

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料</p> <p>添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>添付資料-2. 地震動の年超過確率</p> <p>添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>添付資料-4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>添付資料-7. 荷重の組合せ表</p> <p>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>添付資料-9. ABWRにおける運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>添付資料-10. 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>9. 東海第二発電所における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈7</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2(抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601(抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>9. 島根原子力発電所2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	

添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	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 水素燃焼	—	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	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	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	高压溶融物放出/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	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ コリウムシールド	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク

添付資料-1
重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 水素燃焼	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置
	高温溶融物放出/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	逃がし安全弁 コリウムシールド	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型窒素供給装置
原子炉圧力容器	高压・低圧注水機能喪失	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高压注水・減圧機能喪失	—	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失(長期TB)	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ
	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	—	常設高压代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ

添付資料1
重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	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 水素燃焼	—	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型窒素供給装置
	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	—	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備
	高压溶融物放出/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	逃がし安全弁 コリウムシールド	残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型窒素供給装置

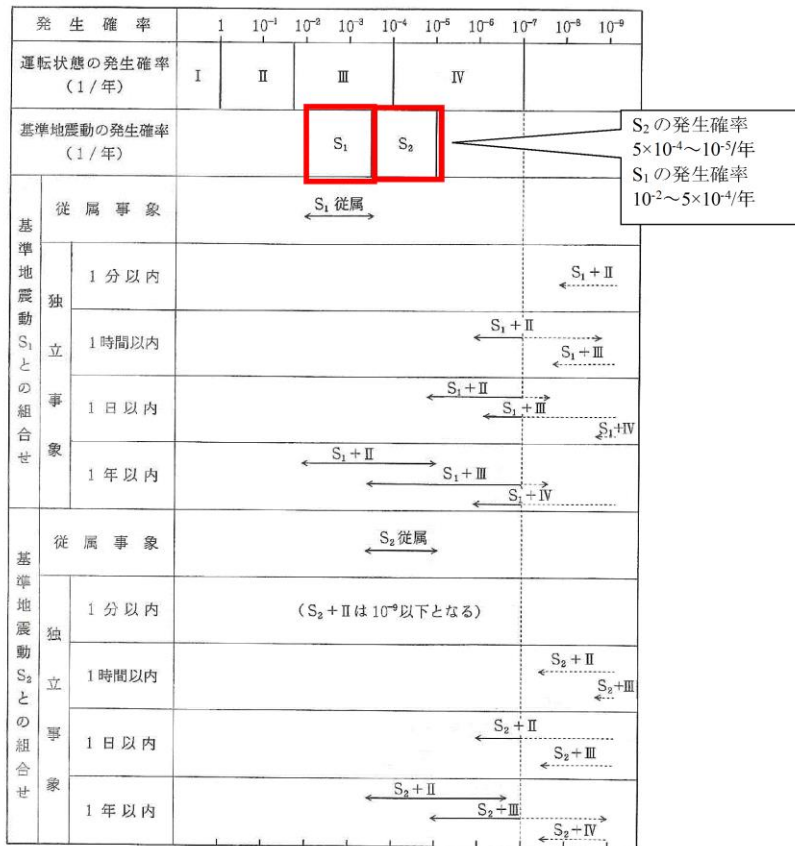
・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

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 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考 ・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			格納容器内	格納容器外			原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク	原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (TBP)		原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタバント系	
	高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ		高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁	代替自動減圧機能	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+RCIC失敗)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		原子炉停止機能喪失	-	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	
					LOCA時注水機能喪失	-	代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備	
					格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタバント系	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		備考
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			格納容器内	格納容器外			原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+直流電源 喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク AM用直流125V蓄電池 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	原子炉圧力容器	津波浸水による最終 ヒートシンク喪失	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力容器	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ほう酸水注入系	・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+SRV再 閉失敗	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		運転停止中の原子炉 における崩壊熱除去 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) 運転停止中の原子炉 における原子炉冷却 材の流出	-	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ		LOCA時注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失し た場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		運転停止中の原子炉 における全交流動力 電源喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ	使用済燃料プール	想定事故1	-	-	
					運転停止中の原子炉 における反応度の誤 投入	-	- 原子炉周期(ペリオド短) 原子炉スクラム		想定事故2	-	-	
								原子炉圧力容器	運転停止中 崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁	-	
									運転停止中 全交流動力電源喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電池式直流電源設備 常設代替直流電源設備	
									運転停止中 原子炉冷却材の流出	-	-	
									運転停止中 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 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考				
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設				原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
		原子炉格納容器内		原子炉格納容器外												
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラフチャージャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク												・設備構成の相違 【柏崎 6/7】	
	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽 ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ													
	LOCA 時注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラフチャージャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク													
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水貯蔵槽 原子炉建屋ブローアウトパネル													
使用済燃料プール	想定事故 1	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク													
	想定事故 2	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク													
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ														
	全交流動力電源喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ													
	原子炉冷却材の流出	—	—													
	反応度の誤投入	—	—													

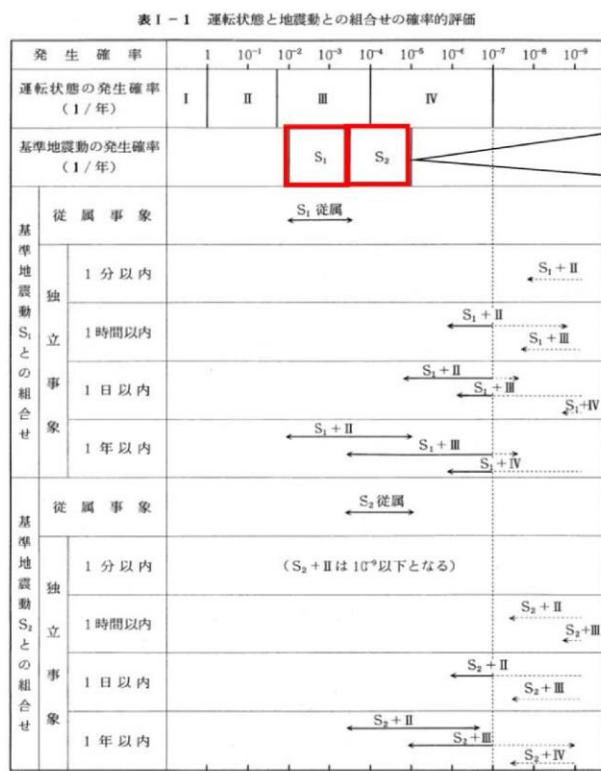
添付資料-2. 地震動の年超過確率



注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

添付資料-2

地震動の超過確率

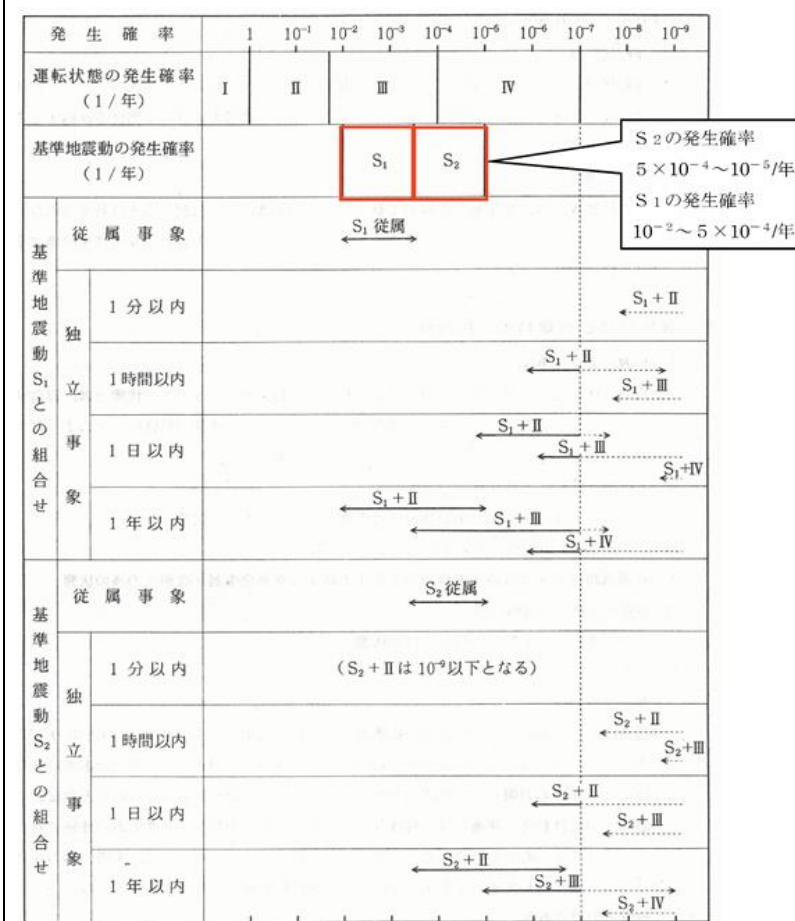


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

S2の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / 年
 S1の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ / 年

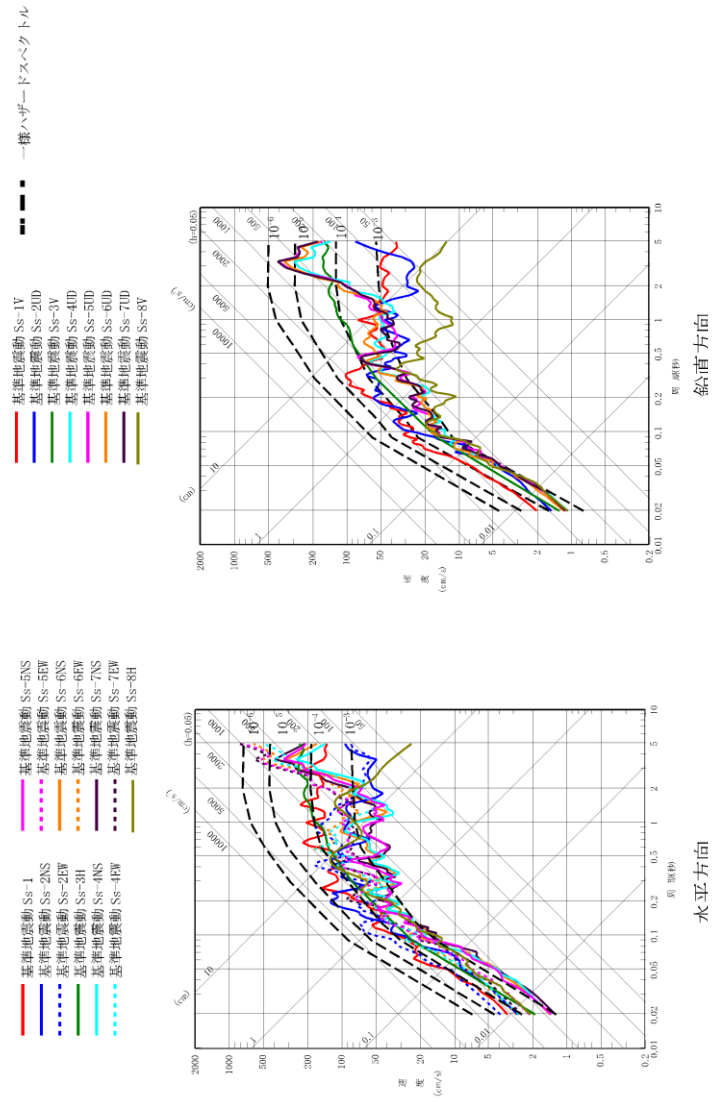
添付資料-2

地震動の年超過確率

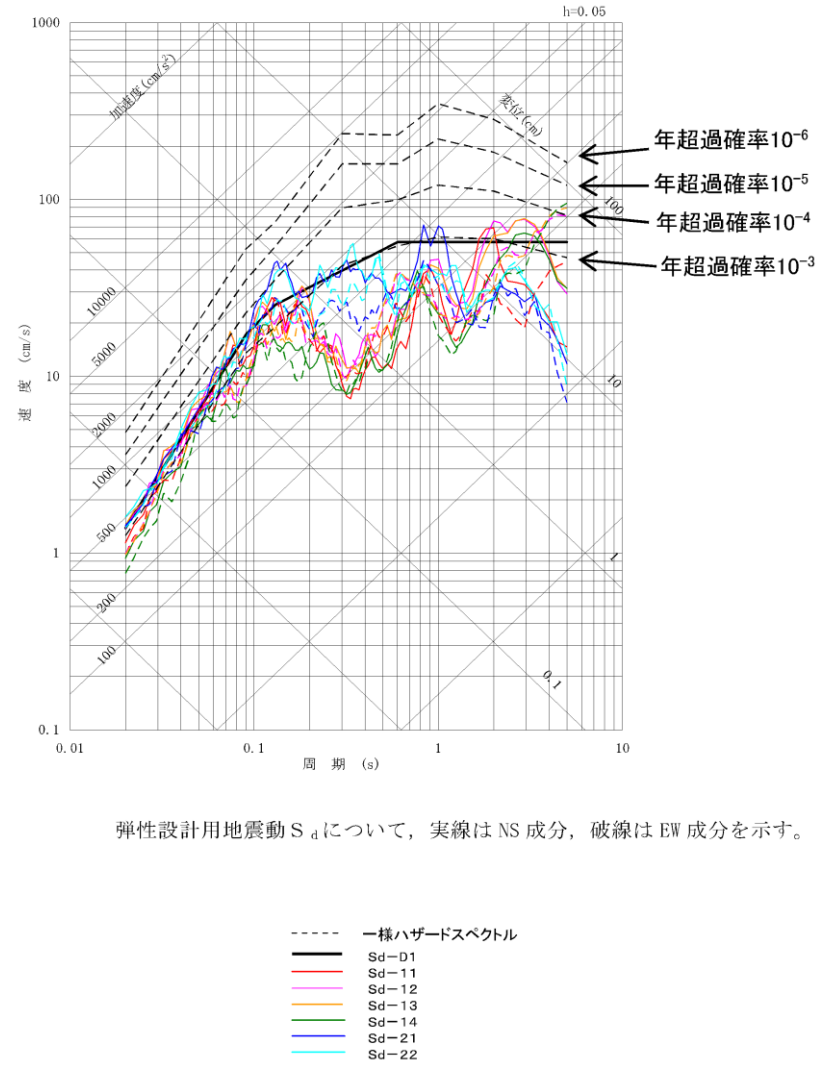


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

S2の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / 年
 S1の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ / 年

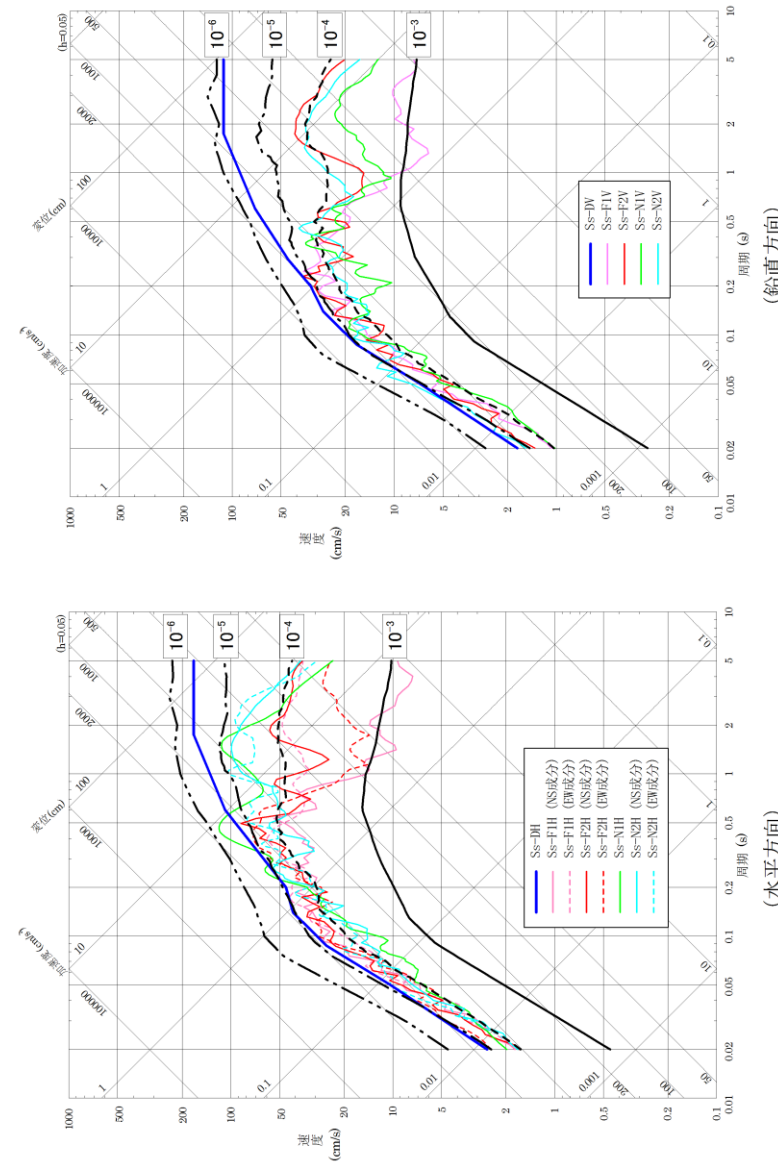


基準地震動 (Ss) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較 (大湊側)



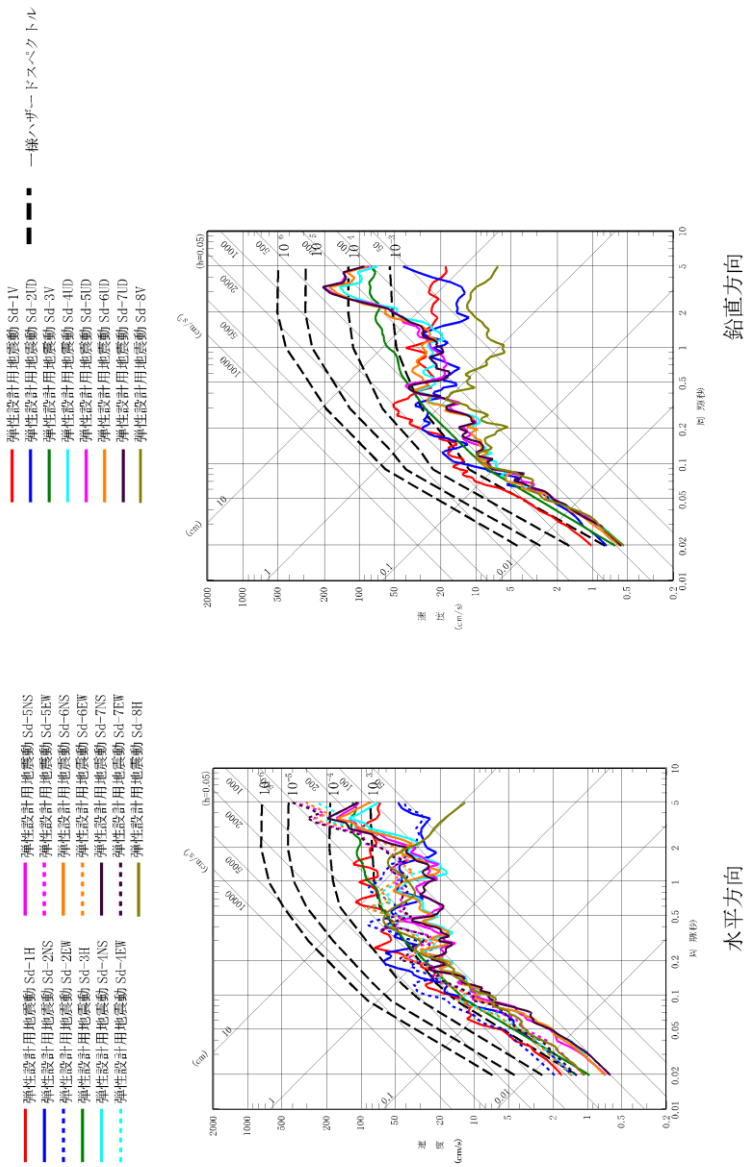
弾性設計用地震動 S_d について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

添付 2-1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一樣ハザードスペクトル (水平方向)

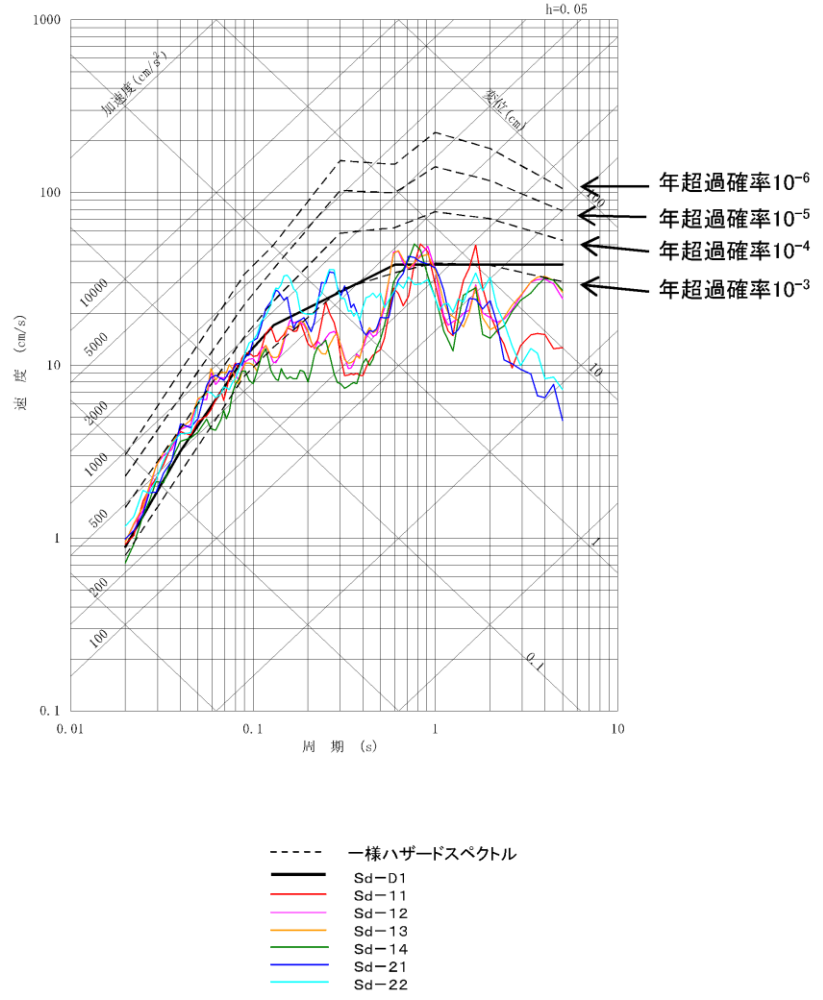


基準地震動 S_s の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較

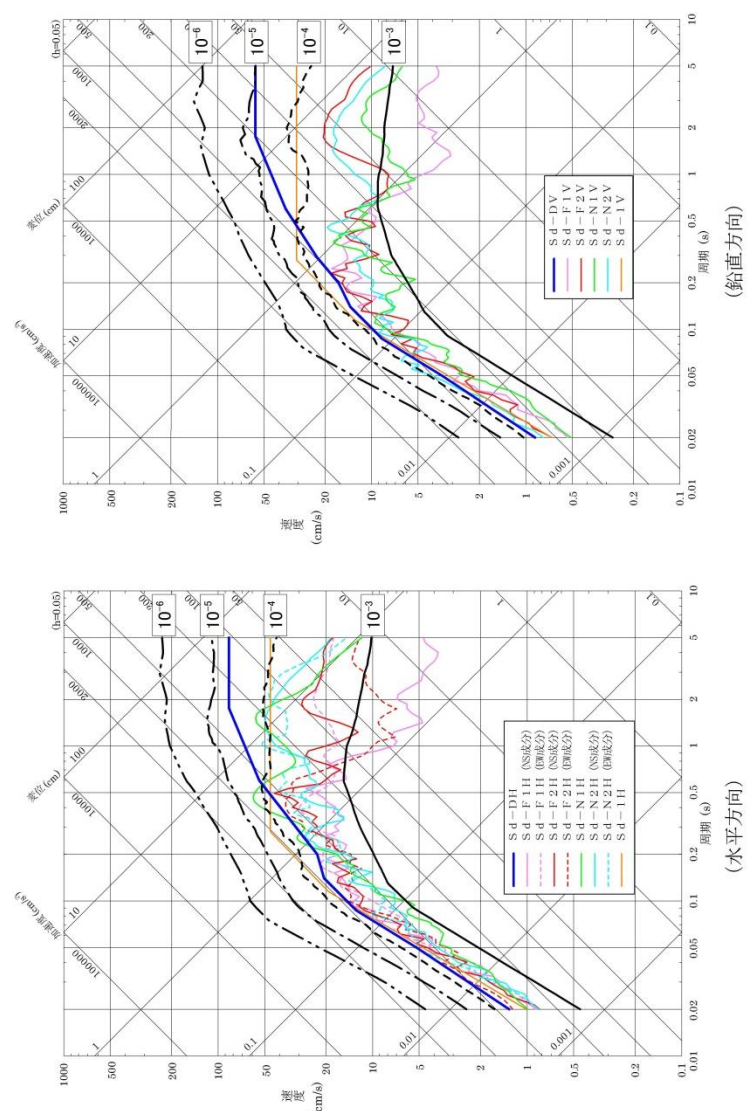
備考
 ・地震動の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 立地地点における地震ハザードの相違及び
 プラント毎の基準地震動等の相違



弾性設計用地震動 (Sd) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較 (大湊側)



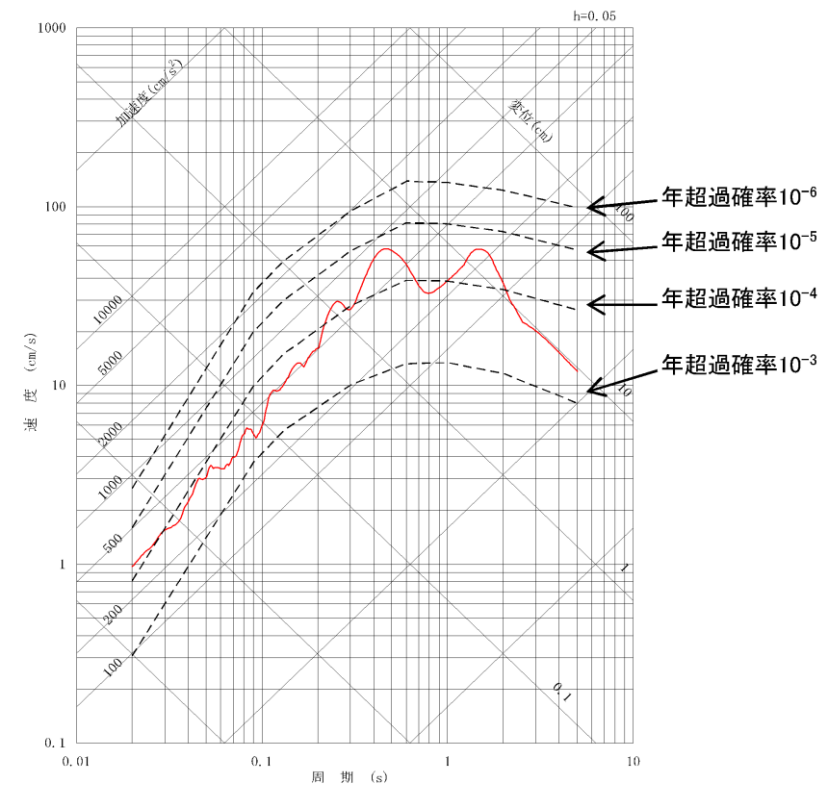
添付 2-2 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較

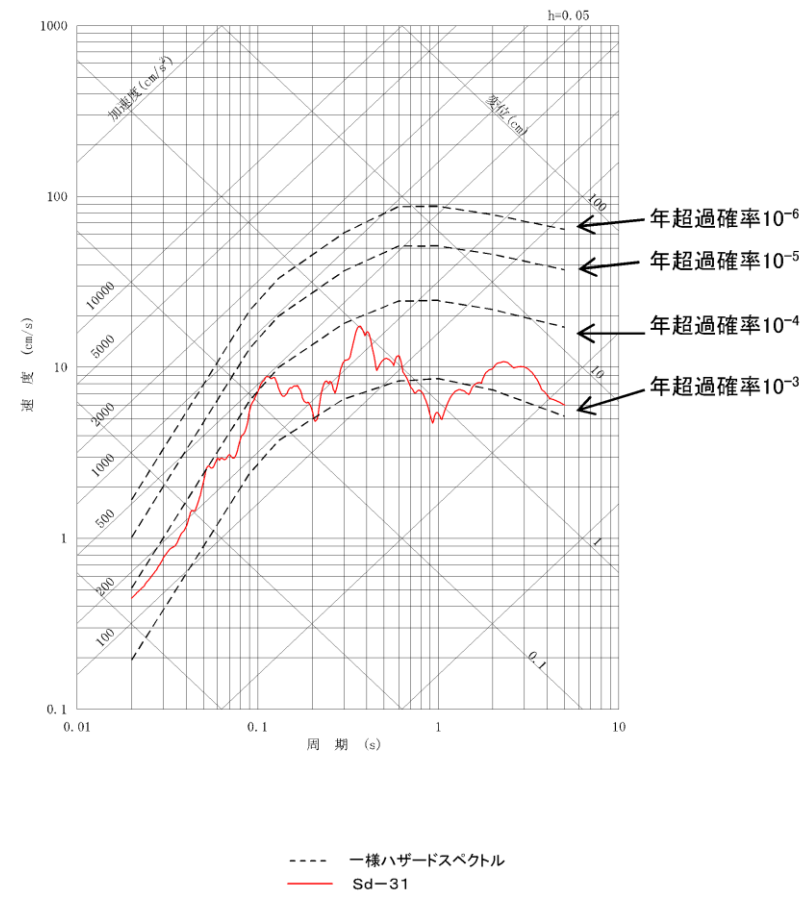
備考

- 地震動の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】立地地点における地震ハザードの相違及びプラント毎の基準地震動等の相違

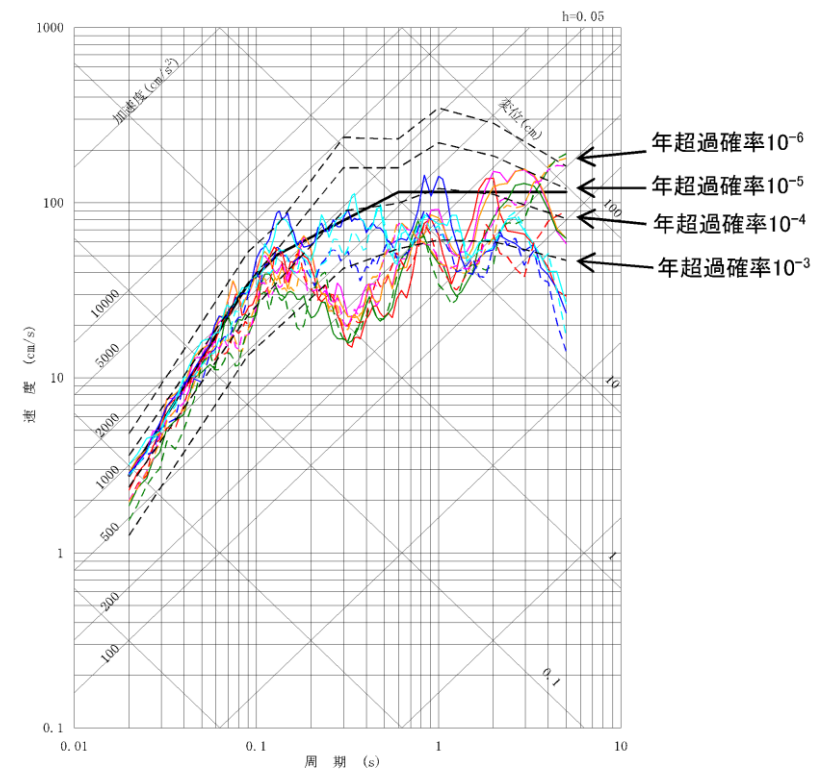


--- 一様ハザードスペクトル
 — Sd-31

添付 2-3 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
 (水平方向)



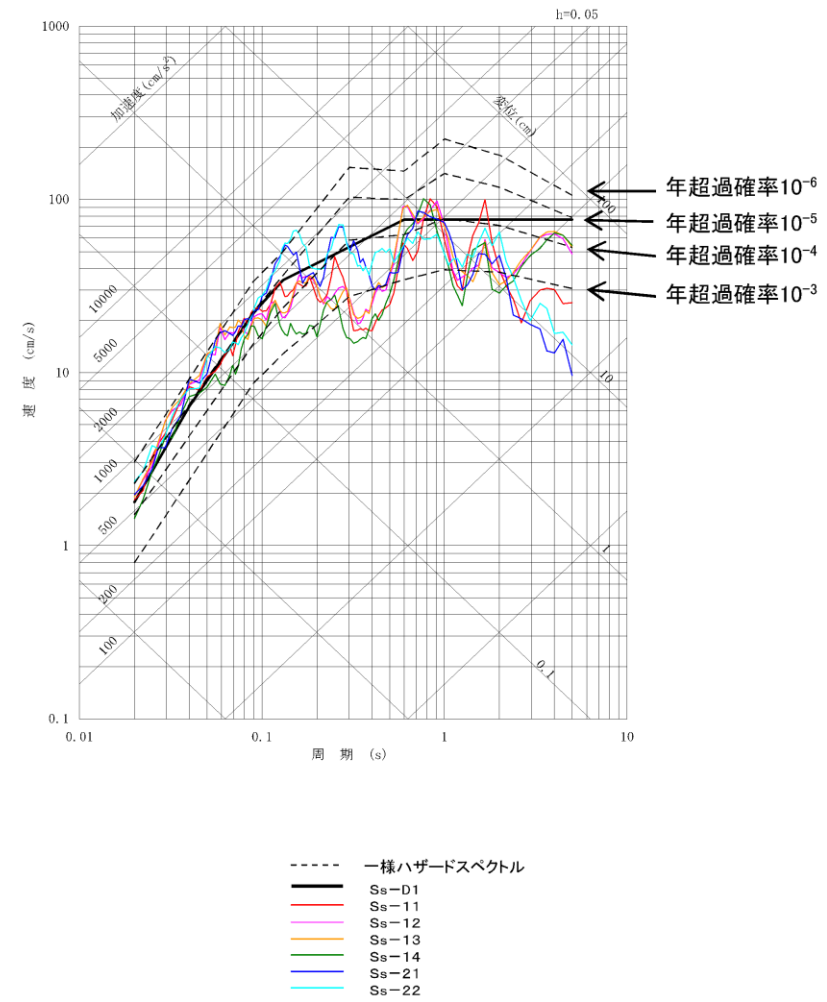
添付 2-4 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)



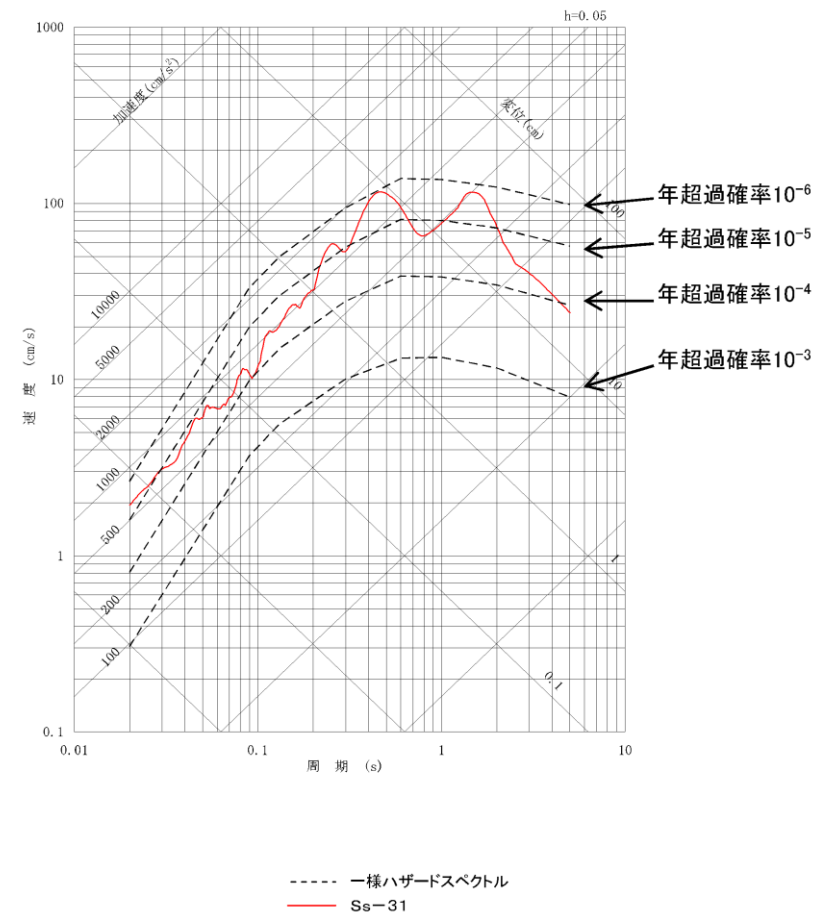
基準用地震動 S_s について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- S_s -D1
- S_s -11
- S_s -12
- S_s -13
- S_s -14
- S_s -21
- S_s -22

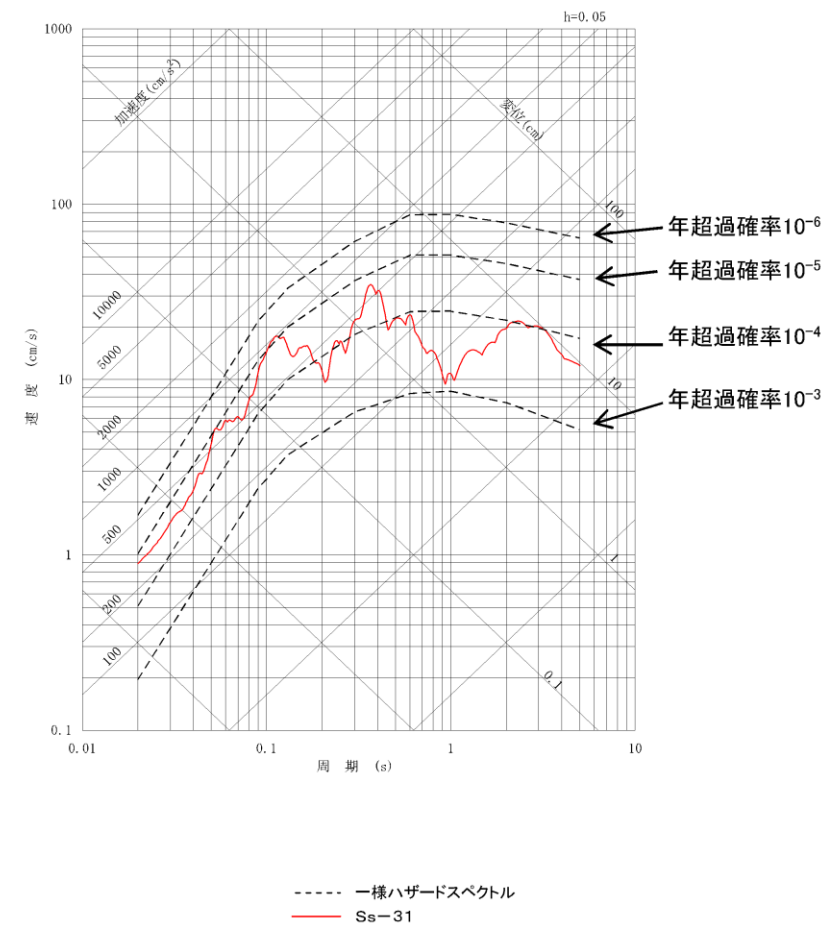
添付 2-5 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



添付 2-6 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

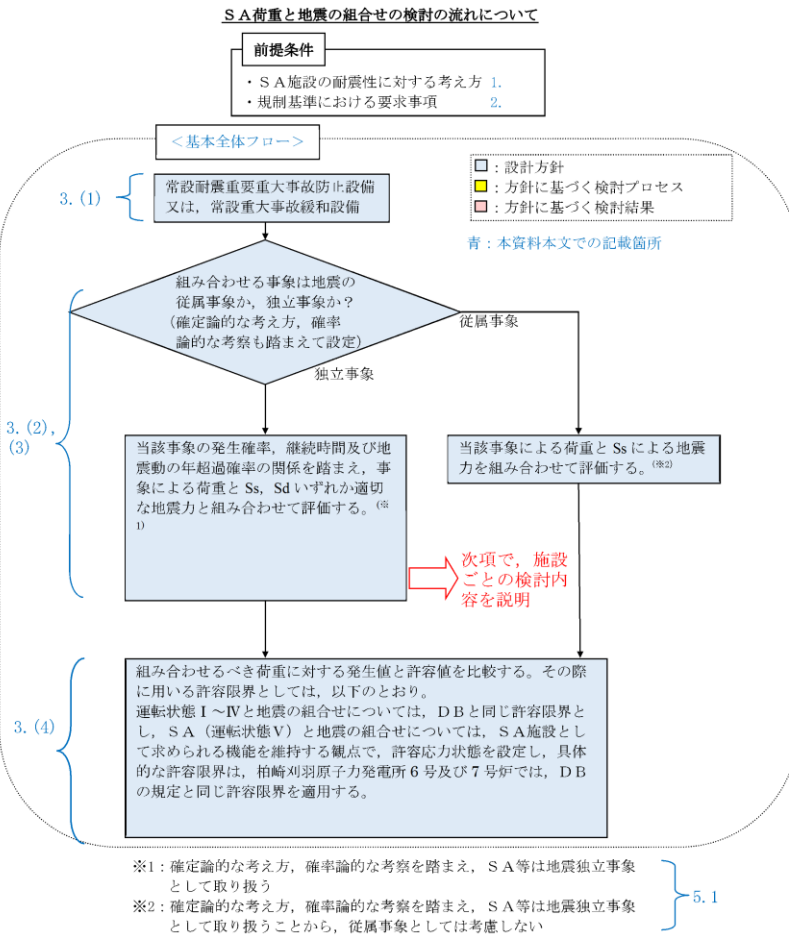


添付 2-7 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



添付 2-8 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

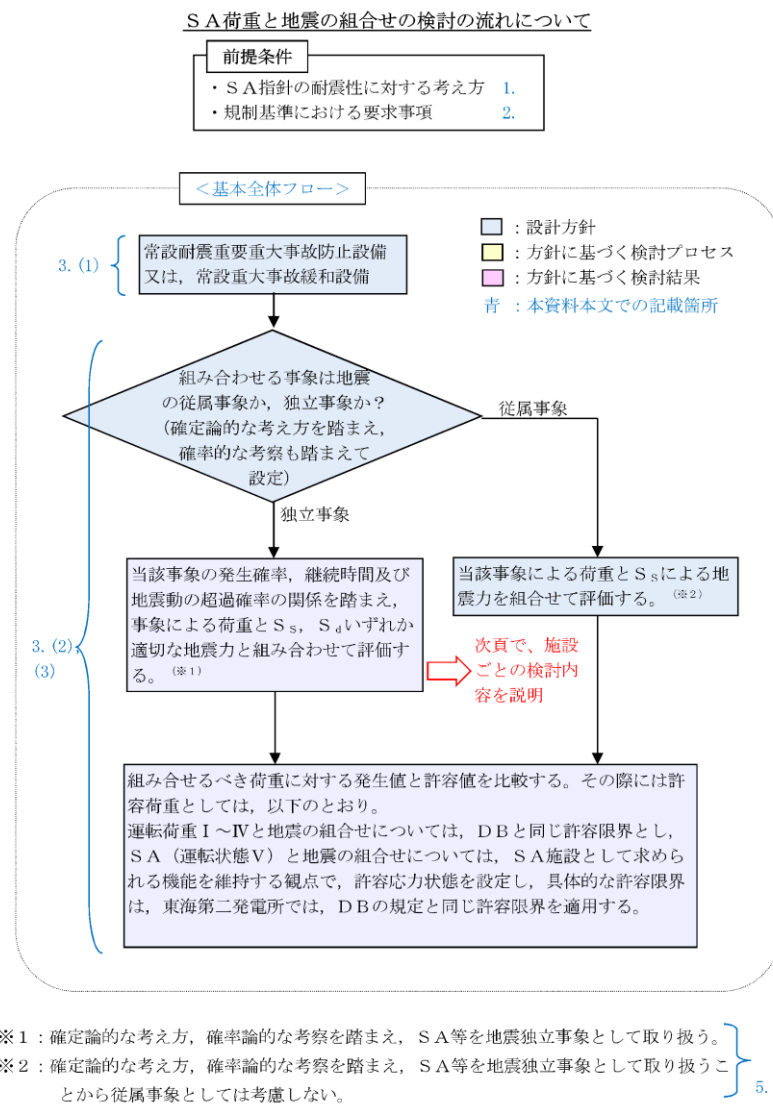
添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ



(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対
処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに
従った耐震評価を実施する。

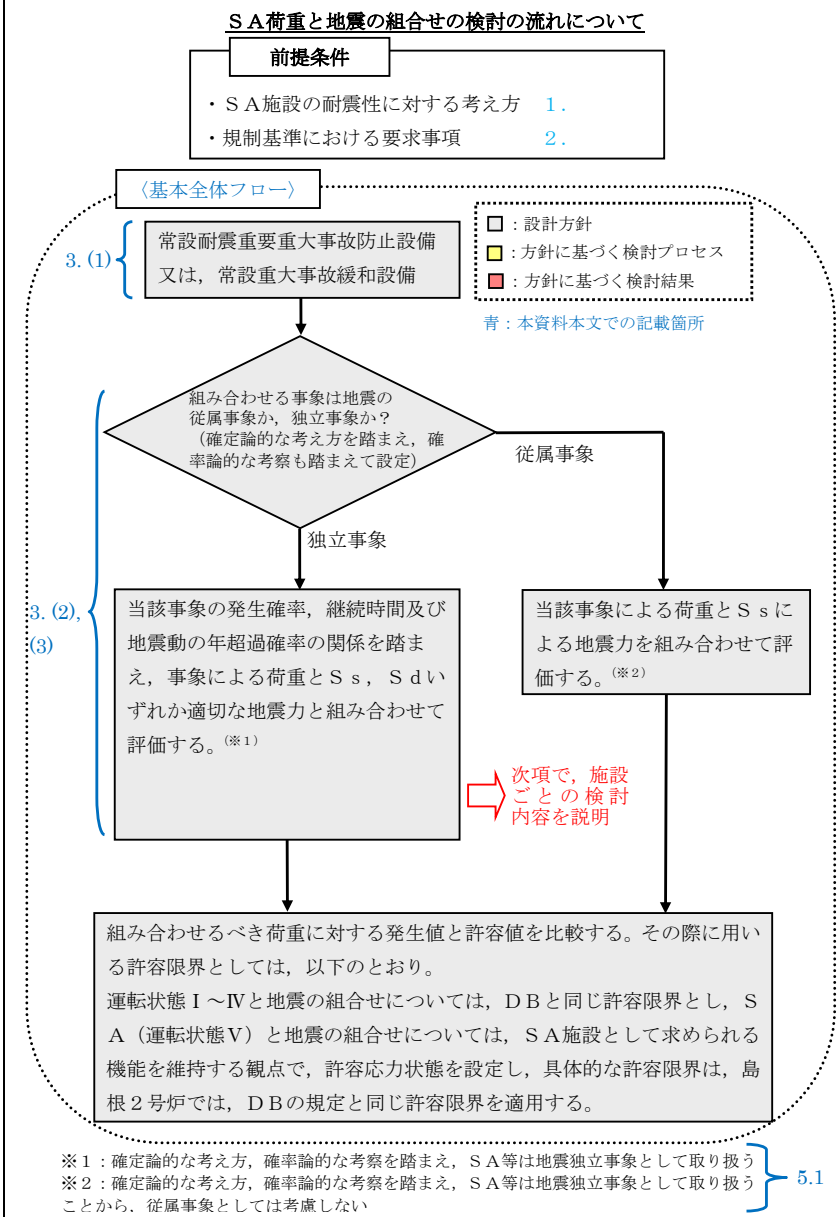
添付資料-3

事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ



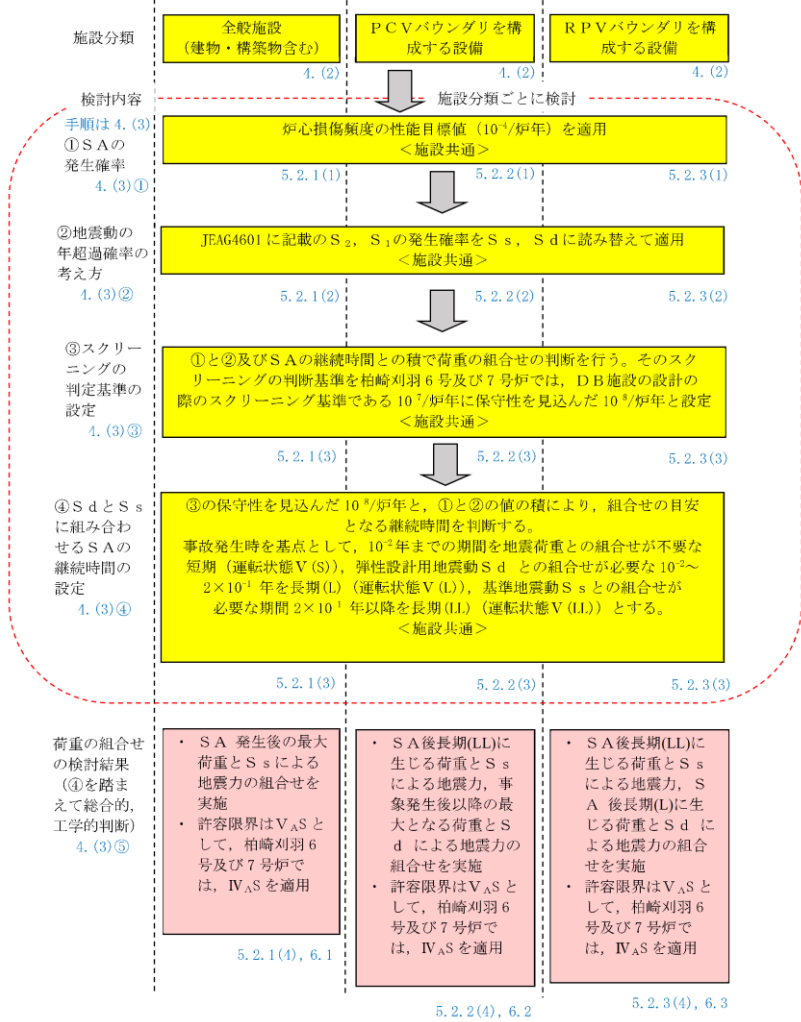
添付資料3

事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

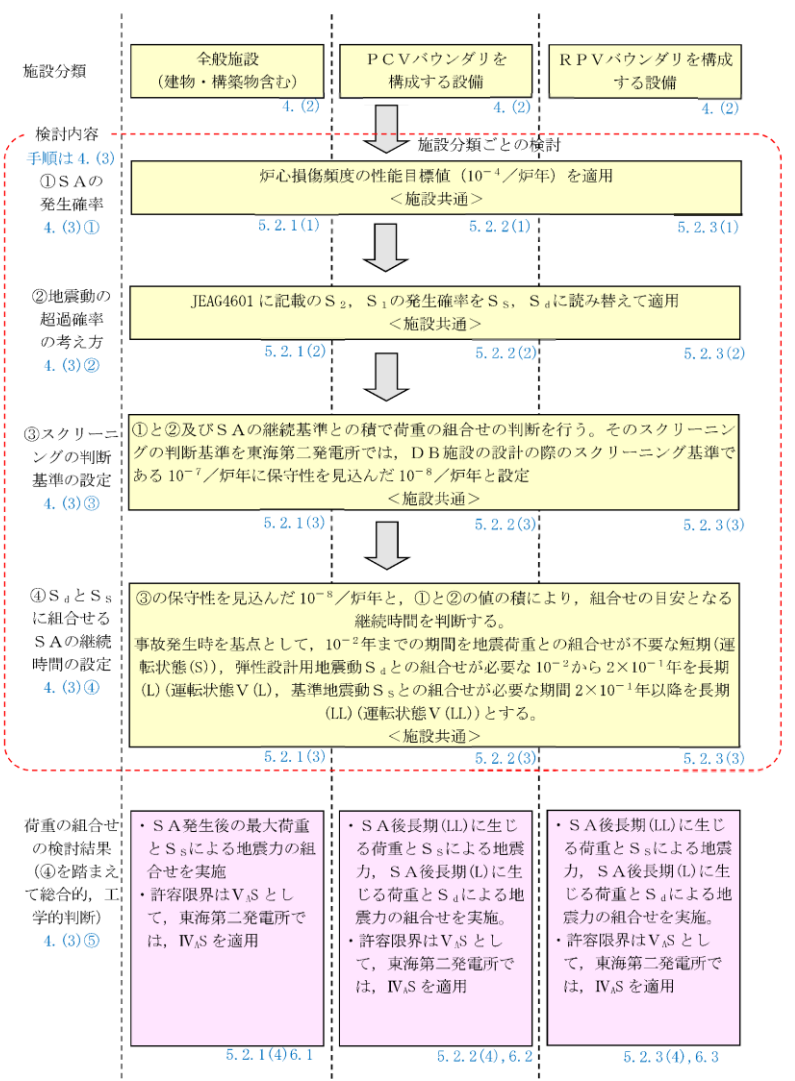


(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対
処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに
従った耐震評価を実施する。

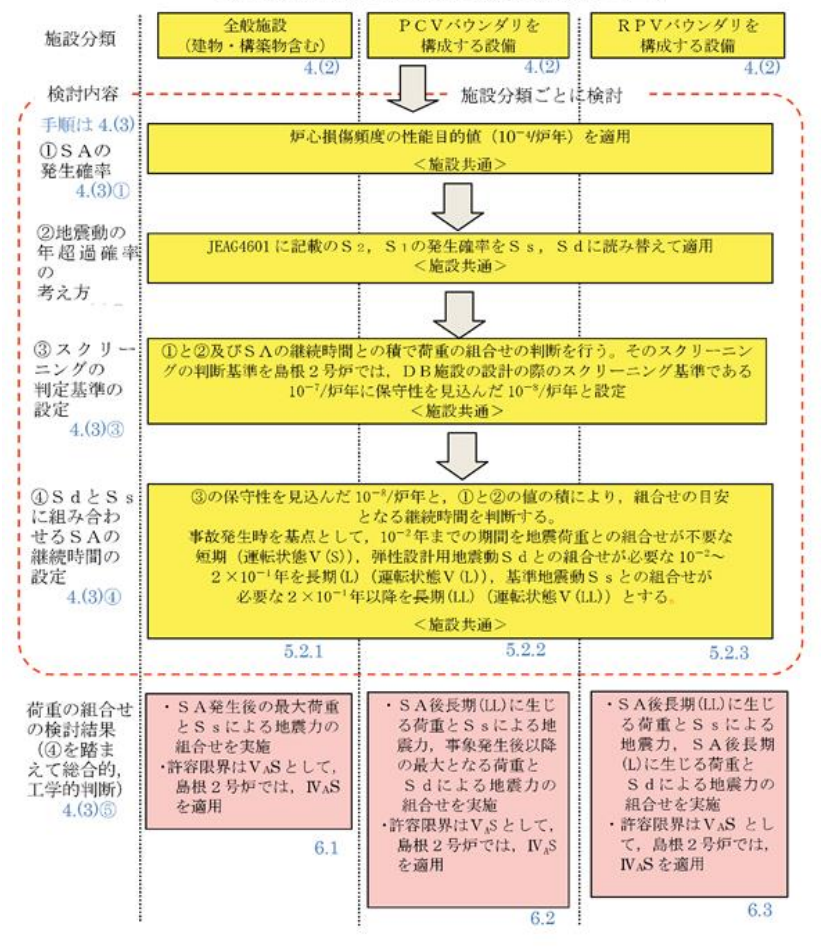
SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>添付資料-4</u>. 建物・構築物のSA 施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条 地震による損傷の防止 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽を除く12施設</u>は、<u>基準地震動</u>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p> <p>なお、「<u>常設重大事故防止設備(設計基準拡張)</u>」兼「<u>常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)</u>」である<u>補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽</u>についても、<u>Ss機能維持設計</u>であることから、「<u>常設耐震重要重大事故防止設備</u>」及び「<u>常設重大事故緩和設備</u>」と同等のものとして取り扱う。</p>	<p><u>添付資料-4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら13施設</u>は、<u>基準地震動</u>Ssによる地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p>	<p><u>添付資料4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類(3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら10施設</u>は、<u>Ss</u>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p>	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p> <p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2は柏崎6/7と施設構成が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																
<p align="center"><u>表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類</u></p>	<p align="center"><u>表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類</u></p>	<p align="center"><u>表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類</u></p>																																																																																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>常設耐震重要重大事故 防止設備以外の常設重 大事故防止設備</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>復水貯蔵槽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>フィルタベント遮蔽壁</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>使用済燃料プール</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>中央制御室遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>中央制御室待避室遮蔽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>海水貯留堰</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>スクリーン室</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>取水路</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>補機冷却用海水取水路</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td></tr> <tr><td>補機冷却用海水取水槽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td></tr> <tr><td>主排気筒 (内筒)</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>原子炉建屋原子炉区域</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故 防止設備以外の常設重 大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備	復水貯蔵槽	○	-	○	フィルタベント遮蔽壁	○	-	○	使用済燃料プール	○	-	○	中央制御室遮蔽	○	-	○	中央制御室待避室遮蔽	-	-	○	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	○	-	○	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	○	-	○	海水貯留堰	○	-	○	スクリーン室	-	○	○	取水路	-	○	○	補機冷却用海水取水路	-	-	-	補機冷却用海水取水槽	-	-	-	主排気筒 (内筒)	○	-	○	原子炉建屋原子炉区域	-	-	○	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>使用済燃料プール</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>緊急用海水ポンプピ ット</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>SA用海水ピット取 水塔</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>海水引込み管</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>SA用海水ピット</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>貯留堰</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>取水路</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>フィルタ装置遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>二次隔離弁操作室遮 蔽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>中央制御室遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>中央制御室待避室遮 蔽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所遮蔽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>代替淡水貯槽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備	使用済燃料プール	○	-	○	緊急用海水ポンプピ ット	-	○	○	SA用海水ピット取 水塔	-	○	○	海水引込み管	-	○	○	SA用海水ピット	-	○	○	貯留堰	○	-	○	取水路	-	○	○	フィルタ装置遮蔽	○	-	○	二次隔離弁操作室遮 蔽	-	-	○	中央制御室遮蔽	○	-	○	中央制御室待避室遮 蔽	-	-	○	緊急時対策所遮蔽	-	-	○	代替淡水貯槽	○	-	○	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>燃料プール</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>低圧原子炉代替注 水槽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>中央制御室遮蔽</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所遮蔽</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>取水槽</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>取水管</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>取水口</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>原子炉建物原子炉 棟</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>非常用ガス処理系 用排気筒</td><td align="center">-</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所用燃 料地下タンク</td><td align="center">○</td><td align="center">-</td><td align="center">○</td></tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備	燃料プール	○	-	○	低圧原子炉代替注 水槽	○	-	○	中央制御室遮蔽	○	-	○	緊急時対策所遮蔽	-	-	○	取水槽	-	○	○	取水管	-	○	○	取水口	-	○	○	原子炉建物原子炉 棟	-	-	○	非常用ガス処理系 用排気筒	-	-	○	緊急時対策所用燃 料地下タンク	○	-	○	<p>・施設構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2は柏崎6/7及 び東海第二と施設構成 が異なる</p>
SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故 防止設備以外の常設重 大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備																																																																																																																																																																
復水貯蔵槽	○	-	○																																																																																																																																																																
フィルタベント遮蔽壁	○	-	○																																																																																																																																																																
使用済燃料プール	○	-	○																																																																																																																																																																
中央制御室遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
中央制御室待避室遮蔽	-	-	○																																																																																																																																																																
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
海水貯留堰	○	-	○																																																																																																																																																																
スクリーン室	-	○	○																																																																																																																																																																
取水路	-	○	○																																																																																																																																																																
補機冷却用海水取水路	-	-	-																																																																																																																																																																
補機冷却用海水取水槽	-	-	-																																																																																																																																																																
主排気筒 (内筒)	○	-	○																																																																																																																																																																
原子炉建屋原子炉区域	-	-	○																																																																																																																																																																
SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備																																																																																																																																																																
使用済燃料プール	○	-	○																																																																																																																																																																
緊急用海水ポンプピ ット	-	○	○																																																																																																																																																																
SA用海水ピット取 水塔	-	○	○																																																																																																																																																																
海水引込み管	-	○	○																																																																																																																																																																
SA用海水ピット	-	○	○																																																																																																																																																																
貯留堰	○	-	○																																																																																																																																																																
取水路	-	○	○																																																																																																																																																																
フィルタ装置遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
二次隔離弁操作室遮 蔽	-	-	○																																																																																																																																																																
中央制御室遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
中央制御室待避室遮 蔽	-	-	○																																																																																																																																																																
緊急時対策所遮蔽	-	-	○																																																																																																																																																																
代替淡水貯槽	○	-	○																																																																																																																																																																
SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備																																																																																																																																																																
燃料プール	○	-	○																																																																																																																																																																
低圧原子炉代替注 水槽	○	-	○																																																																																																																																																																
中央制御室遮蔽	○	-	○																																																																																																																																																																
緊急時対策所遮蔽	-	-	○																																																																																																																																																																
取水槽	-	○	○																																																																																																																																																																
取水管	-	○	○																																																																																																																																																																
取水口	-	○	○																																																																																																																																																																
原子炉建物原子炉 棟	-	-	○																																																																																																																																																																
非常用ガス処理系 用排気筒	-	-	○																																																																																																																																																																
緊急時対策所用燃 料地下タンク	○	-	○																																																																																																																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規制基準における要求事項</p> <p>「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」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、<u>地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</u> ・耐震重要施設は、<u>その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)</u>に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) JEAG4601の記載内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように記載されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重を組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として記載されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>a. <u>新規制基準における要求事項</u></p> <p>「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」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、<u>地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</u> ・耐震重要施設は、<u>その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)</u>に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>b. <u>JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</u></p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) <u>新規制基準における要求事項</u></p> <p>「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」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、<u>地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</u> ・耐震重要施設は、<u>その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)</u>に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) <u>JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</u></p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重<u>及び</u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重<u>とを組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重<u>及び</u>事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重<u>とを組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、JEAG4601-1987において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4)項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987のDB施設に対する記載内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Ss, Sdと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はSsによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びSs若しくはSdの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びSs若しくはSdの年超過確率の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とSdによる地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のSsに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_{AS}に相当するもの)を設定する。ここで、<u>柏崎刈羽6号及び7号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のSsに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4)項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 のDB施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S s , S d と運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はS s による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがって、SAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS s 若しくはS d の<u>超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS s 若しくはS d の<u>超過確率</u>の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS d による地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS s に対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_{AS}に相当するもの)を設定する。ここで、<u>東海第二発電所</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のS s に対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、J E A G 4 6 0 1 -1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針(3. (3) (4)項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、J E A G 4 6 0 1 -1987 のDB施設に対する<u>規定</u>内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S s , S d と運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、Sクラス施設はS s による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS s 若しくはS d の<u>年超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS s 若しくはS d の<u>年超過確率</u>の積と<u>の比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS d による地震力と<u>を組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS s に対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_{AS}に相当するもの)を設定する。ここで、<u>島根2号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界は、DB施設のS s に対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率 炉心損傷頻度の性能目標値 (10^{-4}/炉年) を設定</p> <p>継続時間 事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、<u>弾性設計用地震動S_d</u>との組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、<u>基準地震動S_s</u>との組合せが必要な期間2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付資料-4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の年超過確率 JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10^{-4}/年以下, S_d: 10^{-2}/年以下) を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率 炉心損傷頻度の性能目標値 (10^{-4}/炉年) を設定</p> <p>継続時間 事象発生時を起点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、<u>弾性設計用地震動S_d</u>との組合せが必要な10^{-2}から2×10^{-1}年を長期(L)(運転状態V(L))、<u>基準地震動S_s</u>との組合せが必要な期間2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ、<u>施設ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。</u>)</p> <p>地震動の<u>超過確率</u>. JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10^{-4}/年以下, S_d: 10^{-2}/年以下) を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率 炉心損傷頻度の性能目標値(10^{-4}/炉年)を設定</p> <p>継続時間 事故発生時を基点として、10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、S_dとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、S_sとの組合せが必要な2×10^{-1}年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の<u>年超過確率</u>. JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10^{-4}/年以下, S_d: 10^{-2}/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の年超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																				
<p style="text-align: center;">表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB 施設</th> <th colspan="2">SA 施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>注2</td> <td>注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	DB 施設		SA 施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;">表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;">表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。	
運転状態		DB 施設		SA 施設			備考																																																																																
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
<p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付資料-4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p><u>使用済燃料プールを除く施設は、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p><u>使用済み燃料プールについては、「SA事故時+S_s」の条件をDB設計条件で包絡出来ないことから、「SA事故時+S_s」の組合せを実施することとする。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	<p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して、安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	<p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。</p> <p><u>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	<p>・荷重条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7の使用済燃料プールはRCCVと一体構造であり、島根2号炉の燃料プールと荷重条件が異なる</p> <p>・同上</p>																																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																					
<p align="center">添付資料-4 補足資料-1</p> <p align="center"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p>	<p align="center">添付4 補足資料-1</p> <p align="center"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p>	<p align="center">添付4 補足資料-1</p> <p align="center"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p>	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p>																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>5.2.1 継続時間 設定の分類*</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽</td> <td>c</td> <td>中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内で、DB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>主排気筒（内筒）</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においては、SA時温度荷重を考慮するため、DB条件を上回る荷重が作用する。</td> </tr> </tbody> </table>	SA施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠	復水貯蔵槽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重が作用する。	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内で、DB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	補機冷却用海水取水槽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	主排気筒（内筒）	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においては、SA時温度荷重を考慮するため、DB条件を上回る荷重が作用する。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット</td> <td>c</td> <td>緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない</td> </tr> <tr> <td>貯留堰 取水路</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>c</td> <td>フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽</td> <td>c</td> <td>中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない</td> </tr> </tbody> </table>	SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。	緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない	貯留堰 取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。	中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水 水槽</td> <td>c</td> <td>低圧原子炉代替注水水槽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系用 排気筒</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用燃料 地下タンク</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。</td> </tr> </tbody> </table>	SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。	低圧原子炉代替注水 水槽	c	低圧原子炉代替注水水槽については、DB施設ではない。	原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。	取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	非常用ガス処理系用 排気筒	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所用燃料 地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。	
SA施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠																																																																						
復水貯蔵槽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																						
原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																						
海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内で、DB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
補機冷却用海水取水槽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
主排気筒（内筒）	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においては、SA時温度荷重を考慮するため、DB条件を上回る荷重が作用する。																																																																						
SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																						
使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																						
緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない																																																																						
貯留堰 取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																						
中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない																																																																						
SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																						
燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。																																																																						
低圧原子炉代替注水 水槽	c	低圧原子炉代替注水水槽については、DB施設ではない。																																																																						
原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。																																																																						
取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
非常用ガス処理系用 排気筒	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
緊急時対策所用燃料 地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。																																																																						
<p>※ 5.2.1項 継続時間設定の分類</p> <p>a.: SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設</p> <p>b: SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c: DB施設を兼ねないSA施設</p>	<p>※荷重状態の分類</p> <p>a. SA条件がDB条件を超える施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度条件の影響によってDB条件を超える施設</p> <p>b. SA条件がDB条件に包絡される施設</p> <p>c. DB施設を兼ねないSA施設</p>	<p>※ 荷重状態の分類</p> <p>a.: SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設</p> <p>b.: SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c.: DB施設を兼ねないSA施設</p>																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																			
<p style="text-align: center;">添付資料-4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてS_sによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重(1/2)</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてS_sによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物において地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p style="color: red;">島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p>																																																																																																																																																			
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>S_s</td> <td>S_d</td> <td>S_s</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>フィルタベント遮蔽壁</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>S_s</td> <td>S_d</td> <td>S_s</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="15" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット取水塔</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>海水引込み管</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>貯留堰</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故時(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>S_s</td> <td>S_d</td> <td>S_s</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代 替注水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物原 子炉棟 中央制御室遮 蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所 遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処 理系用排気筒</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所 用燃料地下タ ンク</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	低圧原子炉代 替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	原子炉建物原 子炉棟 中央制御室遮 蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所 遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	非常用ガス処 理系用排気筒	固定荷重	固定荷重	固定荷重	緊急時対策所 用燃料地下タ ンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	
	運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																			
組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s																																																																																																																																																			
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																			
SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																		
	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
		運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																		
	組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s																																																																																																																																																		
	許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																		
SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																		
	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																																																																																																																																																		
	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時																																																																																																																																																		
	組み合わせる地震力	S_s	S_d	S_s																																																																																																																																																		
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																			
SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	低圧原子炉代 替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	原子炉建物原 子炉棟 中央制御室遮 蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所 遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	非常用ガス処 理系用排気筒	固定荷重	固定荷重	固定荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所 用燃料地下タ ンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧																																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>補足表2-1 SA施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="172 317 899 711"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB 事故 (長期)</th> <th>SA 事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">SA 施設 (建物・構築物)</td> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>主排気筒 (内筒)</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重 SA 時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると使用済燃料プールを除いた全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p> <p>一方、使用済燃料プールについては、DB設計条件とは異なる異常時荷重を考慮する必要があるため、DB条件では包絡できない荷重条件となるため、SA事故時(Ssとの組合せ)による検討を実施する。</p>		運転時	DB 事故 (長期)	SA 事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	主排気筒 (内筒)	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>・荷重条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7の使用済燃料プールはRC CVと一体構造であり、島根2号炉の燃料プールと荷重条件が異なる ・同上</p>
	運転時	DB 事故 (長期)	SA 事故時																						
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																						
許容限界	終局	終局	終局																						
SA 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																						
	主排気筒 (内筒)	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重																						
	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「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」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「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」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料-5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 東海第二発電所を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「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」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」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「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」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「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」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																					
<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「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」に係る事故シーケンスグループ	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	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)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	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)	「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	代替循環冷却系を使用しない場合	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	「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」に係る事故シーケンスグループ	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	<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBP)</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</td></tr> <tr><td>「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」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「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」に係る事故シーケンスグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流電源喪失	全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失(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	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	「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」に係る格納容器破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	代替循環冷却系を使用する場合	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	「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」に係る事故シーケンスグループ	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	<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用する場合</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「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」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「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」に係る事故シーケンスグループ	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	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	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)	「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	残留熱代替除去系を使用する場合	残留熱代替除去系を使用しない場合	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	「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」に係る事故シーケンスグループ	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	<p>・事故シーケンスグループ等の名称の相違(実質的な相違なし)</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
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																																																																																								
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)+RCIC失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
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)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード																																																																																								
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用できない場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用しない場合																																																																																								
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																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
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																																																																																								
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(長期TB)																																																																																								
全交流動力電源喪失(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																																																																																								
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																																																																																								
「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」に係る格納容器破損モード																																																																																								
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
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																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
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																																																																																								
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
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																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
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)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード																																																																																								
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)																																																																																								
残留熱代替除去系を使用する場合																																																																																								
残留熱代替除去系を使用しない場合																																																																																								
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																																																																																								
「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」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
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																																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_d</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_s</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL(L)}+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D^{※1}又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心 支持構 造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_d</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_s</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL(L)}+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D^{※1}又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-^{※3}</td> <td>-^{※3}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ^{※3}	- ^{※3}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC設備</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_d</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL(L)}+M+S_s</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL(L)}+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D^{※1}又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> <td>V_AS^{※2}</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-		D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	
施設分類 (SA) (DB)				RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
						重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
	クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備			クラス 3設備	クラス 4配管	その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ^{※3}	- ^{※3}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL(L)} +M+S _d	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL(L)} +M+S _s	V _A S ^{※2}	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL(L)} +M+S _s	-	V _A S ^{※2}	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p>	<p>※1 DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。</p> <p>※2 V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>※3 PCVについては、2×10^{-1}年以降の状態、RPVについては、10^{-2}年以降の状態は、S_Sを組み合わせ、許容応力状態V_ASを満足する状態となっていることを確認している。</p>	<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重</p>	<p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, <u>死荷重</u>以外で地震と組み合わせるべき機械荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる<u>死荷重</u>及び地震荷重以外の機械荷重</p>	<p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, <u>自重</u>以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる<u>自重</u>及び地震荷重以外の機械的荷重</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む) 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>$P_{PSA(L)}$: 格納容器の重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: <u>格納容器</u>の重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p><u>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</u></p> <p>$P_{PSA(LL)}$: <u>原子炉格納容器</u>の重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>PCV</u>、<u>RPV</u>)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>RPV</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>PCV</u>(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>PCV</u>、<u>RPV</u>)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>RPV</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>PCV</u>(現クラスMC機器(JEAG4601においては、第2種機器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す。 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u>、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u>)毎に示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u>(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって、全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震A_s、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、耐震Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震A・A_sクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重を元に新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS_sを、運転状態IV(L)とS_dと組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震A_s、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていることから、耐震Aクラスの設備においては、S_sとの組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震A_s、Aクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件と網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、A_s、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、A_s、Aクラスを統合して、Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
<p>添付6.1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="201 304 869 592"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="949 310 1700 541"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="1745 298 2493 556"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA後の長期(L)における荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転圧力+S_s ・LOCA後の最大圧力+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度 <table border="1" data-bbox="181 310 890 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	添付6-2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="949 310 1700 491"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="1742 310 2493 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
<p>c. <u>R P V</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(給水流量の全喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S s ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>③ SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6.3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="166 1648 902 1854"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>R P V</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では、「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後の長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="949 1648 1697 1854"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1648 2493 1854"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度	
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S s, S dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S s, S dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S s, S dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7. 荷重の組合せ表</u></p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : 自重</p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期 (LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>$T_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>$T_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>$T_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期 (LL))</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>死荷重</u></p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>$P_{PSA(L)}$: <u>格納容器</u>の重大事故における長期圧力(長期(L))</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: <u>格納容器</u>の重大事故における長期圧力(長期(LL))</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(L))</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と<u>組み合わせ</u>べきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の温度</p> <p>T_{PSA} : <u>格納容器</u>の重大事故における<u>長期温度</u> (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>$T_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_D : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設<u>周辺</u>の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d:弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>自重</u> (J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 では「死荷重」と記載)</p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : <u>原子炉格納容器</u>の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(L)}$: <u>原子炉格納容器</u>の重大事故における長期圧力(長期(L))</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: <u>原子炉格納容器</u>の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による<u>荷重</u></p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と<u>組み合わせ</u>べきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : <u>原子炉格納容器</u>の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>$T_{PSA(LL)}$: <u>原子炉格納容器</u>の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>$T_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>$T_{RSA(LL)}$: <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期 (LL))</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度及び施設<u>周囲</u>の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力, 又は静的地震</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)					東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)					島根原子力発電所 2号炉					備考					
(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表										
施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考			
原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2	格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	$T_{PSA(L)}$	V_{AS}	検討項目 6.2	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2			
原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3	格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	V_{AS}	検討項目 6.3	原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3
		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_d$	T_a	V_{AS}	検討項目 6.4	支持構造物			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	V_{AS}	検討項目 6.1	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1		
		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	V_{AS}	検討項目 6.4		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4		
原子炉格納容器外全般施設		$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA}$	T_{PSA}	検討項目 6.1	原子炉格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	
								支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	T_{PSA}	検討項目 6.1			支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。					※1 : DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。 ※2 : V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。					※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。										

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RPV及びPCVの<u>圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、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ととしており(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCV<u>圧力・温度</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの具体的な圧力・温度条件</u>について、次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>RPVの圧力・温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p>添付資料-8 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は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ととして</u>おり(別紙2から別紙4参照)、<u>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから</u>、耐震評価に用いる<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度</u>条件として、<u>不確かさは考慮せず、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度</u>を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件</u>について次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いる<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>の<u>圧力・温度</u>について</p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで</p>	<p>添付資料8 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる<u>荷重</u>を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>荷重</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>RPV及びPCVの荷重</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>現実的な条件を基本としつつ、原則、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ととして</u>おり、(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCVの<u>荷重</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p><u>また、重大事故時の耐震評価において考慮する水位条件等についても有効性評価結果を踏まえて設定する。</u></p> <p>重大事故時の耐震評価に用いる<u>荷重条件等</u>について、<u>次項以降</u>に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>荷重</u>について</p> <p>RPVの<u>圧力・温度</u>が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 Mark-I型原子炉格納容器の耐震評価には、原子炉格納容器の水位も影響することから、島根2号炉では水位条件等の設定を説明(以下、①の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8.1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8.1表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、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ととしている。また、不確かさの影響評価を行っており、添付8.1表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.38MPa[gage]</u>を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧</p>	<p>考慮する運転時の異常な過渡変化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ARI」という。）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するためのATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8-1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8-1表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は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ととしている。</u>また、不確かさの影響評価を行っており、<u>その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8-1図及び添付8-2図に示す。原子炉圧力は10秒以内にATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である約<u>8.14MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。<u>重大事故時において、RPVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.1表に示す。</u></p> <p>選定した事故シーケンス「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.28MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>備考</p> <p>柏崎 6/7 号炉及び東海第二の(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>柏崎 6/7 号炉の添付 8.3 表及び東海第二の添付 8-3 表に対応</p> <p>島根 2 号炉における(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>・設計値の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																															
<p>力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後10秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後11分で運転員がほう酸注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付8.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="160 1692 920 1801"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉停止機能喪失</th> <th>DB条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.92MPa[gage]</td> <td>8.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>299℃</td> </tr> </tbody> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]	最高温度	約 304℃	299℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが、耐震設計上の設計温度である 301℃を下回っている。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>運転員がほう酸注入系を起動し、事象発生後 9分 30 秒にほう酸水の注入が開始されることにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8-1 表 原子炉冷却材バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1012 1692 1676 1854"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉停止機能喪失</th> <th>DB条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.49MPa [gage]</td> <td>約 8.14MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 298℃</td> <td>301℃</td> </tr> </tbody> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]	最高温度	約 298℃	301℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後 11.6 分で運転員がほう酸水注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉の最高圧力、原子炉冷却材の最高温度を添付 8.2 表に示す。</p> <p>原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、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ととしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は添付 8.2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8.1 表 R PVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1739 1352 2502 1539"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失(全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付 8.2 表 R PVのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1739 1673 2502 1814"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉停止機能喪失</th> <th>DB条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.98MPa[gage]</td> <td>8.28MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>298℃</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失(全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]	最高温度	約 304℃	298℃	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析結果の相違【東海第二】島根 2号炉は、冷却材温度が、DB 条件をわずかに上回る。 解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 <p>柏崎 6/7 号炉及び東海第二における(2)項内に同一記載あり(差異なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違【東海第二】(東海第二の添付 8-3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違 解析結果及び設計値の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	299℃																																
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]																																
最高温度	約 298℃	301℃																																
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																	
原子炉停止機能喪失(全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。																																	
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	298℃																																

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇に伴うボイドの減少によって出力が上昇</p> <p>炉心流量減少により出力降下</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止による給水加熱喪失によって出力が上昇</p> <p>炉心流量減少により出力降下</p> <p>ほう酸水注入系によるほう酸水の注入と炉心流量の減少によって出力が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故発生からの時間 (min)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇によりボイドが減少することで、原子炉出力が上昇</p> <p>約131秒後に給水・復水系停止に伴う原子炉水位の低下により原子炉出力が低下</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇</p> <p>ほう酸水注入系によるほう酸水の注入により負の反応度が印加されることで出力が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故後の時間 (min)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止による給水加熱喪失により、給水温度が低下し中性子束が上昇</p> <p>一時的に逃がし安全弁による圧力変動が大きくなり中性子束が大きくなるが、水位低下後は逃がし安全弁の開閉段数が少なくなり中性子束が減少する</p> <p>電動機駆動給水ポンプトリップ(約230秒後)に伴う原子炉水位低下により、炉心流量の自然循環力が低下し中性子束が低下</p> <p>ほう酸水注入及び炉心流量減少により中性子束が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故後の時間 (分)</p>	備考
<p>添付8.1図 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付8-1図 原子炉停止機能喪失における中性子束の推移 (事象発生から60分まで)</p>	<p>添付8.1図 原子炉停止機能喪失に中性子束の時間変化 (事象発生から50分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>
<p>主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>逃がし安全弁の開閉による蒸気流量の変動</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>事故発生からの時間 (min)</p> <p>*: 初期圧力 7.07MPa [gage]</p>	<p>主蒸気隔離弁の閉止に伴う原子炉圧力の上昇</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の開閉に伴う蒸気流量の変動</p> <p>事故後の時間 (min)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇の後、逃がし安全弁開と出力低下による発生蒸気減少により圧力降下</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>逃がし安全弁による圧力制御</p> <p>高圧炉心スプレイ系の水位制御による圧力の増減</p> <p>原子炉隔離時冷却系停止(約24.4分後)による注水量減少により、水位上昇率が一時的に低下</p> <p>ほう酸水注入による出力低下及び発生蒸気量と高圧炉心スプレイ系等による注水流量のバランスによる水位上昇</p> <p>高圧炉心スプレイ系による水位制御</p> <p>事故後の時間 (分)</p>	備考
<p>添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付8-2図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移 (事象発生から60分まで)</p>	<p>添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から50分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>

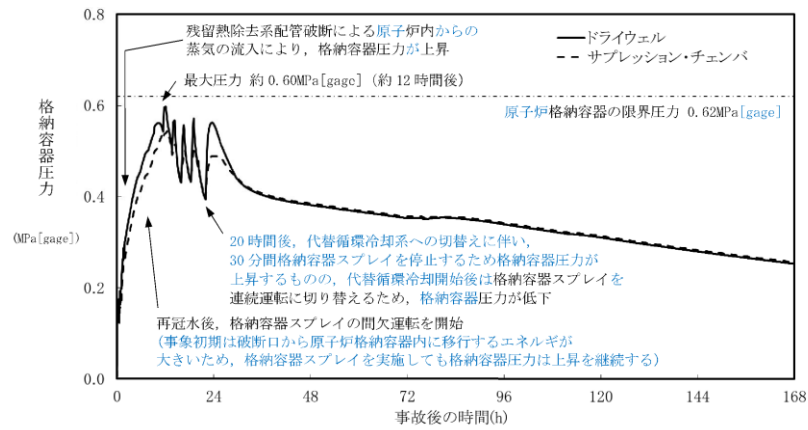
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>代替循環冷却系</u>を使用しない場合) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後10^{-2}年(約3日後)後前までに<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能が確保され、10^{-2}年(約3日後)以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、10^{-2}年(約3日後)までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」,<u>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」</u>及び「<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支</p>	<p>(3) 耐震評価で用いる<u>格納容器の圧力・温度</u>について</p> <p><u>格納容器の圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事故発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>代替循環冷却系</u>を使用できない場合) <p><u>上記のいずれの事故シーケンスにおいても、事象発生後10^{-2}年(約3日後)前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」,<u>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」</u>及び「<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである)。一方、<u>格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、<u>格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>荷重</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>荷重</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3.5日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)までに<u>格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系</u>による除熱機能が確保され、<u>格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用として</u><u>いることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3.5日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」,<u>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」</u>及び「<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」は同じ事故シーケンスにより格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧原子炉代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス)。一方、<u>原子炉格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、<u>原子炉格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は水素燃焼を防止する観点から、格納容器の最高使用圧力到達までは窒素注入を実施する運用としており、格納容器圧力が最大となるのは10^{-2}年以降(以下、②の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後のPCVの最高圧力及び最高温度を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び最高温度はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるPCVの圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評</p>	<p>要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度（壁面温度）を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び温度（壁面温度）はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度（壁面温度）を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパ</u></p>	<p>係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」では、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。<u>重大事故時において、PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.3表に示す。</u></p> <p><u>選定した2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力及び温度の解析結果を添付8.3図～8.10図に示す。SA発生後10⁻²年（約3.5日後）までに、原子炉格納容器の圧力及び温度はそれぞれ最高圧力及び最高温度となり、10⁻²年（約3.5日後）以降は、格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における10⁻²年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</u>上記2つの事故シーケンスグループ等における、SA発生後のPCVの圧力及び温度を添付8.4表に示す。</p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>現実的な条件を基本としつつ、原則、評</u></p>	<p>備考</p> <p>柏崎6/7号炉の添付8.3表及び東海第二の添付8-3表に対応</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】②の相違</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7、東海第二】島根2号炉は、格納容器圧力は同等とならない(前者のシーケンスにおいて残留熱代替除去系のインサビスが早く格納容器圧力の上昇が抑制されるため)</p>

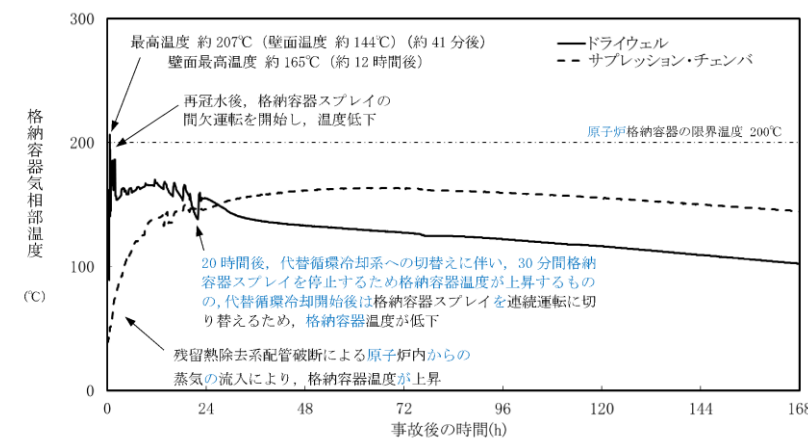
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付8.2表の事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10^{-2}年（約3日後）以降は、<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されていることが確認できる。</u></p>	<p>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ととしており、また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。しかしながら、PCVバウンダリは、SA発生時における最終障壁となることから、その重要性を考慮し、SA発生後10^{-2}年以降2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、<u>保守的に事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度（壁面温度））をS_dと組み合わせる。</u></p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・雰囲気温度の解析結果を添付8-3図から8-6図に示す。添付8-3図から8-6図より、重大事故発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における10^{-2}年（約3日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</p>	<p>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ととしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、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）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることや、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）において、<u>重大事故が発生して10時間後から残留熱代替除去系を使用することを想定しているが、準備時間の遅れ等により残留熱代替除去系の使用開始が遅くなりPCV圧力が上昇する可能性がある等、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間にPCVの耐震評価と組み合わせる荷重には不確かさが想定される。</u></p> <p><u>上記を踏まえると、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間における荷重は、事象進展に応じて変動する可能性があることから、包絡的な荷重条件を耐震評価に用いるため、添付8.4表において事象発生後の最大値である、有効性評価結果の最高圧力・最高温度をS_dと組み合わせる。</u></p> <p>添付8.4表の2×10^{-1}年後におけるPCV圧力は、<u>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）の方が高く、温度は、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）の方が高い結果となっており、いずれの事故シーケンスも荷重条件として厳しい側面を持っている。ただし、除熱機能の確保は、SA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、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）においても、ベントの停止判断基準を整えば、格納容器除熱手段を切り替えることでPCV温度を低下させることが可能である。</u>これに加えて、その他の格納容器除熱手段に期待することができ</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】島根2号炉は、S_sと組み合わせる荷重として、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）における最高圧力・最高温度を用いることを記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																					
		<p>る。一例として、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)において、事象発生から約 30 日後に可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合の P C V 温度の推移を添付 8.11 図に示す。可搬型格納容器除熱系に切り替えた以降は、P C V 温度は緩やかに低下し、低下傾向が継続する。このように、2×10^{-1}年後における P C V 温度は、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)においても、格納容器除熱手段を切り替えることで、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)と同様の傾向となる。</p> <p>以上のことから、S A 発生後 2×10^{-1} 年以降の期間において組み合わせる荷重としては、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)の 2×10^{-1} 年以降の最高圧力・最高温度を S s と組み合わせる。</p> <p>添付 8.3 表 P C V の耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1733 919 2513 1150"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器過圧・過温破損(全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	格納容器過圧・過温破損(全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 (東海第二の添付 8-3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違</p>																																																	
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																																							
格納容器過圧・過温破損(全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																																																							
<p>添付 8.2 表 原子炉格納容器の S A 時の圧力・温度 (有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="166 1297 911 1486"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)</th> <th>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)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 0.60MPa[gage]</td> <td>約 0.62MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 165℃^{*1}</td> <td>約 168℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>圧力 (10⁻²年)</td> <td>約 0.36MPa[gage]</td> <td>約 0.25MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>温度 (10⁻²年)</td> <td>約 164℃^{*3}</td> <td>約 139℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) ※2：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は 165℃ であるが、保守的に最高温度は 0.62MPa[gage] の飽和温度とする ※3：サブプレッション・チェンバの最高温度</p>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	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)	最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]	最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}	圧力 (10 ⁻² 年)	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]	温度 (10 ⁻² 年)	約 164℃ ^{*3}	約 139℃	<p>添付 8-2 表 格納容器の S A 時の圧力・温度 (有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="976 1297 1700 1581"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)</th> <th>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)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 310kPa[gage]</td> <td>約 465kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度 (壁面温度)</td> <td>約 139℃</td> <td>約 157℃</td> </tr> <tr> <td>圧力 (10⁻²年後)</td> <td>約 310kPa[gage] 以下</td> <td>約 465kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>温度 (壁面温度) (10⁻²年後)</td> <td>約 139℃ 以下</td> <td>約 157℃ 以下</td> </tr> </tbody> </table>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	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)	最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]	最高温度 (壁面温度)	約 139℃	約 157℃	圧力 (10 ⁻² 年後)	約 310kPa[gage] 以下	約 465kPa[gage] 以下	温度 (壁面温度) (10 ⁻² 年後)	約 139℃ 以下	約 157℃ 以下	<p>添付 8.4 表 P C V の S A 時の圧力・温度 (有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1733 1283 2513 1566"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">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)</th> <th colspan="2">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)</th> </tr> <tr> <th>圧力</th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>S A 事象発生後の最大値</td> <td>約 427kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> <td>約 659kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> </tr> <tr> <td>10⁻²年後</td> <td>約 317kPa[gage]</td> <td>約 131℃^{*2}</td> <td>約 109kPa[gage]</td> <td>約 144℃^{*3}</td> </tr> <tr> <td>2×10^{-1} 年後</td> <td>約 372kPa[gage]</td> <td>約 62℃^{*2}</td> <td>約 26kPa[gage]</td> <td>約 113℃^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) ※2：サブプレッション・チェンバの温度 ※3：ドライウエル気相温度</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>		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)		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)		圧力	温度	圧力	温度	S A 事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃ ^{*2}	約 109kPa[gage]	約 144℃ ^{*3}	2×10^{-1} 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	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)																																																						
最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]																																																						
最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}																																																						
圧力 (10 ⁻² 年)	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]																																																						
温度 (10 ⁻² 年)	約 164℃ ^{*3}	約 139℃																																																						
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	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)																																																						
最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]																																																						
最高温度 (壁面温度)	約 139℃	約 157℃																																																						
圧力 (10 ⁻² 年後)	約 310kPa[gage] 以下	約 465kPa[gage] 以下																																																						
温度 (壁面温度) (10 ⁻² 年後)	約 139℃ 以下	約 157℃ 以下																																																						
	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)		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)																																																					
	圧力	温度	圧力	温度																																																				
S A 事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}																																																				
10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃ ^{*2}	約 109kPa[gage]	約 144℃ ^{*3}																																																				
2×10^{-1} 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

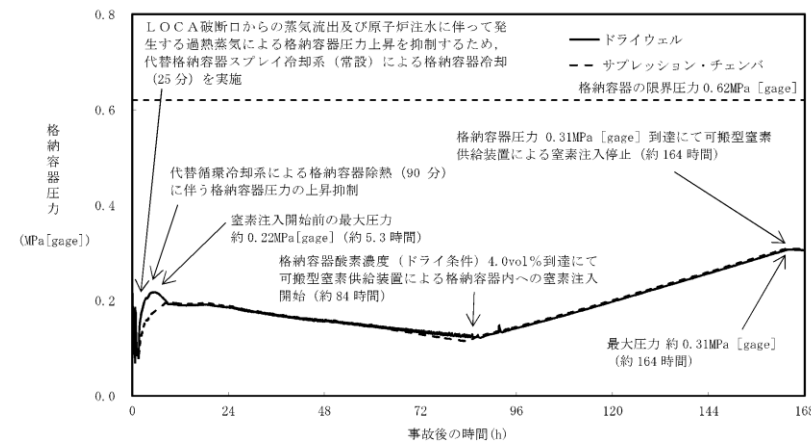


添付8.3図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器圧力の推移

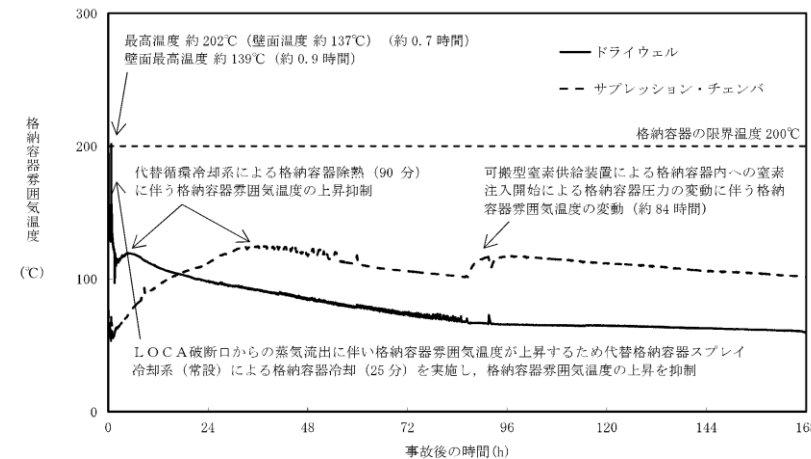


添付8.4図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

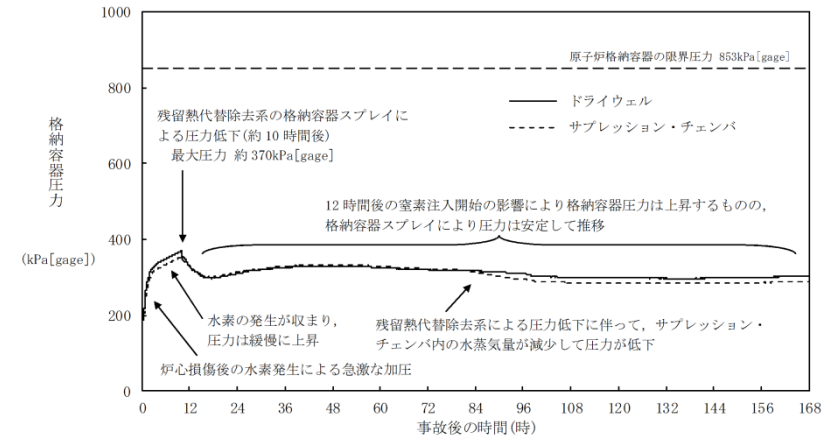


添付 8-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器圧力の推移

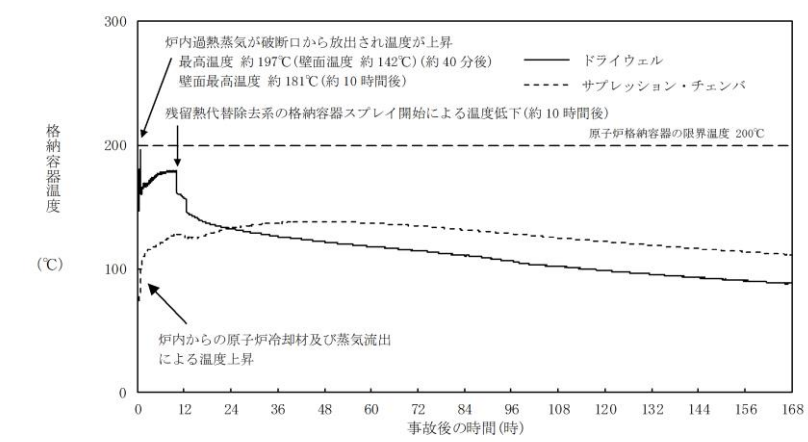


添付 8-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器雰囲気温度の推移

島根原子力発電所 2号炉



添付 8.3 図 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) における格納容器圧力の推移

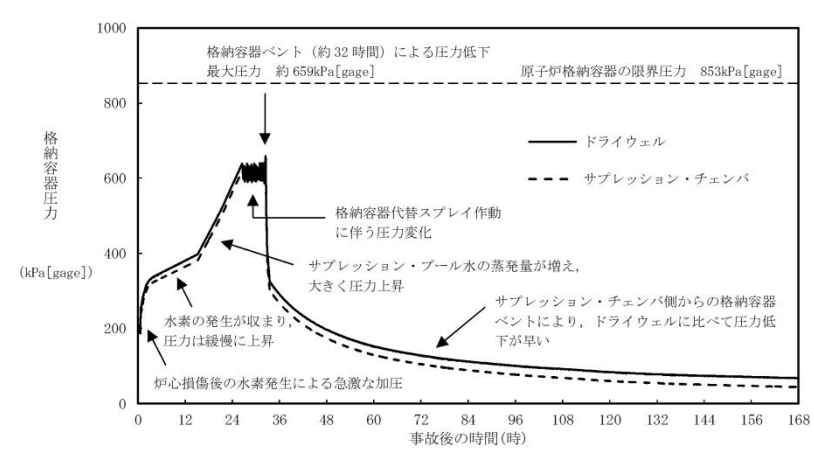
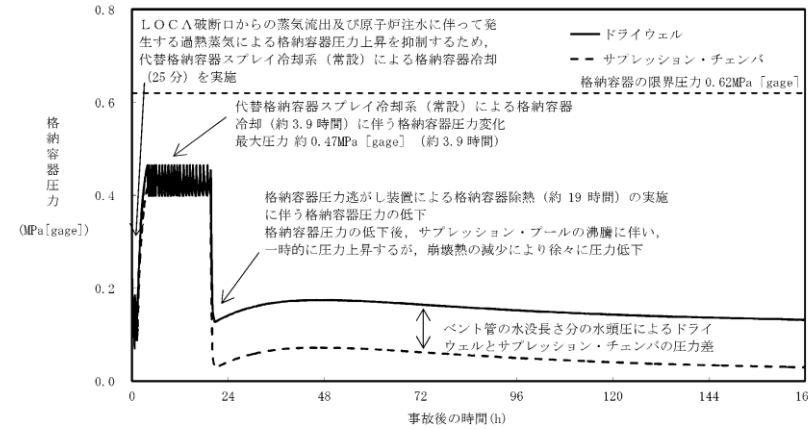
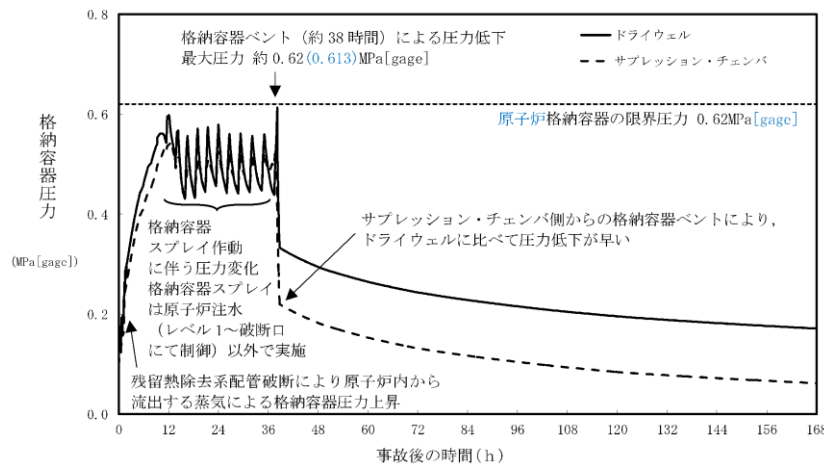


添付 8.4 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

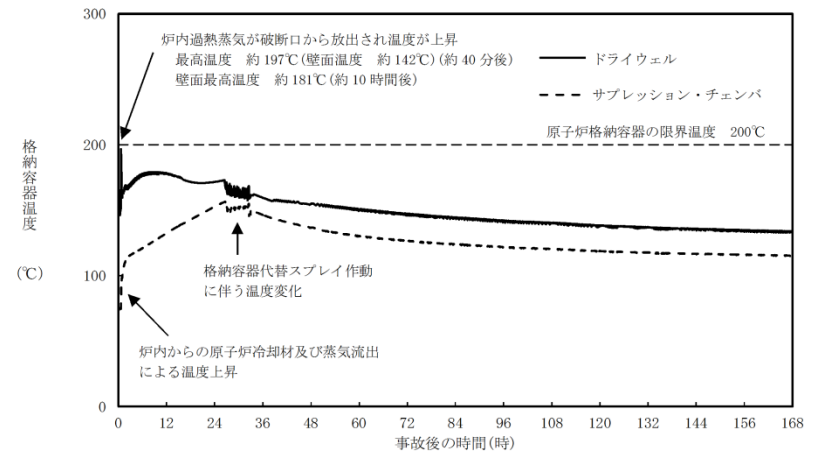
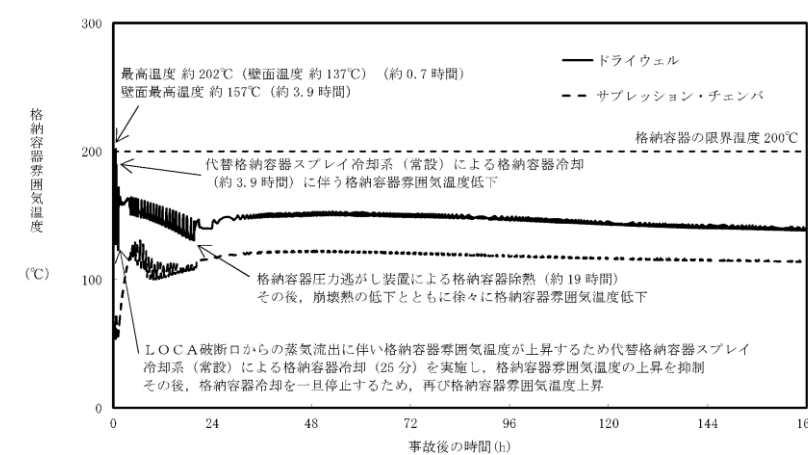
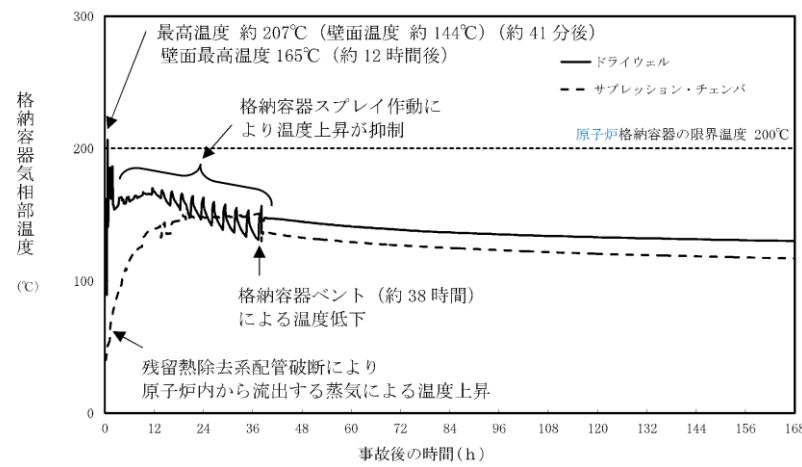


添付8.5図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

添付8-5図 「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できない場合)」における格納容器圧力の推移

添付8.5図 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) における格納容器圧力の推移

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

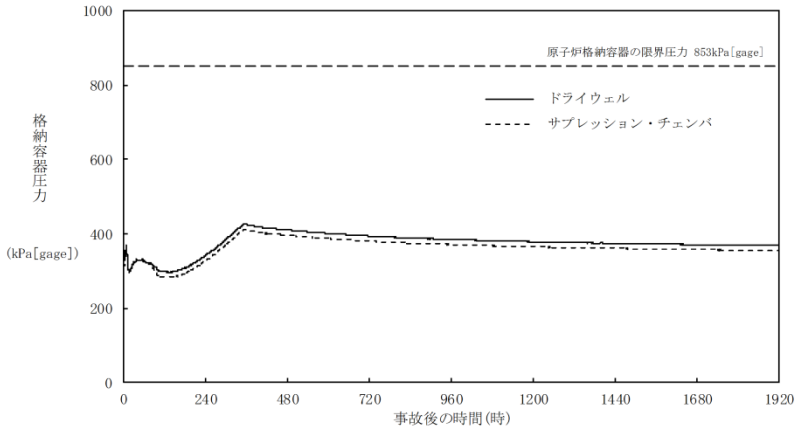
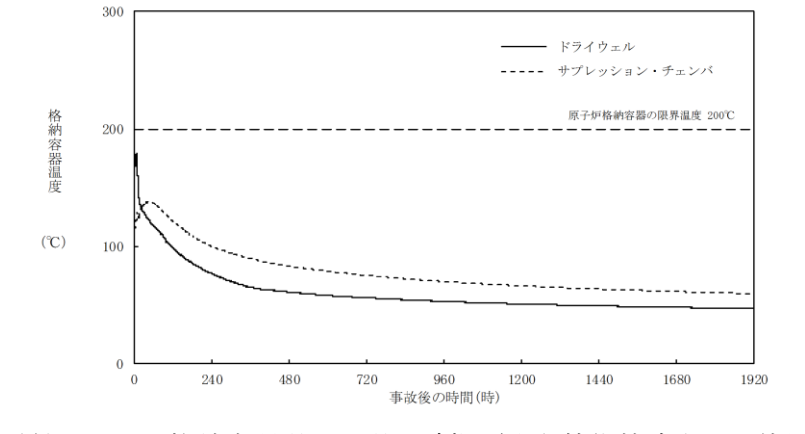


添付8.6図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

添付8-6図 「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)」における格納容器雰囲気温度の推移

添付8.6図 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) における格納容器温度 (気相部) の推移

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

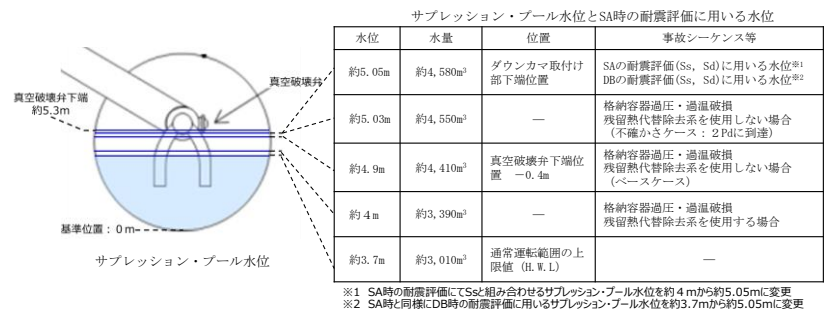
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>添付 8.7 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）</p>  <p>添付 8.8 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>添付 8.9 図 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) における格納容器圧力の推移 (長期間解析)</p> <p>添付 8.10 図 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) における格納容器温度 (気相部) の推移 (長期間解析)</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p>

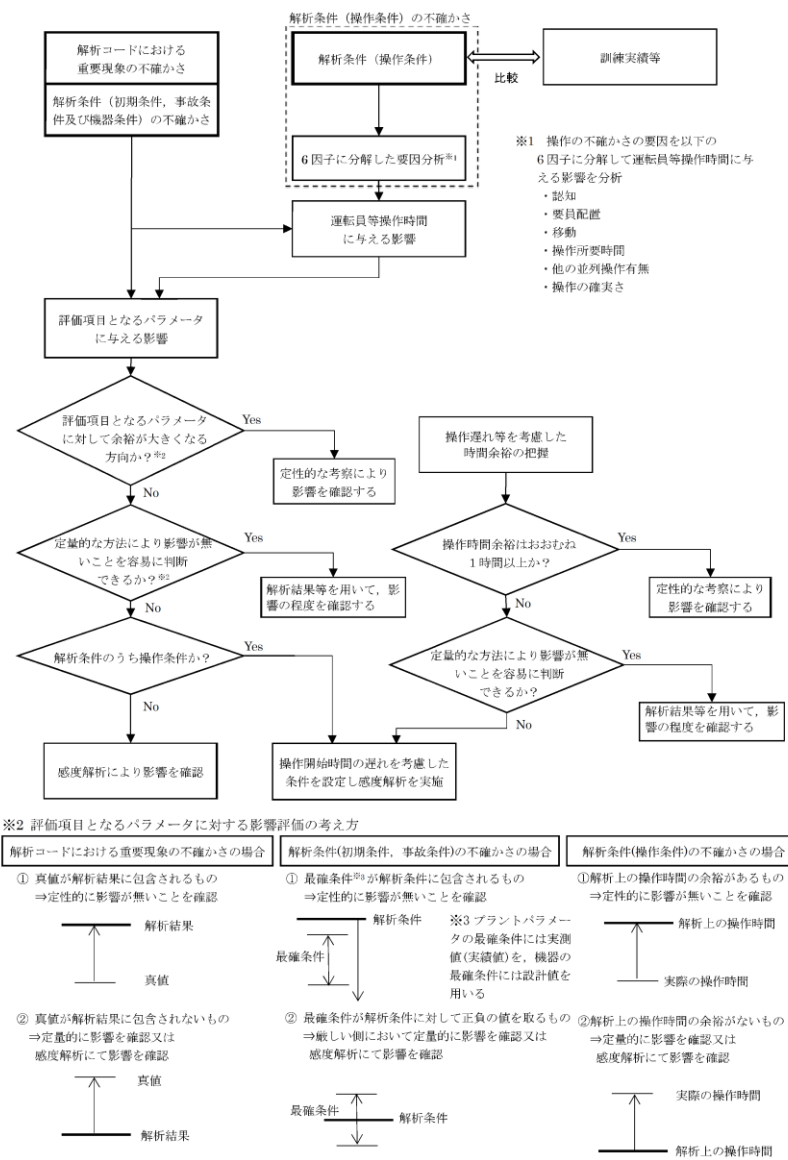
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>SA時の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度条件について</u></p>	<p>(4) <u>重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について</u></p>	<div data-bbox="1795 226 2448 583" data-label="Figure"> </div> <p>添付 8.11 図 <u>格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合の格納容器温度の推移</u></p> <p>(4) <u>地震応答解析モデルの水位条件等について</u></p> <p><u>重大事故時の耐震評価において考慮する、地震応答解析モデルの水位条件等の考え方を以下に示す。</u></p> <p><u>RPVでは、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</u></p> <p><u>PCVでは、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、SA発生後 10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満の期間に組み合わせる水位条件としては、事象初期の不確かさ等を考慮して、有効性評価結果の最大値を包絡するサブプレッション・プール水位（約 5.05m）を用いる。また、SA発生後、外部水源を用いた注水等によりサブプレッション・プール水位が一度上昇すると、長期的にも水位が低下しない可能性があることから、SA発生後 2×10^{-1}年以降において組み合わせるサブプレッション・プール水位としても上記の水位（約 5.05m）を用いる。</u></p> <p><u>原子炉建物の剛性については、コンクリート温度が 100°Cを超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は、長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 PCV の水位条件等の設定方針を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p>前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度(壁面温度)を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p><u>重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおける水位条件等の考え方を添付8.5表に示す。また，重大事故時のサプレッション・プールの水位と耐震評価に用いる水位との関係を添付8.12図に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では，RPV及びPCVの水位条件を記載</p>

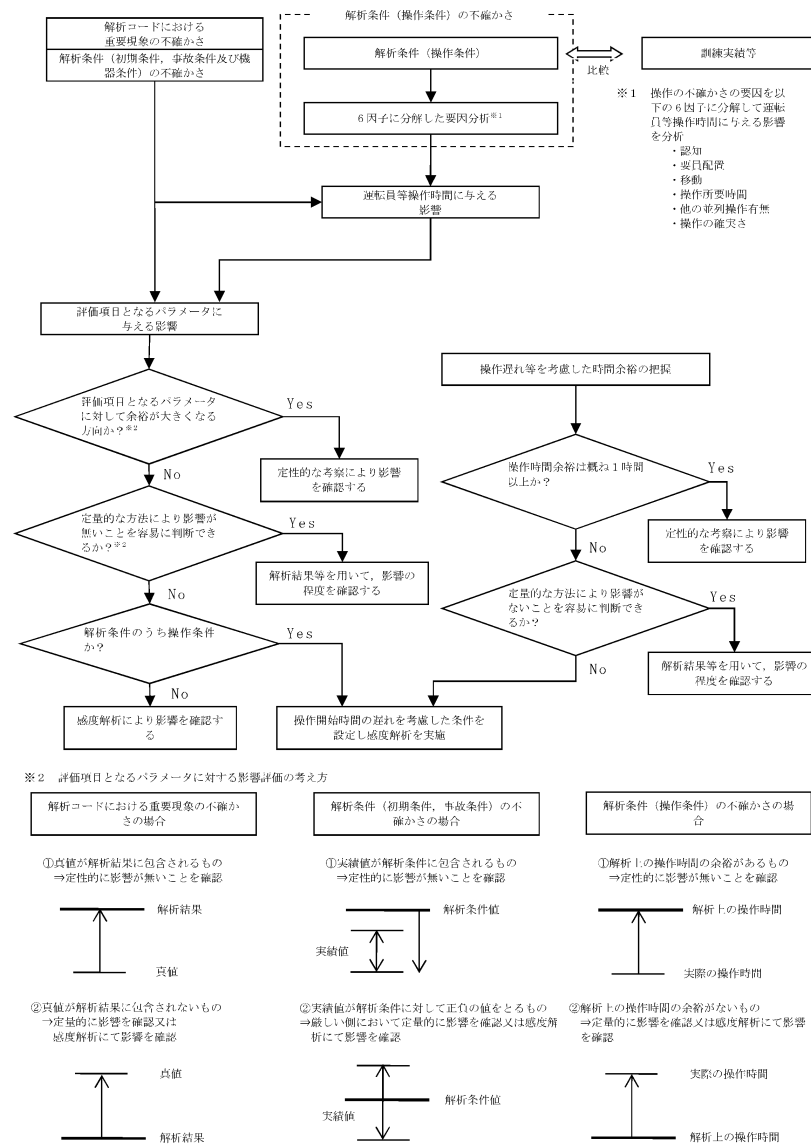
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>添付8.3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="160 304 914 814"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。	<p>添付8-3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>温度条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="958 304 1694 772"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。		<p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>(島根 2 号炉の添付 8.1 表及び添付 8.3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違</p>
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
		添付 8.5 表 重大事故時を考慮した地震応答解析モデルの水位条件等の考え方	・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違																								
		<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V</td> <td>水位 (質量)</td> <td>全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)</td> <td>重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</td> </tr> <tr> <td>P C V</td> <td>水位 (質量)</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・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) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)</td> <td>剛性</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。</td> </tr> </tbody> </table>		条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V	水位 (質量)	全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。	P C V	水位 (質量)	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・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) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。	原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。									
	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																								
R P V	水位 (質量)	全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。																								
P C V	水位 (質量)	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・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) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。																								
原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。																								
		 <p>サプレッション・プール水位とSA時の耐震評価に用いる水位</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>水位</th> <th>水量</th> <th>位置</th> <th>事故シナリオ等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 5.05m</td> <td>約 4,580m³</td> <td>ダウンカム取付け部下端位置</td> <td>SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位^{※2}</td> </tr> <tr> <td>約 5.03m</td> <td>約 4,550m³</td> <td>—</td> <td>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 (不確かケース: 2Pdに到達)</td> </tr> <tr> <td>約 4.9m</td> <td>約 4,410m³</td> <td>真空破壊弁下端位置 -0.4m</td> <td>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 (ベースケース)</td> </tr> <tr> <td>約 4m</td> <td>約 3,390m³</td> <td>—</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>約 3.7m</td> <td>約 3,010m³</td> <td>通常運転範囲の上限界 (H.W.L.)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 SA時の耐震評価にてSsと組み合わせるサプレッション・プール水位を約 4mから約 5.05mに変更 ※2 SA時と同様にDB時の耐震評価に用いるサプレッション・プール水位を約 3.7mから約 5.05mに変更</p>	水位	水量	位置	事故シナリオ等	約 5.05m	約 4,580m ³	ダウンカム取付け部下端位置	SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※2}	約 5.03m	約 4,550m ³	—	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 (不確かケース: 2Pdに到達)	約 4.9m	約 4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	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 (ベースケース)	約 4m	約 3,390m ³	—	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	約 3.7m	約 3,010m ³	通常運転範囲の上限界 (H.W.L.)	—	
水位	水量	位置	事故シナリオ等																								
約 5.05m	約 4,580m ³	ダウンカム取付け部下端位置	SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※2}																								
約 5.03m	約 4,550m ³	—	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 (不確かケース: 2Pdに到達)																								
約 4.9m	約 4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	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 (ベースケース)																								
約 4m	約 3,390m ³	—	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																								
約 3.7m	約 3,010m ³	通常運転範囲の上限界 (H.W.L.)	—																								
		添付 8.12 図 重大事故時のサプレッション・プール水位と耐震評価に用いる水位との関係																									

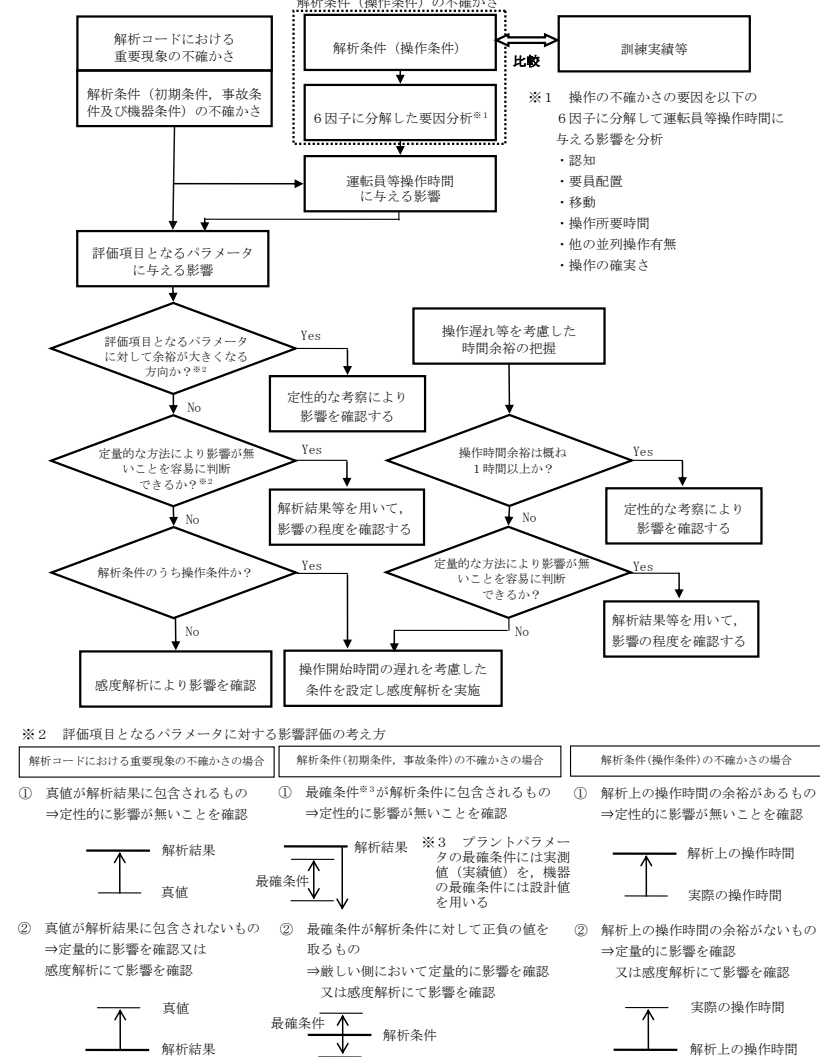
解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性：RE DY	-
原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータス カート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52. 2×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	7. 64×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、200秒程度で57℃まで低下し、その後は57℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) (単一炉心)	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の1. 25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の0. 9倍	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いたウエットウエル内体積の設計値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5, 960m ³ 液相部：3, 580m ³	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プールの上限値として設定
サブプレッジョン・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器圧力	5. 2kPa [gauge]	復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定
復水貯蔵槽水温	32℃	

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性：RE DY	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータス カート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	約41. 06×10 ³ t/h (85%)	原子炉定格出力時の下限流量として設定
主蒸気流量	6. 420t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	約216℃	初期温度約216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失の後、電動駆動給水ポンプ停止時点で約84℃まで低下
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 単一炉心	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	平衡サイクル末期の値の1. 25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	平衡サイクル末期の値の0. 9倍	
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プールの下限値として設定)
サブプレッジョン・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性：RE DY	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	4. 74×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	214℃	初期温度 214℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後230秒程度で約55℃まで低下し、その後は55℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心	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末期を設定
核データ (動的ボイド係数)	9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期時点の0. 9×0. 99倍した値	
核データ (動的ドップラ係数)	7, 900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (ドライウエル)	空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³	サブプレッジョン・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (サブプレッジョン・チェンバ)	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの上限値として設定
サブプレッジョン・プール水温	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器圧力		

初期条件

備考
 ・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	バックアップも含まれた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、 燃料被覆管温度 、 格納容器圧力 及び サブレーション・チェンバ・プール 水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
重大事故等対策に関連する機器条件	主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高 (7.48MPa [gage] (遅れ時間 0.2秒)) で4台、原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉再循環流量制御系	自動運転モード機能には使用できないものと仮定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa [gage] × 1個, 363t/h/個 7.58MPa [gage] × 1個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 4個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 4個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4個, 377t/h/個 7.86MPa [gage] × 4個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間：ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 30秒後

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	バックアップも含まれた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時に給排水系及び再循環系ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、 燃料被覆管温度 、 格納容器圧力 及び サブレーション・プール 水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
重大事故等対策に関連する機器条件	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高 (7.48MPa [gage] (遅れ時間 0.2秒)) で4台、原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ
	原子炉再循環流量制御系	自動運転モード機能には使用できないものと仮定
重大事故等対策に関連する機器条件	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa [gage] × 1個, 363t/h/個 7.58MPa [gage] × 1個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 4個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 4個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4個, 377t/h/個 7.86MPa [gage] × 4個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間：ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 30秒後

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	バックアップも含まれた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、 燃料被覆管温度 、 格納容器圧力 及び サブレーション・プール 水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定
重大事故等対策に関連する機器条件	主蒸気隔離弁閉止に要する時間	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
	A.T.W.S. 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	A.T.W.S. 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の設計値として設定
重大事故等対策に関連する機器条件	逃がし安全弁	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
	逃がし安全弁	逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	電動駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]において) 	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 24秒 (設計値の37秒から非常用デューゼル発電機の起動遅れ13秒を除いた値) 注水流量 182~727m³/h (8.12~0.69MPa[dif]において) 	高圧炉心注水系の設計値として設定
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 190L/min ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器1基あたり約8MW (サブレーション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水水温 30℃において) 	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3秒	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
A.T.W.S緩和设备 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	再循環系ポンプが、原子炉圧力高 (7.39MPa[gage] (遅れ時間0.2秒)) で2台全てがトリップ 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) 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)	再循環系のインターローロックとして設定
逃がし安全弁	自動減圧系により逃がし安全弁 (自動減圧系) による原子炉急速減圧 作動時間: ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達から、120秒後	原子炉圧力が低めに維持される方が、原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイス系の注水流量が大きくなり、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、逃がし弁機能を設定
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

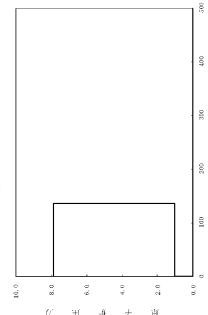
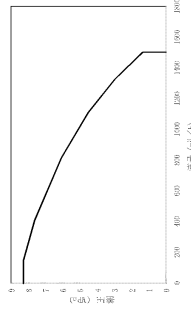
主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	電動機駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 91m³/h (8.21~0.74MPa[dif]において)、サブレーション・プール水温 100℃到達後は停止 	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
高圧炉心スプレイス系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1 H) 又は格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 17秒 (設計値の30秒からD/Gの起動遅れ13秒を除いた値) 注水流量 318 ~ 1,050m³/h (8.14~1.38MPa[dif]において) 	高圧炉心スプレイス系の設計値として設定
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 162L/分 ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブレーション・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器1基あたり約9MW (サブレーション・プール水温 52℃, 海水水温 30℃において) 	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $136.7 \text{ m}^3 / \text{h}$ ($7.86 \text{ MPa}[\text{gage}]$) ~ $1.04 \text{ MPa}[\text{gage}]$ において 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 注水遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が、原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、0秒を設定</p>  <p>原子炉隔離時冷却系 ポンプによる注水特性</p>
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) 又はドライウエール圧力高 ($13.7 \text{ kPa}[\text{gage}]$) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $145 \text{ m}^3 / \text{h}$ ~ $1,506 \text{ m}^3 / \text{h}$ ($8.30 \text{ MPa}[\text{dif}]$ ~ $0 \text{ MPa}[\text{dif}]$) において 	<p>炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプ性能評価に基づき大きく大きめの注水流量特性を設定</p>  <p>高圧炉心スプレイ系 ポンプによる注水特性</p>

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系の自動起動阻止操作	原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの30秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定
	ほう酸水注入系運転操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸水注入系	・注入流量 163L/min ・ほう酸水濃度 13.4wt%	注入流量はほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸水濃度は単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう管理範囲の下限値として設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)	熱交換器1基当たり約53MW (サブプレッション・プール水温 100℃, 海水温度 27.2℃において)	残留熱除去系の設計値として設定
	自動減圧系の起動阻止操作	事象発生 4 分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮して設定
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生 6 分後	自動減圧系等の起動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の起動阻止操作が完了する事象発生後の4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系) による格納容器除熱操作	事象発生 17 分後	状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4 / 5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系の自動起動阻止操作	事象発生 6 分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮した値
	ほう酸水注入系運転操作	事象発生 11.6 分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却モード (2系統)) 運転操作	事象発生 11.6 分後	サブプレッション・プール水温度高 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1. 22	設計限界値として設定
BT 後の燃料棒表面熱伝達係数	44. 0kW/m	設計限界値として設定
BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式	-
リウエット相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式 学会標準における相関式 2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (6/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1. 24	通常運転時の熱的制限値として設定
燃料棒最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値として設定
沸騰遷移の判定	GEXL 相関式	-
沸騰遷移後の熱伝達相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式	-
リウエット相関式	日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式 2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
燃料	9 × 9燃料 (A型)	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) を設定
初期条件	1. 25	通常運転時 (MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイクル初期から, サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2, 000MWd/t 手前までの期間) の熱的制限値を設定
燃料棒最大線出力密度 (MLHGR)	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値を設定
BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式	-
BT 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougal1-Rohsenow 式	-
リウエット相関式	日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準: 2003」における相関式 2	-

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

別紙3

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件		
原子炉熱出力	MAAP 3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時のセパレータスカート 下端から+119cm	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5, 960m ³ 液相部：3, 580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3. 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバイン・プール水位	7. 05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバイン・プール水位として設定
サブプレッジョン・チェンバイン・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバイン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5. 2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

別紙3

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件		
原子炉熱出力	MAAP 3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48, 300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	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を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバイン)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プールの下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3. 45kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	6. 983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの下限値として設定
サブプレッジョン・プールの水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプールの水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の差動を厳しく評価する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水を考慮しない

別紙3

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件		
原子炉熱出力	MAAP 2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包摂されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包摂されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7, 900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバイン)	空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³	サブプレッジョン・チェンバイン内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3. 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	3. 61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位として設定
サブプレッジョン・プールの水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウングダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び零囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

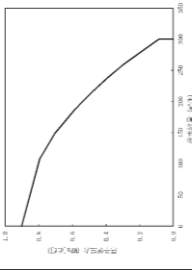
事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウングダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m ³ /h で注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約 190m ³ /h とし, 原子炉注水へ約 90m ³ /h, 格納容器スプレイへ約 100m ³ /h に流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

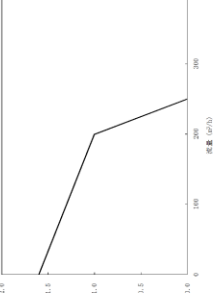
重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについて保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) (信号にて) スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: 230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	スプレイ流量: 130m ³ /h (一定)	格納容器零閉気圧力及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器零閉気圧力及び圧力抑制を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドローウェル部) のプール水を考慮してないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドローウェル部) 水位の確保操作についても考慮しない。
代替循環冷却系	総循環流量: 250m ³ /h ・格納容器スプレイ: 150m ³ /h ・原子炉注水: 100m ³ /h	炉心冷却の維持に必要な流量, 格納容器圧力及び零閉気圧力の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	熱容量: 約 14MW (サブレーション・プール水温度 100°C, 海水温度 32°Cにおいて) 総注入流量: 200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度: 30°C	熱交換器の設計性能に基づき, 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で, 過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型窒素供給装置	総注入流量: 200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度: 30°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 窒素注入流量は純度 99vol% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で 150m ³ /h とし, 原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7MW (サブレーション・プール水温度: 100°C, 海水温度 30°Cにおいて)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100Nm ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 窒素注入流量は純度 99.9% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	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冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時
	代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定

主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	中央制御室における常設代替高圧電源装置, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水 (海水) 確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達時
		格納容器内酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定

主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下 端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエルの体積を設計値 (全容積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5, 960m ³ 液相部：3, 580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3, 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバール・プールの水位	7. 05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバール・プールの水位として設定
サブプレッジョン・チェンバール・プールの水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバール・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5. 2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

別紙4

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカー卜下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48, 300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	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を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバール)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置作動差圧	3, 45kPa (ドライウエル-サブプレ ッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	6. 983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プールの水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水温	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプールの水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の暴動を厳しく評価する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水温を考慮しない

別紙4

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の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
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7, 900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバール)	空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³	サブプレッジョン・チェンバール内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3, 43kPa (ドライウエル-サブ プレッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	3. 61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位として設定
サブプレッジョン・プールの水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水温温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

別紙4

備考
・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	全ての非常用ディーゼルの発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

主要解析条件 (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) (2/4)

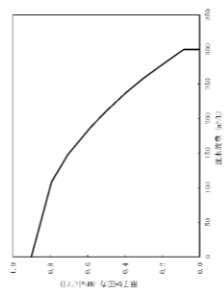
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	非常用ディーゼルの発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系、低圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心注水系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	すべての非常用ディーゼルの発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心注水系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 50%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

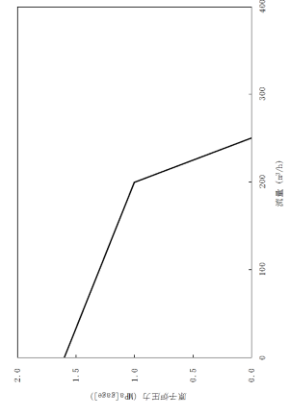
重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 230m ³ /h (一定) 原子炉水位 0 到達判断後: 崩壊熱による蒸発を補う注水量 (最大 50m ³ /h) に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 130m ³ /h (一定) 格納容器圧力制御: 130m ³ /h (一定)	格納容器零閉気圧力及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	サブレーション・プールの水位の上昇が早くなり, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点から, 運転手順の流量調整範囲 (102m ³ /h ~ 130m ³ /h) における上限を設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.310MPa [gauge] における排出流量 13.4kg/s に対して, 第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器零閉気圧力及び温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドライウェル部) のプール水を考慮していないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) 水位の確保操作についても考慮しない

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (零閉気圧力・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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gauge] において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器フィルタバント系	格納容器圧力 427kPa [gauge] における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタバント系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	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冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が約 190℃到達時
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	原子炉制御室における常設代替高圧電源装置、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p>添付資料-9. A BWRにおける運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>S A施設は、DBを超え、S Aが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、S Aの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、A BWRにおいて新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) A BWRにおける格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示すA BWRの格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</p> <p>添付9.1表 格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移</p> <table border="1" data-bbox="166 1430 911 1818"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(60日後)</th> <th>DB耐震条件(S s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.15MPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.14MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約128℃</td> <td>約54℃</td> <td>57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約164℃</td> <td>約74℃</td> <td rowspan="3">35℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約149℃</td> <td>約68℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約11.4m</td> <td>約10.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(S s)	ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]	ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃	サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃	サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m	<p>添付資料-9 東海第二発電所における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>S A施設は、DBを超え、S Aが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、S Aの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、東海第二発電所において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) 東海第二発電所における格納容器除熱評価</p> <p>添付9-1表に雰囲気圧力・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)における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9-1表に示す事象発生後2×10⁻¹年(73日後)の格納容器圧力及び温度のとおり、事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。</p> <p>添付9-1表 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)における格納容器圧力・温度の推移</p> <table border="1" data-bbox="952 1472 1703 1801"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(73日後)</th> <th>DB耐震条件(S s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約166kPa[gage]</td> <td>約92kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(約14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約63kPa[gage]</td> <td>約4kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約152℃</td> <td>約137℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約122℃</td> <td>約109℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水温度</td> <td>約116℃</td> <td>約102℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水位</td> <td>約14.8m</td> <td>約13.4m</td> <td>HWL(約7.1m)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(S s)	ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]	ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃	サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃	サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)	<p>添付資料9 島根原子力発電所2号炉における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>S A施設は、DBを超え、S Aが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、S Aの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、島根原子力発電所2号炉において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) 島根原子力発電所2号炉における格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に雰囲気圧力・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)における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示すBWRの格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</p> <p>添付9.1表 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)における格納容器圧力・温度の推移</p> <table border="1" data-bbox="1745 1457 2496 1829"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(約3.5日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(約70日後)</th> <th>DB耐震条件(S s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約317kPa[gage]</td> <td>約372kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約308 kPa[gage]</td> <td>約358 kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル気相温度</td> <td>約110℃</td> <td>約48℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約131℃</td> <td>約62℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水温度</td> <td>約127℃</td> <td>約57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水位</td> <td>約3.9m</td> <td>約3.8m</td> <td>HWL(3.66m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(S s)	ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]	ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃	サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃	サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違</p>
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(S s)																																																																											
ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃																																																																											
サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃																																																																												
サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m																																																																												
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(S s)																																																																											
ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)																																																																											
項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(S s)																																																																											
ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]																																																																												
ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)																																																																											

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p>(3) <u>ABWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>ABWR</u>の格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これは<u>ABWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>当社ABWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ABWR</u>では格納容器下部ドライウエルに熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温はPVC評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・<u>ABWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>復水貯蔵槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>ABWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="172 1339 908 1583"> <tr> <td>ABWR (KK6/7)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却</td> </tr> </table>	ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却	<p>(3) BWRの格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これはBWRの格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較したBWRの格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWRでは格納容器底部に熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・BWRにおいて、ECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>代替淡水貯蔵槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>東海第二発電所</u>ではその特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9-2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9-2表 長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="973 1346 1709 1577"> <tr> <td>東海第二発電所</td> <td>残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)</td> <td>残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系</td> </tr> </table>	東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系	<p>(3) <u>BWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>BWR</u>の格納容器温度は通常温度まで低下しないことを示したが、これは<u>BWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>BWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>BWR</u>の格納容器には、熱の蓄積場所としてサブプレッション・プールが存在しており、その水温はPVC評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる。 ・<u>BWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>低圧原子炉代替注水槽等</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・チェンバ水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある。 <p>上記より、<u>BWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWRとは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>島根原子力発電所2号炉</u>とPWR(伊方3号炉)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態におけるBWRとPWR(伊方3号炉)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="1745 1325 2496 1560"> <tr> <td>BWR (島根2号炉)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)</td> <td>格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3号炉)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却</td> </tr> </table>	BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系	PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・評価方針の相違 【柏崎6/7】 現実的な格納容器除熱評価については、海水温度を実測値に基づき感度評価を実施
ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																																				
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																																				
東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																																				
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系																																				
BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系																																				
PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																																				

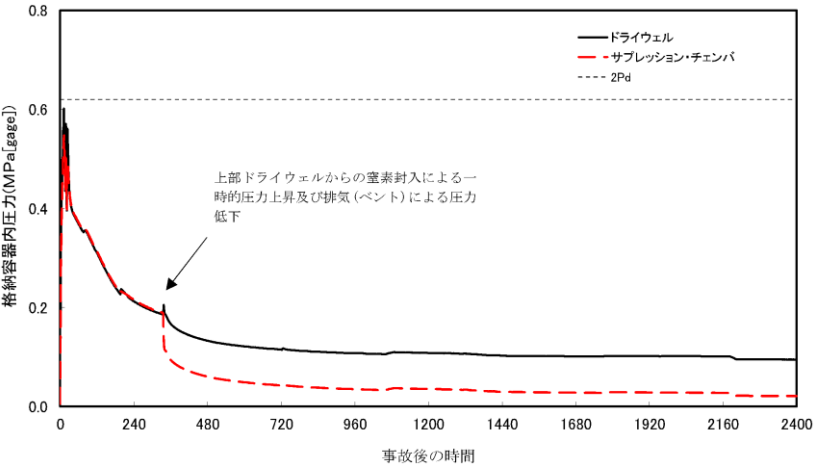
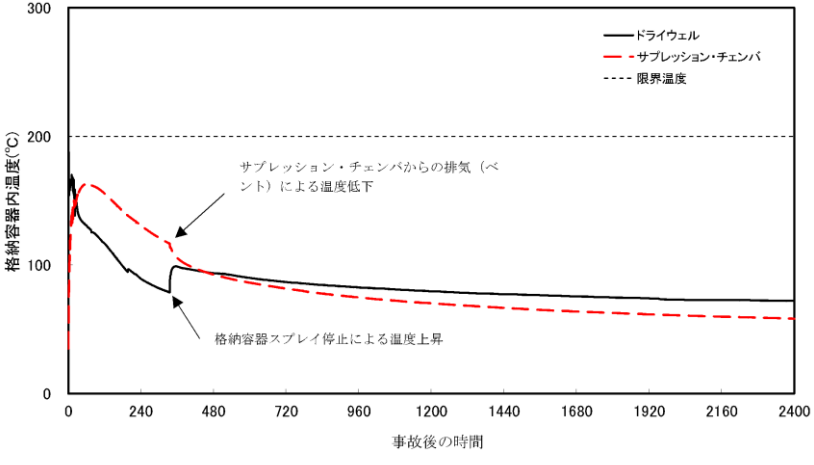
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<p>象開始後7日後からRHR1系列による格納容器除熱を追加し、実測値に基づく海水温度を用いた場合には、格納容器温度をDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下させることが可能となる。しかしながら、通常運転時よりサブプレッション・プール水位が高くなることから、安全性確保の観点からこれを荷重条件として考慮し、荷重組合せに運転状態V(LL)の考え方を適用して影響を確認する。</p> <p>添付9.3表 実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移</p> <table border="1" data-bbox="160 661 899 1031"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10⁻²年後(3日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 118℃</td> <td>約 106℃</td> <td>約 130℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 157℃</td> <td>約 150℃</td> <td>約 164℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 143℃</td> <td>約 136℃</td> <td>約 151℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 11.3m</td> <td>約 11.2m</td> <td>約 11.4m</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="160 1056 899 1446"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10⁻¹年後(60日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> <td>約 0.11MPa[gage]</td> <td>約 0.13MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.10MPa[gage]</td> <td>約 0.09MPa[gage]</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 27℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 40℃^{*2}</td> <td>約 28℃^{*2}</td> <td>約 54℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 16℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 10.6m</td> <td>約 10.9m</td> <td>約 10.6m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:海水温度は10年間の観測記録の平均値である約17℃, 最小値である約3℃, 最大値である約33℃を用いて評価している。</p> <p>※2:有効性評価ではRHR系によるサブプレッション・チェンバへのスプレイを模擬していないため、サブプレッション・チェンバ気相温度はサブプレッション・プール水温度より低下していないが、現実的な操作では、サブプレッション・チェンバへのスプレイにて、サブプレッション・プール水温度付近まで低下するものと考えられる。</p>	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ⁻² 年後(3日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃	サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃	サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ⁻¹ 年後(60日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]	ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}	サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃	サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m			<p>し、格納容器温度をDB条件相当まで低下させることが可能かどうかを評価したものであり、荷重条件が緩和される評価結果となり、荷重条件への影響はないことから、島根2号炉は記載していない</p>
項目		格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ⁻² 年後(3日後)																																																															
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m																																																														
項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ⁻¹ 年後(60日後)																																																																
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) まとめ</p> <p><u>ABWR</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4)まとめ</p> <p><u>東海第二発電所</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号炉)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ：「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ：「<u>過渡事象+ECCS機能喪失+ (SA炉心注水無し)</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ（<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ</u>）同様に、SBOが重畳するものとした場合においても、事象発生から70分までに電源復旧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」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）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、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）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>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） 「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ 「<u>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</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系</u>（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。なお、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から2時間までに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。</p>	<p>添付資料10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」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）シナリオ「<u>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</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、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）シナリオ「<u>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</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ：「<u>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</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ：「<u>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</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系</u>（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から60分までに電源復旧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており，設備，運用の差異により異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいて設定しているIVR失敗確率は、炉心が下部プレナムへ移行した後からの原子炉注水によるIVRに失敗する確率として設定したものを。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="192 825 881 1119"> <tr> <td>事故シナジェンス</td> <td>R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率</td> <td>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × 10^{-2}未満^{*2} × 10^{-2}/年^{*3} × 5×10^{-4}/年^{*3}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み換えた。</p>	事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} 未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 5×10^{-4} /年 ^{*3}	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系（常設）による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10-1表に示すとおり10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を選定することが適切である。</p> <p>添付10-1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1044 825 1611 1119"> <tr> <td>事故シナジェンス</td> <td>R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間</td> <td>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × 10^{-2}/炉年未満^{*2} × 10^{-2}/年^{*3} × 1年未満^{*4} × 5×10^{-4}/年^{*3} × 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系（常設）により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系（常設）運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} /炉年未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 1 年未満 ^{*4} × 5×10^{-4} /年 ^{*3} × 20 年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧原子炉代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「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」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいても、炉心損傷後の原子炉注水によって下部プレナムへのリロケーションを回避可能な事故シナジェンスを評価している。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1762 825 2478 1119"> <tr> <td>事故シナジェンス</td> <td>R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間</td> <td>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</td> </tr> <tr> <td>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+DC H発生</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × 10^{-2}未満^{*2} × 10^{-2}/年^{*3} × 1年未満^{*4} × 5×10^{-4}/年^{*3} × 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧原子炉代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧原子炉代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧原子炉代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	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+DC H発生	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} 未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 1 年未満 ^{*4} × 5×10^{-4} /年 ^{*3} × 20 年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>・解析条件の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、レベル1.5PRAで溶融炉心が下部プレナムへ移行した後のIVRに期待していない</p>
事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																			
過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} 未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 5×10^{-4} /年 ^{*3}	10^{-8} /炉年未満																			
事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																			
過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} /炉年未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 1 年未満 ^{*4} × 5×10^{-4} /年 ^{*3} × 20 年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																			
事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																			
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+DC H発生	10^{-4} /炉年 ^{*1} × 10^{-2} 未満 ^{*2} × 10^{-2} /年 ^{*3} × 1 年未満 ^{*4} × 5×10^{-4} /年 ^{*3} × 20 年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L) , V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (<u>代替循環冷却系を使用しない場合</u>) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約0. 62MPa・最高温度約168℃) をS d と組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重は<u>C UWボトムドレン配管破断シナリオ (約0. 45MPa)</u> 及びR P V破損後のシナリオ (<u>約0. 48MPa</u>) の3日後 (10⁻²年後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (<u>代替循環冷却系を使用する場合</u>) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, <u>添付10. 2表に示すとおり</u>運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</p> <p><u>長期的に安定状態を維持するにあたり, 原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合, 水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は, 事故後7日以降において, 可燃性ガス濃度制御系の復旧により, 格納容器内の酸素/水素を再結合することにより, 可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。仮に可燃性ガス濃度制御系の復旧に期待できない場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度監視により, 酸素濃度が5%に至る前に排気 (ベント) する運用としている。このとき, ベント弁の開度を調整することにより, 徐々に格納容器圧力を低下させ, かつ, 原子炉格納容器が負圧となることを防止するための措置として, 窒素注入を継続し, 長期的な安定状態を維持する。この長期解析について, 格納容器圧力及び格納容器温度の推移について, 添付10. 1図及び添付10. 2図に示す。2×10⁻¹年後 (60日後) の運転状態V (LL)に用いる荷重条件と排気 (ベント) した場合の格納容器圧力・温度の比較においては, 添付10. 3表に示すとおり, 運転状態V (LL)に用いる荷重</u></p>		<p>(3) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L) , V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>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</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器フィルタベント系</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約 659kPa, 最高温度 181℃) をS d と組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重はR P V破損後のシナリオ (<u>約 362kPa</u>) の10⁻² 年後 (約 3. 5 日後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, 運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備, 運用, 解析条件等の違いによる相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 有効性評価のベースケースにおいて窒素を注入する解析としているため, 記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>条件は上述の運用を考慮した場合においても、十分な保守性を確保している。なお、格納容器温度については、代替循環冷却系〔排気（ベント）した場合〕はドライウエル温度が約78℃と、僅かながら排気（ベント）しない場合に比べて高いことから、この増分を荷重条件の保守性として見込むこととする。</p>  <p>添付10.1図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析 格納容器圧力推移 (代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</p>  <p>添付10.2図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析 格納容器温度推移 (代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
添付10.2表 格納容器からの漏洩の有無による格納容器圧力・温度												
<u>の差異</u>												
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]</td> <td style="text-align: center;">格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 0.15MPa[gage]</td> <td style="text-align: center;">約 0.05MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 74℃^{*1}</td> <td style="text-align: center;">約 72℃^{*1}</td> </tr> </table>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]	格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]	格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}			
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]										
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]										
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}										
※1：サブプレッション・チェンバの温度												
<u>添付10.3 表 運転状態V(LL)に用いる荷重条件と</u>												
<u>排気（ベント）した場合の格納容器圧力・温度の差異</u>												
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">2×10^{-1}年後 (60日後)</td> <td style="text-align: center;">2×10^{-1}年後 (60日後) [排気（ベント）した場合]</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 0.15MPa[gage]</td> <td style="text-align: center;">約 0.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 74℃^{*1}</td> <td style="text-align: center;">約 78℃^{*2}</td> </tr> </table>		2×10^{-1} 年後 (60日後)	2×10^{-1} 年後 (60日後) [排気（ベント）した場合]	格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}			
	2×10^{-1} 年後 (60日後)	2×10^{-1} 年後 (60日後) [排気（ベント）した場合]										
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]										
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}										
※1：サブプレッション・チェンバの温度												
※2：ドライウェルの温度												
<p>(4) まとめ</p> <p>上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+A+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>		<p>(4) まとめ</p> <p>上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>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</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第 39 条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第 4 条及び解釈 7</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第 4 条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] J E A G 4 6 0 1 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] <u>DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</u></p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>・構造・仕様の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7：鉄筋コンクリート製，島根 2 号炉：鋼製</p>

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設以外の常設重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>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</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>
--	---

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設以外の常設重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>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</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>
--	---

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設以外の常設重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>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</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないもの」を適用する場合、基準</p>
--	---

参考1

[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈

実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)	実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。</p>

(参考2) 設置許可基準規則第4条及び解釈

実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)	実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。</p>

[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈

実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)	実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。 ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力(本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。)又は静的地震力(同項第2号に規定する静的地震力をいう。) Sクラスに属する機器に対し算定されるものに限る。)のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まることをいう。</p> <p>二 第5項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p>

参考2

・最新の規則及び解釈反映による相違
【柏崎6/7, 東海第二】

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し必要な安全余裕を有していること。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に与える影響を検討すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し必要な安全余裕を有していること。

参考3

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

①解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること。

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)を保持すること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)を保持すること。
 - ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。
- なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。
- また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するもの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すこと。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有すること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)を保持すること。
 - ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。
- なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。
- また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するもの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すこと。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に對し十分な安全余裕を有していること。

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有すること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)を保持すること。
 - ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p style="text-align: right;">参考4</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/2)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_sによる地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_2、S_1をそれぞれ基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p> <p style="text-align: center;">23</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_sによる地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_2、S_1をそれぞれ基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p> <p style="text-align: center;">23</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/2)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_sによる地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_2、S_1をそれぞれ基準地震動S_s、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〔参考4〕耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (3/3)</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>	<p>(参考4)耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (3/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>4.2(2)の記載範囲については再掲となるため、島根2号炉では記載していない。</p>

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P.44, 45)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補1984 P44, P45)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P.44, 45)

参考5

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-I A-1	起動	原子炉停止時から通常運転までの温度、圧力の変動荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	停止	上記の逆の事象が生じる。 S ₁ △ S ₂ △	同上	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力、温度、機械的荷重。 S ₁ ○ S ₂ ○	×	
	高温待機	第2種容器に対しては、上記と同じ荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	燃料交換	S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転における設計条件で代表される。

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-I A-1	起動	原子炉停止時から通常運転までの温度、圧力の変動荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	停止	上記の逆の事象が生じる。 S ₁ △ S ₂ △	同上	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力、温度、機械的荷重。 S ₁ ○ S ₂ ○	×	
	高温待機	第2種容器に対しては、上記と同じ荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	燃料交換	S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転における設計条件で代表される。

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-I A-1	起動	原子炉停止時から通常運転までの温度、圧力の変動荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	停止	上記の逆の事象が生じる。 S ₁ △ S ₂ △	同上	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力、温度、機械的荷重。 S ₁ ○ S ₂ ○	×	
	高温待機	第2種容器に対しては、上記と同じ荷重。 S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転で代表される。
	燃料交換	S ₁ △ S ₂ △	×	運転状態Iの出力運転における設計条件で代表される。

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-II A-2	外部電源喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	負荷の喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	主蒸気隔離弁の閉鎖	S ₁ ○ S ₂ ×	○	事後30分程度にわたる逃がし安全弁作動。
	給水制御系の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	圧力制御装置の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	全給水流量喪失 (給水ポンプ停止)	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	タービントリップ	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	逃がし安全弁誤作動 (1個)	S ₁ △ S ₂ ×	×	同上
運転状態-III A-3	原子炉圧力容器の過大圧力	S ₁ ×	×	この事象の継続時間は1分以内。
運転状態-IV A-4	冷却材喪失事	S ₁ ○ S ₂ ×	×	長時間*作用する圧力、温度は基準地震動 S ₁ と組合せるものとする。また冷却材喪失事故時に短時間働く圧力、温度以外に、プールの揺動による衝撃力があるが、これは告示24条のジェット荷重と同等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-II A-2	外部電源喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	負荷の喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	主蒸気隔離弁の閉鎖	S ₁ ○ S ₂ ×	○	事後30分程度にわたる逃がし安全弁作動。
	給水制御系の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	圧力制御装置の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	全給水流量喪失 (給水ポンプ停止)	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	タービントリップ	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	逃がし安全弁誤作動 (1個)	S ₁ △ S ₂ ×	×	同上
運転状態-III A-3	原子炉圧力容器の過大圧力	S ₁ ×	×	この事象の継続時間は1分以内。
運転状態-IV A-4	冷却材喪失事	S ₁ ○ S ₂ ×	×	長時間*作用する圧力、温度は基準地震動 S ₁ と組合せるものとする。また冷却材喪失事故時に短時間働く圧力、温度以外に、プールの揺動による衝撃力があるが、これは告示24条のジェット荷重と同等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)

昭和55年 通産省告示 第501号	事象	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合	地震の 従属事象として 適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明
運転状態-II A-2	外部電源喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	負荷の喪失	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	主蒸気隔離弁の閉鎖	S ₁ ○ S ₂ ×	○	事後30分程度にわたる逃がし安全弁作動。
	給水制御系の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	運転状態IIの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	圧力制御装置の故障	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	全給水流量喪失 (給水ポンプ停止)	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	タービントリップ	S ₁ △ S ₂ ×	△	同上
	逃がし安全弁誤作動 (1個)	S ₁ △ S ₂ ×	×	同上
運転状態-III A-3	原子炉圧力容器の過大圧力	S ₁ ×	×	この事象の継続時間は1分以内。
運転状態-IV A-4	冷却材喪失事	S ₁ ○ S ₂ ×	×	長時間*作用する圧力、温度は基準地震動 S ₁ と組合せるものとする。また冷却材喪失事故時に短時間働く圧力、温度以外に、プールの揺動による衝撃力があるが、これは告示24条のジェット荷重と同等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補1984 P41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (3/7) (JEAG4601・補-1984 P.48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ (D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (3/7) (JEAG4601・補 1984 P48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ (D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG 4601 (抜粋) (3/7) (JEAG 4601・補-1984 P.48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ (D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601(抜粋) (4/7) (JEAG4601・補 1984 P49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₃ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ, これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で, 原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち, 運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</p>	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601・補 1984 P78, P79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₃ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ, これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で, 原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち, 運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</p>	<p>[参考5] JEAG 4 6 0 1 (抜粋) (5 / 7) (JEAG 4 6 0 1・補-1984 P. 78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₃ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ, これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で, 原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち, 運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P. 377~378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p> <p style="text-align: center;">表 5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1" data-bbox="213 739 872 1020"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+LO+T₂</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr style="border: 2px solid red;"> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₂ 5 (D+L)+LO+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 LO: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+LO+T ₂	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₂ 5 (D+L)+LO+K ₁	熱応力は考慮しない	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601・補 1984 P377, P378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P. 377~378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力													
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する													
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+LO+T ₂	1/3に低減する													
終局	4 (D+L)+O+K ₂ 5 (D+L)+LO+K ₁	熱応力は考慮しない													

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="231 310 736 630"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	<p>(参考5) JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601・補1984 P427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="1053 310 1498 598"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="1813 352 2288 646"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								

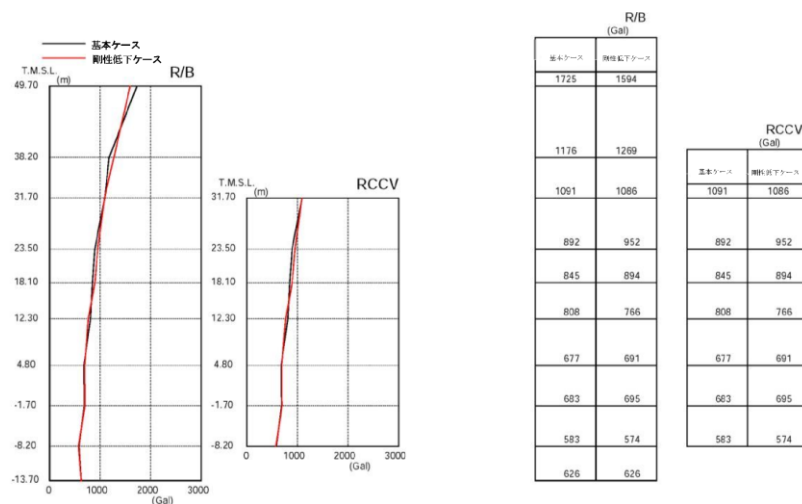
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考6] 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>5.2.3において、PCVバウンダリに対する重大事故と地震の荷重条件についてSA後長期(LL)に生じる荷重とS_sによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とS_dによる地震力と組み合わせることとしているが、ここでは、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(以下「RCCV」という。)に対して保守的な条件として限界温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷によるRCCVへの影響を確認するとともに、除荷後のRCCVの挙動を検討し、耐震性安全性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>2.1 RCCV躯体の耐震性に与える影響</p> <p>評価温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷の影響を確認すると共に、その影響を踏まえた原子炉建屋の地震応答解析を実施し、評価温度・圧力負荷によるRCCVの耐震安全性への影響を確認する。</p> <p>評価温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷時の影響検討の結果によれば、RCCVを構成する鉄筋コンクリート部材(鉄筋及びコンクリート)について、局所的な要素を除いて降伏ひずみを下回っており、構造全体としては弾性範囲となっている。したがって、温度及び圧力が抜けた段階では、ほぼ元の状態に戻るものと考えられる。</p> <p>一方、コンクリートには、温度依存性があることから、RCCV内が高温度環境となる影響について考慮する必要がある。以下では高温環境を経験することが耐震安全性評価に与える影響について検討する。</p> <p>RCCV内部の温度を200℃定常状態として、RCCV一般部の鉄筋コンクリート躯体温度の断面平均を評価すると、おおむね110℃となる。その状態における、RCCV一般部の躯体のコンクリートの強度・剛性について、Eurocode2[1]に基づき評価した結果を参考6.1表に示す。これより、コンクリートの強度低下は無視することができ、コンクリートの剛性低下のみを考慮すればよいことが分かる。</p>	<p>(参考6) 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力(200℃, 2Pd) 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。</p> <p>評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1, 0→a→0)。S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1, 0→a→b→c)。</p> <p>一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図1, c→b)。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため(図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。</p> <p>なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(～約19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態IV_AS)の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負</p>	<p style="text-align: right;">参考6</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力(200℃, 2Pd) 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後の残留ひずみの有無及び除荷後の挙動の確認により耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。</p> <p>評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1, 0→a→0)。S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1, 0→a→b→c)。</p> <p>一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図1, c→b)。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため(図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。</p> <p>なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(～約19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態IV_AS)の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷</p>	<p>・島根2号炉は、鋼製原子炉格納容器であるため、鉄筋コンクリート製格納容器との比較は行わず、東海第二のみと比較する。</p>

参考6.1 表 高温環境時のコンクリートの強度・剛性

温度		20℃	100℃	200℃	110℃ 相当	解析 設定値
コンクリート	ヤング係数比	1.0	0.63	0.43	0.61	0.6
	圧縮強度比	1.0	1.0	0.95	0.995	1.0

コンクリートの剛性低下は、高温環境で内部の水分が逸散することにより起きているとされており、温度が低下したあともその影響は継続するものと考えられるため、RCCVの一般躯体部の剛性低下率は参考6.1表での評価結果を踏まえて0.6倍とし、RCCVの剛性低下を考慮した地震応答解析を実施する。なお、本検討における地震応答解析は、基準地震動S_{s-1}のNS方向を代表として実施するものとする。耐震壁の復元力特性についてもコンクリートの剛性低下を考慮したものとする。

基準地震動S_{s-1}に対するNS方向の地震応答解析結果を参考6.1～6.4図に示す。なお、剛性低下の影響を確認するために基本ケース（剛性低下を考慮しないケース）の結果についても併せて図に示している。



参考6.1図 最大応答加速度の比較

荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

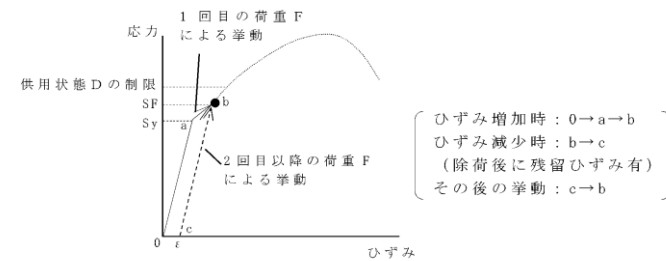


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

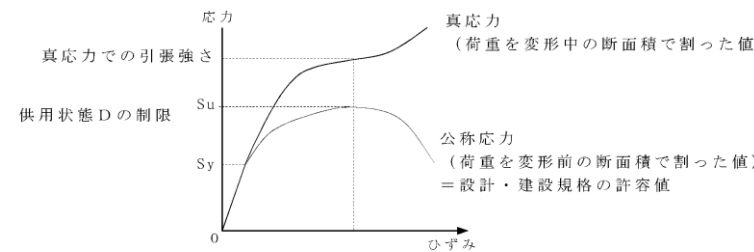


図2 公称効力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが（図3（解説PVB-3112）, 0→A→B）, 2S_y以下の場合を除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図3（解説PVB-3112）, B→C）。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震（許容応力状態IV_AS）の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有

前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

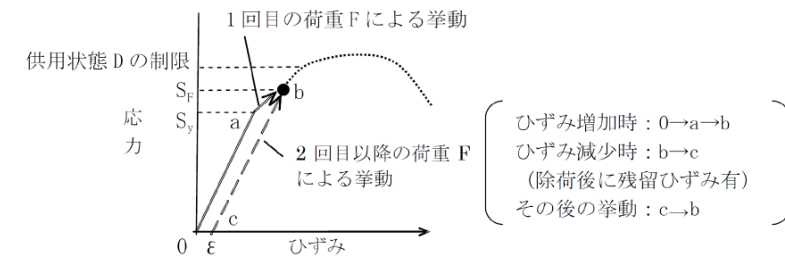


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

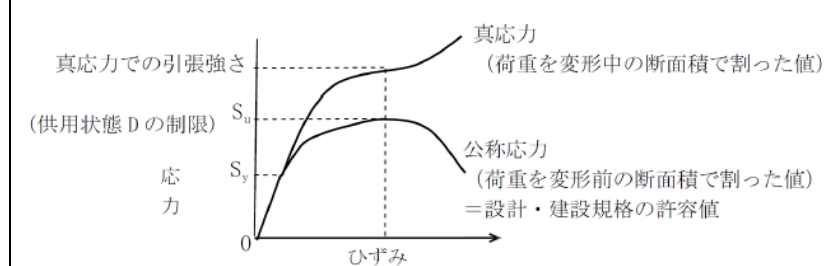
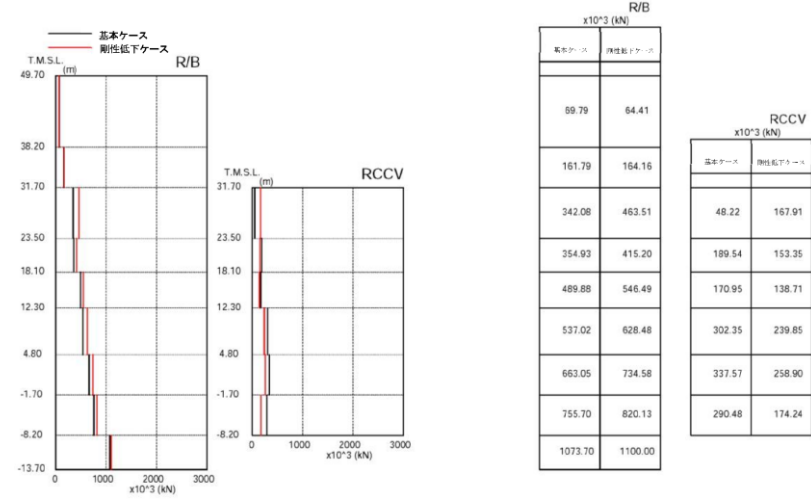


図2 公称効力と真応力について

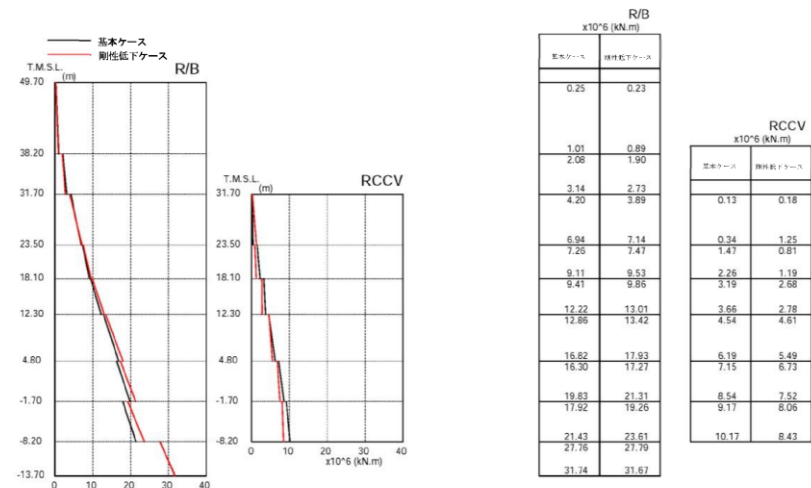
次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが（図3（解説PVB-3112）, 0→A→B）, 2S_y以下の場合を除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（図3（解説PVB-3112）, B→C）。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震（許容応力状態IV_AS）の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

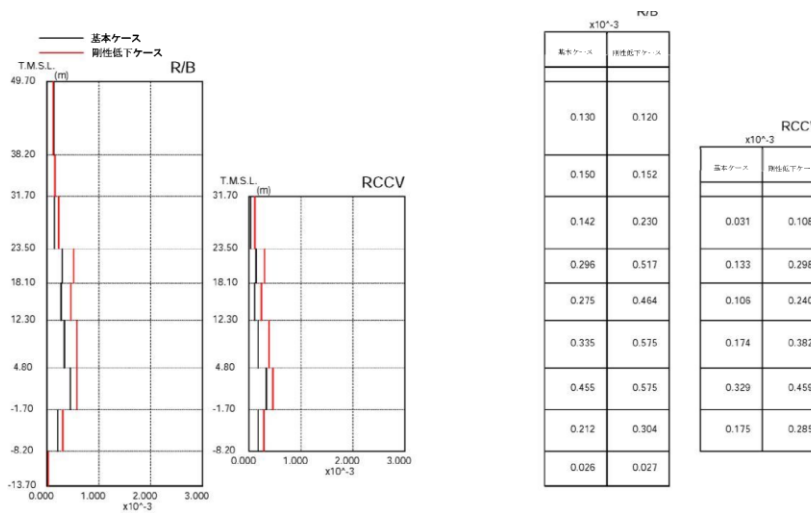
なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有



参考6.2図 最大応答せん断力の比較

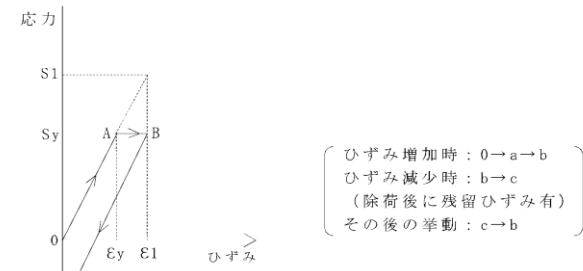


参考6.3図 最大応答曲げモーメントの比較



参考6.4図 最大応答せん断ひずみの比較

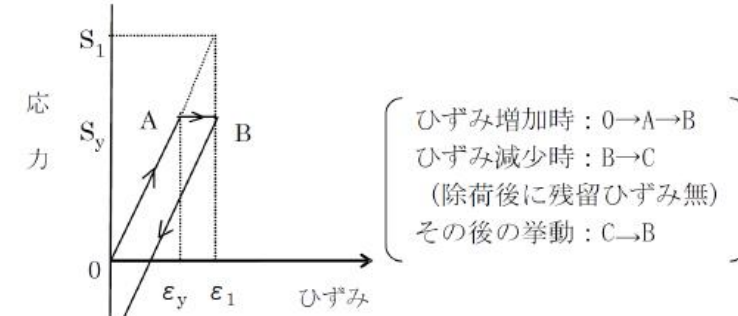
有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。



(応力 S₁ が 2 S_y 以下の場合)

図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (1次+2次応力)

と判断するが、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はない。



(応力 S₁ が 2 S_y 以下の場合)

図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これより、最大応答加速度については大きな差がないことが確認出来る。また、RCCVに生じる最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメントは剛性低下ケースで基本ケース（剛性低下非考慮）の80%程度に低減されることから、RCCV躯体に作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることが確認出来る。一方、外壁に生じるせん断力及びモーメント、せん断ひずみは剛性低下ケース時に総じて大きくなるものの、最大応答せん断ひずみは許容値である2000μに対して十分余裕のある結果となっている。</p> <p>以上より、評価温度・圧力負荷後の耐震性への影響として、RCCVのコンクリート剛性の低下が想定されるものの、RCCVに作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることから、耐震安全性に与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>3. 参考文献 [1]European Committee for Standardization: “Eurocode 2: Design of concrete structures”, European Committee for Standardization, 2004年</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考6-補足1]</p> <p>コンクリートの高温特性の考え方</p> <p>(1) はじめに</p> <p>コンクリートの高温特性や鉄筋コンクリート構造の耐火性に関して、1970～80年代にまとめられた文献の情報やその後の研究結果を体系的に取りまとめられた資料として、European Committee for StandardizationによるEurocode 2^[1] や、日本建築学会による2009年度版「構造材料の耐火性ガイドブック」^[2] (以下「AIJガイドブック」という。) や、それらを取りまとめた日本コンクリート工学会による「コンクリートの高温特性とコンクリート構造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書」^[3] (以下「JCI報告書」という。) などがある。</p> <p>これらの参考図書の内容をコンクリートの機械的性質(圧縮強度、ヤング係数)ごとに下記に整理する。</p> <p>また、最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」における成果として公表されている文献を参照する。</p> <p>(2) 圧縮強度</p> <p>JCI報告書^[3]においてまとめられている、Eurocode 2^[1] による設計用推奨値並びに参考としてAIJガイドブック^[2] による高温時のコンクリート圧縮強度の提案値を以下に示す(表1, 図1)。高温時のコンクリートの圧縮強度$F_c(T)$ は式(1)より算定する。</p> $F_c(T) = F_c \times k_c(T) \quad (1) \quad [3]$ <p>ここで、F_cは設計基準強度(N/mm²)である。また、式(1)に関しては、Tは高温時のコンクリート温度(°C)、$k_c(T)$は表-1に示す高温時のコンクリートの圧縮強度残存比である。</p> <p>Eurocode 2^[1]では、骨材種類を考慮に含めており、石灰質骨材コンクリートについては、珪質骨材コンクリートより圧縮強度残存比を大きめに設定している。参考として、AIJガイドブック^[2]では、高温時のコンクリートの圧縮強度残存比$k_c(T)$をコンクリートの水結合材比W/Bに応じた値としている。</p> <p>図-1より、Eurocode2^[1]では、実験データ上限と下限の間に位置していることが分かる。</p> <p>以上、Eurocode2^[1]に規定されている高温時の圧縮強度残存比は、既往の実験データの上下限の領域に入っていることが確認で</p>			

きる。

表-1 圧縮強度残存比の提案値^[3]

コンクリート温度 T(°C)	高温時		
	Eurocode2		AIJガイドブック
	珪質骨材 _{kc} (T)	石灰質骨材 _{kc} (T)	提案値 _{kc} (T)
20	1.00	1.00	1.00
100	1.00	1.00	0.80
200	0.95	0.97	0.33 × W/B + 0.76
300	0.85	0.91	0.36 × W/B + 0.71
400	0.75	0.85	0.45 × W/B + 0.56
500	0.60	0.74	0.39 × W/B + 0.41
600	0.45	0.60	0.47 × W/B + 0.20
700	0.30	0.43	0.44 × W/B + 0.11
800	0.15	0.27	0.15

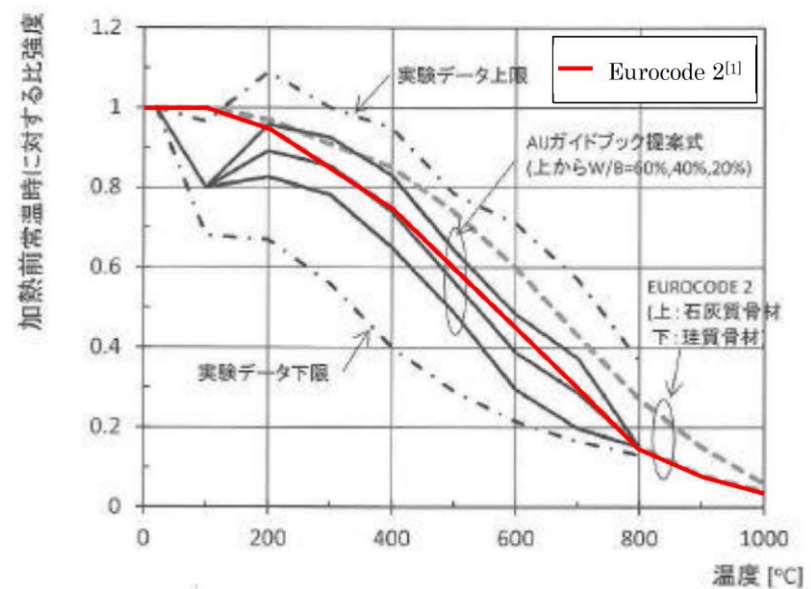


図-1 既存データと高温時の圧縮強度残存比の提案値 ([3]の図に加筆)

(3) ヤング係数

Eurocode 2^[1]においては、Popovicsによる提案式である式(2)に高温時の圧縮強度（高温時の強度残存率）と高温時における圧縮強度時ひずみを与えて、高温時のコンクリートの応力-ひずみ曲線を示している。Eurocode 2^[1]では、式(3)においてnを一定値とし、普通コンクリートではn=3を与え、軽量コンクリートではn=2.5を与えている。Eurocode 2^[1]による圧縮強度時ひずみと温度の関係並びに各温度における応力-ひずみ曲線を図-2に示す。

$$\sigma = \sigma_0 \frac{\varepsilon}{\varepsilon_0} \frac{n}{n-1 + (\varepsilon/\varepsilon_0)^n} \quad (2)^{[3]}$$

ここに、 σ : 応力, ε : ひずみ, σ_0 : 圧縮強度, ε_0 : 圧縮強度時ひずみ
 n : 圧縮強度の関数として与える値

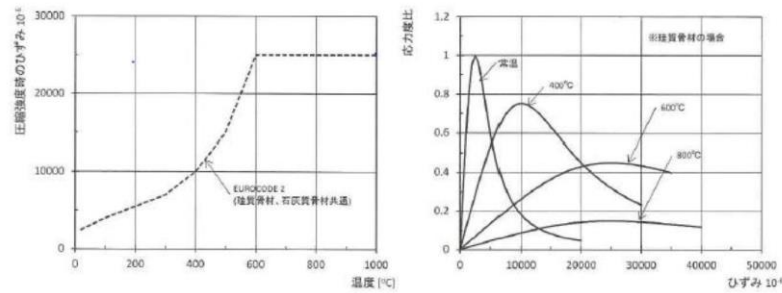


図-2 Eurocode 2による圧縮強度時ひずみと温度の関係および高温時の応力 ([3] より引用)

JCI報告書^[3]においてまとめられている、先に示したEurocode 2[1]の応力-ひずみ曲線(図-2)により定まるヤング係数残存比、およびAIJガイドブック^[2]による、ヤング係数残存比の提案値を、図-3に示す。これより、Eurocode2^[1]によるヤング係数残存比は、既往の実験データの下限の辺りに位置しており、温度による剛性低下を保守的に考慮する評価となっていることが確認できる。

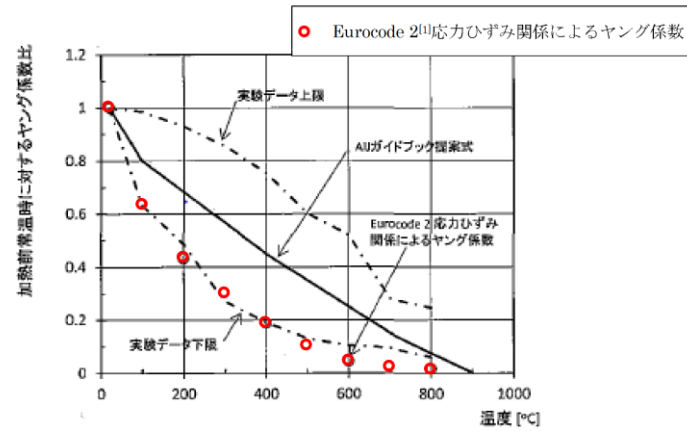


図-3 高温時におけるコンクリートの温度とヤング係数残存比 ([3]より引用, 一部加筆)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
<p>$E(T) = E(20) \times k_e(T)$ (3)^[3]</p> <p>ここに、$E(T)$: 温度$T^{\circ}\text{C}$におけるヤング係数 $E(20)$: 温度20°C(常温)時のヤング係数 $k_e(T)$: 高温時のヤング係数残存比</p> <p>表-2 ヤング係数残存比の提案値</p> <table border="1" data-bbox="166 478 902 1003"> <thead> <tr> <th>コンクリート温度 T</th> <th>Eurocode 2^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$</th> <th>AIJ ガイドブック^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>20</td><td>1.00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>100</td><td>0.63</td><td>0.80</td></tr> <tr><td>200</td><td>0.43</td><td>0.68</td></tr> <tr><td>300</td><td>0.30</td><td>0.57</td></tr> <tr><td>400</td><td>0.19</td><td>0.45</td></tr> <tr><td>500</td><td>0.10</td><td>0.35</td></tr> <tr><td>600</td><td>0.05</td><td>0.25</td></tr> <tr><td>700</td><td>0.03</td><td>0.15</td></tr> <tr><td>800</td><td>0.02</td><td>0.075</td></tr> <tr><td>900</td><td>0.01</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p>(4) 最新知見を踏まえた考察</p> <p>最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」における成果として公表されている文献[4][5]を参照する。当該の文献は、BWR格納容器を構成する材料(コンクリート、鉄筋等)を対象として、事故時高温下における力学特性及び熱特性を実験により取得したものである。</p> <p>実験にあたっては、原子力関連施設のコンクリート構造物で一般的に使用されている材料を選定した上で、試験体が作成されており、電気炉を用いて加熱試験が実施されている。コンクリート試験体への加熱温度及び期間については、DBA及びSA事故を想定したもとなっている。加熱温度及び期間をその他の変数と併せて表-3に示す。また、試験の結果のうち、図-4に圧縮強度残存比を、図-5にヤング係数残存比を示す。これより、「圧縮強度残存比は、既往知見と同様に加熱温度が高くなるほど小さくなっている」としており、「その低下の傾向は、AIJおよびEurocodeと概ね対応している」としている。また、「ヤング係数残存比の加熱温度に応じた低下の傾向は、AIJとEurocodeの中間的な値を示した」としている。なお、ここでいうAIJとは前述のAIJガイドブックを示して</p>	コンクリート温度 T	Eurocode 2 ^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$	AIJ ガイドブック ^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$	20	1.00	1.00	100	0.63	0.80	200	0.43	0.68	300	0.30	0.57	400	0.19	0.45	500	0.10	0.35	600	0.05	0.25	700	0.03	0.15	800	0.02	0.075	900	0.01	0			
コンクリート温度 T	Eurocode 2 ^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$	AIJ ガイドブック ^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$																																		
20	1.00	1.00																																		
100	0.63	0.80																																		
200	0.43	0.68																																		
300	0.30	0.57																																		
400	0.19	0.45																																		
500	0.10	0.35																																		
600	0.05	0.25																																		
700	0.03	0.15																																		
800	0.02	0.075																																		
900	0.01	0																																		

いる。

表-3 実験変数 (力学特性試験 : コンクリート) ([4]より引用)

項目	設定
加熱温度	20°C、105°C、150°C、200°C、300°C、500°C、700°C
加熱期間	1日 ^{※1} 、2日 ^{※1} 、3日 ^{※1} 、7日、14日 ^{※1} 、35日、2カ月 ^{※2} 、3カ月 ^{※2} 、7カ月 ^{※2}
水結合比	45%、55%
結合材種類	普通ポルトランドセメント、中庸熟ポルトランドセメント、普通ポルトランドセメント+フライアッシュ
骨材種類	硬質砂岩、石灰岩

※1 : 105°C、150°C、200°C、300°Cのみ、※2 : 105°Cのみ

以上で示したとおり、事故を想定した上で加熱温度・期間をパラメータとして行われた実験においても、Eurocode2^[1]による評価結果が圧縮強度残存比についてはおおむね実験の範囲内であり、ヤング係数残存比については試験の下限值を示すことが確認できる。

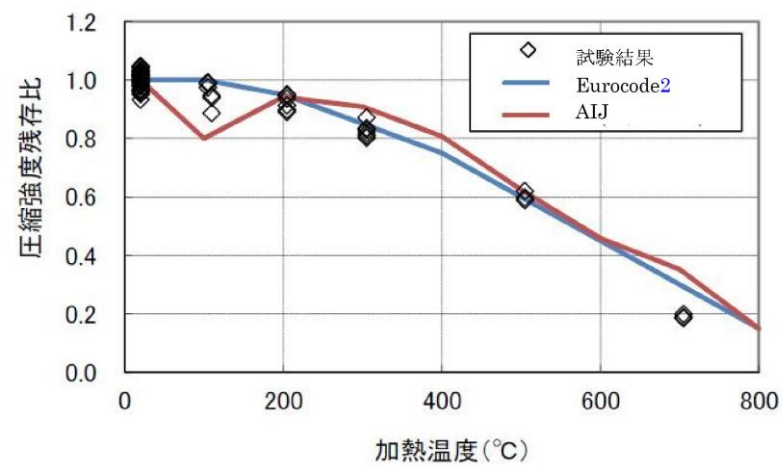
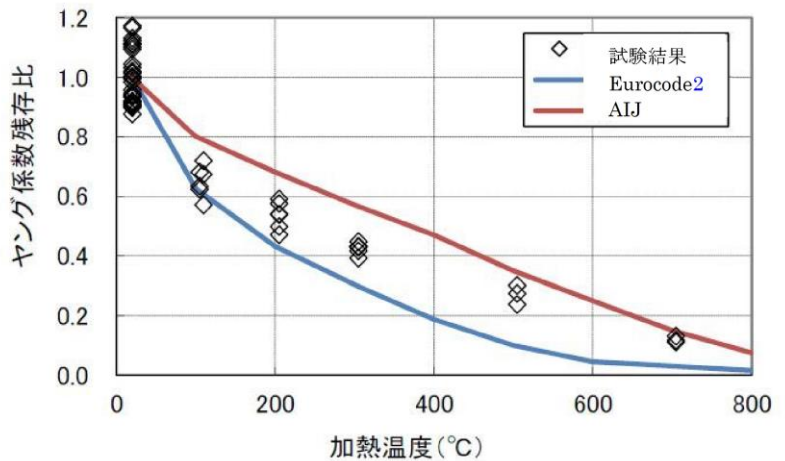
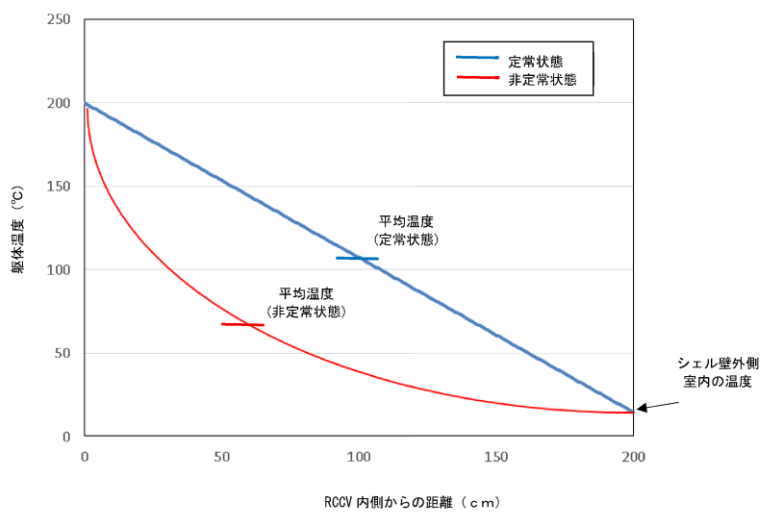


図-4 圧縮強度残存比と加熱温度の関係 ([5]より引用, 一部加筆)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="154 655 920 735">図-5 ヤング係数残存比と加熱温度の関係 ([5]より引用, 一部加筆)</p> <p data-bbox="154 787 920 829">(5) Eurocode2 の妥当性に関する考察</p> <p data-bbox="154 840 920 1008">コンクリートの圧縮強度について, Eurocode 2^[1] の残存比と, 既往の実験データや国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」の実験データを比較し, Eurocode2^[1] による評価結果が実験データの範囲内にあることを確認した。</p> <p data-bbox="154 1018 920 1228">コンクリートのヤング係数について, Eurocode 2^[1] の応力-ひずみ曲線により定まる高温時のヤング係数残存比と, 既往の実験データや国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」の実験データを比較し, Eurocode2^[1] が実験データのおおむね下限値を示すことを確認した。</p> <p data-bbox="154 1239 920 1449">Eurocode2^[1] は, 先行審査における高温環境時のコンクリートのヤング係数残存比の評価に適用実績のあるAIJガイドブックと比較して, ヤング係数を低めに評価するという傾向の違いはあるものの, 剛性低下を大きく評価することからひずみの評価に対しては保守的な設定となると考えられる。</p> <p data-bbox="154 1459 920 1585">以上より, 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の高温環境時の影響評価に用いる資料として, Eurocode2^[1] を用いることは妥当であると考えられる。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) 参考文献</p> <p>[1]European Committee for Standardization: “Eurocode 2: Design of concrete structures”, European Committee for Standardization, 2004 年</p> <p>[2]日本建築学会: “構造材料の耐火性ガイドブック”, 2 版, 2009 年</p> <p>[3]日本コンクリート工学会: “コンクリートの高温特性とコンクリート構造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書”, 2012</p> <p>[4]平子ほか: 鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評価 (2) 材料試験 (計画), 日本建築学会大会学術講演梗概集, 2016</p> <p>[5]抱ほか: 鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評価 (3) 材料試験 (試験結果), 日本建築学会大会学術講演梗概集, 2016</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考6-補足2]</p> <p>200℃, 0.62MPa 条件時のRCCV躯体平均温度の考え方について</p> <p>1. はじめに</p> <p>参考6の200℃, 0.62MPaの温度圧力履歴を受けた後のRCCVの耐震性評価において、200℃, 0.62MPa時のRCCV躯体の平均温度を110℃と評価して検討を実施している。以下では躯体平均温度設定の考え方について示す。</p> <p>2. 想定する条件</p> <p>原子炉建屋の地震応答解析で考慮する耐震要素としては、外壁軸とRCCV軸に分かれるが、RCCV軸を対象として躯体平均温度を設定する。</p> <p>考慮した温度条件としては、RCCV内部は200℃とし、RCCV外側の温度条件としては、原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常運転時)を考慮している。原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常運転時)では、RCCV外側の温度を14.5℃(地下階)及び17.5℃(地上階)として評価しており、今回の躯体温度設定においてはその温度を準用することとした。</p> <p>3. 定常状態と非常状態の関係について</p> <p>定常状態と非常状態の概念図を図-1に示す。時間経過により非常状態の温度分布は定常状態に近づくこととなる。定常状態を仮定した場合は、温度の勾配が一定となることから、躯体の平均温度はシェル壁外側の温度とRCCV内部の温度の平均値となる。今回はRCCV外側の室内の温度を14.5℃若しくは17.5℃と想定しており、その際の平均温度は107.25℃若しくは108.75℃となるため、一律110℃と設定している。</p> <p>なお、SA後にRCCV内部がピーク温度となる時間はDBと比べて比較的長時間ではあるものの、定常状態には至らないと考えられることから、今回の解析において、RCCV内部をピーク温度として定常状態を想定することは、躯体の温度を保守的に高めに見積もっていることとなるものと考えている。</p> <p>また、参考6で実施したパラメータスタディにおいては、上記の通りRCCV外側の室内の温度を設計時の冬期の温度条件を参考としたが、仮にSA時におけるRCCV外側の室内の最高温度(66℃)を想定した場合の影響についても考察する。この温度に対して定常状態を仮定すると躯体平均温度は133℃となり、</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>Eurocode2に基づきヤング係数残存比を評価すると0.56となる。参考6の検討で考慮したヤング係数残存比は0.60であり、その差異は小さく、仮にヤング係数残存比を0.56として評価を実施した場合も現状の評価により得られた見通しへの影響は無いものと考えられる。</p>  <p>図-1 定常状態と非常状態の躯体内温度分布 (概念図)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																
<p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p>		<p style="text-align: right;">参考7</p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p>	<p>・設計値及び解析結果の相違</p>																																																																																																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd : 8.37</td> <td>Sd : 299</td> <td>Sd : 8.37</td> <td>Sd : 299</td> <td rowspan="2">DB条件がSA条件を包絡</td> </tr> <tr> <td>Ss : 8.37</td> <td>Ss : 299</td> <td>Ss : 8.37</td> <td>Ss : 299</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器支持スカート</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器基礎ボルト</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器スタビライザ</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 0.62</td> <td>Sd : 168</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss : -0.014 (通常運転)</td> <td>Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)</td> <td>Ss : 0.15</td> <td>Ss : 78</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管貫通部</td> <td>Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 0.62</td> <td>Sd : 168</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss : -0.014 (通常運転)</td> <td>Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)</td> <td>Ss : 0.15</td> <td>Ss : 78</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	DB条件		SA条件		備考	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	原子炉圧力容器	Sd : 8.37	Sd : 299	Sd : 8.37	Sd : 299	DB条件がSA条件を包絡	Ss : 8.37	Ss : 299	Ss : 8.37	Ss : 299	原子炉圧力容器支持スカート	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉圧力容器基礎ボルト	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉圧力容器スタビライザ	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉格納容器	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168		Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78	原子炉格納容器配管貫通部	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168		Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">地震動</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td rowspan="2">DB条件がSA条件を包絡</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器支持スカート</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>298</td> <td>—</td> <td>298</td> <td rowspan="2">原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>298</td> <td>—</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器基礎ボルト</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>【通常時】57 【LOCA後】171</td> <td>—</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>57</td> <td>—</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管貫通部</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電気配線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>100*1 66*2</td> <td>—</td> <td>—</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>100*1 66*2</td> <td>—</td> <td>110*1 66*2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>100*1 66*2</td> <td>—</td> <td>—</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>100*1 66*2</td> <td>—</td> <td>116*1 100*2</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡	Ss	8.28	298	8.28	298	原子炉圧力容器支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度	Ss	—	298	—	298	原子炉圧力容器基礎ボルト	Sd	—	【通常時】57 【LOCA後】171	—	181		Ss	—	57	—	62	原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器配管貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100*1 66*2	—	—		Ss	—	100*1 66*2	—	110*1 66*2	低圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100*1 66*2	—	—		Ss	—	100*1 66*2	—	116*1 100*2	<p>【柏崎 6/7】</p>
施設名称		DB条件		SA条件			備考																																																																																																																																																																												
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器	Sd : 8.37	Sd : 299	Sd : 8.37	Sd : 299	DB条件がSA条件を包絡																																																																																																																																																																														
	Ss : 8.37	Ss : 299	Ss : 8.37	Ss : 299																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器支持スカート	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器基礎ボルト	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器スタビライザ	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168																																																																																																																																																																															
	Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器配管貫通部	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168																																																																																																																																																																															
	Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78																																																																																																																																																																															
施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考																																																																																																																																																																													
		圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)																																																																																																																																																																														
原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡																																																																																																																																																																													
	Ss	8.28	298	8.28	298																																																																																																																																																																														
原子炉圧力容器支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度																																																																																																																																																																													
	Ss	—	298	—	298																																																																																																																																																																														
原子炉圧力容器基礎ボルト	Sd	—	【通常時】57 【LOCA後】171	—	181																																																																																																																																																																														
	Ss	—	57	—	62																																																																																																																																																																														
原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																														
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																														
原子炉格納容器配管貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																														
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																														
原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																														
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																														
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100*1 66*2	—	—																																																																																																																																																																														
	Ss	—	100*1 66*2	—	110*1 66*2																																																																																																																																																																														
低圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100*1 66*2	—	—																																																																																																																																																																														
	Ss	—	100*1 66*2	—	116*1 100*2																																																																																																																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)					東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
施設名称	DB条件		SA条件		備考	施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考			
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)				圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)				
原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd : 0.250 (ドライウエル) 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル) 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168		原子炉補機冷却水ポンプ	Sd	—	185*1 66*2	—	—				
	Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル) 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78			Ss	—	185*1 66*2	—	185*1 100*2				
高圧炉心注水系ポンプ	—	Sd : 100 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		原子炉補機海水ポンプ	Sd	—	85*1 55*2	—	—				
	—	Ss : 100 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	Ss : 120 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 100 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)			Ss	—	85*1 55*2	—	100*1 100*2				
残留熱除去系ポンプ	—	Sd : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		原子炉補機冷却水系ポンプ	Sd	1.37	85*3 50*2	—	—				
	—	Ss : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	Ss : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 100 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)			Ss	1.37	85*3 50*2	1.37	85*1 50*2				
原子炉補機冷却水系ポンプ	—	Sd : 70 (ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		原子炉補機海水ポンプ	Sd	—	50*1,2	—	—				
	—	Ss : 70 (ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	Ss : 70 (ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)			Ss	—	50*1,2	—	50*1,2				

*1 : ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値
 *2 : 基礎ボルト, 原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値
 *3 : 胴板, 脚の耐震評価に使用している値

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)		東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)		島根原子力発電所 2号炉		備考
施設名 称	DB条件		SA条件		備考	
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)		
原子炉補機冷却水系熱交換器	S d : 1.37	S d : 70	—	—		
	S s : 1.37	S s : 70	S s : 1.37	S s : 70		
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	S d : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		
	—	S s : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	S s : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)		
<p><補足事項></p> <ul style="list-style-type: none"> ・本表において耐震評価に用いる温度, 圧力を記載。ただし, SA条件において原子炉格納容器雰囲気に記載している場合はDB条件においても原子炉格納容器雰囲気における条件を記載。 ・原子炉圧力容器は, 胴板を代表して記載。 						

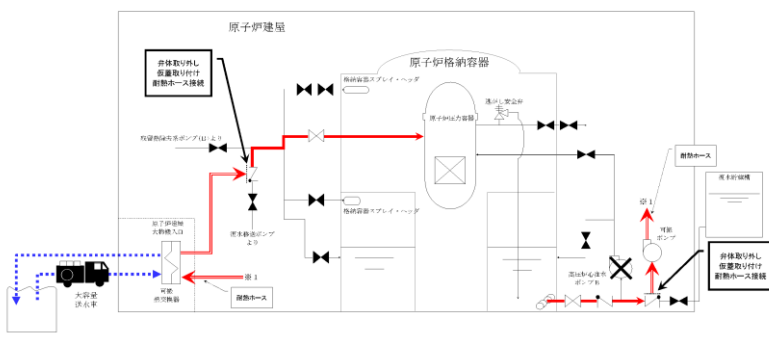
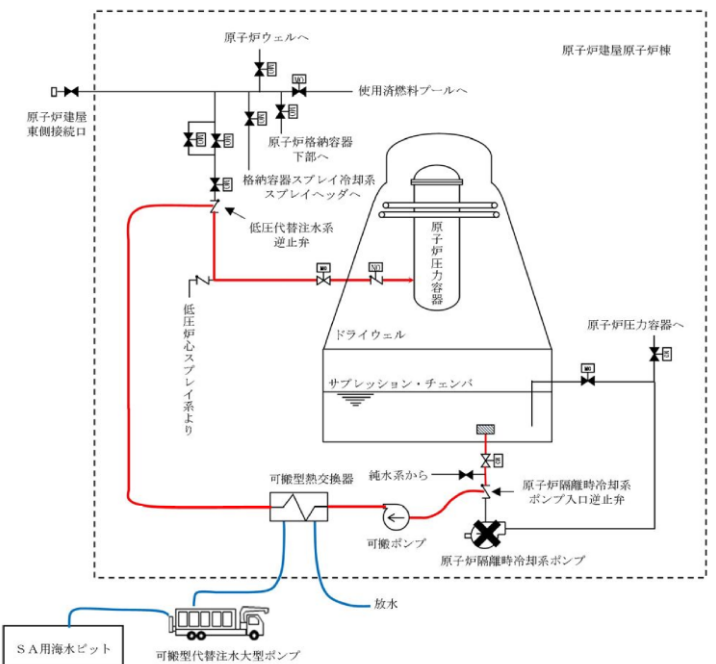
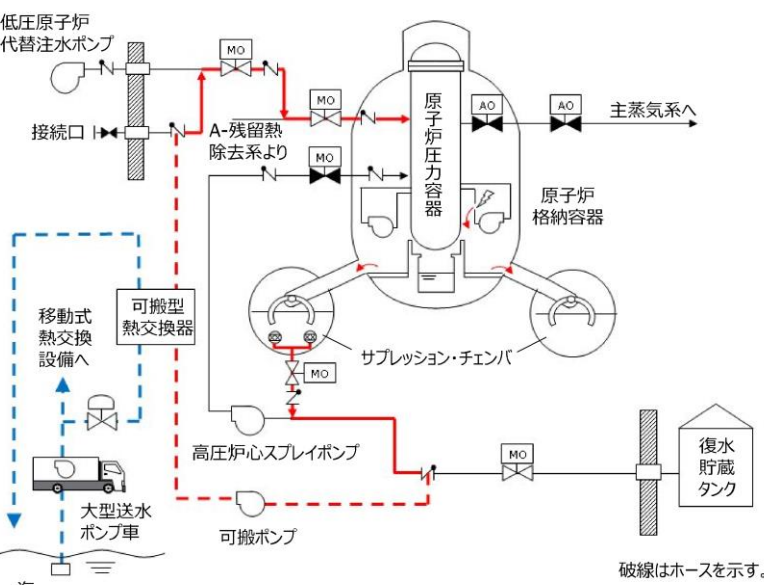
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象と</p>	<p>[参考7]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)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して想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象と</p>	<p style="text-align: right;">参考8</p> <p>[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=Sクラス施設)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して想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのためB、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおけるB、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、B、Cクラス施設損傷による過渡事象として</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>して「外部電源喪失」を考慮している。また、<u>耐震B</u>、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして、問題のないことを確認することとする。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p><u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損した場合であっても、<u>耐震S</u>クラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>耐震S</u>クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを記載している。この中で、<u>耐震B</u>、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>給水流量の全喪失</u>」「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。<u>なお、タービントリップは主蒸気止め弁が閉鎖する事象であり、負荷の喪失事象におけるタービン蒸気加減弁閉鎖と同様事象であり、本プラントにおける過渡解析で評価している事象は「負荷の喪失」である。</u></p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p><u>耐震S</u>クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、<u>耐震S</u>クラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は<u>少なからず</u>存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>して「外部電源喪失」を考慮している。また、<u>耐震B</u>、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており、<u>問題のないことを確認している。</u></p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p><u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損した場合であっても、<u>耐震S</u>クラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>耐震B</u>、Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、<u>耐震B</u>Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。</p> <p>B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。<u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて東海第二発電所として、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p><u>耐震S</u>クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、<u>耐震S</u>クラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は<u>少なからず</u>存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>「外部電源喪失」を考慮している。また、B、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして<u>確認しており、問題のないことを確認することとする。</u></p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p>B、Cクラス施設が破損した場合であっても、Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>B</u>、<u>C</u>クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、<u>B</u>、<u>C</u>クラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>全給水流量喪失</u>」「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。</p> <p><u>B</u>、<u>C</u>クラス施設損傷による過渡における荷重は、<u>タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B</u>、<u>C</u>クラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて島根2号炉として、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p>Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因でSクラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、SクラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	

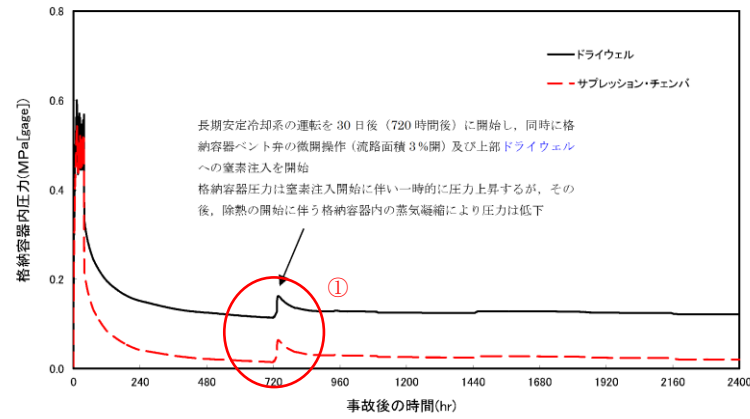
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(補足) 耐震B, Cクラス施設破損による荷重の影響</p> <p>B, Cクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、外部電源喪失による影響を含め、タービン側破損による主蒸気流量のしゃ断、給水流量の喪失、若しくは、電源系の機能喪失による原子炉給水ポンプ及び原子炉冷却材再循環ポンプの停止が外乱となる。設計基準における「運転時の異常な過渡変化」は、これらの機能が喪失又は誤動作するということを前提に評価を行っており、耐震B, Cクラス施設破損による荷重の影響は、「運転時の異常な過渡変化」のうち「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」による荷重に包絡される。</p> <p>このうち、以下の理由によりタービン側破損に伴う外乱は「負荷の喪失」で、給水ポンプの停止に伴う外乱は「給水流量の全喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。</p> <p>－「負荷の喪失」の過渡解析では、蒸気加減弁の急速閉鎖による圧力上昇に加えて、タービンバイパス弁の不作動を仮定している。このため、過渡解析における荷重に対するタービン側破損による外乱としては、厳しい組合せを想定していると言える。</p> <p>－「給水流量の全喪失」の過渡解析では、給水ポンプ停止による全ての給水流量の喪失を仮定している。</p> <p>－「外部電源喪失」の過渡解析では、外部電源の喪失に伴う給水流量の喪失や炉心流量の低下を仮定している。</p> <p>－「負荷の喪失」と「給水流量の全喪失」及び「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮した場合、「給水流量の全喪失」は「外部電源喪失」で発生する事象であることから、「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮すればよい。この場合、タービン蒸気加減弁の閉鎖により原子炉がスクラムすること及び給水流量の喪失や炉心流量の低下が生じることにより原子炉圧力の観点で「負荷の喪失」より厳しくならない。したがって、「負荷の喪失」「給水流量の全喪失」「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>代替循環冷却系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約15日後には、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u>が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>が使用できないため格納容器ベントにより格納容器の除熱を行う。<u>格納容器ベント</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>代替循環冷却系</u>より遅く、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u>が最高使用温度の104℃を下回るのは約35日後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器ベント</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系の補修</u>による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。また、<u>残留熱除去系の機能回復</u>が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。既設設備である<u>残留熱除去系</u>の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を実施する。</p>	<p>〔参考8〕重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。<u>重大事故等時、代替循環冷却系を使用することにより原子炉格納容器内温度を100℃未満に低下させることができる。</u></p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>代替循環冷却系</u>も使用できなくなるが、<u>この場合には格納容器ベントを行うことにより原子炉格納容器除熱を行う。格納容器ベントによる除熱では、サブプレッション・プール水温が飽和状態で維持されることとなるため、サブプレッション・プール水温を100℃未満にできず、サブプレッション・プール最高使用温度近くで長期間推移することとなる。</u></p> <p>そのため、<u>原子炉格納容器温度低減対策</u>として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生30日後の崩壊熱が除去可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時、<u>格納容器ベント</u>による原子炉格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系を補修により復旧し、原子炉格納容器の除熱を実施するが、残留熱除去系の機能回復が困難な場合を想定し、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>による原子炉格納容器除熱」を構築する。</p>	<p style="text-align: right;">参考9</p> <p>〔参考9〕重大事故等時の長期安定冷却手段について</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、<u>残留熱代替除去系</u>により格納容器内温度は緩やかに低下し約177時間後には、<u>サブプレッション・チェンバ水温度</u>が最高使用温度の104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>しかし、<u>残留熱除去系熱交換器</u>が使用できない場合は、<u>残留熱代替除去系</u>が使用できないため格納容器フィルタベント系により格納容器の除熱を行う。<u>格納容器フィルタベント系</u>による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は<u>残留熱代替除去系</u>より遅く、<u>サブプレッション・チェンバ水温度</u>が最高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。</p> <p>そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。</p> <p>重大事故等時において、<u>格納容器フィルタベント系</u>による格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系の補修</u>による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。また、<u>残留熱除去系の機能回復</u>が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. <u>可搬型格納容器除熱系</u>による格納容器除熱」を構築する。<u>既設設備である残留熱除去系</u>の使用を優先するが、<u>復旧が困難な場合はこの可搬型格納容器除熱系による除熱を</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「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）」）</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違（有効性評価「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）」）</p>

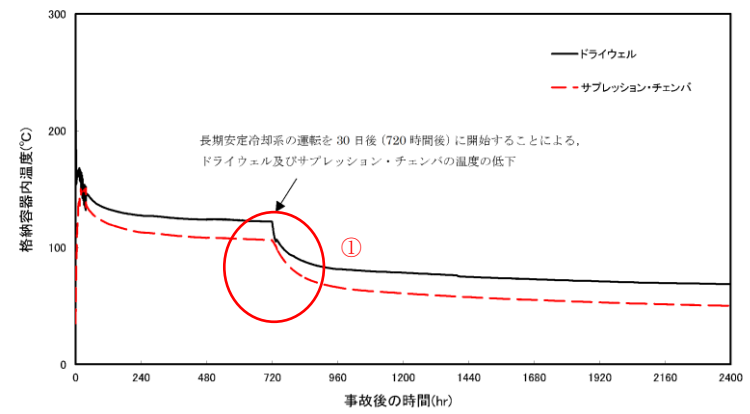
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。<u>これに加え、「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系（以下、SPCUという）を用いた除熱」を構築し、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「<u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1 表 重大事故等時における格納容器除熱手段</u></p> <table border="1" data-bbox="172 751 902 976"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替循環冷却系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器ベントによる除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</td> <td>本資料2. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。</p> <p>1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、<u>高圧炉心注水系（以下、HPCFという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバ・プール水を供給し、そこで除熱した水を残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p><u>また、可搬ポンプを用いた可搬型格納容器除熱系に加え、常設のSPCUポンプを用いた「可搬熱交換器及びSPCUポンプを用いた除熱」の手段を整備する。詳細は「2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた除熱」で示す。</u></p>	除熱手段	備考	代替循環冷却系による除熱		格納容器ベントによる除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す	代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱</p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を復旧し、サブプレッション・プール水の冷却を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、<u>可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱を構築する。</u></p> <p style="text-align: center;">この対応には、可搬型設備を運搬・設置する等の作業を伴うが、事前に可搬型設備等を準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p>	<p>実施する。本書では、<u>それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。</u></p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「<u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱</u>」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考9－補足1〕に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>参考1 表 重大事故等時における格納容器除熱</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 760 2496 949"> <thead> <tr> <th>除熱手段</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱代替除去系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による除熱</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系の補修による除熱復旧</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</td> <td>本資料1. で成立性を示す</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱</td> <td>補足1で成立性を示す</td> </tr> </tbody> </table> <p>本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない</p> <p>1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱</p> <p><実現可能性></p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッション・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系は、<u>高圧炉心スプレイ系（以下、HPCSという）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水を低圧原子炉代替注水系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成</u>であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、<u>長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p>	除熱手段	備考	残留熱代替除去系による除熱		格納容器フィルタベント系による除熱		残留熱除去系の補修による除熱復旧		可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す	原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p>
除熱手段	備考																												
代替循環冷却系による除熱																													
格納容器ベントによる除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱	本資料2. で成立性を示す																												
代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												
除熱手段	備考																												
残留熱代替除去系による除熱																													
格納容器フィルタベント系による除熱																													
残留熱除去系の補修による除熱復旧																													
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料1. で成立性を示す																												
原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足1で成立性を示す																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCFポンプの吸込配管にある「HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大容量送水車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟大物搬入口に設置する可搬型熱交換器と接続する構成とする。可搬型熱交換器の出口側については<u>低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁</u>と耐熱ホースで接続する構成とする。可搬型熱交換器の二次系については、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大型送水ポンプ車</u>により海水を通水できる構成とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違
			<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違
<p>参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概要図</p>	<p>図1 可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統概略図</p>	<p>参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
<p align="center"><u>参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="163 262 908 493"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器ベントによる除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る160m³/hとし、格納容器圧力逃がし装置は微開（流路面積3%開）とするとともに不活性ガス系より窒素ガスを600m³/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示す通り、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器圧力逃がし装置は微開とした上で、不活性ガス系より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要期間	HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p align="center"><u>表1 可搬型原子炉格納容器除熱系の構築に必要な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="949 262 1694 590"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬型熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系における除熱効果を確認するため、「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）」において、事象発生30日後まで格納容器ベントによる除熱を行った後、格納容器ベントを停止し、可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施した場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱除去相当以上の流量として100m³/hとし、低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水及び格納容器ベントを停止するとともに、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、可搬型窒素供給装置によりドライウェル及びサプレッション・チェンバ内へ窒素を注入（総注入流量400m³/h）する。</p> <p>図2～4に原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温の推移を示す。図3及び図4に示すとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系により、原子炉格納容器気相部温度、サプレッション・プール水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器圧力逃がし装置により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型原子炉格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・プール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型原子炉格納容器除熱系の運転を開始する前には、原子炉格納容器内が負圧となることを防止及び原子炉格納容器内の不活性化のために、原子炉格納容器内へ窒素を注入する。</p>	作業	所要期間	原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬型熱交換器準備	通水試験等	<p align="center"><u>参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 262 2481 453"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付</td> <td rowspan="4">これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> </tr> </tbody> </table> <p><効果></p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る <input type="text" value=""/> m³/hとし、格納容器フィルタベント系は微開（流路面積3%開）とするとともに可搬式窒素供給装置により窒素ガスを100m³/h注入する。</p> <p>参考2～4 図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考3 図及び参考4 図に示すとおり、格納容器気相部温度、サプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。</p> <p>なお、本評価のように、格納容器フィルタベント系により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型格納容器除熱系）の運転を開始する場合、サプレッション・チェンバ水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器フィルタベント系は微開とした上で、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要時間	HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。	可搬ポンプ準備	可搬熱交換器準備	通水試験等	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 窒素ガス注入量</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性</p>
作業	所要期間																							
HPCFポンプ吸込ラインの逆止弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要期間																							
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁と低圧代替注水系（可搬型）逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬型熱交換器準備																								
通水試験等																								
作業	所要時間																							
HPCSポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。																							
可搬ポンプ準備																								
可搬熱交換器準備																								
通水試験等																								



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

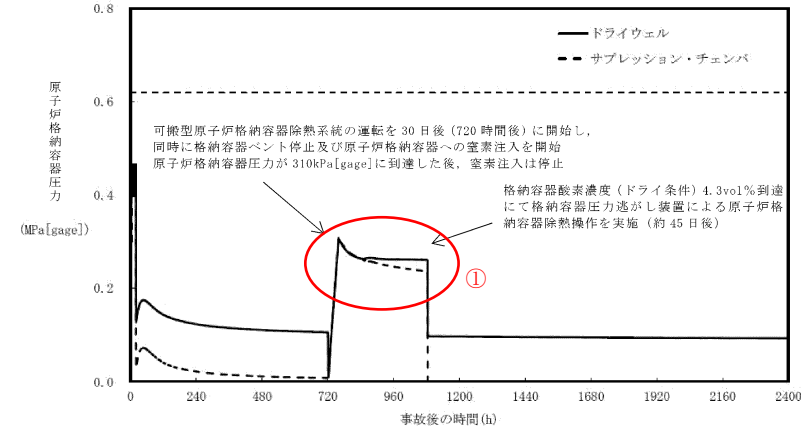


図2 原子炉格納容器圧力の推移

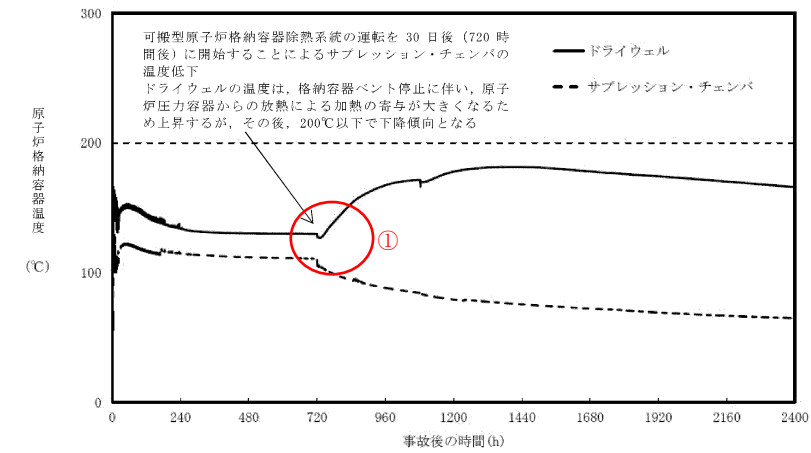
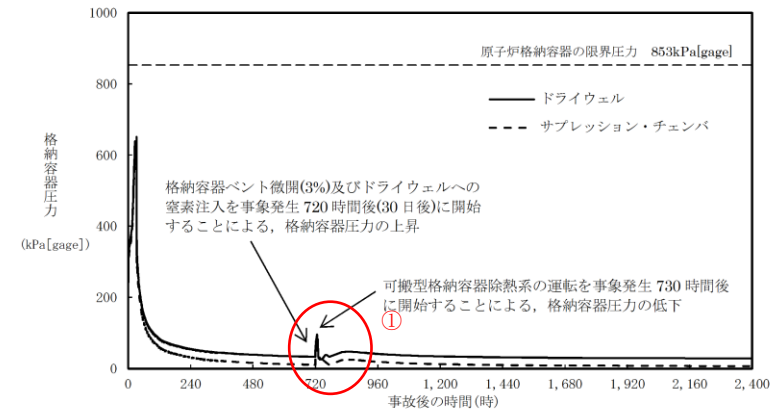
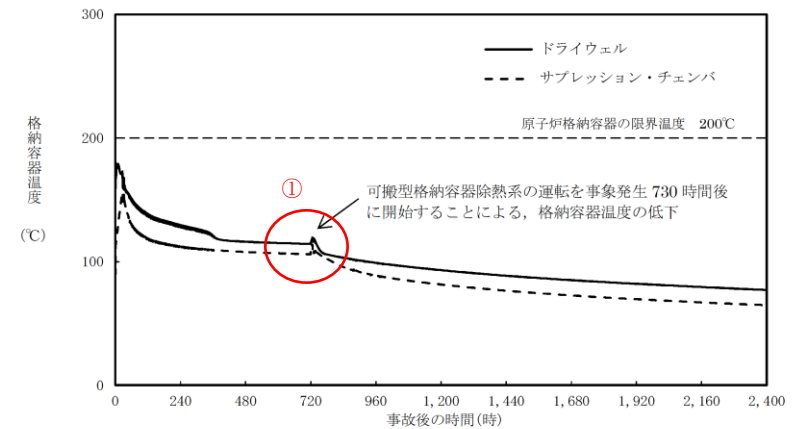


図3 原子炉格納容器気相部温度の推移



参考2 図 格納容器圧力の推移



参考3 図 格納容器気相部温度の推移

ガスの蓄積を防止するために、格納容器ベントを停止せず、微開にする運用としている。

・解析結果の相違

【柏崎6/7】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始以降、設備容量等の違いにより、蒸気凝縮による急激な圧力低下が生じる。

【東海第二】

①島根2号炉は、ベント微開とするため、可燃性ガスは蓄積しない。(東海第二では、ベント閉止するため、可燃性ガス濃度の上昇により再度ベントをしており、格納容器圧力の増減がある)

・解析結果の相違

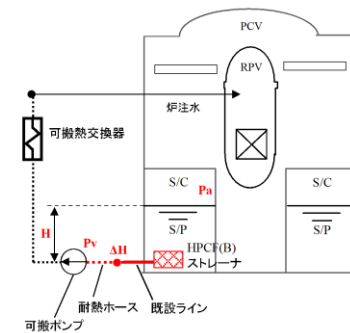
【柏崎6/7、東海第二】

①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的に格納容器温度が上昇する。

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系の開始前に、窒素を注入することによる格納容器の圧力上昇により一時的にサブプレッション・チェンバ水温が上昇する。</p>
<p>参考4 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>図4 サプレッション・プール水温度の推移</p>	<p>参考4 図 サプレッション・チェンバ水温の推移</p>	
<p><系統成立性評価></p>	<p><系統成立性評価></p>	<p><系統成立性評価></p>	
<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型原子炉格納容器除熱系統は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋原子炉棟地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが、系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p>
<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>① ポンプのNPSH評価</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p>
<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(HPCF常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。 このため、本評価では図5の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力(サブプレッション・チェンバ)、サブプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(原子炉隔離時冷却系配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで、ポンプの成立性を確認する。 有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表2に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバのプール水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管(HPCS常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH 評価

参考3表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa [gauge]) とする
Pv	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温 105℃での飽和蒸気圧 (水頭換算値)
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (T.M.S.L. 6000) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下3階床上1mを想定し T.M.S.L. -7200とする。
ΔH			HPCF ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (6号炉 <input type="text"/> m³/h, 7号炉 <input type="text"/> m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (6号炉 <input type="text"/> m³/h, 7号炉 <input type="text"/> m³/h) HPCF ストレーナの圧損 (6号炉 <input type="text"/> m³/h, 7号炉 <input type="text"/> m³/h) 合計
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L. : 東京湾平均海面

有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

Pa : 水源気相部の圧力 [m]
 Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]
 H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]
 ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]

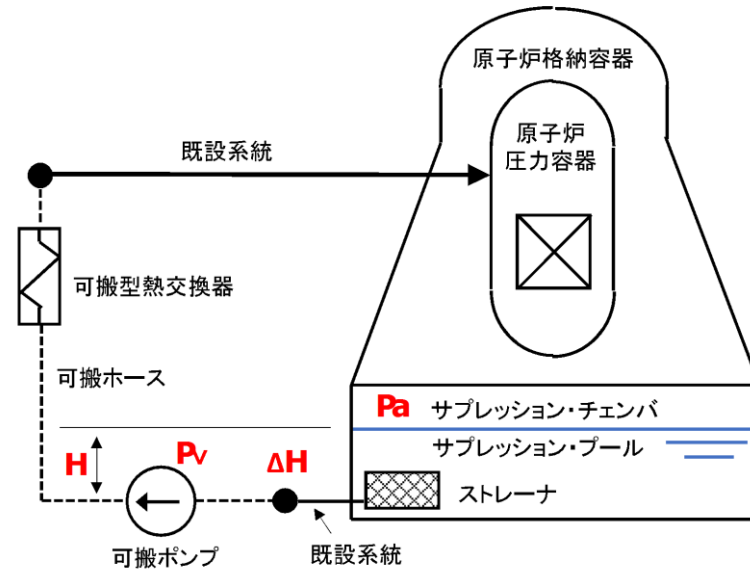
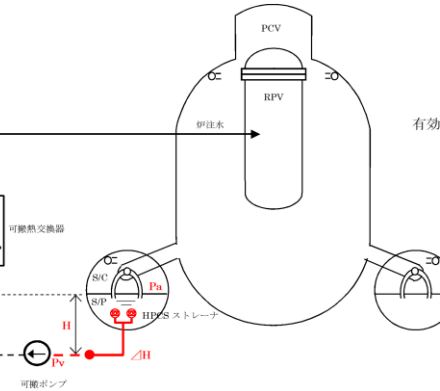


図5 可搬型原子炉格納容器除熱系統のNPSH 評価

表2 NPSH 評価結果

項目	評価条件	設定根拠
Pa	サブプレッション・チェンバ圧力 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・チェンバ圧力 (0.143MPa) の水頭換算値
Pv	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	14.6m 安全解析における事故発生30日後のサブプレッション・プール水飽和温度 110℃での飽和蒸気圧
H	サブプレッション・プール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	約 5.9m サブプレッション・プール水位は通常最低水位 (EL. 2.9m) とし、可搬ポンプ軸レベルは原子炉建屋原子炉棟地下2階床上1mを想定し EL. -3.0m とする。
ΔH	吸込配管圧損 (原子炉隔離時冷却系配管) 吸込配管圧損 (耐熱ホース) 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損 合計	原子炉隔離時冷却系ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (100m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (100m³/h) 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損 (100m³/h) 配管, ホース, ストレーナ圧損合計
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効性NPSH > 必要NPSH



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH 評価

参考3表 NPSH 評価結果

項目	2号炉	設定根拠
Pa	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/C圧力の水頭圧換算
Pv	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温105℃での飽和蒸気圧 (水頭換算値)
H	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (EL. 5778) とし、可搬ポンプ吸込口レベルは原子炉建屋地下2階床上0.5mを想定し EL. 1800とする。
ΔH		HPCS ストレーナ~耐熱ホース取付箇所までの配管の圧損 (<input type="text"/> m³/h) 可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (<input type="text"/> m³/h) HPCS ストレーナの圧損
有効NPSH	3.1m	Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH	2.0m	可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH ≥ 必要NPSH

- ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ・設備の相違 【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により6号炉では□m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図及び参考7図に示す通り、6号炉では□m³/h以上、7号炉では□m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉の系統流量□m³/h時、7号炉の系統流量□m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="172 905 893 1293" style="border: 1px solid black; height: 185px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (6 号炉)</p> <div data-bbox="172 1430 893 1801" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考7 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果 (7 号炉)</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の系統流量は、後述する評価により 100m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点が、ポンプの動作点となるため、そのポンプの動作点の流量を確認する。</p> <p>その結果は図6 に示すとおり、100m³/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 100m³/h 時の圧力損失を表3 に示す。</p> <div data-bbox="961 909 1682 1293" style="border: 1px solid black; text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図6 可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量評価結果</p>	<p>② 流量評価</p> <p>可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図に示す通り、□m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量□m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p> <div data-bbox="1760 741 2481 1320" style="border: 1px solid black; height: 276px; width: 243px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">参考6 図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: center;">・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

参考4表 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉
配管・弁類圧力損失	常設ライン		
	耐熱ホース		
	可搬熱交換器		
静水頭	水源	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)	T. M. S. L. -1200 (通常最低水位)
	注水先		
圧力差	水源	0. 014MPa	0. 014MPa
	注水先	0. 12MPa	0. 12MPa
		11. 3m	11. 3m
システム抵抗 (圧力損失)			

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は6号炉では m³/h以上、7号炉では m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6. 5MW) を除熱できることを確認した。

参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃
		1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h (6号炉) <input type="text"/> m ³ /h (7号炉)
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	900m ³ /h

表3 圧力損失内訳

流量		100m ³ /h	
配管・弁類圧力損失	常設ライン		
	耐熱ホース		
	可搬型熱交換器		
静水頭	水源	EL. 2. 9m (通常最低水位)	
	注水先		
圧力差	水源	0. 465MPa	
	注水先	0. 920MPa	
		約 46. 4m	
システム抵抗 (圧力損失)			

③ 除熱量評価

②の評価結果のとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系統の流量は100m³/h以上確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

評価条件は表4に示すとおりであり、可搬型熱交換器の性能及び可搬型代替注水大型ポンプによる海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約5. 7MW) を除熱できることを確認した。

表4 可搬型熱交換器の除熱量評価条件

可搬型熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃
		1次側流量	100m ³ /h
	海水系	海水温度	32℃
		海水流量	300m ³ /h

参考4表 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		2号炉	
配管・弁類圧力損失	常設ライン		
	耐圧ホース		
	可搬熱交換器		
静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)	
	注入先		
圧力差	水源	1. 4m	
	注入先	2. 9m	
		1. 5m	
システム抵抗 (圧力損失)			

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

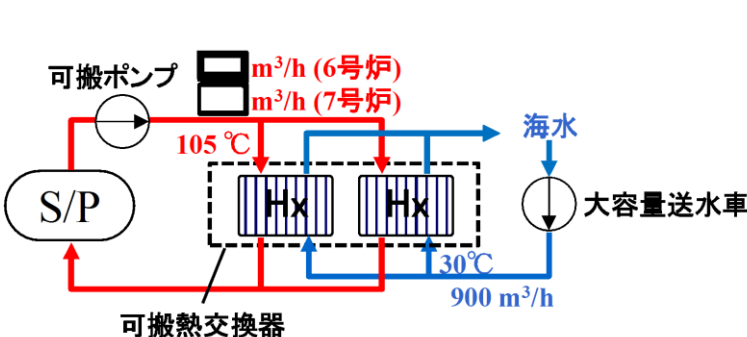
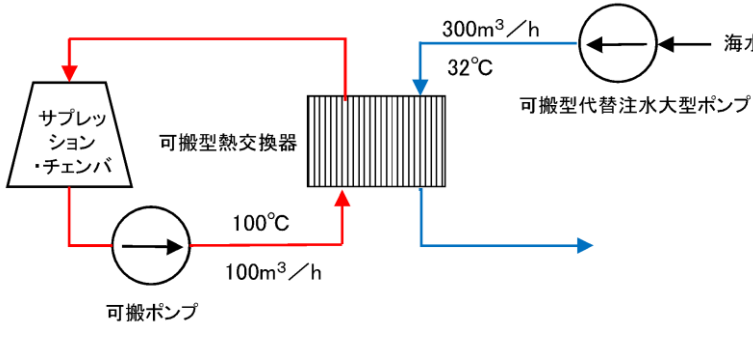
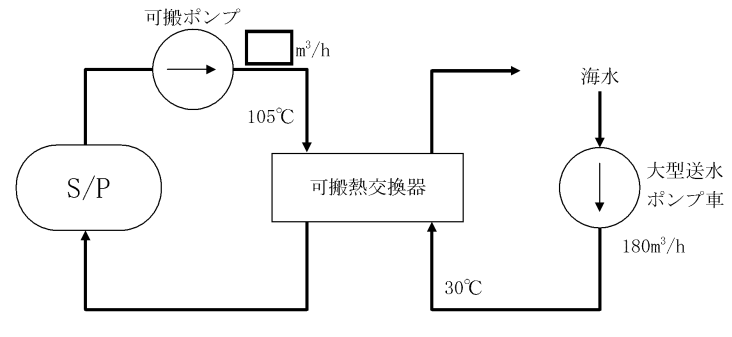
評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3. 9MW) を除熱できることを確認した。

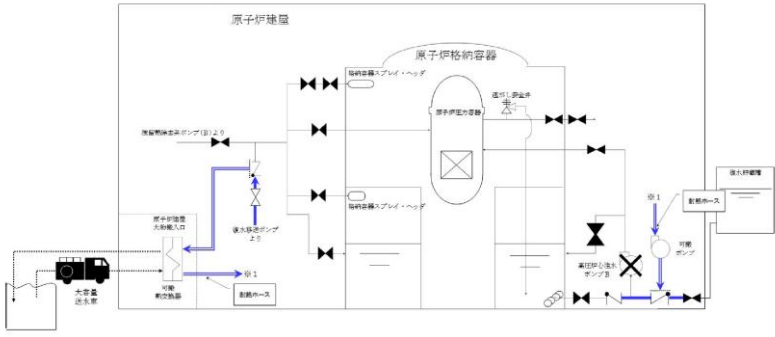
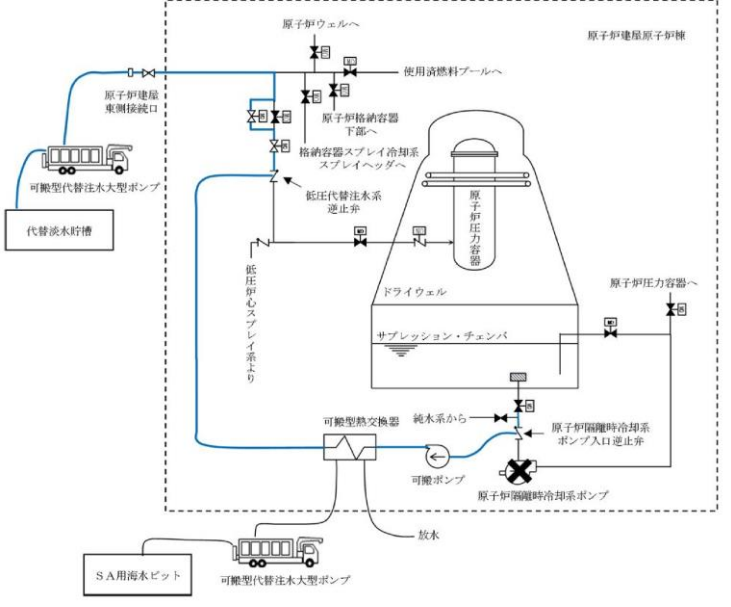
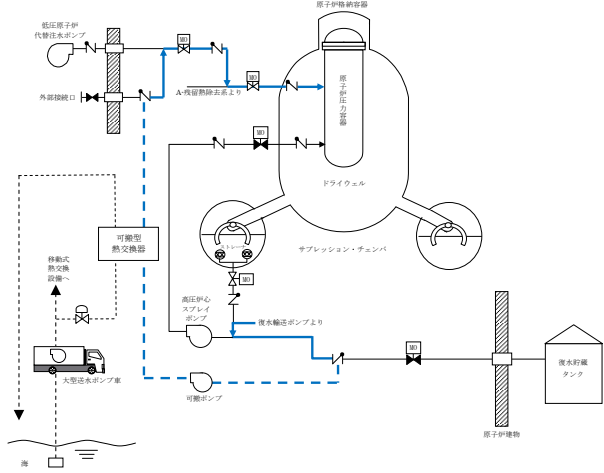
参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件


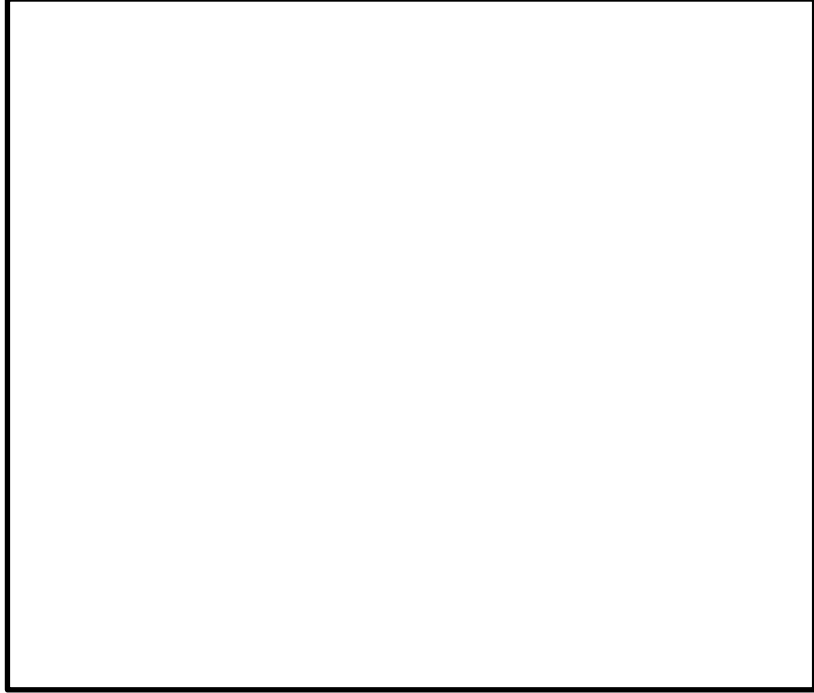
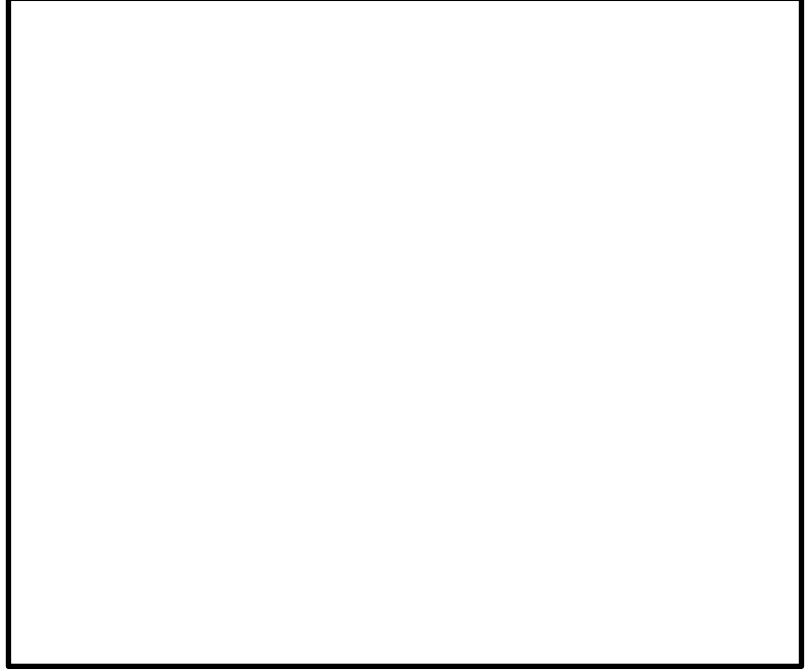

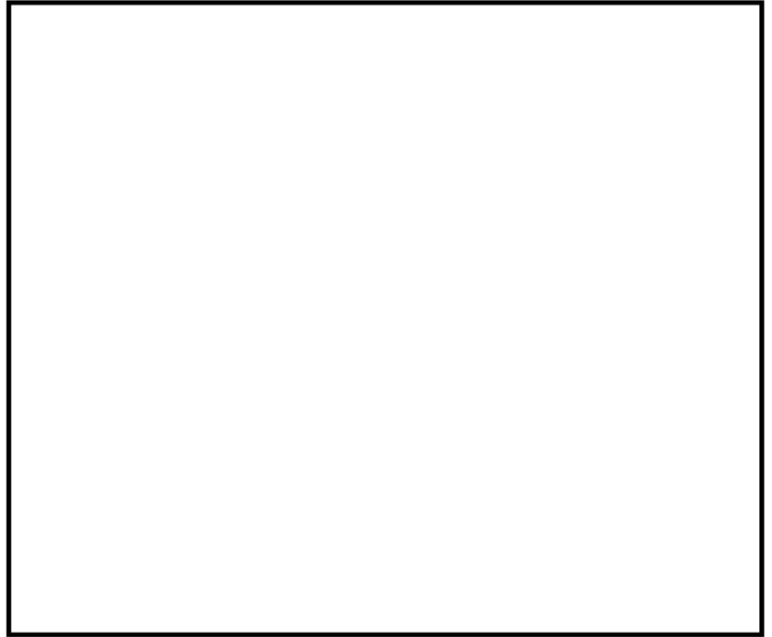



可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃
		1次側流量	<input type="text"/> m ³ /h
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	180m ³ /h

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

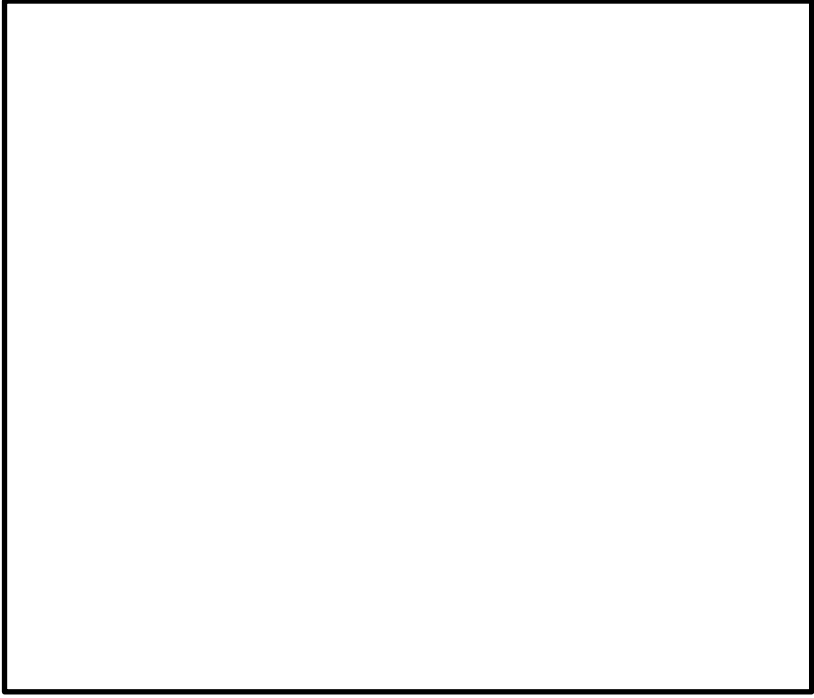

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
崩壊熱の相違
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>参考8図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	 <p>図8 可搬型原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図</p>	 <p>参考7図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p>	<p>備考</p>
<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCFポンプB室(T.M.S.L.-8200)のHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCFポンプB室前通路</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋1階大物搬入口(T.M.S.L.12300)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, B系弁室(T.M.S.L.12300)の<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」及び「③除熱量評価」の結果から, 可搬型原子炉格納容器除熱系統は事故後30日後の崩壊熱相当(約5.7MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要を以下に示す。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室(EL.-4.0m)の原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプの入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建屋原子炉棟1階大物搬入口(EL.8.2m)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また, <u>低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL.20m)の上蓋及び弁体</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出</p>	<p>以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系の概要</p> <p>可搬ポンプ, 可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p><u>HPCSポンプ室(EL.1300)のHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>に取り付けた耐熱ホースを, <u>HPCSポンプ室</u>に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し, 可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口(EL.15300)に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。また, <u>原子炉建物1階(EL.15300)のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋</u>を取り外し, 上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け, その仮蓋に耐熱ホースを接続し, 可搬熱交換器出口側フラ</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 崩壊熱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系統は逆止弁に対して逆流方向から流れるため, 逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから, 弁体の取り外しは不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違。また, 島根2号炉の本系統</p>

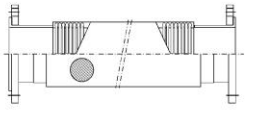
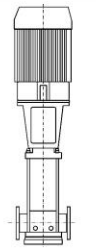
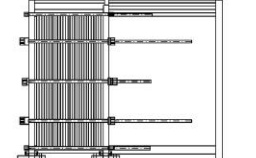

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱交換器出口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水</u>を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水</u>からの汚染水を通水する前に<u>復水移送ポンプ</u>で非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考9図に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大容量送水車</u>とホースを配備して連結し、<u>大容量送水車</u>を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCFサブプレッションプール側吸込隔離弁(B)</u>を開操作し、<u>残留熱除去系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る系統設計とする。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。</p>	<p>口側フランジに連結する。</p> <p>このように系統を構成することで、<u>サブプレッション・プール水</u>を可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。<u>可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、<u>可搬型原子炉格納容器除熱系統</u>の使用にあたっては、<u>汚染したサブプレッション・プール水</u>を通水する前に、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>を用いて非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。図9に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬型熱交換器の二次系については、屋外に<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>とホースを配備して連結し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>の<u>サブプレッション・チェンバ側入口弁</u>を開操作し、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを図10に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は表5のとおりである。</p>	<p>ンジに連結する。このように系統を構成することで、<u>サブプレッション・チェンバのプール水</u>を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。<u>可搬型格納容器除熱系</u>を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、<u>可搬型格納容器除熱系</u>の使用にあたっては、<u>サブプレッション・チェンバのプール水</u>からの汚染水を通水する前に<u>復水輸送ポンプ</u>で非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考8図に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に<u>大型送水ポンプ車</u>とホースを配備して連結し、<u>大型送水ポンプ車</u>を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、<u>HPCSポンプトラス水入口弁</u>を開操作し、<u>低圧原子炉代替注水系</u>から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p><u>可搬ポンプ</u>、<u>可搬熱交換器</u>を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る系統設計とする。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。</p>	<p>は逆止弁に対して逆流方向から流れるため、逆止弁の弁体は閉状態で流路が形成されることから、弁体の取り外しは不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】系統構成の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】崩壊熱の相違 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】
 <p>参考9図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</p>	 <p>図9 可搬型代替注水大型ポンプを用いた系統水張り概要図</p>	 <p>参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>参考10 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-1 機器配置図 (1/5) </p>	<p>参考 9 図 原子炉建物地下2階 機器配置図</p>	
			
<p>参考11 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>図 10-2 機器配置図 (2/5) </p>	<p>参考10図 原子炉建物1階 機器配置図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="943 214 1703 865" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="943 877 1703 928" data-label="Caption"> <p>図 10-3 機器配置図 (3/5) </p> </div> <div data-bbox="943 1020 1703 1671" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="943 1684 1703 1734" data-label="Caption"> <p>図 10-4 機器配置図 (4/5) </p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="943 877 1299 919">図 10-5 機器配置図 (5/5)</p> 		

参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等	備考
可搬機器		
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃	
可搬ポンプ	容量 約 90m³/h 全揚程 約 85m	
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上	
大容量送水車	容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa	
既設機器		
復水移送ポンプ	容量 125m³/h 全揚程 85m	— 復水補給水系

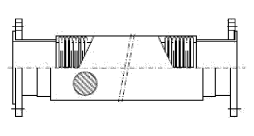
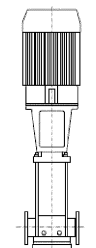
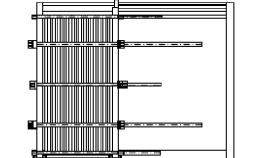

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ・プール内にあるが、HPCFポンプBおよびHPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサブプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

表5 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等	備考
可搬機器		
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 2.1MPa 以上 温度 110℃	
可搬ポンプ	容量 約 100m³/h 全揚程 約 135m	
可搬型熱交換器	除熱量 5.7MW 以上	
可搬型代替注水大型ポンプ	容量 約 1,380m³/h 全揚程 約 135m	

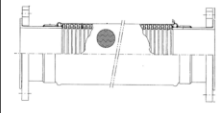
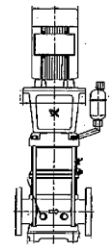
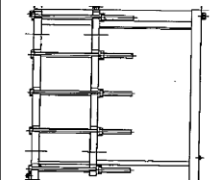

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷で発生した汚染水はサブプレッション・プール水中にあるが、原子炉隔離時冷却系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁にはサブプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離

参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等	備考
可搬機器		
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃	 150A: HPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで 100A: 可搬ポンプ～FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁
可搬ポンプ	容量 約 60m³/h 全揚程 約 86m	
可搬熱交換器	除熱量 3.9MW 以上	
大型送水ポンプ車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa	
既設機器		
復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	— 復水輸送系

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷で発生した汚染水はサブプレッション・プール水中にあるが、高圧炉心スプレイ系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁にはサブプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、高圧炉心スプレイ系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧

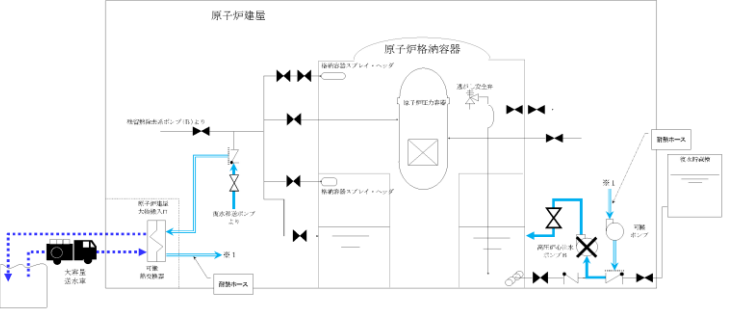
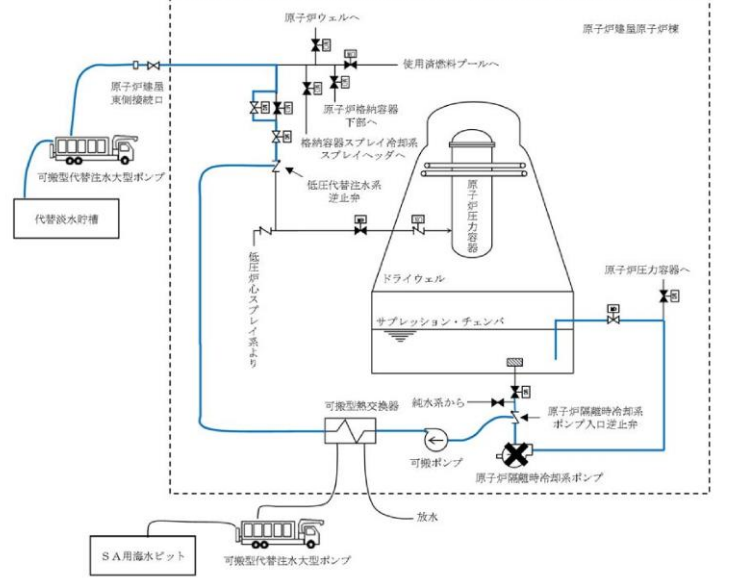
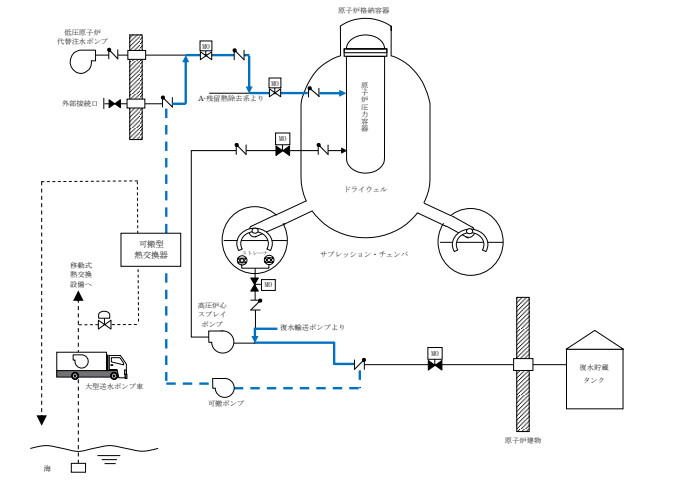
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・設備の相違

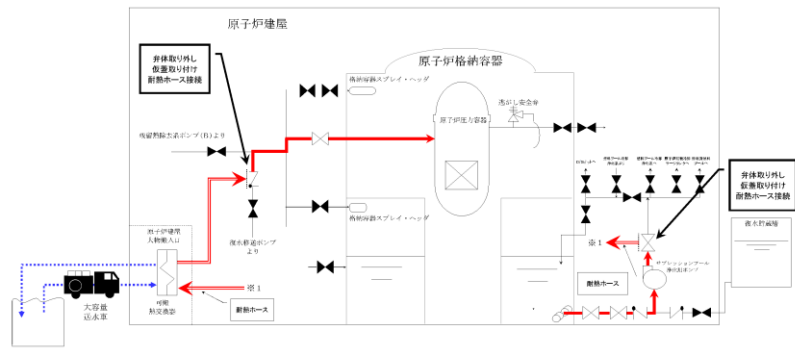
【柏崎 6/7】

高圧注水系の第一水源が島根 2号炉はサブプレッション・チェンバであるため、サブプレッション・チェンバ側の入口弁

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系(以下MUWCという)で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCFポンプB室内(T.M.S.L.-8200)</u>における<u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約26.1mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p><u>HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>B系弁室(T.M.S.L.12300)</u>内における<u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約12.8mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p><u>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建屋大物搬入口</u>における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</p>	<p>時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブレーション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</p> <p>また、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>は、<u>代替淡水貯槽等</u>を水源とする系統であり、<u>低圧代替注水系逆止弁</u>が直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内(EL.-4.0m)</u>における<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/hとなる。〔参考8-補足1参照〕</p> <p><u>低圧代替注水系(可搬型)の低圧代替注水系逆止弁(EL.20m)</u>付近の雰囲気線量は、<u>原子炉格納容器</u>からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/hとなる。〔参考8-補足1参照〕</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口</u>における可搬型熱交換器設置</p>	<p>炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブレーション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</p> <p>また、<u>FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁</u>は<u>低圧原子炉代替注水槽</u>を水源とする<u>低圧原子炉代替注水系</u>で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p><u>HPCSポンプ室内(EL.1300)</u>における<u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約12.8mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p><u>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物1階(EL.15300)</u>における<u>FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁</u>付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約3.3mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p><u>FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁</u>への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p><u>原子炉建物大物搬入口</u>における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気</p>	<p>は開</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 系統構成の相違 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 本項最終段落に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 本項最終段落に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約21.7mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考12図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、HPCFポンプ最小流量バイパス弁を開操作することで、サブプレッション・チェン</p>	<p>箇所(EL.8.2m)の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約13mSv/hとなる。(参考8-補足1参照)</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、約13時間程度(6人1班で作業)と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、可搬型代替注水大型ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図11に示す。</p>  <p>図11 可搬型代替注水大型ポンプを用いたフラッシング</p> <p>I. 可搬型原子炉格納容器除熱系による循環運転で使用した弁を全て全閉する。</p> <p>II. 低圧代替注水系(可搬型)の注水ラインの弁を開操作し、低圧代替注水系逆止弁接続の耐熱ホース及び可搬ポンプを逆流し、原子炉隔離時冷却系ミニフロー弁を開操作することで、</p>	<p>線量は、格納容器からの漏えい起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水輸送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p> <p>I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする</p> <p>II. 高圧炉心スプレィ系の洗浄水弁、FLSR注水隔離弁、A-RHR注水弁を開操作し、復水輸送系の水が耐熱ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し、原子炉压力容器へ</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 作業場所の線量率の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 作業時間, 作業人数の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 フラッシング系統の</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>バ・プールへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>2. <u>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱</u></p> <p><実現可能性></p> <p>格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬設備を用いた可搬型格納容器除熱系を構築する。</p> <p>また、可搬型格納容器除熱系に加え、サブプレッション・チェンバ・プールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除熱系を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプによりサブプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</p> <p>SPCU系はサブプレッション・チェンバ・プール水を浄化することが目的であり、通常運転時及び事故時には停止状態で待機している。さらに、待機時は復水貯蔵槽を水源とした系統構成となっているため、サブプレッションプール内の汚染水が流入する可能性は無い。</p>	<p><u>サブプレッション・チェンバへ流入し、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・プール水位が格納容器ベントライン水没レベルに達しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p><u>流入することで、系統をフラッシングする</u></p> <p>III. <u>サブプレッション・チェンバのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</u></p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p>	<p>相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSPCU無し</p>



参考13 図 SPCU による格納容器除熱系の系統概要図

参考7 表 SPCU による格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所要期間
SPCUポンプの吐出弁と残留熱除去系洗浄水ラインの逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えている。
可搬熱交換器準備	
通水試験等	

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「①可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2～4図にて示したものと同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

SPCUによる格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①SPCUポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているSPCUポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① SPCUポンプのNPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較する

NPSH 評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考14図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション

オン・チェンバ・プール水位とSPCUポンプ軸レベル間の水頭差, 吸込配管圧力損失により求められる有効NPSH と, SPCUポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSH の評価式は以下の通りであり, 評価結果は参考8 表に示す通り, 6 号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH 評価は成立する。

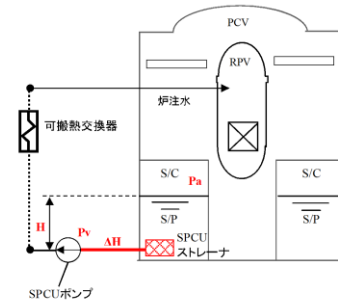
$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

P_a : 水源気相部の圧力[m]

P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力[m]

H : 静水頭 (水源水位~ポンプ) [m]

ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失[m]



参考14 図 SPCUによる格納容器除熱系のNPSH 評価

参考8 表 NPSH 評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠						
P_a	10.3m	10.3m	保守的に大気圧 (0MPa[gage]) とする (水頭換算値)						
P_v	12.9m	12.9m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水温 105°Cでの飽和蒸気圧 (水頭換算値)						
H	13.2m	13.2m	安全解析における事故発生 30 日後の S/P 水位 (T. M. S. L. 6000) とし, SPCU ポンプ軸レベルは原子炉建屋地下 3 階床上 1m を想定し T. M. S. L. -7200 とする。						
ΔH			<table border="1"> <tr> <td>吸込配管圧損 (SPCU 配管)</td> <td>□ m³/h 時の SPCU ストレーナ~SPCU ポンプ間の配管圧損</td> </tr> <tr> <td>SPCU ストレーナ圧損</td> <td>□ m³/h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>配管, ストレーナ圧損合計</td> </tr> </table>	吸込配管圧損 (SPCU 配管)	□ m ³ /h 時の SPCU ストレーナ~SPCU ポンプ間の配管圧損	SPCU ストレーナ圧損	□ m ³ /h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損	合計	配管, ストレーナ圧損合計
吸込配管圧損 (SPCU 配管)	□ m ³ /h 時の SPCU ストレーナ~SPCU ポンプ間の配管圧損								
SPCU ストレーナ圧損	□ m ³ /h 時の SPCU ストレーナの圧損に余裕を見込んだ圧損								
合計	配管, ストレーナ圧損合計								
有効 NPSH			$P_a - P_v + H - \Delta H$						
必要 NPSH			SPCU ポンプの必要 NPSH						
成立性評価	○	○	有効 NPSH > 必要 NPSH						

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

② 流量評価

SPCU ポンプ及び可搬熱交換器を用いたSPCU ポンプによる格納容器除熱系の系統流量は, 後述する評価により □ m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では, その評価結果について示す。

流量確認方法としては, SPCU ポンプの「性能曲線」 (揚程と流量の関係図) と参考13 図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」 との交点がポンプの動作点となるため, ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考15 図及び参考16 図に示す

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="151 212 920 331">通りであり、<input type="text"/>m³/h 以上確保可能であることを確認した。参考として、6号炉及び7号炉の系統流量<input type="text"/>m³/h 時の圧力損失を参考9表に示す。</p> <div data-bbox="163 346 905 688" style="border: 1px solid black; height: 163px; width: 250px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 703 920 781">参考15 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (6号炉)</p> <div data-bbox="172 808 896 1176" style="border: 1px solid black; height: 175px; width: 244px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="151 1197 920 1274">参考16 図 S P C Uによる格納容器除熱系の流量評価結果 (7号炉)</p>			

参考9 表 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉
流量	配管・弁類圧力損失		
	常設ライン		
	耐熱ホース 可搬熱交換器		
静水頭	水源	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)	T. M. S. L. 6000 (安全解析における 事故発生30日後の S/P水位)
	注水先		
圧力差	水源	0.014MPa	0.014MPa
	注水先	0.12MPa	0.12MPa
		11.3m	11.3m
システム抵抗			

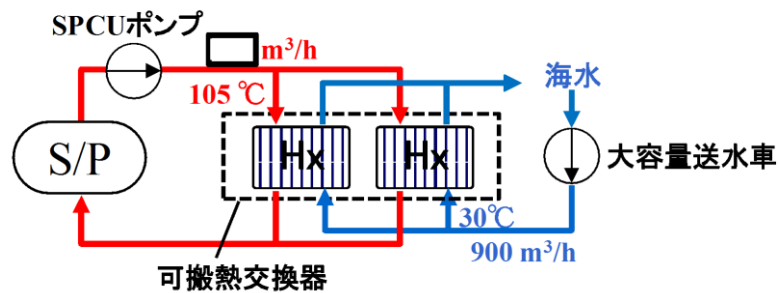
③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、SPCUによる格納容器除熱系の流量は、6号炉及び7号炉ともに

□ m³/h 以上が確保可能であることから、□ m³/h 時の系統の除熱量を評価した。評価条件は参考10表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱できることを確認した。

参考10 表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃
		1次側流量	□ m ³ /h
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	900m ³ /h

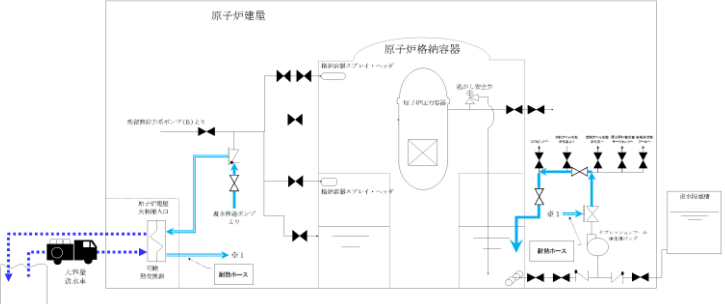


参考17 図 SPCUによる格納容器除熱系の除熱量評価図
以上の「①ポンプのNPSH評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、SPCUによる格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当(約6.5MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><具体的な手順の概要></p> <p>(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱系概要</p> <p>可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱手順の概要を以下に示す。</p> <p>S P C U ポンプ室 (T. M. S. L. -8200) 内の S P C U ポンプ吐出弁及びB 系弁室 (T. M. S. L. 12300) 内の残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁 (B) のボンネット及び弁体を取り外し、ボンネットフランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。それぞれの箇所から、原子炉建屋1階大物搬入口 (T. M. S. L. 12300) に配置した可搬熱交換器出入口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバ・プール水をSPCUポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬設備を連結する耐圧ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。</p> <p>なお、本系統の使用にあたっては、サプレッション・チェンバ・プール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考18 図に系統水張りの概要図を示す。</p> <p>また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水車とホースを配備して連結し、大容量送水車を起動することで海水を通水する。</p> <p>系統水張りによる健全性確認が完了した後、SPCUサプレッションプール側吸込第一、第二隔離弁を開操作し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</p> <p>可搬熱交換器を用いたSPCUポンプによる除熱可能量は、事故発生30 日後の崩壊熱「6.5MW」を上回る。</p> <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考11 表のとおりである。</p>  <p>参考18 図 復水補給水系を用いた系統水張り概要図</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 212 902 684" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="178 699 872 739" data-label="Caption"> <p>参考19 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div> <div data-bbox="172 762 902 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="178 1417 872 1457" data-label="Caption"> <p>参考20 図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
参考11 表 SPCU による格納容器除熱系の機器仕様			
構成機器			
可搬機器	仕様等	備考	
耐熱ホース (フレキシブルメタルホース) ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1MPa 以上 温度 350℃		
可搬熱交換器	除熱量 6.5MW 以上		
大容量送水車	容量 900m³/h 吐出圧力 1.25MPa		
既設機器			
SPCUポンプ	容量 250m³/h 全揚程 90m	—	サブプレッションプール浄化系
復水移送ポンプ	容量 125m³/h 全揚程 85m	—	復水補給水系
※機器図は一般例を示すものである。			
※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。			
(2) 作業に伴う被ばく線量			
炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバプール内にあるが、SPCUポンプおよびSPCUポンプ吐出弁はサブプレッションプール側隔離弁2個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。			
また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とするMUWC系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。			
SPCUポンプ室内 (T.M.S.L. -8200) におけるSPCUポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約22.8 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕			
SPCUポンプ吐出弁への耐熱ホース接続作業については、準			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>B系弁室 (T. M. S. L. 12300) 内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約12. 8mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は, 格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約21. 7 mSv/h となる。〔参考9-補足2〕</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については, 準備作業, 後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており, 遮蔽等の対策を行い, 作業員の交代要員を確保し, 交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3)フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は, 直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後, 増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p>非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す</p>  <p>参考21 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>I. 残留熱除去系Bの循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系Bの洗浄水弁及びSPCUサブプレッションプール戻り弁を開操作し、洗浄水逆止弁接続の耐熱ホース及びSPCUポンプの吐出ラインからサブプレッジョン・チェンバ・プールに流入することで系統をフラッシングする</p> <p>III. サプレッジョン・チェンバ・プール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッジョン・チェンバ・プール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建屋地上2階に設置されており、水源であるサブプレッジョン・チェンバ・プールとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。</p>		<p>〔参考9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW補助熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW補助熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッジョン・チェンバのプール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建物中2階に設置されており、水源であるサブプレッジョン・チェンバとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW補助熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されているCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、長期安定冷却手段として、可搬型除熱系統を説明 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1)代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル2)により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はCUW系では使用する必要がなく、<u>手動弁</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>CUW系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>CUWポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「NWL」以上としている)に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p><u>さらに、CUWポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることによりCUW系による原子炉除熱を実施することができる。</u></p> <p>これらの条件を満たした上で、<u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いたCUW系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>6.5MW</u>」を上回る。</p>		<p>(1)原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱 (実現可能性)</p> <p>CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル3)により隔離状態になる。</p> <p>また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いることで冷却水を確保する。</p> <p>耐熱ホース等はCUW系では使用する必要がなく、<u>弁操作</u>による系統構成のみで運転可能である。</p> <p>CUW系は原子炉圧力容器が水源であり、<u>CUW補助ポンプは原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能であるが、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</u></p> <p>CUW系による原子炉除熱の条件を満たした上で、<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いたCUW系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「<u>約3.9MW</u>」を上回る。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の CUW 系による原子炉除熱系の弁は、手動弁、電動弁及び空気作動弁で構成される</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は原子炉低圧時にも循環運転可能なCUW補助ポンプを設置している。ポンプ部とモータ部をカップリングで連結するポンプであり、パージ水は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

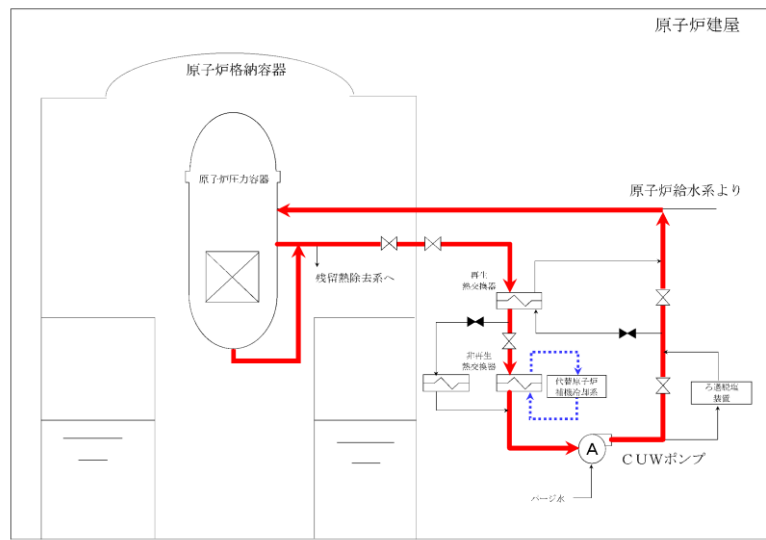


図1 代替原子炉補機冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱系統概要図

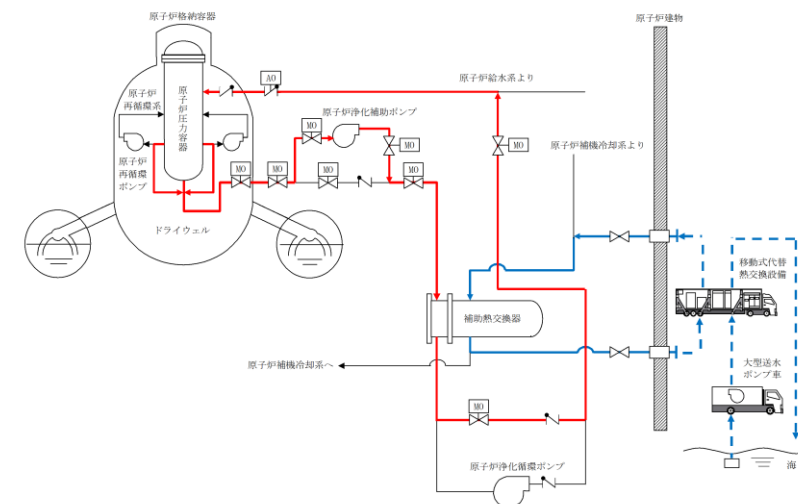


図1 原子炉補機代替冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱系統概要図

・設備の相違
【柏崎 6/7】

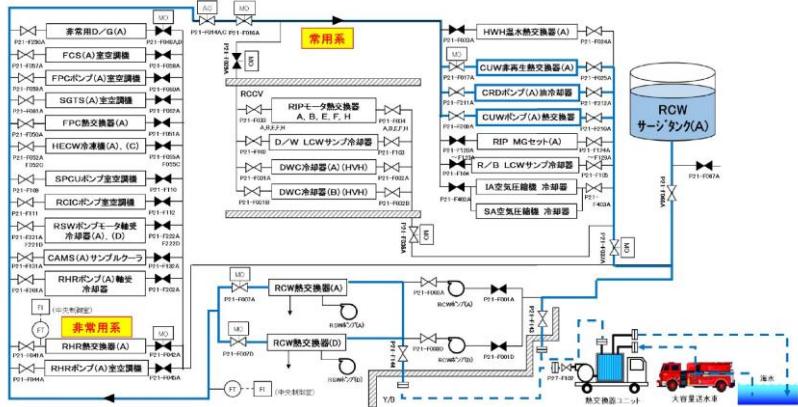


図2 代替原子炉補機冷却系 (C UW除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「6.5MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

代替原子炉補機冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①C UWポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されているC UWポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、C UWポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる代替原子炉補機冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で代替原子炉補機冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①C UWポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

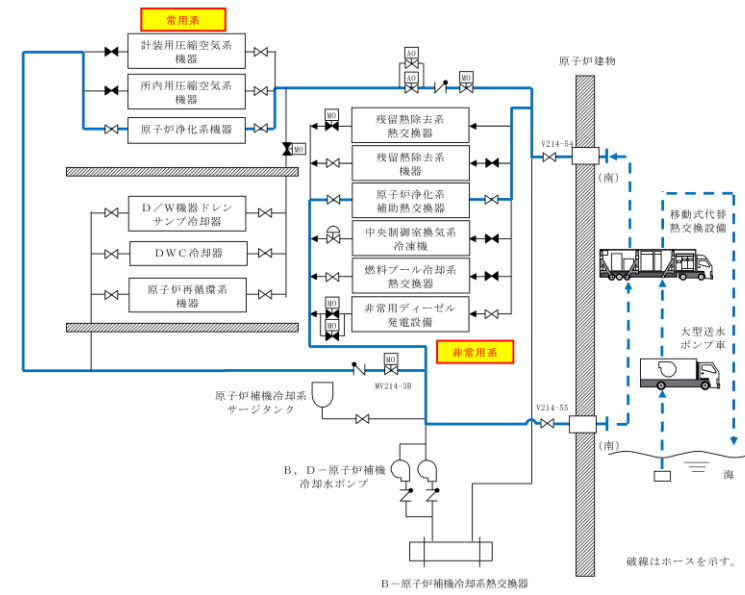


図2 原子炉補機代替冷却系 (C UW除熱ライン) 系統概要図

<効果>

除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回ることから「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。

<系統成立性評価>

原子炉補機代替冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①C UW補助ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下1階に設置されているC UW補助ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、C UW補助ポンプについては基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる原子炉補機代替冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

①C UW補助ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するために

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH \geq 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUWポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、6号炉及び7号炉ともにポンプのNPSH評価は成立する。

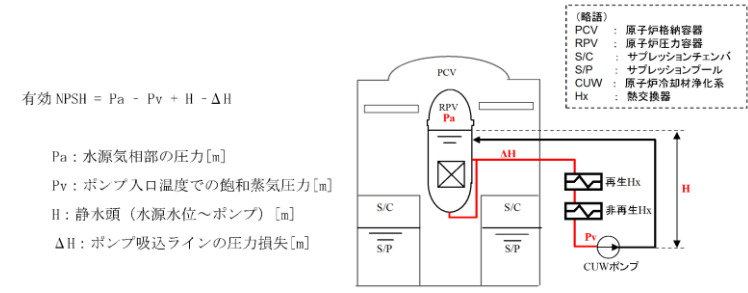


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH 評価

表1 NPSH評価結果

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	44.9m	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.34MPa)の水頭換算値
Pv CUWポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)	2.7m	2.7m	ポンプ入口温度 \square ℃に余裕を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUWポンプ軸レベル間の水頭差			原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(T.M.S.L. 17800)とし、CUWポンプ軸レベルは6号炉はT.M.S.L. \square とし、7号炉はT.M.S.L. \square とする
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)			定格流量77m ³ /h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH			Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH			CUWポンプの必要NPSH
成立性評価	○	○	有効NPSH > 必要NPSH

(略語) T.M.S.L.: 東京湾平均海面

は、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH \geq 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUW補助ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は表1に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。

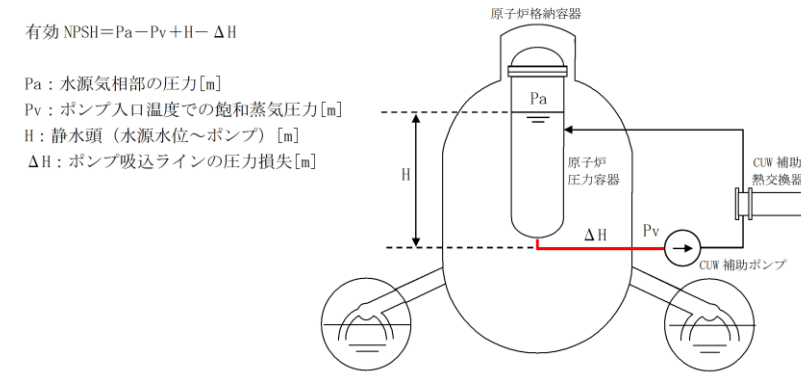


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH 評価

表1 NPSH評価結果

項目	2号炉	設定根拠
Pa 原子炉圧力	13.2m	安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭換算値
Pv CUW補助ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算)	12.0m	安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧
H 原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差		原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL. 29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL. \square とする。
ΔH 吸込配管圧損(CUW配管)		定格流量228m ³ /h時のポンプ吸込配管圧損
有効NPSH		Pa-Pv+H-ΔH
必要NPSH		CUW補助ポンプの必要NPSH
成立性評価	○	有効NPSH > 必要NPSH

系統構成の相違

 ・設備の相違
【柏崎6/7】
 系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
 ・設備の相違
【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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 流量評価</p> <p>代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、代替原子炉補機冷却系の系統流量は、後述する評価により6号炉ではm^3/h以上、7号炉ではm^3/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、代替原子炉補機冷却水ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4及び図5に示す通り、ポンプ動作点が6号炉ではm^3/h、7号炉ではm^3/hであることから、本系統流量は6号炉ではm^3/h以上、7号炉ではm^3/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、6号炉における系統流量m^3/h時、7号炉における系統流量m^3/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="172 1035 899 1394" style="border: 1px solid black; height: 171px; width: 245px; margin: 10px 0;"></div> <p>図4 CUW系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (6号炉)</p>		<p>② 流量評価</p> <p>原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価によりm^3/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示す通り、ポンプ動作点がm^3/h以上であることから、本系統流量はm^3/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統流量m^3/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="1825 863 2418 1415" style="border: 1px solid black; height: 263px; width: 200px; margin: 10px 0;"></div> <p>図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流量評価結果</p>	



図5 CUW 系による原子炉除熱 代替原子炉補機冷却系 系統流量評価結果 (7 号炉)

表2 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		6号炉	7号炉
流量			
配管・弁類圧力損失	常設ライン		
	淡水ホース		
	代替熱交換器		
静水頭			
	水源	-	-
	注水先	-	-
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)
圧力差			
	水源	-	-
	注水先	-	-
		0 (閉ループ)	0 (閉ループ)
システム抵抗			

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、代替原子炉補機冷却系系統流量は、6号炉では流量 \square m³/h、7号炉では \square m³/hが確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。

評価条件は表3に示す通りであり、CUW非再生熱交換器及び代替熱交換器車の性能、大容量送水車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱できることを確認した。

表2 圧力損失内訳

除熱手段 (評価ルート)		2号炉
流量		
配管・弁類圧力損失	常設ライン	
	淡水ホース	
	代替熱交換器	
静水頭		
	水源	-
	注水先	-
		0 (閉ループ)
圧力差		
	水源	-
	注水先	-
		0 (閉ループ)
システム抵抗 (圧力損失)		

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、CUWによる原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系系統流量は \square m³/hが確保可能であることから、系統の除熱量を評価した。

評価条件は表3に示す通りであり、CUW補助熱交換器及び移動式代替熱交換設備の性能、大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認した。

- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
系統構成の相違
- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

表3 代替熱交換器車の除熱量評価条件

代替熱交換器車	淡水系	淡水側入口温度	約 <input type="text"/> °C (6号炉)
		淡水側流量	約 <input type="text"/> m ³ /h (6号炉)
	海水系	海水温度	30°C
		海水流量	900m ³ /h

表3 移動式熱交換設備の除熱量評価条件

移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	<input type="text"/> °C
		淡水側流量	<input type="text"/> m ³ /h
	海水系	海水温度	30°C
		海水流量	780m ³ /h

・設備の相違
【柏崎 6/7】

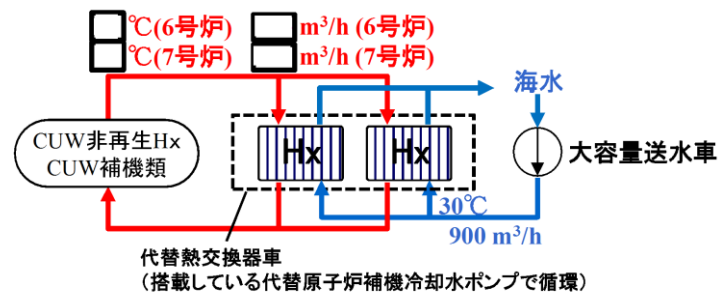


図6 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 代替原子炉補機冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約6.5MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について

各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えいに起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。

参考8-補足1

作業エリアの線量評価について

各作業エリアにおける線量評価は「原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。

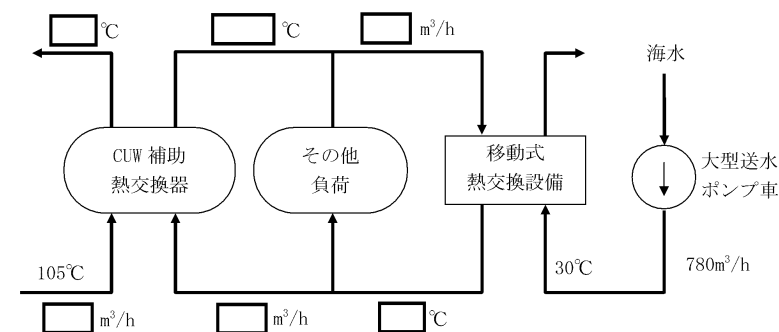


図5 CUV系による原子炉除熱の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」, 「②流量評価」, 「③除熱量評価」の結果から, 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

[参考9-補足2] 作業エリアの線量評価について

各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えいに起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7】
崩壊熱の相違

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器から漏えいに起因する線量率</p> <p>原子炉区域内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉区域内に均等に分散しているものとし、原子炉区域内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p> $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、</p> <p>D : 放射線量率 (Gy/h) ※1 ※1 GyからSvへの換算係数は1とする。</p> <p>6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$</p> <p>$Q_\gamma$: 格納容器から原子炉区域内に漏えいした放射性物質による放射エネルギー (Bq: γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相容積 (86000m³)</p> <p>E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m)</p> <p>R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)</p> <p>V_{OF} : 評価対象エリアの容積 (m³)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$	<p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の区域の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋原子炉棟内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に均等に分散しているものとし、原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p> $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V_{R/B}} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、</p> <p>D : 放射線量率 (Gy/h)</p> <p>6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$</p> <p>$Q_\gamma$: 原子炉建屋内放射エネルギー (Bq: γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>$V_{R/B}$: 原子炉建屋原子炉棟内の区域の気相容積 (85,000m³)</p> <p>E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m)</p> <p>R : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)</p> <p>V_{OF} : 評価対象エリアの容積</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$	<p>1. 評価の方法</p> <p>(1) 格納容器からの漏えいに起因する線量率</p> <p>原子炉棟内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建物内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉棟内に均等に分散しているものとし、原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。表1に各作業エリア空間容積を示す。</p> $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_\gamma}{V} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>ここで、</p> <p>D : 外部被ばくによる放射線量率 (Gy/h) ※1 ※1 GyからSvへの換算係数は1とする。</p> <p>6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$</p> <p>$Q_\gamma$: 原子炉建物内の存在量 (Bq: ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>V : 原子炉建物内の空間容積 (101,000m³)</p> <p>E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m)</p> <p>R : 評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m)</p> <p>V_F : 評価対象エリアの空間容積 (m³)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_F}{2 \cdot \pi}}$	

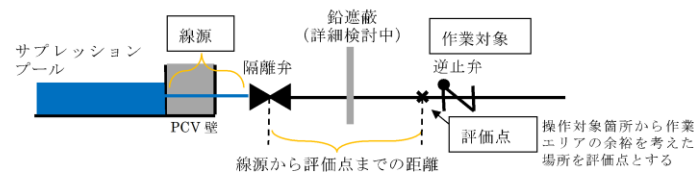
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OP})
HPCF ポンプ(B)室	600 m ³
SPCU ポンプ室	300 m ³
大物搬入口	1500 m ³
B系弁室	300 m ³

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサプレッションプール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

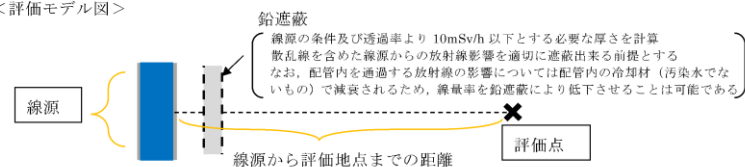


図1 線量評価概念図

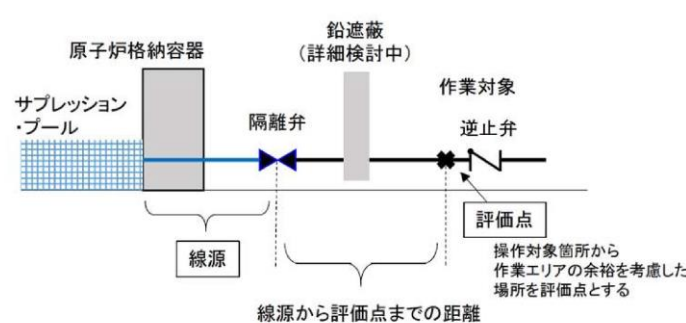
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OP})
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	5,100m ³
低圧代替注水系逆止弁付近	10,000m ³
大物搬入口	3,500m ³

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、原子炉格納容器貫通部とサプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

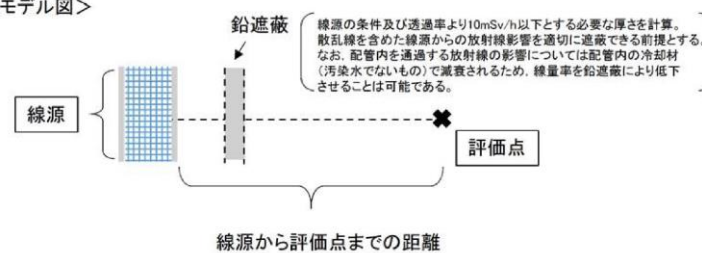


図1 線量評価概念図

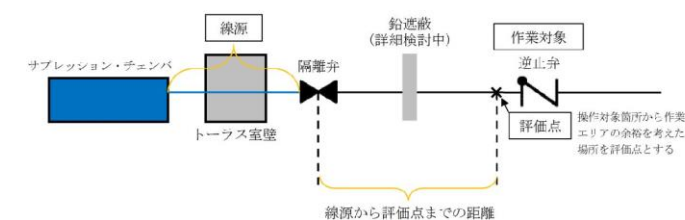
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 V _F (m ³)
HPCS ポンプ室	600
大物搬入口	3800
原子炉建物1階 (FLSR可搬式設備 操作対象弁付近)	1000

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象, 評価点, 線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

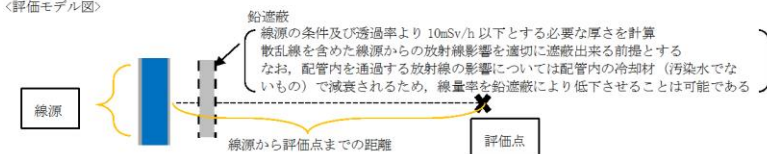


図1 線量評価概念図

・設備の相違
【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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																				
<p align="center"><u>表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)</th> <th>線源から評価点までの距離</th> <th>線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCFポンプ(B)室</td> <td>約2.5m</td> <td>約3.9m</td> <td>約9cm</td> </tr> <tr> <td>SPCUポンプ室</td> <td>約2.1m</td> <td>約5.7m</td> <td>約8cm</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ	HPCFポンプ(B)室	約2.5m	約3.9m	約9cm	SPCUポンプ室	約2.1m	約5.7m	約8cm	<p align="center"><u>表2 線量率評価条件</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>線源 (サブプレッション・プール～隔離弁までの配管長さ)</th> <th>線源から評価点までの距離</th> <th>線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</td> <td>約10m^{*1}</td> <td>約1m</td> <td>約10cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：実際は3m程度だが保守的に設定</p> <p>また、<u>低圧代替注水系逆止弁付近、大物搬入口付近には格納容器圧力逃がし装置の入口配管が存在する。線量率評価条件を表3に示す。</u></p> <p align="center"><u>表3 線量率評価条件</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>線源長さ</th> <th>線源から評価点までの距離</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧代替注水系逆止弁付近</td> <td>約10m^{*1}</td> <td>約7.6m</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>約10m^{*1}</td> <td>約14m</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	線源 (サブプレッション・プール～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ	原子炉隔離時冷却系ポンプ室	約10m ^{*1}	約1m	約10cm	作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離	低圧代替注水系逆止弁付近	約10m ^{*1}	約7.6m	大物搬入口	約10m ^{*1}	約14m	<p align="center"><u>表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)</th> <th>線源から評価点までの距離</th> <th>線源配管からの直接線による線量率を10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室</td> <td>約3.3m</td> <td>約2.9m</td> <td>約8cm</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ	HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm	<p>・評価対象及び評価結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p>															
作業エリア	線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ																																																				
HPCFポンプ(B)室	約2.5m	約3.9m	約9cm																																																				
SPCUポンプ室	約2.1m	約5.7m	約8cm																																																				
作業エリア	線源 (サブプレッション・プール～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ																																																				
原子炉隔離時冷却系ポンプ室	約10m ^{*1}	約1m	約10cm																																																				
作業エリア	線源長さ	線源から評価点までの距離																																																					
低圧代替注水系逆止弁付近	約10m ^{*1}	約7.6m																																																					
大物搬入口	約10m ^{*1}	約14m																																																					
作業エリア	線源 (S/P～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ																																																				
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm																																																				
<p>2. 評価結果</p> <p>「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。</p> <p align="center"><u>表3 各作業エリアにおける線量率</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>格納容器から漏えいに起因する線量率</th> <th>線源配管からの直接線による線量率</th> <th>合計線量率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCFポンプ(B)室</td> <td>約16.1mSv/h</td> <td>約10mSv/h</td> <td>約26.1mSv/h</td> </tr> <tr> <td>SPCUポンプ室</td> <td>約12.8mSv/h</td> <td>約10mSv/h ※1</td> <td>約22.8mSv/h^{*1}</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>約21.7mSv/h</td> <td>— ※2</td> <td>約21.7mSv/h</td> </tr> <tr> <td>B系弁室</td> <td>約12.8mSv/h</td> <td>— ※2</td> <td>約12.8mSv/h</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 K6では作業エリアがR/B地下2階（SPCUポンプ室外）であるため、線源配管からの直接線による線量率を考慮不要 ※2 線源配管が存在しないため、考慮不要</p> <p>〔参考9－補足3〕不活性ガス系 系統概要図</p> <p>可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを停止し、<u>不活性ガス系の窒素ガス供給装置</u>あるいは可搬型の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に<u>不活性ガス系の窒素ガス供給装置</u>により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。</p>	作業エリア	格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率	HPCFポンプ(B)室	約16.1mSv/h	約10mSv/h	約26.1mSv/h	SPCUポンプ室	約12.8mSv/h	約10mSv/h ※1	約22.8mSv/h ^{*1}	大物搬入口	約21.7mSv/h	— ※2	約21.7mSv/h	B系弁室	約12.8mSv/h	— ※2	約12.8mSv/h	<p>2. 評価結果</p> <p>「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表4に各作業エリアにおける線量率を示す。</p> <p align="center"><u>表4 各作業エリアにおける線量率</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率</th> <th>線源配管からの直接線による線量率</th> <th>合計線量率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内</td> <td>約1.3×10¹mSv/h</td> <td>約7.4mSv/h</td> <td>約2.0×10¹mSv/h</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系逆止弁付近</td> <td>約1.6×10¹mSv/h</td> <td>約4.1mSv/h</td> <td>約2.0×10¹mSv/h</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>約1.1×10¹mSv/h</td> <td>約1.3mSv/h</td> <td>約1.3×10¹mSv/h</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率	原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	約1.3×10 ¹ mSv/h	約7.4mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h	低圧代替注水系逆止弁付近	約1.6×10 ¹ mSv/h	約4.1mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h	大物搬入口	約1.1×10 ¹ mSv/h	約1.3mSv/h	約1.3×10 ¹ mSv/h	<p>2. 評価結果</p> <p>「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。</p> <p align="center"><u>表3 各作業エリアにおける線量率</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>格納容器からの漏えいに起因する線量率</th> <th>線源配管からの直接線による線量率</th> <th>合計線量率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室</td> <td>約2.8mSv/h</td> <td>約10mSv/h</td> <td>約12.8mSv/h</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>約5.2mSv/h</td> <td>— ※1</td> <td>約5.2mSv/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)</td> <td>約3.3mSv/h</td> <td>— ※1</td> <td>約3.3mSv/h</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 線源配管が存在しないため、考慮不要</p> <p>〔参考9－補足3〕窒素ガス制御系 系統概要図</p> <p>可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、<u>窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置</u>あるいは可搬式の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に<u>窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置</u>により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。</p>	作業エリア	格納容器からの漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率	HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h	大物搬入口	約5.2mSv/h	— ※1	約5.2mSv/h	原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	約3.3mSv/h	— ※1	約3.3mSv/h	<p>・評価対象及び評価結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p>
作業エリア	格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率																																																				
HPCFポンプ(B)室	約16.1mSv/h	約10mSv/h	約26.1mSv/h																																																				
SPCUポンプ室	約12.8mSv/h	約10mSv/h ※1	約22.8mSv/h ^{*1}																																																				
大物搬入口	約21.7mSv/h	— ※2	約21.7mSv/h																																																				
B系弁室	約12.8mSv/h	— ※2	約12.8mSv/h																																																				
作業エリア	原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率																																																				
原子炉隔離時冷却系ポンプ室内	約1.3×10 ¹ mSv/h	約7.4mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h																																																				
低圧代替注水系逆止弁付近	約1.6×10 ¹ mSv/h	約4.1mSv/h	約2.0×10 ¹ mSv/h																																																				
大物搬入口	約1.1×10 ¹ mSv/h	約1.3mSv/h	約1.3×10 ¹ mSv/h																																																				
作業エリア	格納容器からの漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率																																																				
HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h																																																				
大物搬入口	約5.2mSv/h	— ※1	約5.2mSv/h																																																				
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	約3.3mSv/h	— ※1	約3.3mSv/h																																																				

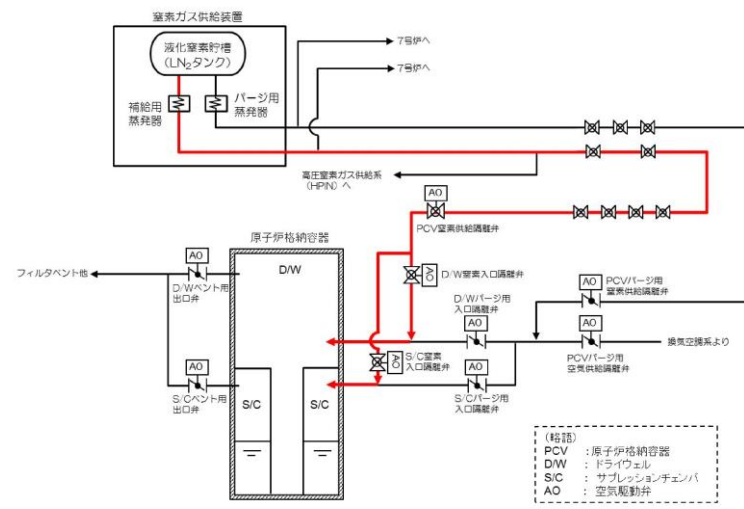


図1 不活性ガス系 系統概要図(6号炉の例)

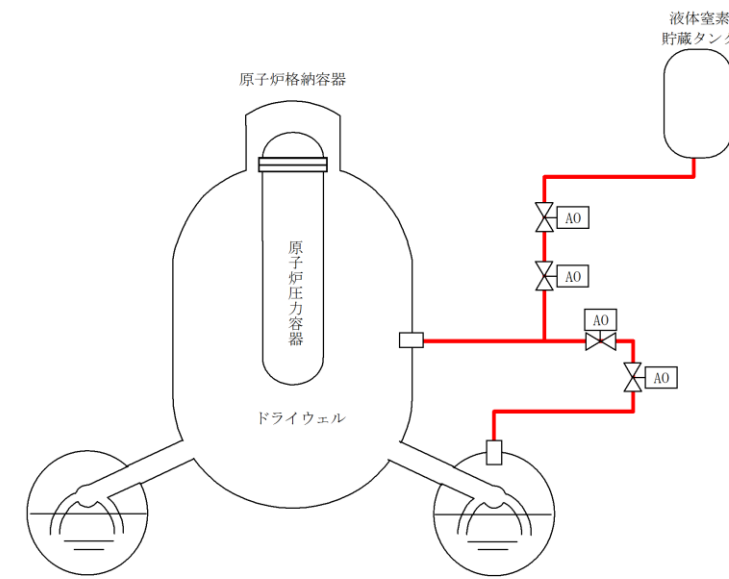


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

・設備の相違
 【柏崎 6/7】