

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 31 年 3 月

東北電力株式会社

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要な水の水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 60 条 監視測定設備
- 61 条 緊急時対策所
- 62 条 通信連絡を行うために必要な設備
- その他 原子炉圧力容器，原子炉格納容器，燃料貯蔵設備，非常用取水設備，
原子炉建屋原子炉棟

下線部：今回提出資料

目 次

第 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，型式，設置場所，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処施設に適用する従前の評価方針・手法が準用可能であることを確認している。
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

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			
・原子炉圧力容器	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	
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
・使用済燃料プール	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	
・大容量送水ポンプ（タイプ I）	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	重大事故等対象施設	・ 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・注水用ヘッド・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	
・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	
・ホース・注水用ヘッド〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
・燃料プール冷却浄化系ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系熱交換器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ S, Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
・燃料プール冷却浄化系熱交換器〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
・使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	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	
・使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）	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	
・使用済燃料プール監視カメラ	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	
3. 原子炉冷却系統施設			
・高圧代替注水系ポンプ	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	
・復水貯蔵タンク〔水源〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ B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	
・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁〔流路〕	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	
・主蒸気系配管〔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 ・ 常設重大事故緩和設備 ・ 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）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 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・高圧代替注水系（注水系）配管・弁〔流路〕	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	
・補給水系配管〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・B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）	
・燃料プール補給水系弁〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・B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	
・原子炉冷却材浄化系配管〔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 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・復水給水系配管・弁・スパージャ〔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）	
・原子炉隔離時冷却系ポンプ	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）	
・原子炉隔離時冷却系（注水系）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 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・高圧炉心スプレイ系ポンプ	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）	
・高圧炉心スプレイ系配管・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 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ〔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）	
・主蒸気逃がし安全弁	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 ・常設重大事故緩和設備	
・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	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	
・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	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 ・常設重大事故緩和設備	
・主蒸気系配管・クエンチャ〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・S, B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	
・HPCS 注入隔離弁	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・復水移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・B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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・残留熱除去系配管・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 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・直流駆動低圧注水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・直流駆動低圧注水系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・残留熱除去系ポンプ	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）	
・残留熱除去系配管・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）	
・残留熱除去系熱交換器	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）	
・原子炉再循環系配管・ジェットポンプ〔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）	
・低圧炉心スプレイ系ポンプ	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）	
・低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ〔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）	
・熱交換器ユニット	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・除熱用ヘッダ・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	
・原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク〔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 ・常設重大事故緩和設備	
・残留熱除去系熱交換器〔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	
・フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・フィルタ装置出口側圧力開放板	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・原子炉格納容器調気系配管・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	
・原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・遠隔手動弁操作設備	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・非常用ガス処理系配管・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	
・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）	
・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）	
・原子炉補機冷却水系熱交換器	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）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク〔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）	
・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	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）	
・高圧炉心スプレイ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）	
・高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	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）	
・高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・ブルドーザ	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）	
4. 計測制御系統施設			
・ATWS緩和設備 （代替制御棒挿入機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・制御棒	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	
・制御棒駆動機構	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	
・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	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	
・制御棒駆動水圧系配管〔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	
・ATWS緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・ほう酸水注入系ポンプ	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	
・ほう酸水注入系貯蔵タンク	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	
・ほう酸水注入系配管・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 ・常設重大事故緩和設備	
・ATWS緩和設備 （自動減圧系作動阻止機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・代替自動減圧回路 （代替自動減圧機能）	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・高圧窒素ガスポンプ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ [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	
・ 高圧窒素ガス供給系配管・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	
・ 主蒸気系配管・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	
・ 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	
・ 代替高圧窒素ガス供給系配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
・ 格納容器内水素濃度 (D/W)	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	
・ 格納容器内水素濃度 (S/C)	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	
・ 格納容器内雰囲気水素濃度	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	
・ 格納容器内雰囲気酸素濃度	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	
・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
・ 原子炉建屋内水素濃度	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
・ 原子炉圧力容器温度	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	
・ 原子炉圧力	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	
・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域)	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	
・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	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	
・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	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	
・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量	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	
・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	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)	
・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	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)	
・ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ B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	
・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・代替循環冷却ポンプ出口 流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・代替循環冷却ポンプ出口 圧力	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	
・低圧炉心スプレイ系ポン プ出口流量	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）	
・残留熱除去系ポンプ出口 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）	
・原子炉格納容器下部注水 流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・原子炉格納容器代替スプレ イ流量	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	
・ドライウエル温度	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	
・圧力抑制室内空気温度	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	
・サブプレッションプール水 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	
・ドライウエル圧力	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	
・圧力抑制室圧力	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	
・圧力抑制室水位	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 ・常設重大事故緩和設備	
・原子炉格納容器下部水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・原子炉格納容器下部温度	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・ドライウエル水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・起動領域モニタ	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	
・平均出力領域モニタ	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	
・フィルタ装置入口圧力 （広帯域）	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	
・フィルタ装置出口圧力 （広帯域）	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	
・フィルタ装置水位（広帯 域）	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	
・フィルタ装置水温度	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	
・フィルタ装置出口水素濃 度	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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・残留熱除去系ポンプ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・復水貯蔵タンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・B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	
・原子炉補機冷却水系統流量	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）	
・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	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（設計基準拡張）	
・高圧代替注水系ポンプ出口圧力	設計基準対象施設 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	
・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	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	
・復水移送ポンプ出口圧力	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・B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	
・安全パラメータ表示システム（SPDS）	重大事故等対処施設	・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	
・高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	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	
・代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
・6-2C 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 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・6-2D 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 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・6-2F-1 母線電圧	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	
・6-2F-2 母線電圧	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	
・6-2H 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）	
・4-2C 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 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・4-2D 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 ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・125V 直流主母線 2A 電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・125V 直流主母線 2B 電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
・125V 直流主母線 2A-1 電圧	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	
・125V 直流主母線 2B-1 電圧	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	
・250V 直流主母線電圧	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	
・HPCS125V 直流主母線電圧	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）	
・差圧計	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）	
・酸素濃度計	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）	
・二酸化炭素濃度計	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）	
・データ表示装置（待避所）	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）	
・可搬型照明（SA）	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）	
・携行型通話装置	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	
・トランシーバ（固定）	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	
・トランシーバ（携帯）	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（固定）	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	
・衛星電話（携帯）	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	
・トランシーバ（屋外アンテナ）	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	
・衛星電話（屋外アンテナ）	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	
・無線通信装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・有線（建屋内）（携行型通話装置，トランシーバ（固定），衛星電話（固定）に係るもの）	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	
・有線（建屋内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	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）	
・データ伝送設備	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）	
・衛星通信装置	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）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・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，データ伝送設備に係るもの）	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）	
5. 放射線管理施設			
・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	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	
・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	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	
・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	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	
・フィルタ装置出口放射線モニタ	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	
・中央制御室遮蔽	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	
・中央制御室待避所遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・中央制御室送風機	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	
・中央制御室排風機	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	
・中央制御室再循環送風機	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	
・中央制御室再循環フィルタ装置	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	
・中央制御室待避所加圧設備（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	
・中央制御室換気空調系ダクト・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	
・中央制御室待避所加圧設備（配管・弁）〔流路〕	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・可搬型モニタリングポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備 ・可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	
・データ処理装置	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）	
・可搬型ダスト・よう素サンブラ	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）	
・γ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）	
・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）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・代替気象観測設備	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)	
・電離箱サーバイメータ	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)	
・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)	
・α線サーバイメータ	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)	
・緊急時対策所遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・緊急時対策所非常用送風機	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・緊急時対策所非常用フィルタ装置	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	
・緊急時対策所加圧設備 (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	
・緊急時対策建屋非常用給排気配管・弁[流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・緊急時対策所加圧設備 (配管・弁)[流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
6. 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	
・原子炉建屋ブローアウトパネル	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ ・常設耐震重要重大事故防止設備	
・スプレイ管[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 ・常設重大事故緩和設備 ・常設重大事故防止設備(設計基準拡張)	
・フィルタ装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・フィルタ装置出口側圧力開放板	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・可搬型窒素ガス供給装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・遠隔手動弁操作設備	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁[流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・原子炉格納容器調気系配管・弁[流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	
・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口[流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・補給水系配管・弁[流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Bクラス ・常設重大事故緩和設備	
・静的触媒式水素再結合装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・大容量送水ポンプ(タイプII)	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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・ホース[流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・泡消火薬剤混合装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
・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	
・非常用ガス処理系排風機	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	
・非常用ガス処理系空気乾燥装置[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	
・非常用ガス処理系フィルタ装置[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	
・非常用ガス処理系配管・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	
・原子炉建屋ブローアウト閉止装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
・原子炉建屋原子炉棟	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	
7. その他発電用原子炉の附属施設			
(1)非常用電源設備			
・ガスタービン発電機	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	
・ガスタービン発電設備軽油タンク	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	
・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	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	
・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	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	
・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	
・軽油タンク	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	
・タンクローリ	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	
・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	
・ホース[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	
・125V蓄電池2A	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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・125V 蓄電池 2B	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	
・125V 充電器盤 2A	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	
・125V 充電器盤 2B	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	
・125V 代替蓄電池	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	
・250V 蓄電池	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	
・125V 代替充電器盤	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	
・250V 充電器盤	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	
・ガスタービン発電機接続盤	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	
・緊急用高圧母線 2F 系	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	
・緊急用高圧母線 2G 系	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	
・緊急用動力変圧器 2G 系	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	
・緊急用低圧母線 2G 系	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	
・緊急用交流電源切替盤 2G 系	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	
・緊急用交流電源切替盤 2C 系	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	
・緊急用交流電源切替盤 2D 系	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	
・非常用高圧母線 2C 系	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	
・非常用高圧母線 2D 系	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	
・非常用ディーゼル発電機	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)	
・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	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)	
・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	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)	
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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)	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	
・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	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）	
・125V蓄電池2H	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）	
・125V充電器盤2H	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）	
・緊急時対策所軽油タンク	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	
・緊急時対策所用高圧母線J系	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	
・緊急時対策所燃料移送系配管・弁[燃料流路]	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	
・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備	
(2) 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	
・海水ポンプ室	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	
(3) 補機駆動用燃料設備			
・ホース[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	
(4) 緊急時対策所			
・差圧計	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)	
・酸素濃度計	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)	
・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)	

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) 施設区分	(注2) 耐震 クラス	(注3) 地震層せん断力係数 及び水平震度	鉛直震度
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とし, 建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_o$$

R_t: 振動特性係数

A_i: C_iの分布係数

C_o: 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	(注3) 入力地震動	
			水平地震動	鉛直地震動
建物・ 構築物	(注4) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s
			弾性設計用地震動 S_d	弾性設計用地震動 S_d
	②	B	(注5) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$	(注5) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$
機器・ 配管系	(注4) ③, ⑤	S	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s
			設計用床応答曲線 S_d 又は 弾性設計用地震動 S_d	設計用床応答曲線 S_d 又は 弾性設計用地震動 S_d
	①	B	(注5) 設計用床応答曲線 $S_d \times 1/2$	(注5) 設計用床応答曲線 $S_d \times 1/2$
土木構造物	③, ⑤	S	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s
			①, ④, ⑥	C

(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及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）
- 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) 設計用床応答曲線は、弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s に基づき作成した設計用床応答曲線とする。

(注4) 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) 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

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4) ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦	S	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s	(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 S_d	弾性設計用地震動 S_d	
	②	B	地震層せん断力係数 $1.5C_i$	—	静的地震力とする。
			(注5) 弾性設計用地震動 S_d $\times 1/2$	(注5) 弾性設計用地震動 S_d $\times 1/2$	水平方向及び鉛直方向 が動的地震力の場合は 組合せ係数法による。
		C	地震層せん断力係数 $1.0C_i$	—	静的地震力とする。
	機器・ 配管系	(注4) ③, ⑤	S	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s	設計用床応答曲線 S_s 又は 基準地震動 S_s
設計用床応答曲線 S_d 又は 弾性設計用地震動 S_d				設計用床応答曲線 S_d 又は 弾性設計用地震動 S_d	
①		B	静的震度 $1.8C_i$	—	(注6,7) 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 (SRS S) 法による。
			(注5) 設計用床応答曲線 $S_d \times 1/2$	(注5) 設計用床応答曲線 $S_d \times 1/2$	
		C	静的震度 $1.2C_i$	—	静的地震力とする。
土木 構築物		③, ⑤	S	基準地震動 S_s	基準地震動 S_s
	①, ④, ⑥	C	(注8) 基準地震動 S_s	(注8) 基準地震動 S_s	動的地震力とする。
	①	C	静的震度 $1.0C_i$	—	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及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）
- 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・手法が準用可能であるかを確認する。

重大事故等対処施設のうち、新設施設については、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設施設のうち、耐震Sクラス設備については、基準地震動 S_s 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 S_s 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、新設施設を表(1)～(3)に、既設施設を表(4)～(8)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	高压代替注水系ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	高压代替注水系（蒸気系）配管 [流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	高压代替注水系（蒸気系）弁 [流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2管	高压代替注水系（注水系）配管 [流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	高压代替注水系（注水系）弁 [流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
器具	ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）	原子炉建屋 制御建屋	—	ボルト固定	—	無	
SAクラス2管	代替高压窒素ガス供給系配管 [流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	代替高压窒素ガス供給系弁 [流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2ポンプ	直流駆動低圧注水ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	直流駆動低圧注水系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	直流駆動低圧注水系弁[流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
—	遠隔手動弁操作設備	原子炉建屋	遠隔手動弁操作設備	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。
SAクラス2容器	フィルタ装置	原子炉建屋	中間支持たて置き円筒形	ボルト固定	無	無	
—	フィルタ装置出口側圧力開放板	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2管	原子炉格納容器フィルタベント系配管[流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	原子炉格納容器フィルタベント系弁[流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2管	燃料プール冷却浄化系配管 [流路]	原子炉建屋	鋼管	サポート固定	無	無	

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弁	燃料プール冷却浄化系弁[流路]	原子炉建屋	—	サポート固定	—	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機	緊急用電気品建屋	ガスタービン発電機	輪止め	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。
火力技術基準	ガスタービン発電設備軽油タンク	ガスタービン発電設備軽油タンク室	横置円筒形	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	ガスタービン発電設備軽油タンク室	スクリーュー式	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送系配管[燃料流路]	ガスタービン発電設備軽油タンク室	鋼管	サポート固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電設備燃料移送系弁[燃料流路]	ガスタービン発電設備軽油タンク室	—	サポート固定	—	無	
火力技術基準	軽油タンク	軽油タンク室	横置円筒形	ボルト固定	無	無	
装置	125V 代替蓄電池	制御建屋	密閉型クラッド式据置鉛蓄電池	ボルト固定	無	無	
盤	125V 代替充電器盤	制御建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	ガスタービン発電機接続盤	緊急用電気品建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用高圧母線2F系	緊急用電気品建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用高圧母線2G系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用動力変圧器2G系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用低圧母線2G系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用交流電源切替盤2C系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用交流電源切替盤2D系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
盤	緊急用交流電源切替盤2G系	原子炉建屋	直立形	ボルト固定	無	無	
器具	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	

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	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉格納容器代替スプレイ流量	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置水位(広帯域)	原子炉建屋	差圧式水位検出器	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置水温度	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無	
器具	フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋	熱伝導率式水素検出器	ボルト固定	無	無	
器具	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	原子炉建屋	イオンチェンバ検出器	ボルト固定	無	無	
器具	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	原子炉建屋	弾性圧力検出器	ボルト固定	無	無	
器具	格納容器内水素濃度(D/W)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無	
器具	格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉格納容器	水素吸蔵材料式検出器	ボルト固定	無	無	
器具	6-2F-1 母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無	
器具	6-2F-2 母線電圧	緊急時対策建屋	電圧計	ボルト固定	無	無	
器具	125V 直流主母線盤 2A-1 電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無	
器具	125V 直流主母線盤 2B-1 電圧	原子炉建屋	電圧計	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	緊急時対策所軽油タンク	緊急時対策建屋	たて置円筒形	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	緊急時対策所燃料移送系配管[燃料流路]	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
火力技術基準	緊急時対策所燃料移送系弁[燃料流路]	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無	
盤	緊急時対策所高圧母線J系	緊急時対策建屋	直立形	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	
装置	使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋	可視光カメラ	ボルト固定	無	無	
器具	使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）	原子炉建屋	ヒートサーモ式	ボルト固定 サポート 固定	無	無	
器具	使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）	原子炉建屋	ガイドパルス式	ボルト固定 サポート 固定	無	無	
器具	使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）	原子炉建屋	ヒートサーモ式	ボルト固定 サポート 固定	無	無	
器具	使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）	原子炉建屋	ガイドパルス式	ボルト固定 サポート 固定	無	無	
装置	トランシーバ（固定）	制御建屋 緊急時 対策建屋	—	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	衛星電話（固定）	制御建屋， 緊急時 対策建屋	—	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	トランシーバ（屋外アンテナ）[伝送路]	原子炉建屋， 緊急時 対策建屋	—	ボルト固定	—	無	
装置	衛星電話（屋外アンテナ）[伝送路]	原子炉建屋， 緊急時 対策建屋	—	ボルト固定	—	無	

(3) 常設重大事故緩和設備（新設，(1)，(2)を兼ねるもの除く）

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	
SAクラス2ポンプ	代替循環冷却ポンプ	原子炉建屋	ターボ形	ボルト固定	無	無	
—	静的触媒式水素再結合装置	原子炉建屋	—	ボルト固定	—	無	
器具	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	原子炉建屋	熱電対	ボルト固定	無	無	
器具	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉格納容器	差圧式流量検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉格納容器下部注水温度	原子炉格納容器	熱電対	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	ボルト固定	無	無	
器具	ドライウェル水位	原子炉格納容器	電極式水位検出器	ボルト固定	無	無	
器具	原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋	触媒式水素検出器 気体熱伝導式水素検出器	ボルト固定	無	無	
建物・構築物	中央制御室待避所遮蔽	制御建屋	コンクリート壁	建屋躯体による支持	無	無	
建物・構築物	緊急時対策所遮蔽	緊急時対策建屋	コンクリート壁	建屋躯体による支持	無	無	
SAクラス2管	中央制御室待避所加圧設備（配管）[流路]	制御建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	中央制御室待避所加圧設備（弁）[流路]	制御建屋	—	サポート固定	—	無	
—	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	原子炉建屋	閉止装置	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。
ファン	緊急時対策建屋非常用送風機	緊急時対策建屋	遠心式	ボルト固定	無	無	
フィルター	緊急時対策建屋非常用フィルタ装置	緊急時対策建屋	角型ダクト式	ボルト固定	無	無	
SAクラス2管	緊急時対策建屋非常用給排気配管 [流路]	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2弁	緊急時対策建屋非常用給排気弁 [流路]	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2管	緊急時対策所加圧設備（配管）[流路]	緊急時対策建屋	鋼管	サポート固定	無	無	

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弁	緊急時対策所加圧設備（弁） [流路]	緊急時対策建屋	—	サポート固定	—	無	
装置	安全パラメータ表示システム（SPDS）	制御建屋, 緊急時対策建屋	盤	ボルト固定	無	無	
装置	無線通信装置 [伝送路]	原子炉建屋 緊急時対策建屋	—	ボルト固定	—	無	

(4) 常設耐震重要重大事故防止設備（既設）

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
器具	代替自動減圧回路(代替自減圧機能)	S	原子炉建屋 制御建屋	ボルト固定	
器具	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	S	原子炉建屋 制御建屋	ボルト固定	
—	制御棒	S	原子炉圧力容器	—	
—	制御棒駆動機構	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
—	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	制御棒駆動水圧系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
器具	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	S	原子炉建屋 制御建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	ほう酸水注入系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	ほう酸水注入系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	主蒸気系配管・クエンチャ[流路]	S, B	原子炉格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレィ系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	高圧炉心スプレィ系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	燃料プール補給水系弁[流路]	B	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉冷却材浄化系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	復水給水系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	復水給水系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
—	給水スパーージャ[流路]	S	原子炉圧力容器	ブラケット支持	
SAクラス2弁	主蒸気逃がし安全弁	S	原子炉格納容器	サポート固定	
SAクラス2容器	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	S	原子炉格納用機	ボルト固定	

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	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
SAクラス2管	高圧窒素ガス供給系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	高圧窒素ガス供給系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	主蒸気系弁[流路]	S	原子炉格納容器	サポート固定	
—	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	復水移送ポンプ	B	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	残留熱除去系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	残留熱除去系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
—	高圧炉心スプレイスパージャ[流路]	S	原子炉圧力容器	ボルト固定	
SAクラス2管	原子炉補機冷却水系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉補機冷却水系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系サージタンク[流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	補給水系配管[流路]	B	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	補給水系弁[流路]	B	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	残留熱除去系熱交換器[流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	非常用ガス処理系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	非常用ガス処理系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
建物・構築物	排気筒[流路]	S	屋外	ボルト固定	
SAクラス2管	スプレイ管[流路]	S	原子炉格納容器	サポート固定	
SAクラス2管	原子炉格納容器調気系配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉格納容器調気系弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2管	燃料プール冷却浄化系配管[流路]	S, B	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	燃料プール冷却浄化系弁[流路]	S, B	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	B	原子炉建屋	ボルト固定	

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	燃料プール冷却 浄化系熱交換器	B	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	燃料プール冷却 浄化系スキマサ ージタンク [流路]	B	原子炉建屋	建屋躯体 による支持	
SAクラス2管	燃料プール冷却 浄化系ディフュー ザー[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	燃料プール冷却 浄化系熱交換器 [流路]	B	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	復水貯蔵タンク	B	屋外	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル 発電設備燃料 移送系配管 [燃料流路]	S	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	サポート固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル 発電設備燃料 移送系弁 [燃料流路]	S	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	サポート固定	
火力技術基準	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系配管 [燃料流路]	S	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	サポート固定	
火力技術基準	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備燃料移 送系弁 [燃料流路]	S	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	サポート固定	
装置	125V 蓄電池 2A	S	制御建屋	ボルト固定	
装置	125V 蓄電池 2B	S	制御建屋	ボルト固定	
装置	250V 蓄電池	C	制御建屋	ボルト固定	
盤	125V 充電器盤 2A	S	制御建屋	ボルト固定	
盤	125V 充電器盤 2B	S	制御建屋	ボルト固定	
盤	250V 充電器盤	C	制御建屋	ボルト固定	
盤	非常用高圧母線 2C系	S	原子炉建屋	ボルト固定	
盤	非常用高圧母線 2D系	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉圧力容器 温度	C	原子炉格納容器	ボルト固定	
器具	原子炉隔離時冷 却系ポンプ駆動 用タービン入口 蒸気圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S	原子炉建屋	ボルト固定	

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
器具	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	B	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	圧力抑制室内空気温度	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
器具	サプレッションプール水温度	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
器具	圧力抑制室水位	C	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	圧力抑制室圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	残留熱除去系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	起動領域モニタ	S	原子炉圧力容器	リング固定	
器具	平均出力領域モニタ	S	原子炉圧力容器	リング固定	
器具	復水貯蔵タンク水位	B	復水貯蔵タンク 連絡ダクト	ボルト固定	
器具	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	復水移送ポンプ出口圧力	B	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	6-2C 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	6-2D 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	4-2C 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	4-2D 母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	125V 直流主母線盤 2A 電圧	S	制御建屋	ボルト固定	
器具	125V 直流主母線盤 2B 電圧	S	制御建屋	ボルト固定	
器具	250V 直流主母線電圧	C	制御建屋	ボルト固定	
建物・構築物	中央制御室遮蔽	S	制御建屋	建屋躯体による支持	
ファン	中央制御室送風機	S	制御建屋	ボルト固定	

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
ファン	中央制御室排風機	S	制御建屋	ボルト固定	
ファン	中央制御室再循環送風機	S	制御建屋	ボルト固定	
フィルター	中央制御室再循環フィルタ装置	S	制御建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	中央制御室換気空調系ダクト [流路]	S	制御建屋	サポート固定	
ダンパ	中央制御室換気空調系ダンパ [流路]	S	制御建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	原子炉圧力容器	S	原子炉格納容器	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	ボルト固定	
建物・構築物	使用済燃料プール	S	原子炉建屋	建屋躯体による支持	
建物・構築物	貯留堰	S	屋外	岩盤支持	

(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
器具	ドライウエル温度	C	原子炉格納容器	ボルト固定	
器具	ドライウエル圧力	C	原子炉建屋	ボルト固定	
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	海水ポンプ室	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	サブプレッションチェンバ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	残留熱除去系ストレーナ [流路]	S	原子炉格納容器	サポート固定	
器具	SGTS トレイン出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉建屋外気間差圧		原子炉建屋	ボルト固定	
器具	格納容器内雰囲気気水素濃度	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	格納容器内雰囲気気酸素濃度	S	原子炉建屋	ボルト固定	
ファン	非常用ガス処理系排風機	S	原子炉建屋	ボルト固定	
装置	非常用ガス処理系空気乾燥装置 [流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
フィルター	非常用ガス処理系フィルタ装置 [流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
建物・構築物	原子炉建屋原子炉棟	S	原子炉建屋	岩盤支持	

(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ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管〔流路〕	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉隔離時冷却系（注水系）弁〔流路〕	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
—	高圧炉心スプレイ系ストレーナ〔流路〕	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
SAクラス2弁	HPCS 注入隔離弁	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2ポンプ	残留熱除去系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	原子炉再循環系配管〔流路〕	S	原子炉格納容器	サポート固定	
—	ジェットポンプ〔流路〕	S	原子炉圧力容器	ブラケット支持	
SAクラス2ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2管	低圧炉心スプレイ系配管〔流路〕	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	低圧炉心スプレイ系弁〔流路〕	S	原子炉建屋	サポート固定	
—	低圧炉心スプレイ系ストレーナ〔流路〕	S	原子炉格納容器	ボルト固定	
—	低圧炉心スプレイ系スパーチャ〔流路〕	S	原子炉圧力容器	ボルト固定	
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	海水ポンプ室	ボルト固定	
—	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）海水系ストレーナ〔流路〕	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2ポンプ	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2管	高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）配管〔流路〕	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定	

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	高圧炉心スプレィ補機冷却水系(高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む)弁[流路]	S	原子炉建屋 原子炉機器冷却海水配管ダクト 海水ポンプ室	サポート固定	
—	高圧炉心スプレィ補機冷却水系(高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む)海水系ストレーナ[流路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2容器	高圧炉心スプレィ補機冷却水系サージタンク[流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンク	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定	
火力技術基準	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク	S	原子炉建屋	ボルト固定	
装置	125V蓄電池2H	S	原子炉建屋	ボルト固定	
盤	125V充電器盤2H	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	原子炉補機冷却水系系統流量	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	C	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	残留熱除去系ポンプ出口圧力	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	6-2H母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	
器具	HPCS125V 直流主母線電圧	S	原子炉建屋	ボルト固定	

(8) 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）（(7)を兼ねる）

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	海水ポンプ室	ボルト固定	
—	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 海水系ストレータ [流路]	S	海水ポンプ室	ボルト固定	
SAクラス2管	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 配管[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2弁	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 弁[流路]	S	原子炉建屋	サポート固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系サージタンク [流路]	S	原子炉建屋	ボルト固定	
SAクラス2容器	原子炉補機冷却水系熱交換器	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電機	S	原子炉建屋	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	S	軽油タンク室	ボルト固定	
火力技術基準	非常用ディーゼル発電設備燃料ダイタンク	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	39-4- 1
2. 基準の規定内容	39-4- 2
2.1 設置許可基準規則第 39 条(SA 施設)の規定内容	39-4- 2
2.2 設置許可基準規則第 4 条(DB 施設)の規定内容	39-4- 2
2.3 JEAG4601 の記載内容	39-4- 3
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...	39-4- 6
4. 荷重の組合せの検討手順	39-4-11
5. 荷重の組合せの検討結果	39-4-14
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断.....	39-4-14
5.2 荷重の組合せの検討結果.....	39-4-15
5.2.1 全般施設.....	39-4-15
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	39-4-18
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	39-4-29
5.2.4 SA 施設の支持構造物	39-4-34
6. 許容応力状態の検討結果	39-4-35
6.1 全般施設.....	39-4-35
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	39-4-36
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	39-4-37
6.4 SA 施設の支持構造物	39-4-37
7. まとめ	39-4-38
(補足 1) SA 施設に対する許容応力状態の考え方	39-4-40
(補足 2) 事象発生確率の考え方.....	39-4-47
(補足 3) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について.....	39-4-54
(補足 4) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由	39-4-73
添付資料	
添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設.....	39-4-76
添付資料-2 地震動の年超過確率.....	39-4-80
添付資料-3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ.....	39-4-83
添付資料-4 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方.....	39-4-85
添付資料-5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について	39-4-93
添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について.....	39-4-98
添付資料-7 荷重の組合せ表.....	39-4-103
添付資料-8 重大事故時の荷重条件の妥当性について.....	39-4-105
添付資料-9 BWR における運転状態 V (LL) の適切性について	39-4-122

添付資料-10 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について	39-4-124
---	----------

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 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- [参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明
- [参考8] 重大事故時の長期安定冷却手段について

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などの多様性を活かしてSAに対処する。

具体的には、

- 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。

とする。

以上の内容を踏まえ、①に記載の具体的な設計条件を決めるにあたり、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。), 「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「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) 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条の解釈の別記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) 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。」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及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。[参考3]

2.3 JEAG4601 の記載内容

「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における記載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としては、以下のとおり。

- ・「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に含めない。」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2.3.1に示す。表2.3.1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 2.3.1 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										
	1時間以内										
	1日以内										
基準地震動 S_2 との 組合せ	従属事象	S_2 従属									
	独立										
	1分以内	($S_2 + II$ は 10^{-9} 以下となる)									
	1時間以内										
	1日以内										

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

JEAG4601・捕-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

【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。主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料-1 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 3.1 及び表 3.2 に示す。なお、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。

(2) SA 施設の運転状態

SA 施設は、DB 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として運転状態 V (L)、V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (LL) とする。

【運転状態の説明】

I ～IV : JEAG4601 で設定している運転状態

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

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 (LL) : SA の状態のうち V (L) より更に長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 施設の考え方を踏まえた、SA 施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

a. DB 施設の組合せの考え方

- ・基準地震動 S_s (以下「 S_s 」という。), 弾性設計用地震動 S_d (以下「 S_d 」という。)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、 S_s 若しくは S_d の年超過確率を踏まえ、その発生確率が 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認する意味で LOCA 後

の最大内圧と Sd による地震力との組合せを考慮する。

b. SA 施設の組合せ方針

- Ss, Sd 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 Ss 若しくは Sd の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。

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並びに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。

- 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 Sd 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 Ss 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、重大事故時の格納容器の最高使用温度、最高使用圧力を大きく超える 200°C、2Pd（最高使用圧力の 2 倍 (0.854MPa[gage])）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。

(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 施設に対する記載内容を踏まえ、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)

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 施設の設計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。」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、女川原子力発電所2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～Ⅳ_A : JEAG4601 で設定している許容応力状態

Ⅲ_AS～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 3.1 原子炉格納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	
	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧 機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 代替循環冷却ポンプ フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

表 3.2 原子炉压力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	
	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉 压力容器	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧 機能用アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能） ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリッ プ機能） ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 復水移送ポンプ 高圧代替注水系ポンプ 直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 原子炉建屋ブローアウトパネル 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B 125V 代替蓄電池 250V 蓄電池 ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

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 S_s 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、 S_s , S_d 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、独立事象の何れに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は、 S_s 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 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、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「PCV 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「RPV バウンダリ」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 4.1 のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、PCV バウンダリ、RPV バウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、PCV 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、PCV 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。

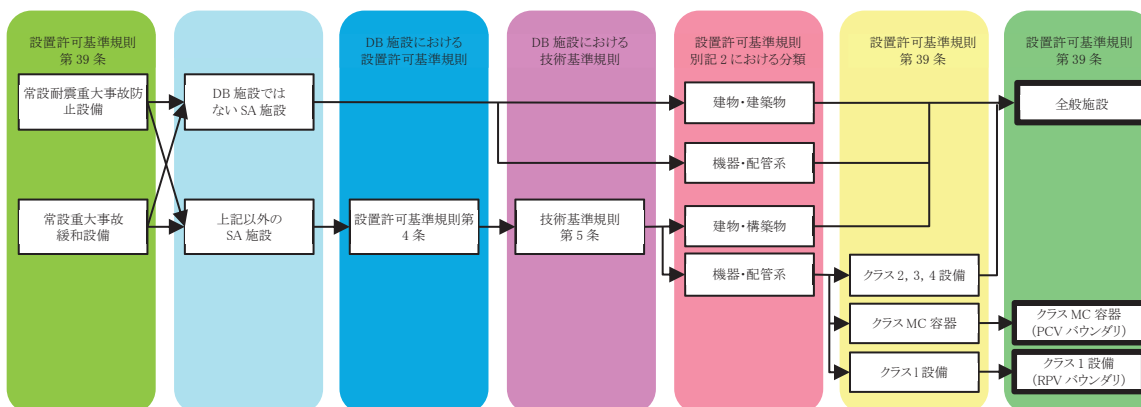


図 4.1 施設の種類別の考え方

(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、SA 施設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、組合せの目安となる継続時間を表 4.1、組合せのイメージを図 4.2 及び選定フローを図 4.3 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 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 S_s , S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-2 参照)
- ③ 荷重の組合せの判断は、①と②及び SA の継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、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として、女川 2 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} /炉年とする。(補足 2)
- ④ ①②の積と③を踏まえて弾性設計用地震動 S_d 又は基準地震動 S_s と組み合わせるべき SA の継続時間を設定する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S))、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態 V (L))、基準地震動 S_s との組合せが必要な期間 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態 V (LL))とする。
- ⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。

表 4.1 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}	
10^{-8} /炉年以上	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S_s	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	2×10^{-1} 年以上

※1 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として 10^{-4} /炉年とした。

※2 : JEAG4601-1984 に記載されている地震動 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d の年超過確率に読み換えた。

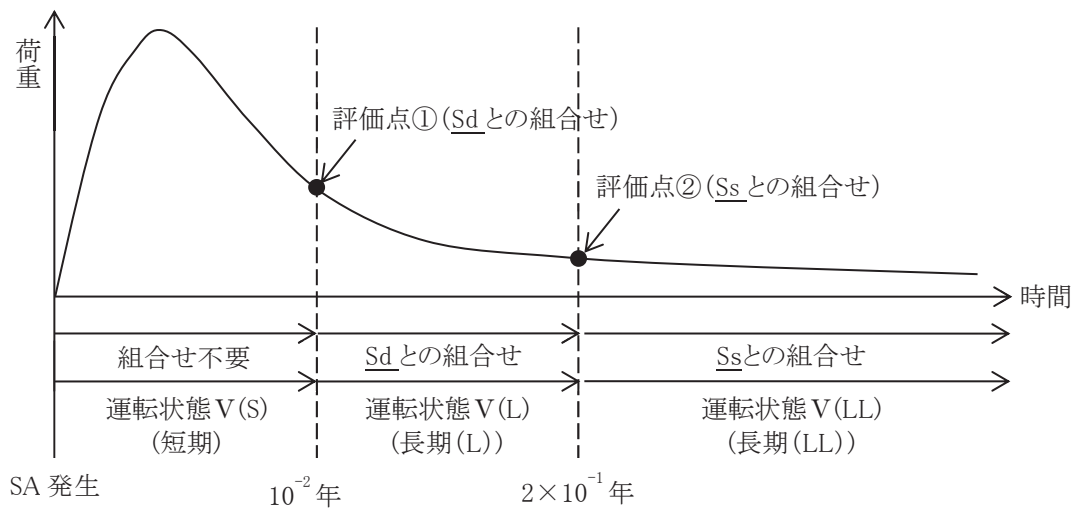


図 4.2 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

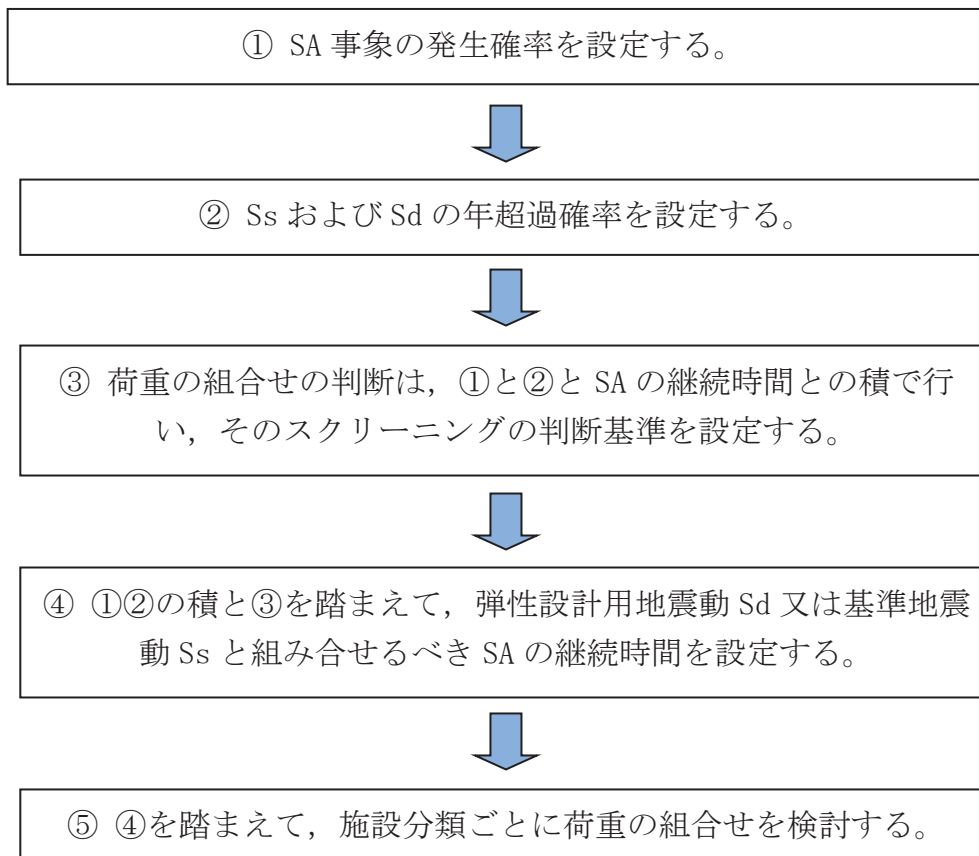


図 4.3 独立事象に対する荷重の組合せの設定手順

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、PCV バウンダリ、RPV バウンダリに分けて、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 Ss 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、Ss 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全ての事故シーケンスに対し、Ss 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。

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、Ss 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。SA 施設に期待した場合の地震 PRA において、Ss 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、 3.0×10^{-8} /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、 3.0×10^{-8} /炉年は、これを大きく下回ることから、Ss 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) 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、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。なお、全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全ての SA を考慮する。

(2) 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 S_s , S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料 2 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L) (運転状態 V (L)), 基準地震動 S_s との組合せが必要な期間 2×10^{-1} 年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL)) とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.1.1 及び組合せのイメージを図 5.2.1.1 に示す。

表 5.2.1.1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての SA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S_s	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

※1 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として 10^{-4} /炉年とした。

※2 : JEAG4601-1984 に記載されている地震動 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d の年超過確率に読み換えた。

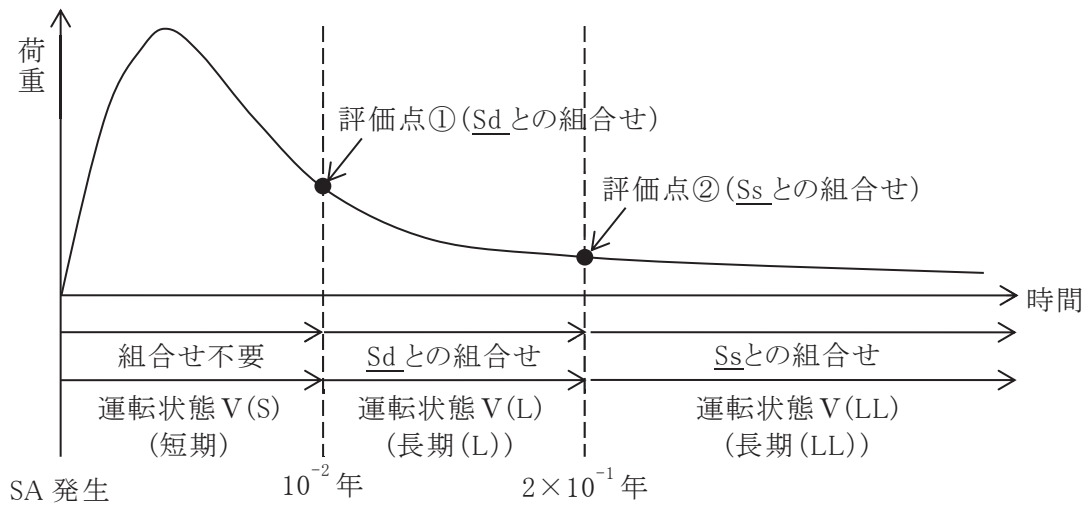


図 5.2.1.1 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)

(4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、地震動の年超過確率と掛け合わせた発生確率は表 5.2.1.2、荷重の組合せのイメージは図 5.2.1.1 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。
- ・ 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 5.2.1.2 の SA の発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となる SA の継続時間との積を考慮し、SA 発生後 10^{-2} 年以上に 2×10^{-1} 年未満の期間のうち最大となる荷重と Sd を組み合わせる。また、SA 発生後 2×10^{-1} 年以上の期間における最大値と Ss による地震力を組み合わせることとする。

ここで、全般施設については必ずしも SA による荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するように SA 発生後の最大荷重と Ss による地震力を組み合わせる。

表 5.2.1.2 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

事故 シーケンス	SA の 発生確率	地震動の 年超過確率	組合せの目安となる SA の継続時間	運転状態	合計
全ての SA	10^{-4} /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満	V (L)	2×10^{-7} /炉年未満
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	2×10^{-1} 年以上	V (LL)	10^{-8} /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，全般施設としては，SA 発生後の最大荷重と S_s 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、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) 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 S_s , S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-2 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L) (運転状態 V (L)), 基準地震動 S_s との組合せが必要な期間 2×10^{-1} 年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL)) とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.2.1 及び組合せのイメージを図 5.2.2.1 に示す。

表 5.2.2.1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}		
全ての SA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S_s	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として 10^{-4} /炉年とした。

※2: JEAG4601-1984 に記載されている地震動 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d の年超過確率に読み換えた。

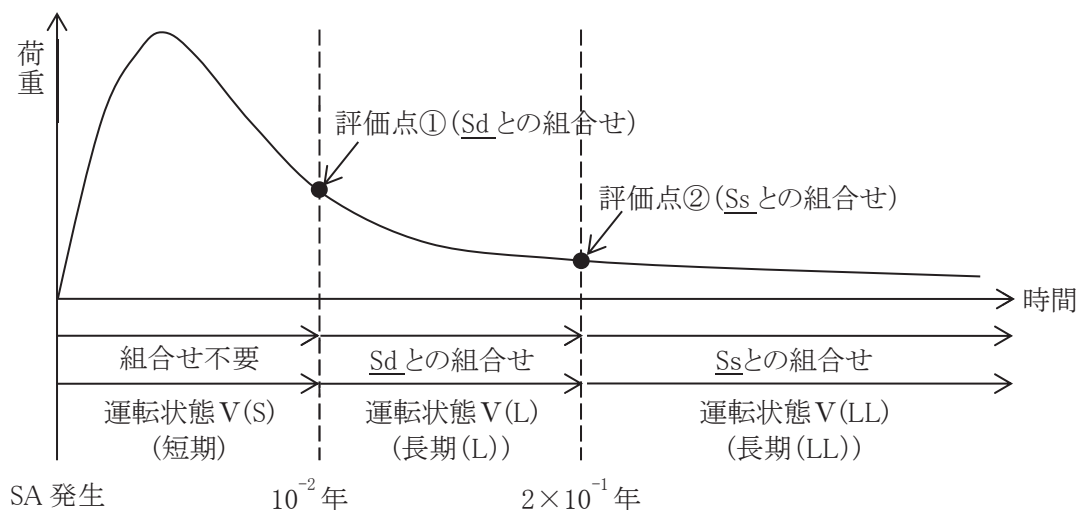


図 5. 2. 2. 1 荷重の組合せと接続時間の関係(イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

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のうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として原子炉格納容器の 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	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA 時注水機能喪失	○
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	×※1

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」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用できない場合	○
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○
水素燃焼	× ^{※2}
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	× ^{※3}
全交流動力電源喪失	× ^{※3}
原子炉冷却材の流出	× ^{※3}
反応度の誤投入	× ^{※3}

※1:有効性評価では、インターフェイスシステム LOCA により格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており、原子炉格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系 (HPCS) 以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから、原子炉格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない

※2:雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする

※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない

これらの事故シーケンスグループ等のうち、原子炉格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後 10^2 年(約 3 日後)以内及び事象発生後 10^2 年(約 3 日後)の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後 10^{-2} 年(約 3 日後)前までに原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能が確保され、 10^{-2} 年以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 10^{-2} 年以内の温度・圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「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」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」は、大破断 LOCA が発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度、 10^{-2} 年の圧力、温度を表 5.2.2.2 に示す。

なお、その他の「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については、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

表 5.2.2.2 原子炉格納容器の SA 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 できない場合)
最高圧力	約 0.536MPa[gage]	約 0.640MPa[gage]
最高温度	約 178℃ ^{*1}	約 178℃ ^{*1}
圧力(10 ⁻² 年後)	約 0.167MPa[gage]	約 0.132MPa[gage]
温度(10 ⁻² 年後)	約 114℃	約 136℃

※1:原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(気相部温度)

表 5.2.2.2 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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。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ことから、ここでは不確かさは考慮しない。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を図 5.2.2.2～図 5.2.2.5 に示す。

図 5.2.2.2～図 5.2.2.5 より、SA 発生後 10⁻²年前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10⁻²年以降は、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持される。

よって、SA 発生後 10⁻²年前を 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)として設定することは適切である。

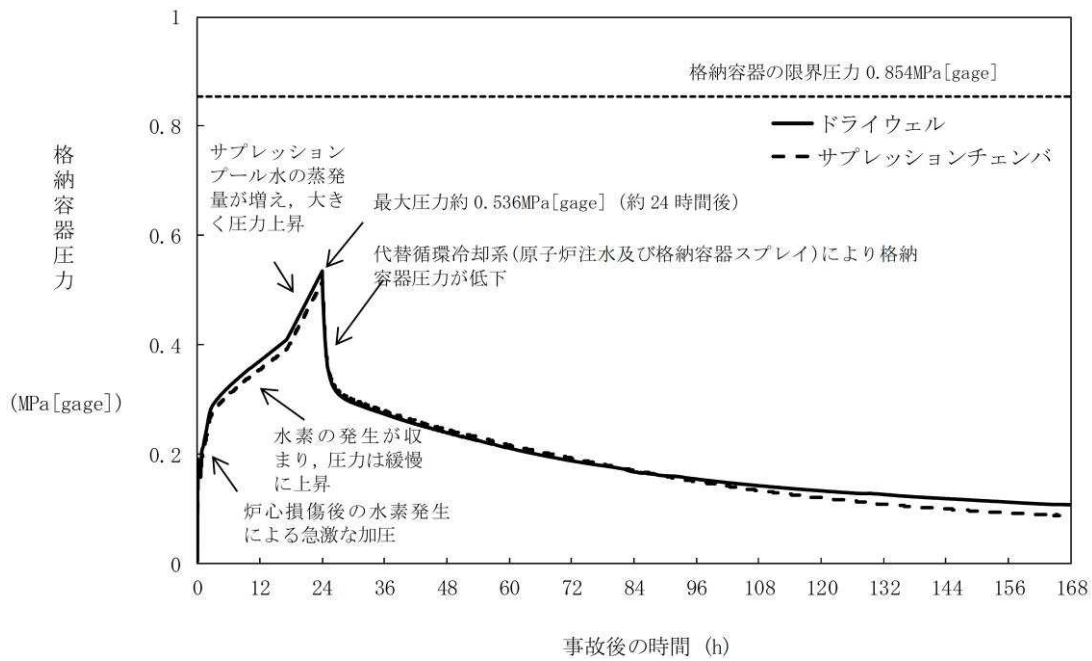


図 5.2.2.2 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移

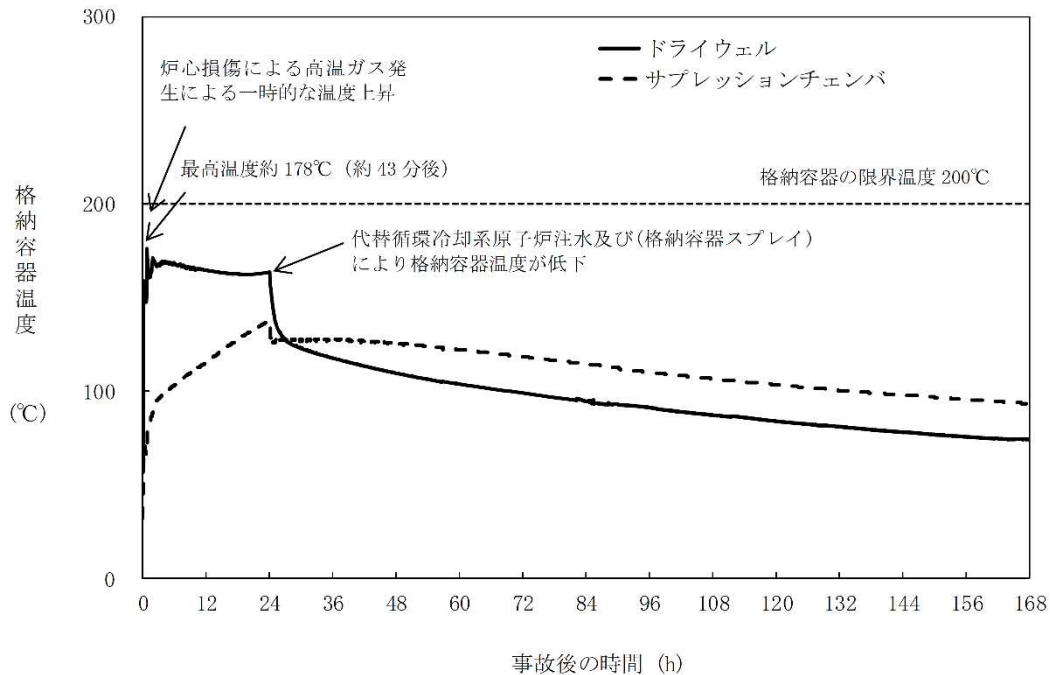


図 5.2.2.3 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度の推移

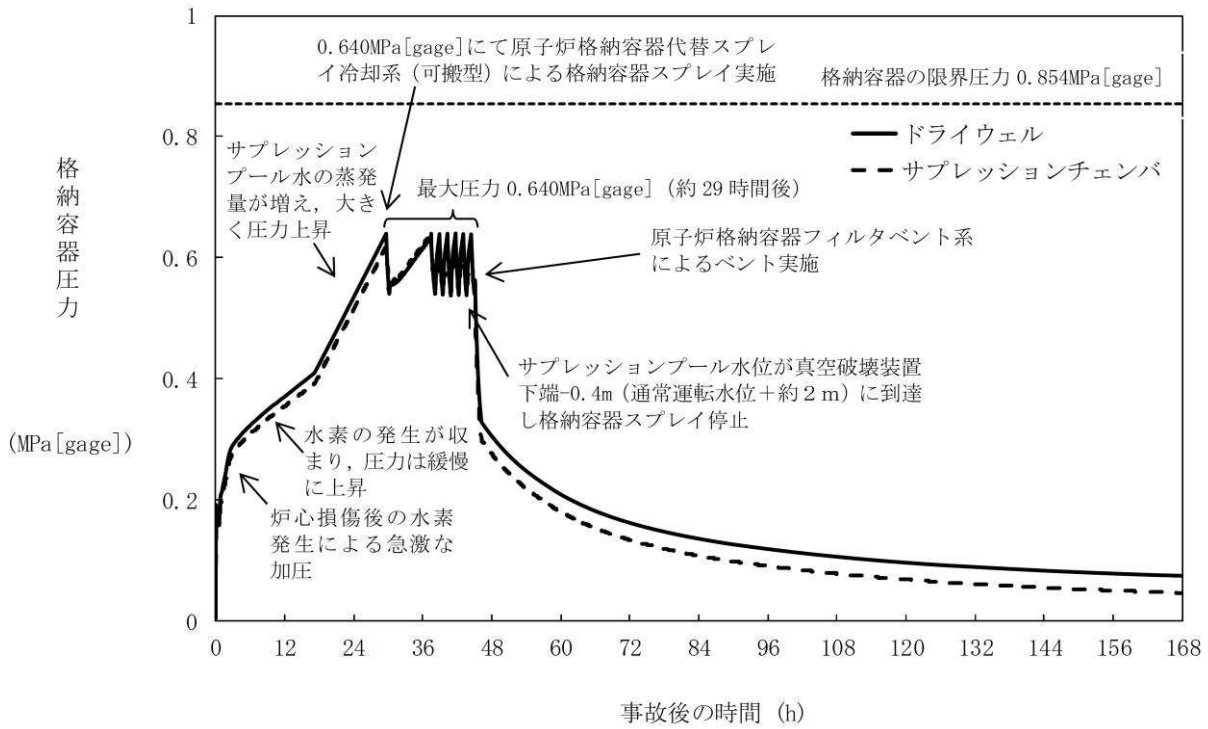


図 5.2.2.4 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合) における格納容器圧力の推移

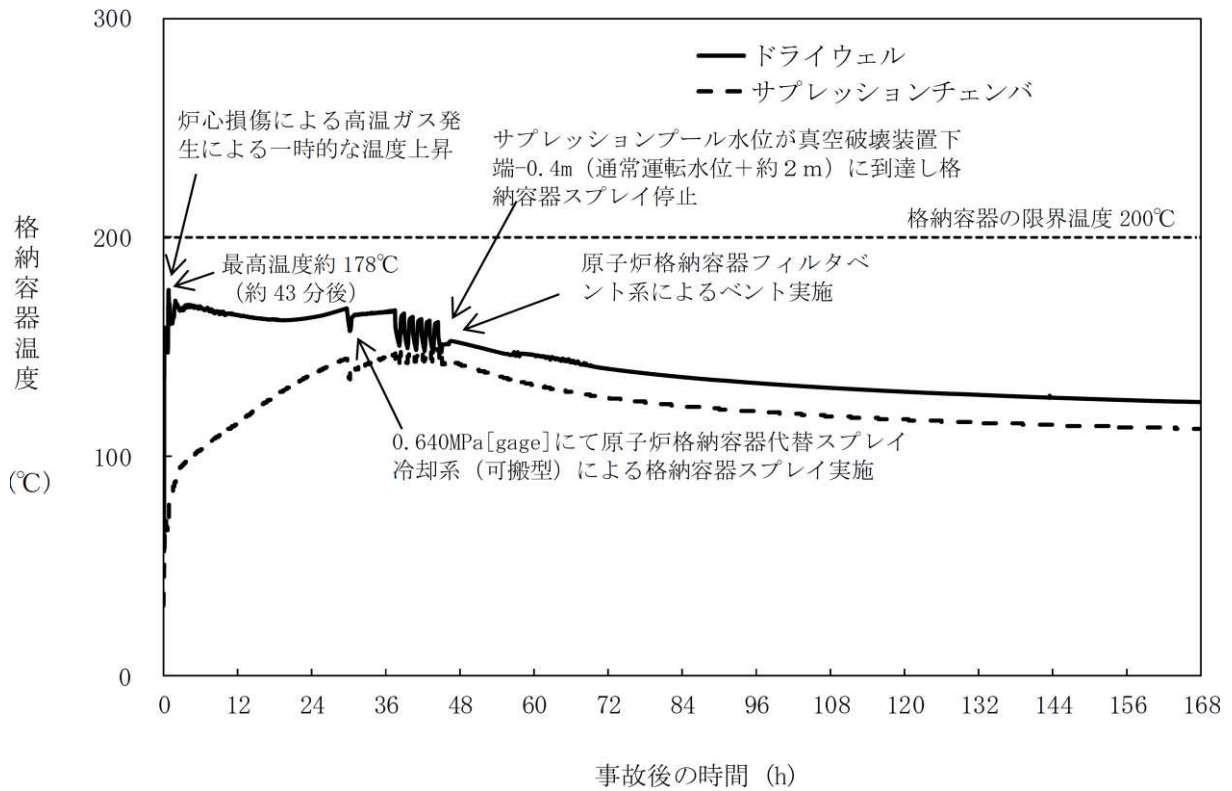


図 5.2.2.5 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合) における格納容器温度の推移

【長期(L)および長期(LL)における荷重の継続時間】

SA 発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用できない場合では大幅に挙動が異なる。SA 発生後 10^{-2} 年という断面においては、表 5.2.2.2 に示したとおり、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の方が圧力は高い。かつ、除熱機能の確保は SA 設備である代替循環冷却系の確保を優先に行うことから、本設定では、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を図 5.2.2.6～図 5.2.2.7 に示す。事象発生 24 時間後に原子炉補機代替冷却水系の準備が完了し、以降、代替循環冷却系により格納容器圧力・温度は低下傾向が継続する。

また、格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置を用いた窒素供給操作を開始以降については、格納容器圧力は上昇後に静定し、格納容器温度は低下傾向を継続する。

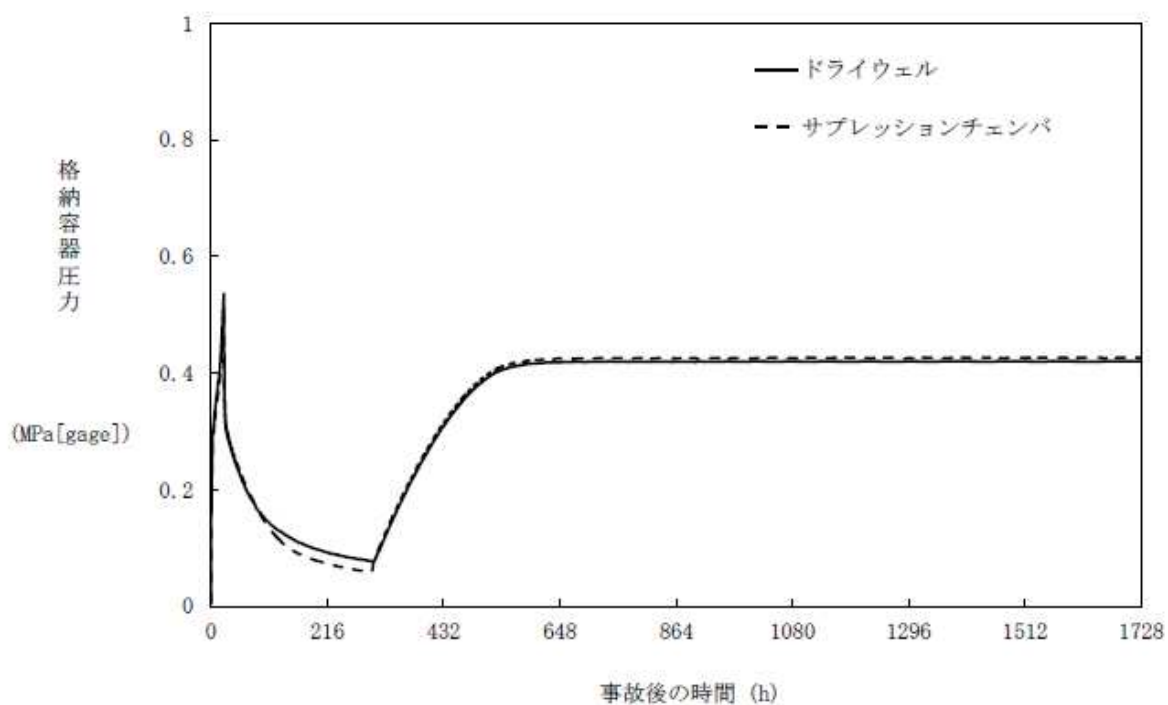


図 5.2.2.6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）
における格納容器圧力の推移（長期間解析）

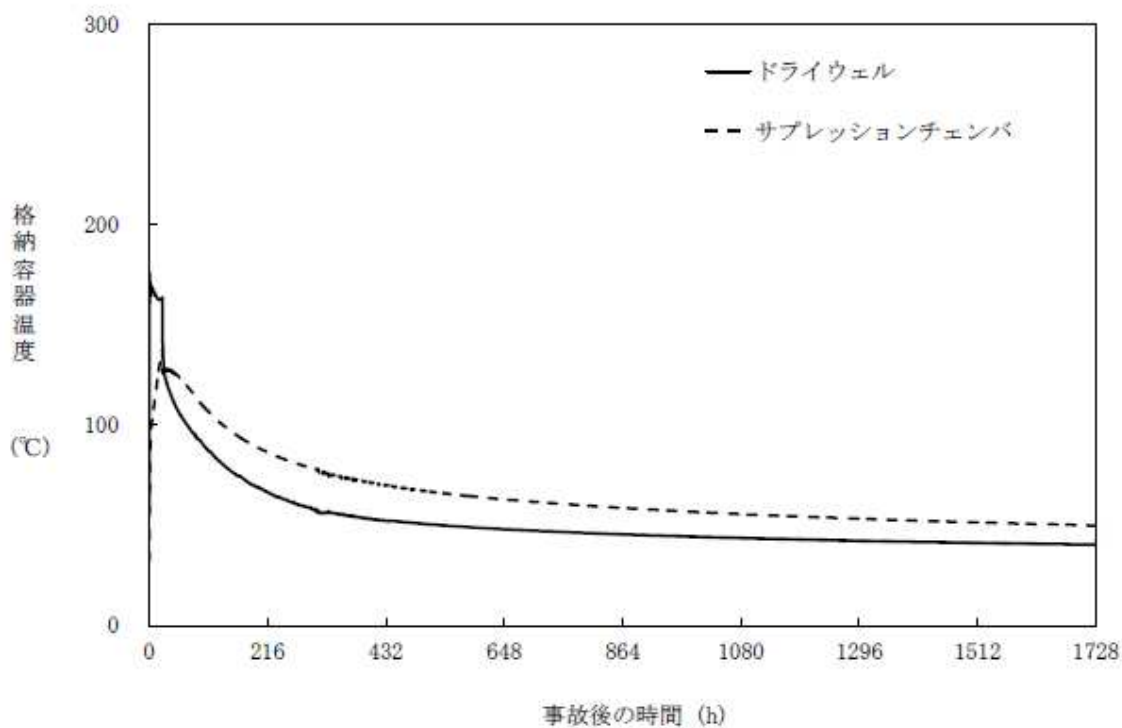


図 5.2.2.7 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）
における格納容器温度の推移（長期間解析）

ここで、 2×10^{-1} 年（約 60 日後）の格納容器圧力及び温度を表 5.2.2.3 に示す。格納容器圧力は低下傾向を示した後に一時的に上昇するが静定し、また、格納容器温度は低下傾向を維持するため、最高使用圧力及び最高使用温度以下に低下するものの、通常運転条件の格納容器圧力は上回る事となる。

表 5.2.2.3 原子炉格納容器の SA 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する 場合)
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.426MPa [gage]
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 50°C

(1)～(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震の年超過確率(添付資料-2 参照)を踏まえた事象発生確率は表 5.2.2.4 のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性に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。

【PCV バウンダリにおける 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。
- ・ 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。

以上より、表 5.2.2.2 及び表 5.2.2.3 を考慮し、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA 発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を S_d と組み合わせる。また、SA 発生後 2×10^{-1} 年以上の期間における最大となる荷重と S_s による地震力を組み合わせることとする。

表 5.2.2.4 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

事故 シーケンス	SA の 発生確率	地震動の 年超過確率	組合せの目安となる SA の継続時間	運転状態	合計
雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷(格納容 器過圧・過温 破損)	10 ⁻⁴ /炉年	Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	V (L)	2×10 ⁻⁷ /炉年未満
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	V (LL)	10 ⁻⁸ /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，PCV バウンダリとしては，SA 後長期(LL)に生じる荷重と Ss による地震力および SA 発生後の最大となる荷重と Sd 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、CDF の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。

(2) 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 S_s , S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-2 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L) (運転状態 V (L)), 基準地震動 S_s との組合せが必要な期間 2×10^{-1} 年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL)) とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.3.1, 組合せのイメージを図 5.2.3.1 に示す。

表 5.2.3.1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての SA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	弾性設計用地震動 S_d	10^{-2} /年以下 ^{※2}	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
		基準地震動 S_s	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

※1:原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として 10^{-4} /炉年とした。

※2:JEAG4601-1984 に記載されている地震動 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d の年超過確率に読み換えた。

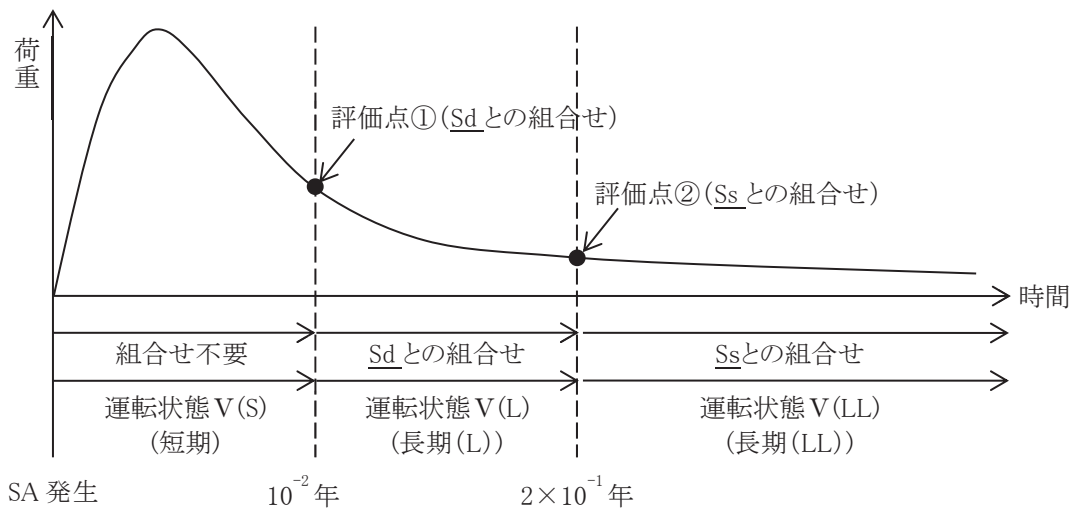


図 5.2.3.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷量の組合せの検討

a. SA の選定

原子炉压力容器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」は、過度事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉压力容器が高温・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※1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係るシーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失	×
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA 時注水機能喪失	×
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	×

事故シーケンスグループ等	DB 条件を 超えるもの※ 1
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	
代替循環冷却系を使用する場合	—※2
代替循環冷却系を使用できない場合	—※2
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—※2
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—※2
水素燃焼	—※2
溶融炉心・コンクリート相互作用	—※2
「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	—※3
全交流動力電源喪失	—※3
原子炉冷却材の流出	—※3
反応度の誤投入	—※3

※1:有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

※2:非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)及び水素燃焼は大破断 LOCA を起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持(その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御)するが、原子炉水位が BAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される

※3:運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「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に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない

これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉圧力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧及び低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、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(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」は、LOCA 又は逃がし安全弁の再閉失敗が発生してい

ることを前提にしており、DBの荷重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は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり、スラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって、SAとして考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

- ・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を表5.2.3.2に示す。

表 5.2.3.2 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)

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 9.56MPa [gage]*
最高温度	約 309°C

※ 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差を考慮した値

表 5.2.3.2 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。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ことから、ここでは不確かさは考慮しない。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を図 5. 2. 3. 2 及び図 5. 2. 3. 3 に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降、速やかに耐震設計上の設計圧力である 8. 62MPa[gage]を下回る。また、事象開始から 50 分以内にほう酸水注入系による未臨界が確立され、事象は収束する。

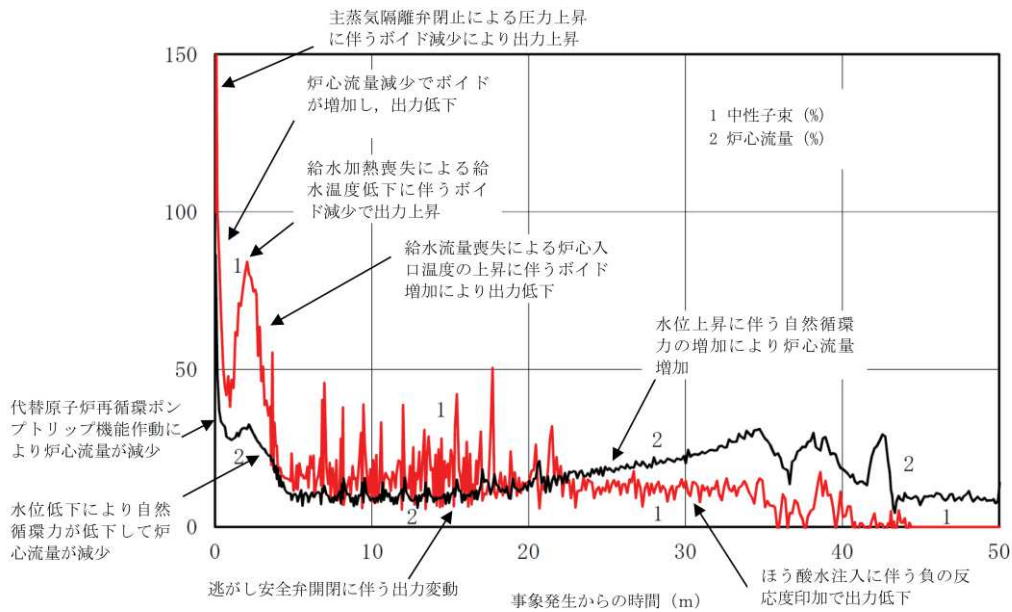


図 5. 2. 3. 2 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

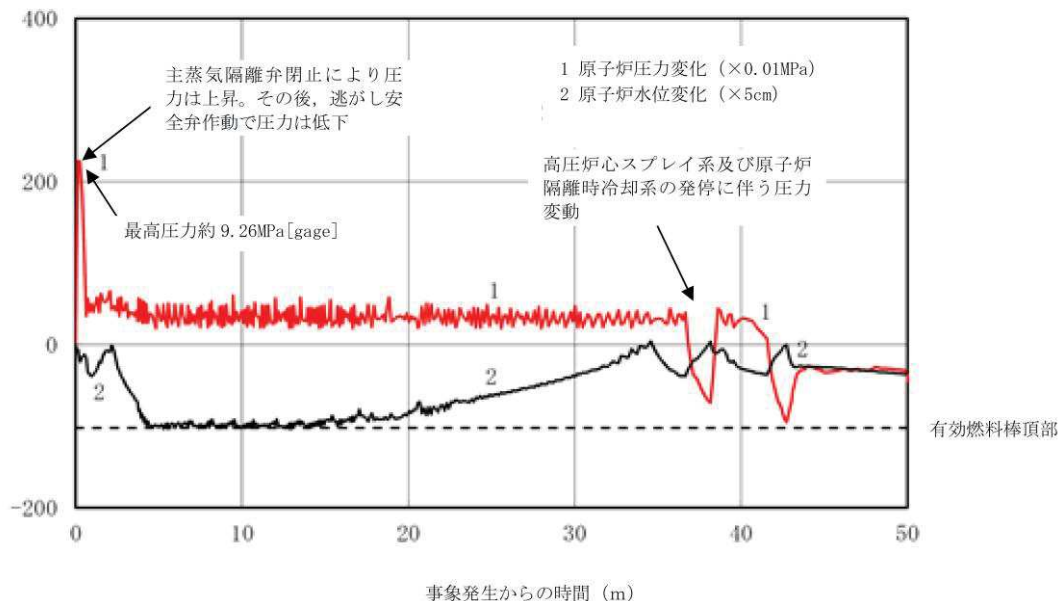


図 5. 2. 3. 3 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位 (シュラウド外) の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は表5.2.3.3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。

【RPV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。
- ・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5.2.3.3より、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確立の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としてSdによる地震力とSA後長期(L)荷重、Ssによる地震力とSA後長期(LL)荷重を組み合わせる。

表5.2.3.3 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

事故シーケンス	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計
原子炉停止機能喪失	10^{-4} /炉年	Sd: 10^{-2} /年以下	10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満	V(L)	2×10^{-7} /炉年未満
		Ss: 5×10^{-4} /年以下	2×10^{-1} 年以上	V(LL)	10^{-8} /年以上

(5) まとめ

以上のことから、RPVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とSd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。具体的な組合せ内容は、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、PCV バウンダリ、RPV バウンダリ、全般施設及び 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 (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
- 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 (LL) : SA の状態のうち V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態

【許容応力状態】

- $I_A \sim IV_A$: JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ
- $III_{AS} \sim IV_{AS}$: 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 6.1.1 に示す。

表 6.1.1 PCV バウンダリ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
		Sd	Ss	Sd	Ss	
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 (LL)	V_A			—	V_{AS}^{*2}	V_{AS} の許容限界は、女川 2 号炉では、 IV_{AS} と同じものを適用する。
V (L)						
V (S)						

※1: ECCS に係るもののみ

※2: SA 後短期的なもの、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 6.2.1 に示す。DB 条件における評価では、Sd 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、PCV バウンダリが事故を緩和・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 PCV バウンダリについては、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 Sd の組合せを実施している。SA 施設としての PCV バウンダリについては、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℃、0.854MPa [gage] の条件で、PCV バウンダリ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 6.2.1 PCV 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
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I _A *	Ⅲ _A S	—	Ⅲ _A S	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	IV _A S ^{※1}	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _A S ^{※2}	V _A S の許容限界は、女川 2 号炉では、 IV _A S と同じものを適用する。
V (L)	V _A			V _A S ^{※2}	—	
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 Sd 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。

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 6.3.1 に示す。DB 条件における評価では、Sd 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 6.3.1 RPV 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
		Sd	Ss	Sd	Ss	
I	I _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等 : I [*] _A	IV _A S ^{※1}	—	IV _A S ^{※1}	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _A S	V _A S の許容限界は、女川 2 号炉では、IV _A S と同じものを適用する。
V (L)	V _A			V _A S	—	
V (S)	V _A			—	—	—

※1 : ECCS 等に係るものは III_AS

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付けたうえで、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、シーケンスを踏まえ、SA 荷重と Ss 又は Sd の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 の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全ての SA ^{※1}	10 ⁻⁴ /炉年	Sd:10 ⁻² /年以下	SA 発生後全期間	10 ⁻⁸ /年以上	○	SA 荷重 +Ss
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	SA 発生後全期間	10 ⁻⁸ /年以上	○	

※1：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件と Ss を組合せる。

【PCV バウンダリ】

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 荷重 V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満	-	SA 発生後の最大荷重 +Sd SA 荷重 V (LL) +Ss
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満	-	
SA 荷重 V (L)		Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上, 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	○	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満	-	
SA 荷重 V (LL)		Sd:10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻⁷ /炉年以上	- ^{※1}	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上	○	

※1：Ss による評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 荷重 V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満	—	SA 荷重 V (L) +Sd SA 荷重 V (LL) +Ss
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満	—	
SA 荷重 V (L)		Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上, 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	○	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満	—	
SA 荷重 V (LL)		Sd:10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻⁷ /炉年以上	—※1	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上	○	

※1 : Ss による評価に包含されるため “-” としている。

(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 施設に対する記載内容を踏まえ、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

【許容限界】

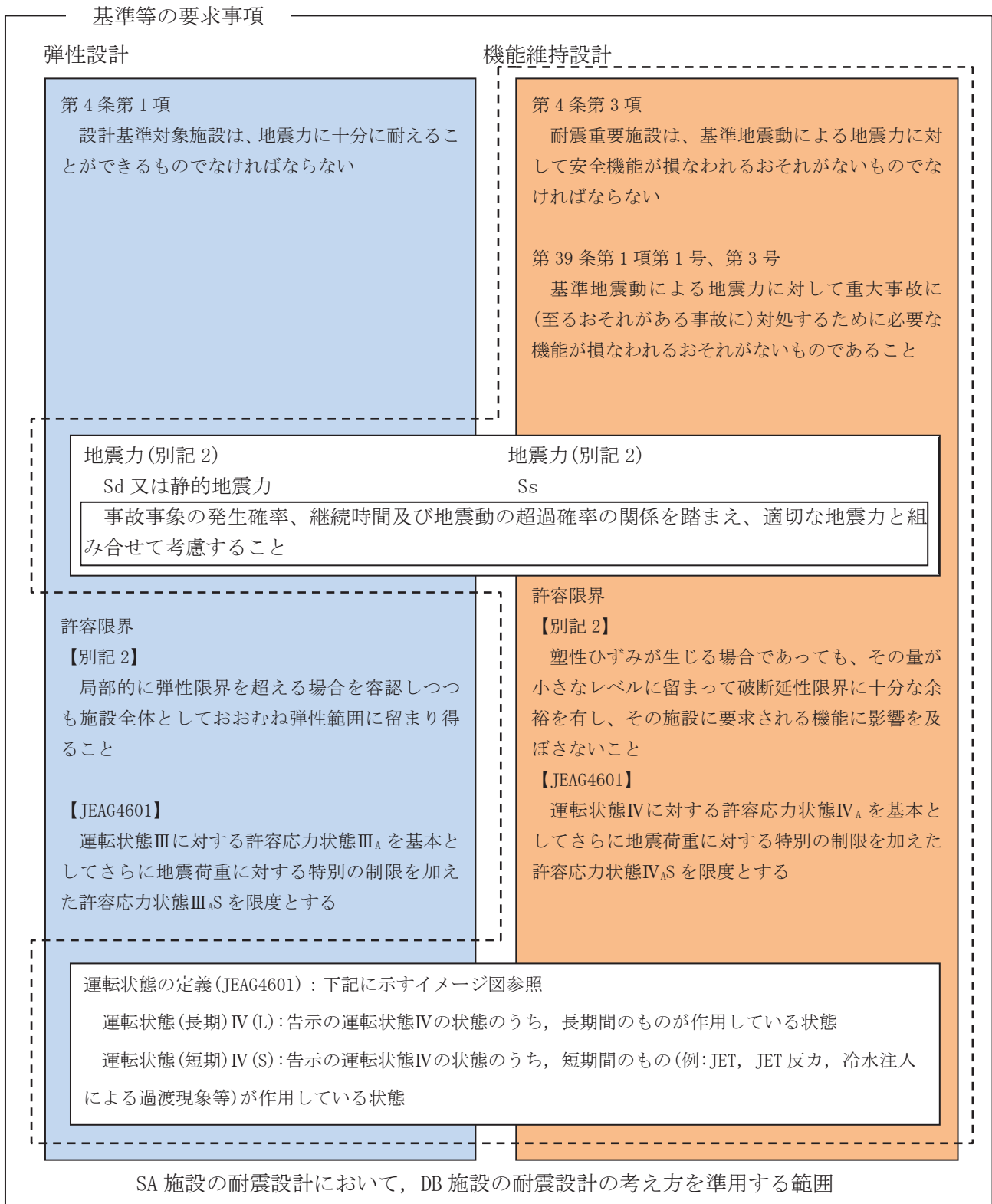
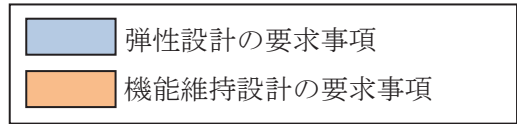
弾性設計 : 局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

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補足 1.1 図に示す。

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、補足 1.1 表に整理した。運転状態 I ~ III と弾性設計用地震動 S_d の組合せに対しては、許容応力状態 III_AS の許容限界が、運転状態 I ~ III と基準地震動 S_s の組合せ及び運転状態 IV と弾性設計用地震動 S_d 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 等およ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 S_d 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補足 1.2 表のとおり定めた。



補足 1.1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足 1.1 表 許容応力区分 (ECCS 等以外)

地震動 運転状態	—*	Sd	Ss
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)

補足 1.2 表 許容応力区分 (ECCS 等)

地震動 運転状態	—*	Sd	Ss
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 Sd(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

【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補足 1.1 図の破線で示す。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】

事故発生時を基点として, 10^{-2} 年までの期間を短期(運転状態 V (S)), $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L) (運転状態 V (L)), 2×10^{-1} 年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL))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 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して, 弾性設計用地震動 S_d による地震力, 運転状態 V (LL)と組み合わせる地震力として, 基準地震動 S_s による地震力を選定した。(補足 1.3 表 参照)

補足 1.3 表 原子炉格納容器の SA と地震の組合せの検討結果

運転状態	① SA 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	0 年～ 10 ⁻² 年	Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	5×10 ⁻¹⁰ /炉年以下
			Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻⁸ /炉年未満
10 ⁻² ～ 2×10 ⁻¹ 年		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁸ /炉年未満	
		Sd:10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	
2×10 ⁻¹ 年 以降		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下	10 ⁻⁸ /炉年以上	
		Sd:10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻⁷ /炉年以上	

【許容限界】

設計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 Sd による地震力との組合せに対して、女川原子力発電所 2 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、補足 1.4 表に整理される。

加えて、女川原子力発電所 2 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補足 1.5 表のとおり設定した。

補足 1.4 表 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

地震動	—	Sd	Ss
Ⅰ	I _A	—	IV _A S
Ⅱ	Ⅱ _A	—	IV _A S
Ⅲ	Ⅲ _A	—	IV _A S
Ⅳ(L)	I [*] _A	IV _A S	—
Ⅳ(S)	IV _A	—	—
V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—
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。

補足 1.5 表 DB 施設の許容応力状態に配慮した場合の
原子炉格納容器の許容応力区分

地震動	—	Sd	Ss
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(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—
V(S)	V _A	—	—

【女川原子力発電所 2 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

補足 1.6 表に今回の 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。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。

補足 1.6 表 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する原子炉格納容器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	
			Sd	Ss	Sd	Ss
I	I _A	通常運転圧力	III _A S	IV _A S	—	IV _A S
II	II _A		III _A S	IV _A S	—	IV _A S
III	III _A		III _A S	IV _A S	—	IV _A S
IV (L)	I [*] _A	LOCA 後 10 ⁻¹ 年後	III _A S	—	III _A S	—
IV (S)	IV _A	約 0.33 ^{※1}	IV _A S ^{※4}	—	—	—
V (LL)	V _A	約 0.426 ^{※2}			—	V _A S ^{※5}
V (L)	V _A	約 0.854 ^{※3}			V _A S ^{※5}	—
V (S)	V _A	0.854			—	—

※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：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」における事故発生から 2×10⁻¹年後の圧力

※3：格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる圧力(有効性評価結果の最高圧力)

※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 Sd(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、女川原子力発電所 2 号炉では、IV_AS と同じものを適用する。

(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、炉心損傷頻度 (CDF) であれば 10^{-4} /炉年、格納容器機能喪失頻度 (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。(補足 2.1 表 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。

補足 2.1 表 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</p> <p>重大な炉心損傷<約10⁻⁴/炉年</p> <p>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</p> <p>重大な炉心損傷<約10⁻⁵/炉年</p> <p>大規模放出頻度<約10⁻⁶/炉年</p> <p>(75-INS AG-3 Rev.1 INS AG-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(平成25年4月10日)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。</p> <p>具体的な記載はなし。</p> <p>(10CFR付則A「一般設計指針(GDC)」)</p>	<p>(設置許可基準規則の解釈別記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,適切な地震力と組合せる。</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。</p> <p>(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 ^{※1}	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)	2桁 → 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)	2桁 → 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(H21. 6. 30 原子力安全・保安院)

※1 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

※2 【参考1】を参照

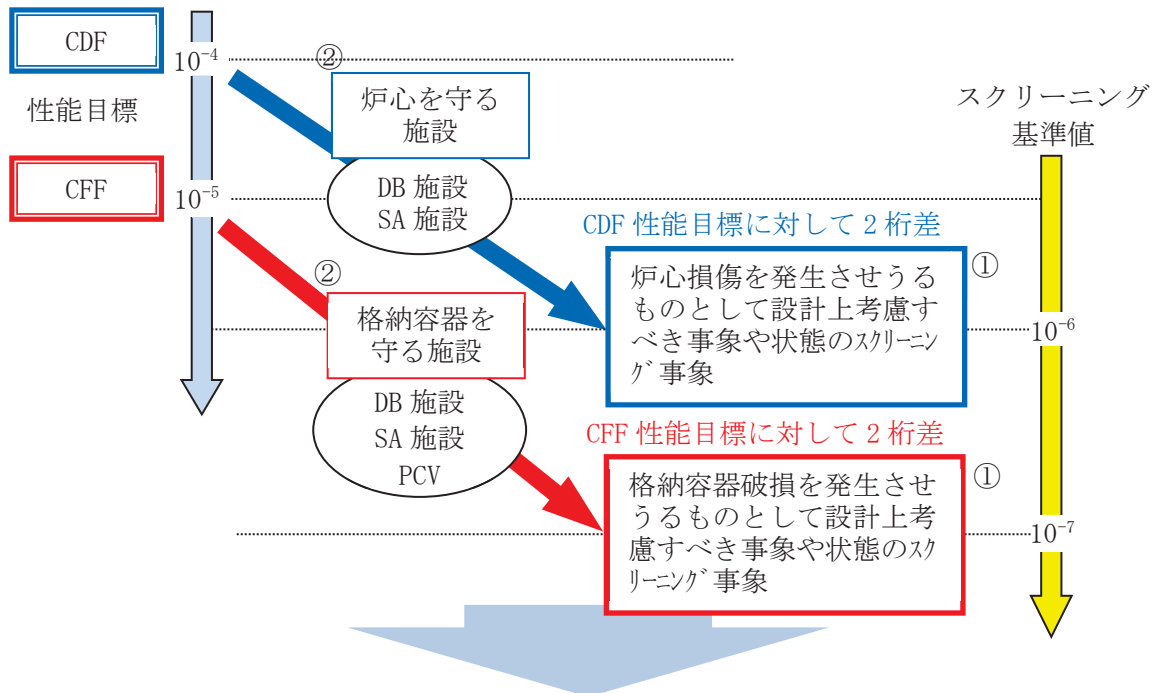


CDF 目標値 10⁻⁴/炉年に対しては2桁を見越した 10⁻⁶/炉年が、CFF 目標値 10⁻⁵/炉年に対しても2桁を見越した 10⁻⁷/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。

(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閾値

3. スクリーニング基準設定の体系的整理

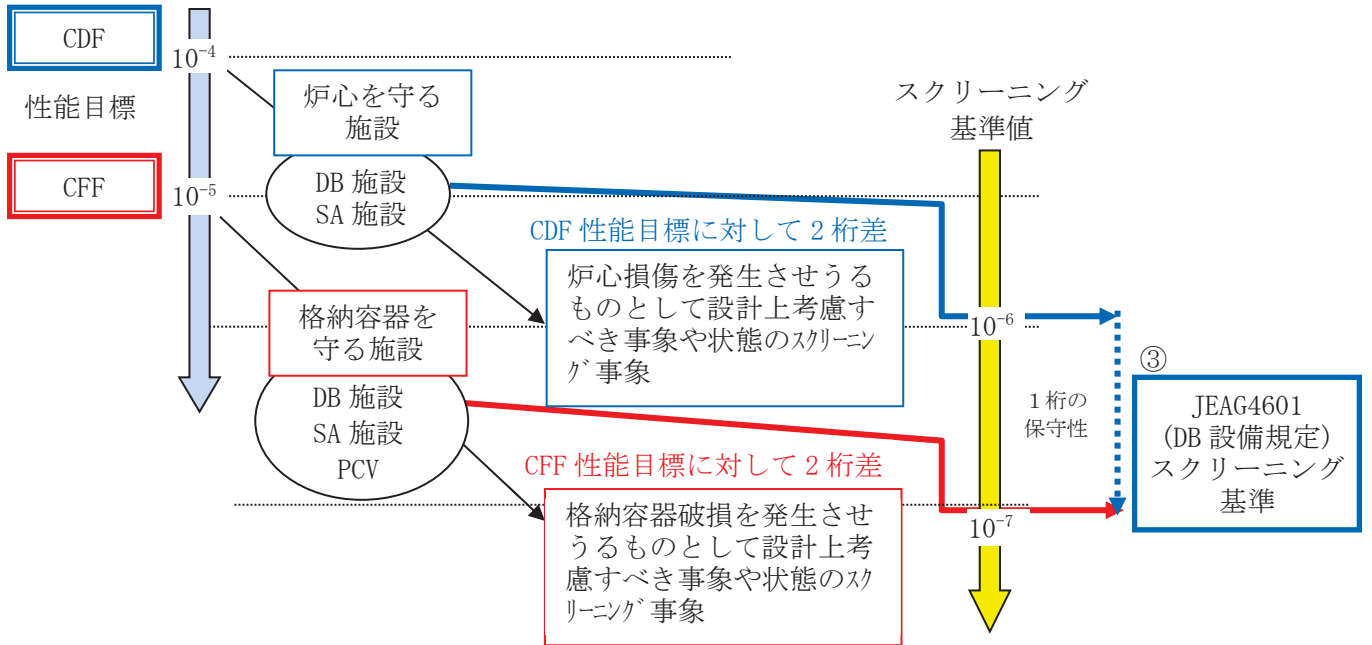
性能目標とスクリーニング基準の単位は、
(/炉年)である。



- 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、格納容器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『格納容器を守る』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

性能目標とスクリーニング基準の単位は、
(/炉年)である。



③ DB施設に対する基準である JEAG4601 で、炉心を守る設備と格納容器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} /炉年は格納容器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。

今回の女川原子力発電所2号炉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施設的设计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基準では、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 スタンドアードにおいて、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超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 (H21. 6. 30 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 標準的な手法に基づき、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}/炉年を越えないこと。

(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否かについては、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

判断にあたり、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の記載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の別記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。

- ・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

(2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈の別記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。

- ・上記(1)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 S_s 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、 S_s 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。(補足3.1表)

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全ての事故シーケンスに対し、 S_s 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。(補足3.2表)

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、 S_s 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。

補足 3.1 表 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。(第 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、耐震重要度分類の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。(第 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。(第 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。(第 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。(第 8 条)

※ 括弧内は、設置許可基準規則の条文を表す。

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (1 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態 II
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (A))	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
		原子炉隔離時冷却系弁	○				
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						
低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×				
	低圧炉心スプレイ系配管	○					
	低圧炉心スプレイ系弁	○					
	LPCS ポンプ室空調機	○					
	LPCS ポンプ室空調機ダクト	○					
	残留熱除去系ポンプ (電動機)	○					
	残留熱除去系配管	○					
	残留熱除去系弁	○					
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (2 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + SRV 再閉失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態 II
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (A))	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×		
			低圧炉心スプレイ系配管	○			
			低圧炉心スプレイ系弁	○			
LPCS ポンプ室空調機	○						
LPCS ポンプ室空調機ダクト	○						
残留熱除去系ポンプ (電動機)	○						
残留熱除去系配管	○						
残留熱除去系弁	○						
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						
SRV 再閉失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (3 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 +高圧注水失敗 +手動減圧失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
		原子炉隔離時冷却系弁	○				
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						
手動減圧失敗	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	○	×				
	主蒸気逃がし安全弁	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (4 / 12)

類型化 グループ	事故シ ケンス	事象	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
3	全交流動力 電源喪失 (外部電源 喪失+DG 失敗)+ HPCS 失敗	外部電源 喪失	外部電源設備	×	△	運転 状態 II
		DG 失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
		原子炉補機冷却海水系配管	○			
残留熱除去系熱交換器	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (5 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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
3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 失敗)+ HPCS 失敗	HPCS 失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系弁	○		
			HPCS ポンプ室空調機	○		
			HPCS ポンプ室空調機ダクト	○		
			HPCS ディーゼル機関	○		
			HPCS ディーゼル発電機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送系配管	○		
			DG (HPCS) 室非常用送風機	○		
			原子炉補機 (HPCS) 室送風機	○		
			原子炉補機 (HPCS) 室排風機	○		
			DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○		
			原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)	○		
			原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト	○		
			H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)	○		
			H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)	○		
			H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H(P/C))	○		
			H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)	○		
			H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)	○		
			H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (6 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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
3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態 II
		DG 失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
		原子炉補機冷却海水系配管	○			
残留熱除去系熱交換器	○					
SRV 再閉失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×			

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (7/12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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
3	全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再開失敗+HPCS失敗	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系弁	○		
			HPCSポンプ室空調機	○		
			HPCSポンプ室空調機ダクト	○		
			HPCSディーゼル機関	○		
			HPCSディーゼル発電機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送系配管	○		
			DG(HPCS)室非常用送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
			DG(HPCS)室グラビティダンパ (DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ (原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
			H系直流主母線盤 (125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
			H系モータコントロールセンタ (460V原子炉建屋MCC2H)	○		
			H系母線変圧器 (HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(A))	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (8 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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
3	全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ DG 失敗) + 高压注水失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態 II
		DG 失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
		原子炉補機冷却海水系配管	○			
残留熱除去系熱交換器	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (9 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○			
			高圧炉心スプレイ系弁	○			
			HPCS ポンプ室空調機	○			
			HPCS ポンプ室空調機ダクト	○			
			HPCS ディーゼル機関	○			
			HPCS ディーゼル発電機	○			
			燃料移送ポンプ	○			
			燃料移送系配管	○			
			DG(HPCS)室非常用送風機	○			
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○			
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○			
			DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○			
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○			
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○			
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○			
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○			
			H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○			
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○			
			H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○			
			H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ	○			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○			
			原子炉隔離時冷却系弁	○			
			原子炉隔離時冷却系配管	○			
復水給水系配管	○						

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (10/12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			DG失敗	ディーゼル機関	○	×	
				ディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				軽油タンク	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG室非常用送風機(DG(A)室非常用送風機)	○		
				原子炉補機室送風機(原子炉補機A室送風機)	○		
				原子炉補機室排風機(原子炉補機A室排風機)	○		
				DG室グラビティダンパ(DG(A)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機室グラビティダンパ(原子炉補機(A)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機室換気空調系ダクト	○		
				非常用メタクラ(6.9kVメタクラ6-2C)	○		
				非常用母線変圧器(パワーセンタ動力用変圧器2C)	○		
				非常用パワーセンタ(460Vパワーセンタ2C)	○		
				非常用モータコントロールセンタ(460V制御建屋MCC2C-1)	○		
				原子炉補機冷却水系熱交換器	○		
				原子炉補機冷却水サージタンク	○		
				原子炉補機冷却水ポンプ	○		
				原子炉補機冷却水系弁	○		
		原子炉補機冷却水系配管		○			
		RCWポンプ室空調機(RCWポンプA室空調機A)	○				
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○				
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	○				
		原子炉補機冷却海水系弁	○				
		原子炉補機冷却海水系配管	○				
		残留熱除去系熱交換器	○				
直流電源喪失	125V蓄電池(125V蓄電池2A)	○	×				
	125V充電器(125V充電器2A)	○					
	直流主母線盤(125V直流受電パワーセンタ2A)	○					
	ケーブルトレイ	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (11/12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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
3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系弁	○		
			HPCSポンプ室空調機	○		
			HPCSポンプ室空調機ダクト	○		
			HPCSディーゼル機関	○		
			HPCSディーゼル発電機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送系配管	○		
			DG(HPCS)室非常用送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
			DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
			H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
			H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○		
			H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(A))	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○					

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (12/12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	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	
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
		RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)		○			
		過渡事象 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
				RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)	○		
SRV再閉失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			原子炉停止失敗	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	○	×	
		炉内構造物(シュラウドヘッド)		○			
		炉心支持構造物(シュラウドサポート)		○			
		炉心支持構造物(炉心支持板)		○			
		制御棒関連機器(制御棒挿入性)		○			
		水圧制御ユニット	○				
制御棒駆動水圧系配管	○						
6	LOCA時注水機能喪失	—	—	—	—	—	
7	格納容器バイパス(ISLOCA)	—	—	—	—	—	

※1 「過渡事象」を包絡する起回事象として「外部電源喪失」を設定

【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

2. のとおり，SA 施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて，確定論の観点から運転状態Ⅴは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

このことについて参考のため，確率論的な観点から考察すると，Ss 相当(1000gal)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，一部の SA 施設を考慮した場合の PRA 評価を実施した結果，約 3.0×10^{-8} /炉年となった。

補足 3.3 表 DB 条件を超える事故シーケンスに対する CDF

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)	合計 (/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	外部電源喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	2.1E-15	3.0E-08
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +高圧注水成功	3.0E-09	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +高圧注水失敗	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +直流電源喪失+高圧注水成功	5.9E-10	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +直流電源喪失+高圧注水失敗	1.1E-09	
崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失+除熱失敗	6.8E-09	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +高圧注水成功+除熱失敗	1.0E-08	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +直流電源喪失+高圧注水成功+除熱失敗	5.8E-09	
原子炉停止機能喪失	外部電源喪失+原子炉停止失敗	7.1E-10	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +原子炉停止失敗	6.2E-10	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G 失敗) +直流電源喪失+原子炉停止失敗	1.2E-10	

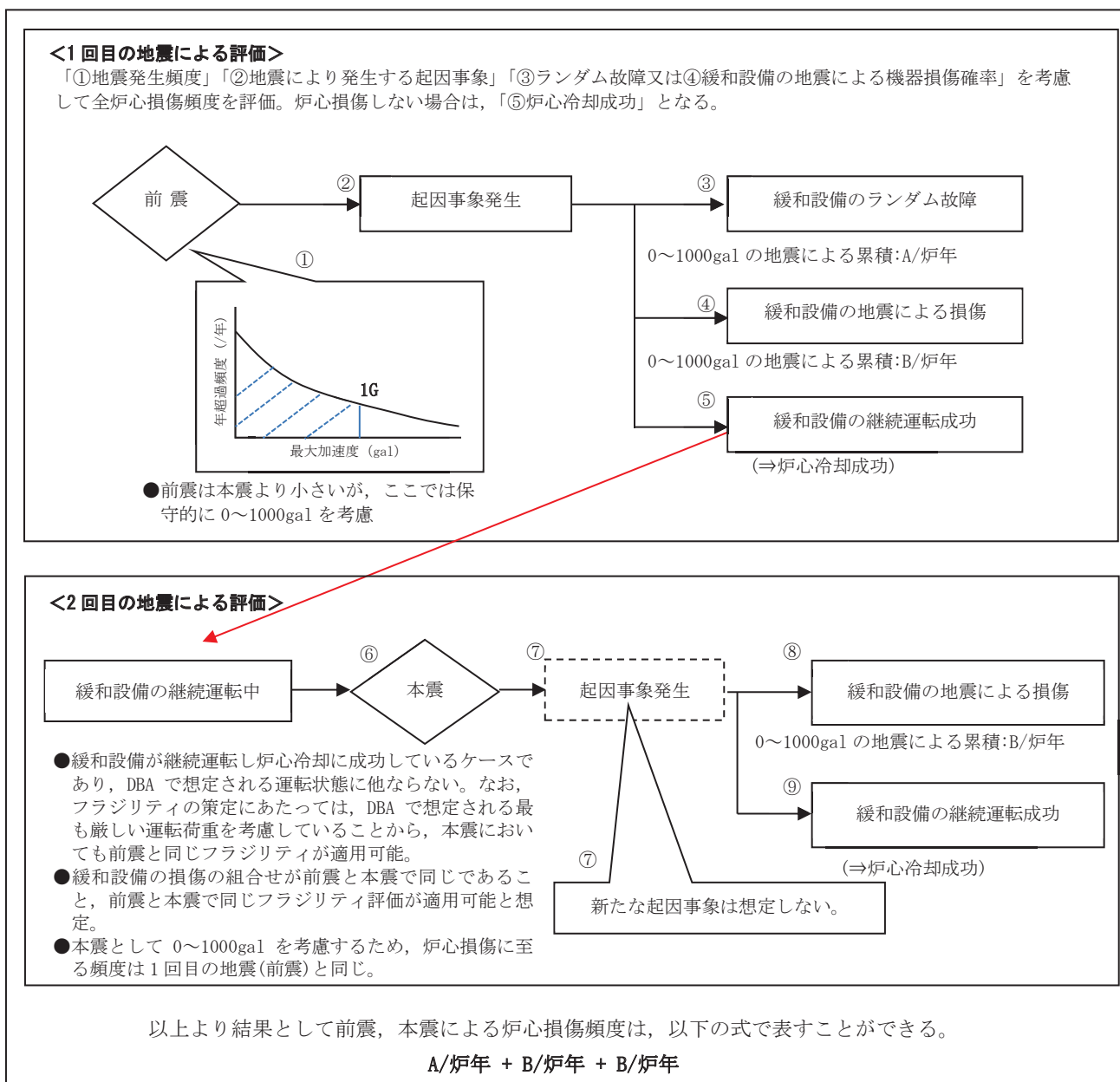
性能目標の CDF (10^{-4} /炉年) に対して 1%を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ， 3.0×10^{-8} /炉年はこれを大きく下回り，Ss 相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態Ⅴの発生確率は極めて低いと考えられる。従って，SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において，運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(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

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参考 1.1.1 図に示す。



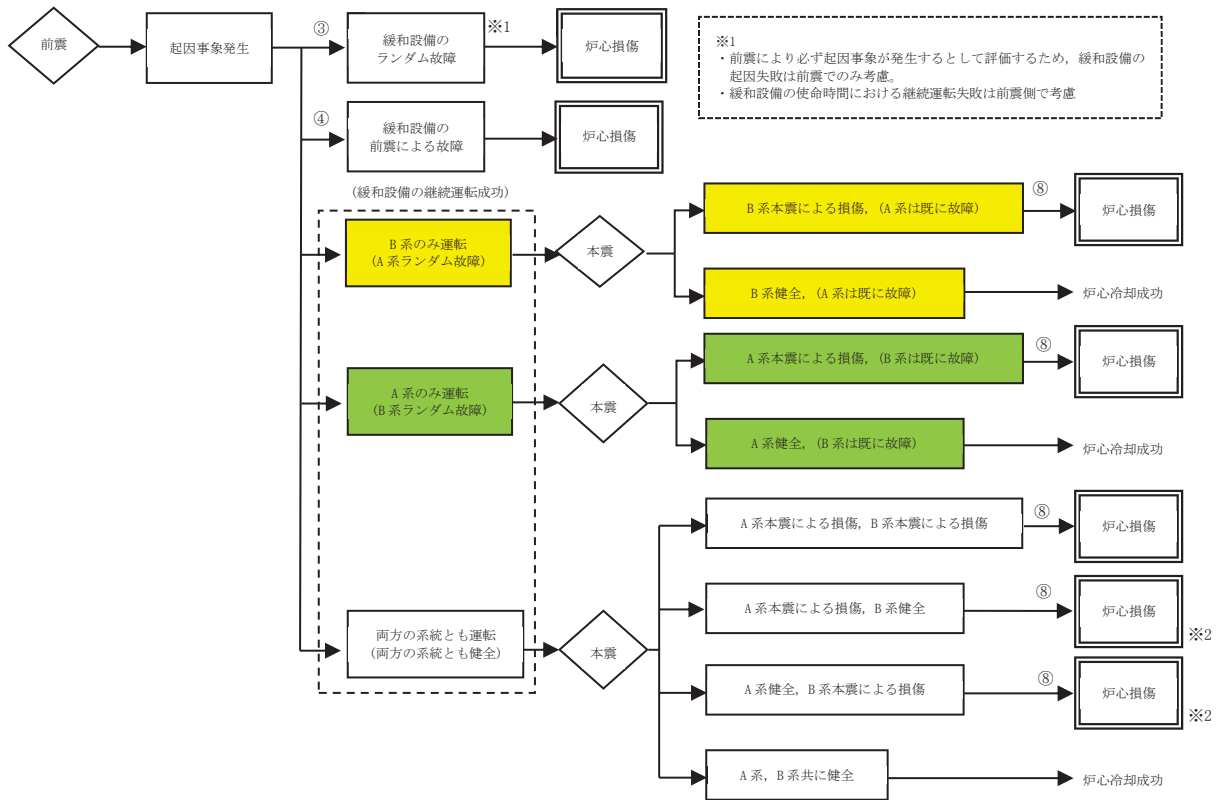
参考 1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

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全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		処理
	ランダム故障(前震)	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)	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	⇒③で整理
	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)	⇒④で整理
	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)	ランダム故障(前震)	⇒④で整理
	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)	ランダム故障(前震)	⇒④で整理
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	○(健全)	⇒④で整理
	○(健全)	○(健全)	前震による機器損傷	前震による機器損傷	⇒④で整理
	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)	○(健全)	緩和設備の 継続運転に成功
	○(健全)	○(健全)	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	
	○(健全)	○(健全)	○(健全)	○(健全)	

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		処理
	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)	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)	○(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	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)	
	○(健全)	○(健全)	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 ※2
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	○(健全)	○(健全)	
	○(健全)	○(健全)	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒炉心冷却成功
	○(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。

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で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通りの全ての組合せを考慮。
- 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通り全ての組合せを想定。
- 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から1000galの全ての地震による影響を考慮して組合せる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響」においても前震及び本震の地震加速度を0から1000galの全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、

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

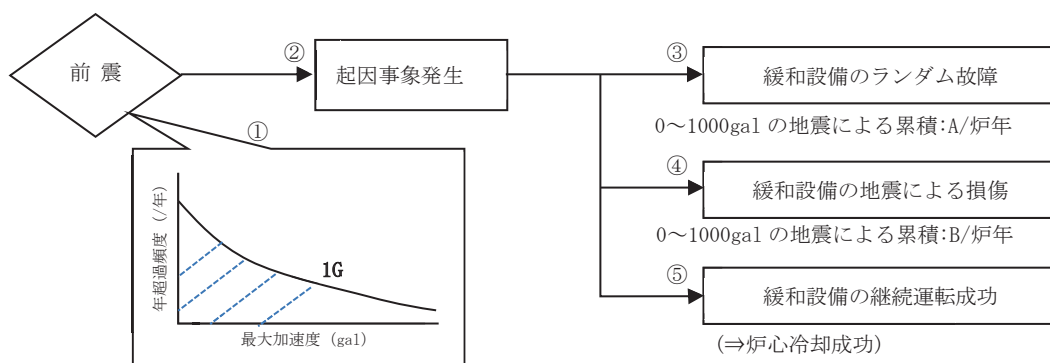
で算出される

2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 Ss 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 においては、本震による影響のみを評価しているが、算出した Ss 相当(1000gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0galからSs相当である1000galまでの地震による影響を累積した評価であり、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。

Ss 相当までの地震による全炉心損傷頻度の累積は約 5.3×10^{-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 1.2×10^{-7} /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 4.2×10^{-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。

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

$$= \text{約 } 1.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

$$= \text{約 } 9.5 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 9.5×10^{-7} 炉年と非常に低い値となる。

(補足 4) DBA による履歴を考慮しなくてよい理由

6.1～6.4 項において、運転状態 I～IV と S_s の組合せにおいて適用するとした許容応力状態 IV_{AS} の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601 に記載される IV_{AS} は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、 IV_{AS} における許容応力は、設計引張強さ S_u 又は設計降伏点 S_y に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス 1 容器及びクラス MC 容器の許容応力を補足 4.1 表及び補足 4.2 表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足 4.1 図にそれぞれ示す。

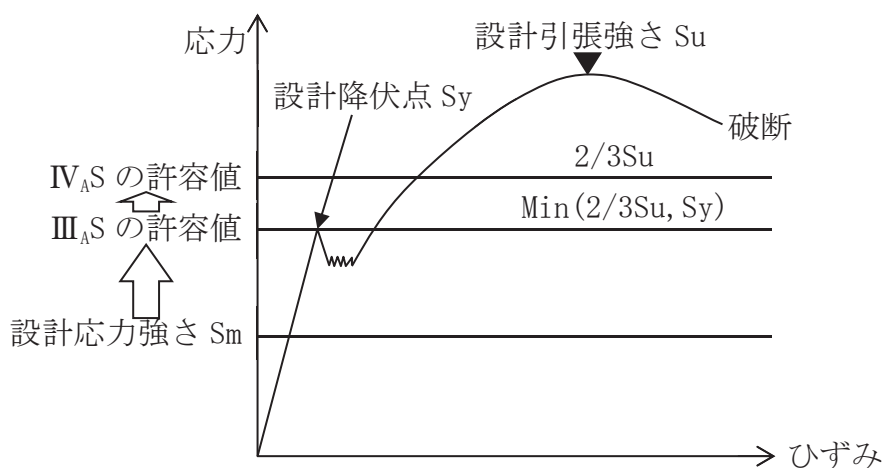
補足 4.1 表、4.2 表及び補足 4.1 図より、 IV_{AS} は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、 S_s に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

補足 4.1 表 クラス 1 容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力+1 次曲げ応力	備考
III_{AS}	$\text{Min}(2/3S_u, S_y)$	左欄の 1.5 倍の値	
IV_{AS}	$2/3S_u$	左欄の 1.5 倍の値	

補足 4.2 表 クラス MC 容器の許容応力

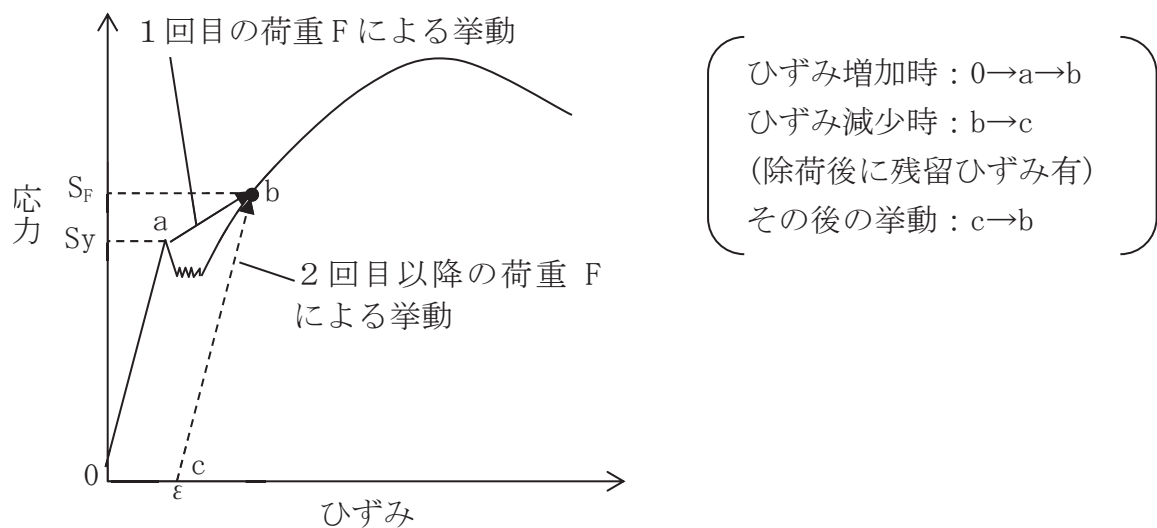
許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力+1 次曲げ応力	備考
III_{AS}	$\text{Min}(0.6S_u, S_y)$	左欄の 1.5 倍の値	
IV_{AS}	$0.6S_u^{*1}$	左欄の 1.5 倍の値	※1 不連続な部分は $\text{Min}(0.6S_u, S_y)$



補足 4.1 図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

次に、 IV_{AS} 相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)が S_y を超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足 4.2 図に示し、以下のとおり検討する。

- (1) IV_{AS} は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。
- (2) 発生応力が設計降伏点 S_y 以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)
- (3) 発生応力 S_F (荷重 F による応力)が S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみ ϵ が生じる。(0→a→b→c)
- (4) 2 回目以降、荷重 F と同等の荷重が生じた場合、1 回目と同様の弾性的挙動を示し、 S_F が発生する。(c→b)
- (5) (1)により、 IV_{AS} 相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、 IV_{AS} 相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。
- (6) 2 回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において IV_{AS} を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。



添付資料

- 添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設
- 添付資料-2 地震動の年超過確率
- 添付資料-3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
- 添付資料-4 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方
- 添付資料-5 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について
- 添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
- 添付資料-7 荷重の組合せ表
- 添付資料-8 重大事故時の荷重条件の妥当性について
- 添付資料-9 BWRにおける運転状態 V (LL)の適切性について
- 添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合) 水素燃焼	—	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・代替循環冷却ポンプ ・軽油タンク ・125V 蓄電池 2A ・125V 蓄電池 2B ・125V 充電器盤 2A ・125V 充電器盤 2B ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)	—	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側圧力開放板 ・遠隔手動弁操作設備 ・軽油タンク ・125V 蓄電池 2A ・125V 蓄電池 2B ・125V 充電器盤 2A ・125V 充電器盤 2B ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	高压溶解物放出/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 熔融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・代替循環冷却ポンプ ・軽油タンク
原子炉圧力容器	高压・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁 ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側圧力開放板 ・遠隔手動弁操作設備 ・ガスタービン発電設備軽油タンク
	高压注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 軽油タンク 125V 代替蓄電池 ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再開失敗+HPCS 失敗	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 直流駆動低圧注水ポンプ 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B 250V 蓄電池 ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 ガスタービン発電設備軽油タンク
	原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵タンク ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)
	LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 軽油タンク 125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク 原子炉建屋ブローアウトパネル
使用済燃料プール	想定事故 1	—	—
	想定事故 2	—	—
原子炉圧力容器	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし安全弁 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	—

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁 ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・軽油タンク ・125V 蓄電池 2A ・125V 蓄電池 2B ・125V 充電器盤 2A ・125V 充電器盤 2B ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
	運転停止中の原子炉における原子炉冷却材の流失	—	—
	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	—	—

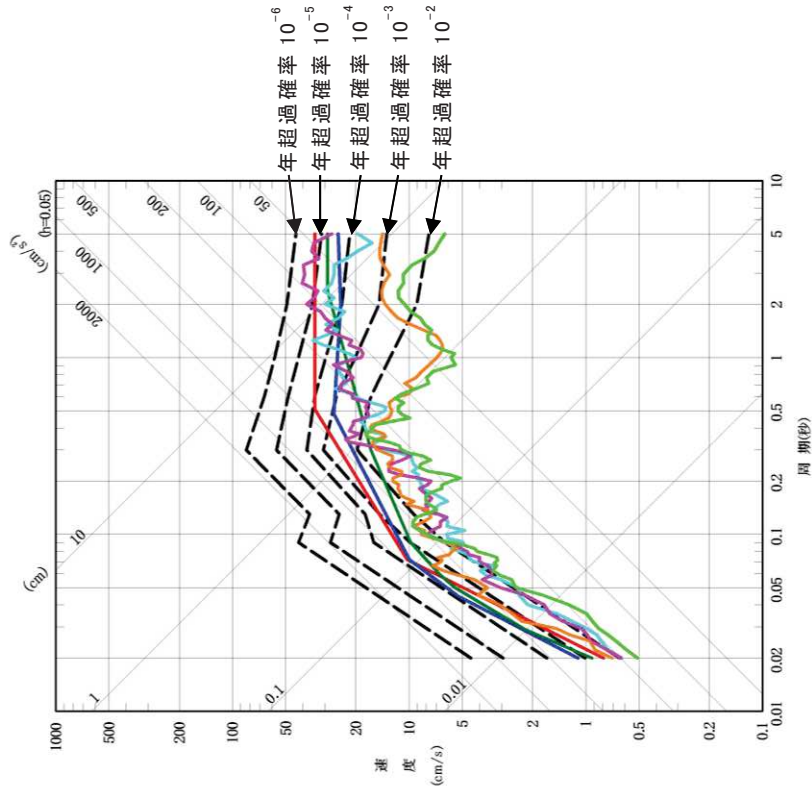
添付資料-2 地震動の年超過確率

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							
	独立事象	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			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$			
基準地震動 S_2 との組合せ	従属事象			S_2 従属							
	独立事象	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			$S_2 + II$		$S_2 + III$		$S_2 + IV$			

S_2 の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年
 S_1 の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年

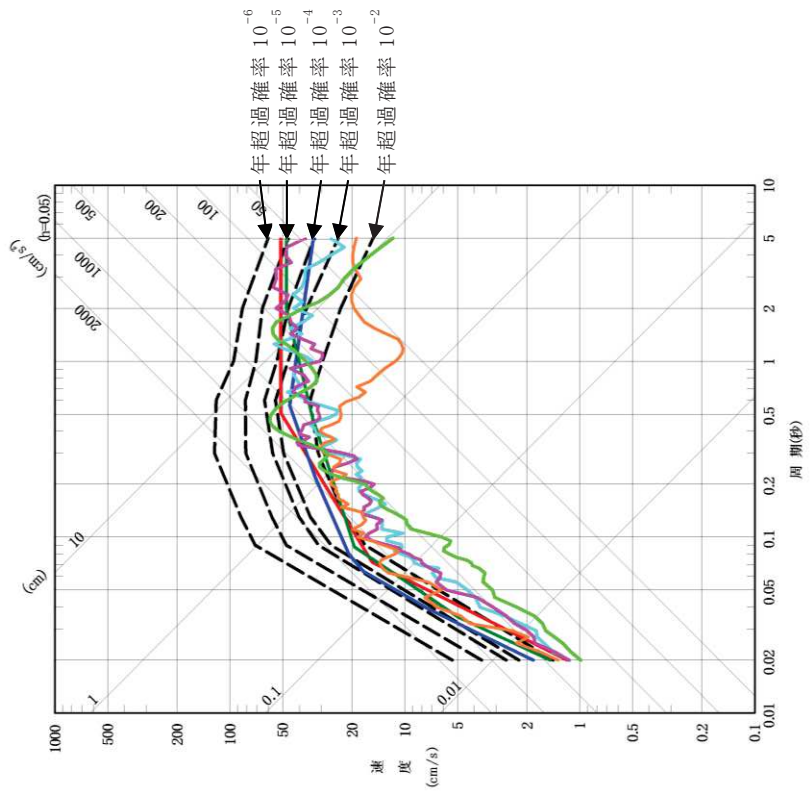
- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←…… 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

- 弹性設計用地震動 Sd-D1V
- 弹性設計用地震動 Sd-D2V
- 弹性設計用地震動 Sd-D3V
- 弹性設計用地震動 Sd-F1V
- 弹性設計用地震動 Sd-F2V
- 弹性設計用地震動 Sd-F3V
- 弹性設計用地震動 Sd-N1V
- 一様ハザードスペクトル



鉛直方向

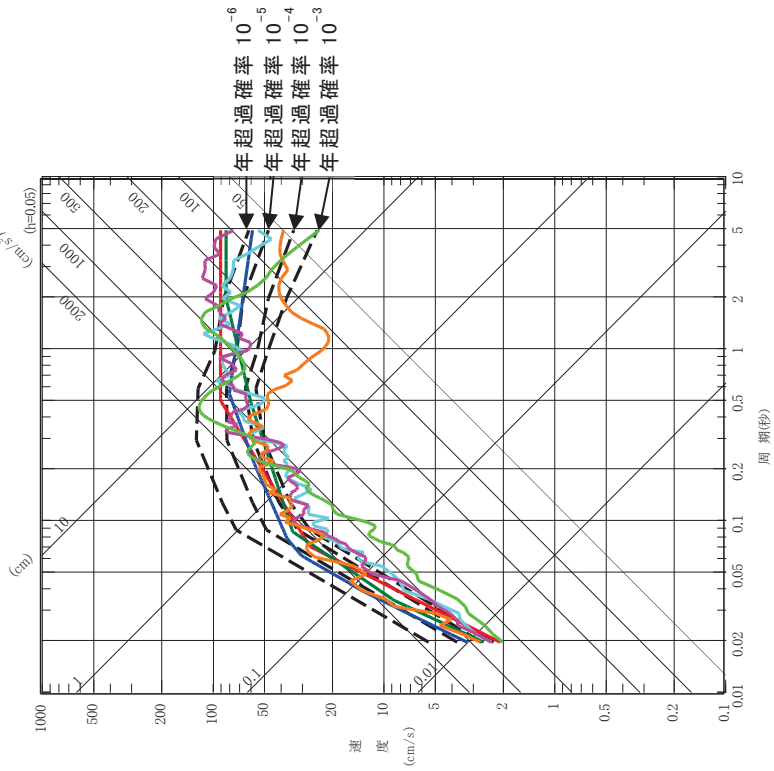
- 弹性設計用地震動 Sd-D1H
- 弹性設計用地震動 Sd-D2H
- 弹性設計用地震動 Sd-D3H
- 弹性設計用地震動 Sd-F1H
- 弹性設計用地震動 Sd-F2H
- 弹性設計用地震動 Sd-F3H
- 弹性設計用地震動 Sd-N1H
- 一様ハザードスペクトル



水平方向

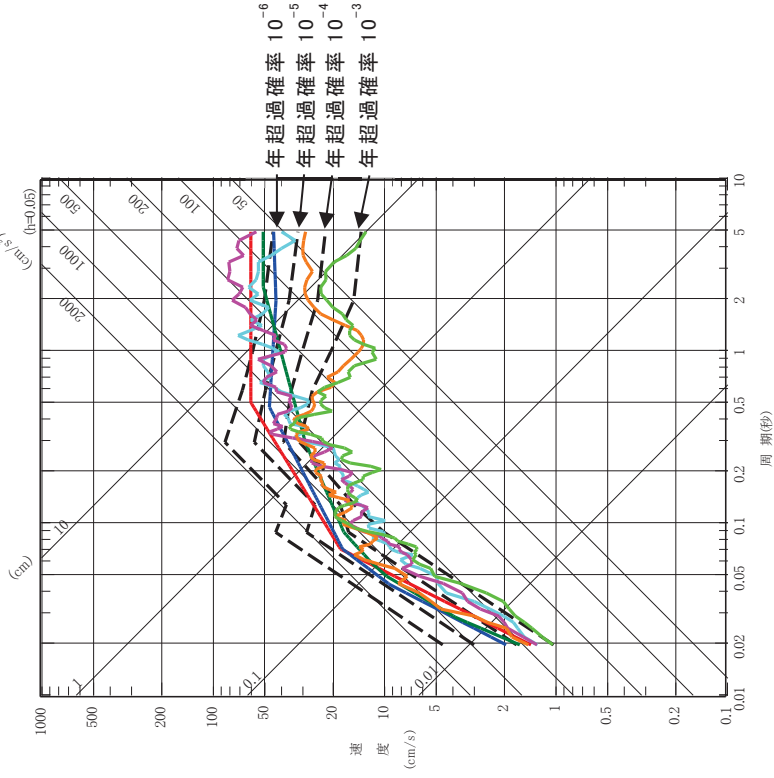
弹性設計用地震動 Sd の応答スペクトルおよび解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較

基準地震動 Ss-D1H
 基準地震動 Ss-D2H
 基準地震動 Ss-D3H
 基準地震動 Ss-F1H
 基準地震動 Ss-F2H
 基準地震動 Ss-F3H
 基準地震動 Ss-N1H
 一様ハザードスペクトル



水平方向

基準地震動 Ss-D1V
 基準地震動 Ss-D2V
 基準地震動 Ss-D3V
 基準地震動 Ss-F1V
 基準地震動 Ss-F2V
 基準地震動 Ss-F3V
 基準地震動 Ss-N1V
 一様ハザードスペクトル

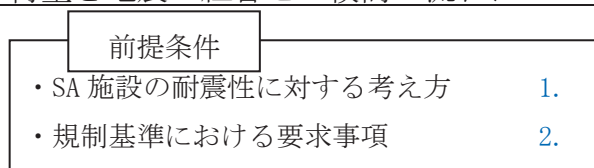


鉛直方向

基準地震動 Ss の応答スペクトルおよび解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較

添付資料-3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

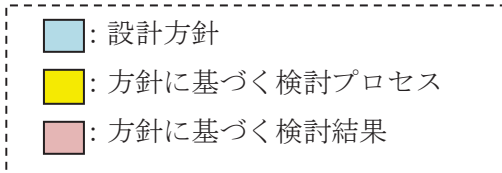
SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



<基本全体フロー>

3. (1)

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



青：本資料本文での記載箇所

組合せる事象は地震の
従属事象か、独立事象か？
(確率論的な考え方、確率論的な考
察も踏まえて設定)

従属事象

独立事象

3. (2),
(3)

当該事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、事象による荷重と Ss、Sd いずれか適切な地震力と組み合わせる。(*1)

当該事象による荷重と Ss による地震力を組み合わせる。(*2)

次頁で、施設ごとの検討内容を説明

3. (4)

組み合わせるべき荷重に対する発生値と許容値を比較する。その際に用いる許容限界としては、以下のとおり。
 運転状態 I ~ IV と地震の組合せについては、DB と同じ許容限界とし、SA (運転状態 V) と地震の組合せについては、SA 施設として求められる機能を維持する観点で、許容応力状態を設定し、具体的な許容限界は、女川原子力発電所 2 号炉では、DB の規定と同じ許容限界を適用する。

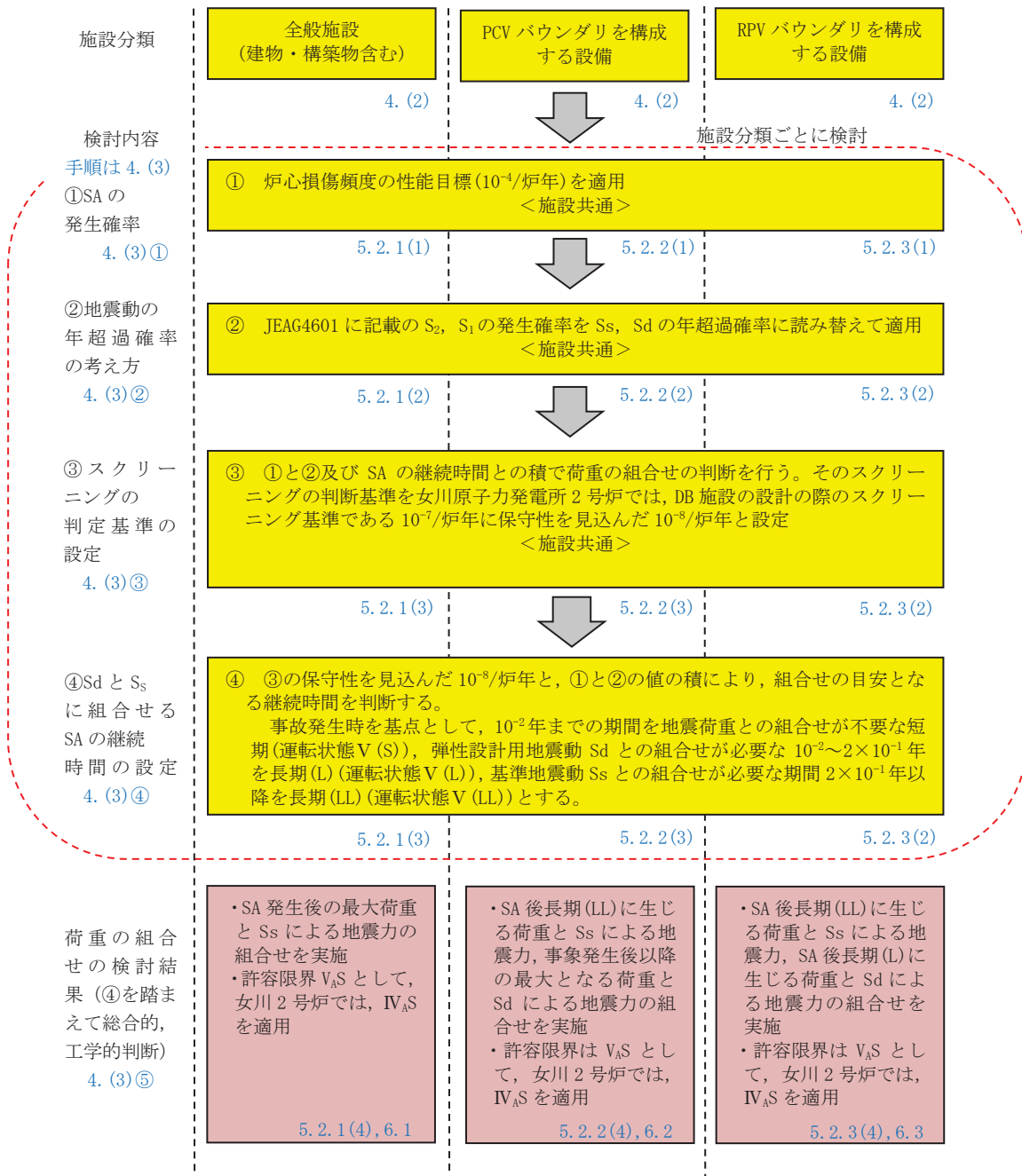
*1：確率論的な考え方、確率論的な考察を踏まえ、SA 等は地震独立事象として取り扱う

*2：確率論的な考え方、確率論的な考察を踏まえ、SA 等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない

5. 1

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

SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



添付資料-4 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方

4 項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設は SA 条件を考慮した設計荷重と S_s による地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物の DB 施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA 施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともに DB 施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では、建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方について、DB 施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。

(1) 対象施設とその施設分類(3 項(1)に対する考え方)

『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「第 39 条 地震による損傷の防止 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出した SA 施設の建物・構築物を表 1 に示す。これら 10 施設は、基準地震動による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重要事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表 1 SA 施設(建物・構築物)の施設分類

SA 施設 (建物・建築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
原子炉建屋原子炉棟	—	—	○
使用済燃料プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避所遮蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	○	—	○
排気筒	○	—	○
貯留堰	○	—	○
取水口	—	○	○
取水路	—	○	○
海水ポンプ室	—	○	○

(2) DB 施設としての設計の考え方

a. 新規制基準における要求事項

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には，建物・構築物，機器・配管系の区分なく，次の事項が規定されている。

- ・設計基準対象施設は，地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- ・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のある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)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。

b. JEAG4601 の規定内容(2.3 項に対する考え方)

上記の規制要求を踏まえ，JEAG4601-1987 において，建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については，以下のように記載されている。

【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重，運転時(通常運転時，運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。
- ・常時作用している荷重，及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動 S_1 による荷重を組み合わせる。

【許容限界】

- ・基準地震動 S_1 による地震力との組合せに対する許容限界
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし，事故時の荷重と組み合わせる場合には，次項による許容限界を適用する。
- ・基準地震動 S_2 による地震力との組合せに対する許容限界
建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

ここで，JEAG4601-1987 における建物・構築物の荷重の組合せは，2.3 項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として記載されているものである。

なお，JEAG4601-1987 において，機器・配管系では運転状態が定義されているが，建物・構築物については，細かな運転状態を設定する必要がないため，運転状態は定義されていない。

(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針(3. (3) (4) 項に対する考え方)

SA 施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 の DB 施設に対する記載内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。

【SA 施設(建物・構築物)における設定方針】

- ・ S_s , S_d と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震 S クラス施設は S_s による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としての SA は発生しないこととなる。したがって SA は地震の独立事象として取り扱う。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び S_s 若しくは S_d の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。

組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び S_s 若しくは S_d の年超過確率の積と比較等により判断する。

- ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と S_d による地震力と組み合わせる。
- ・ 許容限界として、DB 施設の S_s に対する許容限界に加えて、SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態 $V_A S$ に相当するもの)を設定する。ここで、女川 2 号炉では、SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界は DB 施設の S_s に対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。)と同じとする。

(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5. 2. 1 項に対する考え方)

5. 2. 1 項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

SA の発生確率

- ・ 炉心損傷頻度の性能目標値(10^{-4} /炉年)を設定

継続時間

- ・ 事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組

合せが必要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動 Sd との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態 V (L)), 基準地震動 Ss との組合せが必要な期間 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態 V (LL))とする。

(建物・構築物について, SA 時の荷重条件を踏まえ 5.2.1 項(2)b. の分類を設備ごとに検討した結果を添付資料-4 補足資料-1 に示す。)

地震動の年超過確率

… JEAG4601 の地震動の発生確率 (Ss: 5×10^{-4} /年以下, Sd: 10^{-2} /年以下)を設定

以上から, 機器・配管系と同様, SA の発生確率, 継続時間, 地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的, 総合的な判断として, 建物・構築物についても, SA 荷重と Ss による地震力を組み合わせることとする。

(5) SA と地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1 項に対する考え方)

(3) の荷重の組合せ方針から, SA 施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態を DB 施設(建物・構築物)と比較して表 2 に示す。なお, 表 2 に示す荷重の組合せケースのうち, 他の組合せケースと同一となる場合, 又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。

表 2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	DB 施設		SA 施設		備考
	Sd	Ss	Sd	Ss	
運転時	許容 応力度 ※1	終局※2	—	終局※2	DB と同じ許容限界とする。
DB 事故時 (長期)	終局※2	—	終局※2	—	DB と同じ許容限界とする。
SA 事故時	—	—	—	注 2	注 2: SA 荷重と地震力との組合せに対する許容限界として, 女川 2 号炉では, 終局※2 とする。

※1 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

※2 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し, 終局耐力に対して安全余裕を持たせていること

添付資料-4 補足資料-2 に、 S_s による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。

いずれの施設も、DB 事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表 2 における「DB 事故時(長期) + S_d 」は地震力が大きい「運転時 + S_s 」に包絡されることになる。

以上ことから、建物・構築物は、PCV, RPV 以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。

添付資料-4 補足資料-1

SA 施設(建物・構築物)の SA 時の条件を踏まえた分類

SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類※	分類の根拠
原子炉建屋原子炉棟	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重), 通常時には運転時荷重(圧力, 温度荷重, 機器・配管系から作用する荷重), 異常時荷重(圧力, 温度荷重, 機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。
使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重, 水圧), 通常時には運転時荷重(圧力, 温度荷重, 機器・配管系から作用する荷重), 異常時荷重(圧力, 温度荷重, 機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重)を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。
中央制御室待避所遮蔽	c	中央制御室待避所遮蔽については DB 施設ではない。
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については DB 施設ではない。
排気筒	b	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重, 風荷重)を考慮している。SA 時においても、屋外で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。
貯留堰	b	DB 設計では、取水口に設置されている構造物として、常時作用している荷重(固定荷重, 水圧)を考慮している。SA 時においても、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。
取水口 取水路 海水ポンプ室	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧)を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。

※ 荷重状態の分類

- 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 条件を超える既設施設
 - (b) SA による荷重・温度の影響によって DB 条件を超える既設施設
- 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

添付資料-4 補足資料-2

建物・構築物において S_s による地震力と組み合わせる荷重は補足表 2-1 のとおりとなる。

補足表 2-1 SA 施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重

		運転時	DB 事故 (長期)	SA 事故時
組み合わせる地震力		S_s	S_d	S_s
許容限界		終局	終局	終局
S A 施設 (建物・ 構築物)	原子炉建屋原子炉棟	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA 時温度荷重
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA 時温度荷重
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室待避所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧
	排気筒	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重
	貯留堰	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧
取水口 取水路 海水ポンプ室	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	

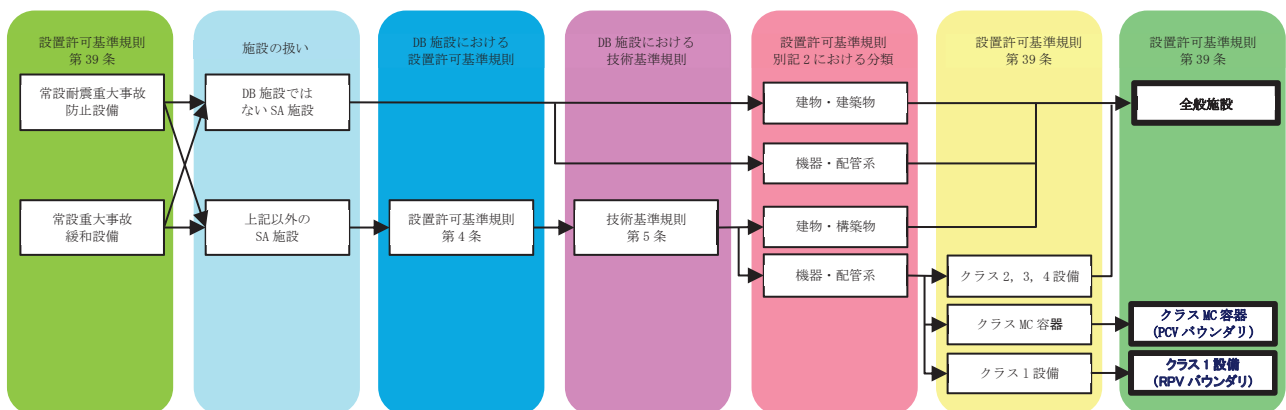
JEAG4601-1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料〔参考5〕参照)。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧、風荷重)のみとなるため、DB 事故時(S_d との組合せ)は運転時(S_s との組合せ)に包絡され、SA 事故時は運転時と同一となる。

添付資料-5 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について

SA 荷重の組合せの検討においては，全ての対象設備，事故シーケンス，荷重条件等を網羅的に検討している。以下では，それぞれについて，その考え方を説明する。

(1) 対象設備

今回の SA 荷重の組合せの検討においては，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を対象とし，全ての対象施設を全般施設，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下，「PCV バウンダリ」という。)，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下，「RPV バウンダリ」という。)のいずれかに分類している。



(2) 事故シーケンス

重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて、以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」、並びに「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており、考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。

継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から、DB 条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し、その条件を超える時間を継続時間として設定している。

また、地震と組合せる SA 荷重としては、全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。

事故シーケンスグループ等
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
高圧・低圧注水機能喪失
高圧注水・減圧機能喪失
全交流動力電源喪失
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+直流電源喪失
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗
崩壊熱除去機能喪失
取水機能が喪失した場合
残留熱除去系が故障した場合
原子炉停止機能喪失
LOCA 時注水機能喪失
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
代替循環冷却系を使用する場合
代替循環冷却系を使用できない場合
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
水素燃焼
溶融炉心・コンクリート相互作用
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出
反応度の誤投入

(3) 設計条件

耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せは JEAG4601・補-1984 より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。

- ・自重(D)
- ・圧力による荷重(P)
- ・機械的荷重(自重，地震による荷重を除く。)(M)

SA 施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを，下表のとおり整理する。DB 施設で考慮する荷重(自重，圧力による荷重，機械的荷重)は全て考慮している。

		RPV ハウジング	PCV ハウジング	全般施設				炉心支持 構造物
		重大事故等クラス2設備						
		クラス 1 設備	クラス MC 容器	クラス 2 設備	クラス 3 設備	クラス 4 配管	その他	
DB 荷重 の組合せ	D+P+M+Sd	III _A S	III _A S	—	—	—	—	III _A S
	D+P _D +M _D +Sd	—	—	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	—
	D+P _L +M _L +Sd	IV _A S	III _A S	—	—	—	—	IV _A S
	D+P+M+Ss	IV _A S	IV _A S	—	—	—	—	IV _A S
	D+P _D +M _D +Ss	—	—	IV _A S	IV _A S	—	IV _A S	—
SA 荷重 の組合せ	D+P _{RSA(L)} +M+Sd	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	—	SA 施設で はない
	D+P _{RSA(LL)} +M+Ss	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	—	
	D+P _{PSA} +M+Sd	—	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	
	D+P _{PSA(LL)} +M+Ss	—	V _A S ^{※2}	—	—	—	—	
	D+(P _D ^{※1} または P _{SA} の厳しい方)+M+Ss	—	—	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	V _A S ^{※2}	

※1:DB 施設を兼ねる SA 施設について考慮する。

※2: V_AS の許容限界は，IV_AS と同じものを適用する。

【記号の説明】

- D :自重(JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載)
- P :地震と組合せるべき圧力荷重又は最高使用圧力等
- M :地震, 自重以外で地震と組合わすべき機械的荷重又は設計機械荷重等
- P_L :LOCA 直後を除いてその後に生じる圧力荷重
- M_L :LOCA 直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_D :地震と組み合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_D :地震と組み合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_{PSA} :原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重
- $P_{PSA(LL)}$:原子炉格納容器バウンダリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重
- $P_{RSA(L)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な(長期(L))圧力荷重
- $P_{RSA(LL)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重
- P_{SA} :重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重
- Sd :弾性設計用地震動 Sd により定まる地震力, 又は静的地震力
- Ss :基準地震動 Ss により定まる地震力
- $IV_A S$:JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
- $V_A S$:運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

【JEAG4601・補-1984における記載からの読み替え】

耐震クラス As⇒耐震クラス S

第1種⇒クラス 1

第2種⇒クラス MC

第3種⇒クラス 2

第4種⇒クラス 3

第5種⇒クラス 4

S₁⇒Sd

S₂⇒Ss

添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

(1) はじめに

SA 施設は、SA 施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA 施設としての温度条件を設定する。

SA 施設のうち、DB 施設を兼ねるものについては、DB 条件と SA 条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。

- ・ SA 時の荷重、温度が DB 設計条件を上回る場合
DB 設計条件とは別に、SA 設計条件を設ける。
- ・ SA 時の荷重、温度が DB 設計条件に包絡される場合(※)
SA 設計条件は DB 設計条件で代表させる。

※「SA 時の荷重、温度が DB 設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SA を考慮した条件が DB 設計条件に包絡される場合を指す

以下では、DB 施設を兼ねる SA 施設を対象に、SA 荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、PCV、RPV)ごとに示す。

(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性

a. 全般施設

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

全般施設は RPV(現クラス 1 機器(JEAG4601 においては、第 1 種機器))と PCV(現クラス MC 容器(JEAG4601 においては、第 2 種容器))以外の施設となることから、DB 施設としての設計では JEAG4601 に記載の「クラス 2, 3, 4(JEAG4601 においては第 3, 4, 5 種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって、全般施設は運転状態 I ~ III^{※1} を考慮して設定した設計用荷重 P_D , M_D (以下、「DB 設計荷重」という。)及び温度条件と、 S_s とを組み合わせている。

このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重が DB 設計荷重を超える場合は、SA 時の荷重を基に新たに設定した設計荷重(以下、「SA 設計荷重」という。)と S_s を組み合わせる。また、SA 時の荷重が DB 設計荷重以下の場合は、DB 設計荷重と S_s との組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。

※1:ECCS 等については運転状態 IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。

ECCS 等については、JEAG4601・補-1984 において、運転状態 IV(L)に対する許容応力状態が I_A^* と定められており、 I_A^* の定義としては、「ECCS 等のように運転状態 IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I

に準ずる。」とされている。

つまり、ECCS 等については、運転状態Ⅰ～Ⅲだけでなく、運転状態Ⅳ(L)も設計条件となっており、運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。

なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態Ⅰ～Ⅲと S_2 を、運転状態Ⅳ(L)と S_1 を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重である P_D 、 M_D を用いて設計を行うことから、運転状態Ⅰ～Ⅳ(L)を包絡するように P_D 、 M_D を設定し、それらと S_S を組み合わせている。

ここで、旧指針においては、耐震 A_S 、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、耐震Aクラスの設備においては、 S_2 との組合せは実施せず、 S_1 との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震 A_S 、Aクラスを統合して、耐震Sクラスとし、 S_S 、 S_D 双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、 P_D 、 M_D と S_S の組合せを実施することになる。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB設計において S_S 、 S_D との組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。

添付 6.1 表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S_S	S_D
DB 荷重 ・温度	DB 設計荷重・温度	DB 設計荷重・温度
SA 荷重 ・温度	(DB 設計荷重・温度 < SA 時荷重・温度の場合) SA 短期荷重・温度, SA 長期荷重・温度の厳しい方 (DB 設計荷重・温度 \geq SA 時荷重・温度の場合) DB 設計荷重・温度	—

b. PCV

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

DB 設計での組合せでは JEAG4601 に記載のとおり，運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重は Ss と組み合わせ，また運転状態Ⅳ(L)の荷重は Sd と組み合わせている。

ここで，PCV の運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ，また，運転状態Ⅳ(L) (LOCA 後長期間経過した状態)の荷重・温度は，運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから，DB 設計で考慮している荷重条件は次の 2 種類となる。

- ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度
- ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA 後の最大内圧・温度

以上を踏まえ，PCV の SA 施設としての設計においては，組合せを検討する条件として，以下の 2 種類を設定し，それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。

- ・SA 発生後の最大荷重・温度
- ・SA 後の長期(LL)における荷重・温度

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB においては，以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・通常運転時圧力+Ss
- ・LOCA 後の最大内圧+Sd

SA における設計条件(組合せ)は，この DB 設計条件への包絡性を踏まえ

① SA 後の長期(LL)荷重+Ss

→Ss には，継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10^{-1} 年以降)を組み合わせる。

② SA 発生後の最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度) +Sd

→Sd には，最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度) を組み合わせる。

添付 6.2 表 PCV の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度

	Ss	Sd
DB 荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA 後の 最大内圧・温度
SA 荷重・温度	SA 後の長期(LL)圧力・温度	SA 発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高 圧力・最高温度)

c. RPV

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

DB 設計での組合せでは JEAG4601 に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重は Ss と組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重は Sd と組み合わせている。

ここで、RPV の運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(給水流量の全喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA 後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度と Ss, Sd を組み合わせて評価している。

以上を踏まえ、RPV の SA 施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA 後長期(L)荷重・温度を設定する。SA における設計条件(組合せ)は、この DB 設計条件への包絡性を踏まえ SA 後の長期(LL)荷重と Ss, SA 後の長期(L)荷重と Sd を組み合わせる方針とする。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+Ss
- ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+Sd

SA における設計条件(組合せ)は、この DB 設計条件への包絡性を踏まえ

① SA 後の長期(LL)荷重+Ss

→Ss には、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10^{-1} 年以降)を組み合わせる。

② SA 後の長期(L)荷重+Sd

→Sd には、継続時間を考慮して長期(L)荷重($10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年)を組み合わせる。

添付 6.3 表 RPV の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	Ss	Sd
DB 荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度
SA 荷重・温度	SA 後の長期(LL)圧力・温度	SA 後の長期(L)圧力・温度

(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討

本項では、DB 設備における荷重の組合せ (JEAG4601) と今回の検討にて用いた SA 荷重の組合せの考え方を整理する。

a. JEAG4601 における荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① 運転状態の発生確率を設定
- ② 地震の発生確率を設定
- ③ 「運転状態の発生確率」、「地震の発生確率」、「継続時間」の積が 10^{-7} /炉年になる継続時間を設定
- ④ 10^{-7} /炉年となる継続時間における荷重を、地震と組合せる条件とする

b. 今回の検討に用いた SA 荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① SA 事象の発生確率を設定
- ② 地震の年超過確率を設定
- ③ 「SA 事象の発生確率」、「地震の年超過確率」、「継続時間」の積が 10^{-8} /炉年になる継続時間を設定
- ④ 10^{-8} /炉年となる継続時間における荷重を、地震と組合せる条件とする

以上より、a. 及び b. の③、④で用いた組合せの判定基準は、今回の SA 荷重の組合せの検討 (10^{-8} /炉年)の方が、JEAG4601 における荷重の組合せ検討 (10^{-7} /炉年)のアプローチよりも、保守的な条件となっている。

(4) まとめ

以上のとおり、各施設の SA 荷重と組合せの検討では、Ss, Sd と SA 荷重を適切に考慮しており、JEAG4601 における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。

添付資料-7 荷重の組合せ表

(1) 記号の説明

D	:自重
P_D	:地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む。)又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
P_{PSA}	:原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重
$P_{PSA(LL)}$:原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重(長期(LL))
$P_{RSA(L)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重(長期(L))
$P_{RSA(LL)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重(長期(LL))
P_{SA}	:重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重
M	:地震及び死荷重以外で地震と組合すべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く。)で設備に作用している機械的荷重(各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(最高使用圧力、設計機械荷重等)を用いてもよい。)
M_D	:地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む。)又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
T_D	:設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度
T_{PSA}	:原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度(最高使用温度を用いてもよい。)
$T_{PSA(LL)}$:原子炉格納容器の重大事故における長期温度(最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))
$T_{RSA(L)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度(最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))
$T_{RSA(LL)}$:原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度(最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))
T_{SA}	:重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度
T_a	:重大事故における施設本体の温度及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度
S _d	:弾性設計用地震動 S _d により定まる地震力又は静的地震力
S _s	:基準地震動 S _s により定まる地震力
IV _{AS}	:JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震

により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
 V_{AS} : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

(2) 荷重の組合せ表

施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考
原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCV バウンダリ)	施設本体	$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2
		$D+P_{PSA(LL)}+M+S_s$	$T_{PSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	
	支持構造物	$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4
		$D+P_{PSA(LL)}+M+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	
原子炉格納容器内の SA 施設	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3
		$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	
	支持構造物	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4
		$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	
全般施設	施設本体	$D+(P_D^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_D+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1
	支持構造物	$D+(P_D^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_D+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4
原子炉格納容器外の全般施設	施設本体	$D+(P_D^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_D+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1
	支持構造物	$D+(P_D^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_D+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4

※1 DB 施設を兼ねる SA 施設について考慮する。

※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。

添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について

(1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ (RPV) 及び原子炉格納容器(PCV)にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の RPV 及び PCV にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RPV 及び PCV の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙 1 参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており(別紙 2～別紙 4 参照)、解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、耐震評価に用いる RPV 及び PCV 圧力・温度条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる RPV 及び PCV の具体的な圧力・温度条件等について、次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる RPV の圧力・温度について

RPV の圧力・温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWS で考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、この ARI の機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉

を未臨界へ移行させることとなる。

この事故シーケンスにおける SA 発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を添付 8.1 表に示す。スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し，最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。

添付 8.1 表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。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ことから，ここでは不確かさは考慮しない。

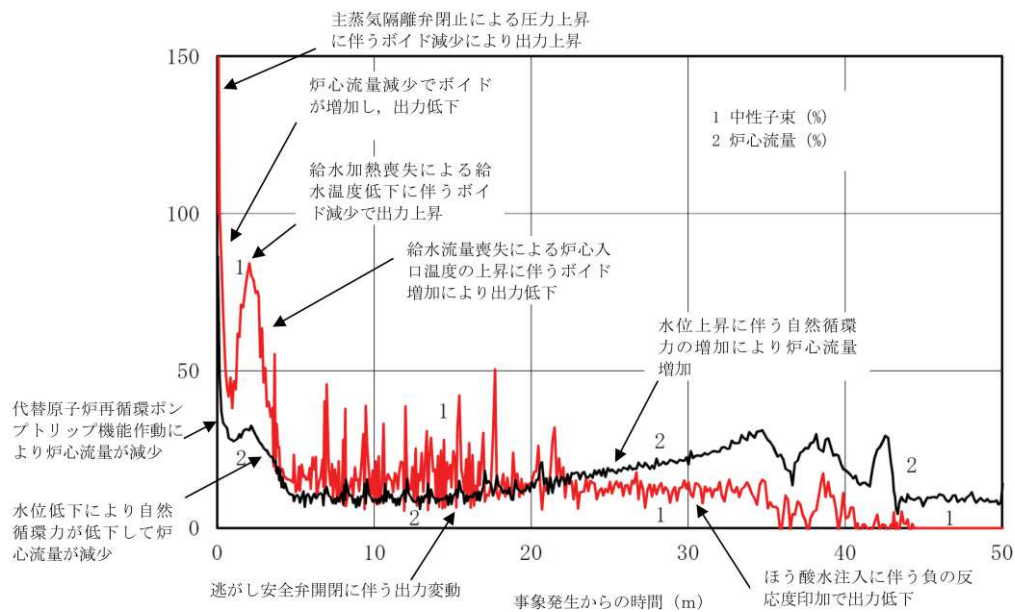
「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図及び 8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動することで原子炉出力は低下し，速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.62MPa[gage]を下回る。また，原子炉冷却材温度も，原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により，耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが，原子炉圧力の低下に伴い，同様に低下する傾向となる。長期的な観点では，事象発生後 10 秒以内に，逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ，原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

事象発生後約 11 分で運転員がほう酸注入系によるほう酸水の注入を開始することにより，原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後，運転員が原子炉の減圧，除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより，低温停止状態に至る。

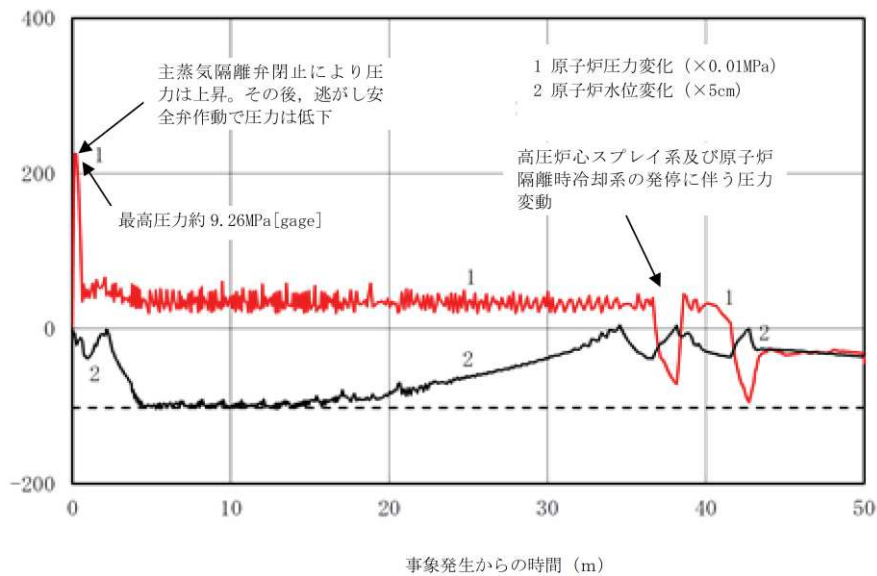
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，RPV の圧力・温度は，DB 施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリの SA 時の圧力・温度
(有効性評価結果)

	原子炉停止機能喪失	DB 条件
最高圧力	約 9.56MPa[gage]	8.62MPa[gage])
最高温度	約 309℃	297℃



添付 8.1 図 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)



添付 8.2 図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外)の時間変化(事象発生から 50 分後まで)

(3) 耐震評価で用いる PCV の圧力・温度について

原子炉格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後 10^{-2} 年(約 3 日後)以内及び事象発生後 10^{-2} 年(約 3 日後)の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後 10^{-2} 年後前までに原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能が確保され、 10^{-2} 年以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 10^{-2} 年までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「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」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系等により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス。)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」は、大破断 LOCA が発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記2つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のPCVの最高圧力及び最高温度を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び最高温度はほぼ同等であり、これらの2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるPCVの圧力・温度条件とする。

なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

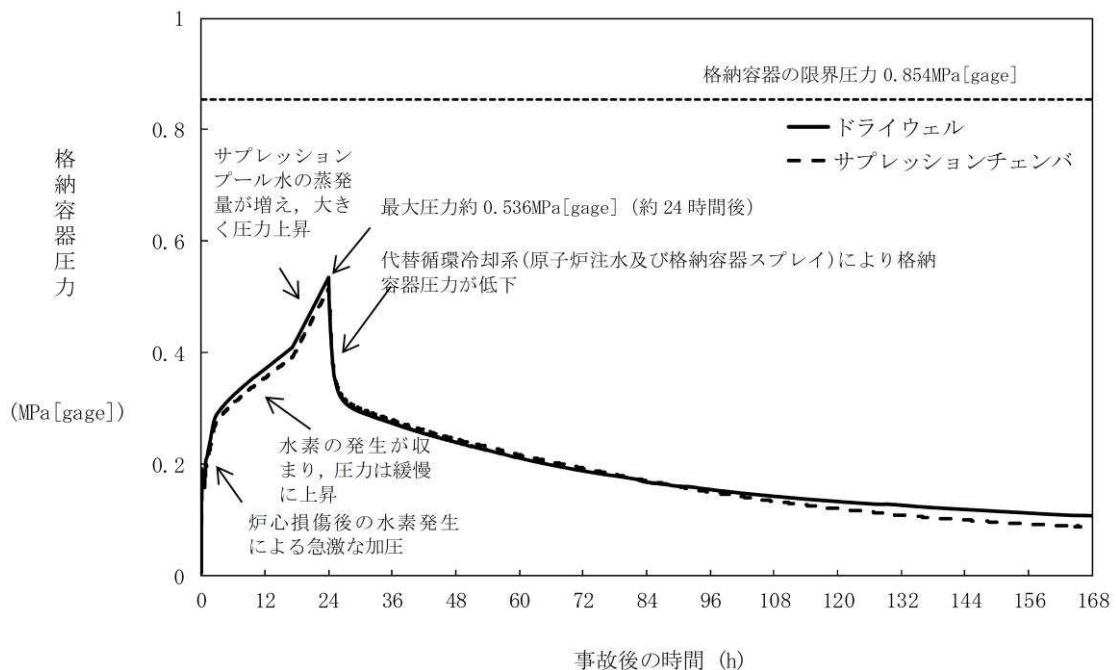
有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングに不確かさがあることから、SA発生後 10^{-2} 年以降 2×10^{-1} 年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付8.2表の事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高使用圧力・最高使用温度)をSdと組合せる。

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後 10^{-2} 年(約3日後)前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、 10^{-2} 年(約3日後)以降は、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されていることが確認できる。

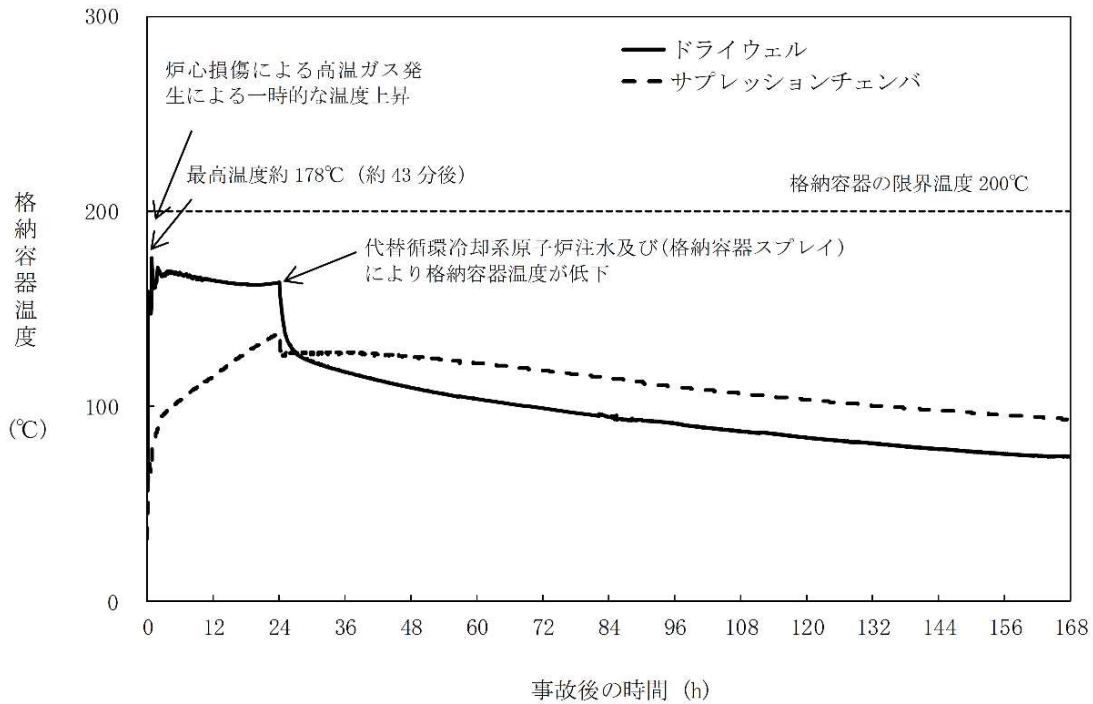
添付 8.2 表 原子炉格納容器の SA 時の圧力・温度(有効性評価結果)

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 できない場合)
最高圧力	約 0.536MPa [gage]	約 0.640MPa [gage]
最高温度	約 178°C ^{※1}	約 178°C ^{※1}
圧力(10 ⁻² 年後)	約 0.167MPa [gage]	約 0.132MPa [gage]
温度(10 ⁻² 年後)	約 114°C	約 136°C

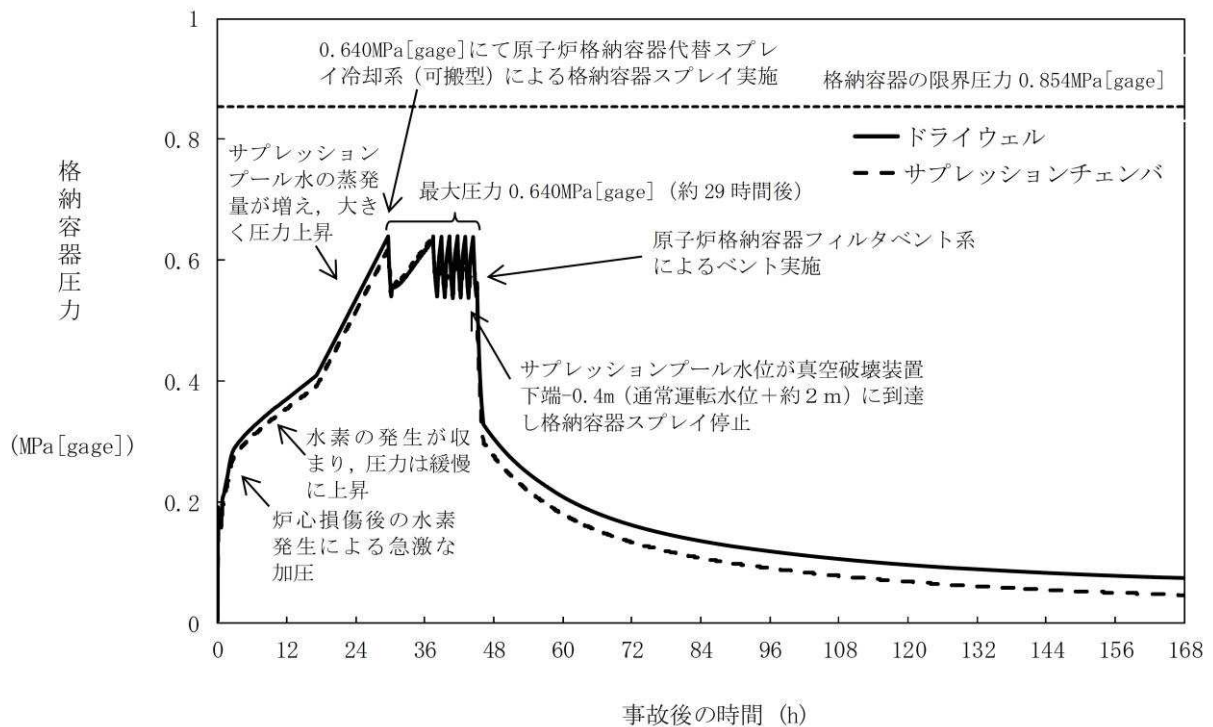
※1:原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(気相部温度)は、0.854MPa [gage]の飽和温度とする



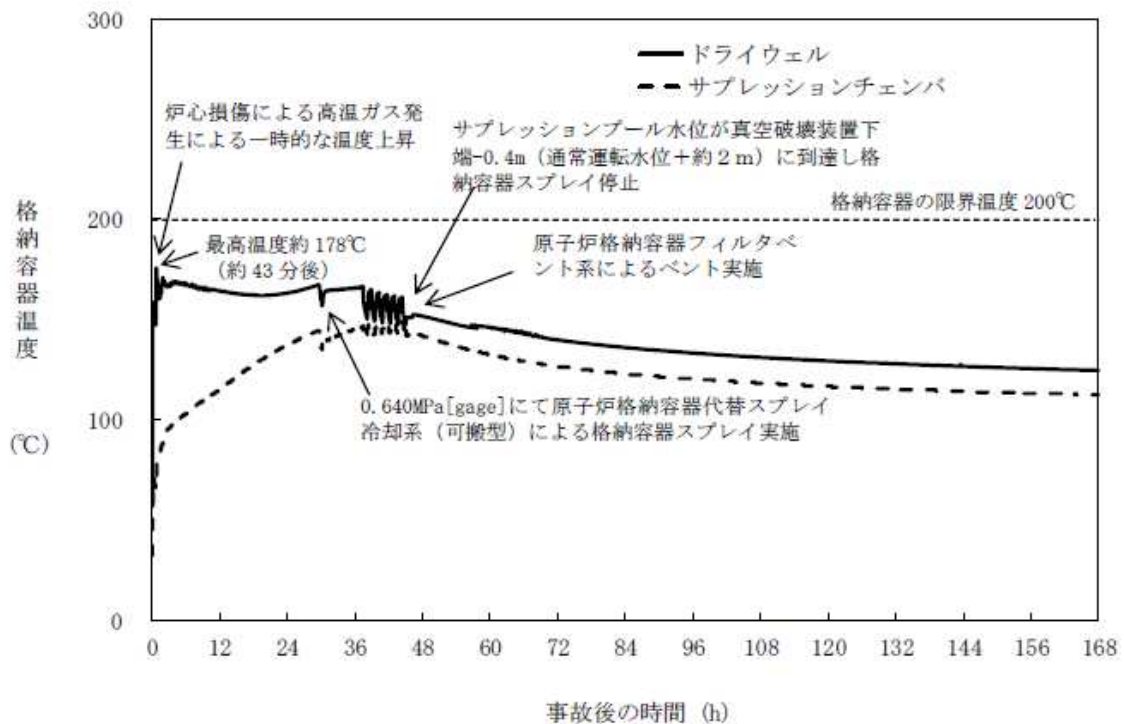
添付 8.3 図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力の推移



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



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



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

(4) SA 時の耐震評価で用いる RPV 及び PCV の圧力・温度条件について

前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる RPV 及び PCV の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる RPV 及び PCV の圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

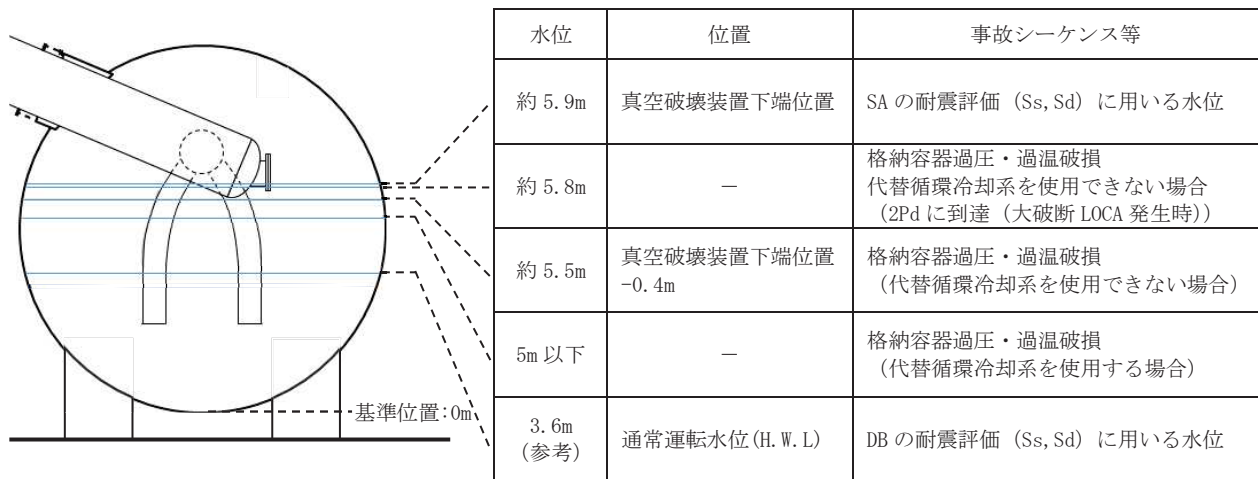
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる RPV 及び PCV の圧力・温度条件の考え方を添付 8.3 表に示す。また，合わせて重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおける，RPV 及び PCV の水位条件の考え方を添付 8.4 表に，これに基づく重大事故時のサブプレッションチェンバの水位設定を添付 8.7 図に示す。

添付 8.3 表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件
の考え方

	条件	事故シーケンスと 選定の考え方	条件設定の考え方
RPV	圧力	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンス のうち、原子炉圧力・ 温度が最も厳しくな る事故シーケンスを 選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、給水温度は、最 確条件を使用するが、本事故シーケンスの 事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離 弁の誤閉止を過渡事象として選定してい る。 また、圧力上昇時の出力上昇が大きくなる よう炉心流量を保守的な条件とするとも に、核データ(動的ボイド係数・動的ドッ プラ係数)についても反応度印加割合が大き くなるよう保守的な条件として設定してい る。
	温度		
PCV	圧力	格納容器過圧・過温 破損 (全事故シーケンス のうち、格納容器圧 力・温度が最も厳し くなる事故シーケン スを選定)	格納容器体積は設計値を、初期のサプレッ ションプール水位及び格納容器温度は、最 確条件を使用するが、格納容器圧力・温度 に対して最も影響の大きい条件である崩壊 熱及び外部水源の温度については、保守的 な条件として設定している。
	温度		

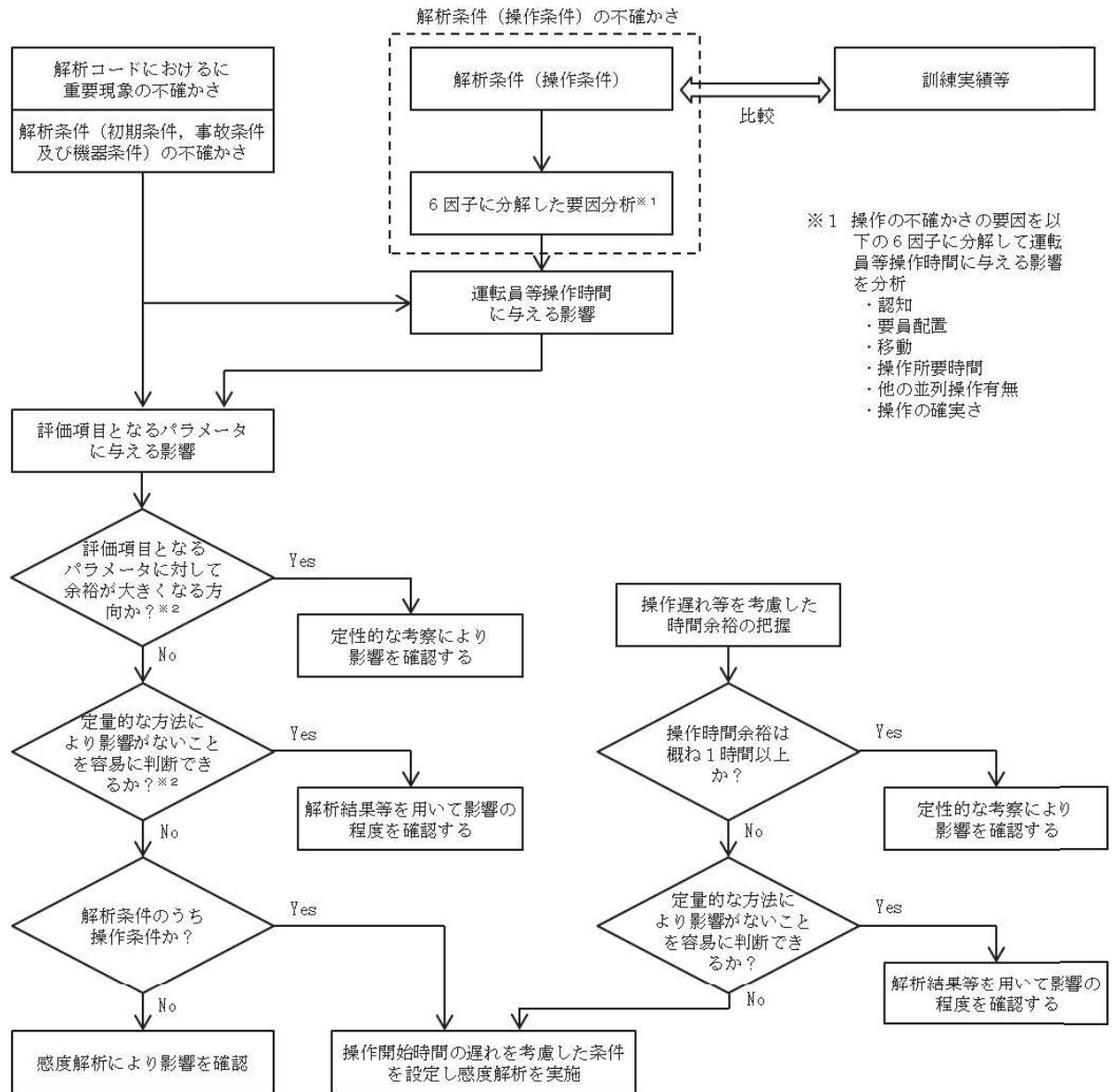
添付 8.4 表 重大事故時を考慮した地震応答解析モデルの水位条件等の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
RPV	水位 (質量)	全事故シーケンス (重心位置が高く なるように水位等 を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の応答が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、DB 時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。
PCV	水位 (質量)	格納容器過圧・過温 破損 (全事故シーケンス のうち、格納容器水 位が最も厳しくな る事故シーケンス を選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の応答が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シーケンスを考慮し、真空破壊装置下端位置(約 5.9m)を用いる。 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合(大破断 LOCA 発生時))で約 5.8m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面+約 0.5m(ベント開口下端位置)を用いる。
原子炉 建屋 (原子 炉本体 の基礎 を含む)	剛性	格納容器過圧・過温 破損 (全事故シーケンス のうち、格納容器温 度が最も厳しくな る事故シーケンス を選定)	コンクリート温度が 100℃を超える高温環境になった場合、コンクリートの水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建屋の剛性を低下させる。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。

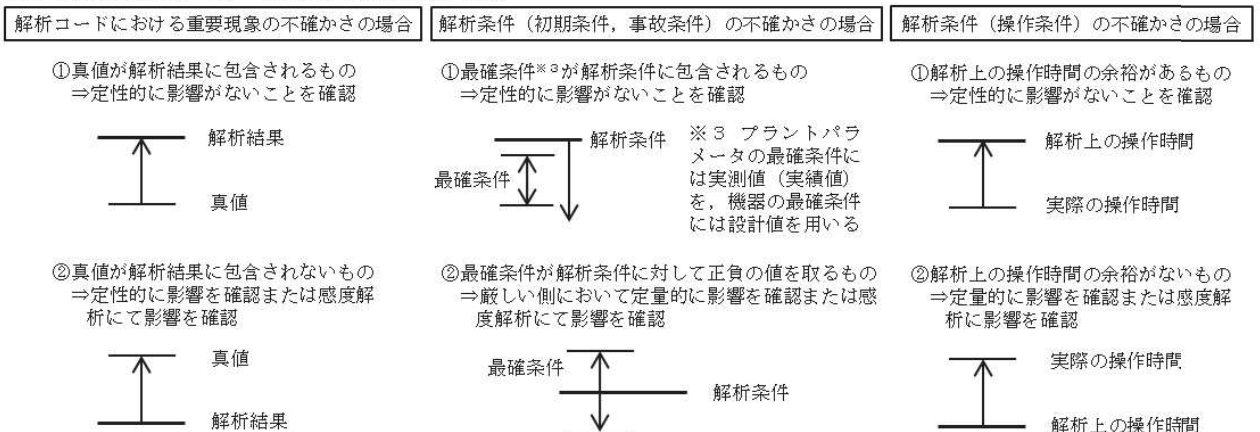


添付 8.7 図 サプレッションチェンバの水位の関係

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



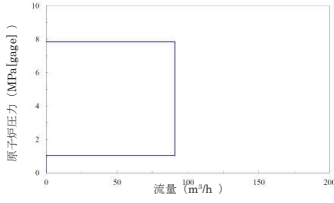
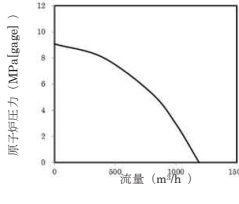
※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	プラント動特性：REDY	—	
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	30.3×10^3 t/h (定格炉心流量の85%)	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による出力抑制効果が小さく、また、初期ボイド率が大きいことで圧力上昇時の出力上昇が大きくなる低流量側(定格炉心流量の85%)を設定
	主蒸気流量	4.735×10^3 t/h	定格主蒸気流量として設定
	給水温度	約 216℃	初期温度約 216℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、400秒程度で約 33℃まで低下し、その後は約 33℃一定に設定
	燃料及び炉心	9×9燃料(A型)(単一炉心)	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定
	核データ(動的ボイド係数)	平衡サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
	核データ(動的ドップラ係数)	平衡サイクル末期の値の0.9倍	
	格納容器容積(ドライウエル)	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積(サブプレッションチェンバ)	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水量	2,800m ³	通常運転時のサブプレッションプール水量の下限値を設定
	サブプレッションプール水温	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値を設定
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力の実績を踏まえて設定
外部水源の温度	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績(月平均値)を踏まえて設定	
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の全弁誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能、手動での原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値（最も短い時間）として設定
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高（7.35MPa[gage]）（遅れ時間 0.3 秒）で 2 台全てトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2 弁, 356t/h/個 7.44MPa[gage]×3 弁, 360t/h/個 7.51MPa[gage]×3 弁, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×3 弁, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
電動機駆動原子炉給水ポンプ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする 復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップ	給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなり、評価を厳しくすることから電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続するものとして設定 また、トリップ機能の設計値で停止するものとして設定
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低（レベル 2）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後 30 秒 90.8m ³ /h（ポンプ 1 台当たり、原子炉圧力 7.86～1.04MPa[gage]において）	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 〈原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性〉 
高圧炉心スプレイ系	原子炉水位低（レベル 2）又はドライウェル圧力高 13.7kPa[gage]にて自動起動 注水遅れ：起動信号後 14 秒 注水流量：0～1,190m ³ /h（ポンプ 1 台当たり、9.07～0.00MPa[dif]において）	炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定 〈高圧炉心スプレイ系ポンプによる注水特性〉 
制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能	中性子束高（10%以上）及び原子炉水位低（レベル 2）にて作動	制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の設計値として設定
ほう酸水注入系	163 リットル/分の流量で注入 ほう酸濃度 10.3wt%	注入流量は、ほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸濃度は、印加反応度が遅くなるよう、ほう酸水貯蔵タンクの液位が高液位である場合の濃度を設定
残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）	熱交換器 1 基当たり約 25MW（サブプレッションプール水温 97℃、海水温度 26℃において）	残留熱除去系の設計値として設定

機器条件

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	ほう酸水注入系の起動操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後（事象発生約 11 分後）	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮して設定
	高圧炉心スプレイ系の水源切替操作	事象発生 15 分後 （サプレッションプール水温 100℃到達前）	サプレッションプール水温 80℃到達から、運転員の操作余裕として約 6 分を考慮して設定
	残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転操作	事象発生 20 分後 （切替操作開始は、事象発生 10 分後）	状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定

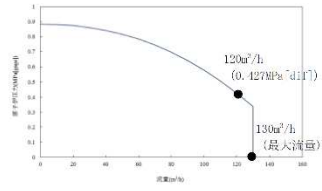
主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4/4）

項目		主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード		ホットバンドル解析：SCAT	—
初期条件	最小限界出力比（MCPR）	1.23	通常運転時の熱的制限値として設定
	最大線出力密度（MLHGR）	44.0kW/m	通常運転時の熱的制限値として設定
沸騰遷移判定（時刻）		GEXL 相関式	—
沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達率		修正 Dougall-Rohsenow 式	—
リウエット相関式		日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」における相関式 2	—

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合））（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量として設定
	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9℃	熱平衡計算による値
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカー卜下端から+133cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	燃料	9×9 燃料(A型)	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33Gwd/t	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、条件を設定
	格納容器容積（ドライウエル）	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積（サブプレッションチェンバ）	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水位	3.55m (NWL)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
	格納容器温度（ドライウエル）	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	格納容器温度（サブプレッションチェンバ）	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.0kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	事故条件	真空破壊装置	3.4kPa （ドライウエルーサブプレッションチェンバ間差圧）
外部水源の温度		40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
起因事象		大破断LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定		全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定
		高圧炉心スプレィ系及び低圧注水機能	高圧炉心スプレィ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレィ系の機能喪失を設定
外部電源		外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定。ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップするものとする。
水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない	

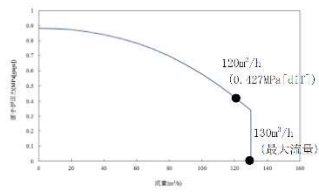
主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損
（代替循環冷却系を使用する場合））（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウエル圧力高 （遅れ時間：1.05 秒）	事象発生と同時にスクラムせず、ドライウエル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	120m ³ /h（ポンプ1台当たり、0.427MPa[dif]において）で注水、原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 〈復水移送ポンプ1台による注水特性〉 
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉注水へ50m ³ /h、格納容器スプレイへ100m ³ /hにて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	常設代替交流電源設備からの受電後、事象発生から 20 分後に操作を開始し、操作時間は 5 分として設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 23 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合））（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量として設定
	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9℃	熱平衡計算による値
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+133cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	燃料	9×9 燃料(A型)	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33Gwd/t	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定
	格納容器容積（ドライウエル）	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積（サブプレッションチェンバ）	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水位	3.55m (NWL)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
	格納容器温度（ドライウエル）	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	格納容器温度（サブプレッションチェンバ）	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.0kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	事故条件	真空破壊装置	3.4kPa （ドライウエールサブプレッションチェンバ間差圧）
外部水源の温度		40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
起因事象		大破断LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定		全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定
		高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定。ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップするものとする。	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。	

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合））（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウェル圧力高 (遅れ時間：1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、ドライウェル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	120m ³ /h（ポンプ1台当たり、0.427MPa[diff]において）で注水、原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 <small>〈復水移送ポンプ1台による注水特性〉</small> 
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	88m ³ /hにて格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	原子炉格納容器フィルタベント系	流路特性（0.427MPa[gage]において10.0 kg/sの流量）に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作	事象発生25分後	常設代替交流電源設備からの受電後、事象発生から20分後に操作を開始し、操作時間は5分として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却（可搬型）系による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa[gage]到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達から5分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

添付資料-9 女川2号炉における運転状態(LL)の適切性について

(1) はじめに

SA 施設は、DB 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を新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、女川2号炉において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。

(2) 女川2号炉における格納容器除熱評価

添付 9.1 表に雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。事故後長期において格納容器温度は DB 耐震条件 104℃（最高使用温度）以下まで低下するものの、格納容器圧力及びサプレッションプール水位は、DB 耐震条件（大気圧相当（+14kPa）、HWL(3.6m)）まで低下しない。

添付 9.1 表 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力・温度及びサプレッションプール水位

項目	10 ⁻² 年後	2×10 ⁻¹ 年後	DB 耐震条件 (Ss)
ドライウエル圧力	約 0.166MPa [gage]	約 0.420MPa [gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サプレッションチェンバ圧力	約 0.167MPa [gage]	約 0.426MPa [gage]	大気圧相当 (+14kPa)
ドライウエル温度	約 94℃	約 40℃	171℃
サプレッションチェンバ気相温度	約 114℃	約 50℃	104℃
サプレッションプール水温度	約 112℃	約 50℃	
サプレッションプール水位	約 4.4m	約 4.2m	HWL (3.6m)

(3) BWR の格納容器の特性について

(2)において、事故後長期においても格納容器圧力及びサブレーションプール水位は、通常運転圧力及び通常運転水位まで低下しないことを示したが、これは BWR の格納容器の特性に起因するものである。以下に PWR と比較した当社 BWR の格納容器の特性を示す。

- BWR では、熱の蓄積場所としてサブレーションプールが存在しており、その水温は PCV 評価において考慮されている。このような大規模なプールがない PWR とは状況が異なる
- BWR では、ECCS が機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源（復水貯蔵タンク）を使用する。これにより通常運転時よりサブレーションプール水位が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある。

上記より、女川 2 号炉では格納容器の特徴を踏まえ、PWR（伊方 3 号）とは異なり運転状態 V（LL）のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件（温度、圧力、水位上昇）による影響を確認する必要がある。

なお、長期安定状態における女川 2 号炉と PWR（伊方 3 号）の格納容器除熱手段は、添付 9.2 表であり、同等の除熱設備を有している。

添付 9.2 表 長期安定状態における女川 2 号炉と PWR（伊方 3 号）の格納容器除熱手段

女川 2 号炉	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)		残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却水系) 代替循環冷却系 (原子炉補機代替冷却水系)	格納容器ベント (原子炉格納容器フィルタベント系)
PWR (伊方 3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器、使用済燃料ピット冷却器)	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却

(4) まとめ

女川 2 号炉はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR（伊方 3 号）とは異なる運転状態 V（LL）のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要がある。SA 時の運転状態 V（LL）の格納容器内の条件（温度、圧力、サブレーションプール水位）による影響を確認することが適切であると考えられる。

添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

(1) はじめに

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。

ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。

(2) 荷重条件として組合せるシナリオの選定について

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。

- ① 格納容器過圧・過温破損シナリオ：「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」
- ② RPV 破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ：「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗」

②のシナリオは、RPV 破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は高圧代替注水系又は低圧代替注水系による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ（格納容器過圧・過温破損シナリオ）同様に、全交流動力電源喪失が重畳するものとした場合においても、事象発生から90分までに電源復旧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。

また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても 10^{-8} /年未満となり、荷重の組み合わせの判断目安を下回る。

上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を選定することが適切である。

添付 10.1 表 RPV 破損発生と地震動が重畳する頻度

事故シーケンス	RPV 破損の発生頻度	×	地震動の発生確率 =	
過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗	$10^{-4}/\text{炉年}^{\ast 1}$ (炉心損傷頻度) × 10^{-2} 未満 ^{※2} (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	×	$10^{-2}/\text{年}^{\ast 3}$ (弾性設計用地震動 Sd) 又は $5 \times 10^{-4}/\text{年}^{\ast 3}$ (基準地震動 Ss)	= $10^{-8}/\text{炉年未満}$

- ※1：原子炉安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として $10^{-4}/\text{炉年}$ とした。女川原子力発電所 2 号炉の炉心損傷頻度は $10^{-4}/\text{炉年}$ よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。
- ※2：事象発生後、低圧代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系運転等の失敗確率を組合せて算出。
- ※3：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率 S_2, S_1 の発生確率を S_s, S_d に読み換えた。

(3) 荷重条件の保守性について

運転状態 V (L), V (LL) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4)a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の有効性評価結果を用いることとしている。

運転状態 V (L) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力約 0.640MPa [gage]・最高温度約 178℃）を Sd と組合せることとしており、保守性を確保している。

運転状態 V (LL) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4)b. に示すように除熱能力の

観点から格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）を参照している。さらに有効性評価では、格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう、格納容器漏えい率は考慮しておらず、十分な保守性を確保している。

(4) まとめ

上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。

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（抜粋）
- 〔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〕 耐震耐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 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- 〔参考7〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明
- 〔参考8〕 重大事故等時の長期安定冷却手段について

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈（抜粋）

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 (地震による損傷の防止)	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>第39条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p>
<p>二 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重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四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。</p>	<p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p>
<p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p>
<p>四 特定重大事故等対処施設 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、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>

[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈 (抜粋)

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

[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1/2)

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

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

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

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

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

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

- 一 耐震重要施設のうち、二以外のもの
- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2/2)

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

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

二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

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

[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(1/3)

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2 荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

4.3 許容限界

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

〔参考4〕耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（2／3）

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

- (1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。

- ・ JEAG4601
- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（（社）日本機械学会，2005/2007）

- (2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針による A_s クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 S_2 、 S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

4 地震応答解析

4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

(1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に設定していること。

(2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化

〔参考4〕耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（3／3）

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2 荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（（社）日本機械学会，2005/2007）

(2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的な地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの）に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的な地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

4.3 許容限界

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

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

表1-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和55年 通産省告示 第501号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての有 無	備 考
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度、圧力の変動荷 重。	S ₁ △ S ₂ △	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態Iの出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S ₁ △ S ₂ △	同 上	×	同 上
	出力運転	通常出力運転中の 圧力、温度、機械 的荷重。	S ₁ ○ S ₂ ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態Iの出力 運転で代表される。
	燃料交換		S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態Iの出力 運転における設計 条件で代表される。

昭和55年 通産省告示 第501号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての有 無	備 考	
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無			説 明
運転状態-II A-2	外部電源 喪失	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が 作用する。	S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態IIの主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の閉鎖		S ₁ ○ S ₂ ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。		○	
	給水制御系 の故障		S ₁ △ S ₂ ×			△	運転状態IIの主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。
	圧力制御装 置の故障		S ₁ △ S ₂ ×			△	同 上
	全給水流量 喪失 (給水ポン プ停止)		S ₁ △ S ₂ ×			△	同 上
	タービン トリップ		S ₁ △ S ₂ ×			△	同 上
逃がし安全 弁誤作動 (1個)	S ₁ △ S ₂ ×			×	同 上		
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振動 が作用する。	S ₁ × S ₂ ×	この事象の継続時 間は1分以内。	×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪失 事 故		S ₁ ○ S ₂ ×	長時間*継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間*作用する 圧力、温度は基準 地震動 S ₁ と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力、温度以外に、 プール水揺動によ る衝撃力があるが、 これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	

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

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

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

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

耐震クラス	種 別 (1) 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _S	D + P + M + S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D + P _L + M _L + S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P + M + S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D + P _d + M _d + S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	-	B _A S
C	D + P _d + M _d + S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	-	C _A S

注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。

告示で規定されない容器・管にあっては以下による。

1) 耐震A又はA_Sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。

2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。

3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。

(2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。

(3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D + P_L + M_L + S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (4 / 7) (JEAG4601・補-1984 P49)

[記号の説明]

D : 死荷重

P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) における圧力荷重

M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で (冷却材喪失事故後の状態は除く) 設備に作用している機械的荷重

〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値 (たとえば最高使用圧力、設計機械荷重) を用いてもよい。〕

P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重

M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重

P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_1 : 基準地震動 S_1 により定まる地震力又は静的地震力

S_2 : 基準地震動 S_2 により定まる地震力

S_B : 耐震 B クラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力

〔耐震 B クラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動 S_1 に基づく地震力を 1/2 倍した値を用いることができる。〕

S_C : 耐震 C クラスの設備に適用される静的地震力

$III_A S$: 通産省告示 501 号の運転状態 III 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

$IV_A S$: 通産省告示 501 号の運転状態 IV 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

$B_A S$: 耐震 B クラス設備の地震時の許容応力状態

$C_A S$: 耐震 C クラス設備の地震時の許容応力状態

〔 $III_A S$, $IV_A S$, $B_A S$, $C_A S$ は JEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針 - 許容応力編」による。〕

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601・補-1984 P78, P79)

1.2 基本的考え方

1.2.1 耐震 A_S 及び A クラス施設について

運転状態と地震動の組合せ，これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

(1) 基準地震動 S_1

基準地震動 S_1 による荷重を運転状態 I と組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S_1 による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち，運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 $III_A S$ を限度とする。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601・補-1984 P377, P378)

(e) 熱応力の扱い

S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-9-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

表5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力

許容応力状態	組合せ荷重	熱応力
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁	1/3に低減する
	3 (D+L)+LO+T ₂	
終局	4 (D+L)+O+K ₂	熱応力は考慮しない
	5 (D+L)+LO+K ₁	

記号 D+L:固定,積載荷重等 O:運転時荷重 LO:L事故時荷重 T₁:運転時温度荷重 T₂:L事故時温度荷重
 K₁:S₁地震による地震力 K₂:S₂地震による地震力

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7 / 7) (JEAG4601・補-1984 P427)

表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D+O	長期
(2)	D+O+L*	
(3)	D+O+L	短期
(4)	D+O+S ₁ *	
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討
(6)	D+O+L+S ₁ *	

(5), (6)の組合せは, 原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

- D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等)
- O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等)
- L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重)
- L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重)
- S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重
- S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重

〔参考6〕原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の残留ひずみの挙動により、耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が S_y 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図1， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（第1図， $c \rightarrow b$ ）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予めひずみ（～約19%）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと、予めひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態 $IV_A S$ ）の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

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

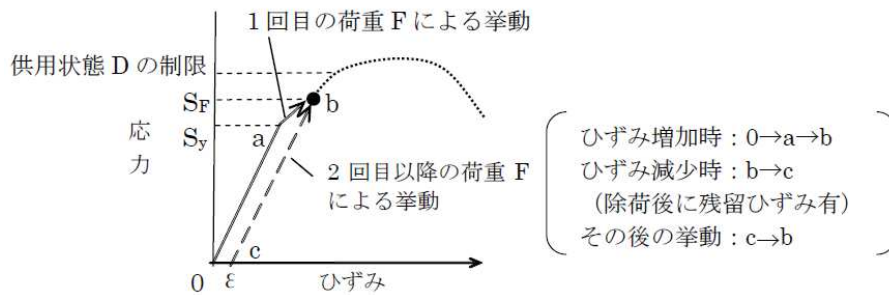


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

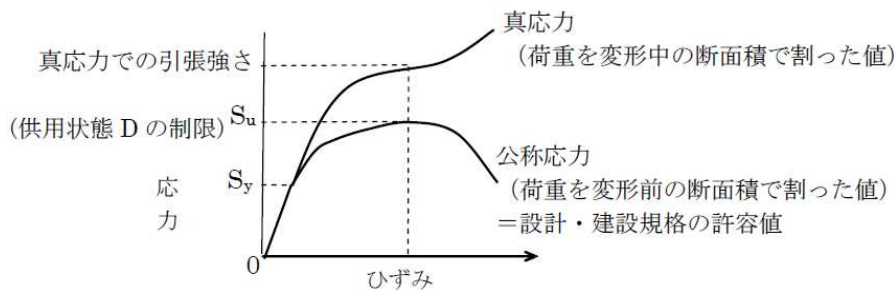


図2 公称応力と真応力について

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

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

なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

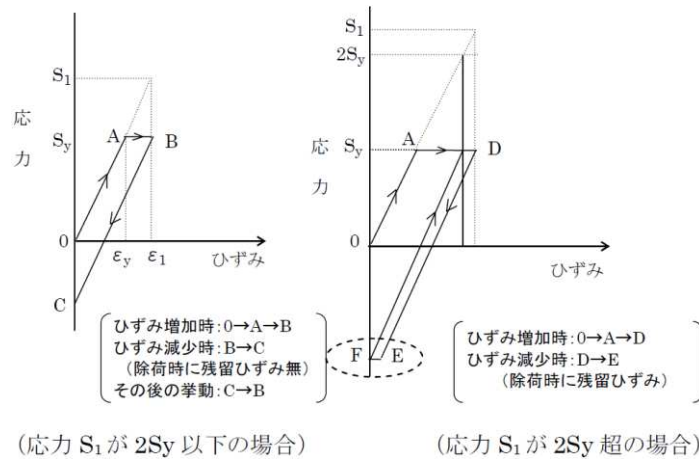


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)

〔参考7〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。

そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について

(1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について

地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。また、耐震B、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして、問題のないことを確認することとする。

(2) 設計用荷重への影響

耐震B、Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、耐震S

クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、耐震 B, C クラス施設破損による DBA で考慮すべき荷重の影響は、「給水流量の全喪失」「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。B, C クラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震 B, C クラス施設が破損することによる荷重に対する耐震 S クラスへの影響は、JEAG4601・補-1984 を踏まえて女川 2 号炉として、「給水流量の全喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。

4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察
耐震 S クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震 S クラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、耐震 S クラス施設(重大事故等対処設備含む)は S_s によって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」は S_s との独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、耐震 S クラスである DB 施設又は S_s 機能維持である重大事故等対処設備であっても、フラジリティという考え方に基づけば、 S_s 以下の地震により機能喪失に至る確率は少なからず存在する。この S_s 以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、 S_s 規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。

〔参考 8〕 重大事故等時の長期安定冷却手段について

重大事故等発生後の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱により原子炉格納容器内温度は緩やかに低下し約 5 日後には、サプレッションチェンバのプール水温が最高使用温度の 104℃を下回る（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙 1）安定状態の維持について」参照）。

しかし、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合は、代替循環冷却系が使用できないため、原子炉格納容器ベントにより原子炉格納容器の除熱を行う。原子炉格納容器ベントによる除熱では、原子炉格納容器圧力の低下は早いものの、原子炉格納容器温度の低下は代替循環冷却系より遅く、サプレッションチェンバのプール水温度が最高使用温度の 104℃を下回るのは約 26 日後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙 1）安定状態の維持について」参照）。

そのため、原子炉格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生 30 日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。

重大事故等発生後において、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱復旧を実施する。また、残留熱除去系の機能回復が長時間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合はこの可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施する。本書は、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。なお、「可搬型原子炉格納容器除熱系」に加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下「CUW 系」という。）による原子炉除熱」を構築する。また、原子炉格納容器内の気層部を冷却する既設設備であるドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する「ドライウェル冷却系（以下「DWC 系」という。）による原子炉格納容器除熱」を構築する。CUW 系による原子炉除熱については〔参考 8－補足 1〕に、DWC 系による原子炉格納容器除熱については〔参考 8－補足 2〕に示す。

表 1 重大事故等時における原子炉格納容器除熱手段

除熱手段	備考
代替循環冷却系による除熱	
原子炉格納容器ベントによる除熱	
残留熱除去系の補修による除熱復旧	
可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱	本資料 1. で成立性を示す
原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱	参考 8－補足 1 で成立性を示す
原子炉補機代替冷却水系を用いた DWC 系による原子炉格納容器除熱	参考 8－補足 2 で成立性を示す

本表は事故等における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない。

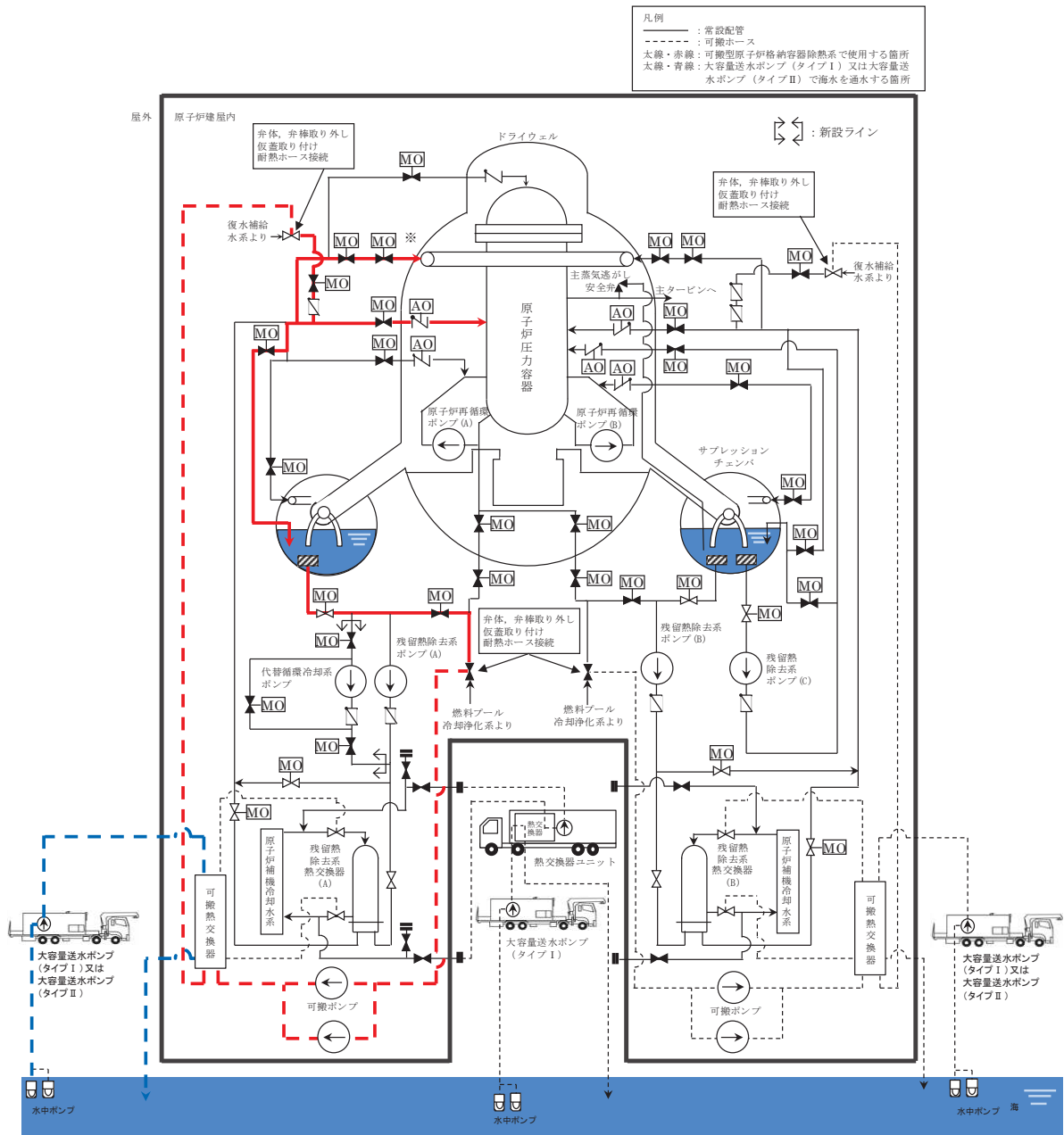
1. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱

〈実現可能性〉

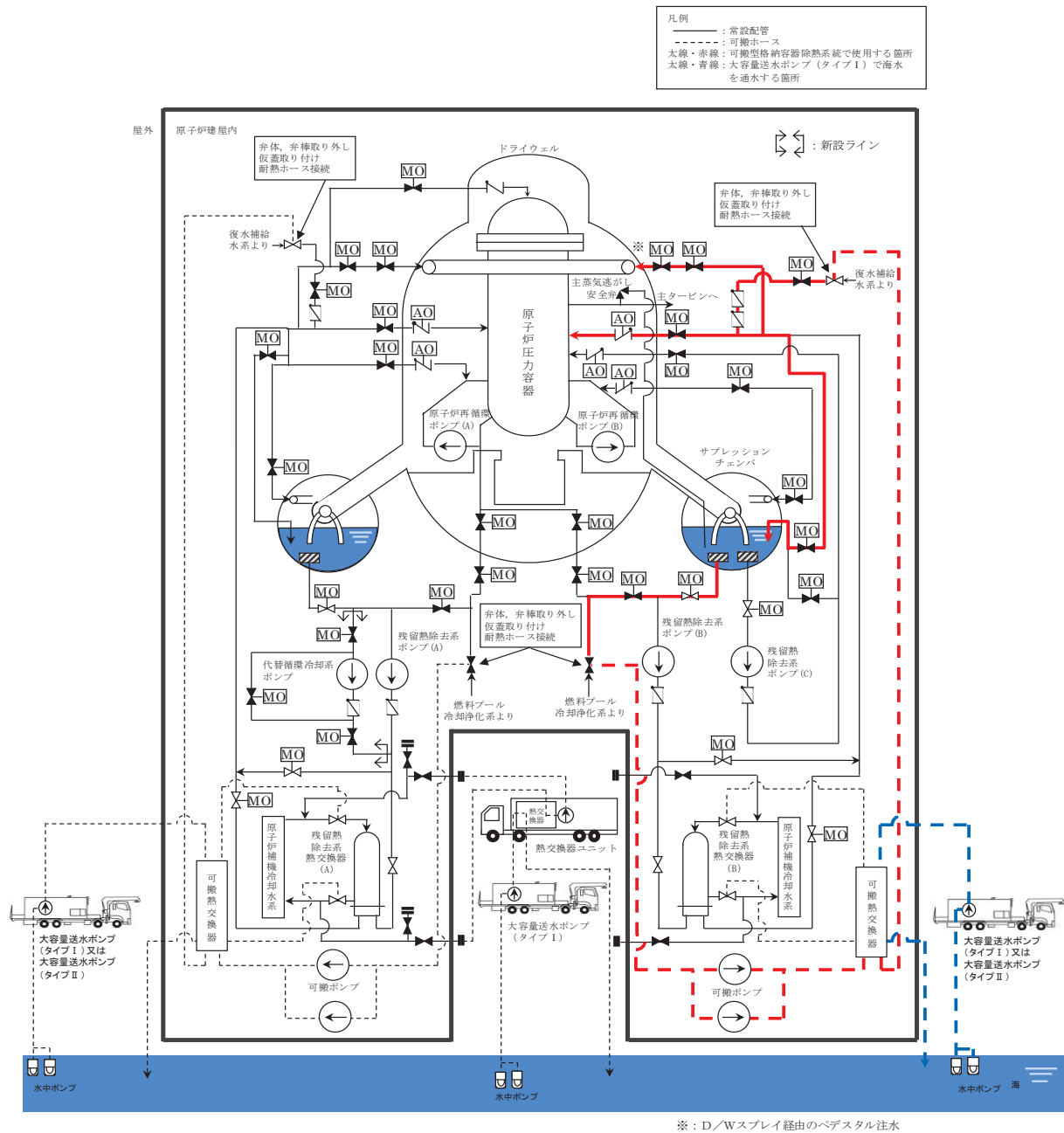
重大事故等時において、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系（以下「RHR系」という。）の補修によるサプレッションプール水冷却モードの復旧を実施する。また、RHR系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱を構築する。可搬型原子炉格納容器除熱系は、RHR系配管から可搬ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッションチェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水をRHR系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品（可搬ポンプ、可搬熱交換器及び可搬ホース）については事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型原子炉格納容器除熱系は、RHR系のA系又はB系へ接続可能な設計とする。可搬ポンプの吸込箇所は、RHR系ポンプの吸込配管にある「RHR A系FPC吸込連絡弁」又は「RHR B系FPC吸込連絡弁」とし、可搬ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、可搬ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟内に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側についてはRHR系の原子炉注水配管にある「RHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁」又は「RHR B系LPCI注入ライン洗浄止め弁」と可搬ホースで接続する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を通水可能な構成とする。

本系統に関する系統概要図を参考1図及び参考2図、本系統に関する系統構築に必要な作業と期間を参考2表に示す。



参考 1 図 可搬型原子炉格納容器除熱系の系統概要図
(残留熱除去系 A 系への接続の場合)



参考 2 図 可搬型原子炉格納容器除熱系の系統概要図
(残留熱除去系 B 系への接続の場合)

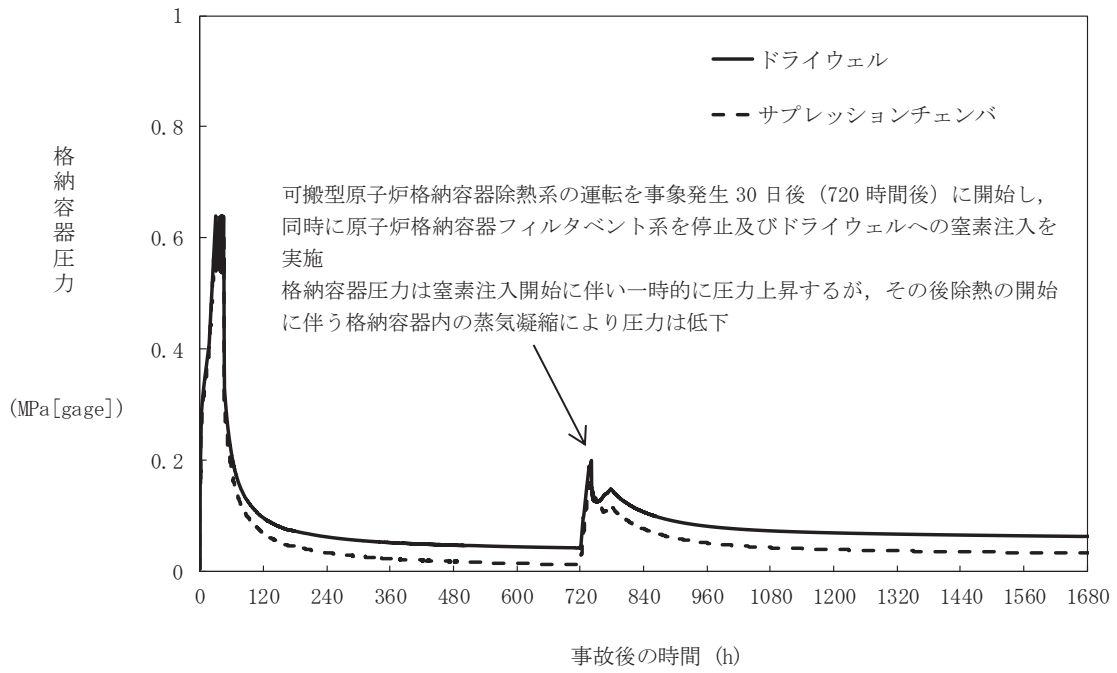
参考 2 表 可搬型原子炉格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所要期間
RHR ポンプ吸込ラインの仕切弁と RHR 系洗浄水ラインの仕切弁の上蓋等取外し，可搬ホース取付	これらの作業は，1 ヶ月程度で準備可能と考えている。
可搬ポンプ準備	
可搬熱交換器準備	
通水試験等	

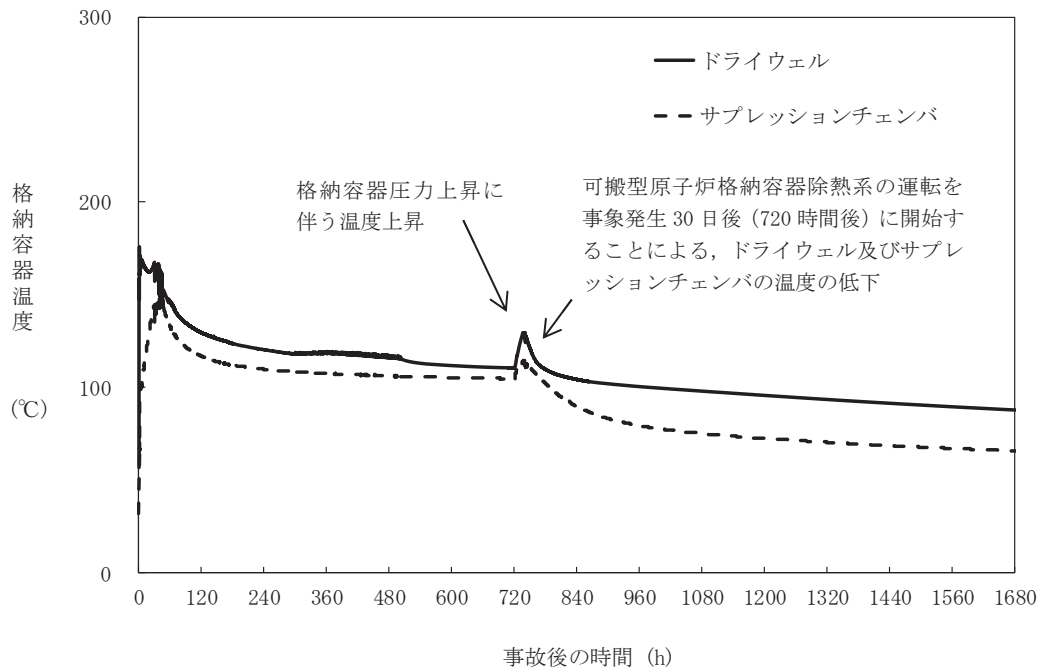
〈効果〉

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において事象発生後約 1 ヶ月まで原子炉格納容器ベントによる除熱を行った後，可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施する場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系の流量は，事故発生 30 日後の崩壊熱を除去可能である $\square \text{ m}^3/\text{h}$ とし，原子炉格納容器ベントを停止するとともに，原子炉格納容器の負圧破損防止のため可搬型窒素ガス供給装置により窒素ガスを $220 \text{ m}^3/\text{h}$ 注入する。参考 3～5 図に原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度，サプレッションプール水温の推移を示す。参考 4 図及び参考 5 図に示すとおり，原子炉格納容器気相部温度，サプレッションプール水温を低減させることができる。

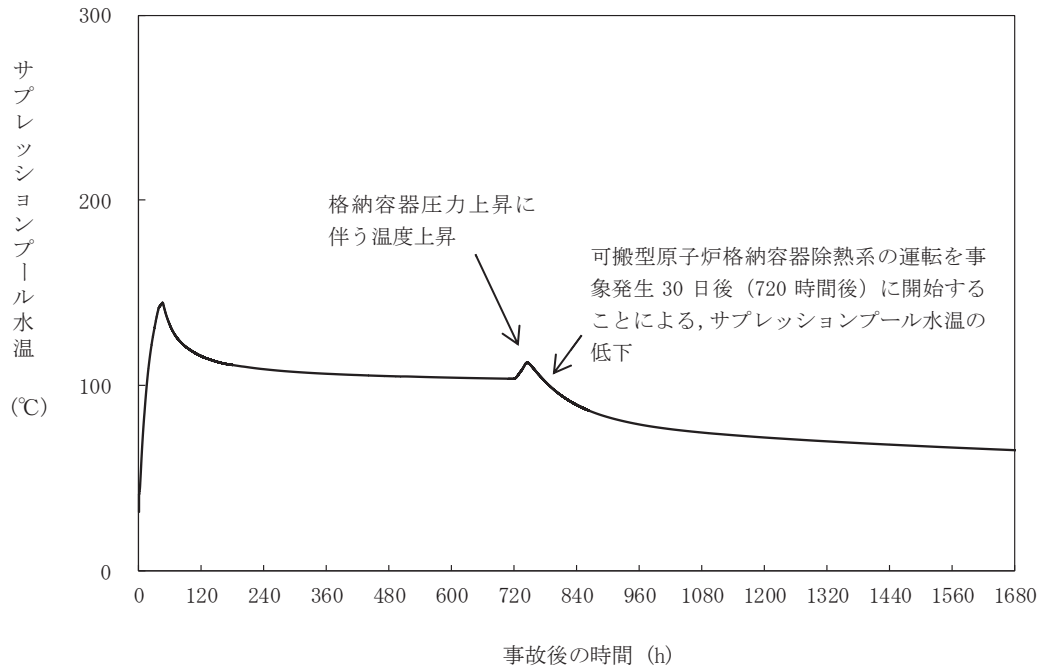
なお，本評価のように原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器圧力が低下している状態では，ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され，原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系（可搬型原子炉格納容器除熱系）の運転を開始する場合，サプレッションチェンバのプール水温が 100°C を下回ると，飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって，可搬型格原子炉格納容器除熱系の運転を開始する際には，原子炉格納容器ベントを停止し，可搬型窒素ガス供給装置より窒素ガスを注入し，原子炉格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。



参考 3 図 原子炉格納容器圧力の推移



参考 4 図 原子炉格納容器気温度の推移



参考 5 図 サプレッションプール水温の推移

〈系統成立性評価〉

可搬型原子炉格納容器除熱系は、事故発生 30 日後の崩壊熱相当（約 5MW）を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で原子炉建屋地下 3 階に設置する可搬ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮して有効 NPSH を満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生 30 日後の崩壊熱相当（約 5MW）を除熱可能なことを確認し、系統成立性を示す。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）を満足する必要がある。有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では参考 6 図の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力（サプレッションチェンバ）、サプレッションチェンバのプール水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管（RHR 系常設配管及び可搬ホース）圧力損失により求められる有効 NPSH と、可搬ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。有効 NPSH の評価式は以下の通りであり、評価結果は参考 3 表に示す通り、ポンプの NPSH 評価は成立する。

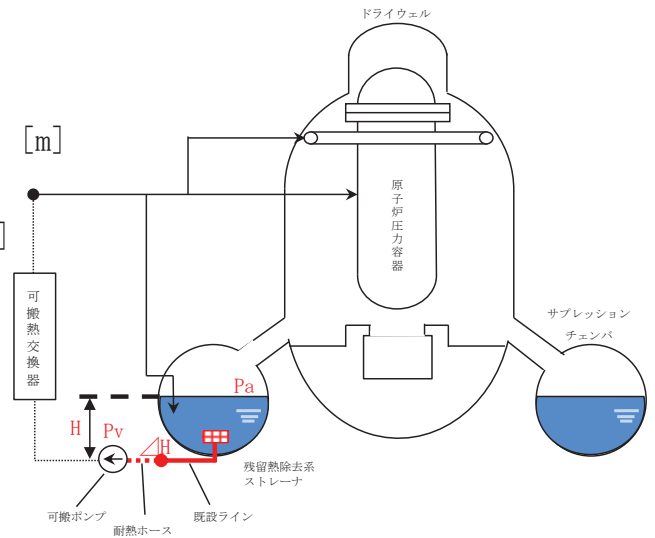
$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

P_a : 水源気相部の圧力 [m]

P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]

H : 静水頭 (水源水位～ポンプ) [m]

ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]



参考 6 図 可搬型原子炉格納容器除熱系の NPSH 評価

表 3 NPSH 評価結果

項目		水頭圧		設定根拠
		RHR (A) 系	RHR (B) 系	
P_a	サプレッションチェンバ圧力 (水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッションチェンバ水温 100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。
P_v	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッションチェンバ水温 100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。
H	サプレッションチェンバ水位と可搬ポンプ吸込レベル間の水頭差	5.3m	5.3m	サプレッションチェンバ水位は安全解析における事故発生 30 日後の水位 (O. P. -1800) とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下 3 階床上 1m (O. P. -7100) を想定する。
ΔH	吸込配管圧損 (RHR 系配管)			<input type="checkbox"/> m ³ /h 時の RHR ストレーナ～可搬ホース取付箇所までの配管の圧損
	吸込配管圧損 (可搬ホース)			<input type="checkbox"/> m ³ /h 時の可搬ポンプ吸込側の可搬ホースの圧損
	RHR ストレーナ圧損			<input type="checkbox"/> m ³ /h 時の RHR ストレーナの圧損
合計				配管、ホース及び RHR ストレーナ圧損合計
有効 NPSH				$P_a - P_v + H - \Delta H$
必要 NPSH				可搬ポンプの必要 NPSH
成立性評価		○	○	有効 NPSH > 必要 NPSH

② 流量評価

可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章で

は、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と参考1図及び参考2図の系統構成を想定した場合において、評価が最も厳しくなるRHR B系に接続した場合の原子炉注水時の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考7図に示す通り、m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。



参考7図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果

参考4表 圧力損失内訳 (RHR(B)系に接続した場合の原子炉注水時)

除熱手段 (評価ルート)		
流量		
配管・弁類圧力損失	常設配管	
	可搬ホース	
	可搬熱交換器	
静水頭	水源	0. P. -3900 (サプレッションチェンバ 通常最低水位)
	注入先	
圧力差	水源	0. 427MPa
	注入先	0. 432MPa
		5. 1m
システム抵抗 (圧力損失)		

③ 除熱量評価

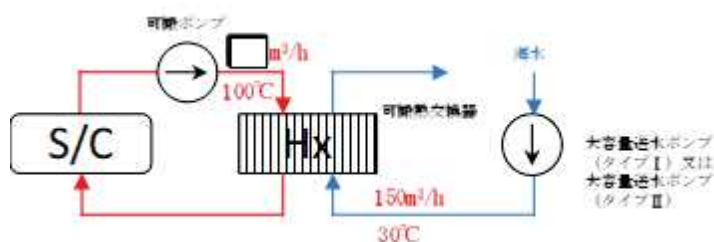
上述②の評価結果の通り、可搬型原子炉格納容器除熱系は流量□m³/hが確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当（約5MW）を除熱可能なことを確認した。

可搬型原子炉格納容器除熱系の除熱量評価図を参考8図に示す。

参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	100℃
		1次側流量	□
	海水系	海水温度	30℃
		海水流量	150m ³ /h



参考8図 可搬型原子炉格納容器除熱系の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、可搬型原子炉格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当（約5MW）を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

〈具体的な手順の概要〉

(1) 可搬型原子炉格納容器除熱システムの概要(残留熱除去系 A 系への接続の場合)

可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱システムの概要を以下に示す。

RHR ポンプ(A)室 (O. P. -8100) の RHR A 系 FPC 吸込連絡弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに可搬ホースが接続可能な仮蓋を取り付け、その仮蓋に可搬ホースを接続する。RHR A 系 FPC 吸込連絡弁に取り付けた可搬ホースを、RHR ポンプ(A)室前通路に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた可搬ホースを原子炉建屋地上 1 階 (O. P. 15000) に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。また、原子炉建屋地上 1 階 (O. P. 15000) 通路の RHR A 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに可搬ホースが接続可能な仮蓋を取り付け、その仮蓋に可搬ホースを接続し、可搬熱交換器出口側フランジに連結する。このようにシステムを構成することで、サブプレッションチェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注入することが可能となる。可搬型原子炉格納容器除熱システムを構成する可搬ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した位置に設置する。

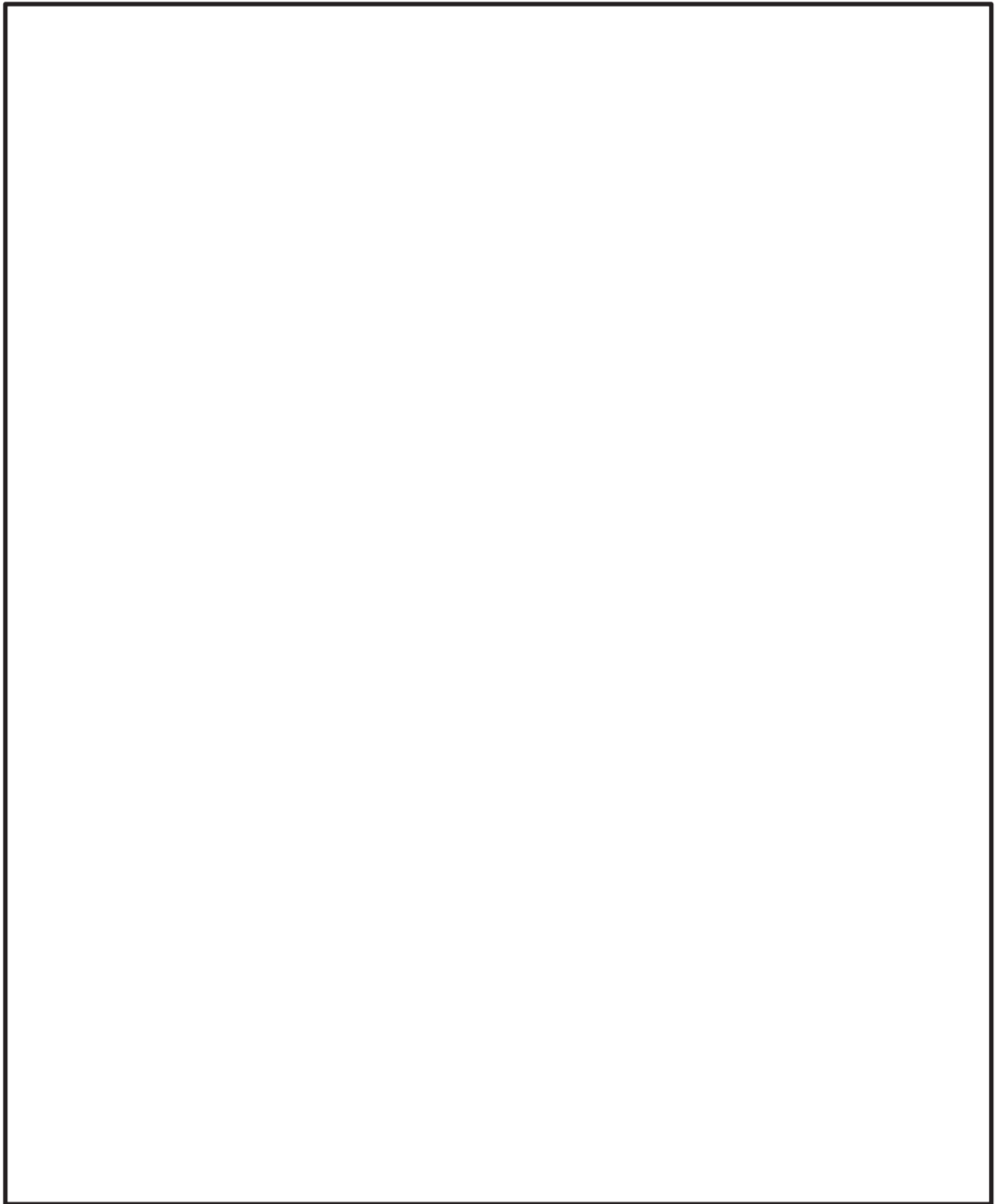
なお、可搬型原子炉格納容器除熱系の使用にあたっては、サブプレッションチェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考 9 図にシステム水張りの概要図を示す。

また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) と可搬ホースを配備して連結し、大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を起動することで海水を通水する。

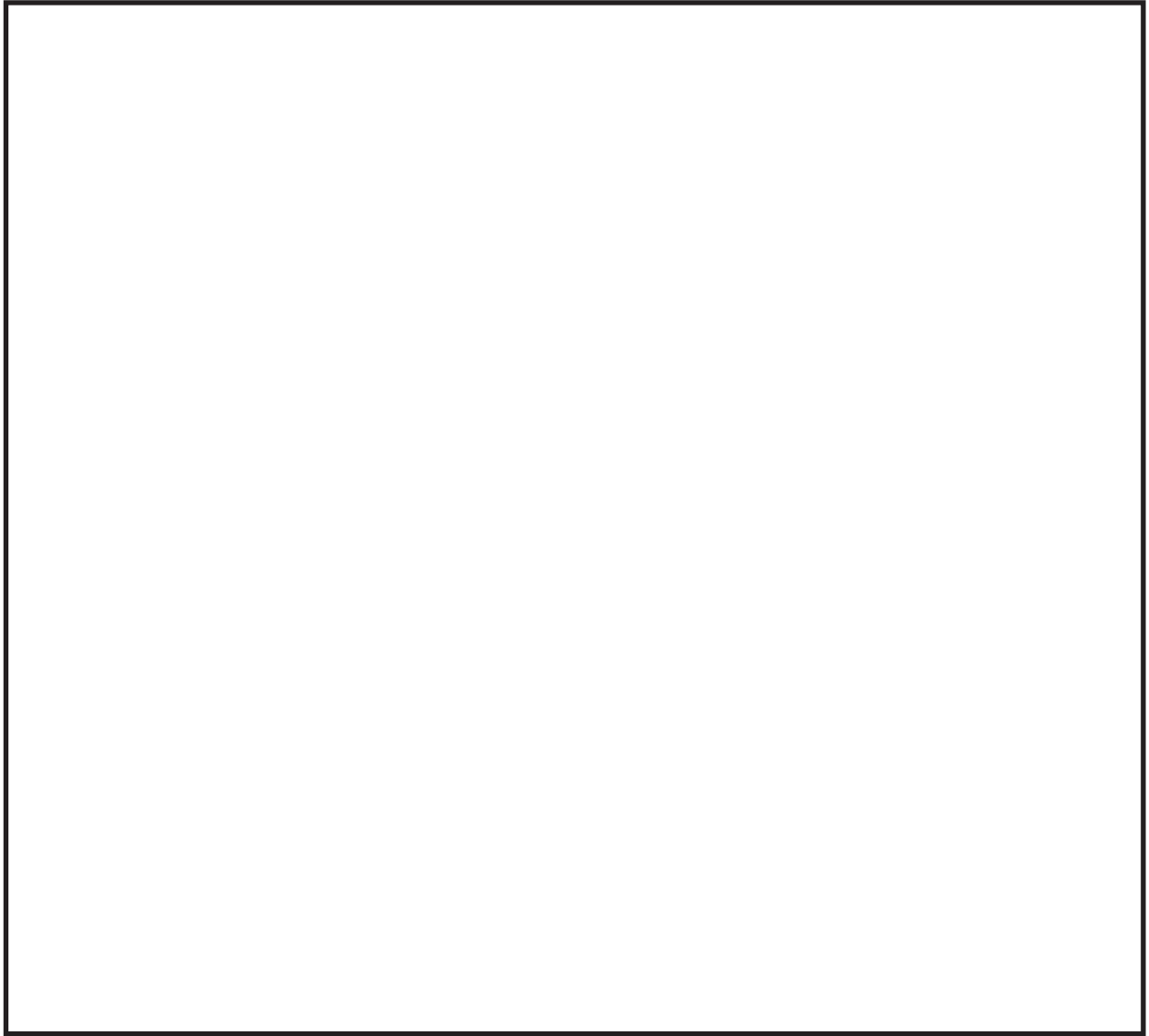
システム水張りによる健全性確認が完了した後、RHR ポンプ(A)S/C 吸込み弁及び RHR ポンプ(A)停止時冷却吸込弁を開操作し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注入し循環することにより除熱する。

可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生 30 日後の崩壊熱相当 (5MW) を上回るシステム設計とする。

システムを構成する機器の配置イメージを参考 10 図及び参考 11 図に示す。また、システムを構成する機器の仕様等は参考 6 表の通りである。

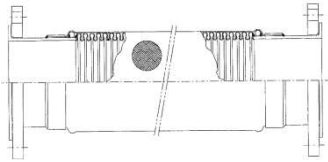
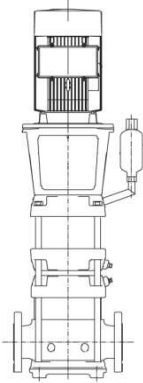
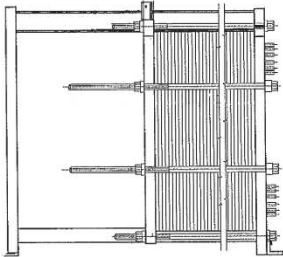



参考 10 図 配置図 (原子炉建屋地下 3 階)



参考 11 図 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

参考 6 表 可搬型原子炉格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等		備考
可搬機器			
可搬ホース（フレキシブルメタルホース） ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.5MPa 温度 150℃		
可搬ポンプ	容量 □ m ³ /h 揚程 55m		
可搬熱交換器	除熱量 5MW 以上		
大容量送水ポンプ（タイプ I）又は大容量送水ポンプ（タイプ II）	（タイプ I） 容量 1,440m ³ /h 揚程 122m （タイプ II） 容量 1,800m ³ /h 揚程 122m		

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

可搬ホースを接続する RHR A 系 FPC 吸込連絡弁又は RHR B 系 FPC 吸込連絡弁は、RHR ポンプ(A)停止時冷却吸込弁又は RHR ポンプ(B)停止時冷却吸込弁により隔離されているため、サプレッションチェンバ内にある炉心損傷により発生する汚染水に接することはない。

また、可搬ホースを接続する RHR A 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁又は RHR B

系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁は復水貯水タンクを水源とする復水補給水系（以下、「MUWC 系」という）の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

可搬型原子炉格納容器除熱系は、原子炉格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段として、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後に構成する系統であり、原子炉格納容器フィルタベント系配管付近で作業を実施する RHR B 系接続による系統構成が作業に伴う被ばくの影響が大きいことから、被ばく評価を実施する。

RHR ポンプ(B)室内における RHR B 系 FPC 吸込連絡弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 17mSv/h となる。〔参考 8－補足 3〕

原子炉建屋地下 3 階通路における可搬ポンプ設置付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約 9.4mSv/h となる。〔参考 8－補足 3〕

原子炉建屋地上 1 階通路の RHR B 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁及び可搬熱交換器配備箇所付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率及び原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接線による線量率により約 22mSv/h となる。〔参考 8－補足 3〕

原子炉建屋大物搬入口における雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に起因する空間線量率により約 13mSv/h となる。〔参考 8－補足 3〕

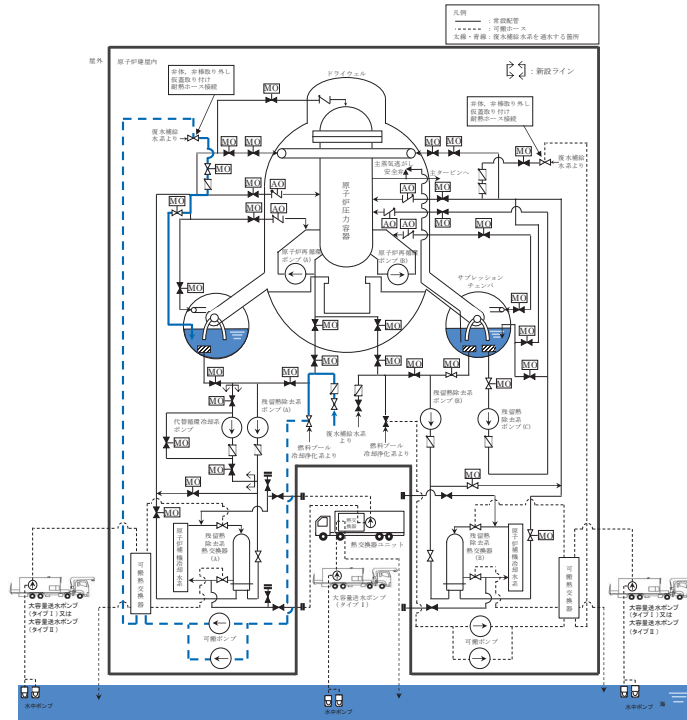
これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約 30 時間程度（5 人 1 班で作業）と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

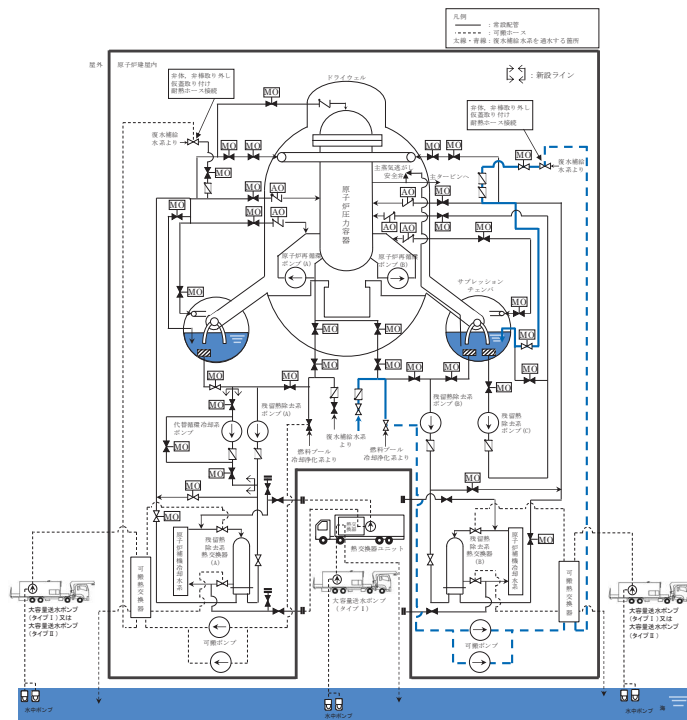
系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

非汚染水によるフラッシングの系統イメージを参考 12 図及び参考 13 図に示す。



参考 12 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング (RHR A 系の場合)



参考 13 図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング (RHR B 系の場合)

- I. RHR A系又はB系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする。
- II. RHR A系又はB系の停止時冷却吸込ライン洗浄止め弁及びRHR A系又はB系の試験用調整弁を開操作することで、MUWC系の水が可搬ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を經由し、サプレッションチェンバへ流入することで、系統をフラッシングする。
- III. サプレッションチェンバのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する。
- IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。
- V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する。

〔参考 8－補足 1〕長期安定性の維持のための FPC と CUW 熱交換器使用の可能性について

長期安定性の維持のために FPC 熱交換器又は CUW 熱交換器による原子炉格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC 熱交換器については、これを用いて原子炉格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、原子炉格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC 熱交換器を用いてサプレッションチェンバのプール水を除熱するためには、FPC ポンプを使用する必要があるが、FPC ポンプは原子炉建屋地上 1 階に設置しており、水源であるサプレッションチェンバとのレベル差が大きく、ポンプ NPSH 評価が成立しないため、使用は困難と考えている。一方で、CUW 熱交換器による原子炉格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。

(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱
〈実現可能性〉

CUW 系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル 2）により隔離状態になる。

また、通常は原子炉補機冷却水系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却水系を用いることで冷却水を確保する。

可搬ホース等は CUW 系では使用する必要がなく、手動弁による系統構成のみで運転可能である。

CUW 系は原子炉圧力容器が水源であり、CUW ポンプの吸込圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉再循環系配管高さ以上（事故時は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で安定していることを目安としている）に確保されていることが必要である。そのため、大 LOCA 事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。

さらに、CUW ポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動水圧系からの清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動水圧系からパージ水が必要となる。制御棒駆動水圧系からのパージ水供給が不可能な場合は、復水補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることにより CUW 系による原子炉除熱を実施することができる。

これらの条件を満たした上で、原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による除熱可能量は「1.5MW」である。

原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱の系統概要図を図 1 に、原子炉補機代替冷却水系（CUW 除熱ライン）系統概要図を図 2 に示す。

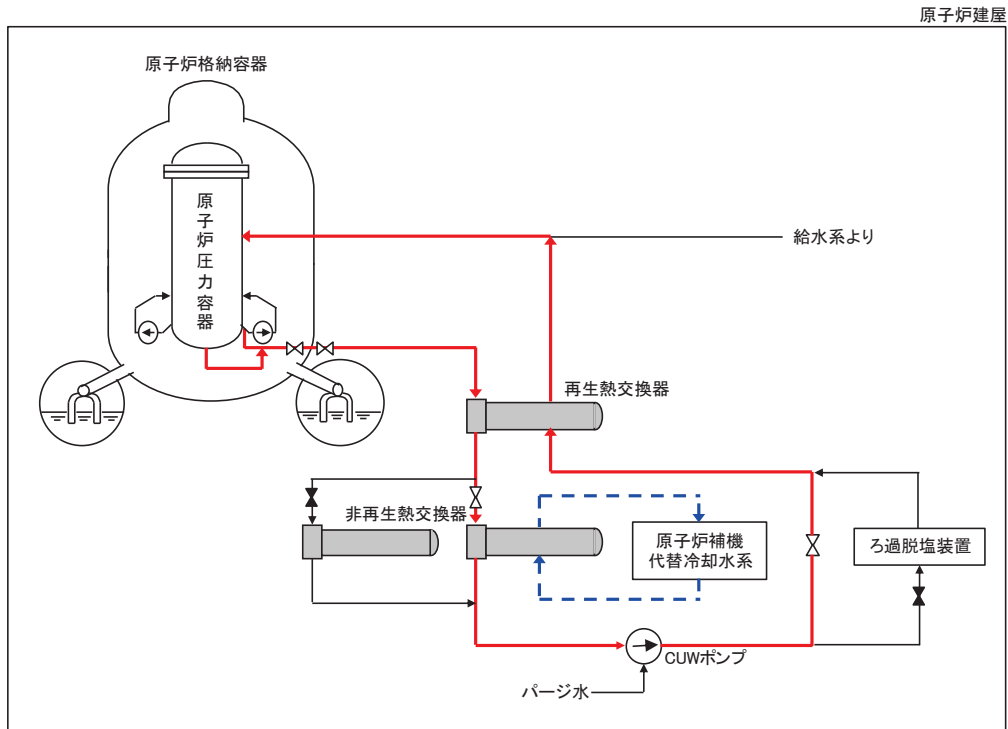


図1 原子炉補機代替冷却水系を用いたCUW系による原子炉除熱システム概要図

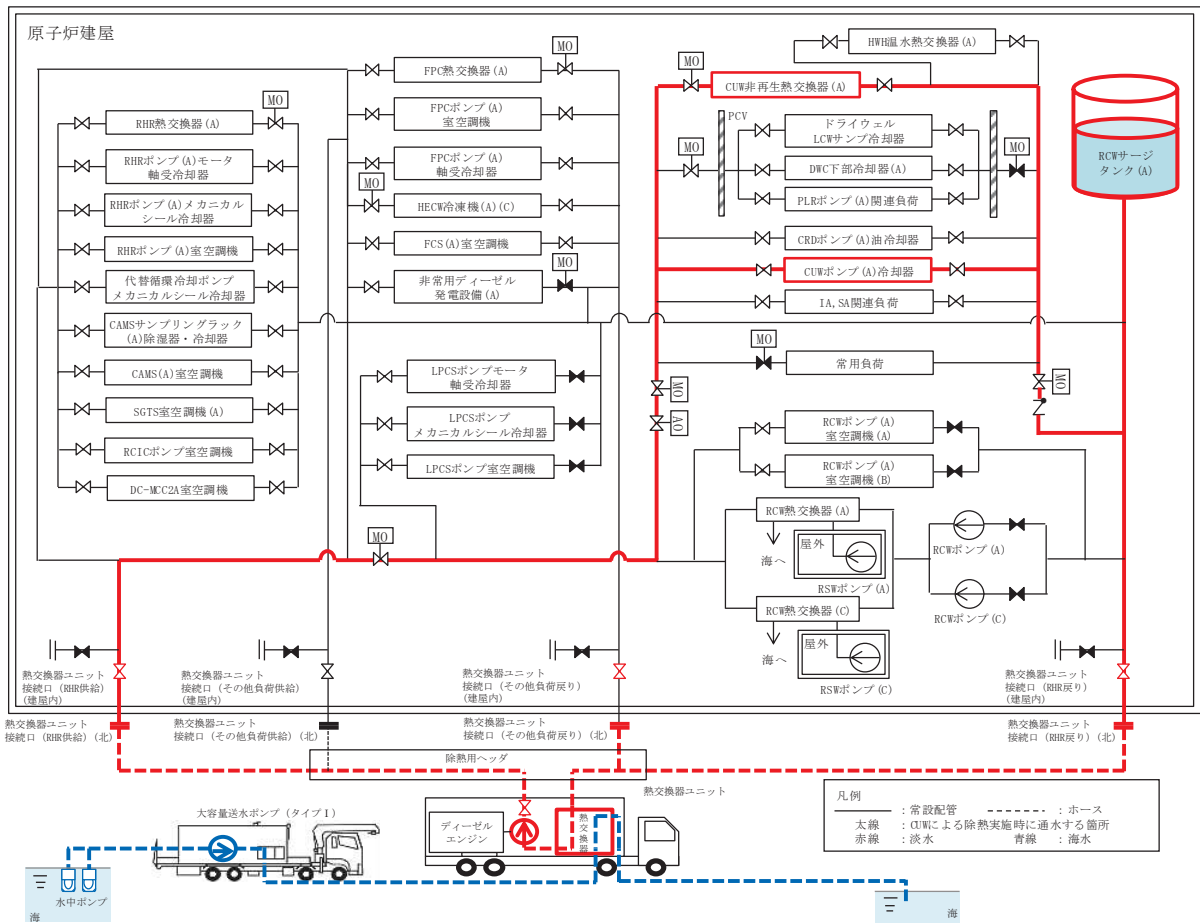


図2 原子炉補機代替冷却水系 (CUW 除熱ライン) システム概要図

〈効果〉

除熱量は「1.5MW」である。

〈系統成立性評価〉

原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱は、約 1.5 MW を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「① CUW ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で原子炉建屋地下 3 階に設置されている CUW ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮して有効 NPSH を満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、CUW ポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる熱交換器ユニットについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却水系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が約 1.5MW を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

① CUW ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に作動するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH ≥ 必要 NPSH）を満足する必要がある。有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図 3 の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位と CUW ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効 NPSH と、CUW ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。有効 NPSH の評価式は以下の通りであり、評価結果は表 1 に示すとおり、ポンプの NPSH 評価は成立する。

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

P_a : 水源気相部の圧力 [m]

P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]

H : 静水頭 (水源水位～ポンプ) [m]

ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]

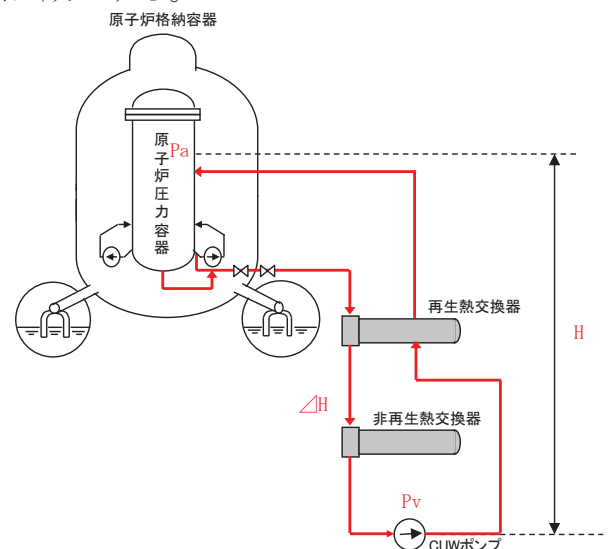


図 3 CUW 系による原子炉除熱の NPSH 評価

表 1 NPSH 評価結果

項目		水頭圧 [m]	設定根拠
Pa	原子炉圧力	44.9m	原子炉減圧後の圧力 (0.34MPa) の水頭換算値
Pv	CUW ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	2.7m	ポンプ入口温度約 <input type="text"/> °C に余裕を見て 66°C とした場合の飽和蒸気圧
H	原子炉水位と CUW ポンプ吸込口の水頭差		原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 2) (O.P. 19660) とし, CUW ポンプ吸込口は (O.P. <input type="text"/>) とする。
△H	吸込配管圧損 (CUW 配管)		定格流量 71t/h 時のポンプ吸込配管圧損
有効 NPSH			Pa-Pv+H-△H
必要 NPSH			CUW ポンプの必要 NPSH
成立性評価		○	有効 NPSH > 必要 NPSH

② 流量評価

原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱の, 原子炉補機代替冷却水系の系統流量は, 後述する評価により m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では, その評価結果について示す。

流量確認方法としては, 熱交換器ユニットの「性能曲線」(揚程と流量の関係図) と図 2 の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」の交点がポンプの動作点となるため, ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図 4 に示す通り, ポンプの動作点が m³/h 以上確保可能であることを確認した。

参考として, 系統流量 m³/h 時の圧力損失を表 2 に示す。



図 4 CUW 系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却水系統流量評価結果

表 2 圧力損失内訳

除熱手段（評価ルート）		女川 2 号炉
流量		
配管・弁類圧力損失	常設配管	
	可搬ホース	
	代替熱交換器	
静水頭	水源	—
	注入先	—
	0（閉ループ）	
圧力差	水源	—
	注入先	—
	0（閉ループ）	
システム抵抗		

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、CUW による原子炉除熱の原子炉補機代替冷却水系系統流量は、 m³/h 確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。

評価条件は表 3 に示すとおりであり、CUW 再生熱交換器、CUW 非再生熱交換器及び熱交換器ユニットの性能、大容量送水ポンプ（タイプ I）による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、約 1.5 MW を除熱可能なことを確認した。

CUW 系による原子炉除熱の除熱量評価図を図 5 に示す。

表 3 熱交換器ユニットの除熱量評価条件

熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度	
		淡水側流量	
	海水系	海水温度	26°C
		海水流量	892m ³ /h

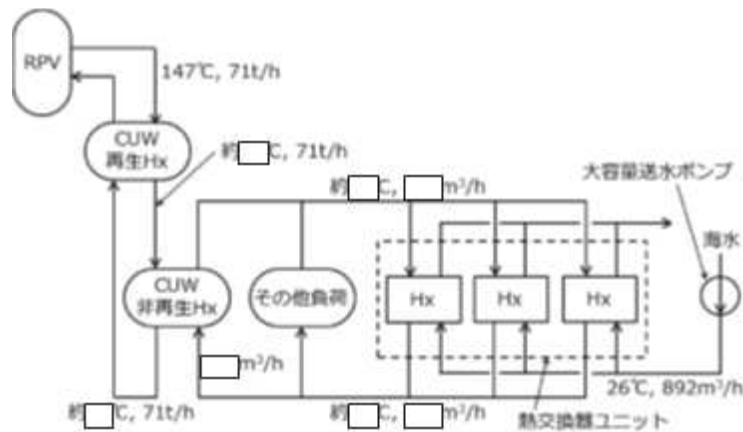


図 5 CUW 系による原子炉除熱系統の除熱量評価図

以上の「① ポンプの NPSH 評価」, 「② 流量評価」, 「③ 除熱量評価」の結果から, 原子炉補機代替冷却水系を用いた CUW 系による原子炉除熱系統は約 1.5 MW を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

〈実現可能性〉

DWC 系はドライウエル内に設置された各機器類の正常な運転のために、ドライウエル内雰囲気適切な温度状態に保持する系統であるが、送風機が運転できない場合でも、冷却コイルに冷却水を通水することで原子炉格納容器除熱に期待できる。

DWC 系は、ドライウエル内の上部に 3 台、下部に 3 台設置された冷却器及び送風機により冷却した雰囲気ガスを、ダクトを経てドライウエル内各部へ給気する。通常時の各冷却器の冷却水について、上部冷却器は換気空調補機常用冷却水系を、下部冷却器は原子炉補機冷却水系を用いているが、本除熱手段では、原子炉補機代替冷却水系を用いることで原子炉格納容器の除熱を行う下部冷却器の冷却水を確保する。

〈系統成立性評価〉

原子炉補機代替冷却水系を用いた DWC 系による原子炉格納容器除熱は、約 4MW を除熱可能なこととし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては、「①流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる熱交換器ユニットについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却水系による除熱可能な除熱量を「②除熱量評価」で示し、本系統が約 4MW を除熱可能であることを確認し、系統成立性を示す。

① 流量評価

原子炉補機代替冷却水系を用いた DWC 系による原子炉格納容器除熱の、原子炉補機代替冷却水系統流量は、後述する評価により \square m³/h 以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。

流量確認方法としては、熱交換器ユニットの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図 1 の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図 2 に示すとおり、ポンプの動作点が \square m³/h 以上確保可能であることを確認した。

参考として、系統流量 \square m³/h 時の圧力損失を表 1 に示す。

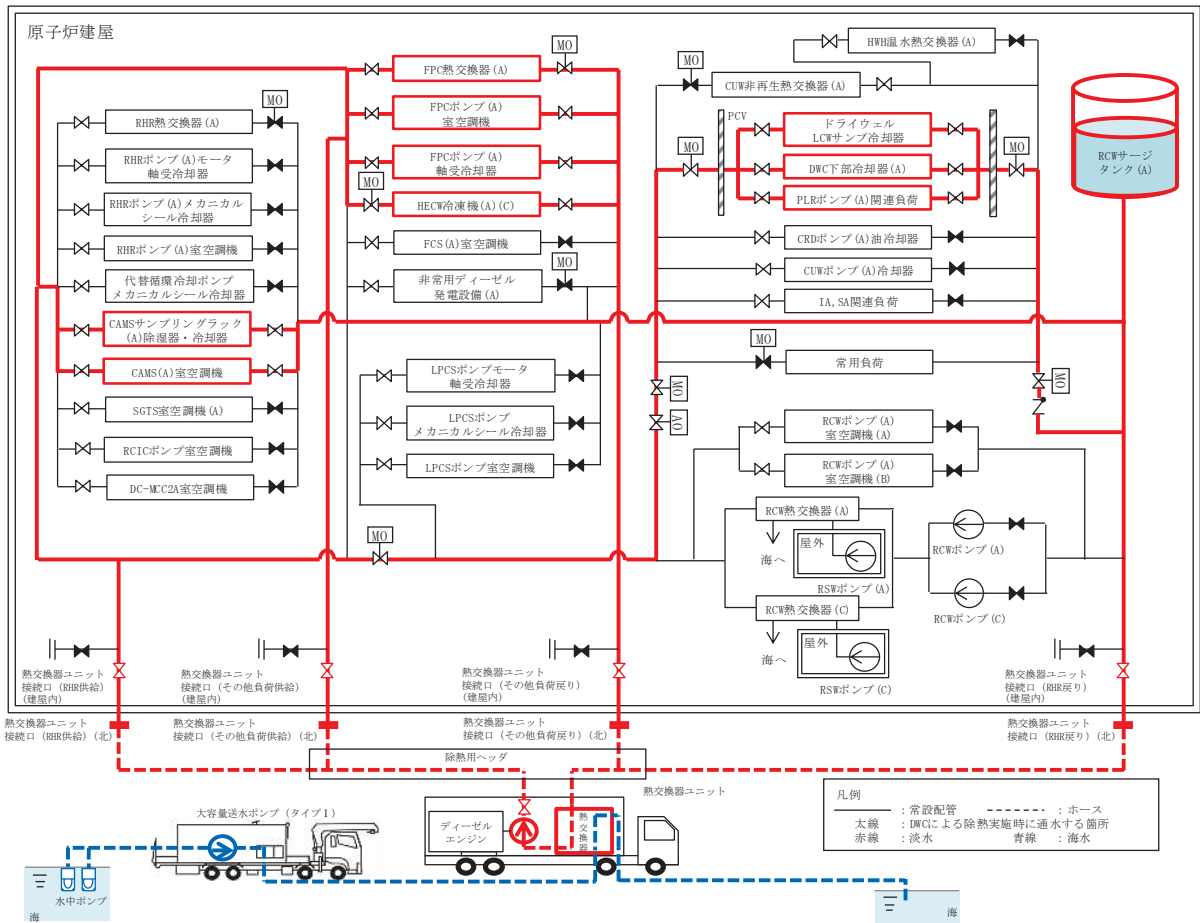


図1 原子炉補機代替冷却水系（DWC 除熱ライン）系統概要図



図2 DWC による原子炉格納容器除熱系統 原子炉補機代替冷却水系統流量評価結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 圧力損失内訳

除熱手段（評価ルート）		女川 2 号炉
流量		
配管・弁類圧力損失	常設配管	
	可搬ホース	
	代替熱交換器	
静水頭	水源	—
	注入先	—
		0（閉ループ）
圧力差	水源	—
	注入先	—
		0（閉ループ）
システム抵抗		

③ 除熱量評価

上述②の評価結果の通り、DWC による原子炉格納容器除熱系統の原子炉補機代替冷却水系統流量は、 m³/h 確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。

評価条件は表 2 に示すとおりであり、DWC 及び熱交換器ユニットの性能、大容量送水ポンプ（タイプ I）による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、約 4MW を除熱可能なことを確認した。

表 2 熱交換器ユニットの除熱量評価条件

熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度	
		淡水側流量	
	海水系	海水温度	26℃
		海水流量	892m ³ /h

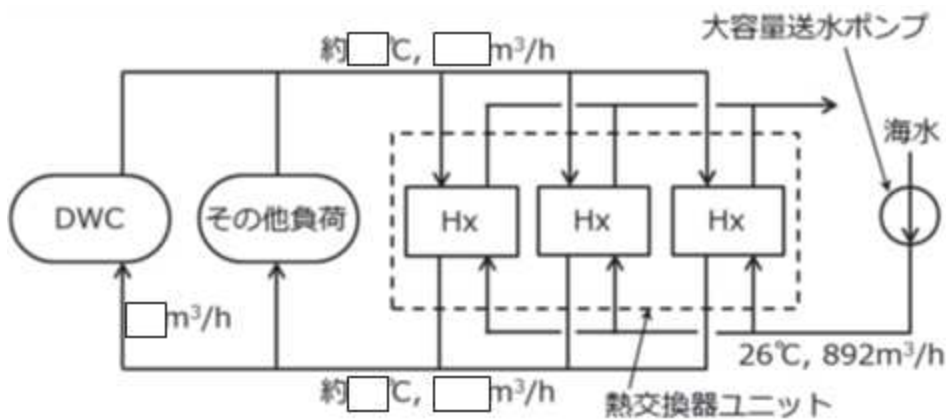


図 3 DWC による原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図

以上の「① 流量評価」及び「② 除熱量評価」の結果から，原子炉補機代替冷却水系を用いた DWC による原子炉格納容器除熱系統は約 4MW を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

[参考8-補足3] 作業エリアの線量評価について

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

1. 評価の方法

(1) 原子炉格納容器から漏えいに起因する線量率

原子炉建屋原子炉棟内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）」において、原子炉格納容器フィルタベントを実施した場合の事故発生 30 日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉区域内から環境中への漏えいはないものとして計算した、表 1 に各作業エリア空間容積を示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_r}{V_{R/B}} \cdot E_r \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h) *1

*1 Gy から Sv への換算係数は 1 とする。

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_r : 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質による放射エネルギー (Bq : γ 線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 (115,000m³)

E_r : γ 線エネルギー (0.5 MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

V_{OF} : 評価対象エリアの容積 (m³)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2\pi}}$$

表1 各作業エリア空間容積

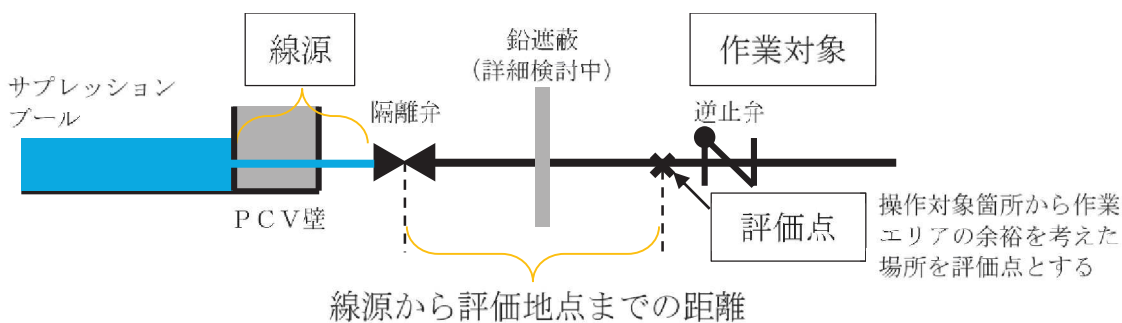
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{OF})
1階 西側通路	1470m ³
1階 東側通路	2280m ³
大物搬入口	1300m ³
地下1階 西側通路	4600m ³
地下3階 南側通路	890m ³
RHR ポンプ(A)室, RHR ポンプ(B)室	490m ³

(2) 線量配管からの直接線による線量率

a. RHR 配管からの直接線による線量率

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

〈作業対象，評価点，線源配管の配置概要図〉



〈評価モデル図〉

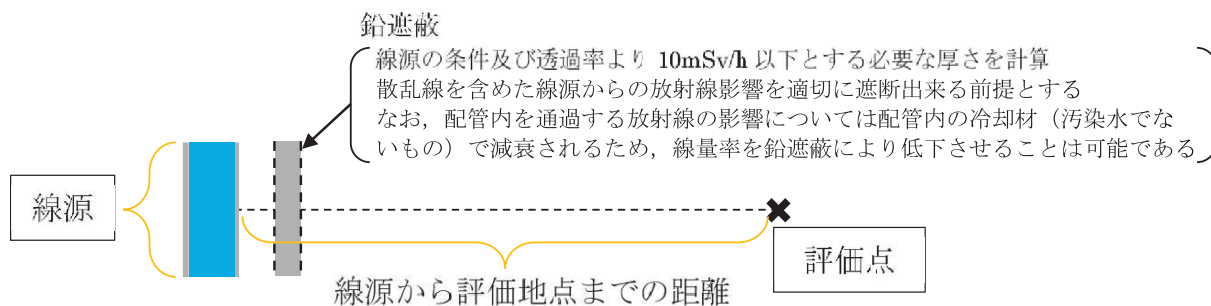


図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源（トーラス室内壁～隔離弁までの配管長さ）	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
RHR ポンプ (A) 室	3m	1m	10cm
RHR ポンプ (B) 室	3m	1m	10cm

b. 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接線による線量率

原子炉格納容器フィルタベントに伴い、配管内には放射性物質が存在することになるため、当該配管は線源となる。線量率は QAD コードを用いて図2の評価モデルの体系により評価を実施した。表3に線源配管からの直接線の線量率評価条件を示す。



図2 線量評価概念図

表3 線量率評価条件

作業エリア	線源（配管長さ）	線源から評価点までの距離
1階 東側通路	10m	1m
大物搬入口	10m	10m
RHR ポンプ (B) 室	10m	3m

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接線による線量率

原子炉格納容器フィルタベントに伴い、フィルタ装置内には放射性物質が存在することになるため、当該フィルタ装置は線源となる。線量率は QAD コードを用いて図3の評価モデルの体系により評価を実施した。表4にフィルタ装置からの直接線の線量率評価条件を示す。

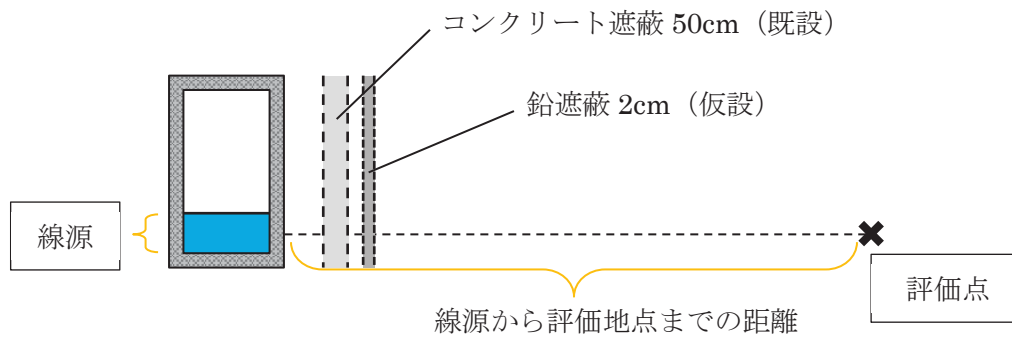


図 3 線量評価概念図

表 4 線量率評価条件

作業エリア	線源（フィルタ装置内スクラバ水の水位）	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約 10mSv/h 以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
大物搬入口	0.79m	約 1m	2cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表 3 に各作業エリアにおける線量率を示す。

表 5 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器からの漏えいに起因する線量率	RHR 配管からの直接線による線量率	フィルタベント系配管からの直接線による線量率	フィルタベント系フィルタ装置からの直接線による線量率	合計線量率
1 階 西側通路	約 11mSv	—※	—※	—※	約 11mSv
1 階 東側通路	約 13mSv	—※	約 8.7mSv	—※	約 22mSv
大物搬入口	約 11mSv	—※	約 0.81mSv	約 1.4mSv	約 13mSv
地下 1 階 西側通路	約 16mSv	—※	—※	—※	約 16mSv
地下 3 階 南側通路	約 9.4mSv	—※	—※	—※	約 9.4mSv
RHR ポンプ(A)室	約 7.8mSv	約 5.7mSv	—※	—※	約 14mSv
RHR ポンプ(B)室	約 7.8mSv	約 5.7mSv	約 2.9mSv	—※	約 17mSv

※ 作業エリアに線源が存在しないため考慮不要

以上

〔参考8－補足4〕可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給 系統概要図

可搬型原子炉格納容器除熱系をインサービスする場合は、原子炉格納容器ベント系を停止し、可搬型窒素ガス供給装置あるいは原子炉格納容器調気系により窒素ガスを注入し、原子炉格納容器除熱による原子炉格納容器圧力低下を抑制する。図1に可搬型窒素ガス供給装置により窒素ガスを原子炉格納容器に注入する系統の例を示す。

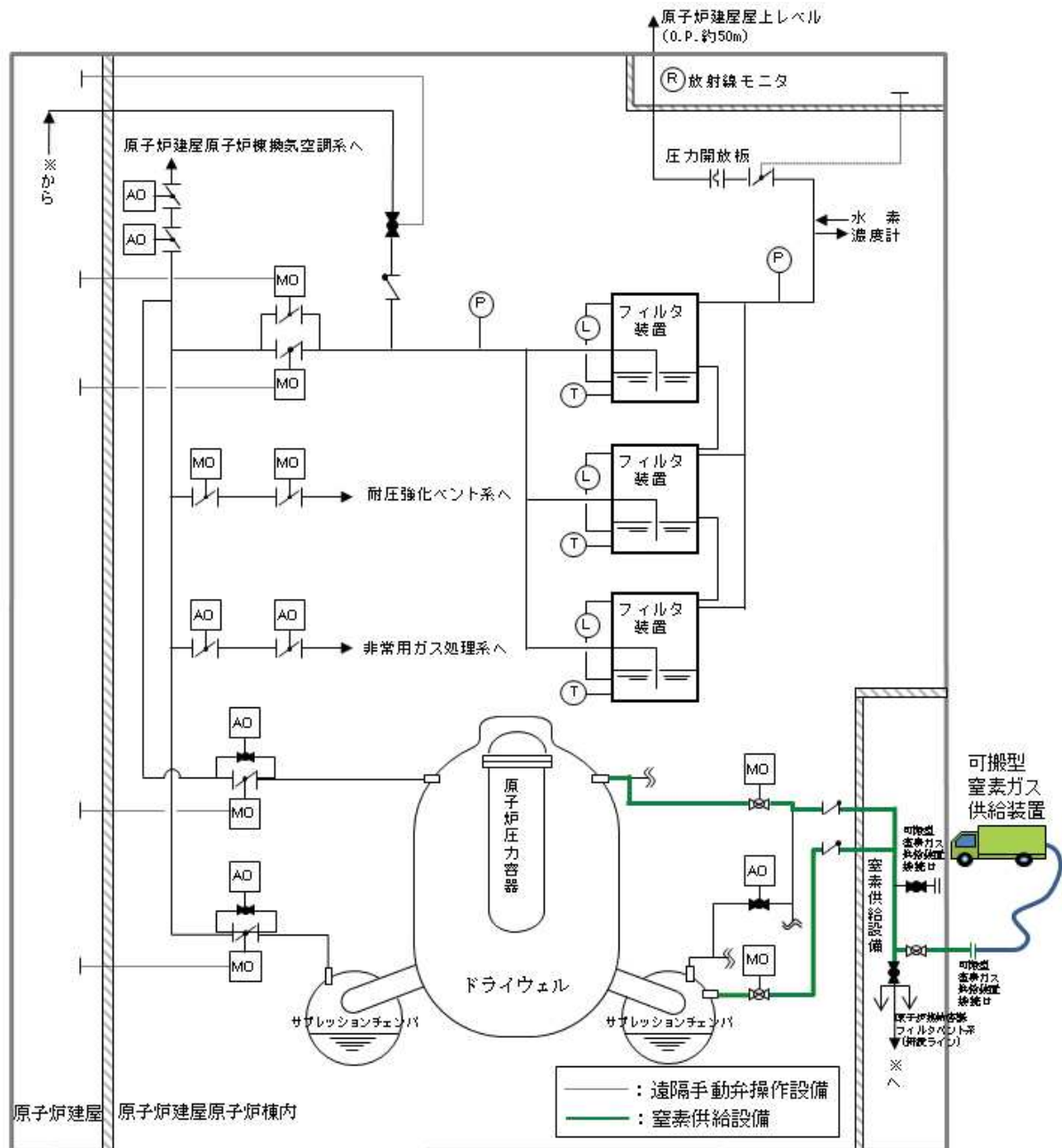


図1 可搬型窒素ガス供給装置による格納容器窒素供給 系統概要図

39 条 地震による損傷の防止

添付資料— 1

重大事故等対処施設の網羅的な整理について

重大事故等対処施設の網羅的な整理について

1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したものを第1表に示す。

■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処施設

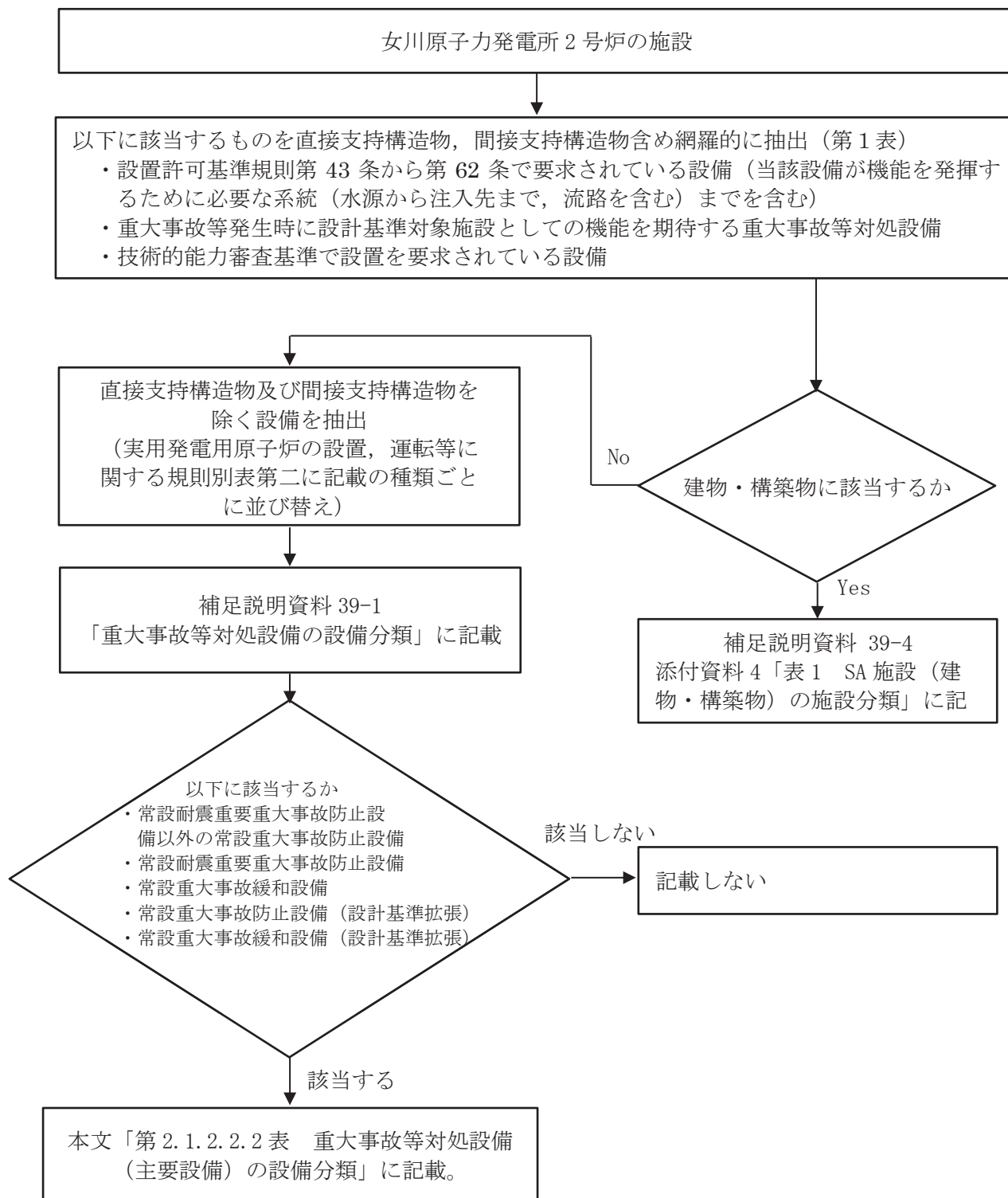
- ・第43条 アクセスルートを確保するための設備
- ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・第51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・第55条 工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・第56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・第57条 電源設備
- ・第58条 計装設備
- ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- ・第60条 監視測定設備
- ・第61条 緊急時対策所
- ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備

■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）の設備，直接支持構造物及び間接支持構造物

■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備

■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備

2. 第 39 条本文「第 2.1.2.2.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第 39 条補足説明資料 39-1「重大事故等対処設備の設備分類」及び補足説明資料 39-4 添付資料 4「表 1 SA 施設（建物・構築物）の施設分類」についての以下の第 1 図のフローにて抽出する。



第 1 図 重大事故等対処施設の選定フロー

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第4.3条 アクセスルート確保するための設備								
アクセスルート確保	主要設備	ブルドーザ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
第4.4条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備								
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	主要設備	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-
		制御棒	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
		制御棒駆動機構	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
		制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
	流路	制御棒駆動水圧系配管	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5.7条に記載					
	計装設備	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	5.8条に記載					
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力制御	主要設備	ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5.7条に記載					
	計装設備	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	5.8条に記載					
ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	流路	ほう酸水注入系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	注入先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5.7条に記載					
	計装設備	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	5.8条に記載					
出力急上昇の防止	主要設備	ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5.7条に記載					
	計装設備	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	5.8条に記載					

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備								
高圧代替注水系による原子炉の冷却	主要設備	高圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	水源	復水貯蔵タンク	56条に記載					
	流路	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		主蒸気系配管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		高圧代替注水系（注水系）配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		補給水系配管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
		高圧炉心スプレイ系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		燃料プール補給水系弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉冷却材浄化系配管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		復水給水系配管・弁・スパーージャ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載					
	電源設備 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・ 125V蓄電池2B ・ 125V充電器盤2B	57条に記載					
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備						
		常設代替直流電源設備 ・ 125V代替蓄電池						
		可搬型代替直流電源設備 ・ 電源車 ・ 125V代替充電器盤 ・ 125V代替蓄電池 ・ 軽油タンク ・ ガスタービン発電設備軽油タンク ・ タンクローリ						
	計装設備	原子炉水位（広帯域）	58条に記載					
		原子炉水位（燃料域）						
		原子炉圧力						
		高圧代替注水系ポンプ出口流量						
	復水貯蔵タンク水位							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
	水源	復水貯蔵タンク	5 6条に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
	流路	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		主蒸気系配管	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		補給水系配管	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
		高圧炉心スプレィ系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉冷却材浄化系配管	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		復水給水系配管・弁・スパーージャ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
	電源設備 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・ 125V蓄電池2A ・ 125V充電器盤2A 所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備	5 7条に記載					
	計装設備	原子炉水位 (広帯域)	5 8条に記載					
		原子炉水位 (燃料域)						
原子炉圧力								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量								
復水貯蔵タンク水位								
高圧炉心スプレィ系による原子炉の冷却	主要設備	高圧炉心スプレィ系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
	水源	復水貯蔵タンク	5 6条に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
		サブプレッションチェンバ						
	流路	高圧炉心スプレィ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		補給水系配管	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・ 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5 7条に記載					
	計装設備	原子炉水位 (広帯域)	5 8条に記載					
		原子炉水位 (燃料域)						
		高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量						
復水貯蔵タンク水位								
圧力抑制室水位								
ほう酸水注入系による進展抑制	-	ほう酸水注入系	4 4条に記載 (うち、重大事故防止設備)					

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備									
主蒸気逃がし安全弁	主要設備	主蒸気逃がし安全弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	流路	主蒸気配管・クエンチャ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	電源設備 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B	57条に記載						
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
		常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池							
		可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
	計装設備	原子炉圧力	58条に記載						
	原子炉減圧の自動化	主要設備	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-
ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）			44条に記載						
電源設備 (電路含む)		非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載						
計装設備		原子炉圧力	58条に記載						
	原子炉水位								
可搬型代替直流電源設備による減圧 (自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ)	主要設備	可搬型代替直流電源設備	57条に記載（うち、重大事故防止設備）						
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	主要設備	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保（自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ）	主要設備	高圧窒素ガスポンペ	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	流路	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		高圧窒素ガス供給系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		主蒸気系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	電源設備（電路含む）	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）									
計装設備	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	58条に記載							
代替高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保（自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ）	主要設備	高圧窒素ガスポンペ	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	流路	ホース・弁	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
		代替高圧窒素ガス供給系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	電源設備（電路含む）	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
計装設備	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	58条に記載							
インターフェイスシステムLOCA隔離弁	主要設備	HPCS注入隔離弁	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-	
	計装設備	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	58条に記載						
ブローアウトパネル	主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備								
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉の冷却	主要設備	復水移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	水源	復水貯蔵タンク	56条に記載					
	流路	補給水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
		高圧炉心スプレィ系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		燃料プール補給水系弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ						
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系						
		所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2B						
	所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
	計装設備	原子炉水位（広帯域）	58条に記載					
		原子炉水位（燃料域）						
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量）								
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								
復水貯蔵タンク水位								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物			間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉の冷却	主要設備	直流駆動低圧注水ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	水源	復水貯蔵タンク	56条に記載（うち、重大事故防止設備）						
	流路	補給水系配管	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-	
		高圧炉心スプレィ系配管・弁・スパージャ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		直流駆動低圧注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		燃料プール補給水系弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						
	電源設備（電路含む）	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B	57条に記載						
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
		常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・250V蓄電池							
		可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・250V蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・250V充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
計装設備	原子炉水位（広帯域）	58条に記載							
	原子炉水位（燃料域）								
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量								
	復水貯蔵タンク水位								
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		補給水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		残留熱除去系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載						
	電源設備（電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載						
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ							
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却（つづき）	電源設備 （電路含む）	代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系	57条に記載					
		燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
	計装設備	原子炉水位（広帯域）	58条に記載					
		原子炉水位（燃料域）						
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）								
残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水	主要設備	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	水源	サブプレッションチェンバ	56条に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載					
	計装設備	原子炉水位（広帯域）	58条に記載					
		原子炉水位（燃料域）						
残留熱除去系ポンプ出口流量 圧力抑制室水位								
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却	主要設備	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	流路	残留熱除去系配管・弁	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉再循環系配管・ジェットポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載					
	計装設備	原子炉圧力容器温度	58条に記載					
残留熱除去系ポンプ出口流量								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
低圧炉心スプレィ系による低圧注水	主要設備	低圧炉心スプレィ系ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
	水源	サブプレッションチェンバ	5 6条に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
	流路	低圧炉心スプレィ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉圧力容器	その他の設備に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)	5 7条に記載					
	計装設備	原子炉水位 (広帯域)	5 8条に記載					
		原子炉水位 (燃料域)						
低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量								
圧力抑制室水位								
原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ	4 8条に記載 (うち、重大事故防止設備)					
		原子炉補機冷却海水ポンプ						
		原子炉補機冷却水系熱交換器						
流路	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク							
非常用取水設備	流路	貯留堰	その他の設備に記載 (ただし、本条文においては常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))					
		取水口						
		取水路						
		海水ポンプ室						
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による 残存溶融炉心の冷却	-	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉の冷却に記載 (うち、重大事故緩和設備)					
低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	-	低圧代替注水系 (可搬型)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却に記載 (うち、重大事故緩和設備)					

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備									
原子炉補機代替冷却水系による除熱	主要設備	熱交換器ユニット	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		大容量送水ポンプ (タイプ1)	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	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・除熱用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	流路	原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		残留熱除去系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		貯留堰	その他の設備に記載						
		取水口							
		取水路							
		海水ポンプ室							
	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載						
		燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
	計装設備	ドライウェル温度	58条に記載						
		圧力抑制室内空気温度							
		サブプレッションプール水温度							
		ドライウェル圧力							
		圧力抑制室圧力							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
耐圧強化ベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	附属設備	遠隔手動弁操作設備	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	流路	原子炉格納容器調気系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		非常用ガス処理系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 排気筒連絡ダクト 排気筒基礎	Ss	-	
		排気筒	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	排気筒基礎	Ss	○	
	排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						
	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系							
		所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V充電器盤2A							
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池									
可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ									
計装設備	ドライウエル圧力	58条に記載							
	圧力抑制室圧力								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
原子炉格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	フィルタ装置		50条に記載（うち、重大事故防止設備）					
		フィルタ装置出口側圧力開放板							
	附属設備	可搬型窒素ガス供給装置							
		大容量送水ポンプ（タイプ1）							
		ホース延長回収車							
		遠隔手動弁操作設備							
	水源	淡水貯水槽（No.1）							56条に記載（うち、重大事故防止設備）
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口							50条に記載（うち、重大事故防止設備）
		原子炉格納容器調気系配管・弁							
		ホース・注水用ヘッド・接続口							
	排出元	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁							50条に記載（うち、重大事故防止設備）
		原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）							
	電源設備 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V充電器盤2A							57条に記載
所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備									
常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池									
可搬型代替直流電源設備 ・125V代替充電器盤 ・125V代替蓄電池 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ									
計装設備	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	58条に記載							
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）								
	フィルタ装置水位（広帯域）								
	フィルタ装置水温度								
	フィルタ装置出口放射線モニタ								
	フィルタ装置出口水素濃度								
	ドライウエル圧力								
	圧力抑制室圧力								
	ドライウエル温度								
	圧力抑制室内空気温度								
サブプレッションプール水温度									
原子炉停止時冷却	-	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47条に記載						
原子炉格納容器スプレイ冷却	-	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	49条に記載						
サブプレッションチェンバール水冷却	-	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ	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）	機器・配管等の支持構造物	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）	原子炉建屋	Ss	-	
		原子炉補機冷却海水ポンプ	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）	機器・配管等の支持構造物	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）	海水ポンプ室	Ss	-	
		原子炉補機冷却水系熱交換器	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）	機器・配管等の支持構造物	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）	原子炉建屋	Ss	-	
	流路	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク	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）	機器・配管等の支持構造物	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）	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト	Ss	-	
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載						
	計装設備	残留熱除去系ポンプ出口流量	58条に記載						
		原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量							
高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）	主要設備	高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	海水ポンプ室	Ss	-	
		高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-	
	流路	高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト	Ss	-	
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載						
非常用取水設備	流路	貯留堰	その他の設備に記載						
		取水口							
		取水路							
		海水ポンプ室							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備								
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	水源	復水貯蔵タンク	56条に記載					
	流路	補給水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
		高压炉心スプレイ系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		燃料プール補給水系弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		スプレイ管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ						
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
	代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高压母線2F系 ・緊急用高压母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低压母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高压母線2C系 ・非常用高压母線2D系							
	計装設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	58条に記載					
		原子炉格納容器代替スプレイ流量						
		ドライウエル温度						
ドライウエル圧力								
	圧力抑制室圧力							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	-
		残留熱除去系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-
		スプレイ管	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載						
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載						
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ							
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系							
	計装設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	58条に記載						
原子炉格納容器代替スプレイ流量									
ドライウェル温度									
ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力									

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却	主要設備	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	水源	サブプレッションチェンバ	5 6条に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
		スプレイ管	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	電源設備（電路含む）	非常用交流電源設備・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	5 7条に記載					
	計装設備	残留熱除去系ポンプ出口流量	5 8条に記載					
		ドライウエル温度						
		圧力抑制室内空気温度						
サブプレッションプール水温度								
ドライウエル圧力								
圧力抑制室圧力								
圧力抑制室水位								
残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションチェンバプール水の冷却	主要設備	残留熱除去系ポンプ	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	水源	サブプレッションチェンバ	5 6条に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	原子炉建屋	Ss	-
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載 （ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
	電源設備（電路含む）	非常用交流電源設備・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	5 7条に記載					
	計装設備	残留熱除去系ポンプ出口流量	5 8条に記載					
サブプレッションプール水温度								
圧力抑制室水位								
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ	4 8条に記載（うち、重大事故防止設備）					
		原子炉補機冷却海水ポンプ						
		原子炉補機冷却水系熱交換器						
流路	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク							
非常用取水設備	流路	貯留堰	その他の設備に記載 （ただし、本条文においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張））					
		取水口						
		取水路						
		海水ポンプ室						

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備								
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	代替循環冷却ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		残留熱除去系熱交換器	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		熱交換器ユニット	48条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		大容量送水ポンプ（タイプ1）	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））					
		原子炉補機冷却水ポンプ	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））					
		原子炉補機冷却海水ポンプ	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））					
	原子炉補機冷却水系熱交換器	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））						
	附属設備	ホース延長回収車	48条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	水源	サブプレッションチェンバ	56条に記載					
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		補給水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		スプレイ管	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク	48条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		ホース・除熱用ヘッダ・接続口	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））					
		原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））					
		貯留堰	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		取水口	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		取水路	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	注水先	海水ポンプ室	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		原子炉圧力容器 原子炉格納容器	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載					
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載					
代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系		57条に記載						
燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（つつき）	計装設備	代替循環冷却ポンプ出口流量	58条に記載						
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）							
		原子炉格納容器下部注水流量							
		サブプレッションプール水温度							
		原子炉格納容器下部水位							
		ドライウエル水位							
		ドライウエル温度							
		ドライウエル圧力							
		圧力抑制室圧力							
		圧力抑制室水位							
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	フィルタ装置	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		フィルタ装置出口側圧力開放板	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	附属設備	可搬型窒素ガス供給装置	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		大容量送水ポンプ（タイプ1）	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	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		遠隔手動弁操作設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）	56条に記載						
	流路	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		原子炉格納容器調気系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	その他の設備に記載						
	電源設備（電路含む）	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V充電器盤2A	57条に記載						
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
		常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池							
		可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
原子炉格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱（つづき）	計装設備	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	5 8 条に記載						
		フィルタ装置出口圧力（広帯域）							
		フィルタ装置水位（広帯域）							
		フィルタ装置水温度							
		フィルタ装置出口放射線モニタ							
		フィルタ装置出口水素濃度							
		ドライウエル圧力							
		圧力抑制室圧力							
		ドライウエル温度							
		圧力抑制室内空気温度							
		サブプレッションプール水温度							
第5 1 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備									
原子炉格納容器下部注水系（常設）による 原子炉格納容器下部への注水	主要設備	復水移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	水源	復水貯蔵タンク	5 6 条に記載（うち、重大事故緩和設備）						
	流路	補給水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-	
		高压炉心スプレィ系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		燃料プール補給水系弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）						
	電源設備 (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）	5 7 条に記載						
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ							
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高压母線2F系 ・緊急用高压母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高压母線2C系 ・非常用高压母線2D系							
	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ								
	計装設備	原子炉格納容器下部注水流量	5 8 条に記載						
		原子炉格納容器下部水位							
		ドライウエル水位							
ドライウエル温度									
復水貯蔵タンク水位									

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考		
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動				
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による 原子炉格納容器下部への注水	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載（うち、重大事故緩和設備）							
		淡水貯水槽（No.2）								
	流路	ホース・注水用ヘッド・接続口	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	-	
		補給水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-	
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）							
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）		57条に記載						
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ								
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ								
代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2G系 ・非常用高圧母線2D系										
計装設備	原子炉格納容器下部注水流量		58条に記載							
	原子炉格納容器下部水位									
	ドライウェル水位									
	ドライウェル温度									
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による 原子炉格納容器下部への注水	主要設備	復水移送ポンプ	49条に記載（うち、重大事故緩和設備）							
	水源	復水貯蔵タンク	56条に記載（うち、重大事故緩和設備）							
	流路	補給水系配管・弁		49条に記載（うち、重大事故緩和設備）						
		高圧炉心スプレイ系配管・弁								
		燃料プール補給水系弁								
		残留熱除去系配管・弁								
		スプレイ管								
	注水先	原子炉格納容器	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）							
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）		57条に記載						
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ								
電源設備 （電路含む）	可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ									

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水（つづき）	電源設備 (電路含む)	代替所内電気設備 ・ ガスタービン発電機接続盤 ・ 緊急用高圧母線2F系 ・ 緊急用高圧母線2G系 ・ 緊急用動力変圧器2G系 ・ 緊急用低圧母線2G系 ・ 緊急用交流電源切替盤2G系 ・ 緊急用交流電源切替盤2C系 ・ 緊急用交流電源切替盤2D系 ・ 非常用高圧母線2C系 ・ 非常用高圧母線2D系 所内常設蓄電式直流電源設備 ・ 125V蓄電池2B ・ 125V充電器盤2B 所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備			5 7 条に記載				
	計装設備	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 復水貯蔵タンク水位			5 8 条に記載				

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	通用範囲			適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）		49条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	附属設備	ホース延長回収車							
	水源	淡水貯水槽（No.1）		56条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口		49条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		残留熱除去系配管・弁							
		スプレイ管							
	注水先	原子炉格納容器		その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）		57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ							
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2C系 ・緊急用高圧母線2D系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・緊急用交流電源切替盤2D系 ・非常用高圧母線2C系 ・非常用高圧母線2D系							
計装設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ		58条に記載						
	原子炉格納容器代替スプレイ流量								
	原子炉格納容器下部水位								
	ドライウエル水位								
	ドライウエル温度								
	ドライウエル圧力								
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水	主要設備	代替循環冷却ポンプ	50条に記載						
		残留熱除去系熱交換器	48条に記載（うち、重大事故緩和設備）						
		熱交換器ユニット							
		大容量送水ポンプ（タイプ1）							
		原子炉補機冷却水ポンプ							
		原子炉補機冷却海水ポンプ							
	原子炉補機冷却水系熱交換器	48条に記載（うち、重大事故緩和設備（設計基準拡張））							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水(つつき)	附属設備	ホース延長回収車	48条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
	水源	サブプレッションチェンバ	56条に記載					
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	50条に記載					
		補給水系配管・弁						
		スプレイ管						
		ホース・除熱用ヘッダ・接続口	48条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
		原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク	48条に記載(うち、重大事故緩和設備(設計基準拡張))					
		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク						
		貯留堰						
		取水口						
		取水路						
	海水ポンプ室	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)						
	注水先	原子炉圧力容器						
		原子炉格納容器						
	電源設備(電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)	57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ						
		代替所内電気設備 ・ガスタービン発電機接続盤 ・緊急用高圧母線2F系 ・緊急用高圧母線2G系 ・緊急用動力変圧器2G系 ・緊急用低圧母線2G系 ・緊急用交流電源切替盤2G系 ・緊急用交流電源切替盤2C系 ・非常用高圧母線2C系						
		燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
	計装設備	代替循環冷却ポンプ出口流量	58条に記載					
		原子炉格納容器下部注水流量						
サブプレッションプール水温度								
原子炉格納容器下部水位								
ドライウエル水位								
ドライウエル温度								
ドライウエル圧力								
圧力抑制室圧力								
圧力抑制室水位								
溶融炉心の落下遅延又は防止	-	高压代替注水系	45条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
	-	ほう酸水注入系	44条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
	-	低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	47条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
	-	低压代替注水系(可搬型)						

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備								
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	主要設備	可搬型窒素ガス供給装置	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	流路	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		原子炉格納容器調気系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	注入先	原子炉格納容器	その他設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載					
		燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
	計装設備	ドライウエル圧力	58条に記載					
		圧力抑制室圧力						
		ドライウエル温度						
		圧力抑制室内空気温度						
サブプレッションプール水温度								
格納容器内雰囲気酸素濃度								
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	主要設備	フィルタ装置	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		フィルタ装置出口側圧力開放板						
		フィルタ装置出口放射線モニタ						
		フィルタ装置出口水素濃度						
	附属設備	遠隔手動弁操作設備	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		可搬型窒素ガス供給装置						
		大容量送水ポンプ（タイプ1）						
		ホース延長回収車						
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
		淡水貯水槽（No.2）						
流路	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）						
	原子炉格納容器調気系配管・弁							
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口							
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）							
電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載						
	可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器2A ・125V充電器2B							
	所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
原子炉格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (つづき)	電源設備 (電路含む)	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ 			57条に記載				
	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置水温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度 			58条に記載				
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	主要設備	格納容器内水素濃度 (D/W)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		格納容器内水素濃度 (S/C)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		格納容器内雰囲気水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		格納容器内雰囲気酸素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	電源設備 (電路含む)	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ 			57条に記載				
		<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ 							
		<ul style="list-style-type: none"> 所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B 							
		<ul style="list-style-type: none"> 所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 							
		<ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 							
		<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ 							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備								
静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	主要設備	静的触媒式水素再結合装置	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	流路	原子炉建屋原子炉棟	その他の設備に記載					
	電源設備 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B 所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載					
原子炉建屋内の水素濃度監視	主要設備	原子炉建屋内水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	57条に記載					
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ						
		所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B						
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備						
		常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池						
可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備									
燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	-
		燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	-
	注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						
	電源設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載						
	計装設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	58条に記載						
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）							
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）									
使用済燃料プール監視カメラ									
燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						
	電源設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載						
	計装設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	58条に記載						
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）							
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）							
使用済燃料プール監視カメラ									
燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ1）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		スプレイノズル	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載						
		淡水貯水槽（No.2）							
	流路	ホース・注水用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	-
		燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-
	注水先	使用済燃料プール	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）						
	電源設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載						

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
燃料プールのスプレィ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレィ（つづき）	計装設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）			58条に記載				
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）							
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）							
		使用済燃料プール監視カメラ							
燃料プールのスプレィ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレィ	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		スプレィノズル	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		水源	淡水貯水槽（No.1）	56条に記載					
	淡水貯水槽（No.2）								
	流路	ホース・注水用ヘッダ	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	注水先	使用済燃料プール	その他の設備に記載（うち，重大事故緩和設備）						
	電源設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載						
		計装設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）			58条に記載			
			使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）						
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）									
使用済燃料プール監視カメラ									
大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）			55条に記載				
		放水砲							
	附属設備	ホース延長回収車							
		流路							ホース
電源設備（電路含む）	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載							
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	主要設備	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		燃料プール冷却浄化系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		熱交換器ユニット	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
		大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
		水源注水先	使用済燃料プール	その他の設備に記載（うち，重大事故防止設備）					
	流路	燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		燃料プール冷却浄化系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
		ホース・除熱用ヘッダ・接続口	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-	-	
		貯留堰	その他の設備に記載（うち，重大事故防止設備）						
		取水口							
		取水路							
海水ポンプ室									

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱（つづき）	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ			57条に記載				
		燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
	計装設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式） 使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）							58条に記載
使用済燃料プールの監視	主要設備	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		使用済燃料プール監視カメラ	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	電源設備 (電路含む)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ				57条に記載			
		可搬型代替交流電源設備 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							
		所内常設蓄電式直流電源設備 ・125V蓄電池2A ・125V蓄電池2B ・125V充電器盤2A ・125V充電器盤2B							
		所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備							
		常設代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池							
		可搬型代替直流電源設備 ・125V代替蓄電池 ・125V代替充電器盤 ・電源車 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第55条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備									
大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		放水砲	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		流路	ホース	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	
電源設備（電路含む）	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載							
航空機燃料火災への泡消火	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		放水砲	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		泡消火薬剤混合装置	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
流路		ホース	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-		
海洋への放射性物質の拡散抑制	主要設備	シルトフェンス	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-		
第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備									
重大事故等収束のための水源	水源	復水貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	復水貯蔵タンク基礎	Ss	-	
		サブプレッションチェンバ	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		淡水貯水槽（No.1）	-（代替水源）						
		淡水貯水槽（No.2）	-（代替水源）						
	計装設備	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44条に記載						
		復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位	57条に記載						
水の供給	主要設備	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		大容量送水ポンプ（タイプⅡ）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	附属設備	ホース延長回収車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		流路	補給水系配管・弁	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 復水貯蔵タンク基礎	Ss	-
	ホース・注水用ヘッダ・接続口		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	貯留堰		その他の設備に記載						
	取水口								
	取水路								
	海水ポンプ室								
	電源設備	燃料補給設備 ・軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載						
計装設備	復水貯蔵タンク水位	58条に記載							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第57条 電源設備									
常設代替交流電源設備による給電	主要設備	ガスタービン発電機	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋	Ss	-	
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-	
		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-	
	燃料流路	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋 ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-
		電路	ガスタービン発電機～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋 原子炉建屋	Ss
	ガスタービン発電機～緊急用低圧母線2G系電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋 原子炉建屋	Ss	-	
	計装設備	6-2F-1 母線電圧		58条に記載					
		6-2F-2 母線電圧							
		6-2C 母線電圧							
		6-2D 母線電圧							
		4-2C 母線電圧							
4-2D 母線電圧									
可搬型代替交流電源設備による給電	主要設備	電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室	Ss	-	
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-	
		タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
	燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-
		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備 燃料移送系配管・弁		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-
		ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室 緊急用電気品建屋	Ss	-
		ホース		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
	電路	電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 電路		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線2G系電路		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
計装設備	6-2C 母線電圧		58条に記載						
	6-2D 母線電圧								
	4-2C 母線電圧								
	4-2D 母線電圧								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	主要設備	125V 蓄電池 2A	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V 蓄電池 2B	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V 充電器盤 2A	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V 充電器盤 2B	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
	電路	125V蓄電池2A及び125V充電器盤2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-	
		125V蓄電池2B及び125V充電器盤2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-	
	計装設備	125V直流主母線2A 電圧	58条に記載						
		125V直流主母線2B 電圧							
		125V直流主母線2A-1 電圧							
		125V直流主母線2B-1 電圧							
常設代替直流電源設備による給電	主要設備	125V 代替蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		250V 蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-	
	電路	125V代替蓄電池～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-	
		250V蓄電池～250V直流主母線盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-	
	計装設備	125V直流主母線2A-1 電圧	58条に記載						
		125V直流主母線2B-1 電圧							
		250V 直流主母線 電圧							
可搬型代替直流電源設備による給電	主要設備	125V 代替蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		250V 蓄電池	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-	
		125V 代替充電器盤	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		250V 充電器盤	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-	
		電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室	Ss	-	
		ガスタービン発電設備軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-	
	タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-		
	燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
		ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室 緊急用電気品建屋	Ss	-	
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称								建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動				
可搬型代替直流電源設備による給電（つづき）	電路	125V代替蓄電池及び125V代替充電器盤～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-		
		250V蓄電池及び250V充電器盤～250V直流主母線盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-		
		電源車～電源車接続口（原子炉建屋）電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	-	
		電源車接続口（原子炉建屋）～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路【電路】	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-		
		電源車接続口（原子炉建屋）～250V直流主母線盤電路	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-		
	計装設備	125V直流主母線2A-1 電圧	58条に記載							
		125V直流主母線2B-1 電圧								
		250V 直流主母線 電圧								
	代替所内電気設備による給電	主要設備	ガスタービン発電機接続盤	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋	Ss	-	
			緊急用高圧母線 2F系	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋	Ss	-	
緊急用高圧母線 2G系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
緊急用動力変圧器 2G系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
緊急用低圧母線 2G系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
緊急用交流電源切替盤 2G系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
緊急用交流電源切替盤 2C系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
緊急用交流電源切替盤 2D系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
非常用高圧母線 2C系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
非常用高圧母線 2D系			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
計装設備		6-2F-1 母線電圧	58条に記載							
		6-2F-2 母線電圧								
		6-2C 母線電圧								
		6-2D 母線電圧								
		4-2C 母線電圧								
4-2D 母線電圧										

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
非常用交流電源設備	主要設備	非常用ディーゼル発電機	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)	機器・配管等の支持構造物	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)	原子炉建屋	Ss	-	
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	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)	機器・配管等の支持構造物	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)	軽油タンク室	Ss	-	
		軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室	Ss	-	
		非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	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)	機器・配管等の支持構造物	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)	原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	軽油タンク室	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料デイトンク	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
	電路	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路	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)	電気計装設備等の支持構造物	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)	原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線2H系電路	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	計装設備	6-2C 母線電圧	58条に記載						
		6-2D 母線電圧							
		4-2C 母線電圧							
		4-2D 母線電圧							
		6-2H 母線電圧							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
非常用直流電源設備	主要設備	125V蓄電池2A	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V蓄電池2B	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V充電器盤2A	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V充電器盤2B	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		125V蓄電池2H	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
		125V充電器盤2H	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	電路	125V蓄電池2A及び125V充電器盤2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-	
		125V蓄電池2B及び125V充電器盤2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋	Ss	-	
		125V蓄電池2H及び125V充電器盤2H～125V直流主母線盤2H電路	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	計装設備	125V直流主母線2A 電圧	58条に記載						
		125V直流主母線2B 電圧							
		125V直流主母線2A-1 電圧							
		125V直流主母線2B-1 電圧							
		HPCS125V直流主母線電圧							
	燃料補給設備	主要設備	軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室	Ss	-
ガスタービン発電設備軽油タンク			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室	Ss	-	
タンクローリ			可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
燃料流路		非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	軽油タンク室 軽油タンク連絡ダクト 原子炉建屋	Ss	-	
		ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電設備 軽油タンク室 緊急用電気品建屋	Ss	-	
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第58条 計装設備								
原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 ヘッドスプレィライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉格納容器下部注水流量	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 ヘッドスプレィライン洗浄流量） 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレィ流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	ドライウエル温度	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	圧力抑制室内空気温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	サブプレッションプール水温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉格納容器下部温度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル圧力	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	圧力抑制室圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉格納容器下部水位	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	ドライウエル水位	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉格納容器内の水位								

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	格納容器内水素濃度 (S/C)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	格納容器内雰囲気水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
	平均出力領域モニタ	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブプレッションプール水温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
最終ヒートシンクの確保 (原子炉格納容器フィルタベント系)	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	フィルタ装置水位 (広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	フィルタ装置水温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	フィルタ装置出口水素濃度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	ドライウェル温度	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	圧力抑制室内空気温度	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	ドライウェル圧力	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	圧力抑制室圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	原子炉補機冷却水系系統流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉水位 (広帯域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位 (燃料域)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	ドライウェル圧力	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称							
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動	建物・構造物に該当	備考
格納容器バイパスの監視（原子炉建屋内の状態）	高压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	低压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	復水貯蔵タンク基礎	Ss	-	
	高压代替注水系ポンプ出口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	復水移送ポンプ出口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	直流駆動低压注水ポンプ出口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	圧力抑制室水位	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	低压炉心スプレィ系ポンプ出口流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	代替循環冷却ポンプ出口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉建屋内の水素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
使用済燃料プール監視カメラ		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム（SPDS）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
温度，圧力，水位，注水量の計測・監視	可搬型計測器	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
その他	主要設備	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
		代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	Ss	-
		6-2C 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		6-2D 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		6-2F-1 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋	Ss	-
		6-2F-2 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋	Ss	-
		6-2H 母線電圧	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-
		4-2C 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		4-2D 母線電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		125V直流主母線2A 電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-
		125V直流主母線2B 電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-
		125V直流主母線2A-1 電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		125V直流主母線2B-1 電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-
		250V 直流主母線 電圧	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	制御建屋	Ss	-
HPCS125V直流主母線電圧	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建屋	Ss	-		

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備									
居住性の確保	主要設備	中央制御室遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	○	
		中央制御室待避所遮蔽	常設重大事故緩和設備	建物・構築物の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	○	
		中央制御室送風機	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		中央制御室排風機	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		中央制御室再循環送風機	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		中央制御室再循環フィルタ装置	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	
		中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	-
		差圧計	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	制御建屋	-	-	-
		酸素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	-	-	-	-	-	-
		二酸化炭素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	-	-	-	-	-	-
		データ表示装置（待避所）	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	制御建屋	-	-	-
		トランシーバ（固定）	62条に記載						
	衛星電話（固定）	62条に記載							
	流路	中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	-
		中央制御室待避所加圧設備（配管・弁）	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋	Ss	-	-
伝送路	トランシーバ（屋外アンテナ）	62条に記載							
	衛星電話（屋外アンテナ）	62条に記載							
	有線（建屋内）	62条に記載							
照明の確保	主要設備	可搬型照明（SA）	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	-	-	-	-	-	
被ばく線量の低減	主要設備	非常用ガス処理系排風機	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
	流路	非常用ガス処理系空気乾燥装置	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		非常用ガス処理系フィルタ装置	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	
		非常用ガス処理系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 排気筒連絡ダクト 排気筒基礎	Ss	-	
		排気筒	常設重大事故緩和設備	建物・構築物の支持構造物	常設重大事故緩和設備	排気筒基礎	Ss	○	
		原子炉建屋原子炉棟	その他の設備に記載						
	電源設備 （電路含む）	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）		57条に記載					
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		57条に記載					
	計装設備	S/GTSトレイン出口流量	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-
原子炉建屋外気間差圧		常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-	-	

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第60条 監視測定設備								
モニタリングポストの代替測定	主要設備	可搬型モニタリングポスト	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
	伝送路	データ処理装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-
放射能観測車の代替測定	主要設備	可搬型ダスト・よう素サンプラ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		γ線サーベイメータ	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	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
気象観測設備の代替測定	主要設備	代替気象観測設備	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
	伝送路	データ処理装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-
放射線量の測定	主要設備	可搬型モニタリングポスト	可搬型重大事故緩和設備 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	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	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
	伝送路	データ処理装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-
放射性物質濃度（空气中・水中・土壌中）及び海上モニタリング	主要設備	可搬型ダスト・よう素サンプラ	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		γ線サーベイメータ	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	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線サーベイメータ	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	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
モニタリングポストの代替交流電源からの給電	電源設備	常設代替交流電源設備	57条に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）)					

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物に該当	備考
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動		
第6.1条 緊急時対策所								
居住性の確保	主要設備	緊急時対策所遮蔽	常設重大事故緩和設備	建物・構築物の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	○
		緊急時対策建屋非常用送風機	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
		緊急時対策建屋非常用フィルタ装置	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
		差圧計	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-
		酸素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		二酸化炭素濃度計	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	-	-	-	-
		緊急時対策所可搬型エアモニタ	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		可搬型モニタリングポスト	6.0条に記載(うち、重大事故緩和設備)					
	流路	緊急時対策所加圧設備(空気ポンプ)	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		緊急時対策建屋非常用給排気配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
		緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
必要な情報の把握	主要設備	安全パラメータ表示システム(SPDS)	6.2条に記載					
電源の確保(緊急時対策所)	主要設備	電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		緊急時対策所軽油タンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
		緊急時対策所用高圧母線J系	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-
		ガスタービン発電機	5.7条に記載					
		ガスタービン発電設備軽油タンク						
		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ						
		ガスタービン発電機接続盤						
	燃料流路	緊急用高圧母線 2F系	5.7条に記載					
		ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁						
		緊急時対策所燃料移送系配管・弁						
		ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	
電路	電源車接続口(緊急時対策建屋)～緊急時対策所用高圧母線J系電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急時対策建屋	Ss	-	
	ガスタービン発電機～緊急時対策所用高圧母線J系電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	緊急用電気品建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
	電源車～電源車接続口(緊急時対策建屋)電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
通信連絡(緊急時対策所)	主要設備	トランシーバ(固定)	6.2条に記載					
		トランシーバ(携帯)						
		衛星電話(固定)						
		衛星電話(携帯)						
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備						
	伝送路	無線通信装置						
		トランシーバ(屋外アンテナ)						
		衛星電話(屋外アンテナ)						
		衛星通信装置						
		有線(建屋内)						

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
第62条 通信連絡を行うために必要な設備									
発電所内の通信連絡	主要設備	携帯型通話装置	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		トランシーバ（固定）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		トランシーバ（携帯）	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（固定）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		衛星電話（携帯）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		安全パラメータ表示システム（SPDS）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
	伝送路	トランシーバ（屋外アンテナ）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		衛星電話（屋外アンテナ）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		無線通信装置	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		有線（建屋内）（携帯型通話装置、トランシーバ（固定）、衛星電話（固定）に係るもの）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		有線（建屋内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
	電源設備	常設代替交流電源設備	57条に記載						
		可搬型代替交流電源設備							
		代替所内電気設備							
		緊急時対策所用代替交流電源設備	61条に記載						
		緊急時対策所用高圧母線J系							

第1表 重大事故等対処施設の整理結果

SA機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構造物に該当	備考	
	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用地震動			
発電所外の通信連絡	主要設備	衛星電話（固定）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		衛星電話（携帯）	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	-	
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-	
	伝送路	データ伝送設備	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-	
		衛星電話（屋外アンテナ）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
		衛星通信装置	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-	
		有線（建屋内）（衛星電話（固定）に係るもの）	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 制御建屋 緊急時対策建屋	Ss	-	
	電源設備	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，データ伝送設備に係るもの）		常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	緊急時対策建屋	-	-
		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電気設備 緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所用高圧母線J系	57条に記載						
			61条に記載						
	その他の設備								
	重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出元等	原子炉圧力容器		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉圧力容器支持スカート	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉本体の基礎	Ss	-
原子炉格納容器		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	Ss	-		
使用済燃料プール		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	原子炉建屋	Ss	○		
原子炉建屋原子炉棟		常設重大事故緩和設備	-	-	原子炉建屋	Ss	○		
非常用取水設備	貯留堰		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	Ss	○	
	取水口		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	Ss	○	
	取水路		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	Ss	○	
	海水ポンプ室		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	Ss	○	