島根原子力発電所２号炉 審査資料	
資料番号	EP-015 改 67(比)
提出年月日	令和３年３月 29 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３月

中国電力株式会社

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表　〔有効性評価　目次〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1.1 概要 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 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 1.5 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 1.7 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 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 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 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 2.2 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(外部電源喪失＋DG 喪失) 2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗 2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋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)＋SRV 再閉失敗 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 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 2.6 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)	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 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 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 1.5 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 1.7 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 付録１ 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 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解析コードについて 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 2.2 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） 2.3.2 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ） 2.3.3 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ） 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 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 2.6 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）	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 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 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 1.5 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 1.7 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 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 付録２原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価 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 2.2 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） 2.3.2 全交流動力電源喪失（ＴＢＵ） 2.3.3 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ） 2.3.4 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ） 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 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 2.6 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）	・資料構成の相違 【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。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，作成していない。 （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 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.1 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 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.3 代替循環冷却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 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 3.4 水素燃焼 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	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） 3.1.1 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 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 3.4 水素燃焼 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	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） 3.1.1 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 残留熱代替除去系を使用する場合 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 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 3.4 水素燃焼 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 4.1 想定事故１ 4.2 想定事故２	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 4.2 想定事故２	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 4.2 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故 5.1 崩壊熱除去機能喪失 5.2 全交流動力電源喪失 5.3 原子炉冷却材の流出 5.4 反応度の誤投入	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） 5.2 全交流動力電源喪失 5.3 原子炉冷却材の流出 5.4 反応度の誤投入	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 5.2 全交流動力電源喪失 5.3 原子炉冷却材の流出 5.4 反応度の誤投入	
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 6.2 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. 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 6.2 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. 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 6.2 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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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		【東海第二】 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て		【東海第二】 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な耐性について		【東海第二】 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て		【東海第二】 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おける評価項目について		【東海第二】 格納容器破損防止対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	
	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		【東海第二】 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
	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		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。 【東海第二】 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隔離について		【東海第二】 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 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 1.3.5 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定について		【東海第二】 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 1.4.1 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 1.5.1 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	
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時の破断位置及び破断面積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 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。
	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		【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。
	添付資料 1.5.6 逃がし安全弁の解析条件設定について		【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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 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		成していない。 【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 1.5.8 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁７個の十分性について		【東海第二】 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い。
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 1.7.1 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 1.5.9 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影響評価フロー	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	
		（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表性について		【東海第二】 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
添付資料 2.1.1 安定状態について 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 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について 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 2.1.2 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失） 添付資料 2.1.3 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 2.1.4 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 2.1.6 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 格納容器圧力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	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（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 2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）	【東海第二】 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。
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 添付資料 2.2.2 安定状態について 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 2.2.1 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 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	（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 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ついて（高圧注水・減圧機能喪失）	【東海第二】 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・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）	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） （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））	【東海第二】 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。
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 2.3.1.3 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 2.3.1.4 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 2.3.1.5 安定状態について 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 2.3.1.2 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（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 2.3.1.1 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について 添付資料 2.3.1.4 安定状態について（全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）） 添付資料 2.3.1.5 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 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について 添付資料 2.3.1.2 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 2.3.1.3 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 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 2.3.1.5 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））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2.3.1.6 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 2.3.1.7 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 2.3.1.8 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 再循環系ポンプからのリークについて		【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ＲＣＩＣ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 全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）時において高圧原子炉代替注水系の８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 2.3.2.3 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 安定状態について(全交流動力電源喪失（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 2.3.2.3 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（ＴＢＵ）)	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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て	添付資料 2.3.2.4 注水開始操作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））		【東海第二】 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（全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ））		【東海第二】 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（全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ））		【東海第二】 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（ＴＢＰ））	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（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 2.3.4.2 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 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について（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（全交流動力電源喪失（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（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 2.3.4.4 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 2.3.4.5 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））	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（ＴＢＰ））	
	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））	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 2.4.1.2 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		【東海第二】 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記載した資料であるが，島根２号炉は，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。 【柏崎 6/7，東海第二】 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 2.4.1.3 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 2.4.1.3 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））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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））	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））	
		（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（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 2.4.2.2 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 2.4.2.3 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 2.4.2.4 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））	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））	
		（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 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とすることの妥当性	
		添付資料 2.5.2 Ｐｕ同位体組成による動的ボイド係数，動的ドップラ係数への影響	【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 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 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 リウェ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 リウェ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 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	
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。
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 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響 添付資料 2.5.8 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 2.5.8 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 2.5.6 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 2.5.11 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 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）	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いての整理 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 2.5.12 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の水温の影響 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）	【東海第二】 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。
添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について	（2.6 ＬＯＣＡ時注水機能喪失） 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	（2.6 ＬＯＣＡ時注水機能喪失） 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 敷地境界での実効線量評価について	【東海第二】 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。 【東海第二】 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い。
添付資料 2.6.2 安定状態について 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 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について	添付資料 2.6.5 安定状態について（ＬＯＣＡ時注水機能喪失） 添付資料 2.6.6 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（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 2.6.4 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）	【柏崎 6/7】 「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」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（ＬＯＣＡ時注水機能喪失）	添付資料 2.6.5 減圧・注水操作の時間余裕について	
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 2.6.6 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 2.6.8 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 2.6.9 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）	添付資料 2.6.6 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 2.6.7 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 2.6.8 常設代替交流電源設備の負荷（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））	
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発生時の対応操作について 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 2.7.3 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 2.7.1 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 2.7.2 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	【東海第二】 ISLOCA と LOCA(DBA)を比較した場合，ISLOCA

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2.7.3 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 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 2.7.5 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（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 2.7.3 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 2.7.4 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（格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ））	【東海第二】 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い。
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））	添付資料 2.7.5 7 日間における燃料の対応について（格納容器バイパス(インターフェイスシステムＬＯＣＡ)）	【東海第二】 島根２号炉では，ISLOCA 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の妥当性について 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		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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除熱の考え方について	【東海第二】 補足説明資料「19. 炉心損傷，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】 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について		【東海第二】 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））		【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，格納容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（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損	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	添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）に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 3.1.2.2 安定状態について（残留熱代替除去系を使用する場合）	
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 3.1.2.3 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 3.1.2.5 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 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（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	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 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））	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	【東海第二】 島根２号炉は「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 3.1.2.6 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（残留熱代替除去系を使用する場合）））	
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 3.1.2.7 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 3.1.2.8 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））（残留熱代替除去系を使用する場合）	
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 3.1.2.9 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））（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 3.1.2.10 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））（残留熱代替除去系を使用する場合）	
	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		【東海第二】 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
	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		同様の添付資料は作成していない。 【東海第二】 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運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	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 3.1.3.13 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	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 非凝縮性ガスの影響について	【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 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 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 3.1.3.5 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 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのＣｓ－137 放出量評価について 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））	【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 3.1.3.5 安定状態について（残留熱代替除去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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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（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）））	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））	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（残留熱代替除去系を使用しない場合）））	
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	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 3.1.3.7 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））（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 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））（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 3.1.3.11 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））（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破壊弁への影響について		【東海第二】 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 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 3.2.3 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		添付資料 3.2.2 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づけ	
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 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（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】 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
	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 ペデスタル（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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱） 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）		ている。 【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。 【東海第二】 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。 【東海第二】 「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。 【東海第二】 「3.5.2(3) 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，同様の添付資料は作成していない。 【東海第二】 「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 3.2.10 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	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）	【東海第二】 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（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 3.2.11 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） 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 3.2.13 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 3.2.5 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） 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 3.2.7 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）	【東海第二】 「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。 【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。 【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
	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		作用の影響について」にて記載している。 【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。 【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。
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 3.3.2 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 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性	添付資料 3.3.1 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 ＪＡＳＭＩＮＥ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	（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 3.3.2 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 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性	【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。 【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－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 3.3.4 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		【柏崎 6/7，東海第二】 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	添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をＬＯＣＡとした場合の圧力スパイクへの影響	
		（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 3.4.5 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 3.4.1 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 3.4.2 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	
	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		【東海第二】 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追加実験について」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
添付資料 3.4.3 安定状態について 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 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響	添付資料 3.4.3 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評価について（水素燃焼） 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 3.4.7 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 3.5.1 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 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について	添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼） 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼） 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 （3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）	る。 【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。 【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。 【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，内側鋼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い。 【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 3.5.2 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 3.5.2 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 3.5.3 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 3.5.3 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，原子炉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	
		（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 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 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「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 4.1.2「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」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
	添付資料 4.1.7 自然蒸発による水位低下速度について		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。 【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い。
	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 4.1.7 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 4.1.9 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 4.1.10 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 4.1.11 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）	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 4.1.6 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 4.1.7 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】 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ンクリートへの熱影響について		【東海第二】 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 4.2.1 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			【柏崎 6/7】 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る理由について		【東海第二】 補足説明資料「17. 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」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 4.2.2 燃料プールのサイフォンブレイク配管について	
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 4.2.3 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 4.2.4 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 4.2.5 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 4.2.6 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）		【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 崩壊熱除去機能喪失）	
	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て		【東海第二】 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 5.1.2 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の設定の考え方	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 5.1.5 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について		【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 崩壊熱除去機能喪失）	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全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について		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交流動力電源喪失時の原子炉格納容器の影響について	
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 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時における放射線の遮蔽維持について	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	
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 5.1.7 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 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）	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 5.1.10 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）		【東海第二】 島根２号炉では，運転停止中（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 全交流動力電源喪失）	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 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 5.2.2 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））	【東海第二】 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い。
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 5.2.5 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 5.2.4 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 5.2.6 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 原子炉冷却材の流出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 5.3.1 原子炉冷却材の流出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 5.3.2 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 5.3.3 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 5.3.3 安定状態について（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 5.3.4 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について（運転停止中（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ピ			【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移			【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。
添付資料 5.4.4 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について（運転停止中 反応度誤投入）	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ついて（運転停止中 反応度の誤投入）	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】 Cm-242 および Cm-244 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	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 6.1.1 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 6.2.1 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 6.2.1 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	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 添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について	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	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	

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

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〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 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	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「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上で，安全機能の喪失に対する仮定，外部電源に対する仮定，単一故障に対	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，実験等を基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	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。	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。	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。	1.1.6 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。	1.1.6　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。	1.1.7 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。	1.1.7　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。	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため，重大事故等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。
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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	炉における重大事故」に対しては，内部事象運転時レベル１．５ＰＲＡ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^{-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を実施した結果，いずれも内部事象レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ又は津波レベル１ＰＲＡ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。	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を実施した結果，いずれも内部事象レベル１ＰＲＡ，地震レベル１ＰＲＡ又は津波レベル１ＰＲＡ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，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】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)　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 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１ＰＲＡ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，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，建物・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，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ＰＲＡ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抽出されたため，イベントツリーを作成していない。 ・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。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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（以下「ＥＣＣＳ」という。）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 ｃ．全交流動力電源喪失 ｄ．崩壊熱除去機能喪失 ｅ．原子炉停止機能喪失 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） 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.に整理した。	ｂ．高圧注水・減圧機能喪失 ｃ．全交流動力電源喪失 ｄ．崩壊熱除去機能喪失 ｅ．原子炉停止機能喪失 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） ｈ．津波浸水による最終ヒートシンク喪失 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して抽出している。	ｂ．高圧注水・減圧機能喪失 ｃ．全交流動力電源喪失 ｄ．崩壊熱除去機能喪失 ｅ．原子炉停止機能喪失 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）	・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7】 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」のみを抽出した。 【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する事故シーケンスグループとして選定していない。
また，地震特有の事象で，以下に示す 5 つの事故シーケンスは，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。 ・Excessive LOCA ・計測・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 ・原子炉建屋損傷	また，地震及び津波特有の事象で，以下に示す 7 つの事故シーケンスは，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して抽出している。 ・Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・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と隔離弁の閉失敗の重畳） ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・防潮堤損傷	また，地震及び津波特有の事象で，以下に示す９つの事故シーケンスは，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ている。 ・Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・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と隔離弁の閉失敗の重畳） ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・直接炉心損傷に至る事象	・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震・津波特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違。
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	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	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	・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 地震・津波特有の事象として抽出した事故シーケンスの相違。

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
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い。	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１ＰＲＡ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ケンスグループとして追加する必要はない。	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い。	
(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。	(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。	(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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。 また，本事故シーケンスグループには津波特有の事故シ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，重要事故シーケンスとして選定しないものとし，選定対象から除外した。	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合，事象発生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き，対応が容易になると考えられるためである。	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，原子炉減圧に必要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。	・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「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・低圧注水機能喪失」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 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）を起因事象とし，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」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，原子炉減圧に必要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。	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（自動減圧機能）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（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）を起因事象とし，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＋原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。	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，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＋原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。	・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．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 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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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し，重要事故シーケンスとして選定する。	なる 4 つの事故シーケンスが抽出されたが，原子炉圧力，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選定する。	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し，重要事故シーケンスとして選定する。	・評価方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ＴＢＤ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） 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。 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）（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」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。	(a) 長期ＴＢ 本事故シーケンスグループは，外部電源喪失の発生後，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喪失が発生し，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が機能喪失し，原子炉が高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は，外部電源喪失を起因とする事故シーケンスとサポート系喪失（直流電源故障）を起因とする事故シーケンスが含まれるが，いずれも蓄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め，事象発生初期の事象進展に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスは事象発生により給水・復水系が停止するため原子炉水位の低下が早い。そのため，余裕時間及び設備容量の観点で厳しく，代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い，「外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）」を重要事故シーケンスとして選定する。	(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，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が機能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係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」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。	・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号炉は単一の事故シーケンスのみ抽出されたのに対し，東海第二はＰＲＡにより，複数の事故シーケンスが含まれるため重要事故シーケンスの選定理由を記載。
(b) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋RCIC 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ものである。	(b) ＴＢＤ，ＴＢＵ 本事故シーケンスグループは，外部電源喪失の発生後，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交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却にも失敗することにより，原子炉が高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	(b)　全交流動力電源喪失（ＴＢＵ） 本事故シーケンスグループは，全交流動力電源喪失と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ものである。	・評価方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ＴＢＤとＴＢＵを別々に評価。

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
	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大きくなるため，直流電源が喪失する事故シーケンスの方が厳しい。以上より「外部電源喪失＋直流電源失敗＋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。		
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 失敗（RCIC 本体の機能喪失）」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。		本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗」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。	
	【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）＋直流電源喪失	(b) ＴＢＤ，ＴＢＵ	(c) 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	
本事故シーケンスグループは，全交流動力電源と全ての直流電源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は，外部電源喪失の発生後，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交流動力電源喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却にも失敗することにより，原子炉が高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は，全交流動力電源とすべ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 【東海第二】 島根２号炉は，ＴＢＤとＴＢＵを別々に評価。 ・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから，「ＴＢＤ」には津波を起因とする事故シーケンスは含まれない。
また，本事故シーケンスグループには津波特有の事故シ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，重要事故シーケンスとして選定しないものとした。 発生原因が津波特有の事故シーケンス以外には，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）＋直流電源喪失」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。	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	本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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方が厳しい。以上より「外部電源喪失＋直流電源失敗＋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，全交流動力電源喪失となる。		なお，すべての直流電源喪失により非常用ディーゼ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，全交流動力電源喪失となる。	・記載箇所の相違 【東海第二】 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 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より，原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至るものである。	(c) ＴＢＰ 本事故シーケンスグループは，外部電源喪失の発生後，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喪失が発生し，原子炉隔離時冷却系は作動するものの，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。	(d) 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ） 本事故シーケンスグループは，全交流動力電源喪失と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より，原子炉隔離時冷却系も機能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）＋SRV 再閉失敗」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。	本事故シーケンスグループには，外部電源喪失を起因とする事故シーケンスと，サポート系喪失（直流電源故障）を起因とする事故シーケンスが含まれるが，いずれ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はないため，事象発生初期の事象進展に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスは，事象発生により給水・復水系が停止するため原子炉水位の低下が早い。そのため，余裕時間及び設備容量の観点で厳しく，代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い，「外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。	本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗」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。	・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号炉は単一の事故シーケンスのみ抽出されたのに対し，東海第二はＰＲＡにより，複数の事故シーケンスが含まれるため重要事故シーケンスの選定理由を記載。
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等の発生後，炉心冷却には成功するが，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷前に格納容器が破損し，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	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等の発生後，炉心冷却には成功するが，崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し，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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。	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。	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。	・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。
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。	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。	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 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。	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。	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ら「過渡事象＋原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やか	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，事象進展の観点を記載しているが，東海第二は，過渡事

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
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。	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，ＡＴＷＳ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。	な事象である。 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。	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，代替制御棒挿入に成功した場合の包絡性を記載。東海第二は原子炉停止機能に着目した記載。
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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
が高いことも踏まえ，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。	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。	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） 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。	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冷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。	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。
	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		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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となる。		
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 ②全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋原子炉停止失敗	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，以下の事故シーケンスが抽出されている。 ①大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ②直流電源喪失＋原子炉停止失敗 ③交流電源喪失＋原子炉停止失敗	なお，国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても，すべ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が抽出されている。 ①　冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ②　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子炉停止失敗	・ＰＲＡ結果の相違 【東海第二】 東海第二では，地震ＰＲＡ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。 ②は地震レベル 1PRA から抽出された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炉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 のモデルによって評価されるものであり，現実的には，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から除外している。	①については，格納容器破損防止対策により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。 ②及び③は地震レベル１ＰＲＡから抽出された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炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。これら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モデルによって評価されるものであり，現実的には，炉内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に，原子炉スクラムに至ると考えられる。 以上のとおり，②及び③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，これらの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したことから，これらの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から除外している。	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。 ②は地震レベル１ＰＲＡから抽出された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炉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のモデルによって評価されるものであり，現実的には，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から除外している。	・ＰＲＡ結果の相違 【東海第二】 東海第二で地震ＰＲＡ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ことに伴う事故シーケンス数の相違。

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
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。	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。	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。	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) 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。	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 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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と柏崎 6/7（ABWR），東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違。 ・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，耐圧強化ベントを使用しない。（以降，同様な相違については記載省略） ・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
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。	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。	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 以下であることを確認する。	

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
			境界としていることから，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。	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）	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 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 「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，	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 「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，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	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 「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 1.5ＰＲＡ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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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	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。
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ＬＯＣＡ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，	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）及び格納容器バイパス（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。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し，また，格納容器バイパス（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	・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ＬＯＣＡを格納容器バイパスと記載している。

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
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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
(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，	(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	(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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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には該当しないことから，これらの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。 なお，PDS として「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」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。 高圧・低圧注水機能喪失 :TQUV 高圧注水・減圧機能喪失 :TQUX 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失) :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(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(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗 :TBP LOCA 時注水機能喪失(大破断 LOCA) :LOCA(AE) LOCA 時注水機能喪失(中破断 LOCA) :LOCA(S1E) LOCA 時注水機能喪失(小破断 LOCA) :LOCA(S2E) 崩壊熱除去機能喪失 :TW 原子炉停止機能喪失 :TC	ーケンス，インターフェイスシステムＬＯＣＡは格納容器バイパスの事故シーケンスであり，著しい炉心損傷の発生後，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には該当しないことから，これらの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。 また，ＰＤＳとして「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」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。 高圧・低圧注水機能喪失：ＴＱＵＶ 高圧注水・減圧機能喪失：ＴＱＵＸ 全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）：長期ＴＢ 全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）：ＴＢＵ 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）：ＴＢＤ 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）：ＴＢＰ ＬＯＣＡ時注水機能喪失（大破断ＬＯＣＡ）：ＬＯＣＡ（ＡＥ） ＬＯＣＡ時注水機能喪失（中破断ＬＯＣＡ）：ＬＯＣＡ（Ｓ１Ｅ） ＬＯＣＡ時注水機能喪失（小破断ＬＯＣＡ）：ＬＯＣＡ（Ｓ２Ｅ） 崩壊熱除去機能喪失：ＴＷ，ＴＢＷ 原子炉停止機能喪失：ＴＣ インターフェイスシステムＬＯＣＡ：ＩＳＬＯＣＡ	ＯＣＡは，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には該当しないことから，これらの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。 なお，ＰＤＳとして「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」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。 高圧・低圧注水機能喪失：ＴＱＵＶ 高圧注水・減圧機能喪失：ＴＱＵＸ 全交流動力電源喪失(長期ＴＢ）：長期ＴＢ 全交流動力電源喪失(ＴＢＵ)：ＴＢＵ 全交流動力電源喪失(ＴＢＤ)：ＴＢＤ 全交流動力電源喪失(ＴＢＰ)：ＴＢＰ ＬＯＣＡ時注水機能喪失（大破断ＬＯＣＡ）：ＡＥ ＬＯＣＡ時注水機能喪失（中破断ＬＯＣＡ）：Ｓ１Ｅ ＬＯＣＡ時注水機能喪失（小破断ＬＯＣＡ）：Ｓ２Ｅ 崩壊熱除去機能喪失：ＴＷ 原子炉停止機能喪失：ＴＣ	・ＰＲＡ結果の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ＴＢＷをＴＷシーケンスに含めて整理している。 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ＩＳＬＯＣＡ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・過温破損） 本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち，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，事象	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） 本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，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，	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） 本格納容器破損モードに含まれるＰＤＳのうち，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，	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
進展の観点で厳しい。頻度の観点で PDS を見ると，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 に非常用炉心冷却系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。	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に炉心冷却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。	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。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 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ている。
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，	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	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	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
炉心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。	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（＋ＤＣＨ）」を評価事故シーケンスとして選定する。	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。	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－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	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－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。	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－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は抽出されていない。 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	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。	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。	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。
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。	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。	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＋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 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上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－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	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 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－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－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，水素濃度は	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－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，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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 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。	13vol％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）」において選定した評価事故シーケンス，「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」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。	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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
器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。	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。	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は原子炉格納容器下部への原子炉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。	・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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は抽出されていない。 ・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。
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。	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。	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，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して設定しない。	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して設定しない。	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	・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
		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 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[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－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 5vol%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) 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－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5vol％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，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)　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－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５vol％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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と柏崎 6/7（ABWR），東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違。 ・記載箇所の相違 【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．において明確にした。
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定する以下の事故の評価を行う。	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定する以下の事故の評価を行う。	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 「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価を行う。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）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）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，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。	1.2.3.2 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。	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。	
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事故 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 「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	1.2.4 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事故 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 「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，「主発電機の解列	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事故 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 「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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
列から復水器真空破壊まで」及び「制御棒引抜き開始から原子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，給復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 の評価範囲と位置づけている。 （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	から復水器真空破壊まで」及び「制御棒引き抜き開始から原子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，給水・復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の評価範囲と位置づけている。 （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	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） (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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
場合には，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。	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。	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 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。	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。	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，原子炉補機冷却系（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 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。	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・炉心冷却失敗」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。	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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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ー弁操作誤り）＋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。	損傷に至るものである。 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。	傷に至るものである。 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。	・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載。
	なお，流出流量が比較的大きい，ＣＲＤ点検時のＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ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。	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 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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	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。	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僅かな出力上昇を伴う臨界は除く）。	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僅かな出力上昇を伴う臨界は除く）。	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，	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，	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。 　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。	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の復旧には期待しない。 （添付資料1.3.1，1.3.2）	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の復旧には期待しない。	
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定する。	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結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。 （添付資料1.3.3）	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は，外部電源がある場合を包含する条件を設定する。 　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・バイパス弁の作動を期待しないことから，所内単独運転も期待しない。	・評価方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 　外部電源に対する仮定をそれぞれ記載している。また島根２号ではタービン・バイパス弁が100％の容量を持っているので，その考慮についても記載。
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ら，重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。	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ら，重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。	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。 (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。	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。	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の不確定性を考慮し，以下の考え方に基づき設定する。 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等を考慮して開始するものとする。 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る。	(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，以下の考え方に基づき設定する。 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，状況確認10 分＋操作時間※2とする。 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は，操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。 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点で操作が完了するものとする。 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ついては，設定時間で操作完了するものとする。 ※1 原子炉スクラム確認は，事象発生後の最初の確認項目であり，スクラムに失敗している場合は，直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し，原子炉出力の抑制操作などを実施する。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 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間から保守的に設定している。 (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ないものとする。 ① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 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，切上げ処理は行わないものとする。 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，	(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等を考慮して開始するものとする。 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る。	・評価方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，個別の操作において保守性を確認しているが，東海第二は全体的に保守性の方針を確認している。

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
	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，切上げ処理は行わないものとする。		
(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くは時間余裕を踏まえて設定する。 （添付資料1.3.1）	(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くは時間余裕を踏まえて設定する。 （添付資料1.3.4，1.3.5，1.3.6）	(2) 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くは時間余裕を踏まえて設定する。 （添付資料 1.3.1）	
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，サイクル期間中の炉心燃焼度変化，燃料交換等による長期的な変動及び運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。 燃料の種類については，代表的に 9×9 燃料（A 型）を評価対象とする。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め，代表的に 9×9 燃料（A 型）のみ及び 9×9 燃料（B 型）の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確認されていない。 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。	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，サイクル期間中の炉心燃焼度変化，燃料交換等による長期的な変動及び運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。 燃料の種類については，代表的に９×９燃料（A型）を評価対象とする。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め，代表的に９×９燃料（A型）のみ及び９×９燃料（B型）の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確認されていない。 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。 （添付資料1.3.7）	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、サイクル期間中の炉心燃焼度変化，燃料交換等による長期的な変動及び運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。 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，装荷される燃料である９×９燃料（A型），９×９燃料（B型）及びMOX燃料のうち，各事故シーケンスの特徴に応じて設定し，評価を行う。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，MOX 燃料の適用プラントである。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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 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。 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　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。 （添付資料1.4.1）	・資料構成の相違 【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，破断面積等であり，出力として，原子	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，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，	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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る。 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	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る。	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る。	・評価方針の相違 【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，

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は，SAFER で求めた値を用いる。 本コードの入力は，原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化，炉心露出時間，再冠水時間，炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性，燃料集合体及び炉心に関するデータ並びに熱伝達係数変化であり，出力として，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。 1.4.2.2 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，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。 1.4.2.3 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。 1.4.3 REDY 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	輻射による影響が詳細に考慮されるＣＨＡＳＴＥコードは使用していない。

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
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・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。	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。	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。	
1.4.3.2 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。	1.4.2.2 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。	1.4.2.2　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。	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。	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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 ＲＥＤＹコードの妥当性確認においては，必要に応じて従来型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。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.4.4 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－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 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－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 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－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。	1.4.3.2 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。	1.4.3.2 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。	1.4.3.3 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1.4－6 表に示すとおりである。	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，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 1.4－6 表に示すとおりである。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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，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，格納容器，原子炉圧力容器（炉心損傷後），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，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。 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。	(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。	(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。	(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。	(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。	(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。	(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。	(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格納容器内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。	
1.4.5.3 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。	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。	1.4.4.3　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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.4.6 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，中性子束分布，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，中性子束分布，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，中性子束分布，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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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）	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，ＭＩＳＴＲＡＬ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。 （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。 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，ＭＩＳＴＲＡＬ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。 （添付資料1.5.1）	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため，重大事故等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 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）	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）	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）	
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 (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(52.2×10^3t/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+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	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 (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（48.3×10^3t／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。 (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	1.5.2.1　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 (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(35.6×10^3t/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	・設備設計の相違 【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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	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。	のとする。崩壊熱曲線を第1.5－1 図に示す。	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）	差異。
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。	(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。	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。	(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。	(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。	(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) 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 7,350m^3，ウェットウェル空間部は，必要最小空間部体積として 5,960m^3，ウェットウェル液相部は，必要最小プール水量として 3,580m^3 を用いるものとする。	(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 5,700m^3，サプレッション・チェンバ空間部及び液相部は 4,100m^3（空間部）及び3,300m^3（液相部）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，構造物体積を除く全体積として 7,900m^3，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 4,700m^3，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 2,800m^3 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-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℃，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。 (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）	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・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。	(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。	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 外部水源の温度について，復水貯蔵槽の水温は初期温度を 50℃とし，事象発生から 12 時間以降は 45℃，事象発生から 24 時間以降は 40℃とする。また，淡水貯水池の水温は 40℃とする。	(e) 外部水源の温度 外部水源の温度は，35℃とする。 （添付資料1.5.4）	(e) 外部水源の温度 外部水源の温度は 35℃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使用しない。
(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，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，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。	
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（3,926MWt），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(52.2×10^3t/h)，主蒸気流量の初期値として，定格値（7.64×10^3t/h）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，原子炉定格出力時の下限流量である85%流量（約41.06×10^3t／h），主蒸気流量の初期値として，定格値（6.42×10^3t／h）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(35.6×10^3t/h)，主蒸気流量の初期値として，定格値（4.74×10^3t/h）を用いるものとする。	
(b) 給水温度 給水温度の初期値は 215℃とする。	(b) 給水温度 給水温度の初期値は約216℃とする。	(b) 給水温度 給水温度の初期値は 214℃とする。	
(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。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。	(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。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。	(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。なお，炉心に関する条件は圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため，絶対値の大きい９×９燃料(A型)及びＭＯＸ燃料 228 体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９×９燃料（A型），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。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，ＭＯＸ適用プラントであり，ＭＯＸ燃料を考慮。
		a) 原子炉停止後の崩壊熱 ＮＵＲＥＧ－1335 が参照している，11 群のモデルにより計算される値を用いるものとする。 （添付資料 1.5.3）	・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，原子炉停止機能喪失とその他のシーケンスにおいて崩壊

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，設計限界値として，1.22 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，通常運転時の熱的制限値として，1.24 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，通常運転時の熱的制限値として，1.25 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，設計限界値として，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，ＭＯＸ適用プラントであるため，Pu 同位体の組成変動を考慮。
(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。	
(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。 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・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。 (f) 外部水源の温度 外部水源の温度は 32℃とする。	(e) 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。 (e-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。 (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。	(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，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５kPa[gage]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
（g）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，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。 （添付資料1.5.5）	（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。	
(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 原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として，以下の値を用いるものとする。 原子炉水位低（レベル 3） セパレータスカート下端から＋62cm （有効燃料棒頂部から＋380cm）（遅れ時間 1.05 秒） タービン蒸気加減弁急速閉 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）起動）設定点 セパレータスカート下端から－58cm （有効燃料棒頂部から＋260cm）（レベル 2） 原子炉水位低（高圧炉心注水系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点 セパレータスカート下端から－203cm （有効燃料棒頂部から＋115cm）（レベル 1.5） 原子炉水位低（低圧注水系起動，自動減圧系作動）設定点 セパレータスカート下端から－287cm （有効燃料棒頂部から＋31cm）（レベル 1）	(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 原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として，以下の値を用いるものとする。 原子炉水位低（レベル３） セパレータスカート下端から＋66cm （燃料有効長頂部から＋452cm，原子炉圧力容器底部から＋1,372 cm）（遅れ時間 1.05 秒） 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。 原子炉水位異常低下（レベル２）（原子炉隔離時冷却系起動，高圧炉心スプレイ系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点 セパレータスカート下端から－63cm （燃料有効長頂部から＋323cm，原子炉圧力容器底部から＋1,243 cm） 原子炉水位異常低下（レベル１）（低圧炉心スプレイ起動，残留熱除去系（低圧注水系）起動，自動減圧系作動）設定点 セパレータスカート下端から－345cm （燃料有効長頂部から＋41cm，原子炉圧力容器底	(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 原子炉保護系のスクラム設定点として，以下の値を用いるものとする。 原子炉水位低（レベル３） 気水分離器下端から＋16cm （燃料棒有効長頂部から＋443cm）（遅れ時間 1.05 秒） 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。 原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点 気水分離器下端から－112cm （燃料棒有効長頂部から＋315cm）（レベル２） 原子炉水位低（高圧炉心スプレイ系起動）設定点 気水分離器下端から－261cm （燃料棒有効長頂部から＋166cm）（レベル 1_H） 原子炉水位低（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）起動，自動減圧系作動）設定点 気水分離器下端から－381cm （燃料棒有効長頂部から＋46cm）（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
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 セパレータスカート下端から－58cm （有効燃料棒頂部から＋260cm）（レベル 2） 原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）トリップ，高圧炉心注水系注入隔離弁閉止）設定点 セパレータスカート下端から＋166cm （有効燃料棒頂部から＋484cm）（レベル 8） ドライウェル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定点 ドライウェル圧力 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 7.48MPa[gage]	部から＋961 cm） 原子炉水位異常低下（レベル２）（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点 セパレータスカート下端から－63cm （燃料有効長頂部から＋323cm，原子炉圧力容器底部から＋1,243 cm） 原子炉水位高（レベル８）（原子炉隔離時冷却系トリップ，高圧炉心スプレイ系注入弁閉止）設定点 セパレートスカート下端から＋175cm （燃料有効長頂部から＋561cm，原子炉圧力容器底部から＋1,481 cm） ドライウェル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定点 ドライウェル圧力 13.7kPa［gage］ 原子炉圧力高（再循環系ポンプ全台トリップ）設定点 原子炉圧力 7.39MPa［gage］	原子炉水位低（再循環ポンプトリップ）設定点 気水分離器下端から－112cm （燃料棒有効長頂部から＋315cm）（レベル２） 原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系トリップ，高圧炉心スプレイ系注水弁閉止）設定点 気水分離器下端から＋132cm （燃料棒有効長頂部から＋559cm）（レベル８） 格納容器圧力高（ＥＣＣＳ起動，自動減圧系作動）設定点 格納容器圧力 13.7kPa[gage] 原子炉圧力高（原子炉再循環ポンプトリップ）設定点 原子炉圧力 7.41MPa[gage]	
ｂ．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。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。 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	ｂ．逃がし安全弁 原子炉停止機能喪失以外においては，安全弁機能（以下「逃がし安全弁（安全弁機能）」という。）による原子炉圧力制御が行われることとし，原子炉停止機能喪失においては，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水流量が大きくなる条件として逃がし弁機能（以下「逃がし安全弁（逃がし弁機能）」という。），による原子炉圧力制御が行われることとする。逃がし安全弁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。 逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2 個，354.6t／h（1 個当たり） 7.44MPa[gage]×4 個，357.8t／h（1 個当たり） 7.51MPa[gage]×4 個，361.1t／h（1 個当たり）	ｂ．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。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。 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	・解析条件の相違 【東海第二】 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
第 4 段：7.72MPa[gage]×4 個，373t/h/個 第 5 段：7.79MPa[gage]×4 個，377t/h/個 第 6 段：7.86MPa[gage]×4 個，380t/h/個	7.58MPa[gage]×4 個，364.3t／h（1 個当たり） 7.65MPa[gage]×4 個，367.6t／h（1 個当たり） 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）	第４段：7.79MPa[gage]×４個，377t/h/個	
1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 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。	1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 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。	1.5.2.2　運転中の原子炉における重大事故 (1)　初期条件 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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 （以降，同様な相違については記載省略）
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 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．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＋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のとする。崩壊熱曲線を第 1.5－1 図に示す。	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＋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 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）	・評価方針の相違 【東海第二】 燃焼度設定の考え方の差異。
c．原子炉圧力容器	c．原子炉圧力容器	c．原子炉圧力容器	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 7,350m^3，ウェットウェル空間部は，必要最小空間部体積として 5,960m^3，ウェットウェル液相部は，必要最小プール水量として 3,580m^3 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。 (e) 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/m^2 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。	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 5,700m^3，サプレッション・チェンバ空間部及び液相部は 4,100m^3（空間部）及び 3,300m^3（液相部）を用いるものとする。 (b) 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℃，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。 (c) 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，通常運転時下限値である 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，2.5vol％（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／m^{2}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。	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 7,900m^3，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 4,700m^3，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 2,800m^3 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・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。 (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，2.5vol％（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/m^2 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。 ・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，外側鋼板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 鉄筋コンクリート内の鉄筋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。	・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) 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 外部水源の温度は初期温度を 50℃とし，事象発生から 12 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 35℃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使用しない。
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，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，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。	
(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 逃がし安全弁の安全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。 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 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	1.5.2.3 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	1.5.2.3　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) 初期条件	(1) 初期条件	(1)　初期条件	・評価条件の相違 【東海第二】 実績を踏まえた設定の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，ＭＯＸ燃料の適用プラントである。
a．崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに，原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して，使用済燃料プールの崩壊熱は約 11MW を用いるものとする。	a．崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに，原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して，使用済燃料プールの崩壊熱は約 9.1MW を用いるものとする。	a．崩壊熱 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分の燃料が一時保管されていることを想定し，また，原子炉停止 10 日後においては，ＭＯＸ燃料の方が９×９燃料よりも崩壊熱が大きく，燃料プール水位低下の観点で厳しいため，燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱は，ＭＯＸ燃料を考慮した約 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】 燃料プールの保有量，取替燃料の本数等の差異。
b．使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 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保有水量は，保有水量を厳しく見積も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置されているプールゲートは閉を仮定し，約 2,093m^3 とする。また，使用済燃料プールの初期水温は，運用上許容される上限の 65℃とする。	b．使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし，このとき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置されているプールゲートは閉を仮定し，約 1,189m^3 とする。また，使用済燃料プールの初期水温は，運用上許容される上限の 65℃とする。	b．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ートは閉を仮定し，約 1,599m^3 とする。また，燃料プールの初期水温は，運用上許容される上限の 65℃とする。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
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計値を用いる。 （添付資料1.5.3）	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計値を用いる。 （添付資料 1.5.9）	c．主要機器の形状 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用いる。 （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る事故	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る事故	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る事故	
(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）	(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）	(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）	
a．崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は，第 1.5.1 図に示す ANSI/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 日後の崩壊熱として約 22MW を用いるものとする。	a．崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は，第 1.5－1 図に示すＡＮＳＩ／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 日後の崩壊熱として約 19MW を用いるものとする。	a.　崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は，第 1.5－1 図に示すＡＮＳＩ／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日後の崩壊熱として約 14.0MW を用いるものとする。 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	・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・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
		評価に包絡されることを考慮し，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定する。	島根２号炉は，ＭＯＸ燃料の適用プラントである。
c．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。	c．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。	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。	
b．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，原子炉初期水温は 52℃とする。	b．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，原子炉初期水温は 52℃とする。	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，原子炉初期水温は 52℃とする。	
d．外部水源の温度 外部水源の温度は 50℃とする。	d．外部水源の温度 外部水源の温度は 35℃とする。	d．外部水源の温度 外部水源の温度は 35℃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使用しない。
e．主要機器の形状 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。	e．主要機器の形状 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。	e.　主要機器の形状 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。	
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，事象進展が適切に解析されていることを確認し，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。	1.6 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，事象進展が適切に解析されていることを確認し，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。	1.6　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，事象進展が適切に解析されていることを確認し，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。	
1.7 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，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。 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	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，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。 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	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，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。 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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
を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）	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）	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）	
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。	1.7.1 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。	1.7.1　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。	1.7.2 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。	1.7.2　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の操作時間余裕を確認する。	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の操作時間余裕を確認する。	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	1.8 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	1.8　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	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため，重大事故等

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
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。	ことを確認するとともに，必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。	ある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ことを確認する。 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あることから，要員の評価には含めないものとする。	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。 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 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 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，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ることを確認する。	1.8.2 必要な資源の評価 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 日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。	1.8.2　必要な資源の評価 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日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため，重大事故等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。

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)

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準	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
			重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バ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	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	発電所外への放射性物質の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	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
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	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する事故				●	●	●							●	●		
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	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，高圧注水機能が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故		●		●	●	●							●			
	2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）	外部電源喪失発生後，非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）－RCIC失敗	全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		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と同時に直流電源が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）－SRV再閉失敗	全交流動力電源喪失後，同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し，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		●		●	●	●							●	●	●	
	2.4	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	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，取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	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，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●			●	●							●	●		
	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	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	格納容器バイパス （インターフェイスシステムLOCA）	原子炉冷却材圧力バ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過圧され破断する事故		●	●		●	●							●	●		
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） 代替循環冷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，代替循環冷却系を使用する場合				●		●	●	●	●				●	●	●	●
		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	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，代替循環冷却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	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，非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故			●		●	●	●	●	●				●	●		●
	3.3	原子炉圧力容器外の 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が喪失する事故			●		●	●	●	●	●				●	●		●
	3.4	水素燃焼	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，代替循環冷却系を使用する場合				●		●	●	●	●				●	●	●	●
	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，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が喪失する事故			●		●	●	●	●	●				●	●		●
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	4.1	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事故					●						●		●	●		
	4.2	想定事故２	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷による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漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失する事故					●						●		●	●		
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	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				●	●								●	●		
	5.2	全交流動力電源喪失	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除熱機能が喪失する事故				●	●								●	●	●	
	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バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への冷却材の流出が発生し，崩壊熱除去機能が喪失する事故				●	●								●	●		
	5.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，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(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(1/16)

区分	No.	事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス	1.1 44条／59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	1.2 45条／60条 原子炉冷却材圧力バ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	1.3 46条／61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	1.4 47条／62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	1.5 48条／63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	1.6 49条／64条 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	1.7 50条／65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	1.8 51条／66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	1.9 52条／67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.10 53条／68条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	1.11 54条／69条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	1.12 55条／70条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	1.13 56条／71条 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	1.14 57条／72条 電源の確保に関する手順等	1.15 58条／73条 事故時の計装に関する手順等	1.16 59条／74条 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
炉心損傷防止	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する事故			●	●	●	●							●	●		
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	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，高圧注水機能が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●			
	2.3	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		●	●	●		●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	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し，直流電源及び原子炉隔離時冷却系が喪失する事故		●	●	●		●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	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し，逃がし安全弁再閉鎖に失敗する事故		●	●	●		●							●	●	●	
	2.4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	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，取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●	
		崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	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，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●		
	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	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管の中小規模の破断の発生後，高圧注水機能，低圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●	●		
	2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	原子炉冷却材圧力バ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，隔離弁の故障等により，低圧設計部分が過圧され破断する事故		●	●	●	●	●							●	●		
	2.8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	基準津波を超え敷地に遡上する津波により，取水機能及び原子炉注水機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●	

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(2/16)

区分	No.	事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス	1.1 44条／59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	1.2 45条／60条 原子炉冷却材圧力バ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	1.3 46条／61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	1.4 47条／62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	1.5 48条／63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	1.6 49条／64条 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	1.7 50条／65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	1.8 51条／66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	1.9 52条／67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.10 53条／68条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	1.11 54条／69条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	1.12 55条／70条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	1.13 56条／71条 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	1.14 57条／72条 電源の確保に関する手順等	1.15 58条／73条 事故時の計装に関する手順等	1.16 59条／74条 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
格納容器破損防止	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）（代替循環冷却系を使用する場合）	ＬＯＣＡ発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり，代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●
		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）	ＬＯＣＡ発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり，代替循環冷却系を使用できない場合						●	●	●	●				●	●	●	●
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と，原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と，原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●
	3.4	水素燃焼	ＬＯＣＡ発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり，代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●
	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と，原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●
ＳＦＰ燃料損傷防止	4.1	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											●		●	●		
	4.2	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											●		●	●		
停止中の燃料損傷防止	5.1	崩壊熱除去機能喪失	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			●	●	●								●	●		
	5.2	全交流動力電源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し，残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故			●	●	●								●	●	●	
	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バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への冷却材の漏えいが発生し，炉心冷却に失敗する事故				●	●								●			
	5.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されることにより，臨界に達する事故																

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（1/3)」の備考欄参照。

・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違

【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)

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準	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
			重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バ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	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の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	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
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	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する事故				●	●	●								●	●		
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	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，高圧注水機能が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●	●		
	2.3	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		●	●	●		●							●	●	●	
		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炉隔離時冷却系が機能喪失する事故		●	●	●		●							●	●	●	
		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		●	●	●		●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失 （ＴＢＰ）	全交流動力電源喪失後と同時に逃がし安全弁１個が開状態のまま固着し，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		●	●	●		●							●	●	●	
	2.4	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	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，取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	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，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●		●	●	●							●	●		
	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	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	格納容器バイパス （インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	原子炉冷却材圧力バ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過圧され破断する事故		●	●		●	●							●	●		
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） 残留熱代替除去系を使用する場合	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する場合				●			●	●	●				●	●	●	●
		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，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	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，非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故			●				●	●	●				●	●	●	●
	3.3	原子炉圧力容器外の 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，非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故			●				●	●	●				●	●	●	●
	3.4	水素燃焼	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，残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	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，非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故			●				●	●	●				●	●	●	●
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4.1	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，燃料プール水温が徐々に上昇し，蒸発により燃料プール水位が低下する事故											●		●	●		
	4.2	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漏えいが発生し，燃料プールの水位が低下する事故											●		●	●		
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	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				●	●								●	●		
	5.2	全交流動力電源喪失	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除熱機能が喪失する事故				●	●								●	●	●	
	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バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への冷却材の流出が発生する事故				●	●								●	●		
	5.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引抜き等によって，燃料に反応度が投入される事故																

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)

[illegible]

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。

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(3/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.1	原子炉手動スクラム								○															
	代替制御棒挿入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炉出力抑制								●															
	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止								●															
	ほう酸水注入								●															
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制								○															
	制御棒手動挿入								○															
	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制								○															
1.2	中央制御室からの高圧代替注水系起動	○	○	○	●	○	○	○		○	○	○			○	○		○						
	現場手動操作による高圧代替注水系起動																							
	現場手動操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冷却系への給電						○																	
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																							
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水	○	○				○	○		○	○		○	○	○	○	○	○						
	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圧力容器への注水			●		●	●	●	●		●	●												
	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水							●	●															

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(4/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.3	減圧の自動化		●																					
	手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	●		●		●	●	●		●	●	●									●	●		
	手動操作による減圧（タービン・バイパス弁の手動操作による減圧）																							
	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放				●																			
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放																							
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○			○	○		○			○	○		
	可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保																							
	非常用逃がし安全弁駆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旧				○																			
	代替交流電源設備による復旧				●																			
	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順														●	●		●						
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順										●													

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。

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(5/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.4	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	●	○	○	○	○	●	●		●	●	○									○	●	○	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	○	○	●	●	●	○	○		○	○	●									○	○	○	
	代替循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）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水			●	●	●	●					●												
	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冷却																							
	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却														●	●		●						
	消火系による残存溶融炉心の冷却																							
	補給水系による残存溶融炉心の冷却																							
	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）																							
	原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱																				○	○	○	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱																					●		
	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水		●																		●		●	
	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																				●		●	

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(6/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.5	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）	○						○		○														
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																							
	緊急用海水系による冷却水確保			○	○	○	●					●									○	●	○	
	代替残留熱除去系海水系による冷却水確保			○	○	○	○														○	○	○	
	残留熱除去系海水系による冷却水確保		●						●		●										●		●	

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(7/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	●		○	○	○	○	●		●		○	●	●	●	●	●	●						
	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	○		○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○	○						
	補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	○					○	○		○			○	○	○	○	○	○						
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）	○		●	●	●	●	○		○		●	○	○	○	○	○	○						
	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			●	●	●	●					●												
	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱			●	●	●	●					●												
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱												○	○	○	○	○	○						
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ																							
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱		●						●		●													
1.7	代替循環冷却系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												○	●	○	○	○	○						
	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												○	○	○	○	○	○						

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。

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(8/16)

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

Column key (重要事故シーケンス):
- 炉心の著しい損傷の防止: A1 高圧・低圧注水機能喪失 / A2 高圧注水・減圧機能喪失 / A3 全交流動力電源喪失（長期TB） / A4 全交流動力電源喪失（TBD，TBU） / A5 全交流動力電源喪失（TBP） / A6 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） / A7 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） / A8 原子炉停止機能喪失 / A9 LOCA時注水機能喪失 / A10 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） / A11 津波浸水による最終ヒートシンク喪失
- 原子炉格納容器の破損の防止: B1 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） / B2 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） / B3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 / B4 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 / B5 水素燃焼 / B6 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止: C1 想定事故1 / C2 想定事故2
- 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止: D1 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） / D2 全交流動力電源喪失 / D3 原子炉冷却材の流出 / D4 反応度の誤投入

技術的能力審査基準	対応手段	A1	A2	A3	A4	A5	A6	A7	A8	A9	A10	A11	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D1	D2	D3	D4
1.8	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水												○	○	●	●	○	●						
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水）												○	○	○	○	○	○						
	消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水												○	○	○	○	○	○						
	補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水												○	○	○	○	○	○						
	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水												●	●			●							
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水												○	○			○							
	代替循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												○	○			○							
	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																							
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入												○	○	○	○	○	○						

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(9/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	A1	A2	A3	A4	A5	A6	A7	A8	A9	A10	A11	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D1	D2	D3	D4
1.9	発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化																							
	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給												●		●	●	●	●						
	可搬型窒素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子炉格納容器内の水素排出																							
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																							
	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視												●	●	●	●	●	●						

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(10/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	A1	A2	A3	A4	A5	A6	A7	A8	A9	A10	A11	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D1	D2	D3	D4
1.10	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制																							
	原子炉建屋内の水素濃度監視																							
	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水																							
	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）																							
	原子炉建屋ガス処理系による水素排出																							
	原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出																							
1.11	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水																		○	○				
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）																		●	●				
	消火系による使用済燃料プールへの注水																		○	○				
	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ																		○	○				
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）																		○	○				
	可搬型代替注水大型ポンプ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／海水）																		○	○				
	使用済燃料プール漏えい緩和																							
	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																		●	●				
	使用済燃料プールの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○		

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。

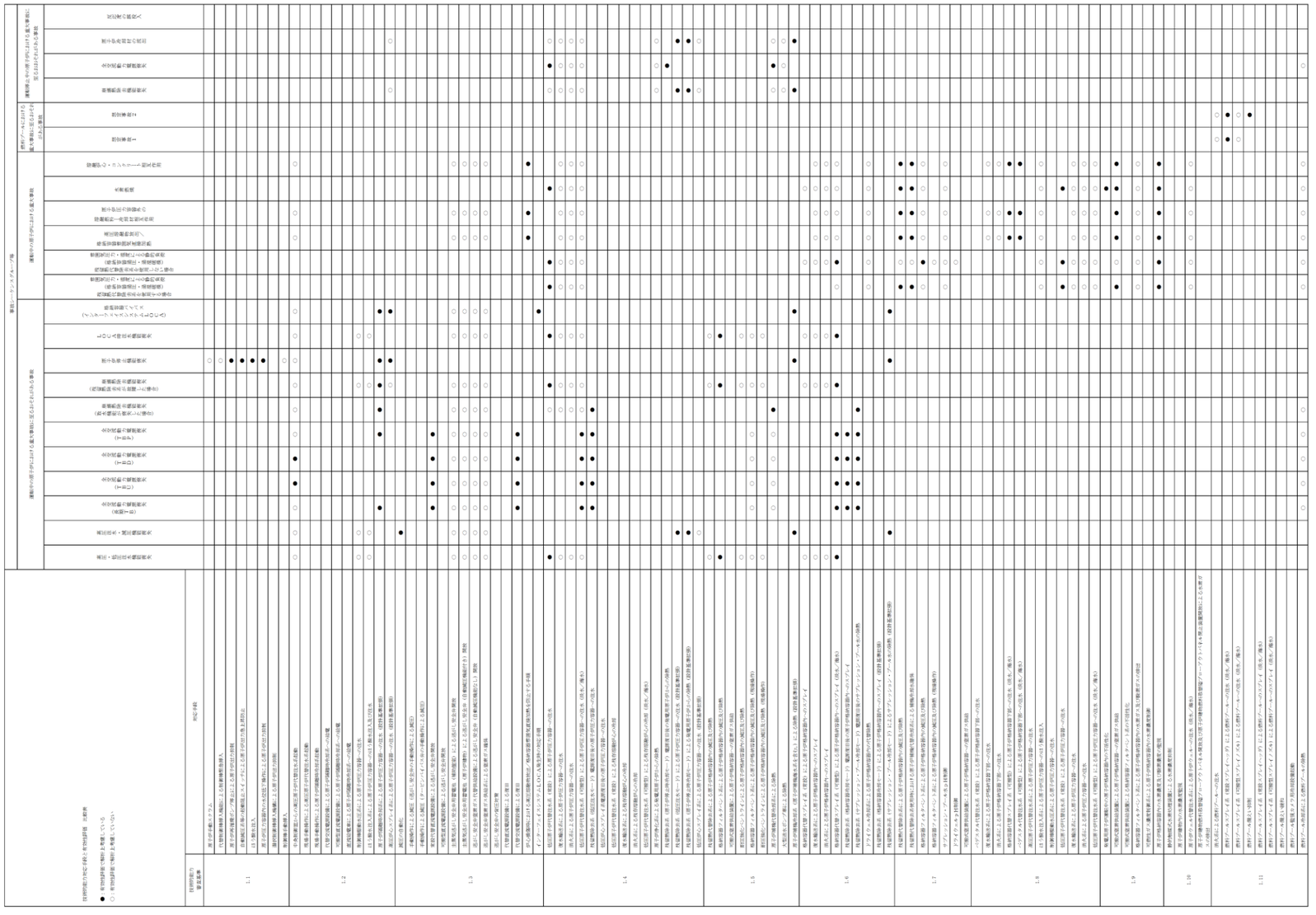
島根原子力発電所　２号炉

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違

【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(2/3)



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(3/3)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表

●：有効性評価で解析上考慮している
○：有効性評価で解析上考慮していない

項目	対応手段	反応度の誤投入	原子炉冷却材の流出	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	想定事故2	想定事故1	溶融炉心・コンクリート相互作用	水素燃焼	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	LOCA時注水機能喪失	原子炉停止機能喪失	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失	全交流動力電源喪失（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）	高圧注水・減圧機能喪失	高圧・低圧注水機能喪失
	重要事故シーケンスグループ等	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				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		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至るおそれがある事故										
1.12	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制																							
1.12	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み																							
1.12	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																							
1.12	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制																							
1.12	化学消防自動車等又は高所放水車等による泡消火																							
1.12	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火																							
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水							○		○	○			●	○	●	●	●	●	●	●	●	○	○
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水			●					●			●	●		●			●		●	●	●		●
1.13	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却							●	●	●	●	●	●		●		●	●		○	○	○		●
1.13	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水							●		●	●													
1.13	復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水																							
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水													●		●	●	●	●			●		
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水		●		●													●	●	●	●	●	●	
1.13	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱													●		●		●	●	●	●	●	●	
1.13	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱							●	●	●	●	○	●											
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			○				○	○	○	○	○	○		○			○		○	○	○		○
1.13	ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却														○		○	○		○	○	○		○
1.13	ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水							○		○	○													
1.13	ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水					○	○																	
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水			○				○	○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○		○
1.13	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却														○		○	○	○	○	○	○		○
1.13	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水							○		○	○													
1.13	防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水								○			○	○											
1.13	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ					○	○																	
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水			○				○	●	○	○	○	●		○			○	●	○	○	○		○
1.13	淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却														○		○	○	●	○	○	○		○
1.13	淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水							○		○	○													
1.13	淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水								○			○	○											
1.13	淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ					●	●																	
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水																							
1.13	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却																							
1.13	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水																							
1.13	海を水源とした原子炉ウェルへの注水																							
1.13	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ					○	○																	
1.13	海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送		●	●	●	●	●	●	●	●	●	○	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
1.13	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制																							
1.13	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火																							
1.13	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入															●								
1.13	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水/海水）							●	●	●	●	●	●		●		●	●		●	●	●		●
1.13	純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給							○	○	○	○	○	○		○		○	○		○	○	○		○
1.13	淡水貯水池から防火水槽への補給					○	○	○	○	○	○	○	○		○		○	○		○	○	○		○
1.13	淡水タンクから防火水槽への補給					○	○	○	○	○	○	○	○		○		○	○		○	○	○		○
1.13	海から防火水槽への補給																							
1.13	淡水貯水池から淡水タンクへの補給					○	○	○	○	○	○	○	○		○		○	○		○	○	○		○
1.13	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え															○						●		
1.13	淡水から海水への切替え																							
1.14	第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電			●					●			●	●					●	●	●	●	●		
1.14	電源車によるP/C C系及びP/C D系受電			○					○			○	○					○	○	○	○	○		
1.14	号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電																							
1.14	所内蓄電式直流電源設備による給電			●					●			●	●					●	●	●	●	●		
1.14	可搬型直流電源設備による給電																							
1.14	直流給電車による直流125V主母線盤への給電																							
1.14	AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電																			●				
1.14	常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電																			●				
1.14	号炉間電力融通ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電																							
1.14	第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるAM用MCC受電																							
1.14	軽油タンクからタンクローリへの補給			●		●	●	●	●	●	●	●	●		●		●	●	●	●	●	●		●
1.14	タンクローリから各機器等への給油			●		●	●	●	●	●	●	●	●		●		●	●	●	●	●	●		●
1.14	非常用交流電源設備による給電（設計基準拡張）		●		●	●	●	●		●	●			●	●									
1.14	非常用直流電源設備による給電（設計基準拡張）			○								○	○						○			●		
1.15	計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定）								●			●	●											
1.15	計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定，可搬型計測器による計測）																							
1.15	計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電）			●					●			●	●					●	●	●	●	●		
1.15	計器電源が喪失した場合の手段（可搬型計測器による計測又は監視）																							
1.15	パラメータを記録する手段																							
1.16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等								○			○	○											
1.16	中央制御室待避室の準備手順								○			○	○											
1.16	中央制御室の照明を確保する手順								○			○	○											
1.16	中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																							
1.16	中央制御室待避室の照明を確保する手順											○												
1.16	中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																							
1.16	中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順											○												
1.16	チェンジングエリアの設置及び運用手順																							
1.16	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順							●	●	●	●	●	●											

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。

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(11/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制																							
	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み																							
	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，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火																							
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火																							
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	●	○	○	○	○	●	●		●	●	○	●	●			●				○	●	○	
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	●		○	○	○	○	●		●		○	●	●	●	●	●	●						
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）												○	○	●	●	○	●						
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）																							
	代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）																		○	○				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	○	●	●	●	●	●	●	○	●	●			○	○		○						
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水		●	●	●	●	●				●	●									●	○	●	
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱		●	●	●	●	●		●		●	●												
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	○	○	○	○	○	○	○		○		○	●	○	●	●	●	●			○	○	○	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○	○			○				○	○	○	
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	○		○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○	○						
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水												○	○	○	○	○	○						
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水																		○	○				

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(12/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
		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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	○				○	○		○	○		○	○	○	○	○	○						
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	○				○	○		○	○		○	○			○				○	○	○	
	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	○					○	○		○			○	○	○	○	○	○						
	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水												○	○	○	○	○	○						
	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	○	○	●	●	●	○	○		○	○	●	○	○	○	○	○	○	●	●	○	○	○	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水	○	○	●	●	●	○	○		○	○	●	○	○	○	○	○	○			○	○	○	
	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却	○		●	●	●	○	○		○		●	○	○	○	○	○	○						
	西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給																							
	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水												○	○	○	○	○	○						
	西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水																							
	西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水																		●	●				
	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	○		○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	○		○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○	○			○	○	○	
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	○		○	○	○	○	○		○			○	○	○	○	○	○						
	代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）																							
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）												○	○	○	○	○	○						
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）																							
	代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）																		○	○				
	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水																							

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。

東海第二発電所　(2018.9.12版)	備　考

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(13/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止：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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉格納容器の破損の防止：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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止：想定事故1	想定事故2	運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止：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）	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
1.13	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ポンプによる送水						○					○	○	○	○	○	○	○	○	○		○		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水																							
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却																							
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水																							
	海を水源とした原子炉ウェルへの注水																							
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ																							
	海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保		●						●		●										●		●	
	海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送			○	○	○	●					●	●	○	●	●	●	●			○	●	○	
	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制																							
	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火																							
	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海水系による冷却水の確保							●	●	●	●								●	●	●			
	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海水系への代替送水																							
	海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○		
	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	○				○	○	●	○	○		○	○	○	○	○	○						

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(14/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	重要事故シーケンス：炉心の著しい損傷の防止：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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉格納容器の破損の防止：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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止：想定事故1	想定事故2	運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止：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）	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
1.13	可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）	●					○	●		●	○		○	●	○	○	○	○				○		
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水タンクを水源とした場合）	○					○	○		○	○		○	○	○	○	○	○				○		
	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（海を水源とした場合）																							
	可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（代替淡水貯槽を水源とした場合）			○	○	○						○							○	○				
	可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水タンクを水源とした場合）			○	○	○						○							○	○				
	可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（海を水源とした場合）																							
	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え																							
	淡水から海水への切替え																							
	外部水源から内部水源への切替え												●	○			●							

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。

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(15/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
	重要事故シーケンス																							
		炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
1.14	常設代替交流電源設備による給電			●	●	●	●					●	●	●	●	●	●	●				●		
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電																							
	可搬型代替交流電源設備による給電			○	○	○	○						○	○	○	○	○	○				○		
	所内常設直流電源設備による給電			●		●	●					●	●	●	●	●	●	●				●		
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電				○																			
	代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	○	○					○	○	●	●								●	●	●			
	代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電			●	●	●						●												
	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電																							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電																							
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電																							
	可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電																							
	所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電																							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流125V上母線盤への給電																							
	可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤への給電																							
	代替海水送水による電源給電機能の復旧																							
	可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	●		●	●	●		●		●		●	●	●	●	●	●	●	●	●				
	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	○	○	●	●	●	●	○	○	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	○					○	○	●	●								●	●	●			
	非常用直流電源設備による給電			●		●	●					●	●	●	●	●	●	●				●		
	軽油貯蔵タンクから2C・2D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への給油	○	○					○	○	●	●								●	●	●			

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(16/16)

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

技術的能力審査基準	対応手段	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）	崩壊熱除去機能喪失（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時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	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）	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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	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）	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
	重要事故シーケンス																							
		炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止			
1.15	計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定）																							
	計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定，可搬型計測器による計測）												●	●			●							
	計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流・直流）からの給電）			●	●	●	●					●	●	●	●	●	●	●				●		
	計器電源が喪失した場合の手段（可搬型計測器による計測又は監視）																							
	パラメータを記録する手順																							
1.16	中央制御室換気系の運転手順等												●	●	●	●	●	●						
	中央制御室待避室の準備手順													●										
	中央制御室の照明を確保する手順																							
	中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																							
	中央制御室待避室の照明を確保する手順													●										
	中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																							
	データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータ等の監視手順													●										
	衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順													●										
	チェンジングエリアの設置及び運用手順																							
	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順												●	●	●	●	●	●						

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

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(3/3)

・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）

第1.2.2 表 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）（1/2）

事故シーケンス グループ		事故シーケンス	選定した事故シーケンス （重要事故シーケンス）
高圧・低圧注水機能喪失		・過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・過渡事象＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・通常停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・通常停止＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	・過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗
高圧注水・減圧機能喪失		・過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・過渡事象＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・通常停止＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・通常停止＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	・過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）
	全交流動力電源喪失（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）＋RCIC 失敗	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋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	・外部電源喪失＋直流電源喪失※ ・最終ヒートシンク喪失＋全交流動力電源喪失（電源盤浸水）＋直流電源喪失（電源設備浸水）	・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	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗

※直流電源喪失により非常用ディーゼ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，全交流動力電源喪失となる。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.2－2 表 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）（1／2）

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	選定した事故シーケンス （重要事故シーケンス）
高圧・低圧注水機能喪失		・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
高圧注水・減圧機能喪失		・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗
全交流動力電源喪失	長期ＴＢ	・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ・サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）	・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋ＨＰＣＳ失敗（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止）
	ＴＢＤ， ＴＢＵ	・外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＤ） ・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＵ） ・サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗（ＴＢＵ）	・外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗
	ＴＢＰ	・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗 ・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＋ＨＰＣＳ失敗	・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＨＰＣＳ失敗

島根原子力発電所　2号炉

第1.2－2 表 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）（1/2）

事故シーケンス グループ		事故シーケンス	選定した事故シーケンス （重要事故シーケンス）
高圧・低圧注水機能喪失		・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗	・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
高圧注水・減圧機能喪失		・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗
	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗
	全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗	・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋高圧炉心冷却失敗
	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	・外部電源喪失＋直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗	・外部電源喪失＋直流電源（区分１，２）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗
ＬＯＣＡ時注水機能喪失		・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・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 ・冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	・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

備考

・シーケンス選定の相違【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）

第1.2.2 表 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）（2/2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	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	・過渡事象＋崩壊熱除去失敗 ・過渡事象＋SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗 ・通常停止＋崩壊熱除去失敗 ・通常停止＋SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗 ・小破断 LOCA＋崩壊熱除去失敗 ・中破断 LOCA＋RHR 失敗 ・大破断 LOCA＋RHR 失敗	・過渡事象＋崩壊熱除去失敗
原子炉停止機能喪失	・過渡事象＋原子炉停止失敗 ・小破断 LOCA＋原子炉停止失敗 ・中破断 LOCA＋原子炉停止失敗 ・大破断 LOCA＋原子炉停止失敗 ・全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋原子炉停止失敗	・過渡事象＋原子炉停止失敗
LOCA 時注水機能喪失	・小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 ・小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 ・中破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗 ・中破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗	・中破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗
格納容器バイパス（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）

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.2－2 表 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）（2／2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	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	・過渡事象＋ＲＨＲ失敗 ・過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗 ・外部電源喪失＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功） ・外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（ＨＰＣＳ成功） ・外部電源喪失＋直流電源失敗（ＨＰＣＳ成功） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋ＲＨＲ失敗 ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋ＲＨＲ失敗 ・サポート系喪失（自動停止）＋ＲＨＲ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（ＨＰＣＳ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（ＨＰＣＳ成功） ・小破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗 ・中破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗 ・大破断ＬＯＣＡ＋ＲＨＲ失敗	・過渡事象＋ＲＨＲ失敗
原子炉停止機能喪失	・過渡事象＋原子炉停止失敗 ・サポート系喪失（自動停止）＋原子炉停止失敗 ・小破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗 ・中破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗 ・大破断ＬＯＣＡ＋原子炉停止失敗	・過渡事象＋原子炉停止失敗
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	・小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・小破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	・中破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	・インターフェイスシステムＬＯＣＡ	・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	・原子炉建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（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止） ・最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗 ・最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	・原子炉建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）

島根原子力発電所　２号炉

第1.2－2 表 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）（2/2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	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	・過渡事象＋崩壊熱除去失敗 ・過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・手動停止＋崩壊熱除去失敗 ・手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去失敗 ・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗 ・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗 ・外部電源喪失＋交流電源（ＤＧ－Ａ，Ｂ）失敗＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗 ・外部電源喪失＋直流電源（区分１，２）失敗	・過渡事象＋崩壊熱除去失敗
原子炉停止機能喪失	・過渡事象＋原子炉停止失敗 ・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 ・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋原子炉停止失敗	・過渡事象＋原子炉停止失敗
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）	・格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

備考

・シーケンス選定の相違【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）

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）（1/7）

格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方
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）	・TQUV　・TBU ・TQUX　・TBD ・LOCA　・TBP ・長期 TB	・LOCA＋SBO	【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】 ・TQUX，TQUV，長期 TB，TBU，TBD，TBP の各シナリオと比較し，LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が早い。 ・過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから，全交流動力電源喪失の寄与が高い。 ・過圧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。 ・過温破損については LOCA の寄与が高い。 ・過温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 に非常用炉心冷却系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事故対処設備が多く，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。また，格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 以上より，LOCA に全交流動力電源喪失（SBO）を加え，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の PDS とする。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・TQUX　・TBU ・長期 TB　・TBD	・TQUX	【事象進展緩和(原子炉減圧)の余裕時間の厳しさ】 ・長期 TB は事象初期において RCIC による冷却が有効なシーケンスであり，原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX，TBD，TBU の方が厳しい。 ・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無い。 以上より，最も厳しい PDS から，TQUX を代表として選定した。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

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）（1／7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
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）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＰ ・ＴＢＤ ・ＬＯＣＡ	・ＬＯＣＡ	【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】 ・本格納容器破損モードに至る可能性のあるＰＤＳのうち，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，事象進展の観点で厳しい。 ・また，ＬＯＣＡは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。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。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＤ	・ＴＱＵＸ	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 ・本格納容器破損モードに至る可能性のある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。 ・高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵにＰＤＳ選定上の有意な違いはない。 以上より，本格納容器破損モードを代表するＰＤＳとしてＴＱＵＸをＰＤＳ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。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。

島根原子力発電所　２号炉

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）（1/7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
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）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＰ ・ＴＢＤ ・ＬＯＣＡ	・ＬＯＣＡ ＋ＳＢＯ	【事象進展（過圧・過温）緩和の時間余裕及び設備容量の厳しさ】 ・ＴＱＵＸ，ＴＱＵＶ，長期ＴＢ，ＴＢＵ，ＴＢＤ，ＴＢＰの各シナリオと比較し，ＬＯＣＡは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く，事象進展が早い。 ・過圧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。 ・過温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事故対処設備が多く，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。また，格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持される。 以上より，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）を加え，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のＰＤＳとする。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＤ	・ＴＱＵＸ	【事象進展緩和（原子炉減圧）の時間余裕の厳しさ】 ・長期ＴＢは事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシーケンスであり，原子炉減圧までの時間余裕の観点ではＴＱＵＸ，ＴＢＤ，ＴＢＵの方が厳しい。 ・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。 以上より，最も厳しいＰＤＳから，ＴＱＵＸを代表として選定した。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。なお，いずれのＰＤＳを選定しても必要な監視機能は維持される。

備考

・シーケンス選定の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

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）（2/7）

格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）	・TQUV ・TBU ・TQUX ・TBP ・LOCA ・長期 TB	・TQUV	【事象（FCI における発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・溶融炉心落下時の発生エネルギは，格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く，溶融炉心の保有エネルギが大きいほど大きくなる。この観点から，高圧の状態が維持される TQUX，TBU 及び長期 TB は選定対象から除外した。 ・LOCA は，炉内での蒸気の発生状況の差異から，酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス（TQUV，TBP）より小さくなり※，デブリの内部エネルギが小さくなると考えられる。また，LOCA では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。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから，LOCA を選定対象から除外した。 ・TBP について，事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると，TQUV に比べて水位低下が遅く，事象進展が遅い。 ・過渡事象のうち，原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA は原子炉冷却材の流出を伴い，発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	・TQUV ・TBU ・TQUX ・TBP ・LOCA ・長期 TB	・TQUV	【事象（MCCI に寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ）の厳しさ】 ・MCCI の観点からは，格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で，高圧の状態が維持される TQUX，TBU 及び長期 TB を選定対象から除外した。 ・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，MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため，選定対象から除外した。 ・過渡事象のうち，原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より，TQUV が最も厳しい PDS となる。なお，いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）

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）（2／7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＰ ・ＴＢＤ ・ＬＯＣＡ	・ＴＱＵＶ	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・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－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やすいと考えると，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、上記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。 以上より，本格納容器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。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。
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・長期ＴＢ ・ＴＢＵ ・ＴＢＰ ・ＴＢＤ ・ＬＯＣＡ	・ＴＱＵＶ	【事象（ＭＣＣＩに寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ）及び事象緩和のための対応の厳しさ】 ・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。 以上より，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。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。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

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）（2/7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・ＬＯＣＡ	・ＴＱＵＶ	【事象（ＦＣＩにおける発生エネルギの大きさ）の厳しさ】 ・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－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，格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考えると，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溶融炉心の内部エネルギが小さくなると考えられる。 以上より，本格納容器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。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。
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）	・ＴＱＵＶ ・ＴＱＵＸ ・ＬＯＣＡ	・ＴＱＵＶ	【事象（ＭＣＣＩに寄与する溶融炉心のエネルギの大きさ）の厳しさ】 ・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。 以上より，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。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。

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】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

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）（3/7）

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
水素燃焼	－	LOCA＋SBO※	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・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。また，炉心損傷に伴い，水素濃度は容易に可燃限界を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本発電用原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・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－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小さくなり，これに伴う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。 ・本発電用原子炉施設において，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられ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。 以上より，PDSとしてはLOCA(大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え，「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは，対応の厳しさの観点でSBOの重畳を設定していることを考慮し，LOCA(大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失)+SBOをPDSとして選定する。

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉が運転中，格納容器内を窒素で置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し，内部事象運転時レベル1.5PRAの評価対象から除外している。このため，PRAからはPDS及び事故シーケンスは抽出されない。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

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）（3／7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
水素燃焼	－	・ＬＯＣＡ	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイドでは「ＰＲＡに基づく格納破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが，東海第二発電所では格納容器内を窒素で置換しているため，レベル１．５ＰＲＡでは水素燃焼により格納容器が破損する事故シーケンスは考慮していない。このため，東海第二発電所において評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・東海第二発電所では，通常運転時から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。 【東海第二発電所において評価する事故シーケンス】 ・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－水反応による水素の発生に着目する。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原子炉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，水素濃度は13vol％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，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ＬＯＣＡを評価対象ＰＤＳとして選定する。これに加え，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは，対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失を重畳させていることを考慮し，ＬＯＣＡに全交流動力電源喪失を重畳するものとする。

島根原子力発電所　２号炉

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）（3/7）

格納容器破損モード	該当するＰＤＳ	選定したＰＤＳ	選定したＰＤＳの考え方
水素燃焼	－	・ＬＯＣＡ ＋ＳＢＯ※	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため，水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため，本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・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。また，炉心損傷に伴い，水素濃度は容易に可燃限界を超えることから，水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本発電用原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・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－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小さくなり，これに伴う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。 ・本発電用原子炉施設において，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては，大破断ＬＯＣＡとＥＣＣＳ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。 以上より，ＰＤＳとしてはＬＯＣＡ（大破断ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ注水機能喪失）を選定することが適切と考えられる。これに加え，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは，対応の厳しさの観点でＳＢＯの重畳を設定していることを考慮し，「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ＰＤＳとして選定する。

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は，島根原子力発電所２号炉が運転中，格納容器内を窒素で置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し，内部事象運転時レベル1.5ＰＲＡの評価対象から除外している。このため，ＰＲＡからはＰＤＳ及び事故シーケンスは抽出されない。

備考

・シーケンス選定の相違
【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

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）

補足：PDS の分類結果

PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無※1 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無
LOCA（AE，S1E，S2E）	炉心損傷後	低圧※2	早期	交流/直流電源有
TW	炉心損傷前	－	後期	－
TC	炉心損傷前	－	早期	－
格納容器バイパス（ISLOCA）	炉心損傷前	－	早期	－

※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，プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。

※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。

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，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

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）

補足：ＰＤＳの分類結果

ＰＤＳ	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保
ＴＱＵＶ	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源　有 直流電源　有
ＴＱＵＸ	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源　有 直流電源　有
長期ＴＢ	炉心損傷後	高圧	後期	交流電源　無 直流電源　有
ＴＢＵ	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源　無 直流電源　有
ＴＢＰ	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源　無 直流電源　有
ＴＢＤ	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源　無 直流電源　無
ＴＷ	炉心損傷前	－	後期	－
ＴＢＷ	炉心損傷前	－	後期	－
ＴＣ	炉心損傷前	－	早期	－
ＬＯＣＡ	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源　有 直流電源　有
ＩＳＬＯＣＡ	炉心損傷前	－	早期	－

注：ハッチングは炉心損傷前に格納容器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の有効性評価の対象外とするＰＤＳを示す。

※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，プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。

※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。

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の有効性評価の対象外とするＰＤＳを示す。

・シーケンス選定の相違
【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）

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）（5/7）

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	LOCA+SBO	・大破断 LOCA＋HPCF 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 ・中破断 LOCA＋HPCF 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 ・中破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（溶融炉心冷却成功）＋RHR 失敗 ・小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（溶融炉心冷却成功）＋RHR 失敗 ・小破断 LOCA＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（溶融炉心冷却成功）＋RHR 失敗	・大破断 LOCA＋HPCF 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＋ECCS 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）の観点で同じとなることから，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畳を考慮する。）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）		・大破断 LOCA＋HPCF 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＋HPCF 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＋HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗＋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＋低圧注水失敗＋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＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋下部ドライウェル注水失敗	・大破断 LOCA＋HPCF 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	

東海第二発電所　（2018.9.12版）

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）（5／7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・ＬＯＣＡ	・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＋（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＋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 ・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＋（デブリ冷却成功）＋格納容器注水（ドライウェル）失敗	・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＋（デブリ冷却成功）＋格納容器注水（ドライウェル）失敗	・大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 （過圧・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（損傷炉心冷却）の点で同じとなることから，有効性評価では過圧・過温を同じ事故シーケンスで評価している。）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・ＬＯＣＡ	・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＋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＋損傷炉心冷却失敗＋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＋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＋原子炉減圧失敗＋損傷炉心冷却失敗＋格納容器注水（ドライウェル）失敗	・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＋格納容器注水（ドライウェル）失敗	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	・ＴＱＵＸ	・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（＋ＤＣＨ） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋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（＋ＤＣＨ） ・サポート系喪失（自動停止）＋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（＋ＤＣＨ）	・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＋ＤＣＨ	・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＋ＤＣＨ

島根原子力発電所　2号炉

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）（5/7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋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＋長期冷却失敗 ・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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋長期冷却失敗 ・冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋長期冷却失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋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＋長期冷却失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋長期冷却失敗	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋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＋長期冷却失敗	・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 （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）の観点で同じとなることから，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畳を考慮する。）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋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＋格納容器注水失敗 ・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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋格納容器注水失敗 ・冷却材喪失（中破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋格納容器注水失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋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＋格納容器注水失敗 ・冷却材喪失（小破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋格納容器注水失敗	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋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＋格納容器注水失敗	

備考

・シーケンス選定の相違【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）

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）（6/7）

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	TQUX	・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） ・過渡事象＋SRV再閉失敗＋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） ・通常停止＋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） ・通常停止＋SRV再閉失敗＋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） ・サポート系喪失＋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） ・サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋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）	・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）	・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）
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用（炉外FCI）	TQUV	・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） ・過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生） ・通常停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生） ・通常停止＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生） ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生） ・サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）	・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）	・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）
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	TQUV	・過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗） ・過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗） ・通常停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗） ・通常停止＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗） ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗） ・サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗）	・過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋下部ドライウェル注水成功）（＋溶融炉心冷却失敗）	・過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋溶融炉心冷却失敗）

東海第二発電所　（2018.9.12版）

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）（6／7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	・ＴＱＵＶ	・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） ・過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋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） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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） ・サポート系喪失（自動停止）＋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） ・サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）	・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）	・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）
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）	・ＴＱＵＶ	・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） ・過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋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） ・手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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） ・サポート系喪失（自動停止）＋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） ・サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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）	・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）	・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）

島根原子力発電所　2号炉

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）（6/7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ）	ＴＱＵＸ	・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 ・手動停止＋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 ・サポート系喪失＋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	・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	・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
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ）	ＴＱＵＶ	・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＋ＦＣＩ発生 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋ＦＣＩ発生 ・手動停止＋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＋ＦＣＩ発生 ・手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋ＦＣＩ発生 ・サポート系喪失＋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＋ＦＣＩ発生 ・サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋ＦＣＩ発生	・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＋ＦＣＩ発生	・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＋ＦＣＩ発生
溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）	ＴＱＵＶ	・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 ・過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）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 ・手動停止＋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 ・手動停止＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）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 ・サポート系喪失＋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 ・サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（ＳＲＶ再閉）失敗＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）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	・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	・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

備考

・シーケンス選定の相違【柏崎6/7，東海第二】

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）（7/7）

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
水素燃焼	LOCA＋SBO※	－※	－	・大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失＋損傷炉心冷却成功＋格納容器ベント無し（可燃限界到達まで維持） （酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断LOCA＋ECCS注水機能喪失」に対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失（SBO）を加えた事故シーケンスを設定した。さらに，原子炉圧力容器破損の有無の影響を考え，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た。）

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉が運転中，格納容器内を窒素で置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し，内部事象運転時レベル1.5PRAの評価対象から除外している。このため，PRAからはPDS及び事故シーケンスは抽出されない。その上でのPDSの選定理由は同表（3/7）参照。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

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）（7／7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
水素燃焼	・ＬＯＣＡ	－	－	・大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 （ジルコニウム－水反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から，炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し，その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。また，格納容器ベントを実施する場合，格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され．格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから，格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。）

東海第二発電所　（2018.9.12版）

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）（7/7）

格納容器破損モード	選定したＰＤＳ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
水素燃焼	ＬＯＣＡ＋ＳＢＯ※	－※	－	・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＋損傷炉心冷却成功＋格納容器ベント無し（可燃限界到達まで維持） （酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ機能喪失」に対応の厳しさを鑑みて全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）を加えた事故シーケンスを設定した。さらに，原子炉圧力容器破損の有無の影響を考え，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た。）

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は，島根原子力発電所２号炉が運転中，格納容器内を窒素で置換しており，酸素濃度を低く管理しているため，酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し，内部事象運転時レベル１.５ＰＲＡの評価対象から除外している。このため，ＰＲＡからはＰＤＳ及び事故シーケンスは抽出されない。そのうえでのＰＤＳの選定理由は同表（３／７）参照。

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】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.2.4 表 重要事故シーケンスの選定（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 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	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	・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 ・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 ・崩壊熱除去機能喪失（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	・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
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失＋直流電源喪失＋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
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材流出（RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出（CRD 点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出（LPRM 点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出（RIP 点検時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出（CUW ブロー時の操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗	・原子炉冷却材流出(RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り)＋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誤りは，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。)
反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・反応度の誤投入 (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。)

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.2－4 表 重要事故シーケンスの選定（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）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	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	・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 ・外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・残留熱除去系の故障（ＲＨＲ喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失＋交流電源失敗＋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	・外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
原子炉冷却材の流出	・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ブロー時のＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・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（ＬＰＲＭ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（ＲＨＲ系統切替時のＬＯＣＡ）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・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。）

島根原子力発電所　２号炉

第1.2－4 表 重要事故シーケンスの選定（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 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	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	・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失＋交流電源喪失 ・外部電源喪失＋直流電源喪失	・外部電源喪失＋交流電源喪失
原子炉冷却材の流出	・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 ・原子炉冷却材の流出（原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出）＋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	・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
反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・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の損傷に至る事故を想定する。）

備考

・シーケンス選定の相違
【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）

第1.4.1 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
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP
崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT
LOCA 時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP
格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）	SAFER

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第 1.4－1 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
高圧・低圧注水機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
高圧注水・減圧機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
崩壊熱除去機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
原子炉停止機能喪失	ＲＥＤＹ ＳＣＡＴ
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
格納容器バイパス （インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	ＳＡＦＥＲ
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	－

島根原子力発電所　２号炉

第 1.4－1 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に至るおそれがある事故）

解　析　項　目	適用コード
高圧・低圧注水機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
高圧注水・減圧機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
全交流動力電源喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
崩壊熱除去機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
原子炉停止機能喪失	ＲＥＤＹ ＳＣＡＴ
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	ＳＡＦＥＲ ＭＡＡＰ
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	ＳＡＦＥＲ

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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－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
崩壊熱除去機能喪失	－
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）

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

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－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
崩壊熱除去機能喪失	－
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）

島根原子力発電所　２号炉

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）

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－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
崩壊熱除去機能喪失	－
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）

備考

第1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等（1/2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。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考慮している。
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達，沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，FIST-ABWR の実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	酸化量及び酸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を採用しており，保守的な結果を与える。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は，燃料被覆管温度と円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，円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって，ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL，ROSA-Ⅲ，FIST-ABWR の実験解析において，二相水位変化は，解析結果に重畳する水位振動成分を除いて，実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（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。 また，原子炉圧力の評価において，ROSA-Ⅲでは，2MPa より低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており，解析上，低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし，実験で圧力低下が遅れた理由は，水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し，LPCS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり，低圧注水系を注水手段として用いる事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かさである。このため，燃料被覆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異を生じる可能性はないと考えられる。

第 1.4－4 表 ＳＡＦＥＲにおける重要現象の不確かさ等（1／2）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。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考慮している。
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達，沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，FIST-ABWR の実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	酸化量及び酸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を採用しており，保守的な結果を与える。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は，燃料被覆管温度と円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，円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって，ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流・三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL，ROSA-Ⅲ，FIST-ABWR の実験解析において，二相水位変化は，解析結果に重畳する水位振動成分を除いて，実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（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。 また，原子炉圧力の評価において，ROSA-Ⅲでは，2MPa より低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており，解析上，低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし，実験で圧力低下が遅れた理由は，水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し，LPCS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり，低圧注水系を注水手段として用いる事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かさである。このため，燃料被覆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異を生じる可能性はないと考えられる。
	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，FIST-ABWR の実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。

第 1.4－4 表 ＳＡＦＥＲにおける重要現象の不確かさ等（１／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。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考慮している。
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達，沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，ＦＩＳＴ－ＡＢＷＲの実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	酸化量及び酸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を採用しており，保守的な効果を与える。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は，燃料被覆管温度と円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，円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。従って，ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，三次元効果	二相流体の流動モデル	ＴＢＬ，ＲＯＳＡ－Ⅲ，ＦＩＳＴ－ＡＢＷＲの実験解析において，二相水位変化は，解析結果に重畳する水位振動成分を除いて，実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（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。 また，原子炉圧力の評価において，ＲＯＳＡ－Ⅲでは，２MPa より低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており，解析上，低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし，実験で圧力低下が遅れた理由は，水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し，ＬＰＣＳ スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり，低圧代替注水系を注水手段として用いる事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かさである。このため，燃料被覆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異を生じる可能性はないと考えられる。

第1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等（2/2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，FIST-ABWR の実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。
原子炉圧力容器（逃がし安全弁を含む）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	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を考慮する必要はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	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プ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。
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	原子炉注水系モデル	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。

第 1.4－4 表 ＳＡＦＥＲにおける重要現象の不確かさ等（2／2）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	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を考慮する必要はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	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プ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。
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	原子炉注水系モデル	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。

第 1.4－4 表 ＳＡＦＥＲにおける重要現象の不確かさ等（２／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	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おいては，ＦＩＳＴ－ＡＢＷＲの実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため，不確かさは小さい。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。
原子炉圧力容器（逃がし安全弁を含む）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	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を考慮する必要はない。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	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プ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。
	ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）	原子炉注水系モデル	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。

第1.4.5 表 CHASTE における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。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考慮している。
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達	対流熱伝達モデル	SAFER コードから引き継がれるため，不確かさは SAFER コードで考慮する。
		輻射熱伝達モデル	入力値に含まれる。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（0.7～0.8）を踏まえて 0.67 を用いることで，輻射伝熱を小さくするよう考慮している。なお，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℃程度高くなる。また，部分長燃料棒より上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱を小さくするよう考慮している。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	酸化量及び酸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を採用しており，保守的な結果を与える。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は，燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され，SAFER コードから引き継ぐ対流熱伝達係数，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とにより燃料被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燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。

・評価方針の相違
【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考慮されるＣＨＡＳＴＥコードは使用していない。

第1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等（1/2）

分類	重要現象		解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力		核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果		反応度モデル (ボイド・ドップラ)	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止の事象に対して，初期の運転状態から炉心流量，原子炉圧力，炉心入口エンタルピ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して以下を確認した。 ・動的ボイド係数 ：[redacted] ・動的ドップラ係数：[redacted]
			反応度モデル (ボロン)	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは，平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに，炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して，-3%Δkを不確かさとした。
	崩壊熱		崩壊熱モデル	学会推奨値等と崩壊熱モデル式の比較から，崩壊熱計算の不確かさが-0.1%～+0.8%であることを確認した。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		炉心ボイドモデル	設計デ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，最大補正二次関数を上限として設定した。
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	コーストダウン特性	再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは，再循環ポンプの設計仕様から-10%～+10%であることを確認した。
		自然循環流量		モデルの仮定に含まれる。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		逃がし安全弁モデル	モデルにおける吹出し容量は，「日本工業規格 JISB8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプ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。

第1.4－5 表 ＲＥＤＹにおける重要現象の不確かさ等（1／2）

分　類	重要現象		解析モデル	不確かさ
炉心 （核）	核分裂出力		核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果		反応度モデル （ボイド・ドップラ）	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止の事象に対して，初期の運転状態から炉心流量，原子炉圧力，炉心入口エンタルピ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して以下を確認した。 ・動的ボイド係数 [redacted] ・動的ドップラ係数 [redacted]
			反応度モデル （ボロン）	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは，平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の－1.5%Δｋに，炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δｋを考慮して，－3%Δｋを不確かさとした。
	崩壊熱		崩壊熱モデル	学会推奨値等と崩壊熱モデル式の比較から，崩壊熱計算の不確かさが－0.1%～＋0.8%であることを確認した。
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化		炉心ボイドモデル	設計デ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，最大補正二次関数を上限として設定した。
原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	コーストダウン特性	再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは，再循環ポンプの設計仕様から－10%～＋10%であることを確認した。
		自然循環流量		モデルの仮定に含まれる。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		逃がし安全弁モデル	モデルにおける吹出し容量は，「日本工業規格 JISB8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットとして用いており，吹出し容量の不確かさは－0%～＋16.6%であることを確認した。

第1.4－5 表 ＲＥＤＹにおける重要現象の不確かさ等（１／２）

分類	重要現象		解析モデル	不確かさ
炉心 （核）	核分裂出力		核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果		反応度モデル （ボイド・ドップラ）	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止の事象に対して，初期の運転状態から炉心流量，原子炉圧力，炉心入口エンタルピ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して以下を確認した。 ・動的ボイド係数 [redacted] ・動的ドップラ係数 [redacted]
			反応度モデル （ボロン）	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは，平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに，炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して，-3%Δkを不確かさとした。
	崩壊熱		崩壊熱モデル	学会推奨値等と崩壊熱モデル式の比較から，崩壊熱計算の不確かさが-0.1%～+0.8%であることを確認した。
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化		炉心ボイド モデル	設計デ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，最大補正二次関数を上限として設定した。
原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	コーストダウン特性	再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは，再循環ポンプの設計仕様から-10%～+10%であることを確認した。
		自然循環流量		モデルの仮定に含まれる。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		逃がし安全弁 モデル	モデルにおける吹出し容量は，「日本工業規格 ＪＩＳＢ8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプ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。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第 1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	給水系モデル	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ピは，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 182m³/h）と実力値（250m³/h）の比較により，HPCF 流量の不確かさとして，+137%を設定した。
			サプレッション・チェンバ・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℃（-104kJ/kg）を下限として設定した。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	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。
原子炉格納容器	サプレッション・プール冷却	格納容器モデル	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。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.4－5 表 ＲＥＤＹにおける重要現象の不確かさ等（2／2）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	給水系モデル	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ピは，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 182m³／h）と実力値（250m³／h）の比較により，HPCF 流量の不確かさとして＋137%を設定した。
			サプレッション・プ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，不確かさを－25℃（－104kJ／kg）を下限として設定した。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	従来型 BWR 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。
格納容器	サプレッション・プール冷却	格納容器モデル	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。

島根原子力発電所　2号炉

第1.4－5 表 ＲＥＤＹにおける重要現象の不確かさ等（２／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）	給水系モデル	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ピは，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 182m³/h）と実力値（250m³/h）の比較により，高圧非常用炉心冷却系流量の不確かさとして+137%を設定した。
			サプレッション・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℃（-104kJ/kg）を下限として設定した。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	従来型ＢＷＲ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。
原子炉格納容器	サプレッション・プール冷却	格納容器モデル	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。

備考

第1.4.7 表 SCAT における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	出力分布変化	出力分布モデル	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。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル，燃料ペレット－被覆管ギャップ熱伝達モデル	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係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。
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル，リウェットモデル	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伝達係数はおおむね小さく評価される。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	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位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ね高めに評価される。
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	熱伝達モデル，リウェットモデル	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 Dougall-Rohsenow 式）を適用し，加えて輻射熱伝達を無視しているため，蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため，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。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20 版）

第1.4－6 表 ＳＣＡＴにおける重要現象の不確かさ等

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	出力分布変化	出力分布モデル	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。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル，燃料ペレット－被覆管ギャップ熱伝達モデル	解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係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。
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル，リウェットモデル	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伝達係数をおおむね小さく評価される。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	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位置を判定するよう設定しているため，燃料被覆管温度をおおむね高めに評価される。
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	熱伝達モデル，リウェットモデル	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 Dougall-Rohsenow 式）を適用し，加えて輻射熱伝達を無視しているため，蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため，燃料被覆管温度に対する気液の熱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。

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

第1.4－6 表 ＳＣＡＴにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	出力分布変化	出力分布モデル	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。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル，燃料ペレット－被覆管ギャップ熱伝達モデル	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係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。
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル，リウェットモデル	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伝達係数はおおむね小さく評価される。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	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位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ね高めに評価される。
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	熱伝達モデル，リウェットモデル	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Ｄｏｕｇａｌｌ－Ｒｏｈｓｅｎｏｗ式）を適用し，加えて輻射熱伝達を無視しているため，蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため，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。

島根原子力発電所　２号炉

備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等（1/4）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 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，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 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－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認した。 ・TQUV，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。 ・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。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	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，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から，水位変化に差異が生じたものの，水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり，その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。
	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）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	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。
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（1／4）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生，炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 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－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認した。 ・TQUV，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。 ・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。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	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，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から，水位変化にに差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が大きく，解析コード SAFER に対して保守的であり，その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。
	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）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	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。
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。

島根原子力発電所　2号炉

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（１／４）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	ＴＭＩ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，ＴＭＩ事故分析結果と良く一致することを確認した。 ＣＯＲＡ実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 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－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認した。 ・ＴＱＵＶ，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。 ・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。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	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，以下の傾向を確認した。 ・ＭＡＡＰコードではＳＡＦＥＲコードで考慮しているＣＣＦＬを取り扱っていないこと等から，水位変化に差異が生じたものの，水位低下幅はＭＡＡＰコードの方が保守的であり，その後の注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	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。
	ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注入設備）	入力値に含まれる。

備考

第1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化を含めて傾向は良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	CSTF 実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
	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	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴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い。	
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	－	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており，酸素ガス発生は水の放射線分解に起因する。	
	格納容器ベント	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては，設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え，格納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。	
	サプレッション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（2／4）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化を含めて傾向は良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を１割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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と考えられる。また，非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	CSTF 実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データとよく一致することを確認した。
	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	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴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い。	
	放射線水分解等による水素・酸素発生	－	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており，酸素発生は水の放射線分解に起因する。	
	格納容器ベント	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては，設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え，格納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。	
	サプレッション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（２／４）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	ＨＤＲ実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を１割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	ＣＳＴＦ実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
	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	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴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い。	
	放射線水分解等による水素ガス･酸素ガス発生	格納容器モデル（水素発生）	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており，酸素ガス発生は水の放射線分解に起因する。	
	格納容器ベント	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	入力値に含まれる。 ＭＡＡＰコードでは格納容器ベントに関しては，設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え，格納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。	
	サプレッション･プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等（3/4）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致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，炉心ノード崩壊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。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。
	構造材との熱伝達		
	原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として，溶融ジェット径，エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，いずれについても，原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル（水素ガス発生）	炉心内のジルコニウム－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。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により，FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激な FP 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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（3／4）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致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，炉心ノード崩壊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。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。
	構造材との熱伝達		
	原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として，溶融ジェット径，エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，いずれについても，原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動）	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。
	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル（水素発生）	炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，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。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により，FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激な FP 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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。

島根原子力発電所　2号炉

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（３／４）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	ＴＭＩ事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，ＴＭＩ事故分析結果と良く一致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，炉心ノード崩壊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。 ・ＴＱＵＶ，大破断ＬＯＣＡシーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。
	構造材との熱伝達		
	原子炉圧力容器内ＦＣＩ（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器内ＦＣＩに影響する項目として，溶融ジェット径，エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，いずれについても，原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	ＴＭＩ事故解析における下部プレナムの温度挙動について，ＴＭＩ事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル（水素ガス発生）	炉心内のジルコニウム－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。
	原子炉圧力容器内ＦＰ挙動	核分裂生成物（ＦＰ）挙動モデル	ＰＨＥＢＵＳ－ＦＰ実験解析により，ＦＰ放出の開始時間を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激なＦＰ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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。

備考

第1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等（4/4）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器外FCI現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき，落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし，堆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や事前水張りの深さを踏まえて，拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		MCCI現象に関する不確かさの要因分析より，エントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果，コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また，上面熱流束を下限値とした場合でも，コンクリート侵食量が22.5cm程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は，想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり，不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE実験解析及びSURC-4実験解析により，溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については，実験における侵食のばらつきがMAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから，上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。
	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	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により，FP放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激なFP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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。 ABCOVE実験解析により，格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（4／4）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
格納容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器外 FCI 現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき，落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし，堆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や事前水張りの深さを踏まえて，拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		MCCI 現象に関する不確かさの要因分析により，エントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果，コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また，上面熱流束を下限値とした場合でも，コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は，想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり，不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析により，溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については，実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20%の範囲内に収まっていることから，上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		
	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により，FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激な FP 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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。 ABCOVE 実験解析により，格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

第1.4－7 表 ＭＡＡＰにおける重要現象の不確かさ等（４／４）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器外ＦＣＩ（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	原子炉圧力容器外ＦＣＩ現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，原子炉圧力容器外ＦＣＩによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	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	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心の挙動）	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき，落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし，堆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や事前水張りの深さを踏まえて，拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		ＭＣＣＩ現象に関する不確かさの要因分析より，エントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果，コンクリート浸食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また，上面熱流束を下限値とした場合でも，コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は，想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり，不確かさを考慮しても実機でのコンクリート浸食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ＡＣＥ実験解析及びＳＵＲＣ－４実験解析により，溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については，実験における侵食のばらつきがＭＡＡＰコードの予測侵食量の±20%の範囲内に収まっていることから，上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。
	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	核分裂生成物（ＦＰ）挙動モデル	ＰＨＥＢＵＳ－ＦＰ実験解析により，ＦＰ放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激なＦＰ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小規模な炉心体系の模擬によるものであり，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。 ＡＢＣＯＶＥ実験解析により，格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)

第1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	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 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縮約	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。
	出力分布変化	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変化を考慮	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0GWd/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。
	反応度フィードバック効果	ドップラ反応度フィードバック効果は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。 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。
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	制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，MISTRAL 臨界試験との比較から 4%であることを確認した。

東海第二発電所　(2018.9.12版)

第1.4－8 表 ＡＰＥＸにおける重要現象の不確かさ等（1／2）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	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 核定数は三次元体系の炉心の空間効果を考慮し二次元体系に縮約	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。
	出力分布変化	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変化を考慮	解析では制御棒引き抜き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 0GWd／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。
	反応度フィードバック効果	ドップラ反応度フィードバック効果は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。 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。
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	制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，MISTRAL 臨界試験との比較から 4％であることを確認した。

島根原子力発電所　2号炉

第1.4－8 表 ＡＰＥＸにおける重要現象の不確かさ等（１／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 （核）	核分裂出力	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 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縮約	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。
	出力分布変化	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変化を考慮	解析では制御棒引抜き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 0GWd/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。
	反応度フィードバック効果	ドップラ反応度フィードバック効果は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。 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。
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	制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，ＭＩＳＴＲＡＬ臨界試験との比較から４％であることを確認した。

備考

第1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	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	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「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。
	燃料棒表面熱伝達	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	「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，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。
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffithの式及びKutateladzeの式	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。

第1.4−8 表 ＡＰＥＸにおける重要現象の不確かさ等（2／2）

分　類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「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。
	燃料棒表面熱伝達	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	「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，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。
	沸騰遷移	低温時: Rohsenow-Griffith の式及びKutateladzeの式	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。

第1.4−8 表 ＡＰＥＸにおける重要現象の不確かさ等（２／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料ペレット―被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「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。
	燃料棒表面熱伝達	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	「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，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。
	沸騰遷移	低温時：Ｒｏｈｓｅｎｏｗ―Ｇｒｉｆｆｉｔｈの式及びＫｕｔａｔｅｌａｄｚｅの式	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。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.7.1 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）（1/3）

分類	物理現象＼評価指標	高圧・低圧注水機能喪失 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	高圧注水・減圧機能喪失 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	全交流動力電源喪失 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	崩壊熱除去機能喪失 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	原子炉停止機能喪失 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	LOCA時注水機能喪失 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	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） 燃料被覆管温度 原子炉圧力
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	○	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	○	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	○	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	○※1	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	－	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	－	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	－	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－
	三次元効果	○	○	○	○	○※1	○	○

○：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

※1 三次元効果の模擬は，REDY/SCATコード体系では困難であるため，米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード（TRACG）を使用して，参考的に解析して影響を確認している。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.7－1 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）（1／3）

分類	物理現象＼評価指標	高圧・低圧注水機能喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	高圧注水・減圧機能喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	全交流動力電源喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	崩壊熱除去機能喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	原子炉停止機能喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	LOCA時注水機能喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） 燃料被覆管温度 原子炉圧力	非波浸水による最終ヒートシンク喪失 燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	○	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	○	－	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	○	－	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	○※	－	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	－	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	－	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	－	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－
	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

※　三次元効果の模擬は，ＲＥＤＹ／ＳＣＡＴコード体系では困難であるため，米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード（ＴＲＡＣ）を使用して，参考的に解析して影響を確認している。

島根原子力発電所　2号炉

第1.7－1 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）（1／3）

分類	物理現象＼評価指標	高圧・低圧注水機能喪失 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	高圧注水・減圧機能喪失 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	全交流動力電源喪失 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	崩壊熱除去機能喪失 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	原子炉停止機能喪失 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	ＬＯＣＡ時注水機能喪失 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	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） 燃料被覆管温度 原子炉圧力
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	○	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	○	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	○	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	○※1	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	－	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	－	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	－	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－
	三次元効果	○	○	○	○	○※1	○	○

○：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

※1 三次元効果の模擬は，ＲＥＤＹ／ＳＣＡＴコード体系では困難であるため，米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード（ＴＲＡＣＧ）を使用して，参考的に解析して影響を確認している。

備考

・ＰＲＡ結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　(2017.12.20版)

第1.7.1 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）　(2/3)

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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（インターフェイスシステムLOCA）
	評価指標	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	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	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	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	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	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	燃料被覆管温度 原子炉圧力
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－	－	－	－	○	－	－
	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

東海第二発電所　(2018.9.12版)

第1.7－1 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）（2／3）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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
	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－	－	－	－	○	－	－	－
	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

島根原子力発電所　2号炉

第1.7－1 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）（2／3）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）
	評価指標	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	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	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	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	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	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	燃料被覆管温度 原子炉圧力
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－	－	－	－	○	－	－
	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

備考

・ＰＲＡ結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.7.1 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
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3/3）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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（インターフェイスシステムLOCA）
	評価指標	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	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	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	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	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	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	燃料被覆管温度 原子炉圧力
原子炉格納容器	冷却材放出	－	－	－	－	○※2	－	－
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	－	○	－
	サプレッション・プール冷却	－	○	○	○※1	○	－	－
	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ガス・酸素ガス発生	－	－	－	－	－	－	－
	格納容器ベント	○	－	○	○※1	－	○	－

○：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

※1 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では，「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており，取水機能が喪失した場合にはサプレッション・プール冷却が，残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※2 第1.7.1表（2/3）の「冷却材放出（臨界流・差圧流）」と同一の物理現象

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.7－1 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
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3／3）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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
	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度
格納容器	冷却材放出	－	－	－	－	○※2	－	－	－
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	－	○	－	○
	サプレッション・プール冷却	－	○	○	○※1	○	－	－	○
	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	－	－	－	－	－	－	－	－
	格納容器ベント	○	－	－	○※1	－	○	－	－

○：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

※1　評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では，「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており，取水機能が喪失した場合にはサプレッション・プール冷却が，残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※2　第1.7－1表（2／3）の「冷却材放出（臨界流・差圧流）」と同一の物理現象

島根原子力発電所　2号炉

第1.7－1 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
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3／3）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	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	崩壊熱除去機能喪失	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（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）
	評価指標	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	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	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	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	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	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	燃料被覆管温度 原子炉圧力
原子炉格納容器	冷却材放出	－	－	－	－	○※2	－	－
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	－	○	－
	サプレッション・プール冷却	－	○	○	○※1	○	－	－
	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ガス・酸素ガス発生	－	－	－	－	－	－	－
	格納容器ベント	○	－	－	○※1	－	－	－

○：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

※1 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では，「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており，取水機能が喪失した場合ではサプレッション・プール冷却が，残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※2 第1.7－1表（2／3）の「冷却材放出（臨界流・差圧流）」と同一の物理現象

備考

・ＰＲＡ結果の相違【東海第二】

第1.7.2 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（運転中の原子炉における重大事故）（1/5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	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1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（1／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	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1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（1／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－
	反応度フィードバック効果	－	－	－	－	－
	制御棒反応度効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	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

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.7.2 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（運転中の原子炉における重大事故）（2/5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンリート相互作用
分類	物理現象＼評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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）	○	－	－	○	－※1
	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）　　－：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

※1 評価事象「溶融炉心・コンリート相互作用」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては，ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）を実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスにおいては，ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）は重要現象とならない。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（2／5）

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)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンリート相互作用
分類	物理現象＼評価指標	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－	－	－	－	－
	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

※　評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価においては，ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）を実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスについては，ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）は重要現象とならない。

島根原子力発電所　2号炉

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（２／５）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンリート相互作用
分類	物理現象＼評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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）	○	－	－	○	－※1
	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）　　－：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

※1 評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては，ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）を実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスにおいては，ＥＣＣＳ注水（給水系・代替注水設備含む）は重要現象とならない。

備考

第1.7.2 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（運転中の原子炉における重大事故）（3/5）

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)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器	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	○※1	－	－	○	－
	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ガス・酸素ガス発生	○※2	－	－	○※2	－
	格納容器ベント	○※1	－	－	－※3	－

○：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

※1 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）」の有効性評価においては，「代替循環冷却系を使用する場合」と「代替循環冷却系を使用しない場合」の有効性を確認しており，代替循環冷却系を使用する場合はサプレッション・プール冷却が，代替循環冷却系を使用しない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※2 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」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

※3 評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては，格納容器ベントを実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスにおいては，格納容器ベントは重要現象とならない。

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（3／5）

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)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
格納容器	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	○※1	－	－	○	－
	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	○※2	－	－	○※2	－
	格納容器ベント	○※1	－	－	－※3	－

○：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

※1　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）」の有効性評価においては，「代替循環冷却系を使用する場合」と「代替循環冷却系を使用できない場合」の有効性を確認しており，代替循環冷却系を使用する場合はサプレッション・プール冷却が，代替循環冷却系を使用できない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※2　物理現象「放射線水分解による水素・酸素発生」の評価指標への影響については，評価事象「水素燃焼」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

※3　評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては，格納容器ベントを実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスにおいては，格納容器ベントは重要現象とならない。

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（3／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器	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	○※1	－	－	○	－
	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ガス・酸素ガス発生	○※2	－	－	○※2	－
	格納容器ベント	○※1	－	－	－※3	－

○：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

※１　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）」の有効性評価においては，「残留熱代替除去系を使用する場合」と「残留熱代替除去系を使用しない場合」の有効性を確認しており，残留熱代替除去系を使用する場合はサプレッション・プール冷却が，残留熱代替除去系を使用しない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。

※２　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」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

※３　評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては，格納容器ベントを実施せず，その有効性を確認していることから，当該の事故シーケンスにおいては，格納容器ベントは重要現象とならない。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1.7.2 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（運転中の原子炉における重大事故）（4/5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	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）	－	○	－	－	－
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○※1	○	－	－	○
	原子炉圧力容器破損	○※1	○	○	○※1	○
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○※2	－	－	○※2	－
	原子炉圧力容器内 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

※1 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ないが，当該物理現象による評価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。

※2 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」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

東海第二発電所　（2018.9.12版）

第1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（4／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	○	－	－	－
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○※1	○	－	－	○
	原子炉圧力容器破損	○※1	○	○	○※1	○
	放射線水分解等による水素・酸素発生	○※2	－	－	○※2	－
	原子炉圧力容器内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

※1　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ないが，当該物理現象による評価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」「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」の有効性評価の中で確認できる。

※2　物理現象「放射線水分解等による水素・酸素発生」の評価指標への影響については，評価事象「水素燃焼」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

島根原子力発電所　2号炉

第1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（4／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標／物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内ＦＣＩ（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内ＦＣＩ（デブリ粒子熱伝達）	－	○	－	－	－
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○※1	○	－	－	○
	原子炉圧力容器破損	○※1	○	○	○※1	○
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○※2	－	－	○※2	－
	原子炉圧力容器内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

※１　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ないが，当該物理現象による評価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。

※２　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」において，解析条件の不確かさとして整理し，評価指標への影響を確認する。

備考

第1.7.2 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（運転中の原子炉における重大事故）(5/5)

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標 / 物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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	－	－	－	－	○
	内部構造物の溶融，破損	－	－	－	－	－
	原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	○※1	－	○	－	○
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	○※1	－	○	－	○
	格納容器直接接触	－	－	－	－	－
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	－	－	－	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	－	－	－	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	－	－	○※1	○
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	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

※1 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ないが，当該物理現象による評価指標への影響については，評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）(5／5)

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標 / 物理現象	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
格納容器（炉心損傷後）	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	－	－	－	－	○
	内部構造物の溶融，破損	－	－	－	－	－
	原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）	○※	－	○	－	○
	原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）	○※	－	○	－	○
	格納容器直接接触	－	－	－	－	－
	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	○※	－	－	○※	○
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	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

※　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）」及び「水素燃焼」の有効性評価では，当該物理現象の発生に至らないが，当該物理現象による評価指標への影響については，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」の有効性評価の中で確認できる。

第 1.7－2 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（運転中の原子炉における重大事故）（5／5）

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）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
分類	評価指標 / 物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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	－	－	－	－	○
	内部構造物の溶融，破損	－	－	－	－	－
	原子炉圧力容器外ＦＣＩ（溶融炉心細粒化）	○※1	－	○	－	○
	原子炉圧力容器外ＦＣＩ（デブリ粒子熱伝達）	○※1	－	○	－	○
	格納容器直接接触	－	－	－	－	－
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	－	－	－	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	－	－	－	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	－	－	○※1	○
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	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

※1　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ないが，当該物理現象による評価指標への影響については，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」の有効性評価の中で確認できる。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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 ＼ 評価指標	燃料エンタルピ
炉心（核）	核分裂出力	○
	出力分布変化	○
	反応度フィードバック効果	○
	制御棒反応度効果	○
	崩壊熱	－
	三次元効果	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○
	燃料棒表面熱伝達	○
	沸騰遷移	○
	燃料被覆管酸化	－
	燃料被覆管変形	－
	三次元効果	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－
	気液熱非平衡	－
	圧力損失	－
	三次元効果	－
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－
	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

東海第二発電所　（2018.9.12 版）

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 ＼ 評価指標	燃料エンタルピ
炉心（核）	核分裂出力	○
	出力分布変化	○
	反応度フィードバック効果	○
	制御棒反応度効果	○
	崩壊熱	－
	三次元効果	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○
	燃料棒表面熱伝達	○
	沸騰遷移	○
	燃料被覆管酸化	－
	燃料被覆管変形	－
	三次元効果	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－
	気液熱非平衡	－
	圧力損失	－
	三次元効果	－
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－
	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

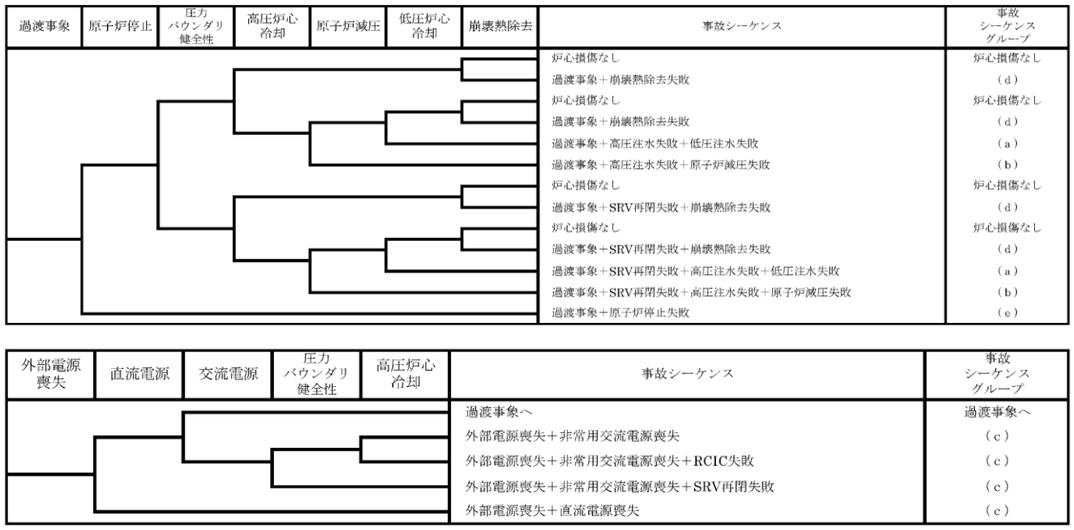
島根原子力発電所　２号炉

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 ＼ 評価指標	燃料エンタルピ
炉心（核）	核分裂出力	○
	出力分布変化	○
	反応度フィードバック効果	○
	制御棒反応度効果	○
	崩壊熱	－
	三次元効果	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○
	燃料棒表面熱伝達	○
	沸騰遷移	○
	燃料被覆管酸化	－
	燃料被覆管変形	－
	三次元効果	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－
	気液熱非平衡	－
	圧力損失	－
	三次元効果	－
原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）	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（水位変化）・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	－
	三次元効果	－

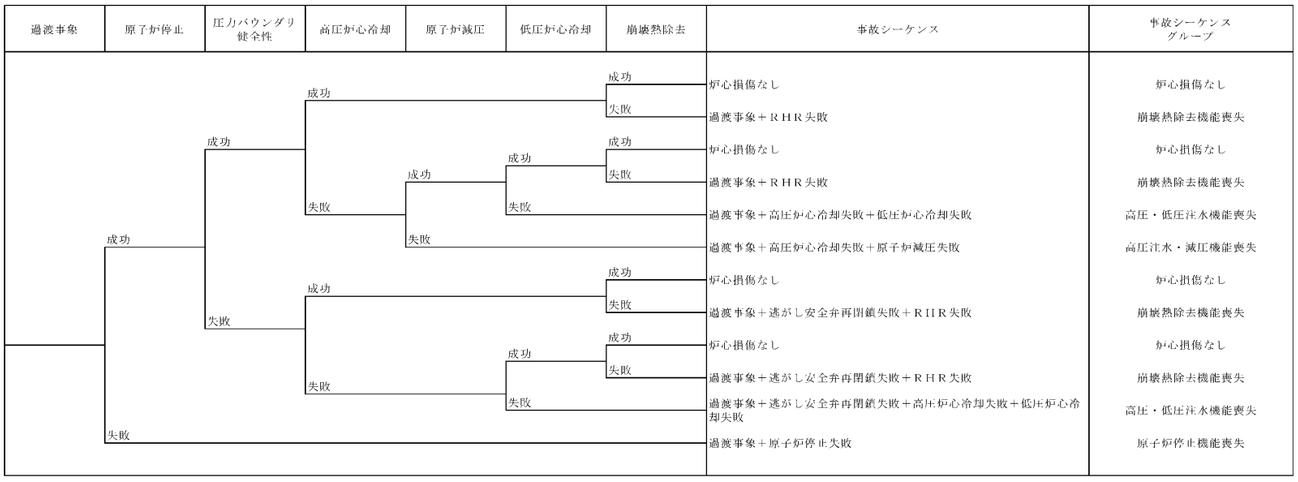
○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

備考

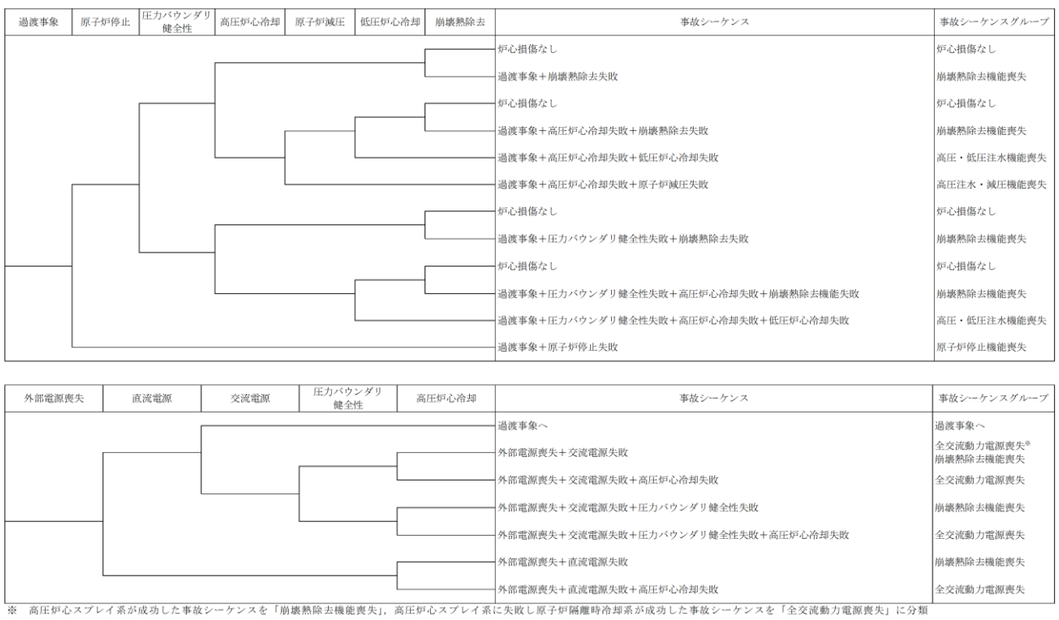


(a) 高圧・低圧注水機能喪失　(b) 高圧注水・減圧機能喪失　(c) 全交流動力電源喪失　(d) 崩壊熱除去機能喪失
(e) 原子炉停止機能喪失

第1.2.1 図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー (1/3)



第１.２－１ 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（1／7）

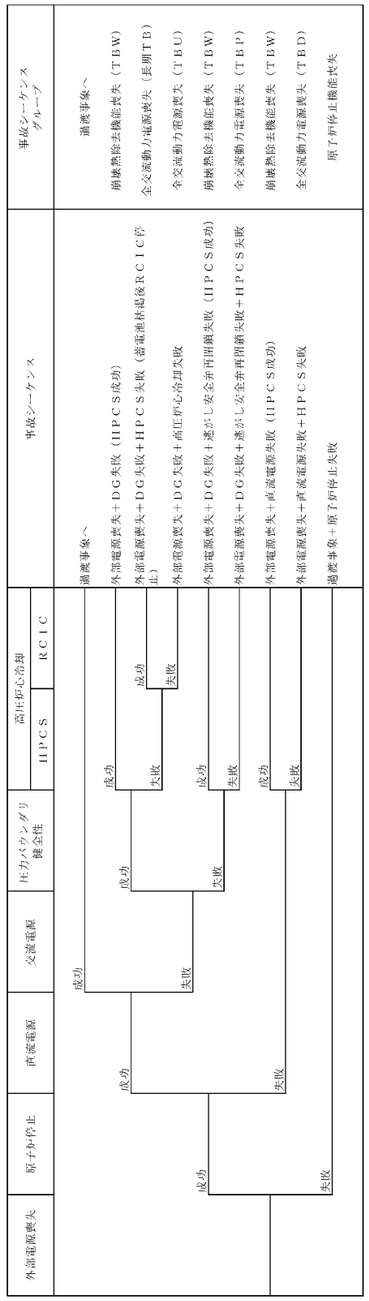


※　高圧炉心スプレイ系が成功した事故シーケンスを「崩壊熱除去機能喪失」，高圧炉心スプレイ系に失敗し原子炉隔離時冷却系が成功した事故シーケンスを「全交流動力電源喪失」に分類

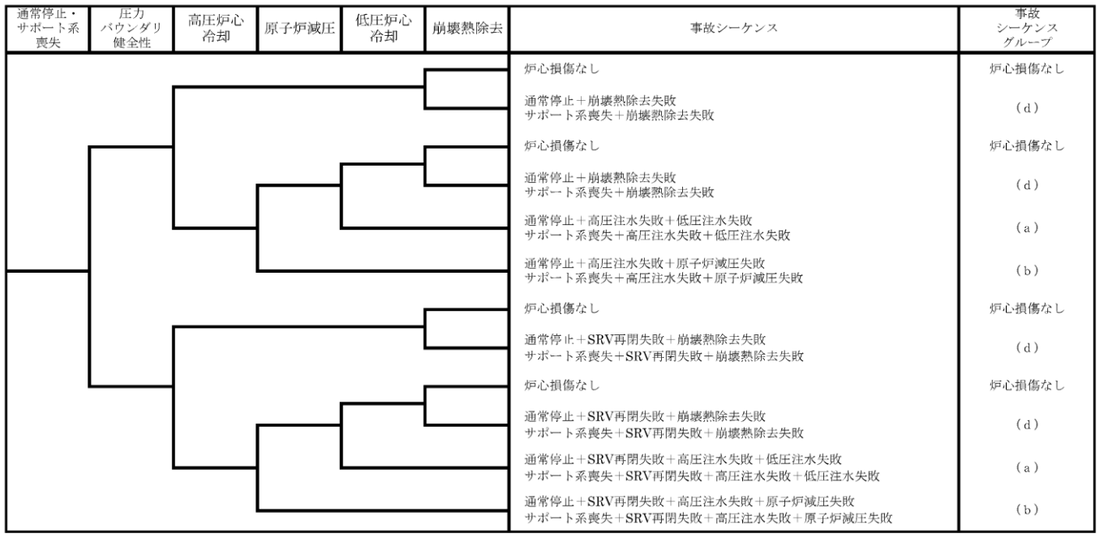
第１.２－１ 図 内部事象運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（１／３）

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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

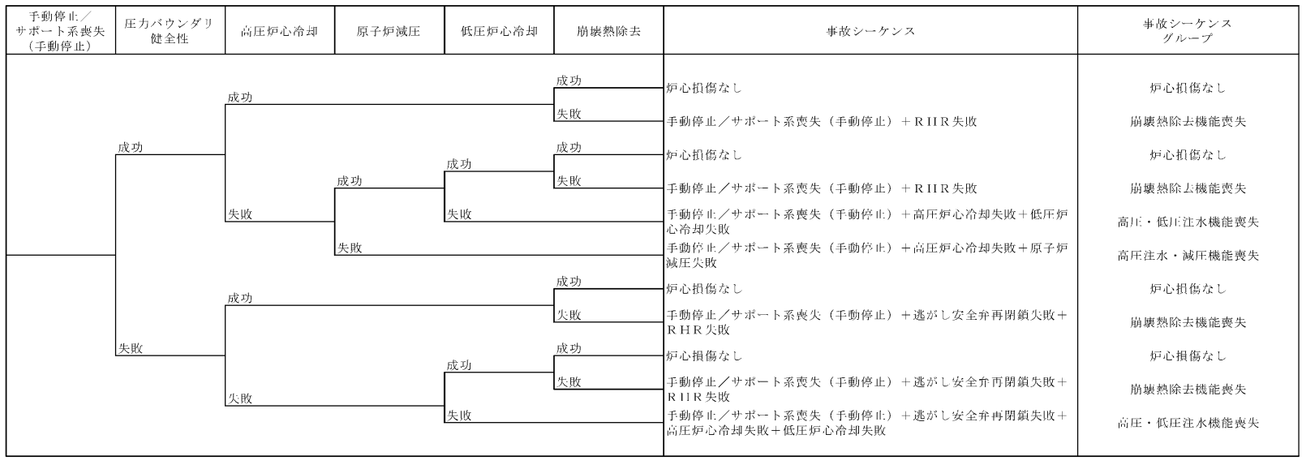


第1.2－1 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（2／7）

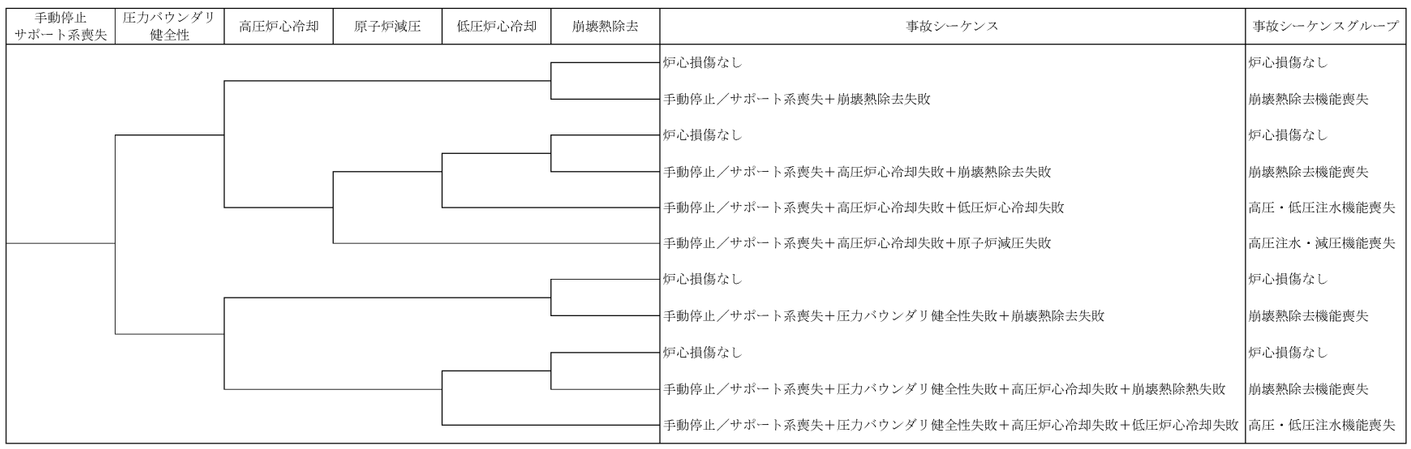


（a）高圧・低圧注水機能喪失　（b）高圧注水・減圧機能喪失　（d）崩壊熱除去機能喪失

第1.2.1 図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー（2/3）

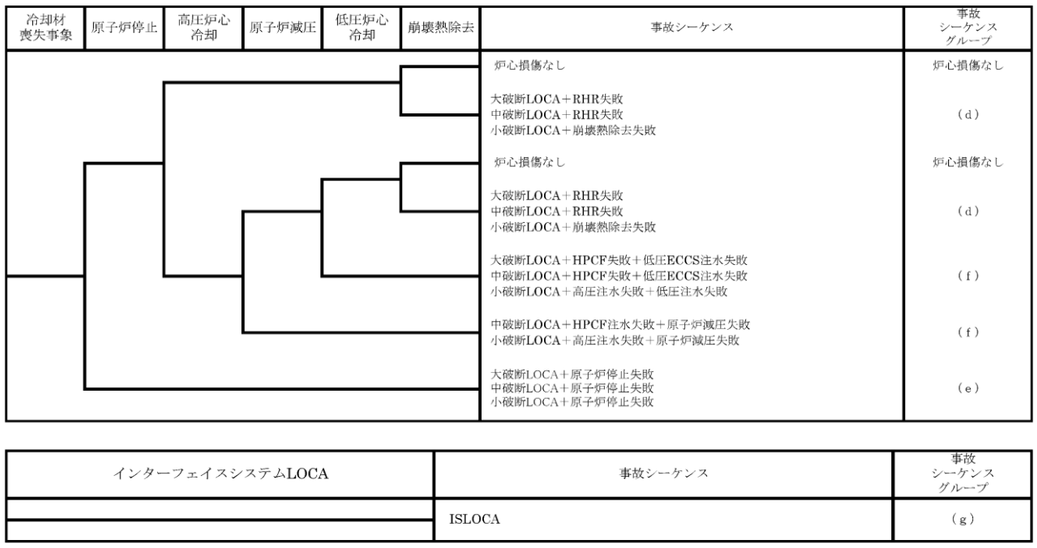


第１.２－１ 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（3／7）



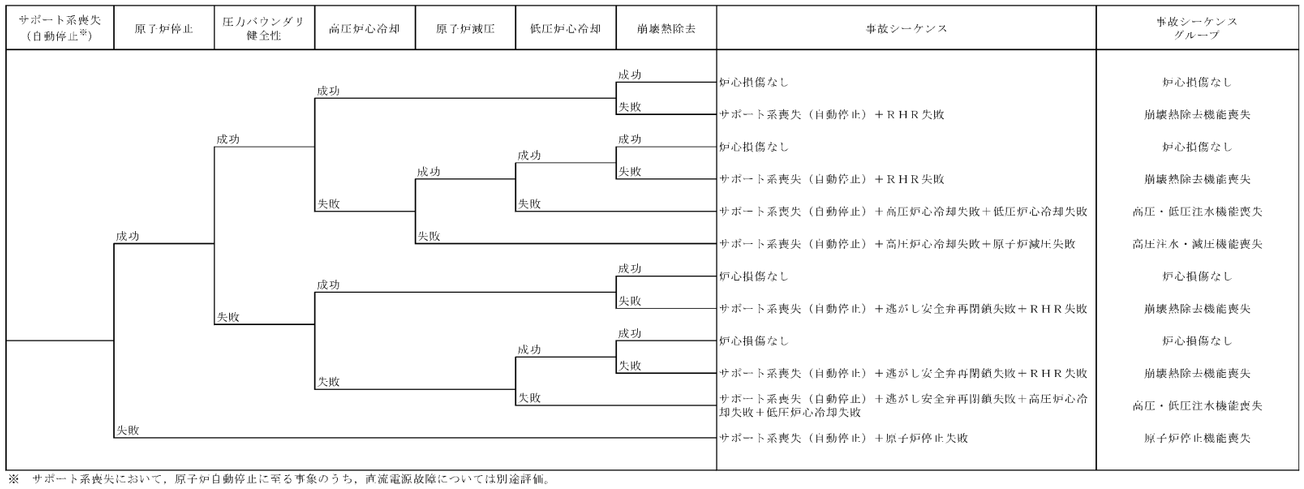
第１.２－１ 図 内部事象運転時レベル１イベントツリー（２／３）

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違。



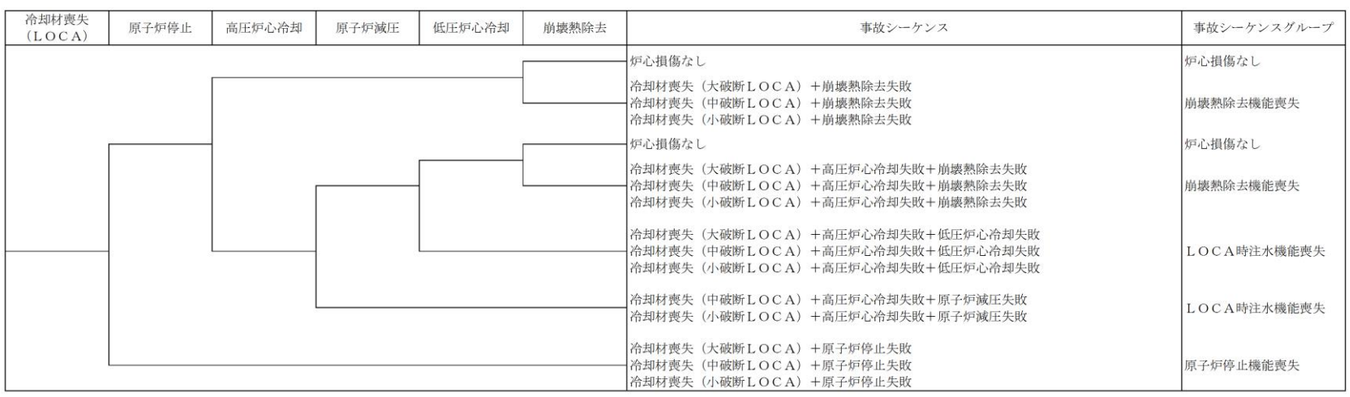
(d) 崩壊熱除去機能喪失　(e) 原子炉停止機能喪失　(f) LOCA 時注水機能喪失
(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

第1.2.1 図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー (3/3)



※　サポート系喪失において，原子炉自動停止に至る事象のうち，直流電源故障については別途評価。

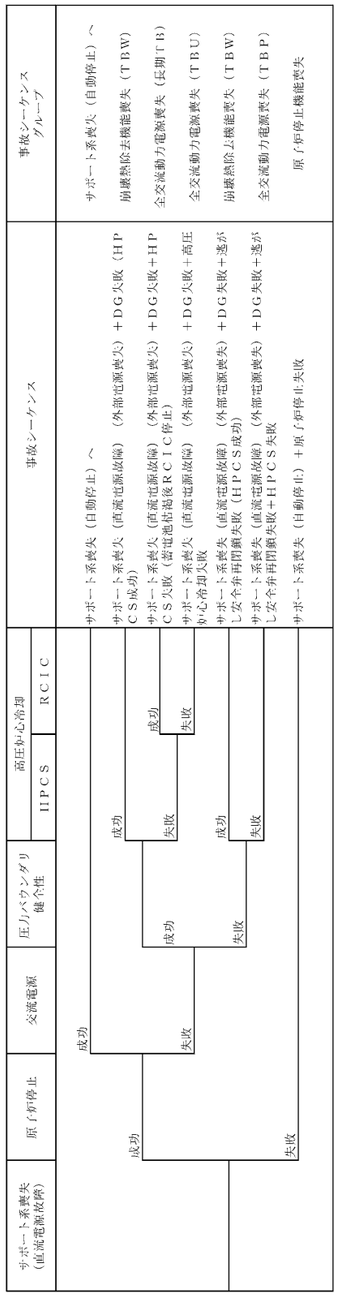
第 1.2－1 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（4／7）



第 1.2－1 図 内部事象運転時レベル１イベントツリー（３／３）

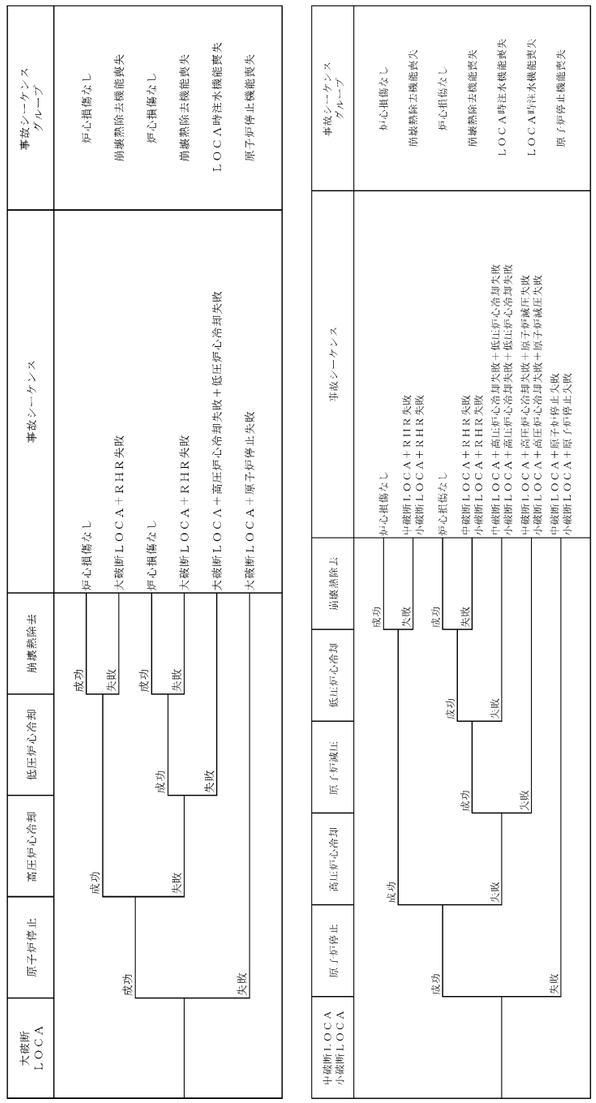
・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
内部事象運転時レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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



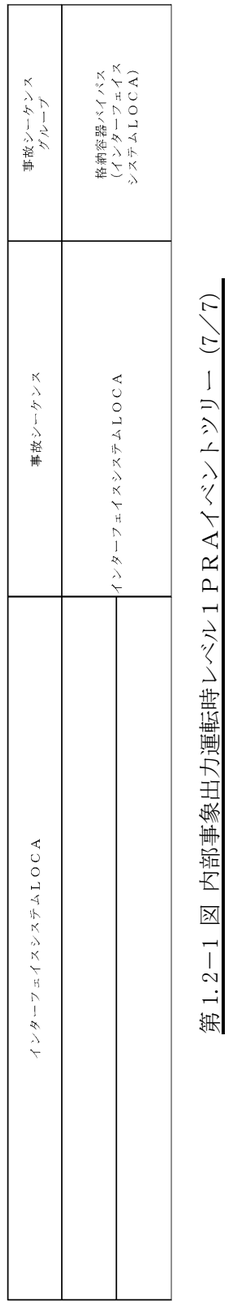
第 1.2－1 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（5／7）

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

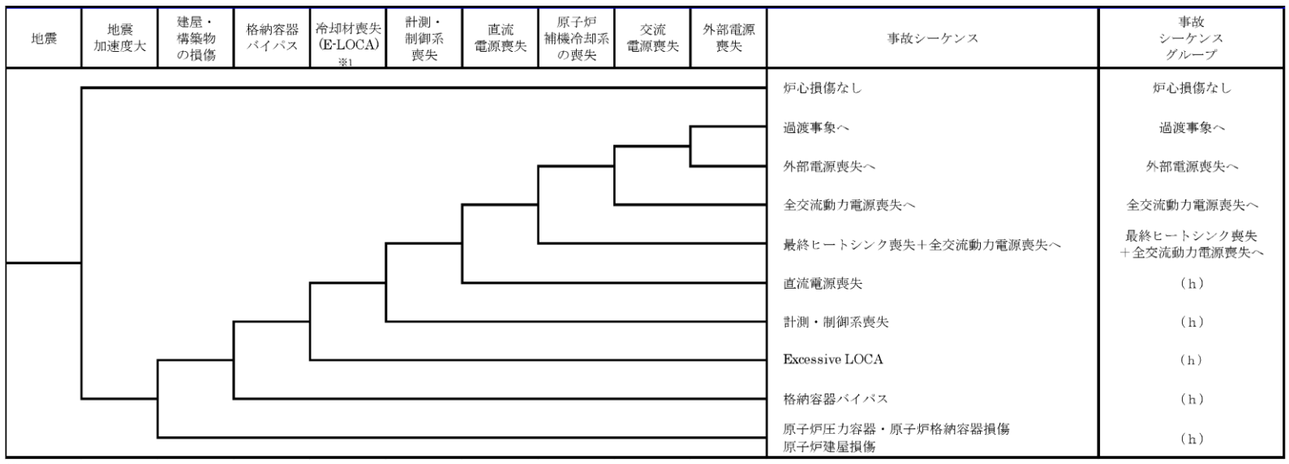


第 1.2－1 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー (6／7)

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



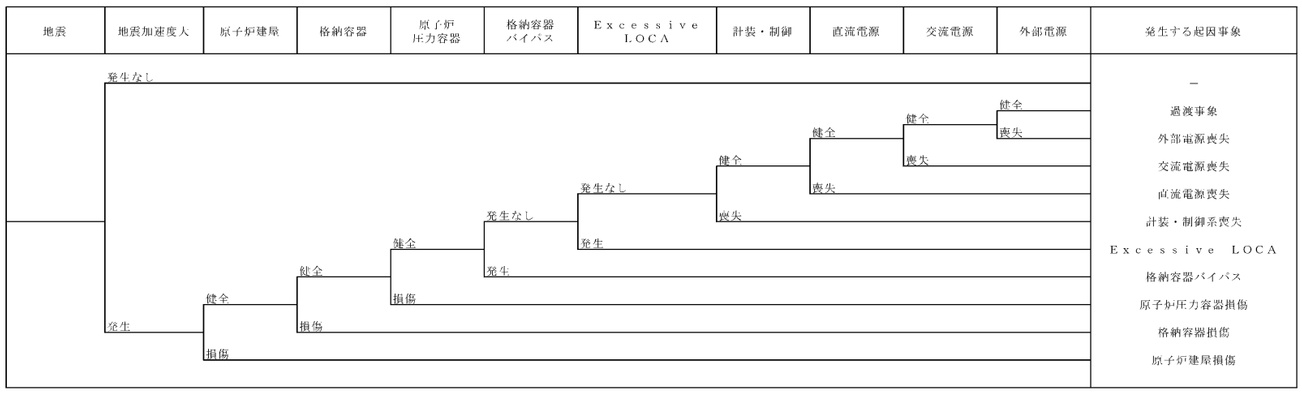
第 1.2－1 図 内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡイベントツリー（7／7）



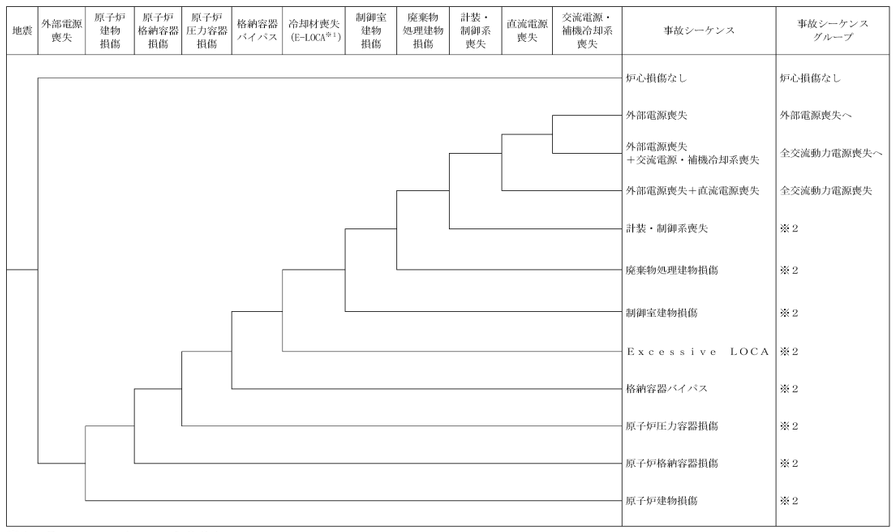
※1 E-LOCA：Excessive LOCA

(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1.2.2 図 地震レベル1PRA 階層イベントツリー



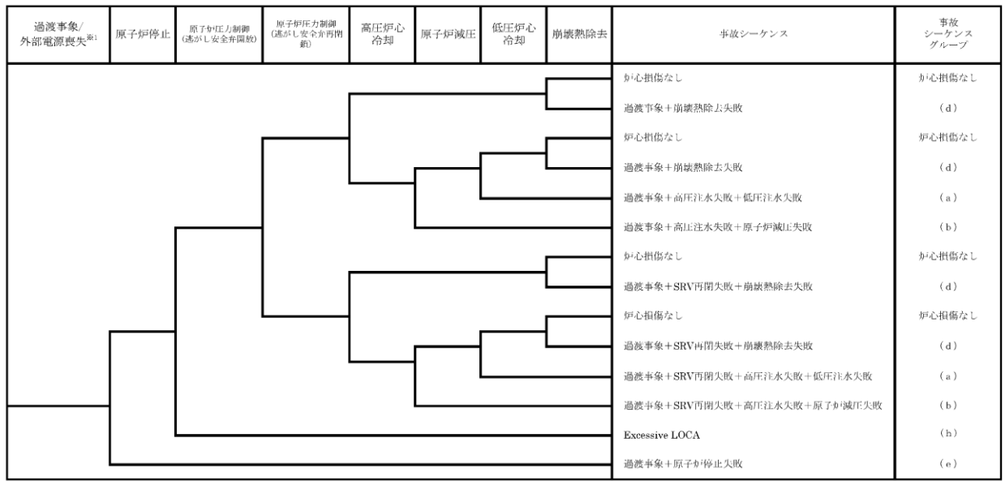
第 1.2－2 図 地震レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー



※1 Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ
※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

第 1.2－2 図 地震レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー

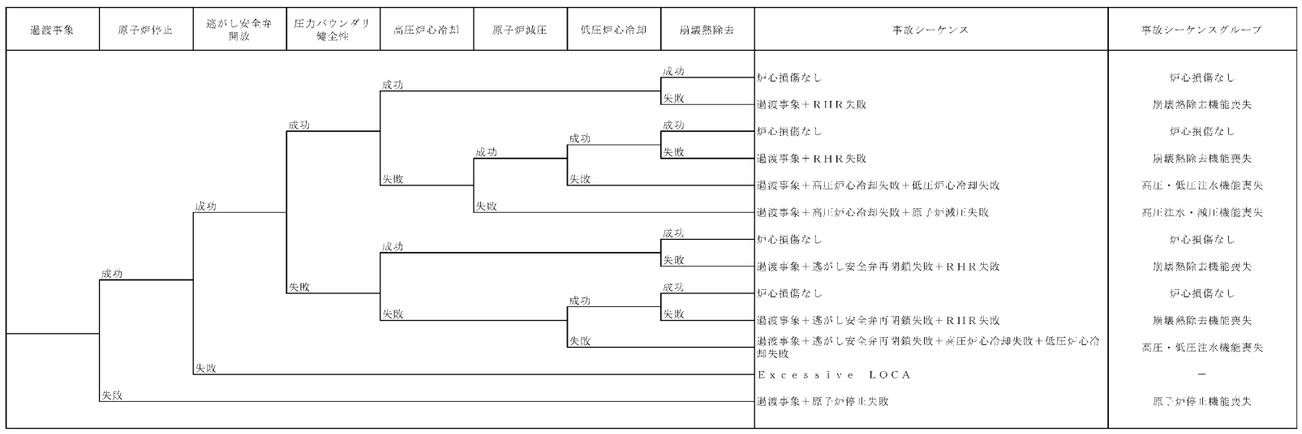
・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
地震レベル１ＰＲＡの階層イベントツリーの相違。



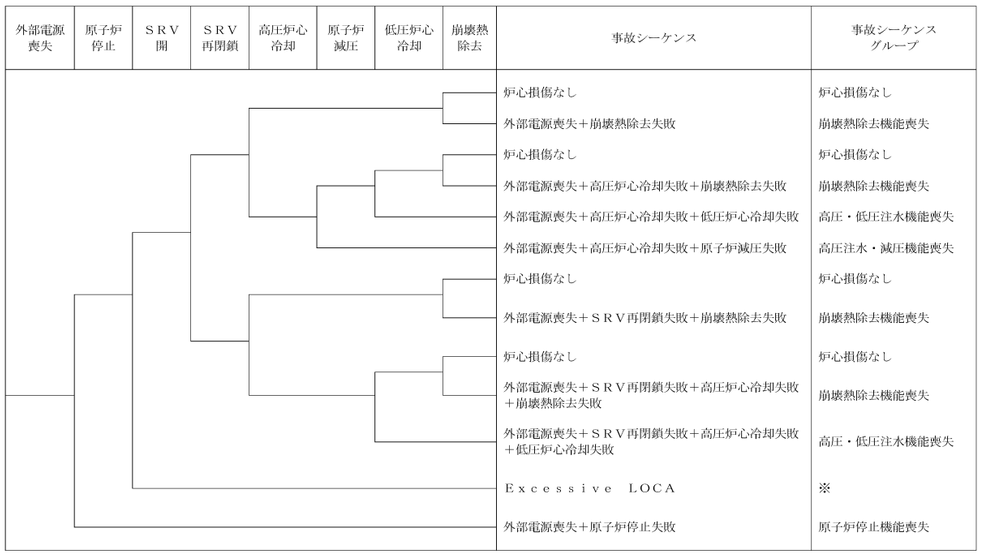
※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失　(b) 高圧注水・減圧機能喪失　(d) 崩壊熱除去機能喪失　(e) 原子炉停止機能喪失　(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1.2.3 図 地震レベル1PRA イベントツリー (1/2)



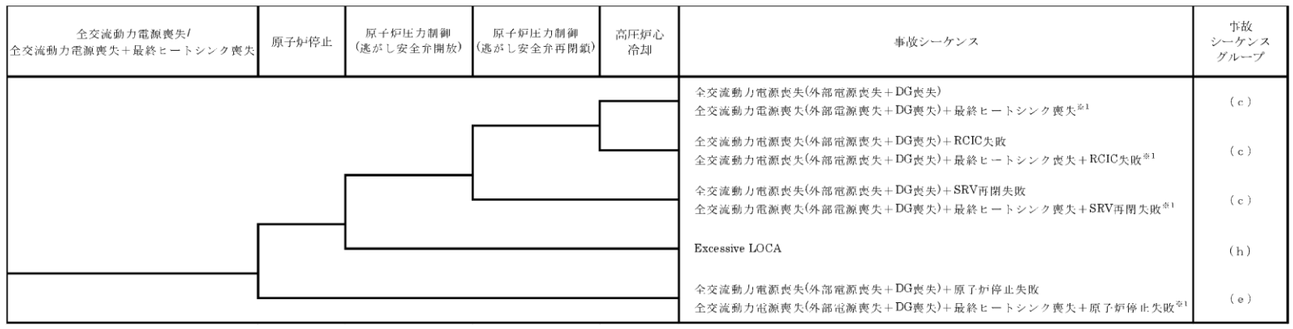
第1.2−3 図 地震レベル１ＰＲＡイベントツリー (1／3)



※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

第1.2−3 図 地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（１／２）

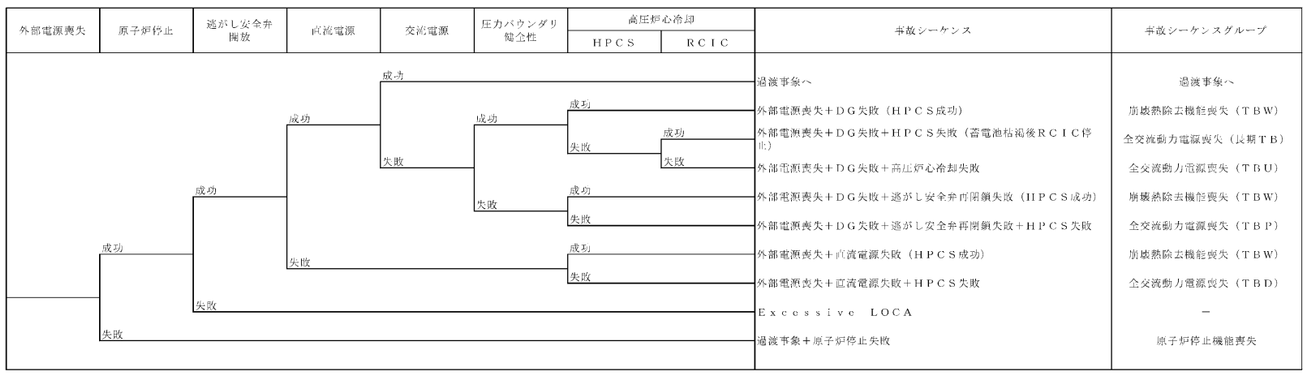
・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
地震レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違。



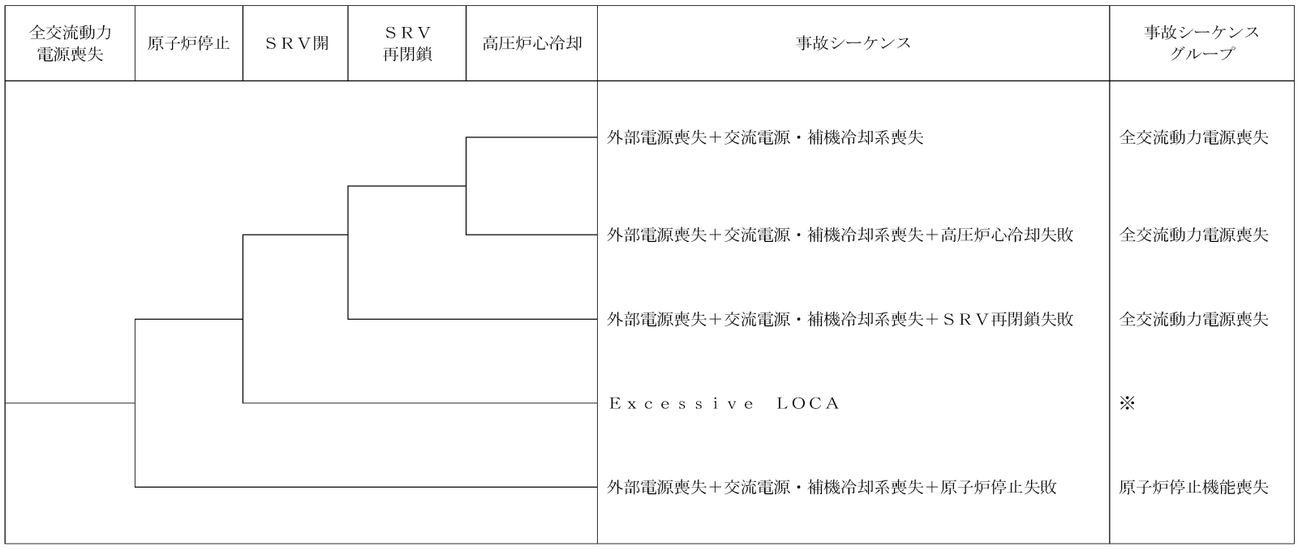
※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから，全交流動力電源喪失の事故シーケンスとして整理した。

(c) 全交流動力電源喪失　(e) 原子炉停止機能喪失　(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1.2.3 図 地震レベル1PRA イベントツリー (2/2)



第1.2−3 図 地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（2／3）

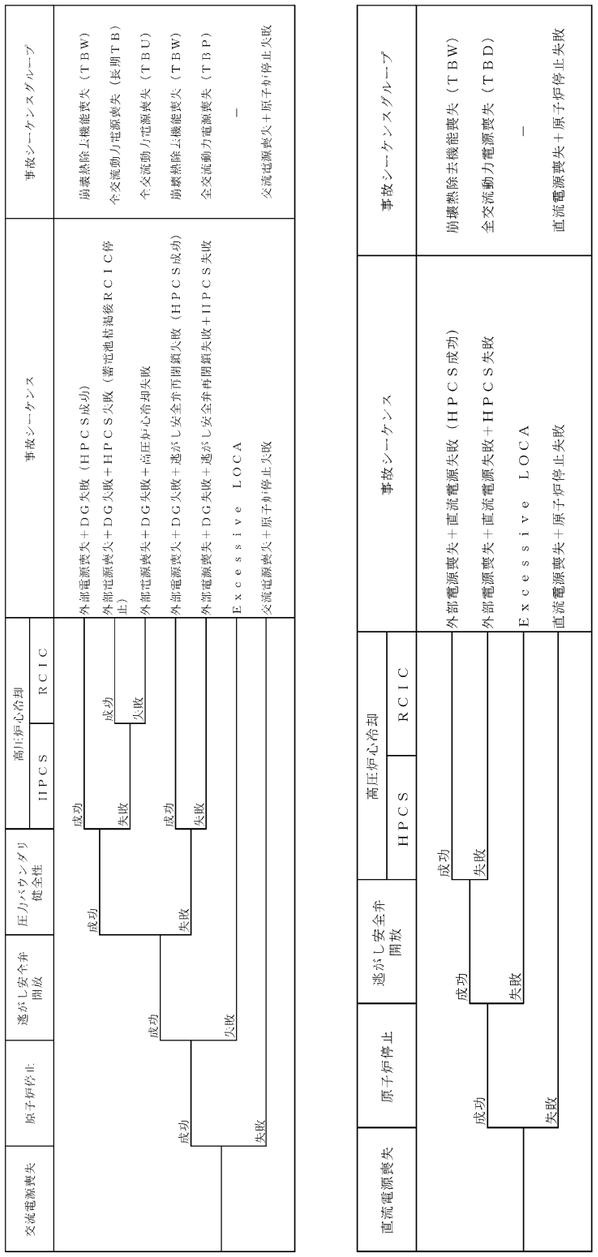


※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結で整理

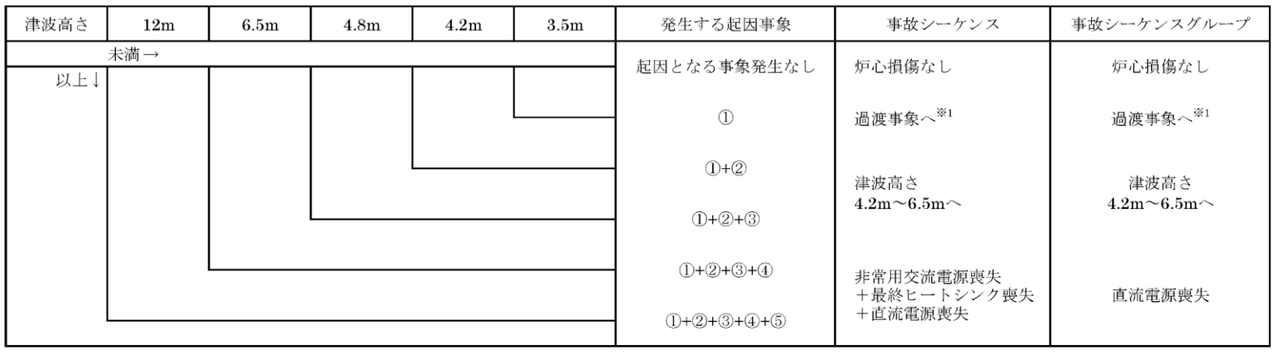
第1.2−3 図 地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（2／2）

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
地震レベル１ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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

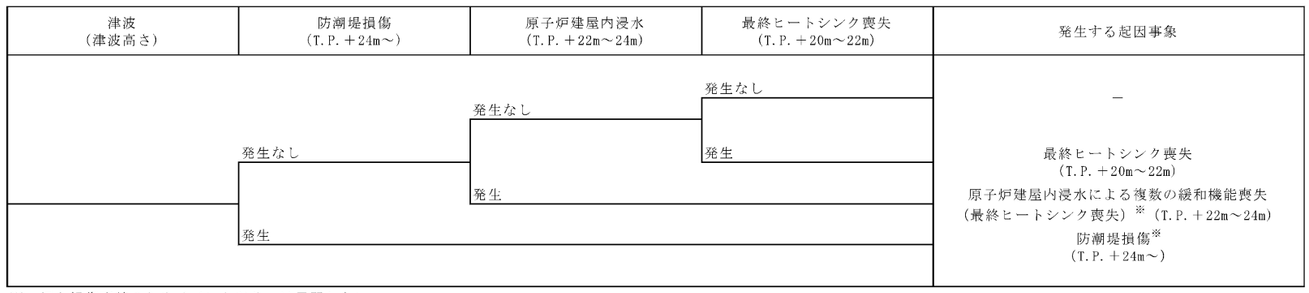


第1.2－3 図 地震レベル１ＰＲＡイベントツリー（3／3）



※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。
① 過渡事象　② 最終ヒートシンク喪失(LUHS)　③ 全交流動力電源喪失(SBO)　④ 直流電源喪失　⑤ 外部電源喪失

第1.2.4 図 津波レベル1PRA 津波高さ別イベントツリー



※　炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

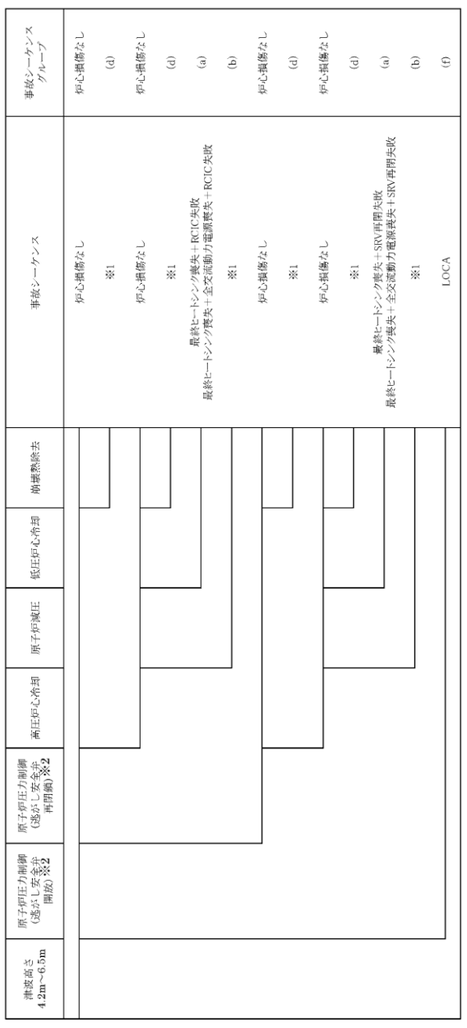
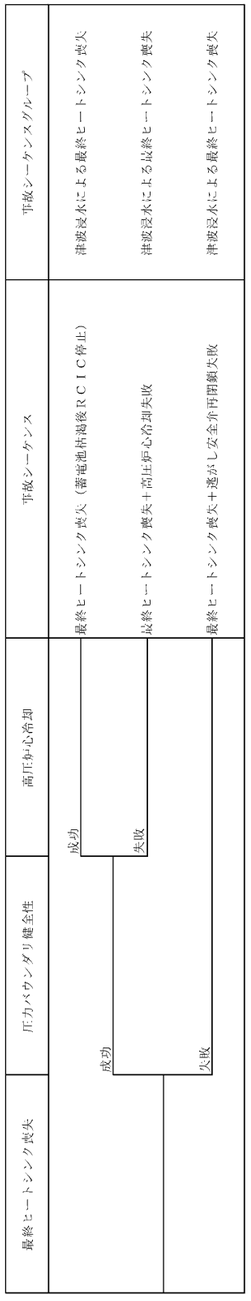
第1.2－4 図 津波レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー

津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス	最終状態
	津波高さ EL20m 以下	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	津波高さ EL20m 超過	直接炉心損傷に至る事象	※

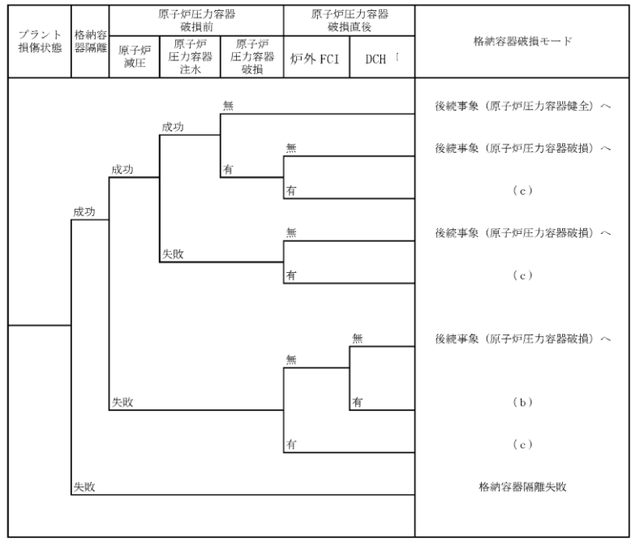
※　緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため，炉心損傷直結事象として整理

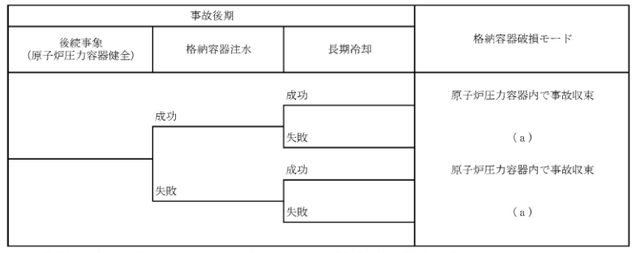
第1.2－4 図 津波レベル１ＰＲＡ階層イベントツリー

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
津波レベル１ＰＲＡの階層イベントツリーの相違。

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
 ※1 イベントツリー上はシーケンスを抽出できるが，津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため，当該シーケンスは発生しない。 ※2 当該ヘディングはランダム故障を考慮して設定している。これは当該ヘディングが，逃がし安全弁の逃がし弁機能又は安全弁機能による，津波襲来後の過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものであって，少なくとも安全弁機能には期待できることを考慮すると，津波による機能喪失は想定されないためである。当該ヘディングの非信頼度への津波による影響は無いが，全ての事故シーケンスを抽出する観点から，ランダム故障による分岐確率（内部事象 PRA での値と同じ）を設定して分析している。 （a）高圧・低圧注水機能喪失　（b）高圧注水・減圧機能喪失　（d）崩壊熱除去機能喪失　（f）LOCA 時注水機能喪失 第1.2.5 図 津波レベル1PRA イベントツリー	 第 1.2－5 図 津波レベル１ＰＲＡイベントツリー		・ＰＲＡ結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の津波ＰＲＡ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抽出されたため，イベントツリーを作成していない。

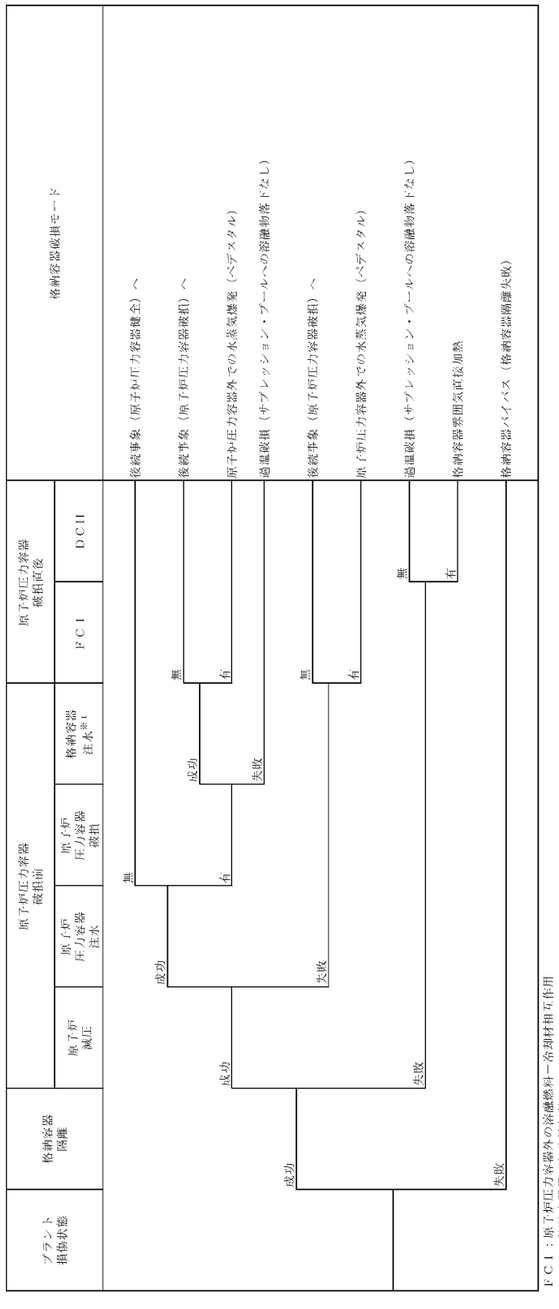
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考





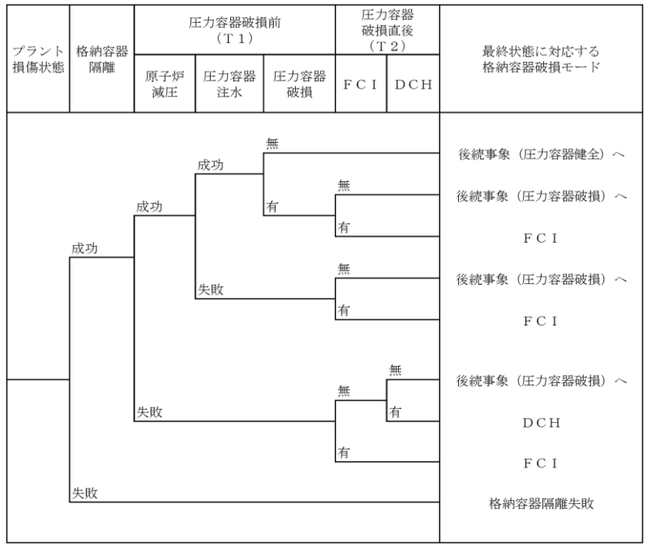
(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）
(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）

第1.2.6 図 格納容器イベントツリー（1/2）



FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
DCH：格納容器雰囲気直接加熱
※1 LOCAシーケンスは，格納容器注水に失敗した場合，原子炉圧力容器破損前に過温破損に至るため，本ヘディングの成功／失敗を原子炉圧力容器破損前に考慮した。

第1.2－6 図 格納容器イベントツリー（1／3）

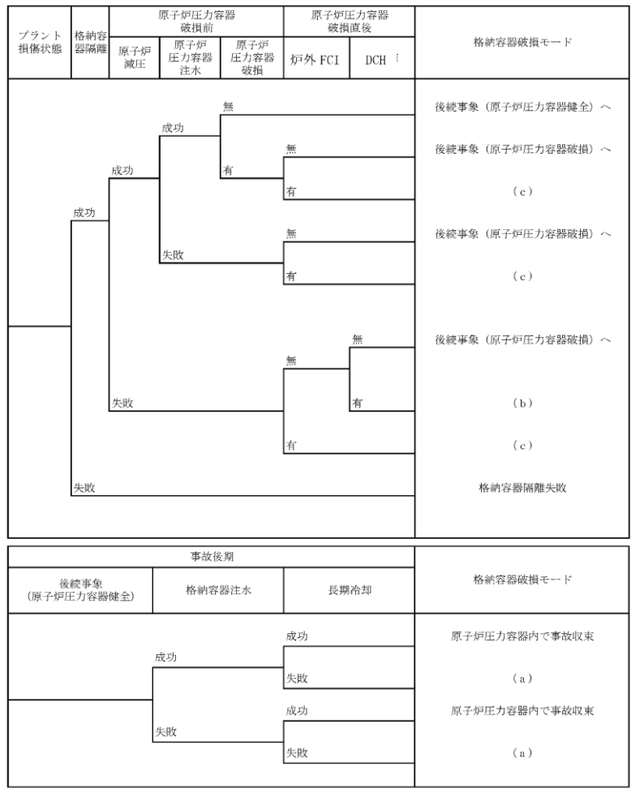


第1.2－5 図 格納容器イベントツリー（1／3）

・ＰＲＡ結果の相違
【東海第二】
レベル 1.5ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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

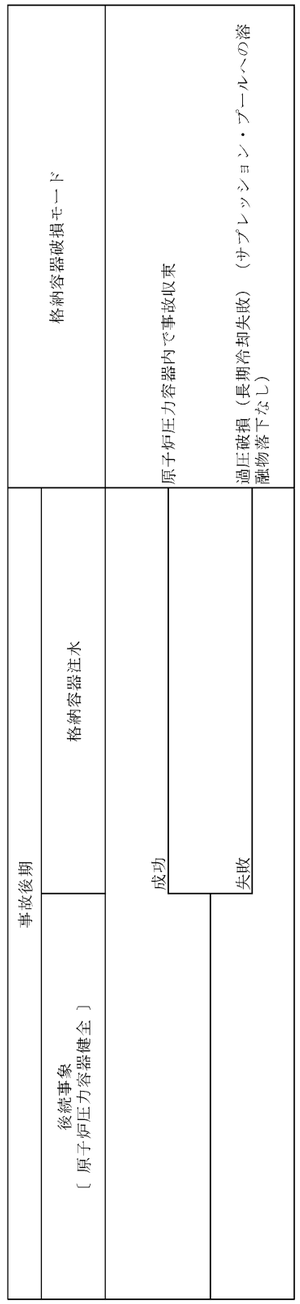
【比較のため，再掲】



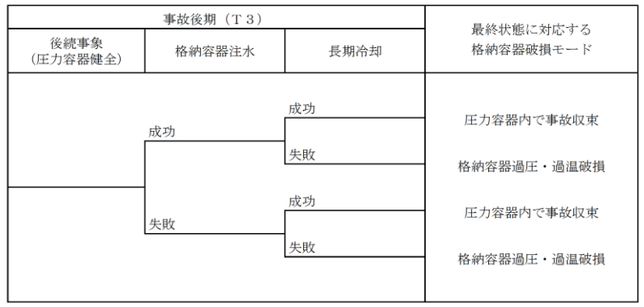
(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）
(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）

第1.2.6 図 格納容器イベントツリー（1/2）

【ここまで】



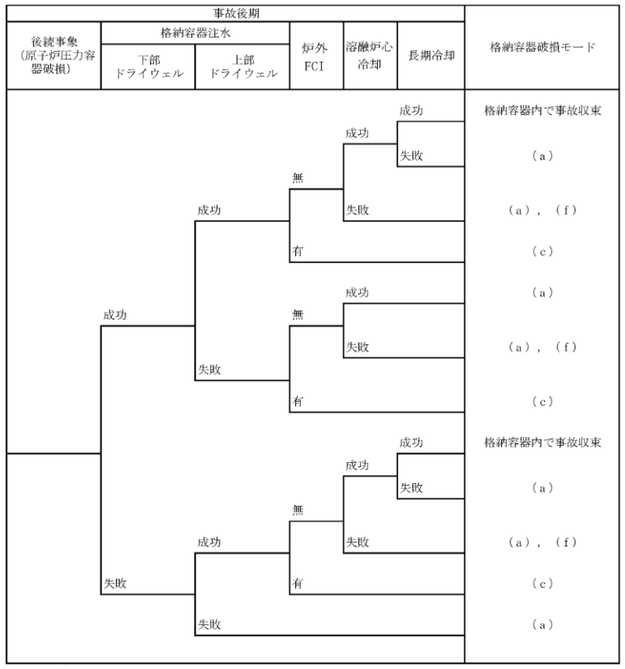
第 1.2－6 図 格納容器イベントツリー（2／3）



第 1.2－5 図 格納容器イベントツリー（２／３）

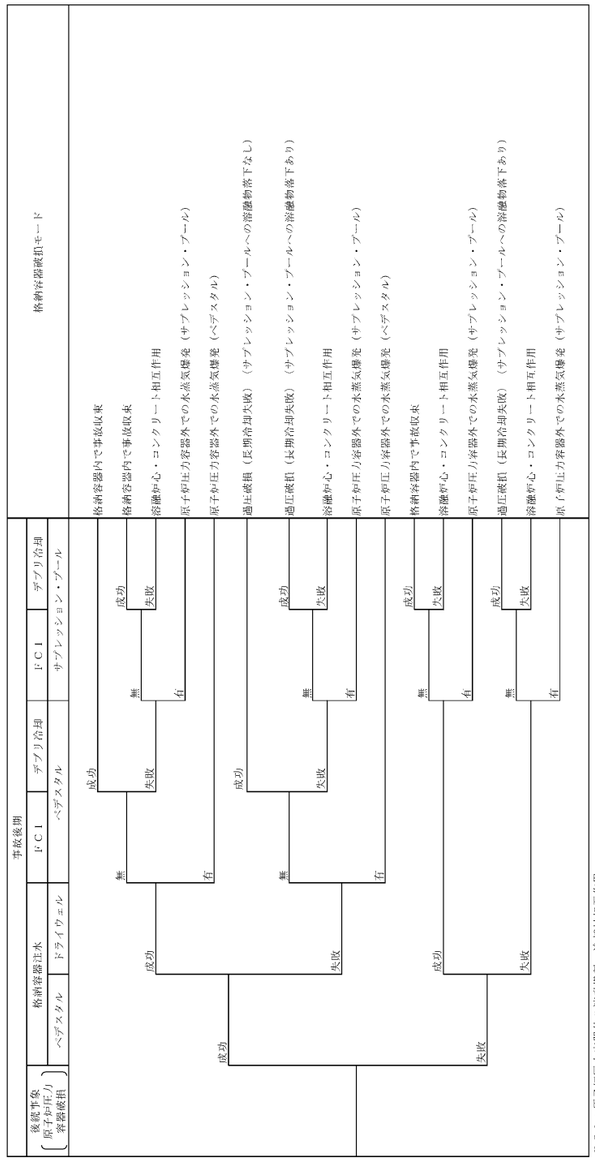
・ＰＲＡ結果の相違
【東海第二】
レベル 1.5ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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

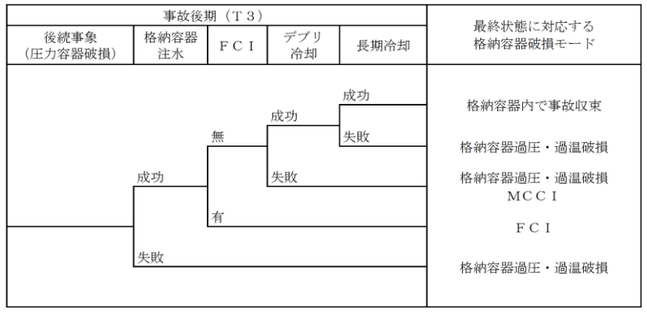


(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）
(f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

第1.2.6 図 格納容器イベントツリー（2/2）



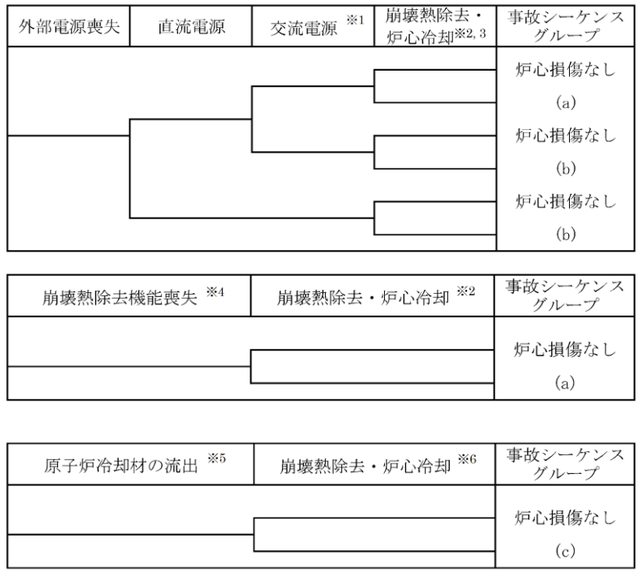
第 1.2－6 図 格納容器イベントツリー（3／3）



第 1.2－5 図 格納容器イベントツリー(３／３)

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
レベル 1.5ＰＲＡのイベントツリーの相違。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

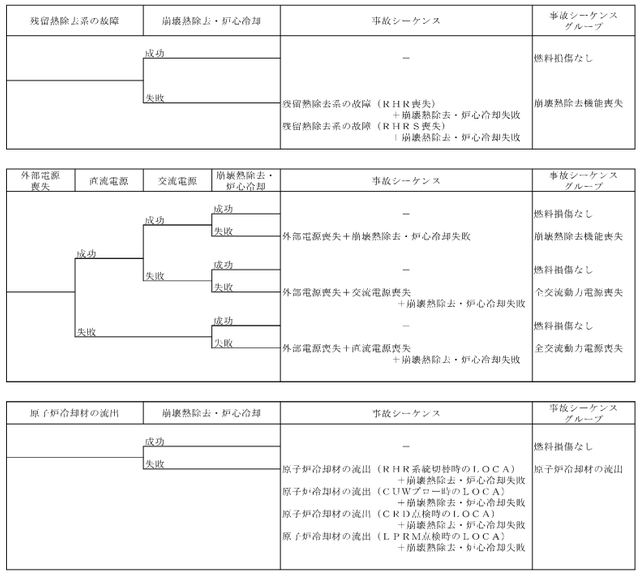


(a) 崩壊熱除去機能喪失　(b) 全交流動力電源喪失　(c) 原子炉冷却材の流出

※1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失し，かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
※2 除熱機能(RHR，CUW)及び注水機能(HPCF，LPFL，MUWC，FP)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において，HPCF，LPFL，MUW の注水機能は期待できないが，原子炉開放中(POS B)における消火系（FP）のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウェル・燃料プールへの注水についてのみ，エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため，その機能を期待する
※4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失（フロントライン系故障）及び RHR 機能喪失（サポート系故障）
※5 RIP・CRD・LPRM 点検時，CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出
※6 事象を認知し，注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR，CUW)には期待しない)
漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる

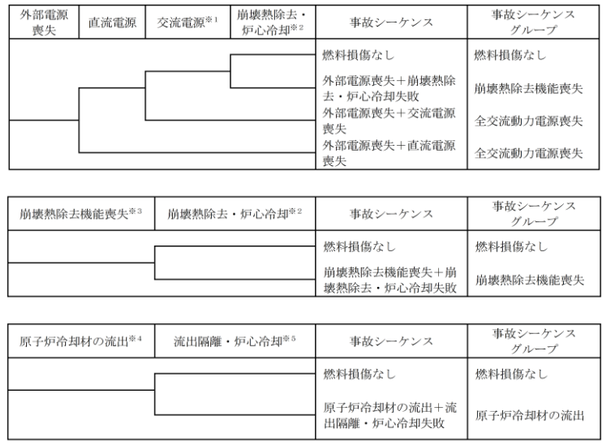
第1.2.7 図 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

東海第二発電所　（2018.9.12 版）



第 1.2－7 図 内部事象停止時レベル１ＰＲＡイベントツリー

島根原子力発電所　２号炉

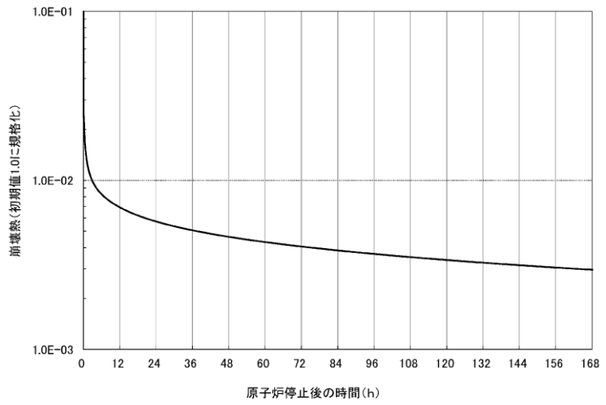
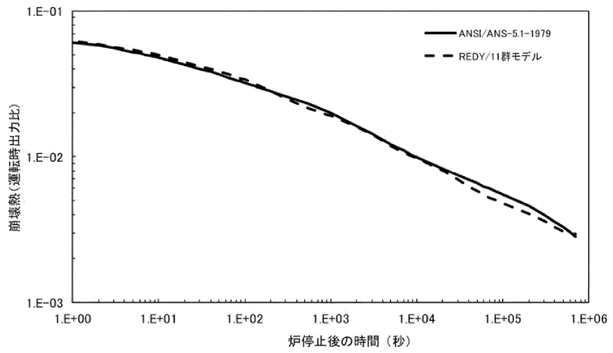
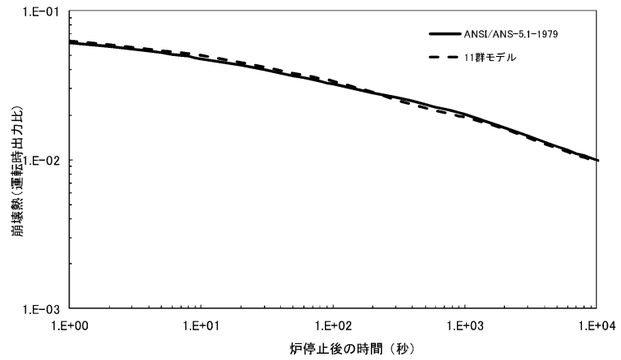
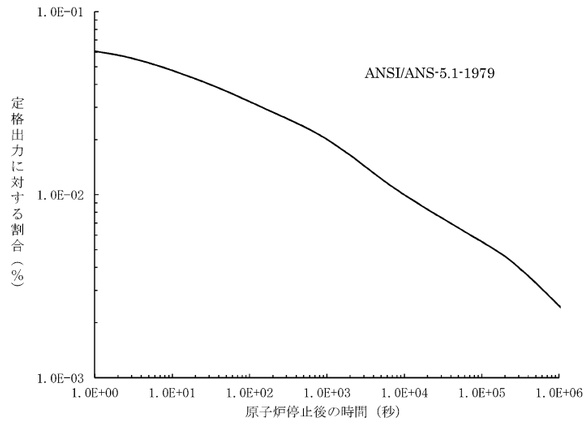


※1　非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失を示すヘディング
※2　崩壊熱除去機能（残留熱除去系）及び注水機能（復水輸送系，燃料プール補給水系）の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
※3　残留熱除去系機能喪失［フロントライン］及び補機冷却系機能喪失
※4　残留熱除去系切替・制御棒駆動機構・局部出力領域モニタ，原子炉浄化系ブロー時における操作誤りによる原子炉冷却材流出
※5　事象を認知し，注水に成功するかどうかを示すヘディング（崩壊熱除去機能（残留熱除去系）には期待しない，漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる）

第 1.2－6 図 停止時レベル１ＰＲＡイベントツリー

備考

・ＰＲＡ結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
停止時ＰＲＡのイベントツリーの相違。

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
 第1.5.1 図 原子炉停止後の崩壊熱	 第 1.5－1 図 原子炉停止後の崩壊熱	  第 1.5－1 図 原子炉停止後の崩壊熱	・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，原子炉停止機能喪失とその他のシーケンスにおいて崩壊熱の設定を変えている。