

第5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果 (2/2) [7][8][11][12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	29	50wt%UO ₂ -50wt%ZrO ₂	11.5					-	No	-
	32	87wt%UO ₂ -13wt%ZrO ₂						-	No	-
	34	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	10.5	~3,000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	8	~3,000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	5.3	~3,000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	8.1	~3,000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	5.3	~3,000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	78wt%UO ₂ -22wt%ZrO ₂	3.4	~3,000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	11.1	~3,000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	62.3wt%UO ₂ -15wt%ZrO ₂ -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730(3,360)					-	-
	50	59.5wt%UO ₂ -18wt%ZrO ₂ -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46						-	-
	51	60.5wt%UO ₂ -16.7wt%ZrO ₂ -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3 (14.2 load)	2,695(3,420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
52	61wt%UO ₂ -16wt%ZrO ₂ -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6 (14.1 load)	2,650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-	

(注1) 参考文献[11]によれば温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。
 (注2) 参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

第6表 SERENA試験 (フェーズ2) の主要な試験条件及び試験結果^[13]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TRO1/KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO ₂ -26.6wt%ZrO ₂	15.4	~3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO ₂ -32wt%ZrO ₂	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO ₂ -29wt%ZrO ₂	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO ₂ -18.3wt%ZrO ₂ -5wt%Zr	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO ₂ -18.5wt%ZrO ₂ -4.9wt%Fe ₂ O ₃ -3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO ₂ -30wt%ZrO ₂	0.8	2,850	-	332	1.1	Yes	-(注1)	-(注1)
	KS-4	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
SERENA (TRO1/KROTOS)	KS-5	80.1wt%UO ₂ -11.4wt%ZrO ₂ -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event ^(注2)	-(注2)
	KS-6	73wt%UO ₂ -20.4wt%ZrO ₂ -4.1wt%Fe ₂ O ₃ -2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

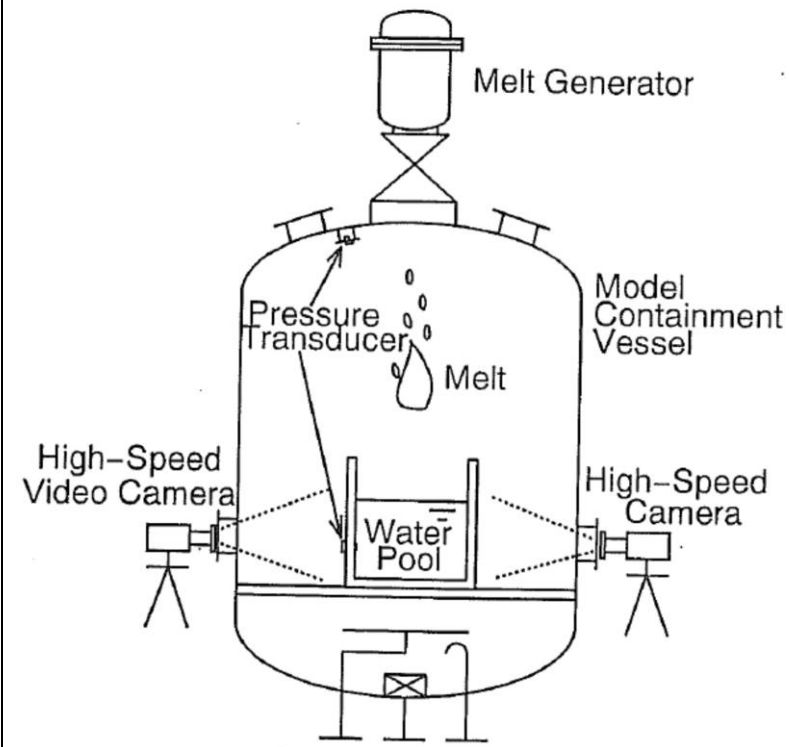
(注1) 実験失敗
(注2) 計測失敗

第7表 TROI試験と実機条件の比較

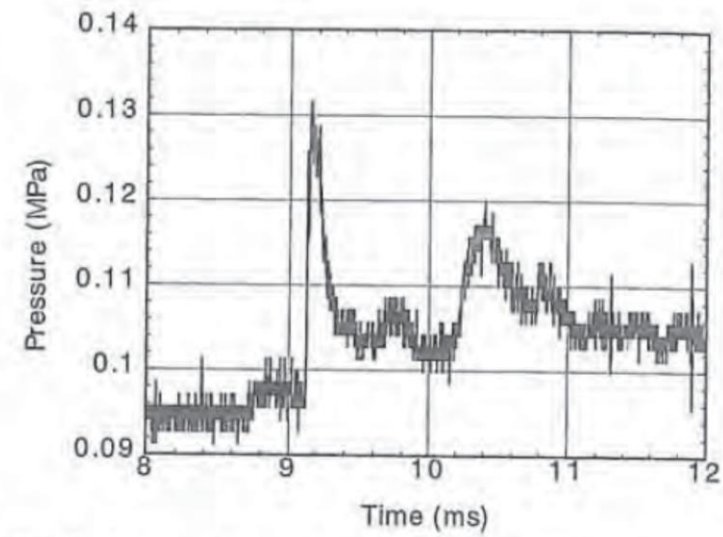
試験ケース	溶融物温度 (過熱度) (注1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合(注2)	水蒸気爆発
TROI-10	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes
TROI-12	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes
TROI-23	3,600K (700K)	7.4cm	1.30m	約80%	No
TROI-25	3,500K (600K)	8.0cm	0.67m	約50%	Steam Spike
実機条件	約2,650K (約140K)	約4~15cm	1m	約35~90%	-

(注1) 試験条件の過熱度は UO_2/ZrO_2 の相図^[14]より固相線温度を約2,900Kとした場合の概算値
 実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物(酸化物層)の過熱度の概算値

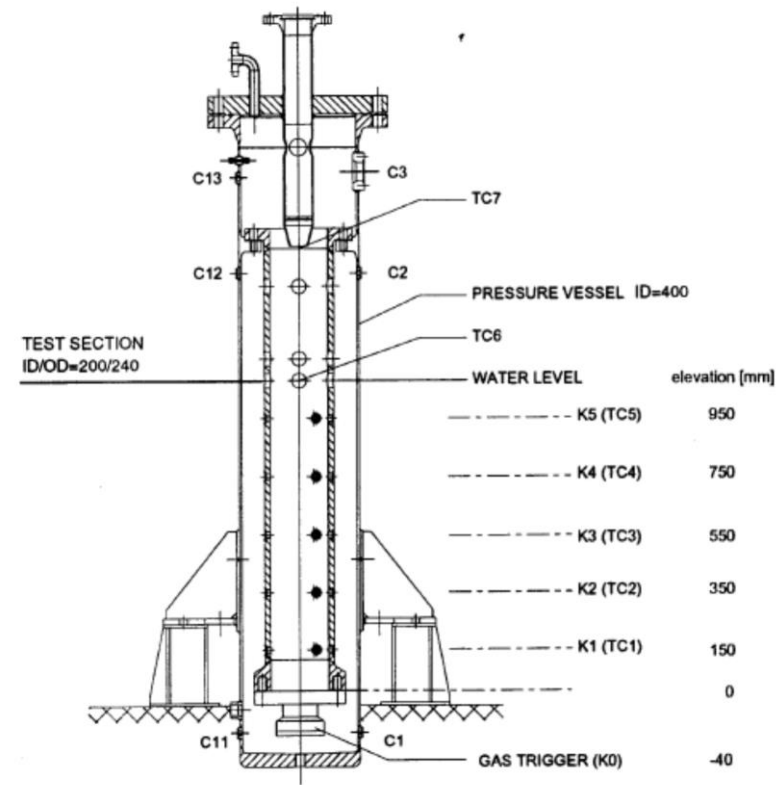
(注2) Ricou-Spalding 相関式(第11図)による概算評価値



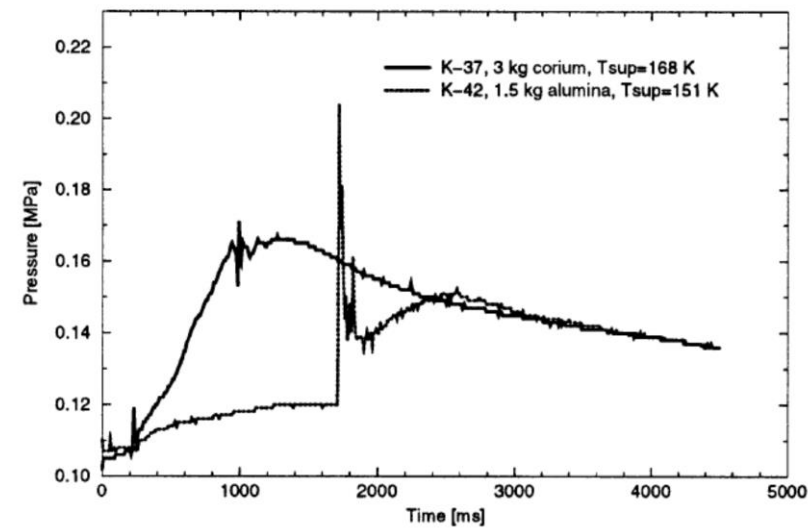
第1図 ALPHA試験装置の概要



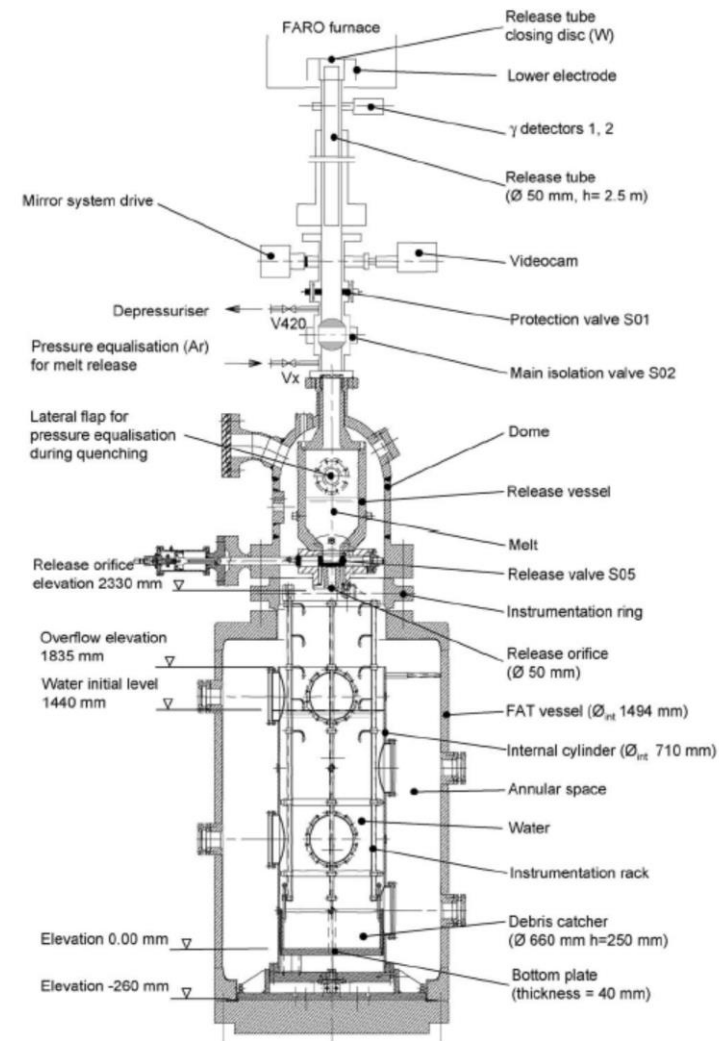
第2図 ALPHA試験の圧力変化の例 (STX016)



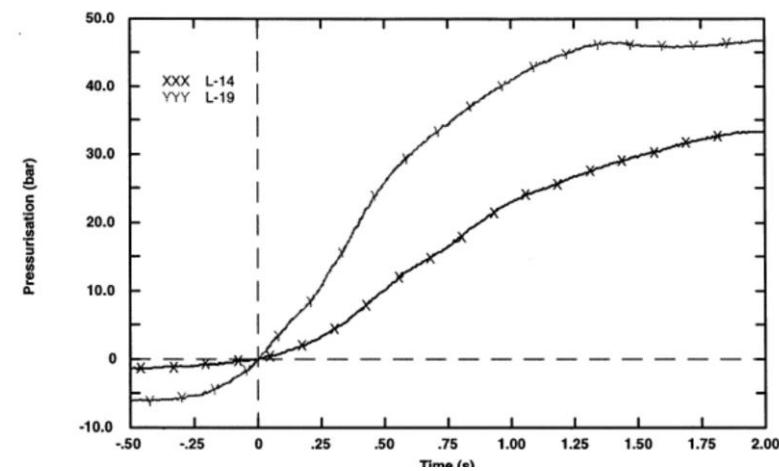
第3図 KROTOS試験装置の概要



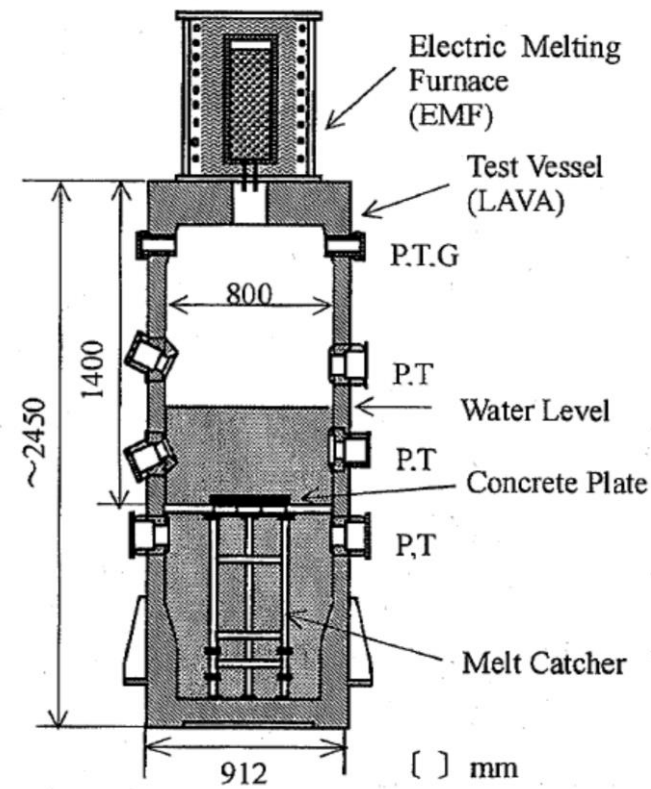
第4図 KROTOS試験の代表的圧力変化の例 (K37, K42)



第5図 FARO試験装置の概要

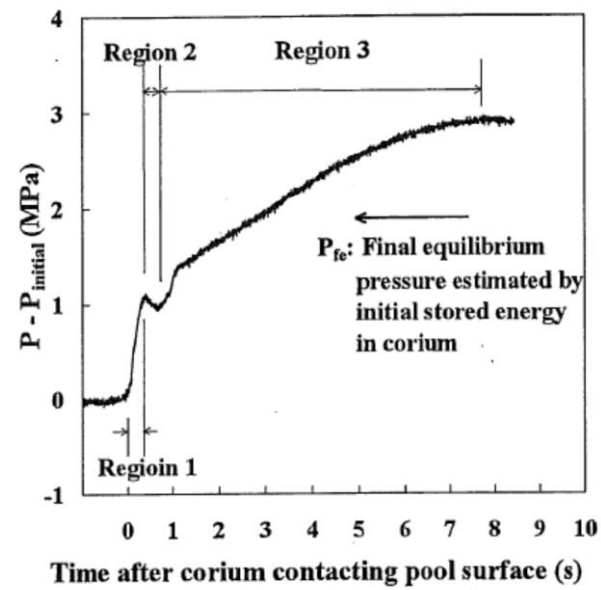


第6図 FARO試験の圧力変化の例 (L-14, L-19)

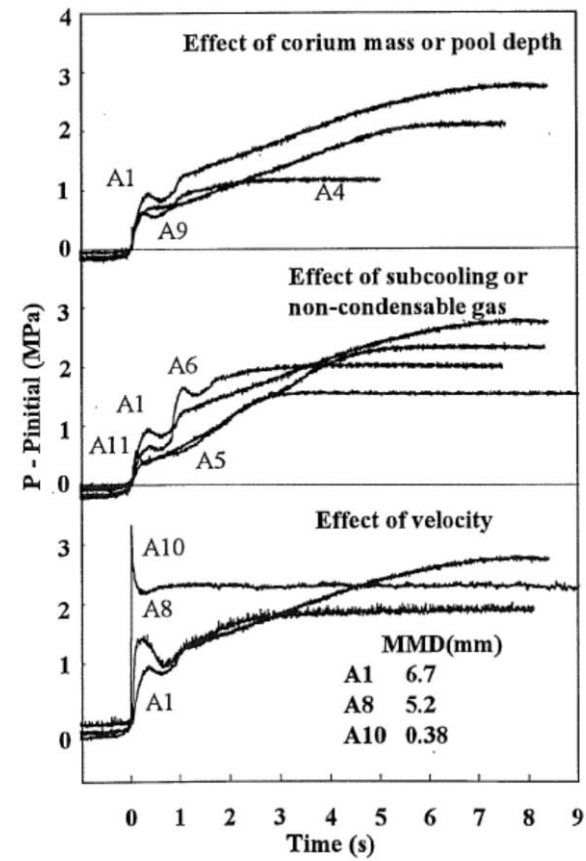


P: Pressure, T: Temperature,
G: Gas sampling line

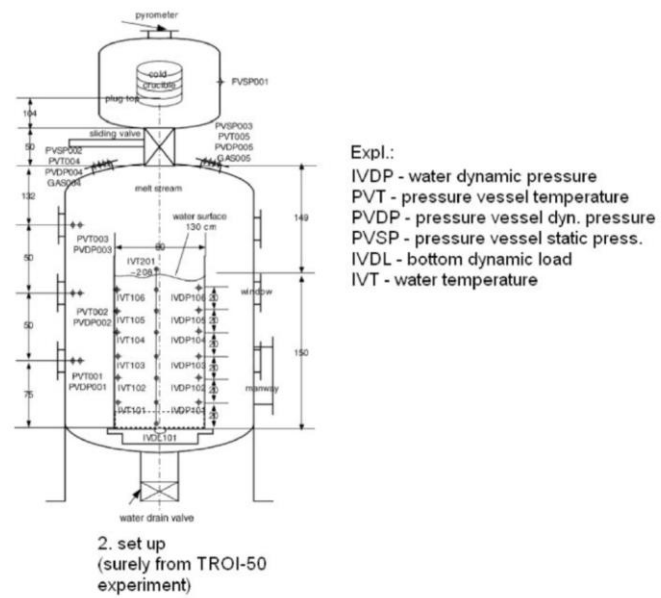
第7図 COTELS試験装置の概要



第8図 COTELS試験の圧力変化の例 (A1)



第9図 COTELS試験の各試験ケースの圧力変化



第10図 TROI試験装置の概要

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="952 218 1700 680" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 252px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1003 705 1650 785" style="text-align: center;"> <u>第11図 Ricou-Spalding 相関式による 粒子化割合のマップ</u> </p>		

まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.3.2]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</p> <p>水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程によって説明するモデルが提唱されており、これらを全て満たさなければ大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられている。</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、<u>原子炉格納容器下部</u>への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</p> <p>水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影響評価</p> <p>1. 評価目的</p> <p><u>溶融炉心(以下「デブリ」という。)</u>が原子炉圧力容器(以下「R P V」という。)の破損口から落下した際に水蒸気爆発(以下「S E」という。)が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。<u>しかしながら、S Eが発生した場合を考慮し、格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここではデブリ落下時のS E発生を想定し、その際の格納容器の健全性を評価する。</u></p> <p>2. 評価方針</p> <p><u>東海第二発電所のペDESTALは鉄筋コンクリート造の上下層円筒部の中間に床スラブを有する構造であり、デブリ落下時にS Eが発生した場合、ペDESTALの側壁(上下層円筒部)及び床スラブに過大な圧力が作用する。</u></p> <p><u>ペDESTALの側壁はR P V支持機能を分担している。S E発生の影響により、ペDESTALの側壁が損傷し、R P V支持機能が喪失した場合には、R P Vが転倒し格納容器本体へ接触する等により、格納容器の健全性が損なわれるおそれがある。</u></p> <p><u>また、ペDESTALの床スラブは、R P V破損時に落下するデブリをペDESTAL(ドライウェル部)で保持する機能を分担している。S E発生の影響により、ペDESTALの床スラブが損傷し、デブリ保持機能が喪失した場合には、サプレッション・チェンバへデブリが落下し、サプレッション・チェンバを水源とする系統(残留熱除去系、代替循環冷却系)に影響を及ぼし、格納容器の冷却ができなくなることで格納容器の健全性が損なわれるおそれがある。</u></p> <p><u>以上を踏まえ、S E発生時の格納容器の健全性を評価するため、</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</p> <p>水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程によって説明するモデルが提唱されており、これらを全て満たさなければ大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられている。</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、<u>水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、ペDESTALへの水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、過去に実施された代表的なFCIの実験から得られた知見について記載している。</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 評価に用いた解析コード等</p> <p>水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、<u>溶融燃料-冷却材相互作用</u>によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造応答解析コード AUTODYN-2D により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。溶融炉心の物性値は JASMINE コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。</p> <p>(添付資料 1.5.1)</p> <p>3. 評価条件</p> <p>主要解析条件を表 1 に示す。MAAP による解析の結果から溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、<u>原子炉格納容器下部に水位 2m</u> の水張りが実施されているものとした。</p> <p>なお、応力評価の対象としている<u>内側及び外側鋼板(厚さ 30mm)</u>の降伏応力は約 490MPa である。</p>	<p><u>SE が発生した場合のペDESTAL の構造健全性を評価し、ペDESTAL の R P V 支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する。</u></p> <p>3. 評価方法</p> <p>(1) 評価条件</p> <p><u>SE の影響を評価するにあたっては、SE によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である SE 解析コード J A S M I N E 及び汎用有限要素解析コード L S - D Y N A を用いてペDESTAL の構造健全性を評価する。</u></p> <p><u>本評価に適用する J A S M I N E コードの解析条件及び解析結果の詳細を添付資料 3.3.3 に示す。また、L S - D Y N A コードの評価モデル及び入力の詳細を添付資料 3.3.4 に示す。</u></p> <p>なお、これらの解析コードにおいて、<u>ペDESTAL (ドライウェル部) の水位は 1m とし、コリウムシールドは模擬しない条件とする。</u></p>	<p>2. 評価に用いた解析コード等</p> <p><u>水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用</u>によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コード J A S M I N E、<u>構造応答解析コード A U T O D Y N - 2 D</u>により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。溶融炉心の物性値は J A S M I N E コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。</p> <p>(添付資料 1.5.1)</p> <p>3. 評価条件</p> <p>主要解析条件を表 1 に示す。MAAP による解析の結果から溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、<u>ペDESTAL に水位 2.4m</u> の水張りが実施されているものとした。</p> <p>なお、応力評価の対象としている<u>内側鋼板(厚さ 32mm) 及び外側鋼板(厚さ 38mm)</u>の降伏応力は約 490MPa である。</p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二では、鉄筋コンクリート製格納容器であり、鉄筋構造をモデル化するために、LS-DYNA-3D が用いられている。一方、島根 2 号炉および柏崎 6/7 のペDESTAL は、周方向に規則的な構造物であるため、AUTODYN-2D が用いられている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号において、マネジメントで想定する水張り水位を評価条件に設定。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 内側および外側鋼板厚さの相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) <u>判断基準</u> <u>炉心損傷防止に失敗し、重大事故時を想定する防護レベルにおいて、格納容器の健全性維持に必要な安全機能であるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する観点から、本評価では構造物が終局限界状態に至らないことを確認するための判断基準を設定する。</u> <u>第1表にペDESTAL構造健全性評価の判断基準を示す。</u></p> <p><u>a. 側壁 (RPV支持機能)</u> <u>ペDESTALの側壁は上下層円筒構造であることから、同様な円筒形状の構築物の設計規格が示されている、発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格((社)日本機械学会, 2003) (以下「CCV規格」という。)を準用して判断基準を設定する。</u> <u>コンクリートの圧縮ひずみについては、CCV規格 CVE-3511.2 荷重状態IVのシェル部コンクリートの許容ひずみである $3,000\mu$ を基準として、RPV支持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋の引張ひずみについては、CCV規格 CVE-3511.2 荷重状態IVの鉄筋の許容ひずみである $5,000\mu$ を超えないこととする。SE時に発生する面外方向のせん断については、CCV規格 CVE-3514.2 荷重状態IVにおける終局面外せん断応力度を設定し、上部側壁で 3.09N/mm^2、下部側壁で 2.65N/mm^2 を超えないこととする。別添1に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。</u> <u>また、SEは爆発事象であり衝撃荷重が問題となることから、建築物の耐衝撃設計の考え方((社)日本建築学会, 2015)) (以下「AIJ耐衝撃設計の考え方」という。)において進行性崩壊回避の考え方が示されていることを参考に、構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より、SEによる側壁の変位が増大しないことを確認することとする。</u></p> <p><u>b. 床スラブ (デブリ保持機能)</u> <u>コンクリートの圧縮ひずみについては、側壁と同様にCCV規格を準用することとし、荷重状態IVのコンクリートの許容ひずみである $3,000\mu$ を基準として、デブリ保持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋についても側壁と同様に荷重状態IVの鉄筋の許容ひずみである $5,000\mu$ を超えないこととする。</u></p>		<p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価の判断条件が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 評価結果</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図1、図2及び図3に示す。また、参考として、内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。</p> <p>水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約7MJである。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約32MPa、外側鋼板にかかる応力は約25MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。</p>	<p>ペDESTALは上下層円筒部の中間に円盤形の床スラブを有する構造であるが、この構造に対する面外せん断の判断基準設定に当たり、CCV規格には適した規定がないことから、コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕(社)土木学会、2002)) (以下「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕」という。)に基づく終局面外せん断応力度を設定し、4.33N/mm²を超えないこととした。別添2に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。</p> <p>また、側壁と同様に、A I J耐衝撃設計の考え方を参考に、構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より、SEによる床スラブの変位(たわみ量)が増大しないことを確認することとする。</p> <p>【比較のため、「添付資料3.3.3」の一部を記載】</p> <p>3. 解析結果</p> <p>第3図に水蒸気爆発に伴う運動エネルギーの推移を示す。</p> <p>水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTAL(ドライウエル部)の水に伝達される運動エネルギーの最大値は約3.3MJである。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>4. 評価結果</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、ペDESTAL内側及び外側鋼板の応力の推移を図1、図2及び図3に示す。また、参考として、内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。</p> <p>水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約14MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTAL内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力は約233MPa、外側鋼板にかかる応力は約140MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、ペDESTAL内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能についてはペDESTALの外側鋼板のみで維持可能である。</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉の方が、柏崎6/7、東海第二と比較して水蒸気爆発で発生する運動エネルギーが大きいこと、鋼板の応力が大きくなると考えられる。</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>ペDESTAL直径が島根2号炉の方が小さく、発生源(ガスバグ)と鋼板の距離が近いこと、さらに応力が大きくなると考えられる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>4. 評価結果</p> <p>(1) <u>側壁 (RPV支持機能)</u></p> <p>a. <u>側壁の変位</u></p> <p>第 1 図に側壁の半径方向変位時刻歴を示す。最大変位はX方向で約0.16mmにとどまり、変位は増大していないことから、SE後の構造物の進行性の崩壊はない。</p> <p>b. <u>コンクリートの圧縮ひずみ</u></p> <p>第 3 図に最小主ひずみ (圧縮ひずみ) 分布を示す。側壁にはCCV規格に基づく許容ひずみ $3,000\mu$ を超える部位は生じないことから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。</p> <p>c. <u>鉄筋の引張ひずみ</u></p> <p>第 4 図に鉄筋の軸ひずみ (引張ひずみ) 分布を示す。側壁の鉄筋に発生する軸ひずみは約 184μ であり、CCV規格に基づく許容ひずみ $5,000\mu$ を超えない。</p> <p>d. <u>側壁の面外せん断</u></p> <p>第 2 表に側壁の面外せん断評価結果を示す。発生するせん断応力度は上部約 $0.93\text{N}/\text{mm}^2$ 及び下部約 $0.77\text{N}/\text{mm}^2$ であり、それぞれのCCV規格に基づく終局面外せん断応力度である、$3.09\text{N}/\text{mm}^2$ 及び $2.65\text{N}/\text{mm}^2$ を超えない。</p> <p>(2) <u>床スラブ (デブリ保持機能)</u></p> <p>a. <u>床スラブの変位 (たわみ量)</u></p> <p>第 2 図に床スラブの鉛直方向変位の時刻歴を示す。最大変位は約 2.0mm とどまり、変位は増大していないことから、SE後の構造物の進行性の崩壊はない。</p> <p>b. <u>コンクリートの圧縮ひずみ</u></p> <p>第 3 図に示したとおり、CCV規格に基づく許容ひずみ $3,000\mu$ を超える部位は、床スラブ上面の僅かな範囲にとどまることから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。</p> <p>c. <u>鉄筋の引張ひずみ</u></p> <p>第 4 図に示したとおり、床スラブの鉄筋に発生する軸ひずみは約 364μ であり、CCV規格に基づく許容ひずみ $5,000\mu$ を超えない。</p> <p>d. <u>床スラブの面外せん断</u></p> <p>第 3 表に床スラブの面外せん断に対する評価結果を示す。発生するせん断応力度は約 $3.70\text{N}/\text{mm}^2$ であり、終局面外せん断応力度 $4.33\text{N}/\text{mm}^2$ を超えない。</p>		<p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><u>第4表にペDESTAL構造健全性評価の評価結果のまとめを示す。</u></p> <p>5. <u>まとめ</u></p> <p><u>SE解析コードJASMIN E, 汎用有限要素解析コードLS-DYNAにより, SEの発生を想定した場合の格納容器健全性への影響を評価した。その結果, SE時のペDESTAL (ドライウエル部) 床面及び壁面に発生する応力やひずみは判断基準を満足し, SE後においても変位の増大はないことから, ペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。したがって, SEの発生を想定した場合であっても, 格納容器の健全性は維持される。</u></p>	<p>以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

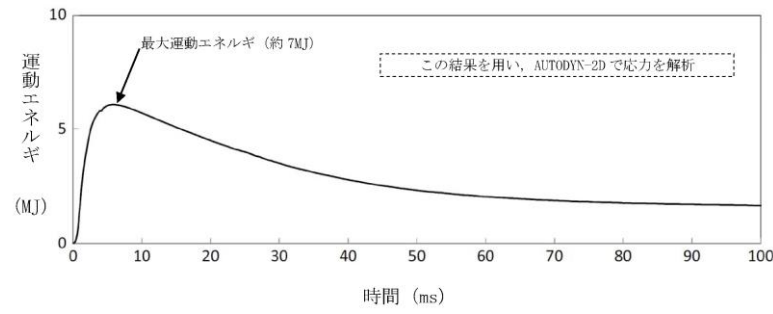


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

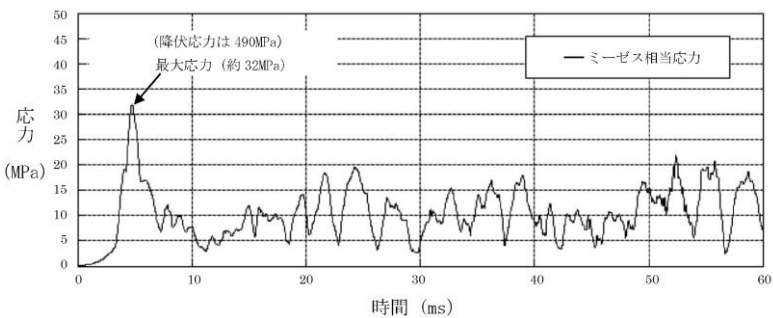


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移^{※1}

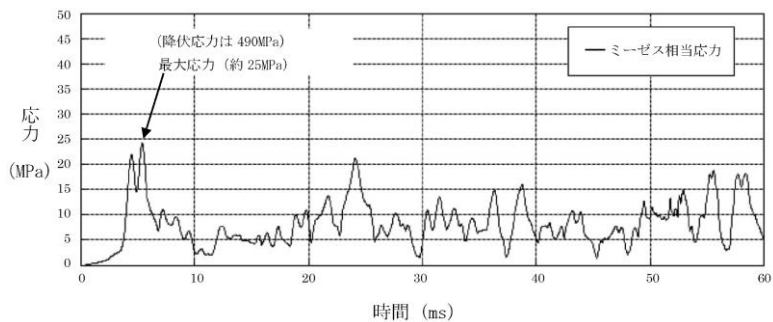
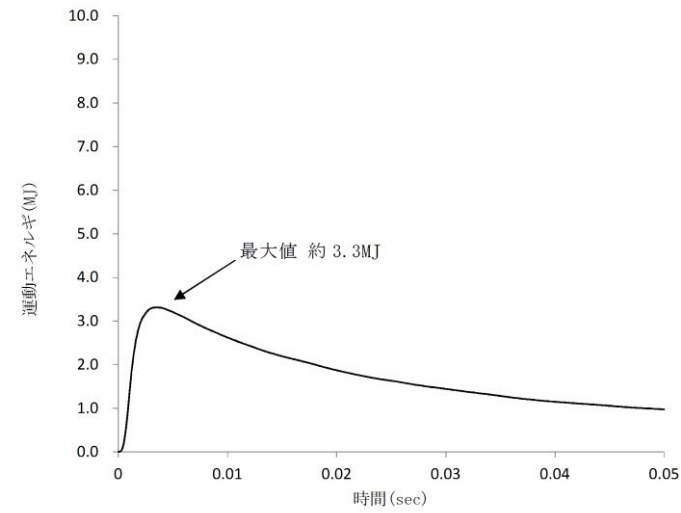


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移^{※1}

【比較のため、「添付資料3.3.3」の一部を記載】



第3図 水蒸気爆発による運動エネルギーの推移

【ここまで】

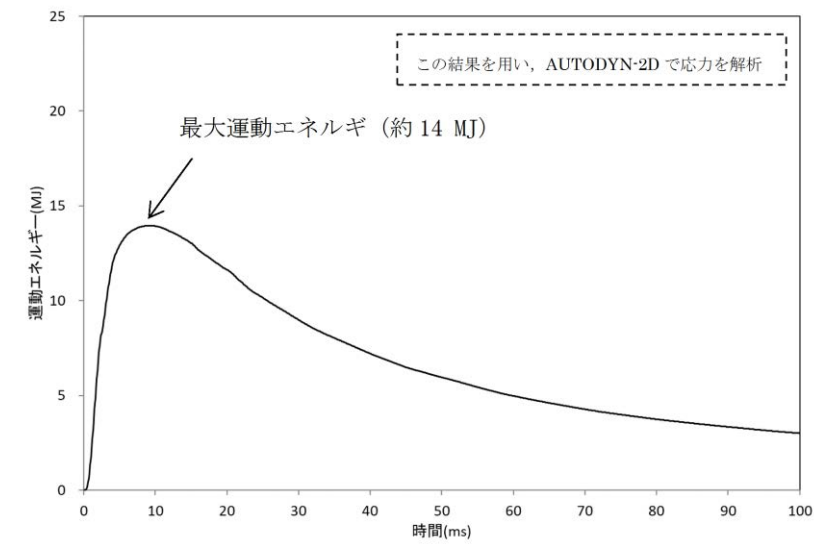


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

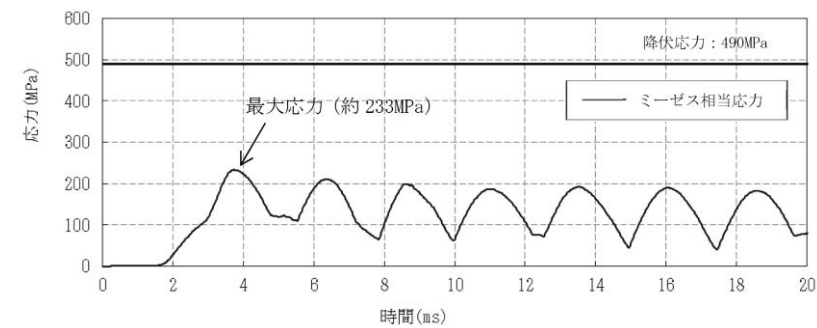


図2 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移^{※1}

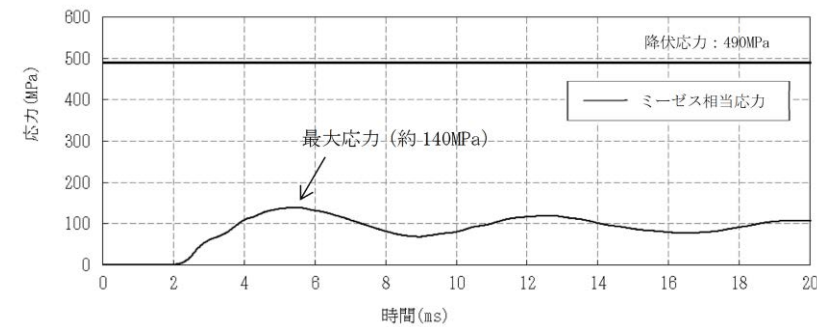


図3 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移^{※1}

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
ペDESTAL水深や粗
混合量等の違いによる
差異。

【柏崎6/7】
島根2号炉の方が、
柏崎6/7と比較して水
蒸気爆発で発生する運
動エネルギーが大き
いため、鋼板の応力が大き
くなると考えられる。
また、ペDESTAL直径が
島根2号炉の方が小さ
く、発生源(ガスバグ)
と鋼板の距離が近い
ため、さらに応力が大き
くなると考えられる。

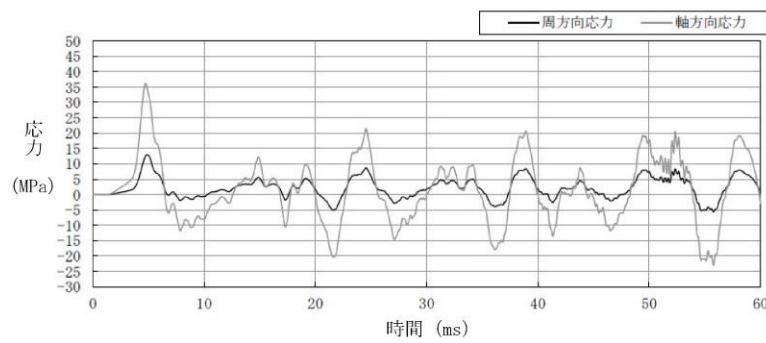


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

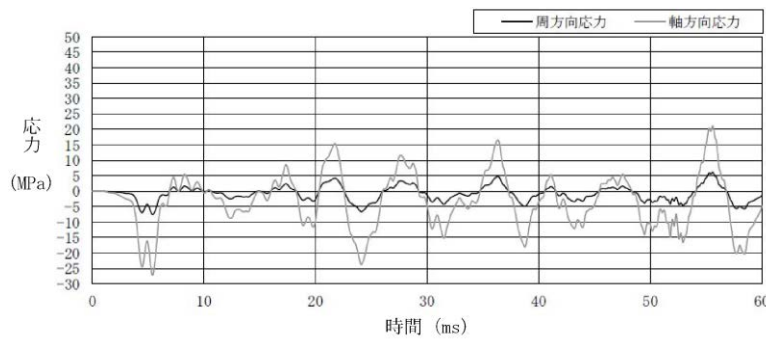


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー (図1)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図2~5)を評価している。このため、図1と図2~5の時刻歴は一致しない。

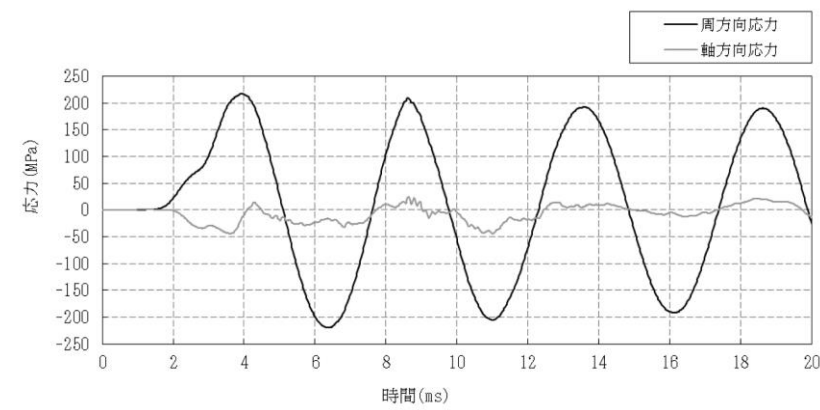


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

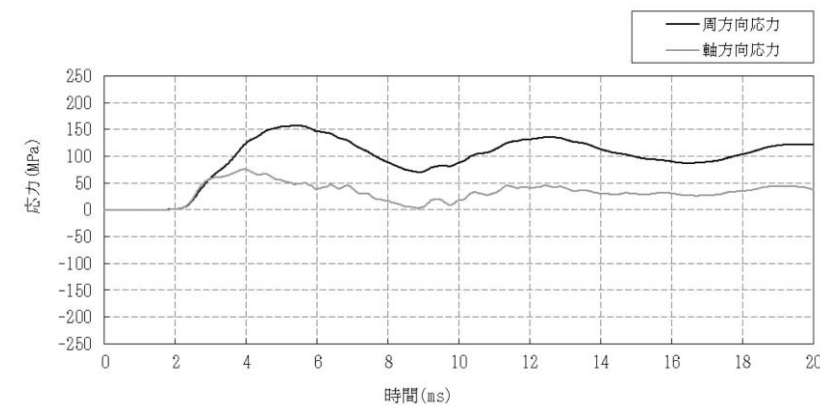


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー (図1)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし、ペDESTAL鋼板の応力の推移(図2~5)を評価している。このため、図1と図2~5の時刻歴は一致しない。

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉の方が、柏崎 6/7と比較して水蒸気爆発で発生する運動エネルギーが大きいため、鋼板の応力が大きくなると考えられる。また、ペDESTAL直径が島根 2号炉の方が小さく、発生源 (ガスバグ) と鋼板の距離が近いいため、さらに応力が大きくなると考えられる。

表1 主要解析条件 (原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP**	原子炉压力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
	ペDESTAL水水深	2m	溶融炉心-コネクタ相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、あらかじめ水張りをを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50℃	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
JASMINE	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	溶融燃料-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	-

※「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

表1 主要解析条件 (原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP**	原子炉压力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
	ペDESTAL水水深	2.4m	溶融炉心-コネクタ相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	ペDESTALへの水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4 mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	-

※「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
 ペDESTAL水深および水温の差異。

第1表 ペDESTAL構造健全性評価の判断基準

機能	評価部位	項目	判断基準	準用規格等
R P V 支持機能	側壁	変位	変位が増大せず, S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	A I J 耐衝撃設計の考え方
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 μ) が生じない	C C V 規格 CVE-3511.2
	面外せん断	終局面外せん断応力度 (上部側壁: 3.09 N/mm ² , 下部側壁 2.65N/mm ²) を超えない	C C V 規格 CVE-3514.2	
	引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 μ) を超えない	C C V 規格 CVE-3511.2	
デブリ保持機能	床スラブ	変位	変位が増大せず, S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	A I J 耐衝撃設計の考え方
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 μ) が生じない	C C V 規格 CVE-3511.2
	面外せん断	終局面外せん断応力度 (4.33N/mm ²) を超えない	コンクリート標準示方書 [構造性能照査編]	
	引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 μ) を超えない	C C V 規格 CVE-3511.2	

・評価条件の相違
【東海第二】
 島根2号炉は内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し, 東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから, 構造の違いにより評価の判断条件が異なる。

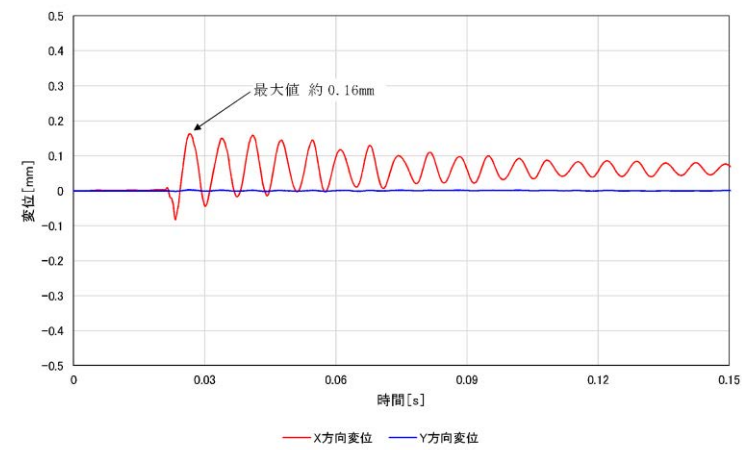
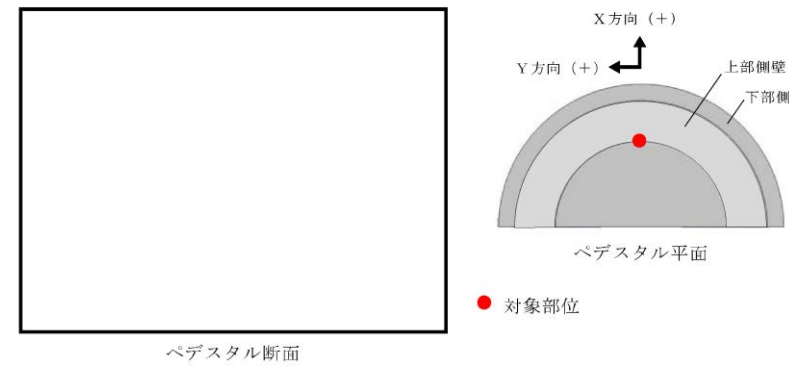
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
	<p style="text-align: center;"><u>第2表 側壁の面外せん断に対する評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="952 302 1703 464"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力度</th> <th>判断基準</th> <th>評価*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>側壁上部</td> <td>約 0.93 N/mm²</td> <td>3.09 N/mm²</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>側壁下部</td> <td>約 0.77 N/mm²</td> <td>2.65 N/mm²</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 「○」解析結果の発生応力度が判断基準を満足する</p> <p style="text-align: center;"><u>第3表 床スラブの面外せん断に対する評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="952 621 1703 730"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>発生応力度</th> <th>判断基準</th> <th>評価*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>床スラブ</td> <td>約 3.70 N/mm²</td> <td>4.33 N/mm²</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 「○」解析結果の発生応力度が判断基準を満足する</p>	評価部位	発生応力度	判断基準	評価*	側壁上部	約 0.93 N/mm ²	3.09 N/mm ²	○	側壁下部	約 0.77 N/mm ²	2.65 N/mm ²	○	評価部位	発生応力度	判断基準	評価*	床スラブ	約 3.70 N/mm ²	4.33 N/mm ²	○		<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。</p>
評価部位	発生応力度	判断基準	評価*																				
側壁上部	約 0.93 N/mm ²	3.09 N/mm ²	○																				
側壁下部	約 0.77 N/mm ²	2.65 N/mm ²	○																				
評価部位	発生応力度	判断基準	評価*																				
床スラブ	約 3.70 N/mm ²	4.33 N/mm ²	○																				

第4表 ペDESTAL構造健全性評価の評価結果のまとめ

機能	評価部位	項目	判断基準	解析結果	評価*
R P V 支持機能	側壁	変位	変位が増大せず, S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 μ) が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (上部側壁 : 3.09N/mm ² , 下部側壁 2.65N/mm ²) を超えない	上部側壁 : 約 0.93N/mm ² 下部側壁 : 約 0.77N/mm ²	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 μ) を超えない	約 184 μ	○
デアリ保持機能	コンクリート	変位	変位が増大せず, S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊 (3,000 μ) が生じない	圧壊は床スラブ上面の 僅かな範囲にとどまる	○
	鉄筋	面外せん断	終局面外せん断応力度 (4.33N/mm ²) を超えない	約 3.70N/mm ²	○
		引張ひずみ	許容ひずみ (5,000 μ) を超えない	約 364 μ	○

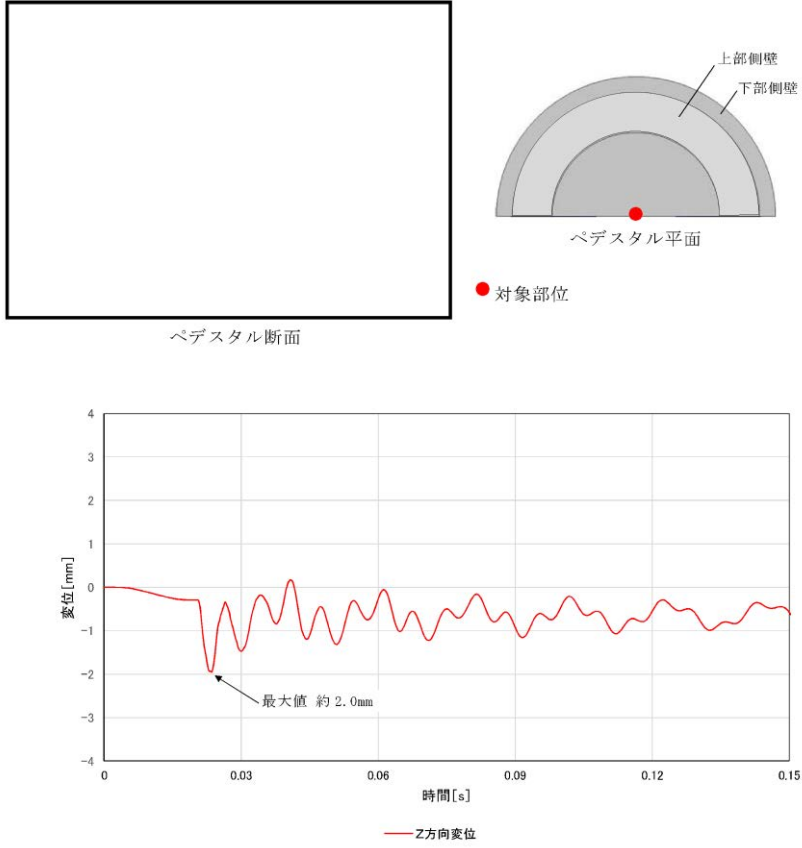
※ 「○」 解析結果が判断基準を満足する

・評価条件の相違
【東海第二】
島根2号炉は内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し, 東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから, 構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。



第1図 ペDESTAL側壁の半径方向変位時刻歴

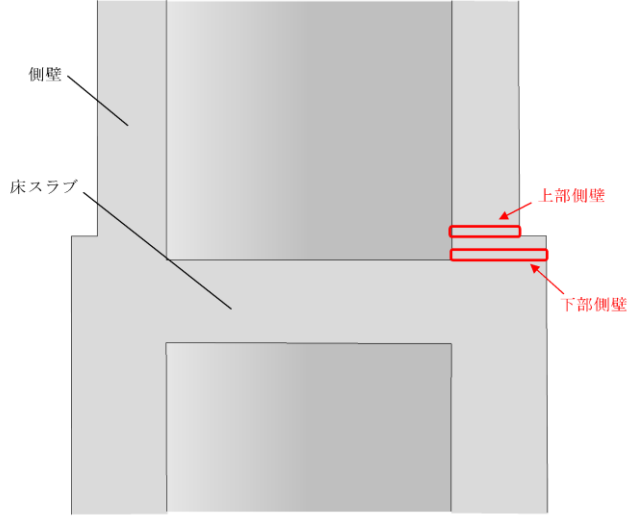
・評価条件の相違
【東海第二】
 島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p>ベDESTAL断面</p> <p>ベDESTAL平面</p> <p>上部側壁</p> <p>下部側壁</p> <p>対象部位</p> <p>変位 [mm]</p> <p>時間 [s]</p> <p>— Z方向変位</p> <p>最大値 約 2.0mm</p>		<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ベDESTALであるのに対し、東海第二はベDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ベDESTALであることから、構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。</p>

第2図 ペDESTAL床スラブの鉛直方向変位時刻歴

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="967 279 1679 888" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="982 926 1665 957" data-label="Caption"> <p>第3図 コンクリートの最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布</p> </div> <div data-bbox="967 1083 1679 1692" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1154 1734 1501 1766" data-label="Caption"> <p>第4図 鉄筋の軸ひずみ分布</p> </div>		<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価結果および評価の判断条件が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
	<p style="text-align: right;">別添 1</p> <p style="text-align: center;"><u>側壁の終局面外せん断応力度</u></p> <p>1. 算定条件</p> <p>ペDESTALの側壁は、円筒形シェル構造であることから、C V規格 CVE-3514.2 荷重状態IVにおけるシェル部の終局面外せん断応力度の算定式を適用し、側壁の終局面外せん断応力度を算定する。第1図に算定対象部位を示す。</p> $\tau_H = 10p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2\sqrt{\beta} - \beta)$ <p>ここで、</p> <p>τ_H : 終局面外せん断応力度 (N/mm²)</p> <p>$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比 (-)</p> <p>f_y : 鉄筋の許容引張応力度 (N/mm²)</p> <p>β : 次の計算式により計算した値 $\beta = r/t$</p> <p>r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径 (mm)</p> <p>t : シェル部の胴の厚さ (mm)</p> <p>各項目の数値を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1003 1066 1685 1495"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">上部側壁</td> <td>$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>f_y : 鉄筋の許容引張応力度</td> <td>345N/mm²</td> </tr> <tr> <td>r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径</td> <td></td> </tr> <tr> <td>t : シェル部の胴の厚さ</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">下部側壁</td> <td>$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>f_y : 鉄筋の許容引張応力度</td> <td>345N/mm²</td> </tr> <tr> <td>r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径</td> <td></td> </tr> <tr> <td>t : シェル部の胴の厚さ</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 算定結果</p> <p>算定の結果、側壁の終局面外せん断応力度は上部側壁で 3.09N/mm²、下部側壁で 2.65N/mm²となる。</p>	項目		数値	上部側壁	$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比		f_y : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm ²	r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径		t : シェル部の胴の厚さ		下部側壁	$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比		f_y : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm ²	r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径		t : シェル部の胴の厚さ			<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>
項目		数値																						
上部側壁	$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比																							
	f_y : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm ²																						
	r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径																							
	t : シェル部の胴の厚さ																							
下部側壁	$p_{t\theta}$: 円周方向主筋の鉄筋比																							
	f_y : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm ²																						
	r : シェル部の胴の厚さの中心までの半径																							
	t : シェル部の胴の厚さ																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1190 793 1463 827">第1図 算定対象部位</p>		

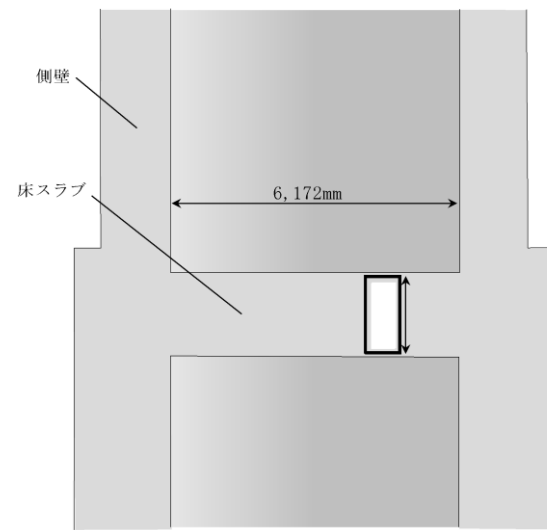
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添 2</p> <p style="text-align: center;"><u>床スラブの終局面外せん断応力度</u></p> <p>1. 算定条件</p> <p>SE時の床スラブのせん断力に対する検討は、コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕に基づき、終局限界状態に至らないことを確認する。評価対象となる床スラブの形状は円盤形であり、SEによる分布荷重を受ける。</p> <p>せん断に対する検討に際して、分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について、機械工学便覧を参照し、対象とする部材のせん断力の最大値が生じている断面の曲げモーメント及びせん断力と躯体の形状寸法より、せん断スパン比が1.0以下であることを確認した。一般的に、せん断スパン比が1.0以下である梁部材はディーブームと呼ばれており、本検討では、コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕に示されるディーブームの設計せん断耐力式を適用し、床スラブの終局面外せん断応力度を設定する。</p> $V_{cad} = \beta_a \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{da} \cdot b_w \cdot d / \gamma_b$ <p>ここで、</p> $f_{da} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}} \quad (\text{N/mm}^2)$ <p>$\beta_a = \sqrt[4]{1/d}$ ただし、$\beta_p > 1.5$ となる場合は 1.5 とする</p> <p>$\beta_p = \sqrt[3]{100p_w}$ ただし、$\beta_p > 1.5$ となる場合は 1.5 とする</p> $\beta_a = \frac{5}{1+(a/d)^2}$ <p>f'_{cd} : コンクリートの設計圧縮強度 (N/mm²) d : 有効せい (m) p_w : 引張鉄筋比 (-) a/d : せん断スパン比 (-) b_w : 腹部の幅 (mm) γ_b : 部材係数 (-)</p> <p>各項目の数値を下表に示す。</p>		<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
	<table border="1" data-bbox="1018 216 1685 646"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>f'_{cd} : コンクリートの設計圧縮強度</td> <td>32.86N/mm²</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの設計基準強度</td> <td>22.06N/mm²</td> </tr> <tr> <td>圧縮強度動的増倍率*</td> <td>1.49</td> </tr> <tr> <td>d : 有効せい</td> <td></td> </tr> <tr> <td>p_w : 引張鉄筋比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>a/d : せん断スパン比</td> <td>0.43</td> </tr> <tr> <td>b_w : 腹部の幅</td> <td></td> </tr> <tr> <td>γ_b : 部材係数</td> <td>1.3</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1041 657 1175 682">※ 次項参照</p> <p data-bbox="940 751 1314 781">2. 圧縮強度動的増倍率の算定</p> <p data-bbox="967 798 1712 1184">一般に、コンクリートの強度、ヤング係数等の材料特性は、コンクリートに作用する荷重の載荷速度に依存する。その強度とヤング係数は、応力速度又はひずみ速度の対数に比例して増加することが明らかになっていることより、床スラブの終局面外せん断応力度算定においては、圧縮に対する材料強度にひずみ速度効果を考慮することとし、本評価ではコンクリート標準示方書 [構造性能照査編] において具体的計算方法が示されている、CEB-FIP Model Code 1990 による圧縮強度動的増倍率を設定した。</p> <p data-bbox="967 1201 1712 1362">LS-DYNAコードによるSE解析では、せん断検討範囲の床スラブのコンクリート要素が経験するひずみ速度が $30s^{-1}$ 以下であるため、その範囲における CEB-FIP Model Code 1990 の圧縮強度動的増倍率の算定式を以下に示す。</p> $f_{c,imp}/f_{cm} = (\dot{\epsilon}_c/\dot{\epsilon}_{c0})^{1.026\alpha_s} \quad \text{for } \dot{\epsilon}_c \leq 30s^{-1}$ <p data-bbox="940 1499 1032 1528">ここで、</p> $\alpha_s = \frac{1}{5 + 9f_{cm}/f_{cm0}}$ <p data-bbox="952 1654 1685 1829"> $f_{c,imp}$: 衝撃時の圧縮強度 f_{cm} : 圧縮強度 = $225kg/cm^2 \times 0.0980665 \approx 22.06 MPa$ f_{cm0} : 10MPa $\dot{\epsilon}_c$: ひずみ速度* = $0.5 s^{-1}$ $\dot{\epsilon}_{c0}$: $30 \times 10^{-6} s^{-1}$ </p> <p data-bbox="1071 1860 1694 1913">※ LS-DYNAコードを用いたSE解析における床スラブ端部のひずみ速度に基づき設定</p>	項目	数値	f'_{cd} : コンクリートの設計圧縮強度	32.86N/mm ²	コンクリートの設計基準強度	22.06N/mm ²	圧縮強度動的増倍率*	1.49	d : 有効せい		p_w : 引張鉄筋比		a/d : せん断スパン比	0.43	b_w : 腹部の幅		γ_b : 部材係数	1.3		
項目	数値																				
f'_{cd} : コンクリートの設計圧縮強度	32.86N/mm ²																				
コンクリートの設計基準強度	22.06N/mm ²																				
圧縮強度動的増倍率*	1.49																				
d : 有効せい																					
p_w : 引張鉄筋比																					
a/d : せん断スパン比	0.43																				
b_w : 腹部の幅																					
γ_b : 部材係数	1.3																				

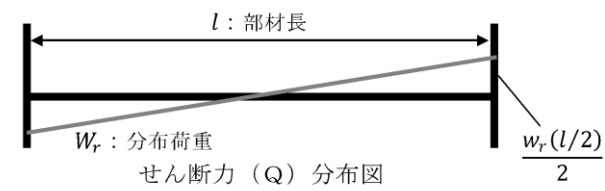
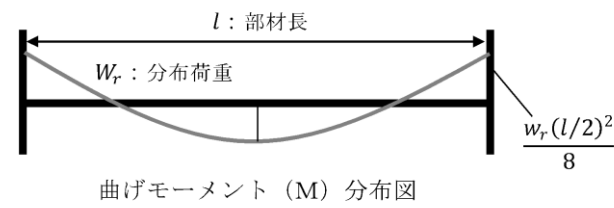
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>以上より、圧縮強度の動的増倍率は1.49となる。</p> <p>3. 算定結果</p> <p>ディープビームの設計せん断耐力V_{cdd}は、約6,078 kNとなり、終局面外せん断応力度として4.33 N/mm²となる。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添 3</p> <p style="text-align: center;"><u>SE発生時の面外せん断応力度の算定方法</u></p> <p>1. 面外せん断に対する検討範囲</p> <p>(1) 床スラブの検討範囲</p> <p>第1図にペDESTALの床スラブの形状寸法を示す。ペDESTALの床スラブは直径 6,172mm, 板厚 [] の円盤形状であり, SE時には圧力波の伝播による分布荷重を受ける。面外せん断に対する検討に際して, 分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について, 機械工学便覧の円板の応力計算式に基づき, 対象とする部材のせん断力 (Q) の最大値が生じている断面の曲げモーメント (M) 及びせん断力 (Q) によりせん断スパン比を確認した。第2図に曲げモーメント及びせん断力分布図を示す。せん断力の最大値が生じる断面はスラブ端部であり, 曲げモーメントとの関係を算定した結果, せん断スパン比が 1.0 以下であった。一般的にせん断スパン比が 1.0 以下である梁部材は, ディープビームと呼ばれており, 本検討では, コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] に示されるディープビームの設計せん断耐力式に適用し, 終局限界に対する構造健全性を確認する。</p> <p>前述のとおり, 東海第二発電所のペDESTALの床スラブは, 躯体の形状, 寸法及び応力状態より, せん断スパン比が小さい構造物である。本評価に用いる検討範囲及び検討用のせん断力については, 原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4601-2008 ((社) 日本電気協会, 2008) において, 主要な荷重が分布荷重又は多点荷重で, 材料非線形解析手法を用いて具体的な部材性能照査を行う場合の参考図書として記載されている原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル ((社) 土木学会, 1992) を用いて検討範囲及び検討用せん断力の設定を行った。</p> <p>第3図に床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念図を示す。検討断面の位置は側壁内側のスラブ端部からの距離 x に設定する。なお, 距離 x の上限値として有効せいの 1.5 倍, 下限値として断面せいの 1/2 倍と規定されているため, 本評価においては, 安全側に下限値となる断面せいの 1/2 倍である [] とし, 更に検討用のせん断力についても, スラブ端部から [] の位置のせん断力ではなく, 距離 x から部材端部までのせん断力分布の平均値を用いた値を検討用のせ</p>		<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し, 東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから, 構造の違いにより評価方法が異なる。</p>

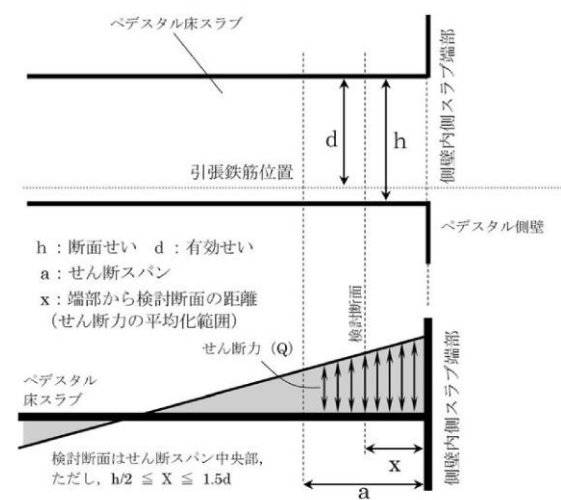
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考											
	<p>ん断力とした。第 4 図に、解析モデルにおける床スラブ検討範囲 (L S - D Y N A解析結果の評価におけるせん断力の抽出範囲) を示す。</p> <p>(2) 側壁の検討範囲</p> <p>第 5 図に側壁検討範囲を示す。ペDESTALの側壁は EL. 12.184mにて上部と下部の二階層に分けられている設計である。S E発生時の水張高さであるペDESTAL床面高さ 1mまでの側壁に直接動的荷重が加わることから、側壁の検討断面は上部、下部のそれぞれの水の接する高さの断面とした。</p> <p>2. 面外せん断応力度の算定</p> <p>面外せん断応力度の算定について、床スラブを例に説明する。なお、側壁についても床スラブと同様に面外せん断応力度を算定している。</p> <p>第 6 図にペDESTAL床スラブ端部の躯体形状の概念を示す。また、第 7 図に直交座標系応力成分を示す。床スラブ端部 1 列目の各要素のせん断力 (Q (1, 1) ~Q (1, j)) は、直交座標系における τ_{yz} 応力成分に相当するせん断応力度 ($\tau_{yz} (1, 1) \sim \tau_{yz} (1, j)$) を要素毎に取り出し、要素毎のせん断断面積 (A (1, 1) ~A (1, j)) をそれぞれ乗じることにより算定する。床スラブ端部の 1 列目の要素幅当たりの面外せん断応力度は、スラブの厚さ方向 (1~j 行目) の各要素のせん断力 (Q (1, 1) ~Q (1, j)) を合算した値 ($\sum_{i=1}^j Q_{(1, i)}$) に 1 列目のせん断断面積 ($\sum_{i=1}^j A_{(1, i)}$) で除して、スラブ端部 1 列目の面外せん断応力度 (τ_1) を算定する。したがって、k 列目の面外せん断応力度 (τ_k) は、$\tau_k = \sum_{i=1}^j Q_{(k, i)} / \sum_{i=1}^j A_{(k, i)}$ で表すことができる。次に、列毎の面外せん断応力度 ($\tau_1 \sim \tau_k$) に、それぞれの半径方向要素幅を乗じて合算した値を検討範囲の幅で除すことにより、検討範囲における面外せん断応力度を算定する。第 1 表に本手順により算定した S E発生時の面外せん断応力度を示す。</p> <p style="text-align: center;">第 1 表 S E発生時の面外せん断応力度</p> <table border="1" data-bbox="1056 1692 1644 1902"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価対象部位</th> <th>発生応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">側壁</td> <td>上部</td> <td>約 0.93 N/mm²</td> </tr> <tr> <td>下部</td> <td>約 0.77 N/mm²</td> </tr> <tr> <td colspan="2">床スラブ</td> <td>約 3.70 N/mm²</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象部位		発生応力度	側壁	上部	約 0.93 N/mm ²	下部	約 0.77 N/mm ²	床スラブ		約 3.70 N/mm ²		
評価対象部位		発生応力度												
側壁	上部	約 0.93 N/mm ²												
	下部	約 0.77 N/mm ²												
床スラブ		約 3.70 N/mm ²												



第1図 ペDESTALの床スラBの形状寸法



第2図 曲げモーメント及びせん断力分布の関係



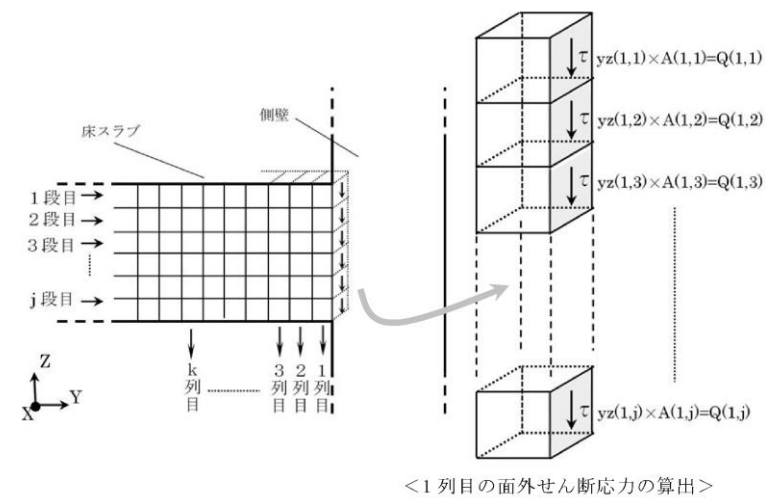
第3図 床スラBの形状及び発生するせん断力分布の概念



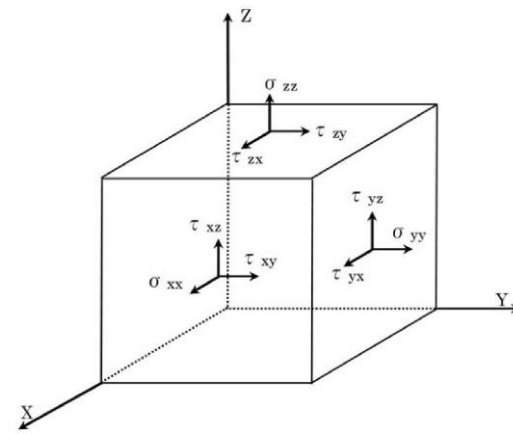
第4図 床スラブ部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲



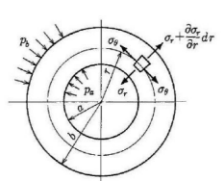
第5図 側壁部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲

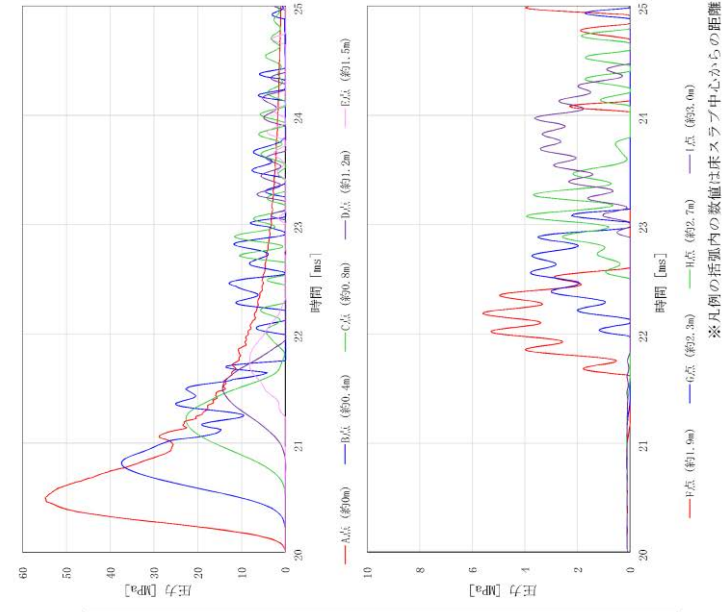


第6図 床スラブ端部躯体形状概念図



第7図 直交座標系応力成分

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添 4</p> <p style="text-align: center;"><u>ペDESTALに作用する圧力について</u></p> <p>1. ペDESTAL躯体に作用する圧力の分布</p> <p>水蒸気爆発は、溶融デブリが水中に落下し、融体が膜沸騰状態で分散混合することで粗混合領域が形成され、さらに、この粗混合領域においてトリガリングが発生することで、融体の細粒化、急速放熱に伴い圧力波が粗混合領域内を伝播し、この相互作用の結果、高圧領域（爆発源）が形成される事象である。ペDESTAL中心でSEが発生すると、高圧領域より生じた圧力波は、水中で減衰（距離減衰）しながら側壁の方向へ進行する。</p> <p>第1図及び第2図にLS-DYNA解析におけるペDESTAL躯体に作用する圧力の分布を示す。LS-DYNA解析では、床スラブには最高約55MPa、側壁には最高約4MPaの圧力が作用する。</p> <p>なお、LS-DYNAにおける爆発源の調整の結果、側壁及び床スラブの力積がSE解析コードJASMINの解析結果を包絡していることを確認している。（添付資料3.3.4別添）</p> <p>2. 手計算との発生応力の比較</p> <p>ペDESTAL躯体に作用する圧力より材料力学に基づく手計算手法を用いて求めたコンクリートの応力と、LS-DYNA解析におけるコンクリートの応力を比較した。</p> <p>第3図に手計算及び解析結果の応力比較を示す。下部側壁に作用する圧力の平均値（最高約2MPa）より機械工学便覧に示されている内圧を受ける円筒の弾性応力算定式にて求めた面外方向応力の平均値は最大約0.70N/mm²であり、解析結果の約0.77N/mm²と比較して両者はよく一致している。したがって、LS-DYNA解析では構造物の応答が適切に評価されている。</p> <div style="display: flex; align-items: flex-start;"> <div style="flex: 1;"> $\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1} P_a$ <p>ここで、</p> <p>k : b/a により計算した値</p> <p>R : r/a により計算した値</p> <p>a : 内半径 (mm) …3,086mm</p> <p>b : 外半径 (mm) … <input type="text"/></p> <p>r : 半径方向の座標 (mm) … <input type="text"/> (下部側壁の壁厚中心)</p> <p>P_a : 内圧 (MPa)</p> </div> <div style="flex: 1; text-align: center;">  <p>図6・9 内外圧を受ける円筒 (機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学)</p> </div> </div>		<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>



※凡例の括弧内の数値は床スラブ中心からの距離

第1図 床スラブに作用する圧力の分布

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1041 1024 1605 1625" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1199 443 1555 1016" style="text-align: center;"> <p>※凡例の括弧内の数値は床面からの高さ</p> </div> <div data-bbox="1656 789 1694 1209" style="text-align: center;"> <p>第2図 側壁に作用する圧力の分布</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1035 1045 1611 1661" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1210 457 1555 1045" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1647 703 1691 1318" style="text-align: center;"> <p>第3図 手計算及び解析結果の応力比較 (下部側壁)</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添 5</p> <p><u>SE後のコンクリートの残留ひび割れの影響 (参考)</u></p> <p>1. はじめに 東海第二発電所では、SEによって残留熱除去系及び代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバに大量のデブリが移行するような経路が形成されないことを確認するため、SEによってペDESTALの構造が終局状態に至らないことを評価し、RPV支持機能及びデブリ保持機能が維持されることを確認している。しかしながら、SEによって躯体に生じた残留ひび割れより、デブリの冷却水がペDESTALの外へ漏えいすることも考えられることから、デブリ冷却性の観点で残留ひび割れからの漏水影響を検討する。</p> <p>2. 残留ひび割れ幅の算定 (1) 算定方法 LS-DYNAコードによるSE解析終了時刻における鉄筋の軸方向の引張応力状態により、コンクリート標準示方書 [設計編] ((社) 土木学会, 2012)) (以下「コンクリート標準示方書 [設計編]」) という。) のひび割れ幅の算定式を用いてペDESTAL躯体の残留ひび割れ幅を算定する。 鉄筋コンクリート部材に曲げモーメントが作用した場合、曲げモーメントの増加と共にひび割れが発生し、その本数が増加することでひび割れ間隔が小さくなっていく。しかし、曲げモーメントがある程度以上大きくなると、新たなひび割れが発生しない状態となる。このとき、鉄筋コンクリートのひび割れ幅 (W_{cr}) は、一般的に (1) 式で表すことができ、鉄筋コンクリートのひび割れ間隔に、ひび割れ間のコンクリートと鉄筋のひずみ差を乗じた値として与えられることになる。 $W_{cr} = \int_0^{l_{cr}} (\varepsilon_s - \varepsilon_c) dx \cdots (1)$ ここで、 l_{cr} : ひび割れ間隔 $\varepsilon_s - \varepsilon_c$: 鉄筋とコンクリートのひずみ差 これを基に、コンクリート標準示方書 [設計編] では、鉄筋のかぶりや鋼材の表面形状等を考慮し、(2) 式のように示されている。</p>		<p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>

$$W_{cr} = 1.1k_1k_2k_3\{4c + 0.7(C_s - \emptyset)\}\left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd}\right) \cdots (2)$$

ここで、

k_1 : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数 (-)

k_2 : コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数で (3) 式による

$$k_2 = \frac{15}{f'_c + 20} + 0.7 \cdots (3)$$

f'_c : コンクリートの圧縮強度 (N/mm²)

k_3 : 引張鋼材の段数の影響を表す係数で (4) 式による

$$k_3 = \frac{5(n+2)}{7n+8} \cdots (4)$$

n : 引張鋼材の段数 (-)

c : かぶり (mm)

C_s : 鋼材の中心間隔 (mm)

\emptyset : 鋼材径 (mm)

σ_{se} : 鋼材位置のコンクリートの応力が 0 の状態からの鉄筋応力度の増加量 (N/mm²)

E_s : 鉄筋のヤング係数 (N/mm²)

ε'_{csd} : コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値 (-)

(1) 式及び (2) 式より SE によりベDESTAL 躯体に生じる残留ひび割れ幅 (W_{cr}) を算出する。

$$W_{cr} = l_{cr} \left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd} \right) \cdots (5)$$

各項目の数値を下表に示す。

項目	数値
k_1 : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数 (異形鉄筋)	1.0
f'_c : コンクリートの圧縮強度	22.06 N/mm ²
n : 引張鋼材の段数	
c : かぶり	
C_s : 鋼材の中心間隔	
\emptyset : 鋼材径	
E_s : 鉄筋のヤング係数	2.05×10^5 N/mm ²
ε'_{csd} : コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値	150×10^{-6}

(2) 算定結果

第 1 図に側壁部及び床スラブ部での残留ひび割れ幅を示

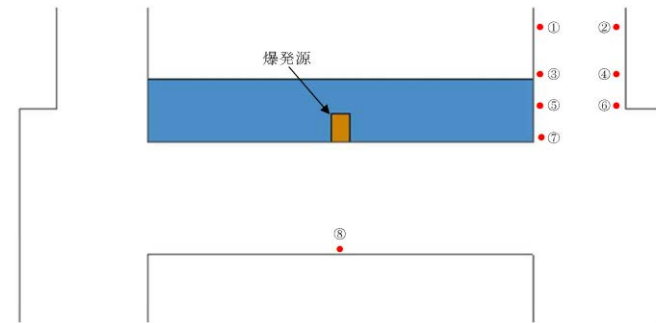
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>す。解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力状態に基づき算定した各鉄筋位置における残留ひび割れ幅の最大値は側壁部で約 0.05mm, 床スラブ部 (最下段鉄筋) で約 0.13mm である。</p> <p>3. SE後の残留ひび割れによる漏水影響の検討</p> <p>(1) ペDESTAL 躯体の応力状態を考慮した漏水影響の検討</p> <p>残留ひび割れによる漏水影響が表れやすいと考えられる床スラブを対象に, ペDESTAL 躯体の応力状態より漏水影響について検討する。</p> <p>第2図に鉄筋の応力-ひずみ関係を示す。解析終了時刻における床スラブ下端鉄筋の1段目の軸方向の引張ひずみは 200μ 程度である。これは, 鉄筋の応力-ひずみ関係で表現した場合, ほぼ初期状態に当たる長期許容応力度 ($195\text{N}/\text{mm}^2$) の $1/5$ に相当する応力レベルであり, 床スラブ下端側に作用する引張応力に対する強度は損なわれていない。</p> <p>第3図に床スラブ断面応力状態を示す。SE後にはデブリ自重等の荷重が作用した状態となることから, 構造的に床スラブ断面内では中立軸を境に鉄筋が配置される床スラブ下端側に引張応力が作用するが, 床スラブ上端側ではひび割れを閉鎖させる方向の圧縮応力が作用する。また, SE後においても, ペDESTAL (ドライウエル部) へ落下したデブリによって床スラブの上端側のコンクリートが加熱されることで, 圧縮応力が作用した状態となる。</p> <p>以上のことより, ペDESTAL 躯体の応力状態を考慮すると, 実機においてSE後の残留ひび割れが生じた場合においても, 漏水量は相当小さい値になると考えられる。</p> <p>(2) 既往の知見を踏まえた漏水影響の検討</p> <p>「コンクリートのひび割れ調査, 補修・補強指針—2009—」において, 建築物を対象とした漏水実験や実構造物における実態調査がまとめられている。この中で坂本他の検討^{*1}では, 10cm~26cm までの板厚による実験を行っており, 板厚が厚くなる方が漏水に対して有利であり, 26cm では漏水が生じるひび割れ幅は 0.2mm 以上であったと報告されている。これに対して, 実機ペDESTALの側壁 (厚さ: 上部 <input type="text"/>, 下部 <input type="text"/>) 及び床スラブ (厚さ: <input type="text"/>) は, 26cm 以上の板厚を有している。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>また、一般に、ひび割れ幅が 0.2mm 未満であれば、水質による目詰まりやひび割れ内部のコンクリートの水和反応による固形物の析出等により、漏水流量が時間とともに減少する^{※2}ことが分かっている。</p> <p>※1 コンクリート壁体のひびわれと漏水の関係について (その2) (日本建築学会大会学術講演便概集, 昭和55年9月)</p> <p>※2 沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果の確認実験 (コンクリート工学年次論文報告集, Vol.17, No.1 1995)</p> <p>(3) MCC I 影響抑制対策施工に伴う漏水影響の低減効果について MCC I 影響抑制対策であるコリウムシールドの設置に伴い、水密性確保の観点でペDESTAL 躯体とコリウムシールドの間を SUS 製ライナでライニングする計画としている。このため、デブリが落下した以降の状態においても、SUS 製ライナが残留ひび割れからの漏水影響低減に寄与すると考えられる。</p> <p>4. 残留ひび割れからの漏水を仮定したデブリ冷却性への影響評価 前述のとおり、ペDESTAL 躯体の応力状態や既往の知見等を考慮すると、実機において残留ひび割れから漏えいが発生した場合においても、漏水量は相当小さくなると考えられるが、ここでは残留ひび割れからの漏水を仮定した場合のデブリ冷却性への影響について定量的に検討する。</p> <p>(1) 漏水量の評価 漏水量は「コンクリートのひび割れ調査、補修・補強指針-2009-付：ひび割れの調査と補修・補強事例 (社団法人日本コンクリート工学協会)」における漏水量の算定式に基づき、残留ひび割れ幅に対する漏水量を評価する。なお、本評価における算定条件は漏水量を多く見積もる観点で保守的な設定とする。</p> <p>【漏水量算定式】</p> $Q = \frac{C_w \cdot L \cdot w^3 \cdot \Delta p}{12\nu \cdot t}$ <p>ここで、 Q : 漏水量 (mm³/s)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
	<p> C_w : 低減係数 (—) L : ひび割れ長さ (mm) w : ひび割れ幅 (mm) Δp : 作用圧力 (N/mm²) ν : 水の粘性係数 (Ns/mm²) t : 部材の厚さ (ひび割れ深さ) (mm) </p> <p>項目の数値を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="973 510 1679 1041"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>C_w : 低減係数^{*1}</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>L : ひび割れ長さ^{*2}</td> <td>上部側壁 : 112,000mm 下部側壁 : 27,000mm 床スラブ : 74,000mm</td> </tr> <tr> <td>w : ひび割れ幅^{*3}</td> <td>側壁 : 0.05mm 床スラブ : 0.13mm</td> </tr> <tr> <td>Δp : 作用圧力^{*4}</td> <td>0.25 N/mm²</td> </tr> <tr> <td>ν : 水の粘性係数^{*5}</td> <td>1.82×10^{-10} Ns/mm²</td> </tr> <tr> <td>t : 部材の厚さ (ひび割れ深さ)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p> ^{*1} 構造体の壁厚さ1mの実験結果 (「沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果実験」コンクリート工学年次論文報告集 vol.17 No.1 1995) に基づく値 ^{*2} コンクリート標準示方書 [設計編] の算定式にて評価したひび割れ間隔及びペDESTAL躯体寸法に基づき設定したひび割れ長さ ^{*3} L S - D Y N A 解析結果に基づき算定した床スラブ及び側壁の残留ひび割れ幅の最大値 ^{*4} デブリ全量落下後に人通用開口部高さまで水張りされた状態 (床面より約3m 高さ) での床スラブ上面での水頭圧, 及びR P V破損後のドライウェル・サブプレッション・チェンバ差圧を考慮した圧力 (側壁部の漏水量算定においても, 保守的に同じ作用圧力を適用) ^{*5} R P V破損後のサブプレッション・チェンバ温度に基づき 150℃の値を設定 </p> <p>(2) 漏水量の算定結果</p> <p>上記の条件にて求めた漏水量は, 側壁部で約 0.05m³/h, 床スラブで約 0.38m³/h となり, 合計約 0.43m³/h である。</p> <p>(3) 漏水量に対するデブリ冷却性への影響評価</p> <p>算定した床スラブ及び側壁の漏水量は合計で約 0.43m³/h であるが, これに対して格納容器下部注水系 (常設) にて 80m³/h のペDESTAL注水が可能である。したがって, 万が一 S E後のコンクリートの残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても, 漏水量を十分に上回る注水量を確保できることから, デブリ冷却性への影響はない。</p>	項目	数値	C_w : 低減係数 ^{*1}	0.01	L : ひび割れ長さ ^{*2}	上部側壁 : 112,000mm 下部側壁 : 27,000mm 床スラブ : 74,000mm	w : ひび割れ幅 ^{*3}	側壁 : 0.05mm 床スラブ : 0.13mm	Δp : 作用圧力 ^{*4}	0.25 N/mm ²	ν : 水の粘性係数 ^{*5}	1.82×10^{-10} Ns/mm ²	t : 部材の厚さ (ひび割れ深さ)			
項目	数値																
C_w : 低減係数 ^{*1}	0.01																
L : ひび割れ長さ ^{*2}	上部側壁 : 112,000mm 下部側壁 : 27,000mm 床スラブ : 74,000mm																
w : ひび割れ幅 ^{*3}	側壁 : 0.05mm 床スラブ : 0.13mm																
Δp : 作用圧力 ^{*4}	0.25 N/mm ²																
ν : 水の粘性係数 ^{*5}	1.82×10^{-10} Ns/mm ²																
t : 部材の厚さ (ひび割れ深さ)																	

5. まとめ

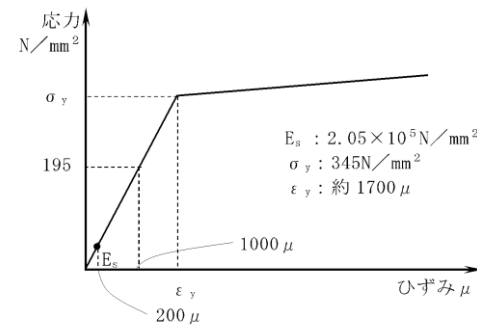
LS-DYNAコードの解析結果に基づきペDESTAL躯体に発生する残留ひび割れ幅は側壁部で約0.05mm, 床スラブ部で約0.13mmであることを評価した。これに対して, ペDESTAL躯体の応力状態, 既往の知見等を考慮すると残留ひび割れからの漏水量は相当小さくなると考えられる。さらに, 残留ひび割れからの漏水を仮定して保守的に評価した漏水量約0.43m³/hに対して, ペDESTALの床面に落下したデブリを冷却するための格納容器下部注水系(常設)は80m³/hで注水可能であることから, 万が一SE後の残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても, ペDESTALの床面に落下したデブリを十分に冷却することが可能である。



	要素番号	残留ひび割れ幅 [※]
①	B699530	約0.04 mm
②	B678799	約0.04 mm
③	B696183	約0.04 mm
④	B704282	約0.04 mm
⑤	B703078	約0.04 mm
⑥	B704112	約0.04 mm
⑦	B696021	約0.05 mm
⑧	B601447	約0.13 mm

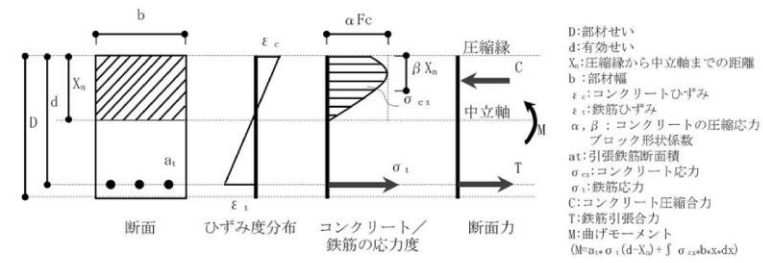
※ 解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力より算定

第1図 側壁部及び床スラブ部の鉄筋位置における残留ひび割れ幅



第2図 鉄筋の応力-ひずみ関係とSE後の鉄筋の応力レベル

(SD345 鉄筋)



第3図 床スラブ断面応力状態

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添 6</p> <p><u>ペDESTALの対策施工に伴う床スラブの強度維持について</u></p> <p>SEが発生した場合のLS-DYNAコードによるペDESTAL構造健全性評価では、ペDESTAL全体のコンクリートを一体としてモデル化している。一方で、実機では、MCCI対策であるスリット状排水流路の施工等のため、床スラブ上部の既存コンクリートを研り、スリット等を設置した上で再度コンクリートを打継ぐこととなる。そこで、コンクリート打継ぎに当たっては、コンクリートを研る前と同等の強度を維持することとする。</p> <p>ここでは、床スラブの強度維持の方針、必要鉄筋量の評価、施工の成立性及び施工による影響の有無について説明する。</p> <p>1. 床スラブの強度維持の方針</p> <p>対策後のペDESTAL概要図を第1図に示す。施工後においても、施工前と同等の強度を維持し、ペDESTAL全体のコンクリートを一体としてモデル化したLS-DYNAコードによるペDESTAL構造健全性評価を適用可能とするための必要な事項及び対応方針は、以下のとおりである(第2図)。</p> <p>① 必要事項:打継ぎコンクリートと既存コンクリート間は、 施工前と同様に荷重が伝達されること 対応方針:施工前と同様に荷重伝達するため、鉄筋を追加</p> <p>② 必要事項:打継ぎコンクリートの強度は、既存コンクリートと同等の強度を確保 対応方針:既存コンクリートと同等の設計基準強度を有するコンクリートを選定</p> <p>なお、実際の施工においては、コンクリートを打継ぎする際は境界面の打継処理をすることから、コンクリートの打継目にも一定程度の強度を有するものと考えられるが、「2. 必要鉄筋量の評価」では保守的にこの効果を考慮せず、必要な鉄筋量を評価することとする。</p> <p>2. 必要鉄筋量の評価</p> <p>施工後においても、施工前と同様に荷重を伝達する構造とするため、必要な鉄筋量を追加することとし、各種合成構造設計</p>		<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二はペDESTAL側壁及び床スラブは鉄筋コンクリート製ペDESTALであることから、構造の違いにより評価方法が異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>指針・同解説 ((社) 日本建築学会, 2010) (以下, 「合成指針」という。) 及び原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社) 日本建築学会, 2005) (以下, 「RC-N規準」という。) に基づき算定する。また, SE評価では終局状態に至らないことを確認しているため, コンクリート強度については短期許容応力度を考慮する。さらに, SE発生時においても施工前と同様の荷重伝達を達成する観点より, LS-DYNAを用いたSE評価に基づく, コンクリートの圧縮強度動的増倍率 (1.49 倍) (別添2 参照) を考慮した設計とする。なお, コンクリートは設計上, 圧縮力とせん断力を負担するが, 圧縮力については施工前後で水蒸気爆発時の荷重伝達の様態に変わりはないことから, せん断力を対象とした必要鉄筋量を評価する。</p> <p>2.1 鉛直方向鉄筋</p> <p>(1) 接着系アンカーのせん断耐力 (<input type="checkbox"/> 鉄筋)</p> <p>合成指針に基づき,</p> $q_a = \min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$ $q_{a1} = \varphi_1 \cdot s\sigma_{qa} \cdot sc^a$ $q_{a2} = \varphi_2 \cdot c\sigma_{qa} \cdot sc^a$ $q_{a3} = \varphi_2 \cdot c\sigma_t \cdot A_{qc}$ <p>ここで,</p> <p>q_a : 接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a1} : 接着系アンカーボルトのせん断強度により決まる場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a2} : 定着した躯体の支圧強度により決まる場合の接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a3} : 定着した躯体のコーン状破壊により決まる場合の接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>φ_1 : 低減係数で短期荷重用の 1.0 を用いる。</p> <p>φ_2 : 低減係数で短期荷重用の 2/3 を用いる。</p> <p>$s\sigma_{qa}$: 接着系アンカーボルトのせん断強度で, $s\sigma_{qa} = 0.7 \cdot s\sigma_y$ とする。</p> <p>$s\sigma_y$: 接着系アンカーボルトの規格降伏強度 = $345\text{N}/\text{mm}^2$</p> <p>sc^a : 接着系アンカーボルトの断面積</p> <p>$c\sigma_{qa}$: コンクリートの支圧強度で, $c\sigma_{qa} = 0.5\sqrt{F_{cd} \cdot E_c}$ とする。</p> <p>$c\sigma_t$: コーン状破壊に対するコンクリートの引張強度で, $c\sigma_t = 0.31\sqrt{F_{cd}}$ とする。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p> F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm² F_{cd} : 応力状態(短期)及び圧縮強度動的増倍率(1.49倍)を考慮したコンクリートの圧縮強度=$F_c \times 1.5 \times 1.49 \approx 49.30\text{N/mm}^2$ E_c : コンクリートのヤング係数=$2.2 \times 10^4\text{N/mm}^2$ A_{qc} : せん断力に対するコーン状は界面の有効投影面積で$A_{qc} = 0.5\pi c^2$とする。(第3図) C : へりあき寸法 </p> <p>以上より, $q_{a1} \approx 6.92 \times 10^4\text{N}$ $q_{a2} \approx 9.95 \times 10^4\text{N}$ $q_{a3} \approx 9.12 \times 10^4\text{N}$ よって, $q_a = \min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$であるため, せん断耐力$q_a$は$6.92 \times 10^4\text{N}$となる。</p> <p>(2) コンクリートの短期許容せん断応力度 RC-N規準に基づくコンクリートの短期許容応力度において, コンクリートの圧縮強度動的増倍率を考慮し, $f_s = 1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF$ かつ $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right)$ 以下 ここで, F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm² DIF : コンクリートの圧縮強度動的増倍率=1.49</p> <p>以上より, $1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF \approx 1.64\text{ N/mm}^2$ $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right) \approx 1.23\text{ N/mm}^2$</p> <p>よって, コンクリートの短期許容せん断応力度f_sは1.23N/mm^2となる。</p> <p>(3) 1m²あたりに必要な鉄筋本数 1m²当たりのコンクリートの許容せん断耐力f_{sa}は, $f_{sa} = f_s \cdot 1000^2 = 1.23 \times 10^6\text{N}$</p> <p>1m²あたりに配置する鉄筋の本数$n_a$は, $n_a = f_{sa} / q_a \approx 17.78$本</p> <p>以上より, 打継ぎコンクリート部 1m²当たり <input type="text"/> 鉄筋を 18本以上配置する。</p>		

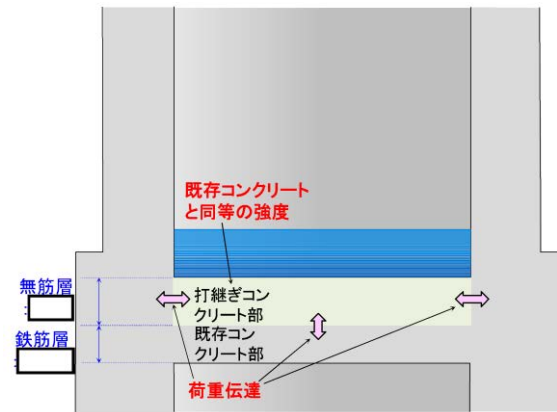
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2.2 水平方向鉄筋</p> <p>(1) 接着系アンカーのせん断耐力 (<input type="text"/> 鉄筋)</p> <p>合成指針に基づき,</p> $q_a = \min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$ $q_{a1} = \varphi_1 \cdot s\sigma_{qa} \cdot scA$ $q_{a2} = \varphi_2 \cdot c\sigma_{qa} \cdot scA$ $q_{a3} = \varphi_2 \cdot c\sigma_t \cdot A_{qc}$ <p>ここで,</p> <p>q_a : 接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a1} : 接着系アンカーボルトのせん断強度により決まる場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a2} : 定着した躯体の支圧強度により決まる場合の接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>q_{a3} : 定着した躯体のコーン状破壊により決まる場合の接着系アンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力 (N)</p> <p>φ_1 : 低減係数で短期荷重用の 1.0 を用いる。</p> <p>φ_2 : 低減係数で短期荷重用の 2/3 を用いる。</p> <p>$s\sigma_{qa}$: 接着系アンカーボルトのせん断強度で, $s\sigma_{qa} = 0.7 \cdot s\sigma_y$ とする。</p> <p>$s\sigma_y$: 接着系アンカーボルトの規格降伏強度 = 345N/mm²</p> <p>scA : 接着系アンカーボルトの断面積</p> <p>$c\sigma_{qa}$: コンクリートの支圧強度で, $c\sigma_{qa} = 0.5\sqrt{F_{cd} \cdot E_c}$ とする。</p> <p>$c\sigma_t$: コーン状破壊に対するコンクリートの引張強度で, $c\sigma_t = 0.31\sqrt{F_{cd}}$ とする。</p> <p>F_c : コンクリートの設計基準強度 = 22.06N/mm²</p> <p>F_{cd} : 応力状態 (短期) 及び圧縮強度動的増倍率 (1.49 倍) を考慮したコンクリートの圧縮強度 = $F_c \times 1.5 \times 1.49 \doteq 49.30\text{N/mm}^2$</p> <p>$E_c$: コンクリートのヤング係数 = $2.2 \times 10^4\text{N/mm}^2$</p> <p>$A_{qc}$: せん断力に対するコーン状は界面の有効投影面積で $A_{qc} = 0.5\pi c^2$ とする。(第 3 図)</p> <p>C : へりあき寸法</p> <p>以上より,</p> $q_{a1} \doteq 1.22 \times 10^5\text{N}$ $q_{a2} \doteq 1.76 \times 10^5\text{N}$ $q_{a3} \doteq 5.13 \times 10^4\text{N}$ <p>よって, $q_a = \min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$ であるため, せん断耐力 q_a は $5.13 \times 10^4\text{N}$ となる。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) コンクリートの短期許容せん断応力度</p> <p>RC-N規準に基づくコンクリートの短期許容応力度において、コンクリートの圧縮強度動的増倍率を考慮し、</p> $f_s = 1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF \text{ かつ } 1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right) \text{ 以下}$ <p>ここで、</p> <p>F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm² DIF : コンクリートの圧縮強度動的増倍率=1.49</p> <p>以上より、</p> $1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF \cong 1.64 \text{ N/mm}^2$ $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right) \cong 1.23 \text{ N/mm}^2$ <p>よって、コンクリートの短期許容せん断応力度f_sは1.23N/mm²となる。</p> <p>(3) 1m²あたりに必要な鉄筋本数</p> <p>1m²あたりのコンクリートの短期許容せん断耐力f_{sa}は、</p> $f_{sa} = f_s \cdot 1000^2 = 1.23 \times 10^6 \text{ N}$ <p>1m²あたりに配置する鉄筋の本数n_aは、</p> $n_a = f_{sa} / q_a \cong 23.98 \text{ 本}$ <p>以上より、打継ぎコンクリート部 1m²あたり <input type="text"/> 鉄筋を 24 本以上配置する。</p> <p>2.3 施工前後でのペDESTAL構造の比較</p> <p>上記で評価した必要鉄筋量を追加した場合のペDESTAL構造を、施工前と比較して第4図に示す。</p> <p>鉛直方向鉄筋及び水平方向鉄筋の追加により、施工前と同様に荷重伝達が可能となる。また、既存コンクリートと同等の設計基準強度を有する打継ぎコンクリートを使用することで、打継ぎコンクリート部は施工前と同等の強度が確保される。なお、形状保持筋については、床スラブの強度維持ではなく、打継ぎコンクリート部の形状を保持するために追加する。</p> <p>2.4 SE評価で設定した終局面外せん断応力度への影響</p> <p>SE評価では、ペDESTALの床スラブの形状を考慮して、コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] に示されるディープ</p>		

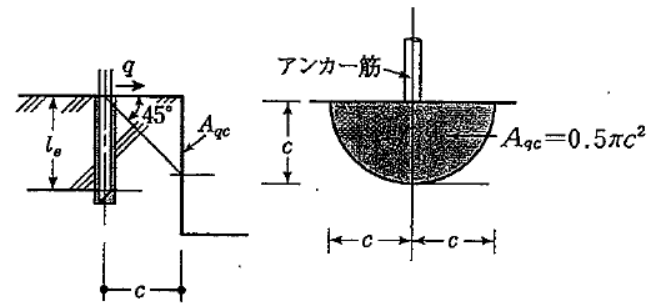
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>ビームの設計せん断耐力式を適用した、終局面外せん断応力度を判断基準として設定している (別添2 参照)。</p> <p>第5 図に示すとおり、ディープビームの設計せん断耐力式は、部材の高さと引張側主筋との関係より、部材上面に作用する荷重の載荷点と支点を結ぶタイドアーチ的な耐荷機構 (圧縮ストラット) により、せん断力に抵抗する考え方で定められている。ここで、鉛直方向鉄筋を追加することにより、施工前の一体打設コンクリートと同様に、既設コンクリートと打継ぎコンクリートの荷重伝達を行えること、さらに、水平方向鉄筋は、施工前と同等の強度を維持するために追加するが、ディープビームの設計せん断耐力式において関係しないことから、ペDESTALの対策施工後においても、SE 評価で用いた床スラブの終局面外せん断応力度に変更はない。</p> <p>3. 施工の成立性</p> <p>①鉛直鉄筋 () の埋込長は、床スラブの既設鉄筋深さまで到達しないことから、鉛直鉄筋の削孔は可能である。また、ペDESTAL側壁の既設鉄筋の最小ピッチは mm 程度であり、床スラブ端部に追加する水平方向鉄筋 () の削孔径より十分大きいため、削孔は可能である。</p> <p>②ペDESTALに鉄筋用の削孔をする際は、ハンマードリルで穴を開ける。ハンマードリルは鉄筋を切断しないため、鉄筋の誤切断を回避可能である。</p> <p>③ペDESTAL側壁については、既設鉄筋ピッチを確認するため、一部は表面の鉄筋まで研り出し、既設鉄筋位置を目視にて確認して削孔位置を決める。</p> <p>④鉄筋の施工管理として、削孔後の穴を清掃し異物を除去する。その後掘削深さを確認し、規定範囲であることを確認する。規定の深さまで削孔出来なかった穴が存在する場合は、規定範囲の穴と識別表示する。</p> <p>⑤使用する接着材 (セメント系アンカー) の施工手順に基づいて注入し、所定の長さまで鉄筋を挿入する。</p> <p>⑦接着材 (セメント系アンカー) が固まった後、穴をコンクリートで埋め戻す。</p> <p>以上のとおり、既存のコンクリートに鉄筋を追加するための削孔は可能であり、工事の内容は一般建築の耐震補強で広く用いられているものであるため、施工の成立性に問題はない。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>4. 削孔箇所の強度</p> <p>床スラブへの鉄筋追加に伴い、既存コンクリートを削孔することになるが、削孔部には耐環境性に優れ、コンクリートよりも付着強度や圧縮強度に優れた接着材や、コンクリートよりも強度・剛性の高い鉄筋を埋め込み、その上でコンクリートを充てんする。この接合部の引張強度は、鉄筋の降伏点以上の強度が得られることから、削孔箇所は施工前と同等以上の強度が確保される。</p> <p>また、接着材としては、耐放射線に優れる無機系（セメント）であり、かつ、200℃においても強度に影響ないものを使用する。また、鉄筋についても放射線影響及び 200℃における強度低下はなく、シビアアクシデント時に施工箇所の強度が低下することはない。</p> <p>以上より、施工による構造強度への悪影響はなく、既存の耐震評価への影響もない。</p> <p>5. まとめ</p> <p>MCC I 対策として床スラブのコンクリートを研り、打継ぐ際、鉄筋を追加すること等により、施工前と同等の強度を維持するため、施工後においてもペDESTAL 全体のコンクリートを一体としてモデル化した LS-DYNA コードによるペDESTAL 構造健全性評価を適用可能である。また、鉄筋の追加等により床スラブの強度は施工前と同等以上になるため、施工前の床スラブ全体の終局面外せん断応力度 ($4.33\text{N}/\text{mm}^2$) は施工後においても確保される。</p> <p>また、既設鉄筋の配置を考慮しても、鉄筋追加のための削孔等の施工は可能である。さらに、削孔箇所は施工前と同等以上の強度が確保され、シビアアクシデント時に強度が低下することはない。</p>		

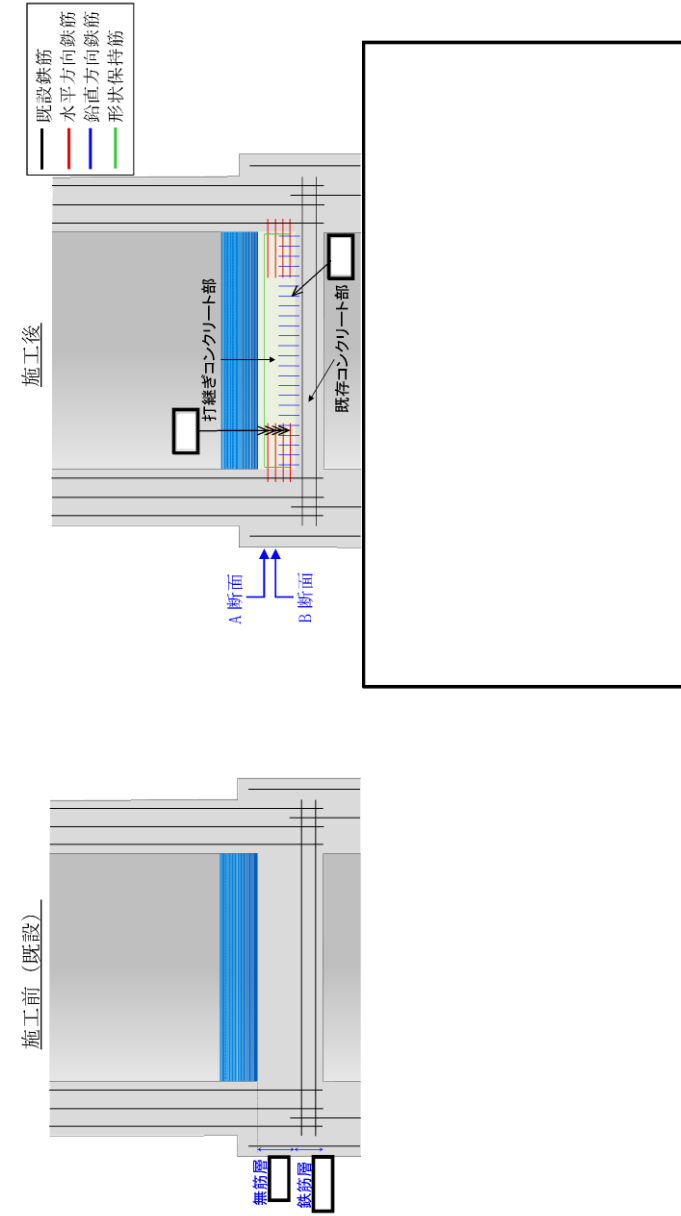
第1図 対策後のペDESTAL概要図



第2図 ペDESTALでの荷重伝達

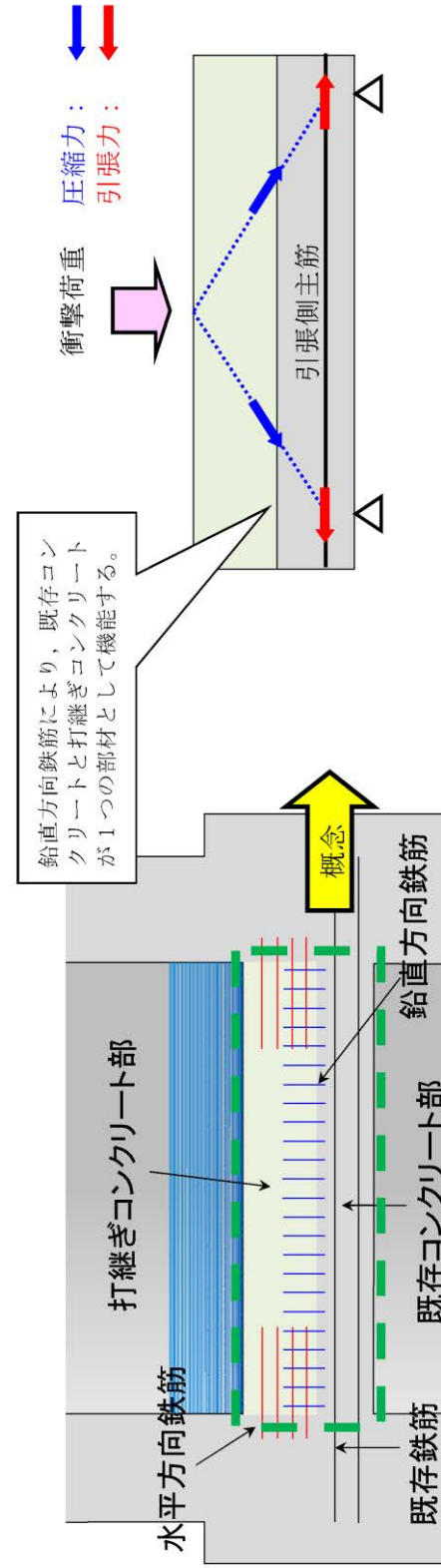


第3図 側面の有効投影面積



※今後の設計進捗により、詳細については安全裕度を低下させない範囲で変更となる可能性がある。

第4図 施工前後でのペデスタル構造の比較



第5図 ディープビーム構造におけるせん断耐力の概念

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.3</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉格納容器下部</u>への水張り実施の適切性</p> <p>炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、<u>格納容器</u>の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、<u>格納容器下部ドライウエル</u>への溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による急激な水蒸気発生に伴う<u>格納容器内</u>圧力の急激な上昇（以下「圧カスパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。</p> <p>1. <u>格納容器下部ドライウエル</u>への水張りの FCI に対する影響 FCI として生じる主な現象は、圧カスパイクである。 圧カスパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、水蒸気発生量が低下することで、ピークが低くなる可能性がある一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなることで、ピークが高くなる可能性もある。</p> <p>なお、FCI として生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられるが、水蒸気爆発については、UO₂主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。^[1- 4]</p>		<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.3</p> <p style="text-align: center;"><u>ペDESTAL</u>への水張り実施の適切性</p> <p>炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、<u>原子炉格納容器</u>の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、<u>ペDESTAL</u>への溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による急激な水蒸気発生に伴う<u>原子炉格納容器内</u>圧力の急激な上昇（以下「圧カスパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。</p> <p>1. <u>ペDESTAL</u>への水張りの FCI に対する影響 FCI として生じる主な現象は、圧カスパイクである。 圧カスパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、水蒸気発生量が低下することで、ピークが低くなる可能性がある一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなることで、ピークが高くなる可能性もある。</p> <p>なお、FCI として生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられるが、水蒸気爆発については、UO₂主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認して</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。^[2, 5, 6] これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。</p> <p>2. <u>格納容器下部ドライウエルへの水張りの MCCI に対する影響</u> <u>格納容器下部ドライウエルへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見^[7-16]からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。</u></p> <p>一方、初期水張りを実施することで、溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却（デブリクエンチ）に期待できる。^[5, 6, 17]</p> <p>3. 初期水張りの水位について</p> <p>(1) 水位の設定</p> <p>1. 及び 2. に示したとおり、初期水張りの水位は、FCI の水蒸気爆発による<u>格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCI による格納容器への影響の観点では高い方が良い。ABWR においては、従来の炉型に比較して格納容器下部ドライウエルの床面積が広い</u>ため、<u>溶融炉心が拡がった際に溶融炉心上面からの除熱に寄与する面積が大きく、また、溶融炉心が格納容器下部に落下した際の堆積高さが低い</u>ため、MCCI が緩和され易いという特徴がある。</p> <p>以上を踏まえ、<u>6号及び7号炉</u>においては、FCI の圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI 緩和のための溶融炉心の粒子化の効果に期待でき、さらに FCI の水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることが</p>		<p>いる。^[1-4]また、水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。^[2, 5, 6] これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。</p> <p>2. <u>ペDESTALへの水張りのMCCIに対する影響</u> <u>ペDESTALへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見^[7-16]からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。</u></p> <p>一方、初期水張りを実施することで、溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却（デブリクエンチ）に期待できる。^[5, 6, 17]</p> <p>3. 初期水張りの水位について</p> <p>(1) 水位の設定</p> <p>1. 及び 2. に示した通り、初期水張りの水位は、FCI の水蒸気爆発による<u>原子炉格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCI による原子炉格納容器への影響の観点では高い方が良い。なお、添付資料 3.3.1「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理」で確認したように、水蒸気爆発が発生する可能性は小さいものと考えられるのに</u>対し、<u>ペDESTALに溶融炉心が落下するとMCCIは発生するため、MCCIの影響緩和を考慮する必要があるが、島根2号炉のペDESTAL床面には、溶融炉心に対して耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールドを設置しているため、MCCIによるペDESTAL下部のコンクリート侵食を抑制できる</u>という特徴がある。</p> <p>以上を踏まえ、<u>島根2号炉</u>においては、FCI の圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI 緩和のための溶融炉心の粒子化の効果に期待でき、さらに FCI の水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑え</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉では、ペDESTAL における MCCI の影響抑制にコリウムシールドを期待している。</p>

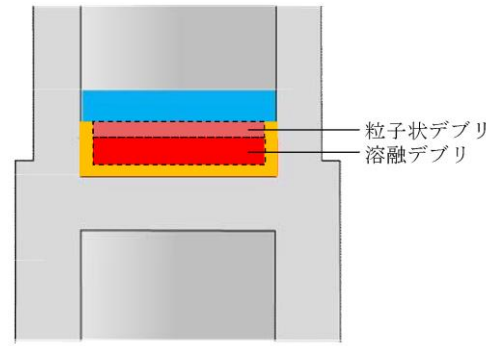
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>できる水位として、初期水張り水位を <u>2m</u> に設定している。初期水張り水位 <u>2m</u> における FCI, MCCI の影響や、水張りの実施可能性については、FCI, MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。</p> <p>(2) 水位の設定根拠</p> <p>a. FCI の影響の観点</p> <p>1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮に FCI による水蒸気爆発の発生を前提とした場合、<u>格納容器下部ドライウエルの水位</u>について、水位が高い方が溶融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い<u>格納容器下部ドライウエル</u>に与えられる荷重は大きくなる。このことから、<u>格納容器下部ドライウエルの水深が 2m より深い場合の影響</u>を評価し、問題がないことを確認している。この詳細は 4. に示す。</p> <p>b. MCCI の影響の観点</p> <p><u>初期水張りの水深に応じて溶融炉心の一部が水中で粒子化し、急速冷却されることを考慮した上で、粒子化しなかった溶融炉心によって形成される連続層の高さを評価し、この連続層の冷却性の観点から、初期水張りの水深の妥当性を確認した。評価条件を以下に示す。なお、本評価はコリウムシールド設置前の格納容器下部床面積 (約 88m²) に基づき評価を行っている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>溶融炉心の水中での粒子化割合の評価には、MAAP コードにも用いられている Ricou- Spalding 相関式^[18]を用いた。</u> ・<u>原子炉圧力容器の破損形態は制御棒駆動機構ハウジング 1 本の逸出を想定し、溶融物流出に伴う破損口の拡大を考慮した溶融炉心流出質量速度とした。</u> ・<u>粒子化した溶融炉心が連続層の上部に堆積した状態である、粒子状ベッドの冷却性については、Lipinski 0-D モデルを使用して評価している。粒子状ベッドのドライアウト熱流束と堆積したコリウムが床に均一に拡がったと仮定した場合の崩壊熱除去に必要な熱流束 (図 1 参照)</u> 		<p>ることができる水位として、初期水張り水位を <u>2.4m (コリウムシールド上面からの水位)</u> に設定している。初期水張り水位 <u>2.4m</u> における FCI, MCCI の影響や、水張りの実施可能性については、FCI, MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。</p> <p>(2) 水位の設定根拠</p> <p>a. FCI の影響の観点</p> <p>1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮に FCI による水蒸気爆発の発生を前提とした場合、<u>ペDESTALの水位</u>について、水位が高い方が溶融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い<u>ペDESTAL</u>に与えられる荷重は大きくなる。このことから、<u>ペDESTALの水深が 2.4m より深い場合の影響</u>を評価し、問題がないことを確認している。この詳細は 4. に示す。</p> <p>b. MCCI の影響の観点</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 では、ハードクラストが形成され、水がコリウム内に全く浸入しない条件でのデブリの連続層高さを目安に、初期水張り水深を決定している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>を比較すると、粒子状ベッドのドライアウト熱流束(0.8MW/m²以上)は崩壊熱除去に必要な熱流束(全炉心落下で約0.36MW/m²)よりも十分に大きく、粒子状ベッドの冷却可能性は極めて高いことから、連続層から水への崩壊熱除去を妨げないものとした。</u></p> <p><u>・落下した熔融炉心は格納容器下部床上を拡がると考えられるが、これまでの実験データを元にした解析^[19]によると、有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWR(ペDESTAL半径約5.3m)で床上に水がある場合でも、床全面に熔融物が拡がること示されていることから、熔融炉心の拡がり面積を格納容器下部床全面とした。</u></p> <p><u>また、初期水張りの水位を決定する上での設定目安は以下のとおりとした。</u></p> <p><u>・連続層が安定クラストとなり、水が連続層内に浸入せず、連続層の熱伝導が除熱の律速条件になると仮定して評価したところ、連続層厚さ15cmまでは、連続層が安定クラスト化していても連続層上面からの除熱によってコンクリートを分解温度以下に維持できる(MCCIの進展を防止可能)という結果(図2参照)が得られたため、連続層厚さが15cmとなる水深を初期水張りの設定目安とした。</u></p> <p><u>上記の評価条件を元に、水張り水深と熔融炉心落下量をパラメータとして、連続層堆積高さを評価した。評価結果を図3に示す。</u></p> <p><u>評価結果を上記の初期水張りの水位の設定目安に照らすと、初期水張りの水位が2m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心70%であれば連続層の高さを15cm以下にすることができ、初期水張りの水位が3m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心100%の場合でも連続層の高さが15cm以下になることを確認した。</u></p> <p><u>以上の結果を考慮し、手順上、初期水張りの水位は2mとしている。コリウムシールドの設置により格納容器下部の面積が小さくなっていること及び有効性評価では、熔融炉心が全量落下するものとして評価していることにより上記の評価結</u></p>			

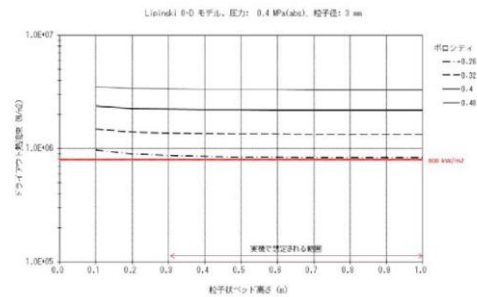
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>果より厳しくなる可能性があるものの、落下割合には不確かさがあることや溶融炉心落下後には崩壊熱相当の注水を実施する手順としていること及び実機スケールではクラストへの水の浸入に期待できるという知見を踏まえ、初期水張りの水位を2mとしている。また、2mの初期水張りは、事象発生から溶融炉心落下までの時間余裕の中で十分に対応可能な操作である。</p>	<p>【比較のため、「添付資料3.2.14」の一部を記載】</p> <p>2. 評価対象事故シーケンス</p> <p>R P V破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして、過渡事象時に注水機能が喪失する事象(以下「過渡事象」という。)を選定している。ここでは、有効性評価のベースケースとなる過渡事象について、デブリの冠水状態の評価を実施する。</p> <p>また、起因事象をLOCAとした場合には事象進展が異なることから、R P V破損時間が早くなる大破断LOCA時に注水機能が喪失する事象(以下「LOCA事象」という。)についても、同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。</p> <p>3. デブリ冠水評価</p> <p>デブリの堆積形状を第1図に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式(1)で評価する。</p> $H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$	<p>原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、ペDESTALに溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保することによって、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性の向上が期待される。</p> <p>島根原子力発電所2号炉では、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、全炉心に相当する量が溶融炉心としてペDESTALに落下し、落下した溶融炉心はペDESTALに一樣に拡がるものとしており、この場合の堆積高さは約1mとなる。しかしながら、デブリの堆積高さには不確かさがあると考えられることから、この不確かさを考慮した場合におけるデブリの冠水に関する評価を実施し、初期水張りの水深の妥当性を確認した。</p> <p>(a) デブリの堆積高さ</p> <p>デブリの堆積形状を図1に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式(1)で評価する。</p> $H_{debri} = H_0 \times (1 - \phi_{ent}) + H_s + H_0 \times \phi_{ent} \div (1 - P) \quad \text{式(1)}$ <p>ここで、</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、冷却材プールにデブリが落下した際の粒子化によるデブリ堆積高さへの影響を踏まえた上で、初期水張り水深の妥当性を確認している。</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>LOCA 事象の場合、LOCA ブローダウン流量によるペDESTALへの水の流入が考えられることから、島根2号炉はLOCA 事象の場合の評価を実施していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>V_m : 溶融物体積[約 36m³]</p> <p>V_s : ペDESTAL内構造物体積[約 4m³] (別添 1 参照)</p> <p>Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式に基づく粒子化割合[0.173] (別添 2 参照)</p> <p>P : ポロシティ[0.5] 既往実験の知見から保守的に設定 (別添 3 参照)</p> <p>S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08m²]</p> <p>また、粒子化したデブリの間に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。ここで、デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。</p> $H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$ <p>H_{pool} : 水プール初期水深[1m]</p> <p>S_f : コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積 [約 29.92m²]</p> <p>式(1)からデブリ堆積高さ H_{debr} は約 1.71m となる。また、式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69m となる。</p> <p>解析コードMAAPを用いた有効性評価の結果(デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW/m² (圧力依存性あり) と設定)から、RPV破損によるデブリ落下からペDESTAL注水開始までの7分間におけるペDESTAL水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m、LOCA事象の場合は約 0.44m であり、デブリの冠水は維持される。なお、RPV破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 21 分間、LOCA事象の場合で約 15 分間であることから、ペDESTAL注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>H_0 : 初期デブリ高さ[1.039m]</p> <p>H_s : ペDESTAL内構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m]</p> <p>Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式^[18]に基づく粒子化割合 (0.38)</p> <p>P : ポロシティ[0.5] PULiMS実験の知見 (0.29~0.37) 及びMAAPコード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲 (0.26~0.48) から保守的に設定</p> <p>式(1)からデブリ堆積高さは、約 1.6m となる。</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、「(c) 溶融炉心の冠水評価」に記載。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p>

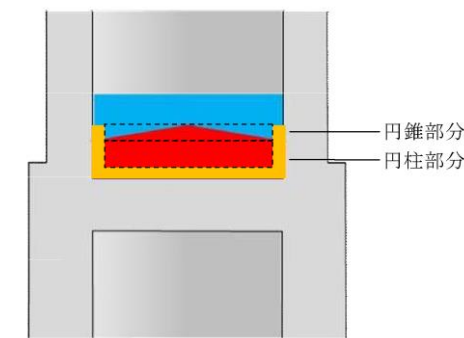
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>【比較のため、「添付資料 3. 2. 14」の一部を記載】</p> <p>5. <u>デブリ堆積形状の不確かさ評価 (別添 4 参照)</u> <u>水プール水位に対してデブリ落下量が多く粒子化割合が小さいことから、落下したデブリは均一に堆積すると考えられる。</u> <u>ここでは、デブリが均一に堆積しない場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する (第 3 図)。</u> <u>PUL i MS 実験において確認されたデブリ堆積高さ</u>と<u>拡がり距離のアスペクト比を適用してデブリ堆積形状を山状と想定し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなり、露出までの水深が低くなる場合の評価を実施した結果、水プール水位は約 0.56m となった。</u><u>水プールとの接触面積増加の影響を考慮した場合における水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.32m、L O C A 事象の場合は約 0.41m であり、デブリの冠水が維持されることを確認した。</u></p> <p>【ここまで】</p> <p>6. <u>機器ドレンサンプが溶融しない場合の不確かさ評価 (別添 5 参照)</u> <u>ペDESTAL 内に設置された機器ドレンサンプは、デブリ落下時には溶融しデブリに取り込まれることで溶融デブリとして堆積すると考えられる。</u><u>ここでは、機器ドレンサンプが溶融しないと仮定した場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する。</u> <u>新設する機器ドレンサンプの体積を既設と同等として評価した結果、水プール水位は約 0.58m となった。</u><u>水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m、L O C A 事象の場合は約 0.44m であり、デブリの冠水が維持されることを確認した。</u></p> <p>7. <u>まとめ</u> <u>以上の評価から、過渡事象及びL O C A 事象いずれにおいても、R P V 破損から 7 分の間において、デブリの冠水状態が維持されることを確認した。</u></p>	<p>(b) <u>デブリ堆積形状の不確かさ評価</u> <u>デブリが均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。</u></p> <p>P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さ<u>と拡がり距離のアスペクト比を適用し、デブリ堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。</u></p>	<p>・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、コリウムシールドによる MCCI 抑制に期待しており、また初期水張りの開始から溶融炉心が落下する時点までには十分な時間余裕があることから、水位が低い場合を仮定した評価は実施していない。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p>



第1図 デブリ堆積形状



第2図 粒子状ベッド高さ とドライアウト熱流束の関係



第3図 デブリ堆積形状 (不確かさ考慮)

【ここまで】

【比較のため、「添付資料 3.2.14 別添4」を記載】

3. デブリの拡がりに関する不確かさ評価

これまでの知見によれば、熔融物は床全面に拡がると想定され、粒子状ベッドについても短期間で均一化される。よって、デブリの拡がりに関する不確かさはなく、コリウムシールド高さ等の設計は、均一化されていることを前提としたもので問題ないと考えているが、デブリの堆積高さに対して厳しい評価を実施し影響を確認する観点から、PUL iMS実験において確認されたデブリ堆積高さ と拡がり距離のアスペクト比を適用し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価

・記載箇所の相違
【東海第二】
島根2号炉は、図1に記載。

・評価方針の相違
【柏崎6/7】

・記載箇所の相違
【東海第二】
島根2号炉は、図2に記載。

を行う。PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融物と粒子状デブリベッドを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。

(1) アスペクト比

PULiMS実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている(第2図, 第2表)。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティやペダスタル内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

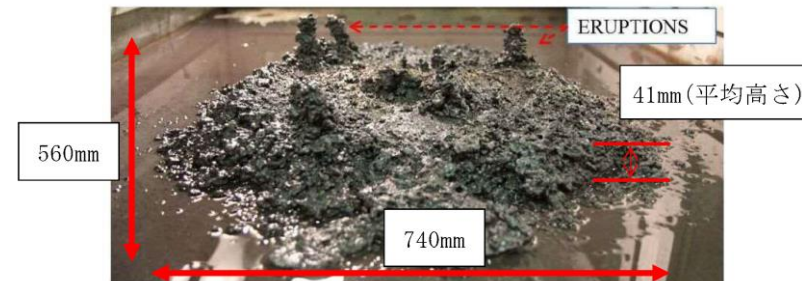
第2表 PULiMS実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{fluc} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

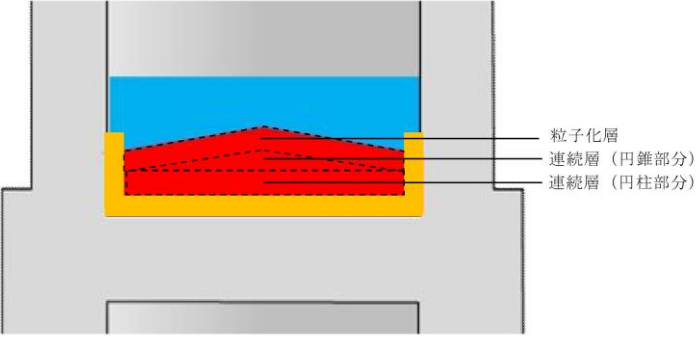
Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x × y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x × y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210



第2図 PULiMS実験結果 (E4)

・記載箇所の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) 堆積高さ評価</p> <p>デブリ堆積高さの評価でのベースケース※(添付資料 3.2.16 参照)の堆積高さに対してアスペクト比を考慮した場合のデブリの堆積形状として、第3図のように連続層については円柱上に円錐が堆積した形状とし、その上に粒子化層が一様に堆積する形状を仮定する。</p> <p>連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であることから、コリウムシールド厚さを考慮したペDESTAL直径5.872mにアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約0.37mとなる。円柱部分については、連続層デブリのうち円錐部分の体積を除いたものとなるため、堆積高さは約1.09mとなる。</p> <p>粒子化層については、連続層の上に一様に堆積すると仮定するため、堆積高さは約0.36mとなる。</p> <p>以上から、デブリの堆積高さは、連続層と粒子化層の体積高さの合計となることから、約1.81mとなる。</p> <p>※ 炉外溶融物体積：3m³，ポロシティ：0.35を設定</p>  <p>第3図 デブリ堆積形状 (アスペクト比考慮)</p> <p>(3) デブリの冠水維持に対する評価</p> <p>粒子化割合0.173のデブリ量に対してポロシティ0.35で全ての間隙に浸水していると仮定した場合、円錐部分の頂部から水面までの水深は約0.56mである。また、円錐状に堆積することで水プールとの接触面積が増え、蒸発量が増加するが、一様に堆積した場合の水プールとの接触面積からの増加割合は1%未満であり、蒸発量に対して有意な影響を与えない。有効性評価のMAAP結果に基づく、RPV破損によるデブリ落下から格納容器下部注水までの期間における水位低下量は、過渡事象の</p>	<p>b. (a)の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合のデブリの堆積形状として、図2のように、連続層については、円柱状に堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS試験で得られた1:14を想定する*。これを元に初期水張り2.4mにおける堆積高さを計算した結果、堆積高さは約1.9mとなる。計算方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であることから、ペDESTAL径5.745mにアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約0.42mとなる。 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものとして求める。 ・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。 ・デブリ堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。 <p>なお、デブリ堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加によるペDESTAL水位変化への影響は小さく、デブリ露出までの時間への影響は小さい。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>場合は約 0.31m, LOCA事象の場合は約 0.40m であり, 蒸発量の増加として保守的に 1%を見込んだ場合でも, 水位低下量は, 過渡事象の場合は約 0.32m, LOCA事象の場合は約 0.41m となるため, デブリの冠水は維持される。</p> <p>【ここまで】</p> <p>【比較のため, 「添付資料 3.2.14 別添 4」の一部を再掲】</p> <p>(1) アスペクト比</p> <p>PULiMS実験のうち, 溶融物量が比較的大きいE4実験において, 平均堆積高さ 41mm に対して, 拡がり距離は 740mm×560mm となっている (第2図, 第2表)。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており, <u>おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては, ポロシティやペDESTAL内構造物量等の保守的な設定をしているため, 不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては, 実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。</u></p> <p>【ここまで】</p> <p>【比較のため, 「添付資料 3.2.14」の一部を再掲】</p> <p>また, 粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため, デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。ここで, <u>デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。</u></p> $H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$ <p>H_{pool} : 水プール初期水深 [1m] S_f : <u>コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積 [約 29.92m²]</u></p>	<p>※PULiMS実験のうち, 溶融物量が比較的大きいE4実験において, 平均堆積高さ 41mm に対して, 拡がり距離は 740mm×560mm となっている (表1, 図3)。アスペクト比としては 1:18~1:14 となっており, <u>デブリ堆積高さの評価としては, 保守的に, 1:14 を適用し評価を行う。</u></p> <p><u>PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり, 連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての体積高さに関する知見として適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体を 1:14 とするため, 本評価では円柱状に堆積した連続層の上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。</u></p> <p>(c) デブリ冠水評価</p> <p>粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため, デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式 (2) で評価する。</p> $H_{pool-ent} = H_{pool} - (H_0 \times \phi_{ent} \div (1-P) \times P) \quad \text{式 (2)}$ <p>ここで, H_{pool} : 水プール初期水深 [2.4m] H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m] Φ_{ent} : <u>Ricou-Spalding 関連式に基づく粒子化割合 (0.38)</u> P : <u>ポロシティ [0.5]</u></p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 冠水評価の観点からデブリ堆積高さを保守的に評価している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉について、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、コリウムシールド設置後の格納容器下部の面積がより小さくなる6号炉の設計をもとにした格納容器下部の床面積においてMCCIによる侵食量の評価を行っている。</u>また、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2mとした場合について、<u>熔融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない800kW/m²一定とした場合であっても、MCCIによる侵食量は数cm(床面約9cm、壁面約8cm)であり、初期水張りが遅れた場合を想定し、初期水張りの水位を1mとした場合であってもMCCIによる侵食量は数cm(床面約12cm、壁面約11cm)に留まることを確認していることから、現状の初期水張りの水位の設定に問題はないものとする。</u>感度解析の結果を図4に示す。</p>	<p>式(1)からデブリ堆積高さ H_{debris} は約 1.71m となる。また、式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69m となる。</p> <p>解析コードMAAPを用いた有効性評価の結果(デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW/m^2 (圧力依存性あり)と設定)から、<u>RPV破損によるデブリ落下からペDESTAL注水開始までの7分間におけるペDESTAL水位低下量は、<u>過渡事象の場合</u>は約0.34m、<u>LOCA事象の場合</u>は約0.44mであり、<u>デブリの冠水は維持される。</u>なお、<u>RPV破損時点からデブリ露出までの時間は、<u>過渡事象の場合</u>で約21分間、<u>LOCA事象の場合</u>で約15分間であることから、ペDESTAL注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。</u></u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 2.005m となる。</p> <p>MAAPコードを用いた有効性評価の結果(デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW/m^2 (圧力依存性あり)と設定)から、<u>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL注水が実施されず、<u>デブリ露出*までの時間は、<u>過渡起因事象の場合</u>で約1.4時間、<u>LOCA起因事象の場合</u>で約0.58時間であること</u>から、<u>粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深条件であって、ペDESTAL注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能であることを確認した。</u></u></p> <p>また、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2.4mとした場合について、<u>熔融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない800kW/m²一定とした場合であっても、MCCIによる侵食量は数cm(800kW/m²(圧力依存あり)の場合、<u>床面0cm、壁面約4cmであるのに対し、800kW/m²(一定)の場合、<u>床面0cm、壁面約13cm)に留まることを確認していることから、現状の初期水張りの水位の設定に問題はないものとする。</u>感度解析の結果を図4に示す。</u></u></p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】</p> <p>LOCA 事象の場合、LOCA ブローダウン流量によるペDESTALへの水の流入が考えられることから、島根2号炉ではLOCA 事象の場合の評価を実施していない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、6号炉と7号炉の差異を踏まえた記載としている。</p> <p>・評価方針の相違 【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、コリウムシールドによるMCCI抑制に期待しており、また初期水張りの開始から熔融炉心が落下する時点までには十分な時間余裕があることから、水位が低い場合を仮定した評価を実施してい</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. まとめ</p> <p>FCI については、これまでの試験結果から、実機において格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。また、FCI の発生を前提とした評価においても、<u>格納容器下部ドライウエルの構造損傷に伴う格納容器の破損には至らず、また、十分な余裕があることを確認しており、格納容器下部への初期水張りの有無及びその水位が、格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。</u></p>		<p>※ デブリが水面から露出する状態の悪影響として、以下が考えられることから、これらの影響を防止するためデブリの冠水状態を維持する。</p> <p>① FP 放出に関する悪影響</p> <p>水面から露出した部分のデブリは冷却されにくく高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、高温のデブリからの FP 放出が継続する。また水面から露出しているデブリから放出された FP については、水中で除去される効果を期待できないことから、格納容器への FP 放出量が増加する。</p> <p>② 格納容器過温に対する悪影響</p> <p>水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、輻射や対流によりペDESTAL 雰囲気や格納容器バウンダリを直接加熱する要因となる。この結果、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。</p> <p>③ MCCI に対する悪影響</p> <p>水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、ペDESTAL 床面のコリウムシールドやコンクリートの侵食量が増加し、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。</p> <p>c. まとめ</p> <p>FCI については、これまでの試験結果から、実機において<u>原子炉格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。なお、FCI の発生を前提とした評価においても、ペDESTAL の構造損傷に伴う原子炉格納容器の破損には至らず、十分な余裕があることを確認しており、その水位が原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。また、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和にも期待できる。</u></p>	<p>ない。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、溶融炉心が落下する時点で、ペDESTAL に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するためのペDESTAL 注水手段を整備しており、溶融炉心の粒子化の効果等による MCCI の影響緩和に期待できるものとしている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記を踏まえ、<u>格納容器下部ドライウエル</u>に溶融炉心が落下する状況に対しては、<u>格納容器下部ドライウエル</u>に <u>2m</u>の初期水張りまで注水を実施する運用としている。</p>		<p>上記を踏まえ、<u>ペDESTAL</u>に溶融炉心が落下する状況に対しては、<u>ペDESTAL</u>に <u>2.4m</u>の初期水張りまで注水を実施する運用としている。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. <u>格納容器下部の水位上昇の影響</u> <u>事故対応の中で格納容器スプレイを実施すると、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバ・プールからの流入やベント管を通じた流入によって冷却材が格納容器下部ドライウエルに流れ込み、下部ドライウエル水位を上昇させる場合がある。</u>ここでは、FCI の有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオにおいて、<u>格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの水位が上昇していた場合を想定し、その際のFCIへの影響を評価した。</u></p> <p>a. <u>溶融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性</u> <u>溶融炉心落下前の格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの他に格納容器下部ドライウエルの水位を増加させる要因としては、格納容器スプレイによる冷却材が格納容器下部ドライウエル壁面の連通孔とベント管の間から流入する場合が考えられる。連通孔とベント管は、その間に隙間があるものの、上下に連続して設置されているため、格納容器スプレイによる冷却材は、基本的には連通孔からベント管に流れ落ちると考えられるが、仮に格納容器スプレイの水が全て格納容器下部ドライウエルに流入したとしても、今回の申請において示した解析ケースにおいて、格納容器下部ドライウエルに形成される水位は4m以下である。ただし、初期水張り操作による注水と格納容器スプレイの水の流入を合わせて形成される格納容器下部水位が2mに到達した時点で格納容器下部ドライウエルへの初期水張り操作を停止するものとした。</u> <u>また、LOCAを伴う場合には、破断口から流出した冷却材が格納容器下部ドライウエルに流入する可能性、及び、格納容器スプレイによる冷却材の流入の可能性が考えられるが、LOCAによって原子炉圧力容器から流出する冷却材は飽和蒸気であり、サブクール度が小さい。このため、LOCAによって流出した冷却材によって水位が形成された格納容器下部ドライウエルでの水蒸気爆発の発生を仮定しても、発生する運動エネルギーは小さいものと考えられる。</u></p>		<p>4. <u>ペDESTALの水位上昇の影響</u> <u>炉心損傷後の事故対応として、ペDESTALへの初期水張り運用の手順を定め、またペDESTAL内外には、重大事故等発生時における貯水状況を把握するための計測設備を設けていることから、ペDESTAL水位は適切に管理可能であるが、ここでは、FCIの有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオにおいて、ペDESTALへの初期水張りの水位が高い場合を想定し、その際のFCIへの影響を評価した。</u></p> <p>a. <u>原子炉圧力容器破損前のペDESTAL水位上昇の可能性</u> <u>格納容器スプレイによるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、スプレイ水がペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口よりペDESTAL内に流入することによって貯水し、ペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、注水を停止する手順としている。この流路において、原子炉格納容器内の上階フロアの床はグレーチングとなっており、スプレイ水が滞留するような機器や堰はない。ペDESTAL開口部とドライウエル床面の間には堰があるものの、ドライウエル床面に溜まった水は一様に上昇し、制御棒駆動機構搬出入口は比較的大きな開口部であることから、スプレイ水はこの開口部を通じて、遅滞なくペDESTALに流れ込むと考えられるため、スプレイ水の原子炉格納容器内における滞留による影響は考えにくい。</u> <u>この操作においてペDESTAL水位を上昇させる要因としては、停止操作判断による時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁全閉までの間、格納容器スプレイによる注水量が増加する可能性がある。この場合、注水停止後もオーバーフローを続けることでペDESTAL水位は上昇するが、ペDESTAL水位が制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約3.8m）よりも高くなるには、ドライウエル床面全体を拡がりながら水位が形成される必要があり、その水位上昇は緩やかであることから、実際の事故対応において、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約3.8m）よりも高い水位となることはない。</u> <u>また、その他ペDESTAL水位を増加させる要因としては、注水の停止後にドライウエルサンプに貯まったスプレイ水が、ドライウエルサンプとペDESTAL床を接続するドレン配管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウエルサンプからペ</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 評価条件</p> <p>融融炉心が格納容器下部ドライウエルに落下する前に、格納容器下部にリターンラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとした。この水位は上記「a. 融融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考える。その他の解析条件は、添付資料 3. 3. 2 において設定した評価条件と同様とした。</p> <p>c. 評価結果</p> <p>圧カスパイクに加え、水蒸気爆発による影響についても評価を実施した。以下にその結果を示す。</p> <p>(1) 圧カスパイク</p> <p>格納容器圧力の評価結果を図 9 に示す。原子炉圧力容器が破損して、融融炉心が格納容器下部ドライウエルの水中に落下する際に圧カスパイクが生じているが、圧カスパイクのピーク圧力は約 0. 26MPa であり、水位 2m の場合の約 0. 51MPa よりも低くなっている。</p> <p>この理由としては、初期水張り水位の上昇によって格納容器下部ドライウエルの水量が多くなり、融融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したものの、落下した融融炉心の周囲のサブクール状態の水量が増加したことによる効果が、融融炉心落下時の水温上昇とそれに伴う蒸気発生を緩和する側に作用し、ピーク圧力が抑制された可能性が考えられる。</p> <p>(2) 水蒸気爆発</p> <p>水蒸気爆発によって格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの評価結果を図 5 に示す。最大値は約 16MJ であ</p>		<p>デスタルに流入する場合 (逆流) が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は最大で約 1. 5m³/h、ペデスタルの水位上昇率は約 0. 06m/h であり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位上昇分は約 3 cm であることから、FCI に対して与える影響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ (約 3. 8m) となることはない。</p> <p>b. 評価条件</p> <p>融融炉心がペデスタルに落下する前に、ペデスタルに制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ (約 3. 8m) の水位が形成されているものとした。</p> <p>また、ここでは現実的な融融炉心の落下様態を想定した条件を適用し、その他の解析条件は、添付資料 3. 3. 2 において設定した評価条件と同様とした。</p> <p>c. 評価結果</p> <p>圧カスパイクに加え、水蒸気爆発による影響についても評価を実施した。以下にその結果を示す。</p> <p>(1) 圧カスパイク</p> <p>格納容器圧力の評価結果を図 9 に示す。原子炉圧力容器が破損して、融融炉心がペデスタルの水中に落下する際に圧カスパイクが生じているが、圧カスパイクのピーク圧力は約 216kPa [gage] であり、水位 2. 4m の場合の約 193kPa [gage] よりも高くなっている。</p> <p>この理由としては、初期水張り水位の上昇によってペデスタルの水量が多くなり、融融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したために、圧カスパイク評価は厳しくなったものと考えられる。</p> <p>(2) 水蒸気爆発</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、ペデスタル内側及び外側の応力の推移を図 5、図 6 及び図 7 に示す。水蒸気爆発の発生を</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違【柏崎 6/7】 ・評価条件の相違【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、現実的な評価条件で水蒸気爆発評価を実施。 ・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ・解析結果の相違【柏崎 6/7】

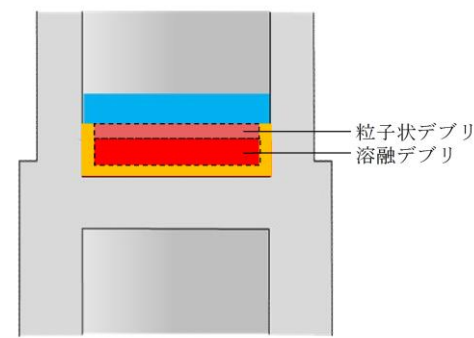
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>り、水位 2m の場合 (約 7MJ) と比べて約 2 倍に増加している。</p> <p>このエネルギーを入力とした応力の解析結果を図 6 及び図 7 に示す。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の最大応力は約 278MPa であり、水位 2m の場合の約 32MPa と比べて約 9 倍に増加している。また、格納容器下部ドライウエルの外側鋼板の最大応力は約 168MPa であり、水位 2m の場合の約 25MPa と比べて約 7 倍に増加している。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の降伏応力 (490MPa) を十分に下回っており、格納容器破損に至るおそれはないと考える。</p> <p>また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧力容器の底部までの距離が短くなる。格納容器下部ドライウエルで水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなる懸念される。</p> <p>水塊による水位上昇は、主にペDESTALの径、D と初期水位、H_0 のアスペクト比 (H_0/D) によって整理できる。^[20] 初期水張り水位 2m の場合、アスペクト比が約 0.19 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 2m となる。また、初期水張り水位 7m の場合、アスペクト比が約 0.66 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 11.2m となる。水位 7m の場合、水塊は格納容器下部ドライウエル床面から約 11.2m まで上昇する可能性があるが、この高さは格納容器下部ドライウエル床面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約 11.5m よりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突することはない。水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。</p> <p>水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMIN コードを用い、添付資料 3.3.2 の評価条件 (初期水張り水位 2m) における、原子炉格納容器下部の空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図 8 に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷</p>		<p>想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は約 0.2MJ である。このエネルギーを入力とし、ペDESTALの内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力は約 14MPa、外側鋼板にかかる応力は約 7MPa となった。これはペDESTAL内側及び外側鋼板の降伏応力 (490MPa) を十分に下回っており、原子炉格納容器破損に至るおそれはないと考える。</p> <p>また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧力容器の底部までの距離が短くなる。ペDESTALで水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなる懸念される。</p> <p>水塊による水位上昇は、主にペDESTALの径、D と初期水位、H_0 のアスペクト比 (H_0/D) によって整理できる。^[19] 初期水張り水位 2.4m の場合、アスペクト比が約 0.42 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 2.4m となる。また、初期水張り水位約 3.8m の場合、アスペクト比が約 0.66 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 7.2m となる。水位約 3.8m の場合、水塊はコリウムシールド上面から約 7.2m まで上昇する可能性があるが、この高さはコリウムシールド上面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約 9.5m よりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突することはない。水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。</p> <p>水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMIN コードを用い、添付資料 3.3.2 の評価条件 (初期水張り水位 2.4m) における、ペDESTALの空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図 8 に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至ることは想定</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・運用の相違【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、<u>原子炉格納容器下部</u>において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい、仮に0.30MPa程度の圧力波が<u>原子炉圧力容器上部</u>の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力(0.62MPa[gage])未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることはない。</p> <p>以上の結果から、<u>格納容器下部ドライウエルの水位</u>を現状の初期水張りの水位である<u>2m</u>以上に上昇させた場合であっても、FCIによって<u>格納容器</u>が破損に至るおそれはないと考える。このことから事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作に対して、FCIの観点からの制約は生じない。</p> <p>5. 結論</p> <p><u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>においては、FCIが発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を<u>2m</u>に設定している。また、<u>事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作により、格納容器下部ドライウエルの水位が上昇した場合であっても格納容器が破損に至るおそれはない。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>		<p>し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、<u>ペDESTAL</u>において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい、仮に0.30MPa程度の圧力波が<u>原子炉格納容器上部</u>の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力(0.853MPa[gage])未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることはない。</p> <p>以上の結果から、<u>ペDESTAL</u>の水位を現状の初期水張り水位である<u>2.4m</u>以上に上昇させた場合であっても、FCIによって<u>原子炉格納容器</u>が破損に至るおそれはないと考える。このことから事故対応におけるドライウエルスプレイによるペDESTALへの初期水張り運用に対して、FCIの観点からの制約は生じない。</p> <p>5. 結論</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉</u>においては、FCIが発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を<u>2.4m</u>に設定している。また、<u>ペDESTAL</u>の水位が上昇した場合であっても<u>原子炉格納容器</u>が破損に至るおそれはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p>

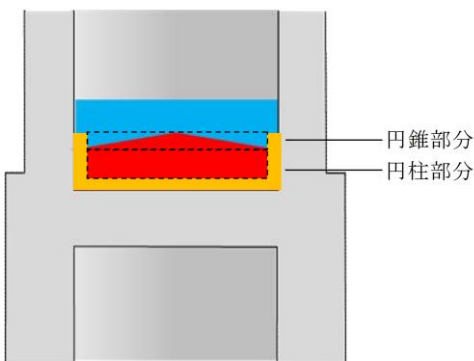
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>参考文献</p> <p>[1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012</p> <p>[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04</p> <p>[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl.Eng.Design. 222, 1-15, 2003</p> <p>[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech.,Vol.158 378-395, 2007</p> <p>[5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006</p> <p>[6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000</p> <p>[7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC), 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書」2003</p> <p>[8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CP-0119, Vol.2, 1991</p> <p>[9] R. E. Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987</p> <p>[10] R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993</p> <p>[11] M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999</p> <p>[12] M. T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009</p> <p>[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006</p>		<p>参考文献</p> <p>[1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012</p> <p>[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04</p> <p>[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003</p> <p>[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl, Tech., Vol.158 378-395, 2007</p> <p>[5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006</p> <p>[6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000</p> <p>[7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC), 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書」2003</p> <p>[8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2, 1991</p> <p>[9] R. E. Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987</p> <p>[10] R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993</p> <p>[11] M. T. Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999</p> <p>[12] M. T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009</p> <p>[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[14] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006</p> <p>[15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010</p> <p>[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999</p> <p>[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009</p> <p>[18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961</p> <p>[19] <u>中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペダスタル上の炉心デブリの 3 次元拡がり評価, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」H12, 2013 年 9 月</u></p> <p>[20] 稲坂 他「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」, 海上技術安全研究報告書 第 4 巻 第 3 号, p. 323-343, 2004.</p>		<p>[14] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006</p> <p>[15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010</p> <p>[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999</p> <p>[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009</p> <p>[18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961</p> <p>[19] 稲坂 他「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」, 海上技術安全研究報告書 第 4 巻 第 3 号, p. 323-343, 2004.</p> <p>[20] <u>A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.</u></p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は, 初期水張り水深に対する評価方法が柏崎 6/7 と異なることから, 参考文献が異なる。</p>

【比較のため、「添付資料 3.2.14」の一部を再掲】



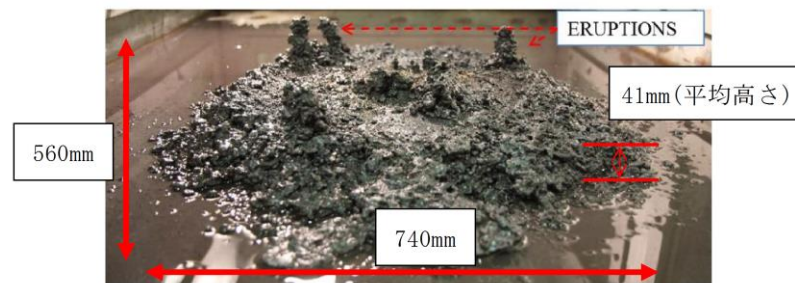
第1図 デブリ堆積形状



第3図 デブリ堆積形状 (不確かさ考慮)

【ここまで】

【比較のため、「添付資料 3.2.14 別添 4」の一部を再掲】



第2図 PULiMS実験結果 (E4)

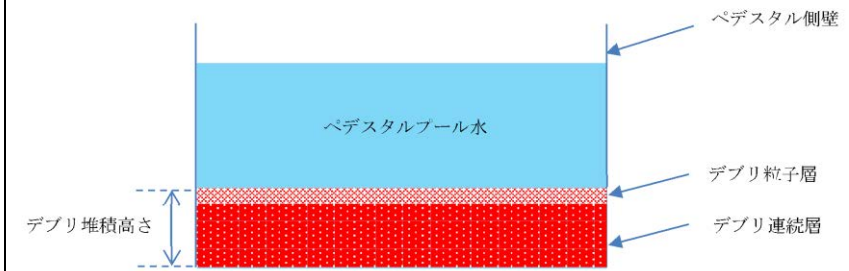


図1 デブリ堆積高さの概念図

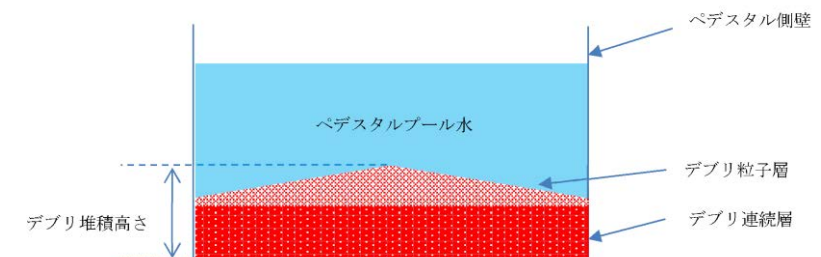


図2 デブリ堆積高さの概念図 (不確かさ考慮)

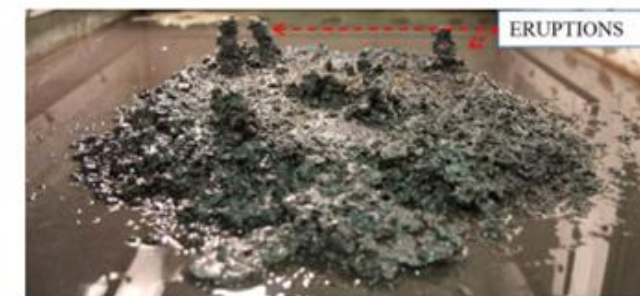


図3 PULiMS実験結果 (E4)

第2表 PULiMS実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{ign} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{ign} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x × y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x × y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

【ここまで】

表1 PULiMS実験条件と結果^[20]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{ign} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{ign} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x × y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x × y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

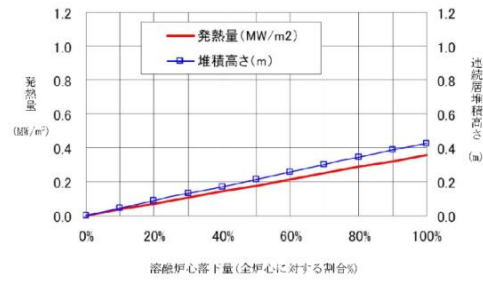


図1 格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下割合に対する連続層堆積高さ(単位面積当たりの発熱量)

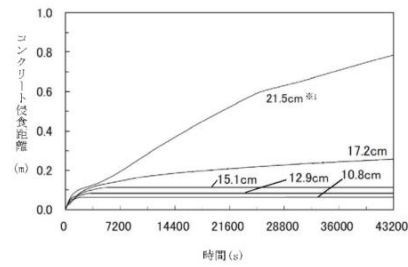


図2 ハードクラスト形成時のコンクリート侵食評価例^②

※1 溶融炉心の堆積により生じた連続層高さ、図中の融けの付着層に付記されている値についても同じ。
 ※2 クラスト表面は滑らかな曲線による熱伝達を想定、クラスト内は熱伝導による温度分布を考慮

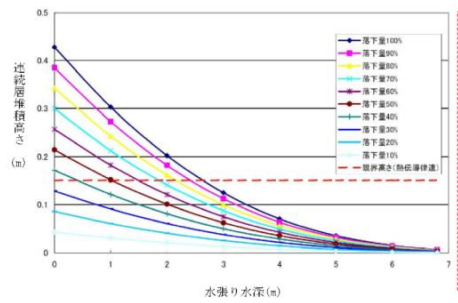
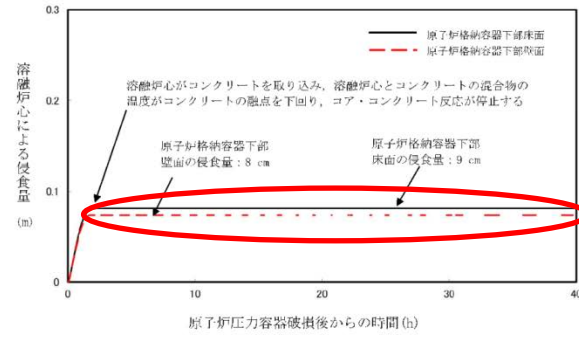


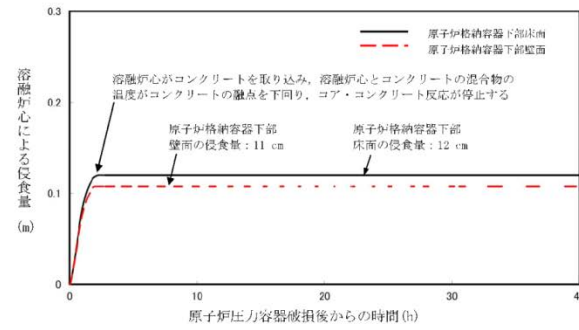
図3 水張り水深と連続層堆積高さの関係^③

※ 本評価では、MV下部の貫通口で最大の径であるCRDハウジング1本をデブリジェット径として想定しているが、実際には溶融炉心落下量が少ない場合は破断径が小さく、デブリジェット径が小さくなる傾向を呈すと考えられる。また、Rieu Spalding の式ではデブリジェット径が小さいほど粒子化割合が大きくなる。溶融炉心落下量と、破断径との相関を現実的に考えると、本評価では保守的にCRDハウジング1本としているが、溶融炉心落下量が少ない場合には破断口径が小さくなり、より多くの熱が粒子化し、連続層堆積高さが低下する傾向となるものと考えられる。

・評価方針の相違
【柏崎 6/7】
 柏崎 6/7 では、ハードクラストが形成され、水がコリウム内に全く浸入しない条件でのデブリの連続層高さを目安に、初期水張り水深を決定している。



(a) 初期水張り水位 2 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱: 事象発生から 6 時間後, 上面熱流束: 800kW/m²相当 (圧力依存なし))



(b) 初期水張り水位 1 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱: 事象発生から 6 時間後, 上面熱流束: 800kW/m²相当 (圧力依存なし))

図 4 格納容器下部壁面及び床面の侵食量の推移

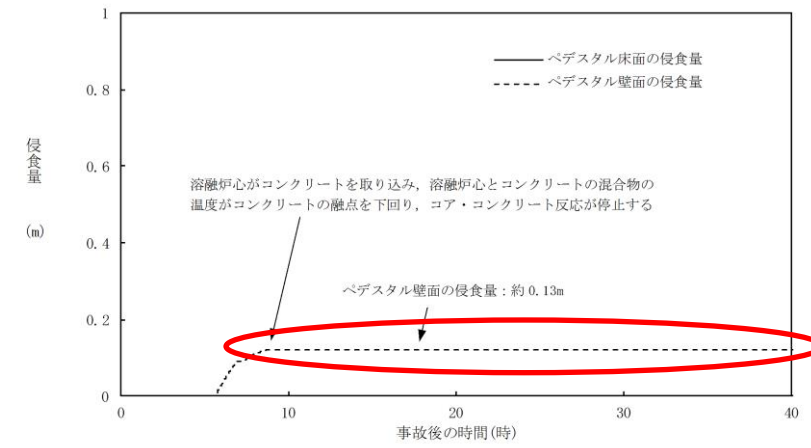


図 4 ペDESTAL 壁面及び床面の侵食量の推移 (初期水張り水位 2.4m, 上面熱流束: 800kW/m²相当 (圧力依存なし))

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は, 原子炉 圧力容器破損以降はコ リウムシールドを設置 していないペDESTAL 壁面にのみ, コンクリートに侵食が生じている。

・評価方針の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は, コリウ ムシールドによる MCCI 抑制に期待しており, ま た初期水張りの開始か ら溶融炉心が落下する 時点までには十分な時 間余裕があることから, 水位が低い場合を仮定 した評価は実施してい ない。

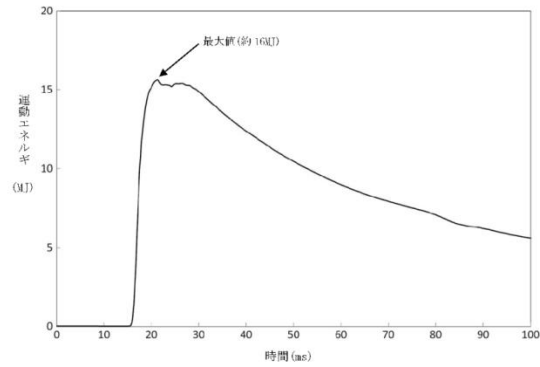


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの変化(初期水張り水位7m) ※1

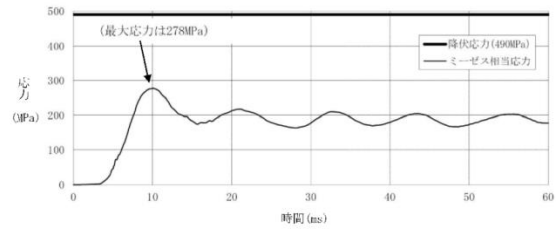


図6 水蒸気爆発による格納容器下部内側鋼板の応力の変化(初期水張り水位7m) ※1

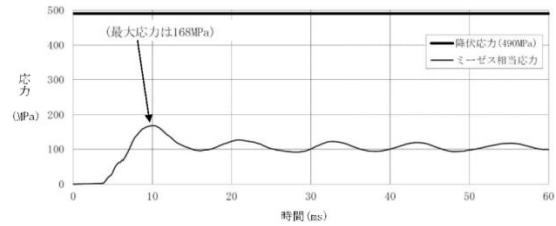


図7 水蒸気爆発による格納容器下部外側鋼板の応力の変化(初期水張り水位7m) ※1

※1 JASMINNE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図5)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図6, 7)を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。

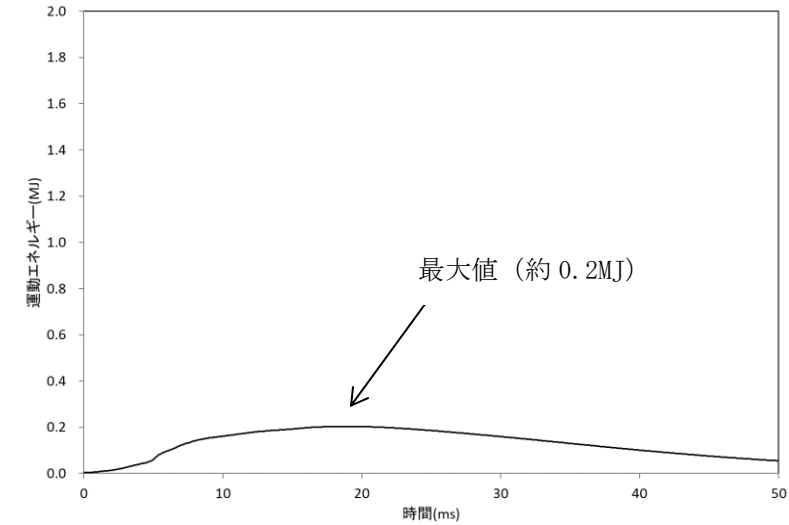


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの推移(約3.8m, 現実的な想定) ※1

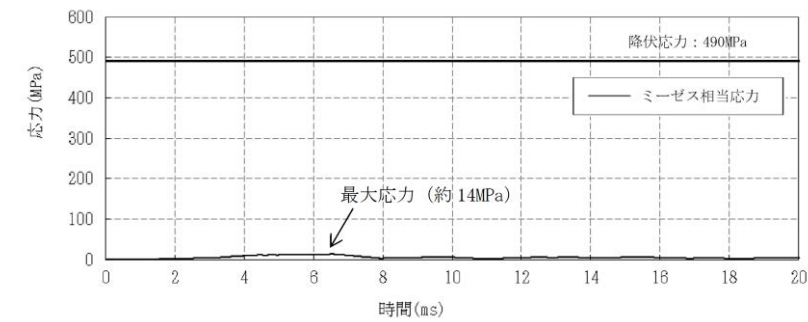


図6 水蒸気爆発によるペDESTAL内側鋼板の応力の変化(約3.8m, 現実的な想定) ※1

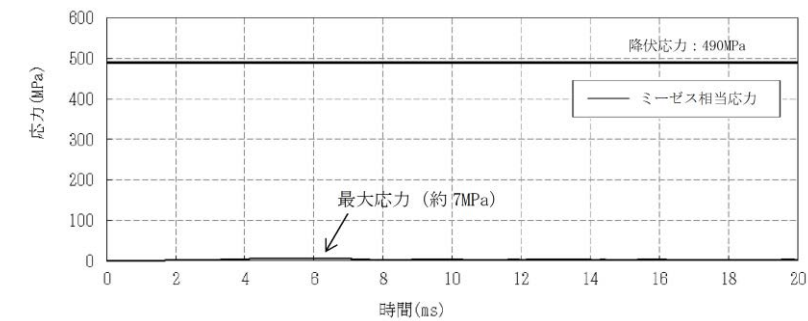
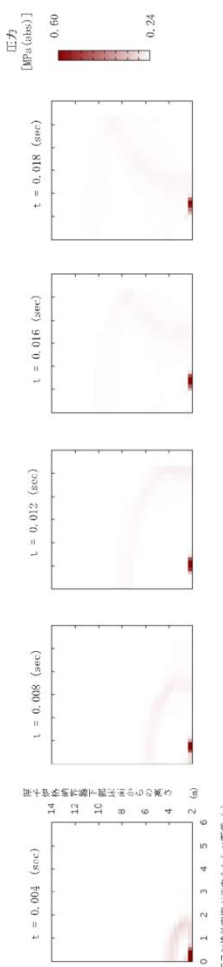
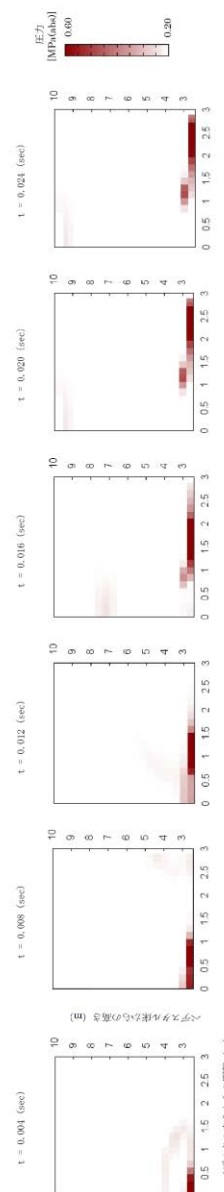


図7 水蒸気爆発によるペDESTAL外側鋼板の応力の変化(約3.8m, 現実的な想定) ※1

※1 JASMINNE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図5)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、ペDESTAL鋼板の応力の推移(図6, 7)を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。

・解析結果の相違
【柏崎6/7】
ペDESTAL水深や粗
混合量等の違いによる
差異。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力</p>		 <p>図8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>

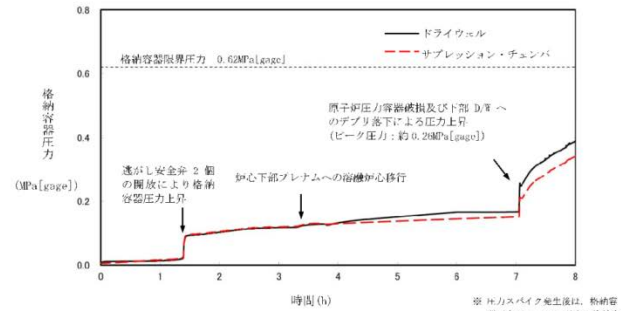


図9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位7m)

※ 圧力スパイク発生後は、格納容器圧力が0.4MPa以上で格納容器スプレイを実施し、格納容器圧力の上昇を抑制する。

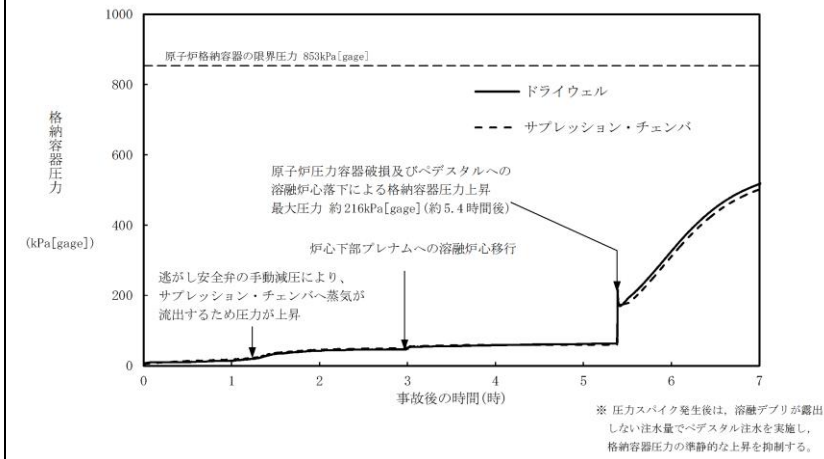


図9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位約 3.8m)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 圧力スパイク後は緩やかに圧力及び温度が上昇しており、島根2号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>【比較のため、「添付資料 3. 2. 14 別添 2」を記載】</p> <p style="text-align: right;">別添 2</p> <p style="text-align: center;">粒子化割合の算出</p> <p>粒子化割合は以下の R i c o u - S p a l d i n g 相関式により求めた。</p> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$ $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ <p>ここで、</p> <p>Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]</p> <p>E_0 : エントレインメント係数 [-]</p> <p>ΔH_{pool} : プール水深 [m]</p> <p>d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]</p> <p>$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径^{※1} [m]</p> <p>ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]</p> <p>ρ_w : 水密度 [kg/m³]</p> <p>※1 解析コード MAA P による破損口径の拡大 (アブレーション) を考慮</p> <p>評価条件は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プール水深 : 1m (ペDESTAL 水位) ・デブリジェット密度 : <input type="text"/> (MAA P 計算結果^{※2}) ・初期デブリジェット径 : 0.15m (CRD 案内管径) <p>※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい過渡事象シーケンスの値を使用</p> <p>以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エントレインメント係数 <input type="text"/> の場合 : 約 17.3% (MAA P 推奨範囲の最確値^{※3}) ・エントレインメント係数 <input type="text"/> の場合 : 約 22.7% (MAA P 推奨範囲の最大値^{※3}) <p>※3 MAA P コードにおけるエントレインメント係数は、F</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">粒子化割合の算出</p> <p>R P V 破損時における流出する熔融炉心の粒子化割合を以下の R i c o u - S p a l d i n g 相関式によって評価している。本相関式は、MAA P においても実装されている。</p> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$ $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ <p>ここで、</p> <p>Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]</p> <p>E_0 : エントレインメント係数 [-]</p> <p>ΔH_{pool} : プール水深 [m]</p> <p>d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]</p> <p>$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径^{※1} [m]</p> <p>ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]</p> <p>ρ_w : 水密度 [kg/m³]</p> <p>※1 解析コード MAA P による破損口径の拡大 (アブレーション) を考慮</p> <p>評価条件は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プール水深 : 2.4m (ペDESTAL 水位) ・デブリジェット密度 : <input type="text"/> kg/m³ (MAA P 計算結果^{※2}) ・初期デブリジェット径 : 0.20m (CRD 案内管径) <p>※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい過渡事象シーケンスの値を使用</p> <p>以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エントレインメント係数 <input type="text"/> の場合 : 約 29% (MAA P 推奨範囲の最確値^{※3}) ・エントレインメント係数 <input type="text"/> の場合 : 約 38% (MAA P 推奨範囲の最大値^{※3}) <p>※3 MAA P コードにおけるエントレインメント係数は、F</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>粒子化割合の算出について、考え方の相違はないが、MAA P の解析結果のアウトプットを用いるため、粒子化割合の数値については相違している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>ARO実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から、から [] である。また、不確かさの範囲のうち、およそ中間となる [] を推奨範囲の最確値としており、ALPHA-MJB実験の検証解析において、最確値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>ARO実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から、 [] から [] である。また、不確かさの範囲のうち、およそ中間となる [] を推奨範囲の最確値としており、ALPHA-MJB実験の検証解析において、最確値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。</p>	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (原子炉圧力容器外-冷却材相互作用) (2/3)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
格納容器圧力	5.2MPa gauge (実測値)	約3MPa gauge ～約7MPa gauge (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事故発生から圧力容器格納容器までの約7時間(平均)は約7時間であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇は約20%であり非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事故発生から圧力容器格納容器までの約7時間(平均)は約7時間であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇は約20%であり非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約43℃～約62℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作時間としては原子炉圧力容器下部への注水温度が低くなる場合、原子炉圧力容器下部への注水温度が低くなることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事故発生から圧力容器格納容器までの約7時間(平均)は約7時間であるのに対して、ゆらぎによる格納容器温度の上昇は約10%であり非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
真空破砕装置	3.43MPa (ドライウェル・サブプレッシャー・システム) (設計値)	3.43MPa (ドライウェル・サブプレッシャー・システム) (設計値)	真空破砕装置の設計値	解析条件と最確条件がほぼ同等であることから、事故進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件がほぼ同等であることから、事故進展に与える影響は小さい。
外部水盤の量	約21.40m ³	21.40m ³ 以上 (深water貯水電水一復水貯水電水)	深water貯水電及び通常運転中の復水貯水電の水量を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより深water貯水電の量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な水量を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより深water貯水電の量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な水量を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	約7.040tL	2.010tL以上 (格納タンク容量)	通常運転時の燃料タンクの選別を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
サブプレッシャー・プール水位	6.953m (通常運転水位) 4.7m (実測値)	約7.000m ～約7.070m (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水位の下限値として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッシャー・プール水位の変化は通常時の約1.3%であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッシャー・プール水位の変化は通常時の約1.3%であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッシャー・プール温度	32℃	約15℃～約32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール温度の上限値として設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器圧力	5MPa [gauge]	約2.2 MPa [gauge]～約4.7 MPa [gauge] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器圧力が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器圧力が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃ (実測値)	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度)として設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器雰囲気温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器雰囲気温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水盤の温度	35℃	35℃以下	年間気象条件変化を包絡する高めの水温を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水盤の容量	約8.600m ³	8.600m ³ 以上 (西側深water貯水設備+代貯深water貯水)	西側深water貯水設備及び代貯深water貯水設備を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の容量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の容量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	約1.010tL	1.010tL以上 (軽油貯水タンク+可燃燃物貯水タンク)	軽油貯水タンク及び可燃燃物貯水タンクの容量を包絡する値を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (原子炉圧力容器外-冷却材相互作用) (2/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
真空破砕装置	3.43MPa (ドライウェル・サブプレッシャー・システム) (設計値)	3.43MPa (ドライウェル・サブプレッシャー・システム) (設計値)	真空破砕装置の設計値	解析条件と最確条件がほぼ同等であることから、事故進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件がほぼ同等であることから、事故進展に与える影響は小さい。
サブプレッシャー・プール水位	3.61m (SWL)	約3.50m～約3.60m (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッシャー・プール水位の変化は通常時の約1.3%であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッシャー・プール水位の変化は通常時の約1.3%であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常にかさい。したがって、事故進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッシャー・プール温度	35℃	約19℃～約30℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッシャー・プール温度の上限値として設定	最確条件とした場合は、解析条件よりよりサブプレッシャー・プール温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりよりサブプレッシャー・プール温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器圧力	6.0MPa [gauge]	約5MPa [gauge]～約7MPa [gauge] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器圧力が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器圧力が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約18℃～約30℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより格納容器温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水盤の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	加外水盤の水温温度として設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の温度が高くなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
外部水盤の容量	7.000m ³	7.000m ³ 以上 (合計貯水)	備貯水盤の水量を包絡する値を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の容量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより外部水盤の容量が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。
燃料の容量	1.180m ³	1.180m ³ 以上 (合計貯水)	備貯水盤の水量を包絡する値を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件よりより燃料容量の余裕が大きくなる。また、事故発生から7日後までに必要な燃料を確保できることから、運転員等操作時間による影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (原予炉圧力容器外への溶融燃料—冷却材相互作用) (3/3)

Table with 6 columns: 項目, 解析条件 (初期条件, 事故条件及び機器故障), 解析条件 (初期条件, 事故条件及び機器故障) の不確かさ, 最確条件, 条件設定の考え方, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響.

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)

Table with 6 columns: 項目, 解析条件 (初期条件, 事故条件及び機器故障) の不確かさ, 最確条件, 条件設定の考え方, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響.

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (原予炉圧力容器外への溶融燃料—冷却材相互作用) (3/4)

Table with 6 columns: 項目, 解析条件 (初期条件, 事故条件及び機器故障) の不確かさ, 最確条件, 条件設定の考え方, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響.

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータを与える影響(4/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータ に与える影響
	解析条件	最確条件			
逃がし安全 弁	安全弁機能 7.79 MPa[Leage] ~ 8.31 MPa[Leage] 385.2 t/h (1個当たり) ~ 410.6 t/h (1個当たり) (設計値)	安全弁機能 7.79 MPa[Leage] ~ 8.31 MPa[Leage] 385.2 t/h (1個当たり) ~ 410.6 t/h (1個当たり) (設計値)	逃がし安全弁の安全弁機能の設計 値として設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
	逃がし安全弁(自動減圧機能)の2個を閉鎖することによる原子炉急減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能)の2個を閉鎖することによる原子炉急減圧	逃がし安全弁の設計値に基づき、蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m ³ /h	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m ³ /h	格納容器圧力及び空回流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW以上 (サブプレッション・プール 水温度100℃、海水温度32℃ において)	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW以上 (サブプレッション・プール 水温度100℃、海水温度32℃ において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を織りこみ、 格納容器圧力及び操作手順(格納容器圧力0.31MPa[Leage])到達後に蒸気注水停止することにより、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、 解析条件で設定している海水温度と同 等以下となる。 32℃の場合は、 解析条件と最確条件は同等であること から運転員等操作時間に与える影響はない。 32℃未満の場合は、 除熱性能が向上するため、 格納容器圧力及び操作手順(格納容器圧力0.31MPa[Leage])到達後に蒸気注水停止することにより、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、 解析条件で設定している海水温度と同 等以下となる。 32℃の場合は、 解析条件と最確条件は同等であること から、 運転員等操作時間に与える影響はない。 32℃未満の場合は、 除熱性能が向上するため、 格納容器圧力及び操作手順(格納容器圧力0.31MPa[Leage])到達後に蒸気注水停止することにより、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ(4/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータ に与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム 信号	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、 逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、 格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、 逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、 格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58 ~ 7.79 MPa[Leage] 367 ~ 377 t/h/個 自動減圧機能付 逃がし安全弁の2個を閉鎖することによる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づき、 蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、 運転員等操作時間に与える影響はない。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.6</p> <p>プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。</p> <p>一方、起因事象として大破断 LOCA を仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。</p> <p>このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断 LOCA の場合の圧カスパイクへの影響を確認する。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象を大破断 LOCA とし、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECSS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした。 格納容器温度制御の観点で評価上の必要が生じたため、格納容器温度が 190℃に到達した場合には流量 70m³/h でのドライウェルスプレイを実施し、格納容器温度が 171℃に到達した時点でドライウェルスプレイを停止するものとした。 	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.8</p> <p>プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>ベースケースでは、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。</p> <p>一方、起因事象として大破断 LOCA を仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。</p> <p>このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断 LOCA の場合の圧カスパイクへの影響を確認する。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象を大破断 LOCA とし、事故シーケンスを「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))」とした。 起因事象を大破断 LOCA とした場合、リロケーションに伴い格納容器雰囲気温度が急激に上昇するため、これに備えた運転手順に従い、事象発生 25 分後に代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を 130m³/h で開始し、事象発生 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始した時点で停止するものとした。 リロケーション発生時には、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している状態でも格納容器雰囲気温度が上昇するため、格納容器雰囲気温度が 171℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を 300m³/h で再開し、格納容器雰囲気温度が 151℃まで低下した時点 	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.5</p> <p>プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下、「ベースケース」という。）では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。</p> <p>一方、起因事象として大破断 LOCA を仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。</p> <p>このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断 LOCA の場合の圧カスパイクへの影響を確認する。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象を大破断 LOCA とし、事故シーケンスを「大破断 LOCA + ECSS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」とした。 リロケーションに伴い原子炉圧力容器下鏡温度が上昇するため、これに備えた運転手順に従い、原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達後にペDESTAL 代替注水系 (常設) によるペDESTAL 注水を 200m³/h で開始し、ペDESTAL 水位が 2.4m に到達していることを確認した後、ペDESTAL への注水を停止するものとした。 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用及び設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心落下後から

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>3. 評価結果</p> <p>格納容器圧力の評価結果を図1, 格納容器温度の評価結果を図2に示す。</p> <p>事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り, 圧力スパイクのピーク値は約0.44MPa[gage]であり, 圧力スパイクのピーク値はベースケースの結果と同程度であり, 格納容器限界圧力の0.62MPa[gage]を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><u>で停止するものとした。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>格納容器圧力の評価結果を第1図, 格納容器雰囲気温度の評価結果を第2図に示す。</p> <p>事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り, 圧力スパイクのピーク値は約0.20MPa[gage]となるが, このピーク値はベースケースの結果より低く, 限界圧力0.62MPa[gage]を下回るため, 格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。</p> <p><u>なお, 第1図及び第2図において, 原子炉圧力容器破損時のペDESTAL (ドライウエル部) の水はある程度サブクール度があるのに対し, 下部プレナムへの熔融炉心移行時の原子炉圧力容器内の水はほぼ飽和状態のため, 原子炉圧力容器破損時よりも下部プレナムへの熔融炉心移行時の方が蒸発量が多くなり, 格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇幅が大きくなっている。</u></p>	<p>3. 評価結果</p> <p>格納容器圧力の評価結果を図1, 格納容器温度の評価結果を図2に示す。</p> <p>事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損を確認した以降は, 格納容器スプレイを開始することによって, 格納容器温度は低下する挙動を示している。圧力スパイクのピーク値は約301kPa[gage]であり, 圧力スパイクのピーク値はベースケースの結果より高くなるものの, 格納容器限界圧力の853kPa[gage]を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。</p> <p>(補足) 過渡起因事象又はLOCA事象の原子炉圧力容器破損時の各判断パラメータ挙動は下表のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1745 1161 2499 1440"> <thead> <tr> <th colspan="2">「過渡起因事象」時</th> <th colspan="2">「LOCA事象」時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>「急激な低下」 (原子炉圧力容器高圧時)</td> <td>ペDESTAL温度</td> <td>「急激な低下」※1</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>「急激な上昇」</td> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>「急激な上昇」</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL温度</td> <td>「急激な上昇」</td> <td>ドライウエル水素濃度</td> <td>「上昇開始」</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL水温度</td> <td>「急激な上昇」又は「指示値喪失」</td> <td>ペDESTAL水温度</td> <td>「急激な上昇」又は「指示値喪失」</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 LOCAを起因とした事象発生時において原子炉注水が出来ない状況下においては, 原子炉圧力容器破損以前に原子炉圧力容器とドライウエルが破断口を通じて連通しているため, 炉内の過熱蒸気がドライウエルに放出される。そのため, 原子炉圧力容器破損時には一次系の高温ガスがペDESTALに放出されない状況となり, 原子炉圧力容器破損時にペDESTALのプール水 (LOCA破断水または事前水張り水) とデブリが触れて水蒸気が発生することで, ペDESTAL雰囲気温度は急低下する傾向となる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	「過渡起因事象」時		「LOCA事象」時		原子炉圧力	「急激な低下」 (原子炉圧力容器高圧時)	ペDESTAL温度	「急激な低下」※1	ドライウエル圧力	「急激な上昇」	サブプレッション・プール水温度	「急激な上昇」	ペDESTAL温度	「急激な上昇」	ドライウエル水素濃度	「上昇開始」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」	<p>残留熱代替除去系の運転開始前までの間, 格納容器スプレイ実施基準に到達しないことから, 記載していない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉では, 大破断LOCAが発生する場合, 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって, 格納容器圧力が上昇することに加え, 原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり, 原子力圧力容器破損時の格納容器圧力がベースケースに対して高くなるため, 感度解析の方がピーク圧力が高い。柏崎6/7及び東海第二では大破断LOCA発生後に格納容器スプレイを実施していることから, 感度解析におけるピーク圧力はベースケースと同程度か, 低い結果となっている。</p>
「過渡起因事象」時		「LOCA事象」時																					
原子炉圧力	「急激な低下」 (原子炉圧力容器高圧時)	ペDESTAL温度	「急激な低下」※1																				
ドライウエル圧力	「急激な上昇」	サブプレッション・プール水温度	「急激な上昇」																				
ペDESTAL温度	「急激な上昇」	ドライウエル水素濃度	「上昇開始」																				
ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」																				

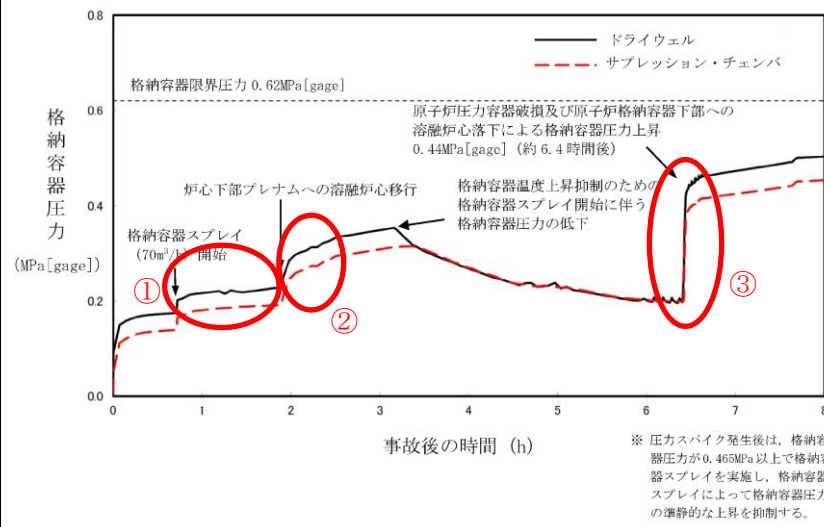
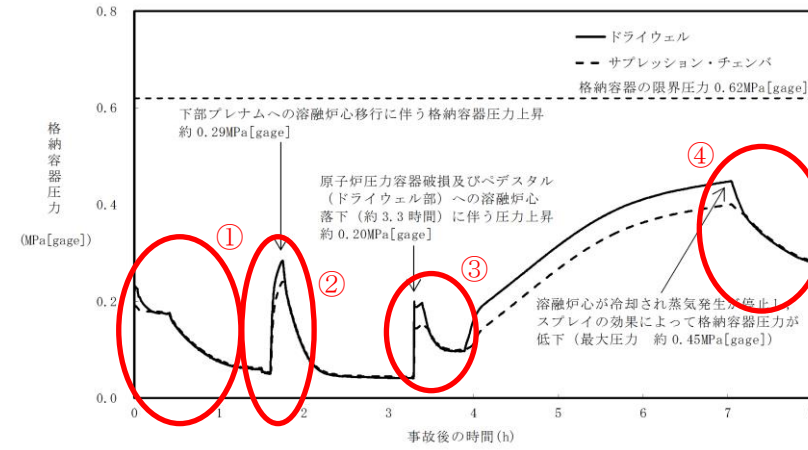


図1 格納容器圧力の推移



第1図 格納容器圧力の推移

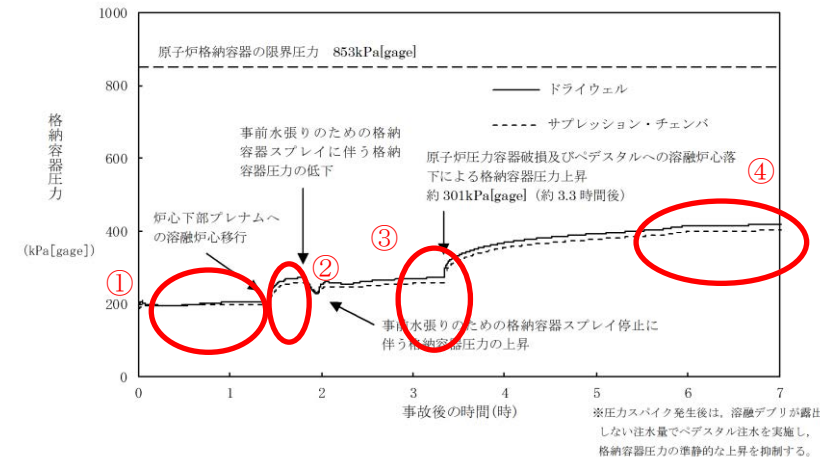


図1 格納容器圧力の推移

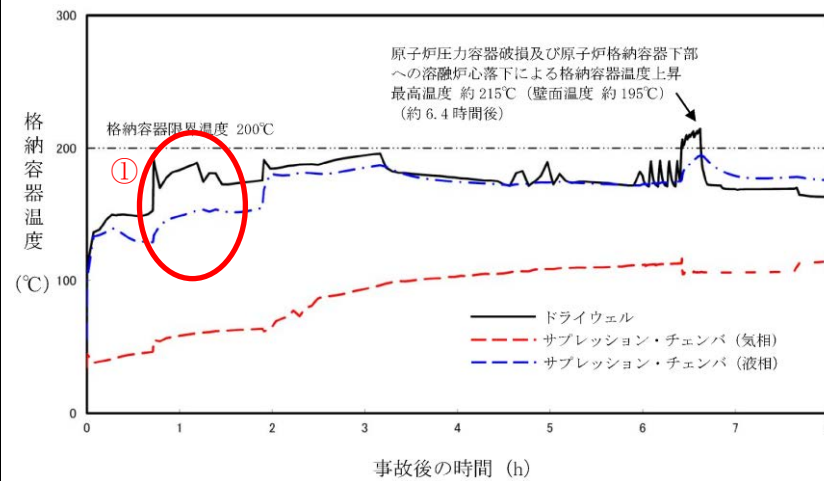
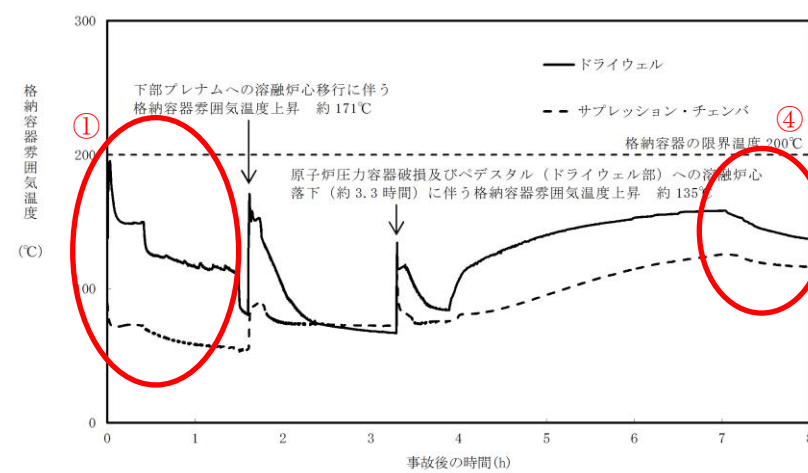


図2 格納容器気相部温度の推移



第2図 格納容器雰囲気温度の推移

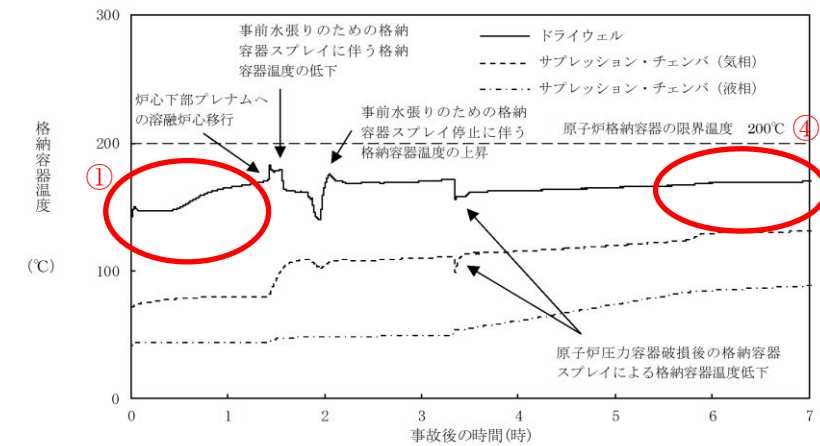


図2 格納容器気相部温度の推移

・解析結果の相違

【柏崎6/7, 東海第二】

①島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施基準に到達しないが、柏崎6/7及び東海第二は格納容器スプレイの実施基準に到達することによる相違。

【東海第二】

②東海第二(Mark II)は、島根2号炉(Mark I改)に対し、出力当たりの格納容器体積が小さいため、下部プレナムへの溶融炉心移行時の圧力スパイクが大きい。

【柏崎6/7, 東海第二】

③島根2号炉は、大破断LOCAが発生する場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって、格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、原子力圧力容器破損時の格納容器圧力がベースケースに対して高くなるため、感度解析の方がピーク圧力が高い。柏崎6/7及び東海第二では大破断LOCA発生後に格納容器スプレイを実施していることから、感度解析の方がピーク圧力が低い。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>【東海第二】</p> <p>④島根2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器圧力・温度制御のための格納容器スプレイの実施基準に到達しないが、東海第二では格納容器スプレイの実施基準に到達し、スプレイを実施するため格納容器圧力及び格納容器温度が変動している。</p>

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.4 水素燃焼</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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, 確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「水素燃焼」の観点で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する。</p> <p>(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</p> <p>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, 熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉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ガスによって原子炉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ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ, 原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードは, 窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより, 原子炉格納容器の破損を防止する。また, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり, <u>格納容器下部注水</u>によって水素ガス発生を抑制する。</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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, 確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「水素燃焼」の観点で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する。</p> <p>(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</p> <p>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, 熔融炉心・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, <u>格納容器</u>の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, <u>窒素置換</u>による格納容器内雰囲気の不活性化に加え, <u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入によって, <u>格納容器内</u>の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより, <u>格納容器</u>の破損を防止する。また, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり, <u>コリウムシールドの設置及びペDESTAL (ドライウェル部) への注水</u>によって水素発生を抑制する。</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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, 確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「水素燃焼」の観点で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する。</p> <p>(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</p> <p>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, 熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉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ガスによって原子炉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ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ, <u>原子炉格納容器</u>の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードは, <u>窒素ガス置換</u>による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え, <u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器内への窒素注入によって, <u>原子炉格納容器内</u>の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより, <u>原子炉格納容器</u>の破損を防止する。また, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり, <u>ペDESTAL注水</u>によって水素ガス発生を抑制する。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 可燃領域の到達を防止するために, SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 熔融炉心のドライウェルサンブへの流出防止のためにコリウムシールドを</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、<u>6号及び7号炉</u>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%※1を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」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(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>なお、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%※(ドライ条件)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、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・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。</p> <p>※ 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」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(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>なお、<u>島根2号炉</u>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%※1を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」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(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>設置するが、東海第二では、MCC I抑制のためにコリウムシールドを設置し水素発生が抑制されているため記載。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、特に断らない場合はドライ条件を示す。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、可燃領域の到達を防止するために、SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内</p>	<p>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「<u>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」である。</p> <p><u>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態と</p>	<p>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」では格納容器フィルタベント系に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉、柏崎6/7は、シーケンス選定段階から全交流動力電源喪失を含めたシーケンスとしているが、東海第二では、シーケンス選定上は全交流動力電源喪失を含めず、有効性評価の条件として全交流動力電源喪失を重畳させている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.4.1)</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4.1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>なるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸素発生及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却及び放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.4.1)</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4.2-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) 酸素濃度</p> <p>原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の <u>3.5vol%</u> とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol% を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。</p>	<p>(a) 酸素濃度</p> <p><u>格納容器</u>の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。<u>格納容器</u>の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の <u>2.5vol%</u> (ドライ条件) とする。</p> <p>なお、<u>可燃性ガス濃度制御系は、重大事故時の環境下における使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。</u></p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、<u>窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化</u>によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol% (ドライ条件) を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応し、水素が発生した場合、<u>格納容器内</u>の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。</p>	<p>(a) 酸素濃度</p> <p><u>原子炉格納容器</u>の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガス並びに<u>可搬式窒素供給装置</u>による<u>原子炉格納容器内</u>への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。<u>原子炉格納容器</u>の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の <u>2.5vol%</u> とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、<u>窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化</u>によって運転中の<u>原子炉格納容器内</u>の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol% を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応し、<u>水素ガス</u>が発生した場合、<u>原子炉格納容器内</u>の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する<u>酸素ガス</u>の濃度は低下</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるため、通常運転時の酸素濃度上限を 2.5vol% としている（現行の保安規定の運転上の制限 4.0vol% を変更し、2.5vol% とする）。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、重大事故等対処設備でない設備は、有効性評価において使用できないことを前提にしていることから、記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値 (100eV あたりの分子発生量), 以下「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1 とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて<u>少なく</u>、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評</p>	<p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合 (G 値 (100eV 当たりの分子発生量), 以下「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、<u>サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1, サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線ともに 0.1 とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.1, 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて<u>少なく</u>、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.10)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評</p>	<p>する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値 (100eV あたりの分子発生量), 以下「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、<u>原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1 とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて<u>多い</u>が、水素ガスの発生は、<u>原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、添付資料 3.4.2「水の放射線分解の評価について」を踏まえて、原子炉内外で記載を分けている。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、アルミニウムを含む表現として「等」を付記。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、柏崎 6/7 及び東海第二と比較して、熱出力が小さい等の理由により、水-ジルコニウム反応により発生する水素量が少ないため、金属腐食等により発生する水素量の方が多結果となっている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価の結果は「3.1.2.2(4)有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4.1図から第3.4.6図に、事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第3.4.2表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は3.1.2.2(4)a.と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約2.5時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p>	<p>価の結果は「3.1.2.2(4)有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4-1図から第3.4-10図に、<u>事象発生から7日間における酸素濃度の最高値と到達時間を第3.4-2表に示す。</u></p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.1.2.2(4)a.事象進展」と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して水素が発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約2.7時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約84時間後に、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達し、<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が0.31MPa [gage] に到達した時点で停止する。</u></p>	<p>評価の結果は「3.1.2.2(4)有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4.2-1(1)図から第3.4.2-1(6)図に、<u>事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第3.4.2-2表に示す。</u></p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は3.1.2.2(4)a.と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約1.8時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始後は、<u>ドライウエル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度について水蒸気が凝縮されるまでの期間で可燃領域を超えることから、最高値ではなく、統一的に7日後の酸素濃度を記載している。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系によるドライウエルへの格納容器スプレイによりドライウエルの蒸気が凝縮される。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から 7 日後までの間、<u>原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.4vol%であり、可燃限界を下回る。</u></p> <p>ドライ条件では、事象発生の約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は 1vol%未満 (約 0.2vol%) である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、<u>0.02MPa [abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満)</u>である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p><u>格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol% (ドライ条件) を上回るが、酸素濃度は、4.0vol% (ドライ条件) に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol% (ドライ条件) にとどまることから、可燃限界を下回る。</u></p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から 7 日後までの間、<u>可燃限界を上回ることなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 1.9vol%であり、可燃限界を下回る。</u></p> <p>ドライ条件では、事象発生の約 4 時間後から約 12 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5 vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気と共にサプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での酸素ガス濃度は 1 vol%未満 (約 0.1vol%) である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、<u>0.006MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は 0.002MPa[abs]未満)</u>である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での</p>	<p>格納容器除熱実施に合わせ注入することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事象発生から 7 日までにおいて、窒素注入により格納容器圧力が有意に上昇しないことから、窒素注入を停止しない。 ・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ウェット条件による評価も実施しているが、東海第二はドライ条件での評価のみのため、ウェット条件の記載がない。 ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事象初期にドライ条件で酸素濃度が 5 vol%を超過している時間帯があるが、東海第二では超過していないことによる記載の差異。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>濃度は約 5vo1%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が 0.50MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも 0.47MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vo1%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vo1%を上回ることはない。事象発生の約 18 時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vo1%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約 3.7vo1%、サプレッション・チェンバにおいて約 3.9vo1%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vo1%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生の 168 時間後における崩壊熱は約 11.6MW であるが、これに相当する水蒸気発生量は約 $2.3 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}$ である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考え。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替</p>	<p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用</p>	<p>水蒸気の濃度は約 3 vo1%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が 0.43MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも 0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vo1%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5 vo1%を上回ることはない。事象発生の約 12 時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vo1%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約 1.2vo1%、サプレッション・チェンバにおいて約 2.8vo1%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5 vo1%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生の 168 時間後における崩壊熱は約 7.27MW であるが、これに相当する水蒸気発生量は約 $1.4 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}$ である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考え。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、事象初期にドライ条件で酸素濃度が 5 vo1%を超過している時間帯があるが、東海第二では超過していないことによる記載の差異。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、<u>原子炉格納容器下部</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に落下した場合の<u>水素発生の影響</u>については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>熱代替除去系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、<u>ペDESTAL</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>ペDESTAL</u>に落下した場合の<u>溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響</u>については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.3)</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、MCCIによって発生する水素ガス等の影響を踏まえて「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において記載をしているが、東海第二では、コリウムシールドを設置したことにより、MCCIによるコンクリート侵食がなく非凝縮性ガスの発生がないため、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが, 本評価事故シーケンスを評価する上で, 事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は, 解析条件の <u>3.5vol%</u> に対して最確条件は約 <u>3vol%</u> 以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 初期酸素濃度が低くなるため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, 本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は, 解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>16.6%</u> が水と反応して発生する水素ガス量に対して,</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが, 本評価事故シーケンスを評価する上で, 事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は, 解析条件の <u>2.5vol%</u> (ドライ条件) に対して最確条件は約 <u>1vol%</u> (ドライ条件) から約 <u>2vol%</u> (ドライ条件) であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 初期酸素濃度が低くなるため, 本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ, <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから, 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は, 解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>10.1%</u> が水と反応して発生する水素量に対して, 最確条件は事象</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが, 本評価事故シーケンスを評価する上で, 事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は, 解析条件の <u>2.5vol%</u> に対して最確条件は約 <u>2.5vol%</u> 以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 初期酸素濃度が低くなるため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, <u>本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は, 解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>7.8%</u> が水と反応して発生する水素ガス量に対して最</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 現行の保安規定の運転上の制限 <u>4.0vol%</u> を変更し, <u>2.5vol%</u> とするため, 今後の最確条件は実績値を踏まえたものではなく, <u>2.5vol%</u> 以下となることを記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 酸素濃度により窒素を注入するのではなく, 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱実施に合わせ注入することとしているため, 初期酸素濃度の不確かさによる窒素注入開始時間への影響はない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）</u>を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、<u>格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」</u>において、成立性を確認している。<u>また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのパーズを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>3.5vol%</u>に対して</p>	<p>進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>水素発生量が変動する可能性があるが、操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</u></p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素発生量が増加し、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、<u>格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」</u>において、成立性を確認している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.4, 3.4.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>2.5vol%</u>（ドライ条</p>	<p>確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」</u>において、成立性を確認している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>2.5vol%</u>に対して</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、酸素濃度を基準に窒素を注入しないため、水素ガス発生量の不確かさに伴う酸素濃度の変動による影響はない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、酸素濃度を基準に窒素を注入しないため、水素ガス発生量の不確かさに伴う酸素濃度変動の影響はない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用しない。（以降、同様な相違については記載省略）</p> <p>・記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>最確条件は約 <u>3vol%</u>以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>16.6%</u>が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。</p> <p>仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、<u>第3.4.7図及び第3.4.8図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>18.2%</u>が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は <u>1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約 3.6vol%</u>であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4.9図及び第3.4.10図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>17.1%</u>が水と</p>	<p>件)に対して最確条件は約 <u>1vol%</u> (ドライ条件) から約 <u>2vol%</u> (ドライ条件) であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>10.1%</u>が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>水素発生量</u>が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。</p> <p>仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、<u>第3.4-11図及び第3.4-12図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>15.3%</u>が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は <u>5割程度増加するが、酸素濃度が 4.0vol%</u> (ドライ条件) に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、<u>酸素濃度の最高値は約 4.0vol%</u> (ドライ条件) であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4-13図及び第3.4-14図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>7.6%</u>が水と反</p>	<p>最確条件は約 <u>2.5vol%</u>以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>7.8%</u>が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、<u>水素ガス発生量</u>が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。</p> <p>仮に<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が早まった場合、<u>第3.4.2-1(7)図及び第3.4.2-1(8)図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>11.7%</u>が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は <u>5割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約 1.9vol%</u>であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、仮に<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4.2-1(9)図及び第3.4.2-1(10)図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、現行の保安規定の運転上の制限 <u>4.0vol%</u>を変更し、<u>2.5vol%</u>とするため、今後の最確条件は実績値を踏まえたものではなく、<u>2.5vol%</u>以下となることを記載している。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水の操作時間の感度を評価しているが、東海第二ではドライ条件で評価している。</p>

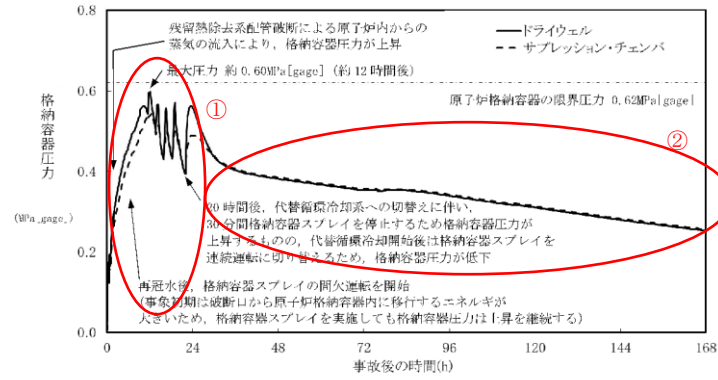
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は <u>3%程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約 3.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）</u>を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（水素ガス：0.4、酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。</p>	<p>反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は <u>1割程度減少するが、酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、<u>格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。</p>	<p>量の約6.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は <u>16%程度減少するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水の操作時間の感度を評価しているが、東海第二ではドライ条件で評価している。</p> <p>・評価方針の相違 【柏崎6/7】 DBAの性能評価では沸騰状態と非沸騰状態でG値を変更して評価しており、島根2号炉は、その条件どおりに評価を行っている。 （柏崎6/7はDBAの性能評価において、保守</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第 3.4.11 図から第 3.4.15 図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、<u>ウェット条件において事象発生から約 51 時間で 5vol% に到達するが、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 (ウェットウェルベント) を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol% 到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol% まで低下する。また、ドライ条件では、ドライウエルの酸素濃度が 5vol% を超えるが、これはドライウエルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件となり、水素燃焼が発生することはない。</u></p> <p><u>ドライ条件とならないことを確認するため、水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として、格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後 (168 時間後) において、残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウエルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第 3.4.16 図から第 3.4.18 図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約 4 時間 (原子炉格納容</u></p>	<p>第 3.4-15 図から第 3.4-17 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は事象発生から約 21 時間で 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始し、格納容器圧力が 0.31MPa [gage] 到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し、<u>酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため窒素注入を再開するが、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達するため窒素注入を停止する。その後も酸素濃度が上昇することで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 122 時間で 4.3vol% (ドライ条件) に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol% (ドライ条件) 到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出され、また、格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol% (ウェット条件) まで低下する。さらに、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作により、<u>酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である 5vol% (ドライ条件) に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</u></u></p>	<p>第 3.4.2-1(11)図から第 3.4.2-1(15)図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、<u>ドライ条件において事象発生から約 85 時間で 4.4vol% に到達するが、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.4vol% 到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol% まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。</u></p>	<p>的な条件として沸騰状態の G 値を非沸騰状態にも適用して評価している。)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、窒素注入を実施し既定の格納容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol% を超えない。 (ただし、LOCA 後のブローダウンに起因して、ドライウエル内のほぼ 100% が水蒸気で満たされる期間は除く)</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol%</p>

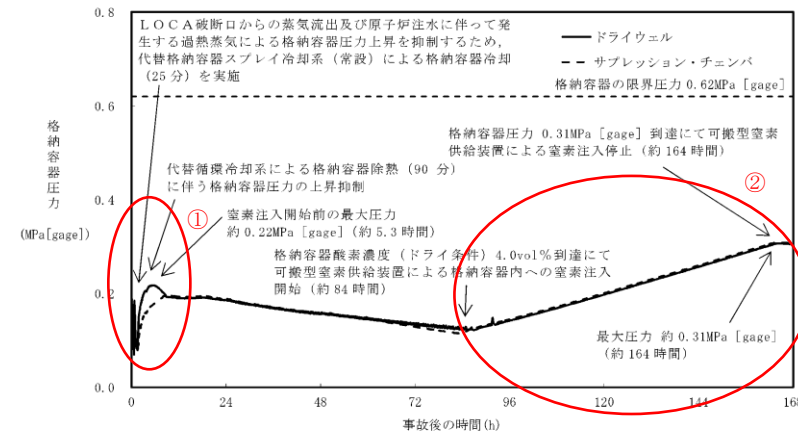
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器内が負圧となる時間)までは、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため、現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約18TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>(添付資料3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p>	<p>格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約4.8TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は、「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p>	<p>を超えない。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</u></p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素置換による格納容器内雰囲気の不</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、<u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備している。</u></p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、可燃領域の到達を防止するために、SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>

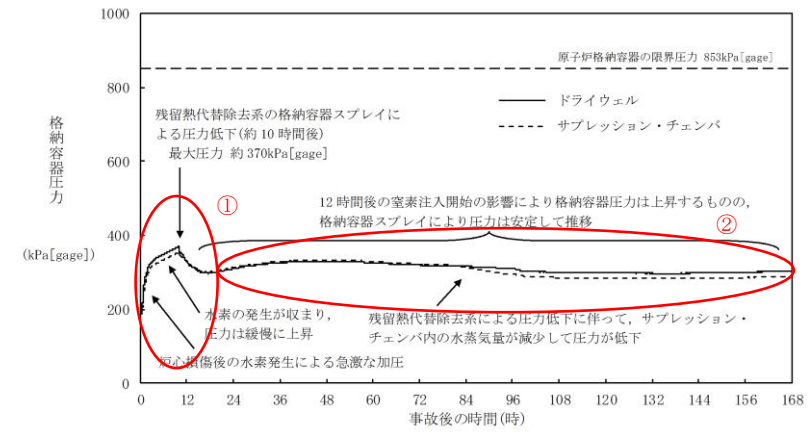
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vo1%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>活性化に加え、<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vo1%<u>(ドライ条件)</u>以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策</u>は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>雰囲気の不活性化及び<u>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</u>により、酸素濃度が可燃限界である5vo1%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策</u>は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	



第 3.4.1 図 格納容器圧力の推移

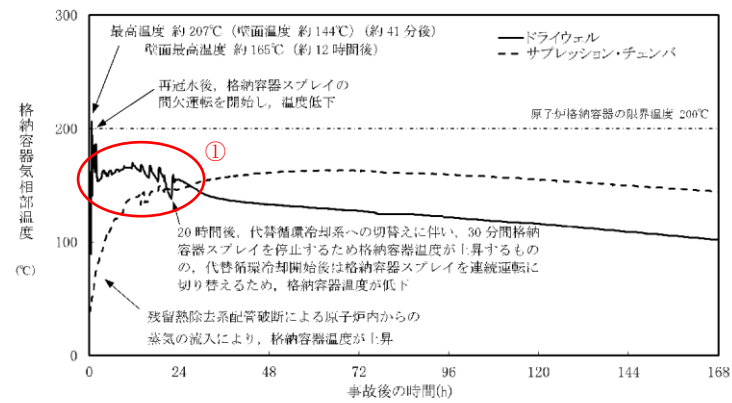


第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移

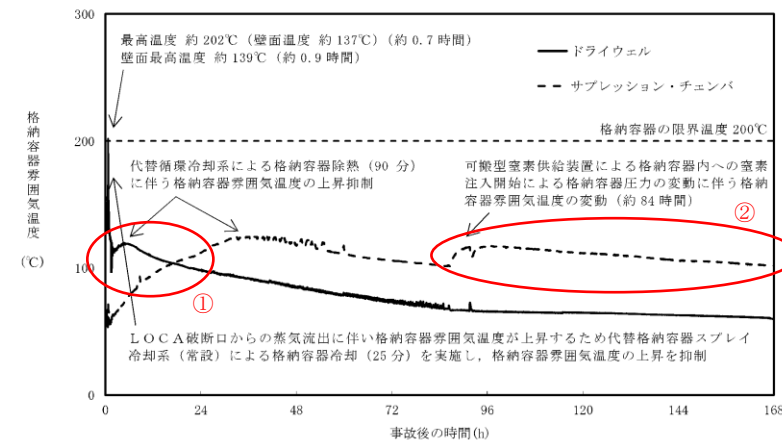


第 3.4.2-1(1) 図 格納容器圧力の推移

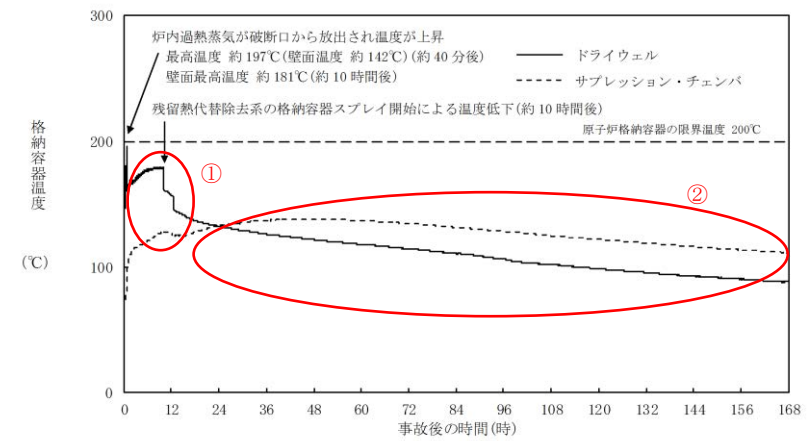
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。
 ②島根 2号炉は、残留代替除去系の運転開始後に、窒素を注入していることから、柏崎 6/7 のように格納容器圧力が低下しない。
【東海第二】
 ①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器圧力が高く推移する。
 ②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器圧力が有意に上昇しない。



第 3.4.2 図 格納容器気相温度の推移



第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3.4.2-1(2)図 格納容器温度の推移

・解析結果の相違

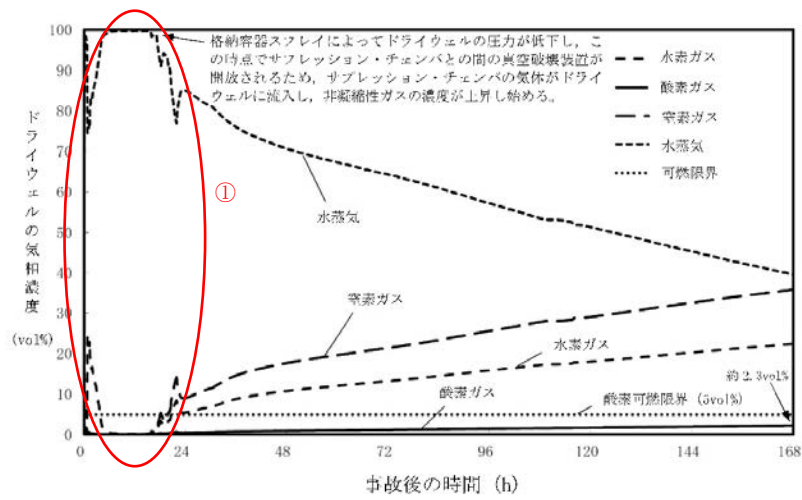
【柏崎 6/7】

①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。

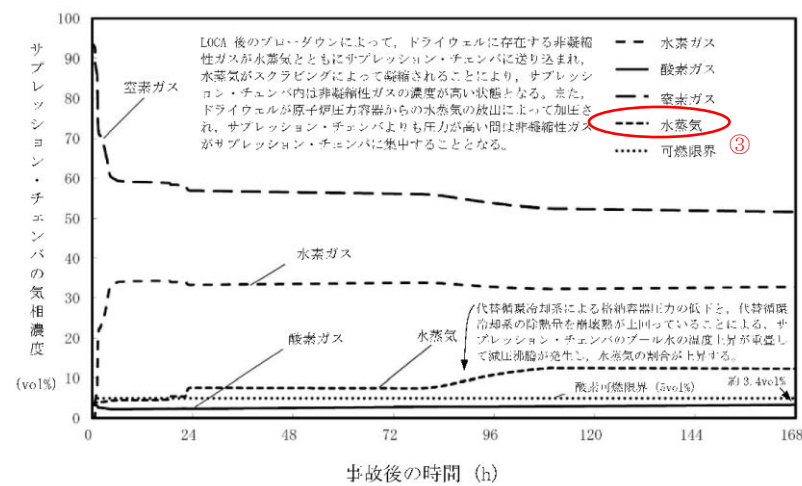
【東海第二】

①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器温度が高く推移する。

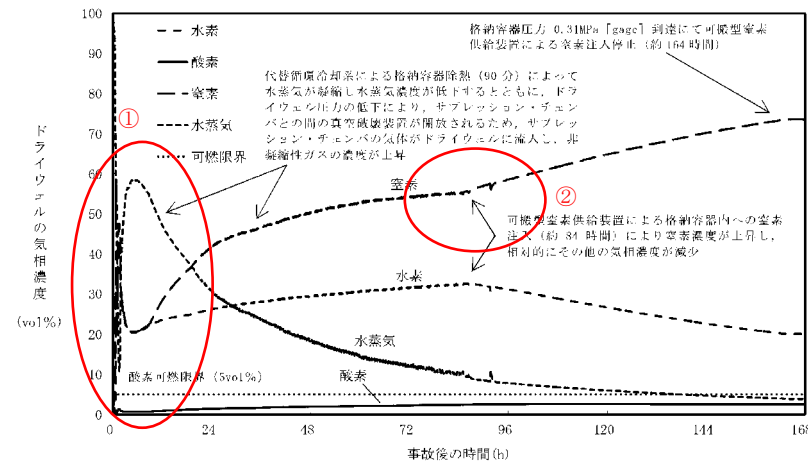
②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器温度の有意な変動が生じない。



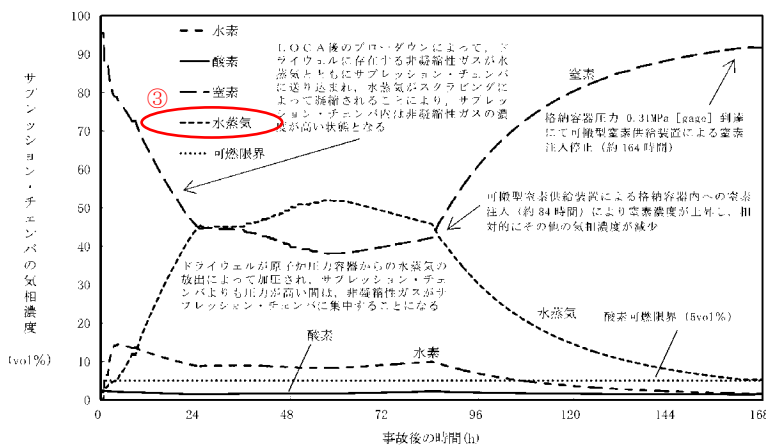
第 3.4.3 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



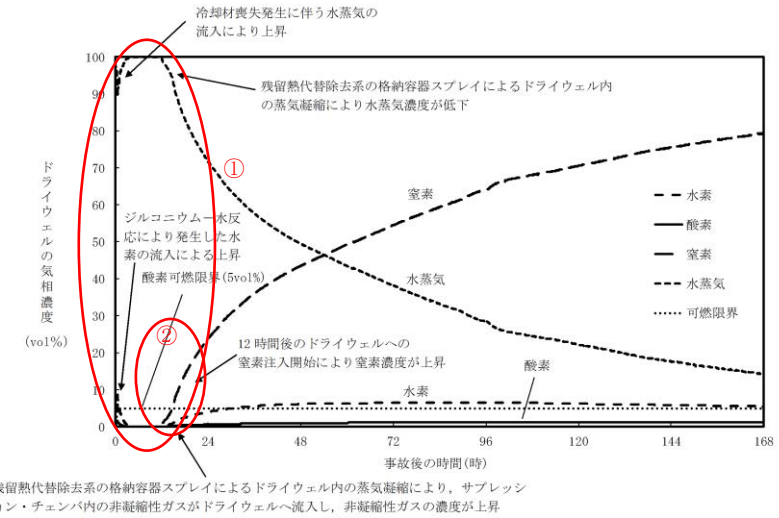
第 3.4.4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



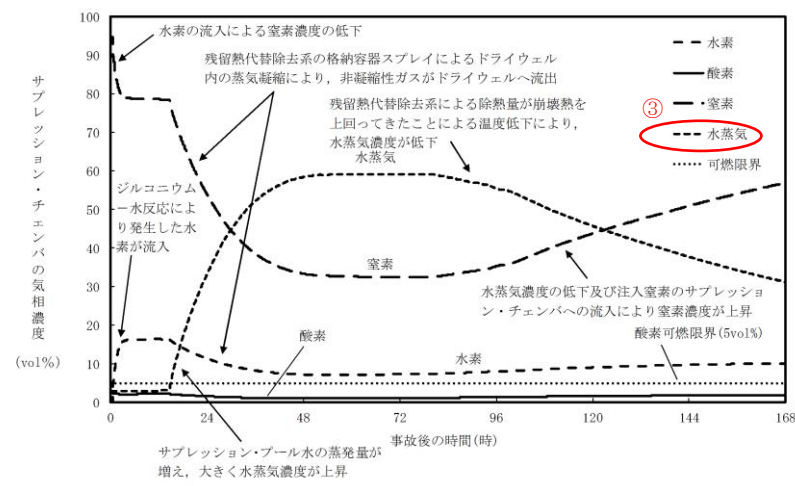
第 3.4-3 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.4-4 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)

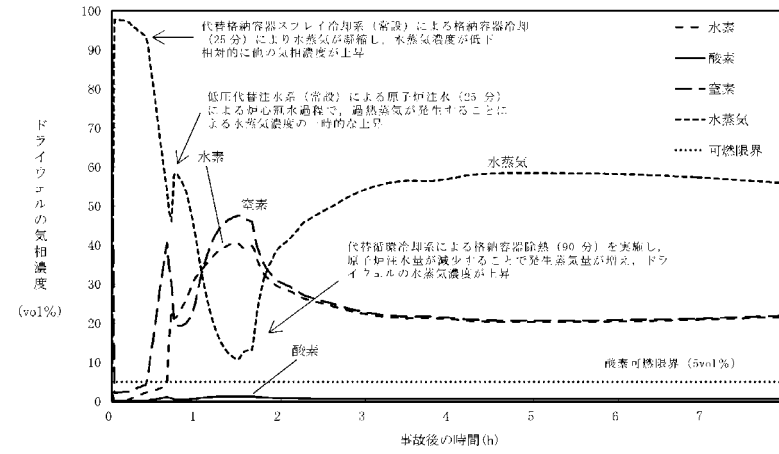


第 3.4.2-1(3) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

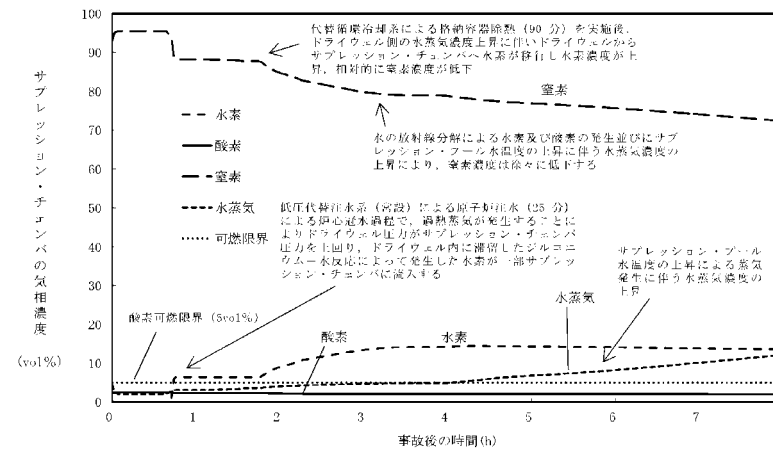


第 3.4.2-1(4) 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根 2 号炉及び柏崎 6/7 では、LOCA後のブローダウンにより、ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気で満たされた状態となるが、東海第二では、事象初期に代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイを実施することにより、水蒸気が凝縮され、水蒸気濃度は 100%程度まで上昇しない。
 ②島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の開始に合わせ窒素注入を開始するが、東海第二では、格納容器の酸素濃度(ドライ条件) 4 vol%到達時に開始するため、窒素濃度の上昇のタイミングが異なる。
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ③残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後、ドライウェル内の格納容器圧力が低下し、それに伴うサプレッション・チェンバ圧力の低下による減圧沸騰により水蒸気量が増加する(設備の除熱量や原子炉格納容器除熱開始のタイミング等により 3 社の挙動はそれぞれ異なる)。



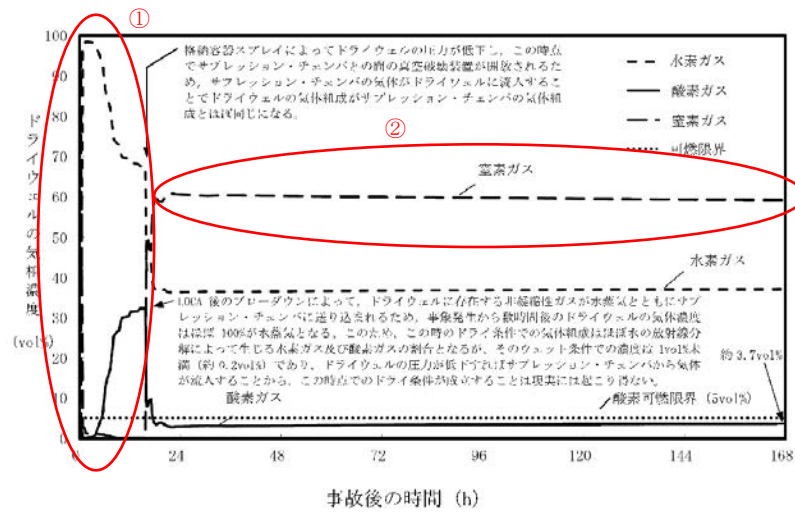
第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウエット条件) (~8 時間)



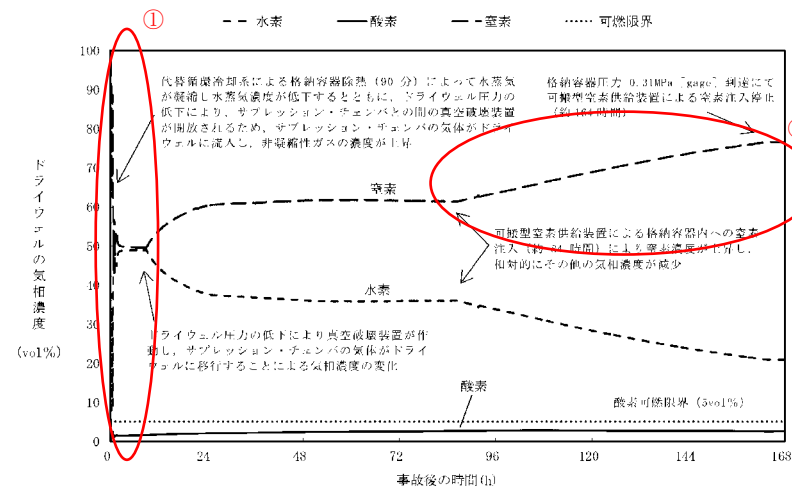
第 3.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウエット条件) (~8 時間)

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は, 事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため, 挙動の移り変わりが少ないことから, ドライウエルの気相濃度 (ウエット条件) の短時間グラフは記載していない。

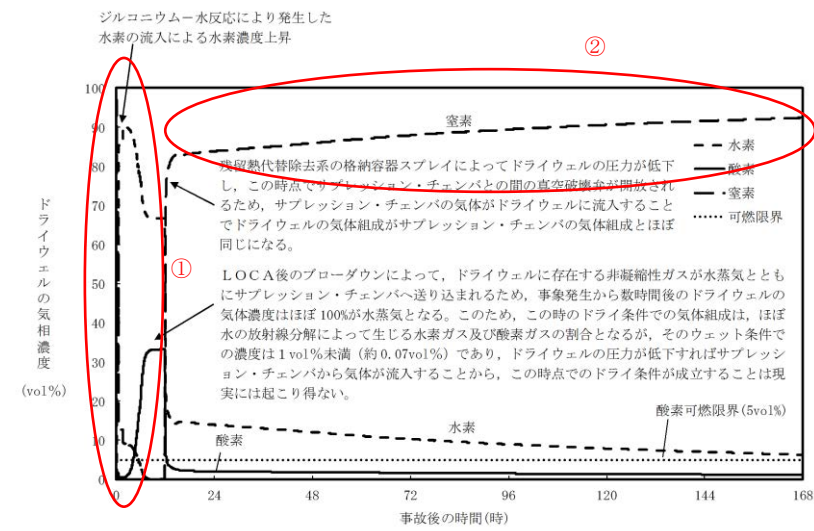
・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は, 事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため, 挙動の移り変わりが少ないことから, サプレッション・チェンバの気相濃度 (ウエット条件) の短時間グラフは記載していない。



第 3.4.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

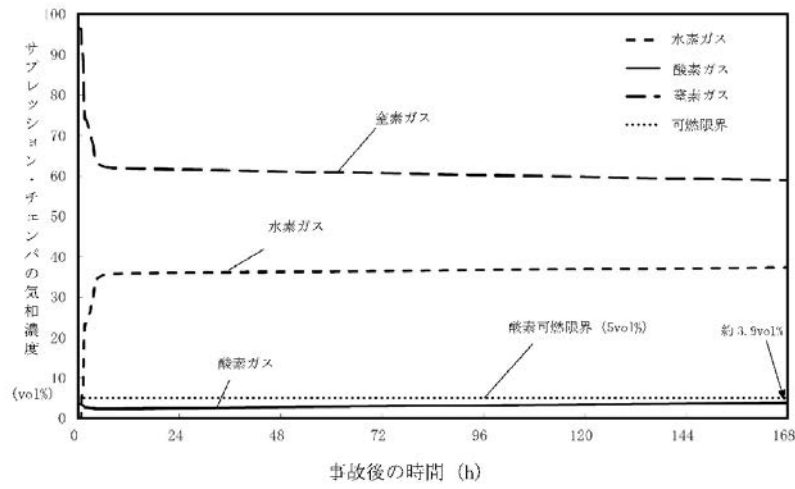


第 3.4-7 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

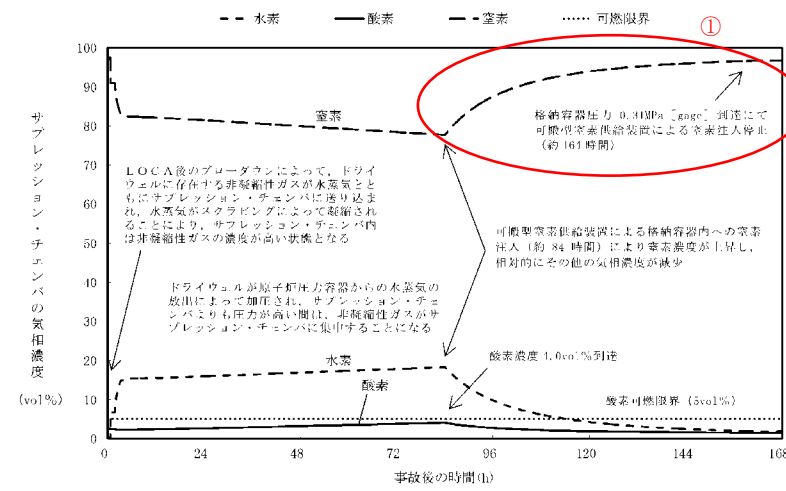


第 3.4.2-1(5) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

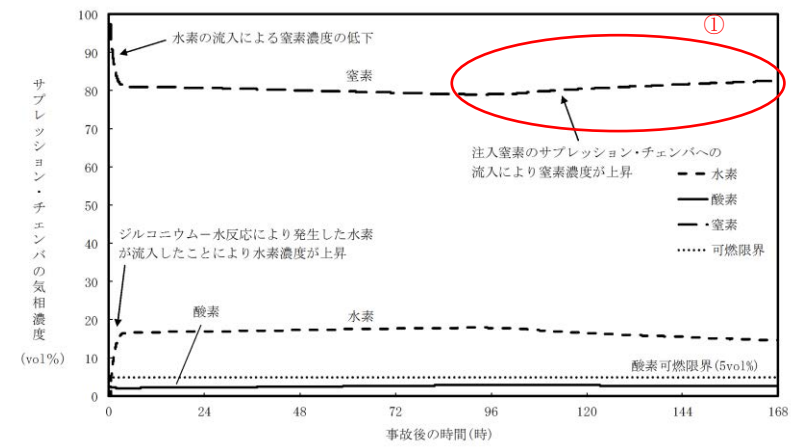
・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根 2号炉は, LOCA後のブローダウンにより, ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気で満たされた状態となることにより, 可燃性ガスの濃度 (ドライ条件) が相対的に高くなるが, 東海第二では, 事象初期に代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイを実施することにより, 水蒸気濃度は 100%程度まで上昇しないため, これに伴う可燃性ガスの濃度 (ドライ条件) の有意な上昇はない。
【柏崎 6/7】
 ②島根 2号炉は, 可燃性ガス濃度抑制のため, 原子炉格納容器内に窒素を注入することから, 窒素の濃度が上昇する。



第3.4.6 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)

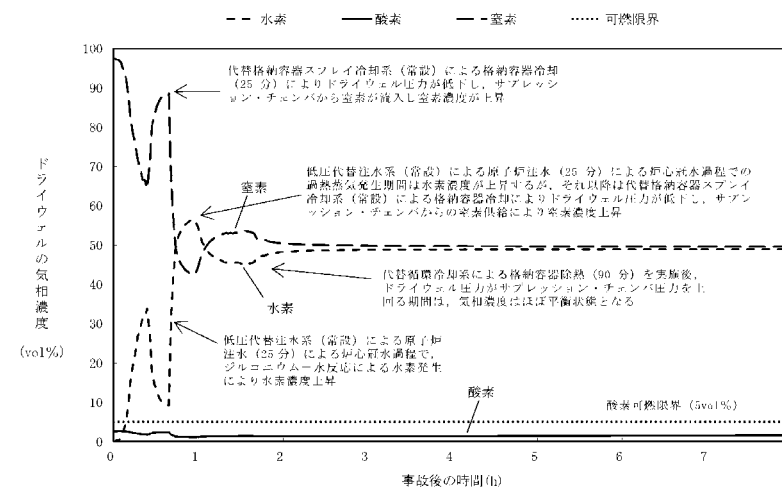


第3.4-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

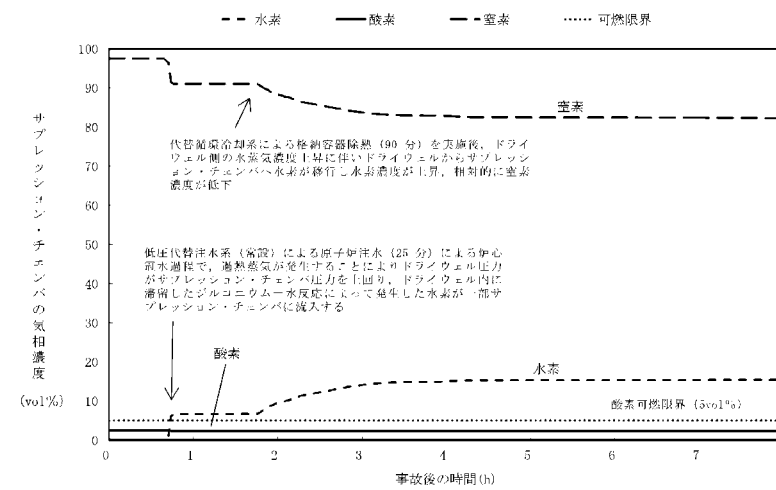


第3.4.2-1(6) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉は、窒素の注入はドライウエル側のみであるため、ドライウエルへの窒素注入開始（事象発生から12時間）後に、当初サプレッション・チェンバの窒素濃度は上昇しないが、残留熱代替除去系による格納容器の除熱量が崩壊熱を上回った時点で、サプレッション・プールからの蒸発が減少して、サプレッション・チェンバの圧力がドライウエルの圧力を下回ることにより、ドライウエルに注入した窒素がサプレッション・チェンバに流入し、サプレッション・チェンバの窒素濃度が上昇する。一方で東海第二では、サプレッション・チェンバへも窒素を注入しているため、窒素注入開始以降、窒素の濃度が上昇している。



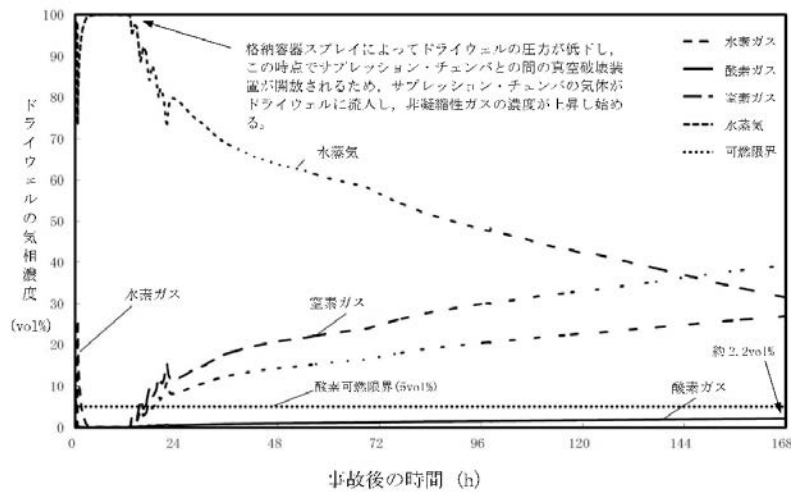
第 3.4-9 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (~8 時間)



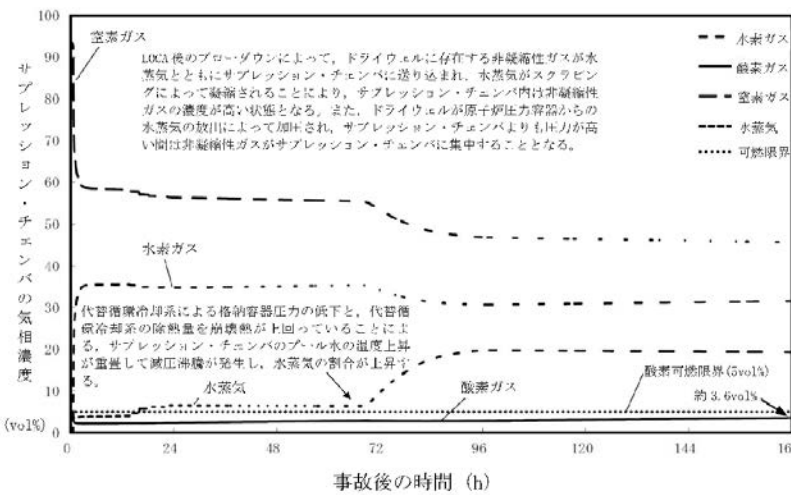
第 3.4-10 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件) (~8 時間)

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、ドライウエルの気相濃度 (ドライ条件) の短時間グラフは記載していない。

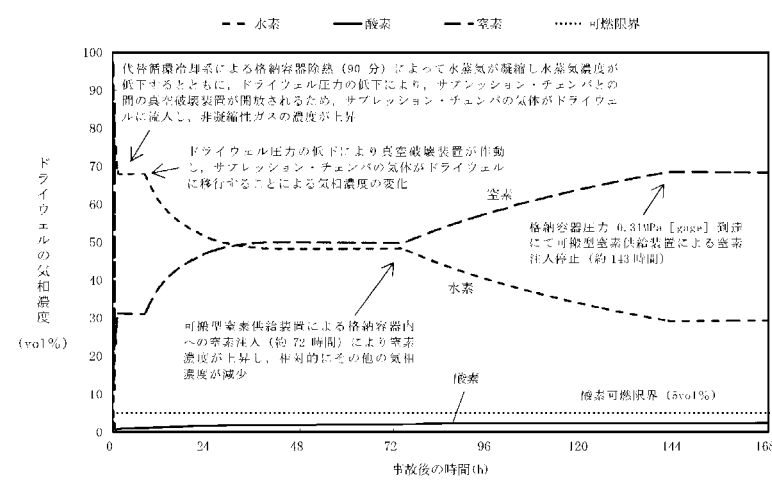
・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、サプレッション・チェンバの気相濃度 (ドライ条件) の短時間グラフは記載していない。



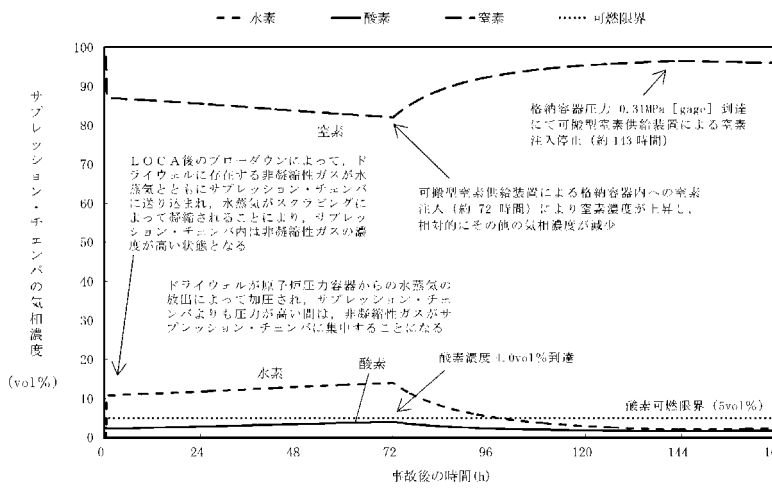
第 3.4.7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



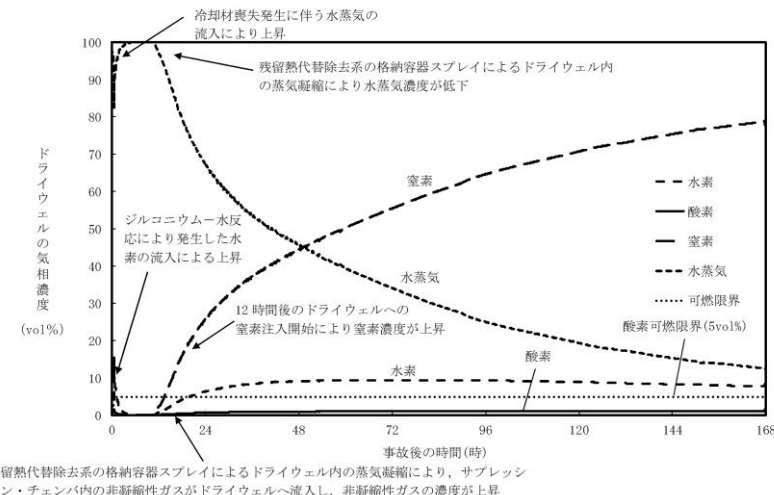
第 3.4.8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



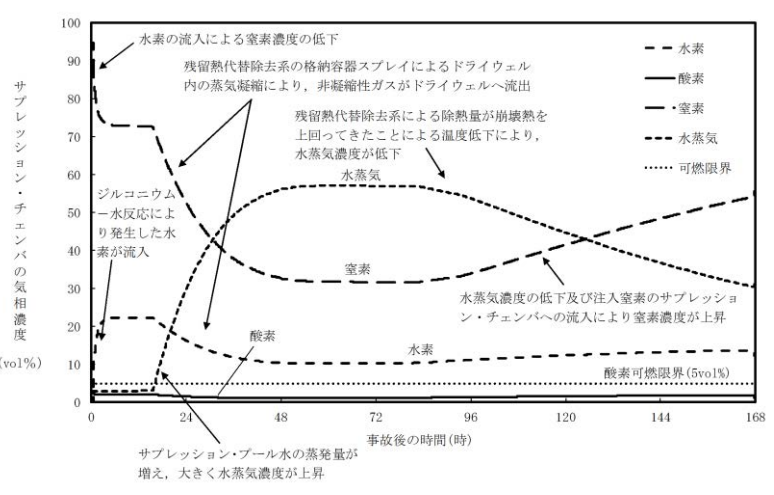
第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

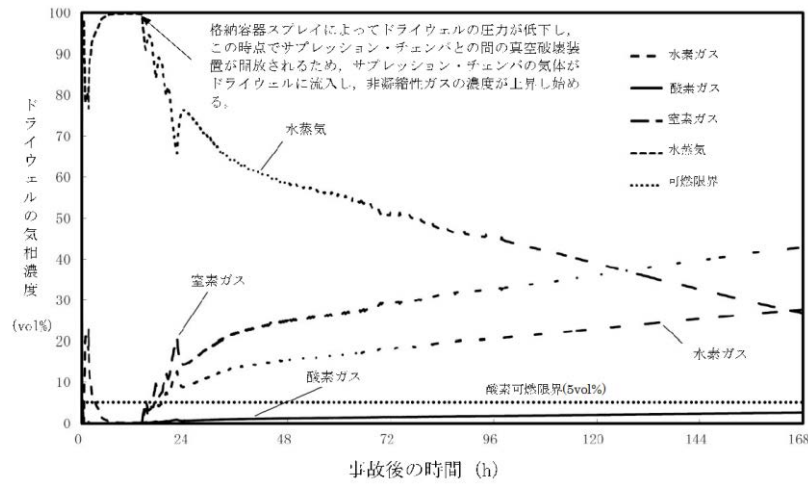


第 3.4.2-1(7) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

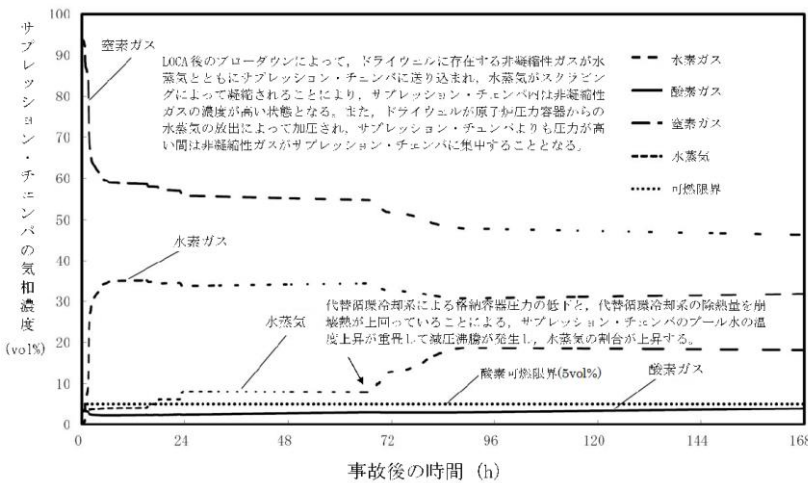


第 3.4.2-1(8) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

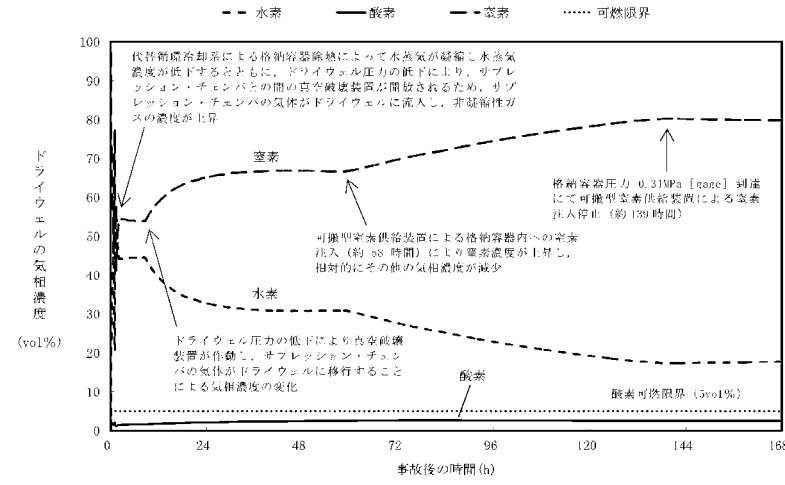
・解析条件の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
 (・挙動の差異はベースケースと同様。)



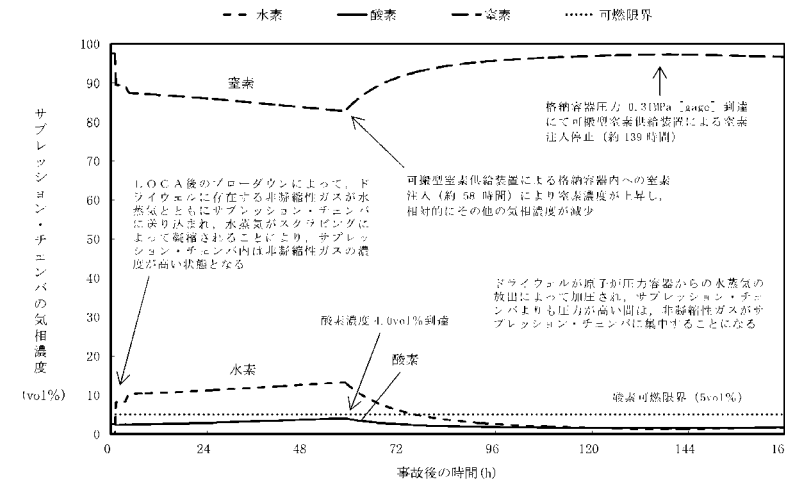
第 3.4.9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



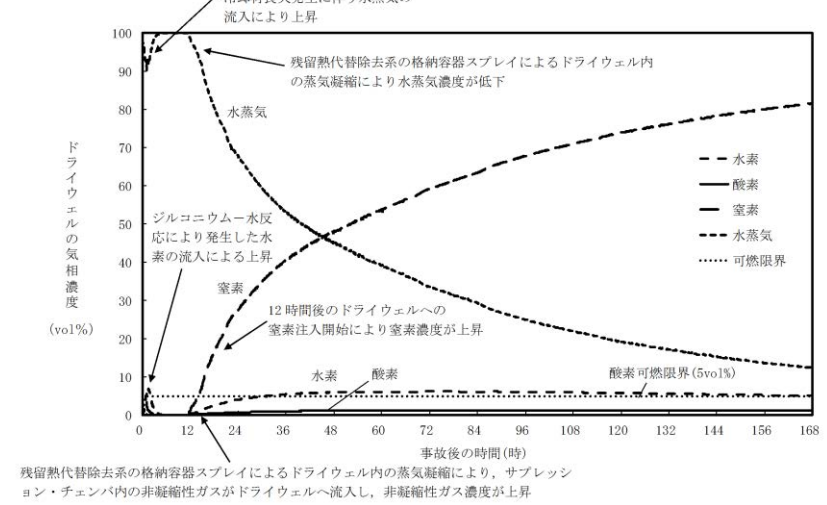
第 3.4.10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



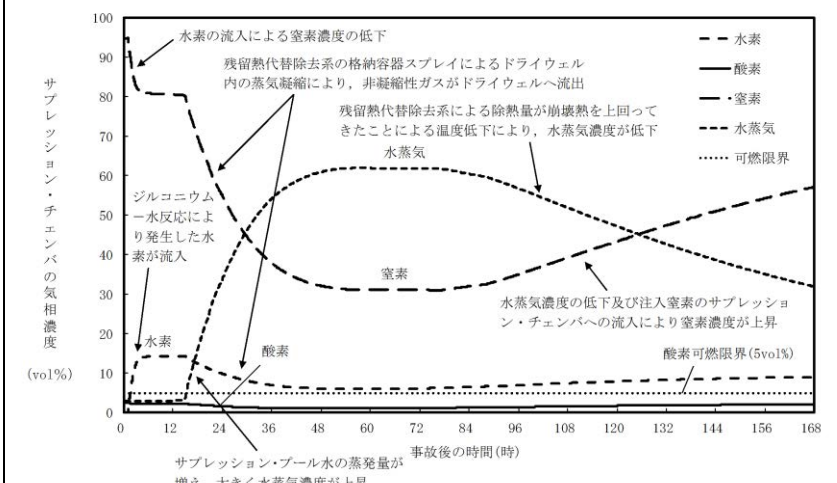
第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-14 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

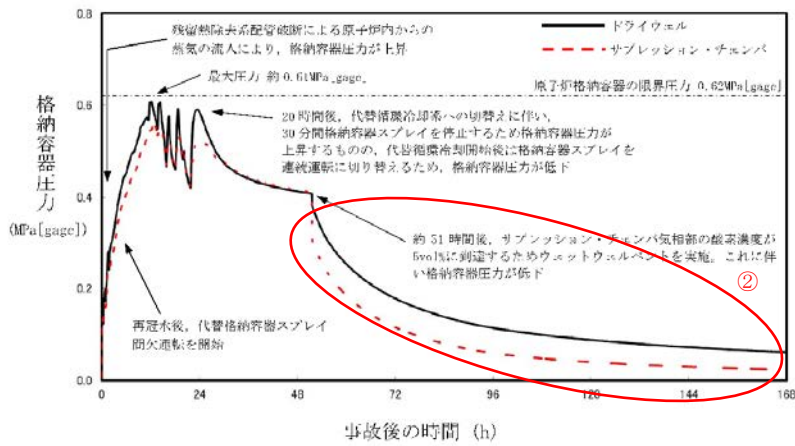


第 3.4.2-1(9) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

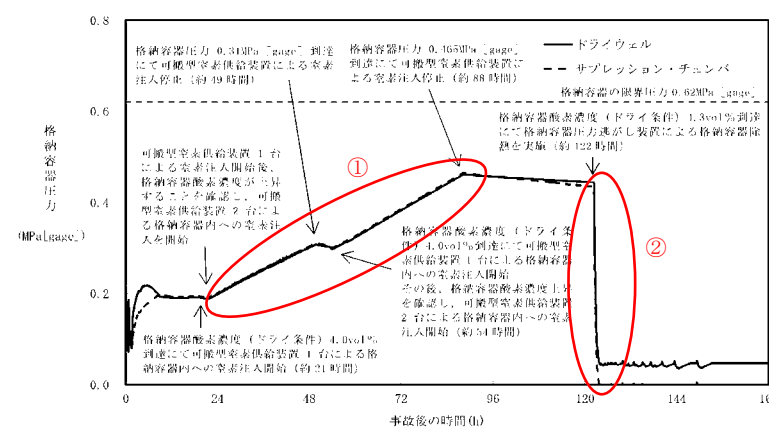


第 3.4.2-1(10) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

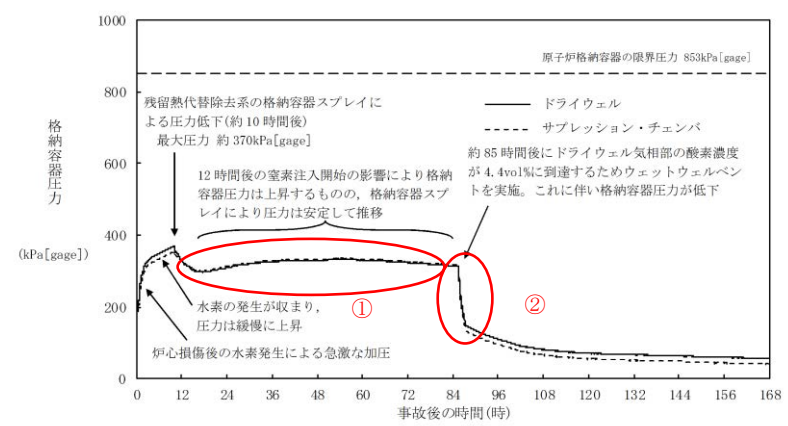
・解析条件の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
 (・挙動の差異はベースケースと同様。)



第 3.4.11 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移※



第 3.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



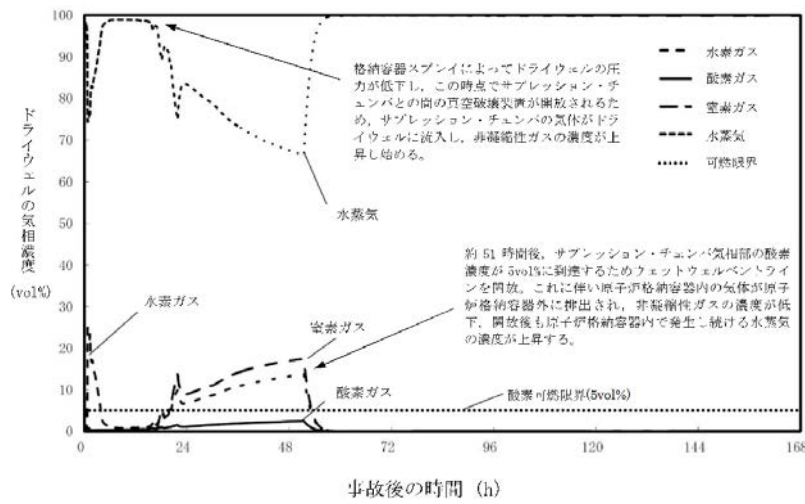
第 3.4.2-1(11) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

※ 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 3.1.2.11 図及び第 3.4.1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。

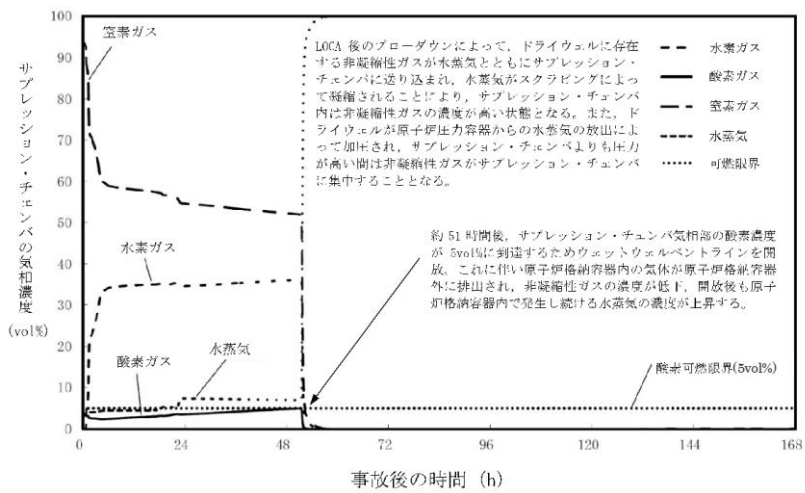
・解析結果の相違
【東海第二】
①島根 2 号炉は、東海第二と同様に可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に原子炉格納容器内に窒素を注入しているが、注入する窒素の容量が東海第二より小さいことから、格納容器圧力の有意な上昇はない。

(②酸素濃度を基準とした格納容器ベントの実施により格納容器圧力が低下しており、3 プラントとも同様の挙動。)

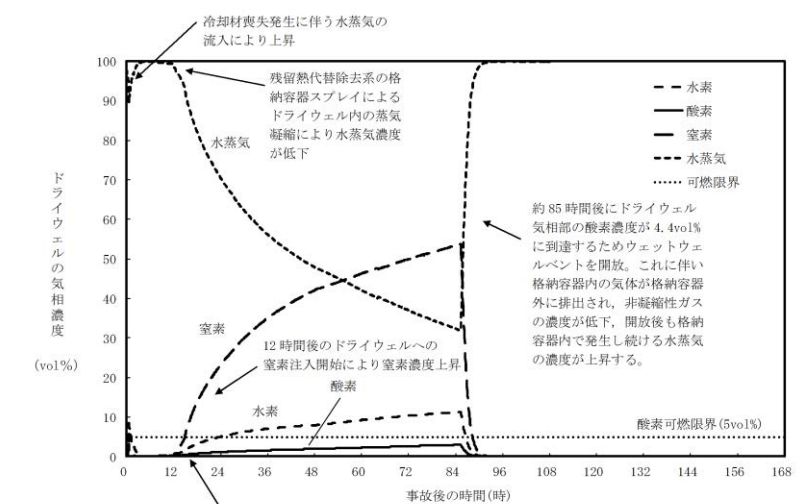
・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉は、G 値を設計基準事故ベースとした場合についても、ベース解析と同じ条件で実施している。



第 3.4.12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

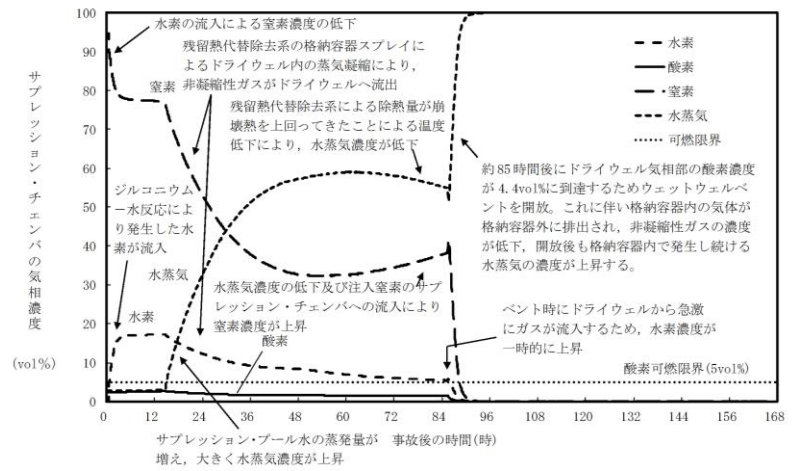


第 3.4.13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



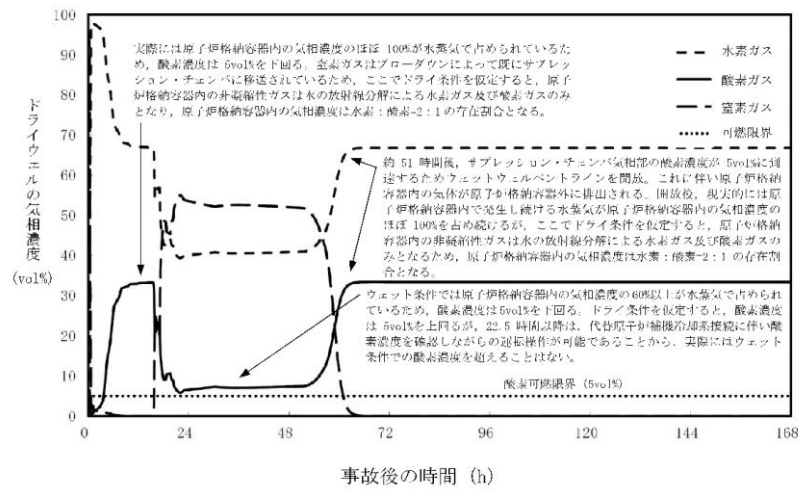
残留熱代除去系の格納容器スプレイによるドライウエルの蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

第 3.4.2-1(12) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

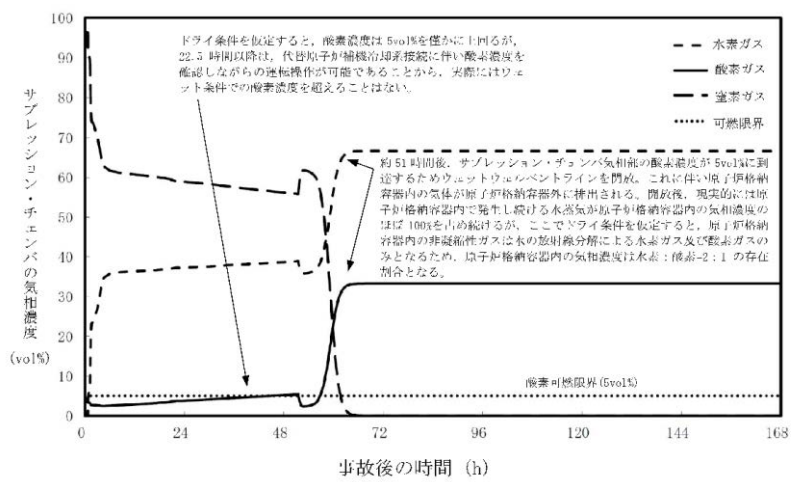


第 3.4.2-1(13) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

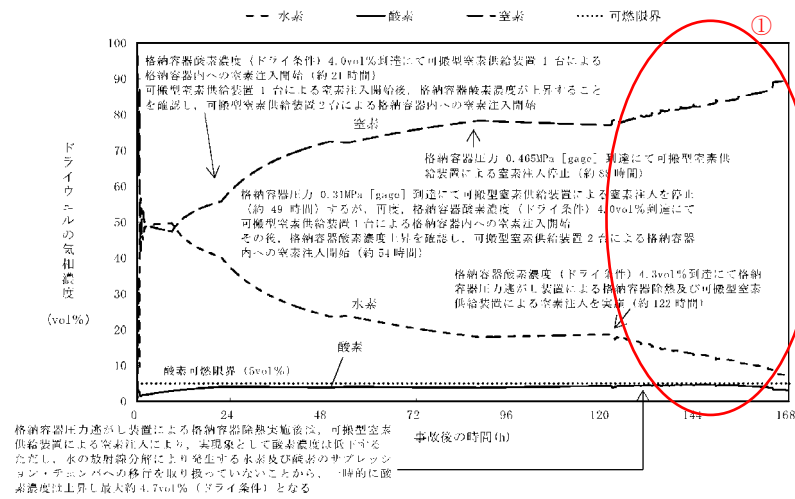
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、G 値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の気相濃度の推移を記載している。
 (・格納容器ベントの実施に伴う減圧沸騰により原子炉格納容器内が水蒸気に満たされた状態となり、非凝縮性ガスの濃度が小さくなることは、2 プラントとも同様の挙動。)



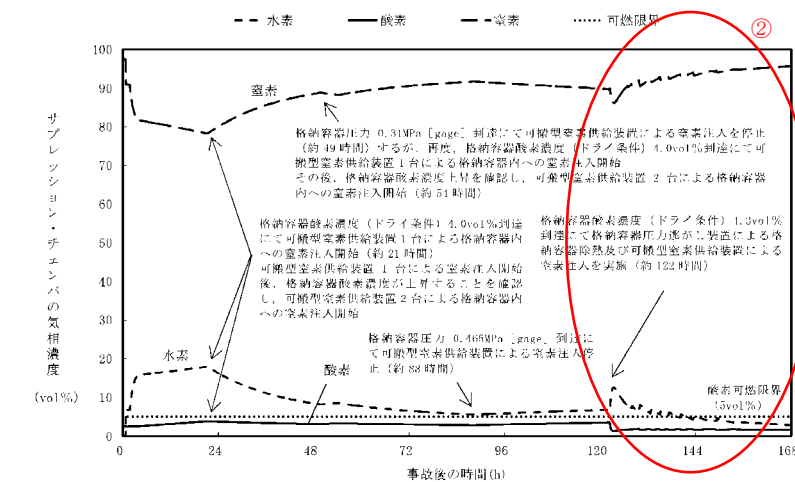
第 3.4.14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



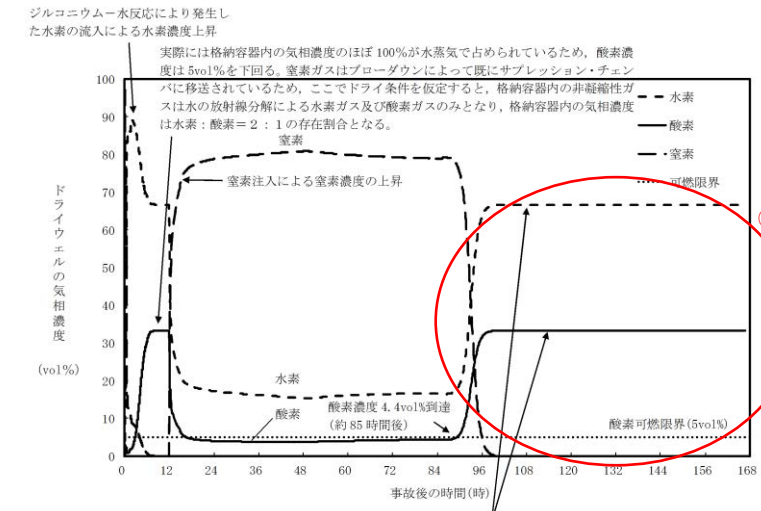
第 3.4.15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



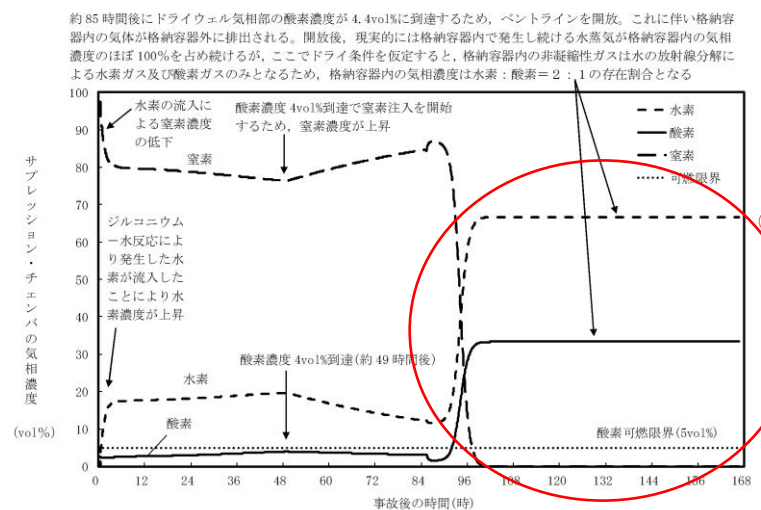
第 3.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



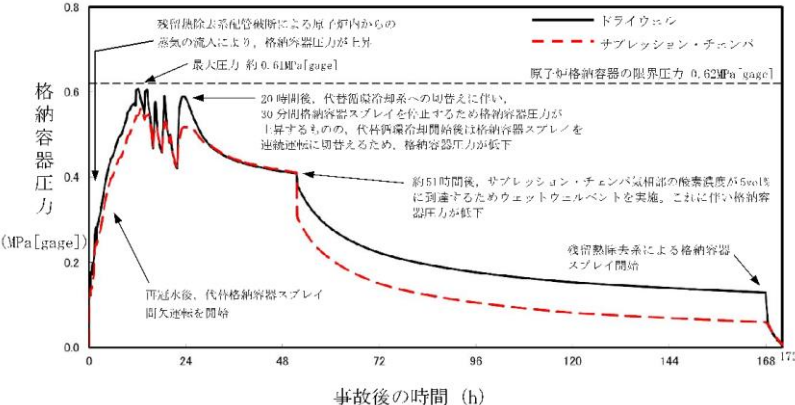
第 3.4.2-1(14) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

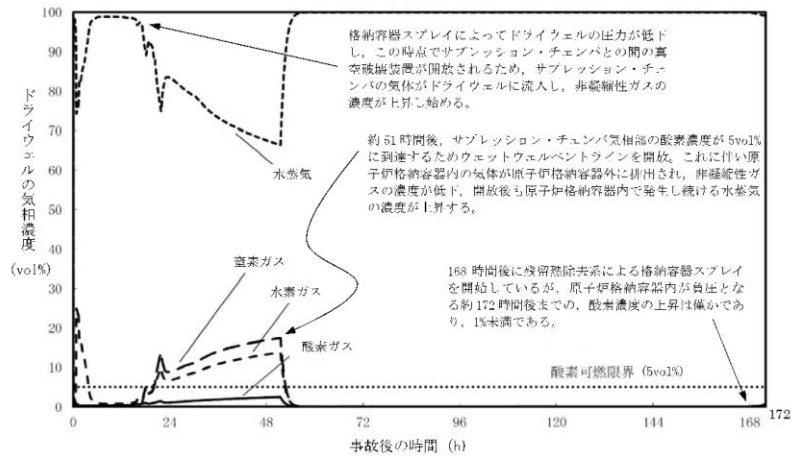


第 3.4.2-1(15) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

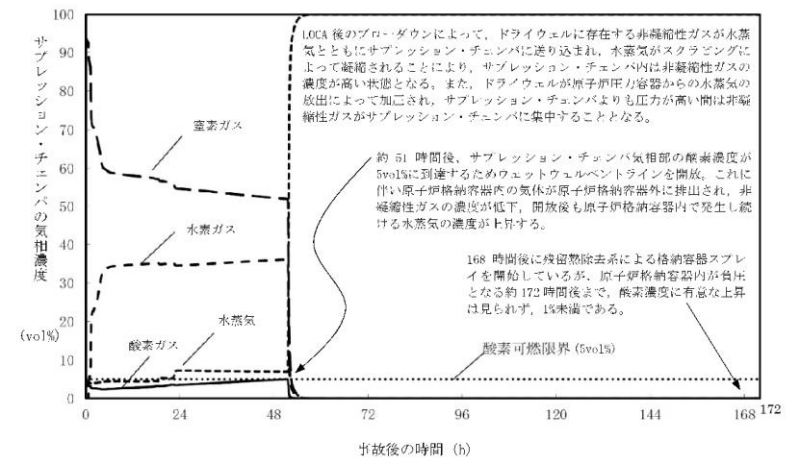
・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根 2号炉は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

②島根 2号炉は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="148 661 920 787">第3.4.16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移（事象発生から168時間後に残留熱除去系によるドライウェルズスプレイ（954m³/h）を連続で実施）*</p> <p data-bbox="148 840 920 1102">*本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約51時間後までの格納容器圧力の推移は、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第3.1.2.11 図及び第3.4.1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>			<p data-bbox="2522 210 2819 609">・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、酸素濃度がドライ条件で5vol%に到達した時点で格納容器ベントを実施することになっていることから、柏崎6/7とは異なり感度解析は不要。</p>



第 3.4.17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)



第 3.4.18 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、酸素濃度がドライ条件で 5 vol% に到達した時点で格納容器ベントを実施することになっていることから、柏崎 6/7 とは異なり感度解析は不要。

第3.4.1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件 酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限) ①
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量 解析コード MAA P による評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス : 0.06 分子 / 100eV 酸素ガス : 0.03 分子 / 100eV 重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4.2 表 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度※

項目	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 2.3	約 3.7 ②
サブレーション・チェンバ	約 3.4	約 3.9

※ 全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が反応した場合

第3.4-1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件 酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容される値の上限) ①
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量 解析コード MAA P による評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素 : 0.06 分子 / 100eV 酸素 : 0.03 分子 / 100eV 重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4-2 表 事象発生から 7 日間 (168 時間) における酸素濃度の最高値及び到達時間※

項目	ウェット条件	ドライ条件
ドライウエル	約 2.7vol% (約 116 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)
サブレーション・チェンバ	約 2.5vol% (約 0.4 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間) ②

※ 全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が反応した場合

第3.4.2-1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件 酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度 4.4vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容されている値の上限) ①
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 7.8% が水と反応して発生する水素量 解析コード MAA P による評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素 : 0.06 分子 / 100eV 酸素 : 0.03 分子 / 100eV 重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4.2-2 表 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度※

項目	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 1.1	約 1.2 ②
サブレーション・チェンバ	約 1.9	約 2.8

※ 全炉心内のジルコニウム量の約 7.8% が反応した場合

- ・解析条件の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ① 運転上許容される値の上限値に基づき, 初期酸素濃度を設定している考え方は 3 プラントとも同様。
- 【東海第二】
- ② 島根 2号炉は, ドライ条件の酸素濃度について水蒸気が凝縮されるまでの期間で可燃領域を超えることから, 最高値ではなく, 統一的に 7 日後の酸素濃度を記載している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p>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</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究[1] [2]の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG 値を $G(H_2) = 0.06$, $G(O_2) = 0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p>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について</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究^{[1][2]}の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG 値を $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、基本的に格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし、<u>水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p>第3.4-3 図から第3.4-6 図に示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとお</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p>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</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究^{[1][2]}の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG 値を $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、<u>基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下、「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、LOCA後のプロードダウンにより、原子炉格納容器内が水蒸気で満たされ、ドライ条件における酸素濃度が5vol%を超える期間があるため、ウェット条件によって判断している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(H_2) = 0.4, G(O_2) = 0.2$ とした。この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回る場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)</u> (以下「<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>」という。)によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。 	<p>り。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素及び酸素のG値を、沸騰状態においては $G(H_2) = 0.4, G(O_2) = 0.2$、非沸騰状態においては $G(H_2) = 0.25, G(O_2) = 0.125$ とする。この値は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回るため、<u>格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。</u> <u>格納容器内への窒素注入手順としては、格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し、格納容器圧力 0.31MPa[gage]までの注入を基本とするが、本感度解析のように早期の格納容器ベント(事故後7日以内を想定)に至る場合には、0.465MPa[gage]までの追加の窒素注入を実施することで、可能な限り格納容器ベント遅延させ、環境への影響を低減させることとする。ベースケースと感度解析ケースの窒素注入条件を第1表及び第2表に示す。</u> 	<p>評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、<u>沸騰状態においては $G(H_2) = 0.4, G(O_2) = 0.2$、非沸騰状態においては $G(H_2) = 0.25, G(O_2) = 0.125$ とした。</u>この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度が可燃限界を上回り、酸素濃度がドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達する場合には、<u>格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。</u> <u>サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達する場合には、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給をドライウェル側からサプレッション・チェンバ側へ切り替える。</u> 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違 【柏崎6/7】 DBAの性能評価では沸騰状態と非沸騰状態でG値を変更して評価しており、島根2号炉ではその条件どおりに評価を行っている。 (柏崎6/7は、DBAの性能評価において、保守的な条件として沸騰状態のG値を非沸騰状態にも適用して評価している。) 運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用しない。(以降、同様な相違については記載省略) 運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 【東海第二】 島根2号炉は、窒素注入を実施し既定の格納

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。</p>	<p>第1表 重大事故相当のG値を想定した場合（ベースケース）の窒素注入条件</p> <table border="1" data-bbox="961 541 1694 684"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>窒素注入条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達</td> <td>S/Cへの窒素注入（窒素198Nm³/h、酸素2Nm³/h）を開始</td> </tr> <tr> <td>② PCV圧力0.31MPa[gage]到達</td> <td>S/Cへの窒素注入を停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ PCV：格納容器，S/C：サブプレッション・チェンバ，D/W：ドライウエル</p> <p>第2表 設計基準事故相当のG値を想定した場合（感度解析ケース）の窒素注入条件</p> <table border="1" data-bbox="961 856 1694 1220"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>窒素注入条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達</td> <td>S/Cへの窒素注入（窒素198Nm³/h、酸素2Nm³/h）を開始</td> </tr> <tr> <td>② 酸素濃度が上昇傾向（解析上は①実施の30分後）</td> <td>S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm³/h、酸素2Nm³/h）を開始（合計で窒素396Nm³/h、酸素4Nm³/hを格納容器内に注入）</td> </tr> <tr> <td>③ PCV圧力0.31MPa[gage]到達</td> <td>S/C及びD/Wへの窒素注入を停止</td> </tr> <tr> <td>④ PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達</td> <td>S/Cへの窒素注入（窒素198Nm³/h、酸素2Nm³/h）を開始</td> </tr> <tr> <td>⑤ 酸素濃度が上昇傾向（解析上は④実施の30分後）</td> <td>S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm³/h、酸素2Nm³/h）を開始（合計で窒素396Nm³/h、酸素4Nm³/hを格納容器内に注入）</td> </tr> <tr> <td>⑥ PCV圧力0.465MPa[gage]到達</td> <td>S/C及びD/Wへの窒素注入を停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ PCV：格納容器，S/C：サブプレッション・チェンバ，D/W：ドライウエル</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を第1図から第4図，評価結果のまとめを第3表に示す。</p> <p>第3図及び第4図に示すとおり、事象発生約21時間後に酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、サブプレッション・チェンバへの窒素注入を開始する。しかし、酸素濃度の上昇が継続することから、ドライウエルへの窒素注入を追加することで、酸素濃度の上昇が抑制される。</p>	時間	窒素注入条件	① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始	② PCV圧力0.31MPa[gage]到達	S/Cへの窒素注入を停止	時間	窒素注入条件	① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始	② 酸素濃度が上昇傾向（解析上は①実施の30分後）	S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始（合計で窒素396Nm ³ /h、酸素4Nm ³ /hを格納容器内に注入）	③ PCV圧力0.31MPa[gage]到達	S/C及びD/Wへの窒素注入を停止	④ PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始	⑤ 酸素濃度が上昇傾向（解析上は④実施の30分後）	S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始（合計で窒素396Nm ³ /h、酸素4Nm ³ /hを格納容器内に注入）	⑥ PCV圧力0.465MPa[gage]到達	S/C及びD/Wへの窒素注入を停止	<p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。</p> <p>事象発生約12時間後からドライウエルへの窒素注入を開始し、その後、第6図に示すとおり、事象発生約49時間後にサブプレッション・チェンバの酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、窒素の注入をドライウエルからサブプレッション・チェンバへ切り替える。</p>	<p>容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしており、規定の酸素濃度到達後に窒素の注</p>
時間	窒素注入条件																						
① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始																						
② PCV圧力0.31MPa[gage]到達	S/Cへの窒素注入を停止																						
時間	窒素注入条件																						
① PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始																						
② 酸素濃度が上昇傾向（解析上は①実施の30分後）	S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始（合計で窒素396Nm ³ /h、酸素4Nm ³ /hを格納容器内に注入）																						
③ PCV圧力0.31MPa[gage]到達	S/C及びD/Wへの窒素注入を停止																						
④ PCV酸素4.0vol%（ドライ条件）到達	S/Cへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始																						
⑤ 酸素濃度が上昇傾向（解析上は④実施の30分後）	S/Cへの窒素注入は継続したまま、追加でD/Wへの窒素注入（窒素198Nm ³ /h、酸素2Nm ³ /h）を開始（合計で窒素396Nm ³ /h、酸素4Nm ³ /hを格納容器内に注入）																						
⑥ PCV圧力0.465MPa[gage]到達	S/C及びD/Wへの窒素注入を停止																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ウェット条件において、酸素濃度は事象発生から約 51 時間後に 5vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が 5vol%に到達した約 51 時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。</p> <p>なお、ドライ条件では、図 5 及び図 6 に示すとおり、<u>事象進展を通じて酸素濃度が 5vol%を上回る時間帯があるが</u>、図 3 及び図 4 に示すとおり、その時間帯には格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が 5vol%を超える結果となっているものであり、実際の状況下で水素燃焼</p>	<p><u>事象発生約 49 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達し、窒素注入を停止するが、酸素濃度が再度 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため、事象発生約 54 時間後にサプレッション・チェンバへの窒素注入を再開し、酸素濃度の上昇継続を受けてドライウェルへの窒素注入も再開する。</u></p> <p><u>その後、事象発生約 88 時間後に格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達するため、窒素注入を停止し、事象発生約 122 時間後に酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) に到達した時点で、サプレッション・チェンバを経由したベントを実施する。これにより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制される。</u></p>	<p><u>ドライ条件において、酸素濃度は事象発生から約 85 時間後に 4.4vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度がドライ条件において 4.4vol%に到達した約 85 時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。</u></p> <p><u>実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が 4.0vol% に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバからドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約 85 時間よりも遅延される。</u></p> <p>なお、ドライ条件では、図 5 及び図 6 に示すとおり、<u>事象発生</u>の約 3 時間後から約 17 時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が 5 vol%を上回る時間帯があるが、図 3 及び図 4 に示すとおり、その時間帯には原子炉格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が 5 vol%を</p>	<p>入箇所を切り替える運用としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、窒素注入を実施し既定の格納容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。 運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、ドライ条件により可燃限界到達の判断を行う。 記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。 運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、窒素注入箇所の切り替えを繰り返すことにより、格納容器ベントを遅延する運用としている。 解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、LOCA によるブローダウンにより原子炉核の容器内が水蒸気で満たされ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>が発生することはない(5.に確認結果を示す。)。また、代替原子炉補機冷却系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度をウェット条件で5vol%未満に抑制しながらの運転操作が可能である。</p> <p>以上を踏まえると、実際の格納容器内の酸素濃度がウェット条件で仮定した時間よりも早く可燃限界に至ることは考えにくい。</p> <p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に5vol%に到達するが、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約51時間の時間余裕があることを確認した。</p> <p>約51時間後の時点で、仮にサプレッション・チェンバのベントラインを経由し耐圧強化ベント系による排出を実施した場合であっても、Cs-137の総放出量は、本評価と同じ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして<u>いる「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において示した値を下回る※。</u></p> <p>※「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では、事象発生から約38時間後のベントを想定し、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格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の7日間(事象発生から168時間後まで)の総放出量を1.4×10^{-3} TBqと評価している。ここで仮</p>	<p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に<u>4.3vol%</u>に到達するが、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による環境中への格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による環境中への格納容器内の気体の排出までには約122時間の時間余裕があることを確認した。</p>	<p>超える結果となっているものであり、ウェット条件における酸素濃度が1.5vol%未満であることから水素燃焼が発生することはない。</p> <p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に<u>4.4vol%</u>に到達するが、<u>格納容器フィルタベント系</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器フィルタベント系</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約85時間の時間余裕があることを確認した。</p>	<p>るため、事象初期にドライ条件の酸素濃度が5vol%を超える期間があるが、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ等の実施により、5vol%を下回る。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達の有無を確認している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 酸素濃度を基準とした格納容器ベント開始時間の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、耐圧強化ベントを使用しないため、当該の記載がない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>に格納容器圧力逃がし装置を使用しないものとし、その除染係数 1,000 を見込まない場合、Cs-137 の 7 日間(事象発生から 168 時間後まで)の総放出量は 1.4 TBq となる。本評価で仮定した格納容器内の気体を排出する時間は事象発生から約 51 時間後であり、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において想定したベントの時間である約 38 時間後よりも遅く、時間経過に伴い Cs-137 の格納容器内壁面等への沈着やサブレーション・チェンバ・プール水への取り込みが進むことから、本評価における Cs-137 の 7 日間(事象発生から 168 時間後まで)の総放出量は 1.4 TBq よりも小さな値となる。</u></p> <p><u>また、排出開始後数時間で酸素濃度は 1vol%以下に低下することから、その時点で排出操作を停止することにより、Cs-137 の総放出量を更に低減することができる。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 LOCA 後に格納容器圧力逃がし装置等を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置等による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 38 時間)で格納容器圧力逃がし装置等による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100 TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置等による対応は可能と考える。</p> <p>5. <u>ドライ条件とならないことの確認</u></p> <p><u>原子炉格納容器内がドライ条件とならないことを確認するため、水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として、上記の評価結果において格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後(168 時間後)において、残留熱除去系による格納容器スプレイ(流量 954m³/h)をドライウェルに連続で実施した場合を評価し、格納容器内の気相濃度の推移を確認した。図 7 から図 10 に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器ス</u></p>	<p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 LOCA 後に代替循環冷却系を使用できない場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の<u>前に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施する流れとなり、</u>前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されること、<u>格納容器内への窒素注入操作を実施する要員については他作業と重複していないことから、</u>水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 19 時間)で格納容器圧力逃がし装置による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。</p>	<p>格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 LOCA 後に格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 32 時間)で格納容器フィルタベント系による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 格納容器ベント開始時間の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol%</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>プレイ開始後約4時間(原子炉格納容器内が負圧となる時間)までは、格納容器内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作の恐れはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できると考えられる。このため、現実として格納容器内が負圧になることはなく、従って原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</u></p> <p>6. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究 平成12年3月 [2]「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和63年3月 以上</p>	<p>5. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成12年3月) [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和63年3月)</p>	<p>5. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成12年3月) [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和63年3月)</p>	<p>を超えない。</p>

表 1 G 値の変更に伴う評価項目への影響(ウェット条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 51 時間後にサブプレッション・チェンバにおいて 5vol%に到達するが、約 51 時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5vol%未満に低減。	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	

表 2 G 値の変更に伴う評価項目への影響(ドライ条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	ウェット条件での酸素濃度 5vol% 到達に伴いウェットウエルベントラインを開放するため、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなり、ドライ条件での格納容器内の気相濃度は水素ガス:酸素ガス=2:1 の存在割合となるが、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100% を占め続ける。	約 3.7vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	

第 3 表 G 値の変更に伴う評価項目への影響 (ドライ条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 最高値 (ドライウエル)	事象発生から約 122 時間後に、ドライウエルにおいて 4.3%に到達するため、約 122 時間時点でのサブプレッション・チェンバを経由したベント実施によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5vol%未満に維持できる	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満
酸素濃度 最高値 (サブプレッション・チェンバ)		約 4.0vol% (約 84 時間)	

表 1 G 値の変更に伴う評価項目への影響 (ウェット条件)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(O ₂)=0.2 非沸騰 : G(H ₂)=0.25, G(O ₂)=0.125)	ベースケース (G(H ₂)=0.06, G(O ₂)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が 4.4vol%に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5vol%未満に低減。	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	

表 2 G 値の変更に伴う評価項目への影響 (ドライ条件)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(O ₂)=0.2 非沸騰 : G(H ₂)=0.25, G(O ₂)=0.125)	ベースケース (G(H ₂)=0.06, G(O ₂)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が 4.4vol%に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5vol%未満に低減。	約 1.2vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 2.8vol% (事象発生から 168 時間後)	

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価方針の相違
【東海第二】
島根 2 号炉及び柏崎 6/7 は、G 値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の評価を実施している。

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

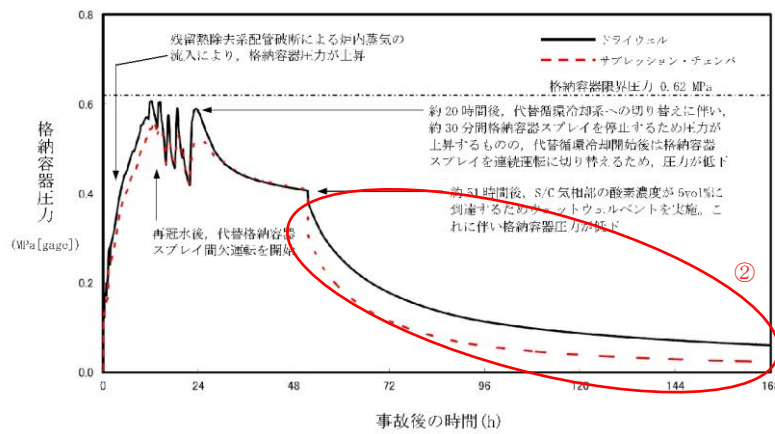
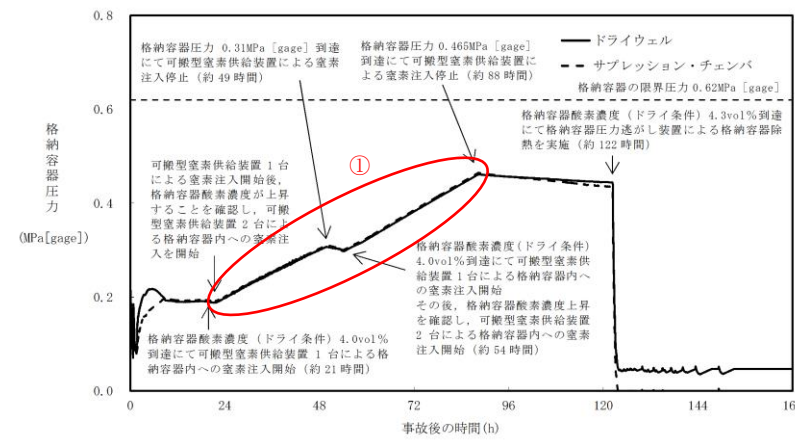


図1 格納容器圧力の推移



第1図 格納容器圧力の推移

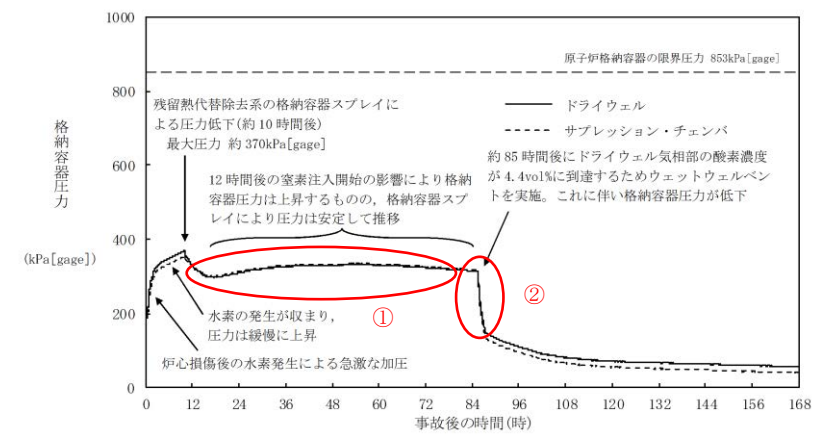


図1 格納容器圧力の推移

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉は、東海第二と同様に可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に原子炉格納容器内に窒素を注入しているが、注入する窒素の容量が東海第二より小さいことから、格納容器圧力の有意な上昇はない。
【柏崎6/7、東海第二】
 ②酸素濃度を基準とした格納容器ベントの実施により格納容器圧力が低下しており、3プラントとも同様の挙動。

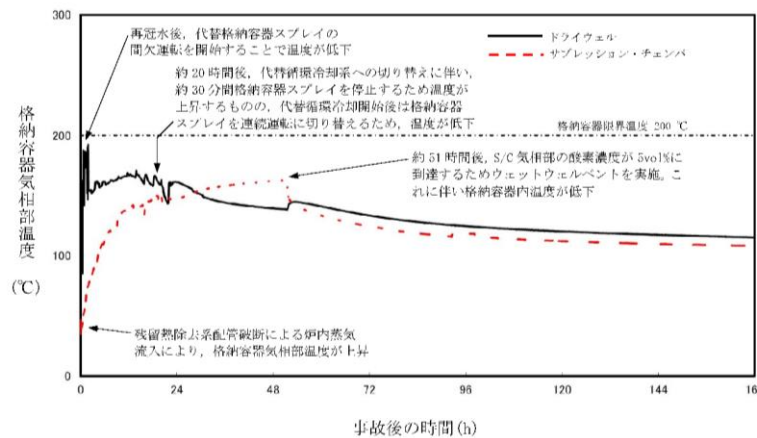
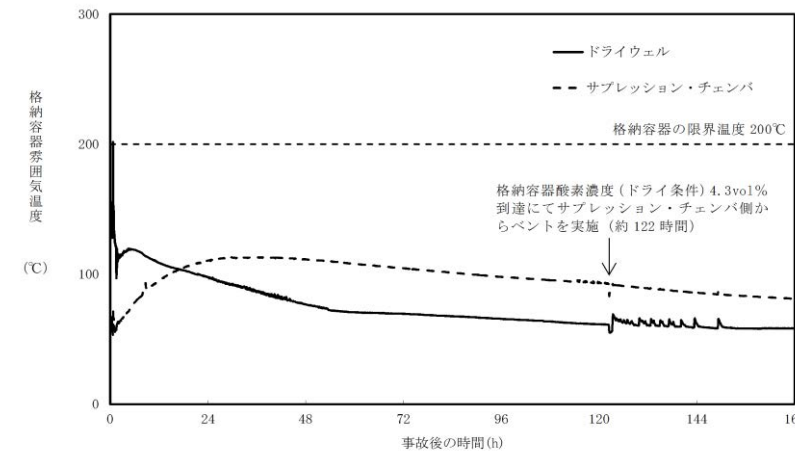


図2 格納容器気相部温度の推移



第2図 格納容器雰囲気温度の推移

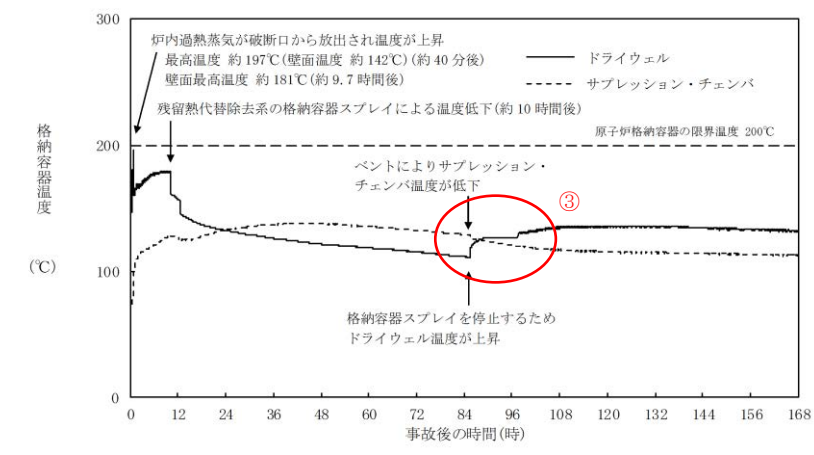


図2 格納容器温度の推移

・解析結果の相違
【柏崎6/7、東海第二】
 ③島根2号炉は、格納容器ベント実施時に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを停止することから格納容器温度が一時的に上昇する。

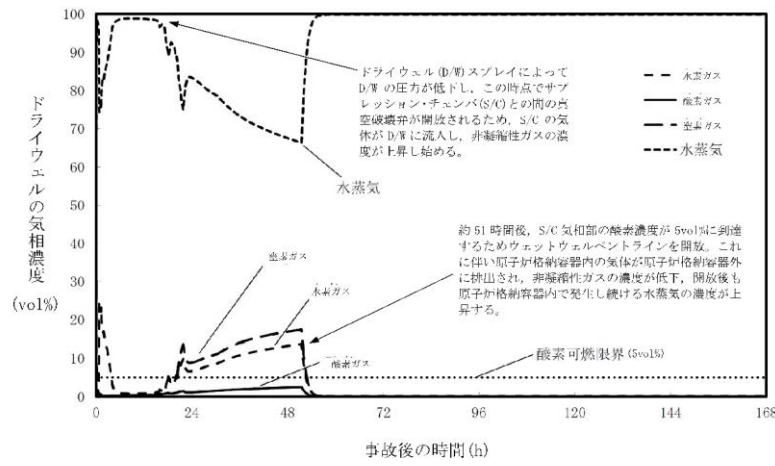


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウエット条件)

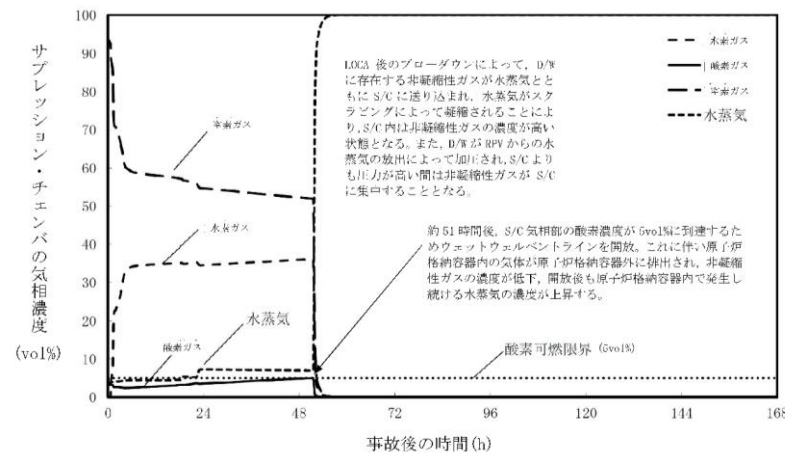


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウエット条件)

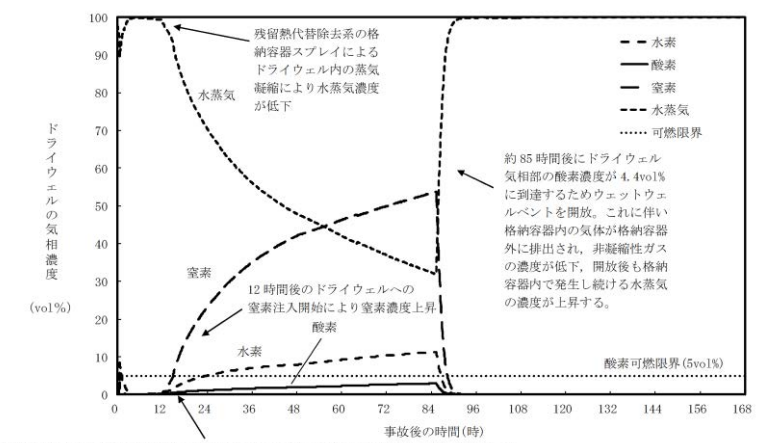


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウエット条件)

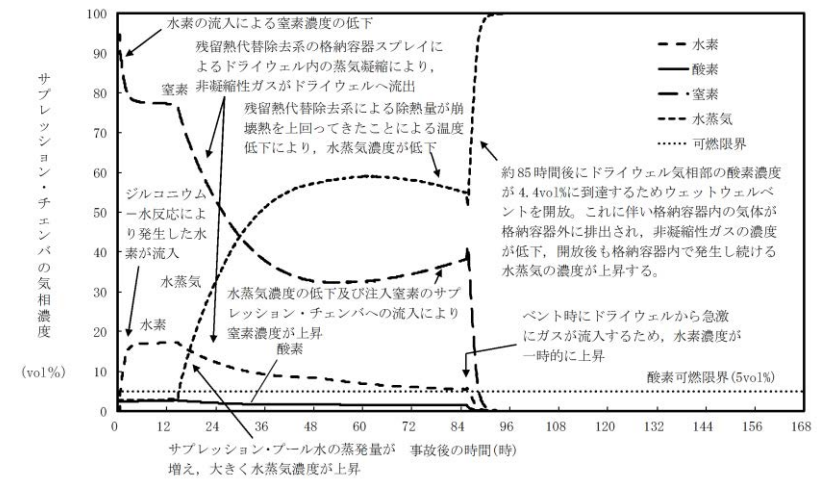


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウエット条件)

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉及び柏崎6/7は、G値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の気相濃度の推移を記載している。

(・格納容器ベントの実施に伴う減圧沸騰により原子炉格納容器内が水蒸気に満たされた状態となり、非凝縮性ガスの濃度が小さくなることは、2プラントとも同様の挙動。)

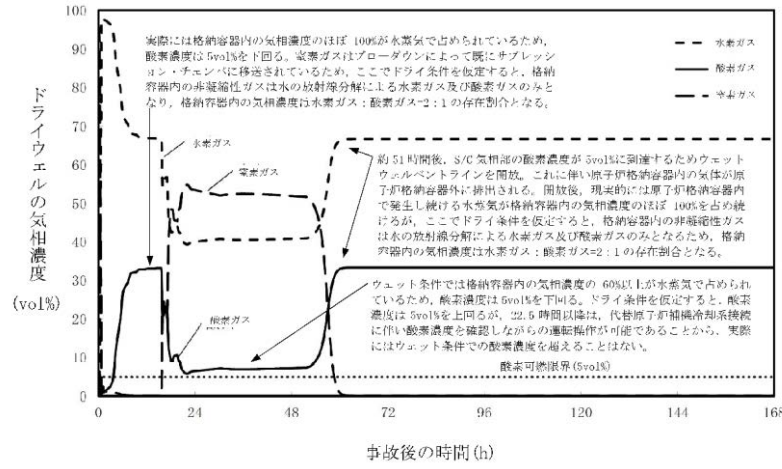


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

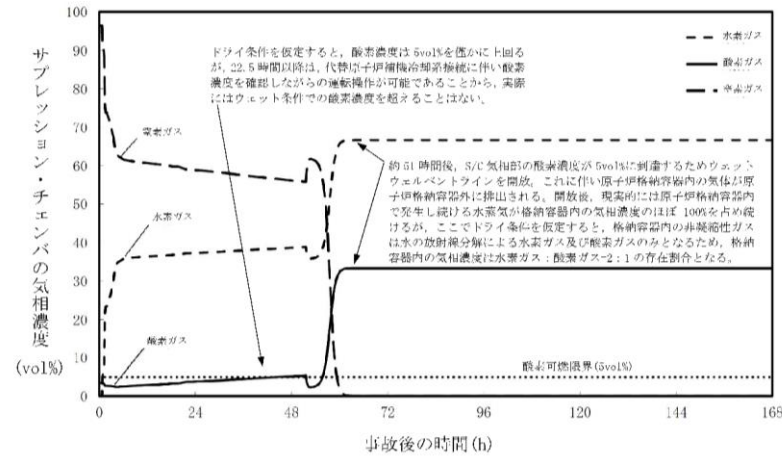
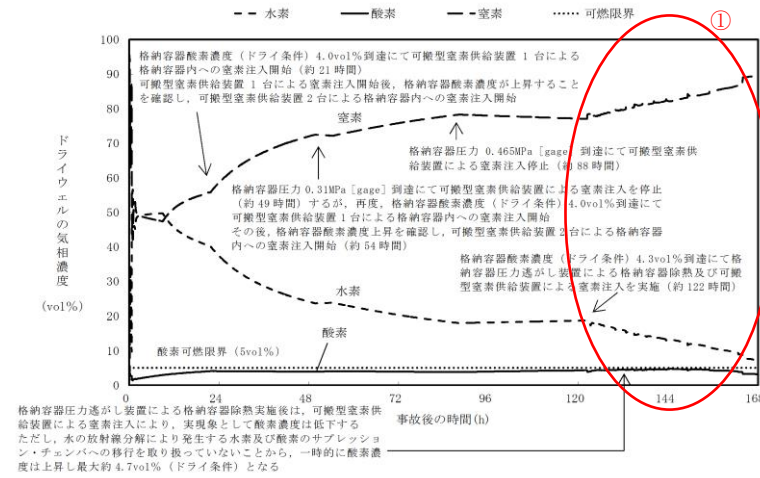
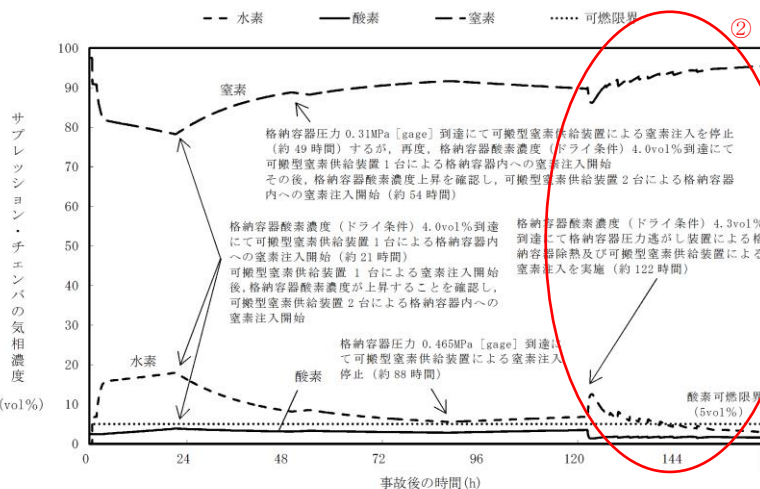


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3図 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第4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)

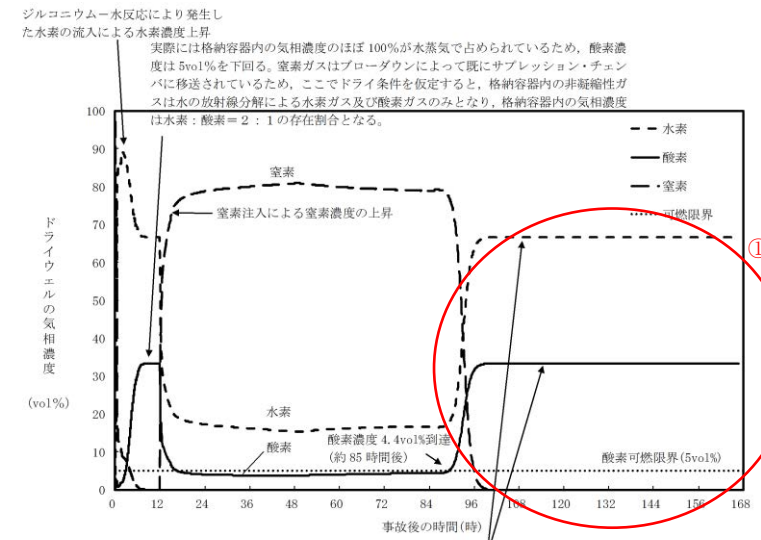


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

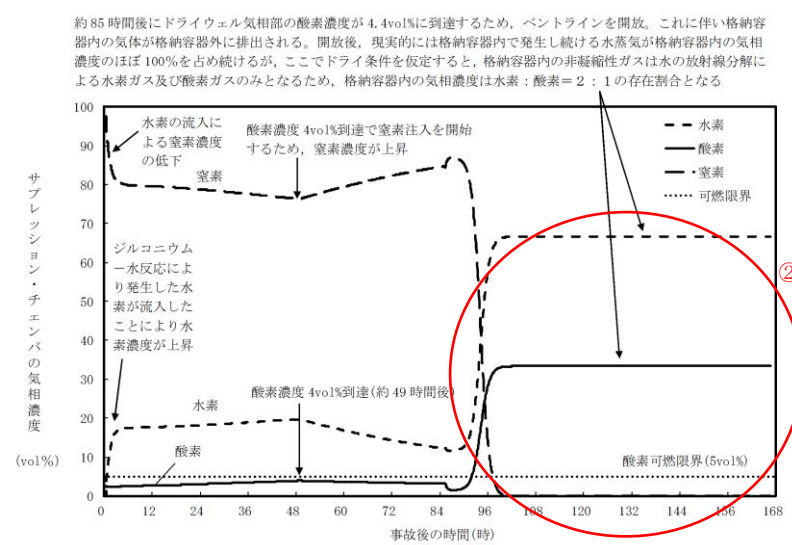
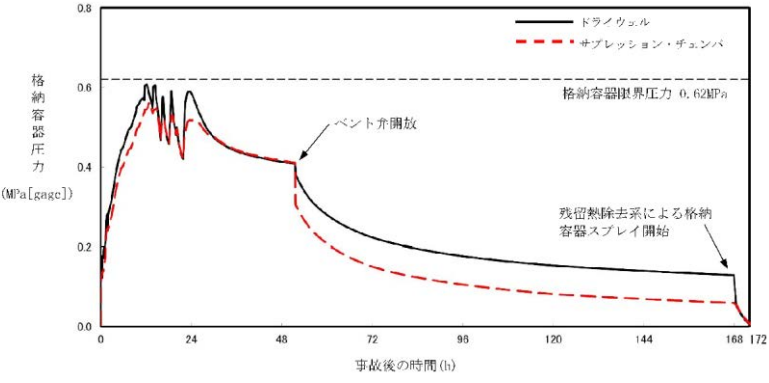
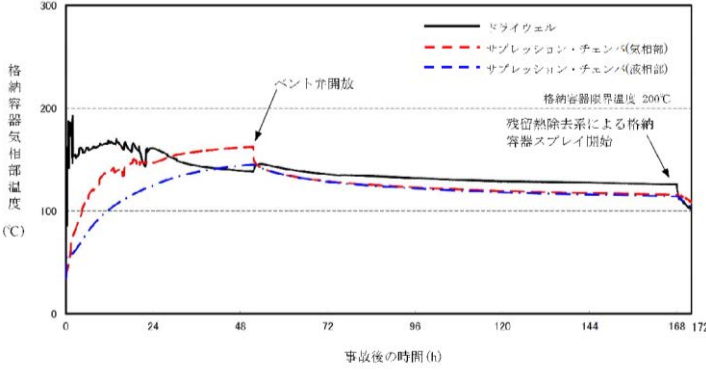


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

②島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="379 615 685 646">図7 格納容器圧力の推移</p> <p data-bbox="160 657 911 737"><u>(事象発生から168時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ(954m³/h)を連続で実施)</u></p>			<p data-bbox="2534 254 2689 285">・運用の相違</p> <p data-bbox="2534 300 2674 331">【柏崎6/7】</p> <p data-bbox="2534 346 2810 646">島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は5 vol%を超えない。</p>
 <p data-bbox="344 1287 724 1318">図8 格納容器気相部温度の推移</p> <p data-bbox="160 1329 911 1409"><u>(事象発生から168時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ(954m³/h)を連続で実施)</u></p>			

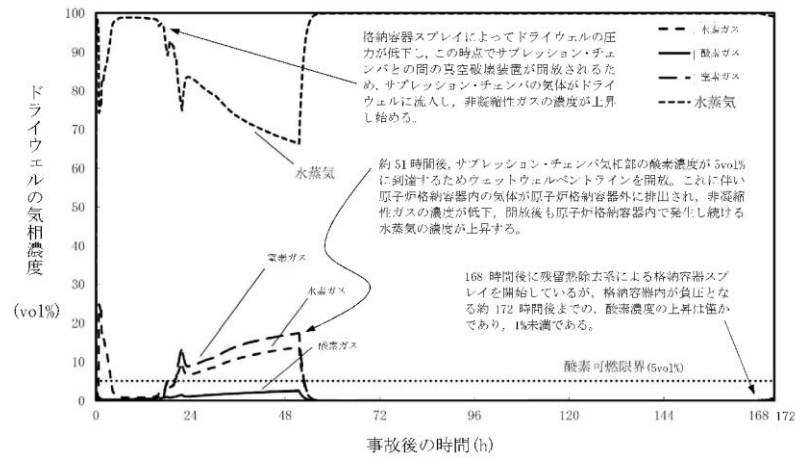


図9 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

(事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルス
プレイ(954m³/h)を連続で実施)

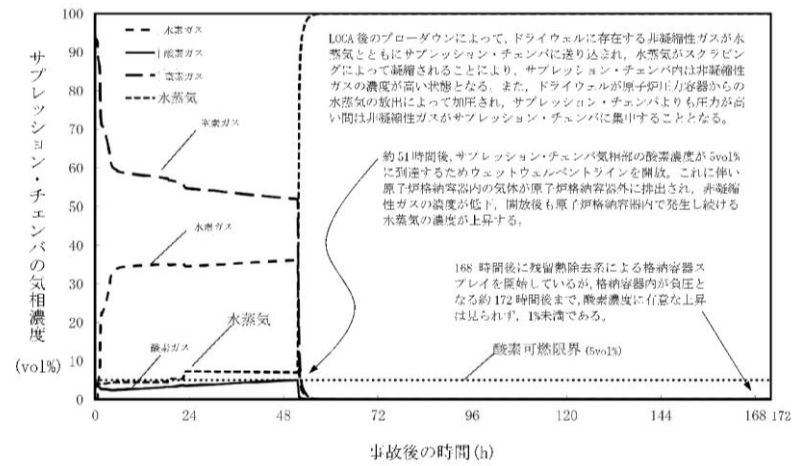


図10 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルス
プレイ(954m³/h)を連続で実施)

・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol% を超えない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.2</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮 水がγ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉は、運転中、格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮 水がガンマ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これらの反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素は過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素及び酸素の生成をモデル化している。</p> <p>東海第二発電所は、運転中、格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応や溶融炉心・コンクリート相互作用等、水素については多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素に関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素に関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素及び酸素量の計算 水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.2</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮 水がγ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。</p> <p>島根原子力発電所2号炉は、運転中、原子炉格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、原子炉格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p>(本添付資料は、電力共同研究の成果等をまとめた内容であることから、実質的な相違なし)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$ <p>式(1)のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素(酸素)ガス発生量 [mol] Q_{decay} : 崩壊熱 [W] E : 放射線吸収割合 [-] - 炉内 : β線, γ線ともに0.1 - 炉外のFP : β線, γ線ともに1 G : 実効G値 [分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ [sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回はβ線及びγ線を考慮の対象とし、α線については考慮の対象としていない。α線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、α線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下「電共研」という。)において求めたG値を用いているが、これはγ線源による照射によって得られた実験結果である。β線はγ線源に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、γ線源による実験結果のG値をβ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー100eV当りに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る等の化学反応の効果を考慮した実効G値がある。</p>	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad \text{式(1)}$ <p>式(1)のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素(酸素)発生量[mol] Q_{decay} : 崩壊熱[W] E : 放射線吸収割合[-] - サプレッション・プール以外のFP : ベータ線, ガンマ線ともに0.1 - サプレッション・プール内のFP : ベータ線, ガンマ線ともに1 G : 実効G値[分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ[sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回はベータ線及びガンマ線を考慮の対象とし、アルファ線については考慮の対象としていない。アルファ線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、アルファ線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下「電共研」という。)において求めたG値を用いているが、これはガンマ線源による照射によって得られた実験結果である。ベータ線はガンマ線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、ガンマ線源による実験結果のG値をベータ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー100eV当りに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効G値がある。</p>	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$ <p>式(1)のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素(酸素)ガス発生量[mol] Q_{decay} : 崩壊熱[W] E : 放射線吸収割合[-] - 炉内 : β線, γ線ともに0.1 - 炉外のFP : β線, γ線ともに1 G : 実効G値[分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ[sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回はβ線及びγ線を考慮の対象とし、α線については考慮の対象としていない。α線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、α線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下、「電共研」という。)において求めたG値を用いているが、これはγ線源による照射によって得られた実験結果である。β線はγ線源に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、γ線源による実験結果のG値をβ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー100eVあたりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効G値がある。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。</p> <p>3. 実効G値の設定について</p> <p>3. 1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。</p> <p>実効G値は吸収線量が10×10^3 Gyでの傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約1.4時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約1.4時間後の実効G値を本評価で用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子</p> <p>水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。</p> <p>実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液</p>	<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度の水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切であると考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。</p> <p>【比較のため、「添付資料3.4.2」の一部を記載】</p> <p>2.2 基本実験の実機への適用性</p> <p>基本実験において評価したG値を用いるに当たり、<u>実験条件(重大事故条件のうち非沸騰)と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。</u></p> <p><u>第3表では、各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響を評価しており、実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。</u></p> <p>・<u>吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり^{[2][5]}、酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10^4 Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図参照)</u></p>	<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。原子炉格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。</p> <p>3. 実効G値の設定について</p> <p>3. 1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の原子炉格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。</p> <p>実効G値は吸収線量が1×10^4 Gyでの傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約1.5時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約1.5時間後の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子</p> <p>水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。</p> <p>実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】型式や解析条件等の相違により異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>移行速度(沸騰, 非沸騰の違い)といった物理的因子がある。</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また, 電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。</p> <p>(1) よう素の影響</p> <p>体系中によう素等の不純物が存在すると, 以下の化学反応が生じ, OHラジカルがOH⁻となるため, OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し, 水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され, 酸素ガスの生成量が增大するものと考えられる。</p> $I^{\cdot} + OH \rightarrow I + OH^{\cdot} \quad \text{式④}$ <p>水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において, よう素イオン濃度は炉心インベントリの0~100%に相当する濃度とした。図2のとおり, 水中のよう素イオン濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。</p> <p>よう素以外の不純物として, ほう素, 鉄, 銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり, 不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。</p> <p>以上の結果から, よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(2) 溶存水素濃度の影響</p> <p>液相中の水素濃度が増加すると, OHラジカルを介した再結合反応が進み, その結果, 水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。</p> <p>水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単相条件下において, 初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり, 水中の水素濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。</p> <p>したがって, 水の放射線分解が進行し, 液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また, ジルコ</p>	<p>・<u>よう素放出割合については, 水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり^{[2][6]}, 酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。しかしながら, 第10図を参照すると, 左記の程度の割合の相違であれば, G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから, 有効性評価において, 電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。</u></p> <p>・<u>ジルコニウム-水反応割合(溶存水素濃度)については, 水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり^{[2][4]}, 酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。このことから, ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第11図参照)</u></p>	<p>移行速度(沸騰, 非沸騰の違い)といった物理的因子がある。</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また, 電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。</p> <p>(1) よう素の影響</p> <p>体系中によう素等の不純物が存在すると, 以下の化学反応が生じ, OHラジカルがOH⁻となるため, OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し, 水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され, 酸素ガスの生成量が增大するものと考えられる。</p> $I^{\cdot} + OH \rightarrow I + OH^{\cdot} \quad \text{式④}$ <p>水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において, よう素イオン濃度は炉心インベントリの0~100%に相当する濃度とした。図2のとおり, 水中のよう素イオン濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。</p> <p>よう素以外の不純物として, ほう素, 鉄, 銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり, 不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。</p> <p>以上の結果から, よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(2) 溶存水素濃度の影響</p> <p>液相中の水素濃度が増加すると, OHラジカルを介した再結合反応が進み, その結果, 水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。</p> <p>水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単相条件下において, 初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり, 水中の水素濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。</p> <p>したがって, 水の放射線分解が進行し, 液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また, ジルコ</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ニウム-水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。</p> <p>よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム-水反応割合5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(3) 初期酸素濃度の影響</p> <p>初期酸素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>(4) 沸騰、非沸騰状態の影響</p> <p>非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。</p> <p>沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。</p> <p>上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。</p> <p>(5) 温度の影響</p> <p>温度を室温(25°C)から45°Cまで变化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[2]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている</p>	<p>・初期酸素濃度については、少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える^[2]。(第12図参照)</p> <p>・沸騰・非沸騰については、沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える^[2]。(第13図参照)</p> <p>・温度については、温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える^{[2][5]}。(第14図参照)</p>	<p>ニウム-水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。</p> <p>よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム-水反応割合5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(3) 初期酸素濃度の影響</p> <p>初期酸素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>(4) 沸騰、非沸騰状態の影響</p> <p>非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。</p> <p>沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。</p> <p>上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。</p> <p>(5) 温度の影響</p> <p>温度を室温(25°C)から70°Cまで变化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[3]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されてい</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>(6) pHの影響</p> <p>pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。</p> <p>3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]</p> <p>電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。</p> $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{OH} + \text{OH} \rightarrow \text{CH}_3\text{CHOH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式⑤}$ $\text{CH}_3\text{CHOH} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CH}_3\text{COH} + \text{HO}_2 \quad \text{式⑥}$ <p>その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。</p> <p>4. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れを図11に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP解析から得られる各コンパートメントの窒素ガスモル数 	<p>・pHについては、中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える^[2]。(第15図参照)</p> <p>第4表では、シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い、G値への影響が軽微であることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・金属イオン等(Fe, Cu, B)については、よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない^[2]。(第12図参照) ・ホウ酸については、水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい^[2]。 ・コンクリートについては、安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO₂が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい^{[2][4]}。 ・有機物については、酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する^[4]。(第16, 17図参照) <p>以上から、格納容器破損防止対策の有効性評価において、基本実験において評価したG値を用いることは妥当であると判断した。</p> <p>【ここまで】</p> <p>3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第1図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP解析から得られるドライウェル及びサブプレッショ 	<p>る。</p> <p>本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>(6) pHの影響</p> <p>pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。</p> <p>3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]</p> <p>電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。</p> $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{OH} + \text{OH} \rightarrow \text{CH}_3\text{CHOH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式⑤}$ $\text{CH}_3\text{CHOH} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CH}_3\text{COH} + \text{HO}_2 \quad \text{式⑥}$ <p>その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。</p> <p>4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを図11に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP解析から得られるドライウェル及びサブプレッショ 	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>から、格納容器の初期酸素濃度を <u>3.5vol%</u>としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 各コンパートメントにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。 上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>5. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月</p> <p>[3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM- 2412Part VIII (1970).</p> <p>[4] Parczewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>ン・チェンバの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を <u>2.5vol%</u>とした時の酸素モル数と窒素モル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。 水の放射線分解によって生成する水素及び酸素については、MAAP結果に基づいてドライウエルとサプレッション・チェンバ間のベント管を介した移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサプレッション・チェンバに分配する。 上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月</p>	<p>ン・チェンバの窒素ガスモル数から、原子炉格納容器の初期酸素濃度を <u>2.5vol%</u>としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。 水の放射線分解によって生成する水素ガス及び酸素ガスについては、MAAP結果に基づいてドライウエルとサプレッション・チェンバ間の移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサプレッション・チェンバに分配する。 上記を重ね合わせるにより、原子炉格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>5. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」 (BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)</p> <p>[3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970) .</p> <p>[4] Przewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug (1984) .</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器内に窒素を注入していることから、水の放射線分解によって発生した水素及び酸素が、窒素の移行に応じて移行する条件としている。</p>

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	今回申請における評価	酸素ガスの実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.4時間後に1×10 ⁴ Gyを超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^{[2][3]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] 酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.4時間後の吸収線量に相当する(1×10 ⁴ Gy)で求めた実効G値を用いることは、保守的であり妥当と考える。(図1参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	50%	約84%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] しかしながら、図2を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは表れないと考えられることから、今回申請における評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約16.6%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図4参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	3.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。(図3参照) ^[2]
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図5参照) ^[2]
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図6, 7参照) ^{[2][3]}
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える。(図8参照) ^[2]

【比較のため、添付資料3.4.2の一部を記載】

第3表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後に1×10 ⁴ Gyを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^{[2][3]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10 ⁴ Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	50%	約64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第11図参照)
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える ^[2] 。(第12図参照)
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える ^[2] 。(第13図参照)
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える ^{[2][3]} 。(第14参照)
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える ^[2] 。(第15図参照)

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後に1×10 ⁴ Gyを超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^[2, 3] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する(1×10 ⁴ Gy)で求めた実効G値を用いることは、保守的であり妥当と考える。(図1参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	50%	約79%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^[2, 4] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら、図2を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは表れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
水-ジルコニウム反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約7.8%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^[2, 4] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図4参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	2.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。(図3参照) ^[2]
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図5参照) ^[2]
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図6, 7参照) ^[2, 3]
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える。(図8参照) ^[2]

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.12版)		島根原子力発電所 2号炉		備考						
表2 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響		第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響		表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響								
物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0 ~ 2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度や BWR プラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない。[2] (図3参照)	金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0~2ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない。[2] (第12図参照)	金属イオン等 (Fe, Cu)	炉内構造物等	0 ~ 2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度や BWR プラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない。[2] (図3参照)	
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (原子炉格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	
コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[1,2]	コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[2] [4]	コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[1, 2]	
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[1] (図9, 10参照)	有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[4] (第16, 17図参照)	有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[1] (図9, 10参照)	

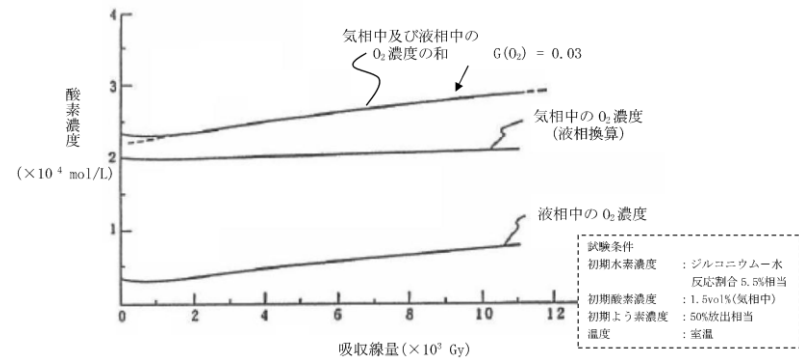


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

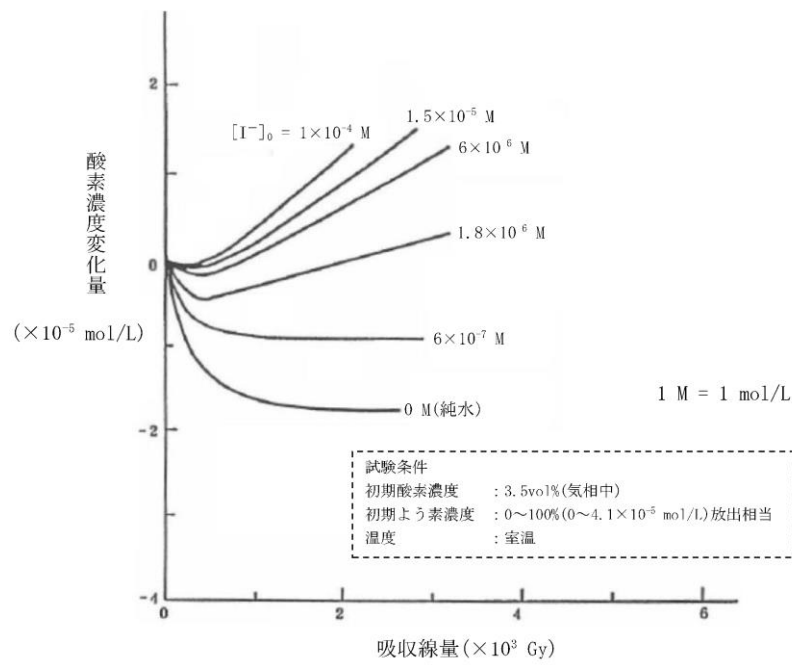
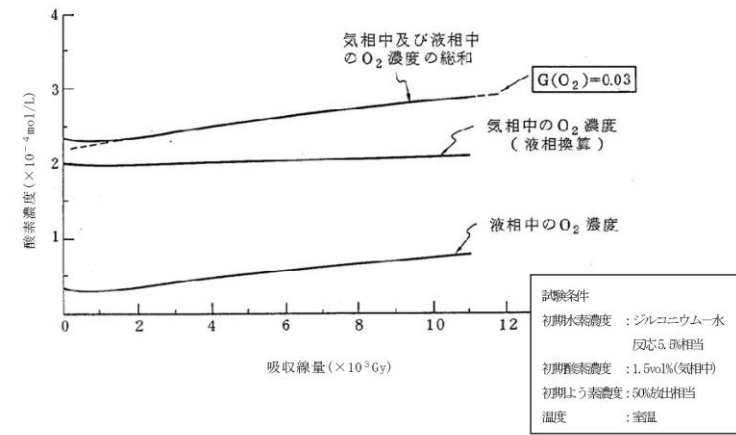
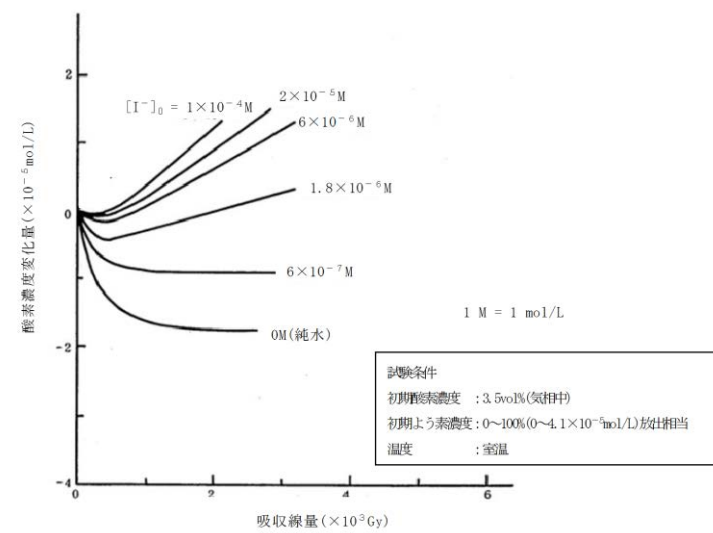


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)



第9図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



第10図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

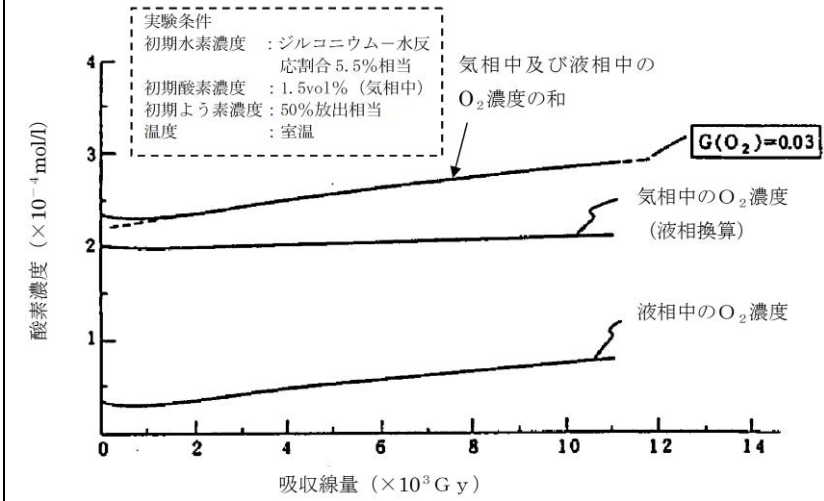


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

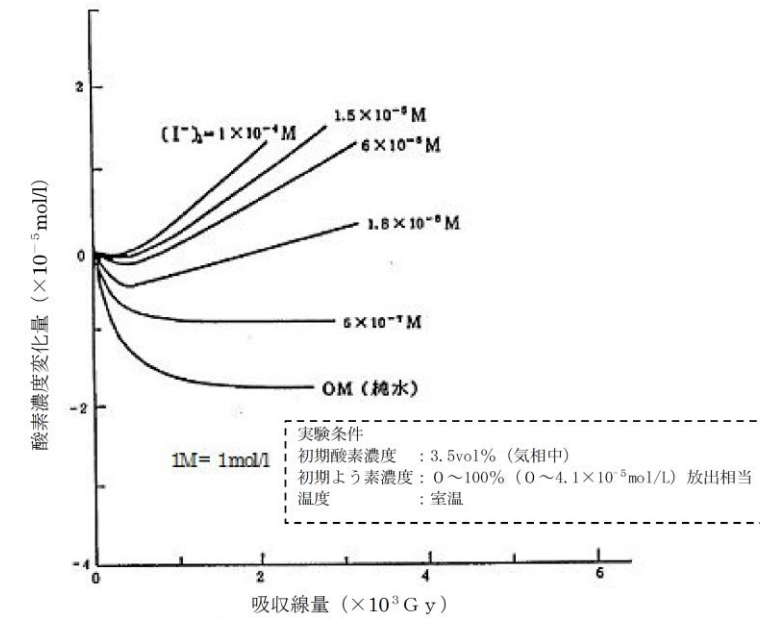


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

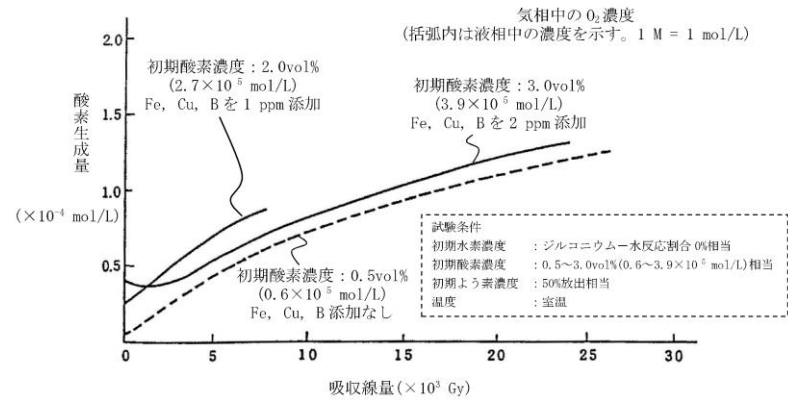


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

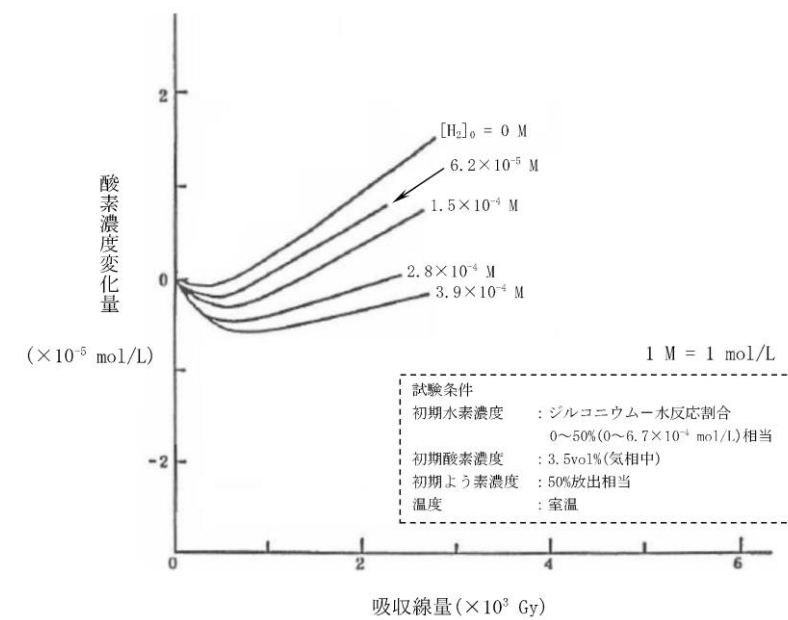
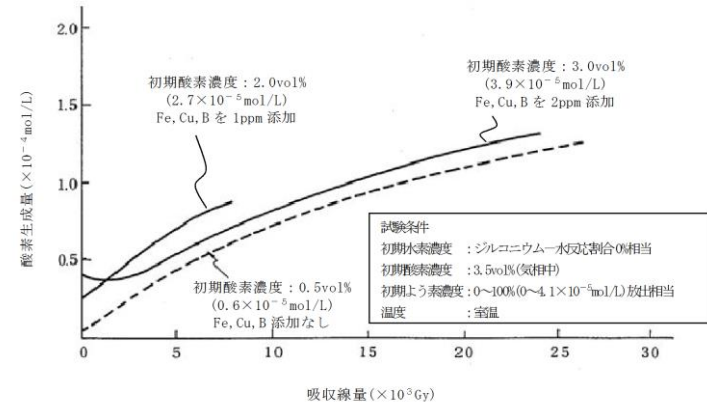
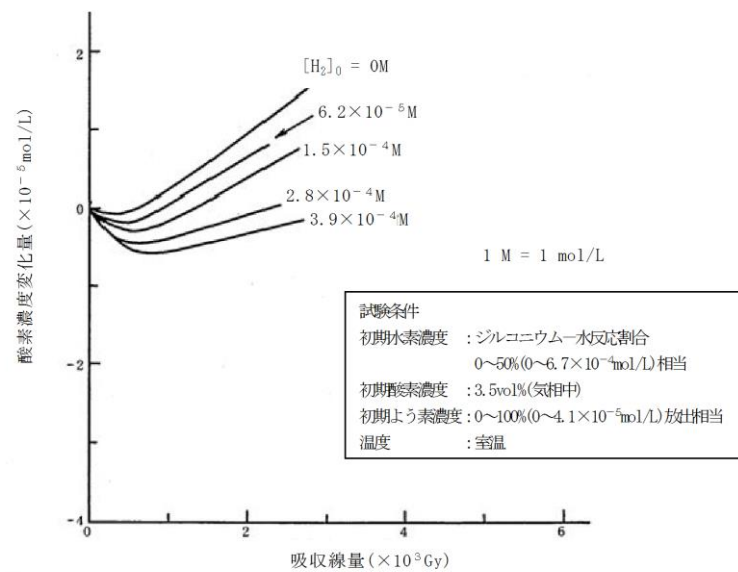


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)



第12図 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)



第11図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

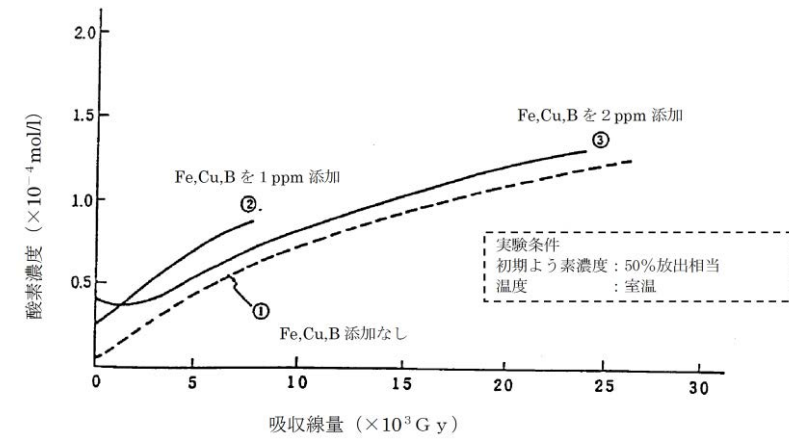


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

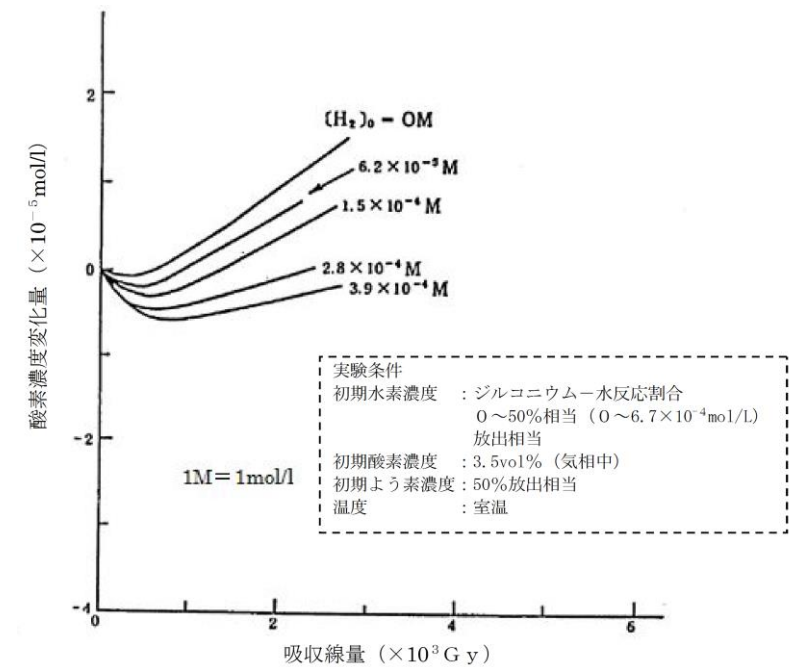


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

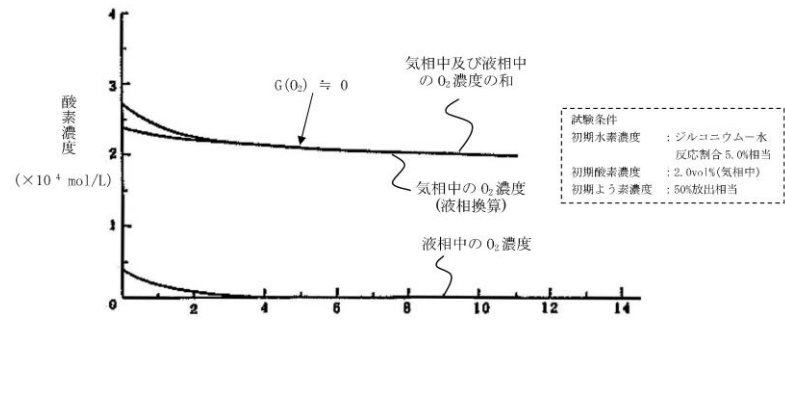
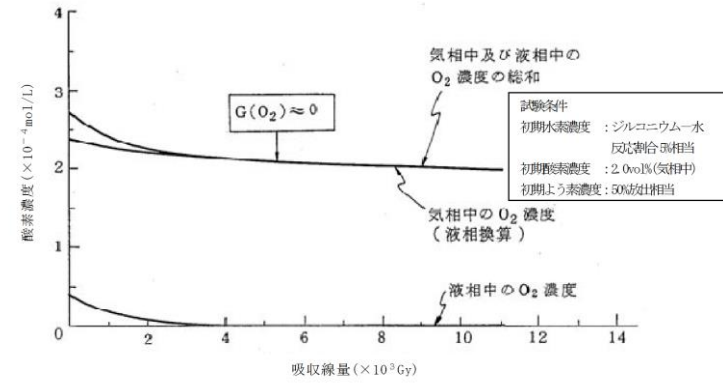


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)



第13図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

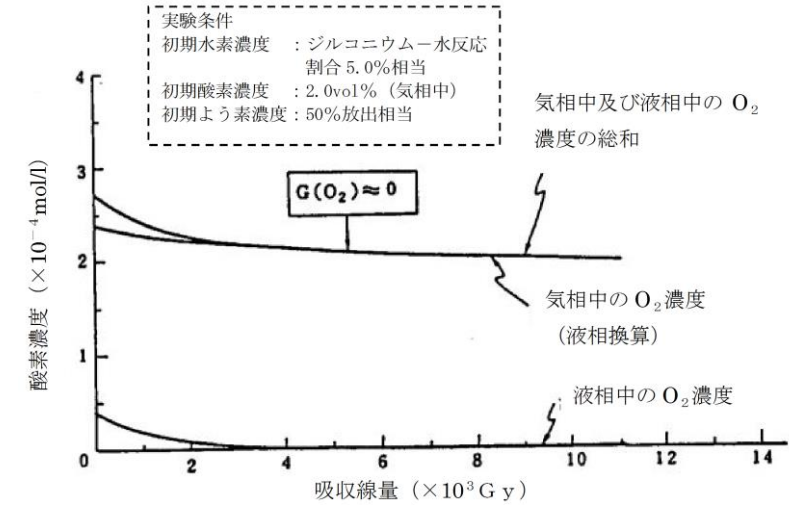


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

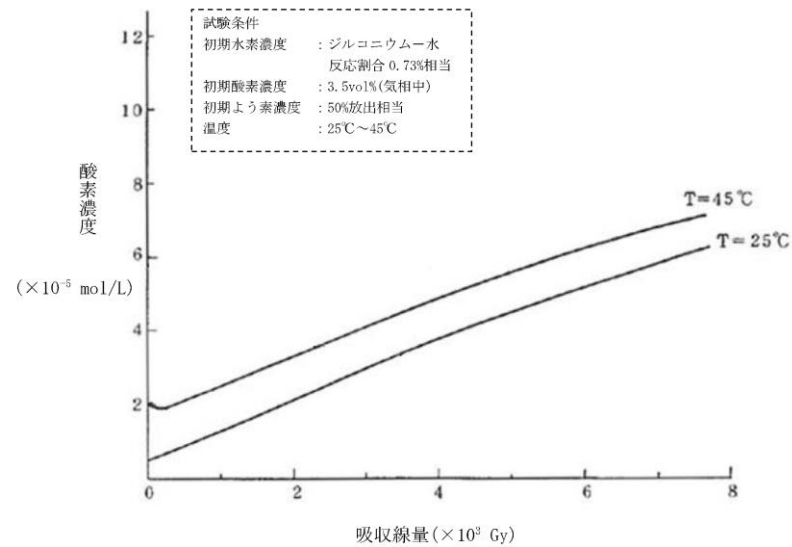
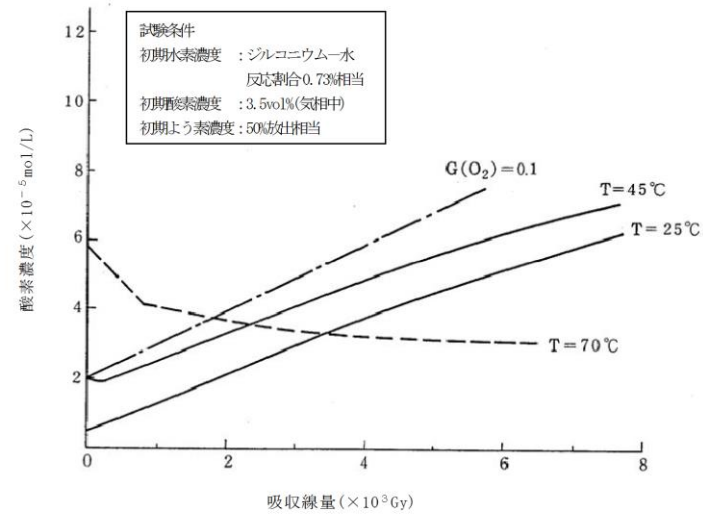


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)



第14図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

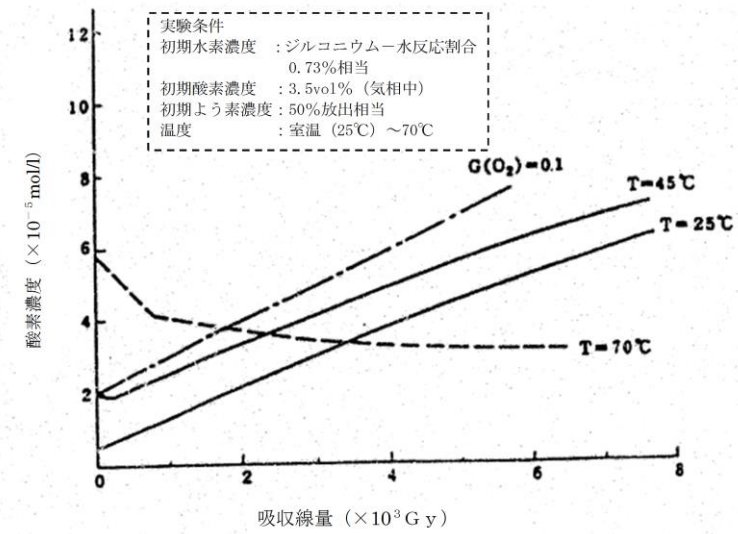


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

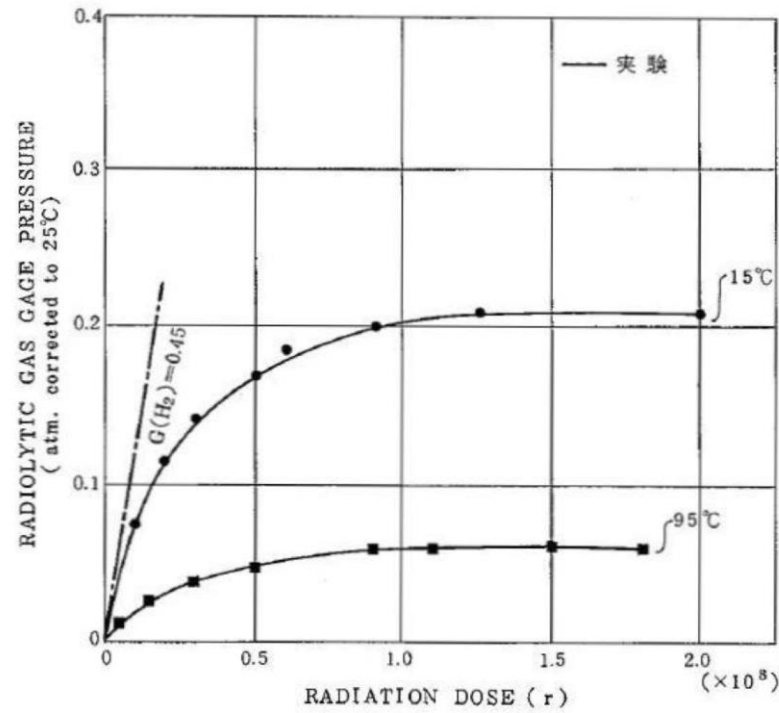
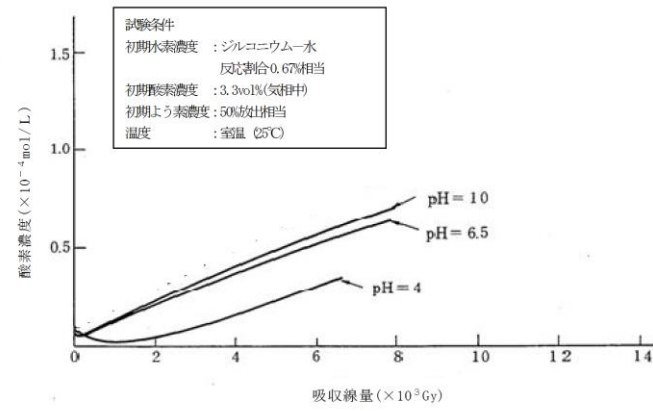


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係(温度を変化させた場合) - ORNL による試験



第15図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

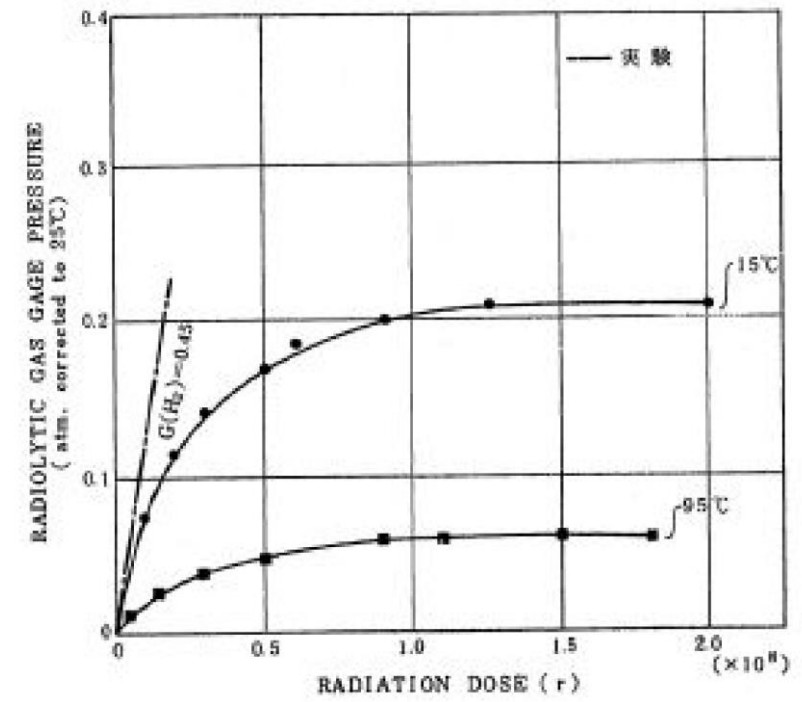


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNL による試験

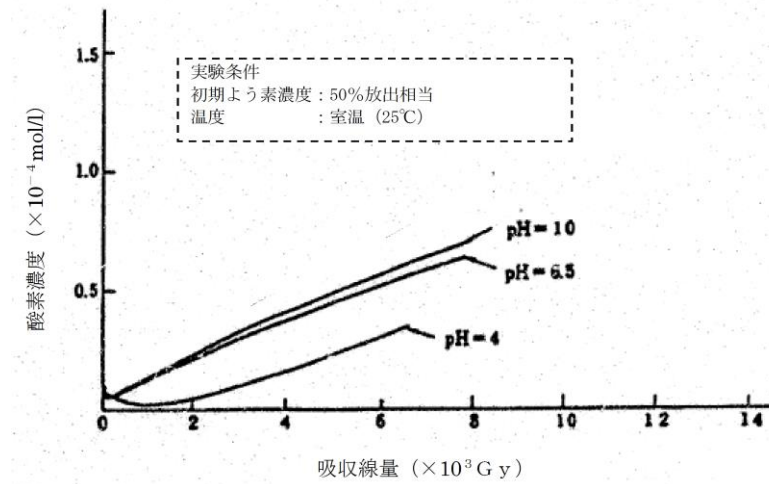


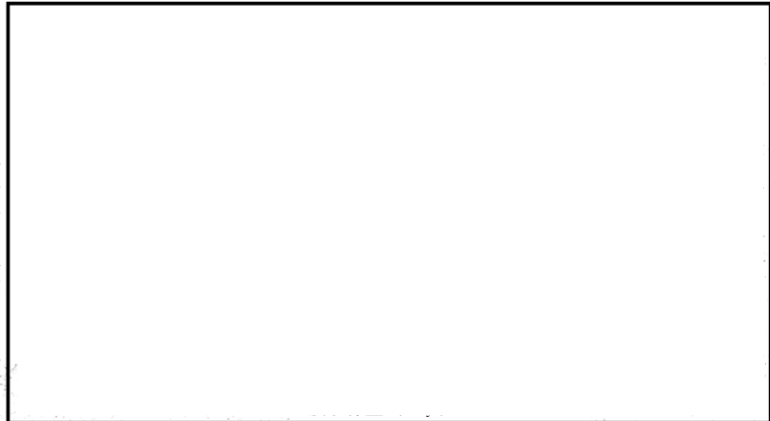


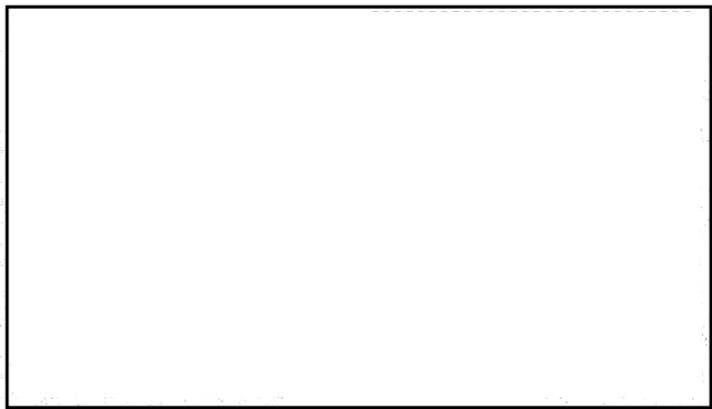


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加なし)</p>	<p>第16図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加なし)</p>	<p>図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加なし)</p>	
			
<p>図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加あり)</p>	<p>第17図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)</p>	<p>図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)</p>	
	<p>【ここまで】</p>		

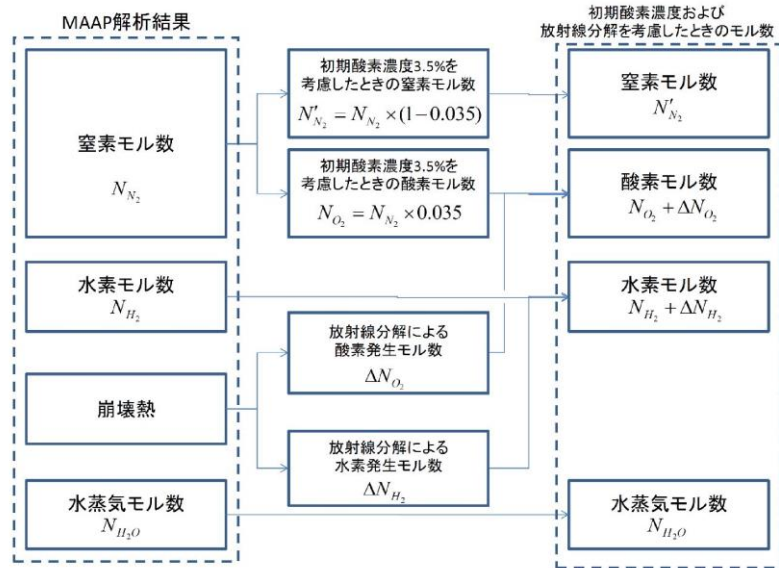
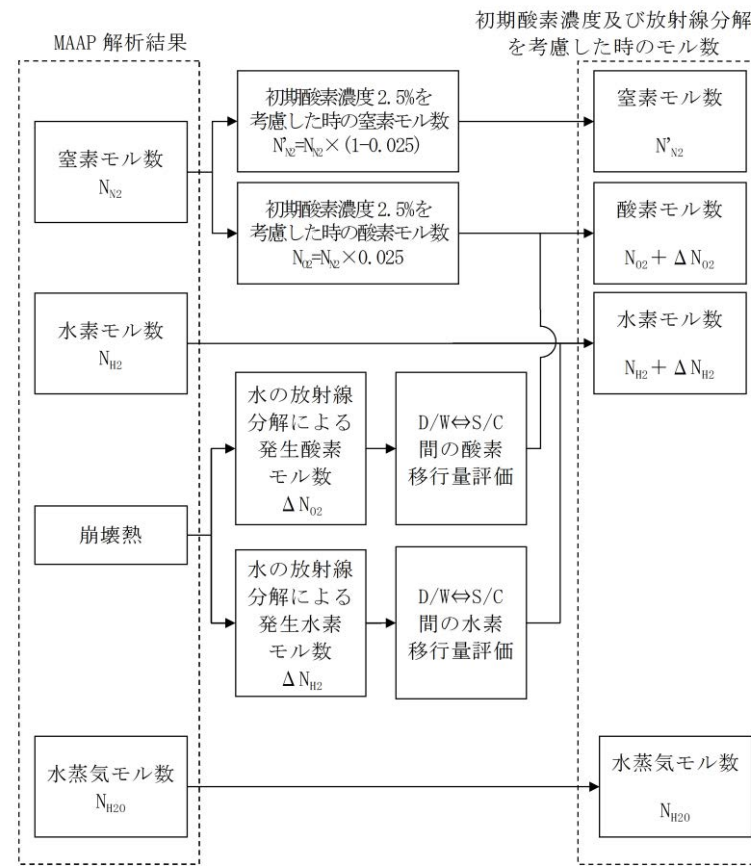


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図



第 1 図 水素・酸素濃度の評価フロー図

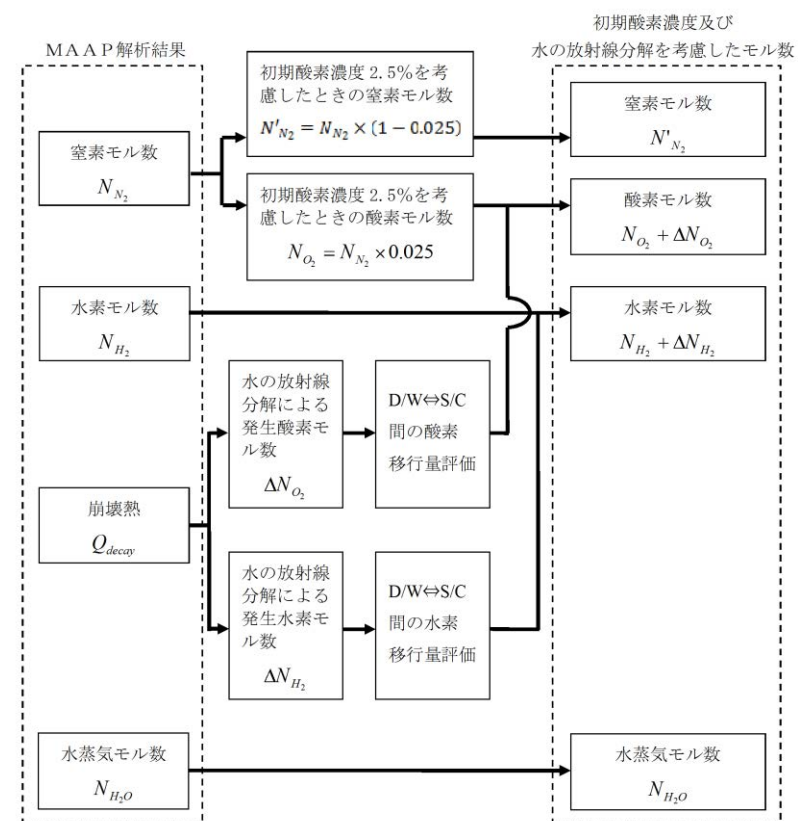


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器内に窒素を注入していることから、水の放射線分解によって発生した水素及び酸素が、窒素の移行に応じて移行する条件としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>水素燃焼時の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態</u>：本評価では、事象発生から約 20 時間で代替原子炉補機冷却系を接続し、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (水素燃焼)</p> <p>「水素燃焼」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>格納容器安定状態</u>： 本評価では、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに、事象発生から約 84 時間後に可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (水素燃焼)</p> <p>水素燃焼の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態</u>：本評価では、事象発生から約 10 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用等の相違により原子炉格納容器除熱の開始時間が異なる。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>
<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度は事象発生から約 14 日後にサブレーション・チェンバにおいて可燃限界に到達する。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 46 日後にドライウエルにおいて 4.3vol% に到達する。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び雰囲気温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol% に到達する場合については、格納容器ベントにより、水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 100 日以内にドライウエルにおいて 4.4vol% に到達する。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用、解析条件等の相違により、酸素濃度の可燃限界（酸素ベント基準）到達時間が異なる。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。</p>

解析コード及び解析条件の不確かさの影響について（水素燃焼）

表1 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（水素燃焼）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	3.3vol% 約3vol%以下	約3vol%以下	保安規定をもとに設定（運転員等による誤りによる上昇を考慮している）	最確条件とした場合は、初期燃焼濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることにより、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
事故条件	中心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	中心内のジルコニウム-水反応の約16.0%が水と反応して発生する水素発生量 水素発生量 ガス発生量	解析コードによる評価結果 MARPによる評価結果 MARPによる評価結果 MARPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、水素ガス発生量を前提とした評価結果は変わらないこととなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
評価項目	金属腐食等による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	考慮しない 考慮する	燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が減少するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	水の放射線分解による水素発生量 ガス発生量 水素発生量 ガス発生量	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV 水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV	重大事故時に発生する原子炉格納容器内の燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	

第1表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	2.5vol% 約1vol% 約2vol%	約1vol% 約2vol% 約2vol%	燃焼濃度4.3vol%（ドライ）燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、初期燃焼濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	中心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	中心内のジルコニウム-水反応の約10.1%が水と反応して発生する水素発生量 水素発生量 ガス発生量	解析コードMARPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、水素ガス発生量を前提とした評価結果は変わらないこととなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	金属腐食等による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	考慮しない 考慮する	燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が減少するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	水の放射線分解による水素発生量 ガス発生量 水素発生量 ガス発生量	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV 水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV	重大事故時に発生する原子炉格納容器内の燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	

表1 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（水素燃焼）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	2.5vol% 約1vol% 約2vol%	約1vol% 約2vol% 約2vol%	燃焼濃度4.3vol%（ドライ）燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、初期燃焼濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	中心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	中心内のジルコニウム-水反応の約16.0%が水と反応して発生する水素発生量 水素発生量 ガス発生量	解析コードMARPによる評価結果 燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、水素ガス発生量を前提とした評価結果は変わらないこととなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	金属腐食等による水素発生量 水素発生量 ガス発生量	考慮しない 考慮する	燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が減少するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	
事故条件	水の放射線分解による水素発生量 ガス発生量 水素発生量 ガス発生量	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV 水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV	重大事故時に発生する原子炉格納容器内の燃焼濃度を厳しく評価するものとして設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、原子炉格納容器内の燃焼濃度が低く抑えられることとなる。運転員等操作時間に与える影響はない。	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・相違理由は本文参照。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>70分後</u>としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>30分後</u>とした。<u>30分</u>は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。</p> <p>・<u>格納容器圧力制御の観点で評価上の必要が生じたため、格納容器スプレイの流量を 155m³/h とした。格納容器スプレイの流量をベースケースの 140 m³/h よりも増加させることで、水蒸気の凝縮及びサプレッション・チェンバ気相部容積の低下</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響について</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>25分後</u>としている。実際の事故対応においては、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、<u>水素発生量</u>が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 <u>ベースケース</u>の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を<u>ベースケースより 10分早くし、事象発生から 15分後</u>とした。</p> <p><u>また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 10分早くし、事象発生から 80分後とした。10分は、今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて設定した値である。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>30分後</u>としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、<u>水素ガス発生量</u>が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 <u>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）</u>の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>25分後</u>とした。<u>25分</u>は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用等の相違により原子炉注水開始時間が異なる。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 感度解析における原子炉格納容器除熱の開始時間の設定は各プラントで異なる。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水開始時刻以外の解</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>が考えられるが、酸素濃度の評価の観点では保守的な結果を与えると考えられる。</u></p> <p>(2) 感度解析2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>20分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>90分後</u> とした。 <p><u>20分</u>は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。</p> <p>このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) 感度解析2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>25分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>50分後</u> とした。 <p><u>また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより25分遅延することとし、事象発生から115分後とした。</u></p> <p><u>25分</u>は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を第1図から第8図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても、水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p>	<p>(2) 感度解析2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>30分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>60分後</u> とした。 <p><u>30分</u>は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>析条件はベースケースと同様。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 感度解析における原子炉格納容器除熱の開始時間の設定は各プラントで異なる。 解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水開始時刻以外の解析条件はベースケースと同様。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
<p>表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析1 (事象発生から30分後)</th> <th>感度解析2 (事象発生から90分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から70分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 18.2%</td> <td>約 17.1%</td> <td>約 16.6%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</td> <td>約 625kg</td> <td>約 587kg</td> <td>約 570kg</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (ドライウエル)</td> <td>約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td rowspan="2">5vol% 以下</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)</td> <td>約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析1 (事象発生から30分後)	感度解析2 (事象発生から90分後)	ベースケース (事象発生から70分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%	-	ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 625kg	約 587kg	約 570kg	酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 以下	酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	<p>第1表 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析 1 (事象発生から 15 分後)</th> <th>感度解析 2 (事象発生から 50 分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から 25 分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 15.3%</td> <td>約 7.6%</td> <td>約 10.1%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素発生量</td> <td>約 481kg</td> <td>約 272kg</td> <td>約 325kg</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (ドライウエル)</td> <td>約 2.7vol% (約 0.1 時間)</td> <td>約 2.8vol% (約 76 時間)</td> <td>約 2.8vol% (約 107 時間)</td> <td rowspan="2">5vol% 未満</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)</td> <td>約 4.0vol% (約 72 時間)</td> <td>約 4.0vol% (約 58 時間)</td> <td>約 4.0vol% (約 84 時間)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析 1 (事象発生から 15 分後)	感度解析 2 (事象発生から 50 分後)	ベースケース (事象発生から 25 分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	-	ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg	酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満	酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)	<p>表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析 1 (事象発生から 25 分後)</th> <th>感度解析 2 (事象発生から 60 分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から 30 分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 11.7%</td> <td>約 6.2%</td> <td>約 7.8%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</td> <td>約 293kg</td> <td>約 167kg</td> <td>約 198kg</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td rowspan="2">5 vol% 以下</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)</td> <td>約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析 1 (事象発生から 25 分後)	感度解析 2 (事象発生から 60 分後)	ベースケース (事象発生から 30 分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	-	ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg	ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下	サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
項目		原子炉圧力容器への注水開始時刻				評価項目																																																																											
	感度解析1 (事象発生から30分後)	感度解析2 (事象発生から90分後)	ベースケース (事象発生から70分後)																																																																														
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%	-																																																																													
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 625kg	約 587kg	約 570kg																																																																														
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 以下																																																																													
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)																																																																														
項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目																																																																													
	感度解析 1 (事象発生から 15 分後)	感度解析 2 (事象発生から 50 分後)	ベースケース (事象発生から 25 分後)																																																																														
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	-																																																																													
ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg																																																																														
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満																																																																													
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)																																																																														
項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目																																																																													
	感度解析 1 (事象発生から 25 分後)	感度解析 2 (事象発生から 60 分後)	ベースケース (事象発生から 30 分後)																																																																														
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	-																																																																													
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg																																																																														
ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下																																																																													
サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)																																																																														

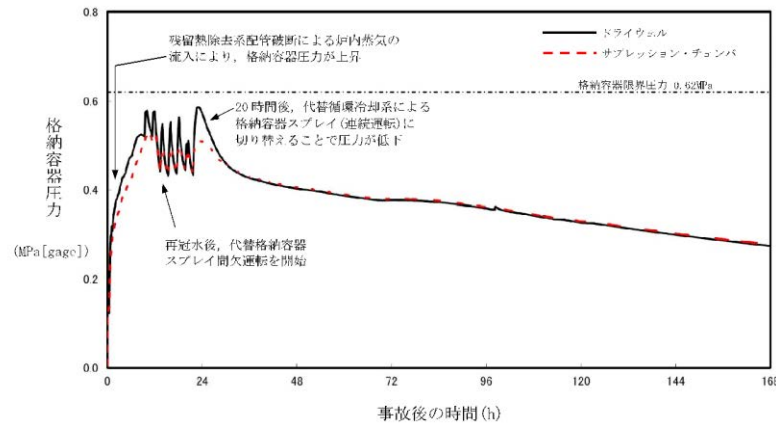


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

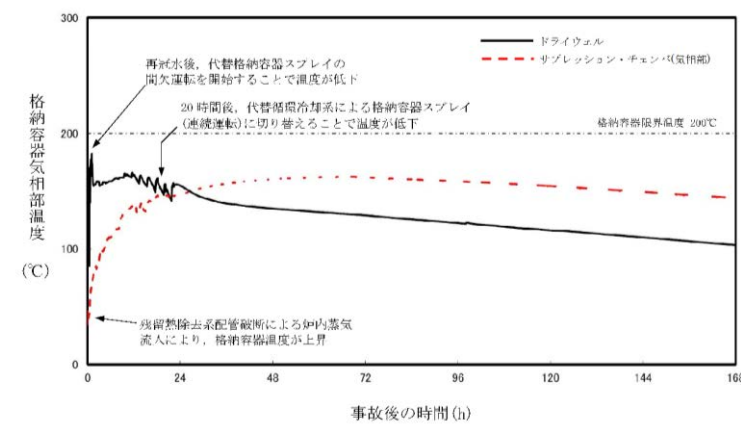
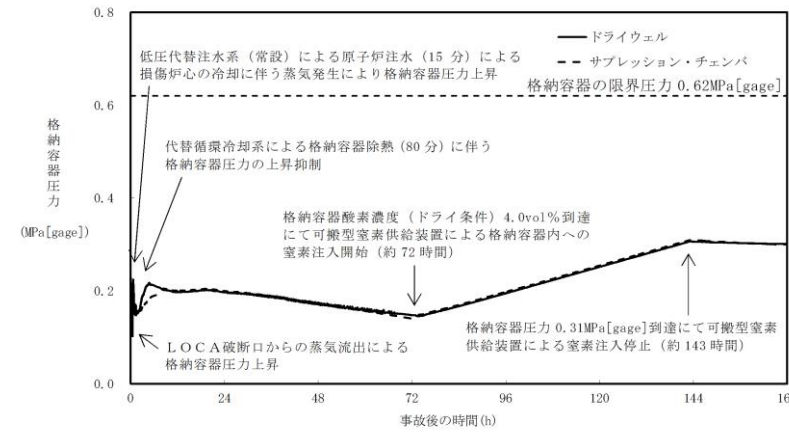
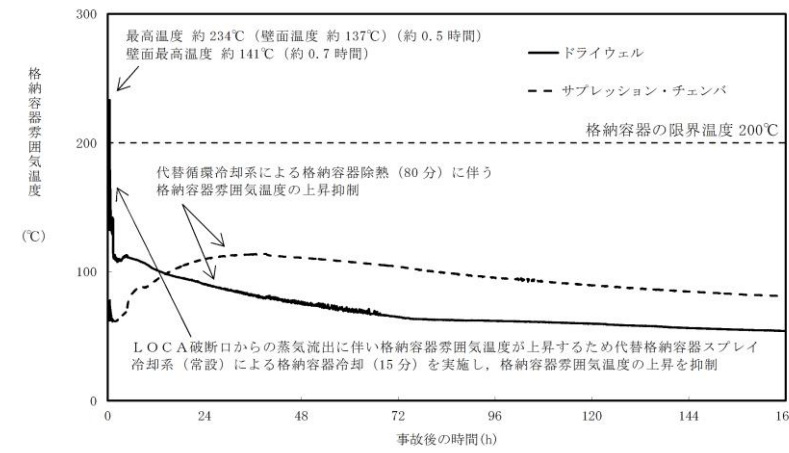


図2 格納容器気相部温度の推移 (感度解析1)



第1図 格納容器圧力の推移 (感度解析1)



第2図 格納容器雰囲気温度の推移 (感度解析1)

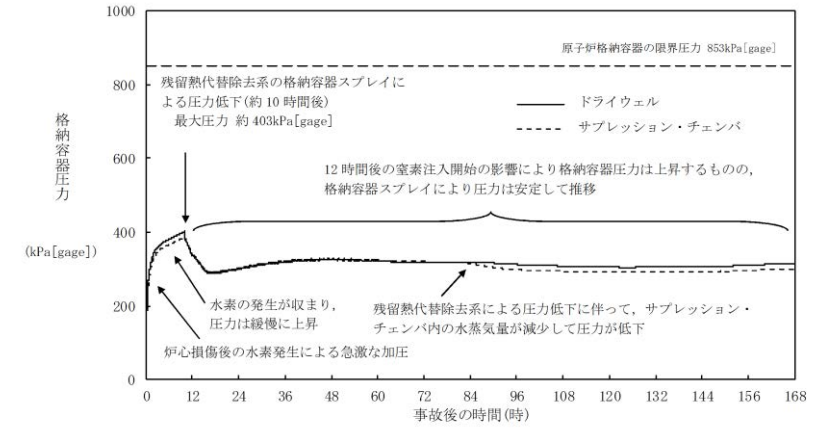


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

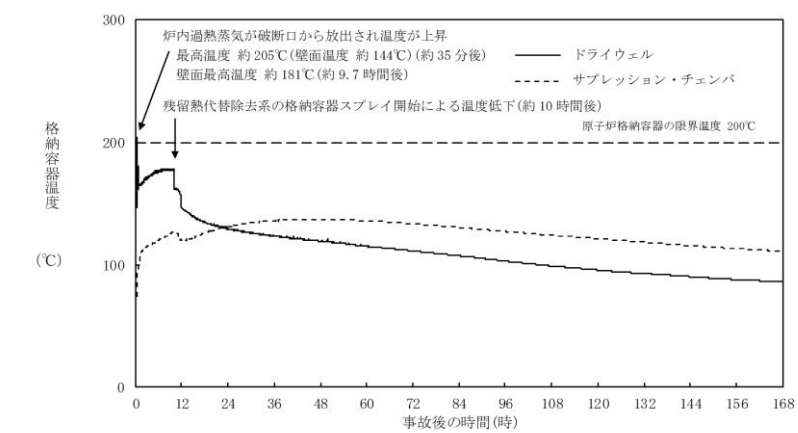


図2 格納容器温度の推移 (感度解析1)

(・挙動の相違は、ベースケースと同様。)

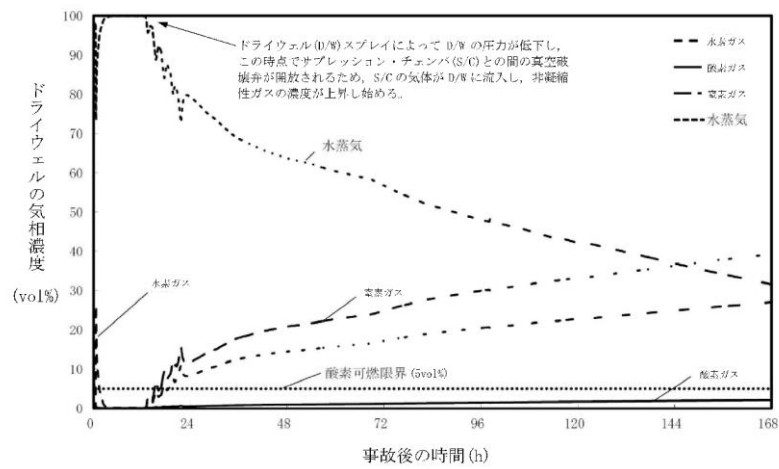


図3 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析1)

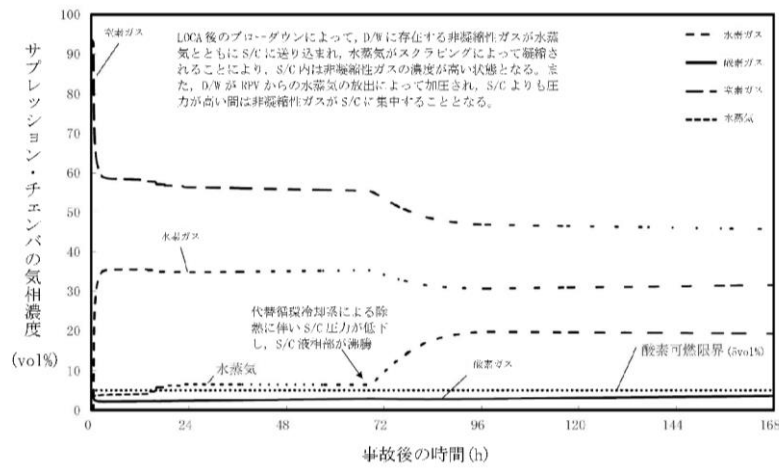
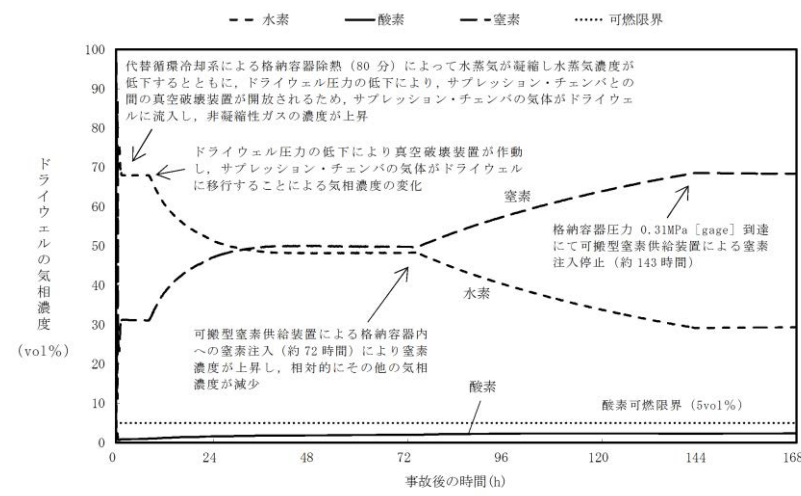
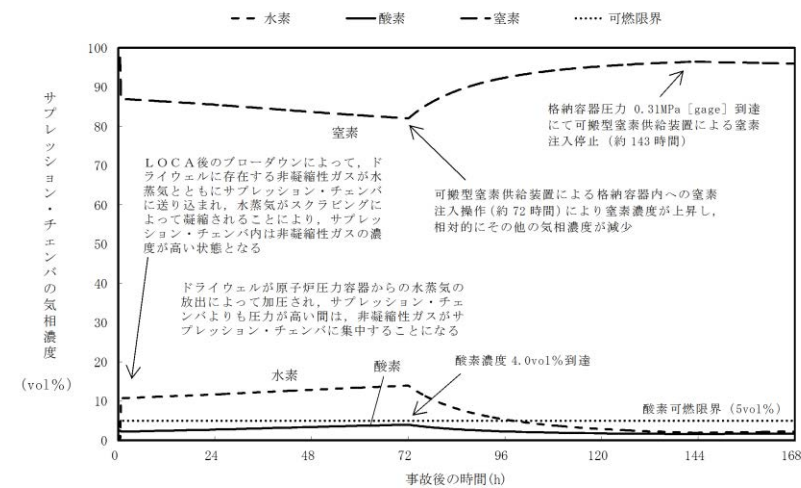


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析1)



第3図 ドライウエルの気相濃度の推移
(ドライ条件) (感度解析1)



第4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) (感度解析1)

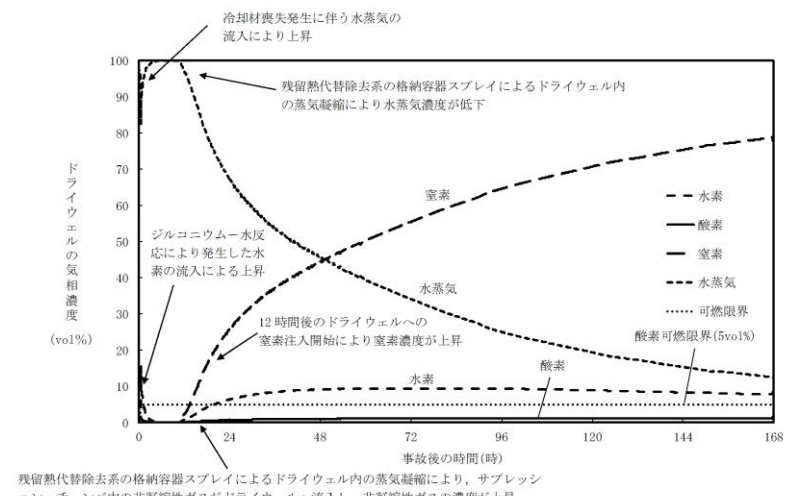


図3 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析1)

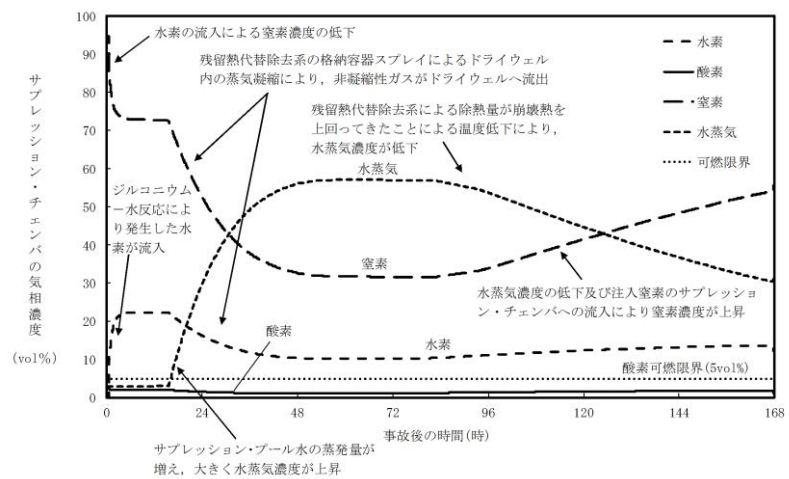


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析1)

・評価方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
(挙動の相違はベースケースと同様。)

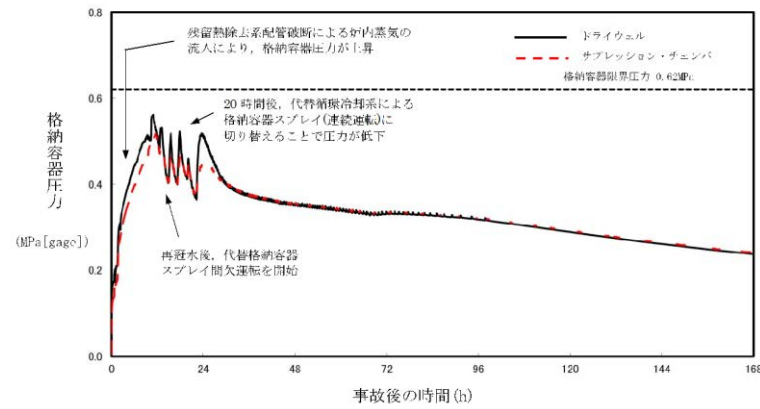


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)

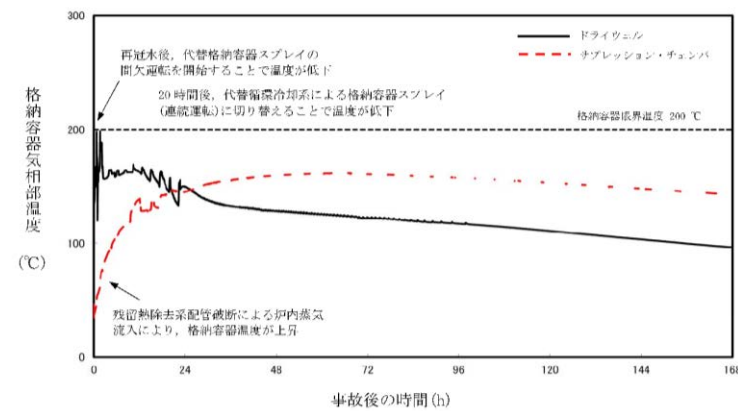
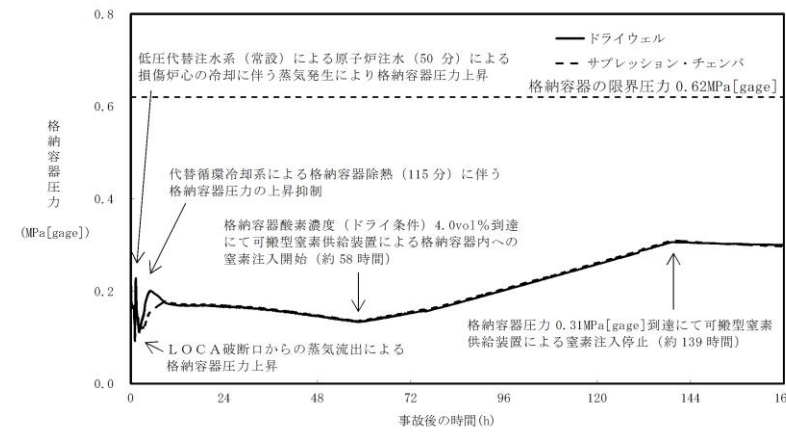
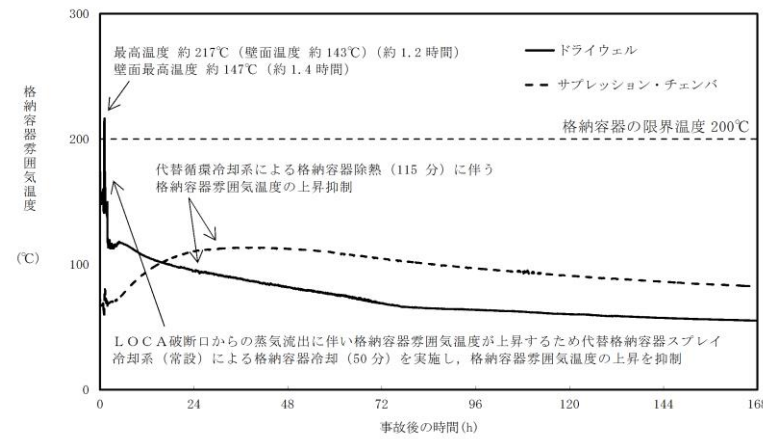


図6 格納容器気相温度の推移 (感度解析 2)



第5図 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)



第6図 格納容器雰囲気温度の推移 (感度解析 2)

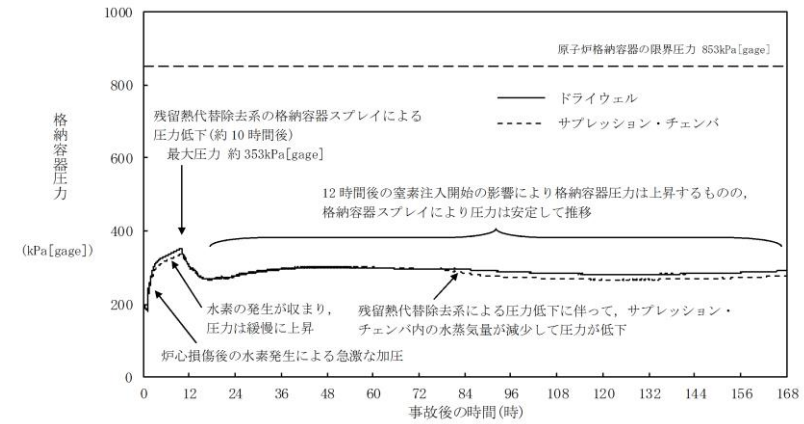


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)

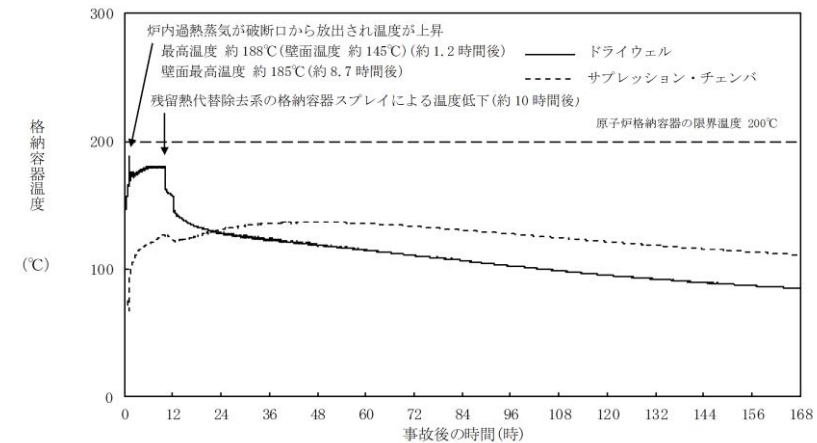


図6 格納容器温度の推移 (感度解析 2)

(・挙動の相違は、ベースケースと同様。)

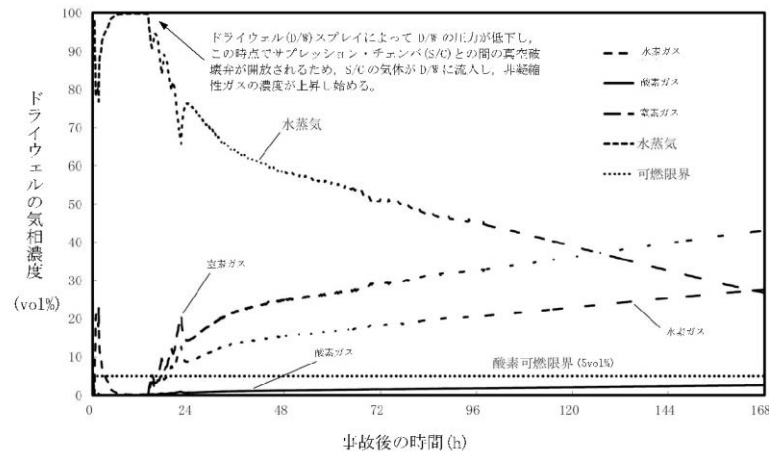


図7 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

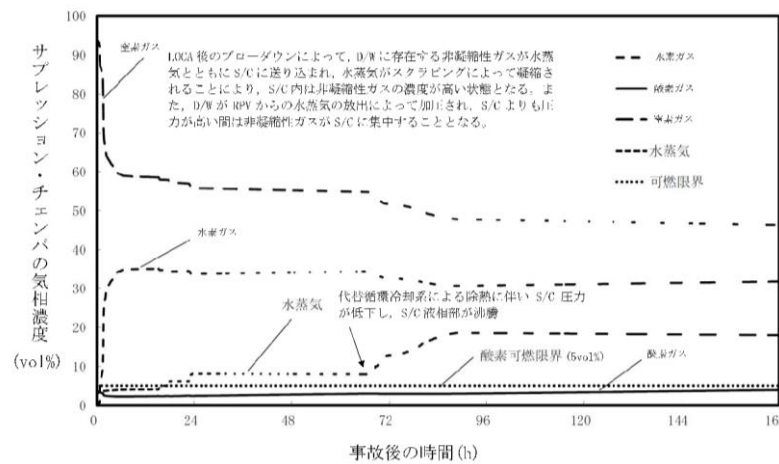
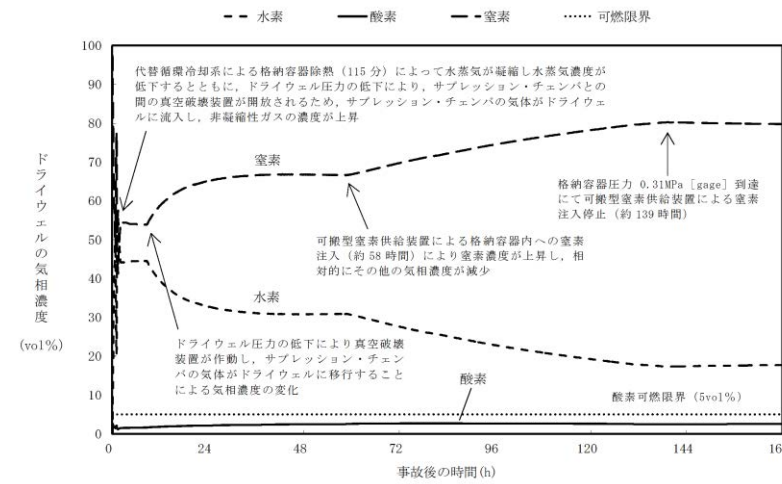
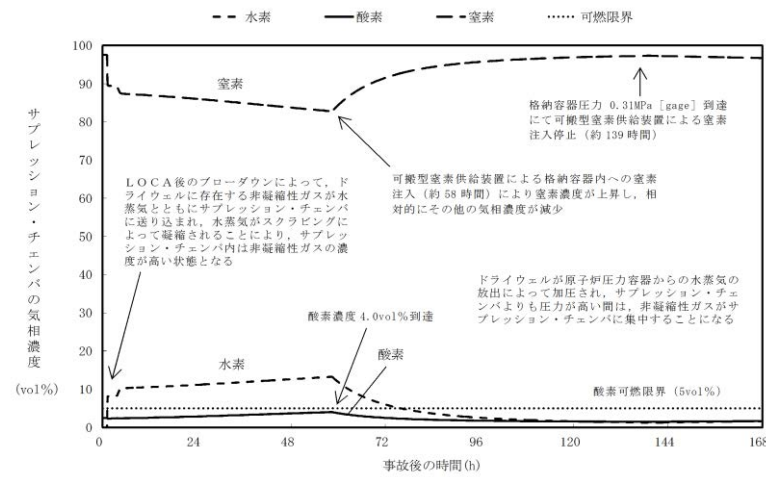


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)



第7図 ドライウエルの気相濃度の推移
(ドライ条件) (感度解析2)



第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) (感度解析2)

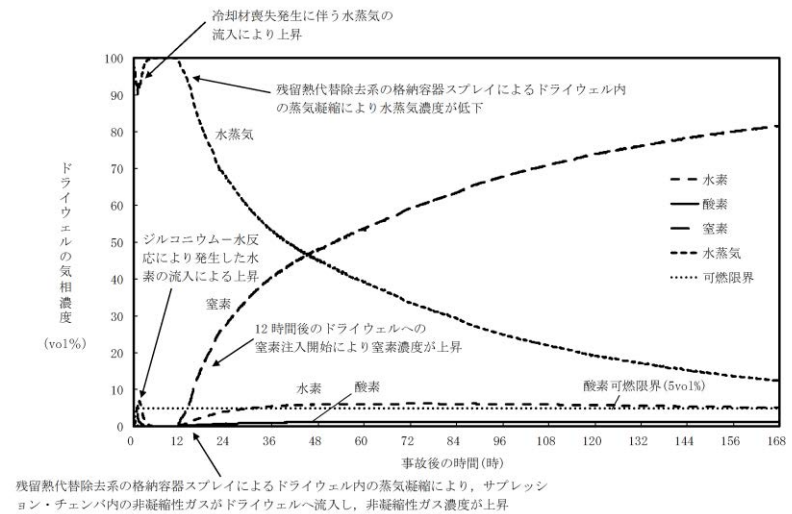


図7 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

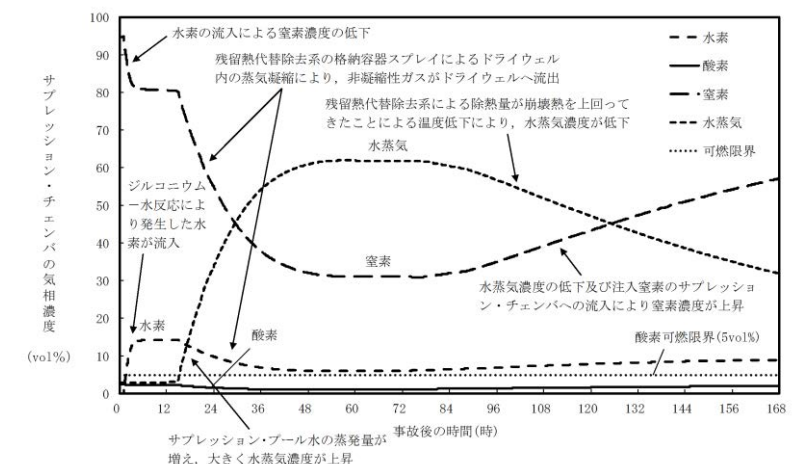


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

・評価方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
(・挙動の相違はベースケースと同様。)

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」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, <u>LOCA</u>, <u>長期TB, TBU 及びTBP</u> である。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) <u>又は全交流動力電源喪失</u>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熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し, 熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって, <u>原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され, 原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し, 原子炉格納容器の破損に至る。</u></p> <p>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熔融炉心が落下する時点で, <u>原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し, かつ, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系 (常設) によって熔融炉心を冷却することにより, 原子炉格納容器の破損を防止するとともに, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</u></p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」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, <u>LOCA</u>, <u>長期TB, TBU, TBP及びTBD</u>である。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) <u>又は全交流動力電源喪失</u>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熔融炉心が格納容器内へ流れ出し, 熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって, <u>ペDESTAL (ドライウェル部) 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。</u></p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, <u>原子炉起動時にペDESTAL (ドライウェル部) 水位が約 1m となるよう注水した上で,</u> 原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で, <u>ペDESTAL (ドライウェル部) に熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し, かつ, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系 (常設) によって熔融炉心を冷却すること及びペDESTAL (ドライウェル部) にコリウムシールドを設置することにより, 格納容器の破損を防止するとともに, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。</u></p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>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</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」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 <u>及びLOCA</u>である。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 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熔融炉心が<u>原子炉格納容器内へ流れ出し, 熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって, ペDESTALのコンクリートが侵食され, 原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し, 原子炉格納容器の破損に至る。</u></p> <p>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熔融炉心が落下する時点で, <u>ペDESTALに熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し, かつ, 熔融炉心の落下後は, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) によって熔融炉心を冷却すること及びペDESTALにコリウムシールドを設置することにより, 原子炉格納容器の破損を防止するとともに, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 PRA により抽出されるプラント損傷状態の相違。 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 PRA により抽出される事故シーケンスの相違。 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 通常運転中にペDESTALに水張りをしていない。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, ペDESTALに落下した熔融炉心がドレン配管を通じてドライウェルサンプへ流出することを防止するためにペDESTAL床面にコリ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）</u>によって熔融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>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し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</u></p>	<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）</u>によって熔融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって格納容器の圧力及び<u>雰囲気温度</u>を低下させる。</p> <p>さらに、<u>格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>原子炉圧力容器破損ま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し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</u></p>	<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>によって熔融炉心の冷却を実施する。その後、<u>残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系</u>によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>さらに、<u>長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素供給することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>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し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</u></p>	<p>ウムシールドを設置しており、MAAP 解析において考慮していることから対策として記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は、熔融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。 ・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、<u>原子炉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、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。</u></p> <p>また、<u>ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ</u>（以下「ドライウエルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し、<u>かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、ドライウエルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</u></p> <p>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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</u></p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p>	<p><u>る。</u></p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）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、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水位を形成した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段並びに落下後の溶融炉心冷却のための格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備する。</u></p> <p>また、<u>溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置する。</u></p> <p>また、その後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</u></p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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、<u>ペDESTAL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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水手段を整備する。</u></p> <p>また、<u>ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプ（以下「ドライウエルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を防止し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、ペDESTALにコリウムシールドを設置する。</u></p> <p>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、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</u></p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、通常運転中にペDESTALに水張りをしていない。 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ドライウエルサンプにおけるMCCIを防止するためコリウムシールドを設置する。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、溶融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損以降のマネ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すg.からj.である。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1 図から第3.2.4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2 図及び第3.2.3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まない「<u>過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗)</u>」である。ここで、逃がし安全弁再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再開の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p>	<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からq.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すi.及びk.からo.である。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2-1 図 (2/5) から第3.2-1 図 (4/5) である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まない「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗 (ペダスタル))</u>」である。ここで、逃がし安全弁再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再開の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p>	<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf.からh.である。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1) 図から第3.2.1-1(3) 図である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2) 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まない「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水 (重大事故等対策を含む) 失敗+デブリ冷却失敗</u>」である。ここで、逃がし安全弁再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再開の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したため</p>	<p>ジメントは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に記載の対応と同じである旨を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 FP 挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融</p>	<p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合はペDESTAL(ドライウェル部)に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内 FP 挙動並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の</p>	<p>である。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合はペDESTALに原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 FP 挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での溶融炉心の</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、本シナリオの評価において全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ジルコニウム－水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉心の拡がり，原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)，原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)，溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。<u>原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては，コリウムシールドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。</u></p> <p>また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については，「3.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.5.1及び第3.5.2図に，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度(ウェット条件，ドライ条件)，サブプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位</p>	<p>拡がり，原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化)，原子炉圧力容器外 F C I (デブリ粒子熱伝達)，溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP によりペDESTAL (ドライウエル部)の壁面及び床面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおけるペDESTAL (ドライウエル部)水位並びに溶融炉心コンクリート相互作用によるペDESTAL (ドライウエル部)の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第3.5-1図及び第3.5-2図に示す。</p>	<p>がり，原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化)，原子炉圧力容器外 F C I (デブリ粒子熱伝達)，溶融炉心とペDESTALプール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP によりペDESTALの床面及び壁面のコンクリートの侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p><u>また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については，「3.4 水素燃焼」と同じである。</u></p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.5.2-1(1)図及び第3.5.2-1(2)図に，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウエル及びサブプレッション・チェンバ気相濃度(ウェット条件，ドライ条件)，サブプレッション・プール水位，ペDESTAL水</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では，6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は，MCCIによりコンクリートが侵食するため，発生する水素ガスの影響を評価するための評価条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5.3 図から第 3.5.11 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 1cm、壁面で約 1cm に抑えられ、原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。</p>	<p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 ペDESTAL (ドライウエル部) にコリウムシールドを設置するとともに、溶融炉心落下前のペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保及び溶融炉心落下後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の継続によって、ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らないことからコンクリート侵食は生じず、ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>また、解析コードMAAPによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドについても侵食は生じない。 なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価した場合には、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この場合においてもペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。また、コリウムシールドが侵食した場合においても、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</p>	<p>位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5.2-1(3) 図から第 3.5.2-1(11) 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 ペDESTALにコリウムシールドを設置するとともに、溶融炉心落下前のペDESTALへの水張り及び溶融炉心落下後のペDESTALへの注水の継続によって、コンクリート侵食量はペDESTALの床面で0m、壁面で約0.04mに抑えられ、ペDESTALの溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>また、MAAPコードによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、ペDESTAL床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じない。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)にてペDESTALへ初期水張りをを行い、ペDESTAL水位に応じて停止する手順としている。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ドライウエルサンブにおけるMCCIを防止するためコリウムシールドを設置する。なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「29. ドライウエルサンブへの溶融炉心流入防止</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1.64m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては、原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7.1m であり、原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため、約 4kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後 (168 時間後) においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%、ドライ条件で約 2.6vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。熔融炉心・コンクリート相互作用では</p>	<p>ペDESTAL (ドライウェル部) 壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>ペDESTAL (ドライウェル部) 床面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。</p>	<p>ペDESTAL 壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が約 1.6m 厚さの内側鋼板及びコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、ペDESTAL 壁面のコンクリート侵食量は約 0.04m に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>ペDESTAL 床面のコンクリート侵食に対しては、ペDESTAL の床面以下のコンクリート厚さが約 4m であり、ペDESTAL 床面のコンクリート侵食量は 0m であるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、ペDESTAL 壁面についてはコンクリートの侵食量が約 0.04m であるため、約 11kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約 423kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>なお、ペDESTAL への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 9.9vol%以上、ドライ条件で約 24.7vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後 (168 時間後) においても酸素濃度はウェット条件で約 1.6vol%、ドライ条件で約 2.5vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素</p>	<p>対策に期待した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用の影響について)</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>東海第二では、ペDESTAL 壁面及び床面にコリウムシールドを設置していることからコンクリートの侵食が生じないため、それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。(以降の解析結果に関する記載相違理由も同様)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で <u>2.1vol%</u>、ドライ条件で <u>2.6vol%</u>）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>その後は、<u>原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、<u>原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}</u>をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で<u>原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止</u></p>	<p>その後は、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)に 80m³/h の注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1, 3.5.2, 3.5.3)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)壁面及び床面のコンクリート侵食量[※]</u>をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>また、(1)から(3)、(6)及び(7)に示す評価項目の評価結果及び<u>ペDESTAL (ドライウエル部)に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。</u></p> <p>※ 溶融炉心が適切に冷却されることについても、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)壁面及び床面のコンクリートの侵食が生じないこと</u>で確認した。</p>	<p>ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で <u>1.6vol%</u>、ドライ条件で <u>2.5vol%</u>）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>その後は、<u>ペDESTALに崩壊熱相当に余裕を見た流量でのペDESTAL注水を行い、また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、<u>ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}</u>をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、<u>原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲でペDESTAL床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止する</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、圧力容器破損後の溶融炉心への注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて行う。</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>残留熱代替除去系による格納容器スプレイ水がペDESTALに流入することで溶融炉心が冷却されることから、安定状態の維持に係る記載に残留熱代替除去系を記載している。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>各格納容器破損モードで確認対象とする評価項目の整理の差異。島根2号炉は、安定状態の維持について、本シナリオに</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>することで確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、<u>熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合</u>については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、<u>熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</u></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。</u></p>	<p>(添付資料3.2.8)</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、<u>熔融炉心がペDESTAL(ドライウエル部)へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</u></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)注水操作とする。</u></p>	<p>ことで確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、<u>熔融炉心がペDESTALに落下した場合</u>については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、<u>熔融炉心がペDESTALへ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</u></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張り操作及び熔融炉心落下後のペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTALへの注水操作とする。</u></p>	<p>において確認しているが、東海第二では、「3.2 DCH」において確認している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事象発生から12時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作を抽出。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二では、運転時からペDESTAL(ドライウエル部)に水位が形成されているため、初期水張りについて記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p>	<p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、<u>コリウムシールドを介した熱伝達</u>、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。<u>また、コリウムシールドが金属酸化物を含む溶融炉心へのジルコニア耐熱材の溶出により侵食される可能性を考慮し、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値</u></p>	<p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、<u>水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</u></p> <p>なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p>	<p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達を、有効性評価における現象の不確かさとして考慮している。</p> <p>島根2号は、ペDESTアル床面からライナまでのコンクリート厚さは約4mであり、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断している。このため、コリウムシールドを介した熱伝達は不確かさとして考慮していない。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、溶融炉心の拡がりを抑制した場合の影響評価をしているため、本項にて記載している。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの影響評価に加え、<u>溶融物がドライウエルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合、及び、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</u></p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.7時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p><u>の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。</u></p> <p>これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、<u>炉心損傷の確認後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を行い、ペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心の落下に対しては、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって原子炉圧力容器の破損兆候を検知し、格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を認知し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行うといった兆候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p>これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から<u>原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</u></p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.1時間後）でペDESTALへの初期水張りを行い、ペDESTALへの溶融炉心の落下に対しては、ペDESTALの雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、ペDESTALへの注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p>器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、起因事象をLOCAとした感度解析で影響を確認していることによる記載の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器下鏡部温度により初期水張りを実施。また溶融炉心落下後はペDESTALへ崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を実施することにより冠水を維持する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>、原子炉圧力容器破損時点で<u>原子炉格納容器下部への注水操作</u>を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の<u>原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇</u>及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点</u>としている<u>原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>及び原子炉圧力容器破損時の<u>原子炉格納容器下部への注水操作</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の<u>原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇</u>は急峻であることから、<u>原子炉</u></p>	<p>ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、<u>炉心溶融開始時間</u>及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器破損確認後にペDESTAL（ドライウェル部）注水操作</u>を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、<u>原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することから</u>、<u>原子炉圧力容器破損を操作開始の起点</u>としている原子炉圧力容器破損時の<u>格納容器冷却操作及びペDESTAL（ドライウェル部）注水操作</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p>	<p>ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、<u>炉心溶融時間</u>及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作</u>、<u>原子炉圧力容器破損時点でペDESTALへの注水操作</u>を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、<u>炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇</u>及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点</u>としている<u>ペDESTALへの初期水張り操作</u>及び原子炉圧力容器破損時の<u>ペDESTALへの注水操作</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について、原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、<u>解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから</u>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点でのペDESTALへの初期水張り操作</u>があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の<u>原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇</u>は急峻であることから、<u>原子炉圧力容器下鏡</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉圧力容器下鏡部温度により初期水張りを実施。また溶融炉心落下後はペDESTALへ崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を実施することにより冠水を維持する。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達にてペDESTALへの注水操作を実施するた</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>压力容器下鏡部温度</u>を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、<u>溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>が 300℃に到達した時点で<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、<u>溶融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水は<u>原子炉压力容器温度（下鏡部）</u>が 300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、<u>原子炉压力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧</u></p>	<p><u>温度</u>を操作開始の起点としている<u>ペDESTAL</u>への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の<u>ペDESTAL</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている<u>ペDESTAL</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>が 300℃に到達した時点で<u>ペDESTAL</u>への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>を操作開始の起点としている<u>ペDESTAL</u>への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の<u>ペDESTAL</u>への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている<u>ペDESTAL</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 5.4 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、<u>ペDESTAL</u>への注水は<u>中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL</u>への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>め、不確かさの影響を記載している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シーケンスでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シーケンス</p>	<p>力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL(ドライウエル部)への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性がある。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウム</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心とペDESTALのプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コ</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、MAAP解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、不確かさの影響について記載。</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>では、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3. 5. 2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で<u>原子炉格納容器下部</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で<u>原子炉格納容器下部</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p>シールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の<u>格納容器</u>における溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、<u>コリウムシールド</u>にも適用可能である。</p> <p>(添付資料 3. 5. 1, 3. 5. 4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p><u>リウムシールド及びコンクリート侵食</u>を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、<u>コリウムシールド</u>にも適用可能である。</p> <p>(添付資料 3. 5. 2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で<u>ペDESTAL</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、<u>解析コード SAFER に対して保守的であるものの</u>、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で<u>ペDESTAL</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p>島根 2 号炉は、MAAP 解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、適用性について記載。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、事故時に初期水張りを実施するが、東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成されているため、記載が異なる。（以降の記載も同様の相違理由）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>原子炉格納容器下部</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>原子炉格納容器下部</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損(事象発生から約7時間後)に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、<u>原子炉格納容器下部</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における<u>原子炉格納容器下</u></p>	<p>る。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損(事象発生から約4.5時間後)に対して、早まる時間は<u>僅か</u>であり、破損時間が<u>僅か</u>に早まった場合においても、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の<u>格納容器</u>における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の<u>格納容器</u>における<u>格納容器下部床面</u>での溶融</p>	<p>確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>ペDESTAL</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で<u>ペDESTAL</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損(事象発生から約5.4時間後)に対して、早まる時間は<u>わずか</u>であり、破損時間が<u>わずか</u>に早まった場合においても、<u>ペDESTAL</u>に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また、<u>溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さい</u>ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における<u>ペDESTAL床面</u>で</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、MAAP解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、不確かさの影響について記載。 ・評価方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、<u>第3.5.12図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>第3.5.13図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・</p>	<p>炉心の拡がりについて、<u>溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価しており、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>また、溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。これは、落下した溶融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は2,100℃を下回ることで、溶融炉心からプール水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず、コンクリート侵食が抑制されたものである。</u></p> <p>なお、本感度解析では、<u>溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。</u></p>	<p>の溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、<u>第3.5.2-1(12)図</u>に示すとおり、<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u></p> <p>また、溶融炉心とペDESTALのプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリートの侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>第3.5.2-1(13)図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量はペDESTALの床面で0m、壁面で約0.13mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、ペDESTALでの溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、サプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、拡がりを抑制した場合の影響評価を実施。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置していることからコンクリートの侵食が生じない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、溶融炉心落下後の原子炉格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3)b.評価項目等」にて示した酸素濃度(ウェット条件で2.1vol%,ドライ条件で2.6vol%)以下になるものと考えられる。</u>このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p>	<p><u>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「3.5.3(4)コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において、評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</u></p> <p>(添付資料3.5.1, 3.5.4)</p>	<p>心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、<u>事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約1.5vol%,ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</u>熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、<u>上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%,ドライ条件で4.1vol%)以下になるものと考えられる。</u>このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>器内の水素濃度は、ドライウエルに比べ、サブレーション・チェンバの方が低い値となる。</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・整理方針の相違【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達を、有効性評価における現象の不確かさとして考慮している。</p> <p>島根2号炉は、ペDESTアル床面からライナまで</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の 800kW/m²相当(圧力依存あり)に対して最確条件は 800kW/m²相当(圧力依存あり)であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは, 解析条</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2-2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(溶融炉心落下後にペDESTAL(ドライウエル部)への注水操作を開始すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は, 解析条件の 800kW/m²相当(圧力依存あり)に対して, 最確条件は 800kW/m²相当(圧力依存あり)であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは, 解析</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2.2-1表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応じてペDESTALへの初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後にペDESTALへの注水操作を開始すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の 800kW/m²相当(圧力依存あり)に対して最確条件は 800kW/m²相当(圧力依存あり)であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは, 解析</p>	<p>のコンクリート厚さは約 4 m であり, コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断している。このため, コリウムシールドを介した熱伝達は不確かさとして考慮していない。</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉の最確条件を記載。 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉圧力容器下鏡温度 300℃ 到達にてペDESTALへの注水操作を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで熔融炉心が冷却されやすくなるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与</p>	<p>条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い鉄筋の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウエル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びコリウムシールド侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量及びコリウムシールド侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与</p>	<p>条件の内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL内構造物の扱いは、解析条件のペDESTALに落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTALに落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のペDESTAL床面積は、解析条件のペDESTALの床面積に対して最確条件はペDESTALの床面積であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与</p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二では鉄筋コンクリート製のペDESTALであり、コンクリート以外の構造材の種類が異なる。 【柏崎6/7】 島根2号炉は、ペDESTAL領域にベント管が存在しない。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、ペDESTALにおける侵食量を保守的に評価するため、ペDESTAL床面及び壁面の内側にある鋼板を考慮していない。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（<u>原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること</u>）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 5. 2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の溶融炉心からのプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条</p>	<p>展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（<u>溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作を開始すること</u>）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件のコリウムシールドは、<u>解析条件の侵食開始温度 2, 100℃ に対して最確条件は侵食開始温度 2, 100℃ であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コリウムシールドには 3. 3cm 程度の侵食が生じるものの、コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 5. 1, 3. 5. 4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条</p>	<p>える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（<u>原子炉圧力容器下鏡部温度に応じてペDESTALへの初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後にペDESTALへの注水操作を開始すること</u>）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は、<u>解析条件の 2, 100℃ に対して最確条件は 2, 100℃ であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 5. 2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器下鏡温度 300℃ 到達にてペDESTALへの注水操作を実施する。 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「29. ドライウェルサンプルへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」) ・実績値の相違 【東海第二】 島根 2号炉の最確条件を記載。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>件は800kW/m²相当(圧力依存あり)であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>第3.5.13図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量は<u>原子炉格納容器下部の床面で約8cm</u>、壁面で<u>約7cm</u>に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、<u>原子炉格納容器下部</u>での熔融炉心・コンクリート相互作用によって<u>約118kg</u>の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって<u>約1,400kg</u>の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、<u>本評価</u>における<u>原子炉格納容器下部</u>への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、<u>ドライウエルにおいて最低値を示すが</u>、ウェット条件で<u>12vol%以上</u>、ドライ条件で<u>34vol%以上</u>となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる<u>約118kg</u>の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが<u>約93kg</u>、一酸化炭素が<u>約25kg</u>、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しない</p>	<p>件は800kW/m²相当(圧力依存あり)であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず</u>、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、熔融炉心・コンクリート相互作用による<u>可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。</u></p>	<p>800kW/m²相当(圧力依存あり)であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリートの侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、<u>第3.5.2-1(13)図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量は<u>ペDESTALの床面で0m</u>、壁面で<u>約0.13m</u>に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>なお、本感度解析では、<u>ペDESTAL</u>での熔融炉心・コンクリート相互作用によって<u>約41kg</u>の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって<u>約422kg</u>の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、<u>本感度解析</u>における<u>ペDESTAL</u>への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、<u>サプレッション・チェンバ</u>において、ウェット条件で<u>約6.1vol%以上</u>、ドライ条件で<u>約30.9vol%以上</u>となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる<u>約41kg</u>の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が<u>約35kg</u>、一酸化炭素が<u>約6kg</u>、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、<u>事象発生から7日後(168時間後)</u>においてもウェット条件</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下となる。</u>このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の<u>内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない</u>ことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、<u>外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果</u>により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の<u>原子炉格納容器下部</u>に落下する溶融物とは扱わ</p>	<p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の<u>鉄筋は考慮しない</u>ことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い<u>鉄筋の耐熱の効果</u>により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の<u>原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドレイウエル部）内</u>構造物の扱いは、解析条件の<u>ペDESTAL</u></p>	<p><u>で約 1.5vol%，ドライ条件で約 4.1vol%であり、可燃限界である 5 vol%を下回る。</u>溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析<u>ケース</u>の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、<u>上記の酸素濃度（ウェット条件で 1.5vol%，ドライ条件で 4.1vol%）以下になるものと考えられる。</u>このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の<u>内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない</u>ことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い<u>内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果</u>により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。<u>また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</u></p> <p>初期条件の<u>原子炉圧力容器下部</u>の構造物の扱いは、解析条件の<u>ペDESTAL</u>に落下する溶融物とは扱わないこと</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二では鉄筋コンクリート製のペDESTALであり、コンクリート以外の構造材の種類が異なる。</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、ペDESTAL領域にベント管が存在しない。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、ペDESTALにおける侵食量を保守的に評価するため、ペDESTAL床面及び壁面の内側にある鋼板を考慮していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。<u>コンクリート侵食量に対しては、溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し、ドライウエルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合についての感度解析を実施した。その結果、第3.5.14図に示すとおり、ドライウエルサンプのコンクリート侵食量は、床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>初期条件の<u>原子炉格納容器下部床面積</u>は、解析条件の6号炉の<u>原子炉格納容器下部の床面積</u>に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、<u>最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（<u>ウェットウエル</u>）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、<u>起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。これは、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能について</u></p>	<p><u>(ドライウエル部)</u>に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>コンクリート侵食及びコリウムシールドの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器<u>雰囲気温度</u>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するに<u>当たり</u>、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「<u>大破断LOCA±高圧炉心冷却失敗±低圧炉心冷却失敗</u>」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能について<u>原</u></p>	<p>に対して最確条件は部分的な溶融が生じ、<u>ペDESTAL</u>に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>初期条件の<u>ペDESTAL</u>床面積は、解析条件の<u>ペDESTAL</u>の床面積に対して最確条件は<u>ペDESTAL</u>の床面積であり、<u>最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するに<u>あたり</u>、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、<u>原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA±ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず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出来ないもの</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した評価を記載。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。 ・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、起因事象をLOCAとした感度解析で影響を確認していることによる記載の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>でも使用できないものと仮定する場合、<u>原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約 6.4 時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</u></p> <p>その結果、<u>第 3.5.15 図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約 3cm、壁面では約 3cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u></p> <p>また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における融融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、融融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。</p> <p>なお、本評価における<u>原子炉格納容器下部への融融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で 2.1vol%以下、ドライ条件で 2.6vol%以下であり、可燃限界である 5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2, 3.5.3)</p>	<p><u>子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。</u></p> <p>その結果、<u>原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため、融融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u></p> <p>また、<u>コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</u></p> <p>なお、本評価においては<u>事象発生から約 79 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol% (ドライ条件) にとどまることから、可燃限界である 5vol% (ドライ条件) を下回る。</u></p> <p>機器条件のコリウムシールドは、<u>解析条件の侵食開始温度 2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、融融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが、この影響については「3.5.3(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1, 3.5.4)</p>	<p>と仮定した。この場合、<u>事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間は約 3.3 時間となる。</u></p> <p>その結果、<u>第 3.5.2-1(14)図に示すとおり、コンクリート侵食量はペDESTALの床面で 0m、壁面では約 0.04m に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>また、<u>コンクリートの侵食量が僅かであることから、本評価における融融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に基づき影響を与えない。このため、融融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響はなく、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。</u></p> <p>なお、本評価における<u>ペDESTALへの融融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で約 0.1vol%以上、ドライ条件で約 24.8vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度は事象発生から 7 日後 (168 時間後) においてもウェット条件で約 2.4vol%、ドライ条件で約 2.9vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</u></p> <p>機器条件のコリウムシールドの<u>侵食開始温度は、解析条件の 2,100℃に対して最確条件は 2,100℃であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、融融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「29. ドライウェルサンプルへの融融炉心流入防止対策に期待した場</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の融融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.7 時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら融融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）による融融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損後（事象発生から約 7 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 7.0 時間の時間余裕があり、また、融融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、融融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 0.8 時間の時</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から 7 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり、また、融融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）プール水が蒸発し、融融炉心が露出</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の融融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、ペDESTALの水張り操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら融融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件のペDESTAL代替注水系（可搬型）による融融炉心落下後のペDESTALへの注水操作は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器破損後（事象発生から約 5.4 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 5.4 時間の時間余裕があり、また、融融炉心落下後にペDESTAL注水が行われなかった場合でも、融融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 1.4 時間の時</p>	<p>合の融融炉心・コンクリート相互作用の影響について)</p> <p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

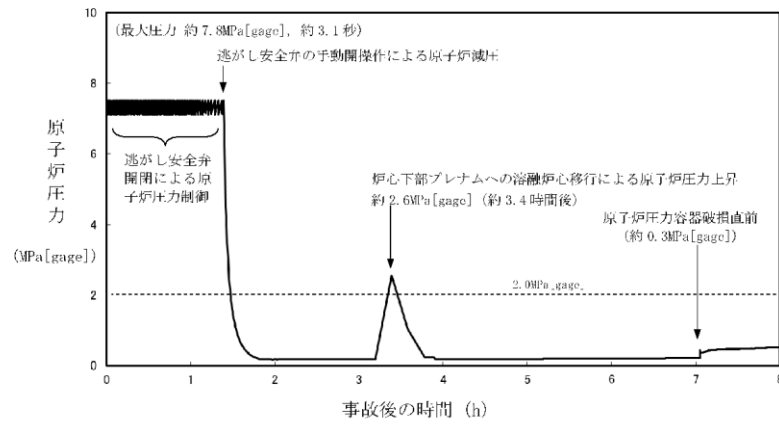
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>間余裕がある。溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</u></p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>するまでには<u>約 0.3 時間</u>の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(添付資料 3.2.2, 3.5.4)</p>	<p>間余裕がある。溶融炉心落下後の<u>ペDESTALへの注水操作はペDESTAL温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</u></p> <p>(添付資料3.5.2)</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）</u>による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>(添付資料 3.5.4)</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の<u>ペDESTALへのペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.5.2)</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p>
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による水張り操作については、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでの時間は事象発生から約 3.7 時間</u>あり、</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による水張り操作については、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間</u></p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約 5 分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約 2 時間で完了することから、水張りを事象発生から約 3.7 時間後に開始すると、事象発生から約 5.7 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.7 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 7.0 時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 1 時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 7.0 時間あり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.8 時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.2.14, 3.5.4)</p> <p>(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価</p> <p>コリウムシールドの材質であるジルコニアは、溶融炉心中に存在する金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出を考慮した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため、コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。</p> <p>解析条件について、既往実験の知見を踏まえた金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出を考慮し、コリウムシールドの厚さを 11cm とした。また、コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペDESTAL（ドライウエル部）の温度を厳しく評価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。</p> <p>第 3.5-3 図にペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、溶融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食</p>	<p>あり、ペDESTALへの注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張りは約 1.9 時間で完了することから、水張りを事象発生から約 3.1 時間後に開始すると、事象発生から約 5.0 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、ペDESTALへの注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後のペDESTALへのペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 5.4 時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約 1.4 時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、MAAP における MCCI 伝熱モデルではコリウムシールド（ジルコニア）の伝熱物性に既往の共同研究において確認された値から保守的に設定している。また、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。（補足説明資料「29. ドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止対策に</p>

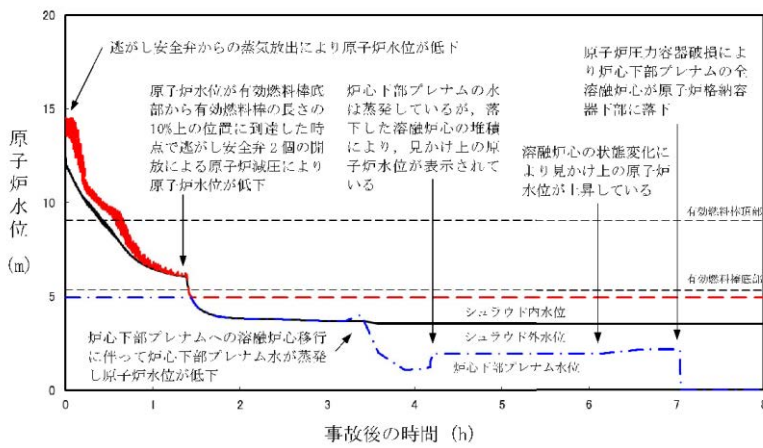
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>は進行せず、また、ペDESTAL (ドライウエル部) コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>(添付資料 3. 5. 1)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p><u>また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</u></p> <p><u>なお、「3. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉压力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</u></p> <p>(添付資料 3. 2. 10)</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について)</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、原子炉压力容器破損後の原子炉注水を想定していないが、東海第二では、原子炉压力容器破損後、原子炉压力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとしているため、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結論</p> <p>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、<u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）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。</u>このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉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、<u>原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</u>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>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している。</u>また、<u>原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。</u></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。</u>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は<u>原子炉格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u>また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結論</p> <p>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、<u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）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。</u>このため、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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。</u>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約1mとなるよう注水した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段を整備している。</u>また、落下後の溶融炉心冷却のため<u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備している。</u>さらに、<u>溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置している。</u></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。</u>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は<u>生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u>また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結論</p> <p>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<u>又は</u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が<u>原子炉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、ペDESTALのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</u>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水手段を整備している。</u>また、<u>ペDESTALにコリウムシールドを設置している。</u></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。</u>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は<u>ペDESTAL床面で0m、壁面で約0.04mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</u>また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.3)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお</p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7,東海第二】 PRAにより抽出される事故シーケンスの相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、通常運転中にペDESTALに水張りをしていない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p>

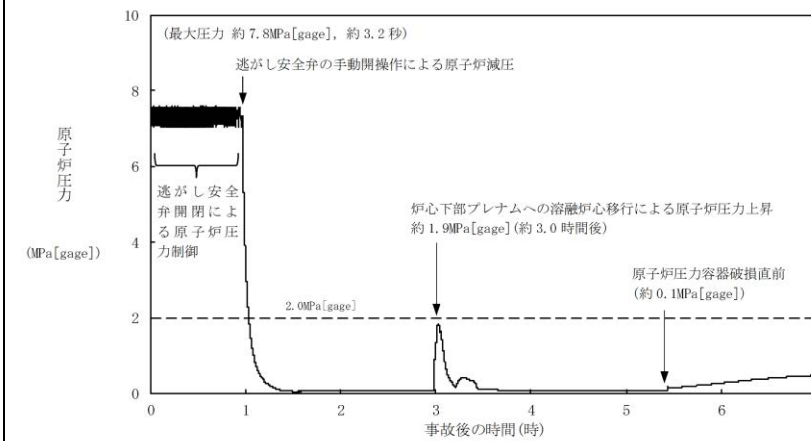
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による<u>ペDESTAL</u>への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	



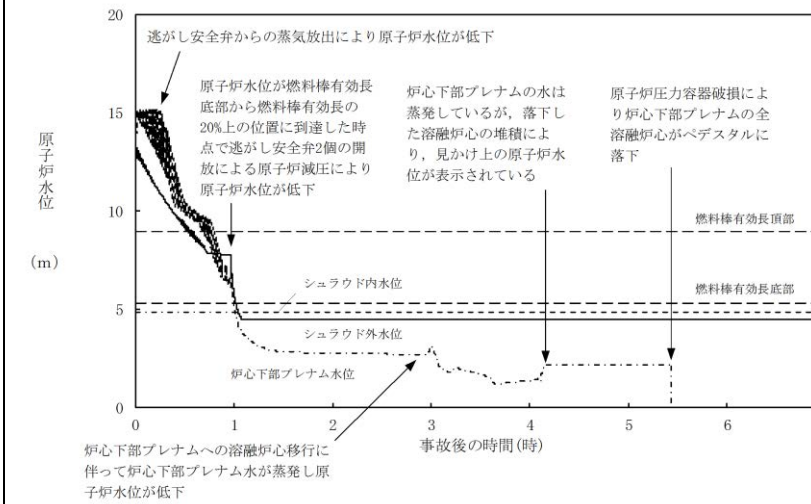
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



第 3.5.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



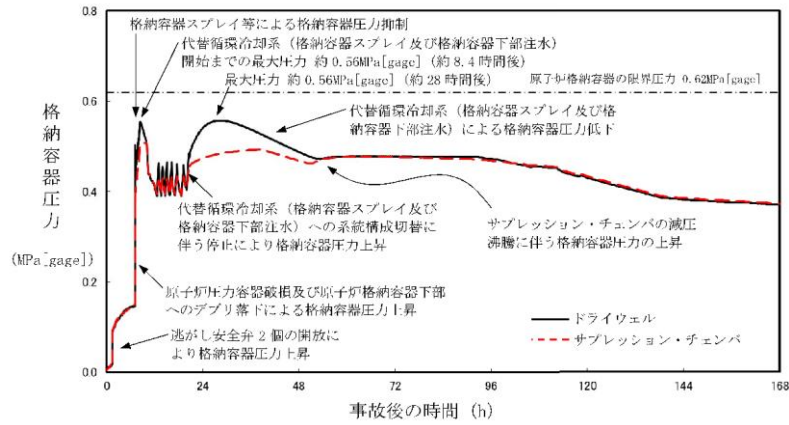
第 3.5.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



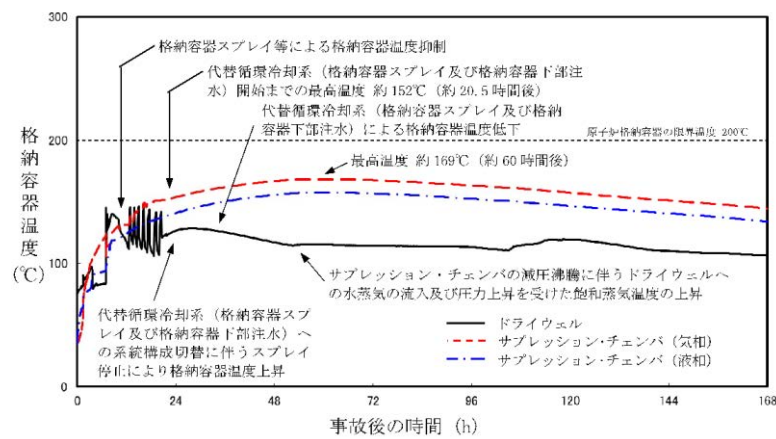
第 3.5.2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉圧力の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.7 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1(1) 図)

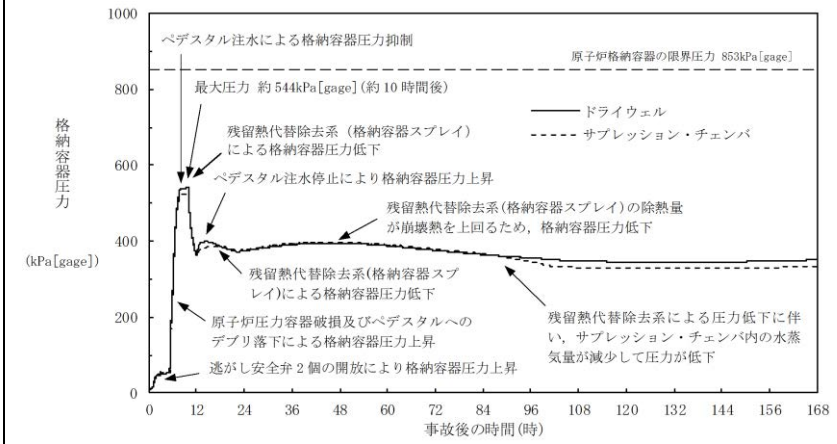
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.8 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1(2) 図)



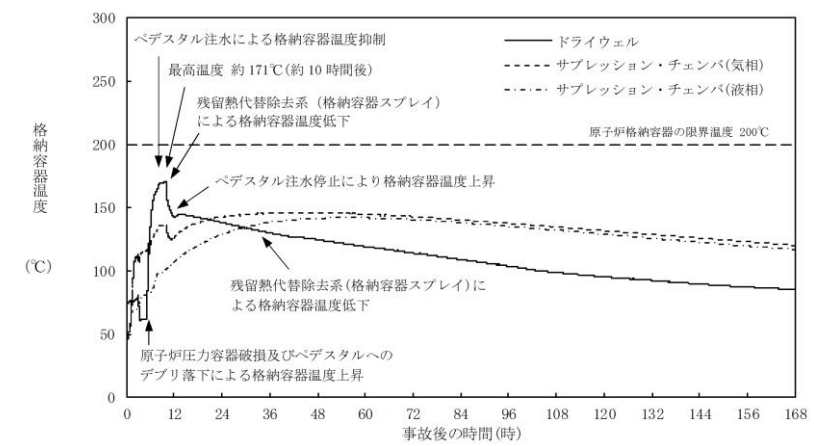
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



第 3.5.4 図 格納容器温度の推移



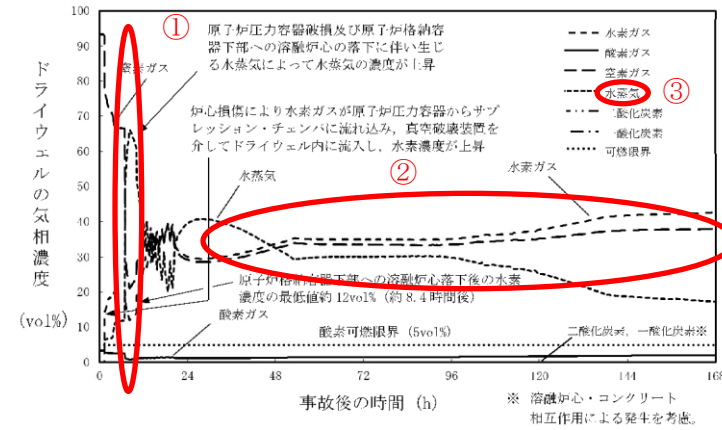
第 3.5.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



第 3.5.2-1(4) 図 格納容器温度の推移

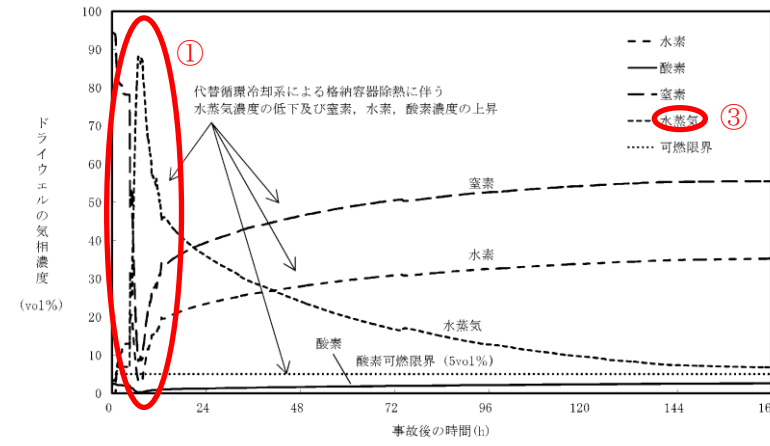
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、格納容器圧力の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。
 (柏崎 6/7 : 第 3.2.9 図, 島根 2 号炉 : 第 3.2.2-1(3) 図)

【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、格納容器温度の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。
 (柏崎 刈 6/7 : 第 3.2.10 図, 島根 2 号炉 : 第 3.2.2-1(4) 図)

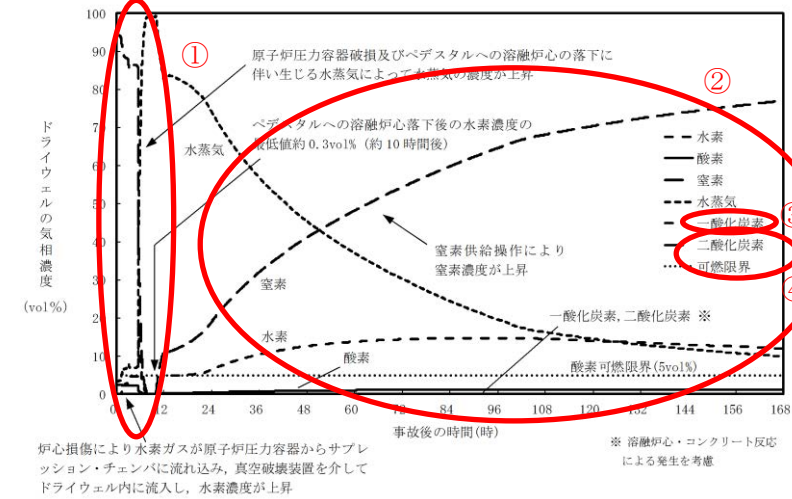


第 3.5.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

【比較のため、「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の一部を記載】

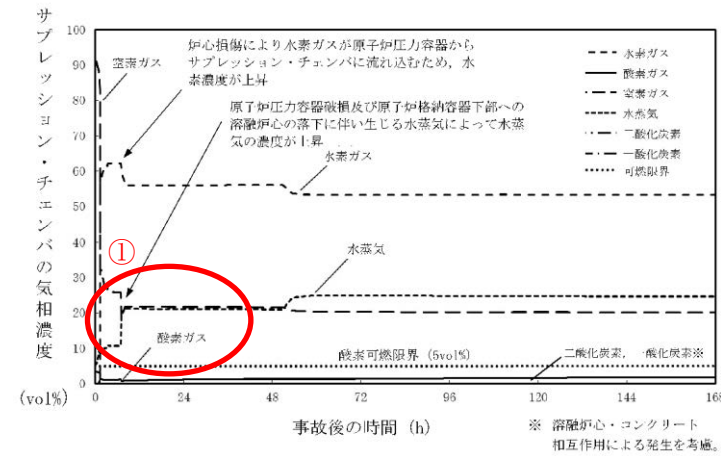


第 3.2-20 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

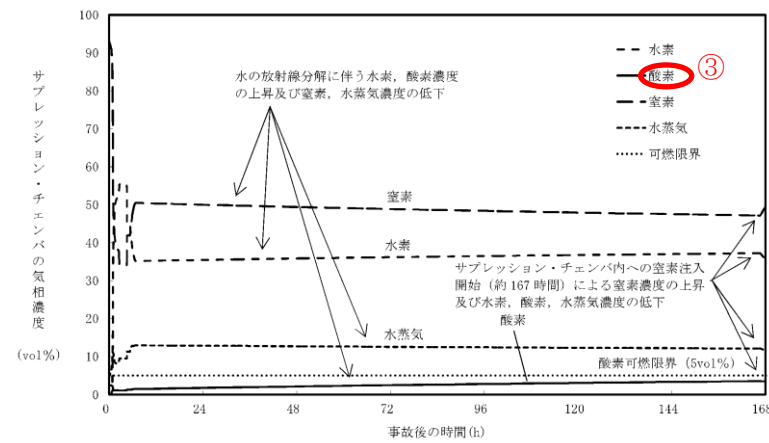


第 3.5.2-1(5) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

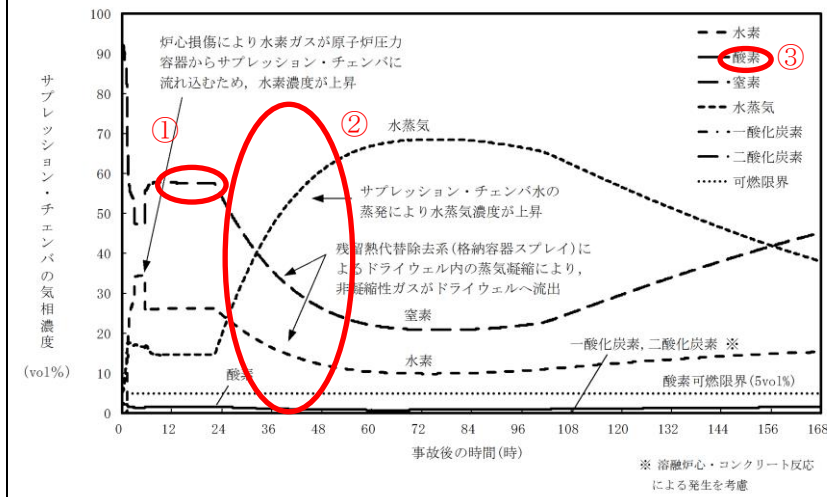
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は、溶融炉心落下によりドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気で満たされた状態となるが、柏崎 6/7 及び東海第二では、原子炉圧力容器破損直後に格納容器スプレイを実施していることから、水蒸気が凝縮され水蒸気濃度は 100%程度まで上昇しない。
【柏崎 6/7】
 ②島根 2号炉は、ジルコニウム-水反応による水素発生量が柏崎 6/7 に比べて少ないため、相対的に窒素濃度が高い。
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ③水蒸気濃度は 3 プラントとも格納容器圧力に応じた挙動となっている。
 ④島根 2号炉は、MCCI により発生する CO₂ 及び CO についても記載しているが、東海第二ではコンクリート侵食は生じないため CO₂ 及び CO の発生なし。なお、CO₂, CO の影響についてはジルコニウム-水反応で発生する水素ガスの量に対して小さいため影響が小さいことを「3.5.2(3)b. 評価項目」にて記載している。



第3.5.6 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3.2-21 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3.5.2-1(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)

・解析結果の相違

【柏崎6/7】

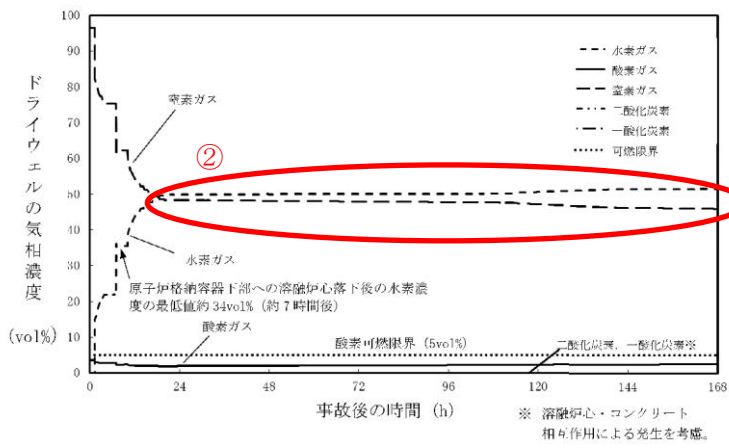
①島根2号炉は、ジルコニウム-水反応による水素発生(初期に封入されている窒素に対する)割合が柏崎6/7に比べて少ないため、相対的に窒素濃度が高い。

【柏崎6/7, 東海第二】

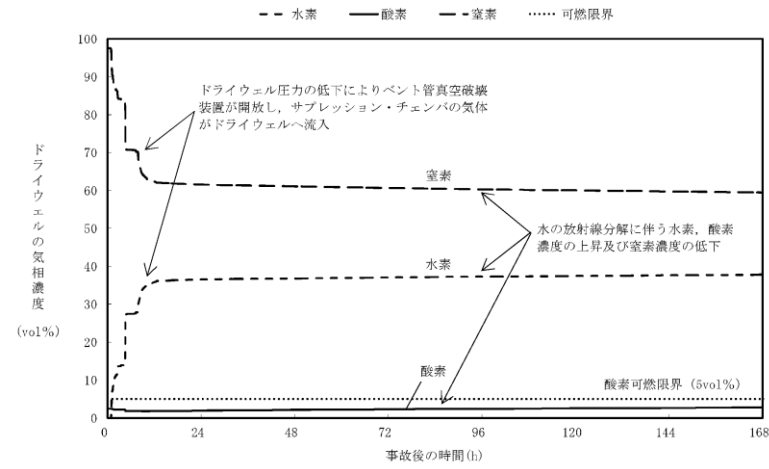
②島根2号炉は、残留熱代替除去系によるドライウエル内の蒸気凝縮によって、サプレッション・チェンバからドライウエルへ非凝縮性ガスが流出することにより非凝縮性ガスの濃度が減少するとともに水蒸気濃度が上昇している。(設備の除熱量や格納容器除熱開始のタイミング等により3社の挙動はそれぞれ異なる。)

【東海第二】

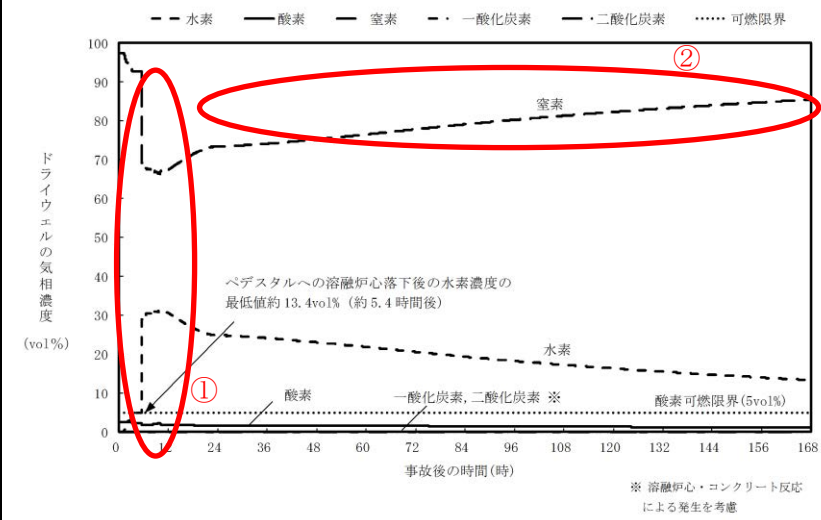
③島根2号炉は、設備の除熱量の違いにより、東海第二と比較して水蒸気量が多いため、酸素濃度の上昇が比較的遅い。



第 3. 5. 7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

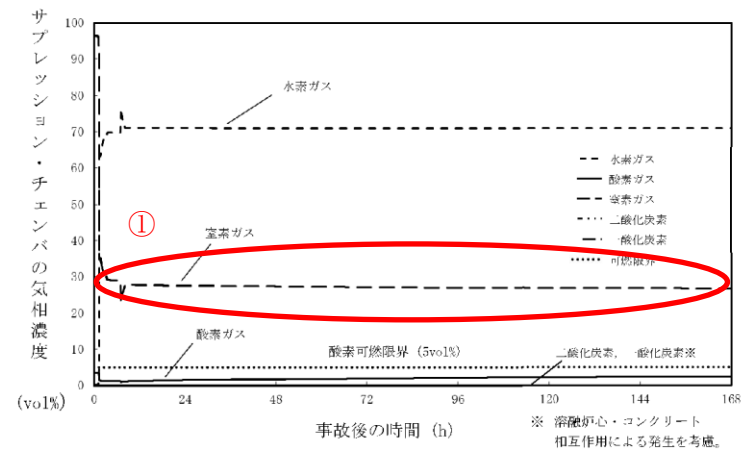


第 3. 2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

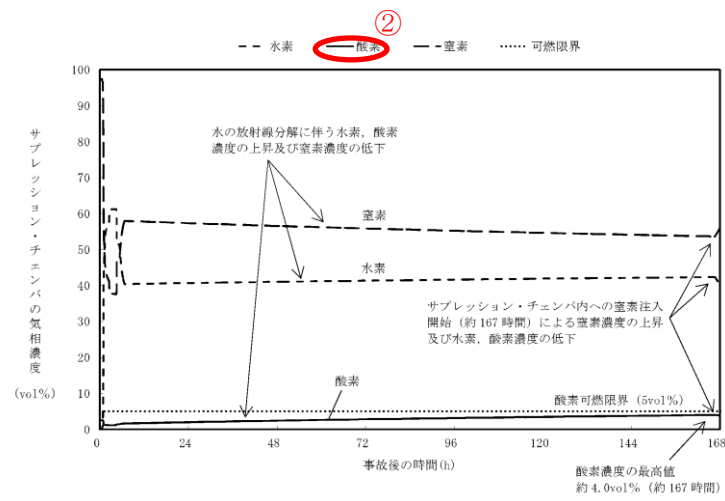


第 3. 5. 2-1(7)図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は, RPV 破損直後に格納容器スプレイを実施しないため, 熔融炉心の崩壊熱で発生する水蒸気によりドライウエル内の窒素ガスがサブプレッション・チェンバに追い出され, 窒素ガス濃度が低下する。事象発生 10 時間後に格納容器スプレイを実施することでサブプレッション・チェンバから窒素ガスが流入することで濃度が上昇する。さらに 12 時間後から窒素ガスを注入することで濃度が上昇する。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は, ジルコニア-水反応による水素発生割合が柏崎 6/7 に比べて少なく, また窒素ガスを注入することから, 相対的に窒素濃度が高い。

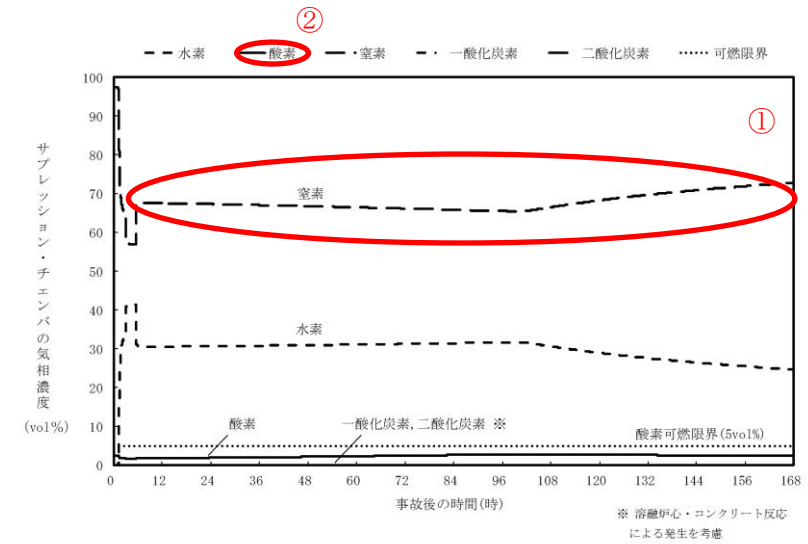


第 3.5.8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



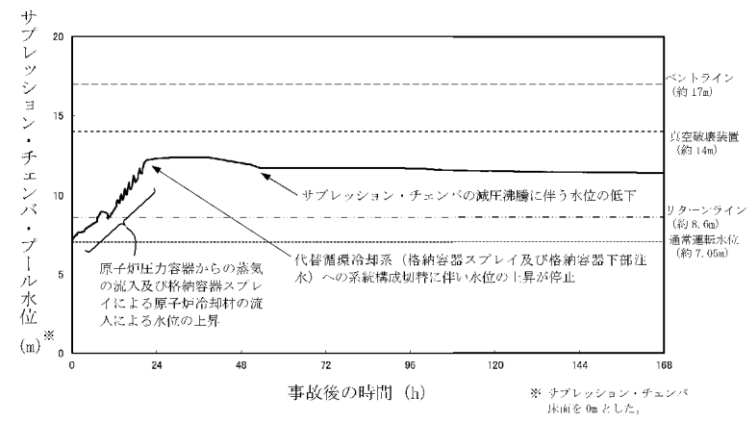
第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

【ここまで】

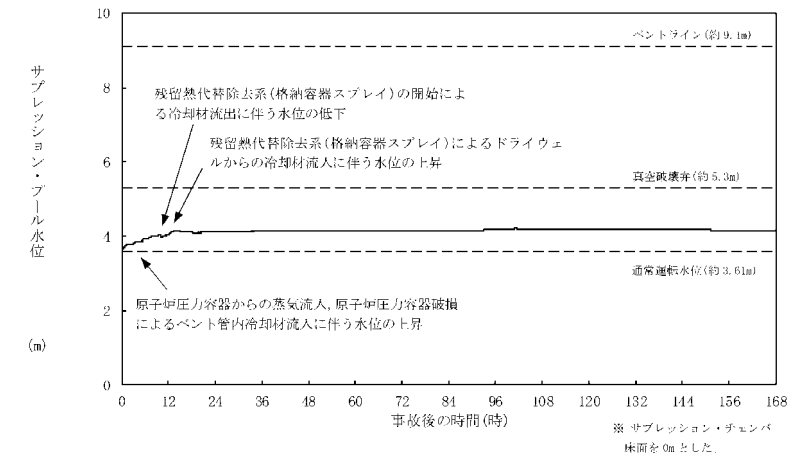


第 3.5.2-1(8) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は、窒素注入はドライウェル側のみであるため、ドライウェルへの窒素注入開始（事象発生から 12 時間）後に、当初サブプレッション・チェンバの窒素濃度は上昇しないが、残留熱代替除去系による格納容器の除熱量が崩壊熱量を上回った時点で、サブプレッション・プール水からの蒸発量が減少し、サブプレッション・チェンバの圧力がドライウェルの圧力を下回ることにより、ドライウェルに注入した窒素がサブプレッション・チェンバに流入し、サブプレッション・チェンバの窒素濃度が上昇する。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は、設備の除熱量の違いにより、東海第二と比較して水蒸気量が多いため、酸素濃度の上昇が比較的遅い。

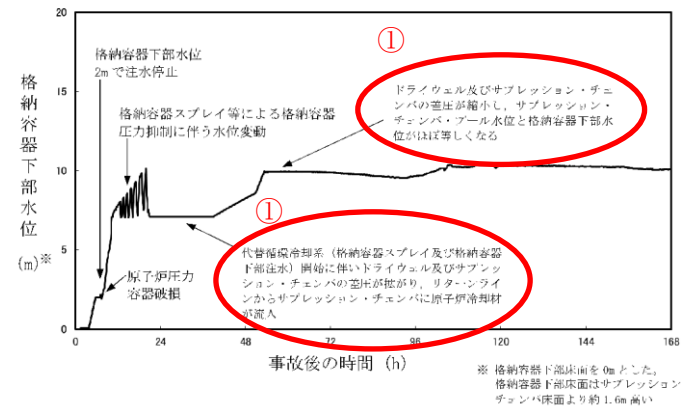


第 3.5.9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

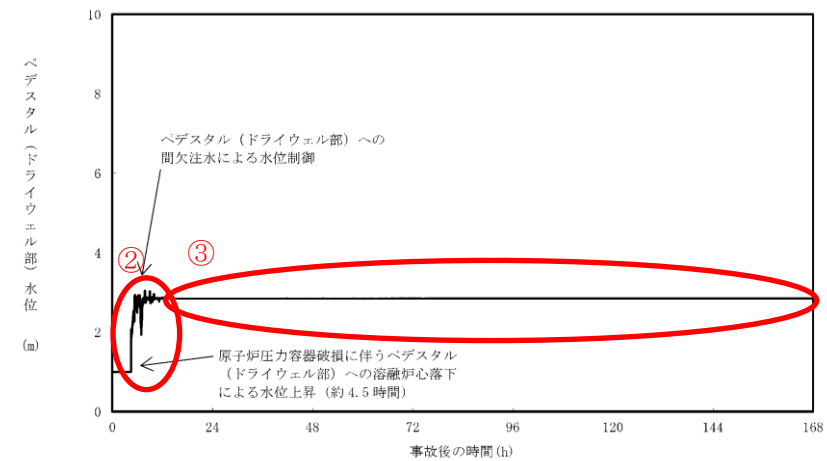


第 3.5.2-1(9) 図 サプレッション・プール水位の推移

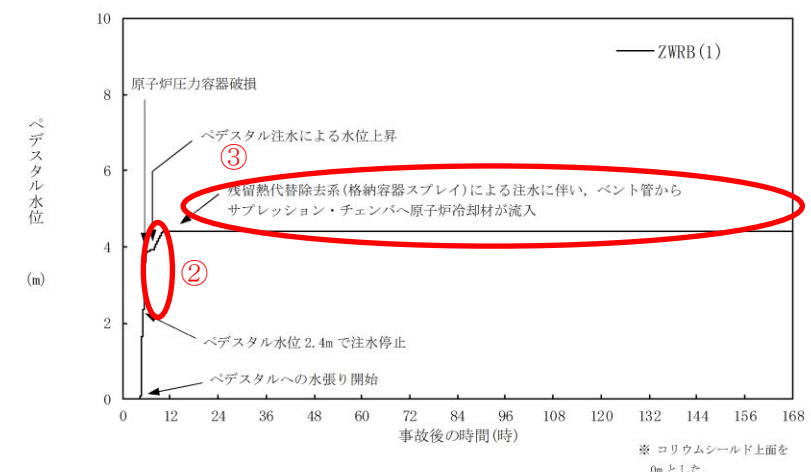
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3プラントとも、サプレッション・プール水位の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.11 図, 島根 2号炉: 第 3.2.2-1(5) 図)



第 3.5.10 図 格納容器下部水位の推移

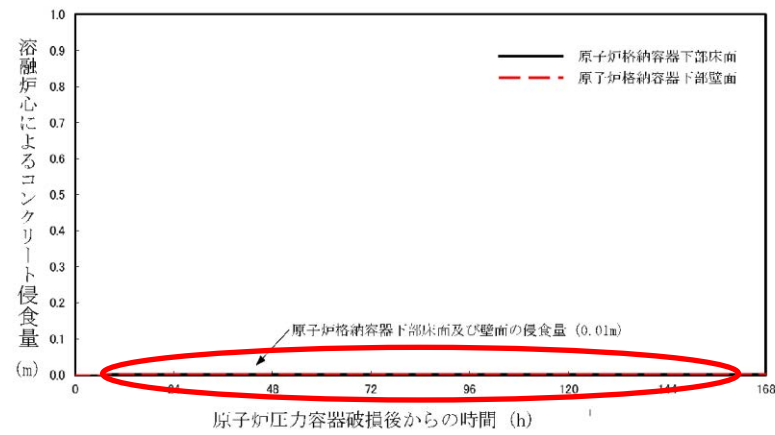


第 3.5-1 図 ペDESTAL (ドライウェル部) の水位の推移

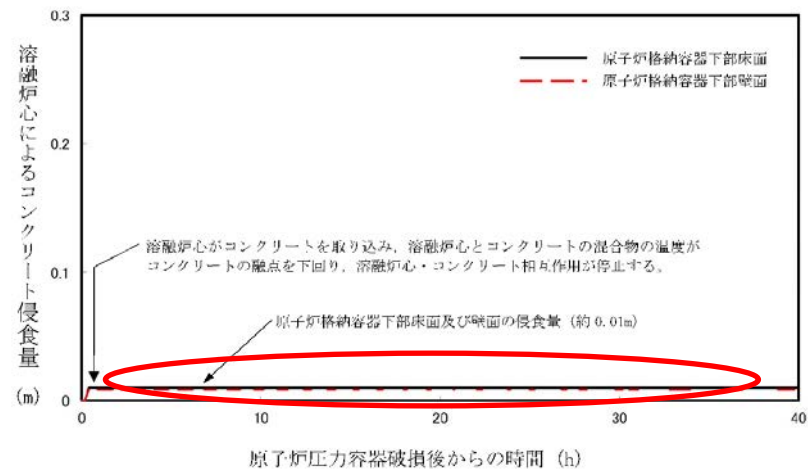


第 3.5. 2-1(10) 図 ペDESTAL水位の推移

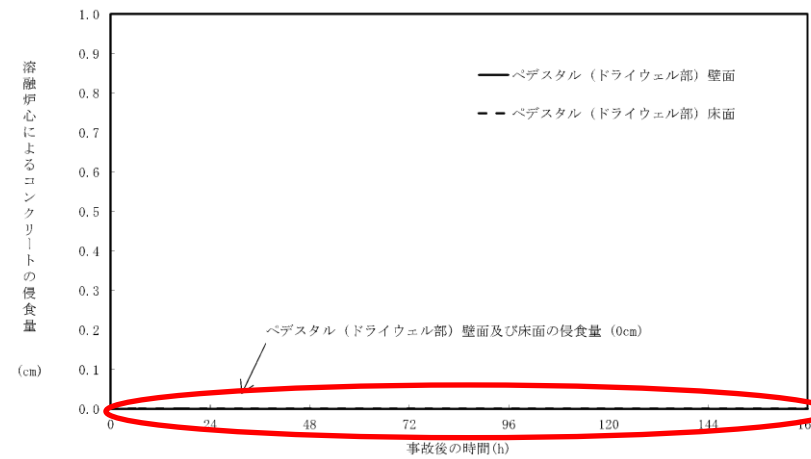
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①ABWR の構造に基づく挙動であり、BWR5 である島根 2号炉では同様の挙動はない。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は、溶融炉心落下後に崩壊熱相当に余裕を見た流量で注水を実施しており、ペDESTAL水位は上昇傾向となる。東海第二では格納容器下部水位をドライウェル水位制御しているため、格納容器下部水位が変動する。
 ③島根 2号炉は、残留熱代替除去系起動以降は、ベント管下端までペDESTAL水位が上昇し、ドライウェルからベント管を経由してサブプレッション・チェンバに移行することから、ペDESTAL水位は上昇しない。東海第二においても冷却水はベント管を経由してサブプレッション・チェンバに移行することから同様の挙動となる。



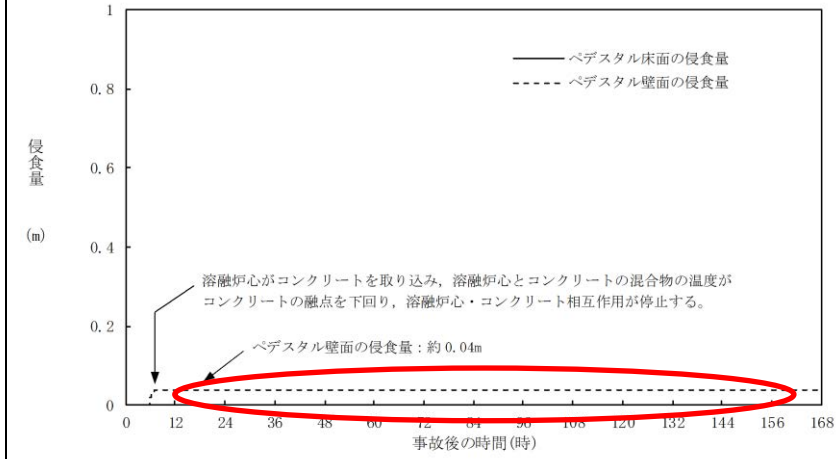
第 3.5.11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



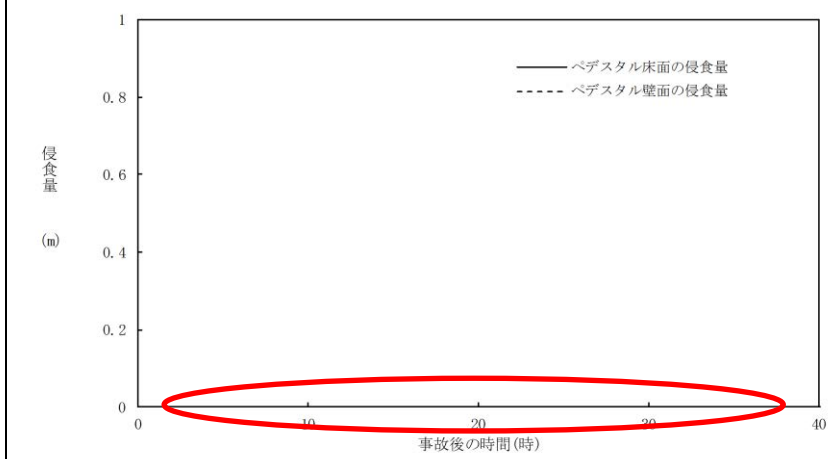
第 3.5.12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第 3.5-2 図 ペDESTAL (ドライウェル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



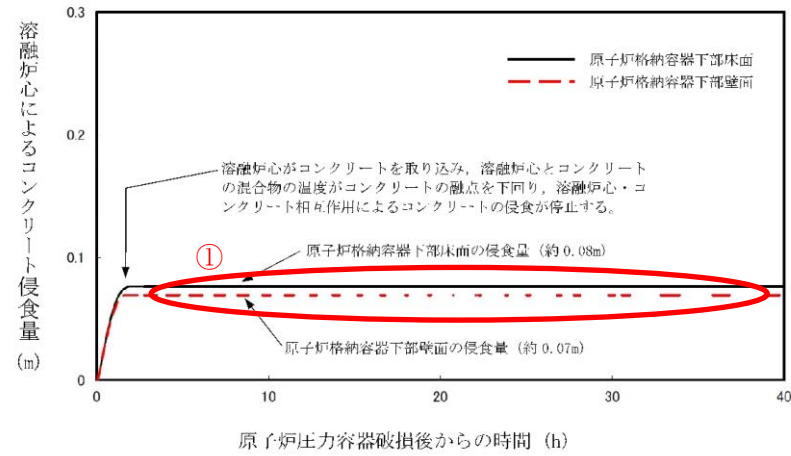
第 3.5.2-1(11) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



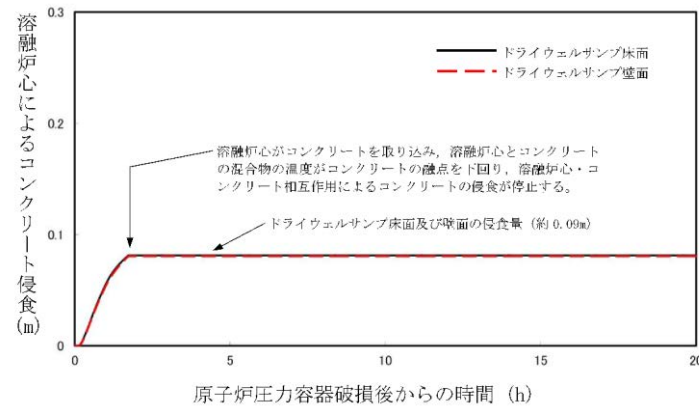
第 3.5.2-1(12) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

・解析結果の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、柏崎 6/7 と同様に、原子炉圧力容器破損以降はコリウムシールドを設置していないペDESTAL壁面について、コンクリートに侵食が生じているが、東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、コンクリート侵食は生じない。

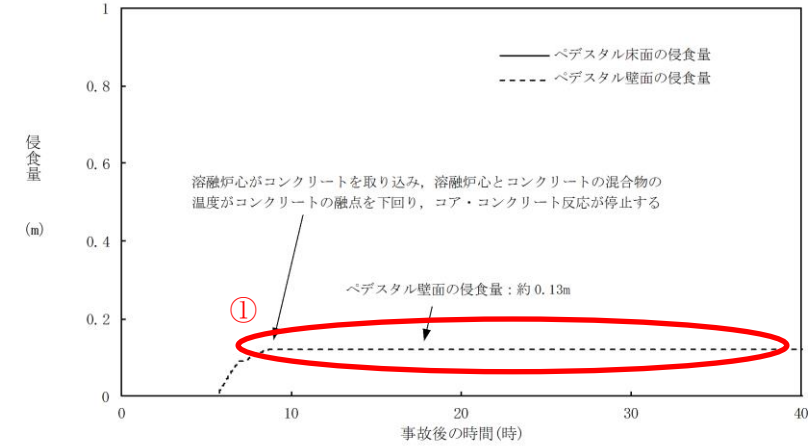
【柏崎 6/7】
 島根 2 号では、拡がりを抑制した場合の方が溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、除熱量が大きくなることで、コンクリート侵食は生じていない。



第 3.5.13 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)



第 3.5.14 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮する場合)

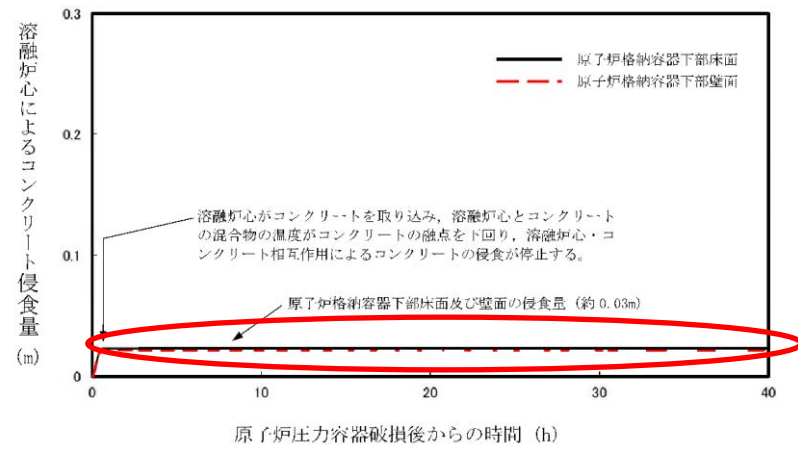


第 3.5.2-1(13) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)

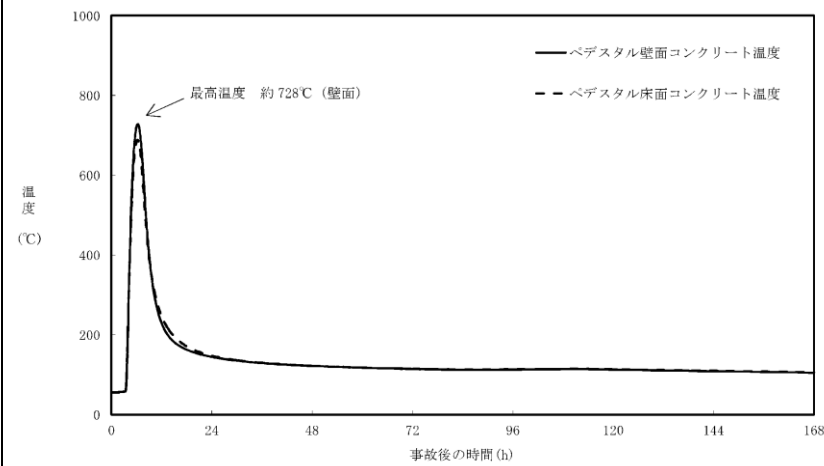
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①ベースケースよりも、コンクリート侵食量が増加しており、島根 2 号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

・記載方針の相違
【東海第二】
東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、侵食は生じないため、グラフを記載していない。

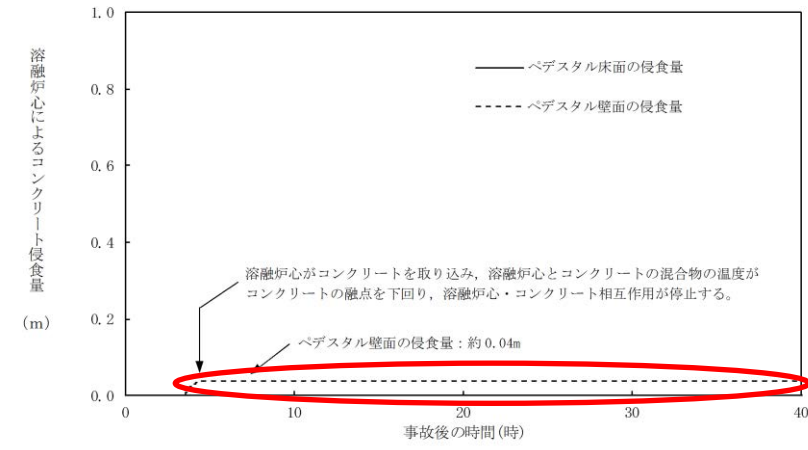
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 では、サンプルへのデブリ流入防止のためにコリウムシールドを設置しており、コリウムシールドの堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した評価を記載。



第 3.5.15 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)



第 3.5-3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合のペDESTAL (ドライウェル部) の壁面及び床面のコンクリート温度の推移



第 3.5.2-1(14) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
コンクリート侵食量についてベースケースと大きな差は見られず、島根 2号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

・記載方針の相違
【東海第二】
東海第二では、コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.8</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>格納容器安定状態： 重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能(代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置)により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL(ドライウエル部)床面及び壁面の侵食が防止されるとともに、格納容器の除熱及び侵食の防止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (溶融炉心・コンクリート相互作用)</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p>・整理方針の相違 【東海第二】 格納容器破損モード 「DCH, FCI, MCCI」における格納容器破損防止対策の有効性について、1つのシナリオで評価しており、島根2号炉では事象進展後の格納容器破損モードである 「MCCI」において、安定状態を整理している。</p>
<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。</p> <p>安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行 ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入(パージ)</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱により格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり、格納容器雰囲気温度は150℃を下回るとともに、格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱により溶融炉心は冷却維持され、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。 代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。</p> <p>安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>①格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却への移行 ②格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント(窒素注入)並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について ペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTALへの崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面の侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。</p> <p>安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行 ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入(パージ)</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源 (外部電源), 冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態 (温度・圧力) に対し, 適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保</p> <p>(添付資料 2. 1. 1 別紙 1)</p>	<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源 (外部電源), 冷却水系等の確保</p> <p>④ 長期的に維持される格納容器の状態 (温度・圧力) に対し, 適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保</p>	<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源 (外部電源), 冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態 (温度・圧力) に対し, 適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保</p> <p>(添付資料 2. 1. 2 別紙 1)</p>	

解析コード及び解析条件の不確かさの影響について (溶融炉心・コンクリート相互作用)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (1/3)

Table with columns: 分類 (MAAP), 重要現象, 解析モデル, 不確かさ, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響. Rows include 炉心, 炉心出力, 炉心出力及び炉心出力計算モデル, etc.

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (溶融炉心・コンクリート相互作用)

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/3)

Table with columns: 分類, 重要現象, 解析モデル, 不確かさ, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響. Rows include 炉心, 炉心出力, 炉心出力及び炉心出力計算モデル, etc.

東海第二発電所 (2018.9.12版)

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (溶融炉心・コンクリート相互作用)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (1/3)

Table with columns: 重要現象, 解析モデル, 不確かさ, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響. Rows include 炉心, 炉心出力, 炉心出力及び炉心出力計算モデル, etc.

島根原子力発電所 2号炉

添付資料 3.5.2

備考

・相違理由は本文参照

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(5/5)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	機器条件			
原子炉スクラム信号	原子炉内位低 (レベ4-3) 信号	タービン蒸気加減弁全閉閉 (信号又は原子炉保護電源喪失)	短時間で原子炉スクラム信号が出力される厳しい設定として、外部風機及び原子炉保護電源喪失による原子炉スクラム信号発生を抑制する。原子炉位低 (レベ4-3) 信号にてスクラムするものとして設定。	最確条件とした場合は、原子炉出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、操作手順 (溶融炉心低下にてベスタタル (ドライウェル部) への注水) に与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータに与える影響
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護電源喪失は原子炉保護電源喪失 (レベ4) 信号	短時間で原子炉保護電源喪失が検出される厳格な設定として、原子炉保護電源喪失による主蒸気隔離弁閉止を抑制する。原子炉保護電源喪失 (レベ4) 信号にてスクラムするものとして設定。	最確条件とした場合は、原子炉出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、操作手順 (溶融炉心低下にてベスタタル (ドライウェル部) への注水) に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、原子炉出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、操作手順 (溶融炉心低下にてベスタタル (ドライウェル部) への注水) に与える影響は小さい。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に)	電源喪失によるポンプ停止を抑制する。電源喪失によるポンプ停止を抑制する。	最確条件とした場合は、原子炉出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、操作手順 (溶融炉心低下にてベスタタル (ドライウェル部) への注水) に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、原子炉出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、操作手順 (溶融炉心低下にてベスタタル (ドライウェル部) への注水) に与える影響は小さい。
機器条件					
原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
主蒸気隔離弁	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
再循環ポンプ	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
逃がし安全弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁の動作を抑制する。	逃がし安全弁の動作を抑制する。	逃がし安全弁の動作を抑制する。
格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。
ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。
コリウムシールド	コリウムシールド	コリウムシールド	コリウムシールドの動作を抑制する。	コリウムシールドの動作を抑制する。	コリウムシールドの動作を抑制する。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	機器条件			
原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
主蒸気隔離弁	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
再循環ポンプ	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。	原子炉スクラム信号の発生を抑制する。
逃がし安全弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁の動作を抑制する。	逃がし安全弁の動作を抑制する。	逃がし安全弁の動作を抑制する。
格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイス (可搬型)	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。	格納容器代替スプレイスの動作を抑制する。
ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系 (可搬型)	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。	ベダスタル代替注水系の動作を抑制する。
コリウムシールド	コリウムシールド	コリウムシールド	コリウムシールドの動作を抑制する。	コリウムシールドの動作を抑制する。	コリウムシールドの動作を抑制する。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (2 / 2)			
<p>ベテスタ ル本報注 物)による ベテスタ 子部注(原 子が注内 後が注内</p> <p>運転員等 操作時間 余裕</p> <p>原子炉注 子部注(原 子が注内 後が注内</p> <p>ベテスタ ル本報注 物)による ベテスタ 子部注(原 子が注内 後が注内</p> <p>運転員等 操作時間 余裕</p>	<p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p>	<p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p>	<p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p> <p>運転員等操作時間に与 える影響</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.3</p> <p>溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、 <u>格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合</u>のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. 評価の目的 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態を TQUV としており、溶融炉心から<u>原子炉格納容器下部</u>のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定した上で、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。 ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態を LOCA とする場合、TQUV の場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、「<u>重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</u>」の添付 3「溶融炉心・コンクリート相互作用について」において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。 また、<u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心</u>について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。 <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによってせき止められるため、多量にドライウェル高電導度廃液サ</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p>コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.3</p> <p>溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、 <u>ペDESTAL床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合</u>のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. 評価の目的 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態を TQUV としており、溶融炉心から<u>ペDESTAL</u>のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定した上で、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。 ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態を LOCA とする場合、TQUV の場合よりも早く原子力圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、<u>解析コード (MAAPコード)^[1]の「添付 3 溶融炉心・コンクリート相互作用について」</u>において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。 また、<u>ペDESTAL</u>に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ンブ及びドライウェル低電導度廃液サンプル（以下「ドライウェルサンプル」という。）に流入することは無いと考える。細粒化された溶融炉心が水中に浮遊することにより、僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが、細粒化された溶融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから、仮に僅かな量の細粒化された溶融炉心がドライウェルサンプルに移行しても、ドライウェルサンプル床面を有意に侵食するものではないと考える。ただし、溶融炉心に対してポロシティを考慮する場合、溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、ドライウェルサンプルに流入することが考えられるため、ポロシティをパラメータとしてドライウェルサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。また、コリウムシールドは溶融物の落下量を保守的に考慮して設計しているが、併せてポロシティを考慮すると、溶融物の一部はドライウェルサンプルの内側に流入すると考えられる。このため、溶融物の落下量に対するドライウェルサンプル床面の侵食量の感度を確認する観点から、溶融物の落下量を保守的に考慮し、ポロシティを考慮した場合のドライウェルサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、<u>溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。これは、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無にかかわらず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場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</u> <p>(2) 格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部に落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²一定とした。これは、Kutateladze型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定 	<p>【比較のため、「2. 解析コードにおける不確かさの影響 (2) 感度解析」の一部を記載】</p> <p>(2) 感度解析</p> <p>a. 溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】</p> <p>(a) 解析条件</p> <p>解析条件を第2表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については、上面熱流束の不確かさを考慮した800kW/m²(一定)とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。</p>	<p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) ペDESTALの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無にかかわらず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した。この場合、<u>事象発生直後から原子炉冷却材が流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が早まり、崩壊熱は大きくなる。</u> <p>(2) ペDESTALの評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ペDESTALに落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²一定とした。これは、Kutateladze型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、 	<p>柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した評価を記載。</p> <p>・解析条件の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、起因事象をLOCAとした感度解析で影響を確認していることによる記載の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>した場合、上面熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を800kW/m²相当(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける圧力容器破損後の格納容器圧力は、<u>約0.4MPa[abs]</u>以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、<u>約1,400kW/m²</u>(格納容器圧力<u>約0.4MPa[abs]</u>において)以上となる。</p> <p>(3) <u>格納容器下部</u>の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 評価体系(円柱)の高さは<u>2m</u>(初期水張り高さ)、底面積は<u>約22m²</u>(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。 崩壊熱はベースケースにおける溶融炉心落下時刻(事象発生から約7時間後)の値とし、上面熱流束は、格納容器圧力への依存性を考慮した。 <p>(4) <u>溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えてドライウエルサンプに流入する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPコードでは、ドライウエルサンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をドライウエルサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。 ドライウエルサンプへの流入量を考慮する上で必要となる<u>格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、ドライウエルサンプの形状)は、6号炉と7号炉を比較して、ドライウエルサンプ越流時の流入量が多く、ドライウエルサンプの床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で代表させた。</u> ポロシティの評価範囲は<u>0.26(面心立方格子、最稠密)、0.32(体心立方格子)、0.4(MAAP標準値)、0.48(単純立方格子)の範囲とした。ポロシティについては、おおむね0.3以</u> 		<p>上面熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を800kW/m²(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける圧力容器破損後の格納容器圧力は、<u>約0.2MPa[gage]</u>以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、<u>約1,300kW/m²</u>(格納容器圧力<u>約0.2MPa[gage]</u>において)以上となる。</p> <p>(3) <u>ペDESTAL</u>の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 評価体系(円柱)の高さは<u>2.4m</u>(初期水張り高さ)、底面積は<u>約11m²</u>(ペDESTAL床面積の約2/5)とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。 	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・設備設計の相違(ペDESTAL床面積) 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>上と報告されているが、ポロシティに対する侵食量の感度を</u> <u>確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評</u> <u>価では仮想的に0.26を設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>崩熱熱は事象発生から7時間後、上面熱流束はポロシティ</u> <u>及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。</u> ・<u>下部ドライウエルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシール</u> <u>ドに囲まれた床面積を除いた場合)は表1のとおりとした。</u> <u>これを踏まえ、各ポロシティを用いた場合のドライウエル</u> <u>サンプル内への溶融炉心の流入量を以下のとおり</u> <u>に考慮し、表1のとおり</u> <u>にドライウエルサンプル内での溶融炉心の堆積</u> <u>高さを設定した。</u> <p>(i) <u>コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシ</u> <u>ールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がド</u> <u>ライウエルサンプルの体積未満の場合</u> <u>ポロシティが0.26のケースでは、コリウムシールド</u> <u>の高さ以上に堆積する溶融炉心の量がドライウエルサン</u> <u>プ2つ分の容量(ドライウエルサンプルの床面積の小さい</u> <u>7号炉で代表)未満であることから、二つのドライウエル</u> <u>サンプルに均一に溶融炉心が流入すると想定し、堆積厚さ</u> <u>を約0.7mとした。</u></p> <p>(ii) <u>コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシール</u> <u>ドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がドライ</u> <u>ウエルサンプルの体積以上の場合</u> <u>ポロシティが0.32, 0.4及び0.48のケースでは、溶融</u> <u>炉心の流入量がドライウエルサンプル2つ分(ドライウエル</u> <u>サンプルの床面積の小さい7号炉で代表)の容量を上回る。</u> <u>溶融炉心がコリウムシールドの内側のドライウエルサン</u> <u>プの外の領域にも堆積するため、ドライウエルサンプル及びコ</u> <u>リウムシールドの内側のドライウエルサンプルの外の領域に</u> <u>堆積した場合の堆積高さを用いてドライウエルサンプル床面</u> <u>の侵食量評価を行った。</u></p> <p>(5) <u>溶融物の落下量を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>MAAPコードでは、ドライウエルサンプルのような直方体の形</u> <u>状を模擬できないため、床面積をドライウエルサンプルの床</u> <u>面積に合わせた円柱で模擬した。</u> ・<u>ドライウエルサンプルへの流入量を考慮する上で必要となる</u> <u>格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウ</u> 			<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7では、原子炉格納容器下部の床面にドライウエルサンプルが設置されており、ドライ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ムシールド高さ、ドライウェルサンプの形状</u>は、6号炉と7号炉を比較して、7号炉のコンクリート侵食量の方が多<u>いことを確認し、7号炉で代表させた。</u></p> <p><u>・ポロシティは概ね0.3以上と報告されていることを踏まえ、現実的に厳しめの値として、保守的に0.32(体心立方格子の値)とした。</u></p> <p><u>・崩熱熱は事象発生から7時間後、上面熱流束はポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。</u></p> <p><u>・下部ドライウェルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)はポロシティ及び落下物量の想定から、溶融炉心がコリウムシールド内を埋め、更に格納容器下部全体に堆積する高さ(格納容器下部床面から約0.66m(ドライウェルサンプ床面から約2.06m))とした。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>(1) <u>格納容器下部</u>の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面で約3cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、<u>ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p> <p>(2) <u>格納容器下部</u>の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</p>	<p>(b)解析結果</p>	<p>3. 評価結果</p> <p>(1) <u>ペDESTAL</u>の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で<u>0m</u>、壁面で約0.04mに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリートの侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、<u>本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で約0.1vol%以上、ドライ条件で約24.8vol%以上となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約2.4vol%、ドライ条件で約2.9vol%であり、5vol%を下回ることから、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p> <p>(2) <u>ペDESTAL</u>の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</p>	<p>ウェルサンプにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、コリウムシールドを設置しており、ペDESTAL床面でのコンクリート侵食は生じない。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ベースケースでもジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</u></p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、<u>原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ベースケースにおいても、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において13vol%を上回る。</u>このことから、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加えたとしても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスをベースケースの結果に加える場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度はベースケース(3.5.2(3)b参照)にて示した酸素濃度(ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%)以下になるものと考えられる。</u>このため、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</p> <p>※ 原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、</p>	<p>評価結果を第3表に示す。<u>ペDESTALのプール水中に落下した熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドを設置することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。</u>このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0m、壁面で約0.13mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</u></p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃料の可能性に及ぼす影響について、本評価における<u>ペDESTALへの熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上となり、ドライ条件において13vol%を上回る。</u>このことから、本感度解析において評価した、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスを、本評価の結果に加えたとしても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</u>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、<u>事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約1.5vol%、ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</u>熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、<u>上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%、ドライ条件で4.1vol%)以下になるものと考えられる。</u>このため、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、コリウムシールドを設置しており、ペDESTAL床面でのコンクリート侵食は生じない。なお、ペDESTAL壁面におけるコンクリート侵食量はベースケースよりも増加しており、柏崎6/7と同様の傾向となっている。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>サプレッション・チェンバよりもドライウエルの方がおむね低く推移する。最も低い値は、ウェット条件では事象発生から約8.4時間後のドライウエルにおいて約12vol%、ドライ条件では事象発生の約7時間後のドライウエルにおいて約34vol%であり、最も低い値であっても13vol%を上回ることから、水素燃焼を防止するための事故対応の観点では酸素濃度を5vol%未満に維持することが重要となる。なお、事象発生から20.5時間後に開始する、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却開始以降、原子炉格納容器内の気相濃度の変化が緩やかになる。サプレッション・チェンバと比較して水素濃度がおおむね低く推移するドライウエルの水素濃度は、ウェット条件では約30vol%から徐々に上昇して168時間後に約43vol%となり、ドライ条件では約53vol%で安定する。気相濃度の推移の詳細は第3.5.5図から第3.5.8図参照。</u></p> <p>(3) <u>格納容器下部</u>の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <p>評価結果を図3に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約1cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。<u>コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p>		<p>(3) <u>ペDESTAL</u>の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <p>評価結果を図3に示す。評価の結果、<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリートの侵食が生じないことから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響はなく、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約10.2vol%以上、ドライ条件で約24.4vol%以上となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168時間後)においても酸素濃度はウェット条件で約1.6vol%、ドライ条件で約2.6vol%であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号では、コリウムシールドを設置しており、ペDESTAL床面でのコンクリート侵食は生じない。</p> <p>・整理事方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号では、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えてドライウェルサンプルに流入する場合</u></p> <p><u>評価結果を表2に示す。ドライウェルサンプル床面の侵食量は最大約5cmであり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、ドライウェルサンプル壁面の侵食量は最大約5cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素ガス濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素ガス濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p> <p>(5) <u>溶融物の落下量を保守的に考慮する場合</u></p> <p><u>評価結果を図4に示す。ドライウェルサンプル床面の侵食量は約9cmであり、鋼製ライナの損傷に至ることは無く、ドライウェルサンプル壁面の侵食量は約9cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。本評価における侵食量は(2)と同等であることから、可燃性ガスの発生量についても同程度と考えられ、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの影響は(2)と同様に整理できるものと考えられる。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さく、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</u></p>	<p>b. <u>伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】</u></p> <p><u>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において、コリウムシールドの侵食が</u></p>		<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、原子炉格納容器下部の床面にドライウェルサンプルが設置されており、ドライウェルサンプルにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった<u>溶融物の落下量を保守的に考慮した場合であってもドライウエルサンブ床面で約9cm及び壁面で約9cmであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃焼のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><u>生じた場合の影響と併せて確認する。なお、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても、ペDESTAL(ドライウエル部)のコンクリートが侵食されないことを確認している(別添2)。</u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によってペDESTALのコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった<u>上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても床面で0m、壁面で約0.13mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</u></p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃料のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p>5. 参考文献</p> <p><u>[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

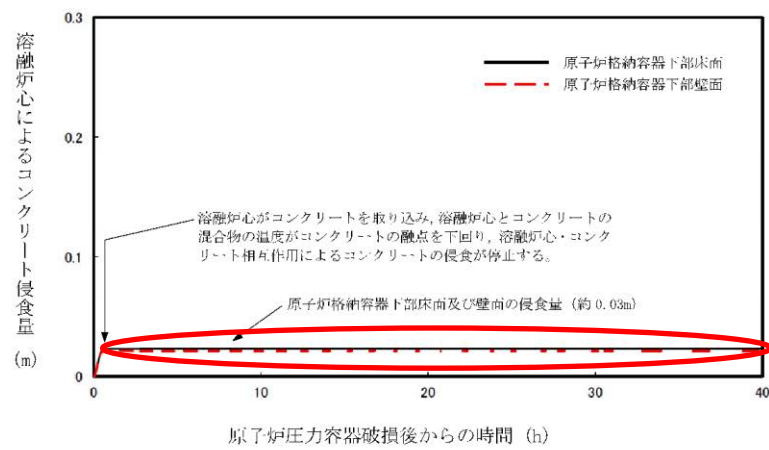


図1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

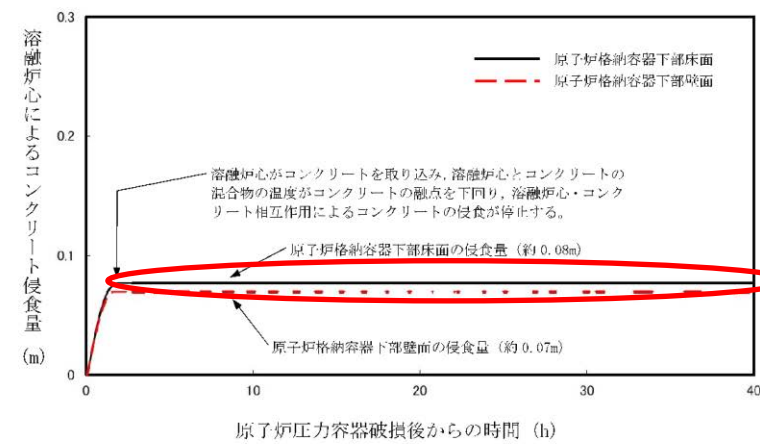


図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (上面熱流束を保守的に考慮する場合)

第3表 解析結果 (溶融炉心上面熱流束) 【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし

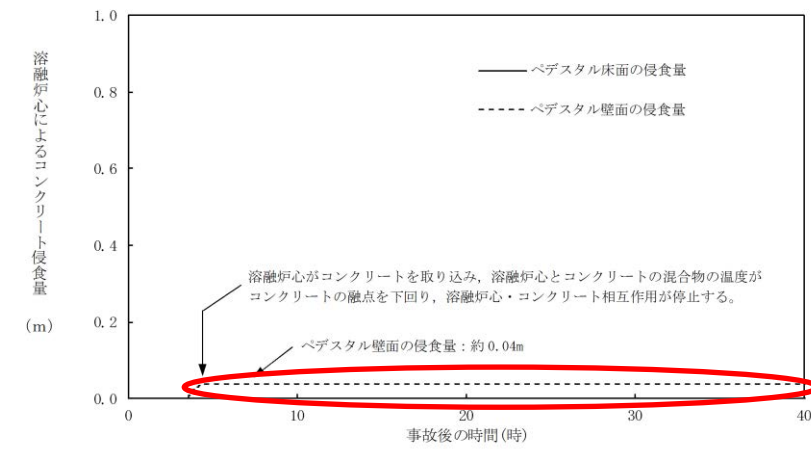


図1 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

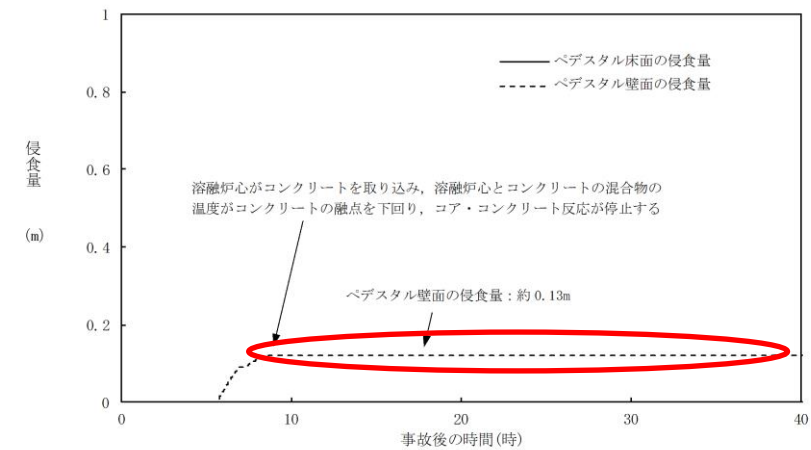


図2 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (上面熱流束を保守的に考慮する場合)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
コンクリート侵食量についてベースケースと大きな差は見られず、島根 2号炉と柏崎 6/7で同様の傾向となっている。

【柏崎 6/7】
ベースケースよりも、コンクリート侵食量が増加しており、島根 2号炉と柏崎 6/7で同様の傾向となっている。

【東海第二】
東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、侵食は生じない。

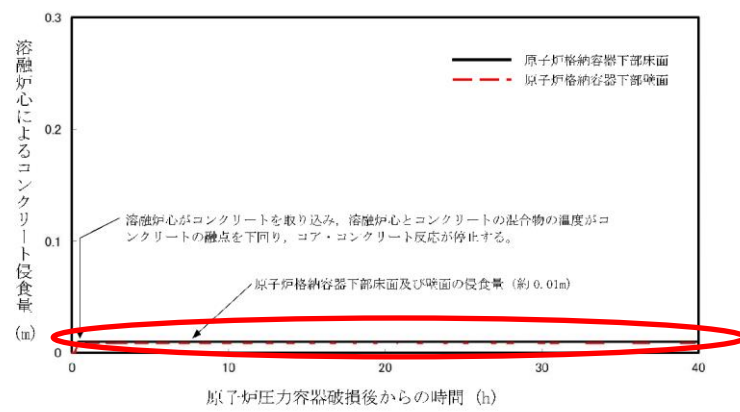


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

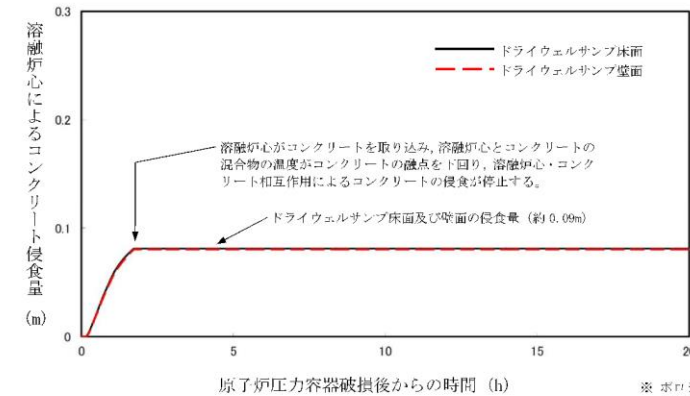


図4 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)

※ ボロシティ概ね0.8以上を報告されていることを踏まえ、現実に厳しめの値として保守的に0.32(体心立方格子の値)とした。

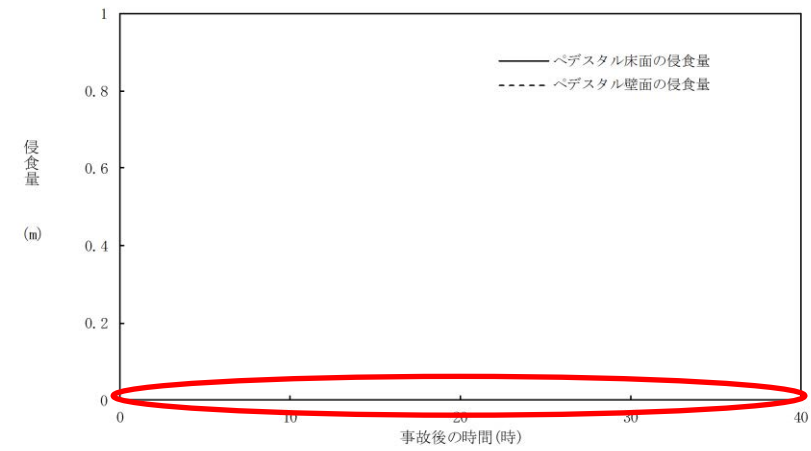


図3 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号では、拡がりを抑制した場合の方が溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、除熱量が大きくなることで、コンクリート侵食は生じていない。

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】
 柏崎 6/7 では、原子炉格納容器下部の床面にドライウェルサンプルが設置されており、ドライウェルサンプルにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p style="text-align: center;"><u>表1 ポロシティを考慮した溶融炉心の堆積高さ</u></p> <table border="1" data-bbox="181 296 881 520"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル[※]での溶融炉心の堆積高さ(m)</td> <td>約0.68</td> <td>約0.73</td> <td>約0.80</td> <td>約0.89</td> </tr> <tr> <td>越流する溶融炉心の体積(m³)</td> <td>約2.6</td> <td>約5.8</td> <td>約11</td> <td>約18</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)</td> <td>約0.7</td> <td>約1.4</td> <td>約1.8</td> <td>約2.1</td> </tr> </table> <p>※ コリウムシールドに囲まれた床面積を除き、コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ</p> <p style="text-align: center;"><u>表2 溶融炉心がドライウエルサンプに流入する場合の侵食量評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="181 632 881 758"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ床面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> </table>	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	下部ドライウエル [※] での溶融炉心の堆積高さ(m)	約0.68	約0.73	約0.80	約0.89	越流する溶融炉心の体積(m ³)	約2.6	約5.8	約11	約18	ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)	約0.7	約1.4	約1.8	約2.1	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	ドライウエルサンプ床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	<p style="text-align: center;"><u>第5表 解析条件(伝熱物性値及びコリウムシールド侵食)【感度解析②】</u></p> <table border="1" data-bbox="952 898 1706 1115"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度ケース	コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし		<ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している。 ・整理方針の相違 【東海第二】 東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																											
下部ドライウエル [※] での溶融炉心の堆積高さ(m)	約0.68	約0.73	約0.80	約0.89																																											
越流する溶融炉心の体積(m ³)	約2.6	約5.8	約11	約18																																											
ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)	約0.7	約1.4	約1.8	約2.1																																											
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																											
ドライウエルサンプ床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																											
ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																											
項目	ベースケース	感度ケース																																													
コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																													
ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																													