

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
添付資料1.1.1 玄海3/4号炉の重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について			×	否	2章～5章の各本文で示しており、東海第二は不要と判断。
添付資料1.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について		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て	○	—	
		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て	—	—	
		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な耐性について	—	—	
		添付資料1.2.4 格納容器破損防止対策の各評価事故シナリオにおける評価項目について	—	—	
添付資料1.2.2 定期検査工程の概要	添付資料1.2.1 定期検査工程の概要	添付資料1.2.5 定期検査工程の概要	○	—	
		添付資料1.3.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定について	—	—	
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毎の成立性確認結果について	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毎の成立性確認結果について	添付資料1.3.2 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について	○	—	
		添付資料1.3.3 事象発生時の状況判断について	—	—	
添付資料1.3.2 運転員等の操作余裕時間に対する解析上の仮定について		添付資料1.3.4 運転員等の操作時間に対する仮定	○	—	
		添付資料1.3.5 安定状態の考え方について	—	—	
添付資料1.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について	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	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	○	—	
添付資料1.5.1 玄海3/4号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ(事象共通データ)	添付資料1.5.1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ	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一般データ	○	—	
添付資料1.5.2 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉設備比較(解析条件)について			×	否	2プラントのため作成したもので東海第二においては不要と判断。
添付資料1.5.3 解析に使用する初期定常運転条件の定常誤差について			×	否	PWRにおいて考慮している定常誤差について整理したもので東海第二においては不要と判断。
添付資料1.5.4 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について		添付資料1.5.6 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方について	○	—	
		添付資料1.5.5 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性	—	—	
添付資料1.5.5 重大事故等対策の有効性評価に用いた崩壊熱の設定について			×	否	解析コード資料(付録3)において示しており、東海第二は不要と判断。
添付資料1.5.6 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について	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設定の考え方について	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設定の考え方について	○	—	
		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	—	—	
添付資料1.5.7 解析に使用する反応度添加曲線について			×	否	MOX燃料の反応度停止曲線に関わる事項であるため、不要と判断。
添付資料1.5.8 加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について			×	否	東海第二のSRVは設計値を用いて解析を実施しているため不要と判断。
		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	—	—	
		添付資料1.5.5 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性	—	—	
		添付資料1.5.6 逃がし安全弁の解析条件設定について	—	—	
		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	—	—	
		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弁の十分性について	—	—	
添付資料1.5.9 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について	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がある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について	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がある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について	○	—	
添付資料1.5.10 「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」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について	添付資料5.1.3 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方	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ける崩壊熱の設定の考え方	○	—	
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	添付資料1.7.1 有効性評価における判断基準と有効性評価結果評価における不確かさの関係について	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フロー	○	—	

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
(2次冷却系からの除熱機能喪失)	(高圧・低圧注水機能喪失)	(高圧・低圧注水機能喪失)			
添付資料 2.1.1 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水について			×	否	東海第二においては、本体資料の中で可搬型設備による原子炉注水に要する時間、要員を示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.1.2 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.1.3 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について			×	否	「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)」において同様の内容を示しているため、追加不要と判断。
		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表性について	—	—	BWR審査でのコメント。柏崎6.7は補足説明資料で説明。
添付資料 2.1.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)			×	否	本文に記載済。その他詳細データについては「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一般データ」において示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.1.5 2次冷却系からの除熱機能喪失における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響確認			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.1.6 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について	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		×	否	「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」において示している。
添付資料 2.1.7 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動説明			×	否	解析結果図に挙動説明を詳細に示していること及びPWR特有の挙動であることを考慮し、追加不要と判断。
添付資料 2.1.8 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	本文に示していることから追加不要と判断。
添付資料 2.1.9 安定停止状態について	添付資料2.1.1 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 2.1.10 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(2次冷却系からの除熱機能喪失)	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ついて(高圧・低圧注水機能喪失)	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ついて(高圧・低圧注水機能喪失)	○	—	
添付資料 2.1.11 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧サージ管を接続する流路の模擬について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.1.12 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注水ポンプ運転台数について			×	否	「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心冷却系の作動台数の考え方」において示している。
添付資料 2.1.13 燃料評価結果について	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・低圧注水機能喪失)	○	—	
—	(高圧注水・減圧機能喪失)	(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)の運転実績について		×	否	東海第二においては、事象発生7日後からSDC運転とする解析を「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)」において示しており、余裕時間が大きいことから追加不要と判断。
	添付資料2.2.2 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2.2.3 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(高圧注水・減圧機能喪失)	添付資料2.2.2 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(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心冷却系の作動台数の考え方	—	—	
	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・減圧機能喪失)	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・減圧機能喪失)	○	—	
(全交流動力電源喪失)	(全交流動力電源喪失(長期TB))	(全交流動力電源喪失(長期TB))			
添付資料 2.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
	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却系の24時間継続運転が可能であることの妥当性について	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却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について	○	—	
添付資料 2.2.3 全交流動力電源喪失時とLOCA事象が重畳する場合の対応操作について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.4 常設電動注入ポンプの注入先切換え操作及びB充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.5 2次系強制冷却における温度目標について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.7 常設電動注入ポンプの炉心注水量の設定について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.8 移動式大容量ポンプ車について			×	否	ポンプ車の系統、設備の変更内容について示したものであるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.9 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について			×	否	「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)」において同様の内容を示しているため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.10 補機冷却水の復旧について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.11 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(全交流動力電源喪失)			×	否	本文に記載済。その他詳細データについては「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一般データ」において示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.2.12 RCPシール部からの漏えい量の設定機能について		添付資料2.3.1.9 原子炉再循環ポンプからのリークについて	○	—	
添付資料 2.2.13 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.14 全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の有無	備考
添付資料 2.2.15 全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)時の蓄圧タンク出口弁閉止時の余裕について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.16 重要事故シナジェンシでの重大事故等対策の概略系統図について			x	否	本文に示していることから追加不要と判断。
添付資料 2.2.17 安定停止状態について①	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TB))	○	—	
添付資料 2.2.18 安定停止状態について②			x	否	異なる重要事故シナジェンシに対してそれぞれ安定状態を示したものであり、重要事故シナジェンシを1つのみ設定している東海第二では不要と判断
添付資料 2.2.19 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)	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について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	添付資料2.3.1.5 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(全交流動力電源喪失(長期TB))	○	—	
添付資料 2.2.20 全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)の感度解析について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.21 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
	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影響について	添付資料2.3.1.1 逃がし安全弁作動時の窒素の供給について	○	—	
	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2.3.1.3 蓄電池による給電時間評価結果について	○	—	
	添付資料2.3.1.7 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))	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(長期TB))	○	—	
添付資料 2.2.22 燃料、水源、電源負荷評価結果について(全交流動力電源喪失)	添付資料2.3.1.8 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	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(長期TB)) 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(長期TB))	○	—	
添付資料 2.2.23 SBO+RCPシールLOCA事象における炉心注水後の1次系保有水量の挙動について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.2.24 全交流動力電源喪失時の原子炉容器内水位の挙動について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
	添付資料2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について		x	否	「添付資料2.6.2 敷地境界外での実効線量評価について」において示している。
—	(全交流動力電源喪失(TBD))	(全交流動力電源喪失(TBD/TBU))			
	添付資料2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の24時間運転継続に期待することの妥当性について	添付資料2.3.2.2 全交流動力電源喪失(TBD、TBU)時における高圧代替注水系の8時間連続運転が可能であることの妥当性について	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		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(TBD、TBU))	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
	添付資料2.3.2.2 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	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について(全交流動力電源喪失(TBD、TBU))	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		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	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		添付資料2.3.2.5 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(TBD、TBU))	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		添付資料2.3.2.6 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(TBD、TBU))	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		添付資料2.3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TBD、TBU))	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
—	(全交流動力電源喪失(TBP))	(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(TBP))	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
	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について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	添付資料2.3.3.2 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(全交流動力電源喪失(TBP))	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		添付資料2.3.3.3 減圧・注水開始の時間余裕について	—	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
	添付資料2.3.4.3 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)+SRV 再閉失敗)	添付資料2.3.3.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(TBP))	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
	添付資料2.3.4.4 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)+SRV 再閉失敗)	添付資料2.3.3.5 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(TBP))	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
		添付資料2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TBP))	○	—	PWRにおいてはシナジェンシ選定の整理から該当シナジェンシを抽出していない。
(原子炉補機冷却機能喪失)	(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	(前壊熱除去機能喪失(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(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	—	
	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について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	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について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	—	
	添付資料2.4.1.3 7日間における水源の対応について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	添付資料2.4.1.4 7日間における水源の対応について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	—	
	添付資料2.4.1.4 7日間における燃料の対応について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	添付資料2.4.1.5 7日間における燃料の対応について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	—	
	添付資料2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	添付資料2.4.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	—	
		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影響について(前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	—	—	
(原子炉格納容器の除熱機能喪失)	(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))			
添付資料 2.4.1 原子炉格納容器内漏えい時の格納容器サンプ水位上昇の時間遅れの考え方について			x	否	BWRにおいては、LOCAの検知に直接的なパラメータであるドライウェル圧力を使用し、時間遅れの可能性は非常に低いため不要と判断。
添付資料 2.4.2 燃料取替用水タンク(ピット)の補給について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.4.3 MAAPコードの大破断LOCAへの適用性について(原子炉格納容器の除熱機能喪失)			x	否	解析コード説明資料の5のMAAPコードにおいて説明しており、作成不要と判断。
添付資料 2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)			x	否	本文に記載済。その他詳細データについては「添付資料1.5 東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価の一般データ」において示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.4.5 ECCS再循環切替の解析上の取扱いについて			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.4.6 重要事故シナジェンシでの重大事故等対策の概略系統図について			x	否	本文に示していることから追加不要と判断。

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
添付資料 2.4.7 安定停止状態について	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(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	○	—	
添付資料 2.4.8 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(原子炉格納容器の除熱機能喪失)	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(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	添付資料2.4.2.2 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(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	○	—	
添付資料 2.4.9 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の事象進展について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時に格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.4.11 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について			×	否	不確かさ(本文2.4.2.3(3)及び添付資料2.4.2.3表)において最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間余裕について言及しており、不要と判断。
添付資料 2.4.12 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について			×	否	解析結果図の挙動説明において、言及しており追加不要と判断。
添付資料 2.4.13 原子炉格納容器の除熱機能喪失時におけるヒートシンク吸熱量の推移について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。(高圧再循環切替等に注目したため)
	添付資料2.4.2.3 7日間における水源の対応について(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	添付資料2.4.2.3 7日間における水源の対応について(前壊熱除去機能喪失(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(前壊熱除去機能喪失(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(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	○	—	
		添付資料2.4.2.5 常設付設交流電源設備の負荷(前壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))	—	—	
(原子炉停止機能喪失)	(原子炉停止機能喪失)	(原子炉停止機能喪失)			
添付資料 2.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置(NIS)追従性と運転操作について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.5.2 ATWS事象におけるプラント整備後から事象収束までの運転操作の成立性について			×	否	操作の成立性について示すものであり、本文に示しているため追加不要と判断。(第2.5-2図 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要)
添付資料 2.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(原子炉停止機能喪失)			×	否	本文に記載済。その他詳細データについては「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一般データ」において示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い	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との妥当性	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測定について	○	—	
添付資料 2.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度評価について			×	否	解析コード説明資料の「REDY」において、示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.5.6 重要事故シナシスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	本文に示していることから追加不要と判断。
添付資料 2.5.7 原子炉停止機能喪失事象における「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」について			×	否	BWRはベースケースで原子炉圧力バウンダリに対して厳しいMSIV閉を連定していることから追加不要と判断。
添付資料 2.5.8 安定停止状態について	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 2.5.9 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)	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ついて(原子炉停止機能喪失)	○	—	
添付資料 2.5.10 ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の1次系圧力に与える影響について			×	否	MOX燃料についての資料のため追加不要と判断。
添付資料 2.5.11 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次系圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について			×	—	
添付資料 2.5.12 燃料、水源評価結果について(原子炉停止機能喪失)			×	否	
添付資料 2.5.13 2ループ、3ループ、4ループプラントに対して共通に適用できる減速材温度係数初期値について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.5.14 「原子炉停止機能喪失」における減速材温度係数の設定方法について			×	否	反応度保守因子の考え方について解析コード説明資料「REDY」において示しており、追加不要と判断。
	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2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響	添付資料2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響	○	—	
	添付資料2.5.6 初期炉心流量の相連による評価結果への影響		×	否	東海第二においては、保守的にKK67の「添付資料2.5.6」に該当する条件をベースケースとしているため、追加不要と判断。
	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	添付資料2.5.6 原子炉への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能性に関する水源の水温の影響	添付資料2.5.9 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源温度の影響	○	—	
	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2.5.10 SLC 起動を手動起動としていることについての整理	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ての整理	○	—	
(ECCS注水機能喪失)	(LOCA時注水機能喪失)	(LOCA時注水機能喪失)			
添付資料 2.6.1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて	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ついて	○	—	
添付資料 2.6.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS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ついて	○	—	
	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	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	○	—	
		添付資料2.6.2 敷地境界外での実効線量評価に対する指標との対比について	—	—	
		添付資料2.6.3 敷地境界外での実効線量評価に対する指標との対比について	—	—	
		添付資料2.6.4 非常用方ス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について	—	—	
添付資料 2.6.3 ECCS注水機能喪失時における主蒸気送がし弁、補助給水ポンプの余裕について			×	否	TOUXIにおいて余裕を確認する観点で低圧ECCS1台での解析を実施している(添付資料2.2.3)ため、追加不要と判断。
添付資料 2.6.4 中小破断LOCA+高圧注入機能喪失時の主蒸気送がし弁による冷却について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.6.6 重要事故シナシスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	本文に示していることから追加不要と判断。
添付資料 2.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の有無	備考
添付資料 2.6.8 安定停止状態について	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 2.6.9 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スレイブポンプによる代替炉心注水を選択しない			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.6.10 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(ECCS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ついて(LOCA時注水機能喪失)	添付資料 2.6.6 解析コード条件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)	○	—	
添付資料 2.6.11 ECCS注水機能喪失事象の破断スベクトルについて			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.6.12 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却操作の時間余裕について		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	○	—	
	添付資料 2.6.5 7日間における水源の対応について(LOCA時注水機能喪失)	添付資料 2.6.8 7日間における水源の対応について(LOCA時注水機能喪失)	○	—	
	添付資料 2.6.6 7日間における燃料の対応について(LOCA時注水機能喪失)	添付資料 2.6.9 7日間における燃料の対応について(LOCA時注水機能喪失)	○	—	
		添付資料 2.6.10 常設代替交流電源設備の負荷(LOCA時注水機能喪失)	○	—	
(ECCS再循環機能喪失)	—	—			
添付資料 2.7.1 大破断LOCA時における高圧及び低圧再循環運転不能の判断及びその後の操作の確信性について			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の取り扱いについて			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.3 MAAPコードの大破断LOCAへの適用性について(ECCS再循環機能喪失)			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.6 安定停止状態について			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.7 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(ECCS再循環機能喪失)			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.8 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.9 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について			×	否	当該シーケンスなし。
添付資料 2.7.10 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について			×	否	当該シーケンスなし。
(格納容器バイパス)	(格納容器バイパス(ISLOCA))	(格納容器バイパス(ISLOCA))			
添付資料 2.8.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)			×	否	本文に記載済。その他詳細データについては「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一般データ」において示しているため追加不要と判断。
添付資料 2.8.2 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について	添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について	添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について	○	—	
		添付資料 2.7.2 ISLOCA時の格納容器(バウンダリ)にかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について	—	—	
添付資料 2.8.3 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.8.4 インターフェイスシステムLOCA時の2次系強制冷却操作開始時間について			×	否	不確かさ添付資料に記載のため、追加不要。
添付資料 2.8.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	本文に示していることから追加不要と判断。
添付資料 2.8.6 安定停止状態について①	添付資料 2.7.2 安定状態について	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))	○	—	
添付資料 2.8.7 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について			×	否	
添付資料 2.8.8 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について			×	否	
添付資料 2.8.9 加圧器が設置されているループの蒸気発生器伝熱管が破損した場合の評価結果へ及ぼす影響について			×	否	
添付資料 2.8.10 安定停止状態について②			×	否	
添付資料 2.8.11 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時における原子炉格納容器内への漏えい発生の有無について			×	否	
添付資料 2.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレィの作動について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.8.13 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(格納容器バイパス)	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ついて(インターフェイスシステムLOCA)	添付資料 2.7.4 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))	○	—	
添付資料 2.8.14 格納容器バイパス時における加圧器水位調整モデルについて			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.8.15 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 2.8.16 「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」における1次系保水量と加圧器水位について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
	添付資料 2.7.4 7日間における燃料の対応について(インターフェイスシステムLOCA)	添付資料 2.7.5 7日間における水源の対応について(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))	○	—	
		添付資料 2.7.6 7日間における燃料の対応について(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))	○	—	
		添付資料 2.7.7 常設代替交流電源設備の負荷(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))	—	—	
		(津波浸水による注水機能喪失)	—	—	
		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いて	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		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て	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		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想定の妥当性について	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		添付資料 2.8.4 7日間における水源の対応について(津波浸水による注水機能喪失)	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		添付資料 2.8.5 7日間における燃料の対応について(津波浸水による注水機能喪失)	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		添付資料 2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷(津波浸水による注水機能喪失)	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ
		添付資料 2.8.7 長期TBとの事故対応の相違点について	—	—	東海第二固有の事故シーケンスグループ



## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4(H29.1.10提出版)	柏崎6.7(H29.6.21受領版)	東海第二	東海第二 有無	資料追加 有無	備考
3.1.1 格納容器過圧破壊	3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合	3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合			
添付資料 3.1.1.1 代替格納容器スプレィ注水(原子炉下部キャビティ水張り)を優先する理由	-	-	×	否	・PWR固有のマネジメントに関する資料のため不要 ・BWRの場合は炉心損傷後も原子炉注水を実施する
添付資料 3.1.1.2 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について	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転操作の差異について	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転操作の差異について	○	-	-
添付資料 3.1.1.3 MAAPコードの大破断LOCAへの適用性について(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊))	-	添付資料3.1.2.8(参考) MAAPコードにおける大破断LOCA時の格納容器温度に対する適用性について	○	-	-
添付資料 3.1.1.4 MAAPコードにおける原子炉格納容器モデルについて	-	-	×	否	・解析コード資料(MAAP本文3章 解析モデルについて)にモデル概要図を記載しているため不要
添付資料 3.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について	-	-	×	否	・溶融炉心の挙動については解析コード資料(MAAP 3.3.6溶融炉心の挙動モデル)に記載しているため不要
添付資料 3.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心-コンクリート相互作用)	-	-	×	否	・本文に記載されているため不要
添付資料 3.1.1.7 Cs-137の大気への放出量評価	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い量について	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.8 MAAPコードとNUREG-1465のソースターム評価結果の比較について	添付資料3.1.3.3 旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)時において代替循環冷却系を使用しない場合における格納容器圧力逃がし装置からのCs-137放出量評価について 添付資料3.1.3.3(別紙) 大破断LOCA時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について	添付資料3.1.3.3 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価	○	-	-
添付資料 3.1.1.9 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について	-	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.10 原子炉格納容器内の自然沈着について	-	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.11 スプレィによる粒子状物質の除去速度の設定について	-	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.12 原子炉格納容器漏えい率の設定について	添付資料3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について	添付資料3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について	○	-	-
添付資料 3.1.1.13 フィルタ除去効率の設定について	-	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.14 評価事故シナリオでの重大事故等対策の概略系統図について	-	-	×	否	・本文に記載されているため不要
添付資料 3.1.1.15 静的触媒式水素再結合装置(PAR)による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について	-	-	×	否	・PWR固有の設備に関する資料のため不要
添付資料 3.1.1.16 格納容器過圧破壊時における水の放射線分解による水素発生の影響について	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ニウムの反応により発生する水素ガスの影響について	添付資料3.1.2.10 格納容器内に存在するアルミニウム/亜鉛の反応により発生する水素の影響について 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に対する影響について(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊))	○	-	-
添付資料 3.1.1.17 安定停止状態について	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場合)	添付資料3.1.2.9 安定状態について(代替循環冷却系を使用する場合)	○	-	-
添付資料 3.1.1.18 旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)解析結果における燃料挙動	添付資料3.1.2.2 旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について	添付資料3.1.2.6 旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について	○	-	-
添付資料 3.1.1.19 Cs-137放出量評価の評価期間について	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い量について	添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
添付資料 3.1.1.20 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(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊))	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価について(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊(代替循環冷却系を使用する場合)))	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価について(旁路気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊(代替循環冷却系を使用する場合)))	○	-	-
添付資料 3.1.1.21 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について	-	-	×	否	・「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の本文に記載されているため不要
添付資料 3.1.1.22 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について	添付資料3.1.2.8 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について	添付資料3.1.2.12 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について	○	-	-
添付資料 3.1.1.23 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレィ流量の感度解析について	-	-	×	否	・操作内容は異なるが、不確かさ評価の中で作時間余裕について評価しているため不要
添付資料 3.1.1.24 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響について	-	-	×	否	・PWR固有の設備に関する資料のため不要 ・東海第二では「3.4 水素燃焼」において、代替循環冷却系を使用した場合の評価を示している
添付資料 3.1.1.25 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレィ開始時間の感度解析について	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 注水操作が遅れる場合の影響について	○	-	-
添付資料 3.1.1.26 格納容器過圧破壊時における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について	-	-	×	否	・操作内容は異なるが、不確かさ評価の中で作時間余裕について評価しているため不要

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4(H29.1.10提出版)	柏崎6.7(H29.6.21受領版)	東海第二	東海第二 有無	資料追加 有無	備考
添付資料 3.1.1.27 Cs-137の環境への放出放射能評価におけるア ニオス空気浄化設備起動操作の時間余裕につ いて	-	-	×	否	・東海第二ではSGTSに期待した被ばく評価を実施している ・評価の想定として、十分な時間余裕があり、2時間以内に操作が完了することを確認しているため、遅れ た場合の影響評価は不要と考えている
添付資料 3.1.1.28 燃料、水源、電源負荷評価結果について(格納容器 過温破損)	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する場合) 添付資料3.1.2.10 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・ 温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 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 循環冷却系を使用する場合)	添付資料3.1.2.13 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・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 添付資料3.1.2.14 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・ 温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 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・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する場合)	○	-	
	添付資料3.1.2.1 格納容器気相温度が原子炉格納容器の健全性 に与える影響について(雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損))	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 る影響について(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))	○	-	
		添付資料3.1.2.2 低圧排水ポンプの対応について	○	-	・東海第二固有の添付資料
		添付資料3.1.2.3 常設低圧代替注水ポンプの機能確保の妥当性 について	○	-	・東海第二固有の添付資料
<b>3.1.2 格納容器過温破損</b>					
添付資料 3.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解 析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過温破損)及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 気直接加熱)	-	-	×	否	・本文に記載されているため不要
添付資料 3.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」におけ る原子炉冷却材圧力バウナリから現実的な漏え いを想定した場合の事象進展について	-	添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウナリから の漏えい可能性と事象進展等と与える影響につ いて	○	-	
添付資料 3.1.2.3 燃料搬出等に伴う直接熱の格納容器高レンジリ アモニターへの影響について	-	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 転操作の差異について	○	-	
添付資料 3.1.2.4 評価手順シナリオでの重大事故等対策の概略系 統図について	-	-	×	否	・本文に記載されているため不要
添付資料 3.1.2.5 加圧器過しがシタンの解析上の取扱いについて	-	-	×	否	・PWR固有の設備に関する資料のため不要
添付資料 3.1.2.6 安定停止状態について	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場 合)	添付資料3.1.2.9 安定状態について(代替循環冷却系を使用する場 合)	○	-	
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価に ついて(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過温破損))	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価に 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):代替循環冷却系を使用する場 合)	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価に 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):代替循環冷却系を使用する場 合)	○	-	
添付資料 3.1.2.8 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレ イ装置の腐蝕経路について	-	-	×	否	・操作内容は異なるが、不確かさ評価の中で操作時間余裕について評価しているため不要
添付資料 3.1.2.9 格納容器過温破損時における1次系強制減圧操 作の時間余裕について	-	-	×	否	・操作内容は異なるが、不確かさ評価の中で操作時間余裕について評価しているため不要
添付資料 3.1.2.10 格納容器過温破損時における格納容器内自然対 流冷却操作の時間余裕について	-	-	×	否	・操作内容は異なるが、不確かさ評価の中で操作時間余裕について評価しているため不要
添付資料 3.1.2.11 炉心に残存する損傷燃料の冷却について	-	-	×	否	・本シナリオでは原子炉圧力容器が破損しない ・原子炉圧力容器が破損する場合のシナリオとして「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加 熱」では、原子炉圧力容器破損後に原子炉注水を行うマネジメントを示している。
添付資料 3.1.2.12 炉心損傷後の事故影響緩和と操作の考え方につ いて	-	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 除熱の考え方について	○	-	
添付資料 3.1.2.13 燃料、水源、電源負荷評価結果について(格納容 器過温破損)	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する場合) 添付資料3.1.2.10 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・ 温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 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 循環冷却系を使用する場合)	添付資料3.1.2.13 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・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 添付資料3.1.2.14 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・ 温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) :代替循環冷却系を使用する場合) 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・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する場合)	○	-	
<b>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</b>					
	添付資料3.1.3.2 非凝縮性ガスへの影響について	添付資料3.1.3.12 非凝縮性ガスへの影響について	○	-	
	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用しな い場合における格納容器圧力逃がし装置からの Cs-137放出量評価について	添付資料3.1.3.3 格納容器圧力逃がし装置を用いた大気中へ放出さ れるCs-137の放出量評価	○	-	
	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い 量について	添付資料3.1.3.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏 えい量評価について	○	-	
	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い 場合)	添付資料3.1.3.6 安定状態について(代替循環冷却系を使用しない 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価に ついて(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過温破損):代替循環冷却系を使用しない場 合)	添付資料3.1.3.7 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(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過温破損):代替循環冷却系を使用しない場 合)	○	-	
	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)	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・過温破損) :代替循環冷却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)	添付資料3.1.3.10 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・ 温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) :代替循環冷却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)	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・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)	○	-	
		添付資料3.1.3.2 総熱による差量相当の注水量について	○	-	・東海第二固有の添付資料
		添付資料3.1.3.5 格納容器内での除去効果について	○	-	・東海第二固有の添付資料
		添付資料3.1.3.13 プレッソコンパブル水位上昇による真空破壊弁 への影響について	○	-	・東海第二固有の添付資料
		添付資料3.1.3.14 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレ イ装置について	○	-	・東海第二固有の添付資料
<b>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加</b>					
添付資料 3.2.1 原子炉容器破損時における原子炉格納容器内の 溶融炉心の気相について	-	-	×	否	・東海第二では原子炉圧力容器破損前に逃がし安全弁を用いた原子炉減圧により原子炉圧力が2.0MPa 以下となることを確認しているため不要

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4(H29.1.10提出版)	柏崎6.7(H29.6.21受領版)	東海第二	東海第二 有価	資料追加 有価	備考
添付資料 3.2.2 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(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	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ついて(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	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ついて(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	○	-	-
添付資料 3.2.3 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について	-	-	×	否	・PWR固有の設備に関する資料のため不要
添付資料 3.2.4 1次系圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について	-	-	×	否	・PWR特有の挙動のため不要
-	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ついて	添付資料3.2.6 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について	○	-	-
-	添付資料3.2.1 別添1 格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度	添付資料3.2.6 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について	○	-	-
-	添付資料3.2.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について	添付資料3.2.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について	○	-	-
-	添付資料3.2.3 格納容器破損モード「DCH」「FCI」及び「MCC」の評価事故シナリオの位置付け	添付資料1.2.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定について	×	-	・東海第二では1章の添付資料として各シナリオにおける評価の位置づけを記載している
-	添付資料3.2.5 7日間における水漏の対応について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	添付資料3.2.11 7日間における水漏の対応について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	○	-	-
-	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)	添付資料3.2.12 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)	○	-	-
-	-	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減圧について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.3 ベドスタル(ドライウェル部)内の水位管理方法について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウダリからの漏えい可能性と事象進展等に与える影響について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.5 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	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場合の影響評価について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.13 格納容器交流電源設備の負荷(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	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ついて	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.15 コリウムシールド材料の選定について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	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	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について	○	-	・東海第二固有の添付資料
<b>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互</b>	<b>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互</b>	<b>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互</b>			
-	添付資料3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に関する知見の整理	添付資料3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(炉外FCI)に関する知見の整理について	○	-	-
-	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評価について(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互)	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ついて(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互)	○	-	-
-	添付資料3.3.2 水蒸気発生を想定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価	添付資料3.3.4 水蒸気発生を想定した場合の格納容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3.3.2 JASMIN解析について 添付資料3.2.3 ベドスタル(ドライウェル部)内の水位管理方法について	○	-	-
-	添付資料3.3.5 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響	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ついて 添付資料3.2.7 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響	○	-	-
-	添付資料3.3.6 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響	添付資料3.3.8 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響	○	-	-
-	-	添付資料3.3.3 水蒸気発生時の原子炉格納容器内の水素濃度について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.3.5 水蒸気発生時のコリウムシールドへの影響	○	-	・東海第二固有の添付資料
<b>3.4 水素燃焼</b>	<b>3.4 水素燃焼</b>	<b>3.4 水素燃焼</b>			
添付資料 3.4.1 水素燃焼評価における事故シナリオの選定について	-	-	×	否	・東海第二では本文及びシナリオ選定資料に記載している
添付資料 3.4.2 GOTHICコードにおける水素濃度分布の評価について	-	-	×	否	・東海第二では格納容器内にPARを設置していないため不要
添付資料 3.4.3 GOTHICコードにおける原子炉格納容器圧力及び温度について	-	-	×	否	・東海第二ではGOTHICコードを用いた格納容器内評価を実施していない
添付資料 3.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(水素燃焼)	-	-	×	否	・本文に記載されているため不要
添付資料 3.4.5 水の放射線分解等による水素生成について	添付資料3.4.2 水の放射線分解の評価について	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 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について	○	-	-
添付資料 3.4.6 PARの性能評価式のGOTHICコードへの適用について	-	-	×	否	・東海第二では格納容器内にPARを設置していないため不要
添付資料 3.4.7 評価事故シナリオでの重大事故等対策の概略系統図について	-	-	×	-	・「3.1.2 循環冷却を使用する場合」の本文に記載されているため不要
添付資料 3.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について	-	添付資料3.4.6 格納容器内における気体のミキシングについて	○	-	-
添付資料 3.4.9 AICC評価について	-	-	×	否	・N2置換されていないPWR特有の評価
添付資料 3.4.10 安定停止状態について	添付資料3.4.3 安定状態について	添付資料3.1.2.9 安定状態について(代替循環冷却系を使用する場合)	○	-	-
添付資料 3.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について	-	-	×	否	・「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の本文に記載されているため不要



## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4(H29.1.10提出版)	柏崎6.7(H29.6.21受領版)	東海第二	東海第二 有無	資料追加 有無	備考
添付資料 3.4.12 水素燃焼装置(イグナイタ)の水素濃度低減効果について	-	-	×	否	・東海第二ではイグナイタを設置しないため不要
添付資料 3.4.13 イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置	-	-	×	否	・東海第二ではイグナイタを設置しないため不要
添付資料 3.4.14 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(水素燃焼)	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いて(水素燃焼)	添付資料3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について	○	-	-
添付資料 3.4.15 全炉心内の75%のみが水と反応することによる水素発生について	-	-	×	-	・EWRでは格納容器内をN2置換していること、事象初期にジルコニウム-水反応によって4vol%を超える水素が発生することから、酸素濃度が支配的となっているため、MAAP評価結果におけるジルコニウム-水反応割合を使用していることを本文に記載している
-	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	添付資料3.4.4 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について	○	-	-
-	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3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について	○	-	-
<b>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</b>	<b>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</b>	<b>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</b>			
添付資料 3.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について	-	-	×	否	-
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ついて(溶融炉心・コンクリート相互作用)	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ついて(溶融炉心・コンクリート相互作用)	○	-	-
添付資料 3.5.3 原子炉下部キャビティ室への溶融炉心落下後における格納容器の閉じ込め機能について	-	(添付資料3.5.1) コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について) (添付資料3.5.2.溶融炉心による熱影響評価について) (添付資料3.5.3 溶融炉心による熱影響評価について)	×	-	・東海第二では中間スラブ上でデブリを保持することで格納容器バウダリにデブリが直接接触しない方を選定していることから不要
-	添付資料3.5.1 安定状態について	添付資料3.2.8 安定状態について	○	-	-
-	添付資料3.5.3 溶融炉心の節塊熱及び溶融炉心からプール水への熱伝達を保守的に考慮する場合、格納容器下部床面での溶融炉心の仮がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価	添付資料3.5.1 コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について	○	-	-
-	-	添付資料3.5.2 溶融炉心による熱影響評価について	○	-	・東海第二固有の添付資料
-	-	添付資料3.5.4 溶融炉心の排水管路内での凝閉停止評価について	○	-	・東海第二固有の添付資料

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海34	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
想定事故1	想定事故1	想定事故1			
添付資料 4.1.1 想定事故1での重大事故等対策の概略系統図について	(本文中に記載)	(本文中に記載)	×	否	東海第二及び、柏崎6.7では本文中において、概略系統図を載せているため、追加不要と判断。
添付資料 4.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について	添付資料 4.1.1 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	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 添付資料4.1.8 使用済燃料プール(SFP)ゲートについて	○ ○	- -	玄海はSFPゲートについても一括で記載。
添付資料 4.1.3 安定停止状態について	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	添付資料4.1.3 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について	○	-	
添付資料 4.1.3 安定停止状態について	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	○	-	
添付資料 4.1.4 使用済燃料ピットにおける重大事故発生時の補給頻度について	(本文中に記載)	(本文中に記載)	×	否	東海第二及び、柏崎6.7では本文中において、水位回復までの水位変化を図示しているため、追加不要と判断。
	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4.1.6 使用済燃料プール水温の管理について	-	-	
		添付資料4.1.7 自然蒸発による水位低下速度について	-	-	
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(想定事故1)	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(想定事故1)	添付資料4.1.9 評価条件の不確かさの影響評価について(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4.1.10 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 4.1.6 燃料評価結果について	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4.1.11 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)	-	-	
想定事故2	想定事故2	想定事故2			
添付資料 4.2.1 想定事故2での重大事故等対策の概略系統図について	(本文中に記載)	(本文中に記載)	○	-	
	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評価について	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評価について	○	-	
	添付資料 4.2.2 想定事故2において開閉着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由		×	否	KK67は、静的サイフォンブレーカには期待せず、配管の損傷想定を貫通クラックと設定して、隔離作業までの流出量を評価している。一方東二は、静的サイフォンブレーカに期待しているため、配管破断を全周破断とし、保守的に事象発生後瞬時に水位低下するとしているため、追加不要と判断。
		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る理由について	○	-	
	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レーカについて	添付資料4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレーカについて	○	-	
添付資料 4.2.2 安定停止状態について	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	○	-	
添付資料 4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)	添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)	添付資料4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)	○	-	
	添付資料 4.2.6 7日間における水源の対応について(想定事故2)	添付資料4.2.6 7日間における水源の対応について(想定事故2)	○	-	
	添付資料 4.2.7 7日間における燃料の対応(想定事故2)	添付資料4.2.7 7日間における燃料の対応について(想定事故2)	○	-	
		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)	○	-	

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の有無	備考
(前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))	(前壊熱除去機能喪失)	(前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時における炉心注水操作の時間余裕について)			
添付資料 5.1.1 格納容器再循環サブ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.1.2 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))	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評価の条件設定	添付資料 5.1.3 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定	○	—	
添付資料 5.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))			x	否	5.1(第5.1-2表)に記載
添付資料 5.1.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について			x	否	5.1(第5.1-1図)に記載
添付資料 5.1.5 「前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の挙動説明			x	否	東二は、蒸発量を保守的に評価するために、原子炉内が大気圧状態に維持されると仮定した評価を行っているため、解析コードを用いた解析を行っていない。
添付資料 5.1.6 運転停止中における「前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」及び「全交流動力電源喪失」時の加圧器水位と加圧器頂部クオリティについて			x	否	東二は、蒸発量を保守的に評価するために、原子炉内が大気圧状態に維持されると仮定した評価を行っているため、解析コードを用いた解析を行っていない。
添付資料 5.1.7 ミッドループ運転中の線量率について	添付資料 5.1.6 原子炉停止中 前壊熱除去機能喪失およ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	添付資料 5.1.6 原子炉停止中 前壊熱除去機能喪失およ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	○	—	
添付資料 5.1.8 運転停止中の原子炉における「前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未確認性について			x	否	5.1.2(3)b)に記載
添付資料 5.1.9 安定停止状態について	添付資料 5.1.4 安定状態について	添付資料 5.1.5 安定停止状態について(運転停止中 前壊熱除去機能喪失)	○	—	
添付資料 5.1.10 蒸気発生器出入ロズルふたを設置した場合の影響について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.1.11 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について	添付資料 5.1.5 原子炉停止中における前壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について		x	否	東海第二は常設の代替海水系を設置するため、格納容器内の圧力が上昇する前に、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)のインサービスが可能。参考に、サブプレッションプールが100℃に至るまでの時間を添付資料 5.1.7に記載。
添付資料 5.1.12 原子炉キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について			x	否	添付資料 5.1.3f)に記載
添付資料 5.1.13 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(前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))	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(運転停止中 前壊熱除去機能喪失)	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(運転停止中 前壊熱除去機能喪失)	○	—	
添付資料 5.1.14 運転停止中における「前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて			x	否	東二は、蒸発量を保守的に評価するために、原子炉内が大気圧状態に維持されると仮定した評価を行っているため、解析コードを用いた解析を行っていない。
添付資料 5.1.15 前壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時における炉心注水操作の時間余裕について			x	否	東二は、蒸発量を保守的に評価するために、原子炉内が大気圧状態に維持されると仮定した評価を行っているため、解析コードを用いた解析を行っていない。
	添付資料 5.1.1 運転停止中の前壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失における基準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	添付資料 5.1.2 運転停止中の前壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における基準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	○	—	
	添付資料 5.1.3 前壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時における前壊熱設定の考え方	添付資料 5.1.4 前壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における前壊熱設定の考え方	○	—	
	添付資料 5.1.8 7 日間における燃料対応について(運転停止中 前壊熱除去機能喪失)	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 前壊熱除去機能喪失)	○	—	
		添付資料 5.1.1 運転停止中の原子炉における事故時の現場作業員の退避について	○	—	
(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 5.2.1 RCSへの燃料取替用水タンク(ピット)重力注入について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.2.2 運転停止中の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注入手			x	否	添付資料 5.1.3f)に記載
添付資料 5.2.3 ミッドループ運転中の全交流動力電源喪失時における高圧注入ポンプの信頼性について			x	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.2.4 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(全交流動力電源喪失)			x	否	添付資料 5.1.3f)に記載
添付資料 5.2.5 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(全交流動力電源喪失)			x	否	5.2(第5.2-2表)に記載
添付資料 5.2.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について			x	否	5.2(第5.2-1図)に記載
添付資料 5.2.7 安定停止状態について	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 全交流動力電源喪失)	○	—	
添付資料 5.2.8 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)	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)	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)	○	—	
添付資料 5.2.9 全交流動力電源喪失時における炉心注水操作の時間余裕について			x	否	添付資料 5.1.6f)に記載
添付資料 5.2.10 燃料、水源、電源負荷評価結果について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	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 全交流動力電源喪失)	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 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について(運転停止中 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 全交流動力電源喪失)	○	—	

## 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 比較表

玄海3.4	柏崎6.7	東海第二	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
(原子炉冷却材の流出)	(原子炉冷却材の流出)	(原子炉冷却材の流出)			
添付資料 5.3.1 ミッドループ運転中における原子炉冷却材流出の想定と対応について			×	否	5.3.2(1)に記載
添付資料 5.3.2 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.3.3 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(原子炉冷却材の流出)	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	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定の考え方	○	—	
添付資料 5.3.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(原子炉冷却材の流出)			×	否	5.3(第5.3-2表)に記載
添付資料 5.3.5 重要事故シナリクスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	5.3(第5.3-1図)に記載
添付資料 5.3.6 安定停止状態について	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 原子炉冷却材の流出)	○	—	
添付資料 5.3.7 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(原子炉冷却材の流出)	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(運転停止中 原子炉冷却材の流出)	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(運転停止中 原子炉冷却材の流出)	○	—	
添付資料 5.3.8 原子炉冷却材の流出時における炉心注水操作の時間余裕について			×	否	5.3.2(3)bに記載
	添付資料 5.3.1 原子炉冷却材流出事故における運転停止中の線量率評価について	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率評価について	○	—	
	添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応(運転停止中 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 原子炉冷却材の流出)	○	—	
(反応度の誤投入)	(反応度の誤投入)	(反応度の誤投入)			
添付資料 5.4.1 RCSほう酸希釈時の外部電源喪失における反応度事故の懸念について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における時間評価方法及び評価結果について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.4.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(反応度の誤投入)			×	否	5.4(第5.4-2表)に記載
添付資料 5.4.4 臨界ほう素濃度の設定について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.4.5 反応度の誤投入における警報設定値の影響について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.4.6 重要事故シナリクスでの重大事故等対策の概略系統図について			×	否	PWR特有の資料であるため、追加不要と判断。
添付資料 5.4.7 安定停止状態について	添付資料 5.4.2 安定状態について	添付資料5.4.1 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 5.4.8 評価条件の不確かさの影響評価について(反応度の誤投入)	添付資料 5.4.3 解析コードおよび解析条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 反応度の誤投入)	添付資料5.4.2 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(運転停止中 反応度の誤投入)	○	—	
	添付資料 5.4.4 反応度誤投入の代表性について	添付資料5.4.3 反応度誤投入事象の代表性について	○	—	
	添付資料 5.4.1 反応度の誤投入における燃料エンタルジ		×	否	東海第二は、投入反応度が1ドルを超えるため、エンタルジがしきい値を超えないことを本文(5.4.2(3))に記載。

東海第二 補足資料の取り扱いに関するまとめ表

No	資料名称	取扱い
1	設備概要	逐条資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
2	可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
3	現場操作機器配置図（建屋内）	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
4	重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認について	添付資料1.3.2に記載の内容のため削除
5	重要事故シーケンス等の選定	付録1に記載の内容と同様のため削除
	別紙1 T B D, T B Uの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について	付録1及び補足48の内容と同様のため削除
6	判断に用いるグラフ	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
7	原子炉水位及びインターロックの概要	参考に原子炉水位及びインターロックを示した資料であり、補足のままとする
8	炉心損傷前の原子炉の減圧操作について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
9	運転操作手順書における重大事故等への対応について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
10	重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について	本文へ取り込み
11	原子炉停止機能喪失時の運転点について	参考にATWS解析における原子炉出力と再循環流量の関係を示したものであり、補足のままとする
12	原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
13	内部事象P R Aにおける主要なカットセットとF V重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について	付録1に記載の内容と同様のため削除
14	地震P R A及び津波P R Aから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について	付録1に記載の内容と同様のため削除
15	事象発生時の状況判断について	添付資料1.3.3
16	安定状態の考え方について	添付資料1.3.5
17	サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について	逐条資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
18	原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除



No	資料名称	取扱い
19	原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて	添付資料2.3.1.9
20	非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について	添付資料2.6.4
21	有効性評価における解析条件の変更等について	申請時からの変更点及び先行審査プラントとの主要な差異を説明した資料であり、先行BWRの状況も踏まえ補足説明資料のままとする
22	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	添付資料2.1.1
23	サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について	添付資料1.2.2
24	非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））	添付資料2.4.1.3
25	原子炉満水操作の概要について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
26	外部水源温度の条件設定の根拠について	添付資料1.5.4
27	格納容器ベント操作について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
28	ほう酸水注入系のほう酸濃度、貯蔵量、10Bの比率等の初期条件	逐条資料側の内容のため有効性評価側からは削除
29	ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について	仮に制御棒挿入機能の復旧無しに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への移行した場合でも十分な未臨界度を確保できることを説明した資料のため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
30	中性子束振動の判断について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
31	給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響	復水ポンプの吸込み水頭の限界を考慮せずに、仮にホットウェル枯渇まで給復水系が運転継続するとした場合の挙動であるため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
32	原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
33	全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包含しているかについて	部分挿入失敗を想定した場合には、全制御棒挿入失敗を想定した場合と比較して原子炉出力が低めとなることを説明した資料であり、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
34	A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響	TRACGコードによる参考解析のため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
35	給水流量をランアウト流量（68%）で評価することの妥当性	添付資料1.5.5
36	評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて	添付資料2.7.1に記載内容を取り込む

No	資料名称	取扱い
37	インターフェイスシステムLOCA発生時の低压配管破断検知について	本文及び補足38と同様な内容のため、有効性評価側からは削除
38	非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について	系統圧力上昇時の対応手順に関して、警報手順書の抜粋を記載しているものであるため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
39	不確かさの影響評価の考え方について	添付資料1.7.1
40	常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	参考に可搬型設備を活用した場合の成立性を確認した資料であり、先行BWRの状況も踏まえ補足のままとする
41	逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について	参考に逃し安全弁排気管の温度計による炉心損傷検知の可能性について記載したものであり、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
42	サブプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果	添付資料3.1.3.5
43	重大事故等対策における深層防護の考え方について	添付資料1.1.1
44	逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について	添付資料3.2.6
45	米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性	参考に米国のATWS解析条件との比較を示した資料であり、先行BWRの状況も踏まえ補足のままとする
46	原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由	今後の設備設計の課題であるため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
47	同時被災時における必要な要員及び資源について	添付資料6.1.1
48	TBUの対応手順について	添付資料6.2.2に記載の内容と同様なため削除
49	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における取水機能喪失の想定内容について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
50	G値について	添付資料3.4.2
51	格納容器内における気体のミキシングについて	添付資料3.4.6
52	水素の燃焼条件について	東海第二の有効性評価ではドライ条件で判断するため削除
53	原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について	添付資料3.2.1
54	ペDESTAL（ドライウェル部）注水手順及び注水確認手段について	添付資料3.2.3
55	格納容器頂部注水について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除

No	資料名称	取扱い
56	放射線防護具着用の判断について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
57	放射線環境下における作業の成立性	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
58	ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮	添付資料3.2.14
59	「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DC H）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQ UV）」との対応及び要員数の比較	本文に記載している内容のため削除
60	炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方	添付資料3.1.2.1
61	希ガス保持による減衰効果について	FV資料（50条）に記載の内容のため有効性評価側からは削除
62	エントレインメントの影響について	FV資料（50条）に記載の内容のため有効性評価側からは削除
63	常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について	添付資料3.1.2.3
64	デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について	水素本文に記載の内容
65	原子炉水位不明時の対応について	添付資料3.1.2.2
66	有効性評価「水素燃焼」における、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移について	東海第二の有効性評価ではドライ条件で判断するため削除
67	事故後長期にわたる格納容器の健全性について	PCV限界圧力・温度に記載の内容のため有効性評価側からは削除
68	原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備	逐条資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
69	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について	逐条資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
70	格納容器pH調整の効果について	逐条資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
71	原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について	参考にATWS解析の300秒以降の被覆管温度挙動を示したものであり、補足のままとする
72	燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について	添付資料2.6.7にて同様の評価を記載
73	使用済燃料プール監視設備の仕様等について	逐条資料（16条，54条）に記載の内容のため有効性評価側からは削除
74	使用済燃料プールの監視について	添付資料4.1.1

No	資料名称	取扱い
75	使用済燃料プール（SFP）ゲートについて	添付資料4.1.8
76	想定事故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	添付資料4.2.2
77	反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について	添付資料5.4.5
78	重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
79	敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について	添付資料2.6.3
80	サプレッション・プール初期水位について	添付資料1.5.3
81	燃料被覆管の酸化量の評価について	参考に各事故シーケンスグループの燃料被覆管酸化量をまとめた資料であり補足のままとする
82	有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮定について	添付資料1.3.4
83	運転員等操作の判断基準について	技術的能力資料側の内容のため有効性評価側からは削除
84	プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について	付録3
85	原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方	添付資料1.5.7
86	外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について	添付資料1.2.1
87	I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について	添付資料2.7.2
88	使用済燃料プール水温の管理について	添付資料4.1.6
89	「L O C A時注水機能喪失」と「インターフェイスシステムL O C A」の敷地境界外線量評価の条件の違いについて	添付資料2.7.1 別紙10
90	必要な要員及び資源の評価方針	6章
91	有効性評価の想定時間のある可搬型設備を用いた作業のうち、T B Pシナリオの場合の成立性評価結果	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
92	全交流動力電源喪失時の屋内アクセスルート及び操作場所について	技術的能力資料に記載の内容のため有効性評価側からは削除
93	自然蒸発による水位低下速度について	添付資料4.1.7
94	運転停止時における現場作業員の退避について	添付資料5.1.1
95	使用済燃料プールへの注水手段と優先順位	技術的能力資料（1.11）に記載の内容のため有効性評価側からは削除

No	資料名称	取扱い
96	TRACGコードのATWS解析への適用例	TRACGコードによる参考解析のため、先行BWRの状況も踏まえ補足資料のままとする
97	逃がし安全弁の解析条件設定について	添付資料1.5.6
98	重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁の充分性について	添付資料1.5.8
99	原子炉運転中における使用済燃料プール対応の時間余裕について	添付資料6.1.1（既存の添付資料6.1.1に統合）
100	緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱	長期TBと取水機能喪失の評価結果の比較を示した資料であり、本文にも同様の記載があるため、補足資料のままとする
101	炉心燃料格子について	炉心格子に関する補足説明のためライセンシングレポートの内容を記載したものであり、補足のままとする
102	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について	添付資料1.2.3
103	可搬型設備の接続口の配置及び仕様について	アクセスルート又は逐条資料に記載の内容のため、有効性評価からは削除