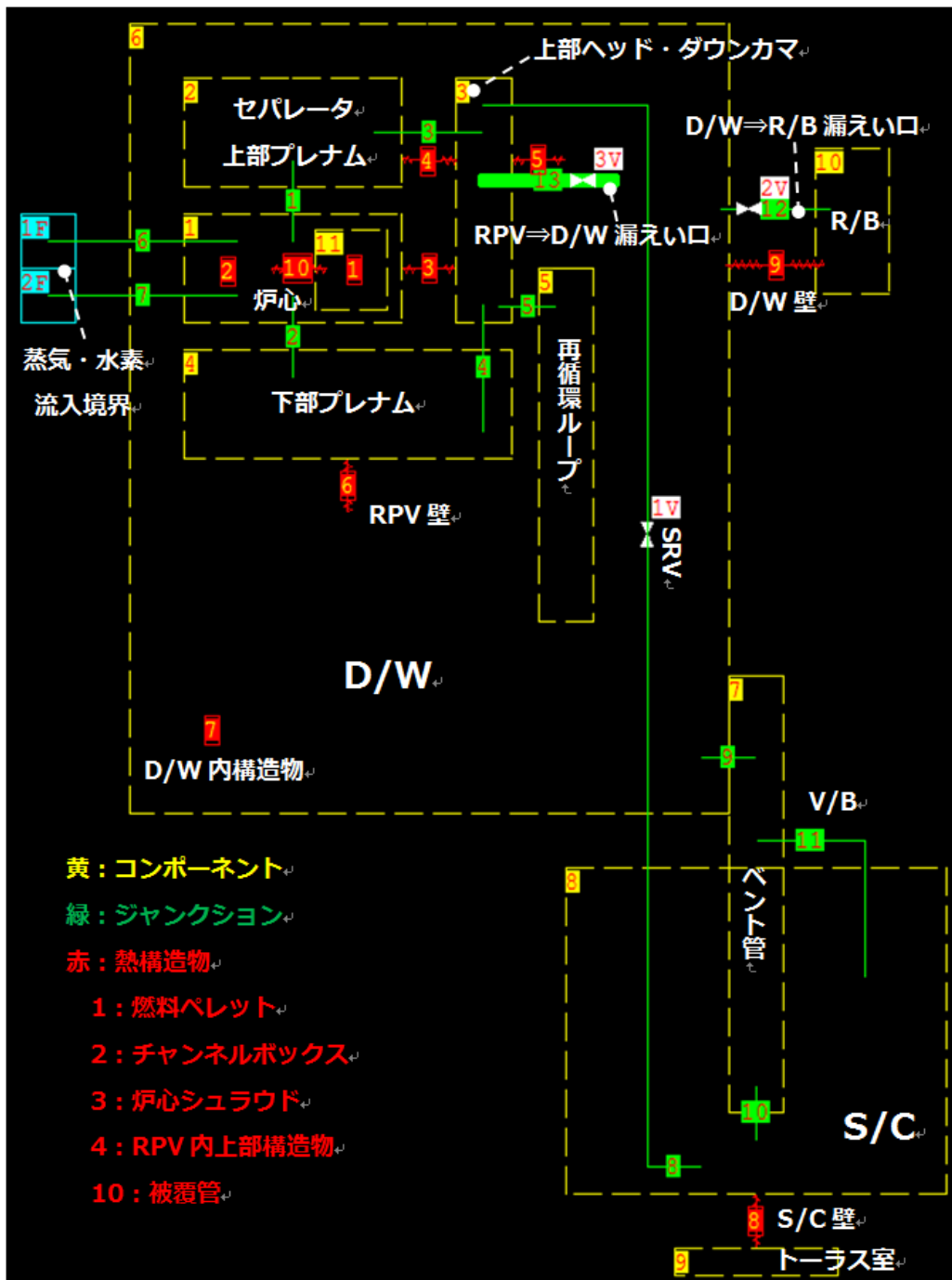


図 2 解析体系

## 2 解析条件

原子炉圧力、及び格納容器圧力は、SRVの開閉状況、圧力容器内での水蒸気及び水素の発生状況、圧力容器からD/Wへの漏えい状況、D/Wから原子炉建屋への漏えい状況等に依存するため、一つの事故進展シナリオを特定することは困難であるが、ここでは想定しうる事故進展シナリオの一例として、各条件を設定した。

この解析は添付資料2-9に示す再現解析の延長であるため、初期条件、及び15日0時頃までの解析条件は当該の解析と基本的に同様とした。15日0時頃以降の解析条件の設定と、その考え方を以降に示す。

### 2.1 SRVの開閉状況について

SRVの開閉状況の設定を図3に示す。15日0:00頃～1:00過ぎの期間は、原子炉圧力が上昇する一方で、D/W圧力は低下しているため、15日0:00頃の原子炉圧力上昇の開始のタイミングでSRVが閉となったものと仮定した。その後、15日1:00過ぎの原子炉圧力低下開始のタイミングでは、SRVの開操作の記録が残っている（添付資料2-12参照）ため、このタイミングでSRVが開となったものと仮定した。その後は、原子炉圧力とD/W圧力の差圧がほぼ一定となっていることから、SRVは開状態を維持していたものと仮定した。

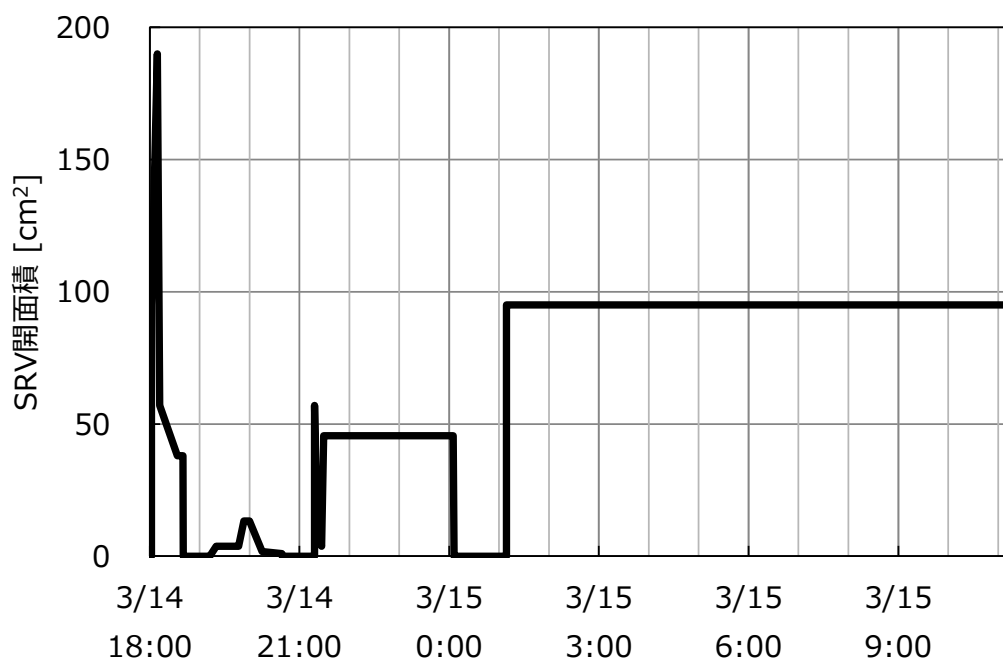


図3 SRVの開閉状況の設定

## 2. 2 圧力容器内での水蒸気及び水素の発生状況について

RPV 内での水蒸気、及び水素の発生状況の設定を図 4、図 5 に示す。

水蒸気の発生については、15 日 0:00 頃から 1:00 過ぎにかけては、SRV が閉となっている状況で原子炉圧力を再現するような発生量を設定した。その後、2:00 頃～2:40 頃の原子炉圧力の一時的な上昇を再現するよう、発生量を一時的に増加させた。その後、4:00 頃の原子炉圧力の低下を模擬するため、発生量を低下させた<sup>1</sup>。7:20 以降は、圧力容器内の水が枯渇していた可能性を考慮し、水蒸気は発生していないことを仮定した。水素の追加発生については、2:00 頃～2:40 頃の D/W 圧力の上昇挙動を再現するような発生量を設定した。

なお、2:00 頃～2:40 頃の水蒸気及び水素の発生量が一時的に増加するという設定については、燃料デブリの下部プレナムへの落下などによって、一時的に

---

<sup>1</sup> 図 1 に示すように、4:00 頃に原子炉圧力は比較的短時間で大きく減少し、D/W 圧力よりも低くなっている。しかし、格納容器側に圧力上昇の要因が無い限り、このように圧力容器と D/W の圧力の上下関係が逆転することは考えにくい。格納容器側の圧力上昇の要因としては、燃料デブリの格納容器への落下の可能性が考えられるものの、D/W CAMS (A 系) の指示値の傾向からは、燃料デブリの格納容器への落下はこの時点ではまだ生じておらず、15 日 13:00 から 16:10 までの時間帯に発生した可能性が高いと推定している (添付資料 2-10 参照)。

一方、原子炉圧力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) 原子炉圧力を低めに測定することが分かっている。したがって、水位計配管の水位の状況によっては、原子炉圧力は低めの値が測定されていた可能性がある。このことを踏まえ、以下のような事故進展の状況を想定した。

- (1) 圧力容器と D/W の圧力の測定値がほぼ同じ値を示している 4:00 頃以前の時間帯から、基準面器側配管内の水位が低下しており、実際の原子炉圧力は測定値よりも高く、D/W 圧力と一定の差圧を保っていた。この差圧は、圧力容器内で発生した水蒸気が格納容器に流出する際の圧力損失によって生じていた。
- (2) 4:00 頃に圧力容器内の水蒸気の発生量が減少し、圧力容器から D/W への漏えい量が減少した結果、漏えい位置における圧力損失が減少し、圧力容器と D/W の差圧が比較的短時間で減少した。
- (3) 一方で、D/W 圧力は原子炉建屋への漏えいに伴って徐々に減少した。測定値の傾向は、上記のような事故進展状況を捉えた可能性があると考え、4:00 頃に水蒸気発生量を低下させることで原子炉圧力の低下を模擬した。

炉水の蒸発が進んだ可能性を考えることが可能である。

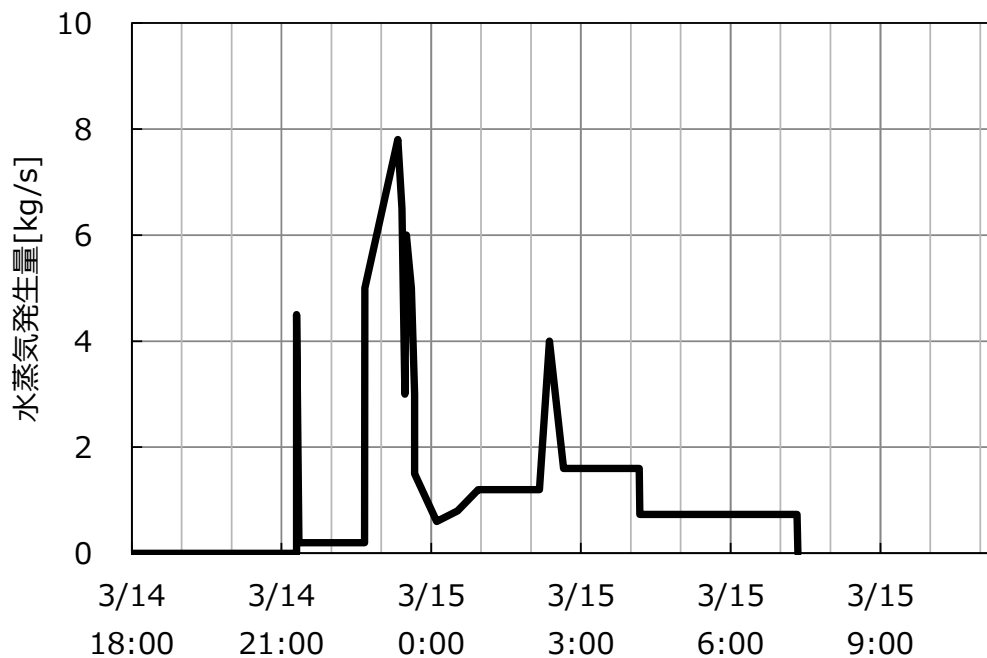


図4 圧力容器内での水蒸気の発生状況の設定

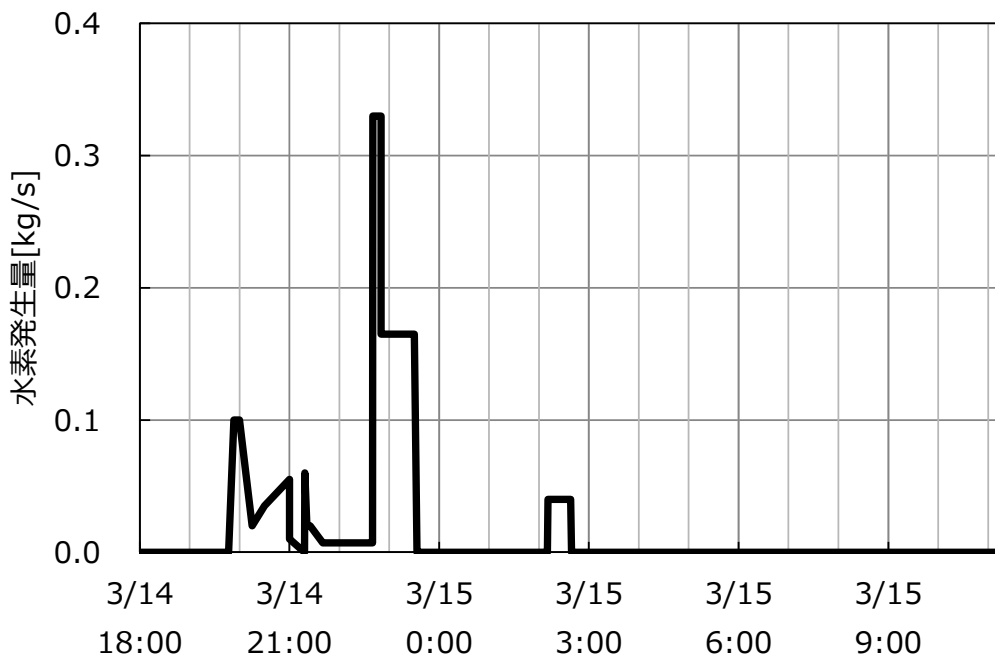


図5 圧力容器内での水素の発生状況の設定

### 2. 3 圧力容器から D/W への漏えい状況について

圧力容器から D/W への漏えい状況の設定を図 6 に示す。14 日 23:25 から 23:54 にかけて、D/W CAMS (A 系) の指示値が 2.8 倍程度に上昇 (8.81[Sv/h] から 24.5[Sv/h]) しているのに対し、S/C CAMS (A 系) の指示値は 1.4 倍程度の上昇 (6.61[Sv/h] から 9.10[Sv/h]) となっている。この頃には炉心はすでに損傷していたと考えられ、圧力容器から D/W への漏えいが無ければ、燃料から放出された FP は SRV を通じて S/C へ移行し、その後、圧力差によって D/W に移行すると考えられるため、基本的には S/C 側の CAMS の指示値の上昇割合が大きくなると考えられるが、上記の通り、実測値の傾向は異なる。このことから、23:30 に RPV から D/W への小規模な漏えいの発生を仮定した。なお、漏えいの原因は、燃料の冷却不足により、圧力容器バウンダリが高温となったためと考えられるが、具体的な漏えい箇所や漏えい面積は不明であるため、適当な値として 3cm<sup>2</sup> を設定した。その後は、D/W 圧力の再現のため、15 日 1:00 過ぎ、及び 15 日 2:00 頃～2:40 頃の期間に漏えい面積を拡大させた。

なお、漏えい面積が拡大していくという設定については、圧力容器内は高温の状態が継続しており、これによって圧力容器から D/W への漏えい面積が拡大していったという解釈が可能である。

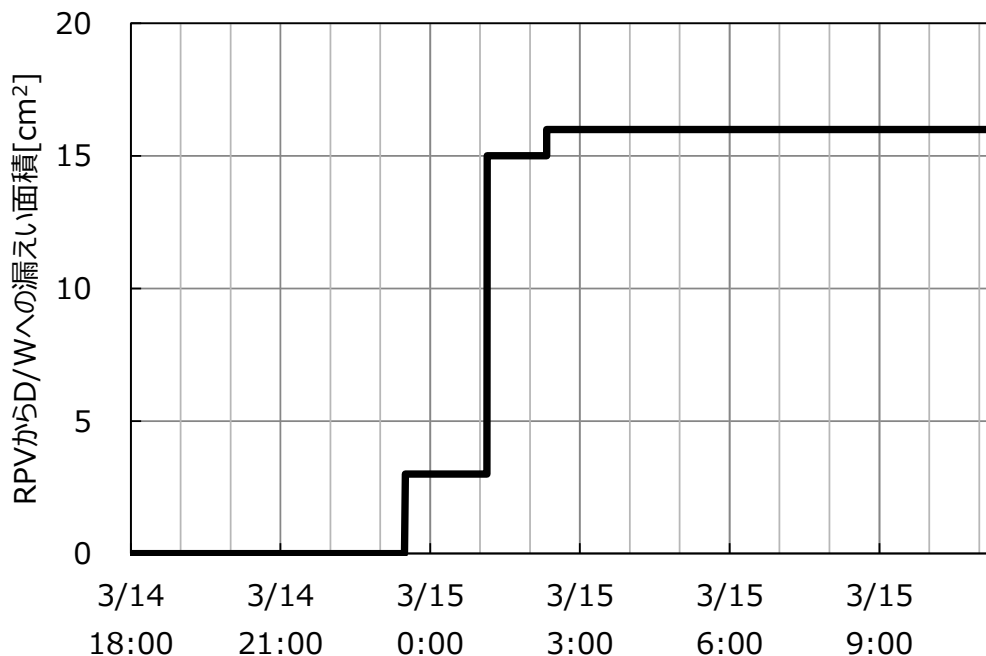


図 6 圧力容器から D/W への漏えい状況の設定

## 2. 4 D/W から原子炉建屋への漏えい状況について

圧力容器から D/W への漏えい状況の設定を図 7 に示す。14 日 23:50 頃以降に D/W 圧力が低下していることから、この頃に D/W から原子炉建屋への漏えいが発生したと推定した。初期の漏えい面積は、15 日 0:40 にかけての D/W 圧力の低下を再現する面積とした。その後、7:20 までの漏えい面積の変化は不明であるため、同じ漏えい面積が継続したことを仮定した。その後、7:20~11:20 の間に生じた D/W 減圧を再現するため、漏えい面積を 300cm<sup>2</sup> まで大きく拡大させた。

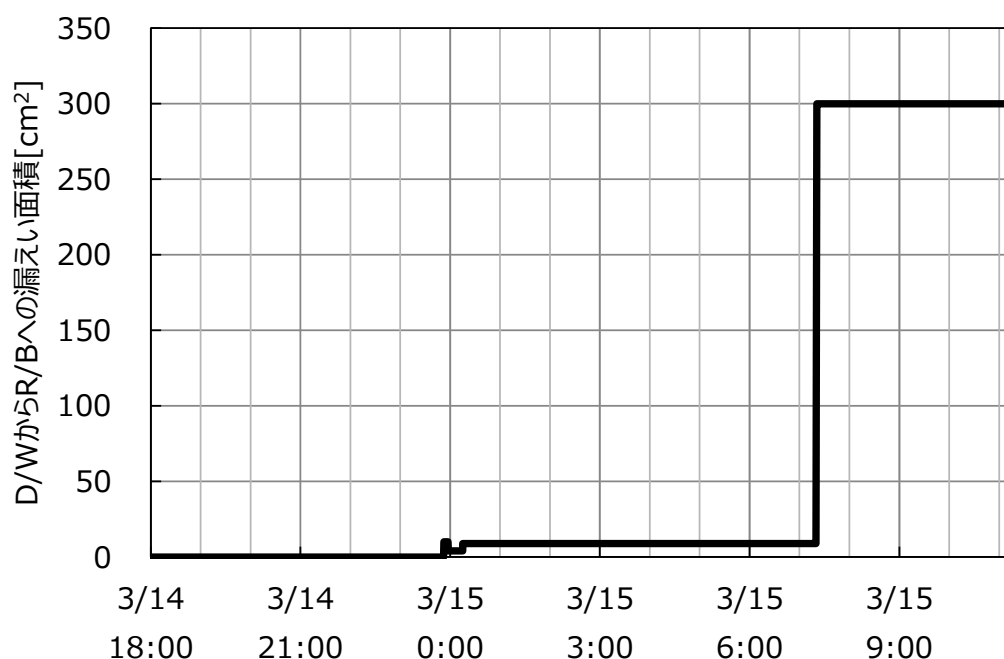


図 7 D/W から原子炉建屋への漏えい状況の設定

## 15 日 12:00 頃以降の D/W 圧力の増減について

D/W 圧力は、15 日 12:00 頃から 13:00 頃にかけて、155kPa[abs]から 415kPa[abs]まで上昇した後、16 日 1:24 に 120kPa[abs]を示すまで、比較的緩やかに減少し、その後 16 日 5:15 まではほぼ一定値を示している。

このような D/W 圧力の変化について、燃料は 15 日 12:00 頃から 13:00 頃にかけての段階では圧力容器内に留まっていると考えており(添付資料 2-10 参照)、下記の格納容器内の熱量の増加分と減少分との関係によって生じていると考える。

- (1) 格納容器内の熱量の増加分：燃料の持つ熱量（崩壊熱＋蓄熱）のうち、注水を蒸発させるなどして格納容器内に移行した熱量
  - (2) 格納容器内の熱量の減少分：格納容器からの気相漏えい、及び／又は格納容器の壁面における冷却により、格納容器から放出された熱量
- すなわち、(2)の放熱がある状態で D/W 圧力の実測値を再現するために必要な熱量が、(1)の燃料の持ちうる熱量を上回っている場合は、そのシナリオは物理的に成立しない。

格納容器からの気相漏えいによる減圧シナリオ（シナリオ①）、格納容器内の水蒸気の凝縮が寄与して減圧したシナリオ（シナリオ②）のそれぞれについて、圧力の実測値を再現するために必要な熱量と、燃料デブリが持ちうる熱量を比較した。評価手法を添付資料 2-16 本体 3. 3 に記載したものと同様とする。評価条件を表 1、表 2 に示す。

評価結果を図 1 に示す。シナリオ①において、格納容器に 300cm<sup>2</sup>の漏えい口が維持されている状況では、この期間の圧力変化を再現するために必要な熱量が、燃料デブリが持ちうる熱量を上回る結果となり、熱収支の観点からは説明が困難であることが分かった。一方、シナリオ②については、S/C プールとトーラス室の水位差にも依存するが、圧力の再現に必要な熱量は燃料デブリが持ちうる熱量以下となり、熱収支の観点からは成立しうることが分かった。

なお、シナリオ②のうち、S/C プールとトーラス室の水位差がないことを仮定したケースについては、圧力の再現に必要な熱量がマイナスとなったが、グラフ上は 0 として表示している。圧力の再現に必要な熱量がマイナスとなったのは、このケースにおいて格納容器から放出される熱量が小さく、15 日 13 時以降の緩やかな圧力低下を再現するためには、さらなる熱の放出が必要となったためである。

表1 評価条件 (シナリオ共通)

項目	設定	備考
評価期間	3/15 11:58～ 3/16 1:24	実測値に基づき設定
圧力変化	155kPa[abs]⇒ 415kPa[abs]⇒ 120kPa[abs]	実測値に基づき設定
D/W 温度	300℃	燃料デブリから熱が移行していたと考えられることから、高めの温度を設定。 なお、評価結果への影響は小さい
S/C プール水位	5m	添付資料 2-16 本体表 1 参照
減圧沸騰率 (S/C 液相のうち飽和水の割合)	0	外部冷却によって S/C 水温は低下傾向にあったと考えられるため、評価期間中の減圧沸騰は無視する
凝縮熱伝達率	水蒸気 100%における値	シナリオ②の圧力の再現に必要な熱量が大きくなり、成立し難くなる設定
燃料デブリの崩壊熱	7MW	当該期間における推定値
燃料デブリ質量	160 トン	燃料集合体 1 体約 300kg×548 体分を丸めたもの
燃料デブリ比熱	300J/kg	UO <sub>2</sub> 及びジルカロイの代表的な値
燃料デブリ過熱度 (周辺との温度差)	0～2850℃	UO <sub>2</sub> 融点 (約 2850℃) 近傍までの過熱度を想定。周辺の温度は不明のため、高めの過熱度として 2850℃を設定

表2 評価条件 (シナリオ別)

項目	シナリオ①	シナリオ②		
		A	B	C
D/W 漏えい面積	300cm <sup>2</sup>	なし	なし	なし
S/C プールとトーラス室の水位差 (期間中一定を仮定)	なし	100cm	10cm	なし



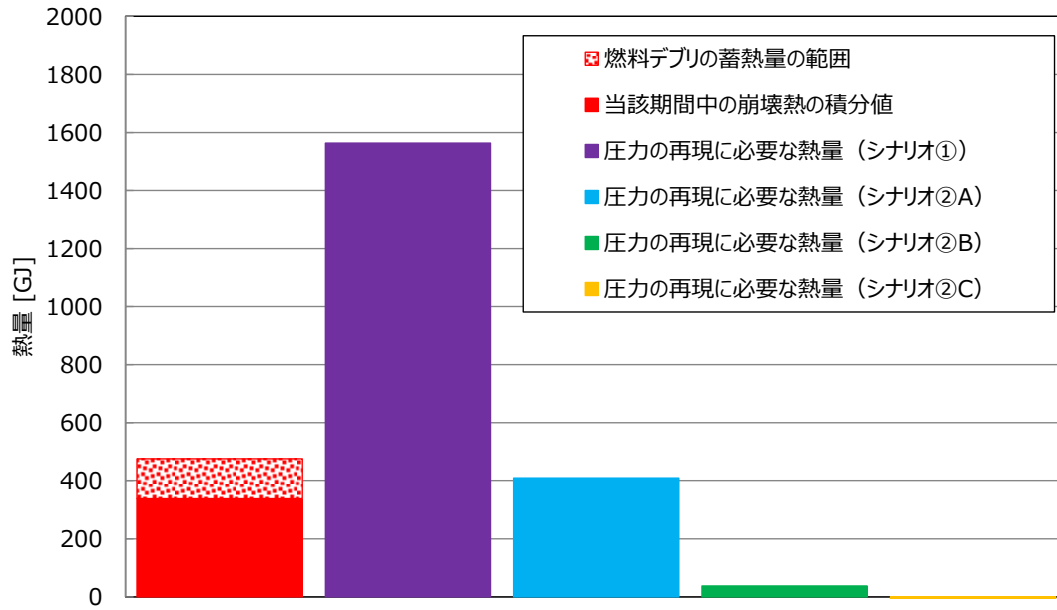


図 1 3/15 11:58～3/16 1:24 の圧力挙動の再現に必要な熱量と燃料デブリの熱量（崩壊熱の積分値＋蓄熱量）の比較

## 2号機の事故後の格納容器気相漏えい面積の簡易評価

事故後、1～3号機の格納容器には不活性化のため窒素が封入されている。封入された窒素は、ガス管理システムによる格納容器からの排気によって排出されるか、格納容器の気相漏えい口を通じて排出されていると考えられる。この窒素封入により、格納容器圧力は大気圧よりも数 kPa 程度高くなっている。この大気圧との圧力差は、ガスが格納容器の気相漏えい口を通過する際に生じる圧力損失に対応すると考えられるため、格納容器の気相漏えい口を通じて排出されるガス流量を仮定することで、ベルヌーイの定理より圧力差を再現する漏えい面積を以下の通りに簡易的に計算できる。

$$A = \sqrt{\frac{f \rho Q^2}{2P}}$$

ここで

- A : 漏えい面積 (m<sup>2</sup>)  
 f : 圧損係数 (—)  
 ρ : 格納容器内のガスの密度 (kg/m<sup>3</sup>)  
 Q : 格納容器の気相漏えい口を通じて排出されるガス流量 (m<sup>3</sup>/s)  
 P : 格納容器圧力 (Pa[gage])

一方、ガス管理システムによる格納容器からの排気流量には、格納容器外で周囲の空気を巻き込んだ量が加算されているため、ガス管理システムによって格納容器から排出される正味のガス流量は不明である。このため、ガス管理システムによって格納容器から排出されるガス流量を無いものと考え、窒素封入流量が全て格納容器の気相漏えい口を通じて排出されていると仮定して、漏えい面積を計算した。

格納容器圧力、及び窒素封入流量は、2013年～2019年の1月1日時点におけるプラント関連パラメータ総括表[1]に基づいて設定した。圧損係数には、広い空間同士をつなぐ狭い流路を流体が流れる場合の一般的な値として1.5を用いた。格納容器内のガスの密度には、大気圧、30℃における窒素の密度として1.11kg/m<sup>3</sup>を用いた。総括表に記載される窒素封入量の単位はノルマルリューベであるため、30℃相当の値に変換して用いた。

計算結果を表1に示す。各時期において、漏えい口的面積の推定値は1cm<sup>2</sup>

以下であり、ガス管理システムによる格納容器からの排気を無視していることを考慮すると、実際の漏えい口の面積はさらに小さい可能性がある。

表1 2号機の事故後の格納容器気相漏えい面積の簡易計算結果

日時	格納容器圧力 (kPa[gage])	窒素封入量※ (m <sup>3</sup> /h)	漏えい面積の推 定値 (cm <sup>2</sup> )
2013年1月1日	5.71	18.56	0.62
2014年1月1日	7.73	17.48	0.50
2015年1月1日	7.06	17.41	0.53
2016年1月1日	3.71	17.70	0.74
2017年1月1日	4.11	16.51	0.65
2018年1月1日	4.27	14.13	0.55
2019年1月1日	2.94	11.71	0.55

※ノルマルリューベを30℃相当値に変換したもの

[1] 東京電力ホールディングス株式会社、“プラント関連パラメータ 総括表”  
(東京電力ホールディングス HP にて公開)