

の伝熱によって水蒸気が発生すること

島根原子力発電所 2号 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所(2018.9.12版) 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材 3.3.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策 3.3.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策 3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容 (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 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容器 材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 | 材相互作用 | に至る可能性のあるプラン 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQU 評価対象の整理及び評価項目の設定」 V, TQUX, LOCA, <u>長期TB, TBU, TBP及びT</u> TQUX, LOCA, <u>長期 TB, TBU 及び TBP</u>である。 V, TQUX及びLOCAである。 BDである。 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基 (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 本的考え方 本的考え方 本的考え方 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容」 材相互作用」では,発電用原子炉の運転中に運転時の異常な 材相互作用」では,発電用原子炉の運転中に運転時の異常な 材相互作用」では,発電用原子炉の運 過渡変化,原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電 過渡変化,原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動 過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故(L 源喪失が発生するとともに,非常用炉心冷却系等の安全機能 力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全 ともに、非常用炉心冷却系等の安全機 の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合に 機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場 このため,緩和措置がとられない場合 は、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格 合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的 炉圧力容器外の水が接触して一時的な 納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギが な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネル が生じ、このときに発生するエネルギ 大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至 ギが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。 が破壊され原子炉格納容器の破損に至 る。 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用による水蒸 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用による水蒸 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の 気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の 気爆発事象については、これまでに実 実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下 実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下 実験が行われている。水蒸気爆発は、 し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らか し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らか し、細粒化して分散する際に蒸気膜を の外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の の外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の の外乱が加わることによって蒸気膜が 圧力伝播を生じ,大きなエネルギを発 圧力伝播を生じ、大きなエネルギを発生させる事象である。 圧力伝播を生じ、大きなエネルギを発生させる事象である。 細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らか 細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には 細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らか の外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が の外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が の外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こ 実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた 実験等により得られている。ペデスタル(ドライウェル部) 実験等により得られている。原子炉格 水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このこ に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにく 水は準静的であり、外乱が加わる要素 とから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さ い。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は とから、実機において水蒸気爆発に至 いと考えられる。 いと考えられる。 極めて小さいと考えられる。 (添付資料 3.3.1, 3.3.2) (添付資料 3.3.1, 3.3.2, 3.3.3, 3.3.4, 3.3.5) また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材へ また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材へ また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉

の伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器

の伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器

まとめ資料比較表 〔有効性評価 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用〕

良・・ 設備運用又は体制等の	相違(設計方針の相違)
・・記載表現,設備名称の	相違(実質的な相違なし)
2 号炉	備考
却材相互作用	
納容器破損防止対策	
ト損傷状態	
力容器外の溶融燃料-冷却	
プラント損傷状態は,「1.2	
定」に示すとおり,TQU	
	・評価条件の相違
	【柏崎 6/7, 東海第二】
	PRA により抽出される
各納容器破損防止対策の基	プラント損傷状態の相
	違。
力容器外の溶融燃料ー冷却	
の運転中に運転時の異常な	
(LOCA) が発生すると	・評価条件の相違
全機能の喪失が重畳する。	【柏崎 6/7, 東海第二】
湯合には,溶融炉心と原子	PRA により抽出される
的な格納容器圧力の急上昇	事故シーケンスの相違。
ルギが大きい場合に構造物	
こ至る。	
令却材相互作用による水蒸	
こ実ウランを用いて種々の	
は、溶融炉心が水中に落下	
模を形成し, そこに何らか	
漠が崩壊した際に,瞬時の	
を発生させる事象である。	
こは安定性があり、何らか	
起こりにくいという知見が	
戸格納容器下部に張られた	
要素は考えにくい。このこ	
こ至る可能性は極めて小さ	
(添付資料 3.3.1, 3.3.2)	
融炉心から原子炉冷却材へ	
ことに伴う急激な格納容器	

圧力の上昇(以下「圧力スパイク」という。)が発生する。 圧力の上昇(以下「圧力スパイク」という。)が発生する。 圧力の上昇(以下「圧力スパイク」という。)が発生する。	
上記のとおり,現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は 上記のとおり,現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は 上記のとおり,現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は	
極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパ 極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパ 極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパ	
イクについてその影響を評価する。 イクについてその影響を評価する。 イクについてその影響を評価する。 イクについてその影響を評価する。	
したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器 したがって、本格納容器破損モードでは、格納容器を冷却 したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器	
を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水へ 及び除熱し、溶融炉心からペデスタル(ドライウェル部)の を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水へ	
の伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制 水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を の伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制	
することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。 抑制することにより、 <u>格納容器</u> の破損を防止する。 することにより、 <u>原子炉格納容器</u> の破損を防止する。	
また,溶融炉心の落下後は, <u>格納容器下部注水系(常設)</u> また,溶融炉心の落下後は, <u>格納容器下部注水系(常設)</u> また,溶融炉心の落下後は, <u>ペデスタル代替注水系(可搬</u> ・解析多	条件の相違
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</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</u> 型)によって溶融炉心の冷却を実施する。その後, <u>残留熱代</u> 【柏崎 (6/7,東海第二】
<u>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 <u>イ冷却系(常設)</u> による格納容器冷却を実施する。その後, <u> </u>	
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 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容 容器の圧力及び温度を低下させる。	
原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 器の圧力及び <u>雰囲気温度</u> を低下させる。	
さらに, 格納容器内における水素燃焼を防止するため, 格 さらに, 原子炉格納容器内における水素燃焼を防止するた ・運用の	の相違
<u>納容器内</u> の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに, め, <u>原子炉格納容器内</u> の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に 【柏崎 6	6/7]
<u>格納容器内</u> へ窒素を注入することによって, <u>格納容器の</u> 破損 至るまでに, <u>原子炉格納容器内</u> へ窒素を注入することによっ 島根:	2号炉は,可燃性
を防止する。 て,原子炉格納容器の破損を防止する。 ガス濃度	度の制御は SA 設
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 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 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 備である	る可搬式窒素供給
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 は、 <u>原子炉圧力容器破損までは</u> 重大事故等対処設備による原 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 装置によ	よる窒素封入を実
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 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 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 施するこ	こととしている。
する。 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 する。 ・解析多	条件の相違
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	第二】
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	2号炉は,シナリ
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オの想定	定として,原子炉
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 <u>,</u> 圧力容器	器破損後も原子炉
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	器内を冷却するた
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	子炉注水が実施で
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	ものとしている。
<u> 3.</u>	
(3)格納容器破損防止対策 (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「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却	
材相互作用」で想定される事故シーケンスでは, <u>原子炉格納</u> 材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、 <u>ペデスタル</u> 材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、 <u>原子炉格納</u>	
<u>容器下部</u> への溶融炉心落下を想定する。この状況では, <u>原子</u> (<u>ドライウェル部)</u> への溶融炉心落下を想定する。この状況 <u>容器下部</u> への溶融炉心落下を想定する。この状況では, <u>原子</u>	
<u>炉格納容器下部</u> における「溶融炉心・コンクリート相互作用」 では、 <u>ペデスタル(ドライウェル部)には通常運転時から約</u> <u>炉格納容器下部</u> における「溶融炉心・コンクリート相互作用」 ・運用の	の相違
を緩和する観点から,溶融炉心落下前に <u>格納容器下部注水系 1mの水位が形成されており、ペデスタル(ドライウェル部)</u> を緩和する観点から,溶融炉心落下前に <u>格納容器代替スプレ</u> 【東海登	第二】
(常設)による原子炉格納容器下部への水張りを行うことか における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観 <u>イ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への水張りを行う</u> 島根:	2号炉は,事故時
ら,溶融炉心落下時には <u>原子炉格納容器下部</u> に水が張られた 点から,溶融炉心落下前に格納容器下部注水系(常設)によ ことから,溶融炉心落下時には <u>原子炉格納容器下部</u> に水が張 に原子炉	炉圧力容器破損の
状態を想定する。なお,この水張り深さは,「原子炉圧力容」 <u>るペデスタル(ドライウェル部)水位の確保を行う</u> ことから, られた状態を想定する。なお,この水張り深さは,「原子炉 徴候に]	より原子炉格納容

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
器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発	溶融炉心落下時にはペデスタル(ドライウェル部)に水が張	圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に伴う圧力スパイ	器下部に水張りをする運
生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ,「溶融炉心・コ	られた状態を想定する。なお,この水位は,「原子炉圧力容	クの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ,「溶融炉	用としている。
ンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮し	器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発	心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを	・運用の相違
て <u>約 2m</u> としている。	生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ,「溶融炉心・コ	考慮して <u>2.4m</u> としている。	【柏崎 6/7, 東海第二】
	ンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮し		初期水張り深さの相違
	て <u>1m</u> としている。		
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	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	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	・解析結果の相違
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	する観点から, <u>代</u> 替格納容器スプレイ冷却系(常設)による	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> 又	【柏崎 6/7, 東海第二】
格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器	格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水(海水)の確	は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段	
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	保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納	を整備 <u>する。なお,これらの原子炉圧力容器破損以降の格納</u>	・整理方針の相違
除熱手段を整備する。なお,これらの原子炉圧力容器破損以	<u>容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期</u>	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	【東海第二】
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	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	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」	島根2号炉は,原子炉
は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・	窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備す	<u>と同じである。</u>	圧力容器破損以降のマネ
過温破損)」と同じである。	<u> </u>		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 <u>格納容器</u> の破損防止及び <u>格納容器</u>	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	子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重	
大事故等対策の概要は, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰	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 k.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)に示	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	
す g. 及び h. である。なお,g. の <u>原子炉格納容器下部</u> への注水	及び <u>k</u> . である。なお, <u>i</u> . の <u>格納容器下部注水系(常設)</u>	す g. 及び h. である。なお,g. の <u>原子炉格納容器下部への注水</u>	・運用の相違
は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート	によるペデスタル(ドライウェル部)水位の確保は、ペデス	は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート	【東海第二】
相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子		相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子	島根2号炉は、格納容
炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器	相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、ペデ	炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器	器代替スプレイ系(可搬
外の溶融燃料ー冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉	スタル(ドライウェル部)に溶融炉心が落下した際の「原子	外の溶融燃料ー冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉	型)にて原子炉格納容器
格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定	炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」への影響も考慮	格納容器下部への注水量及びペデスタル水位を定めているこ	下部へ初期水張りを行
めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理	して <u>ペデスタル (ドライウェル部)</u> の水位を定めていること	とから、本格納容器破損モードの対策として整理した。	い、ペデスタル水位に応
した。	から、本格納容器破損モードの対策として整理した。		じて停止する手順として
(添付資料 3.3.3)		(添付資料 3.3.3)	いる。
			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
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	子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重	
大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容	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,本格納容器破損	器雰囲気直接加熱」に示す <u>第 3. 2. 1-1(1)図から第 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	モードの重大事故等対策の概略系統図は <u>第3.2-1図(2/5)</u>	図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対	
略系統図は <u>第3.2.2 図</u> 及び <u>第3.2.3 図</u> である。本格納容器破	<u>及び第3.2-1図(3/5)</u> である。本格納容器破損モードに対	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	
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	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	接加熱」に示す第 3.2.1-1(2)図及び第 3.2.1-1(3)図である。	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。	本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業	
		項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と	
		同じである。	
3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.3.2 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	事象とし,逃がし安全弁再閉失敗を含まない,「過渡事象+	事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象+	
<u> 压注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI 発</u>	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉	
<u>生)」</u> である。ここで,逃がし安全弁再閉失敗を含まない事	<u> (+FCI (ペデスタル)</u> である。ここで,逃がし安全	<u>注水(重大事故等対策を含む)失敗+FCI発生」</u> である。	
故シーケンスとした理由は, プラント損傷状態が TQUV であ	弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラン	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	
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は	ト損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし	した理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故	
小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選	安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で	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	
定したためである。	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	
		である。	
また, 「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却	また, 「1.2.2.1(3) c . 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷	また, 「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却	
材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、	却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、	材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、	
水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の	水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の	水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の	
内部エネルギの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定	内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選	内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選	
した。一方,プラント損傷状態を LOCA とする場合,事象発	定した。一方,プラント損傷状態をLOCAとする場合,事	定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事	
生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため	象発生直後から原子炉冷却材が <u>格納容器内</u> に流出するため原	象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出する	
原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力ス	子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧力ス	ため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧	
パイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確	パイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確	カスパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の	
かさとして評価する。	かさとして評価する。	不確かさとして評価する。	
	さらに,本評価事故シーケンスにおいては,電源の復旧,	さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、	・解析条件の相違
	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	注水機能の確保等,必要となる事故対処設備が多く,原子炉	【柏崎 6/7】
	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	<u>格納容器</u> への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく	島根2号炉は、本シナ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	る観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。	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。	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/	
格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー	格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー	格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー	
ト相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様の	ト相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様の	ト相互作用」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「3.5 溶融炉	シーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉	シーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉	
心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV と	心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQU	心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQU	
し, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では	Vとし, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」	Vとし,「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」	
プラント損傷状態を TQUX としており,異なるプラント損傷	ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラン	ではプラント損傷状態をTQUXとしており,異なるプラン	
状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷	ト損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラン	ト状態を選定している。しかしながら,どちらのプラント損	
状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒	ト損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料	傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒	
の長さの <u>10%</u> 上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動	有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁(自動	<u>有効長の20%</u> 上の位置に到達した時点で逃がし安全弁 <u>(自動</u>	・解析結果の相違
開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以	減圧機能)の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であ	減圧機能付き)の手動開操作によって原子炉を減圧する手順	【柏崎 6/7】
降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容	り、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れ	であり,原子炉減圧以降も,溶融炉心の挙動に従って一連の	ジルコニウムー水反応
器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止するこ	で生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に	流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手	が著しくなる前に減圧す
ととなる。このことから、これらの格納容器破損モードにつ	従って防止することとなる。このことから、これらの格納容	順に従って防止することとなる。このことから、これらの格	るという考え方は同じで
いては同様のシーケンスで評価する。	器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。	納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。	はあるが,感度解析結果
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	の差異により、島根2号
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	炉は,BAF+20%で原子炉減
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	圧を実施する。
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、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器に	構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、格納容器におけ	構造材との熱伝達,原子炉圧力容器破損,原子炉格納容器に	
おける格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容	る格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の格納容器における	おける格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容	
器における原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化)並びに原	原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)並びに原子炉圧	器における原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)並び	
子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達) が重要現象となる。	力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達) が重要現象となる。	に原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達) 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,	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格納容器内の熱水力モデルを備え、か	原子炉圧力容器内及び <u>原子炉格納容器内</u> 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 により格納容器圧力等の過渡応答を求める。	AAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。	ードMAAPにより格納容器圧力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。	
(0) t t t t t t t t t	(0) 古热州亚尔尔名州		
(4) 月初11年前回97年1十	(4) 月別性計11100年114	(4) 有効11生計1回り来作	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	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。	
(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格納容器圧力及び格納容器	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. 3. 1 図</u> 及び <u>第 3. 3. 2 図</u>	<u>雰囲気温度の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図</u> に示す。	<u>(シュラウド内外水位)の推移を第 3.3.2-1(1)図</u> 及び <u>第</u>	
に、格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器下部の水		<u>3.3.2-1(2)図に</u> ,格納容器圧力,格納容器温度,ペデスタル	
位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。		<u>水位及び注水流量</u> の推移を <u>第 3.3.2-1(3)図から第 3.3.2-</u>	
		<u>1(6)</u> 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加	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。	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	
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかか	圧力スパイク(約1分間の溶融炉心落下)によって格納容器	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかか	
る圧力の最大値は, <u>約0.51MPa[gage]</u> に抑えられる。原子炉	<u> バウンダリ</u> にかかる圧力の最大値は, <u>約0.22MPa [gage]</u> に抑	る圧力の最大値は, <u>約193kPa[gage]</u> に抑えられる。 <u>原子炉</u>	・解析結果の相違
格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限	えられる。 <u>格納容器バウンダリ</u> にかかる圧力は, <u>格納容器</u> の	格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限	【柏崎 6/7, 東海第二】
界圧力 <u>0.62MPa[gage]</u> を下回るため, 原子炉格納容器バウン	限界圧力 <u>0.62MPa [gage]</u> を下回るため, <u>格納容器バウンダリ</u>	界圧力 <u>853kPa[gage]</u> を下回るため, <u>原子炉格納容器バウン</u>	・設備設計の相違
ダリの機能は維持される。	の機能は維持される。	ダリの機能は維持される。	【柏崎 6/7, 東海第二】
			島根2号炉(Mark-I
			改) と柏崎 6/7 (ABWR),
			東海第二(Mark-Ⅱ)の最
			高使用圧力の相違。
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかか	圧力スパイクによって格納容器バウンダリにかかる温度の	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかか	
る温度の最大値は, <u>約146℃</u> に抑えられる。原子炉格納容器	最大値は, <u>約118℃</u> に抑えられる。 <u>格納容器バウンダリ</u> にかか	る温度の最大値は, <u>約123℃</u> に抑えられる。 <u>原子炉格納容器</u>	・解析結果の相違
バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の	る温度は,格納容器の限界温度の200℃を下回るため,格納容	<u>バウンダリ</u> にかかる温度は,原子炉格納容器の限界温度の	【柏崎 6/7, 東海第二】
200℃を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維	器バウンダリの機能は維持される。	200℃を下回るため,原子炉格納容器バウンダリの機能は維	
持される。		持される。	
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	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(5)の評価項目について, 格納容器圧力をパ	の設定」に示す(5)の評価項目について, 格納容器圧力をパラ	の設定」に示す(5)の評価項目について, 格納容器圧力をパ	
ラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2	メータとして対策の有効性を確認した。なお,「1.2.2.2 有	ラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2	
有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び	効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の	有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び	
(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出	評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納	(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出	
/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンク	容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相	/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンク	
リート相互作用」にて評価項目を満足することを確認して	互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、	リート相互作用」にて評価項目を満足することを確認して	
いる。また,原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び	原子炉圧力容器が破損する場合における「1.2.2.2 有効性を	いる。また,原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び	・整理方針の相違
原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・	確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3),(6),(7)	原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・	【東海第二】
コンクリート相互作用」にて確認している。	の評価項目の評価結果並びにペデスタル(ドライウェル部)	<u>コンクリート相互作用」</u> にて確認している。	各格納容器破損モード

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	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		で確認対象とする評価項
	「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」にて確認		目の相違。
	している。		
(添付資料 3.5.1)	(添付資料3.2.8)	(添付資料 3.5.1)	
3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	
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,	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,	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,	
運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与	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	運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与	
える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	
格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	
互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能	互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能	互作用」では、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉注水機	
が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が	が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が	能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心	
原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギを発生する	ペデスタル (ドライウェル部)の水中に落下して大きいエネルギ	が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギを発生す	
ことが特徴である。	を発生することが特徴である。	ることが特徴である。	
また,不確かさの影響を確認する運転員等操作は,事象発生か	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、 <u>緊急用海水系によ</u>	有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器代替スプ	【柏崎 6/7,東海第二】
な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納	る冷却水(海水)の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器	レイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作(原子	島根2号炉は、事象発
容器下部注水(常設)による水張り操作とする。	<u>除熱操作</u> とする。	<u>炉圧力容器破損前の初期水張り)</u> とする。	生から 12 時間までの操
			作ではなく, FCI 等の物
			理現象に対する対策のみ
			記載し、その操作の不確
			かさについての影響を確
			認している。
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、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の	しては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子	しては、溶融炉心落下速度、細粒化量, プール水とデブリ粒子の	
伝熱が挙げられる。	の伝熱が挙げられる。	伝熱が挙げられる。	
本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化	本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化	溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対して、エントレ	・記載方針の相違
量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	量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	インメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の	【柏崎 6/7, 東海第二】
の影響評価を実施する。	合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の	伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納	BWR プラント安全審査
なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒	不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破	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。	資料「重大事故等対策の
子径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	損モードに対する影響は小さいことを確認している。		有効性評価に係るシビア
さいことを確認している。			アクシデント解析コード
 エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果,	エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果,		について」において,
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	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		BWR-5 Mark-I 改良型格
タに与える影響は小さいことを確認している。	タに与える影響は小さいことを確認している。		納容器プラントに対し
			て,エントレインメント
			係数及びデブリ粒子径を
	t	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)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			パラメータとした感度解
			析を実施し, 原子炉圧力
			容器外 FCI により生じる
			圧力スパイクへの感度が
			小さいことを確認してい
			る。
なお,これまでのFCI 実験の知見からは,一部の二酸化ウラン	なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラ	なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラ	
混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実	ン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実	ン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで	
施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例	施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例	実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している	
が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度にお	が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度にお	例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度に	
いて実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生して	いて実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生して	おいて実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生し	
いる例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉	いる例は確認されていないことから、実機条件においては格納容	ている例は確認されていないことから、実機条件においては原子	
格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷	器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー	
却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。	互作用の発生の可能性は低いと推定される。	冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。	
(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。	
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	
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	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	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	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	ヒートアップに関するモデルは, TMI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。炉心ヒ	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。	
ートアップの感度解析(ジルコニウムー水反応速度の係数	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	
についての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部プ	の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間及び	の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間及び	
レナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程	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	炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感	
度であり、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。	度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。	
本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度	本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器温度(下鏡	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	部)を操作開始の起点としている運転員等操作はないこと	300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張	【東海第二】
張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移	から、運転員等操作時間に与える影響はない。	り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行	島根2号炉は、原子炉
行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶		の開始時間の不確かさは小さく,炉心下部プレナムへ溶融	圧力容器下鏡温度 300℃
融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は		炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻	到達にて原子炉格納容器
急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開		であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起	下部への注水操作を実施
始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操		点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係	するため、不確かさの影
作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。		る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	響を記載している。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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	モデル)は,原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内の	
モデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較	のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果と	モデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との	
により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保	の比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果	比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の	
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	の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であ	方が <u>大きく,解析コードSAFERに対して</u> 保守的である	
ことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	るものの,その差異は小さいことを確認していることから,	ものの、その差異は小さいことを確認していることから、	
	運転員等操作時間に与える影響は小さい。	運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確	格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさと	原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確	
かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	して、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はHD	かさとして、格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水力モ	
はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程	R実験解析では区画によって <u>格納容器雰囲気温度</u> を十数℃	デル)はHDR実験解析では区画によって <u>格納容器温度</u> を	
度,格納容器圧力を1 割程度高めに評価する傾向を確認し	程度,格納容器圧力を1 割程度高めに評価する傾向を確認	十数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向	
ているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体	しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実	を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる	
系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解	験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこ	等,実験体系に起因するものと考えられ,実機体系におい	
析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。	の解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定され	てはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推	
しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切	る。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の	定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び <u>温度</u> の	
に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開	傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び霑	傾向を適切に再現できており,また,格納容器圧力及び温	
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	<u> 囲気温度</u> を操作開始の起点としている運転員等操作はない	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	
等操作時間に与える影響はない。	ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	ら、運転員等操作時間に与える影響はない。	
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を確認している。また,	
炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により	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。リロケーションの影響を受ける可能性がある操	している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器温	している。 <u>リロケーションの影響を受ける可能性がある操</u>	・運用の相違
作としては,原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した	度(下鏡部)を操作開始の起点としている運転員等操作は	作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時	【東海第二】
時点での <u>原子炉格納容器下部</u> への初期水張り操作がある	ないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	<u>点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが,</u>	島根2号炉は,原子炉
が、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確		<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>	圧力容器下鏡温度 300℃
かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際		<u>は小さく,炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原</u>	到達にて原子炉格納容器
の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることか		子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子	下部への注水操作を実施
ら,原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としてい		<u>炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格</u>	するため,不確かさの影
る原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等		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	響を記載している。
操作時間に与える影響は小さい。		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。本評価事故シーケン	損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケン	損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケン	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
スでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている	スでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている	スでは、原子炉圧力容器破損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	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	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。	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	炉心損傷後の格納容器における溶融燃料ー冷却材相互作	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、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及びデブリ粒子径の感度解析	ントレインメント係数及び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及び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	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	
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。	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	本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃	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	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転	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	
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	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	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。	はない。	響はない。	
(添付資料 3.3.4)	(添付資料 3.3.6)		
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	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	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	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	ヒートアップに関するモデルは、TMI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。炉心ヒ	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。	
ートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数	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	
についての感度解析)では、格納容器圧力挙動への影響は	の係数についての感度解析)では、格納容器圧力挙動への	の係数についての感度解析)では、格納容器圧力挙動への	
小さいことを確認していることから、評価項目となるパラ	影響は小さいことを確認していることから、評価項目とな	影響は小さいことを確認していることから、評価項目とな	
メータに与える影響は小さい。	るパラメータに与える影響は小さい。	るパラメータに与える影響は小さい。	
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	モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内の	
モデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較	のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果と	モデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との	
により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保	の比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果	比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の	
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	の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であ	方が <u>大きく,解析コードSAFERに対して</u> 保守的である	
ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さ	るものの,その差異は小さいことを確認していることから,	ものの、その差異は小さいことを確認していることから、	
<i>د</i> ر.	評価項目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。	
原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確	格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさと	原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確	
かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	して、格納容器モデル(<u>格納容器</u> の熱水力モデル)はHD	かさとして、格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水力モ	
はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程	R実験解析では区画によって <u>格納容器雰囲気温度</u> を十数℃	デル)はHDR実験解析では区画によって <u>格納容器温度</u> を	
度,格納容器圧力を1 割程度高めに評価する傾向を確認し	程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認	十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向	
ているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体	しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,	を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる	
系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解	実験体系に起因するものと考えられ、実機体系において	等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系におい	
析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。	はこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定	てはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切	される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温	定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の	
に再現できていることから,評価項目となるパラメータに	度の傾向を適切に再現できていることから,評価項目とな	傾向を適切に再現できていることから,評価項目となるパ	
与える影響は小さい。	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。	
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を確認している。また,	
炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により	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	
しており,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	
による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことか	による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことか	による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことか	
ら、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	ら、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	ら、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)に対して早まる時間は <u>僅か</u>	損(事象発生から <u>約 4.5 時間</u> 後)に対して早まる時間は <u>僅</u>	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 <u>わず</u>	・解析結果の相違
であることから、評価項目となるパラメータに与える影響	<u>か</u> であることから,評価項目となるパラメータに与える影	かであることから、評価項目となるパラメータに与える影	【柏崎 6/7, 東海第二】
は小さい。	響は小さい。	響は小さい。	
炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-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	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, <u>エントレインメント係数につ</u>	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、エントレインメント係数及び	・記載方針の相違
いて感度解析を行った結果,第3.3.7 図及び第3.3.8 図に	ントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析によ	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	【柏崎 6/7, 東海第二】
示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合に	り, <u>BWR5, Mark-I改良型格納容器プラントにお</u>	燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は	BWR プラント安全審査
<u>おいても</u> 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に	いて,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用によ	小さいことを確認していることから、評価項目となるパラ	資料「重大事故等対策の
よる圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認してい	る圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認してい	メータに与える影響は小さい。	有効性評価に係るシビア
ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小	<u>る。BWR5,Mark-Ⅱ型格納容器プラントである東</u>		アクシデント解析コード
さい。	海第二発電所においても原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷	(添付資料3.3.4, 3.3.5)	について」において、
(添付資料 3.3.4, 3.3.5)	却材相互作用による圧力スパイクに与える影響を確認する		BWR-5 Mark-I 改良型格
	ため,最も感度のあるエントレインメント係数について		納容器プラントに対し
	<u>感度解析を行った結果, 第 3.3-3</u> 図及び第 3.3-4 図に示		て,エントレインメント
	すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合にお		係数及びデブリ粒子径を
	<u>いても</u> 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用によ		パラメータとした感度解
	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		析を実施し,原子炉圧力
	ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さ		容器外 FCI により生じる
	<i>د</i> ۲ ₀		圧力スパイクへの感度は
	(添付資料 3.3.6, 3.3.7)		小さいことを確認してい
			る。
(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	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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. 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	
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, 第3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定	条件は, <u>第3.2-2表</u> に示すとおりであり,それらの条件設	条件は, <u>第3.2.2-1表</u> に示すとおりであり, それらの条件設	
を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また,	定を設計値等,最確条件とした場合の影響を評価する。ま	定を設計値等,最確条件とした場合の影響を評価する。ま	
解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータ	た、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメ	た,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラメ	
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	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	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	
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	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	
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と	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	して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	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、発生する蒸気量は少なく	崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なく	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、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和	なり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和	なり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和	を記載。
されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応じ	されるが,原子炉圧力容器温度(下鏡部)を操作開始の	されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じて	
て原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するこ	<u>起点としている運転員等操作</u> はないことから,運転員等	原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するこ	
と)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与え	操作時間に与える影響はない。	と)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与え	
る影響はない。		る影響はない。	
初期条件の外部水源の温度は,解析条件の50℃(事象)	初期条件の外部水源の温度は,解析条件の35℃に対し	初期条件の外部水源の温度は,解析条件の <u>35℃</u> に対し	
開始 12 時間以降は 45℃,事象開始 24 時間以降は 40℃)	て最確条件は <u>35℃以下</u> であり,解析条件の不確かさとし	て最確条件は <u>31℃以下</u> であり,解析条件の不確かさとし	・実績値の相違
に対して最確条件は <u>約35℃~約50℃</u> であり,解析条件の	て, 最確条件とした場合は, ペデスタル (ドライウェル	て、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注	【柏崎 6/7,東海第二】
不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容	<u>部)への</u> 注水温度が低くな <u>るが</u> ,注水温度を操作開始の	水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納	島根2号炉の最確条件
<u>器下部</u> への注水温度が低くなり,原子炉圧力容器破損時	起点としている運転員等操作はないことから、運転員等	容器下部のプール水温度が低くなるが、注水温度を操作	を記載。
の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水	操作時間に与える影響はない。	開始の起点としている運転員等操作はないことから、運	
温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないこ		転員等操作時間に与える影響はない。	
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, <u>格納</u>	初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量, <u>格納</u>	初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプ	・整理方針の相違
容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部,サプ	<u>容器体積(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液</u>	レッション・プール水位,格納容器圧力及び <u>格納容器温</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
<u>レッション・チェンバ・プール水位</u> ,格納容器圧力及び	<u>相部,サプレッション・プール水位,</u> 格納容器圧力及び	度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条	島根2号炉は、サプレ
格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎに	<u>格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆ</u>	件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は	ッション・チェンバの空
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	小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さ	間部及び液相部のゆらぎ
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	۷۰ _۵	を、サプレッション・プ
影響は小さい。	与える影響は小さい。		ール水位のゆらぎで代表
事故条件の起因事象は,解析条件の不確かさとして,	事故条件の起因事象は,解析条件の不確かさとして,	事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、	させていることから, 記
大破断 LOCA を考慮した場合,原子炉冷却材の放出量が増	大破断LOCAを考慮した場合,原子炉冷却材の放出量	大破断LOCAを考慮した場合,原子炉冷却材の放出量	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
加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象	が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの	が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの	
進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度	事象進展は早まるが,原子炉圧力容器温度(下鏡部)を	事象進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温	・運用の相違
に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する	操作開始の起点としている運転員等操作はないことか	度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施す	【東海第二】
こと)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与	ら,運転員等操作時間に与える影響はない。	<u>ること)に変わりはないことから、</u> 運転員等操作時間に	
える影響はない。	(添付資料 3.3.6, 3.3.8)	与える影響はない。	
(添付資料 3.3.4, 3.3.6)		(添付資料3.3.4, 3.3.5)	
(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と	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	して、最確条件とした場合は、解析条件で設定している	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	崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギ	崩壊熱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	が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対	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。	する余裕は大きくなる。	する余裕は大きくなる。	
初期条件の外部水源の温度は,解析条件の50℃(事象	初期条件の外部水源の温度は,解析条件の35℃に対し	初期条件の外部水源の温度は,解析条件の <u>35℃</u> に対し	・実績値の相違
開始 12 時間以降は 45℃,事象開始 24 時間以降は 40℃)	て最確条件は <u>35℃以下</u> であり,解析条件の不確かさとし	て最確条件は <u>31℃以下</u> であり,解析条件の不確かさとし	【柏崎 6/7, 東海第二】
に対して最確条件は <u>約 35℃~約 50℃</u> であり, 解析条件の	て,最確条件とした場合は, <u>ペデスタル(ドライウェル</u>	て,最確条件とした場合は, <u>原子炉格納容器下部への注</u>	島根2号炉の最確条件
不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容	部)への注水温度が低くなるが、ペデスタル(ドライウ	水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納	を記載。
<u>器下部</u> への注水温度が低くなり,原子炉圧力容器破損時	ェル部)には通常運転時から約 1mの水位が形成されてい	容器下部のプール水温度が低くなるが、原子炉格納容器	・運用の相違
の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子	ることから外部水源の温度がペデスタル(ドライウェル	下部のプール水温度が低い場合は,顕熱によるエネルギ	【東海第二】
<u>炉格納容器下部</u> プール水温度が低い場合は,顕熱による	部)のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパ	の吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギが相対的	島根2号炉は、原子炉
エネルギの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギ	ラメータに対する影響はない。	に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下	圧力容器下鏡温度 300℃
が相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生		することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから,	到達で屋外貯蔵槽水源に
量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されるこ		評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	よる原子炉格納容器下部
とから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大き			注水を実施することから
くなる。			外部水源の温度が原子炉
初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量, <u>格納</u>	初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量, <u>格納</u>	初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプ	格納容器下部のプール水
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	レッション・プール水位,格納容器圧力及び格納容器温	温度に影響がある旨を記
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,格納容器圧力並び	度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条	載。
格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎに	に格納容器雰囲気温度は,解析条件の不確かさとして,	件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は	・整理方針の相違
より解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与	ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象	小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影	【柏崎 6/7,東海第二】
える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータ	進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパ	響は小さい。	島根2号炉は、サプレ
に与える影響は小さい。	ラメータに与える影響は小さい。		ッション・チェンバの空
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	間部及び液相部のゆらぎ
きないものとして給水流量の全喪失を設定している。事	きないものとして給水流量の全喪失を設定している。事	きないものとして給水流量の全喪失を設定している。事	を,サプレッション・プ
故条件について, 原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材	故条件について, 原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材	故条件について,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材	ール水位のゆらぎで代表
相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融	相互作用による圧力スパイクを評価するに当たり、溶融	相互作用による圧力スパイクを評価するに <u>あたり</u> ,溶融	させていることから, 記

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析	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	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	載していない。
を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断	を実施した。感度解析は,事故シーケンスを「大破断L	を実施した。感度解析は,事故シーケンスを「大破断L	
LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし,本評価事故シーケンス	OCA+ <u>注水機能喪失</u> 」とし、本評価事故シーケンスの	OCA+ <u>ECCS注水機能喪失</u> 」とし,本評価事故シー	
の解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処	解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設	ケンスの解析条件と同様、電源の有無にかかわらず重大	
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	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	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	
と仮定した場合,原子炉圧力容器破損のタイミングが早	仮定した場合,原子炉圧力容器破損のタイミングが早く	きないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイ	
くなることを考慮したものである。その結果, <u>第 3.3.9</u>	なることを考慮したものである。その結果, <u>第 3.3-5 図</u>	ミングが早くなることを考慮したものである。 その結果,	
図に示すとおり,事象発生から <u>約 6.4 時間</u> 後に原子炉圧	に示すとおり,事象発生から <u>約3.3時間</u> 後に原子炉圧力	<u>第 3.3.3-1(1)図</u> に示すとおり,事象発生から <u>約 3.3 時間</u>	・解析結果の相違
力容器破損に至り,圧力スパイクの最大値は <u>約</u>	容器破損に至り, 圧力スパイクの最大値は <u>約 0.20MPa</u>	後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値	【柏崎 6/7, 東海第二】
<u>0.44MPa[gage]</u> となったが, 圧力スパイクの最大値は本評	[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の	は <u>約 301kPa[gage]</u> であり,圧力スパイクの最大値は本評	
価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力	結果と同程度であり, <u>格納容器</u> の限界圧力 <u>0.62MPa[gage]</u>	価の結果より高くなるものの,原子炉格納容器の限界圧	・設備設計の相違
<u>0.62MPa[gage]</u> 以下であることから,評価項目を満足す	以下であることから、評価項目を満足する。	力 <u>853kPa[gage]</u> 以下であることから,評価項目を満足す	【柏崎 6/7, 東海第二】
る。	(添付資料 3.3.6, 3.3.8)	る。	島根2号炉(Mark-Ⅰ
(添付資料 3.3.4, 3.3.6)		(添付資料3.3.4, 3.3.5)	改) と柏崎 6/7 (ABWR),
b. 操作条件	b. 操作条件	b. 操作条件	東海第二(Mark-Ⅱ)の最
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」、	高使用圧力の相違。
「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	「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有	
無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因	操作有無」及び「操作の確実さ」の6 要因に分類し,これ	無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要	
が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運転	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	因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運	
員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに	た、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラ	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	
与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	メータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	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		操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による	
<u>設)</u> による水張り操作は、解析上の操作時間として <u>原子</u>		原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損	
ている。運転員等操作時間に与える影響として,原子炉			
圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生		運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器	
から <u>約 3.7 時間</u> の時間余裕があり,また, <u>原子炉格納容</u>		<u>下鏡温度</u> が 300℃に到達するまでに事象発生から <u>約 3.1</u>	・解析結果の相違
<u>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</u>		<u>時間</u> の時間余裕があり,また, <u>格納容器代替スプレイ系</u>	【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		(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作は原	
し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は		子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら溶融炉心の炉心下	
解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える		部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するた	
影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響		め、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であ	
も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件(操作		り,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転	
条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可		員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は,解析	
能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を		コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさによ	
行う運転員(現場)を配置しており、また、他の並列操		り操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対	

戸は, FCI 等
こ対する対策
とし,その操
きについての
することとし
習熱代替除去
内容器除熱に
を与える操作
こ く ^
D相違
戸は, FCI 等
こ対する対策
とし,その操
きについての
することとし
習熱代替除去
内容器除熱操
こいない。

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
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。	
	なお、格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ド		・運用の相違
	ライウェル部)水位の確保操作については解析上考慮しない		【東海第二】
	操作であるが、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互		島根2号炉は,通常運
	作用」の影響を小さく抑える観点を踏まえ操作時間余裕を確		転時からのペデスタル水
	認する。		位確保操作はなく、事故
			時の原子炉圧力容器破損
			の徴候により原子炉格納
			容器下部に水張りを実施
			する運用としている。
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 <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子</u>	・解析結果の相違
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		炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期	【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,		水張り)については,原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到	
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		達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり,原	
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。		<u>子炉格納容器下部への注水準備として、すべての非常用炉心</u>	
また, <u>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制</u>		冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判	
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		断をした後に開始し,所要時間は約 2.5 時間で完了する。そ	
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		の後, ペデスタル水位 2.4m までの注水は <u>約 1.9 時間</u> で完了す	
<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		ることから,水張りを <u>原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時</u>	
事象発生から <u>約3.7時間後</u> に開始すると,事象発生から <u>約5.7</u>		<u>点である</u> 事象発生から <u>約 3.1 時間後</u> に開始すると,事象発生	
<u>時間後</u> に水張りが完了する。事象発生から <u>約 5.7 時間後</u> の水		から <u>約 5.0 時間後</u> に水張りが完了する。事象発生から <u>約 5.0</u>	
張りの完了から,事象発生から <u>約7.0時間後</u> の原子炉圧力容		<u>時間後</u> の水張りの完了から,事象発生から <u>約 5.4 時間後</u> の原	
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		子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器	
水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。		下部への注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余	
(添付資料 3.3.4)		裕がある。	
		(添付資料3.3.4)	
	操作条件の緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作		・記載方針の相違
	及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格		【東海第二】
	納容器除熱開始までの時間は事象発生から 90 分あり, 準備時		島根2号炉は, FCI 等の
	間が確保できるため,時間余裕がある。なお,本操作が大幅		物理現象に対する対策の
	に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損		みを対象とし、その操作
	に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時		の不確かさについての影
	間の時間余裕がある。		響を記載することとして
	格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウ		いる。
	ェル部)水位の確保操作については,事象発生から90分後の		

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
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に行う。原子 炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり, 操作時間は約24分間であることから,操作完了後の排水時間 5分を考慮しても,操作遅れに対して約2.5時間程度の時間 余裕がある。 (添付資料3.3.6)		
(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て、運転員等操作時間に与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与 える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内におい て、操作時間には時間余裕がある。	(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 て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメ ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与 える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内におい て、操作時間には時間余裕がある。 <u>なお、「3.2 高圧溶融物放出」格納容器雰囲気直接加熱」</u> 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 場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目とな るパラメータに対する影響は小さいことを確認している。 (添付資料3.2.10)	(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 て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメ ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与 える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内におい て、操作時間には時間余裕がある。	・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,原子炉 圧力容器破損後の原子炉 注水を想定していない が,東海第二では,原子 炉圧力容器成の冷却を考 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。
3.3.4 必要な要員及び資源の評価	3.3.4 必要な要員及び資源の評価	3.3.4 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/格納容器雰囲	本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰	本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰	
気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価	囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評	囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評	
は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	
3.3.5 結論	3.3.5 結 論	3.3.5 結論	
格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	
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	」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	」互作用」では、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(LOCA) <u>又は全交流動力電源喪失</u> が発生するとともに、非常用炉	(LOCA) <u>又は全交流動力電源喪失</u> が発生するとともに,非常	故(LOCA)が発生するとともに,非常用炉心冷却系等の安全	・評価条件の相違
心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と	用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉	機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外	【柏崎 6/7, 東海第二】
原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ,	心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急	の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生す	PRA により抽出される
このときに発生するエネルギが大きい場合に構造物が破壊され原	上昇が生じ、このときに発生するエネルギが大きい場合に構造物	るエネルギが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破	事故シーケンスの相違。
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	が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破	損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容	
ド「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に対する格	損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に対	器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対	
納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系(常設)によ	する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系(常設)	策としては、 <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> による <u>原子炉格</u>	
る格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容	によるペデスタル(ドライウェル部)注水により原子炉圧力容器	納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下	・運用の相違
<u>器下部へ約2m</u> の水張りを実施する手段を整備している。	破損前にペデスタル(ドライウェル部)の水位 <u>1m</u> を確保する手段	<u>部へ2.4mの水張りを実施する</u> 手段を整備している。	【柏崎 6/7, 東海第二】
	を整備している。		初期水張り深さの相
格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相	格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	違。
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	互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+	互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+	
注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」について、有効性評	低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI(ペデスタル))」	低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を	
価を行った。	について、有効性評価を行った。	<u>含む) 失敗+FCI発生」</u> について,有効性評価を行った。	
上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生する	上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生する	上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生する	
が,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は,原子炉格納容器	が、格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力	が、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器	
の限界圧力 0.62MPa[gage]を下回るため,原子炉格納容器バウン	0.62MPa [gage]を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持	の限界圧力 <u>853kPa[gage]</u> を下回るため, <u>原子炉格納容器バウンダ</u>	・設備設計の相違
ダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。	できる。また、安定状態を維持できる。	<u>リ</u> の機能は維持できる。また,安定状態を維持できる。	【柏崎 6/7, 東海第二】
(添付資料 3.5.1)		(添付資料 3.5.1)	島根2号炉(Mark-I
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	改)と柏崎 6/7(ABWR),
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	東海第二(Mark-Ⅱ)の最
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	高使用圧力の相違。
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、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, <u>格納容器下部注水系(常設</u>)による <u>ペデスタ</u>	以上のことから, <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> による <u>原</u>	
<u>納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は</u> , 選定した評価	ル(ドライウェル部)水位の確保等の格納容器破損防止対策は,	子炉格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	
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	選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認で	た評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納	
損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に対	き、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材	容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」	
して有効である。	相互作用」に対して有効である。	に対して有効である。	



記載方針の相違

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)

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)







计 炉	備考
	・記載方針の相違
	【柏崎 6/7,東海第二】
	島根2号炉は,BWR プ
	ラント安全審査資料「重
	大事故等対策の有効性評
	価に係るシビアアクシデ
	ント解析コードについ
	て」において, BWR-5
	Mark-I改良型格納容器
	プラントに対して, エン
	トレインメント係数及び
	デブリ粒子径をパラメー
	タとした感度解析を実施
	し, 原子炉圧力容器外
	FCI により生じる圧力ス
	パイクへの感度が小さい
	ことを確認していること
	から,個別プラントでの
	感度解析は実施していな
	لا ک _و



・解析結果の相違

備考

【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 之, 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。

【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)	〔参考〕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
				に格納容器スプレイ実施
				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
				ため格納容器圧力が変動
				している。

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.3.1〕

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 3.3.1	添付資料 3.3.1	添付資料 3.3.1	
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用に関する知見の整	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用(炉外FCI)	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用に関する知見の	
理	に関する知見の整理について	整理	
1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用の概要	1. <u>炉外FCI</u> の概要	1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材相互作用の概要	
炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の	<u>炉外FCIは、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から放出さ</u>	<u> 炉心損傷後,溶融燃料と冷却材が接触すると,一時的な圧力の</u>	
急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギが大	れた際に, 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材が接触して一時	急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギが大	
きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。	的な圧力の急上昇が生じる事象である。このときに発生するエネ	きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。	
溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象	ルギが大きいと原子炉支持構造材が破損され、格納容器が破損す	溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現	
のことを「溶融燃料ー冷却材相互作用 (FCI)」と呼ぶ。また, FCI	る可能性がある。この圧力上昇については激しい水蒸気発生によ	象のことを「溶融燃料―冷却材相互作用 (FCI)」と呼ぶ。ま	
のうち、溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲に形成さ	る場合(圧力スパイク)に加え、水蒸気爆発によって衝撃波が生	た, FCIのうち, 溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周	
れる蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝	じる場合が考えられるが、これまでの知見から、水蒸気爆発の発	囲に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬	
播を生じ、大きなエネルギを発生させる事象を「水蒸気爆発」と	生の可能性は極めて低いと考えられている。	時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギを発生させる事象を「水蒸	
呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生		気爆発」と呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水	
することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧力スパイク」と		蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧力ス	
呼ぶ。		パイク」と呼ぶ。	
原子炉圧力容器底部から溶融炉心が流出し,原子炉格納容器下		原子炉圧力容器底部から溶融炉心が流出し、原子炉格納容器下	
部で冷却材と接触することで発生する FCI を「原子炉圧力容器外		<u> 部</u> で冷却材と接触することで発生するFCIを「原子炉圧力容器	
の溶融燃料ー冷却材相互作用(炉外 FCI)」と呼ぶ。これまでの研		外の溶融燃料—冷却材相互作用(炉外FCI)」と呼ぶ。これま	
究では、炉外 FCI における水蒸気爆発現象を以下のような段階的		での研究では、炉外FCIにおける水蒸気爆発現象を以下のよう	
な過程によって説明するモデルが提唱されている。		な段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。	
① 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心(デブリジェット)が		① 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心 (デブリジェット) が	
冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界		冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界	
面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する(エント		面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する(エント	
レイン)。細粒化した溶融炉心(以下「デブリ粒子」と称す。)		レイン)。細粒化した溶融炉心(以下「デブリ粒子」と称す。)	
は, 蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状		は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状	
態となる(粗混合)。		態となる(粗混合)。	
② さらに, 自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱によ		② さらに, 自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱によ	
り,膜沸騰が不安定化し(トリガリング),デブリ粒子と冷		り, 膜沸騰が不安定化し(トリガリング), デブリ粒子と冷	
却材が直接接触する。		却材が直接接触する。	
③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発		③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発	
生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデ		生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデ	
ブリ粒子と冷却材の接触を促進し(伝播),蒸気発生を促進		ブリ粒子と冷却材の接触を促進し(伝播),蒸気発生を促進	
する。この蒸気発生により圧力波が発生する。		する。この蒸気発生により圧力波が発生する。	
④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合		④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域 (元々は粗混合	

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
領域)の膨張により運動エネルギが発生し、構造材を破壊す		領域)の膨張により運動エネルギが発生し、構造材を破壊す	
る要因となる。		る要因となる。	
水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があ		水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があ	
り、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に		り,さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に	
伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸		伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸	
気発生による圧力上昇(圧力スパイク)が発生する。		気発生による圧力上昇(圧力スパイク)が発生する。	
	FCIに関するこれまでの知見の概要を次に整理する。		・記載方針の相違
			【東海第二】
2. 水蒸気爆発が発生する可能性について	2. 過去の知見の整理	2. 水蒸気爆発が発生する可能性について	島根2号炉は,過去に
これまでの代表的なFCI の実験として, JRC イスプラ研究所で	過去に実施された代表的なFCIの実験研究として,(旧)日本	<u>これまでの</u> 代表的なFCIの実験として, JRCイスプラ研究	実施された代表的なF
実施された FARO 実験, KROTOS 実験, (旧) 原子力発電技術機構	<u>原子力研究所で実施されたALPHA試験</u> ,JRCイスプラ研究	所で実施されたFARO実験、KROTOS実験、(旧)原子力	CIの実験の概要につ
で実施された COTELS 実験, 韓国原子力研究所で実施された TROI	所で実施されたKROTOS試験、FARO試験、(旧)原子力発	発電技術機構で実施されたCOTELS実験、韓国原子力研究所	いては、MAAPコード
実験等がある。これらの実験では UO2 混合物と模擬溶融物として	電技術機構で実施されたCOTELS試験,韓国原子力研究所(K	で実施されたTROI実験等がある。これらの実験ではUO2混	説明資料を引用してい
アルミナ等を用いている。	AERI)で実施されたTROI試験 <u>及びSERENA試験</u> があ	合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。	る。
	る。これらの試験では模擬溶融物としてUO2混合物を用いた試験		
これまでの代表的な FCI の実験から得られた知見については,	とアルミナ等を用いた試験がある。各試験の試験条件及び試験結	これまでの代表的なFCIの実験から得られた知見について	
付録3「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント	果については、以下に示すとおりである。	は,解析コード (MAAPコード) ^[1] の「添付2 溶融炉心と冷	
解析コードについて」第5部MAAPの添付2「溶融炉心と冷却材		<u>却材の相互作用について」に示されている。</u> これまでのUO ₂ 混	
の相互作用について」に示した。これまでの UO2 混合物を用いた		合物を用いた実験では、KROTOS実験及びTROI実験の一	
実験では, KROTOS 実験及び TROI 実験の一部の実験ケースにおい		部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されている。	
て、水蒸気爆発の発生が報告されている。			
このうち, KROTOS 実験は, 溶融炉心が水中に落下している時に		このうち, KROTOS実験は, 溶融炉心が水中に落下してい	
容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化させ		る時に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定	
て(外部トリガを与えて)いるため、実機で起こるとは考えられ		化させて(外部トリガを与えて)いるため、実機で起こるとは考	
ない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギへの変換効率		えられない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギへの変	
は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っていない。		換効率は最大でも 0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っ	
また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケ		ていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至ら	
ースが複数確認されている。		なかったケースが複数確認されている。	
	<u>2.1 ALPHA試験</u>		
	<u>ALPHA試験[1]</u> では、テルミット反応による酸化アルミニウ		
	ムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。AL		
	PHA試験装置の概要を第1図に示す。試験容器は、内径3.9m,		
	高さ 5.7m, 容積 50m ³ である。模擬格納容器に設置した冷却水プー		
	ルに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計		
	<u>測する試験装置である。ALPHA試験結果のまとめを第1表に</u>		
	<u>示す。高雰囲気圧力(STX008, STX012, STX015), サブクール度が</u>		
	小さい場合 (STX014) は、水蒸気爆発の発生が抑制される試験結		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	果が知見として得られている。溶融物を半減させた 3 ケース		
	(STX001, STX010, STX013) のうち, 2 ケース (STX001, STX013)		
	では、水蒸気爆発が発生していない。また、水蒸気爆発のエネル		
	ギ変換効率は、1~6%程度となっている。ALPHA試験の代表		
	的試験(STX016)の圧力変化の例を第2図に示す。		
	2.2 KROTOS試験		
	<u>KROTOS</u> 試験 ^{[2][3][4]} では、FARO試験が大型試験装置で		
	あるのに対して小型の試験装置であるが、主に低圧・サブクール		
	水を条件として試験を実施している。KROTOS試験装置の概		
	<u>要を第3</u> 図に示す。KROTOS試験の代表的試験(K37,K42)		
	の圧力変化の例を第4図に示す。KROTOS試験では模擬コリ		
	ウムとしてUO2混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を		
	実施している。KROTOS試験結果のまとめを第2表に示す。		
	アルミナ試験では,サブクール度が大きい試験ケース (K38, K40,		
	K42, K43, K49) では、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生してい		
	るが,サブクール度が小さい試験ケース (K41, K44, K50, K51)		
	では,外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方,		
	<u>UO2</u> 混合物試験では、サブクール度に依らず外部トリガ無しで		
	は水蒸気爆発は発生していない。また, UO2混合物試験でも外		
	部トリガありでは水蒸気爆発が発生している(K46,K52,K53)が,		
	これらのケースはサブクール度が大きい試験ケースである。また,		
	<u>UO2</u> 混合物試験の水蒸気爆発のエネルギ変換効率は、アルミナ		
	試験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ試		
	験とUO2混合物の相違については、以下のように考察されてい		
	<u>3.</u>		
	 ・アルミナはプール水面近傍でブレークアップし、粗混合時に粒 		
	子が半径方向に拡がり,水蒸気爆発の伝播がしやすくなった可		
	能性がある。		
	 ・UO2混合物試験では、外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生 		
	していない。UO2混合物の方が一般的に過熱度は小さく, U		
	O2混合物の粒子表面が水と接触した直後に表面が固化しや		
	すく,これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。UO		
	2混合物試験では水素が発生し、これにより蒸気膜の崩壊によ		
	る水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。		
	<u>2.3 FARO試験</u>		
	FARO試験 ^{[3][5]} では,酸化物コリウム及び金属Zrを含むコ		

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
	リウムが用いられ、多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されて		
	いるが、低圧・サブクール水条件の試験も実施されている。FA		
	RO試験装置の概要を第5図に示す。FARO試験結果のまとめ		
	を第3表に示す。また、圧力変化の例として L-14 と L-19 の圧力		
	挙動を第6図に示す。FARO試験のいずれの試験ケースでも水		
	蒸気爆発は発生していない。FARO試験で得られた主な知見は		
	以下のとおりである。		
	 ・高圧・飽和水試験、低圧・サブクール試験の何れにおいても水 		
	蒸気爆発は発生していない。		
	・高圧・飽和水の酸化物コリウム試験の場合は一部が粒子化し,		
	一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水の		
	コリウムに金属Zr成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試		
	験では全てのコリウムは粒子化した。		
	・粒子の質量中央径は比較的大きかったが,試験条件(初期圧力,		
	<u>水深,コリウム落下速度,サブクール度)に依存していない。</u>		
	・金属Zrを含めた試験ケース(L-11)では、金属Zrの酸化に		
	<u>より,金属Zrを含めない試験ケース(L-14)よりも圧力上昇</u>		
	が大きくなる。		
	<u>2.4 COTELS試験</u>		
	<u>COTELS^[6]試験では、模擬溶融物としてUO2-Zr-Z</u>		
	<u>r O 2 — S S 混合物を用いており, コリウムに金属成分が含まれ</u>		
	ている。COTELS試験装置の概要を第7図に示す。COTE		
	<u>LS試験結果のまとめを第4表に示す。COTELS試験の代表</u>		
	的な試験ケース(A1)の圧力挙動を第8図,各試験ケースの圧力		
	変化を第9図に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後		
	<u>(Region 1) は急激な圧力上昇となる。その後、サブクール水で</u>		
	は蒸気凝縮が発生し、一時的に圧力が減少する(Region 2)が、		
	溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により、準定常的な状態		
	まで徐々に圧力が上昇する(Region 3)。COTELS試験で得ら		
	れた主な知見は、以下のとおりである。		
	・サブクール度が大きいケースも含めて、全ての試験での水蒸気		
	爆発は発生していない。		
	・プールに落下した溶融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒		
	子化した。		
	・粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中		
	央径で 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒		
	子径は小さくなっている。		

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
	 ・コリウム落下速度の大きいケースで、粒子径が小さく初期圧力 		
	上昇幅も大きくなる傾向がある。また、準定常的な状態での圧		
	力は、溶融物量が多く、サブクール度が小さく、プール水量が		
	少ない程高くなる傾向である。		
	<u>2.5 TROI試験</u>		
	<u>TROI試験[7]</u> は,韓国原子力研究所(KAERI)で実施さ		
	れている試験であり, 2007 年から 2012 年までは, KROTOS		
	試験とともにOECD/NEAのSERENAプロジェクトとし		
	て実施された試験である。TROI試験装置の概要を第10図に示		
	<u>す。TROI試験条件と試験結果のまとめを第5表に示す。</u>		
	<u>ZrO2を用いた試験では外部トリガリングを与えていない</u>		
	<u>が, 圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方, U</u>		
	<u> O2-ZrO2の混合物を用いた試験では、異なった条件による</u>		
	<u>内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる</u>		
	水蒸気爆発時の発生エネルギを変えるため、混合物の割合、水深、		
	混合物量等の様々な条件による試験を実施し、数ケースでは水蒸		
	気爆発が発生している。TROI試験で得られた主な知見は以下		
	のとおりである。		
	・自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過熱		
	<u>度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、そ</u>		
	の他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。		
	・水深が深い場合(130cm)では、内部トリガリングによる水蒸		
	気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子		
	が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり, 溶融物粒子が固		
	化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触す		
	ることで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性が		
	<u>ある[8]。</u>		
	2.6 SERENA試験		
	SERENA試験は、OECD/NEA主導のもと実施されて		
	いる試験であり, 2001 年から 2006 年にかけて実施されたフェー		
	ズ1と,2007年から2012年にかけて実施されたフェーズ2に分		
	かれている。フェーズ1では既存の試験に対する再現解析が行わ		
	<u>れた。また,フェーズ2ではKROTOS及びTROI装置を使</u>		
	用した試験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズに		
	おいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行わ		
	れた試験の試験条件及び試験結果を表6に示す。SERENA試		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	験で得られた知見は以下のとおりである。		
	<u>(1) フェーズ 1</u>		
	 ・(解析)解析コードはアルミナを用いた試験によって調整され 		
	ており, UO2-ZrO2コリウムの爆発による機械的エネル		
	ギ変換効率を過大評価する傾向にある。		
	・(解析)予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容		
	器の破損強度と比べて十分小さい。		
	・(解析) 予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は格納容器に影		
	響を与える可能性があるが,解析コードの不確かさとばらつき		
	が大きく、その程度を推定することは難しい。		
	<u>(2) フェーズ 2</u>		
	・(実験) 80%UO2-20%ZrO2コリウムは,70%UO2-		
	<u>30%ZrO2コリウムに比べてやや爆発のエネルギが大きい。</u>		
	これは、フェーズ1の結果と逆の傾向であり、更に考察が必要。		
	 ・(実験) UO2-ZrO2のみで構成されるコリウムは、アル 		
	ミナと比べて爆発のエネルギは小さい。		
	 ・(実験) コリウムの組成に酸化物以外(金属の単体など)が含 		
	まれる場合について,酸化と水素生成による影響は定量化でき		
	なかった。		
	・(実験)全ての観測された爆発の機械的エネルギ変換効率は,		
	従来観測されていたエネルギ変換効率と同様に、比較的小さ		
	<u>い。これは、UO2の密度が高いために溶融コリウムの粒子径</u>		
	が小さくなり, 固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さく		
	なったことと,粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネル		
	ギを低減したことによると推測されている。		
	<u>3. FCI実験の知見の整理</u>		
	前項で示したFCI実験の知見を整理し,原子炉圧力容器外水		
	蒸気爆発の可能性について考察する。		
	酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いたALPHA		
	試験及びアルミナを用いたKROTOS試験では、外部トリガ無		
	しで水蒸気爆発が発生しているが、 UO2を用いたKROTOS,		
	<u>FARO, COTELS試験では外部トリガ無しでは水蒸気爆発</u>		
	<u>は発生していない。UO2混合物では一般的に過熱度が小さいた</u>		
	め、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物		
	の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考		
	えられる。		
TROI 実験については, No.10, 12, 13 及び14 実験において,	TROI試験ではUO2混合物を用いた場合でもトリガ無しで	TROI実験については、No. 10, 12, 13及び14実験において、	

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
外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしな	水蒸気爆発が発生している例(TROI-10, 12, 13, 14)が報告され	外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしな	
がら,TROI 実験で用いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度	ている。TROI-10, 12 は, 溶融物温度が 3,800K 程度の高い温度で	がら, TROI実験で用いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度	
(300K 程度)に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至っ	の試験条件である。また, TROI-13, 14 の溶融物温度は, それぞ	(300K 程度)に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至っ	
た理由と考えられ、実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の	れ 2,600K, 3,000K であるが,TROI-13 では,温度計測に問題があ	た理由と考えられ、実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の	
発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が	り実際には 3,500K 以上と推測されている。また,TROI-14 では,	発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が	
発生したとされる No.13 のエネルギ変換効率は 0.4%であり,	二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており,	発生したとされる No. 13 のエネルギ変換効率は 0.4%であり, K	
KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものであ	温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると,	<u>ROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいも</u>	
る。なお,溶融物の温度を含め,実機を模擬した溶融物を用いた	TROI 試験の溶融物温度はかなり高い試験条件と考えられ,他	のである。なお、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を	
実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、いずれも外部トリガが	の試験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸	用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、いずれも外部ト	
ある条件で実施されたものである。	気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。	リガがある条件で実施されたものである。	
	TROI 試験と実機条件の比較を検討するために, 模擬溶融物		
	<u>にコリウム (UO2-ZrO2) を用いた TROI-10, 12, 23, 25</u>		
	と実機条件の比較を第7表に示す。この表では,第11図に示すR		
	<u>i c o u - S p a l d i n g 式による粒子化割合^[9]の概算値を示</u>		
	している。溶融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10, 12 では,		
	自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、溶融物温度		
	が高く過熱度が大きいが水深が 1.3m と深い TROI-23 では,水蒸気		
	爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、溶融物		
	粒子が底部に到着するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が		
	固化しやすいため、溶融物粒子が底部に接触することで発生する		
	トリガリングを抑制したと考えられる ^[8] 。		
	水蒸気爆発が発生した TROI-10, 12 の粒子化割合は約 60%であ		
	るが,水深がより深い TROI-23 では,粒子化割合が約80%と比較		
	的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する溶融物粒		
	子が比較的多いと考えられる。一方、水深及び粒子化割合は		
	TROI-10, 12 と同程度であるが, 溶融物温度がやや低い TROI-25		
	では,蒸気発生による圧力上昇 (Steam Spike) は生じているが,		
	水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合、過熱度が		
	小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと		
	考えられる。		
	実機条件では,溶融ジェットの初期直径は計装配管口径(約4cm)		
	~制御棒駆動機構ハウジングの直径(約15cm)程度と想定される		
	が、ペデスタル(ドライウェル部)注水対策により水深は1mとな		
	る。これより、粒子化割合は約35%~90%となるが、溶融物温度		
	が約 2,650K 以下と水蒸気爆発が発生したTROI試験よりも十		
	分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小		
	さいと考えられる。		
	また,いくつかのTROI試験では水蒸気爆発が発生したとき		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	の機械的エネルギ変換効率が報告されている(第5表)。これらの		
	中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エ		
	ネルギ変換効率は 0.4%である。これは、ALPHA試験(第1		
	表)やKROTOS試験(第2表)で観測されているように,ア		
	ルミナによる金属模擬溶融物試験の値に対して比較的小さい値と		
	なっている。		
	<u>また, KROTOS試験 (K46, K52, K53) では, UO2混合物</u>		
	を用いた試験でも外部トリガを与えた場合は水蒸気爆発が観測さ		
	れているが、これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケ		
	ースである(K46のサブクール度:83K,K52のサブクール度:102K,		
	K53のサブクール度:122K)。したがって、サブクール度が大きい		
	場合には、UO2混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性		
	が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場		
	合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が		
	発生しやすいことが要因と考えられる。		
	しかし, KROTOS試験の K52, K53 と同程度の高サブクール		
	度の条件であるFARO試験のL-31 (サブクール度:104K), L-33		
	(サブクール度:124K)では、水蒸気爆発が発生していない。こ		
	れらの試験のUO2混合物量は、KROTOS試験が数kgである		
	のに対して 100kg 程度であり、より実機条件に近い。		
	また,COTELS試験の高サブクール試験(A11)でも水蒸気		
	爆発は発生していない。COTELS試験は、BWRの原子炉圧		
	力容器外FCIを模擬した試験であり、溶融物に圧力容器内の構		
	造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、溶融物		
	量も 50kg 程度であり、KROTOS試験よりも実機条件に近い。		
	以上より、UO2混合物の溶融物量が少ないKROTOS試験		
	では、水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体		
	系に近い大規模試験であるFARO試験、COTELS試験では、		
	水蒸気爆発は発生していない。		
上述のとおり、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を用	FCI試験では、水蒸気爆発のトリガを発生させるために、高	上述のとおり、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を	
いた FCI 実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水蒸気	圧ガスを封入した装置(KROTOS試験では最高 20MPa のガス	用いたFCI実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水	
爆発のトリガを発生させるための装置を用いている。水蒸気爆発	を封入可能な装置)を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合	蒸気爆発のトリガを発生させるための装置を用いている。水蒸気	
のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因す	粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられてお	爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に	
ると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気	り、トリガ装置により圧力パルスを発生させ蒸気膜を不安定化さ	起因すると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置	
膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実機条件	せる効果があると考えられる。実機条件では、このようなトリガ	は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実	
ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱とな	装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられな	機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力	
る要因は考えられない。	い。また、溶融物がプール底部に接触することでトリガ要因とな	外乱となる要因は考えられない。	
	ることが考えられるが、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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COTELS試験の試験装置では、BWRのペデスタル底部		
	と同様に平板コンクリートを模擬した試験装置としており、実機		
	条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。		
	また、実機条件では、水深が試験条件よりも深くなる可能性が		
	あるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するま		
	での沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。		
	このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリ		
	ングのリスクは低減する可能性がある。		
	以上より、BWRの実機条件において水蒸気爆発のトリガとな		
	る特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発		
	生リスクは十分小さいと考えられる。		
以上のことから,実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可	上記の試験条件と実機条件の検討より、実機においては、格納	以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する	
能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える	容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性	可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与え	
影響はないと考える。	は十分に小さいと考えられる。	る影響はないと考える。	
以 上			
	4. 参考文献	<u>3</u> . 参考文献	
	[1]N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto,	[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	・記載方針の相違
	Phenomenological studies on melt-coolant interactions in	<u>るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」,東芝</u>	【東海第二】
	the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995	<u>エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニューク</u>	島根2号炉は,過去に
	[2]I.Huhtiniemi, D.Mgallon, H.Hohmann, Results of recent	<u>リア・エナジー株式会社,HLR-123,平成30年5月</u>	実施された代表的なF
	KROTOS FCI tests : alumina versus corium melts, Nucl. Eng.		CIの実験の概要につ
	<u>Des. 189 379-389, 1999</u>		いては, MAAPコード
	[3]D. Magllon, Characteristics of corium debris bed generated		説明資料を引用してい
	in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl.		る。
	<u>Eng. Des. 236 1998-2009, 2006</u>		
	[4]H.S.Park, R.Chapman, M.L.Corradini, Vapor Explosions in a		
	<u>One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts,</u>		
	NUREG/CR-6623, 1999		
	[5]D.Magallon, et al, Lessons learn from FARO/TERMOS corium		
	melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238,		
	<u>1999</u>		
	[6]M.Kato, H.Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests		
	under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000		
	[7]V.Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant		
	interaction : structural characterization and		
	solidification mechanism, 2012		
	[8]J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water		
	Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04		
		[9] (財) 原子力安全研究協会,「シビアアクシデント対策評価の		
		ための格納容器イベントツリーに関する検討」,平成13年7月		
		[10]M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO2		
		Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.		
		[11]J.H.Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI		
		using a U02/Zr02 mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003		
		[12]J.H.Kim, Results of the Triggered Steam Explosion from the		
		TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007		
		[13]NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and		
		Conclusions, 2015		
		[14]NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01		
			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
	- 1		
	機		
	8日 発		
	游 (
	瑞士 「 「 「 「 「 「 「 」 「 」 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二		
	+ 及び * ☆ () 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 0.9 0.9 0.9 0.9 0.9 0.9 0.9		
	(瞭条4 度(K) 度(K) 度(K) 度(K) 度(K) 度(K) 度(K) (10 (17 (17 (17 (17 (17 (17 (17 (17 (17)) (17)) (17) (17		
	第の10 ml		
	、 「 上 日 日 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1		
	第1		
	容 (4) (4) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5		
	$\begin{array}{c} \hbar \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \$		
	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)	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)		島根原子力発電所 2 号炉	備考
	第2表 KROTOS (m) 第2.5 KROTOS (m) 第2.5 KROTOS (m) 第2.5 KROTOS 第2.5 第2.6 第2.6 第2.5 第2.6 第2.6		
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
--------------------------------	--	--------------	----
	 水蒸気爆発 機械的エネルギ 発発 発生 変換効率(%) No <		
	条件及び試験結果 ^[3] サブクール度 水深 外部 トリガ (N) トリガ (N) トリガ (N) トリガ (N) - 12 1.00 No 12 00 No 1.97 No 11.97 No 11.97 No 11.97 No 11.41 No 97 1.48 No 12.4 1.60 Yes 124 1.60 Yes		
	ARO試験の主要な試験 ************************************		
	第級名 試験名 試験名 試験物組成 (kg 武師第 溶融物組成 (kg (kg 方一ス 窓砂ut%U02-20ut%Zr02 18 1 77ut%U02-19ut%Zr02 167 L-06 80wt%U02-20ut%Zr02 167 L-11 77ut%U02-19ut%Zr02 167 L-11 77ut%U02-19ut%Zr02 167 L-11 77ut%U02-20ut%Zr02 167 L-19 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-20 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-21 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-23 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-23 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-23 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-33 80ut%U02-20ut%Zr02 117 L-33 80ut%U02-20ut%Zr02 100		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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)	第4歳 COTELS 就像の上観大戦隊条件及び誘撃結果(1) 第4歳 COTELS 就像の上観大戦隊条件及び誘撃結果(1) 第6歳 大学 大学 第6 大学 大学 第6 大学 大学 10 5 10 11 5 10 12 10 10 13 5 10 14 5 10 15 15 10 16 15 10 17 10 10 18 10 10 19 10 10 10 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 10 11 10 12	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)	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)	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5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果(2/2)[7][8][11][12]	試験名 試験 試験名 ケース 溶融物組成 溶融物質量 溶融物温度 圧力 水温度 水深 外部 水蒸気爆発 機械的エネルギ (kg) (K) (MPa) (K) (m) トリガ 発生 変換効率(%)	29 $50wt\%l0_2-50wt\%Zr0_2$ 11.5 $-$ No $-$ 32 $87wt\%l0_2-13wt\%Zr0_2$ 11.5 $-$ No $-$	$\begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	$\begin{array}{cccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	$\begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	$\begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	50 59.5wt%U02-18wt%Zr02 14.46 - <th>$51 \qquad 60.5 \text{wt} \text{%} \text{U} 0_2^{-1} 6.7 \text{wt} \text{\%} \text{Z} \text{r} 0_2 \qquad 6.3 \qquad 5.45(3,420) \qquad 0.115 \qquad 294 \qquad 1.30 \qquad \text{Yes} \qquad -12.1 \text{wt} \text{\%} \text{Z} \text{r} -10.7 \text{wt} \text{\%} \text{Fe} \qquad (14.2 \ 1 \text{ and}) \qquad 2,695(3,420) \qquad 0.115 \qquad 294 \qquad 1.30 \qquad \text{Yes} \qquad 7 \text{es} \qquad -12.1 \text{wt} \text{\%} \text{Fe} \qquad -12.1 \text{wt} \text{W} \text{Fe} \qquad$</th> <th>$52 \qquad \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$</th> <th>(注1)参考文献[11]によれば温度計測に問題があり,実際には3,500K以上と推測されている。 (注2)参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K,3,200K)を示しており,計測の不確かさが大きいとされている。</th> <th></th>	$ 51 \qquad 60.5 \text{wt} \text{%} \text{U} 0_2^{-1} 6.7 \text{wt} \text{\%} \text{Z} \text{r} 0_2 \qquad 6.3 \qquad 5.45(3,420) \qquad 0.115 \qquad 294 \qquad 1.30 \qquad \text{Yes} \qquad -12.1 \text{wt} \text{\%} \text{Z} \text{r} -10.7 \text{wt} \text{\%} \text{Fe} \qquad (14.2 \ 1 \text{ and}) \qquad 2,695(3,420) \qquad 0.115 \qquad 294 \qquad 1.30 \qquad \text{Yes} \qquad 7 \text{es} \qquad -12.1 \text{wt} \text{\%} \text{Fe} \qquad -12.1 \text{wt} \text{W} \text{Fe} \qquad$	$ 52 \qquad \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	(注1)参考文献[11]によれば温度計測に問題があり,実際には3,500K以上と推測されている。 (注2)参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K,3,200K)を示しており,計測の不確かさが大きいとされている。										

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	検的エネルギ 変換効率 (%) 0.12 0.28 0.22 0.35 0.66 0.06 0.08 $-^{(\pm 1)}$ 0.18 $-^{(\pm 1)}$ 0.18 $-^{(\pm 2)}$		
	8] 水蒸气爆発 粉生 粉生 やes Yes Yes Yes Yes Yes Leergetic event ^(注 2)		
	大学校 大学校 大学校 大学校 大学校 大学校 大学校 大学校		
	条件及び (編) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (H) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (K) (m) (m) (K) (m) (K) (m) (M) (m) (K) (m) (M) (m) (m) (M) (m) (M) (m) (m) (M) (m) (m) (M) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m		
	:要な試験: (MPa) オ (MPa) 0.4 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2 0.2		
	エーズ 2) の 溶融物 温度 (K) (K) $\sim 3,000$ 3,063 3,011 2,940 2,940 2,940 2,969 3,011 2,969 2,958		
	NA試験(フ		
	第6表 SERE 溶融物組成 73.4wt%U0 ₂ -26.6wt%Zr0 ₂ 68wt%U0 ₂ -29wt%Zr0 ₂ 68wt%U0 ₂ -19wt%Zr0 ₂ 58wt%U0 ₂ -19wt%Zr0 ₂ 71wt%U0 ₂ -18.5wt%Zr0 ₂ 76wt%U0 ₂ -18.5wt%Zr0 ₂ -5wt%Zr0 ₂ 70wt%U0 ₂ -33wt%Zr0 ₂ 73.3wt%U0 ₂ -33wt%Zr0 ₂ 73.3wt%U0 ₂ -30wt%Zr0 ₂ 80.1wt%Pe ₂ 0 ₃ -3.3wt%Zr0 ₂ 80.1wt%U0 ₂ -20wt%Zr0 ₂ 80.1wt%U0 ₂ -20wt%Zr0 ₂ 80.1wt%Pe ₂ 0 ₃ -2.5wt%FP		
	名		
	with a server w		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所((2018.9.1	12版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
	<u> 第7表</u> TROI試	験と実機彡	条件の比較			
	試験ケース 溶融物温度 溶融 (温数度)(注1) ジェット経	水深	粒子化割合(注2)	水蒸気爆発		
	TR0I-10 (900K) 6.5cm	0.67m	約 60%	Yes		
	TROI-12 3,800K 6.5cm	0.67m	約 60%	Yes		
	TROI-23 3,600K 7.4cm	1.30m	約 80%	No		
	TR0I-25 (600K) 8.0cm	0.67m	約 50%	Steam Spike		
	実機条件 約 2,650K (約 140K) 約 4~15cm	1 m	約 35~90%	-		
	 (注 1)試験条件の過熱度はU02/Zr02の相図^[14]よ 実機条件の過熱度は事故解析結果による下部 算值 (注 2)Ricou-Spalding相関式(第1) 	り 固相線 温度 : プレナム部の 11 図)による	を約2,900Kとした 溶融物(酸化物層 既算評価値	と場合の概算値)の過熱度の概		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<complex-block></complex-block>		
	0.14 0.14		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	0.22 K-37, 3 kg corium, Tsup=188 K		
	0.20 0.18 0.18 0.16 0.14 0.14 0.12 0.10 0.10 0.10 0.00 0.10 0.10 0.00 0.00 5000 Time [ms] 第4図 KROTOS試験の代表的圧力変化の例(K37, K42)		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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)	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5図 FARO試験法署の概要		



炉	備考

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
	Effect of corium mass or pool depth A_1 A_2 A_4 A_5 A_6 A_1 A_1 A_5 A_6 A_1 A_1 A_5 A_6 A_1 A_1 A_5 A_6 A_1 A_1 A_5 A_6 A_1 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_1 A_2 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_4 A_5 A_5 A_7 A_2 A_1 A_2 A_3 A_3 A_4 A_5 A_5 A_5 A_7 A_7 A_7 A_7 A_7 A_1 A_1 A_2 A_2 A_3 A_3 A_3 A_3 A_3 A_3 A_4 A_5 A_5 A_7		
	<section-header><section-header><complex-block><complex-block><text></text></complex-block></complex-block></section-header></section-header>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号
	<u>第11図 Ricou-Spalding相関式による</u> 粒子化割合のマップ	

炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炬 (2017 12 20 版)	市海第二発電所(2018 9 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備老
运行资料3.3.2 (2011-12:20)(X) 沃什資料3.3.2	沃得475—22电// Color of 12 /07/ 沃付資料333	(次付資料332) (次付資料332) (次付資料332)	
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	水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影響評	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	(価)	の影響評価	
	Iber		
1. 評価の目的	1. 評価目的	1. 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		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	・記載方針の相違
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		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	【東海第二】
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		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	島根2号炉は,過去に
れている。		えられている。	実施された代表的な
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	溶融炉心(以下「デブリ」という。)が原子炉圧力容器(以下「R	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	FCI の実験から得られ
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	<u>PV」という。</u> の破損口から落下した際に水蒸気爆発 <u>(以下「S</u>	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	た知見について記載し
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	<u> E」という。</u> が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて	られる <u>が、水蒸気爆発</u> が発生した場合についても考慮し、 <u>原子炉</u>	ている。
格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格	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、原子炉格	
納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認	<u>格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは格納容器下</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	
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	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	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	
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	も有益な参考情報になると考える。このため、ここではデブリ落	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	
た際の原子炉格納容器の健全性を評価した。	<u>下時のSE発生を想定し、その際の格納容器の健全性を評価する。</u>	じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。	
	<u>2. 評価方針</u>		・評価方針の相違
	<u>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</u>		【東海第二】
	<u>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</u>		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	ブに過大な圧力が作用する。		からなる二重鋼板製ペ
	ペデスタルの側壁はRPV支持機能を分担している。SE発生		デスタルであるのに対
	<u>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</u>		し,東海第二はペデスタ
	<u>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</u>		ル側壁及び床スラブは
	り、格納容器の健全性が損なわれるおそれがある。		鉄筋コンクリート製ペ
	また、ペデスタルの床スラブは、RPV破損時に落下するデブ		デスタルであることか
	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		ら,構造の違いにより評
	<u>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</u>		価方法が異なる。
	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		
	<u>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</u>		
	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		
	<u>る。</u>		
	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,		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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	SEの影響を評価するに当たっては、SE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及び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-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 の原
		果を用いた。	子炉格納容器下部は,周
(添付資料 1.5.1)		(添付資料 1.5.1)	方向に規則的な構造物
			であるため, AUTODYN-2D
3. 評価条件		3. 評価条件	が用いられている。
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,原子炉格納容器下部に水	・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> る。	位 2.4mの水張りが実施されているものとした。	【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号において,
			マネジメントで想定す
			る水張り水位を評価条
			件に設定。
なお,応力評価の対象としている内側及び外側鋼板(厚さ30mm)		なお、応力評価の対象としている内側鋼板(厚さ 32mm)及び外	 設備設計の相違
の降伏応力は約 490MPa である。		 側鋼板(厚さ 38mm)の降伏応力は約 490MPa である。	【柏崎 6/7】
			内側および外側鋼板
			厚さの相違。

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
		(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
		第1表にペデスタル構造健全性評価の判断基準を示す。		し,東海第二はペデスタ
				ル側壁及び床スラブは
		a. 側壁(RPV支持機能)		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>		
		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>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>		
		せん断応力度の算定過程を示す。		
		また、SEは爆発事象であり衝撃荷重が問題となることから、		
		建築物の耐衝撃設計の考え方((社)日本建築学会,2015))(以		
		<u>下「AIJ</u> 耐衝撃設計の考え方」という。)において進行性崩壊		
		回避の考え方が示されていることを参考に,構造物の崩壊に対		
		<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。		
		b. 床スラブ(デブリ保持機能)		
		コンクリートの圧縮ひずみについては,側壁と同様にCCV		
		規格を準用することとし、荷重状態Ⅳのコンクリートの許容ひ		
		ずみである 3,000μ 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		
	いこととした。別添2に終局面外せん断応力度の算定過程を示		
	<u>す。</u>		
	また,側壁と同様に,AIJ耐衝撃設計の考え方を参考に,		
	構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より, SEによる		
	床スラブの変位(たわみ量)が増大しないことを確認すること		
	とする。		
	【比較のため,「添付資料3.3.3」の一部を記載】		
4. 評価結果	3	4評価結果	
水蒸気爆発に伴うエネルギ、原子炉格納容器下部内側及び外側	<u>第3図に水蒸気爆発に伴う運動エネルギの推移を示す。</u>	水蒸気爆発に伴うエネルギ、原子炉格納容器下部内側及び外側	
鋼板の応力の推移を図1,図2及び図3に示す。また、参考とし		鋼板の応力の推移を図1、図2及び図3に示す。また、参考とし	
て,内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側		て、内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側	
鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5 に示す。		鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。	
水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライ	水蒸気爆発の発生を想定した場合に <u>ペデスタル(ドライウェ</u>	水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に	
<u>ウェル</u> の水に伝達される運動エネルギの最大値は, <u>約 7MJ</u> であ	<u>ル部)</u> の水に伝達される運動エネルギの最大値は <u>約 3.3MJ</u> であ	伝達される運動エネルギの最大値は、約14MJである。このエネル	・解析結果の相違
る。このエネルギを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側	る。	ギを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応	【柏崎 6/7,東海第二】
鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼	【ここまで】	力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力	島根2号炉の方が,
板にかかる応力は <u>約 32MPa</u> ,外側鋼板にかかる応力は <u>約 25MPa</u> と		は <u>約 233MPa</u> ,外側鋼板にかかる応力は <u>約 140MPa</u> となった。これ	柏崎 6/7,東海第二と比
なった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値で		は内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、	較して水蒸気爆発で発
あり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持		弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じ	生する運動エネルギー
に支障が生じるものではない。なお,構造上,原子炉格納容器下		るものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部内側鋼板に	が大きいため, 鋼板の応
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大		かかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向が	力が大きくなると考え
きくなる傾向があるが,原子炉圧力容器の支持機能については原		あるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下	られる。
子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。		部の外側鋼板のみで維持可能である。	【柏崎 6/7】
			原子炉格納容器下部
			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
	b. コンクリートの圧縮ひずみ		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
	はCCV規格に基づく許容ひずみ 3,000μ を超える部位は <u>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,		
	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>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		
	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</u>		
	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。		
	<u>c.</u> 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		
	を超えない。		
	<u>d.</u> 床スラブの面外せん断		
	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,汎用有限要素解析コードLS</u>		
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		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	
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	<u>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</u>	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	
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	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	
	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	できることを確認した。	
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		
	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	以 上	
	も,格納容器の健全性は維持される。		



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
mg m m m m m m m m m m m m m m m m m m		250 200 150 200 150 0 -50 -50 -50 -200 -250 0 2 4 6 8 10 12 時間(ms)
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
		250 200 150 0 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50 -50
※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, <u>格納</u> 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,原子炉格納容器下部鋼 ~5)を評価している。このため、国 歴は一致しない。



方向応力の推移*1



ち向応力の推移^{※1}

水蒸気爆発による運動
 ODYNへの時刻0で
 板の応力の推移(図2
 図1と図2~5の時刻

・解析結果の相違

備考

【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,原子炉格納容器下 部直径が島根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	NJ羽原-	子力発電所	斤 6/	7 号炉	(2017.12	2.20版)			東	東海第二	二発電所	f (2018.9	. 12版)				島根原	〔子力発	電所 2	号炉			備考
<u> 乳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))</u>	主要解析条件 条件設定の考え方 <th< th=""></th<>	0.2m 制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定	容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 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 し	50°C 外部水源の水温として設定 9	- 7 	(2017.12) 50 μm FAR0, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定	2.20版) JASMINE の解析結果を もとに設定	↓ 材相互作用」と重複する条件を除く。		東	東海第二	二発電所	ř (2018.9	9.12版)	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	0.2m 制御捧駆動機構ハウジング1本の外径として設定	溶融炉心-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、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保す るため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値 当	子 32°C 外期水源の水晶として設定 35°C の 4100 110	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	50 m FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径分 前 布をもとに設定	f JASMINEの 解析結果をもとに 設定	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。
表1 主要解析条件(原子炉)	項目 道	原子炉圧力容器の破損径	ペデスタル水深	原子炉格納容器下部への水 張りに用いる水の温度	租混合粒子径	爆発計算時の微粒子径	溶融燃料ー冷却材相互作用 JASMII による発生エネルギ	 戸圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互{							表1 主要解析条件(原子炉	通目	原子炉圧力容器の破損径	ペデスタル水深	原子炉格納容器下部への 水張りに用いる水の温度	粗混合粒子径	爆発計算時の微粒子径	 溶融炉心一冷却材相互作 月 用による発生エネルギ 	力容器外の溶融燃料-冷却材相互	
	解析コード	MAAP**			JASMINE		AUTODYN-2D	└────────────────────────────────────								解析コード	$MAAP^*$			JASMINE		AUTODYN -2D	※「3.3原子炉圧>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			Ĵ	東海第二	二発電度	近(201	8. 9. 12	:版)			島根原子力発電所 2号炉	備考
		準用規格等	AIJ耐衝撃設計の考え方	C C V 規格 CVE-3511.2	C C V 規格 CVE-3514.2	C C V 規格 CVE-3511.2	AIJ耐衝撃設計の考え方	C C V 規格 CVE-3511.2	コンクリート標準示方書 [構造性能照査編]	C C V 規格 CVE-3511.2		 ・評価条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は内側鋼 板,外側鋼板,リブ鋼板 からなる二重鋼板製ペ 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
	第1表 ペデスタル構造健全性評価の判断基準	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:3.09 N/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		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 価の判断条件が異なる。
	V-1	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		
		評価部位	Π	画 シクリー		鉄筋	п	床スンクリー	 IN ĨN	截絕		
		機能		지 다 > -	支持機能			デブリョ	保持機能			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)		東海第二発電所(20	018.9.12版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
	第2表	長 側壁の面外せん	断に対する評価結	果		
	評価部位	発生応力度	判断基準	評価*		
	側壁上部	約 0.93 N/mm²	3.09 N/mm ²	0		・評価条件の相違
	側壁下部	約 0.77 N/mm ²	2.65 N/mm ²	0		【東海第二】
	※ 〔○」解析	結果の発生応力度が判	 新基進を満足する			島根2 号炉は内側鋼 ち め側綱振 リブ綱振
						100, 500 million からたろ ^一 重鋼板製ペ
	第3表	床スラブの面外せ/	ん断に対する評価	結果		デスタルであるのに対
	⇒亚在立法	惑生亡力库	业11年5日 注 注	=₩ LII %		し,東海第二はペデスタ
	計1111 前1112	完全心力度	刊例基準	計1111		ル側壁及び床スラブは
	床スラブ	新 3.70 N/mm ²	4.33 N/mm ²	0		鉄筋コンクリート製ペ
	※ 「○」解析約	詰果の発生応力度が判	断基準を満足する			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	育 二発電	 〕所(2	018.9.	12版)			島根原子力発電所 2号炉	備考
		評価*	0	0	0	0	0	0	0	0		・評価条件の相違 【東海第二】
	(R) 7 4	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5 184 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	举5 3.70N/mm ²	徐 5 364 μ		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 デスタルでたスことか
	第4表 ペデスタル構造健全性評価の評価結果のま	判断基準	交位が増大せず、SE後の構造物の進行性の崩壊がない	幾能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000μ)が生じない	※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	笄容ひずみ(5,000μ)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	幾能に影響を及ぼす範囲の圧壊(3,000μ)が生じない	终局面外せん断応力度(4.33N/mm²)を超えない	忤容ひずみ(5,000μ)を超えない	第日する	テ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。
		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	玉玉を	
		部位	П	ンクリー		鉄筋	п	ンクリー		鉄筋	発行	
		型型		側	醫			床ス	ラブ			
		機能		N U ≻	支持機能			デブリほ	床持機能		X	



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	2.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)		島根原子力発電所 2号
	<u>第3図</u>	コンクリートの最小主ひずみ(圧縮ひずみ)分	<u>ř</u> 布	
			_	
		第4図 鉄筋の軸ひずみ分布		

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
	別添1		
	側壁の終局面外せん断応力度		
	1. 算定条件		・評価方針の相違
	ペデスタルの側壁は、円筒形シェル構造であることから、C		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	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		板,外側鋼板,リブ鋼板
	を算定する。第1図に算定対象部位を示す。		からなる二重鋼板製ペ
			デスタルであるのに対
	$\tau_H = 10 p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2\sqrt{\beta} - \beta)$		し,東海第二はペデスタ
	ここで、		ル側壁及び床スラブは
	$ au_H$:終局面外せん断応力度 (N/mm ²)		鉄筋コンクリート製ペ
	$p_{t heta}$:円周方向主筋の鉄筋比(一)		デスタルであることか
	f_y :鉄筋の許容引張応力度 (N/mm^2)		ら,構造の違いにより評
	β : 次の計算式により計算した値 $\beta = r/t$		価方法が異なる。
	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 <i>f_y</i> :鉄筋の許容引張応力度 345N/mm ²		
	副		
	エ t:シェル部の胴の厚さ		
	p _{tθ} :円周方向主筋の鉄筋比		
	下 fy:鉄筋の許容引張応力度 345N/mm ²		
	側 r:シェル部の胴の厚さの中心までの半径		
	エーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー		
	9		
	2. みんれ不 首定の結果 側辟の終島面外社ん断広力度け上郊側辟で2.001		
	mm^2 下部側時で965N/mm ² とたス		
			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
	第1図 算定対象部位		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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		
	1. 算定条件		・評価方針の相違
	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		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	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		板、外側鋼板、リブ鋼板
	であり、SEによる分布荷重を受ける。		からなる二重鋼板製ペ
	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		デスタルであるのに対
	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		し,東海第二はペデスタ
	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		ル側壁及び床スラブは
	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		鉄筋コンクリート製ペ
	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		デスタルであることか
	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,		ら,構造の違いにより評
	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		価方法が異なる。
	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、		
	$f_{dd} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}} (N / \text{mm}^2)$		
	$\beta_d = \sqrt[4]{1/d}$ ただし、 $\beta_p > 1.5$ となる場合は 1.5		
	とする $\beta_n = \sqrt[3]{100p_w}$ ただし、 $\beta_n > 1.5$ となる場合は 1.5		
	とする		
	$\beta_a = \frac{5}{1 + (a/d)^2}$		
	f'_{cd} : コンクリートの設計圧縮強度 (N/mm ²)		
	d : 有効せい (m)		
	p_w : 引張鉄肋比 (一) a/d: せん断スパン比 (一)		
	b_w :腹部の幅 (mm)		
	γ_b :部材係数 (一)		
	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	12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		
	压縮強度動的增倍率**	1.49		
	d:有効せい			
	p _w :引張鉄筋比			
	<i>a/d</i> : 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 [構造性能照査編] において具体	的計算方法が示されて		
	いる, CEB-FIP Model Code 1990 による	圧縮強度動的増倍率を		
	設定した。			
LS-DYNAコードによるSE解析では、せん断検討範囲				
の床スラブのコンクリート要素が経験するひずみ速度が 30s ⁻¹				
	以下であるため,その範囲における CEE	3-FIP Model Code 1990		
	の圧縮強度動的増倍率の算定式を以下に	示す。		
	$f_{c,imp}/f_{cm} = (\dot{\varepsilon_c}/\dot{\varepsilon_{c0}})^{1.026\alpha_s}$ for $ \dot{\varepsilon_c} \le 3$	0 <i>s</i> ⁻¹		
	ここで、			
	$\alpha = \frac{1}{2}$			
	$4s = 5 + 9f_{cm}/f_{cm0}$			
	$f_{c,imp}$: 衝撃時の圧縮強度 f_{cm} : 圧縮強度 = 225kg/cm ² ×0.09 f_{cm0} : 10MPa $\dot{\varepsilon}_{c}$: ひずみ速度 [*] = 0.5 s ⁻¹ $\dot{\varepsilon}_{c0}$: 30×10 ⁻⁶ s ⁻¹	980665 ≒ 22.06 MPa		
	ふ しる DINAユートを用いたると見 ひずみ速度に基づき設定	リーンコート (1 / J / J / J / J / J / J / J / J / J /		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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。		
	ディーノビームの設計せん町町 JV_{cdd} は、約6,078 kN となり、		
	** 局面外セん例応力度として 4.33 N/ mm-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		
	<u>SE発生時の面外せん断応力度の算定方法</u>		
	1. 面外せん断に対する検討範囲		 ・評価方針の相違
	(1) 床スラブの検討範囲		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	タルの床スラブは直径 6.172mm、板厚 の円盤形状で		板、外側鋼板、リブ鋼板
	あり、SE時には圧力波の伝播による分布荷重を受ける。面		からなる二重鋼板製ペ
	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		デスタルであるのに対
	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		し、東海第二はペデスタ
	式に基づき、対象とする部材のせん断力(Q)の最大値が生		ル側壁及び床スラブは
	じている断面の曲げモーメント(M)及びせん断力(Q)に		鉄筋コンクリート製ペ
	よりせん断スパン比を確認した。第2回に曲げモーメント及		デスタルであることか
	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		ら、構造の違いにより評
	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、		価方法が異なる。
	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 J E A C		
	4601-2008 ((社) 日本電気協会, 2008) において, 主要な荷		
	重が分布荷重又は多点荷重で、材料非線形解析手法を用いて		
	具体的な部材性能照査を行う場合の参考図書として記載され		
	ている原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指		
	針・マニュアル((社)土木学会, 1992)を用いて検討範囲及		
	び検討用せん断力の設定を行った。		
	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(2	018. 9. 12 版)	島根原子力発電所	f 2号炉	備考
ん敗	うとした。第4図に、解析	所モデルにおける床スラブ	à		
範囲](LS-DYNA解析結界	見の評価におけるせん断力	の抽		
出筆	i囲)を示す。				
(2) 俱	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	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	0		
2. 面外	せん断応力度の算定				
面外	・せん断応力度の算定につい	ヽて, 床スラブを例に説明 ⁻	する。		
なお,	側壁についても床スラブと	:同様に面外せん断応力度	を算		
定して	いる。				
第6	図にペデスタル床スラブダ	端部の躯体形状の概念を示			
また,	こた,第7図に直交座標系応力成分を示す。床スラブ端部1列				
目の名	♡各要素のせん断力(Q(1, 1)~Q(1, j))は, 直交座標系				
におけ	における τ_{yz} 応力成分に相当するせん断応力度(τ_{yz} (1, 1)~				
au yz (1, j))を要素毎に取り出	し、要素毎のせん断断面積	責(A		
(1, 1	l) ~A (1, j)) をそれぞれ	ι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	自たりの面外せん断応力度	は,		
スラフ	の厚さ方向(1~j 行目)の	D各要素のせん断力(Q(1	, 1)		
\sim Q (1	l, j))を合算した値($\sum_{i=1}^{j}$	_L Q _(1, i))に 1 列目のせん	断断		
面積	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	モ(τ ₁)を算定する。したオ	バって, k列目の面外せん	断応		
力度	(τ_{k}) <i>it</i> , $\tau_{k} = \sum_{i=1}^{j} Q_{(k, i)}$	/∑ _{i=1} A _(k, i) で表すことが	でき		
る。次	に、列毎の面外せん断応力	度 $(\tau_1 \sim \tau_k)$ に, それそ	れの		
半径力	向要素幅を乗じて合算した	に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も	t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 チ	修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				
	19)空 下部	約 0.77 N/mm²			
	床スラブ	約 3.70 N/mm ²			



炉	備考

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
	弟4図 床スソノ部阱研モアルにわける面外セん断刀の検討範囲		
	第5図 側壁部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲		
	τ yz(1,1)×A(1,1)=Q(1,1)		
	(開壁) (用壁) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボスラブ) (ボス) (ボス) (ボス) (ボス) (ボス) (ボス) (ボス) (ボス		
	1 \bigcirc		
	2段目→ 3段目→		
	j段目→		
	$ \begin{array}{cccc} & & & & & & & & \\ & & & & & & \\ & & & & & & \\ & & & &$		
	<1 別日の面体社人断広力の管理へ		
	第6回 床スラブ提率駆休形中輝今回		
	オットローティント音号で支援です。		
			ı
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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		
	1 ペデスタル皈体に作用する圧力の公布		・評価古針の相違
	1. ベノハクル派体に下用する圧力の力加 水蒸与爆発け、 ※融デブリが水中に蒸下1 融体が瞄準勝地		「市価分」の相違
	小奈风爆光は, 俗融ノノリル小干に谷干し, 融中が展の鷹扒 能で公勘混合オスニレで知混合領域が形成され さらに この		▲本毎年→ ■ 自相9 早后け内側鋼
	悪く力取混合することく忸怩古順域が形成された。このに、この 知识へ領域においてトリガリングが発生することで、融体の細		西 似 二 万 炉 は 戸 岡 垣
			10、 11 回納00, 9 7 納00 からわる一重鋼坂制ペ
	私化, 志述成款に十八上刀仮が租化口頃或内を払捕し、この相 五佐田の法田、 直に領域(爆発源) が形式されて東色でなる		からなる一里到板袋、
	五作用の粘木, 同圧限域(漆光原)が形成される事家でめる。 ペデュタル中心でCFFが発生すてし、 宣圧領域とり生じた圧力		ノスクルじめるのに刈
			し、果御弗一はハクスタ
			ル側壁及い床ヘノノは
			アスタルであることか
	床入フノには取高約 55MPa, 側壁には取高約 4MPa の圧力が作用		ら, 構造の遅いにより評 (「 + + + +
			価万法が異なる。
	なお、LS-DYNAにおける爆発源の調整の結果、側壁及		
	の床スランの刀積からと解析コード」ASMINEの解析結果		
	を包給していることを確認している。(添付貨料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。		
	$\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1}P_a$		
	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		
	b :外半径 (mm) ··		
	r :半径方向の座標 (mm) · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		
	Pa : 内压 (MPa)		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 法3575年期45		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 因 00疑比作用于3.5比力0分析		

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
	第3因 手持这0%功比較 (下納)(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
	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>		
	1. はじめに		・評価方針の相違
	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		【東海第二】
	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		島根2号炉は内側鋼
	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、		板, 外側鋼板, リブ鋼板
	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		からなる二重鋼板製ペ
	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		デスタルであるのに対
	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		し,東海第二はペデスタ
	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		ル側壁及び床スラブは
	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		鉄筋コンクリート製ペ
	れからの漏水影響を検討する。		デスタルであることか
			ら,構造の違いにより評
	2. 残留ひび割れ幅の算定		価方法が異なる。
	(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 (W _{cr}) は,一般的に (1) 式で表すことができ,		
	鉄筋コンクリートのひび割れ間隔に、ひび割れ間のコンクリ		
	ートと鉄筋のひずみ差を乗じた値として与えられることにな		
	る。		
	$W_{cr} = \int_0^{l_{cr}} (\varepsilon_s - \varepsilon_c) d_x \cdots (1)$		
	ここで,		
	l _{cr} : ひび割れ間隔		
	$\varepsilon_s - \varepsilon_c$: 鉄筋とコンクリートのひすみ差		
	これを基に「コンクリート標準示方聿「設計編」では「鉄		
	筋のかぶりや鋼材の表面形比笑を考慮し (9) 式のように示		
	かったるこう、 デアドランス 山ルバ 寺で つ愿し、 (4) へいようにか		

$\begin{split} & \mathcal{W}_{cr} = 1.1 k_1 k_2 k_3 \{ 4c + 0.7 (\mathcal{C}_S - \emptyset) \} \left(\frac{\sigma_{se}}{\mathcal{E}_S} + \varepsilon'_{csd} \right) \cdots (2) \\ & \square \mathbb{C}^{-1} \\ & \mathbb{K}_1 : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す \\ & \mathbb{K}_2 (-) \\ & \mathbb{K}_2 : \square \ge / \mathcal{I} \cup \mathbb{I} \cup \mathbb{K} \cup \mathbb{C} \\ & \mathbb{K}_2 : \square \ge / \mathcal{I} \cup \mathbb{I} \cup \mathbb{K} \cup \mathbb{C} \\ & \mathbb{K}_2 = \frac{15}{f'_c^{+20}} + 0.7 \cdots (3) \\ & \mathbb{K}_2 = \frac{15}{f'_c^{+20}} + 0.7 \cdots (3) \\ & f'_c : \square \ge / \mathcal{I} \cup \mathbb{I} \cup \mathbb{K} \cup \mathbb{K} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathcal{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathcal{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathcal{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{K}_3 : \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \# \mathcal{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{I} \cup \mathbb{H} \\ & \mathbb{I} \longrightarrow \mathbb{I} \\ & \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \\ & \mathbb{I} \longrightarrow \mathbb{I} \\ & \mathbb{I} \oplus \mathbb{H} \\ & \mathbb{I} \longrightarrow \mathbb{I} \longrightarrow \mathbb{I} \\ & I$	
ここで、 k_1 :鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す 係数 (一) k_2 :コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を 表す係数で (3) 式による $k_2 = \frac{15}{f'_c + 20} + 0.7 \cdots$ (3) f'_c :コンクリートの圧縮強度 (N/mm ²) k_3 :引張鋼材の段数の影響を表す係数で (4) 式による $k_3 = \frac{5(n+2)}{7n+8} \cdots$ (4) n :引張鋼材の段数 (一) c : かぶり (m)	
C_s : 鋼材の中心間隔(mm) Ø : 鋼材径 (mm) Ø : 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/ma ²) E_s : 鉄筋のヤング係数 (N/ma 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 (W _{cr})を算出する。	
$W_{cr} = l_{cr} \left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon' \right) \qquad \cdots \tag{5}$	
谷頃日の数値を下衣に小り。	
項目 数値 <u> 水</u> ・鉄筋の表面形状が757割れ幅に及ぼす影響	
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	
r h	
C_s :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	
$ $	
(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 (mm³/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.	9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	C _w :低減係数(一) 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(ひび割	mm ²) れ深さ) (mm)		
	項目の数値を下表に示す。			
	項目	数值		
	C_w :低減係数 ^{**1}	0.01		
	L : ひび割れ長さ ^{※2}	上部側壁: 112,000mm 下部側壁: 27,000mm 床スラブ: 74,000mm		
	w :ひび割れ幅 ^{※3}	側 壁:0.05mm 床スラブ:0.13mm		
	Δp : 作用圧力 ^{※4}	0.25 N/mm ²		
	ν :水の粘性係数 ^{※5}	$1.82 \times 10^{-10} \text{ Ns/mm}^2$		
	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(「沈埋トと自癒効果実験」コンクリート工学年次基づく値 ※2 コンクリート標準示方書[設計編]の算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しれ幅の最大値 ※4 デブリ全量落下後に人通用開口部高さま3m高さ)での床スラブ上面での水頭圧, ーサプレッション・チェンバ差圧を考慮おいても,保守的に同じ作用圧力を適用 ※5 RPV破損後のサプレッション・チェン 	・ンネル側壁のひび割れからの漏水 論文報告集 vol.17 No.1 1995) に 定式にて評価したひび割れ間隔及 ひび割れ長さ た床スラブ及び側壁の残留ひび割 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 した圧力(側壁部の漏水量算定に) 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 0.05m ³ /h,		
	床スラブで約 0.38m ³ /hとなり, 1	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 算定した床スラブ及び側壁の漏れであるが、これに対して格納容器T ³ /hのペデスタル注水が可能であ E後のコンクリートの残留ひび割れにおいても、漏水量を十分に上回る から、デブリ冷却性への影響はない	D影響評価 K量は合計で約 0.43m ³ /h S部注水系(常設)にて 80m る。したがって,万が一S いによる漏水が生じた場合 る注水量を確保できること 、		

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
	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。		
	画 画 1 B699530 約 0.04 mm 2 B678799 約 0.04 mm 3 B696183 約 0.04 mm 3 B696183 約 0.04 mm 3 B696121 約 0.04 mm 5 B703078 約 0.04 mm 6 B704112 約 0.04 mm 7 B696021 約 0.05 mm 8 B601447 約 0.13 mm ** 解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力より算定 第 1 図 側壁部及び床スラブ部の鉄筋位置における残留ひび割れ<		
	第2図 鉄筋の応力ーひずみ関係とSE後の鉄筋の応力レベル		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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)		
	b aFc		
	ϵ_{c} μ μ μ μ μ μ μ μ		
	鉄筋の応力度 (J=a _{ix} σ _x (d-X _a)+f σ _{cubux} dx)		
	用3凶 床スフノ 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
	ペテスタルの対東施工に伴り床スワノの強度維持について		、証価十名の相当
	S F が致生した相合のI S - D V N A コードに トス ペデフタ		・計価力町の相連
	SEか先生した場合のLS=DINAコートによる、ノスク ル携生体合性証何では、ペデスなル合体のコンクリートな一体		【米御寿二】
	ル構垣健主性計画では、 $() / / / / / 生体のコンクリートを一体$		局限25分に101週 ため側網た 11ブ網た
	としてモノル化している。一方で、美機では、MCCIN東で あるスリット出版を遊牧の拡工笠のため、庄スラブト如の町方		
	のるヘリット状体小加強の他上寺のため、体ヘノノ上部の処任		ガウなる一里調板袋、
	ートを打響べこととわる。 みこの、コンクリート打響ぎに当た		ノスクルとのなのに対
	「「そ打松くこととなる。てこし、コングリート打松さに当た		し、米伊第二は、ノハクル側接及び庄フラブけ
	うては、コンラック「を切る前と同寺の風及を維持することと		ル関型及び床ハノノは
	9 る。 ここでは、 庄 z ラブの 命度維持の 方針 心 更 鉄 箆 畳の 評価		ジョンシック いみ、
	ここでは、 (ボバノノの) 温及症的の力量(、 必要以前量の計画, 施工の成立性及び施工に上る影響の有無について前明する		ら 構造の違いにより評
			6,福廷の建てにより計 価方注が異たろ
	1 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筆1図に示す 施工後において		
	れ、施工前と同等の確度を維持し、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コードによろペ		
	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		
	力口		
	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。		
	 2. 必要鉄筋量の評価 		
	施工後においても,施工前と同様に荷重を伝達する構造とす		
	るため, 必要な鉄筋量を追加することとし, 各種合成構造設計		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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) q _{a1} : 接着系アンカーボルトのせん断強度により決まる		
	場合のアンカーボルト 1 本当たりの許容せん断力		
	 (N) ・ 完美」た飯休の支圧強度に上り決する場合の接美 		
	qa2 . 足有じた躯体の交上強度により代よる場合の接有 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 ^σ 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。 ・ 注差系アンカーボルトの相核降伏強度=345N/mm		
	$s v_y $ · $y = 10 \text{ m} / 2$		
	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。 		
	$\vec{c}, c\sigma_t = 0.31\sqrt{F_{cd}} \geq J \mathcal{Z}_{o}$		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 $でA_{qc} = 0.5\pi c^2 と する。(第3図)$ C C : 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 $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100}F_c \cdot DIF\right)$ 以下 ここで、 F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/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、 $1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF = 1.64 \text{ N/mm}^2$		
	1.5 $\cdot \left(0.49 + \frac{1}{100}F_c \cdot DIF\right)$ = 1.23 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、 $n_a = f_{sa}/q_a \doteq 17.78$ 本 以上より、打継ぎコンクリート部 1m ² 当たり 鉄筋を 18		
	本以上配直する。		

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
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版) 2.2 水平方向鉄筋 (1) 接着系アンカーのせん断耐力(島根原子力発電所 2号炉	

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
	(2) コンクリートの短期許容せん断応力度		
	RC-N規準に基づくコンクリートの短期許容応力度にお		
	いて, コンクリートの圧縮強度動的増倍率を考慮し,		
	$f_s = 1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot DIF$ かつ $1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right)$ 以下		
	ここで、		
	F_c : コンクリートの設計基準強度=22.06N/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,		
	$1.5 \cdot \frac{1}{30} \cdot F_c \cdot \text{DIF} = 1.64 \text{ N/mm}^2$		
	$1.5 \cdot \left(0.49 + \frac{1}{100} F_c \cdot DIF\right) \doteq 1.23 \text{ N/mm}^2$		
	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/		
	$mm^2 \ge ka a$		
	(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短期許容せん断耐力 f_{sa} は,		
	$f_{sa} = f_s \cdot 1000^2 = 1.23 \times 10^6 \text{N}$		
	$1m^2$ 当たりに配置する鉄筋の本数 n_a は、		
	$n_a = f_{aa}/g_a = 23.98 $		
	su s		
	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。		
	24 SF評価で設定した終局面外せん断広力度への影響		
	SE評価では、ペデスタルの床スラブの形状を考慮して コ		
	ンクリート標進示方書「構造性能昭香編」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。		
	3. 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		
	لائ _ە		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 コンクリートを研り. 再度打進ぐ範囲 鉄防層 (Kスラブ中央部)		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	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 新暦 デリート部 第2図 ペデスタルでの荷重伝達 		
	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
	第141 加引の 第141 小山山 第141 小山山 第141 小山山 第142 加引約 第141 小山山 第141 小山山 第141 小山山		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	〔 (2017. 12. 20 版)	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160 万山市第160 万山市第160 万山市第160 万山市ショートを打議者コンクリートショートを打議者コンクリートショートを打議者コンクリートショートを打議者コンクリートショートショークの部内をして機能する。ショーの部内をして機能する。ショークショークの部内をして機能する。ショークの部内をして機能する。ショークショークショークショークショークショークショークショーク第100 日第10 日第10 日ショーク第10 日第10 日第10 日ショーク第10 日第10 日第10 日ショーク第10 日第10 日第10 日ショーク第10 日第10		

まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 3.3.3〕

Target 2.3 Extension Extension	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
RATRBATTERHOUNDUNTSAUDERPH LOUDSUB CONTRACTION DE LAUDSUNS CONTRACTIONS	添付資料 3.3.3		添付資料 3.3.3	
Arry testact in votation description:Arry testact in votation description:when testact in votation description: P considering the votation description of the votation description descriptin description description descriptio	百乙后故如宏思下如。の水正り宇族の海辺州		原乙偏牧姉家聖玉如。の水進り実施の海切姓	
夢心の溶動が空間し、論整の心想真で何可力容描述的もな。 出するような高には、用かり移動が電力し、含むなくないます。 <	尿丁炉俗納谷茲下部への水振り美施の週9月生		原于炉格納谷器下部への小振り美施の適切性	
出するような思念に、原了現象報告書的で気空する違いの及 使の集をしたるために送客を構成することが、基盤整合機 使の集をしたるために送客を構成したることが、重要で構成した。 記の構想を応じれることの注意をないなジェントなる。展子が正式な なの集をしたたるかに送客を構成した。ことで、正式空気 ないたまたまでありに送客を構成した。ことで、正式空気 ないたまたまではござい。近日見て見たの設 物にないて変生する現象のうち、溶晶がら、キャングリート 現在作用(以下)でいてしいう)、はたしてたるの影響がの手段 として、最佳な豊美語 <u>にないてかった</u> の時間に広都下的の木平 り、に下で調測者がのためでした。一方、和 例を走りなことで、原子が正力容易かの溶晶を加一合か にないたしたない。ここかの感謝に応報下的の木平 の大気にないたしたなたり、ここかの感謝に応報下的の 人口でしたいう」による感染なたたな思想に伴う意識 の変したい。ここかの感謝に応報下的の 人口でしたいう」による感染なたたな思想に伴う意識 のないたいでしたいう」によったたるの影 にないたしたなためで、原子が正力容易かの溶晶を加一合か にないたしたなため、 電気作力ののな思したくの「正」ないう」にないたるの にないたいなどの にないたいなどの」にないためで見たの にないたいなどの にないたいなどの に、「正」ないため」によったたるのか に、などのなどの に、「正」ないため」に見ていたり、ここかなな のないたいなどの にないたいなどの にないためで見ていたか。」 ここかな思想を知られることで、 に、一方が高かなどころ、「正」ないたか にないたいなどの にないたかなどの にないたから たったいためでいたから」 たちょうな思想を知られることで、 に、 たちょうな思想を知られるの にないたから たったいためで見ていたかす。 ここかなどので見ていたかす。 たかたいたいたから たかたいためでしたから たかたいたから たかたいたから たかっためで見ていたか。 ここかなどの見ていたかす。 たかたいたいたから たかたいためでしたいたかでの たから たかたいためでしたいたから たかたいためでいたから たかたいためでいたから たかたいたから たかたいためでいたから たかたいたから たかたいたから たかためでしたかたいたから」 たかためでしたから たかためでしたから たかためでしたかたいためたいたから たかためでしたから たかためでしたから たかためでしたから たかたから たかためでしたから たかためでしたから たかためでしたかためでしたから たかためでしたから たかたから たかためでしたから たかためでしたから たかためでしたから たかたいためでいたから たかためでしたから たから たかたいたから たかたいたから たかためでしたから たから たかたから たかたから たから たから たから たから たから	炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流		炉心の溶融が進展し,溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流	
のの思想を訪れるろいれ場場を使むすることで、数点整要の後 はな話上することが知要のマネジスシトとなる。用す 部かたはいて発生する気をつう。着想点し、コングリート にたいて発生する気をつう。着想点し、コングリート にたいて発生する気をつう。着想点し、コングリート して、若た感望可能となって、砂糖糖酸のみた して、若た感じて加速することが知要ないた。 して、若た感じて加速することが知要ないた。 していており、ことしてたどの影響や低いたないで、 したいで、たち、気にないため、 物能力を見るしていう」とおしてたこの影響や低いたないで、 したいで、たち、気にないため、 やしたいで、たち、気にないため、 やしたいで、たち、気にないため、 やしたいで、たち、気にないため、 やしたい、 たち、たち、気にないため、 やしたい、 たち、たち、気にないため、 やしたい、 たち、たち、気にないため、 したい、 たち、たち、気にないため、 やしたい、 たち、たち、気にないため、 したい、 たち、たち、気にないため、 したいため、 したいため、 したいたち、気にないため、 したいたち、 <b< td=""><td>出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現</td><td></td><td>出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現</td><td></td></b<>	出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現		出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現	
はやおにすなことが正要かなネジメントとなる。原本が広かす 着の例において会生する度多かなジメントとなる。原本が広かす 着の例において会生する度多からう。溶液がい、ロンタリート 出った「常田にてという」となりてなたの容響後の事業 として、美な空変がなジェンシーとなる。原本が して、表が変要がしたして、という」となりてなたの容響後の事業 として、美な空変がなジェンシーンの容響がの事業 にて、表が変要がしたして、たいう」となりではそうな。 構成の少などして、美工学校の容響後の事業 して、表が変要がしたして、たいう」となりではそうな。 構成の少などして、美工学校の容響後の事業 にて、表が変要がしたして、たいう」になり、「などの学校」である。 一方、制調大気りにこって、原子が空レン響等の容響をある。一方、お 構成気りにしって、原子が空レン響等の容響をある。一方、お 構成気りにしって、原子が空レン響使から変なした。(ホール) などの、次年本年年にから、近く、たいか」がなり、ひたい などの、次年本年年にから、近く、たいう」がなし などの、次年本年年にから、近く、たいう」がなし などの、次年本年年にから、近日なスペイン。 などのう、大変な要体の容響をから、一方スペイン などの、次年本年年にから、近日なスペイン。 などのの、大変な要体の容響をから、別期大力のを完 まする客から、別期大力のを完 などのできためため、「東本要がな」のになり、ためた、 第二本のので変がから、別期大力のを完 まする客から、別時大力のを完 たて、ことでなどのなどので、知識な力のなど、 などのなどのできためため、 たていることでなどった。 たいたまでのためため、同様にないのです。 たていることで、たいうが、知識な力のためで、 たいたまでのためため、ためで、 たいたまでのためため、 たいたまでのため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためたか、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためため、 たいたまでのためためため、 たいたまでのためたいためま たいたまでのためためため、 たいたまでのためためためためため、 たいたまでのためためためで、 たいたまでのためためためで、 たいたまでのためためためためで、 たいたまでのためためためためためためため、 たいたかためためため、 たいたかためためためためためため、 たいたかためためためため、 たいたかためためためためためため、 たいためためためためためためためためためためためためためためで、 たいたかためためためためためためためためためためためためためためためためためため	象の発生を防止あるいは影響を緩和することで, <u>格納容器</u> の破		象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、原子炉格納容	
認め保において発生する現象のうち、密想いか、コンクリート 相互作用(以下版収:上いう)におしてはるの影響後知の下政 として、差値容認:上版ビングニルーの容量がら高く高りた場合、 調味用のによのという)、近年にである影響得知の下政 して、差値容認:上版ビングニルーの容量がら高く言かれて、 調味用のによのという)、近年になる影響得知の予想 (以下し取りたなり、という)、近年のなど響性なる。 一方、効調味着のによって、原子が低力が増生から、 一方、効調味着のによって、原子が低力が増生から、 一方、効調味着のによって、原子が低力が増生から、 一方、効調味着のによって、原子が低力が増生から、 一方、効調味着のによって、原子が低力が増生から、 によるな激なた素気を生きいを発信 という、たまる激なた素気を発生いき、 を認めにに知うく実施を発生いていまるななた素気を なる。 にないたまだするたちのの、未完気響が発生する可能性も考 にないたまだするたちのの、未完気響なたま、 にないたまだするたちのの、未完気響なたま。 にないたまですると考えられることから、も加味だ着のなまた。 それることがら、加速大変等な差によいて認定がら考 になって認定される必要がある。 これれる必要がある、 においたまですると考えられることから、 うなた、 などれると思想がある。 これたるで見て、 たまえたまであるたちのの、未完気響なたま。 これて、 このながなるたとない、 たまえたするときない、 の加味素等を定むできたたるのの、 たたまな意味を作ることから、 たたまなたな思想の保護であった。 たったまでもまたな思想の保護である。 これては思想なたまでするとなられること たったまできたな思想のに見ていたまする これによりてないたまである。 これては思想なたまでするための、 たたまなな思想のに見ていたまする これであるため思想が、 になってきたるため思想が、 たたまなな思想の保護である。 これていた思してきたな思想が、 これてなど思想でするとなった。 これてなどう。 これでなど見て、 これのなど思念である。 これで、 これでないたまで、 これのなどなり、細胞にした能子から たったまの施健的がまた。 これで これていたまの施健的がまた。 これで これていたまの施健的がなかに注意した。 これのないたまで、 これの法律を見かなることか。 これのたまで、 これのからこれので、 これのたまの施健的がなかに これていたまの施健的がないた。 これの これので見ていたまで、 これのたまで、 これのたまで、 これのからこれので、 これので、 これのたまで、 これのからこれので、 これのたまで、 これのたまで、 これのからこれので、 これので、 これのたまで、 これのので、 これので、 これので、 これので、 これので、 これので、 これので、 これので、 これので、 これのたまで、 これので これので、 これので、 これので、 これので これので、 これので、 これのでで、 これので、	損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉圧力容		器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉	
根本部田 (21)「2001 Ext 5(2)をついための装装使からみ として、高速を通信加速したしたいろう」となしていための装装かり、 して、高速を通信加速したした。 のの構築りという」が全てななたとのなどの にして、高速で通信発気が高くなる。ころ、対 期本まりにして、高速で通信発気が高くなる。ころ、 対応に関連構成したいろう。かきなななたとなる。 ーク、初期本まりにして、高速で通信発気が高速について、高速で通信発気が高く 生たりの意味をおけるため、 ないたり期かれた。 にして、高速に通信発気が高くして、原生が空ごうなたかい ないたりたいろう。 がたいためたいため、 ないためたいため、 ないためたいため、 ないためたいため、 によるななたたなん。 ーク、 の場合見していため、 によるななたたなん。 ーク、 の場合見していため、 によるななたたなん。 ーク、 の場合見していため、 によるななたたなん。 ーク、 の場合見していため、 によるななたたなたい したいためためたいためたいため、 したいためためたいため、 したいためためため、 ないためためたいため、 したいためためため、 ないためためたいため、 したいためためたいため、 したいためためため、 ないためためためため、 の場合したなためたいため、 したいためためため、 なるためため、 なるため、 にいたいためためため、 なるためため、 なるためため、 にいたいためためため、 ためためためためため、 なるためため、 ためためためため、 したいためためため、 なるためため、 なるためため、 なるためため、 なるためためため、 なるためため、 したいためためため、 したいためためため、 ためためためため、 ためためためためため、 なるためため、 したいためためため、 ためためため、 ためためためため、 なるためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 したいためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためため、 ためためためためため、 ためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためため、 ためためためため、 ためためためためため、 ためためためためためため、 ためためためためためためためためためためためためためためためため、 ためためためためためためためためためためため、 ためためためためためためためためためためためためためためためためためためため	器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート		圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンク	
として、乾癬症留正型と又クシュルへの確認や必常す調め水気 9 (以下「効果水気り」という)が有効な対象となる。一方、初 期水気のにして、肥子症が消費したる。 (以下「切果水気り」という)が有効な対象となる。一方、初 期水気のにして、肥子症が消費したる。 コーク、初期水気の「という」が有効な対象となる。 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 コーク、 スークース、 スーク、 スーク、 スーク、 スーク、 スーク、 スークースーク、 <td>相互作用(以下「MCCI」という。)に対してはその影響緩和の手段</td> <td></td> <td>リート相互作用(以下「MCCI」という。)に対してはその影</td> <td></td>	相互作用(以下「MCCI」という。)に対してはその影響緩和の手段		リート相互作用(以下「MCCI」という。)に対してはその影	
99999998999 <th< td=""><td>として,格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下前の水張</td><td></td><td>響緩和の手段として、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下前</td><td></td></th<>	として,格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下前の水張		響緩和の手段として、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下前	
 は、無いにこって、原子原口方容低小の溶融燃料ー合いは工 ないていていて、原子原口方容低小の溶融燃料ー合いたこで、原子原口方容低小の溶融燃料ー合いた ないていていたしって、原子原口方容低小の溶血燃料ー合いた ないていたいで、原子原口方容低小の溶血燃料ー合いた ないていたいで、原子原口方容低小の溶血燃料ー合いた ないていたいで、原子原口方容低小の溶血燃料ー合いた ないていたいで、原子原口方容低小の溶血燃料ー合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血燃料・合いた ないたいで、原子原口方容低小の溶血、 ないたいで、原子原口を使きたいたので、原子原口を使きたいた ないたいで、原子原口を使きたいたので、原子原口を使きたいた ないたいで、 ないたいたいで、 ないたいたいで、 ないたい ないたい ないたいで、 ないたいで、 ないたい ない ない ない	り(以下「初期水張り」という。)が有効な対策となる。一方、初		の水張り(以下「初期水張り」という。)が有効な対策となる。	
作用(以下FCIJという。)による急激な水気気発生に伴う経過 空話したりの意識を出身(以下「正カスパイク」という。)が生じ るため、ため気暴をしたいて、パークが高くならう いかせい したして、などのなどのなどの したりの意味を出身 したして、などのなどの したりの意味をしまり したして、いたして、いたしたして、ためなどの したりの意味をしまり したして、ためなどの したりの意味をしまり したして、ためなどの したりの意味をしまり したして、ためなどの したりの意味をしまり したして、ためなどの したりの意味をしまり したして、ためなどの したりの意味 したりの意味 したりの意味 したりの したい したして、 したい	期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互		一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷	
 室蓋内圧力の急激な上昇(以下)(圧力スペイク)という。)が生じ なにかう、実践条件における大規集合本施気機像の発生の可能性 なにかう、実践条件における大規集合本施気機像の発生の可能性 ないたる必要がある、初期改要りの水溶によって想定されるものの、水素気爆発の 水素気濃差な多しておと考えられることがら、初期次度りを実 がき型いておとしてなしてなど表示する必要が 水素気燥差していてた。ビークが高くなる可能性があら、 水素気燥差しては木素気燥差もずられ 水素気燥差していてた、ビークが高くなる可能性があら 水素気燥差しては木素気燥差もずられる 水素気燥差しては木素気燥差もずられる 水素気燥差しては木素気燥差もずられる 水素気燥差していてた。ビークが高くなる可能性がある 水素気燥差しては木素気燥差もずられる たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある 水素気燥差しては木素気燥差もずられる たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある 水素気燥差しては木素気燥差もずられる たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある 水素気燥差しては木素気燥差もずられる たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある たまたする たまたすることで、ビークが高くなる可能性がある たまたまた たまたまた、 たまたまた たまたまた たまたまた たちたきた たまたまた たまたた たまたまたたた たまたたたたた たまたまた たまたまた たまたまたまた たまたまた たまたまた たまたまた たまたまたまたまた たまたまたたたたたたたたたたたたた たまたたたたたたたたたたたたたたたたたたたたまた たまたたたたたたままた 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 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	作用(以下「FCI」という。)による急激な水蒸気発生に伴う <u>格納</u>		却材相互作用(以下「FCI」という。)による急激な水蒸気発	
 らはか、実施条件における大規模を次素気気優先の発生の可能性は は低いと推定されるものの、水素気機をが発生する可能性もあ 広ってれると思って規定される。初期水集りの未常によって規定される が優生の意味がある、初期水集りの未常によって規定される。初期・集りの表 家に入れると感がある。初期水集りの未常によって規定される。初期・集りの表 家にしたると感がある。初期水集りの未常によって規定される。初期・集りの表 家にしたって規定されると思う。初期水集りの表 家にしたって規定されると、のた場上の「ご用定される。 が発生する運転でした。これる必要がある。初期水集りの表 家にようなごとで、シークが低くたるすまた。 ・ 整査容器工部にうえななま定の考え方と示す。 が優大事うる裏のごとして推じたかさまた。 から、前期水集りのまには、両者の影響を考慮して 水位を決定する必要がある。以下に初期水集りのよりには、一本 などの考え方を示す。 ・ 整査容器工部にうんななま定の考え方と示す。 加速不可かままた。 のまたのある。 以下に初期水集りにおける水位改 などの考えたまって、 ・ 整査容器工部にうへの水集りのFCI に対する影響 FCI として生じるまで発気気は、圧力スペイクである。 エレンドがである。 エレスペイクである。 エレンドが可能した。 などの考えたする。 エレンドがでする。 エレンドが可能した。 などの考えたまです。 アレークが低くなる可能性がある。 てにとして生じるまで現象は、圧力スペイクである。 エレンドがでする。 エレンドがした。 アレンドがしたをする。 エレンドがした。 アレークが低くなる可能性がある。 ろった。 エレンドがしたをすかられていたたをすから、 ホークが高くなる可能性がある。 ろった。 アレンドがらくなることで、ビークが高くなる可能性がある。 ろった。 アレンドがられば加速がかって、 などしたたたから からの「海艇が多くなることで、ビークが高くなる可能性がある。 ないのにたたをする。 たいのにたたをすからればしたたかっらればしたたかっ ホーの活躍使からればしたたをすった。 などのにたれて、 などしたたたたった。 などのにしたたたます。 などのにたたたます。 ならればしたたたっしまの などのにたたたをする などしたたたかっらればしたたたます などのにないればしたたをす などのにないたます などのにたたたてます などのにないたたまでます などの高時がホーにまた、 など	<u>容器</u> 内圧力の急激な上昇 (以下「圧力スパイク」という。)が生じ		生に伴う原子炉格納容器内圧力の急激な上昇(以下「圧力スパ	
は起いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考 慮に入れる必要がある、初期水振りの水深によって起定される 影響の程度に変化すると考えられることから、初期水振りの水 膨する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要が ある。以下に初期水振りにおける水位設定の考え方を示す。 1. <u>感読電差下部ドライウェル</u> への水振りのFCI に対する影響 PCI として生じる主な現象は、圧力スパイクである。 正力スパイクは、水振が深い場合、類熱によるエネルギの吸 収量が多くなり、構築で吸収するエネルギが相似に減少し、 水蒸気量生量が低下することで、ビークが超くたる可能性があ るー方、滞離が吸収するエネルギが相似に減少し、 水蒸気量生量が低下することで、ビークが超くたる可能性があ るー方、滞離が吸収するエネルギが相似に減少し、 水蒸気量生量が低下することで、ビークが超くたる可能性があ るー方、溶体がのの相混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなるり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなるり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなるり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなるり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなるり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなることで、ビークが超くたる可能性があ るー方、溶体がのの相混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水の伝熱量が多くなることで、ビークが超くたる可能性があ る。 たお、PCI として生じる現象としては水素気爆発も挙げられ ろが、水素気爆発が発生した実験例は <u>値</u> であること及び、 水素気爆発が完全した実験例は <u>値</u> であることとなど た場合に水素気爆発が発生した実験例は <u>値</u> でかることとなど た場合に水素気爆発が発生した実験例は <u>低か</u> でいる。 たまに溶に激励の温度が発掘りらの温度を上回る程の極端に 大素な爆発が発生した場合にでいる。	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		イク」という。)が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸	
 	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		気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発	
影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。 1. <u>修納容器下部ドライウェル</u> への水振りのFCI に対する影響 FCI としてやじるおな現象は、正力スペイクである。 EDカスペイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギの吸 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、 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性がある。 るー方、溶磁炉心の相遇合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが低くなる可能性がある。 る。 1. <u>ETFIEも測容器下部</u> への水振りのFCI に対する影響 FCI としてやじるまな現象は、正力スペイクである。 EDカスペイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギの吸 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、 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ るー方、溶磁炉心の相混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが高くなる可能性もあ る。 1. 点、FCI として生じる現象としては水蒸気爆発を学げられ るが、水蒸気爆発が見やした実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は低点であることを確認している。 本のに たたは溶離物の低度が溶離炉にの混度が溶解しの湿度が溶離かることで、 端にときな温熱度で実験した場合に限られることを確認してい。 第にときないることで、 端にときな活発度でた場合にた場合があることを確認してい	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		が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水	
施する場合には、画者の影響を考慮して水位を決定する必要が ある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。から、初期水張りを実施する場合には、画者の影響を考慮して 水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設 定の考え方を示す。1. 極熱容器下部ドライクェルへの水振りの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。 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 収量が多くなり、潜熱で吸取するエネルギが相対的に減少し、 水然気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ るー方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが低くなる可能性もあ る。 なるの能性もためていては、ND_主体の溶融物が水中に溶下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は低かであることとで、バ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が差化した実験例は低かであることとで、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は低かであることとな、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は低かであることとな、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は低かであることとな、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は近かであることとで、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は近かであることとで、 ドレた場合に水蒸気爆発が発化した実験例は近かであることとで、 ドレた場合に取られることを確認している。から、水素気爆発が発化した実験例はかがかりに溶 ドレた場合に取られることを確認している。	影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実		深によって想定される影響の程度は変化すると考えられること	
 ある。以下に初期水振りにおける水位設定の考え方を示す。 水位を決定する必要がある。以下に初期水振りにおける水位設 定の考え方を示す。 水位を決定する必要がある。以下に初期水振りにおける水位設 定の考え方を示す。 1. <u>原子炉格納容器下部</u>への水振りのFC1に対する影響 FC1として生じる主な現象は、圧カスバイクである。 圧カスバイクは、水深が深い場合, 顕熱によるエネルギの吸 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, 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ るー方, 溶酸炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが低くなる可能性があ る。 なお, FC1として生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられ るが, 水蒸気爆発が発生した実験化は整かであることと及び、 水蒸気爆発が発生した実験化は整かであることと及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は整かであることと及び、 水蒸気爆発が発生した実験化は多かを注意図的に与えた場合 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に た場合に限られることを確認している。 水広切合配温度が溶融炉の温度が溶融炉への温度を上回る程の極端に 次な 通熱度で実験した場合に限られることを確認してい 	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		から、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して	
	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。		水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設	
1. <u>権納容器下部ドライリュル</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、圧力スバイクである。 1. <u>原子炉権納容器下部</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、圧力スバイクである。 正力スパイクは、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、 FCIとして生じる主な現象は、圧力スバイクである。 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ る一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが高くなる可能性もあ る。 る一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが高くなる可能性もあ る。 なが、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられ るが、水蒸気爆発が発生した実験(1, 処部)であること及び、 本の伝熱量が多くなることで、ビークが高くなる可能性もあ る。 なが、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられ るが、水蒸気爆発が発生した実験(1, 処部)であること及び、 なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げら れるが、水蒸気爆発が発生した実験(1, 小部)・リガを意図的に与えた場 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認してい。			定の考え方を示す。	
FOLEFOLEFOLE $FCLEUCEEUGEEUGEEUGEEUGEEUGEEUGEEUGEEUGEEUGE$	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		 原子炉格納容器下部への水張りのFCIに対する影響 	
 圧力スパイクは、水深が深い場合、顕熟によるエネルギの吸 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、 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ なー方,溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビークが高くなる可能性もあ るー方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビ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 るが、水蒸気爆発が発生した実験例は<u>値か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は<u>値か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は<u>値か</u>であることと及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は<u>値か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験(人外部トリガを意図的に与えた場 合, または溶離物の温度が溶離炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 年の容離しのにすることを確認している。 なの なの なる なの なの	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。	
 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, 水蒸気発生量が低下することで,ピークが低くなる可能性があ る一方,溶融炉心の粗混合量が多くなり,細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで,ピークが高くなる可能性もあ る。 なお,FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられ るが,水蒸気爆発が発生した実験付は<u>進か</u>であること及び, 水蒸気爆発が発生した実験付は<u>強か</u>であること及び, 水蒸気爆発が発生した実験付、外部トリガを意図的に与えた場 合,または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 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, 水蒸気爆発が発生した実験した場合に限られることを確認している。 	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		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	
 水蒸気発生量が低下することで、ビークが低くなる可能性があ るー方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで、ビ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 るが、水蒸気爆発については、U0g主体の溶融物が水中に落下し た場合に水蒸気爆発が発生した実験例は<u>僅か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験例は<u>低か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験(1)、外部トリガを意図的に与えた場 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 水蒸気爆発にいる。 水蒸気爆発が発生した実験した場合に限られることを確認している。 	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、		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、	
 る一方,溶融炉心の粗混合量が多くなり,細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで,ピークが高くなる可能性もあ る。 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 ぶ,水蒸気爆発については,UQ2主体の溶融物が水中に落下し た場合に水蒸気爆発が発生した実験例は<u>僅か</u>であること及び, 水蒸気爆発が発生した実験(小部トリガを意図的に与えた場 合,または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 る一方,溶融炉心の粗混合量が多くなり,細粒化した粒子から 水への伝熱量が多くなることで,ピークが高くなる可能性もあ る。 なお,FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げら れるが,水蒸気爆発については,UO2主体の溶融物が水中に溶 下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は<u>わずか</u>であること 及び,水蒸気爆発が発生した実験(小部トリガを意図的に与えた場 	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		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	
 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が、水蒸気爆発については、U02主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は<u>低か</u>であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 水本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。 	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		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	
る。 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 なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げら るが、水蒸気爆発については、U02主体の溶融物が水中に落下し れるが、水蒸気爆発については、UO2主体の溶融物が水中に落 た場合に水蒸気爆発が発生した実験例は <u>低か</u> であること及び、 下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は <u>わずか</u> であることと及び、 水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場 及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 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端 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。 端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認してい	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		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	
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なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げらるが、水蒸気爆発については、U02主体の溶融物が水中に落下しれるが、水蒸気爆発については、U02主体の溶融物が水中に落た場合に水蒸気爆発が発生した実験のは <u>僅か</u> であること及び、下した場合に水蒸気爆発が発生した実験のは <u>たずか</u> であること水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端にえた場合、又は溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認してい	る。		る。	
るが、水蒸気爆発については、UO2主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は <u>値か</u> であること及び、 水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。	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		なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げら	
た場合に水蒸気爆発が発生した実験例は <u>僅か</u> であること及び, 水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。	るが、水蒸気爆発については、UO2主体の溶融物が水中に落下し		れるが,水蒸気爆発については, UO。主体の溶融物が水中に落	
水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場 合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。	た場合に水蒸気爆発が発生した実験例は <u>僅か</u> であること及び,		下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例はわずかであること	
合,または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に 大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。	水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場		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	
大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。	合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に		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	
	大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。		端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認してい	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
^[1-4] また,水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報		る。 ^[1-4] また,水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は	
告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた		報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させ	
実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。 ^[2, 5, 6] これら		た実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。 ^[2,5,6] これら	
を考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考		を考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考	
える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定す		える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定す	
ると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギが		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		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。		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 <u>格納容器下部ドライウェル</u> への初期水張りに失敗し,溶融炉		2. 原子炉格納容器下部への水張りのMCCIに対する影響 原子炉格納容器下部への初期水張りに失敗し、溶融炉心落下	
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,		後に注水を開始した場合,これまでの知見 ^[7-16] からは,溶融炉	
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		心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可	
れる可能性が考えられる。		能性が考えられる。	
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	
Z₀ ^[5, 6, 17]		Z₀ ^[5, 6, 17]	
		3. 原子炉格納容器下部への水張りのDCHに対する影響	
		DCH に対する格納容器破損防止対策として原子炉の減圧	
		を継続している状況で格納容器スプレイを実施した場合、格納	
		容器の温度が低下し、逃がし安全弁の環境条件の緩和に期待で	
		きる。ただし,島根原子力発電所2号炉のような Mark-I改良	
		型格納容器では、スプレイ水が原子炉格納容器下部に流入しペ	
		デスタル水位が上昇することで、水蒸気爆発が発生した場合の	
		影響が大きくなることから、そのリスクを踏まえた上で、原子	
		炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水	
		張り)においてペデスタル水位を適切に管理する必要がある。	
3. 初期水張りの水位について		4. 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. に示したとおり、初期水張りの水位は、FCI	
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		の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	
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>		方が良く, MCCIによる <u>原子炉格納容器</u> への影響の観点では	
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		高い方が良い。なお,添付資料3.3.1「原子炉圧力容器外の溶	・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		融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】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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,原子
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、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下するとMCCI	炉格納容器下部におけ
特徴がある。		は発生するため, MCCIの影響緩和を考慮する必要がある	る MCCI の影響抑制にコ
		が、島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器下部床面には、	リウムシールドを期待
		溶融炉心に対して耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料	している。
		<u>とするコリウムシールドを設置しているため, MCCIによる</u>	
		原子炉格納容器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 号及び7 号炉</u> においては, FCI の圧力スパイ		以上を踏まえ, <u>島根原子力発電所2号炉</u> においては, FCI	
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、		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	
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		能が維持され, MCC I 緩和のための溶融炉心の粒子化の効果	
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		に期待でき,さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響	
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		を小さく抑えることができる水位として、初期水張り水位を	・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>2.4m (コリウムシールド上面からの水位)</u> に設定している。初	【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,		期水張り水位 <u>2.4m</u> におけるFCI, MCCIの影響や, 水張	初期水張り深さの相
問題がないものと考える。		りの実施可能性については、FCI、MCCI各事象の有効性	違。
		評価で示したとおり、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	
		(i) 水蒸気爆発	
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		1. に示したとおり,実機では水蒸気爆発が発生する可能	
は小さい。しかしながら,仮に FCI による水蒸気爆発の発生		性は小さい。しかしながら、仮にFCIによる水蒸気爆発の	
を前提とした場合, <u>格納容器下部ドライウェル</u> の水位につい		発生を前提とした場合, ペデスタル水位について, 水位が高	
て,水位が高い方が溶融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向		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	
がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多く		場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水	
なるので,水蒸気爆発に伴い <u>格納容器下部ドライウェル</u> に与		蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部に与えられる荷重は大き	
えられる荷重は大きくなる。このことから, 格納容器下部ド		くなる。このことから, <u>原子炉格納容器下部</u> の水深が <u>2.4m</u> よ	・運用の相違
<u>ライウェル</u> の水深が <u>2m</u> より深い場合の影響を評価し, 問題が		り深い約3.8mの場合の影響を評価し,問題がないことを確認	【柏崎 6/7】
ないことを確認している。この詳細は4. に示す。		している。(詳細は別添参照。)	初期水張り深さの相
			違。
		水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JA	
		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 2.4m)における,原子炉格納容器下部の空間部で	
		の格納容器圧力を評価した。評価結果を図1に示す。水蒸気	
		爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に	
		伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため,原子炉圧力	
		容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至る	
		ことは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器へ	
		の影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響	
		については、原子炉格納容器の構造上、原子炉格納容器下部	
		において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器	
		上部に到達することは考えにくいが,仮に 0.30MPa 程度の圧	
		力波が原子炉格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(853kPa[gage])未満であることから,原子	
		炉格納容器が破損に至ることはない。	
		また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧	
		力容器の底部までの距離が短くなる。原子炉格納容器下部で	
		水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水	
		塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底	
		部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器	
		の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くな	
		ることが懸念される。	
		水塊による水位上昇は、主に原子炉格納容器下部の径Dと	
		初期水位H ₀ のアスペクト比(H ₀ /D)によって整理できる。	
		^[19] 初期水張り水位 2.4m の場合,アスペクト比が約 0.42 とな	
		ることから,水塊の上昇を含む最大水位は約2.4mとなる。ま	
		た, 初期水張り水位約 3.8m の場合, アスペクト比が約 0.66	
		となることから,水塊の上昇を含む最大水位は約 7.2m とな	
		る。水位約 3.8m の場合,水塊はコリウムシールド上面から約	
		7.2mまで上昇する可能性があるが,この高さはコリウムシー	
		ルド上面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約 9.5m	
		よりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突す	
		ることはなく、水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支	
		持機能の健全性に与える影響はない。	
		初期水振り水位約 3.8m のとさの格納谷 品上力の評価 結果 た回りに二十、原スにに十定明が連想して、流動にとず原ス	
		を図2に示す。原于炉圧刀谷畚が破損して、浴融炉心が原于	
		が 哈納谷 奋 下 部 の 水 甲 に 洛 下 9	
		いるか, 圧力 $\wedge \wedge \uparrow 2$ の $\Box = 2$ 圧力 $i \neq j \ge 2$ 10 kPa [gage] じめり,	
		<u> </u>	
		原丁炉恰約谷奋の限が圧力 853kFa[gage]を下回るにの,原丁	
		炉格納谷岙ハワンダリの機能は維持される。	
		なお、この埋田としては、初期水張り水位の上昇によって	

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
		原子炉格納容器下部の水量が多くなり、溶融炉心の粗混合量	
		が増加し、水への伝熱量が増加したために、圧力スパイク評	
		価は厳しくなったものと考えられる。	
		以上の結果から、ペデスタル水位を現状の初期水張り水位で	
		ある 2.4m 以上に上昇させた場合であっても, FCIによって原	
		子炉格納容器が破損に至るおそれはないと考える。	
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
を行っている。			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			
いた。			
・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			
<u>る,</u> 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)			
を比較すると、粒子状ベッドのドライアウト熱流束			
(0.8MW/m ² 以上)は崩壊熱除去に必要な熱流束(全炉心落			
下で約 0.36MW/m²) よりも十分に大きく, 粒子状ベッド			
の冷却可能性は極めて高いことから、連続層から水への			
崩壊熱除去を妨げないものとした。			
・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			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
とが示されていることから、溶融炉心の拡がり面積を格			
納容器下部床全面とした。			
また、初期水張りの水位を決定する上での設定目安は以下			
のとおりとした。			
・連続層が安定クラストとなり、水が連続層内に浸入せず、			
連続層の熱伝導が除熱の律速条件になると仮定して評			
価したところ,連続層厚さ 15cm までは,連続層が安定			
クラスト化していても連続層上面からの除熱によって			
コンクリートを分解温度以下に維持できる (MCCI の進展			
を防止可能)という結果(図2参照)が得られたため,			
連続層厚さが 15cm となる水深を初期水張りの設定目安			
とした。			
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>			
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が落下するまでに,原	・評価方針の相違
		子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を	【柏崎 6/7】
		確保することによって、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒	島根2号炉は,冷却材

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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>子ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性の向上が</u>	プールにデブリが落下
		期待される。	した際の粒子化による
		島根原子力発電所2号炉では,「3.5 溶融炉心・コンクリー	デブリ堆積高さへの影
		<u>ト相互作用」に示すとおり、全炉心に相当する量が溶融炉心</u>	響を踏まえた上で, 初期
		として原子炉格納容器下部に落下し、落下した溶融炉心は原	水張り水深の妥当性を
		<u>子炉格納容器下部に一様に拡がるものとしており、この場合</u>	確認している。
		の堆積高さは約1m となる。しかしながら, デブリ堆積高さ	
		の不確かさとしてデブリ粒子化等の影響が考えられることか	
		<u>ら,これらの不確かさを考慮したデブリ堆積高さの評価を実</u>	
		施し、初期水張りの水深の妥当性*1を確認した。	
		※1 デブリが水面から露出すろ状能の悪影響として以下が考	
		えて ノノノハ 小田 / うみロ / ういにの志 音 こうてん イバー	
		の冠水状能を維持することを確認する	
		① FP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	
		熊を維持するため、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。	
		 	
		水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するた	
		め, 輻射や対流によりペデスタル雰囲気や格納容器バウンダ	
		リを直接加熱する要因となる。この結果、原子炉格納容器の	
		健全性に影響を与える可能性がある。	
		③ MCCIに対する悪影響	
		水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するた	
		め、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平	
		均温度が上昇する。この結果,原子炉格納容器下部床面のコ	
		リウムシールドやコンクリートの侵食量が増加し, 原子炉格	
	【比較のため,「添付資料 3.2.14」の一部を記載】	納容器の健全性に影響を与える可能性がある。	
	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。		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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,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 も,同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。		
	3. デブリ冠水評価 デブリの堆積形状を第1図に示す。ポロシティを考慮したデ ブリ堆積高さ H_{debri} は式(1)で評価する。 $H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{f2}$ (1) $V_n : 溶融物体積[約 36m^3]$ $V_s : ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ $	 (a) デブリ冠水評価 デブリの堆積形状を図3に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さH_{debri}は式(1)で評価する。 H_{debri} = H₀×(1-φ_{ent})+H_s+H₀×φ_{ent}÷(1-P) 式(1) ここで、 H₀:初期デブリ高さ[1.039m] H_s:原子炉格納容器下部の構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m] Φ_{ent}: Ricou-Spalding相関式^[18]に基づく 粒子化割合(0.38) P:ポロシティ[0.5] PULiMS実験の知見(0.29~ 0.37)及びMAAPコード説明書のデブリ除熱量検討 で想定している範囲(0.26~0.48)から保守的に設定 	・解析結果の相違 【東海第二】
	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、デ</u> <u>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</u> いないものとする。 <u>H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m× $\Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{f2}$)) × (S_{f2}/S_f) (2) <u>H_{pool}: 水プール初期水深[1m]</u> <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> <u>[約 29.92m²]</u> 式(1)からデブリ堆積高さ H_{debri} は<u>約 1.71m</u> となる。また、式 (2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 H_{pool-ent} は約 0.69m となる。 <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>	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。 $H_{pool-ent} = H_{pool} - (H_0 \times \phi_{ent} \div (1-P) \times P)$ 式(2) ここで, $H_{pool}: $ 水プール初期水深 [2.4m] $H_0: $ 初期デブリ高さ[1.039m] $\Phi_{ent}: $ Ricou-Spalding相関式に基づく粒子 (化割合(0.38) P: ポロシティ[0.5] 式(1)からデブリ堆積高さは,約1.6mとなる。また, 式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約2.005mとなる。 MAAPコードを用いた有効性評価の結果(デブリから水	 ・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は,原子炉 格納容器下部壁面にコ リウムシールドが敷設 されていない。

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
	水プールへの限界熱流束を 800kW/m ² (圧力依存性あり)と設	プールへの限界熱流束を 800kW/m ² (圧力依存性あり)と設定)	・解析結果の相違
	<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</u>	から,原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水が実	【東海第二】
	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	施されず, 溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱	
	場合は約 0.34m, LOCA事象の場合は約 0.44m であり, デブ	及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し,デブリ	
	<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>	が露出するまでの時間は, 過渡起因事象の場合で原子炉圧力	
	までの時間は、過渡事象の場合で約21分間、LOCA事象の場	容器破損時点から約1.4時間後,LOCA起因事象の場合で	
	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	原子炉圧力容器破損時点から約 0.58 時間後であることか	
	場合でも一定時間冠水維持することが可能である。	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	
	【ここまで】	って,原子炉格納容器下部注水の開始が遅れた場合でも一定	
		時間冠水維持することが可能であることを確認した。	
	【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	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	
	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。	小さいことから, 落下したデブリは均一に堆積すると考えら	
	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	れる。ここでは、デブリが均一に堆積しない場合の堆積高さ	
	与える影響について評価する(第3図)。	について評価する。	
	PULiMS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</u> 。露出まで	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>3.</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
	<u>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</u>		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. 機器ドレンサンプが溶融しない場合の不確かさ評価(別添5		・設備設計の相違
	参照)		【東海第二】
	ペデスタル内に設置された機器ドレンサンプは,デブリ落下		
	時には溶融しデブリに取り込まれることで溶融デブリとして堆		
	積すると考えられる。ここでは、機器ドレンサンプが溶融しな		
	いと仮定した場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価		
	<u>する。</u>		<u>I</u>



炉	備考
	・記載箇所の相違
	【東海第二】
	島根2号炉は、凶3に ⁽¹¹⁾
	市匚車乂 。
	・評価方針の相違
	【東海第二】
	・記載箇所の相違
	【東海第二】
	島根2号炉は,図4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
	【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		
	<u>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、</u>		
	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		
	<u>し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価</u>		
	<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>		
	<u>PUL i MS実験のうち, 溶融物量が比較的大きい E4</u>		
	実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離		
	<u>は740mm×560mmとなっている(第2図,第2表)。アスペ</u>		
	<u>クト比としては1:18~1:14 程度となっており、おおよそ</u>		
	1:16 程度の拡かり挙動を示している。アノリ唯積高さの		
	評価としては、ホロンテイやヘテスタル内構造物重等の保		
	<u>寸的な設定をしているため、个唯かさ評価として考慮する</u> マスペクトドトレブは、実験な用に其づく亚物的な値トレ		
	(1.10 を適用し計画を打り。) 第9末 PULL i MS 実験冬代と結果		
	<u> 知る</u> れていして INIS 天被末日 こ 加末 Table 1. PULIMS-E test matrix with initial conditions.		
	PULMIS tests E1 E2 E3 E4 E5 Melt material Bi ₂ O ₂ ·WO ₃ Bi ₂ O ₂ ·CO Bi ₂ O ₂ ·WO ₃ Bi ₂ O ₂ ·WO ₃ ZrO ₂ ·WO ₃ 42/645736 53/645736		
	Melt mass composition, % eutectic non-eutectic eutectic eutectic eutectic Melt jet diameter, mm 20 20 20 20 20 Jet free fail height, mm 400 400 400 400 400		
	Initial melt volume, L 3 3 10 6 6 Initial melt mass, kg 23.4 7.5 78.1 46.9 41.2 T_{sub} *C 870 1027 870 870 1231 T_{ub} *C 870 1027 870 870 1231		
	Melt temperature in the funnel upo pouring, °C 1006 1350 1076 940 1531 Water pool depth, mm 200 200 200 200 200 Water temperature for C 70 75 75 77 72		
	Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULIMS-E tests. Parameter Exploratory PULIMS tests Melt release time, (sec) 10 15 17 -8		
	Total size x × y, mm 460x440 -750x750 740x560 Cake size x × y, mm -430x320 -750x750 711x471 -400x420 Max debris height, mm 93 uuknown 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 creunded by calke m ² 0.14 c.0.44 0.30 0.14		
	Measured particulate debris mass, kg 0.14 -0.44 0.30 0.14 Measured particulate debris mass, kg -4 unknown 2.9 - Measured particulate debris mass, kg -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 100 yes 100 yes Cake formation cake no cake 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 mell superheat due to jet 15 129 22 210 interaction with coolant, *C 15 129 22 210		

·炉	備考
//戸	備考 ・記載箇所の相違 【東海第二】

第2回目日前 1000000000000000000000000000000000000	考
第2図 PULiMS実験結果(E4) b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合のデブリの堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合のデブリの堆積形状として, 図4のように, 連続層 いては、円住沢に堆積した形状とし、その上に粒子状デブリ が円錐状に堆積した形状とし、その上に粒子状デブリ が円錐状に堆積した形状とし、その上に粒子状でブリレ が日錐状に堆積した形状とし、その上に粒子状で加 は、PULiMS試験で得られた1:14を想定する**。こ れな元に初期水準の水位2.4mにおける堆積高さた計したデブリ う形状を似定する。 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合のデブリの堆積高さに対して, アスペクト比 を割した b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合のデブリの堆積高さに対して, 第4歳局なの に載した形状とし、その上に粒子化層が一級に堆積 に円錐が準値高さに対して, 第3,140×50 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合のデブリの準積高さに対して, 第4歳局なが最大となるのは床 た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 考慮したペデスタル直径 5.0%にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の生 着高さに約.0%にとなる。 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮した 場合であることから、原子炉格積容器下 新直径 5.75mにアスペクト比を考慮すると、頂点部分の生 着高さに約.0%にとなる。 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮すると、 第4歳目の日類部分については、堆積高さが最大となるのは床 な高さに約.0%にたかった場合であることから、原子炉格積容器下 新直径 5.75mにアスペクト比を考慮すると、 原子炉格積容素に約.0%にとなる。 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮すると、 (面前か)の推動なりた (面前か)の 指面さけ的のので, たる。 b. (a)の堆積高さに対して, アスペクト比を考慮すると、 (面前か)の生 (面前か)のた場合であることから、同た部からた (面前か)のた場合であることから、同た部からた (面前か)のた場合であることから、同た部からた (面前か)のた場合であることから、同た部からた (面前か)のた場合であることのう、同性部分になる。 b. (a)の堆積高さに対して、一本 (a)のたれでは、単規構ののた (面前か)のた場合である。 b. (a)の堆積高さに対して、 (a)の堆積高さた (a)のたれでは、 (a)の(a)の(a)の(a)の(a)の(a)の(a)の(a)の(a)) b. (a)の(a)の(a)の(a) (a) (a) (a) (a) (a) (a) (a) (a) (a)	
連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床 全面に拡がった場合であることから、コリウムシールド厚さを 考慮したペデスタル直径 <u>5.872m</u> にアスペクト比を考慮すると、 百点部分の堆積高さは約0.37mとなる。円柱部分については、 (項点部分の堆積高さは約0.37mとなる。の日柱部分については、 (有高さは約0.42mとなる。)・連続層の円錐部分については、 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・連続層の円錐部分については、 連続層の上に一様に堆積すると仮定す・連続層の円錐部分については、 東線層の上に一様に堆積すると ・ 地子状デブリについては、 連続層の上に一様に堆積すると (車続層の上に一様に堆積すると)・ ・ 連続層の上に一様に堆積すると (本子状デブリについては、 (車続層の上に一様に堆積すると))・ ・ 車続層の上に一様に堆積すると)・ ・ 車続層の上に一様に堆積すると)・ ・ 車続層の上に一様に堆積すると)・ ・ や ・ や ・ ・ 	
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	の相違
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 の合計となる。	

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
	(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 の間隙に浸水していると仮定した場合,円錐部分の頂部から水 面までの水深は約0.56mである。また,円錐状に堆積すること で水プールとの接触面積が増え,蒸発量が増加するが,一様に 堆積した場合の水プールとの接触面積からの増加割合は1%未 満であり,蒸発量に対して有意な影響を与えない。有効性評価 のMAAP結果に基づく,RPV破損によるデブリ落下から格 納容器下部注水までの期間における水位低下量は,過渡事象の 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。	なお,デブリ堆積形状が山状の場合,均一化した場合と比 較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して,水位 低下が早くなる可能性があるが,伝熱面積の増加分は1%程 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 位変化への影響は小さく,デブリ露出までの時間への影響は 小さい。	 ・評価条件の相違 【東海第二】
	【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。 【ここまで】	 ※2 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5)。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</u> 高さの評価としては,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。
<u>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</u> 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり,コリウム シールド設置後の格納容器下部の面積がより小さくなる6号 炉の設計をもとにした格納容器下部の床面積において MCCI		以上の結果から, デブリ堆積高さの不確かさを考慮しても, 初期水張り水位2.4mにおいてデブリ冠水が達成できることを 確認した。	 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は,6 号炉と 7 号炉の差異を踏まえ

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
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, MCCI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 <u>2m</u> とした場合		初期水張りの水位を <u>2.4m</u> 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、デブリから水プールへの限界熱流束を	
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		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 <u>(床面約 9cm, 壁面</u>		合であっても, MCCIによる侵食量は数cm <u>(</u> デブリから水	・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		プールへの限界熱流束を800kW/m ² (圧力依存あり)と設定し	【柏崎 6/7】
張りの水位を 1m とした場合であっても MCCI による侵食量		<u>た場合,床面0cm,壁面約4cmであるのに対し,800kW/m²</u>	島根2号炉は,コリウ
<u>は数 cm(床面約 12cm, 壁面約 11cm)</u> に留まることを確認し		<u>定と設定した場合は,床面0 cm,壁面約13cm)</u> に留まることを	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		確認していることから,現状の初期水張り水位の設定に問題	抑制に期待しており,ま
いものと考える。感度解析の結果を図4.に示す。		はないものと考える。感度解析の結果を図6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
			した評価は実施してい
			ない。
a thu		a the	・記載古針の相違
C. よこの FCI についてけ これまでの試験結果から 実際において		ECICのいてけ、これまでの試験結果から、実際にない	【柏崎 6/7】
		F し F に り く て は、 これ よ て の N 映和 未 か ら , 天 候 に わ く	111回 071 自根9 早にけ 涼融に
水蒸気爆発の発生の可能性け小さいと考えるまた FCLの		で男外での水蒸気爆発の発生の可能性け小さいと考える。 た	山田25かは、伊融が
		そ価がでいか深入線売の完工の時能にはからいても。 商子恒格納	之が格」, 5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-5-
ルの構造損傷に伴う格納容器の破損にけ至らず、また、十分		安男下部の構造指揮に伴う百子恒格納容男の破損にけ至ら	」》 福加各部「市に各 融信心の冷却に十分か
か全松があることを確認しており、私物容異下部への初期水			水位及び水量を確保す
		「枚納容哭の健全性に影響を与えるものでけないと判断」	不 世 及 0 不 重 そ 確 休 う ス た め の 盾 子 恒 枚 納 茨
<u>、成分の行為次人の</u> との次にから、 <u>加加有益</u> の促生性に応告とうた ろものでけないと判断している		ている。また。	影下部注水手段を整備
			出ており 溶融恒心の粒
			子化の効果等によろ
			J L の 別来 寺 に よ す MCCI の 影響緩和に 期待
			できるものとしている。
上記を踏まえ, <u>格納容器下部ドライウェル</u> に溶融炉心が落		上記を踏まえ, <u>原子炉格納容器下部</u> に溶融炉心が落下する	・運用の相違
下する状況に対しては, <u>格納容器下部ドライウェル</u> に <u>2m</u> の		状況に対しては, <u>原子炉格納容器下部に2.4m</u> の初期水張り	【柏崎 6/7】
初期水張りまで注水を実施する運用としている。		まで注水を実施する運用としている。	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			
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			・記載箇所の相違
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			【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			島根2号炉は,別添に
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			記載
ある。ここでは, FCI の有効性評価で設定した原子炉圧力容器			
破損に至るシナリオにおいて,格納容器下部ドライウェルへの			
初期水張りの水位が上昇していた場合を想定し,その際の FCI			
への影響を評価した。			
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			
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			
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			
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			
ェル壁面の連通孔とベント管の間から流入する場合が考えられ			
る。連通孔とベント管は、その間に隙間があるものの、上下に			
連続して設置されているため、格納容器スプレイによる冷却材			
は、基本的には連通孔からベント管に流れ落ちると考えられる			
<u>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</u>			
ルに流入したとしても、今回の申請において示した解析ケース			
において,格納容器下部ドライウェルに形成される水位は4m_			
以下である。ただし、初期水張り操作による注水と格納容器ス			
プレイの水の流入を合わせて形成される格納容器下部水位が			
2m に到達した時点で格納容器下部ドライウェルへの初期水張			
り操作を停止するものとした。			
また, LOCA を伴う場合には, 破断口から流出した冷却材が格			
納容器下部ドライウェルに流入する可能性、及び、格納容器ス			
プレイによる冷却材の流入の可能性が考えられるが,LOCA によ			
って原子炉圧力容器から流出する冷却材は飽和蒸気であり、サ			
ブクール度が小さい。このため,LOCA によって流出した冷却材			
によって水位が形成された格納容器下部ドライウェルでの水蒸			
気爆発の発生を仮定しても、発生する運動エネルギは小さいも			
のと考えられる。			
溶融炉心が格納容器ト部ドフィウェルに落下する前に、格納			
容器下部にリターンフインまでの高さ(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			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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。			
c. 評価結果			・記載箇所の相違
圧力スパイクに加え、水蒸気爆発による影響についても評価			【柏崎 6/7】
を実施した。以下にその結果を示す。			島根2号炉は,「(2)
(1) 圧力スパイク			水位の設定根拠」に記載
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			
<u>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</u>			
クのピーク圧力は約 0.26MPa であり,水位 2m の場合の約			
0.51MPa よりも低くなっている。			
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			
<u>合量が増加し、水への伝熱量が増加したものの、落下した</u>			
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			
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			
<u>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</u>			
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			
エネルギの評価結果を図5に示す。最大値は約16MJ であ			
<u>り,水位 2m の場合(約 7MJ)と比べて約 2 倍に増加して</u>			
<u>113.</u>			
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			
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			
力は約 278MPa であり,水位 2m の場合の約 32MPa と比べて			
約9倍に増加している。また、格納容器下部ドライウェル			
の外側鋼板の最大応力は約168MPa であり,水位 2m の場合			
の約25MPaと比べて約7倍に増加している。格納容器下部			
ドライウェルの内側鋼板の降伏応力 (490MPa) を十分に下			
回っており、格納谷器破損に至るおそれはないと考える。			
<u>よた、初期水振りの水位が上昇すると、水面から原子炉</u>			
<u> 上月谷奋の</u> 広部までの 距離か短くなる。 格納谷奋下部ドフ			
<u>1 リエルで水深気爆発が発生した場合には、発生した水蒸</u>			
<u>気によって水塊かビストン状に押し上けられ、水塊が原子</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
炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面			
と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝			
突の可能性が高くなることが懸念される。			
水塊による水位上昇は, 主にペデスタルの径, D と初期水			
<u>位,H</u> のアスペクト比 (H ₀ /D) によって整理できる。 ^[20] 初			
期水張り水位 2m の場合,アスペクト比が約 0.19 となるこ			
とから,水塊の上昇を含む最大水位は約2mとなる。また,			
初期水張り水位 7m の場合, アスペクト比が約 0.66 となる			
ことから、水塊の上昇を含む最大水位は約11.2mとなる。			
水位 7mの場合,水塊は格納容器下部ドライウェル床面から			
約11.2m まで上昇する可能性があるが,この高さは格納容			
器下部ドライウェル床面から原子炉圧力容器の底部までの			
高さである約11.5m よりも低いことから、水塊が原子炉圧			
力容器の底部に衝突することはなく、水塊による衝撃によ			
り、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はな			
<u>kr</u>			
水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については,			
JASMINE コードを用い, 添付資料 3.3.2 の評価条件(初期			
水張り水位 2m)における,原子炉格納容器下部の空間部で			
の格納容器圧力を評価した。評価結果を図8 に示す。水蒸			
気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨			
<u>張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子</u>			
炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下とな			
る。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷			
<u>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</u>			
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			
<u>器への影響については、原子炉格納容器の構造上、原子炉</u>			
格納容器下部において発生した圧力波が減衰されないまま			
原子炉格納容器上部に到達することは考えにくいが、仮に			
0.30MPa 程度の圧力波が原子炉圧力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(0.62MPa[gage])未満			
であることから,原子炉格納容器が破損に至ることはない。			
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			
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,			
FCI によって格納容器が破損に至るおそれはないと考える。こ			
のことから事故対応におけるドライウェルスプレイ等の運転操			
作に対して, FCI の観点からの制約は生じない。			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
1.11回入月水子力発電所 6 号及び7 号炉においては、FCI が発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等による MCCI の影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を 2muに設定している。また、 <u>事故対応におけるドライウェルスプレイ等の運転操作により、格納容器</u> が破損に至るおそれはない。 以上		5. 結論 島根原子力発電所2号炉においては、FCI が発生した場 合の影響後低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等によるMC CIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を <u>2.4</u> に設定している。また、 <u>ペデスクル</u> 水位が上昇した場合で あっても <u>原子炉格納容器</u> が破損に至るおそれはない。 以 上	 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
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	

[14] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006[14] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006[15] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[15] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[16] H. Nagasaka, et al., "Cotel Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed
Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006[15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
[15] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[15] M.T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel[16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vesselDebris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
 [16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999 [17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel DebrisDebris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel DebrisCoolability, Karlsruhe, Germany, 1999Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[17] A. Karbojian, et al.," A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design
[17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design [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
[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
[19] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペデスタル
上の炉心デブリの3次元拡がり評価,日本原子力学会「2013
<u>年秋の大会」H12,2013 年 9 月</u> 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 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 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,
<u>September 9-13, 2012.</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
		1 - 001 00 1 - 001 00 </td <td>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</td>	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】



あ刈羽頂子力発電所 6 /7号恒 (2017-12-20版)	宙海 第二 発雪 所 (2018 0 12 版)	自 相百子力 發雲 斫 9 号 恬	備老
	术i4-第一元电// (2010: 3: 12 /版)		C
	【比較のため,「添付資料 3.2.14 別添 4」の一部を再掲】 FRUPTIONS (1mm(平均高さ) 560mm 第2図 PULL i MS 実験結果 (F4)	図5 PULLiMS実験結果 (E.4)	
	<section-header><section-header><section-header><section-header><text></text></section-header></section-header></section-header></section-header>	<text><text><text></text></text></text>	



·炉	備考
	 ・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 リの連続層高さを日安
	に,初期水張り水深を決 定している。



炉	備考
 原子炉格納容器下部床面の侵食量 原子炉格納容器下部壁面の侵食量 ソリートの混合物の ト反応が停止する 宝量:約0.13m 	・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 していない原子炉格納 容器下部壁面にのみ,コ ンクリートに侵食が生 じている。
30 40 <u>面の侵食量の推移</u> ² 相当(圧力依存なし))	
	 ・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。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.	12.20版) 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	
			・記載箇所の相違
		水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評	【柏崎 6/7】
		価(原子炉格納容器下部への初期水張りの水位が上昇していた場	
		合)	
		「「「「「「「「「」」」」」「「」」「「」」「「」」「「」」「「」」「「」」	
		水鹿りの運用毛順を定め、また原子恒杦納容哭下部及びドライ	
		クエルには、重八季成寺先上州における東方水仏にそれにするための計准設備を設けていることから、水位を適切に管理可能で	
		石福城頃に主るシアクスにおいて, 成に赤丁が宿村石福一時、 の知期水準りの水位が上見していた提合に 水蒸気爆発が生じ	
		た際の百子恒枚納容器の健全性を評価した	
		に际の床」が依旧存留の庭主にを計画した。	
		1. 原子炉圧力容器破損前のペデスタル水位上昇の可能性	
		格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水操作	
		(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は、スプレイ水が制御	
		棒駆動機構搬出入口より原子炉格納容器下部に流入することに	
		よって貯水し、ペデスタル水位計にて水位 2.4m を確認した後、	
		注水を停止する手順としている。この流路において、原子炉格	
		納容器内の上階フロアの床はグレーチングとなっており、スプ	
		レイ水が滞留するような機器や堰はない。制御棒駆動機構搬出	
		入口とドライウェル床面の間には堰があるものの, ドライウェ	
		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口	
		は比較的大きな開口部であることから、スプレイ水はこの開口	
		部を通じて、遅滞なく原子炉格納容器下部に流れ込むと考えら	
		れるため、スプレイ水の原子炉格納容器内における滞留による	
		影響は考えにくい。	
		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	
		は、停止操作判断による時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁	
		全閉までの間,原子炉格納容器下部へのスプレイ水の流入が継	
		続する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,この要因によってペデスタル水位が上昇を続けたとしても,	
		制御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、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	
		必要があるため、その水位上昇は緩やかであり、実態の事故対	
		応において大幅な時間遅れが生じることは考えにくいことか	

 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。 また、その他ペデスタル水位を上昇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原子炉格納容器下部床を接続するドレン配 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン ブから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「違流」とい う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m²/h,ベデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり、 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3cm 程度であることから、FCIに対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。 	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
位となることはない。 また、その他ペデスタル水位を上昇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原子炉格納容器下部床を接続するドレン配 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン プから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」とい う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m ² /h、ペデスタル水位上昇率は約0.06m/hであり, 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3 cm 程度であることから,FC1に対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			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	
また、その他ペデスタル水位を上昇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原子炉格納容器下部床を接続するドレン配 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン ブから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」とい う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m ³ /h、ペデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり、 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3 cm 程度であることから、FC1に対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			位となることはない。	
ホ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原子炉格納容器下部床を接続するドレン配 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン プから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」とい う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m ³ /h,ペデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり, 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3 cm 程度であることから,FCIに対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			また、その他ペデスタル水位を上昇させる要因としては、注	
 ライウェルサンプと原子炉格納容器下部床を接続するドレン配 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン プから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」という。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m³/h、ペデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり、 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3 cm 程度であることから、FCIに対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 			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	
 管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサンプから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」という。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は最大で約1.5m³/h、ペデスタル水位上昇率は約0.06m/hであり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位上昇分は約3cm程度であることから、FCIに対して与える影響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 			ライウェルサンプと原子炉格納容器下部床を接続するドレン配	
プから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」とい う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m ³ /h、ペデスタル水位上昇率は約0.06m/hであり, 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3cm程度であることから,FCIに対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサン	
う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は 最大で約1.5m ³ /h, ペデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり, 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3 cm 程度であることから、FCIに対して与える影 響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			プから原子炉格納容器下部に流入する場合(以下「逆流」とい	
 最大で約1.5m³/h,ペデスタル水位上昇率は約0.06m/hであり, 注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3cm 程度であることから,FCIに対して与える影響は小さいと考える。なお,逆流を続けたとしても水頭圧の関係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。 			う。)が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は	
注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位 上昇分は約3cm 程度であることから,FCIに対して与える影響は小さいと考える。なお,逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			最大で約1.5m ³ /h, ペデスタル水位上昇率は約0.06m/h であり,	
上昇分は約3cm程度であることから,FCIに対して与える影響は小さいと考える。なお,逆流を続けたとしても水頭圧の関係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高い水位となることはない。			注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位	
響は小さいと考える。なお,逆流を続けたとしても水頭圧の関 係から,制御棒駆動機構搬出入口下端位置(約3.8m)よりも高 い水位となることはない。			上昇分は約3cm程度であることから、FCIに対して与える影	
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。			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	
い水位となることはない。			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。	
別衣工に主要人力余件を示す。1.を踏まえ,俗融炉心か原			別衣1に土安八刀朱什を示す。1.を踏よえ,俗融炉心が原	
ナ炉格納谷都下部に落下する則に,原ナ炉格納谷都下部に約 9.0 (地)(地接取動機構物出入日工地住民)、の大佐式形式とれて			ナ炉格納谷奋下部に洛下する前に,原ナ炉格納谷益下部に約 2.0 (地)物技取動機構物出,見工地佐思)の社佐が形式たちて	
3.8m(前御俸駆動機構搬出入口下端位直)の水位か形成されて			3.8m(前御倖駆剿機構搬出入口下端位直)の水位か形成されて	
また、ここでは一部現実的な溶融炉心の落下様態を想定した			また、ここでは一部現美的な溶離炉心の落下様態を想定した	
余件(溶融炉心落下重, 租底合粒径, トリカリンクタイミンク) た 済田1 - ス の他 の名供は、浜井湾県 8 8 8 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5			条件(溶融炉心洛下重, 租底合粒径, トリガリンクタイミンク) た 英田山 この他の名供は、浜井次県 2.2 0において記点した	
を週用し、その他の余件は、添付資料3.3.2 において設定した			を週用し、その他の余件は、添付資料3.3.2において設定した	
評価余件と同様とした。			評価条件と回様とした。	
3. 評価結果			3. 評価結果	
水蒸気爆発に伴うエネルギ,原子炉格納容器下部内側及び外			水蒸気爆発に伴うエネルギ、原子炉格納容器下部内側及び外	
側鋼板の応力の推移を別図1,別図2及び別図3に示す。水蒸			側鋼板の応力の推移を別図1,別図2及び別図3に示す。水蒸	
気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達			気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達	
される運動エネルギの最大値は約 0.2MJ である。このエネルギ			される運動エネルギの最大値は約 0.2MJ である。このエネルギ	
を入力とし、原子炉格納容器下部の内側及び外側鋼板にかかる			を入力とし、原子炉格納容器下部の内側及び外側鋼板にかかる	
応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる			応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる	
応力は約 14MPa,外側鋼板にかかる応力は約 7MPa となった。こ			応力は約14MPa,外側鋼板にかかる応力は約7MPaとなった。こ	
れは原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の降伏応力(490MPa)			れは原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の降伏応力(490MPa)	
を十分に下回っており、原子炉格納容器破損に至るおそれはな			を十分に下回っており、原子炉格納容器破損に至るおそれはな	
いと考える。			いと考える。	

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></figure></figure></figure></figure>		$\begin{aligned} & \int_{2}^{0} $	 ・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。 約 約 約 約 約 約

术调动二元电// (2010: 5:12)版/				島村	長原子フ	力発電周	圹 2-	号炉			備考
	最外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち, 水蒸気爆発の評価 (約 3.8m 水位及び現実的な想定による評価))	重要解析条件 条件設定の考え方	の.0357m 原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積 (約 10cm ³) 3cm ² に余裕を見込んだ値	水深 3.794m 原子炉格納容器下部に制御棒駆動機構搬出入口下端位置まで 3.794m の高さ(約3.8m)の水位が形成されているものとして設定 出	容器下部への いる水の温度 1.2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	ロ 出速度 8m/s 8th/s 0th 目にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAAP4 で計算 1000000000000000000000000000000000000	3mm 現在の実験から得られている平均粒径	の 能粒子径 20 m FAR0, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもと 50 m に設定	グタイミング 溶融物が床面に 現実的条件には溶融物が原子炉格納容器下部床面に接触する 際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考え られることから設定	冷却材相互作 約 0. 2MJ JASMINE による解析結果をもとに設定 生エネルギ	備考
	子炉圧力容器外の溶融炉心	項目	原子炉圧力容器の破損径	ペデスタル水深	原子炉格納容器下部への 水張りに用いる水の温度	溶融物の放出速度	粗混合粒子径	爆発計算時の微粒子径	トリガリングタイミング	溶融炉心-冷却材相互作 用による発生エネルギ	
	別表1 主要解析条件(原-	解析コード		JASMINE						AUTODYN-2D	

柏崎刈羽原子力発電所	6/7号炉	(2017.12.20版)	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	・解析結果の相違
					【東海第二】
			粒子化割合の算出	粒子化割合の算出	粒子化割合の算出に
					ついて,考え方の相違は
			粒子化割合は以下のR i c o u - S p a l d i n g 相関式によ	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	ないが, MAAPの解析
			り求めた。	Ricou-Spalding相関式によって評価している。本	結果のアウトプットを
			12 12	相関式は、MAAPにおいても実装されている。	用いるため,粒子化割合
			$\Phi_{ant} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{2}$	$d_{120}^2 - d_{12}^2$	の数値については相違
			$d_{dj,0}^2$	$\Phi_{ent} = \frac{d_{a,0} + d_{a,0}}{d^2}$	している。
			 x 1/2 	$u_{dj,0}$	
			$d_{\rm w} = d_{\rm wo} - 2E_{\rm o} \left(\frac{\rho_{\rm w}}{\rho_{\rm w}}\right) \Delta H .$	$d_{\rm w} = d_{\rm wo} - 2E_{\rm o} \left(\frac{\rho_{\rm w}}{\rho_{\rm w}}\right)^2 \Lambda H$	
			$\left(\begin{array}{c} \rho_{dj} \\ \rho_{dj} \end{array} \right) $	$\left(\begin{array}{c} \rho_{dj} & \rho_{dj,0} & \rho_{dj} \end{array} \right) = \rho_{pool}$	
			ここで、	~ ~ ~?	
			Φ _{ent} : 粒子化割合 [-]		
			Eo :エントレインメント係数 [-]	$\mathbf{\Psi}_{ent}$ · $\mathbf{\Psi}_{1}$ · \mathbf	
			ΔH_{nool} : プール水深 $[m]$		
			ddj : プール底部におけるデブリジェット径 [m]	a_{dj} : ソール底部におけるアプリシェット径 [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]	$d_{dj,0}$:気相部落ト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]	$oldsymbol{ ho}_{dj}$:デブリジェット密度 [kg/m ³]	
			$ ρ_w : x \propto g [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	
			評価条件け以下のとおり	証価条件は以下のしたり	
			・プール水深・1m (ペデスタル水位)	計画未代は以下のこれり。 ・プール水源・9.4m(ペデフタル水位)	
			・デブリジェット密度· $(MAAP計質結里*2)$	・デブル、 (x, z, z) 、 (x, z)	
			 ・初期デブリジェット径・0.15m (CRD案内管径) 	・	
			 ※2 粒子化割合を大きく見積もろ網占から デブリ密度が小 	い $ $	
			ネ2 福子に時日を八とく元頃しる観点がら、アクラ祖及が引き さい過渡事象シーケンスの値を伸田		
				さい週後争家ノークノスの個を使用	
			 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	からしてである。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	
	L P H A - M J B 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.	. 3. 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
添付資料 3.3.4	添付資料 3.3.6	添付資料 3.3.4 (² 1)	・相違理由は本文参照。
<section-header><section-header><section-header></section-header></section-header></section-header>	<section-header></section-header>	<section-header></section-header>	

柏崎刈羽原子力発電所	6/7号炉	(2017.12.20版)	東海第二	発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
				 		

 ※ ※

<section-header></section-header>	;	柏崎刈羽原子力発	8電所 6	6/7号炉	(2	2017. 1	12.20版)	(2017.12.20版)			東海第二列	ê電所(201	8.9.1	2版)					島根原	子力発電所 2号炉	ī	備	考
小学校: 小 小 小校: 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小	最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用) (3/3)	中国・地域の大学校、1000年14、1000年14、2000年14、1000年14、2000年14、1000年14日、2010年14日、2	● 電話 小学校構成 (10)11 面前: 15 本種構成 12,15(16) 評判論 12,25(16) 評判論 12,25(16) 評判論 12,25(16) 计划 面前: 15 年間上的 4 前間 12,15(16) 计划 面前: 15 年間上的 4 前間 12,15(16) 计划 12,15(16) 12,15(16	9 人名名泊 中市目園に日本に「日本に「日本に「日本に「日本に「日本」」 中市目園に日本」 中市目園に日本」 小田目園に日本」 中市目園に日本」 小田目園に日本」 中市目園に日本」 小田目園に日本」 市 小田目園に日本」 日本 小田日本」 日本 小田田本」 日本 小田本」」 日本 小田本」」 日本	1977 小学スタッカス 小学スタッカス 一般 人名英格兰英格兰英格兰英格兰英格兰英语主义 小学館第四日でためにそれという学校を発展されてい、「小学スタッカス」 小学館 第四日でために、「小学会、「小学会」 一般で「上学会」、「小学会」、「新学生工作」」 一部語 日本主要 日本 ようない 「中央」「「「」」	2.111-2.1840-1.101-2.8840-1.001 過ぎし次かかの通ぎし非調節の設計家としておない、単体が下と商者が打ち回転である「そのな、単数回転になる「PESの、単数回転になるのである」を見る。 2.03-1300-0.661 通ぎの1.001 通ぎし次かかの通ぎし非調節の設計家として対応、対応式は素質が用これるの記答点なない、「「「常常の中でなるムマメーマにちよるの認識になくるが増加になくるが増加になく、 3.03-1.32でか (事業)に関連した 通常に加速する (当然)になったの通常に並ぶるとならなど、単常に用なってきない、単常に用ないたものが認定した。もの確認になく、 3.13-50-0.001 (1.03-0.001-2.040-0.682年)(1.44-0.682年)(1.45-0.4864)(1.45-0.4864))(1.45-0.4864)(1.45-0.4864)(1.45-0.4864))(1.45-0.4864)(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864)(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.45-0.4864))(1.	15.1、2010年2011、100月10日、100月10日、10月10日の10日、10月10日の10日、10月10日の10日、10月10日の10日、10月10日の10日、10月10日、 10月10日、1	国家に上述の場合 国家に上述の言言 国家に出述の場合 国家に出述の目的 国家 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家 国家に出述の目的 国家に出述の目的 国家 国家 国家 国家 国家 国家 国家 国家 国家 国家 国家	第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)	解析条件(初期条件、初期条件)の 不確から 解析条件 初期条件 の 条件設定の考え方 運転員等操作時間に与える影響 正年える影響 正年える影響	本確断しない。 本語した場合、原子中活用状の放出量が増加、溶液中の清下時の崩壊熱の影響を確認する風気から感度解析 することにより原子が圧力容器度相に至るまでの事象進展 ますることにより原子が圧力容器度(下部の)を実施した。感旋解除化、事故シーケンスを引入してムト注 にれまえが、原子が圧力容器度(下部の)。 意味意味作物で 点としている運転食事除作物で 点としている運転食事除作物で、 一、酸化解析の 点としている運転食事除作物で、 一、酸化解析の に、のため加速のによるの子や圧力容 高いす無にたないことから、連転員等操作物 能についても使用できないものと成正した場合、の子が正力すの高いである。 一、原子が大力の成前にはおいのより加度にの子から、一、解析容素 の限界圧力。のより回転によるの子が正力が正式。 一、原子が大力の成前にはおいのより加度にの子が正式。 一、一、原子が大力の成前にはおいのより加度にするのようの 一、一、作物である。 一、一、原子が大力の成前にはおいのより加度によりである。 一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、一、	金変通動力電源喪失 非常用ディーゼル発電機等の職能喪失を想定 適任注水価能 近任注 し、設定 所住主水価化として原子が隔離時冷却系及び高 力管繊維気の第子が任 尿症と水価化として原子が隔離時冷却系及び高 力管繊維度の第子が任 尿症症素。低任注水系)及て他正とかる 加管繊維的の重大 除毒素。低任注水系)及て他正子かえ了 事体で等対地設備によ の職能換えを設定するとともに、原子が圧力音 素体で等対地設備によ の職能換えた設定するとともに、原子が圧力音 素体で等対地設備になるため達式者による原子が注	女主機能の喪失に対する仮定に基ひき設定 ただし、原子学がタラムについては、外部電影 ただし、原子がなりませたして、機器条件に ありの当場合を包結する条件として、機器条件に	7 日本水化低 短時間であるが原子が熟出力が維持される厳し 最確条件とした場合は、原子が熟出力の低下が早くなるた 最確条件とした場合は、原子が熟出力の低下が早くなるため、 2011年2011年の 1000000000000000000000000000000000	 原確間であるが主義気が精神客器内に維持され 原確条件とした場合には、遙がし安全非を通じて検神客器内 原確条件とした場合には、遙がし安全非を通じて検神客器内に 事象発生と同時に開 共又は原子炉水位異 び原子炉水位異 び原子炉水位異素値下して、原子炉水の最適要素 (下秋間或少することから、梅神客器圧力及び 水(下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下水) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下秋間(東)) (下水) (下(水) (下(水)	事象発生と同時に停 電源喪失によるポン 事象進展に与える影響は厳密であることから, 解析条件と最確条件は同様であり,事象進展に与える影響は 解析条件と最確条件は同様であり,事象進展に与える影響はな 一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	敲確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料−冷却材相互作用)(3/4)	解析条件(初期条件、初放条件及び機器条件) の不確かさ 解析条件	本破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が、 茶酸型やLOST中のJU環発的でWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWWW	 子 丁 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小 小	4.8 全交流動力電源喪失を想定 1.1 外部電源なし - するため、外部電源なしを 1.1	備	考
予選 Find matrix ·····························	を最確条件とした場	AFA AFA AFA	年 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	(智慧を) 中 (111) 第36年 (44)、2014年 (111) (111)、2014年 (111)	- X14年 - 155例	1.81~2 1.81~38 読がし次介弁 7.851~38 発展	キャード・1 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 -	(1) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2	第2表 魚	解析条件(初期条件,事故: 不確か: 解析条件	鈴水減量の全奥失	全交減動力電源喪失 高圧注水機能。低圧注 水機能及び原子炉圧 力容器破損油の重大 事官等対処環備に 責先	外部電源なし	原子症水位低 (レベル3)信号 **	事業 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	事象発生と同時に停	最確条件とした場	解析条件(初期条件、 の不利 解析条件	給水流量の全麂失	商任注水機能喪失 低任汪水機能喪失 重大事故等対処設備 による所子炉注水機 になっ 他の所子 全 流動力電源喪失	外部電源なし		
水 *病* *病* *病* *病* *病 *病 *病 角 点 点 点 点 点 点 点 月 日 日 日 日 日 日 日 日 日 月 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 月 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 月 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	麦2 解析条件									围 班		条 安 度 実に対する の 度 定	外部電源	原子炉スクラム信号	教器条件	再循環系ポンプ	表2 解析条件を	項目	後非後	事務条件 余全議 に好する の前の 現 の 代 大	外部電源		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉	
	入る影響は14.44 前年14.44 前年14.44 「市場市日となるパラメータ」 「しゃなるパラメータに与える影響はない。 「「「「」、「やえる影響はない。 「」、「やえる影響はない。 「」、「から、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「」 「	
	1. 当時、「「「「「「」」」」」」「「」」」」」」」「「」」」」」」」」」」」」「「」」」 2. 「「」」」」」」」」」」「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	
	件とした場合に通転 きたいなかか。 素件設定の考えす 意応、 意応、 意応、 意応、 意で、 、 素件設定の考えす 意応、 意で、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	
	 、	
	 第一条件(初期条件(初期条件(初期条件(初期条件(初期条件(初期条件(初期条件(初期	
	国 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「	
	機器条件	

柏	斎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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影響及び操作時間余裕(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用) 	 (2) - 2 - 5 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2 - 2	目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 	単地能に発展していた。 単振振期間にあれの単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振振動の単価 単振動のの単価 単振動のの単価 単振動のの単価 単振動のの単価 単振動のの ● > ● ● ● > ●	5影響及び操作時間余裕(原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材相互作用)	運転員等操作時間に与え 評価項目とな 被作時間余裕 訓練実績等 あパテメータ 幾代時間余裕 訓練実績等 に与える影響	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	備考
表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータ	 「「「「「「」」」」、「「」」、「「」」、「「」」、「「」」、「「」」、「「	第3表 運転員等操作時間に与える影響、 解析条件(地体件)の不確かさ	項目 和FINISHT INTERPATION METRICATION METRICATION 項目 第6万美中 第7.2,1 (2011) 解析条件 第7.2,1 (2011) (2011) 解標 第5.2,1 (2011) (2011) 第6回目務本系に 第5.2,1 (2011) (2011) 第6回目務本系に 第5.2,5 (2012) (2012) 第6回日務本系に 第5.2,5 (2012) (2012) 第6回日務本系に 第5.2,5 (2012) (2012) 第6回日報 第6回日報 (2012) (2012) (2012) 第6回目報 第5.2,5 (2012) (2012) (2012) 第7.1 (2011) (2012) (2012) (2012) 第6.1 第5.2,5 (2012) (2012) (2012) 第6.1 第7.5 (2012) (2012) (2012) 第6.1 第6.1 (2012) (2012) (2012) 第6.1 第7.5 (2012) (2012) (2012) 第6.1 第6.1 (2012) (2012) (2012)	表3 運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータ	単時条件(操作条件)の 単作条件(操作条件)の 単作の不確かき要因 項目 手能設定の 操作の不確かき要因 第一時 考え方	1850 中央制御室にて所予がスクラムを確認した組合に 中央制御室にて所予がスクラムを確認した組合に 中央制御室にて所予がスクラムを確認した組合に 中央制御室にて所予がスクラムを確認した組合に 中保制でしての分子を確認した組合に 中保制である に 一次 「「「「「」」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」 「	

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	
今回の甲請において示した解析ケース(以下「ベースケース」	ベースケースでは、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の	今回の甲請において示した解析ケース(以下「ベースケース」	
という。)では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃	溶融燃料ー冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損	という。)では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融	
料ー冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態	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プラント損傷状	
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。	ほかの評価条件は、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「 <u>太破断</u>	 ・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</u> 」と	
	<u> 冷却失敗(+ F C I (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, <u>事象発生の 25 分後に代替格納容器スプレイ</u>	300℃到達後にペデスタル代替注水系(常設)による原子炉	【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	格納容器下部への注水を 200m³/h にて開始し,ペデスタル水	
	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	位が 2.4m に到達していることを確認した後, 原子炉格納容	
	始した時点で停止するものとした。	器下部への注水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 70m³/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	による原子炉格納容器下部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第1図、格納容器雰囲気温度の評	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図</u> に示す。	<u>2</u> 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	事象発生から終	<u>う3.3時間後</u> に」	原子炉圧力容器破	損に至り、溶融	・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	炉心が原子炉格組	内容器下部に落-	下した後は格納容	器スプレイ(原	【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>	子炉圧力容器破扰	後の注水)を	開始することによ	って、格納容器	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, 格納容器バウンダリの機能は維持されることを	温度は低下する挙	≤動を示している	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</u>	5り, 圧力スパイ	<u>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</u>	<u>らものの</u> , 格納容	<u>器限界圧力の 85</u>	<u>3kPa[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	<u>/ダリ</u> の機能は維	持されることを	冷却材の放出によって,
	<u>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</u>	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
	<u>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</u>	(補足)過渡起因	因事象又はL	JCA事象の 原	子炉圧力容器	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。	破損時0	の各判断パラン	メータ挙動は下	表のとおり。	グが早くなり,原子力圧
		「過渡起因	事象」時	LOCA	事象」時	力容器破損時の格納容
		原于炉庄刀	「急激な低下」 (原子炉圧力容器	ヘデスタル温度	「急激な低下」 ^ *	器圧力がベースケース
			高圧時)	11		に対して高くなるため、
		ドフィワエル圧力	「急激な上昇」	サブレッション・フー ル水温度	「急激な上昇」	感度解析の方かヒーク
		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」	上月か高い。相崎 6/7
		ベテスタル水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」	ペテスタル水温度	「急激な上昇」又は「指示値喪失」	及い果御弗一では人帔 断LOCA 発生浴に枚納索
		×1 LOCA	を起因とした事	象発生時におい	て原子炉注水が	器スプレイを実施して
		出来ない状況下	「においては,原	原子炉圧力容器破	損以前に原子炉	いることから,感度解析
		圧力容器とドラ	ライウェルが破壊	断口を通じて連通	しているため,	におけるピーク圧力は
		炉内の過熱蒸気	気がドライウェノ	レに放出される。	そのため,原子	ベースケースと同程度
		炉圧力容器破扰	員時には一次系	の高温ガスが原	子炉格納容器下	か,低い結果となってい
		部に放出されな	こい状況となり,	原子炉圧力容器	破損時に原子炉	る。
		格納容器下部の	つプール水(L(OCA破断水又は	事前水張り水)	
		とデブリが触れ	して水蒸気が発	生することで, ~	ペデスタル温度	
		(原子炉格納容	豚器下部の空間音	部における雰囲気	温度) は急低下	
		する傾向となる	Ď _o			
					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	<u>実線</u> ・・設備運用又 波線・・記載表現,	.は体制等の相違(設計方針の相違) 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
3.4 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	L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	夏目の設定」
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	i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 <u>水素</u> によって <u>格納容器内</u> の水素	相互作用等によって発生する <u>水素ガス</u> によって <u>原</u>	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 <u>酸素</u> 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、ジルコニウムー	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	コニウムー
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。		納容器の破損に至る。	
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、 <u>窒素置換</u> による	したがって、本格納容器破損モードは、窒素ガ	ス置換によ
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, 原子 【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	炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域	に至ること 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、格納容器の破損を防止する。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、格	ート相互作用による水素発生に対しては「3.5 溶融炉心・コ	また、溶融炉心・コンクリート相互作用による水	素ガス発生めに、SA設備である可
納容器下部注水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、コリウムシールドの設置及	に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作	第二のとお 搬式窒素供給装置によ
	びペデスタル(ドライウェル部)への注水によって水素発生	り、原子炉格納容器下部への注水によって水素ガ	<u>ス発生を抑</u> る窒素注入を実施する
	を抑制する。	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
			フ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,2号炉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%*(ドライ条件)を大きく上回る。	ウム-水反応によって水素濃度は 13vol% ^{※1} (ドライ条件)	
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格納容器の破損を防	を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原	
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	子炉格納容器の破損を防止するうえでは、水素濃度及び酸素	
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	濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、	
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	特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要で	
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	ある。また,水の放射線分解,金属腐食,溶融炉心・コンク	
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。	リート相互作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	
13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%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	(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	格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケ	格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケ	
ンスに対して、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気	ンスに対して, <u>窒素</u> 置換による <u>格納容器内雰囲気</u> の不活性化	ンスに対して, <u>窒素ガス</u> 置換による <u>原子炉格納容器内雰囲気</u>	
の不活性化により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を	に加え, <u>可搬型窒素供給装置</u> による <u>格納容器内</u> への窒素注入	の不活性化 <u>に加え,可搬式窒素供給装置による原子炉格納容</u>	・運用の相違
防止する。	により、水素燃焼による格納容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>原子炉格納容器</u> の	【柏崎 6/7】
		破損を防止する。	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。
「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとお	「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとお	「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとお	
り、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とし	り、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とし	り、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とし	
た事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷	た事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷	た事故シーケンスは,「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負	
(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却</u>	(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 <u>代替循環冷却</u>	荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 残留熱代替	
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	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	<u>除去系</u> を使用する場合」と同じであることから,格納容器破	
止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。	止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。	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「大破断LOCA+高圧炉心	故シーケンスとして抽出されている 「冷却材喪失(大破断L	
能喪失+全交流動力電源喪失」である。	<u>冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。</u>	<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 代替循環冷却系を使用する	圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する	器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使	
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 代替循環冷却系を使用しない場合」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」では格納容器圧力逃がし装置に期待するこ	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> </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、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶	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> へ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</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
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。	
(添付資料 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</u> 発生並びに炉心損傷後の <u>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</u> FP挙動が重要現象となる。よって,これらの現象	
を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び	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	<u>原子炉格納容器内</u> 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	
環治却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評	環治却系を使用する場合」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第3.4.1表に示す。また、主要な解析条	き主要な解析条件を第 3.4-1 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</u> 表に示す。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	格納容器の初期酸素濃度、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。 格納容器の初期酸素濃度は、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%(ドライ条件)とする。	期酸素濃度は,運転上許容される上限の <u>2.5vo1%</u> (ドラ	・運用の相違
		イ条件)とする。	【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)。
	<u>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</u>		・整理方針の相違
	<u>る使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。</u>		【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。
(a) 炉心内のシルコニワムー水反応による水素カス発生量	(a) 炉心内のシルコニワム-水反応による <u>水素発生量</u>	(a) 炉心内のシルコニワム-水反応による水素刀入発生量	
	炉心内のシルコニリムー水反応による <u>水素発生重</u> は、解析	炉心内のシルコニリムー水反応による水素ガス発生重	
は、 解析コート MAAP の評価結果から侍られた値を用い	コートMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、	は、解析コートMAAPの評価結果から得られた値を用	
に。これは、室茶刀入直換による原士炉格納谷奋内芬囲	<u> </u>	いた。これは、 <u>室奈刀人直機</u> による <u>原于炉格納谷奋内</u> が	
気の不活性化によっく運転中の原ナ炉格納谷奋内の酸素 濃度が低く筋理されていること及び短折 テード MAAD の	の	囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納谷春内の酸	
濃度か低く管理されていること及び解析コート MAAP の	コートMAAPの評価結果で水素濃度か $13vo1%$ (トフィ条 (h) さ切らることなままたる。 歌志連座の 1月の知上から	素濃度か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か 13vol%を超えることを考慮する	(件)) を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から	Pの評価結果で水素濃度か 13vo1%を超えることを考慮	
と、酸素侲皮の上升の観点から敵しいシーケンスとする	敵しいシークシスとすることか週切と考えたためである。仮	り ると、 酸素 () 度の上升の 観 点から 厳しいシーケンスと オステトジェ 短い キュナキ ウェイス () にったい キュン	
ことか週切と考えたためでめる。仮に全炉心内のシルコ		することか週辺と考えたためである。仮に全炉心内のシ ホームウォーの250/ジェントレビウン	
ニリム重の(5%か水と反応し、水素刀スか発生した場合、	生しに場合, <u> </u>		
原ナ炉格納谷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トする。	場合、原士炉格納谷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-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 原子炉格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属 腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウ ムー水反応による水素ガス発生量に比べて多いが、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。	 ・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 号炬は、柏崎
(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	6/7 及び東海第二と比 較して,熱出力が小さい 等の理由により,水-ジ ルコニウム反応により 発生する水素量が少な いため,金属腐食等によ り発生する水素量の方 が多い結果となってい る。
本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循 環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評	本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循 環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評	本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱 代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目	
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 <u>雰囲気</u> 温度,ド	すべき評価結果として,格納容器圧力,格納容器温度,ドラ	
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	イウェル及びサプレッション・チェンバ気相濃度(ウェット	
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 図</u> から <u>第 3.4-10</u>	条件, 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 <u>第3.4.2表</u> 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>	・記載方針の相違
示す。	<u>時間</u> を <u>第3.4-2</u> 表に示す。	を <u>第3.4.2-2表</u> 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. 事象進展」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炉心再冠水	
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 <u>水素ガス</u> 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。発生した水	事象発生から約1.8時間後にジルコニウムー水反応は停止	
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サプレッション・チェンバ内におけ	
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、格納容器内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	するが,,事象発生から12時間後に,,可搬式窒素供給装置を	代替除去系によるドラ
	る格納容器内への窒素注人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。		
			【果海弟二】
			局根2号炉は,酸素濃 度にためのまた、いま、
			度により窒素を注入す
			るのではなく,残留熱代

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			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。
b. 評価項目等	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		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		も事象発生直後から 13vol%を上回るが, ウェット条件に	
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>		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>	・記載方針の相違
納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることはなく、		<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	【柏崎 6/7】
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		生から7日後においても <u>約1.9vo1%</u> であり,可燃限界を下	島根2号炉は,初期酸
<u>約 3. 4vol%</u> であり,可燃限界を下回る。		回る。	素濃度 2.5vo1%はドラ
			イ条件を設定している
			ことから, ウェット条件
			の評価結果において,初
			期酸素濃度との比較を
			行っていない。
			・評価方針の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,ウェッ
			ト条件による評価も実
			施しているが,東海第二
			はドライ条件での評価
			のみのため, ウェット条
			件の記載がない。
ドライ条件では. 事象発生の約 5 時間後から約 18 時間	格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%(ド	ドライ条件では. 事象発生の約4時間後から約12時間後	・解析結果の相違
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	ライ条件)を上回るが,酸素濃度は,4.0vol%(ドライ条件)	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	【東海第二】
	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	る 5 vo1%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA	島根2号炉は,事象初
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	窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約	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	期にドライ条件で酸素
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	4.0vo1%(ドライ条件)にとどまることから,可燃限界を下	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	濃度が 5 vol%を超過し
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	回る。	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	ている時間帯があるが,
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
--	-----------------------------	---	---------------
満たされるため,ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気とな		満たされるため, ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気と	東海第二では超過して
っている。そのため、この間のドライ条件でのドライウェ		なっている。そのため,この間のドライ条件でのドライウ	いないことによる記載
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		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	の差異。
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		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	
濃度は 1vol%未満(<u>約 0. 2vol%</u>)である。また,ドライウェ		の酸素ガス濃度は1 vol%未満(<u>約 0.1vol%</u>)である。ま	
ル内の非凝縮性ガス(水素ガス,酸素ガス及び窒素ガス)の		た,ドライウェル内の非凝縮性ガス(水素ガス,酸素ガス及	
分圧の和は大気圧よりも低く, <u>0.02MPa [abs]</u> 未満(水素及		び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く,	
び酸素の分圧の和は <u>0.01MPa[abs]</u> 未満)である。この間の		<u>0.006MPa[abs]</u> 未満(水素及び酸素の分圧の和は	
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		<u>0.002MPa[abs]</u> 未満)である。この間のサプレッション・チ	
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 5vo1%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 vo1%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 5.0vo1%未満で推移し, 事象発生から 7 日後の		<u>後</u> 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 3.7vo1%</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 5vo1%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, <u>原子炉格納容</u>	
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 1.4×10⁴m³/h[normal]</u> である。このた	濃度が5 vol%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		め、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気	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。		相濃度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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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	
循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足すること	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	
を催認している。		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	<u>ペデスタル(ドライウェル部)</u> に溶融炉心が落下しない場合	あり, 原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の	
評価であるが,溶融炉心が <u>原子炉格納容器下部</u> に落下した	の評価であるが、溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)	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	・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>	場合の <u>溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス</u> 発	【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	<u>物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱</u> 」において,「1.2.2.2 有	生の影響については、「 <u>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作</u>	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	<u>用</u> 」において,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目	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。	の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効	素ガス等の影響を踏ま
性を確認できる。		性を確認できる。	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	<u>系</u> 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	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の 不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器 破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影 響評価結果を示す。	件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の 不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器 破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影 響評価結果を示す。	条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件 の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容 器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの 影響評価結果を示す。	
 (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 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。 	 (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 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。 	 (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 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。 	
 (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。 	 (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。 	 (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	
(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 <u>3.5vol%</u> に対して 最確条件は約 <u>3vol%</u> 以下であり、解析条件の不確かさと して、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなる ため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内 の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケ ンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始 の起点としている運転員等操作はないことから、運転員 等操作時間に与える影響はない。	(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%(ドライ条 件)に対して最確条件は約 1vol%(ドライ条件)から約 2vol%(ドライ条件)であり、解析条件の不確かさとして、 最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本 評価事故シーケンスにおける <u>格納容器内の酸素濃度推移が</u> 低く抑えられ、 <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への</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 作時間に対する余裕は大きくなる。	(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 <u>2.5vol%</u> (ドライ 条件)に対して最確条件は約2.5vol%(ドライ条件)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 <u>原子炉格納容器内</u> の酸素濃度推移が低く 抑えられ <u>るが,本評価事故シーケンスにおいては原子炉 格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転 員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影 響はない。</u>	 ・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 替納容器除熱実施に合

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
			わせ注入することとし
			ているため, 初期酸素濃
			度の不確かさによる窒
			素注入開始時間への影
			響はない。
事故条件の炉心内のジルコニウム-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	生量は,解析条件の全炉心内のジルコニウム量の <u>約 10.1%</u>	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>約 16.6%</u> が水と反応して発生する水素ガス量に対して,	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	<u>約 7.8%</u> が水と反応して発生する <u>水素ガス</u> 量に対して最	
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, <u>水素</u> 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, <u>操作手順(可搬型窒素供給装置による格納容器内の</u>	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	窒素注入操作を実施すること)に変わりはないことから,	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、水素ガス発生量が増加するため、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原子炉格納容器内の酸素濃	・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 <u>酸素発生量</u> 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	<u>器内</u> の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性が	
ある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧	<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
容器圧力逃がし装置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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
「3.1.3 <u>代替循環冷却系</u> を使用しない場合」において, 成立性を確認している。 <u>また,耐圧強化ベント系(ウェ</u> <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> 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	(添付資料 3.4.4, 3.4.5)	において,成立性を確認している。 (<u>添付資料3.4.4</u>)	を使用しない。(以降, 同様な相違については 記載省略)
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 初期条件の酸素濃度は,解析条件の <u>3.5vol%</u> に対して 最確条件は約 <u>3vol%</u> 以下であり,解析条件の不確かさと して,最確条件とした場合は,初期酸素濃度が低くなる ため,本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内 の酸素濃度推移が低く抑えられることから,評価項目と なるパラメータに対する余裕は大きくなる。	(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2.5vol%(ドライ条件)に対して最確条件は約 1vol%(ドライ条件)から約 2vol%(ドライ条件)であり,解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は,初期酸素濃度が低くなるため,本 評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が 低く抑えられることから,評価項目となるパラメータに対 する余裕は大きくなる。	(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2.5vol%(ドライ 条件)に対して最確条件は約2.5vol%(ドライ条件)以 下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,初期酸素濃度が低くなるため,本評価事故シー ケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く 抑えられることから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。	 ・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
事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素 ガス発生量は,解析条件の全炉心内のジルコニウム量の 約 16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最 確条件は事象進展に依存するものであり,解析条件の不 確かさとして,最確条件とした場合は,水素ガス発生量 が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反 応による水素ガス発生量は,運転員等操作である低圧代 替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始時間に依 存して変動するが,低圧代替注水系(常設)による原子 炉注水の操作開始時間については,「3.1.2.3(2) b.操作 条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間 はほぼ同等と評価しており,炉心内のジルコニウム-水 反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。	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 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、水素発生量が変動する可能性があ る。炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は、 運転員等操作である低圧代替注水系(常設)による原子炉 注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水 系(常設)による原子炉注水の操作開始時間については、 「3.1.2.3(2) b.操作条件」にて解析上の操作開始時間と 実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内の ジルコニウムー水反応による水素発生量に与える影響は小 さい。	事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素 ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の 約7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最 確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不 確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量 が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反 応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原 子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始時 間に依存して変動するが、低圧原子炉代替注水系(常設) による原子炉注水の操作開始時間については、 「3.1.2.3(2)b.操作条件」にて解析上の操作開始時間と 実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内 のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える 影響は小さい。	
仮に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始が <u>大幅に</u> 早まった場合, <u>第3.4.7</u> 図及び <u>第3.4.8</u> 図に 示すとおり,全炉心内のジルコニウム量の <u>約18.2%</u> が水 と反応し,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 <u>1割</u> 程度増加するが,ウェット条件における	仮に <u>低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水の操作開始 が <u>大幅に</u> 早まった場合, <u>第3.4-11</u> 図及び <u>第3.4-12</u> 図に 示すとおり,全炉心内のジルコニウム量の <u>約15.3%</u> が水と 反応し,炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 は <u>5割</u> 程度増加するが, <u>酸素濃度が4.0vo1%(ドライ条件)</u>	仮に低 <u>圧原子炉代替注水系(常設)</u> による原子炉注水の 操作開始が早まった場合, <u>第3.4.3-1(1)</u> 図及び <u>第3.4.3</u> -1(2)図に示すとおり,全炉心内のジルコニウム量の <u>約</u> <u>11.7%</u> が水と反応し,炉心内のジルコニウム-水反応に よる <u>水素ガス</u> 発生量は <u>5割</u> 程度増加するが, <u>ウェット条</u>	 ・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ウェッ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7	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	件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象	ト条件により原子炉注
日後においても <u>約 3.6vol%</u> であり,可燃限界を下回る。	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>発生から7日後においても約1.9vol%</u> であり,可燃限界	水の操作時間の感度を
また、本評価における酸素濃度と同等の値であることか	<u>4.0vo1%(ドライ条件)</u> であり,可燃限界を下回る。また,	を下回る。また,本評価における酸素濃度と同等の値で	評価しているが, 東海第
ら,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	あることから、評価項目となるパラメータに与える影響	二ではドライ条件で評
	項目となるパラメータに与える影響は小さい。	は小さい。	価している。
また「仮に低圧代麸注水系(営設)による原子伝注水の	また 仮に低圧代株注水系 (営設) によろ原子恒注水の撮	また 仮に低圧百子炬伏麸注水조 (党塾) による百子炬	
最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	江水の拇作開始が遅れた堤合 第343-1(3)図及び第	
オレおり 今恒心内のジルコーウム量の約 17 1%が水と	オレなり、	3.4.3-1(4) 図に示すとおり 全恒心内のジルコニウム量	
		の約 6 2%が水と反応」 「恒心内のジルフェウムー水反	
及本長け 3% 程度増加するが、ウェット条件における酸	1 割程度減少するが一般表濃度が 4.0 vo1% (ドライ条件)	応に上ろ水素ガス発生量け16%程度減少すろが、ウェッ	・ 証価方針の相違
光工量は 5.0 住反相加 f 5.0 大 f 十 π f f π		心による <u>小</u> 元元工工工程は <u>1070</u> 住反候少するか, <u>7</u> 工7 ト冬仕における酸素濃度け 酸素ガスの萎着が最も進む	「古海第二】
	への容素注入拇作を開始するため一般表濃度の最高値は約	<u> 事象発生から7日後においても約91vol%であり</u> 可 勝	▲ 「本田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田
た 木評価における酸素濃度と同笑の値であることから	4.0vo1%(ドライ冬件)であり。可燃限界を下回ろ。また	限界を下回ろ また 太誕価における酸素濃度と同等の	ト冬件に上り原子恒注
証価項目となるパラメータに与える影響け小さい	<u>キャット・マーナー、</u> とのク、内点は外を下回る。また、 木評価における酸素濃度と同笑の値であることから 評価	値であることから 証価項目となるパラメータに与うろ	水の拇作時間の威度を
	項目とたろパラメータに与うる影響け小さい		☆〜屎F内向の恋没を 評価していろが 東海筆
			一でけドライ冬件で評
			一ていろ.
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	事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、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、水素発生量が増加するため、本評価事故シー	条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、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	ケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ	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	
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	
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。	
事故冬州の水の故射線公解によるの値は一般折冬州の	車坊冬州の水の坊射線公報によるの値は一般折冬州の水	車坊冬州の水の坊射線公廨に上るし値は、解析冬州の	
	事成未代の小の成別称力解による G 恒は,解析未代の $\Delta妻・0.06 $	+ $ + $ $ +$	
ボボガズ: 0.00 , 酸ボガズ: 0.05 に対して取催来件な向 じであるが C 値の不確かなにとり水の放射線公解にと	x . 0.00, <u>股</u> x . 0.03 に対して取催来性な同じてのがが,	ドであるが C値の不確かさに上れ水の放射線分解に上	
ここのが、6 他の不確からにより不の放射隊の座によ	11日本の11日本の11日本の11日本の11日本の11日本の11日本の11日本	ここのが、日間の不確かさにより小の成別様の件によ	
- 500	八幅に増加する場合, 他们在他们の設示限及が「小派限级人		
ある、その場合には、核納容器圧力逃が上生置又け耐圧	下力冰が1 装置を使用1	ある。その場合には、核納容器フィルタベント系を伸用	
協力。 この場合には、 <u>油和在価生力に</u> 入 <u>ては同生</u> 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、評価項目とたるパラメータに与える	原子恒格納容器内の気体を排出することが可能であ	
<u>「「「」」、「」、「」」、「」」、「」</u> を使用し、「」、「」 「「「「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」		ろため 評価項目とたろパラメータに与うる影響けたい	
評価項目とたろパラメータに与える影響けたい			
G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス	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	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	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	<u>発生量</u> 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	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	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:0.4, 酸素ガス:0.2)</u> を使用した	(沸騰状態の場合,水素:0.4,酸素:0.2,非沸騰状態の	いる <u>G値(沸騰状態の場合,水素:0.4,酸素:0.2,非</u>	・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
感度解析を実施した。	場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実	沸騰状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した	【柏崎 6/7】
	施した。	感度解析を実施した。	DBAの性能評価で
			は沸騰状態と非沸騰状
			態でG値を変更して評
			価しており,島根2号炉
			は,その条件どおりに評
			価を行っている。
			(柏崎 6/7 はDBAの
			性能評価において,保守
			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 3. 4. 11 図から第 3. 4. 15 図に示すとおり、原子炉格納	第3.4-15 図から第3.4-17 図に示すとおり,格納容器内	第3.4.3-1(5)図から第3.4.3-1(9)図に示すとおり,原	
容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生か	の酸素濃度は事象発生から約 21 時間で 4.0vol%(ドライ	子炉格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象	・運用の相違
	条件)に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容	発生から約 85 時間で 4.4vol%に到達するが,格納容器	【東海第二】
			島根2号炉は、窒素注
用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時	到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し,	出操作には十分な時間余裕がある。 <u>4.4vo1%</u> 到達時点で	入を実施し既定の格納
間余裕がある。5vo1%到達時点で原子炉格納容器内の気体	 酸素濃度が 4. 0vo1%(ドライ条件)に到達するため窒素注	原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると,水蒸	容器圧力到達により窒
の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガス	<u>入を再開するが,格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達</u>	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	<u>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</u>	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>ることで</u> ,格納容器内の酸素濃度は,事象発生から <u>約122時</u>	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	<u>間で4.3vo1%(ドライ条件)</u> 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 Ovol%まで低下する。 <u>また,</u>	逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分	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
ドライ条件では,ドライウェルの酸素濃度が 5vol%を超	な時間余裕がある。 <u>4.3vol%(ドライ条件)</u> 到達時点で格	たい。	【柏崎 6/7】
<u>えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気</u>	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
<u>なり</u> ,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, <u>格納容器内</u> 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
	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		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。
	5vo1%(ドライ条件)に到達しないため,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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号;
じらノタルしなくないこした防部十てため、水菜厂の		
トノイ米件とならないことを確認するにの,小杰丸の 海旋が過剰に進む損合しして、故如宏思に力が是た任下		
一般相が回知に進む場合として、俗利谷谷圧力が取り低下		
りる事家先生から「日後(100 時間後)において、次面		
※际ムボによる福利存品パノレイをドノイウエルに建成 で実施」を場合を延価〕 「百子恒枚納容哭内の気相濃度」		
いたりを確認した。 π 5.4.10 因から π 5.4.10 因に π 5 とおり 格納容器スプレイに上ろ水蒸気の凝縮を老慮し		
20, 福州福祉バッシーの石(株) 14(時) (ホイガ) 福州市 器内が自圧とかる時間) までは 原子炉格納容器内の水		
素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ろことはない。なお、		
ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実		
施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインタ		
ーロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれ		
はない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連		
続で実施しても、原子炉格納容器内が負圧に至るまでは		
格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。		
また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡		
易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での		
運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。こ		
のため、現実として原子炉格納容器内が負圧になること		
はなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件にな		
ることはない。		
故姉宏明正も耿応し壮異筮たとて社会が生じて相合	故姉家聖民も兆がし壮思に上て社会がたいて相合しての	牧姉家聖マテルながいしずによる
<u> </u>	<u> </u>	<u> </u>
ての対応ノローは「3.1 分囲丸圧力・価度による前的負 	対応ノローは「3.1 分囲気圧力・価度による靜的負徇(俗 如宏聖過圧・過退確問)」のさた 「2.1.2 供替毎遭冷却変	ての対応ノローは「3.1 分囲丸圧」
何(俗利谷益迴仁・迴瘟吸損)」の了ら、5.1.3 八省加 晋沙却玄を使用したい堪合」と同じであり、故納宏哭口		何(俗利谷谷迴仁・迴価恢復)」の)
※田知志を使用しない場合」と同してのり、指配合金に 力速がし装置等の撮佐が必要とたる時間は「212代表」		1、1、1、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2
新売し <u>表します</u> の保住が必要となる時間は、「3.1.3」(1) 新売公却玄を毎日」たい提合」とれた「本成産解析にと	<u>森県</u> の保住が必要となる時間は、う.1.3 <u>人間個衆田が示</u> で	建図執代扶除主系を補用したい提供
<u>加柔加強烈</u> を使用しない物日」よりも、本感及麻がによ ス証価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する組	たが遅いことから 水素燃焼を防止する組占での事故対応	板による評価結果の方が遅いことか
ら計画相末の方が建いことから、水系燃焼を防止する観 占での事故対応け十分に可能とたろ、大気中へのCo-137	けーンに可能となる、大気中へのC。 -137 の総故出量の	する細占での事故対応け十分に可能
の総放出書の組占でも 木蔵産解析に上る評価結果の方	組占でも、大威庄解析に上ス評価結果の方が、東象発生か	9 3 観点 この事政内心は十分に引起 C s - 137 の総故出島の錮占でも
が 事象発生から 原子 炉格納 容 思 内 の 振 れ に な の 新 に に な の 新 に に な の 新 に に な の 新 に に な の 新 に 地 れ に の の の の ま に し れ に も	ら格納容器内の気体の排出操作すでの時間が長いことか	価結果の方が事象発生から原子が
	ら「313代券循環冷却系を使用できたい場合」の評価結	北出過作すでの時間が長いことから
しない場合」の評価結果であろ約 2 OTRa を超えることけ	男である約 18TBa を招えることけたく 評価項目である	除去系を使用したい場合」の評価結
なく、評価項目である 100 TBa を十分に下回ろ	100TBa を十分に下回る。	超えることはなく、評価項目である
(添付資料341 344 345)		

早后	備去
クト	11冊 45
	 ・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。
よる対応が生じる場合, E力・温度による静的負 のうち,「3.1.3 残留熱 と同じであり, 格納容器 となる時間は,「3.1.3 場合」よりも,本感度解 とから,水素燃焼を防止 可能となる。大気中への も,本感度解析による評 子炉格納容器内の気体の から,「3.1.3 残留熱代替 話果である <u>約4.8TBq</u> を 53100TBqを十分に下回	・評価結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)	
 b.操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b.操作条件」と同様である。 	b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は,「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。	b.操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は, 「3.1.2.3(2)b.操作条件」と同様である。	
 (3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は (3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。 	 (3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は (3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。 	 (3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は、 「3.1.2.3(3)操作時間余裕の把握」と同様である。 	
(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て、運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。	(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て、運転員操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータ に与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コ ード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響 等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対 して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に は時間余裕がある。	(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て、運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメ ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与 える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内におい て、操作時間には時間余裕がある。	
 3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。 	 3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。 	3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.1 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>残留熱代替除</u> <u>素系</u> を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資 源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	
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 等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生し た酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃 焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納 容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策とし ては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を 実施している。	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 等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸 素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納 容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素 燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による 格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による 格納容器内への窒素注入手段を整備している。	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 等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生し た酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃 焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納 容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策とし ては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内勿の不活性化 <u>に</u> 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 <u>手段を整備</u> している。	 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 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 搬式容素供給装置に上

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
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	る窒素注入を実施する こととしている。
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 雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vo1%以下と なることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足して いる。また、安定状態を維持できる。	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 活性化に加え,可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注 入により,酸素濃度が可燃限界である 5vol%(ドライ条件)以下 となることから,水素燃焼に至ることはなく,評価項目を満足し ている。また,安定状態を維持できる。	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 雰囲気の不活性化 <u>及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容</u> 器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vol%(ド ライ条件)以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評 価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。	
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	
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 たの示権がある。 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	も たの示格がある。 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	5 たの示権がある。 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	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。		能である。	
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	の窒素注入手段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	スに対して有効であることか確認でき、格納容器破損モード「水	
	刻である。		



·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・チェンバ	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
して推移 (2)	プレイを交互に実施す
	ることによる挙動の差
NG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。



戶	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
 ・フェンハ ・フェンハ 時間後)	器スプレイを実施して
原于是格利各種の原作值及 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
その推移	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
	7 5, 1 / 1 / 4 / 6 / ベート 相濃度 (ウェット冬姓)
	の毎時間ガラフけ記載
	うおナタッセン
	• 記載力 町の相遅
	【果海界二】
	島根2号炉は,事家初
	期に格納容器スプレイ
	の実施による格納容器
	側のマネジメントは実
	施しないため, 挙動の移
	り変わりが少ないこと
	から、サプレッション・
	チェンバの気相濃度(ウ
	エット条件)の短時間グ
	ラフは記載していない。



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
水素 ウェルの圧力が低下 酸素	より, ドライウェル内の
- 11 シェルに流入するこ ・・・・・ 可燃限界	ほぼ 100%が水蒸気で
存在する非凝縮性ガスが水蒸気ととも たちから、教告時間後のレニュイロールの	満たされた状態となる
R*E1から数時回後のドライリエルの K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
D濃度は 1 vo1%未満(約 0. 07vo1%) ヨン・チェンバから気体が流入するこ 転には起こり得ない	の濃度(ドライ条件)が
酸素可燃限界(5vo1%)	相対的に高くなるが,東
120 144 168	海第二では, 事象初期に
	代替循環冷却系を用い
<u>度の推移(ドライ条件)</u>	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
	【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 - * * 素	のみであるため,ドライ
	ウェルへの窒素注入開
— · 至来 可燃限界	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
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>		 ・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。
	1000000000000000000000000000000000000		 ・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
 サブレッション・チェンバ 間後にドライウェル気相部の酸素濃度 ミニ到海ナスためウェットウェルがン 	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	
7 -	(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, べ
	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
·····································	 設計基準事故ベースと
水蒸気 可燃用現	した場合の解析におい
185 時間後にドライウェル 186 時間後にドライウェル 5 相部の酸素濃度が 4. 4vo1%	ても、ウェット条件の気
到達するためウェットウェ ベントを開放	日常市の堆移を記載し
れに伴い原子炉格納容器内 2気体が原子炉格納容器外に 5出され。非新縮性ガスの濃	11 (仮反り) 田汐を 山戦し
が低下,開放後も原子炉格 1容器内で発生し続ける水蒸	
の濃度が上昇する	(・格納谷希ヘントの美
酸素可加加加不可加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加加	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
<u>ウェット条件)</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 → 酸素 	
· 窒素 水蒸気	
 ・・・・・・ 可燃限界 ・・・・・・ 可燃限界 	
vo1%に到達するためウェットウェルベ 開放	
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 <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 寺的に上昇	
酸素可燃限界(5vol%)	
108 120 132 144 156 168	
ベースとした場合の	
<u>)推移(ワェット条件)</u>	





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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・解析条件の相違
0.8 ※司法除去添配管執所による屋子が内からの ドライウェル			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,酸素濃
格 0.6 20 時間後、代替短辺冷却系への切覚えに伴い、 約 30 分間構動容器スプレイを作出するため精神容器圧力が			度がドライ条件で
容 - 日本でもちのの、代替時期は知道時後は体制であスラレノを - 連続運転に同替えるため、移納容器エカが低下			4.4vol%に到達した時
正 0.4 約51時間後、サブレッション・チェンパ気相部の機構進度が5well に到達するためウェットウェルベントを実施。これに伴い格納容 認用力が低下			点で格納容器ベントを
(MPa[gage]) 02 スプレイ間始			実施することにしてい
円25大後,代件格納容器スプレイ 間大学性表問題			ることから, 柏崎 6/7
			とは異なり感度解析は
事故後の時間(h)			不要。
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			
<u>ウェルスプレイ(954m³/h)を連続で実施)*</u>			
※本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線			
分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。こ			
のため,事故後約51時間後までの格納容器圧力の推移は,			
「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第3.1.2.11 図			
及び第3.4.1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じで			
あるものの、完全には一致しない。			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 日前が存着人 レイによう CF フィノナエルジェンパ 20 間の貫 ついたが 20 中立 20 中立 5 キャンパとの間の貫 空破線装置が開放されるため, サブレッション・チェ			島根2号炉は,酸素濃
ド 80 ジバの気体がドライウェルに流入し、非磁潮性ガスの 濃度が上昇し始める。 イ 70			度がドライ条件で
ウ ¹⁰ 約 61 時間後、サブレッション・チェンバ気相部の酸素濃度が 5vo1% ご ご ご ご がられ 時間後、サブレッション・チュンバ気相部の酸素濃度が 5vo1% ご ご ご び 違い で からためウェットウラインを開放。これに伴い原 アー 作 だ が な から、 マー 行 た が な がのの気体が固て 行 だ が 認識学校・			4.4vol%に到達した時
の 気 気 わ 50 			点で格納容器ベントを
飛 度 40 (vo[%) 重素ガス 168 時間後に段回熟院主ぶに上大核納安勝スプレイ			実施することにしてい
30 30 水素ガス を開始しているが、原子便格納容器内が負任とな る約 172 時間後までの、股素濃度の上昇は僅かであ といったが、原子便名納容器内が負任とな			ることから,柏崎 6/7
20 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10			とは異なり感度解析は
			不要。
0 24 48 72 96 120 144 168 事故後の時間(h)			
<u>第3.4.17</u> 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェ			
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(954m³/h)を連続で			
<u>実施)</u>			
100 サ ブ 90 レ 2 80 3 2 5 6 1 年 7 年 2 年 2 年 2 年 2 年 2 年 2 年 2 年 2 年 2			
2 50 50 50 50 50 50 (1)			
10 0 0 24 48 72 96 120 144 168 172 宇故後の時間 (h)			
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	所刈羽原-	子力発電	『所	6/7号炉	(2017	7.12.	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		
								2				1					2			[[1									 ・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
		1							令 罪	1 685		よ初 U]		定		時間)	時間)			素濃度と			바			(2)		-場合	る考え方は3プラント
臣)	条件設定の考え方	ご設定(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	ける原子炉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%)	举5 3.7	※13.9	中 	<u>い</u> 冬仕塾亡の考え古	がいたべたかがた。 11%(ドライ条件)到達を防止可能な して設定(運転上許容される値の上限	AAPによる評価結果	く評価するものとして設定	さ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 [※]	ドフイ 条件 約 2. 8vo1%(約 107	約 4. 0vo1% (約 84	焼)	条件設定の考え方	1%(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え)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	とも同様。 【東海第二】 ②島根2号炉は,ドライ 条件の酸素濃度につい て水蒸気が凝縮される までの期間で可燃領域 を超えることから,最高 値ではなく,統一的に7
件(水素燃頻		保安規定をもと	解析 ニード MAP	酸素濃度を厳しく	重大事故時におけ	(168 時間後)	条件 (vo1%)	約 2.3	約 3. 4 ※ 全市	「御津平」 刊		酸素濃度 4. 3vo 期酸素濃度と 1	解析コードM/	酸素濃度を厳し	重大事故時にお	こおける酸素	≷任 16 時間)	.4時間)	条件(水素燃		酸素濃度 4. 4vo] して設定(運転	。 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%)			全炉心内のジリ	日後の酸素濃度を記載 している。
第3.4.1 表 主要解析条	主贾解析条件	3.5vol%	空炉心内のジルコニウム県の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス県	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>	2	チェンバ	英 0 1 1 主 十甲砌托文		2. 5vol%	全炉心内のジルコニウム量の約 (0.1%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	- - [10] (168 時間) (ワエット条 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	2.5vo1%	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	(分析) 一般 一般 一般 一般 一般 一般 一般 一般 一般 一般	炉心内のジルコニウム-水反 応による水素ガス発生量	 ・ ・ ・ ・ ・	1.1 木の放射線分解による水素ガ ス及び酸素ガスの発生 約合	第3.4.2		ドライウェ	サブレッション・		日期	为	… 炉心内のジルコニウムー 1 水反応による水素発生量	 事 故 並 金 高 第 第	水の放射線分解による水 7 素及び酸素の発生割合 画	第3.4-2表事象発生	ドライウェル	プレッション・チェンバ	心内のジルコニウム量の約 10	項目	酸素濃度	炉心内のジルコニウム-水反応によ る水素ガス発生量	金属腐食等による水素ガス発生量	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	第 3. 4. 2-	項目	ドライウェル	サプレッション・チェンバ		
													1					+	※ 全炉,		初期条件	÷	—————————————————————————————————————	E						

まとめ資料比較表	〔有効性評価	添付資料 3.4.1〕

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 3.4.1	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. はじめに	1. はじめに	1. はじめに	
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[11][2]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 ₂)=0.06, G(0 ₂)	分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を G(H ₂)=0.06,	
G(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 5vo1%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が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が今回の評価よりも早	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	【東海第二】
合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応	く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結	合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応	島根2号炉は,有効性
に与える影響を確認した。	果及び事故対応に与える影響を確認した。	に与える影響を確認した。	評価上, 可燃性ガスの可
なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉	なお、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低	なお,基本的に,炉心損傷を伴う事故シーケンスでは,原子炉	燃限界到達有無を確認
水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するた	下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、基	水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するた	している。
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	<u>本的に格納容器内</u> がドライ条件となることは考えにくい。 <u>ただ</u>	め、 <u>原子炉格納容器内</u> がドライ条件となることは考えにくい。 <u>こ</u>	・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。
2. 評価条件	2. 評価条件	2. 評価条件	
今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」	<u>第3.4-3 図から第3.4-6 図に</u> 示した解析ケース(以下「ベ	今回の申請において示した解析ケース(以下、「ベースケース」	
という。)の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評	ースケース」という。)の評価条件に対する変更点は以下のとお	という。)の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほか	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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。	の評価条件は、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 <u>G(H2)</u> <u>= 0.4, G(02) = 0.2 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。	 ・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、沸騰 <u>状態においては G(H₂)=0.4、G(0₂)=0.2、非沸騰状態においては</u> <u>G(H₂)=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 は満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 4.0vo1%(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)	東海第二発行	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。
	<u>第1表</u> 重大事故相当のGf	直を想定した場合(ベースケース)の		
		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 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	ェンパ, 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		
	(感度解析ケ	ース)の窒素注入条件		
	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 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		
	 	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/罪: 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 <u>図1から図6</u> 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> 84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。	
	第3図及び第4図に示す	トとおり, 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	へを開始する。しかし,酸素濃度の上	ン・チェンバの酸素濃度が 4.0vo1% (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,酸素濃度の上昇た	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
	<u>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</u>		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
5vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が 5vol%に到達	<u>0.465MPa[gage]</u> に到達するため, 窒素注人を停止し, 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ドライ条	
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 4.4vol%</u> に到達した <u>約 85 時間時点でウェットウェル</u>	島根2号炉は、ドフイ
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トし,	時点で、サブレッション・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。	<u>る。これにより、格納谷器内</u> の水素濃度及び酸素濃度は大幅に	酸素濃度は大幅に低トし、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満	達の判断を行う。
	低トし、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, 可燃性カスの可
			燃限界到達有無を確認
			している。
		実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッショ	・運用の相違
		ン・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が4.0vol%	【柏崎 6/7. 東海第二】
		に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバ	島根2号炉は,窒素注
		からドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約85	入箇所の切り替えを繰
		時間よりも遅延される。	り返すことにより,格納
			容器ベントを遅延する
			運用としている。
なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、 <u>事象進展</u>		なお,ドライ条件では,図5及び図6に示すとおり, <u>事象発生</u>	・解析結果の相違
を通じて酸素濃度が 5vol%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】
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5vo1%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 5vol%		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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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。)。 <u>また、代替原子</u>		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		濃度は 1. 5vo1%未満である。	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 5vo1%未満に抑制し			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
<u>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</u>			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。
		以上より、仮にG値が設計基準事故ベースであった場合において	
		も,酸素発生量が増え,酸素濃度が5vol%を上回る時間帯がべー	
		スケース(約4時間後から約12時間後)よりも長時間となるが、	
		ウェット条件における酸素濃度は1.5vol%未満であることからべ	
		ースケースと同様に水素燃焼が発生することはない。	
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5vol%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4.3vo1%に到達	 濃度は,事象発生から7日が経過する前に4.4vol%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	【柏崎 6/7】
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,格納容
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。	器ベントの実施基準到
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	達有無を確認している。
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	
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】
っても、Cs-137の総放出量は、本評価と同じ「大破断 LOCA+ECCS			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
した値を下回る※。			Ŭ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
※「3.1.3 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>			
に格納容器圧力逃がし装置を使用しないものとし、その除染			
係数 1,000 を見込まない場合, Cs-137 の 7 日間(事象発生か			
ら 168 時間後まで)の総放出量は 1.4 TBq となる。本評価で仮			
定した格納容器内の気体を排出する時間は事象発生から約51			
時間後であり,「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」に			
おいて想定したベントの時間である約 38 時間後よりも遅く,			
時間経過に伴い Cs-137 の格納容器内壁面等への沈着やサプ			
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 1vo1%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	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	格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応	
フローは大破断 LOCA 後に <u>格納容器圧力逃がし装置等</u> を使用する	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	フローは大破断LOCA後に格納容器フィルタベント系を使用す	
ケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装	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	るケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器フィルタベ	
置 <u>等</u> による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間	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	ント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時	
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	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	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	
応は十分に可能と考える。	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	対応は十分に可能と考える。	
	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		
	要員については他作業と重複していないことから,水素燃焼を		
	防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。		
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	環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大	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	破断LOCA後により短い時間(事象発生から約19時間)で格	LOCA後により短い時間(事象発生から約32時間)で格納容器	・解析結果の相違
<u>逃がし装置等</u> による排出を実施する場合について評価し、評価項	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	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	【柏崎 6/7, 東海第二】
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,	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	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	格納容器ベント開始
格納容器圧力逃がし装置等による対応は可能と考える。	ことから, 格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。	ら、格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。	時間の相違。
5 ドライ冬州とからかいことの確認			・運田の知造
0. 「ノーネロこなりないここ ^{2010年100} 同子 「「格納容器内がドライ条件とからかい」とを確認するた			【柏崎 6/7】
が 水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として ト記の証価結里にお			▲111 世月 0/14 鳥根 9 号 にけ ドライ
			西瓜 ム クル は、トノイ

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
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)			条件の酸素濃度が可燃
後)において,残留熱除去系による格納容器スプレイ(流量			領域に到達するよりも
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			前に格納容器ベントを
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、			実施するため,ドライ条
格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器ス			件の酸素濃度は5 vol%
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			
<u>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</u>			
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。			
6 参考文献	「	5	
「1]「シビアアクシデントにおけろ可燃性ガスの挙動に関すろ研	5. 参与文献 「1]「シビアアクシデントにおけろ可燃性ガスの举動に関すろ研	「1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの举動に関する研	
	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)	
[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 L			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (20)	17.12.20版)	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値の変更に伴う評価項目への影響(ウ</u> 	フェット条件) (Og = 0.03) ^{評価項目}			<u>表1 G値</u> _{項目}	5の変更に伴う評価項目 感度解析 (沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(0 ₂)=0.2	への影響(ウェッ ベースケース (G(L)=0,06,G(0,)=0,03)	ト <u>条件)</u> 評価項目	・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) 事象発生から約 51 時間後にサ ブレッション・チェンバにおい で 5vol%に到塗するが、約 51 約 2.3v (単象発生から 第間時点でのウェットウェル 時間時点でのウェットウェル (単象発生から 酸素濃度 (サブレッション・チェンバ) ドライクロ加加ないサブレッション 約 3.4v (サブレッション・チェンバ) コン・チェンバともに 5vol%未 満に低減。 (事象発生から	ol% 168 時間後) 5vol%以下 168 時間後)			酸素濃度 (ドライウェル) 酸素濃度 (サプレッショ	 非沸騰: 6(H₂)=0.25, G(0₂)=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 	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)	- 5 vo1%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
<u>表2G値の変更に伴う評価項目への影響(</u>	<u>ドライ条件)</u>	<u>第3表 G値の変更に伴う評価項目</u>	への影響(ドライ条	<u>牛)</u> <u>表2_G</u>	<u> </u>	目への影響(ドライ	<u>条件)</u>	ット条件の評価を実施 している。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7 東海第一】
項目 感度解析 ベース $(G(H_2) = 0.4, G(O_2) = 0.2)$ $(G(H_2) = 0.06)$	×ケース , G(O ₂) = 0.03) 詳価項目	項目 感度解析 (G(H ₂)=0.4,G(0 ₂)=0.2)	ベースケース (G(H ₂)=0.06, G(0 ₂)=0.03) 評価	項目項目	(沸騰 : G (H ₂)=0. 4, G (0 ₂)=0. 2 非沸騰 : G (H ₂)=0. 25,	ベースケース (G(H ₂)=0.06,G(0 ₂)=0.03)	評価項目	【怕呵 0/1, 果(毋弗二】
・ウェット条件での酸素濃度 ちvol% 創達に伴いウェットウ エルベントラインを開放する ため,格納容器内の非凝縮性ガ スは水の放射線分解による水 来ガス及び酸素ガスのみとな り、ドライ条件での格納容器内 ・ドライン・アンド (事象発生から なんかの放射線分解による水 来ガス及び酸素ガスのみとな り、ドライ条件での格納容器内 の方程濃度は水素ガス:酸素ガ ス=2:1の存在割合となるが, 現実的には原子伊格納容器内 が名: で発生し続ける水蒸気が格納 (事象発生から な路内の気相濃度のほぼ100%	7vol% ら 168 時間後) 5vol%以下 9vol% ら 168 時間後)	 酸素濃度 最高値 (ドライウェル) 酸素濃度 最高値 (サプレッション・ チェンバ) 事象発生から約 122 時間 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 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 2. 8vo1% (約 107 時間) 5vo 未 約 4. 0vo1% (約 84 時間)	酸素濃度 (ドライウェル) 満 酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)	G(02)=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 5 vo1%未満に低減。	約 1. 2vol% (事象発生から 168 時間後) 約 2. 8vol% (事象発生から 168 時間後)	5vo1%以下	
を占め続ける。								



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 奄。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 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	



弓炉	
移(ウェット条件)	
水素 依素 変素 変素 水蒸気 水 水 水 水 水 水 	

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
(WPa (End) (1000 (200			・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。
with the provide			



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〕

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 3.4.2	添付資料 3.4.1	添付資料 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>ッ線</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 ₂ O 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。	
$H + OH \to H + H O = \pm 0$	$H_a + OH \rightarrow H + H_a O = \vec{\tau}$	$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O \qquad {\vec{\ddagger}}$	
$H_2 + OH \rightarrow H + H_2 O \qquad \qquad H_2 + OH \rightarrow OH + H_2 O \qquad \qquad H_2 + OH = H_2 O = H_2 OH + H_2 O = H_2 OH = H_2 $		$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O \qquad \vec{z}$	
$H + H_2 O_2 \rightarrow OH + H_2 O \qquad = H_2 O$	$H + H_2 O_2 \rightarrow O H + H_2 O \qquad \overrightarrow{\mathbf{x}}(2)$	$H + OH \rightarrow H_2O \qquad {} \vec{\texttt{R}} \textcircled{3}$	
$H + OH \rightarrow H_2O$ $\exists \langle 3 \rangle$	$H + O H \rightarrow H_2 O$ 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。	
拍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	<u>東海第二発電所</u> は,運転中, <u>格納容器内</u> 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	<u>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</u>	
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	<u>ート反応等,水素ガス</u> 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。	
以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放	以下では、この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射	以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放	
射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。	線分解について、本評価で用いた考え方を示す。	射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。	
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は以下の	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は以下	
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。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20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)のバラメータは以下のとおり。 $\Delta n : \kappa \sigma b k f 級 \phi g w c s \delta k x (c c k x) f X X Y d t = 1 Q_{decay} : h k g M [W]E : b k f k g w w w h h c [-]- \mu r h : \beta k , \gamma k t + b c c 0.1- \mu r h \sigma F P : \beta k , \gamma k t + b c c 1G : g f G d f [f Y - f - f 0 o e V]- \pi x : G(H_2) = 0.06- c c c k x + f G(H_2) = 0.03\Delta t : \beta f A X T Y f [sec]$	$\Delta n = Q_{accy} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \exists (1)$ 式(1) のパラメータは以下のとおり。 $\Delta n : \pi \sigma 放射線分解による木素 (酸素) 発生量[mol]$ $Q_{accy} : 崩壊熱[W]$ E : 放射線吸収割合[-] - サプレッション・プール以外のFP : ベータ線, ガンマ線ともに 0.1 - サプレッション・プール内のFP : ベータ線, ガンマ線ともに 1 G : 実効G 値[分子/100eV] - 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。 Δn : 木の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[-] $-炉内$: β 線, γ 線ともに0. $-炉内$ FP: β 線, γ 線ともに1 G : 実効G値[分子/100eV] -水素 : G(H2) = 0.06 -酸素 : G(02) = 0.03 Δt : 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。	
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	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	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、ジルコニウムー水反応割合は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約1.5時間後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		
	<u>参照)</u>		
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ОН ⁻ 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。	
$I^{-} + OH \rightarrow I + OH^{-}$ $\overrightarrow{x}(4)$		$I^- + OH \rightarrow I + OH^- $ $\ddagger 4$	
水山の上ら麦濃度を亦化させた提合の酸麦ガスの発仕割合を図		水中の上う表濃度を亦化させた提合の酸素ガスの発生割合を図	
9 に示す 海相単相条件下において よう表イオン濃度け恒心イ		2に示す	
2 (C, Y) = 100 (C 和当社 本語 由 上 L T = 100 (C + 100 C		ンベントリの $0 \sim 100\%$ に相当する 漕座トーた $阿 9 $ のトなり 水	
ロの上う妻イオン濃度が互いほど 吸収線島に対する酸素ガスの		ロの上う表イオン濃度が互いほど 吸収線長に対する酸素ガスの	
Aのよう示イスン (歳及べ向くなど、) 及び修重に対する 酸示 パパック 発仕 割合が 互い		本生 割 今 が 言 い	
た上記日が同V。 上う表以外の不純物として ほう表 鉄 銅を沃加した提合の		上 的 日 が 同 V 。 上 う 表 以 外 の 不 純 物 ト し て ほ う 表 鉄 細 を 沃 加 し た 提 今 の	
よう未以下の不肥初として、はう未、め、駒を添加した場合の 酸素ガスの発仕割合を図った示す。図っのトなり、不純物の活加		よう未以下の不能物として、はう未、い、駒を部加した物日の	
版示バハの元王司日を囚うに示す。囚うのとおり, 不純初の添加 に上ス酸素ガスの発仕制合への影響け目られたい		設業スパの光上的日を囚るに示す。囚るのとおり、不純物の採加	
による販売が入りが土土割口、の影響は元ら40ない。		による酸素ガスの光土割口、の影響は元らればない。	
以上の和木がら、よう糸侲皮に関して平計画にわける木件とは		以上の和末から、よう糸張及に戻して平計画における末件とは	
は同寺の実験の相末から永めに美効は値を用いることは女ヨと考		は同寺の実験の福末がら永めに実効し他を用いることは安当とち	
<i></i> ~ る。			
(2) 溶存水素濃度の影響	・ジルコニウム-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	
-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		るジルコニウムー水反応割合 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	
度はジルコニウムー水反応割合が 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 <u>70℃</u> 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	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	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。	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]} 。	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<u>僅か</u>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<u>僅か</u>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図参照)	 (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<u>わずか</u>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<u>わずか</u>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。 CH ₃ CH ₂ OH + OH → CH ₃ CHOH + H ₂ O 式⑤ CH ₃ CHOH + O ₂ → 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G 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おいて、金属イオン等(Fe, Cu, B)が新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²³。(第12回参照) ・ホウ酸については、木の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²³。 ・コンクリートについては、安定な酸化物でエアログルとして挙動し、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_が発生し木のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい²³回。 ・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. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法 放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法 は次のとおり。また,格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れ を図 11 に示す。 ・MAAP 解析から得られる各コンパートメントの窒素ガスモル数 	 8. 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<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,格納容器内の水素・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。	
 ・ <u>各コンパートメント</u>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 	 ・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 	
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	の発電所 6	;/7号炉	(2017.12.20版)			東海	再第二発電所	(2018. 9. 12 版)		島	根原子力発電所	7 2 号炉	備考
					【比4	較のた	さめ,添付	†資料 3. 4. 2 0	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	効G値に与える影響	1	第3表	そ 各種ハ	ペラメータが酉	竣素の実効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	【柏崎 6/7,東海第二】
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	D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	パラメー	y 電共研の 実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性	
吸収線量	~1×104 Gy	サプレッショ ン・プールでの 吸収線量は事象 発生から約 1.4 時間後に 1×10 ⁴ Gy を超える。	木素ガスの実効(る傾向があり ²⁰¹ も同様の傾向でま 度の長期(7日間)) 考えた上で事象系 相当する(1×1040 は、保守的であり	G 値は吸収線量が多いほど小さくな a) , 酸素ガスの実効 G 値について か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 を生から約 1.4 時間後の吸収線量に Gy)で求めた実効 G 値を用いること) 妥当と考える。(図 1 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 時間後で1×10 ⁴ G y を超える。	★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⁾ 感,酸素についても同様の傾向であることを確 認している ⁽²⁾ 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る 観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時 間後の吸収線量に相当する1×10 ⁴ Gyで求めた実効G 値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図 参照)	吸収線量	$\sim 1 \times 10^4 \mathrm{G}$ y	サプレッション・ブール での吸収線量は事象発生 から約 1.5 時間後に 1× 10 ⁴ Gyを超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど 小さくなる傾向があり ^(2,3) ,酸素ガスの実 効G値についても同様の傾向であることを 確認している ⁽²⁾ 。酸素濃度の長期(7日間) の推移を見る観点では、事象進展を考えた上 で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に 相当する(1×10 ⁴ Gy)で求めた実効G値を 用いることは、保守的であり妥当と考える。 (図1参照)	
よ 9 素 放田 割 合	^{50%} (立地審査指 針における 仮想事故条 件を設定)	#J 84%	示素ガスの美効(なる傾向があり」 ても同様の傾向で しながら,図2を 違であれば,G値 表れないと考え。 評価において、電 を用いることは多	G 個はよう衆震後か高いほと大さく (2014), 酸素ガスの実効G 値につい であることを確認している。(201 しか 参照すると, 左記の程度の割合の相 (30)定データの傾き)に大きな違いは られることから, 今回申請における 21,540の実験結果に基づく実効G 値 そ当と考える。	よう! 割合	素放出 (50% (立地審査指針) こおける仮想事 放条件を設定)	約10.1%	本素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾 向があり ^{©206} ,酸素についても同様の傾向であることを 確認している [∞] 。しかしながら、第10回を参照すると, 左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの 傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから, 有効性評価において,電失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。 本素の実効G値は姿存本素濃度が意知、ほど小さくなる	よう素放け	出 50% (立地審査指針 における仮想事 故条件を設定)	約 79%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほ ど大きくなる傾向があり ^[2,4] , 酸素ガスの 実効G値についても同様の傾向であること を確認している ^[2] 。しかしながら, 図2を 参照すると, 左記の程度の割合の相違であれ ば, G値(測定データの傾き)に大きな違い は表れないと考えられることから, 有効性評 価において、電共研の実験結果に基づく実効 G値を用いることは妥当と考える。	
ジルコニウム -水反応割合 (溶存水素濃 度)	5.5%	約 16.6%	水素ガスの実効(くなる傾向があり ても同様の傾向で とから、ジルコ= の実験結果に基-	G 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 であることを確認している。 ^[2] このこ ニウムー水反応割合が小さい電共研 づく実効G 値を用いることは妥当と 27)	ムージ 割合 素濃 初期	水反応 (溶存水 度) 酸素濃	1.5%	2.5%	傾向があり ²⁰¹⁴ ,酸素についても同様の傾向であること を確認している ²² 。このことから、ジルコニウムー木反 応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を 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 度計動を見ならぬに思想を見知ったす。のではないしま	ジルコニ ムー水反) 割合(溶 水素濃度)	ウ 5.5% 芯 字	約 7.8%	★素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高い ほど小さくなる傾向があり ^{12,41} ,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 ¹²⁰ 。このことから、ジル コニウム−水反応割合が小さい電共研の実 験結果に基づく実効G値を用いることは妥 当と考える。(図4参照)	
初期酸素濃度	1.5vol%	3.5vol%	考える。(図4参) 少なくとも初期配 濃度は酸素ガスの	ND 後素濃度数 vol%程度では,初期酸素 つ実効 G 値に影響を及ぼすものでは	演勝	•非沸騰 :	非沸腾状態	炉内:沸腾状態	及しは安然の実効し値によど音を及ぼりものではよいと考 える ⁽²⁾ 。(第12 図参照) 沸騰状態では聴義の実効G値はままでしとなる傾向があ スのました。した思想に使っての悪た田ので悪なた用に	初期酸素	農 1. 5vo1%	2.5vol%	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) [2]	
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	「ないと考える。(L) 沸騰状態では酸素 ある。このことか 果に基づく実効(図 3 参照)[4] 長の実効 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 G 値を用いることは妥当と考える。	温度		室温	ックレッション・ク ール:非沸騰状態 室温以上	る。このことから、弁例顧祝歴での重共加ク美級語朱に 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) 温度が高いせまど、再結合反応が促進されるため実効G値 け小さくなる傾向がある、重切起こけ担節けな別を上向	沸騰・非 騰	弗 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	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ0 となる傾向がある。このことから,非沸騰状 態での電共研の実験結果に基づく実効G値 を用いることは妥当と考える。(図5参照) ^[2]	
温度	室温	室温以上	 は、5 % 飛行当 温度が高いほど, 値は小さくなる他 を上回るため, 雪 実効 G 値を用い 	再結合反応が促進されるため実効 G 页向がある。事故時には温度は室温 室温での電共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	рH		中性	事故対応の中で変動	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 ^{図図} 。(第14参 照) 中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を	温度	室温	室温以上	温度が高いほど,再結合反応が促進されるた め実効G値は小さくなる傾向がある。事故時 には温度は室温を上回るため,室温での電共 研の実験結果に基づく実効G値を用いるこ とは保守的であり妥当と考える。(図6,7 ※昭) ^[2,3]	
рН	中性	事故対応の中で 変動する可能性 がある	る。(図 6,7 参照) 中性環境下では配 を示すが,その差 試験で求めた電共 用いることに問題	2 2 3 歳素の実効 G 値は僅かに小さい傾向 ほけ小さい。このため、中性条件下の ほ研の実験結果に基づく実効 G 値を 通はないと考える。(図 8 参照) 2				する可能性かある。	示すか,そのおエハるい。このため,甲性系件ドの試験 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 ²² 。(第15 図参照)	p H	中性	事故対応の中で変動する 可能性がある。	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	J羽原子力発	電所 6/7号	炉 (2017.12.20版)		東海第二羽	卷電所(2018.9	. 12版)		島	根原子力発電所	2 号炉	備考
表2。	よう素以外の	つ不純物が酸素の)実効G値に与える影響	第4表 よ	う素以外のオ	「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 0~2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材 中不純物濃度や BWR プラント通常運転時に 	 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) 	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B WRブラント通常運転 時における金属濃度等 の評価を参考に設ち) 	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 影響は見られない ²² 。(第12図参照)	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 0~2 p pm (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 	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	 高いる並属破疫中の計 価を参考に設定) 約1×10³ mol/L (格納容器内での想定発 生量と S/C 液相体積か ら概算) 	水のpHに影響するが、pHの違いによ る実効G値への影響は小さい。 ^[2]	ホウ酸	制御棒材の酸化。M CCI時の化学反応	約1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定 発生量とサプレッショ ン・ブール液相体積から 概算) 写完む酸化物でエアロ	水のpHに影響するが、pHの違いに よる実効G値への影響まいさい ² 。	ホウ酸	制御棒材の酸 化, MCCI時 の化学反応	等の評価を参考に設 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 p Hに影響するが, p H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 l ₂ O ₃ , M g OなどがMC C I 時に放出	ジルとして挙動し、木に はほとんど溶けない 約1.1×10 ⁻⁶ mol/L	し、木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 の影響すかい ^{(2)[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 C0 ₂ が発生し水のpHに影響するが、pH の変化によるG値への影響は小さい。 ¹¹	
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。 ^[1,2] 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)		分解や抗体対線分解	(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)	値を低減する ^[4] 。(第 16, 17 図参照)	有機物	電線被覆材など の熱分解や放射 線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/1 (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)	





5炉	備考
Cu,B を 2 ppm 添加 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)	
ウムー水反広割合	
相当 (0~6.7×10 ⁻⁴ mol/L)	
相当	
·I6	
書の関係	
重の国际 二場合)	



步炉	備考
気相中及び液相中の \mathbf{O}_2 農度の総和	
, 1	
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	
6 8	
書の関係	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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)	<u>第17</u> 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 N _{O2} + ΔN _{O2}
水素モル数 N _{H2} + ΔN _{H2}
水蒸気モル数 N _{H;0}
ゴフロー図

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,事象発生から約20時	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, <u>代替循環冷却系</u> 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	<u>容器除熱を実施し、事象発生から約</u>	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
			入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ベントを実施しない状態を7日後以	
降も継続する場合,酸素濃度は事象発生から約14日後にサプ	降も継続する場合,酸素濃度(ドライ条件)は事象発生から約	降も継続する場合,酸素濃度(ドライ条件)は事象発生から100	・解析結果の相違
<u>レッション・チェンバにおいて</u> 可燃限界に到達する。	<u>46日後にドライウェルにおいて 4.3vo1%に</u> 到達する。	日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であっ	【柏崎 6/7,東海第二】
		てもドライウェルで約 1.8vol%, サプレッション・チェンバで	設備, 運用, 解析条件
		約 4. 2vo1%であり,可燃限界に到達するのは事象発生から 100	等の相違により,酸素濃
		日以降である。	度の可燃限界 (酸素ベン
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	ト基準) 到達時間が異な
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	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	る。
(可燃性ガス濃度制御系の運転等)を行い,原子炉格納容器内	(可燃性ガス濃度制御系の運転等)を行い, 格納容器内が可燃	(可燃性ガス濃度制御系の運転等)を行い,原子炉格納容器内	
が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故	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	
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、格納容器圧力及び霑	等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力	
及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試み	<u>囲気温度</u> の低下操作や <u>格納容器内の窒素置換</u> を試みる。これら	及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試み	
る。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び	の対応が困難であり、格納容器内の酸素濃度(ドライ条件)が	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	・記載方針の相違
酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベン	4.3vo1%に到達する場合については、格納容器ベントにより、	酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベン	【東海第二】
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	水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持で	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	島根2号炉は,有効性
態を維持できる。	きる。	態を維持できる。	評価上,可燃性ガスの可
			燃限界到達有無を確認
			している。

村城、	山河店了五改電武	6 (7 早)	后 (2017	19.90 년)			まと 	め資料比較表	€ 〔有穷		译料 3.4	.4]			自相百乙士		の見ば		供考
11111	小初尿十刀発電肋	0/(弓)	N [→] (2017	. 12. 20 版)			央 御弗⊸	完竜川 (2	018. 9. 12	hX)						1	2 方炉		伽ろ
統付資料 3.4.4																			・相違理由は本文参照。
解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(水素燃焼) ま1 のた冬かさ見ぬ冬かし」を担への運転日のが認知在国したと パラシュカアトラス思郷 (小ま跡体)	田田 「新活業者」(1981年年、1988年、1988年年、1988年、	 「「「」」」、「「」」、「「」」、「「」」、「」」、「」」、「」、「」、「」、「	 機械条件のした型のは、必要な又称生気に4回にあっる 機械薬病の素、ため、水能適量減少。ケンンに2010年の高速体、硫酸水作のした第40円、必要が又効用当必能がするため、水能適量減少 水にがまが水、あ面したい 中のとのしてた。 水に加入でののことのの、水溶(加) 水には一下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	本の数の1線分 水振 : 1 本地 : 1 本 : 1 本 : 1 本 : 1 + 1 + 1 + 1 + 1 + 1 + 1 + 1 + 1 + 1	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 (水素燃焼) 第1 表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	項 目 解析条件(初期条件,事故条件) 項 目 の不確かさ 条件設定の考え方 運転員等操作時間に与える影響 評価項目となるバラメークに与える影響	地 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和	府心内のジル 南心内のジル 一方の山口のジル コニクムー水 マードンの水素発生転い変動する 「こころ水素発生転い運動するため、低圧や粧水 マードンの水素発生転い運動するため、低圧や粧水 同能性があるのが、端件串順(「環想型業業保護報告報の変動するため、低圧や粧水の操作開 「ごことる水素発生転い、運転員等機 などにことか、 しの1%が水と反応 素発生配 素発生配 本 素発生配 本 本 の の の シャート の の の の の の の の の の の の の	 ● (添付資料3.4.6) ● (添付意料2.4) ● (添付意料2.4) ● (添付意料2.4) ● (添付意料2.4) ● (添付意料2.4) ● (示付金) 	 3.431 3.441 3.441 3.441 3.441 3.441 3.441 3.441 3.441 4.441 <l< th=""><th>4.4</th><th>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(水素燃焼) 麦1 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(水素燃焼)</th><th>項日 解析条件(初期条件、非純条件)の不適から 条件設定の考え方 運転員等換付時間に与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響 解析条件 発電条件 後継条件とした地合は、初期酸素額をが軽くなるため、</th><th>2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1</th><th>報告書作しているのに、本人のなどのシャートの書い、本人の大量ので、 なるためのジャーコーターをなど、学校の90ジャーニタームの マームシート女区が、市上の学校では、本人の子童には、一般では、本人の子童には、一般できたよう、学校の90ジャーニターム、本区には、 なんがなど、市上の学校、市上の学校のジャーニタームの レームーー女区が、市上の学校では、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの レームーー女区が、市上の学校では、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 大量のため、市上の学校では、一般では、本人の子童には、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 大量のため、市上の学校では、一般できたいで、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 本人の、「ころ」、本人の子童には、一般できたいている歌歌を1150年に、「この小子ではないのかい」の「ころ」、本人の子母には、一般できたいでいい。 本人の、「ころ」、本人の子童にない、「ころの子童にない」、 本人の、「ころ」、「ころの子童にない」、 本人の、「ころ」、「ころの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人の、</th><th>林 林 金属属食物には る。水振躍曲後がシーシンスに2510の所子中能制設置的の なめ、水振曲を能な、一シンスに2510の所子中能制設置的の ため、水振曲を能な、一シンスに2517の所子中能制設置的の ため、水振曲を能な、一シンスに2517の所子中能制設 市</th><th>本の放射線分析 本語: 本語: 大心放射線分析に上点体が放射を分析にことの株式の数h的分析により水の放射像分析に上の株式の数h的分析に上の体が放射分析に上の体が放射分析に上の体が放射分析に一方面体 医酸化合体的体分析に上の体が 上点体素力ス (1.1) 上点体素力ス (1.1) 2.06分子/1004 (1.1) 第二、1.05分子/1004 (1.1) 2.06分子/1004 (1.1) (1.05分子/1004 (1.1) (1.05) (1.</th><th>添付資料 3.4.4</th><th></th></l<>	4.4	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(水素燃焼) 麦1 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(水素燃焼)	項日 解析条件(初期条件、非純条件)の不適から 条件設定の考え方 運転員等換付時間に与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響 解析条件 発電条件 後継条件とした地合は、初期酸素額をが軽くなるため、	2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	報告書作しているのに、本人のなどのシャートの書い、本人の大量ので、 なるためのジャーコーターをなど、学校の90ジャーニタームの マームシート女区が、市上の学校では、本人の子童には、一般では、本人の子童には、一般できたよう、学校の90ジャーニターム、本区には、 なんがなど、市上の学校、市上の学校のジャーニタームの レームーー女区が、市上の学校では、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの レームーー女区が、市上の学校では、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 大量のため、市上の学校では、一般では、本人の子童には、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 大量のため、市上の学校では、一般できたいで、一般できたよう、学校の90ジャーニタームの 本人の、「ころ」、本人の子童には、一般できたいている歌歌を1150年に、「この小子ではないのかい」の「ころ」、本人の子母には、一般できたいでいい。 本人の、「ころ」、本人の子童にない、「ころの子童にない」、 本人の、「ころ」、「ころの子童にない」、 本人の、「ころ」、「ころの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの」、 本人の、「二ろ」、「二ろの子童にないい」、 本人の、「二ろ」、「二ろの」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人の、「二ろ」、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人の、 本人のの、 本人の、 本人の、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人のの、 本人の、	林 林 金属属食物には る。水振躍曲後がシーシンスに2510の所子中能制設置的の なめ、水振曲を能な、一シンスに2510の所子中能制設置的の ため、水振曲を能な、一シンスに2517の所子中能制設置的の ため、水振曲を能な、一シンスに2517の所子中能制設 市	本の放射線分析 本語: 本語: 大心放射線分析に上点体が放射を分析にことの株式の数h的分析により水の放射像分析に上の株式の数h的分析に上の体が放射分析に上の体が放射分析に上の体が放射分析に一方面体 医酸化合体的体分析に上の体が 上点体素力ス (1.1) 上点体素力ス (1.1) 2.06分子/1004 (1.1) 第二、1.05分子/1004 (1.1) 2.06分子/1004 (1.1) (1.05分子/1004 (1.1) (1.05) (1.	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	
 はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器 への注水開始時刻を事象発生から <u>70 分後</u>としている。実際の事故 対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅 れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコ ニウム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 濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に 至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっ ては、ジルコニウムー水反応が促進され、水素ガス発生量が増加 する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによっ て相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。 ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる 場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与 	 はじめに 今回の評価では,運転操作手順書等を踏まえ,原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から25分後としている。実際の事故対応においては,原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウムー水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウムー水反応が促進され、水素発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素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 	 はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から<u>30分後</u>としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウムー水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウムー水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。 ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果 	 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 設備,運用等の相違に より原子炉注水開始時 間が異なる。
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。	
 評価条件 今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」 という。)の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評 価条件は、ベースケースと同等である。 	2. 評価条件 <u>ベースケース</u> の評価条件に対する変更点は以下のとおり。こ の他の評価条件は、ベースケースと同等である。	2. 評価条件 <u>今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」</u> <u>という。</u> の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほか の評価条件は、ベースケースと同等である。	
 (1)感度解析1(注水開始時刻が早まる場合) ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から<u>30分後</u>とした。<u>30分</u>は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。 	 (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ベースケースより10分 早くし,事象発生から15分後とした。 	 (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25分後とした。25分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。 	・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。
・格納容器圧力制御の観点で評価上の必要が生じたため,格納 容器スプレイの流量を155m ³ /hとした。格納容器スプレイの 流量をベースケースの140 m ³ /hよりも増加させることで,水 蒸気の凝縮及びサプレッション・チェンバ気相部容積の低下	また,代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベー スケースより 10 分早くし,事象発生から 80 分後とした。 10 分は,今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて 設定した値である。		・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根2号炉は,原子炉 注水開始時刻以外の解

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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</u> スケースより 25 分遅延することとし,事象発生から 115 分 後とした。		・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5vol%未満となった。 	 評価結果 評価結果を<u>第1図から第8図</u>に示す。また,評価結果のまと めを<u>第1表</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。 	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 	 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 版	į)		東海第二発電	寛所(2018.9.	12版)			島根原子	力発電所 2-	号炸
表1 原子炉	正力容器への注	主水開始時刻の	変更に伴う評価	項目へ	第1表 原子炉	圧力容器への	注水開始時刻	別の変更に伴	う評価項目	表1 原子炉圧	「力容器への注	E水開始時刻 @)変
		の影響				-	への影響					の影響	
項目	原子: 感度解析1 (事象発生から30分 後)	炉圧力容器への注水開始 感度解析2 (事象発生から90分 後)	給時刻 ベースケース (事象発生から70分 ※)	評価項目	項目	原子炉日 感度解析 1 (事象発生か ら 15 分後)	 力容器への注水 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)	月始 ↓ (
 全炉心内のジル コニウム量に対 する酸化割合 	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%		 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%	
ジルコニウムー 水反応による	約 625kg	約 587kg	約 570kg		ジルコニウムー					ジルコニウム- 水反応による水 まガス発生量	約 293kg	約 167kg	

約 481kg

約 2.7vo1%

(約 0.1 時間)

約 4.0vo1%

(約 72 時間)

約 272kg

約 2.8vo1%

(約 76 時間)

約 4.0vo1%

(約 58 時間)

約 325kg

約 2.8vo1%

(約107時間)

約 4.0vo1%

(約84時間)

5vol%

未満

水反応による水

素発生量

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)

水素ガス発生量

酸素濃度

(ドライウェル)

酸素濃度

ン・チェンバ)

約 2.2vol%

間後)

約 3.6vol%

間後)

(サプレッショ (事象発生から 168 時

[事象発生から 168 時

約 2.6vol%

(事象発生から

168 時間後)

約 3.9vol%

(事象発生から

168 時間後)

約 2. 3vo1%

(事象発生から 168 時

間後)

約 3. 4vo1%

(事象発生から 168 時

間後)

5vo1%

以下

	島根原子	備考			
1 原子炉日	E力容器への注	法開始時刻の	の変更に伴う評	2価項目へ	・解析結果の相違
		の影響			【柏崎 6/7,東海第二】
項目	原子炉E 感度解析1 (事象発生から 25分後)				
全炉心内のジル コニウム量に対 する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%		
水反応による水 素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg		
ドライウェル 酸素濃度 (ウェット条件)	約 1. 1vol% ^{**} (事象発生から 168 時間後)	約 1. 1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1. 1vol% ^{**} (事象発生から 168 時間後)	5 vo1%	
サフレッショ ン・チェンバ 酸素濃度 (ウェット条件)	約 1. 9vol% ^{**} (事象発生から 168 時間後)	約 2. 1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1. 9vol% ^{**} (事象発生から 168 時間後)	以下	
は格納容器内 効果となるた	,, で、スクースま の酸素濃度を下げ .め, 結果として 16	- 00から - 00 - 3効果となるが、② 8 時間後の酸素濃度	の減少は酸素濃度 変は同等の値となっ	を上げる。	







