

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

令和 2 年 4 月

中国電力株式会社

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，
原子炉棟

下線は、今回の提出資料を示す。

目 次

39 条 地震による損傷の防止

番号	表題	内容
39-1	重大事故等対処設備の設備分類	申請対象重大事故等対処設備の耐震設計上の設備分類を示す。 重大事故等対処設備については、39 条第 1 項にて設備分類及び施設 区画毎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評価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)及び施設区分毎に示す。
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	<ul style="list-style-type: none"> ・ Sクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備 	重大事故時に対処するための流路又は注水先、注水先、排出元等

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
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	重大事故時に対処するための流路又は注水先、注水先、排出元等
大量送水車	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	燃料プールのスプレイ系（可搬型）による常設スプレイヘッドまたは可搬型スプレイノズルを使用した燃料プール注水及びスプレイ
ホース・接続口〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型ストレーナ	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	
常設スプレイヘッド	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
燃料プールのスプレイ系配管・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	燃料プールのスプレイ系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した燃料プール注水及びスプレイ
可搬型スプレイノズル	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	燃料プールのスプレイ系（可搬型）による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プール注水及びスプレイ
燃料プール水位（SA）	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	燃料プールの監視
燃料プール水位・温度（SA）	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	
燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
燃料プール冷却ポンプ	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	重大事故時における燃料プールの除熱
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
移動式代替熱交換設備	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
原子炉補機冷却系 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	
原子炉補機冷却系 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	
燃料プール冷却系 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	
燃料プール冷却系スキマサージタンク〔流路〕	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
燃料プール冷却系 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	・ Bクラス ・ 常設耐震重要重大事故防止設備	
ホース・接続口〔流路〕	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
3. 原子炉冷却系統施設			
高压原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	高压原子炉代替注水系による原子炉の冷却
高压原子炉代替注水系(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	
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	
高压原子炉代替注水系(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	
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(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	
給水系 配管・弁・スパーージャ [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	
原子炉隔離時冷却ポンプ	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(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 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
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・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)	
原子炉浄化系 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 ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
給水系 配管・弁・スパーージャ [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)	
高压炉心スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	高压炉心スプレイ系による原子炉の冷却
高压炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ [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)	
逃がし安全弁 [操作対象弁]	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	逃がし安全弁
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 ・常設重大事故緩和設備	逃がし安全弁

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
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	
逃がし安全弁用窒素ガスポン ンベ	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	逃がし安全弁窒素ガス 供給設備による作 動窒素ガス確保
逃がし安全弁逃がし弁機能 用アキュムレータ[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	
残留熱除去系注水弁 (MV222-5A)	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)	インターフェイスシ ステム LOCA 隔離弁
原子炉建物ブローアウトパ ネル	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備	原子炉建物ブローア ウトパネル
低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	低圧原子炉代替注水 系(常設)による原 子炉の冷却
低圧原子炉代替注水系 配 管・弁[流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ 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	
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	
大量送水車	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	低圧原子炉代替注水 系(可搬型)による 原子炉の冷却
ホース・接続口[流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
低圧原子炉代替注水系 配 管・弁[流路]	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ 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	
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	低圧炉心スプレイ系
低圧炉心スプレイポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (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)	
残留熱除去ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	低圧注水
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 (原子炉停止時冷却 モード)
残留熱除去系 配管・弁・ 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)	
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[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 (原子炉停止時冷却 モード)

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)	原子炉補機冷却系 (区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ) ※水源は海を使用
原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ [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)	
原子炉補機冷却系 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)	
原子炉補機冷却系熱交換器	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)	
原子炉補機海水ポンプ	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)	
移動式代替熱交換設備	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	原子炉補機代替冷却系による除熱 ※水源は海を使用
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
ホース・接続口 [流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備	
原子炉補機冷却系 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	
原子炉補機冷却系サージタンク [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	
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	
高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ	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)	原子炉補機冷却系 (区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ) ※水源は海を使用
高圧炉心スプレー補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ [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)	
高圧炉心スプレー補機冷却系サージタンク [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)	
高圧炉心スプレー補機冷却系熱交換器	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)	
高圧炉心スプレー補機海水ポンプ	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)	
サブプレッション・チェンバ	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	
低圧原子炉代替注水槽	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	重大事故等収束のための水源 ※水源としては海も使用可能
大量送水車	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	水の供給
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
ホース [流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型ストレーナ	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
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	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
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 (水圧駆動)	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・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	
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	代替原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
ほう酸水注入ポンプ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	ほう酸水注入
ほう酸水貯蔵タンク	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	
差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)[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	
代替自動減圧ロジック (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	原子炉減圧の自動化
自動減圧起動阻止スイッチ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備	
代替自動減圧起動阻止スイッチ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
逃がし安全弁逃がし弁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 ・常設重大事故緩和設備	逃がし安全弁
逃がし安全弁窒素ガス供給系 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	逃がし安全弁窒素ガス供給設備による作動窒素ガス確保
原子炉圧力容器温度(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	原子炉圧力容器内の温度
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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)	原子炉圧力容器への注水量
代替注水流量(常設)	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	
代替注水流量(可搬型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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)	
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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)	

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)	原子炉圧力容器への 注水量
高圧原子炉代替注水流量	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	
残留熱代替除去系原子炉注 水流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
代替注水流量(常設)	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	原子炉格納容器への 注水量
代替注水流量(可搬型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備	
残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
ドライウエル温度(SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	原子炉格納容器内の 温度
サブプレッション・チェンバ温 度(SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
サブプレッション・プール水温 度(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ペDESTAL温度(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウエル圧力(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	原子炉格納容器内の 圧力
サブプレッション・チェンバ圧 力(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ドライウエル水位	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	原子炉格納容器内の 水位
サブプレッション・プール水位 (SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ペDESTAL水位	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器水素濃度	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	原子炉格納容器内の 水素濃度
格納容器水素濃度(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
格納容器酸素濃度	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	原子炉格納容器内の 酸素濃度
格納容器酸素濃度(SA)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
平均出力領域計装	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	未臨界の維持又は監 視
中性子源領域計装	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	
サブプレッション・プール水温 度(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故防止設備	最終ヒートシンクの 確保(残留熱代替除 去系)
残留熱除去系熱交換器出口 温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	
残留熱代替除去系原子炉注 水流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	最終ヒートシンクの 確保(残留熱除去系)
残留熱除去ポンプ出口流量	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)	
残留熱除去系熱交換器入口 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
残留熱除去系熱交換器出口 温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	最終ヒートシンクの 確保 (残留熱除去系)
スクラバ容器圧力	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	最終ヒートシンクの 確保 (格納容器フィ ルタベント系)
スクラバ容器水位	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	
スクラバ水 pH	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	
第 1 ベントフィルタ出口水 素濃度	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
残留熱除去ポンプ出口圧力	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)	格納容器バイパスの 監視 (原子炉建物内 の状態)
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	格納容器バイパスの 監視 (原子炉圧力容 器内の状態)
原子炉圧力 (S A)	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 (S A)	重大事故等対処施設	・ 常設重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
ドライウェル温度 (S A)	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	
ドライウェル圧力 (S A)	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	格納容器バイパスの 監視 (原子炉格納容 器内の状態)
低圧原子炉代替注水槽水位	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	水源の確保
サブプレッション・プール水位 (S A)	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉建物水素濃度	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	原子炉建物内の水素 濃度
静的触媒式水素処理装置入 口温度	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	静的触媒式水素処理装 置による水素濃度抑制
静的触媒式水素処理装置出 口温度	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	温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視
A D S 用 N 2 ガス減圧弁二 次側圧力	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備	その他
N 2 ガスボンベ圧力	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故防止設備	
原子炉補機冷却ポンプ圧力	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)	
R C W熱交換器出口温度	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	その他
R C Wサージタンク水位	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・ Sクラス ・ 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	
C - メタクラ母線電圧	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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
D-メタクラ母線電圧	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	その他
HPCS-メタクラ母線電圧	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	
C-ロードセンタ母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
D-ロードセンタ母線電圧	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
HPCS-コントロールセンタ母線電圧	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	
B1-115V系蓄電池(SA)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	
A-115V系直流盤母線電圧	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	
B-115V系直流盤母線電圧	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	
230V系直流盤(RCI)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	
ガスタービン発電機電圧	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	
高圧発電機車電圧	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	
高圧発電機車周波数	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	
原子炉圧力(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	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	
原子炉水位(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	燃料プールの監視
プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)	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)	居住性の確保
差圧計	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)	
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)	
LEDライト(三脚タイプ)	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)	照明の確保
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	発電所内の通信連絡
有線式通信設備	重大事故等対処施設	・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
無線通信設備（固定型）	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	発電所内の通信連絡
無線通信設備（携帯型）	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
衛星電話設備（固定型）	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）	
衛星電話設備（携帯型）	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）	
無線通信設備（屋外アンテナ）【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
衛星通信設備（屋外アンテナ）【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
無線通信装置【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
有線【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
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）	
衛星電話設備（屋外アンテナ）【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
衛星無線通信装置【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	
有線【伝送路】	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
5. 放射線管理施設			
中央制御室待避室	重大事故等対処施設	(重大事故等対処施設)	居住性の確保
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	
中央制御室待避室遮蔽	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
再循環用ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
チャコール・フィルタ・ブー スタ・ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
非常用チャコール・フィル タ・ユニット	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
中央制御室換気系 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	
中央制御室換気系 ダクト [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	
中央制御室待避室空気ボン ベ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
中央制御室待避室空気ボン ベ (配管・弁) [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウエル)	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	原子炉格納容器内の 放射線量率
格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッション・チェン バ)	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	
第1ベントフィルタ出口放 射線モニタ (高レンジ)	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	最終ヒートシンクの 確保 (格納容器フィ ルタベント系)
可搬式モニタリング・ポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	放射線量の代替測定
データ表示装置 (伝送路)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
GM汚染サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	放射性物質の濃度の代 替測定
NaIシンチレーション・サ ーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬式ダスト・よう素サンプ ラ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬式モニタリング・ポスト	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	放射線量の測定
電離箱サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
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)	
データ表示装置 (伝送路)	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
GM汚染サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	放射性物質濃度(空气中・水中・土壤中)及び 海上モニタリング
NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬式ダスト・よう素サンプル	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・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)	
小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
可搬式気象観測装置	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)	気象観測項目の代替測定
データ表示装置(伝送路)	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)	
燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)	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	燃料プールの監視
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	居住性の確保
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気浄化送風機	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気ポンベ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト[流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気浄化装置(配管・弁)[流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気ポンベ可搬型配管・弁[流路]	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
緊急時対策所空気ポンベ(配管・弁)[流路]	重大事故等対処施設	・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
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	重大事故等に対処するための流路又は注水先、注入先、排出元等
原子炉棟	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内の冷却
低圧原子炉代替注水系 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	
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	
格納容器スプレイ・ヘッド [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	
大量送水車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
可搬型ストレーナ	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	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却
ホース・接続口 [流路]	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故防止設備 ・ 可搬型重大事故緩和設備	
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	
格納容器代替スプレイ系配管・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	
格納容器スプレイ・ヘッド [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	
第1ベントフィルタスクラバ容器	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	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
第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	重大事故等対処施設	・ 常設耐震重要重大事故防止設備 ・ 常設重大事故緩和設備	
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 ・ 常設重大事故緩和設備	
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 ・ 常設重大事故緩和設備	
窒素ガス制御系 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	
非常用ガス処理系 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	
遠隔手動弁操作機構	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	
残留熱代替除去ポンプ	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
移動式代替熱交換設備	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却系配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
原子炉補機冷却系サージタンク [流路]	重大事故等対処施設	・ 常設重大事故緩和設備	
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ [流路]	重大事故等対処施設	・ 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
残留熱代替除去系 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
低圧原子炉代替注水系 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
格納容器スプレイ・ヘッダ [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
ホース・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	
低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	ベDESTAL代替注水系(常設)によるベDESTAL内注水
コリウムシールド	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
低圧原子炉代替注水系 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
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 ・常設重大事故緩和設備	
格納容器スプレイ・ヘッダ [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	ベDESTAL代替注水系(可搬型)によるベDESTAL内注水
大量送水車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
コリウムシールド	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
ホース・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	
ベDESTAL代替注水系 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化
可搬式窒素供給装置	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
窒素ガス代替注入系 配管・弁 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
ホース・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	
静的触媒式水素処理装置	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用
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	
放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
大型送水ポンプ車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用
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	
放水砲	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
泡消火薬剤容器	重大事故等対処施設	・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
放射性物質吸着材	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	
小型船舶	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
サブプレッション・チェンバ	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	重大事故等収束のための水源
低圧原子炉代替注水槽	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	
非常用ガス処理系排気ファン	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故緩和設備	被ばく線量の低減
前置ガス処理装置 [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	
後置ガス処理装置 [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	
非常用ガス処理系用排気筒 [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	
排気管 [流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置	重大事故等対処施設	・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)	サプレッション・ブ ール水の冷却
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)	
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)	
可搬式窒素供給装置	重大事故等対処施設	・ 可搬型重大事故緩和設備	格納容器フィルタベ 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
ホース・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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
7. 非常用電源設備				
SRV 用電源切替盤	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	可搬型直流電源による減圧	
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	常設代替交流電源設備による給電	
ガスタービン発電機用サービスタンク	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		
ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	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		
ガスタービン発電機用燃料移送 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		
ガスタービン発電機用軽油タンク	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		
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)		非常用交流電源設備
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)		
ディーゼル燃料貯蔵タンク	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
ディーゼル燃料デイトンク	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)		
ディーゼル燃料移送ポンプ	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)		
非常用ディーゼル発電機燃料移送系 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機燃料移送系 配管・弁[燃料流路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
高圧発電機車	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		
ガスタービン発電機用軽油タンク	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	可搬型代替交流電源設備による給電	
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		
ガスタービン発電機用軽油タンク出口ノズル・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		
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		
B-115V 系蓄電池	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	非常用直流電源	
B1-115V 系蓄電池(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
SA用 115V 系蓄電池	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		
230V 系蓄電池(RCIC)	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		

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考	
B-115V系充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	非常用直流電源	
B1-115V系充電器(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
SA用115V系充電器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
230V系充電器(RCIC)	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		
SA用115V系蓄電池	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	常設代替直流電源設備による給電	
SA用115V系充電器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
A-115V系蓄電池	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)	非常用直流電源設備	
B-115V系蓄電池	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		
B1-115V系蓄電池(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
230V系蓄電池(RCIC)	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蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
A-原子炉中性子計装用蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
B-原子炉中性子計装用蓄電池	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
A-115V系充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
B-115V系充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
B1-115V系充電器(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備		
230V系充電器(RCIC)	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充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
A-原子炉中性子計装用充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
B-原子炉中性子計装用充電器	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		
高圧発電機車	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故防止設備 ・可搬型重大事故緩和設備		可搬型直流電源設備による給電

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
B1-115V系充電器(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	可搬型直流電源設備による給電
SA用115V系充電器	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
230V系充電器(常用)	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	・Sクラス ・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
ガスタービン発電機用軽油タンク	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	
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	
ガスタービン発電機用軽油タンク出口ノズル・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	
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	
緊急用メタクラ	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	代替所内電気設備による給電
メタクラ切替盤	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	
高圧発電機車接続プラグ収納箱	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	
SAロードセンタ	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	
SA1コントロールセンタ	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	
SA2コントロールセンタ	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	
充電器電源切替盤	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	
SA電源切替盤	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	
重大事故操作盤	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	
緊急用メタクラ接続プラグ盤	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	
非常用高圧母線C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	所内常設蓄電池式直流電源設備による給電
非常用高圧母線D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	
B-115V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	
B1-115V系蓄電池(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
230V系蓄電池(RCI C)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	
B1-115V系充電器(SA)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備 ・常設重大事故緩和設備	
230V系充電器(RCI C)	重大事故等対処施設	・常設耐震重要重大事故防止設備	電源の確保
緊急時対策所用発電機	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
可搬ケーブル	重大事故等対処施設	・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
緊急時対策所発電機接続ブ ラグ盤	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	電源の確保
緊急時対策所低圧母線盤	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
緊急時対策所用燃料地下タ ンク	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	
ダンクローリ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
ホース	重大事故等対処施設	・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
8. 非常用取水設備			
取水口	屋外重要土木構造物 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	非常用取水設備
取水管	屋外重要土木構造物 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	
取水槽	屋外重要土木構造物 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	

設備名称	施設区分	耐震重要度分類 設備分類	備考
9. 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)	居住性の確保
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)	
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)	
可搬式エリア放射線モニタ	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
可搬式モニタリング・ポスト	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)	
無線通信設備 (固定型)	重大事故等対処施設	・常設重大事故緩和設備	通信連絡 (緊急時対策所)
無線通信設備 (携帯型)	重大事故等対処施設	・可搬型重大事故緩和設備	
衛星電話設備 (固定型)	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)	
衛星電話設備 (携帯型)	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)	
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)	
無線通信装置 [伝送路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
無線通信設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	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)	
衛星無線通信装置 [伝送路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
有線 [伝送路]	重大事故等対処施設	・常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
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)	発電所外の通信連絡

39-2 設計用地震力

設計用地震力

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

1. 静的地震力

静的地震力は，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備及び当該設備が設置される重大事故等対処施設に適用するものとし，以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

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

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

②：①が設置される重大事故等対処施設

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス

(注3) C_i：標準せん断力係数を0.2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	入力地震動	
			水平地震動	鉛直地震動
建物・ 構築物	(注3) ③, ④, ⑤, ⑥	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4) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$	(注4) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$
機器・ 配管系	(注3) ③, ⑤	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
	①	B	(注4) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$	(注4) 弾性設計用地震動 $S_d \times 1/2$
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5) 基準地震動 S_s	(注5) 基準地震動 S_s

(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

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス。また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）については、当該クラスをSと表記する。

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

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

(注5) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

3. 設計用地震力

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

種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震 クラス	設計用地震力		備 考
			水 平	鉛 直	
建物・ 構築物	(注3) ③, ④, ⑤, ⑥	S	基準地震動 S_s に基づく地震力	基準地震動 S_s に基づく地震力	(注4) 荷重の組合せは、組 合せ係数法による。
			弾性設計用 地震動 S_d に基づく地震力	弾性設計用 地震動 S_d に基づく地震力	
	②	B	地震層せん断力 係数 $1.5C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。
			(注5) 弾性設計用 地震動 S_d $\times 1/2$ に基づく地震力	(注5) 弾性設計用 地震動 S_d $\times 1/2$ に基づく地震力	荷重の組合せは、組 合せ係数法による。
		C	地震層せん断力 係数 $1.0C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。

種別	(注1) 施設区分	(注2) 耐震 クラス	設計用地震力		備 考
			水 平	鉛 直	
機器・ 配管系	(注3) ③, ⑤	S	基準地震動 S_s に基づく地震力	基準地震動 S_s に基づく地震力	(注6) 荷重の組合せは, 二 乗和平方根 ($S R S$ S) 法による。
			弾性設計用 地震動 S_d に基づく地震力	弾性設計用 地震動 S_d に基づく地震力	
	①	B	静的震度 $1.8C_i$ に基づく地震力	—	(注6, 7) 荷重の組合せは, 水 平方向及び鉛直方 向が動的地震力の 場合は二乗和平方 根 ($S R S S$) 法に よる。
			(注5) 弾性設計用 地震動 S_d $\times 1/2$ に基づく地震力	(注5) 弾性設計用 地震動 S_d $\times 1/2$ に基づく地震力	
		C	静的震度 $1.2C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。
	土木 構造物	③, ⑤	S	基準地震動 S_s に基づく地震力	基準地震動 S_s に基づく地震力
①, ④, ⑥		C	(注8) 基準地震動 S_s に基づく地震力	(注8) 基準地震動 S_s に基づく地震力	動的地震力とする。
①		C	静的震度 $1.0C_i$ に基づく地震力	—	静的地震力とする。

(注1) 重大事故等対処施設の施設区分

- ①：常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備
- ②：①が設置される重大事故等対処施設
- ③：常設耐震重要重大事故防止設備
- ④：③が設置される重大事故等対処施設
- ⑤：常設重大事故緩和設備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

(注2) 常設重大事故防止設備の代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラス。また、常設重大事故緩和設備及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）については、当該クラスをSと表記する。

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

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

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

(注6) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

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

(注8) 屋外重要土木構造物の機能を代替する重大事故等対処施設に適用する。

(備考) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については，設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。

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

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

重大事故等対処施設の耐震評価方針を定めるにあたり、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設において実績のある従前の評価方法・手法が適用可能であるかを確認する。

重大事故等対処施設のうち、新施設については、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整理し、設計基準対象施設と基本構造が同等のものは、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。基本構造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、適切にモデル化した上での地震応答解析、又は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、Sクラス施設については、基準地震動 S_s による評価実績がある。Bクラス及びCクラス施設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、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・手法を適用可能である。

新施設に対する上記検討結果を表(1)～(3)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	
計測器・検出器	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	制御室建物 原子炉建物	原子炉圧力検出器, 原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	制御室建物 原子炉建物	原子炉圧力検出器, 原子炉水位検出器	ボルト固定	無	無	
SA クラス 2 ポンプ	高圧原子炉代替注水ポンプ	原子炉建物	横型多段遠心式ポンプ	ボルト固定	有	無	新設ポンプであり原子炉隔離時冷却系ポンプと構造が相違
SA クラス 2 管	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管 [流路]	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 弁 [流路]	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
SA クラス 2 管	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管 [流路]	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 弁 [流路]	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
SA クラス 2 ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	横型多段遠心式ポンプ	ボルト固定	無	無	
SA クラス 2 管	低圧原子炉代替注水系 配管 [流路]	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	低圧原子炉代替注水系 弁 [流路]	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
建物・構築物	低圧原子炉代替注水槽	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	貯蔵槽	—	無	—	
SA クラス 2 容器	第1ベントフィルタスクラバ容器	第1ベントフィルタ格納槽	縦置円筒型	サポート・ボルト固定	無	無	
SA クラス 2 容器	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	第1ベントフィルタ格納槽	縦置円筒型	ボルト固定	無	無	
—	圧力開放板	屋外	—	サポート固定	—	無	
SA クラス 2 管	格納容器フィルタベント系 配管 [流路]	原子炉建物 第1ベントフィルタ格納槽 屋外	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	格納容器フィルタベント系 弁 [流路]	原子炉建物 第1ベントフィルタ格納槽 屋外	—	サポート固定	—	無	
—	遠隔手動弁操作機構	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	新設設備であり、既工認実績なし

機種区分	設備名称	設置場所	① 型式	② 設置方式	基本構造 の差異		備考
					①	②	
SA クラス 2 管	常設スプレイヘッド	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 管	燃料プールスプレイ 系 配管 [流路]	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SA クラス 2 弁	燃料プールスプレイ 系 弁 [流路]	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
計測器・検出器	代替注水流量(常設)	低圧原子炉代替注 水ポンプ格納槽	超音波式 流量検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	高圧原子炉代替注水 流量	原子炉建物	差圧式 流量検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・ブ ール水温度(SA)	原子炉格納容器	测温抵抗体	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウエル圧力 (SA)	原子炉建物	弾性圧力 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・チ ェンバ圧力(SA)	原子炉建物	弾性圧力 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ドライウエル水位	原子炉格納容器	電極式 水位検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・ブ ール水位(SA)	原子炉建物	差圧式 水位検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	スクラバ容器圧力	第1ベントフィル タ格納槽	弾性圧力 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高レンジ)	第1ベントフィル タ格納槽	電離箱	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	スクラバ容器水位	第1ベントフィル タ格納槽	差圧式 水位検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	スクラバ水 pH	原子炉建物	pH 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	低圧原子炉代替注水 槽水位	低圧原子炉代替 注水ポンプ格納槽	差圧式 水位検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉格納容器	熱電対	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉圧力(SA)	原子炉建物	弾性圧力 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉水位(SA)	原子炉建物	差圧式水位 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ペDESTAL温度(S A)	原子炉格納容器	熱電対	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器水素濃度 (SA)	原子炉建物	熱伝導式 水素検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	B1-115V系蓄電池 (SA)電圧	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	230V系直流盤(RC IC)母線電圧	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ガスタービン発電機 電圧	制御室建物	盤	ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	自動減圧起動阻止ス イッチ	制御室建物	盤	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	
計測器・検出器	代替自動減圧起動阻止スイッチ	制御室建物	盤	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機	ガスタービン発電機建物	—	ボルト固定	—	無	新設設備であり、既工認実績なし
火力技術基準	ガスタービン発電機用サービスタンク	ガスタービン発電機建物	横置円筒型	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	ガスタービン発電機建物	スクリュー型	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機用軽油タンク	屋外	縦置円筒型	ボルト固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機用軽油タンク出口ノズル・弁 [燃料流路]	屋外	鋼管	サポート固定	無	無	
火力技術基準	ガスタービン発電機用燃料移送配管・弁 [燃料流路]	ガスタービン発電機建物	鋼管	サポート固定	無	無	
電気・電源設備	B-115V系蓄電池	廃棄物処理建物	装置	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	B1-115V系蓄電池(SA)	廃棄物処理建物	装置	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	B-115V系充電器	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	B1-115V系充電器(SA)	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	230V系蓄電池(RCIC)	廃棄物処理建物	装置	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	230V系充電器(RCIC)	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SA用115V系蓄電池	廃棄物処理建物	装置	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SA用115V系充電器	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	230V系充電器(常用)	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用メタクラ	ガスタービン発電機建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	メタクラ切替盤	原子炉建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	緊急用メタクラ接続プラグ盤	原子炉建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	高圧発電機車接続プラグ収納箱	原子炉建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SAロードセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SA1コントロールセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SA2コントロールセンタ	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	充電器電源切替盤	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SA電源切替盤	原子炉建物	盤	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	
電気・電源設備	重大事故操作盤	廃棄物処理建物	盤	ボルト固定	無	無	
電気・電源設備	SRV用電源切替盤	廃棄物処理建物	盤	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	
計測器・検出器	燃料プール水位・温度（SA）	原子炉建物	熱電対	サポート又はボルト固定	無	無	
計測器・検出器	燃料プール水位（SA）	原子炉建物	ガイドパルス式水位検出器	サポート又はボルト固定	無	無	
計測器・検出器	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	原子炉建物	電離箱	サポート又はボルト固定	無	無	
計測器・検出器	燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	原子炉建物	赤外線カメラ	サポート又はボルト固定	無	無	
計測器・検出器	サプレッション・プール水位（SA）	原子炉建物	差圧式水位検出器	サポート又はボルト固定	無	無	

(3) 常設重大事故緩和設備（新設，(1)，(2)を兼ねるものを除く）

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	残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物	うず巻形	ボルト固定	無	無	
SAクラス2 管	残留熱代替除去系 配管〔流路〕	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2 弁	残留熱代替除去系 弁〔流路〕	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2 ポンプ	低圧原子炉代替注水 ポンプ	低圧原子炉代替注 水ポンプ格納槽	横型多段 遠心式ポンプ	ボルト固定	無	無	
SAクラス2 管	低圧原子炉代替注水 系配管〔流路〕	低圧原子炉代替注 水ポンプ格納槽 原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2 管	低圧原子炉代替注水 系弁〔流路〕	低圧原子炉代替注 水ポンプ格納槽 原子炉建物	—	サポート固定	無	無	
—	コリウムシールド	原子炉格納容器	—	圧着固定	—	有	許認可実績なし
SAクラス2 管	ベDESTAL代替注水 系 配管〔流路〕	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2 弁	ベDESTAL代替注水 系 弁〔流路〕	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
SAクラス2 管	窒素ガス代替注入系 配管〔流路〕	原子炉建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2 弁	窒素ガス代替注入系 弁〔流路〕	原子炉建物	—	サポート固定	—	無	
—	静的触媒式水素処理 装置	原子炉建物	—	ボルト固定	—	無	
—	中央制御室待避室遮 蔽	制御室建物	設計中	設計中	設 計 中	設 計 中	
SAクラス2 管・弁	中央制御室待避室空 気ボンベ（配管・弁） 〔流路〕	廃棄物処理建物	鋼管	サポート固定	無	無	
—	原子炉建物ブローア ウトパネル閉止装置	屋外	設計中	設計中	設 計 中	設 計 中	
建物・構築物	緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所建物	コンクリート	岩盤支持	無	無	
SAクラス2 管・弁	緊急時対策所空気浄 化装置（配管・弁） 〔流路〕	緊急時対策所建物	鋼管	サポート固定	無	無	
SAクラス2 管・弁	緊急時対策所空気ボ ンベ（配管・弁）〔流 路〕	緊急時対策所建物	鋼管	サポート固定	無	無	
—	緊急時対策所 発電 機接続ブラグ盤	緊急時対策所建物	盤	ボルト固定	無	無	
—	緊急時対策所 低圧 母線盤	緊急時対策所建物	盤	ボルト固定	無	無	
建物・構築物	緊急時対策所用燃料 地下タンク	屋外	貯蔵槽	岩盤支持	無	無	
通信連絡設備	無線通信設備（固定 型）	制御室建物 緊急時対策所建物	—	ボルト固定	—	無	
計測器・検出器	ドライウェル温度 （SA）	原子炉格納容器	熱電対	サポート又は 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	
計測器・検出器	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	原子炉格納容器	熱電対	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	ペDESTAL水位	原子炉格納容器	電極式 水位検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉建物	差圧式流量 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	原子炉建物	差圧式流量 検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器水素濃度 (SA)	原子炉建物	熱伝導度式水素検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉建物	磁気力式 酸素検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	格納容器酸素濃度	原子炉建物	磁気風式 酸素検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	原子炉建物水素濃度	原子炉建物	触媒式 水素検出器 熱伝導式 水素検出器	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	静的触媒式水素処理装置入口温度	原子炉建物	熱電対	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物	熱電対	サポート又は ボルト固定	無	無	
計測器・検出器	安全パラメータ表示システム (SPDS)	廃棄物処理建物 緊急時対策所建物	盤	ボルト固定	無	無	

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（S A施設）の規定内容	39-4-2
2.2	設置許可基準規則第 4 条（D B施設）の規定内容	39-4-2
2.3	J E A G 4 6 0 1 の規定内容	39-4-3
3.	S A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	39-4-10
5.	荷重の組合せの検討結果	39-4-13
5.1	地震の従属事象・独立事象の判断	39-4-13
5.2	荷重の組合せの検討結果	39-4-14
5.2.1	全般施設	39-4-14
5.2.2	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	39-4-17
5.2.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	39-4-28
5.2.4	S A施設の支持構造物	39-4-35
6.	許容応力状態の検討結果	39-4-36
6.1	全般施設	39-4-36
6.2	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	39-4-37
6.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	39-4-38
6.4	S A施設の支持構造物	39-4-38
7.	まとめ	39-4-39
(補足 1)	事象発生確率の考え方	39-4-41
(補足 2)	S A施設に対する許容応力状態の考え方	39-4-48
(補足 3)	「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について	39-4-56
(補足 4)	D B Aによる履歴を考慮しなくてよい理由	39-4-79

添付資料	39-4-81
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	39-4-82
2. 地震動の年超過確率	39-4-85
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ	39-4-88
4. 建物・構築物の S A 施設としての設計の考え方	39-4-90
5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について	39-4-96
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について	39-4-100
7. 荷重の組合せ表	39-4-105
8. 重大事故時の荷重条件等の妥当性について	39-4-107
9. 島根原子力発電所 2 号炉における運転状態 V (L L) の適切性に ついて	39-4-133
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	39-4-135
参考資料	39-4-138
〔参考 1〕 設置許可基準規則第 39 条及び解釈 (抜粋)	39-4-139
〔参考 2〕 設置許可基準規則第 4 条及び解釈	39-4-140
〔参考 3〕 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)	39-4-141
〔参考 4〕 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)	39-4-143
〔参考 5〕 J E A G 4 6 0 1 (抜粋)	39-4-145
〔参考 6〕 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性	39-4-152
〔参考 7〕 D B 施設を兼ねる主な S A 施設等の D B A と S A の荷重 条件の比較	39-4-155
〔参考 8〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明 ..	39-4-157
〔参考 9〕 重大事故等時の長期安定冷却手段について	39-4-159

1. はじめに

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

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

※2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

【SA施設の耐震設計の位置づけ】

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

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

以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)」(以下「設置許可基準規則」という。)及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984」, 「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1987」, 「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版」(社)日本電気協会(以下総称して「J E A G 4 6 0 1」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、B、Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では検討を省略する。なお、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。
- (4) SA施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置されるSA施設については、設置許可基準規則第39条第1項第3号において、「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。」が求められている。〔参考1〕
- (5) 設置許可基準規則の第39条の解釈において、「第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。」とされている。〔参考1〕

2.2 設置許可基準規則第4条(DB施設)の規定内容

- (1) DB施設の耐震性については、設置許可基準規則の第4条に規定されている。〔参考2〕
- (2) Sクラス施設については、設置許可基準規則の第4条第3項において、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とされている。〔参考2〕
- (3) 設置許可基準規則の第4条の解釈において、「別記2のとおりとする。」とされている。〔参考2〕

- (4) 建物・構築物が基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第4条の別記2（以下「別記2」という。）において、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。〔参考3〕
- (5) 機器・配管系が基準地震動 S_s 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年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」が求められている。〔参考3〕

2.3 J E A G 4 6 0 1 の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において、「規制基準の要求事項に留意して、J E A G 4 6 0 1 の規定を参考に」組み合わせることとされている。
〔参考4〕

これを踏まえ、J E A G 4 6 0 1 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

J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 重要度分類・許容応力編における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおり。

- ・「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、J E A G 4 6 0 1において組み合わせるべき荷重を整理したものを第2.3-1表に示す。第2.3-1表では、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。

第2.3-1表 運転状態と地震動との組合せの確率的評価
(J E A G 4 6 0 1・補-1984 抜粋)

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

- 注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←----- 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /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。

(2) 運転状態と許容応力状態

J E A G 4 6 0 1 ・ 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: J E T, J E T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 : 通産省告示 501 号の運転状態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* : E C C S 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 : 通産省告示 501 号の運転状態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 : 通産省告示 501 号の運転状態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 : 通産省告示 501 号の運転状態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第3-1表に示す。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、DBAを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。

さらに運転状態Vについては、重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V(S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態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)とする。

【運転状態の説明】

I～IV：J E A G 4 6 0 1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J E A G 4 6 0 1に基づき耐震評価を行うDB施設の考え方を踏まえた、SA施設における荷重の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、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S_d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

- ・S_s、S_d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否かを判断する。

組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。島根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の比較等により判断する。（補足1）

- ・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S_d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S_s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温度、最高内圧を大きく超える200℃、2P_d（最高使用圧力の2倍の圧力）の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

(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、J E A G 4 6 0 1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2)

a. DB施設における方針

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

b. SA施設における方針

- ・SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震による地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。
- ・DB施設的设计条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_{AS}を定義する。別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに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、島根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：J E A G 4 6 0 1で設定している許容応力状態

Ⅲ_{AS}～Ⅳ_{AS}：J E A G 4 6 0 1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)

第3-1表 原子炉格納容器及び原子炉圧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
原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・コリウムシールド 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・第1ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・圧力開放盤 ・遠隔手動弁操作機構 ・残留熱除去系熱交換器
原子炉圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・第1ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・圧力開放盤 ・遠隔手動弁操作機構 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ

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あたって、運転状態Vが、地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は、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。

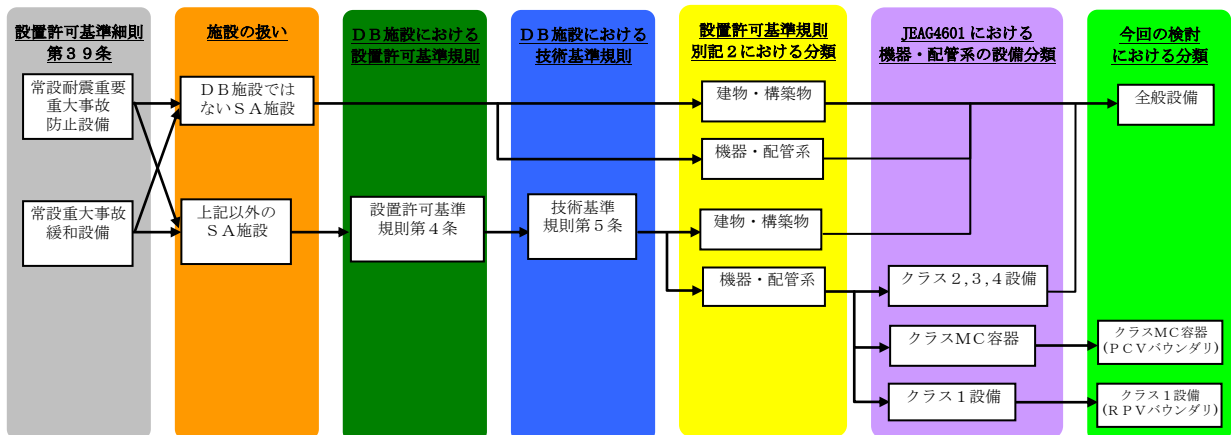
(2) 施設分類

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の分類等を踏まえた分類を行い、その分類毎に組合せ方針を検討することとする。対象施設は以下のとおり分類する。

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

また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（以下「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第4-1図のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、PCVバウンダリ及び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。



第4-1図 施設分類の考え方

(3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して，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，組合せのイメージを第4-2図に，選定フローを第4-3図に示す。

【選定手順】

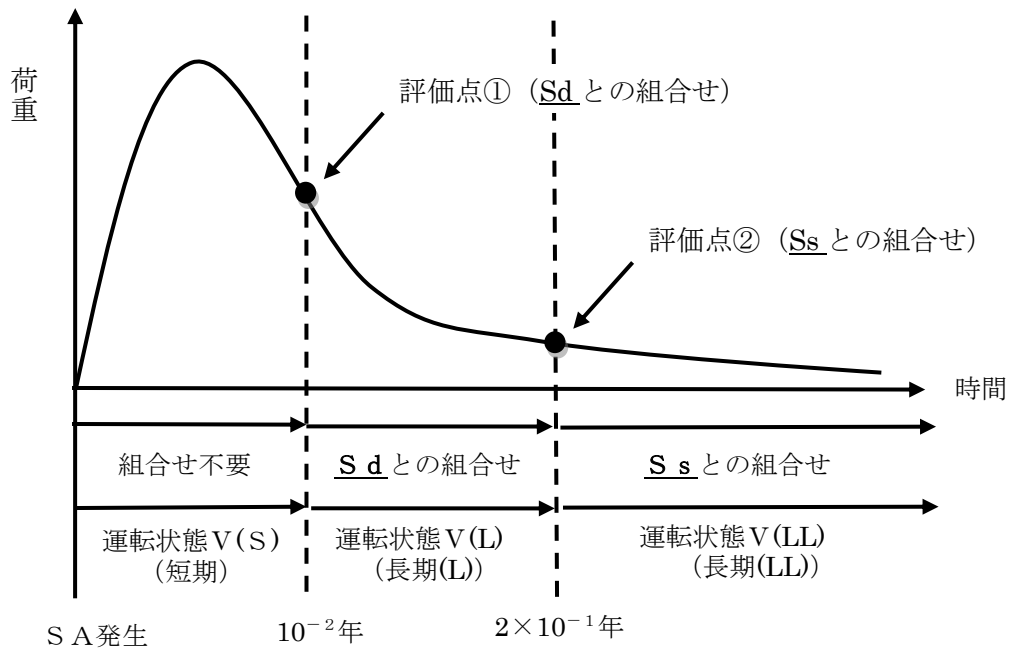
- ① SA事象の発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。
- ② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し，JEAG 4601・補-1984 で記載されている S_2 ， S_1 の発生確率を S_s ， S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2 参照)
- ③ 荷重の組合せの判断は，①と②及びSAの継続時間との積で行い，そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値として，島根2号炉では，DB施設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。
- ④ ①②の積と③を踏まえて S_d 又は， 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み合わせが不要な短期（運転状態V(S)）， S_d との組み合わせが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期（L）（運転状態V(L)）， S_s との組み合わせが必要な 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，施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

第4-1表 組合せの目安となる継続時間

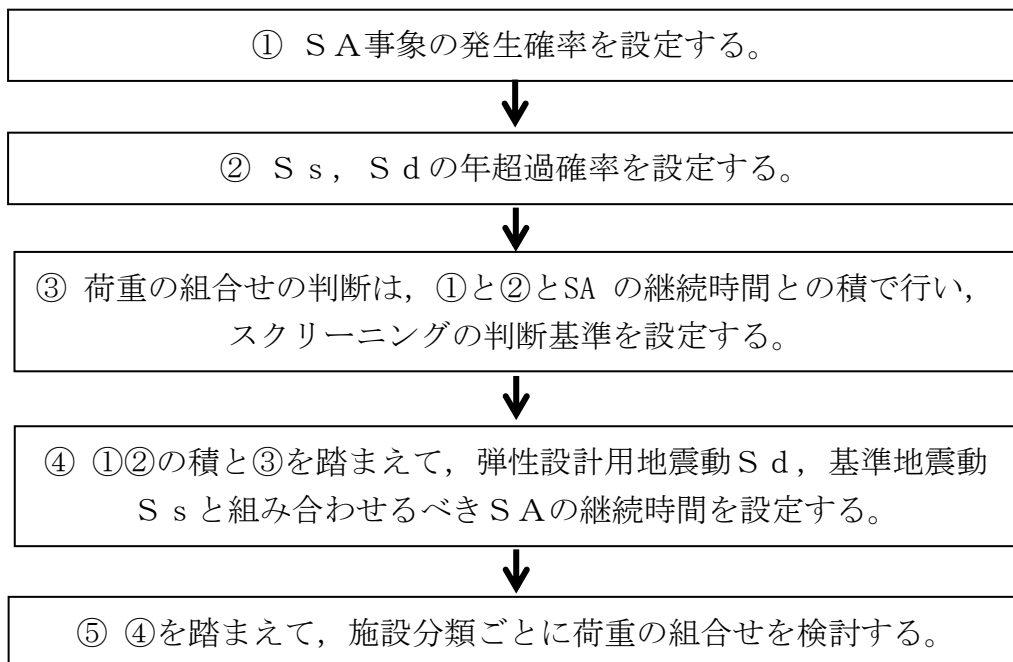
荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S_d	基準地震動 S_s	
10^{-8} /炉年以上	10^{-4} /炉年 ^{※1}	10^{-2} /年以下 ^{※2}		10^{-2} 年以上
		5×10^{-4} /年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

※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：JEAG 4601・補-1984 に記載されている地震動の発生確率 S_2 ， S_1 を S_s ， S_d に読み替えた。



第4-2図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)



第4-3図 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

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。

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、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、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。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。

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。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、S_s相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 1.0×10^{-7} /炉年である。性能目標のCDF（ 10^{-4} /炉年）に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 1.0×10^{-7} /炉年は、これを大きく下回ることから、S_s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。（「（補足3）「地震の従属事象」

と「地震の独立事象」について」参照)

5.2 荷重の組合せの検討結果

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

5.2.1 全般施設

(1) SAの発生確率

SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。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、J E A G 4 6 0 1・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

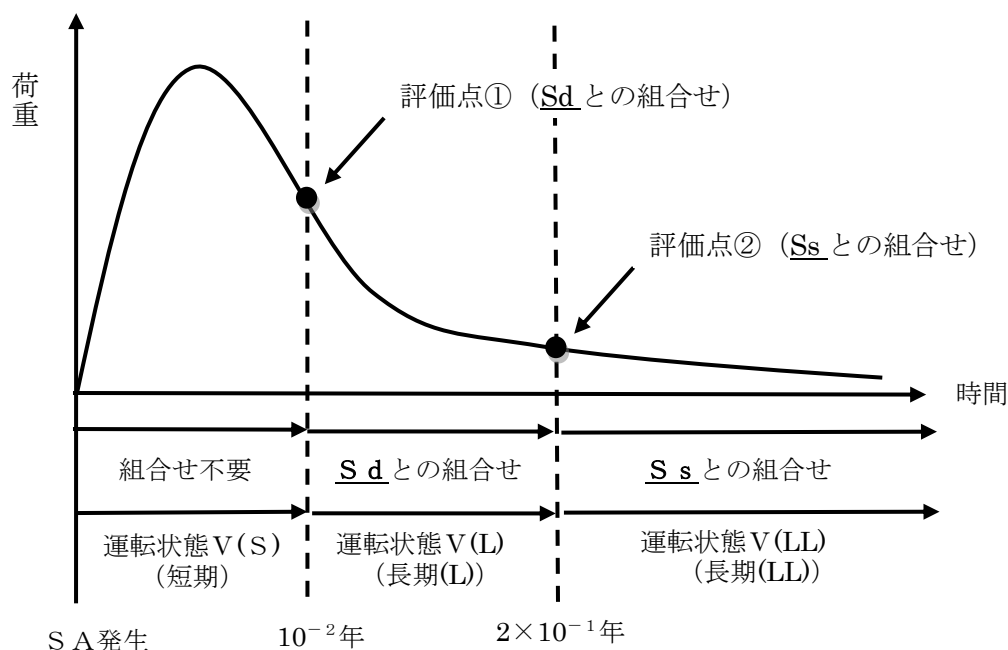
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。

第 5.2.1-1 表 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	地震動の発生確率		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：J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動の発生確率 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d に読み替えた。



第 5.2.1-1 図 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第 5.2.1-2 表，組合せのイメージは第 5.2.1-1 図のとおりとなる。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あたり，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 J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.1-2 表の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 2×10^{-1} 年未満の期間のうち最大となる荷重と S_d 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 S_s による地震力を組み合わせることとする。

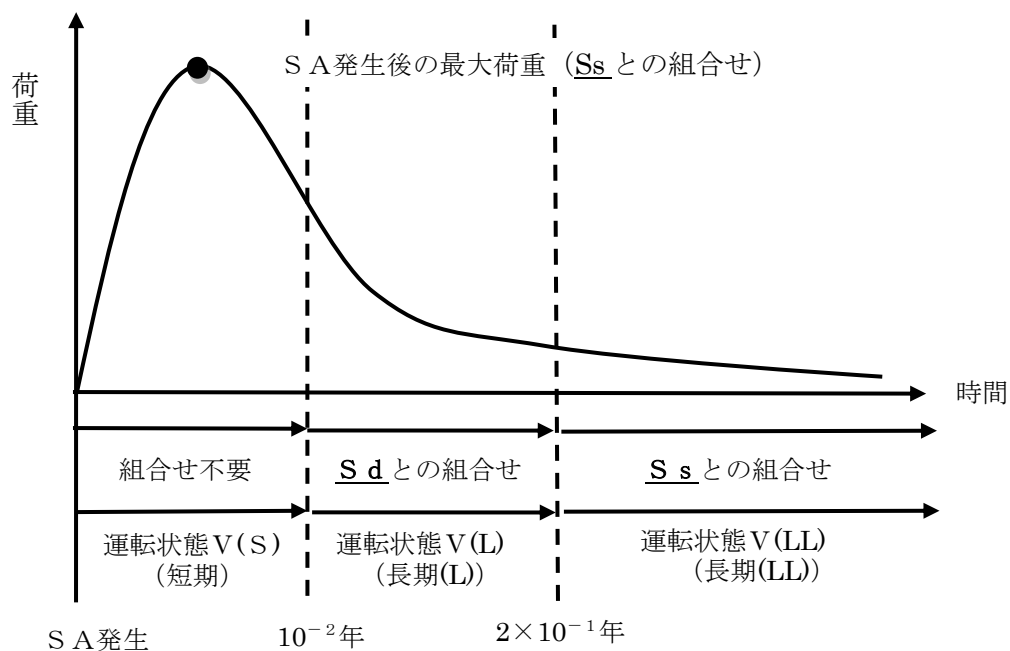
ここで，全般施設については必ずしもSAによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから，上記の考え方を包絡するようにSA発生後の最大荷重と S_s による地震力を組み合わせる。

第 5.2.1-2 表 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

事故シーケンス	運転状態	① SA の 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SA の 継続時間	①×②×③ 合計
全ての SA	V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未 満	10 ⁻⁸ /炉年未 満
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年 以下		5 × 10 ⁻¹⁰ /炉 年未満
	S _d : 10 ⁻² /年以下		10 ⁻² 年以 上, 2 × 10 ⁻¹ 年未満	2 × 10 ⁻⁷ /炉年 未満	
	S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年 以下			10 ⁻⁸ /炉年未 満	
	V (LL)		S _d : 10 ⁻² /年以下	2 × 10 ⁻¹ 年以上	2 × 10 ⁻⁷ /炉年 以上
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年 以下		10 ⁻⁸ /炉年以 上

(5) まとめ

以上より，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。



第 5.2.1-2 図 全般施設の荷重の組合せの検討結果 (イメージ)

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1) SAの発生確率

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

(2) 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、JEAG 4601・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

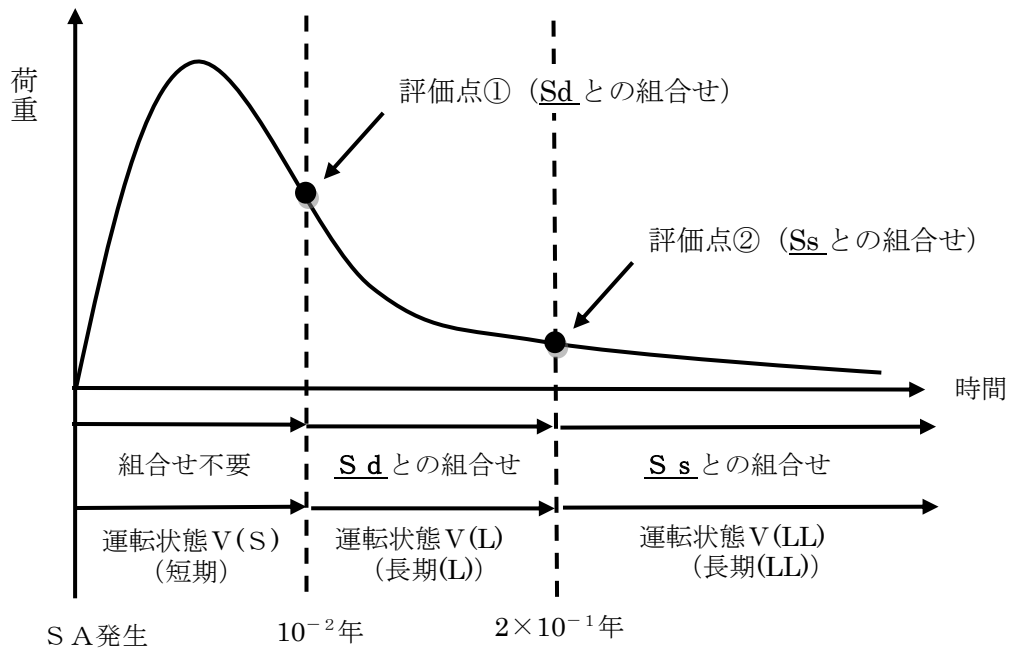
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態V（S））、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期（L）（運転状態V（L））、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期（LL）（運転状態V（LL））とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.2-1表、組合せのイメージを第5.2.2-1図に示す。

第5.2.2-1表 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	地震動の発生確率		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：JEAG 4601・補-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 に読み替えた。



第 5.2.2-1 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (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）+高圧炉心冷却失敗	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	○
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	× ※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）	
残留熱代替除去系を使用する場合	○
残留熱代替除去系を使用しない場合	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	○
水素燃焼	× ※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（LPCI）以外の非常用炉心冷却を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）（残留熱代替除去系を使用する場合）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、さらに継続時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、事象発生後 10^{-2} 年（約3.5日後）未満及び事象発生後 10^{-2} 年（約3.5日後）以降の圧力・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）（残留熱代替除去系を使用する場合）
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後 10^{-2} 年（約3.5日後）前までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系による除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。 10^{-2} 年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって、最高使用圧力及び 10^{-2} 年（約3.5日後）以内の温度に基づき、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、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・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、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は、高圧原子炉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、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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」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（約3.5日後）の圧力及び温度を第5.2.2-2表に示す。

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、原子炉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。

第5.2.2-2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 (残留熱代替除去系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)
最高圧力	約 427kPa	約 659kPa
最高温度	約 181℃ ^{※1}	約 181℃ ^{※1}
圧力 (10^{-2} 年後)	約 317kPa	約 109kPa
温度 (10^{-2} 年後)	約 131℃	約 144℃

※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）

第 5.2.2-2 表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いる原子炉格納容器の圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。

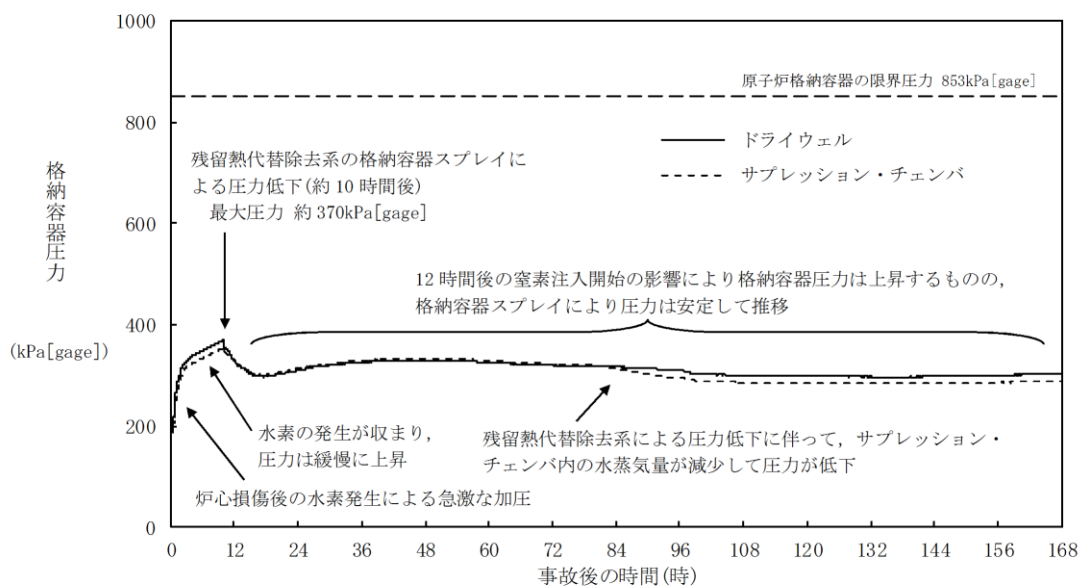
b. SAで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

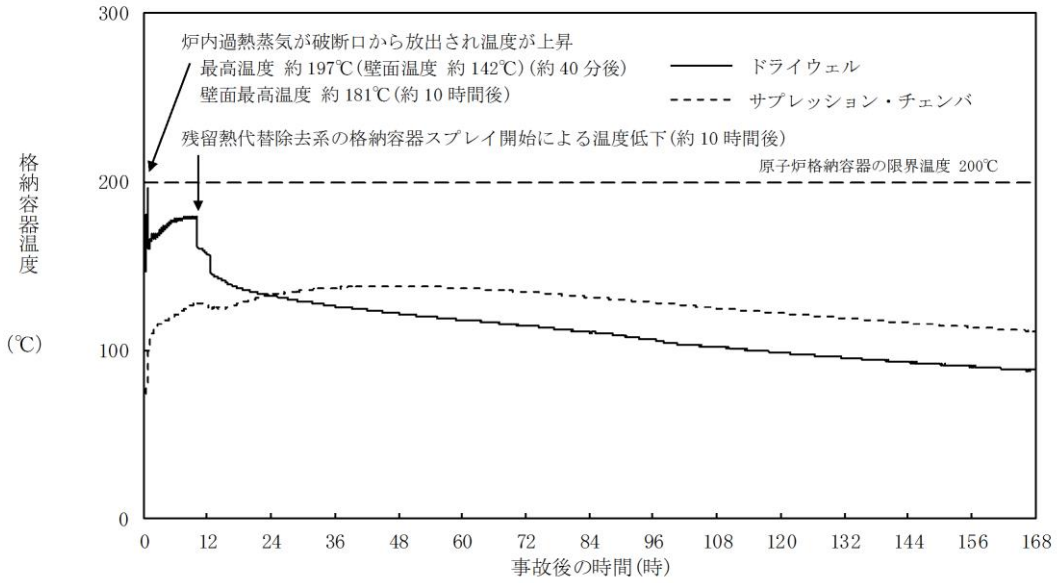
上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を第 5.2.2-2 図～第 5.2.2-5 図に示す。

第 5.2.2-2 図～第 5.2.2-5 図より、SA発生後 10^{-2} 年（約 3.5 日後）前までに、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における 10^{-2} 年（約 3.5 日後）以降の格納容器圧力については、原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としてしていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

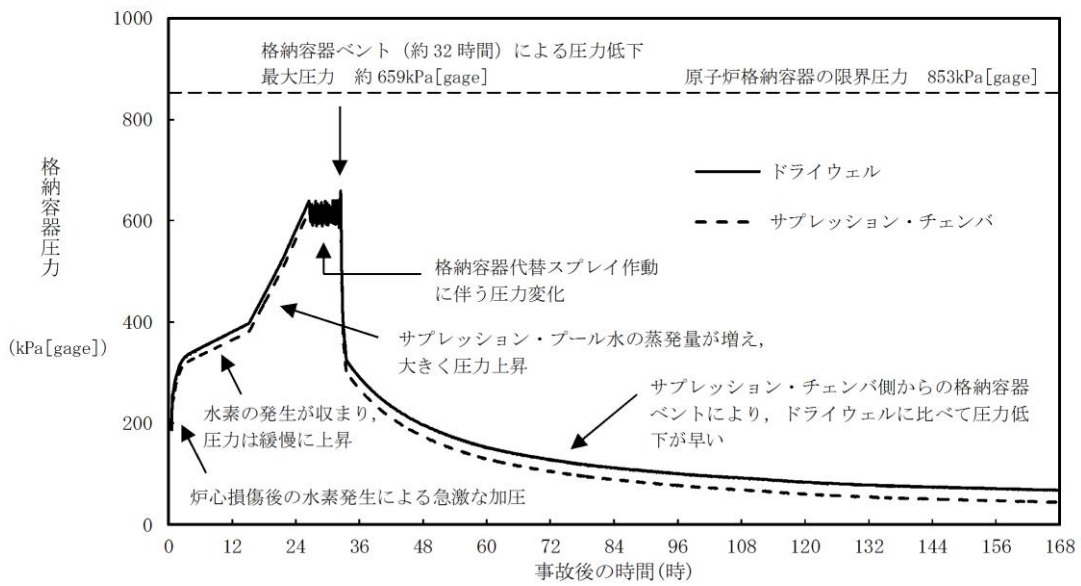
よって、SA発生後 10^{-2} 年前を V (S) (SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態) として設定することは適切である。



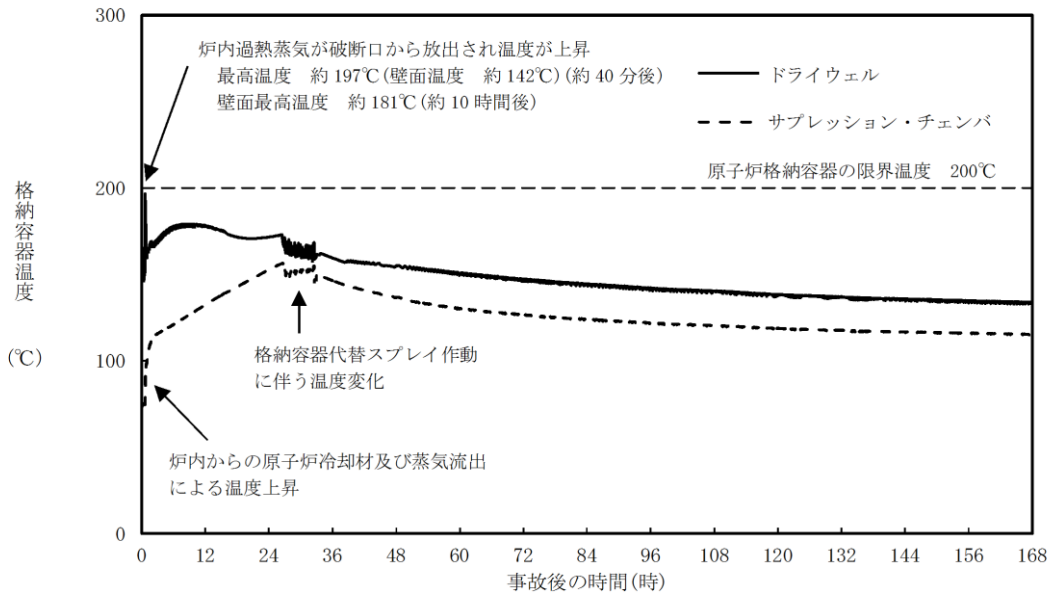
第 5.2.2-2 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移



第 5.2.2-3 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移



第 5.2.2-4 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

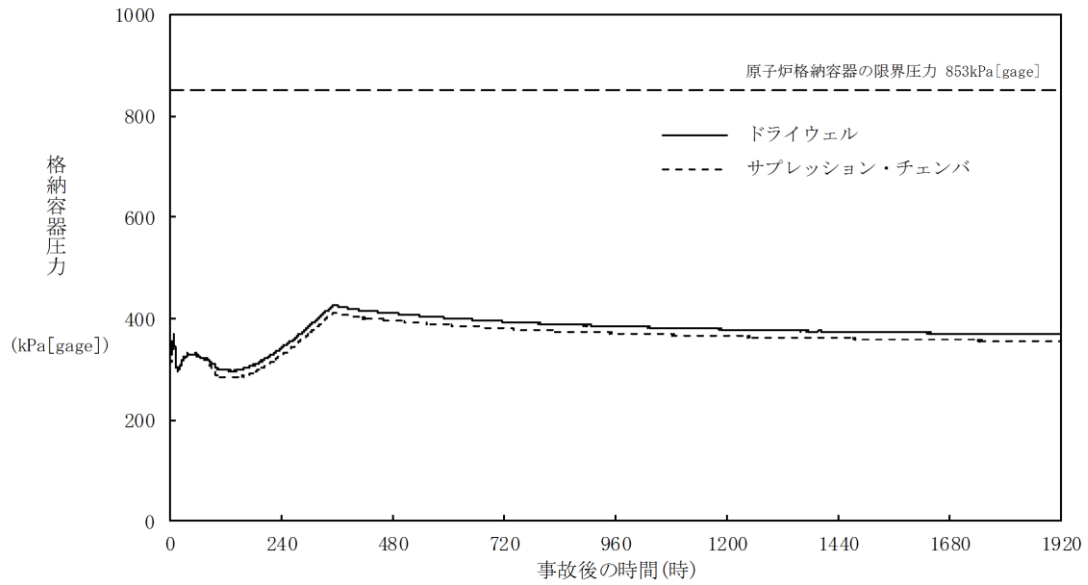


第 5.2.2-5 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移

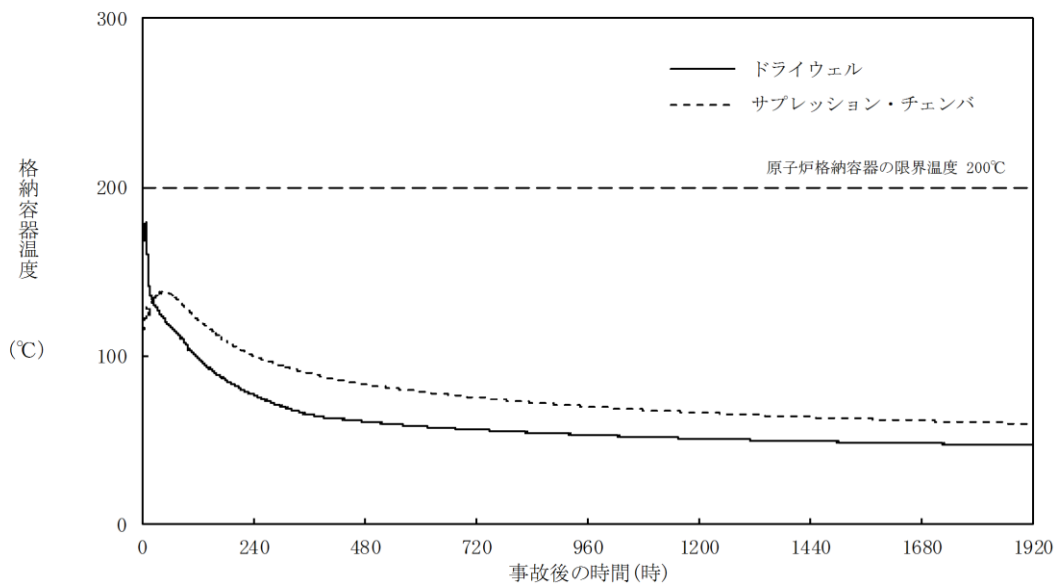
【長期（L）および長期（LL）における荷重の継続時間】

S A 発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として残留熱代替除去系を使用する場合と残留熱代替除去系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。S A 発生後 10^{-2} 年（約 3.5 日後）という断面においては、第 5.2.2-2 表に示したとおり、圧力は格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）の方が高く、温度は格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）の方が高い。除熱機能の確保は S A 設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、荷重条件の設定では、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）を基本とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第 5.2.2-6 図～第 5.2.2-7 図に示す。



第 5.2.2-6 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）



第 5.2.2-7 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

ここで、 2×10^{-1} 年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度を第 5.2.2-3 表に示す。格納容器圧力・温度は低下傾向を維持し、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・温度は上回る事となる。

第 5.2.2-3 表 原子炉格納容器の S A 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)
格納容器圧力	約 372kPa [gage]
格納容器温度	約 62°C ^{※1}

※1：サプレッション・チェンバの温度

(1)～(3)から、S Aの発生確率、継続時間、地震の発生確率（添付資料 2 参照）を踏まえた事象発生確率は第 5.2.2-4 表のとおりとなる。この検討に際し、S A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あたり、以下の事項を考慮している。

【PCVバウンダリにおけるS Aの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・S A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 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

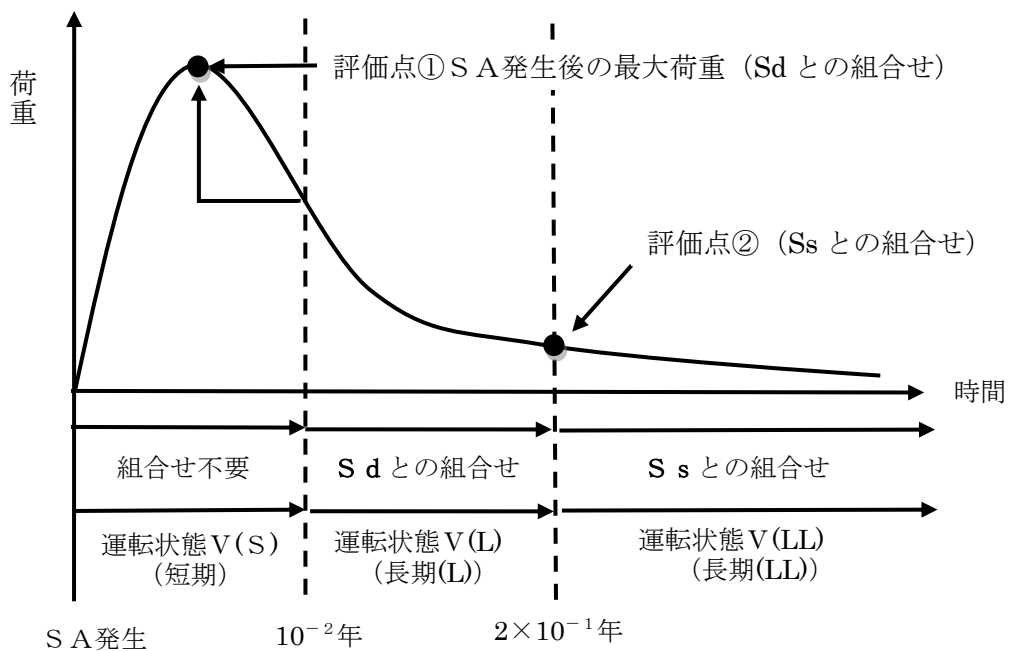
以上より、第 5.2.2-2 表及び第 5.2.2-3 表を考慮し、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、S A発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を S d と組み合わせる。また、S A発生後 2×10^{-1} 年以上の期間において最大となる荷重と S s による地震力を組み合わせることとする。

第 5.2.2-4 表 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

事故シーケンス	運転状態	① SA の発生確率	② 地震の発生確率	③ SA の継続時間	①×②×③ 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)	V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下		5 × 10 ⁻¹⁰ /炉年未満
	V (L)		S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上,	2 × 10 ⁻⁷ /炉年未満
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下	2 × 10 ⁻¹ 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満
	V (LL)		S _d : 10 ⁻² /年以下	2 × 10 ⁻¹ 年以上	2 × 10 ⁻⁷ /炉年以上
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上

(5) まとめ

以上より，PCV バウンダリとしては，SA 後長期 (LL) に生じる荷重と S_s による地震力，SA 発生後の最大となる荷重と S_d による地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.2-8 図 PCV バウンダリの荷重の組合せの検討 (イメージ)

5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1) SAの発生確率

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

(2) 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、J E A G 4 6 0 1・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

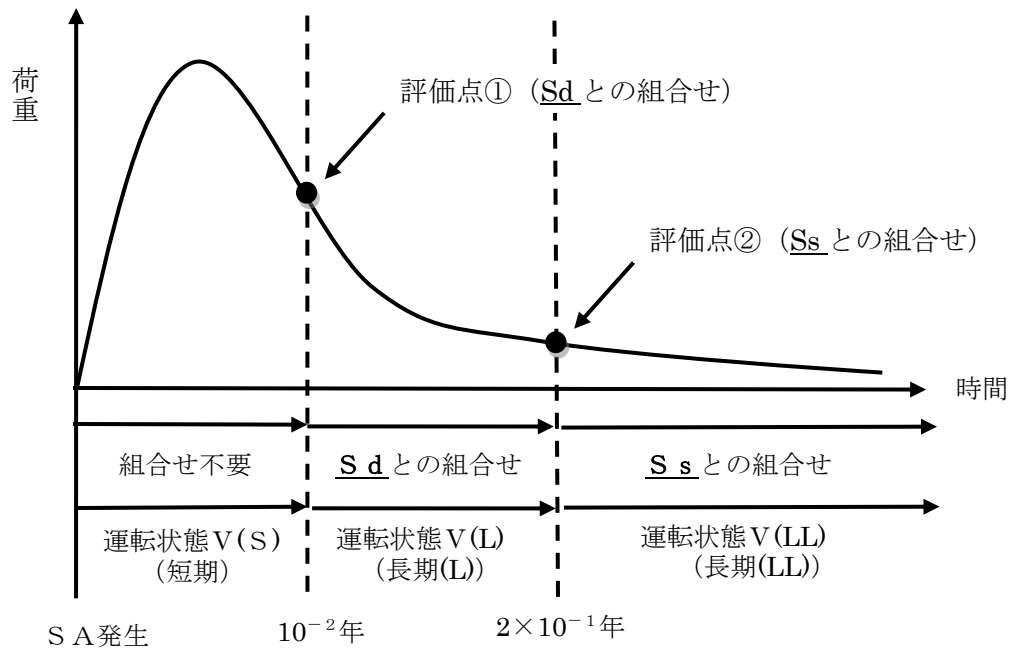
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.3-1表、組合せのイメージを第5.2.3-1図に示す。

第5.2.3-1表 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	地震動の発生確率		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：J E A G 4 6 0 1・補-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 に読み替えた。



第 5.2.3-1 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

原子炉圧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。

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」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗	×
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 高圧炉心冷却失敗	×
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 直流電源喪失	×

事故シーケンスグループ等	D B 条件を超えるもの※ ¹
全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 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	○
L O C A 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 L O C A）	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
残留熱代替除去系を使用する場合	—※ ²
残留熱代替除去系を使用しない場合	—※ 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 D B 条件における原子炉圧力との比較

※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 L O C A 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 B A F + 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、急速減圧による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条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクリム機能が、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、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり、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、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって、以下の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発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を第5.2.3-2表に示す。

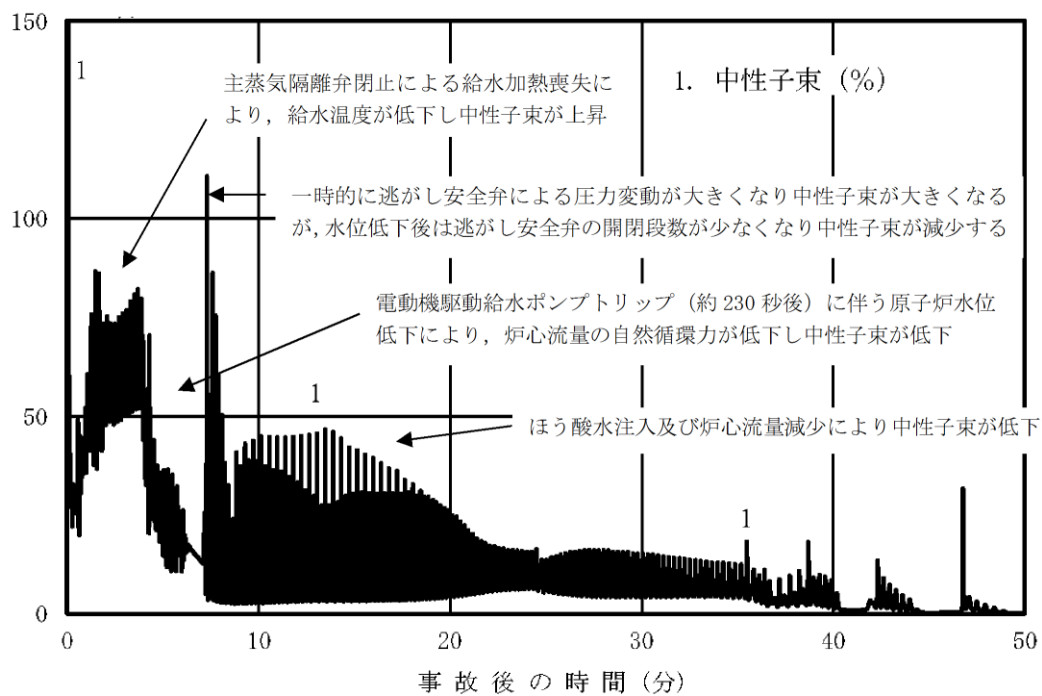
第5.2.3-2表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA時の圧力・温度
(有効性評価結果)

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.98MPa[gage]
最高温度	約 304℃

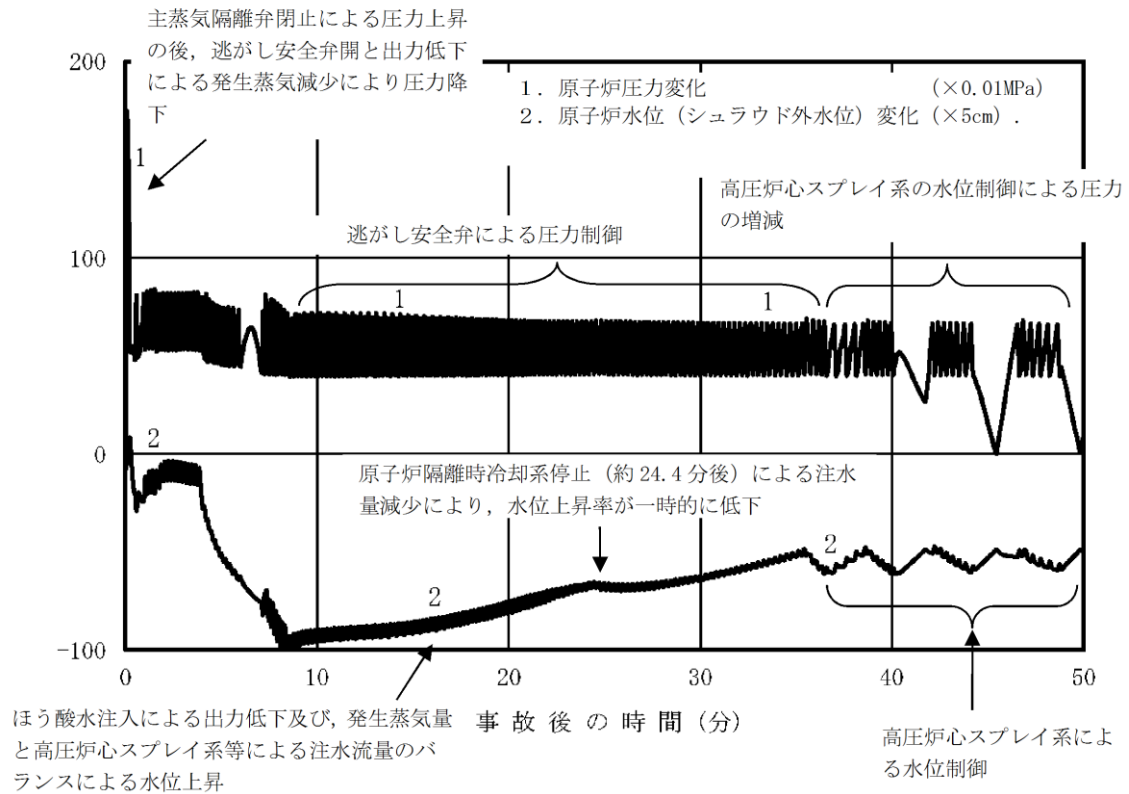
第 5.2.3-2 表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は、第 5.2.3-2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

b. SAで考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第 5.2.3-2 図～第 5.2.3-3 図に示す。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 8.28MPa [gage] を下回る。また、事象開始から 50 分以内にほう酸水注水系による未臨界が確立され、事象は収束する。



第 5.2.3-2 図 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化
(事象発生から 50 分後まで)



第 5.2.3-3 図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）の時間変化（事象発生から 50 分後まで）

(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第 5.2.3-3 表のとおりとなる。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あたり，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 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

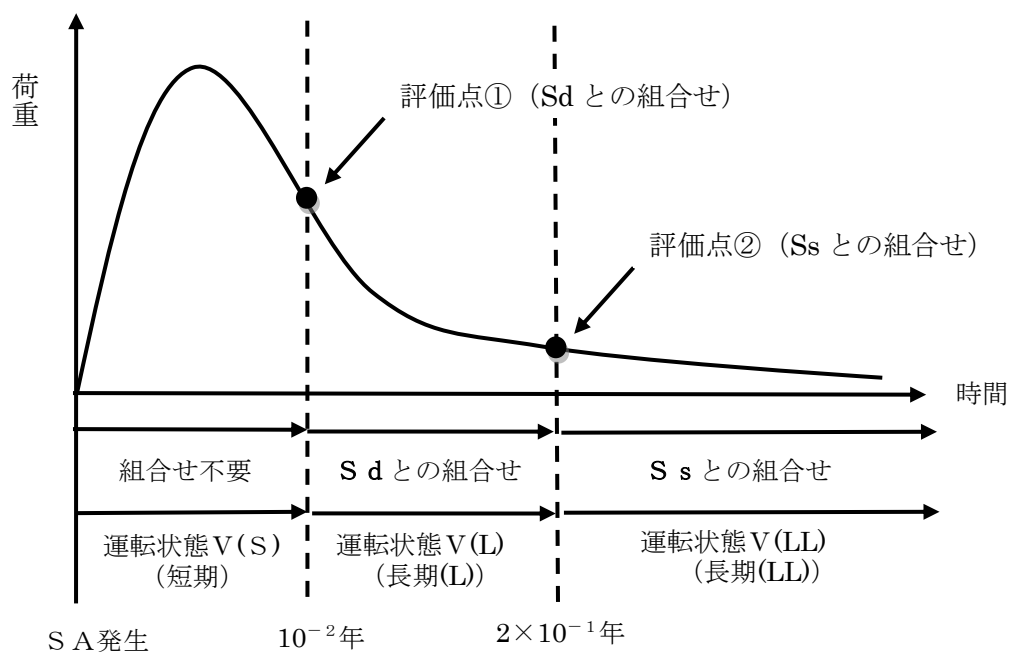
第 5.2.3-3 表より，SAの発生確率，継続時間，地震動の年超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的な判断として S d による地震力と SA 後長期(L) 荷重，S s による地震力と SA 後長期(LL) 荷重を組み合わせる。

第 5.2.3-3 表 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

事故シーケンス	運転状態	① SA の発生確率	② 地震の発生確率	③ SA の継続時間	①×②×③ 合計
原子炉停止機能喪失	V (S)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下		5 × 10 ⁻¹⁰ /炉年未満
	V (L)		S _d : 10 ⁻² /年以下	2 × 10 ⁻¹ 年未満	2 × 10 ⁻⁷ /炉年未満
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満
	V (LL)		S _d : 10 ⁻² /年以下	2 × 10 ⁻¹ 年以上	2 × 10 ⁻⁷ /炉年以上
			S _s : 5 × 10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上

(5) まとめ

以上より，RPV バウンダリとしては，SA 後長期 (LL) に生じる荷重と S_s による地震力，SA 後長期 (L) に生じる荷重と S_d による地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.3-4 図 RPV バウンダリの荷重の組合せの検討結果 (イメージ)

5.2.4 S A施設の支持構造物

S A施設の支持構造物については、S A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、S A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 S A と地震の組み合わせに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、全般施設、P C V バウンダリ、R P V バウンダリ及び S A 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 : J E A G 4 6 0 1 で設定している運転状態と同じ

V (S) : S A 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) : S A 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) : S A 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 ~ IV_A : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態と同じ

III_{AS} ~ IV_{AS} : J E A G 4 6 0 1 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
(S A 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
(S A 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第 6.1-1 表に示す。

第 6.1-1 表 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	D B 施設		S A 施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	D B と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	D B と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _{AS}	IV _{AS}	—	IV _{AS}	D B と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A E C C S 等: I _A *	III _{AS} **1	—	III _{AS} **1	—	D B 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、島根 2 号炉では IV _{AS} と同じものを適用する。
V (L)						
V (S)						

※ 1 : E C C S に係るもののみ

※ 2 : S A 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条

件をSA条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2項の検討結果も考慮する)

6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を第6.2-1表に示す。DB条件における評価では、S_dと事故後長期荷重の組合せではⅢ_{AS}を許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、原子炉格納容器が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、DB施設として原子炉格納容器については、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA後の最大内圧とS_dの組合せを実施している。SA施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える200℃、2P_d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。

第6.2-1表 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
		S _d	S _s	S _d	S _s	
I	I _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	I _A [*]	Ⅲ _{AS}	—	Ⅲ _{AS}	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV _A	Ⅳ _{AS} ^{※1}	—	—	—	—
V(LL)	V _A			—	V _{AS} ^{※2}	V _{AS} の許容限界は、島根2号炉では、Ⅳ _{AS} と同じものを適用する。
V(L)	V _A			V _{AS} ^{※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S_d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第 6.3-1 表に示す。DB 条件における評価では、S d と事故後長期荷重の組合せでは、E C C S 等はⅢ_{AS} を許容応力状態としているが、これは、E C C S 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。

第 6.3-1 表 R P V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転 状態	許容応力 状態	D B 施設		S A 施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
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 E C C S 等: I _A *	Ⅳ _{AS} * ¹	—	Ⅳ _{AS} * ¹	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _{AS}	V _{AS} の許容限界は、島根 2 号炉では、Ⅳ _{AS} と同じものを適用する。
V (L)	V _A			V _{AS}	—	
V (S)	V _A			—	—	—

※ 1 : E C C S に係るものはⅢ_{AS}

6.4 S A 施設の支持構造物

S A 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施設の耐震設計にあたっては、SAは地震の独立事象として位置づけたうえで、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、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重とS_s、S_d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。

第7-1表 重大事故と地震の荷重組合せの検討結果

【凡例】
○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SA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	S _d : 10 ⁻² /年 以下	SA発生 後全期間	10 ⁻⁸ /炉年以上	○	SA荷重 + S _s
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上	○	

※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S_sを組み合わせる。

【PCVバウンダリ】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SA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	S _d : 10 ⁻² /年 以下	10 ⁻² 年	10 ⁻⁸ /炉年未 満	－	SA発生 後の最大 荷重 + S _d
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	未満	5×10 ⁻¹⁰ /炉 年未満	－	
SA 荷重 V(L)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年 以下	10 ⁻² 年以 上,	2×10 ⁻⁷ /炉 年未満	○	
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	2×10 ⁻¹ 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未 満	－	
SA 荷重 V(LL)	10 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年 以下	2×10 ⁻¹	2×10 ⁻⁷ /炉 年以上	－ ^{※1}	SA荷重 V(LL) + S _s
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	年以上	10 ⁻⁸ /炉年以 上	○	

※1：S_sによる評価に包含されるため“－”としている。

【RPVバウンダリ】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SA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	S d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年 未満	10 ⁻⁸ /炉年 未満	—	SA荷重 V(L) + S d SA荷重 V(LL) + S s
		S s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満	—	
SA 荷重 V(L)		S d : 10 ⁻² /年以 下	10 ⁻² 年以 上,	2×10 ⁻⁷ /炉 年未満	○	
		S s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	2×10 ⁻¹ 年未満	10 ⁻⁸ /炉年 未満	—	
SA 荷重 V(LL)		S d : 10 ⁻² /年以 下	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻⁷ /炉 年以上	— ^{※1}	
		S s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年 以上	○	

※1 : S s による評価に包含されるため “—” としている。

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1-1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。

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 1-1 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。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>(10CFR50 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，地震動の年超過確率を踏まえて，適切な地震力と組合せる。</p> <p>(JEAG 4601 (=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/炉年</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 F P 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/炉年としている。</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（CCF）

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

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none">・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<ul style="list-style-type: none">➢ 炉心損傷頻度（CDF）を 10^{-4} / 炉年 以下➢ 格納容器機能喪失頻度（CCF）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)	10 ⁻⁶ (／炉年)	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 (EXT-C1)
格納容器機能喪失頻度 (CFF)	10 ⁻⁵ (／炉年)	10 ⁻⁷ (／炉年)	<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 航空機落下確率評価基準 (平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院)

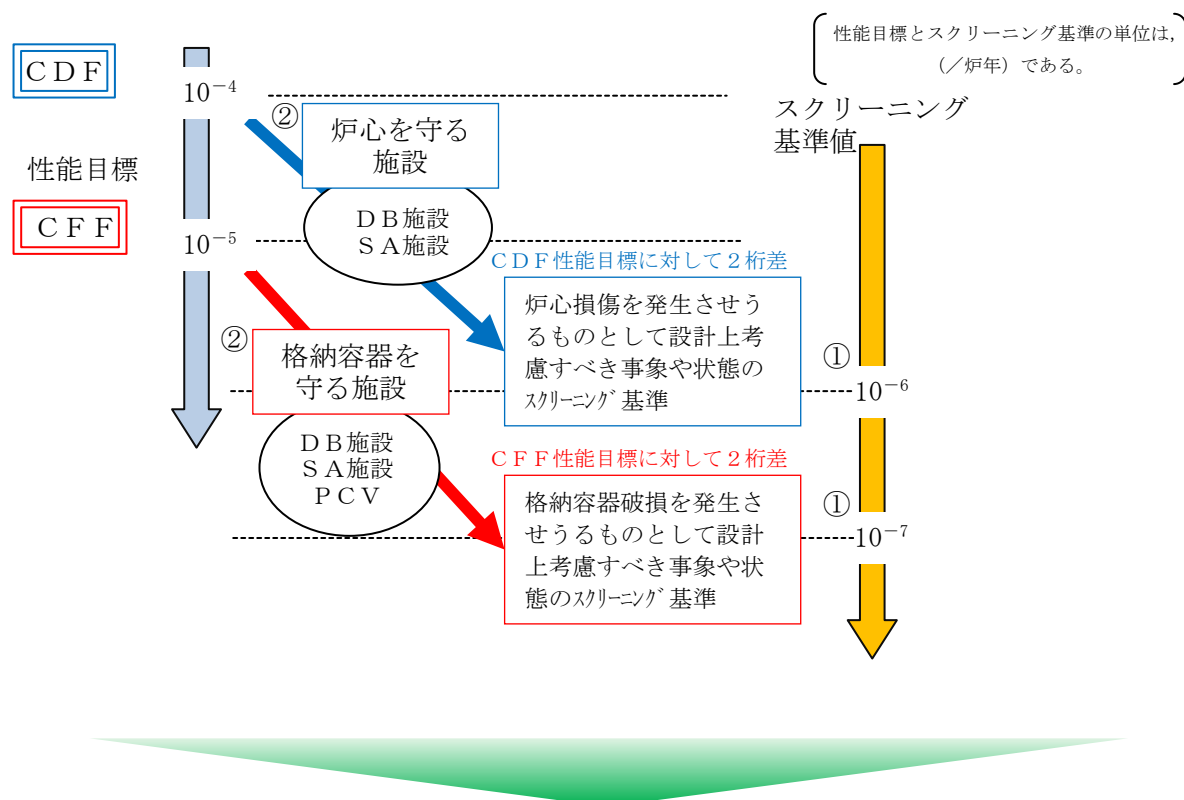
※¹：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

※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。

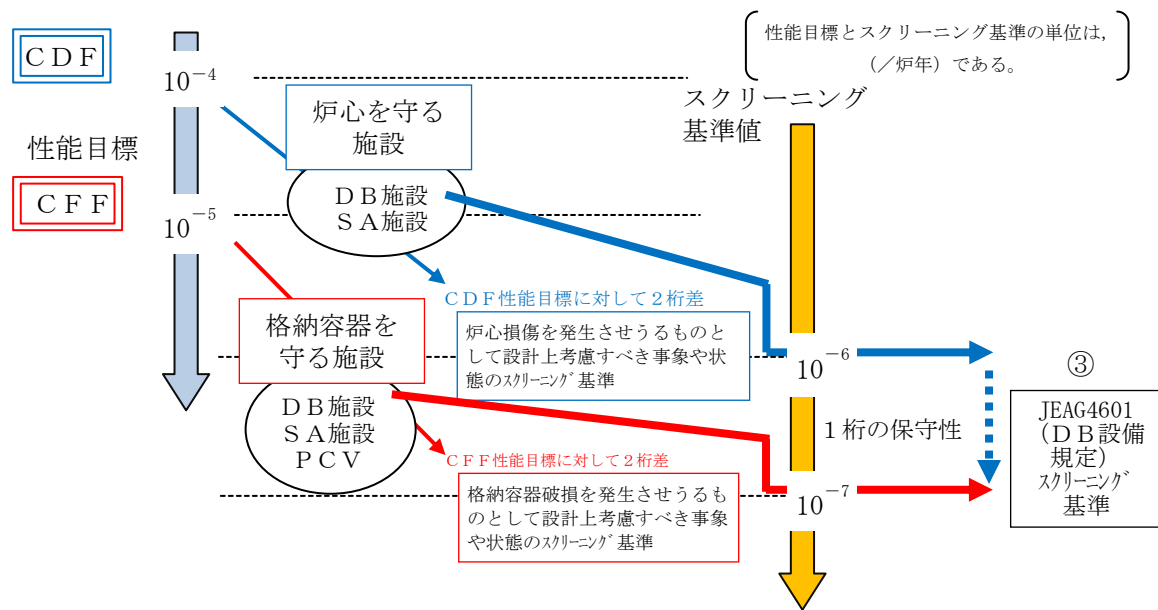
(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値

3. スクリーニング基準設定の体系的整理



- ① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として 10^{-6} /炉年（性能目標 $10^{-4} \times 10^{-2}$ ）を適用することは妥当であり、また、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} /炉年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 J E A G 4 6 0 1 との関係性



③ DB施設に対する基準である J E A G 4 6 0 1 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。

島根2号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、J E A G 4 6 0 1 に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。

【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について

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

S A施設に対する許容応力状態の考え方

1. はじめに

S A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、J E A G 4 6 0 1 のDB施設に対する記載内容を踏まえ、S A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S A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年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること

【許容限界】

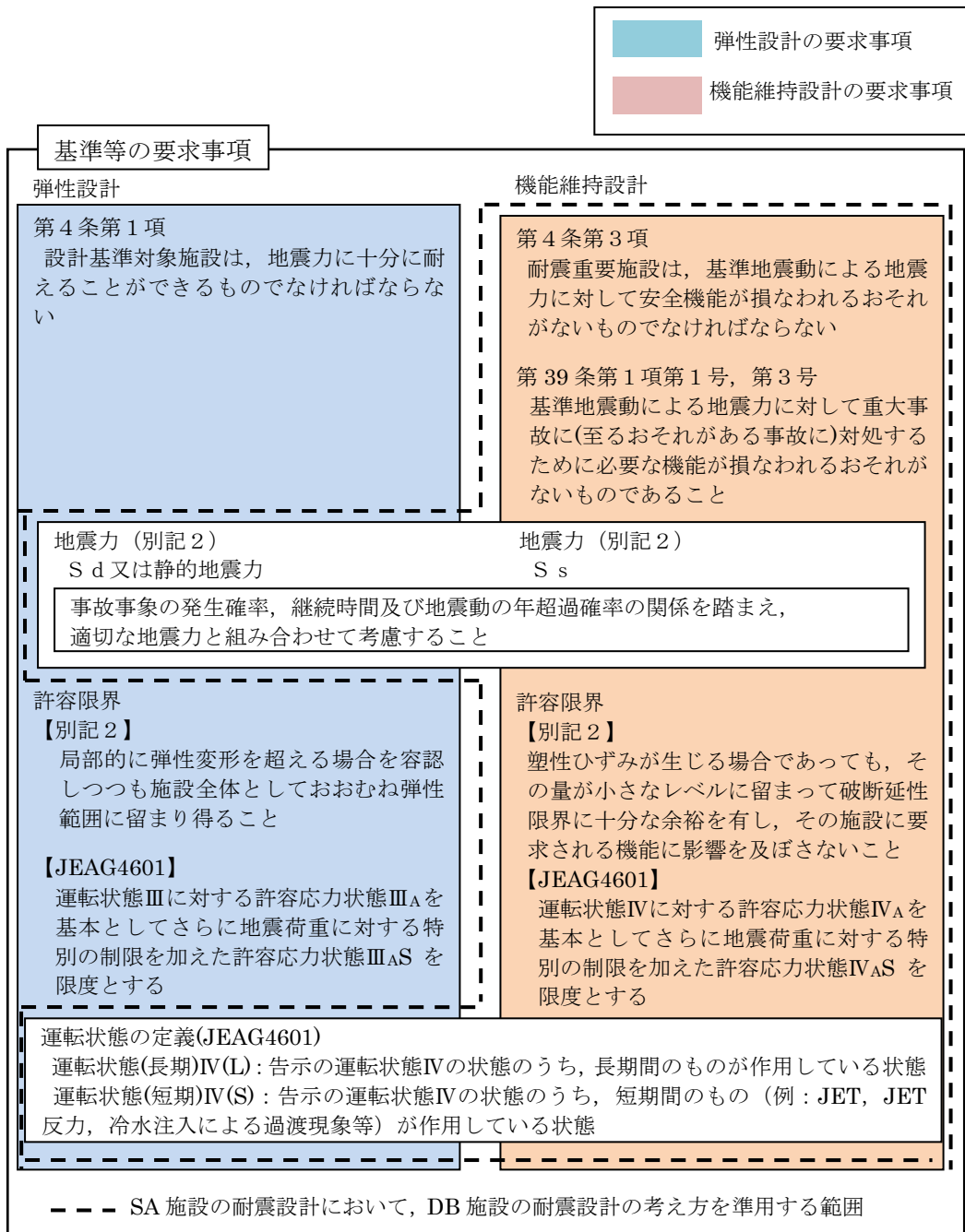
弾性設計 : 局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

機能維持設計 : 塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足 2-1 図に示す。

J E A G 4 6 0 1 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 2-1 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、又、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、J E A G 4 6 0 1 において、E C C S 等及び原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態 IV (L) を設計条件としていることから、運転状態 IV (L) と弾性設計用地震動 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 2-2 表のとおり定めた。



補足 2-1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足 2-1 表 許容応力区分(ECCS等以外)

地震動 運転状態	—*	S d	S s
I	I _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
II	II _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
III	III _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
IV(L)	IV _A	Ⅳ _{AS}	—
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、J E A G 4 6 0 1 に倣い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足 2-2 表 許容応力区分(ECCS等)

地震動 運転状態	—*	S d	S s
I	I _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
II	II _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
III	III _A	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}
IV(L)	I _A *	Ⅲ _{AS}	—
IV(S)	IV _A	—*	—

【J E A G 4 6 0 1】

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S d地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_{AS}の許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号, 第3号)とされており, 以下のとおり, 機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

【地震力】

事象の発生確率, 継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ, 適切な地震力と組み合わせて考慮すること

【許容限界】

塑性ひずみが生じる場合であっても, その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し, その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと

DB施設の考え方のうち, SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足2-1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あたり, 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J E A G 4 6 0 1・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2-3表 参照)

補足 2-3 表 原子炉格納容器の S A と地震の組合せの検討結果

運転状態	① S A 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)	1.0×10^{-4} /炉年	10^{-2} 年未満	S _s : 5×10^{-4} /年以下	5×10^{-10} /炉年未満
			S _d : 10^{-2} /年以下	10^{-8} /炉年未満
V (L)		10^{-2} 年以上, 2×10^{-1} 年未満	S _s : 5×10^{-4} /年以下	10^{-8} /炉年未満
			S _d : 10^{-2} /年以下	2×10^{-7} /炉年未満
V (LL)		2×10^{-1} 年以上	S _s : 5×10^{-4} /年以下	10^{-8} /炉年以上
			S _d : 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、S A 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 S_d による地震力との組み合わせに対して、島根 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 2-4 表に整理される。

加えて、島根 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 2-5 表のとおり設定した。

補足 2-4 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 運転状態	—	S _d	S _s
I	I _A	—	IV _{AS}
II	II _A	—	IV _{AS}
III	III _A	—	IV _{AS}
IV (L)	I _A [*]	IV _{AS}	—
IV (S)	IV _A	—	—
V (LL)	V _A	—	V _{AS} (IV _{AS})
V (L)	V _A	V _{AS} (IV _{AS})	—
V (S)	V _A	—	—

事象の発生確率, 継続時間及び地震動の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ことを考慮すること。

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 2-5 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 運転状態	—	S d	S s
I	I _A	—	IV _{AS}
II	II _A	—	IV _{AS}
III	III _A	—	IV _{AS}
IV(L)	I _A *	III _{AS}	—
IV(S)	IV _A	—	—
V(LL)	V _A	—	V _{AS} (IV _{AS})
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—
V(S)	V _A	—	—

【島根 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. S A施設とD B施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

補足 2-6 表に今回の S A施設と D B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 S A施設の荷重条件は、D B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 2-6 表 S A施設とD B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 [kPa (gage)]	D B施設		S A施設	
			S d	S s	S d	S s
I	I _A	通常運転 圧力	Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}
Ⅱ	Ⅱ _A		Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}
Ⅲ	Ⅲ _A		Ⅲ _{AS}	Ⅳ _{AS}	—	Ⅳ _{AS}
Ⅳ (L)	I _A [*]	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	Ⅲ _{AS}	—	Ⅲ _{AS}	—
Ⅳ (S)	Ⅳ _A	327 ^{※1}	Ⅳ _{AS} ^{※4}	—	—	—
V (LL)	V _A	372 ^{※2}			—	V _{AS} ^{※5}
V (L)	V _A	659 ^{※3}			V _{AS} ^{※5}	—
V (S)	V _A	853			—	—

※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しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、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 S d（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、島根2号炉では、Ⅳ_{AS}と同じものを適用する。

「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

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

1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義

判断にあたり、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、J E A G 4 6 0 1 の規定とも整合したものとなっている。

(1) 地震の従属事象

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

- ・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、J E A G 4 6 0 1 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

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、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)

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 Sクラスの設計

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

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (1 / 16)

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 +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失※1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (2 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s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 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×			
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○				
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○				
			原子炉隔離時冷却系配管	○				
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○				
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○				
			230V 直流母線盤	○				
			230V 蓄電池	○				
			230V 充電器盤	○				
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○				
		低圧炉心冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機	○			×	
			残留熱除去系逆止弁	○				
			残留熱除去系熱交換器	○				
			残留熱除去系ポンプ	○				
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)		○					
	残留熱除去系配管		○					
	サブプレッション・チェンバ	○						
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失*1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II		
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○		×	
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×		
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイポンプ	○			
				高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○			
				高圧炉心スプレイ系配管	○			
				サブプレッション・チェンバ	○			
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク				○				
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク				○				
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管				○				
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○							
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○							

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (3 / 16)

類型化グループ	事故 シーケンス	事象	対象機器	DB上 のS s 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 + 圧力バウン ダリ健全性 (S R V 再開) 失敗 + 高圧炉心冷 却 (H P C S) 失敗 + 低圧炉心冷 却失敗	高圧炉心 冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	×	
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
		高圧炉心スプレイ系充電器盤	○			
		低圧炉心 冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機	○	×	
残留熱除去系逆止弁	○					
残留熱除去系熱交換器	○					
残留熱除去系ポンプ	○					
残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○					
残留熱除去系配管	○					
サプレッション・チェンバ	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (4 / 16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s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 +高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	外部電源喪失 ^{※1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○					
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (5 / 16)

類型化グループ	事故 シーケンス	事象	対象機器	DB上 のS s 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 +高圧炉心冷 却失敗 +原子炉減圧 失敗	高圧炉心 冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×	
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
			230V 直流母線盤	○		
			230V 蓄電池	○		
			230V 充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○		
		原子炉 減圧失敗	逃がし安全弁	○	×	
			逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁 (グローブ)	○		
			逃がし安全弁窒素ガス供給系配管	○		
			逃がし安全弁アキュムレータ	○		

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (6 / 16)

類型化グループ	事故シーケンス	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 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		DG失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	
		非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
		非常用ディーゼル発電設備	○			
		非常用母線メタクラ	○			
		非常用コントロールセンタ	○			
		燃料移送系配管	○			
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○			
		非常用ロードセンタ	○			
		非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○			
		非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○			
		非常用母線変圧器	○			
		屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○			
		取水設備 (取水槽)	○			
		タービン建物	○			
		原子炉補機冷却系逆止弁	○			
		原子炉補機海水系逆止弁	○			
		原子炉補機冷却系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○			
		原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機冷却系配管	○			
原子炉補機海水系配管	○					
原子炉補機海水ストレーナ	○					
原子炉補機冷却系サージタンク	○					
原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (7 / 16)

類型化グループ	事故シナシス	事象	対象機器	DB上のS s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 + 高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (8 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s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 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		DG失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	
			非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
			非常用母線メタクラ	○		
			非常用コントロールセンタ	○		
			燃料移送系配管	○		
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			非常用ロードセンタ	○		
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○		
			非常用母線変圧器	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			原子炉補機冷却系逆止弁	○		
			原子炉補機海水系逆止弁	○		
			原子炉補機冷却系熱交換器	○		
			原子炉補機冷却水ポンプ	○		
			原子炉補機海水ポンプ	○		
		原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○			
		原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機冷却系配管	○			
		原子炉補機海水系配管	○			
		原子炉補機海水ストレーナ	○			
		原子炉補機冷却系サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○			
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
高圧炉心スプレイポンプ	○					
高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○					
高圧炉心スプレイ系配管	○					
サプレッション・チェンバ	○					
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○					
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○					
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (9 / 16)

類型化グループ	事故 シーケンス	事象	対象機器	DB上 のS s 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 + 高圧炉心冷 却失敗	高圧炉心 冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイトンク	○	×	
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ 補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ 補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ 補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ 補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ 補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ 補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ 補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ 補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ 補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ 補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
230V 直流母線盤	○					
230V 蓄電池	○					
230V 充電器盤	○					
原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (10/16)

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 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II		
		直流電源喪失	直流母線盤	○	×			
			蓄電池	○				
			充電器盤	○				
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機		○	×
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイポンプ	○			
				高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○			
				高圧炉心スプレイ系配管	○			
				サプレッション・チェンバ	○			
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○			
				屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○			
				取水設備 (取水槽)	○			
				タービン建物	○			
				高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○			
				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海水ポンプ	○			
				高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
				高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○			
		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○					
		高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○							
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○							
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○							
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○							

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (11/16)

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 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		DG失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	
		非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
		非常用ディーゼル発電設備	○			
		非常用母線メタクラ	○			
		非常用コントロールセンタ	○			
		燃料移送系配管	○			
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○			
		非常用ロードセンタ	○			
		非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○			
		非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○			
		非常用母線変圧器	○			
		屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○			
		取水設備 (取水槽)	○			
		タービン建物	○			
		原子炉補機冷却系逆止弁	○			
		原子炉補機海水系逆止弁	○			
		原子炉補機冷却系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○			
		原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機冷却系配管	○			
		原子炉補機海水系配管	○			
原子炉補機海水ストレーナ	○					
原子炉補機冷却系サージタンク	○					
原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○					
SRV再閉失敗	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 (12/16)

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 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (13/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s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 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^{*1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	
			残留熱除去系逆止弁	○		
			残留熱除去系熱交換器	○		
			残留熱除去ポンプ	○		
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○		
			残留熱除去系配管	○		
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○		
	サブプレッション・チェンバ	○				
	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^{*1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)			○			
取水設備 (取水槽)			○			
タービン建物	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○					
高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○					
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海水ポンプ	○					
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (14/16)

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 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×	
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
			230V 直流母線盤	○		
			230V 蓄電池	○		
			230V 充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○		
			崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機		
	残留熱除去系熱交換器	○				
	残留熱除去系ポンプ	○				
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○				
	残留熱除去系配管	○				
	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○				
	サブプレッション・チェンバ	○				
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失*1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×	
	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	残留熱除去系逆止弁	○	×	
			残留熱除去系熱交換器	○		
残留熱除去系ポンプ			○			
残留熱除去系電動弁 (ゲート)			○			
残留熱除去系配管			○			
残留熱除去系電動弁 (グローブ)			○			
サブプレッション・チェンバ			○			

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (15 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s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 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV 再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^{*1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		SRV 再開失敗	逃がし安全弁	○	×	
		高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×
			高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	
			高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○	
			高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	
			高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	高圧炉心スプレイ系配管	○	
			高圧炉心冷却 (HP CS) 失敗	サプレッション・チェンバ	○	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			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海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○					
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (16 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s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 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	
			残留熱除去系逆止弁	○		
			残留熱除去系熱交換器	○		
			残留熱除去系ポンプ	○		
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○		
			残留熱除去系配管	○		
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○		
			サプレッション・チェンバ	○		
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失 ^{※1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		原子炉停止失敗	炉心支持板	○		
			燃料集合体	○		
			制御棒案内管	○		
			水圧制御ユニット	○		
			制御棒駆動機構ハウジング	○		
			制御棒駆動系配管	○		
			炉心シュラウド	○		
			シュラウドサポート	○		
			上部格子板	○		
制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	○					
6 LOCA時注水機能喪失	-	-	-	-	-	
7 格納容器バイパス (ISLOCA)	-	-	-	-	-	

※1：過渡事象を代表する起因事象として外部電源喪失を設定。

【凡例】

DB上のS s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，S A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，S s相当（820gal）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^{※1}炉心損傷頻度（CDF）であって，S A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S A施設を考慮した場合のP R A評価を実施した結果，約 1.0×10^{-7} /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	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11	
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）+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	3.1E-08	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09	
	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	2.8E-11	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	1.5E-10	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08	
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10	
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10	
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11	
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+原子炉停止失敗	1.2E-11	

性能目標のCDF（ 10^{-4} /炉年）に対して1%を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ， 1.0×10^{-7} /炉年はこれを大きく下回り，S s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，S A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。

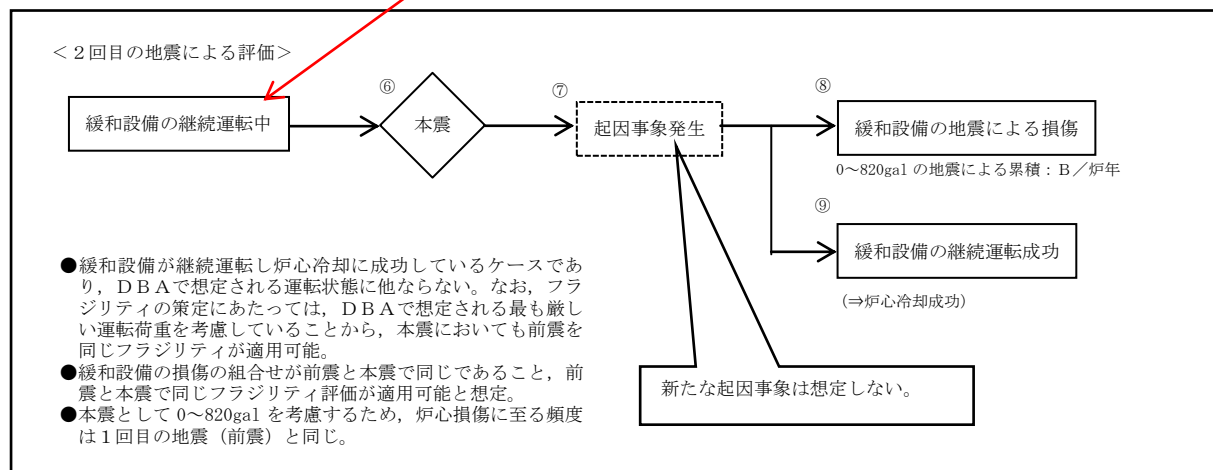
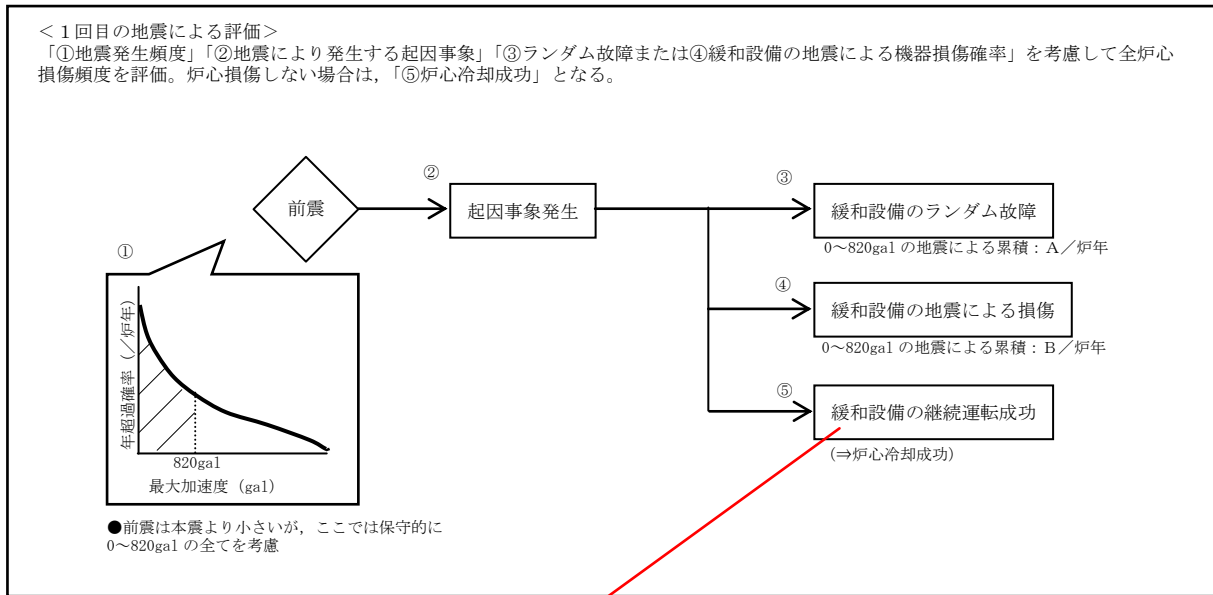
※1：地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては，保守的に除かないものとした。

(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。



以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。

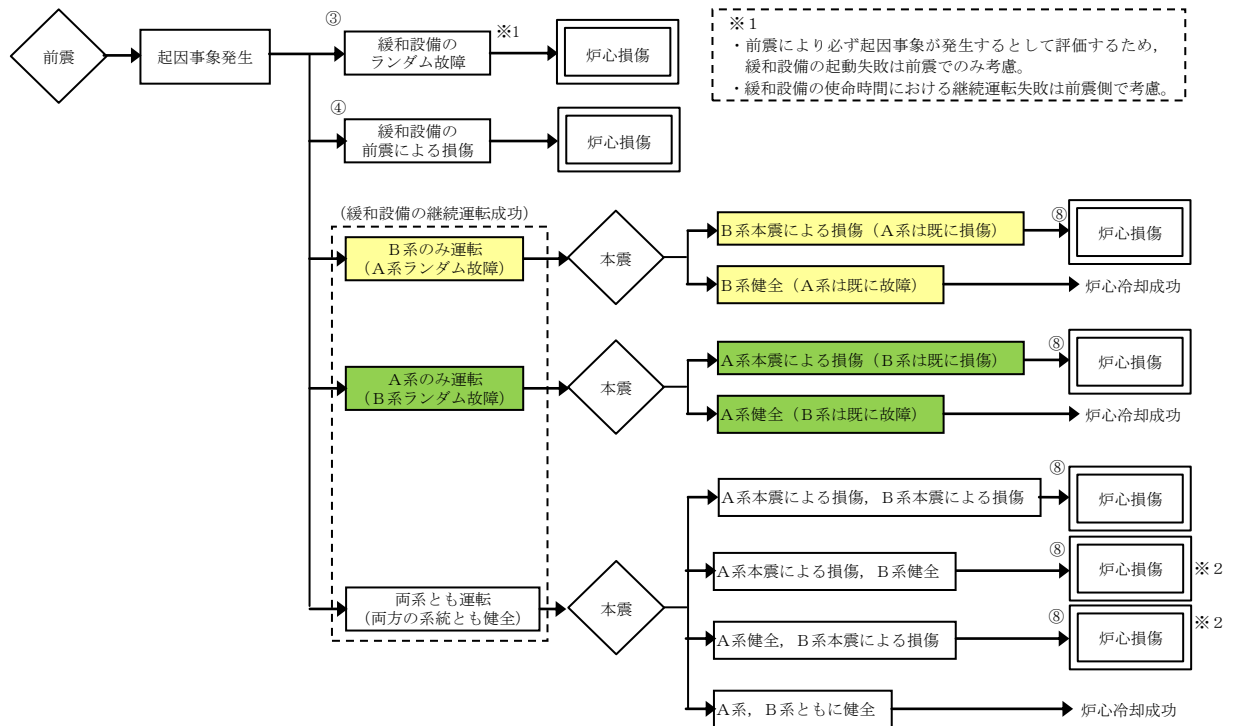
$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

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

	A系	B系	
前震による影響	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	⇒③で整理
	ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	⇒④で整理
	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	⇒④で整理
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	⇒④で整理
	○(健全)	○(健全)	⇒④で整理※2
	ランダム故障(前震)	○(健全)	緩和設備の 継続運転に成功
	○(健全)	ランダム故障(前震)	
	○(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

	A系	B系	
本震による影響	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒炉心冷却成功
	ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)	
	○(健全)	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として整理
	本震による機器損傷	○(健全)	本震による機器損傷として整理※2
	○(健全)	本震による機器損傷	
	○(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と整理したもの
と同じとなった。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震
による機器損傷、健全)の9通りの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0galから820galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を0galから820gal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、

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

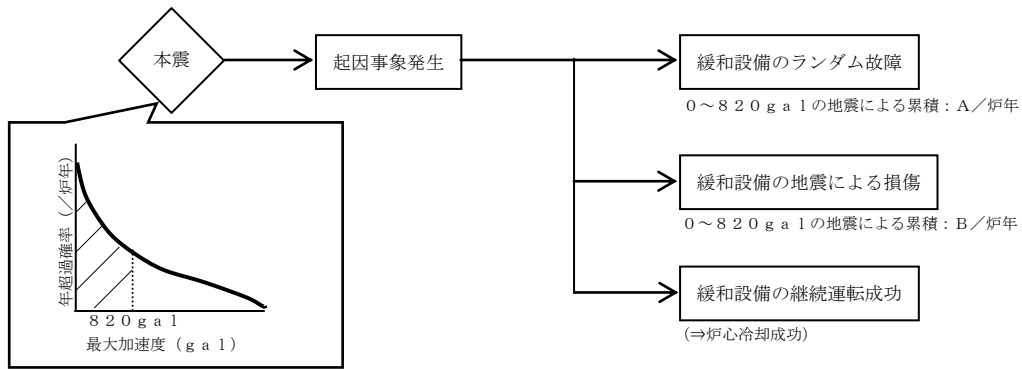
で算出される。

2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 S s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S s相当(820gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0galからS s相当である820gal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。

S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 3.3×10^{-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 5.5×10^{-9} / 炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 3.3×10^{-7} / 炉年である。



最大加速度0～820 galの全ての地震による影響を考慮

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，1.1 項及び1.2 項の算出式で評価を行った。

$$\begin{aligned}
 & A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年} \\
 & \approx 5.5 \times 10^{-9} / \text{炉年} + 3.3 \times 10^{-7} / \text{炉年} + 3.3 \times 10^{-7} / \text{炉年} \\
 & \approx 6.6 \times 10^{-7} / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

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 $6.6 \times 10^{-7} / \text{炉年}$ と非常に低い値となる。

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。

J E A G 4 6 0 1 に規定されるIV_{AS} は、材料の塑性域にわずかに入ること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、補足 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。

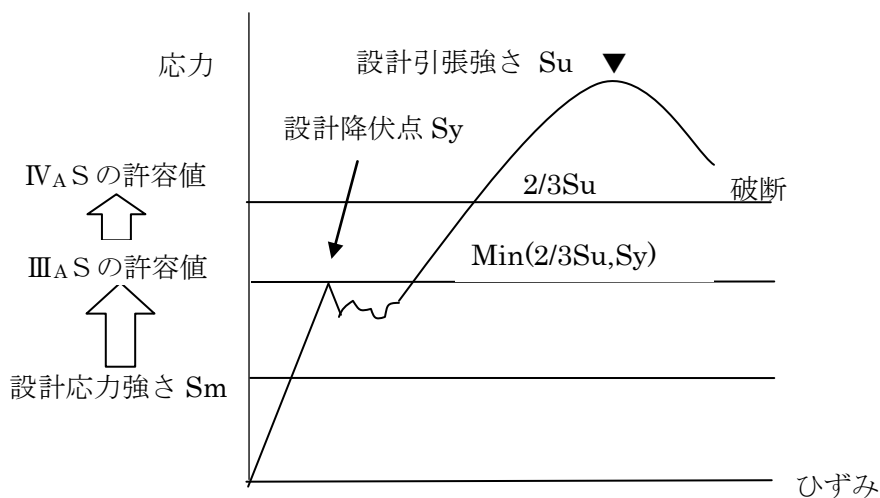
補足 4-1 表 クラス 1 容器の許容応力

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}	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}	Min(0.6S _u , S _y)	左欄の α 倍の値 ^(注)	
IV _{AS}	0.6S _u ^{※1}	左欄の α 倍の値 ^(注)	※ 1 不連続な部分は Min(0.6S _u , S _y)

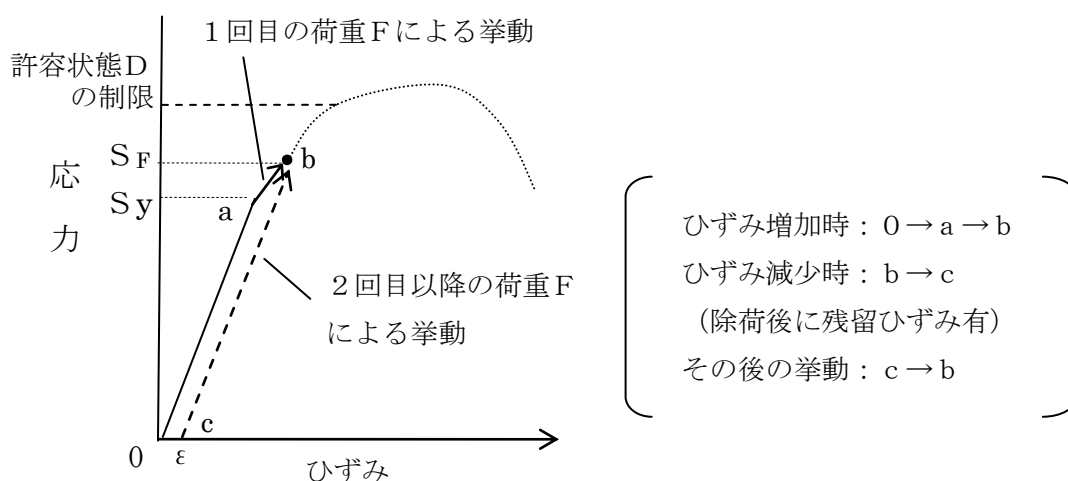
(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



補足 4-1 図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

次に、IVAS 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) IVAS 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、IVAS 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、IVAS 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IVAS 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。



補足 4-2 図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

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
2. 地震動の年超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物のS A施設としての設計の考え方
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件等の妥当性について
9. 島根原子力発電所2号炉における運転状態V（L L）の適切性について
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

重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合 水素燃焼	—	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬式窒素供給装置
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合	—	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 コリウムシールド	残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬式窒素供給装置

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	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁	代替自動減圧機能
	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失+DG 失敗）+高圧炉心冷却 失敗	逃がし安全弁	高圧原子炉代替注水系 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失	逃がし安全弁	高圧原子炉代替注水系 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失+DG 失敗）+SRV再閉失 敗+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した 場合）	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備
	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障 した場合）	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系

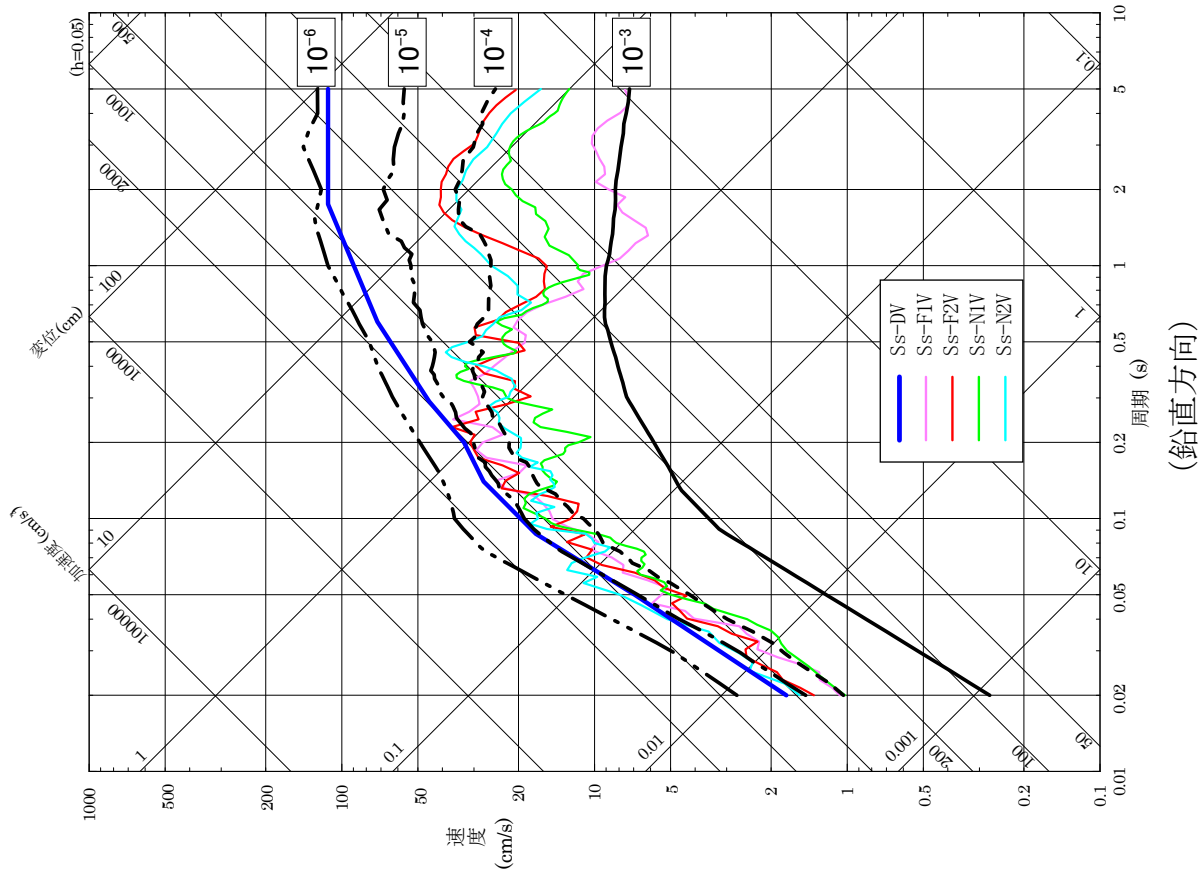
防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ほう酸水注入系
	LOCA 時注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	格納容器バイパス （インターフェイスシステムLOCA）	逃がし安全弁	原子炉建物ブローアウトパネル
使用済燃料プール	想定事故 1	—	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク
	想定事故 2	—	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク
原子炉圧力容器	運転停止中 崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁	—
	運転停止中 全交流動力電源喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備
	運転停止中 原子炉冷却材の流出	—	—
	運転停止中 反応度の誤投入	—	—

地震動の年超過確率

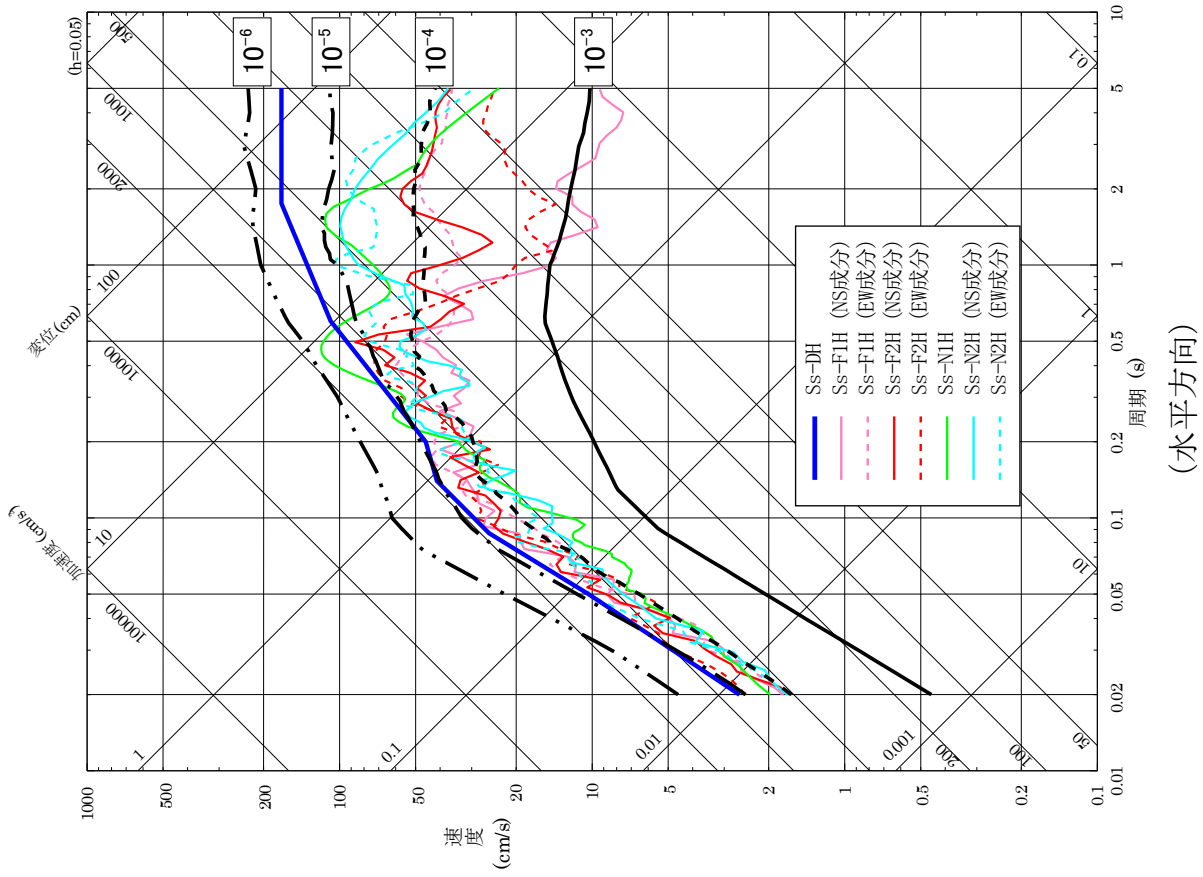
発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}		
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV								
基準地震動の発生確率 (1/年)				S_1	S_2								
基準地震動 S_1 との組合せ	従属事象			S_1 従属									
	独立事象	1分以内									$S_1 + II$		
		1時間以内							$S_1 + II$		$S_1 + III$		
		1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$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

- 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 $10^{-4} \sim 10^{-5}/\text{サイト} \cdot \text{年}$ と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}/\text{サイト} \cdot \text{年}$ 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。

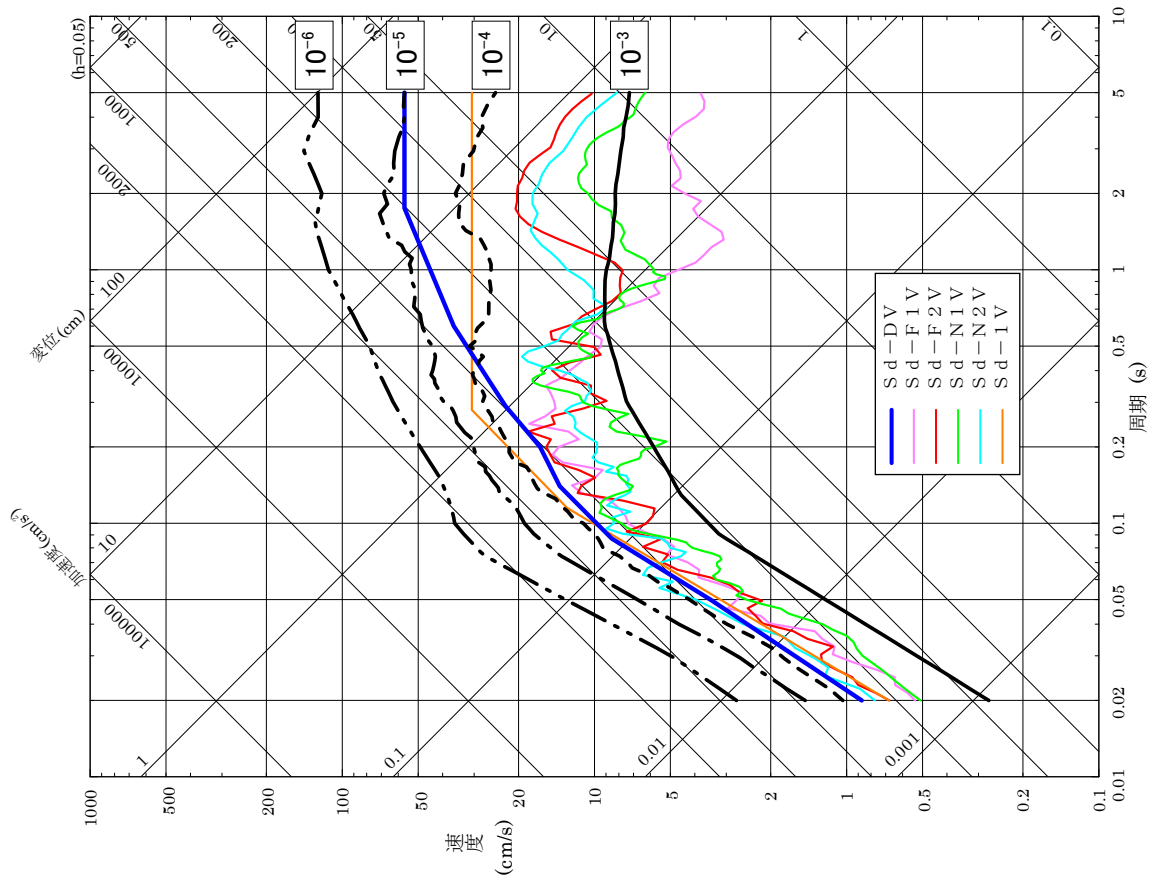


(鉛直方向)

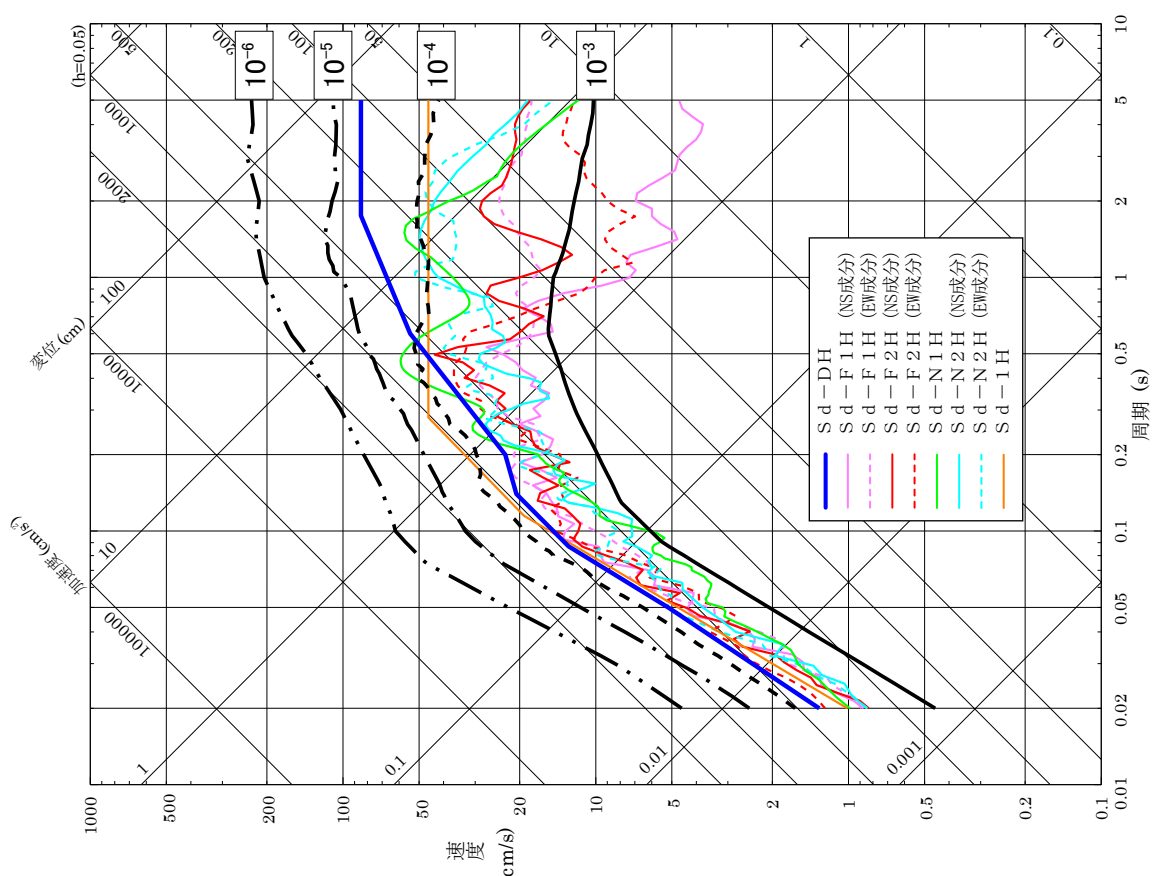


(水平方向)

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



(鉛直方向)

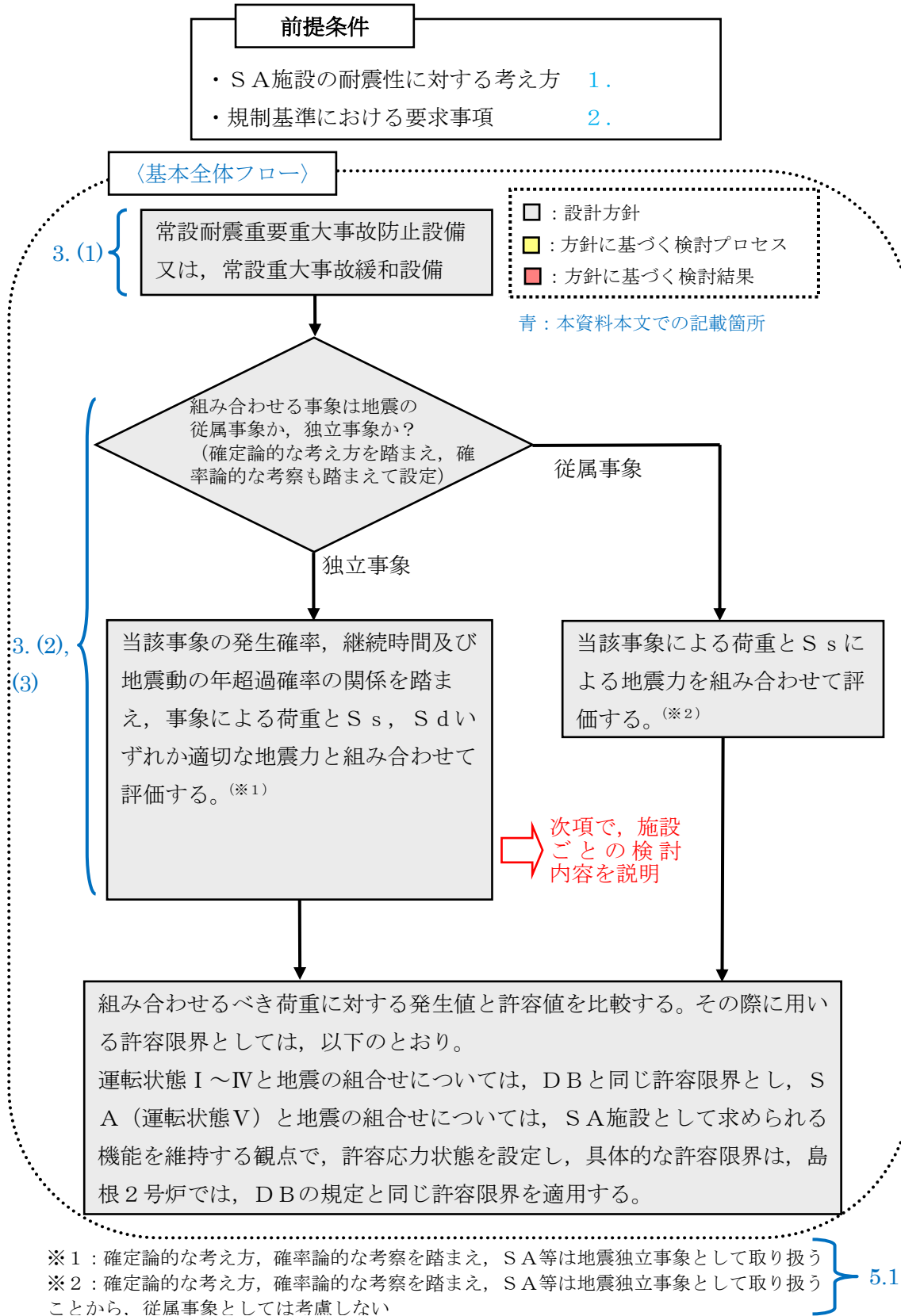


(水平方向)

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

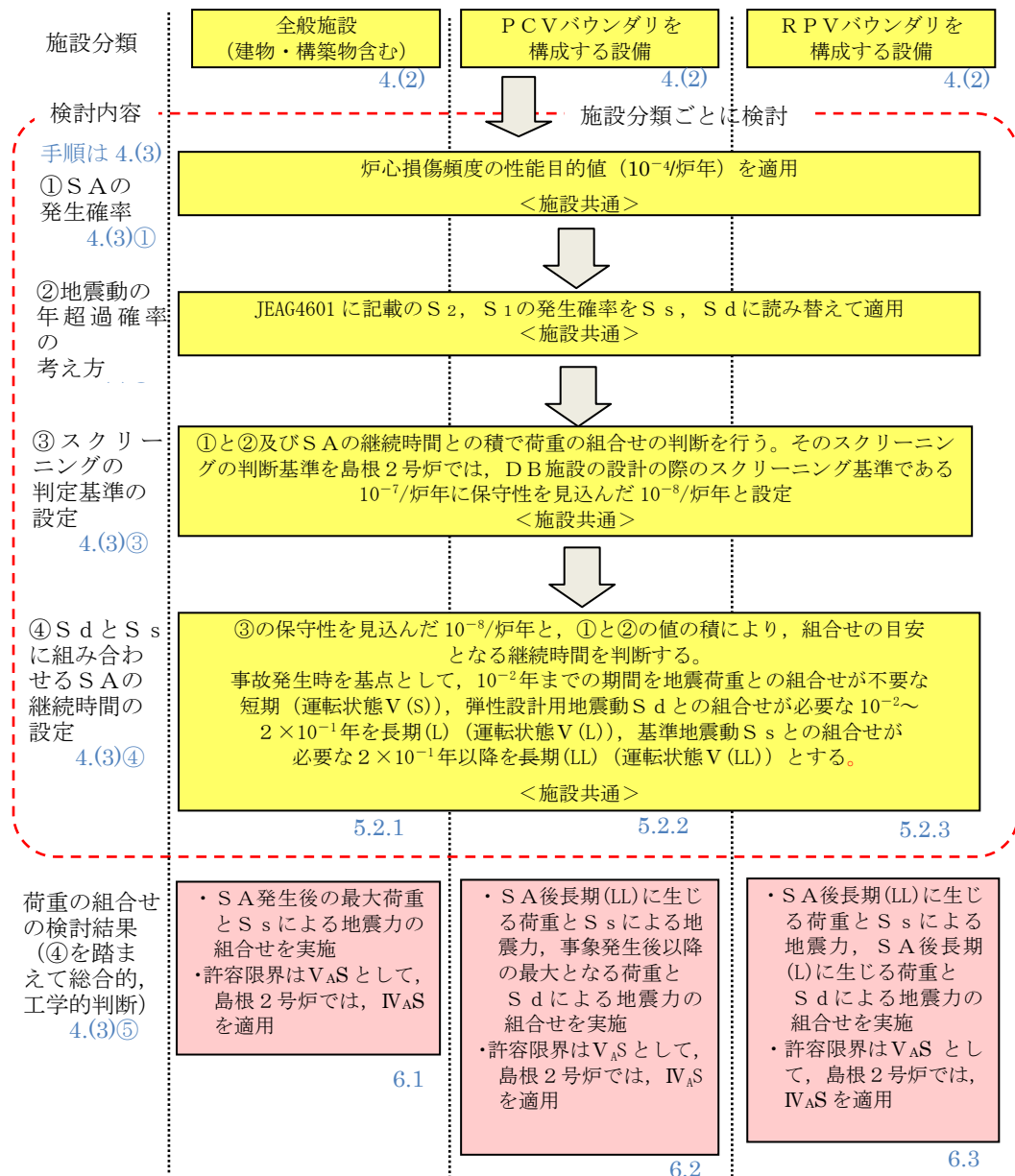
事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

SA荷重と地震の組合せの検討の流れについて



(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



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)「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、 S_s による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類

SA施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
燃料プール	○	—	○
低圧原子炉代替注 水槽	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
取水槽	—	○	○
取水管	—	○	○
取水口	—	○	○
原子炉棟	—	—	○
非常用ガス処理系 用排気筒	—	—	○
緊急時対策所用燃 料地下タンク	—	—	○

(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、以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重及び運転時(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 による荷重とを組み合わせる。

【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規定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、J E A G 4 6 0 1 -1987 のDB施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。

【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、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の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 による地震力とを組み合わせる。
- ・ 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_{AS} に相当するもの)を設定する。ここで、島根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不要な短期(運転状態V(S))、 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。

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

地震動の年超過確率・・・J E A G 4 6 0 1 の地震動の発生確率 ($S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下, $S_d : 10^{-2}$ /年以下) を設定

以上から、機器・配管系と同様、S A 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、S A 荷重と S_s による地震力を組み合わせることとする。

(5) S A 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、S A 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 D B 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。

表 2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	D B 施設		S A 施設		備考
	S_d	S_s	S_d	S_s	
運転時	許容 応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	D B と同じ許容限界とする。
D B 事故時 (長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	D B と同じ許容限界とする。
S A 事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根 2 号炉では、終局 ^{※2} とする。

※ 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 4 補足資料- 2 に、地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。

いずれの施設も、D B 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「D B 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。

以上より、建物・構築物は、P C V, R P V 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。

S A施設（建物・構築物）のS A時の条件を踏まえた分類

S A施設 (建物・構築物)	荷重状態 の分類※	分類の根拠
燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。S A時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。
低圧原子炉代替注水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。
原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。S A時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。
取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。S A時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。
非常用ガス処理系 用排気筒	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。S A時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。
緊急時対策所用燃 料地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。

※ 荷重状態の分類

a：S A条件がDB条件を超える既設施設

(a) 新設のS A施設の運転によって、DB条件を超える既設施設

(b) S A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：S A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S A施設

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

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事故時 (長期)	SA事故時
組み合わせる地震力		S s	S d	S s
許容限界		終局	終局	終局
SA施設 (建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重
	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	原子炉棟 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所 遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	非常用ガス処理系用排気筒	固定荷重	固定荷重	固定荷重
	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧

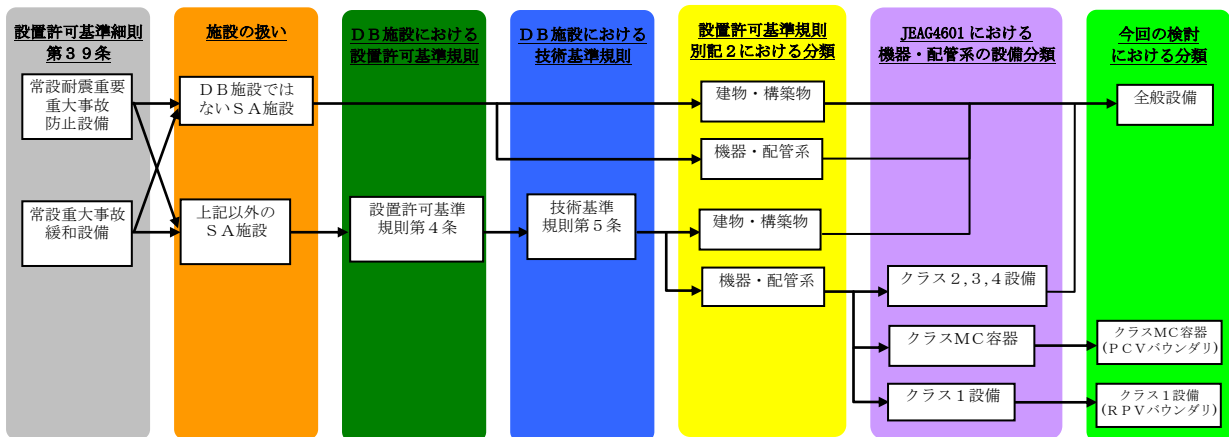
J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧)のみとなるため、DB事故時(S dとの組合せ)は運転時(S sとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。

対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について

S A 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 S A 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，地震と組み合わせる S A 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＋D G失敗）＋H P C S失敗
全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋高圧炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋直流電源喪失
全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋S R V再閉失敗 ＋H P C S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
L O C A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L O C A）
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
残留熱代替除去系を使用する場合
残留熱代替除去系を使用しない場合
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
水素燃焼
溶融炉心・コンクリート相互作用
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出
反応度の誤投入

(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 J E A G 4 6 0 1 ・ 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)

S A 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。D B 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。

荷重の組合せ	施設分類 (S A) (D B)	R P V	P C V	全般施設				炉心支持 構造物
		バウンダリ	バウンダリ	重大事故等クラス2設備				
		クラス 1 設備	クラス M C 設備	クラス 2 設備	クラス 3 設備	クラス 4 配管	その他	
D B 荷重の 組合せ	D+P+M+S d	IIIAS	IIIAS	—	—	—	—	IIIAS
	D+P _D +M _D +S d	—	—	IIIAS	IIIAS	IIIAS	IIIAS	—
	D+P _L +M _L +S d	IVAS	IIIAS	—	—	—	—	IVAS
	D+P+M+S s	IVAS	IVAS	—	—	—	—	IVAS
	D+P _D +M _D +S s	—	—	IVAS	IVAS	—	IVAS	—
S A 荷重の 組合せ	D+P _{RSA(L)} +M+S d	VAS ^{※2}	—	—	—	—	—	S A 施設 ではない
	D+P _{RSA(LL)} +M+S s	VAS ^{※2}	—	—	—	—	—	
	D+P _{PSA} +M+S d	—	VAS ^{※2}	—	—	—	—	
	D+P _{PSA(LL)} +M+S s	—	VAS ^{※2}	—	—	—	—	
	D+(P _D ^{※1} 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S s	—	—	VAS ^{※2}	VAS ^{※2}	VAS ^{※2}	VAS ^{※2}	

※1 : D B 施設を兼ねる S A 施設について考慮する。

※2 : VAS の許容限界は、IVAS と同じものを適用する。

【記号の説明】

- D：自重(J E A G 4 6 0 1・補-1984では「死荷重」と記載)
- P：地震と組み合わせるべき圧力荷重，又は最高使用圧力等
- M：地震，自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重，又は設計機械荷重等
- P_L：L O C A直後を除いてその後に生じる圧力荷重
- M_L：L O C A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：地震と組み合わせる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：地震と組み合わせる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
- 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 N C 1 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

【J E A G 4 6 0 1・補-1984における記載からの読み替え】

- 耐震クラスA_s ⇒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 ⇒S_d
- S₂ ⇒S_s

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および温度について、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、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備)毎に示す。

(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】

全般施設は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2, 3, 4(JEAG4601においては第3, 4, 5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって、全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重 P_D , M_D (以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件と S_s を組み合わせている。

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

※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、J E A G 4 6 0 1・補-1984において、運転状態Ⅳ(L)に対する許容応力状態が I_A^* と定められており、 I_A^* の定義としては、「ECCS等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I_A に準ずる。」とされている。

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、J E A G 4 6 0 1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、 A_s 、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、Aクラスの設備においては、 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、 A_s 、Aクラスを統合して、Sクラスとし、 S_s 、 S_d 双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、 P_D 、 M_D と S_s の組合せを実施することになる。

【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 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—

b. 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

【DB設計条件とSA設計条件の整理】

DB設計での組合せでは、J E A G 4 6 0 1に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。

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+S_s
- ・LOCA後の最大内圧+S_d

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+S_s

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

② SA発生後の最大荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）+S_d

→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を組み合わせる。

添付6-2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

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

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

【DB設計条件とSA設計条件の整理】

DB設計での組合せではJ E A G 4 6 0 1に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。

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(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS_s、S_dを組み合わせて評価している。

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S_s、SA後の長期(L)荷重とS_dを組み合わせる方針とする。

【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。

- ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_s
- ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_d

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+S_s
→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。
- ② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d
→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。

添付6-3表 R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S _s	S _d
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度

(3) J E A G 4 6 0 1 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（J E A G 4 6 0 1）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. J E A G 4 6 0 1 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, 地震と組み合わせる条件とする。

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 地震の発生確率を設定
- ③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が 10^{-8} /炉年になる継続時間を設定
- ④ 10^{-8} /炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。

以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討 (10^{-8} /炉年) の方が, J E A G 4 6 0 1 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, S s , S d とSA荷重を適切に考慮しており, J E A G 4 6 0 1 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。

荷重の組合せ表

(1) 記号の説明

D：自重（J E A G 4 6 0 1・補-1984 では「死荷重」と記載）

P_D ：地震と組み合わせる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

$P_{PSA(L)}$ ：原子炉格納容器の重大事故における長期圧力（長期(L)）

$P_{PSA(LL)}$ ：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み合わせる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 ：地震と組み合わせる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)			$D + P_{PSA} + M + S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2
			$D + P_{PSA(LL)} + M + S_s$	$T_{PSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	
原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(RPVバウンダリ)	施設本体	$D + P_{RSA(L)} + M + S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3
			$D + P_{RSA(LL)} + M + S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	
	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	$V_{AS}^{※2}$
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。

重大事故時の荷重条件等の妥当性について

(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（R P V）及び原子炉格納容器（P C V）にかかる荷重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荷重条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のR P V及びP C V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、R P V及びP C Vの荷重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、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、（別紙2～別紙4参照）、耐震評価に用いるR P V及びP C Vの荷重条件として、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。

また、重大事故時の耐震評価において考慮する水位条件等についても有効性評価結果を踏まえて設定する。

重大事故時の耐震評価に用いる荷重条件等について、次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いるR P Vの荷重について

R P V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、A T W S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。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。

「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（A R I）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクリム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R I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A R Iの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未

臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。重大事故時において、R P Vの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付 8.1 表に示す。

選定した事故シーケンス「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図～8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である 8.28MPa[gage]を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

事象発生後 11.6 分で運転員がほう酸水注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。この事故シーケンスにおける S A 発生後の原子炉の最高圧力、原子炉冷却材の最高温度を添付 8.2 表に示す。

原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は添付 8.2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

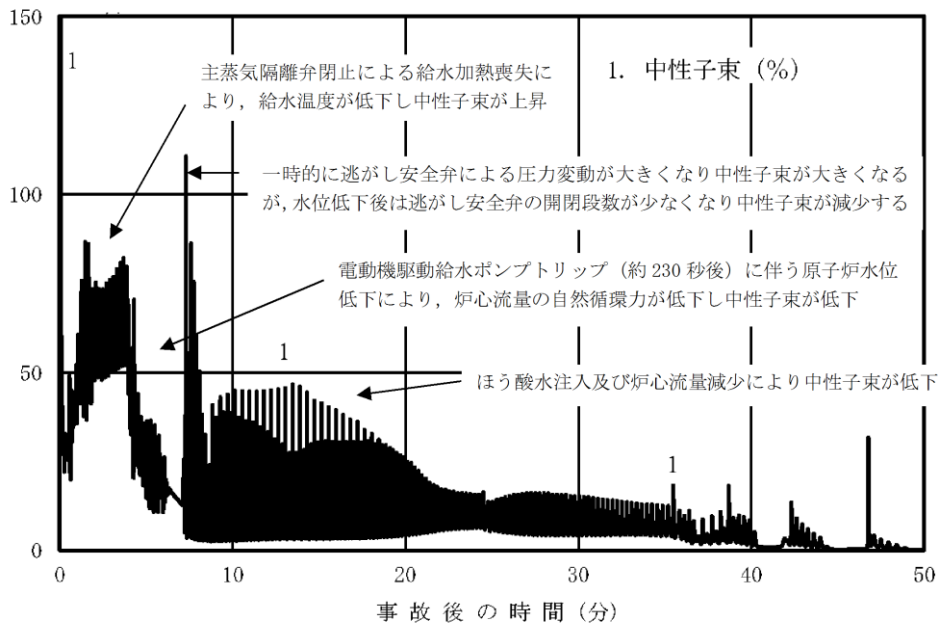
以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、R P Vの圧力・温度は、D B 施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表 R P Vの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方

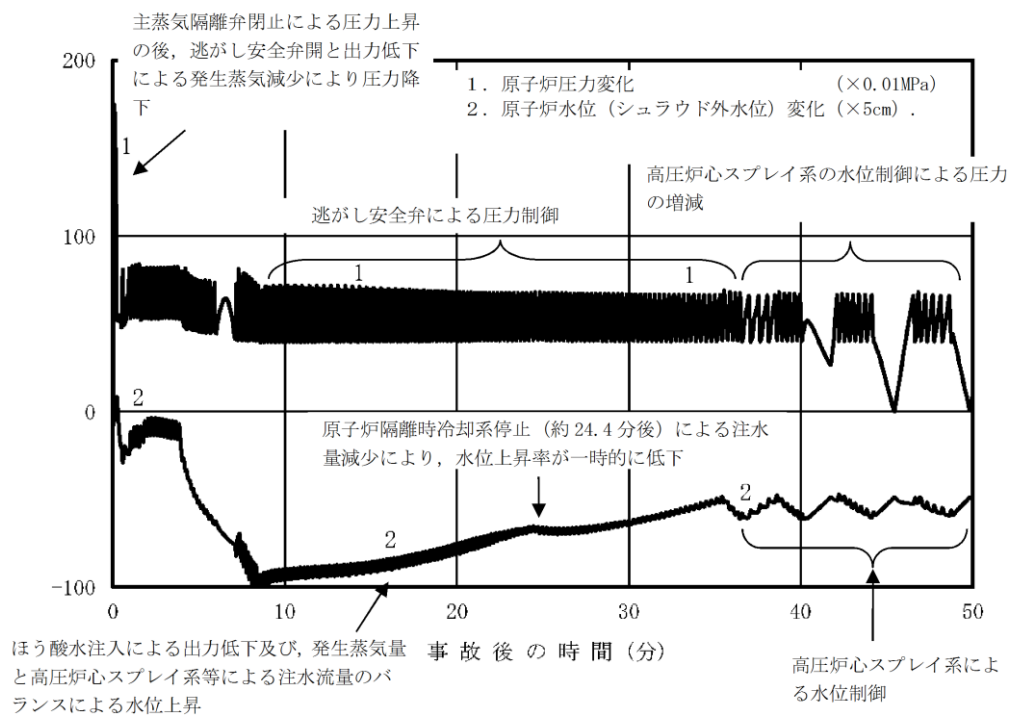
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。

添付 8.2 表 R P Vの S A 時の圧力・温度(有効性評価結果)

	原子炉停止機能喪失	D B 条件
最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]
最高温度	約 304℃	298℃



添付 8.1 図 原子炉停止機能喪失に中性子束の時間変化
(事象発生から50分後まで)



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

(3) 耐震評価で用いるPCVの荷重について

原子炉格納容器の荷重条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後 10^{-2} 年(約3.5日後)以内及び事象発生後 10^{-2} 年(約3.5日後)の圧力・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)(残留熱代替除去系を使用する場合)
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後 10^{-2} 年(約3.5日後)までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系による除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。 10^{-2} 年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって、 10^{-2} 年(約3.5日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

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格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧原子炉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)。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)(残留熱代替除去系を使用する場合)」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)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」では、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によつ

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。重大事故時において、PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付 8.3 表に示す。

選定した2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力及び温度の解析結果を添付 8.3 図～8.10 図に示す。SA発生後 10^{-2} 年（約 3.5 日後）までに、原子炉格納容器の圧力及び温度はそれぞれ最高圧力及び最高温度となり、 10^{-2} 年（約 3.5 日後）以降は、格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における 10^{-2} 年（約 3.5 日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。上記の2つの事故シーケンスグループ等における、SA発生後のPCVの圧力及び温度を添付 8.4 表に示す。

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、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることや、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）において、重大事故が発生して 10 時間後から残留熱代替除去系を使用することを想定しているが、準備時間の遅れ等により残留熱代替除去系の使用開始が遅くなりPCV圧力が上昇する可能性がある等、SA発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間にPCVの耐震評価と組み合わせる荷重には不確かさが想定される。

上記を踏まえると、SA発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間における荷重は、事象進展に応じて変動する可能性があることから、包絡的な荷重条件を耐震評価に用いるため、添付 8.4 表において事象発生後の最大値である、有効性評価結果の最高圧力・最高温度をS dと組み合わせる。

添付 8.4 表の 2×10^{-1} 年後におけるPCV圧力は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）の方が高く、温度は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）の方が高い結果となっており、いずれの事故シーケンスも荷重条件として厳しい側面を持っている。ただし、除熱機能の確保は、SA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）においても、ベントの停止判断基準が

整えば、格納容器除熱手段を切り替えることでPCV温度の低下させることが可能である。これに加えて、その他の格納容器除熱手段に期待することができる。一例として、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)において、事象発生から約30日後に可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合のPCV温度の推移を添付8.11図に示す。可搬型格納容器除熱系に切り替えた以降は、PCV温度は緩やかに低下し、低下傾向が継続する。このように、 2×10^{-1} 年後におけるPCV温度は、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)においても、格納容器除熱手段を切り替えることで、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)と同様の傾向となる。

以上のことから、SA発生後 2×10^{-1} 年以降の期間において組み合わせる荷重としては、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)の 2×10^{-1} 年以降の最高圧力・最高温度を S_s と組み合わせる。

添付8.3表 PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方

事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。

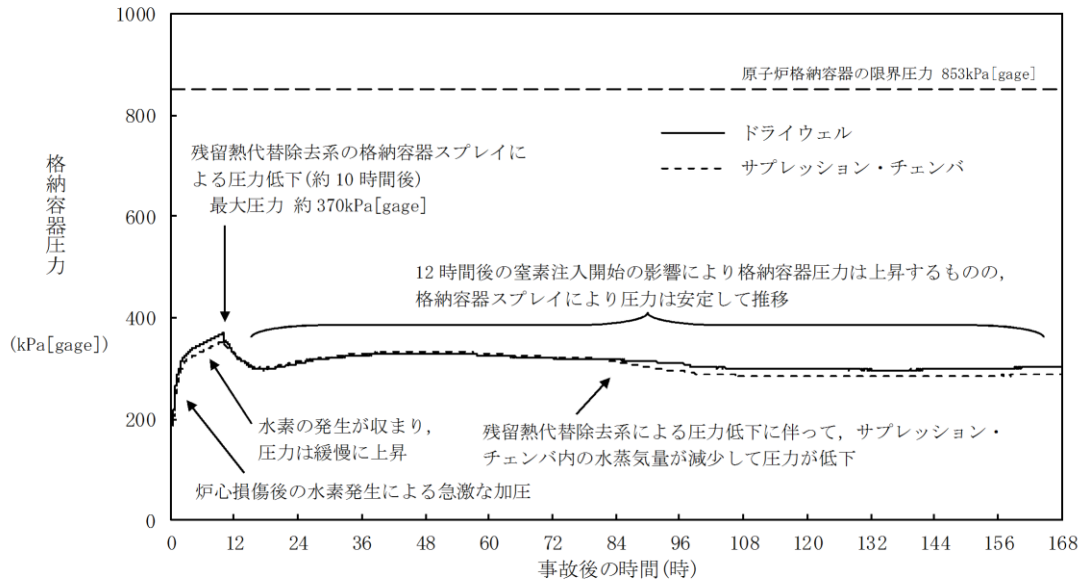
添付8.4表 PCVのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)

	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)		格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)	
	圧力	温度	圧力	温度
SA事象発生後の最大値	約427kPa[gage]	約181°C ^{※1}	約659kPa[gage]	約181°C ^{※1}
10^{-2} 年後	約317kPa[gage]	約131°C	約109kPa[gage]	約144°C
2×10^{-1} 年後	約372kPa[gage]	約62°C ^{※2}	約26kPa[gage]	約113°C ^{※3}

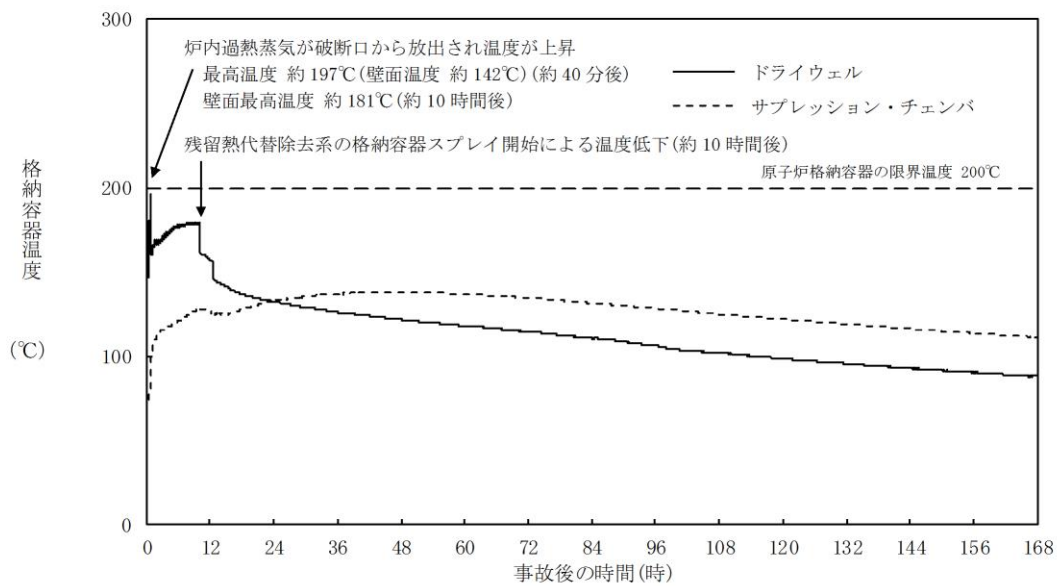
※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)

※2：サプレッション・チェンバの温度

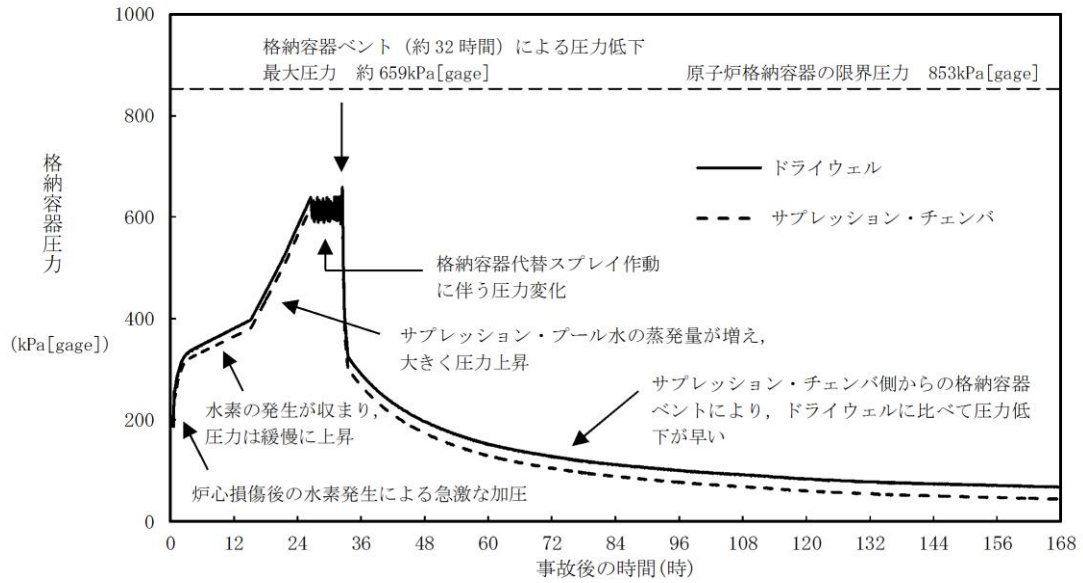
※3：ドライウェル気相温度



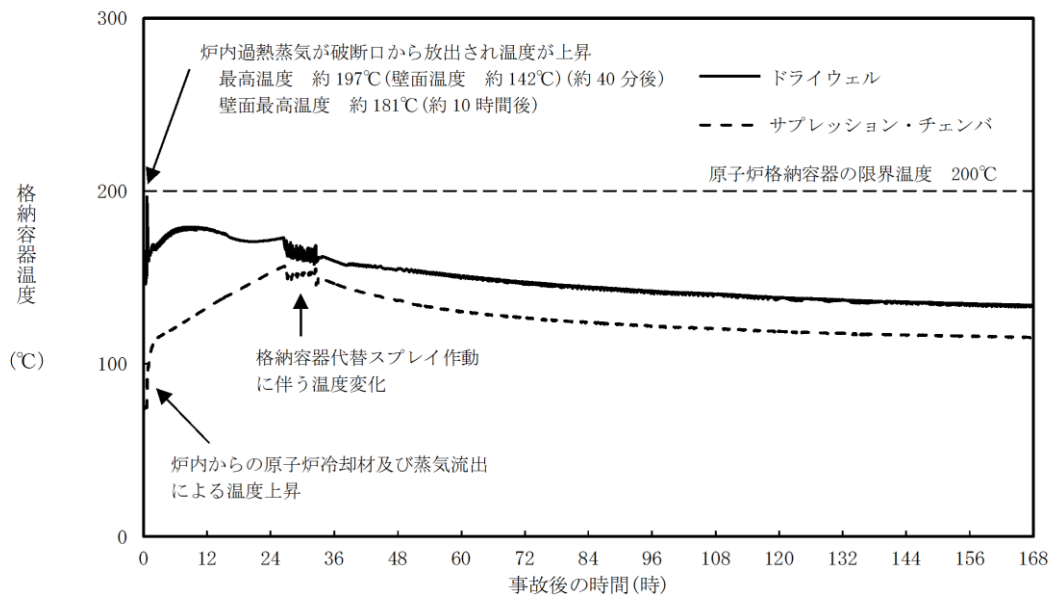
添付8.3図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）
における格納容器圧力の推移



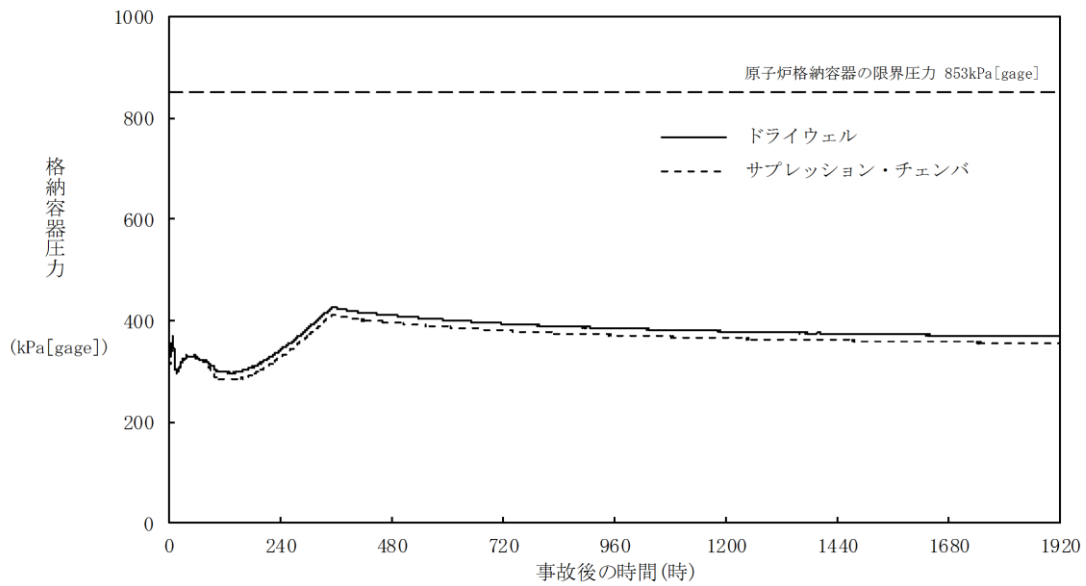
添付8.4図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）
における格納容器温度（気相部）の推移



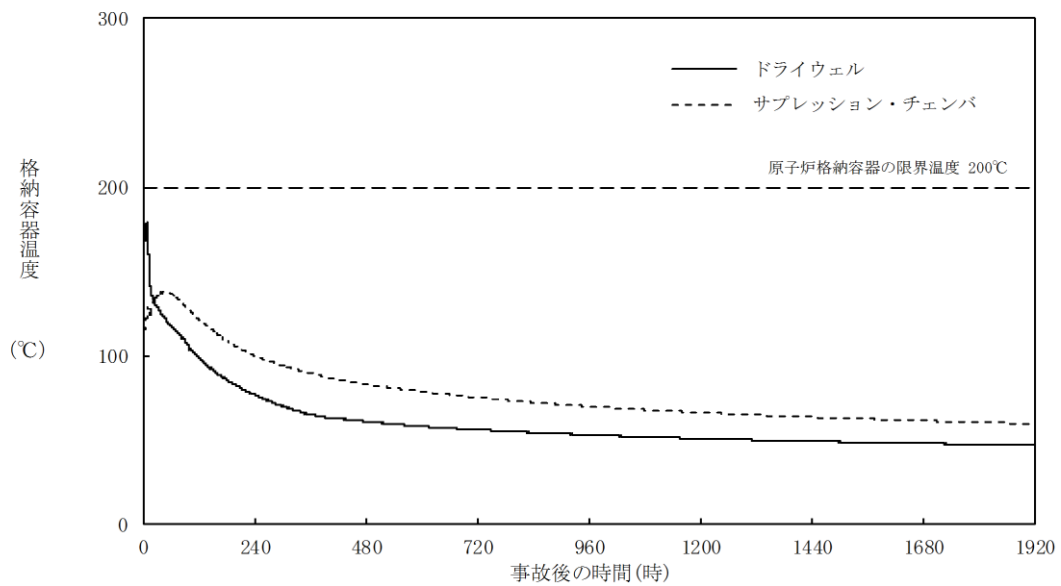
添付8.5図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器圧力の推移



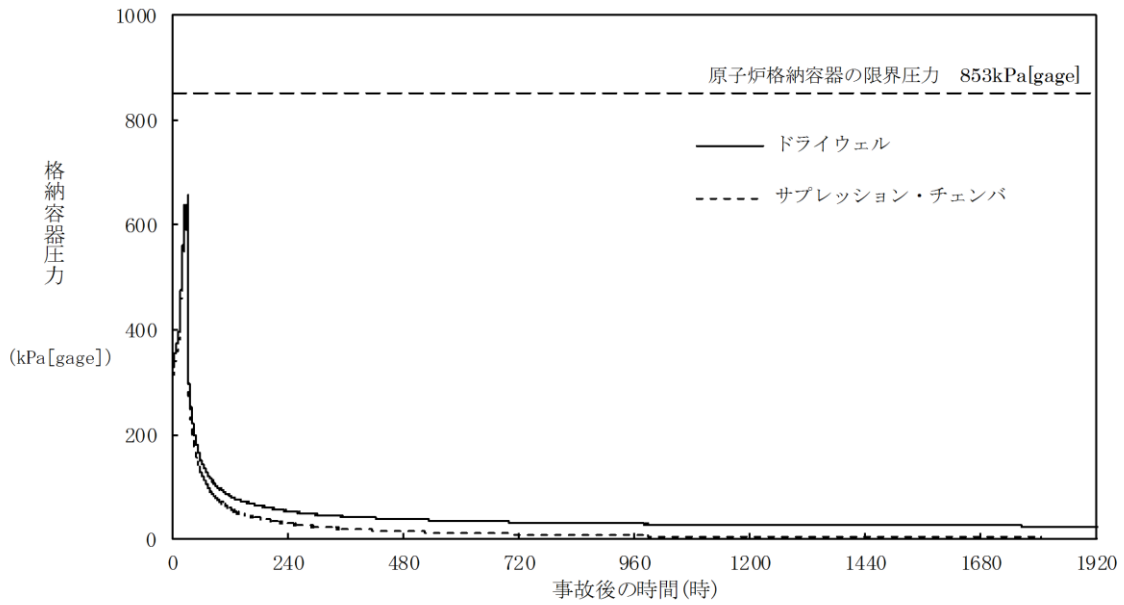
添付8.6図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移



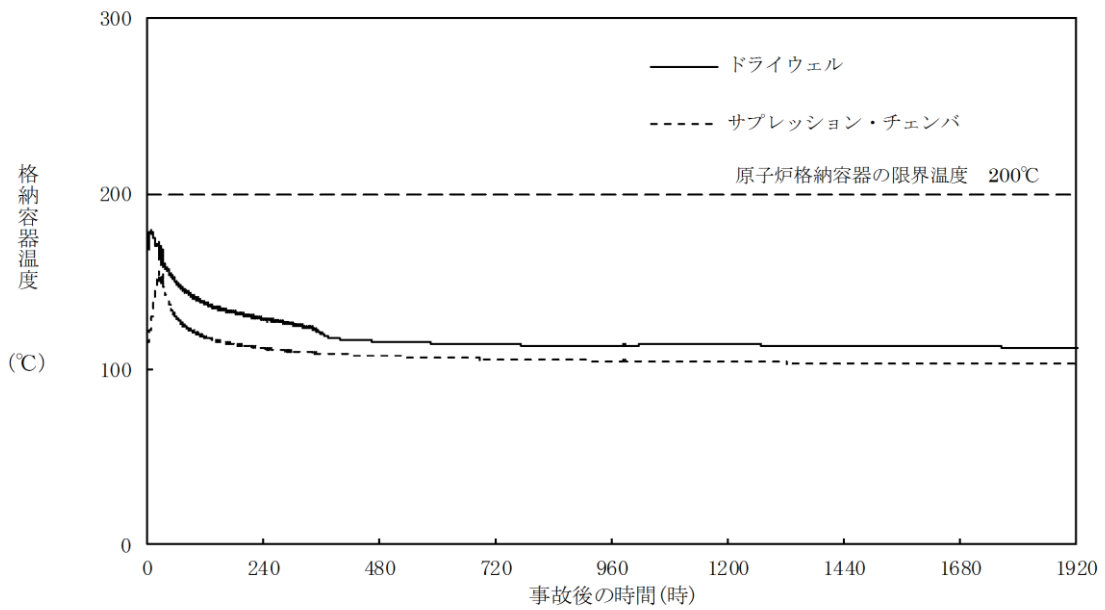
添付 8.7 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）
 における格納容器圧力の推移（長期間解析）



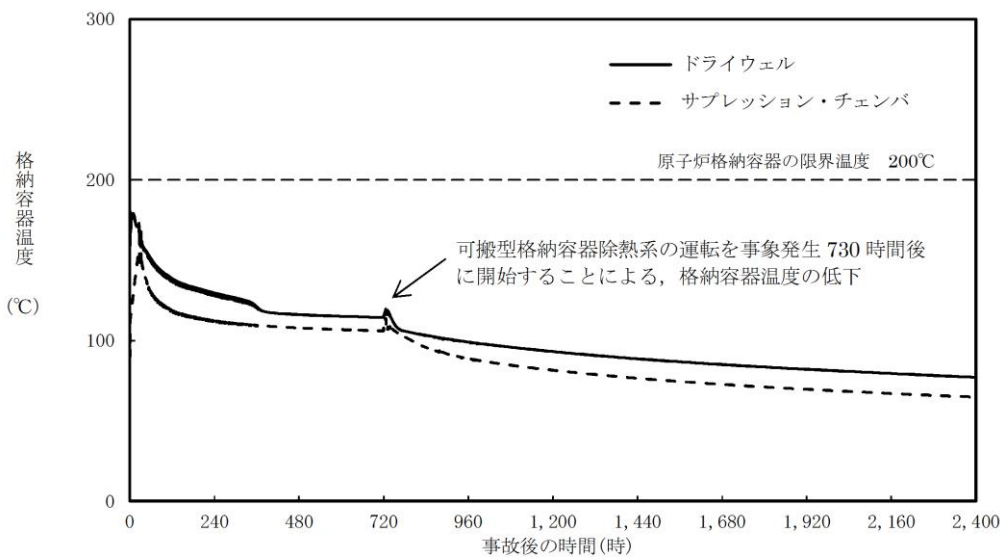
添付 8.8 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）
 における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）



添付 8.9 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）



添付 8.10 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）



添付 8.11 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合の格納容器温度の推移

(4) 地震応答解析モデルの水位条件等について

重大事故時の耐震評価において考慮する、地震応答解析モデルの水位条件等の考え方を以下に示す。

R P Vでは、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、D B時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。

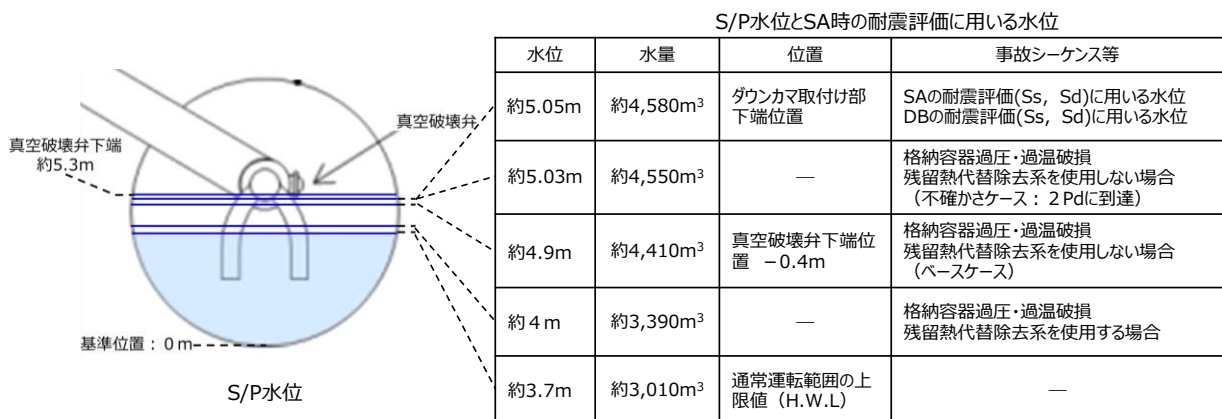
P C Vでは、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、S A発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間に組み合わせる水位条件としては、事象初期の不確かさ等を考慮して、有効性評価結果の最大値を包絡するサブプレッション・プール水位（約 5.05m）を用いる。また、S A発生後、外部水源を用いた注水等によりサブプレッション・プール水位が一度上昇すると、長期的にも水位が低下しない可能性があることから、S A発生後 2×10^{-1} 年以降において組み合わせるサブプレッション・プール水位としても上記の水位（約 5.05m）を用いる。

原子炉建物の剛性については、コンクリート温度が 100°C を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。

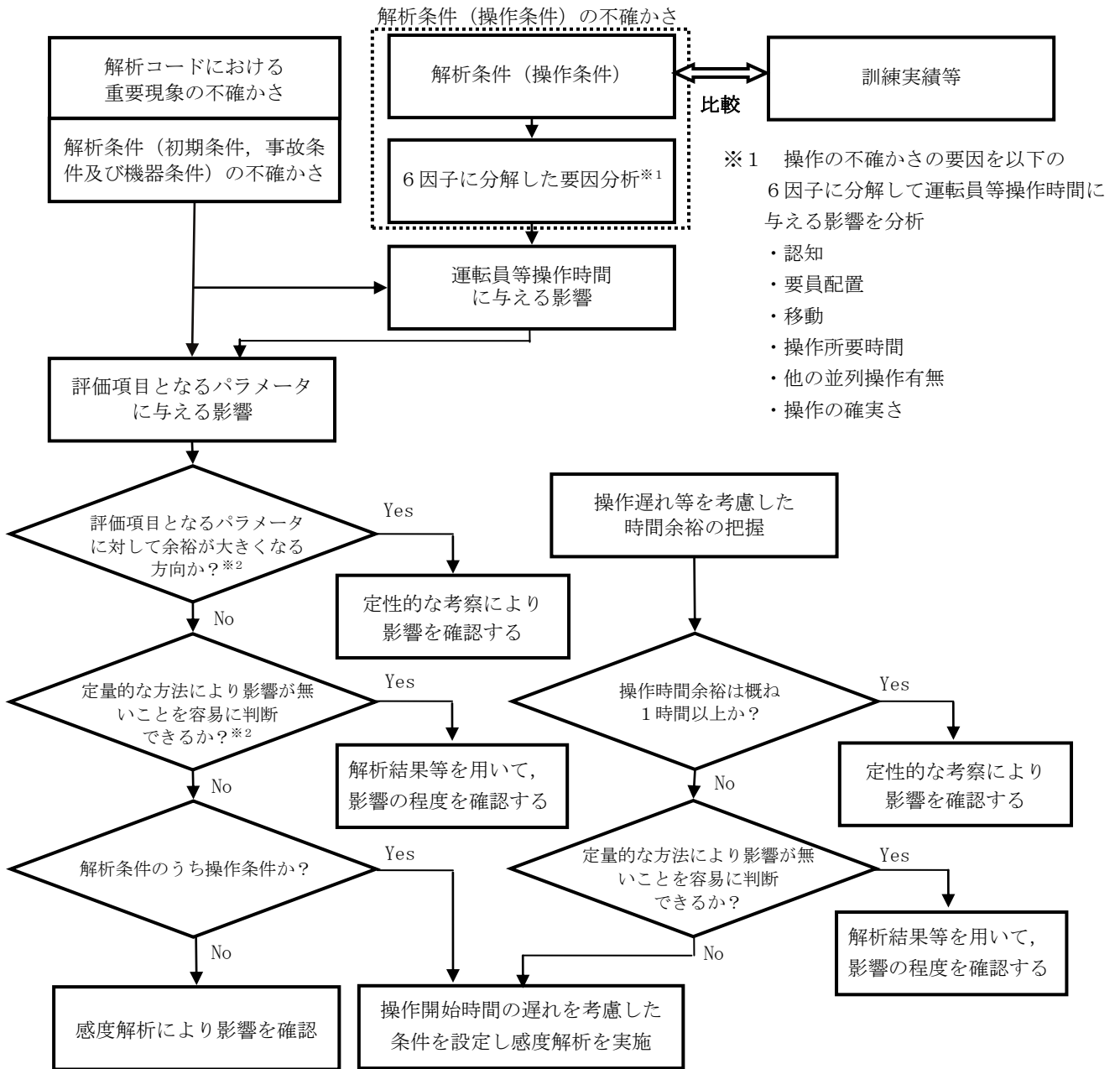
重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおける水位条件等の考え方を添付 8.5 表に示す。また、重大事故時のサブプレッション・プールの水位と耐震評価に用いる水位との関係を添付 8.12 図に示す。

添付 8.5 表 重大事故時を考慮した地震応答解析モデルの水位条件等の考え方

条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
R P V 水位 (質量)	全事故シーケンス (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荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。
P C V 水位 (質量)	格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、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荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサブプレッション・プールの水位としては、以下の事故シーケンスを考慮し、ダウンカマ取付け部下端位置(約 5.05m)を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)(2Pdに到達するまでに操作を実施しなかった場合(大破断LOC A発生時))で約 5.03m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル床面+約 1m(ベント開口下端位置)の水位が形成されることの影響を検討する。
原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	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°Cを超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 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 8.12 図 重大事故時のサブプレッション・プール水位と耐震評価に用いる水位との関係



※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

解析コードにおける重要現象の不確かさの場合	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさの場合	解析条件(操作条件)の不確かさの場合
<p>① 真値が解析結果に含まれるもの ⇒定性的に影響が無いことを確認</p>	<p>① 最確条件※3が解析条件に含まれるもの ⇒定性的に影響が無いことを確認</p>	<p>① 解析上の操作時間の余裕があるもの ⇒定性的に影響が無いことを確認</p>
<p>② 真値が解析結果に含まれないもの ⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認</p>	<p>② 最確条件が解析条件に対して正負の値を取るもの ⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認</p>	<p>② 解析上の操作時間の余裕がないもの ⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認</p>

※3 プラントパラメータの最確条件には実測値(実績値)を、機器の最確条件には設計値を用いる

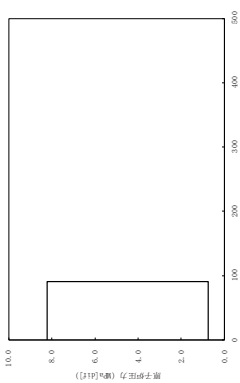
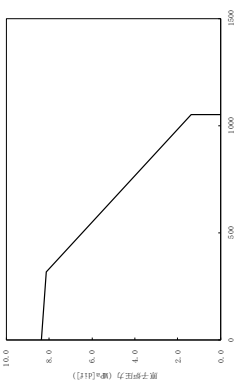
主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1 / 5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性：RE DY	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から +83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	$35.6 \times 10^3 \text{ t/h}$	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	$4.74 \times 10^3 \text{ t/h}$	定格主蒸気流量として設定
給水温度	214°C	初期温度 214°Cから主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後 230 秒程度で約 55°Cまで低下し、その後は 55°C一定に設定
燃料及び炉心	9 × 9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい 9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期を設定
核データ (動的ボイド係数)	9 × 9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期時点を 1.25 × 1.02 倍した値	
核データ (動的ドップラ係数)	9 × 9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期時点を 0.9 × 0.99 倍した値	
格納容器空間容積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (サブレーション・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
サブレーション・プールの水温	35°C	通常運転時のサブレーション・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2 / 5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	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	原子炉停止機能喪失 手動での原子炉スクラム失敗 代替制御棒挿入機能作動失敗	バックアップも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	9 × 9 燃料 (A型) 及びMOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期	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、原子炉再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力は高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブレシジョン・プール水温度上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
主蒸気隔離弁閉止に要する時間	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	原子炉圧力高 (7.41MPa [gage]) 信号により原子炉再循環ポンプトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa [gage] × 2 個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 3 個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 3 個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4 個, 377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
	自動減圧ロジックによる自動減圧機能付 き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間：格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 120 秒後	逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3 / 5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動機駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 ・復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップ 	電動機駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起動 ・注水遅れ時間 30 秒 ・注水流量 $91\text{m}^3/\text{h}$ (8.21~0.74MPa [dif]において), サプレッション・プール水温度 100°C 到達後は停止 	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位低 (レベル1H) 又は格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号によって自動起動 ・注水遅れ時間 17 秒 (設計値の 30 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値) ・注水流量 $318 \sim 1,050\text{m}^3/\text{h}$ (8.21~1.38MPa[dif]において) 	高圧炉心スプレイ系の設計値として設定 
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・注水流量 162L/分 ・ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器 1 基あたり約 9 MW (サプレッション・プール水温度 52°C, 海水温度 30°C において) 	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4 / 5)

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

重大事故等対策に関連する
操作条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5 / 5)

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

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊弁	3.43kPa (ドライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブレーション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定
サブレーション・プール水温度	35°C	通常運転時のサブレーション・プール水温度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
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35°C	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

初期条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

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

事故条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (3/4)

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

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (4 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

重大事故等対策に関連する操作条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊弁	3.43kPa (ドライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブレーション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定
サブレーション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブレーション・プール水温度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
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

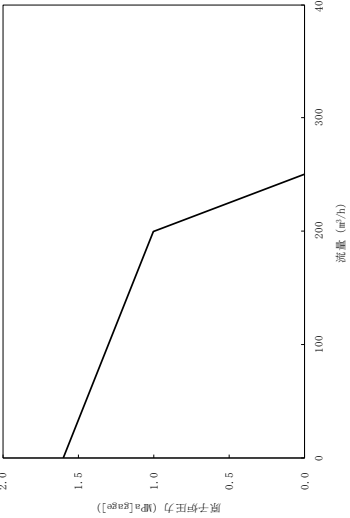
初期条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4)

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

事故条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

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

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達時 640～588kPa [gage] の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

島根原子力発電所 2 号炉における運転状態 V (L L) 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、島根原子力発電所 2 号炉において新たに定義した運転状態 V (LL) の適切性について示す。

(2) 島根原子力発電所 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）（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付 9.1 表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述 (3) に示す BWR の格納容器の特性により、海水温度を設計温度である 30°C とした場合には、格納容器温度は DB 耐震条件 35°C（通常運転状態）まで低下しない。

添付 9.1 表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力・温度の推移

項目	10 ⁻² 年後（約 3.5 日後）	2 × 10 ⁻¹ 年後（約 70 日後）	DB 耐震条件 (S s)
ドライウエル圧力	約 317kPa [gage]	約 372kPa [gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サプレッション・チェンバ圧力	約 308 kPa [gage]	約 358 kPa [gage]	
ドライウエル気相温度	約 110°C	約 48°C	57°C
サプレッション・チェンバ気相温度	約 131°C	約 62°C	35°C
サプレッション・チェンバ水温度	約 127°C	約 57°C	
サプレッション・チェンバ水位	約 3.9m	約 3.8m	HWL (3.66m)

(海水温度は設計温度である 30°C を条件とする)

(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BWRの格納容器温度は通常温度まで低下しないことを示したが、これはBWRの格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較したBWRの格納容器の特性を示す。

- ・ BWRの格納容器には、熱の蓄積場所としてサプレッション・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（低圧原子炉代替注水槽等）を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・チェンバ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、BWRでは格納容器の特徴を踏まえ、PWRとは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件（温度、圧力、水位）による影響を確認する必要がある。

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

添付 9.2 表 長期安定状態におけるBWRとPWR（伊方3号炉）の格納容器除熱手段

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

(4) まとめ

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

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、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を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) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の2つのシナリオのうち、①格納容器過圧・過温破損シナリオ「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を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 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ：「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」
- ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ：「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗」

②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から60分までに電源復旧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション^{※1}を回避可能である。

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

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

※1：内部事象レベル1.5PRAにおいても、炉心損傷後の原子炉注水によって下部プレナムへのリロケーションを回避可能な事故シーケンスを評価している。

添付10.1表 R P V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	×	継続時間	=	RPV 破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗	$10^{-4}/\text{炉年}^{*1}$ (炉心損傷頻度)	×	10^{-2} 未満 ^{*2} 低圧原子炉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	×	$10^{-2}/\text{炉年}^{*3}$ 弾性設計用地震動 S_d 又は $5 \times 10^{-4}/\text{炉年}^{*3}$ 基準地震動 S_s	×	1 年未満 ^{*4} 継続時間 = $10^{-8}/\text{炉年}$ 未満 20 年未満 ^{*4} 継続時間

- ※ 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 $10^{-4}/\text{炉年}$ とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は $10^{-4}/\text{炉年}$ 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、低圧原子炉代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧原子炉代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧原子炉代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。
- ※ 3 : J E A G 4 6 0 1・補-1984に記載されている地震動の発生確率 S_2 , S_1 の発生確率を S_s , S_d に読み替えた。
- ※ 4 : 弾性設計用地震動 S_d を考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動 S_s を考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。

(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「冷却材喪失(大破断LOCA)＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」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(残留熱代替除去系を使用しない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力約 659kPa, 最高温度 181℃)を S_d と組み合わせることとしており、保守性を確保している。なお、

この荷重はR P V破損後のシナリオ（約 362kPa）の 10^{-2} 年後（3.5 日後）における荷重を包絡している。

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（残留熱代替除去系を使用する場合）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、運転状態V（LL）のような長期間の圧力・温度挙動では、この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく、十分な保守性を確保している。

(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「冷却材喪失（大破断L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+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
- 〔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〕 J E A G 4 6 0 1（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〕 DB 施設を兼ねる主な SA 施設等の DBA と SA の荷重条件の比較
- 〔参考 8〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明
- 〔参考 9〕 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）

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>
<p>第三十九条 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ぬ。</p>	<p>第 39 条 (地震による損傷の防止)</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>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>4 第 1 項第 4 号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないもの」を適用する場合、基準</p>
<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め</p>	

〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第4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>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ。</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。ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力(本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。)又は静的地震力(同項第2号に規定する静的地震力をいい、Sクラスに属する機器に対し算定されるものに限る。)のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まることをいう。</p> <p>二 第5項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p>

〔参考 3〕 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2（抜粋）（1 / 2）

- ①解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること。
 - ②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。
- 四 基準地震動の策定に当たっては、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。
- また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。
- ①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性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は、必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。
- 6 第 4 条第 3 項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。
- 一 耐震重要施設のうち、二以外のもの
 - ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構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。

・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を考慮すること。

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)(1/2)

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）（2／2）

【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。

4.4 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 5] JEAG 4601 (抜粋) (1/7) (JEAG 4601・補-1984 P.44,45)

表 I - 3 - 1 第 2 種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和 55 年 通産省告示 第 501 号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 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 ての適 用の有 無	備 考	
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無			説 明
運転状態-II A-2	外 部 電 源 喪 失	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 P.41)

	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 × S ₂ ×	同 上	×	
運転状態-IV	主蒸気管破 断事故A-4		S ₁ × S ₂ ×	同 上	×	
	冷却材喪失 事故A-4		S ₁ △ S ₂ ×	長時間 *継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	

[参考5] J E A G 4 6 0 1 (抜粋) (3 / 7) (J E A G 4 6 0 1・補-1984 P.48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討と J E A G 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] JEAG 4601 (抜粋) (4/7) (JEAG 4601・補-1984 P.49)

[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、その後が生じている圧力荷重
- M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後が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〕 J E A G 4 6 0 1 (抜粋) (5 / 7) (J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 P.78,79)

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 S₁

基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は 運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

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] JEAG 4601 (抜粋) (6/7) (JEAG 4601-1987
P.377~378)

(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、設計法^(5.3.2-1)、関連実験及び関連規準^(5.3.2-2-7)を参考とされたい。^(5.3.2-8)

また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法^(5.3.2-9-11)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。

[参考5] JEAG 4601 (抜粋) (7/7) (JEAG 4601-1987 P.427)

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

評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃，2 P d）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後の残留ひずみの有無及び除荷後の挙動の確認により耐震性への影響を評価する。

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

地震（許容応力状態IV_AS）の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷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)

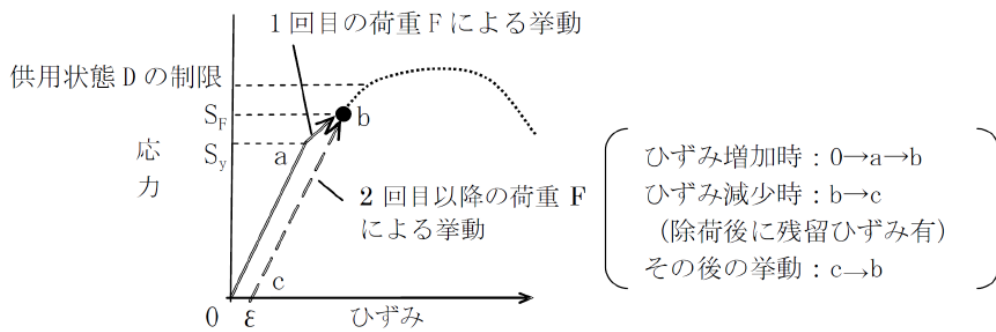


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

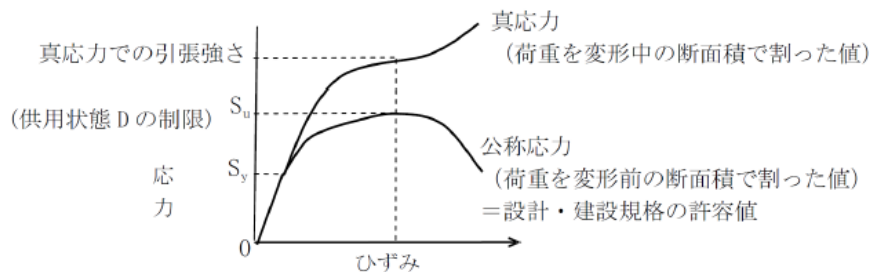


図2 公称応力と真応力について

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（解説 PVB-3112）， $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）， $2 S_y$ 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（解説 PVB-3112）， $B \rightarrow C$ ）。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ⅣAS）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が、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はない。

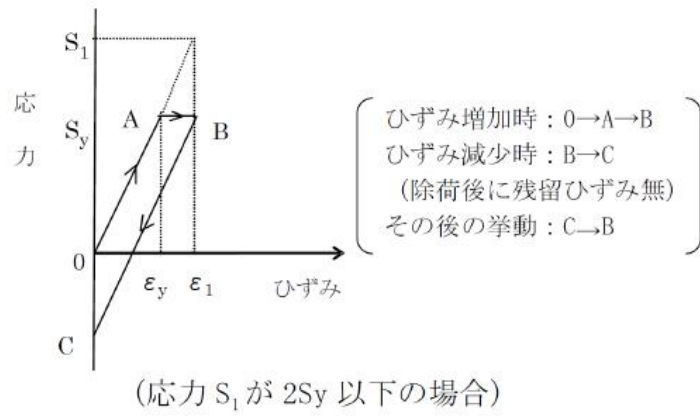


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)

〔参考 7〕 DB 施設を兼ねる主な SA 施設等の DB A と SA の荷重条件の比較

施設名称	地震動	DB 条件		SA 条件		備考
		圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB 条件が SA 条件を包絡
	Ss	8.28	298	8.28	298	
原子炉圧力容器 支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度
	Ss	—	298	—	298	
原子炉圧力容器 基礎ボルト	Sd	—	【通常時】 57 【LOCA 後】 171	—	181	
	Ss	—	57	—	62	
原子炉格納容器	Sd	【D/W】 0.327 【S/C】 0.209 (LOCA 条件)	【D/W】 171 【S/C】 104 (LOCA 条件)	0.659	181	
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】 171 【S/C】 104 (通常運転)	0.372	62	
原子炉格納容器 配管貫通部	Sd	【D/W】 0.327 【S/C】 0.209 (LOCA 条件)	【D/W】 171 【S/C】 104 (LOCA 条件)	0.659	181	
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】 171 【S/C】 104 (通常運転)	0.372	62	
原子炉格納容器 電気配線貫通部	Sd	【D/W】 0.327 【S/C】 0.209 (LOCA 条件)	【D/W】 171 【S/C】 104 (LOCA 条件)	0.659	181	
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】 171 【S/C】 104 (通常運転)	0.372	62	
高圧炉心スプレ イポンプ	Sd	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	—	
	Ss	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	110 ^{*1} 66 ^{*2}	
低圧炉心スプレ イポンプ	Sd	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	—	
	Ss	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	114 ^{*1} 66 ^{*2}	

施設名称	地震動	DB 条件		SA 条件		備考
		圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
残留熱除去ポンプ	Sd	—	185 ^{*1} 66 ^{*2}	—	—	
	Ss	—	185 ^{*1} 66 ^{*2}	—	185 ^{*1} 66 ^{*2}	
原子炉補機冷却水ポンプ	Sd	—	85 ^{*1} 55 ^{*2}	—	—	
	Ss	—	85 ^{*1} 55 ^{*2}	—	85 ^{*1} 50 ^{*2}	
原子炉補機冷却系熱交換器	Sd	1.37	85 ^{*3} 55 ^{*2}	—	—	
	Ss	1.37	85 ^{*3} 55 ^{*2}	1.37	85 ^{*1} 50 ^{*2}	
原子炉補機海水ポンプ	Sd	—	50 ^{*1,2}	—	—	
	Ss	—	50 ^{*1,2}	—	50 ^{*1,2}	

*1：ポンプ取付ボルト，原動機台取付ボルトの耐震評価に使用している値

*2：基礎ボルト，原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値

*3：胴板，脚の耐震評価に使用している値

〔参考 8〕「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

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

2. 耐震重要度分類の考え方

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

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

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

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. B, C クラス施設の破損による影響について

(1) 地震 PRA における B, C クラス施設損傷の考慮について

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

B, Cクラス施設が破損した場合であっても, Sクラス施設である緩和系が健全であれば, 炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では, B, Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し, 地震との組合せを規定している。この中で, 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, 「全給水流量喪失」「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を踏まえて島根2号炉として, 「全給水流量喪失」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

Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず, 炉心の著しい損傷に至ることはないので, 何らかの要因でSクラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで, 確定論的には, Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)は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, 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 9〕 重大事故等時の長期安定冷却手段について

重大事故等時の原子炉格納容器除熱としては、原子炉格納容器を最高使用温度以下に除熱することを基本としている。炉心損傷に至る重大事故等時、残留熱代替除去系により格納容器内温度は緩やかに低下し約177時間後には、サプレッション・チェンバ水温度が最高使用温度の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、残留熱代替除去系が使用できないため格納容器フィルタベント系により格納容器の除熱を行う。格納容器フィルタベント系による除熱では、格納容器圧力の低下は早いものの、格納容器温度の低下は残留熱代替除去系より遅く、サプレッション・チェンバ水温度が最高使用温度の104℃を下回るのは約587時間後となる（「重大事故等対策の有効性評価について「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」（別紙1）安定状態の維持について」参照）。

そのため、格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段を検討した。検討にあたっては事故発生約30日後の崩壊熱が除熱可能であることを目標とした。重大事故等時において、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修による原子炉格納容器の除熱機能を復旧する。また、残留熱除去系の機能回復が長期間実施できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」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格納容器除熱系による除熱を実施する。本書では、それらの実現可能性と実施した場合の効果について確認している。

なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系（以下、CUWという）による原子炉除熱」を構築する。CUW系による原子炉除熱については〔参考 9－補足 1〕に示す。

参考 1 表 重大事故等時における格納容器除熱

除熱手段	備考
残留熱代替除去系による除熱	
格納容器フィルタベント系による除熱	
残留熱除去系の補修による除熱復旧	
可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱	本資料 1. で成立性を示す
原子炉補機代替冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱	補足 1 で成立性を示す

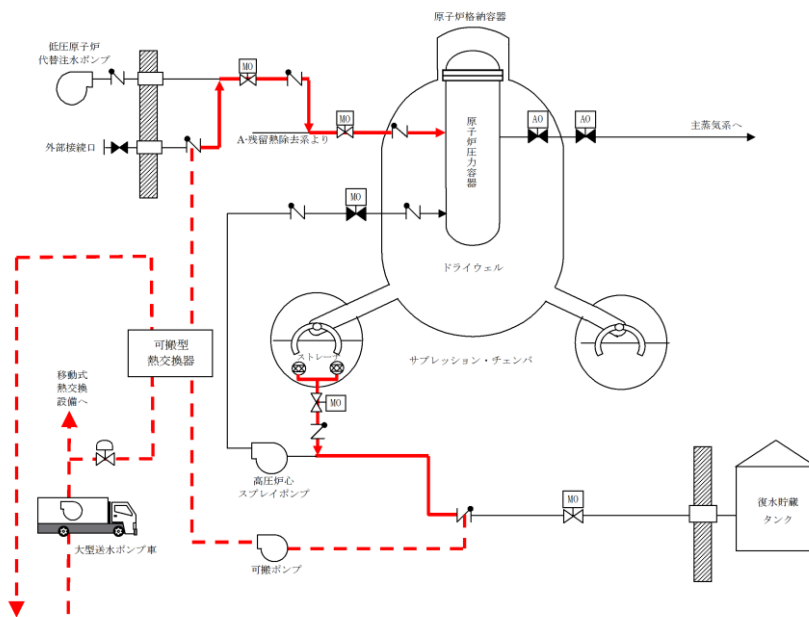
本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない

1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱

<実現可能性>

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

可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱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、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。



参考1 図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図

参考 2 表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業

作業	所用時間
HPCS ポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取り外し，耐熱ホース取付	これらの作業は，1 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	

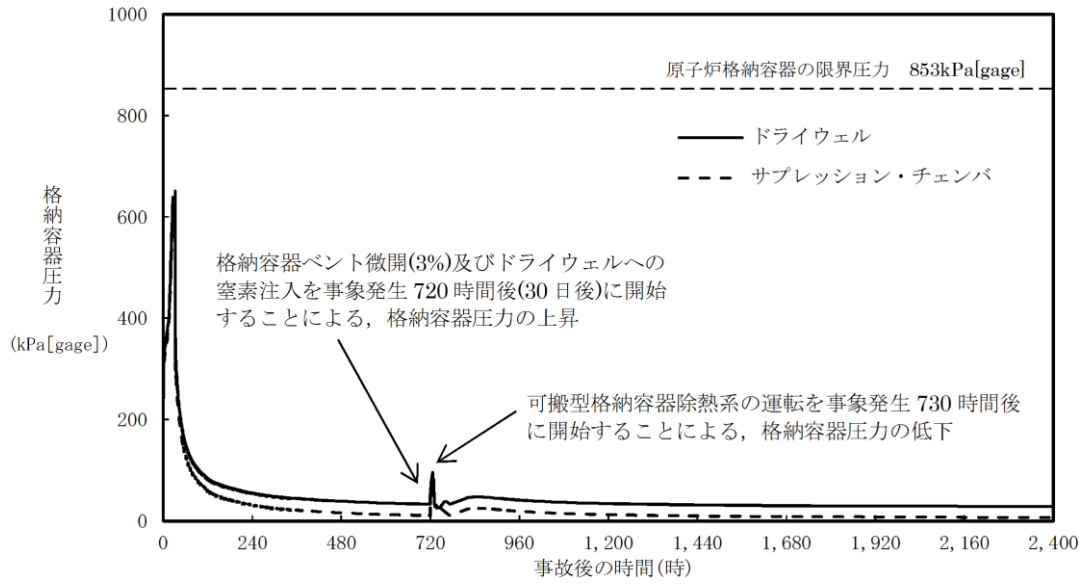
<効果>

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約 1 ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後，可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は，事故発生30日後の崩壊熱を上回る m³/h とし，格納容器フィルタベント系は微開（流路面積 3 %開）とするとともに可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100m³/h注入する。

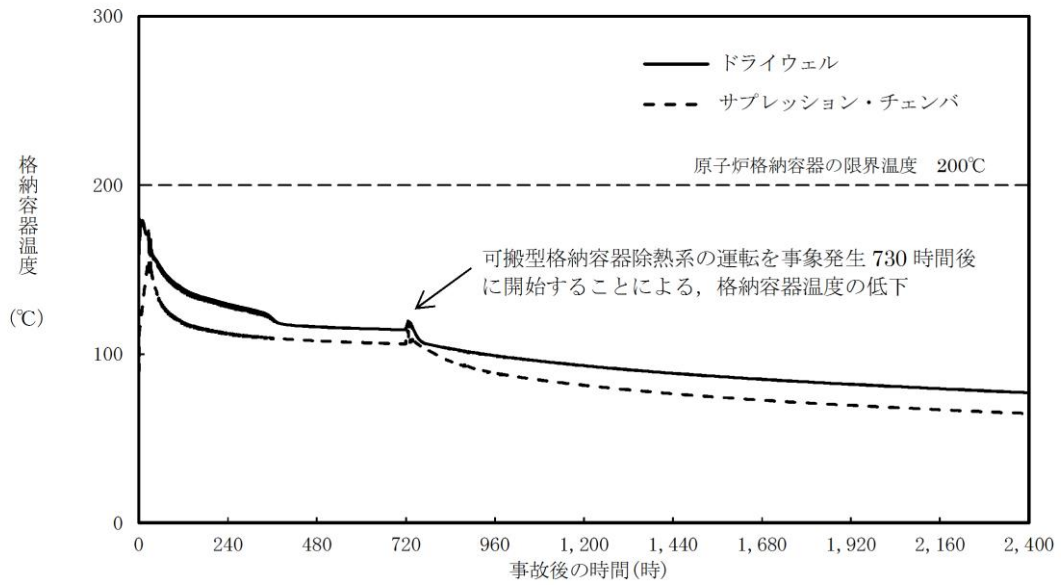
参考 2～4 図に格納容器圧力，格納容器気相部温度，サブプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考 3 図及び参考 4 図に示すとおり，格納容器気相部温度，サブプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。

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

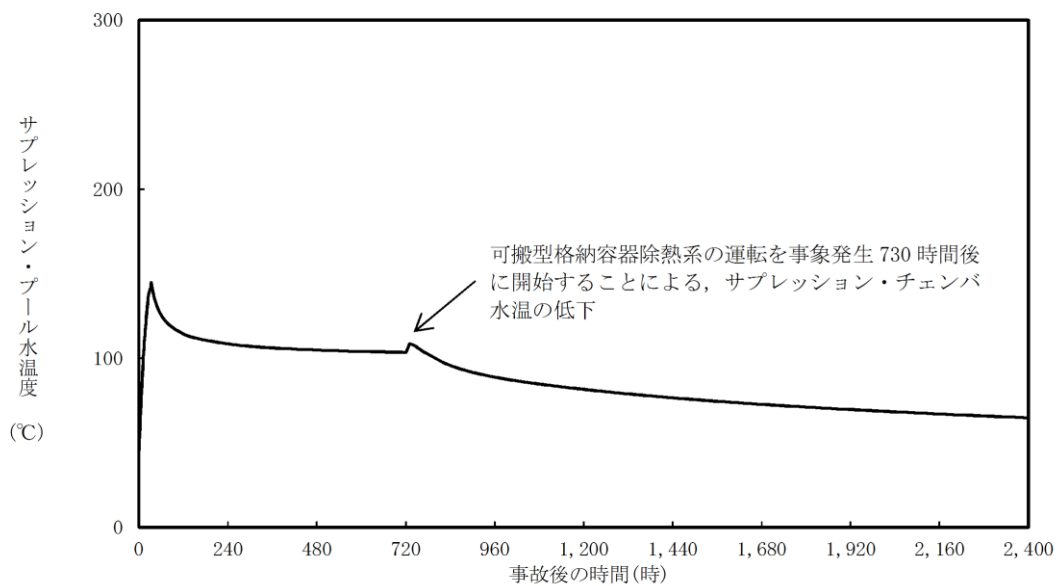
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



参考 2 図 格納容器圧力の推移



参考 3 図 格納容器気相部温度の推移



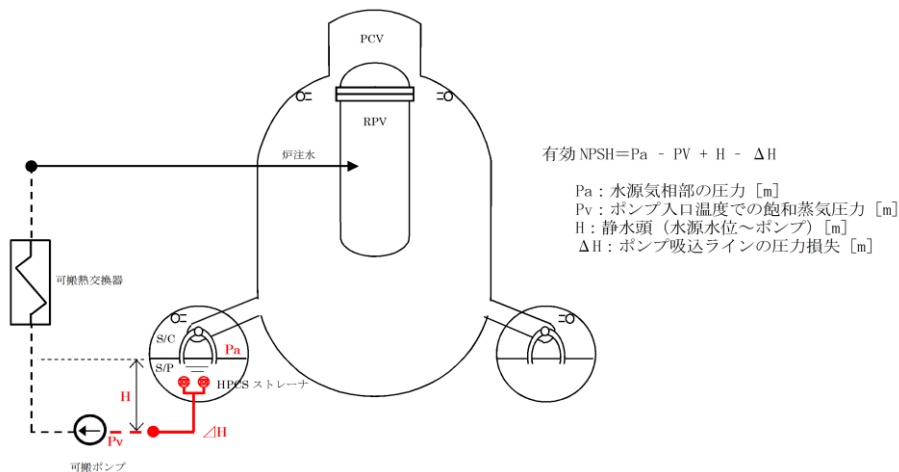
参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移

<系統成立性評価>

可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当（約3.9MW）を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当（約3.9MW）を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。

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5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力（S/C）、サプレッション・チェンバのプール水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管（HPCS常設配管及び耐熱ホース）圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下の通りであり、評価結果は参考3表に示す通り、ポンプのNPSH評価は成立する。



参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH評価

参考3表 NPSH評価結果

項目		2号炉	設定根拠
Pa	サプレッション・チェンバ圧力 (水頭圧換算値)	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/C圧力の水頭圧換算
Pv	可搬ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭圧換算値)	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水温105°Cでの飽和蒸気圧
H	S/P水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位 (EL. 5778) とし、可搬ポンプ吸込口レベルは原子炉建物地下2階床上0.5mを想定しEL. 1800とする。
ΔH	吸込配管圧損 (HPCS配管)		HPCSストレーナ～耐圧ホース取付箇所までの配管の圧損 (<input type="text"/> m ³ /h)
	吸込配管圧損 (耐圧ホース)		可搬ポンプ吸込み側の耐熱ホースの圧損 (<input type="text"/> m ³ /h)
	HPCSストレーナ圧損		HPCSストレーナの圧損
合計			
有効NPSH			Pa-Pv+H- ΔH
必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH
成立性評価		○	有効NPSH ≥ 必要NPSH

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と参考 1 図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考 6 図に示す通り、 m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 m³/h時の圧力損失を参考 4 表に示す。



参考 6 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

除熱手段（評価ルート）		2号炉
流量		
配管・弁類圧力損失	常設ライン	
	耐圧ホース	
	可搬熱交換器	
静水頭	水源	EL. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/P水位)
	注入先	
圧力差	水源	1.4m
	注入先	2.9m
		1.5m
システム抵抗（圧力損失）		

③ 除熱量評価

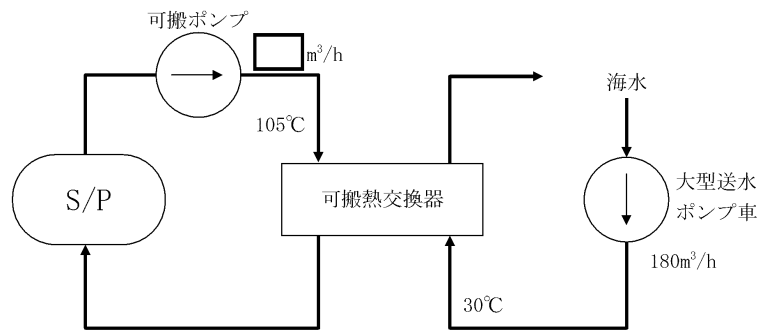
上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

評価条件は参考5表に示す通りであり、可搬熱交換器の性能及び大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当（約3.9MW）を除熱できることを確認した。

参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



参考 7 図 可搬型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、可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当（約3.9MW）を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

<具体的な手順の概要>

(1) 可搬型格納容器除熱系の概要

可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。

HPCSポンプ室（EL. 1300）のHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。

HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁に取り付けた耐熱ホースを、HPCSポンプ室に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口（EL. 15300）に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。また、原子炉建物1階

（EL. 15300）のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続し、可搬熱交換器出口側フランジに連結する。このように系統を構成することで、サプレッション・チェンバ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水することが可能となる。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。

なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、サプレッション・チェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水輸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8図に系統水張りの概要図を示す。

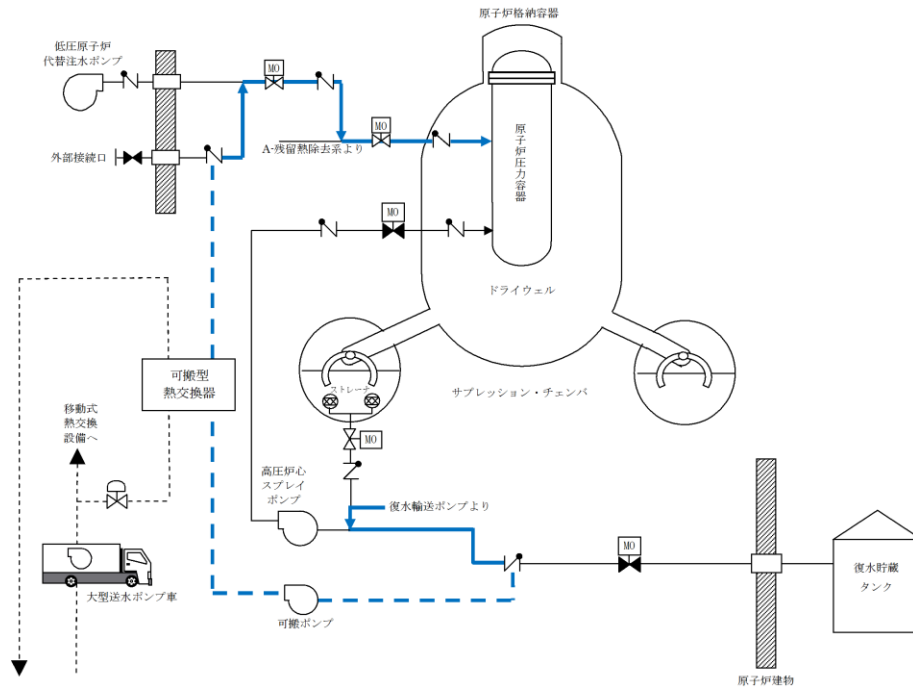
また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大型送水ポンプ車とホースを配備して連結し、大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する。

系統水張りによる健全性確認が完了した後、HPCSポンプトラス水入口弁を開操作し、低圧原子炉代替注水系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回る系統設計とする。

系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表の通りである。



参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図



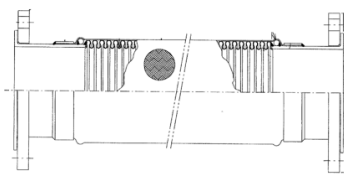
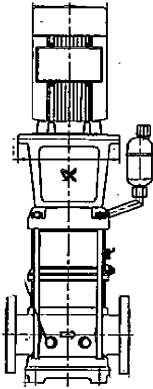
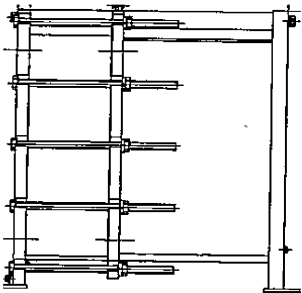

参考9図 原子炉建物下2階 機器配置図



参考10図 原子炉建物1階 機器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様

構成機器	仕様等		備考
可搬機器			
耐熱ホース（フレキシブルメタルホース） ※弁接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃ 口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃		150A：H P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁～可搬ポンプまで 100A：可搬ポンプ～F L S R 可搬式設備A－注水ライン逆止弁
可搬ポンプ	容量 約60m ³ /h 全揚程 約86m		
可搬熱交換器	除熱量 3.9MW以上		
大型送水ポンプ車	容量 1,800m ³ /h 吐出圧力 1.4MPa		
既設機器			
復水輸送ポンプ	容量 85m ³ /h 全揚程 70m	—	復水輸送系

※機器図は一般例を示すものである。

※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサプレッション・チェンバ内にあるが、HPC SポンプおよびHPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁はサプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

また、FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁は低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系で満たされているため直接汚染水に接することはない。

HPC Sポンプ室内 (EL. 1300) におけるHPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約12.8mSv/h となる。〔参考9-補足2〕

HPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

原子炉建物1階 (EL. 15300) におけるFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約3.7mSv/hとなる。〔参考9-補足2〕

FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

原子炉建物大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/h となる。〔参考9-補足2〕

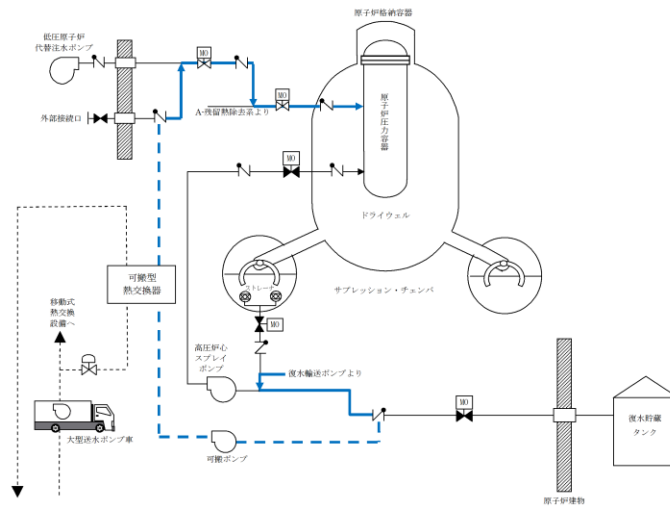
可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

(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輸送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

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以下に示す。



参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング

- I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする
- II. 高圧炉心スプレイ系の洗浄水弁，F L S R注水隔離弁，A-RHR注水弁を開操作し，復水輸送系の水が耐熱ホース，可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し，原子炉圧力容器へ流入することで，系統をフラッシングする
- III. サブプレッション・チェンバのプール水位に影響しない範囲で，空間線量が下がるまでフラッシングを実施する
- 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9－補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW補助熱交換器使用の可能性について

長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW補助熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。なお、FPC熱交換器を用いてサプレッション・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ポンプは原子炉建物3階に設置されており、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補助熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されているCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。

(1)原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱
〈実現可能性〉

CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル3）により隔離状態になる。

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

耐熱ホース等はCUW系では使用する必要がなく、弁操作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補助ポンプは原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能であるが、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。

CUW系による原子炉除熱の条件を満たした上で、原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回る。

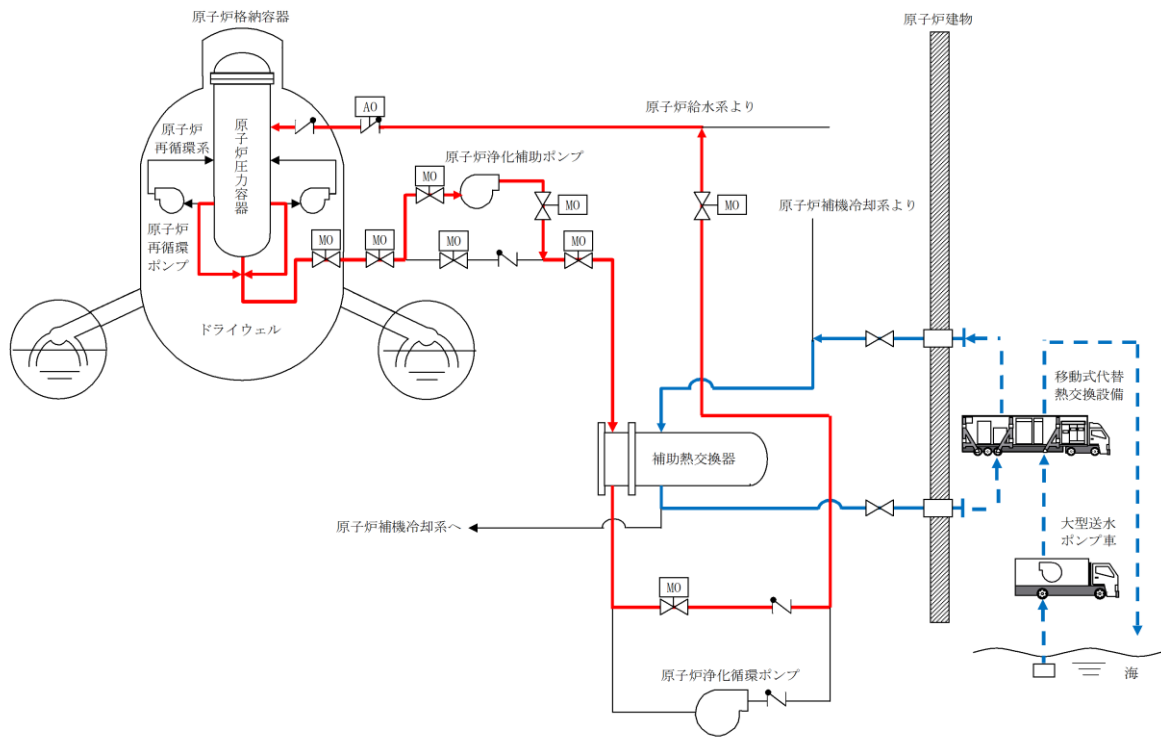


図1 原子炉補機代替冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱 系統概要図

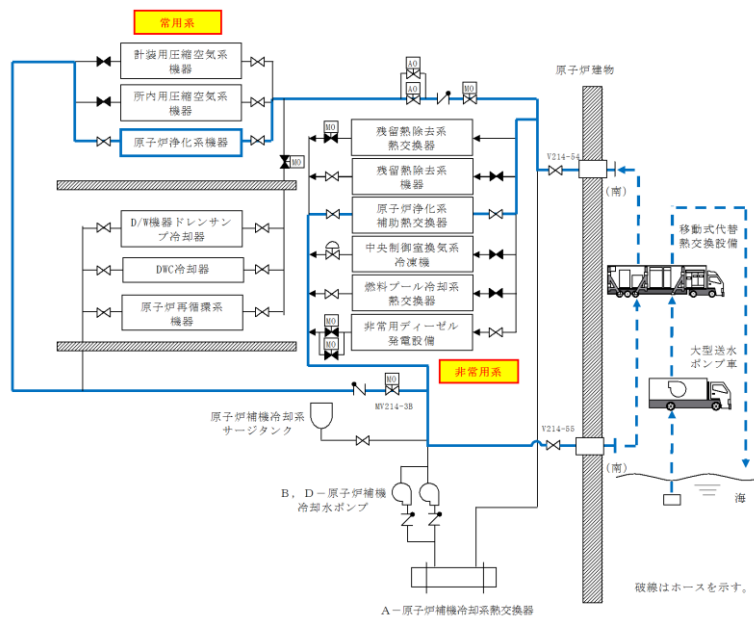


図2 原子炉補機代替冷却系 (C UW除熱ライン) 系統概要図

<効果>

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

<系統成立性評価>

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

①C U W補助ポンプのNPSH評価

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

有効 NPSH = Pa - Pv + H - ΔH

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

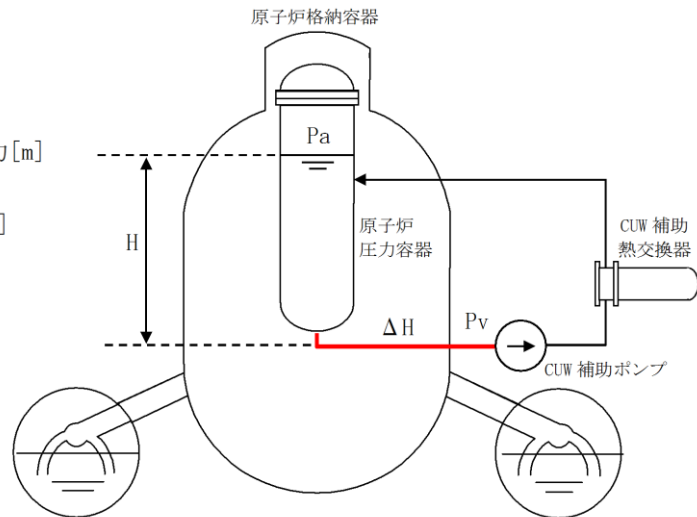


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価

表1 NPSH評価結果

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

② 流量評価

原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価により 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、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示す通り、ポンプ動作点が m³/h以上であることから、本系統流量は 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系 系統流量評価結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 圧力損失内訳

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

③ 除熱量評価

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

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

表3 移動式熱交換設備の除熱量評価条件

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

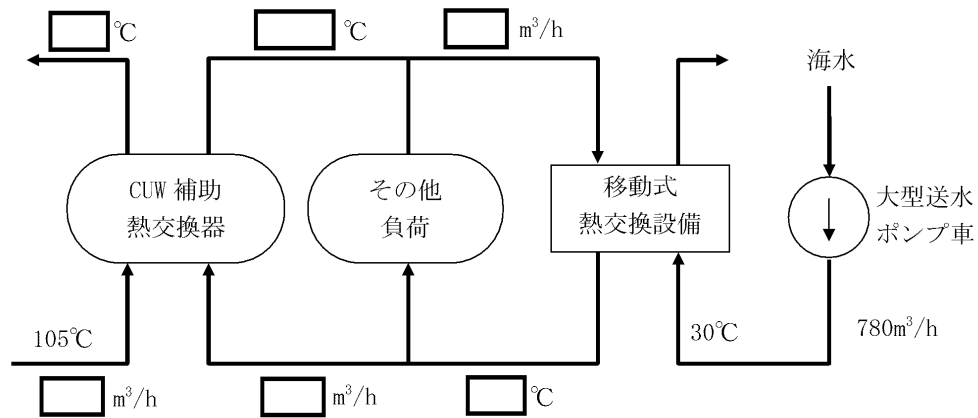


図6 CWU系による原子炉除熱の除熱量評価図

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

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

〔参考9－補足2〕作業エリアの線量評価について

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

1. 評価の方法

(1) 格納容器からの漏えいに起因する線量率

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

$$H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu R}\} \cdot 3600$$

ここで、

H_{γ} : 外部被ばくによる実効線量率 (Sv/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right) \times 1$

※1 Gy から Sv への換算係数は1を使用。

Q_{γ} : 原子炉建物内の存在量 (Bq : ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

V : 原子炉建物内の空間容積 (101,300m³)

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

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

R : 評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m)

V_F : 評価対象エリアの空間容積 (m³)

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

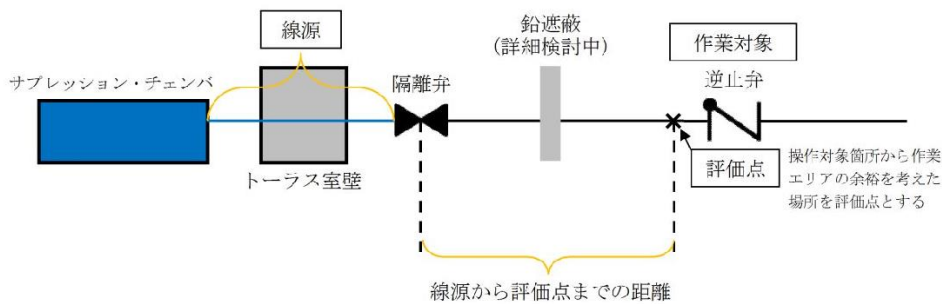
表1 各作業エリア空間容積

作業エリア	作業エリアの空間容積 V_F (m ³)
HPCSポンプ室	600
大物搬入口	3800
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備 操作対象弁付近)	1400

(2) 線源配管からの直接線による線量率

図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサ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中の評価モデルの体系により評価を実施した。表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。

<作業対象、評価点、線源配管の配置概要図>



<評価モデル図>

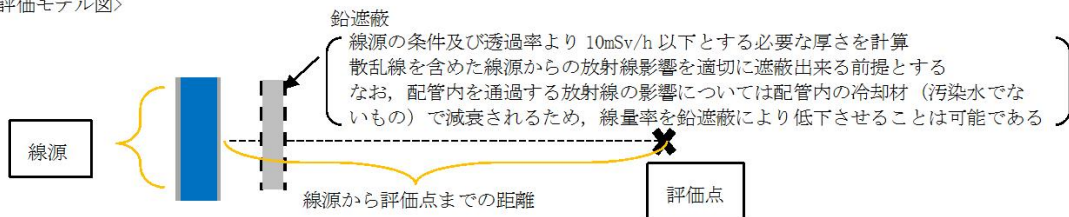


図1 線量評価概念図

表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 (S/P～隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm

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3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器からの漏えいに起因する線量率	線源配管からの直接線による線量率	合計線量率
HPCSポンプ室	約2.8mSv/h	約10mSv/h	約12.8mSv/h
大物搬入口	約5.2mSv/h	－※1	約5.2mSv/h
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象弁付近)	約3.7mSv/h	－※1	約3.7mSv/h

※1：線源配管が存在しないため、考慮不要

〔参考9－補足3〕窒素ガス制御系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置あるいは可搬式の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

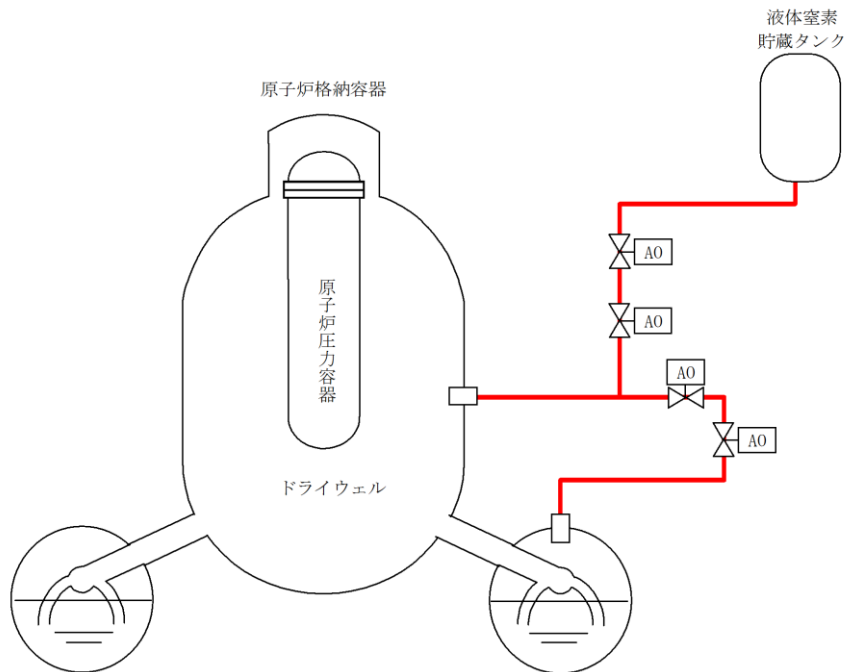


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

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、重大事故等対処設備の条文ごとに整理したものを表 1 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設備

- ・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溶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（水源から注水先まで、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、以下の図 1 のフローにて抽出する。

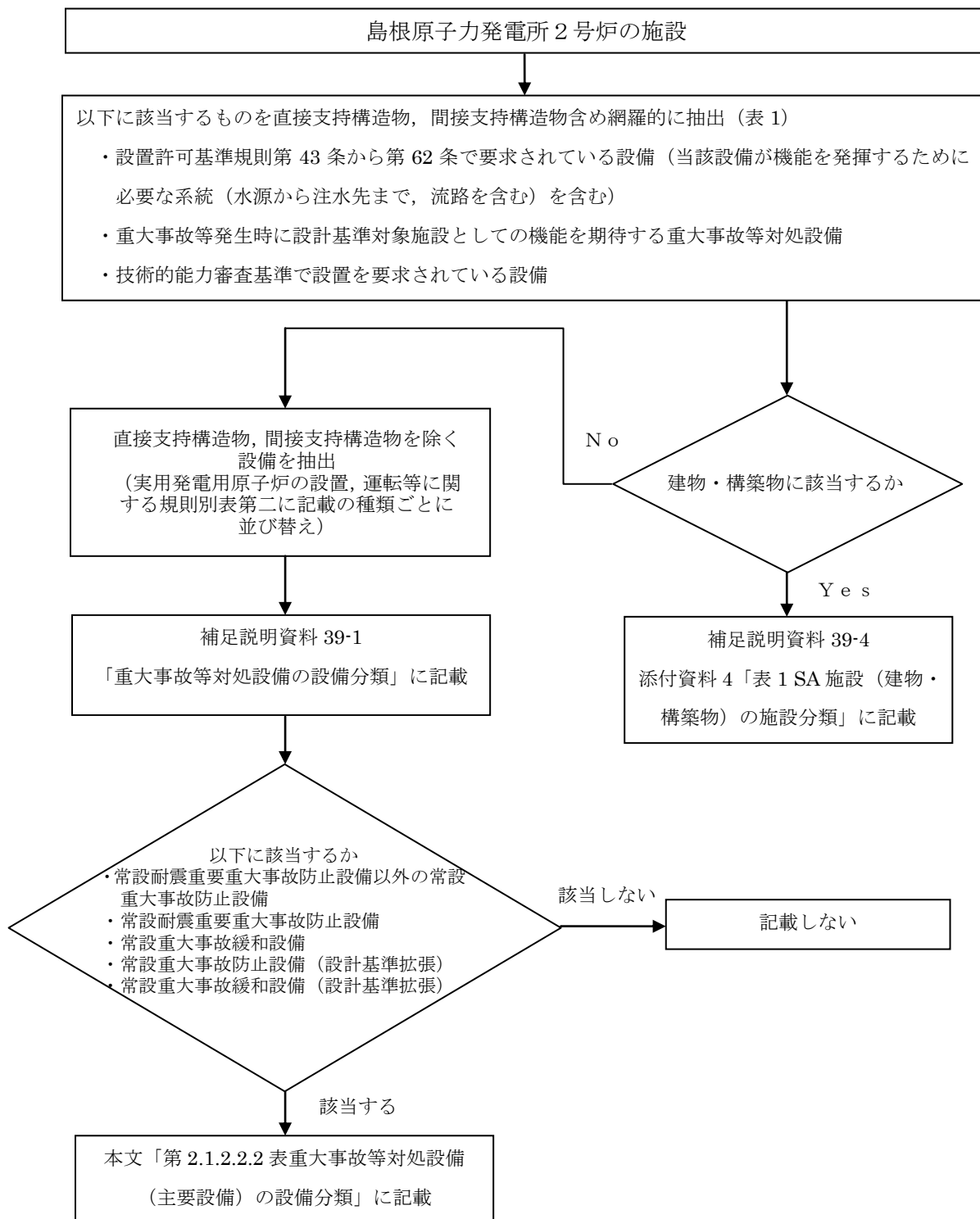


図 1 重大事故等対処設備の抽出フロー

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第 43 条 アクセスルー ト確保	ホワイロローダ [主要設備]	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	—	
S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲		適用範囲		適用範囲			
	S A 設備分類		S A 設備分類		S A 設備分類		備考	
	適用範囲		適用範囲		適用範囲			
	第 44 条	緊急停止失政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)	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	制御室建物 原子炉建物	S s S s	—
		[電源設備] (電路含む)	制御棒 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 制御棒駆動水圧系配管・弁 [流路]	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 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 常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物	S s S s S s S s	—
		[計装設備]	[電源設備] ・非常用ディーゼル発電機 平均出力領域計装 中性子源領域計装	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	原子炉建物	S s	—
		[主要設備]	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポン プトリック機能)	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	制御室建物 原子炉建物	S s S s	—
		[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 平均出力領域計装 中性子源領域計装	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	原子炉建物	S s	—
[計装設備]		平均出力領域計装 中性子源領域計装	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	原子炉建物	S s	—	
[主要設備]		ほう酸水注入ポン プ	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	原子炉建物	S s	—	
[流路]		ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 蒸気抽出・ほう酸水注入系配管 (原子 炉圧力容器内部)	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 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	原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物	S s S s S s	—	
[注入先]		原子炉圧力容器	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	原子炉建物	S s	—	
[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 平均出力領域計装 中性子源領域計装	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	原子炉建物	S s	—	
[主要設備]	出力急上昇の 防止	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	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	原子炉建物	S s	—	
		その他の設備に記載						
		57 条に記載						
		58 条に記載						
		57 条に記載						
		58 条に記載						
		46 条に記載						

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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バウンドリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	〔主要設備〕 高圧原子炉代替注水ポンプ	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	原子炉建物	S s	—	
		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	原子炉建物	S s	—	
	〔水源〕	サブプレッジョン・チェンバ	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	56 条に記載	原子炉建物	S s	—
		高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 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	原子炉建物	S s	—
	〔流路〕	主蒸気系 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	原子炉建物	S s	—
			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	原子炉建物	S s	—
		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	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	原子炉建物	S s	—
			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	原子炉建物	S s	—
		高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	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	原子炉建物	S s	—
			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	原子炉建物	S s	—
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	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	原子炉建物	S s	—	
		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	原子炉建物	S s	—	
	〔注水先〕	原子炉隔離時冷却系（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	原子炉建物	S s	—
			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	原子炉建物	S s	—
高圧原子炉代替注水系 による原子炉の冷却	原子炉圧力容器	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	原子炉建物	S s	—	
		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	原子炉建物	S s	—	
〔電源含む〕 〔電装設備〕	常設代替普通直流電源設備 ・ S A 用 115V 系充電器 ・ S A 用 115V 系蓄電池	常設代替普通直流電源設備への給電のための設備	機器・配管等の支持構造物	常設代替普通直流電源設備	原子炉建物	S s	—	
		常設代替普通交流電源設備 ・ 常設代替普通交流電源設備 ・ 可搬型代替普通交流電源設備	機器・配管等の支持構造物	常設代替普通交流電源設備	原子炉建物	S s	—	
	可搬型直流電源設備 ・ 高圧発電機車【可搬型】 ・ S A 用 115V 系充電器 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ	燃料供給設備	機器・配管等の支持構造物	常設代替普通直流電源設備	57 条に記載	原子炉建物	S s	—
		・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ	機器・配管等の支持構造物	常設代替普通交流電源設備	57 条に記載	原子炉建物	S s	—
	〔計装設備〕	高圧原子炉代替注水流量	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	58 条に記載	原子炉建物	S s	—
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A）	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	58 条に記載	原子炉建物	S s	—
	その他の設備に記載							

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	適用範囲		適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動		
高圧原子炉 代替注水系 による原子 炉の冷却	〔計装設備〕	原子炉圧力	S A 設備分類	適用範囲	直接支持構造物	適用範囲	間接支持構造物	—	
		原子炉圧力 (S A)							
	〔主要設備〕	サブレーション・プール水位 (S A)							58 条に記載
		原子炉隔離時冷却ポンプ	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)	原子炉建物		S s	
	〔水源〕	サブレーション・チェンバ							56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)
		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)	原子炉建物		S s	
	〔流路〕	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)	原子炉建物		S s	—
		原子炉隔離時冷却系 (注水系) 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)	原子炉建物		S s	
		原子炉浄化系 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)	原子炉建物		S s	
		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)	原子炉建物		S s	
〔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)	
	所内常設蓄電式直流電源設備 ・ B-115V 系蓄電池 ・ B1-115V 系蓄電池 (S A) ・ 230V 系蓄電池 (R C I C) ・ B-115V 系充電器 ・ B1-115V 系充電器 (S A) ・ 230V 系充電器 (R C I C)								
〔電源設備〕 (電路含む)	所内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							57 条に記載	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量								
〔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)								
〔計装設備〕	原子炉水位 (S A)							58 条に記載	
	原子炉圧力								
	原子炉圧力 (S A)								
		サブレーション・プール水位 (S A)							

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
高圧炉心ス ブレイ系に よる原子炉 の冷却	[主要設備]	高圧炉心スブレイポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—	
	[水源]	サブレーション・チェンバ		56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)				
	[流路]	高圧炉心スブレイ系 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)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—	
	[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)	非常用交流電源設備 ・高圧炉心スブレイ系ディレイゼル発電 機		57 条に記載				
	[計装設備]	高圧炉心スブレイポンプ出口流量						
		原子炉水位 (広帯域)						
		原子炉水位 (燃料域)						
		原子炉水位 (S A)			58 条に記載			
			サブレーション・プール水位 (S A)					
ほう酸水注 入系による 進展抑制		ほう酸水注入系		44 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)				

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類			
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	〔主要設備〕 逃がし安全弁	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	—	
			常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備			
	〔流路〕	主蒸気系 配管・クエンチャ	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故緩和設備	原子炉建物	—	
			常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備			
	逃がし安全	可搬型直流電源設備	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	原子炉建物	—	
			常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備			
	弁	〔電源設備〕 (電路含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧発電機車 ・ S A 用 115V 系充電器 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ 	57 条に記載			
				<ul style="list-style-type: none"> ・ B-115V 系蓄電池 ・ B1-115V 系蓄電池 (S A) ・ B-115V 系充電器 ・ B1-115V 系充電器 (S A) 			
		〔計装設備〕	原子炉圧力	58 条に記載			
		〔主要設備〕	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧 機能)	電氣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	制御室建物	—
	〔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	電氣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	原子炉建物	—	
	〔計装設備〕	原子炉圧力	電氣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	制御室建物	—	
	〔主要設備〕	SRV 用電源切替盤	電氣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	廃棄物処理建物	S s	
	〔主要設備〕	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤 室)	可搬型重大事故防止設備			—	
	可搬型直流 電源による 減圧		57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)				
	原子炉減圧 の自動化		57 条に記載				
			58 条に記載				

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
逃がし安全 弁塞素ガス 供給設備に よる作動室 素ガス確保	[主要設備]	逃がし安全弁用塞素ガスポンプ	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
	[流路]	逃がし安全弁塞素ガス供給系 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	原子炉建物	S s	—	
	[計装設備]	逃がし安全弁速がし弁機能用アキ ユムレータ	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	原子炉建物	S s	—	
インターフ ェイシス テム LOCA 隔 離弁	[計装設備]	ADS 用 N 2 ガス減圧弁二次側圧力 N 2 ガスポンプ圧力	58 条に記載					
	[主要設備]	残留熱除去系注水弁	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	原子炉建物	S s	—	
	[計装設備]	残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条に記載					
原子炉建物 プロローアウ トパネル	[主要設備]	原子炉建物プロローアウトパネル	常設重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—	

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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	〔主要設備〕 〔水源〕	低圧原子炉代替注水ポンプ	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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s	—
		低圧原子炉代替注水槽	56 条に記載	—	—	—	—	—
	〔流路〕	低圧原子炉代替注水系 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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	S s	—
		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	原子炉建物	S s	—
	〔注水先〕	原子炉圧力容器	57 条に記載	—	—	—	—	—
		非常用交流電源設備 ・非常用ディザー発電機	その他設備に記載	—	—	—	—	—
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	—	—	—	—	—	—
		可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	—	—	—	—	—	—
	〔電源設備〕 〔電路含む〕	代替炉内電気設備 ・高圧発電機昇降機ブランク収納箱 ・緊急用スタタラ ・S A ロードセンタ ・S A 2 コントローラセンタ ・S A 電源切替盤 ・重大事故操作盤	—	—	—	—	—	—
		原子炉水位 (S A)	—	—	—	—	—	—
代替注水流量 (常設)		—	—	—	—	—	—	
大量送水車		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
〔主要設備〕 〔水源〕	輪谷貯水槽 (西 1)	58 条に記載	—	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽 (西 2)	56 条に記載	—	—	—	—	—	

表1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
低圧原子炉代 替注水系（可 搬型）による 原子炉の命却 （つづき）	〔流路〕	低圧原子炉代替注水系 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	原子炉建物	—
		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	原子炉建物	S s
		ホース・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	—	—	—	—
		〔注水先〕	原子炉圧力容器	—	—	—	—
	〔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	—	—	—	—	—
		常設代替交流電源設備	—	—	—	—	—
		・ガスタービン発電機	—	—	—	—	—
		・ガスタービン発電機用軽油タンク	—	—	—	—	—
		・ガスタービン発電機用サービスタタンク	—	—	—	—	—
可搬型代替交流電源設備	—	—	—	—	—		
・高圧発電機車	—	—	—	—	—		
・ガスタービン発電機用軽油タンク	—	—	—	—	—		
・タンクローリ	—	—	—	—	—		
代替所内電気設備	—	—	—	—	—		
・高圧発電機車接続プラグ収納箱	—	—	—	—	—		
・メタラ切替盤	—	—	—	—	—		
・緊急用メタラ	—	—	—	—	—		
・S Aロードセンタ	—	—	—	—	—		
・S A2コントロールセンタ	—	—	—	—	—		
・S A電源切替盤	—	—	—	—	—		
・重大事故操作盤	—	—	—	—	—		
燃料設備	—	—	—	—	—		
・ガスタービン発電機用軽油タンク	—	—	—	—	—		
・タンクローリ	—	—	—	—	—		
〔計装設備〕	原子炉水位（S A）	—	—	—	—	—	
代替注水流速（可搬型）	—	—	—	—	—	—	
〔主要設備〕	低圧炉心スプレイポンプ	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）	原子炉建物	S s	
低圧炉心スプレ イ系	〔水源〕	サブプレッション・チェンバ	—	—	—	—	
	〔流路〕	低圧炉心スプレイ系 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）	原子炉建物	S s
	〔注水先〕	原子炉圧力容器	—	—	—	—	
その他の設備に記載							
57 条に記載							
58 条に記載							
その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）							

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	
低圧炉心ス レイ系 (つづき)	[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			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)							
		原子炉水位 (S A)							
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量							
	[主要設備]	残留熱除去ポンプ	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)	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
	[水源]	サブプレッジョン・チェンバ			56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)				
	[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)	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
	[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)				
低圧注水	[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			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)							
		原子炉水位 (S A)							
		残留熱除去ポンプ出口流量							
	[主要設備]	残留熱除去ポンプ	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)	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		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)	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
	[流路]	残留熱除去系 配管・弁・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)	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
	[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)				
残留熱除去系 (原子炉停止 時冷却モー ド)	[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			57 条に記載				
	[計装設備]	残留熱除去ポンプ出口流量			58 条に記載				
		残留熱除去系熱交換器入口温度							
		残留熱除去系熱交換器出口温度							

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称		適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
原子炉補機冷却系(区分 I, II)	[主要設備]	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)	S A 設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	
		原子炉補機海水ポンプ						
		原子炉補機冷却系熱交換器						
	[管路]	原子炉補機冷却系 サージタンク						
		原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ						
	[電源設備] (電路含む)	非常用交流電源設備 ・非常用ディゼル発電機	57 条に記載					
	[計装設備]	残留熱除去系熱交換器冷却水流量 RCWサージタンク水位 RCW熱出入口温度	58 条に記載					
非常用取水設備	[管路]	取水口 取水管 取水槽	その他の設備に記載					
低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却		低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉の冷却に記載(うち, 重大事故緩和設備)					
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却		低圧原子炉代替注水系 (可搬型)	低圧原子炉代替注水系(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)					

表 1 S A設備の整理結果

S A機能分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A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	〔主要設備〕	移動式代替蒸気交換設備	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
		大型送水ポンプ車	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
	〔流路〕	原子炉補機冷却系 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	原子炉建物	S s	—	
		原子炉補機冷却系 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	原子炉建物	S s	—	
		残留熱除去系熱交換器	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	原子炉建物	S s	—	
		ホース・接続口	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
	〔水源〕	取水口	—	—	—	—	—	
		取水槽	—	—	—	—	—	
	原子炉補機代替冷却系による除熱	〔電源設備〕 (電路含む)	常設代替交流電源設備	57 条に記載	—	—	—	—
			・ガスタービン発電機	—	—	—	—	—
・ガスタービン発電機用軽油タンク			—	—	—	—	—	
・ガスタービン発電機用サービスタタンク			—	—	—	—	—	
〔計装設備〕		代替所内電気設備	57 条に記載	—	—	—	—	
		・緊急用メタクラ	—	—	—	—	—	
〔計装設備〕		・メタクラ切替盤	57 条に記載	—	—	—	—	
		・高圧発電機再稼働プラグ収納箱	—	—	—	—	—	
		・重大事故操作盤	—	—	—	—	—	
		燃料補給設備	—	—	—	—	—	
〔計装設備〕	・ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条に記載	—	—	—	—		
	・タンクローリ	—	—	—	—	—		
	ドライウエル温度 (S A)	58 条に記載	—	—	—	—		
	サブプレッジョン・チェンバ温度 (S A)	—	—	—	—	—		
〔主要設備〕	ドライウエル圧力 (S A)	58 条に記載	—	—	—	—		
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	—	—	—	—	—		
	第 1 ベントフィルタスクラバ容器	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—		
	第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—		
〔附属設備〕	圧力開放板	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—		
	連隔手動弁操作機構	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—		
	可搬式蒸気供給装置	52 条に記載	—	—	—	—		
	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)	—	—	—	—		
〔流路〕	蒸気ガス制御系 配管・弁	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—		
	非常用ガス処理系 配管・弁	52 条に記載	—	—	—	—		
	ホース・接続口	52 条に記載	—	—	—	—		

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		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	
格納容器フイ ルタペント系 による原子炉 格納容器内の 減圧及び除熱 (つづき)	[排出入]	原子炉格納容器(サブプレッション・チェ ンバ、真空破壊装置を含む) 常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ					
		代替所内電気設備 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・SAロードセンタ ・SA1コントローラセンタ ・SA2コントローラセンタ ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤 常設代替直流電源設備 ・SA用115V系蓄電池 ・SA用115V系充電器 可搬型直流電源設備 ・高圧発電機車 ・SA用115V系充電器 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替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 燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ					
							57条に記載
							その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		S A設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物 適用範囲	検討用 地震動	備考			
	適用範囲	設備名称		S A設備分類	適用範囲						
格納容器フイ ルタバント系 による原子炉 格納容器内の 減圧及び除熱 (つづき)	適用範囲	スクラハ容器水位	58 条に記載	適用範囲	58 条に記載	適用範囲					
		スクラハ容器圧力									
		第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)									
		第 1 ベントフィルタ出口水素濃度									
		スクラハ水 pH									
		ドライウェル温度 (S A)									
		サブプレッション・チェンバ温度 (S A)									
原子炉停止時 冷却	適用範囲	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	47 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	適用範囲	47 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	適用範囲					
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)									
サブプレッショ ン・プールの冷 却	(計装設備)	(サブプレッション・プール冷却モード)	残留熱除去系	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	原子炉建物	S s	—			
				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	取水槽	S s	—			
				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	原子炉建物	S s	—			
				非常用取水設備							
				[水源]	・取水口 ・取水管 ・取水槽	その他の設備に記載					
原子炉補機冷 却系(区分 I, II, III)	[水路]	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水スト 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	原子炉建物 タービン建物 取水槽	S s S s S s	—				
			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	原子炉建物	S s	—				
			57 条に記載								
[電源設備] (電路含む)	[電路]	非常用交流電源設備 ・非常用ゾーセル発電機	58 条に記載								
			残留熱除去系熱交換器冷却水流量								
			R C W サージタンク水位								
[計装設備]	[電路含む]	R C W 熱交出口温度	58 条に記載								

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
原子炉補機冷 却系(区分 I, II, III) (つづき)	[主要設備]	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	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)	原子炉建物	S s	—
		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	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)	原子炉建物	S s	—
		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	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)	取水槽	S s	—
	[水源]	非常用取水設備 ・取水口 ・取水管 ・取水槽						
[水路]	高圧炉心スプレイ補機冷却系 弁・海水ストレーナ	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)	原子炉建物 タービン建物 取水槽	S s S s S s	—	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタ 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)	原子炉建物	S s	—
	[電源(電路含む)]	非常用交流電源設備 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機						
非常用取水設 備	[水路]	取水口						
		取水管						
		取水槽						
			57 条に記載					
			その他の設備に記載					

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考		
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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	〔主要設備〕 〔水原〕 〔流路〕 〔注水先〕	低圧原子炉代替注水ポンプ	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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s	—	
		低圧原子炉代替注水槽	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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	原子炉建物	S s	—
		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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		格納容器スプレィ・ヘッド	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サージスタック ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		代替所内電気設備 ・高圧発電機車接続プラグ取納箱 ・メタラ切替盤 ・緊急用メタラ ・S A ロードセンタ ・S A 2 コントローラセンタ ・S A 電源切替盤 ・重大事故操作盤	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
		代替注水流量 (常設) 低圧 サブレンジオン・チェンバ温度 (S A) ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブレンジオン・チェンバ圧力 (S A) ドライウエル水位 サブレンジオン・プール水位計 (S A)	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	原子炉建物	原子炉建物	S s	—
格納容器代替 スプレィ系 (常設) による 原子炉格納 容器内の冷却			その他の設備に記載						
			57条に記載						
			58条に記載						

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
格納容器代替 スプレイ系 (可搬型)に よる原子炉格 納容器内の冷 却	〔主要設備〕	大量送水車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		可搬型ストレーナ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	〔水源〕	輪谷貯水槽 (西 1)						
		輪谷貯水槽 (西 2)						
	〔流路〕	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	原子炉建物	S s	—
		格納容器代替スプレイ系 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	原子炉建物	S s	—
		格納容器スプレイ・ヘッド	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	原子炉建物	S s	—
		ホース・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	—	—	—	—	—
	〔注水先〕	原子炉格納容器						
	格納容器代替 スプレイ系 (可搬型)に よる原子炉格 納容器内の冷 却	非常用交流電源設備	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機					
常設代替交流電源設備		・ガススタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ						
〔電源設備〕 (電路含む)	可搬型代替交流電源設備	・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						
	代替所内電気設備	・高圧発電機車接続プラグ取納箱 ・メタカラ切替盤 ・緊急用メタカラ ・SAロードセンタ ・SA2コントロールセンタ ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤						
	燃料補給設備	・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						

56 条に記載

その他の設備に記載

57 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考				
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動					
格納器代替 スプレイス (可搬型)に よる原子炉格 納器内の冷 却 (つづき)	計装設備)	代替注水流量 (可搬型)	58 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲					
		サブレーション・チェンバ温度 (S A)									
		ドライウエル温度 (S A)									
		ドライウエル圧力 (S A)									
		サブレーション・チェンバ圧力 (S A)									
		ドライウエル水位									
		サブレーション・プール水位 (S A)									
		残留熱除去ポンプ						常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	—	
		[主要設備]						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)	原子炉建物	—
		[水源]						サブレーション・チェンバ	56 条に記載		
[水路]	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)	原子炉建物	—							
[注水先]	原子炉格納器	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)									
サブレーション ・プール水 の冷却	[電源設備] (電路含む)	非常用交流電源設備	57 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲					
		・非常用ディーゼル発電機									
		残留熱除去ポンプ出口流量									
		残留熱除去系熱交換器入口温度									
		残留熱除去系熱交換器出口温度									
		サブレーション・チェンバ温度 (S A)									
		ドライウエル温度 (S A)									
		サブレーション・プール水温度 (S A)									
		ドライウエル圧力 (S A)									
		サブレーション・チェンバ圧力 (S A)									
原子炉補機冷 却系 (区分 I, II)	[計装設備]	原子炉補機冷却水ポンプ	58 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲					
		原子炉補機冷却系熱交換器									
		原子炉補機海水ポンプ									
		原子炉補機冷却系 配管・弁・海水スト レーナ									
		原子炉補機冷却系 サージタンク									
		非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機									
		残留熱除去系熱交換器冷却水流量									
		R C W サージタンク水位									
		R C W 熱交出口温度									
		取水口									
取水管											
取水槽											
非常用取水設 備	[水路]	取水口	48 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲					
		取水管									
		取水槽	57 条に記載								
			58 条に記載								
			その他の設備に記載								

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能分類	設備名称	S A 設備分類		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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壊を防止するための設備	[主要設備]	第 1 ペンントフィルタスクラフ容器	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	第 1 ペンントフィルタ格納槽	S s	—
		第 1 ペンントフィルタ銀ゼオライト容器	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	第 1 ペンントフィルタ格納槽	S s	—
		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	第 1 ペンントフィルタ格納槽	S s	—
	[流路]	格納容器フィルタペント系 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	第 1 ペンントフィルタ格納槽 原子炉建物	S s	—
		窒素ガス制御系 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	原子炉建物	S s	—
		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 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	原子炉建物	S s	—
	[附属設備]	ホース・接続口	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	原子炉建物	S s	—
		速隔手動弁操作機構	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	原子炉建物	S s	—
	[排出入]	可搬式窒素供給装置	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	原子炉建物	S s	—
		原子炉格納容器 (サブレンジョン・チェンバ、真空破壊装置を含む)	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	原子炉建物	S s	—
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	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	原子炉建物	S s	—
	[電源設備] (電路含む)	可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	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	原子炉建物	S s	—
		代辦所内電気設備 ・緊急用メタラ ・メタラ切替盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・ S A ロードセンタ ・ S A 1 コントローラセンタ ・ S A 2 コントローラセンタ ・ S A 電源切替盤 ・ 重大事故操作盤	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	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	原子炉建物	S s	—
	格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	常設代替直流通電源設備 ・ S A 用 115V 系蓄電池 ・ S A 用 115V 系充電器	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	原子炉建物	S s	—
		その他の設備に記載	52 条に記載	52 条に記載	57 条に記載			

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類		間接支持構造物		備考
	適用範囲	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動	
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)	可搬型直流電源設備 ・高圧発電機車 ・S A 用 115V 系充電器 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						
	[電源設備] (電路含む) 常設代替直流電源設備への給電のため の設備 ・可搬型代替直流電源設備 燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ		57条に記載				
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)	スクラフハ容器水位						
	スクラフハ容器圧力						
	第 1 ベントフィルトタ出口放射線モニタ (高レンジ)						
	第 1 ベントフィルトタ出口水素濃度						
	スクラフハ水 p H		58条に記載				
	ドライウエル温度 (S A)						
	サブプレッション・チェンハ温度 (S A)						
	ドライウエル圧力 (S A)						
	サブプレッション・チェンハ圧力 (S A)						

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
(主要設備)	残留熱代替除去ポンプ	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	原子炉建物	S s	—
	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	原子炉建物	S s	
	移動式代替熱交換設備	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	大型送水ポンプ車	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
〔水源〕	サブレーション・チェンバ	—	—	56条に記載(うち、重大事故緩和設備)	—	—	—
	取水口	—	—	—	—	—	
	取水管	—	—	—	—	—	
〔流路〕	取水槽	—	—	—	—	—	—
	原子炉補機冷却系 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	原子炉建物	S s	
	原子炉補機冷却系 サージタンク	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	原子炉建物	S s	
	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	原子炉建物	S s	
	残留熱代替除去系 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	原子炉建物	S s	
	低圧原子炉代替注水系 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	原子炉建物	S s	
〔注水先〕	格納容器スプレイ・ヘッド	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	原子炉建物	S s	—
	ボース・接続口	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
〔電源設備〕 (電路含む)	原子炉圧力容器	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器	—	—	—	—	—	
	常設代替交流電源設備	—	—	—	—	—	
	・ガスタービン発電機	—	—	—	—	—	
	・ガスタービン発電機用軽油タンク	—	—	—	—	—	
	・ガスタービン発電機用サービスタンク	—	—	—	—	—	
(計装設備)	・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	—	—	—	—	—	57条に記載
	代替所内電気設備	—	—	—	—	—	
	・緊急用メタラ	—	—	—	—	—	
	・S Aロードセンタ	—	—	—	—	—	
燃料補給設備	・S A2コントロールセンタ	—	—	—	—	—	58条に記載
	・重大事故操作盤	—	—	—	—	—	
	燃料補給設備	—	—	—	—	—	
(計装設備)	・ガスタービン発電機用軽油タンク	—	—	—	—	—	58条に記載
	・タンクローリ	—	—	—	—	—	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	—	—	—	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流	—	—	—	—	—	
(計装設備)	量	—	—	—	—	—	58条に記載
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	—	—	—	—	—	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	—	—	—	
サブレーション・プール水温度 (S A)	—	—	—	—	—	—	—

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類		
第 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	〔主要設備〕	低圧原子炉代替注水ポンプ	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s
		〔水源〕	コリウムシールド	—	—	—
	〔管路〕	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	機器・配管等の支持構造物	56条に記載(うち、重大事故緩和設備)	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s
		残留熱除去系 配管・弁	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s
	〔注水先〕	原子炉格納容器	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	S s S s
	〔電源設備〕 (電路含む)	代替所内電気設備 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・メタクラ切替盤 ・緊急用メタクラ ・S A ロードセンタ ・S A 2 コントローラセンタ ・S A 電源切替盤 ・重大事故操作盤	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s
		代替注水流量(常設)	機器・配管等の支持構造物	58条に記載	—	—
	〔計装設備〕	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—	—	—	—
		ベデスタル水位 ドライウェル温度(S A)	—	—	—	—
〔主要設備〕	大量送水車	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
	コリウムシールド	常設重大事故緩和設備	—	—	—	
〔水源〕	輪谷貯水槽(西 1)	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽(西 2)	—	—	—	—	
〔管路〕	ベデスタル代替注水系 配管・弁	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	
	ホース・接続口	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
〔注水先〕	原子炉格納容器	機器・配管等の支持構造物	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)	—	—	

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		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	
ベデスタル 代替注水系 (可搬型)に よるベデス タル内注水 (つづき)	常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタング ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
	(電源設備) (電路含む) 代替所内電気設備 ・高圧発電機車接続プラグ取納箱 ・メタクラブ切替盤 ・緊急用メタクラ ・SAオートセンタ ・SA2コントローラセンタ ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤 燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						
	(計装設備) 代替注水流量(可搬型) ベデスタル水位 トライウエル温度(SA)						
	高圧原子炉代替注水系 ほう酸水注入系 低圧原子炉代替注水系 (常設) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型)						
溶解炉心の 落下遅延及 び防止	58条に記載 45条に記載(うち、重大事故緩和設備) 44条に記載(うち、重大事故緩和設備) 47条に記載(うち、重大事故緩和設備)						

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		SA設備分類	間接支持構造物		備考	
	適用範囲	適用範囲		適用範囲	検討用 地震動		
第52条 水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	〔主要設備〕 可搬式窒素供給装置	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		〔流路〕 窒素ガス代替注入系 配管・弁	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—	
		〔注・先〕 ホース・接続口	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 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	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）				
		第1ベントフィルタストラハ容器	57条に記載				
		第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	〔主要設備〕 第1ベントフィルタ 出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高 レンジ）	速隔手動弁操作機構	58条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
		可搬式窒素供給装置	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
		格納容器エアリタタベント系 配管・弁	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	〔流路〕 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 ホース・接続口	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
原子炉格納容器（サブレンジン・ チェンバ、真空破壊装置を含む）		その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタ ンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ボ ンブ		57条に記載					
〔排出元〕 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
	格納容器フ ィルタタベ 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	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）					

表1 SA設備の整理結果

SA機能分類	設備名称		SA設備分類	間接支持構造物		備考		
	適用範囲	間接支持構造物		適用範囲	検討用 地震動			
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)	代替所内電気設備 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・SAロードセンタ ・SA1コントロールセンタ ・SA2コントロールセンタ ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤 常設代替直流電源設備 ・SA用115V系蓄電池 ・SA用115V系充電器 可搬型直流電源設備 ・高圧発電機車 ・SA用115V系充電器 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替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 燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフイルタタ出口放射線モニタ(高レンジ) 第1ベントフイルタタ出口水素濃度 スクラバ水pH ドライウエル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物 適用範囲	検討用 地震動	建物・構築物 (○:該当 -, 該当なし)	
		57 条に記載	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物 適用範囲	検討用 地震動		
		58 条に記載	SA設備分類	適用範囲	間接支持構造物 適用範囲	検討用 地震動		

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	格納容器	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動		
水素濃度及 び酸素濃度 の監視	(主要設備)	格納容器水素濃度 (S A)	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
		格納容器酸素濃度	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
		格納容器酸素濃度 (S A)	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
		格納容器酸素濃度	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
	可搬型代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタング ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	〔電源設備〕 (電路含む)	常設代替交流電源設備	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
			・ガスタービン発電機	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
			・ガスタービン発電機用軽油タンク	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
			・ガスタービン発電機用サービスタング	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
			・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
			可搬型代替交流電源設備	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—
緊急用スタクラ ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・S Aポートセンタ ・S A I ントロールセンタ	代替所内電氣設備	緊急用スタクラ	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
		高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	燃料補給設備	燃料補給設備	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
		・ガスタービン発電機用軽油タンク	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
・タンクローリ	燃料補給設備	常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	適用範囲	適用範囲	—	

57 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第 53 条 水素発生による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度 〔流路〕	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	原子炉建物	S s	—	
		常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—	
		常設重大事故緩和設備	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—	
	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	〔電源設備〕 〔電路含む〕	常設代替直流電源設備	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
			常設代替直流電源設備 ・ S A 用 115V 系蓄電池 ・ S A 用 115V 系充電器	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
			可搬型直流電源設備 ・ 高圧発電機車 ・ S A 用 115V 系充電器 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
			常設代替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	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
	原子炉建物内の水素濃度監視	〔主要設備〕 〔電源設備〕 〔電路含む〕	常設代替直流電源設備	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
			常設代替直流電源設備 ・ ガスタービン発電機 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ ガスタービン発電機用サービスタタンク ・ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・ 高圧発電機車 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ	電氣計装設備等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	—
	S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
適用範囲		S A 設備分類	適用範囲	S A 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	燃料プールの ブレイ系 (可搬型) による 常設スブレイ ヘッドを使用 した燃料プー ル注水及びス ブレイ	〔主要設備〕	大量送水車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
			常設スブレイヘッド	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	原子炉建物	S s
	〔付属設備〕 〔水源〕	可搬型ストレーナ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
		輪谷貯水槽 (西 1) 輪谷貯水槽 (西 2)	—	—	—	—	—	—
56 条に記載								

表1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
燃料プールの系（可搬型）による常設スプレインノズルを使用した燃料プール注水及びバスプレイ（つづき）	〔流路〕	ホース・接続口	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
		燃料プールの系	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	
	〔注水先〕	配管・弁	常設重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—
		燃料プール（サイフォン防止機能含む）	常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備	—	—	—
	〔電源設備〕 〔電路含む〕	燃料補給設備	その他の設備に記載	—	—	—	—
		・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載	—	—	—	—
	〔計装設備〕	燃料プール水位・温度（S A）	58条に記載	—	—	—	—
		燃料プール水位（S A） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	—	—	—	—	—
	〔主要設備〕	燃料プール監視カメラ（S A） （燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
		大量送水車	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
〔付属設備〕	可搬型スプレインノズル	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
	可搬型ストレーナ	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
〔水源〕	輪谷貯水槽（西1）	56条に記載	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽（西2）	—	—	—	—	—	
〔流路〕	ホース	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
	燃料プール（サイフォン防止機能含む）	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	
〔注水先〕	燃料補給設備	その他の設備に記載	—	—	—	—	
	・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載	—	—	—	—	
〔計装設備〕	燃料プール水位・温度（S A）	58条に記載	—	—	—	—	
	燃料プール水位（S A） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A） 燃料プール監視カメラ（S A） （燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）	—	—	—	—	—	

表1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		S A設備分類		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称	S A設備分類	適用範囲	直接支持構造物	適用範囲	間接支持構造物		
大気への放射 性物質の拡散 抑制	[主要設備]	大型送水ポンプ車							
	[流路]	放水砲							
		ホース							
	[電源設備]	燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ							
		燃料プール水位 (S A)	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	原子炉建物	S s	—		
		燃料プール水位・温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—		
	[主要設備]	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	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	原子炉建物	S s	—		
		燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	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	原子炉建物	S s	—		
	燃料プールの 監視		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						
		[電源設備] (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備 ・B I-115V 系蓄電池 (S A) ・B I-115V 系充電器 (S A) 常設代替直流電源設備 ・S A用 115V 系蓄電池 ・S A用 115V 系充電器 可搬型直流電源設備 ・高圧発電機車 ・S A用 115V 系充電器 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ						

57条に記載

57条に記載

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		S A設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	設備名称		適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
燃料プールの 監視 (つづき)	〔電源設備〕 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備及び常設 代替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	57 条に記載						
		〔主要設備〕	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール冷却系熱交換器 移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車	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 可搬型重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 — —	原子炉建物 原子炉建物 — —	S s S s — —	— — — —	
		〔注水先〕	燃料プール	その他設備に記載(うち、重大事故防止設備)					
		〔流路〕	原子炉補機冷却系 配管・弁 原子炉補機冷却系サージタンク 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマサージタンク 燃料プール冷却系 デイブューザ ホース・接続口 取水口 取水管 取水槽	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 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 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 可搬型重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 —	原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 —	S s S s S s S s S s S s —	— — — — — — —	
	〔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 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	57 条に記載						
		燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ							
		燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A)	58 条に記載						

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称		適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
第 55 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	[主要設備] [流路]	大型送水ポンプ車	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	—	—	—	—	—
		ホース	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
	[電源設備]	燃料補給設備 ・ガスタワービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57 条に記載					
	[主要設備]	放射性物質吸着材	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
		シルトフェンス	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
小型船舶		可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
[電源設備]	燃料補給設備 ・ガスタワービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57 条に記載						
[主要設備]	大型送水ポンプ車	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	—	—	—	—	—	
	泡消火薬剤容器	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	—	—	—	—	—	
	燃料補給設備 ・ガスタワービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57 条に記載						

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
第56条 重大事故等の取束に必要な水の供給設備	[主要設備]	低圧原子炉代替注水槽	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	○	
		サブプレッジョン・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	原子炉建物	—	
		ほう酸水貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西1)	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	[計装設備]	輪谷貯水槽 (西2)	—	—	—	—	—	
		低圧原子炉代替注水槽水位 サブプレッジョン・ブール水位 (S A)	—	—	—	—	—	
	水の供給	[主要設備]	大量送水車	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
			大型送水ポンプ車	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
			ホース	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
			可搬型ストレーナ	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
ホース			可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
取水口 取水管 取水槽			可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
[電源設備]	燃料補給設備 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	—	—	—	—	—		
	[計装設備]	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	—	—		
			その他の設備に記載					
			57条に記載					
			58条に記載					

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		S A設備分類		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	設備名称	S A設備分類	適用範囲	直接支持構造物	S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物		
第 57 条 電源設備	〔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	ガスタービン発電機建物	S s	—		
		ガスタービン発電機用軽油タンク	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	ガスタービン発電機用軽油タンク基礎	S s	—		
		ガスタービン発電機用サービスタンク	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	ガスタービン発電機建物	S s	—		
		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	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	ガスタービン発電機建物	S s	—		
	〔燃料流路〕	ガスタービン発電機用燃料移送配管・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		ガスタービン発電機用軽油タンク基礎 ガスタービン発電機建物 屋外配管ダクト（ガスタービン発電機用軽油タンクへガスタービン発電機）	S s S s S s	—		
		ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	S s S s S s	—		
		ガスタービン発電機～SA ロードセンタ電路	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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s S s	—		
	〔電路〕	ガスタービン発電機～SA ロードセンタ電路	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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s S s	—		
		ガスタービン発電機～SA ロードセンタ電路	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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s S s	—		
		ガスタービン発電機～SA ロードセンタ電路	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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s S s	—		
		ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路	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		ガスタービン発電機建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	S s S s S s	—		
	〔計装設備〕	C-メータラ母線電圧								
		D-メータラ母線電圧								
		緊急用メータラ電圧								
		ガスタービン発電機電圧								
58 条に記載										

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	設備名称	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲		検討用地 震動
可搬型代替交 流電源設備に よる給電	高圧発電機車	高圧発電機車～高圧発電機車接続ブランチ 納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	—	—	—	—	
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	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 常設重大事故緩和设备	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	S s	—
	[燃料流路]	ガスタービン発電機用軽油タンク 出口ノズル・弁 ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	—	—	—	—	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	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 常設重大事故緩和设备	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	S s	—
	[電路]	高圧発電機車～高圧発電機車接続ブランチ 納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	—	—	—	—	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建物	S s	—
	[計装設備]	C～メタタラ母線電圧 D～メタタラ母線電圧 ガスタービン発電機電圧	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建物	S s	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	原子炉建物	S s	—
	所内常設着電 式直流電源設 備による給電	B-115V 系蓄電池	B 1-115V 系蓄電池 (S A)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s
				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s
[主要設備]		230V 系蓄電池 (R C I C)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
[主要設備]		B 1-115V 系充電器 (S A)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
[電路]		230V 系充電器 (R C I C)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
[電路]		B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器～ 直流配電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—
[計装設備]	230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直 流配電路	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—	
		常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和设备	廃棄物処理建物	S s	—	

58 条に記載

58 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	検討用地 震動	建物・構築物 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類					
常設代替直流 電源設備によ る給電	〔主要設備〕	S A 用 115V 系蓄電池	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物		
		S A 用 115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物		
		S A 用 115V 系蓄電池及び充電器～S A 対策設備用分電盤 (2) 直流母線電 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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物		
	〔計装設備〕	C-ローロードセントラ母線電圧							
		D-ローロードセントラ母線電圧							
	可搬型直流電 源設備による 給電	〔燃料流路〕	高压発電機車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
			B 1-115V 系充電器 (S A)	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物	
			S A 用 115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物	
			230V 系充電器 (常用)	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s	廃棄物処理建物	
			ガスタービン発電機用軽油タンク	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	S s	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	
			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	—	—	—	—	
			ガスタービン発電機用軽油タンク出口 ノズル・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	S s	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	
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	—	—	—	—		
高压発電機車～高压発電機車接続ブラ ク収納箱 (原子炉建物西側)			可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
高压発電機車接続ブラク収納箱 (原子 炉建物西側)～直流母線電路			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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S s S s S s S s	原子炉建物 ガスタービン発電機建 物 低圧原子炉代替注水ボ ンプ格納構 廃棄物処理建物		
高压発電機車～高压発電機車接続ブラ ク収納箱 (原子炉建物南側)	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—				

58 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		S A 設備分類	間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲		適用範囲	適用範囲		
可搬型直流電 源設備による 給電(つづき)	〔電路〕	高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子 炉建物南側) ~ 直流母線電路	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	原子炉建物	—	S s
			常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	—	S s
			常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	S s
	〔計装設備〕	B-115V系直流母線電圧 B I-115V系蓄電池 (S A) 電圧 230V系直流盤 (R C I C) 母線電圧	緊急用メタカラ	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	常設耐震重要重大事故防止設備	ガスタービン発電機建物	—	S s
			メタカラ切替盤	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	—	S s
			緊急用メタカラ接続プラグ盤	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	—	S s
			高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	—	S s
			S A 1 コントロラ	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	常設耐震重要重大事故防止設備	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	—	S s
			S A 1 コントロラ	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	—	S s
			S A 2 コントロラ	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	—	S s
			充電器電源切替盤	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	S s
			S A 電源切替盤	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	—	S s
			重大事故操作盤	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	S s
			非常用高圧母線 C 系	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	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建物	—	S s
			非常用高圧母線 D 系	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	—	S s
〔計装設備〕	C-メタカラ母線電圧 D-メタカラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 ガスタービン発電機電圧 高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数	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	常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故緩和設備	—	S s		
		常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	—	S s		
		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	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	—	S s		
		常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	—	S s		
		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	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	—	S s		
		常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	—	S s		

58 条に記載

58 条に記載

表 1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A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)	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)	原子炉建物	S s	—
		高圧炉心スプレイス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)	原子炉建物	S s	—
		ディーゼル燃料移送ポンプ	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)	ディーゼル燃料貯蔵タンク基礎 排気筒基礎	S s	—
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	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)	ディーゼル燃料貯蔵タンク基礎 排気筒基礎	S s	—
		ディーゼル燃料ダイオタンク	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)	原子炉建物	S s	—
	[燃料流路]	非常用ディーゼル発電機燃料移送系 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)	ディーゼル燃料貯蔵タンク基礎 原子炉建物 タービン建物 屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒) 燃料移送系配管ダクト 屋外配管ダクト(復水貯蔵タンク～原子炉建物) 排気筒基礎	S s S s S s S s S s S s	—
		高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 燃料移送系 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)	原子炉建物 タービン建物 屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒) 排気筒基礎	S s S s S s	—
		非常用ディーゼル発電機～非常用高圧 母線C系及びD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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—
		高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 HPCS 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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—
		C～メタタラ母線電圧 D～メタタラ母線電圧 HPCS～メタタラ母線電圧	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—
[計装設備]								

58 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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)	A-115V 系蓄電池	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	B-115V 系蓄電池	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	常設耐震重要重大事故防止設備	廃棄物処理建物	S s	—
	B 1-115V 系蓄電池 (S A)	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	常設耐震重要重大事故防止設備	廃棄物処理建物	S s	—
	230V 系蓄電池 (R C I C)	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	高圧炉心スプレイス蓄電池	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	A-115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	B-115V 系充電器	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	B 1-115V 系充電器 (S A)	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	電気計装設備等の支持構造	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	230V 系充電器 (R C I C)	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	高圧炉心スプレイス充電器	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—
	A-原子炉中性子計装用充電器	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—
	B-原子炉中性子計装用充電器	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	検討用 地震動	建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類					
非常用直流電 源設備 (つづ き)	[電路]	A-115V 系蓄電池及び充電器～直流 盤電路	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	S s	—	
		B-115V 系蓄電池及び充電器～直流 盤電路	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	—	
		B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充 電器～直流盤電路	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	—	
		230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電 器～直流母線電路	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	—	—	
		高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器 ～高圧炉心スプレイ系直流盤電路	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	—	—	
		A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充 電器～直流母線	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	廃棄物処理建物	—	—	
		B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充 電器～直流母線	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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	廃棄物処理建物	—	—	
		C-メタカラ母線電圧							
		D-メタカラ母線電圧							
			[計装設備]	HPCS-メタカラ母線電圧			58 条に記載		
燃料補給設備	[主要設備]	ガスタービン発電機用軽油タンク	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	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	S s	—	
		タンクローリ	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—	
		ガスタービン発電機用軽油タンク出口 ノズル・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	ガスタービン発電機用 軽油タンク基礎	S s	—	
		ホース	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—	
[燃料供給 先]		大量送水車			47 条, 49 条, 51 条, 54 条, 56 条に記載				
		大型送水ポンプ車			47 条, 50 条, 54 条, 55 条, 56 条に記載				
		可搬式養液供給装置			52 条に記載				

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類		S A 設備分類		S A 設備分類		備考
	適用範囲	設備名称	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	
第 58 条 計測設備	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力 器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (S A)	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	—
	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	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	—
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (S A)	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	—
			高压原子炉代替注水流量	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	—
	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	代替注水流量 (常設)	常設耐震重要重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
			代替注水流量 (可搬型)	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
			高压炉心スプレイポンプ出口流量	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)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
			残留熱除去ポンプ出口流量	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)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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)	原子炉建物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	原子炉格納槽 器への注水量	原子炉格納槽 器への注水量	残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
			代替注水流量 (常設)	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	—	—	—
原子炉格納槽 器への注水量	原子炉格納槽 器への注水量	代替注水流量 (可搬型)	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
		残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	原子炉建物	常設重大事故防止設備	—	

表 1 S A 設備の整理結果

S A 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 (○：該当 -：該当なし)	備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
原子炉格納容 器内の温度 (主要設備)	ドライウェル温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	ベガスタル温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	サブレーション・チェンバ温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	サブレーション・プール水温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
原子炉格納容 器内の圧力 (主要設備)	ドライウェル圧力 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
原子炉格納容 器内の水位 (主要設備)	ドライウェル水位	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	原子炉建物	S s	—	
	サブレーション・プール水位 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	ベガスタル水位	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	原子炉建物	S s	—	
原子炉格納容 器内の水素濃 度 (主要設備)	格納容器水素濃度	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	原子炉建物	S s	—	
	格納容器水素濃度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
原子炉格納容 器内の放射線 量率 (主要設備)	格納容器常用気放射線モニタ (ドライ ウェル)	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	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	原子炉建物	S s	—	
	格納容器常用気放射線モニタ (サブレ ーション・チェンバ)	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	原子炉建物	S s	—	
未臨界の維持 又は監視	中性子源領域計装	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	原子炉建物	S s	—	
	平均出力領域計装	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	原子炉建物	S s	—	
最終ヒーティン グの確保 (残留熱代替 除去系)	サブレーション・プール水温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	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	原子炉建物	S s	—	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	原子炉建物	S s	—	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流 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	原子炉建物	S s	—	

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	検討用 地震動	備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類			
最終ヒートシ ンクの確保 (格納容器フ ィルタベント 系)	スクラハ容器水位	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	第1ベントフィルタ格 納槽	S s	—
	スクラハ容器圧力	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	第1ベントフィルタ格 納槽	S s	—
	第1ベントフィルタ出口放射線モ ニタ (高レンジ)	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	第1ベントフィルタ格 納槽	S s	—
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	可操型重大事故防止設備 可操型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
	スクラハ水 pH	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	原子炉建物	S s	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	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)	原子炉建物	S s	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	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)	原子炉建物	S s	—
	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	原子炉建物	S s	—
	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	原子炉建物	S s	—
	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	原子炉建物	S s	—
格納容器バイ パスの監視 (原子炉圧力 容器内の状 態)	原子炉圧力 (S A)	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	原子炉建物	S s	—
	原子炉温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—
	ドライウエル温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—
	ドライウエル圧力 (S A)	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	原子炉建物	S s	—
格納容器バイ パスの監視 (原子炉格納 容器内の状 態)	残留熱除去ポンプ出口圧力	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)	廃棄物処理建物	S s	—
	低圧原子炉代替注水槽水位	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	低圧原子炉代替注水ボ ンプ格納槽	S s	—
水源の確認	サブレーション・プール水位 (S A)	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	原子炉建物	S s	—

表 1 S A 設備の整理結果

S A 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 (○：該当 —：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
原子炉建物内 の水素濃度	原子炉建物水素濃度	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	原子炉建物	S s	—		
	格納容器酸素濃度	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	原子炉建物	S s	—		
	格納容器酸素濃度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—		
燃料プールの 監視	燃料プール水位 (S A)	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	原子炉建物	S s	—		
	燃料プール水位・温度 (S A)	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	原子炉建物	S s	—		
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レ ンジ・低レンジ) (S A)	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	原子炉建物	S s	—		
	燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プ ール監視カメラ用冷却設備を含む。)	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	原子炉建物	S s	—		
発電所内の 通信連絡	安全パラメータ表示システム (S P D S)	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	廃棄物処理建物 緊急時対策所	S s S s	—		
	可搬型計測器	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—		
その他	温度、圧力、 水位、注水量 の計測・監視	可搬型重大事故防止設備	可搬型重大事故緩和設備	可搬型重大事故防止設備	可搬型重大事故緩和設備	—	—		
	その他	A D S 用 N 2 ガス減圧弁二次側圧力	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	原子炉建物	S s	—	
		N 2 ガスボンベ圧力	常設重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故防止設備	原子炉建物	S s	—	
		原子炉補機冷却ポンプ圧力	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)	原子炉建物	S s	—	
		R C W 熱交換出口温度	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)	原子炉建物	S s	—	
		R C W サージタンク水位	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)	原子炉建物	S s	—	
		C - メタタラ母線電圧	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	制御室建物	S s	—	
		D - メタタラ母線電圧	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	制御室建物	S s	—	
		H P C S - メタタラ母線電圧	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	制御室建物	S s	—	
		C - ローロードセントラ母線電圧	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	制御室建物	S s	—	
D - ローロードセントラ母線電圧		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	制御室建物	S s	—		
H P C S - コントロールセンター母線電 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	原子炉建物	S s	—			

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類		直接支持構造物		間接支持構造物		備考		
	適用範囲	設備名称	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲				
その他 (つづき)	B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) 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	廃棄物処理建物	S s	—			
			常設重大事故緩和設備							常設重大事故緩和設備	—
			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	—
	A - 115V 系直流整流器母線電圧		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緩和設備	廃棄物処理建物	S s	—			
			常設重大事故緩和設備							常設重大事故緩和設備	—
			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	—
	B - 115V 系直流整流器母線電圧		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緩和設備	廃棄物処理建物	S s	—			
			常設重大事故緩和設備							常設重大事故緩和設備	—
			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	—
	230V 系直流整流器 (R C I C) 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緩和設備	廃棄物処理建物	S s	—			
常設重大事故緩和設備			常設重大事故緩和設備							—	
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							—	
ガスタービン発電機電圧		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緩和設備	ガスタービン発電機建物	S s	—				
		常設重大事故緩和設備							常設重大事故緩和設備	—	
		可搬型重大事故防止設備							可搬型重大事故緩和設備	—	
高圧発電機車電圧		可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—				
		可搬型重大事故緩和設備							可搬型重大事故緩和設備	—	
		可搬型重大事故防止設備							可搬型重大事故緩和設備	—	
高圧発電機車周波数		可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—				
		可搬型重大事故緩和設備							可搬型重大事故緩和設備	—	
		可搬型重大事故防止設備							可搬型重大事故緩和設備	—	
上記計測設備 の電源	〔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 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ 代替所内電気設備 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・S A ロードセンタ ・S A 1 コントロールセンタ ・S A 2 コントロールセンタ ・充電器電源切替盤 ・S A 電源切替盤 ・重大事故操作盤	57 条に記載								

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		S A設備分類		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称	S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	
上記計測設備 の電原 (つづき)	所内常蓄電式直流電源設備 ・ B-115V 系蓄電池 ・ B1-115V 系蓄電池 (SA) ・ 230V 系蓄電池 (R C I C) ・ B-115V 系充電器 ・ B1-115V 系充電器 (SA) ・ 230V 系充電器 (R C I C)		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	建物・構築物 (○：該当 一：該当なし)
	常設代替直流電源設備 ・ SA用 115V 系蓄電池 ・ SA用 115V 系充電器		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	
	可搬型直流電源設備 ・ 高圧発電機車 ・ B1-115V 系充電器 (SA) ・ SA用 115V 系充電器 ・ 230V 系充電器 (常用) ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ タンクローリ		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	建物・構築物 (○：該当 一：該当なし)
	〔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 ・ 高圧短心スプレイ系ディーゼル発電機		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	
	非常用直流電源設備 ・ A-115V 系蓄電池 ・ B-115V 系蓄電池 ・ B1-115V 系蓄電池 (SA) ・ 230V 系蓄電池 (R C I C) ・ 高圧短心スプレイ系蓄電池 ・ A-原子炉中性子計装用蓄電池 ・ B-原子炉中性子計装用蓄電池		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	建物・構築物 (○：該当 一：該当なし)
	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替 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		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	
	非常用直流電源設備への給電のための 設備 ・ 非常用交流電源設備		S A設備分類	適用範囲	間接支持構造物	検討用 地震動	建物・構築物 (○：該当 一：該当なし)

57 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 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 (○：該当 －：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 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	中央制御室遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—	—	制御室建物	S s	○	
		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	制御室建物	—	—		
		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	廃棄物処理建物	—	—		
		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	廃棄物処理建物	—	—		
		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	廃棄物処理建物	—	—		
		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	廃棄物処理建物	—	—		
		非常用チャコール・ フィルタ・ユニット	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
		中央制御室待避室 空気ポンプ	—	—	—	—	—	—	
		無線通信設備 (固定型)	—	—	—	—	—	—	
		衛星電話設備 (固定型)	—	—	—	—	—	—	
	居住性の確保	[主要設備]	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	—	—
			常設重大事故対処設備 (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	常設重大事故対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	制御室建物	—	—	
			可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	—	
			可搬型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	—	—	—	—	—	
			中央制御室換気系 ダクト	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	廃棄物処理建物 制御室建物	S s S s	—	
			中央制御室待避室空気 ポンプ (配管・弁)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	制御室建物	S s	—	
[伝送路]	無線通信設備 (屋外アンテナ) 衛星電話設備 (屋外アンテナ)	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	廃棄物処理建物	S s	—		
		—	—	—	—	—			

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		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	
居住性の確保 (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 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタング ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	57条に記載				
		LEDライト(三脚タイプ)	可搬型重大事故等対応設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
照明的確保	[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 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタング ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57条に記載				
		非常用ガス処理系排気ファン 原子炉建物ブローアウトハネル閉止装置 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物 原子炉建物	S s S s S s S s	— — — —
被ばく量の 低減	[流路]	非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系用排気筒	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物 建物・構築物等の支持構造物	原子炉建物 排気筒	S s S s	— ○
		常設代替交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機 常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・ガスタービン発電機用サービスタング ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	57条に記載				
その他の設備に記載							

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類	直接支持構造物		備考	
	適用範囲	設備名称		適用範囲	S A 設備分類		
第 60 条 監視測定設備	放射線量の代 替測定	[主要設備] 可搬式モニタリング・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] データ表示装置	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	
		[主要設備] 可搬式モニタリング・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)	—	—	—	
	放射性物質の 濃度の代替測 定	N a I シンチレーション・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)	—	—	—	—
		G M 汚染サーベイ・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)	—	—	—	—
		[主要設備] 可搬式気象観測装置	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	気象観測項目 の代替測定	[伝送路] データ表示装置	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
		可搬式モニタリング・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)	—	—	—	—
		[主要設備] 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)	—	—	—	—
	放射線量の測 定	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] データ表示装置	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
		可搬式モニタリング・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)	—	—	—	—
	放射性物質の 濃度の測定 (空气中、水 中、土壌中) 及び海上モニ タリング	可搬式モニタリング・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)	—	—	—	—
		N a I シンチレーション・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)	—	—	—	—
		G M 汚染サーベイ・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・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)	—	—	—	—	
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)	—	—	—	—	
[主要設備] 常設代替交流電源設備		可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	

57 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		S A 設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称		適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
第 61 条 緊急時対策所	[主要設備]	緊急時対策所遮蔽	常設重大事故緩和設備	—	緊急時対策所	S s	○	
		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		緊急時対策所空気浄化送風機	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		緊急時対策所空気ポンプ	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		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)	—	—	—	—	
		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)	—	—	—	—	
		可搬式エリア放射線モニタ	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		可搬式モニタリング・ポスト	60 条に記載	—	—	—	—	
		緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		緊急時対策所空気浄化装置 (配管・弁)	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—
		緊急時対策所空気ポンプ可搬型配管・弁	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		緊急時対策所空気ポンプ (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	緊急時対策所	S s	—
		緊急時対策所用発電機	可搬型配管	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—
		可搬ケーブル	可搬型配管	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—
[電源設備] (電路含む)	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—		
	緊急時対策所 低圧母線盤	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—		
	緊急時対策所用燃料地下タンク	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—		
	タンクローリ	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	緊急時対策所	S s	—		
必要な情報の 把握	[主要設備]	安全バスマータ表示システム (SPD S)	62 条に記載	62 条に記載	62 条に記載	62 条に記載	62 条に記載	

表 1 S A 設備の整理結果

S A 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 (○：該当 -：該当なし)	備考	
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動			
通信連絡 (緊急時対策 所)	〔主要設備〕	無線通信設備 (固定型)	62 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲			
		無線通信設備 (携帯型)							
		衛星電話設備 (固定型)							
		衛星電話設備 (携帯型)							
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備							
	〔伝送路〕	無線通信装置	62 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲		
		無線通信設備 (屋外アンテナ)							
		衛星無線通信装置							
		衛星電話設備 (屋外アンテナ)							
		有線							
緊急時対策所用発電機									
〔電源設備〕 (電路含む)	可搬ケーブル	61 条 (電源の確保) に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲			
	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤								
	緊急時対策所 低圧母線								
	緊急時対策所用燃料地下タンク								
	タンクローリ								
	ホース								
	緊急時対策所用発電機								
電源の確保	〔主要設備〕	可搬型重大事故緩和設備	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲			
		可搬ケーブル							
		電気計装設備等の支持構造物							
		電気計装設備等の支持構造物							
	〔燃料源〕	緊急時対策所低圧母線盤	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲		
		緊急時対策所用燃料地下タンク							
		タンクローリ							
	〔流路〕	ホース	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲		
		緊急時対策所用発電機							
		緊急時対策所低圧母線盤							
〔電路〕	緊急時対策所用発電機	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲			
	緊急時対策所低圧母線盤								
	電気計装設備等の支持構造物								

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物	備考		
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類				
第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備	〔主要設備〕	有線式通信設備	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—		
		無線通信設備 (固定型)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等緩和設備	制御室建物 緊急時対策所	S s S s	
		無線通信設備 (携帯型)	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
		衛星電話設備 (固定型)	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)	制御室建物 緊急時対策所	—	—
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
		安全パラメータ表示システム (SPD S)	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故等緩和設備	廃棄物処理建物 緊急時対策所	S s S s	
	〔伝送路〕	無線通信設備 (屋外アンテナ)	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—	
		衛星電話設備 (屋外アンテナ)	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—	
		無線通信装置	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—	
	発電所内の通 信連絡	有線	常設代替交流電源設備	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)	—	
			・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	—	—	—	—	
		可搬型代替交流電源設備	・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	—	—	—	—	
			緊急時対策所用発電機	—	—	—	—	
〔電源設備〕 (電話含む)	可搬ケーブル	—	—	—	—	—		
	緊急時対策所 低圧母線盤	—	—	—	—	—		
	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	—	—	—	—	—		
燃料補給設備	—	—	—	—	—	—		
・緊急時対策所用燃料地下タンク ・タンクローリ	—	—	—	—	—	—		
		57 条に記載						
		61 条に記載						
		57 条に記載						

表1 S A設備の整理結果

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A設備分類	適用範囲	S A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〕 〔伝送路〕	衛星電話設備 (固定型)	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)	制御室建物 緊急時対策所	—
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
		統合原子力防災ネットワークに接続す る通信連絡設備	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)	緊急時対策所	—
		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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—
		衛星電話設備 (屋外アンテナ)	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—
		衛星無線通信装置	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—
		有線	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)	廃棄物処理建物 緊急時対策所	—
		常設代替交流電源設備 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	可搬型代替交流電源設備 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	57 条に記載
		可搬ケーブル	緊急時対策所 低圧母線盤	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	61 条に記載
		燃料補給設備 ・緊急時対策所用燃料地下タンク ・タンクローリ	燃料補給設備 ・緊急時対策所用燃料地下タンク ・タンクローリ	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機	57 条に記載

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
その他の設備	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備	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	原子炉圧力容器ベデス タル	S s	—
		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	原子炉建物	S s	—
	原子炉格納容器	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	原子炉建物	S s	○
		常設重大事故緩和設備	—	常設重大事故緩和設備	原子炉建物	S s	○
	燃料プール	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	—	S s	○
		常設重大事故緩和設備	—	常設重大事故緩和設備	—	S s	○
	原子炉棟	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	—	S s	○
		常設重大事故緩和設備	—	常設重大事故緩和設備	—	S s	○
	取水口	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	—	S s	○
		常設重大事故緩和設備	—	常設重大事故緩和設備	—	S s	○
非常用取水設備	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	—	S s	○	
	常設重大事故緩和設備	—	常設重大事故緩和設備	—	S s	○	

46 条 補足説明資料

- 46-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

46-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				逃がし安全弁	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (空気作動弁)	B	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		46-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		46-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備，その他の建物内設備	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				自動減圧起動阻止スイッチ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象D B設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料			46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				代替自動減圧起動阻止スイッチ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

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用蓄電池（補助盤室）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 接続作業	B b, B c, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）	A a		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
関連資料			46-3 配置図, 46-7 接続図			
第5号		保管場所	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A b		
		関連資料	46-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象（代替対象DB設備あり）－屋内	A a		
		サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外		
		関連資料	46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 配置図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		逃がし安全弁逃し弁機能用アキュムレータ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性		操作不要	—	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
				その他 (飛散物)	対象外	対象外	
				関連資料	46-4 系統図		
		第6号	設置場所		対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料		—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

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		逃がし安全弁用窒素ガスボンベ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外	
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備，屋外設備	B, D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系注水隔離弁 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	弁操作	B f	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁 (電動弁)	B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	流路, その他設備	対象外
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
		関連資料		—		

46-2 単線結線図

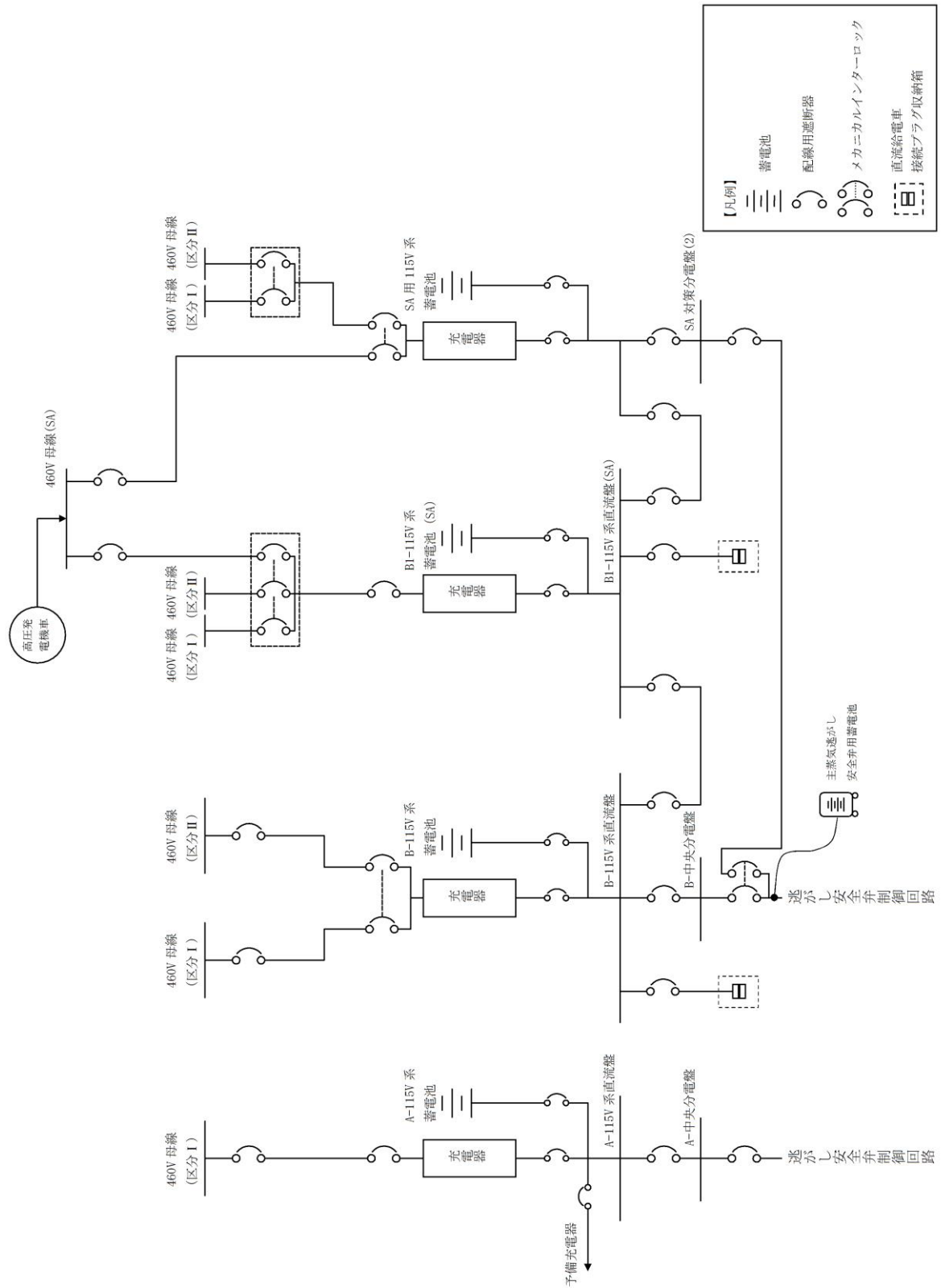


図 1 代替電源系統図

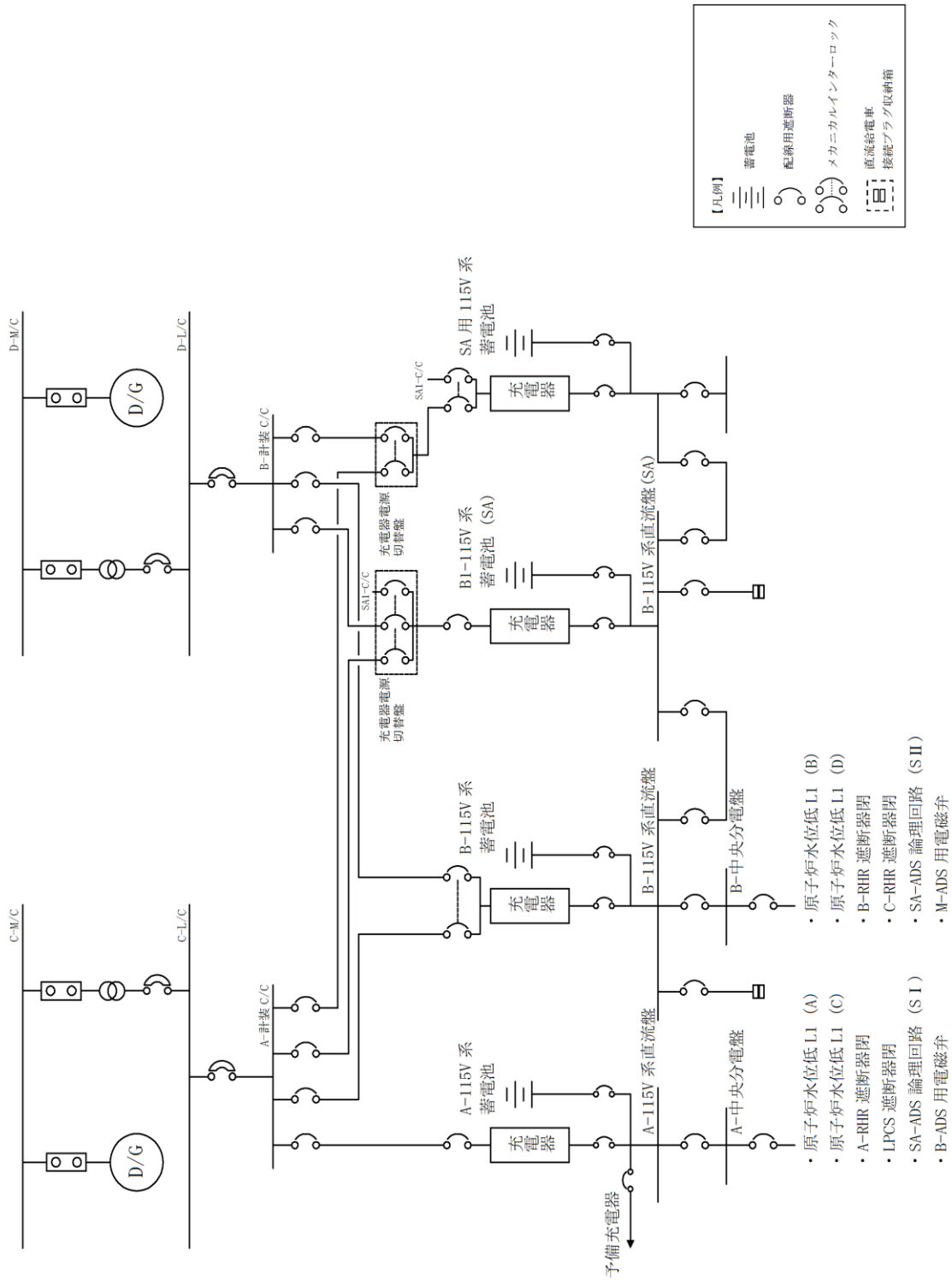
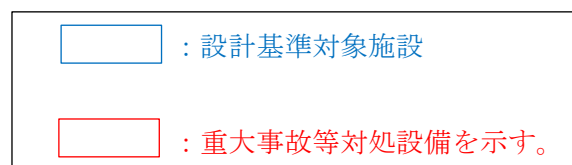


図2 代替電源系統図 (代替自動減圧)

46-3 配置図



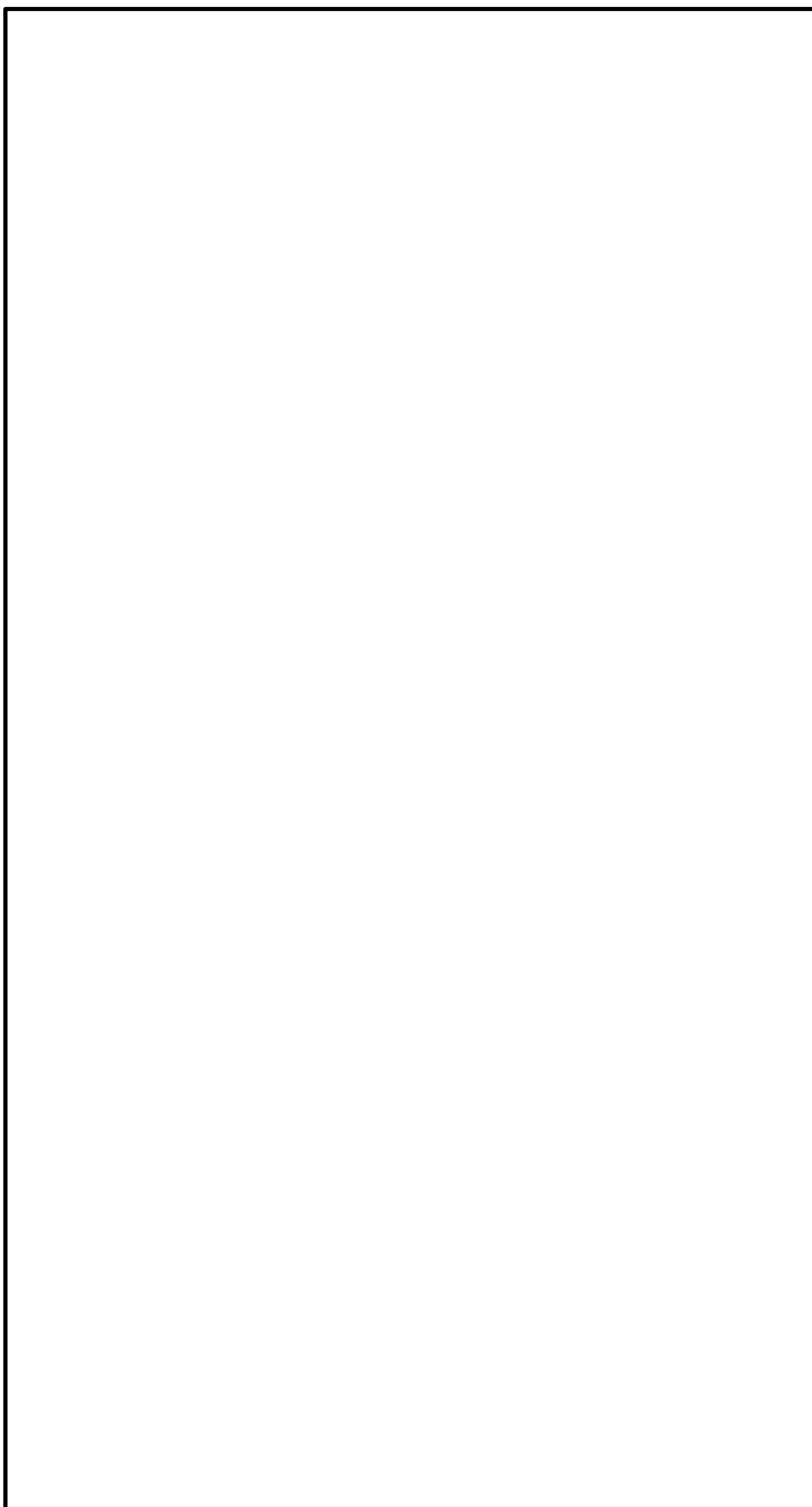


図1 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

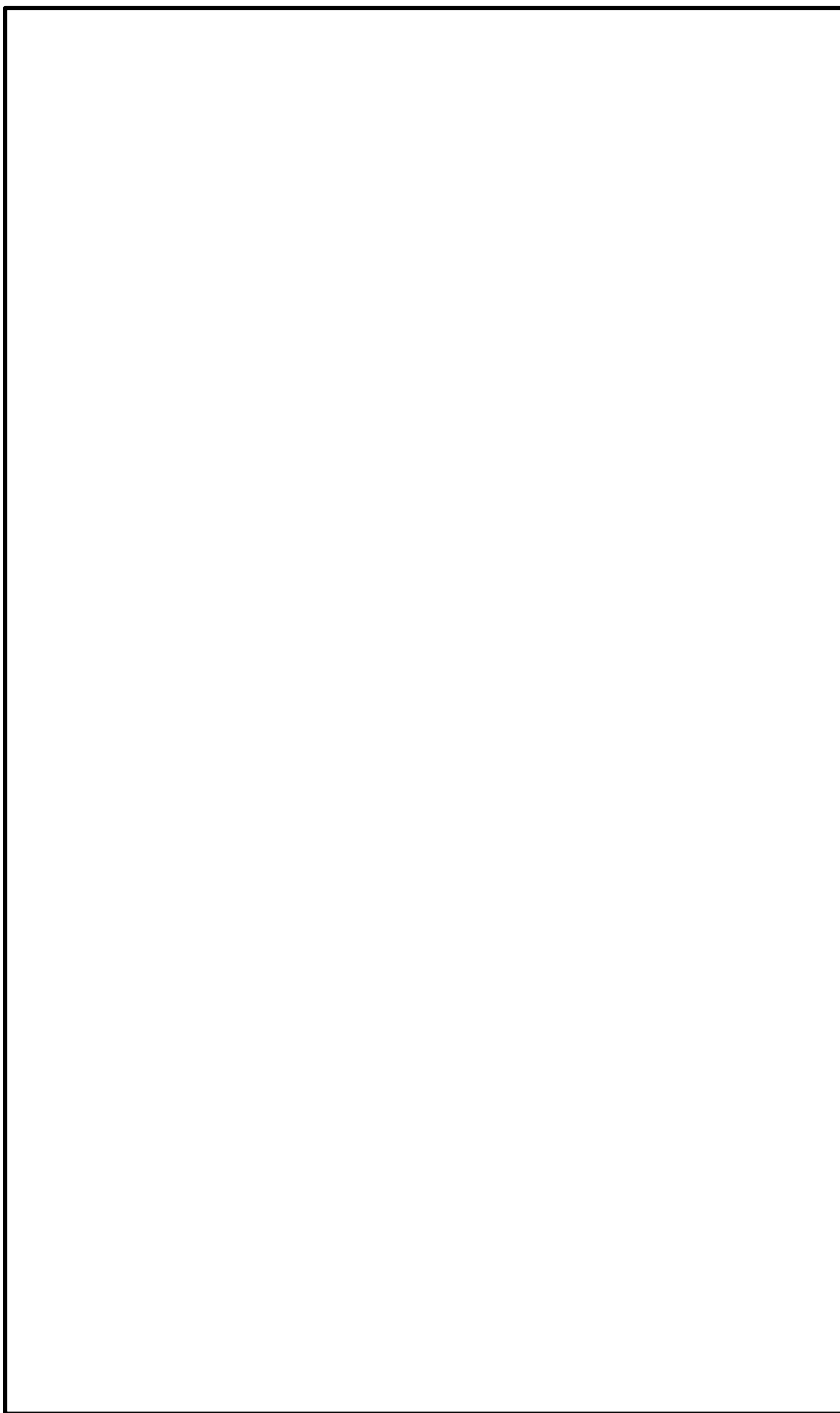


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

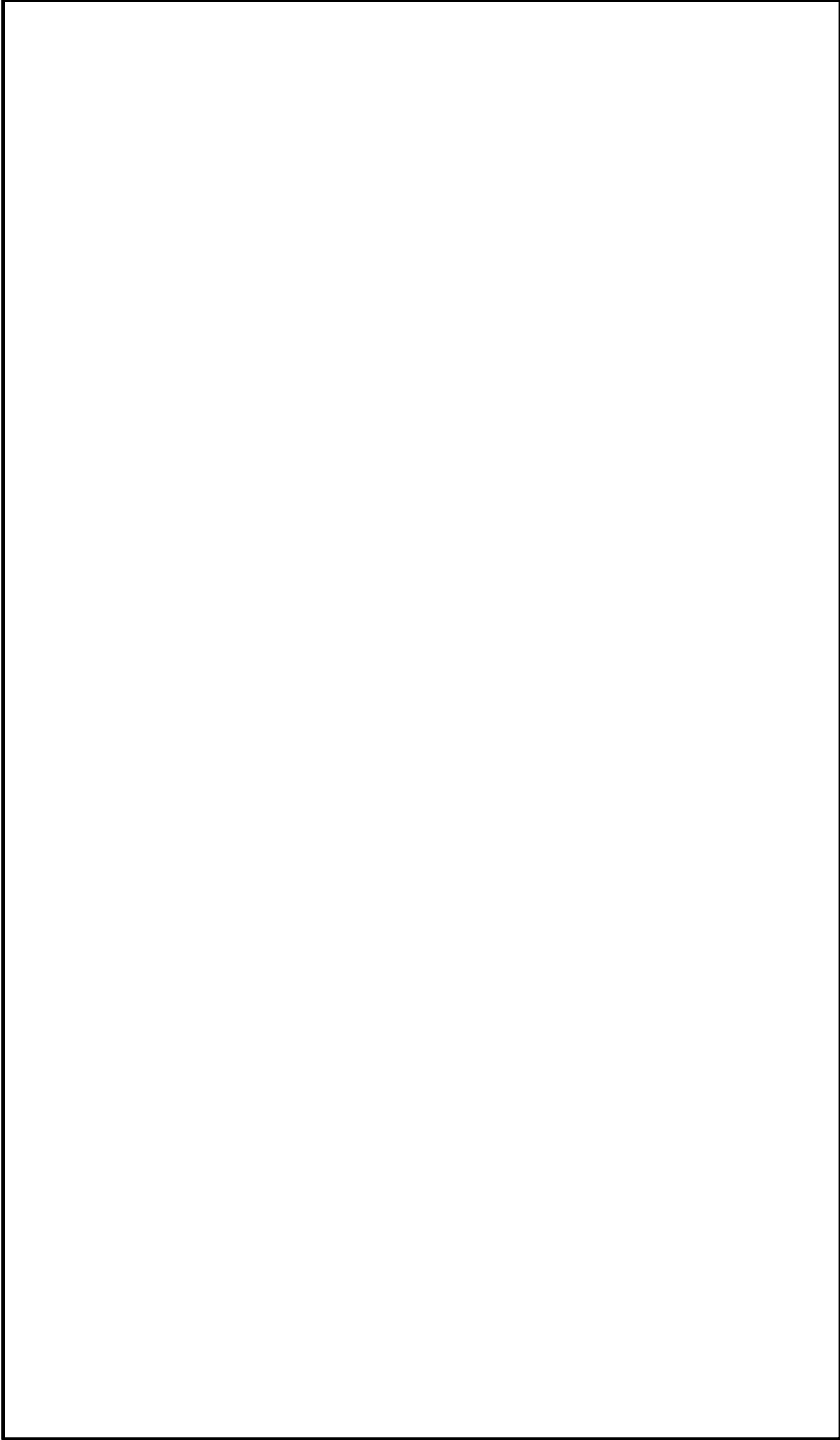


図3 中央制御室操作盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

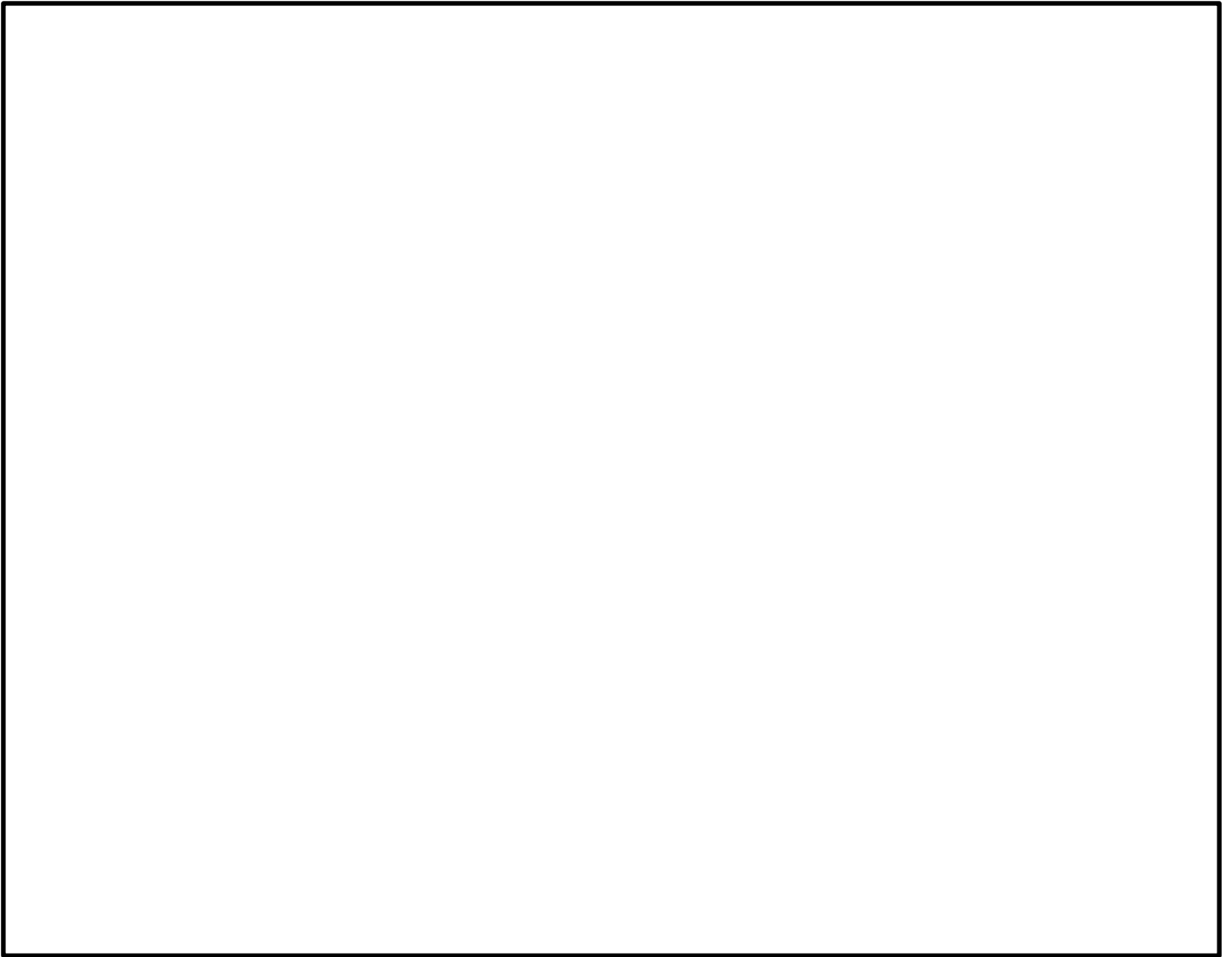


図4 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

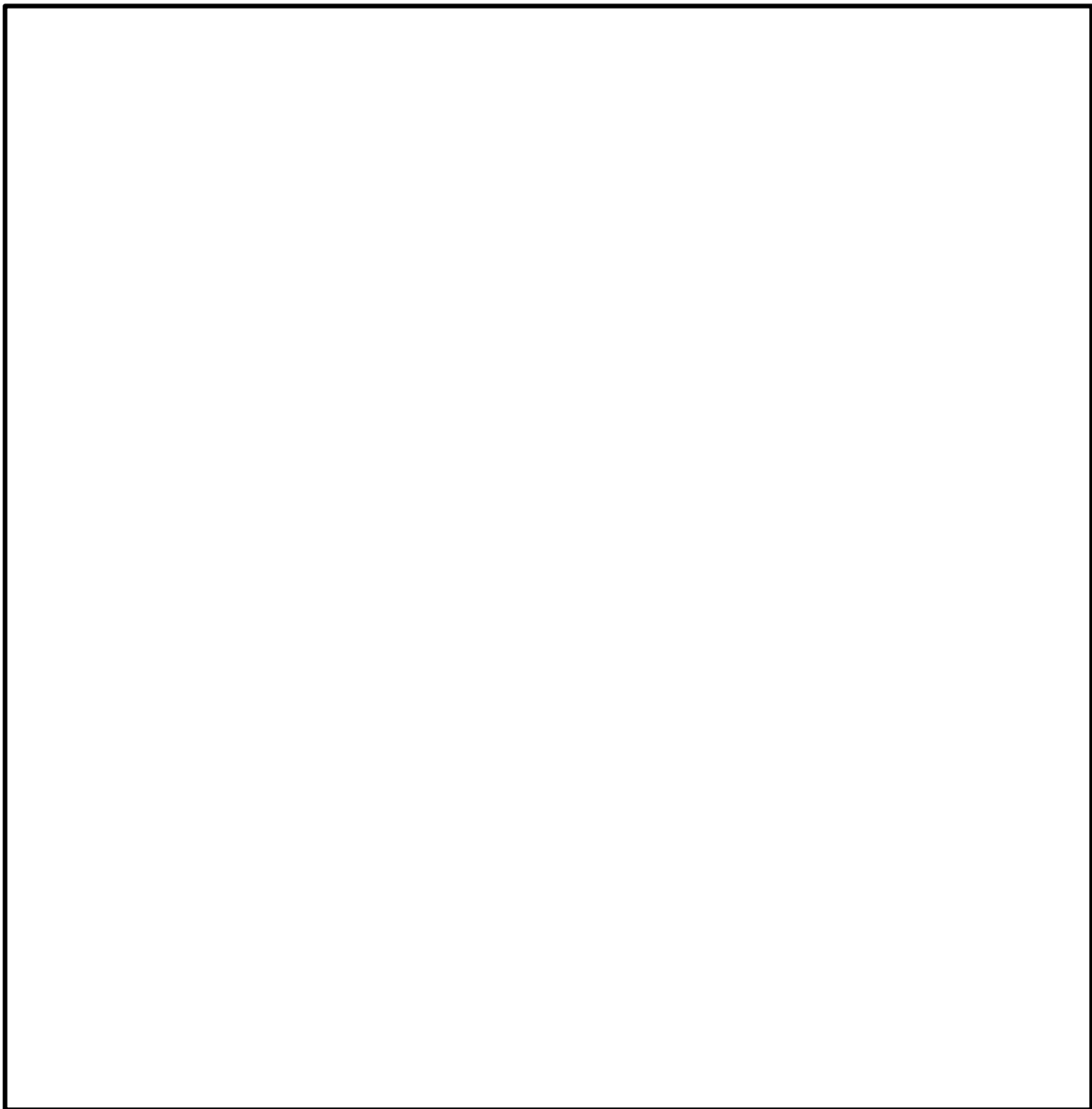


図5 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（窒素ガスポンベ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

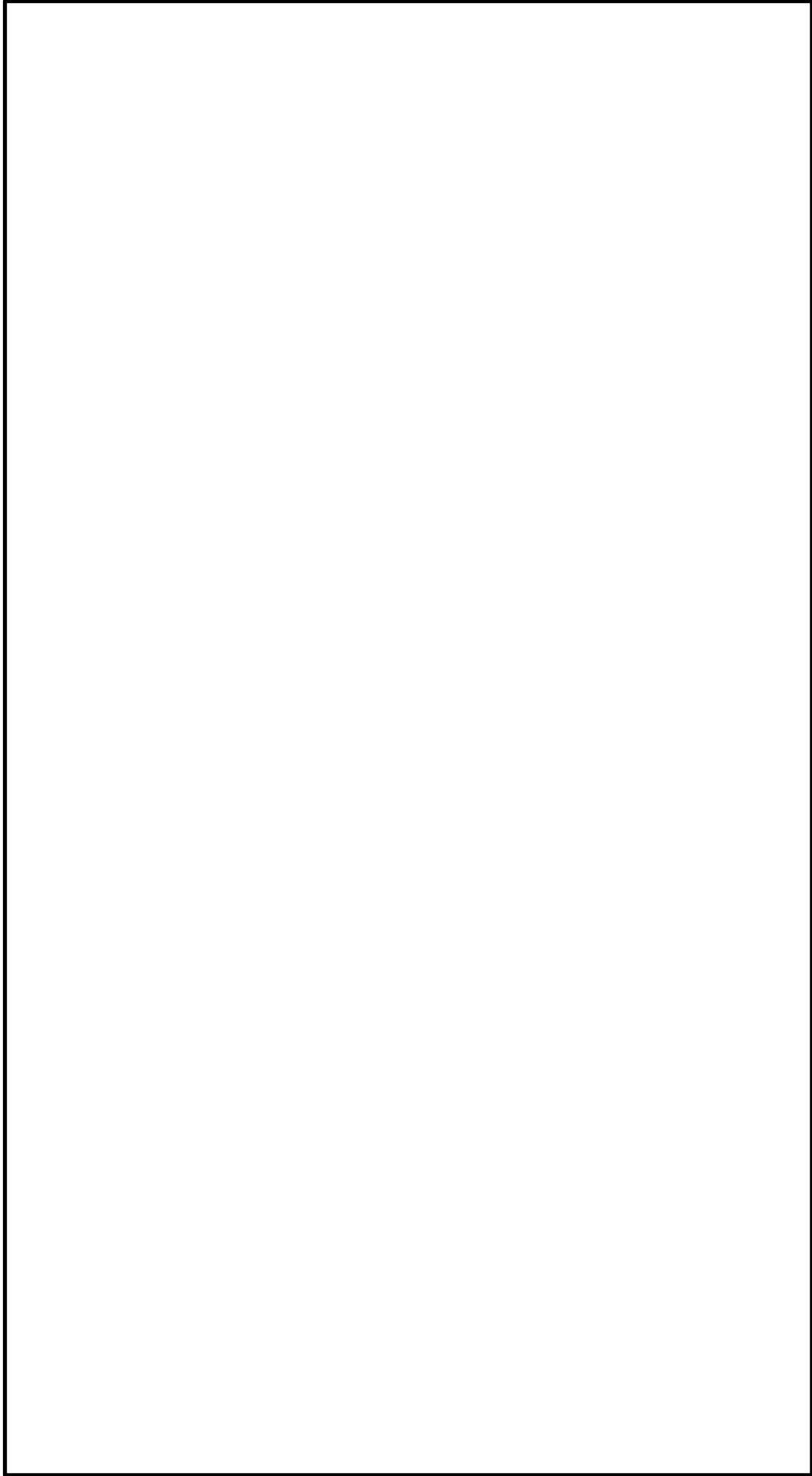


図6 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

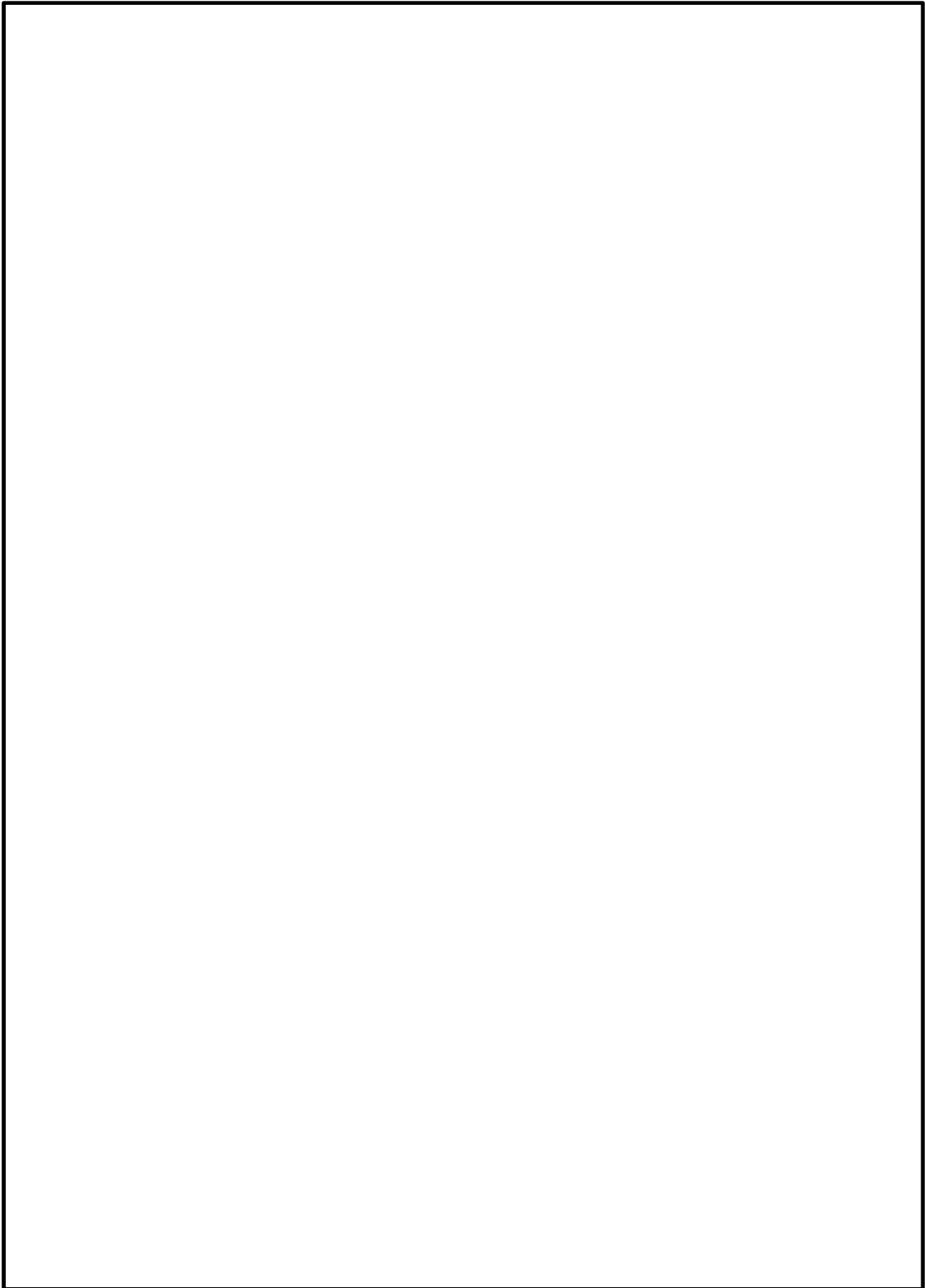


図 7 逃がし安全弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

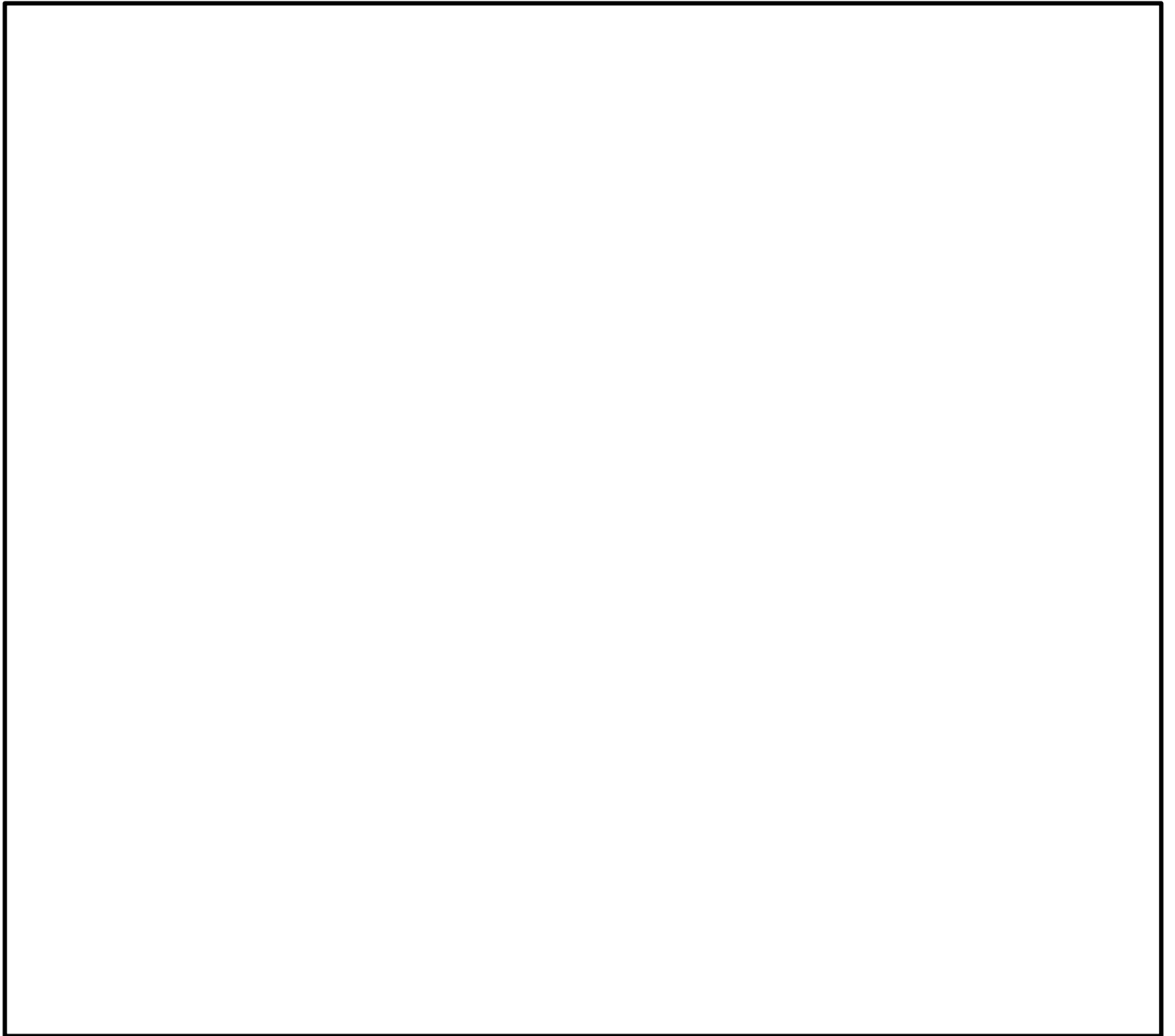


図8 可搬型代替直流電源設備の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

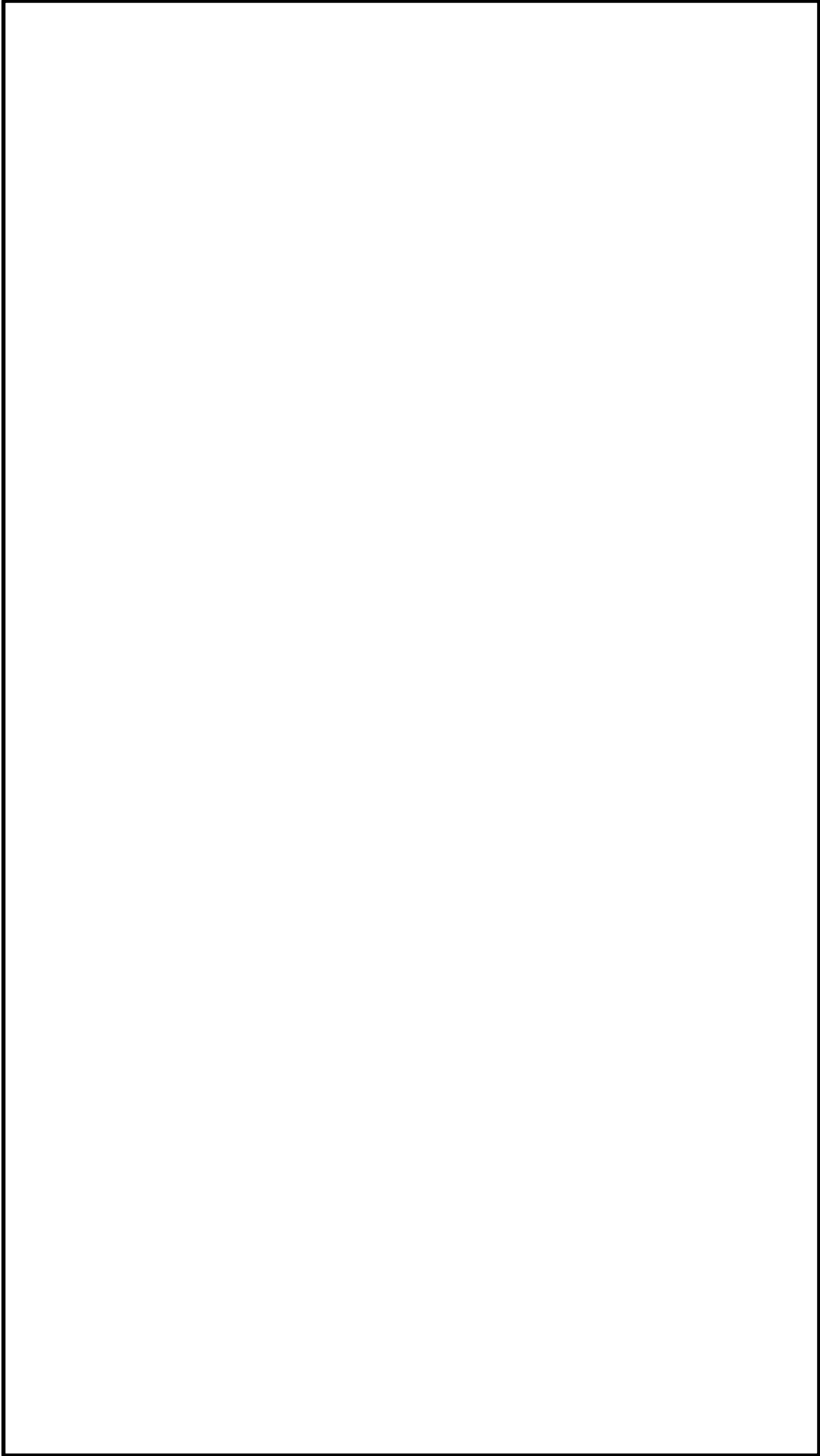


図9 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネルの配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-4 系統図

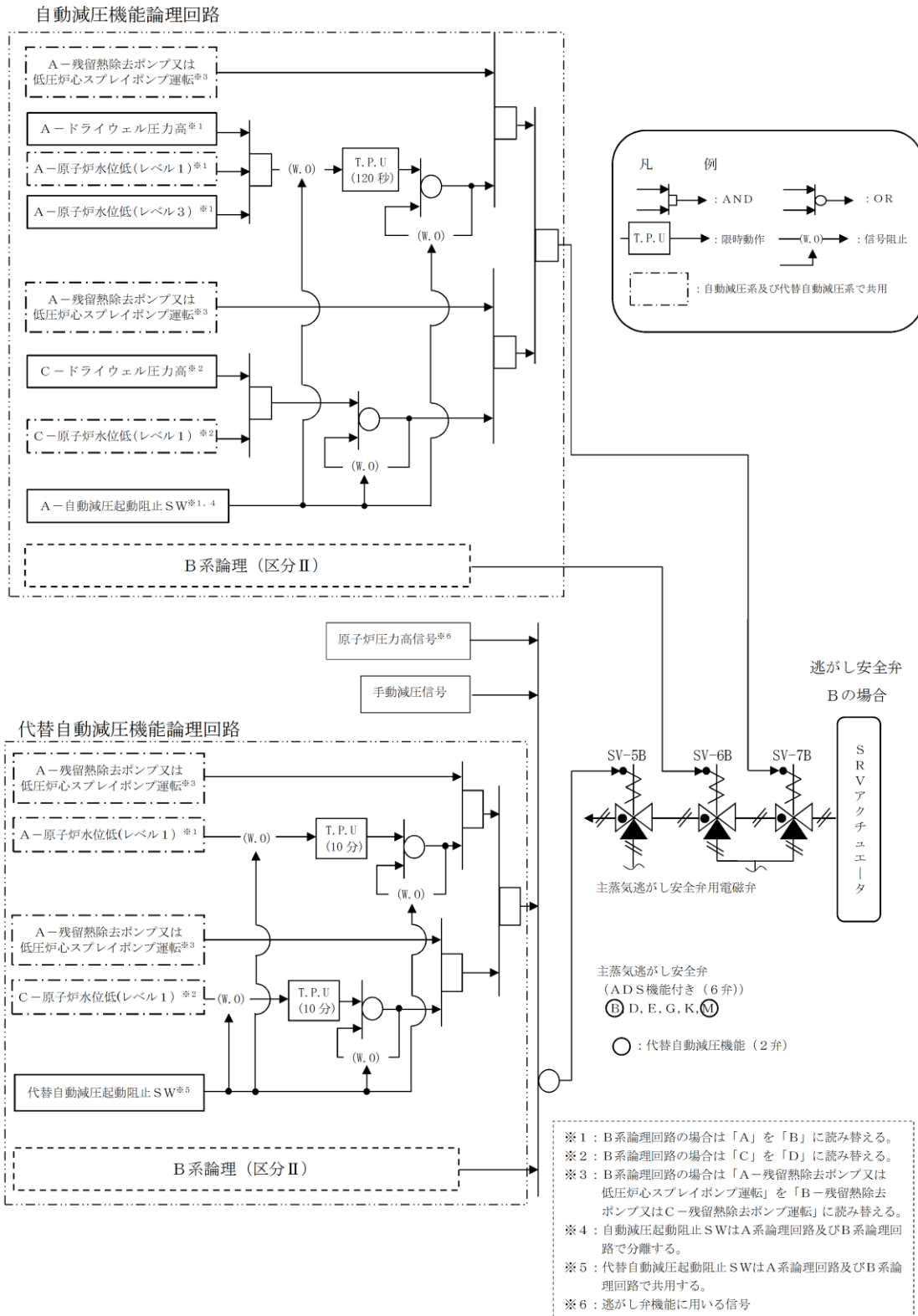


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

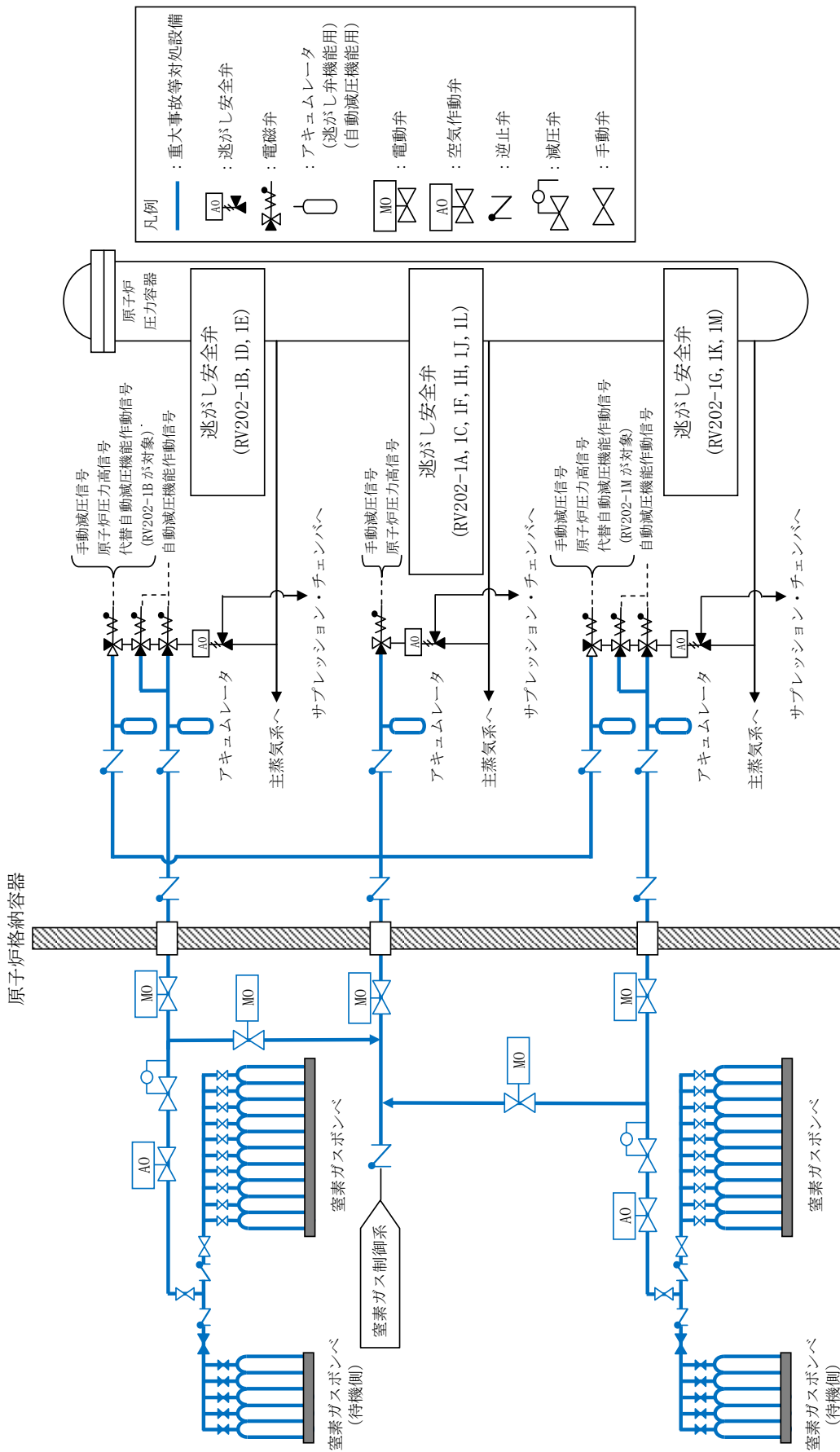


図2 逃がし安全弁室素ガス供給系 系統概要図

操作対象弁リスト

表 1 2号機操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
A-ADS 窒素ガスボンベ出口弁 (待機側)	V 227-1A-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS 窒素ガスボンベ出口弁 (待機側)	V 227-1B-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
A-ADS 窒素ガスボンベ供給元弁 (待機側)	V 227-11A	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS 窒素ガスボンベ供給元弁 (待機側)	V 227-11B	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外

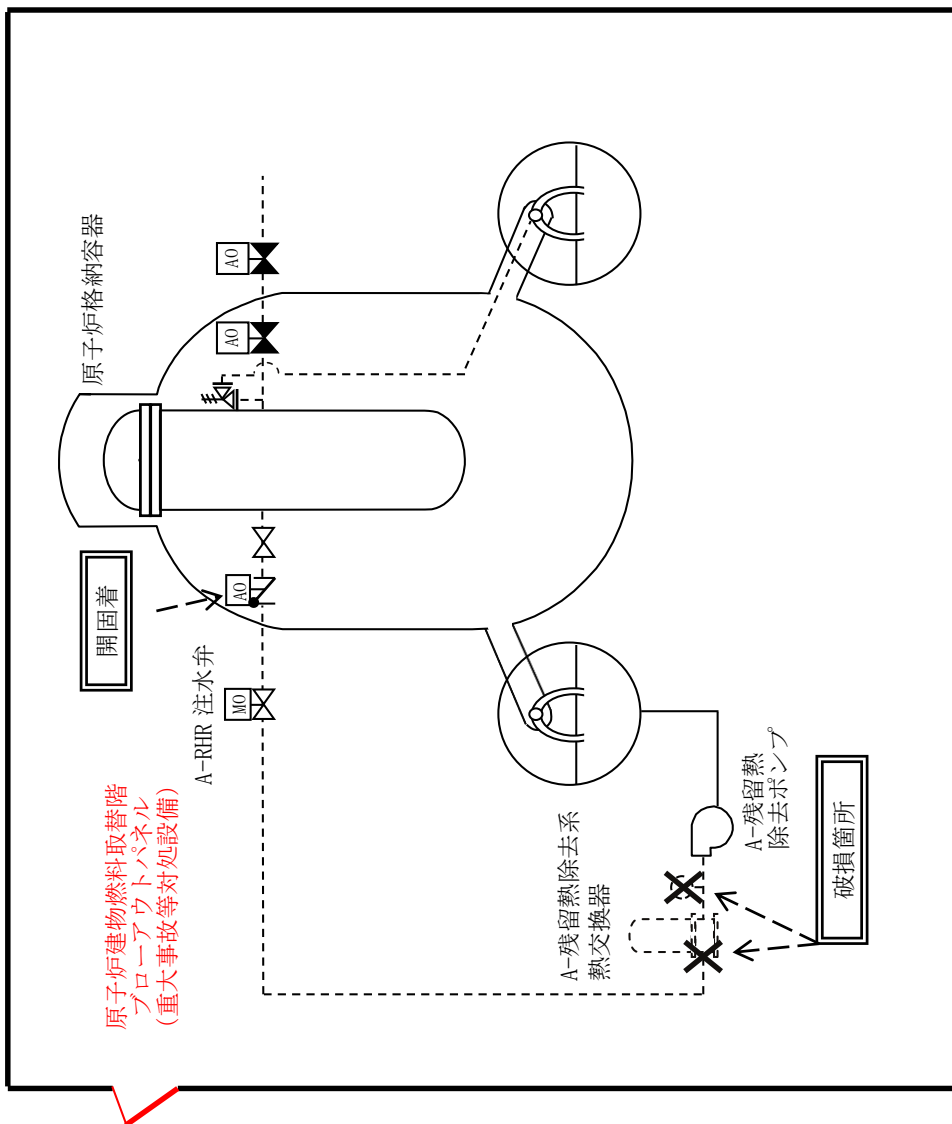


図3 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの概略系統図 (インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5 試験及び検査

島根原子力発電所2号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
主蒸気系	主蒸気系一式	高	外觀点検 機能・性能試験	10C	構造健全性検査	
	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査 自動減圧系機能検査	
	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査		
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書
(第1次改正)

設備名：原子炉冷却系統設備
検査名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：S2-17-II-8

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設備名：原子炉冷却系統設備
検査名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：S2-17-II-6

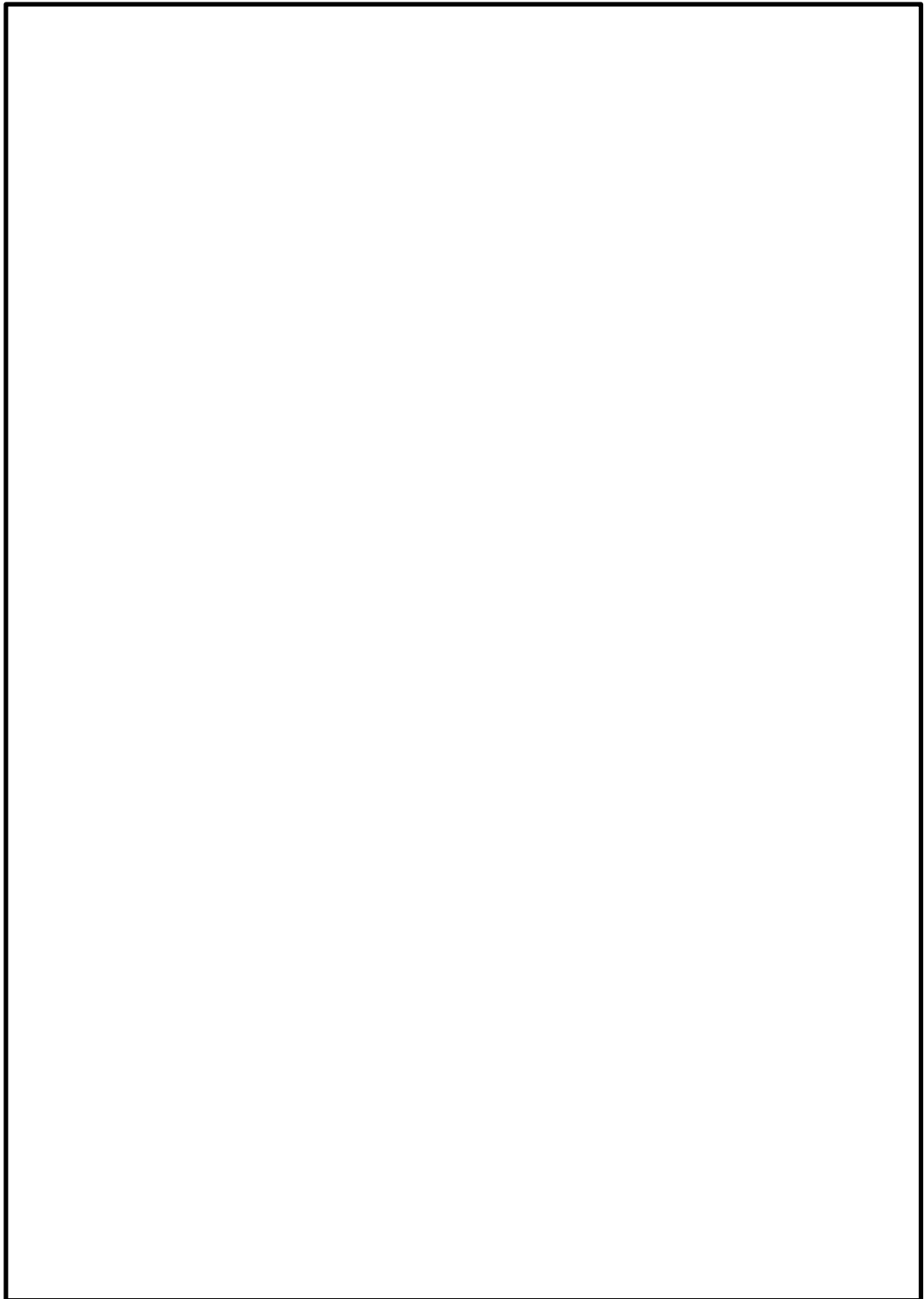


図1 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

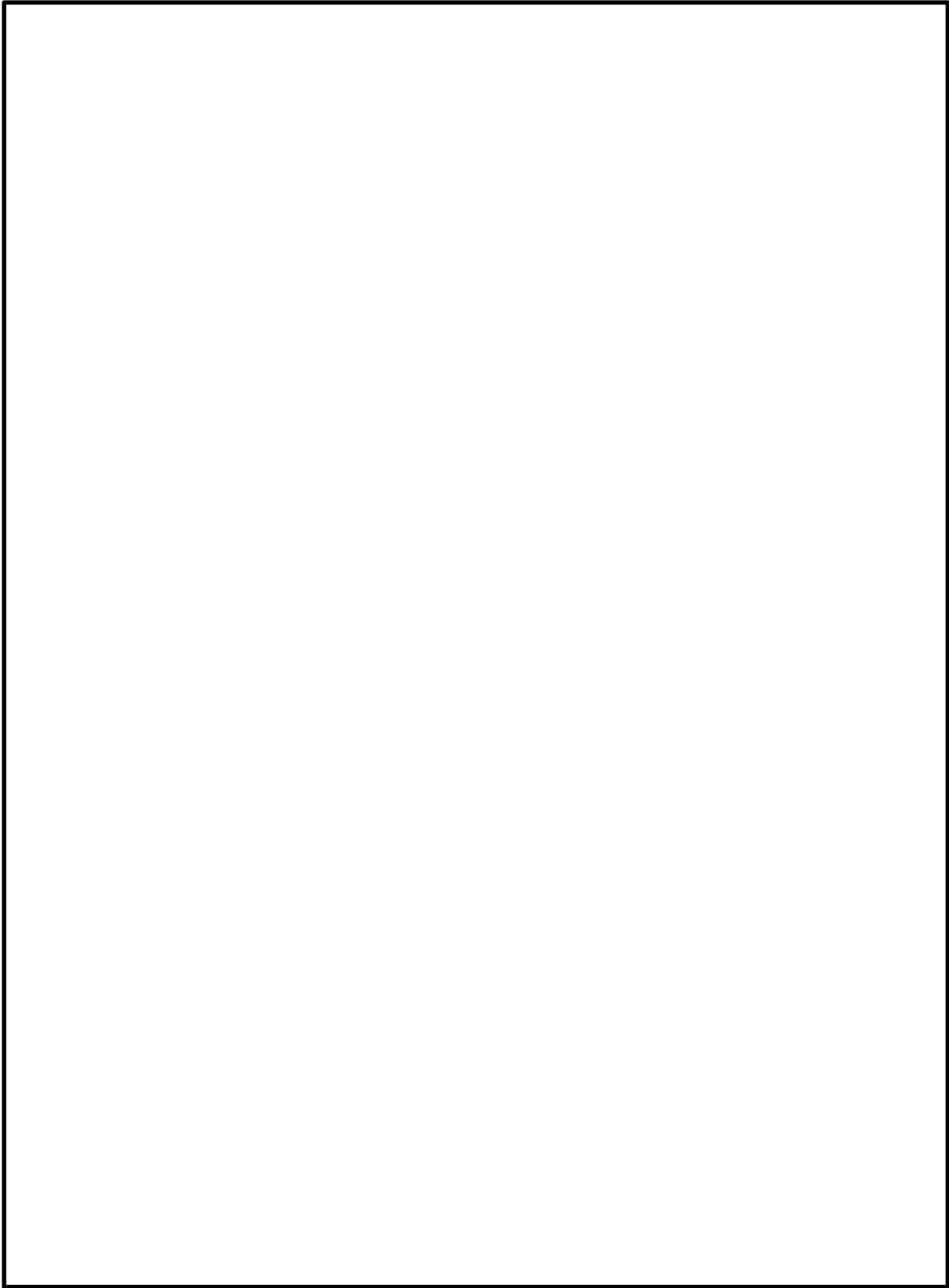


図2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は 頻度	検査名	備考
主蒸気系一式	主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	
自動減圧系一式	自動減圧系	高	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	A-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	B-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	C-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	D-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	E-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	F-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	G-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	H-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	I-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	J-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	K-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	L-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	M-主蒸気速がし安全弁	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設備名 : 原子炉冷却系統設備
検査名 : 自動減圧系機能検査
要領書番号 : S2-17-I-2

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、代替自動減圧機能については、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計としている。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

12条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験を実施する。
8—1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験または検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えたシステム及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない。
8—3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験または検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない状態が発生する頻度は [] [] と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

以上のことから、代替自動減圧機能は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

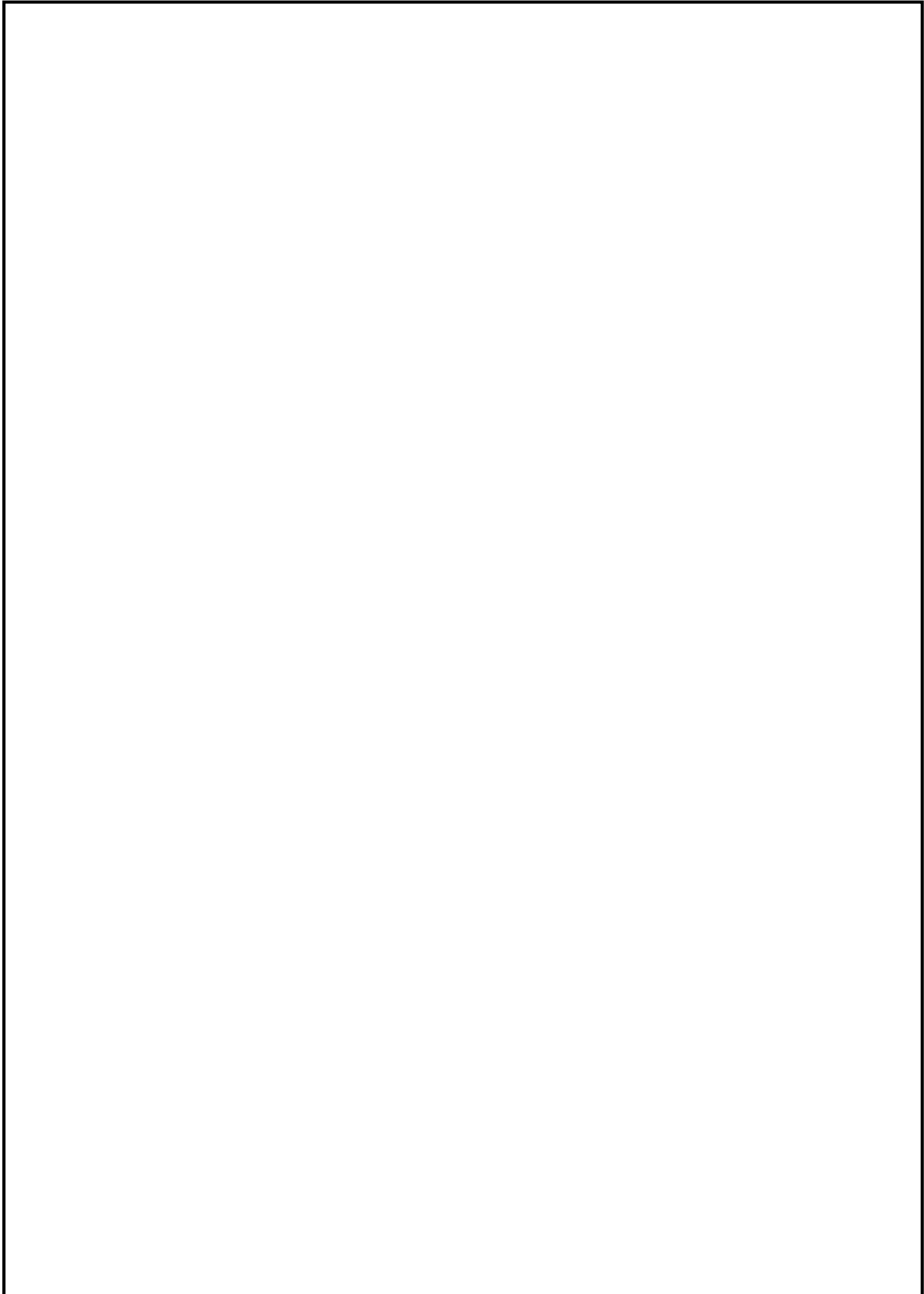


図4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

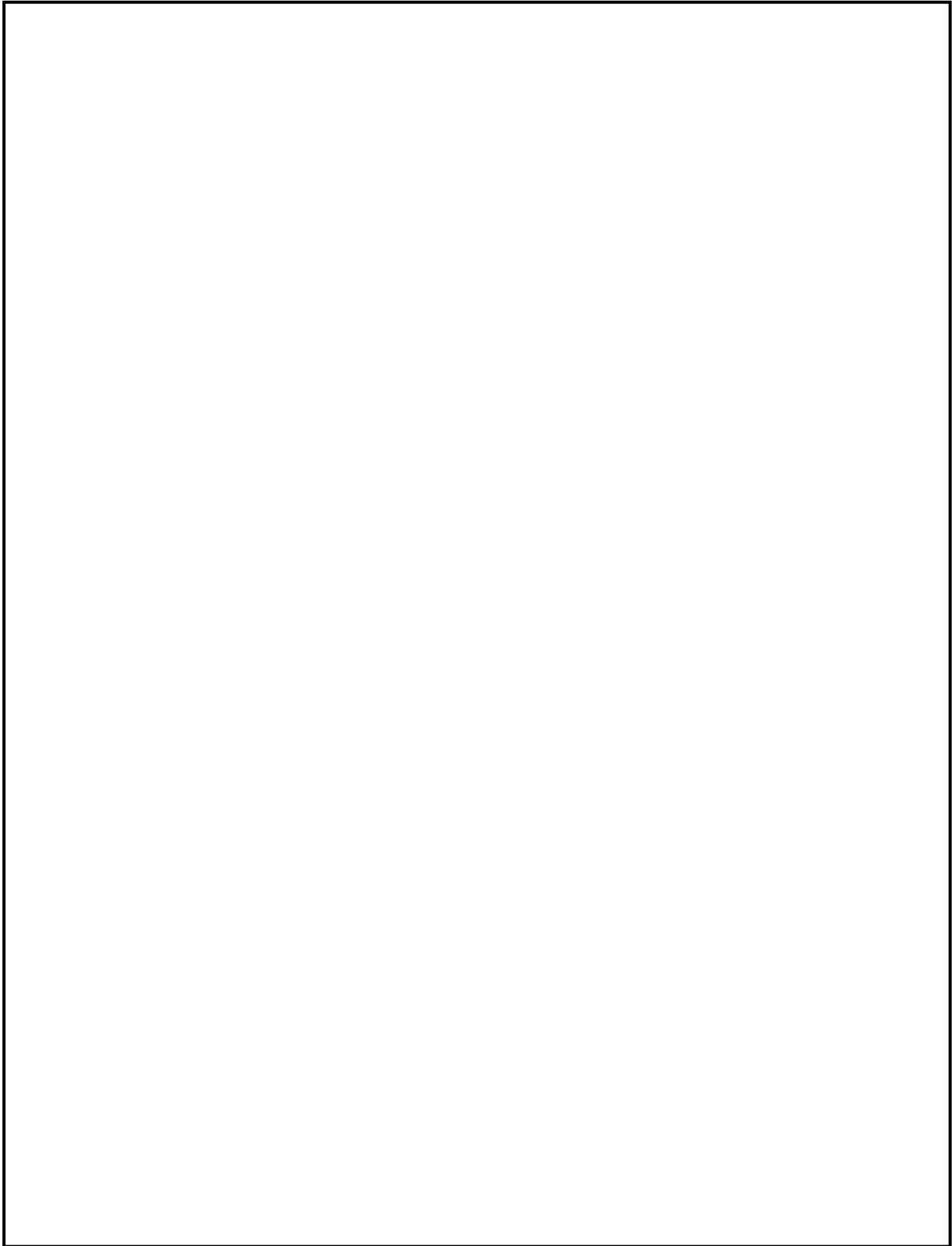


図5 高圧窒素ガスポンベ構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

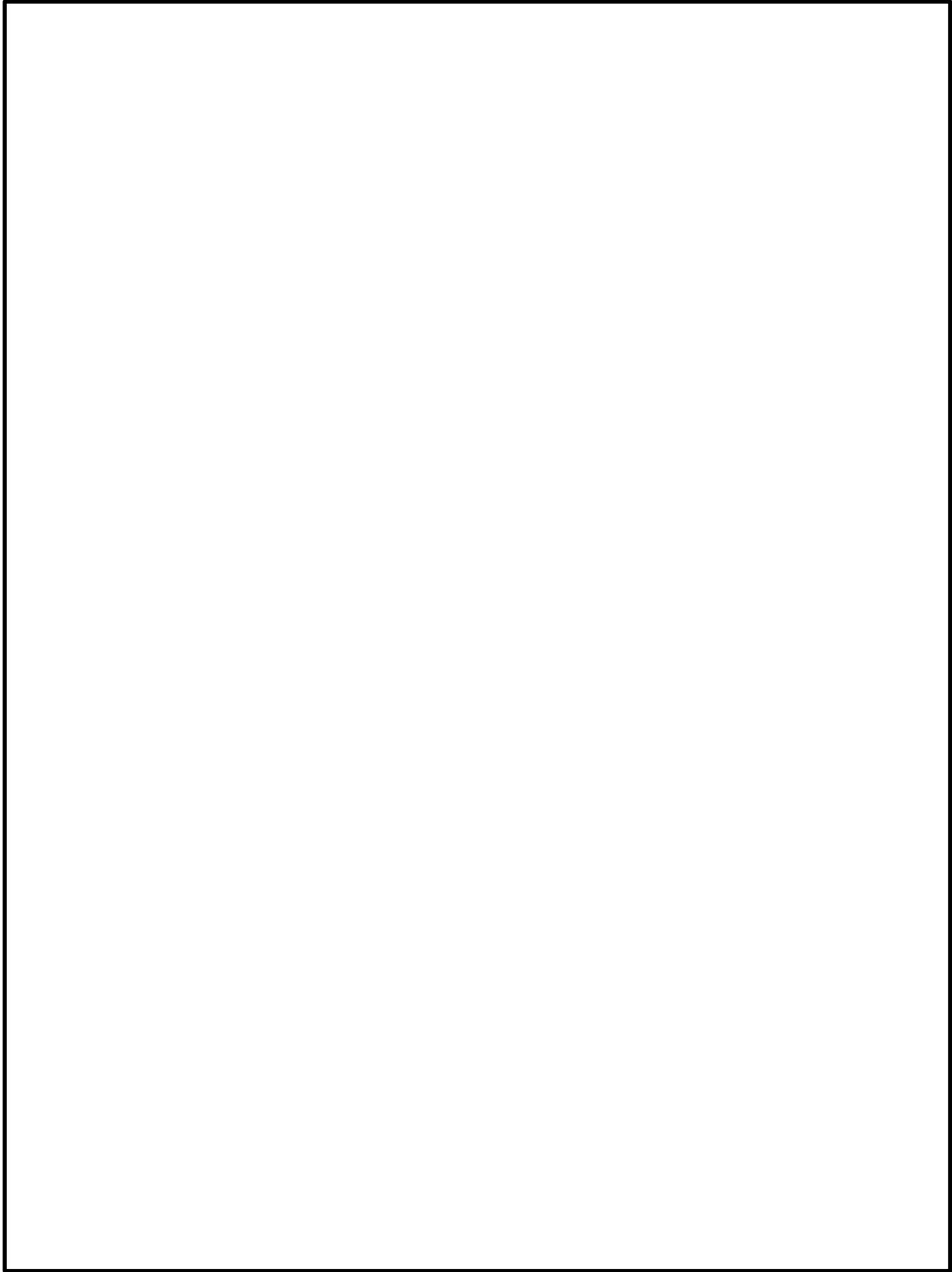


図6 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの試験および検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-6 容量設定根拠

名 称	逃がし安全弁	
吹 出 し 量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サブプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

原子炉圧力高の信号により、アクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出し量 (t/h/個)
逃がし弁機能	2	367
	3	370
	3	373
	4	377

逃がし安全弁は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表1のとおりであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。

名 称	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	
容 量	L/個	<input type="checkbox"/> (注1) (15 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	200
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k=一定$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} , V_{a2} と分割して考える。(V_{a1} は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積, V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} , 作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} , シリンダ内圧力を P_c (=駆動シリンダ内必要最低圧力), 逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^k = P_{a1} \cdot V_{a1}^k \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^k = P_c \cdot V_c^k \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

次に、逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.528} \left(0.528: \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1} \right)^{\frac{K}{K-1}} \right)$$

V_a : アキュムレータ容量(L)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L) =

K : 断熱指数 = 1.4

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力(MPa [abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力(MPa [abs]) = 1.258

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力(MPa [abs]) =

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}} \times 10 = \text{} = \text{} \text{L}$$

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量(要求値)は L/個とする。公称値は、要求値を上回るものとして 15L/個とする。

2. 最高使用圧力

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の限界温度に合わせて 200℃ とする。

名称	原子炉水位低（レベル1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位（レベル1）及び残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設定値	気水分離器下端※より 381cm 以下

【設定根拠】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。

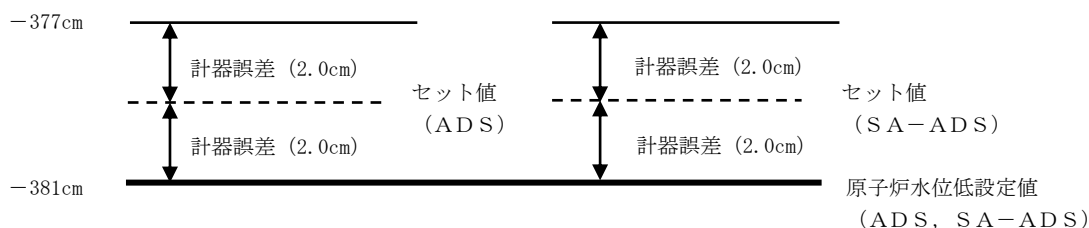
注記※：気水分離器下端レベルは、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<補足>

- ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないよう有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に低圧注水系による注水が必要であることを考慮して、低圧注水系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。

<参考>

ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



名 称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	
個 数	個	2（予備2）
容 量	Ah/個	約 24

【設 定 根 拠】

常設直流電源が喪失した場合，逃がし安全弁（2個）の駆動が可能なように主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の容量は，逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。

逃がし安全弁を作動させるために必要な容量は，直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_3 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率=0.8

K：放電時間，蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）=26.6

I：放電電流（A）=1.3

サフィックス 1, 2, 3, …, n：放電電流の変化の順に付番による。

$$C = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44\text{Ah}$$

以上より，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，2台分を必要容量(48Ah=24Ah×2台)とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット2個を分散して保管する。

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	
容 量	ℓ/個	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15

【設 定 根 拠】

窒素ガスボンベは可搬型重大事故等対処設備として設置する。

窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 容量

窒素ガスボンベの容量は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量および逃がし安全弁を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

(1) 窒素ガス消費量

a. 逃がし弁機能を動作するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q1 &= Q [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times A [\text{回}] \\
 &= \text{} [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times \text{} [\text{回}] \\
 &= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁6弁を7日間開保持するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q2 &= \lambda [\text{L}/\text{min}/\text{個}] \times D [\text{day}] \times 24 [\text{hr}] \times 60 [\text{min}] \times N [\text{個}] \\
 &= \text{} \times 7 \times 24 \times 60 \times 6 \\
 &= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

ここで、各設計値は下記のとおりとなる。

Q : 1回あたりの標準状態における窒素ガス消費量 = m³[normal]/回

A : 最も作動回数が多い全交流動力電源喪失シナリオにおける

SRV 作動回数 = [回]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = [L/min/個]

D : 開保持期間 (7日間) = 7 [day]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 窒素ガスポンベによる供給量

m1 : 逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

m2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

Q1 : 逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

Q2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

P1 : 窒素ガスポンベ初期圧力 : 14.7 [MPa]

P2 : 窒素ガスポンベ必要圧力 : [MPa]

Pa : 大気圧 : 0.101325 [MPa]

V : ポンベ容量 : 46.7 [L/個]

a. 原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

c. 必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 [\text{個}]$$

以上より、必要ポンベ個数は 15 個（約 47 L/個）である。この 15 個に加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

本設備は、最大で 5 個同時に保守点検を実施する運用としたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、5 個以上を確保する。

以上から、合計で 20 個以上を確保することとし、余裕を見て 30 個保有する。

3. 最高使用圧力

窒素ガスポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約 15MPa とする。

名 称	窒素ガス供給設備	
供給圧力	MPa	<input type="text"/> 以上

【設 定 根 拠】

窒素ガス供給設備は、常用重大事故対処設備として設置する。

窒素ガス供給系は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響をうけ、逃がし安全弁エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁を問題無く作動させることを考慮し、供給圧力をMPa 以上とする。

1. 逃がし安全弁の開動作条件

逃がし安全弁の開条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここに、

F_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備によるピストン押上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備圧力

S_2 ：ピストン受圧面積 [mm²]

F_R ：原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \text{} \text{ [N]}$$

※安全側の過程として原子炉圧力として大気圧を用いている

n ：レバー比

$$n = \text{}$$

F_{S2} ：シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \text{} \text{ [N]}$$

F_V ：可動部重量

$$F_V = \text{} \text{ [N]}$$

F_P ：格納容器圧力によるピストン押下げ力

$$F_P = P_p \times S_2$$

P_p ：格納容器圧力(0.853[MPa])を想定する)

F_{S1} ：弁本体のスプリング荷重

$$F_{S1} = \text{} \text{ [N]}$$

F_F ：ピストンOリング摩擦力

$$F_F = \text{} \text{ [N]}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁の開条件が成立する。

したがって、逃がし安全弁窒素ガス供給設備が \square [MPa] 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、逃がし安全弁は開可能である。

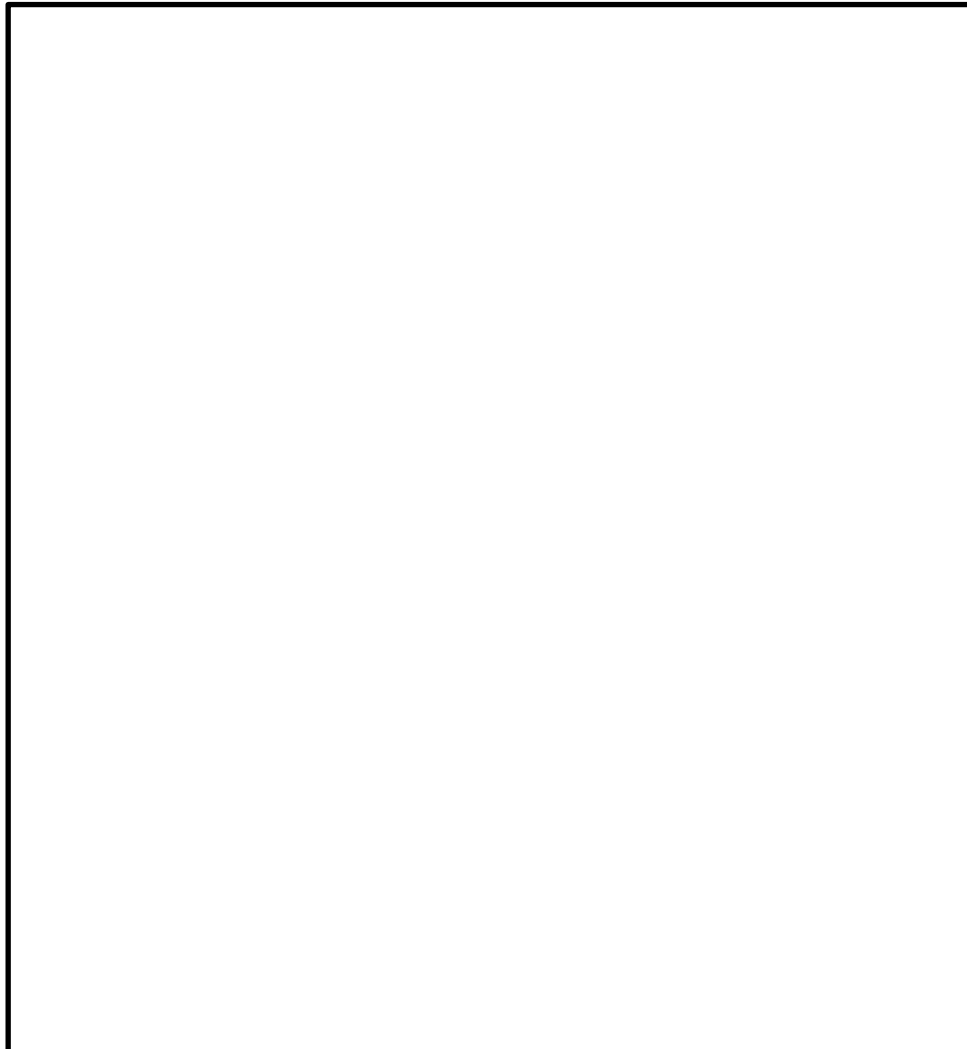



図1 逃がし安全弁 機構概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-7 接続図

接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所
：重大事故等対処設備を示す。

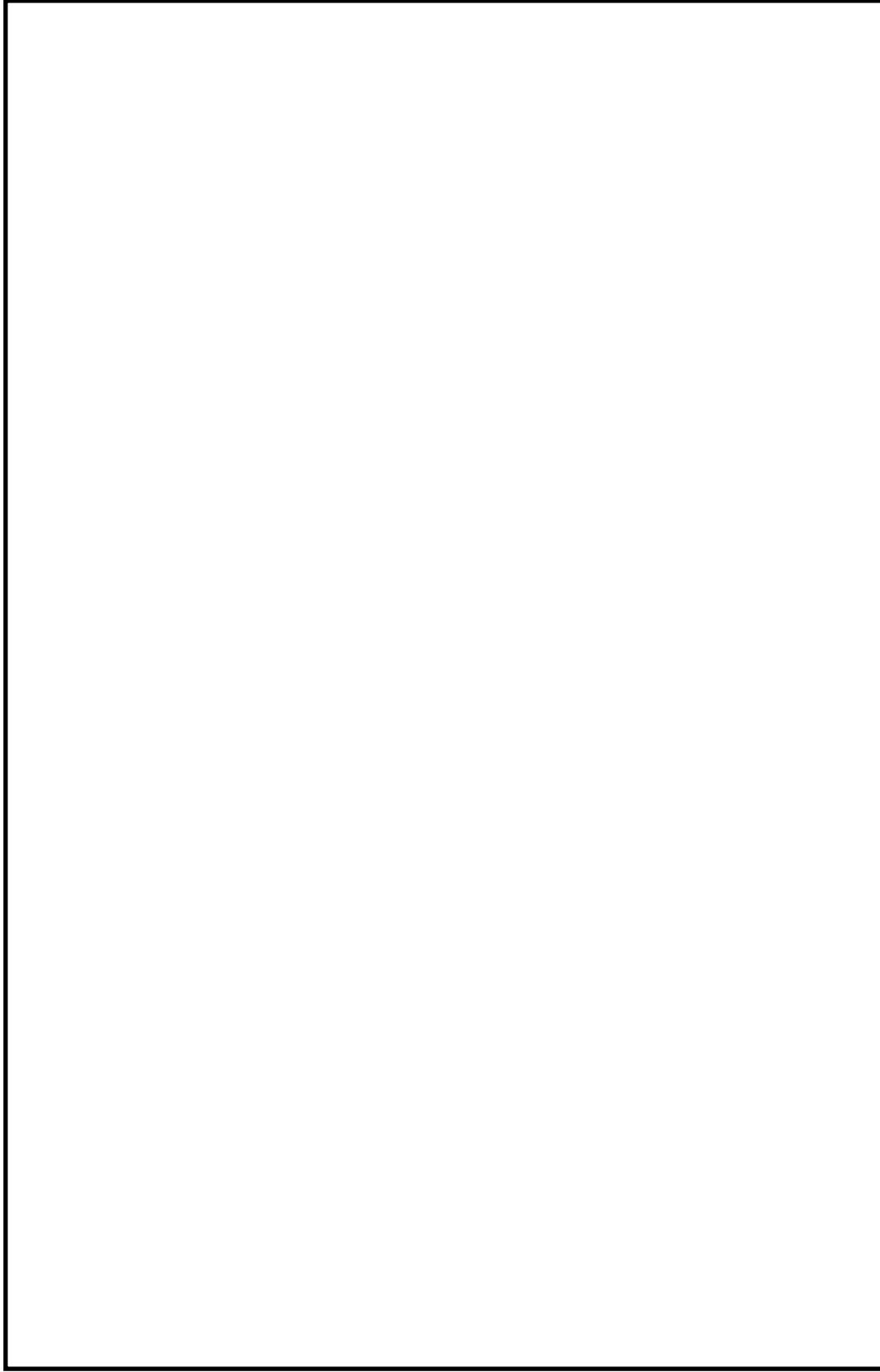


図1 接続図（主蒸気逃がし安全弁蓄電池）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

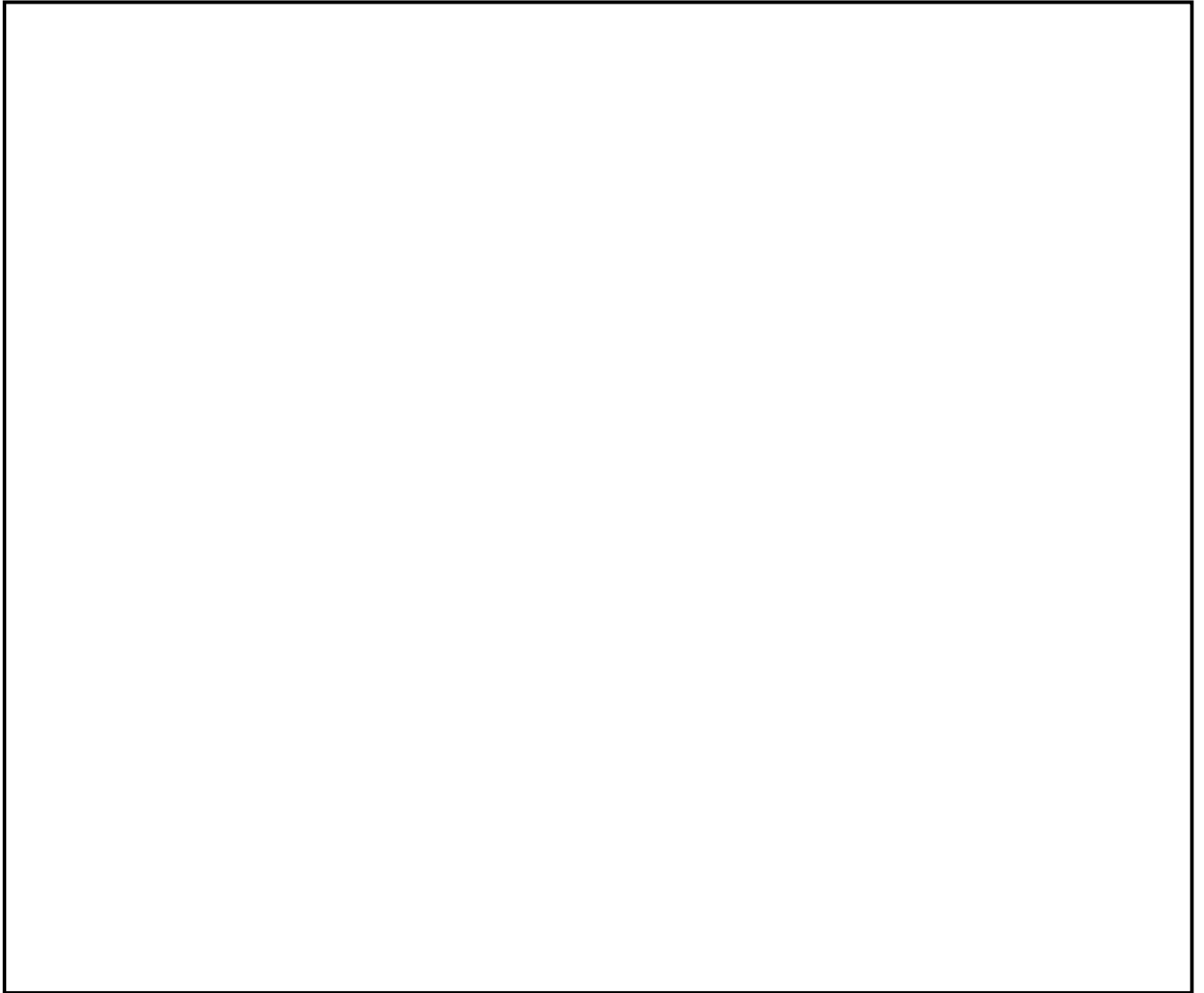


図2 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部詳細図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

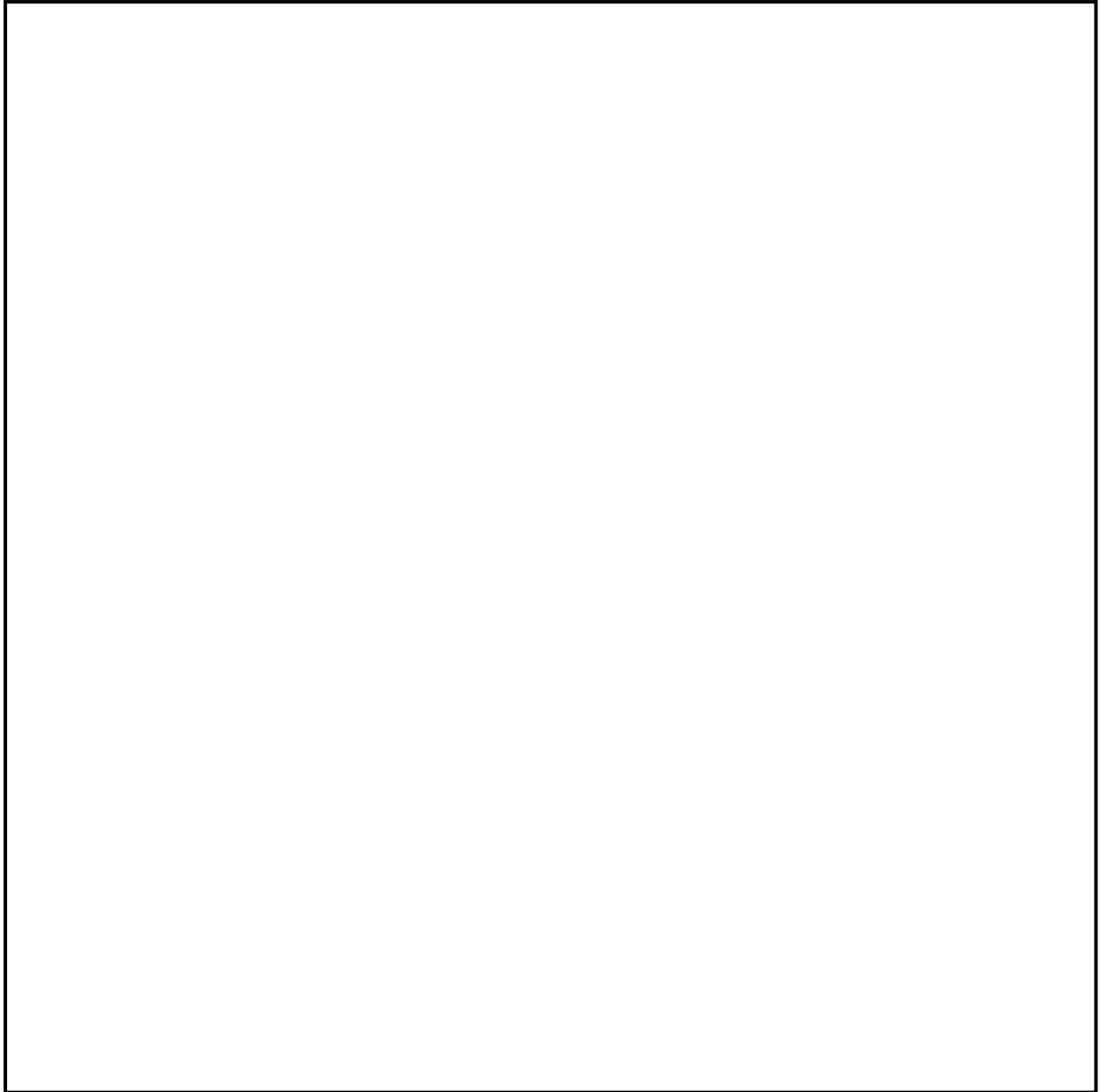


図3 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスポンプ)の接続部詳細図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-8 保管場所図

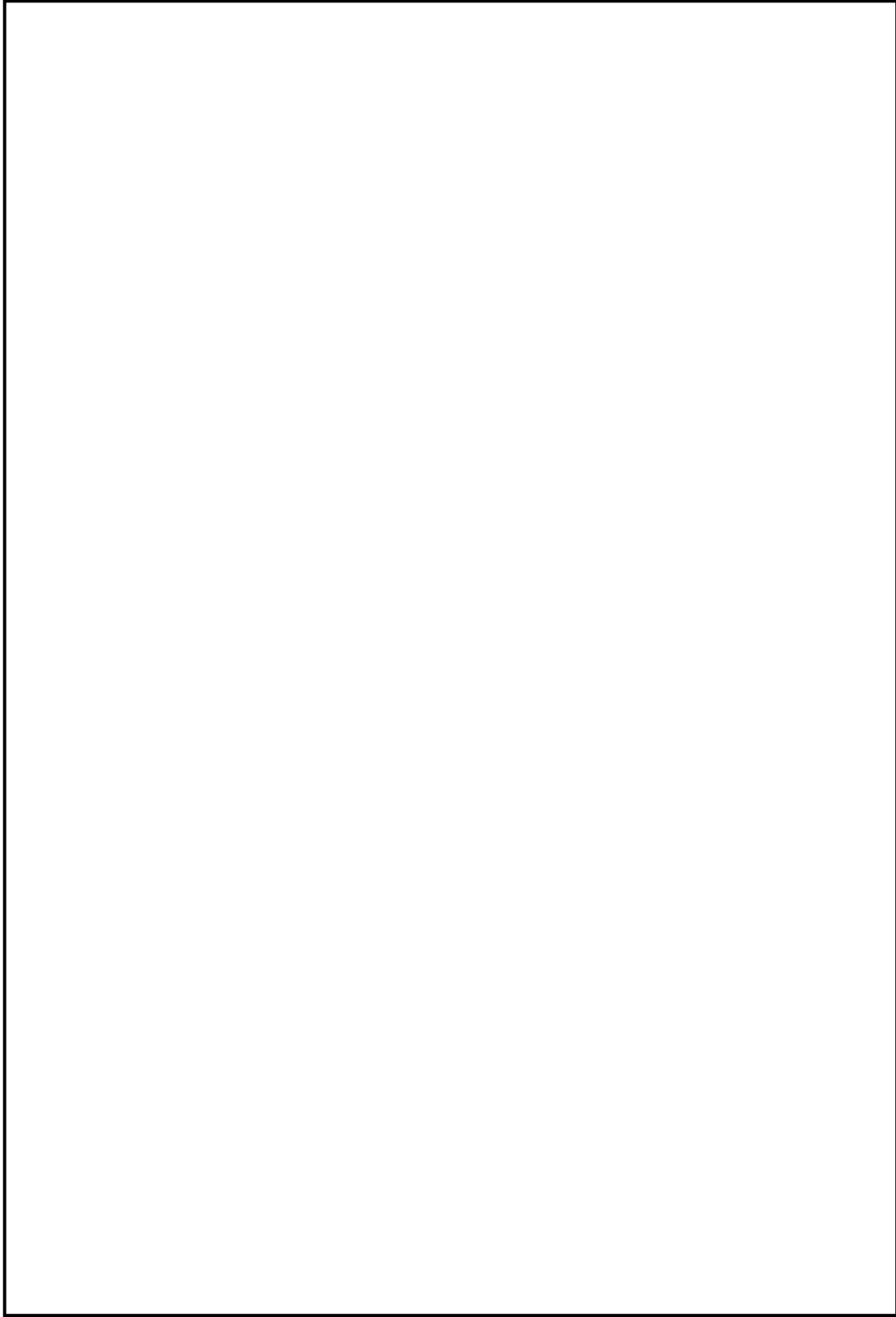


図1 窒素ガスボンベ等の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-9 アクセスルート図

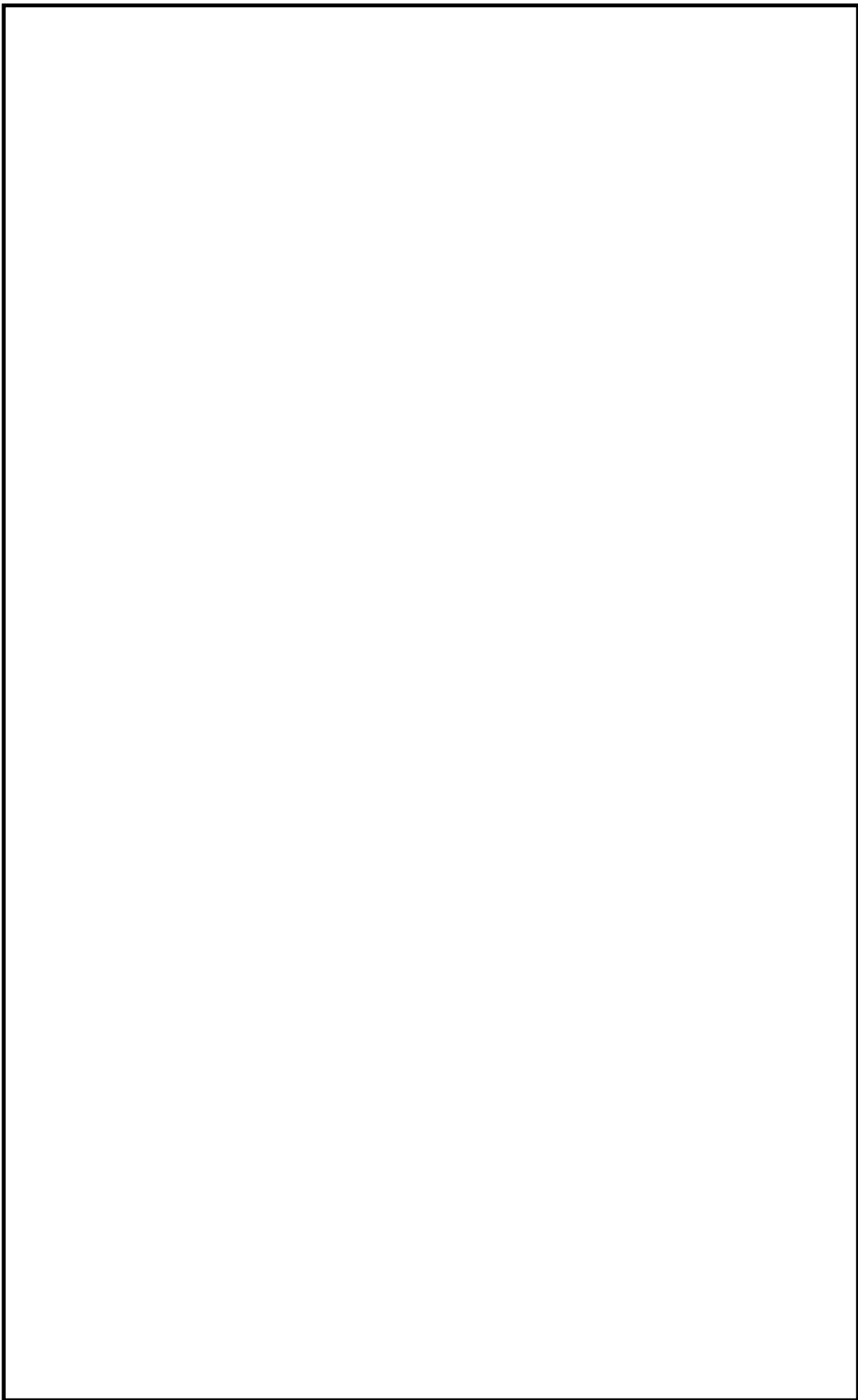


図1 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（1 / 4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

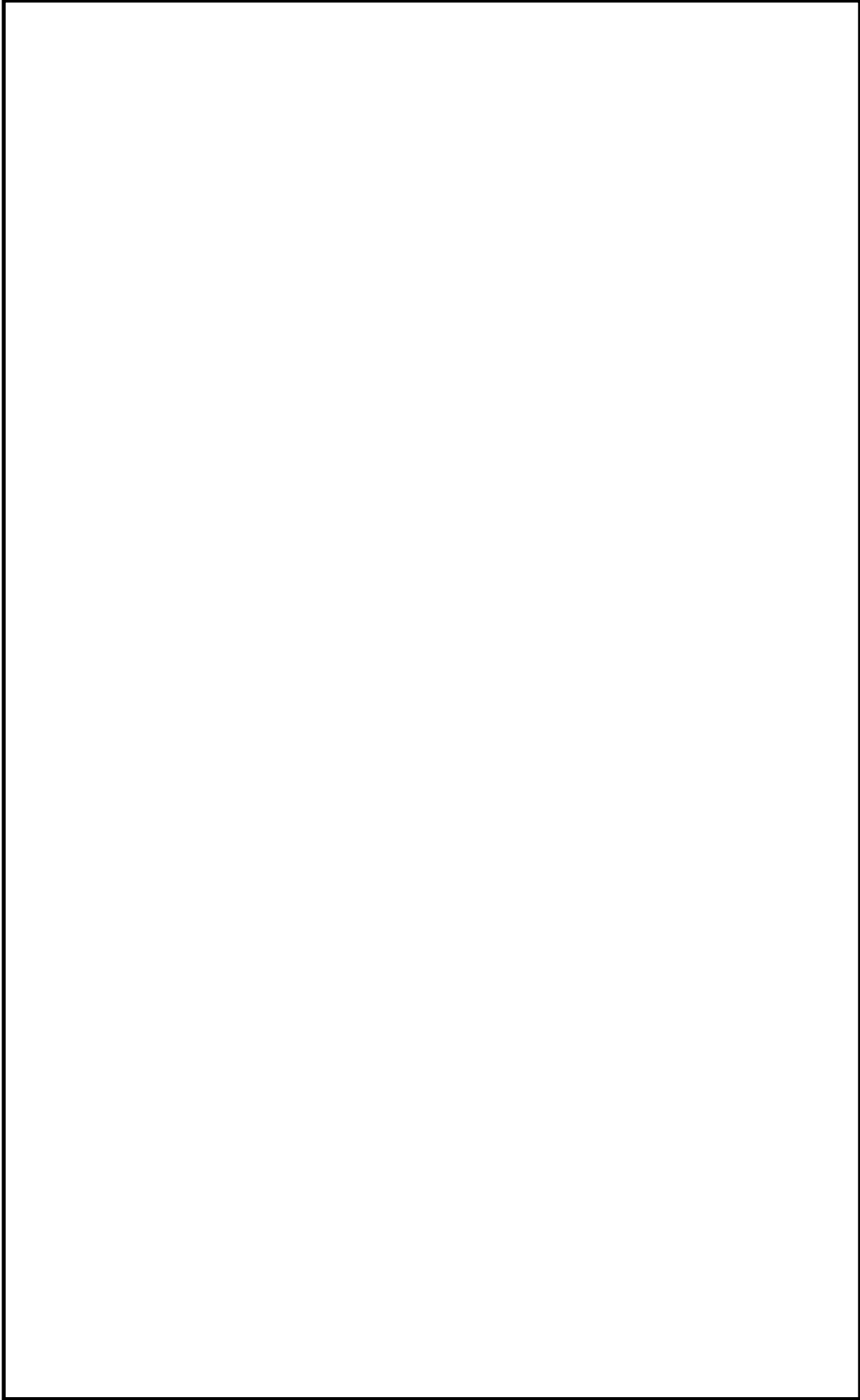


図2 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（2／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

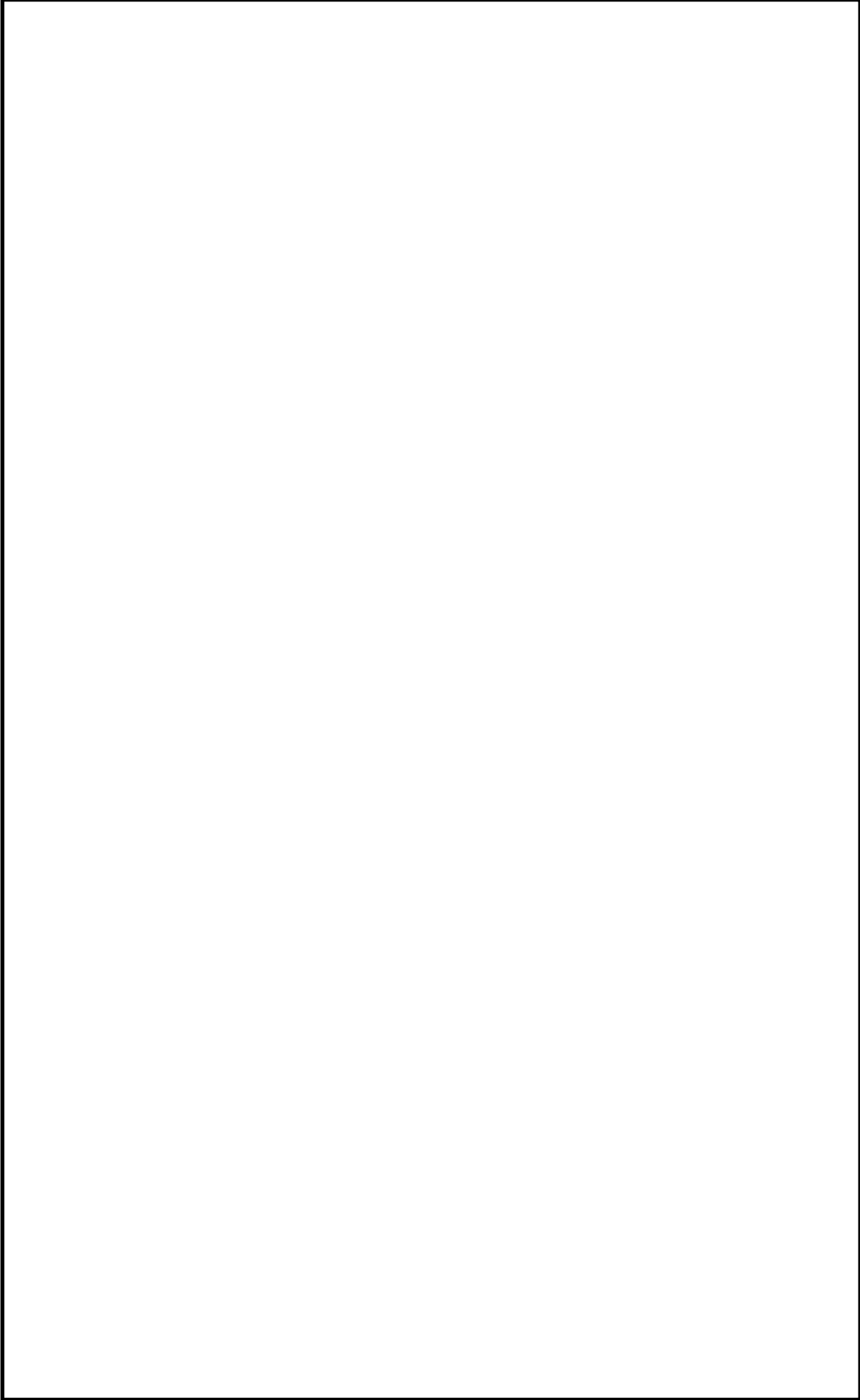


図3 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（3／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

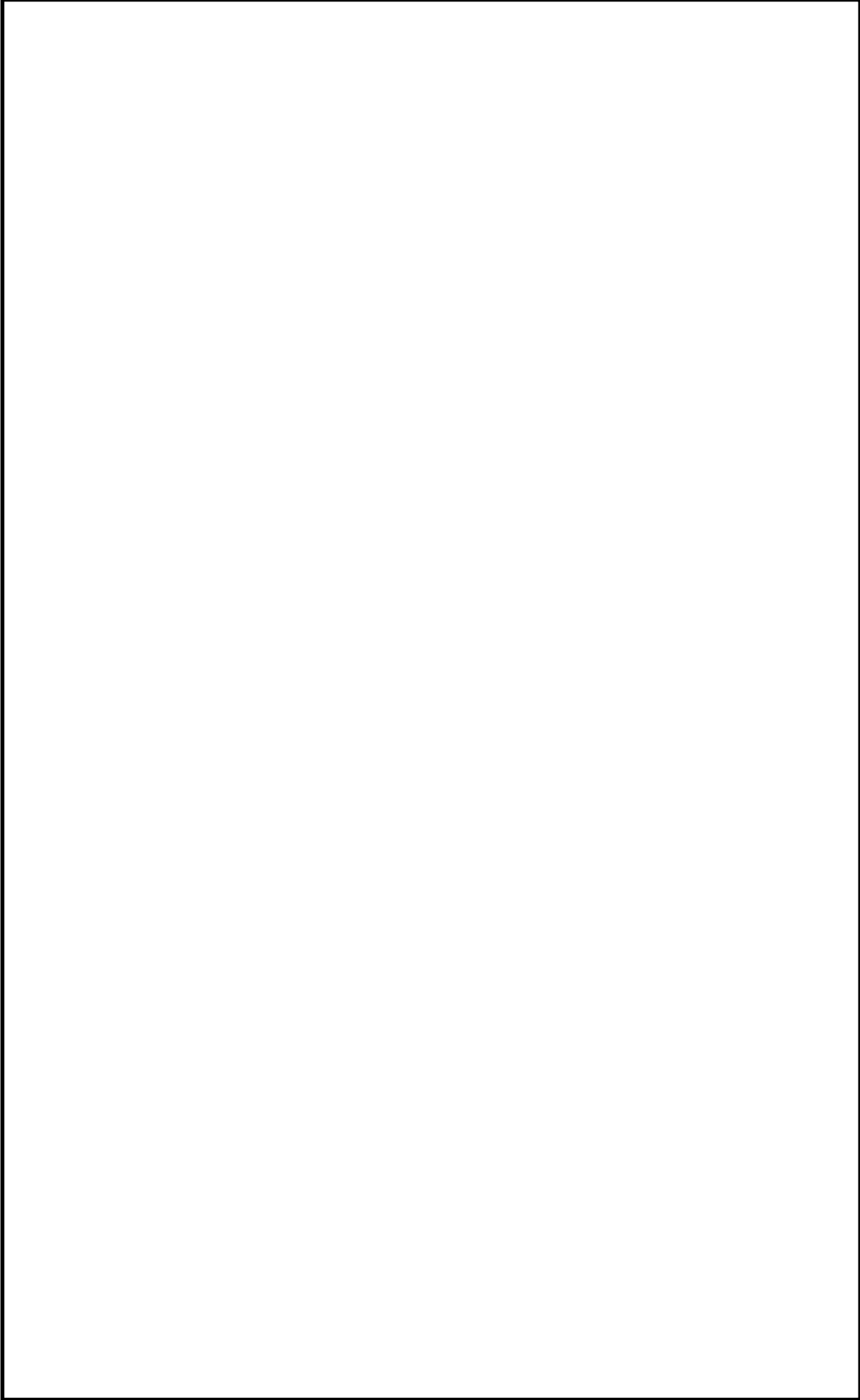


図4 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（4／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

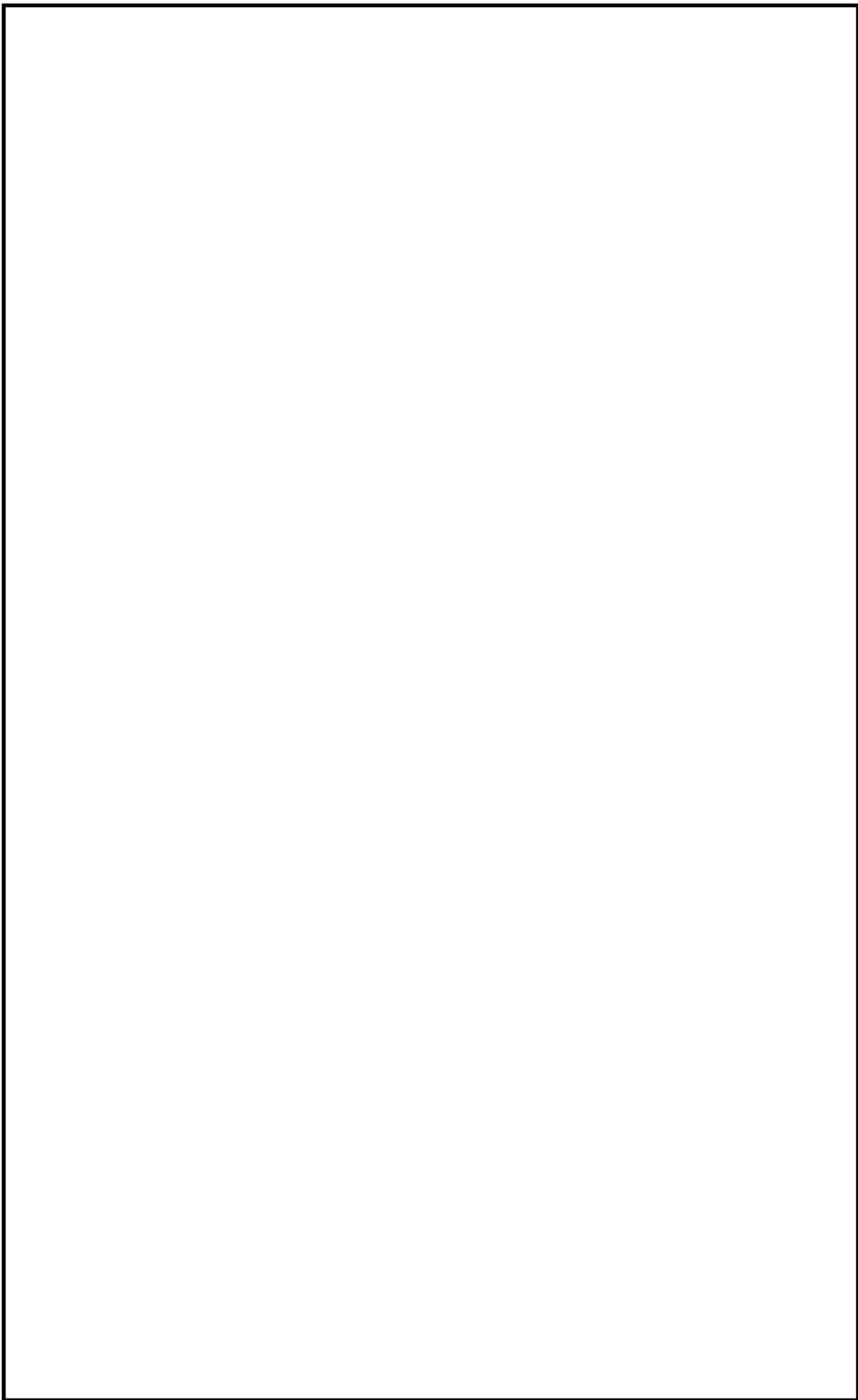


図5 屋内アクセスルーター（窒素ガスボンベ） ルート図（1 / 4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

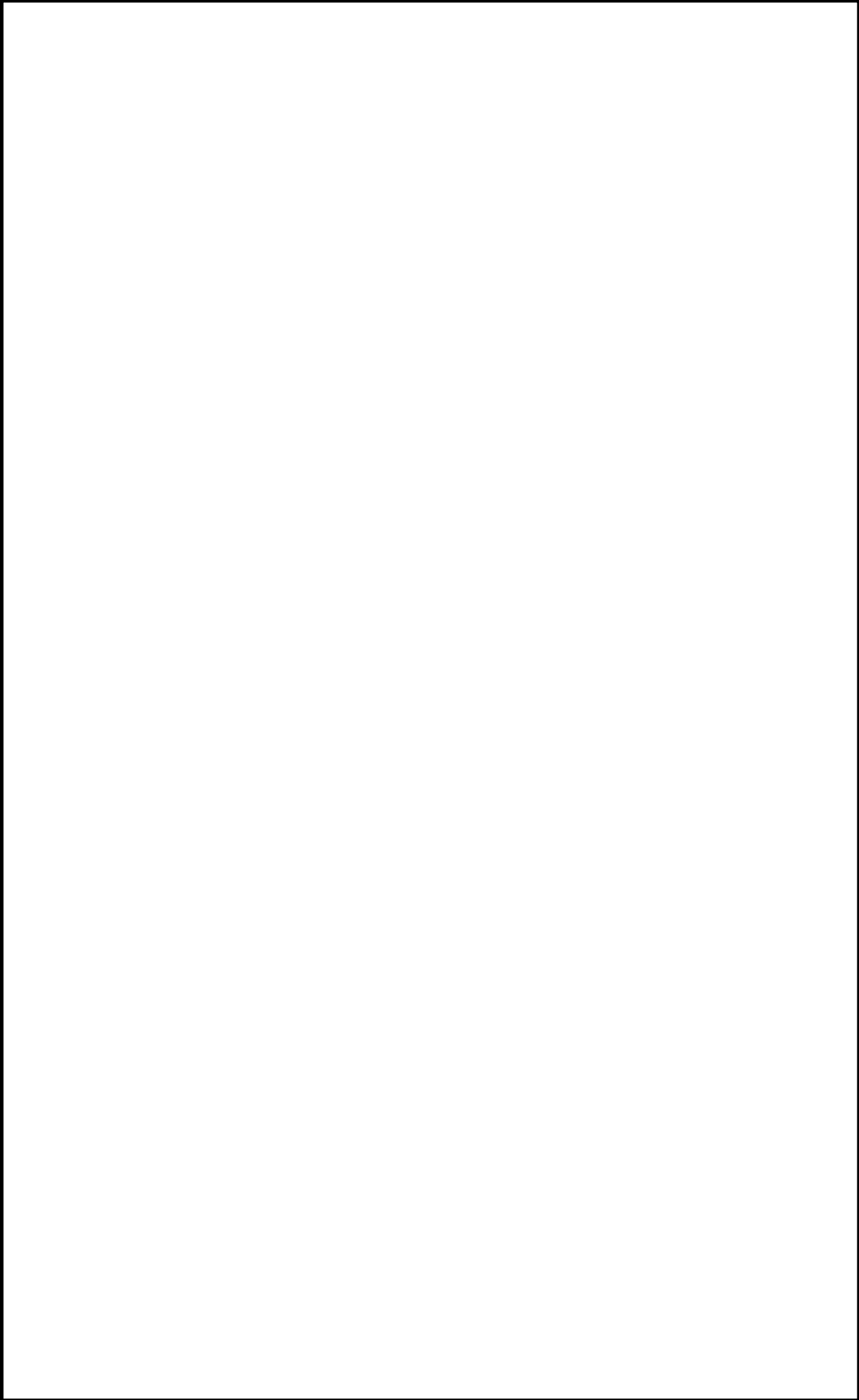


図6 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (2/4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

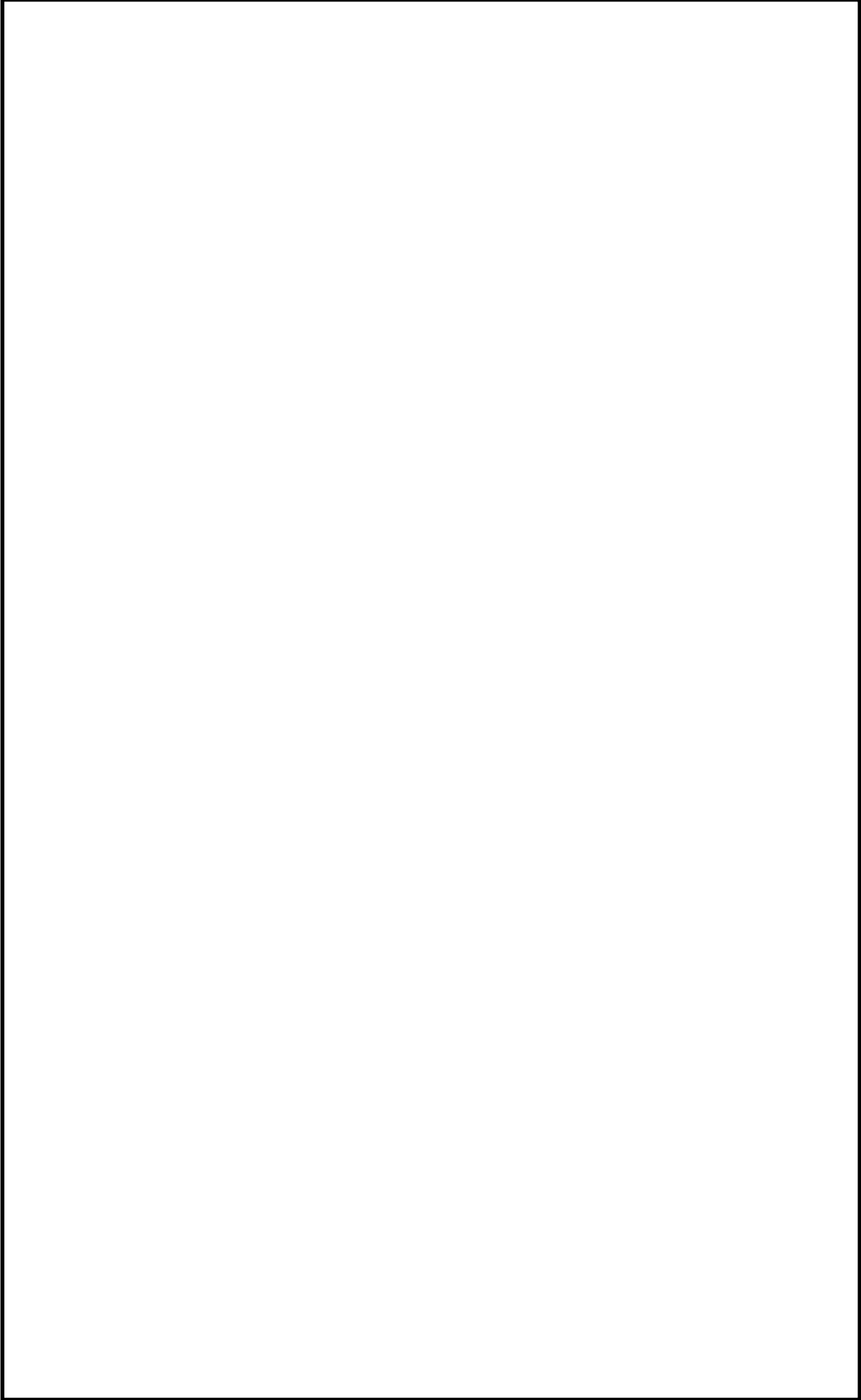


図7 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (3 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

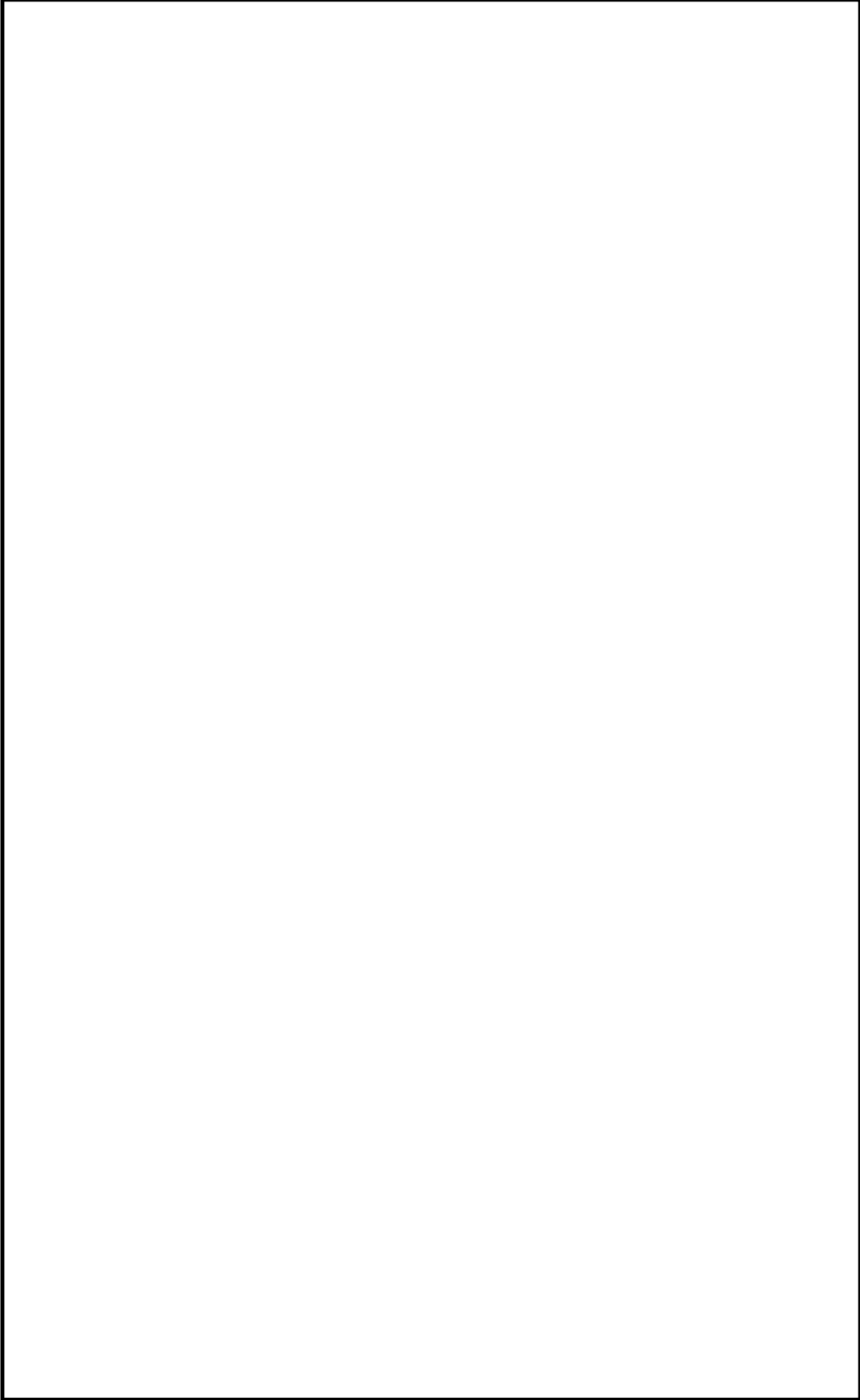


図8 屋内アクセスルーター（窒素ガスボンベ） ルート図（4 / 4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-10 その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス弁

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器真空が維持できている場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

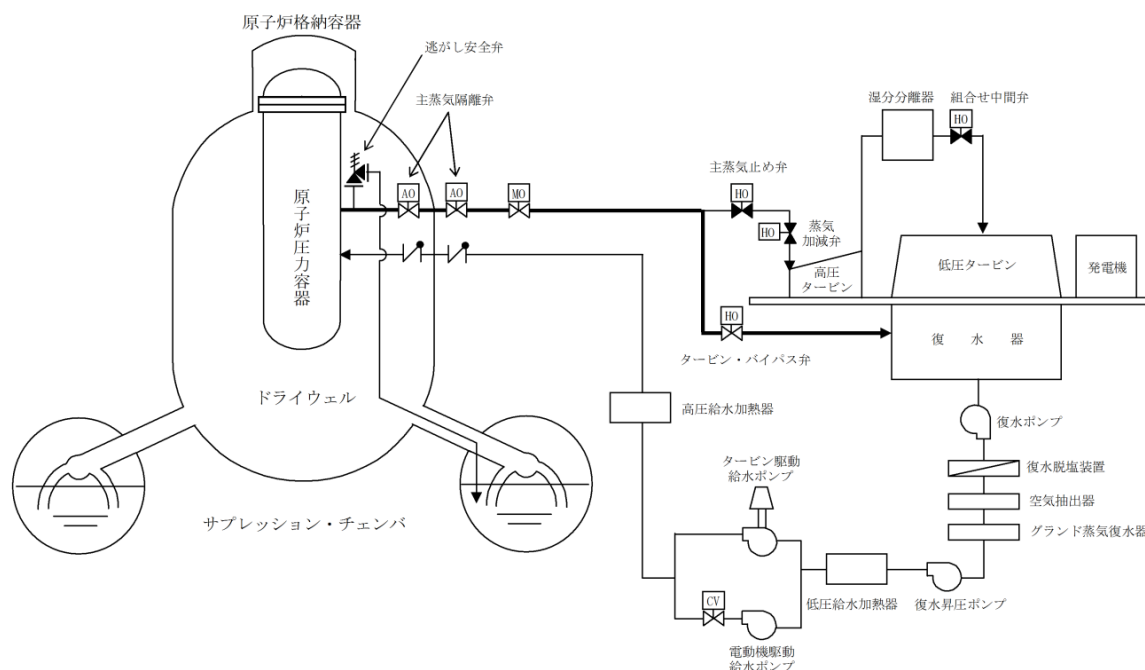


図1 タービンバイパス弁による減圧 概略系統図

(2) 直流給電車

直流給電車は、高圧発電機車の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、115V-B系の直流母線に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について、補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 窒素ガス代替供給設備

窒素ガス代替供給設備は、窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、逃がし安全弁の開操作を可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ガス供給を行うことができる。

本系統は、窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、窒素ガスは、逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの2個へ供給される。

なお、本系統は、既設の窒素ガス供給系とは別に、窒素ガスポンペを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なし2個（RV202-1A, 1J）へ、窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。

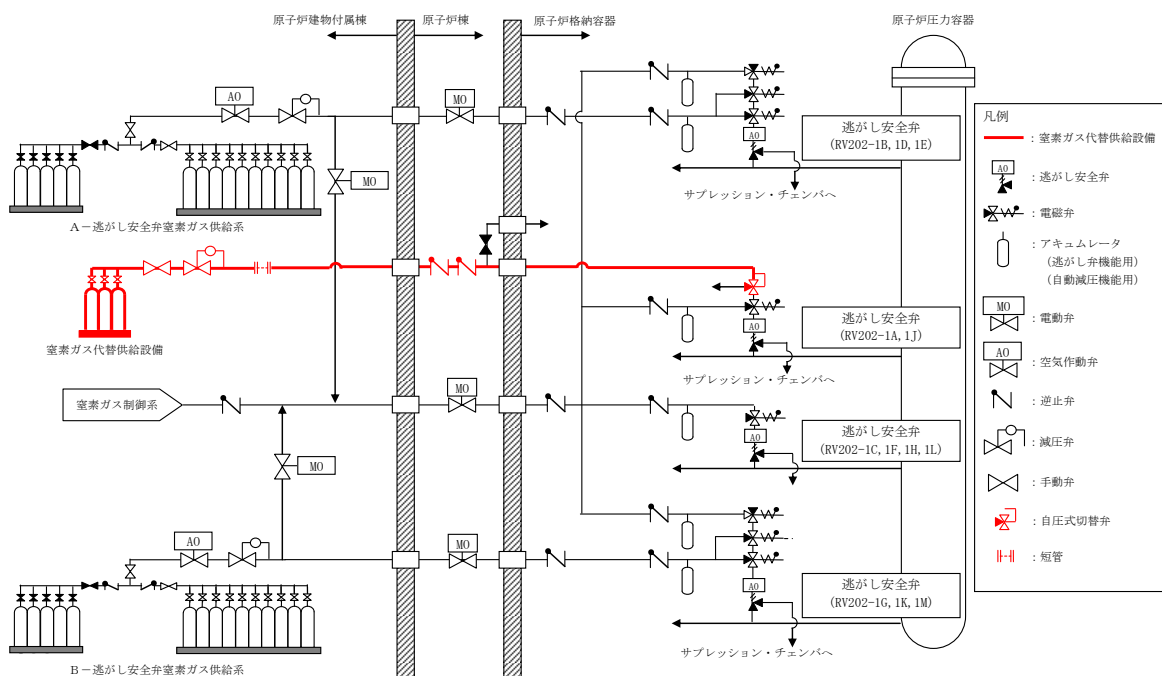


図2 窒素ガス代替供給設備による減圧 概略系統図

(4) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

常設直流電源及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の電源供給またはSRV用電源切替盤を用いた可搬型直流電源設備による電源供給が不可能となり逃がし安全弁を解放できない場合において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を中継端子箱に接続し、逃がし安全弁（RV202-1B, 1M）を解放することにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

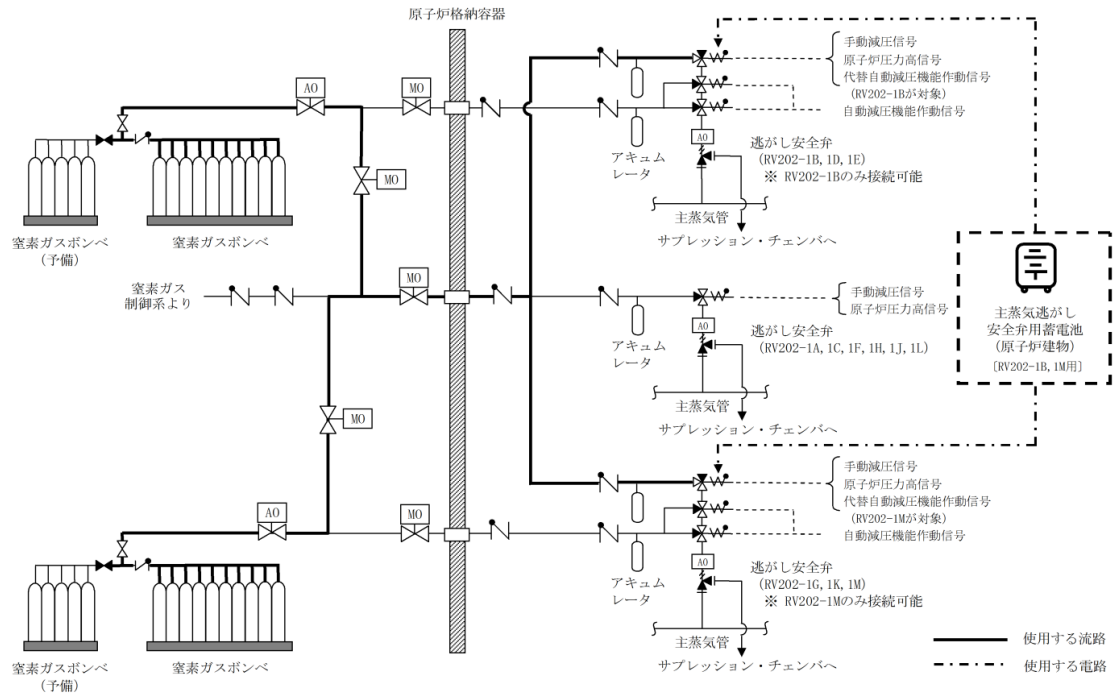


図3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧 概略系統図

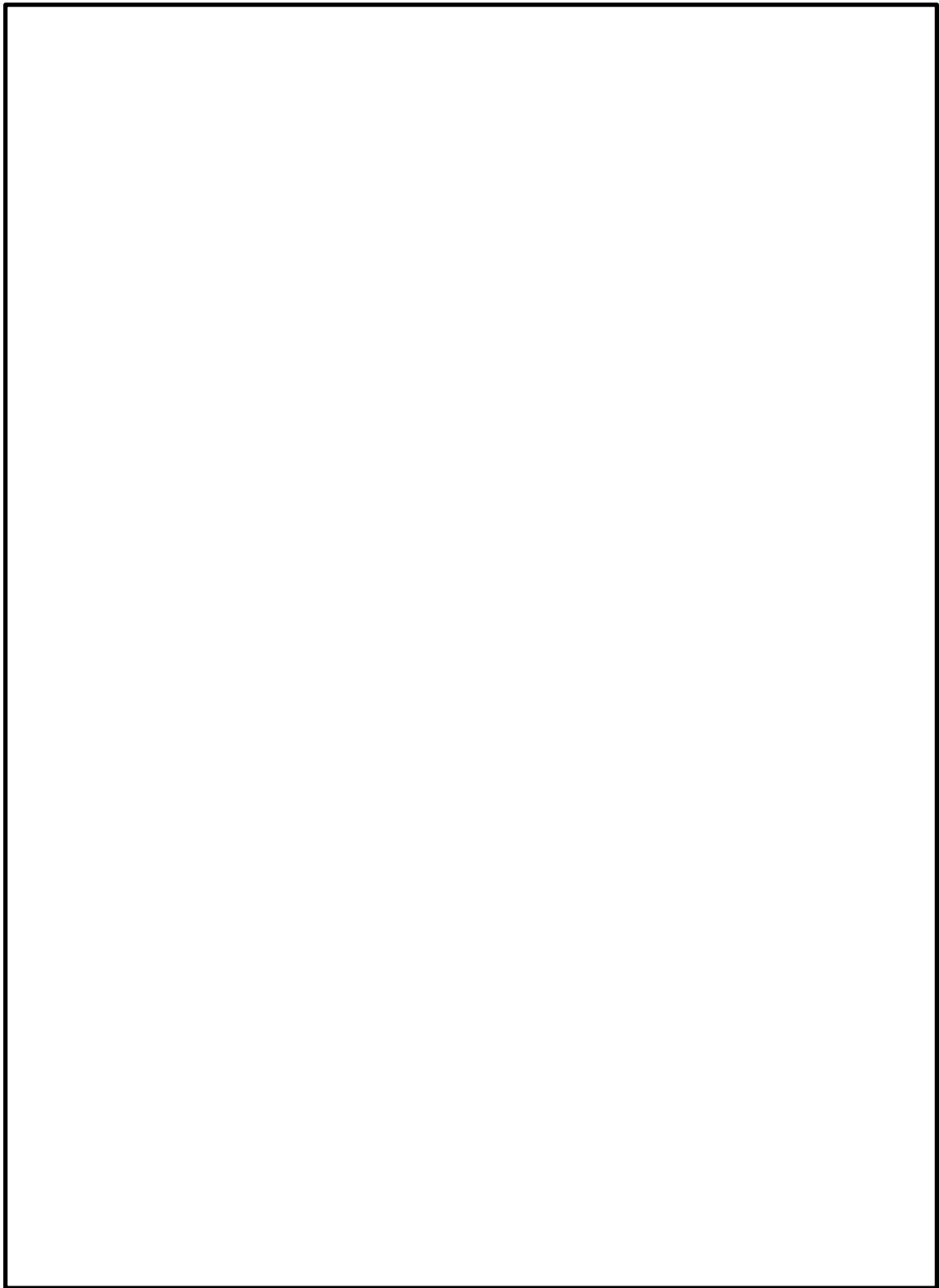


図 4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、以下の 3 つの機能を有する。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバック・アップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

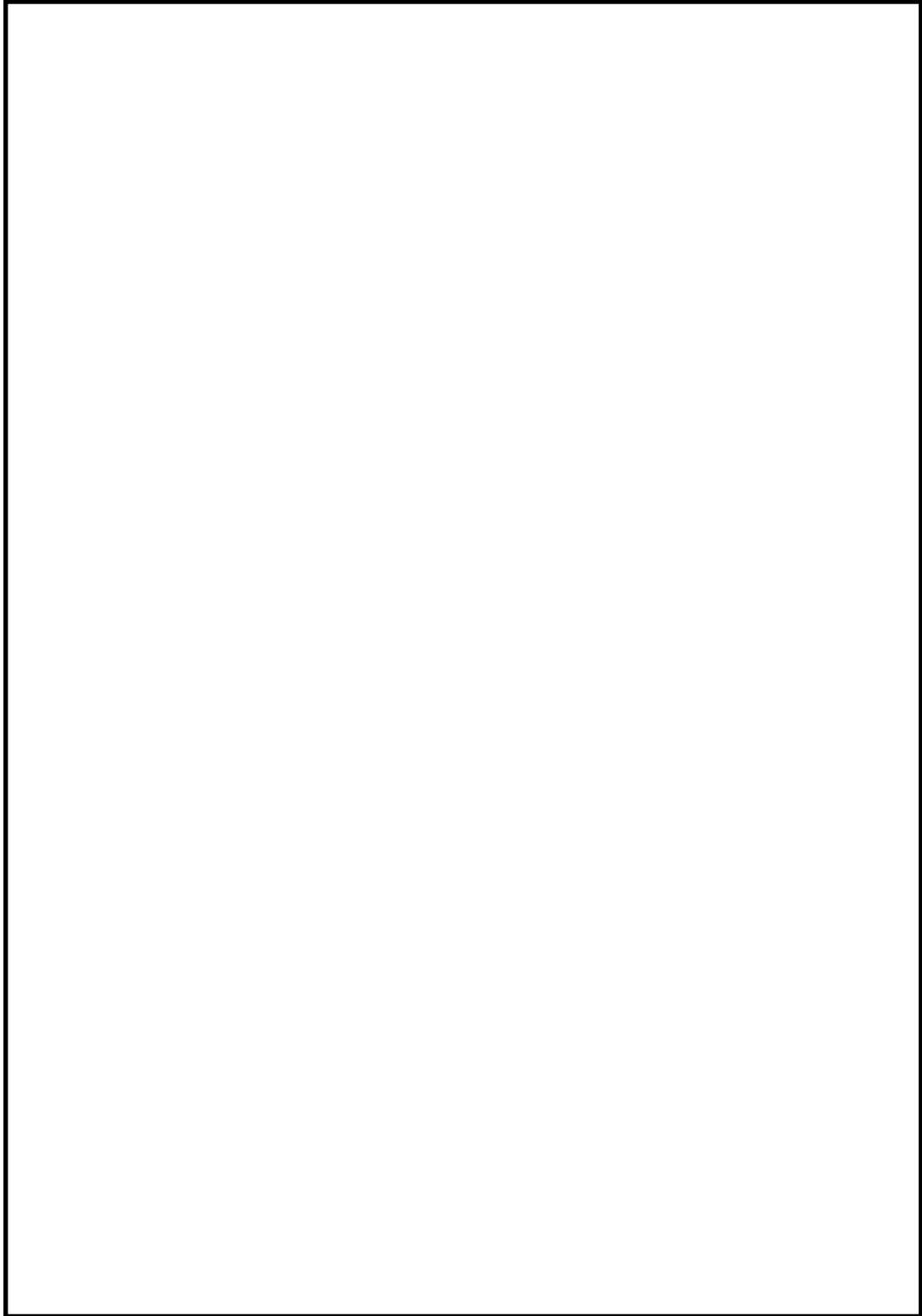
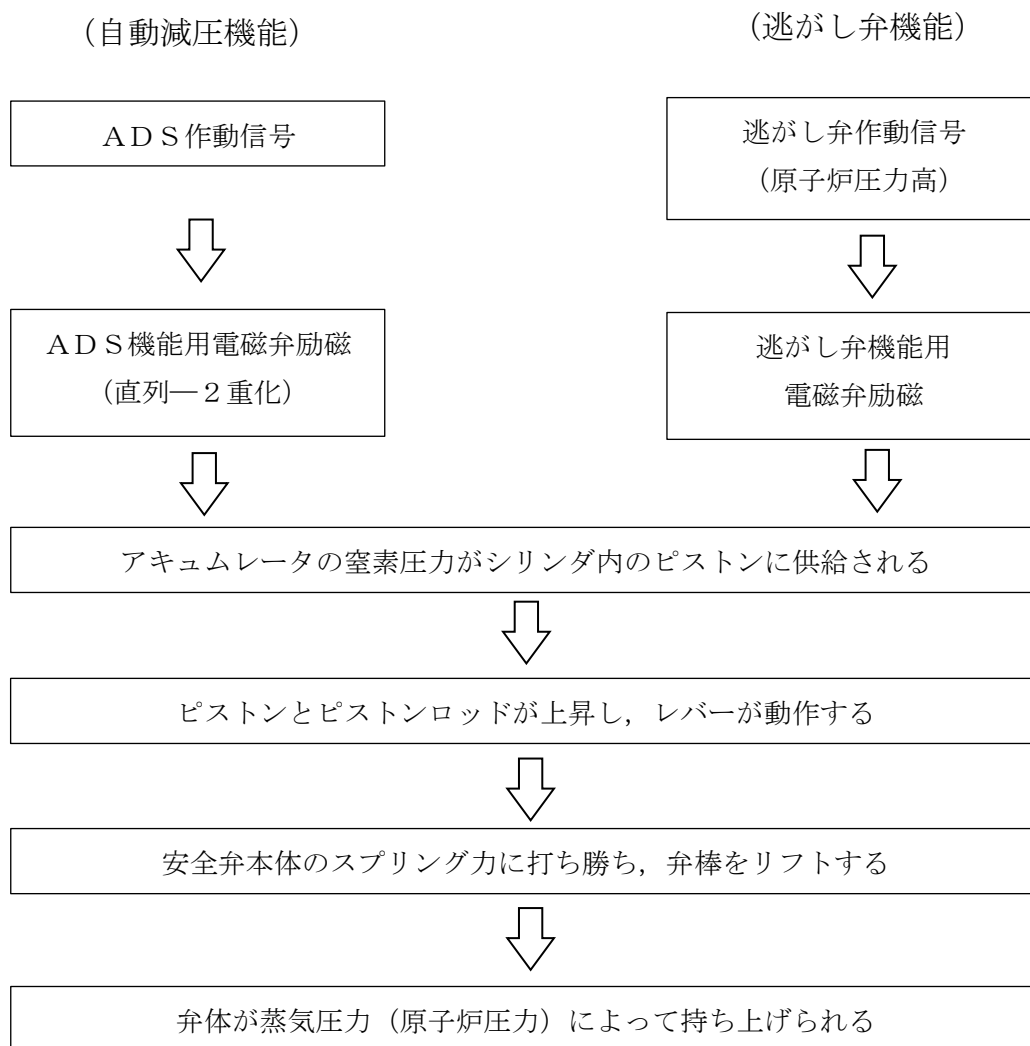


図 5 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバック・アップとして、蒸気圧力（原子炉圧力）の上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放される。

46-11 代替自動減圧機能について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合ある場合、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備（以下、「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室の同じ制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を

維持する設計とする。

(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能は、共通要因によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による影響は及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計としている。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1））及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプの遮断器からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、代替自動減圧機能のロジック回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

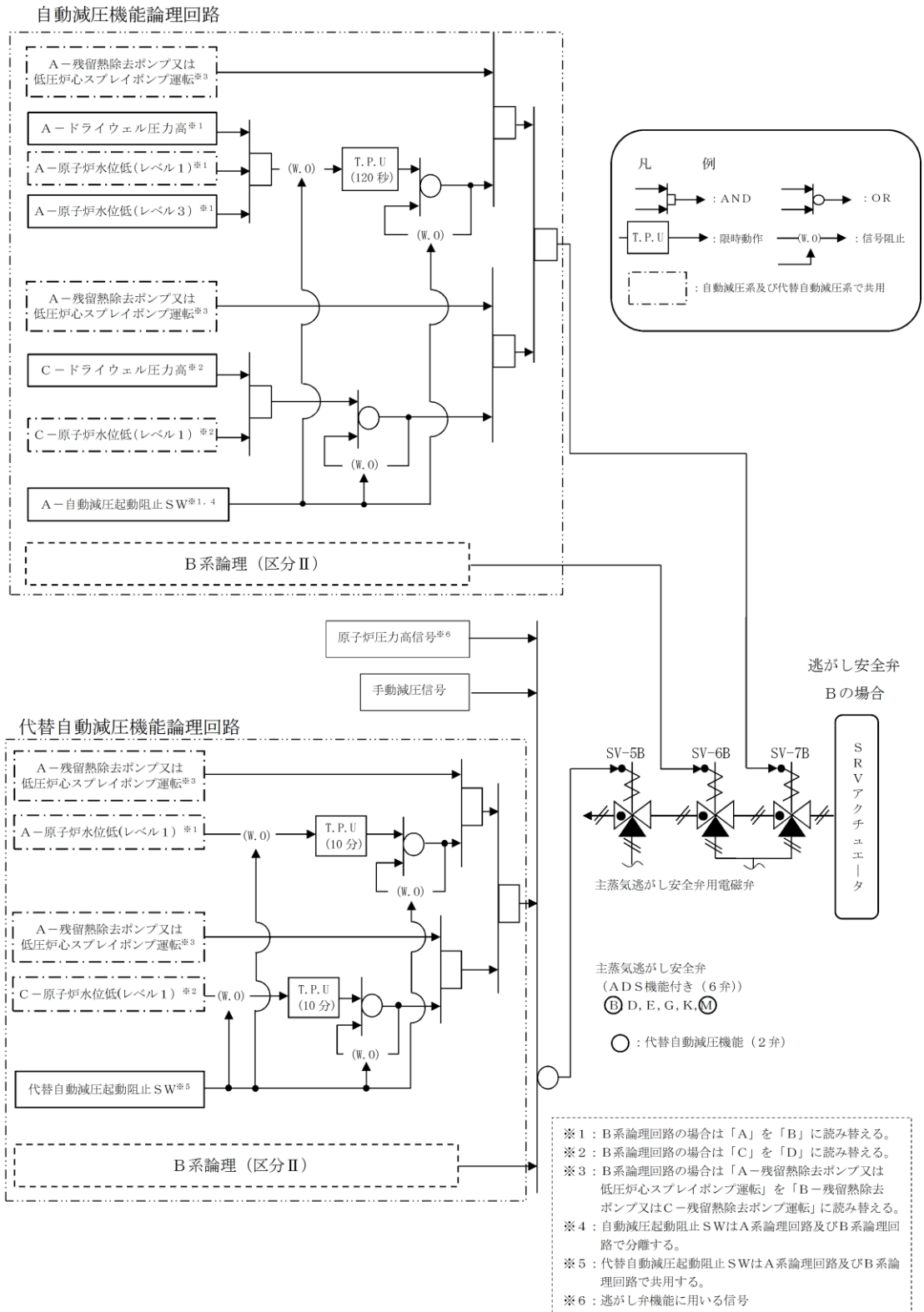


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図

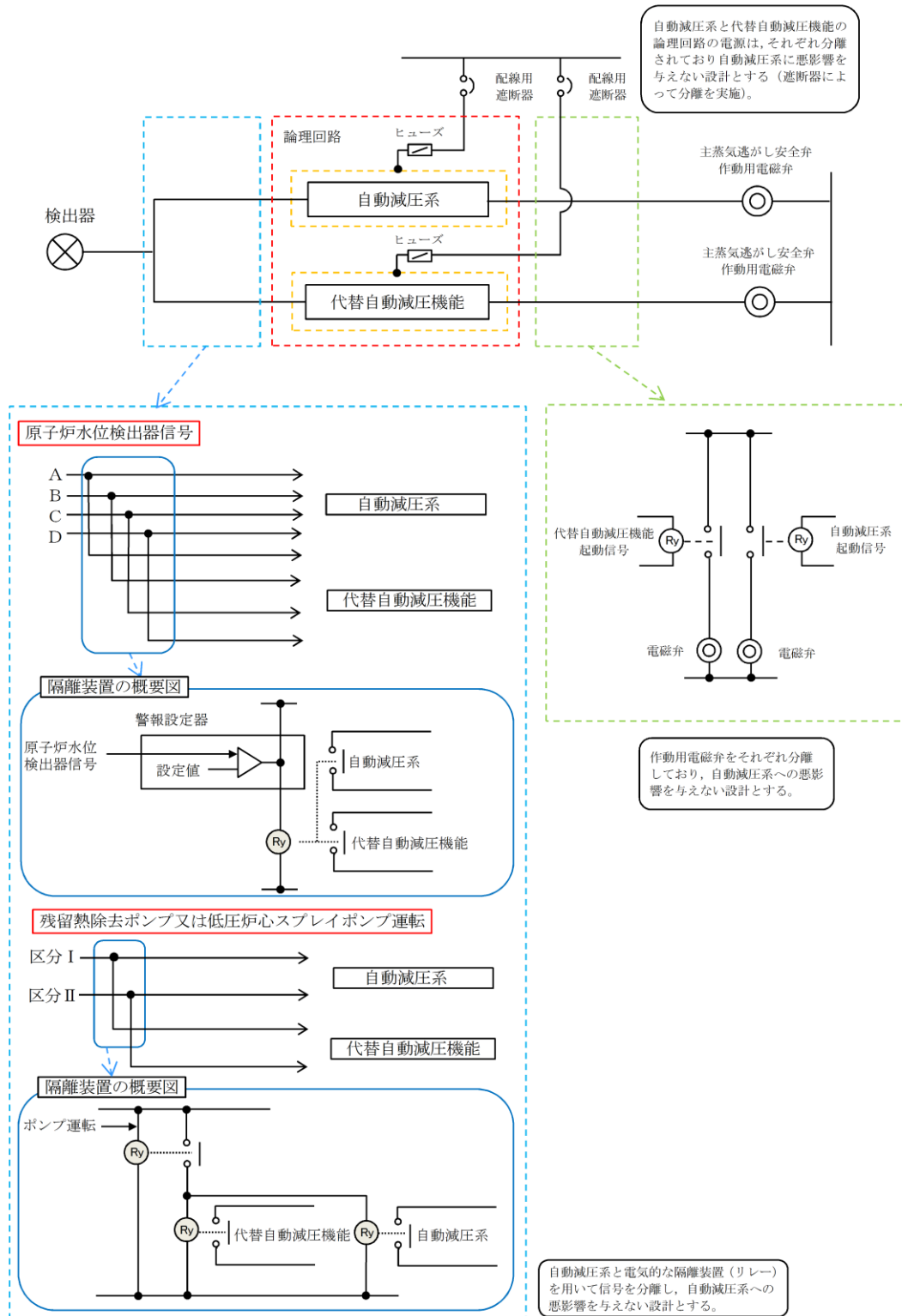


図2 信号の分離について

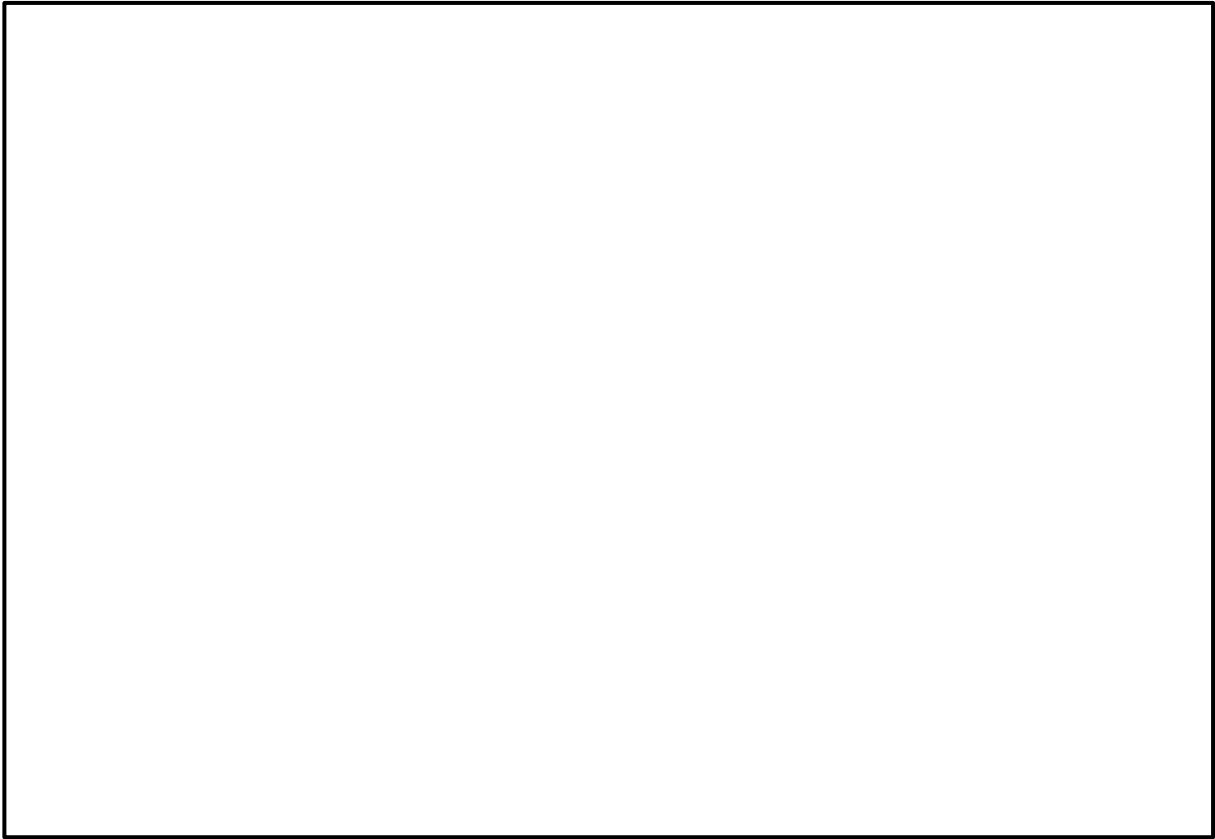


図3 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する発電用原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失を想定する。

(3) 代替自動減圧機能に要求される機能

代替自動減圧機能には、発電用原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第四十六条 1（1） a）に従い、以下の機能を設けている。

・代替自動減圧機能

原子炉水位低（レベル1）かつ残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプが利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器の故障による不動作を考慮して、残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の二重の 1 out of 2 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧機能はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計としている。
また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信

することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。

- c. 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は参考資料に示す。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ^{※1}
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ^{※2}

※1 代替自動減圧機能が誤動作する頻度

※2 原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ代替自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付場所：制御室建物 EL16.9m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプが運転状態で逃がし安全弁2弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低(レベル1)の二重の1 out of 2信号

設定値：原子炉水位低レベル1(気水分離器下端より381cm下)

作動信号：代替自動減圧機能作動信号

作動信号を発信させない条件：代替自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定値根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低(レベル1)

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低(レベル1)を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値(レベル1)が動作してから10分後で逃がし安全弁2弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器への注水及び除熱を実施す

ることにより，炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

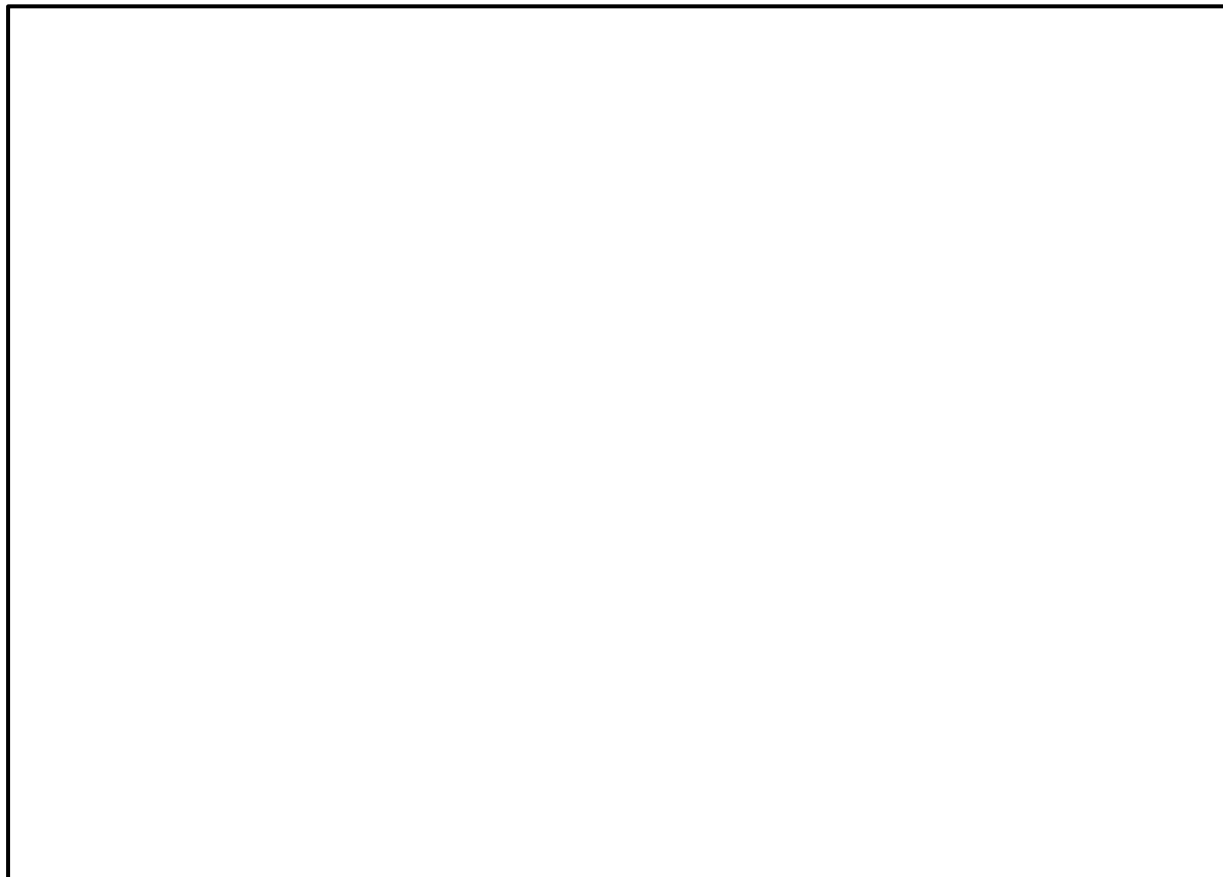


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

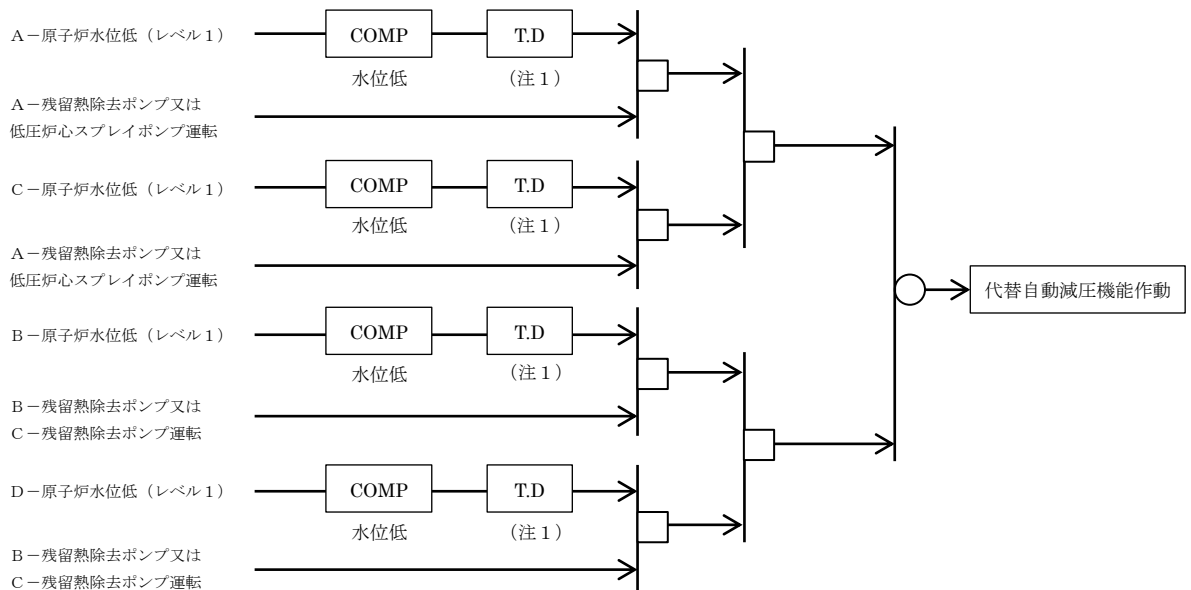
b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は，信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており，自動減圧系に悪影響を与えない設計※とする。

※悪影響を与えない設計に関する説明は，「46 - 11 代替自動減圧機能について 4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



(注 1 ; 設定値 10 分)

<記号説明>



代替自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能ロジック回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低圧注水系により十分な炉心冷却が可能である。

表 2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧系自動起動信号	2 分
代替自動減圧機能自動起動信号	10 分

代替自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に代替自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、代替自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて代替自動減圧機能の誤動作率を評価する。代替自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を図1に示す。また、フォールトツリーの概略図を図2に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表1に示す。

これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作確率を表2に示す。また、論理回路のみの誤動作確率を表3に示す。その結果、表2より、代替自動減圧機能の誤動作確率は / 時間 (/ 炉年)、表3より、代替自動減圧機能の誤動作確率（共用部を含めない範囲）は / 時間 (/ 炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

表1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/時間））※1
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

表2 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※2

※2 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

表3 誤動作確率評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※3

※3 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

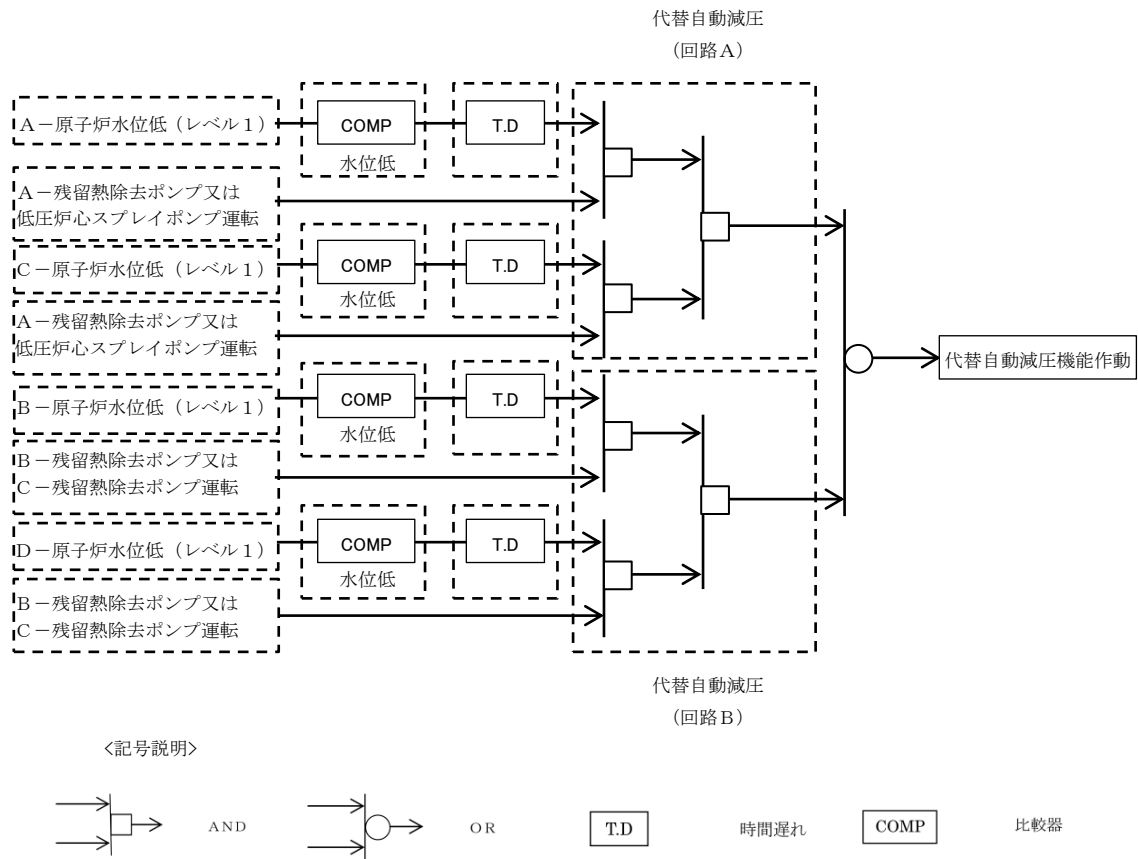


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

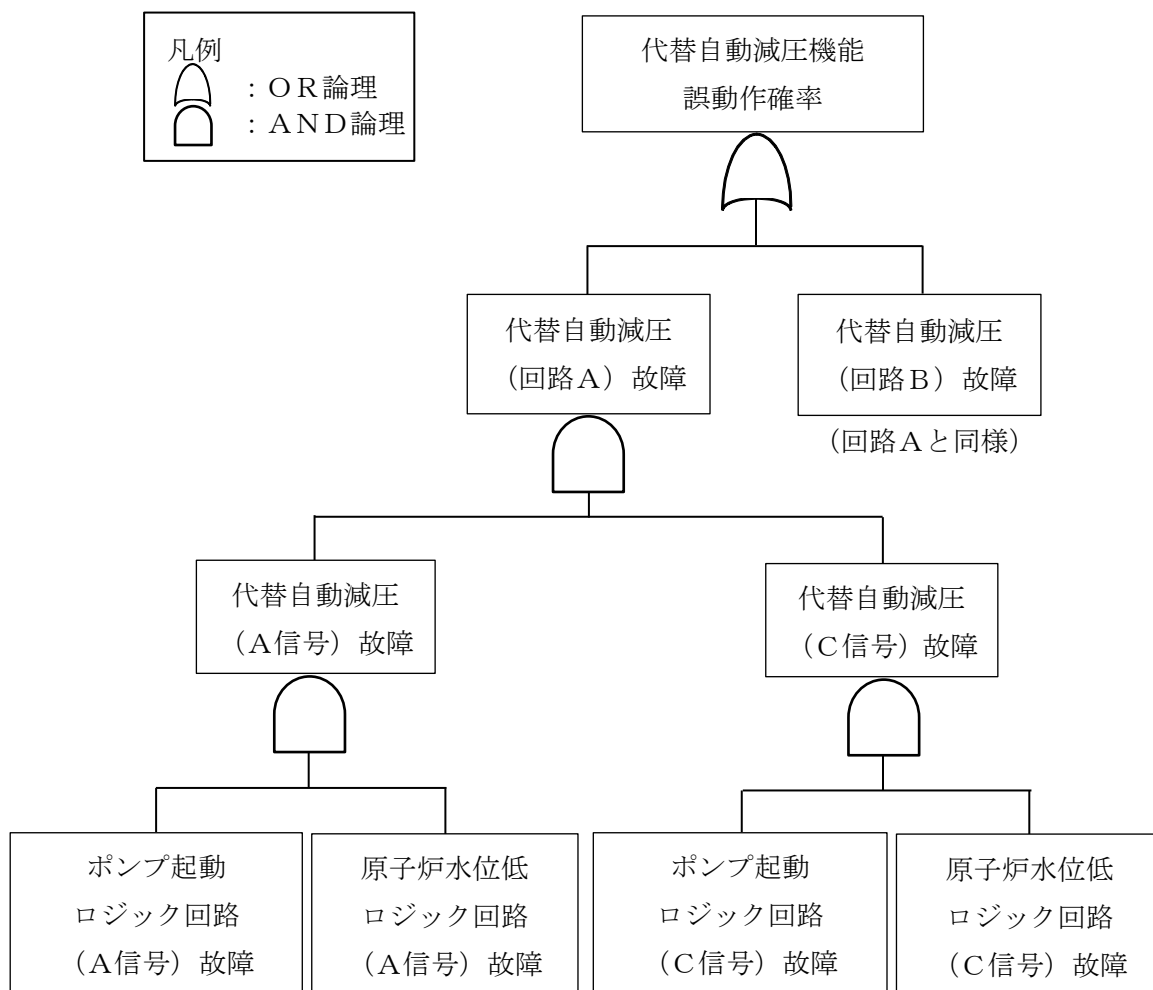


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

代替自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に代替自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。代替自動減圧機能の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図3に示す。また、フォールトツリーの概略図を図4に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表4に示す。
- ・共通原因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた。
- ・故障確率 $P = 1 + (1/\lambda T) [\exp(-\lambda T) - 1]$ ($\approx \lambda T/2$) で評価した。
(λ : 故障率, T : 健全性確認間隔)

また、この非信頼度と、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度^{*}の積をとることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、自動減圧系による原子炉の減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度、つまり、代替自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を表5に示す。また、共用部を含めない範囲の非信頼度を表6に示す。その結果、表5より、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）は []、表6より代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）（共用部を含めない範囲）は [] という評価結果となった。

代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）に、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗算することにより、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作の発生頻度） [] / 炉年、共用部を含めない範囲の非信頼度（不動作の発生頻度） [] / 炉年が求められ信頼度は高い。

※ 代替自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には期待しない前提でのPRAモデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは高圧注水・減圧機能喪失 (5.1×10^{-9} / 炉年) であることから、これらの炉心損傷頻度の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等防止対策（高圧原子炉代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

表4 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作率 (／時間)) ※4	健全性確認間隔 (／時間)
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
遅延リレー	4.7×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※5
電源装置	6.6×10^{-9}	24※5

※4 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月) (国内一般故障率21カ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

※5 常時監視下で健全性が確認されていることから、24時間で評価した。

表5 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※6

※6 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

表6 非信頼度の評価結果一覧 (共用部を含めない範囲)

評価範囲※7	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※8

※7 検出器等の共用部の故障を考慮していない。

※8 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

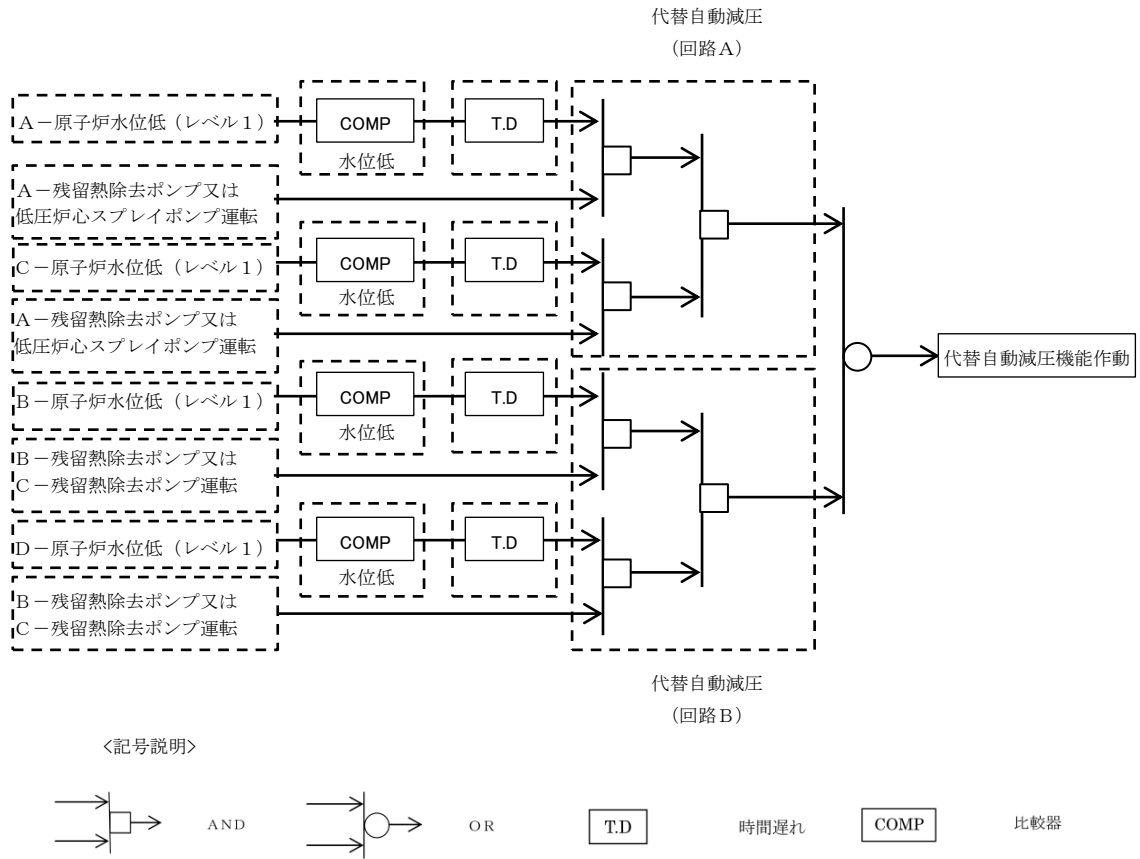
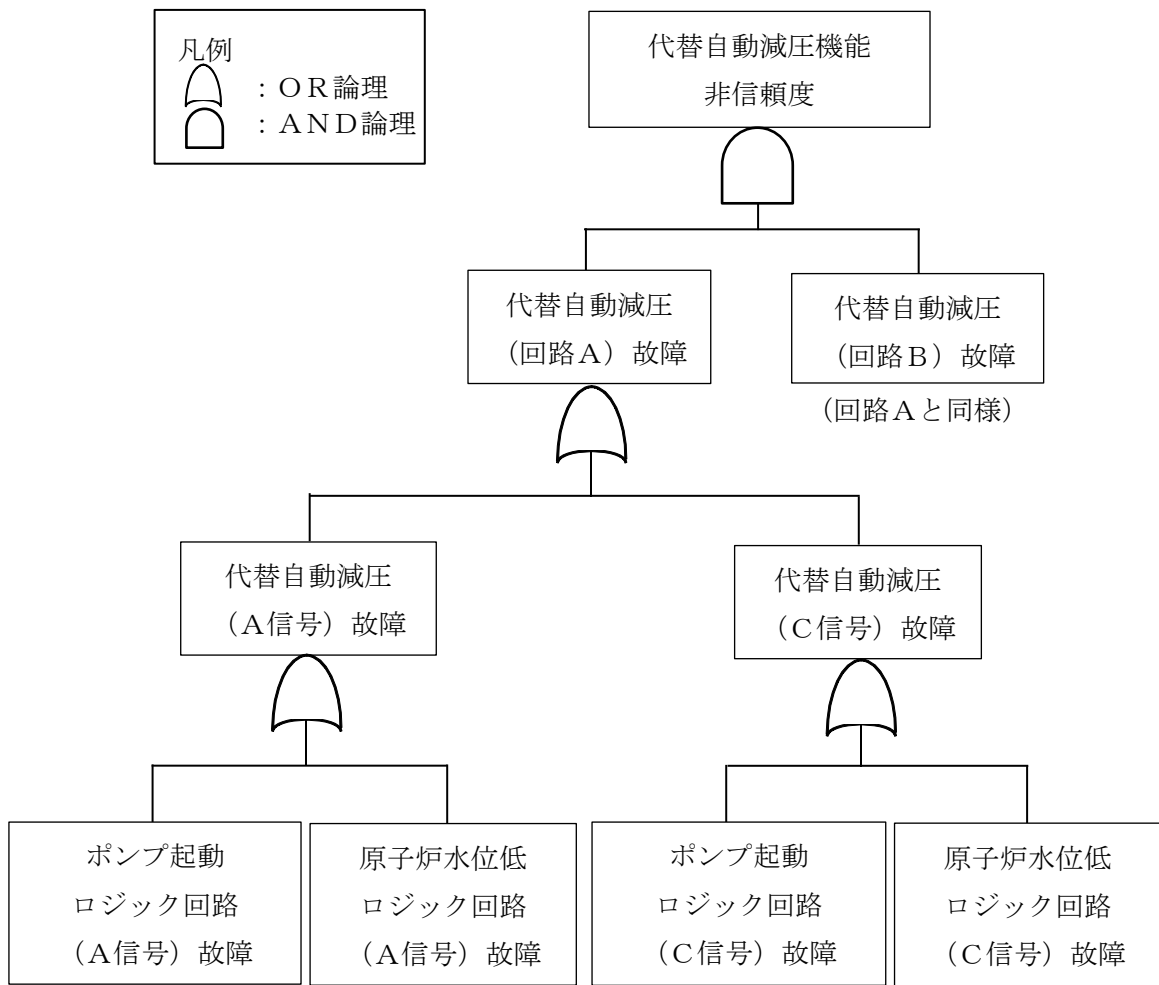


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



※ 検出器の共通原因故障は各ロジック回路で考慮している。

図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待することから、重大事故等対処設備として取り扱うこととした。

以降、棟外設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

2. 原子炉建物ブローアウトパネルに期待する機能

(1) 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建物原子炉棟（以下、「原子炉棟」という。）で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉棟で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉棟の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4 kPa [gage] 以下に到達した時点で原子炉建物オペレーティングフロアに設置した原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉棟内を減圧する。

また、開放した原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開口面（全面）を經由して外気と熱交換が行われることにより原子炉棟内でも人力での操作が可能となる。インターフェイスシステム LOCA 発生時には、基本的には中央制御室で隔離弁を閉操作するが、万が一中央制御室から操作できない場合には、現場で隔離弁を操作することとしている。

なお、原子炉棟内の環境の観点からの本要件は、所定の時間内に原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能であれば、ブローアウトパネル以外の設備で対応することも考えられる。

(2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下、「大 LOCA シナリオ」という。）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のため非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）によって原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉棟のバウンダリの一つでもある原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開口面についても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建物ブローアウトパネルの設計方針

(1) 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに要求される機能は

2. (1) に示した開放機能であるため、以下の2点を満足する設計とする。

- ①原子炉棟の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約6 kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉棟の圧力上昇を抑制すること
- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

(2) 設置許可基準規則第43条

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは(1)(2)の通り常設重大事故等対処設備と位置付けることから、設置許可基準規則第43条第1項及び第2項に適合する設計とする。

4. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、2.(1)(2)に示す機能を満たすよう、3.(1)(2)で示した設計方針で設計する。

なお、詳細な設計及び手順等については、工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以上

添付：島根原子力発電所2号機 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

島根原子力発電所2号機

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下、「原子炉建物ブローアウトパネル」という。）については、通常運転時においても原子炉建物と一体となり、原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時における原子炉建物原子炉棟減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（大LOCAシナリオ）時における原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として取り扱うこととした。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大瞬間風速92m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建物内の安全系等の防護対象施設には影響はない。

また、竜巻による飛来物に対しては、原子炉建物ブローアウトパネル外側に竜巻防護ネットを設置する等、建物開口部からの飛来物の侵入を防止することで、燃料プール内の燃料等にも影響はない。

そのため、設計基準規模の竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第6条において選定した竜巻以外の外部事象（洪水、風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、飛来物、ダム の崩壊、火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）についても同様に、風（台風）であれば竜巻の影響に包含される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建物ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準規模の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

(1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組合せを考慮する。

- ・重大事故等の発生頻度としては、炉心損傷頻度の性能目標^{*1}、^{*2}である 10^{-4} /炉年
- ・重大事故等と外部事象の重畳の判断目安は、航空機落下の判断基準^{*3}、^{*4}や設計基準対象施設の耐震設計のスクリーニング基準^{*5}の 10^{-7} /年に保守性をもたせた 10^{-8} /炉年

また、考慮すべきシナリオは図1に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処

設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象10事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象）及び外部人為事象6事象（飛来物，ダムの崩壊，火災・爆発，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害）とする。

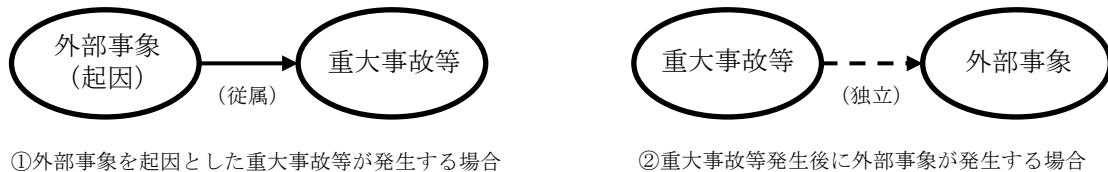


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 : Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回 原子力規制委員会（平成25年4月3日）資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 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）
- ※5 : JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

(2) 原子炉建物ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には、起因事象となる外部事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建物ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は 3.7×10^{-6} /年としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建物に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ 10^{-4} /年（年超過発生頻度 10^{-3} /年以上の竜巻は最大瞬間風速 30m/s 以下のため）及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率 7.8×10^{-7} を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は（1）の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等

が発生し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

また、津波や有毒ガス等については、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないことも考慮する必要がある。

以上を踏まえ、外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建物ブローアウトパネルの防護方針は表1を示す通りとする。

表1 外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建物ブローアウトパネル（開放機能・閉じ込め機能※）防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 10^{-6} /年であり、地震による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響の年超過発生頻度及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（ 7.8×10^{-7} ）を踏まえると、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
	洪水	洪水、地滑り、生物学的事象、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
生物学的事象		
ダムの崩壊		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、タービン建物により輻射が遮られる、又は火災源との隔離があるため、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物（航空機落下）	
	火災・爆発	

※：重大事故等発生前の想定であることから、開放機能及び閉じ込め機能の両方が対象。

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

重大事故等発生後において、外部事象が重畳して発生する場合には、重大事故等の発生頻度とその後が発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建物ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安 10^{-8} /炉年及び原子炉建物ブローアウトパネルの機能に期待している重大事故等対処設備の有効性評価や被ばく評価においては、重大事故等発生後7日迄の期間を評価していることを踏まえて、重大事故等発生後において重畳させる外部事象の規模としては、プラント寿命期間中に発生する規模の年超過発生頻度 10^{-2} /年を想定し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

表2に重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建物ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

重大事故等発生後7日以降については、原子炉建物からの大気中への放射性物質 ($Cs-137$) の累計の放出量には大きな増加はない。また、上記方針に基づき年超過発生頻度 10^{-2} /年規模の外部事象に対して、原子炉建物ブローアウトパネルの機能は維持される。

重大事故等発生後約60日以降については、設計基準規模の外部事象を想定し、外部事象により原子炉建物ブローアウトパネルの開放や損傷等があった場合でも、現場作業について外部からの参集要員等に期待することができることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を復旧する方針とする。

なお、地震においては、上記方針に基づき、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリを構成する設備等に対し、重大事故等発生後約3日以降は弾性設計用地震動 S_d 、約60日以降は基準地震動 S_s との組合せを考慮している。

表2 重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建物ブローアウトパネル（閉じ込め機能※）防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	年超過発生頻度 10^{-2} /年の規模として、設計基準の設定に参照している気象官署の観測期間が約80年であることから、設計基準規模を想定する。設計基準（最大風速30m/s）の風荷重に対し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等を実施することで、原子炉建物ブローアウトパネルが飛来物の影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-2} /年の最大瞬間風速は30m/s以下であり、風（台風）の影響に包含され、気圧差による原子炉建物ブローアウトパネルの開放はない。
	洪水	洪水、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	地滑り	
火山の影響		
生物学的事象		

※:インターフェイスシステムLOCA時の開放機能は事象発生後すぐに期待するものであり、以降も開放維持のため対象外。従って、重大事故等発生後においては、原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

(表 2 続き)

事象		防護方針
外部人為事象	ダムの崩壊	ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	有毒ガス	
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物 (航空機落下) 火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建物ブローアウトパネルは，防火帯内側に設置をしていることから，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，タービン建物により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。

4. まとめ

原子炉建物ブローアウトパネルの外部事象防護方針については，2. 及び3. に示す通りとし，詳細設計等については，工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以上

47 条 補足説明資料

47-1 S A設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 送水ヘッダについて

47-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋 外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)		A, B	
			関連資料	47-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a	
			関連資料	47-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
				その他 (飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A a, A b, B	
			関連資料	47-3 配置図			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
	関連資料			47-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内		A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		大量送水車		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁 (手動弁, 電動弁)	A, B
			関連資料		47-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a
			関連資料		47-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料			47-4 系統図, 47-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		47-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時使用	A a
			関連資料		47-7 接続図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-
			関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料		47-3 配置図, 47-8 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
関連資料			47-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		残留熱除去ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
	関連資料	—				
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B		
	関連資料	—				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料	—					

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

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		残留熱除去熱交換器 (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	対象外（操作不要）	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）—異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料	—					

47-2 単線結線図

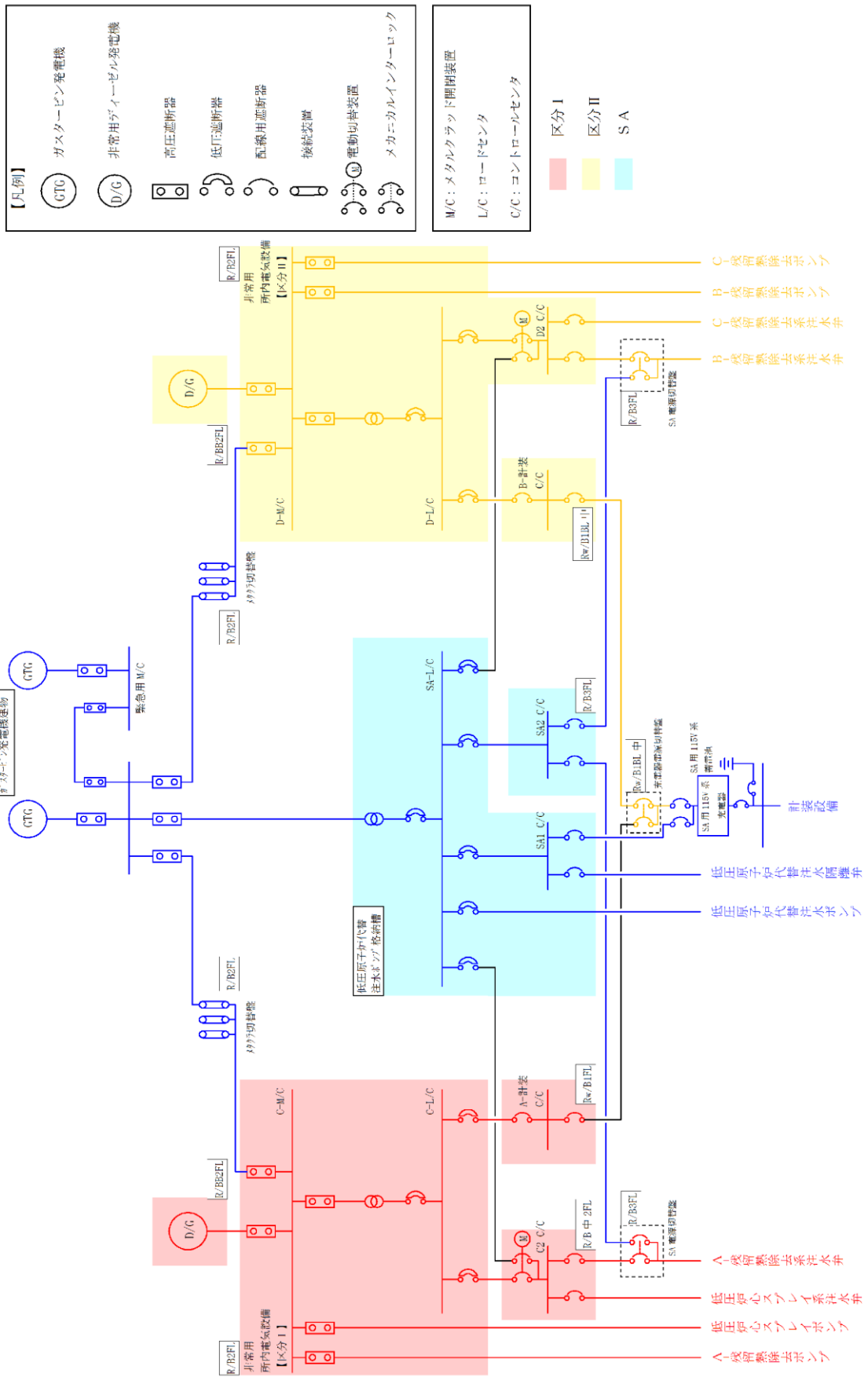
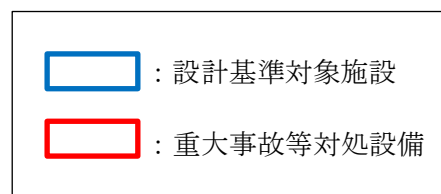


図1 単線結線図

47-3 配置図



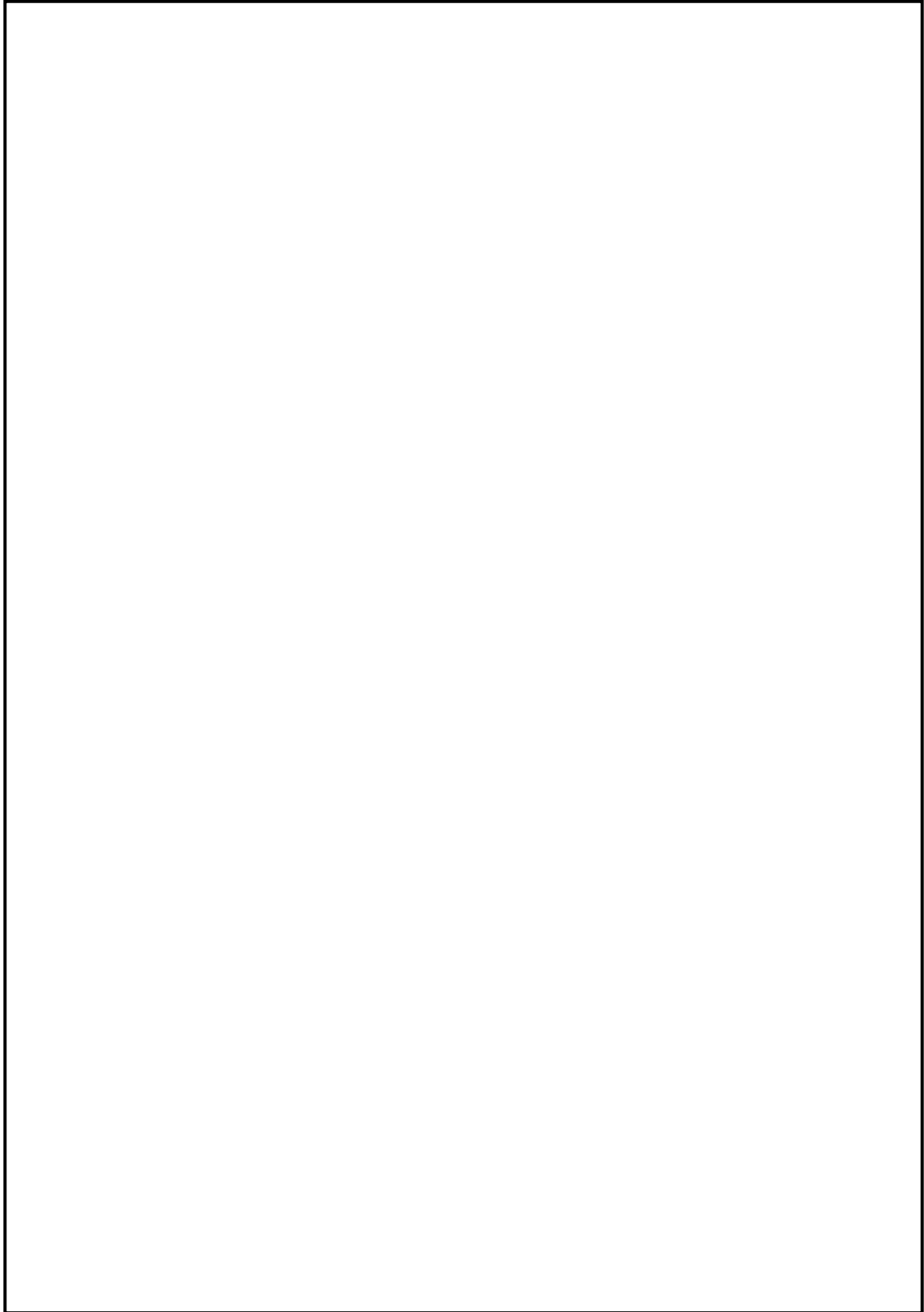


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

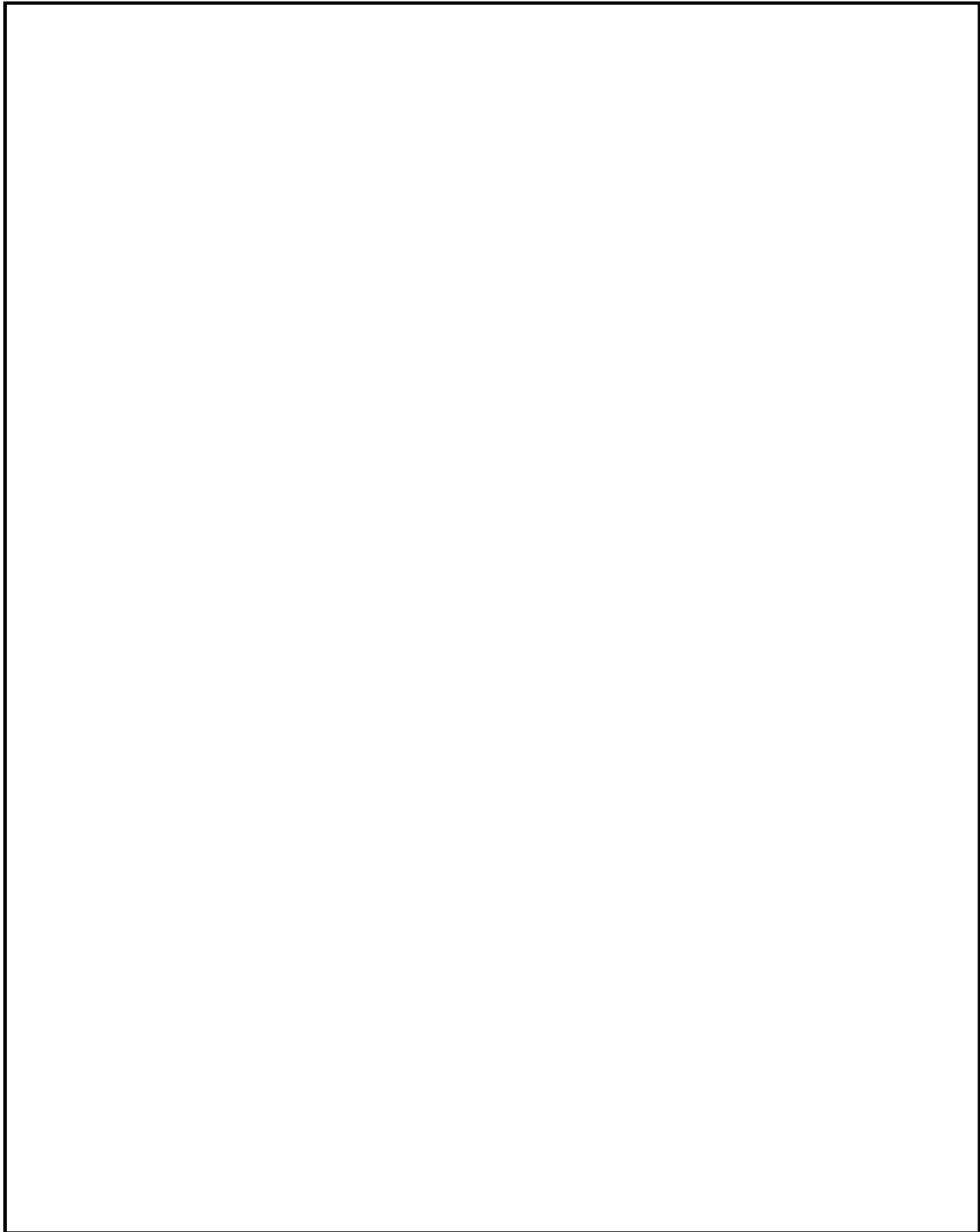


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

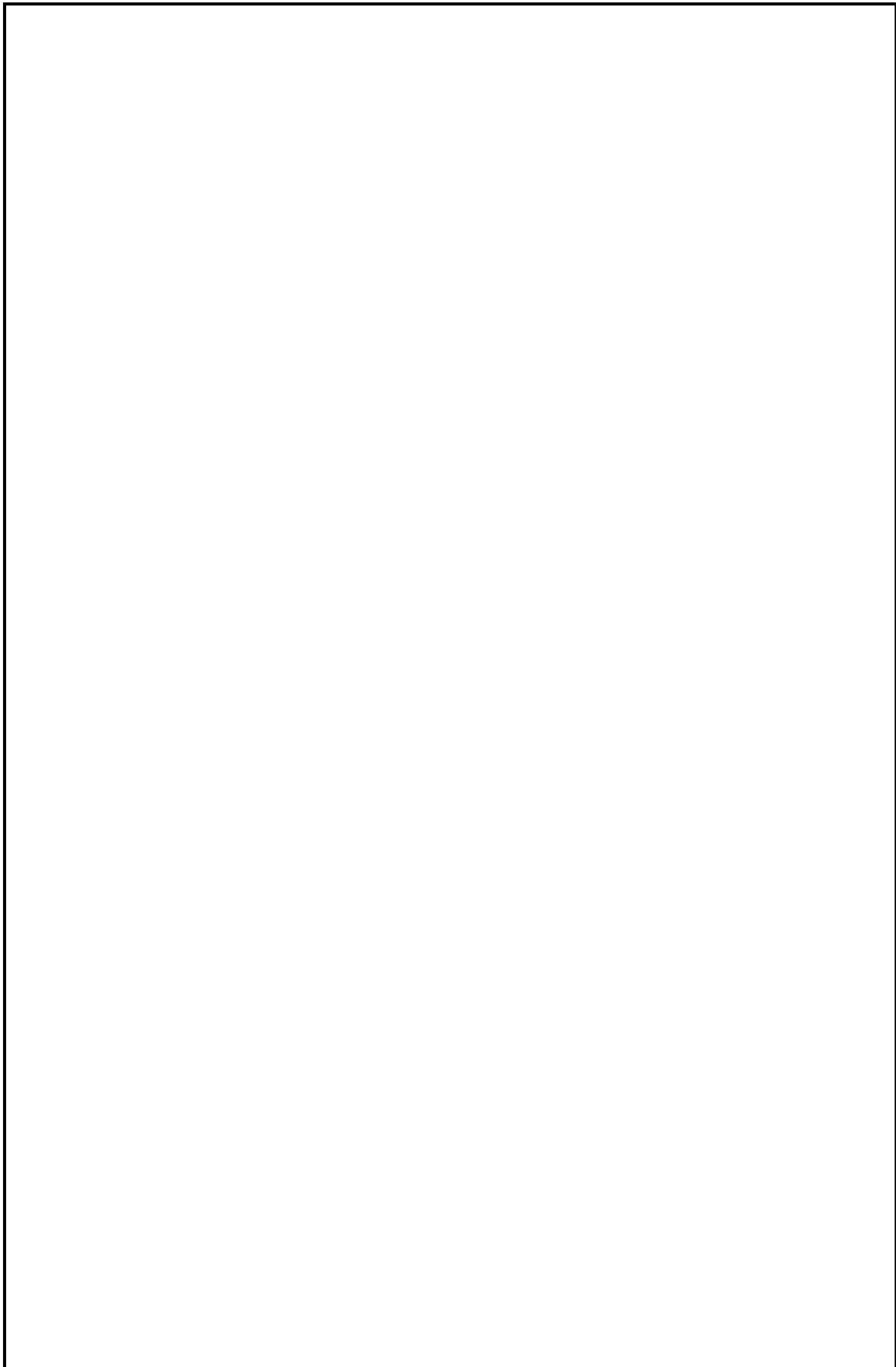


図3 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

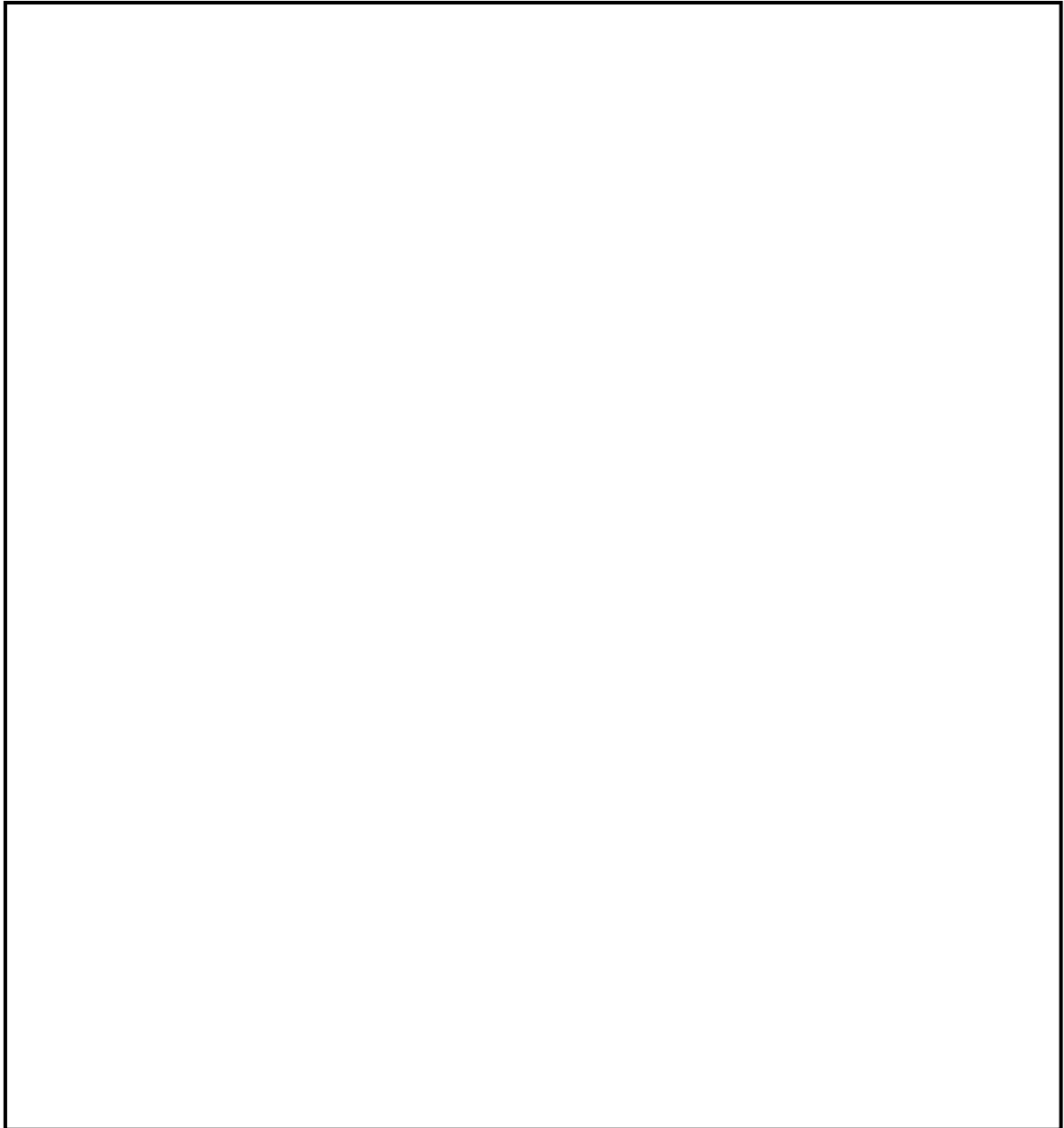


図4 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイポンプの配置図(原子炉建物地上3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

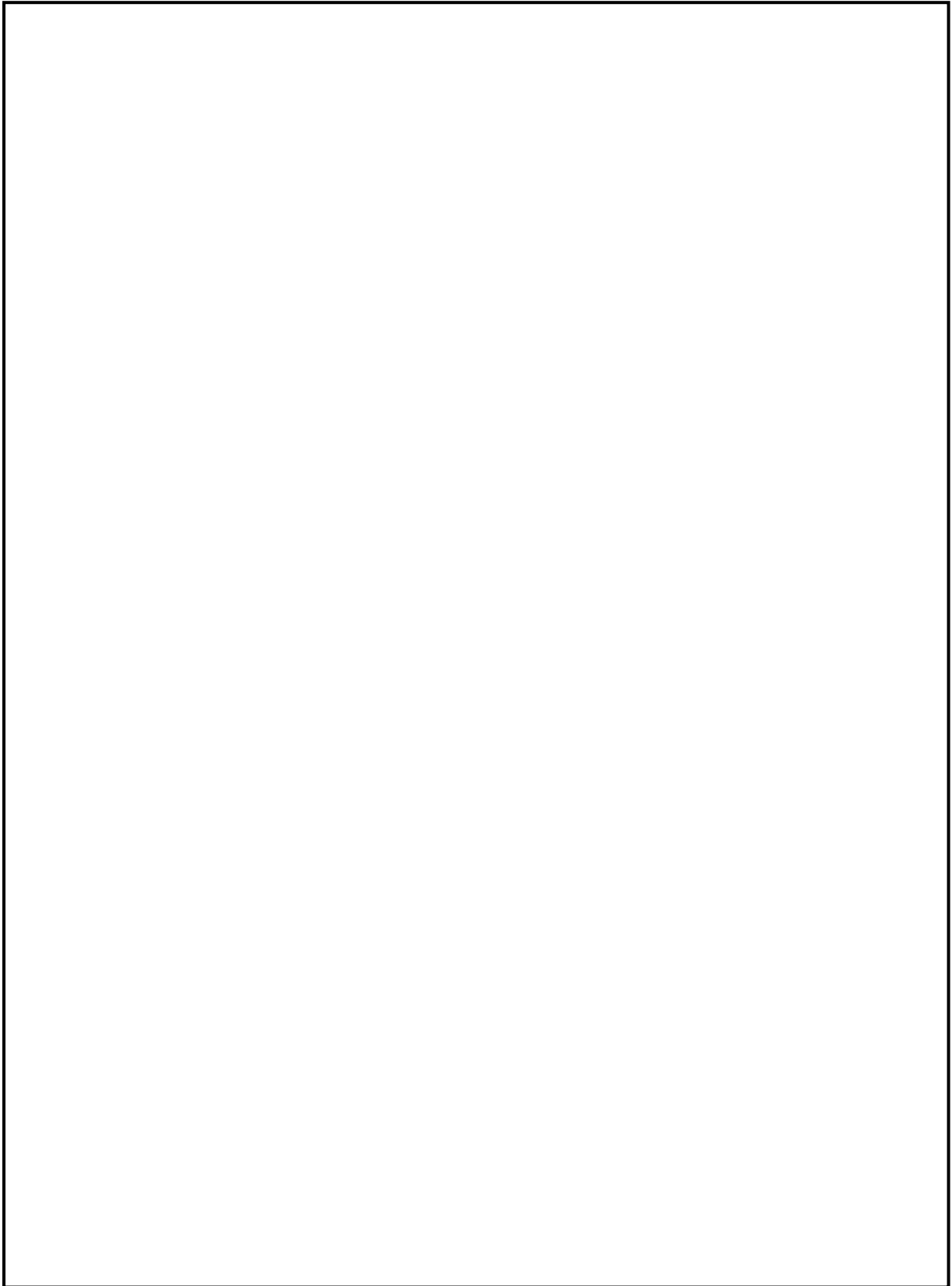


図5 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（F L S R注水
隔離弁）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

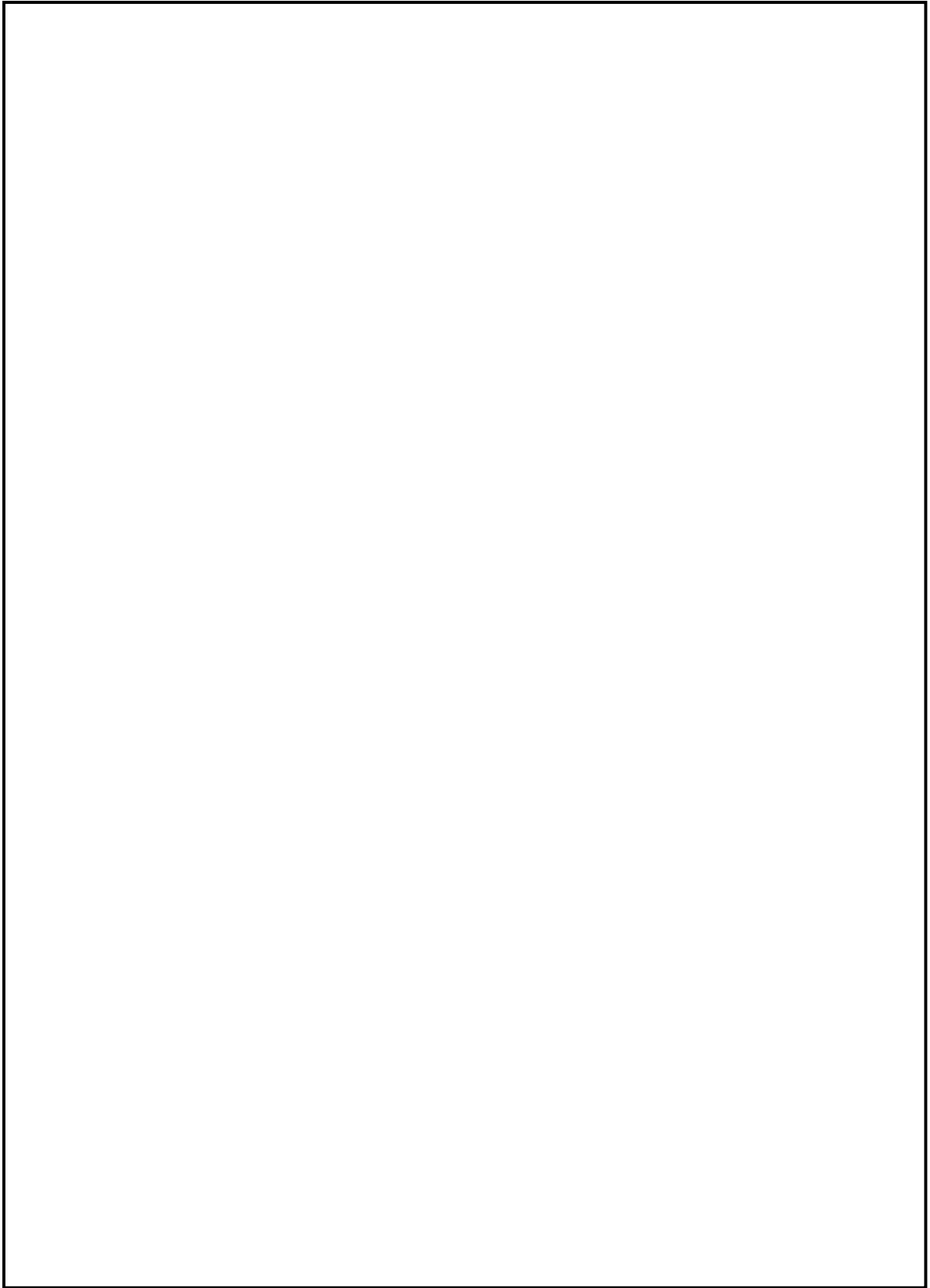


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

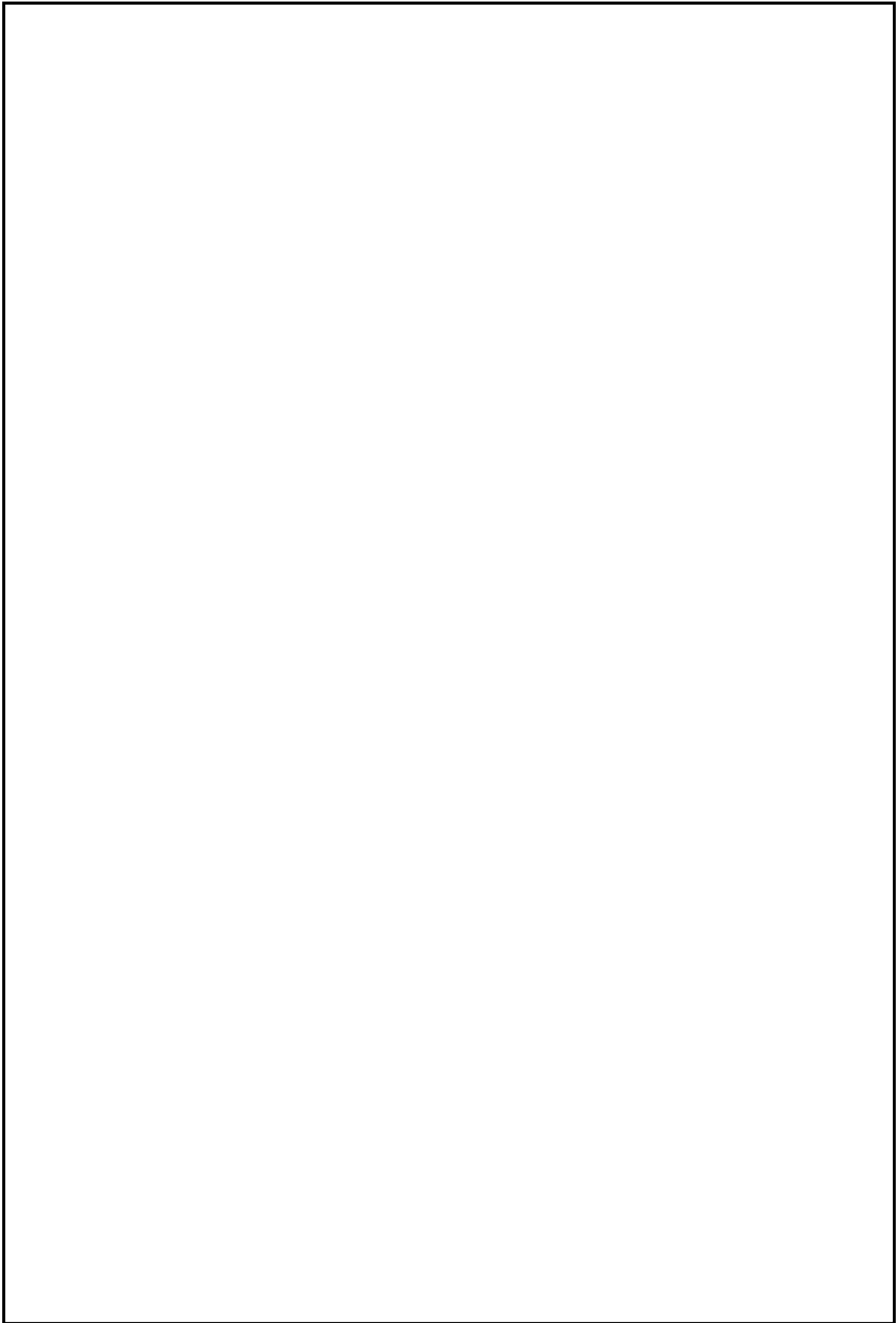


図 7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

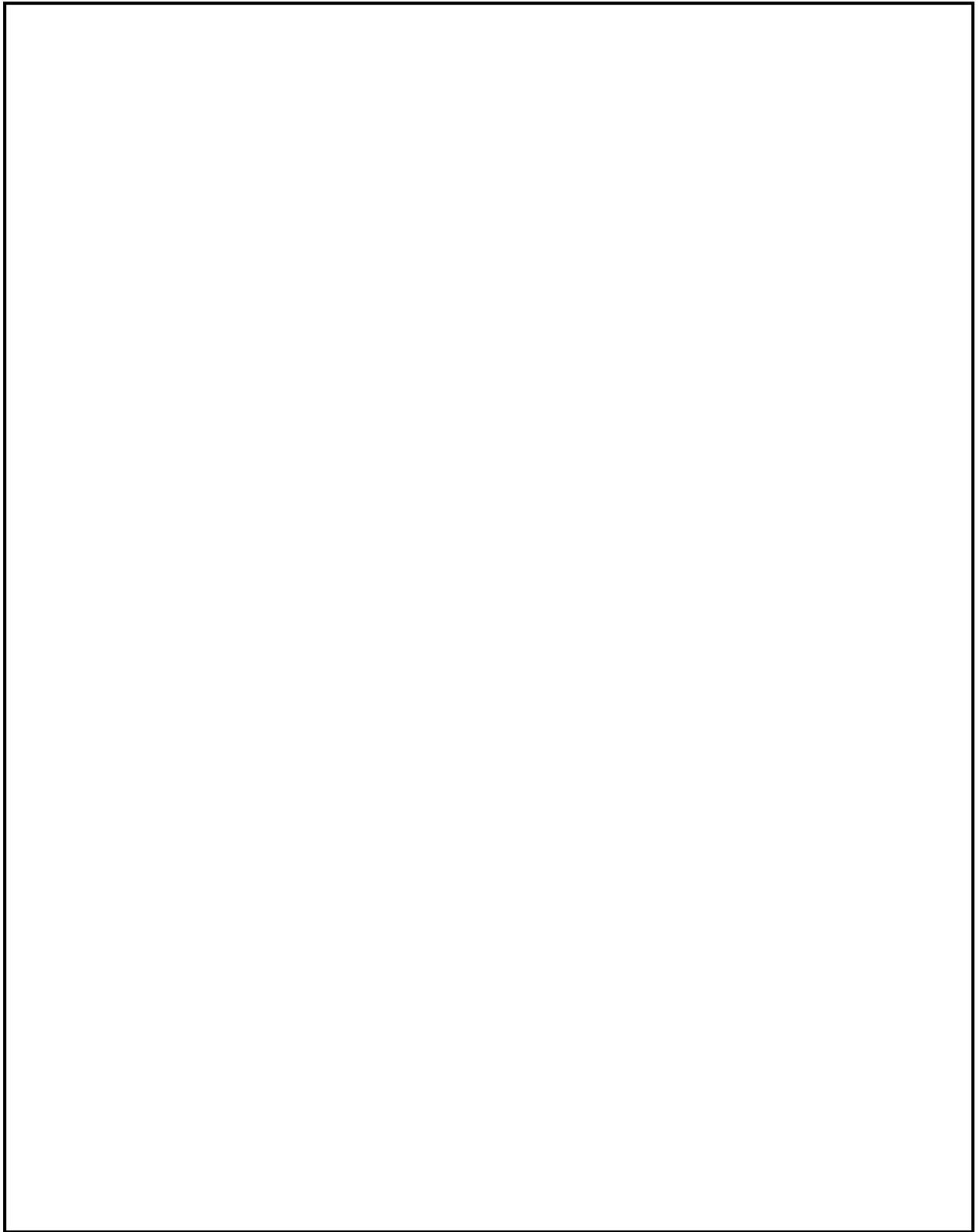


図8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図9 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-4 系統図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

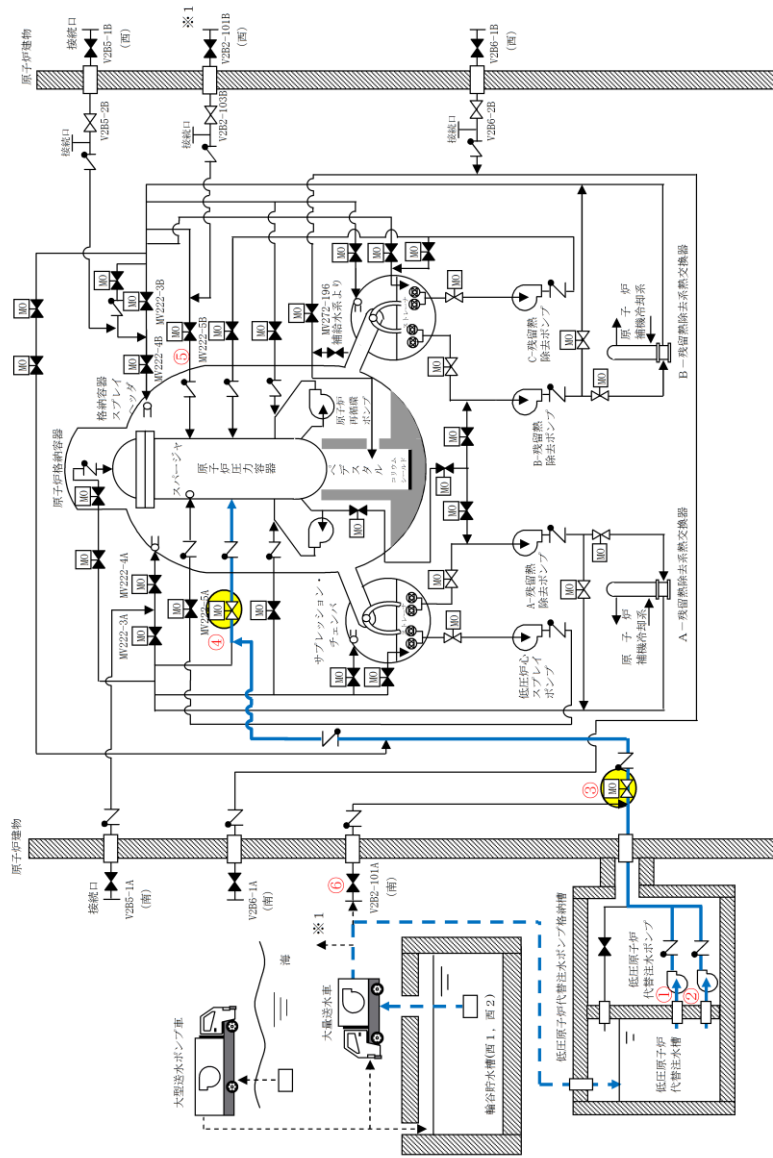


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心注水の概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

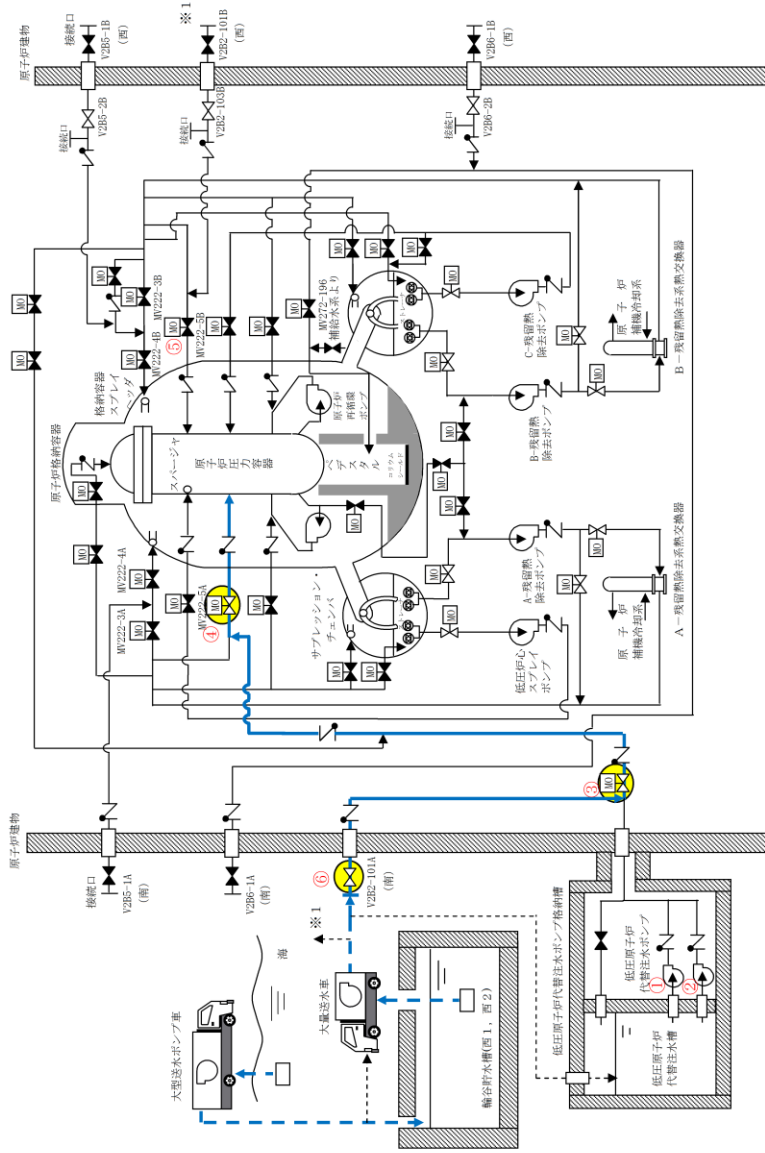


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 A-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

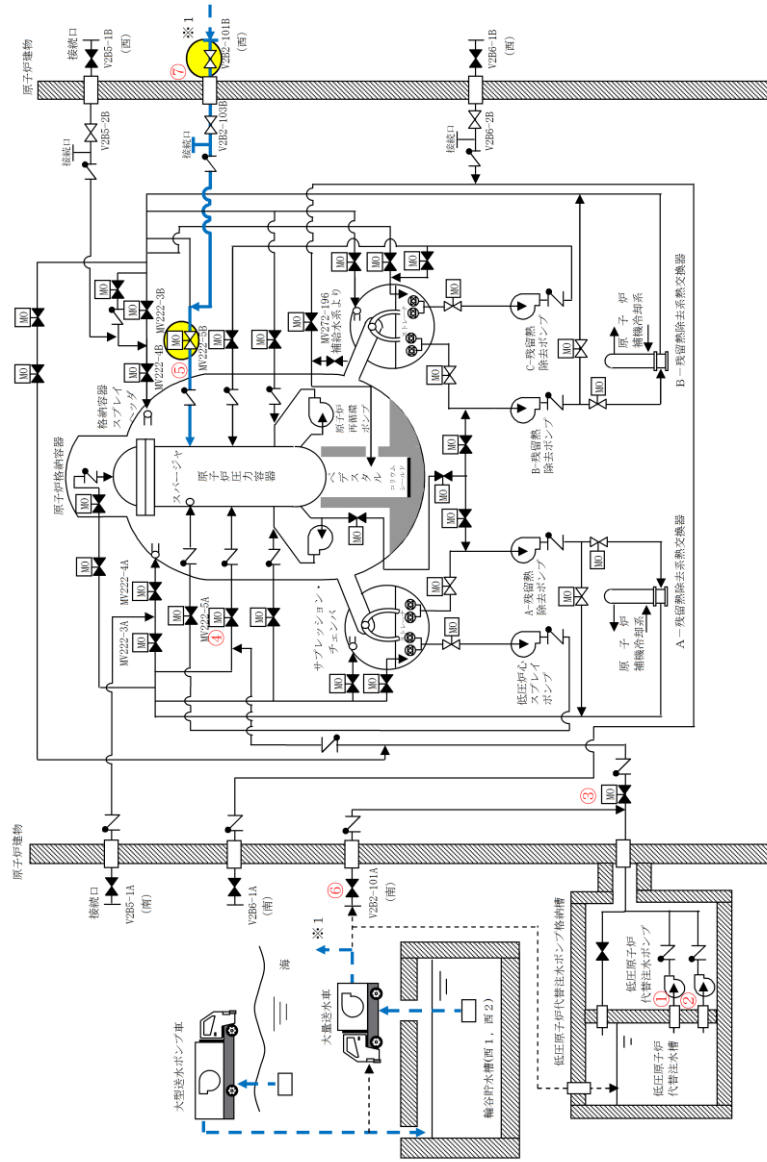


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

47-5 試験及び検査



図1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

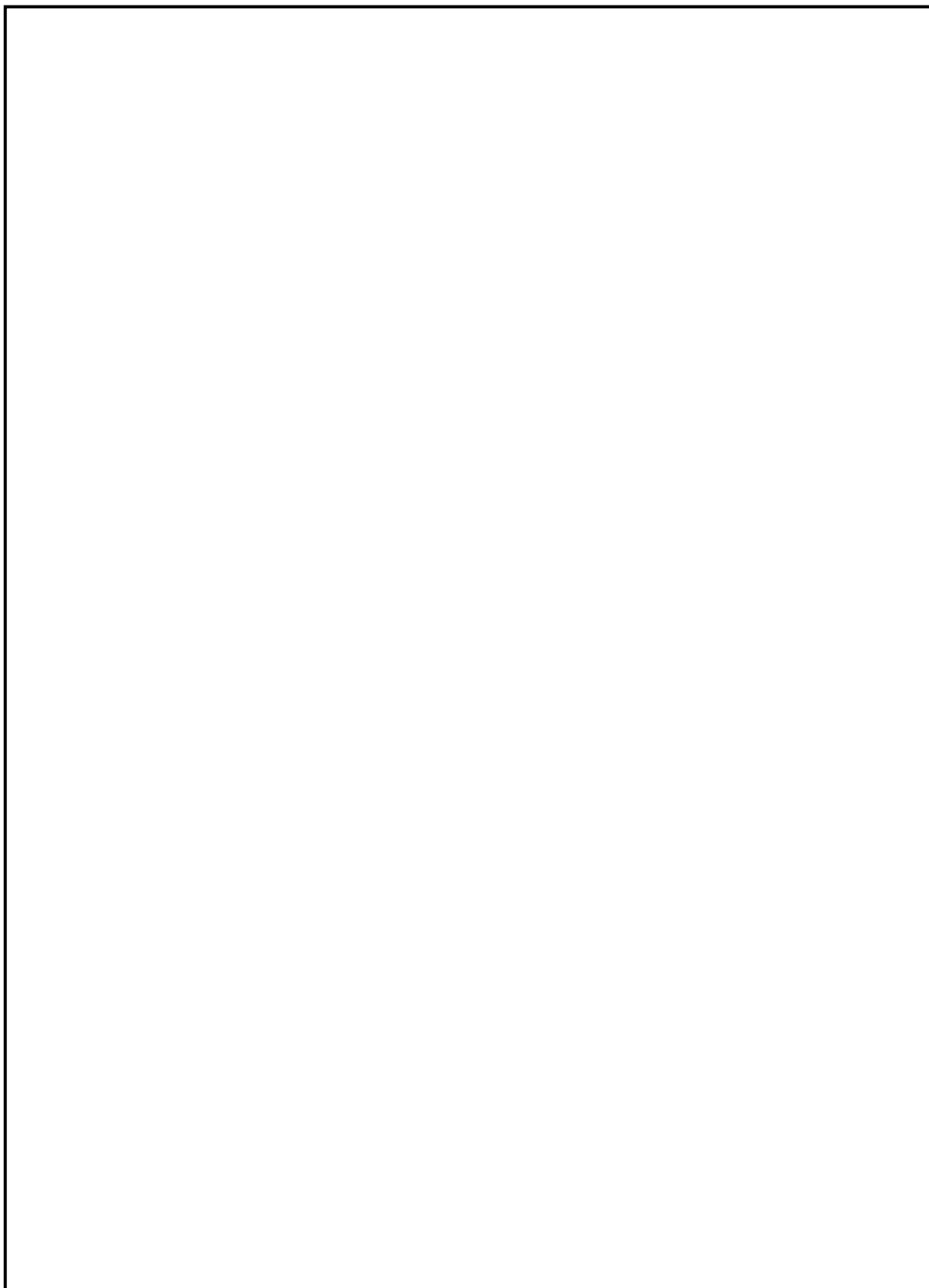


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

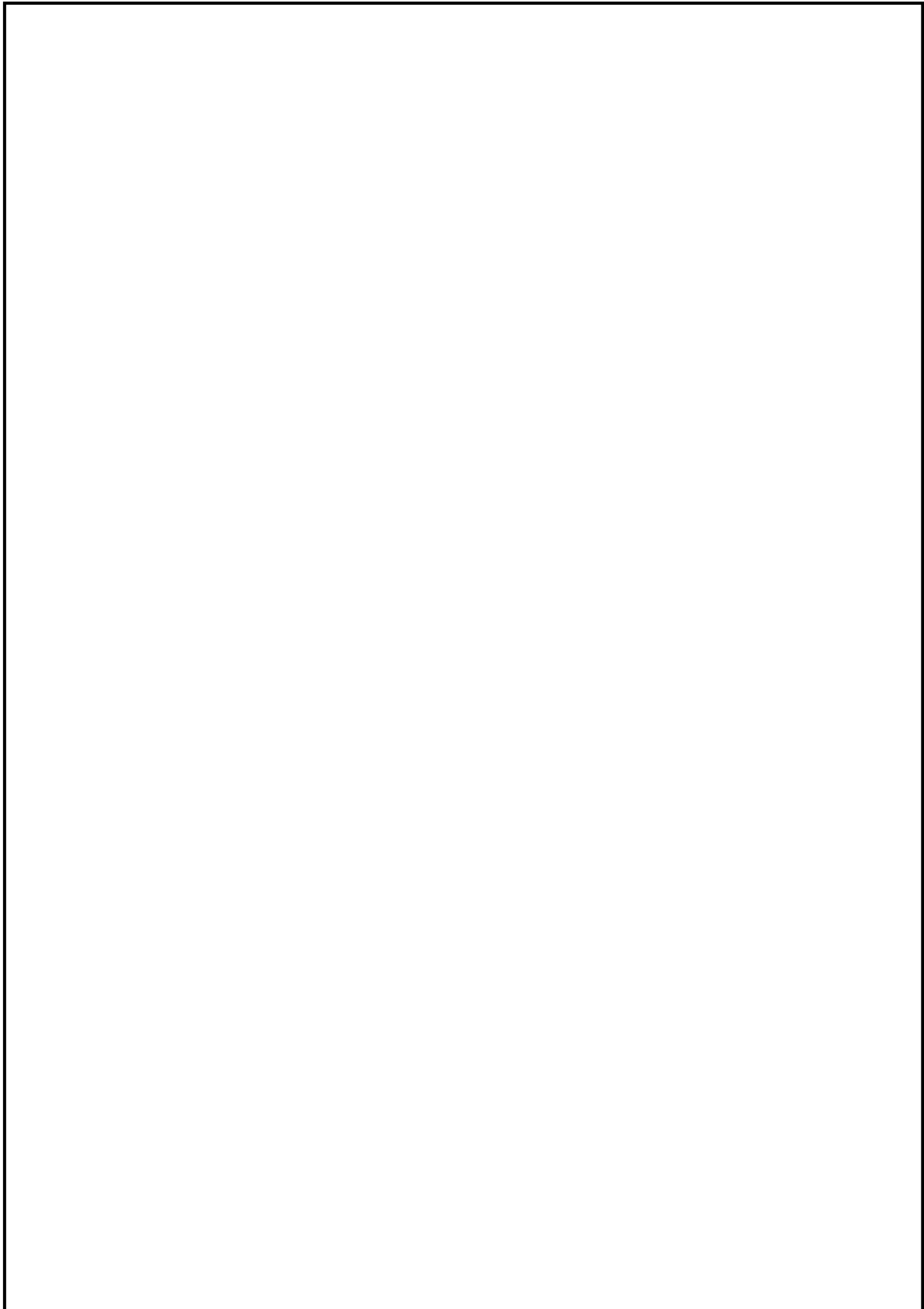


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

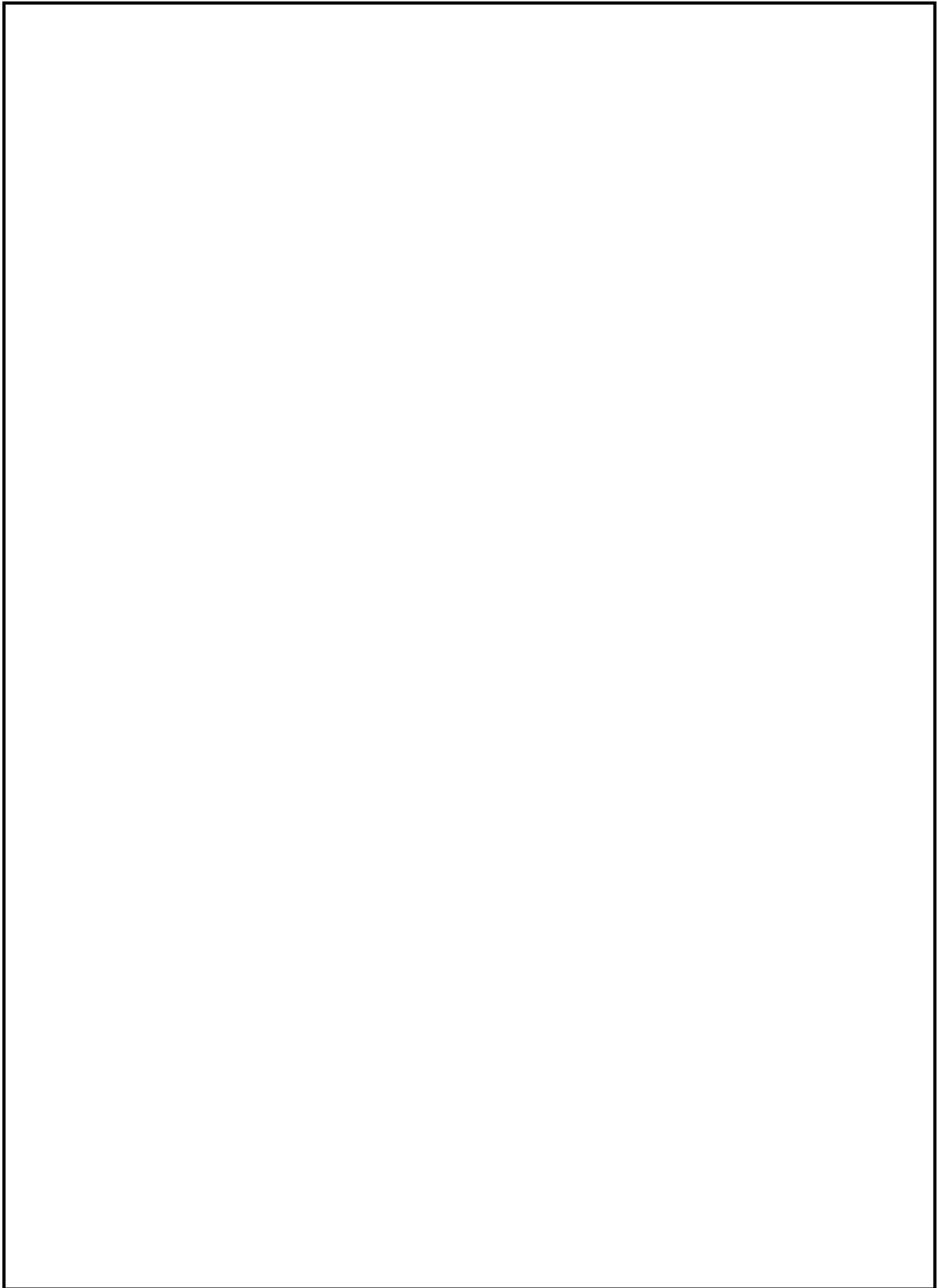


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-6 容量設定根拠

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> (注 1) (190 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	210
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

(概 要)

低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対象設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2台設置しており、このうち必要台数は1台であり、1台を予備として確保する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉注水必要容量: 200m³/h 以上

低圧原子炉代替注水ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水する容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)に係る有効性評価解析において200m³/hであることから、200m³/h以上とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量: 30m³/h/台

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台とする。

2. 全揚程 m(注1) / 190m(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉と水源の差圧が MPa のとき、原子炉に200m³/hの注水ができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

原子炉と水源の圧力差:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/> m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計(m)	:	<input type="text"/> m

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプに必要な揚程は m 以上となり、これを上回る揚程として、低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は190mとする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 [] に静水頭約 [] を加えた約 [] MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、水源の低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力 210kW

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600}\right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

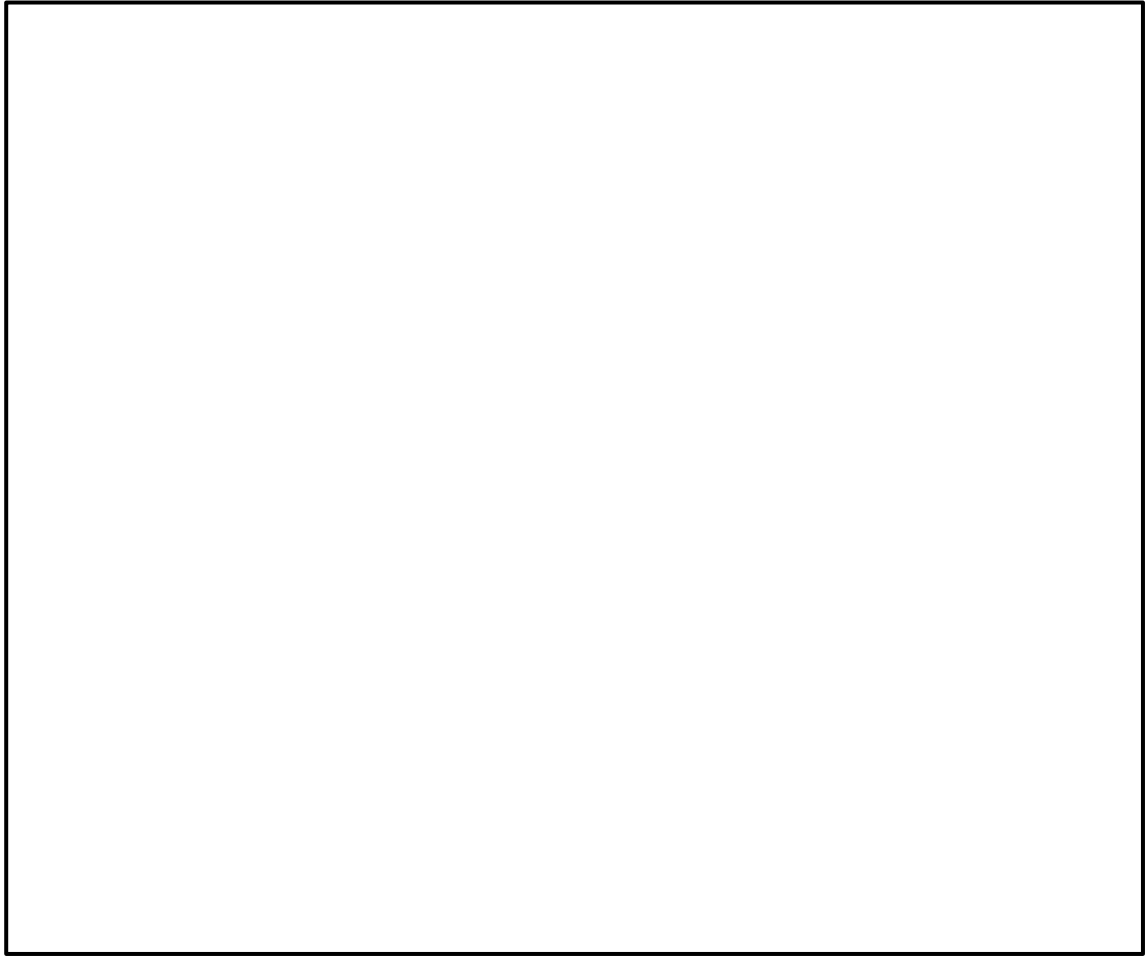


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	70 以上 (注 1) , (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.99 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）, 輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を經由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

以上より、必要な容量を有するものとして図 2 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台使用する。

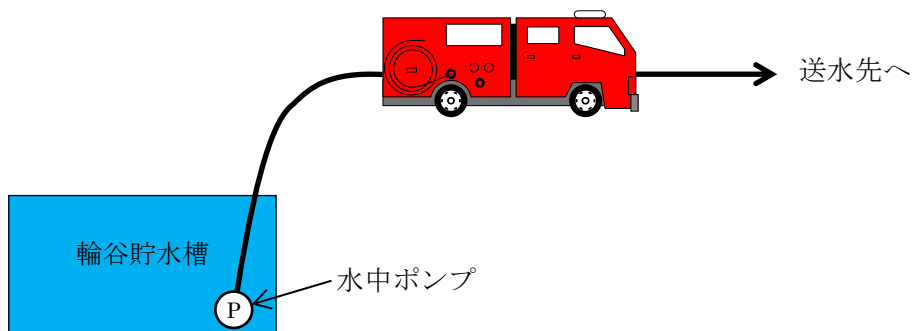


図 2 系統構成概要図

1. 容量 70m³/h 以上（注1） / 168m³/h 以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、炉心損傷防止対策の評価事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量 70m³/h 以上とする。

なお、大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.99MPa 以上（注1） / 0.85MPa（注2）

低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、 を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 の場合】

水源と移送先の圧力差	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa
合計	約		MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 47-6-10, 11 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 0.99MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする

図3に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

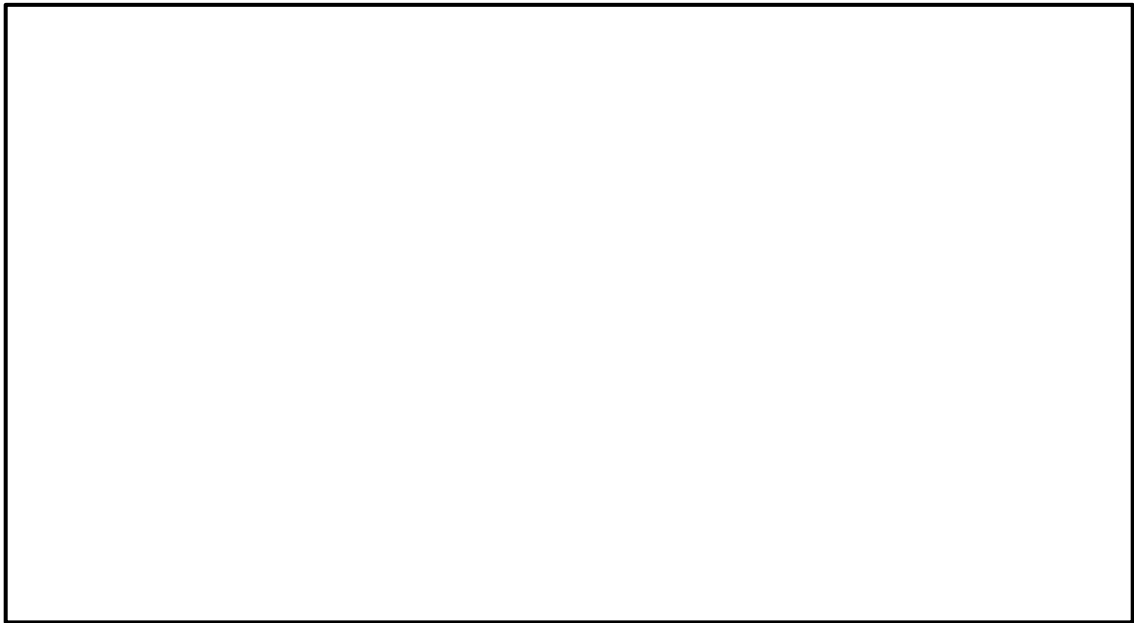


図3 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所 (EL 53.2m) ，輪谷貯水槽（西）の底面 (EL 45.9m) ，大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図4参照）

必要流量 70m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 7.0m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.2m）< 有効 NPSH（約 7.0m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	- <input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	- <input type="text"/>	m
合計	約	7.00	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

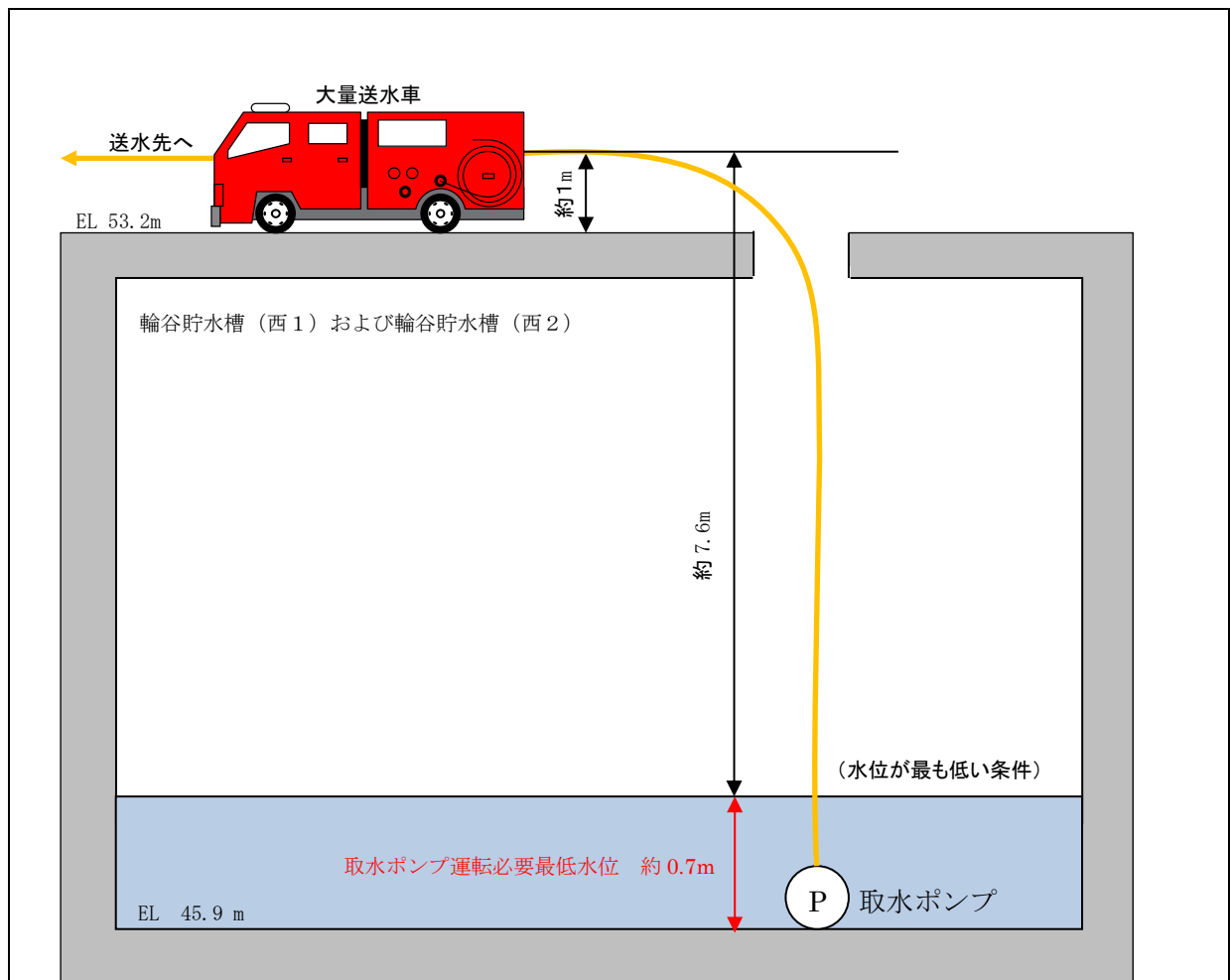


図4 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

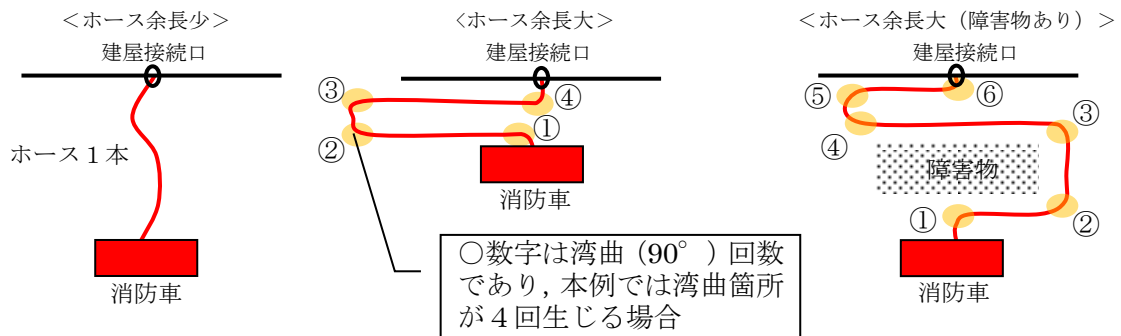


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表7のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	θ°				
		1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典: 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 70m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 70[\text{m}^3/\text{h}] \div 60 \div 1.17[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 63.223[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.0537[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.0537^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00008[\text{MPa}]$$

格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時使用について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 18 時間後から 120m³/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により 30m³/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1～図 4 に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表 1 で示すとおりに格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/h と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 6 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1 Pd (427 kPa [gage]) 及び原子炉圧力 0.5 MPa の場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が 120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

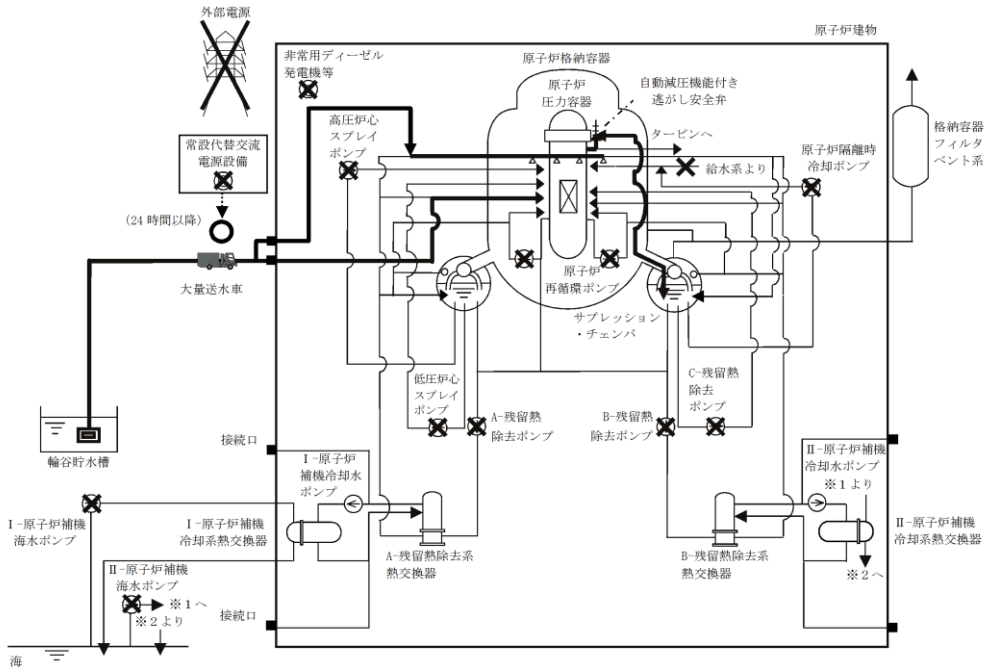


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

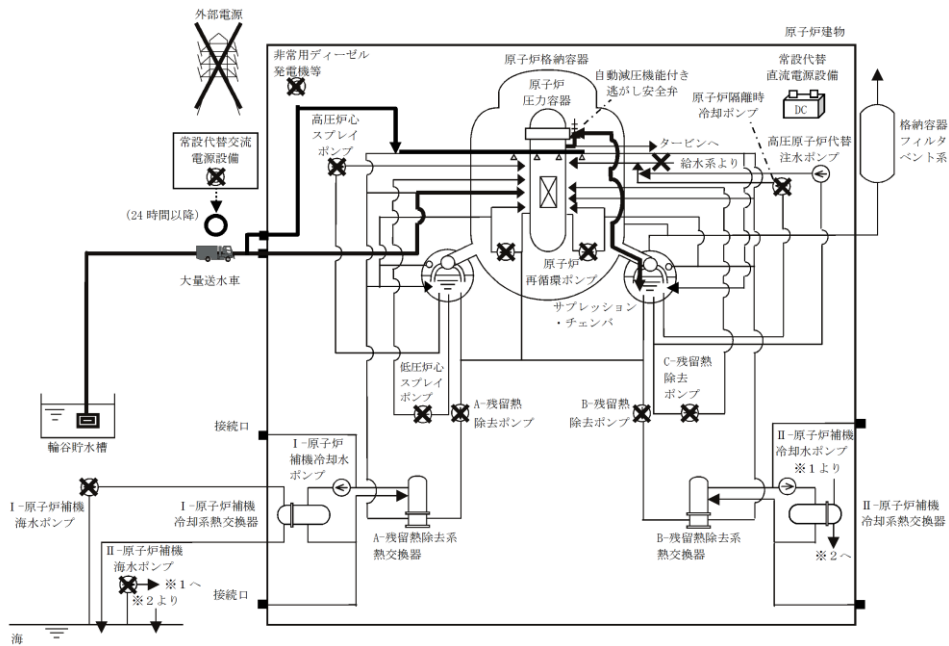


図2 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

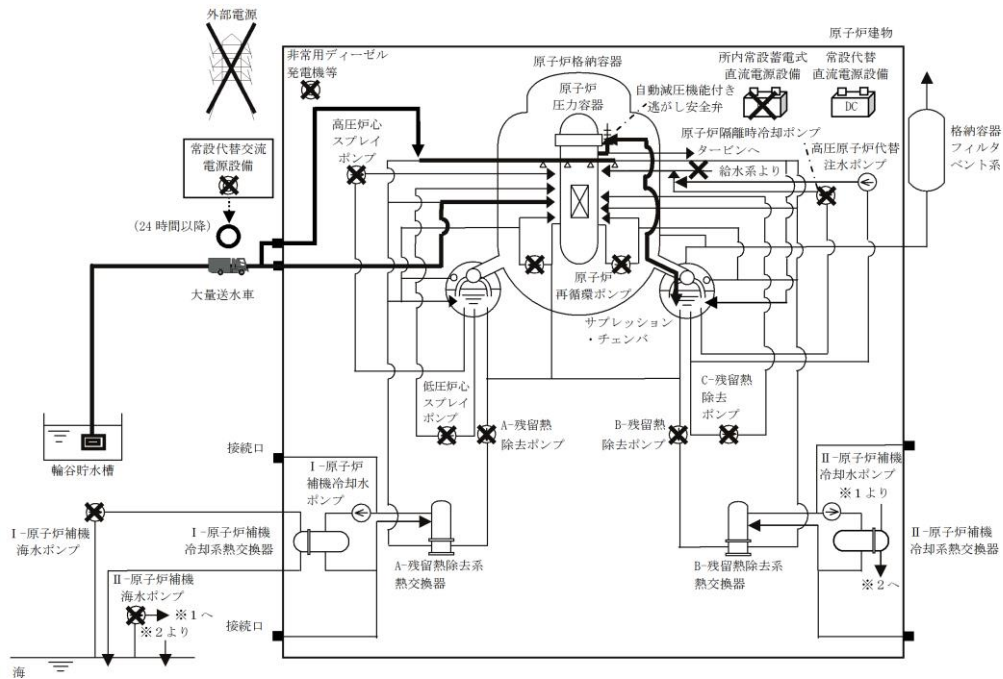


図3 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

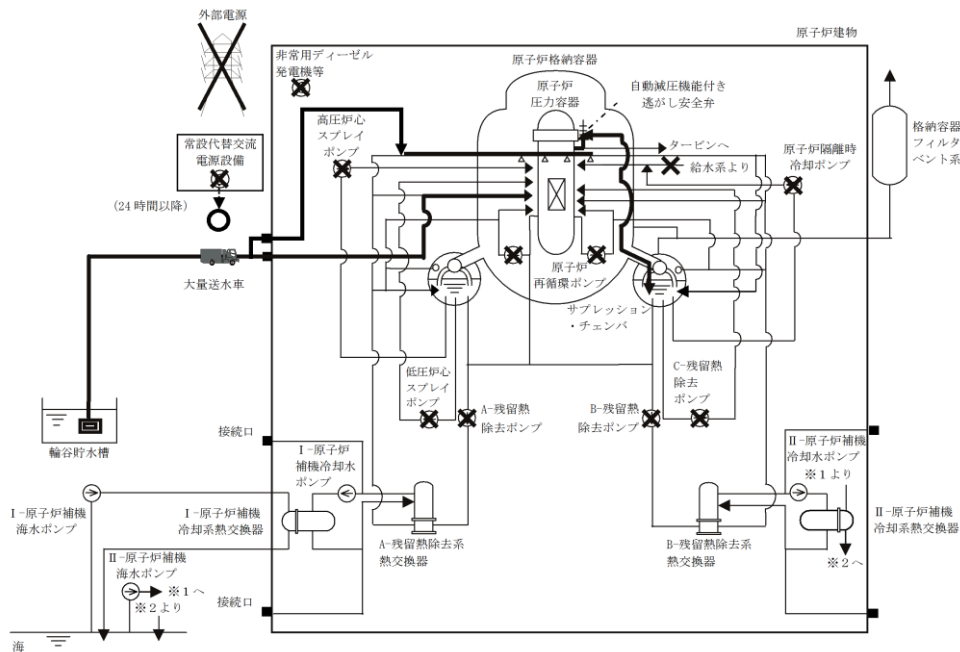


図4 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

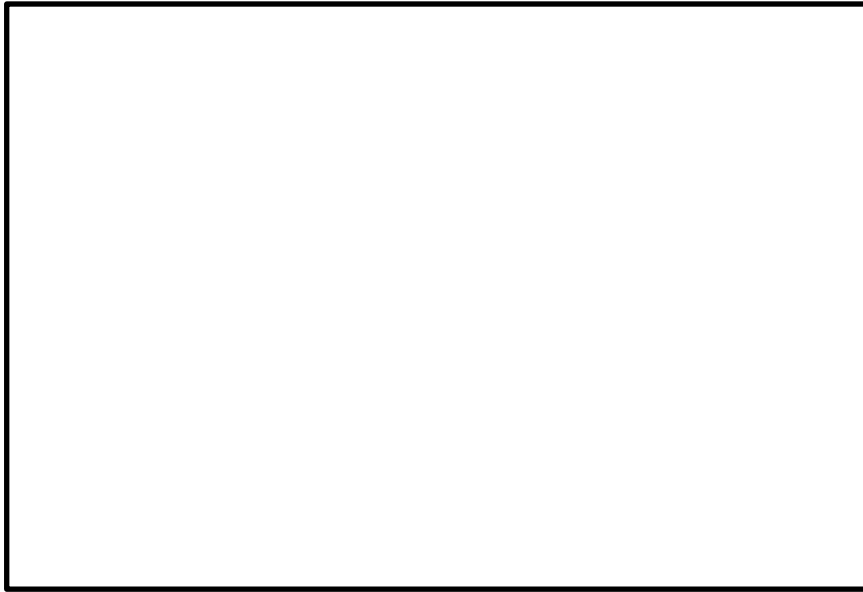


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

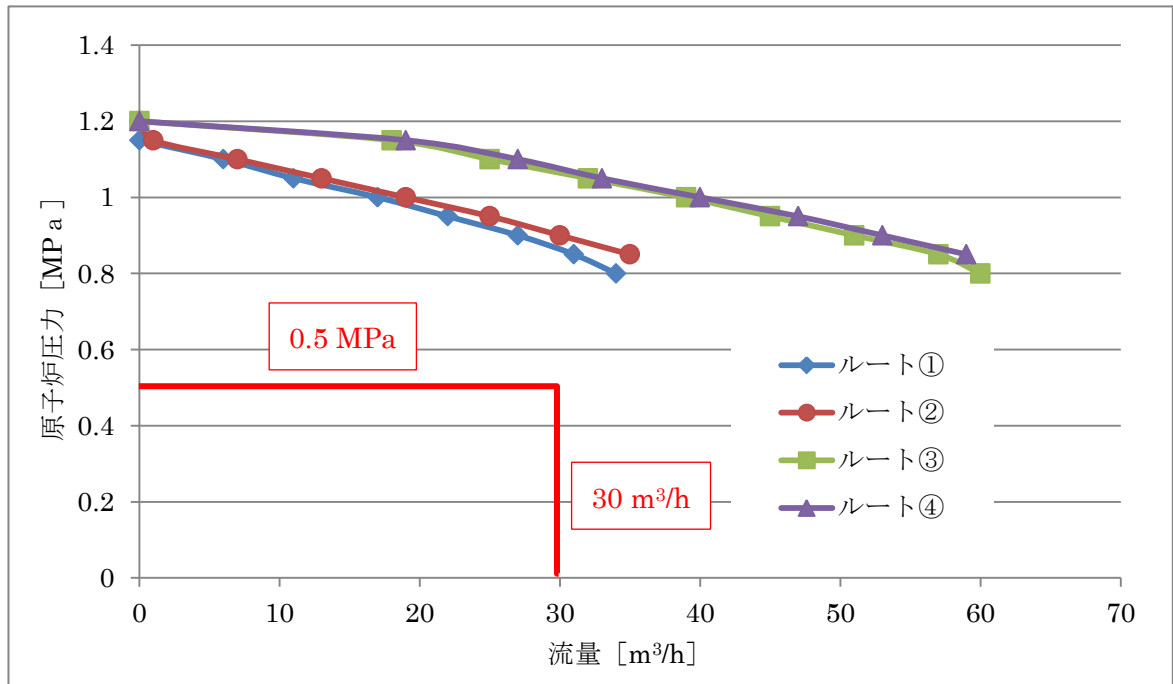


図6 原子炉压力容器への注水特性（格納容器代替スプレィ 120m³/h 同時注水時）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-7 接続図

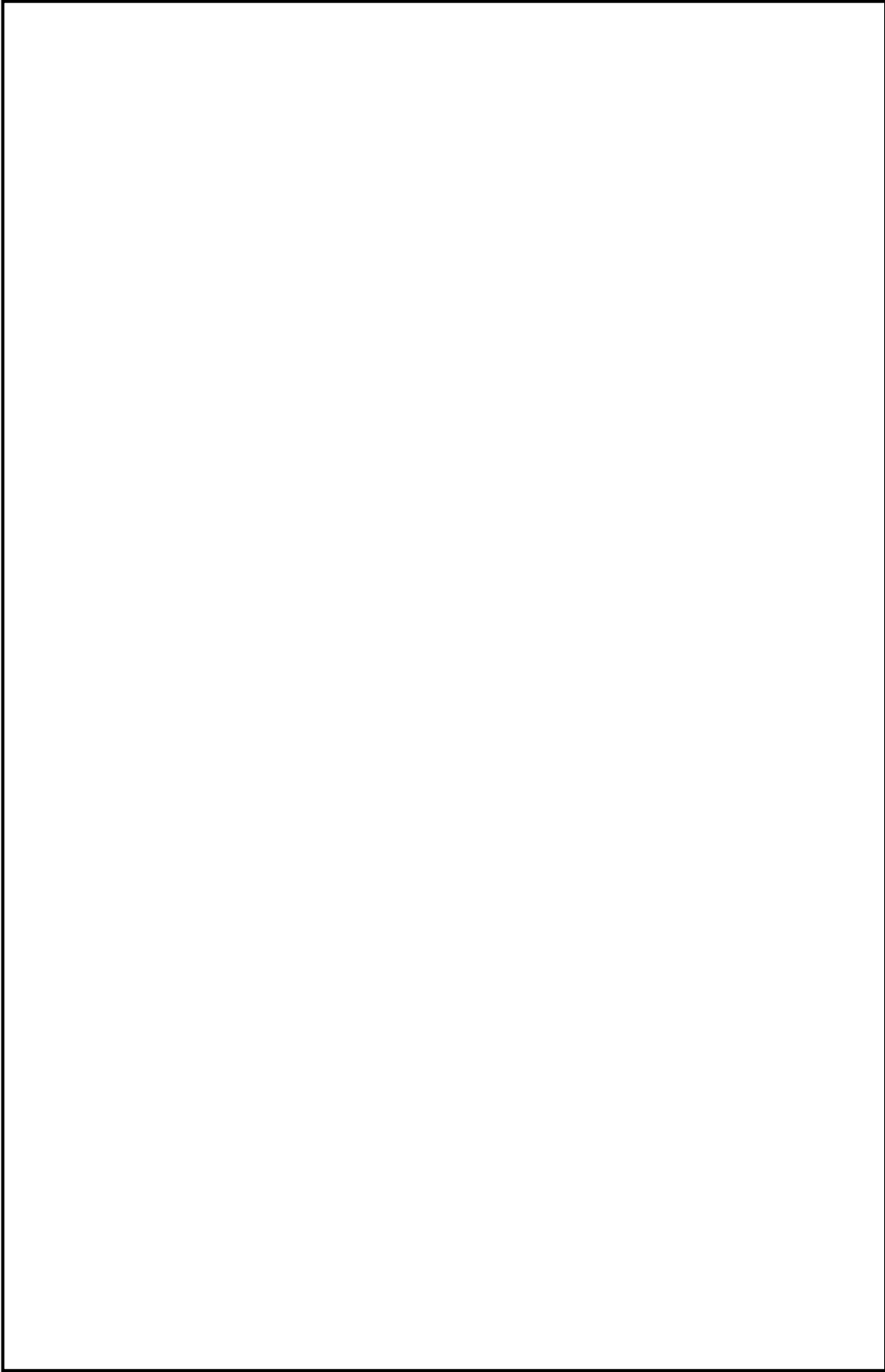


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

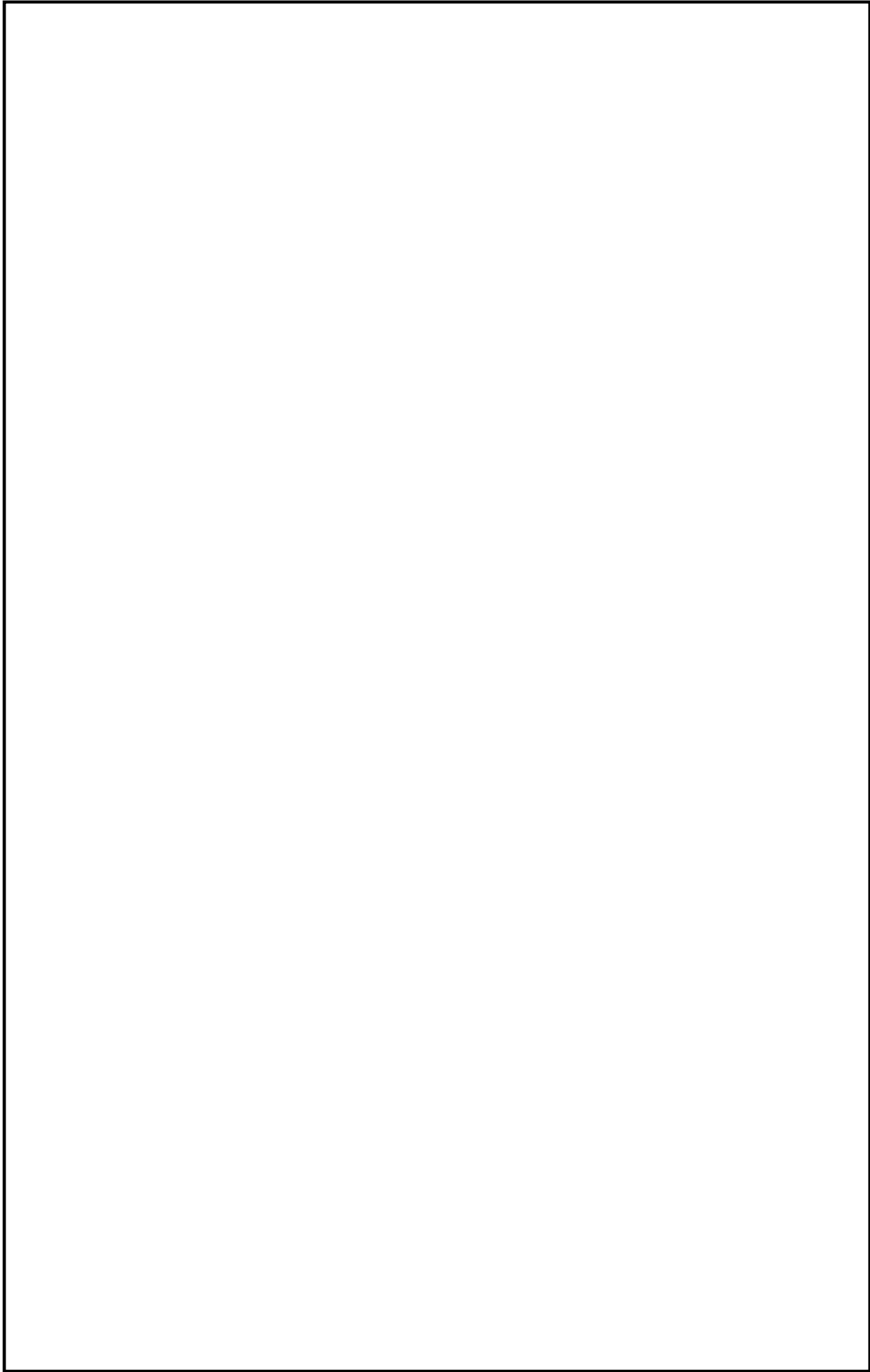


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

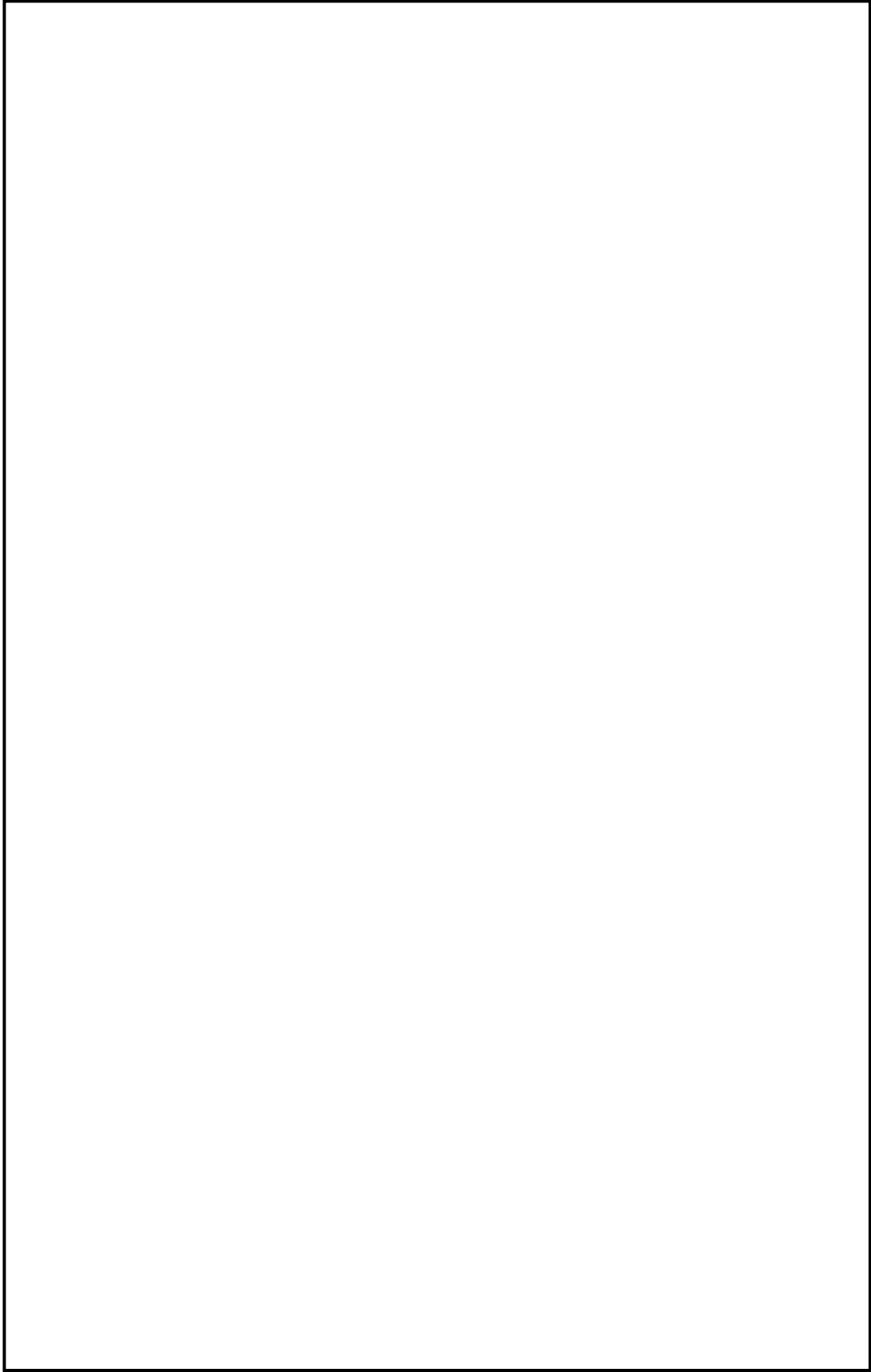


図3 接続図（原子炉建物 原子炉建物地上2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-8 保管場所図

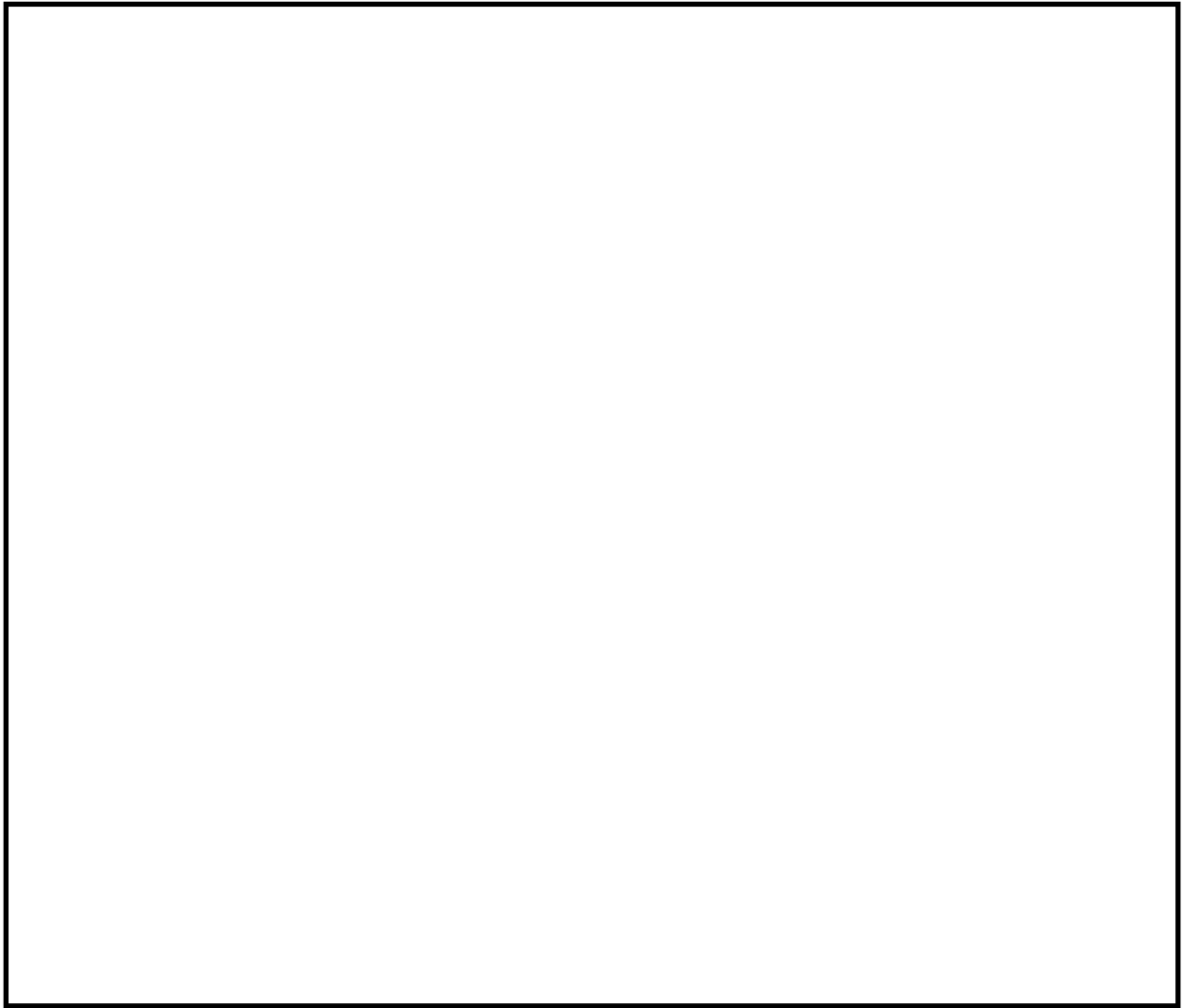
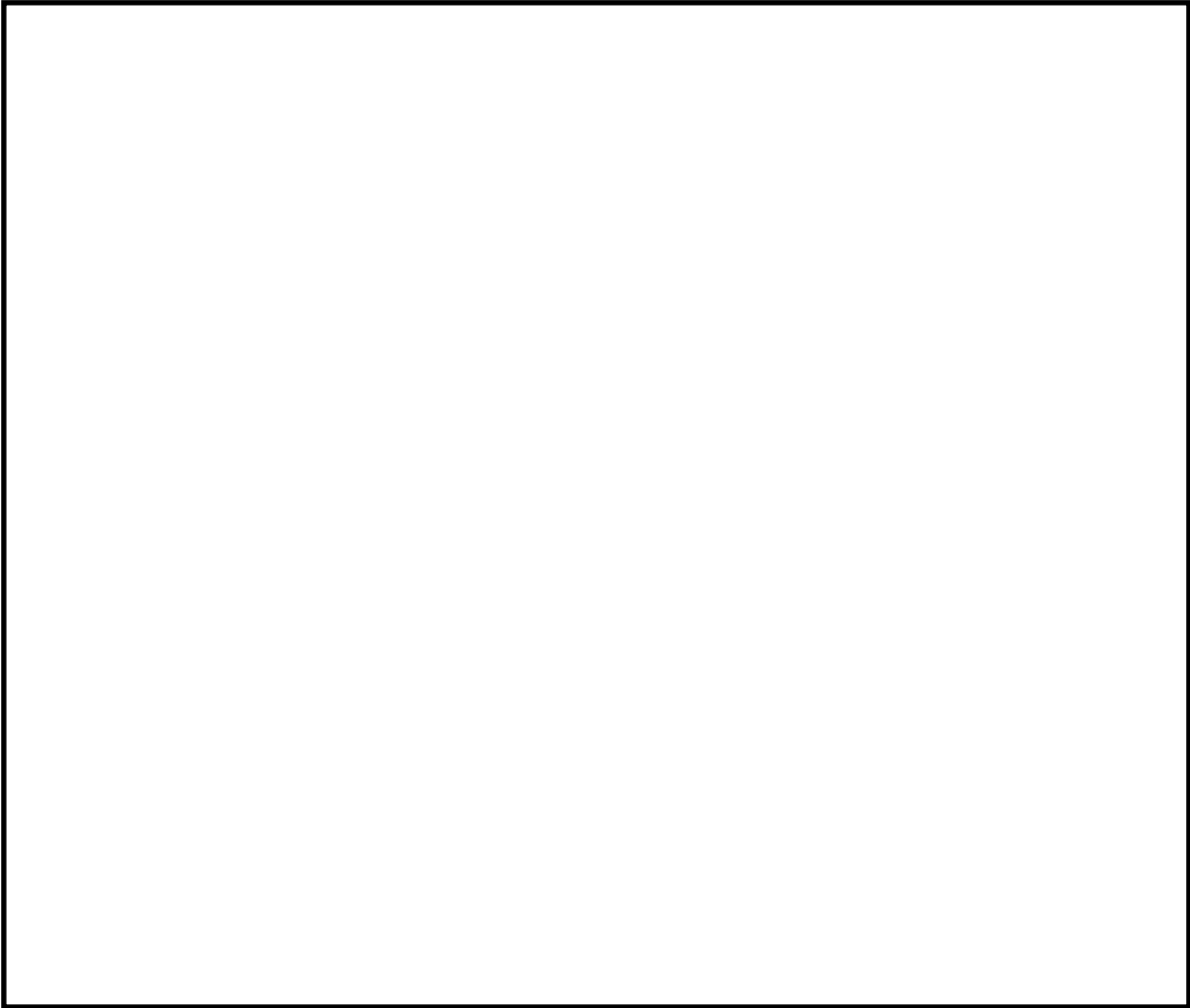


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



大量送水車



図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-9 アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

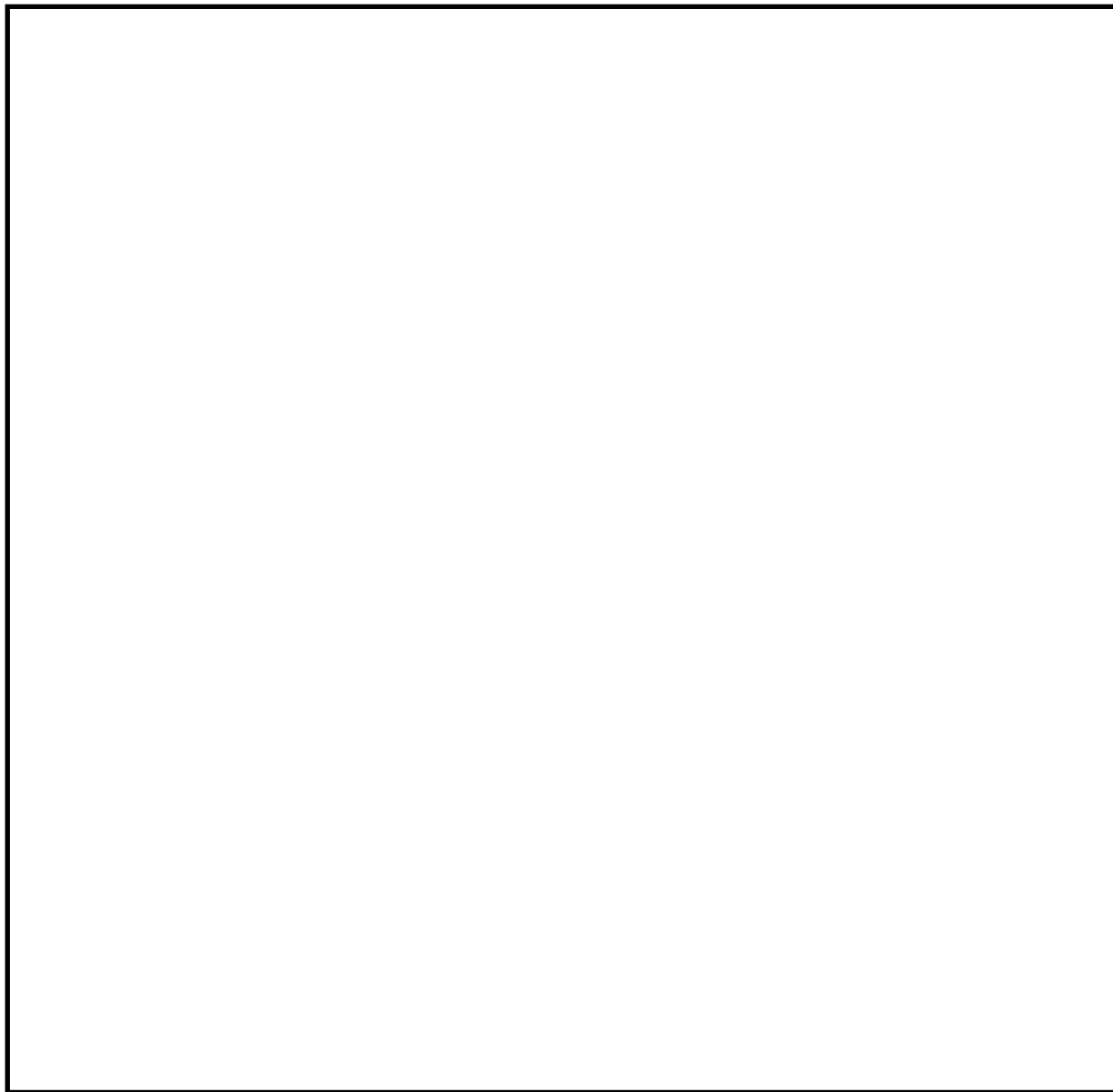


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

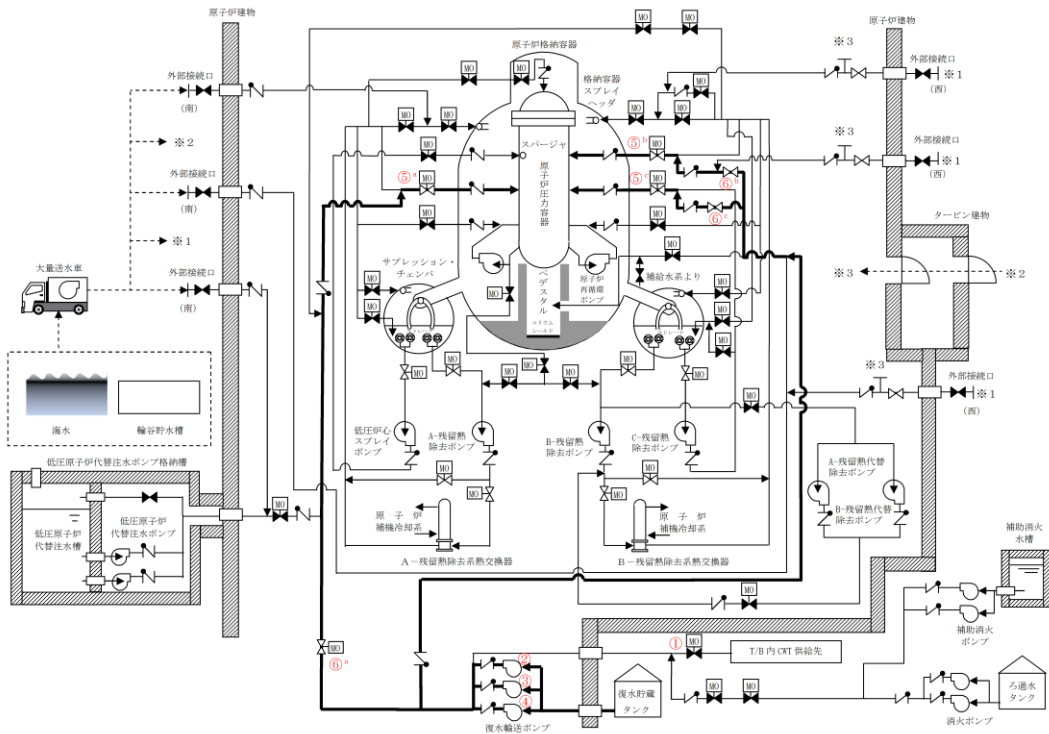
47-10 その他設備

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自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系を用いた炉心注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合においても低圧注水可能とするために自主対策設備として、復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系、低圧原子炉代替注水系及び大量送水車に用いる水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



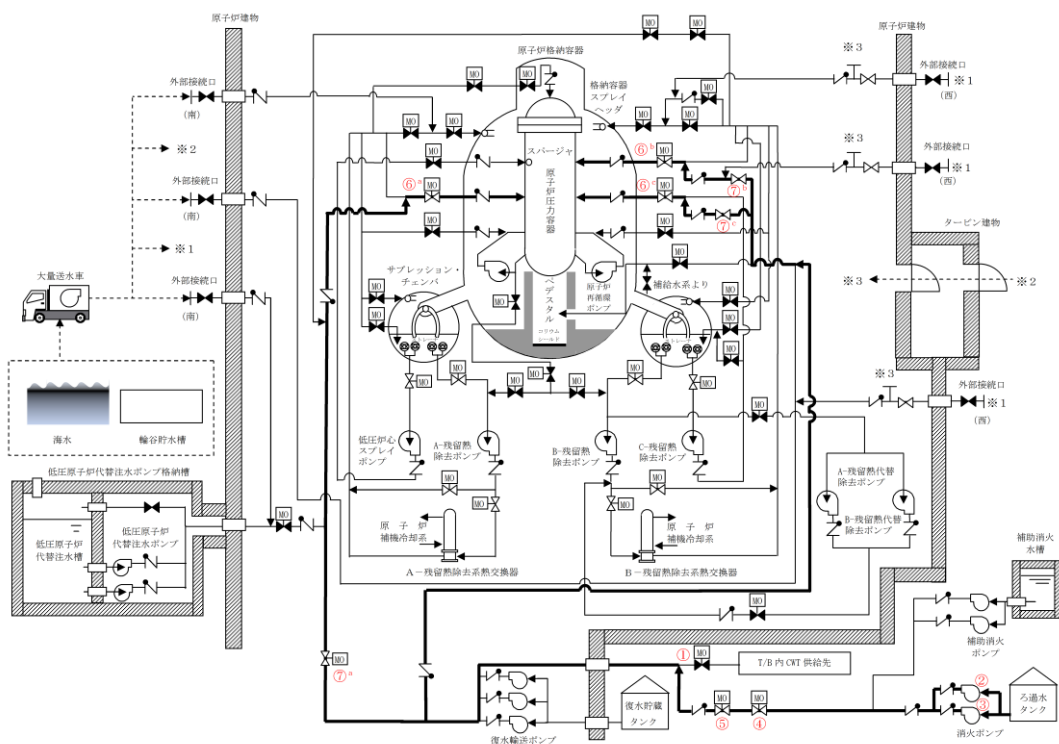
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑥ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図1 復水輸送系による炉心注水 概略系統図

(2) 消火系を用いた炉心注水

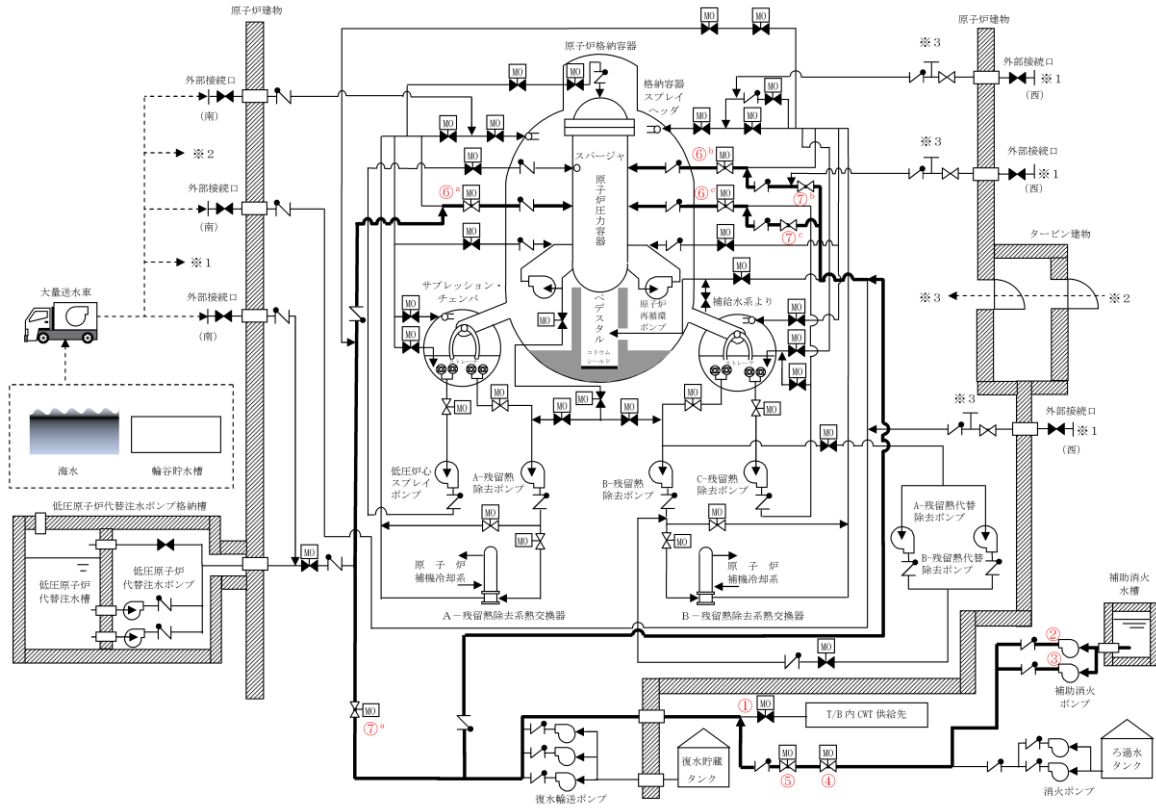
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉压力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉压力容器への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系に用いる水源とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力へ注水する。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図2 消火系（消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

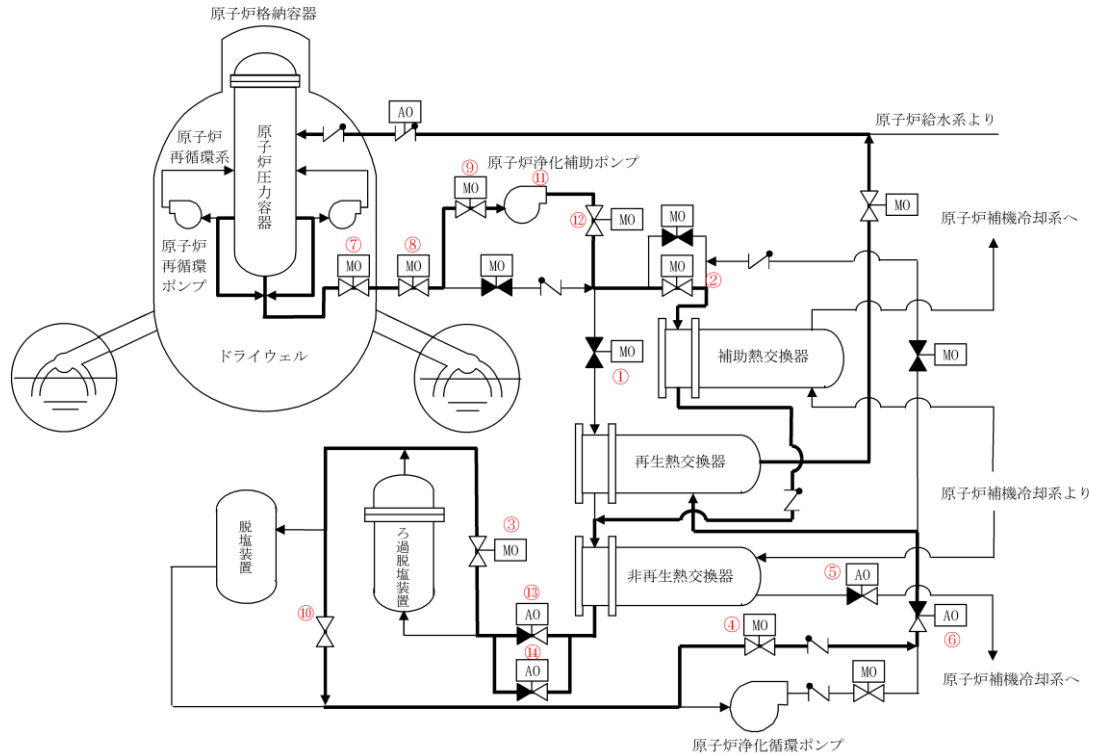


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図3 消火系(補助消火ポンプ使用)による炉心注水 概略系統図

(3) 原子炉浄化系を用いた原子炉除熱

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として原子炉冷却材浄化系を用いた原子炉除熱手段を整備している。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	再生熱交管側入口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	補助熱交入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	フィルタバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	循環ポンプバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	C U W非再生熱交出口温度調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	系統流量調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	C U W入口内側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	C U W入口外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨	補助ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩	C U W脱塩装置バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物3階（原子炉棟）
⑪	原子炉浄化補助ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑫	補助ポンプ出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	フィルタ入口圧力調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	フィルタ入口圧力調節弁バイパス弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室

図4 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱 概略系統図

47-11 送水ヘッダについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（47-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

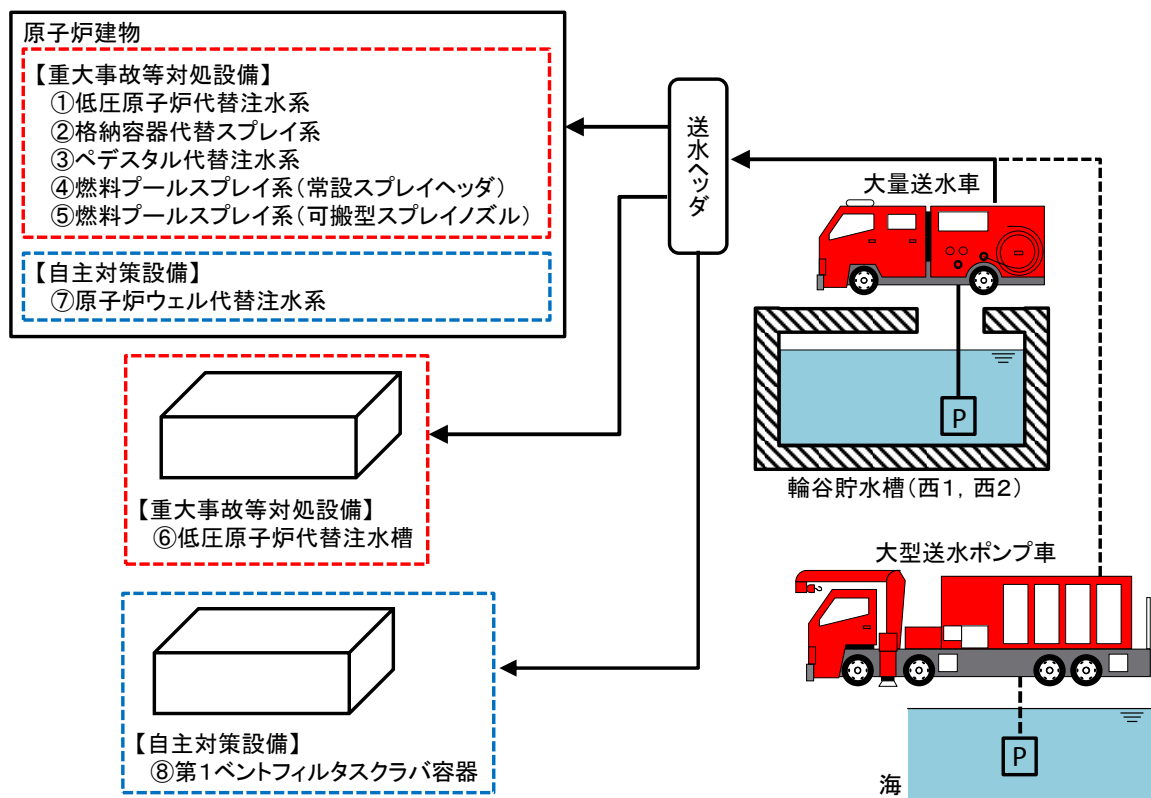


図1 全体系統概要図

(2) 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ，及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1, 2}							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
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								
高圧・低圧注水機能喪失	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用								
溶融炉心・コンクリート相互作用								
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故								
想定事故1	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
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								
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウエル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は，記載時間以降は適宜実施。

※3：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一对一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表2に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

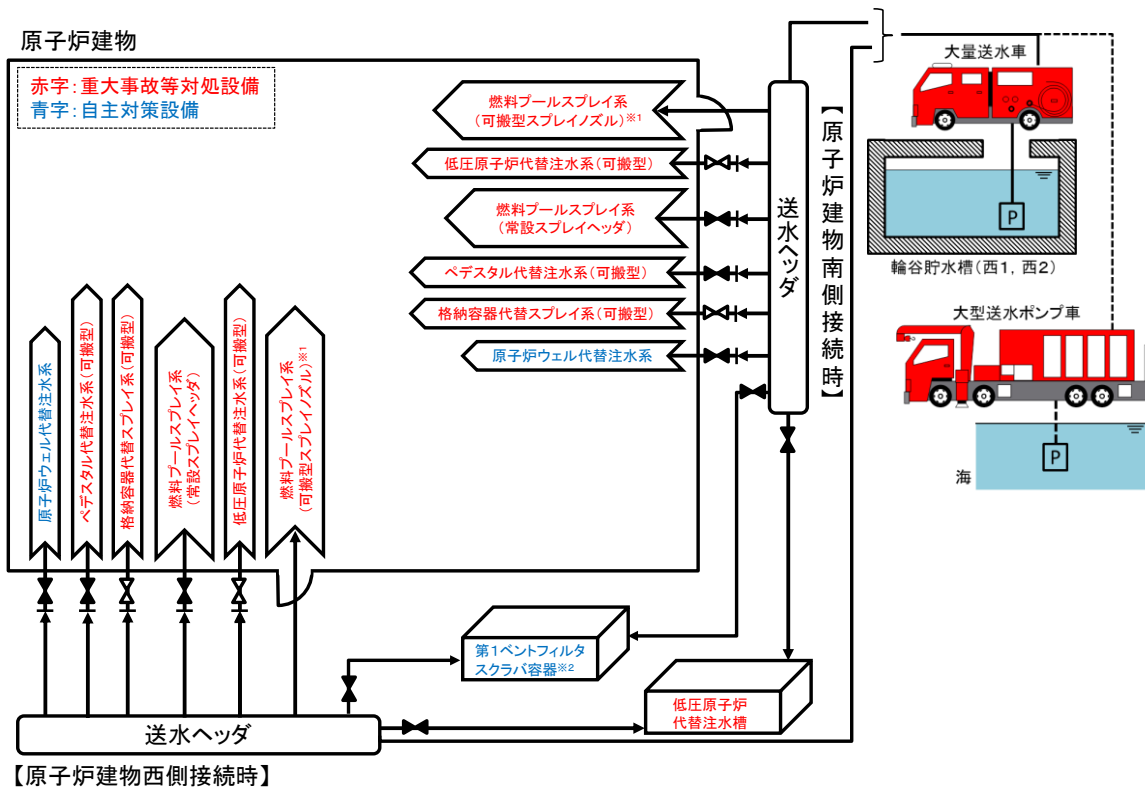
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	低圧原子炉代替注水元弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	格納容器代替スプレイ元弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	ペDESTAL代替注水元弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S注水ライン 流量調節弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※3
⑦	A R W F注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	FCVS補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



【原子炉建物西側接続時】

※1: 全て可搬型の機器により構成する系統であり、常設配管は使用しない。
 ※2: 海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

送水ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。

4. 悪影響の防止

送水ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

48 条 補足説明資料

48-1 S A設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 その他設備

48-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大型送水ポンプ車		類型化 区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性		工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
			関連資料		48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		48-4 系統図		
		第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)		高速回転機器	B b
	関連資料			48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量		原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料		48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性		より簡便な接続	C	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b	
			関連資料		48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 5 号	保管場所		屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料		48-3 配置図, 48-8 保管場所図		
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			48-9 アクセスルート図				
第 7 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象 (代替対象D B設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		移動式代替熱交換設備		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図			
		第 2 号	操作性	中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料	48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	48-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 5 号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	48-3 配置図, 48-8 保管場所図		
		第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			48-9 アクセスルート図			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象D B設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来のとして使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)


48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-	-	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	-	-

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—	
	関連資料		—			

48-2 単線結線図

48-3 配置図

 : 設計基準対象施設


 : 重大事故等対処設備



図1 原子炉建物4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図2 原子炉建物3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

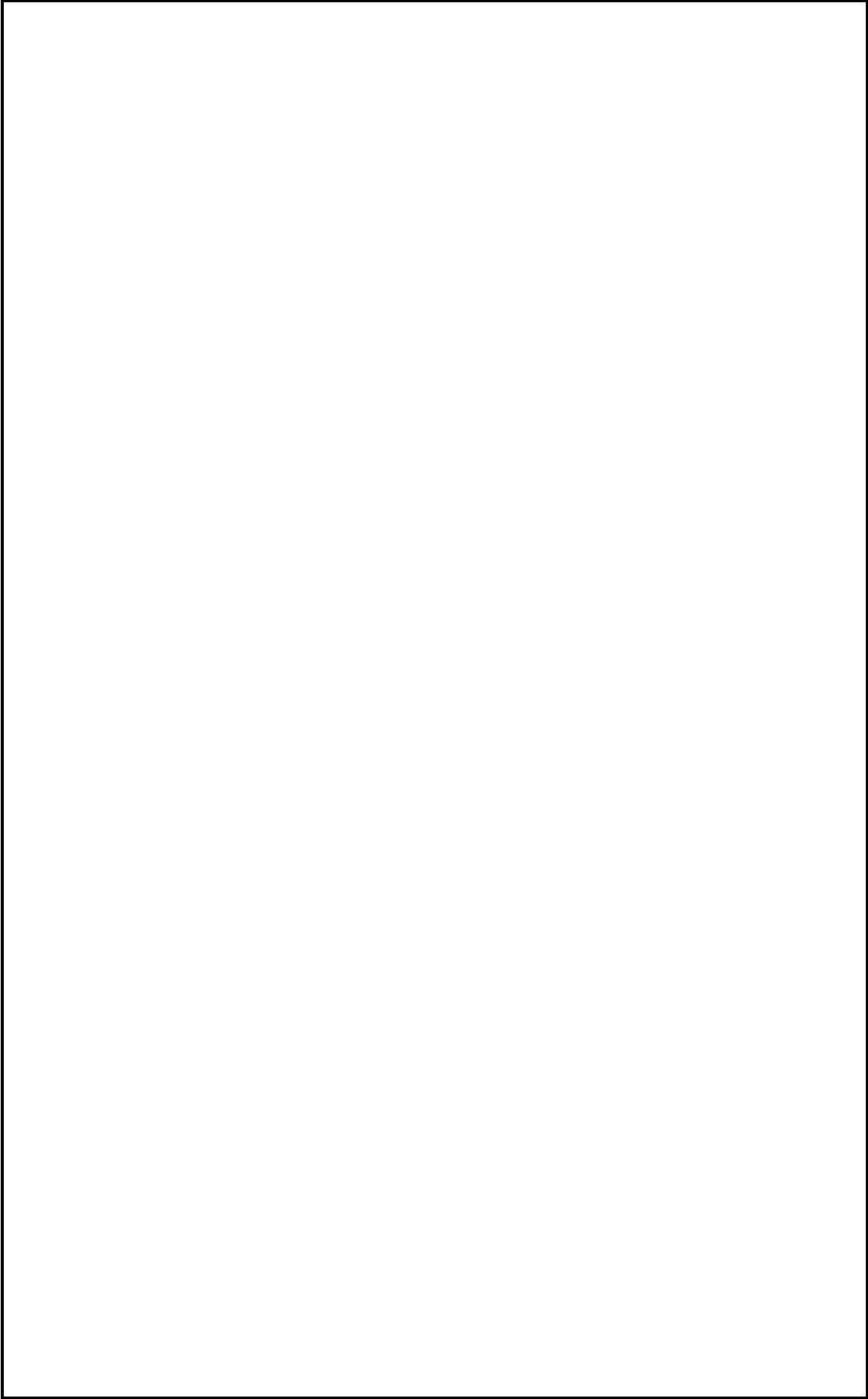


図3 原子炉建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

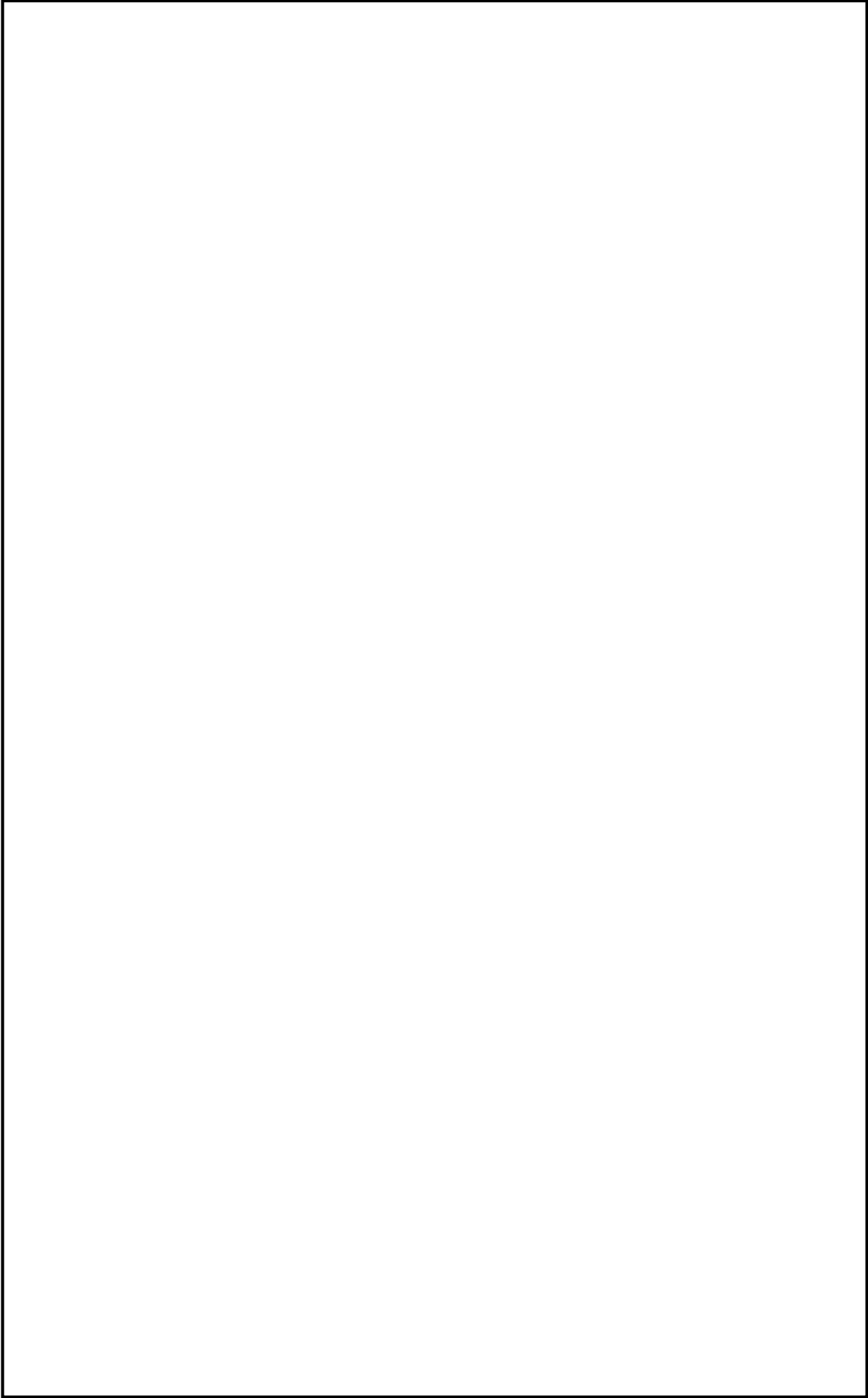


図4 原子炉建物1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

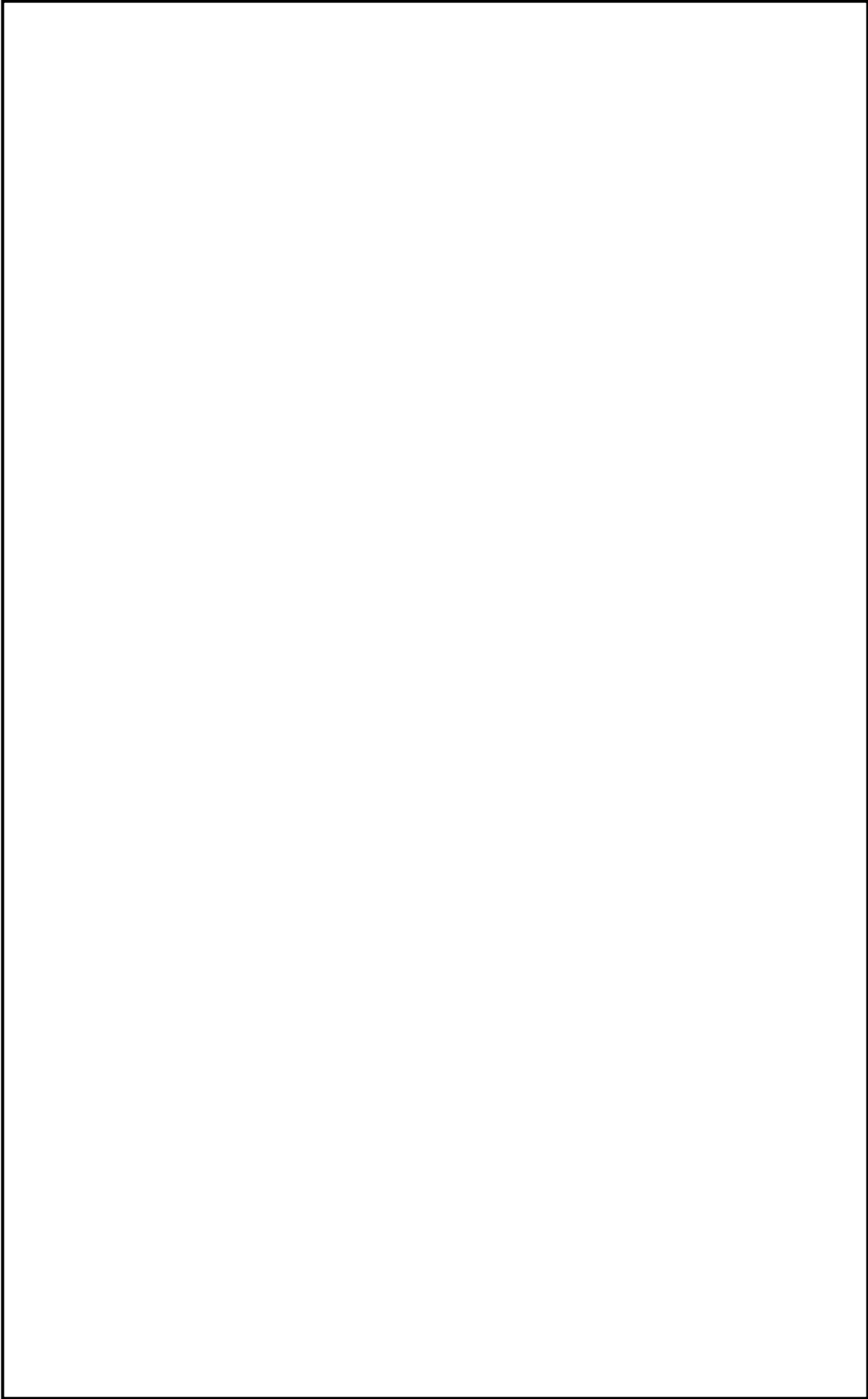


図5 原子炉建物地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

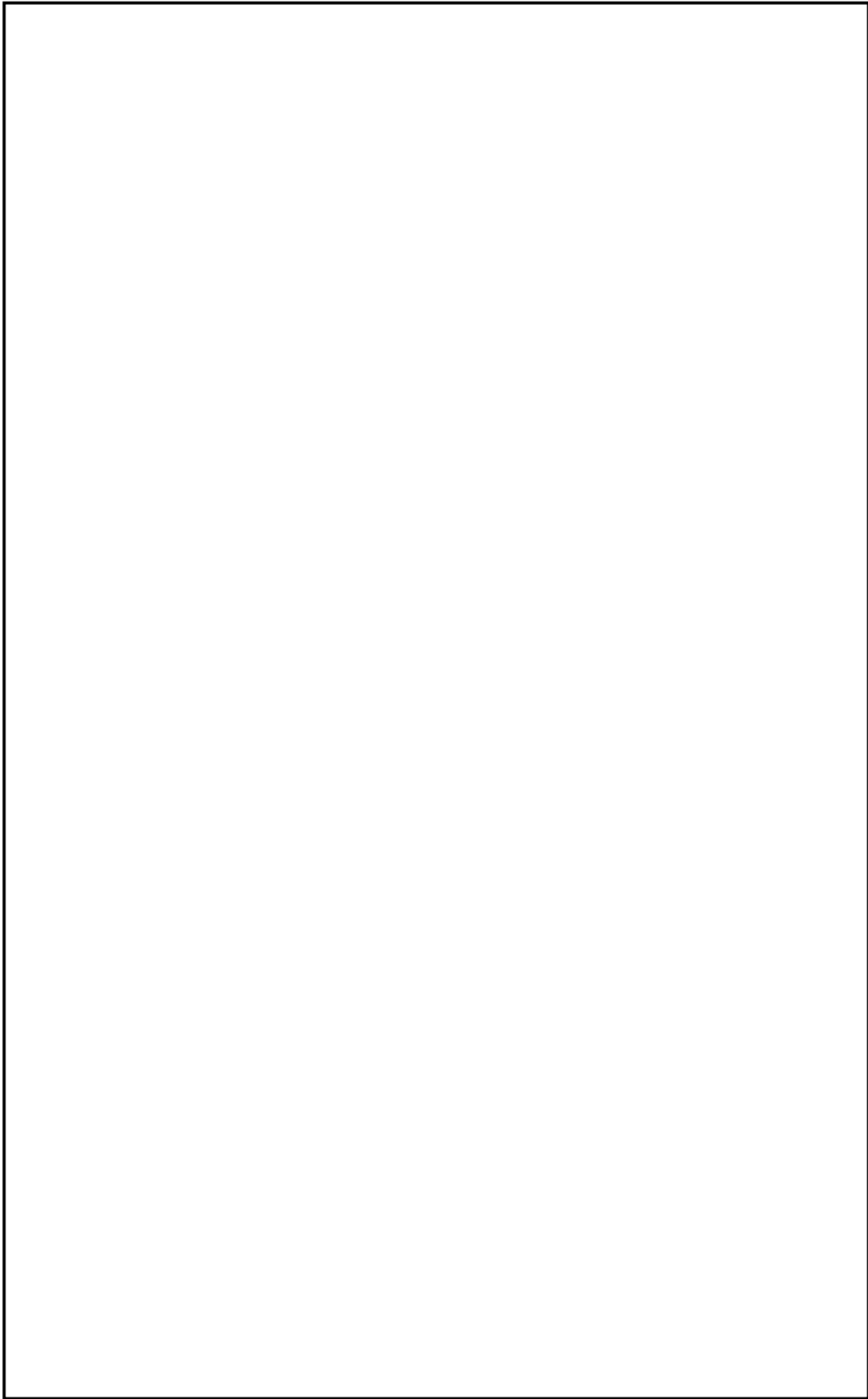


図6 原子炉建物地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

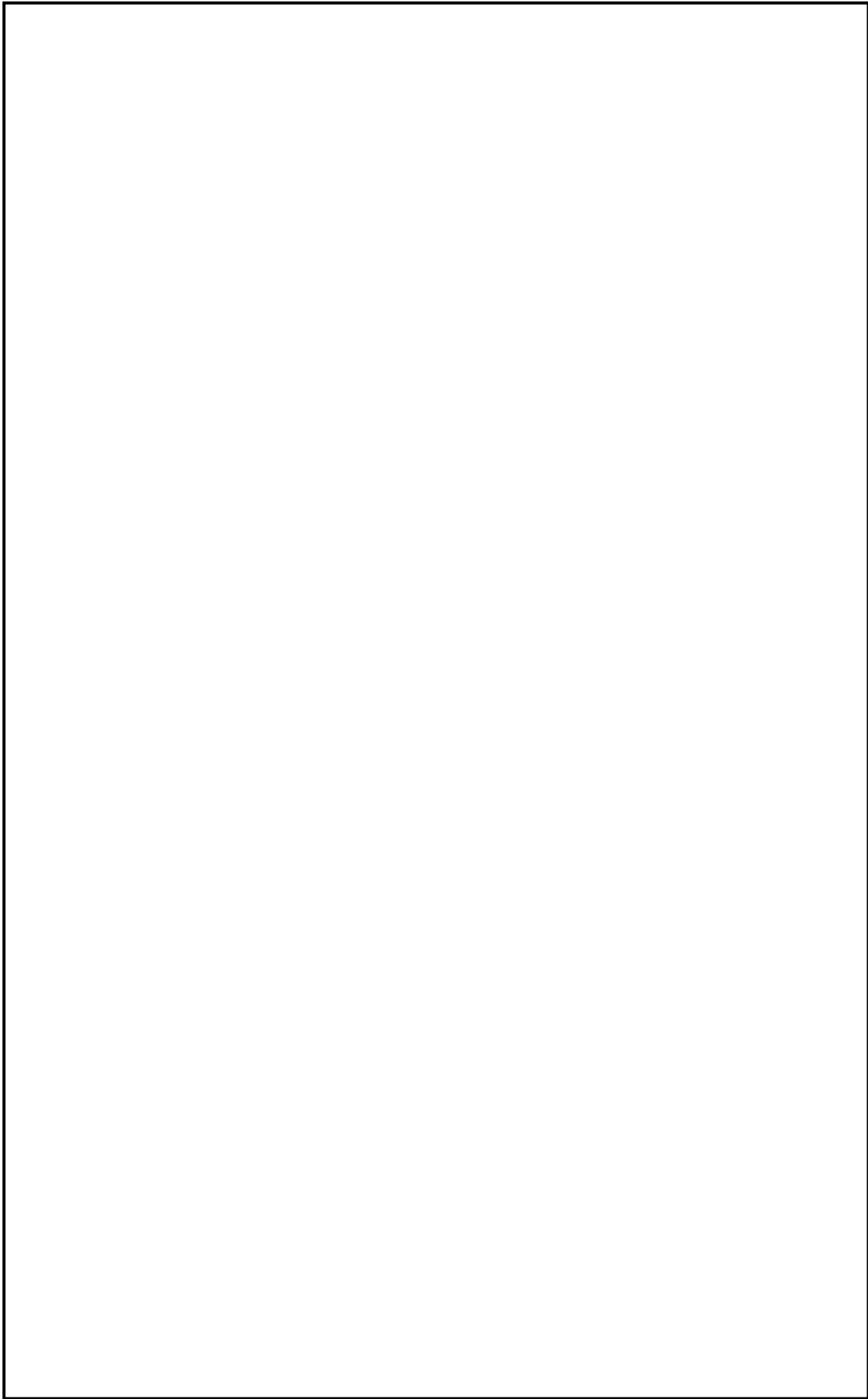


図7 廃棄物処理建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

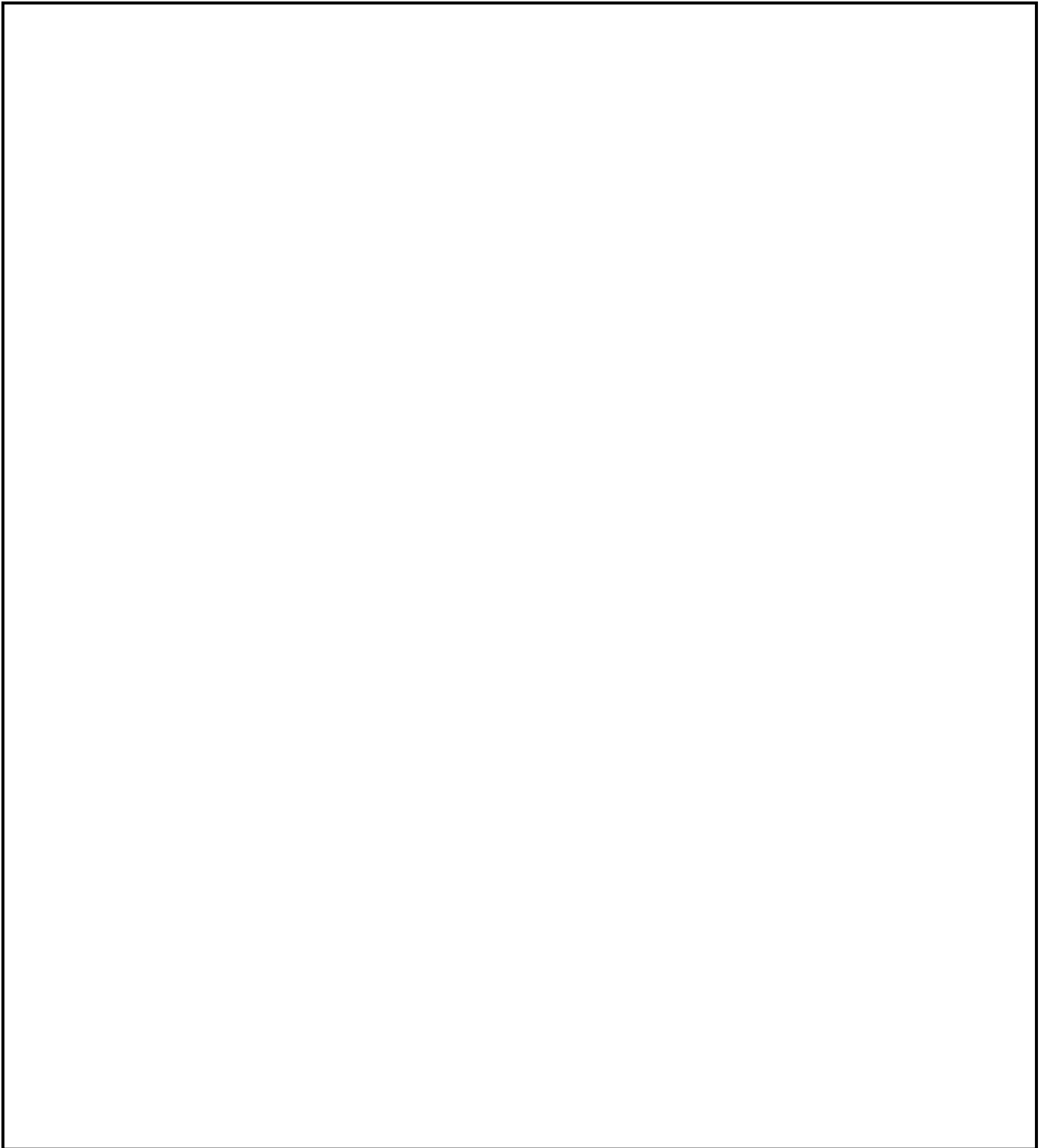


図 9 原子炉建物 3 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構

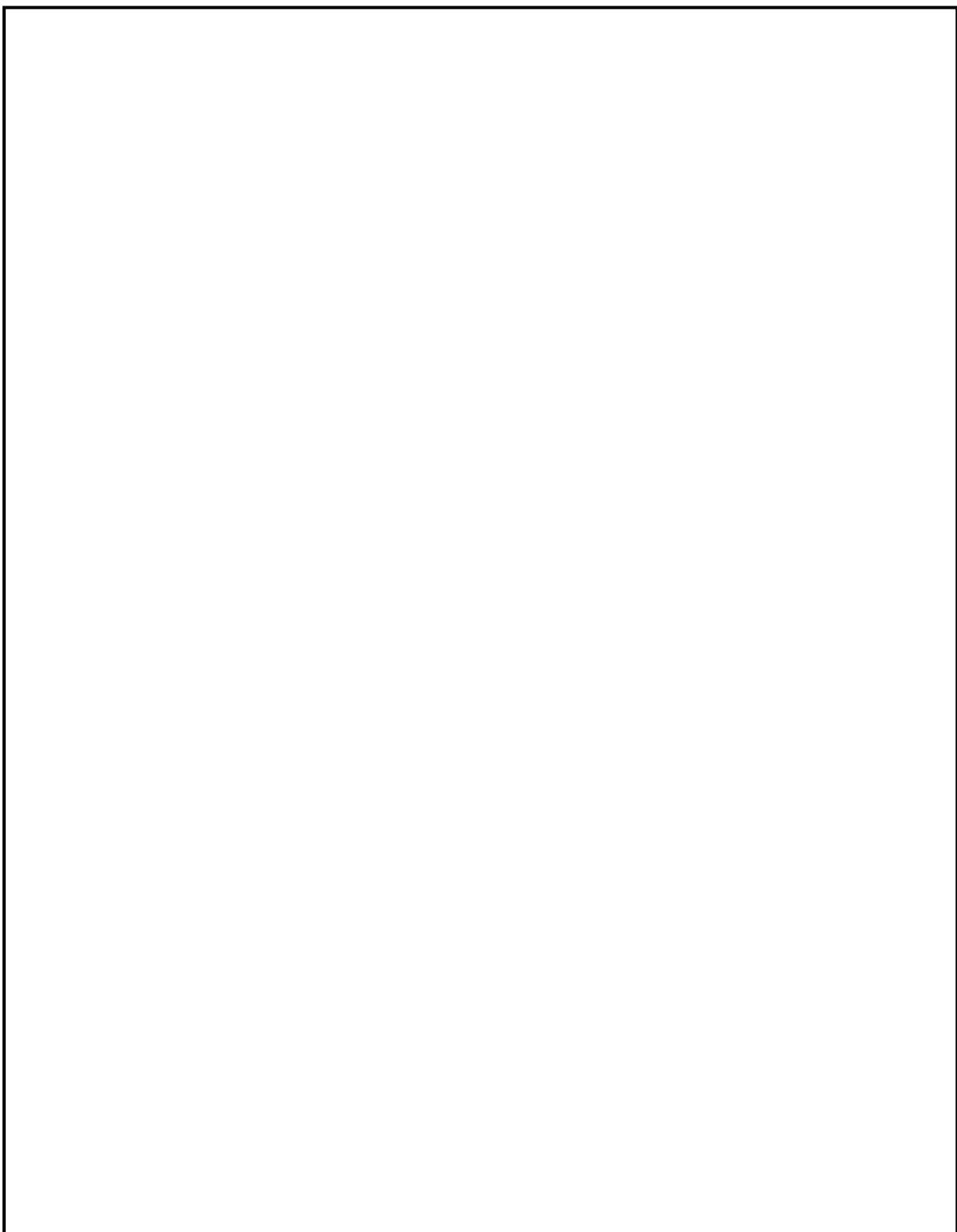


図 10 原子炉建物 2 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

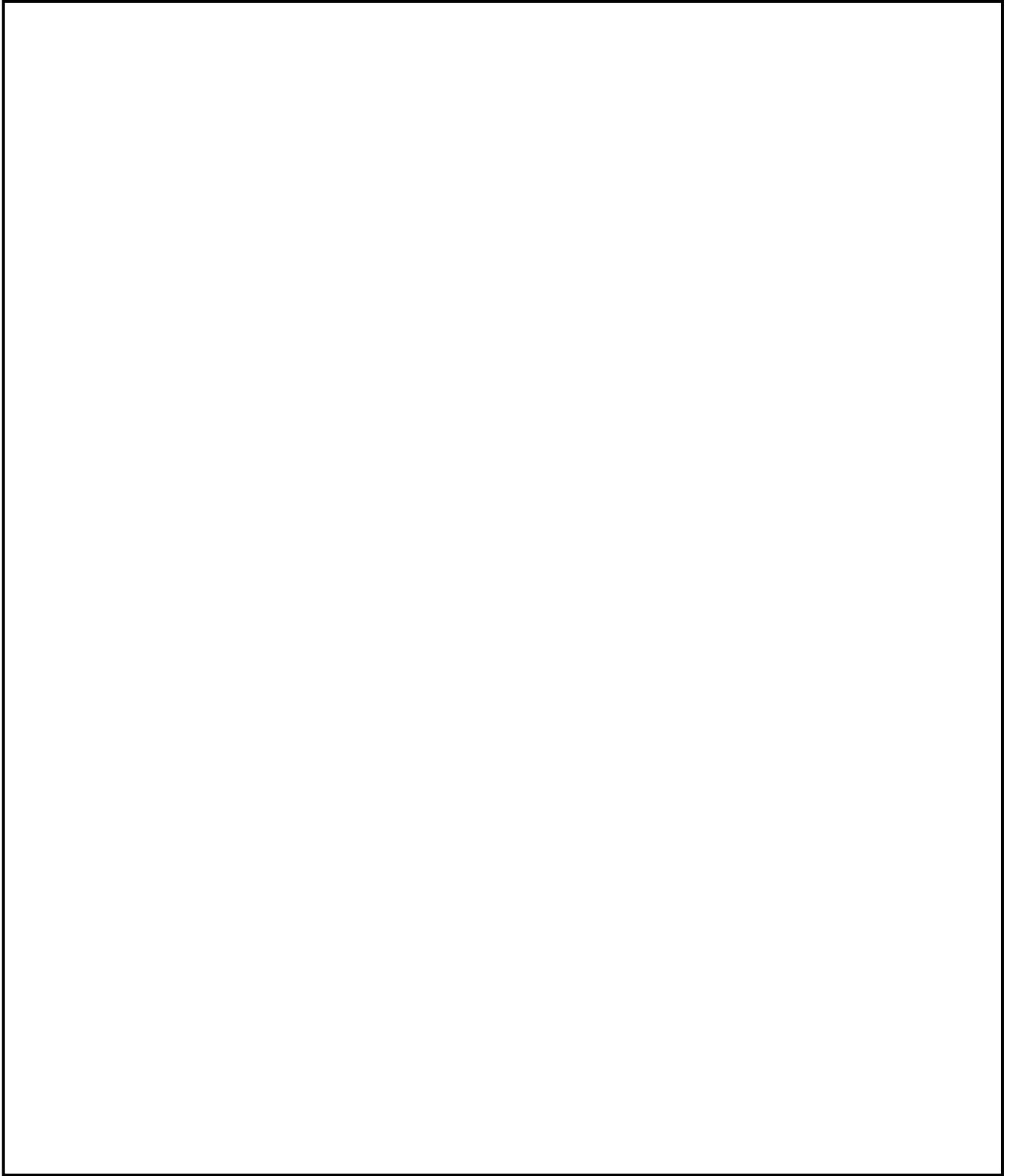


図 11 原子炉建物 1 階

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

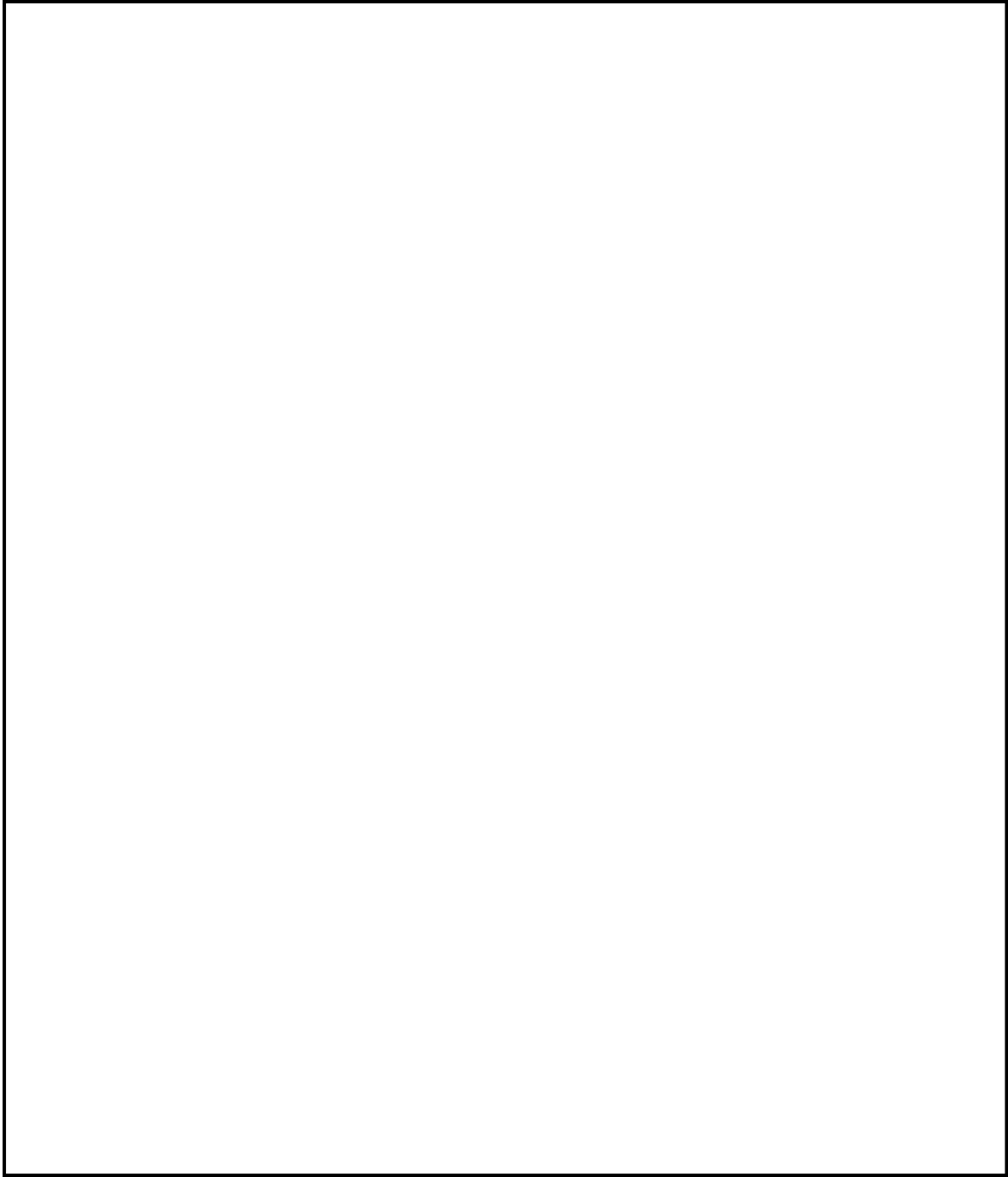


図 12 原子炉建物地下 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

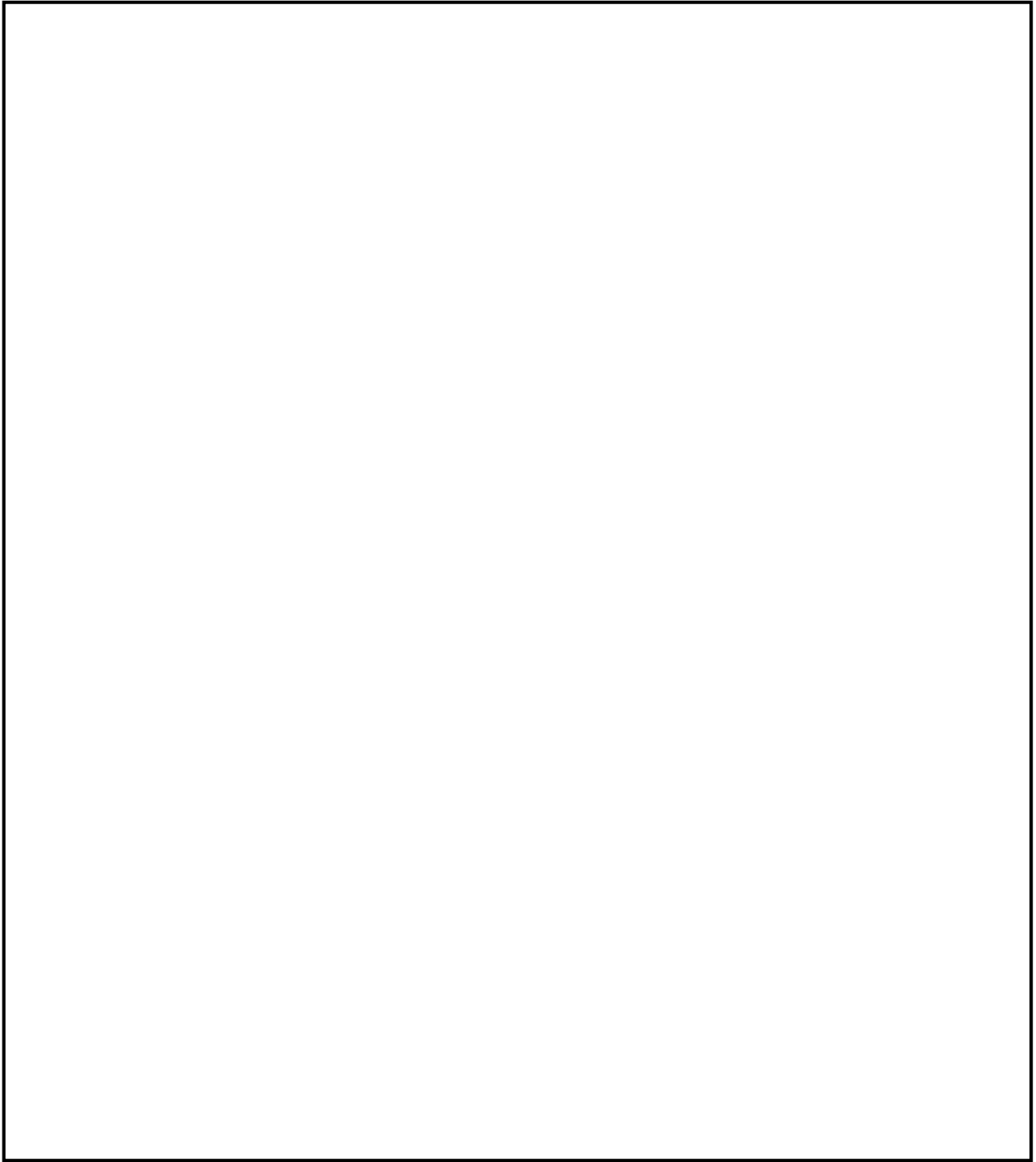


図 13 真空破壊弁設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-4
系統図

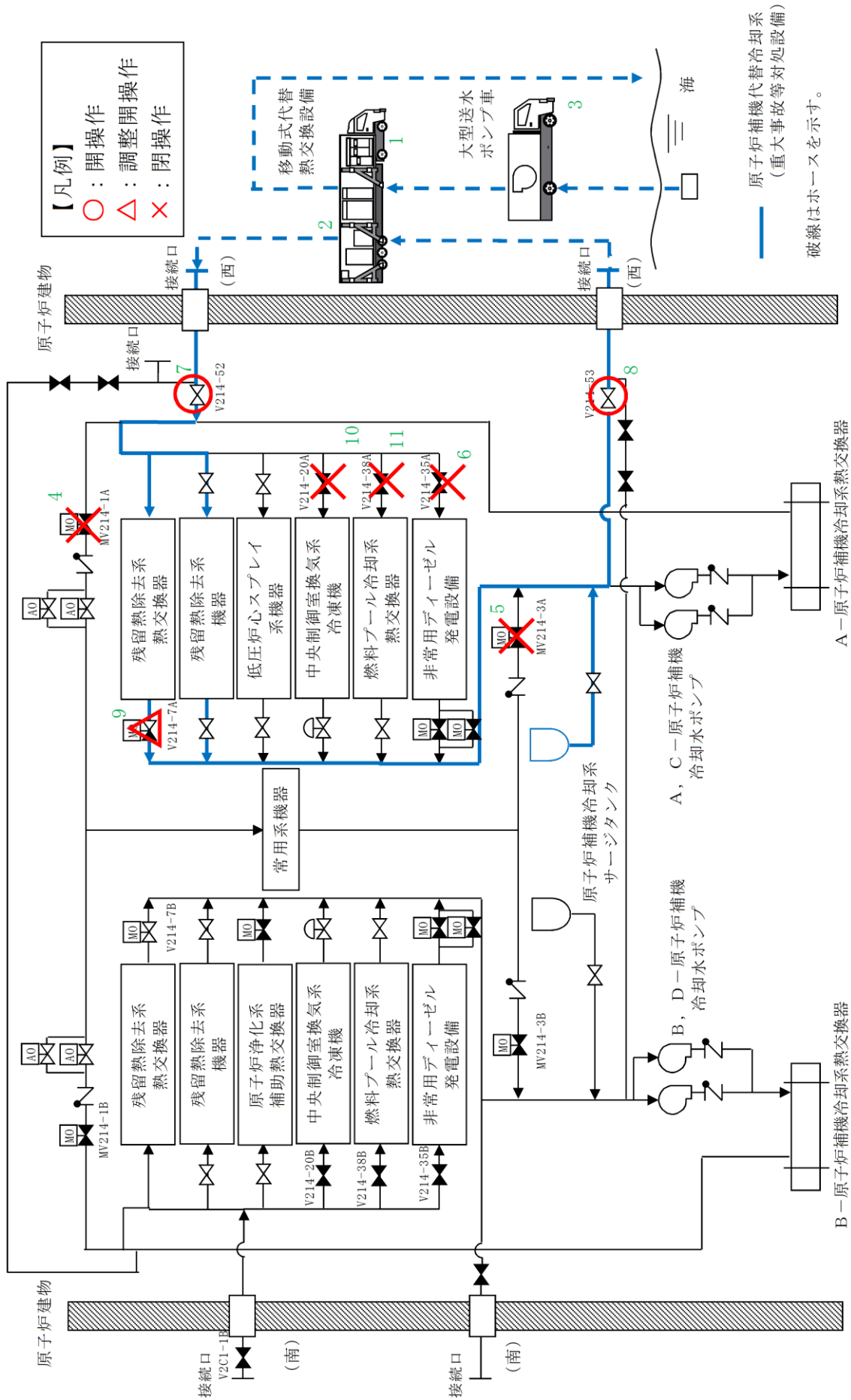


図1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

表 1 原子炉補機代替冷却系機器リスト (A系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W A-D E G 冷却水入口弁
7	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
8	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
9	A-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

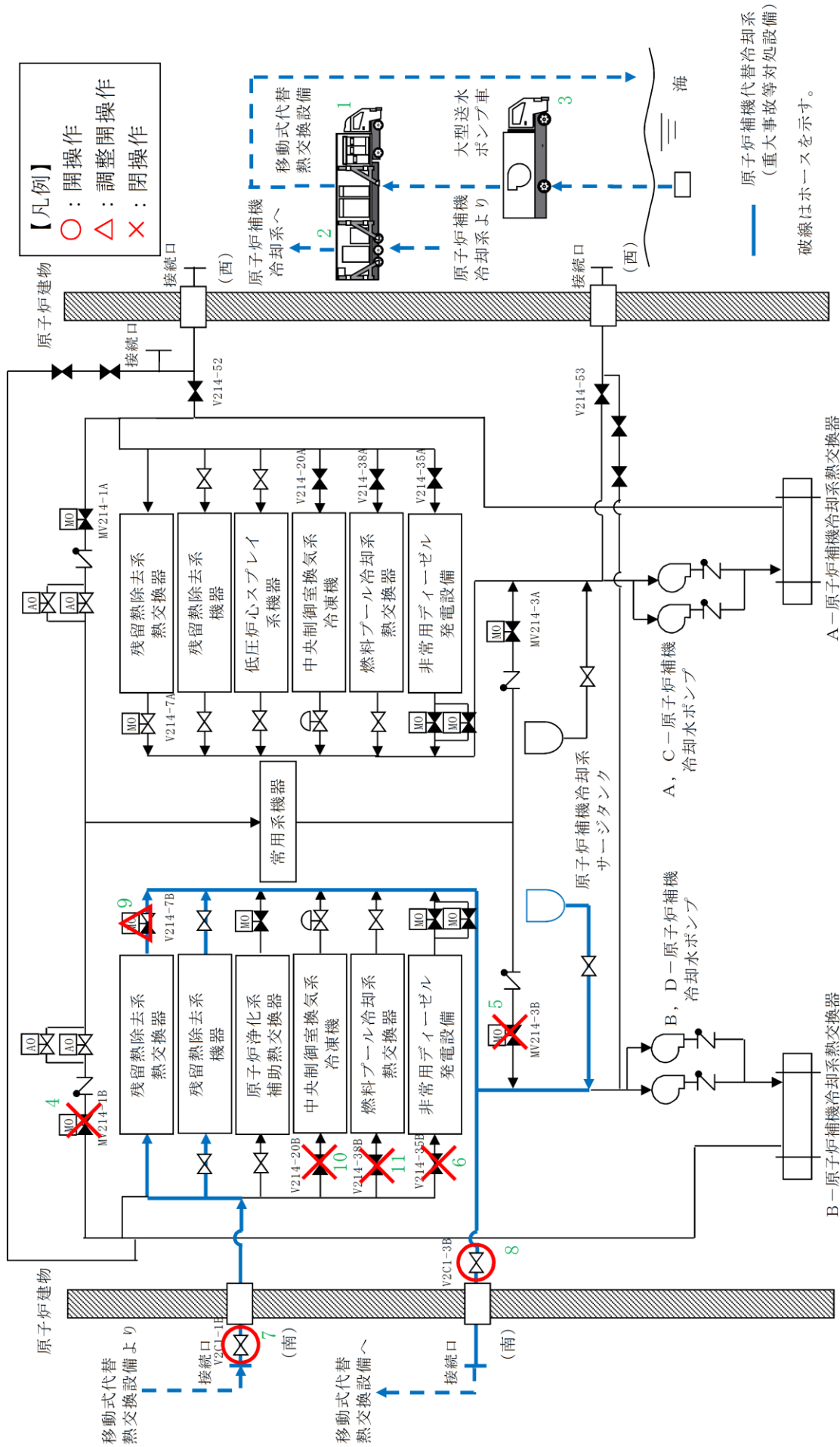


図2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

表 2 原子炉補機代替冷却系機器リスト (B系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W B-D E G 冷却水入口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁
9	B-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W B-F P C 熱交冷却水入口弁

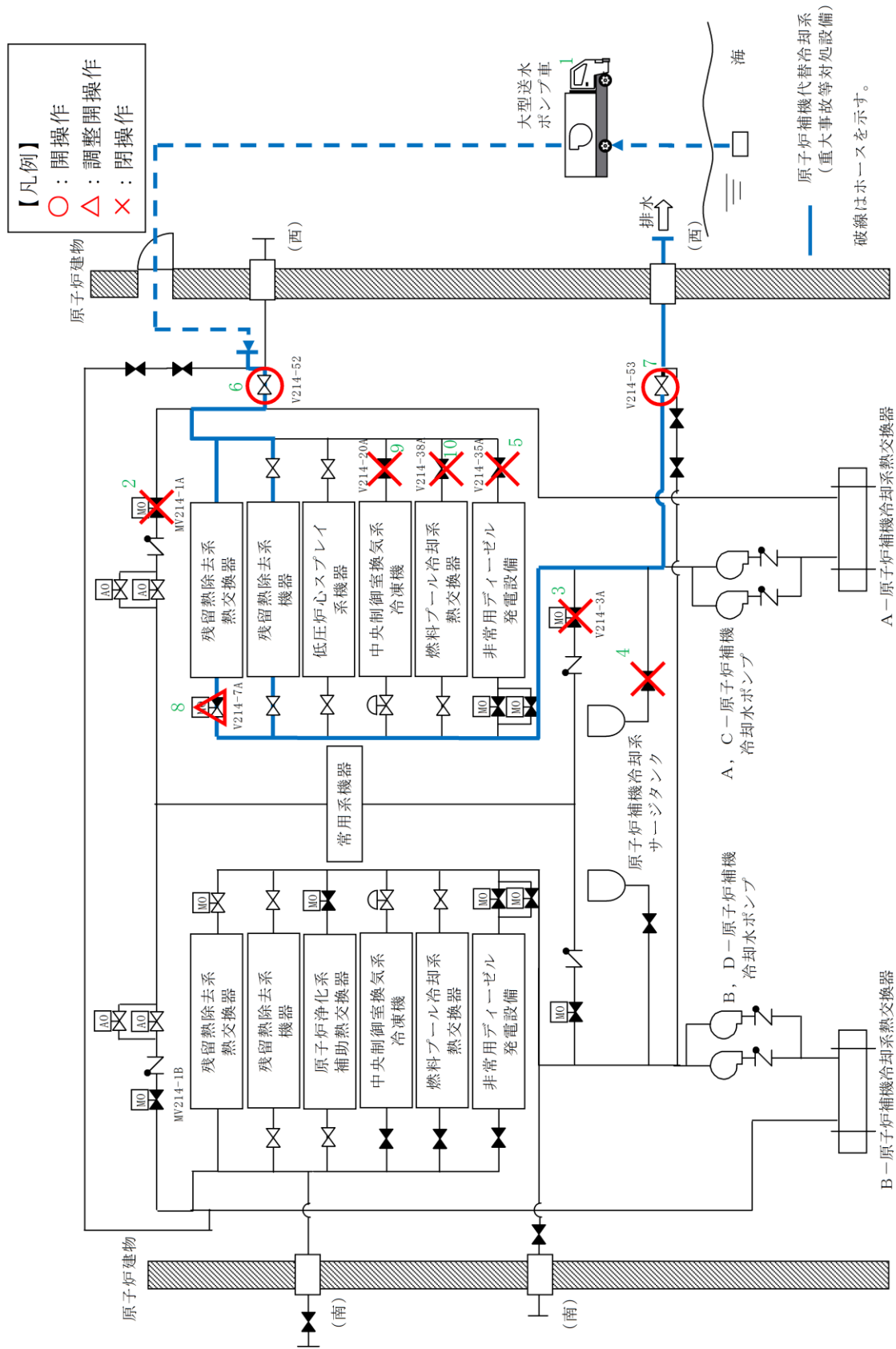


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

表3 原子炉補機代替冷却系機器リスト（屋内接続口）

No.	機器名称
1	大型送水ポンプ車
2	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
3	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
4	A-R C W サージタンク 出口弁
5	R C W A-D E G 冷却水入口弁
6	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
7	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
8	A-R H R 熱交冷却水出口弁
9	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
10	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

48-5
試験及び検査

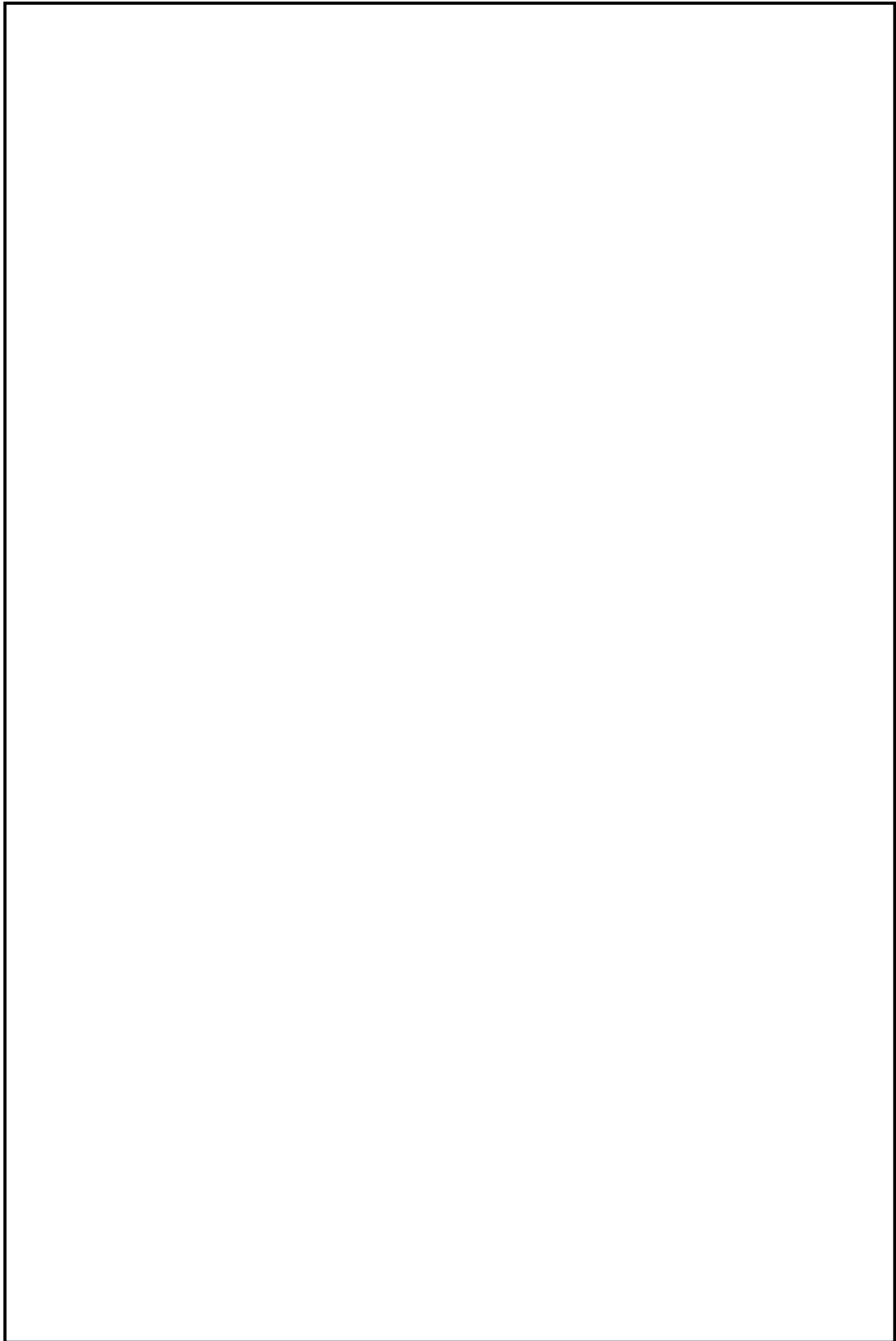


図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

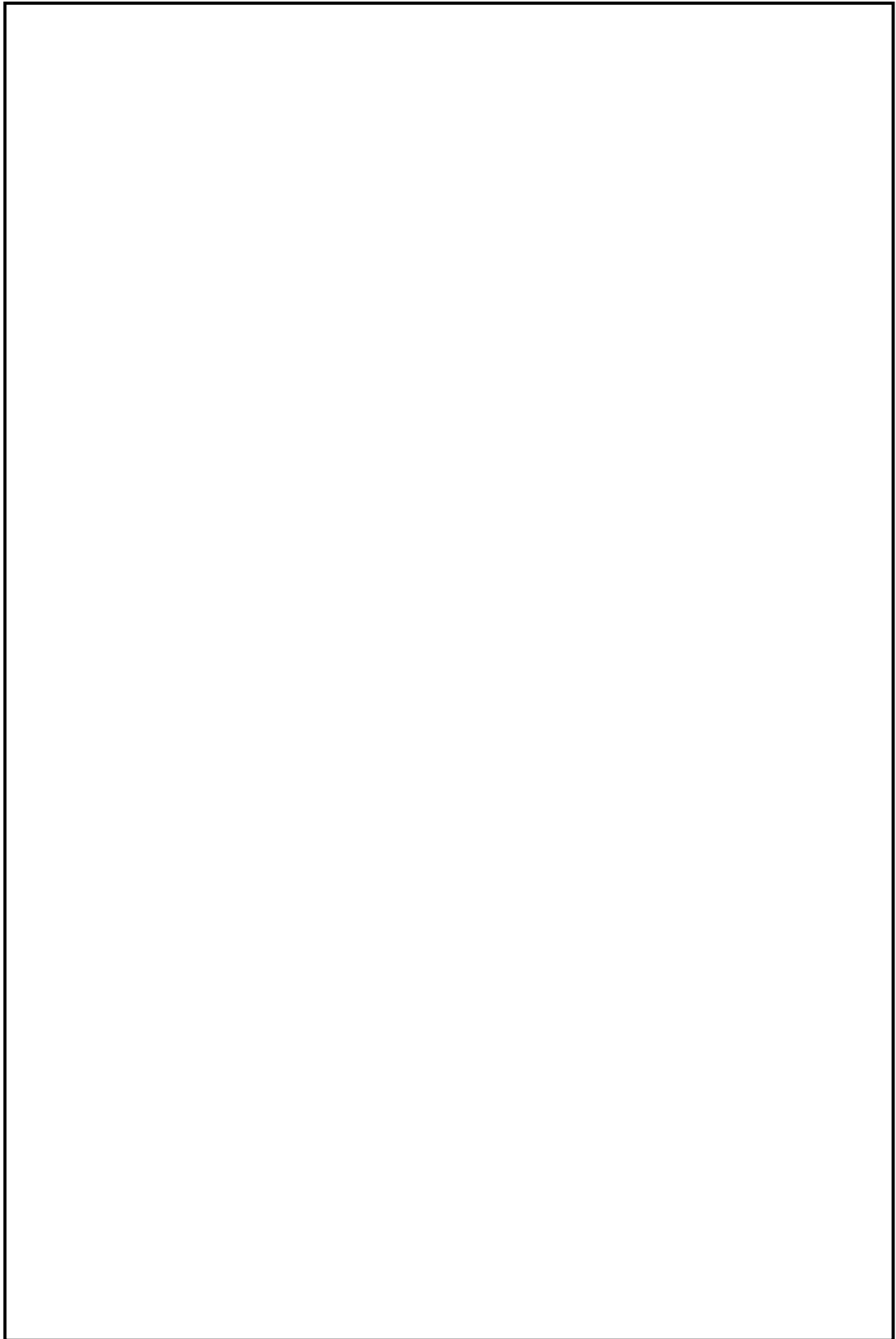


図 2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

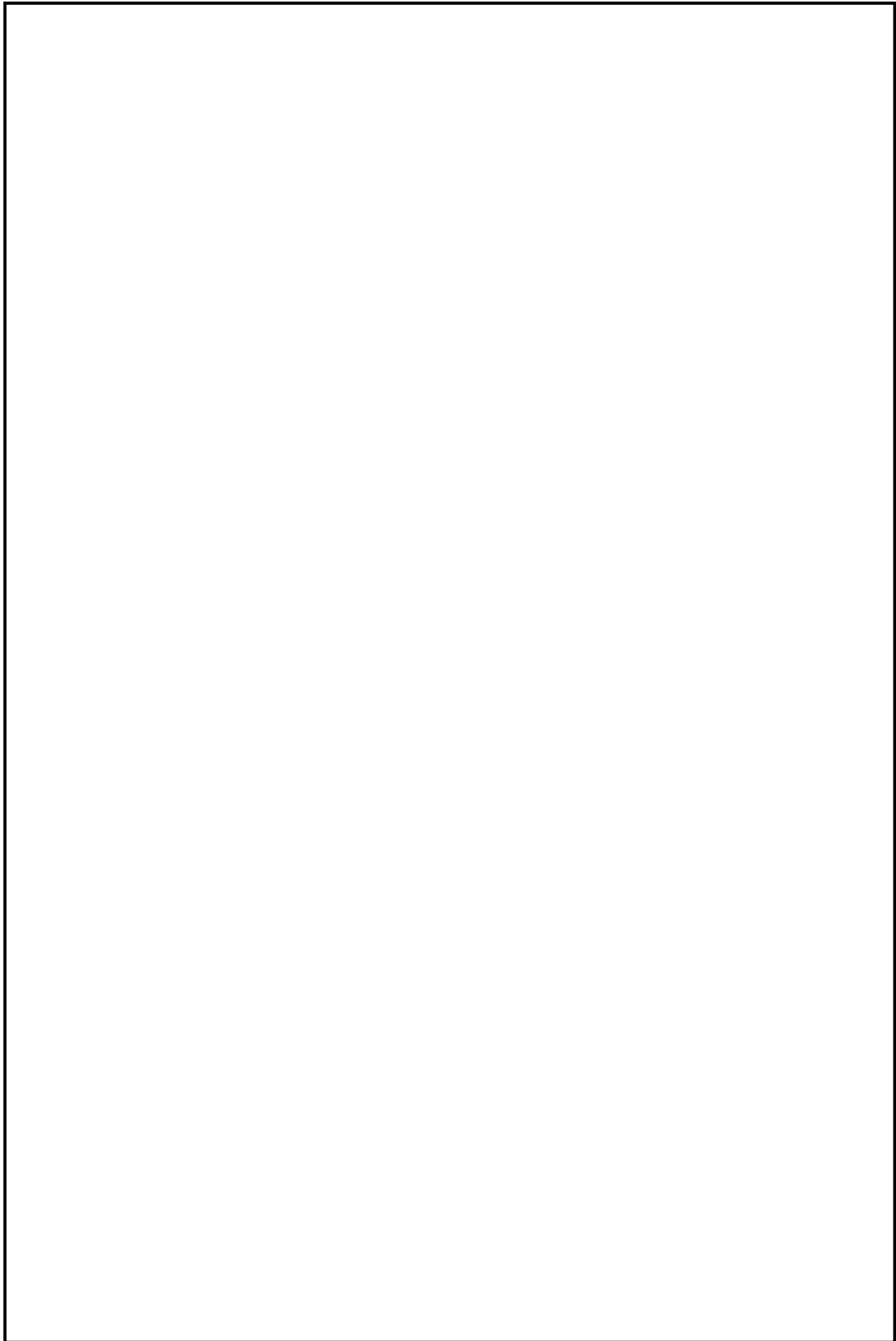


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

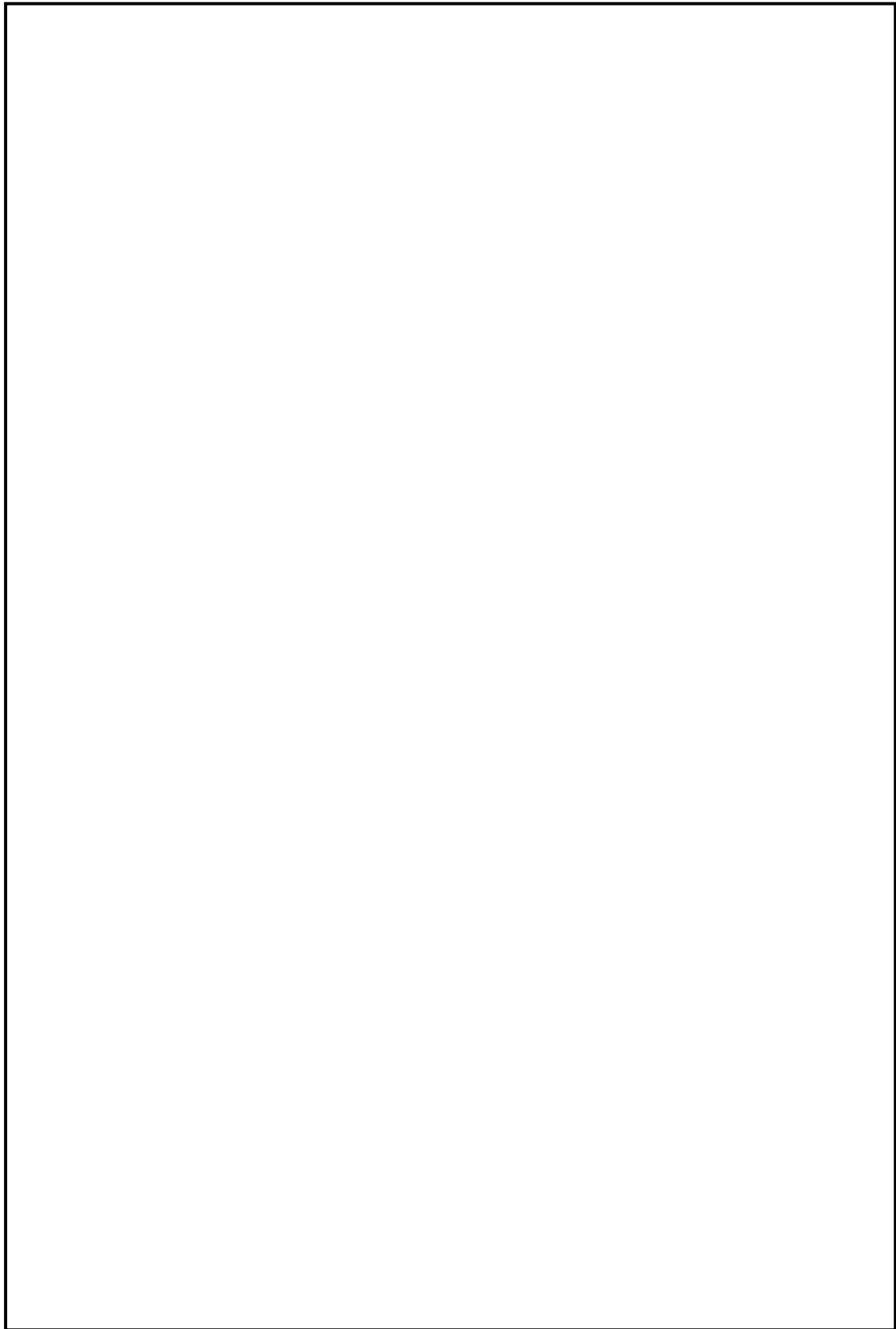


図 4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

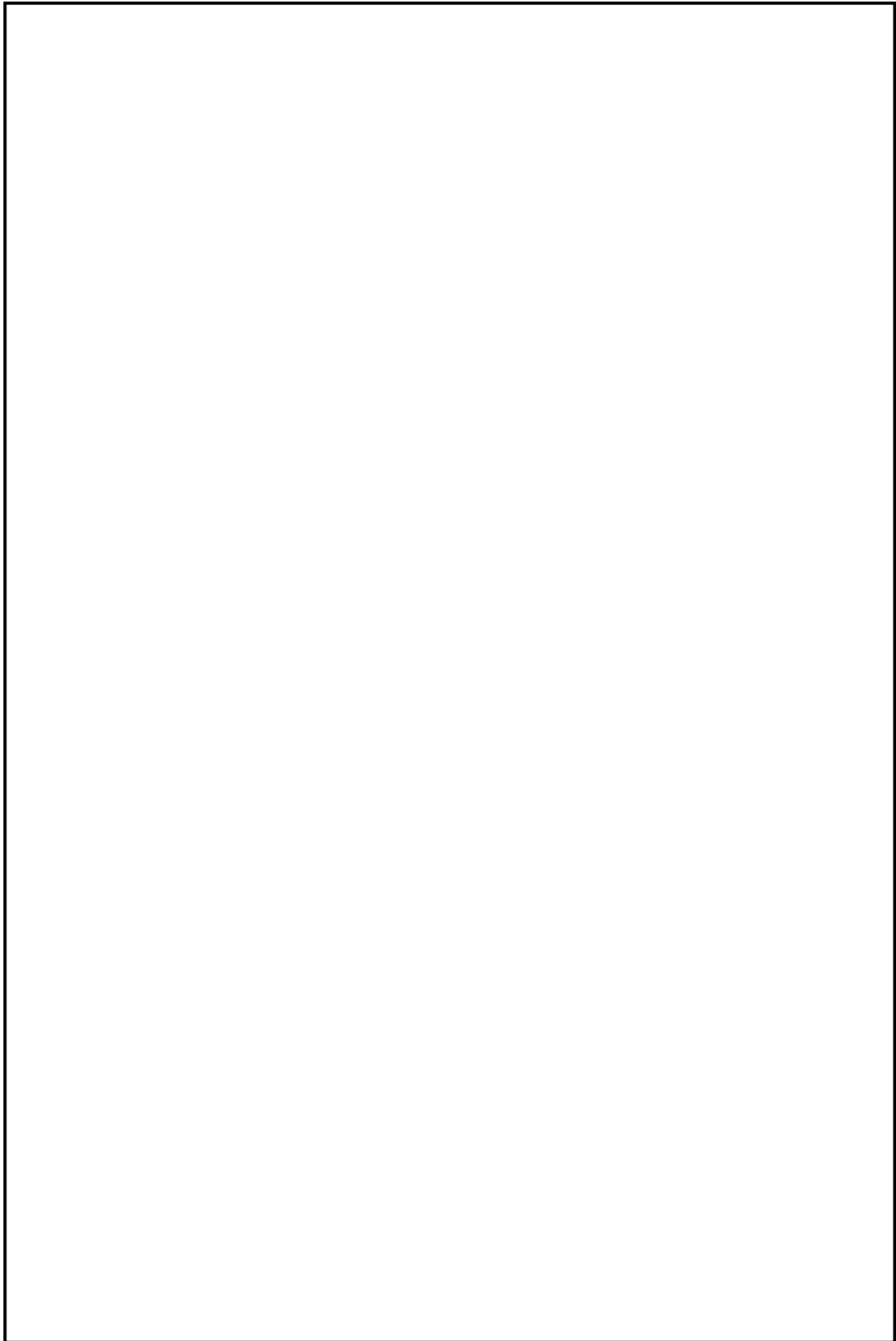


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-6 容量設定根拠

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 数	式	2 (予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /式	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は 2 式設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を 2 基の熱交換器で十分に除去できる容量として、約 23MW/式とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

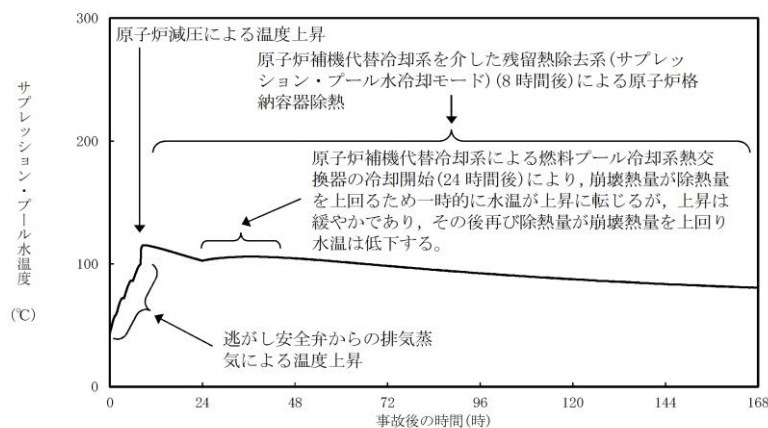


図 1 サプレッション・チェンバ水温の推移

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量23MWに対し、海水入口温度30℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃とする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$
$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 $\boxed{}$ m²/式とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ		
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)	
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))	
全 揚 程	m	□ 以上 (注 1) (75 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.37	
最 高 使 用 温 度	°C	70	
原 動 機 出 力	kW/台	□ 以上 (注 1) (110 (注 2))	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す		

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る 110kW/台とする。

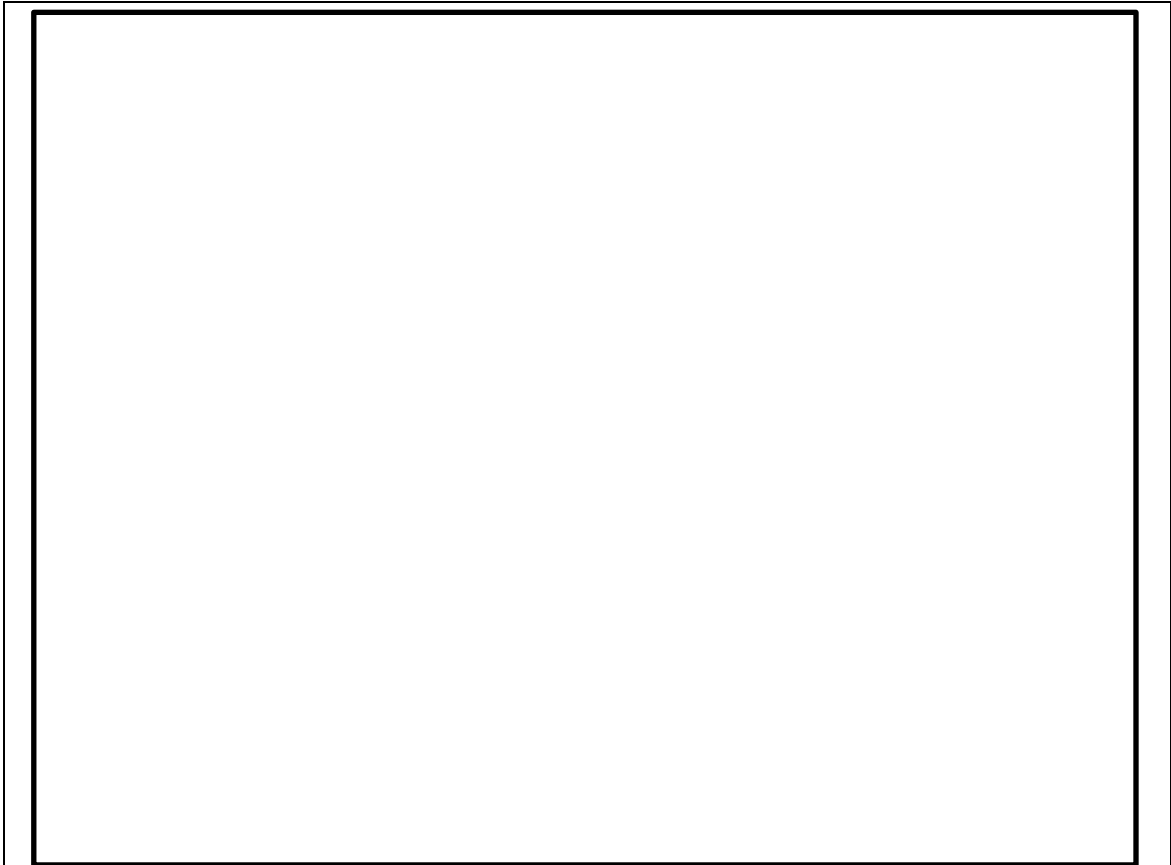


図 2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。</p> <p>具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。</p>		

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.35MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.99 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]とする。

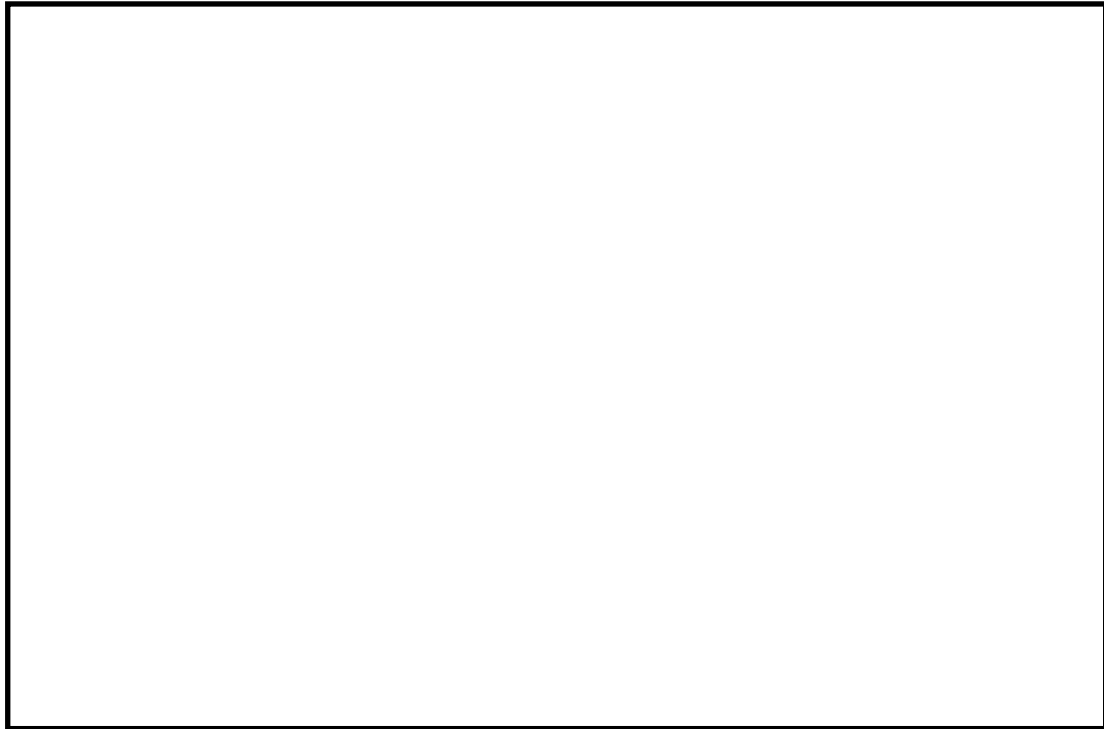


図3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、以下の通り、使用条件下において送水ポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽（西）への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図4に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.5m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.5m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m ）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m であり、ホース圧損（約 2m ）と静水頭（約 16.5m ）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 30m （ $=50\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

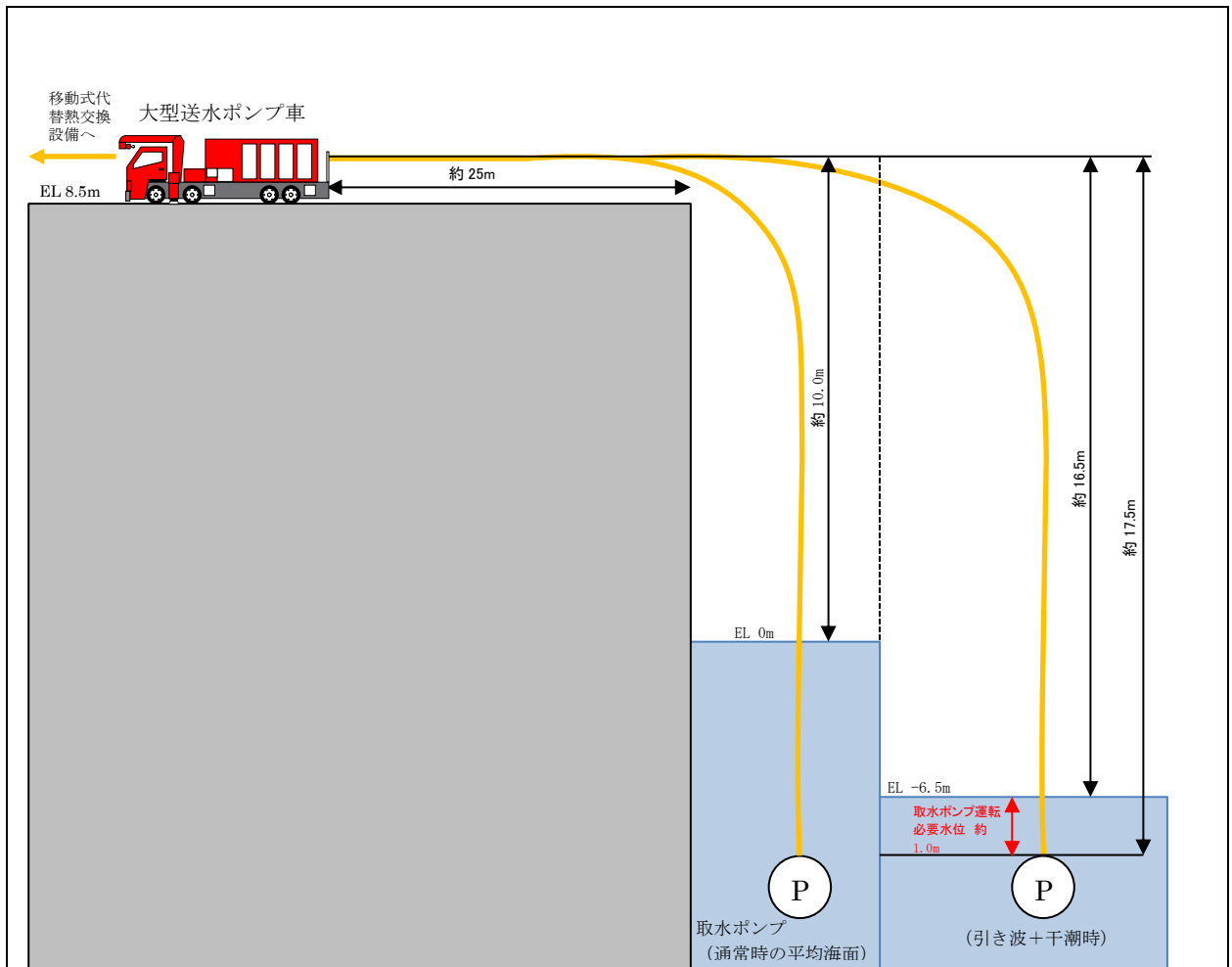


図4 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.4MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が 30℃の裕度を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして 1,193 kW とする

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

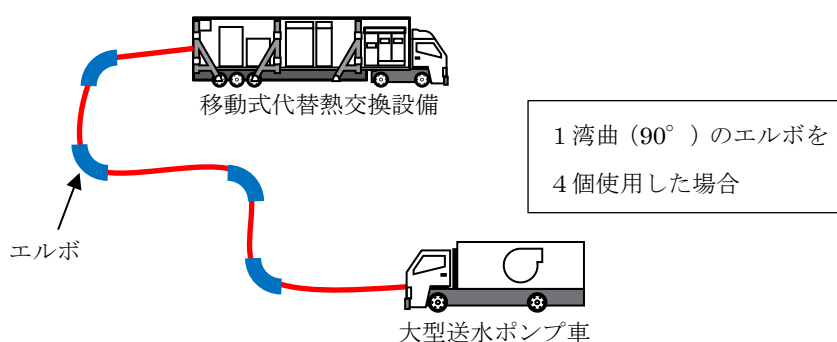


図5 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<流量エルボ1個(90°)あたりの圧力損失： h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9}$$

$$Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

ここで $R_e = v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表7のように与えられる

表1 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ($\rho / d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho / d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06 (\rho / d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$\nu = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$\begin{aligned} v &= 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots \\ &\approx 3.99 [\text{m/s}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e &= v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000 \\ &\approx 6.6 \times 10^5 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e (d / \rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2 \\ &\approx 165519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

$$\begin{aligned} \rho / d &= 0.596 / 0.2979 \\ &= 2.00067 \dots \\ &\approx 2 \end{aligned}$$

であるため

$$\begin{aligned} \alpha &= 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96} \\ &= 2.085319 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \zeta_b &= 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84} \\ &= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84} \\ &= 0.148346 \dots \end{aligned}$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

48-7 接続図

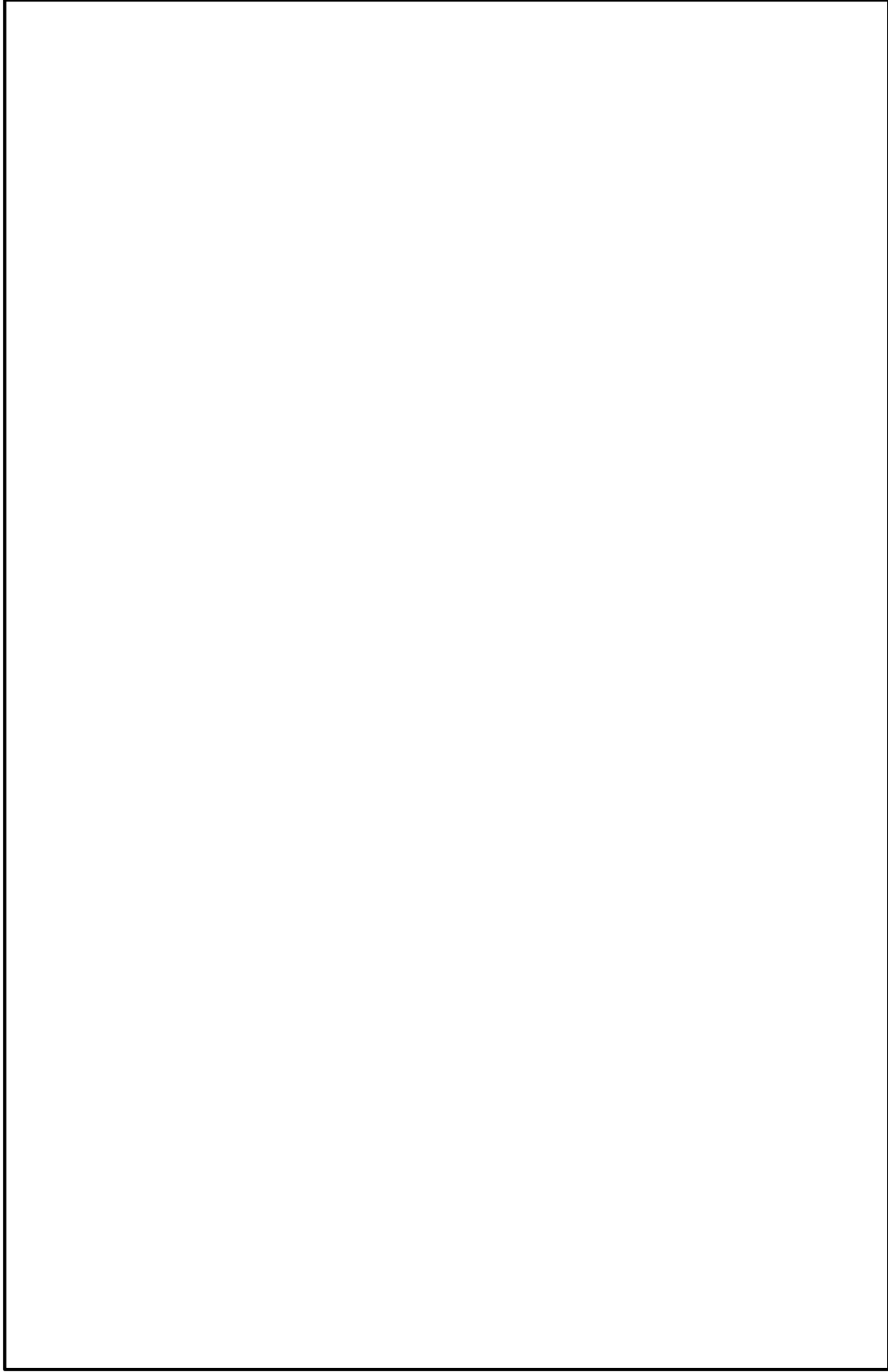


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-8 保管場所図

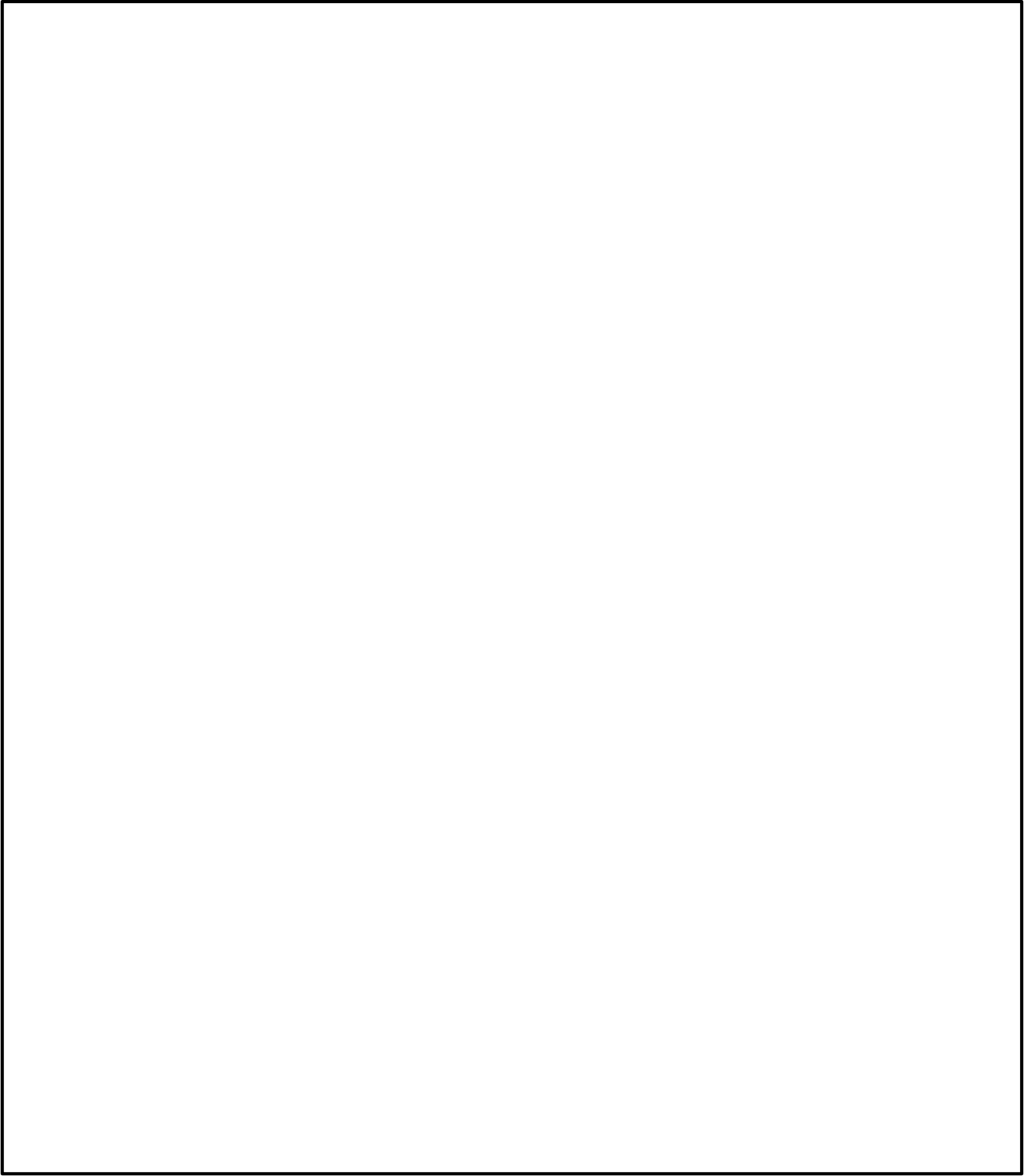


図1 屋外保管場所配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-9 アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート
について』より抜粋

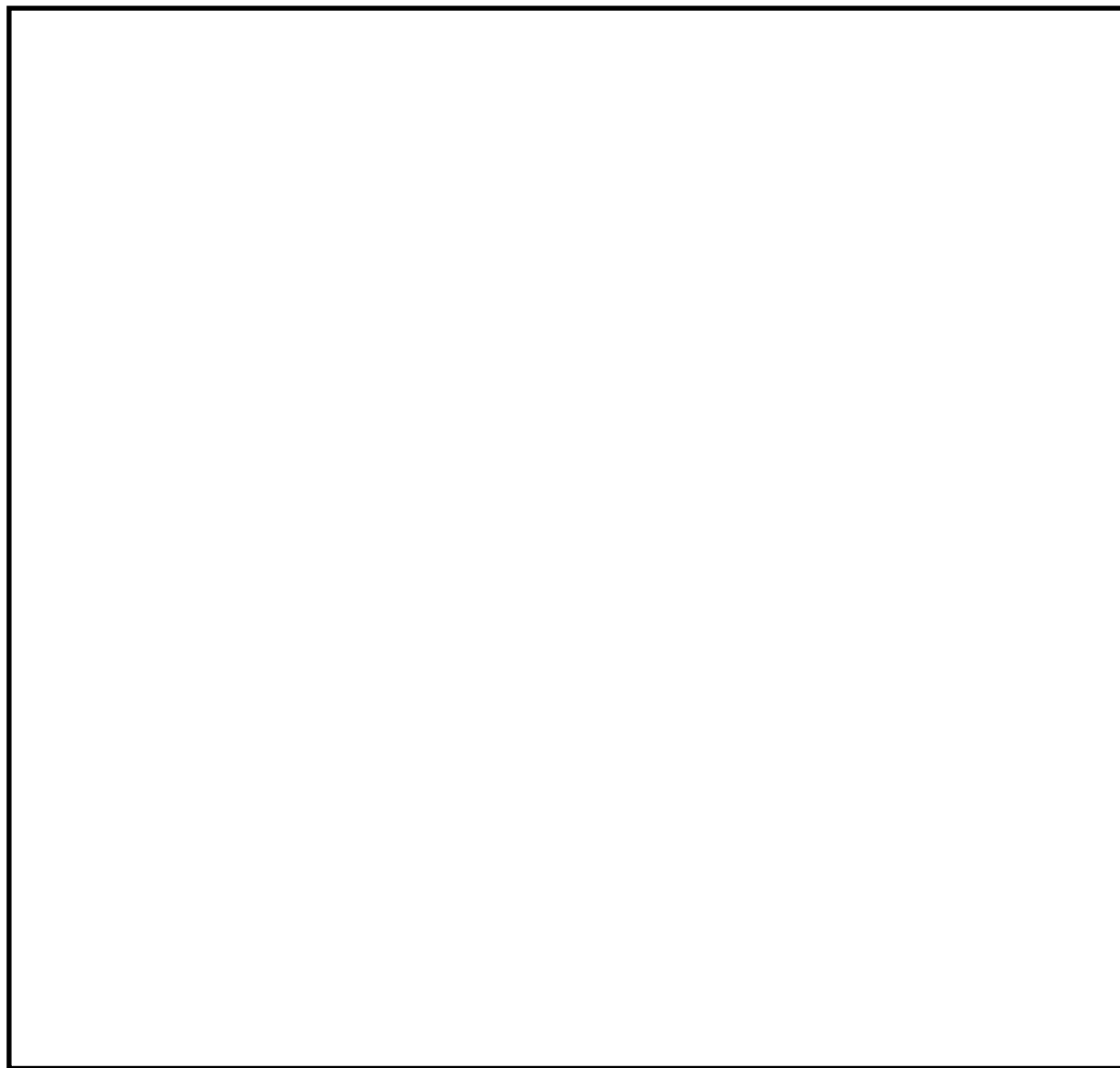


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-10
その他設備

【自主対策設備】

1. 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車により海水を外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

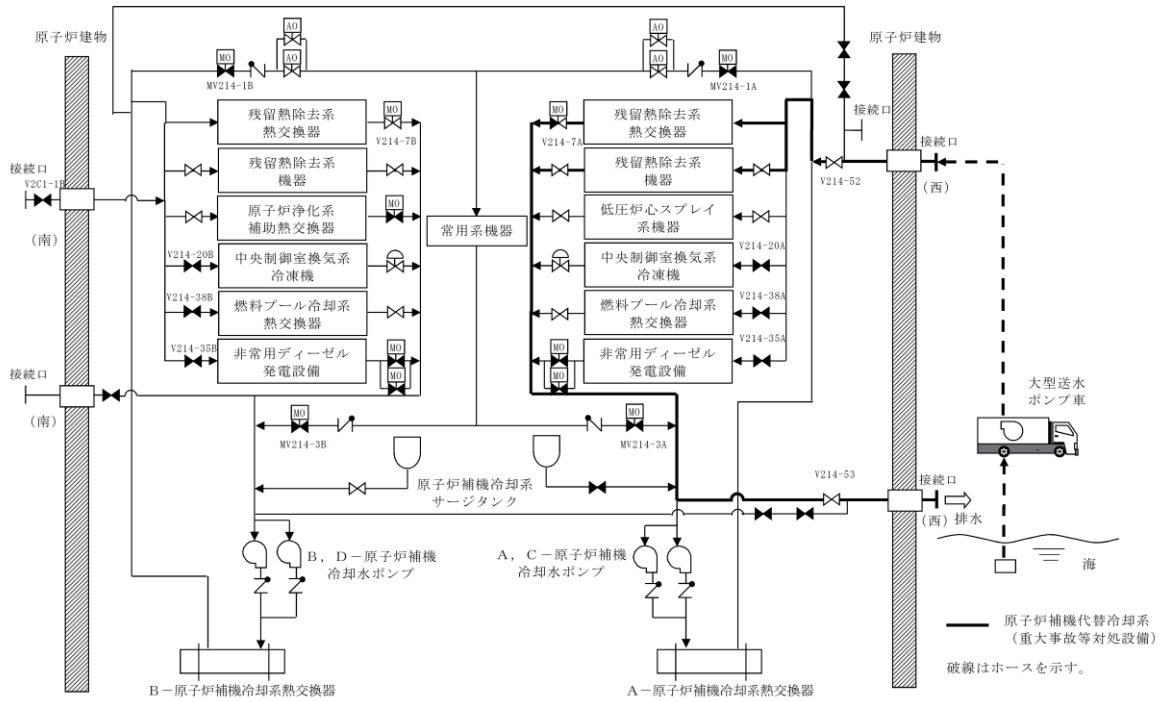


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

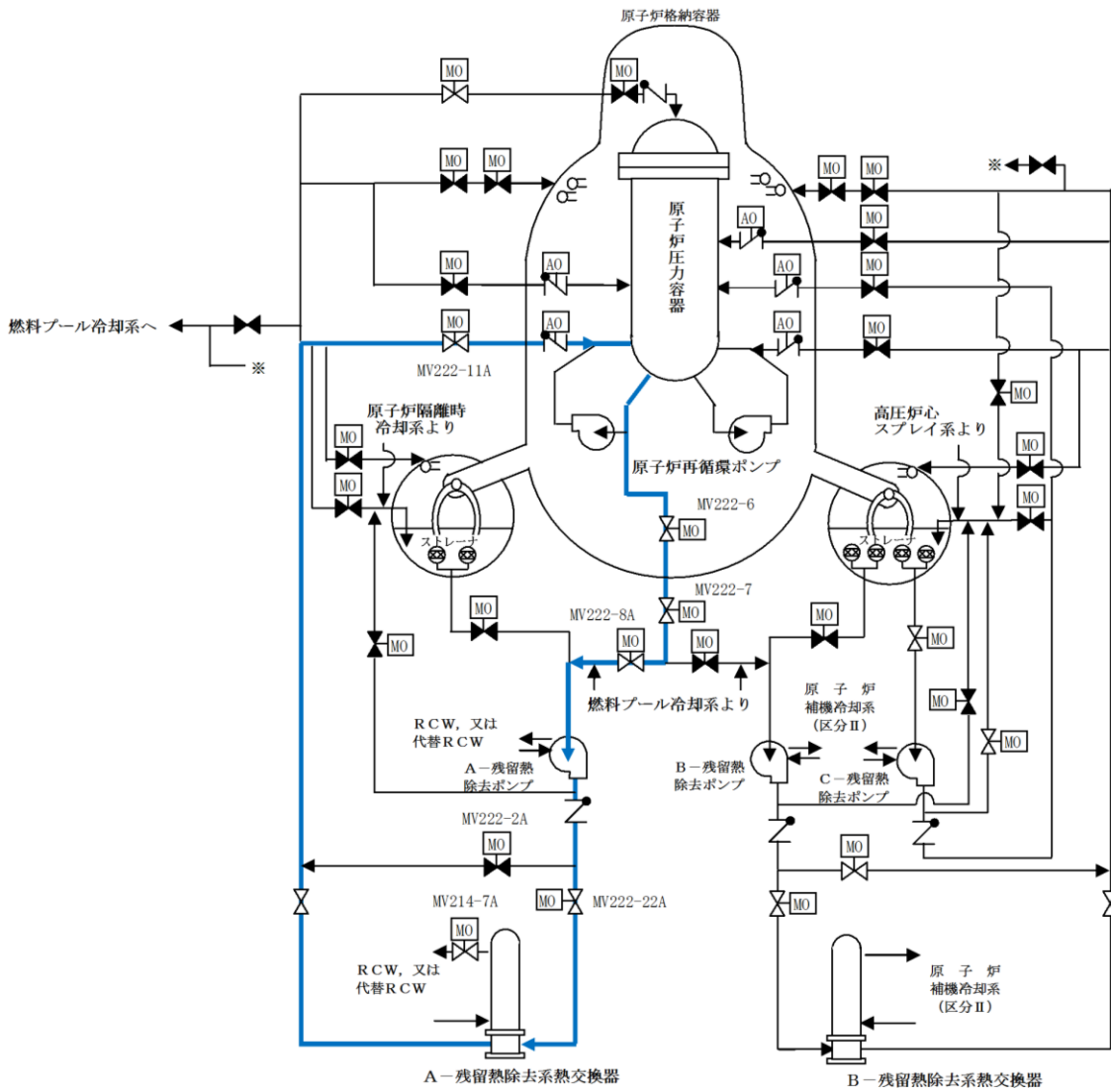


図2 A-残留熱除去系による原子炉除熱 概略系統図

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

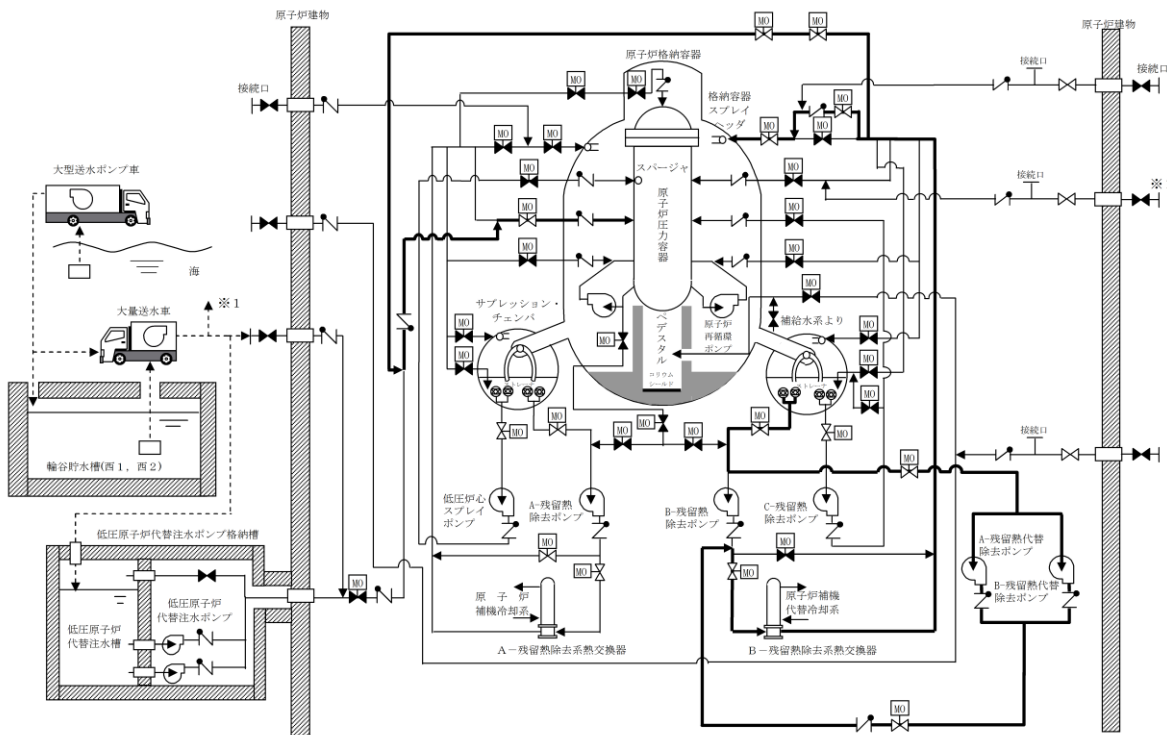


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

移動式代替熱交換設備の構造について

原子炉補機代替冷却系（図4）の移動式代替熱交換設備は図5で示す通りポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は大型送水ポンプ車により通水した海水により冷却される。

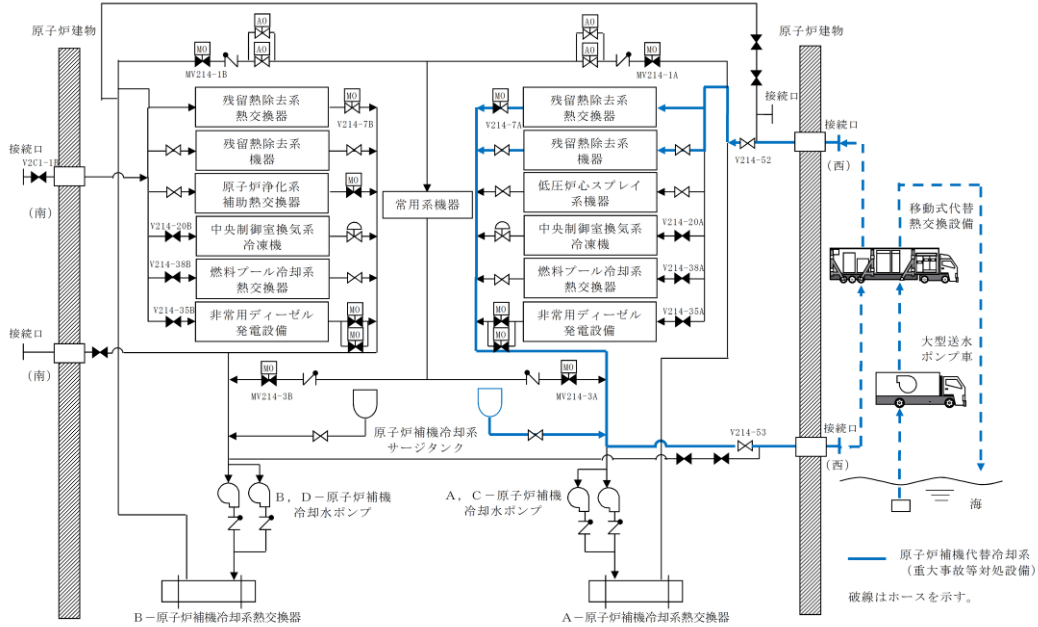


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

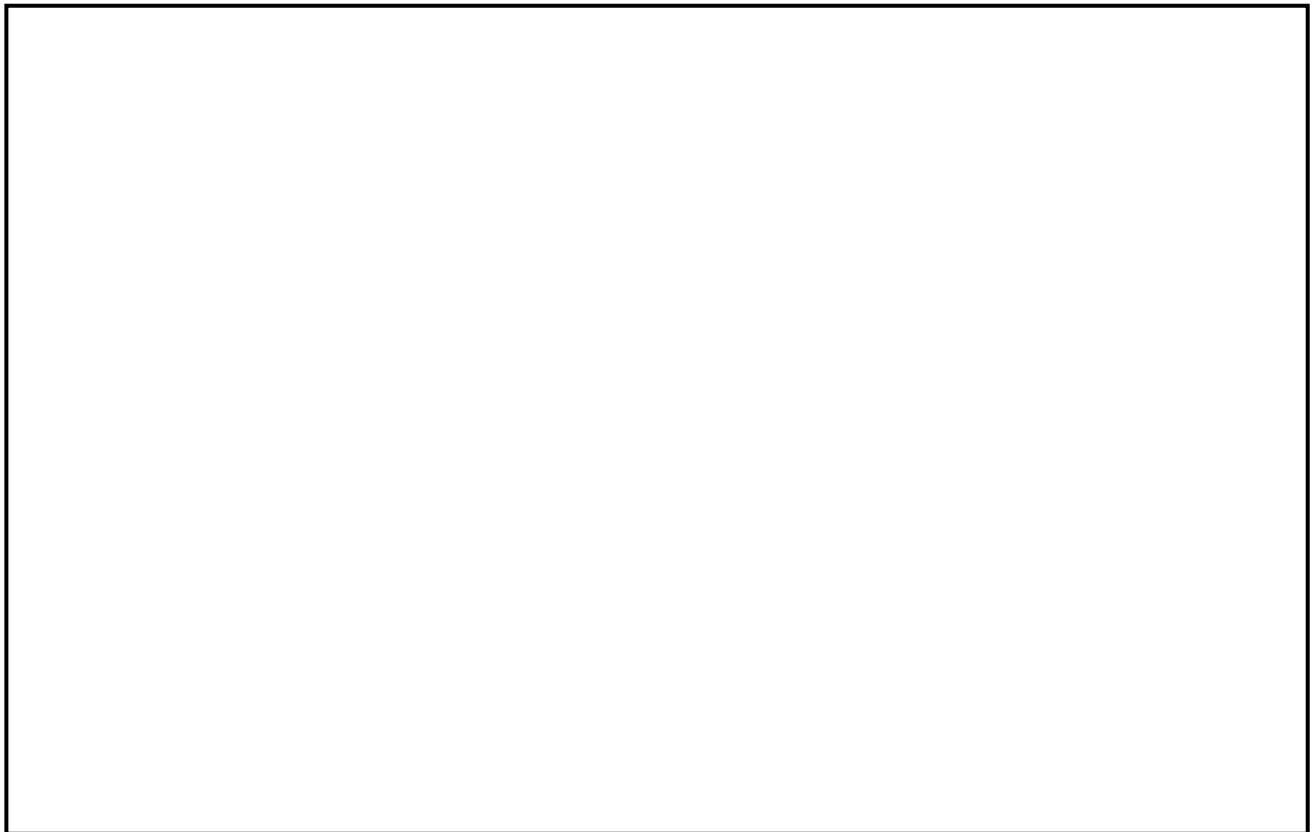


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を経由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。

耐圧強化ベントラインを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェルベントを行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

耐圧強化ベントラインを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁を設置している。操作を行う必要がある隔離弁のうち、電動弁については遠隔手動弁操作機構又は現場のハンドル操作、空気作動弁についてはSGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備を用いることで、全ての電源喪失時においても操作可能な設計とする。

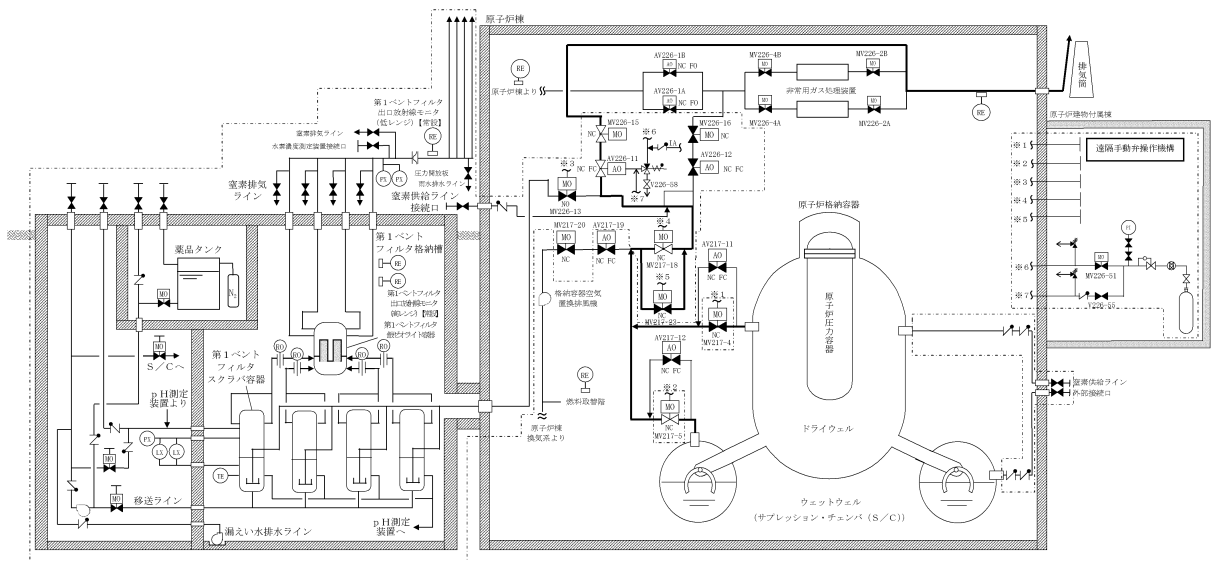


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

(1) 耐圧強化ベントラインの水素爆発防止対策に関する状況について

原子炉格納容器から排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図7, 8, 9に示す。

耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。

- a. 原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）までの配管【図8：①】は、水平配管であり閉止端までの距離が短いため、水素が蓄積することはないと考えられる。
- b. 非常用ガス処理系との隔離弁（AV216-12）までの配管【図8：②】は、ハイポイントを有するが、水素の蓄積を防止する目的で、ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図8：③】を設置する。
- c. 以下の配管は、水素は微量であるものの、蓄積する可能性が否定できないため、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。
 - ・格納容器フィルタベント系との隔離弁（MV226-13）までの配管【図8：④】
 - ・非常用ガス処理系との隔離弁（MV226-2A, 2B）から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図8：⑤, ⑥】

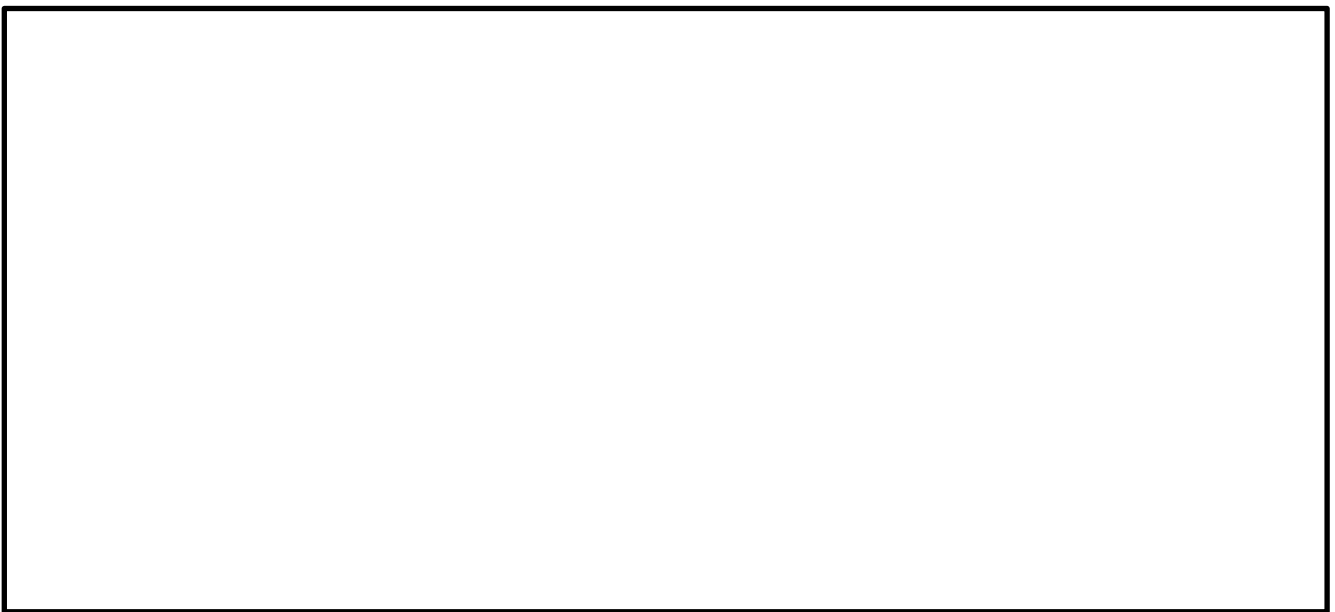


図7 耐圧強化ベントラインの配管ルート図

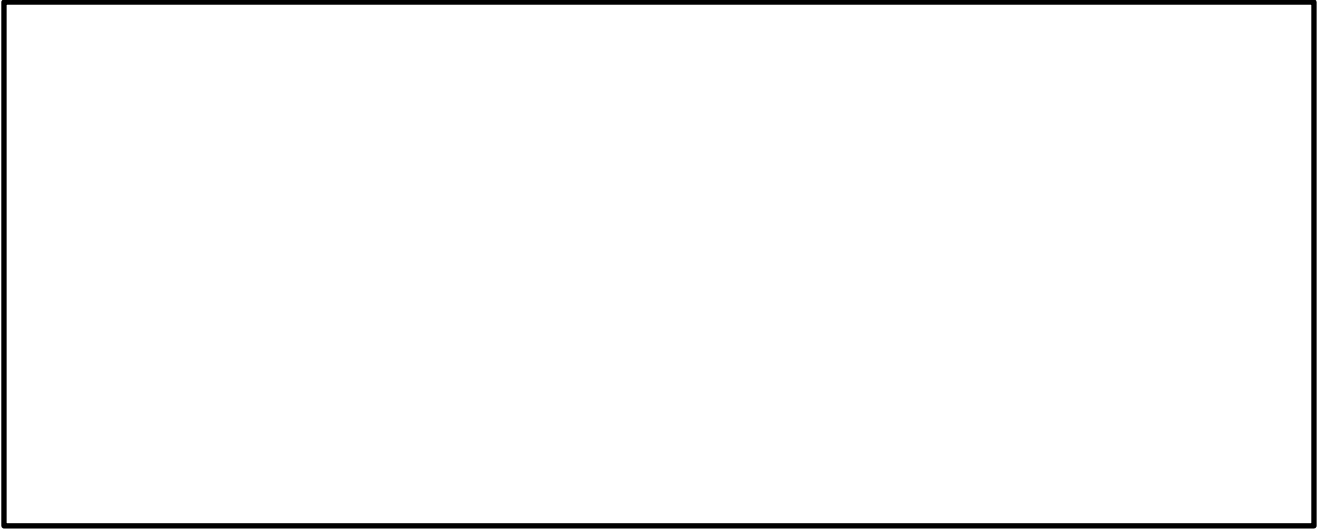


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（他系統への分岐部）

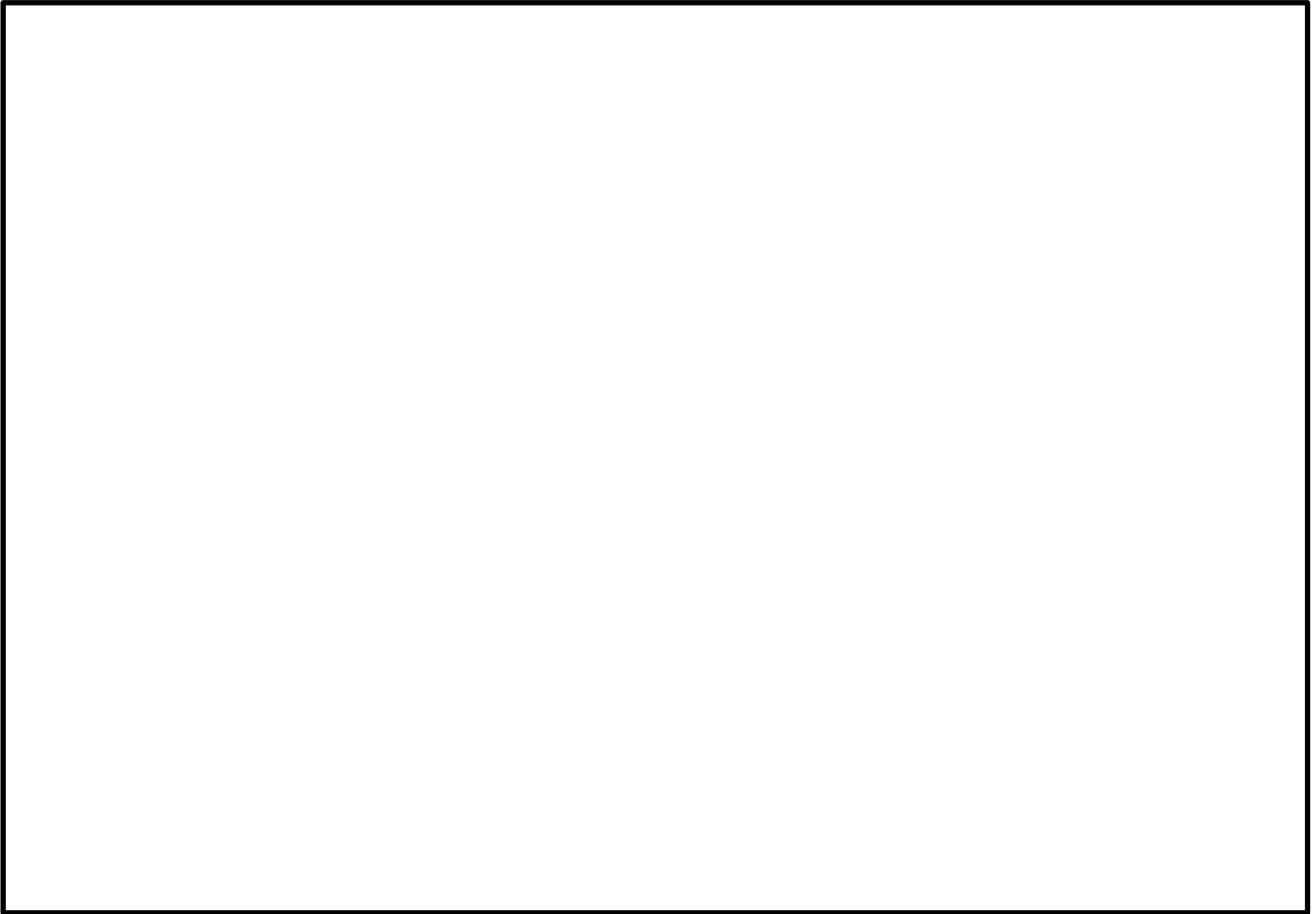


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（高低差）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 蒸気凝縮によるドレンについて

耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、図 10 に示すローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり格納容器圧力 約 10kPa[gage] 以上であればベントガスによって非常用ガス処理系排気管放出端からドレンを排出できる。

a. ドレンの排出が可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象については、配管口径が小さい場合には気相流速 (j_g) に依存するが、配管口径が約 [] 以上の領域では Ku 値 (Kutateladze 数[-]) に依存し、[] となる (参考図書 1)。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。



島根 2 号炉の非常用ガス処理系排気管放出端は 400A の配管であるため、ベントガス流速が [] を満足する [] より大きい場合に、配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

b. ベントガスによってドレンを排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。



ベントガス流速 [] に対応するベントガス流量は約 [] となる。系統の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 [] の時の格納容器圧力は約 10 kPa[gage] となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

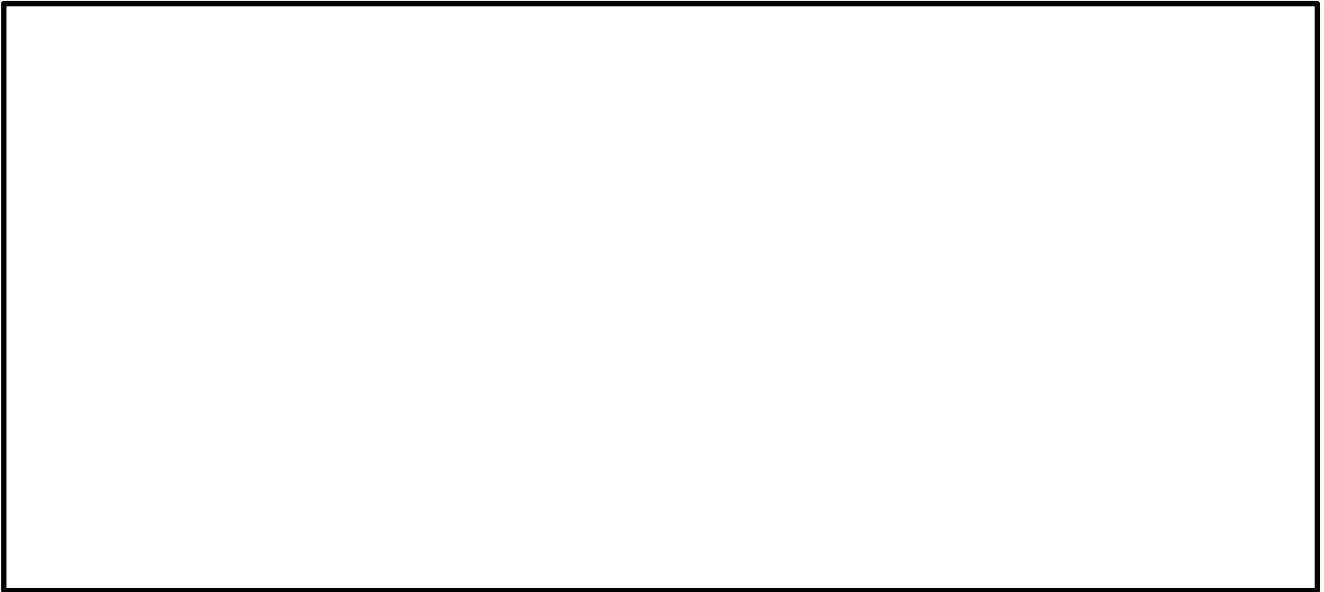


図10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

《参考図書》

1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)