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
添付資料 3.3.2	添付資料 3.3.2	添付資料 3.3.2	
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	水蒸気爆発の発生を想定した場合の <u>格納容器</u> の健全性への影響評 価	水蒸気爆発の発生を仮定した場合の <u>原子炉格納容器</u> の健全性への影響評価	
 評価の目的 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。 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</u> 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 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。 	1. 評価目的 溶融炉心(以下「デブリ」という。)が原子炉圧力容器(以下「R PV」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。しかしながら、SE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 <u>格納容器下</u> 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 <u>デブリ落</u> 下時のSE発生を想定し、その際の <u>格納容器</u> の健全性を評価する。	 評価の目的 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 をすべ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。 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、ペデスタ ル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。 	 ・記載方針の相違 【東海第二】 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。
	 2. 評価方針 東海第二発電所のペデスタル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SE が発生した場合、ペデスタルの側壁(上下層円筒部)及び床スラ ブに過大な圧力が作用する。 ペデスタルの側壁はRPV支持機能を分担している。SE発生の影響により、ペデスタルの側壁が損傷し、RPV支持機能が喪 失した場合には、RPV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。 また、ペデスタルの床スラブは、RPV破損時に落下するデブ リをペデスタル(ドライウェル部)で保持する機能を分担している。SE発生の影響により、ペデスタルの床スラブは、DVが転倒していた。 る。SE発生の影響により、ペデスタル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。 以上を踏まえ、SE発生時の格納容器の健全性を評価するため、 		 ・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は内側鋼板,リブ鋼板からなる二重鋼板製ペデスタルであるのに対し,東海第二はペデスタルであるのに対し,東海第二はペデスタルであることから,構造の違いにより評価方法が異なる。

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
	SEが発生した場合のペデスタルの構造健全性を評価し、ペデス		
	タルの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。		
	3評価方法		
2. 評価に用いた解析コード等	(1) 評価条件	2. 評価に用いた解析コード等	
水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料ー冷却材	<u>SE</u> の影響を評価するに当たっては、 <u>SE</u> によって発生するエ	水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料ー冷却材	
相互作用によって発生するエネルギ、発生エネルギによる圧力伝	ネルギ,発生エネルギによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な	相互作用によって発生するエネルギ、発生エネルギによる圧力伝	
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	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	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	である <u>SE</u> 解析コードJASMINE <u>及び</u> 汎用有限要素解析コー	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JAS	
JASMINE,構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動及	<u>ドLS-DYNA</u> を用いてペデスタルの構造健全性を評価する。	MINE,構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力	・評価条件の相違
び構造応答,格納容器圧力等の過渡応答を求める。		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。	【東海第二】
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	本評価に適用するJASMINEコードの解析条件及び解析結	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	東海第二では,鉄筋コ
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	<u>果の詳細を添付資料 3.3.3 に示す。また、LS-DYNAコード</u>	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	ンクリート製格納容器
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	<u>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>	ASMINEコードに付属している溶融コリウム模擬のライブラ	であり,鉄筋構造をモデ
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		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	ル化するために,
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		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	LS-DYNA-3D が用いられ
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		ビアアクシデント総合解析コードMAAPを用いて評価した,	ている。一方、島根2号
炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」の評価結果を用いた。		「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」の評価結	炉および柏崎 6/7 のペ
		果を用いた。	デスタルは,周方向に規
(添付資料 1.5.1)		(添付資料 1.5.1)	則的な構造物であるた
			め, AUTODYN-2D が用い
3. 評価条件		3. 評価条件	られている。
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		主要解析条件を表1に示す。MAAPによる解析の結果から溶	
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		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	
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		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・	
ンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位	<u>なお,これらの解析コードにおいて,ペデスタル(ドライウェ</u>	コンクリート相互作用の緩和策として, ペデスタルに水位 2.4mの	・運用の相違
<u>2m</u> の水張りが実施されているものとした。	<u>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</u>	水張りが実施されているものとした。	【柏崎 6/7,東海第二】
			局根2方におい(,
			マインメントで想走す
			る水振り水位を評価余
		たわ、 古土河江の出先ししていて古川岡平(同ち ao) ひざめ	件に設定。
(よわ,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>) の際供広力は約 400mp- でたて		(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	・
VノP年1八/心ノJ/はボリ 45UMF 8 (の つ。		<u>11月319917以 ()字さ 38mm/</u> リア年1人/心ノ1/よボリ 490MPa ぐめる。 	
			111別やよい外側
			/子 ℃ V/1日建。

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
	(2) 判断基準		・設備設計の相違
	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		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	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		からなる二重鋼板製ペ
	ための判断基準を設定する。		デスタルであるのに対
	<u>第1表にペデスタル構造健全性評価の判断基準を示す。</u>		し,東海第二はペデスタ
			ル側壁及び床スラブは
	<u>a. 側壁(RPV支持機能)</u>		鉄筋コンクリート製ペ
	ペデスタルの側壁は上下層円筒構造であることから、同様な		デスタルであることか
	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		ら,構造の違いにより評
	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,		価の判断条件が異なる。
	2003) (以下「CCV規格」という。)を準用して判断基準を設		
	定する。		
	<u>コンクリートの圧縮ひずみについては、CCV規格</u>		
	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 μ を基準として, R P V 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, C C V 規格 CVE−3511.2 荷重状態Ⅳの鉄筋の許容ひずみであ		
	<u>る 5,000 µ を超えないこととする。SE時に発生する面外方向</u>		
	<u>のせん断については, C C V 規格 CVE-3514.2 荷重状態IVにおけ</u>		
	<u>る終局面外せん断応力度を設定し,上部側壁で3.09N/mm²,下</u>		
	<u> 部側壁で 2.65N/mm²を超えないこととする。別添1に終局面外</u>		
	<u>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、</u>		
	建築物の耐衝撃設計の考え方((社)日本建築学会,2015))(以		
	<u>下「AIJ耐衝撃設計の考え方」という。)において進行性崩壊</u>		
	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		
	<u>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</u>		
	しないことを確認することとする。		
	<u>b.</u> 床スラブ(デブリ保持機能)		
	<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</u>		
	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 μ 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 5,000μ を超えな		
	いこととする。		

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
	ペデスタル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/mm ² を超えな		
	 す。		
	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。		
	【比較のため、「添付資料333」の一部を記載】		
4 評価結果	3 解析結果	4 評価結果	
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	第111111111111111111111111111111111111	* 赤気爆発に伴うエネルギ ペデスタル内側及び外側綱板の広	
綱		カの推移を図1 図2及び図3に示す また 参考として 内側	
て 内側綱板の周方向及び軸方向広力の推移を図4に示す 外側		鋼板の周方向及び軸方向広力の推移を図るに示す。外側鋼板の周	
綱板の周方向及び軸方向広力の推移を図5 に示す		ち向及び軸方向広力の推移を図5に示す。 (中国時代の)向	
新板の高方用及し転方用応力の置待を因うに示す。 水蒸気爆発の発生を相定した提合に面子后枚納容器下部ドライ	水蒸気爆発の発生を相定した提合にペデスタル(ドライウェ	水蒸気爆発の発生を相定した場合にペデスタルの水に伝達され	
小恋ス爆光の光王を心とした物日に赤丁が植物全部一即アンパ ウェルの水に伝達される運動エネルギの長士値は 約 7MI であ	ル率)の水に伝達される運動エネルギの是士値は約 2 9MI であ	へ深入爆光の光土を心たした物日に、ハルルの小に凶圧され る運動エネルギの是十値は、約1401である。このエネルギを入力	 ・ 解析は里の相違
2 2 2 2 2 3 2 3 2 3 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3		る運動エイルスの取入値は、 <u>M_14M_1</u> (のる。このエイルスを八)	「柏峽 6/7 南海蛮一】
御板にかかる広力を解析」た結果 原子后核納容器下部の内側網	い。	~デスタルの内側鋼板にかかる広力は約929MD。 外側鋼板にかか	111
調扱にかれる広力を解例した相木、原丁ゲ伯附合留丁的のP1週週 振にかれる広力は約29MB。 外側網振にかれる広力は約25MB。 と		ス r h	西低乙万炉の刀が,
$W(-M^{-M^{-3}} \otimes M^{-1}) \times M^{-3} \otimes M^{-3}$, ア則鋼 $W(-M^{-M^{-3}} \otimes M^{-3}) \times M^{-3}$		る $い$ 力は $\frac{N}{N}$ 140 M Fa C なった。これはN 例及 0 外 例 鋼 彼 の 陣 (八 心 力) た 十 き イ 下 同 Z 値 で ち り か つ 一 弾 桝 笠 田 内 / こ ち Z こ ト か さ 一 臣	11回 0/1, 米伊另一こし
		てんさく「回る値でのり、かり、弾性範囲内にのることかり、尿	取して小杰、风漆光(光
のり, がつ, 弾圧範囲内にのることがら, 原丁炉圧刀谷谷の又付		ナゲ圧力谷谷の文村に文庫が主しるものてはない。なわ, 悟垣上, ペデュタル内側細拓にかかる広力の主が如側細拓にかかる広力と	エリン運動エイルイ
に又憚が生しるものではない。なわ、捕垣上、広丁が俗利谷奋下		いたまたくなる傾向がたるが、原子原目力の思の支持機能につい	か入さいため、調似の応
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入		りも人さくなる傾向かめるか、原子炉圧力谷益の文持機能につい	川が入さくなると考え
さくなる傾向かめるか、原ナ炉圧力谷奋の文持機能については原		(はハナスタルの外側鋼板のみで維持可能である。	
士炉格納谷器下部の外側輌板のみで維持可能である。			【 化 崎 6/7】
			ペナスタル直径か島
			根2号炉の万が小さく,
			発生源 (カスパグ) と鋼
			极の距離が近いため,さ
			らに応力が大きくなる
			と考えられる。

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
	4. 評価結果		
	 (1) 側壁(RPV支持機能) 		・解析結果の相違
	<u>a. 側壁の変位</u>		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	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,		板,外側鋼板,リブ鋼板
	SE後の構造物の進行性の崩壊はない。		からなる二重鋼板製ペ
	<u>b. コンクリートの圧縮ひずみ</u>		デスタルであるのに対
	第3図に最小主ひずみ(圧縮ひずみ)分布を示す。側壁に		し,東海第二はペデスタ
	<u>はCCV規格に基づく許容ひずみ 3,000μ を超える部位は生</u>		ル側壁及び床スラブは
	じないことから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。		鉄筋コンクリート製ペ
	c. 鉄筋の引張ひずみ		デスタルであることか
	第4図に鉄筋の軸ひずみ(引張ひずみ)分布を示す。側壁		ら,構造の違いにより評
	の鉄筋に発生する軸ひずみは約 184μ であり, CCV規格に		価結果および評価の判
	基づく許容ひずみ 5,000μ を超えない。		断条件が異なる。
	d. 側壁の面外せん断		
	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 0.93N/mm ² 及び下部約 0.77N/mm ² であり,		
	<u>それぞれのCCV規格に基づく終局面外せん断応力度であ</u>		
	<u>る,3.09N/mm²及び2.65N/mm²を超えない。</u>		
	(2) 床スラブ (デブリ保持機能)		
	a. 床スラブの変位(たわみ量)		
	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, S		
	<u>E後の構造物の進行性の崩壊はない。</u>		
	b. コンクリートの圧縮ひずみ		
	第3図に示したとおり、CCV規格に基づく許容ひずみ		
	3,000 µ 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。		
	c. 鉄筋の引張ひずみ		
	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		
	<u>みは約364μであり、CCV規格に基づく許容ひずみ5,000μ</u>		
	を超えない <u>。</u>		
	d. 床スラブの面外せん断		
	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3.70N/mm ² であり,終局面外せん		
	断応力度 4.33N/mm ² 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
	第4表にペデスタル構造健全性評価の評価結果のまとめを示		
	<u>t.</u>		
	<u>5. まとめ</u>		
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,	<u>SE解析コードJASMINE</u> ,汎用有限要素解析コードLS	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	
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	-DYNAにより, SEの発生を想定した場合の格納容器健全性	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	
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	への影響を評価した。その結果, SE時のペデスタル(ドライウ	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	
とを確認した。	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	できることを確認した。	
	し、SE後においても変位の増大はないことから、ペデスタルに		
以上	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	以上	
	<u>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</u>		
	も、格納容器の健全性は維持される。		



炉	備考
AUTODYN-2D で応力を解析	・解析結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 ペデスタル水深や粗 混合量等の違いによる 差異。
降休応力:490MPa - <t< td=""><td>【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,ペデスタル直径が 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。</td></t<>	【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,ペデスタル直径が 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。

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
\vec{F}_{10} \vec{F}		250 200 150 50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -5
図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移 ^{※1}		図4 内側鋼板の周方向及び軸方
広方 一個方向応力 軸方向応力 小方		250 200 150 50 50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50
図5 外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
※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギ (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。		※1 JASMINEによって評価した水 エネルギ(図1)の最大値をAUT(の入力とし、ペデスタル鋼板の応力の 評価している。このため、図1と図2 しない。



	柏崎	刈羽原	子力発電所	ŕ 6∕′	7 号炉	(2017.12	2.20版)	東海第	5二発電所(2018.9.12版)				島根原	〔子力発言	Ē所 2-	号炉			備考
条件(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価))	主要解析条件 条件設定の考え方 中	成 の 2m 1 本の外径として設定 1 本の外径として設定 1 本の外径として設定 1 本の外径として設定 1 本の外径をして設定 1 本の外径をしてたたたで 1 本の外径をしてたたで 1 本の外径をしたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたで 1 本のhore かたたたたたで 1 本のhore かたたたたたたたたたで 1 本のhore かたたたたたたたたたたたたたたたたで 1 本のhore かたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたた	溶融炉心ーコンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下 2m 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 りを行うものとして手順上定めている値 迎	第への水 50°C 外部水源の水温として設定	4mm f-AR0 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定 他	(2017.12) 50 μm FAR0, KR0TOS 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	IIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIIII	東海第一治地材相互作用」と重複する条件を除く。	三発電所(2018. 9. 12版)	・条件(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価))	項目 主要解析条件 条件設定の考え方	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	 水深 2.4m 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 部 るため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値 当 	 、への水張りに 35°C 外部水源の水温として設定 当 二 <li< th=""><th>福 本 4 m FARO試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定 4 m FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定 5</th><th>の微粒子径 50 μm 布をもとに設定</th><th>冷却材相互作 JASMINEの 生エネルギ 解析結果をもとに 一</th><th>融燃料ー冷却材相互作用」と重複する条件を除く。</th><th>備考 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 ペデスタル水深およ び水温の差異。</th></li<>	福 本 4 m FARO試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定 4 m FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定 5	の微粒子径 50 μm 布をもとに設定	冷却材相互作 JASMINEの 生エネルギ 解析結果をもとに 一	融燃料ー冷却材相互作用」と重複する条件を除く。	備考 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 ペデスタル水深およ び水温の差異。
1 主要解析条件(原子	項目	子炉圧力容器の破損径	デスタル水深	ℓ炉格納容器下部への水 りに用いる水の温度	昆合粒子径	各計算時の微粒子径	_{触然} 料一冷却材相互作用 JA よる発生エネルギ	力容器外の溶融燃料冷却材相		1 主要解析条件(原子	項目	原子炉圧力容器の破損径	ペデスタル水深	ペデスタルへの水張り 用いる水の温度	粗混合粒子径	爆発計算時の微粒子径	溶融炉心-冷却材相互(用による発生エネルギ	モ力容器外の溶融燃料ー冷却	
蔌	解析コード	MAAP* 原二		演 通) AAMILNE (HR	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	AUTODYN-2D こ。	※ [3, 3 原子炉压 ※		上 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	解析コード	$MAAP^*$			JASMINE		AUTODYN - 2 D	※ 「3.3原子炉日	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東	〔海第二	発電展	斤(201	8. 9. 12	:版)			島根原子力発電所 2号炉	備考
												・評価条件の相違 【東海第二】
												島根2号炉は内側鋼
			七				Ę		ուլա			
		攀	考え	11.2	14.2	11.2	考え	11.2	下方書	11.2		がらなる二里剄板袋、 デスタルであろのに対
		目規格	設計の	E-35	E-35	E-35	設計の	E-35	漂 「 「 編」	E-35		し、東海第二はペデスタ
		康	衝擊	格 CV	格 CV	格 CV	衝響	格 CV	ー ト う	格 CV		ル側壁及び床スラブは
			J重	V規	V規	V規	」 「 「	V規	クリ造性	V規		鉄筋コンクリート製ペ
			ΑI	СС	СС	СС	ΑI	CC	「 」 」 が 載	СС		デスタルであることか
					」陸							ら,構造の違いにより評
	_		1	172	「部側		1	172				価の判断条件が異なる。
	基		莫劢坊	生じく	2, 1		莫孙坊	生じ	517			
	判断		の崩場	, žå (mm		の崩場	, žč (習えな			
	用の		「性の	$\eta 00$	N 60		「在の	$\eta 00$	を恵			
	白評作		の進行	(3, 0	. 3.	1	の進((3, 0	,mm ²)	1		
	全位	所基準	造物	田	3側壁	国之な	造物	田巌	33N⁄	고갑		
	近傾	制	の構	囲の	[王 王	を恵	の構	囲の	(4. :	を掲		
	う構		日後	す範	しぼう	(π 0	日後	す範	力度	(η 0		
	Z J.		ଏ ଶ_	及ぼ	が超	(5, 00	ଏ ଅ.	及ぼ	断応	(5, 00		
	ĨK		大也少	離な	住ん 1 ²) る	the	K th y	響を	卜七人	10		
	5		が増う	いい	画人	ないす	が増フ	立四 に	司面夕	す つ す		
	1 1		変位	機	終局] 2.651	計名	変位)	機	終馬	指		
	紙 –		1.0				1.4.1					
		ш		4.4	と断	1. J.		the for	と断	the the		
		項	位	縮い	1 外也	振ひ	位	調び	1外也	1張の		
	_		蕿	Щ	囲		125		甲	ЦЪ		
		部位	п.)	ノクリー	<u>, /</u>	鉄筋	п	ンクリー	_ ,_	鉄筋		
		對価	● ● 整				床ス	ラブ				
		機能	1	X ∪ > †>	〈持機能			デブリロ	床杼機能			
	L						I]		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	j	頁海第二発電所(20	018.9.12版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
	第2表	側壁の面外せん	断に対する評価結	果		・評価条件の相違
	⇒亚/正 並/ (士	彩化内力库	和限力推	⇒⊤/Ⅲ※		【東海第二】
		光生心力度	刊例基準	й÷тш		島根2号炉は内側鋼
	側壁上部	終り 0. 93 N/mm²	3.09 N/mm ²	0		板,外側鋼板,リブ鋼板
	側壁下部	約 0.77 N/mm ²	2.65 N/mm ²	0		からなる二重鋼板製ペ
	※ 「〇」解析結	「果の発生応力度が判	断基準を満足する			デスタルであるのに対
						し,東海第二はペデスタ
	第3表	床スラブの面外せん	ん断に対する評価	結果		ル側壁及び床スラブは
	評価部位	発生応力度	判断基進	評価*		鉄筋コンクリート製ペ
	由ロロー	**************************************	4 22 N / mm ²			デスタルであることか
		₩J 3. (U N/ mm ⁻	4.33 N/ MM ⁻			ら,構造の違いにより評
	※ 「〇」解析結	果の発生応力度が判	断基準を満足する			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	有二発電	፪所(2	018.9.	12版)			島根原子力発電所 2号炉	備考
	*	0	0	0	0	0	0	0	0		 ・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
	(とめ) 解析結果	変位は増大しない	圧壊は側壁に生じない	上部側壁:約 0.93N/mm ² 下部側壁:約 0.77N/mm ²	糸j 184 μ	変位は増大しない	圧壊は床スラブ上面の 僅かな範囲にとどまる	約 3. 70N/mm ²	徐 5 364 μ		デスタルであるのに対 し,東海第二はペデスタ ル側壁及び床スラブは 鉄筋コンクリート製ペ デスタルであることか ら,構造の違いにより評
	<u>第4表 ペデスタル構造健全性評価の評価結果のま</u> ^{判断基準}	変位が増大せず、SE後の構造物の進行性の崩壊がない	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000μ)が生じない	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	許容ひずみ(2,000μ)を超えない	変位が増大せず、SE後の構造物の進行性の崩壊がない	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000μ)が生じない	終局面外せん断応力度(4.33N/mm ²)を超えない	許容ひずみ(5,000μ)を超えない	歯足する	価結果および評価の判断条件が異なる。
	項目	変位	圧縮ひずみ	面外せん断	引張ひずみ	変位	圧縮ひずみ	面外せん断	引張ひずみ	 一番 「 」 」<td></td>	
	価部位	п	ンクリー	<u>_</u>	鉄筋	П	ンクリー		鉄筋	「「」」	
			●	2111			床ス	IN T		*	
	機能		지 다 > -	文持機能			デブリ母	(持機能			



炉	備考
	・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
	デスタルであるのに対
	し,東海第二はペデスタ
	ル側壁及び床スラブは
	鉄筋コンクリート製ペ
	デスタルであることか
	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。



炉	備考
	・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
	デスタルであるのに対
	し,東海第二はペデスタ
	ル側壁及び床スラブは
	鉄筋コンクリート製ペ
	デスタルであることか
	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
			・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
			デスタルであるのに対
			し,東海第二はペデスタ
			ル側壁及び床スラブは
			鉄筋コンクリート製ペ
			デスタルであることか
			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3図 コンクリートの最小主ひすみ(圧縮ひすみ)分布		
	第4図 鉄筋の軸ひずみ分布		

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
		別添1	
	側壁の終局面外せん断応力度		・評価方針の相違
			【東海第二】
	1. 算定条件		島根2号炉は内側鋼
	ペデスタルの側壁は、円筒形シェル構造であることか	Б, С	板,外側鋼板,リブ鋼板
	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	からなる二重鋼板製ペ
	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	デスタルであるのに対
	を算定する。第1図に算定対象部位を示す。		し,東海第二はペデスタ
			ル側壁及び床スラブは
	$\tau_H = 10 p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2\sqrt{\beta} - \beta)$		鉄筋コンクリート製ペ
	ここで、		デスタルであることか
	$ au_H$:終局面外せん断応力度 (N/mm ²)		ら,構造の違いにより評
	$p_{t heta}$:円周方向主筋の鉄筋比(一)		価方法が異なる。
	f_{γ} :鉄筋の許容引張応力度 (N/mm ²)		
	β : 次の計算式により計算した値 $\beta = r/t$		
	r :シェル部の胴の厚さの中心までの半径(mm)		
	t :シェル部の胴の厚さ(mm)		
	各項目の数値を下表に示す。		
	項目数値		
	p _{tθ} :円周方向主筋の鉄筋比		
	上 部 <i>f_y</i> :鉄筋の許容引張応力度 345N/mm	2	
	(創) 壁 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		
	$p_{t heta}$:円周方向主筋の鉄筋比		
	下	2	
	 (側) (正) (T) (T)		
	。		
	2. 昇正結果		
	昇正の結果,側壁の終向面外せん断応刀度は上部側壁で (2) 工業期間時での cpv (2) たこ	č 3. U9N	
	/ 皿=~, 下部測壁 (2.65N/ 皿= となる。		

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
	第1図 算定対象部位		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12	2.20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
	別添 2		
	床スラブの終局面外せん断応力度		・評価方針の相違
			【東海第二】
	1. 算定条件		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	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		からなる二重鋼板製ペ
	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		デスタルであるのに対
	であり、SEによる分布荷重を受ける。		し,東海第二はペデスタ
	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		ル側壁及び床スラブは
	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		鉄筋コンクリート製ペ
	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		デスタルであることか
	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		ら,構造の違いにより評
	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		価方法が異なる。
	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を適用し, 床スラブの終局面外せ		
	ん断応力度を設定する。		
	$V_{cdd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{dd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_b$		
	ここで,		
	$f_{dd} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}} (N / \mathrm{mm}^2)$		
	$eta_d = \sqrt[4]{1/d}$ ただし, $eta_p > 1.5$ となる場合は 1.5		
	$\beta_p = \sqrt[3]{100p_w}$ ただし、 $\beta_p > 1.5$ となる場合は 1.5		
	$\beta_c = \frac{5}{5}$		
	f' 1+(a/d) ² f' ・コンクリートの設計圧縮強度 (N/mm ²)		
	d : 有効せい (m)		
	p_w :引張鉄筋比(一)		
	a/d: せん断スパン比 (一)		
	γ_b : 部材係数 (-)		
	各項目の数値を下表に示す。		

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(2018.9.1	2版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	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		
	压縮強度動的増倍率**	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		
	※ 次項参照			
	2. 圧縮強度動的増倍率の算定			
	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		
	示方書し構造性能照査編」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)	上縮強度動的増倍率を		
	し S - DYNAコートによるSと解析	ぐは、せん町使討範囲		
	の床へノノのコンクリート委系が経験り、	ついりみ速度が 30S -		
	の圧縮強度動的増位率の質定式を以下に	The model code 1990		
		1 , 1 0		
	$f_{c,imp}/f_{cm} = (\dot{\varepsilon_c}/\dot{\varepsilon_{c0}})^{1.026\alpha_s}$ for $ \dot{\varepsilon_c} \le 30$)s ⁻¹		
	ここで,			
	$\alpha = \frac{1}{2}$			
	$u_s - 5 + 9f_{cm}/f_{cm0}$			
	$f_{c,imp}$: 衝撃時の圧縮強度 f_{cm} : 圧縮強度 = 225kg/cm ² ×0.098 f_{cm0} : 10MPa $\dot{\epsilon}_{c}$: ひずみ速度 [*] = 0.5 s ⁻¹ $\dot{\epsilon}_{c0}$: 30×10 ⁻⁶ s ⁻¹	80665 ≒ 22.06 MPa		
	 ※ LS-DYNAコードを用いたSE解 ひずみ速度に基づき設定 	F竹における床スフブ端部の		

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
	以上より、圧縮強度の動的増倍率は 1.49 となる。		
	3. 算定結果		
	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/mm ² となる。		

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
	別添 3		
	SE発生時の面外せん断応力度の算定方法		・評価方針の相違
			【東海第二】
	1. 面外せん断に対する検討範囲		島根2号炉は内側鋼
	(1) 床スラブの検討範囲		板,外側鋼板,リブ鋼板
	第1図にペデスタルの床スラブの形状寸法を示す。ペデス		からなる二重鋼板製ペ
	タルの床スラブは直径 6,172mm, 板厚___の円盤形状で		デスタルであるのに対
	あり, SE時には圧力波の伝播による分布荷重を受ける。 面		し,東海第二はペデスタ
	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		ル側壁及び床スラブは
	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		鉄筋コンクリート製ペ
	式に基づき、対象とする部材のせん断力(Q)の最大値が生		デスタルであることか
	じている断面の曲げモーメント(M)及びせん断力(Q)に		ら,構造の違いにより評
	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		価方法が異なる。
	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。		
	前述のとおり, 東海第二発電所のペデスタルの床スラブは,		
	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 JEAC		
	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。		
	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		

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	r Ĵ
	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(LS-DYNA解析結果の評価におけるせん断力の抽			
	出範囲)を示す。			
	(2) 側壁の検討範囲			
	第 5 図に側壁検討範囲を示す。ペデスタルの側壁は			
	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。SE発生時の水張高さであるペデスタル床面高さ 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。			
9	面外せん断広力度の管定			
	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			
	おお 個時についても床スラブと同様に面外せん断広力度を算			
	定している			
	第 6 図にペデスタル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, i))は,直交座標系			
	における τ _w 応力成分に相当するせん断応力度(τ _w (1, 1)~			
	τ _{vz} (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(τ ₁ ~τ _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SE発生時の面外せん断応力度を示			
	す。			
	第1表 SE発生時の面外せん断応力度			
	評価対象部位 発生応力度			
	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			

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
	(明座) (6,172mm) (ホスラブ) (6,172mm) (日) (10,172mm) (日) (11,172mm) (11,172mm) (11,172mm) (11,172mm)		
	<i>l</i> :部材長 <i>W_r</i> :分布荷重 <i>w_r(l/2)²</i> 曲げモーメント (M) 分布図		
	l:部材長 W _r :分布荷重 せん断力(Q)分布図 2		
	第2図 曲げモーメント及びせん断力分布の関係		
	第3図 床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念		

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
		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
	別添 4		
	ペデスタルに作用する圧力について		・評価方針の相違
			【東海第二】
	1. ペデスタル躯体に作用する圧力の分布		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	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		からなる二重鋼板製ペ
	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		デスタルであるのに対
	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		し,東海第二はペデスタ
	互作用の結果、高圧領域(爆発源)が形成される事象である。		ル側壁及び床スラブは
	ペデスタル中心でSEが発生すると、高圧領域より生じた圧力		鉄筋コンクリート製ペ
	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。		デスタルであることか
	第1図及び第2図にLS-DYNA解析におけるペデスタル		ら,構造の違いにより評
	躯体に作用する圧力の分布を示す。LS-DYNA解析では,		価方法が異なる。
	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。		
	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JASMINE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)		
	 手計算との発生応力の比較 		
	ペデスタル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。		
	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/mm ² であり, 解析結果の約		
	0.77N/mm ² 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。		
	$k^2/R^2 - 1$		
	$\sigma_r = -\frac{\kappa}{k^2 - 1} P_a$		
	$z = \tau,$ $= \left(\sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{\sigma_{n}} \right)^{n}$		
	k : b/a により計算した値		
	R : r/a により計算した値		
	a : 内半径 (mm) …3,086mm 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)		
	D : 外干往 (mm) ·· r · · 半径方向の座標 (mm) ·· ↓ (下 实 御時の時回山ふ)		

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
	<figure><figure></figure></figure>		

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
	第2図 Mitic/k1H3-2EDDO分和		

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
	第3図 手計算及O能环結果OSCJLK較(LWME)		

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
	別添 5		
	<u>SE後のコンクリートの残留ひび割れの影響(参考)</u>		・評価方針の相違
			【東海第二】
	1. はじめに		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	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		からなる二重鋼板製ペ
	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,		デスタルであるのに対
	SEによってペデスタルの構造が終局状態に至らないことを評		し,東海第二はペデスタ
	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		ル側壁及び床スラブは
	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		鉄筋コンクリート製ペ
	ひび割れより、デブリの冷却水がペデスタルの外へ漏えいする		デスタルであることか
	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		ら,構造の違いにより評
	れからの漏水影響を検討する。		価方法が異なる。
	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		
	てペデスタル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(Wer)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。		
	$W_{cr} = \int_{c}^{l_{cr}} (\varepsilon_s - \varepsilon_c) d_r \cdots (1)$		
	ここで、		
	<i>l_{cr}</i> :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。		

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
	$W_{cr} = 1.1k_1k_2k_3\{4c + 0.7(\mathcal{C}_S - \emptyset)\}\left(\frac{\sigma_{se}}{r} + \varepsilon'_{csd}\right) \cdots (2)$		
	 k₁ : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す 		
	係数(一)		
	R2 : コングリートの加負加のの割れ幅に及ばり影響を 表す係数で(3)式による		
	$k_2 = \frac{15}{f_{\perp}' + 20} + 0.7 \cdots (3)$		
	f'_{c} : コンクリートの圧縮強度 (N/mm ²)		
	k3 : 引張鋼材の段数の影響を表す係数で(4)式による 5(n+2) (1)		
	$R_3 = \frac{1}{7n+8} \cdots (4)$ n · 引張鋼材の段数 (一)		
	c : かぶり (mm)		
	C_s :鋼材の中心間隔 (mm) の:鍋材径 (mm)		
	<i>σ_{se}</i> :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/mm ²) <i>E</i> . :鉄筋のヤング係数 (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(-)		
	(1) 式及び(2) 式よりSEによりペデスタル躯体に生じ		
	る残留ひび割れ幅(Wrr)を算出する。		
	$W_{cr} = l_{cr} \left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon' \right) \qquad \cdots (5)$		
	各項目の数値を下表に示す。		
	項目 数值		
	k1 : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ほす影響 1.0 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		
	<i>C_s</i> :鋼材の中心間隔		
	Ø :鋼材径		
	E_s :鉄筋のヤング係数 2.05×10^5 N/mm ² s' · · · コンクリートの収線及びクリープ等にトス		
	c csd · ユンジリ 「いい取棚及いジリーン寺による」 150×10 ⁻⁶ ひび割れ幅の増加を考慮するための数値		
	(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
	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。		
	3. SE後の残留ひび割れによる漏水影響の検討		
	(1) ペデスタル躯体の応力状態を考慮した漏水影響の検討		
	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、ペデスタル躯体の応力状態より漏水影響に		
	ついて検討する。		
	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(195N/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。		
	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、ペデスタル(ドライウェル部)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。		
	以上のことより、ペデスタル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。		
	(2) 既往の知見を踏まえた漏水影響の検討		
	「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,実機ペデスタルの側壁(厚さ:上部,下		
	部)及び床スラブ(厚さ:)は, 26cm 以上		
	の板厚を有している。		

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
	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。		
	※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)		
	※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)		
	(3) MCCI影響抑制対策施工に伴う漏水影響の低減効果につ		
	いて		
	MCCI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デスタル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。		
	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、ペデスタル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。		
	(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。		
	【漏水量算定式】		
	$C_w \cdot L \cdot w^3 \cdot \Delta p$		
	$Q = \frac{12\nu \cdot t}{12\nu \cdot t}$		
	ここで, Q :漏水量 (mm ³ /s)		

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	3. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	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/mm ²) ν :水の粘性係数(Ns/ t :部材の厚さ(ひび害	´mm²) 川れ深さ) (mm)		
	項目の数値を下表に示す。			
	項目	数值		
	<i>C_w</i> : 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		
	v :水の粘性係数 ^{※5}	$1.82 \times 10^{-10} \text{ Ns/mm}^2$		
	t :部材の厚さ(ひび割れ深さ)			
	 ※1 構造体の壁厚さ lm の実験結果(「沈埋と自癒効果実験」コンクリート工学年後基づく値 ※2 コングリート標準示方書[設計編]の びペデスタル躯体寸法に基づき設定した ※3 LS-DYNA解析結果に基づき算定 れ幅の最大値 ※4 デブリ全量落下後に人通用開口部高さ 3m 高さ)での床スラブ上面での水頭圧 ーサプレッション・チェンバ差圧を考け おいても,保守的に同じ作用圧力を適け ※5 RPV破損後のサプレッション・チェン 	トンネル側壁のひび割れからの漏水 太論文報告集 vol. 17 No. 1 1995) に 算定式にて評価したひび割れ間隔及 とひび割れ長さ した床スラブ及び側壁の残留ひび割 まで水張りされた状態(床面より約 ,及びRPV破損後のドライウェル 重した圧力(側壁部の漏水量算定に 用) バ温度に基づき 150℃の値を設定		
	(2) 漏水量の算定結果			
	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 0.38m ³ /h となり,	合計約 0.43m ³ /h である。		
	(3) 漏水量に対するデブリ冷却性へ	の影響評価		
	算定した床スラブ及び側壁の漏	水量は合計で約 0.43m ³ /h	1	
	であるが、これに対して格納容器	下部注水系(常設)にて 80m	n	
	°/hのベテスタル注水が可能であ F谷のコンクリートの確切れざき	oる。したがって,万が一S カによる泥水ボルドた坦へ		
		40による個小小生しに場合 ス注水島を確保できストレ		
	から、デブリ冷却性への影響はな	ッロハ重 ^{で単面} M くてつこと 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
	5. まとめ LS-DYNAコードの解析結果に基づきペデスタル躯体に 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、ペデスタル躯体 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0.43m ³ /h に対 して、ペデスタル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80m ³ /hで注水可能であることか ら、万が-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、ペデスタル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。		
	195 $\varepsilon_{\gamma}: 345N/mm^{-}$ $\varepsilon_{\gamma}: 345N/m$		

USUCE RPTC) USUCE RPTC) USUC	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
		(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	
--------------------------------	---	--------------	----------------------------	
			苏伊士科不知法	
	別称り		・評価万針の相遅	
	<u>ヘナスタルの対策施工に伴う床スラブの強度維持について</u>		【果海第二】	
			島根2	
	SEか発生した場合のLS-DYNAコートによるヘアスタ 、構体は合い表面のLS-DYNAコートによるヘアスタ		板,外側鋼板,リン鋼板 よされて二手鋼を飾い。	
	ル構造健全性評価では、ヘアスタル全体のコングリートを一体		からなる一里鋼板裂へ	
	としてモアル化している。一方で、美機では、MCCI対策で		アスタルであるのに対	
	めるスリット状排水流路の施工等のため、床スフノ上部の既存		し、東海第一はヘアスタ	
	コンクリートを斫り、スリット等を設置した上で再度コンクリ		ル側壁及び床スフフは	
	ートを打継ぐこととなる。そこで、コンクリート打継きに当た		鉄筋コンクリート製ペ	
	っては、コンクリートを斫る前と同等の強度を維持することと		デスタルであることか	
	する。		ら,構造の違いにより評	
	ここでは、床スラブの強度維持の方針、必要鉄筋量の評価、		価方法が異なる。	
	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。			
	 床スラブの強度維持の方針 			
	対策後のペデスタル概要図を第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、ペデスタル全体のコンクリ			
	ートを一体としてモデル化したLS-DYNAコードによるペ			
	デスタル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)。			
	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			
	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			
	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。			
	0. 以亜鉄体見の海伊			
	他上後においても、他上則と同様に何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			

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
	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。		
	2.1 鉛直方向鉄筋		
	(1) 接着系アンカーのせん断耐力 (
	合成指針に基づき,		
	$q_a = min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$		
	$q_{a1} = \varphi_1 \cdot \ _s \sigma_{qa} \cdot _{sc} a$		
	$q_{a2} = \varphi_2 \cdot {}_c \sigma_{qa} \cdot {}_{sc} a$		
	$q_{a3} = \varphi_2 \cdot {}_c \sigma_t \cdot A_{qc}$		
	ここで、		
	<i>q_a</i> :接着系アンカーボルト1本当たりの許容せん断力		
	(M) <i>q_{a1}</i> :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) ・ 定差した 飯休の 支圧 強 産 に 上 h 決 ま る 提 今 の 接 差		
	qa2 . 足有じた躯体の交圧強度により伏よる場合の没有 系アンカーボルト1本当たりの許容せん断力(N)		
	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		
	φ_1 :低減係数で短期荷重用の 1.0 を用いる。		
	$arphi_2$:低減係数で短期荷重用の $2/3$ を用いる。		
	$s\sigma_{qa}$: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。 ・ 接著系アンカーボルトの相枚降伏協度=345N / mm		
	$s v_y $ · $v_y = v_y + v_y = v_y + v_y = v_y + v_y +$		
	sca : 接着系アンカーボルトの断面積		
	$c\sigma_{qa}$: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。 		
	$\vec{c}, c\sigma_t = 0.31\sqrt{F_{cd}} \xi \neq \delta_0$		

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
	F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm ² 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= $F_c \times 1.5 \times 1.49 \Rightarrow 49.30$ N/mm ² E_c : コンクリートのヤング係数=2.2×10 ⁴ 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 $でA_{qc} = 0.5\pi c^2 とする。(第3図)$: へりあき寸法		
	以上より, $q_{a1} \doteq 6.92 \times 10^{4}$ N $q_{a2} \doteq 9.95 \times 10^{4}$ N $q_{a3} \doteq 9.12 \times 10^{4}$ 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 6.92×10^{4} N となる。		
	(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 $1.5 \cdot (0.49 + \frac{1}{100}F_c \cdot DIF)$ 以下 ここで、 F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm ² DIF: コンクリートの圧縮強度動的増倍率=1.49		
	以上より、 $1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot \text{DIF} = 1.64 \text{ N/mm}^2$ $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100}F_c \cdot DIF\right) = 1.23 \text{ N/mm}^2$		
	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。		
	(3) $1m^2$ 当たりに必要な鉄筋本数 $1m^2$ 当たりのコンクリートの許容せん断耐力 f_{sa} は, $f_{sa} = f_s \cdot 1000^2 = 1.23 \times 10^6$ N		
	1m ² 当たりに配置する鉄筋の本数 n_a は、 $n_a = f_{sa}/q_a \Rightarrow 17.78$ 本		
	以上より,打継ぎコンクリート部 1m ² 当たり鉄筋を 18 本以上配置する。		

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
	2.2 水平方向鉄筋		
	(1) 接着系アンカーのせん断耐力 (
	合成指針に基づき,		
	$q_a = min[q_{a1}, q_{a2}, q_{a3}]$		
	$q_{a1} = \varphi_1 \cdot \ _s \sigma_{qa} \cdot _{sc} a$		
	$q_{a2} = \varphi_2 \cdot \ _c \sigma_{qa} \cdot _{sc} a$		
	$q_{a3} = \varphi_2 \cdot {}_c \sigma_t \cdot A_{qc}$		
	ここで,		
	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)		
	<i>q</i> 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) q_{a2} :定着した躯体の支圧強度により決まる場合の接着		
	※テンカーホルト1本当たりの計浴せん断刀(N) a _{a2} :定着した躯体のコーン状破壊により決まる場合の		
	(N) (N) (N) (A		
	<i>φ</i> ₁ : 低減係数で短期荷重用の 1.0 を用いる。		
	φ_2 :低減係数で短期荷重用の $2/3$ を用いる。		
	$s\sigma_{qa}$: 接着糸ケンカーホルトのせん断強度で、		
	$so_{qa} = 0.7$ $so_{y} < y < 0$ 。 :接着系アンカーボルトの規格降伏強度=345N/mm		
	2		
	sca : 接着系アンカーボルトの断面積		
	$c\sigma_{qa}$: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。		
	$c\sigma_t$: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。		
	F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm ²		
	<i>r_{cd}</i> :心刀仄態(短期)及の圧縮强度動的増倍率(1.49) 倍) を考慮したコンクリートの圧縮強産=		
	$F_c \times 1.5 \times 1.49 \Rightarrow 49.30$ Mm ²		
	E_c : コンクリートのヤング係数=2.2×10 ⁴ 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		
	$CA_{qc} = 0.5\pi C^{-2} c g 3 control (第3因)$ C : へりあき寸法		
	以上より,		
	$q_{a1} \doteq 1.22 \times 10^5 \mathrm{N}$		
	$q_{a2} = 1.76 \times 10^{\circ} \text{N}$ $q_{a2} = 5.13 \times 10^{4} \text{N}$		
	a_{a_3} よう 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10		
	5.13×10^4 N $cas - cas - c$		
	-		
			1

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
	(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,		
	$f_s = 1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF$ カック $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right)$ 以下		
	ここで、		
	Fc: コンクリートの設計基準強度=22.06N/mm²DIF: コンクリートの圧縮強度動的増倍率=1.49		
	以上より,		
	$1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot \text{DIF} = 1.64 \text{ N/mm}^2$		
	$1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100}F_c \cdot DIF\right) = 1.23 \text{ N/mm}^2$		
	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/		
	$mm^2 \ge tar a_{\circ}$		
	(3) 1m²当たりに必要な鉄筋本数		
	1m ² 当たりのコンクリートの短期許容せん断耐力 f_{sa} は,		
	$f_{sa} = f_s \cdot 1000^2 = 1.23 \times 10^6 \mathrm{N}$		
	$1m^2$ 当たりに配置する鉄筋の本数 n_a は,		
	$n_a = f_{sa}/q_a \approx 23.98 \text{\AA}$		
	以上より,打継ぎコンクリート部 1m ² 当たり 鉄筋を 24		
	本以上配置する。		
	2.3 施工前後でのペデスタル構造の比較		
	上記で評価した必要鉄筋量を追加した場合のペデスタル構		
	造を,施工前と比較して第4図に示す。		
	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。		
	2.4 SE評価で設定した終局面外せん断応力度への影響		
	SE評価では、ペデスタル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		

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
	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)。		
	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、ペデスタル		
	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。		
	 施工の成立性 		
	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,		
	ペデスタル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。		
	②ペデスタル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。		
	③ペデスタル側壁については,既設鉄筋ピッチを確認するため,		
	一部は表面の鉄筋まで斫り出し、既設鉄筋位置を目視にて確		
	認して削孔位置を決める。		
	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。		
	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。		
	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。		
	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		
	لا∧ _°		

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
		4. 削孔箇所の強度		
		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。		
		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。		
		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。		
		5. まとめ		
		MCCI対策として床スラブのコンクリートを斫り、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デスタル全体のコンクリートを		
		一体としてモデル化したLS-DYNAコードによるペデスタ		
		ル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(4.33N/mm ²)は施工後に		
		おいても確保される。		
		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。		
		 床スラブ端部 第57端部 第58番 1000 1000		

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
	第1図 対策後のペデスタル概要図 既存コンクリート と同等の強度 (12/10.1.12/10)	西派从1777年17月 2797	сти
	ま 前 「 ()) → 「 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・		
	第3図 側面の有効投影面積		

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
	施工的後でのパデスクル構造の比較		

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
		fitfitfitfitArroitarroitarroitarroitArroitarroitarroit <td></td> <td></td>		

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.3.3〕

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
添付資料 3.3.3	添付資料 3.3.3	
原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性	ペデスタルへの水張り実施の適切性	
「「「「「「「「」」」「「「「」」」「「」」「「」」「「」」「「」」「「」」	「「「の家融が准星」」「家融信人が再工信工力家界底部から流	
デルの谷融が進展し、谷融ケルが赤丁ケル刀谷都風向から加 出するようか提合にけ 百子后枚納容架内で発生する毎ヶの刊	デルッ谷融が進展し、谷融ゲルが示了ゲ圧力谷裕民的から派 出するとうか提合にけ 「百子信枚納容哭肉で発生する種々の租	
山りるような物白には、床手が招相合語門で光王りる僅~の死 免の発生を防止あるいけ影響を経和することで 故納容哭の破	田 9 るような物日には、床上が招称14部15 先生 9 る 僅~ の 境 免の 発生を防止 あるいけ影響を経和することで 百子 「友幼のの	
家の元王を初立のるいな影響を破付りることで、 恒州在船の破 損な防止することが重要なってき、シントとたる 原之后圧力交	家の元王を防止のるいな影響を被仰りることで、 広丁が伯利住 翌の破損を防止することが重要なママジメントとたる。 百乙恒	
頃を防止することが重要なペインノンドとなる。赤丁ゲ圧力各	血の吸頂を防止することが重要な、ホンプンドとなる。床丁炉 圧力交界の外において発生する現象のうち、 液融恒心・コンク	
相互作田(以下「MCCI」という)に対してけその影響経和の手段	1 ー ト相互作用(以下「MCCI」という)に対してけその影	
レーて	郷経和の毛段として、ペデスタルへの恣融恒心茨下前の水毒り	
り(以下「初期水張り」という)が有効が対策とたろ 一方 初	$ = { 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2$	
期水張りに上って 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互	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。)によろ急激か水蒸気発生に伴う格納	作用(以下「FCI」という)による急激な水蒸気発生に伴う	
容器内圧力の急激な上昇(以下「圧力スパイク」という。)が生じ	原子炉格納容器内圧力の急激な上昇(以下「圧力スパイク」と	
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	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	
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	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	
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	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	
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	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	
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	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	
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。	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。	
1. 格納容器下部ドライウェルへの水張りの FCI に対する影響	1. <u>ペデスタル</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, 圧力スパイクである。	FCIとして生じる主な現象は, 圧力スパイクである。	
圧力スパイクは,水深が深い場合,顕熱によるエネルギの吸収	圧力スパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギの吸	
量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し、水	収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し、	
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	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	
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	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	
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。	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。	
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	なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げら	
が,水蒸気爆発については, UO_2 主体の溶融物が水中に落下した	れるが、水蒸気爆発については、UO2主体の溶融物が水中に	
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	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	
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,	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	
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	えた場合、又は溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極	
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]	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	

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
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		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	
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		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	
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		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	
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。		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	
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、		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	
水深が深い方が粗混合が促進され,発生するエネルギが大きく		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	
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。		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。	
2. <u>格納容器下部ドライウェル</u> への水張りの MCCI に対する影響		2. <u>ペデスタル</u> への水張りのMCCIに対する影響	
格納容器下部ドライウェルへの初期水張りに失敗し、溶融炉		<u>ペデスタル</u> への初期水張りに失敗し,溶融炉心落下後に注水	
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,		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	
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		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	
れる可能性が考えられる。		えられる。	
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		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		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		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		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]		る。 ^[5, 6, 17]	
3. 初期水張りの水位について		3. 初期水張りの水位について	
(1) 水位の設定		(1) 水位の設定	
1.及び 2.に示したとおり、初期水張りの水位は、FCI の水蒸		1. 及び2. に示した通り、初期水張りの水位は、FCIの	
気爆発による <u>格納容器</u> への影響の観点では低い方が良く, MCCI		水蒸気爆発による原子炉格納容器への影響の観点では低い方	
による <u>格納容器</u> への影響の観点では高い方が良い。 <u>ABWR におい</u>		が良く, MCCIによる <u>原子炉格納容器</u> への影響の観点では高	
ては、従来の炉型に比較して格納容器下部ドライウェルの床面		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	・設備設計の相違
積が広いため、溶融炉心が拡がった際に溶融炉心上面からの除		燃料ー冷却材相互作用に関する知見の整理」で確認したよう	【柏崎 6/7】
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		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	島根2号炉では,ペデ
落下した際の堆積高さが低いため, MCCI が緩和され易いという		に対し、ペデスタルに溶融炉心が落下するとMCCIは発生す	スタルにおける MCCI の
特徴がある。		るため, MCCIの影響緩和を考慮する必要があるが, 島根2	影響抑制にコリウムシ
		号炉のペデスタル床面には、溶融炉心に対して耐侵食性を有す	ールドを期待している。
		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によるペデスタル下部のコンクリート侵	
		食を抑制できるという特徴がある。	
以上を踏まえ, <u>6</u> 号及び 7 号炉においては, FCI の圧力スパイ		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,		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		MCCI緩和のための溶融炉心の粒子化の効果に期待でき、さ	
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		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	

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
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		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</u>	・運用の相違
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		<u>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	【柏崎 6/7】
性については, FCI, MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり,		<u>2.4m</u> におけるFCI, MCCIの影響や, 水張りの実施可能	初期水張り深さの相
問題がないものと考える。		性については、FCI、MCCI各事象の有効性評価で示した	違。
		とおり、問題がないものと考える。	
(2) 水位の設定根拠		(2)水位の設定根拠	
a. FCI の影響の観点		a. FCIの影響の観点	
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		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	
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		は小さい。しかしながら,仮にFCIによる水蒸気爆発の発生	
した場合, <u>格納容器下部ドライウェル</u> の水位について,水位が高		を前提とした場合, ペデスタルの水位について, 水位が高い方	
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		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,	
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		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	
発に伴い格納容器下部ドライウェルに与えられる荷重は大きく		に伴いペデスタルに与えられる荷重は大きくなる。このことか	
なる。このことから, <u>格納容器下部ドライウェル</u> の水深が <u>2m</u> よ		ら, <u>ペデスタル</u> の水深が <u>2.4m</u> より深い場合の影響を評価し,	・運用の相違
り深い場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。こ		問題がないことを確認している。この詳細は4. に示す。	【柏崎 6/7】
の詳細は4. に示す。			初期水張り深さの相
			違。
b. MCCI の影響の観点		b. MCCI の影響の観点	
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			・評価方針の相違
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			【柏崎 6/7】
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			柏崎 6/7 では, ハード
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			クラストが形成され, 水
認した。評価条件を以下に示す。なお、本評価はコリウムシ			がコリウム内に全く浸
ールド設置前の格納容器下部床面積(約88m2)に基づき評価			入しない条件でのデブ
<u>を行っている。</u>			リの連続層高さを目安
			に,初期水張り水深を決
・溶融炉心の水中での粒子化割合の評価には, MAAP コー			定している。
ドにも用いられている Ricou- Spalding 相関式 ^[18] を用			
vite.			
・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。			
・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)			

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
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			
<u>落下で約 0.36MW/m2) よりも十分に大きく, 粒子状ベッ</u>			
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。			
・落下した溶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 (ペデスタル半径約 5.3m)			
で床上に水がある場合でも、床全面に溶融物が拡がるこ			
<u>とが示されていることから,溶融炉心の拡がり面積を格</u>			
<u>納容器下部床全面とした。</u>			
<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</u>			
のとおりとした。			
・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			
<u>クラスト化していても連続層上面からの除熱によって</u>			
コンクリートを分解温度以下に維持できる (MCCIの進展			
<u>を防止可能)という結果(図2参照)が得られたため、</u>			
連続層厚さが 15cm となる水深を初期水張りの設定目安			
<u>とした。</u>			
上記の評価条件を元に,水張り水深と溶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。			
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,溶融炉心落下量が全			
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,溶融炉心落下量が			
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。			
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,溶融炉心が全			
<u>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>			

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
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。		
		原子炉圧力容器の下部から溶融炉心
		デスタルに溶融炉心の冷却に十分なオ
		ることによって、溶融炉心が落下時に
		ドとして堆積することにより、デブリン
		<u>れる。</u>
		<u>島根原子力発電所2号炉では,「3.5</u>
		<u>ート相互作用」に示すとおり、全炉心し</u>
		心としてペデスタルに落下し、落下し
		<u>ルに一様に拡がるものとしており、この</u>
		<u>1mとなる。しかしながら、デブリの</u>
		があると考えられることから, この不得
		におけるデブリの冠水に関する評価を
		水深の妥当性を確認した。
	【比較のため,「添付資料 3.2.14」の一部を記載】	
	2. 評価対象事故シーケンス	
	<u>RPV破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして,過</u>	
	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。	
	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, RPV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	
	<u>も、同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。</u>	
	3. デブリ冠水評価	<u>(a) デブリの堆積高さ</u>
	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	デブリの堆積形状を図1に示す。ポ
	ブリ堆積高さ H _{debri} は式(1)で評価する。	フリ堆積高さ <i>H_{debri}は式(1)で評価する</i>
	$H_{1,1} = (V \times (1 - \Phi) + V + V \times \Phi - (1 - P)) - S $ (1)	$H_{debri} = H_0 \times (1 - \phi_{ent}) + H_s + H_0 \times \phi_c$
	to debri www.bimbimtent	ここで、

	<u></u>)世 步.
"炉	/
が落下するまでに, ペ <u>×位及び水量を確保す</u> 粒子化され, 粒子ベッ 冷却性の向上が期待さ 5 溶融炉心・コンクリ に相当する量が溶融炉 た溶融炉心はペデスタ の場合の堆積高さは約 堆積高さには不確かさ 確かさを考慮した場合 実施し,初期水張りの	・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 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。
	 ・評価方針の相違 【東海第二】 LOCA 事象の場合, LOCA ブローダウン流量 によるペデスタルへの 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。
ロシティを考慮したデ ?。 e _{nt} ÷(1-P) 式(1)	

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
		H ₀ :初期デブリ高さ[1.039m]	
		 <i>H</i> : ペデスタル内構造物分のデブリ堆積高さ「0.17m]	
	 Φ _{ent} : Ricou-Spalding相関式に基づく粒子	$\Phi : \text{Riccu-Spaldingallargentation}$	
	化割合[0.173] (別添2参照)	$ $	
	P:ポロシティ[0.5] 既往実験の知見から保守的に設定(別	P:ポロシティ[0.5] PUL i MS実験の知見(0.29~	
	添3参照)	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	
	<u>S_{fz}:コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08m</u>		
	2]		
	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		・記載箇所の相違
	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		【東海第二】
	<u>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</u>		島根2号炉は,「(c)
	 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		溶融炉心の冠水評価」に
	いないものとする。		記載。
	$\underline{\mathbf{H}}_{\text{pool-ent}} = (\underline{\mathbf{H}}_{\text{pool}} - (\underline{\mathbf{V}}_{\underline{m}} \times \underline{\Phi}_{\text{ent}} \div (1-\underline{\mathbf{P}}) \times \underline{\mathbf{P}} \div \underline{\mathbf{S}}_{\underline{fz}})) \times (\underline{\mathbf{S}}_{\underline{fz}} / \underline{\mathbf{S}}_{\underline{f}})$		
	(2)		
	<u>Hpool</u> :水プール初期水深[1m]		
	<u>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</u>		
	[約 29. 92m ²]		
	式(1)からデブリ堆積高さ H _{debri} は <u>約 1.71m</u> となる。 <u>また,式</u>	式(1)からデブリ堆積高さは, <u>約1.6m</u> となる。	・解析結果の相違
	<u>(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}</u>		【東海第二】
	は約 0.69m となる。		
	<u>解析コードMAAPを用いた有効性評価の結果(デブリから</u>		
	<u>水プールへの限界熱流束を 800kW/m²(圧力依存性あり)と設</u>		
	定)から、RPV破損によるデブリ落下からペデスタル注水開		
	始までの7分間におけるペデスタル水位低下量は、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		
	<u>リの冠水は維持される。なお, RPV破損時点からデブリ露出</u>		
	<u>までの時間は、過渡事象の場合で約21分間、LOCA事象の場</u>		
	合で約15分間であることから、ペデスタル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。		
	【ここまで】		

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
		【比較のため,「添付資料 3.2.14」の一部を記載】		
		5. デブリ堆積形状の不確かさ評価 (別添4参照)	(b) デブリ堆積形状の不確かさ評価	
		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	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	
		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。	Internet and the second s	
		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)。		
		PUL i MS実験において確認されたデブリ堆積高さと拡が	PULiMS実験において確認されたデブリ堆積高さと	
		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	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	
		し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くな <u>り、露出まで</u>	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	・評価方針の相違
		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	<u>5.</u>	【柏崎 6/7】
		約 0.56m となった。水プールとの接触面積増加の影響を考慮し		島根2号炉は, コリウ
		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		ムシールドによる MCCI
		<u>OCA事象の場合は約0.41m であり、デブリの冠水が維持され</u>		抑制に期待しており,ま
		ることを確認した。		た初期水張りの開始か
		【ここまで】		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。
		6. 機器ドレンサンフか溶融しない場合の不確かさ評価(別添 5		・設備設計の相違
				【東海第二】
		<u>ペテスタル内に設置された機器ドレンサンフは、テフリ洛ト</u>		
		時には溶融しテフリに取り込まれることで溶融テフリとして堆		
		積すると考えられる。ここでは、機器ドレンサンフが溶融しな		
		いと仮定した場合にテフリ冠水維持に与える影響について評価		
		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,水ノール水位は約0.58m となった。水位低下重は,適		
		渡事家の場合は約0.34m, LOCA事家の場合は約0.44m でめ		
		り、テフリの冠水が維持されることを確認した。		
		7 まとめ		
		1		
		$S = \mathbf{R} \mathbf{P} \mathbf{V}$ 破損加ら7分の間においてデブリの冠水中能が維		
		持されることを確認した		

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
	<u>粒子</u> 状デブリ 溶融デブリ		
	<u>第1回 デブリ堆積形状</u> Liendel 00 %F%。ED: 0.4 Wacked, RFEI: 3 m 1.00000 1.00000 1.00000 1.00000 1.00000 1.00000 1.00000 1.00000 1.000000 1.000000 1.00000000		 ・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は,図1に 記載。
	<u>第2図 粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係</u>		・評価方針の相違 【東海第二】
	 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,溶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 i MS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 カー化した場合と比較して推積高さが高くかる場合の評価 		 ・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は,図2に 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
		<u>を行う。PUL i MS実験は溶融物を水中に落下した実験であ</u>			
		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。			
		<u>(1) アスペクト比</u>			・記載箇所の相違
		<u>PULiMS実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4</u>			【東海第二】
		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、ホロシティやペテスタル内構造物量等の保			
		<u> 寸的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮する</u> マスペルールトレーズは、実験な用に其ずく正均的ななトレ			
		<u> </u>			
		<u>$C_{1,10}$ を適用し計価を打り。</u> 第2ま DILL:MS 実験条件と結果			
		<u> 界 2 衣 P U L T M S 実験米什と </u>			
		$\begin{tabular}{ c c c c c c c c c c c c c c c c c c c$			
		$ \begin{array}{c c c c c c c c c c c c c c c c c c c $			
		ERUPTIONS FRUPTIONS (41mm (平均高さ) 第2図 PUL i MS 実験結果 (E4)			

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
		b. (a)の堆積高さに対して,アスペクト比を考慮した	
	(2) 堆積高さ評価	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	
	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	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	
	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	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	
	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	は, PUL i MS試験で得られた1:14を想定する [※] 。これ	
	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	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,	
	る形状を仮定する。	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。	
	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	・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	
	全面に拡がった場合であることから、コリウムシールド厚さを	床全面に拡がった場合であることから、ペデスタル径	
	考慮したペデスタル直径 5.872m にアスペクト比を考慮すると,	5.745mにアスペクト比を考慮すると,頂点部分の堆積高さ	・設備設計の相違
	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、	<u>は約0.42mとなる。</u>	【東海第二】
	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、	 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除 	
	堆積高さは約1.09mとなる。	いたものとして求める。	
	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	 ・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 	
	るため, 堆積高さは約0.36mとなる。	仮定して求める。	
	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	 ・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 	
	さの合計となることから、約1.81mとなる。	の合計となる。	
	※ 炉外溶融物体積:3m ³ ,ポロシティ:0.35を設定		
	粒子化層 連続層(円錐部分) 連続層(円柱部分)		
	<u>第3図 デブリ堆積形状(アスペクト比考慮)</u>		
	(3) デブリの冠水維持に対する評価		
	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		・評価条件の相違
	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		【東海第二】
	<u>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</u>	なお、デブリ堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比	
	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	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	
	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	低下が早くなる可能性があるが,伝熱面積の増加分は1% <mark>程</mark>	
	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	度である。したがって、伝熱面積の増加によるペデスタル水	
	のMAAP結果に基づく、RPV破損によるデブリ落下から格	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	
	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	小さい。	

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
		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。 【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】 (1) アスペクト比 PUL i MS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</u> 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 ロシティやペデ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。	※PUL i MS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</u> 評価としては,保守的に,1:14を適用し評価を行う。 PUL i MS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。	・評価条件の相違 【東海第二】 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。
		【比較のため,「添付資料 3.2.14」の一部を再掲】 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。 <u>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。 $H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_{n} \times \Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{f2})) \times (S_{fz} / S_{f})$ (2)	(c) デブリ冠水評価 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。 $H_{pool-ent} = H_{pool} - (H_0 \times \phi_{ent} \div (1-P) \times P)$ 式(2)	
		H _{pool} : 水プール初期水深 <u>[1m]</u> 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. 92m ²]	ここで, H _{pool} :水プール初期水深 <u>[2.4m]</u> H ₀ :初期デブリ高さ[1.039m] Φ _{ent} : Ricou-Spalding相関式に基づく粒子 <u>化割合 (0.38)</u> <u>P</u> :ポロシティ[0.5]	 ・運用の相違 【東海第二】 初期水張り深さの相 違。 ・記載方針の相違 【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
	式(1)からデブリ堆積高さ H _{debri} は約 1.71m となる。また,式	式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水	
	(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}	深 $H_{pool-ent}$ は <u>約2.005m</u> となる。	・解析結果の相違
	は <u>約0.69m</u> となる。		【東海第二】
	解析コードMAAPを用いた有効性評価の結果(デブリから	MAAPコードを用いた有効性評価の結果(デブリから水	
	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)	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, RPV破損によるデブリ落下からペデスタル注水開始ま	から、原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水が実施され	
	での 7 分間におけるペデスタル水位低下量は,過渡事象の場合	ず, デブリ露出*までの時間は, 過渡起因事象の場合で約1.4	・解析結果の相違
	は約 0.34m, LOCA事象の場合は約 0.44m であり, デブリの冠	時間, LOCA起因事象の場合で約 0.58 時間であることか	【東海第二】
	水は維持される。なお、RPV破損時点からデブリ露出までの	ら、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	・評価方針の相違
	時間は,過渡事象の場合で約21分間,LOCA事象の場合で約	って、ペデスタル注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水	【東海第二】
		ーーーー 維持することが可能であることを確認した。	LOCA 事象の場合,
			LOCA ブローダウン流量
	【ここまで】		によるペデスタルへの
			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。
また, 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉について, 「3.5			・ 設備設計の相違
溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、コリウム			【柏崎 6/7】
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			柏崎 6/7 は、6 号炉と
「「」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」			7 号炉の差異を踏まえ
による侵食量の評価を行っている。また, MCCI に対して保守		また、MCCLに対して保守的な評価条件を設定したうえ	た記載としている。
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		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。	
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		初期水張りの水位を2.4mとした場合について、溶融炉心は全	
について、溶融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を		量落下するものとし。 上面勢流束を格納容器圧力への依存性	
格納容器圧力への依存性を考慮しない 800kW/m^2 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		に上ス得食量け数 cm (800kW/m ² (圧力依存あり)の場合 床	・評価方針の相違
約 8cm) であり、初期水張りが遅れた場合を想定し、初期水		面 0 cm. 壁面約 4 cmであるのに対し、800kW/m ² (一定)の場合	【柏崎 6/7】
張りの水位を 1m とした場合であっても MCCI によろ得食量		床面 0 cm, 壁面約13 cm) に留まろことを確認していることか	島根2号炉は.コリウ
は数 cm (床面約 12cm. 壁面約 11cm) に留まることを確認し		ら、現状の初期水張りの水位の設定に問題けたいものと考え	ムシールドによる MCCI
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		ろ。感度解析の結果を図4に示す。	抑制に期待しており. 主
いものと考える。感度解析の結果を図4 に示す。			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
			した評価を実施してい

			T
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
			ない。
		※ 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。	
		 F P 放出に関する悪影響 	
		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。 原子炉格納容器へのFP放出量が増	
		加する。	
		② 格納容器過温に対する要影響	
		水面から露出した部分のデブリけ直泪状能を維持するた	
		小面から露口した部分のケックな同価状態を相対するた め 転射や対流に上りペデスタル乗田気や枚納容器バウンダ	
		りて 直接加然 りる 安凶 となる。 この 和木, 床」 が 旧前谷 品の 健 今世 に 影響 な 与 う て 可 能 世 が ち て	
		③ MCCIに対りる恋影響	
		小山から路口した部分のテノリは高温状態を維持するた	
		め、その下に堆積するアノリの味熱も悪くなり、アノリの平	
		均温度か上昇する。この結果、ペアスタル床面のヨリワムシ	
		ールドやコンクリートの侵食量が増加し、原子炉格納容器の	
		健全性に影響を与える可能性がある。	
c. まとめ		c. まとめ	
FCI については、これまでの試験結果から、実機において		FCIについては、これまでの試験結果から、実機におい	・記載方針の相違
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		て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	【柏崎 6/7】
水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。また、FCI の		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	島根2号炉は,溶融炉
発生を前提とした評価においても、格納容器下部ドライウェ		お、FCIの発生を前提とした評価においても、ペデスタル	心が落下する時点で、ペ
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		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	デスタルに溶融炉心の
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		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	冷却に十分な水位及び
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		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	水量を確保するための
ろものではたいと判断している。		た 溶融炉心の粒子化の効果等によろMCCIの影響緩和に	ペデスタル注水手段を
		も期待できる	整備しており 溶融恒心
			の粒子化の効果等にト
			ろ MCCI の影響経動に期
			はできるものレーアい
			ふ 。

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
上記を踏まえ,格納容器下部ドライウェルに溶融炉心が落下す る状況に対しては,格納容器下部ドライウェルに 2m の初期水張 りまで注水を実施する運用としている。		上記を踏まえ, <u>ペデスタル</u> に溶融炉心が落下する状況に対して は, <u>ペデスタル</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。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 初期水張り深さの相 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
4. 格納容器下部の水位上昇の影響		4. <u>ペデスタル</u> の水位上昇の影響	
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		炉心損傷後の事故対応として,ペデスタルへの初期水張り運	・設備設計の相違
インを通じたサプレッション・チェンバ・プールからの流入や		用の手順を定め、またペデスタル内外には、重大事故等発生時	【柏崎 6/7】
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		における貯水状況を把握するための計 <mark>装</mark> 設備を設けていること	
ウェルに流れ込み,下部ドライウェル水位を上昇させる場合が		から、ペデスタル水位は適切に管理可能であるが、ここでは、	
<u>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		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	
破損に至るシナリオにおいて, 格納容器下部ドライウェルへの		リオにおいて, ペデスタルへの初期水張りの水位が高い場合を	
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		想定し、その際のFCIへの影響を評価した。	
への影響を評価した。			
a. 溶融炉心落下前の下部ドライウェル水位上昇の可能性		a. 原子炉圧力容器破損前のペデスタル水位上昇の可能性	・設備設計の相違
溶融炉心落下前の格納容器下部ドライウェルへの初期水張り		格納容器スプレイによるペデスタルへの注水操作(原子炉圧	【柏崎 6/7】
の他に格納容器下部ドライウェルの水位を増加させる要因とし		<u>力容器破損前の初期水張り)は、スプレイ水がペデスタル開口</u>	
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		部である制御棒駆動機構搬出入口よりペデスタル内に流入する	
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		ことによって貯水し,ペデスタル水位計にて水位 2.4m を確認し	
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		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	
<u>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</u>		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	
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		り、スプレイ水が滞留するような機器や堰はない。ペデスタル	
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ェ		開口部とドライウェル床面の間には堰があるものの、ドライウ	
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		<u>ェ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</u>	
において,格納容器下部ドライウェルに形成される水位は 4m		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	
<u>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</u>		口部を通じて、遅滞なくペデスタルに流れ込むと考えられるた	
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		<u>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</u>	
2m に到達した時点で格納容器下部ドライウェルへの初期水張		考えにくい。	
り操作を停止するものとした。		この操作においてペデスタル水位を上昇させる要因として	
また, LOCA を伴う場合には, 破断口から流出した冷却材が格		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	
納容器下部ドライウェルに流入する可能性、及び、格納容器ス		<u>全閉までの間、ペデスタル内へのスプレイ水の流入が継続する</u>	
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		<u>ことによって水位が上昇する可能性がある。しかしながら、こ</u>	
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		<u>の要因によって</u> ペデスタル水位 <mark>が上昇を</mark> 続けたとしても、制御	
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		棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m) 以上の高さとなるには,	
によって水位が形成された格納容器下部ドライウェルでの水蒸		ドライウェル床面全体を拡がりながら水位が形成される必要が	
気爆発の発生を仮定しても、発生する運動エネルギは小さいも		<u>あるため</u> ,その水位上昇は緩やかであり,実 <mark>態</mark> の事故対応にお	
のと考えられる。		いて <mark>大幅な時間遅れが生じることは考えにくい</mark> ことから、制御	
		棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となる	
		ことはない。	
		<u>また,その他ペデスタル水位を上昇</u> させる要因としては,注	
		水の停止後にドライウェルサンプに貯まったスプレイ水が、ド	
		ライウェルサンプとペデスタル床を接続するドレン配管及びコ	

9. 評価条件 密離炉心が極強容器下熱ドライウェルとに落下する前に、陸海 雪星工幅にログーンフインまでの高さ(Tap)の水位が形成され ているものとた。 <u>この水位に注む「点、潜艇や落下前の下海</u> 「シクエル水位」上昇の工能の2000(Tap)」であり、ご林木を存止した後の原子が圧 力容器被推走での逆流による水位上身の注意があっただし、この 施力上昇の工能の0.000(Tap)」であり、ご林本を存止した後の原子が圧 力容器被推走での逆流による水位上身の注意の1.00m/、でかえクルに参いたまであること から、FCTに対して与える影響は小さいと考える。なお、逆 温を被けたとしても水頭正の関係から、訓測種駆動機需要出人 口下端位置(第3.8m)よりで、高い水位となることはない、 ・設備数計の相違 【相等 6/7] 9. 評価条件 密離炉心が極強容器下熱ドライウェルに落下する前に、(Mag)の方面) でいるものとた。 この水位に注む「点、高融が心落下前の下海 「シクエル水位」上昇の可能性」に思念したがでかられている ものとた。 この水位では上ば「点、高融が心容下前の下海 「シクエル水位」上昇の可能性」に思念したが交えたいで設定した字 の他の解析条件は、添付資料3.3.2 において設定した字 (上字面化の解析条件は、添付資料3.3.2 において設定した序 のため和線 した評価条件と同様とした。 ・設備数計の相違 【相等 6/7] ・評価条件と同様とした。 ・評価条件の相端 【相等 6/7] ・評価条件の相端 【相等 6/7] ・読録の音響下値感を表示した多支 ・注意の主意のな形成されている ものとた。 ・注意の音句(La) (La) (La) (La) (La) (La) (La) (La)
デスタルに流入する場合(逆流)が考えられる,ただし,この 経営を通じて流入する現金は最大で約1.5m/h,ペデスタルの 人位上昇率は約0.05m/であり、注水を住止した後の原子炉圧 力容器液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、FC I に対して与える影響にからいと考える。なお、逆 減を続けたとしても水頭圧の圏係から、制御捧駆動機構敏出人 日下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 ・ b. 評価条件 溶融炉心が経験容器下部ドライウェルに落下する前に、低熱 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。 ・ ・ ・ ・ ・ ・ * * * * * # * * # * * * # * * * * * * * * * # * * # * * * # * # * * # * # * # * # * # * # * # # # * #
経路を通じて満入する流量は最大で約1.5m/h,ペデスタルの 水位上昇率は約0.0m/hであり、注水を停止した後の原子炉圧 力容器破損での逆流による水位上昇分は約3.8mであること から、PCTに対して与える影響は小さいと考える。なお、逆 違を統けたとしても水頭圧の関係から、副朝練型動機構動出入 口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 b. 評価条件 溶融炉のが燃納容器下館ドライウェルに落下する前に、整約 などのクレンラインまでの高さ(7m)の水位が形成され ているのとした。この水位は上記「a,溶融炉心容下前の下窓 ドライウェ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 個条件と同様とした。 b. 評価条件 溶融炉のが必須認識炉心容落下様態を想定した条件 かのとした。 ・設備設計の相違 【相崎 6/7】 a. 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。 ・計価条件の相違 【相崎 6/7】 ・計価条件の相違 【相崎 6/7】
水位上昇率は約0.00m/h であめ.注水を停止した後の原子伊圧 力容器破損までの逆流による水位上昇分は約3.0m であること から、F C I 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町圧の関係から、制御練駆動機構難出入 口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。b. 評価条件 溶融炉心が逸納容器下部上ライウェルに落下する前に、塩納 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.溶融炉心落下前の下部 ドライウェ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。b. 評価条件 溶融炉心溶空融炉の落下線施を想定した条件 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。**
力容器破損までの逆流による木位上昇分は約3cm 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、制御棟駆動機構集由入 口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない、b. 評価条件 溶融炉心が境納変温ご鉱に立て立たたに落下する前に、 <u>佐納</u> 容器丁部にリターンラインまでの高き(1m)の水位が形成され ているものとした。 この水位は上記「a. 溶触炉心落下前の下部 ドライウェル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考え 入、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。b. 評価条件 溶融炉心が空流融炉心の落下様態を想定した条件 ものとした。 また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件 で 上評価条件と同様とした。・設備設計の相違 (相崎 6/7) ・評価条件の相違 (相崎 6/7) 局根 2 号炉に、現案 的な評価条件と同様とした。
h. FG I 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、制御権駆動機構搬出入 口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 ・ 説 ・ ア ・ ア ア ア の水位が形成され ・ 説 の水位が形成され マいるものとした。 この水位は上記「a. 溶融炉心落下前の下部 ドライウェ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 本件と同様とした。 から、FC I 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、制御権駆動機構搬出入 口下端位置)の水位となることはない。 ・ 設備設計の相違 【相応 6/7] ・ ア の本位が解析 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。 ・ 評価条件で水蒸気 素料 の水価本件で水蒸気 の 水評価条件で水蒸気 の の の に ア の ・ ア の ・ ア の ・ ア ・ ア の ・ ア の ・ ア の ・ ア ・ ア ・ ア ・ ア ・ ア の ・ ア ・
読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(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 b. 評価条件 溶酸炉心が <u>格納容器下部ドライウェル</u> に落下する前に, <u>格納</u> 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。 b. 評価条件 溶酸炉心がペデスタルに落下する前に, <u>ペデスタルに落下する前に,ペデスタルに落下する前に,ペデスタルに約3.8m</u> (制御棒駆動機構搬出入口下端位置)の水位が形成されている ものとした。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 マンライウェ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 体条件と同様とした。 ・た評価条件と同様とした。 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 品根2号炉は,現実 的な評価条件と同様とした。
□ 丁端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 □ 丁端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 • · 溶融炉心が <u>格納容器下部ドライウェル</u> に落下する前に, <u>格納</u> 溶融炉心が <u>低力 エレ</u> (2000) 容融炉心が <u>低力 エレ</u> (2000) (1) 2000) (1) </td
b. 評価条件
10. attumx1ft 溶融炉心が <u>格納容器下部ドライウェル</u> に落下する前に, <u>格納</u> *設備設計の相違 溶融炉心が <u>松納容器下部ドライウェル</u> に落下する前に, <u>ペデスタルに約3.8m</u> *設備設計の相違 (制御棒駆動機構搬出入口下端位置) の水位が形成されている ているものとした。 <u>この水位は上記「a、溶融炉心落下前の下部</u> ドライウェル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考え ろ。 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。 価条件と同様とした。 (目前 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。
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 (制御棒駆動機構搬出入口下端位置)の水位が形成されている (柏崎 6/7] 空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 (制御棒駆動機構搬出入口下端位置)の水位が形成されている (柏崎 6/7] でいるものとした。 この水位は上記「a. 溶融炉心落下前の下部 image: image
<u>本語下部にクターンノインまでの高さ(加)</u> の水位が形成されている 「相崎の7] でいるものとした。 <u>この水位は上記「a. 溶融炉心落下前の下部</u> <u>ドライウェル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考え </u> <u>る。</u> 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。
ドライウェル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考え <
下ノイウエル水位工弁の可能住」に無ちして「方に高いと考え」
<u>3.0</u> (140) (1) (面条件と同様とした。 (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1) (140) (1)
画来件と回線とした。 お低とちがは、先天 的な評価条件で水蒸気 爆発評価を実施。
c. 評価結果
を実施した。以下にその結果を示す。
(1) 圧力スパイク (1) 圧力スパイク
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、溶融炉心が格納容器下部ドライウェルの水中
に落下する際に圧力スパイクが生じているが,圧力スパイ
 クのピーク圧力は <u>約 0.26MPa</u> であり, <u>水位 2mの場合の約</u> ・解析結果の相違
0.51MPa よりも低くなっている。 【柏崎 6/7】
この理由としては、初期水張り水位の上昇によって格納
容器下部ドライウェルの水量が多くなり、溶融炉心の粗混
合量が増加し、水への伝熱量が増加したものの、落下した ・解析結果の相違
溶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 たものと考えられる。 【柏崎 6/7】
よる効果が、溶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。
(2) 水蒸気爆発
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 ・解析結果の相違

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
エネルギの評価結果を図5に示す。最大値は約16MJ であ	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	【柏崎 6/7】
り,水位 2m の場合(約 7MJ)と比べて約 2 倍に増加して	想定した場合にペデスタルの水に伝達される運動エネルギ	
<u>いる。</u>	の最大値は約 0.2MJ である。このエネルギを入力とし、ペデ	
このエネルギを入力とした応力の解析結果を図6及び図	スタルの内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペ	
7 に示す。格納容器下部ドライウェルの内側鋼板の最大応	デスタルの内側鋼板にかかる応力は約 14MPa,外側鋼板にか	
力は約 278MPa であり,水位 2m の場合の約 32MPa と比べて	かる応力は約 7MPa となった。これはペデスタル内側及び外	
約9倍に増加している。また,格納容器下部ドライウェル	<u>側鋼板の</u> 降伏応力(490MPa)を十分に下回っており,原子炉	
の外側鋼板の最大応力は約 168MPa であり,水位 2m の場合	格納容器破損に至るおそれはないと考える。	
の約 25MPa と比べて約 7 倍に増加している。格納容器下部		
<u>ドライウェルの内側鋼板の</u> 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。		
また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉	また,初期水張りの水位が上昇すると,水面から原子炉圧	
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	力容器の底部までの距離が短くなる。ペデスタルで水蒸気爆	
<u>イウェル</u> で水蒸気爆発が発生した場合には,発生した水蒸	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	
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	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	
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	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	
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	距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなることが	
突の可能性が高くなることが懸念される。	懸念される。	
水塊による水位上昇は, 主にペデスタルの径, D と初期水	水塊による水位上昇は,主にペデスタルの径Dと初期水位	
位, H₀のアスペクト比 (H₀/D) によって整理できる。 ^[20] 初	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 <u>2m</u> の場合,アスペクト比が <u>約 0.19</u> となるこ	期水張り水位 <u>2.4m</u> の場合,アスペクト比が <u>約 0.42</u> となるこ	・解析結果の相違
とから,水塊の上昇を含む最大水位は <u>約 2m</u> となる。また,	とから,水塊の上昇を含む最大水位は <u>約 2.4m</u> となる。また,	【柏崎 6/7】
初期水張り水位 <u>7m</u> の場合, アスペクト比が約 0.66 となる	初期水張り水位 <u>約 3.8m</u> の場合,アスペクト比が約 0.66 とな	
ことから,水塊の上昇を含む最大水位は <u>約 11.2m</u> となる。	ることから,水塊の上昇を含む最大水位は <u>約 7.2m</u> となる。	
水位 <u>7m</u> の場合,水塊は <u>格納容器下部ドライウェル床面</u> から	水位 <u>約 3.8m</u> の場合,水塊は <u>コリウムシールド上面</u> から <u>約</u>	
<u>約 11.2m</u> まで上昇する可能性があるが,この高さは <u>格納容</u>	<u>7.2m</u> まで上昇する可能性があるが,この高さは <u>コリウムシー</u>	
<u>器下部ドライウェル床面</u> から原子炉圧力容器の底部までの	<u>ルド上面</u> から原子炉圧力容器の底部までの高さである <u>約</u>	
高さである <u>約11.5m</u> よりも低いことから,水塊が原子炉圧	<u>9.5m</u> よりも低いことから,水塊が原子炉圧力容器の底部に衝	
力容器の底部に衝突することはなく、水塊による衝撃によ	突することはなく、水塊による衝撃により、原子炉格納容器	
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	の支持機能の健全性に与える影響はない。	
ℓ) _o		
水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、	水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JA	
JASMINE コードを用い, 添付資料 3.3.2 の評価条件(初期	SMINE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 <u>2m</u>)における, <u>原子炉格納容器下部</u> の空間部で	水張り水位 <u>2.4m</u>) における, <u>ペデスタル</u> の空間部での格納容	・運用の相違
の格納容器圧力を評価した。評価結果を図8 に示す。水蒸	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	【柏崎 6/7】
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	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	初期水張り深さの相
張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため,原子	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	違。
炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下とな	に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度	

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
る。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷		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	
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		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	
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		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	
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</u>		は,原子炉格納容器の構造上, ペデスタルにおいて発生した	
<u>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		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	
原子炉格納容器上部に到達することは考えにくいが、仮に		ことは考えにくいが、仮に 0.30MPa 程度の圧力波が <u>原子炉格</u>	
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		納容器上部の壁面に到達しても,原子炉格納容器の限界圧力	
しても,原子炉格納容器の限界圧力(<u>0.62MPa[gage]</u>)未満		(<u>0.853MPa[gage]</u>) 未満であることから,原子炉格納容器が	・設備設計の相違
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。		破損に至ることはない。	【柏崎 6/7】
以上の結果から, 格納容器下部ドライウェルの水位を現状の		以上の結果から, ペデスタルの水位を現状の初期水張り水位	
初期水張りの水位である 2m 以上に上昇させた場合であっても,		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	・運用の相違
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		原子炉格納容器が破損に至るおそれはないと考える。このこと	【柏崎 6/7】
のことから事故対応におけるドライウェルスプレイ等の運転操		から事故対応におけるドライウェルスプレイによるペデスタル	初期水張り深さの相
作に対して, FCI の観点からの制約は生じない。		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	違。
		k vo	
5. 結論		5. 結論	
<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		島根原子力発電所2号炉においては, FCI が発生した場	
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		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MC	
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		C I の影響緩和を期待できる水位として, 初期水張り水位を	・運用の相違
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ェ</u>		<u>2.4m</u> に設定している。また, ペデスタルの水位が上昇した場合	【柏崎 6/7】
ルスプレイ等の運転操作により,格納容器下部ドライウェルの		であっても原子炉格納容器が破損に至るおそれはない。	初期水張り深さの相
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			違。
ない。		以 上	
以上			

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
参考文献		参考文献	
[1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant		[1] V.Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant	
interaction : structural characterization of the steam		interaction : structural characterization of the steam	
explosion debris and solidification mechanism, 2012		explosion debris and solidification mechanism, 2012	
[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water		[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water	
Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam		Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion	
Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of		in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04	
ICAPP' 04			
[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI		[3] J.H.Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI	
using a U02/Zr02 mixture, Nucl.Eng.Design. 222, 1-15,		using a U02/Zr02 mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15,	
2003		2003	
[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from		[4] J.H.Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from	
the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol. 158 378-395, 2007		the TROI Experiment, Nucl, Tech., Vol.158 378-395, 2007	
[5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed		[5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed	
generated in large-scale fuel-coolant interaction		generated in large-scale fuel-coolant interaction	
experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009, 2006		experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006	
[6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction		[6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction	
Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015,		Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015,	
2000		2000	
[7] (財)原子力発電技術機構(NUPEC),「重要構造物安全評価		[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		(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」2003	
[8] B.R.Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D:ACE/MCCI and		[8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D:ACE/MCCI and	
MACE Tests", NUREG/CP-0119, Vol. 2, 1991		MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2, 1991	
[9] R.E.Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic		[9] R.E.Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic	
Melt/Concrete Interactions With Overlying Water		Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools,"	
Pools," NUREG/CR-4727, 1987		NUREG/CR-4727, 1987	
[10] R.E.Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with		[10] R.E.Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with	
Overlying Water Pools - The WETCOR-1		Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907,	
Test," NUREG/CR-5907, 1993		1993	
[11] M.T.Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core		[11] M.T.Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core	
Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on		Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel	
Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999		Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999	
[12] M.T.Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel		[12] M. T.Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel	
Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol.,		Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41,	
41, 5, 2009		5, 2009	
[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete		[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete	
Interaction (CCI) Tests : Final		Interaction (CCI) Tests : Final	
Report, " OECD/MCCI-2005-TR05, 2006		Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006	

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
[14] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final		[14] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final	
Report, " OECD/MCCI-2005-TR06, 2006		Report, " OECD/MCCI-2005-TR06, 2006	
[15] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final		[15] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final	
Report, " OECD/MCCI-2010-TR07, 2010		Report, " OECD/MCCI-2010-TR07, 2010	
[16] H.Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel		[16] H.Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel	
Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris		Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris	
Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999		Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999	
[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed		[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed	
formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design		formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design	
239 1653- 1659, 2009		239 1653- 1659, 2009	
[18] F.B.Ricou, D.B.Spalding, "Measurements of Entrainment		[18] F.B.Ricou, D.B.Spalding, "Measurements of Entrainment	
by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid		by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid	
Mechanics, Vol.11, pp.21-32, 1961		Mechanics, Vol.11, pp.21-32, 1961	
[19] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペデスタル			・評価方針の相違
上の炉心デブリの3次元拡がり評価,日本原子力学会「2013			【柏崎 6/7】
年秋の大会」H12, 2013 年 9 月			島根2号炉は,初期水
[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		[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	張り水深に対する評価
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		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	方法が柏崎 6/7 と異な
3 号, p. 323-343, 2004.		3 号, p. 323-343, 2004.	ることから,参考文献が
		[20] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and	異なる。
		Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic	
		Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan,	
		September 9-13, 2012.	

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
	【比較のため,「添付資料 3. 2. 14」の一部を再掲】 「総合いため」 「添付資料 3. 2. 14」の一部を再掲】	ペデスタルプール水
	<u>第1図</u> デブリ堆積形状	^{デブリ堆積高さ}
	第3回 デブリ堆積形状(不確かさ考慮)	 ペデスタルブール木 デブリ堆積高さ 図2 デブリ堆積高さの概念図(不
	【比較のため,「添付資料 3.2.14 別添 4」の一部を再掲】	図3 PULiMS実験結



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

第2表 PULiMS実験条件と結果

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

Deverator	PULiMS tests						
Parameter	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		
Malt mass composition . 0%	42.64-57.36	30-70	42.64-57.36	42.64-57.36	15.74-84.26		
Weit mass composition, %	eutectic	non-eutectic	eutectic	eutectic	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 _{sol} , °C	870	1027	870	870	1231		
Tlia, °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.

Devenueten	Exploratory PULiMS tests					
Parameter	E1	E3	E4	E5		
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7		
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-		
Cake size $x \times y$, 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		

島根原	原子力列	论電所	2 号炉			備考
± 1 DII			/4L 1 6+1	Ħ [20]		
衣I PU	LIM	5 美駛采	半と枯れ	₹ ^[20]		
Table 1. PULi	MS-E test	matrix with i	nitial condit	tions.		
Parameter	E1	E2	E3	E4	E5	
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ 42.64-57.36	B ₂ O ₃ -CaO 30-70	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ 42.64-57.36	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ 42.64-57.36	ZrO ₂ -WO ₃ 15.74-84.26	
Mell mass composition, %	eutectic	non-eutectic	eutectic	eutectic	eutectic	
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400	
Initial melt volume, L Initial melt mass, kg	3 23.4	7.5	10 78.1	6 46.9	41.2	
T _{sol} , °C Then °C	870 870	1027 1027	870 870	870 870	1231 1231	
Melt temperature in the funnel	1006	1350	1076	940	1531	
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200	
Water temperature, °C	79	78	75	77	72	
Table 2 Manual and add		·	A . I	In DUI IN	E davida	
Table 2. Measured and estim	lated prop	erties of the	Exploratory P	ULIMS tests	S-E lesis.	
Malt release time (sec)		E1	E3	E4	E5	
Total size $x \times y$, mm		460x440	~750x750	740x560	-	
Cake size $x \times y$, mm Max debris height, mm		~430x320 93	~750x750 unknown	711x471 106	~400x420 50	
Area averaged debris bed height, mn	a	31	~30	30	22	
Debris height under injection point, i	mm	48	unknown	50	39	
Total area occupied by cake, m ² Measured particulate debris mass, k	g	0.14	~0.44 unknown	0.30	0.14	
Measured particulate debris mass fra	action, %	~20%	unknown	~6.8%	-	
Measured debris bed volume, L		~20 ~4.2	unknown	39.5 8.9	~3.1	
Estimated total cake porosity Symmetry of the spread		0.29 non-sym	- unknown	0.36 non-sym	0.37 symmetric	
Steam explosion		no	yes	no	yes	
Cake formation Measured melt superheat, °C		136	206	70	300	
Measured melt superheat in the pool Estimated loss of melt superheat due	,°C	121	77	48	90	
interaction with coolant, °C		15	129	22	210	

島根原子力発電所 2号炉						備考
表1 PU	LiM	S実験翁	条件と結果	果[20]		
Table 1. PULL	MS-E test h	natrix with	PULIMS tests	lions.	-	
Parameter	E1	E2	E3	E4	E5	
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B2O3-CaO 30-70	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃	
Melt mass composition, %	eutectic	non-eutectic	eutectic	eutectic	eutectic	
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20	
Jet free fail height, mm Initial melt volume, L	400	400	10	400	6	
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2	
T _{iol} , °C T ₂ , °C	870 870	1027	870	870 870	1231	
Melt temperature in the funnel	1006	1350	1076	940	1531	
upon pouring, °C Water pool denth, mm	1000	200	200	200	200	
Water temperature, °C	79	78	75	77	72	
Table 2. Measured and estin	nated prope	erties of the	debris beds Exploratory P	in PULiMS ULIMS tests	S-E tests.	
Parameter		E1	E3	E4	E5	
Melt release time, (sec)		10 460x440	15 ~750x750	12 740x560	~8.7	
Cake size $x \times y$, mm		~430x320	~750x750	711x471	~400x420	
Max debris height, mm		93	unknown	106	50	
Area averaged debris bed height, mi	n mm	31 50	~30	30	22	
Debris height under injection point.	mm	48	unknown	50	39	
Total area occupied by cake, m2		0.14	~0.44	0.30	0.14	
Measured particulate debris mass, k	g	~4	unknown	2.9		
Solidified cake mass, kg	action, vo	~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. no	ves	non-sym. no	ves	
Cake formation		cake	no cake	cake	cake	
Measured melt superheat, °C	. %	136	206	70	300	
Estimated loss of melt superheat due	to jet	121	11	48	90	
interaction with coolant, °C		15	129	22	210	
interaction with coolant, "C						

【ここまで】

2930

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
<figure><figure><figure><figure><figure><figure><figure><figure><figure></figure></figure></figure></figure></figure></figure></figure></figure></figure>			 ・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。



備考 ・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 していないペデスタル 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。



炉	備考
5 0. 2MJ)	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ペデスタル水深や粗 混合量等の違いによる 差異。
40 50	
.8m, 現実的な想定) ^{※1}	
, , , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	
降伏応力:490Pa ミーゼス相当応力 14 16 18 20	
5力の変化(約 3.8m, 現実	
降伏応力:490減Pa ーー ミーゼス相当応力 ーー 14 16 18 20	
:力の変化(約 3.8m,現実	
る運動エネルギ(図5)の最 ペデスタル鋼板の応力の推移 6,7の時刻歴は一致しない。	

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
		<figure> I - Initial I - Initial<td></td></figure>	
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	
---	---------------------	--	
Image: state stat		100 100 100 100 100 100 100 100	



・解析結果の相違
 【柏崎 6/7】
 圧力スパイク後は緩

備考

たガスハイク後は緩 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
		【比較のため,「添付資料 3.2.14 別添 2」を記載】		
		別添2	別紙	
		粒子化割合の算出	粒子化割合の算出	・解析結果の相違
				【東海第二】
		粒子化割合は以下のRicou-Spalding相関式によ	R P V 破損時における流出する溶融炉心の粒子化割合を以下の	粒子化割合の算出に
		り求めた。	Ricou-Spalding相関式によって評価している。本	ついて, 考え方の相違は
		12 12	相関式は、MAAPにおいても実装されている。	ないが, MAAPの解析
		$\Phi_{aut} = \frac{d_{\tilde{d}j,0} - d_{\tilde{d}j}}{2}$	$d^{2}_{max} - d^{2}_{max}$	結果のアウトプットを
		$d_{dj,0}^2$	$\Phi_{ent} = \frac{\alpha_{dj,0} - \alpha_{dj}}{d^2}$	用いるため、粒子化割合
		()1/2	$\mathcal{U}_{dj,0}$	の数値については相違
		$d = d - 2F \left(\frac{\rho_w}{\rho_w}\right)^{1/2} \Delta H$	$d = d - 2E \left(\frac{\rho_w}{\rho_w}\right)^{2} \Delta H$	している。
		$\left[\begin{array}{ccc} u_{dj} - u_{dj,0} & 2L_0 \\ \rho_{dj} \end{array}\right] \xrightarrow{\text{form}} \rho_{dj}$	$ \begin{array}{c} u_{dj} - u_{dj,0} & 2L_0 \\ \rho_{dj} \end{array} $	
		Φ_{out} · 粒子化割合 [-]		
		E_0 · エントレインメント係数 [-]	Ψ_{ent} · 私子化剖台 [-]	
		ΔH_{pool} ・プール水深 [m]		
			Δn_{pool} :) — $\mu \pi \kappa$ [m]	
		daj : プール底部におけるデブリジェット径 [m]	d_{dj} :ブール底部におけるデブリジェット径 [m]	
		ddj,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]	$d_{dj,0}$: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]	
		ρ _{dj} :デブリジェット密度 [kg/m ³]	$ ho_{dj}$:デブリジェット密度 [kg/m ³]	
		ρ _w :水密度 [kg/m ³]	$ ho_{_w}:$ 水密度 [kg/m 3]	
		※1 解析コードMAAPによる破損口径の拡大(アブレーシ	※1 解析コードMAAPによる破損口径の拡大(アブレーシ	
		ョン)を考慮	ョン)を考慮	
		評価条件は以下のとおり。	評価条件は以下のとおり。	
		・プール水深:1m(ペデスタル水位)	・プール水深:2.4m(ペデスタル水位)	
		 ・デブリジェット密度: (MAAP計算結果^{*2}) 	・デブリジェット密度 : kg/m ³ (MAAP計算結果 ^{**2})	
		 初期デブリジェット径:0.15m(CRD案内管径) 	・初期デブリジェット径:0.20m(CRD案内管径)	
		※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	※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	さい過渡事象シーケンスの値を使用	
		以上により評価した結果,粒子化割合は以下のとおり。	以上により評価した結果,粒子化割合は以下のとおり。	
		・エントレインメント係数の場合:約17.3%	・エントレンメント係数 の場合:約29%	
		(MAAP推奨範囲の最確値 ^{**3})	(MAAP推奨範囲の最確値※3)	
		・エントレインメント係数の場合:約22.7%	・エントレンメント係数 の場合:約38%	
		(MAAP推奨範囲の最大値 ^{※3})	(MAAP推奨範囲の最大値※3)	
		※3 MAAPコードにおけるエントレインメント係数は, F	※3 MAAPコードにおけるエントレインメント係数は, F	

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
	ARO実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から,	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	からである。また、不確かさの範囲のうち、	
	そ中間となる を推奨範囲の最確値としており、A	およそ中間となる を推奨範囲の最確値としてお	
	LPHA-MJB実験の検証解析において、最確値を用い	り、ALPHA-MJB実験の検証解析において、最確	
	ることで実験結果とよく一致する結果が得られている。	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	
	【ここまで】	ている。	

	まとめ資料比較表	· 〔有効性評価 添付資料 3.		
11 尚刈羽原ナノ発電所 6 / (亏炉 (2017.12.20 版)	果海弟	8.9.12 取)	局限原于刀発電所 2 亏炉 /	
添付資料 3.3.4 		添付資料 3.3.6	3.6 ⁽³⁾ ⁽³⁾ ⁽¹⁾ ⁽³⁾ ⁽¹⁾ ⁽³⁾ ⁽¹⁾ ⁽³⁾ ⁽¹⁾	照
<section-header><section-header><section-header><section-header></section-header></section-header></section-header></section-header>	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(原子炉圧力容器外の溶融低料ー冷却材相互作用) 第1支 解析コード及び解析条件の不確かさめ影響評価について(原子炉圧力容器外の溶融低料ー冷却材相互作用) 第1支 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スーダに与える影響(1/2) means me			

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
田崎小羽羽原子力提着の開催分子の発電前、 (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2)		備考
表2 解析条件を提離条		

rまわっはだいたん、海線UTLとなんでチャッドリえる時間にない、 Weit ARE A WeiterFort てるることよった、The States Landon A Man Tic Leaving メーッド・リえん時間はたい、 デメータ (こ与える駅溜撃 (3/4)	評価項目となるメラメータに与える影響	(4)加 読録町の海豚市時の崩壊数の家学の課定する異点から態度解析 連携 支実施した。感度解析は、事款シーケンスを「大しOCA+注 (1)人 状態症実力とし、赤洋脂和拡化シーケンスを「大しOCA+注 (1)人 状態に強失」とし、末洋脂和拡化シーケンスの解析条件と同様, 能についても提用できたいものと成在した場合,原子伊田士大職 能についても提用できたいからのと成在した場合,原子伊田士大職 にいいても提用できたいからのと成在した場合,原子伊田士方家 部長期、事業発生から約3.3 時間後に原子伊田丁方家融強指に至 り、田丁スズイタの最高値は約0.3 時間後に原子伊田丁方袋部強指に至 カスズイタの最高値は約0.5 昭和6.1 においとから, 精価項目を満 に見入スズイタの最高値は50.5 にとから, 精価項目を満 定する。			廃産条件とした場合は、原子が熟出力の低下が早くなるため、 溶産的もの持っエネルギが小さくなるが、評価項目となるバラ メータに与える影響は小さい。	破職条件とした場合には、進がし安全を通じて格納容器内に 放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び等 期気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評 節項目となるバラメータに与える影響は小さい。 解析条件と脱離条件は同様であり、事象進展に与える影響はない。 いことから、評価項目となるバラメータに与える影響はない。	5 溶融燃料 - 冷却材相互作用)(3/4)	評価項目となるパラメータに与える影響	(時の前載熟の影響を確認する概念がも概定解析を実 解析に、事故シーケンスを「大破断」のCA+ECC 解析に、事故シーケンスを「大破断」のCA+ECC にもす重大事故等対処設備による原子が注意能通 にそないものと反定した場合、原子が圧力容器破損の にそななことを考慮したものである。その結果、事象 第時間後に原子が圧力容器破損に至り、圧力メバイク に見てなることから、評価項目を満足する。 101.Pa[gage]であり、圧力メバイクの最大値はペース 話果より高くなるものの、特報客器の限界圧力の は下であることから、評価項目を満足する。	1		
mentramentary 2009 1000 - 2000 - 1000 - 11	E員等執作時間に与える影響	値した場合、原子市営用なの社園が 日子炉圧力容器酸損に至るまでの事象 が圧力容器度で「海銀)を飛行開始 の圧力容器度で「海銀」を飛行事 ので、 読行資料3.5 (添付資料3.5	I		1合は、原子中熱出力の低下が早くなるた つエネルをおいらくなり、暗子が日子容弱 事象通振が後やかになるが、職件手順(下 事象通振が載やかになるが、職件手順(下 る体前容認証拠を実施すること)に変わり 通転員等職件時間に与える影響は小さい。	合には、逃がし安全半を通じて格納容器内 減量が減くなるが、極許率値でて格納容器圧力及 資源が遅くなるが、極許率値(代替線環治型 時続か支援着するしい変わりはないこと 作時間に与える影響は小さい。 件は同様であり、普較確認に与える影響は 体は同様であり、筆較確認に与える影響は 転回に与える影響はない。	<u>さる影響(原子炉圧力容器外o</u>	制に与える影響	着合、原子炉冷却材の流出量が 着合、原子炉冷却材の流出量が 高度の方無に しの子が圧力容器下鏡温度(、 のから使用 に受けたえる影響はな を見始すると影響はな の最大館は満 (添付資料2,3,5) ケースの評4 (3534Pa(Lgoge) 5534Pa(Lgoge)			
acie Rescent and a state of the state of	条件設定の考え方 運転員等	大統所 102A 含義能した することにより原子が1 は中まるAA 原子が1 前に与える影響はない。 前に与える影響はない。	用ディーゼル 着電機等の機能喪失を想定 設定 主水酸化として原子が隔離時待損承及び高 こ水酸化化素素, 低圧注水酸能として残留熱 系 (低圧法水素) 及び低圧抑心メブレイ系 自動の低大事確容対処設備による原子が注 自の喪失を設定すとともに、原子が圧力容 自の喪失を設定するともに、原子が正力容 自動要失を認定する	繊維の機実に活する仮定に基ムを設定 し、原子がメクラムにしいたは、外館電源 と話台を包除する条件として、機器条件に と話り設定	間であるが原子が熱出力が維持される厳し、破礁条件とした場合は、 症として、外部試験をはいにはりターレン、め、活験がから対クニエキ 読者を制度とび手が保護系編制要失によ 液由に至らまでの事象は 子がスクラムについては保守的に考慮せ、特徴深却がによる倚違 系子のションについては保守的に考慮せ、特徴深却がによる倚違 そものようした。 あたして流が、 ちんいことから、連転県 またのとて流が、	間であるが主黒気が精神容器内に維持され、 しい酸にとして、周子に保護者電動使火、伝統出される蒸気速度か たが低異発化で「レッシャ2)信号による 「第一次」では保守的に考慮せ、 がたえる情報情報でして、 などにはないかないとの。 「第一次」で などのには保守的に考慮せ、 がたれたのいたは保守的に考慮せ、 がたれたいたいでは保守的に考慮せ、 がたれたいたいでは でから、運転員等 を して酸ビ を ので、 しいたい、 で ので、 ので、 ので、 ので、 ので、 ので、 ので、	- - - 間及び評価項目となるパラメータに与える:	条件設定の考え方 運転員等操作時間に	大破断LOCAを考慮した場合、 増加することにより原子毎圧力容 発達既は早まるが、操作声順(成 なじてベデスタルへの初期水張り しい事象を設定 い。	田社木機能として原子哲 離時活起系及び商民がら 石工人木能を設定喪失を、 スレイ系・飯田社水系 繊維美を設定するとと 高に喪失を設定するとと に、国工作数な数値設備 た、すべての非常用ディ を設定 た、中、へての非常用ディ	交流動力電源要失を想定 るため、外部電源なしを 症	
(11)-27-14 1-11)-11-11 1-11-14 1-1	な条件及び機器条件)の かさ 最確条件	展	- 「 相田 で、 「 相田 で の の ま 、 」 で	- 次金	タービン蒸気加減弁 加減 の連開信号又は原子 な 加 素 を の 。 ボ 、 で 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 ボ 、 、 ボ 、 、 ボ 、 、 ボ 、 、 ボ 、 、 ボ 大 素 大 た ボ デ 素 大 か の の の 通 開 子 二 に 原 、 の の の の 通 開 子 、 に 原 、 の の の の の 一 加 た の 、 一 、 た の の 、 、 、 た の の の の の の の の の の の の の	展示 大工程序 株式工程 株式工程 市 常 の	計合の運転員等操作	F故条件及び機器条件) 創かさ 最確条件	四 荷	 (101) 年代のでの(101) (111)	1	
系 (18.22) 新州 教科学家 F H THT F	解析条件(初期条件, 事者 不確か 解析条件	給水満量の全奥失	金交流動力電源喪失 高圧注水陽能, 低圧注 水醫能及び原子炉圧 力容器能及何度子炉压 有容弱机前加重大 事成等效起設備によ る原子炉注水機能の 喪人	外部電源なし	原子炉水位低 (レベル3)信号	事象発生と同時に開 正 第 の時に今 単	、最確条件とした場	解析条件(初期条件, の不確 解析条件	給水流量の全喪失	商圧注水機能獎失 低圧注水機能獎失 重大非故等对処設備 による原子預注水機 能の獎失 全交流動力電源喪失	外部電源なし	
	重		奔楽 攻全磯龍等の 仮定 だがする	外部電源	原子姫スクラム信号	職務 参 本 参 、 、 、 、 、 、 、 、 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数	支2 解析条件を	項目	起因事象	安全機能の喪失 に対する仮定	外部電源	
いたや液晶には短期間かられて単純的ななた。 などのようない。 第二、 ないたいために、 第二、 ないたいために、 第二、 ないたいために、 第二、 ないたいために、 第二、 ないたいために、 ないたいために、 二、 ないたいために、 二、 に、 た、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に	内部構造術品 展在中山の容認識的 ほ子がH-10容認識 スプレイ者語 (第126/14/27) (第126/14/27) (第126/14/27) (第126/14/27) (第125/14/24) (第125/14/24) (第126/14/24) (第126/14) (は 日本 10 年間の時間 展 (そういしうなる(2) な アノレイネ目 前: Tach Litter (10 (1) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2	Kernel 版 ($real Reserved Reser$			(日本市内市) (日 市内市) (日 市内市)	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	Note that is a first or state is a first				(1) (1)

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)		備考
	民職(4./4) 評価項目となるバラメータ 「ロ与える影響 解析条件と展確条件は同様であり、事象進展に影響はないこと から、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はない。 解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はない。 解析条件と良確条件は同様であることから、事象進展に与える 影響はなく、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 解析条件と良確条件は同様であることから、事象進展に与える 影響はなく、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 のの、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 都行なり、。 なんでの、たから、 都合は、 解析条件と同様条件は同様であることから、 都合な、。 などの、 なんです、 などの、 なんです。 なんで、。 なんです。 なんで、 などの、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんに、 なんであることから、 都合なの、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんです。 なんです。 なんで、 なんで、 なんで、 なんに、 なんです。 なんです。 なんであることから、 本ので、 なんで、 なんでの、 なんでの、 なんでの。 なんで、 なんでの、 なんでの。 なんに、 なんです。 なんでの、 なんでの。 なんに、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんでの。 なんでの。 なんで、 なんで、 なんで、 なんで、 なんでの。 なんでの。 なんでの。 なんに、 なんでの。 なんで、 なんで、 なんでの。 なんでの。 なんでの。 なんで、 なんでの。 なんでの。 なんで、 なんでの。 なんで、 なんでの。 なんで、 なん、 なんで、 なん、 なんで、 なん、 なんで、 なん、 なんで、 なん、 なん、 なん、 なん、 なん、 なん、 なん、 なん	文融低料 - 介 却材材相互作用) (4/4) 評価項目となるバラメータに与える影響 服領項目となるバラメータに与える影響はない。 した過去には、認んし安全弁を通じで原子母秘密器はない。 した通子がし安全弁を通じで原子母秘密器はない。 る素気量が減少することから、精神電器に与える影響 認項目となるバラメータに与える影響はない。 影響なない。 影響なない。 影響なない。 影響はない。 影響なない。 影響はない。 影響なない。 影響はない。 影響はない。 影響はない。 影響はない。 影響はない。 影響はない。 影響はない。	
	イバーケン ひ たない にとか たない にとか また ちとる それる 悪い に ちる 影 に から 離点 直 市舗 店 (称前 な に し に かる い っ い っ い っ い い い い い っ い い い い い い い	谷 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	
	(注時間)及び評価項目となるパラメーろ 運転員等操作時間に与える影響 案析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響は 5.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、事象進展に影響は 5.運転員等操作時間に与える影響はない。 最確条件とした場合には、解析条件で設定している商 要請条件とした場合には、解析条件で設定している商 要加なく。運転員等操作時間に与える影響はない。 要加ない。 要加ないとの。 要加ないとの。 要加ない。 の場合は、解析条件と最確条件に同様であることから、事象進展 要加てよるの。 要加ない。 の場合には、能析条件とためるのであるのでし の場合には、解析条件とためるのであるのでし 要加ない。 のものの場合には、解析条件と見確条件で読定しているの。 者加ないことから、通転員等操作時間に与える影響に 別はないことから、通転員等操作時間に与える影響に	ラメータに与える影響 (原子炉圧力) 運転員等操作時間に与える影響 (原子炉圧力) 運転員等操作時間に与える影響 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 に加めし安全定を通じて原子炉格 なに放けされる蒸気が減少することから、事象進展に与 ない。運転員等操作時間に与える影響はない。 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 になく、運転員等操作時間に与える影響はない。 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 自立なく、運転員等操作時間に与える影響はない。 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 自立なく、運転員等操作時間に与える影響はない。 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 自立なく、運転員等操作時間に与える影響はない。 ドと最確条件は同様であることから、事象進展に与 前立なく、運転員等操作時間に与える影響はない。 「たなく、運転員等操作時間に与える影響はない。」	
	とした場合に運転員等操 条件設定の考え方 条件設定の考え方 条件設定の考え方 をして設定 がし安全弁の設計値に基づく蒸 満屋及び原子炉圧力の関係から 満路圧力及び雰囲気温度抑制 教育 教育部の設計性能に基づき,作替 展示力、過去の実識を包含する高 の前水温度を設定	 開及び評価項目となるパン 希井波花のあとした、の考え方 糸とするとのたして沢市な たかるものとして沢市ス たならの、 たたので、 たたので、 たたのの、 たたのの たたいた ため たたいた ため たたいた ため たたいた ため たいため たいため ため たいため ため たいため ため ため たいため ため 	
	解析条件を最確条件 文全報機能条件)の不確かさ 根確条件 文全報機能 和確条件 大全報機能 和確条件 大全報機能 和確条件 大全報機能 和確 13.10% 10.65 10.0	場合の通転員事務条件及び機器条件及び機器条件及び機器条件及び機器条件及び機器条件 の不確認さな確定。 事象条件と同時に、中等 第次化子体化低(レベ、計算 第次に升機能 進活し方機能 個を開からTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 目前のTTChr/M 前の目前に、 1,380 1,36	
	 (注) ・ ・ ・	 第条件とした 第条件とした 第5条件とした 第5条件とした 第5条件(加算条件 業所条件(加算条件) 第5年上回時に 第5年十七回時に 第5年十七回時に 第58~1740年 第58~1740年 第58~1740年 第58~1740年 第68~1740年 第68~1740年<	
		小 ー へ 端端 介 ギ ゲ ボ 介 ギ ゲ ボ 小 ギ ゲ ボ 小 ボ ゲ ボ 小 ビ ビ ビ 小 ビ ビ ビ 小 ビ ビ ビ 小 ビ ビ ビ 小 ビ ビ ビ 一 国 国 国	
	项 遂弁 代邦 緊系 日 が 静系 忽張 し 額 田 安 裕 裕	表 表 の 構 構 に が で ま に た 、 続 や 注 を に に 、 に に に に に に に に に に に に に	
	機器条件		

7	伯崎>	刘羽原子力発電所 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
——冷却材相互作用) 	操作时间余裕。 测制:支载等	「か止力常報上統部通度が (1)、 (1)、 (1)、 (1)、 (1)、 (1)、 (1)、 (1)、		操作時間余裕 操作時間余裕 高減実績等 格利容器除熱用約末で 約一次 の時間に並 の時間に準要進生から め、や、シ、シーレー め、や、シ、シーレー め、、シ、シーレー め、、シ、シーレー め、、シ、シ にはる構成部合 業業がある。なお、本間 業業を取得。 金額のとか。時間団が 実績を取得。 から、原子有圧力なに認識の用 多な市成でなどかよ本 新米系は既然の用 のな市がである。なお、本間 素素のに認識の用 のな市がでのでの 支 の、の、モレー の の に す の の に の の に の の の 間余化かる の の に し の の の 間余での の の の の の の の の の の の の の の の の の の	4—冷劫材相互作用)	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	本部では「「「「「「」」」」」 「「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」	
容器外の溶融燃料	洋価項目となるパッメータに与える影響	客部で、 などの 物部に の 物部に の の の の の の た の の の た で か た で の の の た で た の の の で で で の の の で で で の の の で う で し や の の の で い で う や し や つ や や つ や つ や や つ や や つ や や つ や や つ や や つ や や つ や や や つ や や つ や や や ー の つ の つ や や や つ や や や つ や つ や や や ー の や や や や や ー や ー の や や や ー や ー の や や ー の や や ー ・ ー や ー ・ ー や ー ・ ー や ー ・ ー ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	操作時間余裕	十裕い機は機大設用早間化時機合時る 一番に、「「「「」」」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、	容器外の溶融燃料	晶性時間金数	あるで、「19、19、19、19、19、19、19、19、19、19、19、19、19、1	
裕(原子炉圧力) ·	韓仲時間に与える影響	1) 米部市協議議員委員会、 他子弟市「協議議議員委会」 他子の部分では来始に が要求部市協会会社市 必須に力和認い活動を行う 本部の部分での 第二十人のの第一での 大部のの報告での にたれるのにかい 大部のの報告であり、 大部のの報告であり、 大部のの報告であり、 大部のの報告であり、 大部のの第二十一大の保護士 会社の報告での。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を知らい。 本語を指していた。 本語を指していた。 本語を指していた。 本語を指していた。 本語を指していた。 本語を指していた。 本語を注意した。 本語を指していた。 本語を注意した。 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本のの 本語を注意した。 本語を注意した。 本語を注意した。 本語を注意した。 本語を注意した。 本のの 本語で、 本で、 本で、 本で、 本で、 本で、 本で、 本で、 本	に与える影響及び	(本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本)	裕(原子炉圧力	5え 評価項目となるパラ		
び操作時間余		金工品は、このは、このなどの、「ない」」である「おい」で、このよう」である「おいし」、「ない」」である「おいし」、「ない」では、「ない」」を、「ない」では、「ない」」では、「ない」」では、「ない」」では、「ない」では、「ない」では、「かい」では、「ない」では、「かい」では、「ない」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」では、「かい」」では、「」」」では、「かい」」では、「」」」では、「かい」」では、「」」」」では、「」」」」では、「」」」」」」では、「」」」」」」」」」」	パラメータに	あ田 市 た 都 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 が で し っ た で で や で で で で の 御 深 添 着 物 の 一 の で で つ つ の の で の の の 一 の つ つ の の の の の の の の の の の の の	い操作時間系	運転員等操作時間に	原水準の、は使用、「小水量」、「小水量」、「小水量」、「小水量」、「小量量」、「小量量」、「小量量」、「小量量」、「小量量」、「小量量」、「小量量」、「小量」、「小	
5, 評価項目となるパラメータに与える影響及び	操作が不満から既因	「かっ国本保護市は、国本会社力物業で通常温度が300℃に通信したことが 3.5%、出債所し、国本会社力物業で通常温度が300℃に通信したことが 3.5%、出債所しくおり、認知に人類交社がおいたなし、におめまするから、両 (国本会由)によったが、国本会人類交社がおいたなし、におきますべい、よって、 1.5 (国本会由)によったが、「大きの国本になった」、よって、「大きの 本をの間でしておう、設計に人類などのなど、大きやため、「 本をのごたまし、認知に人類などので、 本を回転しためで、「「「」」、「「「「」」、「「」」、「「」」、「「」」、「」」 「」」、「、」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」」、「」	61員等操作時間に与える影響,評価項目となる	操作の不確かき要因 「認知」 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用 同値ができたい場合、早知の電源回転水不のによる範疇酸除ま式を用 してがいため、認知症れにより操作用始時間に与える影響はなし。 そのため、認知症れにより操作用始時間に与える影響はなし。 中原貢配的 ・操作開始時間に与える影響はなし。 中原貢配的での操作のみであり、当直運転員は中央創錬室に常駐し 中原貢配的 「務創」 ・操作開始時間に与える影響はなし。 「後創」 ・使創商室での操作のみであり、当直運転員は中央創錬室に常駐して 供給何要が明正に与える影響はなし。 「後創」 ・使制の時間に与える影響はなし。 「他们の必須操作で演】 「他们の必須操作で演】 「他们の必須操作で演】 「他们の必須操作が意 」 他们の必須操作が意 」 他们の必須操作が言う。 「他们の意言」 「他们の意言」 「他们の意言」 「他们の意言」 「他们の言言」 「他们のため」」 「他们のため」」	弊 , 評価項目となるパラメータに与える影響及	田田町大小小町124-00-00-00 開開	【協問】 【協問】 【協問】 (1.2.1)、2.1.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2	
に与える影響	ري کان	所招・五を 「「「「「「」」」で、「」」」で、「」」」で、「」」で、「」」で、「」」で、「	第3表 運	(年) の不能から 来中 あおけみ あたけを 着かた ある 御御 の の 御御 の の 御 の の 子 た か の た か の た か の た の た か の た の た の	に 中 ど の 影参	6条件(操作条件)の 不確かさ #1-0-1	本語	
員等操作時間	験作条件)の不確か 全人設定のお	 器がし、制料の加速 細気の(な) 細気の(な) 細気の(な) したのをの(し) したの(な) したの(な)		解析系令在 (操作条件 (操作条件) 化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化合金化	員等操作時間	10 I I I		
表3 運転員	 ・ 「「「「「」」」 ・ 「「」」 ・ 「「」」 ・ 「」 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	藤和 (1997年)) 「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」		職任条件 「田」 「田」 「「」」 「日」 「「」」 「」」 「」」 「」」 「」」	速 転 表			
		建毕来生						

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.3.5〕

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
添付資料 3.3.6	添付資料 3.3.8	添付資料 3.3.5	
プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧力スパイクへの影響	プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの影響	プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの影響	
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」	<u>ヘー人ケー人</u> では、格納谷器破損モート「原于炉圧刀谷器外の	<u>今回の申請において示した解析ケース(以下、「ペースケース」</u>	
という。) では、格納谷器破損モード「原子炉圧刀容器外の溶離燃	溶融燃料ー冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのファント損	という。) では、格納谷器破損モード「原子炉圧刀谷器外の浴離	
料一冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのブラント損傷状態	傷状態として、溶融炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考	燃料ー冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのブラント損傷状	
として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉	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	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、溶融	
心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定	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。	炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるTQUV	
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		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	
い給水流量の全喪失を設定している。		も厳しい給水流量の全喪失を設定している。	
一方,起因事象として大破断 LOCA を仮定した場合,原子炉冷	一方,起因事象として大破断LOCAを仮定した場合,原子炉	一方,起因事象として大破断LOCAを仮定した場合,原子炉	
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	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	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	
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	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	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	
早くなり、圧力スパイクの最大値がベースケースに比べて高い値	グが早くなり、圧力スパイクの最大値がベースケースに比べて高	グが早くなり、圧力スパイクの最大値がベースケースに比べて高	
となる可能性が考えられる。	い値となる可能性が考えられる。	い値となる可能性が考えられる。	
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	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	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 の場合の圧力スパイクへの影響を確認する。	象が大破断LOCAの場合の圧力スパイクへの影響を確認する。	象が大破断LOCAの場合の圧力スパイクへの影響を確認する。	
2. 評価条件	2. 評価条件	2. 評価条件	
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	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	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。	他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。	他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。	
・起因事象を大破断 LOCA とし,事故シーケンスを「大破断	・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断	・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断	
LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした。	LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心	<u>LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」と</u>	
	<u> 冷却失敗(+FCI(ペデスタル))</u> 」とした。	した。	
	・ <u>起因事象を大破断LOCAとした場合,</u> リロケーションに伴	 ・リロケーションに伴い<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>が上昇するた 	・運用及び設備設計の相
	い <u>格納容器雰囲気温度</u> が急激に上昇するため,これに備えた	め,これに備えた運転手順に従い, <u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>	違
	運転手順に従い, 事象発生の 25 分後に代替格納容器スプレイ	300℃到達後にペデスタル代替注水系(常設)によるペデス	【柏崎 6/7, 東海第二】
	冷却系(常設)による格納容器冷却を130m ³ /hで開始し,事	<u>タル<mark>への</mark>注水を 200m³/h <mark>にて</mark>開始し, ペデスタル<mark>の</mark>水位が</u>	
	象発生の 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開	2.4mに到達していることを確認した後, ペデスタルへの注水	
	始した時点で停止するものとした。	を停止するものとした。	
 ・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 	・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	・原子炉圧力容器破損後には、ペデスタル代替注水系(常設)	・解析結果の相違
容器温度が 190℃に到達した場合には流量 70㎡/h でのドライ	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	によるペデスタル注水を実施するものとした。	【柏崎 6/7, 東海第二】
ウェルスプレイを実施し,格納容器温度が 171℃に到達した	ため,格納容器雰囲気温度が 171℃に到達した時点で代替格		島根2号炉は,本評価
時点でドライウェルスプレイを停止するものとした。	納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を 300m ³		事故シーケンスにおい
	_hで再開し,格納容器雰囲気温度が151℃まで低下した時点		て,溶融炉心落下後から

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
	で停止するものとした。		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。
3. 評価結果	3. 評価結果	3. 評価結果	
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	格納容器圧力の評価結果を <u>第1図,格納容器雰囲気温度</u> の評	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	
に示す。	価結果を <u>第2</u> 図に示す。	2.に示す。	
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	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	事象発生から <u>約 3.3 時間後</u> に原子炉圧力容器破損に至り, <mark>溶融</mark>	・解析結果の相違
スパイクのピーク値は <u>約0.44MPa[gage]</u> であり,圧力スパイクの	カスパイクのピーク値は <u>約 0.20MPa[gage]となるが, この</u> ピー	<u>炉心がペデスタルに落下した後は格納容器スプレイ(原子炉圧力</u>	【柏崎 6/7, 東海第二】
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	ク値はベースケースの結果より <u>低く,限界圧力_0.62MPa[gage]</u>	容器破損後の注水)を開始することによって,格納容器温度は低	島根2号炉では,大破
力の <u>0.62MPa[gage]</u> を下回るため,原子炉格納容器バウンダリの	を下回るため, <u>格納容器バウンダリ</u> の機能は維持されることを	下する挙動を示している。圧力スパイクのピーク値は <u>約</u>	断 LOCA が発生する場
機能は維持されることを確認した。	確認した。	<u>301kPa[gage]であり、圧力スパイクの</u> ピーク値はベースケースの	合,原子炉冷却材圧力バ
以上	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	結果 <u>より高くなるものの</u> , <u>格納容器限界圧力</u> の <u>853kPa[gage]</u> を下	ウンダリからの原子炉
	ペデスタル(ドライウェル部)の水はある程度サブクール度が	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	冷却材の放出によって,
	あるのに対し、下部プレナムへの溶融炉心移行時の原子炉圧力	確認した。	格納容器圧力が上昇す
	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		ることに加え,原子炉圧
	も下部プレナムへの溶融炉心移行時の方が蒸発量が多くなり、		力容器破損のタイミン
	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。	(補足)過渡起因事象又はLOCA事象の原子炉圧力容器	グが早くなり,原子力圧
		破損時の各判断パラメータ挙動は下表のとおり。	力容器破損時の格納容
		「過渡起因事象」時 「LOCA事象」時	器圧力がベースケース
		原子炉圧力 「急激な低下」 ペデスタル温度 「急激な低下」*1	に対して高くなるため,
		高圧時)	感度解析の方がピーク
		ドライウェル圧力 「急激な上昇」 サプレッション・プー 「急激な上昇」	圧力が高い。柏崎 6/7
		ペデスタル温度 「急激な上昇」 ドライウェル水素濃度 「上昇開始」	及び東海第二では大破
		ペデスタル水温度 「急激な上昇」又は ペデスタル水温度 「急激な上昇」又は	断 LOCA 発生後に格納容
		「拍小順茂大」	器スプレイを実施して
		※1 LOCAを起因とした事象発生時において原子炉注水が	いることから,感度解析
		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	におけるピーク圧力は
		圧力容器とドライウェルが破断口を通じて連通しているため,	ベースケースと同程度
		炉内の過熱蒸気がドライウェルに放出される。そのため、原子	か,低い結果となってい
		炉圧力容器破損時には一次系の高温ガスがペデスタルに放出さ	る。
		れない状況となり、原子炉圧力容器破損時にペデスタルのプ	
		ール水(LOCA破断水又は事前水張り水)とデブリが触れて	
		水蒸気が発生することで、ペデスタル雰囲気温度は急低下する	
		傾向となる。	
		以 上	



備考

 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(MarkⅡ)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
			【東海第二】
			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。

	まとめ資料比較表 〔有効性評価 3.4 水素燃	(焼) (実線・・設備運用又は体制等の) 波線・・記載表現,設備名称の)	相 <u>違(設計方針の相違)</u> 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
3.4 水素燃焼	3.4 水素燃焼	3.4 水素燃焼	
3.4.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	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	3.4.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	(1)格納容器破損モード内のプラント損傷状態	(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	
格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラン	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	格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラ	
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。	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。	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	
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	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	ない。このため,「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」	
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	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	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	
価事故シーケンスを選定する。	価事故シーケンスを選定する。	えられる評価事故シーケンスを選定する。	
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基	(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	(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	本的考え方	本的考え方	
格納容器破損モード「水素燃焼」では,ジルコニウム-水	格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水	格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウムー水	
反応,水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンクリート	反応,水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンクリート	反応,水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンクリート	
相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容	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	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	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	<u>器内</u> 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。	て <u>格納容器内</u> の酸素濃度が上昇する。このため,緩和措置が	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-	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	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	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	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	燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。	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。		<u>納容器</u> の破損に至る。	
したがって、本格納容器破損モードは、窒素ガス置換によ	したがって,本格納容器破損モードでは,窒素置換による	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よって,原子炉格納	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	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	・運用の相違
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	よる <u>格納容器内</u> への窒素注入によって, <u>格納容器内</u> の水素濃	<u>給装置による原子炉格納容器内への窒素注入</u> によって, <u>原子</u>	【柏崎 6/7】
することにより,原子炉格納容器の破損を防止する。また,	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	<u>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	島根2号炉は,可燃領
溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対し	り, <u>格納容器</u> の破損を防止する。また,溶融炉心・コンクリ	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。	域の到達を防止するた
ては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり,	ート相互作用による <u>水素</u> 発生に対しては「3.5 溶融炉心・コ	また,溶融炉心・コンクリート相互作用による <u>水素ガス</u> 発生	めに,SA設備である可
<u>納容器下部注水</u> によって水素ガス発生を抑制する。	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</u>	に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとお	搬式窒素供給装置によ
	<u>びペデスタル(ドライウェル部)への注水</u> によって <u>水素</u> 発生	り, <u>ペデスタル注水</u> によって <u>水素ガス</u> 発生を抑制する。	る窒素注入を実施する
	を抑制する。		こととしている。
			【東海第二】
			島根2号炉は,溶融炉
			心のドライウェルサン
			プへの流出防止のため
			にコリウムシールドを

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
			設置するが,東海第二で
			は, MCCI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。
なお, 6 号及び7 号炉において重大事故が発生した場合,	なお、重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応に	なお, <u>2号炉</u> において重大事故が発生した場合,ジルコニ	
ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%※1 を大き	よって水素濃度は 13vo1% [※] <u>(ドライ条件)</u> を大きく上回る。	ウム-水反応によって水素濃度は 13vol% ^{※1} を大きく上回	・記載方針の相違
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	このため、本格納容器破損モードによる <u>格納容器</u> の破損を防	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	【東海第二】
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	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	の破損を防止する <mark>うえ</mark> では,水素濃度及び酸素濃度が可燃領	島根2号炉は,特に断
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	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	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	らない場合はドライ条
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	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	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、	件を示す。
た,水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンクリート相	解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等による水	水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンクリート相互作	
互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。	素発生の影響は小さい。	用等による水素ガス発生の影響は小さい。	
※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	※ 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vo1%以	※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	
13vo1%以下又は酸素濃度が 5vo1%以下であれば爆轟を防止	下又は酸素濃度が 5vo1%以下であれば爆轟を防止できると	13vo1%以下又は酸素濃度が 5vo1%以下であれば爆轟を防	
できると判断される。	判断される。	止できると判断される。	
(3) 格納容器破損防止対策		(3) 格納容器破損防止対策	
格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケ	格納谷器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケ	格納谷器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケ	
シスに対して、窒素ガス直換による原子炉格納谷器内雰囲気	ンスに対して、窒素直換による格納谷器内雰囲気の不活性化	シスに対して、窒素力ス直換による原子炉格納谷器内雰囲気) 王田 西 相 法
の不活性化により、水素燃焼による原土炉格納谷器の破損を	に加え、 <u>町搬型室素供給装直</u> による <u>格納谷番内</u> への室素注入	の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原于炉格納谷	
防止する。	により、水素燃焼による格納谷器の破損を防止する。	<u>器内への窒素注入</u> により、水素燃焼による <u>原子炉格納谷器</u> の	
		破損を防止する。	局根2
			奥の到達を防止するに めに C A 訓供です ス 可
			めに, SA設備でめる可 柳士の末供公共要に ト
			版式至 茶 供 桁 装 直 に よ ス 次 ま 泣 1 た 実 佐 ナ ス
			る室系往入を美施りる
「240枚妯索咒矿提供」となった為供証在」とつけよう		「りょり枚如宏明神相附止対策の右執州河圧」に二十した	こととしている。
-3.4.2 俗称谷益恢復防止対束の有効性計画」にかりこれ 10 枚油宏思確提工 に「水実燃焼」において証価計金し		-3.4.2 俗納谷益恢復的止対束の有効性計価」にかりこわ	
	り、俗和谷益恢復て一下「小糸燃洗」にわいて計画対象とした事故シーケンフは「9.1 雪田仁正力・泪庇にとて熱的色素	り、俗椚谷益恢復て一下「小糸窓焼」にわいて計画対象とした事故シーケンフは「2-1 重用年間力・温度による熟的色	
に争取ノークノイル, -3.1 分囲丸圧力・価度による前的負何 (故妯宏聖過圧・過泪破損) のらた 「2-1-9 件耕毎遭公却	に事政ノニクイへは, '3.1 分囲丸圧力・価度による財的負何	に争取ノークマへは、「3.1 分囲丸圧力・価度による前的負責(故姉宏聖過圧・過渡破場)」のこれ、「9.1.9 産励熱や共	
(俗利谷益迴仁・迴瘟吸損)」のプラ, 5.1.2 八省相衆田辺 変な使用する場合」と同じでなることかに、救効容異破場防	(俗和谷谷迥仁・迥価吸頂)」のプラ, 3.1.2 八官加梁田辺	何(俗和谷益週二・週温恢復)」のフラ、「3.1.2 及自然し自 除土変な使用する場合」と同じでなることから、故納容界破	
		<i>`</i> む。	
(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却</u> 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。	(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却</u> 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。	荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>残留熱代替</u> 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。	

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
3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.4.2 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	(1) 有効性評価の方法	(1) 有効性評価の方法	
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	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	本格納容器破損モードを評価するうえで選定した評価事故	
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	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	シーケンスは,「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」	
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	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	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	
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	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	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	
ーケンスとして抽出されている <u>「大破断 LOCA+ECCS 注水機</u>	ーケンスとして抽出されている「 <u>大破断LOCA+高圧炉心</u>	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L</u>	
能喪失+全交流動力電源喪失」である。	冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。	<u> OCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」</u> で	
		ある。	
	なお,本評価事故シーケンスにおいては,電源の復旧,注		・評価方針の相違
	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		【東海第二】
	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		島根2号炉, 柏崎 6/7
	観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。		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。
この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的	この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的	この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静	
負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同	負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同	的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと	
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	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	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	
ンスは,「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	ンスは,「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	ケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容	
圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却系</u> を使用する	圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却系</u> を使用する	器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>残留熱代替除去</u> 系を使	
場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シ	場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シ	用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価	
ーケンスを「3.1.3 <u>代替循環冷却系</u> を使用しない場合」の評	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	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	
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	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	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	
使用しない場合」では <u>格納容器圧力逃がし装置</u> に期待するこ	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	<u> 替除去系</u> を使用しない場合」では <u>格納容器フィルタベント系</u>	
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	ることで、 <u>格納容器内</u> の気体が排出され、 <u>水素</u> 及び酸素の絶	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	
素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低	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	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	
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	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	<u>ス</u> の分圧が低下するとともに,サプレッション・チェンバの	
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	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,	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	
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	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	<u>炉格納容器外</u> に排出され続けることで, <u>水素ガス</u> 及び酸素ガ	
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	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	<u>ス</u> 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	

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
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。	なるためである。	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。	
(派付資料 3.4.1)		(添付資料 3.4.1)	
本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒	本評価事故シーケンスでは,炉心における崩壊熱,燃料棒	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	内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化,燃料被覆	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,	管変形,沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向	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	流,原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・代替注	原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・代替注水設	
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	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	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	ション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸	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	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	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,サプレッション・プール冷	納容器各領域間の流動,サプレッション・プール冷却,スプ	おける格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷	
却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガ	レイ冷却及び放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉	却,スプレイ冷却,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	心損傷後の <u>格納容器</u> における <u>格納容器内</u> FP挙動が重要現象	<u>ス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器</u> における <u>原子炉格</u>	
納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって,これらの現象	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	<u>納容器内FP</u> 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	であり,原子炉圧力容器内及び <u>格納容器内</u> の熱水力モデルを	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	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	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溶融炉心挙動に関するモデルを	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	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 により格納	コードMAAPにより格納容器圧力, 格納容器雰囲気温度,	有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格	
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	格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。	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	
過渡応答を求める。		の過渡応答を求める。	
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	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	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	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	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	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	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。	操作時間余裕を評価する。	操作時間余裕を評価する。	
(2) 有効性評価の条件	(2) 有効性評価の条件	(2) 有効性評価の条件	
本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静	本評価事故シーケンスは,「3.1 雰囲気圧力・温度による静	本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による	
的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 代替循	的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 代替循	静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 残留	
<u> 環治却系</u> を使用する場合」と同じであることから,有効性評	<u> 環治却系</u> を使用する場合」と同じであることから,有効性評	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	
価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。	価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。	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	
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	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	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	
き主要な解析条件を <u>第3.4.1</u> 表に示す。また,主要な解析条	き主要な解析条件を <u>第 3.4-1</u> 表に示す。また,主要な解析	すべき主要な解析条件を <u>第3.4.2-1表</u> に示す。また,主要な	
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	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	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	
示す。	に示す。	以下に示す。	
a. 初期条件	a. 初期条件	a. 初期条件	

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
(a) 酸素濃度	(a)酸素濃度	(a) 酸素濃度	
原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解	<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	原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によ	
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	る水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内	って発生する水素ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供	
とする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容	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	<u>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	
される上限の <u>3. 5vo1%</u> とする。	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	される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初	
	上限の 2. 5vo1% <u>(ドライ条件)</u> とする。	期酸素濃度は,運転上許容される上限の <u>2.5vo1%</u> とする。	・運用の相違
			【柏崎 6/7】
			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
			2.5vo1%としている(現
			行の保安規定の運転上
			の制限 4.0vo1%を変更
			し, 2.5vo1%とする)。
	なお,可燃性ガス濃度制御系は,重大事故時の環境下におけ		・整理方針の相違
	る使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。		【東海第二】
			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。
b. 事故条件	b. 事故条件	b. 事故条件	
(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	(a) 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ー水反応による水素ガス発生量	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析	炉心内のジルコニウムー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	コードMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは,	は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値を用	
た。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲	窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中	いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰	
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	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	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	
濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の	コードMAAPの評価結果で水素濃度が 13vo1% (ドライ条)	素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAA	
評価結果で水素濃度が 13vol%を超えることを考慮する	<u>件</u>) を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から	Pの評価結果で水素濃度が 13vo1%を超えることを考慮	
と、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとする	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	すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスと	
ことが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコ	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	することが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジ	
ニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、	生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的	ルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した	
原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に	に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。	場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相	
水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。		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	

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
(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	(b) 水の放射線分解による <u>水素</u> 及び酸素の発生割合	 する。 (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 	
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。 (添付資料3.4.2)	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</u> 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 <u>に0.1 とする。</u> (添付資料3.4.1,3.4.2)	水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガ ユの発生量は、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の吸収割合は、 <u>原子炉圧</u> 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。 (添付資料3.4.2)	 ・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。
(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 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 ー水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、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。 (添付資料3.1.2.4, 3.4.5)	(c) 金属腐食等による <u>水素発生量</u> <u>格納容器内</u> 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 <u>水素</u> の発生量は,ジルコニウムー水反応による <u>水</u> 素発生量に比べて <u>少なく,また,水素</u> の発生は, <u>格納容器内</u> 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 <u>水素発生量</u> は考慮しない。 <u>(添付資料 3. 1. 2. 10)</u>	(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 <u>原子炉格納容器内</u> の亜鉛 <u>等</u> 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 ムー水反応による水素ガス発生量に比べて <u>多いが、水素</u> 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。 (添付資料 3.1.2.3)	 ・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。 ・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
(3) 有効性評価の結果 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 <u>代替循</u> 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	(3) 有効性評価の結果 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 <u>代替循</u> 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	(3) 有効性評価の結果 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 <u>残留熱</u> <u>代替除去系</u> を使用する場合」と同じであることから、有効性	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 が多い結果となってい 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
価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。	価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。	評価の結果は「3.1.2.2(4)有効性評価の結果」と同じであ	
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	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	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	
き評価結果として,格納容器圧力,格納容器温度,ドライウ	き評価結果として,格納容器圧力,格納容器雰囲気温度,ド	べき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライ	
ェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度(ウェット条	ライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度(ウェ	ウェ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 <u>第3.4.1 図</u> から <u>第3.4.6 図</u> に,事	ット条件,ドライ条件)の推移を <u>第3.4-1</u> 図から <u>第3.4-10</u>	件, ドライ条件)の推移を <u>第 3.4.2-1(1)図</u> から <u>第 3.4.2-</u>	
象発生から7 日後(168 時間後)の酸素濃度を第3.4.2表に	図に、事象発生から7日間における酸素濃度の最高値と到達	<u>1(6)図</u> に, <u>事象発生から7日後(168 時間後)の酸素濃度</u> を	・記載方針の相違
示す。	<u>時間</u> を第3.4-2 表に示す。	第3.4.2-2表に示す。	【東海第二】
			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。
a. 事象進展	a. 事象進展	a. 事象進展	
事象進展は 3.1.2.2 (4) a. と同じである。	事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。	事象進展は 3.1.2.2(4)a. と同じである。	
上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水	上記の事象進展に伴い,主に炉心の露出から <u>炉心冠水</u> まで	上記の事象進展に伴い, 主に炉心の露出から <u>炉心再冠水</u>	
までの間に, 全炉心内のジルコニウム量の <u>約 16.6%</u> が水と	の間に,全炉心内のジルコニウム量の <u>約10.1%</u> が水と反応し	までの間に,全炉心内のジルコニウム量の <u>約 7.8%</u> が水と	・解析結果の相違
反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、	て <u>水素</u> が発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から <u>約</u>	反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、	【柏崎 6/7,東海第二】
事象発生から <u>約2.5 時間後</u> にジルコニウム-水反応は停止	<u>2.7 時間後</u> にジルコニウム-水反応は停止する。発生した <u>水</u>	事象発生から <u>約 1.8 時間後</u> 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	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	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 <u>上部ドライウェル</u> に流入する。ま	ドライウェルに流入する。また,原子炉圧力容器内及び <u>格納</u>	気とともに,破断口から <u>ドライウェル</u> に流入する。また,	
た,原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内に	<u> 容器内</u> における核分裂生成物による水の放射線分解により水	原子炉圧力容器内及び <u>サプレッション・チェンバ内</u> におけ	
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	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	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	
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	の開始後は, <u>サプレッション・チェンバ</u> 内で蒸気の凝縮が進	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	・運用の相違
納容器除熱の開始後は, <u>サプレッション・チェンバ内</u> で蒸	むことに伴い, <u>格納容器内</u> の酸素濃度が相対的に上昇する。	<u>容器除熱</u> の開始後は, <u>ドライウェル内</u> で蒸気の凝縮が進む	【柏崎 6/7,東海第二】
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	事象発生から約 84 時間後に,格納容器内酸素濃度が	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	島根2号炉は,残留熱
が相対的に上昇する。	4.0vo1%(ドライ条件)に到達し,可搬型窒素供給装置によ	する <u>が</u> ,事象発生から <u>12時間後に,可搬式窒素供給装置を</u>	代替除去系によるドラ
	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	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	イウェルへの格納容器
	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	で,原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。	スプレイによりドライ
	による格納容器内への窒素注入は,格納容器圧力が 0.31MPa		ウェルの蒸気が凝縮さ
	[gage] に到達した時点で停止する。		れる。
			【東海第二】
			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
			督除去糸による原子炉

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
b. 評価項目等 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13vo1%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</u> 納容器の初期酸素濃度である3.5vo1%を上回ることはなく、 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3.4vo1%であり、可燃限界を下回る。	b.評価項目等	b. 評価項目等 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</u> <u>界を上回ることはなく、</u> 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 <u>約1.9vol%</u> であり、可燃限界を下 回る。	格納容器除熱実施に合 わせ注入することとし ている。 ・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
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、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界で ある5vo1%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、ドライウェ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ェル内が 満たされるため、ドライウェル内のほぼ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ェ 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1vo1%未満(約0.2vo1%)である。また、ドライウェ 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、0.02MPa [abs]未満(水素及 び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満)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	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。	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、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界であ る5vo1%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、ドライウェルに存在する非凝 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ェル内が 満たされるため、ドライウェル内のほぼ 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 ェル内の気体組成は、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1vo1%未満(約0.1vo1%)である。ま た、ドライウェ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、 0.006MPa[abs] 未満(水素及び酸素の分圧の和は 0.002MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チ	 ・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5vol%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
濃度は <u>約 5vol%</u> であり,サプレッション・チェンバ内の全		ェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は <u>約3vol%</u> で	
圧が <u>0.50MPa[abs]</u> 以上であることから, 非凝縮性ガス(水		あり,サプレッション・チェンバ内の全圧が <u>0.43MPa[abs]</u>	
素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも		以上であることから, 非凝縮性ガス(水素ガス, 酸素ガス及	
<u>0.47MPa[abs]</u> 以上である。このため,仮にドライウェル内		び窒素ガス)の分圧は少なくとも <u>0.42MPa[abs]</u> 以上であ	
の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対		る。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してド	
的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内		ライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素	
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		濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃	
ッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vo1%未満の気体が		度が可燃限界を上回る前に,サプレッション・チェンバか	
流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素		ら酸素濃度が 5.0vo1%未満の気体が流入する。このため,	
濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。		この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界	
事象発生の <u>約 18 時間後</u> 以降は,ドライ条件を仮定しても		である 5 vol%を上回ることはない。事象発生の <u>約 12 時間</u>	
酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し,事象発生から 7 日後の		後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vo1%未	
酸素濃度は, ドライウェルにおいて <u>約 3.7vol%</u> , サプレッ		満で推移し,事象発生から7日後の酸素濃度は,ドライウ	
ション・チェンバにおいて <u>約 3. 9vol%</u> である。したがって,		ェルにおいて <u>約 1. 2vo1%</u> ,サプレッション・チェンバにお	
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		いて <u>約 2. 8vo1%</u> である。したがって,格納容器スプレイの	
も,可燃限界である 5vol%に達することはない。		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。	
その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容	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	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	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	<u>器内</u> 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	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	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。	で、安定状態を維持できる。	を低減することで、安定状態を維持できる。	
また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によっ		また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によっ	・解析結果の相違
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		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	【東海第二】
ドライ条件となることは考えにくい。なお, 事象発生の 168		ドライ条件となることは考えにくい。なお, 事象発生の 168	島根2号炉は,事象初
時間後における崩壊熱は <u>約 11.6MW</u> であるが, これに相当		時間後における崩壊熱は <u>約 7.27MW</u> であるが,これに相当す	期にドライ条件で酸素
する水蒸気発生量は <u>約 2.3×104Nm³/h</u> である。このため,		る水蒸気発生量は <u>約 1.4×10⁴Nm³/h</u> である。このため,水	濃度が5vol%を超過し
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		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	ている時間帯があるが,
度において判断することが妥当であると考える。		において判断することが妥当であると考える。	東海第二では超過して
			いないことによる記載
			の差異。
本評価では,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目	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	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	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	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	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	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。	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	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	項目のうち,可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響	(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	については,「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容	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	器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 代替循環冷却系を使用	的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 残留	

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
<u>循環冷却系</u> を使用する場合」にて評価項目を満足すること	する場合」にて評価項目を満足することを確認している。	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	
を確認している。		とを確認している。	
なお,本評価は選定された評価事故シーケンスに対する,	なお,本評価は選定された評価事故シーケンスに対する,	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	「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	「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	(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,	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	ペデスタル(ドライウェル部)に溶融炉心が落下しない場合	あり, <u>ペデスタル</u> に溶融炉心が落下しない場合の評価であ	
評価であるが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した	の評価であるが、溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)	るが、溶融炉心がペデスタルに落下した場合の <u>溶融炉心・</u>	・記載箇所の相違
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	に落下した場合の <u>水素</u> 発生の影響については,「 <u>3.2 高圧溶融</u>	<u>コンクリート相互作用による水素ガス</u> 発生の影響について	【東海第二】
生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作	物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱」において,「1.2.2.2 有	は,「 <u>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</u> 」において,	島根2号炉は, MCC
用」において,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目	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	「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示	Iによって発生する水
の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効	評価項目について対策の有効性を確認できる。	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	素ガス等の影響を踏ま
性を確認できる。		る。	えて「3.5 溶融炉心・コ
(添付資料 3.4.3)	(添付資料 3.4.3)	(添付資料3.4.3)	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。
3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	
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	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	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	荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 代替循環冷却系	荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 残留熱代替除去	
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	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	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	
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	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	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	
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	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	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	
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	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	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	
響評価結果を示す。	響評価結果を示す。	影響評価結果を示す。	
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(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ける、解析コードにおける重要	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	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	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	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。	ける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。	ける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。	

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
 (2)解析条件の不確かさの影響評価 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 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。 (a)運転員等操作時間に与える影響 初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約 3vol%以下であり、解析条件ので確かさとして、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。 	 (2)解析条件の不確かさの影響評価 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 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。 (a)運転員等操作時間に与える影響 初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vo1%(<u>ドライ条</u> <u>か</u>)…に対して最確条件は<u>約 1vo1%(ドライ条件)から約</u> <u>2vo1%(ドライ条件)</u>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<u>格納容器内</u>の酸素濃度推移が 低く抑えられ、<u>可憐型窒素供給装置による格納容器内への</u> <u>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</u> <u>作時間に対する余裕は大きくなる。</u> 	 (2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 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うえで,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。 (a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の酸素濃度は,解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約2.5vol%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。 	・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は,現行の 保安規定の運転上の制限4.0vo1%を変更し, 2.5vo1%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,2.5vo1%以下となる ことを記載している。 ・運用の相違 【東海第二】 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
事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による水素 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16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して,	事故条件の炉心内のジルコニウムー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10.1% 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	事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による <u>水素</u> 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7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最	

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
最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の	進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、	確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不	
不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生	最確条件とした場合は、 水素発生量が変動する可能性があ	確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量	
量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスに	るが、操作手順(可搬型窒素供給装置による格納容器内の	が変動する可能性があるが, <u>本評価事故シーケンスにお</u>	・運用の相違
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	<u>窒素注入操作を実施すること)に変わりはないことから</u> ,	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	【東海第二】
転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える	運転員等操作時間に与える影響は小さい。	<u>員等操作はないことから</u> ,運転員等操作時間に与える影	島根2号炉は,酸素濃
影響はない。		響はない。	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。
金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした	事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件と	<u>事故条件の</u> 金属腐食等による <u>水素ガス発生量</u> は, 最確	
場合は,水素ガス発生量が増加するため,本評価事故シ	した場合は,水素発生量が増加し,本評価事故シーケンス	条件とした場合は, <u>水素ガス発生量</u> が増加するため,本	
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	における <u>格納容器内</u> の酸素濃度推移が低く抑えられ, <u>可搬</u>	評価事故シーケンスにおける <u>原子炉格納容器内</u> の酸素濃	・運用の相違
く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子	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	度推移が低く抑えられる <u>が,本評価事故シーケンスにお</u>	【東海第二】
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	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	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	島根2号炉は,酸素濃
転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える	は大きくなる。	している運転員等操作はないことから、運転員等操作時	度を基準に窒素を注入
影響はない。		間に与える影響はない。	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。
事故条件の水の放射線分解による G 値は,解析条件の	事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水	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	素:0.06, 酸素:0.03 に対して最確条件は同じであるが,	<u>水素ガス:0.06,酸素ガス:0.03</u> 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	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	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	大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又	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	は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器	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</u>	<u> 圧力逃がし装置</u> を使用し, <u>格納容器内</u> の気体を排出する必	ある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用	・運用の相違
<u>強化ベント系(ウェットウェルベント)</u> を使用し,原子	要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等	し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。な	【柏崎 6/7】
炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納	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	お, 格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作に	島根2号炉は,炉心損
<u>容器圧力逃がし装置</u> に係る運転員等の操作については,	場合」において、成立性を確認している。	ついては、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」	傷後に耐圧強化ベント
「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において,	(添付資料 3.4.4, 3.4.5)	において、成立性を確認している。	を使用しない。(以降,
成立性を確認している。 <u>また,耐圧強化ベント系(ウェ</u>		(添付資料3.4.4)	同様な相違については
<u>ットウェルベント)を用いる場合は,あらかじめ不活性</u>			記載省略)
ガスによる大気開放ラインのパージを実施するほかはお			
おむね同様の対応となる。			
(添付資料 3.4.4)			
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(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	初期条件の酸素濃度は,解析条件の2.5vo1% (ドライ条	初期条件の酸素濃度は,解析条件の <u>2.5vo1%</u> に対して	・記載方針の相違

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
最確条件は約 3vo1%以下であり、解析条件の不確かさと	<u>件)</u> に対して最確条件は <u>約 1vo1%(ドライ条件)から約</u>	最確条件は約 2.5vo1%以下であり,解析条件の不確かさ	【東海第二】
して、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなる	<u>2vo1%(ドライ条件)</u> であり,解析条件の不確かさとして,	として、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くな	島根2号炉は,現行の
ため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本	るため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器	保安規定の運転上の制
の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目と	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	内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目	限 4.0vo1%を変更し,
なるパラメータに対する余裕は大きくなる。	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	となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	2.5vo1%とするため, 今
	する余裕は大きくなる。		後の最確条件は実績値
			を踏まえたものではな
			く,2.5vo1%以下となる
			ことを記載している。
事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による水素	事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発	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	<u> 生</u> 量は,解析条件の全炉心内のジルコニウム量の <u>約 10.1%</u>	<u>ガス発生量</u> は,解析条件の全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に対して最	が水と反応して発生する <u>水素量</u> に対して, 最確条件は事象	<u>約 7.8%</u> が水と反応して発生する <u>水素ガス量</u> 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	進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、	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	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	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	る。炉心内のジルコニウム-水反応による <u>水素発生量</u> は,	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</u>	運転員等操作である低圧代替注水系(常設)による原子炉	応による <u>水素ガス発生量</u> は,運転員等操作である <u>低圧原</u>	
<u> 替注水系(常設)</u> による原子炉注水の操作開始時間に依	注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水	子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始時	
存して変動するが,低圧代替注水系(常設)による原子	<u>系(常設)</u> による原子炉注水の操作開始時間については,	間に依存して変動するが,低圧原子炉代替注水系(常設)	
炉注水の操作開始時間については,「3.1.2.3(2)b. 操作	「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と	による原子炉注水の操作開始時間については,	
条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間	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	「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と	
はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウムー水	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	実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内	
反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。	さい。	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。	
	(に)。低点(小井)として(光明) しょうえ 医ス にどう あれ (6明4)		
仮に <u>低圧代貸注水糸(吊鼓)</u> による原于炉注水の操作用	仮に <u>低圧代替注水糸(吊設)</u> による原ナ炉注水の操作開始	仮に <u>低圧原于炉代替注水茶(吊設)</u> による原于炉注水の 担体開始就早まった用 <u>へ、</u> 第84.001(1)回来が第8.4.0	
$ $	か <u>人幅に</u> 半まった場合, <u>男 3.4-11</u> 図及ひ <u>男 3.4-12</u> 図に ニオトカル <u>人</u> に ー ー ン ル	操作開始が早まった場合, $B_3.4.3 - 1(1) 図 及 い B_3.4.3$	萩伍士組の担告
示すとわり、主炉心内のシルコーリム重の <u>約 18.2%</u> が水 し日本し、伝さ中のジルコーウム、水日本にたてたて水まず	示すとわり、生炉心内のシルコーリム重の <u>約15.3%</u> か水と 下すし、振さ中のジェニーウム、水下広にたて水志変生界	-1(2)図に示すとおり、主炉心内のシルコニリム重の <u>約</u> 11.70(ボオト도広ト 伝き中のジルコニウム 水도広区	・評価力町の相遅
と反応し、炉心内のシルユーリム-水反応による水茶ル ス発生長は1割印度増加ナスが、ウェット条件にわけて		11.7%か水と反応し、炉心内のシルコーリム-水反応に	【果御弗二】
人先生重は <u>1</u> 11 住皮増加りるか、リエット朱件にわける 動ま進度は、動まガスの芽芽が見た進むす免疫生から 2	[45]]] [在及瑁加りるか, 酸素 () () () () () () () () () () () () ()	よる <u>小茶</u> $//$ 元先生軍は <u>3</u> 一 (他にわけて動書) 進度 は の 素 時 、	局根2万炉は, リエツ
酸素 仮皮は、酸素 ガスの 台根 印 む む む む ま 家 先 と か ら で	に到達した時点で可搬空室柔快結装直を用いた格納谷奋的		下余件により原于炉往
日仮にわいても <u>が) 3.0V01%</u> でのり、 日燃限外を下凹る。		<u> 先生から7日後にわいても約1.9001%</u> であり、可燃限発 たて回る。また、大証価にわける競売連座し回答の店で	水の操作時间の感度を
また、平評価にわける酸素振度と回寺の値であることか	4.0001%(トノイ条件) ごめり、可燃限界を下回る。また、 大評価にわけて融書濃度に同僚の体でたててします。 評価	を下回る。また、本評価にわける酸素仮度と回寺の値で まてこしかさ、 証価項目したてポニオ、カにたらて影響	評価しているか, 東御弗
ら、評価項目となるハフタータに与える影響は小さい。	平計価にわける酸素仮度と回寺の値であることから,計価 西日したスポニュータにたきス形郷はまたい。	めることから,評価項日となるハフメータに与える影響	じはトライ 余件 じ評
	項日となるハノメータに子える影響は小さい。	14/1/ひて、	1回してきる。
また、仮に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の	また、仮に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の操	また、仮に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉	
操作開始が遅れた場合, 第3.4.9 図及び第3.4.10 図に示	作開始が遅れた場合,第3.4-13 図及び第3.4-14 図に示	注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4.3-1(3)図及び第	
すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 17.1%が水と	すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6%が水と反	3.4.3-1(4)図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量	

したり、特心のなりキュータム、大気なたる素素が入 和やかせる通知です。そんかなくなど、から中美からでした。 ないたいてきたうないまた。 たいま解したいなく他と、他にないてきたきないまた。 たいま解したいなく他と、他にないたきたいで、こことは、たいたいでので、 本がしたいてきたうないた。 たいま解したいないため、ため、「「「「「」」」」、「」」」、「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」	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
 事業は、ご確認知識するが、シットを利用における場合 事業は、ご確認知識するが、シットを利用における場合、「なり、シーン」 すべたい、「おい、「おい、「おい、「おい、「おい、「おい、」」 すべたい、「おい、「おい、「おい、」」 事業は、「おい、「おい、「おい、」」 事業は、「おい、「おい、「おい、」」 事業は、「おい、「おい、」」 事業は、「おい、」」 事業は、「おい、「おい、」」 事業は、「おい、」」 事まは、「おい、」」 <l< td=""><td>反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス</td><td>応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は</td><td>の<u>約 6.2%</u>が水と反応し, 炉心内のジルコニウム-水反</td><td></td></l<>	反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス	応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は	の <u>約 6.2%</u> が水と反応し, 炉心内のジルコニウム-水反	
 ・思想な、読みへの情報が高くない考めったす。 きまた、たきであいまであった。実際になったないたます。 ないたいでありたます。 ままた、たきであいたであった。実際にないため、 ないたいでありたます。 ないたいできかられる ないたいであり ないたいであり ないたいできかられたいできかられたいたいたいでまかられる ないたいできかられる ないたいできかられたいたいでまかられたいたいでまかられる ないたいでまかられる ないたいできかられる ないたいでまかられる ないたいでまかられる ないたいでまかられる ないたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたい	発生量は <u>3%</u> 程度増加するが,ウェット条件における酸	1割程度減少するが,酸素濃度が 4.0vo1% (ドライ条件)	応による <u>水素ガス</u> 発生量は <u>16%</u> 程度減少するが, <u>ウェッ</u>	・評価方針の相違
 第シンドンでも<u>たったのためたいであった。</u> 第シンドンでも<u>たったのためたいであった。</u> キンドンでもたったのためたいであった。 キンドンドレンドレンドレンドン・ キンドンドレンドン・ キンドンドレンドン・ キンドンドレンドン・ キンドンドレンドン・ キンドンドレンドン・ キンドンドン・ キンドン・ キンドンドン・ キンドン・ キンドンドン・ キンドン・ キンドンドン・ キンドン・ <	素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日	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	ト条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む	【東海第二】
 た、本書価における無機構要と回称の面であることから、 詳価値にとなるパラノークになる気濃ないいい、 なの方に「シンス会社」であた、「おいろ、常常にはかったる場面をと声称ら、 構成とさかべうノークにつえる健康になるため、お供 構造となるパラノークにつえる健康になるから、 は、な変したなことから、計価面にたなパウメークになる、などかった。 は、な変したなたたさか。 かったことから、ご価面にとなるパクメークになる、などかった。 は、な変したなたたさか。 など、たち、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、などの一部であた。 たいうく、 は、たまたた、ため、 などのうく、 たいうく、 は、たまたた、ため、 などの一部であた。 たいうく、 たいうく、 はないたたたい、たいうく はないたまたいた。 たいうく、 なたたて、たいうく たいうく、 たいうく たいうく たいうく、 たいうく たいう、 たいうく たいうく たいうく たいうく たいう、 たいうく たいうく たいうく たいうく たいうく たいうく たいうく たいうく	後においても <u>約 3.9vo1%</u> であり,可燃限界を下回る。ま	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	<u>事象発生から7日後においても約2.1vol%</u> であり,可燃	島根2号炉は,ウェッ
 ご他売目となるパンメ・クエキえる務署はかかい。 本方面におわる働需論度と局勢の使なかった。評価 な真販売年による未満な人発生品は、最差にたり、ご 本方面におわる働需論度と局勢の使なかった。評価 な真販売年による未満な人発生品は、最差にたり、ご 本友大りの金属販売をによる未満気気気は、無価素やした 本友大りの金属販売をによる未満気気気は、た煮ごえる生産が見かった。 本友大りの金属販売をによる未満気気気は、た煮ごえる生産が見かった。 本友大りの金属販売をによる未満気気気は、た煮ごえる生産が見かった。 本友大りの金属販売をしたした。 本友大りの金属販売をしたい、 本友大りの金属販売をしたい。 本友大りの金属販売をしたい。 本友大いの金属販売したい。 本友大りの金属販売したい。 本友大いの金属販売したい。 本友大いの金属販売したい。 本友大いの金属販売したい。 本友大いの金属したの、 本方の金人調査の力をした。 本方の金人調査の力をしたの金人見たの金人見たいの 本方の金、 本方の金、	た,本評価における酸素濃度と同等の値であることから,	<u>4.0vo1%(ドライ条件)</u> であり,可燃限界を下回る。また,	限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の	ト条件により原子炉注
の実態業件による水素ガス発生には、熱情気化したに からに、水素ガス発生には、熱情気化したに からし、水子加加するため、水子加加なか ークシスにおける展子学校指導と強うなパラノークに対 のようないたまでは、新情違い かったこさから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられることから、計研取用となるパラノークに対 なられる ことから、評研取用となるパラノークに対する余裕に大 なられる たちたれることから、評研取用となるパラノークに対する余裕に大 なられる なられることから、評研取用となるパラノークに対する余裕に大 なられる なられたられる なられる なられたられたいたり、ないかきればれる なられる なられたられたりたかかなたれのかられにたりないかかれたりたかなかれかる なられる なられたられたりたかなかれかる なられたりたかなかたたり なかられたりたかなかれかる なられたりたかる なかられたりたかなかたかたりたかなかかたかたかたかる なられる なかられたりたかる なかられたかたりたかなかかたかたりたかなかかたかたりたかる なられたかか なられたかかかたかたりたかる なられたかかかたかたりたかる なられたかかかたかたかたかたかかかたりたかる なられたかかかたかたかたかたかたかかかたりたかる なられたかかかたかたかたかたかたかたかられたかかかたかたかたかたかかかたかたかたかた	評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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	値であることから、評価項目となるパラメータに与える	水の操作時間の感度を
・単成条件の全義職業等にしたな水素ガス解性的は、無確条件とした 場合は、水素ガス会産業が同の変素な影響の変素な影響を にした思合は、水素ガス会産業が同の変素な影響を (対応られることから、評価実施なかの する分能はたさくなる。 単成条件の全義職業等にした 、学校条件の全義職業など施生がない。 など生から、評価実施となるがタメータに対する余裕は大きくなる。 単成条件の全義職業等による法差が差望しば、就業 条件とした場合は、気気が気気になる感染が出た などさから、評価実施となるが、学生のと加速したのの 、学校条件の本の次情能の解これ」なる(時は、前体系件の たさとから、評価実施となるが、タメータにおする会話は、たきにない。 来体条件の本の次情能の解これ」なる(時は、前体系件の たさとから、評価実施となるが、タメータにおする会話は、たきにない。 などなる。 単成条件の全義職業など離したの などとか。 いてもるが、そのないたいた、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなため、 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件のなため、 などの などの なたか。 などなる。 単成条件のなため、 などの などなる。 単成条件の などなる。 単成条件のなため、 などなる。 単成条件の などなる。 単成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成成		項目となるパラメータに与える影響は小さい。	影響は小さい。	評価しているが,東海第
 本民業発生による水素が入発生量は、歳盛年但とした 				二ではドライ条件で評
 金属数な案にころ水素以スのな生業に、農業体外とした 場合は、水素がスの生業に、製造株式スのたまたは、業業体外とした 場合し、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした 場合し、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした した場合は、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした した場合は、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした 場合した、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした した場合は、水素のな生業が感知するため、本層価本数とした した場合は、水素のな生業が感知するため、本 部価本費な、クレスにおける通知性認らの酸素酸素健健能を知く知られ、 ることから、計価項目となるパラメータに対する余物は大 さくなる。 単成条件の水の皮材線分類によると面は、顔振奏作 が高くなる。 単成条件の水の皮材線分類によると面は、顔振奏作 なんがストロのに数上で実施を指した さくなる。 単成条件の水の皮材線分類によると面は、顔振奏作の水の 素正 10.06 読ま 10.08 読まがス 10.08 に対して最適金条件は内 さるなら、 単成条件の水の皮材線分類によると面は、顔振奏作の水の などのたいための数は分類によると面は、顔振奏作の水の などのたいための数は分類がよるの数は分類による ことから、計価項目となるパラメータにおから などのにないための数は分類によると面は、顔振奏作の水 表正 10.06 読ま 10.08 に対して最適金条件がの などのたいための数は分類によるのでした、気気が気気がない。 単成条件の水の成材線分類による(加く生産がための) 差 10.08 読ま 10.08 に対して最適金条件が などのたいための数は分類がよるのの数性などり、 を立ちかの、自体の不能からによるための数はなの時間本 ため、電気のためのなかたい、酸症がない、 に関本のなからなため、から、酸素 10.08 などのかかか 、一般症を認知らの実施ない。 を加くするため、かが、酸素なていためか数は分類によるで加くたい、 ため可能ななため、非面容用となるパラメータにした。 をなんのにないたか、たまたた本など などのかたかたい。 かため、ないため、たまたたかの数は分類による の気がたか、たまたた本など などの本なかいためため、非面容用をなんか、かたかためため、 かため、部分のためかなかか。 こことだめの数は分類による の気がたか、たまたため、 などのかたかたかい いた。 				価している。
 場合は、本式ガスキモ名が構成するため、大幅電気シークンスにおける熱音を受うの読書濃度推移が広くした高くは、表式変生生活が増加するため、オークに対するため、大幅な用したなくフライークにおくるのは、熱子をした高くは、表式変生生活が増加するため、オークに対する合物は大きくなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしから、計画項目となるペラメークに対する合物は大きくなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしたが、ボークに対する合物にたて加速条体に到して気を発くなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしたが、ボークに対する合物にたて加速条体に到して気を発くなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしたが、ボークに対する合物にたて加速条体に到して気を発くなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしたが、ボークに対する合体にた加速なが出たすくなる。 事成条件の水の放射線分類によるとしたが、低かすのたかきしたりかの放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作条件の水の放射線分類によるCalleは、製作系がにしたしかか、気体のたいたしたから、水面にないた、たちかん、新生した、Alle (基本のたいた)、たちりかの放射線分類によるCalleは、製作系がにしたしかなが活動力、気能なない、Calle (基本のたいた)、たちりかかした、たちかん、デレクレント系(ウェーク)、たちりかの加速機能力なる、生きたから、デレーク)、たちのため、非価項目となるパウメーク)、たちりかか、たちりかかいた、たちかん、デレクレント系(ウェーク)、たちりかん、たちりかかしたりかの放射線分類による酸素型水の水面に増加する場合、広かいた、たちかん、デレクレント系(ウェーク)、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかん、たちりかにようかかたたちりかいた、たちのな対抗分類による酸素型ない、 GÉ(の不能かたにしり水の放射線分類による酸素ガストクトク(たっいて、たち)、デビーク)、たちり、デレク(た)、たちの)、たちりかん、たちりかん、たちりか(たち)、かたいの)、たちの(たち)、たちりか)、デレク(た)、たちりかん、たちりか)、デレク(た)、たちりか)、ボーク)、作用でたちから、デレク)、(基本のたち)、たちりかん(たち)、たちりか)、デレク(たち)、たちりか)、デレク)、(たち)、たちり)、たちりか(たち)、たちりか)、デレク(たち)、たちりか)、デレク(たち)、たちりか)、デレク(たち)、たちりか)、デレク(たち)、たち)、たち)、たちりか(たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、たち)、	金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした	事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件と	<u>事故条件の</u> 金属腐食等による <u>水素ガス発生量</u> は、最確	
 ークンスにおける原产学科検索報告報の読書農業性物が低く知えられることから、評価項目となるパジメークに対する条部は大きなあ。 少ンスにおける経営業能のの読書農業性物が低く知えられる などから、評価項目となるパジメークに対する条部は大きなな。 事故条件の水の放射線分解による6 値は、新作条件の 太高ガス、9.0.0.6 酸素ガス・0.0.0 に対して最密条件は同じであるが、 活しの6.6 酸素: 0.0.0 に対して最密条件は同じであるが、 素は.0.0.6 酸素: 0.0.0 に対して最密条件は同じであるが、 高能力が高く健康などをする確認となるで、 事故条件の水の放射線分解による6 値は、新作条件の 素: 0.0.6 酸素: 0.0.0 に対して最密条件は同じであるが、 高能力が高く健康などを引きまたがの放射線分解による6 酸素: 0.0.0 に対して最密条件は同じであるが、 G 値の不確からにより水の放射線分解による6 酸素: 0.0.0 に対して最密条件の水の放射線分解による0 酸素健変が薄膜取取 (場索領数なため可能振取なた場育物度なる7 回転性が ある。その場合には、整要審難となる可能性が ある。その場合には、整要審難となるでは 長加速器になる7 可能性が ある。その場合には、整要審難となる可能性が ある。その場合には、整要審難となるでのまた。 6 値の不確からことり水の放射線分解による酸素ガス 業はない。 7 値の不確からこより水の放射線分解による酸素ガス 業はない。 6 値の不確かふにより水の放射線分解による酸素ガス 業はない。 7 値の不確かふにより水の放射線分解による酸素ガス 整理症が気値である可能性が必須使用のが低かたは、たか、たいの放射線分解による酸素ガス 調査ない。 7 値の不確かふにより水の放射線分解による酸素ガス 調査にないた、 設計基準事故対 加速性が気量的構成の性能準確に用いている6 値 、必要性が力をした。 7 値の不確かふにより水の放射線分解による酸素ガス 7 値の不確からより、本言: 0.0.1 酸素: 0.120) 空切した 7 値の不確からより、本言: 0.0.1 酸素: 0.120) 空切した 7 値の不確かな(1.0.10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10,	場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シ	した場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シー	条件とした場合は, <u>水素ガス発生量</u> が増加するため,本	
 く初えられることから、評価項目となるパクメータに対する余裕は人 さくなる。 事改条件の水の数材線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:0.06、酸素ガス:0.03に対して最極条件回し であるが、6 個の不能からにより水の数約線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回して表るが。 事改条件の水の数材線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回し であるが、6 個の不能からにより水の数約線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回し であるが、6 のの +症からにより水の数約線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回 じであるが、6 のの +症からにより水の数約線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回 じであるが、6 のの +症からにより水の数約線分解による6値は、解析条件の 水素ガス:2.0.6、酸素10.03に対して最極条件回 じであるが、6 のの +症からにより水の数約線分解による60値は、 (4)酸素類などの 電力を定いて、歳計工作中気が なる70差(1)、酸素酸素加入 には施するる70差(1)、酸素酸素加入 になる、200差(1)、酸素加入 になる、200差(1)、酸素加入 になる、200差(1)、酸素加入 になる、200差(1)、酸素10.02(1)、酸素10.02(1) (4)酸体の分析による酸素ガス 素酸塩(1)、(4)酸素10.02(1) (4)酸体の分析による酸素ガス 素酸塩(1)、(4)酸素10.02(1)) (4)酸体の分析(1)、素素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析) (4)酸体の分析(1)、素素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、素素20.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、素素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、素素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、12(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、素素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、20(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1)酸素10.02(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1)、12(1) (4)酸体の分析(1))(12(1)) (4)酸体の分析(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(1)(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	ケンスにおける <u>格納容器内</u> の酸素濃度推移が低く抑えられ	評価事故シーケンスにおける <u>原子炉格納容器内</u> の酸素濃	
 する条箱は大きくなる。 さくなる。 さくなる。 するくなる。 するくなる、 するくなる。 するくなる。 するくなる。 するくなる、 するくなる、 するくなる。 するくなる、 する、なる、 する、たる、 する、たろ、 する、 する、	く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対	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	度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラ	
 事故条件の水の放射線分解による6 頃に、解析条件の 水素ガス:0.06、酸素ガス:0.01に対して発確条件は同 にであるが、6 値の不確かきにより水の放射線分解による6 頃に、解析条件の水 蒸煮のスタ生素が大幅に増加する場合、原子伊格消毒 器の商業素が又発生素が大幅に増加する場合、原子伊格消毒 器の商業素が又発生素が大幅に増加する場合、原子伊格消毒 器の商業素がスタ生素($2 = n + 0$	する余裕は大きくなる。	きくなる。	メータに対する余裕は大きくなる。	
taxtnown to waite of the second sec	事故冬 <u></u> 40水の放射線分解による 6 値は 解析冬姓の	事故冬供の水の放射線分解による6個は一解析冬供の水	事故冬性の水の故射線分解によろら値け 解析冬性の	
 加速が加速ないにより、の放射線分解によう場合、原子炉格納容 G 値の不確かさにより水の放射線分解によう場合、発売資差点の酸素速度が可燃領域又に装着運転となる可能性がある。その場合には、推査容器 G 値の不確かさにより水の放射線分解によう場合、発売資差点の酸素速度が可燃領域又に装着運転となる可能性がある。その場合には、推査容器 G 値の不確かさにより水の放射線分解によう場合、発売資差点の酸素速度が可燃領域又に装着運転となる可能性がある。その場合には、推査容器 G 値の不確かさにより水の放射線分解によう場合、データに与える影響はない。 G 値の不確かさにより水の放射線分解によう酸素差点の気体を非出することが可能であるため、評価項目となるパラメークに与える影響はない。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 K 近の、成素:0.25, 酸素:0.125)を使用した感染解析を実施した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 A 近の、成素:0.25, 酸素:0.125)を使用した感染解析を実施した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 A 近の、成素:0.25, 酸素:0.125)を使用した感染解析を実施した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差生量 A 近の、成素:0.25, 酸素:0.125)を使用した感染解析を実施した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素差 G 値の不確かさにより水の放射線分解 G 値の不確かさにより水の放射線分解 G 値の不確かさにより水の放射線分解 G 値の不確かさにより水の放射線分解 G (1200 A 00 G (1200 A 00 G (120 B A 00 G (120 B	* 素ガス・0.06 酸素ガス・0.03 に対して最確条件け同	素・0.06 酸素・0.03 に対して最確条件け同じであろが	* 素ガス・0.06 酸素ガス・0.03 に対して最確条件け同	
 Class Task To See Bar Andre Table Table	じであろが 6 値の不確かさにより水の放射線分解によ	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	じであろが G値の不確かさにより水の放射線分解によ	
 in Andre and An	ろ酸素ガス発生量が大幅に増加する場合。原子炉格納容	大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又	る酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容	
ab characterization (加速の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の	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	は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器	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	
強化ペント系(ウェットウェルペント)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。 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。 6 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 案牛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 <u>6 値 (木素ガス:0.2)</u> を使用した。 G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 器生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対 の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 <u>6 値 (木素ガス:0.2)</u> を使用した。 6 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 案牛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 <u>6 値 (木素ガス:0.2)</u> を使用した。 G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 2025 G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 2025 Fille 6 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス なり、第価がさにより水の放射線分解による酸素ガス の実像大変に見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 <u>6 値 (沸暖状態の場合, 水素:0.2)</u> を使用した。 G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 2025 Fille Fille Fille Fille </td <td>ある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧</td> <td>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</td> <td>ある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用</td> <td></td>	ある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧	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	ある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用	
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。 影響はない。 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、設計基準事故対し設備で ある可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いて いる <u>G値(水素ガス:0.2)</u> を使用した。 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、設計基準事故対し設備で ある可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いて いる <u>G値(洗嚢ガス:0.2)</u> を使用した。 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、設計基準事故対し設備で ある可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いて いる <u>G値(洗嚢状態の場合,水素:0.125)</u> を使用した感度解析を実施した。 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 必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 <u>G値(洗嚢状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)</u> を使用した 感度解析を実施した。 ・評価方針の相違 (枯崎 6/7] 1 BAの性能評価に用いて いる <u>G値(洗嚢状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)</u> を使用した 施した。 ・評価方針の相違 (枯崎 6/7] ・評価方針の相違 (枯崎 6/7] 1 BAの性能評価に作いて (洗力) BAの性能評価でおの) BAの性能評価でおの) ・評価方針の相違 (枯崎 6/7) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (12) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (12) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (12) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (12) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (12) 1 (12) (12) (12) (12) (12) (14) 1 (12) (12) (12) (14) (14) 1 (12) (14) (14) (14) 1 (14) (14)	強化ベント系(ウェットウェルベント)を使用し、原子	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	し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であ	
 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 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 (沸藤状態の場合,水素:0.2)を使用した。 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 (沸藤状態の場合,水素:0.2)を使用した。 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 (沸藤状態の場合,水素:0.2)を使用した。 ・評価方針の相違 【拍崎 6/7] DBAの性能評価で は沸藤状態と非沸藤状 態でG値を変更して評 価しており、鳥根2号炉 は、その条件どおりに評価 値を行っている。 	炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、	影響はない。	るため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
 6 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<u>6 値 (休素ガス:0.4)</u>を使用した 感度解析を実施した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガム 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<u>6 値 (洗素ガス:0.4)</u>を使用した 、 酸素ガス:0.2) を使用した。 G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガム 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<u>6 値 (洗腸状態の場合,水素:0.2)</u>を使用した 、 酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 F 価方針の相違 【 柏崎 6/7】 D B A の性能評価で は洗腸状態と非沸腸状態 嘘で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。 	評価項目となるパラメータに与える影響はない。			
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 <u>G 値 (水素ガス:0.2)</u> を使用した 感度解析を実施した。 G 値 の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 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 、 洗藤状態の場合,水素:0.4,酸素:0.2,非洗糖状態の 場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 G 値 の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス 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 <u>G 値 (洗藤状態の場合,水素:0.4,酸素:0.2,非</u> 洗臓状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 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 <u>G 値 (洗藤状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)</u> を使用した 感度解析を実施した。 ・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 D B Aの性能評価で は洗腸状態と非沸腸状 態でG 値を変更して評 価しており,島根2号炉 は、その条件とおりに評 価を行っている。 H 修 f /7 はD B Aの H 修 f /7 はD B Aの H 修 f /7 はD B Aの	のはのブロルをにもいたのからはいないでもでいます。		ったってなしたことにもったものが知ったていません	
発生重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(洗薬ガス:0.2)を使用した感度解析を実施した。 か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(洗臓状態の場合、水素:0.2)を使用した感度解析を実施した。 シン酸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(洗臓状態の場合、水素:0.4,酸素:0.2,非 酸、能の場合、水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 シア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(洗臓状態の場合、水素:0.2,非 酸、能の場合、水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 シア個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(洗臓状態の場合、水素:0.2,非)酸、物合、水素:0.2,非 酸、能の場合、水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 シア個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(洗臓状態の場合、水素:0.2,非)酸、物合、水素:0.2,非 シア個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(洗臓状態の場合、水素:0.2,1) シア個に増加する場合について、設計基準事故対処認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(洗臓状態の場合、水素:0.2,1) シアーの「小」の「小」の「小」の「小」の「小」の「小」の「小」の「小」の「小」の「小」	6 個の个確かさにより水の放射線分解による酸素ガス	G個の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生重	G値の不確かさにより水の放射線分解による <u>酸素刀人</u>	
 2.2.設備である可然性ガス濃度前御系の性能評価に用いているG値 いる<u>6.値(水素ガス:0.2)</u>を使用した。 (沸騰状態の場合,水素:0.2, 藤素:0.125)を使用した感度解析を実施した。 (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。 (沸騰状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 (沸騰状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 (沸騰状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 (消喘膨大態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 (消喘膨大態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 (消喘膨大態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した。 	先生重か入幅に増加する場合について、設計基準事故対 加売供でたる可能性おったの知道のの時代が可に用いて	か入幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備で たえ 可憐快 ギュ 連 庭園御	<u> 金</u> 生重が入幅に増加する場合について、設計基準争的対 加売供でする国際地球マ連座制御系の地球延伸に用いて	
(小 <u>な 6 値 (水素ガス: 0.2)</u> を使用した。 感度解析を実施した。 (沸騰秋態の場合, 水素: 0.2, 非沸騰秋態の場合, 水素: 0.2, 非沸騰秋態の場合, 水素: 0.2, 非 場合, 水素: 0.25, 酸素: 0.125) を使用した感度解析を実施した。 (沸騰大態の場合, 水素: 0.25, 酸素: 0.125) を使用した。 (清晴 6/7] D B A の性能評価で は洗腸状態と非沸騰状態と非沸騰状態と非沸騰状態と非沸騰状態との、 (清晴 6/7] D B A の性能評価で は、その条件どおりに評価を行っている。 (柏崎 6/7 はD B Aの は、その条件どおりに評価を行っている。)	処設備である可燃性ルス褒度制御糸の性能評価に用いて		処設備でのる可燃性力へ振度制御糸の性能評価に用いて	河江七年の七次
憲度解析を実施した。 憲度解析を実施した。 「相同の/] の度解析を実施した。 「相同の/] 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 か供給取価にないす 保幸	いる <u>G 恒 (水素カス: 0.4, 酸素ガス: 0.2)</u> を使用した 或 成 () た	(御騰狄悲の場合,水茶:0.4,酸茶:0.2,非佛騰狄悲の	いる <u>G値(</u> 伊騰 <u>仏</u> 態の場合, <u>水素</u> :0.4, <u>酸素</u> :0.2, <u>非</u> 油 晩山能の相合, <u>北</u> 書:0.05, <u>晩</u> 書:0.105) た住田した	
施した。 施した。 施した。 加たた。 二、 加たた。 二、 加たた。 二、 二、 二、 二、 二、 二、 二、 二、 二、 二、	感度脾性を美施した。	場合,小素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度脾研を美 たした	<u> </u>	
は		旭した。	感度脾妊を表施した。	DBAの性能評価で いた連路世界には連路世
 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 性性認知において 保守 				は佛鷹仏態と非佛鷹仏
 ¹ (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)				ECG恒を変更して許 伝してわり 自相の見信
は、その条件とおりに許 価を行っている。 (柏崎 6/7 はDBAの 歴史証明(1) 7 現字				Шししわり、 局限 4 万炉
 11つている。 (柏崎 6/7 はDBAの M##認知において 保守 				な, しの木叶とわりに計
(作画 の / は D B A の が に た に た い て 、 足 - の の				Шで11つている。 (柏崎 6/7 けりRAの
				化能評価において 保守

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
			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。)
第9411 図から第9415 図にデオトかり 百乙烷按価	第94 15 回転と第94 17 回に二十したり 故如宏聖内		
			・運用の知道
	の版糸侲及は <u>事家先生から約 21 時間</u> に $4.0001/0$ ($\Gamma/1$) 冬仕) に到達するため 可拠刑空妻仕公法罢による故納宏	丁 $//$ 伯刑谷 h ¹)の 数次 低度は, $/// 未 作にわいて 事家 発生から約 85 時間で / 4 woll // に利速するが 故幼宏哭$	「運用の相違
	$来(下) に対 (足) る にの、 可 滅 至 至 ※ 茂 和 表 直 に よ る 佑 納 在 竪肉 ^{-} の 突 表 注 〕 を 問 始 〕 枚 如 宏 哭 仄 力 が 0 21 MPo [a \circ a \circ a] $		【木西布二】
<u> </u>	研究での重素に入を使用する。酸素濃度は再度と見し	出撮作には十分な時間令欲がある 4 4vo1% 到達時占で	品伝 2 万戸は, 重糸住 入を実施し 既定の枚納
間全裕がある 5vo1%到達時占で原子恒格納容哭内の気休	<u>到達により重衆社代を行业</u>) $3. $	国来FPには「ガな時間未福がある。 <u>4.4001/0</u> 到運転点で 同子恒格納容哭内の気体の排出揭佐を実施すると 水蒸	穴を実施し成足の福和
の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガス	入を再開するが、格納容器圧力が0.465MPa「gage」に到達	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	素注入を停止した後の
が原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容	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	れ、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉	再度の注入は行わない
器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発	<u>- こことで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約122</u> 時	冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるた	運用としている。
生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水	間で 4. 3vol% (ドライ条件) に到達するが,格納容器圧力	め、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0	
素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vo1%まで低下する。また,		vo1%まで低下することから,水素燃焼が発生することは	・運用の相違
<u>ドライ条件では, ドライウェルの酸素濃度が 5vol%を超</u>	な時間余裕がある。 <u>4.3vo1%(ドライ条件)</u> 到達時点で格	ない。	【柏崎 6/7】
えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気	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		島根2号炉は、ドライ
で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件と	非凝縮性ガスが格納容器外に押し出され,また,格納容器		条件の酸素濃度が可燃
なり,水素燃焼が発生することはない。	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		領域に到達するよりも
	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		前に格納容器ベントを
	素濃度はほぼ 0vo1%(ウェット条件)まで低下する。 <u>さら</u>		実施するため,ドライ条
	<u>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</u>		件の酸素濃度は5 vol%
	作により,酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である		を超えない。
	<u>5vo1%(ドライ条件)に到達しないため</u> ,水素燃焼が発生		(ただし, LOCA後の
	することはない。		ブローダウンに起因し
			て,ドライウェル内のほ
			ぼ 100%が水蒸気で満
			たされる期間は除く)
ドライ条件とからかいことを確認するため、水蒸気の			 ・ 運用の相違
凝縮が過剰に進む場合として.格納容器圧力が最も低下			【柏崎 6/7】
する事象発生から7日後(168時間後)において. 残留			島根2号炉は、ドライ
熱除去系による格納容器スプレイをドライウェルに連続			条件の酸素濃度が可燃
で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度			領域に到達するよりも
の推移を確認した。第3.4.16 図から第3.4.18 図に示す			前に格納容器ベントを
とおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮し			実施するため,ドライ条
ても,格納容器スプレイ開始後約4時間(原子炉格納容			件の酸素濃度は5 vol%

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
器内が負圧となる時間)までは、原子炉格納容器内の水			を超えない。
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。			
<u>また,格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡</u>			
易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での			
<u>運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。こ</u>			
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>格納容器圧力逃がし装置等</u> による対応が生じる場合,	<u>格納容器圧力逃がし装置</u> による対応が生じる場合,その	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	対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格	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 <u>代替循</u>	納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.3 <u>代替循環冷却系</u>	荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.3 残留熱	
<u> 環治却系</u> を使用しない場合」と同じであり, <u>格納容器圧</u>	を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし	代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器	
<u>力逃がし装置等</u> の操作が必要となる時間は,「3.1.3 <u>代替</u>	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	フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3	
<u>循環冷却系</u> を使用しない場合」よりも、本感度解析によ	使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の	残留熱代替除去系を使用しない場合」よりも、本感度解	
る評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観	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	析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止	
点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137	は十分に可能となる。大気中へのC s - 137 の総放出量の	する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への	
の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方	観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生か	C s - 137 の総放出量の観点でも,本感度解析による評	
が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作ま	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	価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の	
での時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用	ら、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結	排出操作までの時間が長いことから,「3.1.3 残留熱代替	
しない場合」の評価結果である <u>約2.0TBq</u> を超えることは	果である <u>約 18TBq</u> を超えることはなく,評価項目である	<u>除去系</u> を使用しない場合」の評価結果である <u>約4.8TBq</u> を	・評価結果の相違
なく,評価項目である 100TBq を十分に下回る。	100TBq を十分に下回る。	超えることはなく,評価項目である 100TBq を十分に下回	【柏崎 6/7,東海第二】
(添付資料 3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)	(添付資料 3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)	3.	
		(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)	
D. 保作禾件 	D. 操作禾件 本証体重なシューケンファキンはス場体条件は「2.1.2.2(2)		
本計画事成シークシスにわりる操作未件は, -5.1.2.5(2)	本計	本 計 Ш 争 0 ジ = ク ジ へ に わ り る 操 作 朱 件 は,	
υ・ 探旧未計」 こ 回体 このる。	D. 探下未計」と回体でのる。	- 3. 1. 2. 3(2) D. 保旧朱竹」と四体でめる。	
(3) 撮作時間全裕の把握	(3) 撮作時間全<の把握	(3)	
本評価事故シーケンスにおけス場作時間全松の加堤け	本評価事故シーケンスにおける撮作時間全松の知場け	本評価事故シーケンスにおける撮作時間全松の知場け	
「3 1 9 3(3) 過作時間全巡の押据」と同様である		「3193(3) 過作時間全絃の把握」と同様である	
- 0.1.2.0 (0/)木(ド町町木竹(2)1)注」 と 凹水 くめる。	0.1.2.010/ 末戸町町不宜211注」 こ門体(220。	'0.1.4.0\0/1末 〒小川山木沼 //1山庄」 こ 円似 くのる。	

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
(4) まとめ	(4) ま と め	(4) まとめ	
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	(1) ま こ ジ 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。	(1) ここの 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	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	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,	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	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	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	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	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	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	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	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。	は時間余裕がある。	て、操作時間には時間余裕がある。	
3.4.4 必要な要員及び貸線の評価	3.4.4 必要な要員及び貸線の評価		
本評価事故シーゲンスは、「3.1 雰囲気圧刀・温度による静的負	本評価事故シーゲンスは、「3.1 雰囲気圧刀・温度による静的負	本評価事故シーゲンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的	
荷(格納谷器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環行却糸	「「「格納谷器適圧・適温破損)」のうち、「3.1.2 <u>代替循環俗却</u> 糸 さけ四よればない。」同じでたえました。 いまか 再早れご次 (第一)	負荷(格納谷器適圧・適温破損)] のうち、「3.1.2 残留熱代替除	
を使用する場合」と回しじめることから、必要な要員及び貸線の	を使用する場合」と回してあることから、必要な要員及び資源の	<u> 素</u> 煮を使用する場合」と回しじめることから、必要な要員及び質 変の認知は[2,1,0,4 、公開も再号及び変更の認知」し目にです。	
評価は「3.1.2.4 必要な安貝及い貧傷の評価」と回してめる。	評価は「3.1.2.4 必要な安貝及び貨源の評価」と回してめる。	你の評価は「3.1.2.4 必要な安貝及い貨源の評価」と回してのる。	
3.4.5 結論	3.4.5 結 論	3.4.5 結論	
格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウムー水反応	格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウムー水反応	格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウムー水反応	
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	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	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	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	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	<u> 容器</u> 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	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	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	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	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	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	・運用の相違
実施している。	格納容器内への窒素注入手段を整備している。	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	【柏崎 6/7】
		<u>手段を整備</u> している。	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。
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	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	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	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	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	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	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 大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」	ーケンス 大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失	ーケンス 冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪	
について,有効性評価を行った。 	敗」について,有効性評価を行った。 	<u>失+全交流動力電源喪失」</u> について,有効性評価を行った。 	
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	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	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	

 第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、活性化に加え,可<u>整型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注、 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、 いる。また,安定状態を維持できる。 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,准 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,準 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,準 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,準 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, 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, 本 新生、安定状態を維持できる。 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, 本 素 本 本 本 素 ま ま
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。 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 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 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 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 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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「新力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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「特別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 「なり、「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」「特別」
いる。また,安定状態を維持できる。 上なることから,水素燃焼に至ることはなく,評価項目を満足し いる。また,安定状態を維持できる。 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 もっ定の余裕がある。 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者 もったの余裕がある。
 にいる。また、安定状態を維持できる。 (いる。また、安定状態を維持できる。 (いる。また、安定状態をしたは果、 (いる。また、安定状態をしたいで確認した結果、 (いた、 (いた、
 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 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 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 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 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 こる影響は小さい。また,対策の有効性が確認できる範囲内にお この余裕がある。 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 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 である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給 たつま本
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 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 こる影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお この余裕がある。 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 たつちる
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。 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 たつある
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。 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 *****
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。 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 である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可 きつまな、
も一定の余裕がある。 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 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 こて確保可能である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可 である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可 たびたる
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 である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可 たのもろ
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 である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。 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
他である
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 以上のことから、窒素置換による <u>格納容器</u> 内雰囲気の不活性化, 以上のことから、 <u>窒素ガス</u> 置換による <u>原子炉格納容器</u> 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 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 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
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 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 <u>の窒素注入手段</u> 等の格納容器破損防止対策は,評価事故シーケン
「水素燃焼」に対して有効である。 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ことが確認でき、格納容器破損モード「水
効である。 素燃焼」に対して有効である。



·炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7】
原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]	①島根2号炉は,格納容
・ ドライウェル	器スプレイを実施して
サブレッション・デェンハ	いないが, 柏崎 6/7 は原
り格納容器圧力は上昇するものの、	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
N低下に伴って、ザブレッション・ >して圧力が低下	異。
108 120 132 144 156 168	②島根2号炉は,残留代
	替除去系の運転開始後
力の推移	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。



炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7】
- ドライウェル	①島根2号炉は,格納容
	器スプレイを実施して
原于是格利存益の成外值及 2000	いないが, 柏崎 6/7 は原
2	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。
8 120 132 144 156 168	【東海第二】
	①島根2号炉は,東海第
<u> </u>	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。





炉	備考
	・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 ドライウェルの気
	相濃度(ウェット冬件)
	の毎時間ガラフけ記載
	シノルビリロノノノノは叱取
	• 記載方針(2)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
	ェット条件)の短時間グ
	ラフは記載していない。


号炉	備考
	・解析結果の相違
	【東海第二】
2	①島根2号炉は、LOC
	A後のブローダウンに
 	より, ドライウェル内の
(ウェルに流えするこ	ほぼ 100%が水蒸気で
こ存在する非凝縮性ガスが水蒸気ととも	満たされた状態となる
***光生から数時间後のドライラエルの ぎ水の放射線分解によって生じる水素ガ	ことにより,可燃性ガス
での濃度は 1 vol%未満(約 0. 07vol%) /ョン・チェンバから気体が流入するこ 目室にけ起こり 得かい	の濃度(ドライ条件)が
酸素可燃限界 (5vol%)	相対的に高くなるが,東
	海第二では, 事象初期に
120 144 100	代替循環冷却系を用い
度の推移(ドライ条件)	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,可燃瀬
	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。



号炉	備考
	・解析結果の相違
(1)	【東海第二】
	①島根2号炉は,窒素の
	注入はドライウェル側
のサプレッション・チェンバへの り窒素濃度が上昇 水素	のみであるため,ドライ
酸素	ウェルへの窒素注入開
可燃限界	始(事象発生から 12 時
	間) 後に, 当初サプレッ
酸素可燃限界(5vo1%)	ション・チェンバの窒素
120 144 168	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
ンバの気相濃度の推移	壊熱量を上回った時点
	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・チェンバヘも窒素
	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。

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
	<figure><figure><figure><figure></figure></figure></figure></figure>		・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,ドライウェ 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。
	1-4 −ex −ex −ex −exe		・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。







号炉	備考
	・解析結果の相違
	【東海第二】
原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]	①島根2号炉は,東海第
- ドライウェル	二と同様に可燃性ガス
- サプレッション・チェンバ 後にドライウェル気相部の酸素濃度	濃度の上昇抑制を目的
。これに伴い格納容器圧力が低下	に原子炉格納容器内に
	窒素を注入しているが、
2	注入する窒素の容量が
······································	東海第二より小さいこ
108 120 132 144 156 168	とから, 格納容器圧力の
	有意な上昇はない。
ベースとした場合の	
* *	(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。



号炉	備考
	・記載方針の相違
	【東海第二】
	 島根2号炉は、G値を
水素 酸素	設計基準事故ベースと
—— 窒素 水蒸気	した場合の解析におい
可燃限界 85 時間後にドライウェル	した場合の時例におい
(相部の酸素濃度が 4. 4vo1%) ・到達するためウェットウェ ・ベントを開放	(も, リェット条件の気
れに伴い原子炉格納容器内 気体が原子炉格納容器外に	相濃度の推移を記載し
=出され,非疑縮性ガスの濃 =が低下,開放後も原子炉格 1容器内で発生し続ける水蒸	ている。
の濃度が上昇する	(・格納容器ベントの実
酸素可燃限界(5vo1%)	施に伴う減圧沸騰によ
08 120 132 144 156 168	り原子炉格納容器内が
	水蒸気に満たされた状
ベースとした場合の	態となり, 非凝縮性ガス
ウェット条件 <u>)</u>	の濃度が小さくなるこ
	とは、2プラントとも同
	様の挙動。)
 水素	
水蒸気 可燃限界	
特間後にドライウェル気相部の酸素濃度 vo1%に到達するためウェットウェルベ	
囲放 伴い原子炉格納容器内の気体が格納容 排出され,非凝縮性ガスの濃度が低下,	
も原子炉格納容器内で発生し続ける水 濃度が上昇する	
イト時にドライウェルから急激 ガスが流入するため、水素濃度が きめに ト見	
酸素可燃限界(5vol%)	
108 120 132 144 156 168	
ベースとした場合の	
)推移(ウェット条件)	
	4



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
			・解析条件の相違
0.8 吸留法院去希望管线所による屋子炉内からの ドライウ::			【柏崎 6/7】
 			島根2号炉は,酸素濃
格 0.6 約 20 時期後、代替額當活得系への均等えに作い、 30 分開構動容器スプレイを代出するため時間的客組工力が 30 分開構動容器スプレイを代出するため時間の客組工のが			度がドライ条件で5
容			vo1%に到達した時点で
日本 0.5 10時間後、サブレッション・チェンパ気用ボの検索濃度が 60-08 に到達するためウェットウェルペントを実施。これに作い格納容 20年方が低下			格納容器ベントを実施
(MPa[gage]) 02 スプレイ問題			することにしているこ
円冠水後、代州檜納容器スプレイ 国大連州衣開始			とから, 柏崎 6/7 とは異
0.0 0 24 48 72 96 120 144 168 172			なり感度解析は不要。
事故後の時間(h)			
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			
ウェルスプレイ(954m³/h)を連続で実施)※			
※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			
<u>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</u>			
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。			

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
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7】
90 し、「日本のない」というにようにアレイションがあったがの第一 し、この時点でサプレッション・チェンバとの間の真 空破線装置が開放されるため、サプレッション・チェ			島根2号炉は,酸素濃
ド 80 ジハの気体がドライ ヴェルに流入し、非転帰性ガスの 達度が上昇し始める。 イ 20			度がドライ条件で5
 ウ⁻¹⁰ 約1.0時間後、サブレッション・チェンパ気相認の酸素濃度が 5vo15 エ ル 60 水 &気 プロ検討容易的の気体が原子切ら納容易やに引出され、非確確性が 			vo1%に到達した時点で
の 気 気 和 50 - スの濃度が低下、開放後も原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気 の濃度が上昇する。			格納容器ベントを実施
(R 度 40 (vo)(5) 室素ガス 188 時間後に検密熱除去ぶによる体納容器スプレイ			することにしているこ
30 水素ガス を開始しているが、原子炉格納容器内が負圧とな る約 172時間後までの、酸素濃度の上昇は僅かであ の 174時である			とから, 柏崎 6/7 とは異
20 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10			なり感度解析は不要。
0 24 48 72 96 120 144 168 事故後の時間 (h)			
<u>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ェ</u>			
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ェルスプレイ(954m ³ /h)を連続で			
<u>実施)</u>			
100 100<			
第3.4.18 図 G 値を設計基準事故ベースと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)(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			
(954m ³ /h) を連続で実施)			

	柏崎	刈羽原-	子力発電	弎所	6/7号炉	(2017.	. 12. 2	20版)			-	東海第二	発電所(2018. 9. 1	2版)						島根	原子フ	力発電	所 2号炮	F				備考
								2				1				_					1	1					2			・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
I		1							場合			よ初 (気			定		「時間	時間			素濃度と			定				4	い場合	る考え方は3プラント トオ 同様
E)	条件設定の考え方	こ設定(運転上許容されている値の上限)	による評価給果	く評価するものとして設定	ける原子が格納容器内の条件を考慮して設定	の酸素濃度*	ドライ条件 (vol%)	約3.7	※13.9 心内のジルユニウム虫の約-16.6%が反応した	<u> </u>	条件設定の考え方	11%(ドライ条件)到達を防止可能な ノて設定(運転上許容される値の上际	APによる評価結果	く評価するものとして設定	3ける格納容器内の条件を考慮して設	濃度の最高値及び到達時間 [※]	トノイ 米什 約 2. 8vo1%(約 107	約 4. 0vo1% (約 84	焼)	条件設定の考え方	.%(ドライ条件)到達を防止可能な初期酸 上許容されている値の上限)	APによる評価結果	く評価するものとして設定	ける原子炉格納容器内の条件を考慮して設け)の酸素濃度*	ドライ条件 (vo1%)	糸 1.2	約2.8	レコニウム量の約 7.8%が反応した	とも回様。 【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
≷件(水素 燃 ⅓		保安規定をもと	解析 二一 ド MAP	酸素濃度を厳しく	重大事故時におけ	(168 時間後)	、条件 (vol%)	約 2. 3	約3.4 ※ 全坊	条件(水素燃)		酸素濃度 4. 3vo 期酸素濃度と l	解析コードM/	酸素濃度を厳し	重大事故時にお	における酸素	에 16 時間)).4時間)	条件(水素燃		酸素濃度 4. 4vo] して設定(運転	6 解析コードMA	酸素濃度を厳し	重大事故時にお	(168時間後	(vo1%)			全炉心内のジル	日後の酸素濃度を記載 している。
<u> 第3.4.1 表 王要解朳条</u>	主要解析条件	3. 5vo1%	仝炉心内のジルコニウム星の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量	考慮しない	水素ガス:0.06 分子/100eV 酸素ガス:0.03 分子/100eV	表 事象発生から7 日後	<u></u>		ベンモ	第3.4-1 表 主要解析多	主要解析条件	5vo1%	」炉心内のジルコニウム量の約).1%が水と反応して発生する :素量	噫しない	素:0. 06 分子/100eV 读素:0. 03 分子/100eV	から7 日間(168 時間)(シェシーキャー 約 2. 7vo1%(約 1	約 2. 5vo1% (約 0	.1%が反応した場合 第3.4.2-1表 主要解析:	主要解析条件	2. 5vol%	全炉心内のジルコニウムの約 7.8% が水と反応して発生する水素量	考慮しない	水素:0.06 分子/100eV 酸素:0.03 分子/100eV	2表 事象発生から7日後	ウェット条件(約 1.1	約 1.9	*	
	項日	初 類 余濃度	炉心内のジルコニウムー水反 応による水素ガス発生量	事 数 数 合属腐食等による水素ガス発 合	水の放射線分解による水素ガ ス及び酸素ガスの発生制合	第 3. 4. 2		ドライウェル	サプレッション・チ		項目	6素濃度 2.	a心内のジルコニウム- A <反応による水素発生量 水	2 属 腐 度 等 に よ る 水 素 発 考 考 よ 。 よ 素 発 発 着 よ 。 よ る 水 素 発 発 、 多 晶 腐 の 等 に よ こ よ る 水 素 発 発 、 そ 、 る 水 素 発 、 。 ま 、 、 の 、 る 水 素 発 、 、 る 、 、 、 の 、 、 の 、 の 、 の 、 の 、 、 の 、 の 、 、 の 、 、 の 、 の 、 、 の 、 、 、 の 、 、 、 の 、 、 、 の 、 、 、 の 、 、 、 、 、 、 、 の 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	(の放射線分解による水水 ま及び酸素の発生割合酸	第3.4-2 表 事象発生	ドライウェル	·ション・チェンバ	のジルコニウム量の約 10.	項目	_浸 濃度	♪内のジルコニウム-水反応によ <素ガス発生量	属腐食等による水素ガス発生量)放射線分解による水素ガス及び ミガスの発生割合	第 3.4.2-2	項目	ドライウェル	サプレッション・チェンバ		
l			<u> </u>									初期条件		- ● ● 授《件				サプレジ	※ 全炉心内(初期条件	万1 2 7	事按条件							

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
添付資料 3.4.1	添付資料 3.4.5	添付資料 3.4.1	
G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響	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	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	
1 けじめに	1 けじめに	1 けじめに	
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	今回の評価では、電力共同研究印刷の成果を踏まえ、水の放	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	
射線分解における水素ガス及び酸素ガスの G 値を $G(H2) = 0.06$,	射線分解における水素及び酸素のG値を $G(H_0) = 0.06, G(0_0)$	分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(H_0)=0.06$,	
G(02) = 0.03 としている。今回の評価で用いた G 値は過去の複数	=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	G(0 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	
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	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	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	
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	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	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	
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	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	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	
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	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	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	
を考慮した取り扱いが特に重要となる。	を考慮した取扱いが特に重要となる。	考慮した取扱いが特に重要となる。	
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	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	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	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	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	する前に酸素濃度が <u>4.3vo1%</u> を上回る可能性が考えられる。こ	前に酸素濃度が <u>5 vol%</u> を上回る可能性が考えられる。ここでは何	・記載方針の相違
らかの要因によって酸素濃度か今回の評価よりも早く上昇する場	こでは、何らかの要因によって酸素濃度か今回の評価よりも早	らかの要因によって酸素濃度か今回の評価よりも早く上昇する場 へた相会」 酸素濃度の し見ま度の恋化が認知は思想です	【果海第二】
合を想定し,酸素濃度の上升速度の変化か評価結果及い事故対応 にちきる影響を確認した	く上升する場合を想走し、酸素濃度の上升速度の変化が評価結	合を想定し,酸素濃度の上升速度の変化か評価結果及び事故対応 に ち う ム 影響 な 確認 し た	局根2 方炉は, 有刻性 証価上 可燃烘ガスの可
に 子んる 影響を 唯認 した。	本及い事政対応に与える影響を確認した。 おお	に子える影響を確認した。 かお、基本的に	許価上、可然性ガスの可 燃限界列達右冊を確認
水位の低下や損傷炬心への注水に上り多量の水蒸気が発生するた	下や損傷に小への注水に上り多量の水蒸気が発生するため 其	水位の低下や損傷炉心への注水に上り多量の水蒸気が発生するた	二次の小利建有無を確認 していろ
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	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	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	・評価方針の相違
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	し、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	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	【東海第二】
濃度によって判断した。	件における気相濃度によって判断する。	濃度によって判断した。	島根2号炉は,LOC
			A後のブローダウンに
			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。
今回の申請において示した解析ゲース(以下「ベースケース」	用3.4-3 図から第3.4-6 図に示した解析ケース(以下「ベ	<u>今回の申請において</u> 示した解析ケース(以下、「ベースケース」	
という。」の評価余件に対する変更点は以下のとおり。この他の評	ー - ヘクース」という。」の評価余件に対する変更点は以下のとお	という。) の評価余件に対する変更点は以下のとおり。この他の	

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
価条件は、ベースケースと同等である。	り。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。	評価条件は、ベースケースと同等である。	
・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(H2) =0.4,G(02)=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。	 ・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(H₂)=0.4、G(O₂)=0.2、非沸騰状態においてはG(H₂)=0.25、G(O₂)=0.125と<u>する</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。 	 ・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</u> <u>状態においては G(H₀)=0.4, G(0₂)=0.2,非沸騰状態においては G(H₀)=0.25, G(0₂)=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。 	 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 D B A 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, D B A の 性能評価において,保守 的な条件として沸騰状態 にも適用して評価して いる。)
 ・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、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)(以下「格納容器圧力逃がし装置等」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。 	 ・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、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。 	・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4.4vo1%及びウェット条件で 1.5vo1%に到達する場合には,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。	・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)
	・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。	 ・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。 	 ・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
				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。
	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		
	<u>2</u>	<u> 素注入条件</u>		
	時間	窒素注入条件		
	 PCV 酸素 4.0vo1% (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		
	※ PCV:格納容器, S/C:サプレッション・	チェンバ, D/W:ドライウェル		
	第2表 設計基準事	「故相当のG値を想定した場合		
	(感度解析ク	ース)の窒素注入条件		
	時間	窒素注入条件		
	 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		
	 (第析上は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		
	※ PCV:格納容器, S/C:サプレッション・	チェンバ, D/W:ドライウェル		
3. 評価結果	3. 評価結果		3. 評価結果	
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	評価結果を第1図から	<u>第4図</u> ,評価結果のまとめを <u>第3表</u> に	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	
<u>1 及び表2</u> に示す。	示す。		<u>1及び表2</u> に示す。	
	<u>第3図及び第4図に示</u>	すとおり, 事象発生約 21 時間後に酸素	事象発生約12時間後からドライウェルへの窒素注入を開始し,	・運用の相違
	濃度が 4. 0vo1%(ドライ	条件)に到達するため,サプレッショ	その後,図6に示すとおり,事象発生約49時間後にサプレッショ	【東海第二】
	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	ン・チェンバの酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に到達するた	島根2号炉は,可燃性
	昇が継続することから,	ドライウェルへの窒素注入を追加する	め、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	ガスの濃度により窒素
	ことで,酸素濃度の上昇	が抑制される。	切り替える。	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

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
			入箇所を切り替える運
			用としている。
	事象発生約 49 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達		・運用の相違
	し,窒素注入を停止するが,酸素濃度が再度4.0vo1%(ドライ		【東海第二】
	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		島根2号炉は,窒素注
	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		入を実施し既定の格納
	けてドライウェルへの窒素注入も再開する。		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。
<u>ウェット条件</u> において, 酸素濃度は事象発生から <u>約 51 時間後</u> に	その後,事象発生約 88 時間後に格納容器圧力が	<u>ドライ条件</u> において,酸素濃度は事象発生から <u>約 85 時間後</u> に	・運用の相違
5vo1%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が 5vo1%に到達	0.465MPa[gage]に到達するため,窒素注入を停止し,事象発生	4.4vo1%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が <u>ドライ条</u>	【柏崎 6/7】
した <u>約 51 時間時点</u> でウェットウェルベントを実施した。その結	約 122 時間後に酸素濃度が 4. 3vo1%(ドライ条件)に到達した	<u>件において 4.4vo1%</u> に到達した <u>約 85 時間時点</u> でウェットウェル	島根2号炉は,ドライ
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,	<u>時点で,</u> サプレッション・チェンバを経由したベントを実施す	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	条件により可燃限界到
水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。	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	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	達の判断を行う。
	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。	に抑制された。	・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。
		宇際の手順では、空志の汁みなどライウェルからサプレッシュ	・運用の扣造
		<u>天际の子順では、重米の社バセーアイクエルからサアレクショ</u> ン・チェンバへ切り基うた後 ドライウェルの酸素濃度が 4 0vol%	【柏崎 6/7 甫海第一】
		「「利達」を提合に 再度容素の注入をサプレッシュン・チェンバ	【11···································
		からドライウェルへ切り基えることから 格納容器ベントけ約 85	入笛町の切り 基之を繰
			り返すことに上り 格納
			クとうここによう, 福桁
			宿田としていろ
なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象進展		 なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象発生	・解析結果の相違
<u>を通じて</u> 酸素濃度が 5vo1%を上回る時間帯があるが,図3及び図4		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	【柏崎 6/7,東海第二】
ー に示すとおり、その時間帯には <u>格納容器内</u> の大部分が水蒸気で占		素濃度が5vol%を上回る時間帯があるが、図3及び図4に示すと	島根2号炉は,LOC
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		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	Aによるブローダウン
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 5vo1%		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	により原子炉核の容器
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		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	内が水蒸気で満たされ
			1

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
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		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	るため, 事象初期にドラ
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		濃度が1.5vo1%未満であることから水素燃焼が発生することはな	イ条件の酸素濃度が5
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		۷۰ _°	vo1%超える期間がある
ながらの運転操作が可能である。			が,残留熱代替除去系に
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			よる格納容器スプレイ
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。			等の実施により、5
			vo1%を下回る。
4. まとめ	4. まとめ	4. まとめ	
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	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	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	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	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5vo1%に到達するが、	酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に <u>4.3vo1%</u> に到達	濃度は,事象発生から7日が経過する前に <u>4.4vo1%</u> に到達するが,	・記載方針の相違
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	するが, 格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内	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	【東海第二】
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	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	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	島根2号炉は,有効性
できることを確認した。	抑制できることを確認した。	できることを確認した。	評価上, 可燃性ガスの可
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	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	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	燃限界到達有無を確認
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	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	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	している。
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	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	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	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	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	
結果のとおりであっても,格納容器圧力逃がし装置等による環境	度解析の結果のとおりであっても、格納容器圧力逃がし装置に	結果のとおりであっても、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に約51時間の時間余	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	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	・解析結果の相違
裕があることを確認した。	時間余裕があることを確認した。	裕があることを確認した。	【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。
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			・運用の相違
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			【柏崎 6/7】
<u>っても、Cs-137の総放出量は、本評価と同じ「大破断 LOCA+ECCS</u>			島根2号炉は,耐圧強
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			化ベントを使用しない
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			ため、当該の記載がな
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			<i>ل</i> ،
した値を下回る※。			
※「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			
<u>まで)の総放出量を 1.4×10-3 TBq と評価している。ここで仮</u>			

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
 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 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) 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プ レッション・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。 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>格納容器圧力逃がし装置等</u>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<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>を使用する ケースと同じであり、前述のケースよりも<u>格納容器圧力逃がし装</u>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。 	東海第二発電所(2018.9.12版) 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,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,格納容器内への窒素注入操作を実施する 西島についてけ他作業も季息していかいことから、本書性体な	島根原子力発電所 2号炉	備考
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。 5. ドライ条件とならないことの確認 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、	防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。 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 <u>約19時間</u>)で <u>格</u> 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、 <u>格納容器圧力逃がし装置</u> による対応は可能と考える。	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 <u>約32時間</u>)で <u>格納容器</u> 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, <u>格納容器フィルタベント系</u> による対応は可能と考える。	 ・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。 ・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 40、 (本) (19)

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
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			を超えない。
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>6</u> 参考文献	5. 参考文献	<u>5</u> 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	[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	[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	究」(BWR電力共同研究,平成12年3月)	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	[2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR電力共同研究,昭	[2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR電力共同研究,	
63 年 3 月	和 63 年 3 月)	昭和 63 年 3 月)	
以上			
	1	1	1

柏崎刈羽原子力発電	訴 6/7号炉	戸 (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
<u>表1G値の変更に伴</u>	⁻ 変要解析 a) = 0.4, G(O ₂) = 0.2) ((D影響(ウェット ベースケース G(Hg) = 0.06, G(Og) = 0.03)	条 <u>件)</u> 評価項目					<u>表1 G値</u> _{項目}	<u> </u>	ヨへの影響(ウェッ ベースケース (G(H ₂)=0.06,G(0 ₂)=0.03)	<u> </u>	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価方針の相違
酸素濃度 (ドライウェル) 事象発生 ブレッシ で 5v0l% 時間時点 ベントラ 酸素濃度 ベントラ (サブレッション・チェンバ) ボライウ 調に低減 満に低減	主から約 51 時間後にサション・チェンバにおい %に到達するが、約 51 点でのウェットウェル ラインの開放によって、 ウェル及びサプレッシ キェンパともに 5vol%未 成。	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後) 約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下					酸素濃度 (ドライウェル) 酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)	G(0 ₂)=0.125) 事象発生から約85時間後に ドライウェルにおいてドラ イ条件での酸素濃度が 4.4vo1%に到達するが,約 85時間時点でのウェットウ ェルベントラインの開放に よって,ドライウェル及びサ プレッション・チェンバとも に5vo1%未満に低減。	約 1. 1vol% (事象発生から 168 時間後) 約 1. 9vol% (事象発生から 168 時間後)	5vo1%以下	【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
<u>表2G値の変更に</u> 作	半う評価項目へ _{感度解析}	の影響(ドライ条 	<u>e件)</u>	<u>第3表 G値の</u>	変更に伴う評価項目~ 感度解析	への影響(ドラ ベースケース ((川)=0.05	ライ条件)	<u>表2 G</u>	<u>値の変更に伴う評価項</u> 感度解析 (沸騰 : G (H ₂)=0.4,	<u> 目への影響(ドライ</u>	<u>条件)</u>	している。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】
項目 (G(H) ウェッ 5vol%部 酸素濃度 エルベジ (ドライウェル) ため,格 スは水(素ガス)	H2 = 0.4, G(O2) = 0.2) ハト条件での酸素濃度 創達に伴いウェットウ シトラインを開放する 格納容器内の非凝縮性ガ にの放射線分解による水 及び酸素ガスのみとな	(G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03 約 3.7vol% (事象発生から 168 時間後)) 詳仙項目	酸素濃度 最高値 (ドライウェル)	 (G(H₂) =0.4, G(0₂) =0.2) 事象発生から約 122 時間後に,ドライウェルにおいて 4.3%に到達するため,約 122 時間時点でのサプレッション・チェンバを経由し 	(約 (12) = 0.00, G (0 ₂) = 0.03) 約 2.8vo1% (約 107 時間)	- 5vo1%	項目 酸素濃度 (ドライウェル)	G(0 ₂)=0.2 非沸騰:G(H ₂)=0.25, G(0 ₂)=0.125) 事象発生から約85時間後に ドライウェルにおいてドラ 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ェ	(G(H ₂)=0.06,G(0 ₂)=0.03) 約1.2vol% (事象発生から168時間後)	評価項目 5vol%以下	
り,ドラ の気相減 ス=2:1 現実的! (サプレッション・チェンバ) で発生 容器内の を占め約	ライ条件での格納容點内- 濃度は水素ガス:酸素ガ 1の存在割合となるが、 1には原子炉格納容器内 にし続ける水蒸気が格納 の気相濃度のほぼ100% 続ける。	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	- 5vol%以下	酸素濃度 最高値 (サプレッション・ チェンバ)	たベント実施によっ て,ドライウェル及び サプレッション・チェ ンバともに5vo1%未満 に維持できる	約 4.0vo1% (約 84 時間)	不個	酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)	ルベントラインの開放によ って,ドライウェル及びサプ レッション・チェンバともに 5 vol%未満に低減。	約 2. 8vo1% (事象発生から 168 時間後)		



号炉	備考
	・解析結果の相違
原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]	【東海第二】
── ドライウェル	①島根2号炉は,東海第
サプレッション・チェンバ 間後にドライウェル気相部の酸素濃度	二と同様に可燃性ガス
ol%に到達するためウェットウェルベン 施。これに伴い格納容器圧力が低下	濃度の上昇抑制を目的
	に原子炉格納容器内に
2	窒素を注入しているが、
	注入する窒素の容量が
108 120 132 144 156 168	東海第二より小さいこ
	とから, 格納容器圧力の
推移	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。
	・解析結果の相違
ーーーーー ドライウェル サプレッション・チェンバ	【柏崎 6/7,東海第二】
時間後) 原子炉格納容器の限界温度 200℃	③島根2号炉は,格納容
·····	器ベント実施時に残留
3	熱代替除去系による格
	納容器スプレイを停止
ため	することから格納容器
	温度が一時的に上昇す
108 120 132 144 156 168	る。
推移	



寻 炉
水素 - 酸素
━
可燃限界 約 85 時間後にドライウェル
気相部の酸素濃度が 4. 4vo1% ご到達するためウェットウェ レベントを開放 これに伴い原子炉格納容器内 の気体が原子炉格納容器外に 非出され, 非凝縮性力スの濃 変が低下, 開始能も気の子炉格 肉容器内で発生し続ける水蒸 気の濃度が上升する
酸素可燃限界(5vo1%)
108 120 132 144 156 168
2
移(ウェット条件)
- - 水素
- 窒素
水蒸気 可燃限界
用後にドライウェル気相部の酸素濃度 1%に到達するためウェットウェルベ 15
い原子炉格納容器内の気体が格納容 出され,非縦縮性ガスの濃度が低下, 原子炉格納容器内で発生し続ける水 度が上昇する
ト時にドライウェルから急激 スが流入するため,水素濃度が 向に上昇
酸素可燃限界 (5vol%)
08 120 132 144 156 168
<u> 度の推移(ウェット条件)</u>

備考

・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。)



備考

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
THEMPS PART TARE BAR OF TARE (2011.12.20 Rg) 10^{-1} (2011.12.20 Rg) 10^{-1} (2011.12.20 Rg) 10^{-1} (2012.12.20 Rg)	木144 カーー 元 电力 (2010. 3. 12 成)	西北承 1 / J 元 电/) 2 5 分 ゲ	・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。
<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</u> <u>プレイ(954m³/h)を連続で実施</u>)			



炉	備考
	 ・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。

まとめ資料比較表	〔有効性評価	添付資料 3.4.2〕

		自相臣乙力戏震武 0 巴尼	(世-李
	東御弗二光竜所(2018.9.12 版)	局限原士刀発電所 2 安炉 近(1)海地 8 4 8	加方
「「「「「「」」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「	[添付資料 3.4.1	你付貸料 3.4.2	
			(本添付資料は、電力共
水の放射線分解の評価について	水の放射線分解の評価について	水の放射線分解の評価について	同研究の成果等をまと
			めた内容であることか
1. 水の放射線分解の考慮	1. 水の放射線分解の考慮	1. 水の放射線分解の考慮	ら、実質的な相違なし)
水がγ 線等の放射線エネルギを吸収すると非常に短時間の間	水がガンマ線等の放射線エネルギを吸収すると非常に短時間	水が <u>γ線</u> 等の放射線エネルギを吸収すると非常に短時間の間に	
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	の間に水の放射線分解が起こり, H(水素原子), OHラジカル,	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), HO_2 ラジカル, $H^+(水素イオン)$ 及び分子生成物の H_2 ,	e _{aq} ⁺ (水和電子), HO ₂ ラジカル, H ⁺ (水素イオン) 及び分	和電子), HO_2 ラジカル, H^+ (水素イオン) 及び分子生成物の	
H ₂ 0 ₂ (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	子生成物の H_2 , H_2O_2 (過酸化水素)を生じる。また、これ	H_2 , H_2O_2 (過酸化水素)を生じる。また、これら反応と並行	
学反応が生じ,H ₂ がOH ラジカルと反応して水に戻る等の再結合	らの反応と並行して以下の化学反応が生じ, H ₂ がOHラジカル	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	
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	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	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	
される。	酸化水素の分解によって生成される。	によって生成される。	
$H + OH > H + H O = \pm 0$	$H_{a} + O H \rightarrow H + H_{a} O = \vec{T}$	$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O \qquad {\ddagger} 1$	
$H_2 + OH \rightarrow H + H_2 O \qquad $		$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O \qquad \exists 2$	
$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O \qquad \text{ for } Q$	$H + H_2 O_2 \rightarrow O H + H_2 O \qquad \vec{x} (2)$	$H + OH \rightarrow H_2O \qquad {} { { { \vec { { $	
$H + OH → H_2O$ 式③	$H + O H \rightarrow H_2 O$ 式③		
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	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	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	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	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。	モデル化している。	成をモデル化している。	
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	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	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	
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	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	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	
の圧力容器破損後には、ジルコニウムー水反応やコア・コンクリ	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	
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	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	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	
持することが重要となる。	ことが重要となる。	低く維持することが重要となる。	
以下でけ この酸素ガスの支配的た生成プロセスである水の放	以下でけ、この酸素の支配的た生成プロセスである水の放射	以下でけ、この酸素ガスの支配的か生成プロセスであろ水の放	
お線分解について 木評価で用いた老う方を示す	線分解について 木評価で用いた老う方を示す	射線分解について 木評価で用いた老々方を示す	
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	 2. 水の放射線分解による水素及び酸素量の計算	 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け以下の	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)	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量け以下	
式(1)で算出している。	で算出している。	の式(1)で算出している。	

柏檎刈羽原子力発電所 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 $\Delta_{\mu} = Q_{arcs} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.22,10^{-3}} \times \Delta r$ (1) $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{00} \times \frac{1}{6.02,10^{-3}} \times \Delta r$ $\Delta_{\mu} = Q_{\mu,\pi} \times \frac{E}{1.60,10^{-9}} \times \frac{G}{1.60,0^{-9},0$			
$ \begin{split} \Delta n = Q_{accorr} \times \frac{E}{1.66 \times 10^{10}} \times \frac{G}{10} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times Ar (1) \\ \Delta n = Q_{accorr} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{G}{10} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times Ar (1) \\ \Delta n = Q_{accorr} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{G}{10} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times Ar (1) \\ \Delta n = A_{ccorr} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{G}{10} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times Ar (1) \\ \Delta n = A_{ccorr} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{G}{10} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times Ar (1) \\ \Delta n = A_{ccorr} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{E}{100} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{10}} \times \frac{1}{100} \times $	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
	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \qquad (1)$ 式(1)のパラメータは以下のとおり。 $\Delta n : \kappa o 成射線分解による水素(酸素) ガス発生量 [mol] Q_{decay} : 崩壊熱 [W]E : 放射線吸収割合 [·]- 炉内 : \beta 線, \gamma 線ともに 0.1- 炉外 o FP : \beta 線, \gamma 線ともに 1G : 実効 G 値 [分子/100eV]- 水素 : G(H_2) = 0.06- 酸素 : G(O_2) = 0.03\Delta t : \beta \Lambda \Delta x \overline{\gamma} \gamma \mathcal{T} [sec]$	$\Delta n = Q_{accy} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \exists (1)$ 式(1) のパラメータは以下のとおり。 $\Delta n : \pi o 放射線分解による木素 (酸素) 発生量[mol]$ $Q_{accy} : 崩壊熱[W]$ E : 放射線吸収割合[-] - サプレッション・プール以外のFP : ペータ線, 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] - 木素 : G(H2) = 0.06 - 酸素 : G(02) = 0.03 $\Delta t : タイムステップ[sec]$	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t$ 式(1) のパラメータは以下のとおり。 $\Delta n : \pi O 放射線分解による水素 (酸素) ガQ_{decay} : 崩壊熱[W]E : 放射線吸収割合[-]-炉内 : \beta 線, \gamma 線ともに 0.-炉外のFP: \beta 線, \gamma 線ともに 1G : 実効G 値[分子/100eV]-水素 : G(H2) = 0.06- 酸素 : G(02) = 0.03\Delta t : タイムステップ[sec]$

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の100%が水の放射線分解に寄与するものとし た。[1]

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 が溶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 y 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 線に比べて飛程が短いことから溶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。

放射線の吸収エネルギ 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。

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の 100%が水の放射線分解 に寄与するものとした。[1]

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 | 対象としていない。α線については飛程が 程が短いため、大部分が溶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溶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 | 取り扱いと考えられる。 守的な取扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギ 100eV 当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。

放射線吸収割合について、炉内について る放射線が水に吸収される割合を解析によ 1%となったことから、これを保守的に考慮 た、炉外のFPについては水中に分散して 守的に放射線のエネルギの 100%が水の放 のとした。[1]

今回はβ線及びγ線を考慮の対象とし, 融炉心等に吸収されるものと考え、α線に の寄与は無視できるものとした。また、本語 (以下、「電共研」という。)において求る が,これはy線源による照射によって得らえ β線はγ線に比べて飛程が短いことから溶 く, γ線源による実験結果のG値をβ線に対 放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く

放射線の吸収エネルギ 100eV あたりに生 G値と呼ぶ。G値には水の放射線による分類 初期G値と、これに加えて放射線分解によ 水分子等に戻る化学反応の効果を考慮したい

炉	備考
(1)	
ス発生量[mol]	
1	
は、炉心から放出され	
って評価した結果,約	
慮して10%とした。ま	
いることを考慮し、保	
射線分解に寄与するも	
α線については考慮の	
短いため、大部分が溶	
よる水の放射線分解へ	
評価では電力共同研究	
のたG値を用いている	
いに夫厥相未てめる。	
御炉心寺に吸収される	
目積もろ占で保守的た	
加損りる赤く体力的な	
成する原子・分子数を	
解作用のみを考慮した	
る生成物が再結合して	
実効G値がある。	

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
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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	
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	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	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	
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	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	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	
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	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	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。	
については次項に示す。	[2] に基づく値を用いた。	これについては次項に示す。	
3. 実効 G 値の設定について	【比較のため,「添付資料 3.4.2」の一部を記載】	3. 実効G値の設定について	
3.1 実効G 値の設定根拠とした電共研の実験結果 ^[2]	<u>2.2 基本実験の実機への適用性</u>	3.1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果 ^[2]	
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	<u>基本実験において評価したG値を用いるに当たり、実験条件</u>	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	(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	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	を第3表及び第4表に示す。	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	
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%	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	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	
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	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	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%	
合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。	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	とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。	
	微であることを確認している。		
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	・吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほ	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	
吸収線量は事象発生から <u>約1.4 時間後</u> までのサプレッション・プ	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	収線量は事象発生から <u>約 1.5 時間後</u> までのサプレッション・プー	・解析結果の相違
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	であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の	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	【柏崎 6/7,東海第二】
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	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	傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から <u>約1.5時間</u>	型式や解析条件等の
<u>間後</u> 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	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	<u>後</u> の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。	相違により異なる。
る。	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)		
 3.2 実効G 値に影響を及ぼす因子 		3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子	
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		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、O	
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		H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O	
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		H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	
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		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	
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		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	
する。		変化する。	
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、		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		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	

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
移行速度(沸騰, 非沸騰の違い)といった物理的因子がある。		移行速度(沸騰,非沸騰の違い)といった物理的因子がある。	
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		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		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		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。		の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。	
(1) よう素の影響	 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 	(1) よう素の影響	
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	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	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	様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら,第	じ, ОНラジカルがOН ⁻ となるため, ОНラジカルを介した式①	
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	10 図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G	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	
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	値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えら	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	
酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増大するも	れることから、有効性評価において、電共研の実験結果に	過酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増大する	
のと考えられる。	基づく実効G値を用いることは妥当と考える。	ものと考えられる。	
I^{-} +OH → I + OH ⁻ 式④		$I^- + OH \rightarrow I + OH^- $ $\vec{x}_{(4)}$	
水中のよう素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図		水中のよう素濃度を変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		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		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		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。		発生割合が高い。	
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		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		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。		による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。	
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		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		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。		える。	
(2) 溶存水素濃度の影響	・ジルコニウムー水反応割合(溶存水素濃度)については、	(2) 溶存水素濃度の影響	
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	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	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	
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	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	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	
考えられる。	している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が	と考えられる。	
水中の水素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4	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	水中の水素濃度を変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	<u> 妥当と考える。(第11図参照)</u>	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	
ー水反応割合が 0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相		-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	
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		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	
高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。		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。	
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		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		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	

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
ニウムー水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液		ニウムー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		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。		れる。	
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		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	
るジルコニウムー水反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験		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	
結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。		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。	
(3) 初期酸素濃度の影響	・初期酸素濃度については、少なくとも初期酸素濃度数 vol%	(3) 初期酸素濃度の影響	
初期酸素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3 に	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	初期酸素濃度を変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	ものではないと考える ^[2] 。(第 12 図参照)	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		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		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	
ぼすものではないと考える。		及ぼすものではないと考える。	
(4) 沸騰, 非沸騰状態の影響	 ・沸騰・非沸騰については、沸騰状態では酸素の実効G値は 	(4) 沸騰, 非沸騰状態の影響	
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	ほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での	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	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	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	考える ^[2] 。(第 13 図参照)	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		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		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		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。		れる。	
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		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		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		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	
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		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,	
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		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	
て低い。		めて低い。	
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		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		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。		採用することは妥当と考える。	
(5) 温度の影響	・温度については、温度が高いほど、再結合反応が促進され	(5) 温度の影響	
温度を室温(25°C)から <u>45°C</u> まで変化させた場合の酸素濃度	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	温度を室温(25℃)から 70℃まで変化させた場合の酸素濃度の	
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	<u>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</u>	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	
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。	<u>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]}。</u>	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	(第 14 図参照)	また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験[3]で	
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		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	

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
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。		る。 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。	
 (6) pH の影響 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 H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回参照)	 (6) pHの影響 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。 	
3.3 実効6 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] 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6 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 0H 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。 CH ₃ CH ₂ OH +OH \rightarrow CH ₃ CHOH +H ₂ O 式⑤ CH ₃ CHOH +O ₂ \rightarrow CH ₃ COH +HO ₂ 式⑥ 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,0H ラジカルの反応速度の観点か ら,実効6 値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから, ョウ素イオンで不純物を代表させている。	 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。 ・金属イオン等(Fe, Cu, B)については、よう素存在条件下にさいて、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²⁰。(第12回参照) ・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²⁰。 ・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、水にはまとんと溶けないため、放射線分解への影響は小さい、また、MCC1時にCO_が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響が小さい²⁰¹⁰。 ・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回参照) 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。 	 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] 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。 CH₃CH₂OH + OH → CH₃CHOH + H₂O 式⑤ CH₃CHOH + O₂ → CH₃COH + HO₂ 式⑥ 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値への影響はよう素イオンが支配的となることから、 よう素イオンで不純物を代表させている。 	
 4. <u>格納容器内</u>の酸素・水素濃度の評価方法 放射線分解を考慮した<u>格納容器内</u>の酸素・水素濃度の評価方法 は次のとおり。また,<u>格納容器内</u>の酸素・水素濃度の評価の流れ を図 11 に示す。 ・MAAP 解析から得られる<u>各コンパートメント</u>の窒素ガスモル数 	 3. <u>格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法</u> 放射線分解を考慮した<u>格納容器内</u>の水素・酸素濃度の評価方 法は次のとおり。また,<u>格納容器内</u>の水素・酸素濃度の評価の 流れを<u>第1図</u>に示す。 • MAAP解析から得られるドライウェル及びサプレッショ 	 4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法 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。 ・MAAP解析から得られるドライウェル及びサプレッショ 	

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
から, <u>格納容器</u> の初期酸素濃度を <u>3.5vol%</u> としたときの酸素	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	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	・解析条件の相違
ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。	2.5vo1%とした時の酸素モル数と窒素モル数を計算する。	酸素濃度を 2.5vo1% としたときの酸素ガスモル数と窒素ガス	【柏崎 6/7】
		モル数を計算する。	
 ・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 	・ ドライウェル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱	 ・<u>ドライウェル及びサプレッション・チェンバ</u>における崩壊熱 	
よる酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。	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	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	
	する。	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、 	 ・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 	・解析条件の相違
	MAAP結果に基づいてドライウェルとサプレッション・チ	いては, MAAP結果に基づいてドライウェルとサプレッシ	【柏崎 6/7】
	ェンバ間の <u>ベント管を介した</u> 移行量を評価し,移行量に応じ	<u>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</u>	島根2号炉は,本評価
	てドライウェルとサプレッション・チェンバに分配する。	ウェルとサプレッション・チェンバに分配する。	事故シーケンスにおい
 ・上記を重ね合わせることにより、<u>格納容器内</u>の気相濃度を計 	 上記を重ね合わせることにより、<u>格納容器内</u>の気相濃度を計 	・上記を重ね合わせることにより、原子炉格納容器内の気相濃	て,原子炉格納容器内に
算する。	算する。	度を計算する。	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。
5. 参考文献	4. 参考文献	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	[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	[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	
究」BWR 電力共同研究平成 12 年 3 月	究」BWR電力共同研究, 平成 12 年 3 月	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	[2]「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究,昭和	[2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR電力共同研究,	
年3月	63年3月	昭和 63 年 3 月)	
[3] Zittel, H.E., "Boiling water reactor accident radiolysis		[3] Zittel, H.E., "Boiling water reactor accident	
studies", ORNL-TM- 2412Part VⅢ (1970).		radiolysis studies",	
[4] Parczewski, K.I., et.al., "Generation of hydrogen and		ORNL-TM-2412 Part VⅢ (1970) .	
oxygen by radiolytic		[4] Prczewski, K. I., et. al., "Generation of hydrogen and	
decomposition of water in some BWR's", U.S. NRC Joint		oxygen by radiolytic decomposition of water in some	
ANS/ASME Conference,		BWR' s", U.S.NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug	
Aug. (1984).		(1984) .	
以上		以上	

柏崎X	羽原子力	発電所 6	ⅰ/7号炉	(2017.12.20版)		東海	海第二発電所	(2018. 9. 12 版)		Į	島根原子力発電所	〒 2号炉	備考
					【比較のため,添付資料3.4.2の一部を記載】								・解析条件の相違
表1	各種パラン	メータが酸	素ガスの実な	効G値に与える影響	<u>第</u> 3	<u>第3表</u> 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響				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	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	$\sim 1 \times 10^4 \mathrm{Gy}$	サプレッショ ン・プールでの	水素ガスの実効 C る傾向があり ^[2]	G 値は吸収線量が多いほど小さくな ⁸¹ , 酸素ガスの実効 G 値について	吸収線量	$\sim 1 \times 10^4 \text{G y}$	サプレッション・プ ールでの吸収線量は	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	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	
		吸収線量は事象 発生から約 1.4 時間後に 1×10 ⁴ Gy を超える。	も同様の傾向であ 度の長期(7日間) 考えた上で事象発 相当する(1×1040 は,保守的であり	 みることを確認している。⁽²⁾ 酸素濃 の推移を見る観点では、事象進展を 注から約 1.4 時間後の吸収線量に 3y)で求めた実効 G 値を用いること 妥当と考える。(図 1 参照) 			事象発生から約1.5 時間後で1×10 ⁴ G y を超える。	認している ²³ 。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)	吸収線量	~1×10 ⁴ G y	サプレッション・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 G y 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、事象准風を考えた上 で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に	
よ う 素 放 出 割 合	50% (立地審査指 針における に相恵故条	約 84%	水素カスの実効し なる傾向がありじ ても同様の傾向で	* 値はよう素濃度か高いはと大さく 2141 , 酸素ガスの実効 G 値につい あることを確認している。 ^[2] しか 参照せてい た記の程度の割合の相	よう素放出 割合	50% (立地審査指針 における仮想事	新164%	本素の実効G値よら素濃度が高いほど大きくなる傾 向があり ²⁰¹⁶ ,酸素についても同様の傾向であることを 確認している ²⁰¹ 。しかしながら、第100を参照すると、	トる実物出	50%	約 700/	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) 木素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほ	
	仮想事政条 件を設定)		しながら,図2を 違であれば,G値 表れないと考えら 評価において,電	参照すると, 左記の程度の割合の相 (測定データの傾き)に大きな違いは oれることから, 今回申請における (共研の実験結果に基づく実効 G 値	281	故条件を設定)	(510.10)	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)に大きな違い対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。	よう素放西 割合	 50% (立地審査指針 における仮想事 故条件を設定) 	<u> 楽りてきべ</u> い	ホポスクムの美知る1回になるクポ酸なか同いな 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	
ジルコニウム - 水反応割合 (溶 存 水 素 濃	5.5%	約 16.6%	 を用いることは安 水素ガスの実効 (くなる傾向があり ても同様の傾向で 	 三とちえる。 値は溶存水素濃度が高いほど小さ ^{[2][4]},酸素ガスの実効G値につい あることを確認している。^[2]このこ 	シルヨニウ ムー水反応 割合 (溶存水 素濃度)	5.5%	前10.1%	「木素の実効し間」お行木素震度か高いなどかさくなる 傾向があり ²⁰ (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 ²⁰ 。このことから、ジルコニウム−木反 応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を				は、G値(御定ケータの傾き)に入さな違い 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。	
度)			とから,ジルコニ の実験結果に基づ 考える。(図4参照	ニウムー水反応割合が小さい電共研 がく実効 G 値を用いることは妥当と 照)	初期 接 素濃度	1.5%	2.5%	用いることは妥当と考える。(第11 図参照) 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	ジルコニウ ム-水反応 割合(溶存	5.5%	約7.8%	水素カスの美効G値は浴仔水素濃度か高い 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	
初期酸素濃度	1.5vol%	3.5vol%	 少なくとも初期酸 濃度は酸素ガスの 	2素濃度数 vol%程度では、初期酸素 (実効 G 値に影響を及ぼすものでは)	沸騰・非沸騰	非沸腾状態	炉内:沸腾状態	える ²² 。(第12 図参照) 沸騰状態では酸素の実効G値はおまびとなる傾向があ	水素濃度)			コニワム-水反応割合か小さい電共研の実 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)	
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内 : 沸騰状態 サプレッショ	ないと考える。(E 沸騰状態では酸素 ある。このことか	図3参照) ² の実効G値はほぼ0となる傾向が ら,非沸騰状態での電共研の実験結			サプレッション・プ ール:非沸騰状態	る。このことから,非潮離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 [⊠] 。(第13 図参照)	初期酸素濃 度	1.5vo1%	2.5vo1%	少なくとも初期酸素濃度数 vo1%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)	
温度	室温	ン・プール: 非沸 騰状態 室温以上	 果に基づく実効 ((図 5 参照)^[2] 温度が高いほど, i 値は小さくなる傾 た上回スカウトの 	▲ 値を用いることは妥当と考える。 ■ 雨結合反応が促進されるため実効 G 雨前ある。事故時には温度は室温 これったませます。	温度	室温	室温以上	温度が高いほど,再結合反応が応進されるため実効G値 は小さくなる傾向がある。事故時式は温度は空温を上回 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[3]} 。(第14参 昭)	沸騰・非沸 騰	非沸騰状態	炉内:沸騰状態 サプレッションプール: 非沸騰状態	 注 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) 	
pH	中性	事故対応の中で	を上回るため, 実効 G 値を用い る。(図 6,7 参照) 中性環境下では酸	2位での電兵研の実験結果に基づく いることは保守的であり妥当と考え [2] [3] 漆の実効 G 値は僅かに小さい傾向	pН	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値は僅かにしたい傾向を 示すが、その割ま小さい。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	温度	室温	室温以上	12.。 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	
		変動する可能性 がある	を示すが,その差 試験で求めた電共	は小さい。このため,中性条件下の 研の実験結果に基づく実効 G 値を				ことに問題はないと考える ²² 。(第15回参照)				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 参昭) ^[2,3]	
			用いることに問題	はないと考える。(図8参照)回					рH	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]	

柏崎刈	国原子力発	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】	こう素以外の	つ不純物が酸素の)実効G値に与える影響	第4表 よ	う素以外のる	下純物が酸素の	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 金属イオン等 (Fe, Cu, B)	発生原因 炉内構造物 等	 シビアアクシデント環 境下における発生量 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) 	 酸素ガスの実効 G 値への影響 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) 	参属イオン等 (F e, C u, B) ホウ酸	発生原因 炉内構造物 等 制御棒材の酸化, M	 シビアアクシデント環 境下における発生量 0~2ppm (TMI-2 事が時の冷 丸財中不純物濃度やB WR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) 約1×10⁻³mol/L 	酸素の実効G値への影響 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 影響は見られてい ⁽²⁾ 。(第12図参照) 木のpHに影響するが、pHの違いに	物質 金属イオン等 (Fe,Cu)	発生原因 炉内構造物 等	 シビアアクシデント環 境下における発生量 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 	酸素ガスの実効G値への影響 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,MCCI 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]	コンクリート	 CC1時の化学反応 主成分のSiO₂, C 	(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) 安定な酸化物でエアロ	よる実効G値への影響は小さい ²² 。 安定な酸化物でエアロゾルとして挙動	ホウ酸	制御棒材の酸 化, MCCI時 の化学反応	定) 約1×10 ⁻³ mol/1 (原子炉格納容器内で の想定発生量とS/C	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	有機物	a O, A 1 ₂ O ₃ , M g OなどがMCC I 時に放出 電線破費材などの熱	ソルとして挙動し、水に はほとんど溶けない 約1.1×10 ⁻⁶ mol/L	し、水にはまとんど溶けないため、放 射線分解への影響計小さい。また、M CCI時にCO2が発生し木のpHに 影響するが、pHの変化によるG値へ の影響す小さい ^{12[4]} 。 酸素を消費する反応に寄与し、実効G	コンクリート	主成分の SiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgO などがMCC I 時に放出	液相体積から概算) 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 C02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,}	
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)	は小さい。 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)		57期年<℃近2时7時分7期年	(略納容益内での起正 発生量とサプレッショ ン・プール液相体積から 概算)	個を国政する、。(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)	^{2]} 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)	





	備考
· //	
C Det o Mater	
3 3	
件 う素濃度 : 50%放出相当 : 室温	
25 30	
有無と吸収線量の関係	
を変化させた場合)	
ウムー水反応割合 相当(0~6.7×10 ⁻⁴ mo1/L)	
(気相中) 相当	
<u>_</u>	
•	
量の関係	
こ場合)	



	備考
気相中及び液相中の \mathbf{O}_2 農度の総和	
,	
気相中の O ₂ 濃度 (液相換算)	
y 液相中のO ₂ 濃度 <u>101214</u>	
系(沸騰状態)	
(₂) = 0.1	
T-45C	
1_100	
6 8	
書の問核	


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
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)	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)	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)	
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)	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) 【ここまで】	図 <u>10</u> 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)	



号炉	
初期酸素濃度及び	
水の放射線分解を考慮したモル	数
窒素モル数	
► N' _{N2}	
酸素モル数	i.
$N_{O_2} + \Delta N_{O_2}$	
$I V_{H_2} + \Delta I V_{H_2}$	
	ļ
水蒸気モル数	
N _{H2O}	
L	:
「フロー図	

備考

・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。 まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.4.3〕

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
添付資料 3.4.3	添付資料 3.4.3	添付資料 3.4.3	
安定状態について	安定状態について(水素燃焼)	安定状態について (水素燃焼)	
水素燃焼時の安定状態については以下のとおり。	「水素燃焼」時の安定状態については以下のとおり。 	水素燃焼の安定状態については以下のとおり。	
原子炉格納容器安定状態:本評価では,事象発生から <u>約20時</u>	格納容器安定状態:	原子炉格納容器安定状態:本評価では,事象発生から約10時間	・解析条件の相違
間で代替原子炉補機冷却系を接続	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	で原子炉補機代替冷却系を接続し、	【柏崎 6/7, 東海第二】
し, 代替循環冷却系による原子炉格	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	残留熱代替除去系による原子炉格納	設備,運用等の相違に
納容器除熱を実施 <u>する。</u> これにより,	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す	容器除熱を実施し、事象発生から約	より原子炉格納容器除
7 日後まで格納容器ベントを実施し	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	12 時間後に可搬式窒素供給装置によ	熱の開始時間が異なる。
ない状態で原子炉格納容器の機能を	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。	る原子炉格納容器内への窒素注入を	・運用の相違
維持可能な事象進展となっている。		<u>実施する。</u> これにより,7日後まで	【柏崎 6/7】
		格納容器ベントを実施しない状態で	島根2号炉は,可燃性
		原子炉格納容器の機能を維持可能な	ガス濃度の抑制は, SA
		事象進展となっている。	設備である可搬式窒素
			供給装置による窒素注
			人を実施することとし
			ている。
【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	
本評価における格納容器ペントを実施しない状態を7日後以	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	本評価における格納容器ペ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	降も継続する場合、酸素濃度(ドフィ条件)は事象発生から約	降も継続する場合、酸素濃度(ドフイ条件)は事象発生から <u>約</u>	
レッション・チェンバにおいて可燃限界に到達する。	<u>46日後にドライウェルにおいて4.3vol%に</u> 到達する。	100日以降にドライウェルにおいて4.4vol%に到達する。	【 相崎 6/7, 果 海 弟 _ 】
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	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	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	設備, 連用, 解析条件
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	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	い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	等の相遅により,酸素濃
(可燃性カス濃度制御糸の運転等)を行い,原子炉格納谷器内	(可燃性カス濃度制御糸の運転等)を行い、格納谷器内が可燃	(可燃性カス濃度制御系の運転等)を行い、原子炉格納谷器内	度の可燃限発(酸素ヘン
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	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	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	ト基準) 到達時間が異な
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	設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び蒸	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	る。
及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素カス置換を試み	囲気温度の低下操作や格納谷器内の窒素直換を試みる。これら	及び温度の低下操作や原子炉格納谷器内の窒素ガス直換を試み	
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	の対応が困難であり、格納谷器内の酸素濃度(ドライ条件)が	る。これらの対応が困難であり、原子炉格納谷器内の水素及び	おお牛別のおみ
酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ペン	4.3vo1%に到達する場合については、格納容器ペントにより、	<u>酸素濃度が可燃限界</u> に到達する場合については、格納容器ペン	·記載力對(7)相逞
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	水素 <u>濃度</u> 及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持で	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	【果海弗二】
態を維持できる。		悲を維持でさる。	局限乙方炉は, 有効性
			計価上, 可燃性刀人の可
			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
	謝 添付資料 3. 4. 4	・相違理由は本文参照。
決抗) 一夕(こ与える)影響((小素)旅焼) 「目とたらパラメークに与える影響(小素)旅焼) 「目とたらパラメークに与える影響(小素)旅焼的 」、「日とたらパラメークに与える影響(小素)が の日とならパラメークに与える影響(小素)が の日とならパラメークに与える影響(1)とならい かっ成しによるが小子が中から通知でいかという たい、「こよるが小子が中から通知にから、か たいでしたよるが男子がの確認がある。か たっていたいたられ子が中かの操作 は、「こよるが小子が中かの操作 していたいた。 に、「こよるが小子が中かいでいい。 していたいたるが「デジーがの」 していたいため、大手の「市」の操作 していたいいた。 「日本のないな」を新知知いたい。 「日本のないな」を新知知いたいな、 「「」、そ同ないたいな、 「「」、そのないう、大」のに対したの、大洋価単成 でしたいないたいたい。 「「」、 「「」、 「「」、 「」、 「」、 「」、 「」、	大米派法氏 注価項目となるバラメークプレーズる 評価項目となるバラメークプレーズる 評価項目となるバラメークに与える影響 ため、本学師事故が一分、パイオークに与える影響 ため、本学師事故が一分、パイオークに行えるが ため、などの、「「「「「「」」、 大きくなる」 「「」」、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	ł
の不確かさの影響について(水素) (作時間及び評価可見日となるパラメ・ 業業(本)の、「「「「「」」」」」」となるパラメ・ 業業(本)の、「「」」」」、「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、	 ・油油の、ための影響評価についいく(水素) ・油油の、ため、影響評価についく(水素) ・ホーン・シンスにおける系術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条術を示す。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホーン・シンスにおける条件をした。 ・ホースを構成になった。 ・ホースを構成になった。 ・ホースを構成になった。 ・ホースを構成になった。 ・ホースの人子メーター ・ホースの人子シンス・シント、 ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子シンシンティントンの、 ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホースの人子メーター ・ホームの人の一人の人人人人人人 ・ホースの人の人の人人人人人 ・ホースの人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人の人	
1-ド及び解析条件の にあった (24)	たい	
<u>表1.解析予研除的時代的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的人類的</u>		

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.4.4〕

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.4.5〕

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
添付資料 3.4.5	添付資料 3.4.6	添付資料 3.4.5	
原子炉注水開始時間の評価結果への影響	原子炉注水開始時間の評価結果への影響について	原子炉注水開始時間の評価結果への影響	
1. はじめに	1. はじめに	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	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	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	
への注水開始時刻を事象発生から70分後としている。実際の事故	器への注水開始時刻を事象発生から25分後としている。実際の	器への注水開始時刻を事象発生から30分後としている。実際の	・解析条件の相違
 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	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	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	【柏崎 6/7,東海第二】
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	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	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、	設備,運用等の相違に
ニウムー水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素	は、ジルコニウムー水反応による水素発生量が抑制され、相対	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	より原子炉注水開始時
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	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	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	間が異なる。
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	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	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	
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	の状態によっては、ジルコニウムー水反応が促進され、水素発	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	
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	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	<u>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	
て相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。	素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。	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。	
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	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	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	
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	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	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	
える影響を確認した。	果に与える影響を確認した。	に与える影響を確認した。	
9. 亚研冬州	0. 亚伍冬州	9. 亚伍冬州	
2. 計画未住	2. 計画未住 ベースケースの評価条件に対する亦更占け以下のとおり、こ	2. 計画未住 一 一 一 一 一 の 由 書 に お い て 示 し た 解 析 ケ ー ス (以 下 「 ベ ー ス ケ ー ス 」	
そのの平明においてホビに解析 ス(以上)、 スク ス」 という)の評価条件に対する変更占け以下のとおり この他の評	の他の評価条件は、ベースケースと同等である	という)の評価条件に対する変更らけ以下のとおり、この他の	
価条件は ベースケースと同等であろ		評価条件け ベースケースと同等であろ	
 (1) 感度解析 1 (注水開始時刻が早まる場合)	(1) 感度解析1(注水開始時刻が早まる場合)	(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 30 分後とし	・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースより10分	・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から25分後と	・解析条件の相違
た。30分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定	早くし,事象発生から15分後とした。	した。25分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて	【柏崎 6/7,東海第二】
した値である。		設定した値である。	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。
・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	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		・解析条件の相違
容器スプレイの流量を 155m ³ /h とした。格納容器スプレイの	スケースより 10 分早くし,事象発生から 80 分後とした。		【柏崎 6/7,東海第二】
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	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		島根2号炉は,原子炉
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>設定した値である。</u>		注水開始時刻以外の解

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
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。			析条件はベースケース と同様。
 (2) 感度解析 2(注水開始時刻が遅れる場合) ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 20 分 遅延することとし,事象発生から 90 分後とした。 	 (2) 感度解析 2(注水開始時刻が遅れる場合) ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 25分 遅延することとし、事象発生から 50分後とした。 	 (2)感度解析2(注水開始時刻が遅れる場合) ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから30分 遅延することとし,事象発生から60分後とした。 	・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。
	<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</u> 後とした。		・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。
<u>20分</u> は,原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても,溶融 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。	<u>25分</u> は,原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても,溶融 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。	<u>30分</u> は,原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても,溶融 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。	
3. 評価結果 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5vo1%未満となった。	 評価結果 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。 	3. 評価結果 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 <u>表1</u> 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。	
 4. まとめ 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。 以上 	4. まとめ 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。	4. まとめ 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。 以上	

	柏崎刈羽	原子力発電所	6/7号炉	(2017.12.20 片	反)	-	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	1 原子炉	圧力容器への注	E水開始時刻の の影響	変更に伴う評価	項目へ	第1表 原子炉	王力容器への ノ	<u>注水開始時亥</u> への影響	」の変更に伴	う評価項目	表1 原子炉日	E力容器への注	:水開始時刻の3 の影響	変更に伴う評価	町目へ	・解析結果の相違 【柏崎 6/7.東海第二】
	項目	原子 感度解析1 (事象発生から30分 後)	P圧力容器への注水開 感度解析2 (事象発生から90分 後)	始時刻 ベースケース (事象発生から70分 後)	- 評価 項目	項目	原子炉圧 感度解析 1 (事象発生か ら 15 分後)	カ容器への注水 感度解析 2 (事象発生か ら 50 分後)	 開始時刻 ベースケース (事象発生から 25 分後) 	評価項目	項目	原子炉E 感度解析1 (事象発生から 25分後)	E力容器への注水開 感度解析2 (事象発生から 60分後)	H始時刻 ベースケース (事象発生から 30 分後)	評価 項目	
	ビ炉心内のジル コニウム量に対 する酸化割合 ジルコニウムー	彩 18.2%	約 17.1%	<i>¥</i> 7 16. 6%		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%		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%		
7.	水反応による く素ガス発生量 酸素濃度	約 625kg 約 2. 2vo1%	約 587kg 約 2.6vo1%	約 570kg 約 2. 3vo1%		ジルコニウム- 水反応による水 素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg		シルコニリム- 水反応による水 素ガス発生量 ドライウェル	約 293kg 約 1. 1vo1%	約 167kg 約 1. 1vo1%	約 198kg 約 1. 1vo1%		
(ドライウェル) 酸素濃度 サプレッショ	(事象発生から 168 時 間後) 約 3. 6vol% (事象発生から 168 時	(事象発生から 168 時間後) 約 3. 9vol% (事象発生から	(事象発生から 168 町 間後) 約 3. 4vol% (事象発生から 168 時	5vo1% 以下	酸素濃度 (ドライウェ	約 2.7vo1% (約 0.1 時間)	約 2.8vo1% (約 76 時間)	約 2. 8vol% (約 107 時間)		酸素濃度 (ウェット条件) サプレッショ	(事象発生から 168時間後) 約1.9vol%	(事象発生から 168時間後) 約2.1vo1%	(事象発生から 168時間後) 約1.9vol%	5 vo1% 以下	
	/・チェンバ)	間後)	168 時間後)	間後)		ル) 酸素濃度 (サプレッショ	約 4. 0vo1%	約 4. 0vo1%	約 4. 0vo1% (約 84 時間)	5vo1% 未満	ン・チェンバ 酸素濃度 (ウェット条件)	(事象発生から 168 時間後)	(事象発生から 168 時間後)	(事象発生から 168 時間後)		
						ン・チェンバ)	(#112 #11									









	まとめ資料比較素 「右効性評価 35 涼融伝心・コンク	リート相互作用〕 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
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	
3.5.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	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	3.5.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	(1)格納容器破損モード内のプラント損傷状態	(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」	格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」	格納容器破損モード「溶融炉心・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	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	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, LOCA,	整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQU	整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQU	
<u>長期 TB, TBU 及び TBP</u> である。	X,_LOCA <u>, 長期TB, TBU, TBP及びTBD</u> である。	X及びLOCAである。	・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。
(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	(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	(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	本的考え方	本的考え方	
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」	格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」	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、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原	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	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	子炉冷却材喪失事故(LOCA) <u>又は全交流動力電源喪失</u> が	子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生するとともに、非常	・評価条件の相違
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	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	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	【柏崎 6/7, 東海第二】
する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧	重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子	和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心	PRA により抽出される
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	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	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	事故シーケンスの相違。
心からの崩壊熱や化学反応によって,原子炉格納容器下部の	からの崩壊熱や化学反応によって, ペデスタル (ドライウェ	学反応によって, ペデスタルのコンクリートが侵食され, 原	
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	<u>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</u>	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	
能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	機能を喪失し、格納容器の破損に至る。	器の破損に至る。	
したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器	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</u>	したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器	・運用の相違
の下部から溶融炉心が落下する時点で、原子炉格納容器下部	<u>ペデスタル (ドライウェル部) 水位が約 1m となるよう注水</u>	の下部から溶融炉心が落下する時点で、ペデスタルに溶融炉	【東海第二】
に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し、かつ、溶	した上で、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時	心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の	島根2号炉は、通常運
融炉心の落下後は、格納容器下部注水系(常設)によって溶	点で、ペデスタル(ドライウェル部)に溶融炉心の冷却に必	落下後は, ペデスタル代替注水系(可搬型)によって溶融炉	転中にペデスタルに水張
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	要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格	心を冷却すること及びペデスタルにコリウムシールドを設置	りはしていない。
するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素	納容器下部注水系(常設)によって溶融炉心を冷却すること	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、	・設備設計の相違
ガス発生を抑制する。	及びペデスタル (ドライウェル部) にコリウムシールドを設	溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制	【柏崎 6/7】
	置することにより、 <u>格納容器</u> の破損を防止するとともに、溶	する。	島根2号炉は、ペデス
	一 細炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。		タルに洛トした溶融炉心
			かドレン配管を通じてド
			フイワェルサンブへ流出
			することを防止するため
			にペテスタル床面にコリ

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
また,溶融炉心の落下後は, <u>格納容器下部注水系(常設)</u> によって溶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</u> 又は <u>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。	また,溶融炉心の落下後は, <u>格納容器下部注水系(常設)</u> によって溶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, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって <u>格納容</u> 器の圧力及び <u>雰囲気温度</u> を低下させる。	また,溶融炉心の落下後は, <u>ペデスタル代替注水系 (可搬型)</u> によって溶融炉心の冷却を実施する。その後, <u>残留熱代 替除去系</u> 又は <u>格納容器フィルタベント系</u> によって <u>原子炉格納</u> 容器の圧力及び温度を低下させる。	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。 ・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。
なお,本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上で は,重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使 用できないものと仮定し,原子炉圧力容器破損に至るものと する。	さらに, 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。 なお,本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上で は,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,本格納容器破損モー	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</u> <u>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</u> <u>内へ窒素供給することによって,原子炉格納容器</u> の破損を防 止する。 なお,本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上で は,重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使 用できないものと仮定し,原子炉圧力容器破損に至るものと する。	 ・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
	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		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
	<u>a.</u>		
(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」 で想定される事故シーケンスに対して,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。	(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」 で想定される事故シーケンスに対して, <u>ペデスタル(ドライ</u> ウェル部)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, <u>通常運転時からペデスタル(ド</u> ライウェル部)に約 1mの水位を形成した上で,格納容器下 部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウェル部)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)によるペデスタル(ドライウェル部)注水 手段を整備する。	(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」 で想定される事故シーケンスに対して, <u>ペデスタル</u> 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, <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル</u> 代替注水系(可搬型)による <u>ペデスタル</u> 注水手段を整備する。	 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,通常運 転中にペデスタルに水張 りはしていない。
また, <u>ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル</u> 低電導度廃液サンプ(以下「ドライウェルサンプ」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</u> 設)と合わせて,ドライウェ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, <u>原子炉格納容器下部</u> にコリウム シールドを設置する。	また, <u>溶融炉心の落下によるペデスタル(ドライウェル部)</u> <u>のコンクリート侵食を抑制するために,</u> ペデスタル(ドライ ウェル部)にコリウムシールドを設置する。	また, <u>ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床</u> ドレンサンプ(以下「ドライウェルサンプ」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,ペデスタルにコリウ ムシールドを設置する。	 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ドライ ウェルサンプにおける MCCI を防止するためコ リウムシールドを設置する。
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)</u> による原子炉 格納容器冷却手段及び <u>代替循環冷却系</u> による原子炉格納容器 除熱手段又は <u>格納容器圧力逃がし装置</u> による原子炉格納容器 除熱手段を整備する。	また、その後の格納容器圧力及び <u>雰囲気温度</u> 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)</u> による 格納容器冷却手段、 <u>緊急用海水系による冷却水(海水)の確</u> <u>保手段及び代替循環冷却系</u> による <u>格納容器除熱手段又は<u>格納</u> 容器圧力逃がし装置による<u>格納容器除熱手段を整備<u>し</u>、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</u>す る。</u>	また,その後の格納容器圧力及び <u>温度</u> の上昇を抑制する観 点から, <u>残留熱代替除去系</u> による <u>原子炉格納容器除熱手段</u> は <u>格納容器フィルタベント系</u> による <u>原子炉格納容器除熱手段</u> を整備する。	・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。
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。		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。	・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
			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。
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	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	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	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	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	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		
大事故等対策の概要は, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰	の概要は,「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」	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	の 3. 2. 1 (3) の a . から g . に示している。このうち,本格納	囲気直接加熱」の 3.2.1(3)の a.から <u>k</u> .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	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	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	物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1.(3)に示す.i	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	
示す g. から j. である。	<u>及びk</u> .から <u>o</u> .である。	すg.からj.である。	
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	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	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	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	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	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	<u>子炉格納容器</u> 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	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	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 <u>第 3.2.1 図</u> から <u>第 3.2.4 図</u> であ	加熱」に示す <u>第 3.2-1 図</u> である。このうち,本格納容器破	器雰囲気直接加熱」に示す <u>第3.2.1-1(1)図</u> から <u>第3.2.1-1(4</u>)	
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	損モードの重大事故等対策の概略系統図は <u>第3.2-1 図(2/</u>	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	
略系統図は <u>第3.2.2 図及び第3.2.3 図</u> である。本格納容器破	<u>5)から第 3.2-1 図(4/5)</u> である。本格納容器破損モード	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	
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	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	<u> 囲気直接加熱」に示す第 3.2.1-1(2)図から第 3.2.1-1(4)図</u> で	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	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。	
3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	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	(1) 有効性評価の方法	(1) 有効性評価の方法	
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	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	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	ーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に	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	示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が	示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が	
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	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	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	
象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧	事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高	事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高	
<u>注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却</u>	<u> </u>	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	
<u>失敗)」</u> である。ここで,逃がし安全弁再閉失敗を含まない	<u>デブリ冷却失敗(ペデスタル))」</u> である。ここで,逃がし	水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」である。	
事故シーケンスとした理由は, プラント損傷状態が TQUV で	安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プ	ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスと	
あるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響	ラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃	した理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故	
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	がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え,発生頻度の観	対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考	
選定したためである。	点で大きい事故シーケンスを選定したためである。	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	

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
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。	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T QUVを比較し、LOCAの場合はペデスタル(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。 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。	である。 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T QUVを比較し、LOCAの場合は <u>ペデスタル</u> 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。 <u>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注</u> 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。	・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。
なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/	なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/	なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/	 ・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
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	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	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	
融燃料ー冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケ	融燃料ー冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケ	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。本格納容器破損モード及び	ンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び	ンスと同様のシーケンスである。本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ー冷却材相互作用」では	「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」では	「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	プラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/	プラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/	
納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX とし	格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUX	格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUX	
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	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	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	
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 <u>有</u>	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	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	
効燃料棒底部から <u>有効燃料棒の長さの10%</u> 上の位置に到達し	が <u>燃料有効長底部から燃料有効長</u> の20%上の位置に到達した	が <u>燃料棒有効長底部</u> から <u>燃料棒有効長の 20%</u> 上の位置に到達	
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	時点で逃びし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作によって	した時点で逃びし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧す	
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	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	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	
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	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、	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	
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	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	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	
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	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	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	
る。	ケンスで評価する。	する。	
本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒	本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒	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	内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆	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	管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対	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,	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、	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	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	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	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	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 <u>原子炉格納容器下部床面</u> での溶融	損傷後の <u>格納容器</u> における <u>格納容器下部床面</u> での溶融炉心の	の原子炉格納容器におけるペデスタル床面での溶融炉心の拡	

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
炉心の拡がり,原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化),	拡がり,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化),原子	がり,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化),原子炉	
原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達),溶融炉心と原	炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達), 溶融炉心と <u>格納</u>	圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達), 溶融炉心とペデス	
<u>子炉格納容器下部プール水</u> との伝熱,溶融炉心とコンクリー	<u>容器下部プール水</u> との伝熱,溶融炉心とコンクリートの伝熱	<u>タルプール水</u> との伝熱,溶融炉心とコンクリートの伝熱並び	
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	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	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	
要現象となる。	なる。	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,	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,	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	原子炉圧力容器内及び <u>格納容器内</u> の熱水力モデルを備え、か	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溶融炉心	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	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	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M	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 <u>原子炉格納容器下部</u> の床面及び壁面のコン	AAPによりペデスタル(ドライウェル部)の壁面及び床面	ードMAAPによりペデスタルの床面及び壁面のコンクリー	
クリート侵食量等の過渡応答を求める。	のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。	トの侵食量等の過渡応答を求める。	
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	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	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	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	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	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	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。	操作時間余裕を評価する。	操作時間余裕を評価する。	
(2) 有効性評価の条件	(2) 有効性評価の条件	(2) 有効性評価の条件	
本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は, 「3.2 高圧	本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は, 「3.2 高圧	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。	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。	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。	
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			・解析条件の相違
ルドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。			【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。
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		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	・解析結果の相違
及び酸素ガスの発生については、「3.4 水素燃焼」と同じで		及び酸素ガスの発生については、「3.4 水素燃焼」と同じで	【東海第二】
ある。		ある。	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。
(3) 有効性評価の結果	(3) 有効性評価の結果	(3) 有効性評価の結果	
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	本評価事故シーケンスにおける <u>ペデスタル(ドライウェル</u>	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 <u>第3.5.1</u> 及び <u>第3.5.2</u> 図に,	<u>部)</u> 水位並びに溶融炉心コンクリート相互作用によるペデス	<u>(シュラウド内外水位)の推移を第 3.5.2-1(1)図及び第</u>	
格納容器圧力,格納容器温度,ドライウェル及びサプレッシ	タル(ドライウェル部)の壁面及び床面のコンクリート侵食	<u>3.5.2-1(2)図に,格納容器圧力,格納容器温度,ドライウェ</u>	
ョン・チェンバの気相濃度(ウェット条件,ドライ条件),	量の推移を <u>第3.5-1 図及び第3.5-2</u> 図に示す。	ル及びサプレッション・チェンバ気相濃度(ウェット条件,	
<u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u> , <u>格納容器下部</u> 水位		ドライ条件),サプレッション・プール水位,ペデスタル水	

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
並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による <u>原子炉格納容</u>		位並びに溶融炉心 <u>・</u> コンクリート相互作用による <u>ペデスタル</u>	
<u>器下部</u> 床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を <u>第 3.5.3</u>		<u>床面及び壁面</u> のコンクリート侵食量の推移を <u>第 3.5.2-1(3)</u>	
図から <u>第3.5.11図</u> に示す。		図から第3.5.2-1(11)図に示す。	
a. 事象進展	a. 事象進展	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	事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接	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。	加熱」と同じである。	加熱」と同じである。	
b. 評価項目等	b. 評価項目等	b. 評価項目等	
	<u>ペデスタル(ドライウェル部)</u> にコリウムシールドを設	<u>ペデスタルにコリウムシールドを設置するとともに、</u> 溶	・設備設計の相違
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	置するとともに,溶融炉心落下前のペデスタル(ドライウ	融炉心落下前のペデスタルへの水張り及び溶融炉心落下後	【柏崎 6/7】
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	<u>ェル部)水位の確保</u> 及び溶融炉心落下後のペデスタル(ド	のペデスタルへの注水の継続によって、コンクリート侵食	・運用の相違
て、コンクリート侵食量は <u>原子炉格納容器下部</u> の床面で <u>約</u>	ライウェル部)への注水の継続によって、ペデスタル(ド	量はペデスタルの床面で0m,壁面で約0.04mに抑えられ,	【東海第二】
1cm, 壁面で約 1cm に抑えられ, 原子炉格納容器下部の溶	ライウェル部)の壁面及び床面のコンクリートの温度は融	ペデスタルの溶融炉心は適切に冷却される。	島根2号炉は、ペデス
<u></u> 融炉心は適切に冷却される。	点に至らないことからコンクリート侵食は生じず、ペデス		タル代替注水系 (可搬型)
	タル(ドライウェル部)の溶融炉心は適切に冷却される。		にてペデスタルへ初期水
			張りを行い、ペデスタル
			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】
	また、解析コードMAAPによる評価において、コリウ	また、MAAPコードによる評価において、コリウムシー	
	ムシールドと溶融炉心の接触面温度は2.100℃未満であり、	ルドと溶融炉心の接触面温度は 2.100℃未満であり、ペデ	
	コリウムシールドについても侵食は生じない。	スタル床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じな	
	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		・整理方針の相違
	溶出も含めて評価した場合には、コリウムシールドには		【東海第二】
	3.3cm 程度の侵食が生じるが、この場合においてもペデス		島根2号炉は、ドライ
	タル(ドライウェル部)の壁面及び床面のコンクリートの		ウェルサンプにおける
	温度は融点に至らず侵食は生じない。また、コリウムシー		MCCI を防止するためコ
	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		リウムシールドを設置す
	非凝縮性ガスは発生しない。		る。なお、溶融炉心中の
			金属酸化物によろジルコ
			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
			していろ (補足説明資料
			「29」ドライウェルサン
			プへの溶融恒心流入防止

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
			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」)
原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対して	ペデスタル(ドライウェル部)壁面のコンクリート侵食	ペデスタル壁面のコンクリート侵食に対しては、コンク	
は, コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約1.64m のコン	に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子	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	・設備設計の相違
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。	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	【柏崎 6/7】
炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果,原子炉		の支持機能を維持できる。評価の結果、ペデスタル壁面の	
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		コンクリート侵食量は約 0.04m に抑えられ,原子炉圧力容	・解析結果の相違
		器の支持機能を維持できる。	【柏崎 6/7,東海第二】
原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対して	ペデスタル(ドライウェル部)床面のコンクリート侵食	ペデスタル床面のコンクリート侵食に対しては、ペデス	東海第二では、ペデス
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	に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子	<u>タルの床面以下のコンクリート厚さが約4m</u> であり, <u>ペデ</u>	タル壁面及び床面にコリ
<u>約 7.1m</u> であり, <u>原子炉格納容器下部床面</u> のコンクリート	炉圧力容器の支持機能を維持できる。	<u>スタル床面</u> のコンクリート侵食量 <u>は0m</u> であるため,原子	ウムシールドを設置して
 侵食量 <u>が約 1cm</u> であるため,原子炉圧力容器の支持機能を		炉圧力容器の支持機能を維持できる。	いることからコンクリー
維持できる。			トの侵食が生じないた
また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガ	また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガ	また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガ	め、それに伴う可燃性ガ
スの発生は, <u>原子炉格納容器下部</u> についてはコンクリート	スの発生は、コンクリート侵食は生じないことから、可燃	スの発生は, <u>ペデスタル壁面</u> についてはコンクリートの侵	スの発生も生じない。(以
の侵食量が <u>約 1cm</u> であるため, <u>約 4kg</u> の可燃性ガス及びそ	性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。	食量が <u>約 0.04m</u> であるため, <u>約 11kg</u> の可燃性ガス及びそ	降の解析結果に関しての
の他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応		の他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応	記載相違理由も同様)
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		によって <u>約 423kg</u> 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		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		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、溶融炉心・コンクリート相互作用		響は小さい。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用	
による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小		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。		さい。	
なお, 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価		なお, <u>ペデスタル</u> への溶融炉心落下後の本評価における	
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		水素濃度は, <u>サプレッション・チェンバにおいて,</u> ウェッ	
<u>が,</u> ウェット条件で <u>12vo1%</u> 以上,ドライ条件で <u>34vo1%</u> 以		ト条件で <u>約 9.9vo1%</u> 以上,ドライ条件で <u>約 24.7vo1%</u> 以上	
上となり, ドライ条件においては 13vo1%を上回る。一方,		となり, ドライ条件においては 13vo1%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		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		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 <u>約 2. 1vo1%</u> ,ドライ条件で <u>約 2. 6vo1%</u>		度はウェット条件で <u>約 1.6vol%</u> , ドライ条件で <u>約 2.5vol%</u>	
であり,可燃限界である <u>5vol%</u> を下回る。溶融炉心・コン		であり,可燃限界である <u>5 vol%</u> を下回る。溶融炉心・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		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		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		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		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。溶融炉心・コンクリート相互作用		素の影響は無視できる。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 バロネ 本素 カステト い原ス に物 地 家 服 中 の 歌 表 滞 座 ネ エ バ	
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	
カスを考慮することは原子炉格納谷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> , 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. 6vo1%</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。	
その後は, <u>原子炉格納容器下部</u> に崩壊熱相当の流量での その後は, <u>ペデスタル(ドライウェル部)に80m³/h</u> の その後は, <u>ペデスタル</u> に <u>崩壊熱相当に余裕を見た流量で</u> ・運用の相違	
<u>格納容器下部注水</u> を継続して行うことで,安定状態を維持 注水を行い,また, <u>代替循環冷却系</u> による格納容器除熱をの <u>ペデスタル注水</u> を行い,また, <u>残留熱代替除去系</u> による【東海第二】	
できる。 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。 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 島根2号炉は、「	圧力容
持できる。おおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおおお	心への
(添付資料 3.5.1) (添付資料 3.5.1, 3.5.2, 3.5.3) (添付資料3.5.1) 注水を崩壊熱相当(に余裕
を見た流量にて行	う。
【柏崎 6/7】	
残留熱代替除去	去系に
よる格納容器スプ	レイ水
がペデスタルに流	入する
ことで溶融炉心が	冷却さ
れることから、安全	定状態
の維持に係る記載し	に残留
熱代替除去系を記述	載して
いる。	
本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項 本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項 本評価では,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目	
目の設定」に示す(8)の評価項目について,原子炉格納容器 目の設定」に示す(8)の評価項目について、ペデスタル(ド の設定」に示す(8)の評価項目について、ペデスタル床面及	
<u>下部床面</u> 及び壁面のコンクリート侵食量 ^{*1} をパラメータと ライウェル部)壁面及び床面のコンクリート侵食量 [※] をパラ び壁面のコンクリート侵食量 ^{※1} をパラメータとして対策の	
して対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を メータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有 有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するため	
確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価 効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5) の評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結	
項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/ 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	
器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃 格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の 熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互	
料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認 溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足すること 作用」にて評価項目を満足することを確認している。	
している。を確認している。	
また,(1)から(3),(6)及び(7)に示す評価項目の評価結 ・整理方針の相違	
果及びペデスタル(ドライウェル部)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 各格納容器破損。	モード
物放出/格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。	評価項
※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても,原子 ※ 溶融炉心が適切に冷却されることについても、ペデスタ ※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 目の整理の差異。	島根2
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</u> ル(ドライウェル部)壁面及び床面のコンクリートの侵納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲でペデ号炉は、安定状態の	の維持
<u>炉格納容器下部</u> 床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止 食が <u>生じない</u> ことで確認した。 <u>スタル床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止する</u> について、本シナ	リオに

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
することで確認した。	(添付資料 3.2.8)	ことで確認した。	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。
なお, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設		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		定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」に	
いて,(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度に		おいて,(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度	
よる静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、そ		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		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,溶融炉心が <u>原子炉格納容器下部</u> に落		性を確認しているが、溶融炉心がペデスタルに落下した場	
下した場合については,本評価において,「1.2.2.2 有効		合については,本評価において,「1.2.2.2 有効性を確認す	
性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の		るための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目に	
評価項目について対策の有効性を確認できる。		ついて対策の有効性を確認できる。	
959 報任コード及び報任冬州の石碑かその影響評価	959 韶振っ」ド及び韶振冬仲の不確かさの影響評価	959 韶振っ」ド及び韶振冬仲の不確かその影響証価	
8.5.5 肝切二 下及い肝切末中の下確かさの影響評価 解析コード及び肝切末中の下確かさの影響評価の範囲として		8.5.5 解析コード及び解析未代の不確かさの影響計画 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	
所有二 「及び所有末日の下確からの影音計画の範囲として、 運転員等場作時間に与うる影響 誕価項目とたるパラメータに長	海航日 「及び舟前未住の下催がさの影音計画の範囲として、	海航日 「及び舟前未行の下催がさの影音計画の範囲として、	
連邦員守珠[F時間に子える影響, 計画項目となるパリノ クに子 うる影響及び場作時間令欲を評価するものとする	学る影響及び場作時間令欲を評価するものとする	定私員守保下時間に子んる影響, 計画気日となるパリノ ノに子 ラス影響及び場作時間令欲を評価するものとする	
たる影響及の採門時間赤桁を計画するものとする。 救納容哭破損エード「溶融恒心・コンクリート相互作用」でけ	たる影音及の保旧町間示倍を計画するものとする。 救幼家哭破損エード「茨融后心・コンクリート相互作用」でけ	たる影音及の採FF時間示悟を計画するものとする。 救幼家哭破損エード「滚融后心・コンクリート相互作用」でけ	
「市村存留限頂」 「「存配がし」 ユンノク 「市五日市」では、 重大車坊竿対処設備を今む 今ての百子 「行注水機能が転生」で「「小	「市村存留吸頂で「「存配がし、ニンノク」「市丘下市」では、	「市村存留吸頂で「「存配がし、ニンノク」「市丘」「「加」」では、 重十重坊竿対処設備を今ねすべての百子恒注水機能が転生」で恒	
重八事成寺内を設備を占む主ての床」が在小機能が長くしてから 損復及び国之后圧力容異の破損に至り 溶融后心が国之后枚納容	単八事成寺がた設備を古む主ての床」が在小磯船が長人してた 損復及び頃子恒圧力容哭の破損に至り 溶融恒心がペデスタル(ド	工人事成寺がた設備を古むすべての赤丁が在小儀能が長くしてが 心損復及び国子后圧力容界の破損に至り ※融后心がペデスタル	
頃の及び赤」が江刀谷部の取頂に主り、谷融が心が広うが恒加社	頃 (人) () () () () () () () () (~ 渡下してコンクリートを得合することが性徴である	
	ある。		
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</u>	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	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	・記載方針の相違
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	有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器下部注水	有意な影響を与えると考えられる操作として, 溶融炉心落下前の	【柏崎 6/7】
な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の <u>格納</u>	<u>系(常設)</u> によるペデスタル(ドライウェル部)注水操作とする。	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張り操作及び溶融炉	島根2号炉は,事象発
容器下部注水系(常設)による水張り操作及び溶融炉心落下後の		<u>心落下後のペデスタル代替注水系(可搬型)</u> によるペデスタルへ	生から 12 時間までの操
原子炉格納容器下部への注水操作とする。		の注水操作とする。	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。
			・運用の相違
			【東海第二】
			東海第二では、運転時
			からペデスタル(ドライ
			ウェル部)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。

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
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	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	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	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	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。	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	の熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。	・整理方針の相違
	が挙げられる。		【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。
			島根2号は、ペデスタ
			ル床面からライナまでの
			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。
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	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	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</u>	・整理方針の相違
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	上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。	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	【東海第二】
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。		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。	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。
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	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	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	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	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	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	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。	影響は小さいことを確認している。また、コリウムシールドが金	影響は小さいことを確認している。	・整理方針の相違
	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		【東海第二】
	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		東海第二では、格納容

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
	の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。		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。
これらの影響評価に加う、溶融物がドライウェルサンプに流入	これにの影響証価に加え、	これらの影響証価に加え、液融恒心変下時の崩壊執の影響を確	・ 敕理 古 針 の 相 造
	マイレラッショー面に加え、福祉の心格工作の加速熱の影響で確	マイレラッション音中画に加え、福祉が正常中的の崩壊熱の影音を確認する組占から百子恒圧力容界破損時の崩壊熱が大きくたろとう	昰哇刀到♥ワ和建 【柏崎6/7】
ポロシティを保守的に考慮した場合 及び 溶融恒心痰下時の崩	記録のの時代の日本には「日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日	記 対 3 観 小 3 9 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	▲根2号恒け 起因事
壊執の影響を確認すろ観らから崩壊執を変化させた場合の影響評			ある 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。
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	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	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	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	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。	容器の支持機能を維持できることを確認している。	容器の支持機能を維持できることを確認している。	
また, <u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u> を監視し,300℃に到達した時	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</u>	また, <u>原子炉圧力容器下鏡温度を監視し, 300℃に到達した時点</u>	・運用の相違
点(事象発生から <u>約3.7時間</u> 後)で <u>原子炉格納容器下部</u> への初期	<u>ペデスタル(ドライウェル部)水位の確保操作</u> を行い, <u>ペデスタ</u>	(事象発生から約3.1時間後)でペデスタルへの初期水張りを行	【東海第二】
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	ル(ドライウェル部)への溶融炉心の落下に対しては、原子炉圧	い, <u>ペデスタル</u> への溶融炉心の落下に対しては, <u>ペデスタルの雰</u>	島根2号炉は,原子炉
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	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	<u>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</u>	圧力容器下鏡温度により
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	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	容器破損を認知し、ペデスタルへの注水を行うといった徴候を捉	初期水張りを実施。また
<u>下部</u> 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	<u>視することで原子炉圧力容器破損を認知し、ペデスタル(ドライ</u>	<u>えた対応</u> によって,溶融炉心を確実に冷却できることを確認して	溶融炉心落下後はペデス
心を確実に冷却できることを確認している。	<u>ウェル部)への注水を行うといった兆候を捉えた対応</u> によって,	いる。	タルヘ崩壊熱相当に余裕
	溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。		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。
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(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	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	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	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	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	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	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。	響評価は以下のとおりである。	響評価は以下のとおりである。	
。海転昌卒堝作時間にちえて影響	。海転昌笠堝佐時期にちみて影響	。海転昌笠堝佐時期にちえて影響	
a. 建物具 可保 IP 可用 に ナん の 影音 「「」」に おけ ス 厳約 味 」 レ 歳 約 法 主 五 劫 仁 法 厳	a. 建料具 守床 ドヴ 同に ナ ん の 影 音 「「」」に なけ ス 様 料 体 内 泪 府 亦 ル 一 厳 料 体 主 盂 劫 仁 法 一 厳	a. 理料具守床に町间にすんの影音 「「」になける機料」体内泪確亦ル」機料」、体書品数に法 一般	
がいにやけるMATTや11血皮灸16, MAT体衣面が15年, MATT	が心にわける旅行学的通送変化, 旅行学る国家伝達, 窓 料抽磨答磁化及び燃料抽磨答亦形の不確かさしして 信心		
MM復目版1L及い窓材放復目変形の个唯かさとして、 炉心	**恢復目瞼16及い窓村恢復官変形の个唯かさとして、炉心	1111111111111111111111111111111111111	

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
ヒートアップに関するモデルは, TMI 事故についての再現	ヒートアップに関するモデルは, TM I 事故についての再	ヒートアップに関するモデルは, TMI事故についての再	
性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心	現性及びCORA実験についての再現性を確認している。	現性及びCORA実験についての再現性を確認している。	
ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係	炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度	炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度	
数についての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部	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	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	
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	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	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	
程度であり、影響は小さいことを確認している。	度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。	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、原子炉圧力容器下鏡部温度	本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損確認後	本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器下鏡温度が	・運用の相違
が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水	<u>にペデスタル(ドライウェル部)注水操作</u> を実施するが,	300℃に到達した時点でペデスタルへの初期水張り操作, 原	【東海第二】
張り操作,原子炉圧力容器破損時点で <u>原子炉格納容器下部</u>	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	<u>子炉圧力容器破損時点でペデスタルへの注水操作</u> を実施す	島根2号炉は,原子炉
への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉	は小さく, <u>原子炉圧力容器温度(下鏡部)が 300℃に到達</u>	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	圧力容器下鏡温度により
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	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	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</u>	初期水張りを実施。また
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	で、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることか	際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇及び原子炉圧力容器破	溶融炉心落下後はペデス
昇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	<u>ら、</u> 原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子	<u>損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧</u>	タルへ崩壊熱相当に余裕
あることから,原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力	炉圧力容器破損時の <u>格納容器冷却操作及びペデスタル(ド</u>	力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点	を見た流量の注水を実施
容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部	<u>ライウェル部)</u> 注水操作に係る運転員等操作時間に与える	としているペデスタルへの初期水張り操作及び原子炉圧力	することにより冠水を維
への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の <u>原子炉格</u>	影響は小さい。	容器破損時のペデスタルへの注水操作に係る運転員等操作	持する。
<u>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		時間に与える影響は小さい。	
影響は小さい。			
炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変	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	化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計	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	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)は,原子炉水位挙動について,原子炉圧力容器内	
モデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較	モデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との	のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果と	
により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保	比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の	の比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結	
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	方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的である	果の方が <u>大きく,解析コードSAFERに対して</u> 保守的で	
ことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	ものの、その差異は小さいことを確認していることから、	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	
	運転員等操作時間に与える影響は小さい。	ら,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
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	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	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	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	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,	デルはTMI事故についての再現性を確認している。また,	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	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	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	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	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。	している。	している。	
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		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	・整理方針の相違
は,原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で		は,原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点での	【東海第二】
の原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心		<u>ペデスタル</u> への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナ	島根2号炉は,原子炉
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		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	圧力容器下鏡温度 300℃
さく, 炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉		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	到達にてペデスタルへの
<u>圧力容器下鏡部温度</u> の上昇は急峻であることから, <u>原子炉</u>		<u>鏡温度</u> の上昇は急峻であることから, <u>原子炉圧力容器下鏡</u>	注水操作を実施するた

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
<u>圧力容器下鏡部温度</u> を操作開始の起点としている <u>原子炉格</u>		<u>温度</u> を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張	め,不確かさの影響を記
納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に		り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	載している。
与える影響は小さい。			
原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作	原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作と	原子炉圧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、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水	しては、溶融炉心落下後のペデスタル(ドライウェル部)	としては、溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操作があ	
操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さ	への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確か	るが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことか	
いことから,原子炉圧力容器の破損を起点としている原子	さは小さいことから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起	ら,原子炉圧力容器の破損を起点としているペデスタルへ	
炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与	点としているペデスタル(ドライウェル部)への注水操作	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	
える影響は小さい。	に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	<i>د</i> ۰.	
炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナム	炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナム	炉心損傷後の原子炉圧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	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	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,	モデルはTMI事故についての再現性を確認している。ま	モデルはTMI事故についての再現性を確認している。ま	
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	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	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	
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	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	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	
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	とを確認している。	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	
不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子		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,	
炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉		<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u> が 300℃に到達した時点で <u>ペデス</u>	
格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレ		タルへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの	
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,		溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから,原子炉圧	
原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原		<u>力容器下鏡温度</u> を操作開始の起点としている <u>ペデスタル</u> へ	
子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作		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	
時間に与える影響は小さい。		小さい。	
原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作と	原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作と	原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作と	
しては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操	しては、溶融炉心落下後のペデスタル(ドライウェル部)	しては、溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操作がある	
作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さい	への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確か	が, 原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから,	
ことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉	さは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点として	原子炉圧力容器の破損を起点としているペデスタルへの注	
格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与え	いるペデスタル(ドライウェル部)への注水操作に係る運	水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
る影響は小さい。	転員等操作時間に与える影響は小さい。		
炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破	炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破	炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破	
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	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	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	破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解	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圧力容器破	析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破	析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破	
損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破	損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破	損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破	
損(事象発生から <u>約7時間</u> 後)に対して,十数分早まる程	損(事象発生から <u>約4.5時間</u> 後)に対して、十数分早まる	損(事象発生から <u>約 5.4 時間</u> 後)に対して,十数分早まる	・解析結果の相違
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	程度であり, <u>ペデスタル(ドライウェル部)</u> への注水は <u>原</u>	程度であり, <u>ペデスタル</u> への注水は <u>中央制御室から速やか</u>	【柏崎 6/7, 東海第二】
速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器	子炉圧力容器温度(下鏡部)が 300℃に到達したこと等を	<u>に実施可能な操作であることから,</u> 原子炉圧力容器破損を	・運用の相違
破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への	もって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧	操作開始の起点としているペデスタルへの注水操作に係る	【東海第二】
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。	<u>力容器破損を速やかに判断可能であることから、</u> 原子炉圧	運転員等操作時間に与える影響は小さい。	

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
	力容器破損を操作開始の起点としているペデスタル(ドラ		
	<u>イウェル部)</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。		
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	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	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	FP挙動の不確かさとして,核分裂生成物(FP)挙動モ	F P 挙動の不確かさとして,核分裂生成物(FP) 挙動モ	
は PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放	デルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器	デルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器	
出の開始時間を適切に再現できることを確認している。	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	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	
PHEBUS-FP 実験解析では,燃料被覆管破裂後の FP 放出に	している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管	している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管	
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	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	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	
が、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模	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	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	
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	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	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	
る。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力	くなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損	くなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損	
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	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	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	
はないことから、運転員等操作に与える影響はない。	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	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。	影響はない。	
炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料ー冷却材	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	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、溶融炉心の細粒化モデルにお	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	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	ントレインメント係数,デブリ粒子径の感度解析により,	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ー冷却材相互作用によ	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用による圧力	より、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー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	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	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	価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷	る。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器外の溶融	
燃料ー冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運	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	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	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。	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。		響はない。	
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	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	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペデスタル床面で	
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	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	の溶融炉心の拡がり及び溶融炉心とペデスタルのプール水	
<u>器下部のプール水</u> の伝熱の不確かさとして,エントレイン	熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心	の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融	
メント係数,溶融炉心からのプール水への熱流東及び溶融	からプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱	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	
プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に	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	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	
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	している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響	を確認している。 <u>また,コリウムシールド侵食量に対して</u>	・設備設計の相違
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	を与える可能性がある _。 本評価事故シーケンスでは,コリ	<u>も影響を与える可能性があるが,</u> 本評価事故シーケンスで	【柏崎 6/7】
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	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	は, <u>コリウムシールド及び</u> コンクリート侵食を操作開始の	島根2号炉は,MAAP解
はない。	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	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	析においてコリウムシー
	与える影響はない。	作時間に与える影響はない。	ルドを考慮した評価とし
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	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	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	ているため,不確かさの
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	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	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	影響について記載。
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	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	確かさとして, <u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食</u>	・設備設計の相違
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	影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウム	<u>量への影響が考えられる。</u> 本評価事故シーケンスでは, <u>コ</u>	【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
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	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	<u>リウムシールド及び</u> コンクリート侵食を操作開始の起点と	島根2号炉は,MAAP 解
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	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	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	析においてコリウムシー
はない。	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	に与える影響はない。なお,炉心損傷後の原子炉格納容器	ルドを考慮した評価とし
	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	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	ているため,適用性につ
	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	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	いて記載。
	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	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	
	価できることを確認している。また, MAAPコードにお	を適切に評価できることを確認している。また、MAAP	
	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	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	
	ルであり、コリウムシールドにも適用可能である。	しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能であ	
(添付資料 3.5.2)	(添付資料 3.5.1, 3.5.4)	る。	
		(添付資料3.5.2)	
b. 評価項目となるパラメータに与える影響	b. 評価項目となるパラメータに与える影響	b. 評価項目となるパラメータに与える影響	
炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料	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	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	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	トアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及	ヒートアップに関するモデルは,TMI 事故についての再	
性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心	びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒー	現性及びCORA実験についての再現性を確認している。	
ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係	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	炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度	
数についての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部	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	の係数についての感度解析)では,炉心溶融時間及び炉心	
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	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	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	
程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事	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	数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評	
故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納	ンスでは,原子炉圧力容器破損時点で <u>ペデスタル(ドライウ</u>	価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時点で <u>ペデス</u>	・運用の相違
<u>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	<u>ェル部)に水位が形成されていることから、</u> 評価項目となる	<u>タルに初期水張りが実施されていることから、</u> 評価項目と	【東海第二】
目となるパラメータに与える影響は小さい。	パラメータに与える影響は小さい。	なるパラメータに与える影響は小さい。	島根2号炉は、事故時
炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変	に初期水張りを実施する
化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算	化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算	化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算	が、東海第二では、通常
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)は,原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモ	モデル)は,原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内の	運転時からペデスタル
モデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較	デルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較	モデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との	(ドライウェル部)に水
により,水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が	により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が	比較により,水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果	位が形成されているた
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	大きく,解析コードSAFERに対して保守的であるものの,	の方が <u>大きく,解析コードSAFERに対して</u> 保守的であ	め, 記載が異なる。(以降
る。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部	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	るものの、その差異は小さいことを確認している。また、	の記載も同様の相違理
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	器破損時点で <u>ペデスタル(ドライウェル部)に水位が形成さ</u>	原子炉圧力容器破損時点で <u>ペデスタルに初期水張りが実施</u>	由)
パラメータに与える影響は小さい。	<u>れていることから、</u> 評価項目となるパラメータに与える影響	<u>されていることから、</u> 評価項目となるパラメータに与える	
	は小さい。	影響は小さい。	
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	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	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	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	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,	はTMI事故についての再現性を確認している。また, 炉心	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	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	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	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	

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
確認している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容	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	確認している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容	
器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施され	ペデスタル(ドライウェル部)に水位が形成されていること	器破損時点で <u>ペデスタルに初期水張りが実施されているこ</u>	
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	<u>から、</u> 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	<u>とから、</u> 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
は小さい。			
炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナム	炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムで	炉心損傷後の原子炉圧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	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	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,	ルはTMI事故についての再現性を確認している。また,炉	モデルはTMI事故についての再現性を確認している。ま	
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	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	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	
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	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	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	
確認している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容	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	とを確認している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧	
器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施され	点で <u>ペデスタル(ドライウェル部)に水位が形成されている</u>	力容器破損時点で <u>ペデスタルに初期水張りが実施されてい</u>	
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	<u>ことから、</u> 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	<u>ることから、</u> 評価項目となるパラメータに与える影響は小	
は小さい。		さい。	
炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破	炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損	炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破	
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	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	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	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	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圧力容器破	り最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が	析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破	
損時間が早まることを確認しているが,原子炉圧力容器破	早まることを確認しているが,原子炉圧力容器破損(事象発	損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破	
損(事象発生から <u>約7時間</u> 後)に対して,早まる時間はわ	生から <u>約 4.5 時間</u> 後)に対して,早まる時間は <u>僅か</u> であり,	損(事象発生から <u>約 5.4 時間</u> 後)に対して,早まる時間は	・解析結果の相違
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,	破損時間が <u>僅か</u> に早まった場合においても, <u>ペデスタル(ド</u>	<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	【柏崎 6/7, 東海第二】
<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	<u>ライウェル部)に水位が形成されていることから,</u> 評価項目	も, <u>ペデスタルに初期水張りが実施されていることから,</u>	
ら,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	となるパラメータ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は小さい。	
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	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F	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,原子炉圧力容器内 FP 挙動と溶	P 挙動の不確かさとして,原子炉圧力容器内FP 挙動と溶融	F P 挙動の不確かさとして,原子炉圧力容器内 F P 挙動と	
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	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	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	
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。	から,評価項目となるパラメータに与える影響はない。	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	
		k) $_{\circ}$	
炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料ー冷却材	炉心損傷後の格納容器における溶融燃料ー冷却材相互作用	炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料ー冷却材	
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	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	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	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	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	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	与える感度は小さいことを確認して <u>おり,また,溶融炉心</u>	・設備設計の相違
目となるパラメータに与える影響は小さい。	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	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	【柏崎 6/7】
	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	<u>える感度についても同様に小さいことから、</u> 評価項目とな	島根2号炉は,MAAP解
	影響は小さい。	るパラメータに与える影響は小さい。	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。
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	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	炉心損傷後の <u>原子炉格納容器</u> における <u>ペデスタル床面</u> で	・評価方針の相違

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
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	炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが抑制されると想	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	【東海第二】
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	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	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、	島根2号炉は、拡がり
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	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	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	を抑制した場合の影響評
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	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	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	価を実施。
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	した。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想	
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	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	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	
面の面積を加えた値とした。感度解析の結果, <u>第3.5.12</u> 図	<u>はない。</u>	加えた値とした。感度解析の結果, <u>第 3.5.3-1(1)図</u> に示	
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		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</u>	・解析結果の相違
<u>の床面で約1cm</u> に抑えられ,原子炉圧力容器の支持機能を		<u>じず</u> ,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。	【柏崎 6/7】
維持できる。			
また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱	また,溶融炉心と <u>格納容器下部</u> のプール水の伝熱の不確か	また、溶融炉心とペデスタルのプール水の伝熱の不確か	
の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心か	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	さとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプー	
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	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	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	
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	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	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	
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	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。	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	
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	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</u>	析を実施した。感度解析の結果, <u>第.3.5.3-1(2)図</u> に示す	・解析結果の相違
とおり,コンクリート侵食量は <u>原子炉格納容器下部</u> の床面	<u>は生じず,</u> 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 <u>これは,</u>	とおり,コンクリート侵食量は <u>ペデスタルの床面で0m</u> ,壁	【東海第二】
で <u>約 8㎝</u> , 壁面で <u>約 7㎝</u> に抑えられ, 原子炉圧力容器の支	<u>落下した溶融炉心はペデスタル(ドライウェル部)水によっ</u>	面で <u>約 0.13m</u> に抑えられ,原子炉圧力容器の支持機能を維	東海第二では、ペデス
持機能を維持できる。	<u>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</u>	持できる。	タル壁面及び床面にコリ
	溶融炉心の温度は2,100℃を下回ること、溶融炉心からプー		ウムシールドを設置して
	ル水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は		いることからコンクリー
	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		トの侵食が生じない。
	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		
	<u> 3.</u>		
なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉	なお,本感度解析では, <u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>	なお,本感度解析では, <u>ペデスタル</u> での溶融炉心・コン	・解析結果の相違
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	<u>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</u>	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	【柏崎 6/7,東海第二】
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	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	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	
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	器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。	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	
発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互		とを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による	
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		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	
格納容器圧力に与える影響は小さい。		力に与える影響は小さい。	
溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発		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,		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		本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の原子炉格	
原子炉格納容器内の水素濃度は, <u>ドライウェルにおいて最</u>		納容器内の水素濃度は,サプレッション・チェンバにおい	・解析結果の相違
<u>低値を示すが,</u> ウェット条件で <u>12vo1%</u> 以上,ドライ条件		<u>て,</u> ウェット条件で <u>約 6.1vol%</u> 以上, ドライ条件で <u>約</u>	【柏崎 6/7】
で <u>34vo1%</u> 以上となり, ドライ条件においては 13vo1%を上		<u>30.9vo1%</u> 以上となり, ドライ条件においては 13vo1%を上	島根2号炉は、溶融炉
回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融		回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融	心落下後の原子炉格納容

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
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		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	器内の水素濃度は、ドラ
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,		の発生量を本評価の結果に加えて <mark>原子炉格納容器内の</mark> 気相	イウェルに比べ,サプレ
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		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	ション・チェンバの方が
しない。		焼の可能性には影響しない。	低い値となる。
なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる		なお、溶融炉心・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</u>		<u>約 41kg</u> の気体の内訳は,可燃性ガスである水素ガスが <u>約</u>	・解析結果の相違
<u>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		<u>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	【柏崎 6/7】
二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム-水反応によ		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		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		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。		酸化炭素の影響は無視できる。	
一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,溶融炉		一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,事象発	・解析結果の相違
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,		生から7日後(168 時間後)においてもウェット条件で約	【柏崎 6/7】
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		<u>1.5vol%, ドライ条件で約4.1vol%であり, 可燃限界であ</u>	
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		<u>る5vo1%を下回る。</u> 溶融炉心・コンクリート相互作用では	
容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度		酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互	
解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発		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	
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		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	
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</u>		因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コン	
容器内の酸素濃度は「3.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した		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	
酸素濃度(ウェット条件で 2.1vol%, ドライ条件で		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	
<u>2.6vo1%) 以下になるものと考えられる。このため、</u> 原子		を評価する場合,上記の酸素濃度(ウェット条件で	
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		<u>1.5vo1%, ドライ条件で 4.1vo1%) 以下になるものと考え</u>	
<i>د</i> ،		<u>られる。このため,</u> 原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃	
(添付資料 3.5.2, 3.5.3)		焼が発生するおそれはない。	
	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	(添付資料3.5.2, 3.5.3)	・整理方針の相違
	ては, 「3.5.3(4)コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値		【東海第二】
	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		東海第二では、格納容
	るパラメータに与える影響を確認する。		器の構造上, デブリが床
	(添付資料 3.5.1, 3.5.4)		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。
			島根2号炉は、ペデス
			タル床面からライナまで

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
			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
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	(2) 解析条件の不確かさの影響評価	(2) 解析条件の不確かさの影響評価	は不確かさとして考慮し
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	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	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	ていない。
条件	条件	条件	
初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器	初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器	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, <u>第3.2.2</u> 表に示すとおりであり,それらの条件設	条件は, <u>第 3.2-2</u> 表に示すとおりであり, それらの条件	条件は, <u>第 3.2.2-1</u> 表に示すとおりであり, それらの条件	
定を設計値等,最確条件とした場合の影響を評価する。ま	設定を設計値等,最確条件とした場合の影響を評価する。	設定を設計値等,最確条件とした場合の影響を評価する。	
た,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラメ	また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ	また,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラ	
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	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	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	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	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。	項目に関する影響評価の結果を以下に示す。	項目に関する影響評価の結果を以下に示す。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	
初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼	初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼	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	度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は	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	平均的燃焼度 <u>約 31GWd/t</u> であり,解析条件の不確かさ	平均的燃焼度 <u>約 30GWd/t</u> であり,解析条件の不確かさと	・実績値の相違
して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	として、最確条件とした場合は、解析条件で設定してい	して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	【柏崎 6/7, 東海第二】
崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なく	る崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少な	崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なく	島根2号炉の最確条件
なり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩	くなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は	なり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩	を記載。
和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応	緩和されるが、操作手順(溶融炉心落下後にペデスタル	和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じ	・運用の相違
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	(ドライウェル部)への注水操作を開始すること)に変	てペデスタルへの初期水張り操作を実施すること及び溶	【東海第二】
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	わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は	融炉心落下後にペデスタルへの注水操作を開始するこ	島根2号炉は、原子炉
操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員	ない。	と)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与え	圧力容器下鏡温度 300℃
等操作時間に与える影響はない。		る影響はない。	到達にてペデスタルへの
初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条	初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析	初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条	注水操作を実施する。
件の800kW/m ² 相当(圧力依存あり)に対して最確条件は	条件の 800k₩/m ² 相当(圧力依存あり)に対して, 最確	件の 800kW/m ² 相当(圧力依存あり)に対して最確条件は	
800kW/m ² 相当(圧力依存あり)であり,最確条件とした	条件は 800kW/m ² 相当(圧力依存あり)であり, 最確条	800kW/m ² 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	件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展	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	に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与え	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。	る影響はない。	ない。	
初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析	

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

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
える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える	展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に	に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与	
影響は小さい。	与える影響は小さい。	える影響は小さい。	
事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はで	事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はで	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、	きないものとして給水流量の全喪失を設定しているが,	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(原子炉圧力容器下鏡	起因事象の違いによって操作手順(溶融炉心落下後にペ	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</u>	・運用の相違
<u>部温度</u> に応じて <u>原子炉格納容器下部</u> への初期水張り操作	デスタル(ドライウェル部)への注水操作を開始するこ	温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施する	【東海第二】
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	と)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与え	<u>こと及び原子炉圧力容器破損後にペデスタル</u> への注水操	島根2号炉は、原子炉
<u>容器下部</u> への注水操作を開始すること)に変わりはない	る影響はない。	作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等	圧力容器下鏡温度 300℃
ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。		操作時間に与える影響はない。	到達にてペデスタルへの
	機器条件のコリウムシールドは、解析条件の侵食開始	機器条件のコリウムシールド <u>の侵食開始温度は,解析</u>	注水操作を実施する。
	温度_2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃	条件の 2,100℃に対して最確条件は 2,100℃であり, 最確	
	であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様である	条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進	
	ため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時	展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影	
	間に与える影響はない。 <u>なお、溶融炉心中の金属酸化物</u>	響はない。	・整理方針の相違
	によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コ		【東海第二】
	リウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの,		島根2号炉は、溶融炉
	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		心中の金属酸化物による
	転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える		ジルコニア耐熱材による
	影響はない。		侵食がコリウムシールド
(添付資料 3.5.2)	(添付資料 3.5.1, 3.5.4)	(添付資料3.5.2)	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」)
(b) 評価項目となるパフメータに与える影響	(b) 評価項目となるパフメータに与える影響	(b) 評価項目となるパフメータに与える影響	
初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼	初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼	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	度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は	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	半均的燃焼度約31GWd/t であり、解析条件の不確かさ	平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさと	・実績値の相違
して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	として、最確条件とした場合は、解析条件で設定してい	して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	【東海第二】
崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギ	る崩壊烈よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネル	崩壊烈よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギ	島根2 号炉の最確条件
が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対	ギが小さくなることから、評価項目となるパラメータに	が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対	を記載。
する余裕は大きくなる。	対する余裕は大きくなる。	する余裕は大きくなる。	
初期条件の溶融炉心からのプール水への熱流束は、解	初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析	初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条	
析条件の800kW/m ² 相当(圧力依存あり)に対して最確条	条件の 800kW/m ² 相当(圧力依存あり)に対して最確条	件の 800kW/m ² 相当(圧力依存あり)に対して最確条件は	

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
件は800kW/m ² 相当(圧力依存あり)であり,最確条件と	件は800kW/m ² 相当(圧力依存あり)であり,最確条件	800kW/m ² 相当(圧力依存あり)であり,最確条件とした	
した場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影	とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に	場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響は	
響はないことから、評価項目となるパラメータに与える	影響はないことから、評価項目となるパラメータに与え	ないことから、評価項目となるパラメータに与える影響	
影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確	る影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で	はない。コンクリートの侵食量に対しては,実験で確認	
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	確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響	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	
確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も	を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最	認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大	
大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度	も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感	きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解	
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	度解析を実施した。感度解析の結果, <u>コリウムシールド</u>	析を実施した。感度解析の結果, <u>第 3.5.<mark>3</mark>-1(2)図に示</u>	・解析結果の相違
おり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面	<u>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	<u>すとおり、コンクリート侵食量はペデスタルの床面で0</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
で <u>約 8cm</u> , 壁面で <u>約 7cm</u> に抑えられることから, 原子炉	持機能を維持できる。	<u>m,壁面で約0.13mに抑えられることから,</u> 原子炉圧力容	
圧力容器の支持機能を維持できる。		器の支持機能を維持できることを確認した。	
なお,本感度解析では,原子炉格納容器下部での溶融	なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互	なお,本感度解析では, ペデスタルでの溶融炉心・コ	
炉心・コンクリート相互作用によって <u>約 118kg</u> の可燃性	作用に <u>よる可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生</u>	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	・解析結果の相違
ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価に	はない。	その他の非凝縮性ガスが発生するが,本評価においても	【柏崎 6/7】
おいてもジルコニウム-水反応によって <u>約 1,400kg</u> の水		ジルコニウム-水反応によって <u>約 422kg</u> の水素ガスが発	
素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンク		生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互	
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		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	
ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。		が格納容器圧力に与える影響は小さい。	
溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの		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		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		て, <u>本感度解析</u> における <u>ペデスタル</u> への溶融炉心落下後	
下後の原子炉格納容器内の水素濃度は, <u>ドライウェルに</u>		の原子炉格納容器内の水素濃度は, <u>サプレッション・チ</u>	
<u>おいて最低値を示すが,</u> ウェット条件で <u>12vo1%</u> 以上,		<u>ェンバにおいて,</u> ウェット条件で <u>約 6. 1vo1%</u> 以上,ドラ	
ドライ条件で <u>34vo1%</u> 以上となり, ドライ条件において		イ条件で <u>約 30.9vo1%</u> 以上となり, ドライ条件において	
は 13vo1%を上回る。このことから, 溶融炉心・コンク		は 13vol%を上回る。このことから,本感度解析におい	
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		て評価した,溶融炉心・コンクリート相互作用によって	
ついて、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉		発生する可燃性ガスの発生量を本評価の結果に加えて原	
格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内		子炉格納容器内の気相濃度を評価しても,原子炉格納容	
での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお,		器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。な	
溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる <u>約 118kg</u>		お,溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる <u>約</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> ,		<u>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 25kg</u> ,その他の非凝縮性ガスである二酸		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		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		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,		存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり,	1
一酸化炭素の影響は無視できる。		一酸化炭素の影響は無視できる。	1
一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,溶融		一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については, <u>事象</u>	1
炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しない		発生から7日後(168 時間後)においてもウェット条件	I

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
ため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する		<u>で約 1. 5vol%,ドライ条件で約 4. 1vol%であり,可燃限</u>	
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		<u>界である 5 vo1%を下回る。</u> 溶融炉心・コンクリート相互	
原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。この		作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンク	
ため、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用に		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	
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		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	
発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場		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>	
合, 原子炉格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3)b. 評価項		の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可	
目等」にて示した酸素濃度(ウェット条件で 2.1vol%,		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	
<u>ドライ条件で2.6vo1%)以下となる。このため、</u> 原子炉		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</u>	
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		(ウェット条件で 1. 5vol%,ドライ条件で 4. 1vol%)以	
k vo		<u>下になるものと考えられる。このため,</u> 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。	
初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析	初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析	
件の <u>内側鋼板,外側鋼板,リブ鋼板及びベント管は考慮</u>	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	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	・設備設計の相違
<u>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	リート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の	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	【東海第二】
を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最	不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリート	あり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合	島根2号炉は、内側鋼
確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側	より融点が高い <u>鉄筋</u> の耐熱の効果により,溶融炉心・コ	は,コンクリートより融点が高い <u>内側鋼板,リブ鋼板</u> の	板,外側鋼板,リブ鋼板
鋼板, <u>外側鋼板,</u> リブ鋼板の耐熱の効果 <u>及びベント管の</u>	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	耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用に	からなる二重鋼板製ペデ
<u>管内の水による除熱の効果</u> により,溶融炉心・コンクリ	ることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は	よるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目	スタルであるのに対し,
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	大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器	となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 <u>また, コ</u>	東海第二では鉄筋コンク
から、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きく	条件にて考慮している。	<u>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>	リート製のペデスタルで
なる。			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、ペデス
			タル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、ペデス
			タルにおける侵食量を保
			守的に評価するため、ペ
			デスタル床面及び壁面の
			内側にある鋼板を考慮し
			ていない。
初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解	初期条件の <u>原子炉圧力容器下部及びペデスタル(ドラ</u>	初期条件の <u>原子炉圧力容器下部の</u> 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	<u>イウェル部)内</u> 構造物の扱いは,解析条件のペデスタル	析条件のペデスタルに落下する溶融物とは扱わないこと	
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
---	------------------------------------	--	----------------
ないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、原子	(ドライウェル部)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, ペデスタルに	
<u>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	に対して最確条件は部分的な溶融が生じ, ペデスタル(ド	落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最	
確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密	<u>ライウェル部)</u> に落下する可能性があり,解析条件の不	確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、	
度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によ	確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密	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</u>	
るコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目と	度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によ	<u>ド及びコンクリートの侵食は</u> 抑制されることから,評価	
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</u>	るコンクリート侵食及びコリウムシールドの侵食が抑制	項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
ト侵食量に対しては、溶融物のコリウムシールド内側へ	されることから、評価項目となるパラメータに対する余		・設備設計の相違
の流入を考慮し、ドライウェルサンプに流入した場合の	裕は大きくなる。		【柏崎 6/7】
影響を確認する観点で,溶融物の落下量及び溶融物のポ			柏崎 6/7 では, コリウ
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			ムシールド堰を越えてサ
<u>実施した。その結果, 第 3.5.14 図に示すとおり, ドライ</u>			ンプへのデブリ流入を仮
ウェルサンプのコンクリート侵食量は, 床面で約 9cm,			定した評価を記載。
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。			
初期条件の原子炉格納容器下部床面積は,解析条件の		初期条件のペデスタル床面積は、解析条件のペデスタ	
<u>6 号炉の原子炉格納容器下部</u> の床面積に対して最確条件		ルの床面積に対して最確条件は <u>ペデスタルの床面積であ</u>	・解析条件の相違
は <u>各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確</u>		<u>り、</u> 最確条件とした場合は、 <u>解析条件と同様であるため、</u>	【柏崎 6/7】
<u>かさとして,</u> 最確条件とした場合は, <u>原子炉格納容器下</u>		<u>事象進展に与える影響はないことから,評価項目となる</u>	柏崎 6/7 では,6 号炉
部の床面積が広くなることで溶融炉心・コンクリート相		<u>パラメータに与える影響はない。</u>	と7号炉の差異を踏まえ
互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから,			た設定としている。
評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。			
初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納	初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納	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>ウェットウェル</u>)の空間部及び液相部,サプ	容器体積(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液	容器 <mark>空間体積(サプレッション・チェンバ</mark>)の空間部及	
レッション・チェンバ・プール水位,格納容器圧力及び	相部,サプレッション・プール水位,格納容器圧力及び	び液相部, <u>サプレッション・プール水位</u> ,格納容器圧力	
格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎに	格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆ	及び <u>格納容器温度</u> は,解析条件の不確かさとして,ゆら	
より解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与	らぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進	ぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展	
える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータ	展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラ	に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメ	
に与える影響は小さい。	メータに与える影響は小さい。	ータに与える影響は小さい。	
事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用	事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用	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	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	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	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	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、起因事象の不確かさを保守的に	実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより	実施した。感度解析は, <u>原子炉水位の低下の観点でより</u>	・整理方針の相違
考慮するため, 溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変	厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウン	<u> 厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウン</u>	【柏崎 6/7】
更し,事象発生から6時間後の値とした。これは,事故	ダリ喪失を仮定し,事故シーケンスを「 <u>大破断LOCA</u>	<u>ダリ喪失を仮定し,</u> 事故シーケンスを「 <u>大破断LOCA</u>	島根2号炉は、起因事
シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし,	+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」とし,本評価	+ E C C S 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンス	象を LOCA とした感度解
本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に	事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず	の解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処	析で影響を確認している
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	重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても <u>原</u>	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	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
ても使用できないものと仮定する場合,原子炉水位の低	<u>子炉圧力容器破損まで</u> 使用できないものと仮定した。	と仮定した。この場合,事象発生直後から原子炉冷却材	
下が早く,原子炉圧力容器破損までの時間が約 6.4 時間		が原子炉格納容器内に流出するため,原子炉水位の低下	・解析結果の相違
となることを考慮し保守的に設定した値である。		が早く,原子炉圧力容器破損までの時間は約3.3時間と	【柏崎 6/7】
		なる。	
その結果, <u>第3.5.15図</u> に示すとおり, コンクリート侵	その結果, 原子炉圧力容器破損のタイミングが約3.3	その結果, <u>第 3.5.3-1(3)図</u> に示すとおり, コンクリ	
食量は床面で <u>約 3cm</u> , 壁面では <u>約 3cm</u> に抑えられ, 原子	時間と早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱が大きく	ート侵食量は <u>ペデスタル</u> の床面で <u>0m</u> ,壁面では <u>約0.04m</u>	・解析結果の相違
炉圧力容器の支持機能を維持できる。	なるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生	に抑えられ,原子炉圧力容器の支持機能を維持できるこ	【柏崎 6/7】
	じず,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。	とを確認した。	
また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本	また, <u>コンクリート侵食は生じないことから,可燃性</u>	また, <u>コンクリートの侵食量が僅かであることから,</u>	・解析結果の相違
評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可	ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。	本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による	【東海第二】
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		可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に及	
を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作		ぼす影響を与えない。このため,溶融炉心・コンクリー	
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		<u>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</u>	
への影響は無く,原子炉格納容器内の気体組成の推移は		<u>容器圧力への影響はなく,原子炉格納容器内の気体組成</u>	
「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。		の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。	
なお,本評価における <u>原子炉格納容器下部</u> への溶融炉	なお,本評価においては事象発生から約 79 時間後に	なお、本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後	
心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を	格納容器内酸素濃度が 4.0vo1%(ドライ条件)に到達す	の水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で	
示すが, ウェット条件で <u>12vo1%</u> 以上, ドライ条件で	るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注	<u>約 0. 1vol%</u> 以上, ドライ条件で <u>約 24. 8vol%</u> 以上となり,	
<u>34vo1%</u> 以上となり,ドライ条件においては 13vo1%を上	入を行うことによって,酸素濃度の最高値は約4.0vol%	ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方, 酸素濃	
回る。一方,酸素濃度はウェット条件で <u>2.1vo1%</u> 以下,	(ドライ条件)にとどまることから,可燃限界である	度は <u>事象発生から 7 日後(168 時間後)においても</u> ウェ	
ドライ条件で <u>2.6vo1%</u> 以下であり, 可燃限界である	<u>5vo1%(ドライ条件)を下回る。</u>	ット条件で <u>約 2.4vo1%</u> ,ドライ条件で <u>約 2.9vo1%</u> であ	
5vo1%を下回ることから,原子炉格納容器内での可燃性		り,可燃限界である 5vo1%を下回ることから,原子炉格	
ガスの燃焼が発生するおそれはない。		納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはな	
		<i>د</i> ر.	
	機器条件のコリウムシールド <u>は,解析条件の侵食開始</u>	機器条件のコリウムシールド <u>の侵食開始温度は,解析</u>	
	温度 2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃	条件の2,100℃に対して最確条件は2,100℃であり,最確	
	であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様である	条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進	
	ため、事象進展に影響はないことから、評価項目となる	展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに	・整理方針の相違
	パラメータに与える影響はない。 <u>なお,溶融炉心中の金</u>	与える影響はない。	【東海第二】
	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		島根2号炉は、溶融炉
	ると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じる		心中の金属酸化物による
	<u>が,この影響については「3.5.3(4) コリウムシールドの</u>		ジルコニア耐熱材による
	侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」		侵食がコリウムシールド
	にて,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい 		の機能に影響がないこと
	ことを確認している。		を確認している。(補足説
(添付資料 3.5.2, 3.5.3)	(添付資料 3.5.1, 3.5.4)	(添付資料3.5.2, 3.5.3)	明資料「29. ドライウェ
			ルサンプへの溶融炉心流
			入防止対策に期待した場

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
			合の溶融炉心・コンクリ
			ート相互作用の影響につ
			いて」)
b. 操作条件	b. 操作条件	b. 操作条件	
操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、	操作条件の不確かさとして,操作の不確かさを「認知」,	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	「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作	「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	有無」及び「操作の確実さ」の6 要因に分類し、これら	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	の要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。ま	因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、	
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	た、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパ	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	
に与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	ラメータに与える影響を評価し,評価結果を以下に示す。	タに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	
操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常		操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系	・解析条件の相違
設)による水張り操作は、解析上の操作時間として原子		(可搬型)による水張り操作は,解析上の操作時間とし	【柏崎 6/7】
炉圧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		定している。運転員等操作時間に与える影響として、原	
圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生		子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発	
から約 3.7 時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容		生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、ペデスタル	・解析結果の相違
器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視		の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら	【柏崎 6/7】
しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断		溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り	
し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は		操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設	
解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える		定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さ	
影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響		いことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。	
も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件(操作		当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く)	
条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可		の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性がある	
能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を		が,当該操作に対応する運転員,対策要員に他の並列操	
行う運転員(現場)を配置しており、また、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	
作を加味して操作の所要時間を算定していることから、		は余裕を見込んで算定していることから,他の操作に与	
他の操作に与える影響はない。		える影響はない。	
操作条件の格納容器下部注水系(常設)による溶融炉	操作条件の格納容器下部注水系(常設)によるペデスタ	操作条件のペデスタル代替注水系(可搬型)による溶	
心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上	ル(ドライウェル部)注水操作は、解析上の操作時間とし	融炉心落下後のペデスタルへの注水操作は、解析上の操	
の操作時間として原子炉圧力容器破損後(事象発生から	て原子炉圧力容器破損から7分後(事象発生から約4.6時	作開始時間として原子炉圧力容器破損後(事象発生から	・解析結果の相違
約7時間後)を設定している。運転員等操作時間に与え	<u>間後)</u> を設定している。運転員等操作時間に与える影響と	<u>約 5.4 時間後)</u> を設定している。運転員等操作時間に与	【柏崎 6/7,東海第二】
る影響として,原子炉圧力容器破損までに <u>事象発</u> 生から	 して,原子炉圧力容器破損までに <u>事象発生から約4.</u> 5時間	える影響として、原子炉圧力容器破損までに <u>事象</u> 発生か	
約7.0時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に	の時間余裕があり, また, 溶融炉心落下後にペデスタル (ド	<u>ら約 5.4 時間</u> の時間余裕があり,また,溶融炉心落下後	
	ライウェル部)注水が行われなかった場合でも、ペデスタ		
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	ル(ドライウェル部)プール水が蒸発し、溶融炉心が露出	落下前に張られた水が蒸発するまでには <u>約 1.4 時間</u> の時	

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
間余裕がある。溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部へ	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	間余裕がある。溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操	
の注水操作は原子炉圧力,格納容器下部空間部温度及び	後の格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドラ	作は <u>ペデスタル温度,格納容器圧力等の傾向を監視しな</u>	
<u>格納容器圧力</u> の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損	イウェル部) 注水操作は 原子炉圧力容器 温度(下鏡部)が	<u>がら</u> 原子炉圧力容器破損を判断して実施することとして	
を判断して実施することとしており、実態の操作開始時	300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し, 原子炉	おり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等で	
間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間	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	あるため,操作開始時間に与える影響は小さいことから,	
に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与	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,	運転員等操作時間に与える影響も小さい。	
える影響も小さい。	<u>注水操作を実施することとしており、</u> 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		・解析結果の相違
	<u>能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転</u>		【柏崎 6/7, 東海第二】
	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。		
(添付資料 3.5.2)	(添付資料 3.2.2, 3.5.4)	(添付資料3.5.2)	
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	
操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常		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</u>	・解析条件の相違
<u>設)</u> による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影		(可搬型)による水張り操作は,運転員等操作時間に与	【柏崎 6/7】
響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同		える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定と	
等であることから、評価項目となるパラメータに与える		ほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに	
影響は小さい。		与える影響は小さい。	
操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への	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>	操作条件の溶融炉心落下後の <u>ペデスタルへの</u> ペデスタ	
格納容器下部注水系(常設)による注水操作は、運転員	によるペデスタル (ドライウェル部) 注水操作は, 運転員	<u>ル代替注水系(可搬型)</u> による注水操作は,運転員等操	
等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は	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	作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析	
解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目とな	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	上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパ	
るパラメータに与える影響は小さい。	ラメータに与える影響は小さい。	ラメータに与える影響は小さい。	
(添付資料 3.5.2)	(添付資料 3.5.4)	(添付資料3.5.2)	
(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	
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	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	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	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	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	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	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。	に示す。	に示す。	
操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)		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</u>	・解析条件の相違
による水張り操作については,原子炉圧力容器下鏡部温度が		<u>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温</u>	【柏崎 6/7】
300℃に到達するまでの時間は事象発生から <u>約3.7時間</u> あり,		度が 300℃に到達するまでの時間は事象発生から <u>約 3.1 時間</u>	・解析結果の相違

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
原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温		あり, ペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の	【柏崎 6/7】
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。		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,	
また, 原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制		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	
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		水張りは <u>約1.9時間</u> で完了することから、水張りを事象発生	
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		から <u>約 3.1 時間</u> 後に開始すると,事象発生から <u>約 5.0 時間</u> 後	
<u>設)</u> による水張りは <u>約 2 時間</u> で完了することから,水張りを		に水張りが完了する。事象発生から <u>約 5.0 時間</u> 後の水張りの	
事象発生から <u>約3.7時間</u> 後に開始すると,事象発生から <u>約5.7</u>		完了から,事象発生から <u>約5.4 時間</u> 後の原子炉圧力容器破損	
<u>時間</u> 後に水張りが完了する。事象発生から <u>約 5.7 時間</u> 後の水		までの時間を考慮すると, ペデスタルへの注水操作は操作遅	
張りの完了から,事象発生から <u>約 7.0 時間</u> 後の原子炉圧力容		れに対して <u>0.4 時間</u> 程度の時間余裕がある。	
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 <u>1時間</u> 程度の時間余裕がある。			
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	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>	操作条件の溶融炉心落下後の <u>ペデスタル</u> への <u>ペデスタル代</u>	
<u>容器下部注水系(常設)</u> による注水操作については,原子炉	によるペデスタル(ドライウェル部)注水操作については,	<u> </u>	
圧力容器破損までの時間は <u>事象発生から約7.0時間</u> あり、ま	原子炉圧力容器破損までの時間は <u>事象発生から約4.5 時間</u> あ	容器破損までの時間は <u>事象発生から約 5.4 時間</u> あり,また,	
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	り,また,溶融炉心落下後にペデスタル(ドライウェル部)	溶融炉心落下後にペデスタル注水が行われなかった場合で	
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	注水が行われなかった場合でも, ペデスタル (ドライウェル	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	
びジルコニウムー水反応による発熱により蒸発するまでには	<u>部)プール水</u> が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応	ルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには <u>約1.4</u>	・解析結果の相違
<u>約0.8時間</u> の時間余裕がある。	による発熱により蒸発 <u>し,溶融炉心が露出</u> するまでには <u>約0.3</u>	<u>時間</u> の時間余裕がある。	【柏崎 6/7,東海第二】
	<u>時間</u> の時間余裕がある。		
(添付資料 3.5.2)	(添付資料 3.2.14, 3.5.4)	(添付資料3.5.2)	
	(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		・整理方針の相違
	<u>慮した影響評価</u>		【東海第二】
	<u>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</u>		島根2号炉は, MAAP に
	<u>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</u>		おける MCCI 伝熱モデル
	<u>した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコード</u>		ではコリウムシールド
	<u>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</u>		(ジルコニア)の伝熱物
	<u>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</u>		性に既往の共同研究にお
	<u>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</u>		いて確認された値から保
	<u>te.</u>		守的に設定している。ま
	<u>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</u>		た、溶融炉心中の金属酸
	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		化物によるジルコニア耐
	の厚さを 11cm とした。また, コリウムシールドの熱伝導率		熱材による侵食がコリウ
	<u>及び比熱はペデスタル(ドライウェル部)の温度を厳しく評</u>		ムシールドの機能に影響
	価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。		がないことを確認してい
	<u>第 3.5-3 図にペデスタル(ドライウェル部)壁面及び床</u>		る。(補足説明資料「29.
	<u>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</u>		ドライウェルサンプへの
	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		溶融炉心流入防止対策に

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
	は進行せず,また,ペデスタル(ドライウェル部)コンクリ		期待した場合の溶融炉
	<u>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</u>		心・コンクリート相互作
	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		用の影響について」)
	<u>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</u>		
	<u>るパラメータに与える影響は小さい。</u>		
	(派付資料 3.5.1)		
(4) まとめ	(5) まとめ	(4) まとめ	
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	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	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	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	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。	ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。	ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。	
	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		・整理方針の相違
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	<u>性を考慮した感度解析を実施した。</u> その結果,解析コード及	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	【東海第二】
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	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	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	東海第二では、格納容
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	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	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	器の構造上, デブリが床
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	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	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	スラブを貫通し格納容器
範囲内において、操作時間には時間余裕がある。	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	範囲内において、操作時間には時間余裕がある。	の機能の健全性への影響
	には時間余裕がある。		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。
	なお, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」		・解析条件の相違
	において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない		【東海第二】
	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		島根2号炉は,原子炉
	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。		圧力容器破損後の原子炉
	(添付資料 3.2.10)		注水を想定していない
			が、東海第二では、原子
			炉圧力容器破損後,原子
			炉圧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。

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
3.5.4 必要な要員及び資源の評価	3.5.4 必要な要員及び資源の評価	3.5.4 必要な要員及び資源の評価	
本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器	本評価事故シーケンスは, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容	本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容	
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	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	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	
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	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	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	
る。	ある。	ある。	
3.5.5 結論	3.5.5 結論	3.5.5 結論	
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、	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、	格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、	
運転時の異常な過渡変化 _* 原子炉冷却材喪失事故(LOCA) <u>又は全</u>	運転時の異常な過渡変化…原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又	運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)	・評価条件の相違
<u>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	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	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	【柏崎 6/7, 東海第二】
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	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	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</u>	PRA により抽出される
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	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	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></u>	事故シーケンスの相違。
反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、	応によって, ペデスタル (ドライウェル部) のコンクリートが侵	デスタルのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材	
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	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	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	
の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・	損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コ	ある。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」	
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,	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,	に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ	・運用の相違
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	原子炉起動時にペデスタル(ドライウェル部)水位が約1m となる	系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデス	【東海第二】
している。また、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置	よう注水した上で,格納容器下部注水系(常設)によるペデスタ	<u>タル注水手段</u> を整備している。また, <u>ペデスタル</u> にコリウムシー	島根2号炉は、通常運
している。	ル(ドライウェル部)水位の確保手段を整備している。また、落	ルドを設置している。	転中にペデスタルに水張
	下後の溶融炉心冷却のため格納容器下部注水系(常設)によるペ		りはしていない。
	デスタル(ドライウェル部)注水手段を整備している。さらに、		
	溶融炉心の落下によるペデスタル(ドライウェル部)のコンクリ		
	ート侵食を抑制するために、ペデスタル(ドライウェル部)にコ		
	リウムシールドを設置している。		
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	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	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「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損	価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却	価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却	
傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗)」について,有効性評価を行	失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗(ペデスタル))」に	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+	
った。	ついて、有効性評価を行った。	デブリ冷却失敗」について、有効性評価を行った。	
上記の場合においても、 <u>格納容器下部注水系(常設)</u> による <u>格</u>	上記の場合においても, 格納容器下部注水系(常設)によるペ	上記の場合においても, 格納容器代替スプレイ系(可搬型)及	
<u>納容器下部注水</u> を実施することにより,溶融炉心の冷却が可能で	デスタル(ドライウェル部)水位の確保, ペデスタル(ドライウ	びペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水を実施	
ある。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコン	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	することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融	
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	る。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	炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食 <u>量はペデ</u>	・解析結果の相違
1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、	ートの侵食は <u>生じず</u> ,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。	スタル床面で0m,壁面で約0.04mに抑えられ,原子炉圧力容器の	【柏崎 6/7, 東海第二】
安定状態を維持できる。	また、安定状態を維持できる。	支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。	
(添付資料 3.5.1)		(添付資料3.5.3)	
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	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	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	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	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	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	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	

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
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	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	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。	も一定の余裕がある。	も一定の余裕がある。	
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	重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能	重大事故等対策時に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可	
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	である。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。	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。	
能である。			
以上のことから、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格	以上のことから、格納容器下部注水系(常設)によるペデスタ	以上のことから、格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデ	
納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価	ル(ドライウェル部)への注水等の格納容器破損防止対策は、選	スタル代替注水系(可搬型)によるペデスタルへの注水等の格納	
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	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,	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	
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	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	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	
る。	て有効である。	リート相互作用」に対して有効である。	



備考

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)



計定					
原子炬	^ī 格納容器	≩の限界日	三力 853ki	Pa[gage]	
ー ドラ サフ	ライウェ プレッシ	ルョン・	チェンバ	\$	
器スプレ 納容器日 -	イ)の防 E力低下	熱量			
 浅留熱代 い, サプ 気量が減	:	系によ ョン・チ E力が低	る圧力(ェンバ) 下	低下に肖 内の水蒸	
100	10.0	10.0		150	169
108	120	132	144	196	108

備考

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)



号炉	備考
	・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
戸心の落下に	心落下によりドライウェ
(2)	ル内のほぼ 100%が水蒸
	気で満たされた状態とな
 一 窒素 水蒸気 	るが,柏崎 6/7 及び東海
- 酸化炭素 3 二酸化炭素	第二では,原子炉圧力容
可燃限界	器破損直後に格納容器ス
酸化炭素,二酸化炭素 ※	プレイを実施しているこ
酸素可燃限界(5vo1%)	とから、水蒸気が凝縮さ
108 120 152 144 156 168 ※ 溶融炉心・コンクリート反応	れ水蒸気濃度は 100%程
による発生を考慮	度まで上昇しない。
気相濃度の推移	【柏崎 6/7】
	②島根2号炉は、ジルコ
	ニウムー水反応による水
	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 CO ₂ 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 CO ₂ 及び CO の発生な
	し。なお, CO ₂ , COの影響
	についてはジルコニウム
	ー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。



・解析結果の相違

備考

【柏崎 6/7】

①島根2号炉は、ジルコ ニウムー水反応による水 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 ウェ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ェ ルヘ非凝縮性ガスが流出 することにより非凝縮ガ 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。



号炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7,東海第二】
 二酸化炭素 	①島根2号炉は, RPV 破
(2)	損直後に格納容器スプレ
	イを実施しないため、溶
	融炉心の崩壊熱で発生す
	る水蒸気によりドライウ
	ェル内の窒素ガスがサプ
	レッション・チェンバに
水素	追い出され,窒素ガス濃
: ※ 酸素可燃限界(5vol%)	度が低下する。事象発生
108 120 132 144 156 168	10時間後に格納容器スプ
※溶融炉心・コンクリート反応 による発生を考慮	レイを実施することでサ
<u>度の推移(ドライ条件)</u>	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
	ニアー水反応による水素
	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
	\mathcal{V}_{o}



 テ炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7,東海第二】
━ 二酸化炭素 可燃限界	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
酸素可燃限界(5vo1%)	代替除去系による格納容
108 120 132 144 156 168	器の除熱量が崩壊熱量を
※溶融炉心・コンクリート反応 による発生を考慮	上回った時点で,サプレ
ンバの気相濃度の推移	ッション・プール水から
	の蒸発量が減少し、サプ
	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。
	【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。



异 炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7】
	 ABWR の構造に基づく挙
	動であり,BWR5 である島
こ伴い, ベント管から	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
108 120 132 144 156 168 ※ コリウムシールド上面を	余裕を見た流量で注水を
0m とした	実施しており、ペデスタ
水位の推移	ル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デス
	タル水位が上昇し、ドラ
	イウェルからベント管を
	経由してサプレッショ
	ン・チェンバに移行する
	ことから、ベテスタル水
	位は上昇しない。東海第
	-においても冷却水はへ
	ント官を栓田してサノレ
	ツンヨン・フェンハに移
	19 ることから回家の手
	判となる。



号炉	備考
	・解析結果の相違
	【東海第二】
- ペデスタル床面の侵食量	島根2号炉は、柏崎
() ハノル生血の反反生	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
ノクリートの担合物の	ないペデスタル壁面につ
ート反応が停止する	いて、コンクリートに侵
	食が生じているが、東海
108 120 132 144 150 168	第二では、ペデスタル壁
	而及び床面にコリウムシ
「壁面のコンクリート	ールドを設置しており
	コンクリート侵食け生じ
	たい
	· ~ · •
<i>☆デュカ</i> ル 中五の厚金 号	【柏岵 6/7】
ペデスタル壁面の侵食量	111-1回 0/11 自由9 旦でけ 世がり
	品 低 2 万 て は , 14 か り
	を抑制した場合の力が俗
	融炉心と小との伝統面積 ぶ上もくわり 応効見ぶ
	かんさくなり、味熱重か
	大さくなることで、コン
	クリート侵食は生してい
	72 (V ₀
壁面のコングリート	
1制した場合)	



寻炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7,東海第二】
ペデスタル床面の侵食量	①ベースケースよりも,
ペデスタル壁面の侵食量	コンクリート侵食量が増
	加しており、島根2号炉
リートの混合物の ト反応が停止する	と柏崎 6/7 で同様の傾向
	となっている。
13m	
	・記載方針の相違
30 40	【東海第二】
	東海第二では,ペデス
<u>壁面のコンクリート</u>	タル壁面及び床面にコリ
	ウムシールドを設置して
<u> 守的に考慮する場合)</u>	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
	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
	ンプへのデブリ流入を仮
	定した評価を記載。



寻炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7】
デスタル床面の侵食量	コンクリート侵食量に
デスタル壁面の侵食量	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
レコンクリートの混合物の	の傾向となっている。
/クリート反応が停止する	
30 18	
<u>壁面のコンクリート</u>	
慮する場合)	
	・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
	威度解析により影響評価
	を実施

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.5.1〕

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
添付資料 3.5.1	添付資料 3.2.8	添付資料 3.5.1	
安定状態について	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)	安定状態について (溶融炉心・コンクリート相互作用)	・整理方針の相違
			【東海第二】
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	「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	<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u> 時の安定状態については以下	格納容器破損モード
とおり。	ついては以下のとおり。	のとおり。	「DCH, FCI, MCCI」にお
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	格納容器安定状態:	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	ける格納容器破損防止
る原子炉格納容器下部床面及び壁面	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	よるペデスタル床面及び壁面の侵	対策の有効性について,
の侵食が停止し、侵食の停止を継続す	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	食が 停止し, 侵食の 停止を継続する	1つのシナリオで評価
るための設備がその後も機能維持で	び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ,また,溶融炉心・	ための設備がその後も機能維持で	しており,島根2号炉で
きると判断され、かつ、必要な要員の	コンクリート相互作用によるペデスタル (ドライウェル部)	きると判断され,かつ,必要な要員	は事象進展後の格納容
不足や資源の枯渇等のあらかじめ想	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	の不足や資源の枯渇等のあらかじ	器破損モードである
定される事象悪化のおそれがない場	<u>及び</u> 侵食の <u>防止</u> を継続するための設備がその後も機能維持	め想定される事象悪化のおそれが	「MCCI」において,安定
合、安定状態が確立されたものとす	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	ない場合,安定状態が確立されたも	状態を整理している。
る。	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	のとする。	
	状態が確立されたものとする。		
【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	
原子炉格納容器安定状態の確立について		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	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	ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタルへの崩壊熱	・解析条件の相違
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	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	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	【柏崎 6/7,東海第二】
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	は150℃を下回るとともに、格納容器下部注水系(常設)によ	相互作用によるペデスタル床面及び壁面の侵食の停止を維持	
維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。	るペデスタル(ドライウェル部)注水及び代替循環冷却系によ	<u>でき、原子炉格納容器安定状態</u> が確立される。	
	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。		
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、	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	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。	要な水源、燃料及び電源を供給可能である。	必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。	
【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	
	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。		
代替循環治却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を	<u>代替循環冷却系</u> を用いて又は残留熱除去系を復旧 <u>させ</u> ,除熱	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	
行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。	を行うことにより、安定状態 <u>の維持</u> が可能となる。	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。	
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。	安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。	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。	
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	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	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	
留熱除去系の復旧による冷却への移行	除去系復旧による冷却へ移行	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	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	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	
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	ト(窒素注入)並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を	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	
入 (パージ)	目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧	ガス封入 (パージ)	

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
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	③上記の安全機能の維持に必要な電源(外部電源),冷却水等	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	
の復旧	の確保	等の復旧	
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	④長期的に維持される <u>格納容器</u> の状態(温度・圧力)に対し,	④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態(温度・圧力)	
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	適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保	に対し, 適切な地震力に対する <u>原子炉格納容器</u> の頑健性の	
		確保	
(添付資料 2.1.1 別紙 1)		(添付資料 2.1.1 別紙 1)	

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.5.2〕													
杧	崎刈羽原子	·力発電所 6/7号炉 (2	2017.12.20版)			東海	毎第二発電所(2018.9.12	版)			島根原子力発電所 2	号炉	備考
<u>日)</u> 小・コンクリート相互作用) (1/3)	評価項目となるパワノ・グロウえる影響 減損条件を最需条件とした場合の連続員等強件時間及び 評価項目となるパッノーグに与える影響」にて確認。	からコートアップに広手やあがメは、TAL 中後にもとてき ういし」 トレックが成長すのあがメは、TAL 中後にもとてき ういし」 トレックが強定的(ジャニエクス」とない構成 の気気にもしての気度解析)には、ゆうは独身問題ななら たびアレナスへの経験自心物での開始時間になどの動気は 核分量度である。 影響にたきにしたも無部したいな。 不当価事故ソーケニスには、原上も圧力容認識などの た手価事故ソーケニスには、原上も圧力容認識などの。 不当価事故ソーケニスには、原上もにしたが路察道な低い原 で有な姿容器 に当じ知识法面のないことの、いいか の、評価は日とためるシアノ・グにつきの熟慮にためし、	原子術水伝染動について原子団に力楽器内のキボラを特徴 である解析コートドさABBB の美面活果しのた成により水位院 ト間に算作コード 単位 の評価語来の力が保守的のもの つの、その港国は小会い口小香業美田口でいる。並作、原子 所に力楽器成団の人会い日本香業美田工作で効果が加速水中が 実施されていることから、評価項目でなるパウメーケに与 来る影実は少ない、	<u> </u>	霊鹿道目となるバラメータに与える影響	(件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 ろパラメータに与える影響」にて確認。	トアップに関するモデルは、Turl 事故についての再現任 1.実験についての再現化を確認していた。者かしヒートア 成解析(ジルコニウムー水伝が選択の所転についての感 では、死心溶離開始時間及び死心下部プレナムへの溶酸 では、死心溶離開始時間及び死心下部プレナムへの溶酸 では、ア心溶解しばする感度は数分程度であり、影響は小さ 確認している。 確認している。 オウェル部)に水位が形成されていることから、評価項 パラメータに与える影響は小さい。	位筆動について原子伊圧力容器内のモデルが情報であ ード SAFER の評価表現 シカゲムで手加水低時下幅に解 MAM の評価表現の力が大きく、解析コード SAFER に対 竹合あるものの、その意味はからいことを確認してい、 前子をあるものの、その意味はからいことを確認してい 位の形成されていることから、評価項目となるパラメー る影響は小さい。	<u> </u> (1 / 3) (1 / 3)	評価項目となるパラメータに与える影響 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 間及び評価項目となるパラメータに与える影響」 て確認	心ヒートアップに関するモデルは、TM1事故に いての再現性及びCORA実験についての再現 定確認している。炉心ヒートアップの感度解析 ごかユニウムー水反応速度の係数についての感 解析)では、炉心深融時間及び下部プレナムへの 融炉心移行の開始時間以び下部プレナムへの 融炉小谷行の開始時間以び下部プレナムへの 融炉小谷ケーケンスでは、原子炉圧力容器破損時 評価項目となるパラメータにちえる影響は さい。	: 子伊水位挙動について原子炉圧力容器内のモデ が構成である。解析コードSAFERの評価諸 の比較により、水位低下幅は解析コードMAAP の比較により、水位低下幅は解析コードSAFERに して保守的であるものの、その差異は小さいと、 高認していることから、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 また、原子ダルに初期水震りが実施されてい ことから、評価項目となるバラメータに与える影 は小さい。	・相違理由は本文参照
影響について(溶融炉心・コンクリート相互作H 4価項目とたろパラメータに互って影響(波融炉	当社会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会	(4) モートアップに関するモチルは、「M」を成べついての事実性成なら004 実験につい の正見性を発展している。やらセーンアップの感覚保存(ジンユナメーを反応応 それの国産についての感じ来し、アップの感覚保存(ジンユナメーを反応応 体行の国産局田に対する無能に戦会国に大きの、影響にひらいにとを痛じしている。 読件事成ソーケソンでは、所てから影響の意味であり、影響にひられたいとを痛じしている。 読件事成ソーケンスでは、所てから影響の広義保護のでの感謝になられ、影響にひらいにしたな痛望にないない。 読件事成ソーケンスでは、所てから実施したの認識のな存在の自然の原で作体強装器下 くの注水液にも正式アレナムへ気酸からが成行した際の以上の圧力度の原子の作力解析で強強 されたかたく、から下ボプレナムへ気酸からが成行した際の以上の圧力の原で作を結構を低温 の一方のの時になどがないなどの行うが行ったが認識にならいとない したり行いが認て認識に成れていたが最強にものにとしたいというなないという いう知及びにてがしたがたりたいの子がようないとない。 (上や)信頼公認に当時の時でかたりたいの近子が高速でお (上の)信頼会認には単純には10歳にあるいとい。	「かった心学想についた町での仕力発展内のモデーが指載である新術コード Surers の 価約果たの比較により大心病下値は発行コード Mark の評価結果の方が保守的である 読むの、その光度は小さいことを確認していることから、単転口等路合計間に与え 読術は小さい、	響評価について(溶融炉心・コンクリート相互/ 転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ()	運転引賞等種作時間に与える影響	「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 項目となるバラメータに与える影響」にて確認。 項目とな	第 炉心ヒートアップに関ナるモデルは、Tul 事故についての再現性 好心ヒード 及びの00% 実験についての再要性を読むしている。 ずひにヒートア 及び 00% 医解析) では、中心の時間 (第一次一会) デジロの意味 (第一次一会) デジロ (第一次一会) デジロ (第一次一会) (第一次一会) (第一次一会) (第一次一会) (第一次一会) (第一次一会) (第一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次一次	 「原子伊木佐準御について原子伊圧力容器内のモデルが特徴であ、原子伊木 る解析コード SARTR の評価語果との比較により水位に下価に解、効果ガコード サテコード NALP の評価語果の力が大きく、線行コード SARTBR に対 サテコード NALP の評価語果の力が大きく、解けコード SARTBR に対 して保守的であるものの、子の語は小さいにとを確認しているこ して保守的であるものの、子の語は小さい。 さから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 	響評価について(溶融炉心・コンクリート相互化価項目となるパラメータに与える影響(溶融炉	運転員等操作時間に与える影響 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 時 ドに与える影響」にて確認	・トアップに関するモデルは、TM1事故についての再現性及びCO をについての再現性を確認している。 ・トアップの現在を確認している。 ・トアップの感度解析(ジルコニウムー本反応速度の係数についての う)では、炉心溶酸時間及び声し下部プレナムへの溶酸に心やの 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。 になって、溶酸中心が下部プレナムへの溶酸中心移行の開始時間の スタルへの初期水張り操作。原子炉圧力容器破損時点でペデスタルへ 着 東たき実施するが、炉心下部プレナムへの溶酸中心移行の開始時間の で まは小さく、常齢中心が下部プレナムへの溶酸中心移行の開始時間の で またから、原語中心が下部プレナムへの溶酸中心移行の開始時間の で またから、原子炉口が容器で積温度みび原子中正力容器破損時点でペデスタルへ きないといるペデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。 キロペデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。	版産業動について原子毎圧力容器内のモデルが精錬である解析コード こR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 対力が大きく,解析コードSAFERに対して保守的であるものの, 私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 か わさい。	
解析コード及び解析条件の不確かさの} aの不確かさが運転員等趣作時間及7修	1111 1111 1111 1111 1111 1111 1111 11	1011 世境保留における所心モードアメップ局の水振並ス 出生、中心環境での完全通過状態について、1911 年後 学 名声語果に、彼年のに必要通過状態について、1911 年後 学 な声語にはりついの必要があるに、通信ア・タルは 合 マメンボックスの国民政行について、通信ア・タルは 合 アメーレートアップ通貨の出意(表展記察先の総画) や 方 一 一、彼年の日天の存認した。 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	TotX シーケンス及び中小報時 LOC4 シーケンスに対し て、MANP ロードと Supura コードの比較を行い、以下の 前のっ確認した。 MANP コードバは Subura コードと表慮している CURL 対 を取り扱っていたいことなった。本位教行に発用が もたじたものの女伯信で審論、MANP コードの方が保守 な 行ったもり、本の後の正式操行によんが感聴其保圧的 近々もり、本の後の正式操行によんが感聴其保圧的	所コード及び解析条件の不確かさの <u>影</u> ードにおける重要現象の不確かさが運	さんで聞き	子炉出 入力値に含まれる。	10.1 事故解析におけるがらヒートアップ時の木素ガス 4. がしゅ間次での蓄絶地段(値について、10.1 事故分) 請果と一要することを確認した。 2003 実験作行における、燃料被覆着、前御棒友びチャ、 2003 実験作行における、燃料被覆着、前御棒友びチャ、 2013 生態的にない「「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	TQUXシーケンス及び中小破断LUGAシーケンスに対して MAPTコードと SNFERコードの比較を行い、以下の傾向 確認した。 ・MAPコードでは SAFERコードで考慮している CCFL ・MAPコード CL SAFERコードで考認し、水応変化に整成が集みで ようのの水位底下幅は MAPTコードの方が大きく、」 作コード SAFER に対して保守的であり、その後の注 離作によう感料有効長頃部までの水位回復時刻は コードで回等である。	近コード及び解析条件の不確かさの影 の不確かさが運転員等操作時間及び評	不確かさ 万航に含まれる。 ラメーク	M1 事故解析における炉心ヒートアップ時の 素落止、野心魄域での溶酸進展状態について、 野心ヒー 林11 事故分析結果と良く一致することを確認 席入策 た。 ORA実験解析における、統料被覆管 制御練 感度解 びチャンネルボックスの温度変化について、 調 執時間 びチャンネルボックスの電気を発行し、 調 執時間 心ヒートアップ通度の痛加 (統得被覆音酸化の 心・モートアップ通度の痛加 (統得被覆音酸化の 心・子) (1) を想定し、仮想的な酸しい飯り幅ではある いた・ニートアップ通度の痛加 (統得被電音酸化の いた・デーンプ 施健解析により 影響を確認した。 ないデージン ようしてーシンクションをした低が する世俗ではから またい, 大般防し OC Aシーケンスともに許 存用力? TQUV, 大破防し OC Aシーケンスともに許 は危険 いた・レオレ、	QUX シーケンス及び中小破断LOCA シ ケンスに対して、MAAPコードとSAFER FBAT レードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 あるりコードではSAFERコードで考慮し にいるCCFLを取り扱っていないこと等から 価結果の K位変化に差異が生じたものの水位低下確はM その差 K位変化に差異が生じたものの水位低下確はM その差 APTコードの方が保守的であり、その後の注 影響は AAFコードで同等である。	
角 - ドバ おけく 重要現象	 (第一十二十一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	内温度変化 対温度変化 数面差伝道 キャイン) 電子ン) 酸合成化 (9)ウビートアング 酸白変形	ポイド乗換化 清心が安全 (清心永 電(水衣殿) 第二人(二)	<u>解</u> 林 第1表 解析コー	重要現象	前換熱 方及び崩壊熱 力及び崩壊熱)	応 - 株内温度変 - 読料様表面熟伝 - ガモデル - ガモデル - ガモデル - ガモデル - ガモデル - (知 - ボール - (知 - (知	 ・ボイド率 変化 ダル・デル(切) が心モデル(切) 計算モデル) 新育モデル) 	<u>解</u> れ ドにおける重要現象。	[変現象 解析モデル 重要現象 解析モデル 加速熱 万がした ので 入	(単株株) 「「「「」」」」」 「「」」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」」 「」」」」 「」」」」 「」」」」 「」」」」 「」」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」 「	職・式	
ま 1 解析コー	(MAAP) 小前 新機器	 注 - 注 - 注 - 注 - 注 - 注 - 注 - 注	80% 80 · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		分類				表1 解析コー	[MAAP] 分類 重 炉心	愛语 變语 戀管	· 元 · ○ · 元 · 元 · 元 · 元 · 元 · 元 · 元 · 元	

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 備者	諸考

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
行心・コンクリート相互作用) (3/3) 項目となるバラメークに与える影響 項目となるバラメークに与える影響 病義の感性解析により 洗練匠心の解放に剥合が a える感覚は小さい。 える感覚は小さい。 える感覚に小さい。 える感覚に小さい。 える感覚に小さい。 える感覚に小さい。 の言葉を発展していることがら, 解 一々にてある考慮していることがら, 解 一々にた場合が起こった感情解析を実施した。 感嘆 リート 伝食量は原子作辞発発発帯である。 第一般な 確義たらから ブー・ナイトの熟読未及び確義プ 総合的学 a. 5.3 参照) (添付資料 a. 5.3 参照) (不可 11848 の可能性形での確定から、 って約 11848 の可能性形での必須した。 たて が確によってい。 が確定したった。 確認やら、エックリ に彼 がない。 の可能性が不及びその他の非能能性、 なの発行がらい。 (添付資料 3.5.3 参照)	(た与える駅端(3人3) 評価項目となるバラメータに与える影響 正価項目となるバラメータに与える影響 イメント係業の感度解析より溶融からの細忙(剤合か イメント係業の感度解析より溶融からの細忙(剤合か インメント係業の感度取らないことを確認しており、また の温度に対する感要はからいことを確認しており、また の温度に対する感要はからいことを確認しており、また このいても同難に小さいことから、評価項目となるバラメ このいても同難に小さいことから、評価項目となるバラメ と紹告、溶融が心の飲活力を力で「痛くの不均一な確都形状」 なる影響はからい。 が一般が必らが自知されない均一堆積形状よ などのの防范調解がする、コリクムシールド段食にす クラスト用の熱伝達係業の動産解析を請まえ、コンクリ がのいて大変的なが確容がの語ります。 のでのいて大変的なな解析であれ、コックムシールド がのでのが適切たした、感難が心が着力なの とのってたらの確認すたないが クラスト用の熱伝達係家のの変作のである。 のこれは、第下した誘題がのの近メーコリクムシールドドライのチャル にないこしのでを下回ること、誘動中心からブー 朝鮮がないに、試験部のにからブール水への意識まに なって活動きないための意味料を結まえ、コンクリ 能につており、コックレイントがなの意味解止を指 っていた」の ためていため、「お面面」ののです。 がので、 がので、 がので、 ののでする、 ののです。 でのできまでは、 ののです。 でのできまでは、 ののです。 ののです。 ののです。 ののです。 でのでするので、 ののです。 ののでする。 ののでする。 ののです。 ののです。 ののでする。 ののでする。 ののです。 ののでです。 ののです。 ののでのです。 ののです。 ののでする。 ののです。 ののでです。	日心・コンクリート相互作用、(3/3) 評価項目となるバラメータに与える影響 正コンプリート使用でする影響 エントレインメント係数の感度解析より溶ωがひ。 なかいことを確認しており、また、溶ωがの道度 に対する感度に小さく、コリウムシール、検査に与える感度は に対する感度に小さく、コリウムシールを使食に与 える感度についても同様に小さいと考えられるこ ながらいことを確認してため、ボールウムシール なるがないとので、アームなどのなどもなられるこ なの意度についても同様に小さいと考えられるこ ならいことを確認した。感度解析の結果、コリウムシール がためていたが、原本が常いたがない。 部価項目となるバラメータに与える影響は なから、評価項目となるバラメータに与える影響は なったいかし、のですえるのではないです。 が確認した。コンクリートの食食量につ なび他の非能確性ガスが発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスが発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスが発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスが発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスが発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい その他の非能能性ガスの発生するが、本評価におい でするシンロニクムーを成むによってかけない。 の本述であれる、シームを必能 またったが、シームシンクレールをの をおいたのでの能での。 にたいこようであれたが、 の素能能が、 にたいこちくの能です。 のでするの。 の本述のでの。 の本述のでいた。 の本述のため、 の本評した。これたが、 の本述がためため他の の本語によっていためため の本述がためため他 の本語能力が、 でするの の本述がためため他 の本説を表示した。 の本述がたるの 第一次の、 (派付資料2.5.3参照)	
ふ 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売 売	やき間 Xを置き Xを置き Xを置き Xを見る Aをます Xを見る Aをます び目録を 酸たえ 「みけ」 「「」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、	 ・ ・ ・	
なる、シノノノレーターの「小小人」	市時間及び評価項目とな 運転員等報告報問に与える影響 運転員等報告報問に与える影響 通転設、一ケンスでは、原子毎圧力容器 合類材用互用にするのの、選転員等操作時間 さない。。こことから、選転員等操作時間に与える といことから、運転員等操作時間に与える	なるパラメータに中える 運転員等操作時間に与える影 単本シーケンスでは、原来中田の容 いことから、運転員等操作時間に与える影 電転員等操作時間になっている運転 、運転員等操作時間に与える影響は	
確かっとがご運転員等、操作時間及び評評価項目と 不確かる 本確かる 来平の用力容器や下に現金に調うの項目やした由フトテレインメン 下係業及びデジリ転子値からデメークシレン院専業所を行い、展子 が日力容器や下によって主じる田力スパイクへの感覚がらい、原子 が日力容認み下にした。ここの日の日ンパイクへの感覚がらい、原子 が日子ないたいたいなどの意識が行い、原子 にたましたによって主じる田力スパイクへの感覚がらい、ディ にたましたによって主じる田力スパイクへの感覚がない、 にたましたによって主じる田力スパイクへの感覚がない、 にたましたによって主じる田力スパイクへの感覚がない、 日本語りの読むを認定たて、 ががし、単振が快く 前示説りの読むを認定たいたがのを認定が、日本レイン を行うしたが適切となたられる。 がたい、正規でしてい、 を行うしたが適切となどのため、 のたれていたが適切とたていた。 を行うしたが適切となどのため。 を行うしたが適切とたていた。 がたっしたが認可した。	・おける重要現象の不確かさが消華に、 本語のき 下型にないていた。 下語のも 下型にないで、 が通転した。 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	(自力) さが運転員等操作時間及び評価項目と1 不確かさ 所予毎日力容器外下C1現象に関する項目として シャレインメント係数及のデノリ粒子格をパラメー メーレインメント係数及のデノリ粒子格をパラメー メーレーンの設置がから認定構みをしてに かはす ためって生いる圧力メンイイクへの感度が小さいことを 確認した。 素素でした確康新なのディリーが当時で、 意識でした、加添りを抑励に関する知見にあっち、 が適切と考えられる。 経営した。 素素でした確認が必要でないた。 素素でした確認がなど想応 される。ただし、北値形式のと想応 される。ただし、北値形式のと想応 される。ための 一般で読載がですることを確認した。 ためし、日本のの変動の酸点で、 エントレインメントの影響の構成でした からういてきたれる。 素素でしたないた単振作等の取扱いを行うこと が適切と考えられる。 一般で ためし、日本のの変動であることを確認した。 ためし、ための子がに伴っコンクリート度な能能でなられる。 ためため、 ためため、 ためため、 ためため、 たのに実験解析などのとした。 ためて、 素価であったいた。 ためたいた。 ためたい ためためでも ためたいた。 たいたいためでも ためたいた。 ためたいたる ためたいためであ たいたなることが確認した。 ためたいためであ たいためであ たいたる ためたいためでも たのでした。 ためたいためであ たいためであ たいためで たいためで たいたです たいためで たいためで たいためで たいためで たいためで たいたかで たいためで たいためで たいた ためたいためで たいた たかした たかした たかした た から ためたいた た た た た た た た た た た た た た た た た た	
(選) (選) (注) (注) (注) (注) (注) (注) (注) (注	本 本 本 本 た た た た た た た た た た た た た	 一 一 一 一 一 一 一 二 二<td></td>	
 ドレンおける重 車環境象 市環境の雑気(と) 市原ビン採設や FCI 一行ビン和認め FCI マノリ約十巻(記単) 一マノリ約十巻(記単) 一マノリン 一の指示り 一の指示し、コレクリー の防熱 アクリート分類及び 電量力、ポーレクリー 	 第11 第11<td> ドにおける重 原子が圧力容器外F 「(発展灯の報路外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを合き器 1(分少り 1(分の広楽 1(1) </td><td></td>	 ドにおける重 原子が圧力容器外F 「(発展灯の報路外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを器外F 1(分少りを合き器 1(分少り 1(分の広楽 1(1) 	
中国 中国 上 「 「 「 「 」 () <td>分 (炉心間 後) 後)</td> <td>「</td> <td></td>	分 (炉心間 後) 後)	「	
★			

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)	備考	
	第2.2. 科F:Art-S-B:ak-Art-D-S:ad-D-C:att-D-S:ad-D-C:att-D-S:Ad-D-C:att-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C:2d-D-S:Ad-D-C-D-C-D-C-D-C-D-C-D-C-D-C-D-C-D-C-D-	A2 MARAKA LABORA LABO	

柏	崎刈	羽原子力	発電展	所 6,	/7長	予炉	(20	017.12	2.20版	į)			東海	F第二発電所(〔2018. 9. 12 版〕	1				島根原	〔子力発	電所	2号炉			備考
メータに与える影響(溶融炉心・コンクリート相互作用) (3/3) 社	前端のなかっているので、日本でも、 のので、日本でも、 のので、日本でも、 1940年間 4月39日のよう、 1940年間 4月39日のよう、 1940年間	った時町市風(四十中)総理からみ、FWの時は美のい業業を実施する地域を実施するため、「東京学校」によ、高速業業が発展した。 におって6月17日の業務所、国内・特徴の予約者の多いには美術なられる。素濃からの回転数をペースオーストローム の業が支援がなってい、同し、中美会のからの時間家の身としたもの、素濃からの回転数をペースオーストローム 金属ですることしては、メディーコンクリートした様が1番のであることから、本学務価格でもの。 ・運転して特徴に、一ト申れた内部のからため、日本部務のの時にした。 ・、通転しても、ことしては、メディーコンクリートした様が1番のであることから、本学部組体のの時間をのションクリ ・「日本部長の日本」、「中本」の中国による可能能力が表示のない。 ・、通転しても、ことしては、メディーコンクリートした様が1番のであることから、本学部組体ののもの。 ・、通転しても、ことしては、メディーコンクリートした様が1番のであることから、本学部組体ののは、日本部長の中本 ・、通転しても、ことには、メディーコンクリートした様が1番のであることから、本学部組体ののようない。	発電所	<u>「</u>	17日国家からやいいでき、業営業事で温泉業業で日本人のから、分数通常だちべめ問題はおく、案官家ニャ 活動などの、用き工事、行めたシメービバイがの労働はなか。 都においい、	石石に示いのゆいいいで、 英居後来で沈陽後年回回長にきのいいせい。 世後諸国にも外の時刻はない、洋常岳エト 宮崎県だらで、田舎工谷、 なのとデメービバもかめ渡邉目ない、 御田ない。	に江戸業からめらいいか。 業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業業	日による観察なげた。 日本の2011年1月1日、日本の時、アデーメネル11年1月1日、日本は韓からにない。キの日本によって日本の職家 6.6.5、新市日朝に変わったキュータにいた。株式が時代になるたる日報が先に新じりに続いため、洋南 朝鮮正年齢者は国にい、当日にたるレイレメータにいたのが助日にない。	は国職業であることが、業業条件では通貨なあることから、実験通貨に与える影響はなく、業産度によって、業産度によっていたが、業業条件では回貨な合いでは、またの人のメータに与える影響はない、 業はない、 市計画家のためないにから、業業を作けて読んを含めることから、特徴通貨に与える影響はなく、業産店による。 学校会社会社会社会社会社会社の職業であることから、特徴通貨に与える影響はなく、業産店による	0000年代では、通信工作、行いたシーンドラメの設備まなでし、 調は20人、一般では、「茶芋油をやい装着水市工業長のの目かどの、参加通言につべる影響ななく、詳細的日 の部分がたいいたで、「業芋油をやい装着水市工業長のの目がどの、参加通言につべる影響ななく、詳細的日 数数件だいい、「業下」、下分の人がメータドであるの認識なない。	評価項目となるパラメータに与える影響(3/5)	等機作時間に与える影響	単物条件と最端条件は回線であるため、等後通販に影響はないしと から、評価項目をなるバラメータに与える影響はない。	等であることから、事衆通展に影響はない、 な重への影響がありたい。 東面に与える影響はない。 時間に与える影響はない。 で、一般度解析を実施した。感度解析の結果、コリケムシールド及 ではっとりリートの優良は注むです。原作用口容解節や薄縮能を離析 ではっとりリートの優良は注むです。 ではっとりリートの優良に注むです。 一一 表面の文字物能であった。 一一 一一 一一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	(3018.3.15 腔)、 (3018.3.15 腔)、 (3018.5.15 回航生があるが、の効果により、溶破中心・コンクリート相互作用によるコンクリート (4個単位の起点としている運転員等操作は ト侵食が抑制されることから、評価項目となるバラメータに対する 条件時間に与える影響はない。 条件は同じ与える影響はない。	- 液種物の発熱液度が下がるため、液種が 尿確条件とした場合には、液種物の発熱液度が下がるため、液種が 用によるコンクリート侵食度びコリウムン 心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食度びコリウムン ボ、コンクリート侵食度びコリウムン - レドの侵食が利潤されることから、評価項目となるバラメータに 18点としている運転員等操作はないこと 対する余裕は大きくなる。 に与える影響はない。	ータに与える影響(溶融炉心・コンクリート相互作用)(3/4)	etrainに与える影響 評価項目となるペラメータに与える影響 最確条件とした場合は、時年素件に開催であるため、事象邀岐 に与える影響はないとわらい。評価値用でであるため、事象違便	(新芹条件と回販にものため、非 からの手にない、コンシリーを発展におけ、1歳を不満認 (新芹条件と回販にものため、非 かけている反発を向けません。本学の学校を承認を読む」 ないにとから、連長説等第二年人への意識になった。「最近年下の人気協した」。 の意点がから、コークタリーを受く感じてい、高低作下でなどないな強要で、 の意言にのない、コートの人を含意になった。「最低作下のな」 「第一下の人」 「第一下の人」 「第一一」 「第一一一」 「第一一」 「第一一」 「第一一」 「第一一」 「第一一」 「第一一」 「第一一一」 「第一一」 「第一一」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「第一一」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」	- コンクリートより産点が高い内 Truent control Color (1000) (100	- 新羅術の発展研究テマネテント - 利油工作によるコックシュー 展示業件とした場合は、新羅術の発展研究テキネテムの、溶細 の性社が実施制度まれるが、コックメールで、コンクリート和工作用によるコリクムシールド及びコー - POSEを変更や問題のの広点、 アリートの名称か利用によるコリクムシールド及びコー - Toolse を受けていたいで、 - Toolse を受けていたいで、 - Toolse を受けていたいで、 - Toolse を受けていたいで、 - Toolse を行う - Toolse - Tool	国家であることから、事業通常に、 病院であることから、事業通常に、 病情等報告問用に与える影響はな、 影響はな、、 影響はない、 影響いない、 影響いない、 影響いない、 影響いない、 影響いない、 影響いる。 第一部部のの 第一部ののの 第一部ののの 第一部のの 第一部ののの 第一部ののの 第一部ののの 第一部ののの 第一部のののの 第一部ののののののの 第一部のののの 第一部のののののののののののののののののののののののののののののののののののの	て機作手順(原子伊田力容器下版) て機作手順(原子伊田力容器下版) その1000000000000000000000000000000000000			備考
作時間及び評価項目となるパラメー	後午長が50年かり	転間事業の違いによって後 転間事業の違いによって後 高い業業が設定で 第一次の設定するによって後 高に行ってもようで認識で していないではない。 していないでは、 していないでは、 していないでは、 していないでは、 していないによっていた。 していないでは、 していないによっていた。 していないでは、 していためでは、 していためでは、 していためでは、 していためでは、 していためでは、 していためでは、 していためでは、 していたいでは、 していないでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいたいでいた。 したいでいたいたいでいた。 したいでいた。 したいたいたいたいたいでいた。 したいたいたいたいたいたいたいでいた。 したいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたい	工作主体総体として属子の協調体が結果点び高圧が ののでの意識発売をして協いれ 本の感謝男先を心論すするととした。「「大作権学校 政治によるが「少い法不能能の」が大学辞述。	学術世報シーケンス、S-1時代は成に用いる設備は 学術目前の主要は、総合でおり、学校にアメーサ 電気機会のものは国際における個子があるから、などが 電気機会のものは国際における個子があるから、などが のた業には安全の自己の話でのようか。主要用す のたまには彼られたいとして認む。	・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	林村 水村 大村 と 最佳を作じる 林村 水村 と 最佳を作じる ら、市安地区にケえるを部門れた 和日本の通びし 中国語の読件的な設定 和日本の通びし 中国語の読件的な設定	がし次令市の流計値に基づく送気減速長の原すが、保护水作と良産水作に同 りの関係から設定 操作時間に与える影響な	メレント・おおにはないというとないという。 メールの上述によった2000 市場には、1000000000000000000000000000000000000	「PPL」ケ展融展的の下がの数型から成績になった時、解決条件と通貨条件に同な能に基づき条約、201歳対から成績は、たまる30% 合能に基づき水気、201歳対応で水差り・1歳な成績は、たまる35% 他们の40%したような35% いた。15%は、25%となどの10%のという。15%には、15%にないため、25%を用いた。15% 第二次を用いたがられていた。15%の	酸サークがおい酸に成って発き。 し、中華地域によって発き。 し、中華地域によって発生さるが確認できた。 し、中華地域によって発生され、 のため、 の の の の の の の の の の の の の	た場合に運転員等操作時間及び評	条件設定の考え方 運転員等機	の角見に基づき水振りの効 地蔵して設定	解析条件と破壊条件は回答で、 いたから、通転員等操作時間 したいる音材の種類から設	機能条件とした場合には、コンクリート、 の効果により、コンクリート、 コンクリートは、ないことから、運転員等操作 酸点が高いことから保守的 値したい	最確条件とした場合には, 添 心・コンクリート相互作用に ールド段を効制置されるが に、 度変量を獲作時間に与 から、運転員等操作時間に与	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	1条件) (14) (15	振振条件やした場合は、解析 施用している非対の風観がの説 (15キメの影響はない) 近ちえる影響はない	2.3.4. 株舗株式とした場合は、コン 株舗株式とリブ環板について 創価に、リブ譲板の酸気の りートは可能量が満 が、コンクリートよりも最近が満 が、コンクリートとももも最近が満 が、コンクリートを取得た。 連続を設備はない 連続を設備はない 通信を設備したい ためまたのにしからしたの たのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたのしたの したのしたの したのしたの したの		1994と、コリクムシールドを実成に設置 間になると影響はない、 間所条件で影響者作は加速で するため、その設置面積を用いる 与える影響はなく、連転用等 ものとする い。	蔵国事業の強いによって働け 原子が木位の低下の観点で厳し こした気の第二でというスタム・ハン 人場件を開けてること)に変 員等操作時間に与える影響に	病圧性素機能として原子が隔離 南部に基本機能として原子が隔離 中語言語での高田的シング・メー 不の機能喪失。低圧能素機能 して低田のシンジン「素」加圧性 本系の機能要失失能学すとと 自己。原子学校活動的自動にとる 原子学校法権的資源にとる 原子学校法権的資源を発送すると 意子、 素法、サーマの決定用ディーゼル 機関等の強能がを設定する	ため、外部電源なしを設定	
と場合の運転員等換	(P. (初期条件)。 単位条件: (観器条件) のべ無から 現産条件	1 1	広町注水 を守み込 ****機 ****機	 <++ < 業 ~ 過 	1. 「「「「」」」	速がしが敏能 7.51世は1gupe ~ 7.563で31gupe ~ 863~3801/1//例	・選ぶし 自動減圧機能付き逃ぶし 虚 による原 安全中の2 週間による頃 止 「方の流滅引日」	総相談: 展示がFFLが発酵数単態: 物 F発金字 20m/A 以上に応ご所発着 最 体験しメンレイ	 第二十二十三十三十三十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二	2日米は 陸・運動施士はの日本は 認 2月米は 下、重要数主はの日本は 認 たく日本 ボーレディの設置 に必要す により、ホーレデル設置 したシング したいシイン・ク・シング したいシイン・ランシン い	条件を最確条件とし	(故条件及び機器条件)の (かさ 最確条件	800kW/m ² 相当 過 手 題 子 和 の の 子 和 の の の 子 和	支武岩系コンクリー 作 元	コンクリート以外の 焼産 構造村を考慮する にま	部分的な階層が生じ、 ポプタル (ドライウ 後表 エノ部)に落下する可 に話 能生がある	場合の運転員等機	解析条件:(初期条件:事故条件及U機 解析条件:の不確かさ 解析条件: 部計条件: 80048/ご相当: (圧力放音かり: (圧力放音な):	友武岩系 コンクリート コンクリー	内部解放及びリプ コンクリー 開拓は考慮しない の素材を考慮	ペデスタルに落下 部分的な溶酸 する溶酸物とは扱 ペデスタルに わない る可能性が	ペデスタル床面積 ペデスタル床 を設定	翰秀德麗の金麗头	高任住木橋能喪失 載任住木橋能喪失 載任市大橋路喪失 備による低子が住 木橋部の喪失 土 全営総動力電源費 私留部か」	と思い出来ない	
を最確条件とした	部防条 項目 一般桁条件	超四争余 給水満足のや投火	安 午機能等 高川注水橋館、面 の成次に対 設備だよる原子が する政治 協能減な引大が数 する政治 船の奥公	外部電源に	原 ヶ野 メター 水線発生と同時に シムロ号 - スクラム	過がしか機能 進がし次々、363世紀 ago 注 864世 ago 注 864世の ago	キ 白穂減圧機造いさ 安全半の 2 個副に 下が急速視日	代理物学者を発展した。 「1997年) 「1997年」 「1997年」 「1997年」 「1997年」 「1997年」	竹田永和市100 格納県第十一 市外 市内市10万林器 第一世中10万林器	時:原稿商目100 にパ注水 コリワムシークト コリワムシークト しまり、東下しか - ルド く試入しない	第2表 解析	解析条件(初期条件,事 不確 解析条件	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	支武岩系コンクリー ト	鉄筋は地産しない	ペデスタル (ドライウ エル語) に著下する辞 麗物 ビは扱わない	- 最確条件とした	項目 消離炉心からプー ル水への熟読東	コンクリートの種類	 コンクリート以外 の構造的の扱い 外 	件 原子好圧力容器下 語の構造物の扱い	ペデスタル床面積	線 修 板 修 板 修 の	条 安全機能等の喪失 に対する仮定 ぬ所計画	21-100-H&//K	
2 解析条件 8			有截条件					截踏冰车				щ I	溶験 行心から イー ルオへの熟読束	コンクリートの種類	コンクリート以外 の構造材の扱い	原子好田力容器下 第及びのペデスタ ル (ドワイウエル 部) 内構造物の後 い	解析条件を									
表 2														a A	新 後生		表 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
	(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(4/5) 運転員等権性時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 アングリ度大きなのが、ディングに本える影響 超国事業の違いによって操作手順(溶融型心器下時の崩壊熱の影響を確認する最高から感度解析を実施した。感度解析 後にペデスタル(ドライウェル語)への読水機構 などグリ度大きなだの低に、事故シーケンペアが配合ならの感覚解析を実施した。感度解析 などグリ度大きなだの低に、事故シーケンペアが開始またの意気の、認知者無化・必能 の言葉がた水酸能になるパティータににもなるがラメータにはよる影響 たいデスタル(ドライウェル語)への読水機構 たいデアメクロ(ドライクェル語)への読水機構 ウングリ度大きなだの低にし、事故シーケンペアが開始ないのペイミングが特別3.3 使用できないものとなどに、その読れ、原子が正が容認能的タイミングが特別3.3 使用できないものとなどにた。その読れ、原子が正が容認能的タイミングが約3.3 使用できないものとなどに、その読れ、原子が正が容認の事件で可能、範疇の有能に係 もするたち、溶血がしたるである、可能性が入れたその低い、主が、 コンクリートの使食は生じず)の前のがための100時にも能を感じた なびコンクリートの使食は生じず)の前のがための100人になる低いための100人にある低いためになる。また。 ないかいたいないなは、本部価によるのデアが必要がある。こと、 が必要のすることのための100人にあるのであい。 が必要ができる。また。 コンクリートの使食は生じていてたからの100円に必要がする。また。 コンクリートの使食は生じて)の他の読むのものでものできないもの ないたいため、なるが、コンクリートの使食は生じて)の100円になるができる。また。 コンクリートの使食はたいで)のための100人になるないの100人になる低いためできる。また。 コンクリートの使食はたいたいため、100人になるないの100人になる低いためにないためになるの能を認定 なられるいたいため。	 2. 10.100 (ドフノネロ) によって: 現金道史の最近面によりの15% (ドライ条件) こと P (ドライ条件) こと P (ドライ条件) を下回る。 2. 生ることから, 可熱限界である 5.0001% (ドライ条件) た下回る。 (統付養料 3.6.1) 				
	とした場合に運転員, 条件設定の考え方 原子炉水位の低下の風点で厳し	非常用ディーセル発電機等の機 非常用ディーセル発電機等の機 商能失な認定, 設定 商能注水構造として設計が開催 時か対示規定として気圧が容易 ま素(低圧注水構造として気圧が蓄酸値 する。低圧注水構造として気圧が蓄酸値 前のととらに、防止行力が置酸値 前のととらに、取り生きな設定す 加子の比比、原子中心が置いて 加子の比比の の供えのする ただし、原子のような」 たっしいて ためし、原子メクラムについて ためし、原子メクラムについて ためし、原子メクラムについて ためし、原子メクラムについて ためし、原子メクラムについて ためし、原子メクラムについて	40 V IKK 12			
	条件を最確条件 ^{K条件及C機器条件)の}	I I				
	第2表 解析: 解析条件 (初期条件、新 解析条件 解析条件 解析条件 新作条件	全交流動力電源喪失 高度主要依頼能、応圧注 力容器破損的の重大 力容器破損的の重大 事成了却注水體能の 優先 外部電源なし 外部電源なし				
	項 目 後本 御 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	安全機能等の喪失 に対する仮治 外部電源 外部電源				
		事故条件				

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
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			備考
		大 単 単 単 単 単 単 単 単 単 単 単 ●	

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

まとめ資料比較表	〔有効性評価	添付資料 3.5.3〕

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
添付資料 3.5.3	添付資料 3.5.1	添付資料 3.5.3	
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	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	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,	よる侵食量評価について	に考慮する場合,	
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		ペデスタル床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリ	
及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリー		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	・解析条件の相違
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		る非凝縮性ガスの影響評価	【柏崎 6/7】
非凝縮性ガスの影響評価			
1. 評価の目的		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」		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		という。)では、プラント損傷状態をTQUVとしており、溶融炉	
から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束は、その格納容器		心からペデスタルのプール水への熱流束は、その格納容器圧力へ	
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		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	
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		を設定したうえで、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価す	
価する観点で設定したものである。		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		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		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		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		認した理由は、プラント損傷状態をLOCAとする場合、TQU	
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		V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	
ある。上面熱流束についての感度を確認した理由は,「重大事故等		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、解析	
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		<u>ユード (MAAPユード) [1]</u> の「添付3 溶融炉心・コンクリート	
<u> 、</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		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、	
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		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	
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		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	
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		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	
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		パラメータであることを確認したためである。	
確認したためである。			
また, <u>原子炉格納容器下部</u> に落下した溶融炉心について, ベー		また, <u>ペデスタル</u> に落下した溶融炉心について, ベースケース	
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		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	
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		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	
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		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	
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		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。	
評価した。			
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			・設備設計の相違
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			【柏崎 6/7】
			1

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
ンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ(以下「ドライウェル			柏崎 6/7 では, コリウ
サンプ」という。)に流入することは無いと考える。細粒化された			ムシールド堰を越えて
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			サンプへのデブリ流入
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			を仮定した評価を記載。
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			
に移行しても、ドライウェルサンプ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			
<u>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</u>			
ェルサンプ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			
<u>ロシティを考慮した場合のドライウェルサンプ床面及び壁面の侵</u>			
<u>食量を評価した。</u>			
2. 評価条件	【比較のため,「2.解析コードにおける不確かさの影響 (2)感	2. 評価条件	
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	度解析」の一部を記載】	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。	(2) 感度解析	他の評価条件は、ベースケースと同等である。	
(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	a. 溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】	(1) ペデスタルの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考	
考慮する場合	(a)解析条件	慮する場合	
 ・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 	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	・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	・解析条件の相違
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	ついては,上面熱流束の不確かさを考慮した 800kW/m ² (一定)	スを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし,本評	【柏崎 6/7】
<u>の値とした。これは,</u> 事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS	とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が	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	島根2号炉は,起因事
注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と	大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損	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	象を LOCA とした感度解
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	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」	用できないものと仮定 <u>した。この場合,事象発生直後から原</u>	析で影響を確認してい
原子炉注水機能についても使用できないものと仮定 <u>する場</u>	Lt Jan	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	ることによる記載の相
合,原子炉水位の低下が早く,原子炉圧力容器破損までの		が早まり、崩壊熱は大きくなる。	違。
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。			
(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		(2) ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮する	
る場合		場合	
 ・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 		・ペデスタルに落下した後の上面熱流束をベースケースから変	
ースから変更し,800kW/m ² 一定とした。これは,Kutateladze		更し, 800kW/m ² 一定とした。これは, Kutateladze 型の水平	
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		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,	

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
した場合,上面熱流束が800kW/m ² 程度であることを考慮し,	大きくなり, 侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損	上面熱流束が 800 kW/m²程度であることを考慮し, 保守的に	
保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面	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」	設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を	
熱流束を 800kW/m ² 相当(圧力依存有り)としている。ベー	とする。	800 kW/m²(圧力依存有り)としている。ベースケースにお	
スケースにおける <u>圧力容器</u> 破損後の格納容器圧力は, <u>約</u>		ける <u>原子炉圧力容器</u> 破損後の格納容器圧力は, <u>約</u>	・解析結果の相違
<u>0.4MPa[abs]</u> 以上で制御されていることから, ベースケース		<u>0.2MPa[gage]</u> 以上で制御されていることから, ベースケース	【柏崎 6/7】
における上面熱流束は, <u>約 1,400kW/m²</u> (格納容器圧力 <u>約</u>		における上面熱流束は, <u>約 1,300kW/m²</u> (格納容器圧力 <u>約</u>	
<u>0.4MPa[abs]</u> において)以上となる。		<u>0.2MPa[gage]</u> において)以上となる。	
(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		(3) ペデスタルの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する	
場合		場合	
 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 		・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	
して、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水		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	
張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。		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</u>		・評価体系(円柱)の高さは <u>2.4m</u> (初期水張り高さ),底面積	・運用の相違
<u>22m²(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)</u> とし,評価体系		は <u>約 11m²(ペデスタル床面積の約 2/5)</u> とし,評価体系(円	【柏崎 6/7】
(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただ		柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし,	初期水張り深さの相
し、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面		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	違。
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		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。	・設備設計の相違(ペデ
した。			スタル床面積)
・崩壊執けベースケースにおける茨融恒心茲下時刻(東象発生			【 柏崎 6/7】
から約7時間後)の値と」と声熱流声は、核納容哭圧力へ			
の依存性を考慮した。			
(4) 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			 ・設備設計の相違
サンプに流入する場合			【柏崎 6/7】
・MAAP コードでは、ドライウェルサンプのような直方体の形			柏崎 6/7 では. コリウ
************************************			ムシールド堰を越えて
面積に合わせた円柱で模擬した。			サンプへのデブリ流入
 ・ドライウェルサンプへの流入量を考慮する上で必要となる 			を仮定した場合の感度
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			解析を実施している。
ムシールド高さ、ドライウェルサンプの形状)は、6 号炉と			
7 号炉を比較して、ドライウェルサンプ越流時の流入量が			
多く、ドライウェ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。			
 ・ポロシティの評価範囲は 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			
			I

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
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			
を確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評			
価では仮想的に 0.26 を設定した。			
・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。			
・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)は表1のとおりとした。			
これを踏まえ、各ポロシティを用いた場合のドライウェル			
サンプ内への溶融炉心の流入量を以下のとおりに考慮し,			
表1のとおりにドライウェルサンプ内での溶融炉心の堆積			
高さを設定した。			
(i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し, コリウムシー			
ルドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がド			
ライウェルサンプの体積未満の場合			
ポロシティが 0.26 のケースでは, コリウムシールド			
の高さ以上に堆積する溶融炉心の量がドライウェルサン			
プ2 つ分の容量(ドライウェルサンプの床面積の小さい			
<u>7</u> 号炉で代表)未満であることから,二つのドライウェル			
<u>サンプ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>			
(ii)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>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>ウェルサンプの体積以上の場合</u>			
ポロシティが 0.32, 0.4 及び 0.48 のケースでは, 溶融			
炉心の流入量がドライウェルサンプ2 つ分(ドライウェル			
<u>サンプの床面積の小さい7 号炉で代表)の容量を上回る。</u>			
溶融炉心がコリウムシールドの内側のドライウェルサンプ			
<u>の</u> 外の領域にも堆積するため,ドライウェルサンプ及びコ			
<u>リウムシールドの内側のドライウェルサンプの外の領域に</u>			
堆積した場合の堆積高さを用いてドライウェルサンプ床面			
の侵食量評価行った。			
(5) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合			・設備設計の相違
・MAAP コードでは, ドライウェルサンプのような直方体の形			【柏崎 6/7】
状を模擬できないため、床面積をドライウェルサンプの床			柏崎 6/7 では, 原子炉
面積に合わせた円柱で模擬した。			格納容器下部の床面に
 ・ドライウェルサンプへの流入量を考慮する上で必要となる 			ドライウェルサンプが
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			設置されており, ドライ

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
ムシールド高さ, ドライウェルサンプの形状)は, 6 号炉と			ウェルサンプにおける
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			コンクリート侵食量を
いことを確認し、7 号炉で代表させた。			厳しめに評価するため,
 ・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, 			溶融物の落下量を保守
現実的に厳しめの値として、保守的に 0.32(体心立方格子			的に考慮する場合の感
の値)とした。			度解析を実施している。
・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。			
・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			
<u>t.</u>			
3. 評価結果		3. 評価結果	
(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		(1) ペデスタルの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考	
考慮する場合		慮する場合	
評価結果を図1に示す。評価の結果, コンクリート侵食量		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>約 3cm</u> , 壁面で <u>約 3cm</u> に抑えられることから, 原子		は床面で <u>0m</u> ,壁面で <u>約0.04m</u> に抑えられることから,原子	・解析結果の相違
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		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	【柏崎 6/7】
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		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	島根2号炉は,コリウ
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		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 <mark>原</mark>	ムシールドを設置して
容器内の気相濃度に影響を与えない。このため,溶融炉心・		子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶	おり,ペデスタル床面で
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		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	のコンクリート侵食は
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		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	生じない。
スケース(3.5.2(3)b 参照)と同じとなる。なお, <u>ベース</u>		成の推移はベースケース (3.5.2(3) b. 参照) と同じとなる。	
<u>ケースにおける原子炉格納容器下部</u> への溶融炉心落下後の水		なお,本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の水素	・整理方針の相違
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		濃度は, ドライウェルにおいて, ウェット条件で <u>約 0. 1vo1%</u>	【柏崎 6/7】
条件で <u>12vo1%</u> 以上,ドライ条件で <u>34vo1%</u> 以上※となり,ドラ		以上, ドライ条件で <u>約 24.8vol%</u> 以上となり, ドライ条件に	島根2号炉は,感度解
イ条件において 13vol%を上回る。一方,酸素濃度はウェット		おいて 13vo1%を上回る。一方,酸素濃度は水の放射線分解	析ケースにおける可燃
条件で <u>2.1vol%以下</u> , ドライ条件で <u>2.6vol%以下</u> であり, 5vol%		によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168	性ガスの評価を実施し
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		時間後)においてもウェット条件で <u>約 2. 4vol%</u> ,ドライ条件	ている。
が発生するおそれは無い。		で <u>約2.9vol%</u> 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ない。	
(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		(2) ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮す	
る場合	(b)解析結果	る場合	
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
---	---	---	-----------------
評価結果を図2に示す。評価の結果,コンクリート侵食量	評価結果を <u>第3表</u> に示す。 <u>ペデスタルのプール水中に落下</u>	評価結果を図2に示す。評価の結果, コンクリート侵食量	・解析結果の相違
は床面で <u>約 8㎝</u> , 壁面で <u>約 7㎝</u> に抑えられ, 原子炉圧力容器	した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は 2,100℃未	は床面で <u>0m</u> , 壁面で <u>約 0.13m</u> に抑えられ, 原子炉圧力容器	【柏崎 6/7,東海第二】
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	満であり,コリウムシールドを設置することにより,溶融炉	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	島根2号炉は,コリウ
では,溶融炉心・コンクリート相互作用によって <u>約 118kg</u> の	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	では, 溶融炉心・コンクリート相互作用によって <u>約 41kg</u> の	ムシールドを設置して
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	い。このため,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。	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	おり,ペデスタル床面で
ケースでもジルコニウム-水反応によって <u>約 1400kg</u> の水素		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	のコンクリート侵食は
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		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	生じない。なお, ペデス
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		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	タル壁面におけるコン
が格納容器圧力に与える影響は小さい。		が格納容器圧力に与える影響は小さい。	クリート侵食量はベー
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		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	スケースよりも増加し
が,可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について,原子		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	ており, 柏崎 6/7 と同様
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		価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の原子炉格納容	の傾向となっている。
素濃度は, <u>ベースケースにおいても,ウェット条件で 12vol%</u>		器内の水素濃度は, <u>サプレッション・チェンバにおいて,ウ</u>	
<u>以上, ドライ条件で 34vo1%以上※となり, ドライ条件におい</u>		<u>エット条件で約 6. 1vo1%以上,ドライ条件で約 30. 9vo1%以上</u>	・整理方針の相違
<u>て 13vol%を上回る。</u> このことから、本感度解析 <u>ケースの</u> 溶融		<u>となり, ドライ条件において 13 vol%を上回る。</u> このことか	【柏崎 6/7】
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		ら,本感度解析において評価した,溶融炉心・コンクリート	島根2号炉は,感度解
ベースケースの結果に加えたとしても、原子炉格納容器内で		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	析ケースにおける可燃
の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉		えたとしても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可	性ガスの評価を実施し
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		能性には影響しない。なお,溶融炉心・コンクリート相互作	ている。
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		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	・解析結果の相違
<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		る水素ガスが <u>約 35kg</u> , 一酸化炭素が <u>約 6 kg</u> , その他の非凝縮	【柏崎 6/7】
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		性ガスである二酸化炭素が1kg 未満である。 ジルコニウム-	
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		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	
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。		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。	
一方, 原子炉格納容器内の酸素濃度については, 溶融炉心・		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</u>	・解析結果の相違
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		から7日後(168 時間後)においてもウェット条件で約	【柏崎 6/7】
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		<u>1.5vol%, ドライ条件で約4.1vol%であり, 可燃限界である5</u>	
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		<u>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	
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		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	
の溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性		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	
ガス及びその他の非凝縮性ガス <u>をベースケースの結果に加え</u>		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	
る場合,原子炉格納容器内の酸素濃度はベースケース(3.5.2		のため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作	
(3) b 参照) にて示した酸素濃度(ウェット条件で 2.1vol%,		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 <u>の</u>	
ドライ条件で 2.6vo1%) 以下になるものと考えられる。この		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,上	
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		記の酸素濃度(ウェット条件で 1.5vol%,ドライ条件で	
それは無い。		<u>4.1vol%) 以下になるものと考えられる。このため,</u> 原子炉格	
※ 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は,		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。	

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
<u>サプレッション・チェンバよりもドライウェルの方がお</u>			
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時間後のドライウェルにおいて約			
12vol%,ドライ条件では事象発生の約7時間後のドライ			
ウェルにおいて約 34vo1%であり,最も低い値であって			
も13vo1%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			
<u>なる。サプレッション・チェンバと比較して水素濃度が</u>			
<u>おおむね低く推移するドライウェルの水素濃度は、ウェ</u>			
<u>ット条件では約 30vo1%から徐々に上昇して 168 時間後</u>			
に約 43vo1%となり、ドライ条件では約 53vo1%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。			
(3) 格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する		(3) ペデスタルの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場	
場合		合	
評価結果を図3に示す。評価の結果、コンクリート侵食量		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</u>	・解析結果の相違
は床面で <u>約1cm</u> に抑えられることから,原子炉圧力容器の支		<u>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	【柏崎 6/7】
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</u>		を維持できることを確認した。 <u>溶融炉心・コンクリート相互</u>	島根2号では,コリウ
<u>僅かであることから、</u> 本評価における溶融炉心・コンクリー		<u>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</u>	ムシールドを設置して
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		ス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や原	おり,ペデスタル床面で
度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相		子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。な	のコンクリート侵食は
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		お、本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の水素濃	生じない。
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)		度は, <u>サプレッション・チェンバにおいて,</u> ウェット条件で	・整理方針の相違
(3) b 参照) と同じとなる。なお, <u>ベースケースにおける</u> 原		<u>約10.2vo1%</u> 以上,ドライ条件で <u>約24.4vo1%</u> 以上となり,ドラ	【柏崎 6/7】
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		イ条件において 13 vol%を上回る。一方,酸素濃度は水の放	島根2号では,感度解
<u>ウェルにおいて最低値を示すが</u> ,ウェット条件で <u>12vo1%</u> 以上,		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	析ケースにおける可燃
ドライ条件で <u>34vo1%</u> 以上※となり,ドライ条件において		後(168 時間後)においても酸素濃度はウェット条件で約	性ガスの評価を実施し
13vol%を上回る。一方,酸素濃度はウェット条件で <u>2.1vol%</u>		<u>1.6vol%</u> ,ドライ条件で <u>約2.6vol%</u> であり,5vol%を下回るこ	ている。
<u>以下</u> ,ドライ条件で <u>2.6vo1%以下</u> であり,5vo1%を下回ること		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	・解析結果の相違
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		おそれはない。	【柏崎 6/7】
それは無い。			

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 号炸
(4) 溶動にたの一切がっりウルシールドな地ライドライウール			
(4) 俗融が心の一部がコリリムシールドを越えてドノイリエル			
リンノに加入りる場合			
計価結果を衣とに小り。トノイリエルリンノ床面の反良里			
は取入利 bcm ぐめり, 鋼製フイリの損傷には主ることは悪く,			
トライリエルサンノ壁面の侵食重は取入約5cm じめり,外側			
<u> 鋼板の損傷に主ることは悪いことを確認した。コンクリート</u>			
受食重が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コ 、 トリートは工作用にして、 ホーム			
シ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			
<u>で 12vo1%以上, ドライ条件で 34vo1%以上※となり, ドライ条</u>			
<u>件において 13vo1%を上回る。一方,酸素ガス濃度はウェット</u>			
<u>条件で 2.1vol%以下, ドライ条件で 2.6vol%以下であり, 5vol%</u>			
<u>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</u>			
が発生するおそれは無い。			
(5) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合			
<u>評価結果を図4に示す。ドライウェルサンプ床面の侵食量</u>			
<u>は約 9cm であり,鋼製ライナの損傷に至ることは無く,ドラ</u>			
イウェルサンプ壁面の侵食量は約 9cm であり,外側鋼板の損			
<u>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</u>			
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。			
	b. 伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】		
	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		

炉	備考
	・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
	・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が
	設置されており, ドライ
	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。
	・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

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
	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		スラブを貫通し格納容
	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		器の機能の健全性への
	合においても, ペデスタル (ドライウェル部) のコンクリート		影響等が考えられるた
	が侵食されないことを確認している(別添2)。		め, コリウムシールドを
	【ここまで】		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。
4. まとめ		4. まとめ	
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		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	
によって <u>原子炉格納容器下部</u> のコンクリート侵食量が増大する場		響によってペデスタルのコンクリート侵食量が増大する場合の	
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,		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	
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		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	
が多い結果となった 溶融物の落下量を保守的に考慮した場合であ		い結果となった上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても	・解析結果の相違
ってもドライウェルサンプ床面で約9cm及び壁面で約9cmであり,		<u>床面で0m,壁面で約0.13m であり,</u> 原子炉圧力容器の支持機能	【柏崎 6/7】
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。		を維持できることを確認した。	
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		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		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		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	
した。		認した。	
以 上			
		5. 参考文献	
		[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	
		<u>シビアアクシデント解析コード(MAAP)について」,東芝エ</u>	
		<u>ネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリ</u>	
		ア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成 30 年 5 月	
		以 上	



-炉	備考
	・解析結果の相違
スタル床面の侵食量	【柏崎 6/7】
スタル壁面の侵食量	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、
コンクリートの混合物の	島根2号炉と柏崎 6/7
クリート反応が停止する。	で同様の傾向となって
	いる。
30	
リート侵食量の推移	
~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~	
	【柏崎 6/7】
デスタル床面の得食量	ベースケースよりも
デスタル壁面の侵食量	コンクリート侵食量が
	増加しており、鳥根2号
ートの混合物の	「「「」」。 「」」。 「」」。 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」、 「」、 「」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 「
NOWATE 1 O.	がと信頼の7 (同様の) 傾向となっている
n	関 同 と な う く い る。 【 甫 海 笛 一】
	▲本海第二】
·	水海第二 くは、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、
30 40	ノル型面及び床面にコ
山」し得合具の批投	リウムシールトを取自
	してわり, 使良は生しな
る場合	۷ 'o



予炉	備考
	・解析結果の相違
	【柏崎 6/7】
ペデスタル床面の侵食量 ペデスタル壁面の侵食量	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
20 40	じていない。
00 VE	
リート侵食量の推移	
た場合)	
	・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が
	設置されており, ドライ
	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。

柏	崎刈羽原子力発	管所 6	/7号	炉 (2	2017.12.20版)			東海第二発電	 電所(2018. 9. 12 版	į)	 島根原子力発電所	2号/
<u>- 表1 ポロシティを考慮した溶融炉心の堆積高さ</u>												
	ポロシティ	0.26	0.3	32	0.40	0.48						
下部	♪ドライウェル ^泳 での 触炉心の堆積高さ(m)	約 0.68	約 0.	. 73 *	行 0.80	約 0.89						
越	流する溶融炉心の 体積(m ³)	約 2.6	約 5	5.8	約11	約 18						
ドラカ	イウェルサンプ床面 いらの堆積高さ(m)	約 0.7	約1	. 4	約1.8	約 2.1						
* コリウ	ムシールドに囲まれた床面	山積を除き,コリ	ワムシール	ドの内側への	∩∩人を考慮し7	よい場合の堆積品さ						
	表2 溶融炉心がド	ライウェルサ	ンプに流入	、する場合の	侵食量評価	吉果						
	ポロシティ		0.26	0.32	0.40	0.48						
ドラ	イウェルサンプ床而侵	食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	0						
ドラ	イウェルサンプ壁面侵	食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	0						
							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			
								項 目	ベースケース	感度ケース		
							コリウム (壁i	シールド侵食量 面及び床面)	侵食なし	侵食なし		
							ペデスタル コンク (壁ī	(ドライウェル部) リート侵食量 面及び床面)	侵食なし	侵食なし		

炉	備考
	・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。