

資料 1 - 4

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA39H r. 4. 0
提出年月日	令和5年8月3日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

39条

令和 5 年 8 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目 次

39 条 地震による損傷の防止

番号	表題	内容
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、第39条第1項にて設備分類及び施設区分ごとに耐震要求が規定されている。
39-2	設計用地震力	重大事故等対処施設の耐震設計に適用する設計用地震力（静的地震力，動的地震力）を施設の種別（建物・構築物，機器・配管系，土木構造物）及び施設区分ごとに示す。
39-3	重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について	重大事故等対処施設の機種区分，設置場所，型式，設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を示し，実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であるかを確認している。
39-4	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて	重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せ及び許容応力状態について，検討手順及び検討結果を示す。

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

39-1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備の設備分類 (1/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
1. 原子炉本体			
原子炉容器（炉心支持構造物を含む）	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
使用済燃料ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
使用済燃料ピット水位（AM用）	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
使用済燃料ピット水位（可搬型）	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
使用済燃料ピット温度（AM用）	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型大容量海水送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
ホース延長・回収車（送水車用）	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型スプレイノズル	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型ホース〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型ホース・接続口〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
放水砲	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
使用済燃料ピット監視カメラ（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。）	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
泡混合設備	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
集水樹シルトフェンス	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
3. 原子炉冷却系統施設			
電動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
タービン動補助給水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
給水設備 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
補助給水設備 配管・弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備 ・ 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	

重大事故等対処設備の設備分類 (2/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
蒸気発生器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却材ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
加圧器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却材管	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却設備 配管 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
加圧器サージ管	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
主蒸気安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気逃がし弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
主蒸気隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気管 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
主蒸気設備 配管 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
主蒸気設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
余熱除去冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
余熱除去ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
余熱除去冷却器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
高圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	

重大事故等対処設備の設備分類 (3/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
A-高圧注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
充てんポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
蓄圧タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
燃料取替用水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
補助給水ピット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
格納容器再循環サンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
格納容器再循環サンプスクリーン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
蓄圧タンク出口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
高圧注入系 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
余熱除去設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
蓄圧注入系 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
非常用炉心冷却設備 弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
非常用炉心冷却設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
ほう酸注入タンク [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張） ・常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）	
B-充てんポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (4/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉補機冷却水冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
C, D-原子炉補機冷却水冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
C, D-原子炉補機冷却水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却水サージタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却海水設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
C, D-原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
ホイールローダ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
バックホウ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	

重大事故等対処設備の設備分類 (5/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
余熱除去ポンプ入口弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンプ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
4. 計測制御系統施設			
制御棒クラスタ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
ほう酸ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
ほう酸タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
加圧器安全弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
加圧器逃がし弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
化学体積制御設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
試料採取設備 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
ほう酸フィルタ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
緊急ほう酸注入弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
再生熱交換器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却材温度 (広域-高温側)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却材温度 (広域-低温側)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
1次冷却材圧力 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (6/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
高压注入流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
低压注入流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レ ンジ)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レ ンジ)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユ ニット入口温度/出口温度)	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
補助給水流量	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
出力領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
中間領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
中性子源領域中性子束	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
A-高压注入ポンプ及び油冷却器補機 冷却水流量 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備	
A-高压注入ポンプ電動機補機冷却水 流量 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備	
原子炉容器水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
加圧器水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニッ ト	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニッ ト	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
格納容器内温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉格納容器圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器圧力 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
燃料取替用水ピット水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (7/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉補機冷却水サージタンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
補助給水ピット水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
蒸気発生器水位 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
蒸気発生器水位 (狭域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
主蒸気ライン圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
ほう酸タンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
格納容器再循環サンプル水位 (広域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器再循環サンプル水位 (狭域)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器水位	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉下部キャビティ水位	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
原子炉トリップスイッチ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	
加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンベ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンベ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
アンユラス全量排気弁等操作可搬型窒素ガスポンベ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
制御用圧縮空気設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
ホース・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (8/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
原子炉トリップ遮断器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気ガス試料採取設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配 管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型計測器	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
6-A, B母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
A, B-直流コントロールセンタ母線電 圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
無線連絡設備 (固定型)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
無線連絡設備 (携帯型)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
無線連絡設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (固定型)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (FAX)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (携帯型)	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
携行型通話装置	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
有線 (建屋内) (携行型通話装置, 衛星 電話設備 (固定, FAX) に係るもの) [伝 送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
有線 (建屋内) (ERSSに係るもの) [伝 送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
有線 (建屋内) (衛星電話設備 (固定, FAX) に係るもの) [伝送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
インターフォン	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
テレビ会議システム (指揮所・待機所間)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (9/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
有線(建屋内)(統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備, ERSSに係るもの) [伝送路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
データ収集計算機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
データ表示端末	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故緩和設備	
ERSS伝送サーバ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Cクラス ・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
6. 放射線管理施設			
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
可搬型モニタリングポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型モニタリングポスト監視用端末 [伝送路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
NaI (Tl) シンチレーションサーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
GM汚染サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
電離箱サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
α線シンチレーションサーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
β線サーベイメータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
中央制御室空調装置ダクト・ダンパ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
空気供給装置 (空気ポンプ)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
中央制御室非常用循環ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室給気ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室循環ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (10/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
中央制御室非常用循環フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
空気供給装置配管・弁【常設】〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
空気供給装置配管・弁【可搬】〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型空気浄化装置配管・ダンパ【常設】〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型空気浄化装置配管・ダンパ【可搬】〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
圧力計	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
中央制御室遮へい	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所指揮所遮へい	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所待機所遮へい	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
中央制御室給気ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型ダスト・よう素サンプラ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
小型船舶	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型気象観測設備	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬型気象観測設備監視用端末〔伝送路〕	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
7. 原子炉格納施設			
原子炉格納容器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
C, D-格納容器再循環ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器スプレイ冷却器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備 ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
B-格納容器スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (11/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
格納容器スプレイ冷却器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
アニュラス空気浄化フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
B-格納容器スプレイ冷却器 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
B-アニュラス空気浄化フィルタユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイリング, スプレイノズル [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
圧縮空気設備 配管・弁 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ S, Cクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
排気筒 [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ [流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉格納容器内水素処理装置	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器水素イグナイタ	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
アニュラス空気浄化ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
B-アニュラス空気浄化ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
8. その他発電用原子炉の附属施設			
(1) 非常用電源設備			
代替非常用発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
ディーゼル発電機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ・ 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	
ホース・接続口 [燃料流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型タンクローリー	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
燃料タンク (SA)	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

重大事故等対処設備の設備分類 (12/12)

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
ディーゼル発電機燃料油貯油槽	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁 [燃料流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型代替電源車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型直流電源用発電機	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所用発電機	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
蓄電池 (非常用)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
可搬型直流変換器	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
後備蓄電池	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
A 充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
B 充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
加圧器逃がし弁操作用バッテリー	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
代替所内電気設備変圧器	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
代替所内電気設備分電盤	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
(3) 非常用取水設備			
貯留堰	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
取水口	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
取水路	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
取水ピットスクリーン室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
取水ピットポンプ室	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Cクラス ・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	

39-2 設計用地震力

設計用地震力

重大事故等対処施設に適用する設計用地震力（動的地震力，静的地震力）について，施設区分に応じて以下のとおり示す。

1. 静的地震力

静的地震力は，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，及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし，以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

種別	(注1)	(注2)	(注3)	鉛直震度
	施設区分	耐震クラス	地震層せん断力係数 及び水平震度	
建物・構築物	②	B	1.5C _i	—
	②	C	1.0C _i	—
機器・配管系	①	B	1.8C _i	—
	①	C	1.2C _i	—
土木構造物	①	C	1.0C _i	—

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

①：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

②：①が設置される重大事故等対処施設

(注2) 常設重大事故防止設備の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

(注3) C_i：標準せん断力係数を0.2以上とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

R_t：振動特性係数 0.8

A_i：C_iの分布係数

C₀：標準せん断力係数 0.2

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，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て地震力を分類する。

2. 動的地震力

動的地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。

種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震 クラス	入力地震動	
			水平地震動	鉛直地震動
建物・構築物	(注3) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	基準地震動	基準地震動
			弾性設計用地震動	弾性設計用地震動
	②	B	(注4) 弾性設計用地震動 ×1/2	(注4) 弾性設計用地震動 ×1/2
機器・配管系	(注3) ③, ⑤	S	基準地震動	基準地震動
			弾性設計用地震動	弾性設計用地震動
	①	B	(注4) 弾性設計用地震動 ×1/2	(注4) 弾性設計用地震動 ×1/2
土木構造物	③, ⑤	S	基準地震動	基準地震動
	①, ④, ⑥	C	基準地震動 (注5)	基準地震動 (注5)

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

- ①：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
- ②：①が設置される重大事故等対処施設
- ③：常設耐震重要重大事故防止設備
- ④：③が設置される重大事故等対処施設
- ⑤：常設重大事故緩和設備
- ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
- ⑦：緊急時対策所

(注2) 常設重大事故防止設備の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

また、常設重大事故緩和設備については、当該クラスをSと表記する。

(注3) 事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。

(注4) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

(注5) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、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て地震力を分類する。

3. 設計用地震力

設計用地震力は、重大事故等対処施設の施設区分に応じて、1.及び2.に基づき以下のとおり設定する。

種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震 クラス	水平	鉛直	摘要
建物・ 構築物	(注3) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	基準地震動 に基づく地震力	基準地震動 に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、組合せ 係数法による。
			弾性設計用地震動 に基づく地震力	弾性設計用地震動 に基づく地震力	
	②	B	地震層せん断力係数 $1.5C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。
			(注5) 弾性設計用地震動 $\times 1/2$ に基づく地震力	(注5) 弾性設計用地震動 $\times 1/2$ に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、組合せ 係数法による。
		C	地震層せん断力係数 $1.0C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。
	機器・ 配管系	(注3) ③, ⑤	S	基準地震動 に基づく地震力	基準地震動 に基づく地震力
弾性設計用地震動 に基づく地震力				弾性設計用地震動 に基づく地震力	
①		B	静的震度 $1.8C_i$ に基づく地震力	—	(注6) (注7) 荷重の組合せは、水平方 向及び鉛直方向が動的地 震力の場合は二乗和平方 根 (SRSS) 法による。
			(注5) 弾性設計用地震動 $\times 1/2$ に基づく地震力	(注5) 弾性設計用地震動 $\times 1/2$ に基づく地震力	
		C	静的震度 $1.2C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。
土木 構築物	③, ⑤	S	基準地震動 に基づく地震力	基準地震動 に基づく地震力	動的地震力とする。
	①, ④, ⑥	C	(注8) 基準地震動 に基づく地震力	(注8) 基準地震動 に基づく地震力	動的地震力とする。
	①	C	静的震度 $1.0C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

- ①：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
- ②：①が設置される重大事故等対処施設
- ③：常設耐震重要重大事故防止設備
- ④：③が設置される重大事故等対処施設
- ⑤：常設重大事故緩和設備
- ⑥：⑤が設置される重大事故等対処施設
- ⑦：緊急時対策所

(注2) 常設重大事故防止設備の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

また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）については、当該クラスをSと表記する。

(注3) 事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。

(注4) 水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果を用いてもよいものとする。

(注5) 水平及び鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(注7) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と，鉛直における動的地震力とを絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，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て地震力を分類する。

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく
既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の基本構造等に基づく
既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるに当たり、重大事故等対処施設について、実績のある設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法が適用可能であることを確認する。

重大事故等対処施設のうち、新施設については、機種区分、設置場所、型式、設置方式及び設計基準対象施設との基本構造の差異を整理し、設計基準対象施設と基本構造等が同等のものは、設計基準対象施設に適用する従前の評価方針・手法を適用するが、基本構造等が異なる設備については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、適切にモデル化する等した上での地震応答解析、加振試験等を実施する。

重大事故等対処施設の既施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動による評価実績がある。耐震B、Cクラス設備を常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備として使用する場合には基準地震動による評価を行うことになるが、基本構造等が設計基準対象施設と同等であり、従前の評価手法による実績があることから、従前の評価方針・手法が適用可能である。

上記検討結果について、新施設を表(1)～(3)に、既施設を表(4)～(7)に示す。

(以下の表は基本検討段階のものであり、詳細検討の進捗状況により変更となる可能性がある。)

(1) 常設耐震重要重大事故防止設備（新設）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SAクラス2ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	原子炉建屋	渦巻き型	ボルト固定	無	無	
器具	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	格納容器圧力 (AM用)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備)	原子炉補助建屋	垂直自立式	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
火力技術基準	代替非常用発電機	屋外	発電機	固縛	有	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
SAクラス2容器	燃料タンク (SA)	燃料タンク (SA) 室	横型円筒形	ボルト・サポート固定	無	無	
SAクラス2容器	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	燃料油貯油槽タンク室	横型円筒形	ボルト・サポート固定	無	無	
装置	後備蓄電池	原子炉補助建屋	鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
装置	代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無	
装置	代替所内電気設備変圧器	原子炉補助建屋	直立型	溶接固定	無	無	
装置	代替所内電気設備分電盤	原子炉補助建屋	壁掛式	ボルト固定	無	無	

(2) 常設重大事故防止設備（新設，(1)を除く）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
器具	使用済燃料ピット水位（AM用）	原子炉建屋	電波式水位検出器	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
器具	使用済燃料ピット温度（AM用）	原子炉建屋	測温抵抗体	ボルト固定	無	無	
装置	使用済燃料ピット監視カメラ（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。）	原子炉建屋	赤外線カメラ	ボルト固定	有	無	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
器具	A－高压注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	A－高压注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）	原子炉補助建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉補機冷却水供給母管流量（AM用）	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	A, B－直流コントロールセンタ母線電圧	原子炉補助建屋	変換器指示計	ボルト固定	無	無	
装置	衛星電話設備（固定型）	原子炉補助建屋緊急時対策所	－	固縛	－	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
装置	無線連絡設備（固定型）	原子炉補助建屋緊急時対策所	－	固縛	－	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
伝送路	無線連絡設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕	原子炉補助建屋緊急時対策所	－	ボルト・サポート固定	－	無	
伝送路	衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕	原子炉補助建屋緊急時対策所	－	ボルト固定	－	無	
伝送路	有線（建屋内）（携行型通話装置、衛星電話設備（固定、FAX）に係るもの）〔伝送路〕	原子炉補助建屋緊急時対策所	－	サポート固定	－	無	
装置	インターフォン	緊急時対策所	－	固縛	－	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。
装置	テレビ会議システム（指揮所・待機所間）	緊急時対策所	－	固縛	－	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。

(3) 常設重大事故緩和設備（新設，(1)，(2)を兼ねるものを除く）（1/2）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
SA クラス 2 管	試料採取設備 配 管・弁 [流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
器具	格納容器水位	原子炉建屋	電極式水位 検出器	ボルト固定	有	無	加振試験によっ て、要求される 機能が維持され ることを確認予 定。
器具	原子炉下部キャピ ティ水位	原子炉建屋	電極式水位 検出器	ボルト固定	有	無	加振試験によっ て、要求される 機能が維持され ることを確認予 定。
伝送路	有線（建屋内） （ERSS に係るも の） [伝送路]	原子炉補助建屋 緊急時対策所	—	サポート固定	—	無	
伝送路	有線（建屋内） （衛星電話設備 （固定、FAX）に係 るもの） [伝送 路]	原子炉補助建屋 緊急時対策所	—	サポート固定	—	無	
装置	データ収集計算機	原子炉補助建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
装置	データ表示端末	緊急時対策所	—	固縛	—	有	加振試験によっ て、要求される 機能が維持され ることを確認予 定。
SA クラス 2 管	空気供給装置配 管・弁【常設】 [流路]	緊急時対策所 空調上屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 管	可搬型空気浄化装 置配管・ダンパ 【常設】 [流路]	緊急時対策所 空調上屋	鋼管	サポート固定	無	無	
装置	原子炉格納容器内 水素処理装置	原子炉建屋	静的触媒式	架台・ボルト 固定	有	無	有限要素法によ る構造強度評価
装置	格納容器水素イグ ナイタ	原子炉建屋	ヒーティン グコイル方 式	ボルト固定	有	無	加振試験によっ て、要求される 機能が維持され ることを確認予 定。
器具	原子炉格納容器内 水素処理装置温度 監視装置	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無	

(3)常設重大事故緩和設備（新設，(1)，(2)を兼ねるものを除く）（2/2）

機種区分	設備名称	設置場所	①型式	②設置方式	基本構造の差異		備考
					①	②	
器具	格納容器水素イグナイト温度監視装置	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無	
装置	衛星電話設備(FAX)	緊急時対策所	—	固縛	—	有	加振試験によって、要求される機能が維持されることを確認予定。

(4) 常設耐震重要重大事故防止設備 (既設) (1/4)

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2容器	原子炉容器 (炉心支持構造物を含む)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
建物・構築物	使用済燃料ピット	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	
SAクラス2ポンプ	電動補助給水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2	給水設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2	補助給水設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	蒸気発生器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2ポンプ	1次冷却材ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2容器	加圧器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2管	1次冷却材管	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2管	1次冷却設備 配管 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	加圧器サージ管	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気安全弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気逃がし弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気隔離弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気管 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気設備 配管 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2	主蒸気設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	余熱除去冷却器	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2ポンプ	余熱除去ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	高圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	充てんポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	蓄圧タンク	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
建物・構築物 SAクラス2容器	燃料取替用水ピット	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	
建物・構築物 SAクラス2容器	補助給水ピット	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	
建物・構築物	格納容器再循環サンブ	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	

(4) 常設耐震重要重大事故防止設備 (既設) (2/4)

機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2	格納容器再循環サンプ スクリーン	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2弁	蓄圧タンク出口弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2	高圧注入系 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2	余熱除去設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2	蓄圧注入系 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用炉心冷却設備 弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2	非常用炉心冷却設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	ほう酸注入タンク [流 路]	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポン プ	B-充てんポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	C, D-原子炉補機冷 却水冷却器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2ポン プ	C, D-原子炉補機冷 却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポン プ	C, D-原子炉補機冷 却海水ポンプ	S	取水ビットポンプ室	ボルト・サポート固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水サー ジタンク	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	原子炉補機冷却海水設 備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 ディーゼル発電機建屋 取水ビットポンプ室 原子炉補機冷却海水ポン プ出口ストレーナ室 原子炉補機冷却海水管ダ クト	サポート固定	
SAクラス2容器	C, D-原子炉補機冷 却海水ポンプ出口スト レーナ [流路]	S	原子炉補機冷却海水ポン プ出口ストレーナ室	—	
SAクラス2容器	C, D-原子炉補機冷 却水冷却器海水入口 ストレーナ [流路]	S	原子炉建屋	—	
SAクラス2	原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	余熱除去ポンプ入口弁	S	原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	B-安全注入ポンプ再 循環サンプ側入口C/ V外側隔離弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
装置	制御棒クラスタ	S	原子炉建屋	—	
SAクラス2ポン プ	ほう酸ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	ほう酸タンク	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	

(4) 常設耐震重要重大事故防止設備 (既設) (3/4)

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2弁	加圧器安全弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	加圧器逃がし弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2	化学体積制御設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	ほう酸フィルタ [流路]	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2弁	緊急ほう酸注入弁 [流路]	S	原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	再生熱交換器 [流路]	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	1次冷却材温度 (広域-高温側)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	1次冷却材温度 (広域-低温側)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	1次冷却材圧力 (広域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	出力領域中性子束	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	中間領域中性子束	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	中性子源領域中性子束	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	原子炉容器水位	C	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	加圧器水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	格納容器内温度	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	原子炉格納容器圧力	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	燃料取替用水ピット水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	蒸気発生器水位 (狭域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	主蒸気ライン圧力	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	ほう酸タンク水位	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
器具	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
装置	原子炉トリップスイッチ	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	制御用圧縮空気設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
装置	原子炉トリップ遮断器	S	原子炉建屋	ボルト固定	

(4) 常設耐震重要重大事故防止設備 (既設) (4/4)

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2管	中央制御室空調装置ダクト・ダンパ [流路]	S	原子炉補助建屋	サポート固定	
ファン	中央制御室非常用循環ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
ファン	中央制御室給気ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
ファン	中央制御室循環ファン	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
フィルタ	中央制御室非常用循環フィルタユニット	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
建物・構築物	中央制御室遮へい	S	原子炉補助建屋	建屋躯体による支持	
フィルタ	中央制御室給気ユニット	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	原子炉格納容器	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	
SAクラス2	C, D-格納容器再循環ユニット	C	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	B-格納容器スプレィポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	B-格納容器スプレィ冷却器 [流路]	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
SAクラス2	原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 スプレィリング, スプレィノズル [流路]	S	原子炉建屋 原子炉補助建屋	サポート固定	
その他ポンプ	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	S	ディーゼル発電機建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁 [燃料流路]	S	原子炉建屋 ディーゼル発電機建屋 燃料油貯油槽タンク室 ディーゼル発電機燃料油貯油槽トレンチ	サポート固定	
装置	蓄電池 (非常用)	S	原子炉補助建屋	架台・ボルト固定	
装置	A充電器	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
装置	B充電器	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	

(5) 常設重大事故防止設備 (既設, (4)を除く)

機種区分	設備名称	耐震重要度 分類	設置場所	設置方式	備考
建物・構築物	取水口	C	屋外	岩盤支持	
建物・構築物	取水路	C	屋外	岩盤支持	
建物・構築物	取水ピットスクリーン 室	C	屋外	岩盤支持	
建物・構築物	取水ピットポンプ室	C	屋外	岩盤支持	

(6) 常設重大事故緩和設備（既設，(4)，(5)を兼ねるものを除く）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2容器	余熱除去冷却器 [流路]	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	格納容器雰囲気ガス試料採取設備	C	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 [流路]	C	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	格納容器スプレイポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	格納容器スプレイ冷却器 [流路]	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
フィルタ	アニュラス空気浄化フィルタユニット	S	原子炉建屋	ボルト固定	
フィルタ	B-アニュラス空気浄化フィルタユニット	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2	圧縮空気設備 配管・弁 [流路]	S, C	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	排気筒 [流路]	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2	アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ [流路]	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
ファン	アニュラス空気浄化ファン	S	原子炉建屋	ボルト固定	
ファン	B-アニュラス空気浄化ファン	S	原子炉建屋	ボルト固定	

(7) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（(4), (6)を兼ねるものを除く）

機種区分	設備名称	耐震重要度分類	設置場所	設置方式	備考
SAクラス2弁	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	A-高圧注入ポンプ	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水冷却器	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ	S	取水ピットポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2	原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路]	S	原子炉建屋 ディーゼル発電機建屋 取水ピットポンプ室 原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室 原子炉補機冷却海水管ダクト	ボルト・サポート固定	
SAクラス2弁	安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 [流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
器具	高圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
器具	低圧注入流量	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
器具	補助給水流量	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	原子炉補機冷却水サージタンク水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	補助給水ピット水位	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	蒸気発生器水位 (広域)	S	原子炉建屋	ボルト・サポート固定	
器具	6-A, B母線電圧	S	原子炉補助建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	格納容器スプレイ冷却器	S	原子炉補助建屋	ボルト・サポート固定	
火力技術基準	ディーゼル発電機	S	ディーゼル発電機建屋	ボルト固定	
火力技術基準	ディーゼル発電機燃料油サービスタンク	S	原子炉建屋	ボルト固定	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における
重大事故と地震の組合せについて

目次

1. はじめに
2. 基準の規定内容
 - 2.1 設置許可基準規則 第39条 (SA 施設) の規定内容
 - 2.2 設置許可基準規則 第4条 (DB 施設) の規定内容
 - 2.3 JEAG4601 の規定内容
3. SA 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針
4. 荷重の組合せの検討手順
5. 荷重の組合せの検討結果
 - 5.1 地震の従属事象・独立事象の判断
 - 5.2 荷重の組合せの検討結果
 - 5.2.1 全般施設
 - 5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 - 5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
 - 5.2.4 SA 施設の支持構造物
6. 許容応力状態の検討結果
 - 6.1 全般施設
 - 6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備
 - 6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備
 - 6.4 SA 施設の支持構造物
7. まとめ
 - (補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方
 - (補足2) 事象発生確率の考え方
 - (補足3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について
 - (補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間 (圧力低減方策) について
 - (補足5) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由

添付資料

1. 事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の年超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方
5. 対象設備, 事故シーケンスグループ等, 荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故等時の荷重条件の妥当性について

参考資料

- 〔参考 1〕 設置許可基準規則第 39 条及び解釈（抜粋）
- 〔参考 2〕 設置許可基準規則第 4 条及び解釈
- 〔参考 3〕 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2（抜粋）
- 〔参考 4〕 耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）
- 〔参考 5〕 JEAG4601（抜粋）
- 〔参考 6〕 原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性
- 〔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
- 〔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

1. はじめに

重大事故等^{※1}（以下「SA」という。）の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設^{※2}（以下「SA施設」という。）については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらにSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。

※1：「重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故」を総称して重大事故等という。

※2：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については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

【SA施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処設備（以下「DB施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下「DBA」という。）を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策等の多様性を活かしてSAに対処する。

具体的には、以下の方針とする。

- ① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。
- ② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。

以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるに当たり、SA施設については、「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（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（社）日本電気協会（以下総称して「JEAG4601」という。）等の規格・基準に基づき、検討を実施した。

2. 基準の規定内容

SA 施設、DB 施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則 第 39 条、第 4 条に規定されている。そこで、SA 施設及び DB 施設について、耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

2.1 設置許可基準規則 第 39 条 (SA 施設) の規定内容

- (1) SA 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 39 条に規定されている。〔参考 1〕
- (2) SA 施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 1 号において、「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。」が求められている。〔参考 1〕
- (3) SA 施設のうち、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が設置される SA 施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 2 号において、「第四条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るものであること。」が求められている。
〔参考 1〕これは、DB 施設の耐震 B、C クラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震 B、C クラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では検討を省略する。
なお、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、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て地震力を分類する。
- (4) SA 施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置される SA 施設については、設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において、「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。」が求められている。〔参考 1〕
- (5) 設置許可基準規則の第 39 条の解釈において、「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。」とされている。〔参考 1〕

2.2 設置許可基準規則第 4 条 (DB 施設) の規定内容

- (1) DB 施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 4 条に規定されている。〔参考 2〕
- (2) 耐震 S クラス施設については、設置許可基準規則の第 4 条第 3 項において、「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。」とされている。〔参考 2〕
- (3) 設置許可基準規則の第 4 条の解釈において、「別記 2 のとおりとする。」とされている。〔参考 2〕

- (4) 建物・構築物が基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の別記2（以下「別記2」という。）において、「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対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。〔参考3〕
- (5) 機器・配管系が基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「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とど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。」が求められている。〔参考3〕
- (6) 別記2において、「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、一旦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。」が求められている。〔参考3〕

2.3 JEAG4601の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に」組み合わせることとされていることから、JEAG4601における規定内容を以下のとおり整理した。

(1) 荷重の組合せ

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおりである。

- ・「その発生確率が 10^{-7} 回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態Ⅰ～Ⅳには含まない。」とされている。
- ・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。
- ・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の記載内容に基づき、JEAG4601において組み合わせるべき荷重を整理したものを表1に示す。表1では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が 10^{-7} /炉

年以下となるものは組合せが不要となっている。

表 1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV					
基準地震動の発生確率 (1/年)				S_1	S_2						
基準地震動 S_1 との組合せ	従属事象	S_1 従属									
	独立										
	1分以内	$S_1 + II$									
	1時間以内	$S_1 + II$ $S_1 + III$									
	1日以内	$S_1 + II$ $S_1 + III$ $S_1 + IV$									
	1年以内	$S_1 + II$ $S_1 + III$ $S_1 + IV$									
	従属事象	S_2 従属									
	独立	($S_2 + II$ は 10^{-9} 以下となる)									
基準地震動 S_2 との組合せ	1分以内										
	1時間以内	$S_2 + II$ $S_2 + III$									
	1日以内	$S_2 + II$ $S_2 + III$									
	1年以内	$S_2 + II$ $S_2 + III$ $S_2 + IV$									

- 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 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-3}$ / 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。

JEAG4601・補-1984 抜粋

(2) 運転状態と許容応力状態

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ_A～Ⅳ_A及び、地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを定義している。

【運転状態】

- 運転状態Ⅰ : 告示^(注)の運転状態Ⅰの状態
運転状態Ⅱ : 告示の運転状態Ⅱの状態
運転状態Ⅲ : 告示の運転状態Ⅲの状態
運転状態(長期)Ⅳ(L) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態
運転状態(短期)Ⅳ(S) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの(例: JET, JET 反力, 冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

注: 昭和55年通商産業省告示第501号「発電用原子力施設に関する構造等の技術基準」(以下「告示」という。)

【許容応力状態】

- 許容応力状態Ⅰ_A : 告示の運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅰ_A* : 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。
許容応力状態Ⅱ_A : 告示の運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅲ_A : 告示の運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅳ_A : 告示の運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態Ⅲ_AS : 許容応力状態Ⅲ_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
許容応力状態Ⅳ_AS : 許容応力状態Ⅳ_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

3. SA 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

(1) 対象施設

設置許可基準規則第 39 条において、**基準地震動**による地震力に対しての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」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。

主な施設を**事故シーケンスグループ**等に基づき整理したリストを添付資料 1 に、全 SA 施設の分類を「39-1 重大事故等対処設備の設備分類」に示す。

また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを表 2 に示す。

(2) SA 施設の運転状態

SA 施設は、DBA を超え、SA 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、SA の発生している状態として運転状態 V を新たに定義する。

さらに運転状態 V については、**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の長期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (L) とする。

【運転状態の説明】

I～IV：JEAG4601 で設定している運転状態

V (L)：SA の状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

V (S)：SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

(3) 組合せの基本方針

別記 2 及び JEAG4601 に基づき耐震評価を行う DB 施設における荷重の組合せの考え方を踏まえた、SA 施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおりである。

a. DB 施設における荷重の組合せの考え方

- ・**基準地震動**、弾性設計用地震動による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・運転状態 I～IV を想定する。
- ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間、**基準地震動**若しくは**弾性設計用地震動**の年超過確率を踏まえ、発生確率が 10^{-7} /炉年超の事象は組み合わせる。
- ・**原子炉格納容器**は、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）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**弾性設計用地震動**による地震力との組合せを考慮する。

b. SA 施設における荷重の組合せ方針

- ・**基準地震動**、**弾性設計用地震動**による地震力と運転状態の組合せを考慮する。

- ・運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超える SA の状態として、運転状態Ⅴを想定する。
- ・地震の従属事象については、地震による地震力との組合せを実施する。
- ・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**基準地震動**若しくは**弾性設計用地震動**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否かを判断する。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**弾性設計用地震動**による地震力と組み合わせる。
- ・SA が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB 施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。
- ・**原子炉格納容器**について、DB 施設では LOCA 後の最終障壁として、SA に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA 後の**最大内圧**と**弾性設計用地震動**による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA 施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。SA 施設としての**原子炉格納容器**については、DB 施設の**基準地震動**に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、**重大事故時の原子炉格納容器**の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2Pd (最高使用圧力の 2 倍の圧力) の条件で、**原子炉格納容器**の放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

(4) 許容限界の基本方針

SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則第 39 条では、「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」とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である第 4 条第 3 項に係る別記 2 の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601 の DB 施設に対する規定内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を以下のとおり定めた。（「(補足 1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方」参照）

a. DB 施設における方針

- ・弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ_AS を用いる。
- ・機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ_AS を用いる。

b. SA 施設における方針

- ・SA 施設の耐震設計は、DB 施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB 施設と同様の許容応力状態を適用する。

- ・DB 施設的设计条件を超える運転状態Vの許容応力状態として V_A を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態 V_{AS} を定義する。

別記2によれば、機能維持設計の要求として、「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とど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。」とされており、DB施設では、許容応力状態 IV_{AS} の許容限界を適用している。

新たに定義する許容応力状態 V_{AS} は、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、泊3号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態 IV_{AS} と同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

$I_A \sim IV_A$: JEAG4601 で設定している許容応力状態

$III_{AS} \sim IV_{AS}$: JEAG4601 で設定している許容応力状態

V_A : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態

(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V_{AS} : 許容応力状態 V_A を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態 (SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

表2 原子炉格納容器及び原子炉容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	C/V 内	C/V 外
C/V	<ul style="list-style-type: none"> ・ C, D-格納容器再循環ユニット ・ 蒸気発生器 ・ 加圧器逃がし弁 ・ 原子炉格納容器内水素処理装置 ・ 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替非常用発電機 ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ・ 燃料取替用水ピット ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 補助給水ピット ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ ・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・ B-アニュラス空気浄化ファン ・ B-アニュラス空気浄化フィルタユニット ・ 中央制御室給気ファン ・ 中央制御室循環ファン ・ 中央制御室非常用循環ファン ・ 中央制御室給気ユニット ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット

表2 原子炉格納容器及び原子炉容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	C/V 内	C/V 外
炉心・燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器 ・ 加圧器逃がし弁 ・ 加圧器安全弁 ・ 蓄圧タンク ・ 蓄圧タンク出口弁 ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン ・ C, D-格納容器再循環ユニット 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替非常用発電機 ・ ディーゼル発電機 ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ・ 蓄電池（非常用） ・ 後備蓄電池 ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水ピット ・ 主蒸気逃がし弁 ・ 主蒸気安全弁 ・ 主蒸気隔離弁 ・ 燃料取替用水ピット ・ 高圧注入ポンプ ・ 余熱除去ポンプ ・ 余熱除去冷却器 ・ 充てんポンプ ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 格納容器スプレイ冷却器 ・ ほう酸タンク ・ ほう酸ポンプ ・ 緊急ほう酸注入弁 ・ 共通要因故障対策盤（自動制御盤） （ATWS 緩和設備） ・ 余熱除去ポンプ入口弁 ・ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ ・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・ アニュラス空気浄化ファン ・ アニュラス空気浄化フィルタユニット ・ 中央制御室給気ファン ・ 中央制御室循環ファン ・ 中央制御室非常用循環ファン ・ 中央制御室給気ユニット ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット

4. 荷重の組合せの検討手順

(1) 地震の従属事象・独立事象の判断

組合せの基本方針において、地震従属事象は**基準地震動**と組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、**基準地震動**、**弾性設計用地震動**いずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討に当たって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するか判断する。

従属事象と判断された場合は、**基準地震動**と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

(2) 施設分類

対象施設は設置許可基準規則、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)」(以下「技術基準規則」という。)、JEAG4601の分類等を踏まえた分類を行い、その分類ごとに組合せ方針を検討することとする。

対象施設は以下のとおり分類する。

SA施設は、**設置許可基準規則の解釈**別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。(添付資料4参照)

また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「C/Vバウンダリ」という。)と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RCPB」という。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。

以上のことから、以降の検討では施設を図1のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、C/Vバウンダリ、RCPB以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、C/Vバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、C/Vバウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。



図1 施設分類の考え方

(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して、施設分類ごと（全般施設，C/V バウンダリ，RCPB）に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。

考え方としては、事象の発生確率，継続時間，地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に判断することとする。選定手順を以下に，選定フローを図2に示す。

【選定手順】

- ① SA 事象の発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。
- ② DB 施設を兼ねる SA 施設については，耐震評価上，地震による地震力が同じとした場合，地震以外の荷重が大きいほど，評価結果は厳しくなることから，SA における地震以外の荷重が DB 条件（泊3号炉における既工認の評価において地震と組み合わせている荷重）を下回る場合，評価は DB 条件に包絡される。そこで，重大事故等対策の有効性を評価するすべての事故シーケンスから，各設備の DB 条件を超える事故シーケンスを抽出し，抽出された事故シーケンスにおいて，DB 条件を超えている時間（継続時間）を確認する。（DB 条件までは，地震力との組合せを実施していることから，DB 条件を超えている間に地震が発生する確率を算定する目的）DB 施設を兼ねない SA 施設については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，事故時等により発生する荷重の継続時間を確認する。
- ③ 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 ， S_1 の発生確率を基準地震動，弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。（添付資料2 参照）
- ④ 荷重の組合せの判断は，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，①～③で得られた値の積との比較等により，工学的，総合的に組み合わせる地震力を判断する。具体的には，泊3号炉では，DB 施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年を目安とし判断を行う。（「(補足2) 事象発生確率の考え方」参照）

なお，積が非常に小さい場合においても，事故後長時間継続する荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせる。

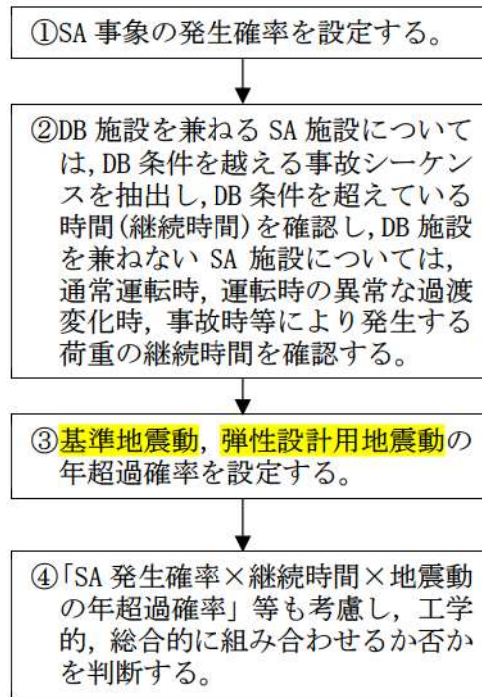


図2 独立事象に対する荷重の組合せの選定フロー

5. 荷重の組合せの検討結果

4項の検討手順に基づき、まず、5.1項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2項では、全般施設、C/Vバウンダリ、RCPBに分けて、SA荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

5.1 地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方にに基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

耐震Sクラス施設は基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、基準地震動による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したす

すべての事故シーケンスに対し、**基準地震動**相当の地震により、起回事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、**基準地震動**相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。重要事故シーケンス等の選定のための地震PRAにおいて、**基準地震動**相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた**炉心損傷頻度**（以下「CDF」という。）であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 1.2×10^{-7} /炉年である。性能目標のCDF（ 10^{-4} /炉年）に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 1.2×10^{-7} /炉年は、これを大きく下回ることから、**基準地震動**相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。（「(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について」参照）

5.2 荷重の組合せの検討結果

5.1項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに4項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。

5.2.1 全般施設

(1) SAの発生確率

SAの発生確率としては、**炉心損傷頻度**の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) SAで考慮する荷重と継続時間

a. SAの選定

全般施設については、新設されたポンプの使用条件によって、SA時の荷重条件が決定される**こと**があることから、本項では事故シーケンスグループ等を特定せず、すべてのSAを考慮する。

b. SAの継続時間

全般施設として考慮する荷重条件として、以下のとおり分類できる。それぞれの分類において、DB施設を兼ねるSA施設については、SA条件とDB条件のうち厳しい条件を、DB施設を兼ねないSA施設については、SA条件を設計条件として考慮する。ここで全般施設においては、SA後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。

【分類】

全般施設は、SA 時の条件を考慮して設計条件を設定することから、SA の定義を踏まえ、以下のとおり分類した。

- a. SA 条件が DB 条件を超える既設施設
 - (a) 新設の SA 施設の運転によって、DB 条件を超える施設
 - (b) SA による荷重・温度の影響によって、DB 条件を超える施設
- b. SA 条件が DB 条件に包絡される既設施設
- c. DB 施設を兼ねない SA 施設

【継続時間の考え方】

分類ごとの継続時間の考え方は以下のとおりである。

- a. (a) の施設：事故が収束したとしても、収束状態を維持するために、DB 条件を超える状態が長期にわたる可能性がある。
継続時間を具体的に設定することは現時点では困難であるため、40 年*と設定する。
- a. (b) の施設：5.2.2 項、5.2.3 項での検討結果から、SA による荷重・温度条件が継続する時間は明らかに 40 年より短いため、(a) で設定した 40 年を適用する。
- b. の施設：DB 条件に包絡されるため、SA 施設独自の検討は不要となる。
- c. の施設：a. (a) と同様、40 年と設定する。

以上を踏まえ、全般施設の継続時間は 40 年と設定する。ここで、継続時間は 40 年と設定するが、この継続時間にとらわれることなく、後述の C/V の圧力低減方策と同様、早急な SA の収束に努めることとする。

※：東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置終了が 30～40 年後とされている。（「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf>

また、米国 TMI 事故においては、1979 年に事故が発生し、1990 年までに除染、放射性物質の撤去が完了している。

(3) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 、 S_1 の発生確率を基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。

(添付資料 2 参照)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率と掛け合わせた事象発生確率は表 3 のとおりとなる。

この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【全般施設の SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・ SA の発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ・ 事象の継続時間については、SA 施設として用いる可能性のある期間を踏まえ 40 年と設定している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 3 の 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、工学的、総合的な判断として、基準地震動による地震力と組み合わせることとする。

ここで、弾性設計用地震動との組合せにおいても、組合せが必要と判断されるが、弾性設計用地震動より大きい基準地震動を組み合わせることで、弾性設計用地震動による地震力との組合せを省略する。また、C/V 雰囲気温度の影響を受ける施設については、5.2.2 項での検討結果から、C/V の SA 後長期の条件を考慮した条件を弾性設計用地震動による地震力と組み合わせるべきであるが、今回は包絡する条件として基準地震動による地震力と組み合わせる。

表 3 SA の発生確率・継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

	SA の発生確率	継続時間	地震動の年超過確率	事象発生確率
すべての SA	10^{-4} /炉年	40 年※	基準地震動 : 5×10^{-4} /年以下	10^{-5} /炉年以下
			弾性設計用地震動 : 10^{-2} /年以下	10^{-4} /炉年以下

※：継続時間は 40 年と設定するが、SA の収束においては早急な対応に努める。

(5) まとめ

以上より、全般施設としては、SA 荷重と基準地震動による地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、**炉心損傷頻度**の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) SA で考慮する荷重と継続時間

a. SA の選定

本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえた、**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に対して、表 4 に示す C/V バウンダリの DB 条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を下表に示す。

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「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	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉補機冷却機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○
原子炉停止機能喪失	×
ECCS 注水機能喪失	×
ECCS 再循環機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA, 蒸気発生器伝熱管破損）	×
「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（格納容器過圧破損）	○
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	○
高圧溶融物放出／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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

これらの事故シーケンスグループ等のうち、C/V バウンダリの圧力、温度上昇の観点で、最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、以下の3つが挙げられる。

- ・原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(以下「C/V 先行破損」という。)は、LOCA の発生後、炉心冷却は継続するものの、C/V の除熱機能喪失により、C/V の圧力・温度が上昇することになる。また、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」(以下「C/V 過圧破損」という。)及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」(以下「C/V 過温破損」という。)は、C/V 内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積により、C/V 内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇することになる。有効性評価においても、上記の理由により、最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、これら3つの事故シーケンスグループ等が抽出されている。このため、これら3つをC/V の圧力・温度の観点から最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として選定した。上記の3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/V の最高圧力及び最高温度を表4に示す。

なお、これ以外の事故シーケンスグループ等については、格納容器スプレイ等によるC/V 冷却が可能であるため、最高使用圧力・温度を超えることはない。

表4 C/V のSA 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	C/V 先行破損	C/V 過圧破損	C/V 過温破損	DB 条件 (最高使用圧力・温度)
最高圧力	約 0.360MPa[gage]	約 0.360MPa[gage]	約 0.347MPa[gage]	0.283MPa[gage]
最高温度	約 135℃	約 137℃	約 141℃	132℃

表4に示す各事故シーケンスグループ等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。したがって、耐震評価に用いるC/V バウンダリの圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

C/V については、DB 条件として、通常運転時の圧力・温度と基準地震動、最高使用圧力・温度と弾性設計用地震動の2種類の組合せを行っている。したがって、SA 事象発生時に DB

条件を超える継続時間としては、最高使用圧力・温度を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）、通常運転状態を超える時間（「長期荷重の継続時間」という。）をそれぞれ確認する。

ここで「短期荷重の継続時間」に関する荷重としては、事故後ピーク荷重を用いる。また、「長期荷重の継続時間」に関する荷重としては、最高使用圧力・温度を用いる。

【短期荷重の継続時間】

上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V 圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、格納容器再循環ユニットの粗フィルタがある場合の除熱特性とした場合の解析結果（基本ケース）及び格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果（感度ケース）を図3～図8に示す。

短期荷重の継続時間の確認においては、実機運用に合わせた格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果を用いる。

図3～図8より、SA 発生後、C/V の最高使用圧力・温度を超える時間は長くとも66時間程度であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、格納容器再循環ユニットによる格納容器内の自然対流冷却を開始することにより、C/V の最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。

以上から、荷重の組合せの検討で用いる短期荷重の継続時間としては 10^{-2} 年（約87時間）とする。

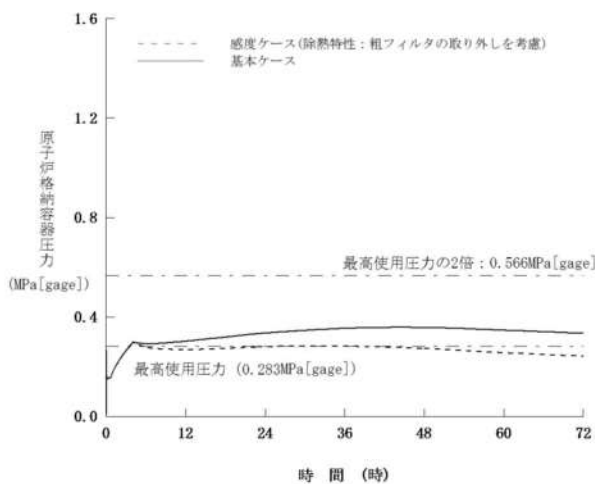


図3 C/V 先行破損における C/V 圧力の時間変化

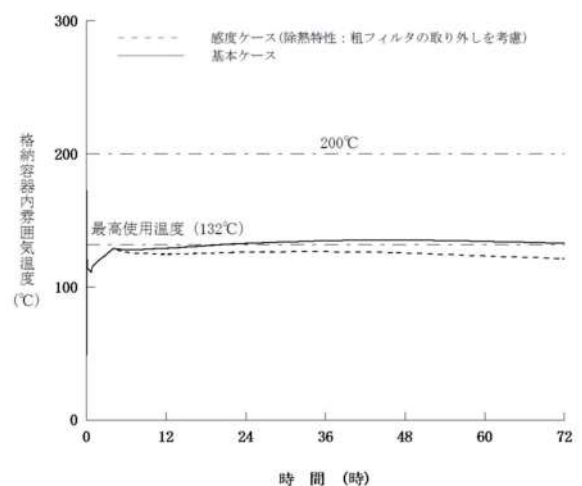


図4 C/V 先行破損における C/V 温度の時間変化

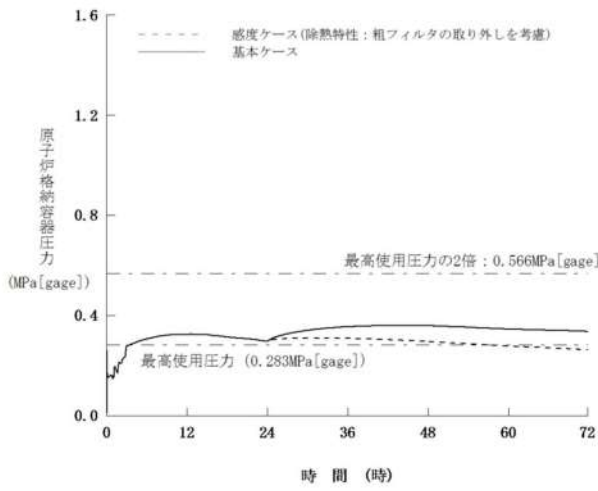


図5 C/V 過圧破損におけるC/V 圧力の時間変化

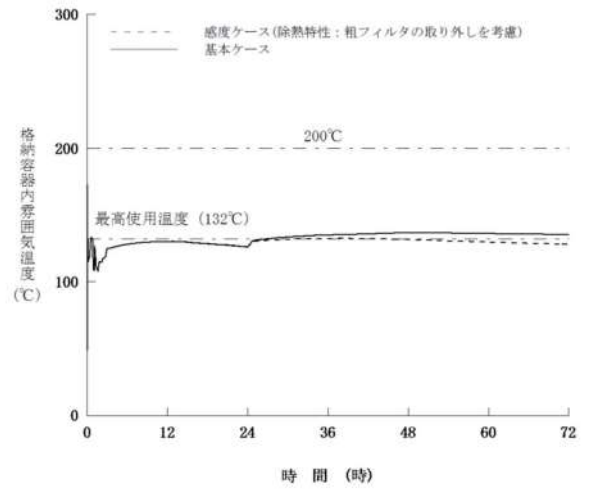


図6 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化

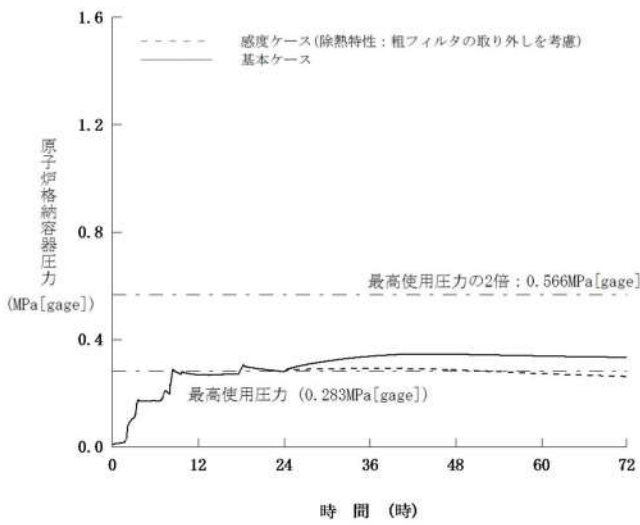


図7 C/V 過温破損におけるC/V 圧力の時間変化

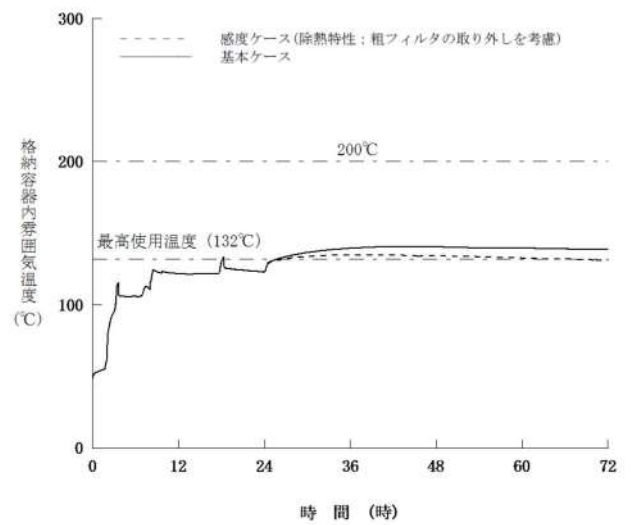


図8 C/V 過温破損におけるC/V 温度の時間変化

【長期荷重の継続時間】

SA 発生後の C/V の圧力・温度は、SA 施設である格納容器スプレイ再循環系が仮に機能喪失した場合、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却により、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを確認している。さらに、原子炉格納容器の圧力を早期に低減させるために、既設機器の復旧や可搬設備等を活用すること等のマネジメント対策として、重大事故発生後の格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却中における格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系の復旧及び仮設格納容器スプレイ再循環系の構築の実現可能性を確認し、長期荷重の継続時間を設定した。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設格納容器スプレイ再循環を使用する。これらの体制や手順に係る対応方針については、設置変更許可本文十号及び添付書類十に記載し、位置づけを明確にする。それらの実現可能性を検討した結果、1ヶ月程度で C/V 内圧を通常運転圧力程度まで低下させることが可能であると判断した。(補足4「重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について」参照)

以上より、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては、保守的に 2×10^{-1} 年(約2.4ヶ月)とする。

以上の DB 条件を超える期間、通常運転状態程度になる期間をまとめると表5のとおりとなる。

表5 各 SA の継続時間

	DB 条件を超える期間	通常運転状態程度になる期間
C/V 先行破損	10^{-2} 年以内	2×10^{-1} 年以内
C/V 過圧破損		
C/V 過温破損		

(3) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 , S_1 の発生確率を基準地震動、弾性設計用地震動の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率(添付資料2参照)を踏まえた事象発生確率は表6のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【C/V バウンダリの SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

・SA の発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値で

ある 10^{-4} /炉年を適用している。

- ・事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき 10^{-2} 年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間に基づき 2×10^{-1} 年と設定している。
- ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

また、表 6 の SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断として弾性設計用地震動による地震力と SA 後長期荷重を組み合わせる。なお、C/V について、DB 施設では LOCA 後の最終障壁として、SA に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA 施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA 施設としての C/V については、DB 施設の基準地震動に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える 200°C 、 2Pd （最高使用圧力の 2 倍の圧力）の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表 6 SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

	SA の発生確率	継続時間		地震動の年超過確率	事象発生確率 (短期荷重/長期荷重)
		短期荷重	長期荷重		
C/V 先行破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	基準地震動 : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下/ 10^{-8} /炉年以下
				弾性設計用地震動 : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下/ 10^{-6} /炉年以下
C/V 過圧破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	基準地震動 : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下/ 10^{-8} /炉年以下
				弾性設計用地震動 : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下/ 10^{-6} /炉年以下
C/V 過温破損	10^{-4} /炉年	10^{-2} 年	2×10^{-1} 年	基準地震動 : 5×10^{-4} /年以下	10^{-9} /炉年以下/ 10^{-8} /炉年以下
				弾性設計用地震動 : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年以下/ 10^{-6} /炉年以下

(5) まとめ

以上より、C/V バウンダリとしては、SA 長期荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせることとする。

5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) SA で考慮する荷重と継続時間

a. SA の選定

RCPB の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化が発生するとともに、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、RCPB が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「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	
2次冷却系からの除熱機能喪失	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉補機冷却機能喪失	×
原子炉格納容器の除熱機能喪失	×
原子炉停止機能喪失	○
ECCS 注水機能喪失	×
ECCS 再循環機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA, 蒸気発生器伝熱管破損）	×
「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（格納容器過圧破損）	×
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	×
高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	×
原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	×
水素燃焼	×
熔融炉心・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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×
全交流動力電源喪失	×
原子炉冷却材の流出	×
反応度の誤投入	×

これ以外の事故シーケンスグループ等のうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」においては、「原子炉停止機能喪失」と同様、RCPBは健全であることから、圧力・温度が上昇するが、制御棒挿入により原子炉出力が下がる。原子炉出力が下がった状態であれば、加圧器逃がし弁の作動により、圧力の上昇を防ぐことができることから、DBの荷重条件を超えることはない。また、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」については、LOCA（RCPシールLOCA/シールリーク含む）が発生していることから、表7に示すRCPBのDB条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策としては、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行うことになる。ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、「主給水流量喪失」については、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が動作しない場合に、「より多くの機能に期待する必要がある原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる事象である。また、「負荷の喪失」については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象である。したがって、有効性評価では、上記の理由から以下の2つの事故シーケンスを選定している。

- ・主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗
- ・負荷の喪失+原子炉トリップ失敗

これらの事故シーケンスにおけるSA発生後の1次冷却材圧力の最高値、1次冷却材温度の高温側/低温側の最高値を表7に示す。

表7 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）

	主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	負荷の喪失+原子炉トリップ失敗	DB条件 （「負荷の喪失」時の評価圧力・温度）
最高圧力	約 18.6MPa[gage]	約 18.6MPa[gage]	17.81MPa[gage]
最高温度 （高温側配管/低温側配管）	約 352℃/約 351℃	約 352℃/約 351℃	339.8℃/308.3℃

表7に示すATWS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、感度解析として評価結果が厳しくなるように不確かさの重畳を考慮した場合の想定においては、表7に示す評価結果より高くなるものの、すべて一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳することは必ずしも現実的でないと

考えられること、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件として、不確かさの重畳までは考慮せず、表7に示す有効性評価結果の圧力・温度を用いることとした。

なお、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、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。

b. SAで考慮する荷重と継続時間

RCPBについては、DB条件として、「負荷の喪失」時の圧力・温度を用いた評価を行っている。したがって、DB条件を超える時間として、「負荷の喪失」時の荷重条件を超える時間（「短期荷重の継続時間」という。）を確認する。なお、DB条件以下の状態を「長期荷重の状態」とし、この状態の荷重としては「負荷の喪失」時の荷重を用いるが、「負荷の喪失」時の荷重条件と地震を組み合わせた評価はDB側で実施している評価と同じである。

a項で選定した2つの事故シーケンスのうち、DB条件を超える時間帯が長い「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の過渡応答図を図9～図11に示す。

1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力（「負荷の喪失」の評価圧力）である17.81MPa[gage]を下回っている。

また、1次冷却材温度の高温側（原子炉容器出口配管側）/低温側（原子炉容器入口配管側）は、耐震設計上の設計温度（「負荷の喪失」の評価温度）を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。

長期的な観点では、SA発生後600秒以降、1次冷却材温度の高温側/低温側はほぼ一定で推移する。SA発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより1次冷却材温度の高温側/低温側は若干低下し、1次冷却材温度の高温側は速やかに耐震設計上の設計温度である339.8℃を下回る。さらに、低温側配管温度も当該設計温度である308.3℃を下回り、原子炉は事象発生後約4.5時間で高温停止状態となる。その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余熱除去系による炉心冷却を行うことにより、事象発生後約26.5時間で低温停止状態に至る。

以上から、荷重の組合せの検討で用いる継続時間としては保守的に 10^{-2} 年（約87時間）とする。

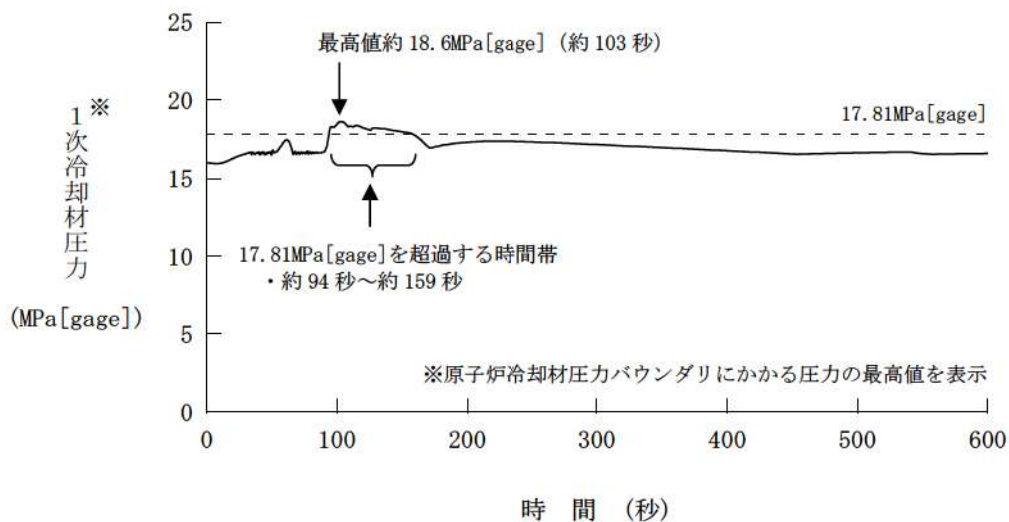


図9 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(1)

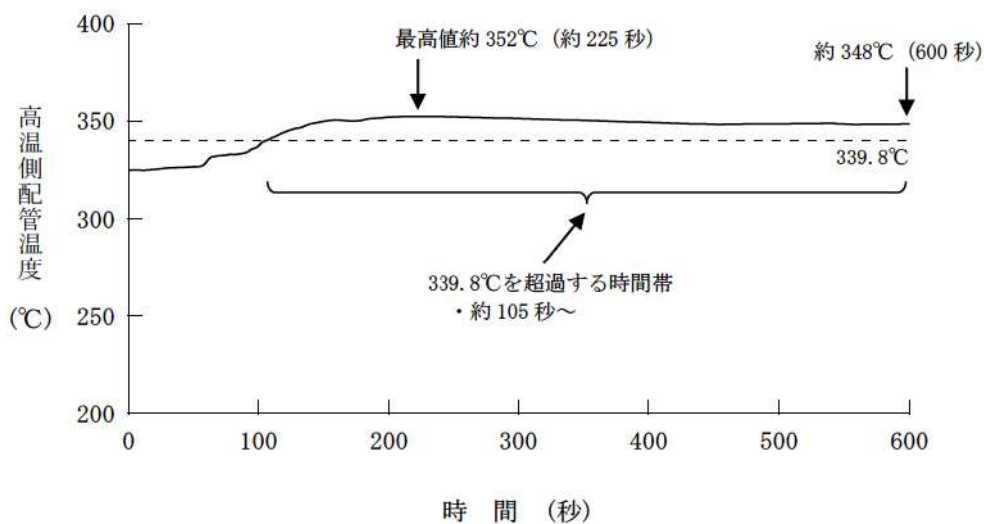


図10 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(2)

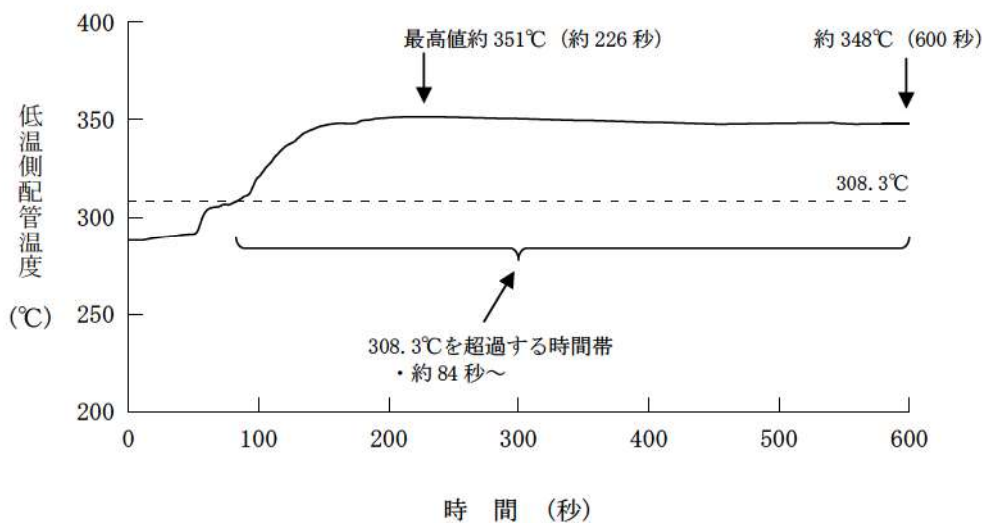


図11 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(3)

よって、DB 条件を超える期間をまとめると表 8 のとおりとなる。

表 8 SA の継続時間

	継続時間 (短期・長期共通) (注)
主給水流量喪失+原子 炉トリップ失敗	10 ⁻² 年
負荷の喪失+原子炉ト リップ失敗	

(注) 長期荷重の条件は DB 条件を超えることはないことから、短期荷重の条件が DB 条件を超える時間を短期・長期共通の継続時間として設定する。

(3) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている S_2 , S_1 の発生確率を **基準地震動**, **弾性設計用地震動** の年超過確率に読み替えて適用する。
(添付資料 2 参照)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率は表 9 のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【RCPB の SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・ SA の発生確率は、**個別プラントの炉心損傷頻度**を用いず、**炉心損傷頻度**の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ・ 事象の継続時間については、有効性評価結果から得られる継続時間に基づき 10^{-2} 年としている。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 9 より、SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としては、**基準地震動**, **弾性設計用地震動**による地震力と組み合わせる必要はないが、**弾性設計用地震動**による地震力と SA 後長期荷重を組み合わせる。

表 9 SA の発生確率，継続時間，地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

	SA の発生確率	継続時間 (短期，長期荷重共通)	地震動の 年超過確率	事象発生確率
主給水流量 喪失＋原子 炉トリップ 失敗	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	基準地震動 ：5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下
			弾性設計用地震動 ：10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下
負荷の喪失 ＋原子炉ト リップ失敗	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	基準地震動 ：5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下
			弾性設計用地震動 ：10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下

(5) まとめ

以上より，RCPB としては，SA 長期荷重と弾性設計用地震動による地震力を組み合わせることとする。

5.2.4 SA 施設の支持構造物

SA 施設の支持構造物については，SA 後長期の雰囲気温度と 5.2.1～5.2.3 項それぞれの地震を組み合わせる。ただし，SA 施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組み合わせ内容は，5.2.1～5.2.3 項による。

6. 許容応力状態の検討結果

5 項の組合せ方針に基づき、各施設の SA と地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、**全般施設**、C/V バウンダリ、RCPB 及び SA 施設の支持構造物に分けて検討することとした。

【運転状態の説明】

I ~IV : JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

V (L) : SA の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態

V (S) : SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

【許容応力状態】

I_A~IV_A : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

III_{AS}~IV_{AS} : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

V_A : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V_{AS} : 許容応力状態V_Aを基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

6.1 全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 10 に示す。

表 10 **原子炉格納容器内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態**

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		弾性設計用地震動	基準地震動	弾性設計用地震動	基準地震動	
I	I _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等: I _A [*]	III _{AS} ^{※1}	—	III _{AS} ^{※1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (L)	V _A			—	V _{AS} ^{※2}	V _{AS} の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _{AS} と同じものを適用する。
V (S)						

※1 : ECCS に係るもののみ

※2 : SA 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 11 に示す。DB 条件における評価では、弾性設計用地震動と事故後長期荷重の組合せではⅢ_{AS} を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等と同様、原子炉格納容器が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。

また、DB 施設として原子炉格納容器については、LOCA 後 (DBA) の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動の組合せを実施している。SA 施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2Pd の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれないことの確認を行う。

表 11 C/V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		弾性設計用地震動	基準地震動	弾性設計用地震動	基準地震動	
I	I _A	Ⅲ _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	Ⅲ _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	Ⅲ _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I* _A	Ⅲ _{AS}	—	Ⅲ _{AS}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	IV _{AS} * ¹	—	—	—	—
V (L)	V _A			V _{AS} * ²	—* ³	V _{AS} の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _{AS} と同じものを適用する。
V (S)	V _A			—	—	—

※ 1 : 構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動による地震力との組合せを考慮する。

※ 2 : 原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1 項の検討結果も考慮する。

※ 3 : 2×10^{-1} 年以降の状態は、基準地震動を組み合わせ、許容応力状態 IV_{AS} を満足する状態となっていることを確認している。

6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 12 に示す。DB 条件における評価では、弾性設計用地震動と事故後長期荷重の組合せでは、ECCS 等はⅢ_{AS} を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表 12 RCPB の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		弾性設計用地震動	基準地震動	弾性設計用地震動	基準地震動	
I	I _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等: I [*] _A	IV _{AS} ^{※1}	—	IV _{AS} ^{※1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (L)	V _A			V _{AS} ^{※2}	— ^{※3}	V _{AS} の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _{AS} と同じものを適用する。
V (S)	V _A			—	—	—

※ 1 : ECCS に係るものは III_{AS}

※ 2 : SA と地震の組合せは不要であるが、SA 長期荷重と弾性設計用地震動を組み合わせる。

※ 3 : 10⁻²年以降の状態は、基準地震動を組み合わせ、許容応力状態 IV_{AS} を満足する状態となっていることを確認している。

6.4 SA 施設の支持構造物

SA 施設の支持構造物についての具体的な許容応力状態は、6.1~6.3 項による。

7. まとめ

SA 施設の耐震設計に当たっては、SA は地震の独立事象として位置づけた上で、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA 荷重と基準地震動、弾性設計用地震動いずれか適切な地震力を組み合わせて評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

【凡例】

○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震年超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
※1 SA 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	40 年※2	5×10 ⁻⁴ /年 (基準地震動)	10 ⁻⁵ /年以下	○	SA 荷重 + 基準地震動
			10 ⁻² /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁴ /年以下	○	

※1：短期荷重、長期荷重を区別せず、それらを包絡する条件と基準地震動を組み合わせる。

※2：継続時間は40年と設定するが、SAの収束においては早急な対応に努める。

【C/V バウンダリ】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震年超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年※1	5×10 ⁻⁴ /年 (基準地震動)	10 ⁻⁹ /年以下	－	SA 長期荷重 + 弾性設計用地震動
			10 ⁻² /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁸ /年以下	－	
長期 荷重	10 ⁻⁴ /炉年	2×10 ⁻¹ 年※2	5×10 ⁻⁴ /年 (基準地震動)	10 ⁻⁸ /年以下	－	
			10 ⁻² /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁶ /年以下	○	

※1：最高使用圧力・温度を超える時間

※2：通常運転圧力・温度を超える時間

【RCPB】

	①SA 発生確率	②継続時間	③地震年超過確率	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
短期荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	5×10 ⁻⁴ /年 (基準地震動)	10 ⁻⁹ /年以下	—	SA 長期荷重 + 弾性設計用地震動
			10 ⁻² /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁸ /年以下	—	
長期荷重	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	5×10 ⁻⁴ /年 (基準地震動)	10 ⁻⁹ /年以下	—	
			10 ⁻² /年 (弾性設計用地震動)	10 ⁻⁸ /年以下	—	

また、荷重の組合せと許容応力状態の関係は以下のとおりとなる。

運転状態	許容応力状態	地震動		備考
		弾性設計用 地震動	基準地震動	
I	I _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A /I [*] _A	IV _A S/III _A S ^{*1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—
V (L)	V _A	V _A S ^{*2}	V _A S ^{*3, *4}	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。
V (S)	V _A	—	V _A S ^{*3}	V _A S の許容限界は、泊 3 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。

※ 1 : C/V バウンダリ及び ECCS に係るものは III_AS

※ 2 : C/V バウンダリと RCPB に適用

※ 3 : 全般施設に適用し、SA 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。

※ 4 : C/V バウンダリについては 2 × 10⁻¹年以降の状態、RCPB については 10⁻²年以降の状態は、基準地震動を組み合わせ、許容応力状態 IV_AS を満足する状態となっていることを確認している。

(補足1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方

1. はじめに

SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「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」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のDB 施設に対する規定内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。

本資料では、DB 施設を兼ねる SA 施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。

2. DB 施設としての原子炉格納容器の考え方

DB 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。

【地震力】

事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年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

【許容限界】

弾性設計 : 局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

機能維持設計 : 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

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を図1に示す。

JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、DB 施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表1に整理した。

運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動の組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、また、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動の組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動の組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。

ここで、JEAG4601において、ECCS等及び原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としていることから、運転状態Ⅳ(L)と弾性設計用地震動の組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB 施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を表2の通り定めた。

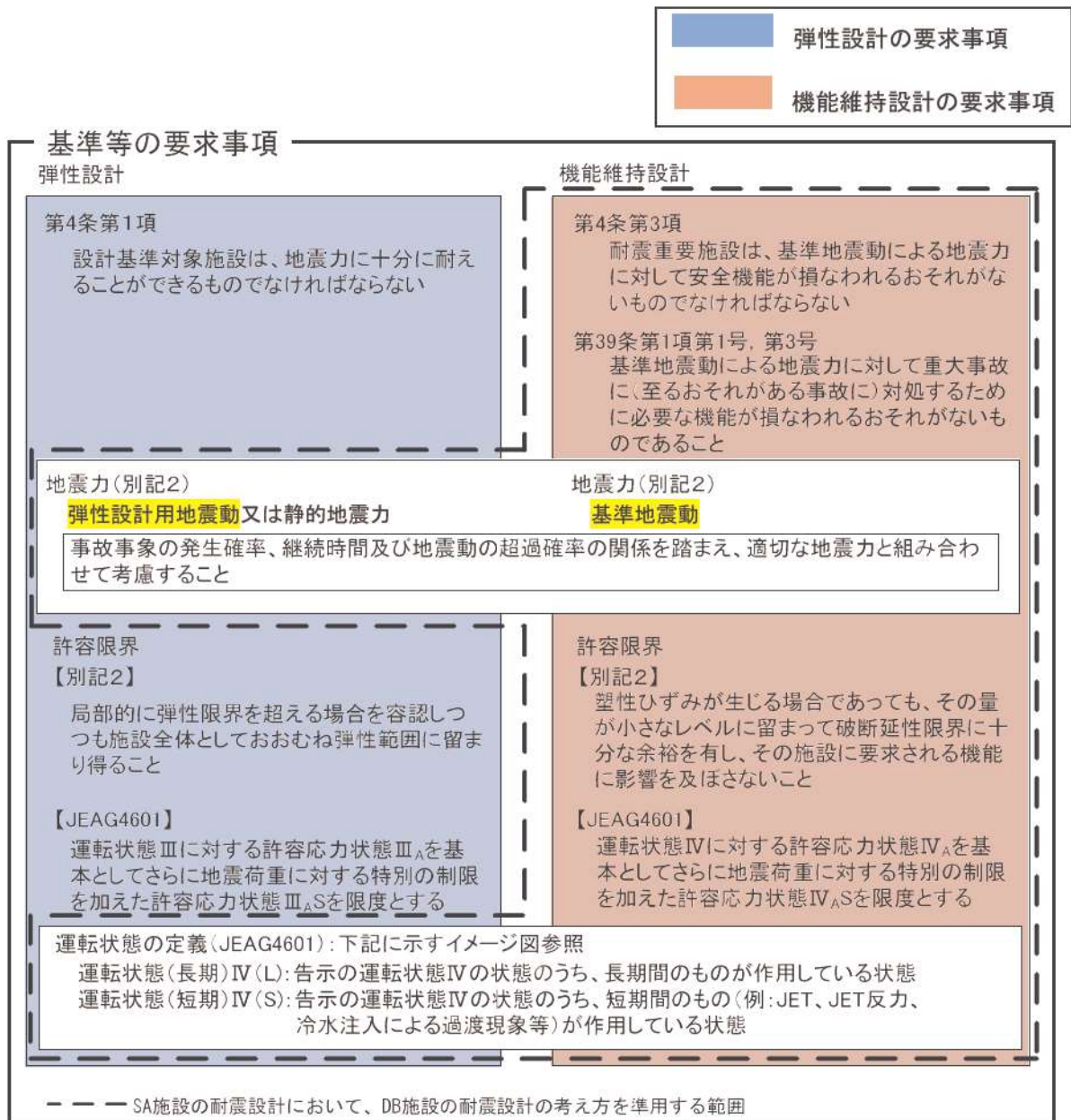


図1 弾性設計と機能維持設計の考え方

表1 許容応力区分 (ECCS 等以外)

地震動 \ 運転状態	—*	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	IV _A	IV _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には，強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが，JEAG4601 に倣い，—と記載する。(以降の表も同様)

表2 許容応力区分 (ECCS 等)

地震動 \ 運転状態	—	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	I* _A	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—*	—

【JEAG4601】

ECCS 等に属する機器は，本来運転状態IV (L) を設計条件としている。すなわち当該設備においては，この状態が運転状態 I に相当するので，許容応力状態 I_A とした。

※ 原子炉格納容器は，LOCA 後の最終障壁となることから，構造全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動（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。

3. SA 施設としての原子炉格納容器の考え方

SA 施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「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」（第 39 条第 1 項第 1 号、第 3 号）とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第 4 条第 3 項に係る別記 2 の規定に準ずる。

【地震力】

事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年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

【許容限界】

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

DB 施設の考え方のうち、SA 施設の機能維持設計で準ずる範囲を図 1 の破線で示す。これらを基に、以下のとおり、SA 施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。

【地震力】

最高使用圧力・温度を超える期間（ 10^{-2} 年まで）を運転状態 V (S)、通常運転状態を超える期間（ 2×10^{-1} 年まで）を運転状態 V (L) と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。

この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮した。

- ① SA の発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度 (CDF) を用いず、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用している。
- ② 事象の継続時間について、短期荷重については、有効性評価結果から得られる継続時間 7.5×10^{-3} 年に基づき 10^{-2} 年に、長期荷重については、圧力低減方策により通常運転状態程度になる時間 10^{-1} 年に基づき 2×10^{-1} 年と設定した。
- ③ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いた。

その結果、運転状態 V (L) と組み合わせる地震力と弾性設計用地震動による地震力を設定した。（表 3 参照）

表3 C/V バウンダリの SA と地震の組合せの検討結果

運転状態	①SA の発生確率	②事象の継続時間	③地震動の年超過確率	④ ①～③の積
V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年	基準地震動 : 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁹ /炉年以下
			弾性設計用地震動 : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下
2×10 ⁻¹ 年		基準地震動 : 5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以下	
		弾性設計用地震動 : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁶ /炉年以下	

【許容限界】

DB 条件を超える運転状態 V の許容応力状態として V_A を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態 V_{AS} を定義した。

新たに定義する許容応力状態 V_{AS} は、SA に対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態 V (L) と弾性設計用地震動による地震力との組合せに対して、泊 3 号炉では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態 IV_{AS} と同じ許容限界を設定する。

上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、表 4 に整理される。

加えて、泊 3 号炉では、DBA の状態である運転状態 I ~ IV は、DB 施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を表 5 のとおり設定した。

表 4 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分

運転状態 \ 地震動	—※	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I_A		IV_{AS}
II	II_A		IV_{AS}
III	III_A		IV_{AS}
IV (L)	I^*_A	IV_{AS}	—
IV (S)	IV_A	—	—
V (L)	V_A	V_{AS} (IV_{AS})	
V (S)	V_A		

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。

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。

表 5 DB 施設の許容応力状態に配慮した場合の C/V バウンダリの許容応力区分

運転状態	地震動		
	—	弾性設計用 地震動	基準 地震動
I	I_A	—	$IV_A S$
II	II_A	—	$IV_A S$
III	III_A	—	$IV_A S$
IV (L)	I^*_A	$III_A S$	—
IV (S)	IV_A	—	—
V (L)	V_A	$V_A S$ ($IV_A S$)	—
V (S)	V_A	—	—

【泊 3 号炉の方針】

DBA の状態である運転状態 I ~IV は、DB 施設と同様の許容応力状態とする。

4. SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

表 6 及び図 2 に今回の SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。比較に際し、表 6 と図 2 の番号が整合するように記載している。

今回の SA 施設の荷重条件は、DB 施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。

表 6 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する C/V の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB 施設		SA 施設	
			弾性設計用地震動	基準地震動	弾性設計用地震動	基準地震動
I	I _A	通常運転 圧力	①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
II	II _A		①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
III	III _A		①Ⅲ _A S	②Ⅳ _A S	—	②Ⅳ _A S
IV (L)	I* _A	LOCA 後 10 ⁻¹ 年後	③Ⅲ _A S	—	③Ⅲ _A S	—
IV (S)	IV _A	0.241* ¹	④Ⅳ _A S* ⁴	—	—	—
V (L)	V _A	0.283* ²			⑤V _A S* ⁵	—
V (S)	V _A	0.360* ³			—	—

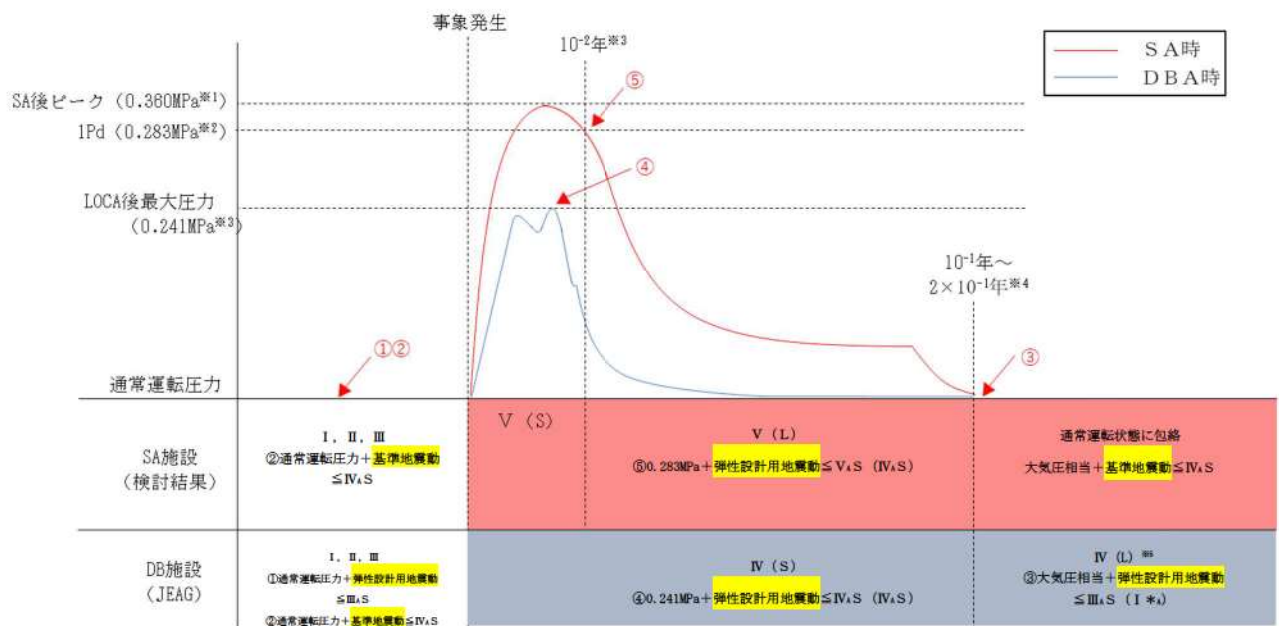
※ 1 : 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※ 2 : 原子炉格納容器の最高使用圧力

※ 3 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「C/V 先行破損」及び「C/V 過圧破損」の評価結果

※ 4 : 構造体全体としての安全裕度を確認する意味で LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※ 5 : V_AS の許容限界は、泊 3 号炉では、IV_AS と同じものを適用する。



- ※1 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価結果
- ※2 : 原子炉格納容器の最高使用圧力
- ※3 : 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果
- ※4 : 事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。
- ※5 : SA施設としてのC/Vについても確認する。

図2 SA施設とDB施設の荷重条件に対するC/Vの許容応力状態の比較（概念図）

(補足2) 事象発生確率の考え方

日本及び米国では性能目標として、CDFであれば 10^{-4} /炉年、CFFであれば 10^{-5} /炉年程度とされている。

DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年という値は、CDFやCFFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(表1参照)

米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、 10^{-7} /炉年という値が用いられている。また、航空機落下に関しても 10^{-7} /年という値が用いられている。

本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。

表1 日本、米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国 (NRC)	日本
安全目標	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年(CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年(LERF)</p> <p>(Regulatory guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】IAEAの安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について、 重大な炉心損傷<約10⁻⁴/炉年 大規模放出頻度<約10⁻⁵/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について、 重大な炉心損傷<約10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度<約10⁻⁶/炉年 (75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12)</p>	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年(CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年(CFF-1)</p> <p>10⁻⁶/炉年(CFF-2) (100TBqの管理目標(環境への影響の視点))</p> <p>(第2回 原子力規制委員会(平成25年4月10日)資料5)</p> <p>(第2回 原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 平成15年12月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について 平成18年3月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。</p> <p>具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、 事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万年に1回程度を超えないように抑制されるべきである(テロ等によるものを除く) ことを、追加すべきである。</p>
地震との組合せ	<p>「適切な組合せ」を考慮する。 具体的な記載はなし。 (10CFR50 付則A「一般設計指針(GDC)」)</p>	<p>(設置許可基準規則第4条解釈の別記2(=DB施設に対する規定))</p> <p>発生確率、継続時間、地震動の超過確率を踏まえて、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(JEAG4601(=DB施設に対する規定))</p> <p>10⁻⁷/炉年以下の発生確率は考慮しない。</p>
(参考) 航空機落下の判断基準	<p>10⁻⁷/年</p> <p>(SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS)</p> <p>【参考】</p> <p>10CFR100(立地基準)におけるオフサイト・ハザード(重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象)に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、10⁻⁷/年としている。 (SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)</p>	<p>10⁻⁷/年</p> <p>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)</p>

1. 確率論的リスク評価における「影響」について

- ・原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。
- ・リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価（PRA）における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。

- ・炉心損傷頻度(CDF)
- ・格納容器機能喪失頻度(CFF)

炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計

- ・施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標
 - 炉心損傷頻度(CDF)を 10^{-4} /炉・年 以下
 - 格納容器機能喪失頻度(CFF)を 10^{-5} /炉・年 以下

- ・したがって、性能目標には「影響」が考慮されている

原子力安全委員会の安全目標専門部会

- 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」（平成15年12月の中間とりまとめ）
- 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」（平成18年3月報告書）

2. スクリーニング基準の設定の考え方

項目	目標値 (注)	スクリーニング 基準(/炉年)	スクリーニング基準を定めている事例(※2)
炉心損傷頻度 (CDF)	10^{-4} (/炉年)	10^{-6} (/炉年)	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会標準(外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) 米国ASME/ANS RA-Sa-2009(EXT-C1)
格納容器機能 喪失頻度(CFF)	10^{-5} (/炉年)	10^{-7} (/炉年)	<ul style="list-style-type: none"> 米国SRP3.5.1.6(航空機落下) 航空機落下確率評価基準(平成21年6月30日原子力安全・保安院)

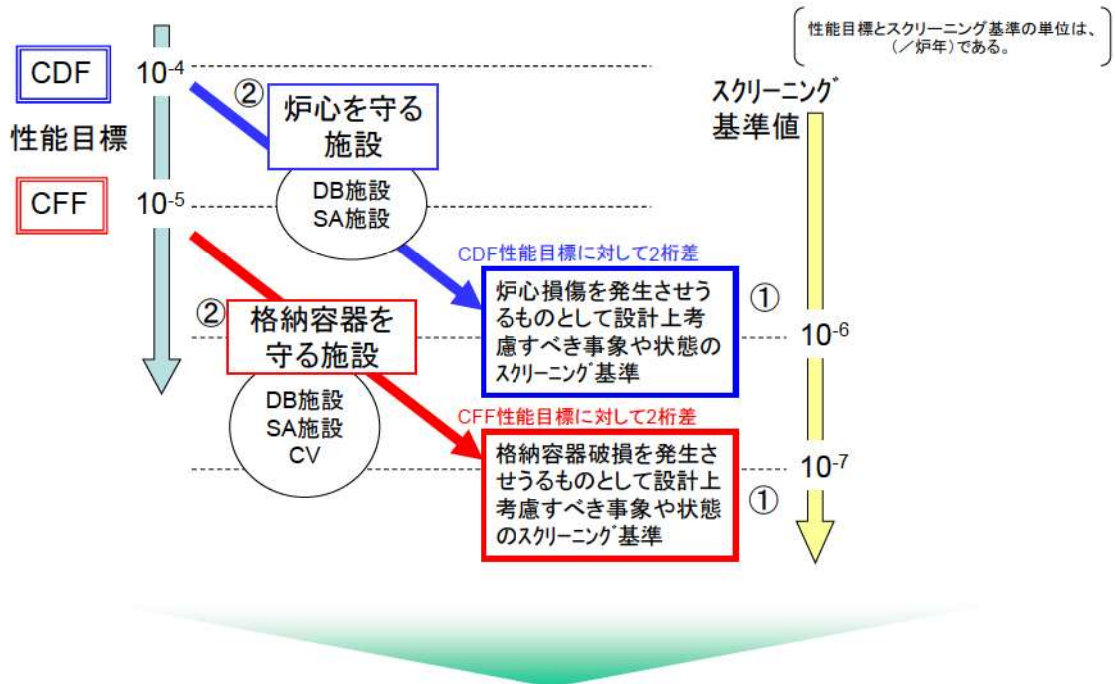
(注)原安委「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

(※2)【参考1】を参照

CDF 目標値 10^{-4} /炉年に対しては2桁を見越した 10^{-6} /炉年が、CFF 目標値 10^{-5} /炉年に対しても2桁を見越した 10^{-7} /炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。

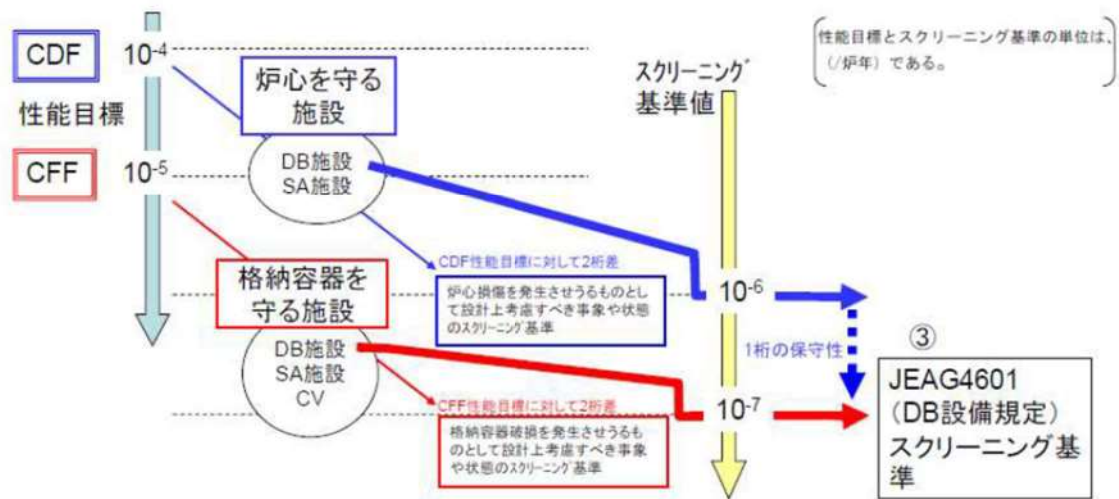
(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値

3. スクリーニング基準設定の体系的整理



- ① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として 10^{-6} /炉年（性能目標 $10^{-4} \times 10^{-2}$ ）を適用することは妥当であり、また、C/Vを守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として 10^{-7} /炉年（性能目標 $10^{-5} \times 10^{-2}$ ）を適用することは妥当と考える。
- ② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として 10^{-6} を適用することが妥当と考える。また、同様に『C/Vを守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として 10^{-7} /炉年を用いることは妥当と考える。

4. スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係性



③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備とC/Vを守る設備の両方に対してスクリーニング基準として10⁻⁷/炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10⁻⁷/炉年はC/Vを守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。

泊3号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である10⁻⁷/炉年に保守性を見込んだ10⁻⁸/炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。

【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について

<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」(EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”，“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。
<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を越える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。
<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。

(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義

判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。

(1) 地震の従属事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象（地震の従属事象）」の当社の定義は以下のとおりである。

- ・ある地震力を想定して、その地震力未滿で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

(2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象（地震の独立事象）」の当社の定義は以下のとおりである。

- ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、 10^{-7} 回/炉年を超える事象は組合せを実施している。

2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

耐震Sクラス施設は基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能にかかる設計は、耐震Sクラス施設自体が、基準地震動による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(表1)

波及的影響を考慮したSクラス施設の設計においては、以下の4つの観点で行う。

- ①設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- ②耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- ③建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響
- ④建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響

耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したすべての事故シーケンスに対し、基準地震動相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2)

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、基準地震動相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」

として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

表1 耐震Sクラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するもの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。(4条)
地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)

表2 地震の従属性としての適用性について (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	起原事象/新設備系	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
1	小破断LOCA+補助給水失敗	小破断LOCA	加圧器安全弁配管	○	×	運転状態Ⅱ		
			加圧器	○				
		補助給水系	原子炉冷却	○				
			緊急補助給水ポンプ	○				
			カーボン酸補助給水ポンプ	○				
			補助給水ポンプ	○				
	主給水流量喪失+補助給水失敗	補助給水系	主給水流量喪失	△	×	運転状態Ⅱ		
			主給水ライン(2次系)	△				
		補助給水系	緊急補助給水ポンプ	○				
			カーボン酸補助給水ポンプ	○				
			補助給水ポンプ	○				
			補助給水配管	○				
外部電源喪失	補助給水系	外部電源喪失(要員非包含)	○	○	運転状態Ⅱ			
		高圧発生源圧力(主蒸気ライン圧力)	○					
2次冷却系からの熱損失	外部電源喪失+補助給水失敗	補助給水系	外部電源喪失	○	×	-		
			高圧発生源圧力(主蒸気ライン圧力)	○				
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	補助給水系	2次冷却系の破断	○	×	運転状態Ⅱ		
			高圧発生源	○				
			緊急補助給水ポンプ	○				
			カーボン酸補助給水ポンプ	○				
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次冷却系の破断	主蒸気隔離	○	×	-			
		高圧発生源	○					
2	全交流動力電圧喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	外部電源喪失	○	○	運転状態Ⅱ		
			非常用所内交流電源喪失	○				
	原子炉種別冷却機能喪失+RCPシールLOCA	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失(複数の電圧喪失)	外部電源喪失	非常用所内交流電源喪失(複数の電圧喪失)	○	×	-	
				非常用所内交流電源喪失(複数の電圧喪失)	○			
		原子炉種別冷却機能喪失	RCPシールLOCA	原子炉種別冷却機能喪失	制御用空弁圧縮機	○	×	運転状態Ⅱ
					制御用空弁圧縮機配管	○		
			制御用空弁圧縮機配管		○			
			制御用空弁圧縮機配管		○			
			制御用空弁圧縮機配管		○			
			制御用空弁圧縮機配管		○			
			制御用空弁圧縮機配管		○			
			制御用空弁圧縮機配管		○			
原子炉種別冷却機能喪失+加圧器過熱/弁/安全弁LOCA	加圧器過熱/弁/安全弁LOCA	原子炉種別冷却機能喪失	制御用空弁圧縮機	○	×	-		
			制御用空弁圧縮機配管	○				
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
	制御用空弁圧縮機配管		○					
3	原子炉種別冷却機能喪失+補助給水失敗	大破断LOCA	1次冷却材管	○	×	運転状態Ⅱ		
			加圧器	○				
		補助給水系	緊急補助給水ポンプ	○				
			カーボン酸補助給水ポンプ	○				
			補助給水ポンプ	○				
			補助給水配管	○				
	原子炉種別冷却機能喪失+加圧器過熱/弁/安全弁LOCA	加圧器過熱/弁/安全弁LOCA	原子炉種別冷却機能喪失	制御用空弁圧縮機	○	×	-	
				制御用空弁圧縮機配管	○			
		制御用空弁圧縮機配管		○				
		制御用空弁圧縮機配管		○				
		制御用空弁圧縮機配管		○				
		制御用空弁圧縮機配管		○				
原子炉種別冷却機能喪失	大破断LOCA	原子炉種別冷却機能喪失	1次冷却材管	○	×	-		
			加圧器	○				
	補助給水系		緊急補助給水ポンプ	○				
			カーボン酸補助給水ポンプ	○				
			補助給水ポンプ	○				
			補助給水配管	○				
4	大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA	1次冷却材管	○	×	運転状態Ⅱ		
			加圧器	○				
		低圧再循環系	低圧再循環ポンプ	○				
			格納容器スプレイ注入系	○				
			格納容器スプレイ注入系	○				
			格納容器スプレイ注入系	○				
	大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA	格納容器スプレイ再循環系	1次冷却材管	○	×	-	
				加圧器	○			
		格納容器スプレイ再循環系		格納容器スプレイ再循環ポンプ	○			
				格納容器スプレイ再循環ポンプ	○			
				格納容器スプレイ再循環ポンプ	○			
				格納容器スプレイ再循環ポンプ	○			

【凡例】DB上のSs耐震性 ○：有×：無
 地震の従属事象としての適用の有無
 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
 ×：地震の従属事象でないもの。

3. 確率論的な考察

3.1 確率論的リスク評価の現状と本考察における評価の前提

DB 条件を超える運転状態Vが地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するかを確率論的に考察するためには、基準地震動までの地震による炉心損傷頻度を評価する。

泊発電所3号炉の地震による全炉心損傷頻度は、約 2.1×10^{-6} /炉年であり、基準地震動相当 (0.71G) までの地震による全炉心損傷頻度は、約 4.6×10^{-7} /炉年である。

3.2 考察結果

重要事故シーケンス等の選定のための地震 PRA において、基準地震動相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA 施設による対策の有効性の評価が DB 条件を超えるものの累積値は、 1.2×10^{-7} /炉年である。(表 3)

表 3 DB 条件を超える事故シーケンスに対する CDF

施設区分	事故シーケンスグループ	DB 条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年) (Ss の最大加速度相当までの累積)	合計 (／炉年)
C/V	2次系からの除熱機能喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.3E-09	1.2E-07
		全交流動力電源喪失	9.9E-08	
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.5E-13	
	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	ε	
		大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
		中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-12	
		中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
		小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.2E-12	
		小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε	
	ECCS 注水機能喪失	大破断 LOCA+低圧注入失敗	1.9E-10	
		大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	2.8E-13	
		中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	1.1E-12	
		大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	1.9E-08	
RCPB	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	3.1E-10	3.1E-10

ε : 1.0E-15 未満

性能目標の CDF (10^{-4} /炉年) に対して 1% を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 1.2×10^{-7} /炉年は、これを大きく下回ることから、基準地震動相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価について

地震 PRA においては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1 回の地震による評価を 2 回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図 1 に示す。

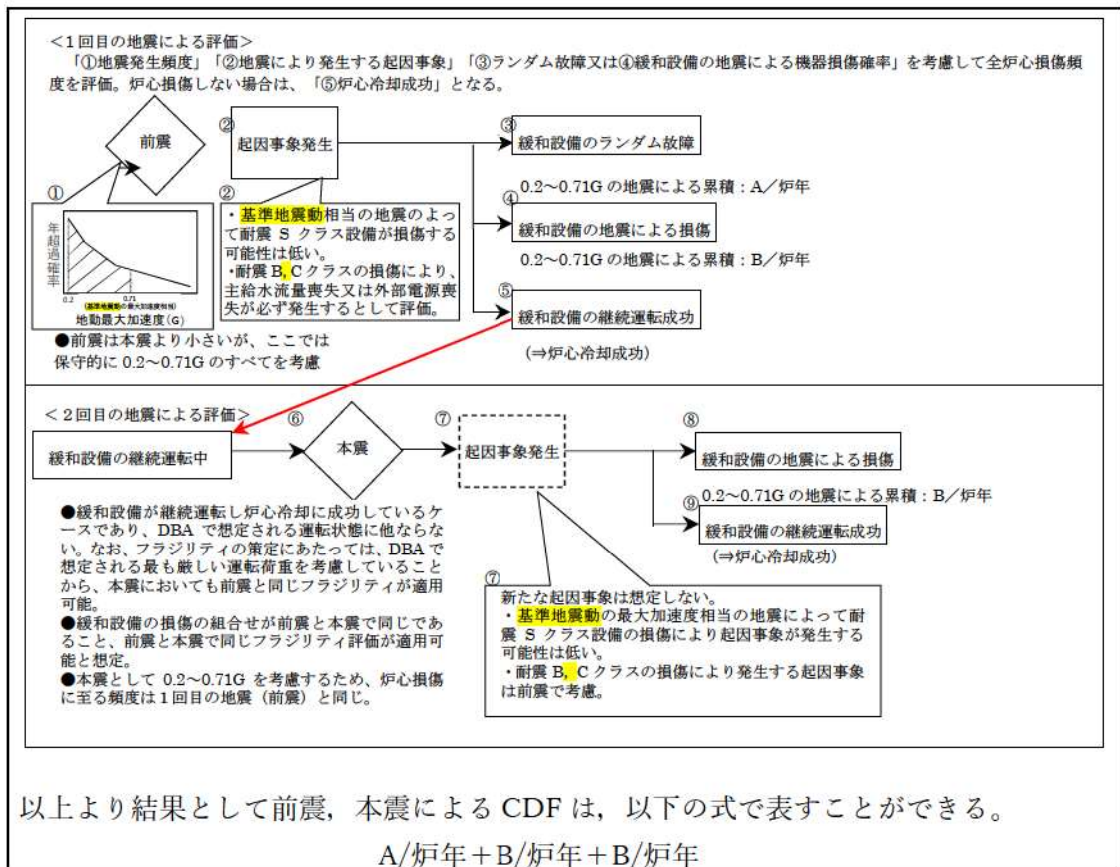
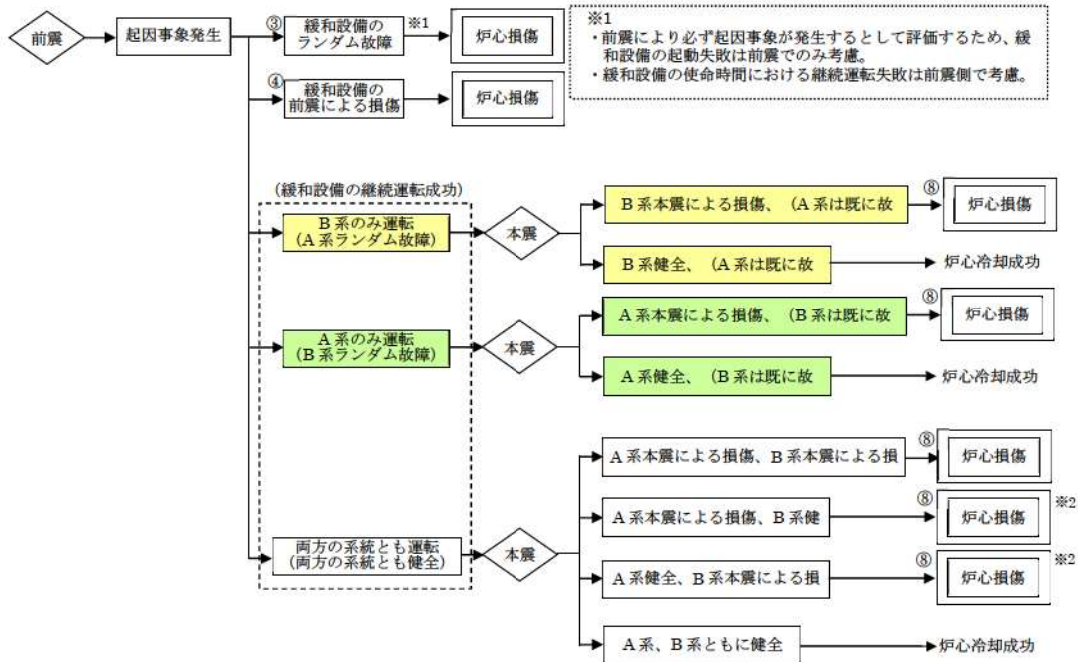


図 1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが, 地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため, 1つの系統が機器損傷し, 残りの系統が健全となるケースは考慮せず, 1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため, 緩和設備の状態について考えられるすべての組合せを抽出し, 現行の地震 PRA でどのように整理されるかを考慮した。なお, 以下は 2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する (3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

a. 前震による緩和設備の状態の組合せ

前震による影響	A系		B系		緩和設備の継続運転に成功	
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)		⇒③で整理
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)		⇒④で整理
	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷		
	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	前震による機器損傷		⇒④で整理*
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	○ (健全)		
	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	○ (健全)	ランダム故障 (前震)		⇒④で整理*
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	○ (健全)		
	○ (健全)	○ (健全)	○ (健全)	○ (健全)		

※2
緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1 つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

b. 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ

本震による影響	A系		B系		緩和設備の継続運転に成功	
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	○ (健全)		⇒炉心冷却成功
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	本震による機器損傷	本震による機器損傷		⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)		
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)		⇒炉心冷却成功
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷		⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	○ (健全)	○ (健全)	○ (健全)		
	○ (健全)	○ (健全)	○ (健全)	○ (健全)		⇒炉心冷却成功

本震により炉心損傷に至る組合せは、前震による組合せのうち④と整理したものと同じとなった。

- 前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態（ランダム故障、地震による機器損傷、健全）の9通りのすべての組合せを考慮。
- 冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。
- 緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。
- 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通りすべての組合せを想定。
- ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。
- そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震 PRA においては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に 1 回の地震による評価を 2 回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。

また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を 0.2G から 0.71G のすべての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、3.1.2 項においても前震及び本震の地震加速度を 0.2G から 0.71G のすべての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、

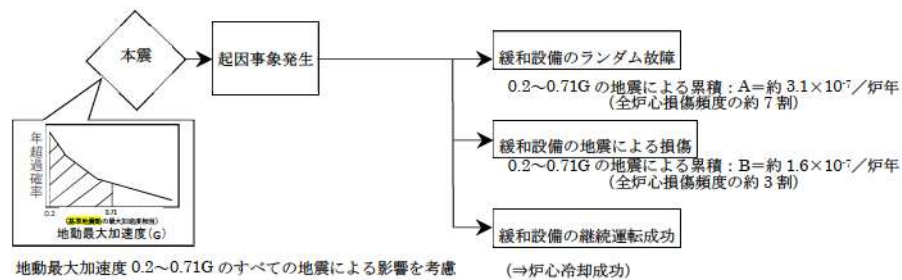
$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年} \text{ で算出される。}$$

2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 基準地震動相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果

地震 PRA では本震による影響のみを評価しているが、算出した基準地震動相当 (0.71G) までの本震による全炉心損傷頻度は 0.2G から基準地震動相当である 0.71G までの地震による影響を累積した評価であり、耐震 B、C クラスの機器が損傷することで過渡事象が発生し緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

基準地震動相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 4.6×10^{-7} /炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 3.1×10^{-7} /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 1.6×10^{-7} /炉年である。



2.2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 項の算出結果を用い、1.2 項及び1.3 項の算出式で、評価を行った。

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

$$= \text{約 } 3.1 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 1.6 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 1.6 \times 10^{-7} / \text{炉年} = \text{約 } 6.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度約 $6.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$ と非常に低い値となる。

(補足4) 重大事故発生後の原子炉格納容器の荷重継続時間(圧力低減方策)について

炉心損傷に至る重大事故(格納容器過圧破損事象)発生後、格納容器内の自然対流冷却により格納容器内圧は緩やかに低下し、1ヶ月で0.153MPa[gage]まで減圧される。さらに外部電源等のプラント冷却に必要なサポート系が復旧することにより、格納容器スプレイ再循環運転による除熱が可能であり、格納容器内圧を1ヶ月程度で通常運転圧力程度まで低下させることが可能である。

重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系の復旧を実施する。また、並行して仮設格納容器スプレイ再循環系を構築する。これらについては、「1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環」を優先するが、復旧が困難な場合は、「2. 仮設格納容器スプレイ再循環系の構築」で説明する機器による格納容器スプレイ再循環を使用する。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た。

また、圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレイ再循環系運転停止時の対応について確認した。

これら活動で必要となるサイト外からの人的・物的支援については、プラントメーカ及び協力会社等と支援に関する協定等を締結しており、重大事故発生後に設備の補修に必要な外部支援物品(フレキシブルメタルホース、仮設ポンプ等)の輸送、及び人員の派遣等の支援を受けられることができる体制を整備している。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、発電所からの支援に係る対応拠点としてスポーツ施設(Jヴィレッジ)を活用したことを踏まえ、泊発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し、必要な要員及び外部支援物品を確保する。候補地の選定に当たっては、原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し、泊発電所からの方位、距離(約20km圏内外)が異なる地点を複数選定する。補足4 添付資料-1に外部からの支援に関する説明図を示す。詳細は、技術的能力1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.4 「泊発電所3号炉外部からの支援について」を参照。

確認結果を以下に示す。

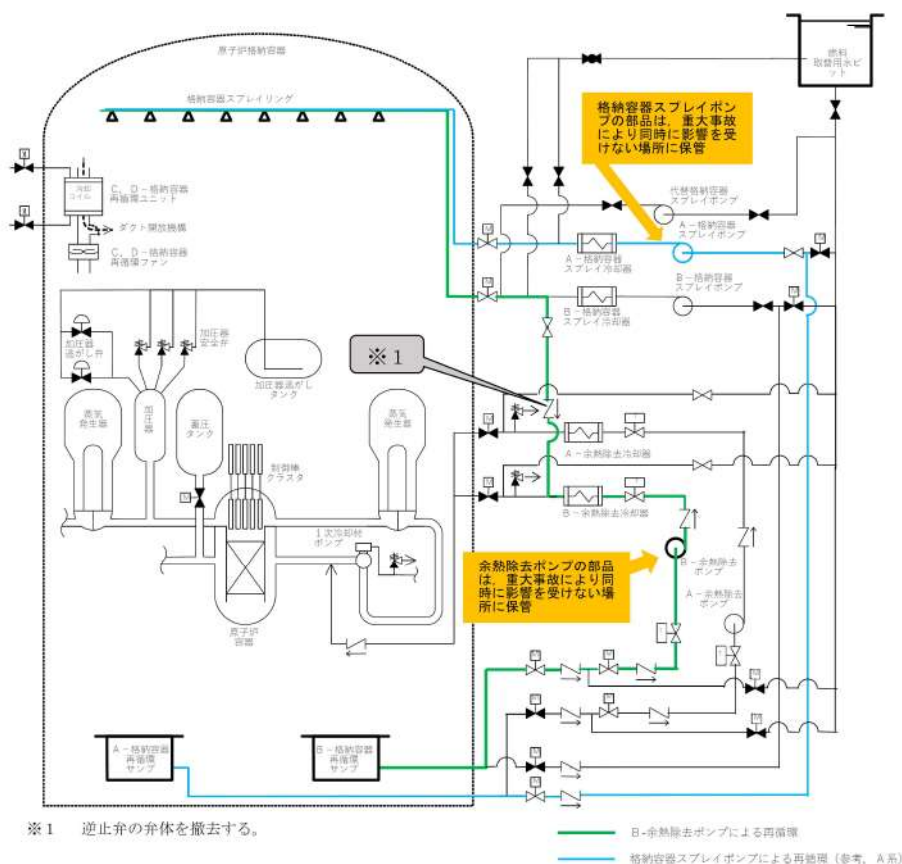
1. 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環

<実現可能性>

格納容器スプレイ再循環機能喪失の原因としては、ポンプ多重故障、海水系機能喪失、格納容器再循環サンプ隔離弁（安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁）多重故障等が考えられ、大型機器の交換が必要となり復旧に長期間を要する場合も想定されるが、重大事故により同時に影響を受けない場所に保管する取替部品等の活用、サイト外からの人的・物的支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で機能復旧は可能であると考えられる。

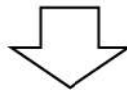
保管する取替部品としては、格納容器スプレイ系や余熱除去系を構成する機器が考えられるが、配管は補修溶接や汎用の配管により復旧可能、弁は増し締めや比較的短納期の部品により復旧可能、熱交換器は比較的短期間で実施可能な施栓により復旧可能である。一方、ポンプ（横置き遠心式）については、回転体部分である主軸損傷やインペラ損傷が多く、取替部品のローター式、メカニカルシーラー式の準備には長期間を要することから、**重大事故**により同時に影響を受けない場所に保管することとする。補足4 添付資料2にポンプ（横置き遠心式）の故障分類とその対策をまとめる。

なお、原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合は、現場作業が可能な空間線量であると考えられ、作業員の交替を前提とすれば長期間の現場作業も可能である。格納容器スプレイ再循環機能復旧のイメージを以下に示す。



必要な作業の例と所要期間（概略）について以下に示す。

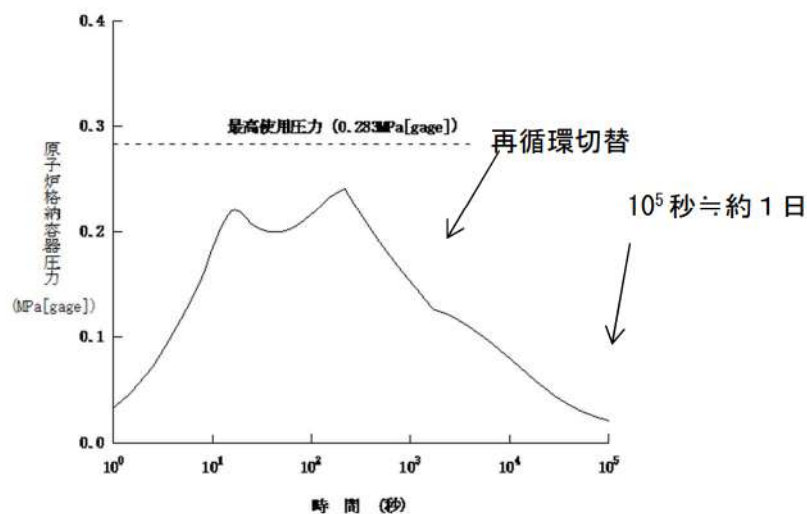
機能喪失の原因	復旧作業	所要期間
海水系機能喪失	可搬型大容量海水送水ポンプ車で原子炉補機冷却水冷却器に海水通水	1日（シフト勤務）
	所内の海水ポンプモータ予備品への取替え	2日（シフト勤務）
格納容器スプレイポンプ多重故障	故障部品取替え	13日（シフト勤務）
	余熱除去ポンプによる代替再循環配管（格納容器スプレイラインと余熱除去ラインのタイライン）を利用したスプレイ（余熱除去ポンプ故障部品取替え等も実施）	12日（シフト勤務）
再循環切替弁多重故障	現場で手動開放	1日
	チェーンブロック等で弁体吊り上げ	7日（シフト勤務）



上記のとおり、様々な故障モードを考えても、1ヶ月程度で格納容器スプレイ再循環機能を復旧することが可能である。

<効果>

DB 安全評価で実施している LOCA 時格納容器健全性評価用内圧解析の結果（下図）が示すとおり、事故後約 30 分（格納容器圧力約 0.125MPa[gage]）で格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環（1 系統）を開始した場合、約 1 日で大気圧近傍（約 0.023MPa[gage]）まで低減可能であることから、事故後約 1 ヶ月（崩壊熱は事故 30 分後の 1/5 以下）から開始した場合は、より短期間で大気圧近傍の圧力、すなわち通常運転相当の状態に移行させることができる。



<具体的な手順の概要>

(1) 既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量

格納容器再循環サンプ隔離弁の開閉状態、ECCS 再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態に着目し、整理したものを下表に示す。有効性評価で考慮するすべての事故シーケンスグループ等で更なる圧力低減方策を整理したものを補足4 添付資料3で整理する。

	格納容器再循環サンプ隔離弁の状態		ECCS 再循環	格納容器スプレイ再循環	炉心損傷の有無	長期的な格納容器圧力低減のための作業成立性	有効性評価での事故シーケンスグループ等
	余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁					
①	閉	閉	失敗	失敗	有	炉心損傷に至っており、長期的な格納容器圧力低減のために格納容器スプレイを行う必要があるが、汚染水は格納容器再循環サンプ隔離弁で堰き止められているため、作業場所に至るまでの構造物等による遮蔽効果により、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環等、仮設スプレイ再循環系等構築は可能	券囲気圧力・温度の静的負荷 (格納容器過圧破損・過温破損)
②	閉	開	成功	失敗	無	ECCS再循環に成功しているため、炉心損傷には至らない。長期的な格納容器圧力低減のために格納容器スプレイを行う必要があるが、炉心損傷に至っていないため、ポンプ等の復旧操作は可能	原子炉格納容器の除熱機能喪失
③	閉	開	失敗	成功	有	ECCS再循環に失敗しているため、炉心損傷に至っているが、格納容器スプレイ再循環が成功しているため、長期的な格納容器圧力低減は可能	水素燃焼

事象発生当初から高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプによる炉心注水、格納容器スプレイがない（原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の持込がない）場合には、それらのポンプによる再循環運転に移行できないため、格納容器再循環サンプ隔離弁は、通常の状態と同様、閉止した状態である。そのため、炉心損傷で発生した汚染水は余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁で堰き止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない（上表①の状態）。また、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁から格納容器スプレイポンプ等まで十分な厚さの遮へい壁があることから、作業員の交替を前提とすれば既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。作業エリア等を補足4 添付資料4に示す。

余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁又は安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁が開となっており、余熱除去ポンプを使った低圧再循環、高圧注入ポンプを使った高圧再循環又は格納容器スプレイポンプ等を使った代替再循環により炉心注水に成功している場合には、炉心損傷には至らないものの、格納容器スプレイ再循環系に期待できない場合、格納容器圧力を速やかに低減するため既設機器を復旧し、格納容器スプレイ再循環を行う必要がある（上表②の状態）。余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁は開いているため、配管やポンプ内を汚染水が流れているものの、鉛マット等による遮へいやポンプ内の汚染水を非汚染水で押し流す等の対策を行い、作業員の交替を前提とすれば、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。

炉心損傷に至っている場合であっても、格納容器スプレイ再循環が成功している場合には、長期的な格納容器圧力低減ができていく（上表③の状態）。

炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプ隔離弁を開としてECCS再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁（余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口

弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁の双方) を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。

炉心損傷に至る事象においても、格納容器再循環サンプ隔離弁を開として ECCS 再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。

なお、格納容器スプレイ再循環運転失敗時に、炉心損傷が発生しており再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在している可能性を検討する。

炉心損傷後は再循環サンプ隔離弁のうち余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁は閉止する運用なので、再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在するケースは、格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスのうち、隔離弁（安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁）開失敗以外の原因によるものである。

このため、レベル 1.5PRA の格納容器破損頻度 (CFF) を用いて、LOCA 発生時の格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスを対象として、隔離弁開失敗以外の原因による CFF を算定した。

その結果、CFF は約 2.1×10^{-8} /炉年であり十分小さく、全 CFF に対する割合としても 0.01% 未満であることから、荷重の継続時間を設定するに当たって考慮する対策としては無視できる。

運転継続失敗等により再循環失敗が発生する頻度は低いものの、再循環失敗等が発生した場合においても、汚染範囲が広がることを抑制し、原子炉格納容器の圧力低減方策を実施できるように、再循環失敗に至る状況になることを回避するための対応、また、再循環失敗に至った場合の対応について、以下のとおり検討した。

a. 再循環中における運転継続失敗等による再循環失敗を回避するための対応

安定状態に到達した以降であれば、プラント状態により再循環を行っている 1 系統を待機状態とし、同時にすべての系統の運転継続失敗等による再循環失敗を回避する。

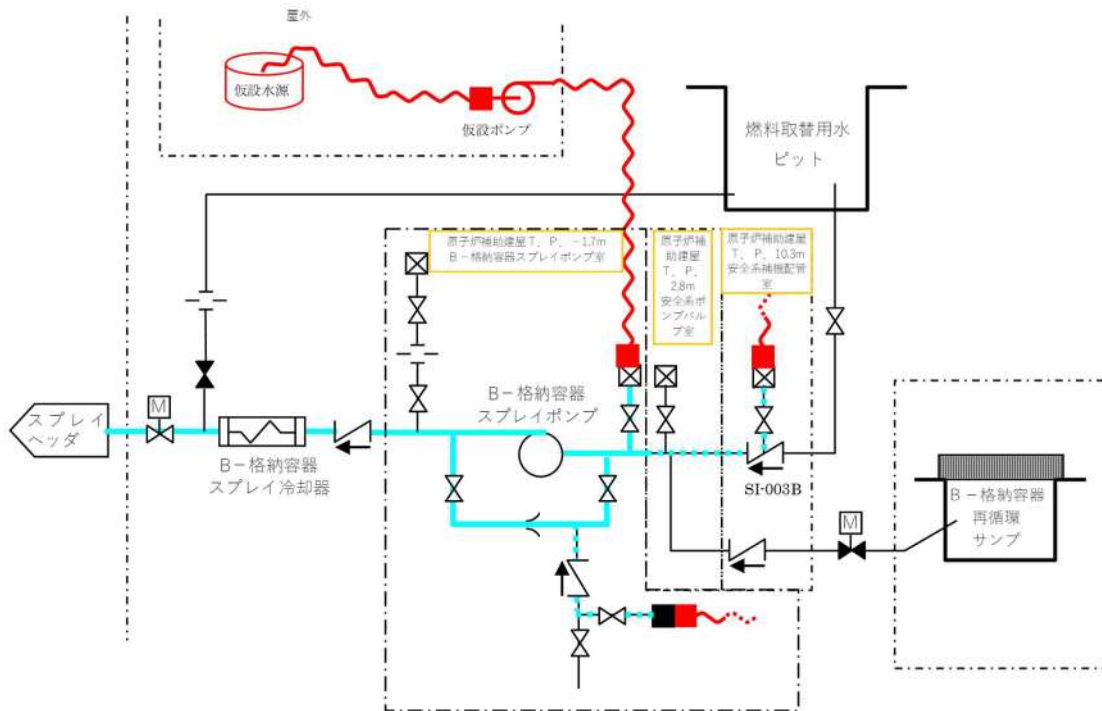
また、運転待機中の系統については、仮設格納容器スプレイ再循環系の構築及び作業環境の線量低減のための対応準備を行う（「②仮設格納容器スプレイ再循環系の構築」参照）ことにより、再循環失敗による長期間の格納容器スプレイ停止のリスクを低減する。

b. 炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合の対応

炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合には、現場における復旧作業が、被ばくの観点から困難になると考えられるが、現場における作業環境、復旧作業の状況に応じて可能な対応をとる。例えば、既設の格納容器スプレイ系又は余熱除去系のフラッシングを実施し、作業環境の線量低減を図った上で、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替や補修等により、格納容器スプレイ再循環系の復旧を実施する等が考えられる。格納容器スプレイ系のフラッシングの系統構成について、具体的なイメージ図を以下に示す。現場における作業環境に応じて、格納容器スプレイポンプの自己冷却

ライン等にフラッシング用のラインを接続し、フラッシングすることにより、系統の復旧を実施することが考えられる。

また、運転継続失敗等による再循環失敗の原因が電源等のサポート設備によるものであれば、その設備の復旧を行うことで再循環の継続が可能である。サポート設備の復旧に当たっては、汚染水が存在する系統から離れており、高線量下が予想される環境での作業ではないため、速やかに実施できると考える。



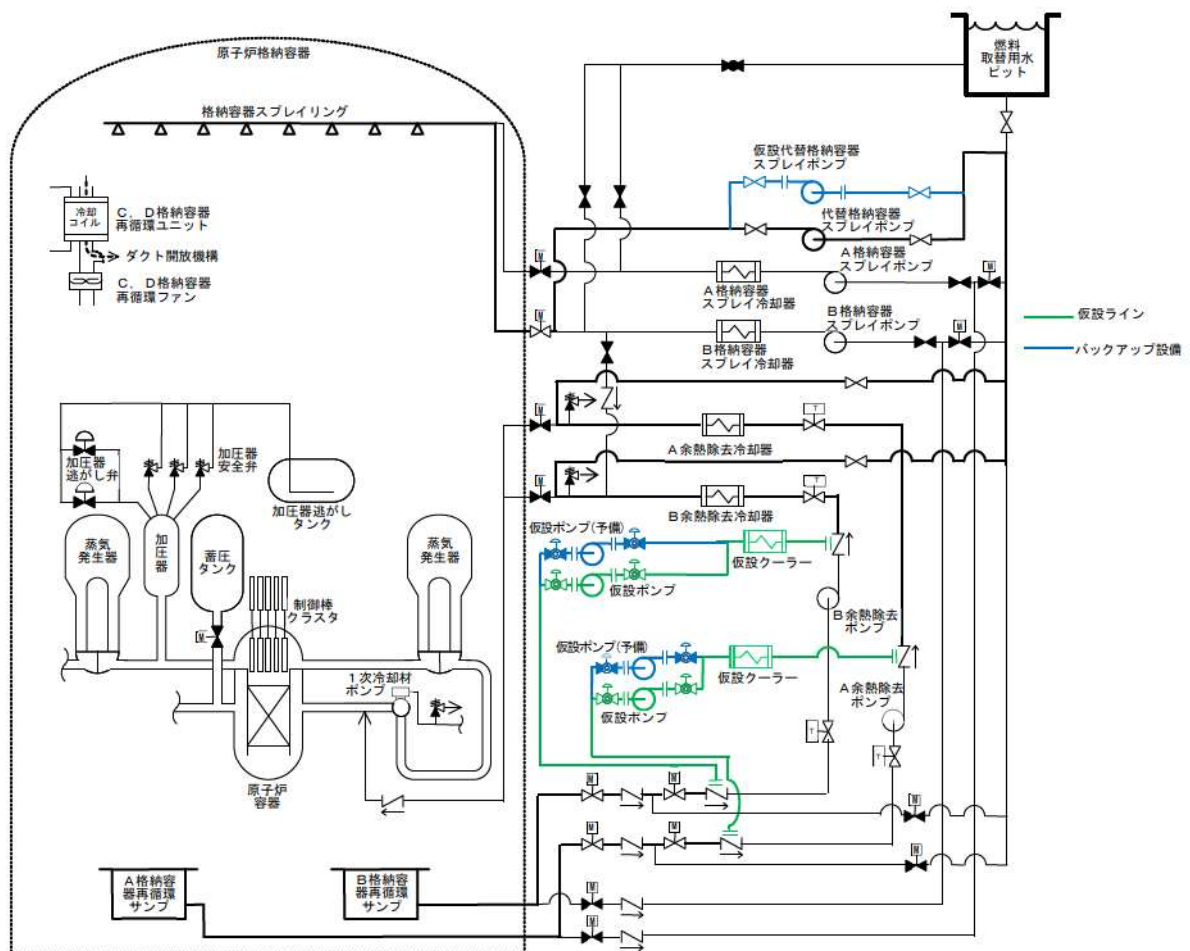
※：汚染範囲に応じて、フランジ部・弁等からのフラッシング箇所を選定する。

2. 仮設格納容器スプレイ再循環系の構築

<実現可能性>

重大事故等発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系の復旧を実施する。また、並行して仮設格納容器スプレイ再循環系を構築する。その場合サイト外からの人的・物的支援等を考慮すれば、余熱除去冷却器を通して代替格納容器スプレイポンプに供給する仮設ラインを設置し、1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環系を構築することが可能であると考えられる。なお、長納期品については事前に準備しておく。

また、仮設システムの構築に当たっては極力既設設備を活用することとするが、信頼性の観点からは恒設システムに劣ることから、仮設格納容器スプレイ再循環系の構築に当たっては、格納容器再循環サンプから代替格納容器スプレイポンプまでのラインの多重化（格納容器再循環サンプも含め）を行うとともに、代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ（予備）を準備し、信頼性を高める。仮設システムのイメージを以下に示す。



※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ（予備）は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。（4セット合計ポンプ8台で構成されている）

※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

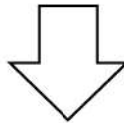
系統構築に係る作業及び所要期間（概略）を以下に示す。

仮設格納容器スプレイ再循環系構築に必要な作業と所要期間（概略）

作業	所要期間
格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し，耐熱ホース取付	1週間 ^{※1,2}
仮設ポンプ，仮設クーラー準備	1週間 ^{※1,2}
通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め1週間

※1 運搬に要する期間は除く

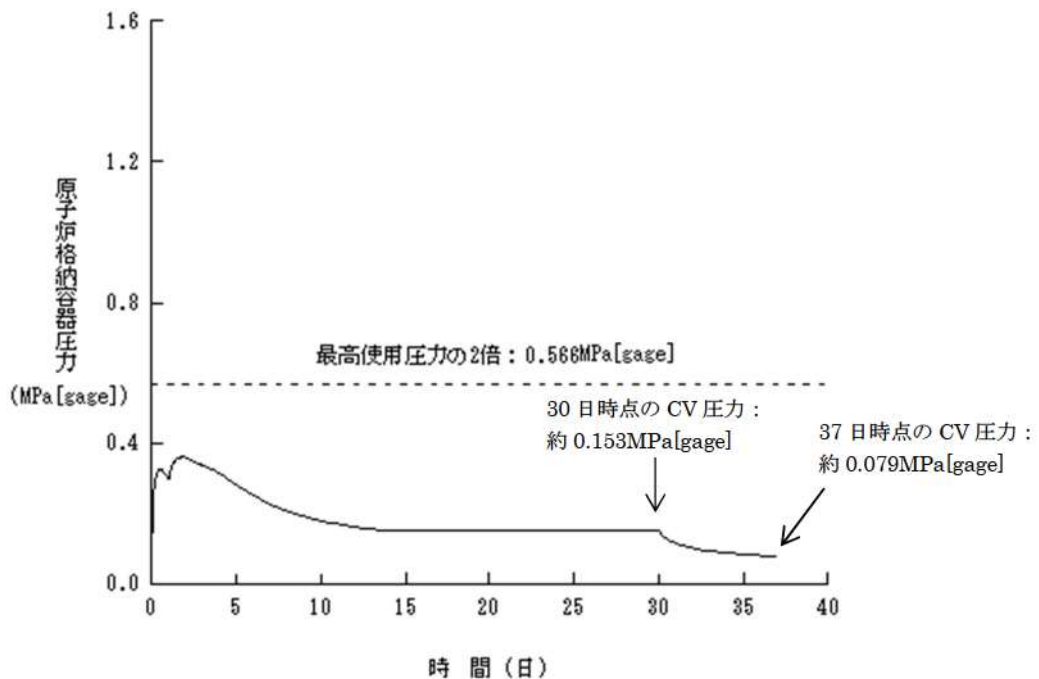
※2 併行して作業可能



上記のとおり，1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環機能を構築することが可能である。

<効果>

格納容器過圧破損事象において事象発生後約1ヶ月まで格納容器内自然対流冷却を行った後に格納容器スプレイ再循環を実施した場合の格納容器圧力を評価した（ここで再循環流量は代替格納容器スプレイポンプの流量（140m³/h）とした）。下図に示すとおり，格納容器スプレイ再循環開始後7日程度で圧力を大気圧近傍（約0.079MPa[gage]），すなわち通常運転状態程度まで低減することができる。



<具体的な手順の概要>

(1) 仮設格納容器スプレイ再循環系概要（補足4 添付資料-5）

仮設格納容器スプレイ再循環系構築に係る手順の概要を以下に示す。


余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ出口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外し、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。余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口ラインの逆止弁に取り付けた耐熱ホースに、仮設ポンプと仮設ポンプ（予備）を連結し、ポンプ出口を余熱除去ポンプ出口逆止弁に接続することで代替格納容器スプレイポンプ及び仮設代替格納容器スプレイポンプへの供給ラインを設ける。供給ラインからは、代替格納容器スプレイポンプ又は仮設代替格納容器スプレイポンプにて格納容器内にスプレイする。

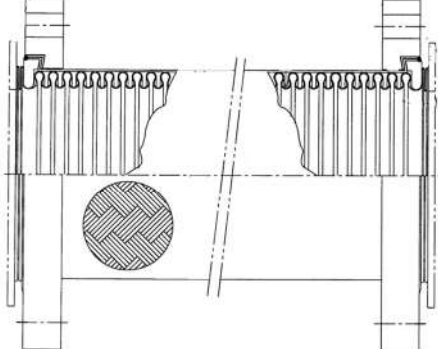
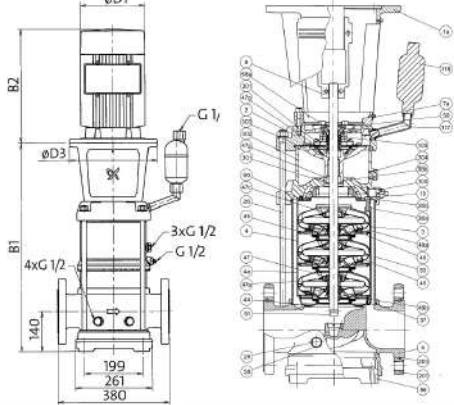
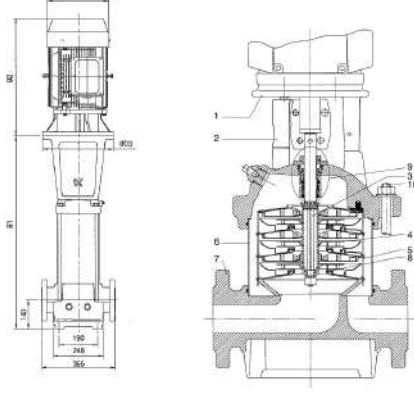
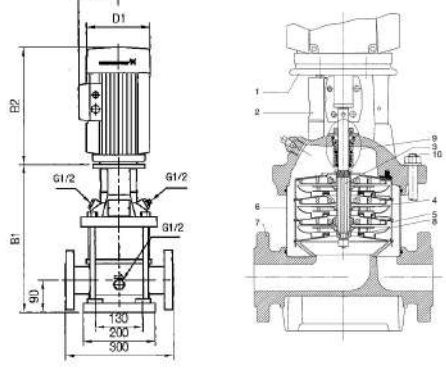
仮設ラインを構成するフレキシブルメタルホース等は、遮へい壁で区画された安全補機室（安全系ポンプバルブ室）内及び鉛マット等により遮蔽可能な安全補機室（安全系ポンプバルブ室）近傍に設置する。なお、仮設ラインの使用に当たっては、格納容器再循環サンプからの汚染水を通水する前に仮設洗浄ポンプで非汚染水を水張りし、健全性確認を行う。


これらはいずれも T.P. 2.8m 安全系ポンプバルブ室内における作業である。

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次表のとおりである。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

構成機器	仕様等	備考	
仮設系統			
耐熱ホース（フレキシブルメタルホース）	SUS304 圧力：1.4MPa ホースサイズ： 6B, 4B, 3		
仮設ポンプ（仮設ブーストアップポンプ）, 仮設ポンプ（予備）	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：86m 容量：800 $\frac{\text{リットル}}{\text{分}}$ （使用環境での性能） 揚程：75m 容量：70 $\frac{\text{m}^3}{\text{h}}$		
仮設ポンプ（仮設代替格納容器スプレイポンプ）, 仮設ポンプ（予備）	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：107m 容量：850 $\frac{\text{リットル}}{\text{分}}$ （使用環境での性能） 揚程：115m 容量：47 $\frac{\text{m}^3}{\text{h}}$		
仮設洗浄ポンプ	種類：立形多段うず巻インライン 揚程：85m 容量：15 $\frac{\text{m}^3}{\text{h}}$		

構成機器	仕様等		備考
仮設系統			
仮設クーラー	種類：プレート式 伝熱面積：約155.10m ² / 台 容量：12548 k w		

構成機器	仕様等		備考
既設系統			
余熱除去ポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 73m 容量：約 850m ³ /h	—	余熱除去系
余熱除去冷却器	種類：横置U字管式 容量：約 8.6×10 ³ kW	—	余熱除去系
格納容器 スプレイポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 170m 容量：約 940m ³ /h	—	格納容器スプレイ系
格納容器 スプレイ冷却器	種類：横置U字管式 容量：約 1.5×10 ⁴ kW	—	格納容器スプレイ系
代替格納容器 スプレイポンプ	種類：うず巻形 揚程：約 300m 容量：約 150m ³ /h	—	格納容器スプレイ系

(2) 作業に伴う被ばく線量（補足4 添付資料-6, 7）

格納容器再循環サンプ隔離弁の開閉状態、ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態は、①既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環の「(1) 既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量」に示すとおりであり、炉心損傷で発生した汚染水は格納容器再循環サンプ隔離弁で堰き止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない。

また、格納容器再循環サンプ隔離弁から仮設格納容器スプレイ再循環系を構築する T.P2.8m 安全系ポンプバルブ室等まで十分な厚さの遮へい壁があることから、作業員の交替を前提とすれば仮設格納容器スプレイ再循環系を構築も可能である。

仮設格納容器スプレイ再循環系取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量は、汚染水（格納容器再循環サンプ隔離弁）との間にある遮へい壁内の貫通部を通過して作業場所に影響するが、空間や貫通部による減衰により作業場所の雰囲気線量は約 2.2mSv/h となる。

逆止弁内部が汚染している場合は、系統ベント・ブロー管からのブロー及び系統の水張りによる除染後に仮蓋に取り替える。

逆止弁仮蓋取替作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約 5 時間で実施可能であり、作業に伴う被ばく線量は約 11mSv 程度となる。その他の作業については、装置の敷設が主な作業であり、多くの場合雰囲気線量が低い場所で実施する。

また、雰囲気線量の高い場所で装置の敷設を行う場合は、計画的に交替作業を行うことにより、被ばく線量の低減を図る。

さらに、仮設格納容器スプレイ再循環系の雰囲気線量低減策として、仮設格納容器スプレイ再循環系敷設時にコンクリート製 U 字溝や鉛マット等によりあらかじめ遮へいを行う。

既設ラインについても鉛マット等による遮へいを行う。

3. 格納容器スプレイ再循環系運転停止時の対応

重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環系の復旧を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環系を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設機器による格納容器スプレイ再循環を使用する。これら圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレイ再循環運転停止時の対応について以下の通り検討した。

(1) 格納容器スプレイ再循環停止時の格納容器圧力への影響

重大事故発生後、格納容器スプレイ再循環により格納容器圧力が低下している状態であっても、格納容器スプレイ再循環が停止した場合には炉心崩壊熱により格納容器圧力は再び上昇する。

ここでは、格納容器過圧破損事象において、事象発生後 30 日間まで格納容器内自然対流冷却を行い、その後 7 日間格納容器スプレイ再循環を行った後に格納容器スプレイが停止した場合の格納容器圧力への影響について検討した。

以下の条件で格納容器内水の沸騰までの時間を算出すると 21 時間程度となり、その間は大幅な格納容器圧力の上昇はない。

格納容器スプレイ停止の時期が更に遅くなれば、崩壊熱の低下により沸騰までの時間は長くなり、例えば 30 日間格納容器スプレイ再循環を行った後に停止した場合は約 26 時間となる。

<算出条件（解析結果より）>

炉心崩壊熱：約5.5MW

格納容器内水温：約80℃ エンタルピー：約335kJ/kg

0.16MPaAの飽和水温度：約110℃ エンタルピー：約475kJ/kg

格納容器内水量：約3000ton

格納容器内圧：約0.06MPa[gage]

<計算式>

$$(475-335) \times 3000 \times 1000 / (5.5 \times 1000) = \text{約}76000 \text{ s} = \text{約}21\text{h}$$

なお、沸騰開始後は格納容器内温度・圧力の上昇率が大きくなるが、格納容器再循環ユニットへの通水は継続あるいは早期に開始できるよう待機している状態であり、格納容器内温度の上昇に伴い格納容器内自然対流冷却が有効となるとともに、事故後 30 日時点よりも崩壊熱が低下しているため、格納容器圧力は格納容器スプレイ再循環開始時の圧力（約 0.153MPa[gage]（30 日時点））以上となることはない。

したがって、その後格納容器スプレイが再開されれば、既設格納容器スプレイ使用の場合は 1 日程度、代替格納容器スプレイ使用の場合は 7 日程度で格納容器圧力は再び大気圧近傍まで低下する。

(2) 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法

既設機器の復旧により格納容器スプレイ再循環を行う際、故障時に備えて複数系統の復旧作業を並行して行う。

格納容器再循環サンプは2基あり、それぞれの取り出しラインに格納容器スプレイポンプと余熱除去ポンプが接続されている。このうち格納容器スプレイ再循環運転が可能な、格納容器スプレイA、B系統、余熱除去B系統が復旧対象となる（なお、余熱除去B系統の復旧に合わせて3V-RH-101の弁体を撤去し、B余熱除去系からのスプレイを可能とする）。

これらは複数系統であっても、作業を並行して行うことが可能であり、仮設ラインについても並行して敷設することが可能であることから、3系統の復旧と仮設ラインの敷設に着手し、どれか1系統が復旧し次第、その1系統を使って格納容器スプレイ再循環を開始し、残り2系統の復旧作業を継続する。

a. 複数系統復旧されている場合

運転中の既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。

b. 1系統のみ復旧されている場合

既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合には、継続的な格納容器の圧力低減のため、順次並行で準備している仮設ラインに切替を行う。これにより、有意に格納容器圧力が上昇することはない。

(3) 仮設格納容器スプレイ再循環系による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法

仮設ラインを用いる場合は、優先して行っている既設機器の復旧が完了していない場合である。

したがって、仮設格納容器スプレイ再循環系の構築に当たっては極力多重化を図り信頼性を向上させる。

具体的には格納容器再循環サンプから代替格納容器スプレイポンプまでのラインの多重化（格納容器再循環サンプも含め）を行うとともに、代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。さらに仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ（予備）を準備し、信頼性を高める。

仮に仮設ラインのフランジ部から漏えいが発生した場合は、仮設系統の敷設に併せて設置した仮設洗浄ポンプで仮設ラインの洗浄を行い、漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合は、漏えいフランジの増し締めを行う。

a. 2系統復旧されている場合

運転中の仮設格納容器スプレイ再循環系が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。

b. 1系統のみ復旧されている場合

仮にバックアップ系統なしで仮設格納容器スプレイ再循環を行っている場合に当該系統が停止した場合、直ちに当該ラインを復旧する必要がある。復旧作業については、次に示す手順により、長時間格納容器スプレイを停止させることなく復旧することが可能であると考えられる。

<具体的な手順の概要>

作業手順1：フランジ部から漏えい発生時の対応

(a) 作業手順

1) 漏えいの検知

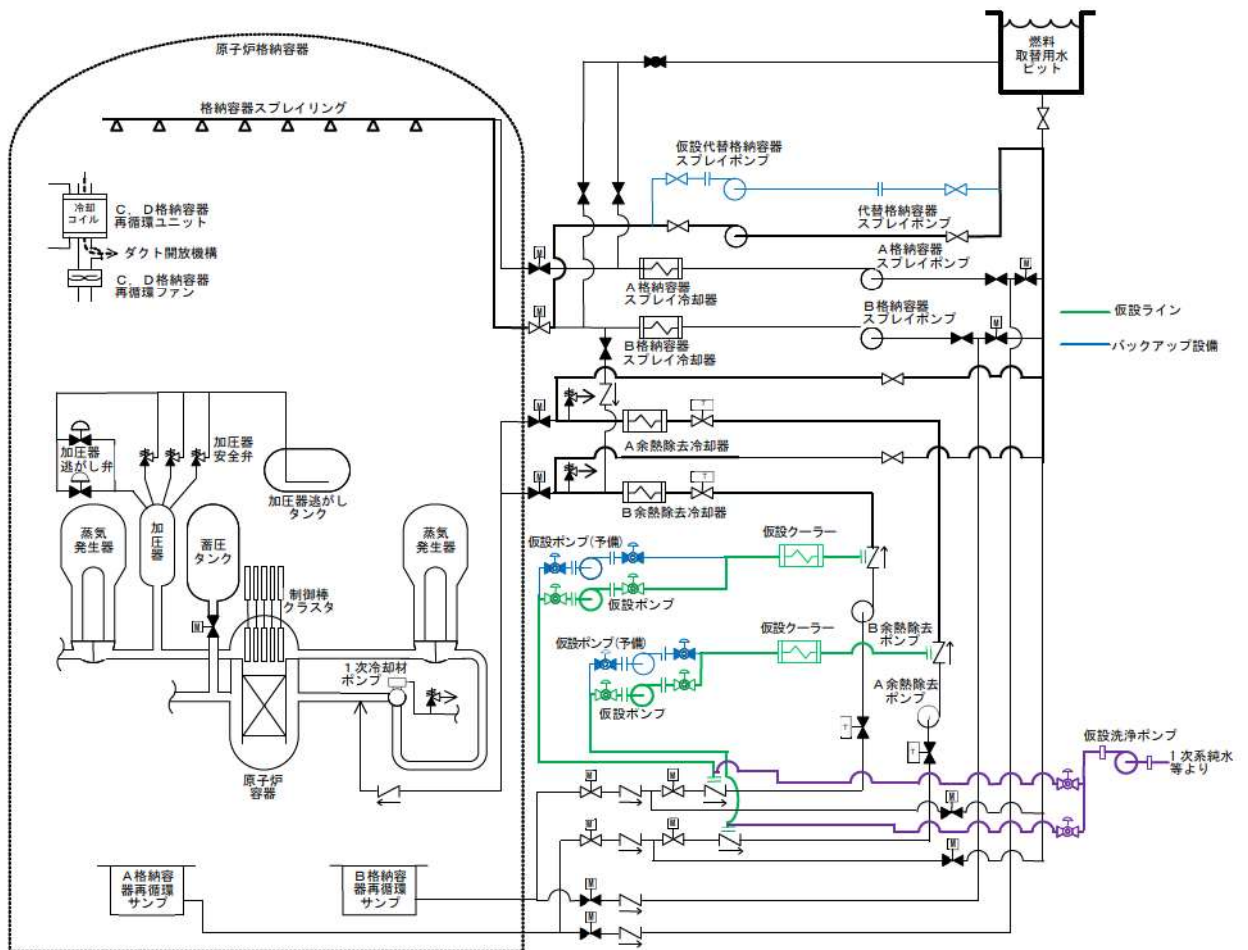
放射線エリアモニタ等により検知する。

2) 仮設ポンプの停止

高い放射線レベルが検知された場合は、警報を確認した運転員、又は保修員が直ちに仮設ポンプを停止させる。

3) 仮設洗浄ポンプによる仮設格納容器スプレイ再循環ラインの洗浄

仮設系統の敷設時に併せて仮設ラインを洗浄（フラッシング）するためのラインを設置する。本ラインは被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動ができる設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。手順と仮設洗浄ポンプ運転時の系統イメージを以下に示す。



※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ(予備)は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。(4セット合計ポンプ8台で構成されている)
 ※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

- ① 仮設洗浄ポンプ側の準備
 - ・状況に応じて仮設洗浄ポンプに供給できる水源を決め(淡水・海水・原子炉補機冷却水)仮設洗浄ポンプサクションへ水源を接続する。
 - ② 洗浄ラインの構成
 - ・T.P.2.8 m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。
 - ③ 仮設洗浄ポンプ運転
 - ・仮設洗浄ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。
 - ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。
 - ④ 洗浄運転の停止操作
 - ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。
 - ・仮設洗浄ポンプ出口弁を閉操作し、仮設洗浄ポンプを停止する。
- 4) 漏えいフランジ増し締め
- ・洗浄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。

- ・漏えいフランジ部の鉛遮へいを取り外す。
- ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮へいを復旧する。

5) 系統の復旧

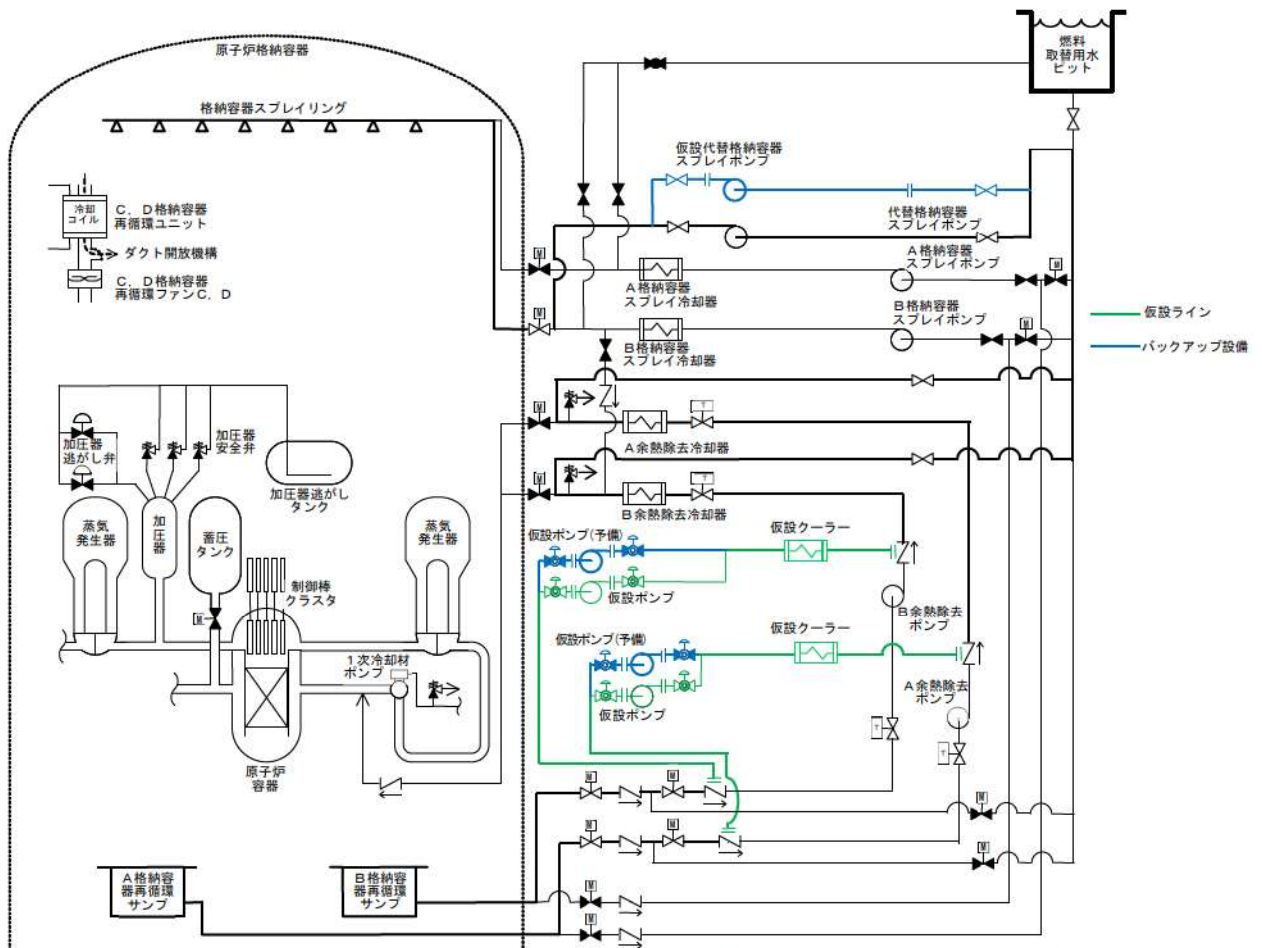
- ・T.P. 2. 8m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する。

(b) 作業に伴う被ばく線量（補足 4 添付資料－8）

洗浄により漏えいフランジ部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し、増し締めを実施する。仮に空間線量が 50mSv/h まで減少した場合は、作業時間が 0.1 時間程度であるため、作業に伴う被ばく線量は約 5mSv となる。

作業手順 2 : 仮設ポンプ停止時の対応

仮設ポンプや仮設ポンプ（予備）のラインは、被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動ができる設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。仮設ポンプ（予備）運転時のイメージを以下に示す。



※1 仮設ポンプ、仮設ポンプ（予備）は上図では4台で描かれているが、実際は50%容量のポンプ2台で1セットとなっている。（4セット合計ポンプ8台で構成されている）

※2 仮設代替格納容器スプレイポンプは上図では1台で描かれているが、実際は33%容量のポンプ3台で1セットとなっている。

(a) 作業手順

1) 仮設ポンプ（予備）への切替

- ・ 仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ（予備）への切替を開始する。
- ・ 仮設ポンプ入口弁と出口弁の開操作を行う。
- ・ 仮設ポンプ（予備）入口弁の開操作を行う。
- ・ 仮設ポンプ（予備）を起動し、仮設ポンプ（予備）出口弁の開操作を行う。

(b) 作業に伴う被ばく線量

仮設ポンプ（予備）への切替作業は、被ばくが少ない安全な場所からの操作で実施する。

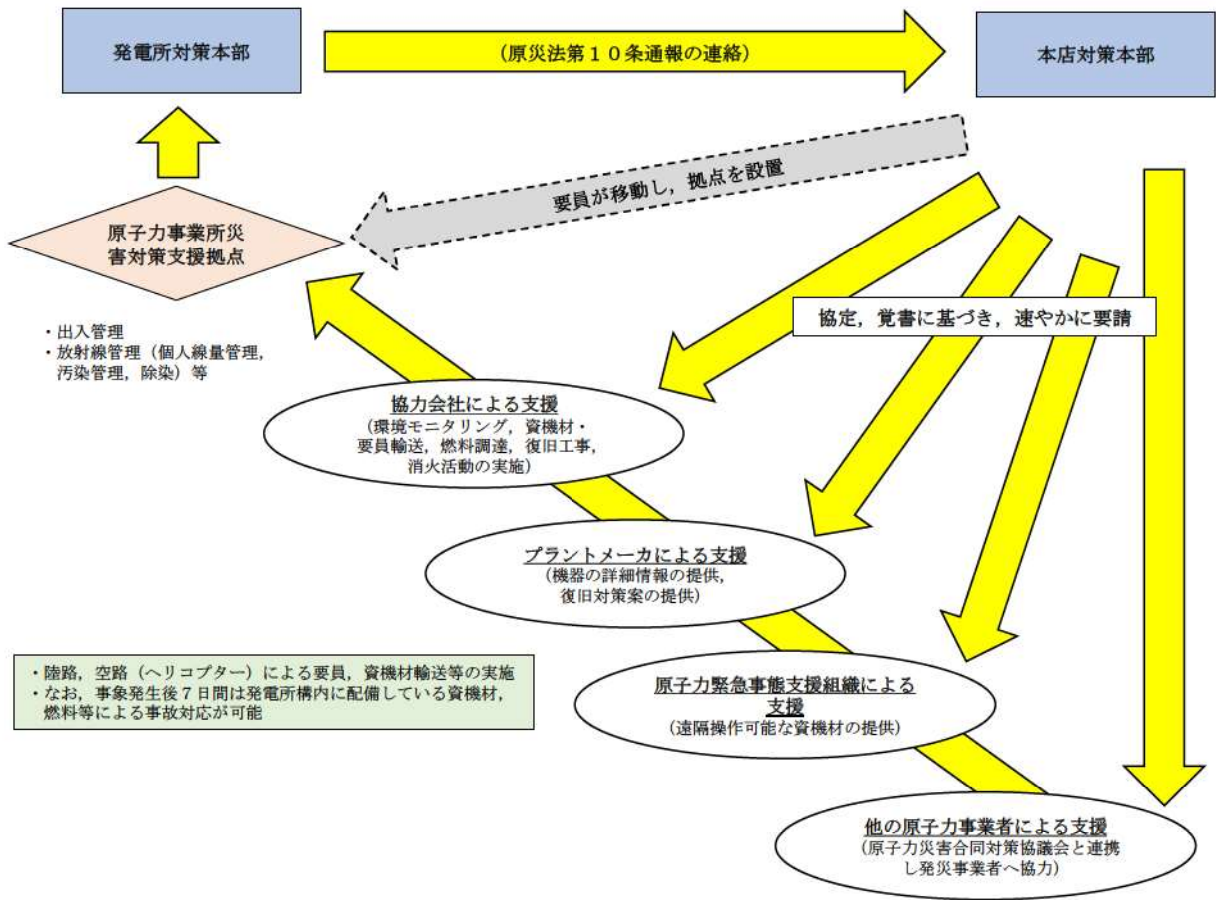
以上より、重大事故発生後においても、格納容器スプレイ再循環復旧あるいは仮設格納容器スプレイ再循環系の構築により、事象発生後1ヶ月程度で格納容器圧力を大気圧近傍

すなわち通常運転状態程度まで低下させることができると考えられる。したがって、荷重の組合せを考慮する際に用いる長期荷重の継続時間としては、保守的に 2×10^{-1} 年（約2.4ヶ月）を用いることとする。

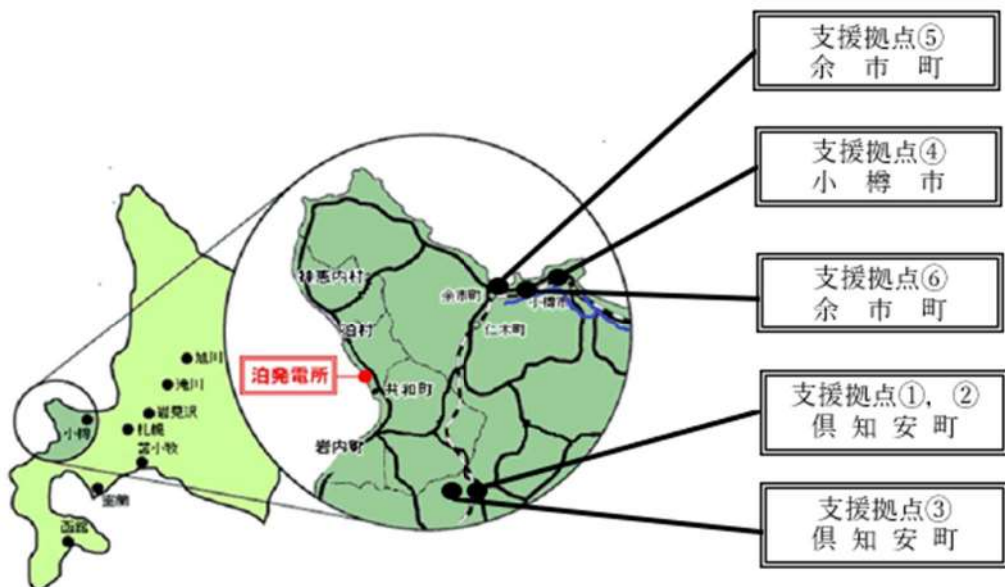
(参考)

格納容器スプレイ再循環以外の格納容器減圧方策としては、格納容器外部スプレイが考えられるが、泊3号炉の格納容器はドーム部を含め格納容器全体を外部遮へい（厚さ30cm～100cm）が覆っており、外部スプレイを行った場合でも、大きな減圧効果は期待できない。また、同様に格納容器外からの冷却方法として、アニュラス循環系にクーラを設置する等してアニュラス雰囲気冷却を行い、格納容器鋼板を通じた格納容器除熱を行うことが考えられるが、減圧効果は限定的である。

原子力災害発生における発電所外からの支援体制



原子力事業所災害対策支援拠点の候補の配置図



ポンプ（PWR横置き遠心式）の故障分類とその対策

機器：ポンプ（PWR横置き遠心式）									
通番 ^{※1}	報告番号 ^{※1}	ユニット名 ^{※1}	件名 ^{※1}	事象発生日 ^{※1}	故障分類 ^{※2}	検討結果			
11455	2011-九州-T003	玄海3号	C 充てんポンプ主軸の折損について	2011/12/16	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
9721	2008-九州-T001	川内1号	A 充てん/高圧注入ポンプ主軸の折損について	2008/4/18	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
2308	2003-四国-T009	伊方3号	充てんポンプ3C主軸の損傷について	2004/3/15	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
1335	1986-九州-T002	玄海1号	A 余熱除去ポンプ主軸の損傷について	1986/10/11	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
1120	1984-関西-T001	大飯2号	A 余熱除去ポンプ主軸の損傷について	1984/4/26	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
997	1983-関西-T001	大飯2号	復水器真空度低下による原子炉自動停止について	1983/4/10	カップリング異常	復水器真空ポンプについては、比較的短納期のカップリング部を取替えることにより復旧可能			
544	1979-関西-T012	大飯1号	B 余熱除去ポンプの損傷について	1979/10/9	インペラ損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			
537	1979-関西-T005	高浜1号	A 充てん高圧注入ポンプの損傷について	1979/5/11	主軸損傷	長納期のローター式、メカニカルシール式を取替えることにより復旧可能			

※1 ニュージャパン情報（1979年～）を転載。

※2 ニュージャパン情報より当社で判断。

有効性評価でCVが関連するすべての事故シーケンスグループ等と更なる圧力低減方策の整理 (1/3)

事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス等	炉心損傷	CVを冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	CV圧力上昇の有無CV内の冷却方法	格納容器再循環システム		更なる圧力低減方策	更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP再循環システム側入口弁	格納容器再循環システム側隔離弁		
2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流重喪失時に補助給水機能が喪失する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによるCV冷却	X (開可能)	X (開可能)	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
	外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシーケンスLOCAが発生する事故		有 格納容器スプレイ注入機能 (SBO及び原子炉補機冷却機能喪失による)	X (開可能)	X (開可能)	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 CCW系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 CCW系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	炉心損傷しておらず、原子炉格納容器から離れた空間線量の低い場所での作業のため問題なし。
全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	なし	有 格納容器スプレイ注入機能 (SBO及び原子炉補機冷却機能喪失による)	有 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却によるCV冷却	X (開可能)	X (開可能)	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 CCW系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機予備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	炉心損傷しておらず、原子炉格納容器から離れた空間線量の低い場所での作業のため問題なし。
原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシーケンスLOCAが発生する事故		有 格納容器スプレイ注入機能 (機能喪失を仮定)	有 原子炉補機冷却系を用いた格納容器内自然対流冷却によるCV冷却	X (開可能)	X (開可能)	格納容器スプレイ系の故障部品取替等による格納容器スプレイ機能の復旧	格納容器スプレイ注入機能喪失の原因がポンプ故障であれば、ポンプを修理するため、1日以内に格納容器スプレイポンプ入口弁を閉止する。格納容器スプレイポンプ入口弁はT/P 2.8mバルブ室内にある。格納容器再循環システム側隔離弁からポンプまでは高低差が約7.5mあり、配管内は通常非汚染水で満たされており流動していない状態であるため、再循環失敗の状態でも短時間で汚染水に入れ替わることはない。仮に格納容器スプレイポンプの入口弁まで、設計基準事故(LOCA)時相当の汚染水に入れ替わっていると想定した場合においても、当該弁を閉止する作業場所での線量率は、1か月後で約14mSv/h(配管表面あたり)であり、この作業に要する時間は10分程度である。さらに、作業に当たっては鉛マット等で遮蔽を行うことも可能であることから、液ばくの観点から作業は成立する。また、ポンプが汚染した場合は、非汚染水を通し、ポンプ内の汚染水を押し抜いてから修理を行う。
原子炉停止機能喪失	主給水流重喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	なし	なし	有 格納容器スプレイによるCV冷却	X (開可能)	X (開可能)	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故		有 格納容器スプレイによるCV冷却	X (開可能)	X (開可能)	格納容器スプレイ再循環	問題なし。	問題なし。

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

有効性評価でCVが関連するすべての事故シーケンスグループ等と更なる圧力低減方策の整理 (2/3)

事故シーケンスグループ等	重要事故シーケンス等	炉心損傷	CVを冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	CV圧力上昇の有無 CV内の冷却方法	格納容器再循環システム		更なる圧力低減方策	更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP再循環システム 格納容器再循環システム 格納容器再循環システム 格納容器再循環システム	SIP再循環システム 格納容器再循環システム 格納容器再循環システム 格納容器再循環システム		
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	無 (注1)	なし (対策として格納容器スプレイングポンプによるCV冷却代替再循環時)	有 格納容器スプレイングポンプによるCV冷却	×	○	格納容器スプレイングポンプ	問題なし。
	インターフェースシステムLOCA		なし	有 格納容器スプレイングポンプによるCV冷却	×	×	格納容器スプレイングポンプ	問題なし。
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	有 (注2)	なし	有 格納容器スプレイングポンプによるCV冷却	×	×	格納容器スプレイングポンプ	問題なし。
	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイングポンプが喪失する事故		格納容器スプレイングポンプ注入機能(機能喪失を仮定並びに格納容器スプレイングポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却によるCV冷却)	×	×	○	格納容器スプレイングポンプ	代替電源による格納容器スプレイングポンプ機能の復旧 CCW系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ車への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイングポンプ機能の復旧
原子炉圧力容器外の溶融燃料一冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	有 (注2)	なし	有 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却によるCV冷却	×	×	格納容器スプレイングポンプ再循環系による格納容器スプレイングポンプ	代替電源による格納容器スプレイングポンプ機能の復旧 CCW系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ車への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイングポンプ機能の復旧
	高温溶融物放出/格納容器雰囲気直後加熱		なし	有 格納容器スプレイングポンプによりCV圧力上昇は抑制される	×	×	格納容器スプレイングポンプ	問題なし。
水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故		なし	有 格納容器スプレイングポンプによりCV圧力上昇は抑制される	×	○	格納容器スプレイングポンプ	問題なし。

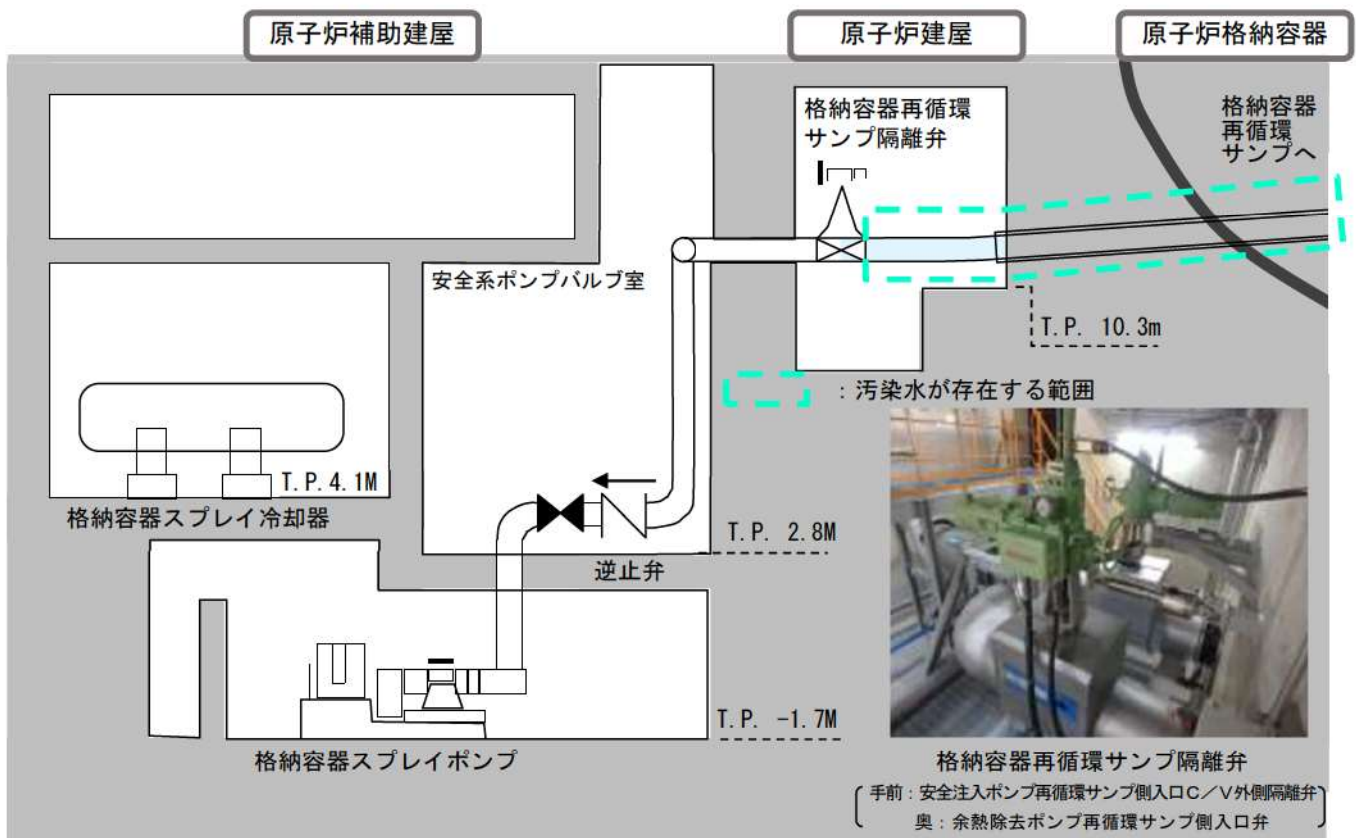
有効性評価でC Vが関連するすべての事故シナリオグループ等と更なる圧力低減方策の整理 (3 / 3)

事故シナリオグループ等	重要事故シナリオ等	炉心損傷	C Vを冷却する機能のうち機能喪失を仮定するもの	C V圧力上昇の有無C V内の冷却方法	格納容器再循環サンプル		更なる圧力低減方策	更なる圧力低減方策の成立性
					RHRP再循環サンプル側入口弁	SIP再循環サンプル側入口C V外圍隔離弁		
崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故		なし	原子炉補機冷却系を用いた格納容器内自然対流冷却によるC V冷却 格納容器スプレイによるC V冷却	× (開可能)	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	無(注1)	格納容器スプレイ注入機能(SBO及び原子炉補機冷却機能喪失による)	可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却によるC V冷却	× (開可能)	○	格納容器スプレイ機能の復旧 C C W系の復旧や可搬型大容量海水送水ポンプ車、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機準備品への取替等による原子炉補機冷却海水系の復旧による格納容器スプレイ機能の復旧	代替電源による格納容器スプレイ機能の復旧 炉心損傷しておらず、原子炉格納容器から離れた空間線量の低い場所での作業のため問題なし。
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中原子炉冷却材圧力バウナダリ機能が喪失する事故		なし	原子炉補機冷却系を用いた格納容器内自然対流冷却によるC V冷却 格納容器スプレイによるC V冷却	× (開可能)	○	格納容器スプレイ再循環	問題なし。
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故		なし	無	× (開可能)	× (開可能)	-	-

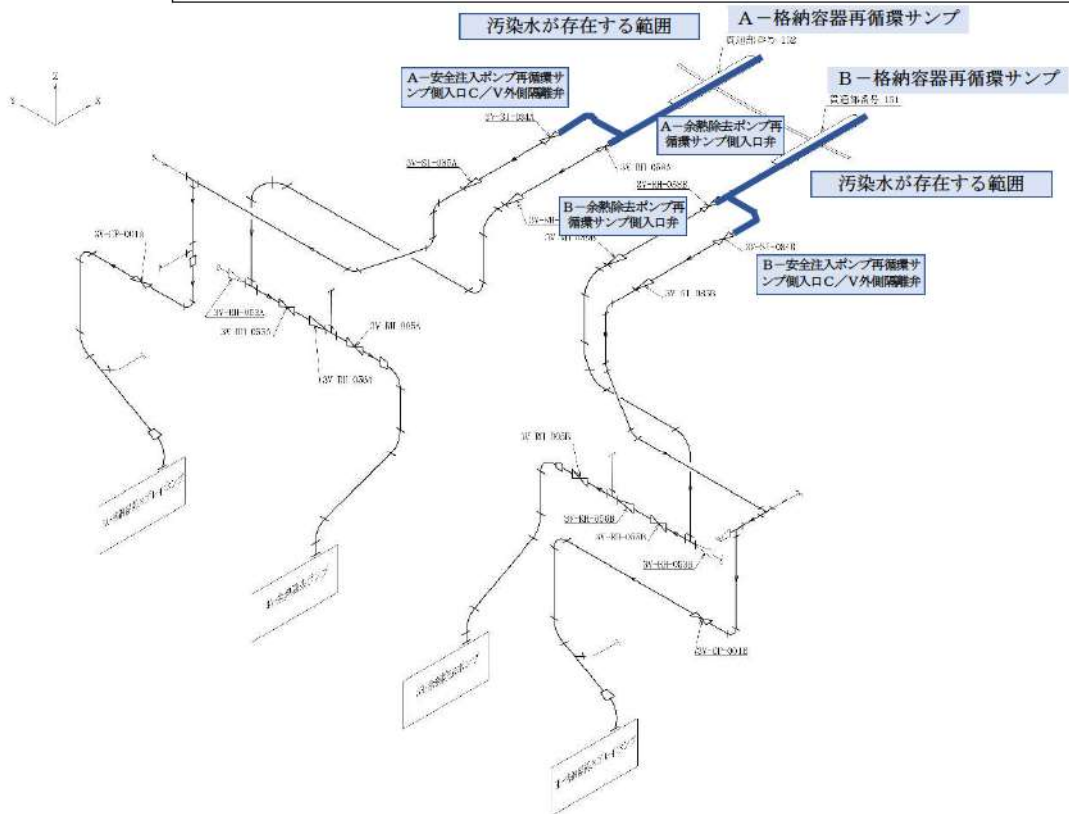
注1：炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE C C S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち具体的な事故シナリオグループとして、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、E C C S注水機能喪失、E C C S再循環機能喪失及び格納容器ハイパス並びに運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち具体的な事故シナリオグループとして、崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出)で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。

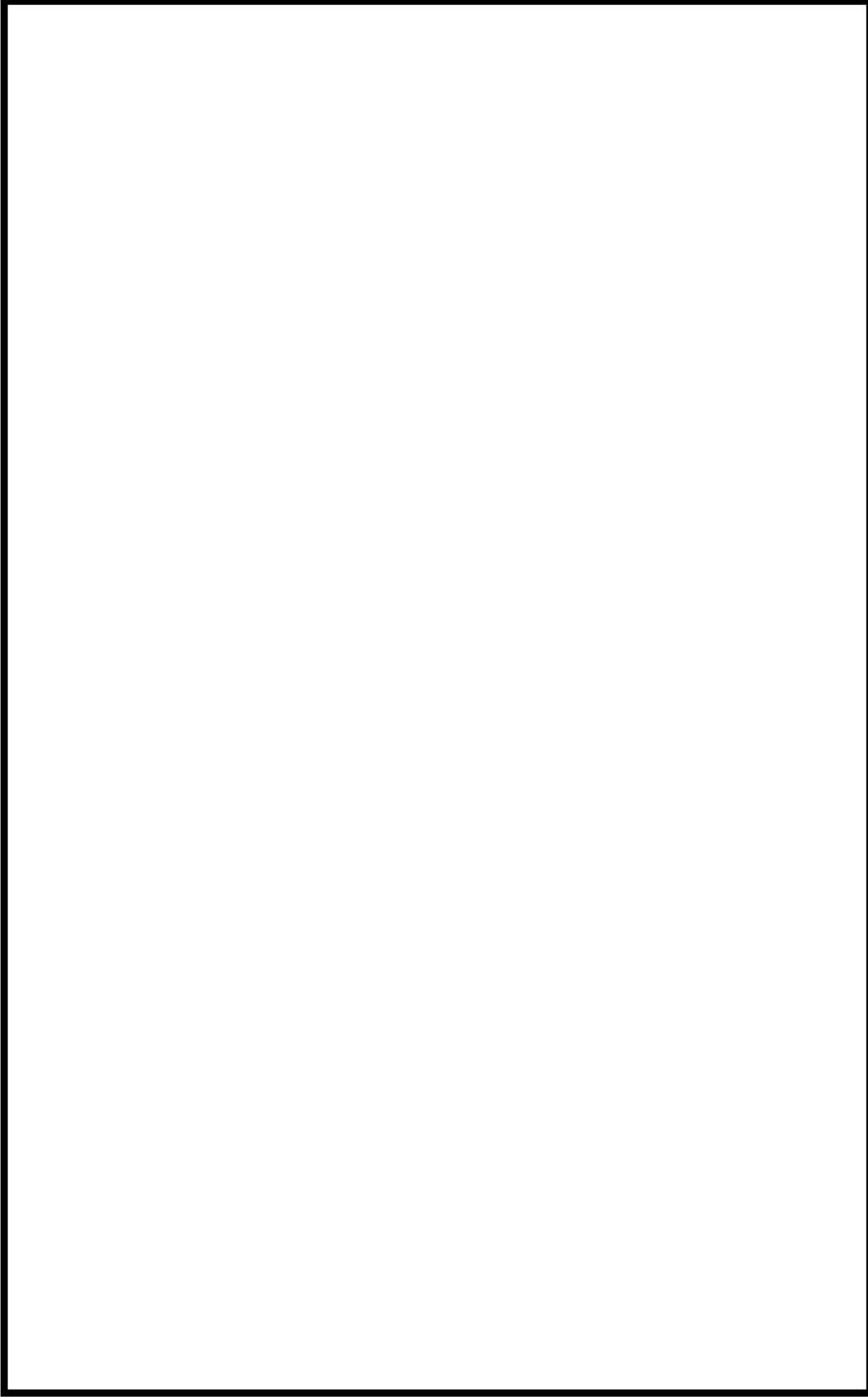
注2：炉心損傷に至る事象のうち、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉としてE C C S再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状況(運転中の原子炉における重大事故のうち具体的な事故シナリオグループとして、崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出)で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプル隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。なお、重大事故等対策を考慮しないレベル1.5 P R Aにおいて、格納容器再循環サンプル隔離弁開失敗以外を原因とするC F Fは全C F Fの0.01%未満である。

注3：余熱除去系による長期冷却継続。
注4：代替再循環による1次系のフリードアンドブリードによる長期冷却継続。



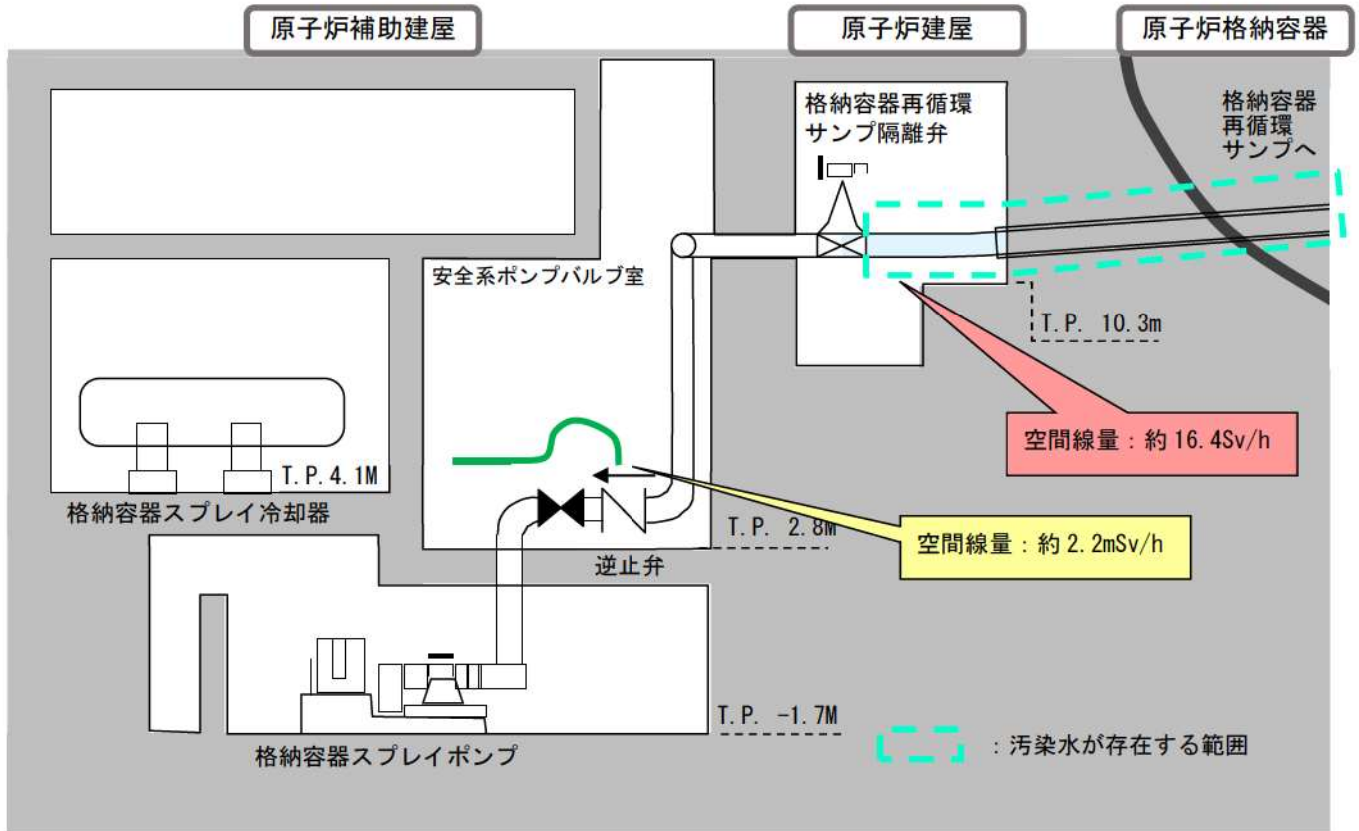
格納容器再循環サンプから格納容器スプレィポンプ、余熱除去ポンプまでのルート図





泊 3 号炉 仮設格納容器 スプレイ再循環系 イメージ図

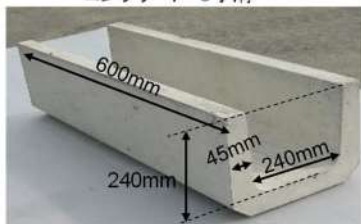
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



作業エリアの空間線量と遮へい措置の例

○遮へい材

コンクリート U字溝



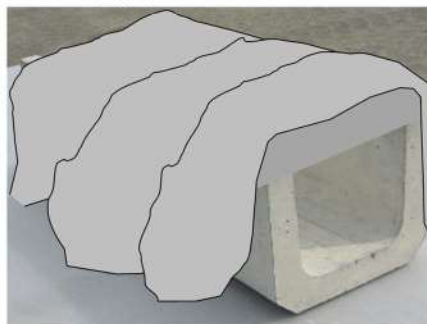
コンクリート フタ



鉛マット



○遮へい材敷設イメージ



遮へい効果 (Cs-137) 単位:cm

遮へい材	半価層	1/10価層	1/100価層
コンクリート	4.9	16	33
鉛	0.7	2.3	4.7

仮設ライン線量予想
(フレキシブルメタルホース肉厚0mmを想定)
コンクリートU字溝45mm、鉛マット44mm設置

表面 約170Sv/h→約800mSv/h
at1m 約9.5Sv/h→約43mSv/h

仮設格納容器スプレイ再循環系取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量について

仮設格納容器スプレイ再循環系取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量は、格納容器再循環サンプル隔離弁（以下、補足4 添付資料7では「隔離弁」いう。）で堰き止められた汚染水から、プラント配置を元に、作業場所に至るまでの構造物による遮へい効果、距離減衰効果等を考慮して算出する。汚染水から作業場所までには貫通部が存在するため、以下の方法により、作業場所での雰囲気線量を評価する。

評価に当たって、まず隔離弁上流の配管に存在する汚染水からの配管貫通部入口での線量率（図1の貫通部入口地点）を評価し、次にその線量率から配管貫通部を通過した作業場所での線量率（図1の評価点）を評価する。

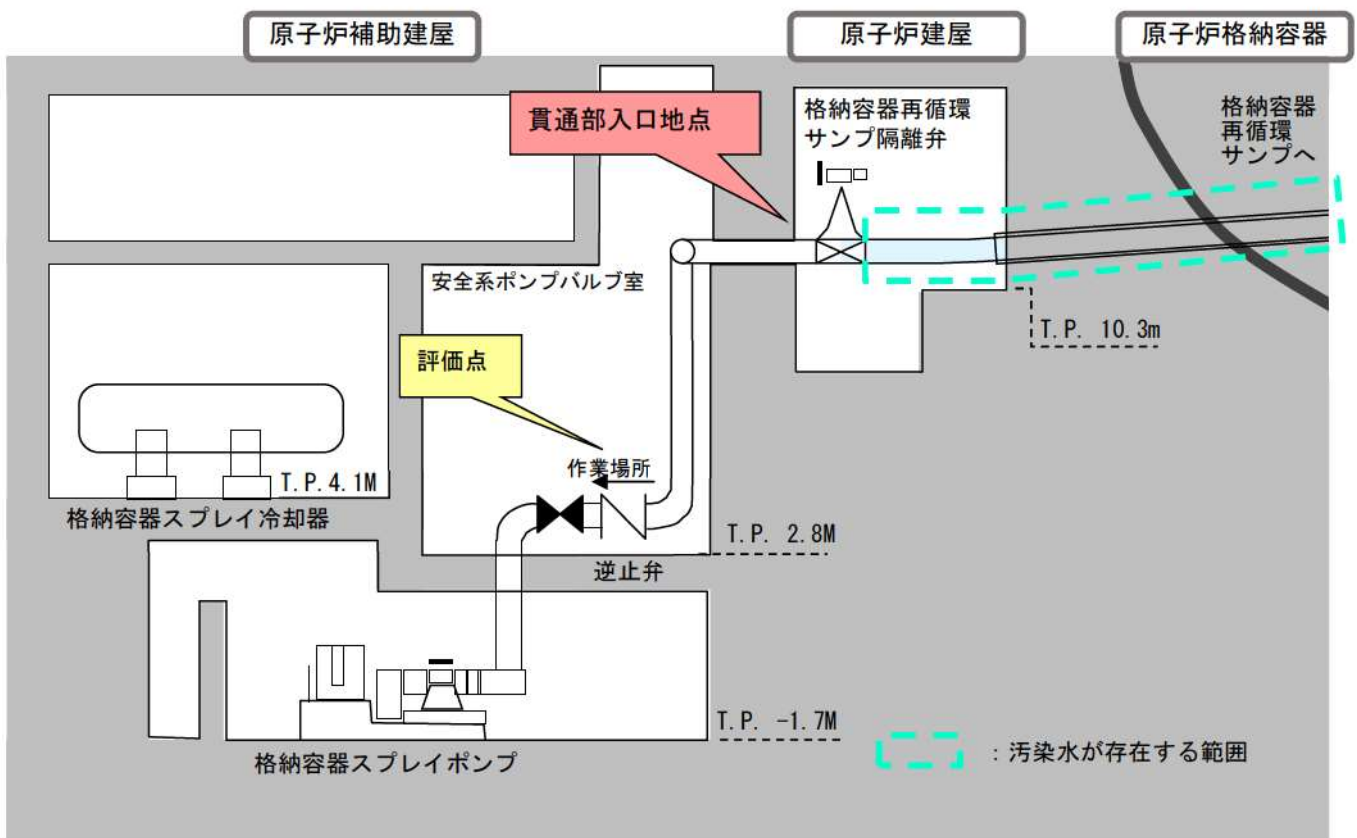


図1 評価点概略図

(1) 隔離弁上流の汚染水から配管貫通部入口での線量率評価（貫通部入口地点）

図2に示すように、炉心溶融を想定し、燃料の燃焼に伴って蓄積された核分裂生成物がサンプル水中へ移行すると仮定して、汚染水の組成を設定する。水中への移行率に関しては、主要核種である放射性Cs, Srに加え、Sb, Ce, Eu等について、PWRプラントで炉心溶融を経験しているTMI-2にて分析・評価された値※を基に設定し、その他の核種については、存在形態として想定される化合物（酸化物等）の物性値を基に設定する。なお、事象進展を考慮し、事象発生から作業開始が想定されるまでの放射能減衰（ここでは保守的に2日とする）を考慮する。

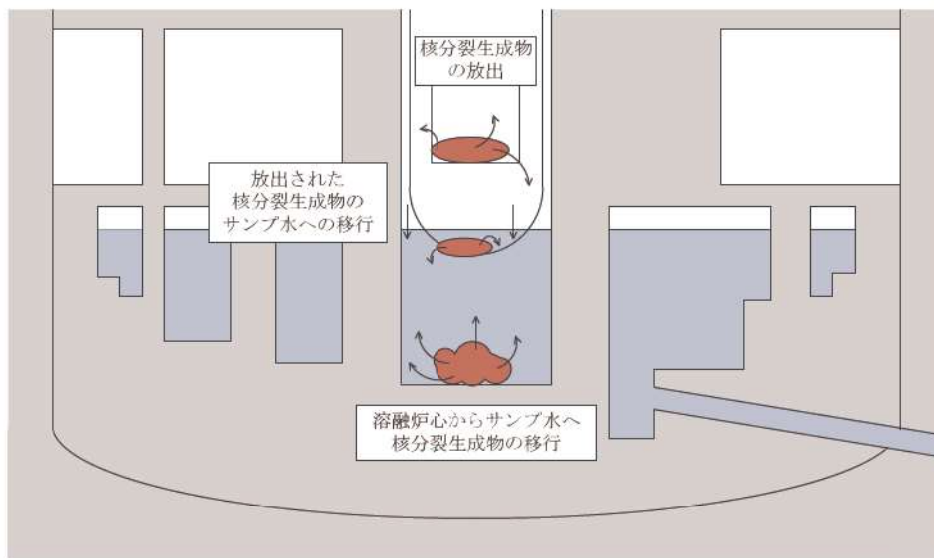
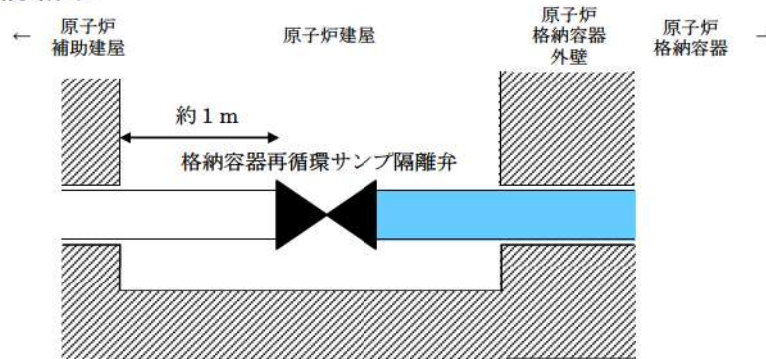


図2 溶融炉心に含まれる核分裂生成物がサンプル水中へ移行するイメージ図

※: Douglas W et al., "TMI-2 CORE MATERIALS AND FISSION PRODUCT INVENTORY"

上記で設定した放射能濃度の汚染水が隔離弁で堰き止められていることを想定し、隔離弁上流の配管（配管径 22 インチ）に存在する放射性物質を線源とする。隔離弁から建屋壁内面までの構造物等による遮へい効果は無視し、QAD コードを用いて評価した結果、隔離弁から約 1 m 離れた建屋壁の貫通部入口地点での線量率は約 16.4Sv/h となる。

<機器配置概略図>



<評価モデル図>

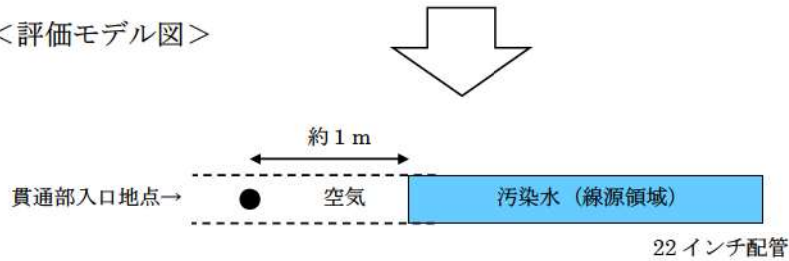


図 3 隔離弁上流の汚染水による配管貫通部入口での線量率評価のモデル概略図

(2) 配管貫通部入口から作業場所での線量率評価

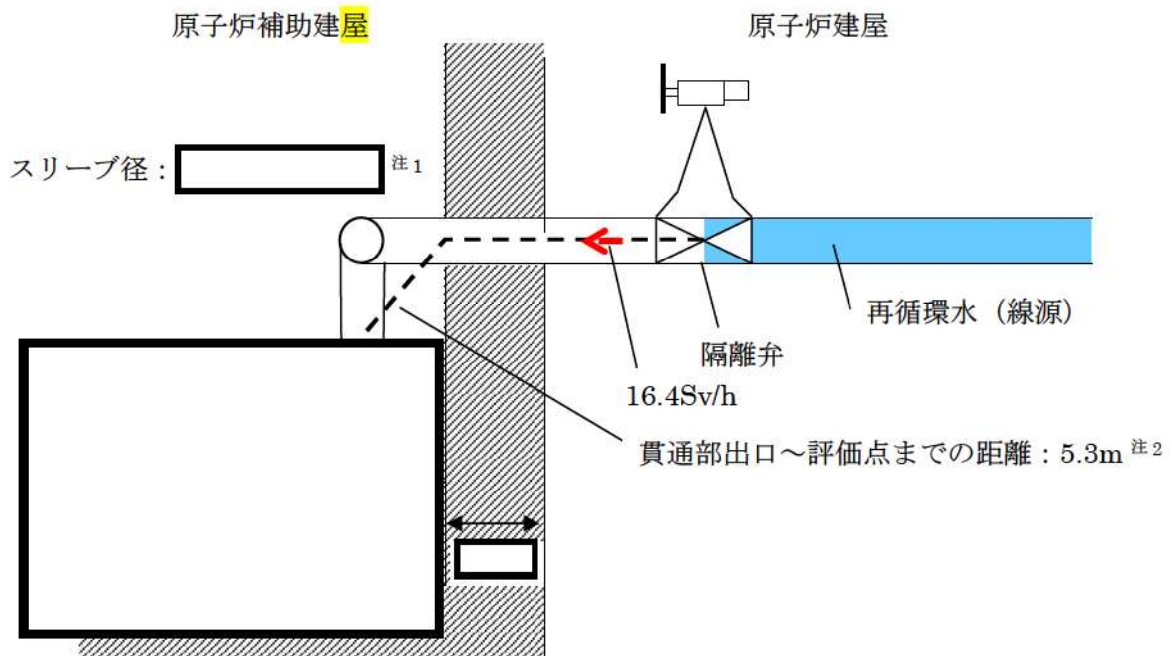
原子炉建屋と原子炉補助建屋の壁貫通部を通過し、原子炉補助建屋内の仮設格納容器スプレイ再循環系取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量については、貫通部入口の線量率を先の評価の結果より 16.4Sv/h と仮定し、その線量率に貫通部の減衰及び貫通部出口からの評価点までの減衰を考慮して評価した結果、作業場所評価点での線量率は、約 2.2mSv/h となる。なお、建屋壁を透過してくる成分については建屋壁が十分厚いため無視できる。

具体的な隔離弁上流の汚染水からの線量率の算出方法は以下のとおりである。

[隔離弁上流の汚染水からの線量率]

= [貫通部入口線量率] × [貫通部の減衰] × [貫通部出口から評価点までの減衰]

<配管貫通部入口から作業場所での線量率評価のモデル概要図>



注1：原子炉建屋壁のスリーブ径は□ 原子炉補助建屋壁のスリーブ径は□であるが、保守的に原子炉建屋、原子炉補助建屋スリーブとも□であるとして線量検討する。

注2：算出点ELは、人の高さを2mとして算出(T. P10. 1m-T. P2. 8m-2m=5.3m)。

貫通部出口から評価点までの距離は、保守的にEL差のみの考慮とした。

貫通部の減衰及び貫通部出口から評価点までの減衰の算出には、Reactor Shielding Design Manual (McGRAW-HILL BOOK COMPANY, INC., 1956) 等に記載の簡易計算式を用いた。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

仮設洗浄ポンプによる仮設スプレイ再循環ラインの洗浄作業と漏えいフランジ増し締め時の線量評価

No	作業項目	作業員	空間線量	作業時間	被ばく線量
0	<p>仮設ポンプフランジ部から漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線エリアモニターにより、仮設ポンプフランジ部からの漏えいを検知したため、仮設ポンプを停止する。 	—	—		—
1	<p>洗浄ラインの構成</p> <ul style="list-style-type: none"> T.P.2.8m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。 	2人	0.1mSv/h	10分	0.02mSv
2	<p>仮設ラインのフラッシング</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮設洗浄ポンプ (15m³/h) により、仮設ラインの保有水を格納容器スプレイラインより格納容器内に押し抜く。 フラッシングにより、仮設ポンプフランジ部の漏えい水が洗い流され空間線量が低下する。 	2人	—	2時間	—
3	<p>仮設ポンプフランジ増し締め</p> <ul style="list-style-type: none"> 洗浄により仮設ポンプ周辺の空間線量が十分低下した場合、仮設ポンプにアクセスする。 仮設ポンプフランジ部の鉛遮へいを取り外す。 仮設ポンプフランジを増し締めし、鉛遮へいを復旧する。 	2人	50mSv/h	6分	5mSv
4	<p>仮設ポンプ (予備) への切替え</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ (予備) への切替えを開始する。 仮設ポンプ入口弁と出口弁の閉操作を行う。 仮設ポンプ (予備) 入口弁の開操作を行う。 仮設ポンプ (予備) を起動し、仮設ポンプ (予備) 出口弁の開操作を行う。 	2人	—	30分	—
5	<p>系統の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> T.P.2.8m 安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する 	2人	0.1mSv/h	10分	0.02mSv
合計				約 3 時間	5.1mSv