

平成30年2月27日
東北電力株式会社

女川 2 号炉適合性審査における有効性評価に係る解析の確認状況について

1. 経緯

当社は、適合性審査において実施した追加解析に対する確認作業の過程において、女川 2 号炉適合性審査における水の放射線分解の計算に誤りがあることを確認した。主な経緯は以下のとおり。

(主な経緯)

日付	出来事
平成29年12月 5日(火)	当社は、適合性審査において実施した追加解析に対する確認作業の過程において、酸素濃度初期値の相違を認知し、メーカーに事実照会
平成30年 1月 9日(火)	メーカーより、誤りの可能性について第一報受信
平成30年 1月23日(火)	当社は、メーカー事業所にて誤りの内容及び当該解析の検証状況の確認等を行い、水の放射線分解の計算に誤りを含んでいることを確認 (計算誤りの影響と範囲は未確定)
平成30年 2月16日(金)	当社は、メーカー事業所にて検証状況の詳細を確認し、計算誤りの影響と範囲を確認
平成30年 2月20日(火)	規制庁側へ計算誤りの発生について報告
平成30年 2月23日(金)	規制庁側へ計算誤りの内容について説明

有効性評価における水の放射線分解の計算は、解析コード (MAAP) の標準出力から、水の放射線分解による水素、酸素の生成量を評価し、格納容器内の水蒸気量等の推移を加えることで、格納容器内の水素、酸素濃度の推移を評価している。具体的な計算誤りの内容としては、添付資料 1 のとおり、初期酸素濃度設定、領域ごとの積算等に誤りがあり、水の放射線分解による水素、酸素の生成量が過小評価となっていた。

2. 影響範囲

本計算誤りの影響を受ける項目、影響度合いは、添付資料 2 のとおり。有効性評価の審査資料本体の水素、酸素濃度の推移について、グラフの挙動は変わるものの、判断基準を満足していることに対して影響がないことを確認している。

本計算誤りの影響を受ける有効性評価 (格納容器破損防止) の評価シナリオについては、代替循環冷却系の採用に伴い、「フィルターベント系を使用するケース」から「代替循環冷却系を使用するケース」に入れ替えることとしている。評価シナリオの入れ替えにあたっては、本計算誤りを修正し、審査資料に反映して提出した上で、今後の審査会合でご審議いただく計画である。

3. 推定原因

本計算誤りについては、解析コード（MAAP）の標準出力を加工する際、誤った処理が含まれていたことが直接的な原因である。出力を加工する際の演算処理を、入力データとして与えており、これに対しての検証が十分でなかったことから発生したものと推定している。原因については、継続して確認中である。

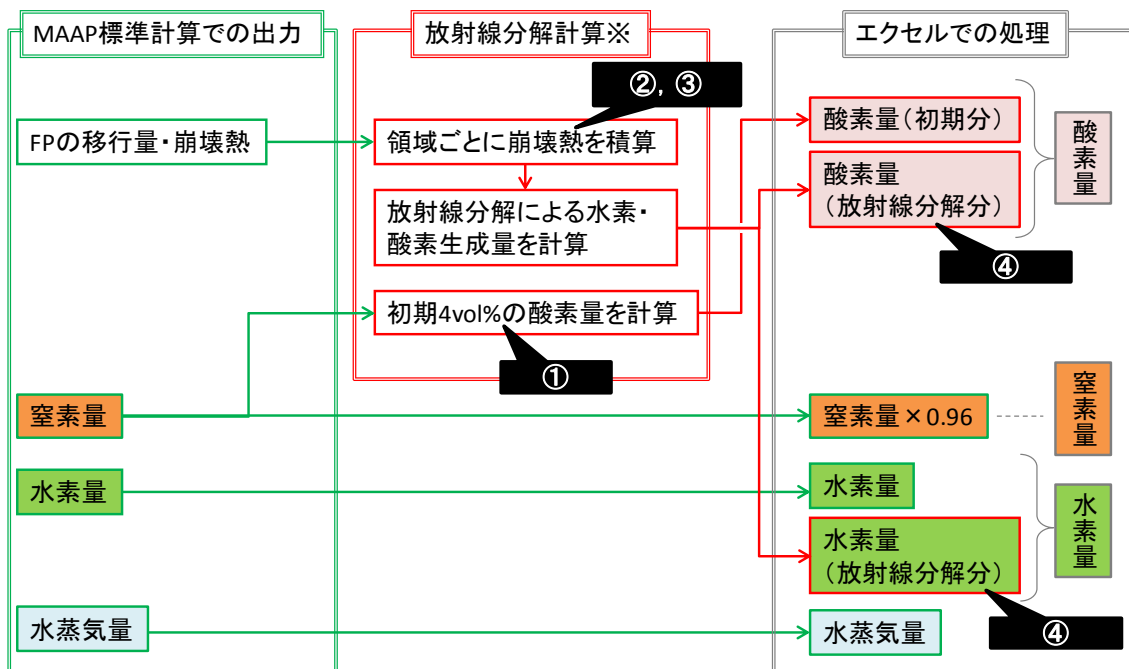
4. 調査計画

上記3. の推定原因については継続して確認していくとともに、水平展開として本計算誤りと類似の事象発生の有無を確認するため、解析の入力データとして演算処理を含めているものの検証漏れの有無を確認する。また、調査範囲としては、適合性審査に係る解析評価を対象とする。

今後、原因調査の進捗を踏まえて、他の原因があれば調査項目として追加する等、必要に応じて調査計画を見直していく。

以 上

有効性評価における水の放射線分解の計算誤りについて



※ MAAP標準計算での出力を用いて放射線分解計算を実施。この演算処理はMAAPの入力データとして付加
 ●丸数字は下表にて誤りの内容を説明

図 水の放射線分解の評価フロー

表 現時点で判明している計算誤りの内容

No	誤りの内容	
①	初期酸素濃度の設定誤り	初期酸素濃度をドライ条件で4vol%と与えるべきところをウェット条件で4vol%と与えていた。これはドライ条件では約4.1vol%に相当し、高めの値となっていた。
②	燃料領域における崩壊熱の未積算	入力ファイル内における演算処理に関する構文の誤りにより燃料領域の崩壊熱が放射線分解計算に加えられていなかった。
③	RPV気相, PCV気相, PCVヒートシンク沈着等のFPの崩壊熱の未積算	RPV気相, PCV気相, PCVヒートシンク沈着等のFPの崩壊熱の寄与を考慮すべきであったが、寄与が小さいと考え、放射線分解計算に加えていなかった。
④	放射線分解により発生する水素及び酸素の流動の取扱	放射線分解により発生する水素及び酸素のD/W-S/C間の流動について、ベントケースのように格納容器スプレイによる流動により格納容器内の気体が混合され均一化することを前提とした評価としていた。代替循環冷却系ケースのように大きな流動がなく、均一化されない場合の評価に用いることは適切ではなかった。

水の放射線分解の計算誤りの審査資料における影響範囲

対象範囲：第400回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料(H28.9.15)

影響箇所	ページ	項目	影響度合い	備考
本文、添付資料				
3.4 水素燃焼	資料1-1-2 P829,P830	第3.4.5図 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) 第3.4.6図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) 第3.4.7図 ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件) 第3.4.8図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)	グラフの挙動は変わるものの判断基準を満足していることに対して影響はない。	代替循環冷却系の採用に伴い、評価シナリオを代替循環冷却系のケースに変更
添付資料3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響	資料1-1-2 P836	図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)(感度解析) 図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)(感度解析)	グラフの挙動は変わるものの判断基準を満足していることに対して影響はない。	
添付資料3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響	資料1-1-2 P837	図5 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)(ベースケース) 図6 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)(ベースケース)	感度解析との比較のために第3.4.5図、第3.4.6図の再掲をしているのみであり、判断には使用していない。	
3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用	資料1-1-2 P873,P874	第3.5.6図 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) 第3.5.7図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) 第3.5.8図 ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件) 第3.5.9図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)	グラフの挙動は変わるものの判断基準を満足していることに対して影響はない。	
補足説明資料				
補足106 外部水源注水量限界の見直しについて	資料1-1-3 P441	3. 代替循環冷却系を使用した場合による事象進展について 酸素濃度が5vol%に到達するまでの時間：約1312時間後	到達タイミングが早くなる。	-
補足106 外部水源注水量限界の見直しについて	資料1-1-3 P445	図4 ドライ条件におけるドライウエルの気相濃度の推移(代替循環冷却系有) 図5 ドライ条件におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移(代替循環冷却系有)	グラフの挙動が変わり、5vol%到達時間が早くなる。	

※H28.9.15当時はG値を設計基準事故ベースとした場合の感度解析においてドライ条件での評価は求められていなかった。

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成 28 年 9 月
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

3.4 水素燃焼

3.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」からは抽出されない。これは女川2号炉では格納容器内を窒素で置換しているため、格納容器内の気体の組成が可燃限界に至る事故シーケンスが抽出されないためである。このため、「水素燃焼」の観点で2号炉において評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定し、7日以内に可燃限界に至らないことを確認する。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器破損に至る。

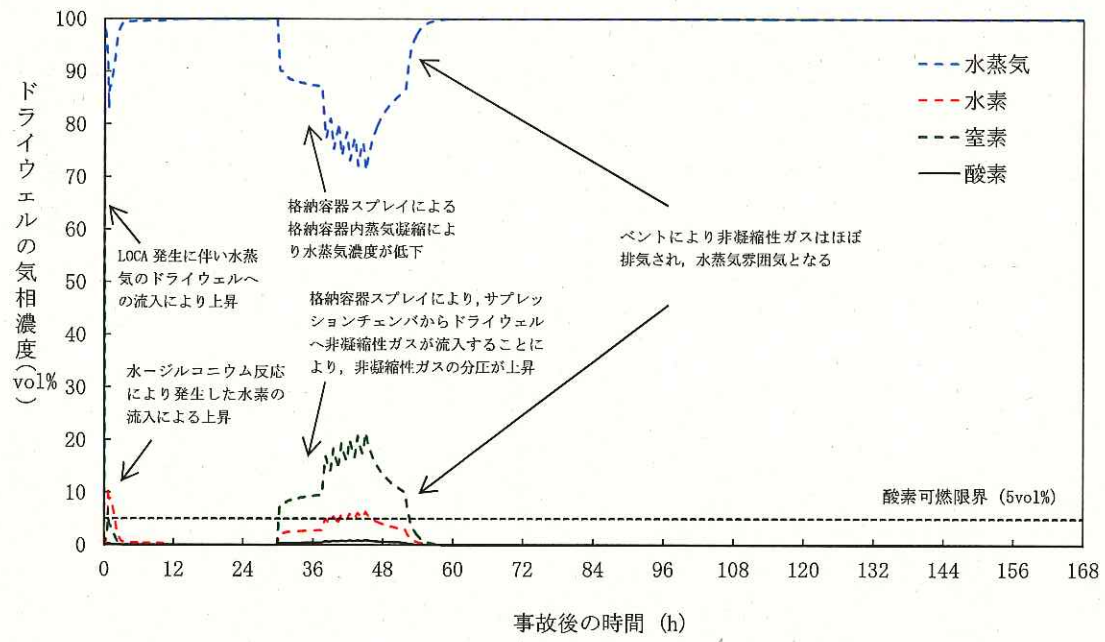
本格納容器破損モードは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達することを防止することにより、格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、格納容器下部注水によって水素発生を抑制する。

なお、2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達することを防止することが重要であり、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上では、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。

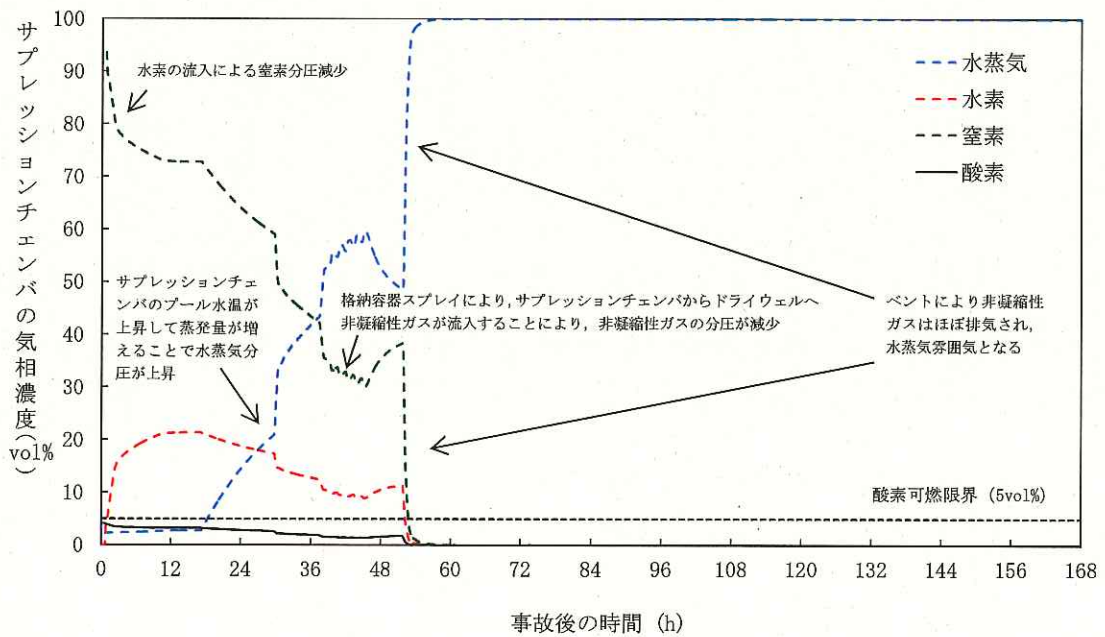
(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対しては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。

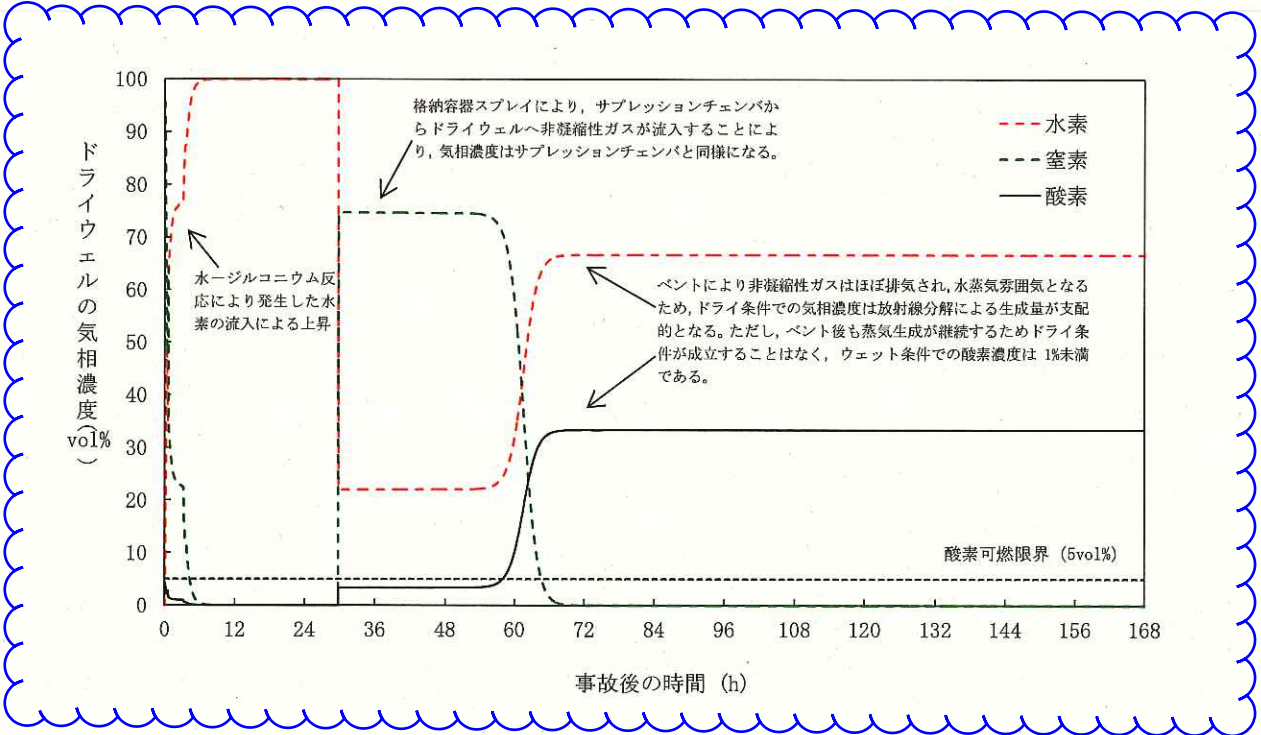
3.4.2に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容



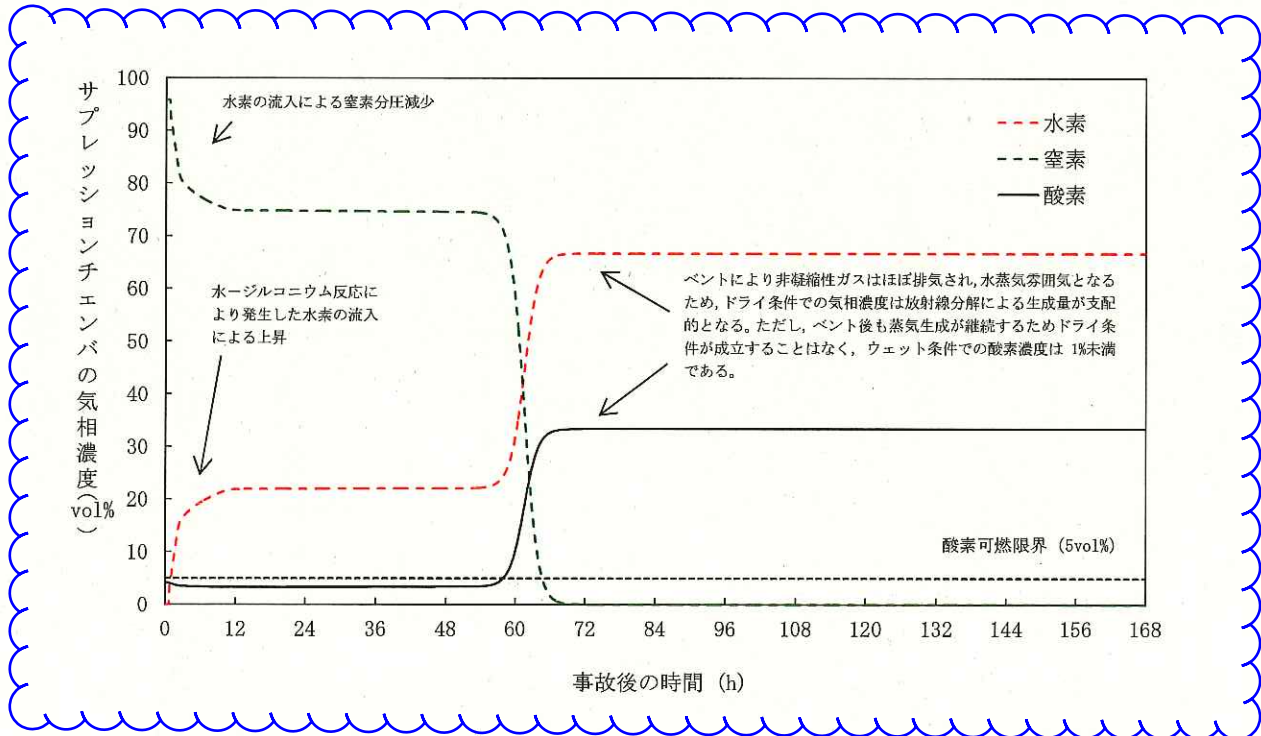
第 3. 4. 5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 6 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3. 4. 8 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

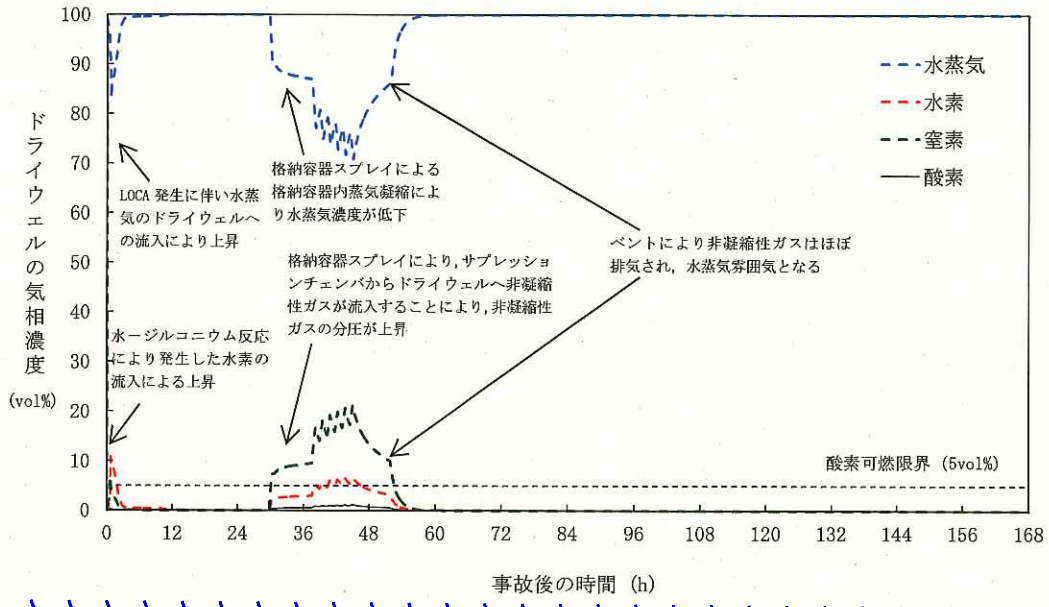


図3 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析)

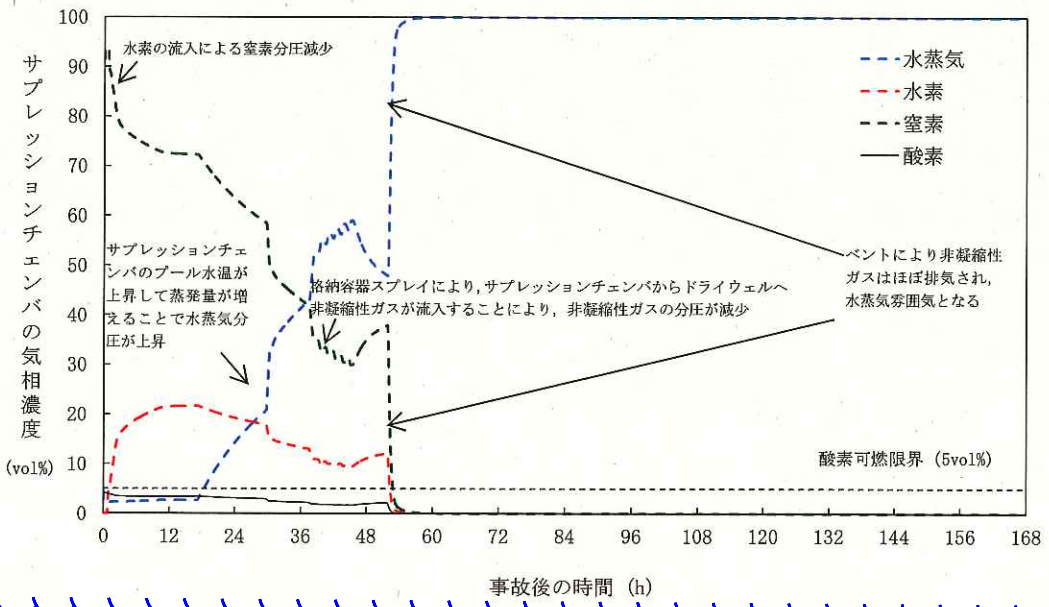


図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析)

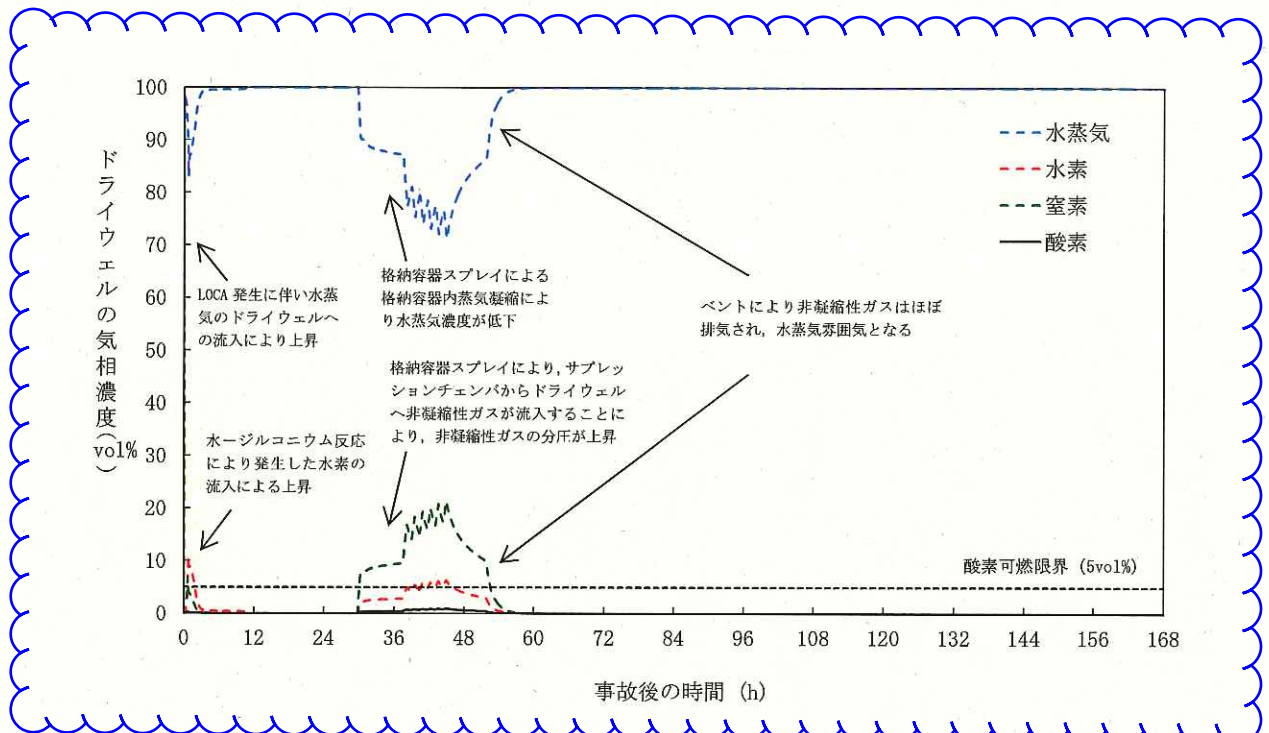


図5 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (ベースケース)

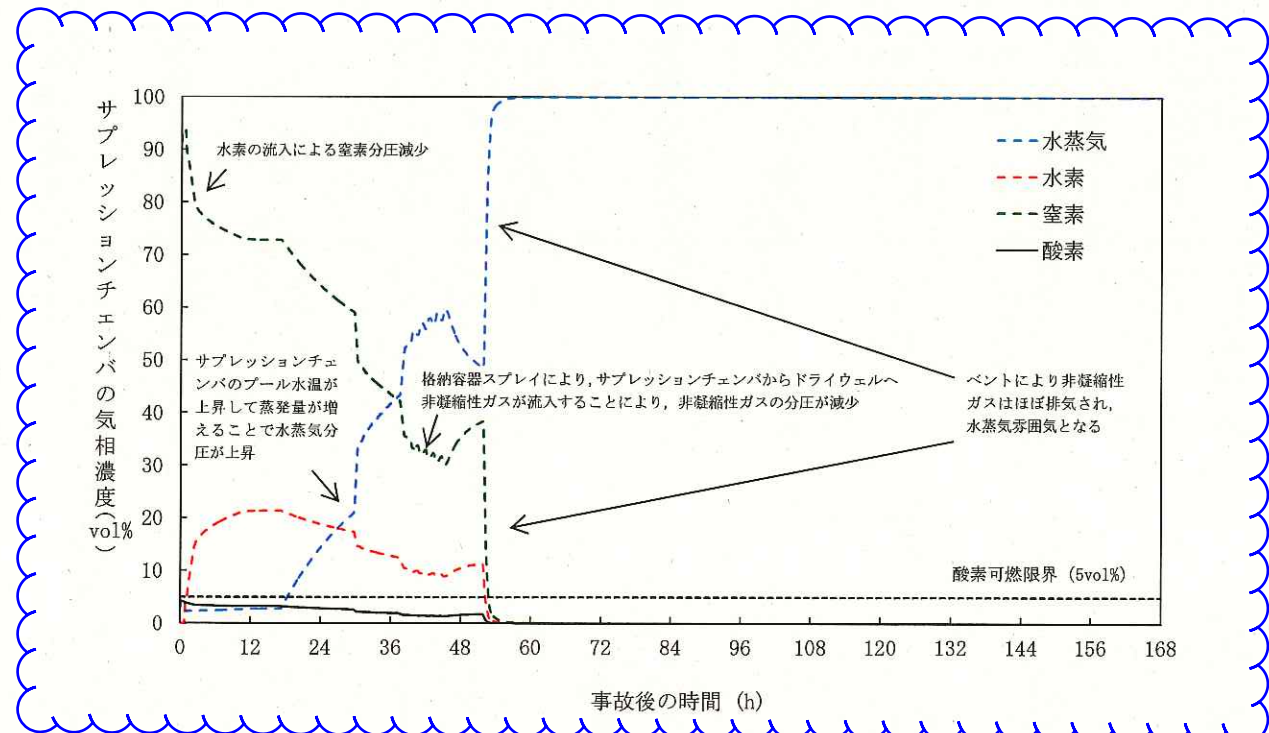


図6 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (ベースケース)

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, 長期TB, TBD, TBU, TBP, AE, S1E及びS2Eである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な格納容器下部の水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却することにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。

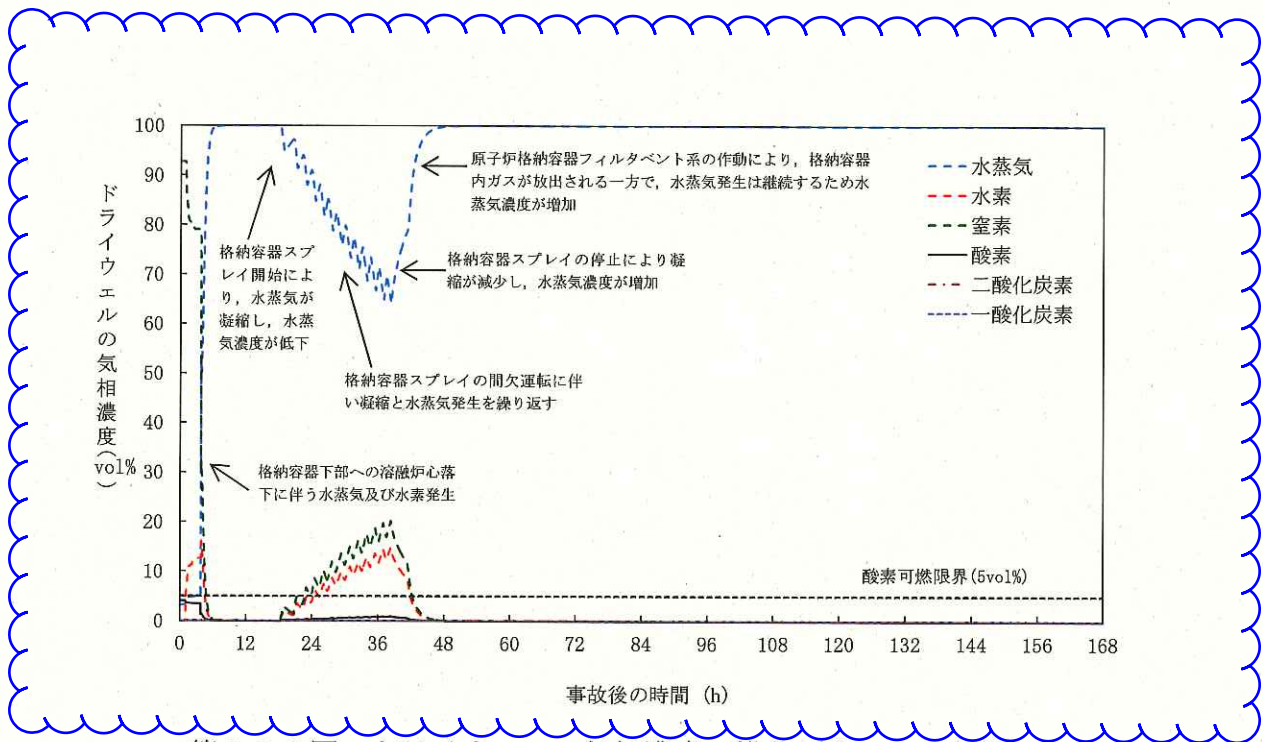
また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する。

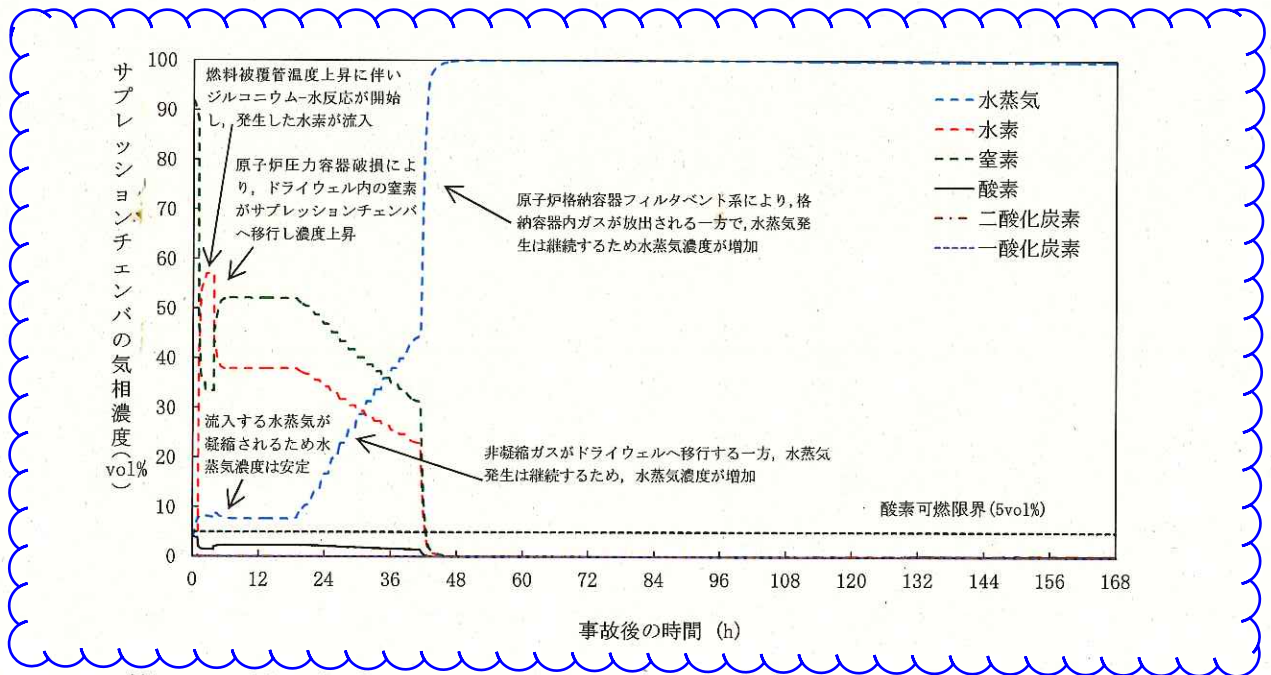
(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。

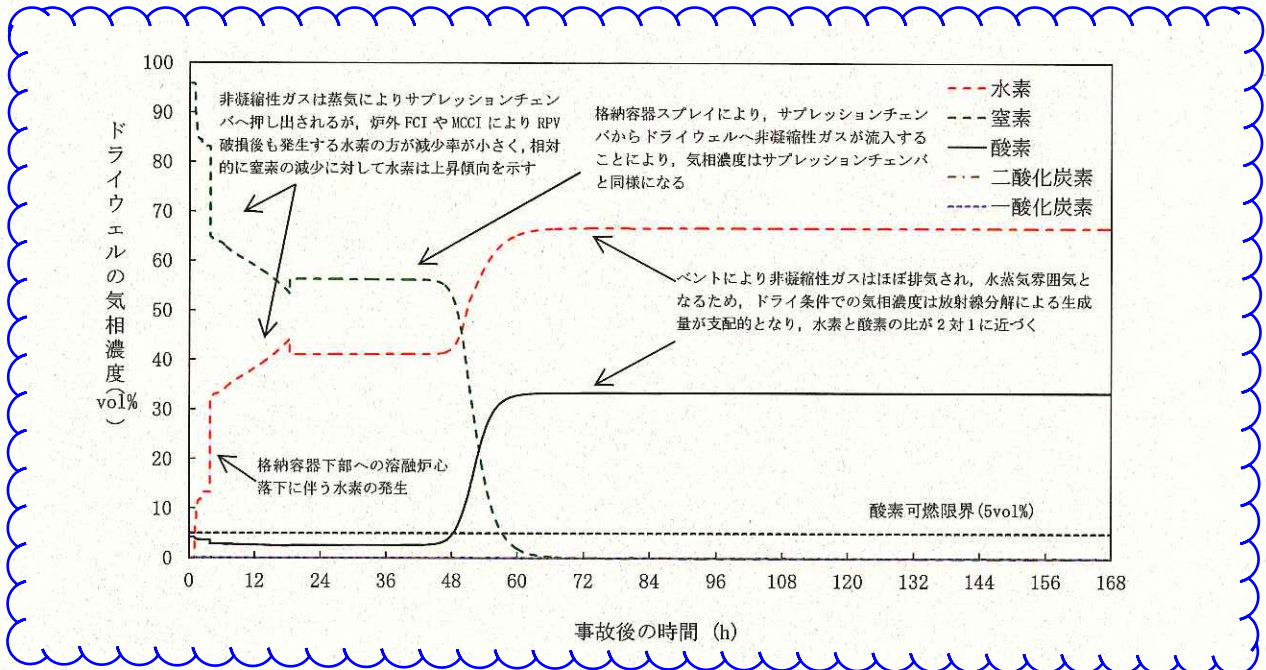
また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却手段及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子



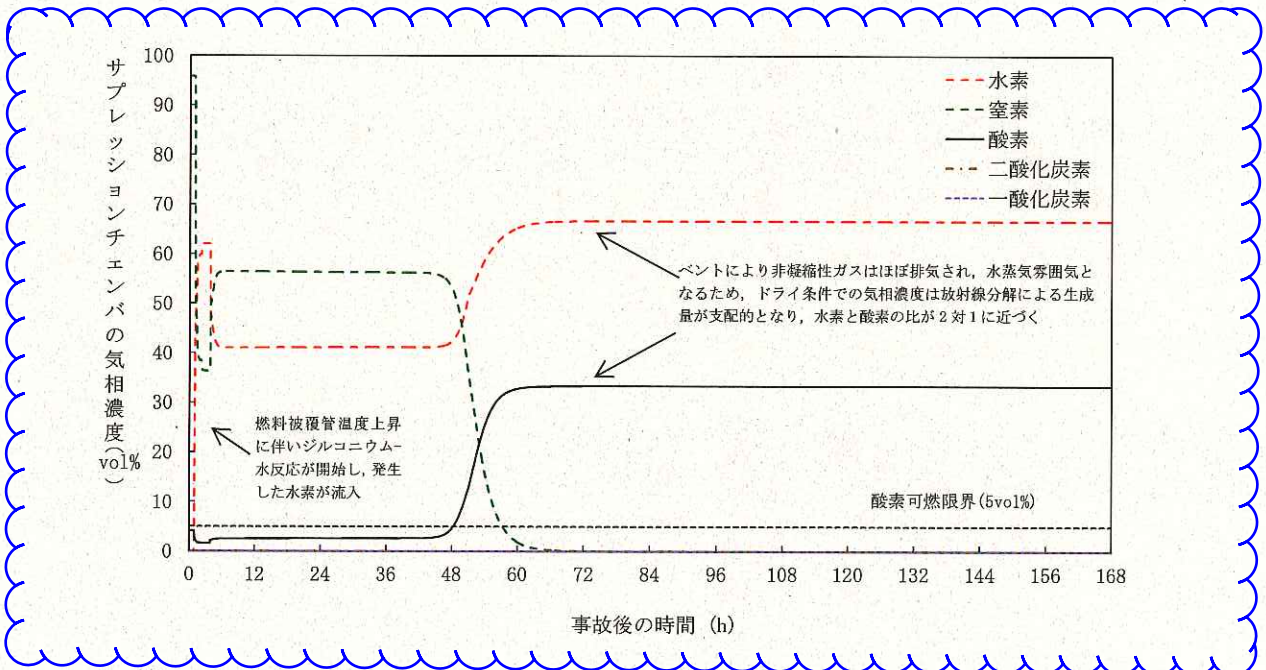
第 3.5.6 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.5.7 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.5.8 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.5.9 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について 補足説明資料

平成 28 年 9 月
東北電力株式会社

106. 外部水源注水量限界の見直しについて

1. はじめに

外部水源注水量限界については、フィルタベント機能維持（S/C ベントライン水没防止）のため、外部水源（S/C 水源以外の水源）による原子炉および格納容器への注水量の制限値として設定したものであり、注水量積算値が外部水源注水量限界に到達した場合、格納容器スプレイの停止及び格納容器ベントを実施する運用としている。

女川2号炉においては、事故後の中長期マネジメント成立性（耐震性確保等）を考慮して、注水量積算値約 3,800m³（ベントライン下端-1m）から、サプレッションプール通常運転水位+約 2m（真空破壊装置-0.4m, 約 2,200m³）に変更することとしている。

外部水源注水量限界の見直しによる影響評価を以下に示す。

2. 外部水源注水量限界の見直し等の条件変更による評価結果の違いについて

格納容器過圧・過温破損防止の評価事故シーケンスに対して、外部水源注水量限界等の解析条件の見直しに伴う評価結果の違いを表1に示す。

表1に示すとおり、外部水源注水量限界を見直したことにより格納容器スプレイの実施期間が短くなるため、格納容器ベントを実施するまでの時間は短くなるものの事象発生2日後以降であり、また、各評価項目について判定基準を満足していることを確認している。各評価結果に対する影響を以下に示す。

表1 評価結果（格納容器過圧・過温）

評価項目	変更前	変更後	判定基準
（格納容器ベント時間）	約 78 時間	約 51 時間	—
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力	約 0.854MPa[gage]	同左	0.854MPa[gage] 以下
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度	約 187℃	約 178℃	200℃以下
Cs-137 の総放出量	約 2.6×10^{-5} TBq (S/C)	約 7.7×10^{-4} TBq (S/C)	100TBq 以下

(1) 代替循環冷却系の位置づけについて

当社においては、原子炉格納容器フィルタベント系を使用して安定状態を確立した後の安定状態の維持について、残留熱除去系の復旧による格納容器除熱機能確保に加え、さらなる除熱機能の確保及び維持のために自主設備として代替循環冷却系を整備するものであり、重大事故等対処設備として設置する原子炉格納容器フィルタベント系により安定停止状態を確立した後の安定停止状態の維持にのみ使用することを想定している。

しかし、仮に本設備を原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の前に使用し、代替循環冷却系により格納容器除熱する場合の事象進展について以下に示す。

(2) 事象進展について

格納容器過圧・過温防止の評価事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系による格納容器除熱を仮に事象発生24時間後から使用した場合の事象進展を以下に示す。なお、事象発生24時間後からとした理由は、原子炉補機代替冷却水系の設置時間からの使用としている。

a. 格納容器圧力及び温度

図2及び図3に格納容器圧力及び温度の推移を示す。評価結果より、代替循環冷却系を用いた場合、格納容器圧力及び温度の低下が遅いものの、短期的には格納容器ベントを回避することは可能である。

しかしながら、代替循環冷却系を使用した場合におけるドライウエル及びサプレッションチェンバにおける気相濃度の推移について、図3及び図4に示すとおり、長期間にわたり高酸素濃度が維持され、また、事象発生約1312時間後にドライ条件で酸素濃度が5%に到達するため、原子炉格納容器フィルタベント系により酸素を格納容器外に排出する必要がある。

b. Cs-137 放出量

2. (2) で述べたように、格納容器ベント時間を遅延した場合は、Cs-137の放出量は減少する。

しかしながら、表1に示すとおり、事象発生約51時間後に格納容器ベントした場合であっても、サプレッションチェンバのベントラインを経由した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約 7.7×10^{-4} TBq (7日間)であり、100TBqを下回っているた

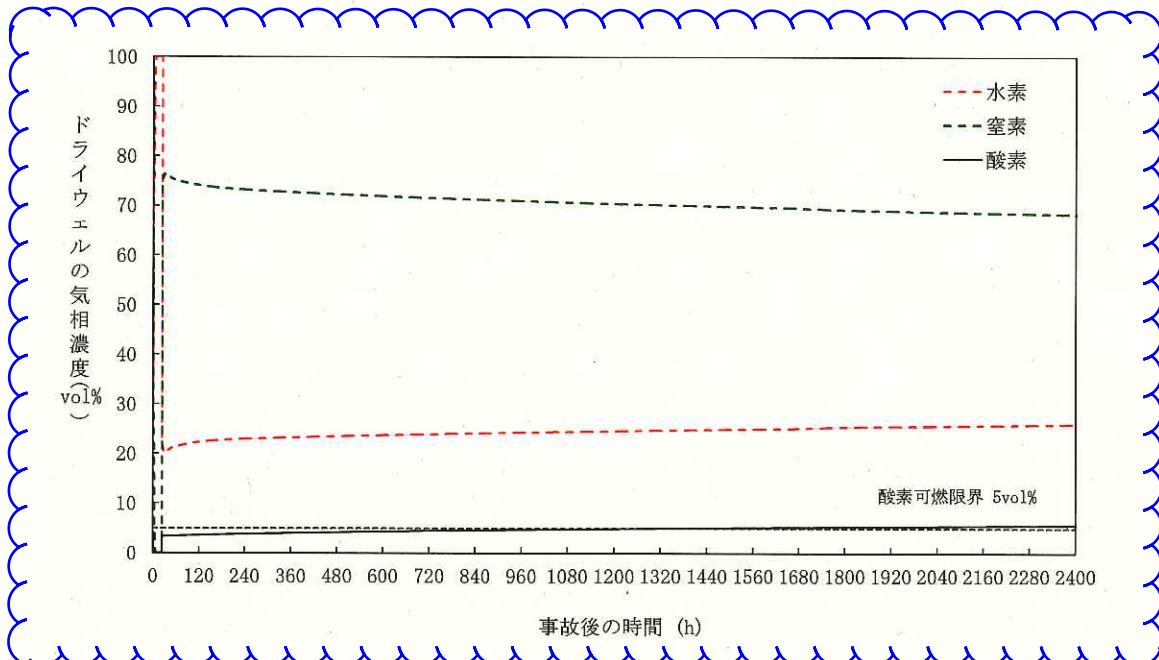


図4 ドライ条件におけるドライウェルの気相濃度の推移
(代替循環冷却系有)

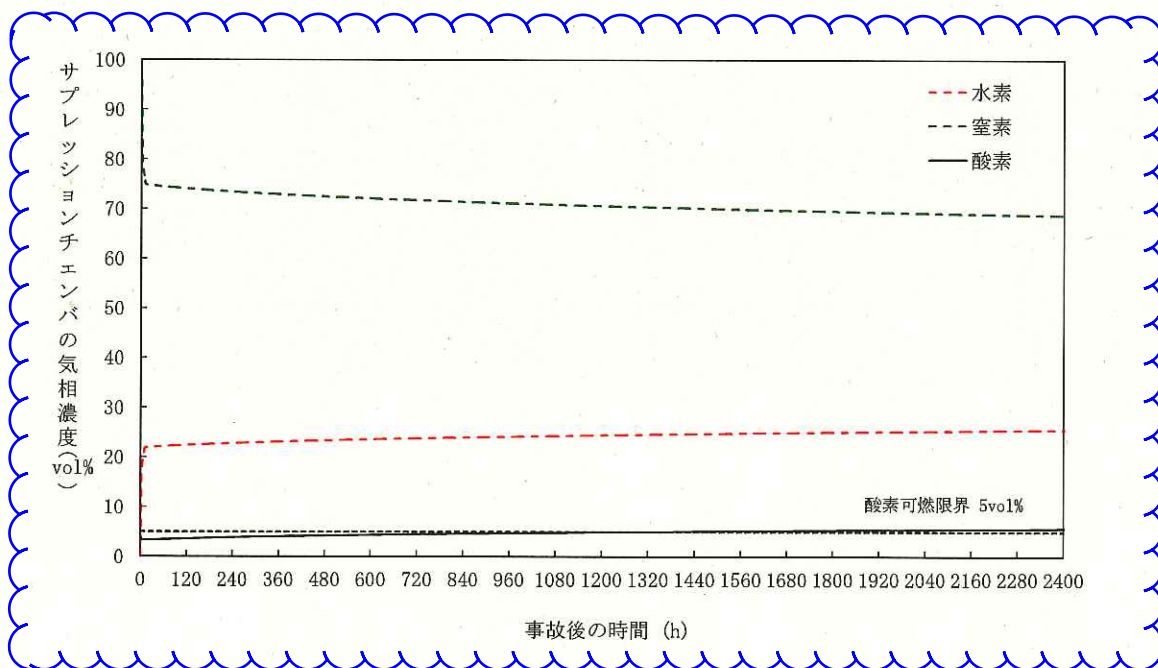


図5 ドライ条件におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移
(代替循環冷却系有)