

## 東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	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				
-	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て	-	-	
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1.2.1 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 サブプレッション・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1.2.3 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1.2.4 格納容器破損防止対策の各評価事故シーケンスにおける評価項目について	-	-	
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ごとの成立性確認結果について	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立性確認結果について	○	-	
-	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について	-	-	
-	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喪失の仮定について	-	-	
-	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隔離について	-	-	
-	添付資料1.3.5 事象発生時の状況判断について	-	-	
-	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定について	-	-	
-	添付資料1.3.7 安定状態の考え方について	-	-	
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 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 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時の破断位置及び面積設定の考え方について	○	-	
-	添付資料1.5.3 サブプレッション・プール初期水位について	-	-	
-	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 給水流量をランナウト流量（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について	-	-	
-	添付資料1.5.8 重大事故等対策設備としての逃がし安全弁7個の十分性について	-	-	
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1.7.1 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 解析コード及び解析条件の不確かさ影響フロー	○	-	
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 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2.1.2 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2.1.3 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2.1.4 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2.1.5 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2.1.1 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	-	-	
-	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）	-	-	
-	添付資料2.1.7 格納容器逃がし装置の第二弁開操作を現場にて実施する場合の時間余裕	-	-	
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）の運転実績について	-	×	否	東海第二では「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、事象発生7日後からSDC運転とする解析により時間余裕時間が大きいこと示していることから追加不要
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）	○	-	
-	添付資料2.2.5 常設代替交流電源設備の負荷（高圧注水・減圧機能喪失）	-	-	
2.3 全交流動力電源喪失				
2.3.1 全交流動力電源喪失（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	-	×	否	「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ついて」において示している

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
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2.3.1.3 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(長期TB)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2.3.1.4 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 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について	○	-	
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TB))	○	-	
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2.3.1.7 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2.3.1.8 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2.3.1.9 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))	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2.3.1.9 原子炉再循環ポンプからのリークについて	-	-	
<b>2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</b>				
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2.3.2.1 蓄電池による給電時間評価結果について	-	-	
-	添付資料2.3.2.3 安定状態について(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	-	-	
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))	○	-	
-	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(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	-	-	
-	添付資料2.3.2.7 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	-	-	
-	添付資料2.3.2.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	-	-	
<b>2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)</b>				
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))	○	-	
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))	○	-	
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	添付資料2.3.3.3 減圧・注水開始の時間余裕について	○	-	
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))	○	-	
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))	○	-	
添付資料2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗)	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))	○	-	
<b>2.4 崩壊熱除去機能喪失</b>				
<b>2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)</b>				
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))	○	-	
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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	○	-	
<b>2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)</b>				
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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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(崩壊熱除去機能喪失(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))	-	-	
<b>2.5 原子炉停止機能喪失</b>				
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ことの妥当性	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選定について	○	-	
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2.5.2 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 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 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2.5.5 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	○	-	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
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	-	×	否	東海第二では保守的に柏崎6,7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
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温の影響	添付資料2.5.11 高圧炉心スプレィ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水温の影響	○	-	
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	○	-	
-	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（原子炉停止機能喪失）	-	-	
<b>2.6 LOCA時注水機能喪失</b>				
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 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 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2.6.4 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 非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価について	-	-	
-	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対する指針との対比について	-	-	
-	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く評価について	-	-	
-	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（LOCA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）	-	-	
<b>2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</b>				
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 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発生時の対応操作について	-	-	
-	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 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ついて（インターフェイスシステムLOCA）	添付資料2.7.5 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2.7.6 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2.7.4 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2.7.7 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2.7.8 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））	-	-	
<b>2.8 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）</b>				
-	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	-	-	
-	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	-	-	
-	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妥当性について	-	-	
-	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）	-	-	
-	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）	-	-	
-	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）	-	-	
-	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	-	-	
<b>3. 重大事故</b>				
<b>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）</b>				
<b>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</b>				
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3.1.2.1 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3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について	-	-	
-	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について	-	-	
添付資料3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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 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傷炉心の位置について	○	-	
-	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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））	-	-	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
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（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3.1.2.4 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3.1.2.5 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3.1.2.6 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3.1.2.7 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 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3.1.2.9 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3.1.2.13 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3.1.2.10 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3.1.2.14 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3.1.2.11 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3.1.2.15 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3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について	-	-	
<b>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合</b>				
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3.1.3.2 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 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について	-	-	
-	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	-	-	
添付資料3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について	添付資料3.1.3.13 非凝縮性ガスの影響について	○	-	
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3.1.3.4 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3.1.3.4 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3.1.3.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価等について	○	-	
-	添付資料3.1.3.6 格納容器内での除去効果について	-	-	
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3.1.3.7 安定状態について（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しない場合））	添付資料3.1.3.8 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（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できない場合））	○	-	
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	添付資料3.1.3.9 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 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3.1.3.10 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できない場合））	○	-	
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3.1.3.11 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できない場合））	○	-	
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3.1.3.12 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できない場合））	○	-	
-	添付資料3.1.3.14 サブプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について	-	-	
<b>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</b>				
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3.2.2 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「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け	-	×	否	「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おける評価項目について」において示している
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評価について（高压溶融物放出／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（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）	○	-	
添付資料3.2.5 7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）	添付資料3.2.11 7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／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（高压溶融物放出／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（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）	○	-	
-	添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高压破損防止のための原子炉手動減圧について	-	-	
-	添付資料3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について	-	-	
-	添付資料3.2.3 ベデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について	-	-	
-	添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウン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	-	-	
-	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対する影響について（高压溶融物放出／格納容器直接加熱）	-	-	
-	添付資料3.2.8 安定状態について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）	-	-	
-	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場合の影響評価について	-	-	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
—	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／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ついて	—	—	
—	添付資料3.2.15 コリウムシールド材料の選定について	—	—	
—	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	—	—	
—	添付資料3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について	—	—	
—	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	—	—	
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－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－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3.3.2 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	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 JASMIN解析について	○	—	
—	添付資料3.3.4 水蒸気爆発評価の解析モデルについて	—	—	
—	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	—	—	
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3.2.3 ベデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について	○	—	
添付資料3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性	添付資料3.2.14 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3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）	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る影響	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とした場合の圧力スパイクへの影響	添付資料3.3.8 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの影響	○	—	
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	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3.4.2 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3.4.3 安定状態について	—	×	否	「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）」において示している
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3.4.5 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	○	—	
—	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	—	—	
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用				
添付資料3.5.1 安定状態について	—	×	否	「添付資料3.2.8 安定状態について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において示している
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 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合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	—	—	
—	添付資料3.5.3 溶融炉心の排水管路内での凝固停止評価について	—	—	
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				
4.1 想定事故1				
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4.1.1 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4.1.8 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて	○	—	
—	添付資料4.1.1 使用済燃料プールの監視について	—	—	
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4.1.4 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4.1.9 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4.1.7 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）	○	—	

## 東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の可否	備考
—	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）	—	—	
—	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ンクリートへの熱影響について	—	—	
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において開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由	—	×	否	柏崎6,7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
—	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 使用済燃料プールの静的サイフォンブレーカについて	○	—	
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（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）	—	—	
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）				
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電源喪失における有効燃料棒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 運転停止中の崩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5.1.1 運転中における通常時のプラント監視について	—	—	
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性評価の条件設定	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 崩壊熱除去機能喪失及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設定の考え方	○	—	
—	添付資料5.1.5 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	—	—	
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 崩壊熱除去機能喪失）	○	—	
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時の格納容器の影響について	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レッション・プール水への影響について	○	—	
添付資料5.1.6 原子炉停止中 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	添付資料5.1.7 原子炉停止中の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	○	—	
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 崩壊熱除去機能喪失）	添付資料5.1.8 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）	○	—	
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 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）	○	—	
—	添付資料5.2.10 常設代替交流電源設備の負荷（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）	—	—	
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5.2.3 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）	○	—	
5.3 原子炉冷却材の流出				
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5.3.2 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5.3.3 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5.3.4 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5.3.5 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）	—	×	否	外部電源が喪失すると、原子炉保護系電源が喪失し、原子炉冷却材の流出が停止して崩壊熱除去機能喪失と同様の事象進展となることより、外部電源がある状態を評価条件としているため燃料評価不要
5.4 反応度の誤投入				
添付資料5.4.1 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5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピー	—	×	否	東海第二は、投入反応度が1ドルを超えることより、燃料エンタルピーがしきい値を超えないことを審査資料本文（5.4.2（3））に記載しているため不要
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移	—	×	否	本添付は制御棒引抜阻止の発生時点における炉心平均中性子束の値を示すものであるが、東海第二は制御棒引抜阻止に期待していないため不要
添付資料5.4.4 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5.4.5 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（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 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について	—	—	

## 東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価審査資料 添付資料 比較表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	東海第二発電所	東海第二の有無	資料追加の要否	備考
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について	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の感度解析について	○	-	
6. 必要な要員及び資源の評価				
添付資料6.1.1 他号炉との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 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6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について	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いて	○	-	
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員の評価について	添付資料6.2.2 重要事故（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について	○	-	
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	○	-	
-	添付資料6.3.2 有効性評価において低圧代替注水系（常設）から代替循環冷却系に切り替えた場合の電源評価について	-	-	
事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について				
別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について	別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について	○	-	
別紙2 外部事象（地震）に特有の事故シーケンスについて	別紙2 外部事象に特有の事故シーケンスについて	○	-	
別紙3 重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果	別紙3 諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について	○	-	
別紙4 内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況	別紙6 内部事象PRAにおける主要なカットセット及びFV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	○	-	
別紙5 地震PRA、津波PRAから抽出される事故シーケンスと対策の有効性	別紙7 地震PRA、津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策について	○	-	
別紙6 「水素燃焼」及び「格納容器直接接触（シェルアタック）」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由	別紙9 格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由について	○	-	東二はL1.5PRAで水素燃焼を評価対象外とした理由を審査資料本文2.2.1に記載している。
別紙7 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応	別紙10 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応について	○	-	
別紙8 原子炉圧力容器内の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理	別紙8 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の想定及びその対策について	○	-	
-	別紙4 TBWシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について	-	-	
-	別紙5 重大事故等対処設備の津波からの防護について	-	-	
別紙9 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉PRA ビアレビュー実施結果について	別紙12 東海第二発電所 PRAビアレビュー実施結果及び今後の対応方針について	○	-	
別紙10 「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況	別紙11 「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について	○	-	