

添付資料 3-10

3号機ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

1. はじめに

2011年3月15日に福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋で発生した水素爆発は、3号機格納容器ベント時に、水素を含むベントガスの一部が4号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管を逆流して4号機原子炉建屋に流入したために生じたと推定している。

従来の評価[1][2][3]では、ベントガスのうち4号機へ流れ込んだ割合は、条件にもよるが、概ね25%～29%と評価されている。ただし、上記の従来評価では、ベント配管中の圧力損失を計算する際に摩擦圧力損失係数の流速依存性を考慮していない[1][2]、配管全体をモデル化していない[3]などの相違点がある。また、4号機に流れ込んだ水素量は、事故解析コードで得られたベント時の3号機格納容器内の水素量に上記の割合を乗じることで概算できるが、現状の事故解析コードの解析結果にはばらつきが大きい [4]。

4号機が水素爆発に至ったメカニズムの理解に役立てるため、設計情報に基づいてベント配管等の流路全体をモデル化し、ベントガスの流速の変化による配管中の圧力損失の変化の影響を考慮できる熱流動解析コードによってベントガスのうち4号機に流れ込んだ割合を評価した。また、解析の初期条件となるベント時の3号機格納容器内の水素量等の状態は、事故解析コードの結果を用いず、当時のプラントパラメータに基づいて推定した。

2. ベントガスの流路について

図1に3号機格納容器から4号機原子炉建屋へのベントガスの流入経路を示す。3号機のベントガスが4号機の原子炉建屋に流れ込んだ理由としては以下が挙げられる。

- ① アクシデントマネジメント対策として、ベントラインは既存のSGTS系統（4号機側の建屋内空調ダクトと繋がっており、建屋内に開口部がある）の大部分を利用する形で、建設時から改造されていたこと。
- ② 3号機と4号機のSGTS系統は排気筒の手前で合流しており、共用の排気筒に接続されていたこと。
- ③ 4号機のSGTS系統中の弁が、全交流電源喪失により全て開いていたこと（フェイルオープン設計）。

なお、4号機のSGTSフィルタトレイン出口には逆流防止用のダンパが設置されていない。ダンパは逆流を完全に防止できるものではないが、仮に設

置されていれば建屋への流入量は相応に抑制されたと考えられる。

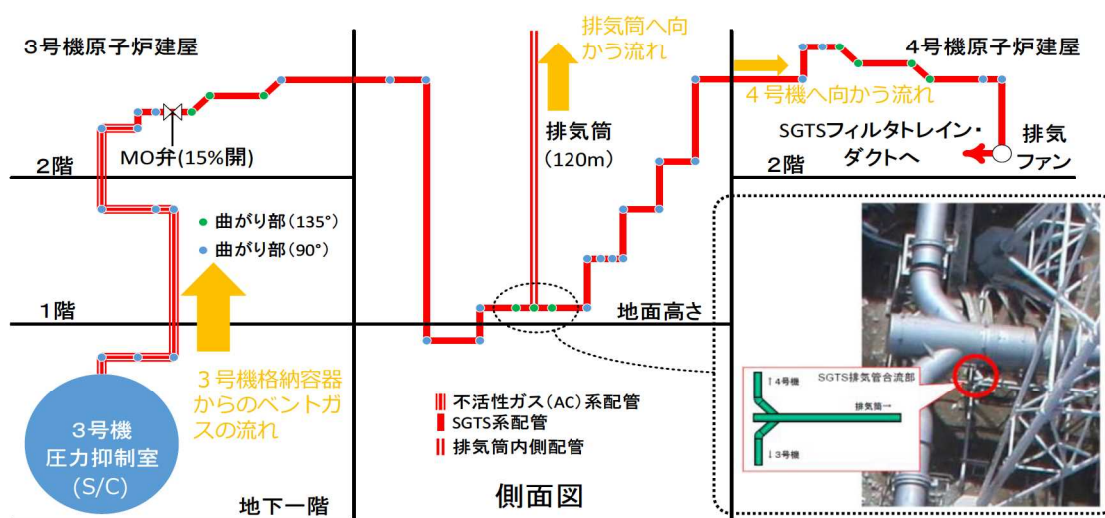


図1 3号機格納容器から4号機原子炉建屋へのベントガスの流入経路

3. ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合の評価

ベントガスのうち4号機原子炉建屋に流れ込んだ割合を評価するため、当時のプラントパラメータの実測値に基づいてベント時の3号機格納容器内の水素量などの状態を推定し、その結果を初期条件としてベント時の4号機へのベントガスの流入量を解析によって評価した。

3.1 実測値に基づくベント時の3号機格納容器内の状態の推定

図2に3号機ベント前後のプラントパラメータの実測値を示す。

3号機のプラントデータとしては、図2に記載したデータの外、運転員採取データがあり、若干数値が異なるものの、本検討では図2に示すデータを用いて検討した。なお、本添付資料については、圧力は全て絶対圧で記載している。

3月13日8:55時点で470kPa[abs]だったD/W圧力は、9:10時点で637kPa[abs]となり、その後9:15時点では630kPa[abs]と低下傾向となったことから、9:15までにベントが実施されたと考えられる。ここでは、実測値が得られている9:10をベント開始時刻と仮定した。

ベント開始時刻と仮定した9:10における格納容器内の状態（圧力、温度、ガスの組成）を、D/WとS/Cそれぞれについて、以下の手順で推定した。

- 実測値に基づいて圧力を推定する。
- 実測値に基づいて雰囲気温度を推定する。
- 推定した圧力と雰囲気温度から、ガスの分圧を推定する。

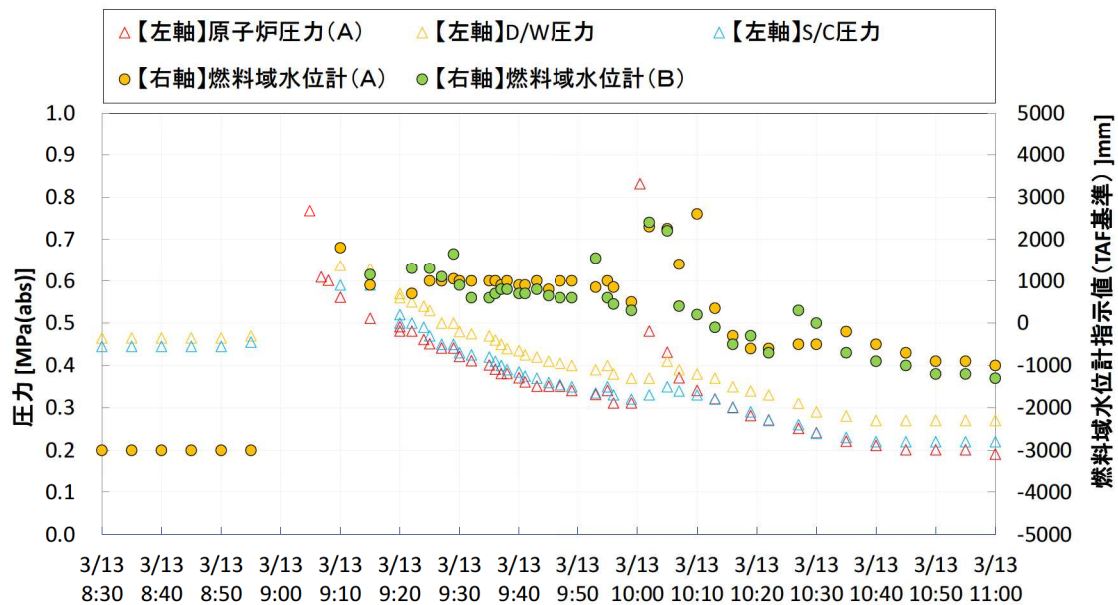


図2 3号機ベント前後のプラントパラメータの実測値

なお、ベント開始時点では、格納容器内の気相部には運転中から封入されている窒素、及び、事故の進展に伴って発生した水蒸気と水素が存在するものと想定した。ベント開始時点の格納容器内の状態の推定結果を表1に示す。また、その推定の根拠をD/WとS/Cそれぞれについて後述する。

表1 ベント開始時点の格納容器内の状態の推定結果

D/W内	圧力	637kPa[abs]
	雰囲気温度	135℃
	ガス分圧（全圧に対する割合）	窒素：約35% 水蒸気：約50% 水素：約15%
S/C内	圧力	637kPa[abs]
	雰囲気温度	130℃
	ガス分圧（全圧に対する割合）	窒素：0% 水蒸気：0%～約42% 水素：約58%～100%

(1) D/W内の状態の推定根拠

a. 圧力の推定

D/W圧力は9:10の実測値637kPa[abs]と推定した。D/W圧力計の絶対値の信頼性について議論の余地はある（添付資料3-7参照）ものの、本検討に

おける影響は小さいと考え、実測値を採用した。

b. 雰囲気温度の推定

D/W の雰囲気温度は、燃料域水位計の指示値に基づいて推定した。図 2 より、燃料域水位計の指示値はベント開始後、10 時頃まではほぼ一定であり、それ以降は徐々に低下している。10 時頃以降に指示値の低下は、燃料域水位計の炉側配管内の水が減圧沸騰し、配管内の水位が低下したためと推定している（添付資料 3-9 参照）。したがって、10 時頃の炉側配管内の水温は、この時点の原子炉圧力の実測値 310kPa[abs]における飽和温度 135°Cと推定した。水位計配管には保温は施されていないため、配管内の水温は D/W の雰囲気温度と同等と見なし、この時点の D/W の雰囲気温度も 135°Cと推定した。また、ベント中に D/W 内の雰囲気温度が大きく変化することはないと仮定し、ベント開始時点の D/W 内の雰囲気温度も同様に 135°Cと推定した。

c. ガスの分圧の推定

D/W 内のガスのうち、窒素の分圧については、ベント時までの逃がし安全弁（SRV）の動作や、自動減圧系（ADS）の作動（添付資料 3-5 参照）によって、S/C 内に存在した窒素は全て D/W 内に移行していると仮定し、約 223kPa（全圧の約 35%）と推定した。水蒸気分圧は、上記で推定した D/W 雰囲気温度 135°Cにおける飽和水蒸気圧である約 318kPa（全圧の約 50%）と推定した。水素分圧は、D/W 圧力 637kPa[abs]から窒素、及び水蒸気分圧を除いた値として、約 96kPa（全圧の約 15%）と推定した。

(2) S/C 内の状態の推定根拠

a. 圧力の推定

前述の通り、ベント時までの SRV、及び ADS の作動によって、圧力容器から S/C にガスが流入した結果、真空破壊弁の作動を通じて S/C 側と D/W 側が均圧している状況を想定し、S/C 圧力は D/W 圧力と同値として 637kPa[abs]と推定した。

b. 雰囲気温度の推定

S/C の雰囲気温度は、格納容器圧力の実測値に基づいて推定した。図 2 より、格納容器圧力はベントにより 9:10 から低下し始め、10:00 前後にいったん上昇している。10:00 前後には原子炉圧力がスパイク状に上昇していることから、この時点で炉心部の溶融物の一部が下部プレナムに移行し、圧力容器内で水蒸気と水素が発生していたと考えられる（添付資料 3-3, 3-4, 3-9 参

照)。これらの発生ガスが格納容器側に移行し、格納容器圧力を一時的に上昇させたと考えられる。この一時的な圧力上昇により、格納容器圧力の低下はやや遅れるものの、その後単調に低下し、10:40以降はD/W圧力は270kPa[abs]、S/C圧力は220kPa[abs]で一定値を示している。圧力が一定値を示している原因としては、S/Cプールで減圧沸騰が始まった可能性、あるいは、ベントラインが閉じた可能性などが考えられる。仮にS/Cプールで減圧沸騰が始まったとすると、大量の水蒸気が発生するため、格納容器圧力の低下速度は緩慢となるはずだが、上記の一時的な圧力上昇を除いて、10:40までは実測値にそのような傾向が見られないことから、少なくとも10:40時点のS/Cプール水温は格納容器圧力における飽和温度以下であったと考えられる。

一方、11:17時点で駆動用空気圧の抜けによってベントライン中のAO弁（大弁）が閉となっていたことが確認されている[1]。AO弁（大弁）は10:40の時点で閉となっていた可能性があり、これによってS/Cプール水温にかかわらず圧力が一定となった可能性もある。このため、実測データから10:40時点のS/Cプール水温が飽和温度よりもどの程度低かったかを推定することはできない。

本検討では、S/C雰囲気温度を考えられる範囲で高めに見積もることとした。この観点から、10:40時点のD/W圧力（270kPa[abs]）における飽和温度130℃をS/Cプール水温と仮定し、S/Cの雰囲気温度も同様に130℃と推定した。また、ベント中にS/C内の雰囲気温度が大きく変化することはないと仮定し、ベント開始時点のS/C内の雰囲気温度も同様に130℃と推定した。

c. ガスの分圧の推定

図2に示すように、8:55から9:10までに、S/C圧力が445kPa[abs]から590kPa[abs]まで上昇している。8:55の時点では、原子炉水位は有効燃料下端（BAF）付近まで低下していると推定している（添付資料3-9参照）。原子炉水位の低下によって炉心部が高温となり、この時点で相当量の水素が発生していたと考えられる中、ADSの作動により圧力容器からS/Cに水素が流れ込んだことによって圧力が上昇したものと考えられる。その場合、図3に示すように、S/Cに流入した水素によって水蒸気がD/W側に押し出され、気液非平衡状態（水蒸気分圧<飽和水蒸気圧）となっていた可能性がある。

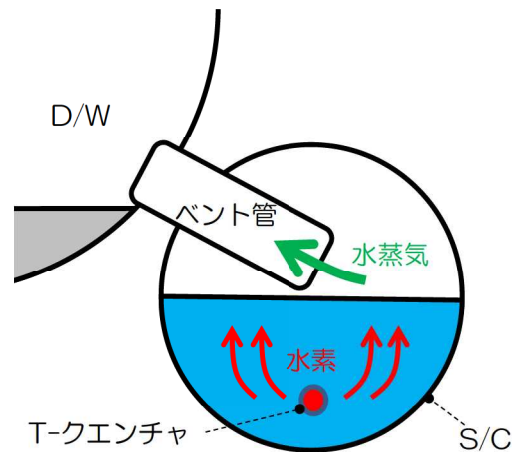


図3 水素流入時の S/C 内の蒸気の挙動

ベント開始時点で、水蒸気圧が飽和水蒸気圧と比べてどの程度低くなっているかは不明であるため、以下の2つの極端な状況を想定する。

ケース A： S/C 気液平衡ケース（水蒸気圧＝飽和水蒸気圧）

窒素は D/W に移行しているとして、窒素分圧は 0 と想定。水蒸気分圧は上記で推定した S/C 雰囲気温度 130℃における飽和水蒸気圧である約 270kPa（全圧の約 42%）が S/C 内にとどまっていたと想定。水素分圧は全圧から水蒸気分圧を除いた値として、約 367kPa（全圧の約 58%）と想定。

ケース B： S/C 気液非平衡ケース（水蒸気圧 0）

窒素は D/W に移行しているとして、窒素分圧は 0 と想定。水蒸気は水素によって全て D/W 側に押し出されていると仮定し、水蒸気分圧は 0 と想定。したがって、S/C 気相部は全て水素（637kPa）と想定。

なお、「(2) b. 雰囲気温度の推定」に示したように、10:00 頃に炉心部から一部の溶融物が下部プレナムに移行したことによって、压力容器内で水蒸気や水素の追加発生し、格納容器圧力の上昇の原因となったと考えられる。これらのガスの追加発生については 3.2 に示す解析では考慮していないが、後述するように、格納容器内のガスの体積割合がベントガスのうち 4 号機建屋に流れ込む割合に与える影響は小さいため、解析におけるガスの追加発生の考慮の有無は、本検討の結論に影響するものではないと考えている。

3.2 4号機原子炉建屋へのベントガス流入の解析

実機の配管長さ、配管径、曲がり部の影響等を考慮して、3号機ベントガスの4号機原子炉建屋への流入割合、及び、流入する水素量を、熱流動解析コードGOTHICを用いて解析した。

(1) 解析体系

解析では、3号機の格納容器、3号機と4号機のベント配管、排気筒を模擬した。GOTHICによる解析体系を図4に示す。

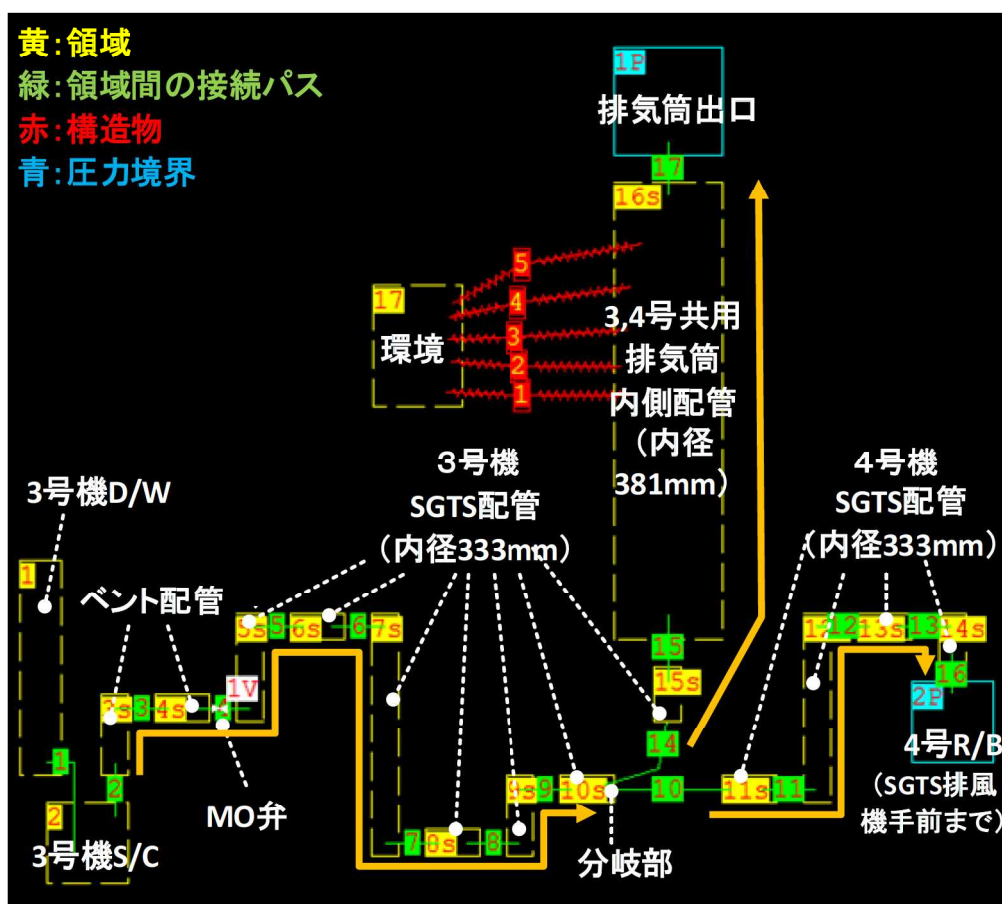


図4 GOTHIC解析体系

3号機のSGTSフィルタトレイン出口には逆止弁があり、3号機の原子炉建屋へのベントガスの逆流は限定的と考えられるため、解析では3号機原子炉建屋や、そこに逆流するパスは考慮していない。4号機原子炉建屋に流れこむ流路としては、SGTS配管の先にSGTSフィルタトレインがあり、その先は建屋内の空調ダクトと繋がっている。解析ではこのうちSGTSフィルタトレイン出口付近（SGTS排風機付近）までをモデル化した。

格納容器の体積、ベント配管や排気筒の配管径や配管長は設計データに基づいて設定した。実際のベント配管の取り回しは複雑だが、解析ではモデリングと計算時間を効率化するため、水平方向の配管と垂直方向の配管をまとめてモデル化した。

ベントガスのうち、排気筒側に流れる割合と、4号機側に流れる割合は、分岐部以降の配管中の圧力損失によって決まる。配管中の圧力損失は、配管内壁とベントガスの摩擦によって生じる摩擦圧損と、配管の曲がり部や流路拡大・縮小部で生じる局所圧損に分けられる。このうち摩擦圧損については、流速の依存性を含めて正確に計算されるよう、配管径と配管長を設計情報に基づいてモデル化した。局所圧損については、配管内の曲がり部、及び流路面積が変化する部分の付近の流路に局所圧損係数として集約して設定することで模擬した。4号機SGTSフィルタ出口以降(SGTSフィルタトレイン、及び空調ダクト等)の圧力損失については、4号機原子炉建屋の圧力境界(SGTS排風機付近)の手前に局所圧損係数として換算・集約して設定した。

ベント弁(MO弁)の開度は、操作の記録[1]に基づいて15%開に設定した。圧力境界として、4号機原子炉建屋側には大気圧を、排気筒出口には排気筒の高さによる圧力低下を考慮した。

また、ベントガス中の水蒸気の凝縮による流れへの影響を確認するため、排気筒を熱構造物としてモデル化し、環境への放熱を考慮できるようにした。

(2) 解析条件

解析対象期間は、3号機の第1回ベント開始時から、圧力が低下してほぼ一定になるまでの期間として、3月13日9:10から11:00までとした。なお、同期間中にベントライン中のAO弁(大弁)は開であったものと仮定した。

主な解析条件を表2に示す。D/W、及びS/Cの初期状態については、3.1に示した推定に基づいて、圧力、雰囲気温度、ガス組成を設定した。ベント開始時のS/C内の水素量が少ない場合(ケースA)と多い場合(ケースB)についてそれぞれ解析した。

なお、ベント時のS/Cプール水量は不明であるため、本解析ではS/Cプールの水位をS/Cの半分の高さ(≒通常水位)と仮定した。S/Cプールの水位はS/C内の自由空間体積に影響し、S/C内の自由空間体積と3.1で推定したガスの分圧によってベント時の格納容器内のガスの量が決まる。このS/Cプール水位の仮定による解析結果への影響については「(3) g. 4号機原子炉建屋へ流入した水素量」にて後述する。

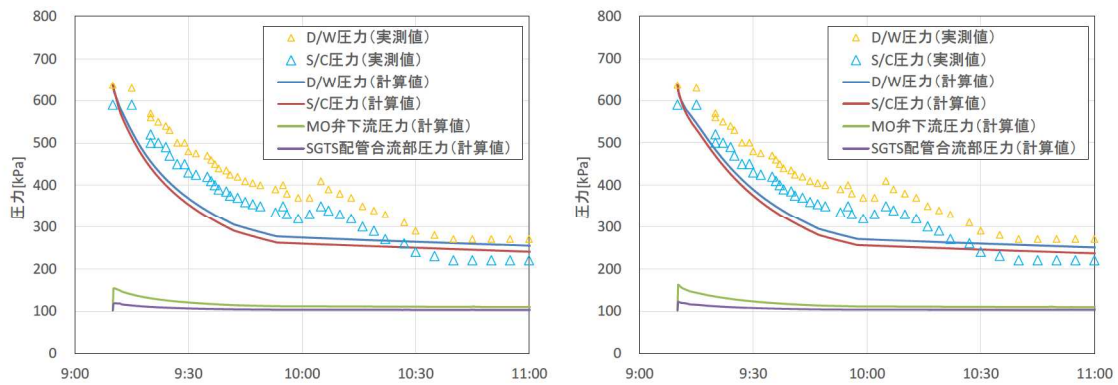
表2 解析条件

項目	解析条件	備考
解析対象期間	2011/3/13 9:10～11:00 (3号機第一回ベント時)	格納容器圧力が低下し始めてからほぼ一定となるまでの期間
D/W 初期状態	637kPa[abs] / 135℃ 窒素 35% / 水蒸気 50% / 水素 15% (水素量約 240kg)	3.1 (1) 参照
S/C 初期状態	637kPa[abs] / 130℃ / 水約 3000m ³ <u>ケース A : S/C 気液平衡ケース</u> 窒素 0% / 水蒸気 42% / 水素 58% (水素量 : S/C 内約 670kg、格納容器内約 910kg) <u>ケース B : S/C 気液非平衡ケース</u> 窒素 0% / 水蒸気 0% / 水素 100% (水素量 : S/C 内約 1170kg、格納容器内約 1410kg)	3.1 (2) 参照
その他の箇所の初期状態	大気圧 / 10℃ 空気 100%	排気筒出口の圧力境界では排気筒高さ分の圧力低下を考慮

(3) 解析結果

a. 格納容器、及びベント配管中の圧力

図5に、格納容器圧力の実測値と、格納容器およびベント配管中の圧力の解析結果を並べて示す。ケース A、B ともに、格納容器圧力の低下傾向と、期間中の圧力の下限值を再現している。ベント配管中の MO 弁（流路狭窄部）以降は圧力が急激に低下している。その結果、SGTS 配管合流部の圧力はほぼ大気圧近傍（概ね 120kPa 以下）となっている。



ケース A

ケース B

図5 格納容器圧力とベント配管中の圧力

b. ベントガスの流量

図6にベント配管中の各位置におけるベントガスの流量を示す。ベントガス流量のうち、4号機原子炉建屋に流入した割合についてはf.にて後述する。

なお、ケース A とケース B ではベント開始直後の流量の挙動が異なるが、初期状態としてケース A では S/C 内に水蒸気が含まれているのに対し、ケース B では S/C 内を比重の小さい水素が占めており、ベント開始直後の流量はケース A と比較して小さくなっている。その後は初期条件の違いにかかわらず、水素の流出に伴って水蒸気の割合が増加し、ケース A とケース B でガスの体積割合が同等となる（図8参照）ため、徐々にベントガスの比重が大きくなり、やがてケース A と同等の流量の挙動となったものと考えられる。

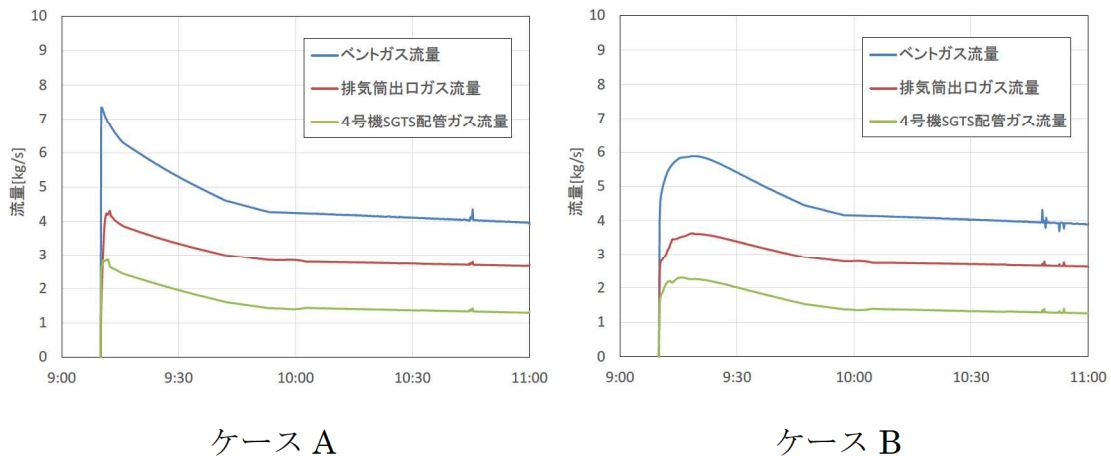


図6 ベント配管中の流量

c. D/W 内のガス体積割合

図7に D/W 内のガス体積割合を示す。両ケースともに、ベント中の D/W 内の水素割合に大きな変化は見られない。D/W 圧力自体は低下しているため、水素は圧力低下の割合分だけ S/C 経由でベントガスとして放出されている。

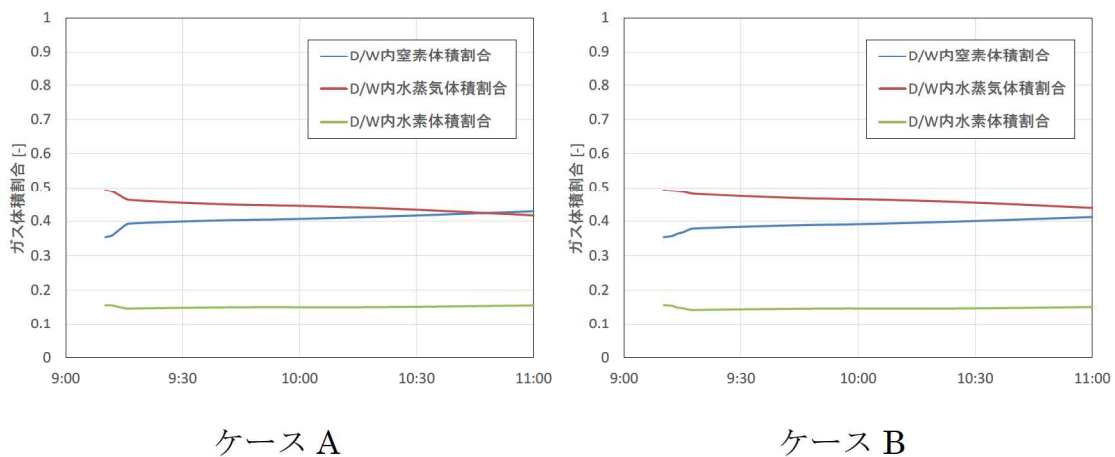


図7 D/W 内のガス体積割合

d. S/C 内のガス体積割合

図8に S/C 内のガス体積割合を示す。ベント中、D/W 内のガスは S/C 経由で放出されるため、D/W から流れ込んだ窒素の体積割合が一時的に増加するが、圧力の低下に伴って水素とともに排出されている。水蒸気の体積割合が増加しているのは、ベントにより圧力が低下する中でも、S/C 温度に応じた飽和水蒸気圧を維持しようと、S/C プールから水蒸気が発生しているためである。

結果として両ケースともに、11:00 頃には水素が S/C からほぼ排出されている。本解析ではベントライン中の AO 弁（大弁）は開であったものと仮定しているが、仮に 10:40 頃に AO 弁（大弁）が閉となっていたとしても、それまでに S/C 内の水素はほぼ放出されていることになる。

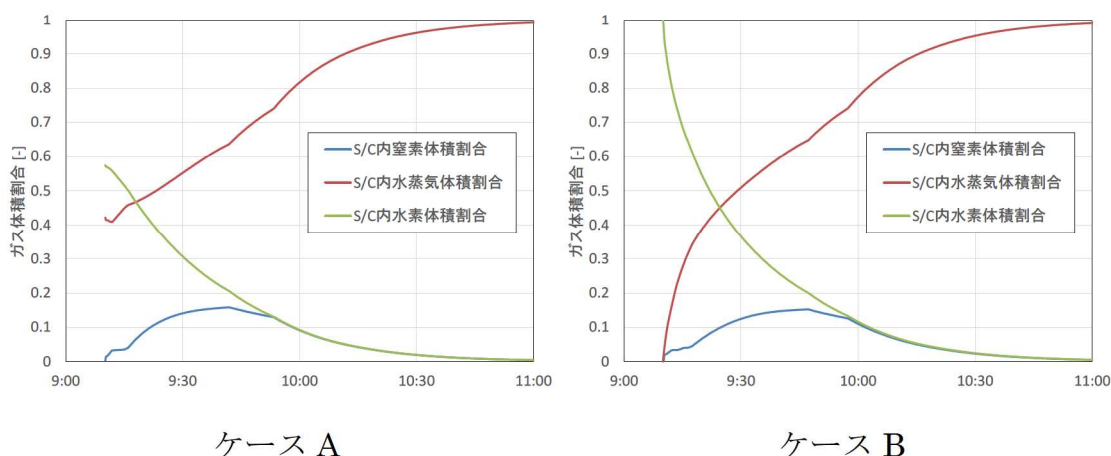


図8 S/C 内のガス体積割合

e. 排気筒中の気相体積率

図9に排気筒中の気相体積率を示す。ベント開始直後に、ベントガスが排気筒構造物に放熱することで凝縮が生じるが、構造物が温まると放熱が小さくなり、ほとんど凝縮しなくなる。両ケースともに、排気筒内の気相体積率は常に99%以上であり、ベント中の凝縮によるベントガスの流れへの影響は無視できる。

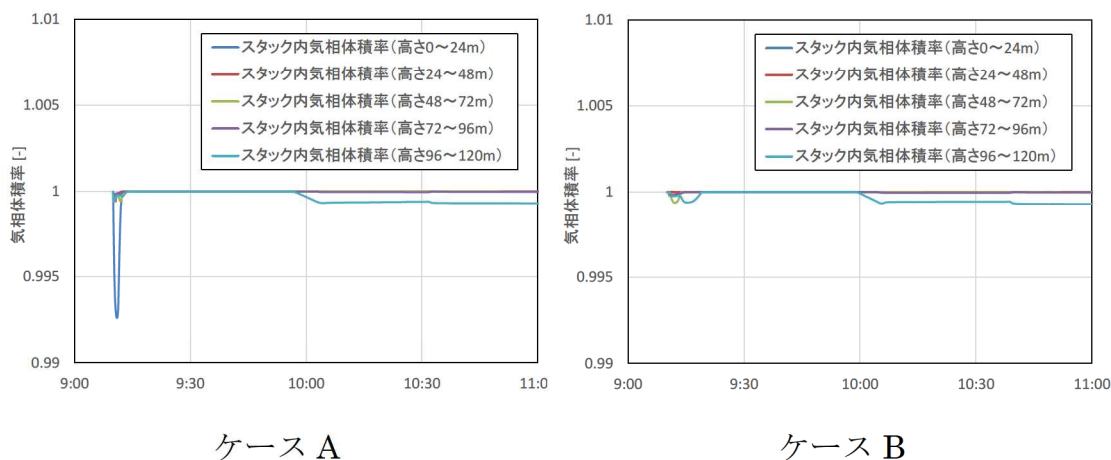


図9 排気筒中の気相体積率

f. ベントガスのうち4号機原子炉建屋に流入した割合

図 10 にベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入した割合を示す。流入割合は格納容器内のガス分圧によらず、両ケースとも 35%前後で同等となった。

なお、当社の既往の検討[1]では、ベントガス全体の約 29%が4号機側に流れ込むと評価している。本解析はこれと類似の結果ではあるものの、数%の差異がある。この差異は、主に配管の曲り部における圧力損失の取り扱いの違いによって生じていると考えられる。既往の検討では、配管の曲り部を図 11 (A) に示すようなエルボとして評価しているが、実際の配管は滑らかにカーブしていることから、本解析では曲り部を図 11 (B) に示すようなベンドとして評価している。その結果、本解析では既往の検討と比較して曲り部の圧力損失が小さくなっている。図 1 に示したように、4号機側の SGTS 配管中には多くの曲り部が存在するため、本解析では既往の検討と比較してベントガスが流れやすくなった結果、4号機側への流入割合が増加したものと考えている。

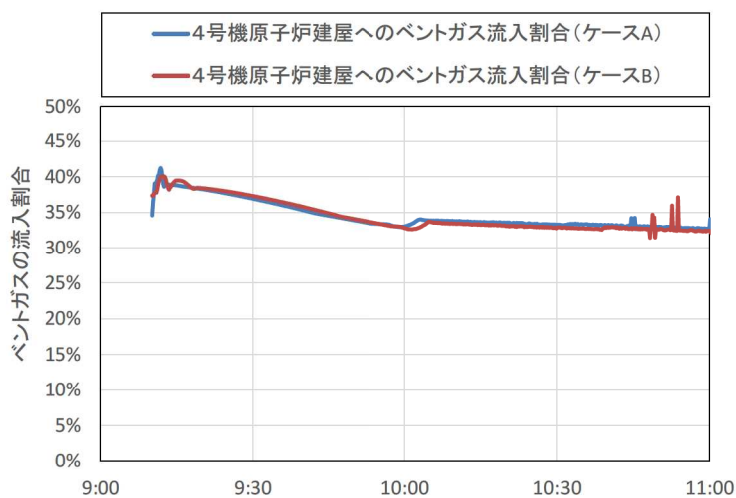


図 10 ベントガスのうち4号機原子炉建屋へ流入する割合



図 11 配管の曲り部のイメージ

g. 4号機原子炉建屋へ流入した水素量

図 12 に 4 号機原子炉建屋へ流入した水素量の積分値を示す。ケース A では約 300kg、ケース B では約 500kg という結果になるが、S/C の初期水蒸気割合はケース A とケース B の中間的な状態にあると考えられるため、4号機原子炉建屋へ流入した水素量もケース A とケース B の中間的な値であったと考えられる。

ただし、本解析ではベント時の S/C 水位を、S/C の半分の高さ（≒通常水位）と仮定したが、実際のベント時の水位はより高かった可能性がある。図 13 に示すように、3 月 12 日 20:00（ベントの約 13 時間前）までは、S/C 水位の実測値が得られている。最後に S/C 水位の実測値が得られて以降も、S/C スプレイを継続していたことや、圧力容器から流入した水蒸気が凝縮する効果なども考えると、ベント時の S/C 水位はさらに上昇していた可能性がある。一方で、S/C プール水温の低下や、格納容器からの気相漏えいの可能性も否定できず、水位が低下していた可能性もある。これを明らかにするためには、S/C 水位の実測値の信頼性や、格納容器圧力等の他のパラメータとの整合性等も合わせて検討し、その結果も踏まえて考えていく必要がある。

S/C 水位が変わると、S/C 空間体積が変わり、格納容器圧力の実測値を再現する水素量が変わるため、約 300～500kg という解析結果には不確かさがある。

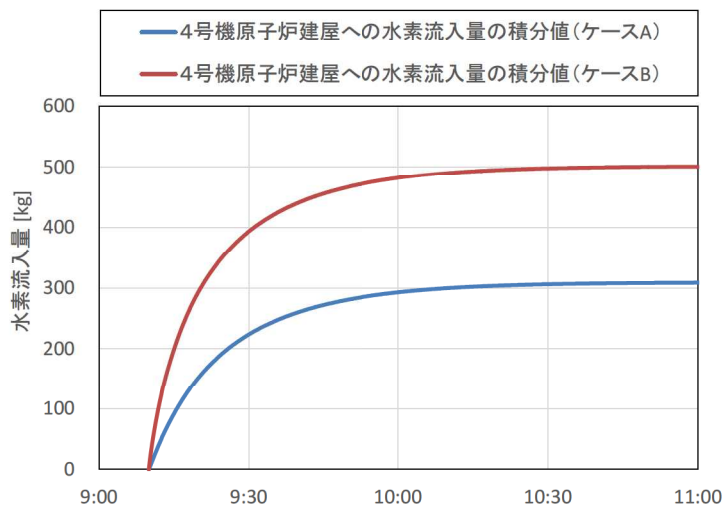


図 12 4号機原子炉建屋へ流入した水素量の積分値

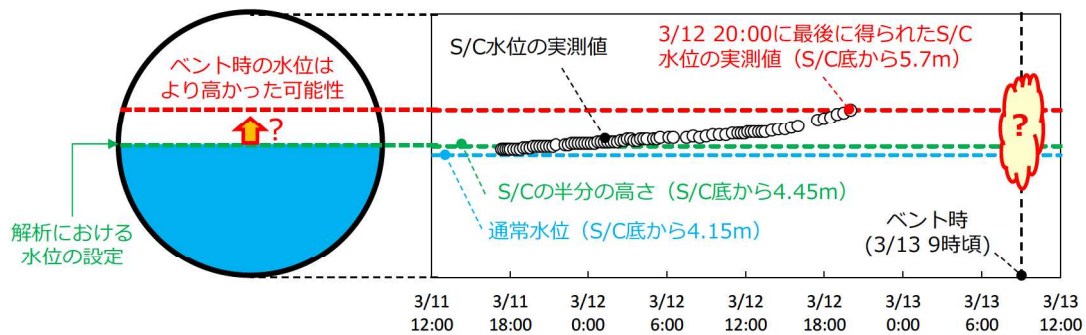


図 13 ベント時の S/C 水位について

4. まとめ

3号機の格納容器内の状態を実測値に基づいて推定した上で、熱流動解析コードによる3号機ベントガスの流動解析を行った。水素を大量に含むベントガスの約35%が4号機に流入する結果が得られ、この水素の流入が4号機原子炉建屋の爆発に繋がった可能性が高いことを改めて確認した。

5. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

本評価結果より、格納容器ベント時のガスが建屋に逆流しない対策（ベント配管の独立性の確保）が必要であることが改めて示唆された。

柏崎刈羽原子力発電所に新たに設置されるフィルタベントは、他号機と系統を共有しておらず、また、自号機内の他系統とも隔離する運用としている（図14）。このように、ベント配管の独立性を確保し、格納容器ベント時にベントガスが原子炉建屋へ流入することが無いよう対策を講じている。

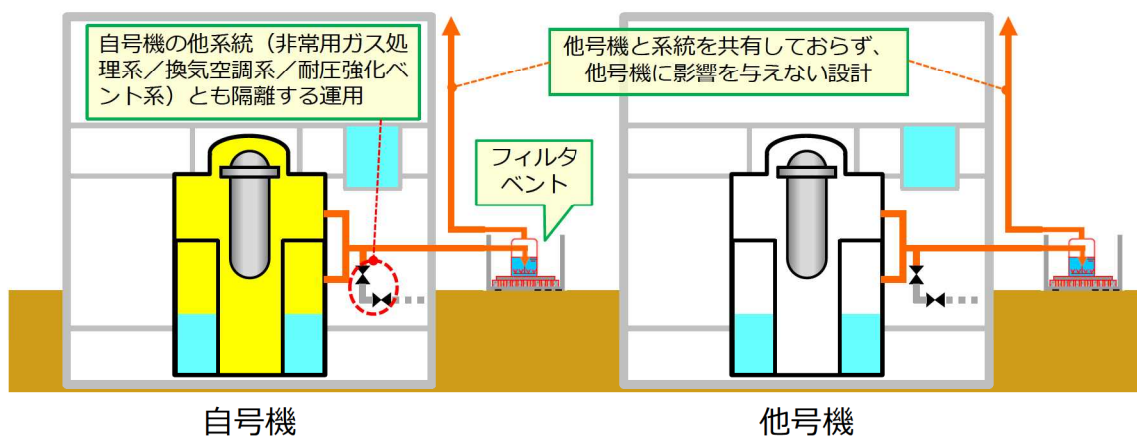


図 14 柏崎刈羽原子力発電所におけるベント配管

参考文献

- [1] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書”, (2012/6/20)
- [2] 日本国政府, “東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）最終報告”, (2012/7/23)
- [3] Masao Ogino (JNES), “Study on the Issues about Hydrogen Explosion at Fukushima Dai-ichi NPS”, Technical Workshop on TEPCO’s Fukushima Daiichi NPP Accident Handouts, Tokyo, Japan, (2012/7/24)
- [4] OECD/NEA, “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) – Phase I Summary Report”, (2015/3)