島根原子力発電所2号炉 審査資料		
資料番号	EP-015 改 71(比)	
提出年月日	令和3年5月10日	

島根原子力発電所2号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

令和3年5月 中国電力株式会社

まとめ資料比較表 〔有効性評価 目次〕

	+->		1111 - Lu
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
目次	目次	目次	
1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	
1. 里八争以寺への別処に係る指直の有別性計画の基本的与えの 1.1 概要	1.1 概要	1. 重人争成等、の別処に係る指直の有効性計画の基本的与えの 1.1 概要	
1.1 帆安 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定	1.1 例 安 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定	1.1 例安 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定	
		1.2 評価対象の登埕及の評価項目の設定 1.3 評価に当たって考慮する事項	
1.3 評価に当たって考慮する事項	1.3 評価に当たって考慮する事項		
1.4 有効性評価に使用する計算プログラム	1.4 有効性評価に使用する計算プログラム	1.4 有効性評価に使用する計算プログラム	
1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針	1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針	1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針	
1.6 解析の実施	1.6 解析の実施	1.6 解析の実施	
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	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	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	
1.8 必要な要員及び資源の評価方針	1.8 必要な要員及び資源の評価方針	1.8 必要な要員及び資源の評価方針	
付録1事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選		付録1事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選	
定について	スの選定について	定について	
付録 2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果	付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価	付録2原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価	
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	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		・資料構成の相違
解析コードについて	ト解析コードについて		【柏崎 6/7,東海第二】
			トピカルレポート化
			に伴い,同様の資料を付
			録していない。
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	2.1 高圧・低圧注水機能喪失	2.1 高圧・低圧注水機能喪失	
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	2.2 高圧注水・減圧機能喪失	2.2 高圧注水・減圧機能喪失	
2.3 全交流動力電源喪失	2.3 全交流動力電源喪失	2.3 全交流動力電源喪失	
2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)	2.3.1 全交流動力電源喪失 <u>(長期TB)</u>	
2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	2.3.2 全交流動力電源喪失 (<u>TBD</u> , TBU)	2.3.2 全交流動力電源喪失 <u>(TBU)</u>	
+RCIC 失敗			
2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)		2.3.3 全交流動力電源喪失 <u>(TBD)</u>	
+ 直流電源喪失			
2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)	2.3.4 全交流動力電源喪失 <u>(TBP)</u>	
+SRV 再閉失敗			
2.4 崩壞熱除去機能喪失	2.4 崩壊熱除去機能喪失	2.4 崩壞熱除去機能喪失	
2.4.1 取水機能が喪失した場合	2.4.1 取水機能が喪失した場合	2.4.1 取水機能が喪失した場合	
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合	2.4.2 残留熱除去系が故障した場合	2.4.2 残留熱除去系が故障した場合	
2.5 原子炉停止機能喪失	2.5 原子炉停止機能喪失	2.5 原子炉停止機能喪失	
2.6 LOCA 時注水機能喪失	2.6 LOCA時注水機能喪失	2.6 LOCA時注水機能喪失	
2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失		【東海第二】
			東海第二固有の事故
			シーケンスグループで
			あるため、作成していな
			<i>۷</i> ′。
			(以降,同様な相違につ
			いては記載省略)
3. 運転中の原子炉における重大事故	3. 運転中の原子炉における重大事故	3. 運転中の原子炉における重大事故	
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)	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	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)	損)	
3.1.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	3.1.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	3.1.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策	
3.1.2 <u>代替循環冷却系</u> を使用する場合	3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合	3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合	
3.1.3 <u>代替循環冷却系</u> を使用しない場合	3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合	3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合	
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	
3.4 水素燃焼	3.4 水素燃焼	3.4 水素燃焼	
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	
4.1 想定事故 1	4.1 想定事故 1	4.1 想定事故 1	
4.2 想定事故 2	4.2 想定事故 2	4.2 想定事故 2	
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事	5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事	5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事	
故	故	故	
5.1 崩壊熱除去機能喪失	5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷 却機能喪失)	5.1 崩壊熱除去機能喪失	
5.2 全交流動力電源喪失	5.2 全交流動力電源喪失	5.2 全交流動力電源喪失	
5.3 原子炉冷却材の流出	5.3 原子炉冷却材の流出	5.3 原子炉冷却材の流出	
5.4 反応度の誤投入	5.4 反応度の誤投入	5.4 反応度の誤投入	
6. 必要な要員及び資源の評価	6. 必要な要員及び資源の評価	6. 必要な要員及び資源の評価	
6.1 必要な要員及び資源の評価条件	6.1 必要な要員及び資源の評価条件	6.1 必要な要員及び資源の評価条件	
6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	
6.3 重大事故等対策時に必要な水源,燃料及び電源の評価結果	6.3 重大事故等対策時に必要な水源,燃料及び電源の評価結果	6.3 重大事故等対策時に必要な水源,燃料及び電源の評価結果	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 目次	添付資料 目次	添付資料 目次	
		(1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え	
		<u>方)</u>	
	添付資料 1.1.1 重大事故等対策における深層防護の考え方につい		【東海第二】
	<u>~</u>		補足説明資料「4.深
			層防護の考え方につい
			て」に記載している。
	添付資料 1.2.1 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性につい		【東海第二】
	<u>\(\tau \) </u>		補足説明資料「45.外
			圧支配事象における燃
			料被覆管の健全性につ
			いて」に記載している。
	添付資料 1.2.2 サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的		【東海第二】
	な耐性について		サプレッション・プー
			ル水位上昇による水頭
			圧を考慮しても格納容
			器限界圧力に至らない
			ことを確認しているこ
			とから,同様の添付資料
			は作成していない。
	添付資料 1.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力につい		【東海第二】
	<u></u>		水頭差を考慮した原
	_		子炉冷却材圧力バウン
			ダリにかかる圧力の設
			定に関する参考資料で
			あるため,同様の添付資
			料は作成していない。
	添付資料 1.2.4 格納容器破損防止対策の各評価事故シーケンスに		【東海第二】
	おける評価項目について		格納容器破損防止対
	NOTE OF THE ACTION OF THE ACTI		策各事故シーケンスの
			本文において,評価項目
			について記載している
			ため,同様の添付資料は
			作成していない。
添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要	添付資料 1.2.5 施設定期検査工程の概要	添付資料 1.2.1 定期事業者検査工程の概要	11770 51 761 0
	添付資料 1.3.1 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧		【東海第二】
	について		補足説明資料「40. 有

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			効性評価における機能
			喪失を仮定した設備一
			覧について」に記載して
			いる。
	添付資料 1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能		【東海第二】
	喪失の仮定について		各評価事故シーケン
			スの「(2)有効性評価の
			条件」に記載しているこ
			とから,同様の添付資料
			は作成していない。
	添付資料 1.3.3 外部電源喪失に伴う原子炉スクラム及び格納容器		【東海第二】
	隔離について		原子炉スクラム及び
			格納容器隔離に係る論
			理回路の基本設計につ
			いて説明した資料であ
			るため、同様の添付資料
			は作成していない。
添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの	添付資料 1.3.4 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成	<u>添付資料 1.3.1</u> 重大事故等対策の有効性評価における作業 <u>ごと</u> の	
成立性確認結果について	立性確認結果について	成立性確認結果について	
	添付資料 1.3.5 事象発生時の状況判断について		【東海第二】
			事象発生時に必要な
			状況判断については各
			事故シーケンス等の図
			「対応手順の概要」に記
			載していることから,同
			様の添付資料は作成し
			ていない。
	添付資料 1.3.6 有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮		【東海第二】
	<u>定について</u>		各事故シーケンスの
			「(2)有効性評価の条件
			c. 重大事故等対策に関
			連する操作条件」に記載
			していることから,同様
			の添付資料は作成して
			いない。
	添付資料 1.3.7 安定状態の考え方について		【東海第二】
			各事故シーケンス等

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			の添付資料「安定状態に
			ついて」にて記載してい
			ることから, 同様の添付
			資料は作成していない。
添付資料1.4.1 有効性評価に使用している解析コード/評価手法	添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード/評価手法	添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード/評価手法	
の開発に係る当社の関与について	の開発に係る当社の関与について	の開発に係る当社の関与について	
添付資料 1.5.1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事	添付資料 1.5.1 東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価の	添付資料 1.5.1 島根原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効	
故等対策の有効性評価の一般データ	一般データ	性評価の一般データ	
添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径	添付資料 1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び破	添付資料 1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口	
設定の考え方について	断面積設定の考え方について	経設定の考え方について	
		添付資料 1.5.3 有効性評価に用いる崩壊熱について	【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は, MOX
			適用プラントであるこ
			とから,当該の添付資料
			を作成している。
	添付資料 1.5.3 サプレッション・プール初期水位について		【東海第二】
			東海第二固有の解析
			条件の設定の考え方を
			説明する資料であるた
			め,同様の添付資料は作
			成していない。
	添付資料 1.5.4 外部水源温度の条件設定の根拠について		【東海第二】
			東海第二の解析条件
			の設定の考え方を説明
			する資料であるため,同
			様の添付資料は作成し
			ていない。
	<u>添付資料 1.5.5 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価するこ</u>		【東海第二】
			補足説明資料「15. 給
			水流量をランアウト流
			量(68%)で評価すること
			の妥当性」にて記載して
			いる。
	<u>添付資料 1.5.6 逃がし安全弁の解析条件設定について</u>		【東海第二】
			東海第二固有の解析
			条件の設定の考え方を
			説明する資料であるた
			 め, 同様の添付資料は作

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
11.7 (31.10311 32 231 1	148.00.1.5332 201	成していない。
	 添付資料 1.5.7 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方につ		【東海第二】
	いて		東海第二固有の解析
			条件の設定の考え方を
			説明する資料であるた
			め,同様の添付資料は作
			成していない。
	添付資料 1.5.8 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁 7 個の		【東海第二】
	十分性について		島根2号炉は逃がし
			安全弁 12 弁全てを重大
			事故等対処設備として
			いることから,同様の添
			付資料を作成していな
			V,
添付資料1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれ	添付資料 1.5.9 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれ	添付資料 1.5.4 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある	
がある事故(想定事故1及び2)の有効性評価にお	がある事故(想定事故1及び2)の有効性評価に	事故(想定事故1及び2)の有効性評価における	
ける共通評価条件について	おける共通評価条件について	共通評価条件について	
添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フ	添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロ	添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フ	
ロー	_	ロー	
		(2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事	
		故)	
		(2.1 高圧・低圧注水機能喪失)	
	添付資料 2.1.1 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代		【東海第二】
	表性について		当該シーケンスで燃
			料被覆管最高温度が平
			均出力燃料集合体で発
			生していることに関し
			て,その理由と妥当性を
			記載した資料であるが、
			島根2号炉は、補足説明
			資料「8. 高圧・低圧注
			水機能喪失における平
			均出力燃料集合体での
			燃料被覆管最高温度の
			代表性について」に記載
			しており,記載内容に相
			違はない。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<u>添付資料 2.1.1</u> 安定状態について	添付資料 2.1.2 安定状態について(高圧・低圧注水機能喪失)	添付資料 2.1.1 安定状態について (高圧・低圧注水機能喪失)	
添付資料2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料 2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	<u>添付資料 2.1.2</u> 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(高圧・低圧注水機能喪失)	ついて(高圧・低圧注水機能喪失)	ついて(高圧・低圧注水機能喪失)	
添付資料2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について		<u>添付資料 2.1.3</u> 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高	
		圧・低圧注水機能喪失)	
添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について(高圧・低圧	添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について (高圧・低圧	<u>添付資料 2.1.4</u> 7日間における水源の対応について(高圧・低圧	
注水機能喪失)	注水機能喪失)	注水機能喪失)	
添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について(高圧・低圧	添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について (高圧・低圧	<u>添付資料 2.1.5</u> 7日間における燃料の対応について(高圧・低圧	
注水機能喪失)	注水機能喪失)	注水機能喪失)	
	添付資料 2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(高圧・低圧注水機	添付資料 2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(高圧・低圧注水機	
	能喪失)	能喪失)	
	添付資料 2.1.7 格納容器圧力逃がし装置の第二弁開操作を現場に		【東海第二】
	て実施する場合の時間余裕		格納容器圧力が1Pd
			から2Pd に到達するま
			での時間を評価し,現場
			操作の余裕時間を確認
			している資料であるが,
			過圧の観点で厳しい「雰
			囲気圧力・温度による静
			的負荷(格納容器過圧・
			過温破損)」における評
			価事故シーケンスとの
			比較から時間余裕があ
			ることを確認している
			ため、同様の添付資料は
			作成していない。
		(2.2 高圧注水・減圧機能喪失)	
添付資料 2.2.1 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転		添付資料 2.2.1 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転	
実績について		実績について	
<u>添付資料 2.2.2</u> 安定状態について	添付資料 2.2.1 安定状態について(高圧注水・減圧機能喪失)	添付資料 2. 2. 2 安定状態について (高圧注水・減圧機能喪失)	
添付資料2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	<u>添付資料 2. 2. 2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	<u>添付資料2.2.3</u> 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(高圧注水・減圧機能喪失)	ついて(高圧注水・減圧機能喪失)	ついて(高圧注水・減圧機能喪失)	
	添付資料 2.2.3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉		【東海第二】
	心冷却系の作動台数の考え方		高圧注水・減圧機能喪
			失時における低圧非常
			用炉心冷却系の作動台
			数について,ベースケー
			スでは3系統に期待し

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
			ており、1系統のみに期
			待した場合の感度解析
			を示した資料であるが、
			島根2号炉はベースケ
			ースにおいて1系統の
			みに期待した解析とし
			ており,内容は同等であ
			るため、同様の添付資料
			は作成していない。
添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について(高圧注水・	添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について(高圧注水・	<u>添付資料 2.2.4</u> 7日間における燃料の対応について(高圧注水・	
減圧機能喪失)	減圧機能喪失)	減圧機能喪失)	
	添付資料 2.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(高圧注水・減圧機		【東海第二】
	<u>能喪失)</u>		島根2号炉は,高圧注
			水・減圧機能喪失時に常
			設代替交流電源設備に
			より重大事故等対処設
			備への電源供給は実施
			しないため、同様の添付
			資料は作成していない。
		(2.3 全交流動力電源喪失)	
		(2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB))	
添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について			【柏崎 6/7】
			「添付資料 2.6.2 敷
			地境界での実効線量評
			価について」にて記載し
			ている。
添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について	添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について	添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について	
添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷	添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失(長期TB)時における原		
対系の <u>24 時間</u> 継続運転が可能であることの妥		子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能で	
当性について	ることの妥当性について	あることの妥当性について	
添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその	添付資料 2.3.1.1 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について	添付資料 2.3.1.3 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその	
影響について		影響について	
添付資料 2.3.1.5 安定状態について	添付資料 2.3.1.4 安定状態について(全交流動力電源喪失(長期		
	T B))	<u>TB))</u>	
添付資料 2.3.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	<u>添付資料 2.3.1.5</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	<u>添付資料 2.3.1.5</u> 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+	について (全交流動力電源喪失 (長期TB))	について(全交流動力電源喪失(<u>長期TB</u>))	
<u>DG</u> 喪失))			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 2.3.1.7 7 日間における水源の対応について(全交流動	添付資料 2.3.1.6 7 日間における水源の対応について(全交流動	添付資料 2.3.1.6 7日間における水源の対応について(全交流動	
力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	力電源喪失(長期TB))	力電源喪失 (長期TB))	
添付資料 2.3.1.8 7 日間における燃料の対応について(全交流動	添付資料 2.3.1.7 7 日間における燃料の対応について(全交流動	添付資料 2.3.1.7 7日間における燃料の対応について(全交流動	
力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	力電源喪失(長期TB))	力電源喪失 <u>(長期TB)</u>)	
添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源	添付資料 2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源	添付資料 2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源	
喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	喪失(長期TB))	喪失 (長期TB)	
	<u>添付資料 2.3.1.9 再循環系ポンプからのリークについて</u>		【東海第二】
			全交流動力電源喪失
			時における再循環ポン
			プメカニカルシール部
			からの原子炉冷却材の
			漏えい量について記載
			された資料であるが、島
			根2号炉は,補足説明資
			料「7.原子炉再循環ポ
			ンプからのリークにつ
			いて」に記載しており,
			記載内容に相違はない。
		(2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU))	
	添付資料 2.3.2.1 蓄電池による給電時間評価結果について		【東海第二】
			高圧代替注水系に必
			要な負荷を記載した資
			料であるが,島根2号炉
			は,「添付資料 2.3.1.1
			蓄電池による給電時間
			評価結果について」にR
			CIC及びHPACに
			必要な負荷を合わせて
			記載している。
添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において <u>高圧代替注水系</u>	添付資料 2.3.2.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) 時にお	添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失 (TBU) 時において高圧	
の 24 時間運転継続に期待することの妥当性に	ける高圧代替注水系の8時間継続運転が可能で	原子炉代替注水系の8時間運転継続に期待す	
ついて	<u>ある</u> ことの妥当性について	<u>る</u> ことの妥当性について	
	添付資料 2.3.2.3 安定状態について(全交流動力電源喪失(TB	添付資料 2.3.2.2 安定状態について(全交流動力電源喪失(TB	
	<u>D</u> , TBU))	<u>U</u>))	
<u>添付資料 2.3.2.2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 2.3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 2.3.2.3 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+	について(全交流動力電源喪失 <u>(TBD,</u> TB	について(全交流動力電源喪失 <u>(TBU)</u>)	
DG 喪失)+RCIC 失敗)	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
	添付資料 2.3.2.5 原子炉注水開始が遅れた場合の時間余裕につい	添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について	
	て		
	添付資料 2.3.2.6 7 日間における水源の対応について(全交流動		【東海第二】
	力電源喪失(TBD,TBU))		島根2号炉は,長期
			TB の評価結果と同様で
			あるため、同様の添付資
			料を作成していない。
	添付資料 2.3.2.7 7 日間における燃料の対応について(全交流動		【東海第二】
	力電源喪失(TBD,TBU))_		島根2号炉は,長期
			TB の評価結果と同様で
			あるため,同様の添付資
			料を作成していない。
	添付資料 2.3.2.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源		【東海第二】
	喪失 (TBD, TBU))		島根2号炉は,長期
			TB の評価結果と同様で
			あるため、同様の添付資
			料を作成していない。
		(2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP))	
添付資料 2.3.4.1 安定状態について	添付資料 2.3.3.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(TB	添付資料 2.3.4.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(TB	
	P))	<u>P)</u>)	
添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	<u>添付資料 2.3.3.2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	<u>添付資料 2.3.4.2</u> 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+		について(全交流動力電源喪失 <u>(TBP)</u>)	
DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	添付資料 2.3.3.3 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について		
添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について	(全交流動力電源喪失(TBP))	流動力電源喪失 (TBP))	
添付資料 2.3.4.4 7 日間における水源の対応について	添付資料 2.3.3.4 7 日間における水源の対応について(全交流動	添付資料 2.3.4.4 7日間における水源の対応について(全交流動	
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DC 喪	力電源喪失 (TBP))	力電源喪失(TBP))	
失) + SRV 再閉失敗)			
添付資料 2.3.4.5 7 日間における燃料の対応について	 添付資料 2.3.3.5 7 日間における燃料の対応について(全交流動	 添付資料 2.3.4.5 7日間における燃料の対応について(全交流動	
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪	力電源喪失 (TBP))	力電源喪失 (TBP))	
失) + SRV 再閉失敗)			
添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷	 添付資料 2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源	 添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源	
(全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG</u> 喪		喪失(TBP))	
失)+SRV 再閉失敗)			
	添付資料 2.3.3.7 逃がし安全弁吹出量の影響について		【東海第二】
			仮に逃がし安全弁の
			吹出量が設計以上に大

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			きくなった場合の評価
			項目に与える影響を評
			価した資料であり,島根
			2号炉は解析条件と最
			確条件は同様であり評
			価項目に与える影響は
			ないため、同様の添付資
			料を作成していない。
		(2.4 崩壊熱除去機能喪失)	
		(2.4.1 取水機能が喪失した場合)	
添付資料 2.4.1.1 安定状態について	 添付資料 2.4.1.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水	^{************************************}	
	機能が喪失した場合))	能が喪失した場合))	
 添付資料 2. 4. 1. 2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 2. 4. 1. 2 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(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失	について (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪	について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失	
した場合))	失した場合))	した場合))	
	大した場合が 添付資料 2. 4. 1. 3 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の		 【東海第二】
	影響について		【 ^未 (世界一】 非常用ディーゼル発
	以音(C)V・C		電機が起動した場合の
			影響について記載した
			資料であるが,島根2号
			原は,補足説明資料「9.
			取水機能喪失時の非常
			用ディーゼル発電設備
			が起動した場合の影響
			について」にて記載して
			おり、記載内容に相違は
			ない。
添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除	│ │添付資料 2.4.1.4 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除		【柏崎 6/7,東海第二】
去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	去機能喪失(取水機能が喪失した場合))		島根2号炉は,崩壊熱
			除去機能喪失(取水機能
			が喪失した場合)時は
			S/Cを水源としており、
			外部水源に期待してい
			ないため、同様の添付資
			料を作成していない。
添付資料 2.4.1.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除	添付資料 2.4.1.5 7 日間における燃料の対応について (崩壊熱除	 添付資料 2.4.1.3 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除	THE ITHE C C VILVO
去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能	添付資料 2.4.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能	添付資料 2.4.1.4 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能	
喪失(取水機能が喪失した場合))	喪失 (取水機能が喪失した場合))	喪失(取水機能が喪失した場合))	
		(2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)	
添付資料 2.4.2.1 安定状態について	 添付資料 2.4.2.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留	添付資料 2.4.2.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱	
	熱除去系が故障した場合))	除去系が故障した場合))	
 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 2.4.2.2 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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が	について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系	について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が	
故障した場合))	が故障した場合))	故障した場合))	
添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除	添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について (崩壊熱除	添付資料 2.4.2.3 7日間における水源の対応について(崩壊熱除	
去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	
添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除	添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について (崩壊熱除	添付資料 2.4.2.4 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除	
去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	
	添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能	添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能	
	喪失 (残留熱除去系が故障した場合))	喪失(残留熱除去系が故障した場合))	
		(2.5 原子炉停止機能喪失)	
 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とする	│ │添付資料 2.5.1 プラント動特性評価における評価対象炉心の選定	添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とするこ	
ことの妥当性	について	との妥当性	
		添付資料 2.5.2 P u 同位体組成による動的ボイド係数,動的ドッ	 【柏崎 6/7,東海第二】
		プラ係数への影響	 島根2号炉は, MO X
			適用プラントであるこ
			 とから,当該の添付資料
			を作成している。
添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について	添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について	添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について	
添付資料 2.5.3 安定状態について	添付資料 2.5.3 安定状態について (原子炉停止機能喪失)	添付資料 2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)	
添付資料2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料2.5.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
ついて(原子炉停止機能喪失)	ついて(原子炉停止機能喪失)	ついて(原子炉停止機能喪失)	
添付資料2.5.5 リウェットを考慮しない場合の燃料被覆管温度へ	添付資料 2.5.5 リウェットを考慮しない場合の燃料被覆管温度へ	添付資料 2.5.6 リウェットを考慮しない場合の燃料被覆管温度へ	
の影響	の影響	の影響	
添付資料 2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響	添付資料 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響	添付資料 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響	
添付資料 2.5.6 初期炉心流量の相違による評価結果への影響		添付資料 2.5.8 初期炉心流量の相違による評価結果への影響	【東海第二】
			島根2号炉は,炉心流
			量 100%をベースケー
			スとしていることから、
			炉心流量 85%とした当
			該の添付資料を作成し
			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
		添付資料 2.5.9 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について	【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,残留熱
			除去系の起動操作が遅
			れた場合の影響を確認
			するために、当該の添付
			資料を作成している。
<u>添付資料 2.5.10 SLC 起動</u> を手動起動としていることについての	添付資料2.5.8 ほう酸水注入系を手動起動としていることについ	添付資料 2.5.10 ほう酸水注入系を手動起動としていることにつ	
整理	ての整理	いての整理	
添付資料 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響	<u>添付資料 2.5.6</u> 原子炉 <u>への</u> 注水に使用する水源とその水温の影響	添付資料 2.5.11 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響	
添付資料 2.5.8 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可	添付資料 2.5.11 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の	添付資料 2.5.12 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の	
能性に関する水源の水温の影響	運転可能性に関する水源温度の影響	運転可能性に関する水源の水温の影響	
	添付資料 2.5.9 7 日間における燃料の対応について(原子炉停止	添付資料 2.5.13 7日間における燃料の対応について(原子炉停止	
	機能喪失)	機能喪失)	
	添付資料 2.5.10 常設代替交流電源設備の負荷(原子炉停止機能		【東海第二】
	喪失)		島根2号炉は,原子炉
			停止機能喪失時に常設
			代替交流電源設備によ
			り重大事故等対処設備
			への電源供給は実施し
			ないため、同様の添付資
			料を作成していない。
		(2.6 LOCA時注水機能喪失)	
添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について	添付資料 2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定に	添付資料 2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定に	
	ついて	ついて	
	添付資料 2.6.2 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価に	添付資料 2.6.2 敷地境界での実効線量評価について	
	ついて		
	添付資料 2.6.3 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価に		【東海第二】
	対する指針との対比について		島根2号炉は,評価上
			必要な条件は本文中に
			記載していることから,
			同様の添付資料を作成
			していない。
	添付資料 2.6.4 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ば		【東海第二】
	<u>く評価について</u>		格納容器からの漏え
			い及び非常用ガス処理
			系による系外放出を考
			慮した場合の影響につ
			いては,非常用ガス処理

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			系による系外放出を考
			慮している設計基準事
			故の「原子炉冷却材喪
			失」の評価結果が,「全
			交流動力電源喪失」にお
			ける実効線量よりも小
			さい値となっており,そ
			の影響は小さく有意で
			はないことを確認して
			いることから,同様の添
			付資料は作成していな
			V'o
添付資料 2.6.2 安定状態について	添付資料 2.6.5 安定状態について (LOCA時注水機能喪失)	添付資料 2.6.3 安定状態について(LOCA時注水機能喪失)	
添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	<u>添付資料 2.6.6</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料 2.6.4 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(LOCA 時注水機能喪失)	ついて(LOCA時注水機能喪失)	ついて(LOCA時注水機能喪失)	
添付資料 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について			【柏崎 6/7】
			「添付資料 2. 6. 1 「L
			OCA時注水機能喪失」
			の事故条件の設定につ
			いて」にて記載してい
			る。
	添付資料 2.6.7 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について (L	添付資料 2.6.5 減圧・注水操作の時間余裕について	
	OCA時注水機能喪失)		
添付資料 2.6.5 7 日間における水源の対応について(LOCA 時注水	<u>添付資料 2.6.8</u> 7 日間における水源の対応について(LOCA時	<u>添付資料 2.6.6</u> 7日間における水源の対応について(LOCA 時	
機能喪失)	注水機能喪失)	注水機能喪失)	
添付資料 2.6.6 7 日間における燃料の対応について(LOCA 時注水	<u>添付資料 2.6.9</u> 7 日間における燃料の対応について(LOCA時	<u>添付資料 2.6.7</u> 7日間における燃料の対応について(LOCA 時	
機能喪失)	注水機能喪失)	注水機能喪失)	
	<u>添付資料 2.6.10</u> 常設代替交流電源設備の負荷(LOCA時注水	<u>添付資料 2.6.8</u> 常設代替交流電源設備の負荷(LOCA時注水機	
	機能喪失)	能喪失)	
		(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))	
	 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応		
	操作について	操作について	
添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面		添け資料 2.7.2 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
積及び現場環境等について	面積及び現場環境等について	面積及び現場環境等について	
IXIX O JUMPRIJU II C C	添付資料 2.7.3 インターフェイスシステムLOCA時の格納容器		【東海第二】
	バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基		ISLOCA & LOCA (DBA)
	準事故の代表性について		を比較した場合, ISLOCA
	十十以7八次江(7/)		こ アロサス し / C 7 7 日 、 I S L O C A

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			は格納容器外へ熱量が
			流出し,格納容器圧力及
			び温度の観点では
			LOCA (DBA) 事象の方が厳
			しくなることを説明し
			た資料であるため,同様
			の添付資料は作成して
			いない。
添付資料 2.7.2 安定状態について	添付資料 2.7.4 安定状態について(格納容器バイパス(インター	添付資料 2.7.3 安定状態について(格納容器バイパス(インター	
	フェイスシステムLOCA))	フェイスシステムLOCA))	
添付資料2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料2.7.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料2.7.4 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(インターフェイスシステム LOCA)	ついて(格納容器バイパス(インターフェイスシ	ついて (格納容器バイパス(インターフェイスシス	
	ステムLOCA))	テムLOCA))	
	添付資料 2.7.6 7 日間における水源の対応について(格納容器バ		【東海第二】
	<u>イパス(インターフェイスシステムLOCA))</u>		島根 2 号炉は, ISLOCA
			時は S/C を水源として
			おり,外部水源に期待し
			ていないため、同様の添
			付資料を作成していな
			V ¹₀
<u>添付資料 2.7.4</u> 7 日間における燃料の対応について(インターフ	添付資料 2.7.7 7 日間における燃料の対応について(格納容器バ	添付資料 2.7.5 7日間における燃料の対応について(格納容器バ	
ェイスシステム LOCA)	イパス (インターフェイスシステムLOCA))	イパス(インターフェイスシステムLOCA))	
	添付資料 2.7.8 常設代替交流電源設備の負荷(格納容器バイパス		【東海第二】
	<u>(インターフェイスシステムLOCA))</u>		島根2号炉では, IS
			LOCA 時に常設代替交流
			電源設備により重大事
			故等対処設備への電源
			供給は実施しないため,
			同様の添付資料を作成
			していない。
	添付資料 2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応につ		
	<u>いて</u>		
	添付資料 2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準		
	適合のための基本方針及び施設の防護方針につい		
	<u></u>		
	添付資料2.8.3 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の		
	<u>想定の妥当性について</u>		
	添付資料 2.8.4 7 日間における水源の対応について(津波浸水に		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	よる最終ヒートシンク喪失)		
	添付資料 2.8.5 7 日間における燃料の対応について (津波浸水に		
	よる最終ヒートシンク喪失)		
	添付資料 2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷(津波浸水による最		
	終ヒートシンク喪失)		
	添付資料 2.8.7 全交流動力電源喪失(長期 TB) との事故対応の		
	相違点について		
		(3. 運転中の原子炉における重大事故)	
		(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))	
	 添付資料3.1.2.1 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び	₩ Walana	【東海第二】
	除熱の考え方について		【木/
	WWW. COLUMN		心損傷,原子炉圧力容器
			破損後の注水及び除熱
			の考え方」にて記載して
			いる。
	 添付資料 3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について		【東海第二】
	M 1 1 1 1 1 1 1 1 1		個別の操作に係る詳
			細な判断基準を示した
			内容であり、このような
			運転操作の考え方につ
			いてはプラント固有な
			ものではないため、島根
			2号炉は同様の添付資
			料を作成していない。
	添付資料 3.1.2.3 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性		【東海第二】
	について		補足説明資料「4.深
			層防護の考え方につい
			て」にて記載している。
 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉格納容器の健全	 添付資料3.1.2.8 格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与え		【柏崎 6/7,東海第二】
性に与える影響について(雰囲気圧力・温度に			島根2号炉は,格納容
よる静的負荷(格納容器過圧・過温破損))	負荷(格納容器過圧・過温破損))		器雰囲気温度最高値が
			200℃を超えないため,
			同様の添付資料を作成
			していない。
添付資料 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	添付資料3.1.2.6 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	<u>添付資料 3.1.2.1</u> 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	
圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損		圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
傷炉心の位置について	傷炉心の位置について	傷炉心の位置について	
添付資料 3.1.2.3 安定状態について(代替循環冷却系を使用する	添付資料 3.1.2.9 安定状態について (雰囲気圧力・温度による静	添付資料 3.1.2.2 安定状態について (残留熱代替除去系を使用す	
場合)	的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環	る場合)	
	<u>冷却系</u> を使用する場合 <u>)</u>)		
添付資料 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミ	<u>添付資料 3.1.2.10 格納容器</u> 内に存在する <u>アルミニウム/亜鉛</u> の	添付資料 3.1.2.3 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニ	
ニウムの反応により発生する水素ガスの影響	反応により発生する水素の影響について	<u>ウム</u> の反応により発生する <u>水素ガス</u> の影響に	
について		ついて	
添付資料 3.1.2.5 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏え	添付資料 3.1.2.4 <u>原子炉建屋</u> から大気中へ <u>漏えいするCs-137</u>	添付資料 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい	
い量について	の漏えい量 <u>評価</u> について	量について(雰囲気圧力・温度による静的負荷	
		(格納容器過圧・過温破損))	
添付資料 3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について	<u>添付資料 3.1.2.5 格納容器</u> 漏えい率の設定について	添付資料 3.1.2.5 原子炉格納容器漏えい率の設定について	
	添付資料 3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧		【東海第二】
	に対する影響について (雰囲気圧力・温度によ		島根2号炉は
	る静的負荷(格納容器過圧・過温破損))		「3.1.2.2(4) 有効性評
			価の結果 b. 評価項目
			等」に記載していること
			から,同様の添付資料を
			作成していない。
添付資料 3.1.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評	添付資料 3.1.2.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評	添付資料3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	
価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷	価について(雰囲気圧力・温度による静的負	について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格	
(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使	荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却	納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使	
用する場合)))	<u>系</u> を使用する場合))	用する場合)))	
<u>添付資料 3.1.2.8</u> 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格	添付資料 3.1.2.12 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対	添付資料 3.1.2.7 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対す	
納容器破損防止対策の有効性について	する格納容器破損防止対策の有効性について	る格納容器破損防止対策の有効性について	
添付資料 3.1.2.9 7 日間における水源の対応について(雰囲気圧	<u>添付資料 3.1.2.13</u> 7日間における水源の対応について(雰囲気圧	添付資料 3.1.2.8 7日間における水源の対応について(雰囲気圧	
力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	
破損) <u>: 代替循環冷却系</u> を使用する場合)	破損)(<u>代替循環冷却系</u> を使用する場合)	破損)) <u>(残留熱代替除去系</u> を使用する場合)	
<u>添付資料 3.1.2.10</u> 7 日間における燃料の対応について(雰囲気	<u>添付資料 3.1.2.14</u> 7 日間における燃料の対応について(雰囲気圧	<u>添付資料 3.1.2.9</u> 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧	
圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過	
温破損):代替循環治却系を使用する場合)	破損)(<u>代替循環冷却系</u> を使用する場合))	温破損))(残留熱代替除去系を使用する場合)	
添付資料 3.1.2.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温	添付資料 3.1.2.15 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・	添付資料 3.1.2.10 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・	
度による静的負荷(格納容器過圧・過温破	温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破	温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破	
損) <u>: 代替循環冷却系</u> を使用する場合)	損)(<u>代替循環冷却系</u> を使用する場合))	損)) <u>(残留熱代替除去系</u> を使用する場合)	
	添付資料 3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応		【東海第二】
	操作について		酸素濃度を基準に窒
			素を注入する東海第二
			固有の対応操作に関す
			る資料であることから,

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
			同様の添付資料は作成
			していない。
	添付資料 3.1.3.1 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえ		【東海第二】
	 た過圧破損防止対策について		MARK-Ⅱ型格納容器の
			東海第二において,代替
			循環冷却系を多重化し
			ている等の固有の設計
			を説明した資料である
			ことから,島根2号炉で
			は同様の添付資料を作
			成していない。
添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の	添付資料 3.1.3.2 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運	添付資料3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運	
運転操作の差異について	転操作の差異について	転操作の差異について	
添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について	<u>添付資料 3.1.3.13</u> 非凝縮性ガスの影響について	<u>添付資料 3.1.3.2</u> 非凝縮性ガスの影響について	
	添付資料 3.1.3.3 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について		【東海第二】
			「第 3.1.3.2-1(2)図
			注水流量の推移」にて崩
			壊熱相当の注水量の推
			移を示していることか
			ら,同様の添付資料は作
			成していない。
添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	添付資料 3.1.3.4 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出	添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	
圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使	<u>される</u> C s −137 の放出量評価	圧・過温破損) 時において残留熱代替除去系を	
用しない場合における <u>格納容器圧力逃がし装</u>		使用しない場合における格納容器フィルタベ	
置からの Cs-137 放出量評価について		<u>ント系からの</u> C s -137 放出量評価 <u>について</u>	
添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏え	添付資料 3.1.3.5 <u>原子炉建屋</u> から大気中へ <u>漏えいするCs-137</u>	添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい	
い量について	<u>の漏えい量評価等</u> について	量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷	
		(格納容器過圧・過温破損))	
	添付資料 3.1.3.6 格納容器内での除去効果について		【東海第二】
			補足説明資料「12. サ
			プレッション・チェンバ
			のスクラビングによる
			エアロゾル捕集効果」に
			て記載している。
添付資料 3.1.3.5 安定状態について (代替循環冷却系を使用しな	添付資料3.1.3.7 安定状態について (雰囲気圧力・温度による静		
い場合)	的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷	ない場合)	
	却系を使用できない場合))		
添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評	<u> </u>	<u>添付資料 3.1.3.6</u> 解析コード及び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
価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷	について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格	について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格	
(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使	納容器過圧・過温破損)(代替循環治却系を使用	納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使	
用しない場合)))	できない場合))	用しない場合)))	
添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について	<u>添付資料 3.1.3.9</u> 注水操作が遅れる場合の影響について	添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について	
		添付資料 3.1.3.8 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容	
		器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の	
		影響	
添付資料 3.1.3.8 7 日間における水源の対応について(雰囲気圧	<u>添付資料 3.1.3.10</u> 7日間における水源の対応について(雰囲気圧	添付資料 3.1.3.9 7日間における水源の対応について(雰囲気圧	
力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	
破損):代替循環冷却系を使用しない場合)	破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))	破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合)	
添付資料 3.1.3.9 7 日間における燃料の対応について(雰囲気圧	<u>添付資料 3.1.3.11</u> 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧	<u>添付資料 3.1.3.10</u> 7日間における燃料の対応について(雰囲気	
力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過	
破損):代替循環冷却系を使用しない場合)	破損) (代替循環治却系を使用できない場合))	温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場	
		合)	
添付資料 3.1.3.10 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温	<u>添付資料 3.1.3.12</u> 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・	添付資料 3.1.3.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・	
度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ::	温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破	温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破	
<u>代替循環冷却系</u> を使用しない場合)	損) (代替循環冷却系を使用できない場合))	損))(残留熱代替除去系を使用しない場合)	
	添付資料 3.1.3.14 サプレッション・プール水位上昇による真空		【東海第二】
	破壊弁への影響について		島根2号炉では,真空
			破壊弁水没後の格納容
			器圧力評価 (MAAP) を実
			施しており本文中に評
			価結果を記載している
			ため,同様の添付資料を
			作成していない。
		(3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	
添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持		添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持に	
について	ついて	ついて	
添付資料 3.2.3 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」及び「MCCI」の評		添付資料 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」及び「M	
価事故シーケンスの位置付け		CCI」の評価事故シーケンスの位置づけ	
<u>添付資料 3.2.2 原子炉建屋</u> から大気中への放射性物質の漏えい		添付資料3.2.3 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量	
量について	漏えい量評価について	について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接	
		<u>加熱)</u>	Water has taken and W
	添付資料 3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動		【東海第二】
	<u>減圧について</u>		補足説明資料「10.原
			子炉注水手段がない場
			合の原子炉減圧の考え
			方について」にて記載し

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
			ている。
	添付資料 3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について		【東海第二】
			RPV破損判断から
			注水開始までの余裕時
			間が短い東海第二固有
			の資料であることから,
			同様の添付資料は作成
			していない。なお、破損
			判断は「3.2.1(3)h.原子
			炉圧力容器破損確認」等
			に記載している。
	添付資料 3.2.3 ペデスタル (ドライウェル部) 内の水位管理方法		【東海第二】
	について		通常運転時から下部
			ペデスタルに水張りを
			している東海第二固有
			の資料であることから,
			同様の添付資料は作成
			していない。なお、原子
			炉格納容器下部への注
			水操作は「3.2.1(3)i.
			溶融炉心への注水」等に
			記載している。
	添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリから		【東海第二】
	の漏えい可能性と事象進展等に与える影響につい		「添付資料 3. 2. 4 解
	<u>~</u>		析コード及び解析条件
			の不確かさの影響につ
			いて(高圧溶融物放出/
			格納容器雰囲気直接加
			熱)」にて記載している。
	添付資料 3.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に		【東海第二】
	対する影響について(高圧溶融物放出/格納容器		「3.5.2(3) 有効性評
	雰囲気直接加熱)		価の結果 b. 評価項目
	2 - 2 - 3 - 3 - 3 - 3 - 3 - 3 - 3 - 3 -		等」に記載していること
			から、同様の添付資料は
			作成していない。
	添付資料 3.2.8 安定状態について(高圧溶融物放出/格納容器雰		【東海第二】
	<u>囲気直接加熱)</u>		「添付資料 3.5.1 安
			定状態について(溶融炉

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
			心・コンクリート相互作
			用)」にて記載している。
添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響につ	添付資料3.2.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
いて(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加	ついて(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加	ついて(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加	
熱)	熱)	熱)	
	添付資料 3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない		【東海第二】
	場合の影響評価について		島根2号炉は高圧溶
			融物放出/格納容器雰
			囲気直接加熱において,
			原子炉注水をベースケ
			ースで考慮していない
			ため,同様の添付資料を
			作成していない。
添付資料 3.2.5 7 日間における水源の対応について	添付資料 3.2.11 7 日間における水源の対応について(高圧溶融物	添付資料 3.2.5 7日間における水源の対応について	
(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	放出/格納容器雰囲気直接加熱)	(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	
添付資料 3.2.6 7 日間における燃料の対応について	<u>添付資料 3.2.12</u> 7日間における燃料の対応について(高圧溶融物	添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について	
(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	放出/格納容器雰囲気直接加熱)	(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	
	添付資料 3.2.13 常設代替交流電源設備の負荷(高圧溶融物放出	添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷	
	/格納容器雰囲気直接加熱)	(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	
	添付資料 3.2.14 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価に		【東海第二】
	<u>ついて</u>		「添付資料 3.3.3 原
			子炉格納容器下部への
			水張り実施の適切性」に
			て記載している。
	添付資料 3.2.15 コリウムシールド材料の選定について		【東海第二】
			補足説明資料「27. ド
			ライウェルサンプへの
			溶融炉心流入防止対策
			に期待した場合の溶融
			炉心・コンクリート相互
			作用の影響について」に
			て記載している。
	添付資料 3.2.16 コリウムシールド厚さ, 高さの設定について		【東海第二】
			補足説明資料「27. ド
			ライウェルサンプへの
			溶融炉心流入防止対策
			に期待した場合の溶融
			炉心・コンクリート相互

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			作用の影響について」に
			て記載している。
	添付資料 3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について		【東海第二】
			補足説明資料「32.原
			子炉圧力容器の破損位
			置について」にて記載し
			ている。
	添付資料 3.2.18 格納容器内に注入する窒素温度条件について		【東海第二】
			島根2号炉は,窒素の
			注入温度を最確値にお
			ける最大温度でベース
			ケースの評価を実施し
			ていることから, 同様の
			添付資料を作成してい
			ない。
		(3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用)	
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	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	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	
に関する知見の整理	<u>(炉外FCI)</u> に関する知見の整理 <u>について</u>	関する知見の整理	
添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納	添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健	添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容	
容器の健全性への影響評価	全性への影響評価	器の健全性への影響評価	
添付資料 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性		添付資料 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性	
	<u>添付資料 3.3.3 JASMINE解析について</u>		【東海第二】
			「添付資料 1.5.1 島
			根原子力発電所 2 号炉
			の重大事故等対策の有
			効性評価の一般データ」
			及び「添付資料 3.3.2
			水蒸気爆発の発生を仮
			定した場合の原子炉格
			納容器の健全性への影
			響評価」にて記載してい
			る。
	添付資料 3.3.4 水蒸気爆発評価の解析モデルについて		【東海第二】
			添付資料「1.5.1 島根
			原子力発電所2号炉の
			重大事故等対策の有効
			性評価の一般データ」に
			て記載している。

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
	添付資料 3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響		【東海第二】
			原子炉圧力容器外の
			溶融燃料一冷却材相互
			作用において,水蒸気爆
			発が起こる可能性は低
			いことから, 同様の添付
			資料を作成していない。
			なお,強度として問題の
			ない材料を当社も用い
			ている。
添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響につ	添付資料3.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	<u>添付資料 3.3.4</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
いて(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互	ついて(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	ついて(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相	
作用)	互作用)	互作用)	
添付資料 3.3.5 エントレインメント係数の圧力スパイクに対す	添付資料 3.3.7 エントレインメント係数の圧力スパイクに対する		【柏崎 6/7,東海第二】
る影響	<u>影響</u>		エントレインメント
			係数の圧力スパイクに
			対する影響は解析コー
			ドの説明資料において
			感度解析を実施してお
			り,感度が小さいことを
			確認していることから,
			同様の添付資料は作成
			していない。
添付資料 3.3.6 プラント損傷状態をLOCA とした場合の圧力スパ	<u>添付資料 3.3.8</u> プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力ス	<u>添付資料 3.3.5</u> プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力ス	
イクへの影響	パイクへの影響	パイクへの影響	
		(3.4 水素燃焼)	
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	への影響について	への影響	
添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について	添付資料 3.4.1 水の放射線分解の評価について	添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について	
	[] [] [] [] [] [] [] [] [] []		I > foto I
	添付資料 3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定に		【東海第二】
	<u>ついて</u>		補足説明資料「2.G
			値について」及び「16.
			実効G値に係る電力共
			同研究の迫加実験につ
			いて」にて記載してい

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
			る。
添付資料 3.4.3 安定状態について	添付資料 3.4.3 安定状態について (水素燃焼)	添付資料 3.4.3 安定状態について (水素燃焼)	
添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響につ	添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
いて(水素燃焼)	ついて(水素燃焼)	ついて(水素燃焼)	
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	添付資料 3.4.6 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について	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	
	添付資料 3.4.7 格納容器内における気体のミキシングについて		【東海第二】
			補足説明資料「3.原
			子炉格納容器内におけ
			る気体のミキシングに
			ついて」にて記載してい
			る。
		(3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)	
	添付資料 3.5.1 コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリ		【東海第二】
	一ト相互作用による侵食量評価について		補足説明資料「27. ド
			ライウェルサンプへの
			溶融炉心流入防止対策
			に期待した場合の溶融
			炉心・コンクリート相互
			作用の影響について」に
			て記載している。
	添付資料 3.5.2 溶融炉心による熱影響評価について		【東海第二】
			東海第二はコリウム
			シールドの裏側にある
			コンクリートで RPV を
			支持しているのに対し,
			島根2号炉はコンクリ
			ートのみならず, 内側鎁
			板及び外側鋼板があり,
			さらに外側鋼板のみで
			原子炉圧力容器を支持
			できることを確認して
			いることから, 同様の添
			付資料は作成していな
			V,
	添付資料 3.5.3 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について		【東海第二】
			補足説明資料「27. ド
			ライウェルサンプへの
			溶融炉心流入防止対策

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			に期待した場合の溶融
			炉心・コンクリート相互
			作用の影響について」に
			て記載している。
添付資料 3.5.1 安定状態について		添付資料 3.5.1 安定状態について (溶融炉心・コンクリート相互	
		作用)	
	添付資料3.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	添付資料3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
いて(溶融炉心・コンクリート相互作用)	ついて (溶融炉心・コンクリート相互作用)	ついて (溶融炉心・コンクリート相互作用)	
添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水へ		添付資料3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への	
の熱流束を保守的に考慮する場合, 格納容器下部		熱流束を保守的に考慮する場合,原子炉格納容器	
床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合及び		下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合の	
コリウムシールド内側への越流を考慮した場合		コンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート	
のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリー		相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評	
ト相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影 響評価		価	
		(4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故) (4.1 想定事故1)	
	添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの監視について		【東海第二】
			島根2号炉は技術的
			能力資料「1.11 使用済
			燃料貯蔵槽の冷却等の
			ための手順等」にて記載
			している。
添付資料 4.1.1 <u>使用済燃料</u> プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	添付資料4.1.2 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する 評価について	<u>添付資料 4.1.1 燃料プール</u> の水位低下と遮蔽水位に関する評価に ついて	
添付資料 4.1.2「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線			
量率」の評価について	率の算出について	の評価について	
添付資料 4.1.3 安定状態について	添付資料 4.1.4 安定状態について (想定事故 1)	添付資料 4.1.3 安定状態について(想定事故1)	
添付資料 4.1.4 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	添付資料 4.1.5 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	添付資料 4.1.4 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	
	添付資料 4.1.6 使用済燃料プール水温の管理について		【東海第二】
			「第4.1.2-1表 主
			要評価条件(想定事故
			1)」及び「第 4.2.2-1
			表 主要評価条件(想定
			事故2)」に燃料プール

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
			水温の条件と考え方を
			記載していることから,
			同様の添付資料は作成
			していない。
	添付資料 4.1.7 自然蒸発による水位低下速度について		【東海第二】
			自然蒸発による影響
			は沸騰による水位の低
			下と比べて僅かであり,
			また事象発生直後より
			沸騰が開始するとした
			感度評価を行っており,
			その場合においても,対
			策の有効性を確認して
			いることから, 同様の添
			付資料を作成していな
			V,°
	添付資料 4.1.8 使用済燃料プール (SFP) ゲートについて		【東海第二】
			補足説明資料「18. 燃
			料プールゲートについ
			て」にて記載している。
添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事	<u>添付資料 4.1.9</u> 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事	<u>添付資料 4.1.5</u> 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事	
故 1)	故1)	故1)	
添付資料 4.1.67 日間における水源の対応について(想定事故 1)	添付資料 4.1.107 日間における水源の対応について(想定事故 1)	添付資料4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故1)	
添付資料 4.1.77 日間における燃料の対応について(想定事故 1)	添付資料 4.1.117 日間における燃料の対応について(想定事故 1)	添付資料 4.1.7 7 日間における燃料の対応について(想定事故 1)	
	添付資料 4.1.12 常設代替交流電源設備の負荷 (想定事故 1)		【東海第二】
			島根2号炉では,想定
			事故1において常設代
			替交流電源設備により
			重大事故等対処設備へ
			の電源供給は実施しな
			いため,同様の添付資料
			を作成していない。
	添付資料 4.1.13 使用済燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コ		【東海第二】
	ンクリートへの熱影響について		補足説明資料「38. 燃
			料プール水の沸騰状態
			継続時の鉄筋コンクリ
			ートへの熱影響につい
			て」にて記載している。

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
		(4.2 想定事故2)	
添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関す	添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する	添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価に	
る評価について	評価について	ついて	
添付資料 4.2.2 想定事故 2 において開固着及び貫通クラックに			【柏崎 6/7】
よる損傷を想定している理由			島根2号炉は,全周破
			断を想定しているため,
			同様の添付資料を作成
			していない。
	添付資料4.2.2 想定事故2においてサイフォン現象を想定してい		【東海第二】
	る理由について		補足説明資料「17. 想
	<u> </u>		定事故2においてサイ
			フォン現象を想定して
			いる理由について」にて
			記載している。
 添付資料 4.2.3 6 号及び 7 号炉 使用済燃料プールサイフォンブ	添付資料 4.2.3 使用済燃料プールの静的サイフォンブレーカにつ		
レーカについて	MIT 1		
添付資料 4.2.4 安定状態について	添付資料 4.2.4 安定状態について(想定事故 2)	添付資料 4.2.3 安定状態について(想定事故2)	
添け <u>泉</u> 紅 生 2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事			
故2)	故2)	故2)	
(型 2) 添付資料 4.2.67 日間における水源の対応について(想定事故 2)		吸2) 添付資料 4.2.5 7 日間における水源の対応について(想定事故 2)	
<u>添付資料 4.2.7</u> 7 日間における燃料の対応(想定事故 2)	添付資料4.2.77日間における燃料の対応について(想定事故2)	<u>添付資料 4.2.6</u> 7 日間における燃料の対応について(想定事故 2)	[本海ケー]
	添付資料 4.2.8 常設代替交流電源設備の負荷(想定事故 2)		【東海第二】 島根2号炉では,想定
			事故2において常設代
			替交流電源設備により
			重大事故等対処設備へ
			の電源供給は実施しな
			いため、同様の添付資料
			を作成していない。
		(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある	
		事故)	
		(5.1 崩壞熱除去機能喪失)	
	添付資料 5.1.1 運転停止中における通常時のプラント監視につい		【東海第二】
	<u>~</u>		島根2号炉は「第
			5.1.1-1 表 「崩壊熱
			除去機能喪失」の重大事

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
			故等対策について」にて
			記載していることから,
			同様の添付資料を作成
			していない。
添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動	添付資料 5.1.3 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力	添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力	
力電源喪失における有効燃料棒頂部又は放射線	電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と	電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線	
の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間	必要な注水量の計算方法について	の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間	
余裕と必要な注水量の計算方法について		余裕と必要な注水量の計算方法について	
添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効	添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性	添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性	
性評価の条件設定	評価の条件設定	評価の条件設定	
添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評	添付資料 5.1.4 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失にお	添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価	
価における崩壊熱設定の考え方	ける崩壊熱の設定の考え方	における崩壊熱設定の考え方	
	添付資料 5.1.5 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員		
	<u>の退避について</u>		【東海第二】
			島根2号炉は「添付資
			料 5.1.6 運転停止中
			崩壊熱除去機能喪失及
			び全交流動力電源喪失
			時における放射線の遮
			蔽維持について」にて退
			避時間を記載している
			ことから,同様の添付資
			料を作成していない。
添付資料 5.1.4 安定状態について	添付資料 5.1.6 安定停止状態について(運転停止中 崩壊熱除去	添付資料 5.1.4 安定状態について (運転停止中 (崩壊熱除去機能	
	機能喪失)	喪失))	
添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び		添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全	
全交流動力電源喪失時の格納容器の影響につい		交流動力電源喪失時の原子炉格納容器の影響につ	
	添付資料 5.1.7 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力		
力電源喪失時における放射線の遮蔽維持につい	電源喪失時における放射線の遮蔽維持について	電源喪失時における放射線の遮蔽維持について	
五山海州 F 1 7 至 1 4 0 7 7 7 2 2 4 8 1 至 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7	近山波県「10部所名」中の子地の一との日後町部が、これで、12年1年	近山海州 F 1 P 新年久 (4 の 7 7 1/2) シ の P / 郷 東 / ア) マ - ハ - ハ - ハ - ハ - ハ - ハ - ハ - ハ - ハ -	
添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停			
上中 崩壊熱除去機能喪失) 添け次約 5 1 9 7 日間における機能の対応について(海転停止中	上中 崩壊熱除去機能喪失)	止中(崩壊熱除去機能喪失)) 添け次約 5.1.9.7 日間における燃料の対応について(運転停止中	
添付資料 5.1.8 7 日間における燃料の対応について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)	添付資料 5.1.9 7 日間における燃料の対応について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)		
朋教系协本傚旧党大/	朋 - 開 - 開 - 開 - 開 - 開 - - - - - - - - - -	(崩壊熱除去機能喪失))	【東海第二】
	熱除去機能喪失)		■ 【果伊男一】 島根2号炉では,運転
	<u> </u>		停止中(崩壊熱除去機能

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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			喪失) において常設代替
			交流電源設備により重
			大事故等対処設備への
			電源供給は実施しない
			ため,同様の添付資料を
			作成していない。
		(5.2 全交流動力電源喪失)	
添付資料 5.2.1 安定状態について	添付資料 5.2.1 安定停止状態について(運転停止中 全交流動力	添付資料 5.2.1 安定状態について (運転停止中 (全交流動力電源	
	電源喪失)	喪失))	
添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	
止中 全交流動力電源喪失)	止中 全交流動力電源喪失)	止中(全交流動力電源喪失))	
	添付資料 5.2.3 運転停止中の全交流動力電源喪失時におけるサプ		【東海第二】
	レッション・プール水への影響について		東海第二固有の解析
			条件を踏まえた資料で
			あることから,同様の添
			付資料は作成していな
			٧٠°
添付資料 5.2.3 7 日間における水源の対応について(運転停止中	<u>添付資料 5.2.4</u> 7日間における水源の対応について(運転停止中	<u>添付資料 5.2.3</u> 7日間における水源の対応について(運転停止中	
全交流動力電源喪失)	全交流動力電源喪失)	(全交流動力電源喪失))	
添付資料 5.2.4 7 日間における燃料の対応(運転停止中 全交流	<u>添付資料 5.2.5</u> 7日間における燃料の対応について(運転停止中	<u>添付資料 5.2.4</u> 7日間における燃料の対応 <u>について</u> (運転停止中	
動力電源喪失)	全交流動力電源喪失)	(全交流動力電源喪失))	
添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交	添付資料 5.2.6 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交	添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中)全交流	
流動力電源喪失)	流動力電源喪失)	動力電源喪失心	
		(5.3 原子炉冷却材の流出)	
添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量	添付資料 5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量	添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率	
率評価について	率評価について	評価について	
添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え	添付資料 5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選	添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS選定の考え	
方	定の考え方	方	
添付資料 5.3.3 安定状態について	添付資料 5.3.3 安定停止状態について(運転停止中 原子炉冷却	添付資料 5.3.3 安定状態について (運転停止中 (原子炉冷却材の	
	材の流出)	流出))	
添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停	
止中 原子炉冷却材の流出)	止中 原子炉冷却材の流出)	止中(原子炉冷却材の流出))	
添付資料 5.3.5 7 日間における燃料の対応について(運転停止中		添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について(運転停止中	
原子炉冷却材の流出)		(原子炉冷却材の流出))	
		(5.4 反応度の誤投入)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について	添付資料 5.4.1 反応度誤投入事象の代表性について	添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について	
添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルビ			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,反応度
			誤投入時のエンタルピ
			評価を本文中に記載し
			ているため、同様の添付
			資料を作成していない。
添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,反応度
			誤投入時の挙動説明を
			本文中に記載している
			ため,同様の添付資料を
			作成していない。
<u>添付資料 5.4.4</u> 安定状態について	添付資料 5.4.2 安定停止状態について (運転停止中 反応度の誤 投入)	添付資料 5.4.2 安定状態について(運転停止中(反応度の誤投入))	
添付資料 5.4.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	添付資料 5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	 添付資料 5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価に	
について(運転停止中 反応度誤投入)	ついて(運転停止中 反応度の誤投入)	ついて(運転停止中(反応度の誤投入))	
(2) 人(连钩作业) 人(心及跃跃人)	添付資料 5.4.4 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件につい		【東海第二】
			Cm-242 および Cm-244
	<u>~</u>		の減衰による初期出力
			の低下は、その半減期を
			考慮すると, 1/10 倍以
			下になるのは相当の期
			間を要するため, 感度解
			析の条件は妥当である
			判断していることから、
			同様の添付資料を作成
			していない。
添付資料 5.4.6 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさ	活什次料 5 4 5 5 5 6 6 記れる における 信心 単能の 不確か その 献 年	 添付資料 5.4.4 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさに	
(こついて) (2) (2) (2) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	添付資料 5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさ <u>の感度</u> 解析について	がり 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
(=)///	PEVI (C [*])V・C	37(1)	
		(6. 必要な要員及び資源の評価)	
添付資料 6.1.1 他号恒との同時被災時における必要が再員及び	 添付資料 6.1.1 同時被災時における必要な要員及び資源について		
資源について		源について	
添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間につ	添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間につい	添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間につい	
いて	7	~	
添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの	添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要	添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
要員の評価について	員の評価について	員の評価について	
系付資料 6.3.1 水源,燃料,電源負荷評価結果について	添付資料 6.3.1 水源,燃料,電源負荷評価結果について	添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について	

実線・・設備運用又は体制等の相違(設計方針の相違)

まとめ資料比較表 〔有効性評価 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方〕

波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

備考

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 1.1 概要

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事 故に至るおそれがある事故」,「運転中の原子炉における重大事 故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが ある事故」(以下「重大事故等」という。)が発生した場合にも、 炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及 び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じること としている措置(以下「重大事故等対策」という。)が有効である ことを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンス を整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを 用いた解析等の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を 評価する。

1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下 「PRA」という。) の知見等を踏まえ, 重大事故等に対処するため の措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行 い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以 下「重要事故シーケンス等」という。) を選定して、対応する措置 の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえ て有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

1.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必 要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料(以 下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。) で講じることとしている措置のうち、「重大事故等対処設備につい て」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象と するが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必 機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対|機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対|

東海第二発電所 (2018.9.12版)

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 1.1 概要

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事 故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事 故」,「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが ある事故」(以下「重大事故等」という。)が発生した場合にも、 炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器(以下「格 納容器 という。)の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準 の放出の防止に講じることとしている措置(以下「重大事故等対 策」という。)が有効であることを示すため、以下のとおり、評価 対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定し た上で、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、設備、 手順及び体制の有効性を評価する。

(添付資料1.1.1)

1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下「P RA」という。)の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための 措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、 措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以下「重 要事故シーケンス等」という。)を選定して、対応する措置の有効 性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえ て有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

1.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必 要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料(以 下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。) で講じることとしている措置のうち、「重大事故等対処設備につい て」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象と するが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必 要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全 要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 1.1 概要

島根原子力発電所 2号炉

本原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に 至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、 「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運 転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」(以 下「重大事故等」という。)が発生した場合にも、炉心や燃料の著 しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放 射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置 (以下「重大事故等対策」という。)が有効であることを示すため、 以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応す る評価項目を設定したうえで、計算プログラムを用いた解析等の 結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下「PRA」 という。) の知見等を踏まえ, 重大事故等に対処するための措置 が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置 の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以下「重要 事故シーケンス等」という。)を選定して、対応する措置の有効 性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえ て有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

1.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者 の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために 必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料(以 下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。) で講じることとしている措置のうち、「重大事故等対処設備につ いて」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象 とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて 必要となる水源,燃料及び電源の資源や要員を整理したうえで, 安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障

する仮定、運転員等(運転員と緊急時対策要員)の操作時間に対 する仮定等を考慮して,原則として事故が収束し,「運転中の原子 炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉 が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」について は原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料プールに おける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料 プール水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止 中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」について は原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」という。) に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。

1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コー ド」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目と なるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意 な影響を与える現象(以下「重要現象」という。)がモデル化さ れており、実験等をもとに妥当性が確認され、適用範囲を含めて その不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示 す解析コードを使用する。

1.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「1.3 評価に当 たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進 展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつ つ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに 対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや 解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解 析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」 による。

1.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移 について解析を実施し、その結果を明示する。

なお, 事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ, 解析以外の方法で

する仮定, 運転員等(運転員と重大事故等対応要員)の操作時間 に対する仮定等を考慮して,原則として事故が収束し,「運転中の 原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原 子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」につ いては原子炉及び格納容器が安定状態に、「使用済燃料プールにお ける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料プ ール水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中 の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については 原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」という。) に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。

1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コー ド」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となし るパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な | るパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な 影響を与える現象(以下「重要現象」という。)がモデル化されて | 影響を与える現象(以下「重要現象」という。)がモデル化されて おり、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不しおり、実験等をもとに妥当性が確認され、適用範囲を含めてその 確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示し す解析コードを使用する。

1.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については,「1.3 評価に当 たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進一 展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつ つ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに 対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや 解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解 析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」 による。

1.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移 について解析を実施し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で

に対する仮定, 運転員等(運転員と緊急時対策要員)の操作時間 に対する仮定等を考慮して,原則として事故が収束し,「運転中 の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については 原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」 については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に, 「燃料プー ルにおける重大事故に至るおそれがある事故」については燃料プ ールの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停 止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」につい ては原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」とい う。)に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。

1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コー ド」という。)は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目とな 不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示 す解析コードを使用する。

1.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については,「1.3 評価に 当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象 進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本とし つつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータ に対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コード や解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度 解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」 による。

1.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握するうえで必要なパラメータの推 移について解析を実施し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが 合理的に説明できる場合はこの限りではない。

1.1.6 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、 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、それらの影響を踏まえても、 措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等 により確認する。

具体的には「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」による。

1.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ,並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施した PRA の結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象(以下「内部事象」という。)を対象とする内部事象運転時レベル 1PRA に加えて、PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル 1PRA を活用する。「運転中の原子炉にお

原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが 合理的に説明できる場合はこの限りではない。

1.1.6 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、 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、それらの影響を踏まえても、 措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等 により確認する。

具体的には「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」による。

1.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象(以下「内部事象」という。)を対象とする内部事象運転時レベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル1PRAを活用する。「運転中の原子

原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが 合理的に説明できる場合はこの限りではない。

1.1.6 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, 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,それらの影響を踏まえても, 措置の実現性に問題なく,評価項目を満足することを感度解析等 により確認する。

具体的には「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」による。

1.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重大 事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象 (以下「内部事象」という。)を対象とする内部事象運転時レベル 1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び 津波それぞれのレベル 1 PRAを活用する。「運転中の原子炉にお

・記載方針の相違 【東海第二】

島根2号炉は,発電所 内の原子炉施設で重大事 故等が同時期に発生する ことを考慮した記載とし ている。 ける重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル 1.5PRA を活 用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ る事故」に対しては、内部事象停止時レベル 1PRA を活用する。

PRA を実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷 頻度は 10-4/炉年程度, 格納容器破損頻度は 10-5/炉年程度, 運転 停止中の炉心損傷頻度は10-8/定検程度である。

また、現状 PRA が適用できない地震及び津波以外の外部事象に ついては、当該外部事象により誘発される起因事象について分析 | については、当該外部事象により誘発される起因事象について分 | については、当該外部事象により誘発される起因事象について分 を実施した結果、いずれも内部事象レベル 1PRA で想定する起因 事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象 進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加 すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用 原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防 止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基 準」(以下「技術的能力審査基準」という。),「実用発電用原子炉 及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以 下「設置許可基準規則」という。) 及び「実用発電用原子炉及びそ の附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」とい う。) との関連を第1.2.1 表に示す。

ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方 については、「付録 1 事故シーケンスグループ及び重要事故シー ケンス等の選定について」に示す。

1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、 発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計すること が求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場 合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事 故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を 踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを 選定し,評価を行う。

PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故 | に対しては、内部事象停止時レベル1 PRA を活用する。

PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損 傷頻度は10-4/炉年程度,格納容器破損頻度は10-4/炉年程度, 運転停止中の炉心損傷頻度は10-5/施設定期検査程度である。

また、現状 P R A が適用できない地震及び津波以外の外部事象 析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベ ル1 P R A 又は津波レベル1 P R A のいずれかで想定する起因事 象に包絡されること及び炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内 部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事 故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用 原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防 止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基 準」(以下「技術的能力審査基準」という。),「実用発電用原子炉 及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以 下「設置許可基準規則」という。) 及び「実用発電用原子炉及びそ の附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」とい う。) との関連を第1.2-1 表に示す。

ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方 ┃については,「付録 1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事┃については,「付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シー 故シーケンスの選定について」に示す。

1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、 発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計すること が求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場 合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事 故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果 を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンス を選定し,評価を行う。

|炉における重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5│ける重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル 1.5PRAを 活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが ある事故 | に対しては、内部事象停止時レベル1PRAを活用す

> PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度 は 10-5/炉年程度,格納容器破損頻度は 10-6/炉年程度,運転停 止中の燃料損傷頻度は10-6/定期事業者検査程度である。

また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象 析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベ ル1 P R A 又は津波レベル1 P R A のいずれかで想定する起因事 象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進 展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加す べき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用 原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防 止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基 準」(以下「技術的能力審査基準」という。),「実用発電用原子炉 及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以 下「設置許可基準規則」という。) 及び「実用発電用原子炉及びそ の附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」とい う。)との関連を第1.2-1表に示す。

ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方 ケンス等の選定について」に示す。

1.2.1運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの 選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」 については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、 原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求め られる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であ って、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シー ケンスを,本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグ ループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評 価を行う。

PRA結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル 1PRA においては、各起因事象の発 生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成 功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析 し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.1 図 に内部事象運転時レベル 1PRA におけるイベントツリーを示

地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA においては、内部事 象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷 に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.2 図に地震レベル 1PRA の階層イベントツリーを, 第 1.2.3 図に地震レベル 1PRA のイベントツリーを, 第 1.2.4 図に津波レベル 1PRA の 津波高さ別イベントツリーを, 第1.2.5 図に津波レベル 1PRA のイベントツリーを示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異 なるものの, 喪失する安全機能が内部事象と同じであれば, 炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故 シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA では、複数の安全機能が地震又は津波 によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発 生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱

具体的には、地震レベル 1PRA では、建屋の損傷や原子炉 圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御機能喪失によ って発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩 和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な 事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象と して取り扱う。

津波レベル 1PRA では、浸水高さに応じ、当該高さに設置 されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており, 浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシ ーケンスとして抽出する。

なお、LOCA では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却 材の流出規模によりプラント応答,成功基準等が異なるため,

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル1PRAにおいては、各起因事象の 発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の 成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分 析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2-1 図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー を示す。

地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、 内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉 心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2-2 図に地震 レベル1 PRAの階層イベントツリーを, 第1.2-3 図に地震 レベル1 PRAのイベントツリーを, 第1.2-4 図に津波レベ ル1 PRAの階層イベントツリーを, 第1.2-5 図に津波レベ ル1PRAのイベントツリーを示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異 なるものの, 喪失する安全機能が内部事象と同じであれば, 炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故 シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1P RA及び津波レベル1PRAでは、複数の安全機能が地震又 は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損 傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取 り扱う。

具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子 炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計装・制御機能喪失に よって発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等, 緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難 な事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象 として取り扱う。

津波レベル1 P R A では、浸水高さに応じ、当該高さに設 置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしてお り、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有 のシーケンスとして抽出する。

なお,原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。) では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の 発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の 成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分 析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2-1 図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー を示す。

地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、 内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉 心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2-2図に地震 レベル1 PRAの階層イベントツリーを, 第1.2-3 図に地震 レベル1 PRAのイベントツリーを, 第1.2-4 図に津波レベ ル1PRAの階層イベントツリーを示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異 なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、 **炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故** シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1P RA及び津波レベル1PRAでは、複数の安全機能が地震又 | 抽出されたため、イベン は津波によって同時に損傷する事象や、建物・構築物等の損 トツリーを作成していな 傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取しい。 り扱う。

具体的には、地震レベル1PRAでは、建物の損傷や原子 炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計装・制御系喪失によ って原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備 への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を 抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取 り扱う。

津波レベル1 P R A では、浸水高さに応じ、当該高さに設 置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしてお り、建物内の計装・制御系喪失等の広範な緩和設備が機能を 喪失する事象は,緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至 る事象として取り扱う。

なお,原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)で は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の流出

PRA結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉の津波PR Aでは、評価対象とする 起因事象に対して炉心損 傷に直結する事象のみが

PRA結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,津波特 有の事故シーケンスとし て「直接炉心損傷に至る 事象」を抽出した。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。

a. 大破断 LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断 LOCA

大破断 LOCA と比較して破断口径が小さく,原子炉減圧が緩やかなもので,低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模の LOCA である。また,流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり,原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。

c. 小破断 LOCA

中破断 LOCA より破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模の LOCA である。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。

d. Excessive LOCA

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり,非常用炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRA では LOCA 時の注水機能喪失シーケンスを、破断口径の大きさに応じて大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA に詳細化して抽出しているが、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、LOCA 時注水機能喪失に該当するものとして整理する。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

によりプラント応答,成功基準等が異なるため,流出の規模 に応じて以下のとおりに分類する。

a. 大破断LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口径が小さく,原子炉減 圧が緩やかなもので,低圧注水系による炉心冷却には自動 減圧系の作動が必要となる規模のLOCAである。また, 流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり,原子炉隔 離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAより破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模のLOCAである。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。

d. Excessive LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、非常用 炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失事故シーケンスを、破断口径の大きさに応じて大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAに細分化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、LOCA時注水機能喪失に該当するものとして整理する。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

規模によりプラント応答,成功基準等が異なるため,流出の 規模に応じて以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口径が小さく,原子炉減 圧が緩やかなもので,低圧注水系による炉心冷却には自動 減圧系の作動が必要となる規模のLOCAである。また, 流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり,原子炉隔 離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりも破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模のLOCAである。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。

d. Excessive LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、非常用 炉心冷却系<u>(以下「ECCS」という。)</u>の注水の成否に 関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを,重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう,炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお,PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを,破断口径の大きさに応じて大破断LOCA,中破断LOCA及び小破断LOCAに詳細化して抽出しているが,いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため,LOCA時注水機能喪失に該当するものとして整理する。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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. 高圧注水・減圧機能喪失	b. 高圧注水・減圧機能喪失	b. 高圧注水・減圧機能喪失	
c. 全交流動力電源喪失	c. 全交流動力電源喪失	c . 全交流動力電源喪失	
d. 崩壊熱除去機能喪失	d. 崩壞熱除去機能喪失	d. 崩壞熱除去機能喪失	
e. 原子炉停止機能喪失	e. 原子炉停止機能喪失	e. 原子炉停止機能喪失	
f. LOCA 時注水機能喪失	f. LOCA時注水機能喪失	f . LOCA時注水機能喪失	
g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	
	h. 津波浸水による最終ヒートシンク喪失		・PRA結果の相違
津波特有の事故シーケンスでは、津波高さに応じた複数の	津波特有の事故シーケンスでは、敷地内への浸水により内		【柏崎 6/7】
安全機能の喪失を考慮したが、これについては、その喪失に	部事象起因の事故シーケンスとは本発電用原子炉施設への影		島根2号炉は,津波
より、最も早く炉心損傷に至る安全機能あるいは安全機能の	響が異なることから、津波特有の事故シーケンスグループと		有の事故シーケンスと
組合せの事故シーケンスグループとして,上記の a.及び c.	して抽出している。		て,「直接炉心損傷に至
に整理した。_			事象」のみを抽出した
			【東海第二】
			島根2号炉は,津波
			有の事故シーケンス「
			接炉心損傷に至る事象
			を有効性評価の対象と
			る事故シーケンスグル
			プとして選定してい
			V ν₀
また、地震特有の事象で、以下に示す 5 つの事故シーケン	また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す 7 つの事故	また、地震 <u>及び津波</u> 特有の事象で、以下に示す <u>9つ</u> の事故	・PRA結果の相違
スは、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価するこ	シーケンスは、地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の程度	シーケンスは、事象に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価	【柏崎 6/7,東海第二
とが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接	や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケ	することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループ	地震・津波特有の事
的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。	ンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するもの	と直接的に対応せず,炉心損傷に直結するものとして抽出し	として抽出した事故シ
	として抽出している。	ている。	ケンスの数の相違。
• Excessive LOCA	· Excessive LOCA	· Excessive LOCA	
・計測・制御系喪失	・計装・制御系喪失	・計装・制御系喪失	
・格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での破損	・格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での破損	・格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での破損	
と隔離弁の閉失敗の重畳)	と隔離弁の閉失敗の重畳)	と隔離弁の閉失敗の重畳)	
・原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	・原子炉圧力容器損傷	・原子炉格納容器損傷	
・原子炉建屋損傷	• 格納容器損傷	・原子炉圧力容器損傷	
	・原子炉建屋損傷	・原子炉建物損傷	
	• 防潮堤損傷	・制御室建物損傷	・PRA結果の相違
		• 廃棄物処理建物損傷	【柏崎 6/7,東海第二
		・直接炉心損傷に至る事象	地震・津波特有の事
これらの各事故シーケンスグループによる炉心損傷頻度に	これらの地震及び津波特有の各事故シーケンスによる炉心損傷	これらの各事故シーケンスによる炉心損傷頻度には、必ず	として抽出した事故シ
は、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も	頻度には,必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合	しも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでお	ケンスの相違。

り、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持した設

含んでおり、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設 も含んでおり、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持

計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期 待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考 えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故 シーケンスグループの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に 小さくなる。また、地震後に機能を維持した設計基準事故対 処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心 損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベル 1PRA により抽出された上記の a. から g. の事故シーケンスグ ループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当 しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設 備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることか ら、これらの各事故シーケンスグループを有意な頻度又は影 V)

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする 重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグルー プに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故 障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対 する時間余裕, 炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シー ケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケ ンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のと おりである。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象 (原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選 定)を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過 渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を重要事故シーケ ンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まない シーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故 等対処設備による低圧注水を実施する状況を想定した場

した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に 期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考え られる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シーケ ンスの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、 地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待 した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事 故シーケンスは、内部事象運転時レベル1PRA、地震レベル1 PRA又は津波レベル1PRAにより抽出された上記のa.から h. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられるこ と及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には、可搬型のポン プ、電源、放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和 を図ることから、これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影 響をもたらす事故シーンスグループとして追加する必要はな|響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はな

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする 重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグルー プに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故 障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対 する時間余裕, 炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シー ケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケ ンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のと おりである。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化 又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後,高圧注 水機能が喪失し,原子炉減圧には成功するが,低圧注水機 能が喪失し、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち、起因事象発生後の事象進展が早く時間余裕及び設備 容量の観点で厳しいと考えられる過渡事象(原子炉水位低 下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因とし、 逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まず、代表性の観点からも 炉心損傷頻度が最も高い, 「過渡事象+高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定す る。逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない事故シーケンス 計基準事故対処設備等がある場合, これらを用いた対応に期 待することにより、 炉心損傷を防止できる可能性もあると考 えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故 シーケンスの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくな る。また、地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対 処設備等に期待したうえで、それらのランダム故障により炉 心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベ ル1PRAにより抽出された上記の a. から g. の事故シーケ ンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれら に該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、 放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図る ことから、これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響 をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はな V)

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする 重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグルー プに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故 障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対 する時間余裕, 炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シー ケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケ ンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のと おりである。

a. 高圧·低圧注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化 又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後, 高圧注水 機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能 が喪失し、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち, 起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡 事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を 選定)を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、 「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を重 要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失 敗を含まない事故シーケンスとした理由は、炉心損傷防止 のために重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状

自崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原	とした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備	況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再開	
子炉減圧されている場合の方が,原子炉減圧に必要な逃が	による低圧注水を実施する状況を想定した場合,事象発生	失敗によって原子炉減圧されている場合の方が,原子炉減	
し安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時	時点から逃がし安全弁の再閉鎖失敗によって原子炉減圧さ	圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能	
間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。	れている場合の方が,原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の	となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えら	
	容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮で	れるためである。	
	き、対応が容易になると考えられるためである。		
また、本事故シーケンスグループには津波特有の事故シ			・PRA結果の相違
ーケンスが含まれているが、これについてはその対策が止			【柏崎 6/7】
水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有			島根2号炉において津
<u>効性の確認には適さないと判断したため、重要事故シーケ</u>			波を起因とする事故シー
ンスとして選定しないものとし、選定対象から除外した。			ケンスとして「直接炉心
			損傷に至る事象」のみを
			抽出していることから
			「高圧・低圧注水機能剪
			失」には津波を起因とす
			る事故シーケンスは含ま
			れない。
b. 高圧注水・減圧機能喪失	b. 高圧注水・減圧機能喪失	b. 高圧注水・減圧機能喪失	
	本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化	本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化	
	又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後,高圧注	又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水	
	水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)	機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失し、炉心損傷	
	が喪失し、炉心損傷に至るものである。	に至るものである。	
	本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの	本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの	
起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象	うち、起因事象発生後の事象進展が早く余裕時間及び設備	<u>うち</u> , 起因事象発生後の事象進展が <u>早い</u> と考えられる過渡	
(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選	容量の観点で厳しいと考えられる過渡事象(原子炉水位低	事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を	
定)を起因事象とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、	下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象と	選定)を起因とし、代表性の観点からも炉心損傷頻度が最	・設備設計の相違
「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故	し、代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い、「過渡	も高い、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」	【柏崎 6/7】
シーケンスとして選定する。 逃がし安全弁の再閉失敗を含	事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故シ	を重要事故シーケンスとして選定する。	島根2号炉は、逃がし
まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重	ーケンスとして選定する。		安全弁1個の開放により
大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定			原子炉が減圧されるた
した場合, 事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によ			め、本事故シーケンスク
って原子炉減圧されている場合の方が,原子炉減圧に必要			ループには逃がし安全弁
な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるま			の再閉失敗を含む事故シ
			i
での時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるため			ーケンスは含まれない。

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異

c. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異

c . 全交流動力電源喪失

c . 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、これらを以	なる4つの事故シーケンスが抽出されたが,原子炉圧力,	なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、これらを以	
下の 4 つの詳細化した事故シーケンスグループとして分類	時間余裕及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目して事	下の4つの詳細化した事故シーケンスグループとして分類	・評価方針の相違
し、重要事故シーケンスとして選定する。	<u> 故シーケンスグループを以下の3つに細分化した事故シー</u>	し、重要事故シーケンスとして選定する。	【東海第二】
	ケンスグループとして分類し、重要事故シーケンスとして		島根2号炉は, TB
	選定する。		とTBUを別々に評価。
(a) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	(a) 長期TB	(a) 全交流動力電源喪失(長期TB)	
本事故シーケンスグループは,全交流動力電源喪失後,	本事故シーケンスグループは,外部電源喪失の発生後,	本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失後、	
原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電	非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電	
池の直流電源供給能力が枯渇して,原子炉隔離時冷却系	喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継	池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時冷却系	
が機能喪失し炉心損傷に至るものである。	続するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子	が機能喪失し炉心損傷に至るものである。	
	炉隔離時冷却系が機能喪失し, <u>原子炉が高圧状態で</u> 炉心		
	損傷に至るものである。		
本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	本事故シーケンスグループには、外部電源喪失を起因	本事故シーケンスグループ <u>に係る事故シーケンスは</u>	・ P R A結果の相違
「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)(蓄電	とする事故シーケンスとサポート系喪失(直流電源故障)	「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧	【東海第二】
<u>池枯渇後RCIC 停止)」</u> のみであることから、これを重要	を起因とする事故シーケンスが含まれるが、いずれも蓄	<u> 炉心冷却(HPCS)失敗」のみであることから、</u> これ	選定した重要事故シ
事故シーケンスとして選定する。	電池枯渇による原子炉隔離時冷却系の停止後の炉心損傷	を重要事故シーケンスとして選定する。	ケンスは同様であるが
	防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差異はないた		島根2号炉は単一の事
	め,事象発生初期の事象進展に着目する。外部電源喪失		シーケンスのみ抽出さ
	を起因とする事故シーケンスは事象発生により給水・復		たのに対し、東海第二
	水系が停止するため原子炉水位の低下が早い。そのため、		PRAにより、複数の
	余裕時間及び設備容量の観点で厳しく、代表性の観点か		故シーケンスが含まれ
	らも炉心損傷頻度が最も高い, 「外部電源喪失+DG失		ため重要事故シーケン
	敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)」を重		の選定理由を記載。
	要事故シーケンスとして選定する。		
(b) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC	(b) <u>TBD, TBU</u>	(b) 全交流動力電源喪失 (TBU)	・評価方針の相違
失敗			【東海第二】
本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と	本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、	本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と	島根2号炉は,TB
同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至る	直流電源又は非常用ディーゼル発電機等の故障により全	同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至る	とTBUを別々に評価
ものである。	交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系による	ものである。	
	<u> 炉心冷却にも失敗することにより、原子炉が高圧状態で</u>		
	炉心損傷に至るものである。		
	本事故シーケンスグループには、外部電源喪失を起因		
	とし直流電源が喪失することにより非常用ディーゼル発		
	電機が機能喪失し高圧炉心冷却にも失敗する事故シーケ		
	ンス (TBD) と,外部電源喪失又は直流電源故障を起		
	因とし非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心冷却に失敗		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	する事故シーケンス (TBU) が含まれるが, いずれも		
	全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系		
	統間機能依存性の観点では差異がない。また,余裕時間		
	及び設備容量の観点からは、いずれの事故シーケンスも		
	事象進展の早さには差異はないものの、直流電源が喪失		
	する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流		
	電源を緊急用 125V 系蓄電池から給電するための直流電		
	源の切替操作が必要となり、代替直流電源の必要容量も		
本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	大きくなるため、直流電源が喪失する事故シーケンスの	本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	
「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC	<u>方が厳しい。以上より「外部電源喪失+直流電源失敗+</u>	「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+高圧	
失敗 (RCIC 本体の機能喪失)」のみであることから、こ	<u>高圧炉心冷却失敗(TBD)」</u> を重要事故シーケンスと	<u>炉心冷却失敗」のみであることから、これを</u> 重要事故シ	
れを重要事故シーケンスとして選定する。	して選定する。	ーケンスとして選定する。	
	【比較のため, 「(b)」を記載】		
(c) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失) +直流	(b) TBD, TBU	(c) 全交流動力電源喪失 (TBD)	
電源喪失			
本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全て	本事故シーケンスグループは,外部電源喪失の発生後,	本事故シーケンスグループは、全交流動力電源とすべ	
の直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。	直流電源又は非常用ディーゼル発電機等の故障により全	ての直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。	・評価方針の相違
	交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系による		【東海第二】
	<u> 炉心冷却にも失敗することにより,原子炉が高圧状態で</u>		島根2号炉は, TBD
	<u> 炉心損傷に至るものである。</u>		とTBUを別々に評価。
また,本事故シーケンスグループには津波特有の事故			・PRA結果の相違
シーケンスが含まれているが、これについてはその対策			【柏崎 6/7】
が止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設			島根2号炉において消
備の有効性の確認には適さないと判断したため、重要事			波を起因とする事故シー
故シーケンスとして選定しないものとした。			ケンスとして「直接炉心
発生原因が津波特有の事故シーケンス以外には,本事	本事故シーケンスグループには、外部電源喪失を起因	本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	損傷に至る事象」のみを
<u>故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流</u>	とし直流電源が喪失することにより非常用ディーゼル発	「外部電源喪失+直流電源(区分1,2)失敗+高圧炉	抽出していることから
動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」	<u>電機が機能喪失し高圧炉心冷却にも失敗する事故シーケ</u>	心冷却(HPCS)失敗」のみであることから、これを	「TBD」には津波を走
のみであることから、これを重要事故シーケンスとして	<u>ンス(TBD)と、外部電源喪失又は直流電源故障を起</u>	重要事故シーケンスとして選定する。	因とする事故シーケンス
選定する。	因とし非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心冷却に失敗		は含まれない。
	<u>する事故シーケンス (TBU) が含まれるが、いずれも</u>		
	全交流動力電源が喪失しているため, 共通原因故障・系		
	統間機能依存性の観点では差異がない。また,余裕時間		
	及び設備容量の観点からは、いずれの事故シーケンスも		
	事象進展の早さには差異はないものの, 直流電源が喪失		
	する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流		
	電源を緊急用 125V 系蓄電池から給電するための直流電		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	源の切替操作が必要となり、代替直流電源の必要容量も		
	大きくなるため、直流電源が喪失する事故シーケンスの		
	<u>方が厳しい。</u> 以上より <u>「外部電源喪失+直流電源失敗+</u>		
	高圧炉心冷却失敗(TBD)」を重要事故シーケンスと		
	して選定する。		
	【ここまで】		
なお、全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発		なお、すべての直流電源喪失により非常用ディーゼル	・記載箇所の相違
電機を起動できなくなることから,「外部電源喪失+直流		発電機を起動できなくなることから,「外部電源喪失+	【東海第二】
電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。		直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。	東海第二では前段で記
			載。
(d) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV	(c) TBP	(d) 全交流動力電源喪失 (TBP)	
再閉失敗		本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と	
本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と	本事故シーケンスグループは,外部電源喪失の発生後,	同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着することに	
同時に逃がし安全弁1 個が開状態のまま固着することに	非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源	より、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至る	
より、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至る	喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系は作動するものの、	ものである。	
ものである。	逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下		
	することで原子炉隔離時冷却系も機能喪失し, 原子炉が		
	低圧状態で炉心損傷に至るものである。	本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	
本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは	本事故シーケンスグループには,外部電源喪失を起因	「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力	・PRA結果の相違
「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV	とする事故シーケンスと, サポート系喪失(直流電源故	バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (H	【東海第二】
再閉失敗」のみであることから、これを重要事故シーケ	<u>障)を起因とする事故シーケンスが含まれるが、いずれ</u>	PCS)失敗」のみであることから,これを重要事故シ	選定した重要事故シー
ンスとして選定する。	も原子炉圧力の低下による原子炉隔離時冷却系停止後の	ーケンスとして選定する。	ケンスは同様であるが,
	<u>炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差異</u>		島根2号炉は単一の事故
	はないため、事象発生初期の事象進展に着目する。外部		シーケンスのみ抽出され
	電源喪失を起因とする事故シーケンスは、事象発生によ		たのに対し, 東海第二は
	り給水・復水系が停止するため原子炉水位の低下が早い。		PRAにより、複数の事
	そのため、余裕時間及び設備容量の観点で厳しく、代表		故シーケンスが含まれる
	性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い,「外部電源喪		ため重要事故シーケンス
	失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失		の選定理由を記載。
	敗」を重要事故シーケンスとして選定する。		
d. 崩壊熱除去機能喪失	d. 崩壊熱除去機能喪失	d . 崩壊熱除去機能喪失	
	本事故シーケンスグループは,運転時の異常な過渡変化	本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化	
	等の発生後,炉心冷却には成功するが, <u>残留熱除去系の故</u>	等の発生後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱除去機能が	
	<u>障により</u> 崩壊熱除去機能が喪失することで,炉心損傷前に	喪失することで,炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し,	
	<u>格納容器</u> が破損し、その後、炉心損傷に至るものである。	その後,炉心損傷に至るものである。	
	本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス	本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス	
	は、いずれも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施	は、いずれも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施	

起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象 (原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選 定)を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過 渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。

逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理 由は、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスと逃 がし安全弁の再閉失敗を含むシーケンスを比較した場合、 逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスの方が炉心 損傷頻度が高く、当該事故シーケンスグループの特徴を有 するためである。

ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系 の機能喪失と原子炉補機冷却系の機能喪失の場合で、炉心 損傷防止対策が異なることを踏まえて、「過渡事象+崩壊熱 除去失敗 (残留熱除去系の機能喪失)」及び「過渡事象+崩 壊熱除去失敗 (原子炉補機冷却系の機能喪失)」を重要事故 シーケンスとする。

なお、LOCA を起因とする事故シーケンスについては、崩 壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンス グループ「f. LOCA 時注水機能喪失」で評価することから、 本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの 選定対象から除外している。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事故シーケン ス「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」、「中破断 LOCA+原子炉 停止失敗」,「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」については, 反応度投入の観点では原子炉が減圧されることから「過渡 事象+原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やかな事象で ある。

に対する余裕時間に有意な差異はないため、炉心冷却に成 功する事故シーケンスであるものの, 事象発生初期の事象 進展に着目する。起因事象発生後の事象進展が早く余裕時 間及び設備容量の観点で厳しいと考えられる過渡事象(給 水流量の全喪失),サポート系喪失(自動停止),サポー ト系喪失(直流電源故障)又はLOCAを起因とする事故 シーケンスのうち、逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まず、 代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い「過渡事象+ RHR失敗」を選定する。逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含 まない事故シーケンスとした理由は、低圧の代替注水手段 に期待する場合、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シ ーケンスは注水開始時点で原子炉が一定程度減圧されてい るため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が厳 しくなるためである。

ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系 の故障時と取水機能喪失時で, 炉心損傷防止対策が異なる ことを踏まえて、「過渡事象+RHR失敗(RHR故障時)」 及び「過渡事象+RHR失敗(取水機能喪失時)」を重要 事故シーケンスとする。

なお、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、 崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケン スグループ「f. LOCA時注水機能喪失」及び格納容器 破損モード「6.2.2.1(3) a. 雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧・過温破損)」で評価することから、 本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの 選定対象から除外している。

e. 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化 等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至るも のである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち、過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)を起因とする事 故シーケンスは,原子炉圧力の上昇が早く,反応度印加の 観点で厳しい事象であり、余裕時間が短く、反応度の抑制 に必要な設備容量が大きくなる。また、代表性の観点から も炉心損傷頻度が最も高い。

に対する時間余裕に有意な差異はないため、炉心冷却に成 功する事故シーケンスであるものの、事象発生初期の事象 進展に着目する。起因事象発生後の事象進展が早いと考え られる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量 の全喪失を選定)を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を 含まず、代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い「過 渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。

逃がし安全弁の再閉失敗を含まない事故シーケンスとし た理由は、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない事故シーケ ンスと逃がし安全弁の再閉失敗を含む事故シーケンスを比 較した場合, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない事故シー ケンスの方が炉心損傷頻度が高く, 当該事故シーケンスグ ループの特徴を有するためである。

ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系 の故障時と取水機能喪失時で, 炉心損傷防止対策が異なる ことを踏まえて、「過渡事象+崩壊熱除去失敗(残留熱除去 系故障)」及び「過渡事象+崩壊熱除去失敗(取水機能喪失)」 を重要事故シーケンスとする。

なお、LOCAを起因とする事故シーケンスは、崩壊熱 除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンスグル ープ「f.LOCA時注水機能喪失」で評価することから、 本重要事故シーケンスグループにおける重要事故シーケン スの選定対象から除外している。

e. 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化 等の発生後,原子炉停止機能を喪失し,炉心損傷に至るも のである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち、「冷却材喪失(小破断LOCA)+原子炉停止失敗」、 「冷却材喪失(中破断LOCA)+原子炉停止失敗」及び 「冷却材喪失(大破断LOCA)+原子炉停止失敗」につ いては、反応度投入の観点では原子炉が減圧されることか | 展の観点を記載している ら「過渡事象+原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やか | が、東海第二は、過渡事

・PRA結果の相違 【東海第二】

選定した重要事故シー ケンスは同様であるが、 島根2号炉は主に炉心損 傷頻度の観点で選定。

・記載方針の相違

【東海第二】

島根2号炉は,事象進

な事象である。

重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備 (代替制御棒 挿入機能)(以下「代替制御棒挿入機能」という。) に期待 する場合, LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シー ケンスは、LOCA を伴う事故シーケンスグループに包絡され る。また、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シー ケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループの事 故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。

これらを踏まえ、起因事象発生後の出力変化及び原子炉 格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象 (反応度投入の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって 炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離 弁閉を選定)を起因とする、「過渡事象+原子炉停止失敗」 を重要事故シーケンスとして選定する。

f. LOCA 時注水機能喪失

配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量が多 く水位の低下が早いため、原子炉注水開始までの時間余裕 が短い中破断 LOCA を起因とする。また、重畳する注水機 能喪失のうち, 低圧注水機能喪失については, 原子炉減圧 機能喪失による場合と, 低圧非常用炉心冷却系そのものが 機能喪失する場合が考えられるが、代替となる設備に要求 される設備容量の観点では、原子炉減圧機能である逃がし 安全弁には十分な台数が備えられている一方、低圧非常用 炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は、代替となる注 水設備の容量が低圧非常用炉心冷却系よりも少ない点で厳 しい事象になると考えられること、さらに原子炉減圧機能 が喪失する事故シーケンスよりも低圧非常用炉心冷却系そ のものが機能喪失する事故シーケンスの方が炉心損傷頻度

また、LOCAを起因とする事故シーケンスは、ほう酸 水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、ATW S緩和設備(代替制御棒挿入機能)に期待することにより 対応可能であり、その炉心損傷頻度は極めて小さい。

以上を踏まえ、起因事象発生後の出力変化及び格納容器 に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象(反応度印 加の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって炉心からの 発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁誤閉止を 選定)を起因とする,「過渡事象+原子炉停止失敗」を重 要事故シーケンスとして選定する。

f. LOCA時注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破 断LOCAの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注 水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至るもの である。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち, 中破断LOCAを起因とする事故シーケンスは, 小 破断LOCAに比べて破断面積が大きいことにより流出流 量が多く, 事象進展が早いため, 余裕時間の観点で厳しい。 また, 設備容量の観点では, 原子炉減圧に用いる逃がし安 全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設 備の設備容量は低圧非常用炉心冷却系より少ないため、低 圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの方が厳しい。代表 性の観点からは、中破断LOCAを起因とし高圧炉心冷却 及び低圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの炉心損傷頻 度が最も高い。

以上を踏まえ、中破断LOCAを起因とし、高圧炉心冷 却及び低圧炉心冷却に失敗する,「中破断LOCA+高圧 炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンス

重大事故等対処設備である代替制御棒挿入機能に期待す る場合、LOCAと原子炉停止機能喪失が重畳する事故シ ーケンスは、LOCAを伴う事故シーケンスグループに包 絡される。また、LOCAと原子炉停止機能喪失が重畳す | 御棒挿入に成功した場合 る事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグ ループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極め | 二は原子炉停止機能に着 て小さい。

これらを踏まえ、起因事象発生後の出力変化及び原子炉 格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象 (反応度投入の観点で最も厳しく,格納容器隔離によって 炉心からの発生蒸気がすべて原子炉格納容器に流入する主 蒸気隔離弁閉止を選定)を起因とする、「過渡事象+原子炉 停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

f. LOCA時注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破 断LOCAの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注 水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至るもの である。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち,配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量 が多く水位の低下が早いため、原子炉注水開始までの時間 余裕が短い中破断LOCAを起因とする。また, 重畳する 注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、原子 炉減圧機能喪失による場合と, 低圧非常用炉心冷却系その ものが機能喪失する場合が考えられるが、代替となる設備 に要求される設備容量の観点では、原子炉減圧機能である 逃がし安全弁は十分な台数が備えられている一方、低圧注 水の代替となる注水設備の容量は低圧非常用炉心冷却系よ り少ない点で厳しい事象になると考えられること、さらに 原子炉減圧機能が喪失する事故シーケンスよりも低圧非常 用炉心冷却系そのものが機能喪失する事故シーケンスの方 が炉心損傷頻度が高いことも踏まえ, 低圧非常用炉心冷却

象を起因とする事故シー ケンスが余裕時間,設備 容量及び代表性の観点か ら厳しいシーケンスであ ることを記載。

記載方針の相違

【東海第二】

島根2号炉は、代替制 の包絡性を記載。東海第 目した記載。

として選定する。

島根原子力発電所 2号炉

備考

が高いことも踏まえ、低圧非常用炉心冷却系そのものの機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗・低圧 ECCS 注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧 ECCS 注水失 敗が含まれており、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失は残 留熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないことと ほぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩 壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンス を包絡する。

g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)に係る事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管の原子炉格納容器外での破断事象も想定できるが、これは PRA の検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。

として選定する

なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧炉心冷却失敗が 含まれており、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失は残留熱 除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ 同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩壊 熱除去機能喪失」のLOCA を起因とする事故シーケンス を包絡する。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 本事故シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、格納容器 貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは「インターフェイスシステムLOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉治却材浄化系等の高圧設計の配管の格納容器外での破断事象も想定できるが、これはPRAの検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。

h. 津波浸水による最終ヒートシンク喪失

本事故シーケンスグループは, 防潮堤を越流した津波に より非常用海水ポンプが被水・没水し, 最終ヒートシンク が喪失することにより, 炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの うち、原子炉建屋内浸水を伴う事故シーケンスは、共通原 因故障又は系統間の機能の依存性の観点で厳しく、事象発 生初期の原子炉注水に失敗する事故シーケンスであるため 余裕時間の観点で厳しい。設備容量の観点では、原子炉建 屋内浸水を伴う事故シーケンスは想定する津波高さが高い ため、重大事故等対策に対する津波防護対策が広範囲に要 求される。

以上を踏まえ、「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能

系そのものの機能喪失が重畳する場合である「冷却材喪失 (中破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失 敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧炉心冷却失敗 が含まれており、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失は残留 熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほ ぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d.崩 壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケン スを包絡する。

g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 本事故シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、格納容器 貫通配管等からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、「インターフェイスシステムLOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては高圧設計の配管の原子炉格納容器外での破断事象も想定できるが、これはPRAの検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。

・PRA結果の相違 【東海第二】

島根2号炉は、津波特 有の事故シーケンス「直 接炉心損傷に至る事象」 を有効性評価の対象とな る事故シーケンスグルー プとして選定していな 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
	喪失(最終ヒートシンク喪失)」を重要事故シーケンスとし		
	て選定する。		
	なお、本事故シーケンスグループは外部電源喪失が重畳		
	すると全交流動力電源喪失が発生するため、本事故シーケ		
	ンスグループの主な炉心損傷防止対策は津波防護対策を除		
	くと全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループと同様		
	<u>となる。</u>		
なお, 国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても,	なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、	なお, 国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても,	
全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じる	全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じるこ	<u>すべて</u> の状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じ	
ことが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケ	とが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケンス	ることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シー	
ンスが抽出されている。	が抽出されている。	ケンスが抽出されている。	
①大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	①大破断LOCA+高圧炉心治却失敗+低圧炉心治却失敗	① 冷却材喪失(大破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗	
②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原	②直流電源喪失+原子炉停止失敗	+低圧炉心冷却失敗	・PRA結果の相違
子炉停止失敗	③交流電源喪失+原子炉停止失敗	② 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+交流電源·補	【東海第二】
		機冷却系喪失)+原子炉停止失敗	東海第二では、地震P
			RAにおける直流電源喪
			失の事故シーケンスを展
			開している。
①については、格納容器破損防止対策により原子炉格納	①については、格納容器破損防止対策により <u>格納容器</u> の機	①については、格納容器破損防止対策により原子炉格納	
容器の機能に期待できることを確認しており、これを除く	能に期待できることを確認しており、これを除く事故シーケ	<u>容</u> 器の機能に期待できることを確認しており,これを除く	
事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実	ンスを対象に,重要事故シーケンスの選定を実施している。	事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実	
施している。		施している。	
②は地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスで	②及び③ は地震レベル1PRAから抽出された事故シーケ	②は地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンス	・PRA結果の相違
あり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケ	ンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シ	であり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シー	【東海第二】
ンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉	ーケンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから	ケンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから	東海第二で地震PRA
心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。この事	炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。 <u>これら</u>	炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。 <u>この</u>	における直流電源喪失の
故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は地	の事故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は	事故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は	事故シーケンスを展開し
震による炉内構造物の損傷であるが、これは地震の最大加	地震による炉内構造物の損傷であるが,これは地震の最大加	地震による炉内構造物の損傷であるが、これは地震の最大	ていることに伴う事故シ
速度が地震発生と同時に加わるという,現状の保守的なPRA	速度が地震発生と同時に加わるという,現状の保守的なPR	加速度が地震発生と同時に加わるという、現状の保守的な	ーケンス数の相違。
のモデルによって評価されるものであり、現実的には、炉	Aモデルによって評価されるものであり、現実的には、炉内	PRAのモデルによって評価されるものであり、現実的に	
内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に,原	構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に,原子炉	は,炉内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前	
子炉スクラムに至ると考えられる。	スクラムに至ると考えられる。	に、原子炉スクラムに至ると考えられる。	
以上のとおり、②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保	以上のとおり, <u>②及び③</u> の事故シーケンスの炉心損傷頻度	以上のとおり、②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保	
守的に評価されており、現実的に想定すると、本事故シー	は保守的に評価されており、現実的に想定すると、これらの	守的に評価されており、現実的に想定すると、 本事故シー	
ケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断	事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さい	ケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断	
したことから、本事故シーケンスは炉心損傷防止対策又は	と判断したことから, <u>これらの</u> 事故シーケンスは炉心損傷防	したことから、本事故シーケンスは炉心損傷防止対策又は	
格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンス	・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンス	

から除外している。

ーケンスから除外している。

から除外している。

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及 び重要事故シーケンスについて整理した結果を第1.2.2表

1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

に示す。

「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンス の選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著 しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認 するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、か つ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃 料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆 管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以 下であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]を下回るこ と。
- (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 限界圧力である 最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を 下回ること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 200℃ を下回ること。

また,格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグ ループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、敷地境界で の実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくの リスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね 5mSv 以 下であることを確認する。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び 重要事故シーケンスについて整理した結果を第1.2-2表に 示す。

1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンス の選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著 しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認 | 著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確 するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、か つ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃 料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆 管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以 下であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧 力8.62MPa [gage] の1.2 倍の圧力10.34MPa [gage] を下回る
- (3) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力である最高 使用圧力0.31MPa [gage] の2 倍の圧力0.62MPa [gage] を下 回ること。
- (4) 格納容器バウンダリにかかる温度が, 限界温度200℃を下回 ること。

また、格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグ ループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、敷地境界及 び非居住区域境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著 しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当た りおおむね5mSv 以下であることを確認する。

島根原子力発電所 2号炉

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及 び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2-2 表に示す。

1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケン スの選定 に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の 認するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、か つ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被 覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15% 以下であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧 力 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]を下回るこ
- (3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力であ る最高使用圧力 427kPa[gage]の約2倍の圧力 853kPa[gage] を下回ること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が, 限界温度 200℃ を下回ること。

また、格納容器フィルタベント系を使用する事故シーケンスグ ループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、敷地境界で の実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくの リスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね5mSv 以 化ベントを使用しない。 下であることを確認する。

・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

備考

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。

運用の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は、耐圧強 (以降,同様な相違につ いては記載省略)

・評価方針の相違

【東海第二】

島根2号炉はガイド要 求に従い、敷地境界にお ける線量評価を実施。東 海第二は敷地境界に加え て、添付書類十の安全解 析の評価点を非居住区域

ら,同様の評価を実施。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を 確認するための評価項目の上限については,漏えい経路になる可 | るための評価項目の上限については,漏えい経路になる可能性が | 確認するための評価項目の上限については,漏えい経路になる可 能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算 又は試験にて,構造健全性及びシール部機能維持の確認を行って おり、継続的に評価条件を維持していく。

ここで記載している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子 炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「付録 2 原子 炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

- 1.2.2 運転中の原子炉における重大事故

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心 する格納容器破損モードを,本発電用原子炉施設を対象としたPRA の結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シ ーケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象運転時レベル 1.5PRA においては、事象進展に伴 い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析 から,格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損 前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長 期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する 負荷を抽出し, 事象進展中に実施される緩和手段等から第 1.2.6 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器 破損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モー ドを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分 類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原子炉施設 では, 運転中は原子炉格納容器内の雰囲気を窒素で置換し,

ここで、格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認す ある格納容器バウンダリ構成部に対して, 規格計算又は試験にて, 構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に 評価条件を維持していく。

ここで記載している、格納容器本体、シール部等の格納容器バ ウンダリ構成部の健全性については、「付録2 原子炉格納容器の温 度及び圧力に関する評価」に示す。

(添付資料1.2.1, 1.2.2, 1.2.3)

- 1.2.2 運転中の原子炉における重大事故
- 1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 | 1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 | 1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心 損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定┃損傷の発生後、格納容器が破損に至る可能性があると想定する格┃ 納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの 結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シー ケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象運転時レベル1.5PRAにおいては、事象進展 に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析か ら,格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損 前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長 期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する 負荷を抽出し,事象進展中に実施される緩和手段等から第1.2 -6 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破 損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの整理

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モー ドを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分 類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原子炉施設 では、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を 能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算 又は試験にて、島根原子力発電所2号炉における仕様を踏まえた 構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に 評価条件を維持していく。

ここで記載している,原子炉格納容器本体,シール部等の原子 炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「付録2 原子 炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

- 1.2.2 運転中の原子炉における重大事故

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心 損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定 する格納容器破損モードを,本原子炉施設を対象とした PRAの 結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シー ケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象運転時レベル 1.5 PRAにおいては、事象進展に 伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分 析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損 前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長 期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する 負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第1.2 -5 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破 損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モー ドを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分 類する。ここで、水素燃焼については、本原子炉施設では、 運転中は原子炉格納容器内の雰囲気を窒素で置換し、酸素濃

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

酸素濃度を低く管理しているため、PRA で定量化する格納容 器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒 素置換の有効性を確認する観点で、格納容器破損モードとし て挙げている。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 破損)
- b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 溶融炉心・コンクリート相互作用 また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以 下の格納容器破損モードを抽出している。
- 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損
- ・水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)
- ・格納容器隔離失敗(炉心損傷の時点で何らかの要因により 原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態)
- ・インターフェイスシステム LOCA
- ・原子炉圧力容器内での水蒸気爆発

運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されているため, PRAで定量化する格納容器破損モードから除外している が、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点 で、格納容器破損モードとして挙げている。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 破損)
- b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

また, 上記に分類されない格納容器破損モードとして, 以 下の格納容器破損モードを抽出している。

- · 早期過圧破損(未臨界確保失敗)
- · 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)
- 格納容器隔離失敗
- ・インターフェイスシステムLOCA

原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損、水蒸気(崩壊熱)に よる過圧破損(炉心損傷前)及びインターフェイスシステム LOCA は格納容器先行破損の事故シーケンスである。原子炉未 臨界確保失敗時の過圧破損及び水蒸気(崩壊熱)による過圧 破損(炉心損傷前)では炉心損傷の前に水蒸気によって原子 **炉格納容器が過圧破損し、また、インターフェイスシステム** LOCA ではインターフェイスシステム LOCA によって原子炉格 納容器の隔離機能を喪失することで、原子炉格納容器外への 原子炉冷却材の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生 じ,原子炉注水機能の維持が困難となり,炉心損傷に至るお それがある。格納容器先行破損の事故シーケンスは、「運転 中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評

早期過圧破損(未臨界確保失敗)及び過圧破損(崩壊熱除 去失敗)は格納容器先行破損、インターフェイスシステムL OCAは格納容器バイパスの事故シーケンスである。早期過 圧破損(未臨界確保失敗)及び過圧破損(崩壊熱除去失敗) では炉心損傷の前に水蒸気によって格納容器が過圧破損し、 また、インターフェイスシステムLOCAではインターフェ イスシステムLOCAによって格納容器の隔離機能を喪失す ることで、格納容器外への原子炉冷却材の流出による原子炉 建屋内の環境悪化等が生じ、原子炉注水機能の維持が困難と なり、 炉心損傷に至るおそれがある。 格納容器先行破損及び 格納容器バイパスの事故シーケンスは、「運転中の原子炉に おける重大事故に至るおそれがある事故」の評価において、

度を低く管理しているため、PRAで定量化する格納容器破 損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置 換の有効性を確認する観点で、格納容器破損モードとして挙 げている。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 破損)
- b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以 下の格納容器破損モードを抽出している。

- 早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧)
- ・水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)
- ・格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)
- ・格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)
- ・原子炉圧力容器内における水蒸気爆発

・記載方針の相違

【東海第二】

島根2号炉は、PRA で定量化する格納容器破 損モードから除外してい るが, 評価事故シーケン スの選定であらためて記 載して除外理由を整理し ている。

熱)による過圧破損(炉心損傷前)及び格納容器バイパス(イ ・記載方針の相違

【東海第二】

東海第二では,インタ ーフェイスシステムLO と記載している。

ンターフェイスシステムLOCA) は格納容器先行破損の事 故シーケンスである。早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過 圧)及び水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)で は炉心損傷の前に水蒸気によって原子炉格納容器が過圧破損 ┃ С А を格納容器バイパス し、また、格納容器バイパス(インターフェイスシステムL OCA) ではインターフェイスシステムLOCAによって原 子炉格納容器の隔離機能を喪失することで、原子炉格納容器 外への原子炉冷却材の流出による原子炉建物内の環境悪化等

が生じ、原子炉注水機能の維持が困難となり、炉心損傷に至

るおそれがある。格納容器先行破損の事故シーケンスは,「運

早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧), 水蒸気(崩壊

価において、各々重要事故シーケンスを選定し、重大事故等 防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容器 破損モードとして追加する必要はない。

格納容器隔離失敗(炉心損傷の時点で何らかの要因により 原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態)については、 炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時 に原子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう、原子炉 格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効で あり、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉 格納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから、有 意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新た に追加する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、原子炉格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されている BWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、本発電用原子炉施設は RCCV型の原子炉格納容器であり、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価 事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モー ドごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと 考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を含む 事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事 故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は 以下のとおりである。また、PDS の分類結果についての説明 を第1.2.3 表に示す。なお、第1.2.3 表において格納容器破 損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失、 原子炉停止機能喪失、インターフェイスシステム LOCA は、 各々重要事故シーケンスを選定し、重大事故等防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。

格納容器隔離失敗については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に格納容器の隔離に失敗することのないよう、格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の格納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、発生する可能性が極めて低いことから、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しており、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

また、格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているBWR Mark-I型の格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、本発電用原子炉施設はBWR Mark-II型の格納容器であり、溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果についての説明を第1.2-3表に示す。なお、第1.2-3表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失は格納容器先行破損の事故シ

転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の 評価において、各々重要事故シーケンスを選定し、重大事故 等防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容 器破損モードとして追加する必要はない。

格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)については、炉心 損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原 子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう、原子炉格納 容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であ り、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉格 納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから、有意 な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに 追加する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、原子炉格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているBWR Mark-I型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、本原子炉施設はBWR Mark-I改良型の原子炉格納容器であり、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリには直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果についての説明を第1.2-3表に示す。なお、第1.2-3表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、インターフェイスシステムL

・設備設計の相違 【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
格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷	ーケンス, インターフェイスシステムLOCAは格納容器バ	OCAは、格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著し	
の発生後,原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定	<u>イパス</u> の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、	い炉心損傷の発生後,原子炉格納容器が破損に至る可能性が	
する格納容器破損モードには該当しないことから、これらの	<u>格納容器</u> が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損	あると想定する格納容器破損モードには該当しないことか	
PDS は評価事故シーケンスの選定においては考慮していない。	モードには該当しないことから、これらのPDSは評価事故	ら, これらのPDSは評価事故シーケンスの選定においては	
	シーケンスの選定においては考慮していない。	考慮していない。	
なお、PDS として「運転中の原子炉における重大事故に至	<u>また</u> , PDSとして「運転中の原子炉における重大事故に	なお、PDSとして「運転中の原子炉における重大事故に	
るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対して以	至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対して	至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対して	
下の表記を用いる。	以下の表記を用いる。	以下の表記を用いる。	
高圧・低圧注水機能喪失:TQUV	高圧・低圧注水機能喪失:TQUV	高圧・低圧注水機能喪失:TQUV	
高圧注水・減圧機能喪失:TQUX	高圧注水・減圧機能喪失:TQUX	高圧注水・減圧機能喪失:TQUX	
全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG 喪失</u>) :長期 TB	全交流動力電源喪失(長期TB):長期TB	全交流動力電源喪失(<u>長期TB</u>) : 長期TB	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失 敗:TBU	全交流動力電源喪失(TBU): TBU	全交流動力電源喪失(TBU): TBU	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失:TBD	全交流動力電源喪失(TBD):TBD	全交流動力電源喪失(<u>TBD</u>): TBD	
全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG 喪失</u>)+SRV 再閉失 敗:TBP	全交流動力電源喪失(TBP):TBP	全交流動力電源喪失(<u>TBP</u>): TBP	
LOCA 時注水機能喪失(大破断 LOCA) : LOCA (AE)	LOCA時注水機能喪失(大破断LOCA): <u>LOCA</u> (AE)	LOCA時注水機能喪失(大破断LOCA): <u>AE</u>	
LOCA 時注水機能喪失(中破断 LOCA):LOCA(S1E)	LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA): <u>LOCA</u> (S1E)	LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA): <u>S1E</u>	
LOCA 時注水機能喪失(小破断 LOCA) :LOCA(S2E)	LOCA時注水機能喪失(小破断LOCA): <u>LOCA</u> (S2E)	LOCA時注水機能喪失(小破断LOCA): <u>S2E</u>	
崩壊熱除去機能喪失:TW	崩壊熱除去機能喪失:TW,TBW	崩壊熱除去機能喪失:TW	・PRA結果の相違
原子炉停止機能喪失:TC	原子炉停止機能喪失:TC	原子炉停止機能喪失:TC	【東海第二】
原于炉停止機能设大,IC		原士炉停止機能喪失:10	島根2号炉は, TB' をTWシーケンスに含っ て整理している。
	インターフェイスシステムLOCA:ISLOCA		・記載方針の相違【東海第二】島根2号炉は, ISOCAという表記を用いていない。
a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 Aut #1)	a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温	Š
破損)	破損)	破損)	
本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち, LOCA は	本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、LOC	本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、LOC	
原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く,事象	Aは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く,	Aは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く,	

進展の観点で厳しい。<u>頻度の観点でPDS を見ると</u>,過圧破損では、長期TB及びTBUをPDSとした格納容器破損頻度が全体の約50%を占めており、過温破損では、LOCAをPDSとした格納容器破損頻度が全体の50%以上を占めている。

対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除 熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。

以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に非常用炉心冷 <u>却系注水機能喪失</u>及び全交流動力電源喪失を重畳させるこ とで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多 く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳し いシナリオとなる。

よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。

b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち,長期 TB は炉心損傷に至る前に RCIC による一時的な冷却に成功しており,起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX,TBD 及び TBU が厳しい PDS となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX,TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いはないことから,これらのうち,本格納容器破損モードを代表する PDS として,TQUX を選定する。

TQUX に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、

東海第二発電所 (2018.9.12版)

事象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移 すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳 しい事故シーケンスとなると考えられる。

対策の観点では過圧破損に対しては<u>格納容器</u>の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。

以上の観点を総合的に考慮すると、LOCAに<u>炉心冷却</u> 失敗及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の 復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じる ための対応時間が厳しいシナリオとなる。

よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためPDSとして、LOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

LOCAに属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早くなり格納容器圧力及び格納容器温度上昇の観点で厳しく、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断LOCAを起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、長期TBは炉心損傷に至る前にRCICによる一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点ではTQUX、TBD及びTBUが厳しいPDSとなる。高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX、TBD及びTBUにPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表するPDSとして、TQUXを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早

島根原子力発電所 2号炉

事象進展の観点で厳しい。<u>また</u>,格納容器圧力が高く推移 すること等,環境に放出される放射性物質量の観点でも厳 しい事故シーケンスとなると考えられる。

対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。以上の観点を総合的に考慮すると、LOCAにECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオになる。

よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため、PDSとしてLOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

LOCAに属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断LOCAを起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3)重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。

b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、長期TBは炉心損傷に至る前に原子炉隔離時冷却系による一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧に至るまでの時間余裕の観点ではTQUX、TBD及びTBUが厳しいPDSとなる。高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX、TBD及びTBUにPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表するPDSとして、TQUXを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUXに属する事故シーケンスのうち、事故進展が早│流動力電源喪失の重畳を

備考

記載方針の相違【柏崎 6/7】

ている。

選定した評価事故シーケンスは同様であるが、 柏崎 6/7 では格納容器破 損頻度についても記載し

解析条件の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉は、本シナ リオの評価において全交 流動力電源喪失の重畳を

炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない,「過渡事象+高圧注水 失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+ DCH 発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。

逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理 由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原 子炉減圧を実施する状況を想定した場合, 事象発生時点か ら逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている 場合の方が、原子炉減圧が完了し、高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱を防止できる状態となるまでの時間が 短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧 力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用(FCI)の観点からは、 原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原 子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギが大きいシ ーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至 る場合,原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され 易いと考えると,原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合 の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融 炉心の割合が多くなると考えられる。また、本格納容器破 損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉 心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納 容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが, その一方で,原子炉圧力容器破損が想定される状況では, 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止す るため,原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これら の状況も考慮し,原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX、TBU 及び 長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は、蒸気が急速に 原子炉格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合 が他の低圧破損シーケンスより小さくなり,酸化ジルコニ ウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなるこ とでデブリの内部エネルギが小さくなると考えられる。

さらに,破断口から高温の冷却材が流出し原子炉格納容 器下部に滞留する可能性があるが、FCI による水蒸気爆発 東海第二発電所 (2018.9.12版)

く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因と し、逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない「過渡事象+高 圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減 圧失敗 (+DСН)」を評価事故シーケンスとして選定す る。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉 圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用(FCI)の観点 からは、ペデスタル(ドライウェル部)へ落下する溶融炉 心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有 エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容 器が高圧で破損に至る場合,格納容器に放出される溶融炉 心が分散され易いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破 損に至る場合の方が、ペデスタル(ドライウェル部)へ一 体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられ る。また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを 考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和 対策である、ペデスタル(ドライウェル部)への水張りが 実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧 力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容 器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子 炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものと し、高圧状態で破損するTQUX、TBU及び長期TBは 選定対象から除外する。LOCAは、蒸気が急速に格納容 器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破 損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合 が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの 内部エネルギが小さくなると考えられる。

島根原子力発電所 2号炉

く, 炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因と する、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉 心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発 生」を評価事故シーケンスとして選定する。

備考

考慮している。

・設備設計の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は、逃がし 安全弁1個の開放により 原子炉が減圧されるた め,本事故シーケンスグ ループには逃がし安全弁 の再閉失敗を含む事故シ ーケンスは含まれない。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉 圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用(FCI)の観点 からは,原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落 下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶 融炉心の保有エネルギが大きいシーケンスが厳しくなる。 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器 に放出される溶融炉心が分散され易いと考えると、原子炉 圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器 下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると 考えられる。また、本格納容器破損モードに対する事象の 厳しさを考慮するうえでは、溶融炉心・コンクリート相互 作用の緩和対策である,原子炉格納容器下部への水張りが 実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧 力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容 器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子 炉圧力容器が低圧状態で破損する PDSを選定するものと し、高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。 LOCAは、蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため、 ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小しは外電復旧に期待してい さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シー ケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギが小 さくなると考えられる。

PRA結果の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉のPRAで ないためTBU及び長期 TBは抽出されていな

・記載方針の相違 【柏崎 6/7】

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、原子炉格納容器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCA は選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDS として、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。

TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。

d. 水素燃焼

本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換 され、初期酸素濃度が低く保たれている。 炉心損傷に伴い、 水素濃度は容易に 13vo1%を超えることから, 水素燃焼防 止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷によ り放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸 素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モードは PRA か ら抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容 器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸 素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気 体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納 容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられる ジルコニウムー水反応による水素ガス発生に着目する。原 子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動 は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路か ら,LOCA とその他のPDS に大別できる。LOCA では事象発 生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多 量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウ ム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり,水素濃度

よって、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI(ペデスタル))」を評価事故シーケンスとして選定する。

d. 水素燃焼

本発電用原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、 初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素 濃度は容易に 13vo1%を超えることから, 水素燃焼防止の 観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放 出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃 度の上昇に着目する。本格納容器破損モードはPRAから 抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容 器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。 酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体 の存在量の影響を受けるため, 炉心損傷後の格納容器内の 気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニ ウムー水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期 待しない場合のジルコニウムー水反応の挙動は事象発生時 の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、 LOCA とその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と 同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に 原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウムー 水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり, 水素濃度は

よって、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧炉心治却失敗+低圧炉心治却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+FCI発生」を評価事故シーケンスとして選定する。

d. 水素燃焼

本原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、 初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素 濃度は容易に 13vol%を超えることから, 水素燃焼防止の 観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放 出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃 度の上昇に着目する。本格納容器破損モードはPRAから 抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容 器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。 酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の 気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格 納容器内の気体組成を考えるうえで影響が大きいと考えら れるジルコニウムー水反応による水素ガス発生に着目す る。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウムー水反応 の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出 経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LO CAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧さ れ、原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出される ことから, ジルコニウム-水反応に寄与する原子炉冷却材

柏崎 6/7 は、水蒸気爆 発について記載してい る。

解析条件の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉は、本シナ リオの評価において全交 流動力電源喪失の重畳を 考慮している。 は13vol%を上回るものの、その他のPDS に比べて水素ガス 発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水 の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDS よりも 相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧 力容器破損の有無の影響を考えると,原子炉圧力容器が破 損する場合には,原子炉格納容器下部での溶融炉心・コン クリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度 を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることか ら,同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想 定することが適切と考える。また、1.2.1.1(3)に示すとお り、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納 容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとし ては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が 重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらの ことから,「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過圧・過温破損)」において選定した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」 を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定 する。

有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウムー水反応による水素ガスの過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素ガスを原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。

e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち,溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは,原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合,原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く,また,落下速度が大きくなることで,原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり,落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると,原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が,原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また,原子炉圧力容

13vo1%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生 量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水 の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSより も相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉 圧力容器破損の有無の影響を考えると,原子炉圧力容器が 破損する場合には、ペデスタル(ドライウェル部)での溶 融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガ スが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えら れることから、同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至ら ない場合を想定することが適切と考える。また、 「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、 **炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器** 破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとして は、大破断LOCAと炉心冷却の失敗が重畳する事故シー ケンスのみが抽出されている。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破 損) Lにおいて選定した評価事故シーケンス, 「大破断L OCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を本格納 容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。

有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウムー水反応による水素の過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。

e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペデスタル(ドライウェル部)に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、ペデスタル(ドライウェル部)に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、ペデスタル(ドライウェル部)へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられ

の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、そ の他のPDSに比べて水素ガス発生量が少なくなると考え られる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって 増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可 能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の 影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原 子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用に よって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に 寄与する可能性が考えられることから,同じPDSでも原 子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と 考える。また、「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」 に示すとおり、 炉心損傷を防止できない事故シーケンスの うち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シー ケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水 機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されてい る。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧・過温破損)」において選定した「冷却 材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交 流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シー ケンスとして選定する。

有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウムー水反応による水素ガスの過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素ガスを原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。

e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容

器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の 減圧が実施されている。これらの状況も考慮し, 原子炉圧 力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高 圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から 除外する。LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の 可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で 厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から 除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳 しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、対策実施まで の時間余裕の観点から厳しい TQUV を選定する。

TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、 対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発 生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失 敗を含まない,「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+ 損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗)」を評価事故シーケ ンスとして選定する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整 理した結果を第1.2.3 表に示す。

1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの 選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防|選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防 止対策に対して有効性があることを確認するため,以下の評価項 目を設定する。なお、格納容器直接接触(シェルアタック)につ いては、BWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モ ードであり、RCCV 型の原子炉格納容器は溶融炉心が原子炉格納容 器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接 触(シェルアタック)に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に 落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直 ては、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

る。また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高 圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する ため,原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの 状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPD Sを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUX、T BU及び長期TBは選定対象から除外する。LOCAはペ デスタル (ドライウェル部) への冷却材の流入の可能性が あり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事 象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。 よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDS として,原子炉の水位低下が早く,対策実施までの時間余 裕の観点から厳しいTQUVを選定する。また、このPD Sに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の 復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じる ための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早 く,対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし, 発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉 鎖失敗を含まない, 「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧 炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗(ペ デスタル))」を評価事故シーケンスとして選定する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整 理した結果を第1.2-3表に示す。

1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの 止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項 目を設定する。なお、格納容器直接接触(シェルアタック)につ いては、BWR Mark-I型の格納容器に特有の格納容器破損 モードであり、Mark-Ⅱ型の格納容器は溶融炉心が格納容器 バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触 (シェルアタック) に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落 下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接 は、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の 減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧 力容器が低圧状態で破損する PDSを選定するものとし、 高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。L ○ C A は原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可 【 柏崎 6/7, 東海第二】 能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳 しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除 外する。よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳し いPDSとして、原子炉の水位低下が早く、対策実施まで の時間余裕の観点から厳しいTQUVを選定する。また、 このPDSに全交流動力電源喪失の重畳を考慮すること で、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対 策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。

TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早 く,対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし, 発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉 失敗を含まない、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心 冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+デブリ冷却失 敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整 理した結果を第1.2-3表に示す。

1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンス の選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損 防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価 項目を設定する。なお、格納容器直接接触(シェルアタック)に ついては、BWR Mark-I型の原子炉格納容器に特有の格納 容器破損モードであり、Mark-I改良型の原子炉格納容器は 溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触する構造ではな いため,格納容器直接接触(シェルアタック)に係る評価項目「原 子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格 接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」につい「接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について「納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷 却されること」については、有効性を確認するための評価項目と

PRA結果の相違

島根2号炉のPRAで は外電復旧に期待してい ないためTBU及び長期 TBは抽出されていな

・解析条件の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は、本シナ リオの評価において全交 流動力電源喪失の重畳を 考慮している。

・設備設計の相違 【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)
(1)	原子炉格納容	器バウンク	ダリにかかる圧	三力が, 限界	圧力である
	最高使用圧力	0.31MPa[g	age]の <u>2 倍</u> の	圧力 <u>0.62</u> M	MPa[gage]を
	下回ること。				
(2)	原子炉格納容	器バウンク	ダリにかかる温	温度が,限界	┞温度 200℃
	を下回ること。				
(3)	放射性物質の	総放出量は	は,放射性物質	による環境	近への汚染の
	視点も含め,	環境への影	響をできるだ	け小さくと	どめるもの
	であること。				

- (4) 原子炉圧力容器の破損までに,原子炉圧力は 2.0MPa[gage] 以下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用によ る熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの 機能が喪失しないこと。
- (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止 すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vo1% 以下であること。
- (7) 可燃性ガスの蓄積,燃焼が生じた場合においても,(1)の要 件を満足すること。
- (8) 溶融炉心による侵食によって,原子炉格納容器の構造部材の 支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却される こと。

1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 |

1.2.3.1 想定事故

故

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料プー ル内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想し 定する以下の事故の評価を行う。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

- (1) 格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高 使用圧力0.31MPa[gage]の2 倍の圧力0.62MPa[gage]を下回る こと。
- (2) 格納容器バウンダリにかかる温度が, 限界温度200℃を下回 ること。
- (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染 の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるも のであること。
- (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は2.0MPa[gage] 以下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用によ る熱的・機械的荷重によって、格納容器バウンダリの機能が 喪失しないこと。
- (6) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止するこ と。具体的には、格納容器内の酸素濃度が5vo1%以下である
- (7) 可燃性ガスの蓄積,燃焼が生じた場合においても,(1)の要 件を満足すること。
- (8) 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持 機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されるこ

このうち, 原子炉圧力容器が健全な評価事故シーケンスについ ては,評価項目のうち(1)から(3),(6)及び(7)が評価対象となる。 原子炉圧力容器の破損を仮定する評価事故シーケンスについて は、評価項目のうち(4)、(5)及び(8)が評価対象となるが、原子炉 圧力容器が破損した場合においても格納容器破損防止対策の有効 性を確認する観点から、評価項目のうち(1)から(3)、(6)及び(7) についても評価を行う。

(添付資料1.2.4)

1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 | 1.2.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

1.2.3.1 想定事故

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事 故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料プー ル内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想 │ 燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評 定する以下の事故の評価を行う。

島根原子力発電所 2号炉

して設定しない。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力であ る最高使用圧力 427kPa[gage]の約2倍の圧力 853kPa[gage] を下回ること。
- (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が,限界温度 200℃ を下回ること。
- (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染 の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるも のであること。
- (4) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力は2.0MPa[gage]以 下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用によ る熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機 能が喪失しないこと。
- (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止 すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が5 vo1%以下であること。
- (7) 可燃性ガスの蓄積,燃焼が生じた場合においても,(1)の要 件を満足すること。
- (8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材 の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却され ること。

このうち、原子炉圧力容器が健全な評価事故シーケンスについ・記載箇所の相違 ては、評価項目のうち(1)から(3)、(6)及び(7)が評価対象となる。 原子炉圧力容器の破損を仮定する評価事故シーケンスについて は,評価項目のうち(4),(5)及び(8)が評価対象となるが,原子炉 圧力容器が破損した場合においても格納容器破損防止対策の有効 性を確認する観点から、評価項目のうち(1)から(3)、(6)及び(7) についても評価を行う。

1.2.3.1 想定事故

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」につ いては、本原子炉施設において、燃料プール内に貯蔵されている 価を行う。

・設備設計の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

備考

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。

【柏崎 6/7】

各格納容器破損モード に対する評価項目は同じ であるが、島根2号炉で は1. において明確にし

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) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失すること により,使用済燃料プール内の水の温度が上昇し,蒸発によ り水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模 な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故

1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃 料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性 | 料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性 があることを確認するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。
- 1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある │1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある │1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ
- 1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選 | 1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 期間を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパ ラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能 性、起因事象及び成功基準に関する類似性に応じて、プラントの↓性、起因事象及び成功基準に関する類似性に応じて、プラントの 状態を適切に区分する。また,区分したプラント状態を考慮し, 燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンス を、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて、運 転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事 故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評 価を行う。

※:「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃 料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通 解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機 の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列ま で」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解 (1) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失すること により,使用済燃料プール内の水の温度が上昇し,蒸発によ り水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模 な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故

1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃 があることを確認するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 期間を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパ ラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能 状態を適切に区分する。また,区分したプラント状態を考慮し, 燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンス を、本発電用原子炉施設を対象とした PRAの結果を踏まえて、 運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中 事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して 評価を行う。

※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料 損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解 析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の 解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までし となり, 本評価対象と異なる。ただし, 「主発電機の解列

(1) 想定事故 1

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失するこ とにより,燃料プール内の水の温度が上昇し,蒸発により水位 が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失 が発生し,燃料プールの水位が低下する事故

1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、燃料プー ルにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性がある ことを確認するため,以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料棒有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 故」については、復水器真空破壊から制御棒引き抜き開始までの┃故」については、復水器真空破壊から制御棒引き抜き開始までの┃故」については、復水器真空破壊から制御棒引抜開始までの期間 を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメ ータの類似性,保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性, 起因事象及び成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態 を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料 の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを, 本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中 事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケ ンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

> ※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料 損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解 析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の 解列から,原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」 となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列か ら復水器真空破壊まで」及び「制御棒引抜開始から原子炉

(添付資料 1.2.1)

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル 1PRA においては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1.2.7 図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

PRA の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、 重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下 のように分類する。なお、反応度の誤投入については、複数 の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可 能性はなく、また万一、反応度事故に至った場合でも、局所 的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷 に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル 1PRA の起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の 有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施 設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙 げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も 踏まえて追加する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の 対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中 事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる 東海第二発電所 (2018.9.12版)

(添付資料 1.2.5)

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1.2-7図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、また、万一、反応度事故に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル1PRAの起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の 対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中 事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる 島根原子力発電所 2号炉

起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力 運転時及びプラント停止時の期間においては、復水・給水 系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度で あり、かつ発生する起因事象もほぼ同様であることから運 転時における内部事象レベル1PRAの評価範囲と位置付 けている。

(添付資料1.2.1)

備考

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル1PRAにおいては、各起因事象の 発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組 合せ等を第1.2-6図に示すイベントツリーで分析し、燃料損 傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、また万一、反応度事故に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル1PRAの起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに,有効性評価の 対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中 事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる 場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料 損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグ ループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定す る。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 崩壊熱除去機能喪失

運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、RHR機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失[フロントライン]) +崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、原子炉補機冷却系(原子炉補機冷却海水系を含む)の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合については、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

b. 全交流動力電源喪失

運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮したものとなっている。

c. 原子炉冷却材の流出

場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料 損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグ ループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定す る。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループは,運転中の残留熱除去系の 故障等が発生した後,崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し,燃 料損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、余裕時間及び原子炉への注水に必要な設備容量については事故シーケンス間で差異がない。このため、代表性の観点から「残留熱除去系の故障(RHR喪失)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、残留熱除去系海水系の喪失によって崩壊熱除去機能が喪失する場合については、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に 非常用交流電源の確保に失敗して全交流動力電源喪失に至 り、その後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料 損傷に至るものである。

余裕時間及び原子炉への注水に必要な設備容量について は事故シーケンス間で差異がない。このため、代表性の観 点から「外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心 治却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、 本重要事故シーケンスは、「残留熱除去系海水系の喪失」の 重畳を考慮したものとなっている。

c. 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウン ダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系 外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料 場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料 損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグ ループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケンスを選 定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりであ る。

a. 崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループは,運転中の残留熱除去系の 故障等が発生した後,崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し,燃 料損傷に至るものである。

運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、残留熱除去系機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン])+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、原子炉補機治却系(原子炉補機海水系を含む)の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合については、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に 非常用交流電源の確保に失敗して全交流動力電源喪失に至 り、その後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料 損傷に至るものである。

運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(以下「非常用ディーゼル発電機等」という。)が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮したものとなっている。

c. 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループは,原子炉冷却材圧力バウン ダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系 外に流出後,流出隔離・炉心冷却の失敗によって,燃料損

損傷に至るものである。

傷に至るものである。

備考

事象認知までに要する時間や冷却材の流出量の観点か ら、「原子炉冷却材流出(RHR 系統切替え時のミニマムフロ 一弁操作誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シ ーケンスとして選定する。なお、内部事象停止時レベル 1PRA では、RHR の原子炉停止時冷却モードの吸込みノズルの設 置位置が,有効燃料棒頂部より高い位置にあり,冷却材の 流出が発生したとしても燃料露出に至らないことから. 「RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は起因 事象として同定していないが、「1.2.4.2 有効性を確認する ための評価項目の設定」において設定する「(2) 放射線の 遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮して, あら ためて起因事象として選定した。

燃料損傷までの時間余裕が最も短く、代表性を有する事 故シーケンスとして,「原子炉冷却材の流出(RHR系統切 替時のLOCA)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事 故シーケンスとして選定する。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

事象認知までに要する時間(点検作業に伴う原子炉冷却 材の流出事象は検知が容易)や原子炉冷却材の流出量の観 点から,「原子炉冷却材の流出(残留熱除去系切替え時の冷 却材流出)+流出隔離・炉心冷却失敗」を重要事故シーケ ンスとして選定する。

島根原子力発電所 2号炉

・設備設計の相違 【柏崎 6/7】

柏崎 6/7 はPRAで考 慮していない起因事象を 選定している理由を記

なお、流出流量が比較的大きい、CRD点検時のLOC A及びLPRM点検時のLOCAについては、燃料損傷防 止対策となる待機中のECCS・常設低圧代替注水系ポン プを用いた低圧代替注水系(常設)の設備容量が流出流量 より十分大きいこと及び作業・操作場所と漏えい発生個所 が同一であり認知が容易であることを考慮し, 重要事故シ ーケンスとしては選定しない。また、CUWブロー時のL OCAについては、原子炉ウェル水位を低下させる操作で あるため、原子炉ウェル水位は適宜監視されており、中央 制御室の運転員の他にR/Wの運転員も廃液収集タンク等 の水位高により認知することができるため、認知が容易で あることから重要事故シーケンスとしては選定しない。

d. 反応度の誤投入

本事故シーケンスグループは, 反応度事故により, 燃料 損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは 「反応度の誤投入」のみであることから、これを重要事故 シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点か ら,「停止中に実施される検査等により,最大反応度価値を 有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって 引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損 傷に至る事故」を想定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シ

なお,制御棒駆動機構点検時の原子炉冷却材流出及び局 部出力領域モニタ交換時の原子炉冷却材流出については、 燃料損傷防止対策となる待機中のECCS・低圧原子炉代 替注水系(常設)の設備容量が流出流量より十分大きいこ と及び作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であり認知 が容易であることを考慮し重要事故シーケンスとしては選 定しない。また,原子炉浄化系ブロー時の原子炉冷却材流 出については、原子炉水位を低下させる操作であるため、 原子炉水位は適宜監視されており、原子炉冷却材流出発生 時には, ブロー水の排水先である機器ドレンタンクの水位 高等によっても認知することができるため、認知は容易で あることから, 重要事故シーケンスとして選定しない。

d. 反応度の誤投入

本事故シーケンスグループは, 反応度事故により, 燃料 損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは 「反応度の誤投入」のみであることから、これを重要事故シ ーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、 「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有す る制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の 制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜か れ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事 故」を想定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シー

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投 入」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定 する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施され る試験等により、最大反応度価値を有する制御棒1本が全 引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制 限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度 の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シ

ーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を 第1.2.4 表に示す。

1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること(ただし,通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ<u>僅か</u>な出力上昇を伴う臨界は除く)。
- 1.3 評価に当たって考慮する事項

1.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。

なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。

また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。

1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRA の結果を踏まえ、

東海第二発電所 (2018.9.12版)

ーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を 第1.2-4 表に示す。

1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における 臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ<u>僅か</u>な出 力上昇を伴う臨界は除く)。

1.3 評価に当たって考慮する事項

1.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。

なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。

また、「運転中の原子炉における重大事故」における 1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。

1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに, PRAの結果を踏まえ,

島根原子力発電所 2号炉

ケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を<u>第</u>1.2-4表に示す。

備考

1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止する対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料棒有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における 臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつわずか な出力上昇を伴う臨界は除く)。

1.3 評価に当たって考慮する事項

1.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としては、その他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。

なお,「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある 事故」における1つの事故シーケンスグループ等において複数の 対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない 場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。

また、「運転中の原子炉における重大事故」における1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。

1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、

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 起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系 起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系 起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系 統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮 統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮 統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮 する。 する。 する。 また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備 また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備 また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備 の復旧には期待しない。 の復旧には期待しない。 の復旧には期待しない。 (添付資料1.3.1, 1.3.2) 1.3.3 外部電源に対する仮定 1.3.3 外部電源に対する仮定 1.3.3 外部電源に対する仮定 外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機 外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機 外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機 器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への 器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への 器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作、対 策の成立性,燃料評価等の観点を考慮して外部電源がない場合を 影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電 影響を考慮して、有効性を確認するための評価項目に対して評価 評価方針の相違 結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。 想定する。ただし,外部電源を考慮した方が有効性を確認するた 源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価 【柏崎 6/7,東海第二】 結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想 (添付資料1.3.3) めの評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合 外部電源に対する仮定 定する。 は、外部電源がある場合を包含する条件を設定する。 をそれぞれ記載してい なお、島根原子力発電所2号炉は、タービン・バイパス弁は定 る。また島根2号ではタ 格蒸気流量の 100%の容量を持っており、タービンへ供給される ービン・バイパス弁が 蒸気をバイパスすることにより、所内単独運転させることも期待 100%の容量を持ってい できるが、有効性評価においては、タービン・バイパス弁の作動 るので、その考慮につい を期待しないことから、所内単独運転も期待しない。 ても記載。 1.3.4 単一故障に対する仮定 1.3.4 単一故障に対する仮定 1.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こ 重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こ 重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こ すことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基 すことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基 すことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基 準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることか 準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることか 準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることか

1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

ら、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、 原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作 開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余 裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

(1) 可搬型設備に関しては,事象発生から12時間は,可搬型設 備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重 大事故等に対応できるよう, その機能に期待しないと仮定す る。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備さ れている場合を除く。

ら. 重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、 原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作 開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余 裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

ら、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については, 原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作 開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余 裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

> ・評価方針の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉は、可搬設 備の運用に12時間の制 限は課していない。

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 (2) 可搬型設備以外の操作については, 実際の操作に要する時間 (1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余 (1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕 の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。 裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方 考え方に基づき設定する。 に基づき設定する。 a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作につ a. 事象発生直後の中央制御室では10 分間*1の状況確認を a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作につい ·評価方針の相違 行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作につ いては、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認 ては、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を│【東海第二】 島根2号炉は,個別の 等を考慮して開始するものとする。 いては、状況確認10分+操作時間*2とする。 考慮して開始するものとする。 操作において保守性を確 b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作について b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作について b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作について | 認しているが、東海第二 は、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に は、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。 は、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必 は全体的に保守性の方針 必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条 要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を「を確認している。 件を満たせば順次操作を実施するものとし, 有効性評価に c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間 満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における おける解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に 余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える 解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設 基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態 影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時 定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては 点で操作が完了するものとする。 においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な d. その他, 設定した時間までに時間余裕が十分ある操作に c. 現場で実施する操作については,個別の現場操作に必要な 時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設 ついては、設定時間で操作完了するものとする。 時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定 定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操 ※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目 においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場 であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラ 所の作業環境等を踏まえて, 現場操作に必要な時間を設定す 作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を ム失敗時の運転手順に移行し, 原子炉出力の抑制操作な 設定する。 る。 どを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定 すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないこ とから,原子炉停止機能喪失では,10分の状況確認時間

を設定せずに, 個別に状況確認時間を設定する。

(2) (1) の基本設定において a. 及び b. に分類される操作時間 の積上げについては,原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし,以下の操作については,5分単位の切上げを行わ

原子炉スクラム失敗を確認した後に,直ちに実施する一連の操作であり,5分単位の切上げを行うことで,実際の運転手順に即した有効性評価とならないため,切上げ処理は

② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧

時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に,

保守的に設定している。

① 原子炉スクラム失敗時の対応操作

行わないものとする。

ないものとする。

※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間から

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
	一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上		
	げ処理は行わないものとする。		
	③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作		
	原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については,原		
	子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し,破損判断パラ		
	メータを常時監視することによって,原子炉圧力容器破損		
	後に時間遅れなく操作に移行できるため,切上げ処理は行		
	<u>わないものとする。</u>		
(3) 有効性評価における操作時間は,「技術的能力に係る審査基	(3) 有効性評価における操作時間は,「技術的能力に係る審査	(2) 有効性評価における操作時間は, 「技術的能力に係る審	
準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若し	基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若	査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同	
くは時間余裕を踏まえて設定する。	しくは時間余裕を踏まえて設定する。	一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。	
(添付資料1.3.1)	(添付資料1.3.4, 1.3.5, 1.3.6)	(添付資料 1. 3. 1)	
1.3.6 考慮する範囲	1.3.6 考慮する範囲	1.3.6 考慮する範囲	
有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態とし	 有効性評価を行うに当たっては,異常状態の発生前の状態とし	有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態とし	
て,通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し,サイクル	 て,通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し,サイクル	 て,通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル	
転中予想される運転状態を考慮する。	 転中予想される運転状態を考慮する。	転中予想される運転状態を考慮する。	
有効性評価においては,原則として事故が収束し,原子炉等が	 有効性評価においては,原則として事故が収束し,原子炉等が	 有効性評価においては,原則として事故が収束し,原子炉等が	
安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが,有効性評価にお	 安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが,有効性評価にお	 安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが, 有効性評価にお	
ける解析としては,原子炉等が安定停止状態等に導かれることが	 ける解析としては,原子炉等が安定停止状態等に導かれることが	 ける解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが	
合理的に推定可能な時点までとし,外部支援がないものとして 7	 合理的に推定可能な時点までとし,外部支援がないものとして7	 合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7	
日間の対策成立性を評価する。	 日間の対策成立性を評価する。	日間の対策成立性を評価する。	
燃料の種類については,代表的に 9×9 燃料(A 型)を評価対	 燃料の種類については,代表的に9×9燃料(A型)を評価対	炉心及び燃料については,本原子炉施設の重大事故等対策(設	
象とする。設計基準事故においては,9×9 燃料(A 型)及び9×	象とする。設計基準事故においては、9×9燃料 (A型) 及び9		
9 燃料 (B 型) の熱水力特性がほぼ同じであり,また,炉心全体	×9燃料 (B型) の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全	評価の目的を踏まえて,装荷される燃料である9×9燃料(A型),	・設備設計の相違
及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないた	- 体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないた	9×9燃料 (B型) 及びMOX燃料のうち,各事故シーケンスの	【柏崎 6/7,東海第二
め,代表的に 9×9 燃料 (A 型) のみ及び 9×9 燃料 (B 型) のみ	め、代表的に9×9燃料(A型)のみ及び9×9燃料(B型)の	特徴に応じて設定し、評価を行う。	島根2号炉は, MC
で構成された炉心について,解析条件を厳しく与え,評価を行っ	みで構成された炉心について,解析条件を厳しく与え,評価を行		燃料の適用プラントで
ているが,燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確	っているが,燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は		る。
認されていない。_	確認されていない。		
<u>これらの結果を考慮して、また、本発電用原子炉施設の重大事</u>	<u>これらの結果を考慮して、また、本発電用原子炉施設の重大事</u>		
故等対策(設備,手順等)の有効性を確認するという重大事故等	<u>故</u> 等対策(設備,手順等)の有効性を確認するという重大事故等		
対策の有効性評価の目的を踏まえて,評価対象の燃料の種類は 1	対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1		
つとし,代表的に 9×9 燃料(A 型)について評価を行う。	つとし、代表的に9×9燃料(A型)について評価を行う。		
		1	İ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 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 有効性評価に使用する計算プログラム 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム 有効性評価に使用する解析コードは, 事故シーケンスの特徴に 有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に 有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に 応じて, 重要現象がモデル化されており, 実験等をもとに妥当性 応じて, 重要現象がモデル化されており, 実験等を基に妥当性が 応じて, 重要現象がモデル化されており, 実験等をもとに妥当性 が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているも 確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているもの が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているも のとして,以下に示す解析コードを使用する。また,重要事故シ として,以下に示す解析コードを使用する。また,重要事故シー のとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シ ーケンス等に対して適用する解析コードについて, 事故シーケン ケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンス ーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケン スグループ等との対応を第1.4.1 表から第1.4.3 表に示す。 グループ等との対応を第1.4-1 表から第1.4-3 表に示す。 スグループ等との対応を第1.4-1表から第1.4-3表に示す。 ここで記載している,解析コードの妥当性確認内容や不確かさ ここで記載している,解析コードの妥当性確認内容や不確かさ (添付資料1.4.1) ・資料構成の相違

(添付資料 1.4.1)

等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビ アアクシデント解析コードについて」に示す。

(添付資料1.4.1)

1.4.1 SAFER

1.4.1.1 概要

長期間熱水力過渡変化解析コードSAFERは長期間の原子炉 内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9 ノード に分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原子 炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入口 オリフィス等での気液対向流制限現象(CCFL)及び上部プレ ナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナム に落下する現象(CCFLブレークダウン)を考慮することがで きる。

等については、「付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビ

アアクシデント解析コードについて」に示す。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合 体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の 温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状 態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネル ボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニ ウムー水反応)をBaker-Justの式によって計算し、表|ウムー水反応)をBaker-Justの式によって計算し、表 面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することに よって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた 場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウムー水反応を 考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原 子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関 するデータ,プラント過渡特性パラメータ,非常用炉心冷却系等 の特性、想定破断の位置、破断面積等であり、出力として、原子 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は、文献(ト ピカルレポート)を引用 することから付録3を添 付しない。

1. 4. 1 SAFER

1.4.1.1 概要

長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER は長期間の原子炉内熱 水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9 ノードに分 割し,原子炉圧力,各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内 冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入口オリ フィス等での気液対向流制限現象(CCFL)及び上部プレナムにお けるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下す る現象(CCFL ブレークダウン)を考慮することができる。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合 体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の 温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状 態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネル ボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニ ウムー水反応)をBaker-Just の式によって計算し、表面の酸化 量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、 燃料被覆管の内面に対してもジルコニウムー水反応を考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原 子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関 するデータ, プラント過渡特性パラメータ, 非常用炉心冷却系等 の特性, 想定破断の位置及び破断面積等であり, 出力として, 原 1.4.1 SAFER

1.4.1.1 概要

長期間熱水力過渡変化解析コードSAFERは、長期間の原子 炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9ノー ドに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原 子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入 ロオリフィス等での気液対向流制限現象 (CCFL) 及び上部プ レナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナ ムに落下する現象(CCFLブレークダウン)を考慮することが できる。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合 体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の 温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状 態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネル ボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニ 面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することに よって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた 場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウムー水反応を 考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原 子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関 するデータ, プラント過渡特性パラメータ, ECCS等の特性, 想定破断の位置,破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、

子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化 量等が求められる。

1.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器にお ける重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりで ある。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されて いる。

燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸 騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化され ている。

熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果及び気液熱非平衡 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝 縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流及び ECCS 注 水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。

1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、TBL、ROSA-Ⅲ及び FIST-ABWR の実験解析により確認している。また、入力条件により不確 かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確 かさを把握している。具体的には、第1.4.4表に示すとおりであ

1. 4. 2 CHASTE

1.4.2.1 概要

炉心ヒートアップ解析コード CHASTE は、燃料ペレット、燃料 被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。 本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大9 ノードに分割し、 燃料集合体内燃料棒を1本ごとに全て取り扱い、その熱的相互作 用(輻射)を考慮している。また、ジルコニウム-水反応をBaker -Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃 東海第二発電所 (2018.9.12版)

炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管の最高温度,燃料被覆管酸化量 等が求められる。

1.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器にお ける重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりで┃ける重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりで ある。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されて

燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸 騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化され ている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化、 気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果及び気液熱非平衡 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝 縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流及びECC S注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。

1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、TBL、ROSA-Ⅲ及び FIST-ABWRの実験解析により確認している。また、入力 | FIST-ABWRの実験解析により確認している。また、入力 条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認に より、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-4 表に 示すとおりである。

島根原子力発電所 2号炉

原子炉水位、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求め られる。

1.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器にお ある。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されて

燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸 騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化され ている。

熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果及び気液熱非平衡 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝 縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流及びECC S注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。

1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、TBL、ROSA-Ⅲ及び 条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認に より、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-4表に 示すとおりである。

・評価方針の相違

備考

【柏崎 6/7】

島根2号炉について は、SAFERコードに よる燃料被覆管温度の評 価結果が燃料被覆管の破 裂判断基準に対して十分 な余裕があることから,

輻射による影響が詳細に
神がによる影響が詳神に
考慮されるCHASTI
コードは使用していた
V.

1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、BWR-FLECHT 実験解析、炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.5 表に示すとおりである。

燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱伝達, 燃料

被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

1.4.3 REDY

る。

1.4.3.1 概要

プラント動特性解析コード REDY は、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し、6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、原子炉格納容器等のデータ、核データ、燃料棒デ

1.4.2 REDY

1.4.2.1 概要

プラント動特性解析コードREDYは、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、格納容器等のプラント全体を模擬し、6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、格納容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、

1.4.2 REDY

1.4.2.1 概要

プラント動特性解析コードREDYは、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し、6群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は,原子炉出力,炉心流量等の初期条件,原子炉,主蒸気管,原子炉格納容器等のデータ,核データ,燃料棒デ

ータ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原 子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サプレッショ↓力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サプレッション・プ ン・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において 適用実績のあるものに、格納容器圧力、サプレッション・チェン バ・プール水温度の時間変化を求めることができるように、格納 容器モデルを追加したものである。

1.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び原 子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的に は、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィー ドバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として,冷却材流量変化,冷却材放出(臨界流・ 差圧流), ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)及びほう 酸水の拡散がモデル化されている。

(3) 原子炉格納容器

重要現象として、サプレッション・プール冷却がモデル化 されている。

1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ABWR 実機試験解析、設計解 析での確認等により確認している。また、入力条件により不確か さを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確か さを把握している。具体的には、第1.4.6表に示すとおりである。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧 ール水温度等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において 適用実績のあるものに、格納容器圧力、サプレッション・プール 水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデル を追加したものである。

1.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び格 納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以 下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィー ドバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として,冷却材流量変化,冷却材放出(臨界流・ 差圧流)、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)及びほ う酸水の拡散がモデル化されている。

(3) 格納容器

重要現象として、サプレッション・プール冷却がモデル化 されている。

1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ABWR及び従来型BWR の実機試験解析、設計解析での確認等により確認している。また、 - 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確 | 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確 | - 認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4−5表 | 認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4−5 | 性確認においては、必要 に示すとおりである。

島根原子力発電所 2号炉

ータ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原 子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サプレッショ ン・プール水温度等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において 適用実績のあるものに、格納容器圧力、サプレッション・プール 水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデル を追加したものである。

1.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び原 子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的に は、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィー ドバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化 がモデル化されている。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材流量変化、冷却材放出(臨界流・ 差圧流), ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)及びほ う酸水の拡散がモデル化されている。

(3) 原子炉格納容器

重要現象として、サプレッション・プール冷却がモデル化 されている。

1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ABWR及び従来型BWR の実機試験解析、設計解析での確認等により確認している。また、 表に示すとおりである。

・設備設計の相違 【柏崎 6/7】

備考

REDYコードの妥当 に応じて従来型BWRの 実機試験結果との比較を 併用しており、島根2号 炉も従来型BWR である ことから明記した。

1.4.4 SCAT

1.4.4.1 概要

単チャンネル熱水力解析コード SCAT は、単一チャンネルを模 て、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材へ の熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネルギ 保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分 布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初↓布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初 期条件、REDY コードの出力から得られたチャンネル入口流量等の 過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL 相関式に基づく限 界出力比 (CPR), 各ノードでの冷却材流量, クオリティ等の時間 変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において 適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めるこ とができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管一冷却材間の熱伝達 評価式とリウェット相関式を適用している。

1.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化 されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃 料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデ ル化されている。

1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ATLAS 試験、NUPEC BWR 燃 料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により 不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その 不確かさを把握している。具体的には、第1.4.7表に示すとおり である。

1.4.3 S C A T

1.4.3.1 概要

単チャンネル熱水力解析コードSCATは、単一チャンネルを 擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについ | 模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードにつ | 模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードにつ いて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材 への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネル ギ保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。

> 本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分↓算する。 期条件、REDYコードの出力から得られたチャンネル入口流量 等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL相関式に 基づく限界出力比(CPR),各ノードでの冷却材流量,クオリテ ィ等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において↓オリティ等の時間変化が求められる。 適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めるこ とができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管-冷却材間の熱伝達 評価式とリウェット相関式を適用している。

1.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化 されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃 料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデ ル化されている。

1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ATLAS試験、NUPE 条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認に より、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-6表に 示すとおりである。

1.4.3 SCAT

1.4.3.1 概要

単チャンネル熱水力解析コードSCATは、単一チャンネルを いて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して原子炉 冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内原子炉冷却材には、質 量及びエネルギ保存則を適用して原子炉冷却材の熱水力挙動を計

島根原子力発電所 2号炉

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分 布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初 期条件、REDYコードの出力から得られたチャンネル入口流量 等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL相関式に 基づく限界出力比 (CPR), 各ノードでの原子炉冷却材流量, ク

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において 適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めるこ とができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管-冷却材間の熱伝達 評価式とリウェット相関式を適用している。

1.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化 されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃 料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデ ル化されている。

1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、ATLAS試験、NUPE C BWR燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力 | C BWR燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力 | 条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認に より、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-6表に 示すとおりである。

1.4.5 MAAP

1.4.5.1 概要

シビアアクシデント総合解析コード MAAP は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、溶融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、 格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的 諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体 積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、原子炉減圧設備及び冷却 設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、 原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、溶融炉心温度、格納容器圧 力、格納容器温度、コンクリート侵食量、放射性物質の原子炉格 納容器内の分布等が求められる。

1.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器(炉心損傷後)。原子炉格納容器(炉心損傷後)における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。

熱流動については,重要現象として,沸騰・ボイド率変化 及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。

1. 4. 4 MAAP

1.4.4.1 概要

シビアアクシデント総合解析コードMAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、整納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウェル及びウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、溶融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

本コードの入力は,原子炉出力,原子炉圧力,格納容器圧力, 格納容器温度等の初期条件,原子炉の幾何学的形状及び水力学的 諸量,燃料集合体及び炉心に関するデータ,格納容器自由空間体 積,流路面積及び流路抵抗,注水設備,原子炉減圧設備及び冷却 設備の特性,想定破断の位置及び破断面積等であり,出力として, 原子炉圧力,原子炉水位,燃料温度,溶融炉心温度,格納容器圧 力,格納容器温度,コンクリート侵食量,放射性物質の格納容器 内の分布等が求められる。

1.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、<u>格納</u> 容器、原子炉圧力容器 (炉心損傷後)、<u>格納容器</u> (炉心損傷後) に おける重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。

熱流動については,重要現象として,沸騰・ボイド率変化 及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。

1.4.4 MAAP

1.4.4.1 概要

シビアアクシデント総合解析コードMAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器破損及び放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、溶融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

島根原子力発電所 2号炉

本コードの入力は,原子炉出力,原子炉圧力,格納容器圧力,格納容器温度等の初期条件,原子炉の幾何学的形状及び水力学的 諸量,燃料集合体及び炉心に関するデータ,格納容器自由空間体積,流路面積及び流路抵抗,注水設備,原子炉減圧設備及び冷却設備の特性,想定破断の位置及び破断面積等であり,出力として,原子炉圧力,原子炉水位,燃料温度,溶融炉心温度,格納容器圧力,格納容器温度,コンクリート侵食量,放射性物質の原子炉格納容器内の分布等が求められる。

1.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、原子 炉格納容器、原子炉圧力容器(炉心損傷後)及び原子炉格納容器 (炉心損傷後)における重要現象がモデル化されている。具体的 には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化 及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。

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) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材流出(臨界流・差圧流)及びECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。

(3) 原子炉格納容器

重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱 伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、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格納容器 ベント及びサプレッション・プール冷却がモデル化されてい る。

(4) 原子炉圧力容器(炉心損傷後)

重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)、原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内 FP 挙動がモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器(炉心損傷後)

重要現象として、原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)、原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生、原子炉格納容器内 FP 挙動がモデル化されている。

1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析等により確認している。

また,入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により,その不確かさを把握している。

具体的には, 第1.4.8 表に示すとおりである。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、冷却材流出(臨界流・差圧流)及びEC CS注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されてい る。

(3) 格納容器

重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱 伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、放 射線水分解等による水素・酸素発生並びに格納容器ベント及 びサプレッション・プール冷却がモデル化されている。

(4) 原子炉圧力容器(炉心損傷後)

重要現象として, リロケーション, 構造材との熱伝達, 原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化), 原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達), 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達, 原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動がモデル化されている。

(5) 格納容器(炉心損傷後)

重要現象として,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化),原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達),格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり,溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱,溶融炉心とコンクリートの伝熱,コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生並びに<u>格納容器</u>内FP挙動がモデル化されている。

1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、CORA実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC-4実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析等により確認している。

また,入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により,その不確かさを把握している。

具体的には、第1.4-7表に示すとおりである。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、原子炉冷却材流出(臨界流・差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。

(3) 原子炉格納容器

重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱 伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、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格納容器 ベント及びサプレッション・プール冷却がモデル化されてい る。

(4) 原子炉圧力容器(炉心損傷後)

重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化)、原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動がモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器(炉心損傷後)

重要現象として,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化),原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達),原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり,溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱,溶融炉心とコンクリートの伝熱,コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生並びに原子炉格納容器内FP挙動がモデル化されている。

1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、CORA実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC-4実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析等により確認している。

また,入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により,その不確かさを把握している。

具体的には、第1.4-7表に示すとおりである。

1.4.6 APEX

1.4.6.1 概要

反応度投入事象解析コード APEX は、熱的現象を断熱としてお り,炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性|おり,炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特|おり,炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特 方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元(R-Z)拡散方程式 で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例する ものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間(エンタル ピステップ) は、出力分布は一定としている。また、投入反応度 としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考 | 応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度 | 慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分 布を考慮して求められる。

APEX の入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散 係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御 棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子東分布、エン タルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

APEX の出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合に は、単チャンネル熱水力解析コード SCAT (RIA 用)を用いる。

SCAT (RIA 用) は,燃料棒を燃料ペレット,ペレットと燃料被|いる。 覆管の間の空隙部であるギャップ部,燃料被覆管で構成し,ノー ドごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆 管には, 径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内 の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及 びエネルギ保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷 却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃 料棒の除熱量を求める。

SCAT (RIA 用) の入力は、APEX の出力から得られた炉心平均出 力変化、炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体 熱水力データ,燃料物性データ,ギャップ熱伝達係数,ペレット 径方向出力分布,局所出力ピーキング係数等であり,出力として, 非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。

1.4.6.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変 化, 反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデ

1.4.5 APEX

1.4.5.1 概要

反応度投入事象解析コードAPEXは、熱的現象を断熱として 性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元(R-Z)拡散方 程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例 | 程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例 するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間(エン タルピステップ)は、出力分布は一定としている。また、投入反 を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出 力分布を考慮して求められる。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

APEXの入力は、炉心の幾何学的形状,各種中性子断面積, 拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、 制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子東分布、 エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

APEXの出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合 には、単チャンネル熱水力解析コードSCAT(RIA用)を用しては、単チャンネル熱水力解析コードSCAT(RIA用)を用

SCAT(RIA用)は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと 燃料被覆管の間の空隙部であるギャップ部及び燃料被覆管で構成 し、ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び 燃料被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して 燃料棒内の温度分布を計算し, チャンネル内冷却材には, 質量, | 運動量及びエネルギ保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算 する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることに より,燃料棒の除熱量を求める。

SCAT(RIA用)の入力は、APEXの出力から得られた 炉心平均出力変化及び炉心出力分布に加え,燃料集合体幾何条件, 燃料集合体熱水力データ、燃料物性データ、ギャップ熱伝達係数、 ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出 力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。

1.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変 化、反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデ

1.4.5 APEX

1.4.5.1 概要

反応度投入事象解析コードAPEXは、熱的現象を断熱として 性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元(R-Z)拡散方 するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間(エン タルピ・ステップ)は、出力分布は一定としている。また、投入 反応度としては、制御棒価値, スクラム反応度及びドップラ反応 度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による 出力分布を考慮して求められる。

APEXの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積, 拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、 制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子東分布、 エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

APEXの出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合

SCAT(RIA用)は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと 燃料被覆管の間の空隙部であるギャップ部,燃料被覆管で構成し, ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料 被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料 棒内の温度分布を計算し,チャンネル内原子炉冷却材には,質量, 運動量及びエネルギ保存則を適用して原子炉冷却材の熱水力挙動 を計算する。原子炉冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を 用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。

SCAT(RIA用)の入力は、APEXの出力から得られた 炉心平均出力変化, 炉心出力分布に加え, 燃料集合体幾何条件, 燃料集合体熱水力データ,燃料物性データ,ギャップ熱伝達係数, ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出 力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。

1.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデ ル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変 化、反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデ

ル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料 棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

1.4.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、SPERT-ⅢE 炉心実験、実効 共鳴積分測定に関わる Hellstrand の実験式、MISTRAL 臨界試験、 実機での制御棒価値測定試験により確認している。また、入力条 件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認によ すとおりである。

1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

1.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不 確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原 則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して 余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に 使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重 要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに 本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及 び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合 は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。 ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の 条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設 の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又 は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる 際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等 が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重 大事故等が同時に発生することも想定していることから、6号及 び7号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件 を記載する。

(添付資料1.5.1)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

ル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃 料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、SPERT-ⅢE炉心実験、 実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式、MI STRAL臨界試験及び実機での制御棒価値測定試験により確認 している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを り、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.9表に示 除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体 除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体 的には、第1.4-8 表に示すとおりである。

1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

1.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不 則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して 余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に 使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重 要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに 本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及 び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合 は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。 ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の 条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設 の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又 は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる 際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等 が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

(添付資料 1.5.1)

ル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃 料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。

島根原子力発電所 2号炉

1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当 性確認を実施している。具体的には、SPERT-ⅢE炉心実験、 実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式、MI STRAL臨界試験及び実機での制御棒価値測定試験により確認 している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを 的には、 第 1. 4 - 8 表に示すとおりである。

1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

1.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不 確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原│確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原 則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して 余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価 に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ 重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さら に本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運 転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は, 影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただ し、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条 件として設定する。

> なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、 事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機 能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用 する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事 故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

・申請号炉数の相違

備考

【柏崎 6/7】

島根2号炉は、単号炉 申請のため、重大事故等 (添付資料1.5.1) が同時期に発生すること の想定については記載し ていない。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 1.5.2 共通解析条件 1.5.2 共通解析条件 1.5.2 共通解析条件 操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮 操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮 操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮 定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析 定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析 定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析 条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わ 条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わ 条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わ らないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材 らないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材 らないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材 圧力バウンダリを構成する配管の破断による LOCA を想定する場 圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する 圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する 合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量、 場合の配管の破断位置については,原子炉圧力容器内の保有水量, 場合の配管の破断位置については,原子炉圧力容器内の保有水量, 流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響 流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響 流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響 については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料 1.5.2) (添付資料1.5.2) (添付資料 1.5.2)

故

(1) 初期条件

a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事 故シーケンスグループにおいて用いる条件

1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事

(a) 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として, 定格値(3,926MWt), 原 子炉圧力の初期値として, 定格値(7.07MPa[gage])を用 いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格 値である 100%流量(52.2×10³t/h)を用いるものとする。

(b) 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。 なお、炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A型) を装荷し た平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆 管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用い るものとする。

a) 原子炉停止後の崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉 心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とさ れた ANSI/ANS-5.1-1979+2 σ を最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用す る。また、使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル 末期炉心の平均燃焼度に、サイクル末期の燃焼度のばら つきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃焼度

1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事 | 1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある

(1) 初期条件

a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く 事故シーケンスグループにおいて用いる条件

(a) 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として、定格値(3,293MW)、原子 炉圧力の初期値として, 定格値 (6.93MPa[gage]) を用いる ものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値であ る100%流量(48.3×10³t/h)を用いるものとする。

(b) 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な お、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡 サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の 炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとす

(b-1) 原子炉停止後の崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心 冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされ たANS I / ANS -5.1-1979+2σを最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線 を使用する。また、使用する崩壊熱は1 サイクルの運転 期間(13 ヶ月)に調整運転期間(約1 ヶ月)を考慮した運 転期間に対応する燃焼度33GWd/t の条件に対応したも

(1) 初期条件

a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く 事故シーケンスグループにおいて用いる条件

(a) 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MWt)、原子 ・設備設計の相違 炉圧力の初期値として, 定格値 (6.93MPa[gage]) を用いる ものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値であ る 100%流量(35.6×10³t/h)を用いるものとする。

(b) 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な お、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡 サイクル等を想定した値,燃料ペレット,燃料被覆管径等 の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものと する。

a) 原子炉停止後の崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心 冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされ たANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線 を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度が高くなる サイクル末期炉心の平均燃焼度に, サイクル末期の燃焼 度のばらつきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃焼度

【柏崎 6/7,東海第二】 (以降,同様な相違につ いては記載省略)

・評価方針の相違 【東海第二】

燃焼度設定の考え方の

1-45

島根原子力発電所 2号炉

備考

33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 1.5.1.図に示す。

b) 最大線出力密度

燃料棒の最大線出力密度は,設計限界値として, 44.0kW/m を用いるものとする。

(c) 原子炉圧力容器

原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。

(d) 原子炉格納容器

原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示 す。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では原子炉格納容 器に関する解析条件は用いない。

a) 容積

原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部 は、内部機器、構造物体積を除く全体積として 7,350m3, ウェットウェル空間部は,必要最小空間部体積として 5,960m³, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水 量として 3,580m³ を用いるものとする。

b) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空 間部温度は 57℃, サプレッション・チェンバ・プール 水温は 35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容 器の初期圧力は 5.2kPa[gage]を用いるものとする。

c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位 サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、通 常運転時の水位として 7.05m を用いるものとする。

d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.43kPa(ドライ ウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いる ものとする。

東海第二発電所 (2018.9.12版) のとする。崩壊熱曲線を第1.5-1 図に示す。

(b-2) 最大線出力密度

燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値 として、44.0kW/m を用いるものとする。

(c) 原子炉圧力容器

原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。

(d) 格納容器

格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフ ェイスシステムLOCA)」では格納容器に関する解析条件 は用いない。

(d-1) 体積

格納容器体積について、設計値としてドライウェルは 5,700m³, サプレッション・チェンバ空間部及び液相部は 4,100m3 (空間部) 及び3,300m3 (液相部) を用いるもの とする。

(d-2) 初期温度及び初期圧力

格納容器の初期温度について、ドライウェル雰囲気温 度は57 \mathbb{C} , サプレッション・プール水温度は32 \mathbb{C} を用い るものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage] を用いるものとする。

(d-3) サプレッション・プール初期水位

サプレッション・プールの初期水位は,通常運転時の 下限値である6.983m を用いるものとする。

(添付資料1.5.3)

(d-4) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.45kPa(ドライ ウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いるも のとする。

33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 1.5-1 図に示す。

(添付資料 1.5.3)

b) 最大線出力密度

燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値 として、44.0kW/mを用いるものとする。

(c) 原子炉圧力容器

原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。

(d) 原子炉格納容器

原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(イ ンターフェイスシステムLOCA)」では原子炉格納容器 に関する解析条件は用いない。

a) 容積

原子炉格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器,構造物体積を除く全体積として 7,900m³, サプ レッション・チェンバ空間部は、必要最小空間部体積と して 4,700m³, サプレッション・チェンバ液相部は, 必要 最小プール水量として 2,800m³を用いるものとする。

b) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度について, ドライウェル空 間部温度は 57° C, サプレッション・プール水温度は 35° C を用いるものとする。また,原子炉格納容器の初期圧力 は5kPa[gage]を用いるものとする。

c) サプレッション・プールの初期水位 サプレッション・プールの初期水位は、通常運転時の 水位として 3.61m を用いるものとする。

・解析条件の相違

【東海第二】

島根2号炉は、通常運 転時の水位で評価。

d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.43kPa(ドライ ウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いるも のとする。

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
(e) 外部水源の温度	(e) 外部水源の温度	(e) 外部水源の温度	
外部水源の温度について、復水貯蔵槽の水温は初期温	外部水源の温度は、35℃とする。	外部水源の温度は <u>35℃</u> とする。	・解析条件の相違
度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象			【柏崎 6/7】
発生から 24 時間以降は 40℃とする。また、淡水貯水池			島根2号炉は,解析
<u>の水温は 40℃</u> とする。			おいて復水貯蔵タンク
			使用しない。
(f) 主要機器の形状	(f) 主要機器の形状	(f) 主要機器の形状	
原子炉圧力容器,原子炉格納容器等の形状に関する条	原子炉圧力容器,格納容器等の形状に関する条件は設計	原子炉圧力容器,原子炉格納容器等の形状に関する条件	
件は設計値を用いるものとする。	値を用いるものとする。	は設計値を用いるものとする。	
b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において	b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」におい	b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用	
用いる条件	て用いる条件	いる条件	
(a) 初期運転条件	(a) 初期運転条件	(a) 初期運転条件	
原子炉熱出力の初期値として,定格値(<u>3,926MWt</u>),	原子炉熱出力の初期値として,定格値(<u>3,293MW</u>),原子	原子炉熱出力の初期値として,定格値(<u>2,436MWt</u>),原子	
原子炉圧力の初期値として,定格値(<u>7.07MPa[gage]</u>)を	炉圧力の初期値として,定格値 (6.93MPa[gage]) を用いる	炉圧力の初期値として,定格値(<u>6.93MPa[gage]</u>)を用いる	
用いるものとする。また,炉心流量の初期値として,定	ものとする。また,炉心流量の初期値として, <u>原子炉定格</u>	ものとする。また,炉心流量の初期値として, <u>定格値であ</u>	
格値である 100% 流量 ($\underline{52.2 \times 10^3 t/h}$), 主蒸気流量の初期	<u>出力時の下限流量である85%流量(約41.06×10³ t/h)</u> ,主	<u>る 100%流量(35.6×10³t/h</u>), 主蒸気流量の初期値として,	
値として,定格値(<u>7.64×10³t/h</u>)を用いるものとする。	蒸気流量の初期値として,定格値 (<u>6.42×10³t/h</u>) を用い	定格値(<u>4.74×10³t/h</u>)を用いるものとする。	
	るものとする。		
(b) 給水温度	(b) 給水温度	(b) 給水温度	
給水温度の初期値は <u>215℃</u> とする。	給水温度の初期値は約 <u>216℃</u> とする。	給水温度の初期値は <u>214℃</u> とする。	
(c) 燃料及び炉心	(c) 燃料及び炉心	(c) 燃料及び炉心	
炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。	炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な	炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な	
なお, 炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A 型) を装荷し	お, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡	お、炉心に関する条件は <u>圧力上昇によるボイドの減少によ</u>	・解析条件の相違
た平衡サイクルを想定した値,燃料ペレット,燃料被覆	サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の	り印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の	【柏崎 6/7,東海第二】
管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用い	炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとす	大きい9×9燃料(A型)及びMOX燃料 228 体を装荷した	島根2号炉は, MO
るものとする。	る。	平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径	適用プラントであり,]
		等の炉心及び燃料形状に関する条件は <u>9×9燃料(A型),</u>	OX燃料を考慮。
		9×9燃料(B型),MOX燃料の熱水力特性はほぼ同等で	
		あることから、代表的に9×9燃料(A型)の設計値を用	
		いるものとする。	
		a)原子炉停止後の崩壊熱	- ・解析条件の相違
		NUREG-1335 が参照している, 11 群のモデルにより	【柏崎 6/7,東海第二】
		計算される値を用いるものとする。	島根2号炉は、原子炉
		(添付資料 1.5.3)	停止機能喪失とその他の
			シーケンスにおいて崩り

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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) 最小限界出力比 燃料の最小限界出力比は, <u>設計限界値</u> として, <u>1.22</u> を 用いるものとする。	(c-1) 最小限界出力比 燃料の最小限界出力比は, <u>通常運転時の熱的制限値</u> と して, <u>1.24</u> を用いるものとする。	b) 最小限界出力比 燃料の最小限界出力比は, <u>通常運転時の熱的制限値</u> とし て, <u>1.25</u> を用いるものとする。	熱の設定を変えている
b) 最大線出力密度 燃料棒の最大線出力密度は, <u>設計限界値</u> として, 44.0kW/m を用いるものとする。	(c-2) 最大線出力密度 燃料棒の最大線出力密度は,通常運転時の熱的制限値 として,44.0kW/m を用いるものとする。	c) 最大線出力密度 燃料棒の最大線出力密度は,通常運転時の熱的制限値として,44.0kW/m を用いるものとする。	
c) 核データ 動的ボイド係数(減速材ボイド係数を遅発中性子発生 割合で除した値) はサイクル末期の値の 1.25 倍, 動的 ドップラ係数(ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除 した値) はサイクル末期の値の 0.9 倍を用いるものと する。	(c-3) 核データ 動的ボイド係数(減速材ボイド係数を遅発中性子発生 割合で除した値) はサイクル末期の値の1.25 倍, 動的ドップラ係数(ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除し た値) はサイクル末期の値の0.9 倍を用いるものとする。	d) 核データ 動的ボイド係数 (減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合 で除した値) はサイクル末期の値の 1.25×1.02 倍, 動的ド ップラ係数 (ドップラ係数を遅発中性子割合で除した値) はサイクル末期の値の 0.9×0.99 倍を用いるものとする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, MO 2 適用プラントである7
(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。	(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。	(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。	め、Pu 同位体の組成変i を考慮。
(e) 原子炉格納容器 原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示	(e) <u>格納容器</u> <u>格納容器</u> に関する解析条件の設定を以下に示す。	(e) <u>原子炉格納容器</u> <u>原子炉格納容器</u> に関する解析条件の設定を以下に示す。	
す。 a) 容積 原子炉格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器, 構造物体積を除く全体積として 7,350m³, ウェットウェル空間部は, 必要最小空間部体積として 5,960m³, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水量として 3,580m³ を用いるものとする。	(e-1) 体積 <u>格納容器体積</u> について、 <u>設計値としてドライウェル</u> は <u>5,700m³</u> , サプレッション・チェンバ空間部及び液相部は <u>4,100m³ (空間部)</u> 及び <u>3,300m³ (液相部)</u> を用いるもの とする。	a) 容積 原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部は、 内部機器及び構造物体積を除く全体積として 7,900m³, サプ レッション・チェンバ空間部は、必要最小空間部体積とし て 4,700m³, サプレッション・チェンバ液相部は、必要最小 プール水量として 2,800m³ を用いるものとする。	
b) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度について, <u>サプレッション・チェンバ・プール水温</u> は35℃を用いるものとする。 また,原子炉格納容器の初期圧力は <u>5.2kPa[gage]</u> を用いるものとする。	(e-2) 初期温度及び初期圧力 格納容器の初期温度について,サプレッション・プー ル水温度は32℃を用いるものとする。また,格納容器の 初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。	b) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度について、サプレッション・ プール水温度は 35℃を用いるものとする。また、原子炉格 納容器の初期圧力は 5 kPa[gage]を用いるものとする。	
(f) 外部水源の温度外部水源の温度は 32℃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
(g) 主要機器の形状	(f) 主要機器の形状	(f) 主要機器の形状	
原子炉圧力容器,原子炉格納容器等の形状に関する条	原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計	原子炉圧力容器,原子炉格納容器等の形状に関する条件	
件は設計値を用いるものとする。	値を用いるものとする。	は設計値を用いるものとする。	
	_(添付資料1.5.5)		
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件	(2) 重大事故等対策に関連する機器条件	(2) 重大事故等対策に関連する機器条件	
a. 安全保護系等の設定点	a. 安全保護系等の設定点	a. 安全保護系等の設定点	
原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として,以	原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以	原子炉保護系のスクラム設定点として,以下の値を用い	
下の値を用いるものとする。	下の値を用いるものとする。	るものとする。	
原子炉水位低 (レベル 3)	原子炉水位低(レベル3)	原子炉水位低(レベル3)	
セパレータスカート下端から <u>+62cm</u>	セパレータスカート下端から+66cm	<u>気水分離器下端から+16cm</u>	
<u>(有効燃料棒頂部から+380cm</u>)(遅れ時間 1.05 秒)		<u>(燃料棒有効長頂部から+443cm)</u> (遅れ時間 1.05	
タービン蒸気加減弁急速閉	から+1,372 cm) (遅れ時間 1.05 秒)	秒)	
制御油圧低 (4.12MPa[gage]) (遅れ時間 0.08 秒)			
炉心流量急減			
柏崎刈羽原子力発電所原子力規制委員会設置法附則			
第 23 条第 1 項の届出書 (平成 25 年 9 月 27 日 (平			
成 26 年 4 月 25 日に一部補正))の添付書類十の			
第 3. 2. 1-1 図「炉心流量急減の解析上のスクラムの			
設定値」参照			
工学的安全施設作動回路等の設定点として,以下の値を	工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を	工学的安全施設作動回路等の設定点として,以下の値を	
用いるものとする。	用いるものとする。	用いるものとする。	
原子炉水位低(原子炉隔離時冷却系 (補給水機能) 起	原子炉水位異常低下(レベル2)(原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(原子炉隔離時冷却系起動,主蒸気隔離	
動)設定点	起動,高圧炉心スプレイ系起動,主蒸気隔離弁閉止)	<u> </u>	
	設定点		
セパレータスカート下端から-58cm	セパレータスカート下端からー63cm	気水分離器下端から-112cm	
(有効燃料棒頂部から+260cm) (レベル 2)		(燃料棒有効長頂部から+315cm) (レベル2)	
	カ·ら + 1, 243 cm)		
原子炉水位低(高圧炉心注水系起動,主蒸気隔離弁閉		原子炉水位低(高圧炉心スプレイ系起動)設定点	
<u>此</u>)設定点			
セパレータスカート下端から <u>-203cm</u>		<u>気水分離器</u> 下端から <u>-261cm</u>	
(有効燃料棒頂部から+115cm) (レベル 1.5)		(燃料棒有効長頂部から+166cm) (レベル1 _H)	
原子炉水位低(低圧注水系起動,自動減圧系作動)設	原子炉水位異常低下 (レベル1) (低圧炉心スプレイ	原子炉水位低(低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(低	
定点	起動,残留熱除去系(低圧注水系)起動,自動減圧	圧注水モード)起動,自動減圧系作動)設定点	
,	系作動)設定点		
セパレータスカート下端から-287cm	セパレータスカート下端から-345cm	気水分離器下端から-381cm	
(有効燃料棒頂部から+31cm) (レベル 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
	部から+961 cm)		
原子炉水位低(再循環ポンプ4台トリップ)設定点			
セパレータスカート下端から+62cm			
(有効燃料棒頂部から+380cm) (レベル3)			
原子炉水位低(再循環ポンプ 6 台トリップ)設定点	原子炉水位異常低下(レベル2)(再循環系ポンプ全	原子炉水位低(再循環ポンプトリップ)設定点	
	<u>台</u> トリップ)設定点		
セパレータスカート下端から <u>-58cm</u>	セパレータスカート下端から <u>-63cm</u>	<u>気水分離器</u> 下端から <u>-112cm</u>	
(有効燃料棒頂部から <u>+260cm</u>) (レベル 2)	(燃料有効長頂部から+323cm,原子炉圧力容器底	(燃料棒有効長頂部から+315cm)(レベル2)	
	部から+1,243 cm)		
原子炉水位高(原子炉隔離時冷却系(補給水機能)上	原子炉水位高 (レベル8) (原子炉隔離時冷却系トリ	原子炉水位高(原子炉隔離時冷却系トリップ, <u>高圧炉</u>	
リップ、高圧炉心注水系注入隔離弁閉止)設定点	ップ,高圧炉心スプレイ系注入弁閉止)設定点	<u>心スプレイ系注水弁閉止</u>) 設定点	
セパレータスカート下端から <u>+166cm</u>	セパレートスカート下端から+175cm	気水分離器下端から+132cm	
<u>(有効燃料棒頂部から+484cm)</u> (レベル 8)	(燃料有効長頂部から+561cm,原子炉圧力容器底	(燃料棒有効長頂部から+559cm) (レベル8)	
	部から+1,481 cm)		
ドライウェル圧力高(非常用炉心治却系起動,自動減	ドライウェル圧力高(非常用炉心冷却系起動,自動	<u>格納容器</u> 圧力高(<u>ECCS</u> 起動,自動減圧系作動)設	
圧系作動)設定点	減圧系作動)設定点	定点	
<u>ドライウェル</u> 圧力 13. 7kPa[gage]	<u>ドライウェル</u> 圧力 13. 7kPa [gage]	格納容器圧力 13.7kPa[gage]	
原子炉圧力高(再循環ポンプ4台トリップ)設定点	原子炉圧力高(<u>再循環系ポンプ全台</u> トリップ)設定	原子炉圧力高(原子炉再循環ポンプトリップ)設定点	
	点		
原子炉圧力 <u>7.48MPa[gage]</u>	原子炉圧力 <u>7.39MPa [gage]</u>	原子炉圧力 <u>7.41MPa[gage]</u>	
b. 逃がし安全弁	b. 逃がし安全弁	b. 逃がし安全弁	解析条件の相違
	原子炉停止機能喪失以外においては,安全弁機能(以下		【東海第二】
	「逃がし安全弁(安全弁機能)」という。)による原子炉圧		島根2号炉は、すべて
			のシーケンスの解析にお
			いて,逃がし弁機能での
	る条件として逃がし弁機能(以下「逃がし安全弁(逃がし		圧力制御を想定してい
	弁機能)」という。),による原子炉圧力制御が行われること		る。
逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹	とする。逃がし安全弁の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力	逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹	
出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いる	ーー における値)は,設計値として以下の値を用いるものとす	出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いる	
ものとする。なお、アキュムレータ内の窒素を消費した場	る。	ものとする。なお、アキュムレータ内の窒素を消費した場	
合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが、事象初		合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが、事象初	
期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表		期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表	
させる。		させる。	
	逃がし弁機能		
第 1 段: <u>7.51MPa[gage]×1 個,363t/h/個</u>	7.37MPa[gage]×2 個,354.6t/h(1 個当たり)	第1段: <u>7.58MPa[gage]×2個,367t/h/個</u>	
第2段: 7.58MPa[gage]×1個,367t/h/個	7.44MPa[gage]×4 個,357.8t/h(1 個当たり)	第2段: 7.65MPa[gage]×3個, 370t/h/個	
第 3 段: <u>7.65MPa[gage]×4 個,370t/h/個</u>	7.51MPa[gage]×4 個,361.1t/h(1 個当たり)	第3段: <u>7.72MPa[gage]×3個,373t/h/個</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
第4段: <u>7.72MPa[gage]×4個,373t/h/個</u>	7.58MPa[gage]×4 個,364.3t/h(1 個当たり)	第4段: <u>7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個</u>	
第5段:7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個	7.65MPa[gage]×4 個,367.6t/h(1 個当たり)		
第6段:7.86MPa[gage]×4個,380t/h/個			
	安全弁機能		
	7.79MPa[gage]×2 個,385.2t/h(1 個当たり)		
	8.10MPa[gage]×4 個,400.5t/h(1 個当たり)		
	8.17MPa[gage]×4 個,403.9t/h(1 個当たり)		
	8.24MPa[gage]×4 個,407.2t/h(1 個当たり)		
	8.31MPa[gage]×4 個,410.6t/h(1 個当たり)		
	(添付資料 1. 5. 6, 1. 5. 7, 1. 5. 8)		
1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故	1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故	1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故	
(1) 初期条件	(1) 初期条件	(1) 初期条件	
a. 初期運転条件	a. 初期運転条件	a. 初期運転条件	
原子炉熱出力の初期値として,定格値(3,926MWt),原子	原子炉熱出力の初期値として,定格値 (<u>3,293MW</u>),原子	原子炉熱出力の初期値として,定格値(<u>2,436MWt</u>),原子	・設備設計の相違
炉圧力の初期値として,定格値(<u>7.07MPa[gage]</u>)を用いる	炉圧力の初期値として,定格値 (6.93MPa[gage]) を用いる	炉圧力の初期値として,定格値(<u>6.93MPa[gage]</u>)を用いる	【柏崎 6/7,東海第二】
ものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値であ	ものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値であ	ものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値であ	(以降、同様な相違につ
る 100%流量(<u>52.2×10³t/h</u>)を用いるものとする。	る 100%流量(<u>48.3×10³t/h</u>)を用いるものとする。	る 100%流量(<u>35.6×10³t/h</u>)を用いるものとする。	いては記載省略)
b. 炉心及び燃料	b. 炉心及び燃料	b. 炉心及び燃料	
炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な	炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な	炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。な	
お,炉心に関する条件は 9×9 燃料(A 型)を装荷した平	お, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡	お,炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平	
衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等	サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の	衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等	
の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものと	炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとす	の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものと	
する。	る。	する。	
(a) 原子炉停止後の崩壊熱	(a) 原子炉停止後の崩壊熱	(a) 原子炉停止後の崩壊熱	
原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉	原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心	原子炉停止後の崩壊熱は,「軽水型動力炉の非常用炉	
心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とさ	冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされ	心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とさ	
れた ANSI/ANS-5.1-1979+2 σ を最確条件とした	たANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件とした	れたANSI/ANS-5.1-1979+2σ を最確条件と	
ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用す	ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線	したANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱	
る。また、使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル	を使用する。また,使用する崩壊熱は1 サイクルの運転	曲線を使用する。また,使用する崩壊熱は燃焼度が高く	・評価方針の相違
末期炉心の平均燃焼度に、サイクル末期の燃焼度のばら	期間(13 ヶ月)に調整運転期間(約 1 ヶ月)を考慮した運	なるサイクル末期炉心の平均燃焼度に,サイクル末期の	【東海第二】
つきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃焼度 33GWd/t	<u>転期間に対応する</u> 燃焼度 33GWd/t の条件に対応したも	燃焼度のばらつきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃	燃焼度設定の考え方の
の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第1.5.1.図	のとする。崩壊熱曲線を <u>第1.5-1</u> 図に示す。	焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線	差異。
に示す。		を第1.5-1図に示す。	
		(添付資料 1.5.3)	
c.原子炉圧力容器	c. 原子炉圧力容器	c. 原子炉圧力容器	

原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。

d. 原子炉格納容器

原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下の うち(e)から(i)は解析条件として用いない。

(a) 容積

原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部は、 内部機器、構造物体積を除く全体積として 7,350m³,ウェ ットウェル空間部は、必要最小空間部体積として 5,960m³,ウェットウェル液相部は、必要最小プール水量 として 3,580m³ を用いるものとする。

(b) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は57°C、サプレッション・チェンバ・プール水温は35°Cを用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。

(c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位 サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は,通 常運転時の水位として 7.05m を用いるものとする。

(d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.43kPa(ドライウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いるものとする。

- (e) 溶融炉心からプール水への熱流東 溶融炉心からプール水への熱流東は,800kW/m²相当 (圧力依存あり)とする。
- (f) コンクリートの種類 コンクリートの種類は,玄武岩系コンクリートとする。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。

d. 格納容器

格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下のうち、(f)から(i)は解析条件として用いない。

(a) 体積

格納容器体積について、設計値としてドライウェルは 5,700m³、サプレッション・チェンバ空間部及び液相部は 4,100m³(空間部)及び 3,300m³(液相部)を用いるものとする。

(b) 初期温度及び初期圧力

<u>格納容器</u>の初期温度について、ドライウェル雰囲気温度は57°C、サプレッション・プール水温度は32°Cを用いるものとする。また、<u>格納容器</u>の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。

(c) <u>サプレッション・プール</u>初期水位 サプレッション・プールの初期水位は, <u>通常運転時下</u> 限値である 6.983m を用いるものとする。

(d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.45kPa(ドライウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いるものとする。

(e) 初期酸素濃度

格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vo1%(ドライ条件) を用いるものとする。

- (f) 溶融炉心からプール水への熱流束溶融炉心からプール水への熱流束は,800kW/m²相当(圧力依存あり)とする。
- (g) コンクリートの種類 コンクリートの種類は,玄武岩系コンクリートとする。

島根原子力発電所 2号炉 原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。

d. 原子炉格納容器

原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下の うち(f)から(j)は解析条件として用いない。

(a) 容積

原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部は、 内部機器、構造物体積を除く全体積として 7,900m³、サプレ ッション・チェンバ空間部は、必要最小空間部体積として 4,700m³、サプレッション・チェンバ液相部は、必要最小プ ール水量として 2,800m³ を用いるものとする。

(b) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は 57°C、サプレッション・プール水温度は 35°C を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は 5 kPa[gage]を用いるものとする。

(c) サプレッション・プールの初期水位 サプレッション・プールの初期水位は, 通常運転時の 水位として 3.61m を用いるものとする。

(d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.43kPa(ドライウェルーサプレッション・チェンバ間差圧))を用いるものとする。

(e) 初期酸素濃度

原子炉格納容器内の初期酸素濃度は, 2.5vo1% (ドライ 条件) を用いるものとする。

- (f) 溶融炉心からプール水への熱流束 溶融炉心からプール水への熱流束は,800kW/m²相当(圧 力依存あり)とする。
- (g) コンクリートの種類 コンクリートの種類は,玄武岩系コンクリートとする。

・解析条件の相違

【東海第二】

島根2号炉は,通常運 転時の水位で評価。

備考

記載方針の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉は,初期酸 素濃度も記載。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(g) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板 <u>,外側鋼板</u> 及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。	(h) コンクリート以外の構造材の扱い <u>鉄筋コンクリート内の鉄筋</u> についてはコンクリートよ りも融点が高いことから保守的に考慮しないものとす る。	(h) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板 <u>及びリブ鋼板</u> についてはコンクリートよりも 融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】
(h) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は,発熱密度を下げない よう保守的に原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは 扱わないものとする。	(i) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は、発熱密度を下げない よう保守的にペデスタル (ドライウェル部) に落下する 溶融物とは扱わないものとする。	(i) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は、発熱密度を下げない よう保守的に <u>原子炉格納容器下部</u> に落下する溶融物とは 扱わないものとする。	
(i) 格納容器下部床面積 コリウムシールドで囲まれる部分が広く,溶融炉心の 拡がり面積が狭いことにより,コンクリート侵食量の観 点で厳しくなる6号炉の格納容器下部床面積を用いるも のとする。		(j) 原子炉格納容器下部床面積 コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面 積を用いるものとする。	
 e. 外部水源の温度 外部水源の温度は<u>初期温度を50℃とし、事象発生から12</u> 時間以降は45℃,事象発生から24 時間以降は40℃とする。 	e. 外部水源の温度 外部水源の温度は,35℃とする。	e. 外部水源の温度 外部水源の温度は <u>35℃</u> とする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,解析に
f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器,原子炉格納容器等の形状に関する条件 は設計値を用いるものとする。	f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器, <u>格納容器</u> 等の形状に関する条件は設計 値を用いるものとする。	f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器, <u>原子炉格納容器</u> 等の形状に関する条件は 設計値を用いるものとする。	おいて復水貯蔵タンクを使用しない。
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件 a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。 第1段: 7.51MPa[gage]×1個,363t/h/個第2段: 7.58MPa[gage]×1個,367t/h/個第3段: 7.65MPa[gage]×4個,370t/h/個第4段: 7.72MPa[gage]×4個,373t/h/個第5段: 7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個第5段: 7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個第6段: 7.86MPa[gage]×4個,380t/h/個	(2) 重大事故等対策に関連する機器条件 a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の <u>安全弁機能</u> の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。 7.79MPa[gage]×2 個、385.2t/h(1 個当たり) 8.10MPa[gage]×4 個、400.5t/h(1 個当たり) 8.17MPa[gage]×4 個、403.9t/h(1 個当たり) 8.24MPa[gage]×4 個、407.2t/h(1 個当たり) 8.31MPa[gage]×4 個、410.6t/h(1 個当たり)	 (2) 重大事故等対策に関連する機器条件 a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。 第1段: 7.58MPa[gage]×2個,367t/h/個第2段: 7.65MPa[gage]×3個,370t/h/個第3段: 7.72MPa[gage]×3個,373t/h/個第4段: 7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個 	・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,逃がし 弁機能での圧力制御を想 定している。

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 1.5.2.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある 1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある 事故 (1) 初期条件 (1) 初期条件 (1) 初期条件 評価条件の相違 a. 崩壊熱 a. 崩壊熱 【東海第二】 a. 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに,原子炉停止後 燃料プールには貯蔵燃料のほかに、原子炉停止後に最短 実績を踏まえた設定の 使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに,原子炉停止後 に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心 に最短時間(原子炉停止後9日)で取り出された全炉心分 時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料 相違。 が一時保管されていることを想定し、また、原子炉停止10 分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃 の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料 ・設備設計の相違 料プールの崩壊熱は約11MW を用いるものとする。 プールの崩壊熱は約9.1MW を用いるものとする。 日後においては、MOX燃料の方が9×9燃料よりも崩壊 【柏崎 6/7、東海第二】 熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃 島根2号炉は、MOX 料プールにおける使用済燃料の崩壊熱は、MOX燃料を考 燃料の適用プラントであ 慮した約7.8MWを用いるものとする。 (添付資料 1.5.3) 評価条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 b. 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 b. 燃料プールの初期水位及び初期水温 燃料プールの保有量, b. 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 燃料プールの初期水位は通常水位とし、この時の燃料プ 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、この時の 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、このとき 取替燃料の本数等の差 使用済燃料プール保有水量は、保有水量を厳しく見積もる の使用済燃料プール保有水量は、保有水量を厳しく見積も ール保有水量は、保有水量を厳しく見積もるため燃料プー ルと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲ ため使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置 るため使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設 されているプールゲートは閉を仮定し,約2,093m³とする。 置されているプールゲートは閉を仮定し、約 1,189m³とす ートは閉を仮定し、<u>約 1,599m³</u>とする。また、燃料プール ・設備設計の相違 また, 使用済燃料プールの初期水温は, 運用上許容される る。また、使用済燃料プールの初期水温は、運用上許容さ 【柏崎 6/7、東海第二】 の初期水温は、運用上許容される上限の65℃とする。 れる上限の65℃とする。 上限の65℃とする。 c. 主要機器の形状 c. 主要機器の形状 c. 主要機器の形状 使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設 使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設 燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を 計値を用いる。 計値を用いる。 用いる。 (添付資料1.5.3) (添付資料 1.5.9) (添付資料 1.5.4) 1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ 1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ 1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれが (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除 (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を 除く) 除く) a. 崩壊熱 a. 崩壊熱 a. 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は、第 1.5.1 図に示す 原子炉停止後の崩壊熱は,第1.5-1図に示すANSI/ 原子炉停止後の崩壊熱は,第1.5-1図に示すANSI/ ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩 ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩 ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩 壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1 日後の崩壊熱 壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱 壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱 として約 22MW を用いるものとする。 として約19MWを用いるものとする。 として約14.0MW を用いるものとする。 ・解析条件の相違

なお,原子炉停止1日後においては,9×9燃料の方が

MOX燃料よりも崩壊熱が大きく、原子炉水位低下の観点

で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の

【柏崎 6/7、東海第二】

【柏崎 6/7,東海第二】

・設備設計の相違

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
		評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A	島根2号炉は, MOX
		型)を設定する。	燃料の適用プラントであ
			る。
c. 原子炉圧力	c. 原子炉圧力	b. 原子炉圧力	
原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく	原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく	原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく	
見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものと	見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものと	見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものと	
する。	する。	する。	
b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温	b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温	c. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温	
原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初	原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初	原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初	
期水温は52℃とする。	期水温は 52℃とする。	期水温は 52℃とする。	
d. 外部水源の温度	d. 外部水源の温度	d. 外部水源の温度	
外部水源の温度は <u>50℃</u> とする。	外部水源の温度は35℃とする。	外部水源の温度は <u>35℃</u> とする。	・解析条件の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,解析に
			おいて復水貯蔵タンクを
e. 主要機器の形状	e. 主要機器の形状	e. 主要機器の形状	使用しない。
原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いる	原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いる	原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いる	
ものとする。	ものとする。	ものとする。	
1.6 解析の実施	1.6 解析の実施	1.6 解析の実施	
有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移	有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移	有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移	
のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移	のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移	のほか,事象進展の状況を把握する <u>うえで</u> 必要なパラメータの推	
について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを	について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを	移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていること	
確認し,その結果を明示する。	確認し、その結果を明示する。	を確認し、その結果を明示する。	
なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で	なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で	なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で	
原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが	原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが	原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが	
合理的に説明できる場合はこの限りではない。	合理的に説明できる場合はこの限りではない。	合理的に説明できる場合はこの限りではない。	
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	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	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	
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。	
不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余	不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余	不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余	
裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであ	裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであ	裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであ	
り、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握	り, 重畳する影響因子がないと考えられる等, 影響が容易に把握	り、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握	
できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等	できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等	できる場合は, 選定している重要事故シーケンス等の解析結果等	

東海第二発電所 (2018.9.12版) を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、 島根原子力発電所 2号炉

を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、

影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件

備考

を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、 影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件 を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(添付資料1.7.1)

影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件 を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(添付資料 1.7.1)

(添付資料 1.7.1)

1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重 要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中 程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7.1表 から第1.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目と なるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コー ドの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上 記の物理現象に対する不確かさを考慮し, 運転員等操作時間に与 える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認す る。

1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさ ラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条 件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員 配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操 作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が, 操作開始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 る影響を確認する。

1.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認 する。

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

1.8.1 必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生する ことを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)における要員の確保の観点 から,「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備

1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重 要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中 程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7-1表 から第 1.7-3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目 となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コ ードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における 上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に 与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認す

1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさ について、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパ┃について、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパ┃について、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパ ラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条 件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員 配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操 作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、 操作開始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 る影響を確認する。

1.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる 影響度合いを把握する観点から,評価項目となるパラメータに対┃影響度合いを把握する観点から,評価項目となるパラメータに対 して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認 する。

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

1.8.1 必要な要員の評価

重大事故等対策時において, 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以 外)における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準 への適合状況説明資料」で整備される体制にて, 対処可能である

1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

を変更した感度解析によりその影響を確認する。

「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要 現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程 度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7-1表か ら第 1.7-3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目と なるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コー ドの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上 記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与 える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認す

1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさ ラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条 件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要 員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」 及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間 の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメ ータに与える影響を確認する。

1.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる 影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対 して、対策の有効性が確認できる範囲内で操作時間余裕を確認す る。

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

1.8.1 必要な要員の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを 想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、夜間及 び休日(平日の勤務時間帯以外)における要員の確保の観点から、 「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備され

・記載方針の相違

【東海第二】

島根2号炉は,発電所 内の原子炉施設で重大事

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
される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要	ことを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できる	る体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作	故等が同時期に発生する
な作業が所要時間内に実施できることを確認する。	ことを確認する。	業が所要時間内に実施できることを確認する。	ことを考慮した記載とし
			ている。
		ただし,運転補助要員2名については,故意による大型航空機	・評価条件の相違
		の衝突その他のテロリズムの発生の場合に活動を期待する要員で	【柏崎 6/7】
		あることから,要員の評価には含めないものとする。	島根2号炉は,有効性
			評価においては、大規模
			損壊を考慮した「運転補
			助要員」を含まない人数
			で評価を実施している。
1.8.2 必要な資源の評価	1.8.2 必要な資源の評価	1.8.2 必要な資源の評価	
発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生する		発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを	・記載方針の相違
ことを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、	重大事故等対策時において,必要となる水源,燃料及び電源の	想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、必要と	【東海第二】
必要となる水源,燃料及び電源の資源の確保の観点から,必要水	資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確	なる水源,燃料及び電源の資源の確保の観点から,必要水量,燃	島根2号炉は,発電所
量,燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに,7日間継続し	認するとともに、7 日間継続してこれらの資源が供給可能である	料消費量及び電源負荷を確認するとともに,7日間継続してこれ	内の原子炉施設で重大事
てこれらの資源が供給可能であることを評価する。また, 有効性	ことを評価する。また,有効性評価において考慮されていない機	らの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価に	故等が同時期に発生する
評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を	器についても、使用した場合を想定して、各資源について7 日間	おいて考慮されていない機器についても、使用した場合を想定し	ことを考慮した記載とし
想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であ	継続して資源の供給が可能であることを確認する。	て、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であること	ている。
ることを確認する。		を確認する。	

相違理由は,島根2号 炉「第1.2.1表有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連

(1/3)」の備考欄参照。

第1.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(1/3)

			技術的能力審查基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
			散置許可基準規則/技術基準規則	44条 / 59条	45条 ′60条	46条/61条	47条/62条	48条/63条		50条 / 65条		52条/67条	53条/68条	54条/69条	55条/70条	56条 / 71条	57条 / 72条	58条/73条	
		事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス等	米職界にするための手順等 米職界にするための手順等	発電用原で炉を治却するための手順等原子炉を増材圧力パウンタリ高圧時に	原子炉高却材圧力パウンダ9を 原子炉高却材圧力パウンダ9を	発電用原子炉を冷却せるための手順等発電用原子炉を冷却せるための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	防止するための手順等防止するための手順等	治知するための手腕等原子炉格納客器下鎌の溶嫌折心を	破損を防止するための手順等。破損を防止する原子原格納容器の水素嫌死による原子原格納容器の	根傷を防止するための手順等。 根傷を防止するための手順等の	使用済燃料貯蔵樽の冷却等のための手順等	松散を抑制するための手順等・ 発電所外への放射性物質の	重大事故等の収棄に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計襲に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
	2.1	高圧・低圧注木様能喪失	運転時の異常な海波変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、 原子切滅生には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故				•	•	•							•	•		
凝	2.2	高圧注水・減圧操作喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、 かつ、原子可減圧機能(自動減圧機能)が喪失する事故			•	•	•	•							•			
転中の原		全交流動力電源展失 (外部電源喪失-BG喪失)	中部道際廃失業生後、非常用ディーゼル等道機の起動に失败する事故		•		•	•	•							•	•	•	
T· 炉 に	2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源損失+DG設失) +RCIC失敗	全交流動力電解喪失と同時に原予炉隔離時冷却系が機能喪失する事故		•		•	•	•							•	•	•	
お け る	2.0	全交演動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +直流電源喪失	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故		•		•	•	•							•	•	•	
重 大 事 故		全交演動力宣源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) - SRV再閉失敗	企交流動力電源衰失後と同時に述がし安全弁1個が開状像のまま同音し、蒸気駆動の往水系が 動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水焼焼を喪失する事故		•		•	•	•							•	•	•	
定 至 る	2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	逐転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心高却には成功するが、販水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		•		•	•	•							•	•	•	
お そ れ	2.4	協康熱除去機能喪失 (残留熱除去菜が故障した場合)	連転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心治理には成功する が、残留熱除去系の数簿により開連終除去機能が喪失する事故		•			•	•							•	•		
がある。	2.5	原子炉停止楼能喪失	連転時の異常な高値変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	•	•			•	•							•			
故	2.6	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配音の中小破断の至生後, 高 圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故				•	•	•							•	•		
	2.7	格納容器パイパス (インターフェイスシステムLOCA)	原子炉冷却材圧力パウンダリと接続された系装で、高圧設計部分と低圧設計部分のインター フェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され機断する市 放		•	•		•	•							•	•		
運	3.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格詢容器過圧・過量破損) 代替循環治却系を使用する場合	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な透微変化、原子炉沿車材長失事故 (LoCA) 又は全交 流動力電源長失か完全するとともに、非常用炉心沿海系等の安全機能の喪失する事故であ り、代替頭扇沿利菜を使用する場合				•		•	•	•	•				•	•	•	•
転巾の	5.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環治却系を使用しない場合	発電用除子炉の運転車に運転時の異常な透視変化、原子所容制材度失事故 (LOCA) 又は全交 流動力電熱度失済発生するとともに、非常用炉心治海系等の安全機能の慢失する事故であ り、代替前線冷却系を使用しない場合				•		•	•	•	•				•	•	•	•
原 子 加	3.2	高压溶融物放出/ 答納容器雰囲気直接加熱	報電用原子炉の運転中に運転時の異常な過度変化又は企交返動力電源模失が発生するとともに、非常用炉心治却系等の女企機能が使失する事故			•		•	•	•	•	•				•	•		•
おおかる	3.3	原子炉用力容器外の 溶融燃料-冷却材相互作用	発電用原子炉の運転中に運転時の場常な過度変化、原子炉冷却村喪大事故 (LOCA) 又は全交 近動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却采等の女全機能が喪失する事故			•		•	•	•	•	•				•	•		•
重 大 事	3.4	水素燃燒	発電用原子炉の運転甲に運転時の異常な過度変化、原子所治財材喪集事故 (Loca) 又は全交 孤動力素態度失が発生するとともに、非常用炉心治遅至等の安全機能の喪失する事故であ り、代替確認合利果を使用する場合				•		•	•	•	•				•	•	•	•
故	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	発線川原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化,原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常川炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故			•		•	•	•	•	•				•	•		•
で で 変 が し が に に に に に に に に に に に に に	4.1	想定事故 1	使用資格料プールの治却機構又は往水機能が喪失する事故					•						•		•	•		
事そ事に済 故れ故お料 がにけ	4.2	想定事故 2	使用済燃料ブールの冷却系の配管順係によるサイフォン現象等により使用済燃料ブール内の 水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ブールと水械能が喪失する事故					•						•		•	•		
重運 大幅 事:	5.1	崩占然除去機能喪失	原子如の運転停止中に残留熱除去茶の故障により、崩壊熱除去抜産が喪失する事故				•	•								•	•		
故止 と中 至名原	5.2	全交流動力常源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電電が喪失することにより,原子炉の注水機能及び除熟機 能が喪失する事故				•	•								•	•	•	
# 故 お お お お が た に れ に れ に れ に れ に れ に れ に れ に れ に れ に	5.3	原子炉冷却材の流出	原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力パワンタリに接続された系統から、運転員の額操作 等により系外への治却材の流出が発生し、弱寒熱除去機能が喪失する事故				•	•								•	•		
がお あけ るる	5.4	反応度の誤投人	原子炉の運転停止中に制御棒の額引き扱き等によって、燃料に反応度が投入される事故																

			2.1	2.2		6.j			÷	2.5	2.6	2,7
		手抜シーケンスグループが	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (長期TB)	全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	全交流動力電源喪失 (TBP)	崩壊熱除な機能収失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時让水機能喪失	春美容器 スイバス (インターフェイスシステムLOCA)
技術的能力審全基準	設置許可基準規則/技術基準規則	重要事務やトケンス	型标序の贝索な過度変化文は設計基準事数(LOCAを 除く)の第七條、高圧社体権部が表大し、原子が議正に は成功するが、他圧性人格能が導大する事故	編輯時の異常な過級変化文柱設計基準事故 (LOCAを除く)の第4後。 商圧許水機能が喪失し、かつ、原子自減圧機能 (自動域圧機能) が改失する事故	外部電源喪失後生後、非常用ディーゼル语電機等の起動 に失败する非故	外部電視度大路生後、非常用ディーゼル路電路等の起動 に気散し、直減電振及び原子が隔離時待却系が製火する 事故	外部電源技夫発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動 に失敗し、逃がし安全が再開鎖に失敗する事故	運転時の異常な過減変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の治生後、行う冷却には成功するが、取水機能の授失により衝機熱の去機能が成失する事故	運転時の異常な過減変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、行心合却には成功するが、残留熱能立家の故障により協議執訴主機能が喪失する事故	運転時の異常な過減変化の発生後、原子炉停止機能が改 失する事故	派子庁の円力強信申に原子庁が対対圧力パウンダリを確決する信仰の中央地震の政策の完全後、原円注水豪騰、原止注水養産、原口注水養産及の原子庁政工務館(自動政工機館)が繋火十七十枚	
1.1	44 & /59 \$	米臨昇にするための子順等 際急停止失敗時に発電用原子炉を								•		
1.2	45 条 /60 条	発電用原子炉を冷却するための手順等部子炉を拘材圧力パウンダリ高圧時に			•	•	•	•	•	•		•
1.3	46 % /61 &	滅圧するための子順等原子が治却材圧力バウングリを	•	•	•	•	•	•	•		•	•
1.4	47条 /62条	発電用記字炉を治却字るための手順等原子炉舎詢村圧力パクングリ低圧陣に	•	•	•	•	•	•	•		•	•
1.5	48 条 /63 条	然を輸送するための子原等 最終としトシンクへ	•	•				•	•	•	•	•
1.6	49条	治却等のための子順等 原子炉枠網が終内の	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•
1.7	50条	道圧酸拍を防止するための子順等 原子炉格制学器の										
1.8	51条 /66条	溶融価心を治却するための子順等 原子便格納登録下部の										
1.9	52 条 /67 条	依損分防止するための子原等 水素爆発による原子が格納容器の										
1. 10	53条/68条	投稿を防止するための早頃等水素爆発による原子が建區等の										
1.11	54条/69条	冷却等のための子順等 他用済燃料に破損の										
1.12	55 % 770 %	拉依を抑制するための子順等発電所外への放射性物質の										
1.13	56条	永の供給手順等重大手数等の収束に必要となる	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•
1.14	57条/72条/	電流の推送に関する中間等	•		•	•	•	•	•		•	•
1.15	58 % 773 %	金剛士の中國において、			•	•	•	•				
1.16	59条/74条	居住体等に関する手順等原子原制御軍の										

퇻 (2/16)	
との関連(
/技術基準規則。	
能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関	
ーケンスと技術的	
有効性評価における重要事故	
第1.2-1表	

東海第二発電所 (2018.9.12版)

1.16	59条 /74条	居住性等に関する手順等原子が削縄室の	•	•	•	•	•	•					
1.15	58 % /73 %	本教書の訓練に関する中華等	•	•	•	•	•	•				•	
1.14	57 & /72 %	出版の権殊に関する中層等	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	
1.13	56条/71条	水の供給于順等由大事故等の収束に必受となる	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•
1. 12	55条/70条	松散を抑制するための手順等発電所外への放射性物質の											
1.11	54条/69条	冷却等のための子順等 使用姿態料的機構の							•	•			
1.10	53 % /68 %	個協を防止するための手順等水素爆発による原子炉滞風等の											
1.9	52.8 /67.8	破損を防止するための予順等水素爆発による原子炉格制が器の	•	•	•	•	•	•					
1.8	51.8 /66.8	溶破炉心を治却するための手順等原子炉格補容器下部の	•	•	•	•	•	•					
1.7	50 % /65 %	適圧破損を防止するための手順等 原子可格無容器の	•	•	•	•	•	•					
1.6	49条	行却等のためので順等 原子与格頼深器内の	•	•	•	•	•	•					
1.5	48 % /63 %	熱を輸送するための中順等 最終ヒートシングへ									•	•	•
1.4	47条/62条	発電用原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パウンダリ低正時に			•	•		•			•	•	•
1.3	46条 /61条	減圧するための下順等原子知冷却材圧力パケンダリを			•	•		•			•	•	
1.2	45条	後電用原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パウンダリ高圧時に											
1.1	44条/59条	未確界にするための予順等 緊急停止失敗時に発電用限了がを											
技術的能力審查基準	設置許可其準規則/技術基準規則	国際 本後 シーケンス	LOCA発生時に高圧・低圧液水機能が痩失する事故であり、代幹保験や場深を使用する場合	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が或火する事故であり、代替循環合導発を使用できない場合	原子炉の出力運転中の過速事象の発生と、原子炉への注水棒能が全要失する事故	原子中の山力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への沿 水機能が心実失する事故	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が要失する事後であり、代替新療治却系を使用する場合	原子炉の出力運転中の邀譲事象の発生と, 原子炉への注 水機能が全要失する事故	使用済燃料プールの治却機能又は洋水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、 発により、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、 発により水位が低下する事故	サイフォン製象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が往生し、使用済燃料プールの水位が低下する 事故	原子がの運転停止中に後留熟除去茶の乾燥により、植物 熱除去機能が找失する事故	原子45の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、後留熱麻み蒸発が上で高極数極大機能が想を全さ事的	取予値の運転停止中に原予停着割材圧力パウンダリに接続された系統から、運転員の影響作等により系外への冷
		事件シーケンスグループ等	雰囲気圧力・温度による静的負債 (格熱容器過圧・過温報道) (化替額銀冷却系を使用する場合)	※回公正力・温度による静的負荷 (格制容器過圧・適温破損) (代特前環治均系を使用できない場合)	高圧溶融物放出乙格納容器直接加熱	原子炉圧力容器外の溶離燃料 - 冷却材和丘作用	水素燃焼	溶粧炉心・コンクリート和五作用	想定事故1	想定中故 2	加茲熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子が冷点材の消出
					3.2	8. 9	3. 4	3.5	4.1	2. 2	5. 1	5.2	5.3
				存程(注 籍省	確愿-	븨		磁策 S 下 t	位 上 燃料	独	= - €	《

相違理由は,島根2号 炉「第 1.2.1 表有効性評 価における重要事故シー ケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/ 技術基準規則との関連 (1/3)」の備考欄参照。

備 考

・解析条件等の相違によ る有効性評価と技術的 能力の手順書関連の相

【柏崎 6/7,東海第二】

第1.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(1/3)

			技術的能力審変基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1. 10	1. 11	1. 12	1. 13	1.14	1. 15	1. 16
			設置許可基準規則/技術基準規則	44条/59条	45 条/60 条	46条/61条	47 条/62 条	48条/63条	49条/64条	50条/65条	51条/66条	52 条/67 条	53 条/68 条	54条/69条	55 条/70 条	56条/71条	57条/72条	58条/73条	59 条/74 条
		事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス等	無臨界にするための手順等 未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉治料材圧力パウングリを減圧するための手順等	発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	防止するための手順等原子炉格納容器の過圧破損を	冷却するための手順等 原子炉格納容器下部の溶融炉心を	被損を防止するための手順等 被損を防止するための手順等	担傷を防止するための手順等 水素爆発による原子炉塗服等の	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	拡散を抑制するための手順等拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子卯制御室の昏仕性等に関する手順等
	2. 1	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注木機能が喪失し、原子炉減圧には 成功するが、低圧注木機能が喪失する事故				•	•	•							•	•		
	2. 2	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な渦渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減 圧機能(自動域圧機能)が喪失する事故			•	•	•	•							•	•		
運転		全交流動力電源喪失 (長期TB)	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗する事故		•	•	•		•							•	•	•	
甲の原子を		全交流動力電源喪失 (TBU)	全交流動力電源喪失と同時に原子が隔離時冷却系が機能喪失する事故		•	•	•		•							•	•	•	
における	2. 3	全交流動力電源喪失 (TBD)	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故		•	•	•		•							•	•	•	
重大事故		全交流動力電源喪失 (TBP)	全交流動力電源喪失後と同時に遂がし安全弁1個が開状態のまま屆着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に 原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する事故		•	•	•		•							•	•	•	
至る		崩纏熟除去機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪		•		•	•	•							•	•	•	
おそれ	2. 4	(取水機能が喪失した場合) 崩壊熱除去機能喪失	失により崩壊熱除去機能が喪失する事故 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系						_										
がある		(残留熱除去系が故障した場合)	の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		•		•	•	•							•	•		
場合	2. 5	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	•	•			•	•							•			
	2. 6	LOC A時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉治却材圧力パウンダリを構成する配管の中小破断の発生後,高圧注水機能及び低圧注 水機能が喪失する事故				•	•	•							•	•		
	2.7	格納容器パイパス (インターフェイスシステムLOCA)	原子炉冷却材圧力パウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の うち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が適圧され被断する事故		•	•		•	•							•	•		
Sar	3. 1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格特容器過圧・過温度性) 残留熱代替除ま系を使用する場合 便用な圧力・温度による場合の	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過速変化。原子炉冷却材度失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が 発生するとともに、非常用炉心冷却采等の安全機能の喪失する事故であり、発留熱代替除去系を使用する場合				•			•	•	•				•	•	•	•
転中の原		雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	発電用原子炉の連転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が 発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、残留熱代替除去系を使用しない場合				•		•	•	•	•				•	•	•	•
子 炉 に お お	3. 2	高圧溶離物放出/格納容器雰囲気直接加熱	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な渦渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却采 等の安全機能が喪失する事故			•				•	•	•				•	•	•	•
2る重大事	3. 3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料ー治却材相互作用	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心治却系 等の安全機能が喪失する事故			•				•	•	•				•	•	•	•
故	3. 4	水素燃燒	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化。原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が 発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、我留熱代替除去系を使用する場合				•			•	•	•				•	•	•	•
	3. 5	溶融炉心・コンクリート相互作用				•				•	•	•				•	•	•	•
お重大される無力である。	4. 1	想定事故1	燃料ブールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料ブール水道が徐々に上昇し、蒸発により燃料ブール水位が低下する事故											•		•	•		
れがある事故に至る	4. 2	想定事故2	サイフォン現象等により燃料ブール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料ブールの水位が低下する事故											•		•	•		
事故に至る	5. 1	崩缴熱除去機能喪失	原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故				•	•								•	•		
正中の原ス	5. 2	全交流動力電源模失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び涂熱機能が喪失する事故				•	•								•	•	•	
るおそれがある	5. 3	原子炉冷却材の流出	原子炉の遷転停止中に原子炉冷却材圧力パウンダリに接続された系統から、遷転員の誤機作等により系外への冷却 材の流出が発生する事故				•	•								•	•		
事故大	5. 4	反応度の調投入	原子炉の遷転停止中に制御棒の識引抜き等によって、燃料に反応度が投入される事故																

備 考

相違理由は、島根 2 号 炉「第 1.2.1 表有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(2/3)、(3/3)」の備考欄参照。

有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(3/16)

第1.2—1表

東海第二発電所	(2018.9.12版)	
果佛男——―――――――――――――――――――――――――――――――――――	(2018.9.12 5以)	

E	区応後の素投入																		
連転停止中原子炉内の 燃料損傷の防止	医内型を開なる援用																		
新停止 然料道	全交流動力電腦成失																		
	停止時冷却機能皮失) (残留機能立系の故障による 崩塞熱線上機能皮失																		
(用済燃料的 (槽内の燃料 被損の防止	型光井板の																		
使用済燃料 機構内の機 破損の防	数元年收 —																		
	溶酸が心・コンクリート相互作用										0					0	0		
の時止	水素癥烷															0	0		
原子が格納容器の破損の防止	溶磁燃料 - 冷却材相互作用原子が圧力登器外の										0					0	0		
格納容計	格納外器字開気直接加熱 高圧溶液物放出/										0					0	0		
原了办	脚系を使用できない場合) (格納奔器適正・過温被損)(代替) 発囲気圧力・温度による部的負荷	毛樹化														0	0		
	(代料需線治却系を以用する場合) (格納容器過圧・適温改物) 雰囲気圧力・温度による静的負荷															0	0		
	単接 減水に よる 最終 ロートシンク 概	*									0							•	
	テム100A) 格納外器パイパス(インターフェイ	K ? K									0					0	0	•	
	100×時往水機能喪火										0					0	0		
			0	0	•	•	•	0	0	0								•	•
が心の著しい損傷の防止	(後留規能以系が故障した場合)										0					0	0	•	•
落しい換	(取水機能が喪失した場合) 崩壊無欲立系機能逆失										0			0		0	0	•	
が心の法	全交流動力電販喪失 (TBP)										0							•	
	(下日口,下日口) 全文征動力電視成共										•								
	全交流動力電源喪失 (長期下日)										0							•	
	高圧往水・減圧機能喪火										0					0	0		
	高圧・低圧注水機能喪火										0					0	0		
	技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	能力 対応手段	原子が手動スクラム	代枠制御棒挿人機能による制御棒緊急挿入	再循環系ポンプ停止による原子が出力抑制	自動域に系の起動阻止スイッチによる原子が出力急上昇時止	ほう酸水注人	遠択間御棒挿入機構による原子炉出力抑制	制御株手動補入	原子が正力容器内の水位低下幾年による原子が出力抑制	中央制御室からの高圧代替注水系起動	現場手動機作による高圧代替让水系起動	現場平動機作による原子炉隔離時冷却系起動	代替交流電源設備による原子炉隔離時沿却系への給電	代特立流階級設備による原子が隔離時冷却系への給電	ほう酸水洋入系による原子炉圧力容器へのほう酸水洋入及び淬水	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系による原子炉止力容器への注水	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力が帯への丼水
	技術 ○ ○	技術的能力 審查基準				*									1.2				

-ケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(4/16) 有効性評価における重要事故シ 第1.2—1表

											長脚	一十枚かり	-ケンス					1.2	18 SS E1	Top service	11 00 00 00 00 00 00 00 00 00 00 00 00 0	出来参照日
					5	が心の者しい損	い損傷の	傷の防止					原元	了灯格納容	器の後担	の[55:11]:		使用容潔学 装着内の繋 ⁾ 破損の防止		1な然本記 内の株本 間のお止	製造並	5 호
(新的) ●: * ○: *	(確的能力対応手段と有効性評価 比較表●:有効性評価において、解析上考慮している○:有効性評価において、解析上考慮していない	宮圧・低圧注水機饱喪火	高圧注水・減圧機能喪火	全交流動力電源設矢(及期で日)	(TBD、TBU) 全交活動力電源喪失	(T-ロロ) 全交流動力電弧炭失 (以水機能が喪失した糖合)	脂臟無除去系統備喪失 (政府縣除去來が故障した場合)	崩擴熱除去機能災失 財子が存出機能喪失	LOU×時法水機能喪火	□○○<) (インターレェイスシステム 格能が据べイバス	推接過水による眼線 ロートシンク	(代科爾廣治斯系を使用する場合) (格納容器過圧・過温改損) 雰囲気圧力・温度による静的自有	対系を使用できない場合) (作品を発酵器選圧・通電板機) (代品条単気用力・温度による静的負荷	各例外需零用欠点接加熱 高压溶酶物效出/	溶酸燃料—-含却材相互作用 原子が圧力容器外の	大紫榄底	溶剤が心・コンクリート相互作用	新 須井夜-	がはまちい	新活业表 co 亦可而花型整括数长)	は 停止時 作出時 作用 情報 構 作 に の が に に の が の が に に の の が に に の の が の に に の の に に の の に に の に の に の に に の に に に に に に に に に に に に に	停止時待却機能 <u>更失</u>) (残留機能止来の故障による
6的能力 查基準	总市设存										K-K		中無能化									
	減圧の自動化		•																			
	于動機作による減圧 (逃がし安全弁の予動操作による減圧)	•		•		•	•	•	•	•	•										•	•
	手動操作による減圧 (ターピン・バイパスかの手動機作による減圧)																					
	可搬型代替両流電線設備による逃がし安全介(自動域圧機能)開放				•																	
	述がし安全弁用可模型蓄電池による速がし安全弁(自動域圧機能)開放																			_		
	非常用等素供給系高圧等素ポンペによる透がし安全弁(自動減圧機能)場動源能保	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			0	0		0				0	0
	可線型釜素供給装置(小型)による逃がし安全介(自動減圧機能)駆動源 確保																					
	非常用逃がし安全弁摩動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放																					
	代替直流電源設備による復用				0																	
	代替交流電源設備による復口				•																	
	がら根循時における高圧溶癌物及出了格熱容器雰囲気直接加熱を防止する手順 る手順													•	•		•					
	インターフェイスシステムIOCA等4時の対応工画									•												

相違理由は、島根2号 炉「第1.2.1表有効性評 価における重要事故シー ケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/ 技術基準規則との関連 (2/3),(3/3)」の備考欄 参照。

備

考

相違理由は,島根2号 炉「第 1. 2. 1 表有効性評 価における重要事故シー ケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/ 技術基準規則との関連 (2/3), (3/3)」の備考欄 参照。

	概停止中原子が内の 燃料独傷の防止	金安定動力電影技夫 承下が布理材の独立 区応覚の雑数人		•	0	0	0	0		0						0	•	•	0	•
€-	(紫文) (京本) (日)	想活事故2 毎出時存出機器表表) (数四級第二系の及際による 単級整体工機能数表		0	0	0	0	0								0		•	0	•
伊田洛敦	成権内の総 被指の防止 被指の防止	数 /// 并 校 一																		
		溶験が心・ロンクリート相互作用										•								
	10 [M: II.	水素燃焰																		
	器の徴折	溶酸燃料—冷却材和互作用 原子が圧力容器外の										•								
	了炉格約容器の破損の防	格納米器雰囲気直接型熱高圧強強終後出/										•								
インメ	原了空	対系を使用できない場合) (格納奔器追圧・適温依頼)(代称 雰囲気圧力・温度による静的負荷	据罷犯																	
寺 - 小 		(依朴爾廣治期系を使用する場合) (格納容器過圧・適温報報) 茶田気圧力・温度による静的負荷																		
÷ ₩		推接浸水による最終 ロートシンク車	KK	0	•	0			•											
		LOUA) (インターフェイスシステム 格側外器パイパス		•	0		0	0											•	
		100A時法水機脂喪火		•	0	0	0	0												
		関子が存出機能数失																		
	第の時止	(受留熱除立系が故障した場合) 崩棄熱除よ機能使失		•	0	0	0	0												
	当しい損傷の防	(取水機能が興失した場合) 脂凝熱除去系数准要失		•	0	0	0	0	•											
	が心の者	(TBP)全交流動力電弧炭失		0	•	0	0		•											
		(TBD、TBD)全交送動力電源喪失		0	•	0	0		•											
		全交流動力電源競失 (反難下口)		0	•	0	0		•											
		高圧注水・減圧機能喪火		0	0	0	0	0										•	•	
		高圧、低圧性水機能整火		•	0	0	0	0												
		技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ・す効性評価において、解析上考慮している○:有効性評価において、解析上考慮していない	教 存基礎	低圧代料注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系 (可糠型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/滝水)	代替領環冷却系による原子炉圧力容器への注水	消火系による原子炉圧力容器への注水	補給水系による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(低圧注水系)電源復旧後の原子が正力容器への注水	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の治剤	代替循環冷却系による残存落融か心の冷却	消火系による残存裕健伊心の冷却	補給水系による幾存溶融炉心の冷却	低圧代料性水系 (可機型) による幾春裕融炉心の各切(碳水/海水)	原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熟	残留熱除去承(原子炉停止時冷劫承)電源復日後の発電用原子炉からの除 熱	残留熱除去系(低川注水系)による原子が川り容器への注水	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による発電用原子炉からの除熱
		技術的能: ●: 有3 ○: 有3	技術的能力 審查基準									+								

有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(5/16)

第 1.

											王椒中図	サ板ツーケン	K								
					Jr.Life	うの落しい	好心の著しい損傷の防止	9.10				断	了炉格納	原子が格納容器の破損の防!	損の時止		使用済燃料的 厳権内の燃料 破損の防止	然枠的 の機料 2)坊止	瀬 恭 泰	56年止中原子を 数料抽傷の防	運転停止中原子炉内の 燃料損傷の防止
女務的 ● ○ · *	技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	高圧、低圧注水機能喪火	高田注水・誠田機能喪火	全交流動力電源以来 (以期1日)	(TBD, TBD) 全交流動力電源表表 (TBP)	全交流動力電源或失 (取水機能が喪失した場合)	脂膜颗除五系核灌敷失 (效何熱除五系が故障した場合) 磨糠颗除上棘脂或失	新子が作品 第子が生態 第子が 12年 12 12年 12年 12年 12年 12年 12年 12年 12年 12年 12年 12	RO○A附注水機能喪火	□○○ <) (/ ングーン x / x / x / y x / y x / x / x / x / x /	独表浸水による最終ヒートシンク((代料循環治却系を使用する場合)	(幹納容器過圧・過温報期) 雰囲気圧力・温度による静的日常 即派を使用できない場合((整納客器適圧・過温報期)(代別	等国気圧力・温度による節的負債 格別対器雰囲気直接功能	高田祥徳物校出/後継続等――清明林和正作用、原本の対圧力な器外の	大業総紙	溶験が心・コンクリート相互作用	赵 万年夜-	製売事故の	停止時待却機能喪失) (残留機能止系の故障による 崩棄就除上機能喪失	全交流動力電源成失	承に対策基本の指出
技術的能力 審查基準	歌中拉教	1									KK.	* 布徵化									
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	•					•		•												
	耐圧強化ベント系による原子が格熱容器内の減圧及び除熱	0					0		0												
	各番谷器に力逃がし装置による原子石格教容器内の被正及び除然 (阻場機作)	0					0		0												
1.5	耐圧強化ペント系による原子が格割が器内の減圧及び除熱 (現場機作)																				
	緊急用海水系による治却水確保			0	0	0	_				•								0	•	0
	代替残留熱除太系海水系による冷却水確保			0	0	0	0												0	0	0
	残留熟除立系蔣水系による各均水帷保		•					•		•									•		•

		技術的能. ●:有? ○:有?	技術的能力審查基準					1.6							· ·	
		技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において,解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	対応手段	代替格納容器スプレイ治却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	消火系による原子が格納容器内へのスプレイ	補給水系による原子炉格剥容器内へのスプレイ	(特替格納容器スプレイ治却系 (可襲型) による原子炉格舶容器内へのスプレイ (淡水/海水)	数阳熱除去杀電源復旧後の原子炉格納容別へのスプレイ	数倍素除去系電源後目後のサブレッション・プートの容素	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格約容器内の代替除熱	株田蒸除力系 (格謝容器スプレイ治却系) による原丁が格謝容器内へのスプレイ	東金融深力水(サンフッツョン・ゾーラ布耳米)によるサブフッツョン・ ブーブの密整	代替循環冷却系による原子が格納容器内の減圧及び除燃	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入
	-	高圧・低圧往水機能療火。高口に対す、貧口は低性が		•	0	0	0									
		高圧作来・滅圧機能表失 金友派動力電泳改失 (以初すり)														
		(Hac, Hab)		0	0		•	•	•							
	か心の	全交話勢力電影皮失(TDP)全交流動力電師皮失		0	0		•	•	•							
	がしいま	(取水機能が喪失した場合) 崩壊熱除立系機能喪失		0	0	0	0	•	•							
	が心の着しい損傷の防止	(残留熱能止系が故障した場合) 崩壊熱除上機能皮失		•	0	0	0									
		東 子が存出機能成失										•				
		10 O A 時注水機能喪火		•	0	0	0									
		COOA) (インターシェイスシステム 格架対器パイパス										•				
中華		独技波水による最終とートシンク帝	(4)	0			•	•	•							
事故シーケン		(代料確保告期系を使用する場合) (格納容器過圧・過温改報) 雰囲気圧力・温度による節的台荷 即系を使用できない場合)		•	0	0	0			0			•	0	0	0
χ.	原子如本	(格納深端道圧・過温級損)(代替 ※国気圧力・温度による節の負荷	腰嵌疣	•	0	0	0			0			0	•	0	0
	5約容器(-	格納 化二甲基甲基甲基甲基甲基甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲甲		•	0	0	0			0			•	0	0	0
	子が格納容器の破損の防	溶繊燃料—-含却材和工作用 原子が圧力姿勢外の		•	0	0	0			0			•	0	0	0
	防止	火搬總据		•	0	0	0			0			•	0	0	0
	40.46	海線が心・ロンケリー下個互作用		•	0	0	0			0			•	0	0	0
	使用済然料記 歳槽内の燃料 破損の防止	数 招申 权 —														
	科記 黎和 5年	新名本表の 市 引転作型機器配状)														
	海 海 泰	(後留熱係上系の故障による 崩棄熱係上機能成失														
	転停止中原子炉内の 燃料損傷の防止	全交流動力電腦數失														
	Aを内の 防止	東下が作出本の流出														
		反応度の裁技人														

相違理由は、島根2号 炉「第1.2.1 表有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(2/3)、(3/3)」の備考欄参照。

											虫豚⇒牧シ	ジーケン	K									
					が心の。	落しい塩	が心の者しい損傷の防止					遊	了小格幹	容器の値	原子が格納容器の破損の防		使用浴 咸梅內 破損	使用済燃料貯 蔵権内の燃料 破損の防止	漫	進転停止中原子炉内の 然料損傷の防止	4子炉内 の防止	6
及術的能: ●: 右? ○: 有?	技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	高压、低压注水機能與火 高压洗水、減压機能與火	(A) 於消費七無際以来 (以勘下口)	(F.A.D. F.A.D.) 全文が動力確認表表	全体が動力を表現を表生を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を	(取水機能が喪失した場合) 賭壊熟除去系機能費失	(役仰機能立系が故障した場合)	原行資營出機雜級失	100女時法水機循環火100女	(インターショイスシステム 布強斧器パイパス	独被浸水による最終ヒートシンク(代料循環冷却系を使用する場合	(格納容器過圧・過温散額) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 加尿を使用できない場合。 (格納存数過圧・過温破損)(代	等国気圧力・温度による静的負荷 格例外器雰囲気直接功能	高田祥譲物改出/ 路機裁科―作却材相に作用	原子が圧力浴器外の水素機能	溶験が心・コンクリート相互作用	赵宏幸校—	製売事故の	停止時冷却機能改失) (残留機能以系の故障による 頻素能は上機能は失	全交流動力電源成失	原でが作曲なの演出	区形成の雑数人
技術的能力	磁曲检妆						-					:										
	株部容器下部注水系(指数)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水											0	•	•	0	•						
	格維容器下部注水※ (回機型) によるペデスタル (ドライウェル語) への											0	0	0	0	0						
	消火系によるペデスタル (ドライウェル部) への注水											0	0	0	0	0						
	補給水系によるペデスタル (ドライウェル部) への注水											0	0	0	0	0						
	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水											•	•		•							
1.8	低圧代替注水系(可機型)による原子が圧力容器への注水											0	0		0							
	代枠が環治均系による原子炉圧力容器への注水											•	0		•							
	消火系による原子炉圧力容器への生水											0	0		0							
	植絵水楽による原子が圧力容器への注水											0	0		0							
	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																					
	一九十首四五子 田野二日是十里《四九四十九十首四五				L		L								Ľ							

ケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(9/16) 有効性評価における重要事故シ

1									ř	イスト	<				45	1 日 済然本	益	1 1 1 1	1	9
			*;4	がらの 落しい 損傷の防止	い損傷の	0.BH:					2. 图	格納容	了炉格納容器の破損の防止	0.854 II.	-Æ	厳帽内の燃料 破損の防止	- 英 - 4	画 数 数 本	■製作用 H 戻十岁 N の 核 整 粒 飯 の 防 H	8 4
技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	高圧・低圧注水機能費欠高圧注水・減圧機能費欠	全交流動力電源談失 (長期100)	(TBD・TBD)全交活動力電源皮失(TBP)	全交流動力電弧喪失(取水機能が喪失した場合)	趙顯賴除五系機龍喪失 (發館觀除以系於故障した場合)	廣議無除去機能喪失 原子が停止機能喪失	1000本権法を表現を表	≒00∢) (∠ソダーレョイエンスポイ	格納米器ベイバス 注波被水による最終ロートシンク契	(代非循版布型米を対用する場合)(本名容器過圧・過温級報)※当なエノ・指点によって書店の本	等国気圧力・温度による静的負荷 脚系を使用できない場合) (格納等器道圧・過温破損)(代替等国気圧力・温度による部の負荷	格納省器等用気直接加熱高圧延緩的放射性	溶酸燃料—倍到材料(作用 原子が圧力容器外の	水素燃乾	溶剤が心・コンクリート相互作用	数活体を上	型定事故と 停止時冷却機能喪失) (後保護除去系の故障による	崩緩熱除上機能喪失全交流動力電源喪失	張いが存在なの福田	反応後の素投入
対応年段									₹		楔幣先									
発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不清性化																				
可機型療表供給装置による原子の格納容器への棄素供給										•		•	•	•	•					
可撤型釜炭供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化																				
格納容器圧力逃がし装置による原予炉格納容器内の水素排出																				
可燃性ガス濃度間御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																				
原子が格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視										•	•	•	•	•	•					

ケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(10/16) 有効性評価における重要事故シ

○ 区応度の損款人

		技術的 ● : 4	技術的能力 審代基準				1.10						:	1. 11				
		技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ■:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	整斤投表	静的触媒式水蒸再結合器による水素濃度抑制	原子が建雄内の水素濃度監視	格納粹器頂部注水系(常設)による原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系 (可機型)による原子炉ウェルへの注水 (淡水/海水)	原子が建星ガス処理系による水素排出	原子が佳屋外側プローアウトパネル及びプローアウトパネル閉止装置の 開放による水素排出	信数衛圧代撃士大派がソプニよる代撃総科グーラ江水派(泊水ブイン)を 使用した使用済然料グーラくの沿水	巨強型代替法木甲型ボンプスは可模型代替法人、型ボンブによる代等参野ノールは水系(はオサイン)を使用した使用溶熱勢ブールへのは水(淡水ンイン)を使用した使用溶熱勢ブールへのは水(淡水/海水)	消火系による使用済燃料プールへの注水	常設低圧化枠洋水系ポンプによる代枠燃料グール洋水系(常設スプレイペッグ)を使用した使用溶燃料グールへのスプレイ	国機型代替注水大型ボンプによる代替燃却プーラ注水系(電散スプレイペッグ) か使用した使用液燃料プーテへのスプレイ (淡水/海水)	可能型代替立水大型ボンブによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイ ノズル)を使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/滴水)	仮川済燃料ブール浦えい緩和	仮用済燃料プール監視カメラ用空冷装西起動	使用済懸渉グーケの弦響
		高圧・低圧注水機能費火																0
		高圧注水・減圧機能喪火																0
		全交流動力電弧波失 (長期1-日)																0
	\$	(iBD,TBD)全交流動力電源炭失																0
	が心の着しい損傷の防い	(〒BP) 全交流動力電源喪失																0
	しい損惫	(単木繊維が喪失した場合) 南壁熱除立系機能養失																0
	\$の[851]:	(殺召為除よ系が故障した場合) 崩壊剥除よ機能改失																С
		派 中 <i>於</i> 你出職語表表																0
		100人時往水機能喪火100人																С
_		(インダーショイスシステム 布架落器パイパス																0
有要事故		* 旅気水による最終ロートシンクを (代替施原作型系を包用する場合)	K K K															0
財井板シーケン	当	(格納容器過圧・過温級偏) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 脚系を使用できない場合) (保養金額追用・活品単独)(作業	他 司文															0
K	7. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4. 4.	(格納容器道用・過溫被損)(代粹 雰囲気圧力・温度による韓的負荷 格熱客器等団気直接加減	WI NO AC															0
	原子が格納容器の破損の防い	高田祭養物(水田) 常職教教—作却材料(作用																
	被損の防	戻子が圧力が弱外の 水素機能																0
	=	海獺 作心・ロングシート 石川 作用																0
	東泰	新州神农 一									•	0		0	0		•	
	使用済燃料 減槽内の燃料 破損の防止	型別事務の								0	•	0	0	0	0		•	
	至衰山	登出時的理像能数失) (發展無限上系の故障による								0	•	0		0	0		•	
	運転停」	南郷栽除立機能喪失金支流の対策的なな。																0
	運転停止中原子炉内の 燃料損傷の防止	近 小 別 犯 用 立 ら 紀 丑																0
	佐内の 5世	区 登																

事故に	反応度の解校人										П				П			П					П													\top		П		П			É	能力の	手順書
おける重大	版片県売額なの掘田								0		+			0	000			c		• 0			0 0													+				+				韋	
の原子加に	全交流動力電影響夫								\Box		+		++	1	0 0 0				•		+	Ш	• 0													+				+	0			= 泊崎 6/	7 市
中 引 総準 服 公 服 公 服 公 服 公 服 公 服 公 服 公 服 公 服 公 服	損遇勢除去機能療失								0		\top			0	000				•	• 0			0 0	•																\top			L 1	Дин О/	7, 來1
における 至るおそれ 事故	想定事故る																																					0 0	• 5						
数年ゲーA 断大等校に がある	想定事故!																																					0 0	•						
	溶薬が心・コンクリート相互作用				0						0 0	0 0	l l	•	0 0 0										0 0 0	0		• • 0	0	0 0	•	0	0 0	0	• 0	•	0				0				
大 養 養	长裤缆绳													•	0 0 0									0	0 0 0	0		• • 0	0			0	0 0	0	• 0	•	0				0				
における書	溶験物料—- 体型な相互作用 原子型圧力等器外の				0						0 0	0 0	<u> </u>	<u> </u>	000									(0 0 0	0		• • 0	0	0 0	•	0	0 0	0	• 0	•	0				0				
中の原子物	格維定聯繫國東直接加數			Ш	0				Ш		00	0 0	<u> </u>	1	000		Ш						\perp		000	0		• • 0	0	0 0	•	0	0 0	0	• 0	•	0			Ш	0				
ガループ等	禁田気主力・温度によら作り負替 税容拠代替除表示を全理目しない場合を指揮等第通圧・過速循道) (格納容器適圧・過度によら静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静的気圧力・温度による静力を	R/o			Ш	\coprod		$\perp \! \! \perp$	Ш		\coprod	Щ	\coprod	•	000		\coprod	\perp		Ш	\coprod	Ш	$\perp \! \! \perp$	0	0 0 •	0		0 0 • 0	0 0			0	0 0	0	0	•	0	\coprod		$\perp \! \! \perp$	0				
24-72	残留熱化替除去系令使用する場 (格納容器違圧。過溫酸類) 雰囲気圧力・温度による静的負荷		$\perp \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \!$		Ш	\perp		$\perp \! \! \! \! \! \perp$	Ш	\coprod	\prod	Ш	\coprod	•	000		\coprod	\perp			$\perp \!\!\! \perp$	Ш	$\bot\!\!\!\!\bot$	\coprod	0	0		• • 0	0	\coprod		0	0 0	0	0	•	0			$\perp \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \!$	0				
初	(インターフェイスシステムLOOA) 格部容器パイパス				0	+		-	•		00	0 0	\coprod		$\perp \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \! \!$		+	+	+		+		\perp	•			•		+					\coprod		+		\prod		$\perp \!\!\! \perp$	\square				
	L○○<時注水機能喪失			\square	0			0 0	Ш	+	00	0 0	\coprod	•	0 0 0		$+\!\!+\!\!\!+$		+		•	0 0	0	0	0 0 •					+			+	\coprod		$+\!\!+\!\!\!+$				$+\!\!+\!\!\!+$	+				
が ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	密赛院除去機能療失 原子伊停止機能療失	0	•	•	0 0			++	•	+	$+\!\!+\!\!\!+$	\Box	+++		$+\!\!+$		+		++				+	•	+		•						+	\sqcup	+	+				+	+				
88-24-81-85	南郷附末機能資夫 (政御勘除去系が改隆した場合)				0			0 0 •	0		000	0 0		•			+				•	0 0	°		000											+				+	+				
華 株に至る。	全交流動力電影療夫(牧木機能が廃失した場合)				0						0 0	0 0	+				++						+			•														+					
大師 大	全交流動力電影齊失 (下BP)											0 0					+																			+				+					
の菓子類は	全交流動力電影療失(TBD)				+					- n	00	0 0					+					0																		+					
₩ ₩	(長龍士田) 全が武権力職派表大 (下田口)			++	0			₩.			00	0 0	1				++		+			0	0													++				+					
	高圧注水・減圧機能質失				0			0 0	5	+ -	00	0 0			+		+	+	1.	• 0			++	•																+					
	煮圧・低圧注水機能減失				0			0 0			0 0	0 0	++	١.	000							0 0	0	0 0	0 0 •											+		+		+	+				
	を確認が記されて手段と Windingsing 上位改集 ・ Windingsing CARP 上が優している ○ ・Windingsing CARP 上が優している。	報告を施り ・	Chemistrate Assists, Carponantials, In Francisco and Late Control and The Co	1.1 to Selection. If you want to the control of th	調整性の関連を表現してのボチャロコアが利 制度性が発生してのボチャロコアが 中心を関係なっていませんが、 中心を関係なっていませんが、 中心を関係なっていませんが、 中心を表現を表現を表現を表現を 中心を表現を表現を 中心を表現を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を を 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中心を も 中のを 中のを 中のを 中のを 中のを 中のを 中のを 中のを	用场中新物件上上企業在指子中代替往永市总额 现场中和场所上上。5.据了中国和新的外班系统第 	1		高田からメフレイ系による様子が日か容易への弦水(GC計画物型) 英田かり単化	・ 中級指針による際に、日本のようになって利用では、 ・ 中級指針による際に、ロービン・ペインスを、中の手機が開こる。 ・ 中級指すに関係的によるのあっしか会から戦人、電影に特別が展示の観光を指し、 ・ 中級指すが開発が関によるのあっしか会から戦人、電影に特別が展示の観光を指える。 ・ 中級によるのあったのからから	可能加重的電腦的機による絡がし染金や開放 (可能加重的電影の 主燃電送がし安全条用蓄電池 (維助整型) による送ぶし安全弁関数 主服気送がし安全条用蓄電池 (様か登型) による送ぶし安全弁 (自動		THE PROPERTY OF THE PROPERTY O	φ ⁻ (1994年 - 1994年	個本機能所による部分では7分割から形式 単元を記したの数で対象ではある。 単元を記しておりますのである。 単元を記しておりますのである。 「「「「「「「「「「「」」」」、「「「「」」、「「「」」、「「「」」、「「」」、「「」」、「「」」、「「」、「」、	和部部をある(GEILEKやー)・対象的を行うが出する。 協士的なスプライン・有機制度の後の第子が正力があったは大	第二日子中代物社本法(第2段)による現金が整めたの合語 1.4 復女権語名による。 1.4 度大権語名は、1.5 年末の経験を図るの合語を 1.4 度大権語名は、1.5 年末の日本の名目を	ガス系による数件容器がつの当時 低圧原子が代替な大派(可能型) 回斗品等や次による数額回回斗品	用于中华15年15年15年15年18年18日 18年18日 18年18年18日 18年18日 18年	双位数条点点(明子が参加等か出生)による機能用子切りらの診察(保持基準比別) 指圧やシスプレイ系による用子的目が第一つのことの表現を推定剤)	N (国際大権を指定した。Aの手が単独を関連での基本に対象を 有機を指定するをライン・指による原子が維持での基本に対象を 可能の表現を対象を対象を対象を対象を対象を対象を 可能の表現を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を	第日記録につい、トラインによる原子が指摘がする。 第日記録につい、トラインによる原子が指摘が記録がり発生なり終稿 第6所等終了イルタイント・所による原子が指揮が認がらかはたいが終め、何能像作り	原田敷伝へソ原子が推験代表が必要がある。	ボタンの関係がある。 ボタンの関係がある。 中の大きななどのようない。 ボルルのできない。 ボルのできない。 ボルルのできない。 ボルルのできない。 ボルルのできない。 ボルルのできない。 ボルルのできない。 ボルルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのできない。 ボルのでをないをない。 ボルのでをない。 ボルのでをない。 ボルのでをない。 ボルのでをな	復水輸送系による原子が格納等 耐水系による原子が格納等等へ 格特容器代替オフレイ系(可模	 RQBMがある(date)型が出た(**)・電気性の飲み可子が出れた間がトーシスプレイ 下級間がある(オープレン・プールを対して、**)・ ドライク・ルタが出た(オープリン・プールを対して、**)・ ドライク・ルタが出た(オープリン・アールタン・アールタンの対抗 ドライク・ルタが出た(スープリン・アールタンの対抗)・ 	取保証券込成 (株計存储を担モージ) による非子が出格等数サーシスプレイ (収計 基準契例) 取保証券上高 (サブレッション・ブール作等モード) によるサブレッション・ブール水の路側 (役替基準拡張)	RIGHTA-MORTAL-L-C-0.0F-2018-WOSEN-C-09EER-C-09EER- RIGHTS-C-0.0F-2018-C-0.0F-2018-WOSEN-C-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-2-	サイン・ジュ・ブールを入り上部第 ドライク・ルルトド等 可能の代表中級の指数による指すがある。小学業業がと指数	7.47.5.2.4.1.2.6.1.2.4.1.2.4.1.1.2.4.1.1.2.4.1.2.4.1.2.4.1.2.6.1.2.4.2.4	格納容器代替スプレイ系(可模型)に ペデスタル代替注水系(可模型)によ 高圧原子が代替注水系による原子が圧	1.8 IL 2000-AB-LL 2-000-F-2000-B-2-0-AB-L-2-0-B-2-0-B-2-0-AB-L-2-0-AB-L-2-0-B-2-0-B-2-0-AB-L-2-0-B-2-0	な出来すが、	協正所子が代替にある「可需型」による指子が正力が整本っては水(液水/増水) 発展が影子の発生やの終子が毛が存むがかってが終れた。	1 WEACA MENTAL CAN INTERPRETATION TO THE THREE	1 1988年27 - 2 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8 8	 所子が動われつかるが重要を取る 1.30 所子が動われつかるが重要を取る 1.50 所子があるよりを対している。 1.50 1	ヘッタ) による機勢ブールへのえ	整件プールンプレイボ(可能国スプレイノスA)による器件プール・心弦水(弦水/維水) 軽片プール 編2、冷器	1.11 銀行シールメンドル系 (電影スプレイトッタ) による部分・ルールスプレイ (現象人権な) 他がフールメンドル系 (可能型スプレイノスル) による部分・ルールスプレイ (説象人権な) を打ている場合の場合	新げつ・事実と・事品 (新げつ・4年間より 2 所名 (新げつ・4年間より 2 所名 2 の	中立:YMMATERABINEMENT AN ANALYTY ANALYTY ANALYTY AN ANALYTY ANALYT			

相違理由は、島根2号 炉「第1.2.1表有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連

(2/3), (3/3)」の備考欄

参照。

備考

																			Г
								採	× × 4 - 7	オアーラル				使用。	空影	E P	100		7
		1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	本土薬の	観ないおこ	大事故に小	るおそれがあ	これる事数		3	施設中の表	本にお	おける重大学	iř Na	/の式 (単)の形 5 人公か	スト マート マート マート マート マート マート マート マート マート マー	20 24 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	- 12.数 - 12.4 - 14. - 14.	2 %
技術的能力	技術的据 7.新心丰硕之有物性評価 光数女	NE (U) :	(本與難難報:	(《哲實演奏法)	(以来:	〈 能和報:		(//*->	○ 大井治 (今 花 :	代 宣傳數 (存款:	111	遊園電 純.	彩服产 令			原:			
● O		・塩圧汽水線離友央 注水・減口機額対決 (E原数米100次米)	交託動力電源喪失(十00妻光) 18010失文活動力意深延失	(100両先) - 直流電炉所交流的力電燃度火	+ 100茂矢) + 388 再民に交流動力電源運染 英能動力電源運染機能が改失した場合) 媒態除去機能要求	表表表示题目影片 除内洗水数除17分類合) 操態院长数能要失	才智等 市場能 課公 ○ 人間 に 予算 等 要 更 少	O 女時注水線能変失(コンドシステム100女) (コンドシステム100女) I削室器パイパス	深冷菜を使用する場合 浴器過円・適価確認) 力・迂度による静助気候	(冷却各個用しない場合 沙器道圧、通温破費) 力、恒実に10名語的日本	效器棒田化画旅台灣 (□) 海蘭松榮三/	(称一名)な相互作用 子好圧力済器への		動作 東 製 コ	競艇海藻 20	莱 赖亚 /	交流的力震限喪失	小 自衛 基数の報告	反応策の職扱大
# H	次 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		榖		k &														
21.12	人有量涉失证,属于安静而抗水能衍用) 现存的法本部汇定 人名人克兰·伊朗特尔特雷 为2、中发生等人经验,在大户工程上的结婚中的整理之中,面积100克,适应 及时未被照换了种行工程的第三个处理,并将100克里的一种。 所有时间的现在分词,并是一个多数中,是100克里的一种。																		
	日本 日本 日本 日本 日本 日本 日本 日本		+++		+++	+++		'											ПТ
	等十分活動力用スペラングラル自分の大手関係の大手関係の大手が大きなない。 第十分の基本目がよってアンテルの日本の最大的教育を大きが大きない。 第十分の基本目がよってアンテルの日本の最大的教育を大き続いて これにいる 日本 サイン・アース アース・アース アース アース アース アース アース アース アース アース アース	् । ः	• •	• •	• •	+	•	• . •	•	•		-	•				•	+	П
	像水が両種なが織せった県で好替神秘路内の各生 後水が西暦なが原とした原子が各物物器下部へか全水		0	С	•	•			•	•	• •	• •	• •						
	液分析液素の水質でついているです。今~200米で生むできまり、チェント・ディングを少数でつかが中で用いまれていたとうという。 ディン・ディン・ディング・ディング・アファン・ディング・ディング・アン・アン・ディング・アン・アン・ディング・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・	+			+	•	-	•				+	+	_			$^{+}$	+	\top
	原子資本部件五力パウンダリ鉄圧伸のセプレッション・チェンバを水源とした原子が圧力体やスペの注水 14プレニュン・モニンバをみばっ、を原子がFiterや物理がある。	•	•	•			-	1								•	H		П
	2000年2000年	++	++		+		•	<u> </u>	•	0	•	•	•				+	Н	П
	米子が高井英田力/クングナ原田寺の心証大カンシの大説として江平作用し着参しの山大の祖大シンクの名英語として江戸十年の一名の一名の一名の一名の一名の一名の一字の子の子の一名の一名の一名の一名の一名の一名	0.0	0 0	0	0 0	0		0.0	0	0	0	0	0						П
	る過失をソクを大道にして原伊摩奈徳は対しての前先 が譲失をソカラを発す。これを目を発達し、これのは、		\perp	\perp	+						0	0	0	С	С				
	ラチスン・このMACとよっているMACAでは、シュスト 原子が各地は圧力ベウンダリ低圧体のなん水流をも大流でした原子の音大	0	0	0	0			0	0	0	0	0	0				Ü	Н	П
	記名米部の大阪のした派子を帯撃を鍛立る定面 在5米 百名米点フィット・デードの基準を指する。 	0	0	0	0	O		0			C	C	C				+	+	Т
	ないでは、これのでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これ		\parallel		\parallel				0	0		>					H	\Box	П
	2次大変を大説いてお野年を発生シーケくと紹示されたシント 雨中の水を加ませた アンプライ 中子の名詞 はまま かんしゅう 東京 大学 みんぽん 一番 子の名詞 サニセス アングレネ 中央 多数 大学 木巻 みんぽん 一番 子の 子	-	C	C	0				•	С	С	C	0	٥	0		C		$\overline{}$
5			00	0	•	O			<u> </u>					Ш)	$^{+}$	П
:	液水型を治療の表面でした。 等水量を治療の表面でして、これできた。 等水量を活動を発音でして、これできた。 は、これでは、これできた。 では、これでは、これできた。 では、これでは、これできた。 では、これでは、これできた。 では、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これでは、これ		-		+				c	c	0	0	0						
	************************************		H		H			+				H	\Box	•	•		H	H	П
	原子が否当村田ガイケングリ新田等の語や永麗とした原己が日ガロ響くら往水電子の本表語にいまして、日本の大道にいまれている。	+	+		+	1							+						Т
	第セラ派とした兵士司及等の昭子郎 この符次		H		H	П			Ш			Н	Н	Ш			H	Н	П
	海の米部でいず西山でジョインの在大 海や米部で、空間の発表型が「ランの存在のとの存在のとして		+		+								+	С	C		+	+	Т
	14年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年	•	•	•	•	•	•	•	•	С	•	•	•	•	•	•	•		П
	第の大阪のいお人取くらみ至和智慧を出始を表示 電や大阪のいお人物を登録なるのである。	+	+		+	1							+						Т
	ほう他本社人が指載タンクを水泥とした近子停止力容器へのほう他水准人		·			+	•	Н.	<u> </u>	,	Ħ.	+	+	Ш	П		H	Н	П
	し際国内を中部なりノスになる強化性関節との存在、(3442/第22) 含水糖液の核((約数な精験有用)による淘水管機関・2.5指数	• 0	- 1	•	• 0	0) 0	•	• 0	• 0	• •	• •	1			+	+	Т
	※ 次型 大会から取扱 大人権 からな (金額)※ スター・フェル・サービュー (金属)※ スター・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル・フェル		0 0	0 0	0 0	0 0		0.0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0				П
	ASON アンプランストントで Mana 第4でのアメティントで Mana))))))				\forall	+	П
	※決定を治せる成本ケンクラの構造 原本の関係等を見び取り結果であるを施設形式	0	0	0	0	O	0	0	0	0	0	0	0	0	0		+	+	$\overline{}$
	※大力の部長への可引送		+	T.	+				Ľ	,			Н.				Η,	H	П
	のラフスターとごが作権。 ショフスタードングが確認式記録目による望らに永久も関う日米を代 種類国によるとこの表文の子のも永久地		• 0	• 0	• 0				• ਂ	• 0			• 0				• 0	+	П
	电音触线力强油之一岁之物使用口含3/C (X X X X X X X X X X X X X X X X X X X	+	•	•	•	1			•	•			١.				•		Т
	7. 1 種類では、最近によりません。 1 の 1 の 1 の 1 の 1 の 1 の 1 の 1 の 1 の 1		Н		<u>}</u>	П							\parallel				+	H	П
	直が活きます。たの直が1255年中等級としの結束 5月期回で1257番社部による直径1257年中の第3支柱		+	•									+					+	\top
17.7	2	+	\dashv	•	\vdash	ightharpoonup							+				+	+	Т
	人は電源中によるM用Mで変電		+	+	+	+		+				+	+	+			\forall	\forall	П
		•	• •	• •	• •	•		•	•	•	•	• •	• •	•	•		• •		$\overline{}$
	计直单点的		+	₩	++	₩		•			•	++	++	+	•	•	+		П
	作作工団の雑芸技術のことも指揮(安全工工計算用度) 年代で展示されていませんできる主張(のチャンタルによる推進) 作品で展示されていませんできる主張(のチャンタルによる推進)	+	-		0			+	୍ •	•		+	•				0	+	\top
	パロターメルン教学) 歌中のむ略だけさい 東島寺で 一月日本 こうじゃく	Ħ,	-	-	'	\prod	H	\vdash	Ľ			Н	H	Ц	П	Ħ	Η,	\forall	П
1. 15	世級計議の表表した場合の年級(機制施)な指揮所護(交流、機関が)からの設定 計程機能の機力に下線ののよ及(可能型計画程に入る主意又は高速)		+	•	•				•	•			•				•		1
	A3.X—A2.BB最有名字数		H		H					(H	Н	П
	三代於 医虹膜炎 测版 苯聚合氯苯 北京小 医化物管 医克里氏 医克里氏 医克里氏 医克里氏 医克里氏 医克里氏 医克里氏 医克里氏		+	+	+	1		-	5 0	o c		+	200				+	+	Т
	中央制度のの原産を維持するでは、		\parallel		H				ା	0			0					H	П
1.16	中央生的国的激素ガス及()—(数元)水ガスの整理点/A 20度度/图44度 中央生物性(的維持の服務を確保する中)』	+	+	#	+	\downarrow		+	\downarrow	0		\dagger	+	1			+	+	Т
	中女学園本務商権もの際式ガス及び二酸化発表ガスの漢式協定と漢域管理型匠 中工作機関係協議第二十十十年に第二十六十二カントバリューを超い整理中国		\dashv		+					C									
	ヤ大学の共産組織といったのではよっとして、とくとと、マージを受ける ディンジングルサアの数策をの選手で活	#	H	\parallel	\dashv	\prod	\forall	\dashv	Ш)		+	+	\perp		\dagger	\forall	\forall	\neg
	非常月ガス処理系による運転大等の後ばく防止手順							Н	•	•	•	•	•			_			$\overline{}$

16)
運 (11
劉
0
術基準規則との
規則
集
5基準
支統
1
三三
隼拐
基
□
單
/設置許可基準規則/
\
り審査基準
色
一个
荒人
的
艺術
77
K
ケンスとも
1
$\dot{\mathcal{L}}$
軒故
野門
1
有効性評価における重要事故シ
10
<u> </u>
平価
詽
校
有

第1.2—1表

9	反応度の誘致入																				
運転停止中原子炉内 燃料損傷の防止	属子が治理なの諸田								0						•		0	0			
S停止中原子炉P 燃料損傷の防止	全交流酶力度版责失								•						0		0	0			
運転	停止時治切機能喪失)(炫留熱除去系の故障による、協選熱除去機能喪失								0						•		0	0			
無料時 の燃料 時止	想活性扱う												0								0
使用済燃料貯 蔵槽内の燃料 破損の防止	想出神教一												0								0
	深限炉心・コンクリート相互作用									•	•			0			•		0	0	
の防止	长振缆辖								•	•	0						•	0	0	0	
の被担の	溶験燃料—冷却材相互作用 原子炉圧力容器外の									•	•			0			•		0	0	
原子炉格納容器の被損の防止	格納黎黎里気直接加熱 高圧溶棄物故出/									•	•			0			•		0	0	
原子炉	身系を使用できない場合)(格納容器値圧・池温改績)(代替:余期気圧力・温度による静的負荷	海根化							•	•	0						0	0	0	0	
	(代替循環冷却系を使用する場合)(格納浴器過圧・過温破損)穿田気圧力・温度による静的負荷								•	•	0						•	0	0	0	
	洋波波水による成然にートッソク数	*							0	0				•	•	•	0				
	□○○ (インターフェイスシステム 特能容器パイパス								•					•	•	•		0			
	1004時往水機龍喪失								•	•				0			0	0	0		
	原子的存在機能要失													•		•					
炉心の著しい損傷の防止	(效留熱除去茶が故障した場合) 南豚熟除去機能喪失								•	•				•			0	0	0		
ドレい樹	(取水機能が喪火した場合) 廃壊系除去系機能武失								•	0				•	•	•	0	0	0		
行いの業	(下日卍) 全交批動力電減喪失								0	0				•	•	•	0	0	0		
	(下BD,TBU)全父泌酶力電派喪失								0	0				•	•	•	0	0	0		
	全交流動力電減喪失 (長期下日)								0	0				•	•	•	0	0	0		
	高圧往水・貧圧機能要失								0					0	•	•	0	0			
	高圧・低圧注水機能喪失								•	•				0			0	0	0		
			放射性) 込み			車(別説)	(大型ボ	した原子炉 3)	替汇水	五八本	注水系	(宗)	を水源	全水源		及び原	的タン	海の冷	〈 編 上	ロンルー
			:気への放射性	所の絞り込			整袋) 器歩製	All HB	低压代替征	(常設低压代料	低压代替注水系	スプレイ	- エンバを水源	エンバを	内の容機	への注水及び原	くは多目的タ	格納容器内の	格無容器下部	素粒プー
			よる大	えい館		華	1人栽剤	当火薬者 消火	20 KG	(金銭)		44	\ \	ゲ・ン	ナ・イ	※ 端石					日海海線
	なない		(水疱):	物質灌	抑御	の内装	湯泉が	19 治別	5水町相ブを仮	19治	かく細	近米	P6~~	\$?	· v v · a	で格徴	が圧え	に所属う	した馬	した馬	され
	in SS	螆	可撤型代枠性水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲による 物質の拡散抑制	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漸えい箇	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	化学消防自動車,水槽付消防ボンブ自動車及び治消水業用)による治消水	山獭型代替江水大型ボンブ(放水用)、放水橋、泡消火栗ンブ用)及び泡湿合器による航空機燃料水災への泡消水	原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の代棒淡水貯槽を水 11.力容器への注水 (宿設低)F代替注水系ポンプを使用す。	代替液水炉槽を水源とした原子炉格舶容器内の治型(倍 展ポンプを使用する場合)	代棒液水貯槽を水源とした原子が棒能容器下部への注水 迅水系ポンプを使用する場合)	代唇液水貯槽を水顔とした原子炉ウェルへの阻水(常設ポンプを使用する場合)	代替液水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの往水/ 低圧代特性水系ポンプを使用する場合)	原子が治 <i>は林圧力パウンダリ高</i> 圧時のサプレッション とした原子炉圧力容器への消水	原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時のサブレッション とした原子炉圧力容器への注水	サブレッション・チェンバを水顕とした原子炉格納容器	サブフッツョン・チョンスを表演とした原子が圧力発器 子存格差符器力の容差	原子炉冷却材圧力パウングリ低圧時のろ過水貯蔵タンク クを水源とした原子炉圧力容器への注水	心道水野巌タンク又は多日色タンク布水鰕とした原子が 基	ろ過水貯蔵タンク文は多目的タンクを水識とした原子がの泊水 の泊水	ろ過水貯蔵タンク叉は多目的タンクを水譲とした使用済 注水
	光 考 整 趣 趣 恵 恵 恵 一 1	本の一級	水用)	24	计参红	の放射	アンゴ	水用), 金屬縣	田 郡 部 計 大	かる金	発売さ	おウェ	済然型の場合	圧時の	圧時で	類とし	源とし	原子炉冷却材圧力パウングリ低圧時のろ クを水源とした原子炉圧力容器への注水	ンクを	ングな	ンクを
	角 茶茶 九七		J (B	カメラ	の放射	〈排嫌	お記述	ブ (抜ける熱)	ダリ値	た原子	た原了 舞合)	た原子	た使用	グリ高の消化	ダリ低の注水	いや大	バを水	グリ低り容器	日的夕	目的夕	目的タ
	5. 解 () 解		がまた	ĵ.	~ 温	1.1.5	K 種付	表記で	(金融)	県とし 5番金)	乗とし]するが	#とし \$合)	見としてかん	イヤンで	ンで変	H	人出意	、サンド	ては多	多せつ	クゴル
	c 有		 	X T	* S 4	着な	事, 消火,	水大平 治証イ	圧が大	7を水道 川中2	か大学	を水道する場	予水道	压力	圧力が	7	ン 左 ・ 見	圧力	7.	47	7
	東 海道 対に		代标符 拡散剤	カメラ	上原化	物医卵	別自恵	代替注(及り)及り	4号を 8000	水 デ イを使	水平ボンン	水貯料 を使用	非出长	洛 斯 斯 中 斯	沿却 原子 炸	'y ''	※ が が か か 部 物 部	浴却を浸んし	昨歳々	い 減り	中膜々
	本 相相 序 譯		可搬型物質の	ナンマ	污鰌防	放射性	右分割 コンド	三番型ンプ田	原子加二人容	代替淡水 戸棚 名水源とし、 米ポンプを使用する整件)	代枠淡水貯槽を水源とした原 江水系ポンプを使用する場合)	代替液水貯槽を水瀬と ポンプを使用する場合)	大 時 所 日 日 日 日 代	東マがった。	原子炉とした。	サプレ	キンプマーを存む	原子炉クを水	る 協 を を を を を を を を を を を を を	る脳水の音水	ろ過水 荘水
	技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	1 無	1				1	1		1, .,	. ~~	` ^	, -						1	1	-
	被 ● ○	技術的能力 審查基準			-	1.12									1.13						
		l	L						<u> </u>												

12/	
) 剰	
技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(12/	
7	
三	
基	
徭	
按	
言	
湛	
禁	
丰	
鮰	
损	
新	
革	
極	
力	
型型	
珩	
汝徘	
スと技	
ーケンスと技術	
7,	
j	
Y,	
神	
[要事故シ	
ける重	
ナス	
75	
$\frac{1}{2}$	
平価	
型	
校	
有	
表	
T	
2-	
\dashv	

東海第二発電所

(2018.9.12版)

	第4年評価において、解析上考慮している (2) (2) (2) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4
対応下段 展子信令は村圧力ペウンダリ高圧時の複水形成タンクを水源とした原子 原子信令は村圧力ペウンダリ高圧時の複水形成タンクを水源とした原子 原子信令は村上パインダリ低に時の複水形成が2000年 原子信令は対応の作水 原子信令は対した所。子の検索を認いの治剤 複水形膜タンクを水源とした原子を検察を認いの治剤 複水形膜タンクを水源とした原子を検察を認いの治剤 複水形膜タンクを水源とした原子が検索を解け、のはよりでよる光流とした所。 原子合は村柱力パケンダリ低圧等の内膜液水貯水収値を水源とした原子が検察を関いる方式である水流を水流を表によって原子が検索を表によって上が、 西側液水貯水炭値を水源とした原子が検索を整けが、のは水 西側液水貯水炭値を水源とした原子が検索を整けが、のは水 西側液水貯水炭値を水源とした原子が検索を整けが、のは水 「角側液水貯水炭値を水源とした原子が検索を整けが、のは水 「角側液水貯水炭値を水源とした原子が検索を整けが、のは水 「角側液水貯水炭値を水源とした原子がを整理を対しては水 「原子が有地材に力パケンダリ低に対の代替液水貯積を水源とした原子がを設けを水流をした原子がを設けを水流をした原子がを設ける上に高子が表が水炭値を水源とした原子が検索を対して上でが、 原子が有地材に力パケンダリ低に対のは対しが変が材料を水流とした原子が表が水炭が水炭値を水源とした原子が表が水炭形を水流とした原子が上が水(可能型化粉はよん、固定が水炭が水炭値を水源とした原子が高端が水貯水が成とした原子が高速が水防止を水源とした原子が高速が水防止が水(可能型化砂は上水(可能型化粉が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が水炭が	対応下段 原子学を海材圧力パウングリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子 の圧力容器のつは水 原子学の石制が正プバウングリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子 の子学の石制が上アバウングリ低圧時の複水貯蔵タンクを水源とした原子 電子の指数に上アパウングリ低圧時の経水貯蔵を水源とした原子が発展した。 (2) (2) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4
第2 した原子 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○	第2 した原子 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○
	成とした原子 〇 〇 ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●
L A 遊水 O O O O O O O O O	1-る液水 ○ ● ● ● ● ● ● ● ● ●
よる遊水 ○ ● </td <td>- よる送水</td>	- よる送水
A Mill としたが、	
本語とした版 O O O O O O O O O	本版とした版 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○
(本語	(権能) (
(連載) (Aaren
送水 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	1
※水	- 24k
25k	記水
送水 とした肌がが ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○	- 送水
とした原 f が	とした原子が ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○
代栉浒水大型 〇 〇 〇 〇	代替許本大型 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○
	3(可數型代
代替液水庁衛を水弧とした原子が格解容器下部への江水(可襲型代替江水 大型ポンプを使用する場か)	
代替液水が何を水源とした原子が格熱容器下部への江水(山泉地代替江水 大塩ボンナが金畑中の場合) 代本液水が伸を水源とした原子がケェルへの江水(可敷型代料洋水大型ボ ンゴや板町する場合)	代特徴水貯槽を水源とした原子がウェルへの洋水(可搬型代料洋水大型ボンプを使用する場合)

相違理由は,島根2号 炉「第 1. 2. 1 表有効性評 価における重要事故シー ケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/ 技術基準規則との関連 (2/3), (3/3)」の備考欄 参照。

考

備

										任	財サ枚ツ	ーケンメ										
					が心の。	が心の者しい損傷の防止	第の時止					原子	原子が格納答器の破損の防止	器の徴損	Ø\$51:		使用済然料貯 繊槽内の燃料 破損の防止	排型 燃料 50上	海 泰	連転停止中原子炉内 燃料損傷の防止	子炉内の SI防止	
技術的能 ●: 6	技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 ●:有効性評価において、解析上考慮している ○:有効性評価において、解析上考慮していない	高正、低圧注水機能與欠 高压注水、減圧機能與火	全 全	(F3D、F3D) 全交流動力電源表表	(TBP) 全交流動力電弧炭失	(取水機能が喪失した場合) 閉機熟除五系機能喪失	(被母類除立系が故障した) 崩壊秩除立機能武夫	原子が停止機能成失	□○○A降注水機能療火 □○○A) (インターフェイスシステ	格徳米器パイパス 建設設水による最終ロート	(代料館廠治却來名以用十 (格例答器過日·過温級報	発囲気圧力・温度による静 対系を使用できない場合) (格納発器過圧・過温破損 発出気圧力・温度による静	各納外器 李田 英 山 接 叫 縣 司 縣 副 縣 國 縣 國 縣 國 縣 政 出 人	溶繊維料	长素鬆症	溶験が心・コンクリート相	数 消失液一	型光半板の 停止時を型機能収来)	(牧母勅除上系の故障によ 謝機執除上機能武夫	全交流動力電視喪失	運作 気を乗換 の揺出	反応度の讃牧人
共然所 给能力			(- m))	重(t)		~9		15確(m) ()	 (大分額 	201			有作用			10			
#本本表示 李本表章	对応年段											张 年										
	淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																					
	海を水源とした可搬型代替注水大型ボンブによる送水					0				0	0	0	0	0	0	0	0	0		0		
	原子資格均材圧力パウンダリ低圧時の海を水源とした原子停圧力容器へ の沈水																					
	海を水源とした原子が榛納容器内の冷却																					
	海を水源とした原子が格納容器下部への洋水																					
	確を水瀬とした原子炉ウェルへの注水																					
	海を水原とした使用溶燃料プールへの注水/メブレイ																					
1.13	海を水源とした銭留熱除立系海水系による冷却水の確保		•					•											•		•	
	宿を水顔とした最終ヒートシンク(積)への代替穀稽送		0	0	0	•				•	•	0	•	•	•	•			0	•	0	
	海を水源とした大気への放射性物質の拡散が開																					
	海を水源とした頓空機燃料火災への泡消火																					
	海や水源とした3C・3D非常用ディーセル発動機海水米及は両用がウス プレイボディーゼル発電機循水系による活動水の確保						•	•	•	•							•	•	•			
	海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心ス プレイ系ディーゼル発電機道水系への代替込水																					
												_			,				,			

 基準規則との関連 (14/16)		(使用溶燃料型) 運転停止中原子が内の
置許可基準規則/技術	重要事故シーケンス	
重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(14/	#	
有効性評価における重要事故		
第1.2—1表		

東海第二発電所 (2018.9.12版)

相違理由は,島根2号 炉「第 1. 2. 1 表有効性評 価における重要事故シー ケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/ 技術基準規則との関連 (2/3), (3/3)」の備考欄 参照。

備考

相違理由は、島根2号 炉「第1.2.1表有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査 基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(2/3)、(3/3)」の備考欄参照。

備考

1		第	1, 2-1	表	有效	为 作言	評価	によ	さけ ,	る重	要事	がお	·/)	ケン	スと	- 技	:術台	的能	(大)	審書	字基 :	進/	設置	子許	可基	上進:	規則	∄I /‡	古徘	i基注	進規	訓 と	か	関連	匡(3	/3)								群析条件等の相違 有効性評価と技
	数に			\prod			., <u>,,,,,,</u>							, . 								TT			, <u>.</u>					, <u></u>			- 			T		П			П	\Box		
一個	ける重大権			+++	0.	+	0	0	0		0	++	00							+	1	• 0			++			++		Н						+		+				+		
Mark	20年子がにおおおおとれが2			++			0	•	0		0	++	• 0	,			H	++				•		•	++			+	• 0	00	•		•		•	╢.		+			++	+		
Matter Ma	関係上中の	維養衛係去機能費失		++	0 •	+	0	0	0		0	++	0 0		+						111	• 0		Ш	+		Н	+		Ш			0	+	•	$^{+}$						+	↓ ↑ □	崎 6/1,果御男_
## Miles of the control of the contr	55574 55574 W	製作事故の								0			0 •		+		Н			+					++					$^{++}$			+		•	$\dagger \dagger$						+		
March Marc	大事故に至	想定事故!		††		+		+		0		+	0 •		╢•	,		\Box		$\dagger \dagger$	\Box			Ш	+		Ш	\Box		Ш	+		$\dagger \dagger$	••	•	$\dagger \dagger$		+						
Service Servic	教 岩	溶験炉心・コンクリート相互作用		\Box	0	-	0 0	0	0 0	0 0	0 0	0	• 0	0	• 0							•	0						• • •	00	•		•	•	•	•		•	•	•	1	•		
Martine Mart	**	大帐机器				•	0	•	0		0		• 0	0	0							•	0	•	\top				• • 0	00	•		•	•	•	• •		•	•	•	1	•		
Manufacture	35050 憲大			Ш	0	•	0 0	0	0	0	0 0	0	• 0	0	• 0			П		\top		•	0		\top			П	• • •	00	•		•	•	•	•		• •	•	•	T,	•		
The control of the	の原子師に			Ш	0	•	0 0	0	0 0	0	0 0	0	• 0	0	• 0							•	0						• • 0	0 0	•		•	•	•	1		• •	•	•	1	•		
Column C	海底中	(体証仲額項用・規制接載)		Ш		0	0 0	• 0	0 0		0 0		• 0	•	0				\top			0	0	•	\top				0 • 0	0 0	•		•	•	•	• •		• •	•	•	1	•		
Column C	ーケンスグ	(抑制物理用・規制機能)	,	Ш		•	0	•	0		0		• 0	0	0			П		\top		•	0	•	\top				• • 0	0 0	•		•	•	•	• •		• •	•	•	1	•		
Column C	被				•	•																•													•	П						0		
Column C		U○○<時往水機能與失			0	00	0 0	• 0	0		0 0		• 0	•									0	•									•	•	•							0		
Column C		原子伊等占職指徵收			•	•																•	•																			0		
1975 1975		(疫留熱除表系が故障した場合)			•	0 0	0 0	• 0	0 0		0 0		• 0	•									0	•									•	•	•	П						0		
Company Comp	る重大事故				••	•	0	0	0		0		0 0									•							• 0	0 0	•		•	•	•	1						0		
Company Comp	子鄉におけ	(〒BF)全交貨輸力電源資收			•	•							•	•								• 0							• • •	0 0	•			•	•	•						0		
Control Cont	瀬田中の瀬				•	•							•	•								• 0							• • •	0 0	•			•		•						0		
Comparison Com				Ш	••	•							•	•				Ш				• 0		Ш	Ш				• • •	00	•			•	•	<u> </u> •		Ш				0		
100.000 100.		(長期下日)全交流動力電源資表			••	•							•									• 0							• • •	00	•			•	•	<u> </u> •						0		
Page 18 Annual Control of Control		高圧注水・減圧機能乗失			0 •	• 0																•	0												•							0		
MICRORA SIGNED CA AND AND AND AND AND AND AND AND AND AN		煮圧·低圧注水機能解失			0	0	0 0	• 0	0		0 0		• 0	•									0	•									•	•	•	Ш						0		
		年のと、年の別点が明 上記の代 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	対応子段 大型団をボンプ軍及び除る副による人名、一の時間性の所では形容制 アプエカリンスは下のようがした。自然の一般では形容制 的学術を指揮で置ってよる。これが、これが中では一般ではあります。	シェインフェンシュントとの指導を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を対象を	大型語本だシン事後の技术を製たよる部立機能再大大学への商品や 原子学術品が任かっシックリ 製品等のサブトッション・ウェンパを大原とした原子が四分容易いの技术 原子学術品が任かっシックリ 製品等のサブトッション・ウェンバを大原とした原子が四分容易・の技术 原子学術品が任かっシックリ 独田等のサブトッション・ウェンバを大魔とした原子が四分容易・の技术	サインセンション・キュントは支援した。 サインセンション・キュントは支援した。 サインサンジェン・キュントは支援した。 サインサンジェン・キュントは支援した。 サインサンジェン・キュントは支援した。 サインサンジェン・キュントは大きな。	用子が内部性因うパランタ V 的話目的の他な対象シンタを表現とした所子がほか容静一の位本 様々を確かってきません V を示はとした。 ボール・エール・エール・エール・エール・エール・スト	衛女子様子の大きが出した。 第7年の新年にすらなり、中国の日本の大田の子の大田の子の大田の子の大田の子の 第7年の新年にすらなり、中国の日本の大田の子の大田の子の大田の子の大田の子の子の 第2年の大田の子の大田の子の大田の子の大田の子の一日の子の一日の子の一日の子の一日の子の一日の子の一日の子の一日の子の一	施狂服子即代替拉先增多分割之上在原子即指的容够下挥一心拉夫 原子即指除肛力分少少少的组织的影響的表现是不够是大原子如田力容静一心拉大 amm at the common ammunity common community common	最初は大大変を大変していません。 最初は大大変を大変しています。 選挙を対しています。 選挙を対しています。 選挙を対しています。	が進まりても実施した記さ 大道を大りても実施した近年を行っています。 万道を大りてきないます。 万道を大りこのに対するとは、 万道を大力にしたが子が出来る。	み端々シンでなた場にした前にくとって4キタンタンで開発しか構設 み端々シンを水源にした前にくとって4キタンタンで開発しか構設 か高水シンを水源にした前下が単端が設す出土・シロボ	る場象やシウを支援とした機能デールの指表/スプレイ 輸送等を開び出したのが、200番分割を制置(2012)を支援とした認改 原子単の総理用からシタリ経路が重複的を発展(2012)を支援とした選挙 原子単の総理用からシタリ経路が重複的を整(2012)以100mを設定を指(2012)を支援とした原子が用から指数	権合称水種(ぼ1)及び職合称水種(ぼ2)を水面としたボテが暗断が避らりか出 職合物水種(ぼ1)及び職合的水種(ぼ2)を水面とした第1ペントフィルタスラッツ製・小種店	集合的外側(GI)及の機能的が他(GI)を公路とした場合を指揮が開発です。OIIA大 機能的が他(GI)及の機能的が他(GI)を発起した原子的シェーの技术 機能的を指揮(GI)及の機能的が他(GI)を必能した原子的シェーの技术	版水タンクを水源とした退水 原子中本的村田 カパワンタリ 協区時の6歳木タンクを水源とした原子が圧力容器~0位水	組みタンクを水源とした原子が暗神的線内の他由 組水タンクを水源とした第1・ペントフィルタスタライ等等への推移	施水タンクを水源とした原子砂糖物等部下脂~心指水 施水ケンクを水源とした原子砂の・イーの液水	表オケンを水道でした影響プーケーターが指大/スプレイ 高か大道とした形象 m waterpart it is a transfer and a man a man a man a man a	原子等の物質を対していなり、全に関するできます。 服令を指定して、原子の機能な関するのが影響 権令を指定して、原子の権格な関係がある。 権令を対して、原子の権格を関係があった。	編奏を認むした原子学のタルルーの指数 所を全部とした概形プールーの指数・ のを上述した概形プールーの指数・プラールーの指数・	編令大統領にした所示が重要を指導、(1974年重要を示している。) されるを担外の確保 関令大統領にした経過してトンシップ (1974年重要) (1974年重要) 編令大統領にした大統領にトンシップ (1974年重要) (1974年重要)	編を表現された7.78時間では、2014年度利用 痛を全球とした状態機能があった。 13.78度とよび機能があったのでは、2014年7月 13.78度と対象が変化して展子の圧力容易へがはう数水ほと、	解记的介质(图1)及ONRADRA(图2)を公開とした他正面子が代替は分類~心脈的(原水/循水) 原水シック・ボール・化工作の上の上の上で作業などで作業を入ります。	第女子はことに対象が作用できまった。 職を対象によればいる。 職を対象が(大人) 大江路を対象が関(代) から動物が利用(REI) 大江路が対水機(RE2) へが指的 筋がらが着がりが着(REI) 大江路が対象が高(RE2) から開始	(西2) から復水貯蔵タンクへの補給 (総木/補給	脂から成水的酸タンラーの脂肪 原子が緩緩を発生した、 原子が緩緩を発生した、 の水が	原水はら橋水への切替え 種水から原水への切替え ・	作品を扱うから作用に扱いへの対象と 中が取りませた。 中が対象がよるMVC の高及びMVC の系交換 中が指数を基分です。 中が発展を表示している。 中が発展を表示している。 中がまる。 中がまる。	海肝療験施計によるM/C GボXIM/C Dが受験 毎炉機能力能能ケーブル「可能型」を批削したM/C GボXIM/C Dが受験	所々非常等権大国式電影響が発見りないませれば「高速が開発」この活電 可能性は気候を開発している。 単元の単元のでは、このでは、	AND	参与指摘者かープルを使用した人-110 所属が終えましまり。所属が指述を ガステービンを指数に対応に対象が直にあるカロードセンタがありまってローセビンタが構 解析がスプレイがディードルを整路によるカロードロードロークを	がスターリンの機能が表現がクランスに存在がデーニカイを機能を指定で置かっています。 アンシロードルの機能が発展することのできます。 アンシロードルの機能解析・2000年	科学用交流電源投票による拾電 (政計基準整例) 科学用度的電源投票による拾電 (欧针基律达到)	有限の政権をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象をよる。 特別の対象を表現している。 ものがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのがのが	計器機能が発失した場合の手段(可能型計器部による計器又は整理) パラメータを記録する手段	中央被害国政治、国际中国的等等 中央统制等的原金统一的企业等等 中央统制等的管理等等	中央政府部の依頼及び二部元状理の施州市と確保管理手順 中央航船室中衛連の原用を撤降する手線	Į.	その他の記者を接び事業を開います。 オープンングドリックの記載の選手を表現を アオープングドリックの記載の選手を	和実用ガス必要系による運転機等の独立く防止手機 原子が維制部件料整等がフェーアウトペネル指の限止手順		

柏崎	刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉	備考
選定した事故シーケンス(重要事故シーケンス)	象+高压注水失股 数+高压注水失股 放 動力電源喪失(外 要失)(蓄電池枯	全交流動力電源喪失(外部電源喪 失+DG 變失)+RCIC 失敗(RCIC 本 体の機能喪失) 全交流動力電源喪失(外部電源喪 失+DG 喪失)+直流電源喪失* 全交流動力電源喪失(外部電源喪 失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗 失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗	おそれがある事故 (1/2) ・過渡事象+高圧が心冷却失敗+原子が減圧失 ・過渡事象+高圧が心冷却失敗+原子が減圧失 ・過渡事象+高圧が心冷却失敗+原子が減圧失 ・高速素を+高圧が心冷却失敗+原子が高度 ・小部電源喪失+直流電源失收+高圧が心冷却 ・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一・一	・シーケンス選定の相【柏崎 6/7,東海第二
事校ツーケンメ	注水失敗 注水失敗 十低圧注水失敗 炉減圧失敗 炉減圧失敗 ・原子炉減圧失敗	(外部 ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗 ・全 +RCIC 株 (外部 ・外部電源喪失+直流電源喪失* 体 +直流 ・最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源監浸水)+直 ・金 (外部 ・全交流動力電源喪失(電源設備浸水) ・金 (外部 ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗 ・全 +SRV ・全 イル発電機を起動できなくなることから,「外部電源喪失+直流電源喪失」により,	一ケンスの選定 (運転元中の原子がにおける重大事故に至るお ・ 通常事象・高にかり展子がにおける。 ・ 通常事象・高にから知来版・ 1 まがしな全年再開終失敗・低圧が心冷 ・ 事が存し、ケボート系数失 (事動存止) + 高圧が心冷却失敗・低圧が心冷 ・ 事が存し、ケボート系数失 (事動存止) + 地がし安全年再開級失敗・ ・ 事が存し、ケボート系数失 (事動存止) + 地がし安全年再開級失敗・ ・ 事が存し、ケボート系数失 (事動存止) + 地がし安全年再開級失敗・ ・ 事が存し、ケボート系数失 (事動存止) + 地がし安全年再開級失敗・ ・ 事が下した治理を限しまるがし安全年再開級失敗・再圧が心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (事動存止) + 海にから冷却失敗・ ・ サボート系数失 (事動存止) + 海に下心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (事動存止) + 海に下心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (事動存止) + 海に下心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (自動存止) + 海に下心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (自動存止) + 海に下心冷却失敗・ ・ サボート系数失 (自動存止) + 海に下心冷却失敗((TBD)) ・ 外 ・ サボート系数失 (自動存止) + 海に下心冷却失敗((TBD)) ・ 外 ・ サボート系数失 (自動存性) + 海に下心冷却失敗((TBD)) ・ 外 ・ サボート系数失 (直流電系放解) (外部電源表表) + DG 失敗・+ 高 万 ・ サボート系数失 (直流電系放解) (外部電源表表) + DG 失敗・+ 高 万 ・ サボート系数失 (直流電系放解) (外部電源表表) + DG 失敗・+ 海が - 上 ・ 事が上上海に下心冷却失敗 ((TBD)) ・ 小 ・ 中 下 下 大 ウンダリ 権全性 (SR V 期間) 条敗・ 一方の一分 の 中 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	
事故シーケンメグラープ		全交流助力電源喪失 (外部電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +直流電源喪失 (外部電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + SRV 再閉失敗 再閉失敗	第1.2-2 表 重要事故シーケンンインングループ	

協別	羽原子力発電所	6/7号炉 (2017	7. 12. 20 版)		東海第二	二発電所 (2	018. 9. 12	版)					島根原子力発電所 2号炉	備考
ーケンス ケンス)	股	+低圧	÷ & LOCA(ISLOCA) ス事物)(9/9)	が			***	高压炉心冷却失败十低压炉	LOCA	数の緩和機能喪失	る事故) (2/2)		ALOCA)	・シーケンス選定の相 【柏崎 6/7, 東海第二
	事象 + 崩孆熱除去	·過渡事象+原子炉停止失敗 ・中破断 LOCA+IPCF 注水失敗 水失敗	ンターフェイスシステ		• 過渡事象+RHR失敗		過渡事象+原子炉停止失限	・中破断LOCA+高圧炉心心冷却失敗	ターフェイスシステ	・原子炉雄區内浸水による複(最終ヒートシンク喪失)	Zhis &	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス) 、温辛車会上協権整約と上野	H イスシステ ア	
事故シーケンス	·過渡事象+崩壞熟除去失敗 ·過渡事象+崩壞熟除去失敗 ·通常停止+崩壞熱除去失敗 ·通常停止+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗 · 可常一ト系喪失+崩壞熱除去失敗 · サポート系喪失+崩壞熱除去失敗 · 小城断 LOCA+崩壞熱除去失敗 · 中破断 LOCA+RIR 失敗 · 大破断 LOCA+RIR 失敗	·過渡事象+原子炉停止失收 ·小破断 LOCA+原子炉停止失收 ·中破断 LOCA+原子炉停止失收 · 大破断 LOCA+原子炉停止失收 · 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +原子炉停止失收 · 小破断 LOCA+高圧注水失敗+原圧注水失敗 · 小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子病減圧失敗 · 中破断 LOCA+用PCF 注水失敗+低圧 BCCS 注水失敗 · 中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低正 BCCS 注水失敗	・インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) ・インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) ・インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) ・インターフェイスシスト (運転中の原子炉における 電光 車 が に	事故シーケンメ	R失敗 L效全并再開鎖失败十R DG失败(HPCS成功 DG失败+述がし安全介 直流無源失败(HPC会介 一下系喪失(手動停止) 一下系喪失(手動停止)	・サホート未喪失 (目動停止) + KHK失敗 ・サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗 ・サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗 (HPC S成功) ・サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗+逃がし 安全弁再閉鎖失敗 (HPC S成功) ・小破断LOCA+RHR失敗	A + R H II I	· 小破断LOCA+高压炉心治为失败+低压炉心治均失败 · 小破断LOCA+高压炉心治均失败+原子护减压失败 · 中破断LOCA+高压炉心治均失败+低压炉心冷均失败 · 中破断LOCA+高压炉心冷均失败+低压炉心冷均失败	・ 干板断7スシー・イング・	ンク喪失 ・原子炉進屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)・最終ヒートシンク喪失 (蓄電池粘溜後RCIC停止)・最終ヒートシンク要失+高圧炉心冷却失戦・最終ヒートシンク要失+高圧が心な対失戦・最終ヒートシンク要失十逃がし安全弁再閉鎖失敗	シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故に至るお	事故シーケンス国産事の土地産動の土土的	・通读事象 + 崩壊熱院法失敗 ・通读事象 + 崩壊熱院法失敗 ・通读事象 + 崩壊禁院法失敗 ・通读事象 + 前域基院法失敗 ・通读事象 + 前域是性 (SRV再開) 失敗 + 海域事象 + 后圧炉心冷均失收 + 崩壊熱除去失敗 ・通读事象 + 在 方 ぐ ケ ダ 7 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高压炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熟除去失敗 ・事動停止 + 西圧が心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・事動停止 + 西圧が心冷均失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・事動停止 + 田 方 ぐ ケ ダ 7 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・事動停止 + 田 方 ぐ ケ ダ 7 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・ 本動停止 + 田 方 ぐ ケ ダ 7 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・ オボート系費失 + 屈 万 心 ケ ダ 7 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高圧原心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・ オボート系費失 + 田 方 小 が ウ × ダ 1 億金性 (SRV再開) 失敗 + 高圧原心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗 ・ 市場財養失 (中破断 LOCA) + 崩壊熱除去失敗 ・ 市場財養失 (中破断 LOCA) + 崩壊熱除去失敗 ・ 市場財養失 (中破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 所場対財養失 (中破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 所場対財養失 (中破断 LOCA) + 高圧が心冷却失敗 + 冷却財養失 (中破断 LOCA) + 高圧が心冷却失敗 + 外部電源療失 大流電源 (DG - A) + 原子停停止失敗 ・ 外部電源接失力流電源 (DG - A) + 原子停停止失敗 ・ 外部電源接失力流電流 (DG - A) + 原子停停止失敗 ・ 外部電源度失力流電源 (DG - A) + 原子停停止失敗 ・ 外部可能失 (中破断 LOCA) + 原子停停止失敗 ・ 外部可能失 (大破断 LOCA) + 原子停停止失敗 ・ 外却財養失 (大破断 LOCA) + 原子停停止失敗 ・ 外期財養失 (大破断 LOCA) + 原子停停止失敗 ・ 外却財養失 (大破断 LOCA) + 原子停止失敗 ・ 外却財養失 (大破断 LOCA) + 原子停停止失敗 ・ 外却財養失 (大破断 LOCA) + 原子停止失敗 ・ 外却財養失 (大破断 LOCA) + 原子停止失敗	
事故シグ	崩壞熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失 LOCA 時注水機能喪失	「格納容器バイバス (ISLOCA) 第 1 2 - 2 表 看 東東 坊	事故シーケンスグルー	崩壞熱除去機能喪失		原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス (インター: ステムLOCA)	津波浸水による最終ヒートジ	第1.2-2表 重要事故	事故シーケンスがルーケンスがループを表現している。	崩壊熱除去機能喪失 唇が容器パイパス 内グターフェイス (インターフェイス システムLOCA)	

·崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			・シーケンス選定の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
選定した PDS 選定した PDS の考え方 10CA+SBO	文シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (1/7) 「事象進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ] ・本格納容器機相下下にする可能性のあるPDSのちち、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事後進展の機点で嫌しい。 ・また。LOCAは保納容器に対応合く推移すると等、環境に放出される放射性物質量の製点でも膨しい事故シーケンスとなると考えられる。 以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてLOCAを選定する。これに多交流動力電源與失を重量させることで、電源の復用、注水機能の確保等の格納容器破損がため変となる。 以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてLOCAを選定する。これに多の対応時間が厳しいシナナオとする。なお、いずれのPDSを選定しても必要な配視機能は維持可能である。本格納容器破損に至る肩に性のあるPDSのうち、長期TBは存心損傷に至る前にRC1にはあるの対応機能に成功しており、起因事象発生から原子が減圧までの余裕時間の観点ではTQUX、TBD、TBUの方が厳しい。 ・高圧状態で原子が圧力な容易ではてQUX、TBD、TBUの方が厳しい。 ・当に大きな高にはてQUX、TBD、TBUの方が酸した。 以上より、本格納容器破損に至る点ではてQUX、TBD、TBUの方が酸したが変した。 以上より、本格納容器破損に至る点ではてQUX、TBD、TBUの方が酸した。 以上より、本格納容器破損に至る点ではてQUX、TBD、TBUの方が酸したが表した。 のが対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。 と全交流動力電源要失を重要させることで、電源の復用、注水機能の確保等の格券容器被損能はは維持可能である。	 一ケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (1/7) 選定したPDSの考え方 + SBO ・TQUX TQUV, 長期TB, TBU, TBD, TBPの各シナリオと比較し、LOCAは原子炉冷却材の部間条格及び設備容量の除れる。・適量破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。・適量破損については対策として原子炉格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。・ ・ LOCAにECCS注水機能要失及び全交流動力電源喪失を重量させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器の対策の自然性を総合的に評価するための対応を可が動力電源喪失とする。 ・ 以上より、LOCAに全交流動力電源喪失(SBO)を加え、適圧及び通温への対策の自然性を総合的に評価するための形成とする。 ・ 以上より、LOCAに全交流動力電源喪失(SBO)を加え、適圧及び通温への対策の自然性を総合的に評価するための形ととする。 ・ 人口のCAに全交流動力電源喪失(SBO)を加え、適圧及び適温への対策の自然性を総合的に評価するための形ととする。 ・ 方が験しい。 ・ 高圧状態にする点ではてQUX、TBD、TBUの有点が膨化し、 ・ 方が像しい。 ・ 高圧状態の機能に至る点ではてQUX、TBD、TBUの有点に違いした。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重量させることで、電流の復旧、注水機能の確保等の格納容器破積防止対策を購じるとから対応時間が厳しいコナリオとする。なお、いずれのPDSを運産しても必要な監視機能は維持される。 ・ たお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。 	
- TBU - TBP - TBP - TBP - TBP - TBP - TBP - TBD	+ 	表 評価事故シ るPDS	
該当中2	7	1	
格納容器破損モード 雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器・ 過温破損) 適温破損) 高温酸損) 高温酸損) 高温酸損)	特納容器破損 該当する 本一ド PDS 本一ド PDS 専用気圧力・温 ・TQUV 商 ・長期TB 機類 ・TBU 機類 ・TBU 機類 ・TBD 機類 ・TBD 有 ・TBD (格納容器過溫 ・TBD 成損 ・TQUX 大格納容器場圖 ・LOCA 有 ・TBU (DCH) ・TBD (DCH) ・TBD	格納容器破損モード	

的崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	(2017. 12. 20 版)		東海第二発電所 (201	.8.9.12版)		島根原子力発電所	f 2号炉	備考
 ・ 日本の (FCI における発生エネルギの大きと)の厳しさ (FCI における発生エネルギの大きと)の厳しさ (FCI における発生エネルギの大きと)の厳しな (FCI における発生エネルギが大きいほど大きくなる。この観点から、 高田の大龍が維持される TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外した。		評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(2/7)	できる。 「事業(F C I における発生エネルギの大きさ)の厳しさ」 「事業(F C I における発生エネルギの大きさ)の厳しさ」 「事業(F C I における発生エネルギの大きさ)の厳しさ」 「本格納容器を携モードに含まれるP D S のうち、原子が圧力が発性への割合が多く、原子が圧力で容器を指していた。 「アライウェル部)へ本なが大きいシーケンスが厳しくなる。 「原子が圧力の割合が多く、原子が圧力で容器を指してる場合、格が容器に放出される容融が心が散とれるようを、原子が圧力を発が適圧で破損に至る場合の方が、ペデスタル(ドライウェル部)へ一体となって落下する容融がし、原子が圧力を発験値に至る場合の方が、ペデスタル(ドライウェル部)へ一体となって落下する容融が心の割合が多くなるときえられる。 「中央の場合が多る」、ペデスタル(ドライウェル部)へ一体となって落下する容融がし、原子が圧力を発験値に至っているが、その一方、原子が圧力を発展する。 「本ラスタル(ドライウェル部)へ一体となって落下する容融がし、原子が圧力を発展が適上が見かまった。 「東子原圧力を発の減圧が表しているが、その一方で、原子が圧圧を発表の減圧が表しまった。 「東子原上が発展の減圧が実施されている。」 「中国が発生を防止するため、原子が圧力を発展し、原子が下さんか。 「東子原上が発発に流出するため、デルコニウムの酸化割合が他の低圧破損・プレンスより、からなることでデブリの内部エネルよがより、酸化ジルコニクム質量割合が他の低圧破損・一ケンスより、からなることで呼ブリの内部エネルを発展を表現を表現を開ていた。また、このP D S に全交流動力電源度失を重量させることで、電源の復旧、注水機能の循床等単の精が容器を関係上が高さための対応時間が厳しい・ナリオとする。なお、いずかのP D S を選定しても必要なしても必要なしても必要なしても必要なしても必要なしても必要なである。 いち	像(MCC1に寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ)及び事象線和のための対応の験しさ1 各納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・コングリート和互作用の観点からは、ペデスタル ドライウェル部)に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが減しくなる。 FPT 力容器が高圧で破損する場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大くなることで、ペデスタル (ドライウェル語)に落下した原の粒子割合が高くなり、落下した溶解炉心が治られると、原子所圧が容器が低圧で破損に至る場合の方が、ペデスタル (ドライウェル部)へ となって落下する溶破炉が高空される状況では、高圧溶配物が出一格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止すため、原子炉圧力容器の減圧が実施で破損に至る場合の方が、ペデスタル (ドライウェル部)へ となって落下する溶破炉心の割合が多くなると考えられる。 とか、原子所圧力容器の減圧が実施でな損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損す たらの状況も考慮し、原子炉圧が容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損す たらの状況も考慮し、原子が圧がする。 このよびなりな大型打工Bは選定が考から保水する。 のるの状況も考慮し、の子対対の流入の可能性があり、溶機炉心・コンクリート相互作 の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、適定対象から條外する。 上より、本格納容器破損や一ドにおいて最も厳しいPDSとして、原子が水位低下が早く、対策実施までの 徐裕の観点から厳しいTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源要失き重畳させることで、 の後田、洋水機能の確保等の格割容器被損的正対策を購じるための対応時間が酸しいシナリオとする。なお、 れのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	枚シーケン	適定したPDS 適定したPDS 適定したPDS 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉圧力容器外の溶離燃料ー冷却材相互 作用 「FCI 」の観点からL、原子で指令線が発酵・指へ落下する溶離中心の海骨が終入・原子 が圧力容器破損軸の溶離が心原有エネルギが大きいシーケンスが強能しなる。 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合。格納容器に放出される溶離で心が砂能されやすい に対する事象の繋しさきるも、 原子が正力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子が粉が含まれやすい と考えると、関子が圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子が粉彩をおやすい なっる。 また、本格納容器破損モードに対する事象の験しさを考慮するうえでは、溶離でしかかで リート相互作用の緩和対策である。原子作格納容器下部への水振りが実施された状態を想定 しているが、アムの一方で、原子が圧力容器破損が超さされる。 にれるが発酵の発生を防止するため、アルボルでは、高圧圧が整地を対している。 これらの状況も考慮し、原子が圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、 高圧状態で破損するTQUXは選定を対象から解析がも容の域に対策の他の低圧破損シーケンスより小 さくなることで溶離での内的エネルギがもとない。 以上より、本格線容器容器依損モードにおいて験しいDDSとして、原子炉の水低低下が早 大体を上で溶離での内的エネルギがしいDDSとして、原子炉の水低低下が早 大原原表を重量させることで、電源の質目、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講 じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視 機能は維持可能である。	1 ート相互作用の観点か スが厳しくなる。 心容階層からが分散され 等下した際の粒子に割合 た力容器が低圧で破損に たの割合が多とで被損に 活動するものとし、 落盤するものとし、 落壁がら解外する。 原子炉の依低下が早 原子炉のと下が早 除やの格納容器破損防止。 に、このりの Si とを 条等の格納容器破損防止。 シPD S を選定しても必	・シーケンス選定の相 【柏崎 6/7,東海第二
. Tquv . Tquv . LocA	· TQUV	-3 表 副	8当する QUV QUV QUV QUV QUV BB BB BB BB BB BB BB BB BB BB BB BB BB	QQUV QQUX QQUX BTB BP BP OCA	***************************************	7. 一部	4	
原子が正式ない。 原子が正式な器外の 落融燃料ー合却材相 互作用(炉外 FCI)	容融炉心・コンクリ — ト相互作用 (MCCI)	第1.2~	## L 中 東 L モ ト ニ	溶酸がひ・コン ・TG クリート相互作 ・TG MCCI) ・TB ・TB ・TB ・TD	第1.2—	帝初谷都級祖七一ド 原子が圧力容器外の溶 副級数却 - 冷却材相互作 用 (FCI)	溶酵炉心・コンクリー 相互作用(MCC I)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 ・シーケンス選定の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 有 有|有 有|無 有|無 有|無 無 第1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 第1.2-3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/7) (運転中の原子炉における重大事故) (4/7) 補足:PDS の分類結果 損傷 補足:PDSの分類結果 重大事故) 格納容器 原子炉 炉心損傷 プラント損傷時点 PDS 格納容器 破損時期 圧力 時期 での電源有無 PDS 原子炉圧力 炉心損傷時期 損傷時点での 破損時期 電源有無 新 中 中 後期 後期 **直** 百 相 交流/直流 早期 後期 早期 TQUV 炉心損傷後 低圧 早期 (運転中の原子炉における 電源有 炉心損傷後 TQUV 低圧 早期 電源有 交流/直流 高圧 早期 TQUX 炉心損傷後 交流/直流 電源有 炉心損傷後 高圧 早期 TQUX 電源有 直流電源無*1 長期TB 炉心損傷後 高圧 後期 直流電源無※1 の分類の定義 長期 TB 炉心損傷後 高圧 後期 交流電源無 交流電源無 -2 DS 直流電源有 TBU 炉心損傷後 高圧 早期 炉心損傷後 早期 高圧 TBU 交流電源無 交流電源無 釈る 直流電源有 直流電源有 原子炉压力 TBP 炉心損傷後 低圧 早期 ТВР 炉心損傷後 低圧 早期 交流電源無 交流電源無 恒用 恒 低圧 高压 終ケ, \circ 1 スの選定 交流/直流 TBD 炉心損傷後 高圧 早期 直流電源無 \Box TBD 炉心損傷後 高圧 早期 電源無 Д 甩 • • (AE, S1E, S2E) LOCA 交流/直流 炉心損傷後 低圧※2 早期 低圧*2 炉心損傷後 早期 足 有効性 電源有 (AE, S1E, S2E) 電源有 7 無 T 炉心損傷前 後期 ΤW 炉心損傷前 後期 TW 格納容器破損時期 TC 炉心損傷前 早期 価事故 炉心損傷前 炉心損傷前 |損に至る事は |容器破損防川 ТС 早期 炉心損傷後 炉心損傷後 炉心損傷前 炉心損傷前 炉心損傷後 炉心損傷前 炉心損傷後 炉心損傷後 炉心損傷後 格納容器バイパス 炉心損傷前 インターフェイス (ISLOCA) 炉心損傷前 早期 システムLOCA ※1 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に ※1 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、ブラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。 至るため、プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。 表 器格 ※2 S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな 2 - 3%2 S1EやS2Eでは、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCAは速やかな原子 冷却材流出の影響を確認する PDS として、大破断 LOCA をその代表として扱うことと 炉冷却材流出の影響を確認するPDSとして、大破断LOCAをその代表として扱うこととし、 高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象はTQUXで代表させることとした。 し、高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。 注:網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり、炉心損傷後の原子炉格納容器の機 注:網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈 1-2 (b)に基づき、「炉心 傷前って 能に期待できないため、炉心損傷防止対策の有効性を確認する。このため、格納容 の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策 器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。 類る。 の有効性評価の対象外とするPDSを示す。 ISLOCA LOCA グは炉, を確認⁻ TQUX 長期TB QUV TBW TBU ТВР $T \; B \; D$ ΤW ТС チェング , 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	宣所 (2018. 9. 12 月	反)		島根原子力発電所 2号炉	備考
評価事故シーケンス ・大破断 LOCA + BCCS 注水機 能喪失+全交流動力電源 喪失 (過圧及び過温の各々にお いて、損傷炉心冷却失敗 までは同じ事故シーケン スが選定されている。ま た、対策は損傷炉心への 注水 (損傷炉心冷却) の 注水 (損傷炉心冷却) の	第の事故シーケン室した。これに加互及び過温への対 が性を総合的に評 が性を総合的に評 ため、全交流動力 たの重畳を考慮す		評価事故シーケンス 大破断LOCA+高圧 が心治却失敗+低圧	P-4.5.n.4.4.x.tx (過圧・過温の各々において損傷好心冷却失 いて損傷好心冷却失 敗までは同じ事故シ ーケンスとなり、各事 故シーケンスの対策 は損傷炉心への注水	(損傷炉心冷地)の点で同じとなることから、有効性評価では過い。 ・有効性評価では過言・過温を同じ事故シーケンスで評価して、る。)	過渡事象+高圧炉心冷 均失敗 + 原子炉減圧 失敗 + 炉心損傷後の 原子炉減圧失敗 + D C H	,	評価事故シーケンス ・冷却材製失 (大政断LOCA) + ECCS 注水機能喪失+全交流 動力電源喪失 動力電源喪失 (過圧及び過温の各々において,損 傷炉心冷却失敗までは同じ事故 シーケンスが選定されている。また、対策は損傷が心への注水(損 傷炉心冷却)の観点で同じとなる た、対策は損傷が心への注水(損 傷炉心冷却)の観点で同じとなる にとから,同様の事故シーケンス を選定した。これに加え,過圧及 び過温への対策の有効性を総合 的に評価するため,全交流動力電 源喪失の重量を考慮する。)	・シーケンス選定の相 【柏崎 6/7, 東海第二
		な) (5/7)	1 1		III. 40 117 15	•	(5/7)	評価事故シーケン・冷却材度失(大破断Lの ECS 注水機能環失 動力電源喪失 動力電源喪失 傷炉心冷却失敗まではシーケンスが選にされ、 大が策は損傷炉心への 傷炉心冷却)の観点でに ことから、同様の事故、 び過温への対策の有数 的に評価するため、全別 原映失の重畳を考慮す	
選定した事故シーケンス ンス ・大破断 LOCA + IPOG 注水 失敗 + 低圧 ECCS 注水失 敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (溶融炉心冷却成功) + RHR 失敗	・大破断 LOCA+IPGF 注水 失敗+低圧 ECCS 注水失 敗+損傷炉心冷却失敗+ 下部ドライウェル注水失 敗	戸における重大事故)	選定した事故シー- 同心 ・大破断LOCA+ 人 心冷却失敗+低日 十十二十二十四十二、	コンス以上関係がついる ロル	い合 可い ・ 大破断 L O C A + 高圧を すい ・ 小谷却失敗 + 低圧炉心浴 すい 却失敗 + 損傷が心冷却失 敗 + 格納容器注水 (ドラ パラコ・ハラエル) 失敗	5.冷 デ子 ・過渡事象+高圧炉心冷却 失敗・原子炉減圧失敗+ 原ン損傷後の原子炉減圧 失敗+DCH 失敗+DCH		た事故シーケンス ・ 事故シーケンス ・ 一島圧炉心冷却失敗 ・ 16後の原子が注水 ・ 16後の原子が注水 ・ 16度の原子が注水 ・ 16度の原子が注水 ・ 16度の原子が注水 ・ 16度の原子が注水 ・ 16度をの原子が注水 ・ 16度をの原子が注水	
事故シーケンス ・大破断 LOCA+ IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉 ・大破断 LOCA+ IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉 ・大破断 LOCA+ IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉 ・ 投助+低川のA+IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉 以+損傷が・中破断 LOCA+ IPCF 注水失敗+原子が減圧失敗+損傷炉心 (溶融炉心・中破断 LOCA+ 高圧注水失敗+原子が減圧失敗+損傷炉心・ A独断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心や カ央敗・小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+損傷炉心や 治対失敗+(溶融炉心や対成功)+RHR 失敗・ 冷却失敗+(溶融炉心や対成功)+RHR 失敗・ 冷却失敗+(溶融炉心や対成功)+RHR 失敗・	大破断 LOCA+IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉 心冷却失敗+下部ドライウェル注水失敗 中破断 LOCA+IPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗 い冷却失敗+下部ドライウェル注水失敗 中破断 LOCA+IPCF 注水失敗・中破断 LOCA+IPCF 注水失敗・中破断 LOCA+IPCF 注水失敗・原子が減圧失敗+損傷炉心 冷却失敗+下部ドライウェル注水失敗 小破断 LOCA+高圧注水失敗・位圧注水失敗 却失敗+下部ドライウェル注水失敗 が破断 LOCA+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+損傷炉心 冷却失敗+下部ドライウェル注水失敗	表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉	事故シーケンス ・大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷が 冷却失敗+ (デブリ冷却成功) +格納容器注水 (ドライウェル)	・ 取成所 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心 冷却失敗+ (デブリ冷却成功) +格納容器注水 (ドライウェル) 失 敗 ・中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷 却失敗+ (デブリ冷却成功) +格納容器注水 (ドライウェル) 失敗 ・小破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心 冷却失敗+ (デブリ冷却成功) +格納容器注水 (ドライウェル) 失敗	敗・小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+同子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+所子炉減圧失敗+損傷炉心冷・大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心・冷却失敗+格神容器注水 (ドライウェル) 失敗・中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ドライウェル) 失敗・中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心治却失敗+格納容器注水 (ドライウェル) 失敗・中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心治力失敗・小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心	帝刘失敗十格納容器注水 (ドライウェル) 矢散 ・小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子が減圧失敗+損傷炉心 却失敗+格納容器注水 (ドライウェル) 失敗 ・過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原 が減圧失敗 (十DCH) ・手動停止/サポート系喪失 (手動停止) +高圧炉心冷却失敗+房 が減圧失敗+中心損傷後の原子炉減圧失敗 (十DCH) ・サポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗+原 ・サポー指傷後の原子炉減圧失敗 (十DCH)	表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉)	事故シーケンス ・冷却材護失(大破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 +佐圧炉心冷却失敗・冷却材度失(大破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 + 長期冷却失敗 ・冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 + 原子砂酸圧失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+ 長期冷却失敗 ・冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 + 原子が酸圧失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+ 長期冷却失敗 ・冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 + 成工炉心冷却失敗 + 成正炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+ 長期冷却失敗 ・冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 + 成正炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗 ・ 冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(中破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 冷却材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗 ・ 高力材度失(小破断1、OCA)+高圧炉心冷却失敗	
選定した PDS LOCA+SBO ·		第1.2-3	選定した PDS LOCA		LOCA	TQUX	第1.2—3	B	
格納容器破損 モード オートド 雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷(格納 容器過圧破 損)	雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷 (格納 容器過温破 損)		格納容器破損 モード 雰囲気圧力・温 度による静的負	向 (格納容器過圧 破損)	雰囲気圧力・温 度による静的負 荷 (格納容器過温 破損)	高圧溶融物放出 · 人格納容器雰囲 (DCH)	720	格納容器破損モード 雰囲気圧力・温度に よる静的負荷(格納 な器過圧破損) な器過温破損) な器過温破損)	

柏崎刈羽原子力発電所	6 / 7 号炉	(2017. 12. 20 版)	東海第二発電所	(2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
選定した事故シーケンス 評価事故シーケンス 過渡事祭+高圧注水失・過渡事祭+高圧注水失 (中原子が減圧失敗+ 放・原子が減圧失敗+ 放・損傷後の原子が減 圧失敗 (+DCH発生) 圧失敗 (+DCH発生)	過漢事象十高圧注水失 吃卡佐压注水失敗十損 敷子佐压注水失敗十損 傷戶心冷却失敗(+PCI 発生) 発生)	· 過渡事象+高圧注水失 ・ 過渡事象+高圧注水失 ・ 個女・佐圧注水夫政・損 ・ の・ ・ の・ ・ の・ ・ の・ ・ の・ ・ で が ・ で が が が が が が が が が が が が が が が が が が	3) 子 重 大 事 故) (6/7) 選定した事故シーケンス 評価事故シーケンス ・過渡事象+高圧炉心冷却 失敗 + 坂田 原 中 心 治 地 失敗 + 低圧 炉 心 冷 力 失敗 + 低圧 炉 心 冷 力 失敗 + 低圧 炉 心 冷 力 失敗 + 下 こ (ペデスタル) カ 失敗 + 下 こ 1 (ペデスタル) スタル)	・過渡事象+高圧炉心冷却 失敗+低圧炉心冷却失敗 ・損傷炉心冷却失敗 ・損傷炉心冷 ・損傷炉心冷 ガリ冷却失敗 (ペデスタ 加失敗 + デブリ冷却 水) 失敗 (ペデスタル)	佐しておける重大事故) (6/7) 最近した事故シーケンス 評価事故シーケンス 評価事故シーケンス 部産事象+高圧炉心冷却失敗 + 原子が減圧失敗 + 原子が減圧が高減率 第後の原子が減失敗 + から損傷後の原子 1発生 1光大失敗 + デブリ 1発生 1光大失敗 + デブリ 1光対失敗 1光大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・大・	・シーケンス選定の相【柏崎 6/7, 東海第二]
事故シーケンス (もDCH 発生) ・過渡事象+高圧注水失敗+原子序減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 ・過渡事象+SRV 再開失⋭+高圧注水失敗+原子が減圧失敗・ ・通貨事象+SRV 再開失⋭+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・通信停止・高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・通信停止・SRV 再開失敗+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・サポート系要失+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・サポート系要失+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・サポート系要失+高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷後の原子が減圧失敗 ・サポート系要失+高圧注水失敗・高圧注水失敗+原子が減圧失敗+炉心損傷	· 過被事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷却心治却失敗 (+FC1発生) · 過被事象+SRV 再開失股+高圧注水失敗+低压注水失敗+損傷炉心治却失敗 · 信FC1発生) · 通常停止+高压注水失敗+低压注水失敗+損傷炉心治却失敗 (+FC1発生) · 通常停止+高压注水失敗+衛压注水失敗+低压注水失敗+損傷炉心治却失敗 (+FC1発生) · 通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低压注水失敗+損傷炉心治却失敗 (+FC1発生) · サポート系換失+高圧注水失敗+億圧注水失敗+損傷が心治却失敗 (+FC) 発生)	相失版 (+FCI 発生) ・過速車条・商圧狂水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部ドライ・・通速車条・南圧狂水失敗+損傷炉心冷却失敗・一通速車条+3RP 両別失敗・高速車条+3RP 両別失敗・高速車条+3RP 両別失敗・高速車条・2RP 両別失敗・高速車を表別・通線停止・高圧は水失敗・損傷が心冷却失敗・(下部ドライウェル社水成功)(+溶離炉心冷却失敗)(ウェル性水気力(+溶離炉の冷却失敗)・通常停止・3RP 両別失敗・低圧注水失敗・損傷炉心冷却失敗・可能停止・3RP 両別失敗(+保証・2RP 両別失敗・高圧注水失敗・低圧注水失敗・損傷炉心冷却失敗・(下部ドライウェル往水成功)(+溶離炉心治判失敗)・・アライウェルは水成功)(+溶離炉心治判失敗・・アニトス・アライウェルは水成功)(+溶離炉心冷却失敗・・サポート系要失・高圧注水失敗・低圧注水失敗・損傷炉心冷却失敗(・サポート系要失・3RP 再別失敗・衛圧注水失敗・低圧注水失敗・損傷炉心治力失敗・・サポート系要大・3RP 再別失敗・衛圧注水失敗・低圧注水失敗・損傷炉心治力失敗・打傷がいっきが下す。	表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の)原子炉に表 事故シーケンス 事故シーケンス 事故シーケンス ・ 過速事象+ 高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 下 C I (ペデスタル) ・ 手動停止、ケポート系要失(手動停止) + 造圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 下 C I (ペデスタル) ・ 計画圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 下 C I (ペデスタル) ・ サポート系要失(自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 下 C I (ペデスタル) ・ サポート系要失(自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 居圧炉心冷却失敗 + 下 C I (ペデスタル) ・ サポート系要失(自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + で C I (ペデスタル) ・ サポート系要失(自動停止) + 高がし安全沖再閉鎖失敗 + 高圧炉心 治却失敗 + 居上炉心 冷却失敗 + 下 C I (ペデス	タル)・過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失 ・過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失 ・過渡事後・迷がし安全弁再閉鎖失敗・高圧炉心冷却失敗+低圧炉心 ・過渡事後・迷がし安全弁再閉鎖失敗・高圧炉心冷却失敗・低圧炉心 ・一部を加入を放け、一部では、一部では、ペデスタル) ・一部では、一・手が乗り、(手動停止)・一部圧炉心冷却失敗・低圧 が心治却失敗・十損傷炉心冷却失敗・デブリ冷却失敗(ペデスタル) ・手動停止、サポート系喪失(手動停止)・港がし安全弁再閉鎖失敗 ・一部停止、サポート系要失(手動停止)・港がし安全弁再閉鎖失敗 ・一部にか心冷却失敗・低圧炉心冷却失敗・損傷炉心冷却失敗・デブリ冷却失敗(ペデスタル) ・サポート系喪失(自動停止)・中部に心冷却失敗・低圧炉心冷却失 敗・土損傷炉心冷却失敗・デブリ冷却失敗(ペデスタル) ・サポート系喪失(自動停止)・地がし安全弁再閉鎖失敗・高圧炉心 ・サポート系要失(自動停止)・地がし安全半再閉鎖失敗・高圧炉心 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	事が (面重 放 シーケンスの) 選定 (運転5中の)原子 (運転5中の)原子 (運転5中の) (重速5中の) (重速5	
格納容器破損 選定した モード PDS 高圧溶験物放 TQUX 出一格兼容器 対回へ直接加 禁 (DCH)	原子母圧力容 器外の溶離燃 料一合却材相 互作用(炉外 FCI)		接触容器破損 選定した モード PDS PDS	溶融を心・コン クリート相互作 用 (MCCI)	2	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)
特別を指数

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)			ٳ	島根原子力発電所	2 号炉	備考
					· * *	· 炉心冷	等に乗って にを作って お電異事				(田)	最大学 (本本) (本本) (本本) (本本) (本本) (本本) (本本) (本本	ケンス選定の相 6/7, 東海第二
選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) +崩壊熱除去・注水系失敗 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗 去・注水系失敗 原子炉冷却材流出(RHR 系統切替え時のミコ	マムフロー弁操作器り)+崩壊熱除去・注水 系失敗 (RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作 器りは、PRAでは冷却材の流出により燃料 露出に至らないため起因事象として同定し ていないが、流出流量及び放射線の遮蔽維 持の観点から、改めて起因事象として想定 する。	3	大事故に至るおそれがある。	・残留熱除去系の故障 炉心冷却失敗	・外部電源喪失十交流電源失敗+崩壊熱除去 対失版 ・原子炉冷却材の流出(RHR系統切替時の1 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・反応度の誤投入 (代表性の観点から停止中に実施される検査等により,最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から,他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ, 異常な反応度の投入を認知できずに燃料損傷に至る事故を想定する。)	る重大事故に至るおそれがある事故)	1.6	朋機熱除去機能喪失士朋機熱除去・炉心信却失敗 外部電源喪失+交流電源喪失	子炉冷却材の流出(残留熱除去系切替え時の冷却材流出)流出隔離・炉心冷却失敗	・反応度の誤投入 (代表性の観点から、停止中に実施される検査等により、最 反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状 から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操 によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに 料の損傷に至る事故を想定する。)	
事故シーケンス	・ 崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系 系失敗 ・ 崩壊熱除去機能喪失 (代替除熱機能喪失[フロントライン] + 崩壊熱除去・ 注水系失敗 ・ 角壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・ 外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・ 外部電源喪失 + が確認源失 + 前壊熱除去・注水系失敗 ・ 外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 前壊熱除去・注水系失敗 ・ 外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 前壊熱除去・注水系失敗 ・ 外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 前壊熱除去・注水系失敗	食(交換) 時の作業割り) +崩壊熱除去・注水系 検(交換) 時の作業割り) +崩壊熱除去・注水 食時の作業斟り) +崩壊熱除去・注水系失敗 コー時の操作誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗		放シーケンスの選定(運転停止中の原子炉における重 	・残留熱除去系の故障 (RHR喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・残留熱除去系の故障 (RHRS喪失)+崩壊熱除去・炉心冷却 失敗	・ 外部电原投关+用級然除去・アル市均失版 ・ 外部電源喪失+支流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+直流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(RHR系統切替時のLOCA)+崩壊熱 除去・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(CUWプロ一時のLOCA)+崩壊熱除 ・原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA)+崩壊熱除 ・原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA)+崩壊熱除去・ 炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(LRD点検時のLOCA)+崩壊熱除去・ 原子炉冷却失敗	・反応度の誤投入	ーケンスの選定(運転停止中の原子炉におけ	land, mt.	· 一·	・原子炉冷却材の流出(残留熱除去系切替え時の冷却材流出)+流出隔 ・原子炉離・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(原子炉浄化系プロ一時の冷却材流出)+流出隔離・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(制御棒駆動機構点検時の冷却材流出)+流出隔離・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(制御棒駆動機構点検時の冷却材流出)+流出隔離・炉心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出(局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出)+流 出隔離・炉心冷却失敗		
運転停止中 事故シーケンス グループ		F. TH. 6th . C. 2011 - \$1 - 22	3	第1.2-4 表 重要事故ショホッー・	25 歌 大	全交流動力電源喪失原子を交流動力電源要失原子を活動材の流出	反応度の誤投入	第1.2-4表 重要事故シ	連転停止中 事故シーケンス グルーケン 出産割の土操や事件 (11年44777-11787		超緩	反応度の誤投入 ・反応度の誤投	

拍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 2号炉	備表
第1.4.1 表 有効性評価に使用で 転中の原子炉における重大事故	***************************************	第1.4-1 表 有効性評価に使用 一運転中の原子炉における重大事故	***************************************	***************************************	に使用する解析コード一覧表 大事故に至るおそれがある事故)	
事故シーケンスグループ	適用コード	事故シーケンスグループ	適用コード	解析項目	適用コード	
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP	
	CHASTE		MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER	
	MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER	高圧狂小・ <u></u>	MAAP	
	SAFER		MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	
	MAAP	全交流動力電源喪失(長期TB)	SAFER	崩壞熱除去機能喪失	SAFER	
全交流動力電源喪失	SAFER		MAAP		MAAP REDY	
	MAAP	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	SAFER	原子炉停止機能喪失	SCAT	
	SAFER		MAAP	LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP	
er e repres e ex ex e e e e e e e e e e e e e e e	MAAP	全交流動力電源喪失(TBP)	SAFER	格納容器バイパス(インターフェイスシ		
	REDY		MAAP	(CA)		
	SCAT	崩壞熱除去機能喪失	SAFER			
	SAFER		MAAP			
500A M 在水板能及入	CHASTE	原子炉停止機能喪失	REDY			
	MAAP		SCAT			
	SAFER	LOCA時注水機能喪失	SAFER			
行称 行行の	SAPER		MAAP			
		格納容器バイパス	SAFER			
		(インターフェイスシステムLOCA)				
		津波浸水による最終ヒートシンク喪失				
			_			

第1.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 - 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	MAAP
圧・過温破損)	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

第1.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 -運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
崩壞熱除去機能喪失	_
全交流動力電源喪失	_
原子炉冷却材の流出	_
反応度の誤投入	APEX
	SCAT (RIA 用)

第1.4-2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 -運転中の原子炉における重大事故-

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過	MAAP
圧・過温破損)	
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

第1.4-3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 -運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故-

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
崩壞熱除去機能喪失	_
全交流動力電源喪失	_
原子炉冷却材の流出	_
反応度の誤投入	APEX
	SCAT (RIA用)

第1.4-2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 (運転中の原子炉における重大事故)

備考

解 析 項 目	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)	MAAP
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

第1.4-3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

解 析 項 目	適用コード
崩壞熱除去機能喪失	_
全交流動力電源喪失	_
原子炉冷却材の流出	_
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)

的崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
不確かさ 大力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう お慮している。 ないている。 は、ROSA-皿の実験解析において、熱心溶解数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデ ルの不確かさともあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のなり場合には 実験解集の必然特複管操高調度に比べてもので制度があた評価し、スプレイ冷却のなり場合には 実験結果に比べて10C~150で程度活めに評価する。また、が心が選水維持する場合には 実験結果に比べて10C~150で程度活めに評価する。また、が心が選水維持する場合には 実験結果に比べて10C~150で程度活めに評価する。また、が心が選水維持する場合にはいて は、FIST-MBTR の実験解析において、然料被揮管理度の上昇はないため、不確かさはからな 離かさは20C~40で程度である。 職かっては、FIST-MBTRの実験解析においてが終料機管温度の上昇はないため、不確かさはより下を採用 しており、保守的な結果を与える。 断れ・破裂は、燃料被覆管温度と月周方向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は上述の ように高めに評価され、円周方向応力は繁煌期間中の変化を考慮して禁煙と破空ではでいる。 はな保守的となる。 かれ・破裂は、燃料機管温度と月周方向応力は燃烧期間中の変化を考慮して禁煙で大きく設定 したおりて、実験信用している。したかって、ペストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおお なな保守的となる。 が不等性の存置ではないて、以上に表れるのに関立して表かる。低圧化替注水系の注析による また、原子が日力が下が遅れた理目等の結果が得られている。低圧化替注水系の指性が示され なが密や目力低下が遅れた理目は、水面上に露出した上部支持格子等の構造する。 変かな生したためであり、低圧注水系を注水手段として用いる事後シーケンスでは考慮する。 変かない不確かさである。このため、燃料被管管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の 注水タイミングに特段の差別を生むる可能性はないと考えられる。	下記の「大力性に含まる。 無形体性を固合できる性を変更する。	
#析ホデル - - - - - - - - - -	#	
画版 型 画版 型 画版 型	勝勝	
(な) (な) (本) (本) (で) (本) (で) (を) (で) (を) (を) (で) (を) ((本) (本) (本) (

拍崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備
不確かさ TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析 モデルの不確かさともあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない 場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却 のある場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維 持する場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維 が、不確かさはかさい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸 気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。 TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解 析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさき考慮する必要はない。 下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不 確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどち らに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、 質量及び水頭のバランスだけで定まるコラブス水位が取り被えれば十分である。このた め、特段の不確かさを考慮する必要はない。 入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用してお カ力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用してお り、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	Rにおける重要現象の不確かさ等 (2/2) 不確かさ TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不僅かさを考慮する必要はない。 下下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員機作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラブス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 人力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子が圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	下面から 下値から TBL, ROSA—皿の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の 解析モデルの不確かさとも相まってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場 骨には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べても60℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある 場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べても60℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある 場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高かに評価する。また。炉心溶水維持する場合 においては、F1ST—ABWRの実験解析においで燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又 は實験流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。 TBL, ROSA—皿、F1ST—ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果とおお むね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要は ない。 下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確か さを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動・デルルは半分である。このため、特段の不確かさ を考慮する必要はない。 入力値に含まれる。各系純の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の同び合。このため、特段の不確かさ を考慮する必要はない。 入力値に含まれる。各系純の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、 実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	
解析モデル 料棒表面熟伝達モ ル 昇流モデル 相流体の流動モデ 子炉注水系モデル	1.4-4 表 SAFE 解析モデル 臨界流モデル 二相流体の流動モデル 原子が注水系モデル	第 1.4-4 表 SAFER/に 解析モデル 燃料棒表面熱伝達モ TBL, I デル 合には実現 場合には実現 場合には実調 協身にはずた において かさは小、 は噴霧流 かっさは小、 は噴霧流 ない。 二相流体の流動モデ 下部プレー でも正相。 でも正相。 ない。 ない。 ない。 ないで かさは水。 は噴霧流 ない。 は噴霧流 ない。 大い。 たれで ない。 たれで たれで たおいて は噴霧流 ない。 たれで たれで たれで たれで たれで たれで たれで たれで	
重要現象 気液熱非平衡 冷却材放出 (臨界流・差圧流) 事務・凝縮・ボイド 二 率変化 (化)・対向流 (化)・対向流 (化)・対向流 (元)・対向流 (元)・対向流	重要現象 帝却材放出 (臨界流・差圧流) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 気液分雕(水位変化)・対 向流 たCCS 注水(給水系・代替注 水設備含む)	重要現象 (協力材放出 (協界売・差圧流) (協り・対し流 (名が分離 (水位変 ルース・対向流 (名が分離 (水位変 ルース・対向流 (名を (名と) (名を) (名	
分類 与心 (熱活動) 力容形 力容器 (迷がし 安全弁を 含む)	か	が (

的崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
不確かさ まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくする ている。 Fから引き継がれるため、不確かさは SAFER コードで考慮する。 まれる。輻射率は、1,200℃付近のジルカロイ被覆管の酸化面における輻射率 まれる。輻射率は、1,200℃付近のジルカロイ被覆管の酸化面における輻射率 う を踏まえて 0.67 を用いることで、輻射体の、7.5 を用いた場合に比べて数℃程 輻射率 0.67 を用いた場合の PCT は、輻射率 0.75 を用いた場合に比べて数℃程 多よう考慮している。 2よう・特にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱 を化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデル おり、保守的な結果を与える。 は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、SAFER コードから引 熱伝達係数、及び燃料の最大線出力密度などの解析条件を保守的に取り扱うこ 料板覆管温度は高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して を大きく設定し保守的に評価とれ、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して をおむむ保守的となる。 さるトフィット曲線を用いる場合も破 おおむね保守的となる。	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	高根原子力発電所 2 号炉	・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉についは、SAFERコーよる燃料被覆管温度で は、SAFERコーよる燃料被覆管温度で 価結果が燃料を表するとから 軽利断基準に対していな余裕があるとから 輻射による影響がよるという を増加していい。
解析モデル 入力値に含まる意し、 対流熱伝達モデル SAFBR コーリーの10.0 8 転射熱伝達モデル 入力値に含まった。 ボル・破裂評価モデ を採用して、を採用して、を採用して、を採用して、 ル とにより燃料棒内圧、 製の判定は、 製の判定は、			
斯· 斯· 斯· 斯· 斯· 斯· 斯· 斯· 斯· 斯·			
会 点 (数 (3 (4) (4) (5) (4) (5) (5) (6) (6) (7) (7) (8) (1) (8) (1) (9) (1) (1) (1) (1) (1) (2) (1) (2) (1) (3) (1) (4) (1) (5) (1) (7) (1) (8) (1) (8) (1) (9) (1) (1) (1) (1) (1) (2) (2) (3) (1) (4) (1) (4) (1) (5) (1) (6) (1) (8) (1) (9) (1) (1) (1) (1) (1) (2) (2) (2) (2) (3) (2) (4) (2) (5) (2) (6) (2) (7) (2) (8) (2) (9) (2) <td></td> <td></td> <td></td>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
不確かさ 反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。 原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の影別止の事象に対して、初期の運転状態から与心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルビ及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び取替与心設計段階における不確かさかを多考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守因子の変動範囲と、一部的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動的ボイド係数・・動のボイド係数・・動のボイド係数・・一部のボイド係数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの表数・・一部のボイドの数数・・一部のボイドが表数の大確かさは、中海が心さとした。本語と自等の1.56.Akを考慮して、一部Akを予確かさは、が心臓を不確かさにした。 表準と同等の1.56.Akを考慮して、一部Akを予確かさとした。 基準と同等の1.56.Akを考慮して、一部Akを予確かさとして。 本語と同等の1.56.Akを考慮して、一部を発出するを表現した。 表別・アータとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次制数を上限として設定した。 再循環ボンブ慣性時定数の不確かさは、再循環ボンブの設計仕様から-10%~+10%であることを確認した。 モデルの仮定に含まれる。 モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 JISBS210」付属書記載の算出式により計算された値をインブットデータとして用いており、吹出し容量の不確かさは-0%~+16.6%であることを確認した。	下確かさ 反応度フィードバック効果の不確かさ年(1/2) 反応度フィードバック効果の不確かさに言まれる。 原子原スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の説明止の事象に対して、初期の運転状態からが必要、原子による不確かさに、反応度係数計算及び貼者炉心に結構のの、毎心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び貼者炉心設計段階における不確かさを考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲として以下を確認した。動的ボイド係数 (1.5% 4k を不確かたとした。本会を表面となが表面し、5% 4k を不確かさとした。水元未臨界性における停止余格基準の一1.5% 4k を不確かさとした。 ※ ※ ※ ※ 不確かさとした。 ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※ ※	下離かさ 下離かさ 反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。 原子原スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離すの誤問止の事象に対して、初期の運転状態から呼ん流量、原子が圧力、呼ん入ロエンタルと及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉 心一点近似手法による不確かさに、反応度係製計算及び取替炉心設計段階における不確か きを考慮し、反応度係製の保守困子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守困 ・動的ボイド係数 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
解析モデル 核特性モデル 反応度モデル (ボイド・ドップラ) 崩壊熱モデル 炉心ボイドモデル 再循環系モデル 再循環系モデル	第1.4-5 表 REDY 核特性モデル 反応度モデル (ボロン) 崩壊熱モデル 炉心ボイドモデル 病心ボイドモデル 再循環系モデル 連がし安全弁モデル	1.4-5 表 RED	
分類 重要現象 煩心 核分裂出力 反応度フィードバック効果 ク効果 原子炉圧 冷却材流 カ容器 量変化 (迷がし安 自然循環 全弁含む) 流量 流・差圧流) 流量 流・差圧流) 流量		(核) 所心 重要現象 反応度フィードバックタ果 か効果 が心 沸騰・ボイド率変化 原子炉圧 冷却材流 コースト 女全弁合 一位 会会弁合 一位 か知材放出(臨界 流・差圧流)	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備表
不確かさ 実機試験データとの比較から、主蒸気流量ゼロにおける給水エンタルビは、REDYコードの 方が約 60kJ/kg (約 14℃) 程度高めであり、これを主蒸気流量がゼロの点での給水エンタ ルビの不確かさとした。また、エンタルビが低下した給水が原子炉圧力容器に到達する遅 れ時間は、REDYコードでは厳しめに 0 秒としているが、遅れ時間 50 秒を不確かさの下限 として設定した。 設計流量(安全要求の下限値である 182㎡/h)と実力値(250㎡/h)の比較により、IPCF 流 量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレッション・チェンバ・ブール水温として保安規定で定めた上限値 35℃を設定してい るが、設計仕様の常用温度下限 10℃を考慮して、不確かさを~25℃(-104kJ/kg)を下限と して設定した。 ABWR 向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入 力値に含まれる。 モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性 に含まれる。	下確かき 実機試験データとの比較から、主素気流量ゼロにおける給水エンタルビは、REDV コードの方が約 60k1/kg (約 14℃) 程度高めであり、これを主蒸気流量がゼロの点での給水エンタルビの不確かさとした。また、エンタルビが低下した給水が原子炉圧力容器に到達する運動時間は、REDV コードでは酸しめに 0 秒としているが、遅れ時間 50 秒を設計 (変色 で変要求の下限値である 182m³/h) と実力値(250m³/h) の比較により、旧で流量の不確かさとして+137%を設定した。サブレッション・ブール水温度として通常運転時の上限値 32℃を設定しているが、不確かさは入力値に含まれる。 下限として通常運転時の上限値 32℃を設定しているが、不確かさは入力値に含まれる。 保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。	EDYにおける重要現象の不確かさ等 不確かさ 不確かさ 実機試験データとの比較から、主蒸気流量ゼロにおける給水エンタルビは、REDYコードの方が約60kI/kg (約14℃) 程度高めであり、これを主蒸気流量がゼロの点での給水エンタルピの不確かさとした。また、エンタルピが低下した給水が原子炉田力容器に到達する遅れ時間は、REDYコードでは厳しめに0秒としているが、遅れ時間50秒を不確かさの下限として設定した。 部間 14 アロン・プールでは厳しめに0秒としているが、遅れ時間50秒を不確かさりて限立した。 また 182㎡/h) と実力値(250㎡/h)の比較により、高圧非常用が心冷却系流量の不確かさとして+137%を設定した。 サブレッション・プール水温として保安規定で定めた上限値35℃を設定しているが、設計仕様の常用温度下限10℃を考慮して、不確かさを-25℃(-104kI/kg)を下限として設定した。 往入力値に含まれる。 モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。	
解析モデル 実機試験 始水系モデル 力が約60 ルピの不利 れ時間は、として設けますという。 まりが施量 重の不確力 サプレッジ るが、設計 はう酸水拡散モデル ABWR 向けらいます。 格納容器モデル エデル式のに含まれる に含まれる に含まれる に含まれる に含まれる	# R E D Y を 解析モデル お水系モデル 特別容器モデル 格納容器モデル	第1.4—5 表 REDYにおける 解析モデル 実機試験データ 下の方が約60k、 ンタルピの不確 る遅れ時間は、 の下限として設 関計流量(安全 用炉心冷却系流 サプレッション 様の常用温度下 は次数数化的 さは入力値に含 格納容器モデル 格納容器モデル 在デル式の確認 さまれる。	
重要現象 ECCS 注水 (給水系・代替注水 設備含む) サプレッション・プ ール冷却	重要現象 ECCS 注水 (給水系・代替注水設備合 む) サプレッション・プール治 却	重要現象 ECCS注水 (給水系・代替注水 設備含む) ほう酸水の拡散 サプレッション・プ格 ール冷却	
分類 力や日 力や品 金分(な) 金分(な) 金分(な) 参加・力・ 参名 おおいり の	を を を を を を を を を を を を が と の に の に の に の に の に の に の に の に の に の	() () () () () () () () () ()	

崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。 入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。 解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式(修正 Dougall-Rohsenow 式)を採用したことに加えて輻射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱低速後はおおむね小さく評価される。 入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限 MCPR となるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移役で置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむ高的発化面をれる。 解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式(修正を和では沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する。このを称って、燃料被覆管温度はおおむお高めに評価される。このたか、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。	************************************	
出力分布モブル 熱伝導モデル、燃料 ペレットー被覆管ギャップ熱伝達モデル 熱伝達モデル,リウェットモデル 非騰遷移評価モデル エットモデル	第1.4—6 表 無が	
由女元录 田力分布変化 燃料棒內温度変化 熱料棒表面熱伝達 気液熱非平衡	□ 国要現象 田力分布変化	
(核) ((株) ((株) ((株) ((株) ((株) ((株) ((株) ((本) (本) (本) (

柏崎刈	J羽.	原子	力	隆電	所_	6,	<u>/ 7</u>	7 号	炉_	((201	17.	12. 2	20 片	扳)			-	東海	第二	発電	前	(2	2018.	9.1	2版))								島村	退原-	子力	発電	<u> </u>	2 -	号炉_						 	青考
不確かさ 入力値に含まれる。		IMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生,炉心領域での溶融進展状態に ついて,IMI事故分析結果と良く一致することを確認した。	験解析における,	27 / ノロは、 数することを確認した。 -トアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し,仮想的な	ジルコニウムー木反応速度の係数を 5 倍とした感度解析により影響を確認 IN + お酵幣1004 シーケンスフェ!! - 右心炎器の固治時型への影響にんよい	c: 大wkm roar / ノノくこのは、そら中間のBERTAN シグードンゴ 部プレナオへの溶験を心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。		TQUX 及び中小破断 LOCA シーケンスに対して, MAAP コードと SAFER コードの比較を行い,	O顔向を確認した。 mass - こったようcomp - こっとまおり - こっとの チェンコ - 1.5	ハないこと。 、保中的であ		逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。			入力値に含まれる。	ける ま は は は が な 等 (1/4)		入力値に含まれる。	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生,炉心領域での溶盪進展状態について, LMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	覆管,制御棒及びチャンネルボックスの温度変化にることを確認した。	炉心ヒートアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウムー水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確	(2.4人、アベニ・エン・アン・アン・アニ・ストライン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン	・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は,ほぼ変化しない。	TGUX 及び中小破断 TOCA シーケンスに対して, MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の値向を確認した。	・ ハコードンコードでも高している CCEL を取り扱っていないこと等から、WAAP コードでは SAFFボコードで考慮している CCEL を取り扱っていないこと等から、また水ルディキョン・ディット・ 配 HA コードのエボナネノ 一般 HA コー	AVEX LCに「死共が土したものシンATEXA」「Wats MAAF ユートのカゲスさ、,昨年ユード XAFER(よなして保守的であり,その後の注水操作による燃料有効長頂部までの木作向希用却は11年1 にお回発なれた	位用復時別は両コートで回等である。 逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	3	人力値に含まれる。	17 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	の事文が終めている。これ、1、1		解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態につい	いだックスの温度変化につい		,仮想的な厳し にり影響を確認	A、大破断LOCAシーケンスともに,炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 「アナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。		:び中小破断LOCAシーケンスに対して, MAAPコードとSAFERコードの比較	ンているCCFLを取り扱っていないこと	が保守的であり で同等である。	全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。		まれる。				
解析モデル 炉心モデル (原子炉出力及び崩壊 フェン		がある。 (から熱水力モデル) T 容融がつるを動モデル		±c	70			炉心モデル(炉心水位計算モデ T				デル(破断流モ			安全系モデル (非常用炉心冷却 系) 安) 安全系モデル (代替注水設備)	.4-7 表 MAAPにおけ	解析モデル	当力及び	が心モデル (炉心熱水力モデル)	ル (炉心				炉心モデル (炉心水位計算モデル)			原子炉圧力容器モデル(破断	1 E # 2	安全糸モテル (非常用炉心冷 却系) 安全系モデル (代替注水設備)	1 1 1 - 7 - 7 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 -	次 IVIIIII (C) 所モデル	炉心モデル (原子炉出 入力値に含まれる。 力及び崩壊熱)	炉心モデル(炉心熱水 TMI事故角	カモデル) C, TMI X静柜にの楽軸モデル COR A 宝駒	(お心とートアップ) 選定データと	がつこし アングルコニウン	・TQUV		炉心モデル(炉心水位 TQUX及2	2	ら,水位 - の後のご - の後のご	原子炉圧力容器モデル 逃がし安全手	(破断流モデル)	安全系モデル (非常用 入力値に含まれるにふきかる)	がで用づか、 安全系モデル(代替注 入設備)	-		
分類 重要現象 崩壊熱		燃料棒內温度変化	然科棒表面熱伝達		燃料被覆管酸化	(人) 	然件被復回炎形	沸騰・ボイド率変化		気液分離(水位変ル)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・<td>115) · X3 [4] (01)</td><td>()</td><td>原 が 発圧流) ち し ち</td><td> </td><td></td><td></td><td>重要現象</td><td>崩壊熟 加</td><td>燃料棒内温度変化 //</td><td>燃料棒表面熟伝達 消</td><td>燃料被覆管酸化</td><td>秦志.许 秦忠. 许</td><td>ĸ</td><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>14 (1) 特出。</td><td>気液分離 (水位変化)・対 向流</td><td>冷却材放出(臨界流・差圧)原</td><td>; 1</td><td>ECCS</td><td>班</td><td>-</td><td>崩壊熟</td><td>燃料棒內温度変化</td><td></td><td>燃料棒表面熟伝達</td><td>燃料被覆管酸化</td><td></td><td>燃料被覆管変形</td><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>気液分離(炉心水</td><td>(位)・外向派</td><td>冷却材放出(臨界</td><td>原 流・差圧流) イナ た</td><td>安 府 ECCS注水(給水 3 件 力 &・ 件 基 法 数 。</td><td>2 (立) お (でに小の届日 ま) (立) お (立)</td><td></td><td></td><td></td>	115) · X3 [4] (01)	()	原 が 発圧流) ち し ち				重要現象	崩壊熟 加	燃料棒内温度変化 //	燃料棒表面熟伝達 消	燃料被覆管酸化	秦志.许 秦忠. 许	ĸ	沸騰・ボイド率変化	14 (1) 特出。	気液分離 (水位変化)・対 向流	冷却材放出(臨界流・差圧)原	; 1	ECCS	班	-	崩壊熟	燃料棒內温度変化		燃料棒表面熟伝達	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(炉心水	(位)・外向派	冷却材放出(臨界	原 流・差圧流) イナ た	安 府 ECCS注水(給水 3 件 力 &・ 件 基 法 数 。	2 (立) お (でに小の届日 ま) (立) お (立)			
																	分類			•	•	公子		•	- 1		1	•	(迷がし安全 弁含む)																			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20月	(2018. 9. 12 版) 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
不確かさ THDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度につい で、温度成層化を含めて傾向は良く再現できること 練物器圧力を1 動程度高めに影価できること 機能性力な濃度の参加について、解析結 れたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機 体系においてはこの種の不確かさは小さくなるもの と考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の学動につ いて、解析結果が測定データと良く一致することを 権器した。 本方して含まれる。 スプレイの水液温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはな なった。 本別に含まれる。 スプレイの水液温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはな なが、では格納容器を関気の不活性化が行われており、酸素ガス発生は木の放射線分解に 起因する。 MAMPコードでは格納容器ペントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与 え、格約容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。 え、格約容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	きまれる。 1	A.A.P における重要現象の不確かさ等(2/4) TA値かさ HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度に	
解析モデル 体納 HDR 集襲 容認の熱水力モデル (格納 HDR 集襲 容認の熱水力モデル) を確認 対わが (格納容 アレイ) 安全系モデル (格納容 入力値 まスプレイ) 女全系モデル (代替注 い。 と考え スプレイ) 本設備) を禁煙 (金銭で) を発電 (金銭の製水力モデル (格納 入力値 容器の製水力モデル (格納 入力値 容器の製水力モデル (格納 入力値 容器の製水力モデル) MAAPコス、格	第1.4-7 表 M.4	第1.4-7 表 MAA P P を	
	中プレッション・ ブールや却 重要現象 精治材との熱伝達及び 部熱伝導 スプレイ治却 スプレイ治却 カザ線水分解等による、 素・酸素発生 格納容器ベント サプレッション・プール 却		
	か を を を を を を を を を を を を を	(大) (無) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本	

10 カーション	的崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原-	子力発電所 2号炉	備考
	不確かさ 取工事依頼がにおける毎心間域での容離地限状態について、TMI 事依分析構果と 良く一妻することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード節数のパラメータを低 下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUY、大磁解 DCA シーケンスともに、炉心がフード節数のパラメータを低 ボラゼ圧が整部がらいことを確認した。 ボデガ圧が発酵のでは、デントレインメ は、原子が圧力が発酵のドロに影響する項目として、溶機ジェット径、エントレインメ は、原子が圧力が発酵が同じに影響する項目として、溶機ジェット径、エントレインメ た。原子がエンキが高速機構造点での原子が正力に対する感度が小さいことを確認した。 TMI 事故解析における下部プレナムの温度等動について、TMI 事故分析結果と良 で一数することを確認した。 ボデンナン内の溶機構造がした血体グールとの間の限界熱減減、下部プレナムギ マップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子が圧力容器破損における影響が小さいことを確認した。 原子がエフキの溶解機構造がよいことを確認した。 ボデンナン内の溶解が高と上面水ブールとの間の限界熱減減、下部プレナムギ マップ解熱電における下部プレナムの温度等動について、TMI 事故分析結果と良 でかびレナムでないまする。 第一般ではないがあれるいことを確認した。 が発展で温度を高かに評価するいことを確認した。 から内のジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じて 分析結果と良く一致することを確認した。 から内のジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じて 分析結果と良く一致することを確認した。 から内のジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じない。 が表しいのジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じて 分析結果と良く一致することを確認した。 から内のジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を立って がただし、この原因は実験に対ける外に表がなける小様のな様によるものであ り、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。 ける 重要現象の不確かいとこの種の不確かさは小さくなると考えられる。 ける 重要現象の不確かいとこの値の不確かとはかった。 はる 13/41	大権について, TMI 事故分析結果と い	事故分析結果と 部プレナムギャ 象進展に対する シング溶接部の顧 原子炉圧力容器 (、解析結果でき 、放解析を通じて ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	
1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1.	解析モデル 溶酶が心の拳動モデル (リロケーション) 発酵が心の拳動モデル 発酵が心の拳動) 溶酶が心の拳動モデル (原子が圧力容器破材 モデル) 格納容器モデル (水 大み発生) 格納容器モデル (水 大み発生)	イン (リロ (下部	融行心の挙動モデル TMI 事故 下部プレナムでの符 ことを確認 下部プレナムでの符 ことを確認 係る係数に 保み係数に (ことを確認 関行の挙動モデル 原子炉圧力 原子炉圧力 原子が圧力 原子が圧力 原子が圧力 が発器モデル (水素 炉心内のジ ス発生) (一致影響は 分裂生成物 (FP) PHEBU 動モデル (水素 原心内のジ ス発生) (一致する	
会 無 配 所 所 所 分 数 所 (場がし安全体合物) (場がし安全を含め) 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 中 本 上 <td< td=""><td>直要現象 リロケーション</td><td> 1.</td><td>(1 (デブリ粒子熱伝) 下部プレナムでの溶溶 (1 (デブリ粒子熱伝 下部プレナムでの溶溶 (1 () () () () () () () () () () () () ()</td><td></td></td<>	直要現象 リロケーション	1.	(1 (デブリ粒子熱伝) 下部プレナムでの溶溶 (1 (デブリ粒子熱伝 下部プレナムでの溶溶 (1 () () () () () () () () () () () () ()	
	<u> </u>	# <u>順</u> <u>所</u> <u>所</u> <u>元</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
テル 原子が圧力容器外 FCL 現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をバラ の等動 メータとして感度解析を行い、原子が圧力容器外 FCL によって生じる圧力スパイクへの感度が小さ が発 いことを確認した。 動) 溶盤が心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶解が心は床上全体に均一に拡がる と想定される。ただし、推積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのペデスタルの形状 みもか。 からクラストへの熱色迷療をバライクとした感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えら かたりフストへの熱危迷療数をバライクとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート 侵食性に対して上面影流球の感度が文配的であることを確認した。評価の結果、コンクリート 侵食性に対して上面影流球の感度が支配的であることを確認した。評価の結果、コンクリート 侵食性に対して上面影流球の感度が支配的であることを確認した。評価の結果、コンクリート 侵食性に対して上面影流球を下限値とした。 場底しても実験が所は、想定される範囲で数しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを 当他しても実験で確認されている優食の不均一性については、実験におけるも場合の落場がいとコンク リートの伝表及びそれに作っコングリート侵食を動については、実験におけるものである場合の落場がつとコンク リートの伝表及びそれに作っコングリート侵食を動に対する場合の深層がかとコンク リートの伝表及びそれに作っコングリート侵食を動に高いてなる性を存在のことが が料板機を確認されている優食の不均一性については、実験におけるのよっとを確認した。 表確認した。 ACE 実験解析により、企業なPP 放出のであり、実験のなにおってものの、燃料板機管温度を高 を確認した。 かに評価することにより、企業なPP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における くなると考えられる。 ABOOUE 実験解析により、格納容器内のエアコンル社音楽動を適正に評価できることを確認した。 ABOOUE 実験解析により、格納容器内のエアコンル社音楽動を適正に評価できることを確認した。 ABOOUE 実験解析により、格納容器内のエブコンル社音楽動を適正に評価できることを確認した。	本子ル (格納 原子原圧力容器外 FCI 現象に影響する項目としてエントレインメン を悪 かんり を	FFCIによって生じる圧力スパ 客下した溶酵炉心は床上全体に均 定されるため、個別プラントのペ 別した感度解析等の取扱いを行う トレインメント係数、上面熱流束 た感度解析を行った。評価の結 であることを確認した。評価の結 であることを確認したものであり、 そで感度を確認したものであり、 その、 を可能してなることを確認した を可能したものであり、 を可能してなることを確認したい をしたが、 をしたがである場合 をしたがはる侵食のばらつきがMA から、上面熱流束の感度に比べて 等別を良く再現できているものの がはを示す結果となった。ただし であり、実機の大規模な体系に のであり、実機の大規模な体系に いた着楽動を適正に評価できるこ とだ着楽動を適正に評価できるこ	
		養垣心細粒 力容器外下 プリ粒子熱 下部床面で この拡ぶり と格納容器 レ本の伝熱 トート分解及 上が入発生	
(大) ((((((((((か	1 dec 10 dec 100 /	

崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備
ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。 る。 解析では制御棒引抜に伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度のGW4/t での値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力分布変化の不確かさは考慮しない。 ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Hellstrandの試験等との比較から 7~9%であることを確認した。 利御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び炉物理試験時に行われた制御棒価値の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実効遅発中性子割合の不確かさは、起動試験時及び炉物理試験時に行われた制御棒価値の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実効遅発中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から 4%であることを確認した。		
一点近似動特性モデル (炉出力) 田力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空間効 果を考慮し二次元体系に締約 二次元 (RZ) 拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う相 対出力分布依存で考慮 熱的現象は断熱, ボイド反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 動物現象は断熱, ボイド反応度フィードバック効果	第1.4-8 表 APEXにおり 解析モデル し、高近似動特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元柱散モデル となってなななる。 に締約 こ次元(R2) 拡散モデル エンタルピステップの進行に 伴う相対出力分布核化で考慮 とかが、マブラ反応度フィードバッ ク効果は出力分布核存で考慮 度フィードバック効果は考慮 しない 三次元は数モデル 一点近似動特性モデル (炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 動特性計算では外部入力 動特性計算では外部入力 数の現象は断熱, ボイド反応 変定数は三次元体系の炉心を空間交 現かっプラ反応度フィードバック効果は 動特性計算では外部入力 は力分布は一次元体系に縮約 二次元(RZ) 拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う神 対出力分布依存で考慮 然的現象は断熱, ボイド反応度フィードバック効果 にが元(RZ) 拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う神 対出力分布依存で考慮 然的現象は断熱, ボイド反応度フィードバック効果 に対力が一様をで考慮 数的現象は対象に表慮 数的現象は対象に表慮 数的現象は対象でで表慮 数的現象は対象でで表慮 数的現象は対象ではカボルカ	
は力分布変化 田力分布変化 反応度フィードバッ カ効果 制御棒反応度効果	本分裂出力 大文製出力 大文 大文 大文 大文 大文 大文 大文 大	
が一般	(な) (立) (立) (五) (五) </td <td></td>	

h崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備表
不確かさ 「反応度投入事象評価指針」において燃料権内メッシュの 「制御棒落下」解析結果への影響は 0%と報告されており, 類似の事象である本事故シーケンスについても,影響はほ とんど生じないため, 考慮しない。 「反応度の誤投入」事象注挙動が緩やかであるために出力 上昇も小さく, 事象発生後はスクラム反応度印加により速 やかに収束するため, 除熱量に不確かさがあるとしても, 燃料エンタルピの最大値に対する影響はほとんどないた め, 考慮しない。 事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して十分小さ くなっていることから, 沸騰遷移の判定式の不確かさが燃 料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどないため, 考慮しない。 考慮しない。	下確かさ 不確かさ 不確かさ 下確かと報告されており、類似の事象である本事故シーケンスについても、影響は10%と報告されており、類似の事象である本事故シーケンスについても、影響は12とんど生じないため、考慮しない。 「反応度の誤投入」事象は挙動が緩やかであるために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収集するために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収まする影響はほとんどないため、考慮しない。 事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して十分小さくなっていることから、満騰緩移の判定式の不確かさが燃料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。	1る重要現象の不確かさ等(2/2) 不確かさ 「反応度投入事象評価指針」において燃料権内メッシュの「制御棒落下」解析 結果への影響は0%と報告されており、類似の事象である本事故シーケンスに ついても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。 「反応度の親投入」事象は挙動が緩やかであるために出力上昇も小さく、事象 発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさ があるとしても、燃料エンタルピの最大値に対する影響はほとんどないため、 寿慮しない。 事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなっていること から、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピの最大値に与える影響は ほとんどないため、考慮しない。	
解析モデル 熱伝導モデル 燃料ペレットー被覆管ギャップ 熱伝達モデル 単相強制対流:Dittus-Boelter の式 核沸騰状態:Jens-Lottesの式 膜沸騰状態(低温時):NSRR の実測データに基づいて導出さ れた熱伝達相関式 低温時:Rohsenow-Griffithの 式及びKutateladzeの式	第1.4-8 表 APEXにおける 整伝導モデル 熱伝導モデル 標準でレット-破覆管ギャッ の影 ア熱伝達モデル 単相強制対流: 「反 Dittus-Boelter の式 核沸騰状態: も, Jens-Lottes の式 魔沸騰状態(低温時):	第1.4-8 表 APEXにおける 解析モデル 熱伝導モデル 禁伝達モデル 単相強制対流:Dittus-B のelterの式 核沸騰状態:Jens-Lott 発生 esの式 限沸騰状態(低温時):NSR 考慮 たかた熱伝達相関式 低温時:Rohsenow-G に注fithの式及びKutから、 ateladzeの式	
重要現象 然料棒內溫度変 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	重要現象 然料棒內温度変化 沸騰遷移	重要現象 燃料棒内温度変化	
か 	次 	会 (学 (学	

拍崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉	備考
		・PRA結果の相対
格謝容器バイバス ス イインターフ エイスシステム IJCA)	パイパ ターイパ 香油度 新学校設 (インケーケンドン 海 新学な器に「トンドン 海 新学な器に「トンドン (インターフェイ スシステムLOC A) 燃料機器管温度 原子炉圧力 0 1 0 <tr< th=""><th></th></tr<>	
(報) (理) (数) (数) (数) (数) (数) (数) (数) (数) (数) (数	A 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本	
議能 LOCA時往水	- 	
	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
A レルナの A レル・ス A レル・ス		
1. O A S		
() () () () () () () () () ()	1日となるパラー 11 11 12 12 13 14 15 15 15 15 15 15 15	
(14年中ム T	1. 7-1 表 評価項目 1. 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	
	() () () () () () () () () () () () () (

	(子力発電所	6	/	7 号	炉		(20	017	. 12	2. 20)版)				東海第二	発電	所	(20)18. 9	9. 12	版)							島根	原子	力発	電所	Î.	2号	-炉					備考	
																																								PRA結果の	相
																											_													【東海第二】	
																												バイパーフェアムト	章温度 1	2											
															4 ? % ?	温度力及						Τ			7		1	格徴容器バイ/ス (インターフ: ス (インターフ: イスシステム] OCA)	燃料被覆管温度 医7年1十	原于炉压		0	0	0	I		0	1			
格徴容器ズイパメ (インターフェイスシアンソンドレン	然料被覆管温度 原子炉圧力	ı	0	0	0	ı		ı	ı	0	ı	I			イン 単数浸水に - フー最終ヒート	ク農失 3度 燃料被獲管 原子が圧力 砂温度 び温度	ı	0	0	0	1 1		0	1	※			C A 時注水喪失	燃料被覆管温度	-1A	力及び温度	0	0	0	1	1 1	0	1	-		
汗水機能	5倍温度5为5約容器			_			Τ,						祭	温	巻かま (インタンス)	LOCA) 燃料被覆管温 原子炉压力	1	0		0	1 1	I	0	ı	こない現	温	,	能 機能	1	m14-	压力	-			_				 : ない現		
能 Loca 時 喪失	変 燃料被覆管温度 原子炉圧力 器 原子炉格納容器 圧力及び温度		0				<u> </u>	<u> </u>		0	<u>'</u>	=	- 与えない現	る <u>る 重要現象</u> 数)(9/3))	間 及り及										河現象—	2 / 3)	が停止機.	燃料被覆管温度	7上/J 戸格納容	とび温度		1	1	I		0	0	- 響を与え		
7年上機1	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	0	0	ı	ı	ı			ı	0	0		な影響を	える重要車が)(盐	然料被覆管。 原子が圧力 格納容器圧 び温度		0		0			0		有意な	H	\subseteq	原子喪失	燃料初雨	原子加爾子太	压力及								 有意な影響		
70												\blacksquare	,に有意,	与スを事	P 機 計	1 度									7 6 - 1	A	る事故)	去機能	温度) 納容器	直度								-タに有		
崩壊熟除去機 喪失	燃料被覆管温度 原子炉压力 原子炉格納容器 压力及び温度	ı	0	0	0			1	ı	0	1	1	るパラメータ	2影響やアンドボル	## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ##	(0	0	ı	1	1 1		0	0	なるパラメ		それがある	崩壊熱除去減喪失	燃料被覆管温度	原子炉庄/ 原子炉格)	圧力及び温度	0	0	0	ı	1 1	0	1	- 2%ラメー		
部 選 要 要	温度 然* 項子 項子 項子 項子 項子 項子											\dashv	項目となる	有意な影んなかん	9 数	衛力田	1	0		0	1 1	1	0	1	1項目と	有意な	1	電源		□14±	赵								7		
全 交 源 関 東 失	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	ı	0	0	0			1	1	0	1	ı	一: 評価項	アターフタン	動力 制用 調 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等 等	盟 数 及 へ 然 原 格 ジ			0	0			0		- 計量: -	7	故に至る	全交流動力 喪失	燃料被覆管温度	原于炉压力 原子炉格納容器	圧力及び温度 	0	0	0	I		0	1	- 計価項目。		
が、対圧	燃料被覆管温度 原子炉压力 原子炉格納容器 压力及び温度		0	0									現象)	パブメング・		(禁火差頭					' '			'	[現象]	× 1.	る重大事故に	減圧機	五												
高圧 協能製失		,					<u> </u>						(重要	となるこれは	9 選	覆管温度 压力 器压力及		0		0				1	- 象 (重要	7531	ける重	÷	燃料被覆管温度	炉圧力	力及び温度	0	0	0	1		0	1	 重要現象)		
低圧注水失	燃料被覆管温度 原子炉压力 原子炉格納容器 压力及び温度		0	0	0				ı	0		.	える現象		1												におけ		然和	器 原力	压力				_				(重要		
	1									19年)	+		を与	7-1 表 評価項目(油転中の百字位)	7	然料被覆管温度 原子炉压力 格納容器压力及 び温度	1	0	0	0	1 1	1	0	ı	- 意な影響を与		の原子炉に	高圧・低圧注水機 能喪失	燃料被覆管温度		圧力及び温度	0	0	0	ı		0	ı	- 与える現象		
	評価指標		差圧流)	力	泥回衣					・代替注水設備含む)			タに有意な影響			詳 描 角 藤 窓 尼 茶 ひ		(編出	נג	返 な・			E 木 設		<u> タに有意</u>		(運転中の原	高 器 田 報			E7.						(9)				
価事象				, ド母変(١.					※・ 大 本 が			1	第 1.7.			/	流・差圧流)	ド率変化				・代替注水設		ブメト	第 1.7			評価指標					可消			設備含む				
地地		记量変化	冷却材放出(臨界流・	凝縮・ボイ	気液分離 (木位変化)	平衡	K .		構造材との熱伝達	と (給水米	くの拡散	<u>π</u> /	となるパラ	和区	無 樂		量変化	日 (臨界	・凝縮・ボイ	(水位後	十 便	り熱伝達	(給水系	酸水の拡散	果なるパ	AIL						差圧流	3変化				替注水		-4127		
	物理現象	冷却材流量変化	冷却材放	消職・湯	気液分離	気液熱非平衡	大幅 土間 日	压力损失 	構造材と	Eccs 洪米	ほう酸水	三次元効	F価項目		131		現象 冷却材流量変化	冷却材放出(臨界流	沸騰・凝緩	気液分離(水位変化)	気終熱非半側 圧力損失	造材と	ECCS注水(給水系・備含む)	う酸水の	三次元為三価項目と			評価事象				a 馬界流・	ドイド率	(水位変化)		推114	海·朱	*	1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1× 1		
	次顯							でま					·· ()				野 定			大容器 気 1								型	/	/	英	に 単炎 に 対出 (臨	産縮・力	能 (水布	卡平衡	F ・ 0 数化	- 7 ※ 3 × 2 × 3 × 3 × 3 × 3 × 3 × 3 × 3 × 3 ×	kの拡散	沙果 なる/		
																															物理現象	6444点里炎15 冷却材放出(簡	井騰・ 读	気液分離 (オ	気液熱非平衡	上力損矢 権浩材ンの執伝達	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む	ほう酸水の拡散	三次元効果 評価項目となるパラメ		
																													/	∽∭	_	原子后							: 評価.		
																											L		1	×1344.		₹11.4		/ 4/4 EV	- 020	~ — q	-1 (1177)	(1-30)	<u></u>		

							ю У	赵 及						٥/ ١١	,					—————————————————————————————————————	・PRA結果の相違
					# # # # # # # # # # # # # # # # # # #		津波浸水 に 最終ヒート ク喪失	族料被覆管温 原子炉圧力 格納容器圧力 び温度	1 0		0 0	ı		答称器パインインターフ	[日]	1 1			1	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	
			1	I	を確認し、多となる。		7 1 1	(2) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1			1 1	1		A時注水	置	1 0	1 ()	が性を確認。。	
I C		0		I	るない現 えない現 ついて有 ルぞれ重	第一覧	<u> শূন</u>	覆管温度 王力 器圧力及	1 (0 0	1	第一第 (2	※	n\/r					与えない現 について有 要現象とな	
- T	0	1 1		ı	影・多く	<u>1要現</u> (3/	25	盟度 然 原 所 が が が が が が が が が が が が が	8				重要現(子好停止	族科被覆管消 原子炉圧力 原子炉格納 圧力及び温度	* 1	0 1	1	I	 章な影響を 章した場合 i それぞれ重	
1 0	*0	0 0		I	○*! るパラメータに るパラメータに 留熱除去系が故 た場合には格納	響を与がある	原 配		*		1 1	ı	響が	※ ※	へ 料被覆管温度 子炉圧力 (子炉格納容器 力及び温度	1 0	*) 1	○** ペラメータに有 熱除去系が故f 納容器ベント/	
1 0		0 0		ı		に有意至るお	ee		1 0		0 0	ı	y理現象 	流動力電源	-16	1 0	0 0)		
1 0		0 0)	ı			(1 0		0 0	ı	し」と同一	水・減圧機	覆管温度 压力 格納容器 び温度	1 0				-	
1 0		0 0		ı	温等 (注, ごだ) アプー・プー・プー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー・ブー	ш 1, У	高压注水· 機能喪失	然料被覆管 原子炉圧力 格納容器圧 び温度			0 1	ı	F流・差圧流 	10000000000000000000000000000000000000						現象 (重要現 現象 (重要現では、「取水株 をは、、「取水株 を対が、残留業 で、差圧流)」	
		担	r I	κ.	有意な影響を 失」の有効性 にはサプレッ が出(臨界が	-1 表 評 転中の原		料被覆管温度 子炉压力容器 力 納容器压力及 温度			0 0	ı			ルスト な料核覆管 原子炉圧力 原子炉格が 圧力及び温	1 0	1 (※響を与えるが響を与える有効性評価ソ・プールが校田 (臨界が	
田の領域国の					### ### ### #########################	第1.7-		評 描		作称な布有財政用の礼型 サプレッション・プール冷却 気液界面の熱伝達	構造材との熱伝達及び内部熱 伝導 スプレイ冷却	放射線水分解等による水素・酸 素発生	%となる。 第1.7-1表(2/3)の「冷却材 第1.7- 第1.7- (潘甫	1	評価指標物理現象	冷却材放出 格納容器各領域間の流動	サプレッション・プール冷却 点泌財産の物に染	All Xが正めた。 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ユポリスや担	ハンアイIII-4- 放射線水分解等による水素ガス・酸 ガス発生	格納容器ベント 価項目となるパラメータに有意な身 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の 3が喪失した場合ではサブレッショ \$1.7-1 表 (2/3)の「冷却材材	
		物理現象 一 一 一 一 一 一 格納容器各領域間の流動 ○ ○ ○ 一 一 サブレッション・ブール冷却 一 ○ ○ ○ ○	や型現象 冷却材放出 - - - - 格納容器各領域間の流動 ○ ○ ○ - ○ サブレッション・プール冷却 - ○ ○ - ○ 気液界面の熱圧端ないの軸圧端ないの軸圧端 ○ ○ ○ ○ ○	(流動 (流動	物理現象 中型財政出 一	物理現象 一 <td> ○ ○ ○ ○ - ○ ○ - ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○</td> <td> ○</td> <td> 1. 1 1 1 1 1 1 1 1 1 </td> <td># 特別</td> <td># 特別を検討を検測的の機動</td> <td> 機能理解</td> <th> 特別的な</th> <td>### ### ### ### ### ### ### ### ### ##</td> <td> </td> <td>####################################</td> <td>## ### ### ### ### ### ### ### ### ###</td> <td> Particle Particl</td> <td> 中国</td> <td> STREAM AND PROPERTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROP</td> <td> 1992年 19</td>	○ ○ ○ ○ - ○ ○ - ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○	1. 1 1 1 1 1 1 1 1 1	# 特別	# 特別を検討を検測的の機動	機能理解	特別的な	### ### ### ### ### ### ### ### ### ##		####################################	## ### ### ### ### ### ### ### ### ###	Particle Particl	中国	STREAM AND PROPERTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROPETTY AND PROP	1992年 19

等刈 羽	原子	力発	電所	Î (6 /	<u>~ 7 +</u>	号炉		(20)17.	12.	20	版)			月	東海第	三至	色電所	<u>F</u>	(201	8.9	. 12)	版)_								i 根原	冥子 フ	力発1	電所_	2	号炉	i 					備考
容融炉心・コンクリート相互作用	クリート侵食量		1 1	1 0)	0 () I	0	0	1 0		ı	1 1	る重大事故) (1/5)	- 10 %	ンクリート侵食量	1	1 1	1 0		0 0	1 (1 (重大事故) (1/5)	 相互作用	コンクリート侵食量		1 1	1 (0 1	0 0		0 0			I			
水素燃焼 溶膠	酸素濃度コン		1 1	1 0)	0 ())	0	0	1 0	0	I		£ \$		酸素濃度	I	1 1	1 0	1	0 0	1 (0	1 0		1 1	- な影響を与えない	10	A 茶	酸素濃度:	1	1 1	1 (0 1	0 0)	0 0) (0 0	ı		な影響を与えない現象	
原子が圧力冷器をひり冷酷 燃料一冷却材相互作用	原子炉格納容器压力	1	1 1	1 0) 1	0)))	0	0	1 0	0	ı	ー ー なるパラメータに有意な影	8一覧(運転中の原子炉に		格納容器圧力	ı	1 1	1 0	1	0 0	1 () ()	1 () (0	1 1	となるパラメータに有意	一覧(運転中の原子炉におけ	原子炉圧力容器外の溶融 燃料ー冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	1	1 1	1 (0 1	0 0)	0 0) (0	I		となるパラメータに有意な	
同庄俗融物双田/ 格勒 容器雰囲気直接加熱	原子炉压力	1	1 1	1 0)	0 () I	0	0	1 (0	ı			容融物質用気面	原子炉压力	ı	1 1	1 0	1	0 0	1 (1 (1 1			に 高圧溶融物放出/格 と 納容器雰囲気直接加 数			1 1	1 (0 1	0 0)	0 0		0	ı		一:評価項目	
る静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及 び温度	1	1 1	ı) [0)	0	0	ı	0	ı		子に有意な影響を	雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器 高 過圧・過温破損)	格納容器圧力及び温度	1	1 1	1 0	1	0 0	1 (1 0		1 1	を与える現象 (重要	タに有意な影響を	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器温圧・過温を増	原子炉格		1 1	1 (0 1	0 0)	0 0) (0	ı		: 与える現象 (重要現象)	
評価事象	分 類 物理現象	核分裂出出土人生	が ロハガル炎化 心 反応度フィードバック効果		DASKT.: 三次元効果	燃料棒內温度変化	が				な		111100	-2 表 評価項目となるパラメー	評価事象	評価指標	核分裂田 4.7.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4		制御棒反応度効果崩壊熱	効果			然科被覆管燃料被覆管		気液分離 (水位変		三次元効果 評価項目となるパラメータに有意な影響	2 表 評価項目となるパラメーク	評価事象	新信 新 新 新 新 新 新 新 和 新 和 新 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和 和	核分裂出力	出力分布変化 反応度フィードバック効果		崩壊熱三次元効果	燃料棒內温度変化 燃料棒表面熱伝達	沸騰遷移	燃料被覆管酸化燃料被覆管液形	三次元効果	那勝・ホイト半変化 気液分離(木位変化)・対向流	液熱非平衡土場土		評価項目となるパラメータに有意な影響を与え	
		ı				l								第 1.7-		公類		序令	(極)		<u></u> 一	 Ō (≹	(菜)		<u>萨</u> (蒸/規	<u>(1)</u>	第 1.7-2		少 擬		萨ሳ	(類)		ŢĒ) Ç,	(萨勺	(紫泥			

崎刈羽原	原子力	発電	所_	6/	7号	·炉	(2	017.	12. 2	80版)			東	海第	二発電	重所_	(20	18. 9. 12	2版)						島 ⁷	根原	子力	発電	折_	2号	炉			備者
溶融炉心・コンリー ト相互作用	コンクリート侵食量	1	1	1	1	ı	I	*	ı	 ・現象 含む) を実施せず, そ ならない。	重大事故) (2/5)	融炉心・コンリート 互作用	クリート侵食量		1	1 1	l	1 1	*	ı		大事故) (2/5)	溶融炉心・コンリート 相互作用	コンクリート侵食量	1	1	1 1		1	1				
水素燃焼	酸素濃度	1	I	1	I	ı	ı	0	ı	/響を与えない ・代替注水設値 は重要現象とた	\$113	本素燃焼 福五 相互	受機度 コン			1 1			0	ı	- 響を与えない現象 含む)を実施せず, 要現象とならない。	っておける重大	水素燃焼	酸素濃度	ı	ı	1 1		ı	ı	0		では、 では、 では、 では、 では、 では、 では、 では、	
原子炉圧力容器外の溶融 燃料ー冷却材相互作用	原子炉格納容器压力	I	I	1	1	ı	1	I	ı	るパラメータに有意な よ, ECCS 注水(給水系 ・代替注水設備含む)	・覧(運転中の原子炉に	- 炉圧力容器外の溶 終年 - 冷却材相互作 水素	納容器圧力 酸素		1	1 1	1	1 1	ı	1	- :るパラメータに有意な影響 : (給水系・代替注水設備 代替注水設備含む) は重	覧(運転中の原子炉に	原子炉圧力容器外の溶融 燃料ー冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	1	1	1 1	ı	1	I	ı		· •	
高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力	I	0	I	ı	ı	ı	ı	I	- : 評価項目とな - ケンスにおいて ccs 注水(給水系	を与える重要現象一	容融物放出/格納 融级雰囲気直接加熱 開機	原子炉压力格線		0	1 1	1	1 1	ı	ı	- (象) - : 評価項目とな おいては、ECCS注水 ECCS注水(給水系・	1	高圧溶融物放出/格 原子納容器雰囲気直接加 燃料		1	0	1 1	1	ı	ı	ı	- - : 評価項目と	ECCS用	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及 び温度	I	I	I	1	ı	ı	0	I		:一夕に有意な影響	雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容 器 容器 過圧・過温破損)	格納容器圧力及び温度	I	1	1 1	1	1 1	0	I		な影響	雰囲気圧力・温度による る静的負荷(格納容器 編通圧・過温破損)	常压力及	1	1	1 1	ı	1	I	0		0事故シーケンスにおいては,	
評価事象	評価指標 物理現象	冷却材流量変化	冷却材放出(臨界流・差圧流)	沸騰・凝縮・ボイド率変化し深く離・すむ浜	XitX分配・Albun 気液熱非平衡	压力損失	構造材との熱伝達	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	ほう酸水の拡散	ニャルが来 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 評価事象「溶融炉心・コンリート相互作用」の有 の有効性を確認していることから,当該の事故シ	1.7-2 表 評価項目となるパラメ		分			が	気液熱非平衡	が が し 安 精造材との熱伝達		(ほう酸水の拡散	三次元効果 ○:評価項目となるパラメータに有意な影! ※ 評価事象「溶融炉心・コンクリート相 を確認していることから,当該の事故	.7-2 表 評価項目となるパラメ	評価事象		冷却材流量変化	冷却材放出(臨界流・差圧流)	沸騰・凝縮・ボイド率変化気液分離・対向流	気液熱非平衡	圧力損失	構造材との熱伝達	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	ほう酸水の拡散	回する、1975年のインストから、当該のの有効性を確認していることから、当該の	
	分類	1	耐 小店	压力	〜路 (逃が-	し安全	朱何.		○ ※ ··· 1. ··· 指 0	無											第 1		分類		原子后	が圧力	外路 (美			(弁合)			

拍崎刈	羽原	子力	発電	重所	6	/ 7	— 号炉	<u> </u>	(2017. 12. 20 版)			東泊	毎第二	二発電	重所	(2	018.	9. 1	2版)				島村	艮原于	<u></u> 一力 §	光電,	 听 2	2 号炉	1
									_	(3/5)										3 / 5)		侵食量						- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	
溶融炉心・コンクリ 一ト相互作用	コンクリート侵食量	ı	ı	1	ı	1	1 1	1	 現象 する場合」と「代替循 循環冷却系を使用しな 解析条件の不確かさと ことから,当該の事故	る重大事故	溶融炉心・コンクリート相互作用	コンクリート侵食量	ı	1 1	1	ı	1	I	1. 1. 1. 1.が、代替循環冷却 の不確かさとして ることから、当該	る重大事故)(溶融炉心・コト相互作用	コンクリート	ı	1	1	1	1 1	18条 用する場合」と「残留 用する場合」と「残留 が代替除去系を使用し 解析条件の不確かさ ることから、当該の事	
水素燃焼	酸素濃度	1	0	0	ı	ı) #	» «	- デット	子斯におい	大素燃焼 	酸素濃度	1	0 0	- 1	ı	0 %		- ** :	子炉におけ	水素燃焼	酸素濃度	1 (0	ı	ı	O *C	M 型	
原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 互作用	至1773 原子炉格納容器圧力	1	0	1	ı	1	1 1	1			※ エンとも2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	格納容器圧力	ı	0 1	1	1	ı	1		一覧(運転中の原	原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 互作用	原子炉格納容器圧力	1 () 1	1	I	1 1	- 一 インス インス インス インス インス インコン マション マション ドウェン・アンコン ドウェン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン・アン	
高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	原子炉压力	ı	1	1	I	ı	1 1	ı	- : 評価項目と 後担)」の有効性評 却系を使用する場合 指標への影響につい は, 格納容器ベント	1000年第一	高圧溶融物放出人格納 融級料 谷器雰囲気直接加熱 田	原子炉压力	ı	1 1	1	1	ı	ı	-	与える重要現象-	高圧溶融物放出/格 納容器雰囲気直接加 熱	原子炉压力	ı	l l	ı	ı	1 1		
雰囲気圧力・温度に よる静的負荷(格納容 器温圧・過温砂塩)			0	·*O	0	0	(紫)		英現象 下・過 の 対 におい、 ない。	管な影響をお		格納容器圧力及び温度	ı	0 ~	0	0	1 %		象 (重要サ 内容器過圧 28 しており, 10 重要現象 り評価指標。 - ケンスにご	タに有意な影響を	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及 び温度	1 () *O	0	0	0 **	五 五 子 子 子 子 二 り ご ま ま ま ま っ に ま っ ま っ 。	
排価事象	評価指標物理現象	冷却材放出	格納容器各領域間の流動	サブレッション・プール冷却		造材との	スフレイ台却 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス	年格納容器ベント	作品を添入ント 作品を添入ント いまでは、		市市	- 1	冷劫材放出	格納容器各領域間の流動 +プレッション・プール冷却	液界面の熱伝達	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	スプレイ冷却 放射線水分解等による水素・酸素発		格納容器ペント : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格格 替循環冷却系を使用できない場合」の有効性を確請 系を使用できない場合は格納容器ペントがぞれぞ。 整理し、評価指標への影響を確認する。 野価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事故シー の事故シーケンスにおいては、格納容器ペントは、	評価項目となるパラメー		評価指標	放出 	the that is the wild community サプレッション・プール冷却	気液界面の熱伝達	1との熱伝達及び内部熱伝導	スプレイ台却 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発	影響を与える る静的負荷 を確認して未 現象となる。 水素ガス・ 面の評価事古 は重要現象と	
	次顯			壓↑	小 产物	· 秦 俠 目			○※ ※ ※ □○ □ ○ ※ ※ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □	第1.7-2	:	ク類			泰 套	路物			○ ※ ※ ※ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □	第1.7-2表		分 類 物理現象	冷却材放出		小 气液界 炉			本 本 本 本 本 本 本 本 本 本	

崎刈羽	原子	力発制	電所_	6	/7	7 号灯	F	(20	17.	12. 20 版)			東海	第二	発電	所	(20	18. 9). 12	版)				ļ	島根原	原子	力発	電所	. 2	号灯	F		備者
溶融炉心・コンクリ 一ト相互作用	コンクリート侵食量	0	ı	ı	I C		0	ı	0	現象 が, 当該物理現象によ 解析条件の不確かさと - ス 舌 十 重 払) (4 / E)	里 八 寺 収) (4 /	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	コンクリート侵攻重	0 1	1	1	0	0	0	1 (有意な影響を与えない現象 有意な影響を与えない現象 理現象の発生に至らないが、当該物理現 炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作 が焼」において、解析条件の不確かさとし	重大事故)(4/5)	溶融炉心・コンクリー ト相互作用	コンクリート侵食量	0	1	1 1	0	0	0		が,当該物理現象による評価解析条件の不確かさとして整	
水素燃焼	酸素濃度	0	I	ı	ıc) [0**2	0	さない。これ、これ、	\$ 	世男	酸素濃度	0 1	ı	ı	0			× (な影響を与えない 象の発生に至らな 力容器外の溶融燃 において,解析条	子炉における	水素燃焼	酸素濃度	0	ı	1 1	0	1		2	ない、つ、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、し、	
原子炉圧力容器外の 溶融燃料ー冷却材相 互作用	原子炉格納容器压力	0	I	I	I C) I	0	I	ı	なるパラメータに有意な影響を与, 面では、当該物理現象の発生に至一の有効性評価の中で確認できる。 では、評価事象「水素燃焼」にお!	児 児 	发 华尔昭 压 七	容響容器圧力) I	1	ı	0		0	1	夕談原 素 一に牧子	- 覧(運転中の原子炉/	原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 互作用	原子炉格納容器圧力	0	1	1 1	0	ı	0		では,当該物理現象の 効性評価の中で確認で には,評価事象「水素/	
高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	原子炉压力	0	0	0	I C	0	0	I	1	要現象) - : 評価項目となるパラメ氏・過温破損)」の有効性評価では、当出人格紗容器雰囲気直接加熱」の有効性 リの評価指標への影響については、評価 リ級歌 カ ト ン ス 市 田 田 色 一 瞬 ()	# M M M M M M M M M M M M M M M M M M M	四人在日十	原子如压力	0	0	I	0	0	0	I		・与える重要現象-	高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	原子炉压力	0	0))	0	0	0		破損)」の有効性評価 :囲気直接加熱」の有 指標への影響について	
雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	0	ı	ı	I C	*	0**1	発 ○*2		重過数生	1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	見	.	0 1	1	ı				7 (-タに有意な影響を	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	0	1	1 1	0		***	○**2 ○ ○ ○ 五現象 (重要現象)	j (格納容器過圧・過温 p融物放出/格納容器雰 酸素ガス発生」の評価	
新仙事 第	類 物理現象	リロケーション	原子炉圧力容器内 FCI(溶		2 谷電炉での再臨外谷 横治杖との数伝達	が 下部プレナムでの溶融炉心の熟伝達	原子炉压力	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス 牛.	原子炉压力容器内 PP 举動	に は な な と は は は な め ひ し と は ま ま は と し と し に 単 油 斑 樹 田 声 声 樹 田 声 声 軽 増 上 野 樹	1-2 女 計画項目のようハノ	禁便指標) (注) (注) (注) (注) (注) (注) (注) (注	リロケーション 原子炉容器内FCI (溶融炉心細粒化)		圧 力 溶融炉心の再臨界 容	器 構造材との熱伝達 行			放射線水分解等による水素・酸素発生	原子が圧力谷部内F年動 ○ ○	7-2 表 評価項目となるパラメー	沙仙事 象	評価指標		[w] [w]	原子炉容器内FCI(テフリ粒子熱伝達) 溶融炉心の再臨界	6	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	原子炉圧力容器破損 おもれる かまゴラッ	版射線水分階等による水※ガス・酸※ガス始生 生 原子炉圧力容器内FP挙動 貧目となるパラメータに有意な影響を与え	評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では,当該物理現象の発生に至ら 指標への影響については,評価事象「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の有効性評価の中で確認できる。 物理現象「放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生」の評価指標への影響については,評価事象「水素燃焼」におい 理し,評価指標への影響を確認する。	
	√/**K			- ⊀< 11/1	/ V/A ⊒\E	175.±	-++-	(/ /		# # # # # # # # # # # # # # # # # # #		1										第 1.7		分類		厨 小	炉圧力	(体略	(産心	損傷%	(A)	※ ※ 2	

<u> </u>	羽原于	户刀 多	光 電	<u> </u>	6,	<u> </u>	一			(20)	17.	12.	又)			<u> </u>	東海	<u> </u>	発電	加_	(2)	018.	9. 12	版)_						- 島村	退原	<u> 子</u> ナ	7発行	電 か	2	2.号/	<u>炉</u>				
容融炉 ウ・コンクリート相互作用	コンクリート侵食量	1	ı	0	C	0	ı	0	0	0	ı	1		る重大事故) (5/5)	容融炉心・コンクリー ト相互作用	コンクリート侵食量		ı	0	1 () ()	0	0 0	1		なで ない くい ない ない ない ない ない ない ない カン・コングリー		コンクリート侵食量	1	1 (0	0	1	0	0 0)		2 、当該物理現象による評価 有効性評価の中で確認でき	
水素燃焼	酸素濃度	ı	1	ı	1	ı	1	ı	ı					の原子炉におけ	水素燃焼	酸素濃度		1	-				-	I *	1	(記録を与えなは、当該を理別 は、当該を理別 五作用」「溶融 五作用」「浴配	50		酸素濃度	1	1		I		ı	I	1 8		0	撃を与えない現 生に至らないが ト相互作用」の	
原子炉圧力容器外の溶融 燃料ー冷却材相互作用	原子炉格納容器压力	ı	ı	I	С	0	ı	ı	1	ı	ı	1	はという。	一覧(運転中の原	5圧力容器外の溶 4-冷却材相互作	8納容器圧力		1	ı	1 0) ()	1	1 1	1	となるパラメータに有意た 素燃焼」の有効性評価では 外の溶融燃料-冷却材相 1942 1945	いたれている 出来 しい 子が圧力容器外の	作用	原子炉格納容器圧力	1	1	1 1	0	0	1	1	1	1 1		パラメータに有意な影響 ?は, 当該物理現象の発 溶融炉心・コンクリー	
高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	原子炉压力	ı	I	1	ı	1	ı	1	1	1	ı	-	ト相互作用」の有効	・与える重要現象・	原子炉, 所在溶融物放出/格納 融線科 路器雰囲気直接加熱 用	原子炉圧力格		-	I	1 1		1 1	1	1 1	1	- : 評価項目 (大) 及び「水原子が下水原子が圧力容器 (大) 大 年 田 相名	た。	HT	原子炉压力	ı	ı	1 1	1		1	1	1		1	—:評価項目となる、 核損)」の有効性評価で —冷劫材相互作用」,「	
が国気子が る静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及 び温度	ı	I	I	*C		ı		1%) N	ı			タに有意な影響を	雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器 容器雰 過圧・過温破損)	温度		ı	1	ı *) (: 	* 0	* *	1 4	(重要現) (重要現) 評価事	→ 水/ ■・温度により(格納容器		原子炉格納容器圧力及 び温度	1	I	1 1	**	1**	1		* * *		0	タに有意な影響を与える現象(重要現象) — :評価項目となるバラメータに有意な影響を与えない現象・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では,当該物理現象の発生に至らないが,は, 評価事象「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」,「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有	
評価事象	評価指標物理現象	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり 本質機光極や姿勢 項貨	Lintelation Citems, 改成 原子衍圧力容器外 ECI(淡摩厄小舖的化)		納容器直接接触	容融庁心と格納容器下部プール水との伝熱	1/1	ト分解及び	容融がいの再臨界	原子炉格納容器内 FP 拳動	評価指標への影響については、評価事象	2 表 評価項目となるパラメー	雰囲 を	評価指標	物理現象原子が正力容器破損後の高圧溶融が	心放出 格納容器雰囲気直接加熱	格納容器下部床面での溶融炉心の拡 がり	内部構造物の溶融,破損 原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒		伝達) 格納容器直接接触		容融炉心とコンクリートの伝熟コンクリート分解及び非総縮性ガス	溶形容融がある再臨界	作新谷番内IV学期 作都各番内IV学期 評価項目となるペラメータに有意な影響 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的が、当該物理現象による評価指標への景相互作用」の有効性評価の中で確認できる 末 評価 百日 レ た ス ペニュー	2 三 正 次 正 し 9 9 / / / 学 三 正 次 正 し 9 9 / / / 学 三 正 次 正 し 9 9 / / / 学 三 正 次 正 し 9 9 / / / / / / / / / / / / / / / / /	部任力重	計画指標 原物理現象	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	格納容器雰囲気直接加熱	格納谷猫下部水面での溶離炉心の払かり 内部構造物の窓跡 砂相				施	溶融炉心とコンクリートの伝教コンクリートの伝教コンクリートン細光が計画器がディン教件	コンシリードガヸ及の光戦補圧がへ出土 溶離炉心の再臨界	(中間が、ピップロ間の) 原子炉格納容器内FP挙動	評価項目となるパラメータに有意な影響を与え、 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 指標への影響については、評価事象「原子炉 z	
	分類			壓子	戸布:	老体 品	得 (正	小品	五666%	亥)				第 1.7-		· 农			<u>.</u>	——— ~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	7 紹						- :	<u> </u>	分類						(屋、						Š

第1.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそ れがある事故)

	評価事象	反応度の誤投入
分類	物理現象	燃料エンタルピ
	核分裂出力	0
	出力分布変化	0
炉心	反応度フィードバック効果	0
核	制御棒反応度効果	0
	崩壞熱	_
	三次元効果	_
	燃料棒内温度変化	0
炉	燃料棒表面熱伝達	0
心	沸騰遷移	0
(燃 料	燃料被覆管酸化	_
	燃料被覆管変形	_
	三次元効果	_
	沸騰・ボイド率変化	_
炉心	気液分離(水位変化)・対向流	_
(熱流動	気液熱非平衡	_
孤動)	圧力損失	_
	三次元効果	_
	冷却材流量変化	_
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	_
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	_
原逃が	気液分離(水位変化)・対向流	_
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む	気液熱非平衡	_
全 弁	圧力損失	_
名おむ	構造材との熱伝達	_
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	_
	ほう酸水の拡散	_
	三次元効果	_

^{○:}評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

第1.7-3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそ れがある事故)

	評価事象	反応度の誤投入
分類	評価指標 物理現象	燃料エンタルピ
	核分裂出力	0
炉	出力分布変化	0
心	反応度フィードバック効果	0
(核	制御棒反応度効果	0
_	崩壞熱	_
	三次元効果	_
	燃料棒内温度変化	0
炉	燃料棒表面熱伝達	0
心	沸騰遷移	0
燃 料	燃料被覆管酸化	_
Ü	燃料被覆管変形	_
	三次元効果	_
炉	沸騰・ボイド率変化	_
心	気液分離 (水位変化)·対向流	_
熱法	気液熱非平衡	_
流動	圧力損失	_
	三次元効果	_
原	冷却材流量変化	_
子炉	冷却材放出 (臨界流·差圧流)	_
圧力	沸騰・凝縮・ボイド率変化	_
容	気液分離 (水位変化)·対向流	_
器(逃	気液熱非平衡	_
が	圧力損失	_
し 安	構造材との熱伝達	_
全 弁	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	_
含	ほう酸水の拡散	
ts)	三次元効果	

- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)
- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

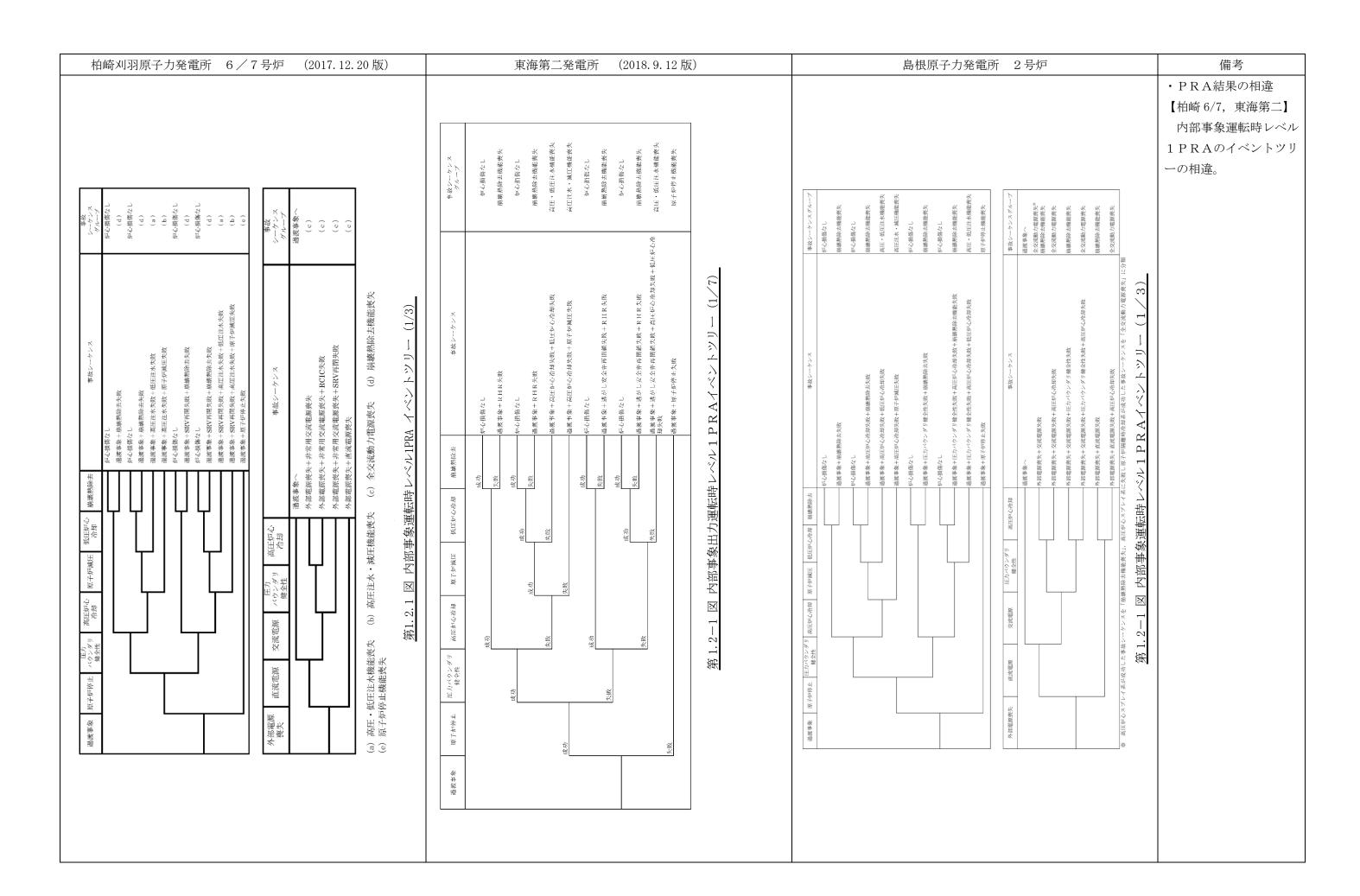
第1.7-3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそ れがある事故)

島根原子力発電所 2号炉

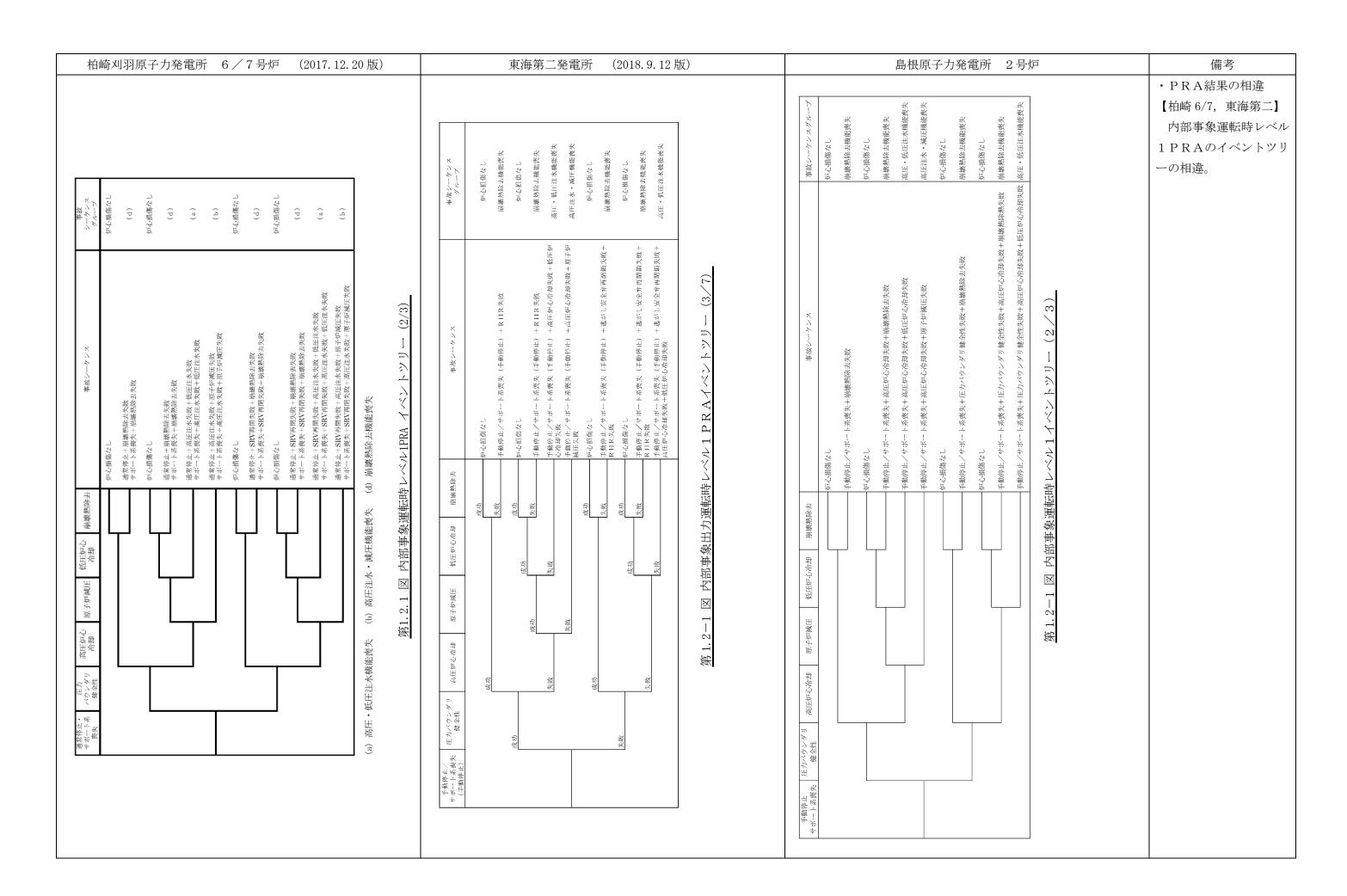
	評価事象	反応度の誤投入
分類	評価指標 物理現象	燃料エンタルピ
	核分裂出力	0
	出力分布変化	0
炉心	反応度フィードバック効果	0
核	制御棒反応度効果	0
	崩壞熱	_
	三次元効果	_
	燃料棒内温度変化	0
炬	燃料棒表面熱伝達	0
炉心(沸騰遷移	0
(燃 料	燃料被覆管酸化	_
	燃料被覆管変形	_
	三次元効果	_
	沸騰・ボイド率変化	_
炉 心	気液分離(水位変化)・対向流	_
(熱流	気液熱非平衡	_
動	圧力損失	_
	三次元効果	_
	冷却材流量変化	_
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	_
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	_
原子炉圧力容器というである。	気液分離(水位変化)・対向流	_
原子炉圧力容器処がし安全弁含む	気液熱非平衡	_
全弁	圧力損失	_
器 含む)	構造材との熱伝達	_
_	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	_
	ほう酸水の拡散	_
	三次元効果	_

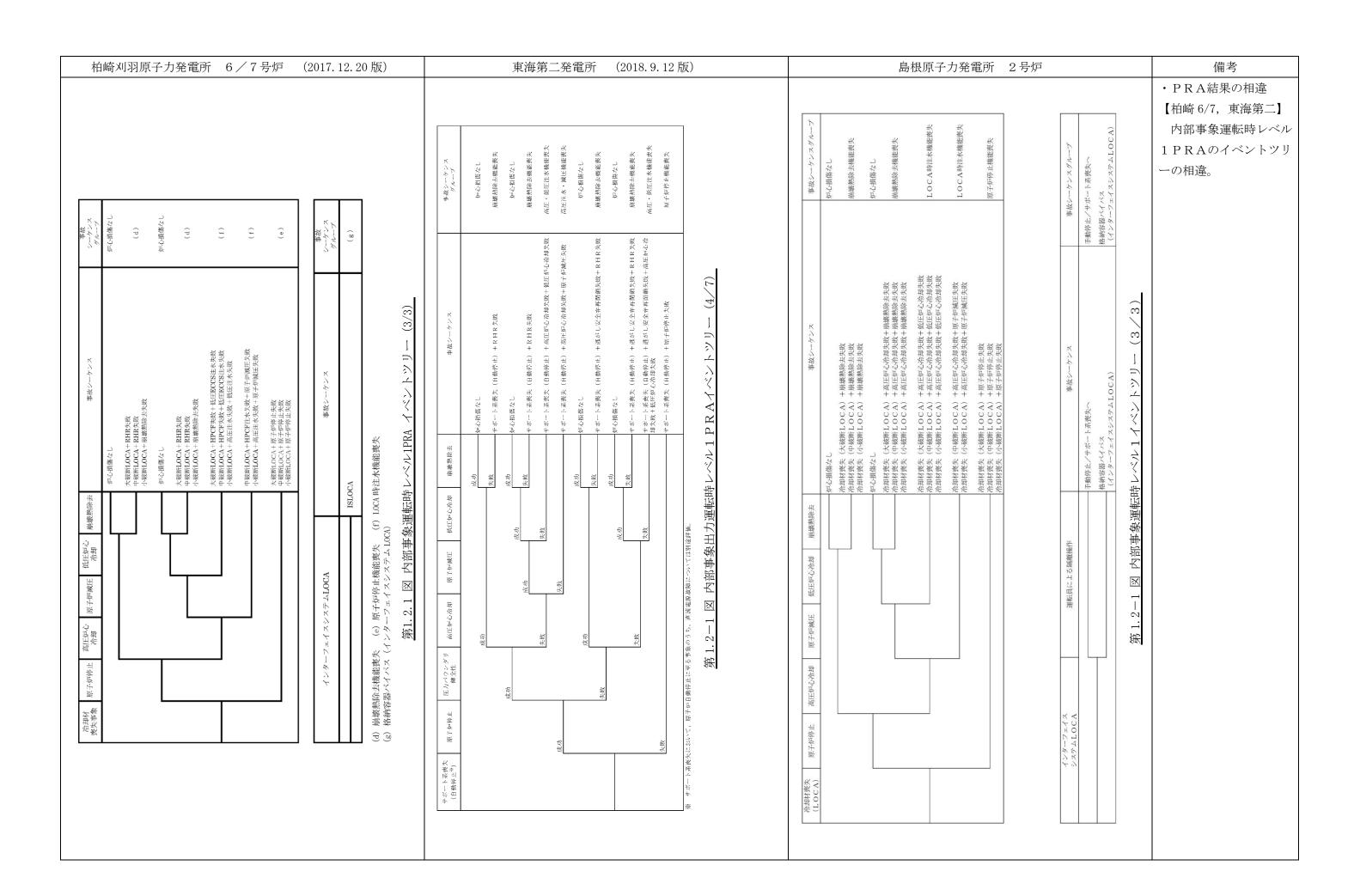
- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重一:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

^{- :} 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	事校シーケンス グループ 過渡事象へ 崩壊熱除去機能喪失(TBW) 全交流動力電源喪失(長期TB) 全交流動力電源喪失(TBU) 衛域熱除去機能喪失(TBU) 角線熱除去機能喪失(TBU) 角線熱除去機能喪失(TBU) 原了炉停止機能皮失(TBD)		
	(4) (11 P C S 成功)		
	株 原力 成功 株功 大阪 大阪 大阪 第1.2-1 図		
	外部 副		

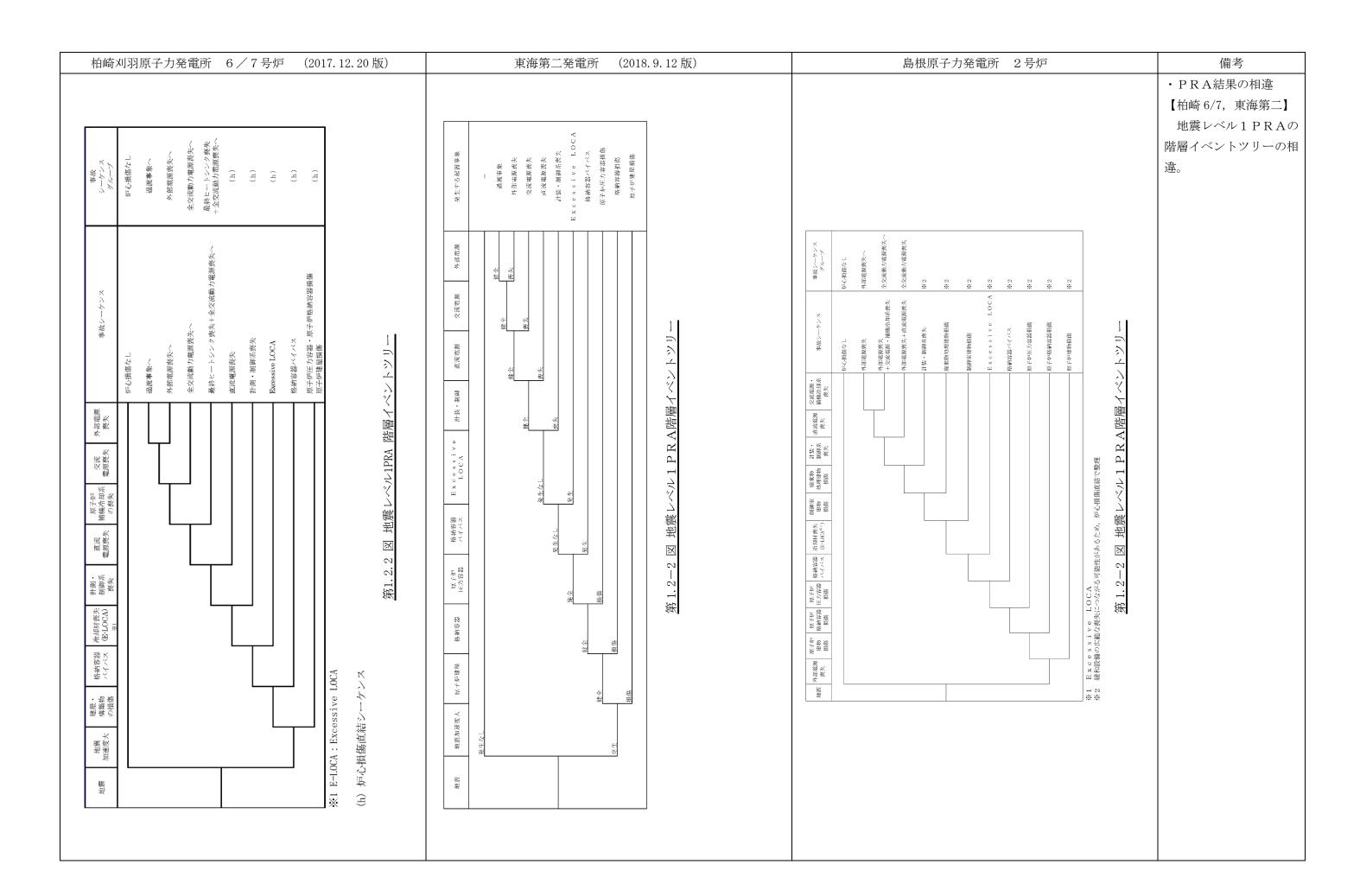


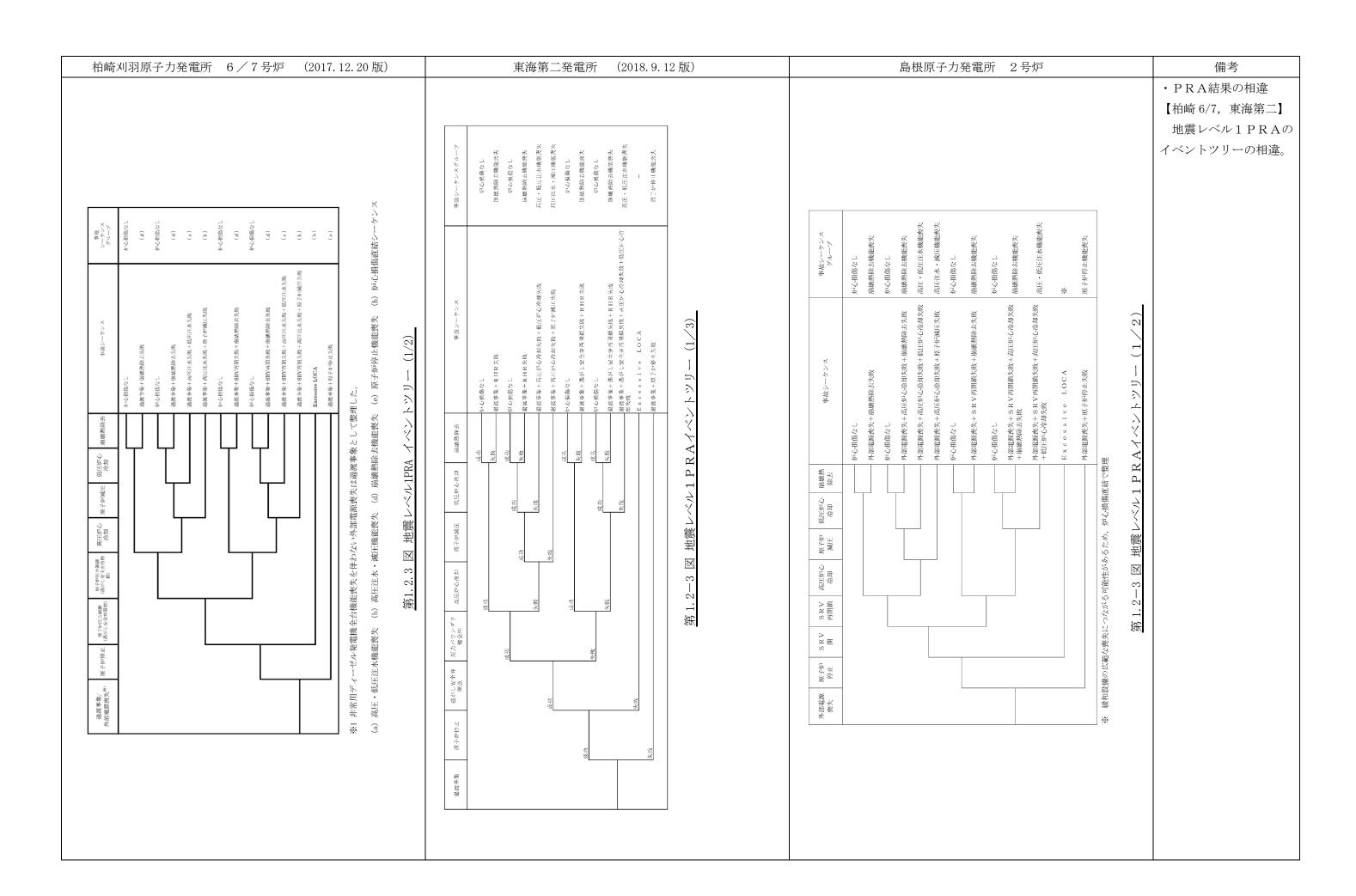


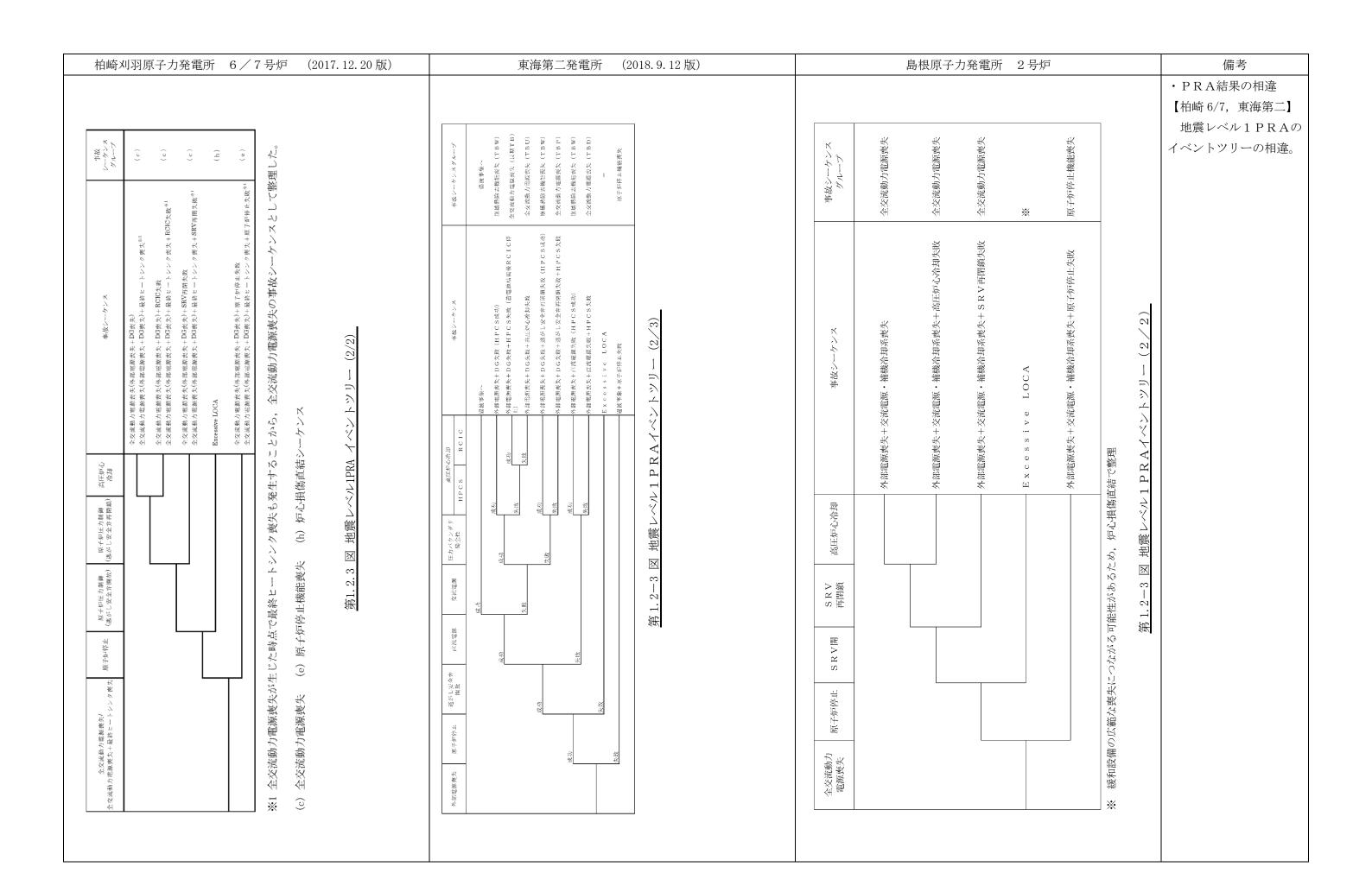
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	TIPCS RCIC	島根原子力発電所 2号炉	備考
	・ ボート系製失 (直流電源枚解) 原 「が停止 成功 大敗 交流電源 成功 大敗 E.D.ペウンダリ 機や性 大助 第 1.2-1 図 内部		

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
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	(本) (***********************************	島根原子力発電所 2号炉	備考
	大成断 原子が停止 高圧が心冷却 低が 株成 株成 株成 株成 株成 株成 株成 株		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	事故シーケンス タループ 格静容器 バイバス (インターフェイス システム LOCA)		
	# # # シーケンス インターフェイスシステムLOCA 1 P R A イベントッリー (7/7)		
	4ンターフェイスシステムLOCA 第1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル1		







事故シーケンスグループ 崩壊熱除よ機能喪失 (TBW) 令交流動力電源喪失 (長期TB) 令交流動力電源喪失 (TBU) 崩壊熱除よ機能喪失 (TBV) 全交流動力電源喪失 (TBV) 全交流動力電源喪失 (TBV) 全交流動力電源喪失 (TBV) 全交流動力電源喪失 (TBV)	
交流電影技夫 版子がりを介 施設 様かし安全弁 ほかくシグラ 所下のころが (電力) 所工のころが (電力) 所工のころが (電力) 所工がらかます (電力) 所工がりかます (電力) 所工がりついる (電力) 所工がりついる (電力) 所工がりついる (電力) 所工がりついる (電力) 所工がりいる (電力) 所工がりついる (電力) 所工がりいる (コーナンス) 所工がりついる (コーナンス) (コーナンス) 所工がりついる (コーナンス) (コーナンス) 所工がりついる (コーナンス) (コーナンス) (コーナンス) <td></td>	
	原子部分に

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所	2号炉備考・PRA結果の相違
事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 過渡事象へ ^{※1} 建波高さ 4.2m~6.5m~	発生する起因事象 	最終状態し	「特殊 A 編 来の 特達 【柏崎 6/7, 東海第二】 津波レベル1 PRAの 階層イベントツリーの 達。
指数シーケンス 損傷なし 事象へ ^{※1} 本の		炉心損傷なし ※	
5起因事象 事象発生なし ① ②+② 9+③+④ 3+④+⑤ 3+① 直流電源 な別イベント	*** **	事故シーケンス炉心損傷なし直接炉心損傷に至る事象	炉心損傷直結事象として整理 ✓ベル1PRA階層イベントツ
4.2m 3.5m 3.5m 3.5m 8.00 を整理した。 3.5 を交流動力電源費 4 図 津波レベル1PRA	原子が離屋内浸水 (T. P. +22m~24m) 発生なし 窓生 図 津波レベル7		る 対 (な、 (な、 (な、) (な、) (は) (は) (b) (
清波高き 12m 6.5m 4.8m 4.2m 3.5m 発生する 3.5m 2.1m 3.5m 2.2m 3.5m 3.5m	が連提損傷 (T.P. +24m~) 発生なし 発生 (エ.P. +24m~) (第 1. (第 1. (第 1. (第 1. (第 1.)	直接炉心損傷に至る事象 津波高さ EL20m以下 津波高さ 建波高さ 建波高さ	緩和設備の広範な喪失につながる可能性があ第1.2-4
神波高さ 12m 未満 → 以上	(神 後 (神 後) かい が か か か か か か か い が が か い か い が い い い い	兼 数 器 B	※ 緩和設備の広範

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
#後シーケンス カループ フォープ フォーブ (a) (b) (b) (b) (b) (c) (d) (d) (d) (d) (d) (d) (d) (e) (f) (f) (f) (f) (f) (f) (f) (f) (f) (f	事後没本による最終ヒートシンク更失 は後没本による最終ヒートシンク更失 権後没本による最終ヒートシンク要失		・PRA結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の津波 P Aでは、評価対象とす 起因事象に対して炉心 傷に直結する事象のみ 抽出されたため、イベ トツリーを作成していい。
### ### ### ####### #################	市校シーケンス 最終ヒートシンク度矢 (番電池标満後RCIC停止) 最終ヒートシンク度矢+高圧炉心高湖失版 最終ヒートシンク度矢+造がし安全介再開鎖大阪 一		
	成功 成功 集全性 高圧が心冷却 大阪 大阪 大阪 第1.2-5 2 建茂 大阪 1.2-5 2 建茂 1.2-5 2 2 2 2 2 2 2 2 2		
#接跡3 ************************************	 		

