

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

令和元年12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 構築物)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 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	低压原子炉代替注水 系（常設）による原 子炉の冷却
低压原子炉代替注水系 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	低压原子炉代替注水 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	
低压原子炉代替注水系 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	低压炉心スプレイ系
低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)	
低压炉心スプレイ系 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)	低压注水
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)	
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・土壌中)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	ペDESTAL代替注水系(常設)によるペ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	ペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペ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	
ペ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	電源の確保
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	
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	電源の確保
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	39-4-130
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	39-4-132
参考資料	39-4-135
〔参考 1〕 設置許可基準規則第 39 条及び解釈 (抜粋)	39-4-136
〔参考 2〕 設置許可基準規則第 4 条及び解釈	39-4-137
〔参考 3〕 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)	39-4-138
〔参考 4〕 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)	39-4-140
〔参考 5〕 J E A G 4 6 0 1 (抜粋)	39-4-142
〔参考 6〕 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性	39-4-149
〔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	39-4-152
〔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 ..	39-4-154
〔参考 9〕 重大事故等時の長期安定冷却手段について	39-4-156

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：JEAG4601で設定している運転状態

V(S)：SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

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

V(LL)：SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

(3) 組合せの基本方針

別記2及びJEAG4601に基づき耐震評価を行うDB施設の考え方を踏まえた、SA施設における荷重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。

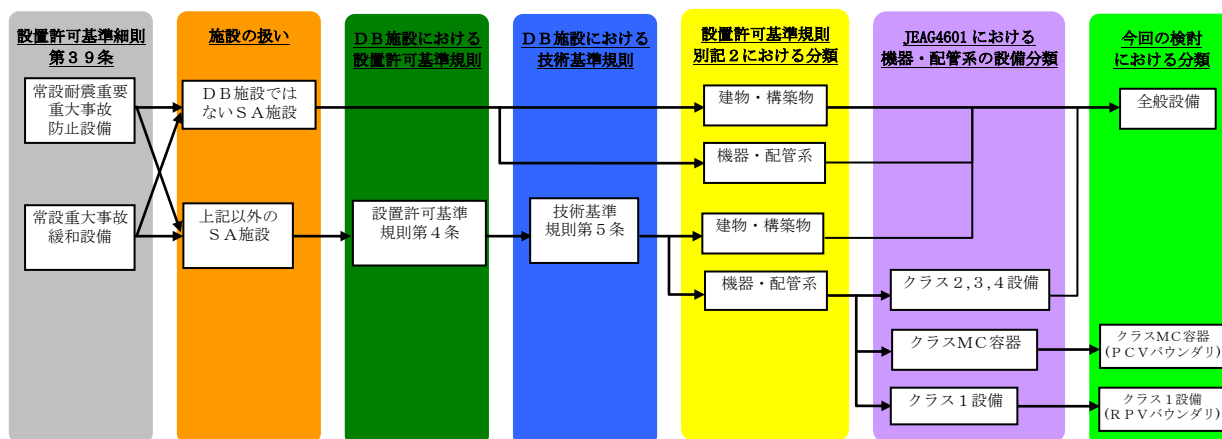
(2) 施設分類

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】

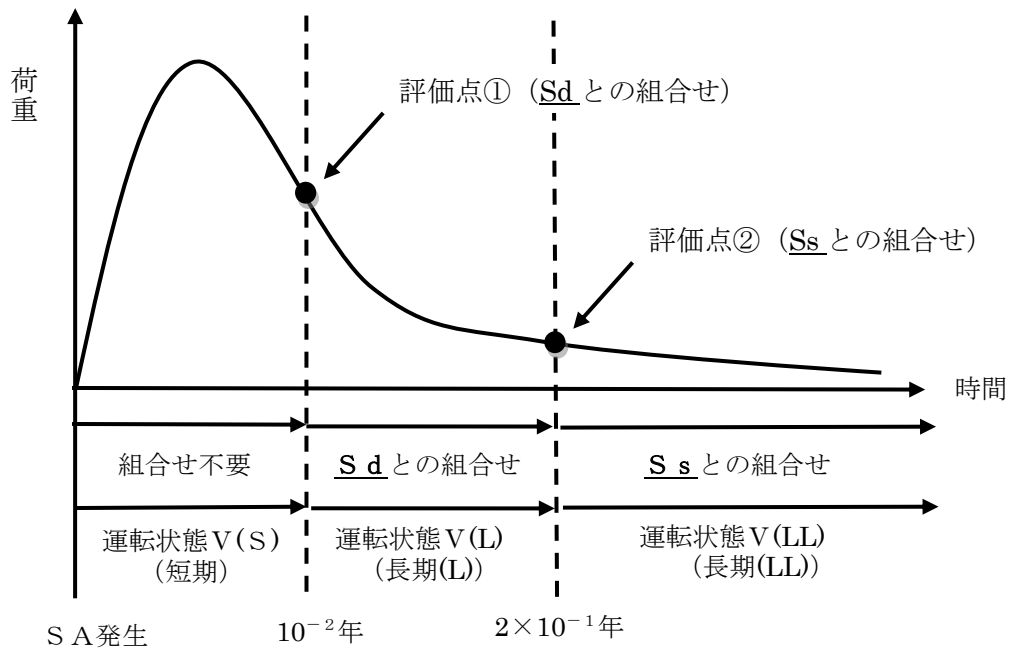
- ① SA事象の発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4} /炉年を適用する。
- ② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し，JEAG 4601・補-1984 で記載されている S_2 ， S_1 の発生確率を S_s ， S_d の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2 参照)
- ③ 荷重の組合せの判断は，①と②及びSAの継続時間との積で行い，そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値として，島根2号炉では，DB施設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

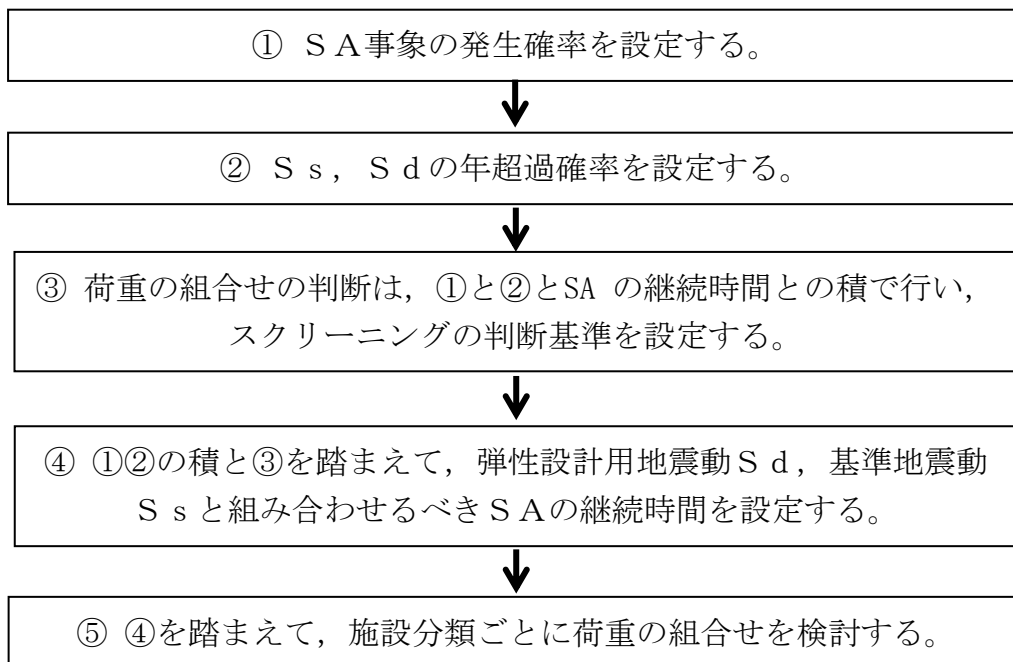
荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S_d	基準地震動 S_s	
10^{-8} /炉年以上	10^{-4} /炉年 ^{※1}	10^{-2} /年以下 ^{※2}		10^{-2} 年以上
		5×10^{-4} /年以下 ^{※2}		2×10^{-1} 年以上

※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基つき、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

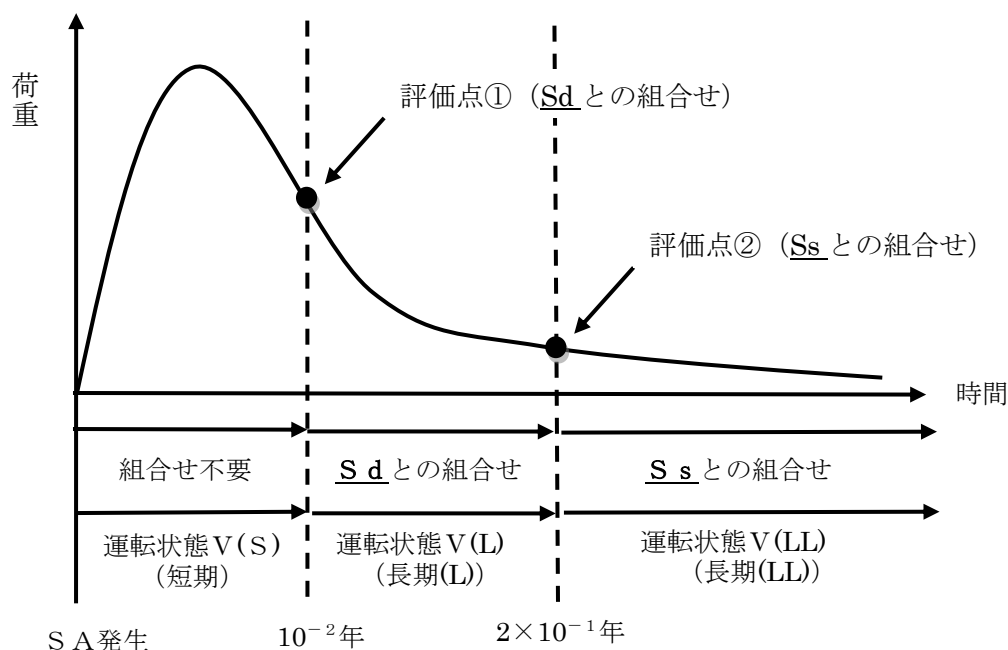
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。

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
		弾性設計用 地震動 S_d	基準地震動 S_s		
全てのSA	10^{-4} /炉年 ^{※1}	10^{-2} /年以下 ^{※2}	5×10^{-4} /年以下 ^{※2}	10^{-8} 炉年以上	10^{-2} 年以上
					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。

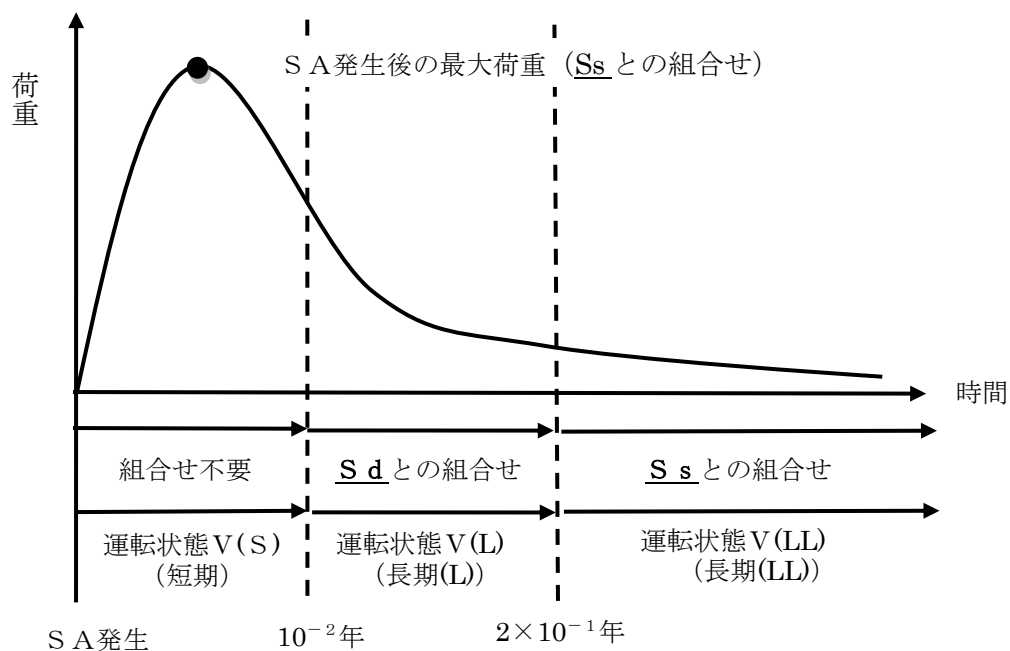
ここで，全般施設については必ずしもSAによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから，上記の考え方を包絡するようにSA発生後の最大荷重と S_s による地震力を組み合わせる。

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
	V (L)		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

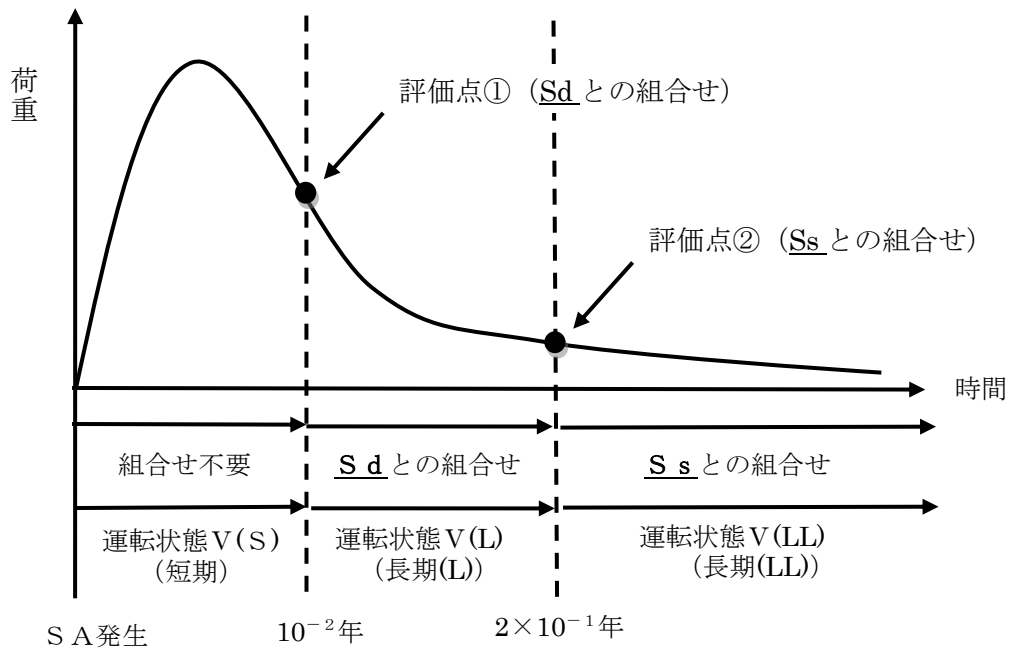
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1)、(2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態V（S））、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期（L）（運転状態V（L））、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期（LL）（運転状態V（LL））とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.2-1表、組合せのイメージを第5.2.2-1図に示す。

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。

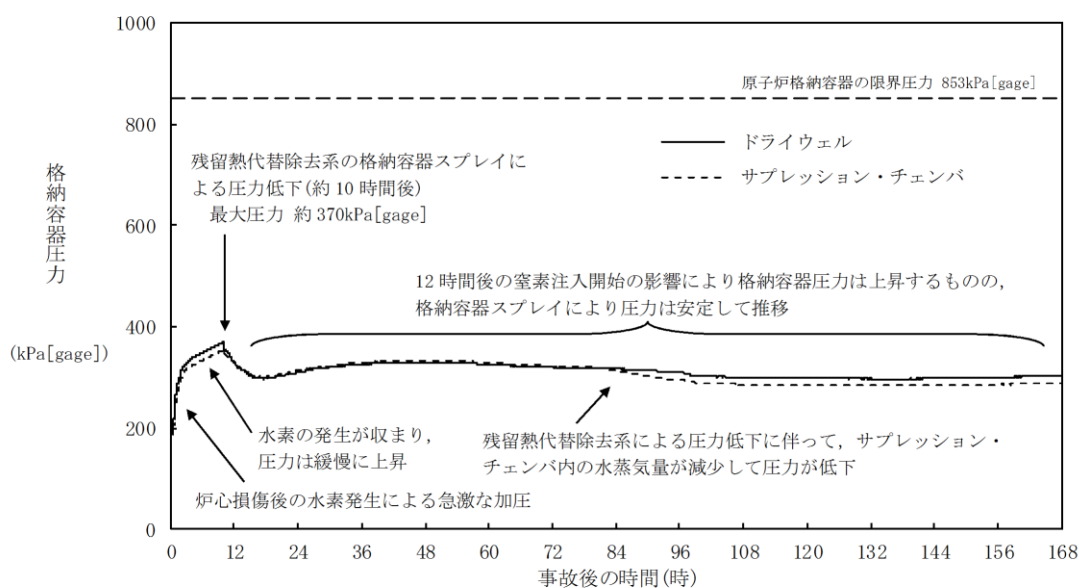
b. SAで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

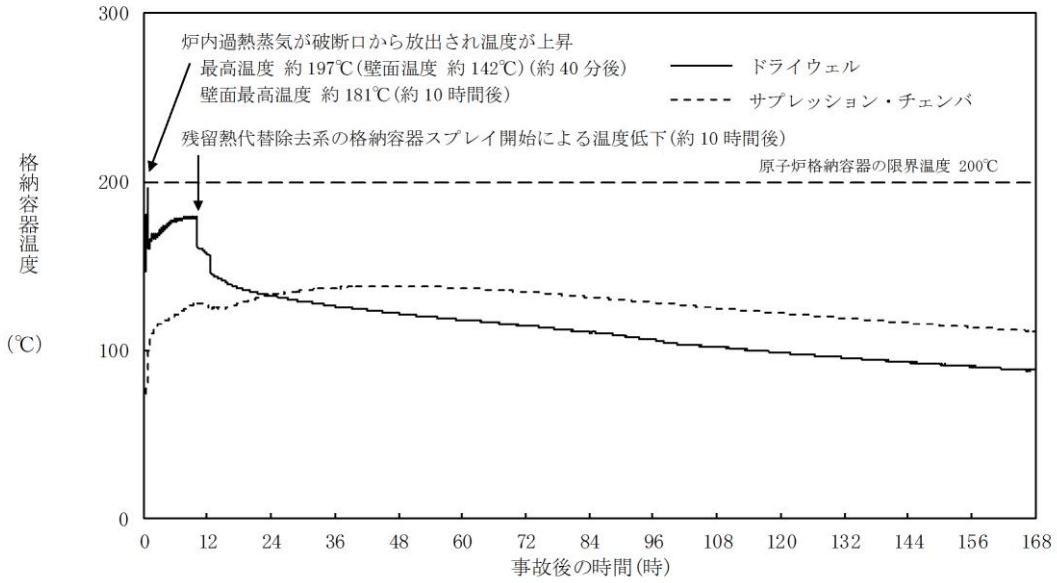
上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を第 5.2.2-2 図～第 5.2.2-5 図に示す。

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。

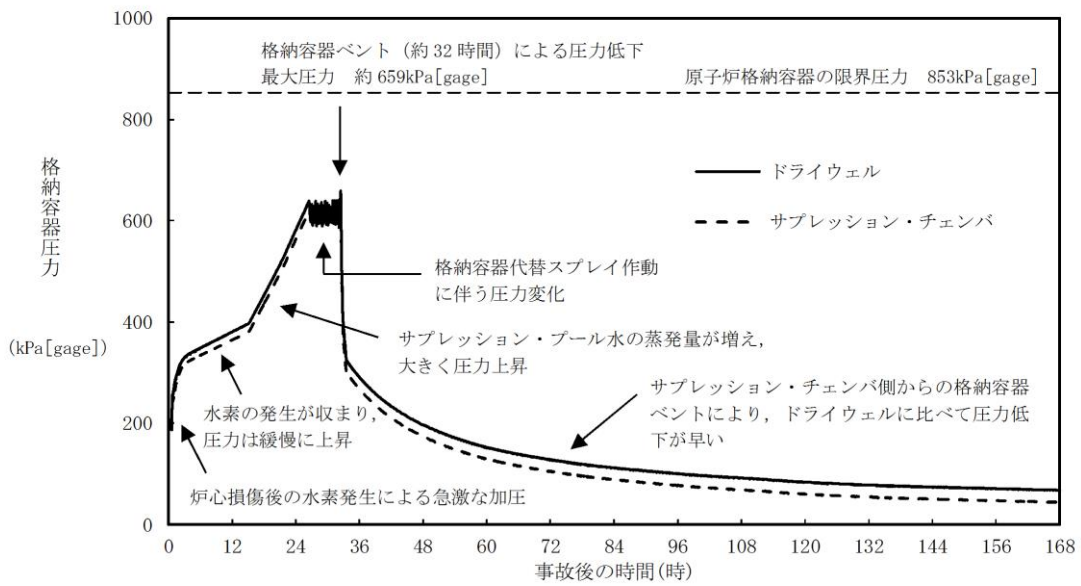
よって、SA発生後 10^{-2} 年前を V (S) (SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態) として設定することは適切である。



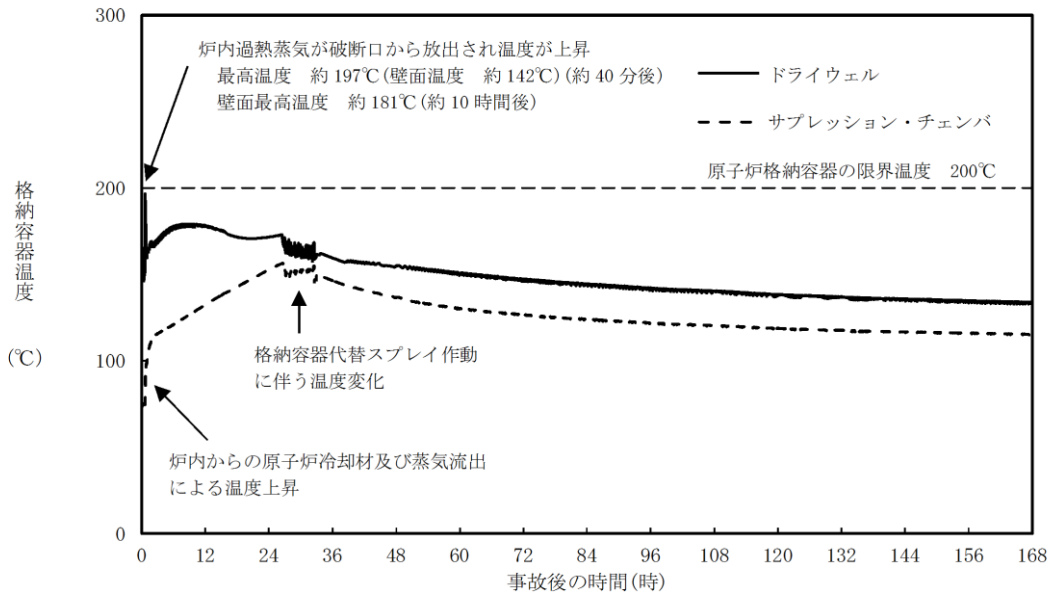
第 5.2.2-2 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移



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

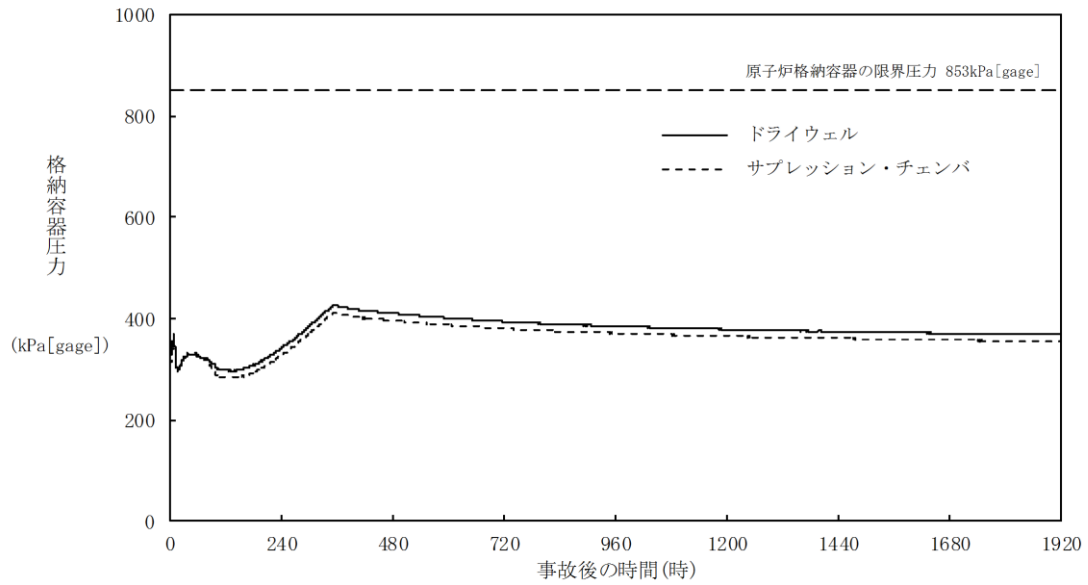


第 5.2.2-5 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移

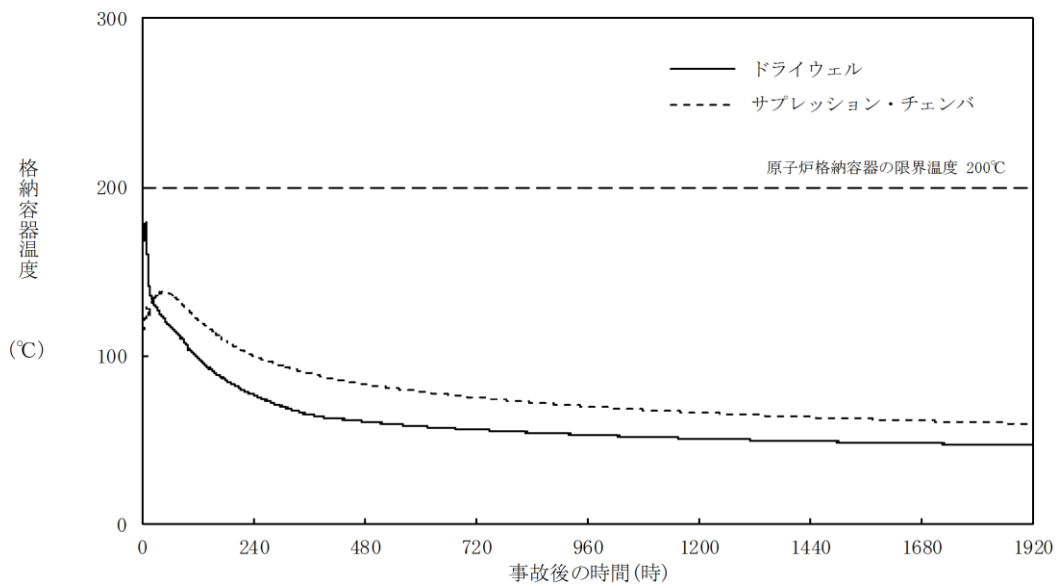
【長期（L）および長期（LL）における荷重の継続時間】

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、本設定では、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）を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第 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。

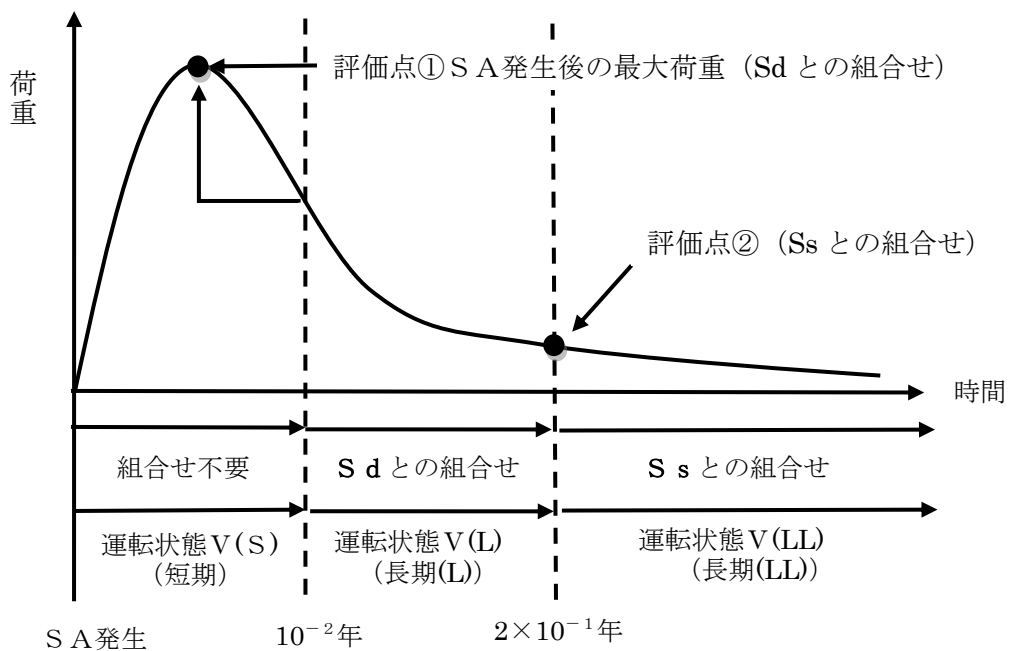
以上より、第 5.2.2-2 表及び第 5.2.2-3 表を考慮し、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、S A発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を S d と組み合わせる。また、S A発生後 2×10^{-1} 年以上の期間において最大となる荷重と S s による地震力を組み合わせることとする。

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 ⁻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，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、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

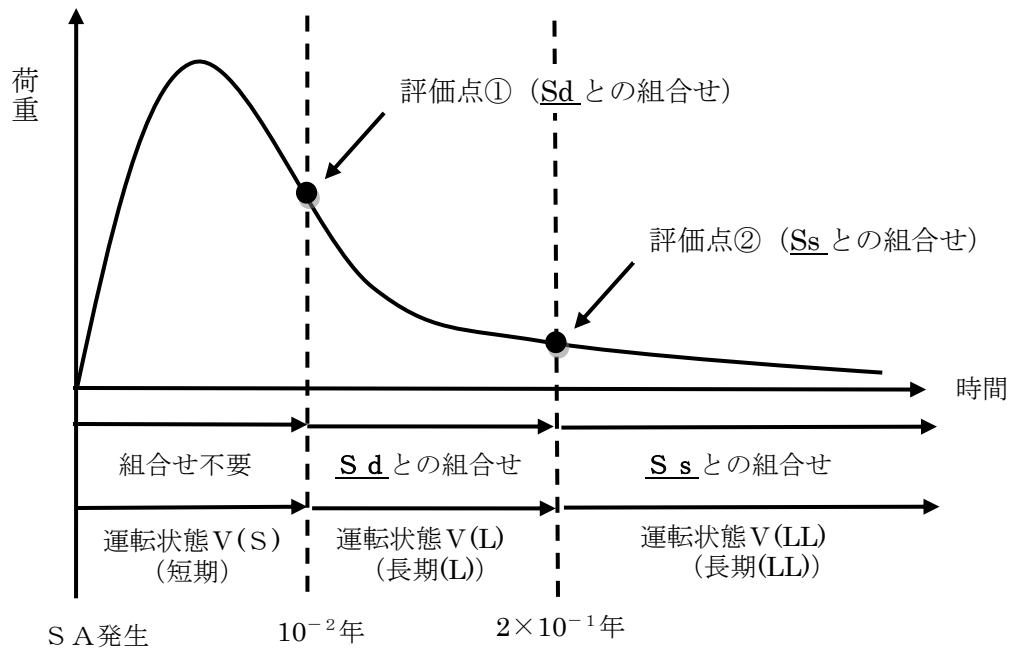
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を第5.2.3-1表、組合せのイメージを第5.2.3-1図に示す。

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：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 5.2.3-1 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、通常のスクリュー機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、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。

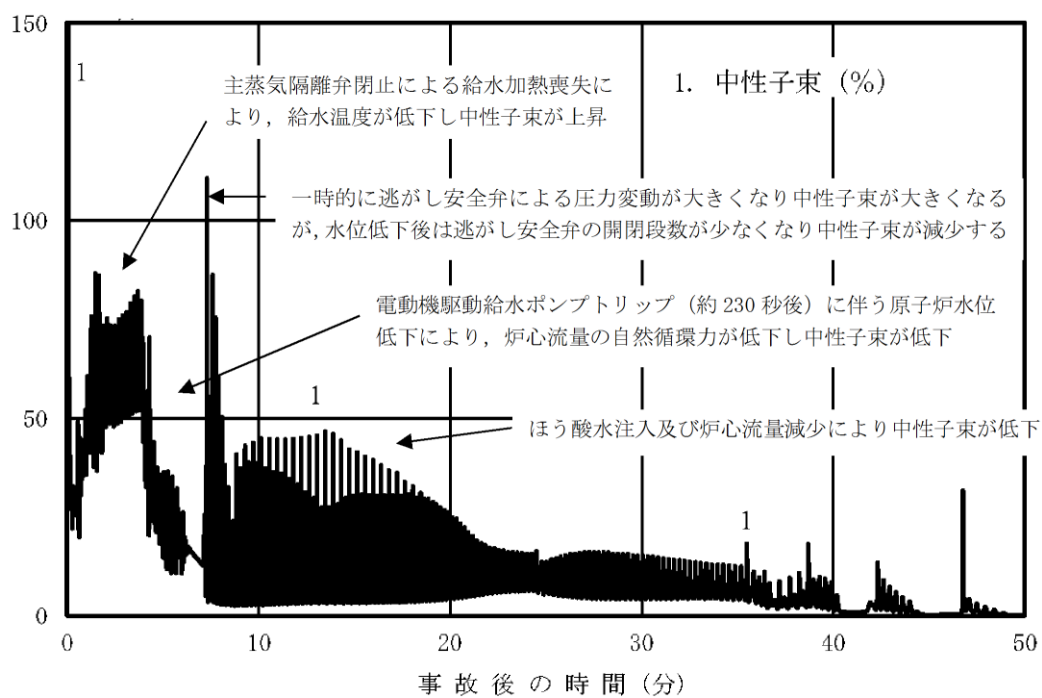
第5.2.3-2表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA時の圧力・温度
(有効性評価結果)

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

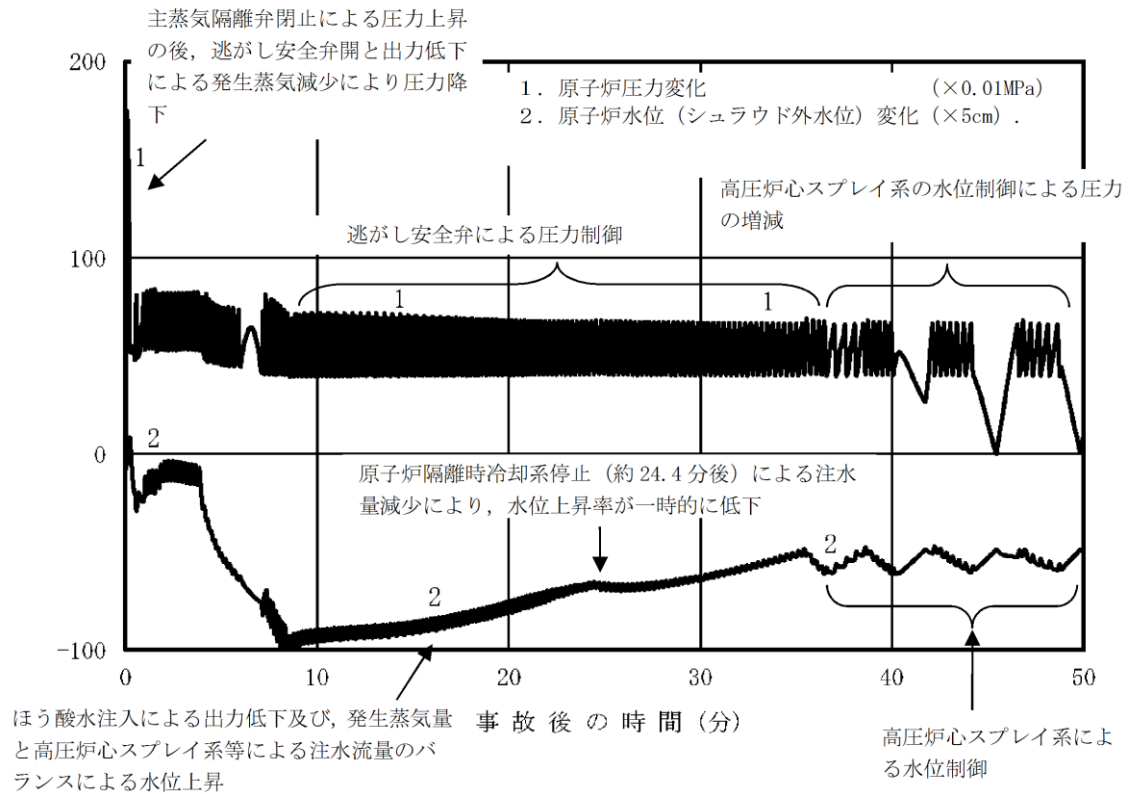
第 5.2.3-2 表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は、第 5.2.3-2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

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。

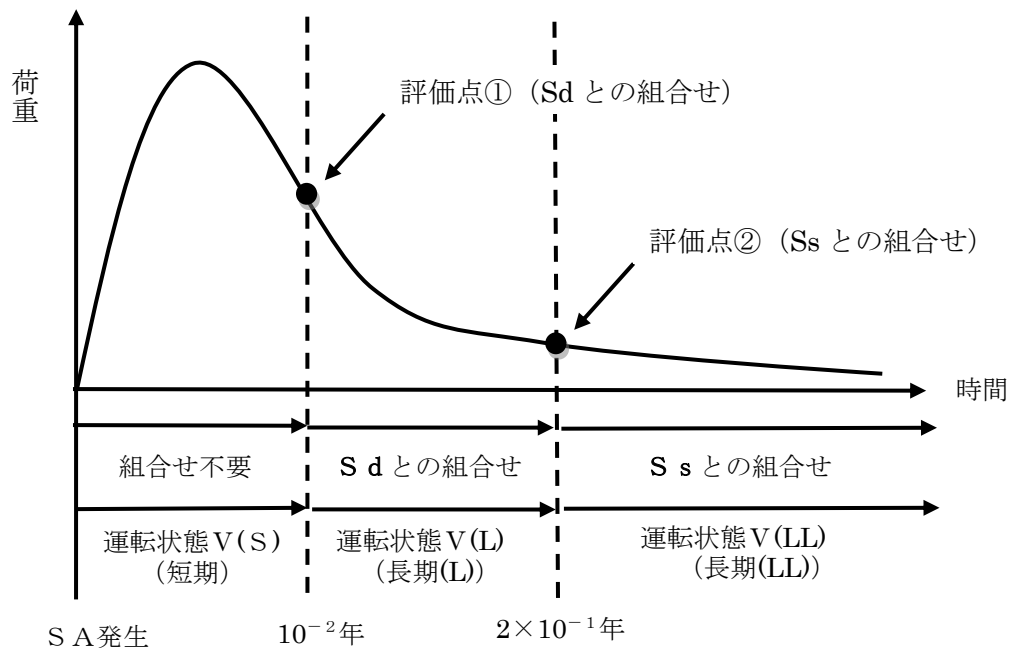
第 5.2.3-3 表より，SAの発生確率，継続時間，地震動の年超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的な判断として S d による地震力と SA 後長期 (L) 荷重，S s による地震力と SA 後長期 (LL) 荷重を組み合わせる。

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	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，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、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 未満	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		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}	SA荷重 V(LL) + S _s	
	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。

【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

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

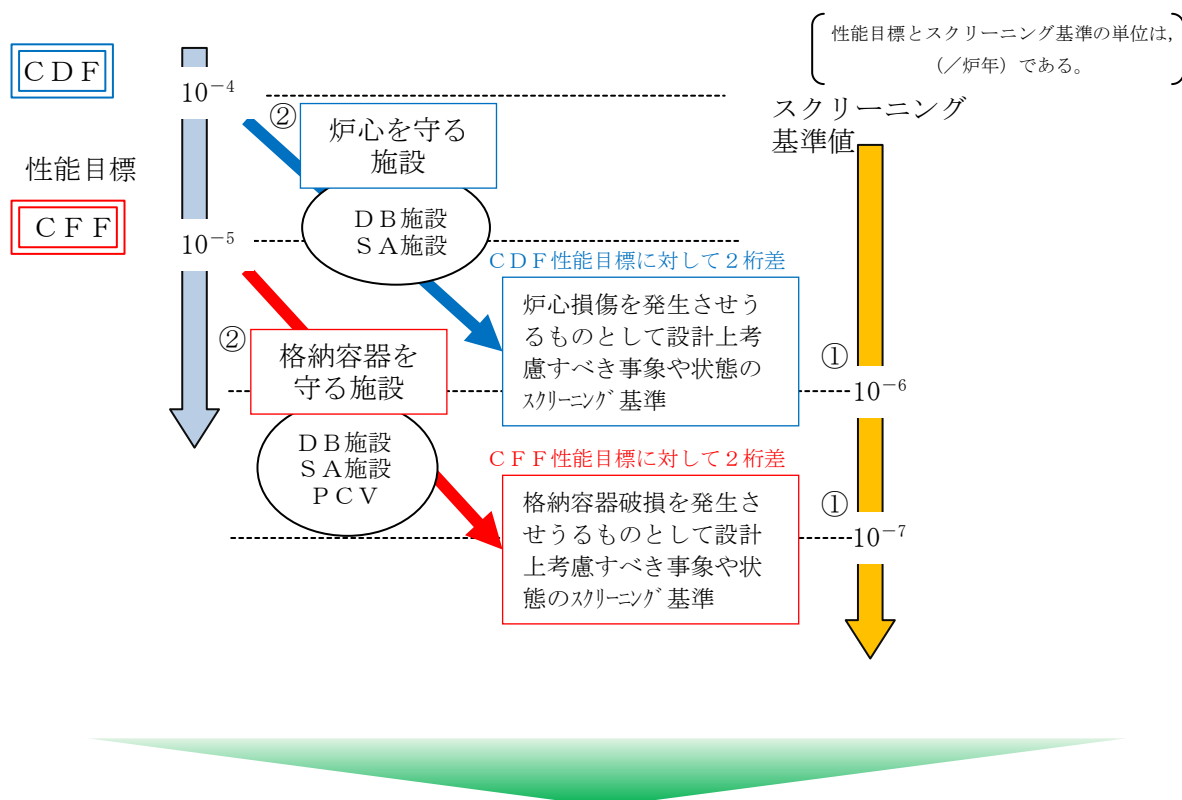
※¹：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

※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。

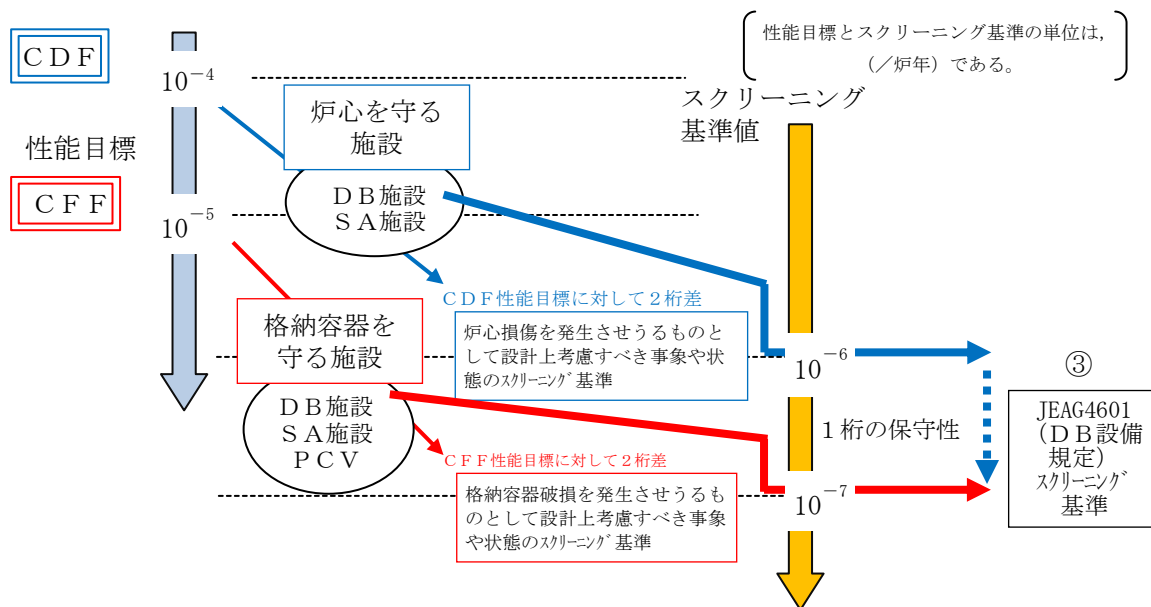
(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値

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】

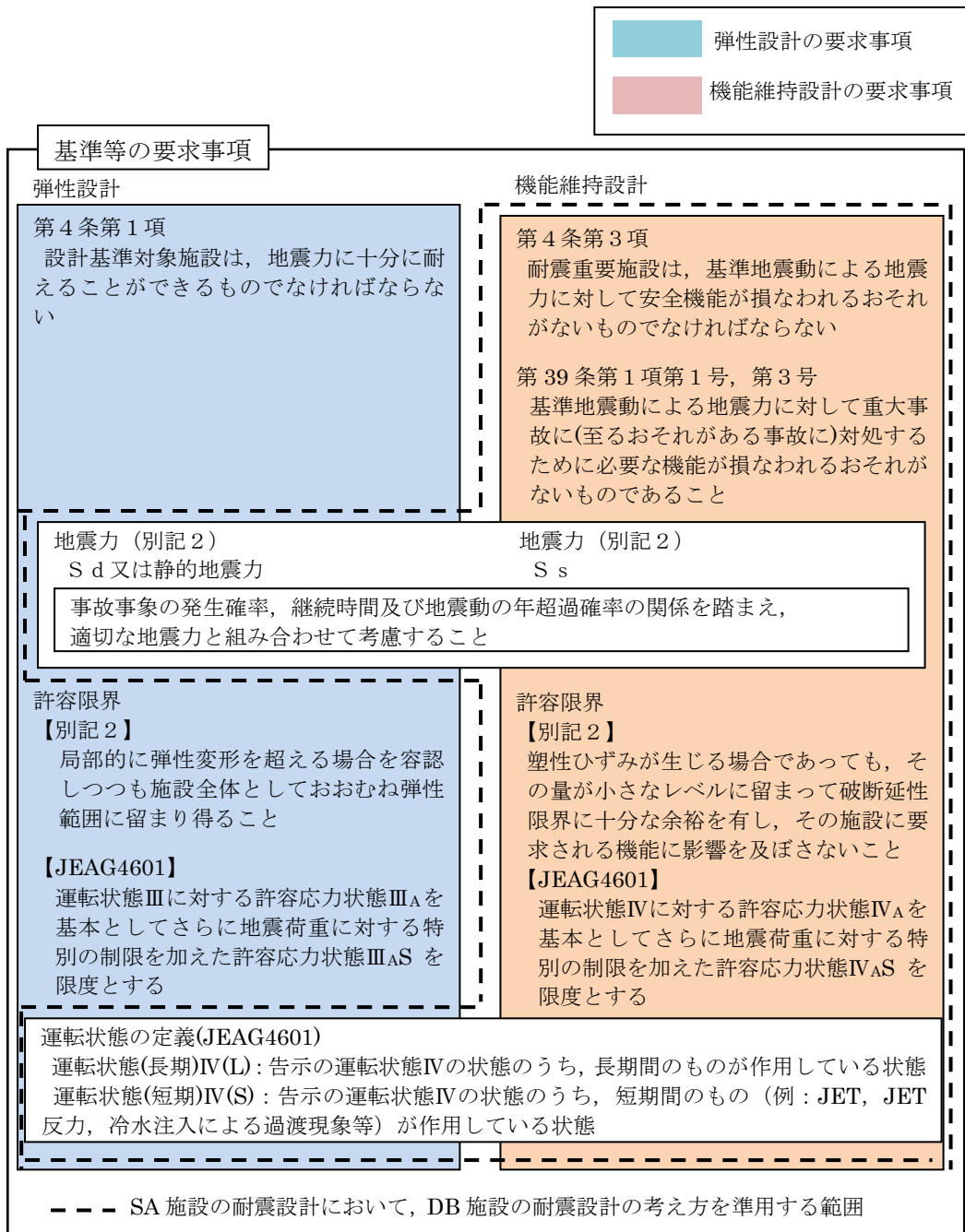
弾性設計 : 局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

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)	$1.0 \times 10^{-4}/\text{炉年}$	10^{-2} 年未満	S _s : $5 \times 10^{-4}/\text{年以下}$	$5 \times 10^{-10}/\text{炉年未満}$
			S _d : $10^{-2}/\text{年以下}$	$10^{-8}/\text{炉年未満}$
10^{-2} 年以上, 2×10^{-1} 年未満		S _s : $5 \times 10^{-4}/\text{年以下}$	$10^{-8}/\text{炉年未満}$	
		S _d : $10^{-2}/\text{年以下}$	$2 \times 10^{-7}/\text{炉年未満}$	
V (LL)		2×10^{-1} 年以上	S _s : $5 \times 10^{-4}/\text{年以下}$	$10^{-8}/\text{炉年以上}$
			S _d : $10^{-2}/\text{年以下}$	$2 \times 10^{-7}/\text{炉年以上}$

【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 +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	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
2 高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +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 + 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 + 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再開) 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再開失敗	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 +圧力バウン ダリ健全性(S RV再開)失敗 +高圧炉心冷 却(HPCS) 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 (13/16)

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 + 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PRA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C D F

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	C D F (/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C D F (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。

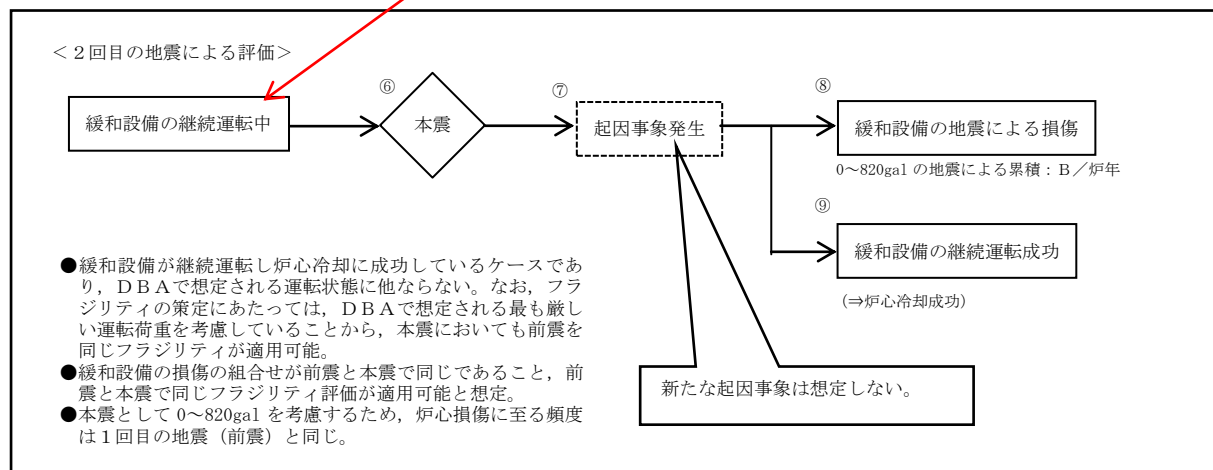
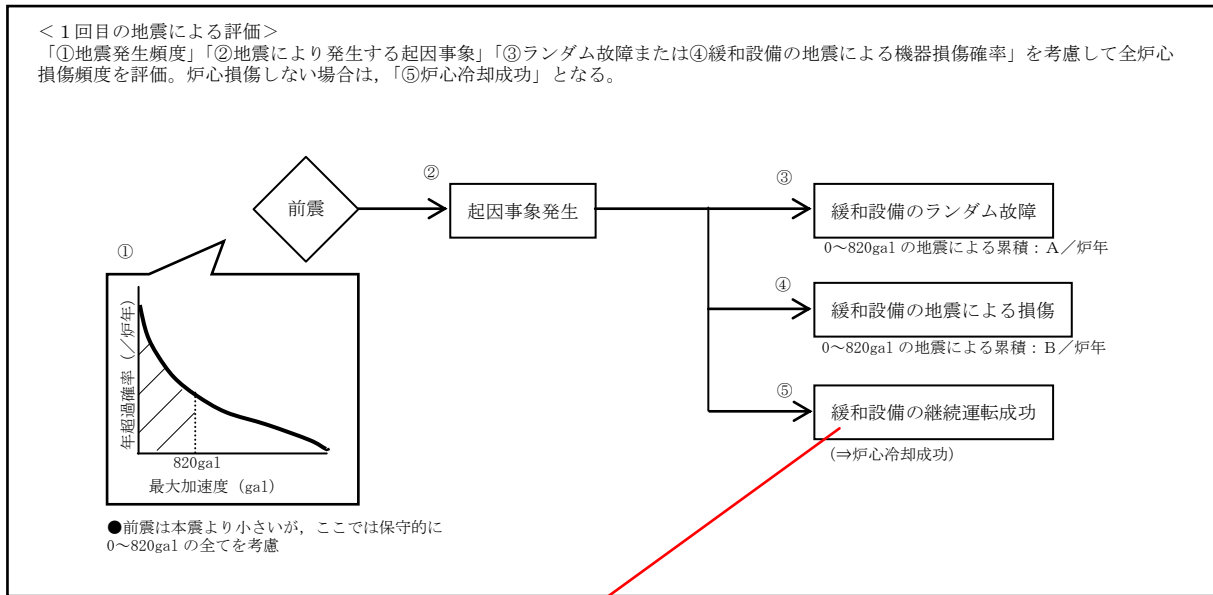
※1：地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては，保守的に除かないものとした。

(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。

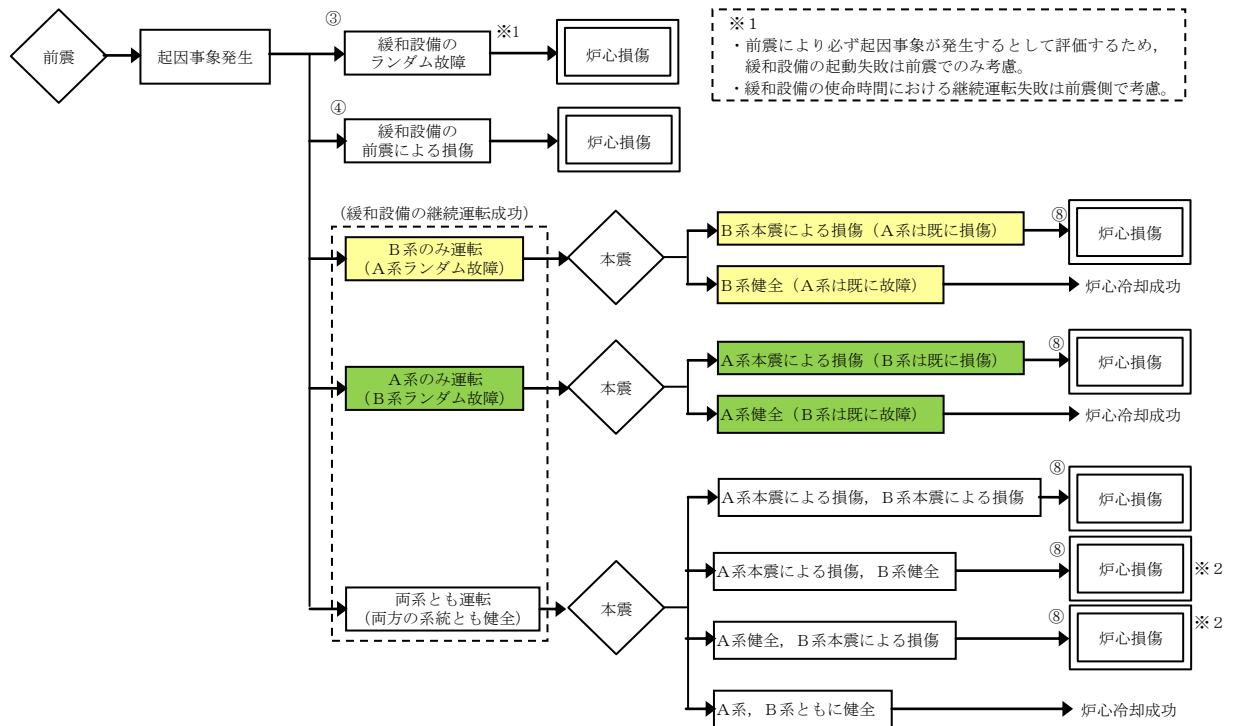
$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

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、

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

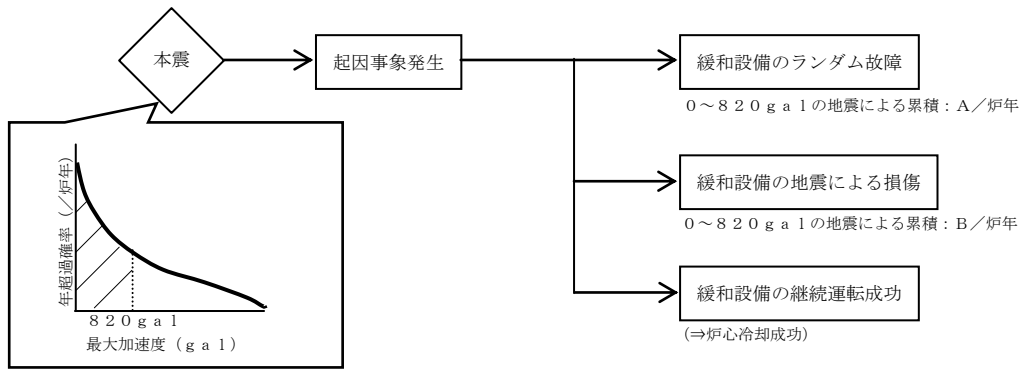
で算出される。

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。

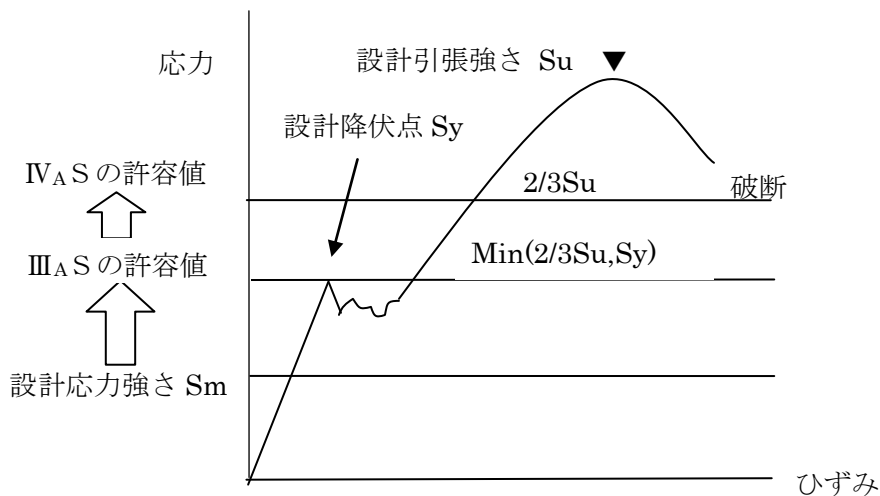
補足 4-1 表 クラス 1 容器の許容応力

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}	$\text{Min}(2/3S_u, S_y)$	左欄の 1.5 倍の値	
IV _{AS}	$2/3S_u$	左欄の 1.5 倍の値	

補足 4-2 表 クラス MC 容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力 + 1 次曲げ応力	備考
III _{AS}	$\text{Min}(0.6S_u, S_y)$	左欄の 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 $\text{Min}(0.6S_u, S_y)$

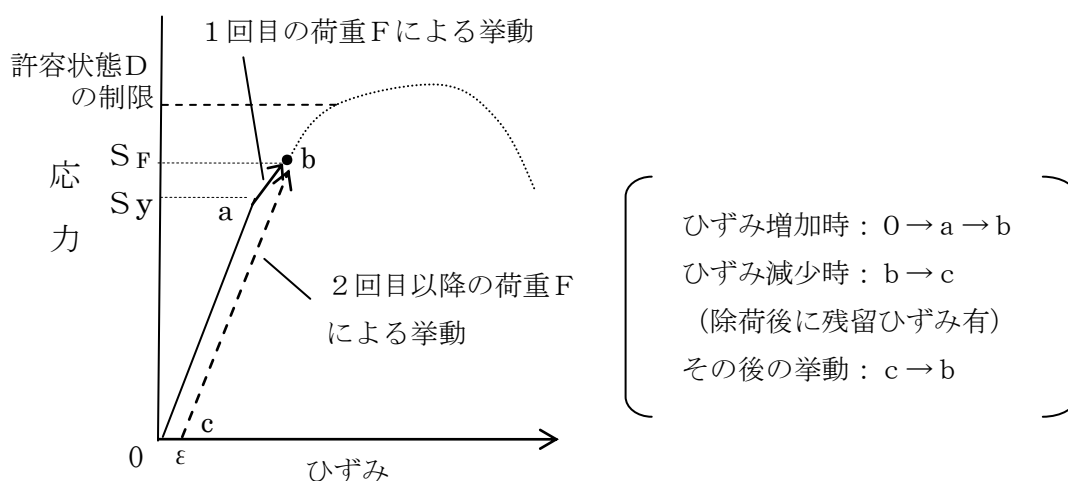
(注)： α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



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

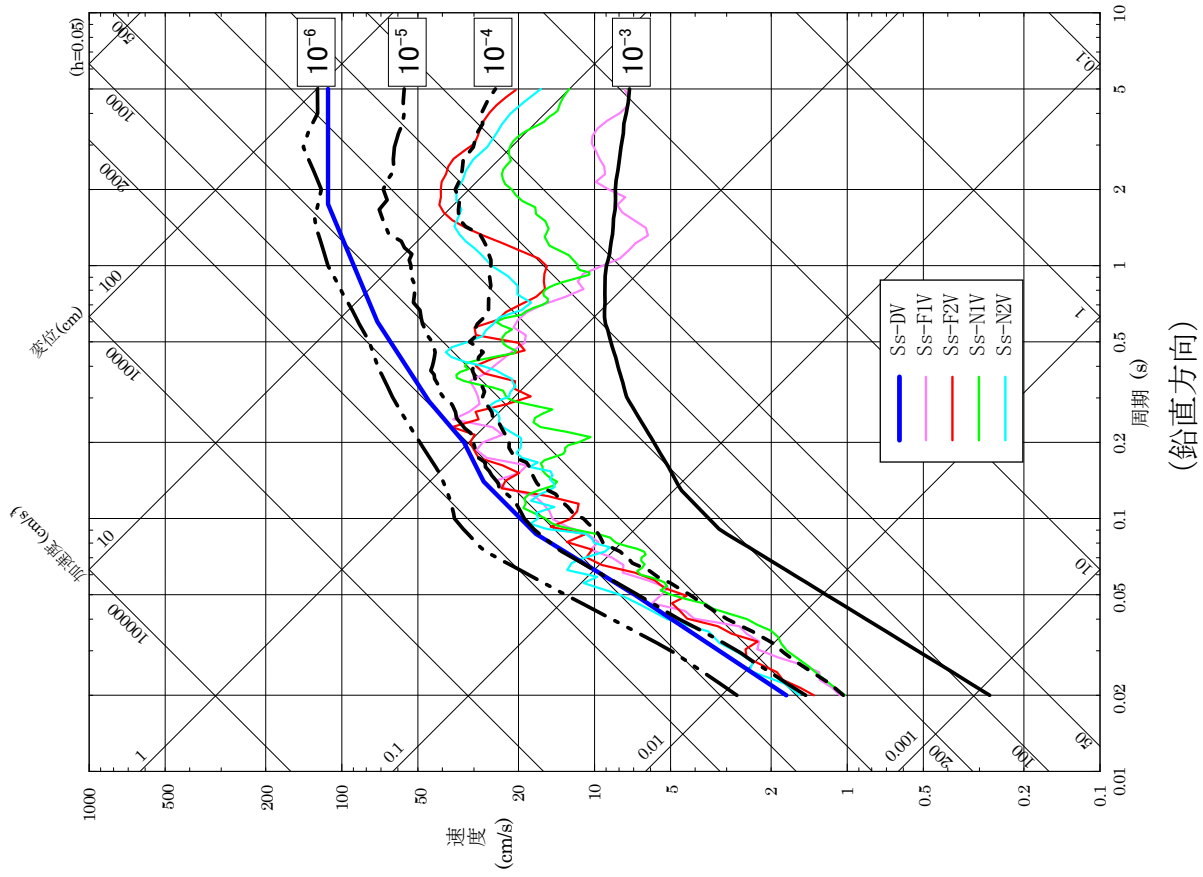
防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ほう酸水注入系
	LOCA 時注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	格納容器バイパス （インターフェイスシ ステムLOCA）	逃がし安全弁	原子炉建物ブローアウトパネル
使用済燃料プール	想定事故 1	—	常設スプレイヘッド ガスタービ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

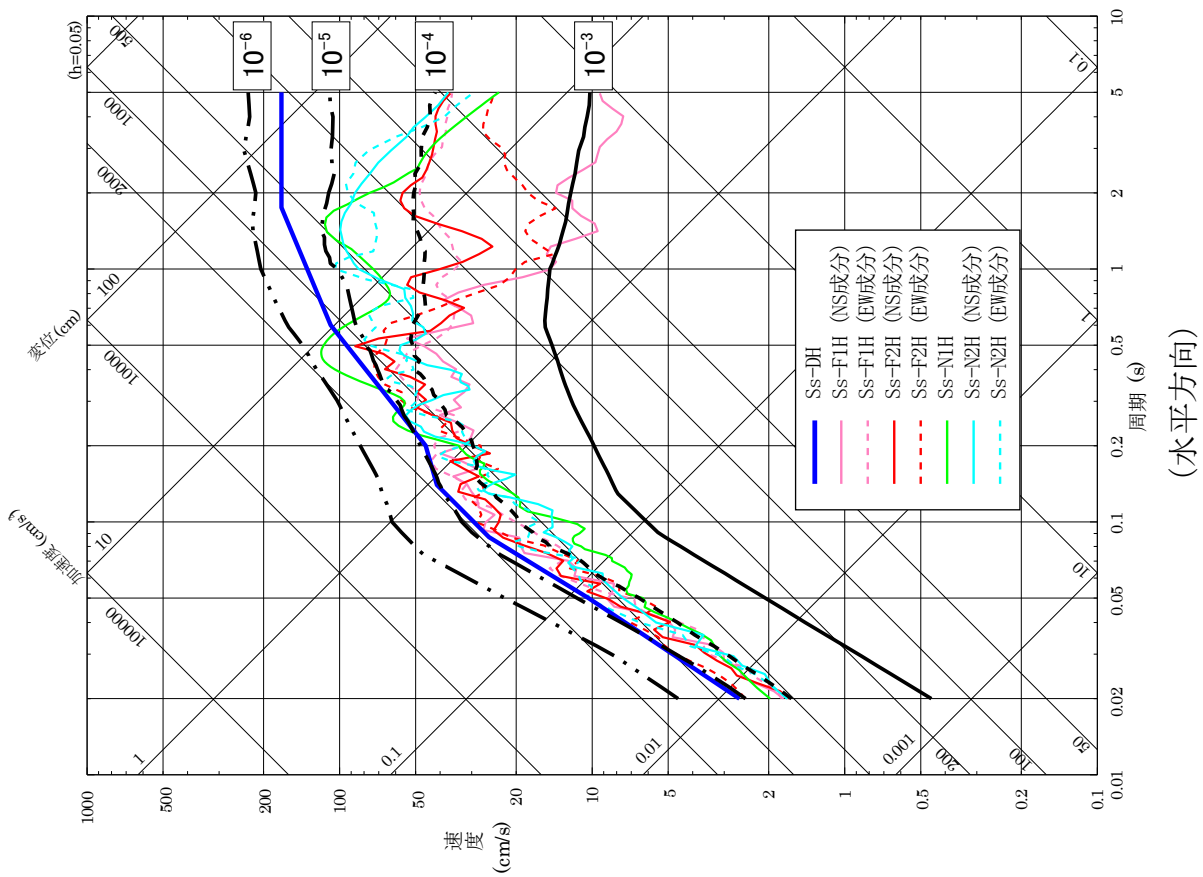
発生確率		1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}	
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)				S_1	S_2							
基準地震動 S_1 との組合せ	従属事象			S_1 従属								
	独立事象	1分以内										$S_1 + II$
	1時間以内								$S_1 + II$			$S_1 + III$
	1日以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$		
	1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

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

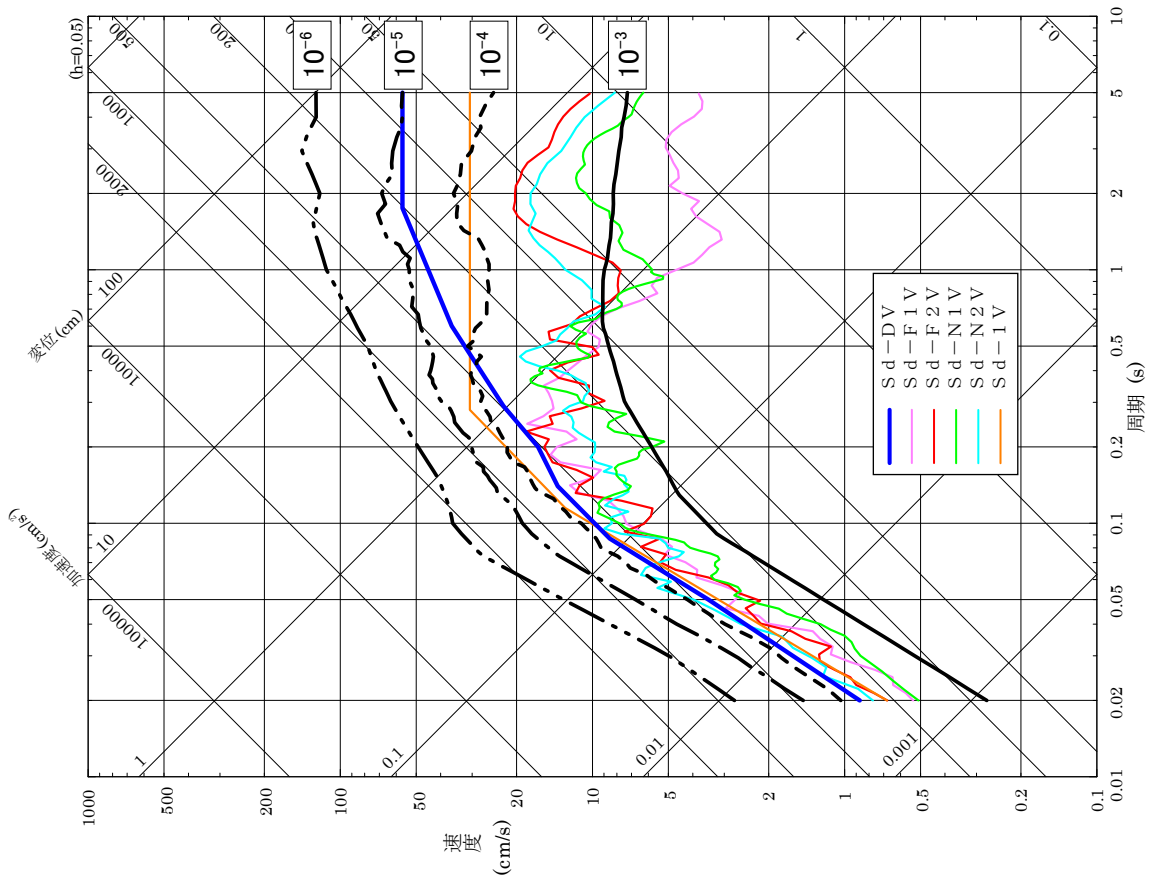


(鉛直方向)

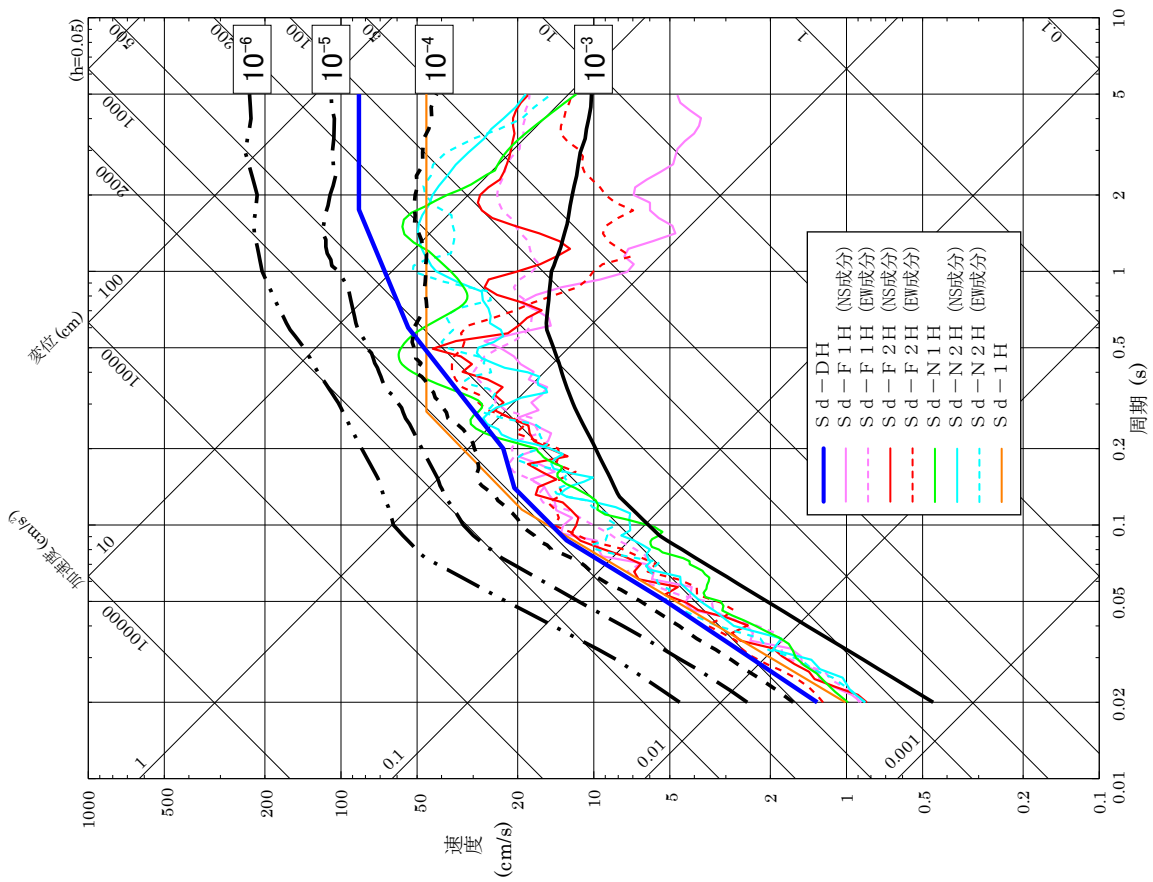


(水平方向)

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)

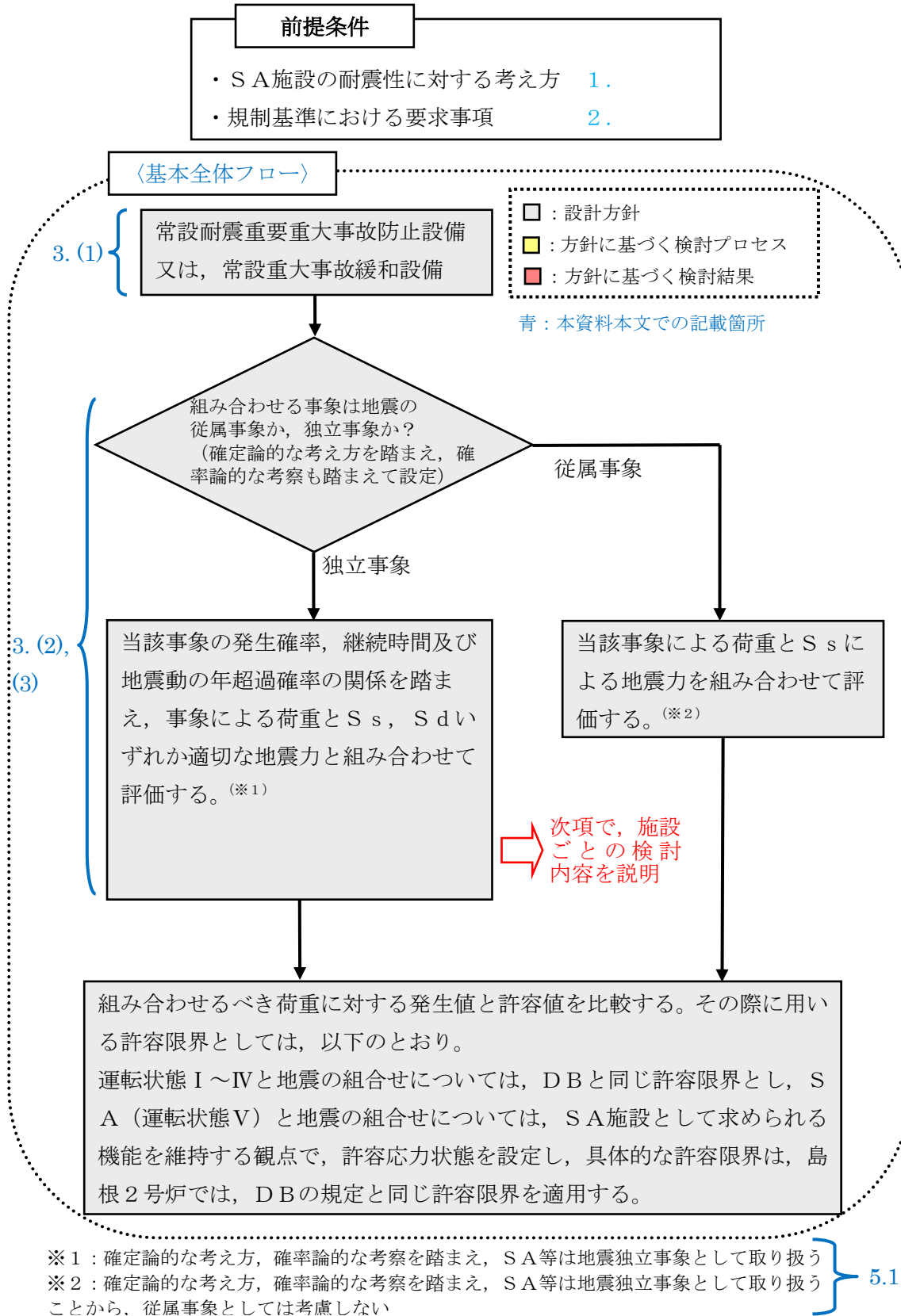


(水平方向)

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

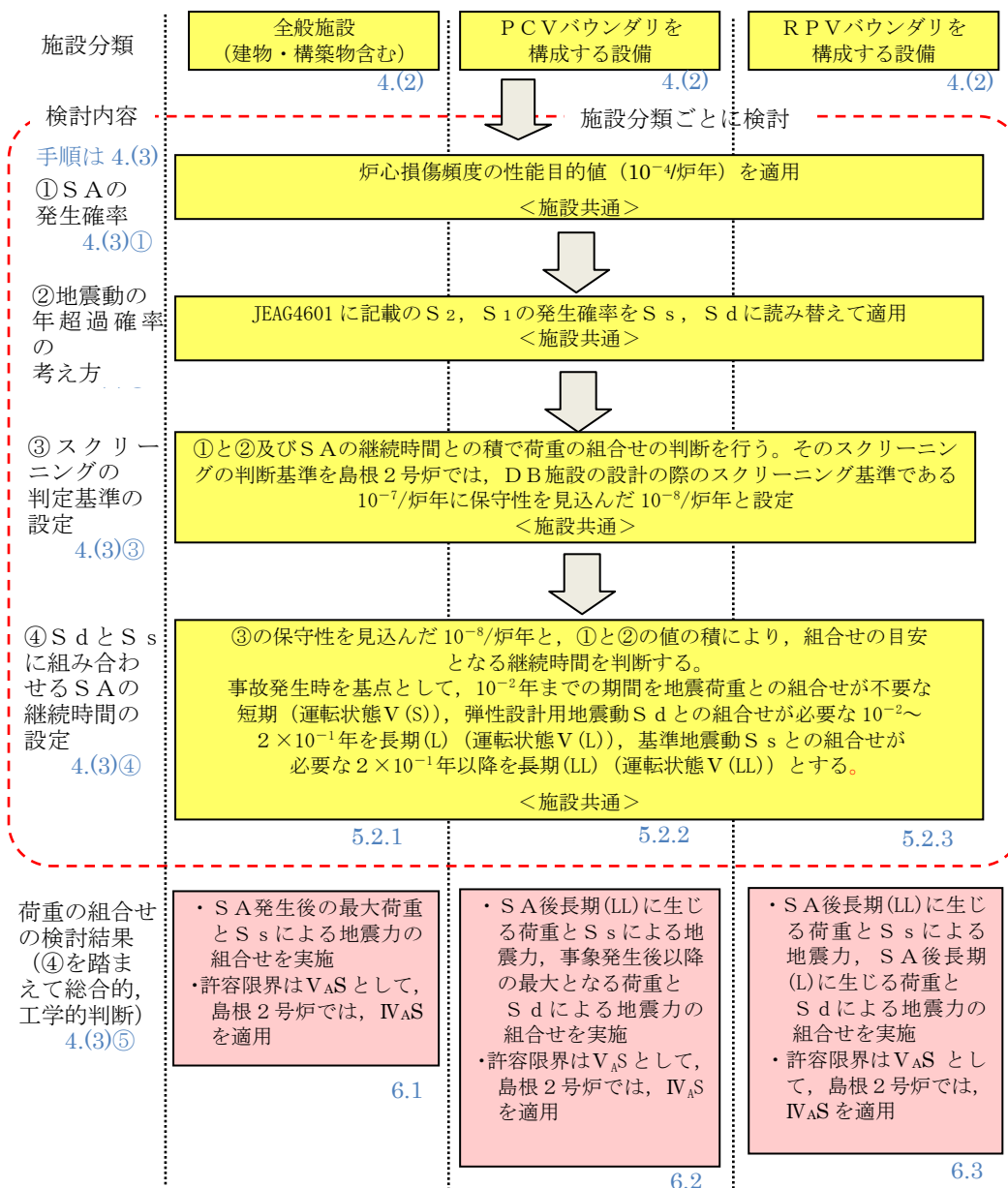
事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

S A 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。

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

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

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

表2 荷重の組合せと許容限界

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

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

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

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

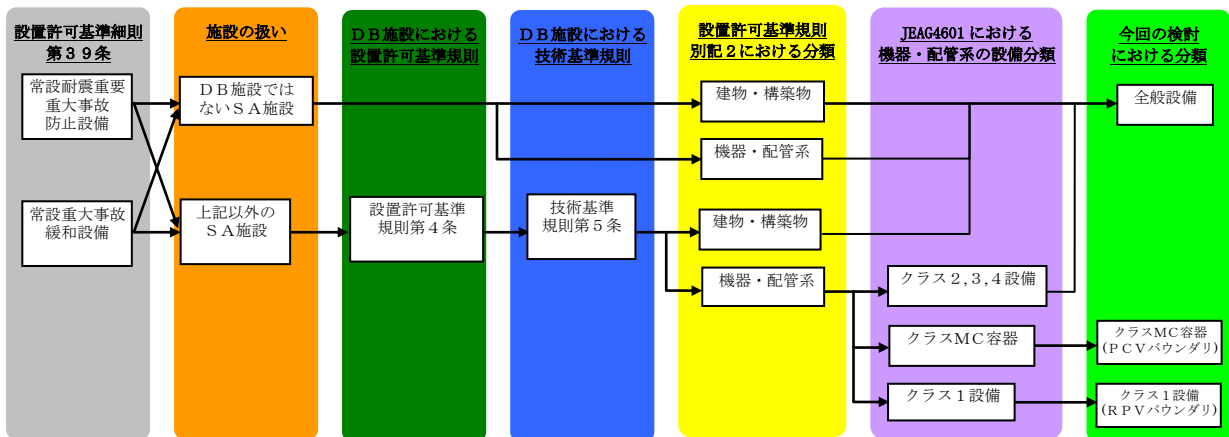
J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧)のみとなるため、DB事故時(S dとの組合せ)は運転時(S sとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。

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：V A S の許容限界は、I V A S 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 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

【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 RPV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）にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の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の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

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

有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、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圧力・温度条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

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

(2) 耐震評価で用いるR P Vの圧力・温度について

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。

「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、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段として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。

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

添付 8.1 表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，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 8.1 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら，短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として，事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため，結果として不確かさの重畳の影響はない。

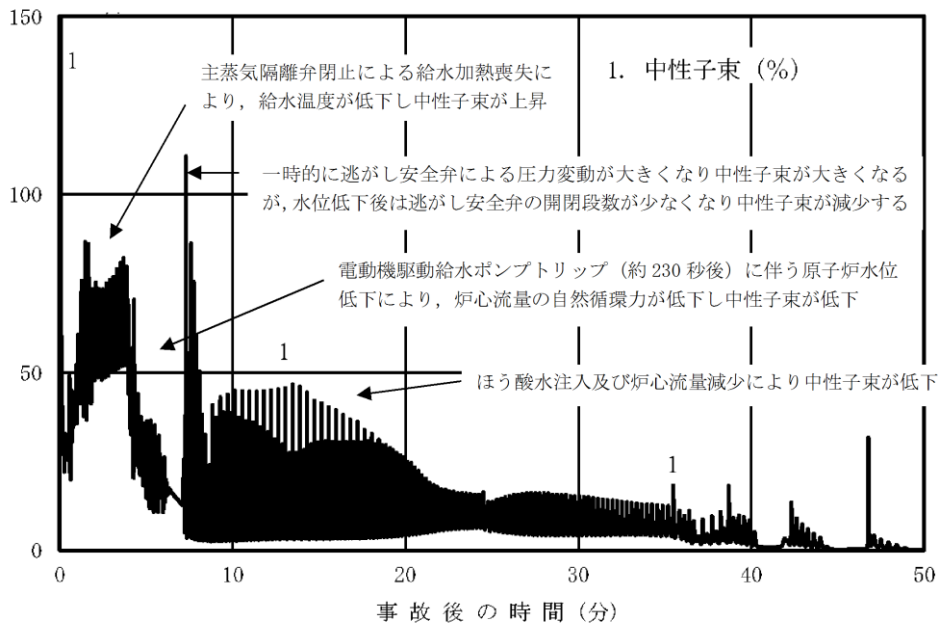
「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図～8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により，耐震設計上の設計圧力である 8.28MPa[gage]を下回っている。また，冷却材温度も，原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により，耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが，原子炉圧力の低下に伴い，同様に低下する傾向となる。長期的な観点では，事象発生後 10 秒以降，逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ，原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

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。

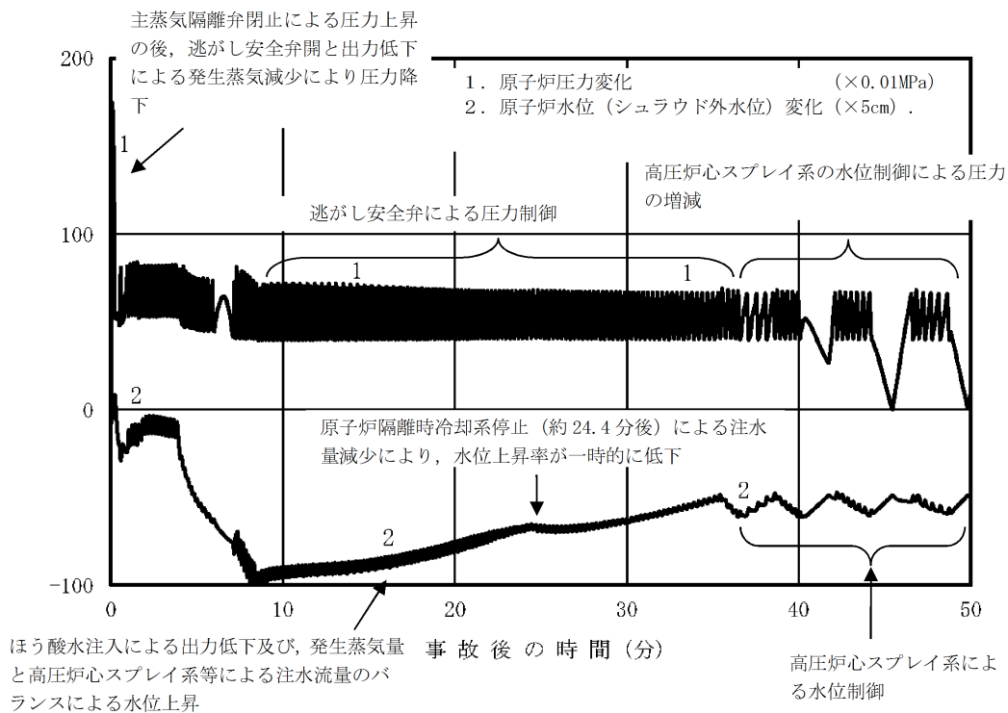
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，RPVの圧力・温度は，DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

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

	原子炉停止機能喪失	DB 条件
最高圧力	約 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の圧力・温度について

原子炉格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後 10^{-2} 年（約3.5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）」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性

ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

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

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

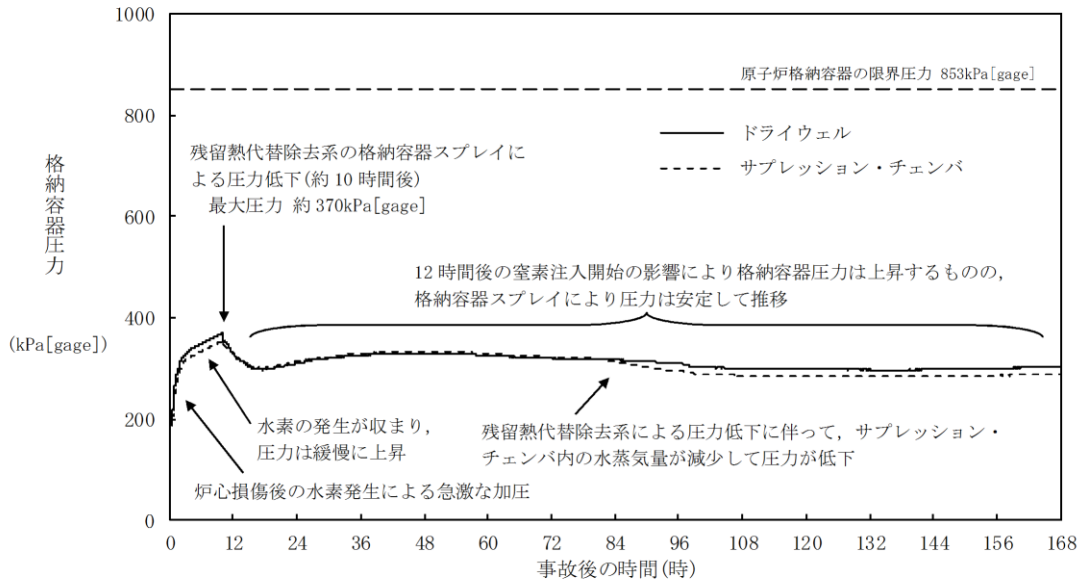
有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1}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

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後 10^{-2} 年（約3.5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。

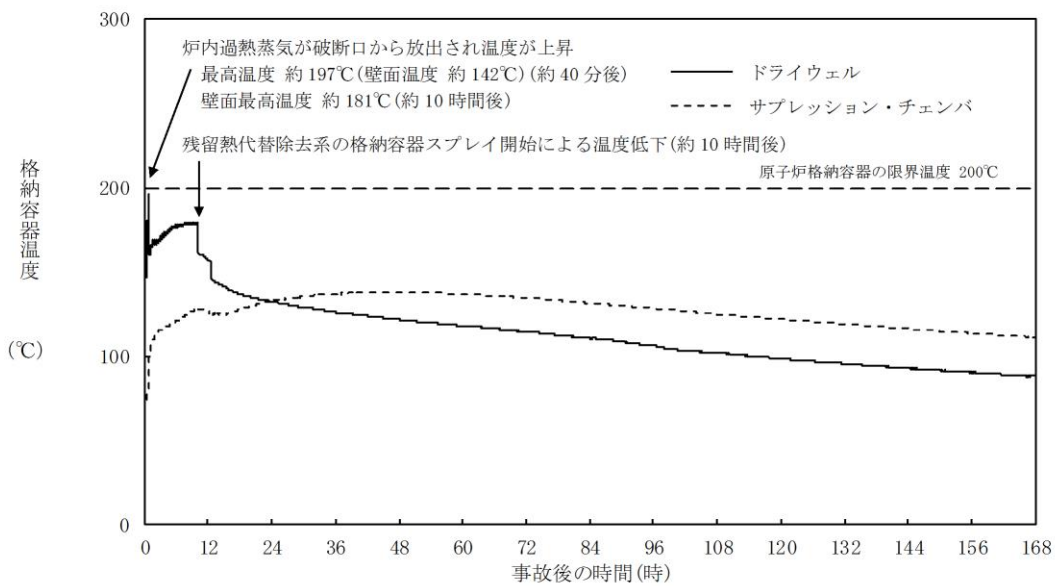
添付8.2表 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損 (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°C ^{*1}	約 181°C ^{*1}
圧力 (10^{-2} 年後)	約 317kPa	約 109kPa
温度 (10^{-2} 年後)	約 131°C	約 144°C

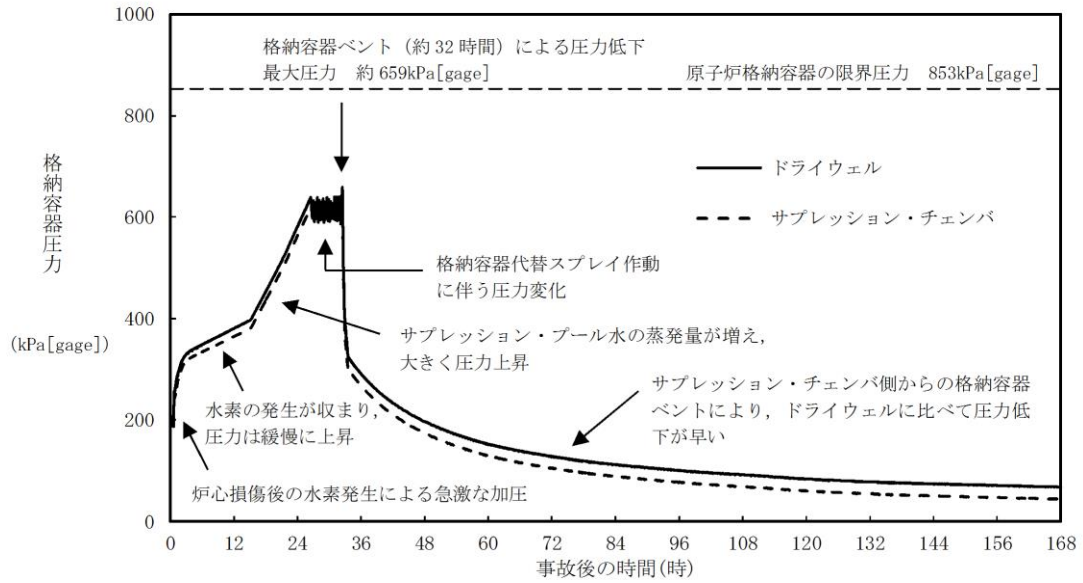
※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）



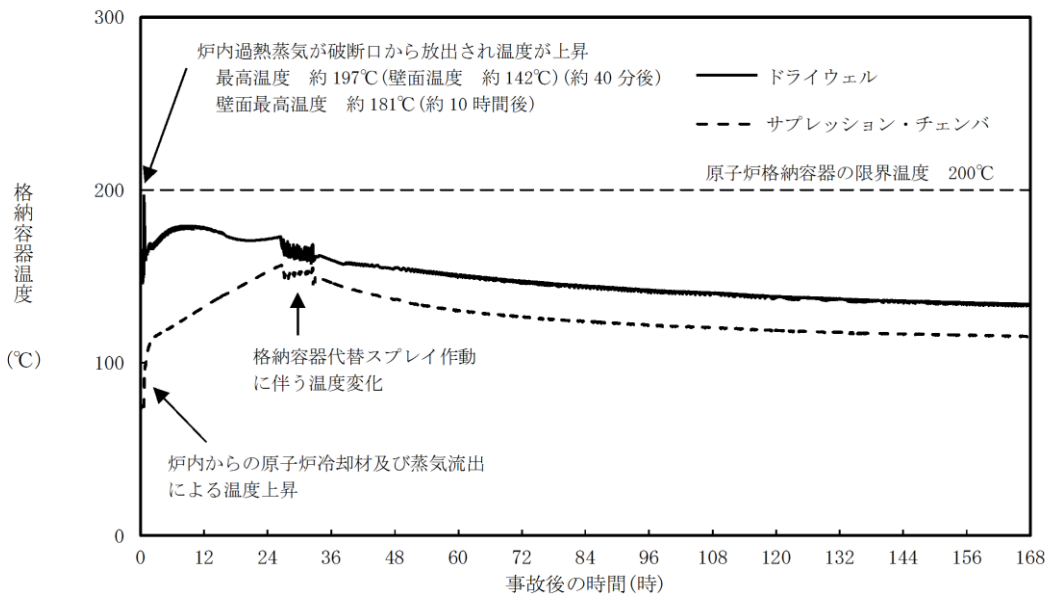
添付8.3図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移



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

(4) SA時の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度条件について

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

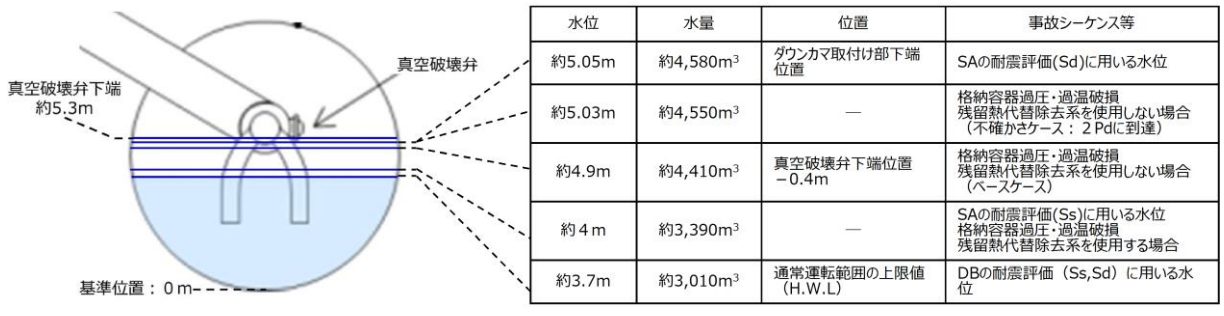
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件の考え方を添付 8.3 表に示す。また、重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおけるRPV及びPCVの水位条件等の考え方を添付 8.4 表に、重大事故時のサプレッション・チェンバの水位と耐震評価に用いる水位との関係を添付 8.7 図に示す。

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

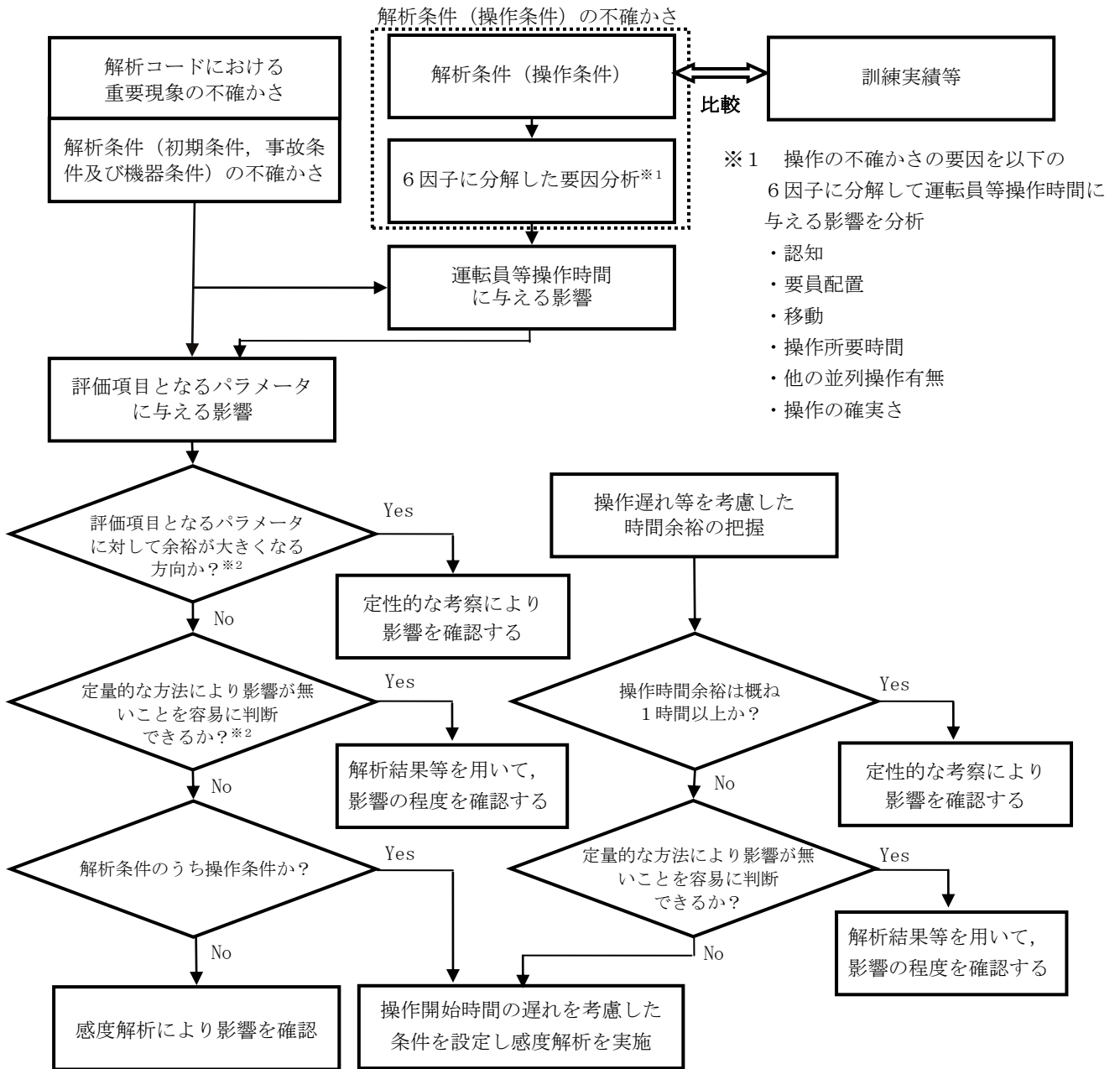
	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
RPV	圧力	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。
	温度		
PCV	圧力	格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サプレッション・チェンバ水位、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。
	温度		

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

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
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応答が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。
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)	<p>重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の応答が大きくなる傾向があることから、重大事故時における地震動 Sd との組合せにおいて考慮するサプレッション・チェンバの水位としては、以下の事故シーケンスを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m <p>また、重大事故時における地震動 Ss との組合せにおいて考慮するサプレッション・チェンバの水位としては、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) における最高水位 (約 4m) を用いる。</p> <p>重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面+約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。</p>
原子炉 建物 (原子 炉本体 の基礎 を含む)	剛性	格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	<p>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。</p> <p>なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。</p>



添付 8.7 図 重大事故時のサプレッション・チェンバの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

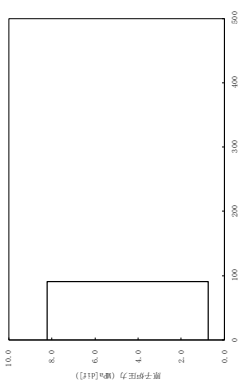
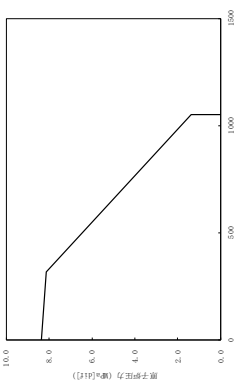
主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1 / 5)

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の起動阻止に要する時間を考慮した値
ほう酸水注入系運転操作	事象発生 11.6 分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値
残留熱除去系 (サブプレッション・プールの水冷却モード (2 系統)) 運転操作	事象発生 11.6 分後	サブプレッション・プールの水温度高 (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 (MCPB)	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)	GEXL 相関式	—
BT 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougal1-Rohsenow 式	—
リウエット相関式	日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準: 2003」における相関式 2	—

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 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッション・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-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサブプレッション・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
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
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

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

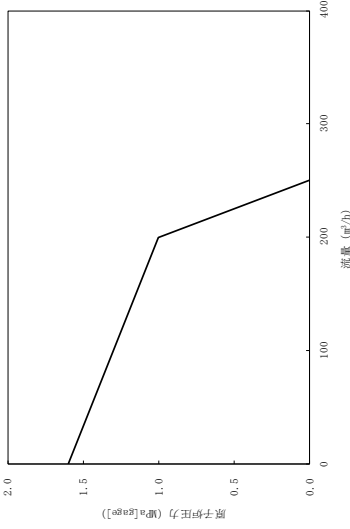
初期条件

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）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）の格納容器除熱手段

BWR (島根2)	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)	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）とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件（温度、圧力、水位上昇）による影響を確認することが適切であると考えられる。

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

事故シナジェンス	R P V破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	×	継続時間	=	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗	10^{-4} /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} /炉年 ^{※3} 弾性設計用地震動 S d 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{※3} 基準地震動 S s	×	10^{-8} /炉年未満 ^{※4} 1年未満 ^{※4} 継続時間 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} /炉年とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は 10^{-4} /炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。

※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 S2, S1 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 L O C A)＋E C C S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</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 39 条 (地震による損傷の防止)</p>
<p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならぬ。</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>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>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>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>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>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>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>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するため</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の解釈</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 (地震による損傷の防止)</p>
<p>第4条 (地震による損傷の防止) 別記2のとおりとする。ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力(本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。)又は静的地震力(同項第2号に規定する静的地震力をいい、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がをいう。</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>	<p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>

〔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て実施すること。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] JEAG 4601 (抜粋) (3/7) (JEAG 4601・補-1984 P.48)

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

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

耐震クラス	種 別 (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, その後に生じている圧力荷重
- M_L : 冷却材喪失事故直後を除き, その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- S_1 : 基準地震動 S_1 により定まる地震力又は静的地震力
- S_2 : 基準地震動 S_2 により定まる地震力
- S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は, 静的地震力
- 〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動 S_1 に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕
- S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力
- $III_A S$: 通産省告示 501 号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $IV_A S$: 通産省告示 501 号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $B_A S$: 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態
- $C_A S$: 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態
- 〔 $III_A S$, $IV_A S$, $B_A S$, $C_A S$ はJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕

〔参考5〕 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、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。

また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ^(5.3.2-9-11)断面法を用い
鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

[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)

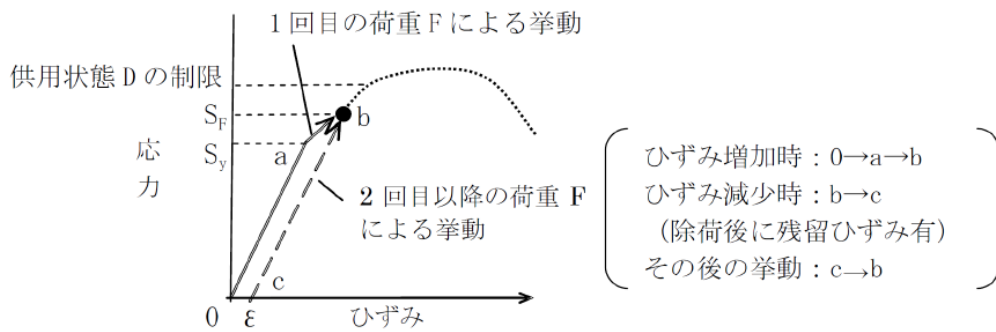


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

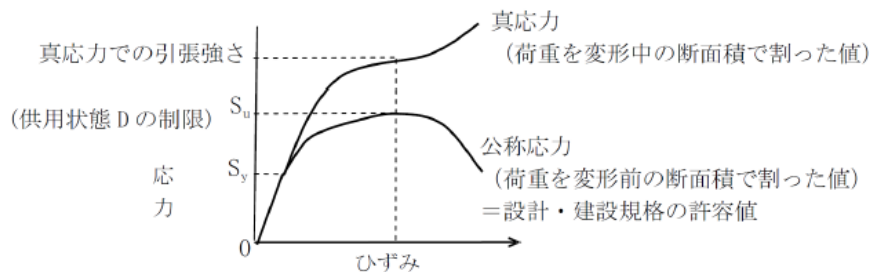


図2 公称応力と真応力について

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。

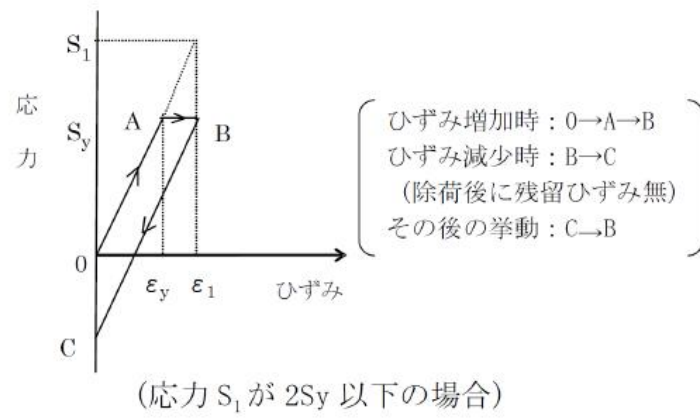


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)

〔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)	
原子炉压力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB 条件が SA 条件を包絡
	Ss	8.28	298	8.28	298	
原子炉压力容器 支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉压力容器下鏡からの入熱を考慮した温度
	Ss	—	298	—	298	
原子炉压力容器 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	
高压炉心スプレ イポンプ	Sd	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	—	
	Ss	—	100 ^{*1} 66 ^{*2}	—	110 ^{*1} 66 ^{*2}	
低压炉心スプレ 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 ^{*3} 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

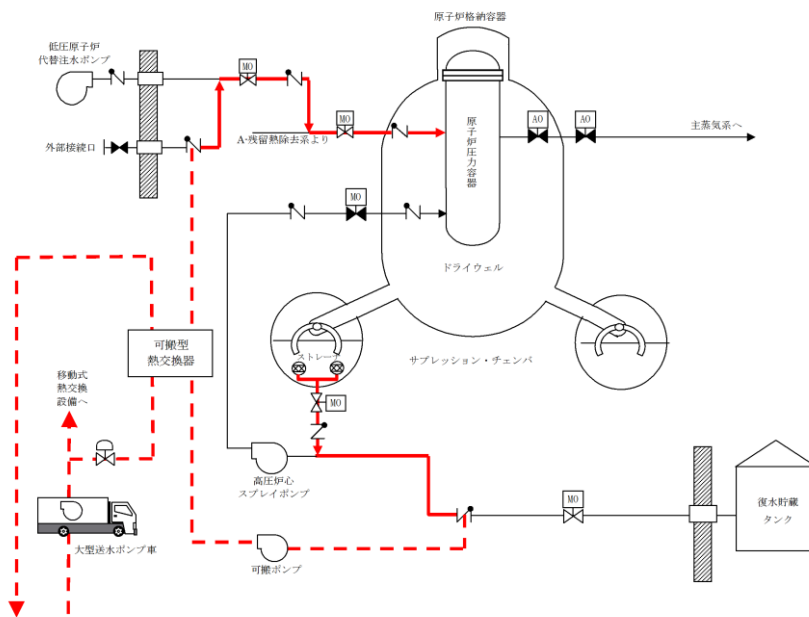
本表は事故時における除熱手段の配備状況を示すものであり、除熱手段の優先順位を示すものではない

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	

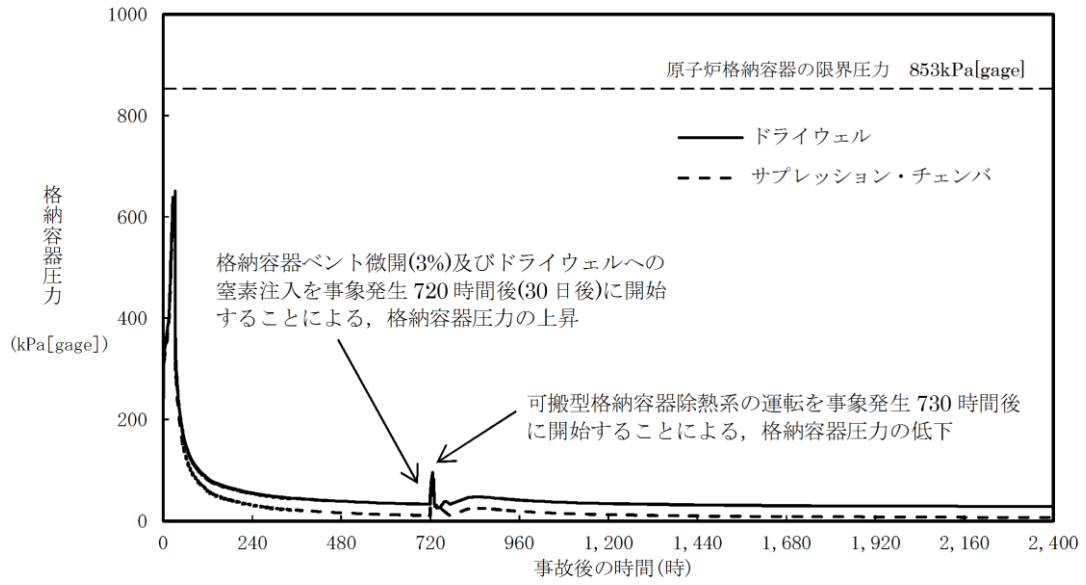
<効果>

「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 \square 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。

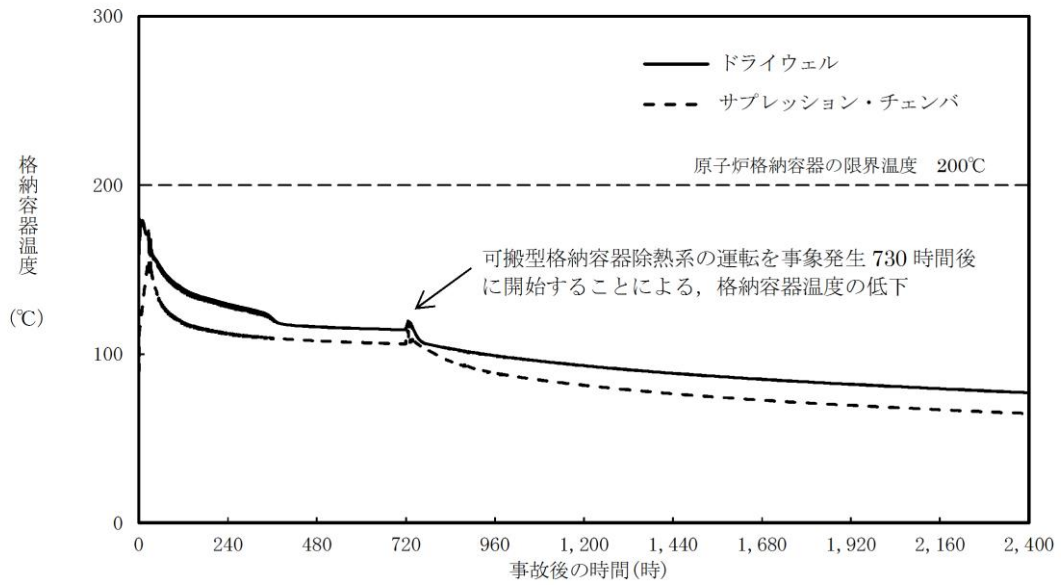
参考2～4図に格納容器圧力，格納容器気相部温度，サブプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考3図及び参考4図に示すとおり，格納容器気相部温度，サブプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。

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。

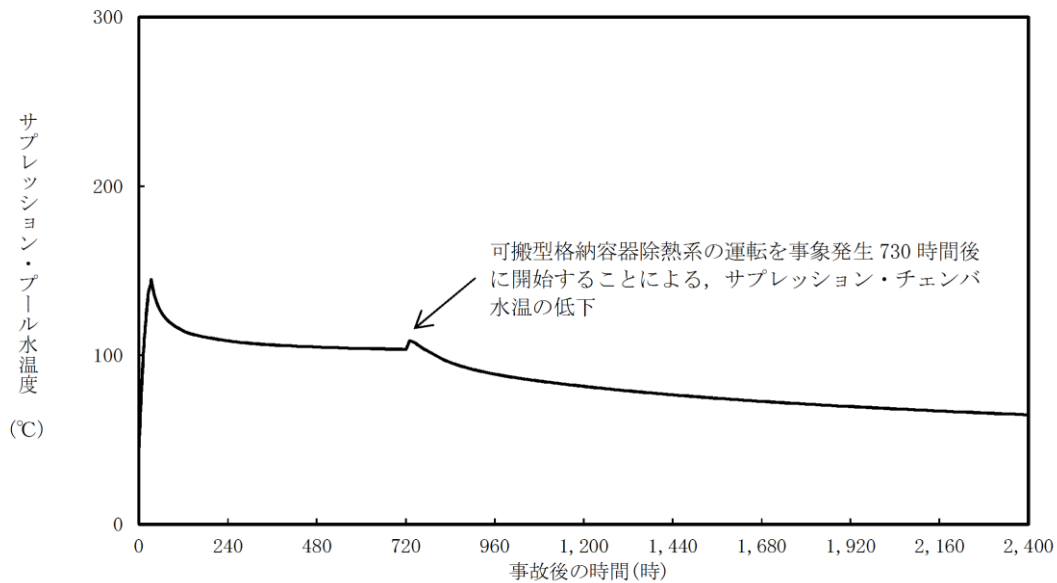
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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



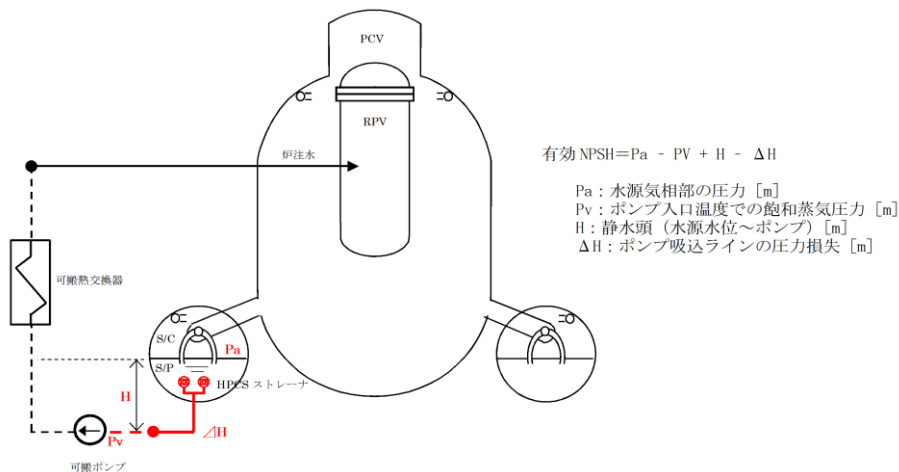
参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移

<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

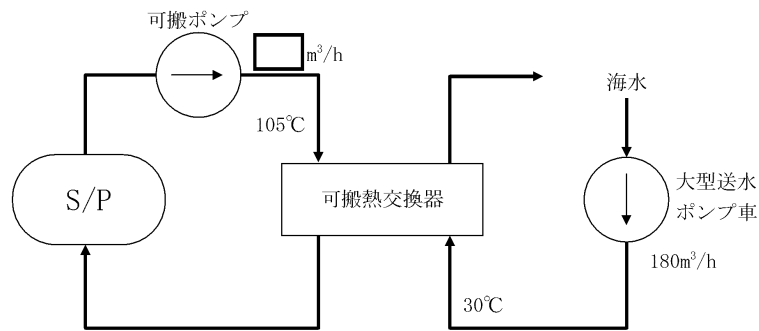
上述②の評価結果の通り、可搬型格納容器除熱系の流量は m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。

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"/> 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。

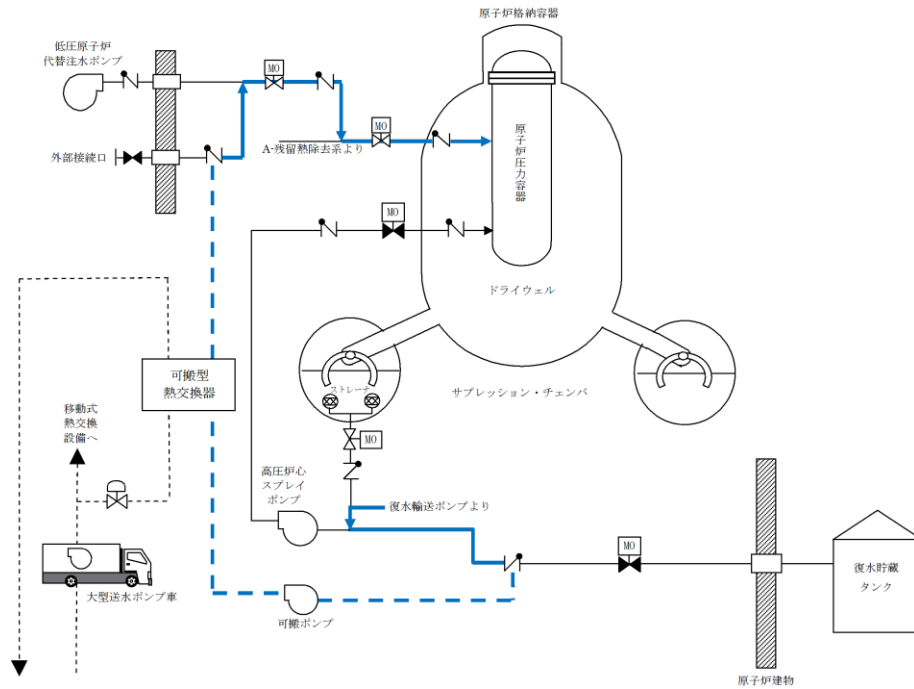
また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大型送水ポンプ車とホースを配備して連結し、大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する。

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



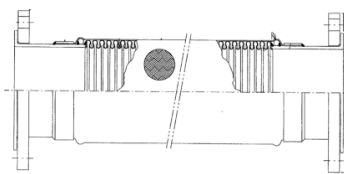
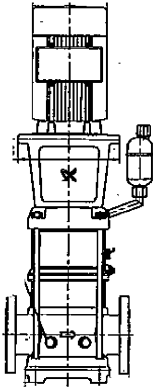
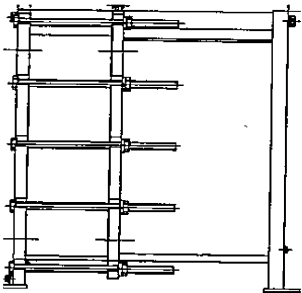

参考9図 原子炉建物下2階 機器配置図



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〕

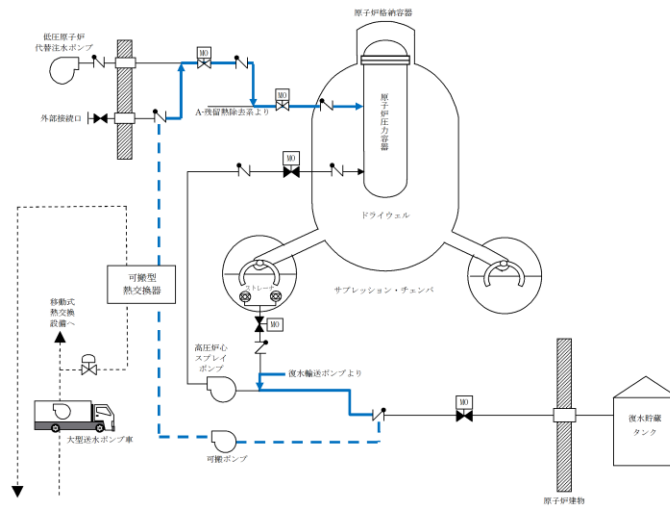
可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10 時間程度 (5 人1 班で作業) と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。

(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淨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淨水弁，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。

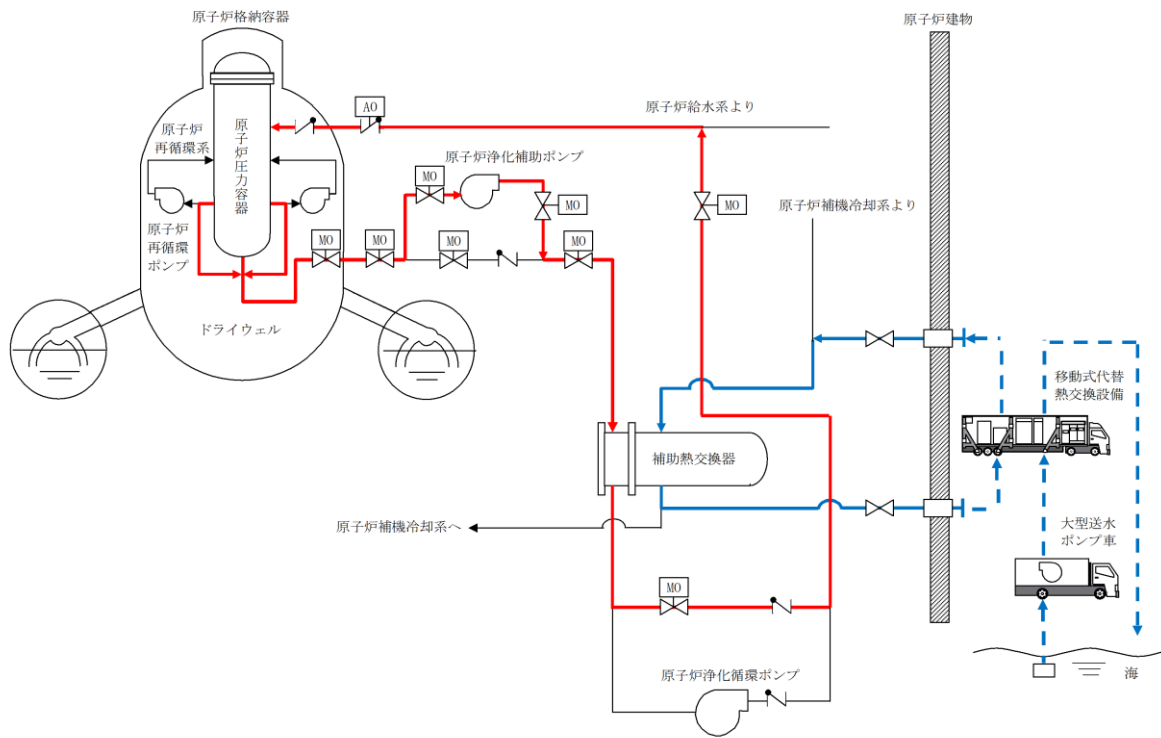


図1 原子炉補機代替冷却系を用いたC UW系による原子炉除熱 系統概要図

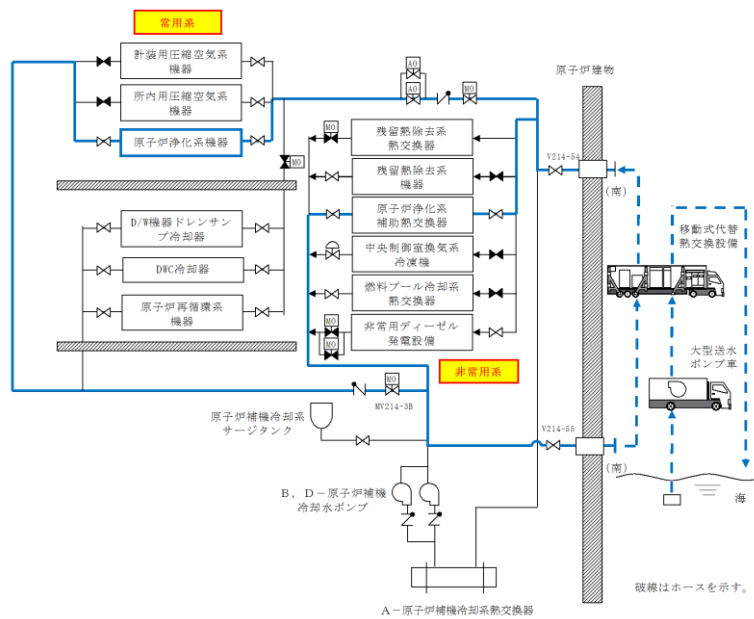


図2 原子炉補機代替冷却系 (C UW除熱ライン) 系統概要図

<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]

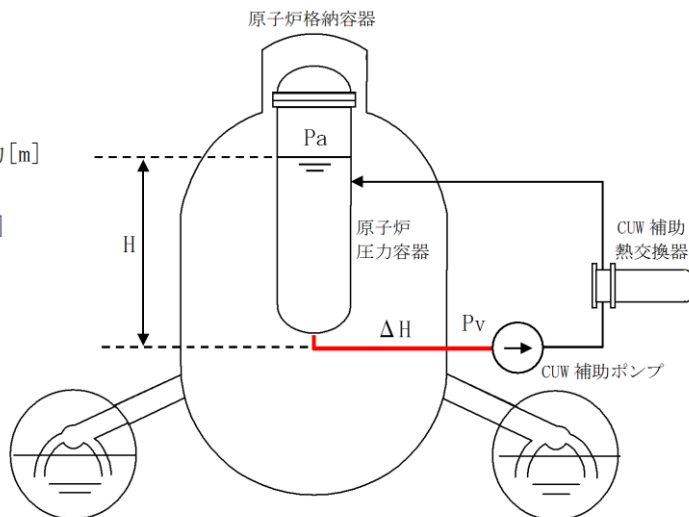


図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価

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。

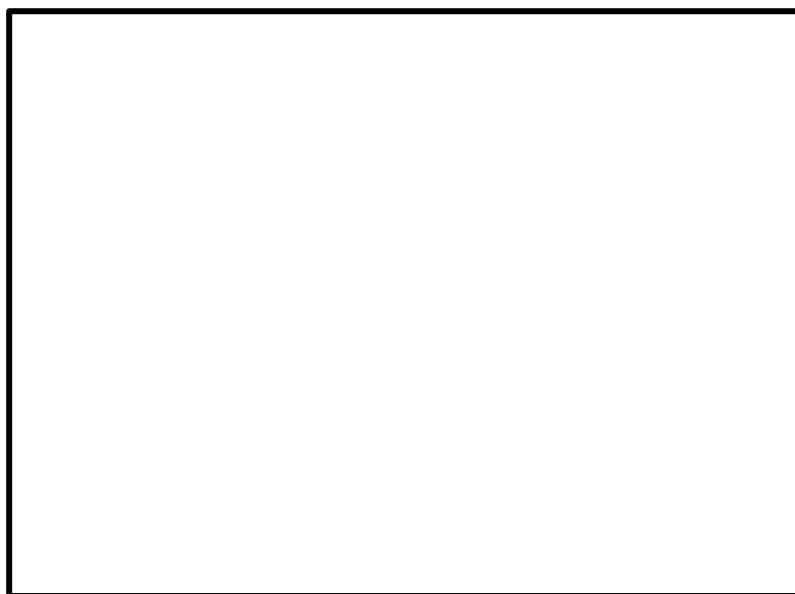


図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流量評価結果

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。

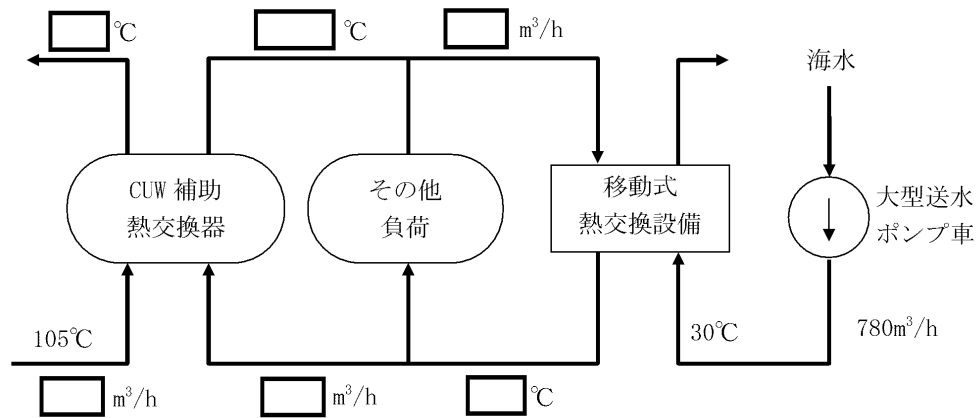


図6 C UW系による原子炉除熱の除熱量評価図

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

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)

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

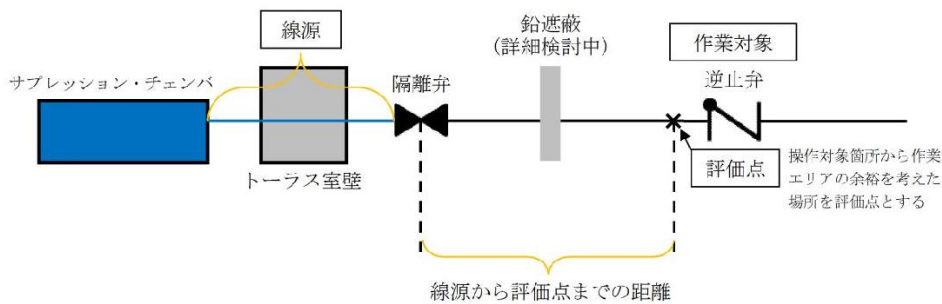
表1 各作業エリア空間容積

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>

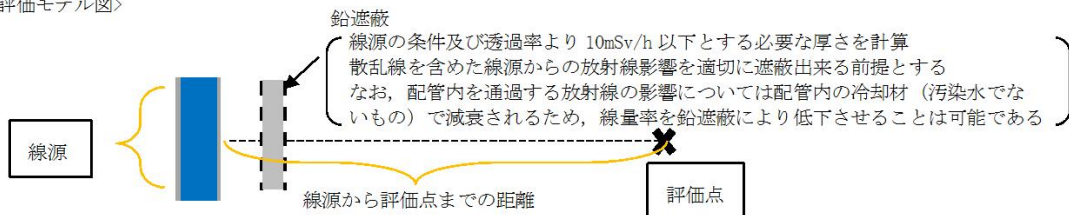


図1 線量評価概念図

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。

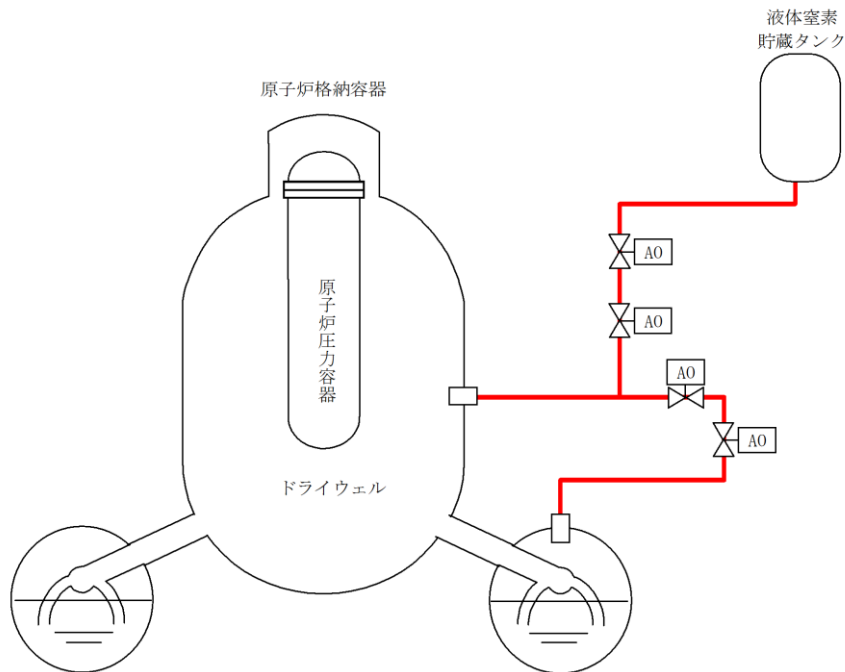


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

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。

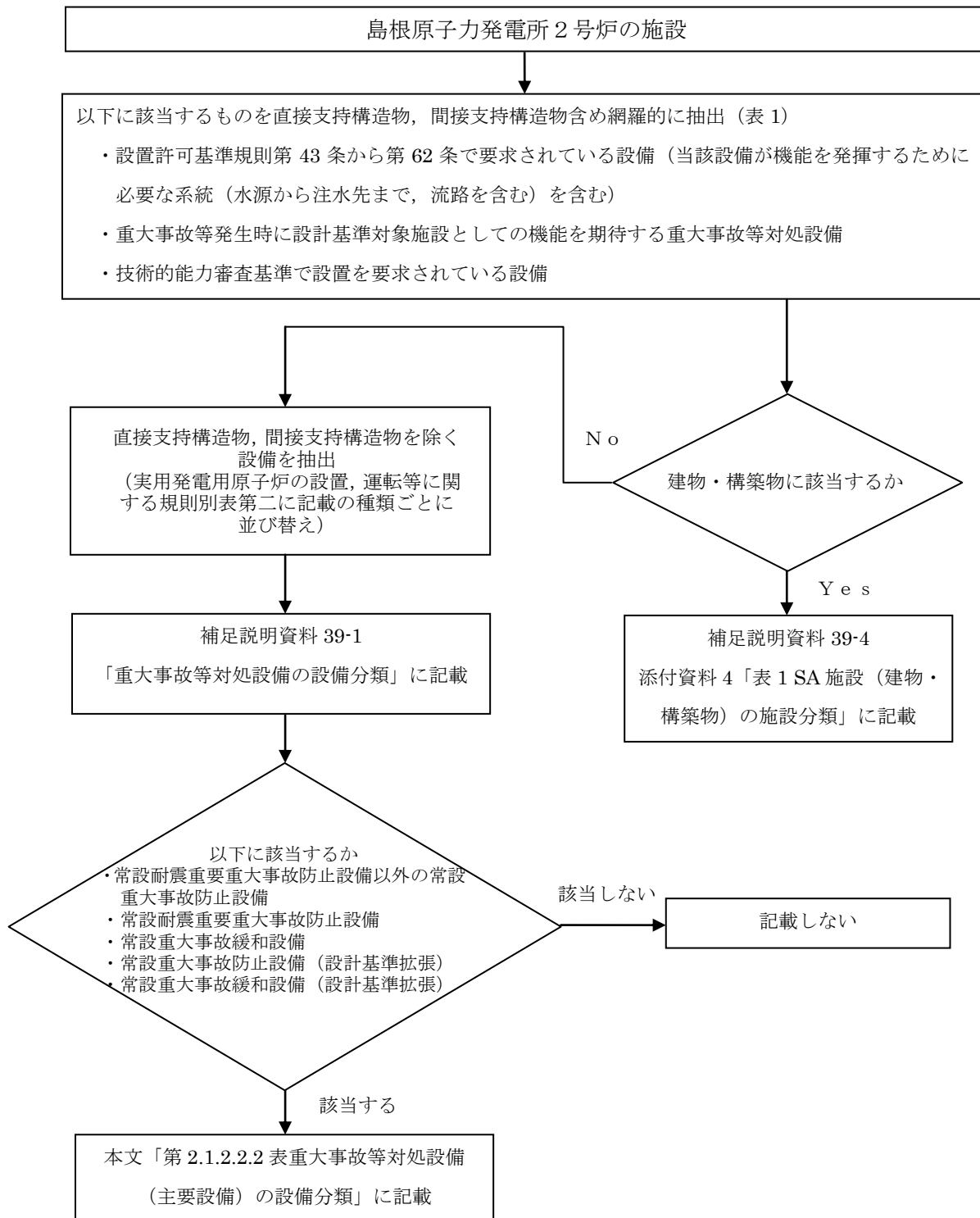


図 1 重大事故等対処設備の抽出フロー

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 蒸圧検出・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						
		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			
		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	常設耐震重要重大事故防止設備	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	—	
	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	—	
原子炉浄化系 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	—		
給水系 配管・弁・スパーージャ	常設耐震重要重大事故防止設備	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〕	原子炉圧力容器	常設代普通直流電源設備	機器・配管等の支持構造物	常設代普通直流電源設備	原子炉建物	S s	—	
		・ S A 用 115V 系充電器 ・ S A 用 115V 系蓄電池	機器・配管等の支持構造物	常設代普通直流電源設備への給電のための設備	原子炉建物	S s	—	
〔電源設備〕 〔電路含む〕		常設代普通直流電源設備	機器・配管等の支持構造物	57 条に記載				
		・ 常設代普通直流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備	機器・配管等の支持構造物	常設代普通直流電源設備への給電のための設備	原子炉建物	S s	—	
〔計装設備〕	高圧原子炉代替注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A）	可搬型直流電源設備	機器・配管等の支持構造物	58 条に記載				
		・ 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	機器・配管等の支持構造物	可搬型直流電源設備	原子炉建物	S s	—	
		燃料供給設備	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 ・ タンクローリ	機器・配管等の支持構造物					

表 1 S A 設備の整理結果

S A 機能 分類	設備名称		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	原子炉建物	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	原子炉建物	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	原子炉建物	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	原子炉建物	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	原子炉建物	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	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)							
	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)	57 条に記載							
〔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)								
	原子炉水位 (S A)								
	原子炉圧力								
	原子炉圧力 (S A)								

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	
高圧炉系に よる原子炉 の冷却	[主要設備]	高圧炉心スプレレイポンプ	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	—
	[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]	高圧炉心スプレレイ系 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	—
	[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 ・高圧炉心スプレレイ系 ディーゼル発電機					
	[計装設備]	高圧炉心スプレレイポンプ 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(SA) サブレーション・プール水位(SA)					
		ほう酸水注入系	44条に記載(うち、重大事故防止設備)				
			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			
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	逃がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ	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	—	
		〔流路〕	主蒸気系 配管・クエンチャ	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	—
	逃がし安全 弁	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) ・ B-115V 系充電器 ・ B1-115V 系充電器 (S A) 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	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	—	
		〔電源設備〕 (電路含む)	所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備	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	—
	〔計装設備〕	原子炉圧力	電気計装設備等の支持構造物	57 条に記載	—	—	
		原子炉圧力 (S A)	電気計装設備等の支持構造物	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	—
		自動減圧起動阻止スイッチ	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	—
	〔電源設備〕 (電路含む)	代替自動減圧起動阻止スイッチ	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	—
		非常用交流電源設備 ・ 非常用ディーゼル発電機	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	—
〔計装設備〕	原子炉圧力	電気計装設備等の支持構造物	57 条に記載	—	—		
	原子炉圧力 (S A)	電気計装設備等の支持構造物	58 条に記載	—	—		
〔計装設備〕	原子炉水位 (広帯域)	電気計装設備等の支持構造物	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—		
	原子炉水位 (燃料域)	電気計装設備等の支持構造物	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—		
〔主要設備〕	可搬型直流電源設備	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	—	
	SRV 用電源切替盤	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	—	—		
可搬型直流電源による減圧	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	—	—	—		

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			
逃がし安全 弁塞塞ガス 供給設備に よる作動室 素ガス確保	[主要設備]	逃がし安全弁用塞塞ガスポンプ	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—		
	[流路]	逃がし安全弁塞塞ガス供給系 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 プロローウ トパネル	[主要設備]	原子炉建物プロローウトパネル	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	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					
		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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	S s S s	—	
	〔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	—
		原子炉圧力容器	57 条に記載					
	〔注水先〕	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						
		代替炉内電気設備 ・高圧発電機非接続プラグ収納箱 ・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)						
〔計装設備〕	代替注水流量 (常設)	58 条に記載						
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却	〔主要設備〕	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)						

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	
	〔注水先〕	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	—	—	—	—	—
		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 ・タンクローリー	—	—	—	—	—
		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 ・タンクローリー	—	—	—	—	—	—
		原子炉水位（S A）	—	—	—	—	—	—
		代替注水流路（可搬型）	—	—	—	—	—	—
〔計装設備〕	—	—	—	—	—	—	58 条に記載	
低圧炉心スプレ イ系	〔主要設備〕	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）	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	
		低圧炉心スプレイポンプ	—	—	—	—	—	—
	〔流路〕	サブプレッジョン・チェンバ	—	—	—	—	—	—
		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）	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								

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	検討用 地震動		
低圧炉心ス レイ系 (つづき)	〔計装設備〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機	57 条に記載	58 条に記載	適用範囲	適用範囲	適用範囲	—	
		〔計装設備〕	原子炉水位 (広帯域)							
		〔計装設備〕	原子炉水位 (燃料域)							
		〔計装設備〕	原子炉水位 (S A)							
低圧注水	〔主要設備〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—	
		〔電源設備〕 〔電路含む〕	残留熱除去ポンプ							
	〔注水先〕	〔水漏〕	サブプレッジョン・チェンバ	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—
		〔水漏〕	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ							
	〔注水先〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	〔注水先〕	原子炉圧力容器	57 条に記載	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機						
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	原子炉水位 (広帯域)						
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	原子炉水位 (燃料域)						
	〔計装設備〕	〔計装設備〕	〔計装設備〕	原子炉水位 (S A)	58 条に記載	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—
			〔計装設備〕	原子炉水位 (広帯域)						
〔計装設備〕			原子炉水位 (燃料域)							
〔計装設備〕			原子炉水位 (S A)							
残留熱除去系 (原子炉停止 時冷却モー ド)	〔主要設備〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	残留熱除去ポンプ	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—	
		〔電源設備〕 〔電路含む〕	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)							
	〔流路〕	〔流路〕	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)	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—
		〔流路〕	残留熱除去系熱交換器							
	〔注水先〕	〔注水先〕	〔注水先〕	配管・弁・ジェットポン プ	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—
			〔注水先〕	原子炉再循環系 配管						
	〔電源設備〕 〔電路含む〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	〔電源設備〕 〔電路含む〕	原子炉圧力容器	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	非常用交流電源設備 ・非常用ディーゼル発電機						
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	残留熱除去ポンプ出口流量						
			〔電源設備〕 〔電路含む〕	残留熱除去系熱交換器入口温度						
〔計装設備〕	〔計装設備〕	〔計装設備〕	残留熱除去系熱交換器出口温度	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	58 条に記載	機器・配管等の支持構造物	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	
		〔計装設備〕	残留熱除去系熱交換器出口温度							

表1 SA設備の整理結果

SA機能 分類	設備名称		SA設備分類	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	適用範囲	設備名称		適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動	
原子炉補機冷却系(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)					
		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)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)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ジタンク			—	—	—	—	—	
・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ			—	—	—	—	—	
代替所内電気設備		—	—	—	—	—	—	
〔計装設備〕		・緊急用メタクラ	—	—	—	—	—	—
		・メタクラ切替盤	—	—	—	—	—	—
		・高圧発電機専務制御プラグ収納箱	—	—	—	—	—	—
		・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	—	—	—	—	—	—	
	・タンクローリ	—	—	—	—	—	—	
	ドライウェル温度 (S A)	—	—	—	—	—	—	
	サブプレッジョン・チェンバ温度 (S A)	—	—	—	—	—	—	
	ドライウェル圧力 (S A)	—	—	—	—	—	—	
〔主要設備〕	サブプレッジョン・チェンバ/Eカ (S A)	—	—	—	—	—	—	
	第1ベントフィルタスクラハ容器	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)	—	—	—	—	—	
	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	52 条に記載	—	—	—	—	—	
〔附属設備〕	可搬式蒸気供給装置	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—	—	
	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)	—	—	—	—	—	
	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	50 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	—	—	—	—	—	
	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)	[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					
							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		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							
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	適用範囲	適用範囲	適用範囲	建物・構築物 (○：該当 －：該当なし)						
		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	適用範囲	適用範囲	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	適用範囲	(サブプレッション・プールの冷却モード)	49 条に記載 (うち、重大事故防止設備)	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲							
										常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	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	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	—
原子炉補機冷 却系(区分 I, II, III)	適用範囲	非常用取水設備 ・ 取水口 ・ 取水管 ・ 取水槽	その他の設備に記載	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲							
										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	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	—
										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]	適用範囲	原子炉補機冷却系 サージタンク	57 条に記載	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲							
		非常用交流電源設備 ・ 非常用アイゼン発電機												
		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												
[電源設備]	適用範囲	原子炉補機冷却系 サージタンク	58 条に記載	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲							
		非常用交流電源設備 ・ 非常用アイゼン発電機												
[計装設備]	適用範囲	原子炉補機冷却系 サージタンク	58 条に記載	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲							
		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												

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	—
		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	—
		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	その他の設備に記載					
〔流路〕	高圧炉心スプレイ補機冷却系 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	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	—
		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	—
	〔電源設備〕 (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	57 条に記載					
非常用取水設 備	〔流路〕 取水口 取水管 取水槽	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 格納容器代替 スプレイス (常設)によ る原子炉格納 容器内の冷却	〔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	—
		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・ 格納容器スプレイス・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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	原子炉建物	S s	—
		非常用交流電源設備 ・非常用アイゼル発電機	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	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	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	—
		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	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	—
		〔電源設備〕 (電路含む)	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	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) ドライウェル温度 (S A) ドライウェル圧力 (S A) サブレンジオン・チェンバ圧力 (S A) ドライウェル水位 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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	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

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 コントローラールセンタ ・S A 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	検討用 地震動				
		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	検討用 地震動				
		・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	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	検討用 地震動				
		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	58 条に記載	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	検討用 地震動				
		取水管									
		取水槽	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 格納容器フ ィルタベン ト系による 原子炉格納 容器内の減 圧及び除熱	〔主要設備〕	第 1 ベ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 ベントフィルタ格 納槽	S s	—	
		第 1 ベ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 ベントフィルタ格 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 ベントフィルタ格 納槽	—	S s	—
	〔流路〕	格納容器フィルタベント系 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	第 1 ベントフィルタ格 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 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	—
	〔排出口〕	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	—
		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	—
	〔電源設備〕 (電路含む)	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	—
		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	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	—
	52 条に記載								
	52 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		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	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	建物・構造物 (○：該当 －：該当なし)
	[計装設備]	スクラフハ容器水位	S A 設備分類	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	建物・構造物 (○：該当 －：該当なし)
		スクラフハ容器圧力					
		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					
		スクラフハ水 p H					
		ドライウエル温度 (S A)					
		サブレーション・チェンハ温度 (S A)					
		ドライウエル圧力 (S A) サブレーション・チェンハ圧力 (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		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	建物・構造物 (○：該当 —：該当なし)
	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)	—	—	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)
	取水口	—	—	—	—	—	
	取水管	—	—	—	—	—	
[流路]	取水槽	—	—	—	—	—	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)
	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	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)
	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)	原子炉压力容器	—	—	—	—	—	57条に記載
	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	—	—	—	—	—	
	・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	—	—	—	—	—	
	代替所内電気設備	—	—	—	—	—	
	・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	—	—	—	—	—		
・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)	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	—	—	—	58条に記載
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流	—	—	—	—	—	
	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	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	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	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	—
	〔流路〕	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	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	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	—	—	—	—	—
	〔注水先〕	原子炉格納容器	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	—	—
		常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	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	—	—
	ベデスタル 代替注水系 (常設)による ベデスタ ル内注水	〔電源設備〕 (電路含む)	・ガスタービン発電機	常設代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—
			・ガスタービン発電機用軽油タンク	常設代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—
	ベデスタル 代替注水系 (可搬型)による ベデスタ ル内注水	〔計装設備〕	・ガスタービン発電機用サービスタンク	常設代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—
			・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—
〔水源〕		可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
		・高圧発電機	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
〔流路〕		・高圧発電機車	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
		・ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
〔注水先〕		・タンクローリ	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
		代替所内電気設備	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
〔計装設備〕		・高圧発電機車接続プラグ収納箱	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
		・メタララ切替盤	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—	
〔主要設備〕	・緊急用メタラ	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	・S A ロードセンタ	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔注水先〕	・S A 2 コントローラセンタ	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	・S A 電源切替盤	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔計装設備〕	・重大事故操作盤	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	代替注水流量(常設)	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔主要設備〕	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	ベデスタル水位	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔水源〕	ドライウェル温度(S A)	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	大量送水車	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔流路〕	コリウムシールド	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	輪谷貯水槽(西 1)	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔注水先〕	輪谷貯水槽(西 2)	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	ベデスタル代替注水系 配管・弁	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
〔計装設備〕	ホース・接続口	可搬型代替交流電源設備	57条に記載	—	—	—	—	—		
	原子炉格納容器	可搬型代替交流電源設備	57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		
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 ・メタケラ切替盤 ・緊急用メタケラ ・SAロートセンタ ・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 トライエウル温度(SA)	58条に記載	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		
	溶解炉心の 落下遅延及 び防止	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)	適用範囲	SA設備分類	適用範囲	検討用 地震動		

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] [流路]	可搬式窒素供給装置	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
		窒素ガス代替注入系 配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	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・先]	原子炉格納容器	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	[電源設備] [電路含む]	燃料補給設備	57条に記載				
		・ガスタービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ					
		第1ベントフィルタストラハ容器	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	[主要設備]	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板					
		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）	58条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
[附属設備]	速隔手動弁操作機構	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	可搬式窒素供給装置						
[流路]	格納容器フィルタタペント系 配管・弁						
	窒素ガス制御系 配管・弁						
	非常用ガス処理系 配管・弁	50条に記載（うち、重大事故緩和設備）					
[排出元]	ホース・接続口						
	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）	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
[電源設備] [電路含む]	常設代替交流電源設備	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					
	・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					
	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						

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)
		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		
		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		
		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		
		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		
		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		
		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		
		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		
		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		
		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		

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		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	間接支持構造物	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	S s
		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	S s
		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	S s
	〔電源設備〕 (電路含む)	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	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	・ガスタービン発電機	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	・ガスタービン発電機用軽油タンク	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	・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	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	可搬型代替交流電源設備	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	・高圧発電機車	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	・ガスタービン発電機用軽油タンク	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	・タンクローリ	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
	代替所内電氣設備	代替所内電氣設備	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	・緊急用スタクラ	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	・高圧発電機車接続プラグ収納箱	・高圧発電機車接続プラグ収納箱	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	
	・SAポートセンタ	・SAポートセンタ	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	・SA1コントロールセンタ	・SA1コントロールセンタ	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	燃料補給設備	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	・ガスタービン発電機用軽油タンク	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	・タンクローリ	電氣計装設備等の支持構造物	適用範囲	原子炉建物	—	

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	原子炉棟	常設代替直流電源設備	その他の設備に記載	57 条に記載	—	—	—
			・ 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					
	[電源設備] (電路含む)	・ 高圧発電機車	常設代替直流電源設備への給電のための設備	常設代替直流電源設備	常設代替直流電源設備	—	—	—
		・ S A 用 115V 系充電器						
	[主要設備]	・ ガスタービン発電機用軽油タンク	常設代替直流電源設備への給電のための設備	常設代替直流電源設備	常設代替直流電源設備	—	—	—
・ タンクローリ								
原子炉建物 内の水素濃度監視	[主要設備]	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	常設代替直流電源設備	常設代替直流電源設備	—	—	—	
原子炉建物 内の水素濃度監視	[電源設備] (電路含む)	常設代替直流電源設備	57 条に記載	57 条に記載	—	—	—	
		・ ガスタービン発電機用軽油タンク						
燃料プールの ブレイ系 (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	[主要設備]	可搬型重大事故防止設備	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	常設重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	—	—	—	
[付属設備]	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		—	—	—	
第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	[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	—	—	—	
		常設スプレイヘッド	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	—	—	—	
燃料プールの ブレイ系 (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	[付属設備]	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	—	—	—	
		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 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 ル注水及びブ レイ (つづき)	[流路]	ホース・接続口 燃料プールのスブレイ系 配管・弁	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]	燃料プール (サイフォン防止機能含む)	常設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 原子炉建物	—	S s	—
	[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	その他の設備に記載	57 条に記載	—	—	—
	[計装設備]	燃料プール水位・温度 (S A) 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)	58 条に記載	—	—	—	—
	[主要設備]	大量送水車 可搬型スブレイノズル	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	[付属設備]	可搬型ストレーナ 輪谷貯水槽 (西 1) 輪谷貯水槽 (西 2)	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	[水源]	—	56 条に記載	—	—	—	—
	[流路]	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	—	—	—	—
	[注水先]	燃料プール (サイフォン防止機能含む)	その他の設備に記載	57 条に記載	—	—	—
	[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	57 条に記載	—	—	—	—
[計装設備]	燃料プール水位・温度 (S A) 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)	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	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	電気計表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	電気計表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	電気計表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	電気計表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)	所内常設蓄電池式直流電源設備 ・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 デイフェューザ 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							
	〔計装設備〕	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						
	重大事故時に おける燃料プ ールの除熱		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		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]	大型送水ポンプ車	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
	[流路]	放水砲 ホース	可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
	[電源設備]	燃料補給設備 ・ガスタワービン発電機用軽油タンク ・タンクローリ	57 条に記載	—	—	—	—	—
海洋への放射 性物質の拡散 抑制	[主要設備]	放射線物質吸着材 シルトフェンス 小型船舶	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 放水砲 泡消火薬剤容器	可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
航空機燃料火 災への泡消火	[流路]	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	—	—	—	—	—

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56条 重大事故等の取束に必要な水の供給設備	重大事故等取 束のための水 源	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ボ 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	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	44条に記載				
		輪谷貯水槽 (西1)	常設重大事故緩和設備	(代替淡水源)				
	水の供給	輪谷貯水槽 (西2)						
		〔計装設備〕	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)		58条に記載			
		〔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	—	—	—	—
		〔管路〕	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	可搬型重大事故防止設備		—	—	—	—		
〔電源設備〕	取水管	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	取水槽	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—		
	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	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
〔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	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 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～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	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 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	—	—
	常設代替交流 電源設備による 給電	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	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 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～SA1コントロールセンタ電路	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	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 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～SA2コントロールセンタ電路	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	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 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〕	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	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 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	S s S s	—	—
		C～メタカラ母線電圧				原子炉建物	S s	—	—
		D～メタカラ母線電圧				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	—	—
		緊急用メタカラ電圧				原子炉建物	S s	—	—
	ガスタービン発電機電圧				原子炉建物	S s	—	—	
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	
可搬型代替交 流電源設備に よる給電	高圧発電機車		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和设备	—	—	—	—
	(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
		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设备	—	—	—	—
	(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	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
		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	—	—	—	—
		高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ取 納箱 (原子炉建物西側) ～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
	[電路]	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ取 納箱 (原子炉建物南側) ～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～メタタカラ母線電圧 D～メタタカラ母線電圧 ガスタービン発電機電圧					
		B-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
		B1-115V 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
所内常設着電 式直流電源設 備による給電		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
	(主要設備)	B-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
		B1-115V 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
		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
		B-115V 系蓄電池及び充電器～直流送電路	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
	[電路]	B1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器～ 直流送電路	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
		230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～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)	D～メタタカラ母線電圧 D～ロードセント母線電圧					

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						
常設代管直流 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	—			
		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	—			
		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	—			
	〔計装設備〕	C-ローロードセント母線電圧								
		D-ローロードセント母線電圧								
	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	—		
			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	—		
			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	—		
			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	—		
			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	—		
			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		常設重大事故緩和設備	ガスタービン発電機建物	ガスタービン発電機建物	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	原子炉建物	原子炉建物	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	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	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	原子炉建物	S s	
			S A コードセンタ	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造	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	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	S s	
			S A 1 コントロールセンタ	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	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽	S s	
			S A 2 コントロールセンタ	常設耐震重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造	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	
			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	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	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	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	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	原子炉建物	S s	
代替所内電気 設備による給 電	〔計装設備〕	C-メタカラ母線電圧	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	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		
		D-メタカラ母線電圧	常設重大事故緩和設備		常設重大事故緩和設備					
		C-ロードセンタ母線電圧	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	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		
		D-ロードセンタ母線電圧	常設重大事故緩和設備		常設重大事故緩和設備					
		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	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		
		高圧発電機車電圧	常設重大事故緩和設備		常設重大事故緩和設備					
高圧発電機車周波数										

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)	S s S s 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	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	排気筒基礎	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	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)	S s S s S s
				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
				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]	C-メータクラ母線電圧 D-メータクラ母線電圧 HPCS-メータクラ母線電圧						

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	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 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	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 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	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 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	S s	—
	B-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	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 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	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	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 適用範囲	検討用 地震動	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	
		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	S s	—	
		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	S s	—	
		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	S s	—	
		高圧炉心スプレィ系蓄電池及び充電器 ～高圧炉心スプレィ系直流盤電路	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	S s	—	
		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	S s	—	
	[計装設備]	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	S s	—	
			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	S s	—	
			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	—	
			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	S s	—	
			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	—	
			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	S s	—	
燃料補給設備	[主要設備]	C-メタタラ母線電圧	58 条に記載						
		D-メタタラ母線電圧	58 条に記載						
		HPCS-メタタラ母線電圧	58 条に記載						
		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	—	—
	[燃料流路]	ホース	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—	—	—
		大量送水車	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	—
		大型送水ポンプ車	—	—	—	—	—	—	—
		可搬式養液供給装置	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—

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		
第 58 条 計測設備	原子炉圧力容 器内の温度	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	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	—	
	原子炉圧力容 器内の圧力	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	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	—	
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 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	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	—	
	原子炉圧力容 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 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	原子炉建物	S s	—	
			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ポ ンプ格納槽	—	—	
			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物	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	原子炉建物	S s	—	
			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	—	
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	—		
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	—		
原子炉圧力容 器への注水量	残留熱代替除去系格納容器スプレ イ流量	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	低圧原子炉代替注水ポ ンプ格納槽	S s	—		
		可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—		

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	
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)	格納容器常開気放射線モニタ (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	—
	格納容器常開気放射線モニタ (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		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	
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 (圧荷域)	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	—
	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ホ ンブ格納槽	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	—		
	原子炉格納容 器内の酸素濃 度	格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (S A)	常設重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	原子炉建物 原子炉建物	S s S s	—		
燃料プールの 監視	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 常設重大事故緩和設備	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	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 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 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 電気計装設備等の支持構造物	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	常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	廃棄物処理建物 緊急時対策所	S s S s	—		
		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	温度、圧力、 水位、注水量 の計測・監視	AD 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	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	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 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御室建物	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 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御室建物	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 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御室建物	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 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御室建物	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 常設重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	制御室建物	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 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	—	

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		適用範囲	検討用 地震動	
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	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	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	S s		
		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	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		
	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	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	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	S s		
		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	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		
	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	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	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	S s		
		可搬型重大事故防止設備	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	—	—	—	—		
ガスタービン発電機電圧	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	—	—	—			
高圧発電機車周波数	常設代替交流電源設備	可搬型重大事故防止設備	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	—	—	—			
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	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	—	—	—			
S A機能 分類	〔電源設備〕 (電路含む)	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軽油タンク	—	—	—	57 条に記載		
		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	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	可搬型代替交流電源設備	—	—	—			
		高圧発電機車	高圧発電機車	—	—	—			
		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軽油タンク	—	—	—			
		タンクローリ	タンクローリ	—	—	—			
		代替所内電気設備	代替所内電気設備	—	—	—			
		緊急用メタクラ	緊急用メタクラ	—	—	—			
		メタクラ切替盤	メタクラ切替盤	—	—	—			
高圧発電機車接続プラグ取納箱	高圧発電機車接続プラグ取納箱	—	—	—					
S Aロードセンタ	S Aロードセンタ	—	—	—					
S A I コントロールセンタ	S A I コントロールセンタ	—	—	—					
S A 2 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	充電器電源切替盤	—	—	—					
S A 電源切替盤	S A 電源切替盤	—	—	—					
重大事故操作盤	重大事故操作盤	—	—	—					

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)	所内常設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	〔主要設備〕	中央制御室遮蔽	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—	制御室建物	S s	○	
		中央制御室待避室遮蔽	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	S s	—	
		再循環用ファン	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	S s	—	
		チャコール・フィルタ・ブラスターファン	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	S s	—	
		非常用チャコール・フィルタ・ユニット	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	廃棄物処理建物	S s	—	
		中央制御室待避室 空気ポンプ	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
		無線通信設備 (固定型)	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	—	
		衛星電話設備 (固定型)	—	—	—	—	—	—	
		プランパラメータ監視装置 (中央制 御室待避室)	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	—	—	
	居住性の確保	〔流路〕	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)	—	—	—	—	—
			中央制御室換気系 ダクト	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	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)	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	S s	—
			中央制御室換気系 ダンパ	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	廃棄物処理建物	S s	—
			無線通信設備 (屋外アンテナ)	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
			衛星電話設備 (屋外アンテナ)	常設重大事故緩和設備	—	—	—	—	—
			〔伝送路〕	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—

62 条に記載

62 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	
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)	—	—	—	—
照明の確保	[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	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建物	S s	—
		非常用ガス処理系用排気筒	常設重大事故緩和設備	建物・構築物等の支持構造物	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)	S s S s S s	—
		原子炉棟 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ング ・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	建物・構築物等の支持構造物	排気筒	S s	○
			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		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	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	適用範囲				
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							
		可搬ケーブール							
[電源設備] [電路含む]	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤								
	緊急時対策所 低圧母線盤								
	緊急時対策所用燃料地下タンク								
	タンクローリ								
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	

61 条 (電源の確保) 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		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							
	タンクローリー							
	ホース							
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						
	〔流路〕	タンクローリー	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	—
		ホース						
	〔燃料供給 先〕	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	適用範囲	—
		緊急時対策所用発電機						
〔電路〕	緊急時対策所発電機接続プラグ盤～	適用範囲	S A 設備分類	適用範囲	適用範囲	適用範囲	—	
	緊急時対策所低圧母線盤							

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〕 〔伝送路〕 〔電源設備〕 (電話含む)	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
		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	—
		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	可搬ケーブル 緊急時対策所 低圧母線盤	—	—	—	—
		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 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	可搬ケーブール	緊急時対策所用発電機	—	—
		〔電源設備〕 〔電路含む〕	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	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	緊急時対策所用発電機	—	—

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		
その他の設備	原子炉圧力容器 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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉圧力容器支持スカート	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉圧力容器ベデス タル	S s	—	
		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	—	
	燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	原子炉建物	S s	○	
	原子炉棟	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	○	
	非常用取水設備	取水口	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	—	S s	○
		取水管	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	—	S s	○
		取水槽	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	—	S s	○

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

47-1 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	
		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	
		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	
		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			

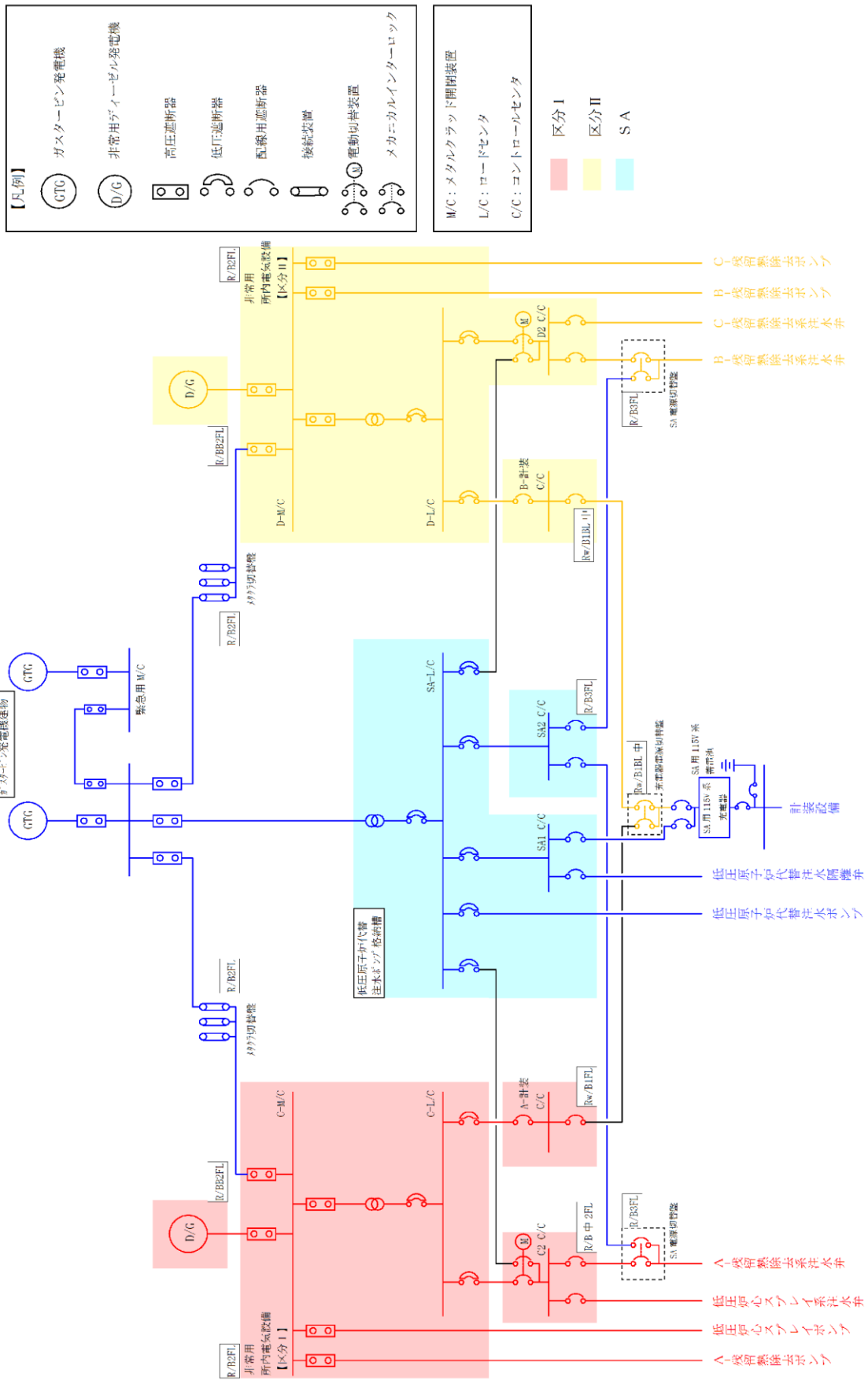
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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



47-3 配置図

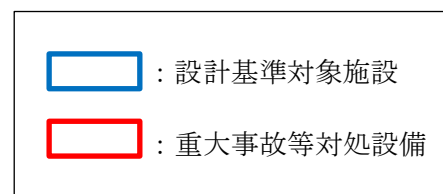




図1 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物地上1階）

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。

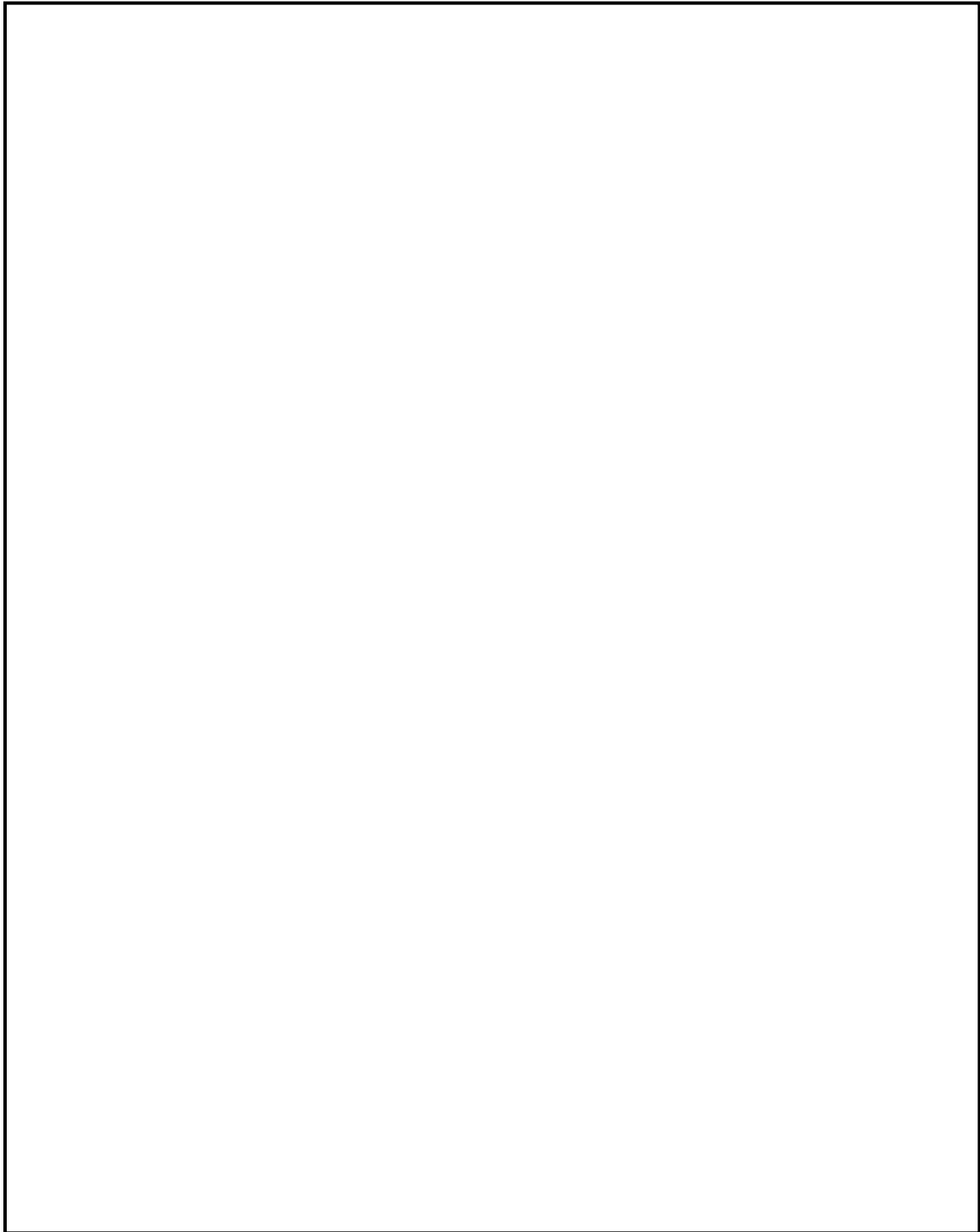


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物地上4階）

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。

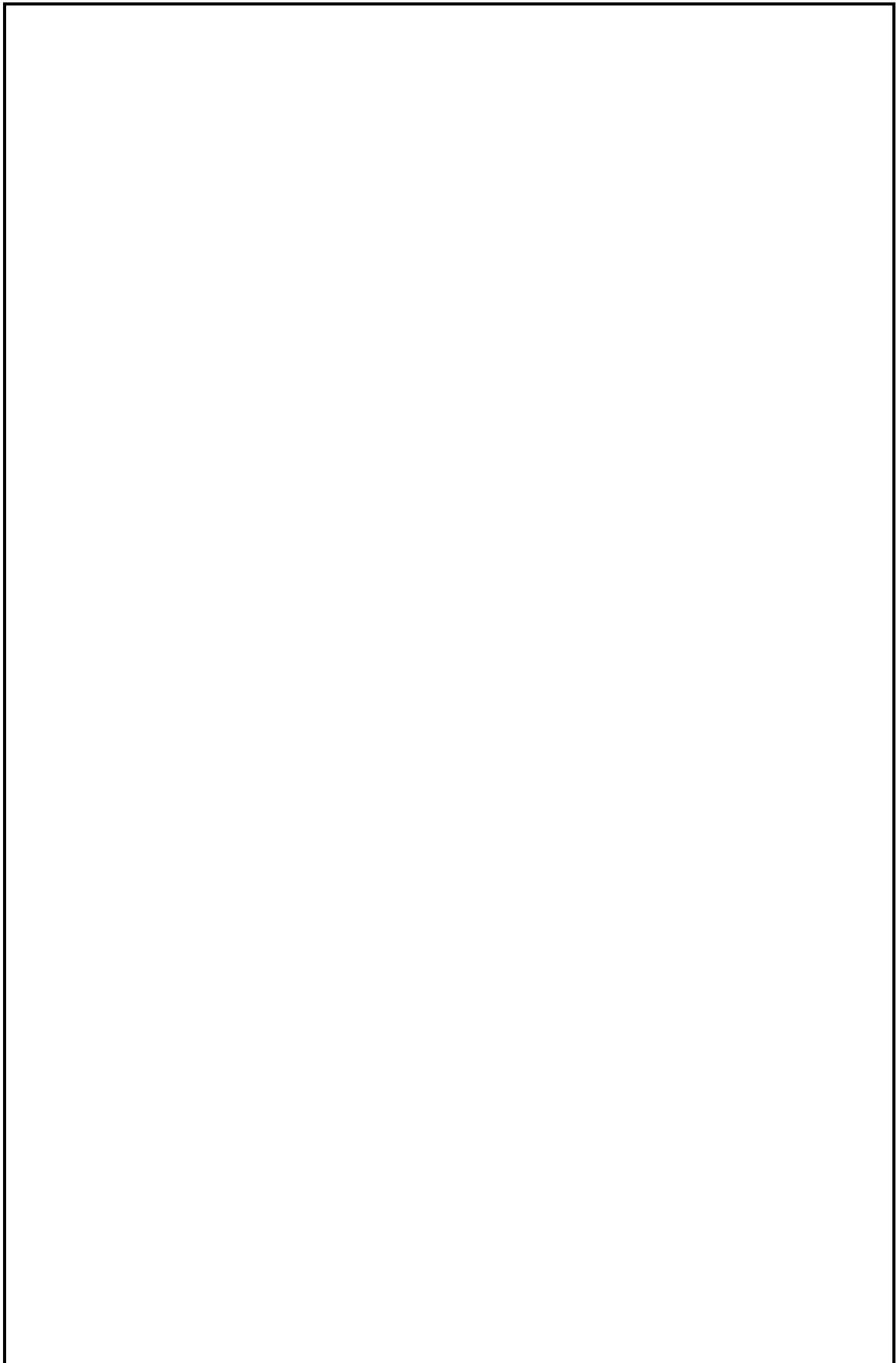


図3 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

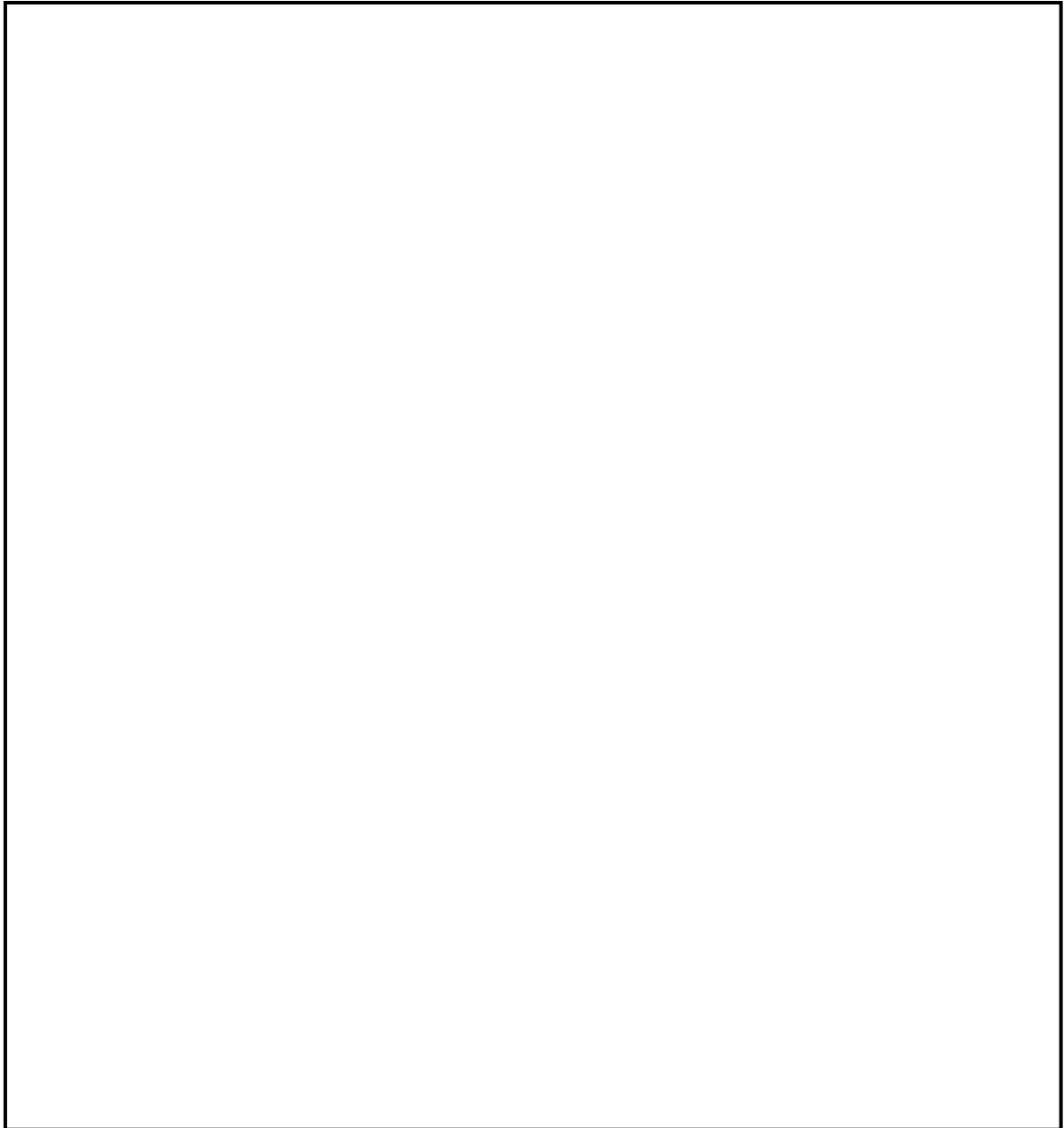


図4 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイポンプの配置図(原子炉建物地上3階)

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。

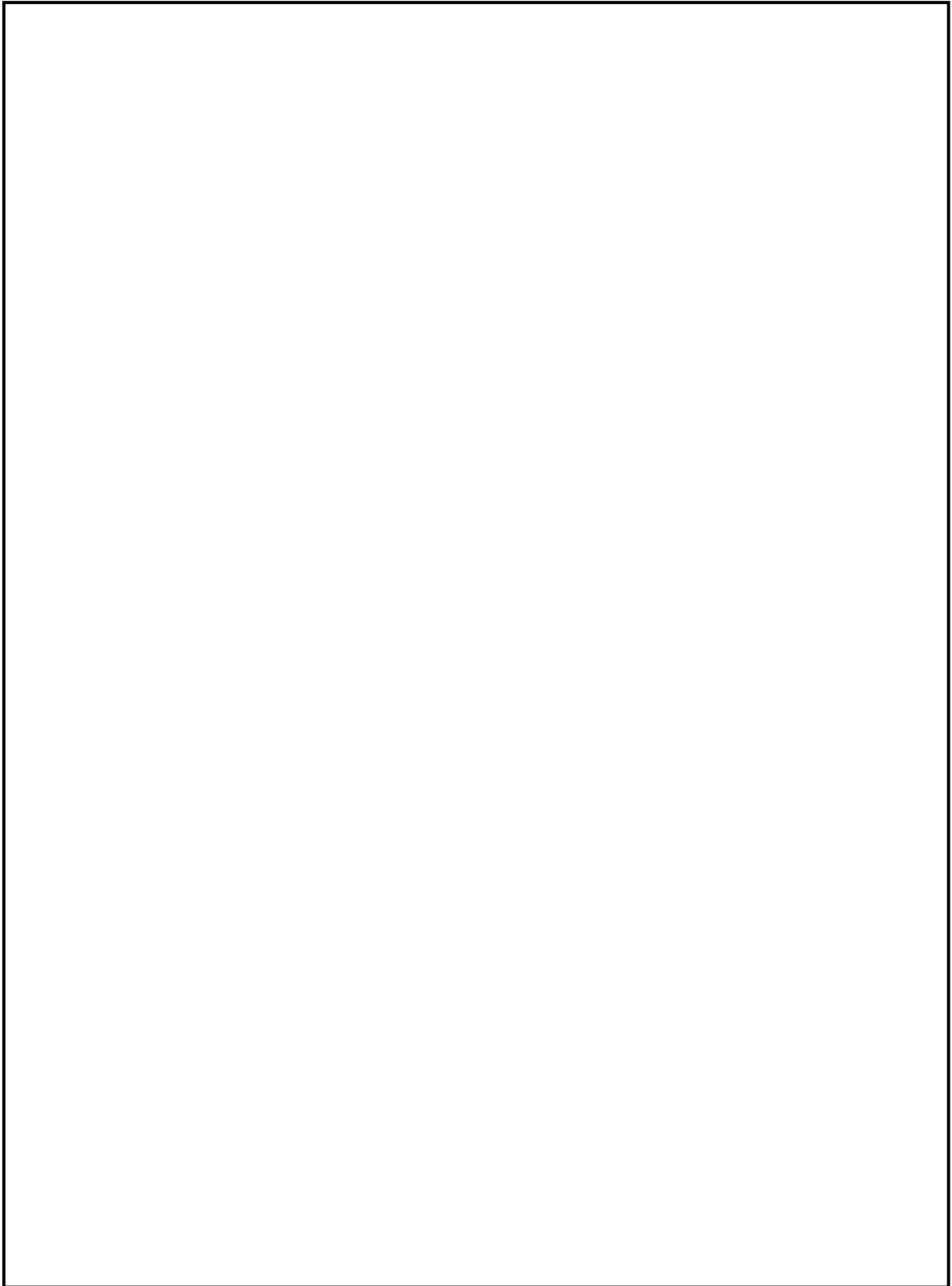


図5 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（F L S R注水
隔離弁）の配置図（原子炉建物地上1階）

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。

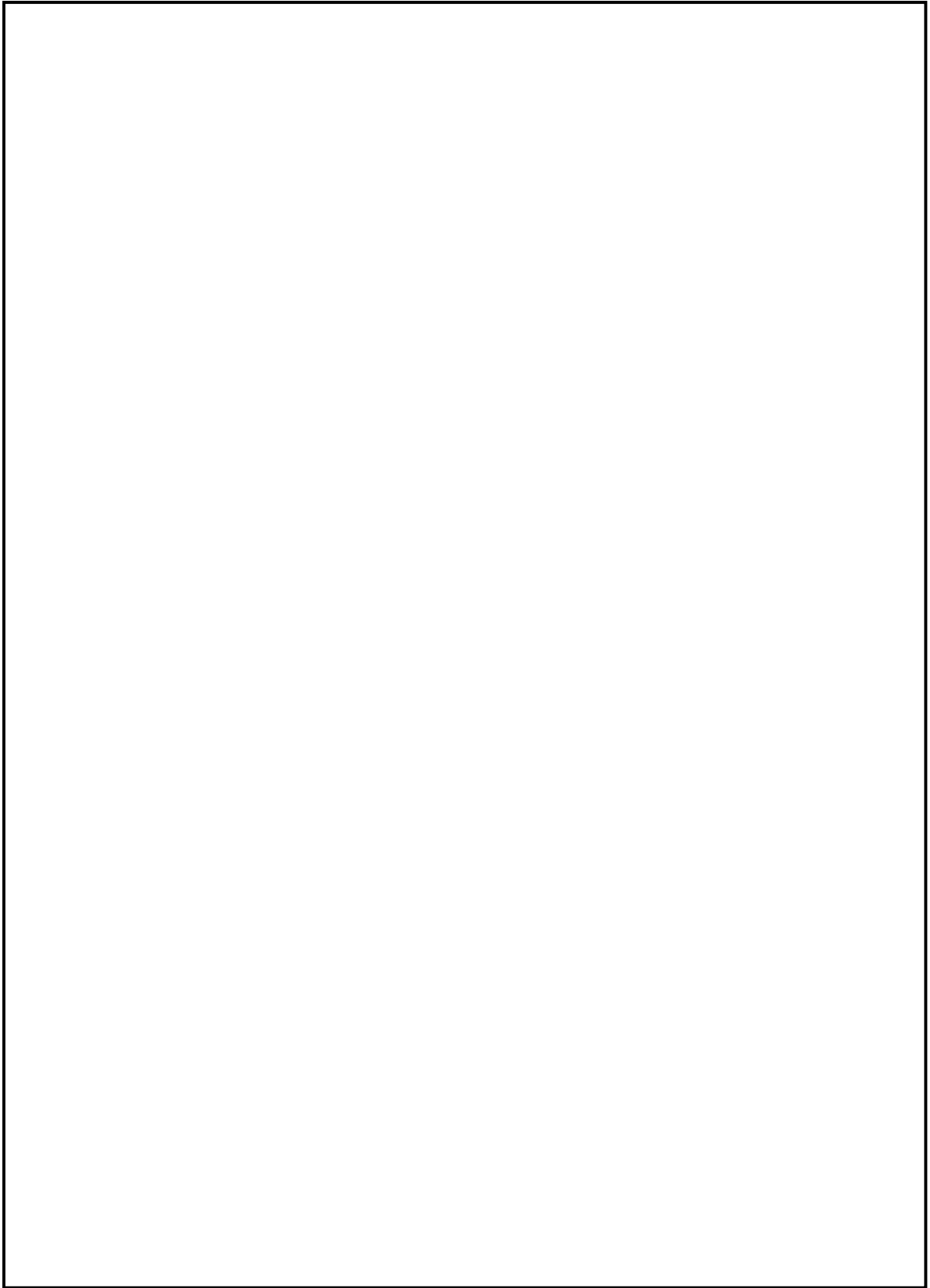


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上1階）

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。

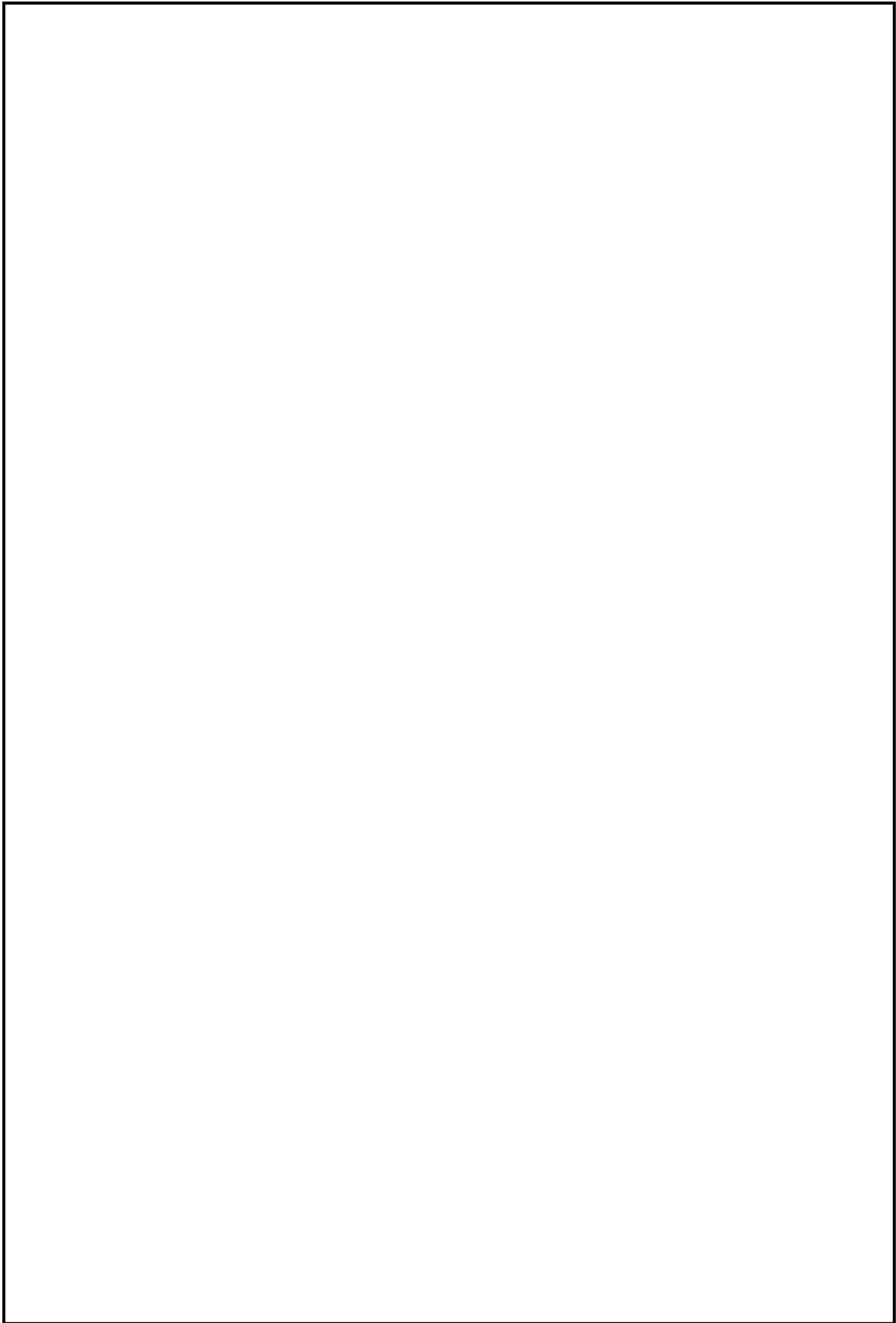


図7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上2階）

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。

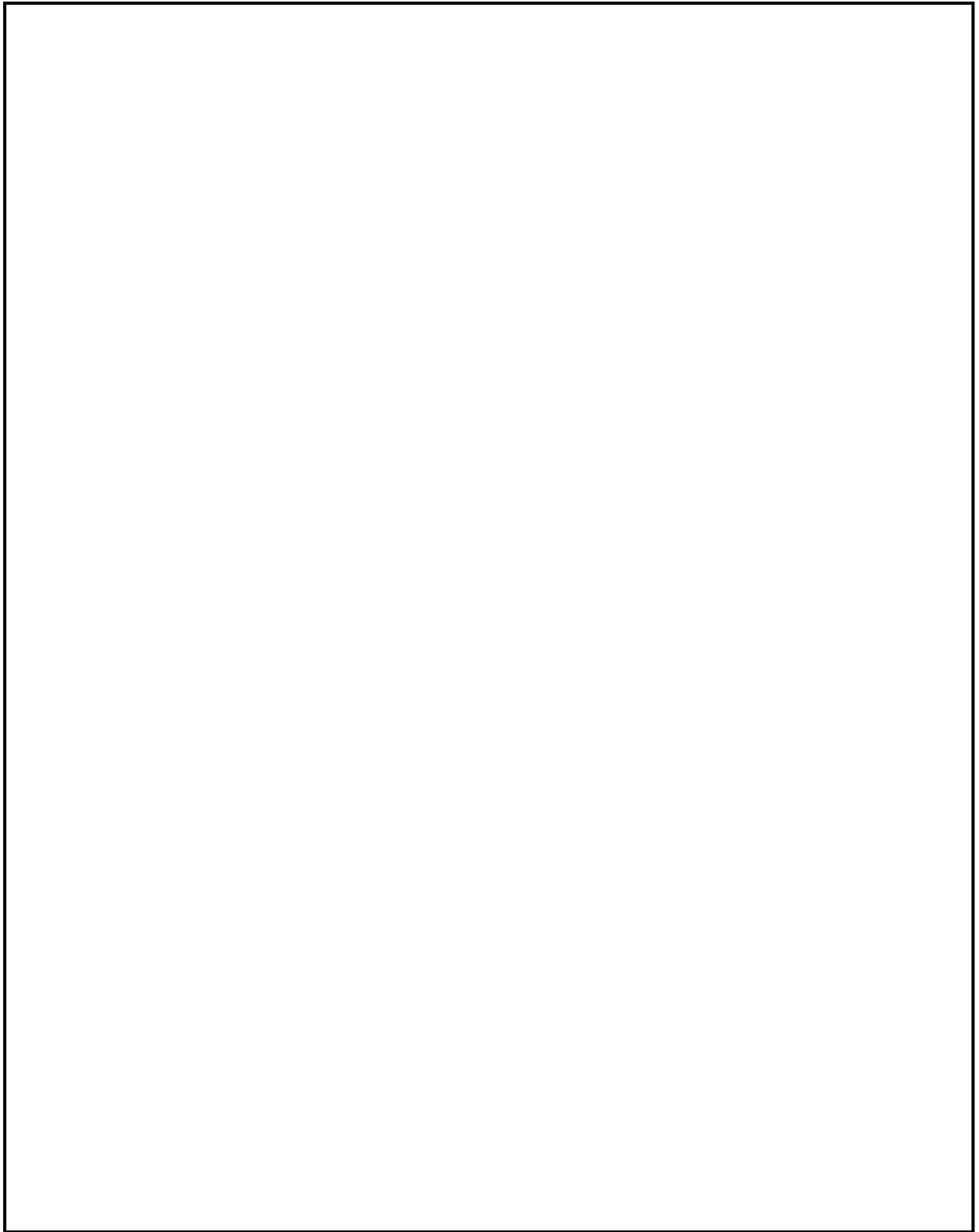


図8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

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。

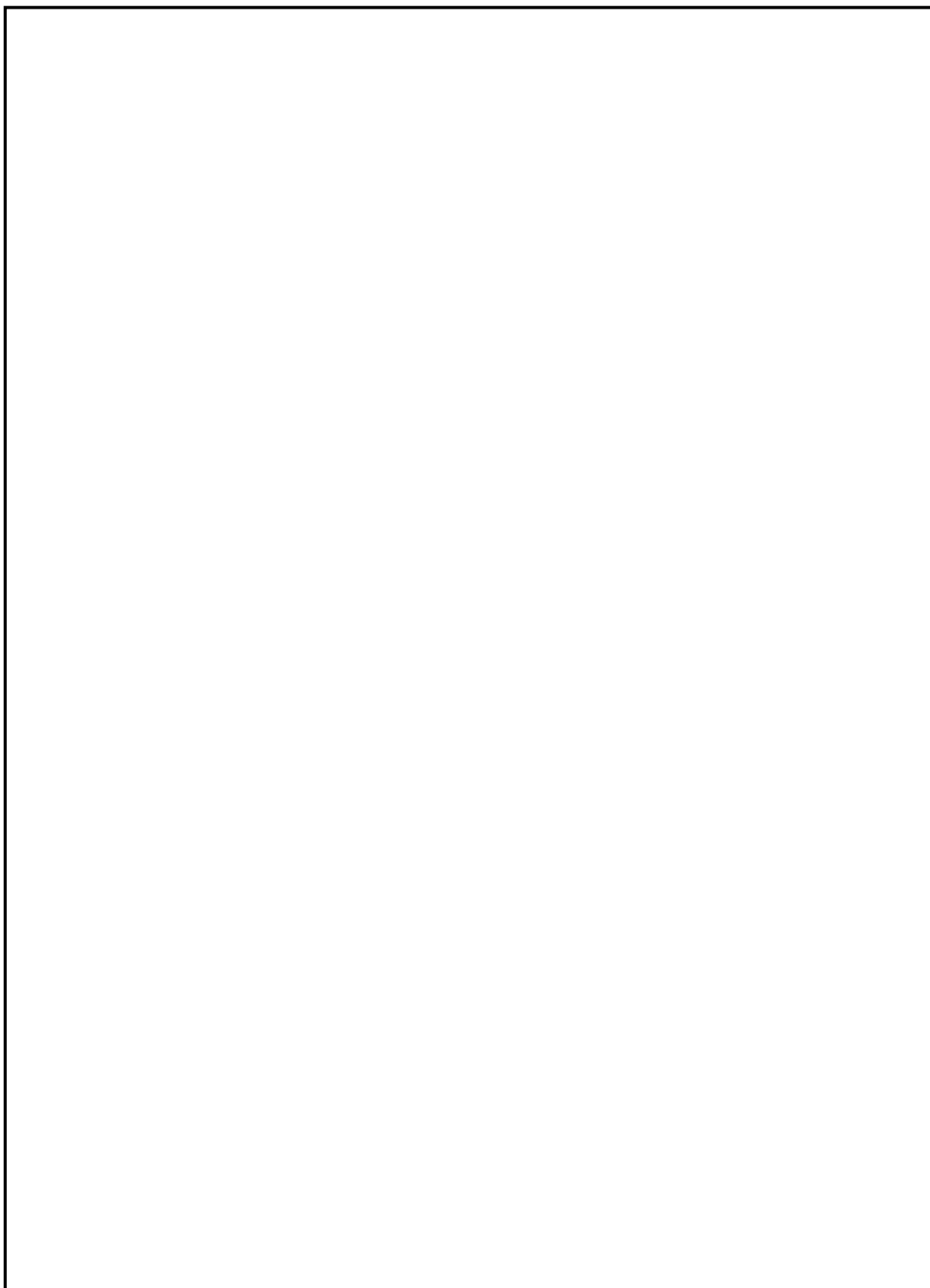


図9 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

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

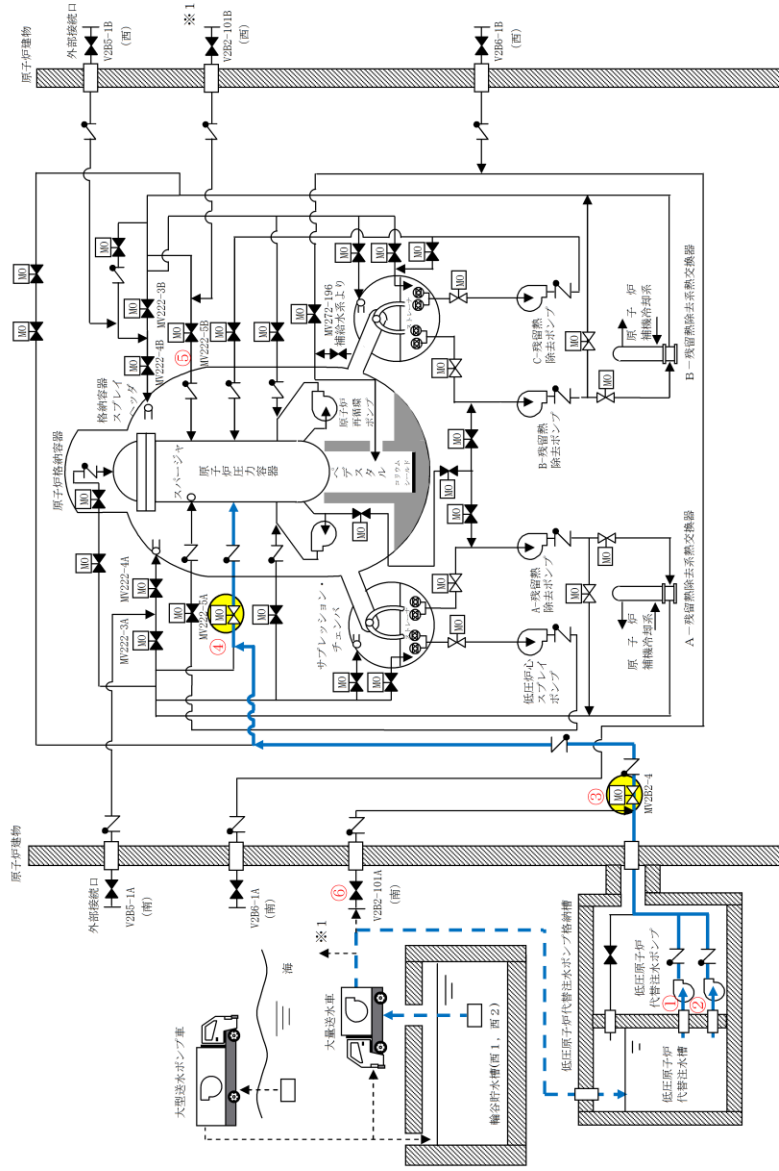


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心注水の概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	Aー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ー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ーRHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	BーRHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	Aー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ー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

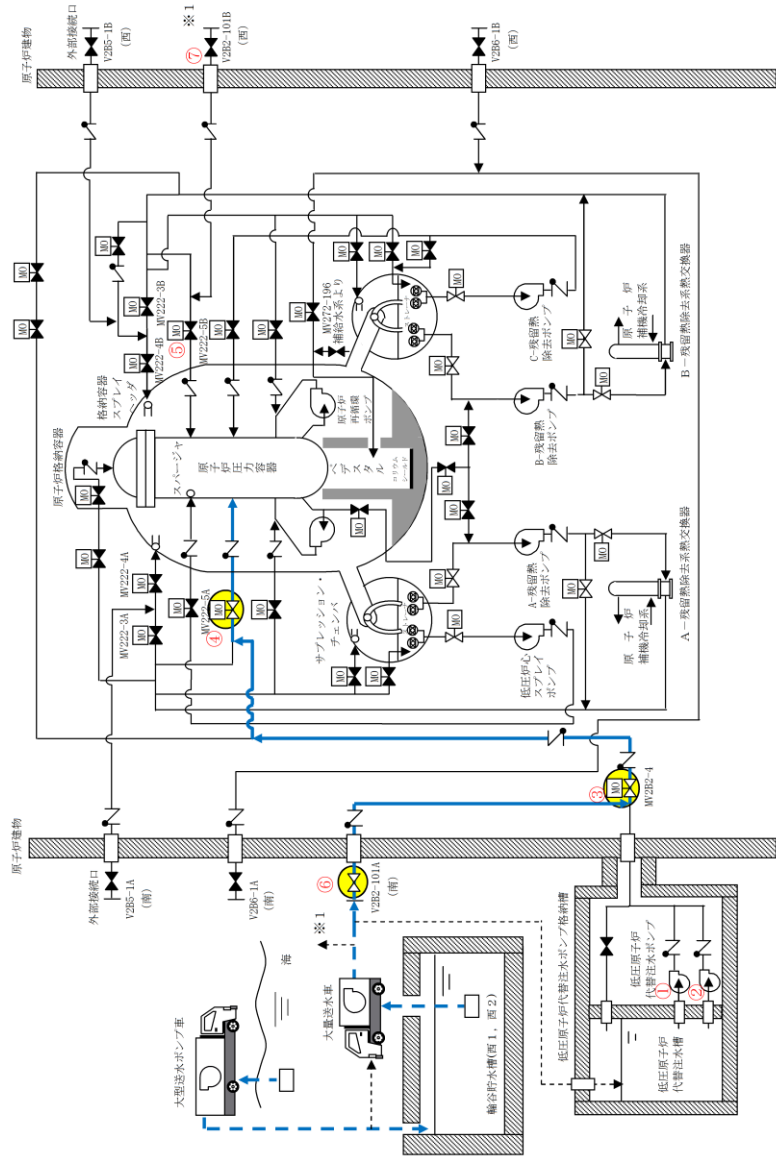


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 AーRHRラインからの低圧代替注水

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	F L S R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

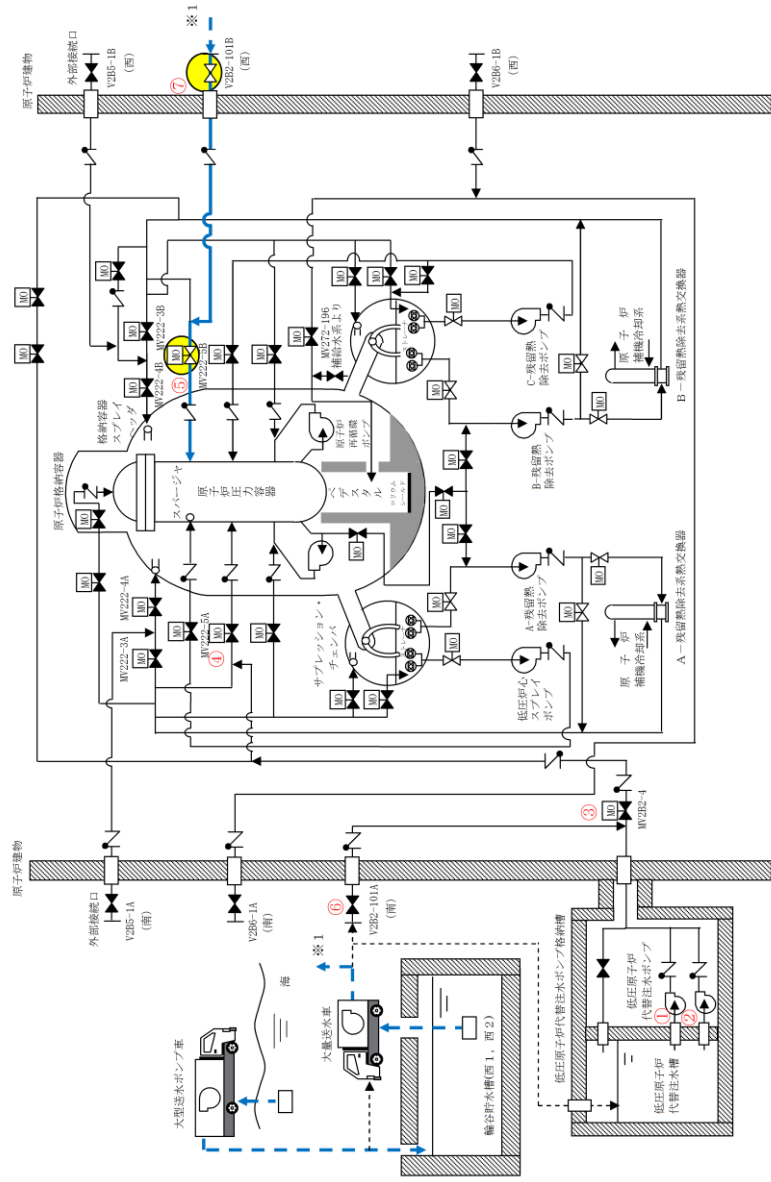


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

47-5 試験及び検査

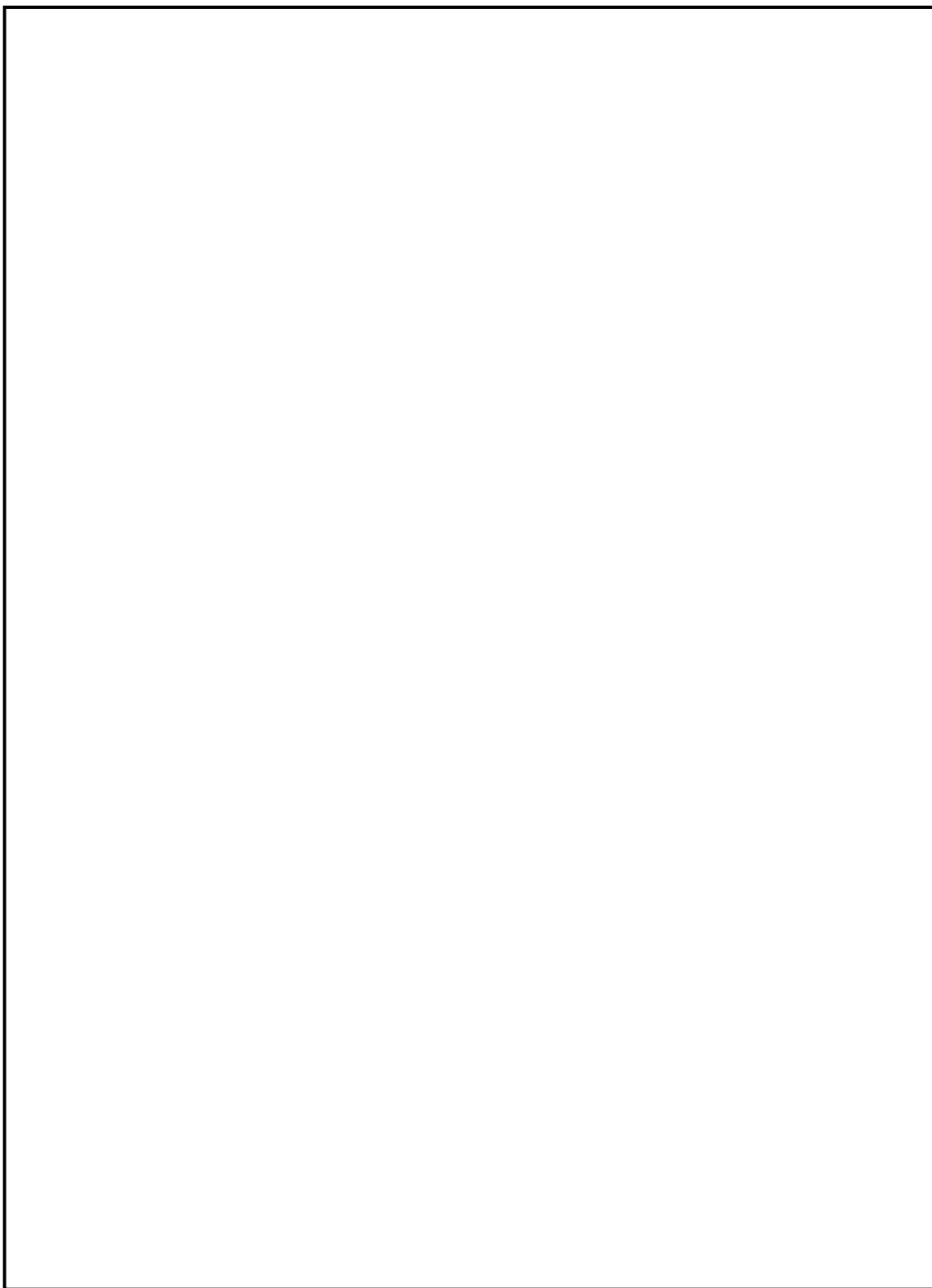


図1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。

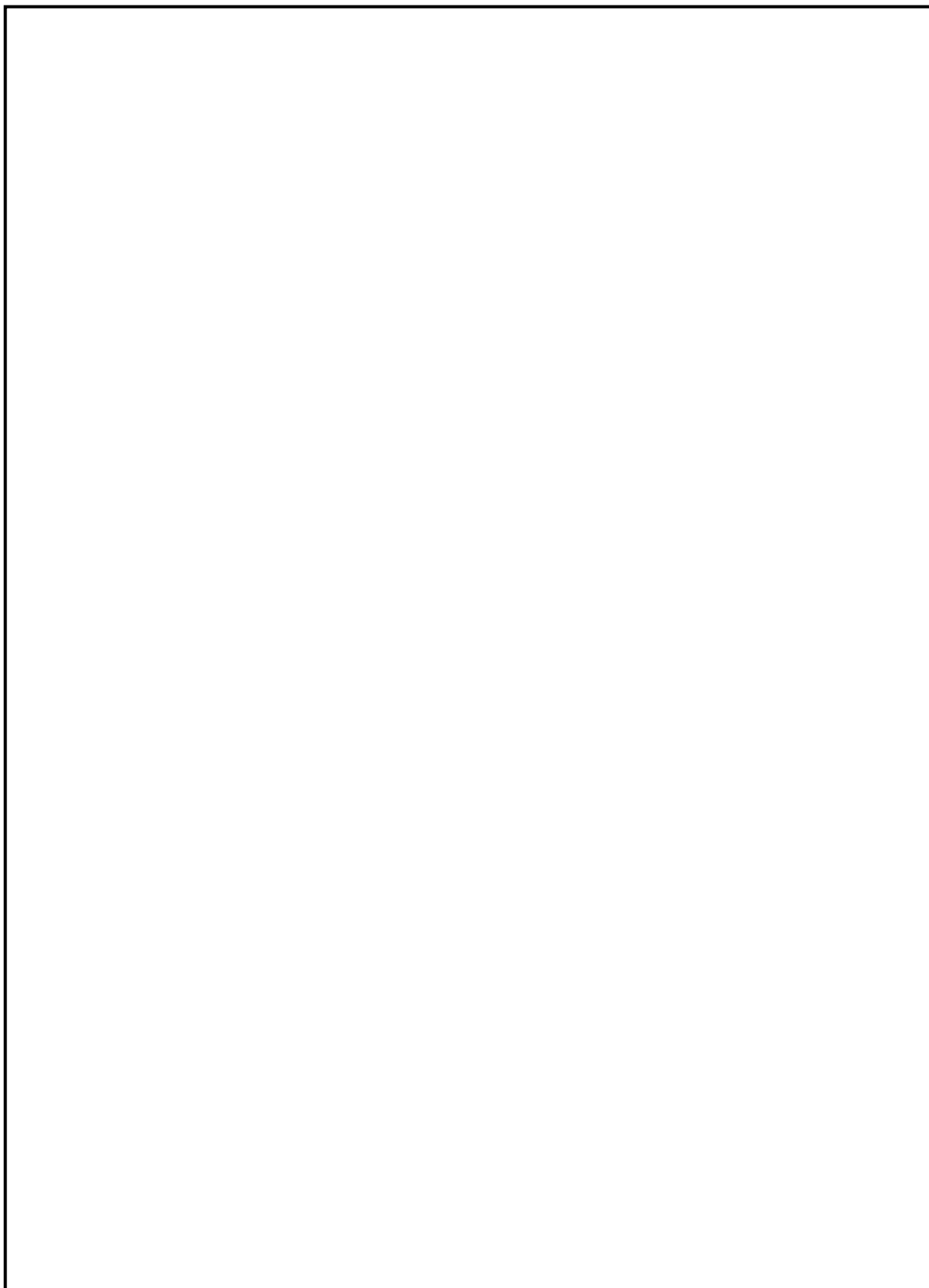


図2 構造図（大量送水車）

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。

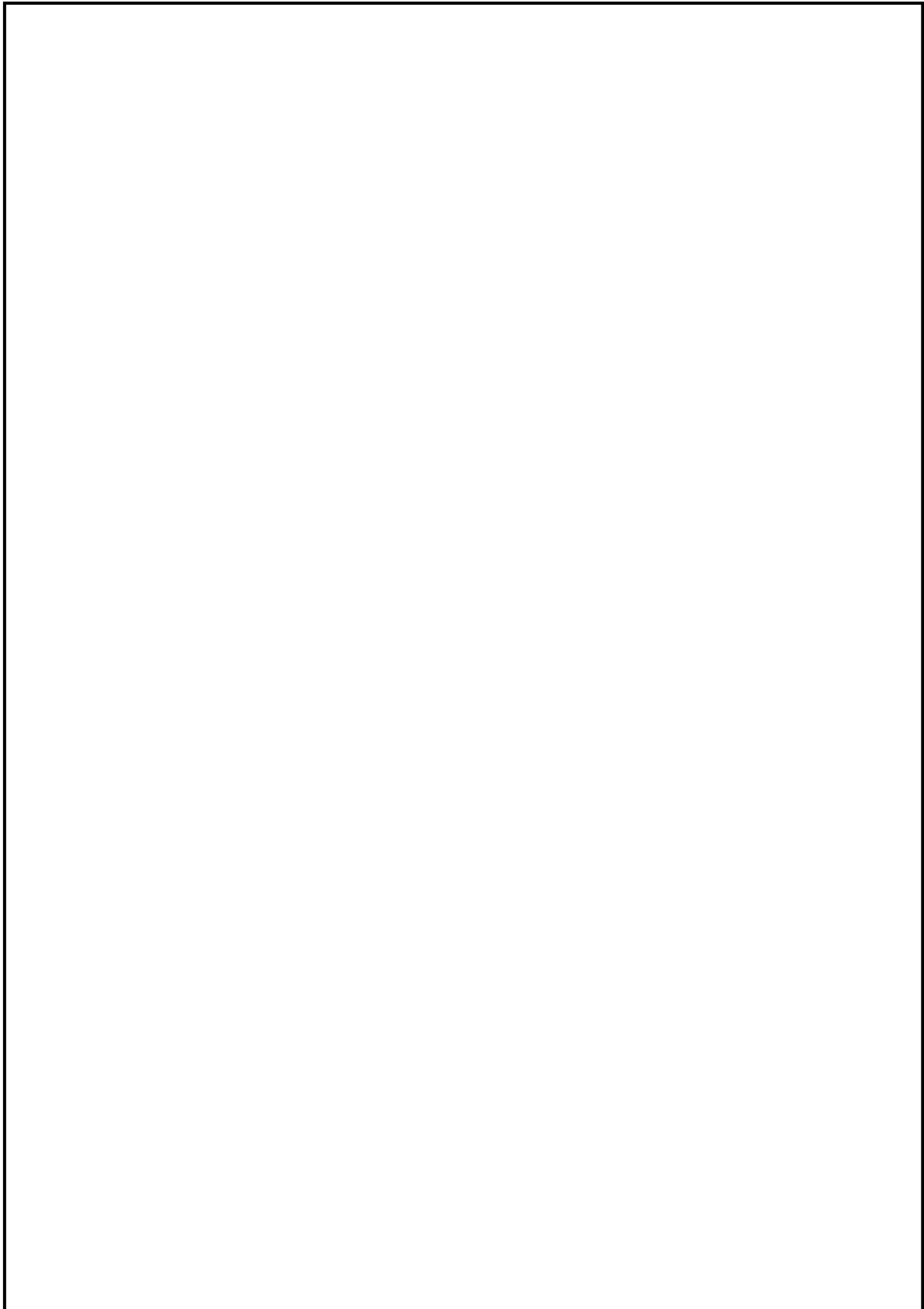


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。

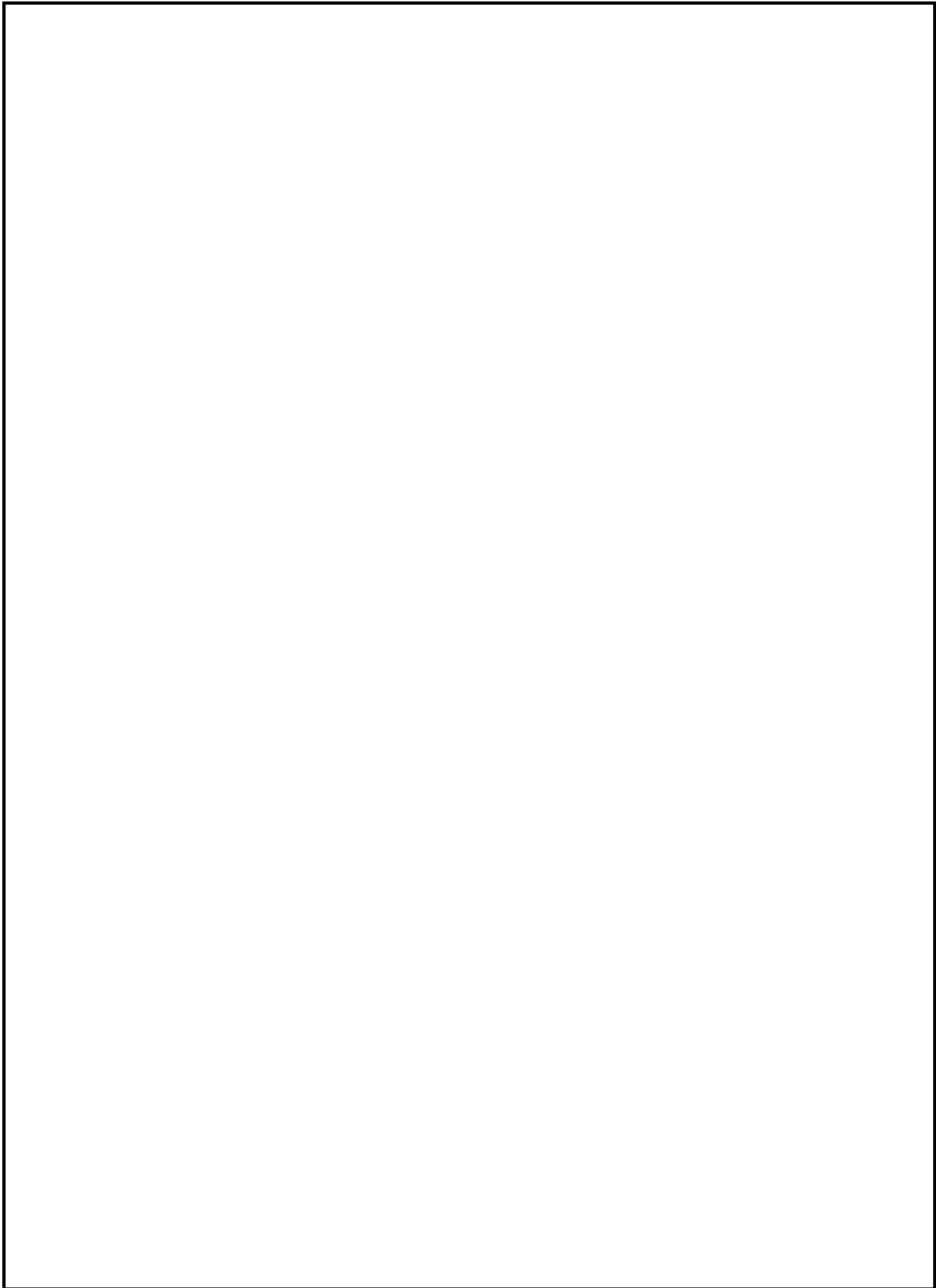


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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）

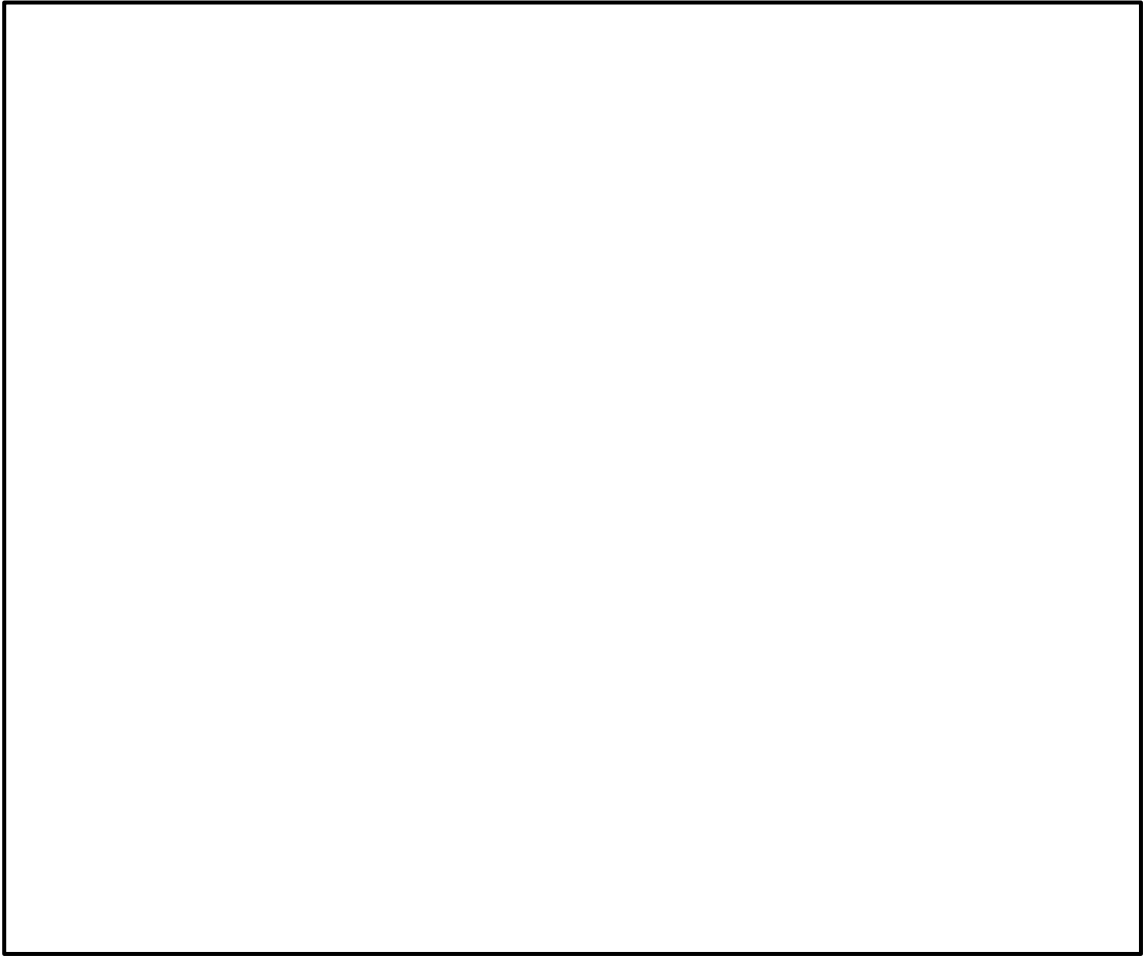


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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。

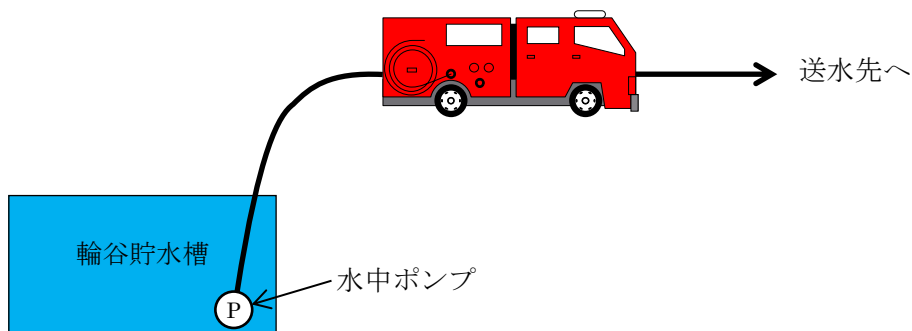


図 2 系統構成概要図

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。

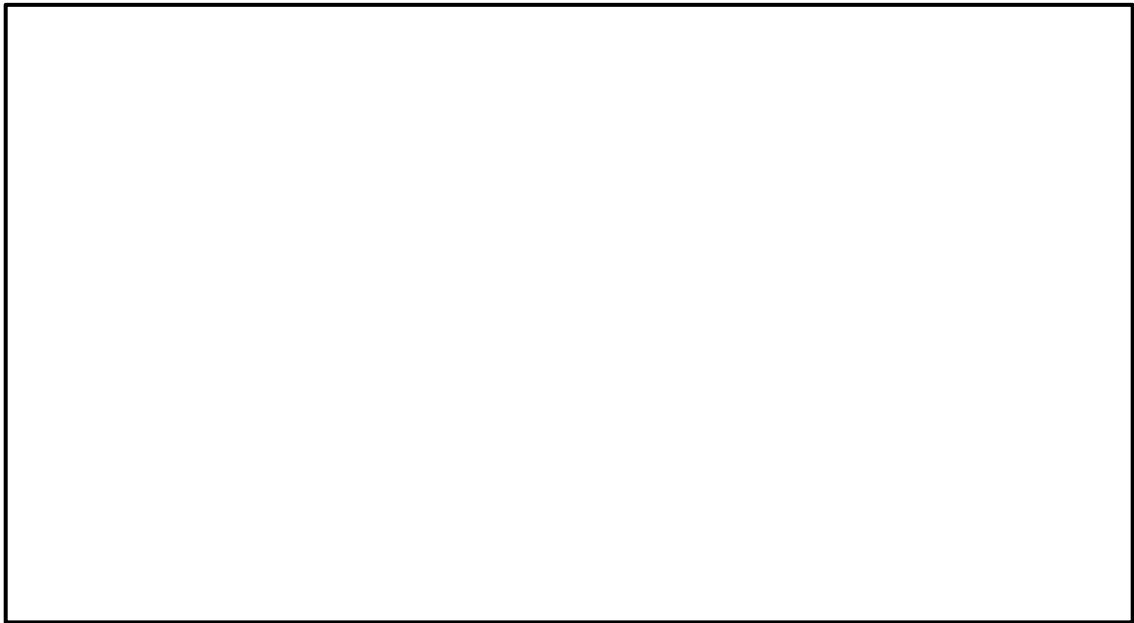


図3 大量送水車性能曲線

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。

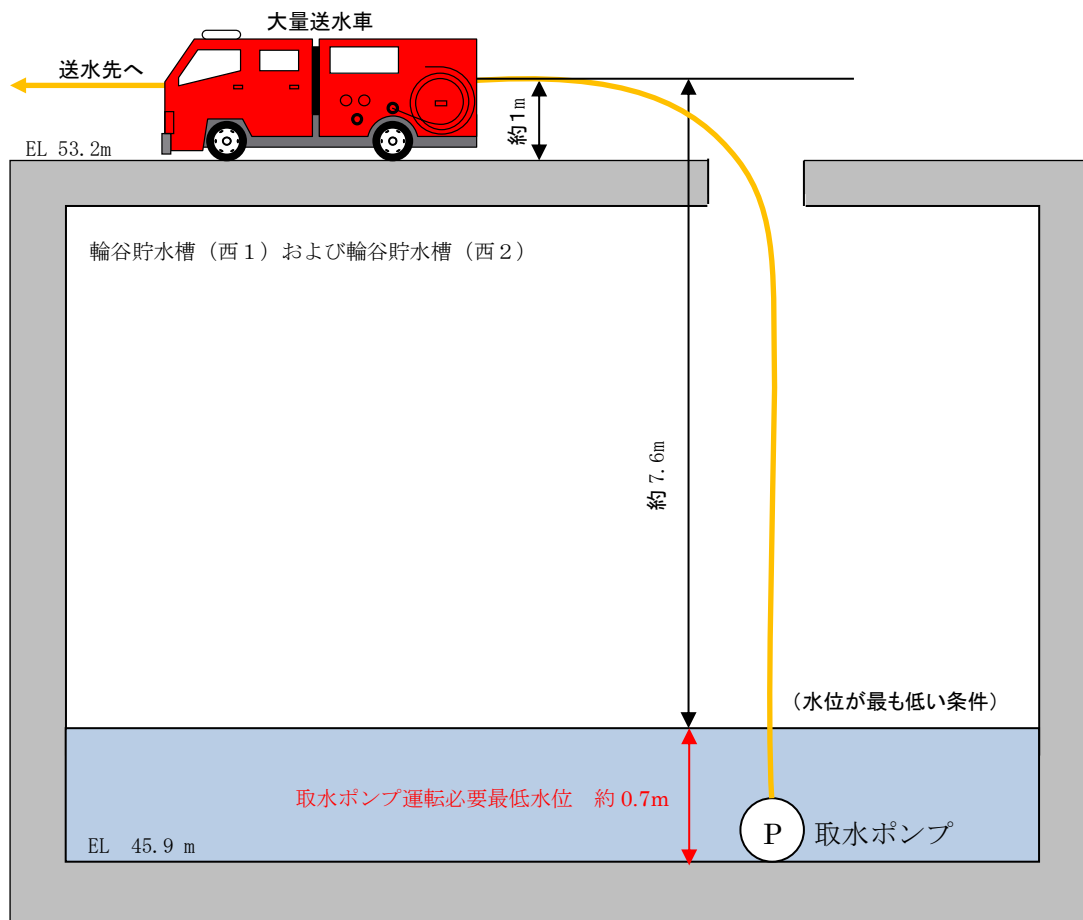


図4 大量送水車設置概要図

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。

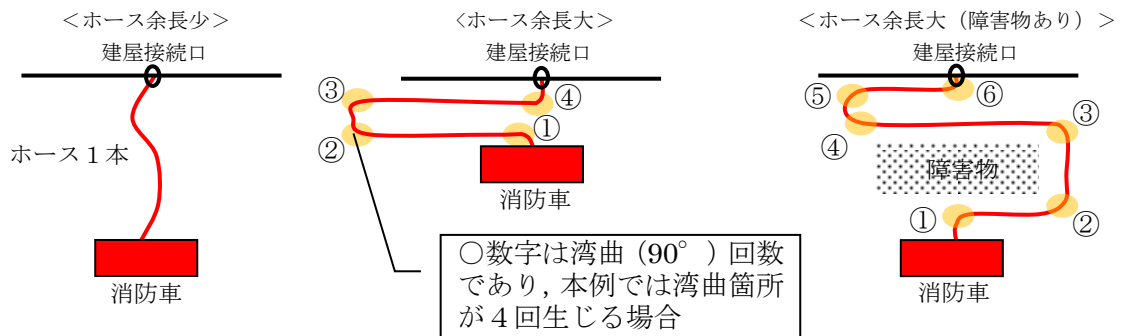


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 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

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

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。

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

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

47-7 接続図

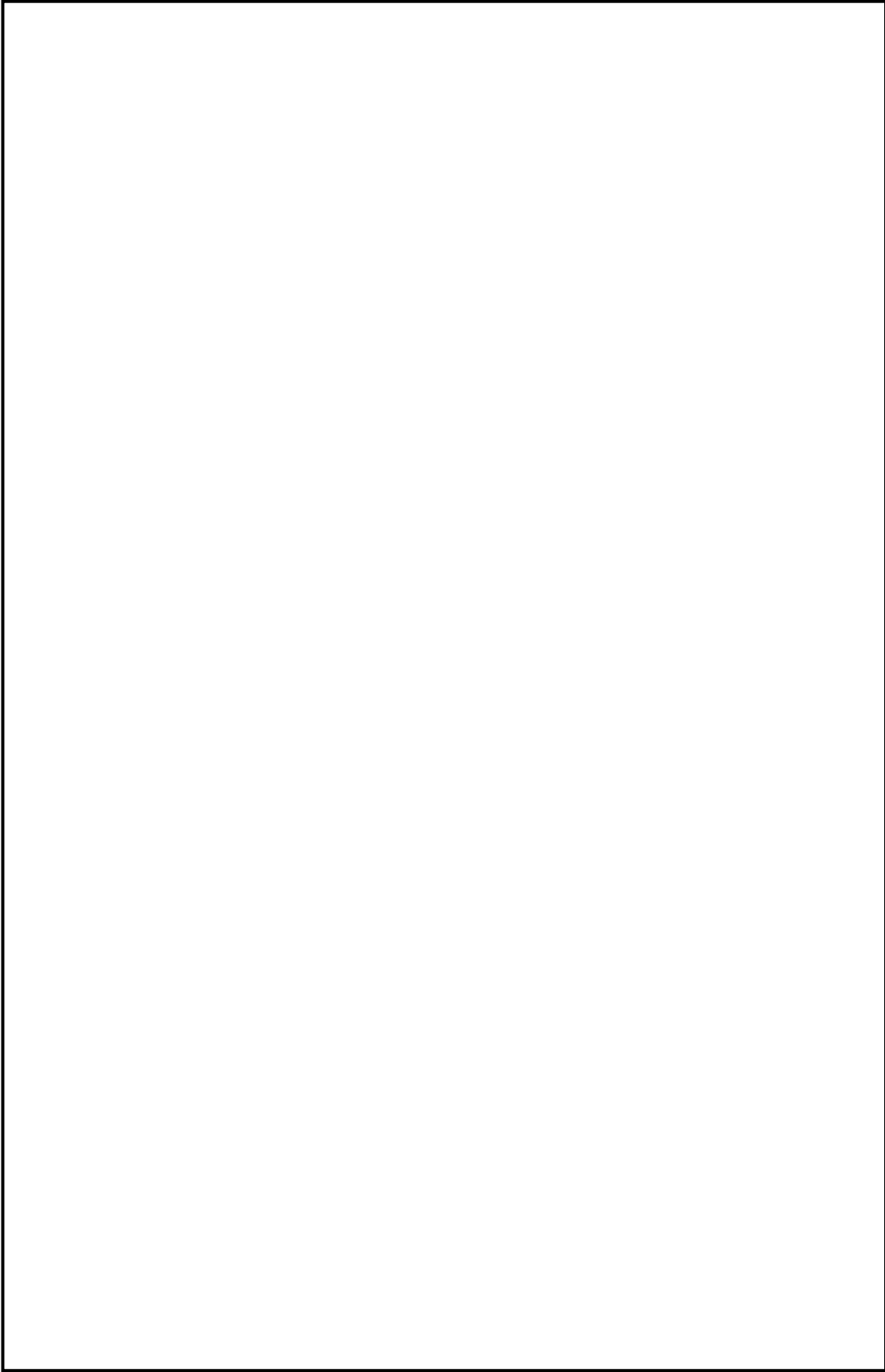


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

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。

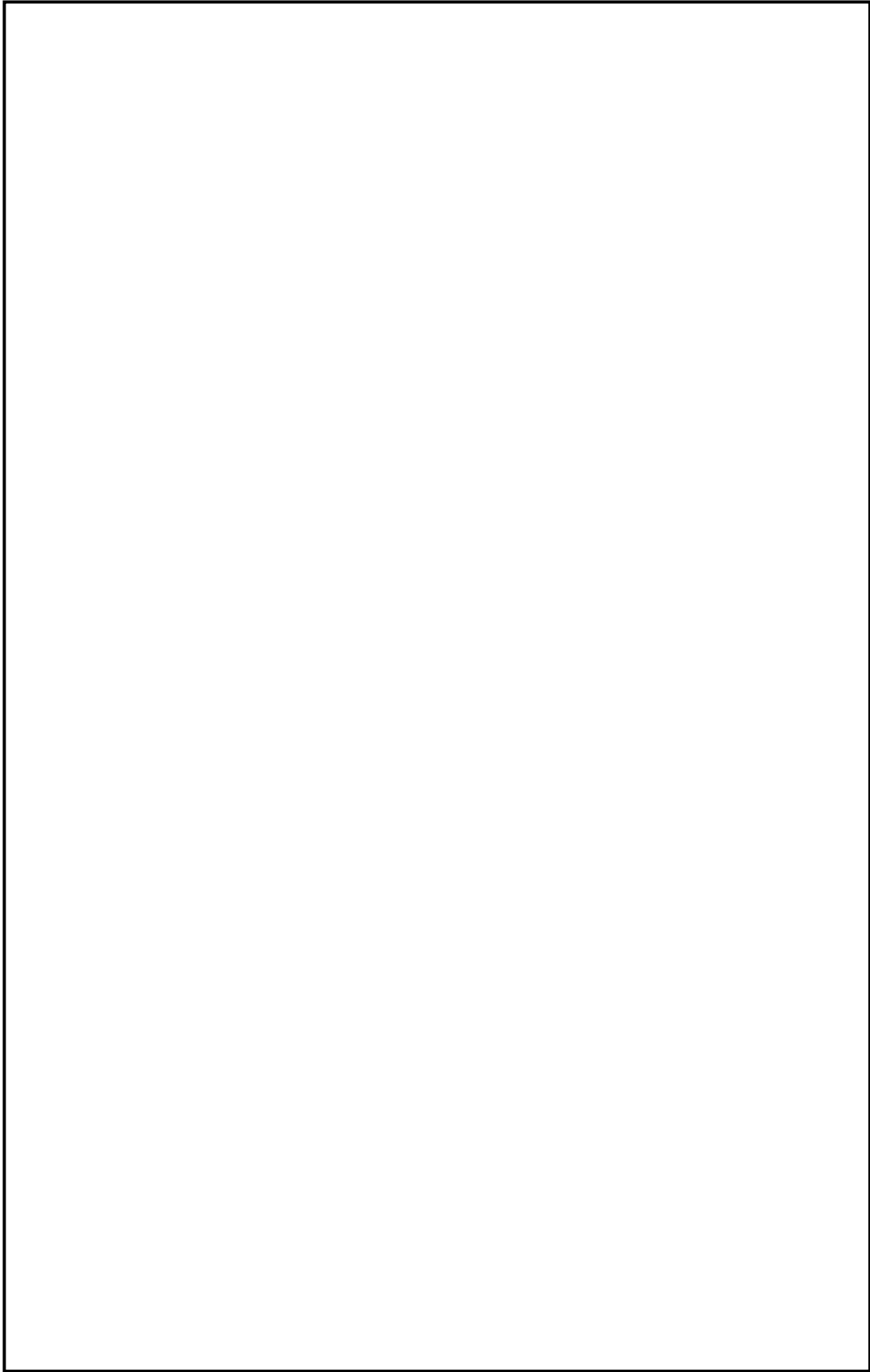


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

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。

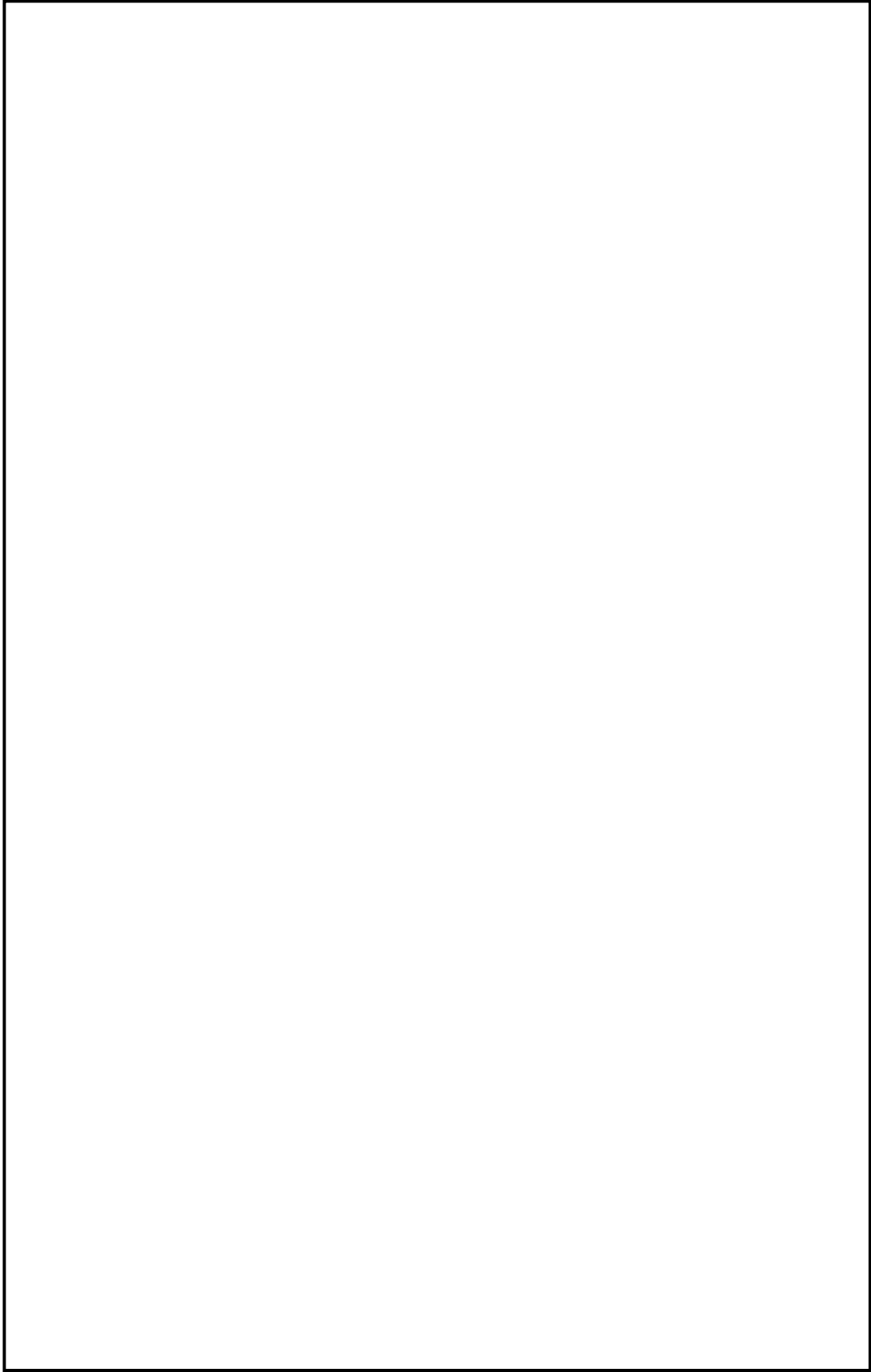


図3 接続図（原子炉建物 原子炉建物地上2階）

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

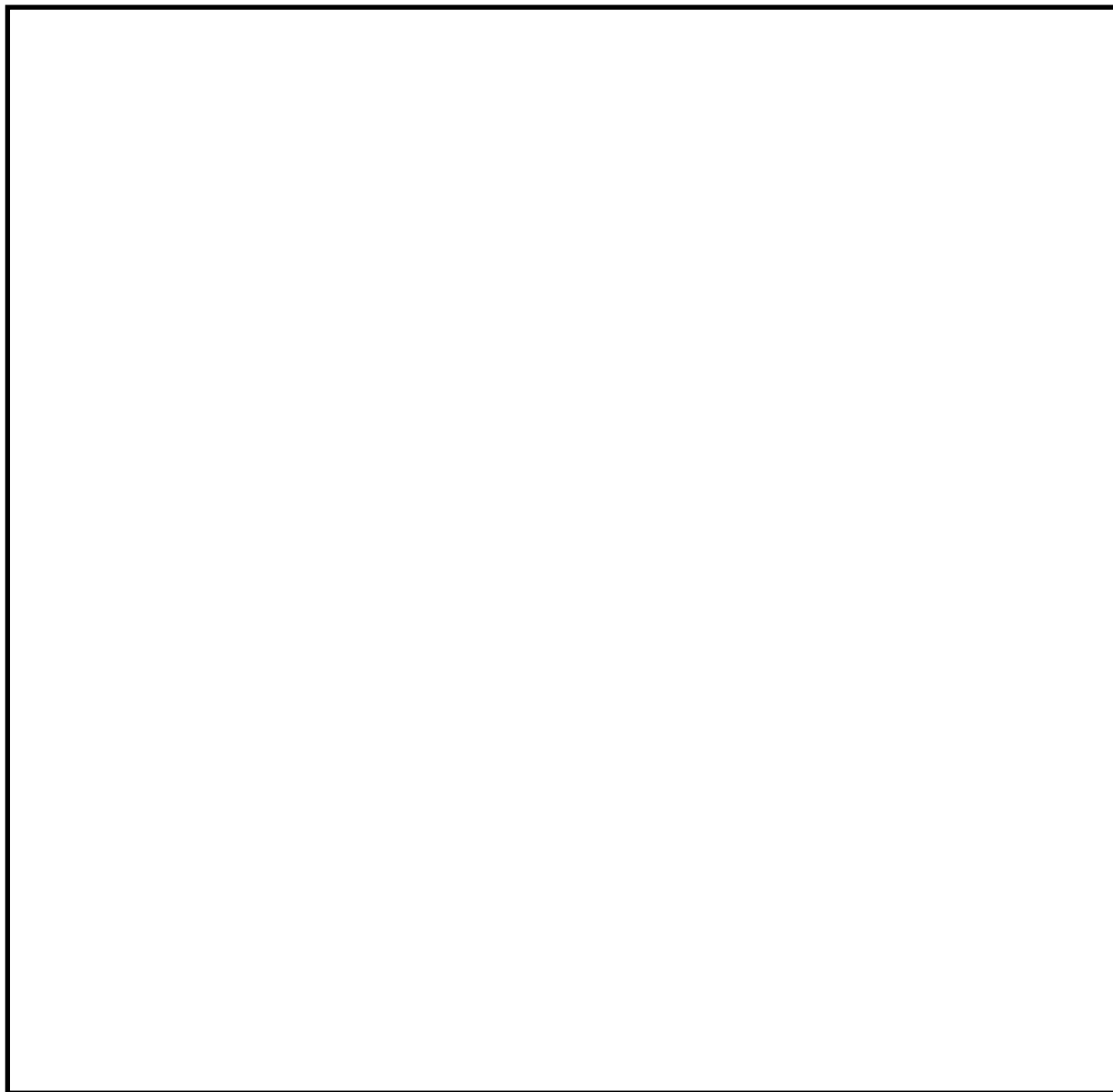


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

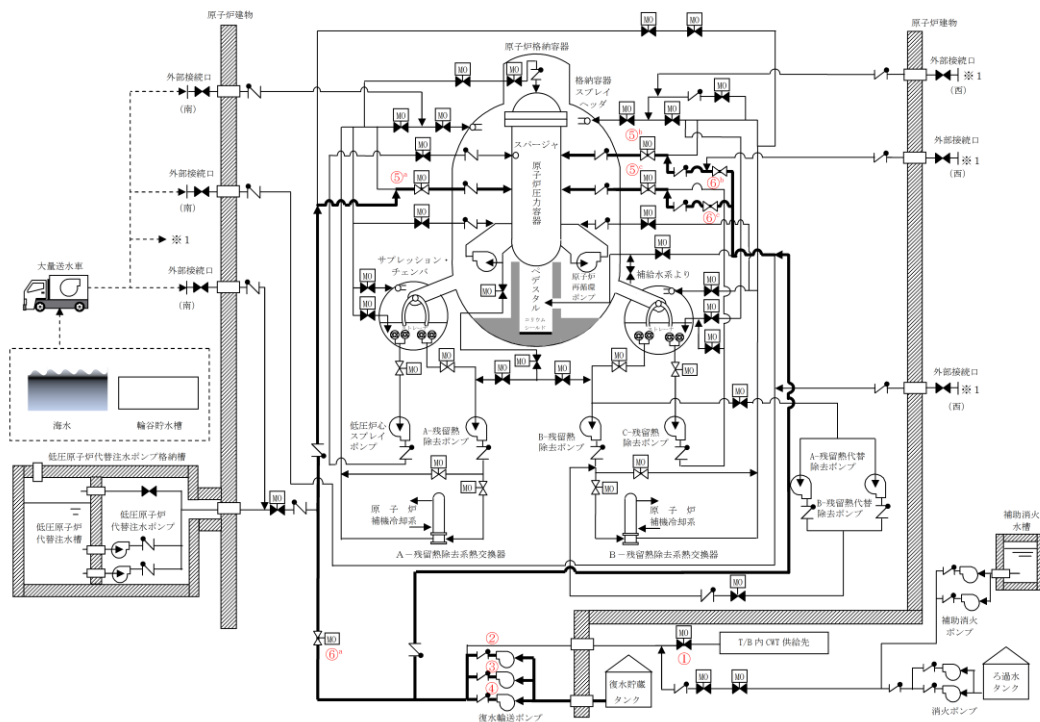
47-10 その他設備

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ーポンプ、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ー系、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。



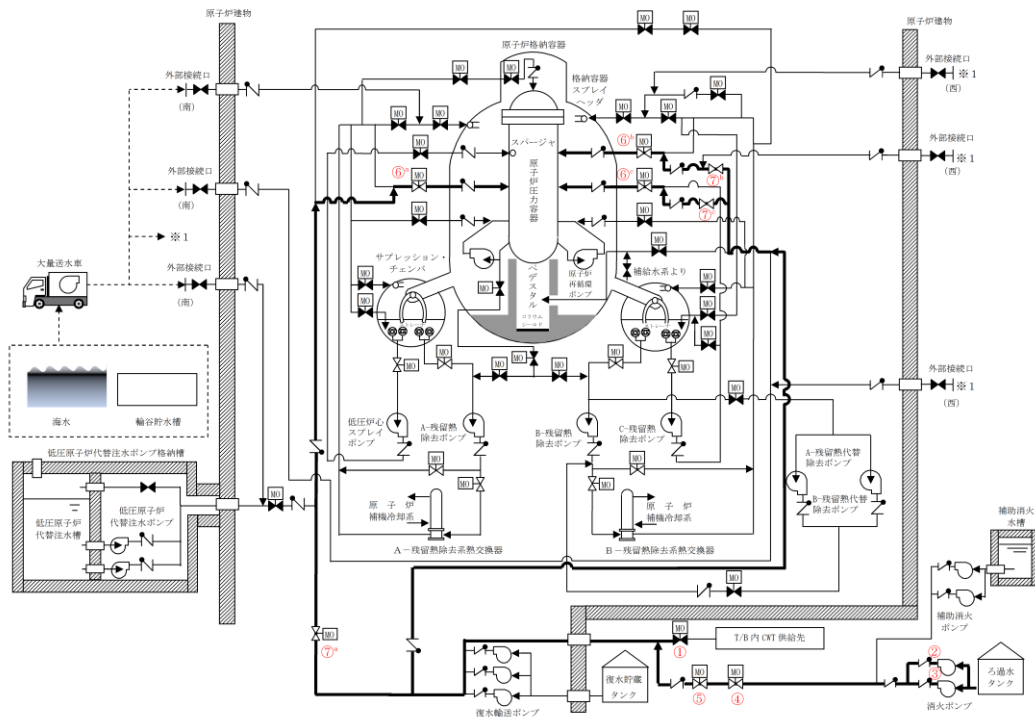
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^a	A-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^b	B-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^c	C-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR 注水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

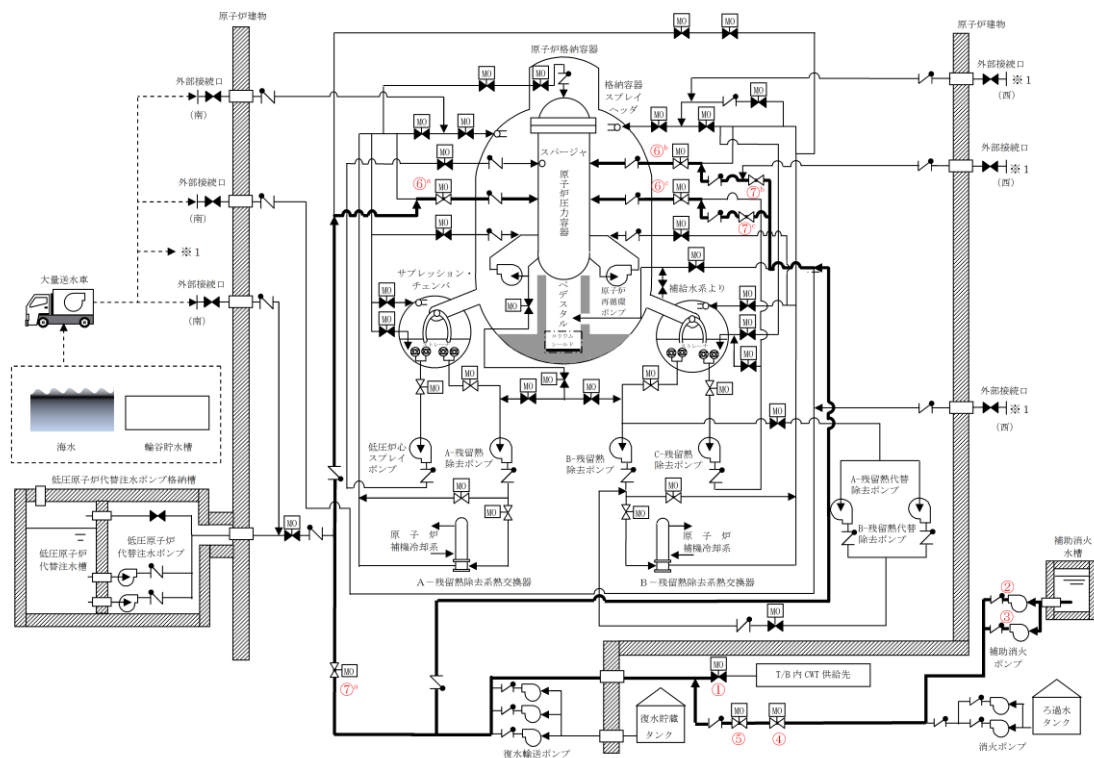
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉压力容器への注水手段を整備している。

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

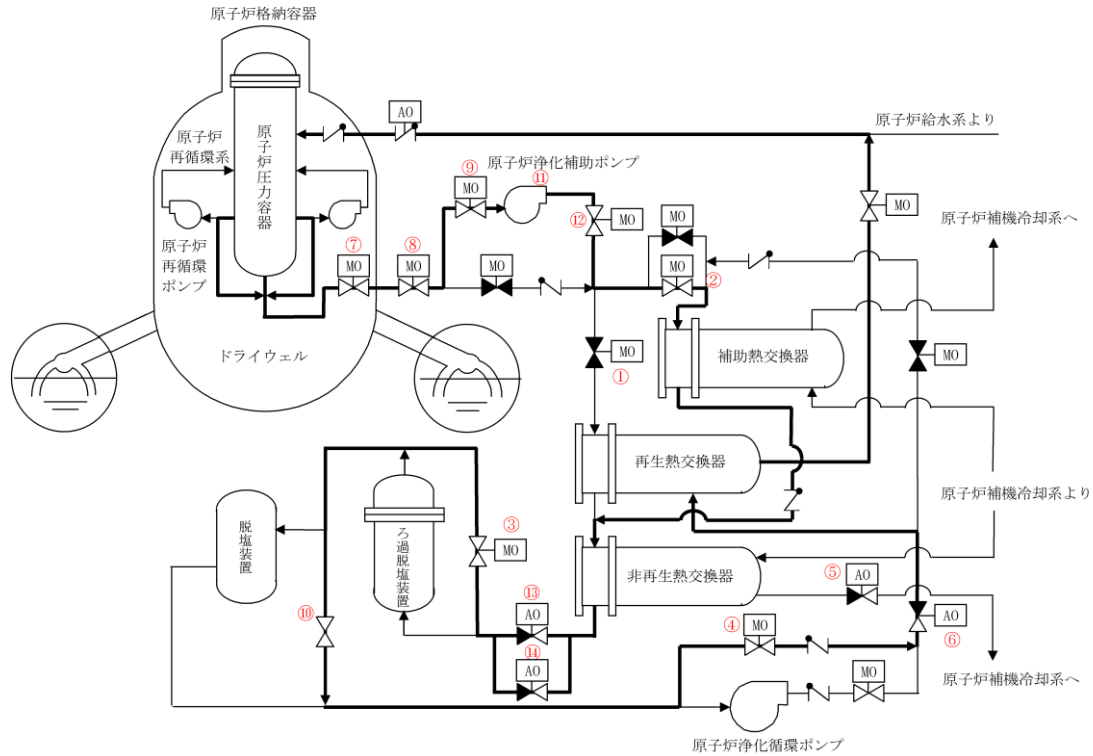


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV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

49 条 補足説明資料

49-1 S A設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

49-1 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)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		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	49-3 配置図, 49-4 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	49-3 配置図, 49-4 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	49-5 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	49-4 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	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作	A b, B		
		関連資料	49-3 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	49-6 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	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 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）

49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		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	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図, 49-9 アクセスルート図		
		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	49-5 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	49-4 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	49-4 系統図, 49-5 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	49-7 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			49-6 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	49-7 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	49-7 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	49-7 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	49-8 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		49-9 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		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 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)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去ポンプ (サブプレッション・プール水冷却モード) (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)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系熱交換器 (サブプレッション・プール水冷却モード) (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	—		

49-2 単線結線図

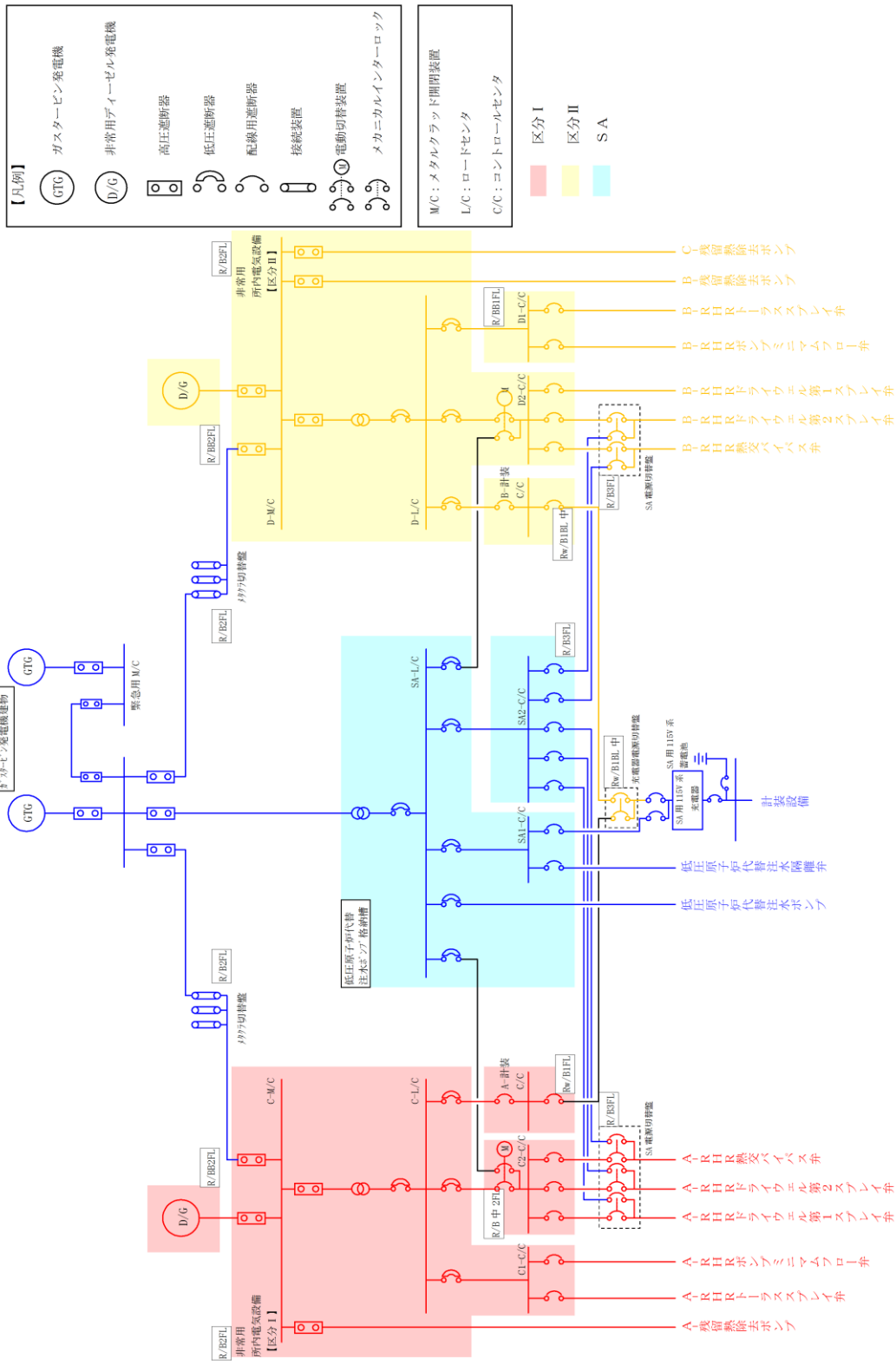
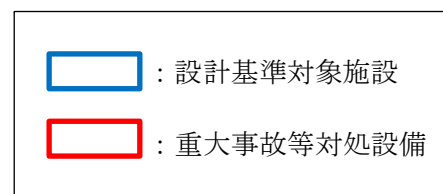


図1 単線結線図

49-3 配置図



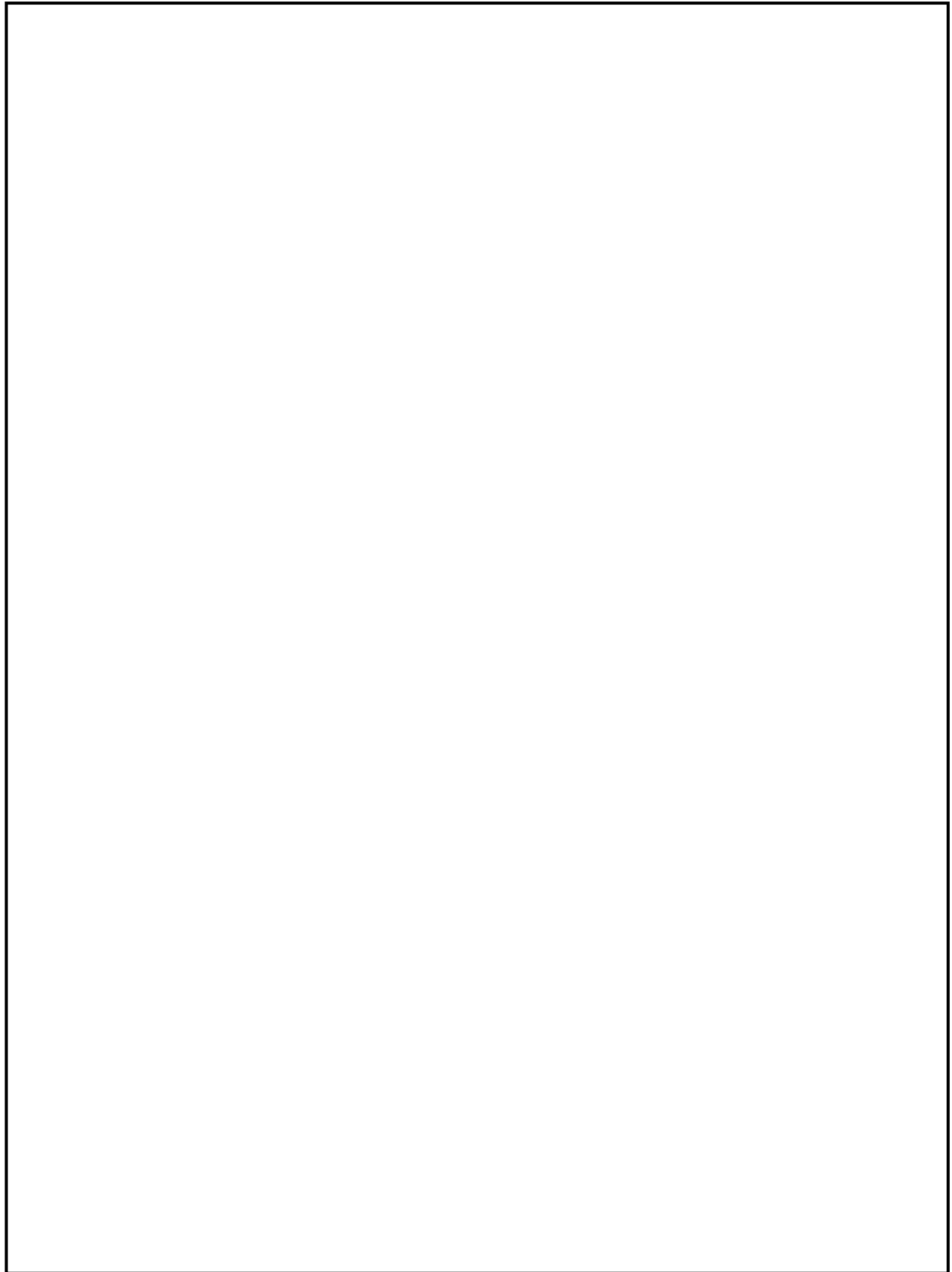


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

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。

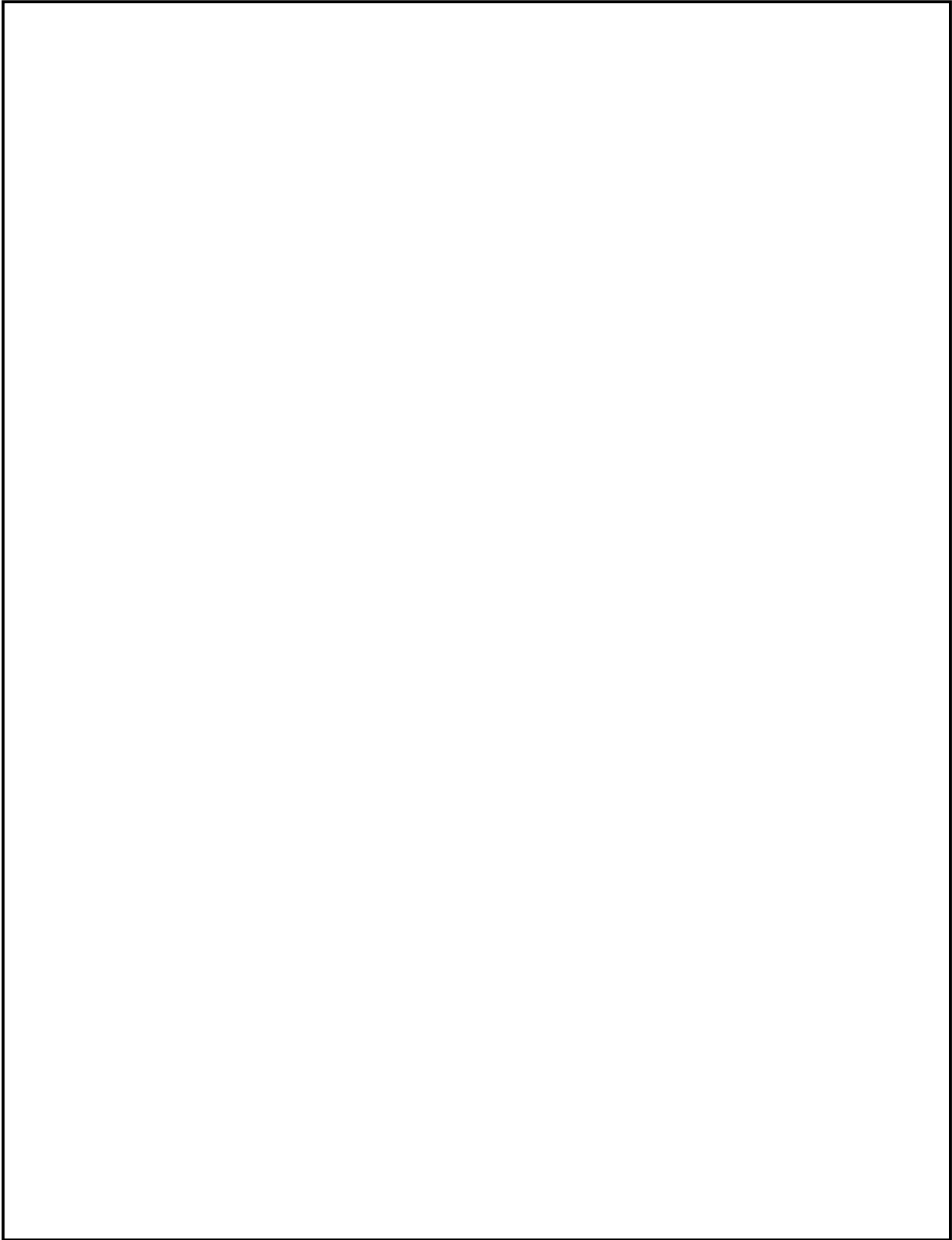


図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

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。

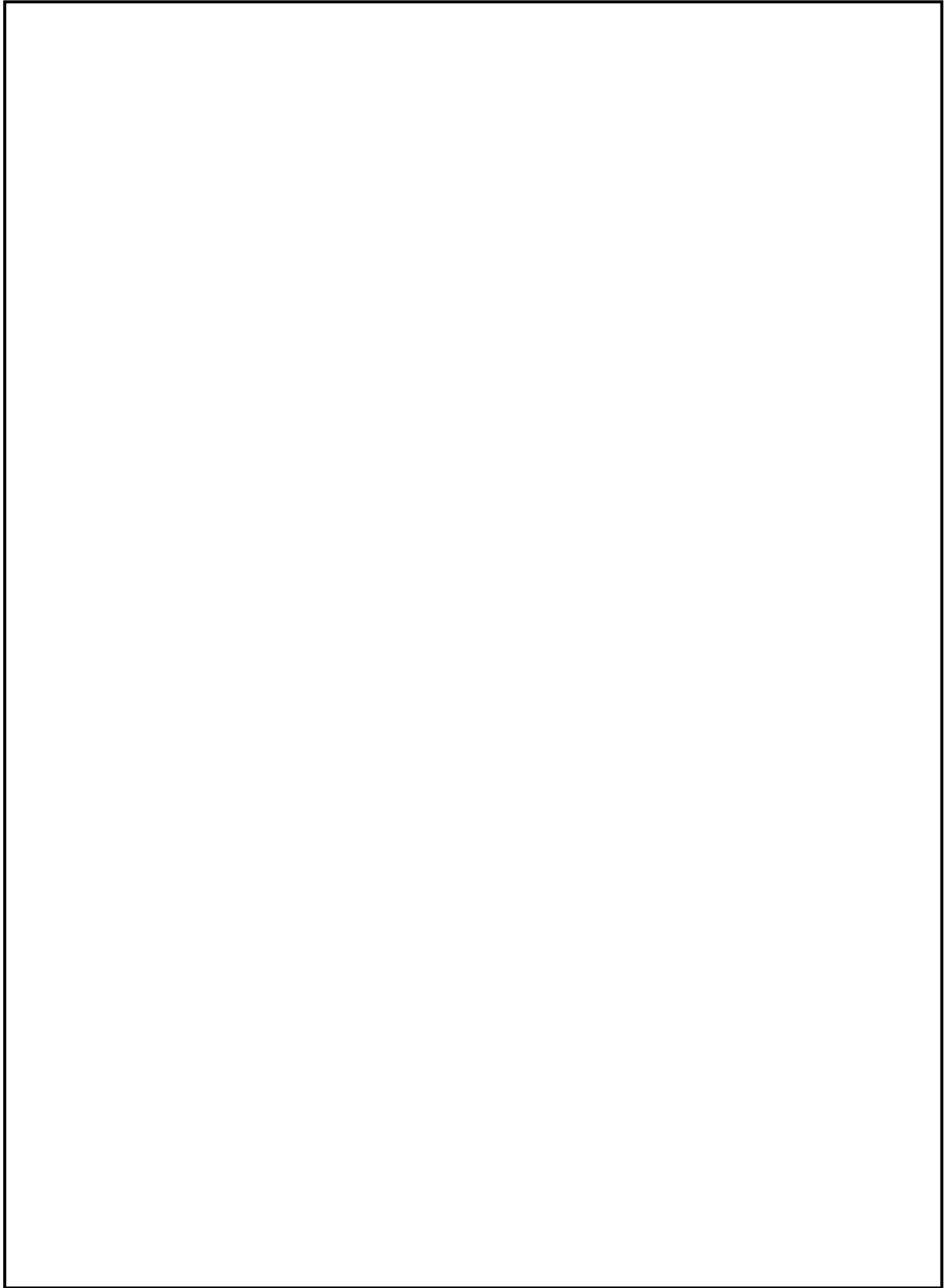


図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器（F L S R注水隔離弁）の配置図
（原子炉建物1階）

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。

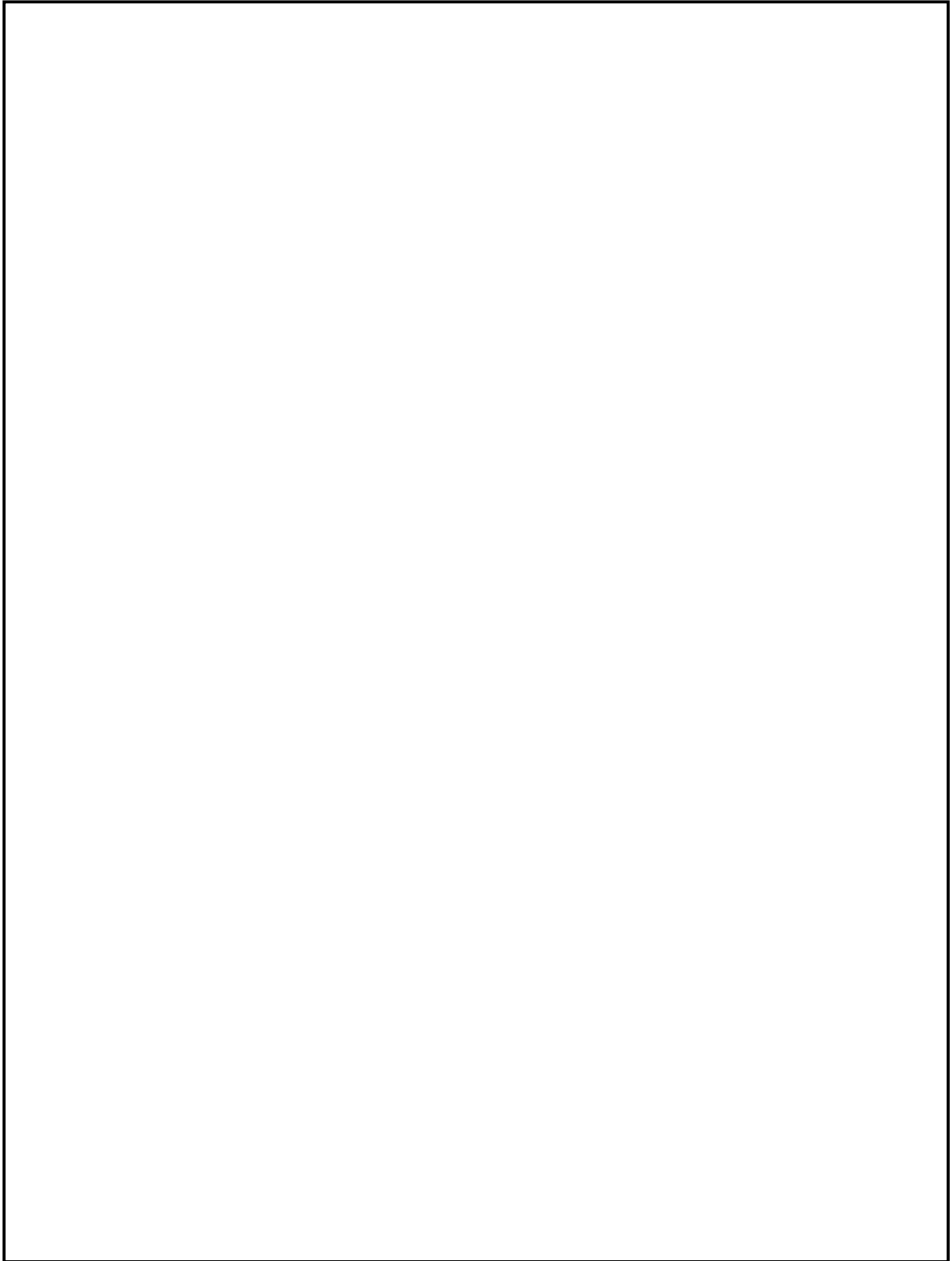


図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物2階）

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。

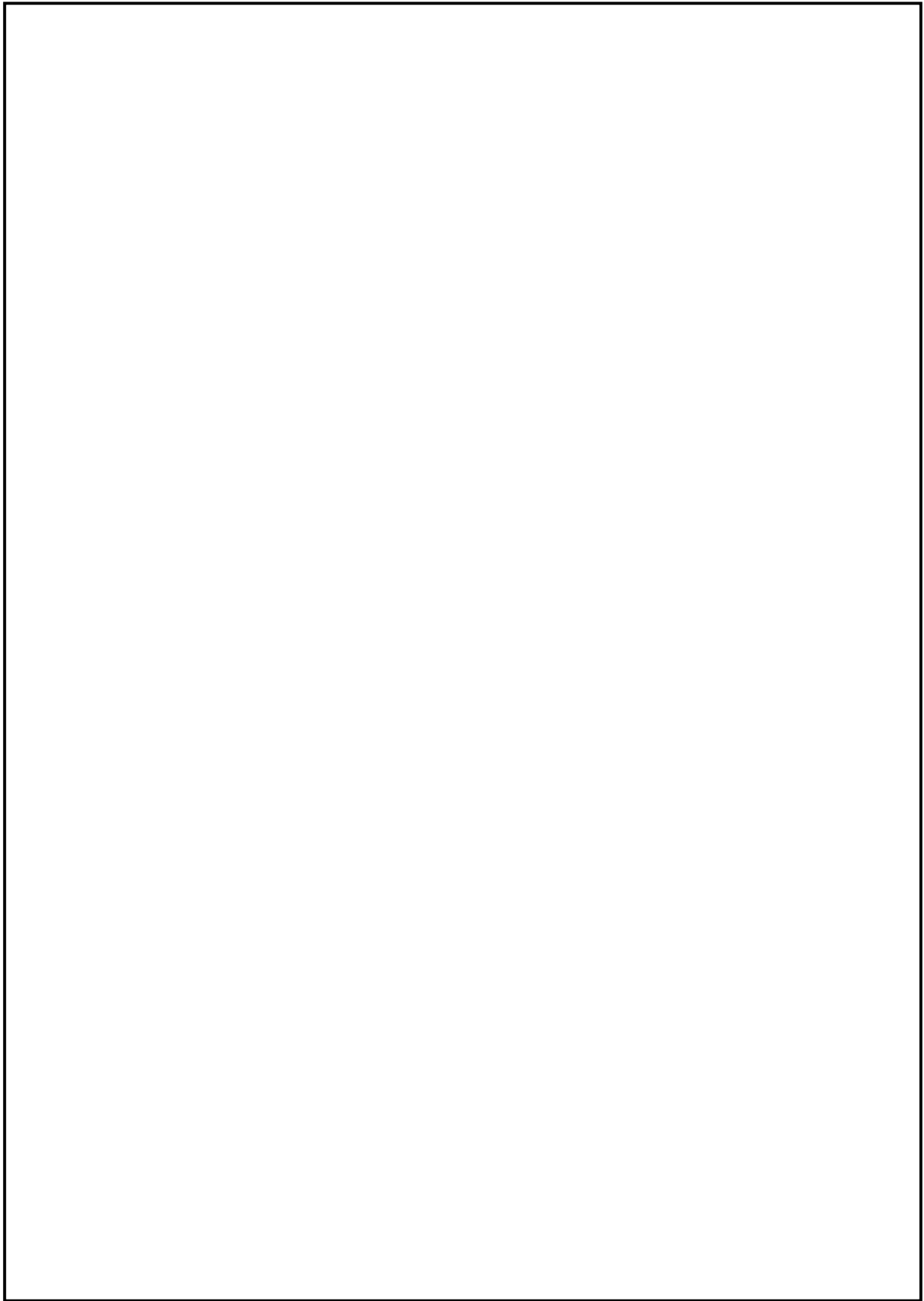


図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図

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。

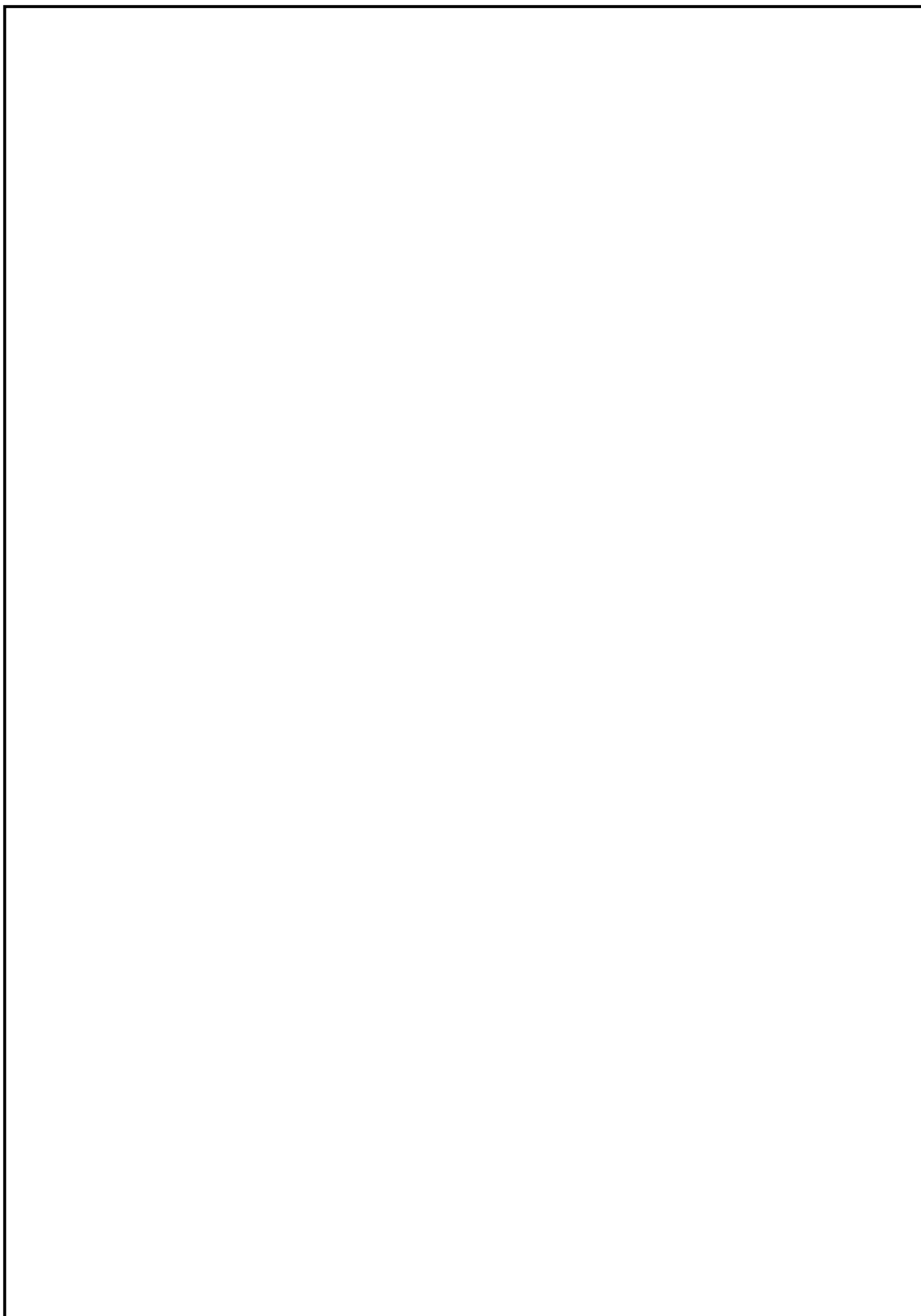


図6 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物4階)

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。

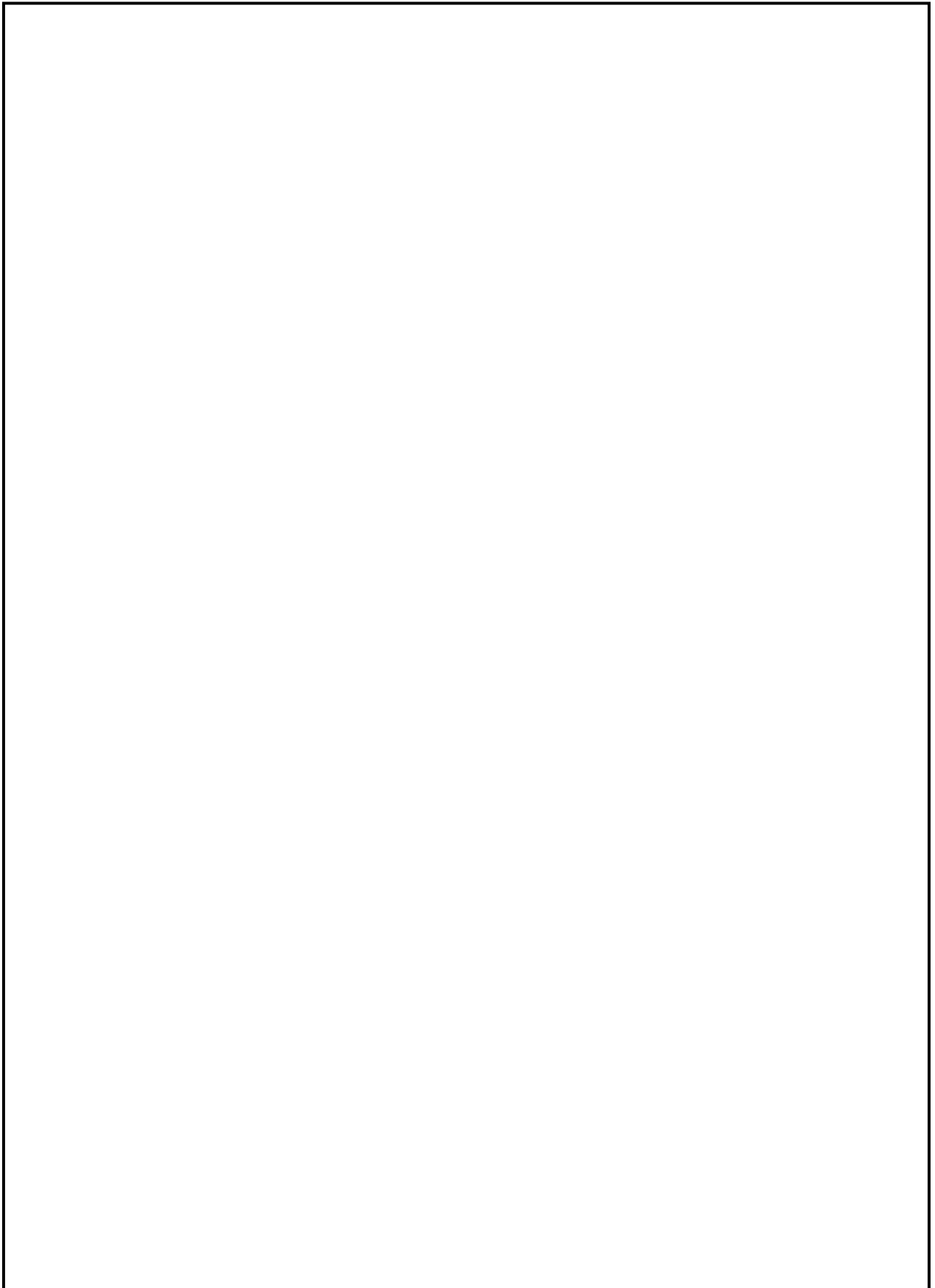


図7 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(廃棄物処理建物1階)

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。

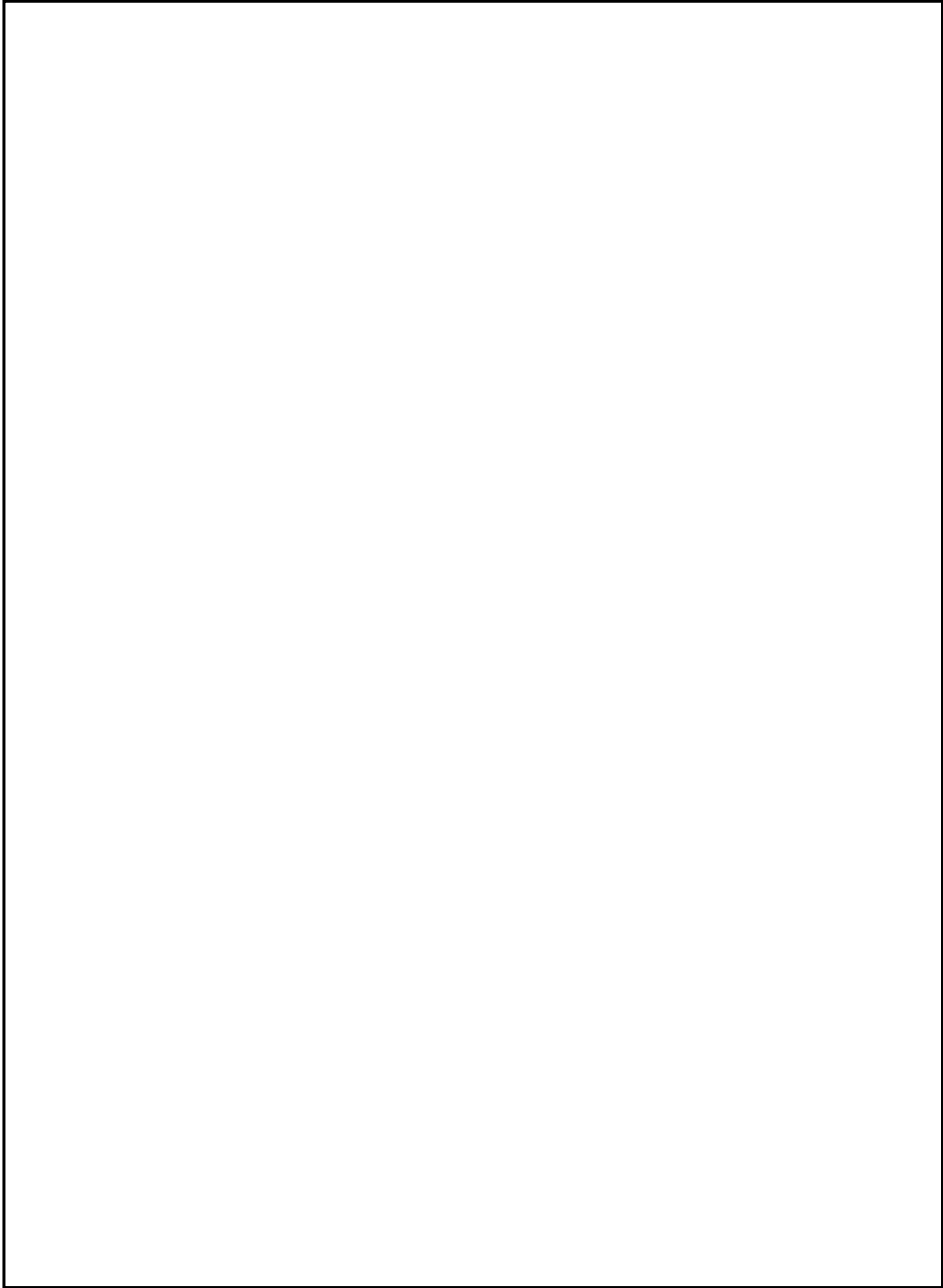


図8 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去ポンプ）の配置図
（原子炉建物地下2階）

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。

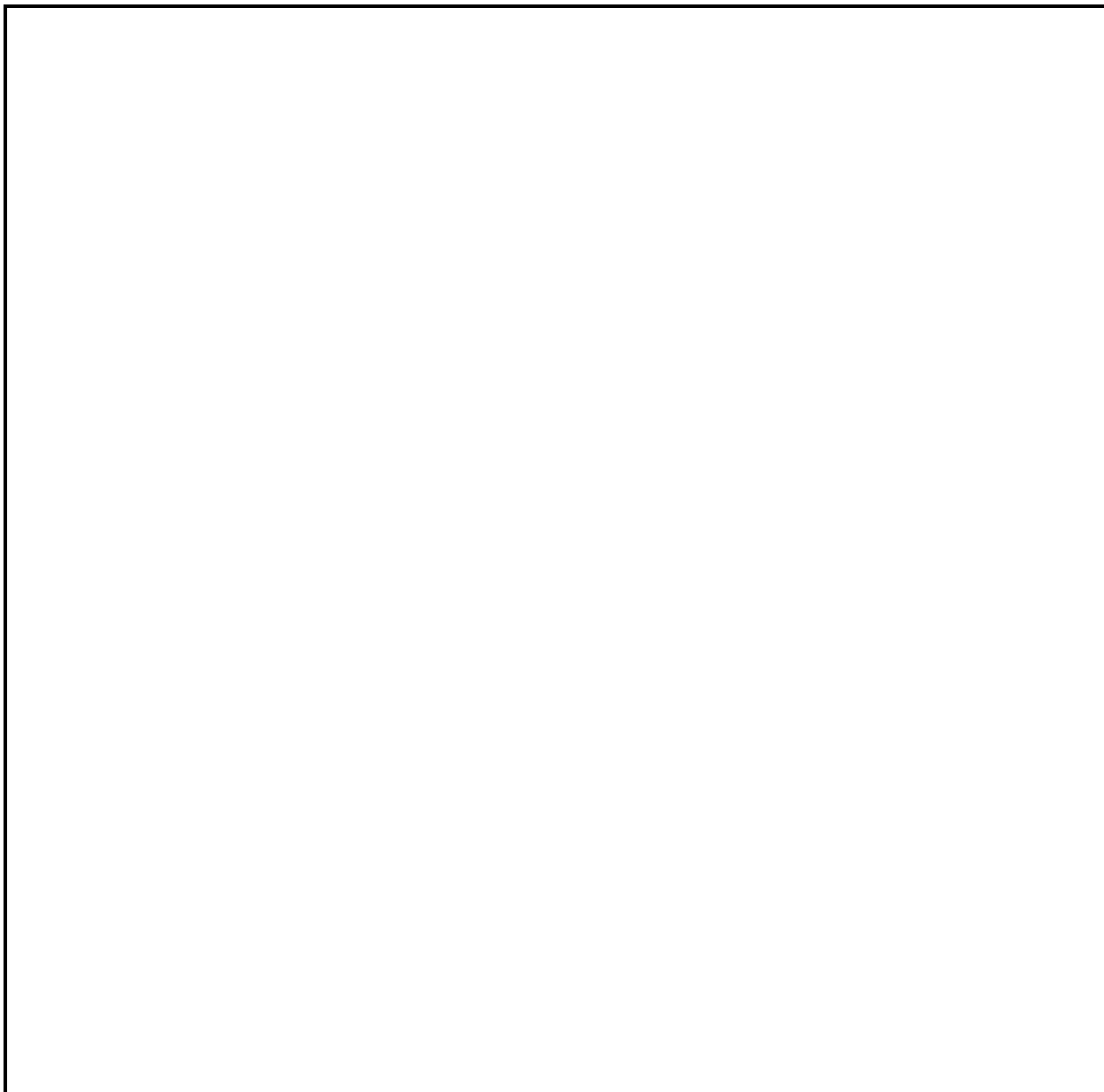


図9 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図
(原子炉建物地上3階)

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。

49-4 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	F L S R 注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

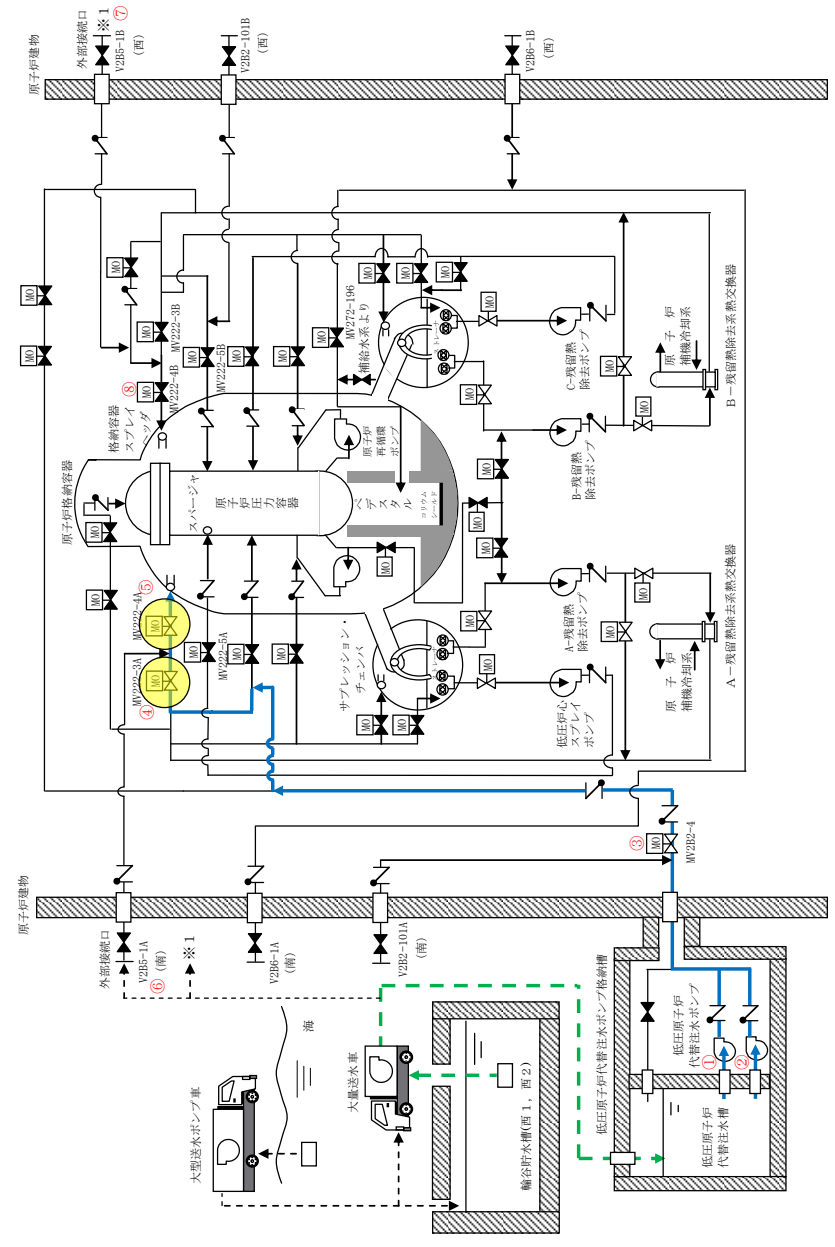


図1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図

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→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

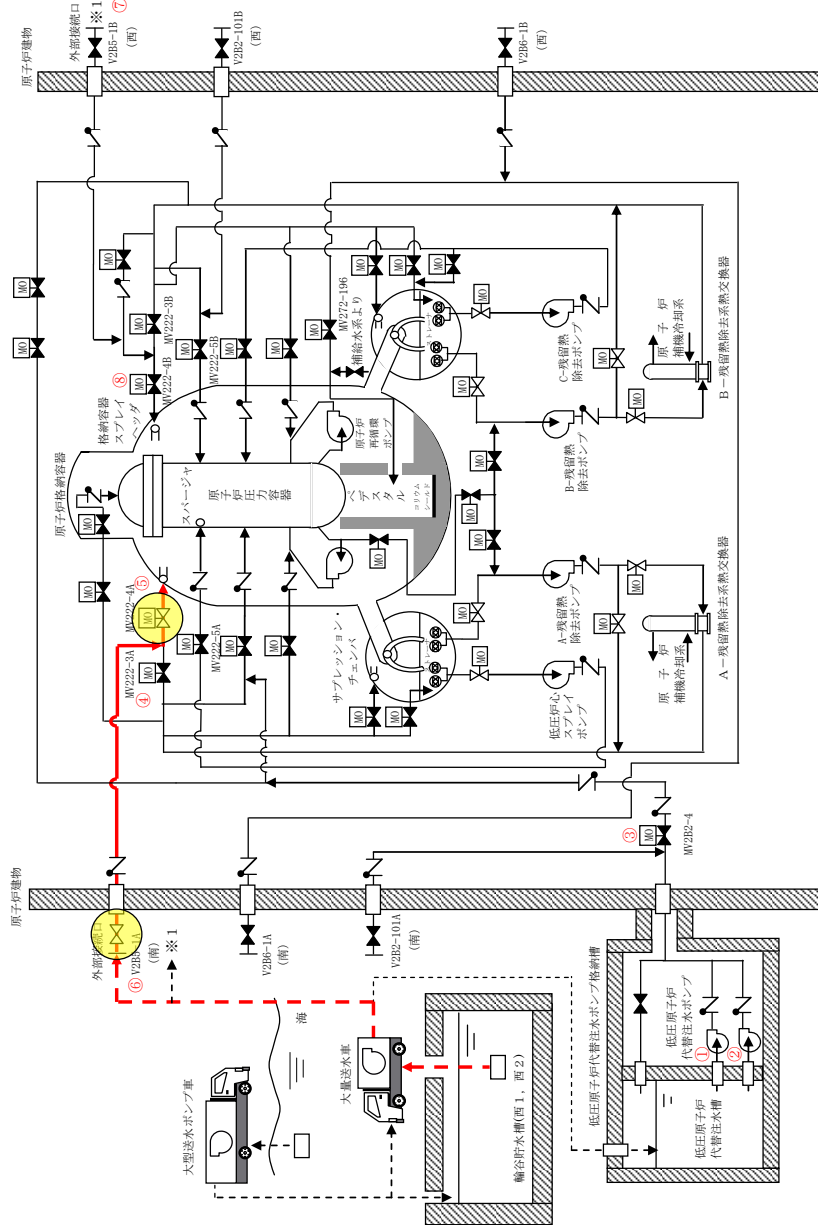


図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図

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	タッチパネル操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	タッチパネル操作	中央制御室
3	FLS注水隔離弁	弁閉→弁開	タッチパネル操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

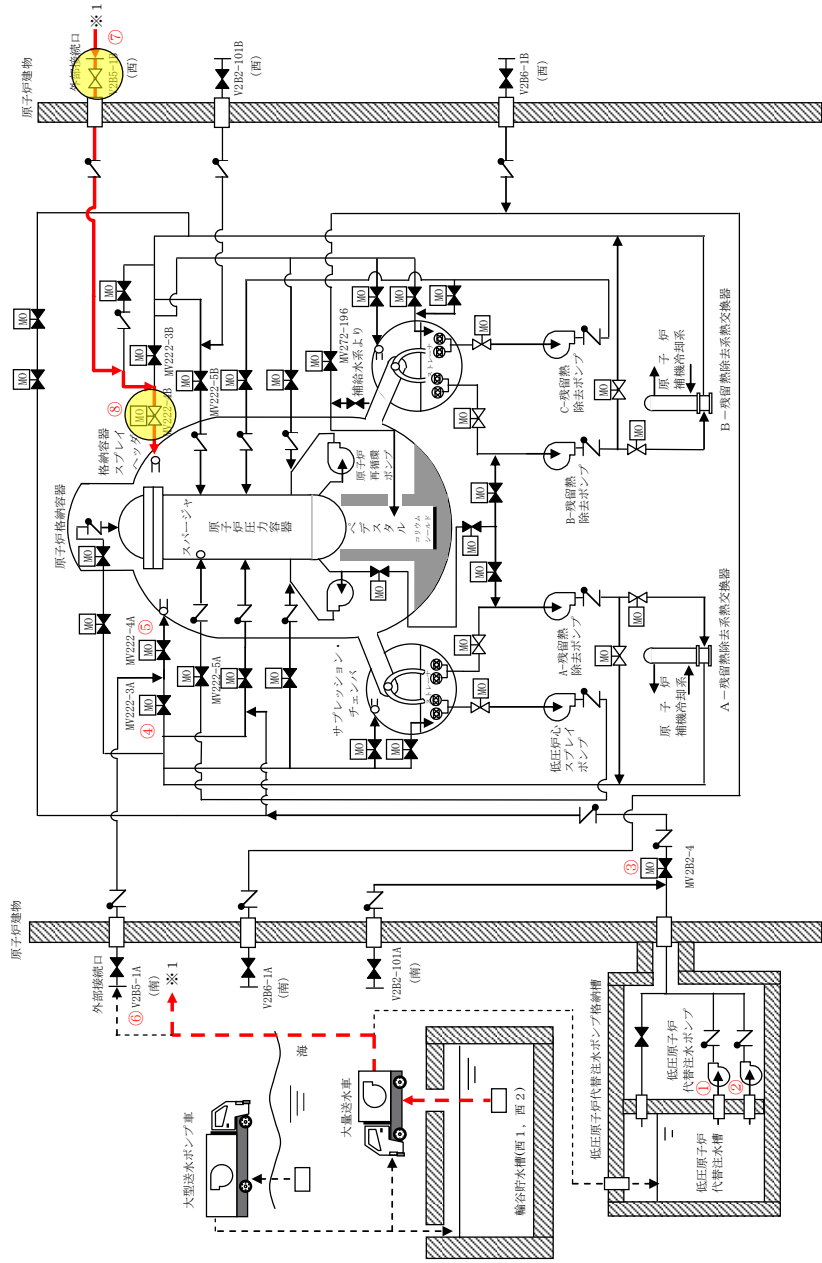


図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図

49-5 試験及び検査

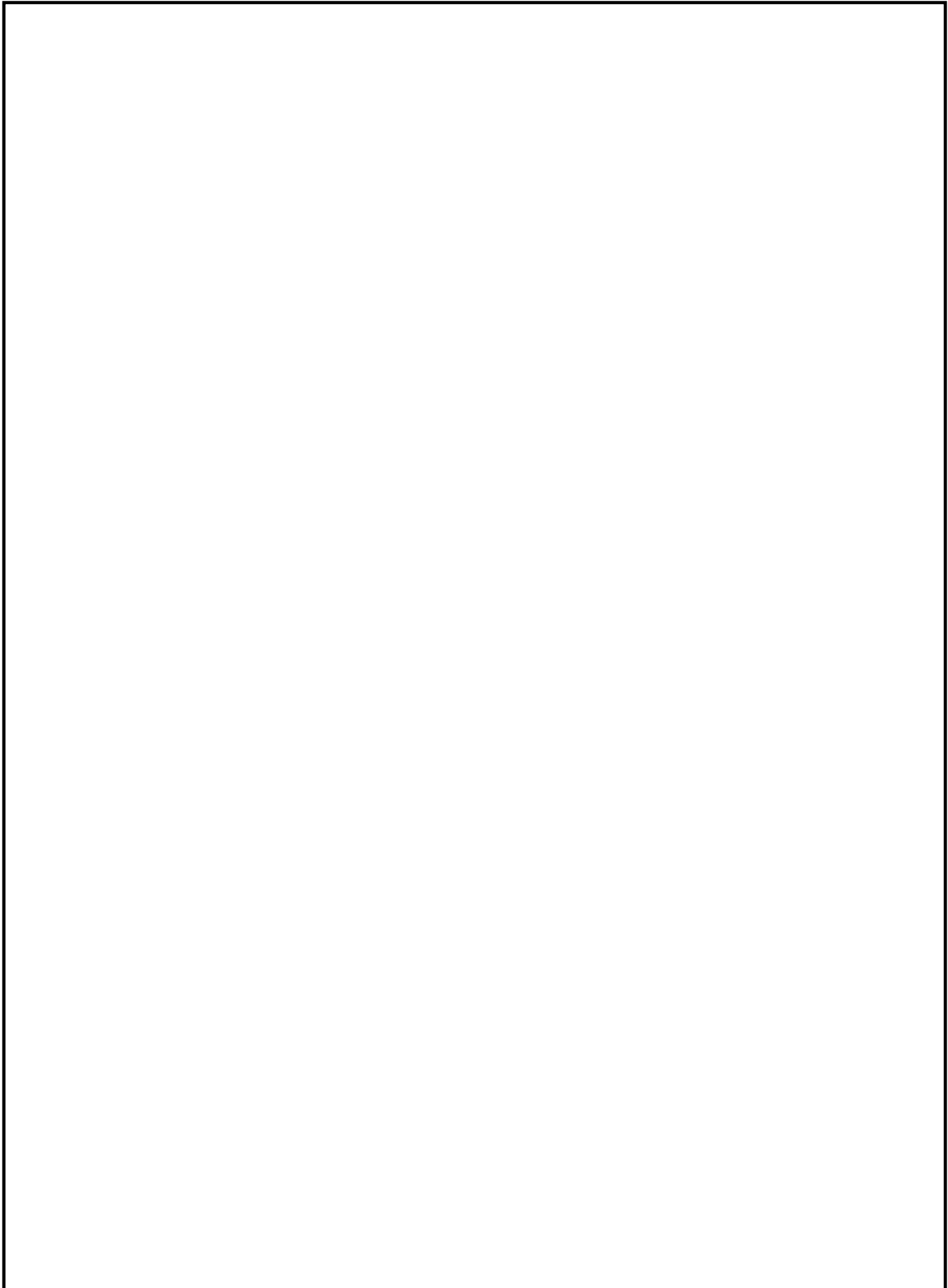


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

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。

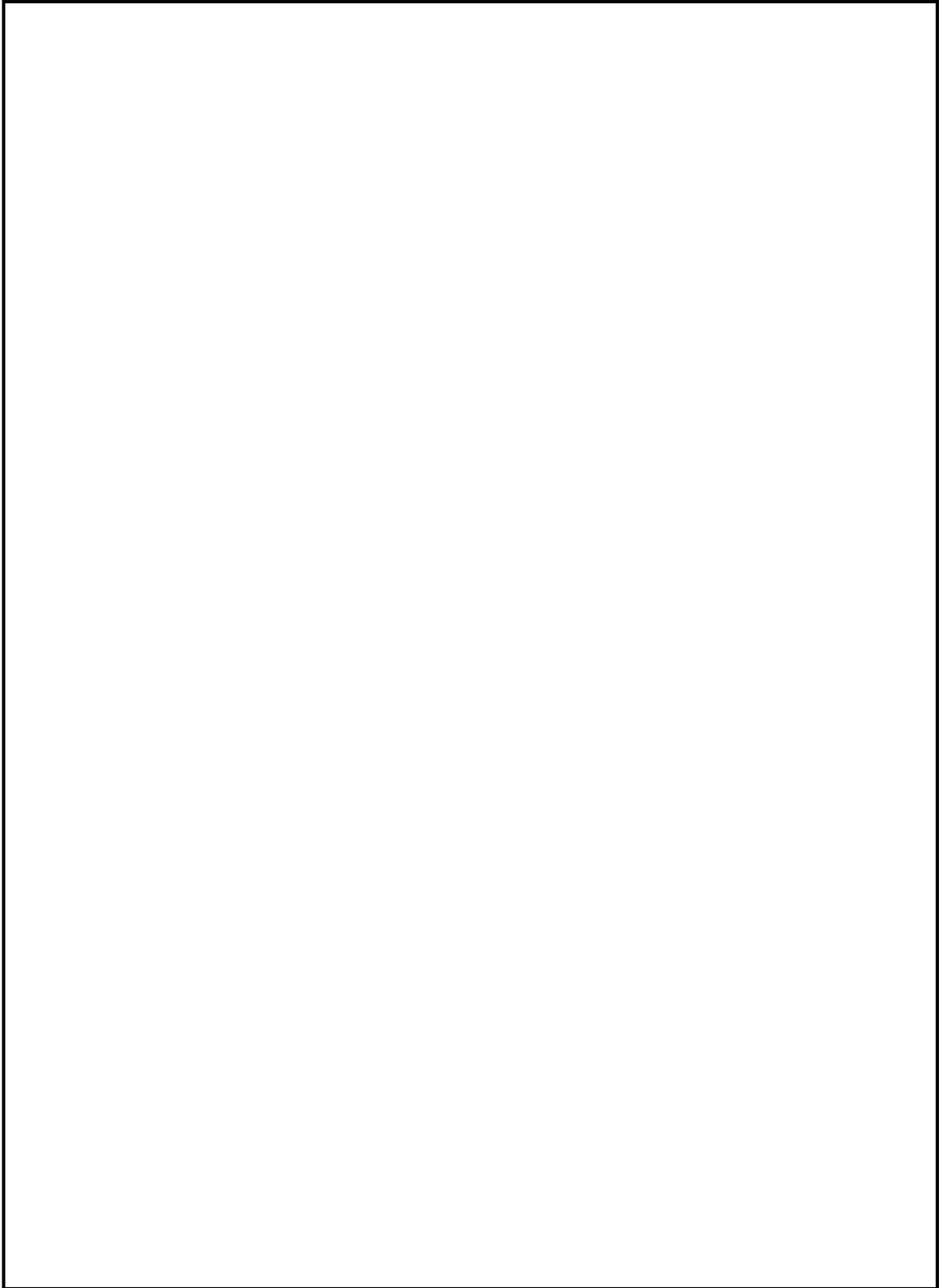


図2 構造図（大量送水車）

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。

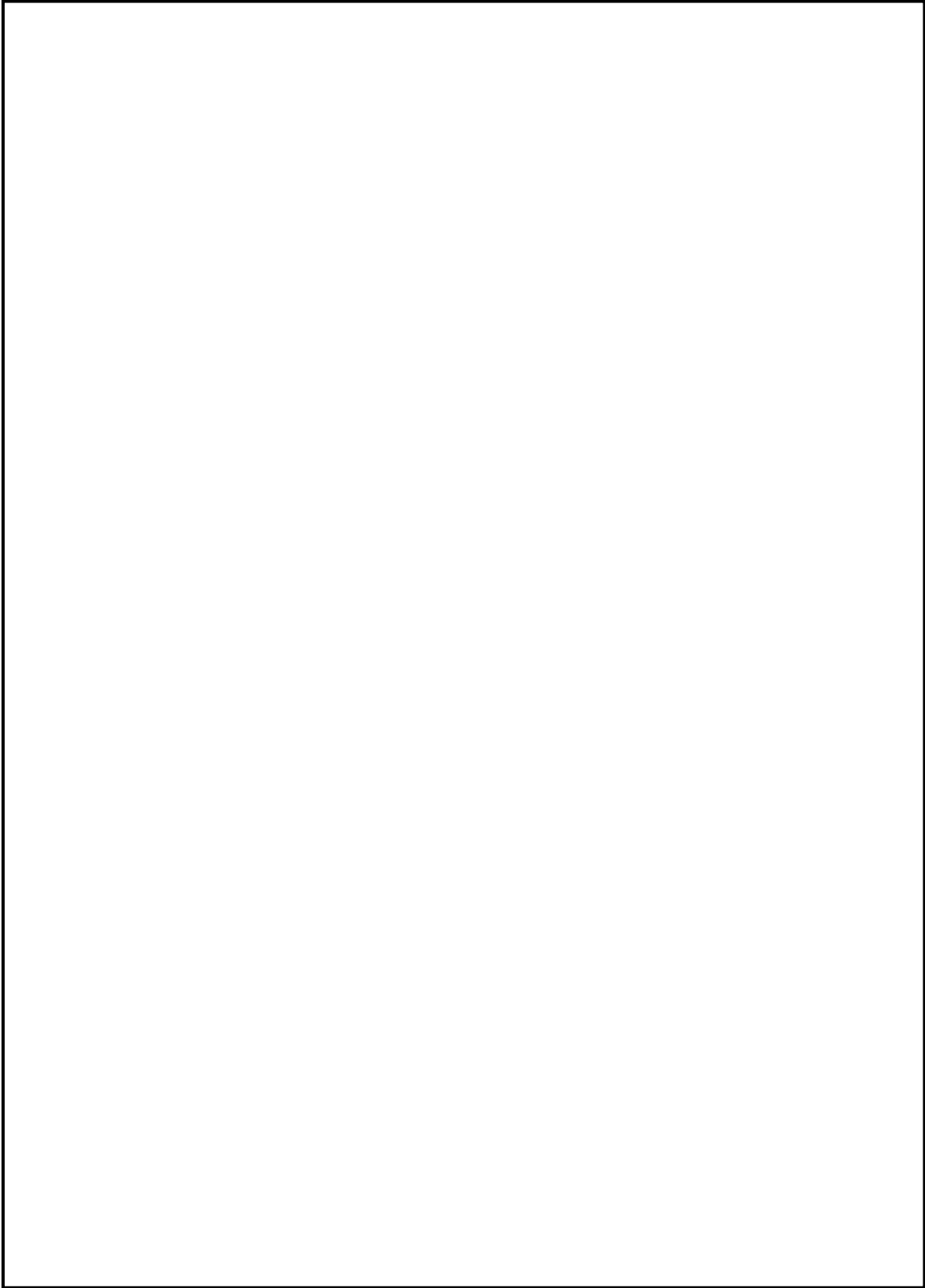


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (1 / 3)

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。

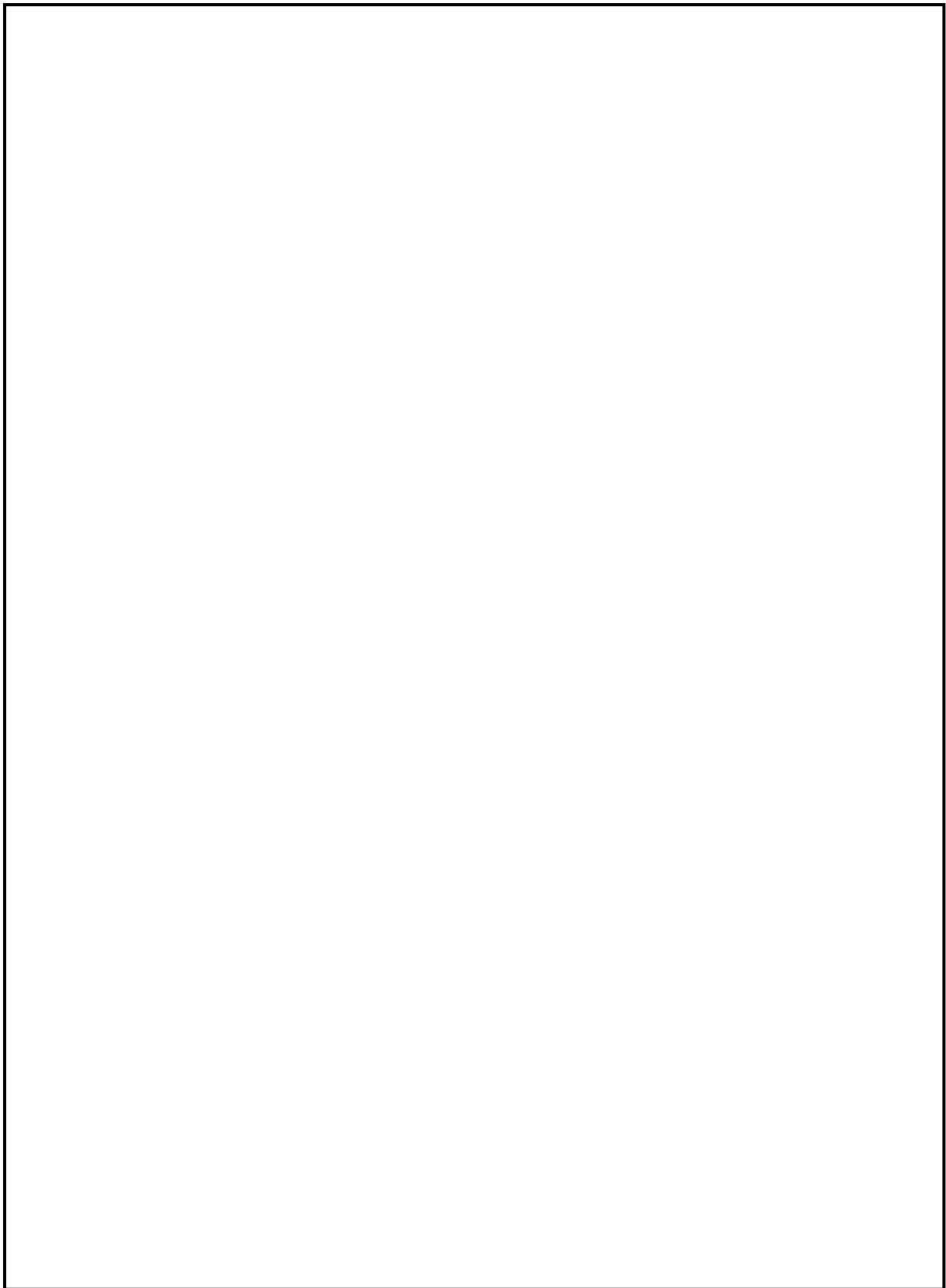


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (2 / 3)

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。

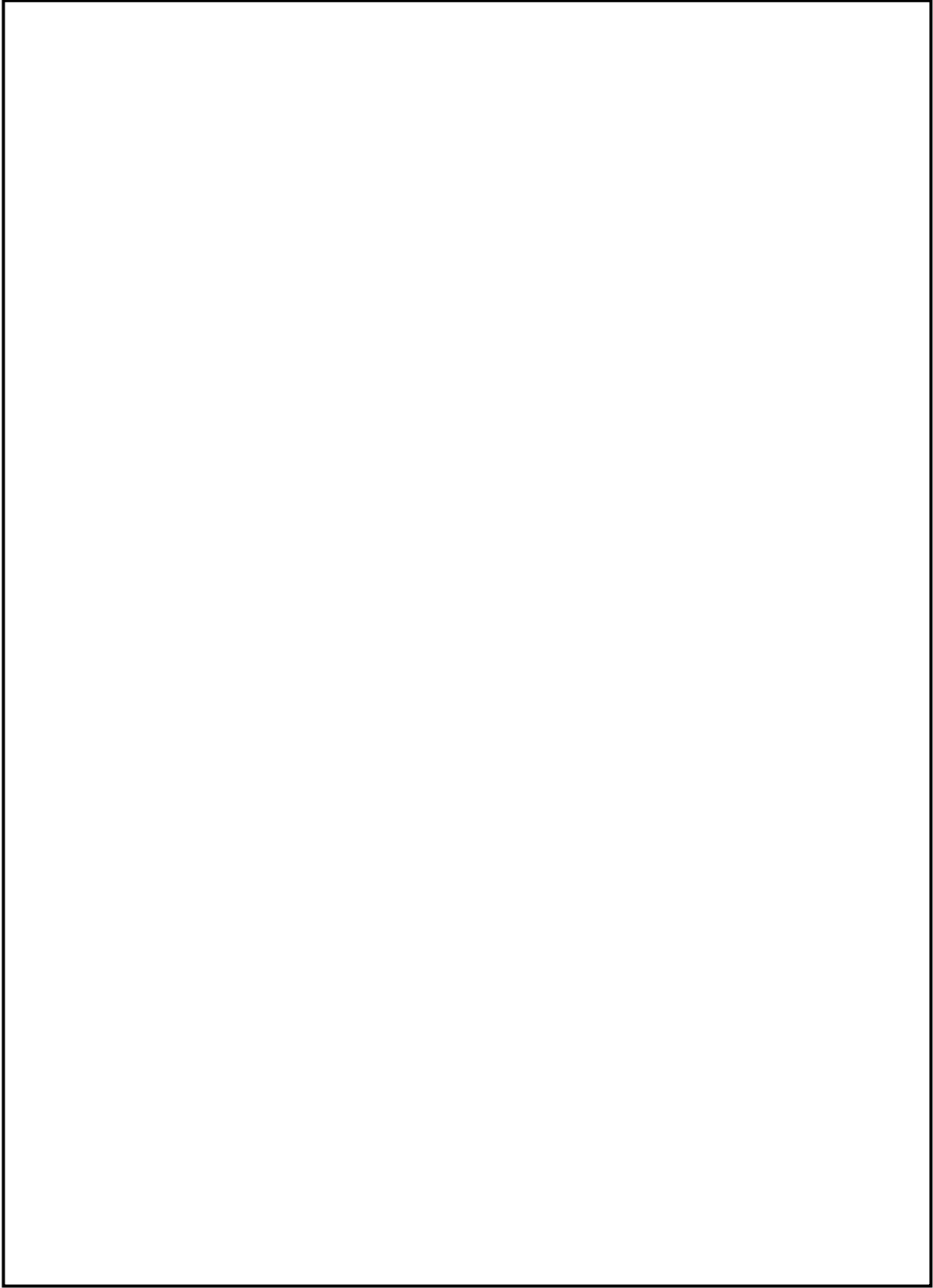


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

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。

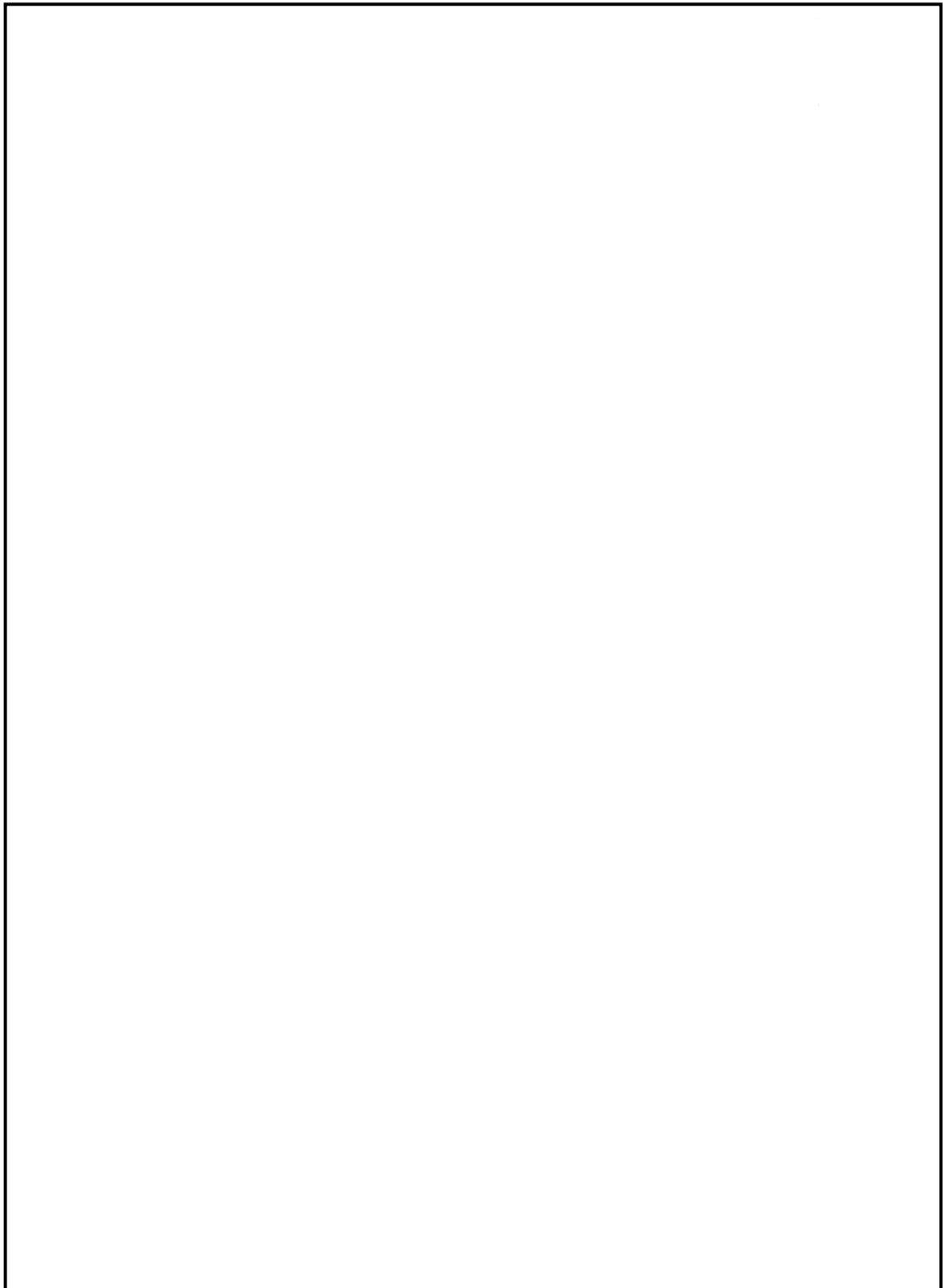


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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。

49-6 容量設定根拠

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ (格納容器代替スプレイ系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	150 以上 (注 1) (230 (注 2))	
全 揚 程	m	□以上 (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	□以上 (注 1) (210 (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	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>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。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対象設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。</p> <p>これらの系統構成は、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、残留熱除去系等の配管を經由して、格納容器スプレイ・ヘッダより原子炉格納容器内にスプレイ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。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系 (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。</p>			

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 150m³/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) 原子炉格納容器スプレイ必要容量：120m³/h以上

格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、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)において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、1台あたり120m³/h以上をスプレイ可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(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、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の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、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上(注1) / 190m(注2)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<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、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m以上とする。

【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、主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力 210kW/台

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）

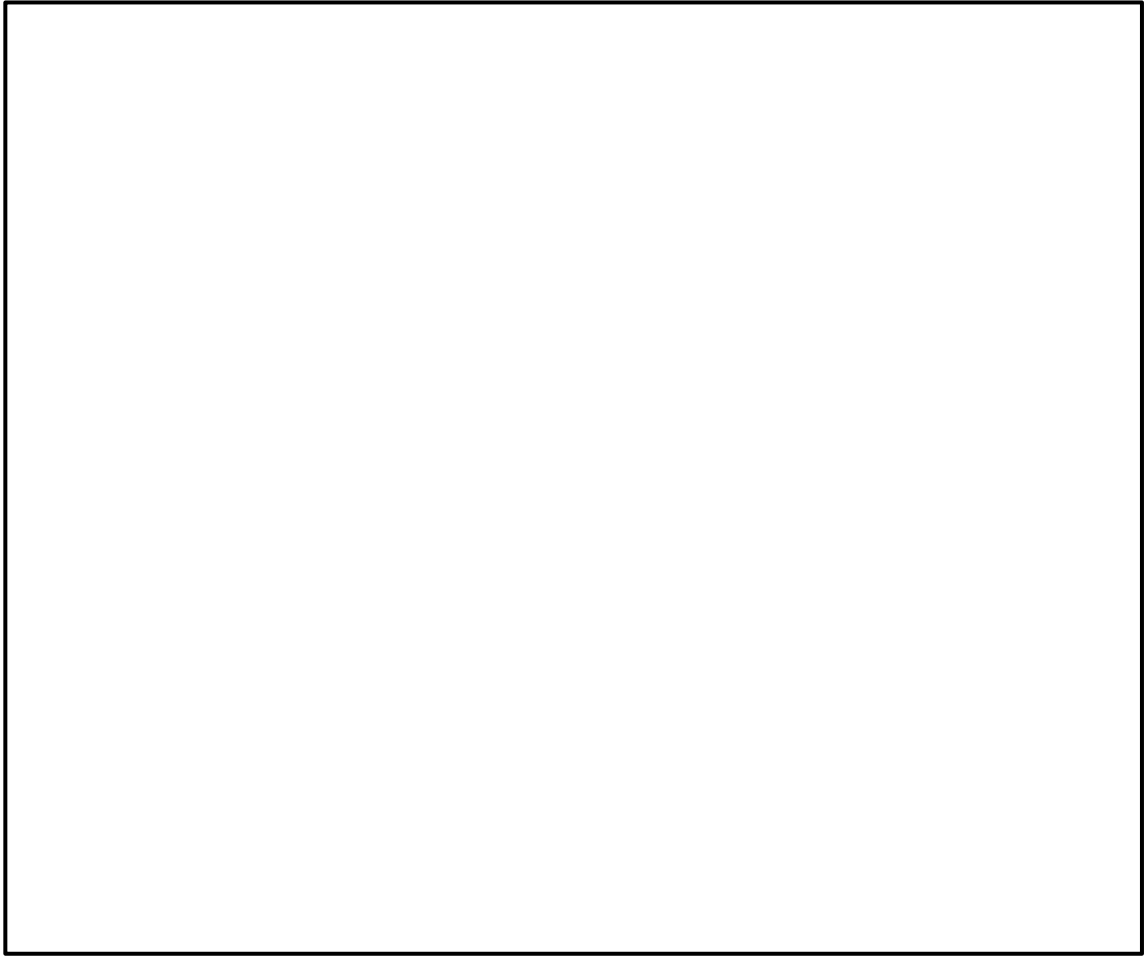


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.37 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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（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、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイ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、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

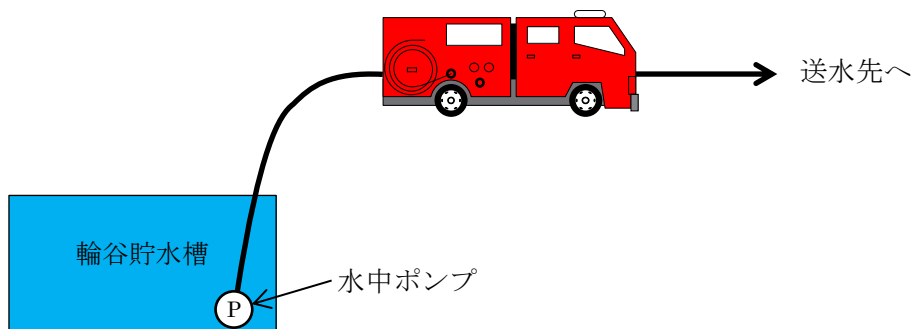


図 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、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）において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ量 120m³/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/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.37MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

格納容器代替スプレイ系（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）及び輪谷貯水槽（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1）及び輪谷貯水槽（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】

最終吐出端必要圧力	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	1.37 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 49-6-9, 10 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 1.37MPa 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 を吐出圧力の公称値とする。

図2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。

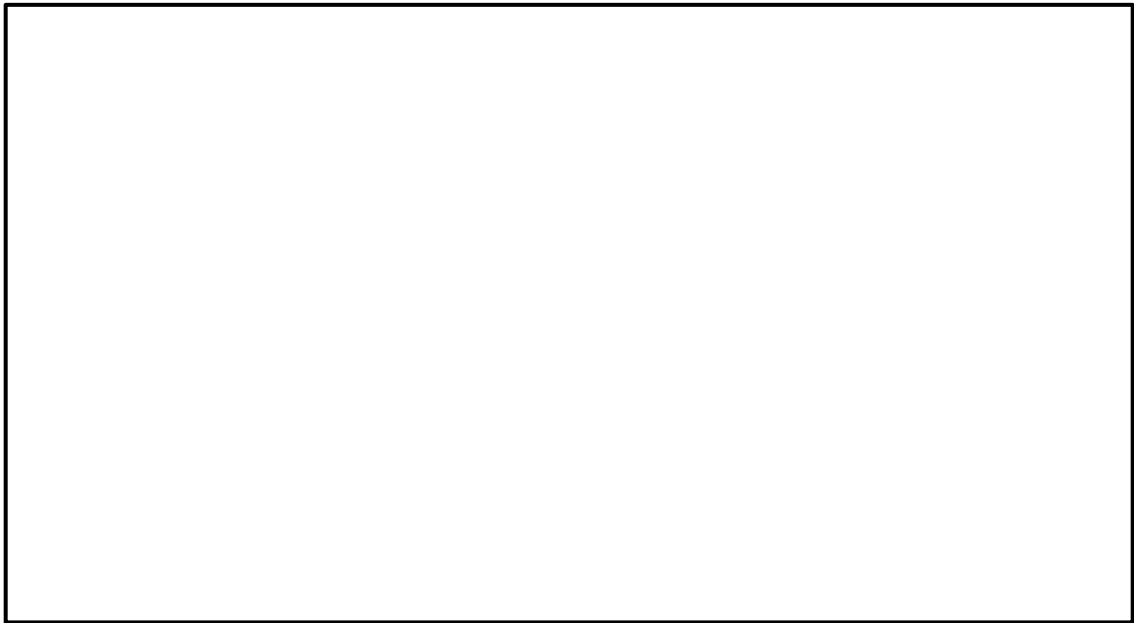


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）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3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1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1 m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）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 5.2m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.7m）< 有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下のとおり。

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	5.2	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。

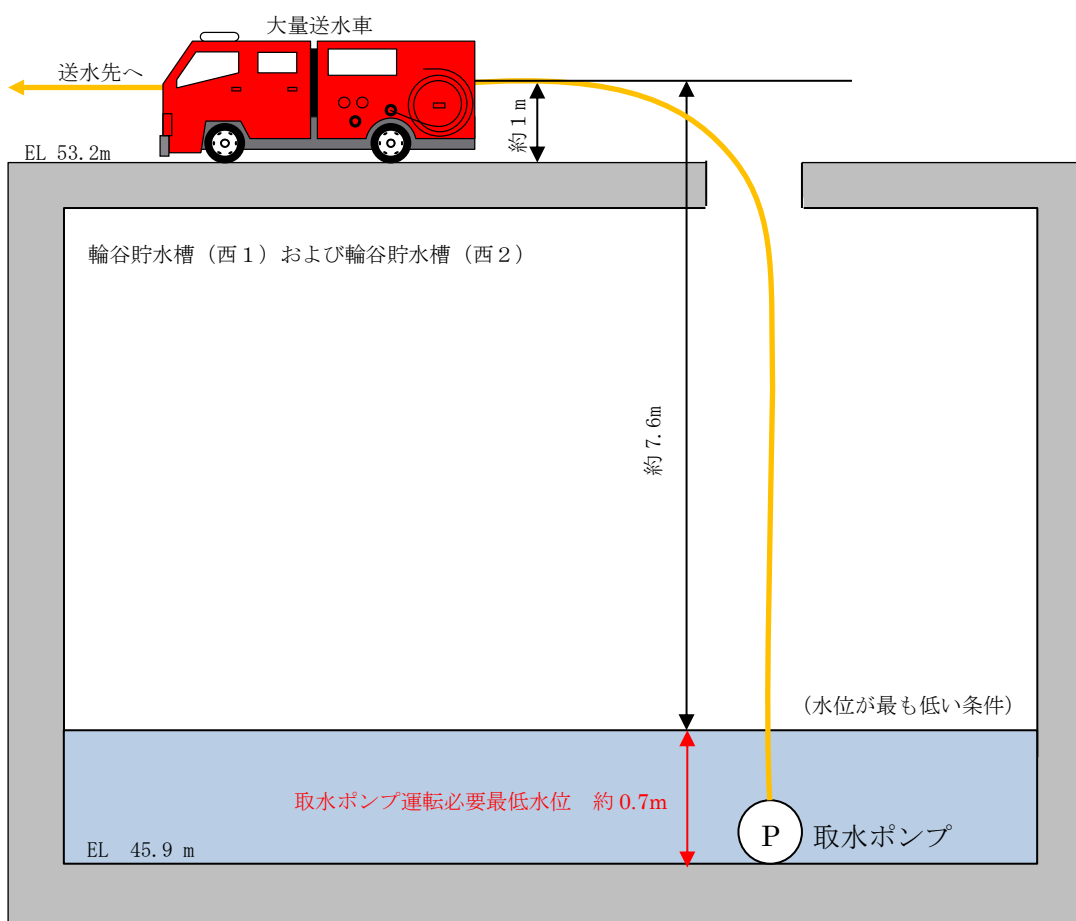


図3 大量送水車設置概要図

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/台

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。

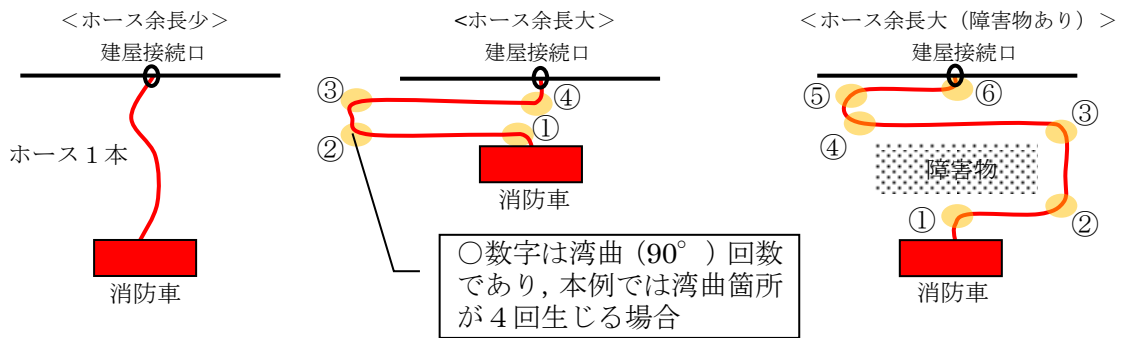


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 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 1 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	1	2	4	6	10
	θ°					
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	0.065	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 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 11 < 200$ 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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

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

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$$

49-7 接続図

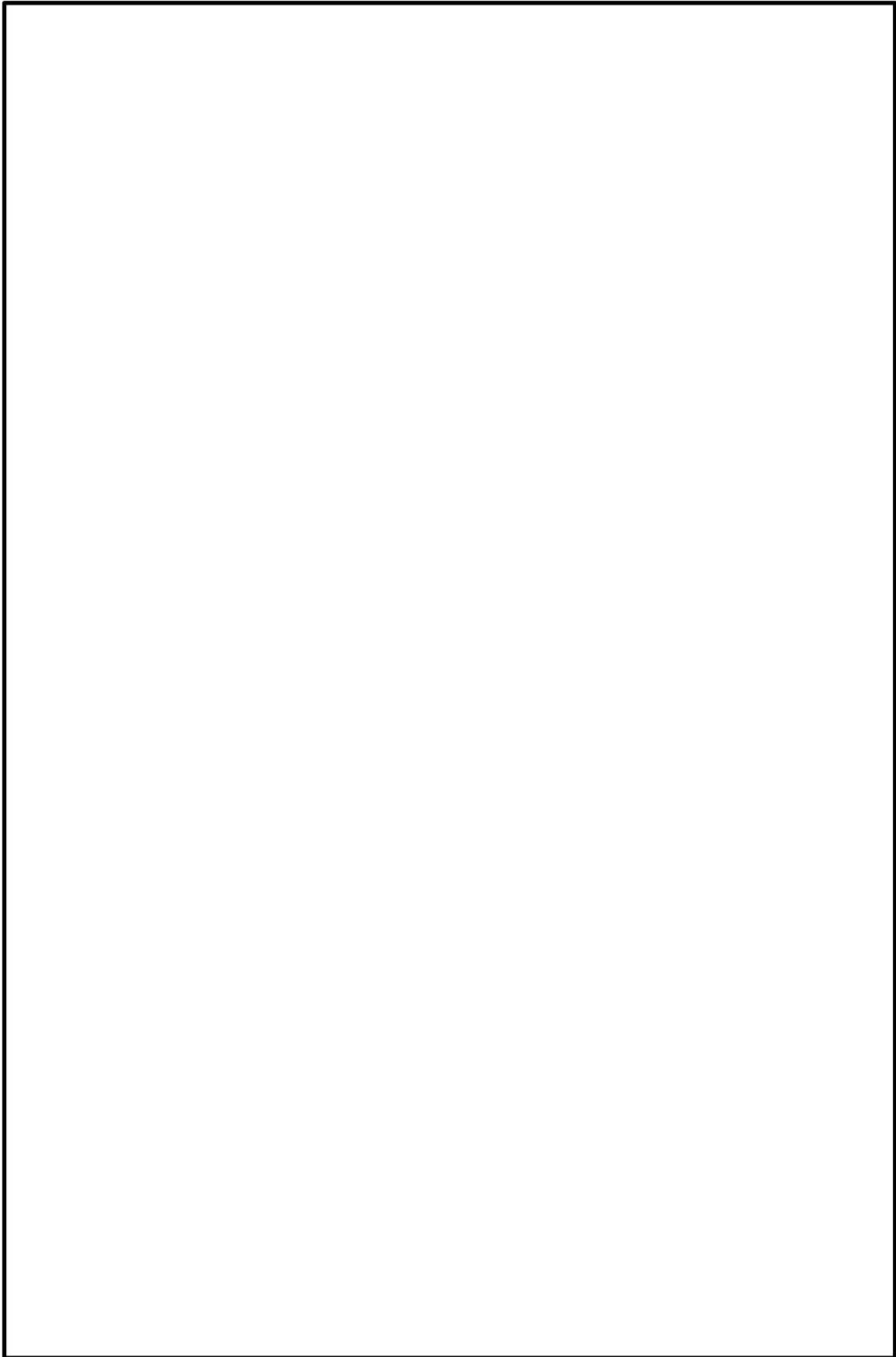
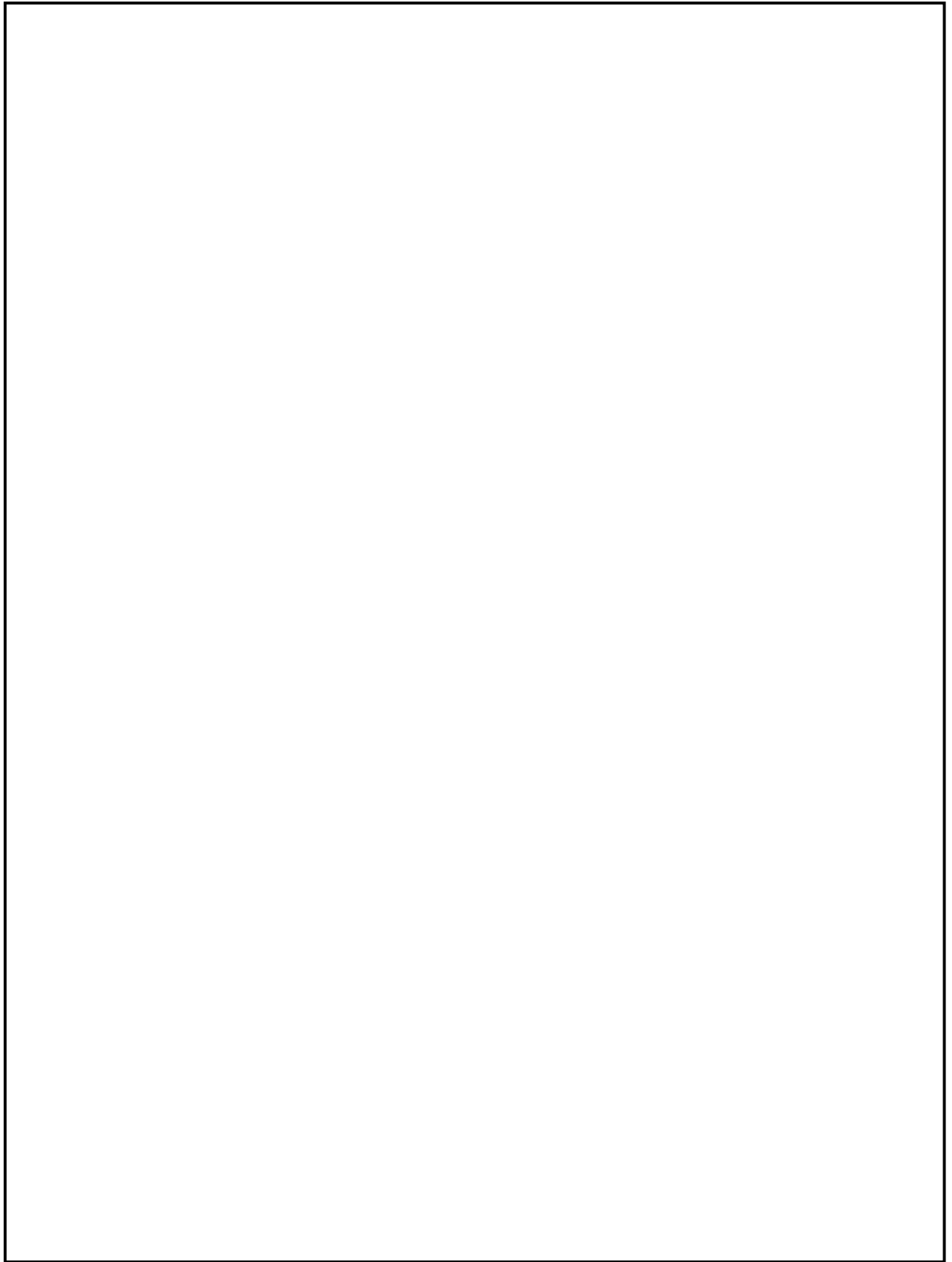


図 1 接続図

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。



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（建物内接続 原子炉建物1階）

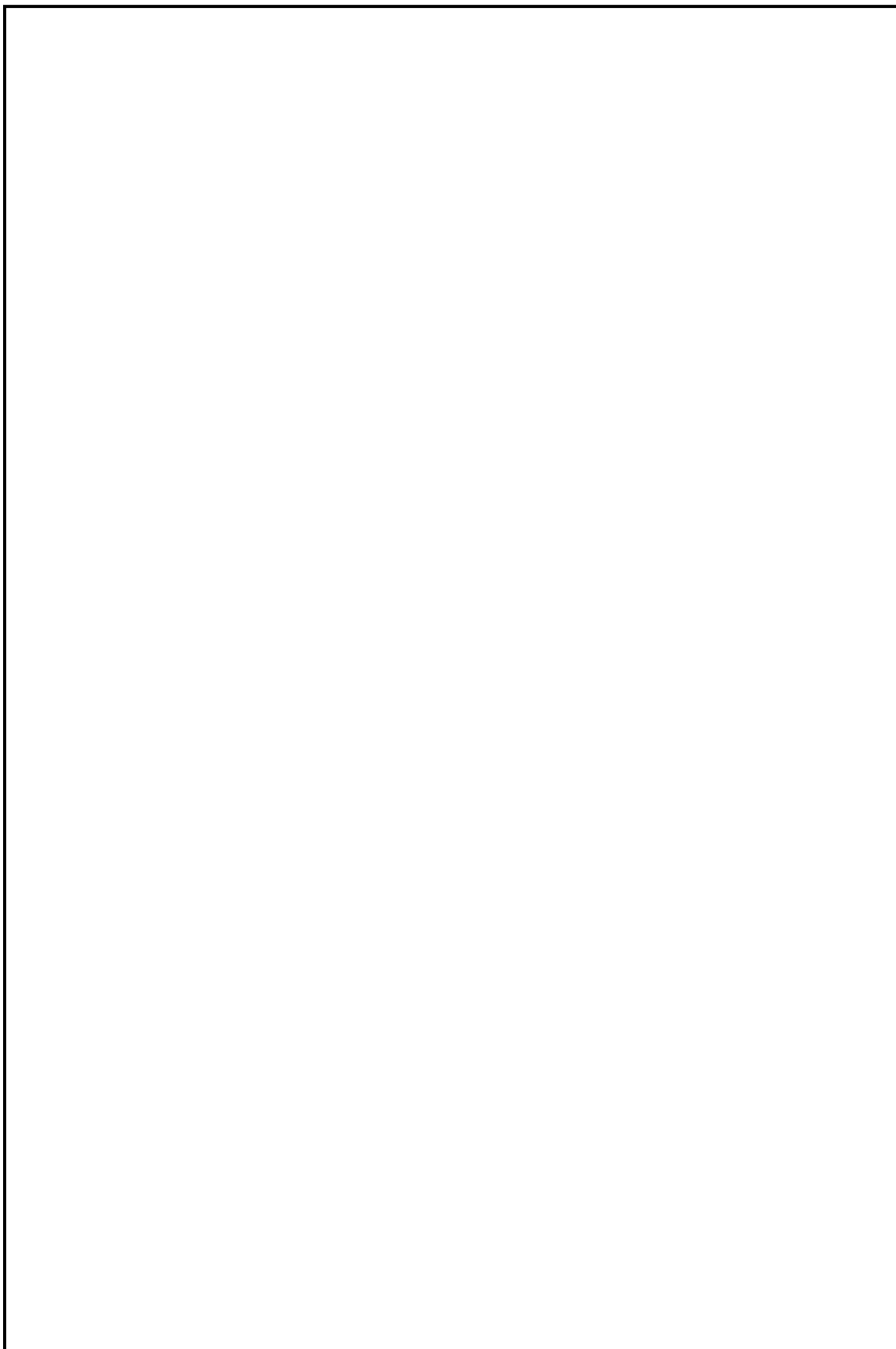


図3 接続図（建物内接続 原子炉建物2階）

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。

49-8 保管場所図

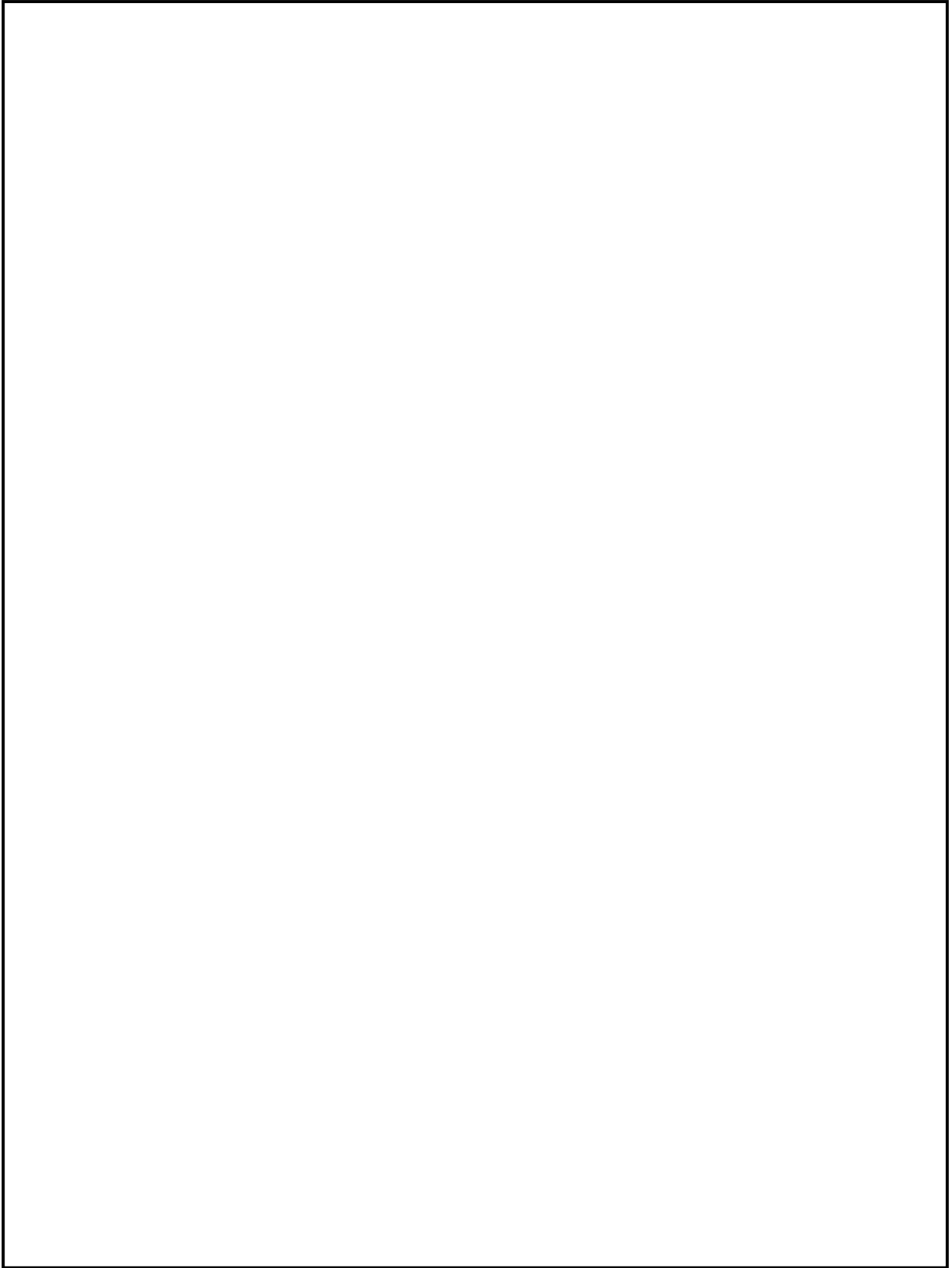


図1 保管場所図（位置的分散）

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。

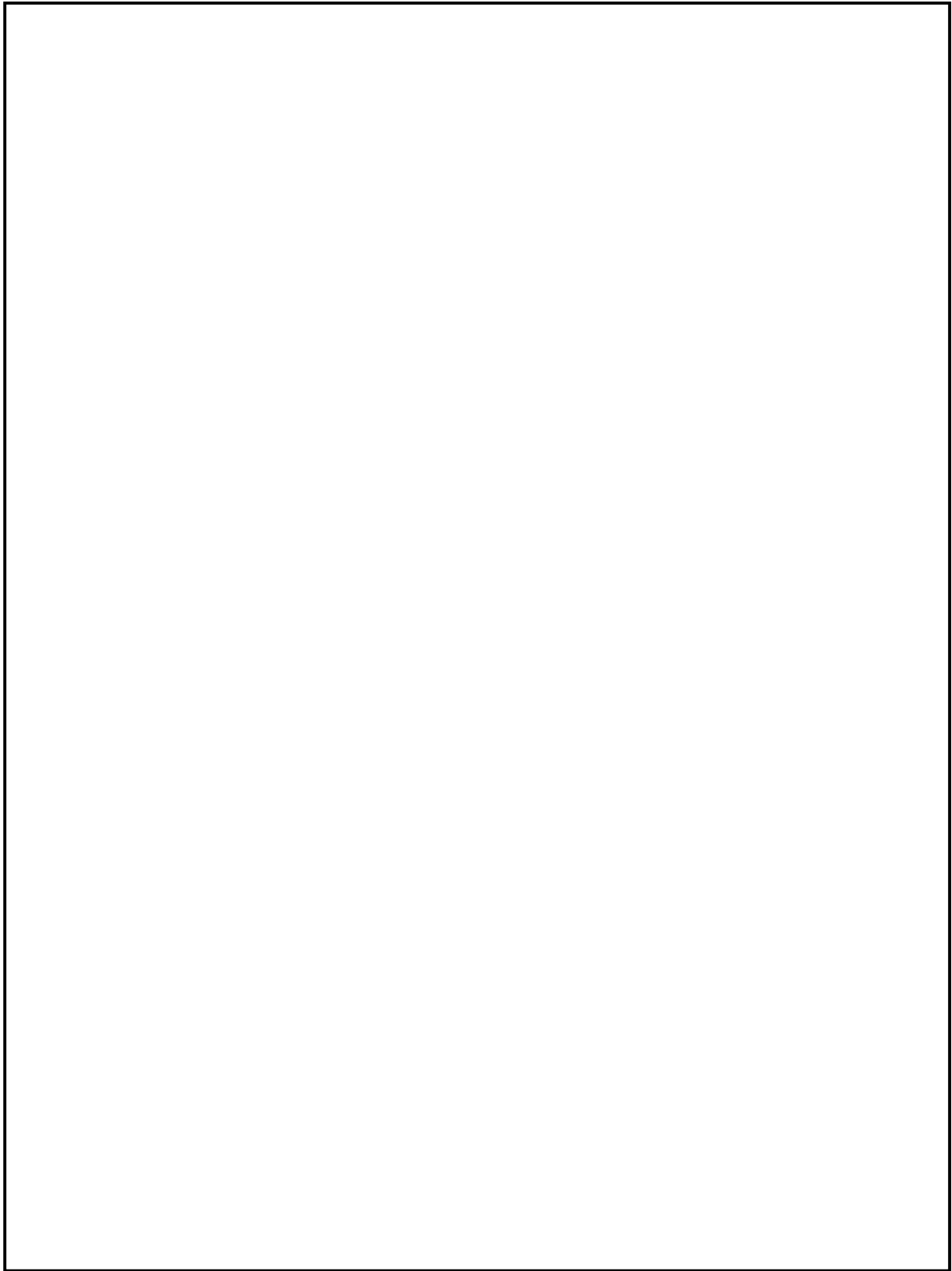


図2 保管場所図（機器配置）

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。

49-9 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

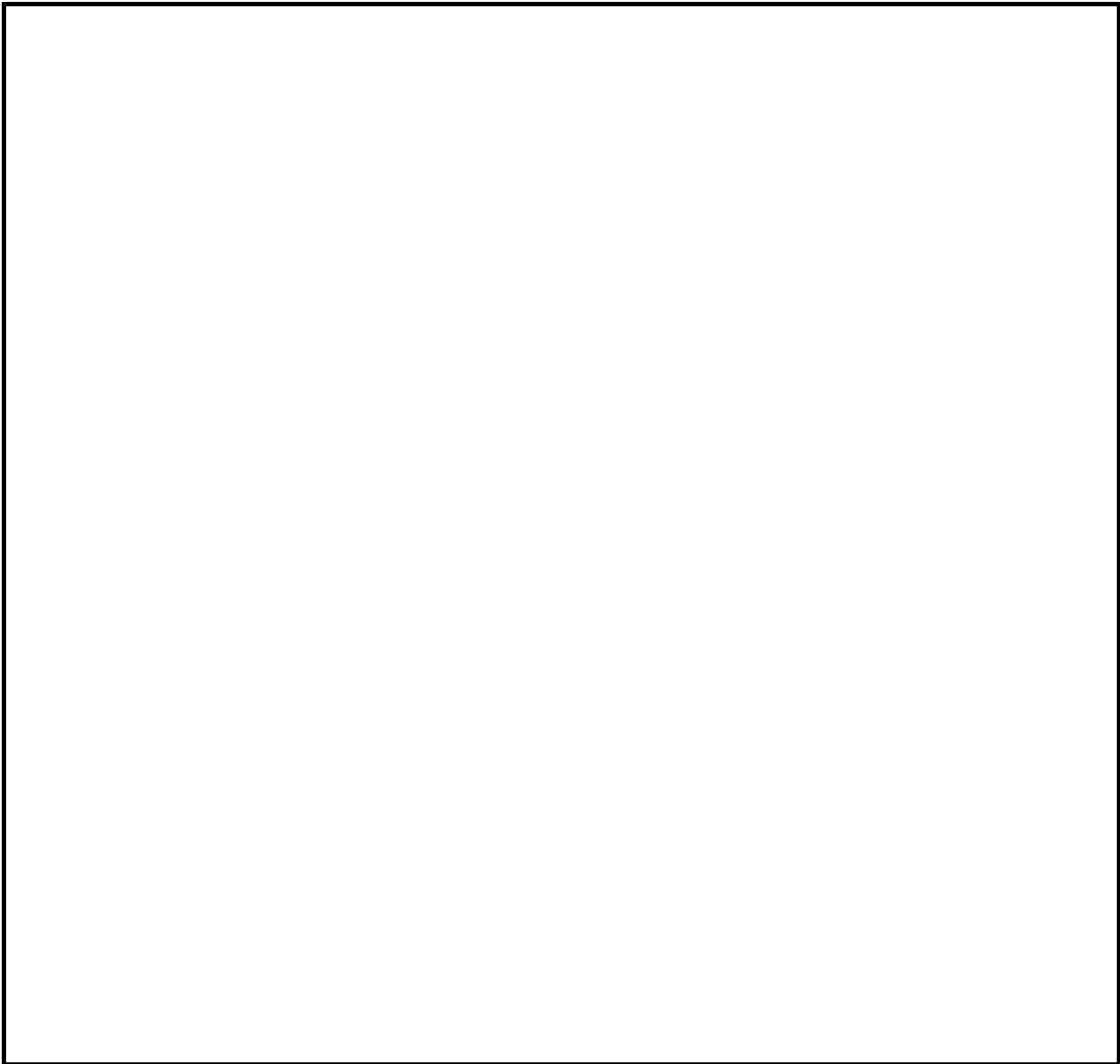


図1 保管場所及びアクセスルート

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。

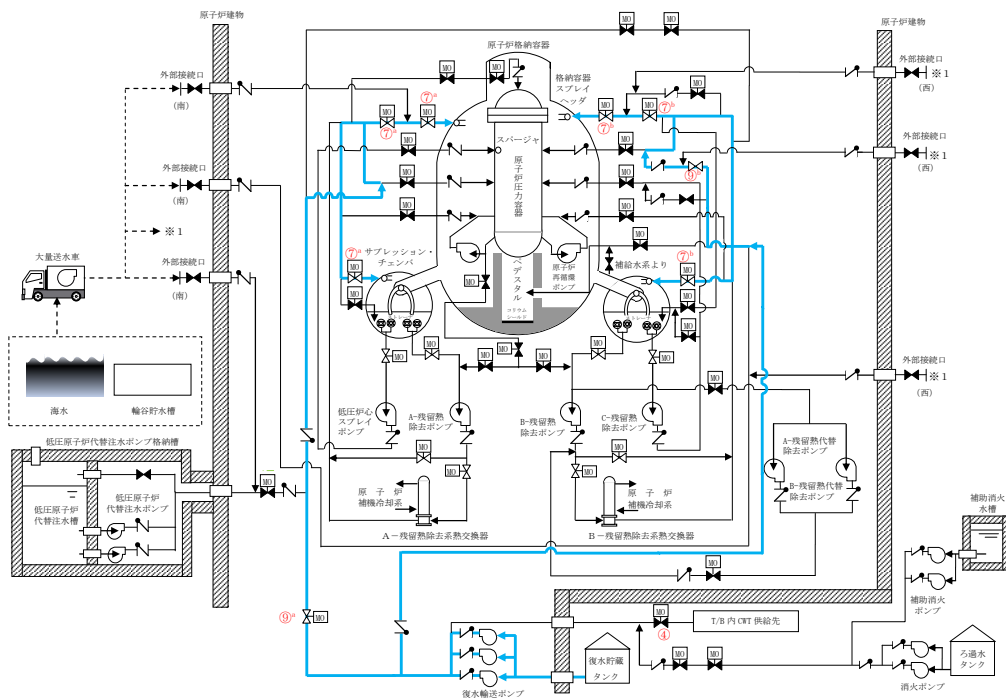
49-10 その他設備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(1) 復水輸送系による格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、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復水輸送ポンプを用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、低圧原子炉代替注水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



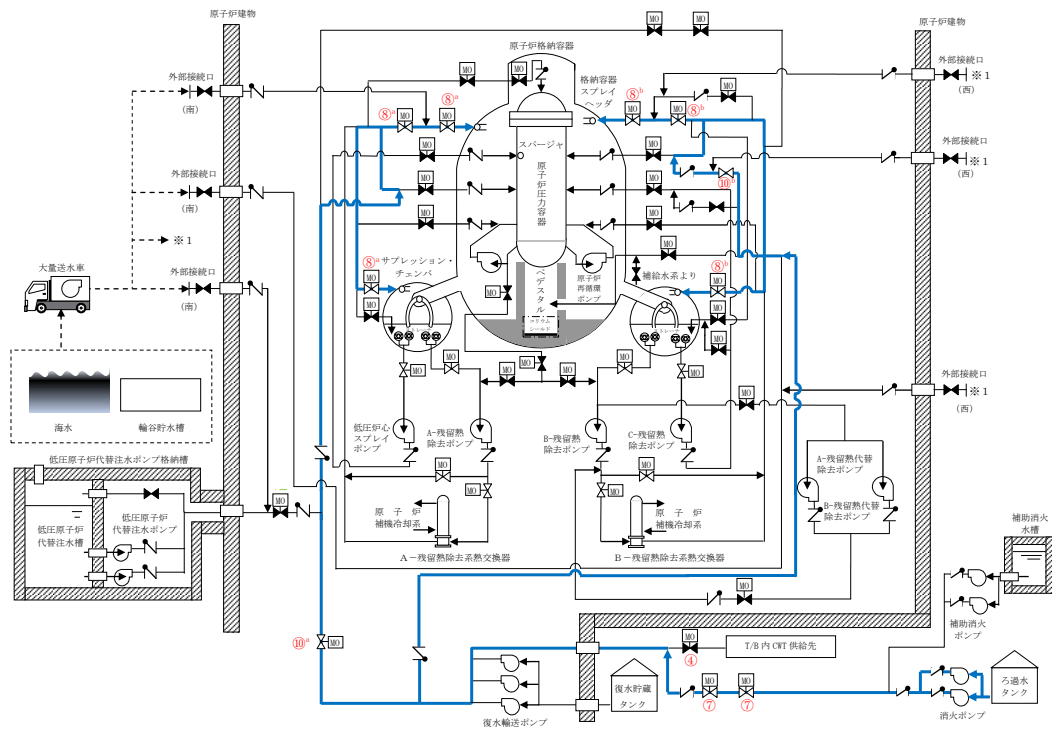
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRトーラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRトーラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^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)

図1 復水輸送系による格納容器スプレイ 手順の概要図

(2) 消火系による格納容器スプレイ

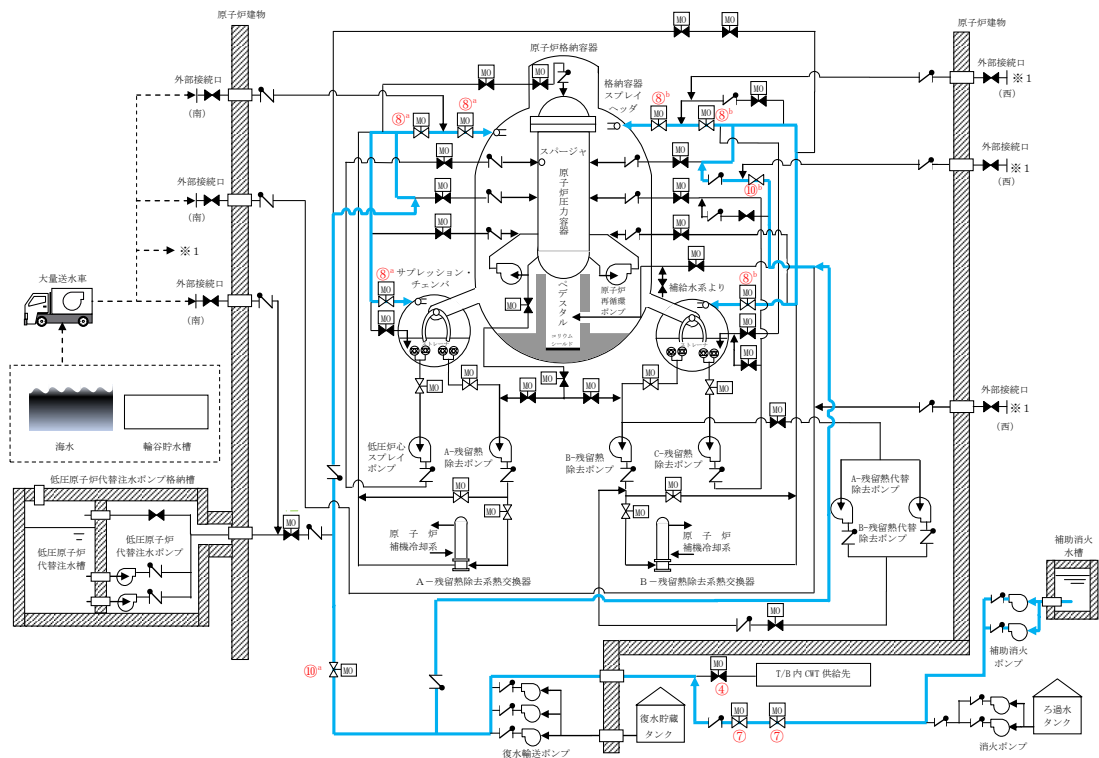
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び復水輸送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系による格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系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、格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	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
⑦	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRトールススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRトールススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^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)

図2 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図
(消火ポンプを使用した場合)



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦	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
⑦	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	A-RHRトーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b	B-RHRトーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^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)

図3 消火系による格納容器スプレー 手順の概要図
(補助消火ポンプを使用した場合)

(3) ドライウェル冷却系による格納容器内除熱

格納容器代替スプレー及び残留熱除去ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源（ガスタービン発電機）により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却機装置を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却機装置を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

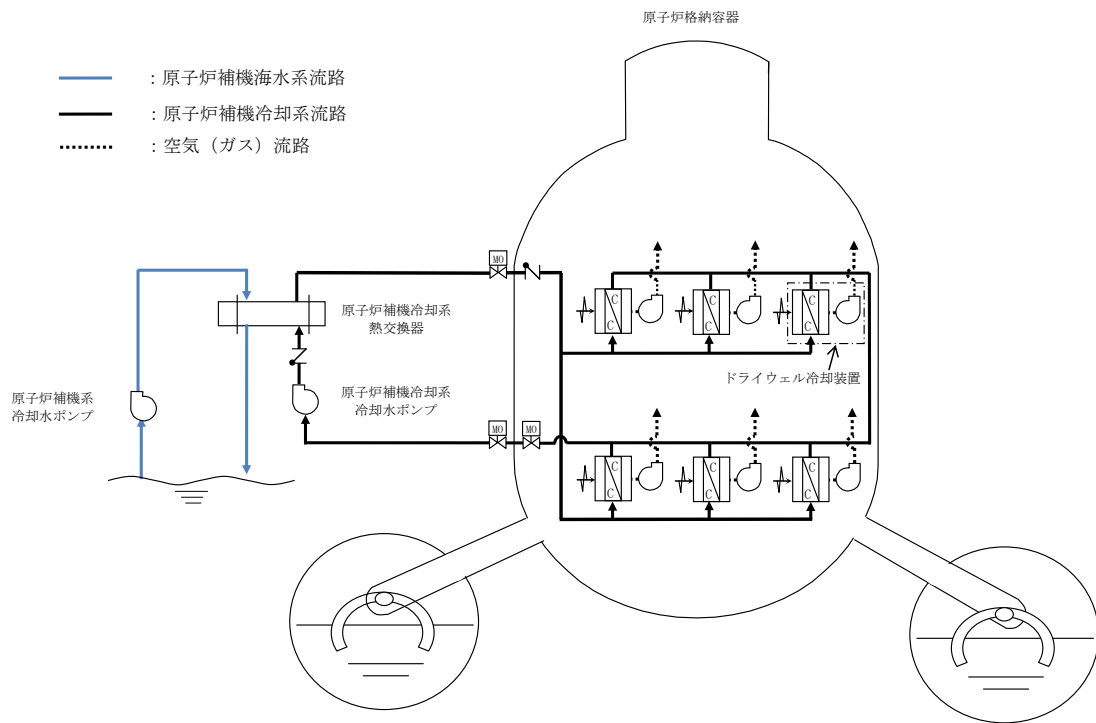


図4 ドライウエル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

50 条 補足説明資料

- 50-1 S A設備基準適合性一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計測制御系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備

50-1 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)

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1ベントフィルタスクラバ容器	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	50-4 配置図		
		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		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類), 弁, 流路	B, C, F	
			関連資料		50-6 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		50-5 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			50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B		
		関連資料		50-4 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		50-7 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		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因		対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

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1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器		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	50-4 配置図	
		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	50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類), その他	C, M	
			関連資料	50-6 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	50-5 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	50-3 配置図, 50-5 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B		
		関連資料	50-4 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	50-7 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	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	(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	50-4 配置図	
		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	50-4 配置図, 50-5 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	50-6 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	50-5 系統図		
		第5号	悪影響防	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			50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作(遠隔)		A b, B	
		関連資料	50-4 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	50-7 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)		B
			サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C a
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				残留熱代替除去ポンプ	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	その他建物内	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	50-4 配置図	
		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	50-6 試験・検査説明資料		
		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	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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	A a	
			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			50-7 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)	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	50-4 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)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器	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	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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			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	50-6 試験・検査説明資料		
		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	50-5 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 d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	(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	50-7 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象(サポート系あり) - 異なる駆動源, 冷却原等	A	
			関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		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	50-8 接続図, 50-9 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 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	50-6 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	50-5 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 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	50-4 配置図			
	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	50-7 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	50-8 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	50-8 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	50-8 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	50-9 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	50-10 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 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)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		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	50-8 接続図, 50-9 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 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	50-6 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	50-5 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 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	50-4 配置図			
	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	50-7 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	50-8 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	50-8 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	50-8 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	50-9 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	50-10 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			

50-2 単線結線図

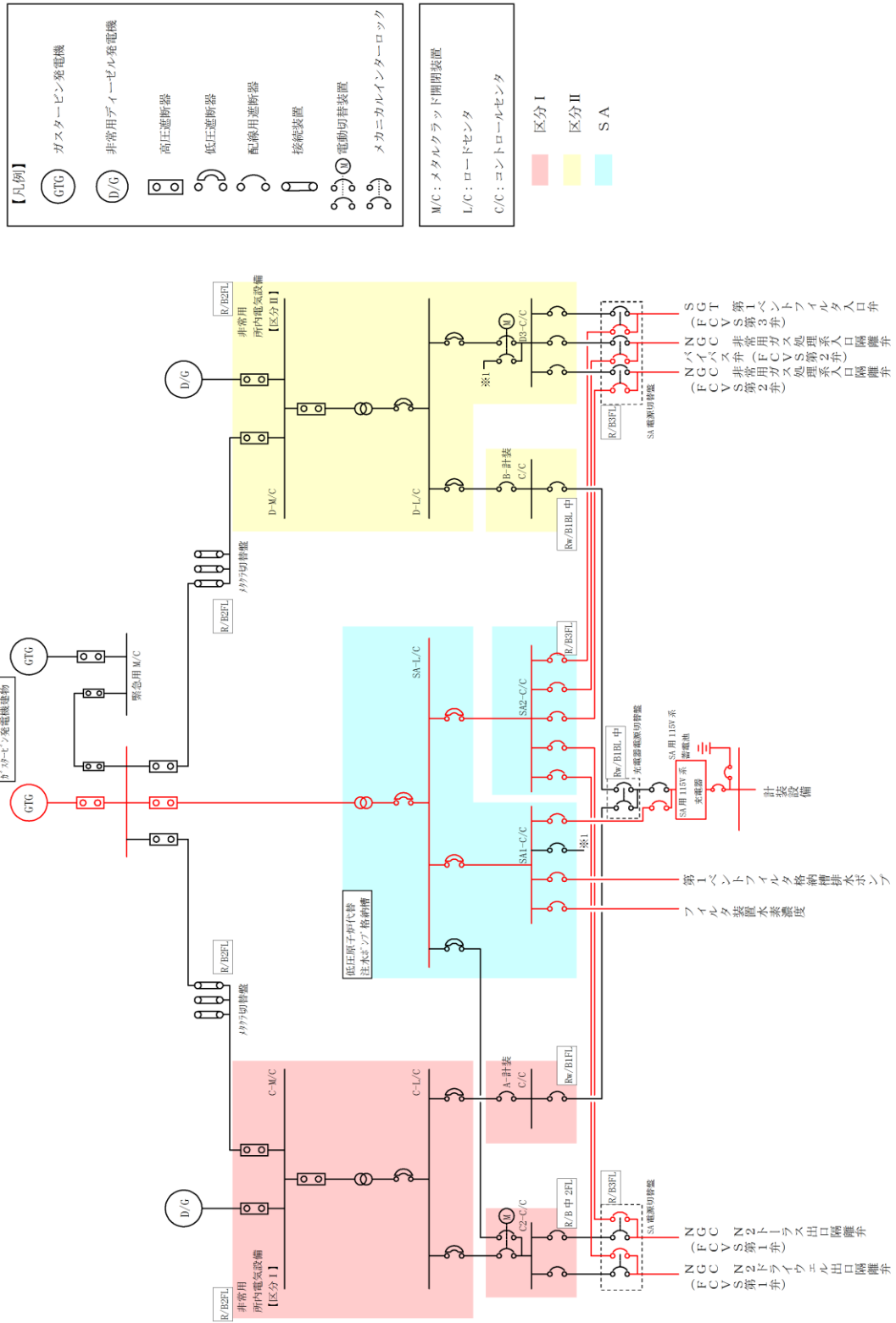


図 1 格納容器フィルタベント系 単線結線図

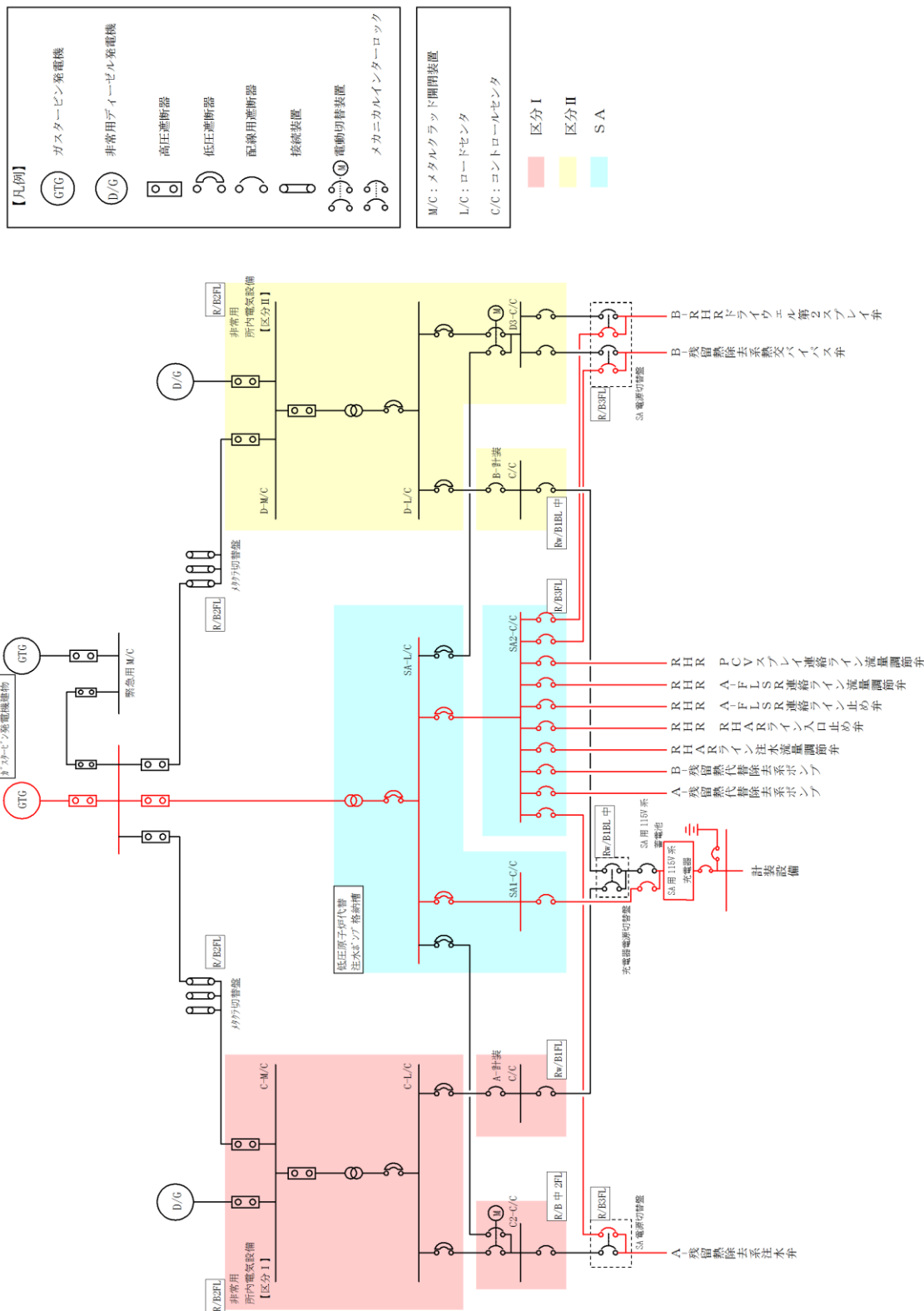


図 2 残留熱代替除去系 単線結線図

50-3 計測制御系統図

表 1 格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
① スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のため の水位監視		系統待機時における水位の範囲 上限水位から下限水位の範囲 を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
② スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰 囲気ガスがフィルタ装置へ 導かれていることの確認	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gauge] (2 Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③ スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④ フィルタ装置出口配 管圧力 ^{※2}	系統待機時の窒素封入によ る不活性状態の確認	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 が維持されていることを 計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤ 第1ベントフィルタ 装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素 濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥ 第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放 射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計 測可能な範囲とする。	2 1	中央制御室 緊急時対策所
⑦ スクラバ水 pH ^{※2}	スクラバ容器性能維持のため の pH 監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可 能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は第図 1 の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

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。

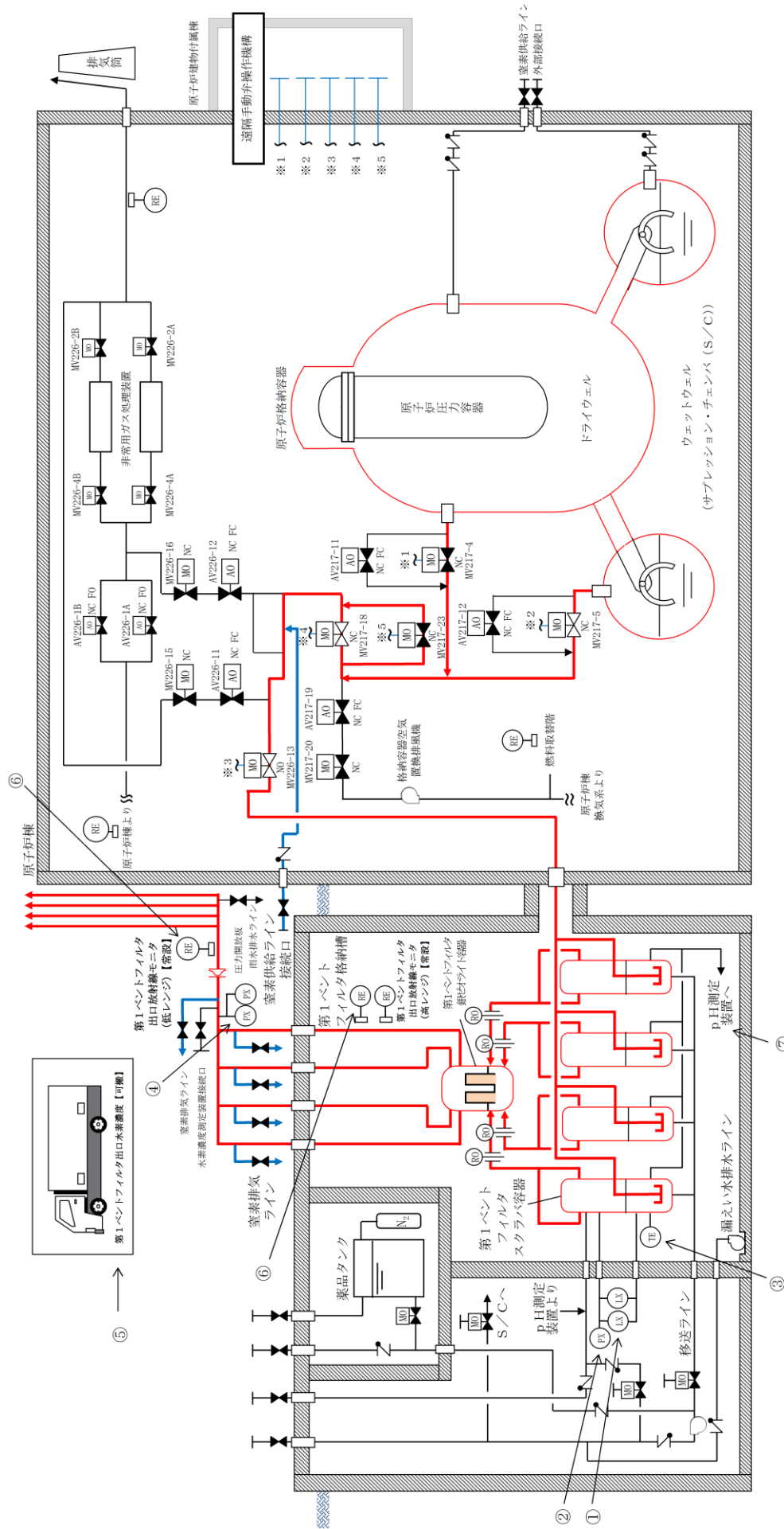


図1 格納容器フィルタバント系 計測制御系統図

格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図2「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

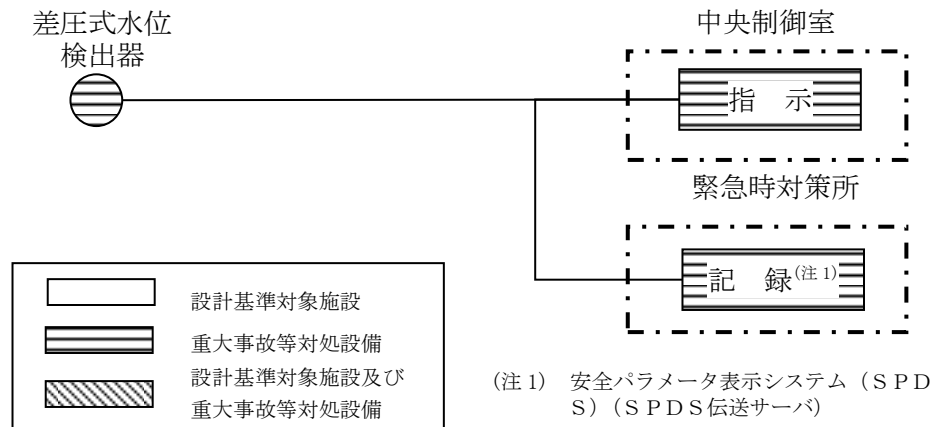


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図3「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。)

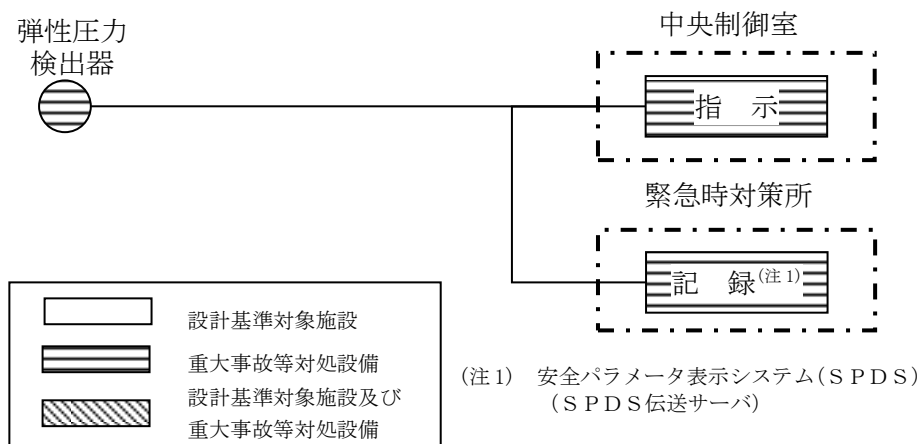


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図4「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

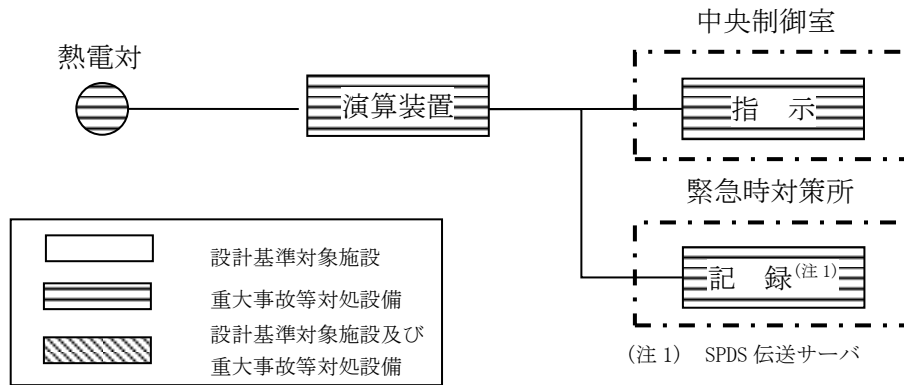


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図5「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

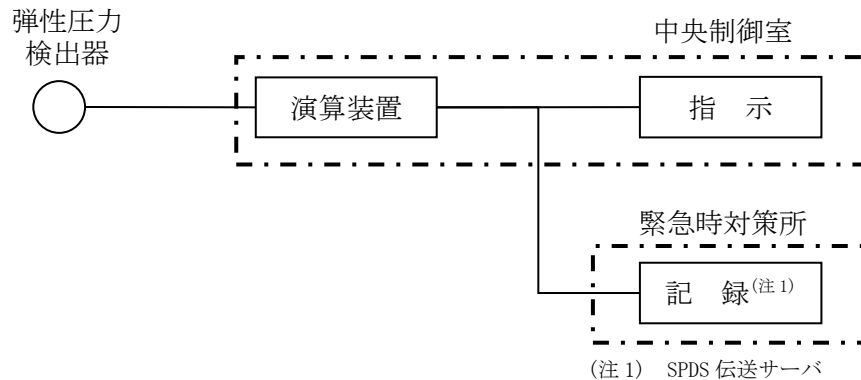


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 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水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」, 図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。)

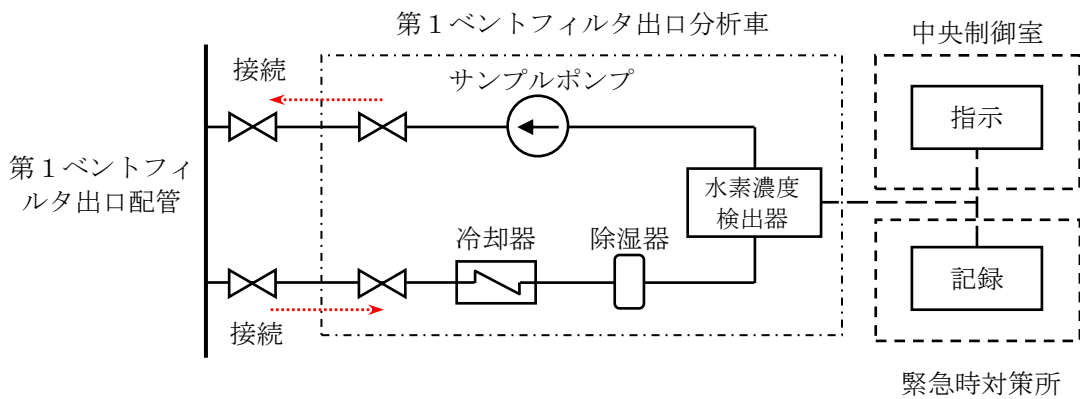


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

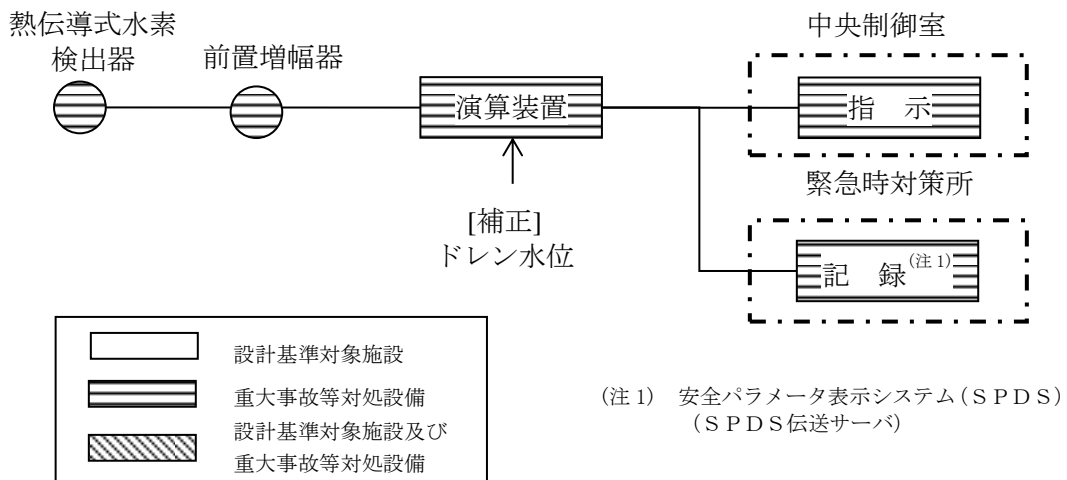


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、重大事故対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図」参照。)

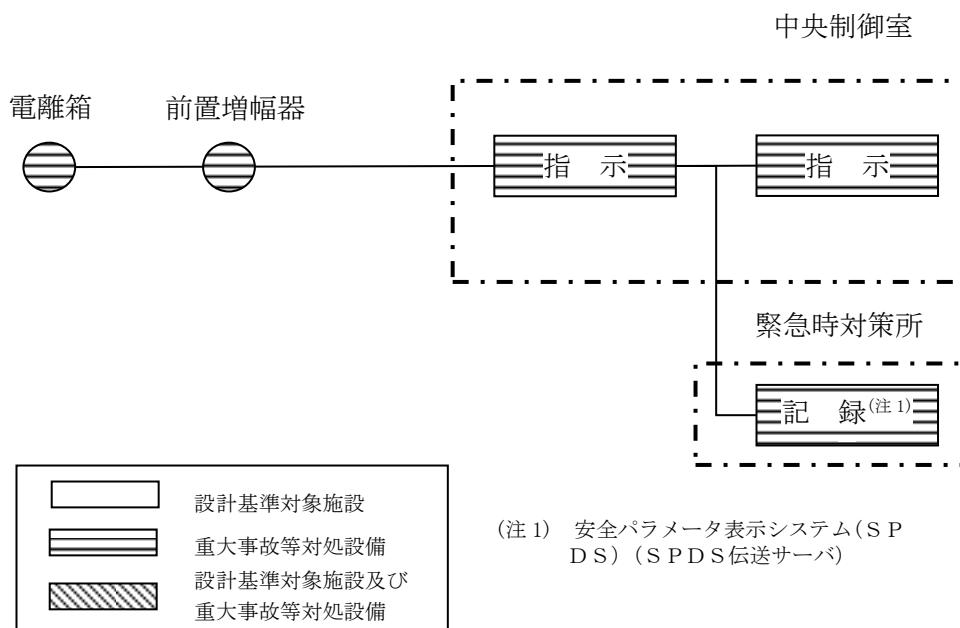


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(7) スクラバ水 pH

スクラバ水 pH は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH 検出器により計測する。スクラバ水 pH（自主対策設備）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて pH 信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場にて監視可能な設計としている。

(図 9 「スクラバ水 pH システム概要図」、図 10 「スクラバ水 pH の概略構成図」 参照。)

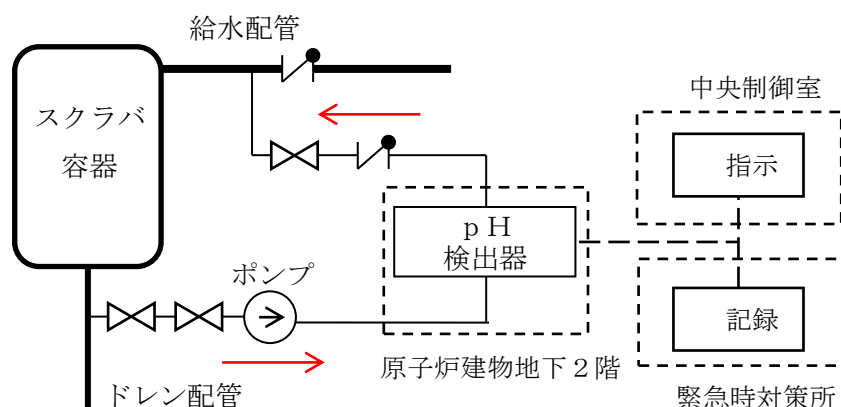
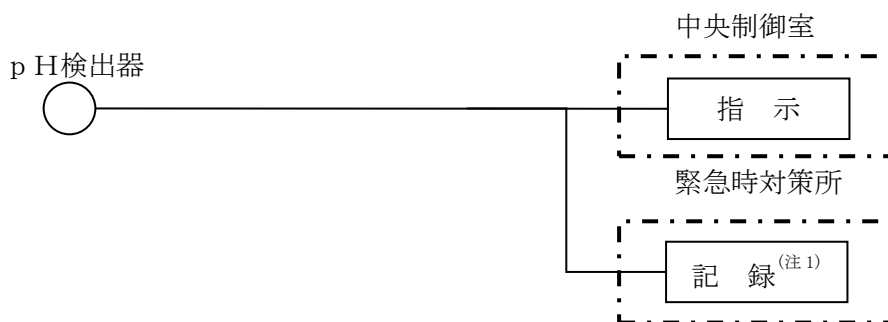




図 9 スクラバ水 pH システム概要図



(注 1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)

図 10 スクラバ水 pH の概略構成図

50-4 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

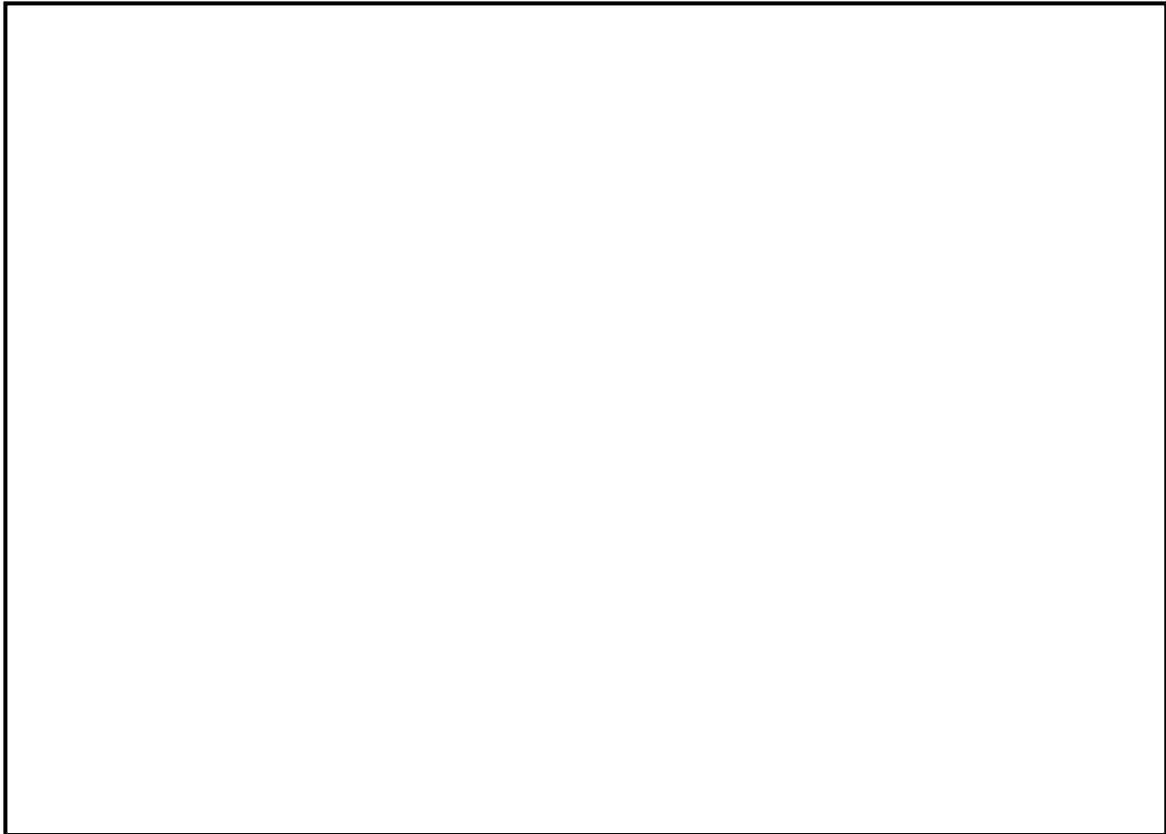


図1 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

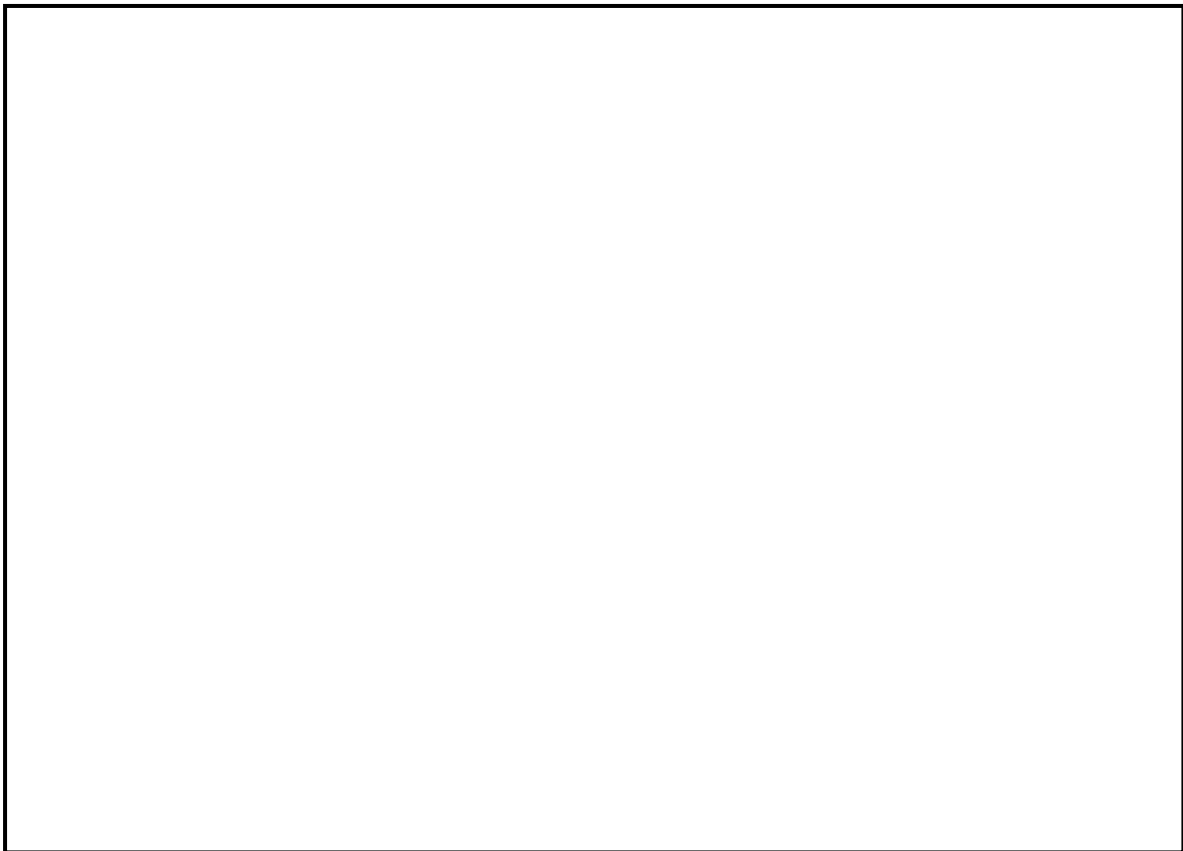


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

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。

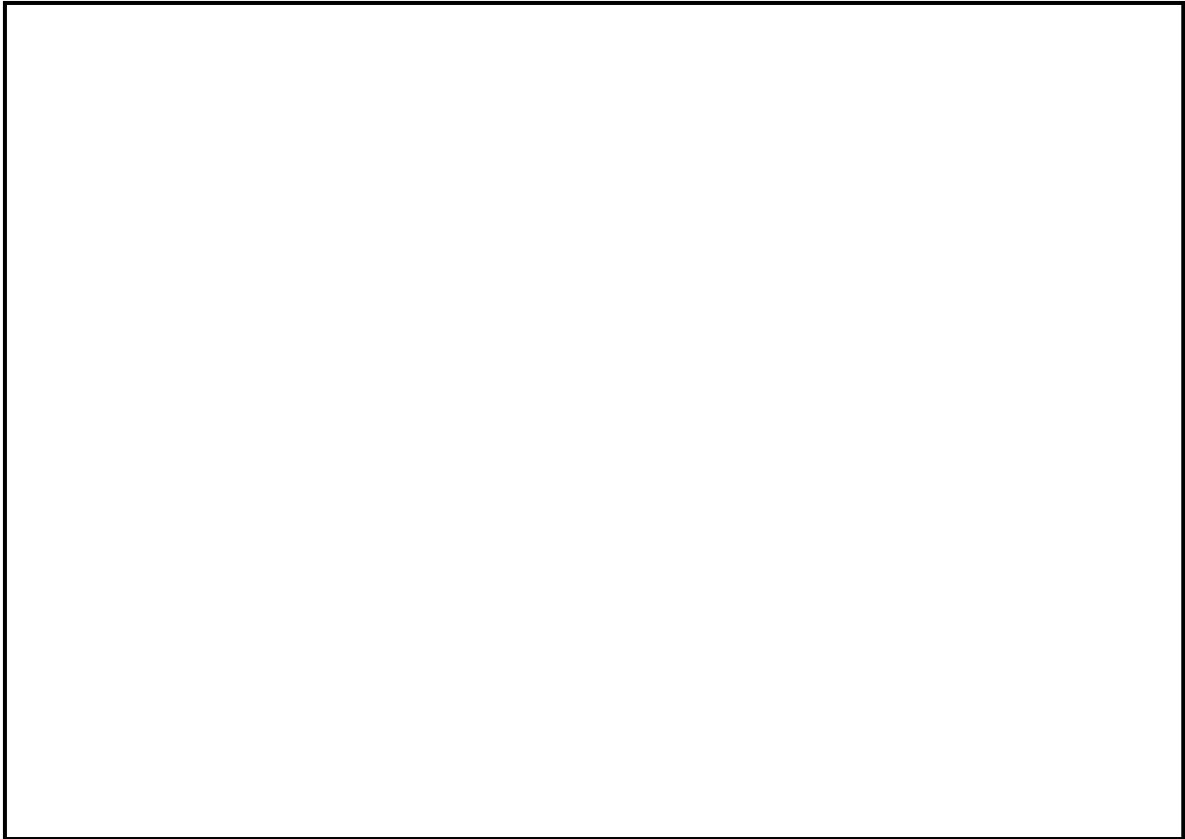


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

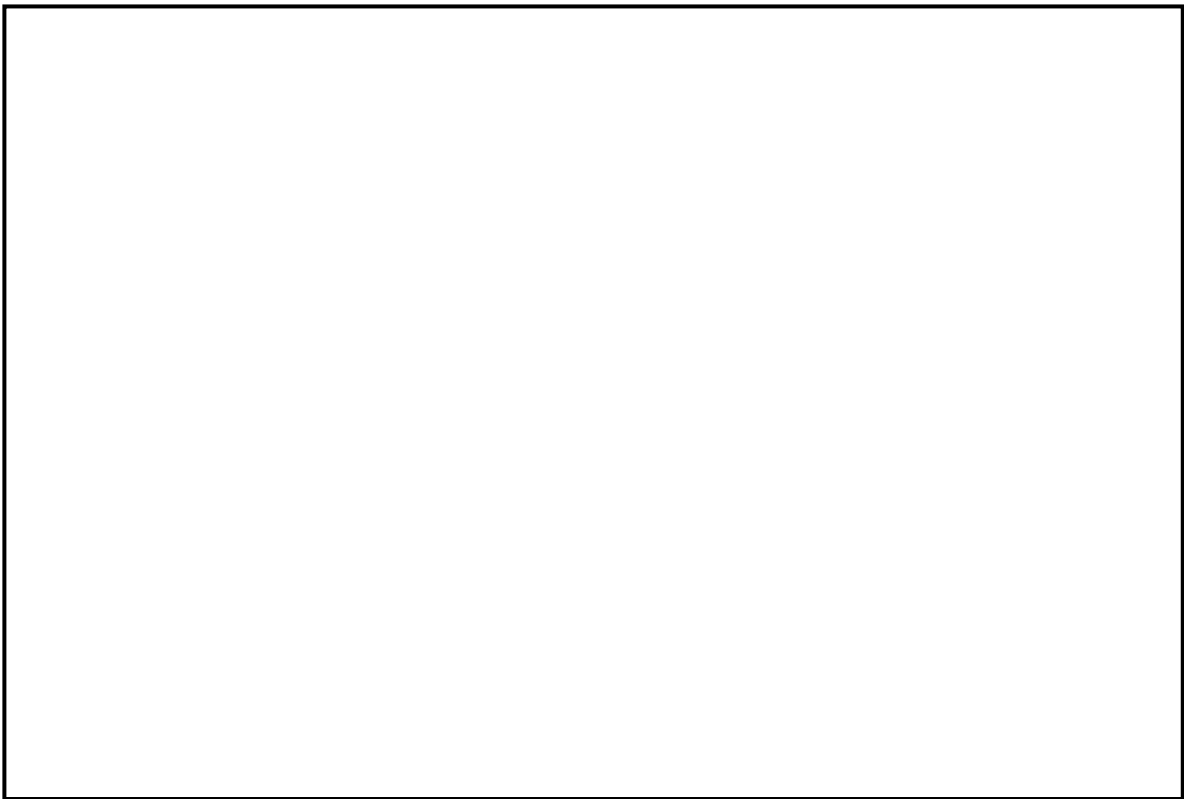


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

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。

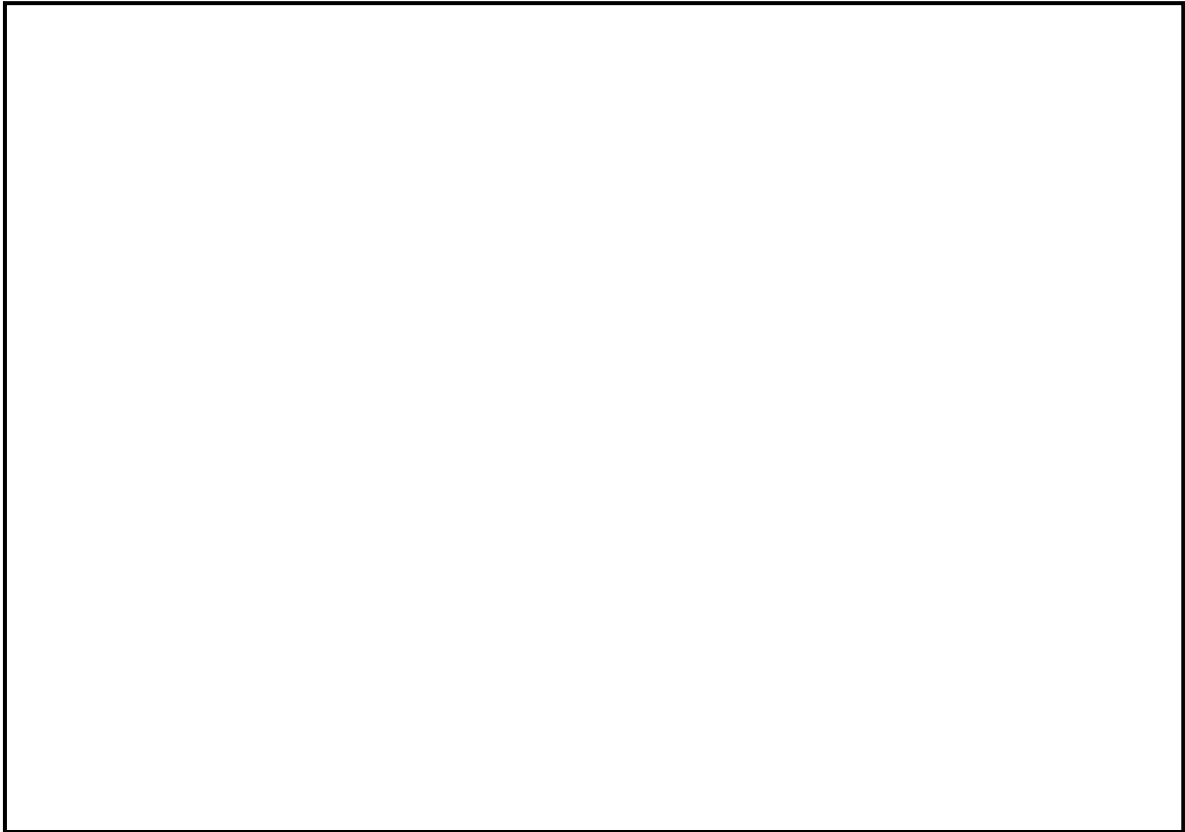


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

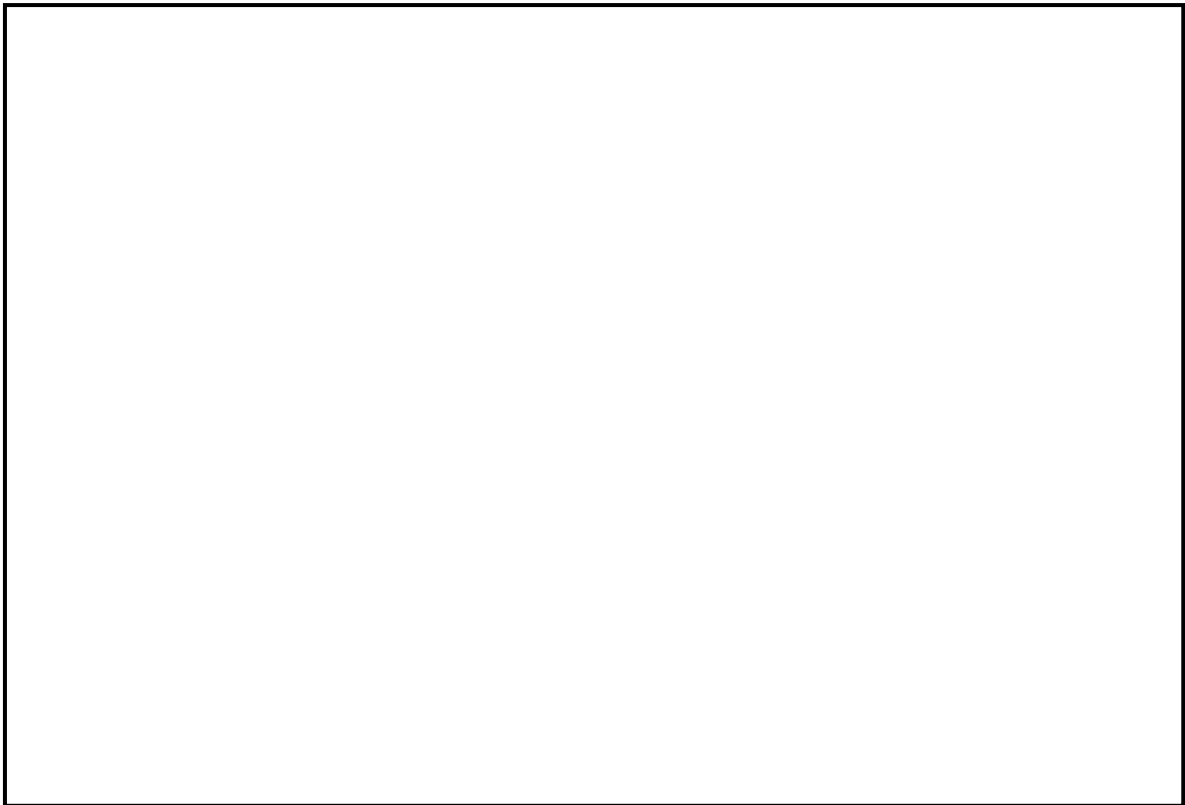


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

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。

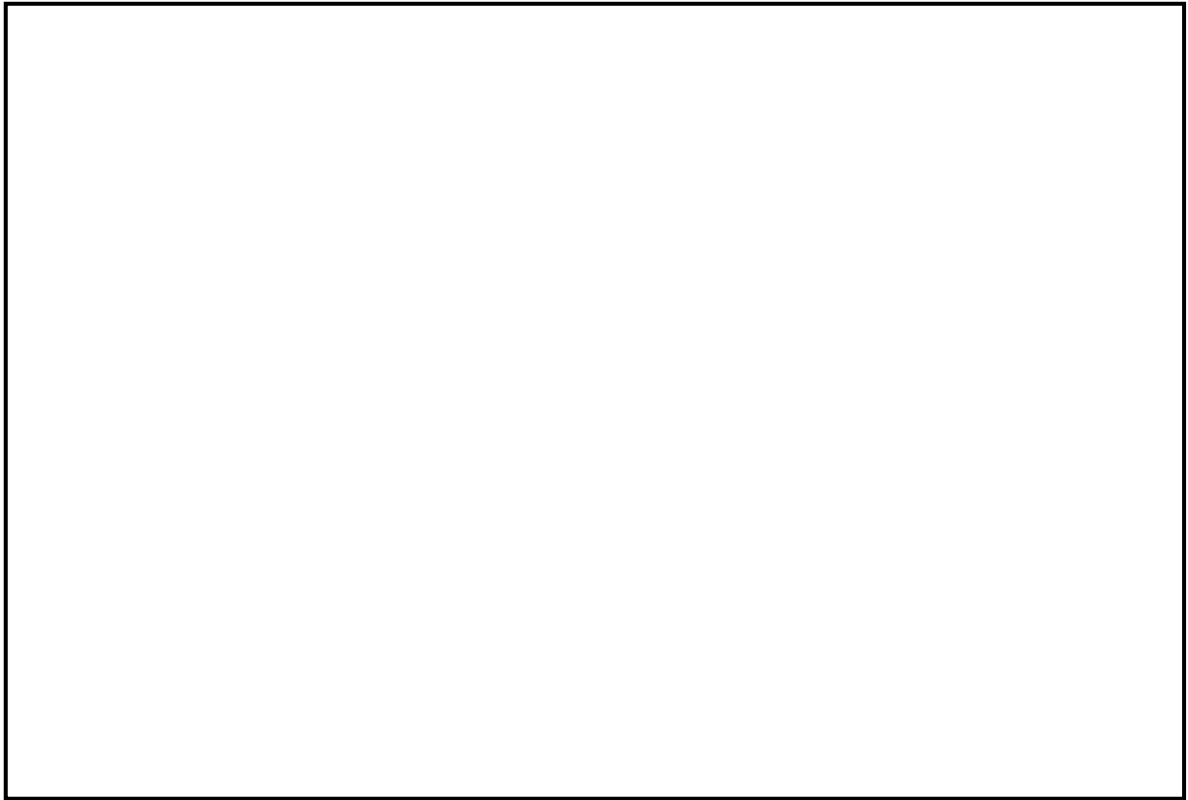


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽内）

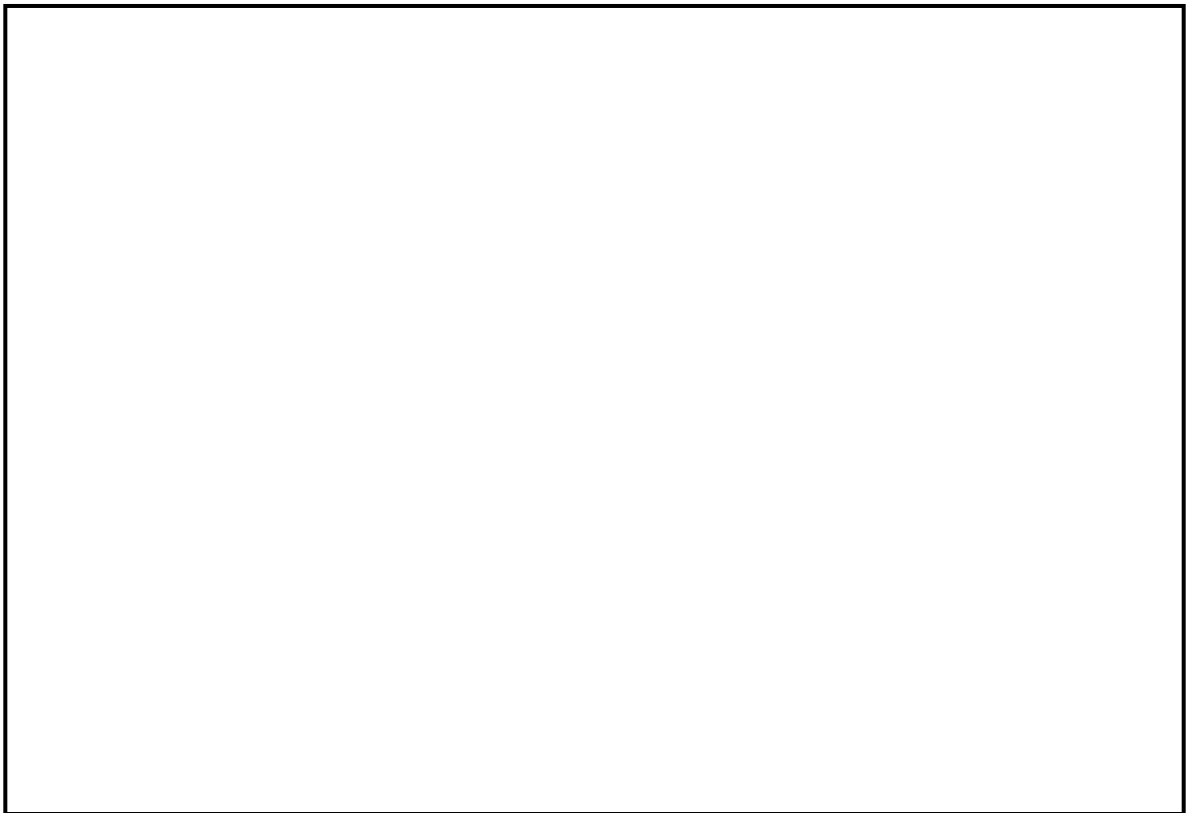


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽～屋外）

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。

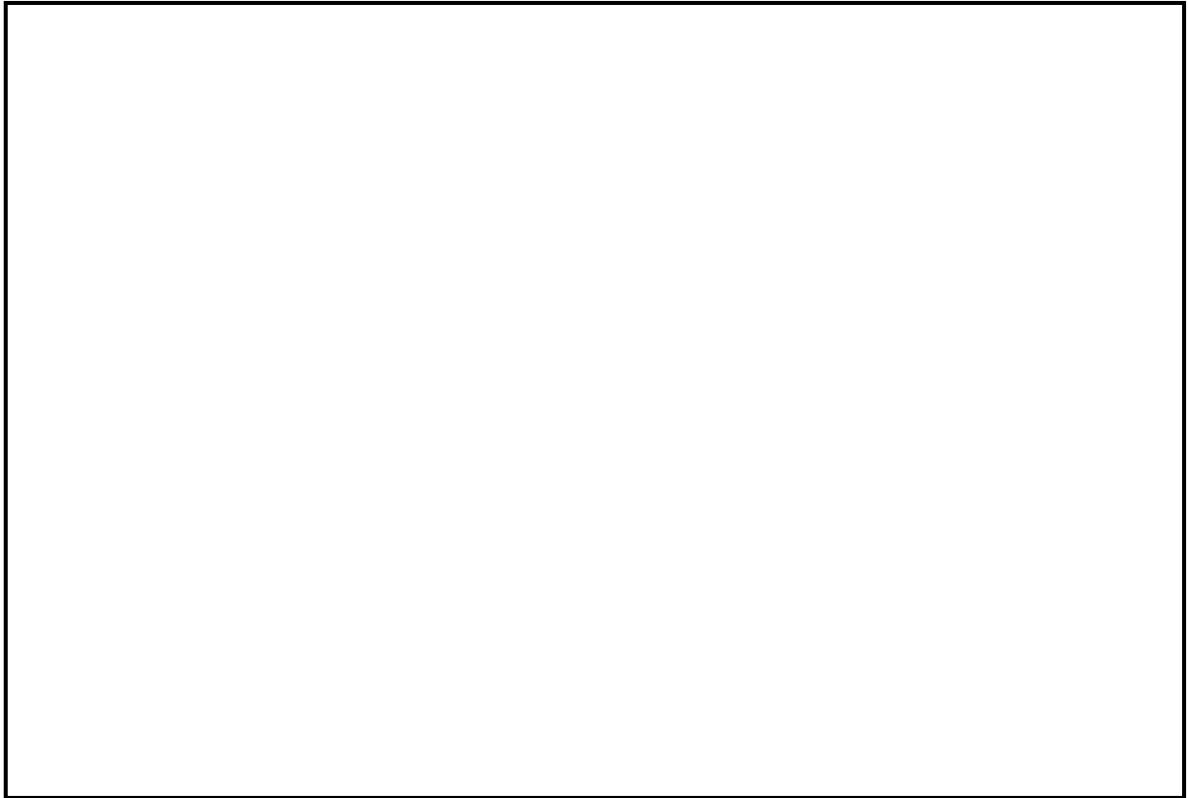


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉頂部付近）

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。

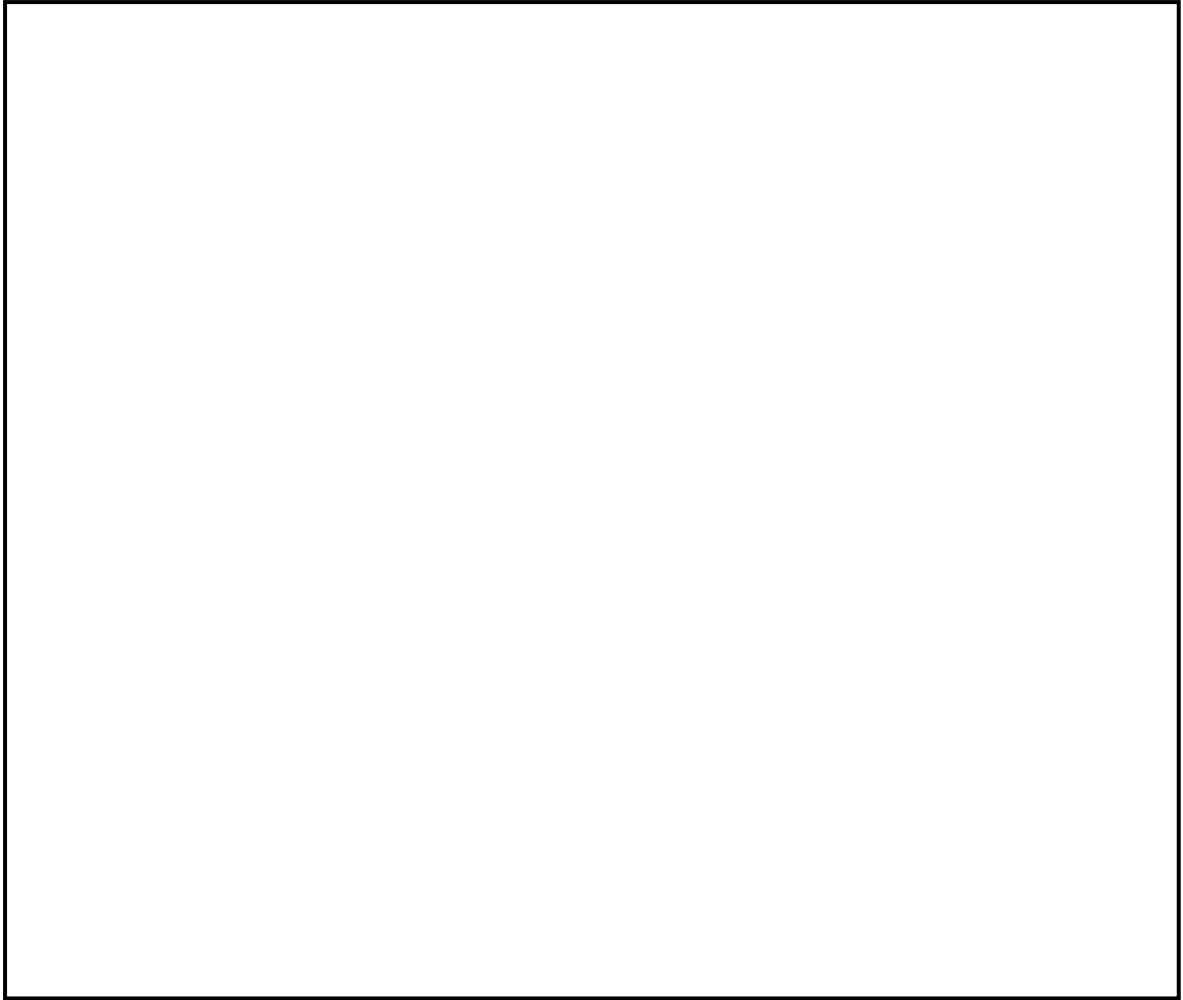


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

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。

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

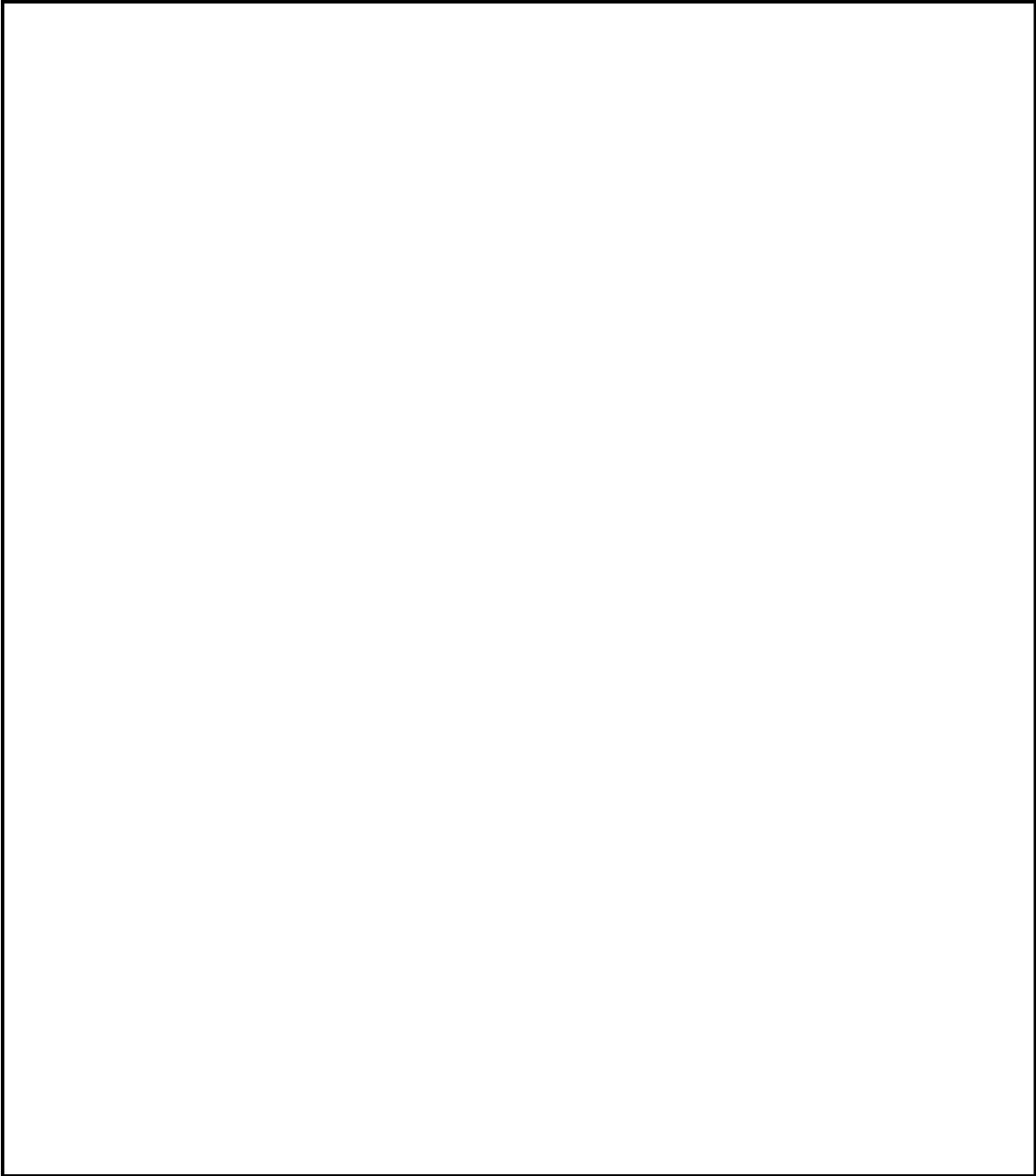


図 11 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下 1 階）

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。

● 弁遠隔操作位置 — 遠隔手動弁操作機構

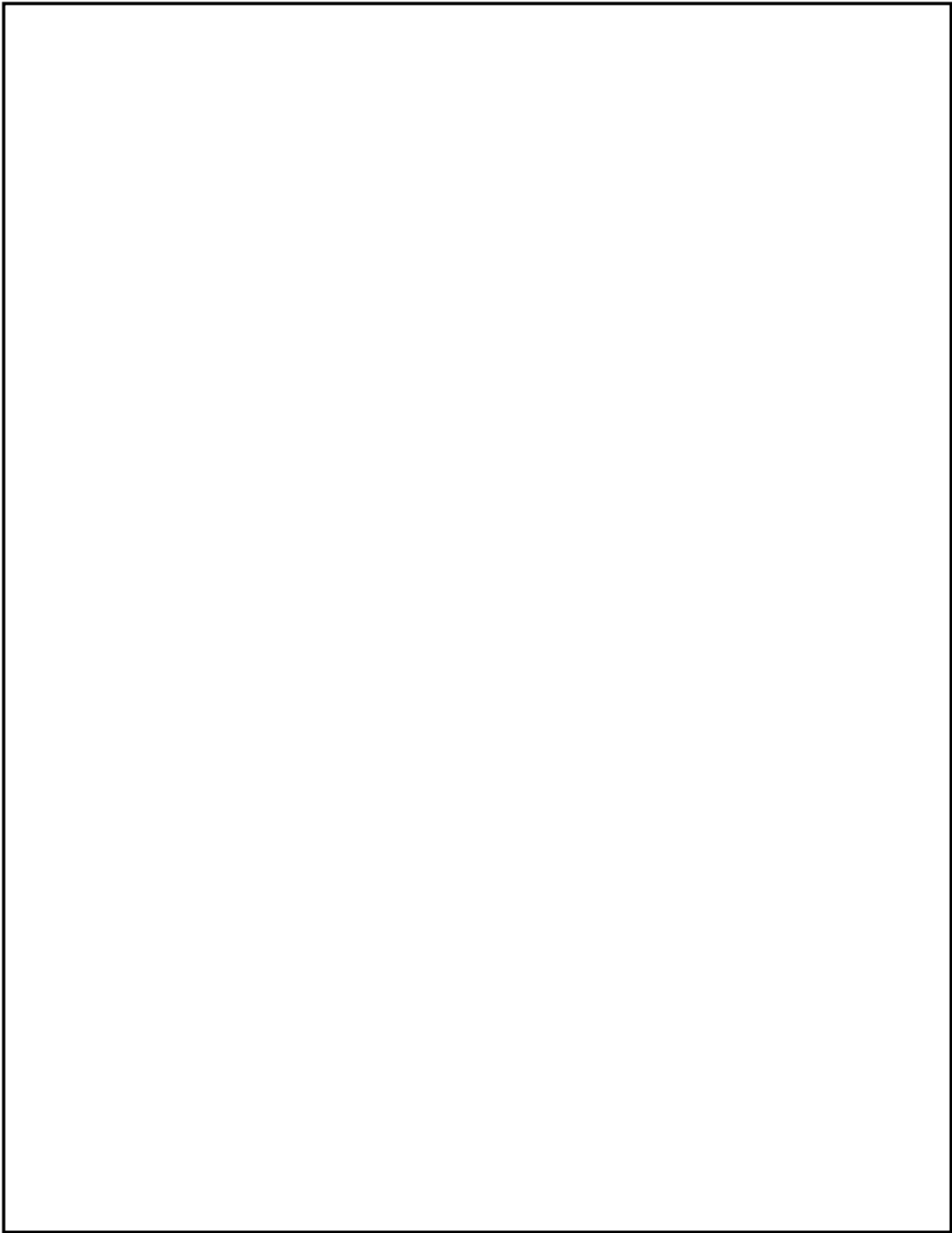


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

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。

★弁設置位置

●遠隔手動弁操作機構

—遠隔手動弁操作機構

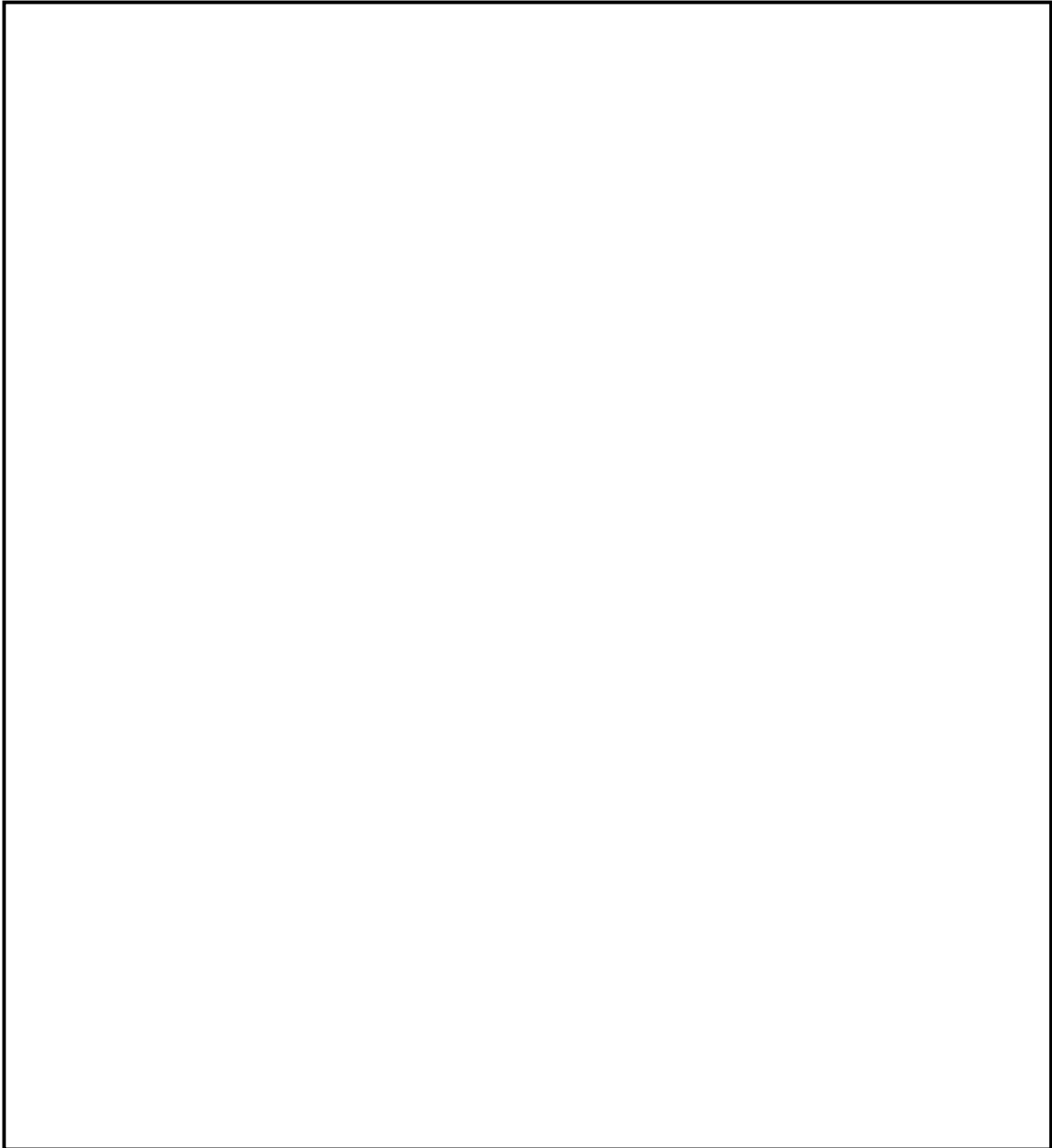


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

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。

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

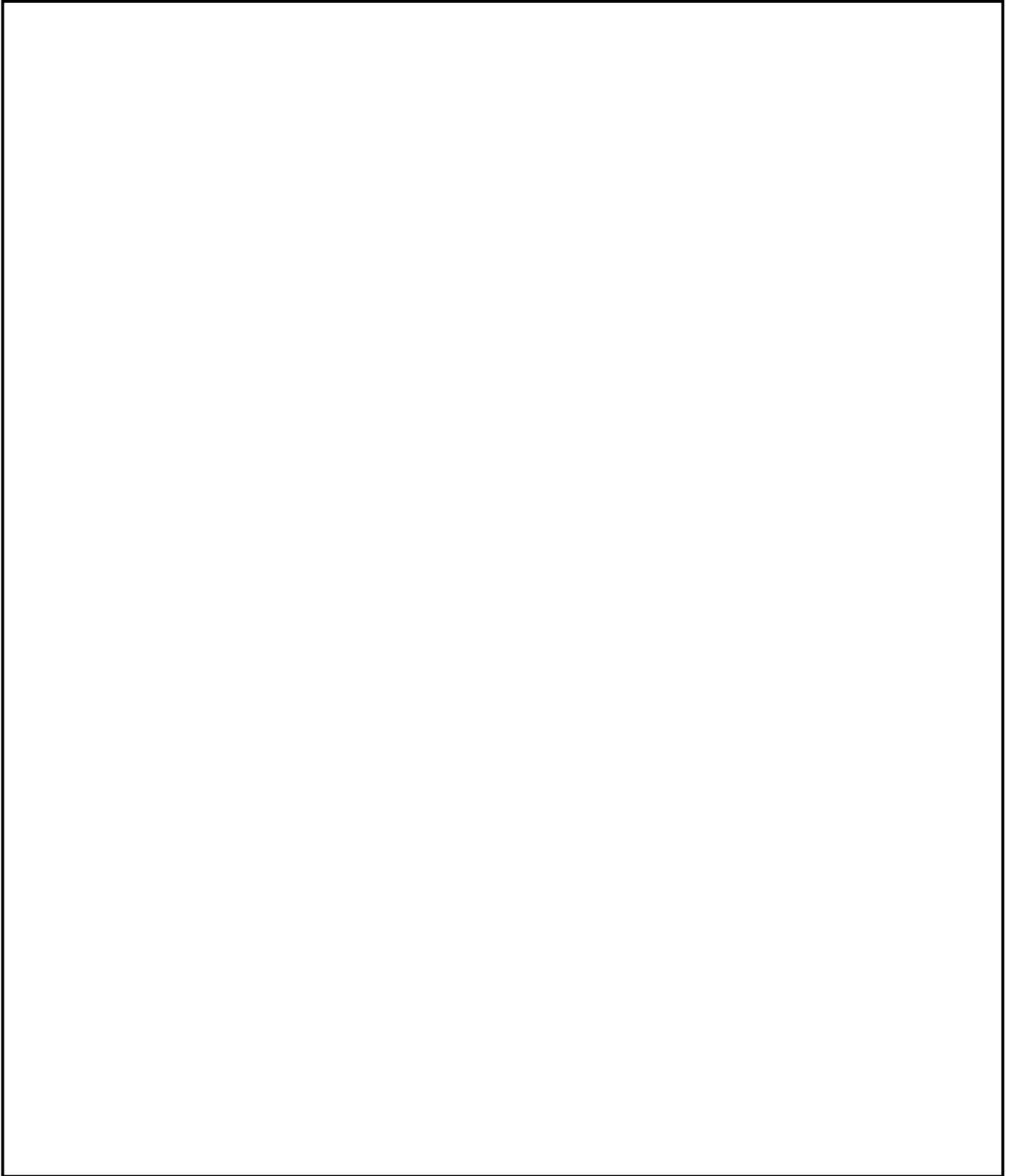


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

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。

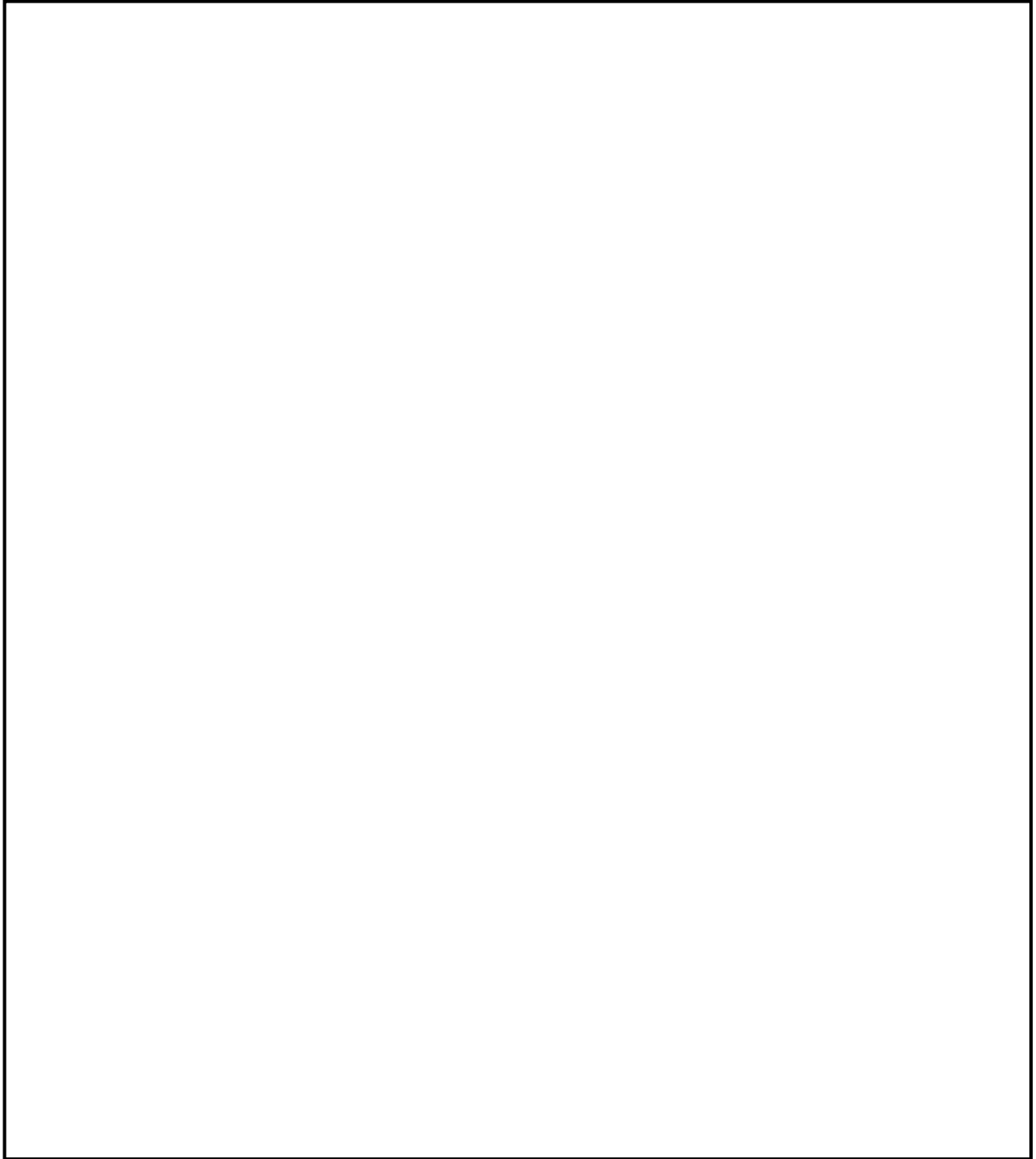


図 15 真空破壊弁設置位置図

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。

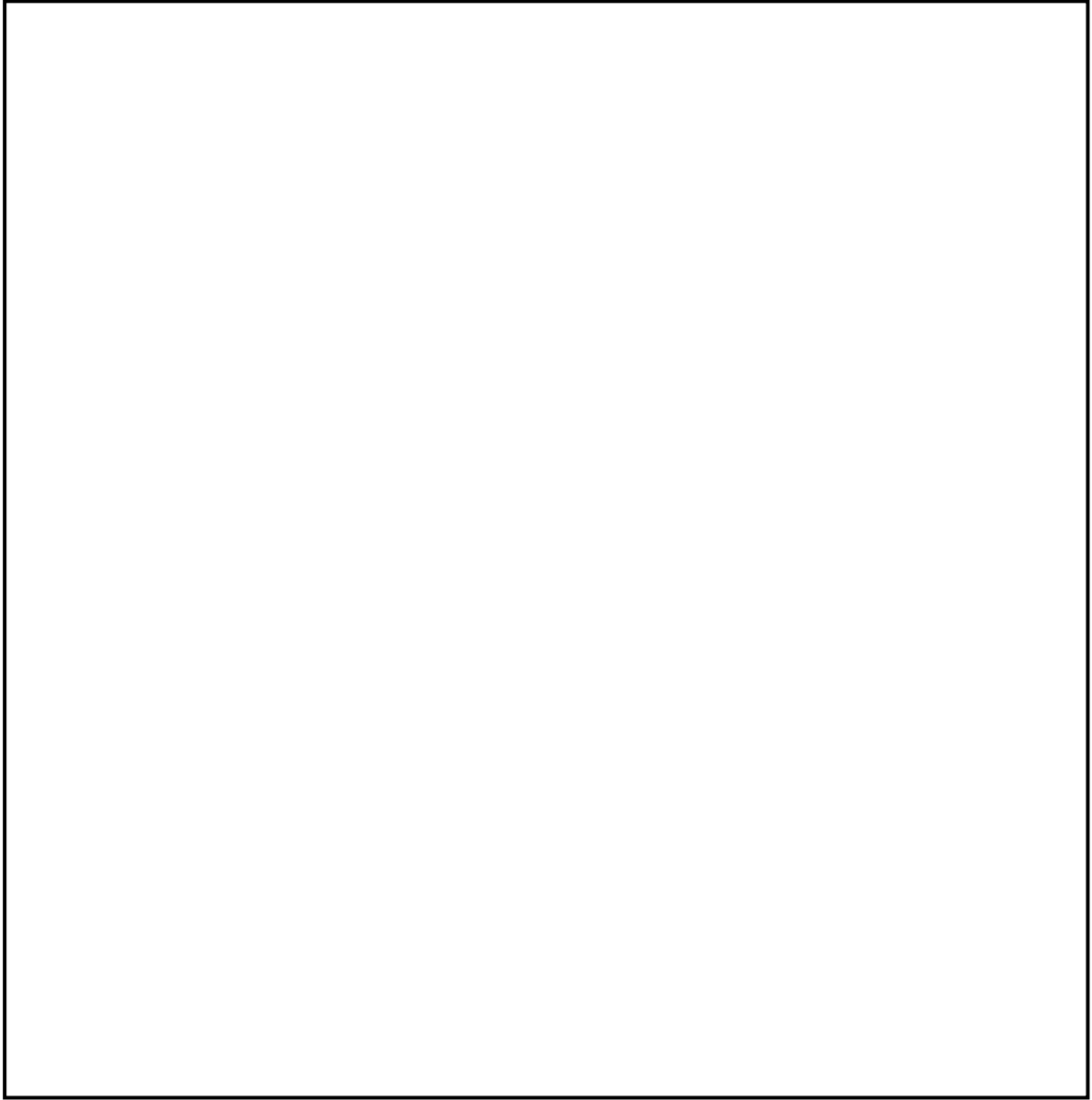


図 16 中央制御室配置図

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。

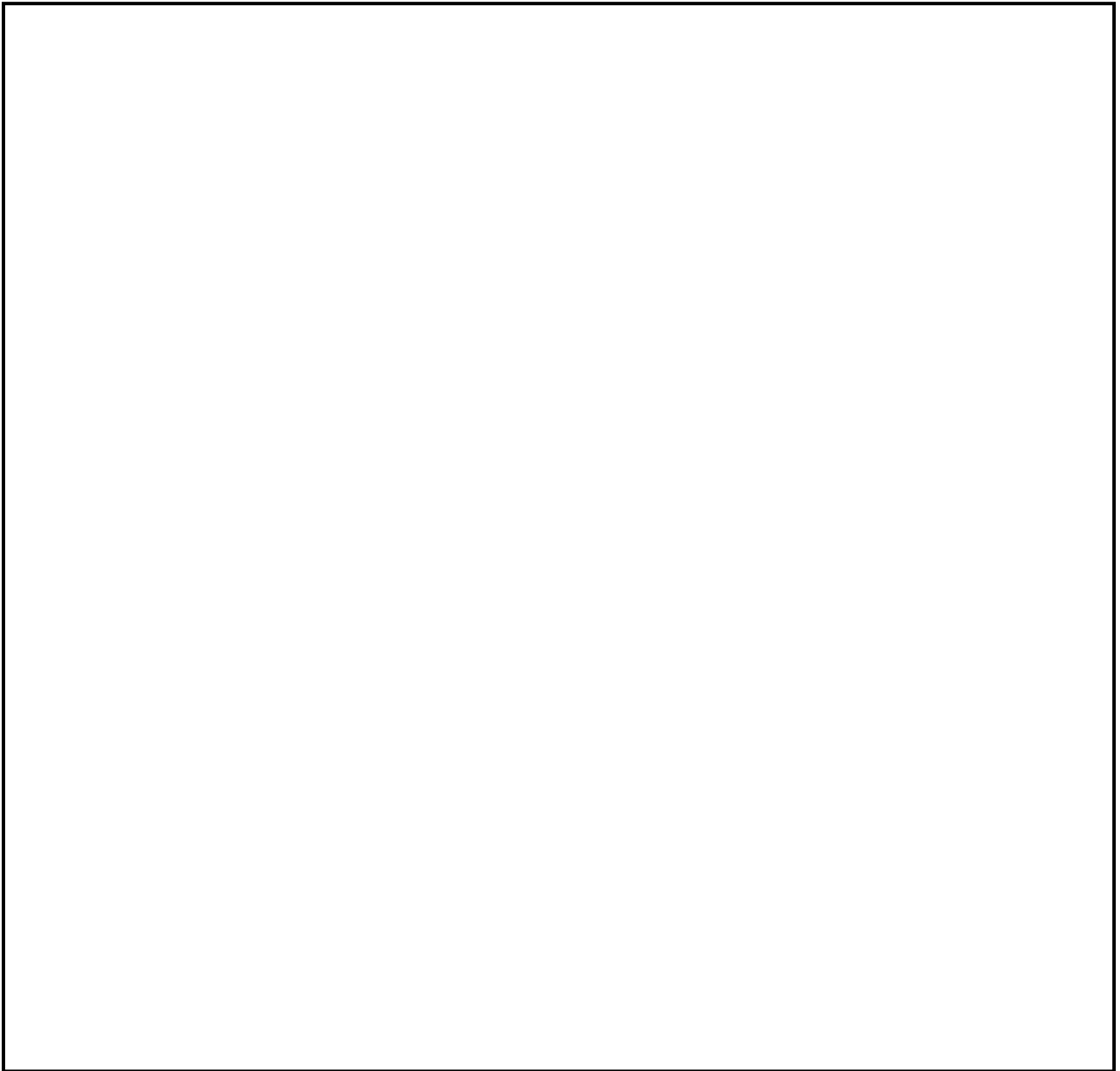


図 17 原子炉建物地下 2 階 配置図

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。

50-5 系統図

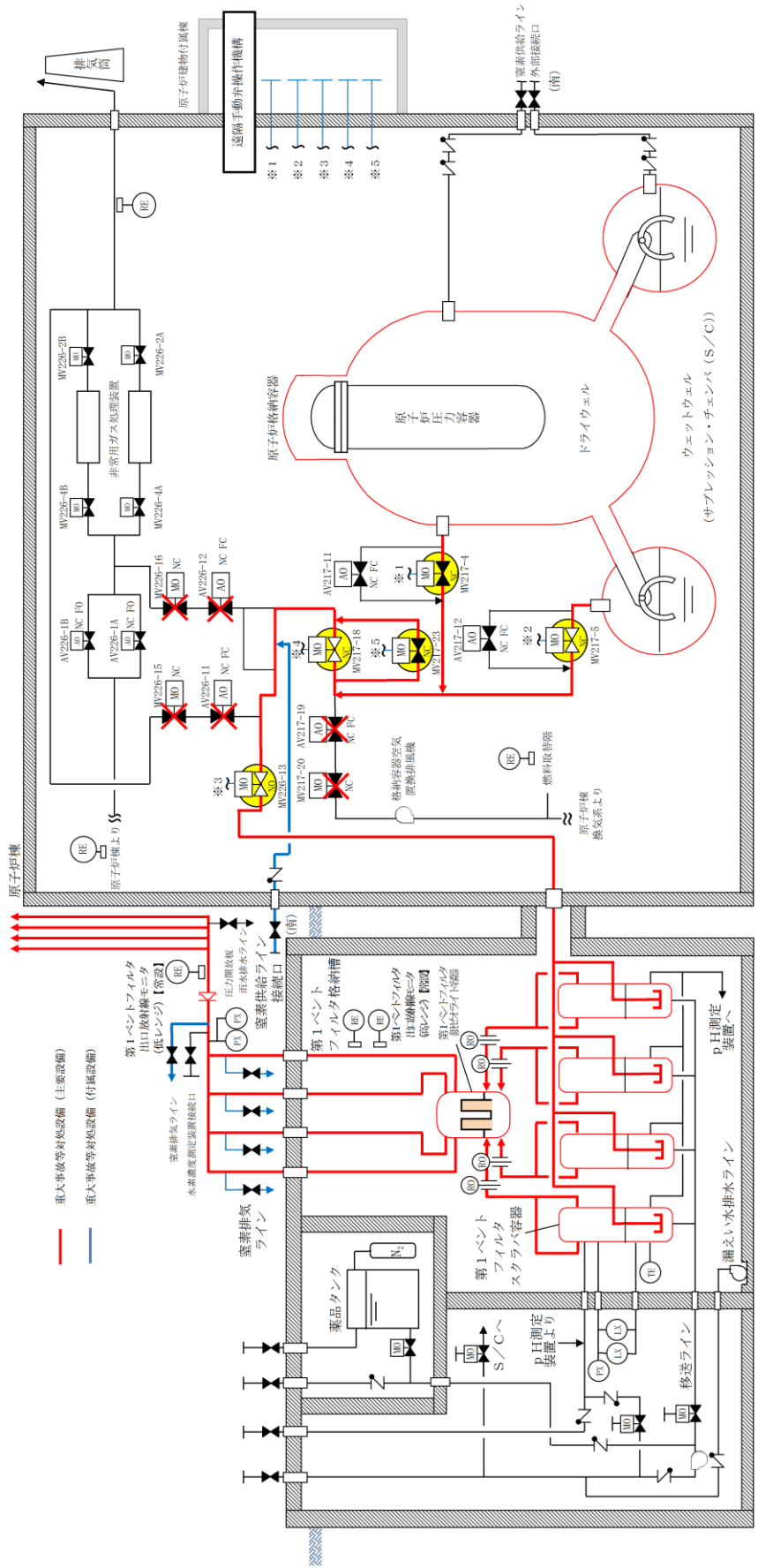


図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
5	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
6	耐圧強化ベント系 第1 隔離弁
7	耐圧強化ベント系 第2 隔離弁
8	非常用ガス処理系 第1 隔離弁
9	非常用ガス処理系 第2 隔離弁
10	原子炉棟空調換気系 第1 隔離弁
11	原子炉棟空調換気系 第2 隔離弁

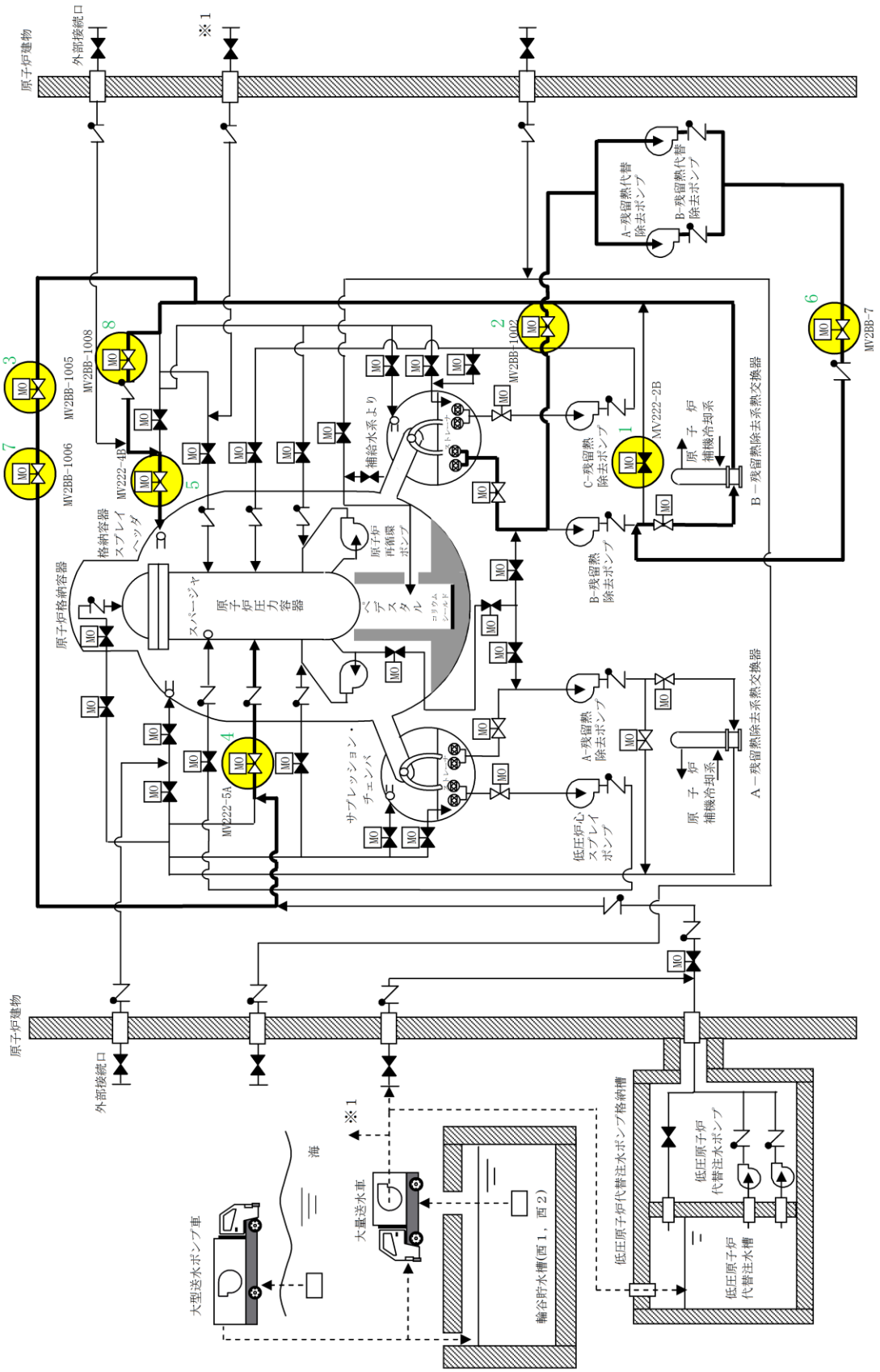


図2 残留熱代替除去系 系統概要図

表2 弁リスト

No.	弁名称
1	B-RHR熱交バイパス弁
2	RHR RHARライン入口止め弁
3	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
4	A-RHR注水弁
5	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
6	RHARライン流量調節弁
7	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
8	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

50-6 試験及び検査

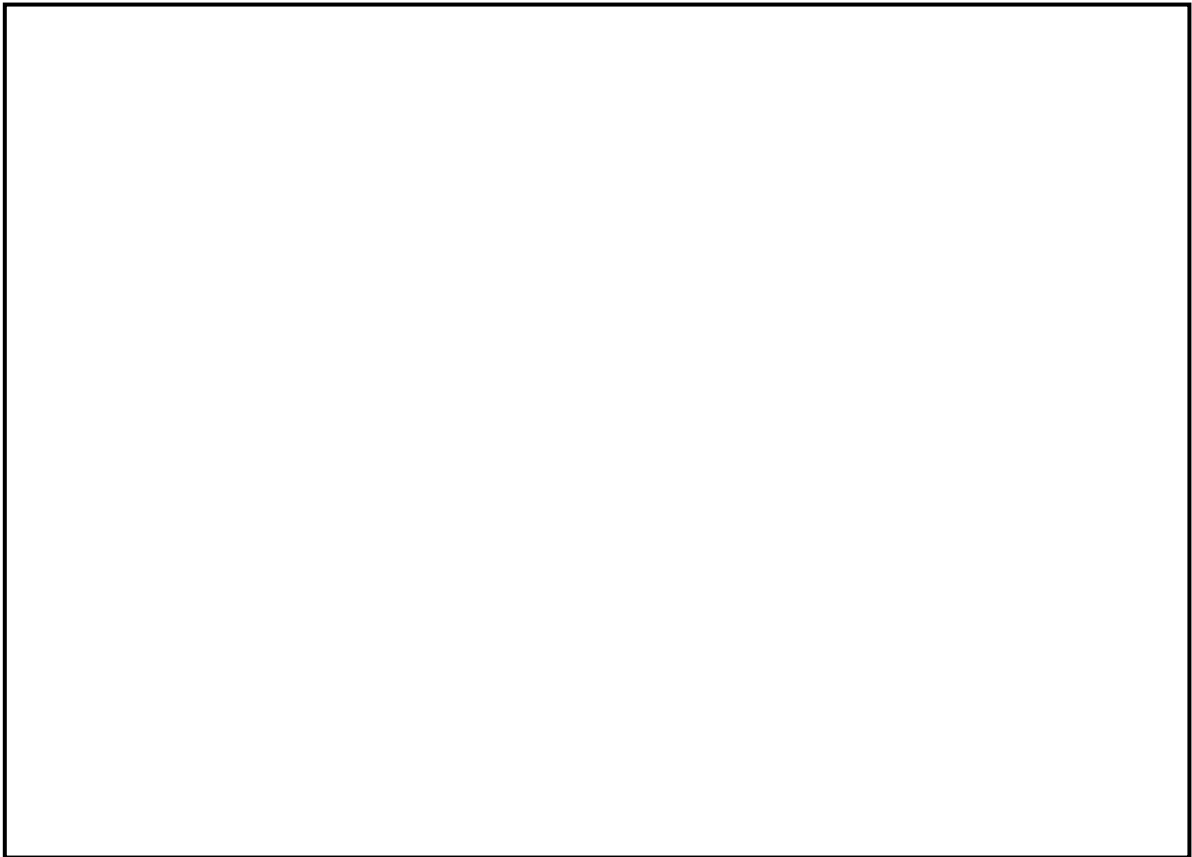


図1 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

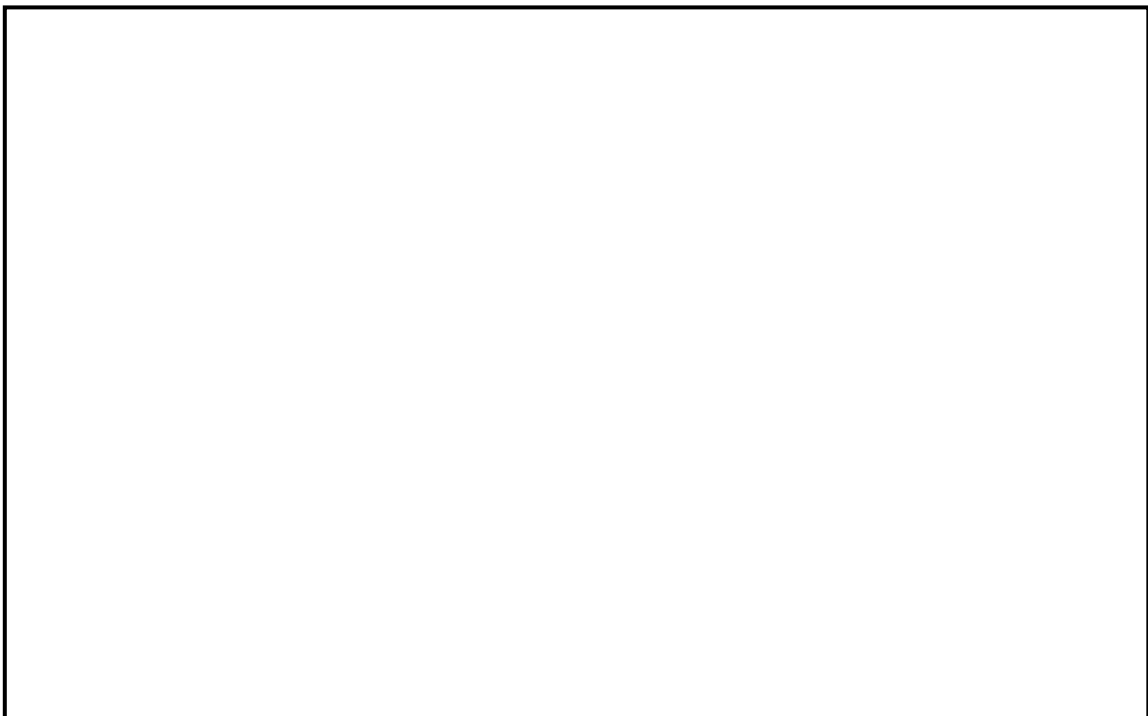


図2 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

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。

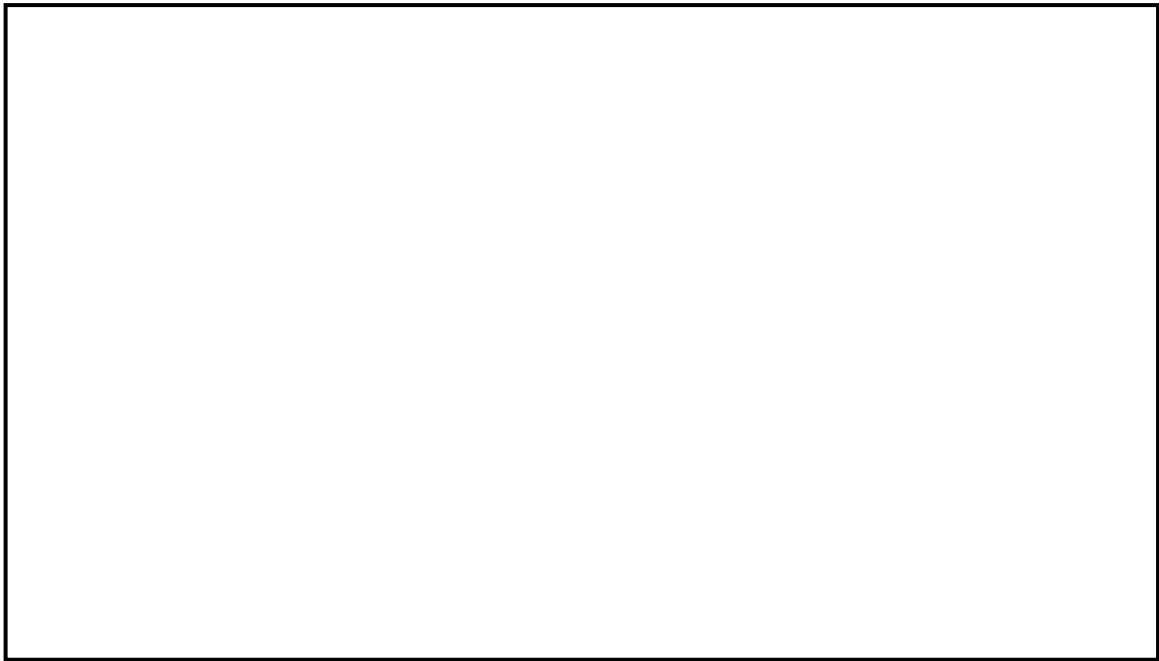


図3 圧力開放板構造図

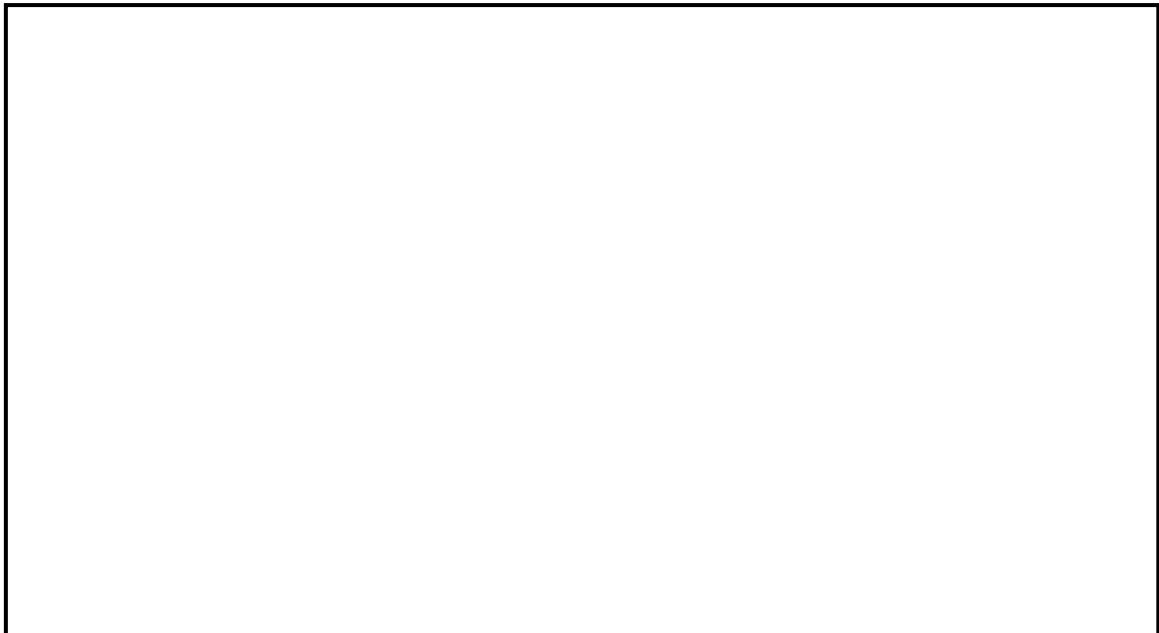


図4 伸縮継手（排気配管）構造図

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。

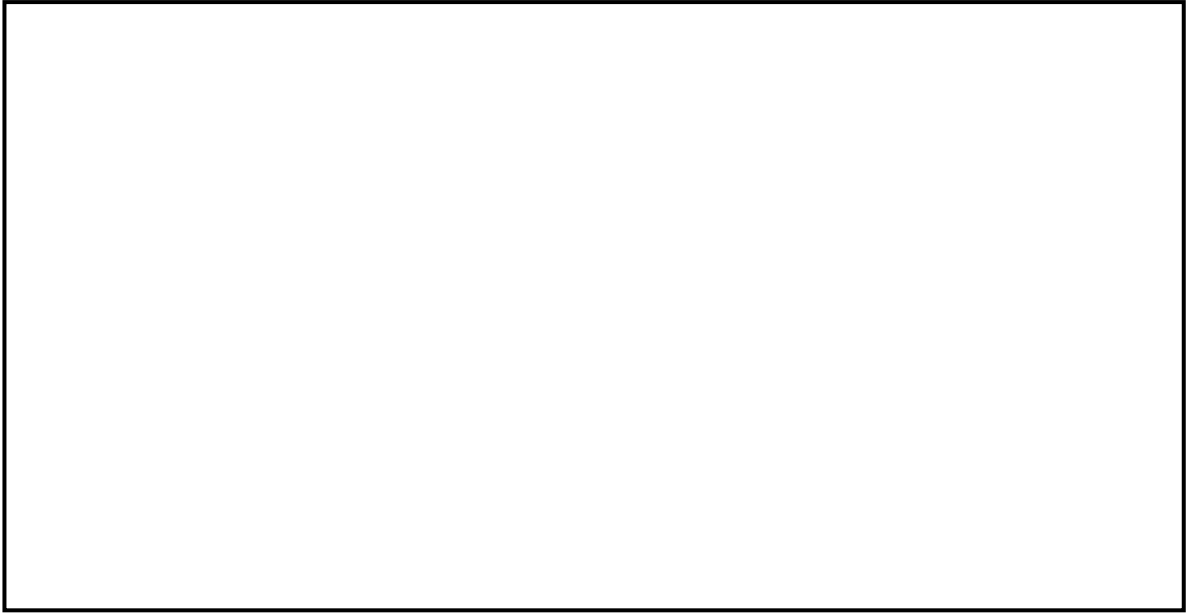


図5 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

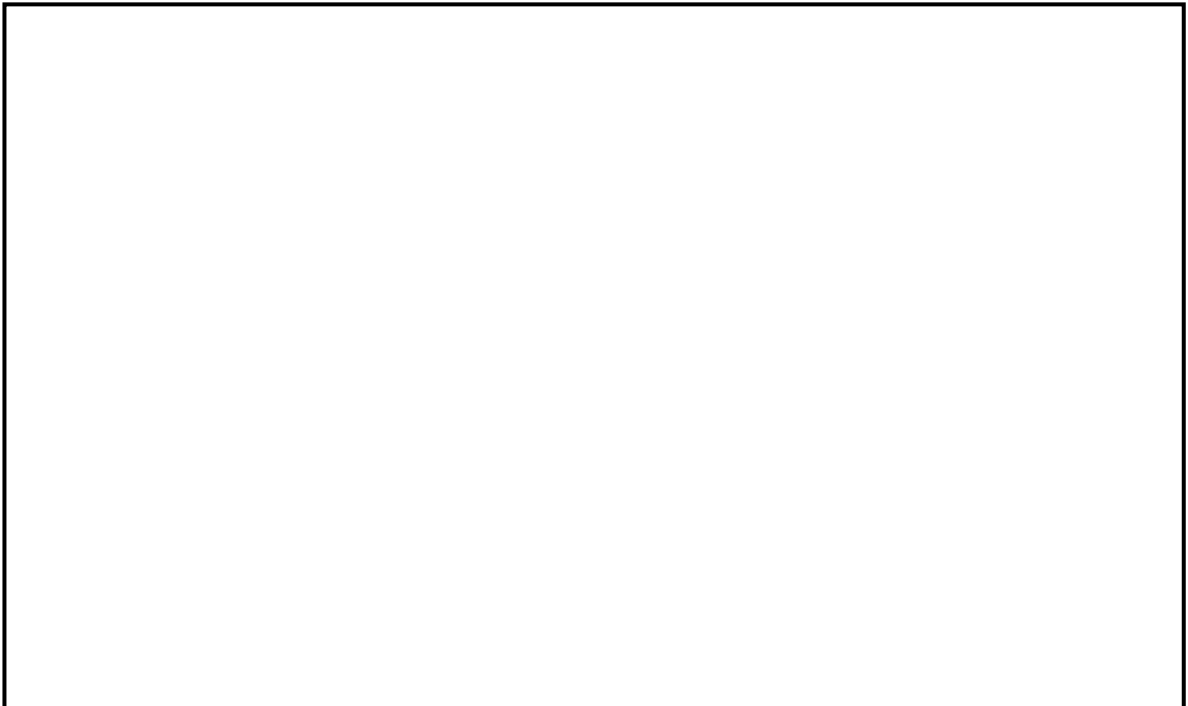


図6 電動駆動弁構造図

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。

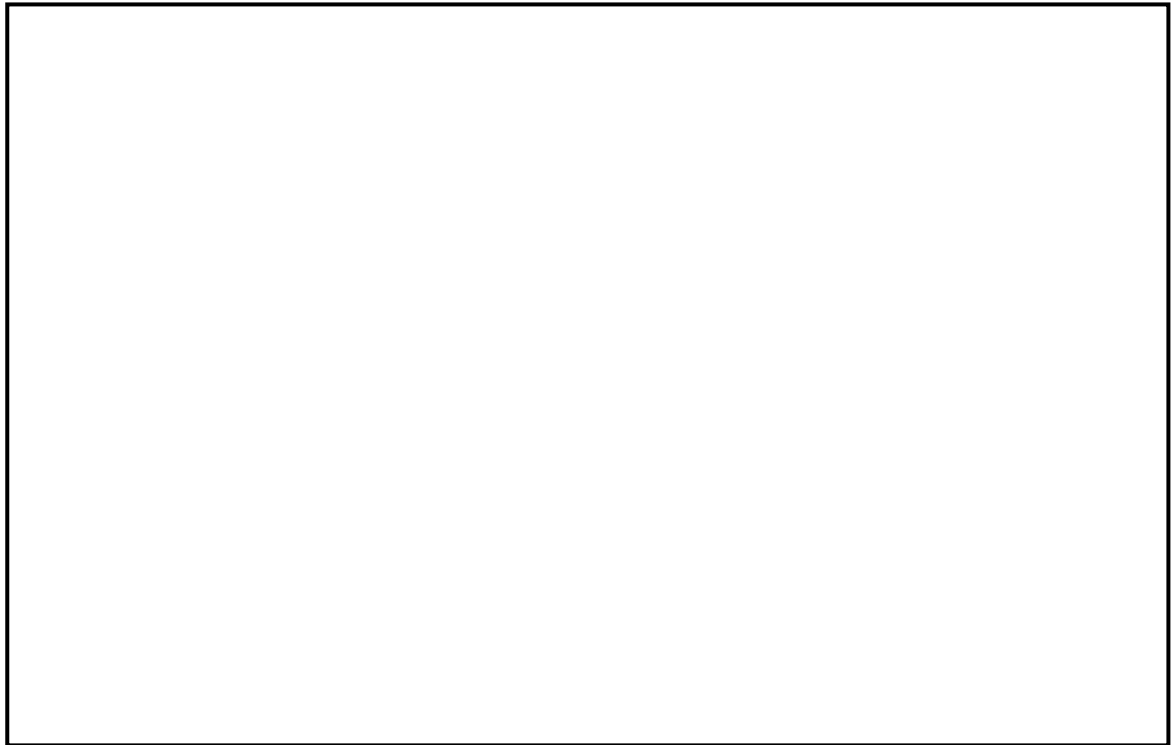


図 7 遠隔手動弁操作機構構造図

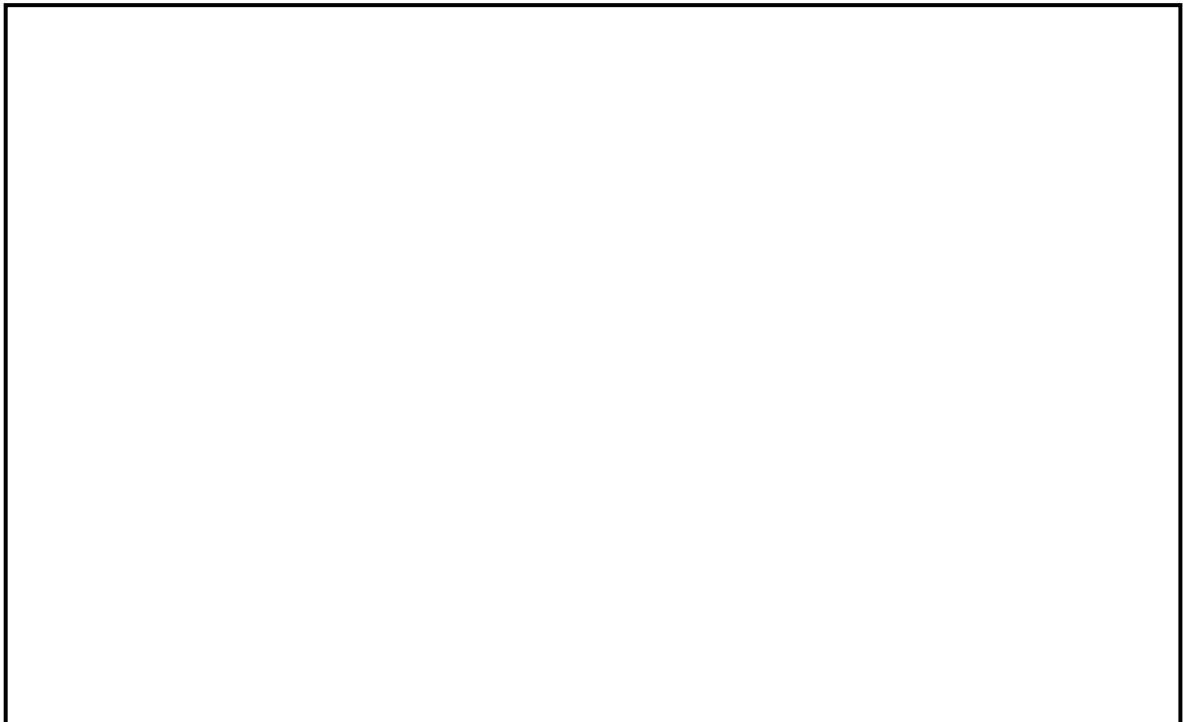


図 8 可搬式窒素供給装置構造図

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。

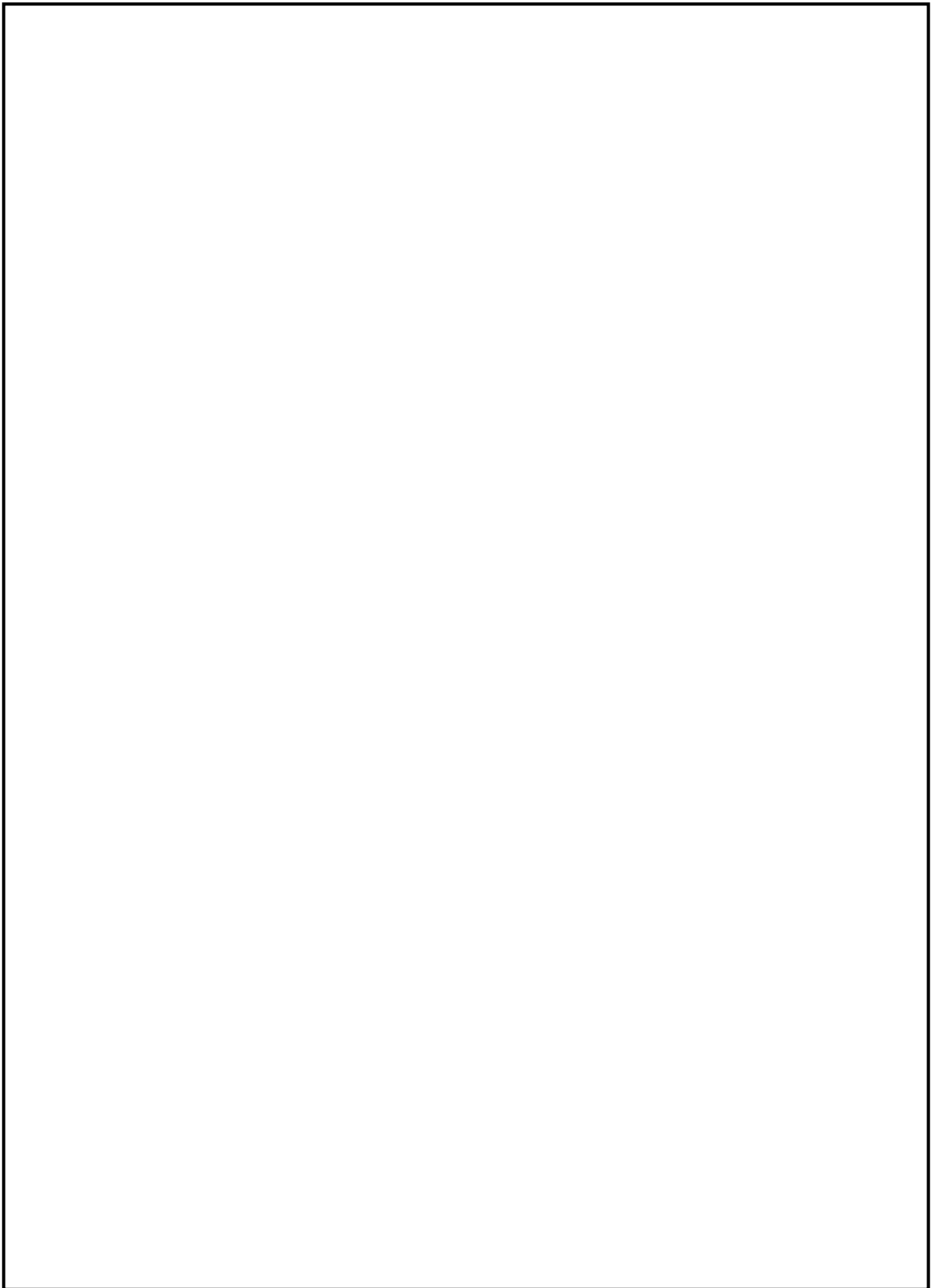


図9 残留熱代替除去系ポンプ図

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。

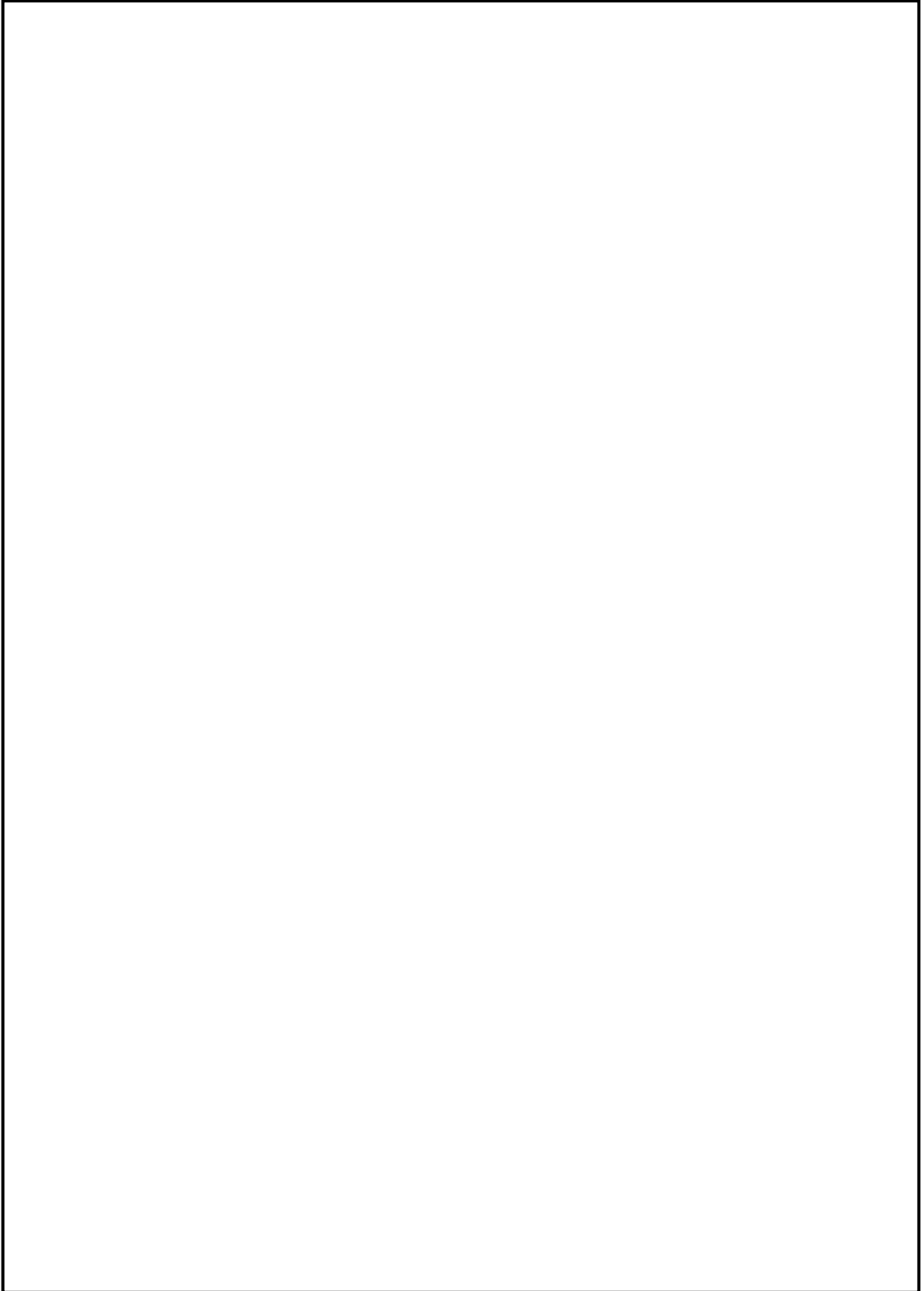


図 10 残留熱除去系熱交換器図

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。

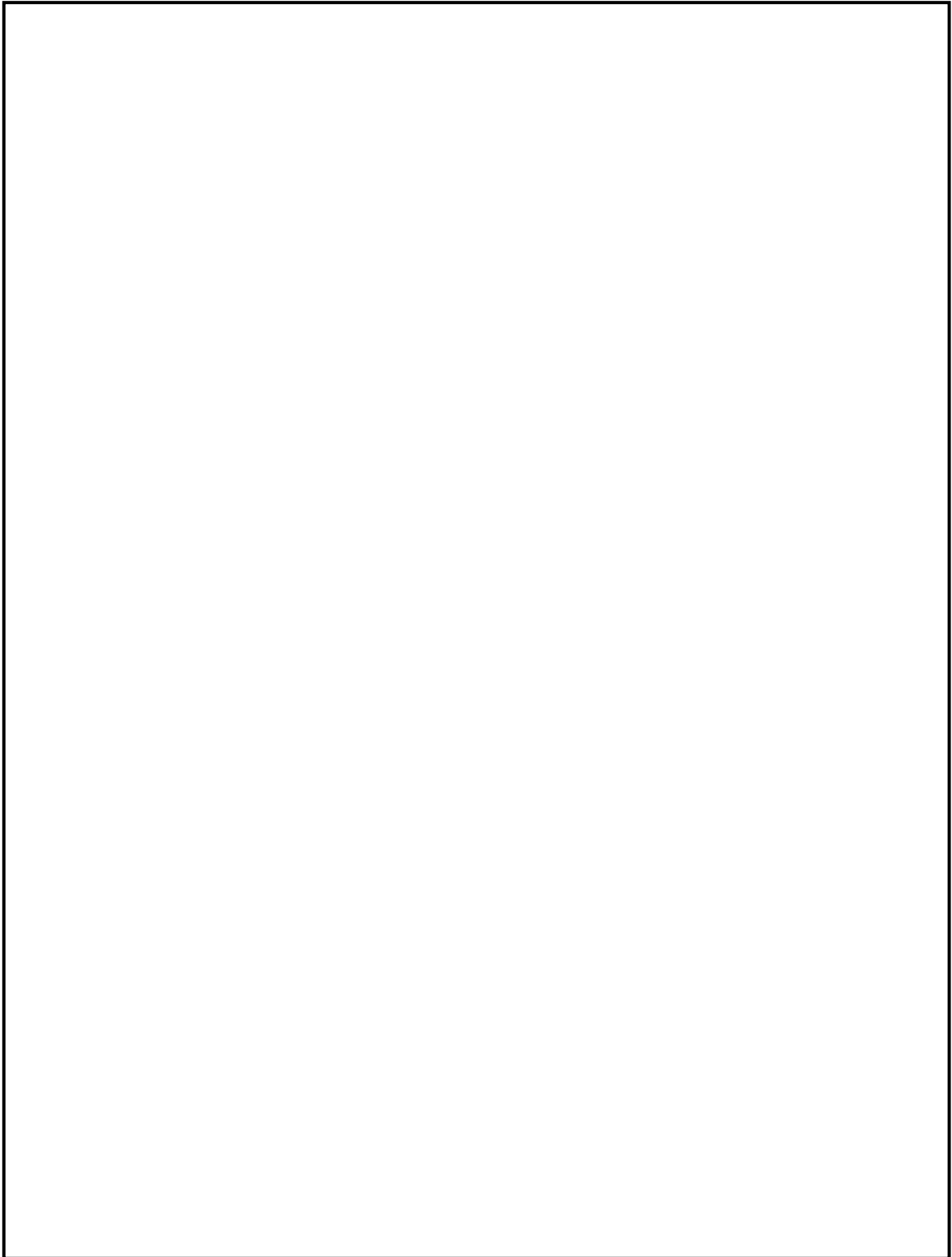


図 11 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

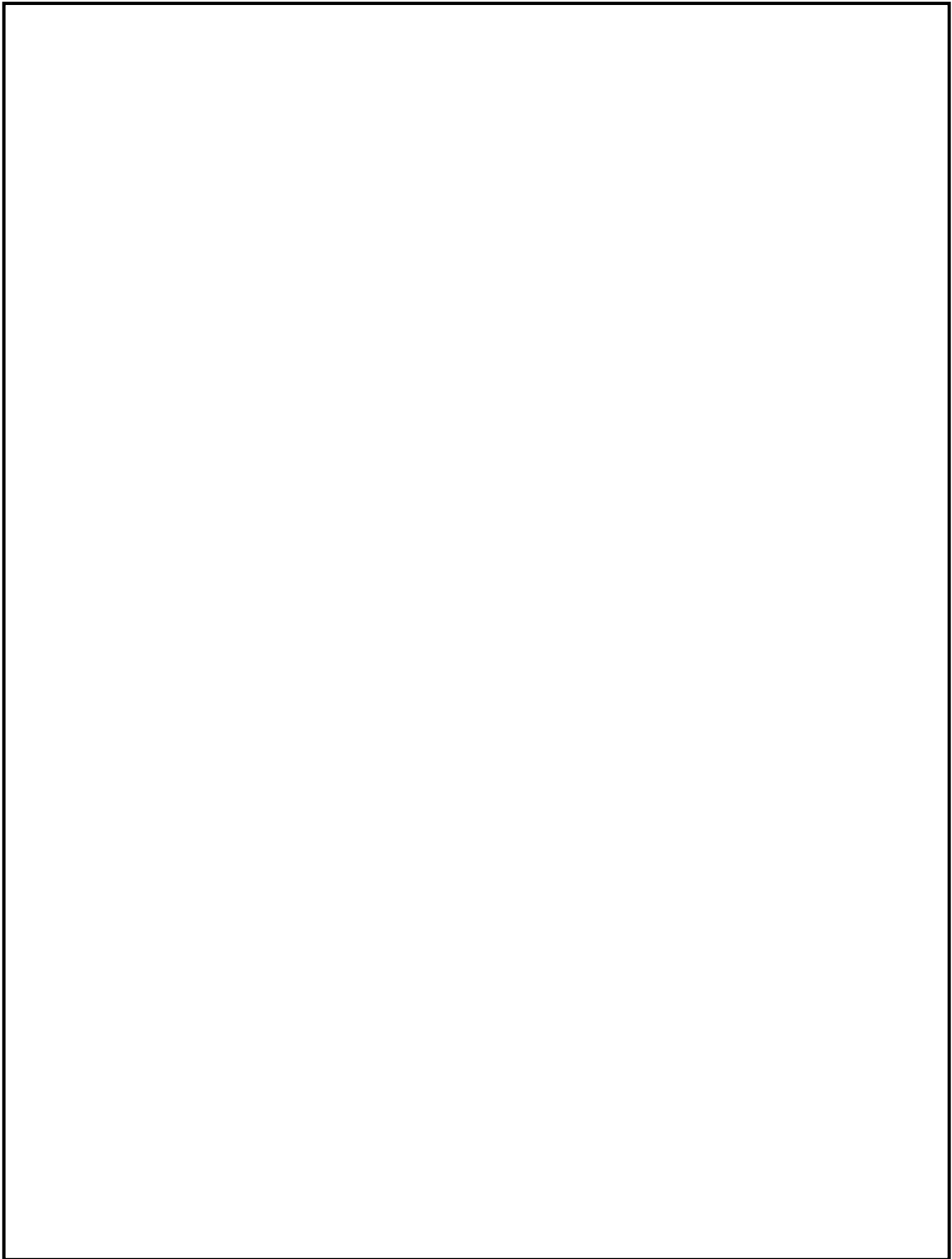


図 12 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

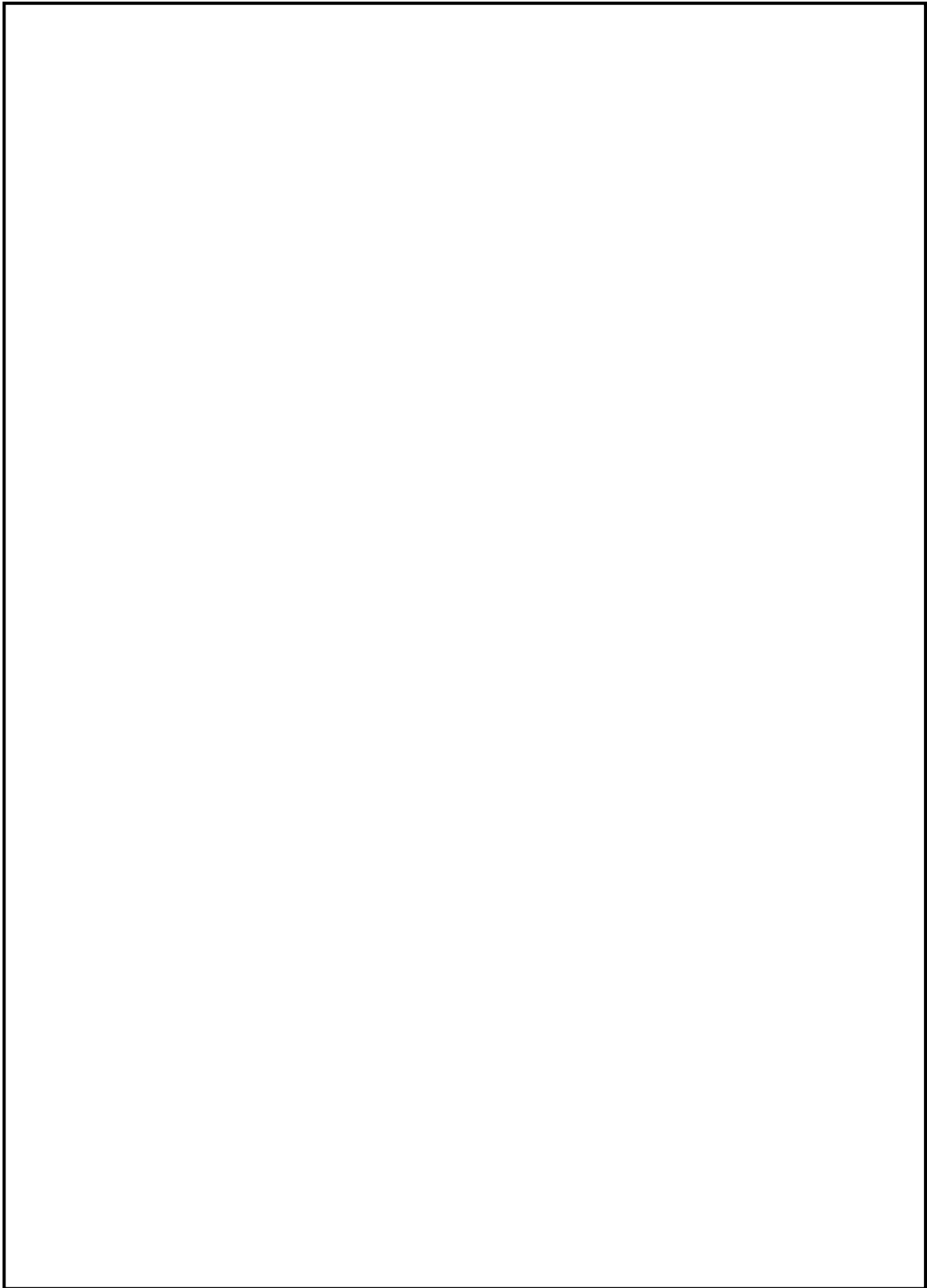


図 13 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

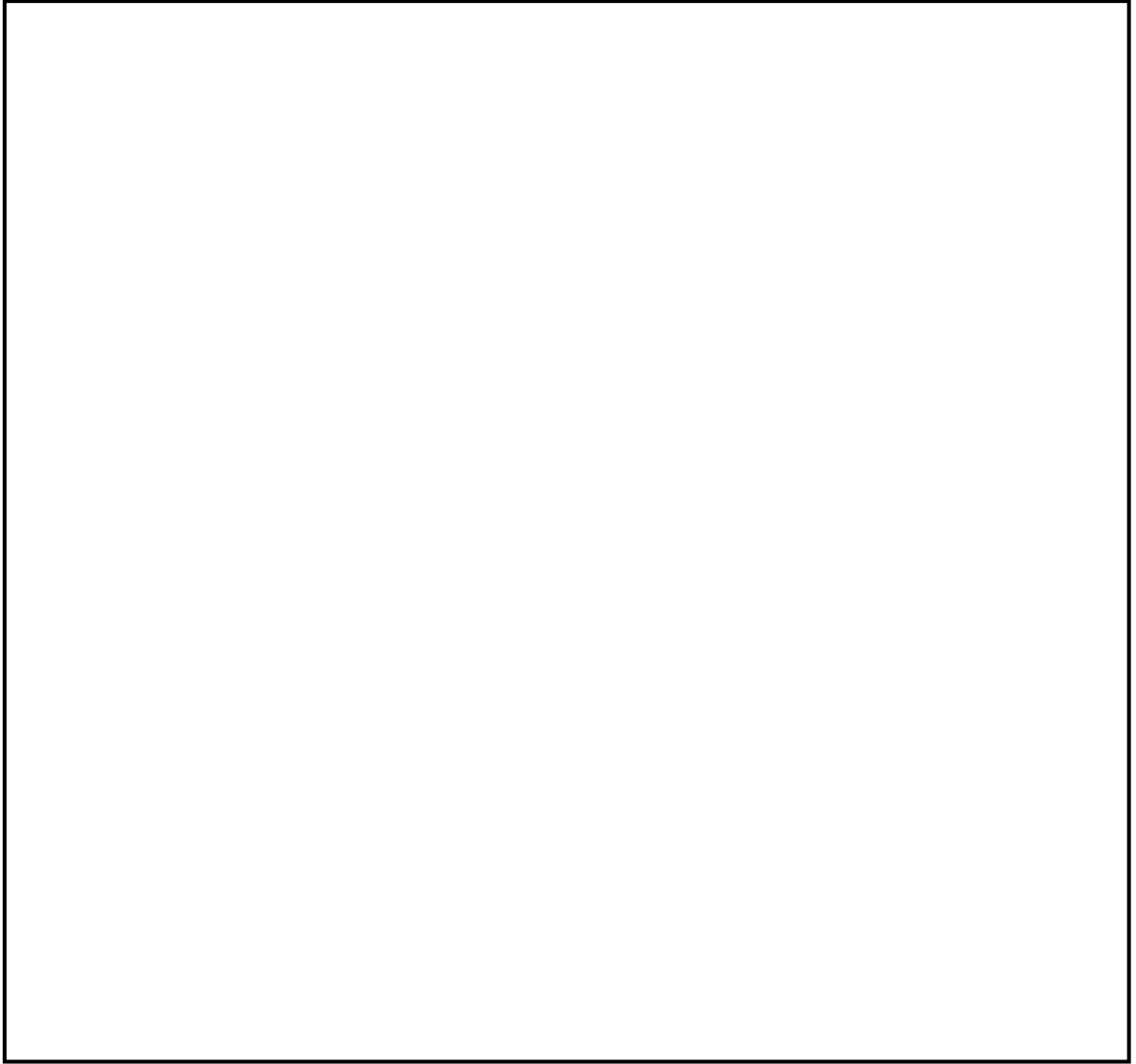


図 14 残留熱代替除去系系統性能検査

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。

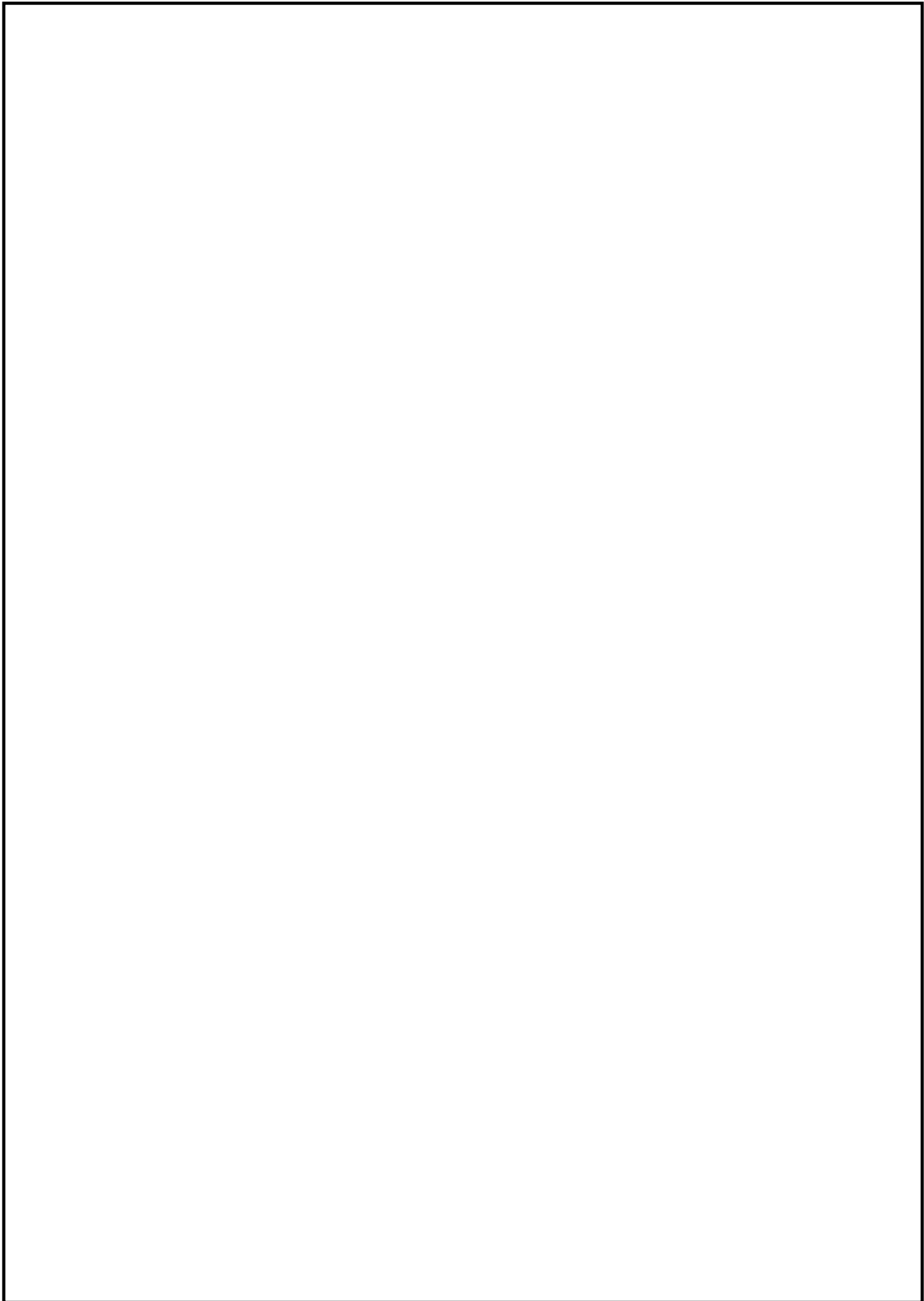


図 15 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

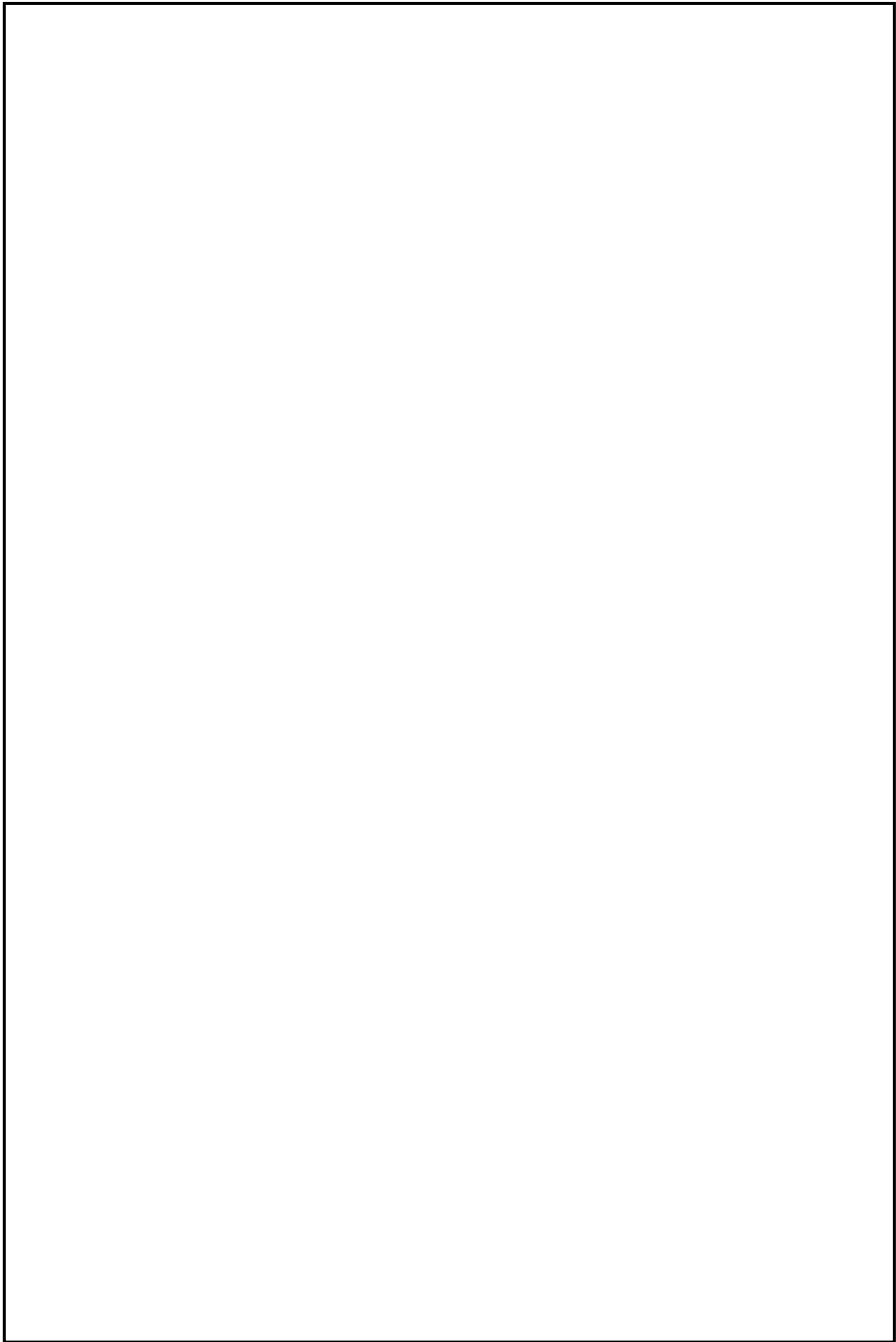


図 16 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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。

50-7 容量設定根拠

名 称		格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa	853 (原子炉格納容器から流量制限オリフィスまで)
	[gage]	427 (流量制限オリフィスから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	9.8

【設 定 根 拠】

1. 最高使用圧力

【原子炉格納容器から流量制限オリフィス】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]の2倍）にて格納容器ベントを行うことができるよう、853kPa[gage]とする。

【流量制限オリフィスから排気口】

格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力 kPa[gage]を考慮し、427kPa[gage]とする。

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している（図1参照）。



図1 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

2. 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失において、格納容器ベント後の格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している（図2参照）。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

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。

【設定根拠】

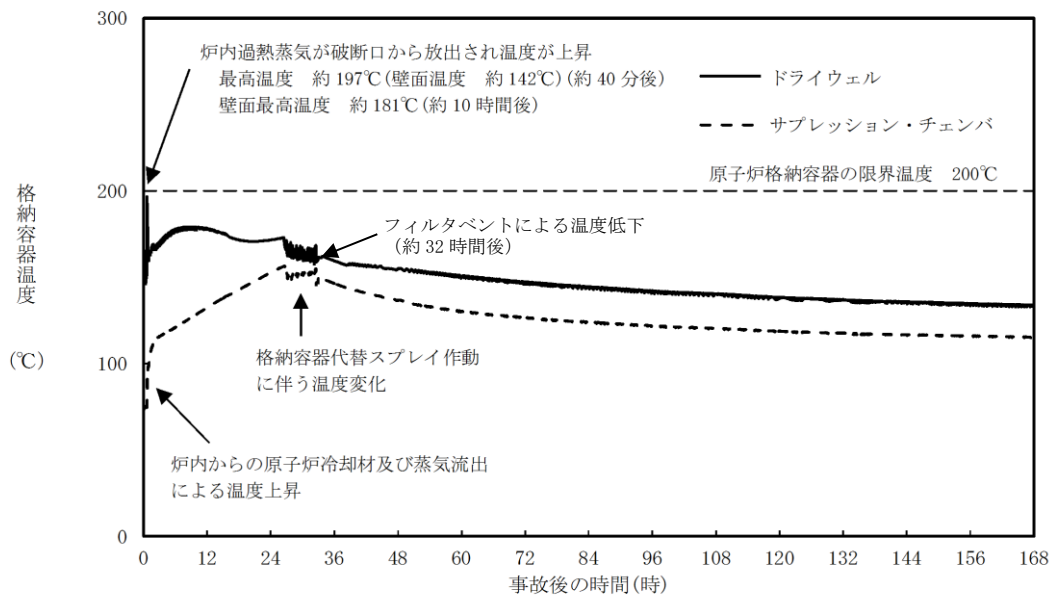


図2 原子炉格納容器温度推移（大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失）

3. 設計流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の設計流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力427kPa[gage]（1Pd）において、原子炉定格熱出力の1%（原子炉停止後2～3時間相当）の蒸気発生量を排出できるように設定している。

設計流量は（式1）により算出し9.8kg/sとなる。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \text{(式1)}$$

ここで、

W_{Vent} : 設計流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)

h_s : 427kPa[gage]の飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55kJ/kg)

h_w : 60℃の飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

格納容器ベント開始時間が最も早い有効性評価シナリオである長期TBにおける格納容器ベント開始時間は、原子炉停止から約20時間後となっている。そのため、格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器フィルタベント系の系統流量よりも小さい値となる。よって、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

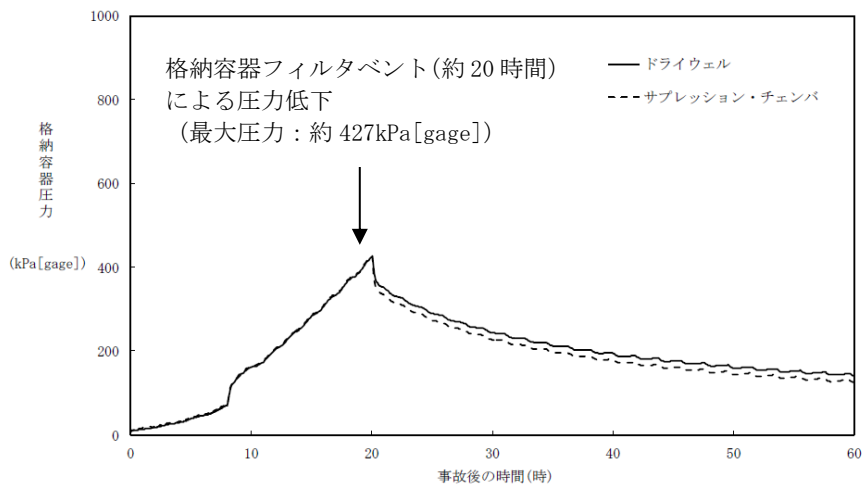


図3 原子炉格納容器圧力推移(長期TB)

名 称		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタスクラバ容器容量)
スクラビング水 待機時薬液添加濃度	wt%	<input type="text"/>
金属フィルタ 設計負荷量率	g/m ²	<input type="text"/>

【設 定 根 拠】

1. スクラビング水待機時薬液添加濃度

ベンチュリスクラバの無機よう素に対するDFを100以上とするためには、スクラビング水のpHをに維持する必要がある。そのため、スクラビング水の薬液として水酸化ナトリウムを添加することとしている。

一方、格納容器ベント中は、以下の3つの要因によりスクラビング水のpHは酸性側にシフトする。

- ① 放射線分解による酸性物質生成
- ② 熱分解による酸性物質生成
- ③ チオ硫酸ナトリウムの酸化分解で消費する塩基性物質

そのため、スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮してもpHをに維持するだけの容量を有している必要がある。スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度はwt%としている。

ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。

また、窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失）」において、ベント時（事象発生から32時間後）には約 [mol]、7日後（168時間後）では約 [mol]、60日後（1440時間後）では約 [mol]の酸性物質が格納容器内で生成される。放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図4に示す。

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】

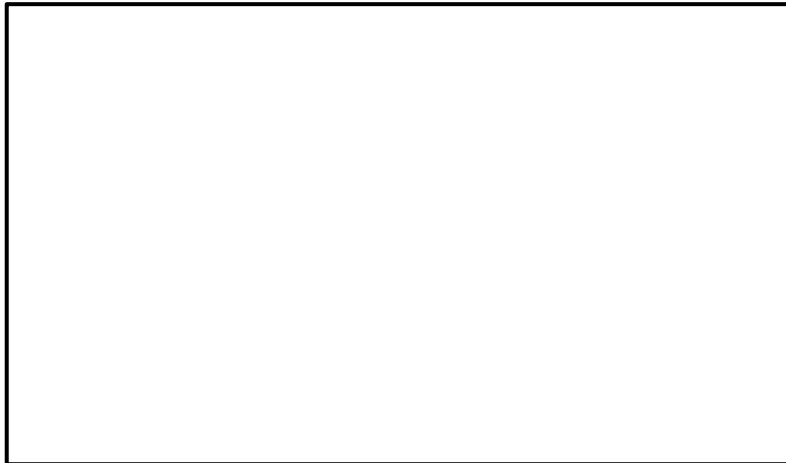


図4 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオである大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失においては熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。原子炉圧力容器破損を想定した場合は、溶融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ちペDESTAL内には存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じるMCCIにより発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。

したがって、熱分解による酸性物質発生量として [] mol を想定する。

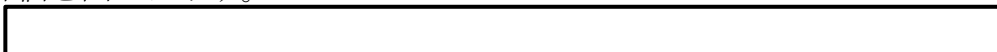
(3) チオ硫酸ナトリウムの酸化分解で消費する塩基性物質

スクラビング水に初期添加している [] について、仮に全量の [] が酸化分解されると想定して、消費される塩基性物質は約 [] [mol] となる。

以上を踏まえ、ベント時に移行する酸性物質を保守的に評価すると、そのモル量の合計は以下のとおりである。

$$\text{約 [] [mol]} + \text{約 [] [mol]} + \text{約 [] [mol]} = \text{約 [] [mol]}$$

スクラビング水に初期添加する [] は、上記にさらに余裕をみた [] 濃度とし、通常水位 (約 [] t) において約 [] wt% とすることとし、そのモル量は以下のとおりである。事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図4に示す。



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】

よって、スクラビング水の pH を に維持するための
 の初期添加濃度は、約 wt% で十分である。



図4 事故後スクラビング水の pH 挙動評価

2. 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、 g/m² まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることが Framtome 社により検証されている。

格納容器フィルタベント系使用中に、金属フィルタの前段にあるスクラビング水では捕捉できずに金属フィルタに流入するエアロゾル量は、金属フィルタの許容負荷量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失シナリオに対し、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタ設計負荷量の十分性を評価する。評価の手順は、以下の通りである。

(1) 金属フィルタへのエアロゾル流入量評価

フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465 における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約 及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に 300kg に設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失）における MAAP 解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 kg、ドライウェルベントの場合で約 であることから、フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考えられる。

また、JAVA 試験ではベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を確認し

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。

ている試験ケースがあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリノズル単独でも 以上と評価される。ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を表 1 に示す。

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は となる。

表 1 ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能

--

(3) 評価結果

--

名 称		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器容量)
除去効率	%	98以上(有機よう素に対して)

【設 定 根 拠】

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の除去効率は、Framtome社による実規模相当の有機よう素の除去性能試験（以下、「JAVA PLUS 試験」という。）によって得られた試験結果を基に、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

銀ゼオライトフィルタのベッド厚の設定にあたっては、銀ゼオライトによる除去性能に影響を与える主要な因子であるベントガスの滞留時間及び過熱度を考慮する必要があるが、JAVA PLUS 試験装置と実機においては吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。

このため、(式1)の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。

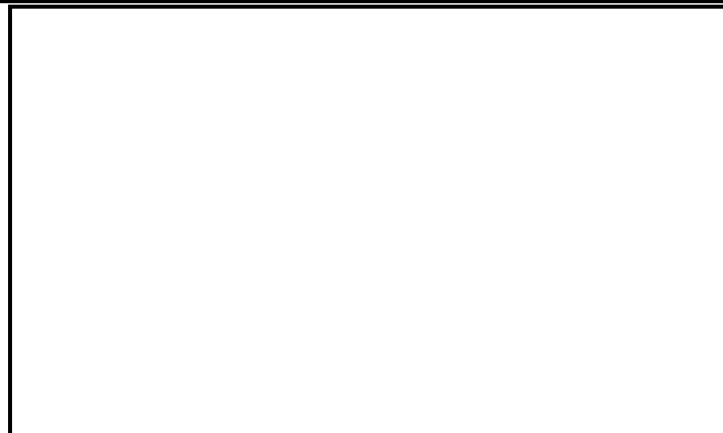
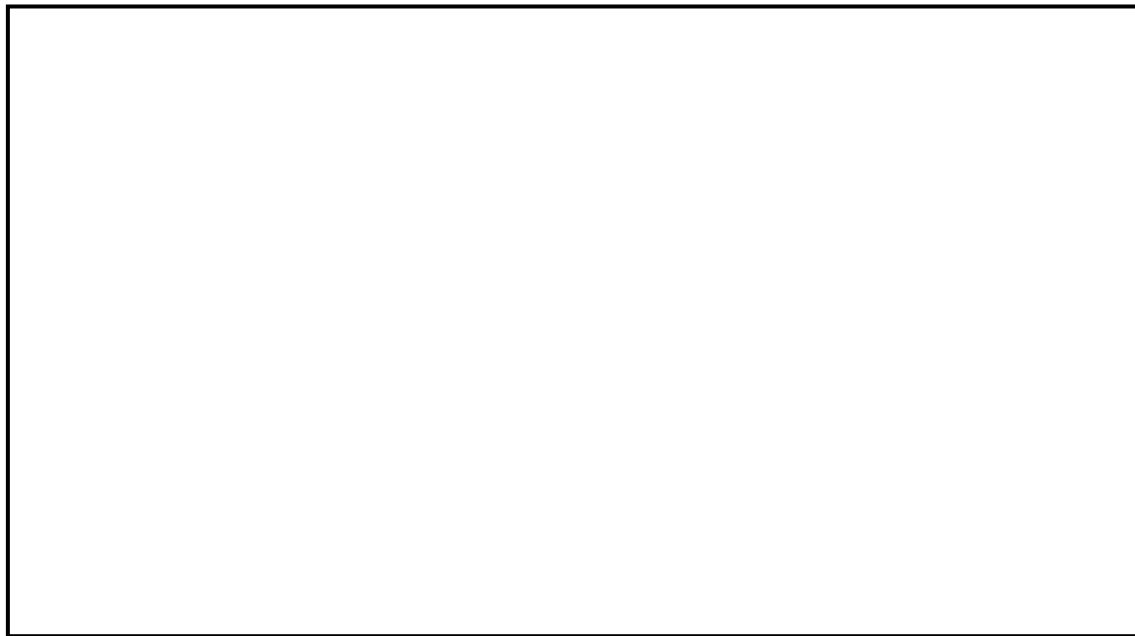


図5 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

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	圧力開放板	
設定圧力	kPa[gage]	80

【設 定 根 拠】

格納容器フィルタベント系に設置する圧力開放板の設定圧力については、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう十分低い圧力にて破裂するよう設定している。

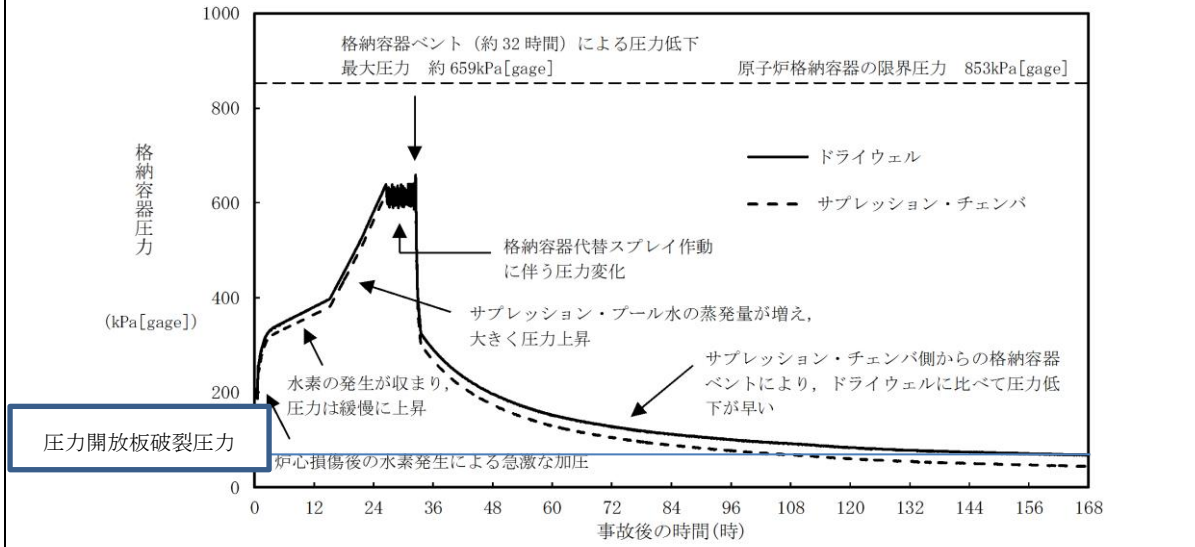


図6 原子炉格納容器圧力推移（大LOCA+SBO+全ECCS機能喪失）

名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m ³ /h/台	150m ³
全 揚 程	m	70
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW	75
機器仕様に関する注記		
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>残留熱代替除去ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力(200℃・2Pd)を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、重大事故緩和設備として、2台用意し、うち1台を予備とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>残留熱代替除去ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要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(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が約150m³/h(原子炉への注入流量が約30m³/h、格納容器へのスプレイ流量が約120 m³/h)又は、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が120m³/h(原子炉格納容器へのスプレイ流量が120 m³/h)であることから、1台あたり約150m³/hとする。</p>		

2. 揚程

残留熱代替除去ポンプは、原子炉に30m³/hの注水及び格納容器に120m³/hのスプレイ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。

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、残留熱代替除去ポンプに必要な揚程は64m以上となり、これを上回る揚程として、残留熱代替除去ポンプの揚程は70mとする。

3. 最高使用圧力

残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約m (約MPa) に静水頭約m (約MPa) を加えた約MPaを上回る圧力としてMPaとしている。

4. 最高使用温度

残留熱代替除去ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

5. 原動機出力

残留熱代替除去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。

(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) = 150 / 3600

H : 揚程 (m) = 70

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

以上より、残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/台とする。

名 称	残留熱除去系熱交換器	
個 数	基	2
容量 (設計熱交換量)	MW /基	約 9.1 (注 1, 2)
伝 熱 面 積	m ² /基	□以上 (注 1) (□ (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】

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設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、原子炉補機代替冷却系 (AHEF) の移動式熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

なお、残留熱代替除去系として使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器を使用し、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃において約 9.1MW であり、伝熱面積は □m²である。

重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積を表 1 に示す。重大事故等対処設備として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の要求伝熱面積としては、設計基準対象施設として使用する場合と同様に □m²とする。

表 1 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積

系統	温度 [°C]		流量 [m ³ /h]		容量 [MW]	必要伝熱面積 [m ²]
	S/P	海水	S/P 側	AHEF 側		
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (8~24hr))	114	30	1,200	428	19.0	□
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (24hr~))	114	30	1,200	226	13.0	
残留熱代替除去系 (RPV 注水及び PCV スプレー)	100	30	150	226	7.1	
残留熱代替除去系 (PCV 下部注水及び PCV スプレー)	100	30	120	226	6.2	

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	移動式代替熱交換設備	
個 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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「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」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 7 に有効性評価「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」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

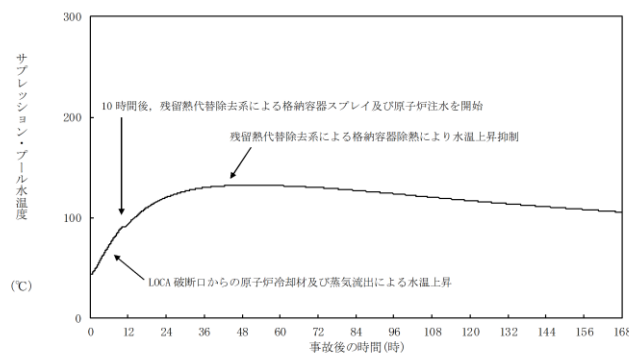


図 7 サプレッション・プール水温度の推移
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

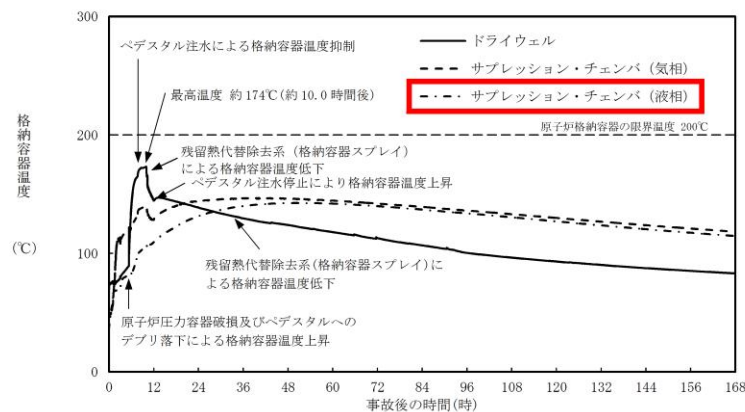


図 8 サプレッション・プール水温度の推移

(格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水)

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°C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°C、冷却水供給温度 35°Cとした場合の海水出口温度約 56°Cに余裕を考慮し、65°C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	℃	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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「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」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 7 に有効性評価「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」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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. 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。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left((Q/3,600) \times H \right) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left((300/3,600) \times 75 \right) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

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 15 参照）

η ：ポンプ効率（%） = （図 15 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。

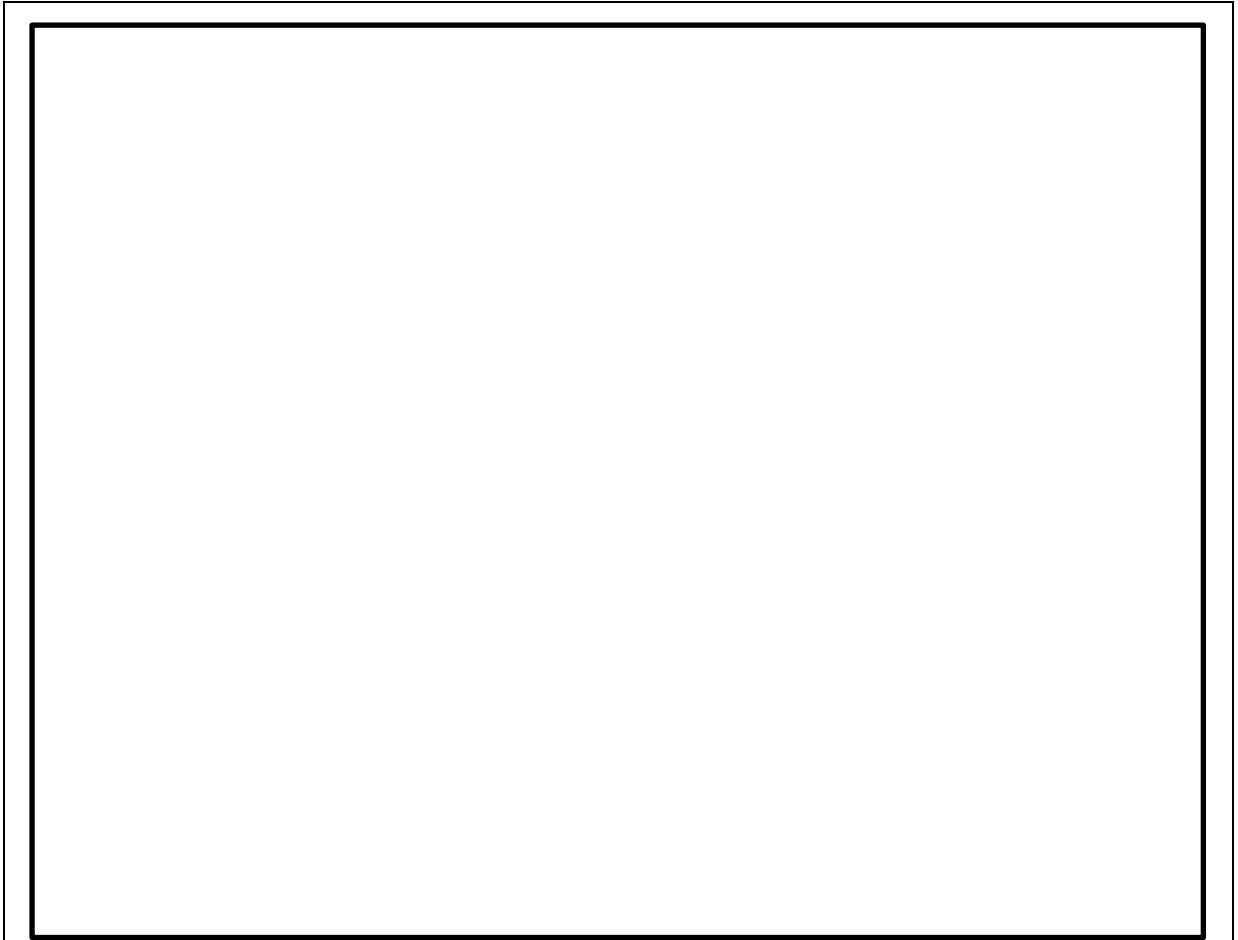


図2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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	0.82 以上 (注 1) (1.4 (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

【設 定 根 拠】

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。

1. 容量の設定根拠

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。

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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「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」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 7 に有効性評価「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」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 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	:	0.35	MPa

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
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82	MPa

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.82MPa[gage]以上とし、1.4MPa[gage]とする。

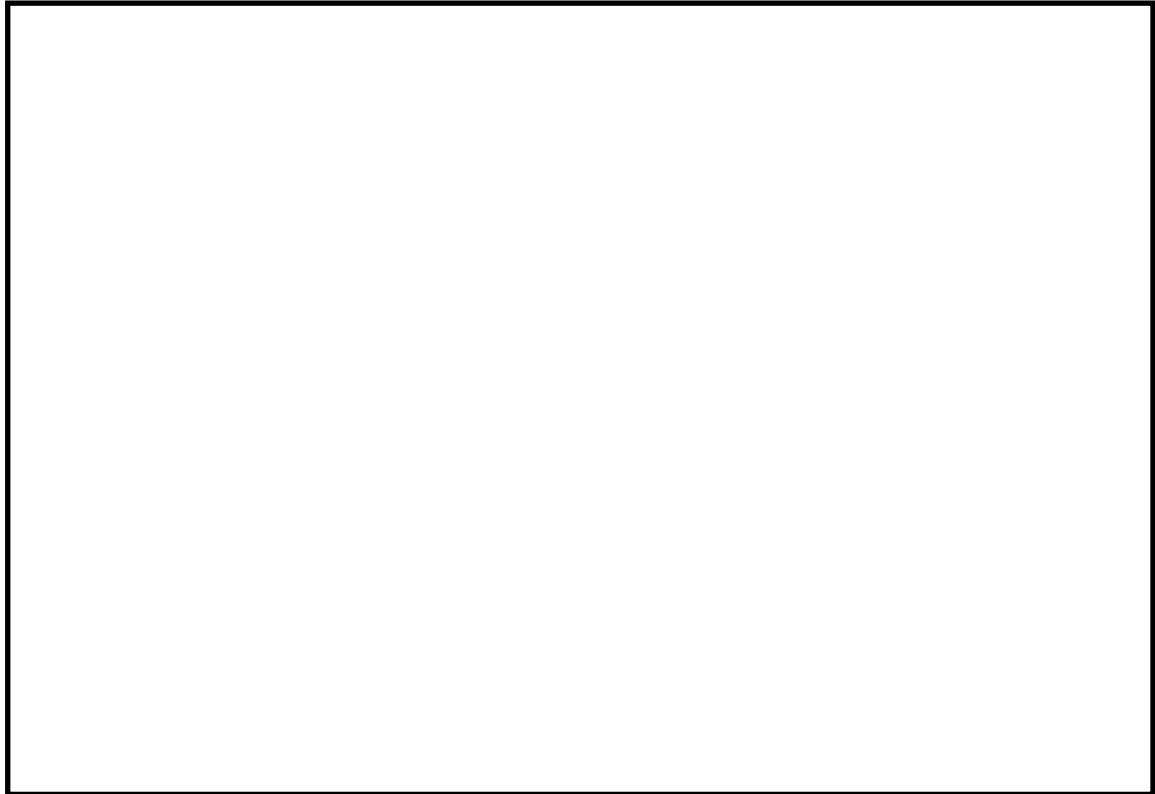


図9 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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10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。

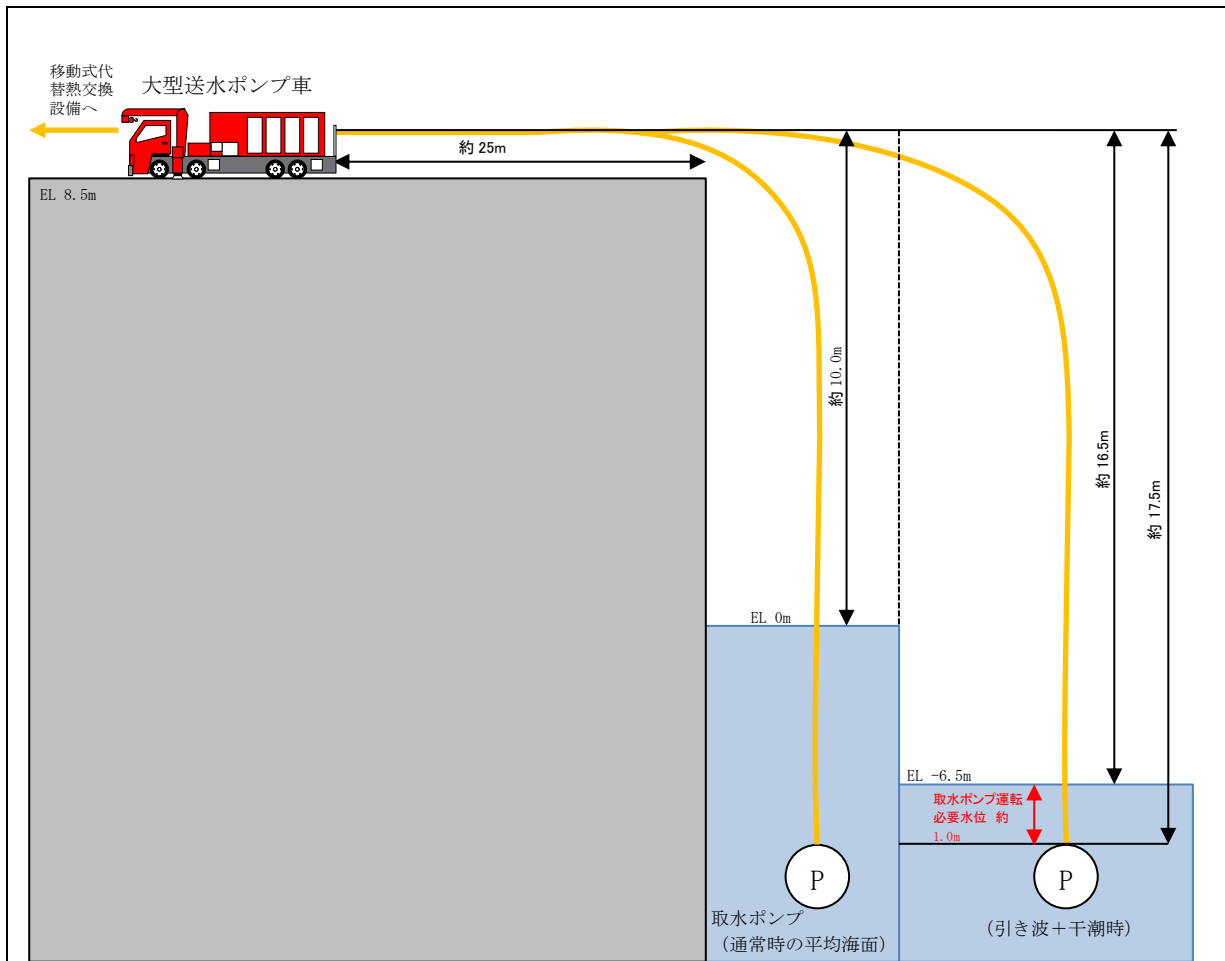


図 10 大型送水ポンプ車概要図

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。

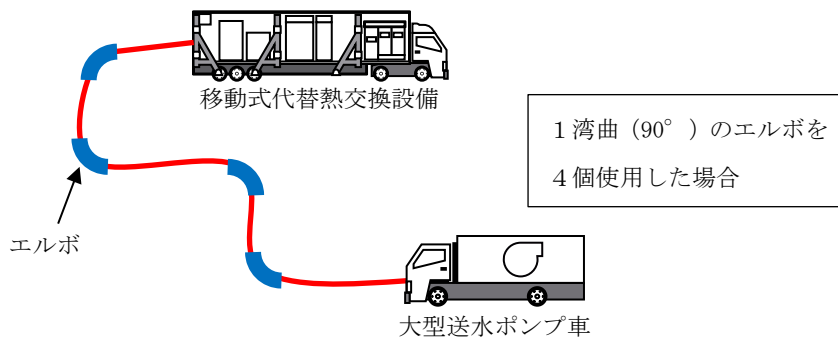


図 11 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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

$$R_e(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta R_e^{-0.2} (\rho/d)^{0.9}$$

$$R_e(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

ここで $R_e = \nu d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, ν 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

$$\begin{aligned} \nu &= 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots \\ &\doteq 3.99 [\text{m/s}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e = \nu d / \nu &= 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000 \\ &\doteq 6.6 \times 10^5 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e (d / \rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2 \\ &\doteq 165519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

50-8 接続図

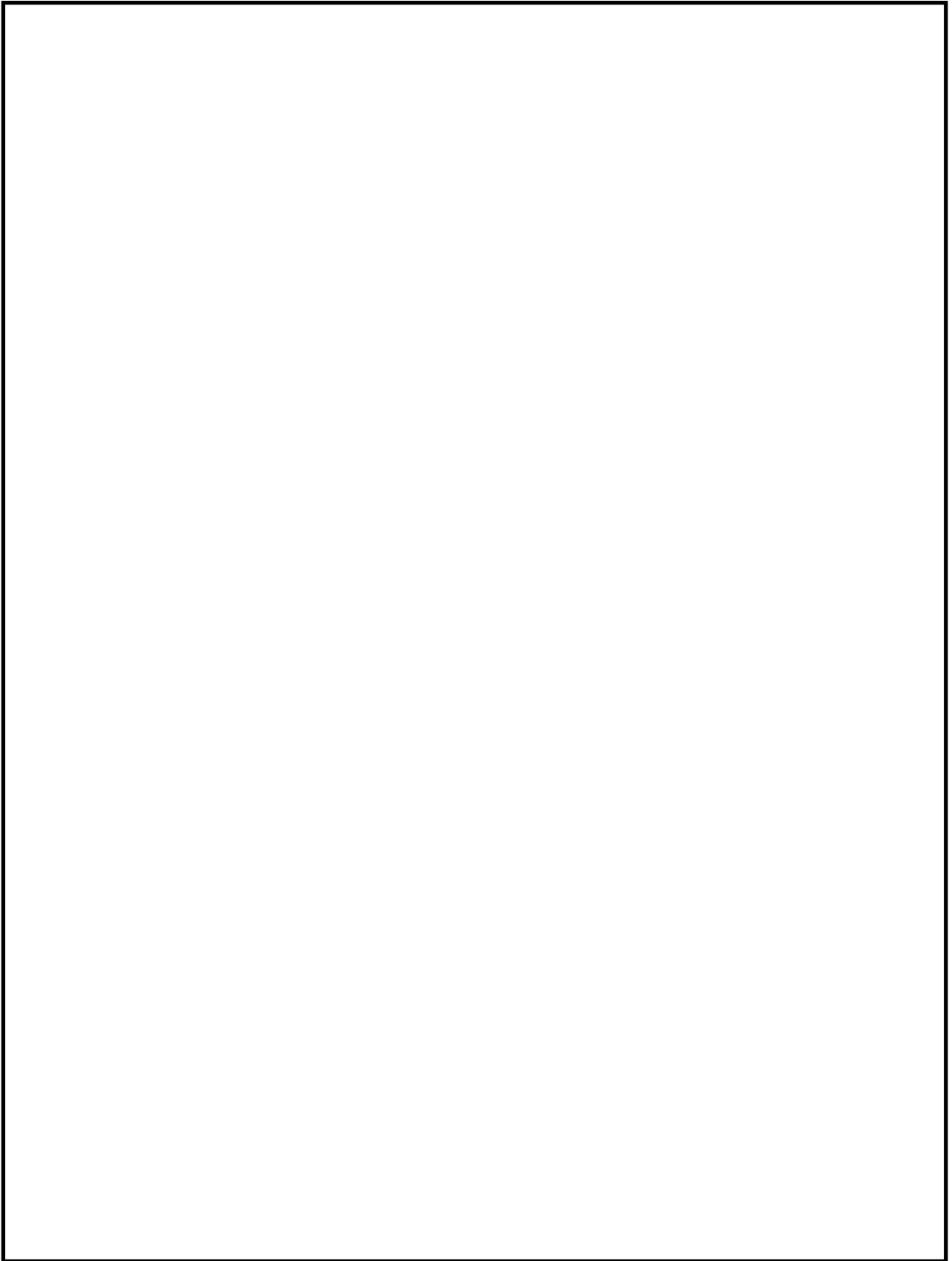


図1 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置図

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。

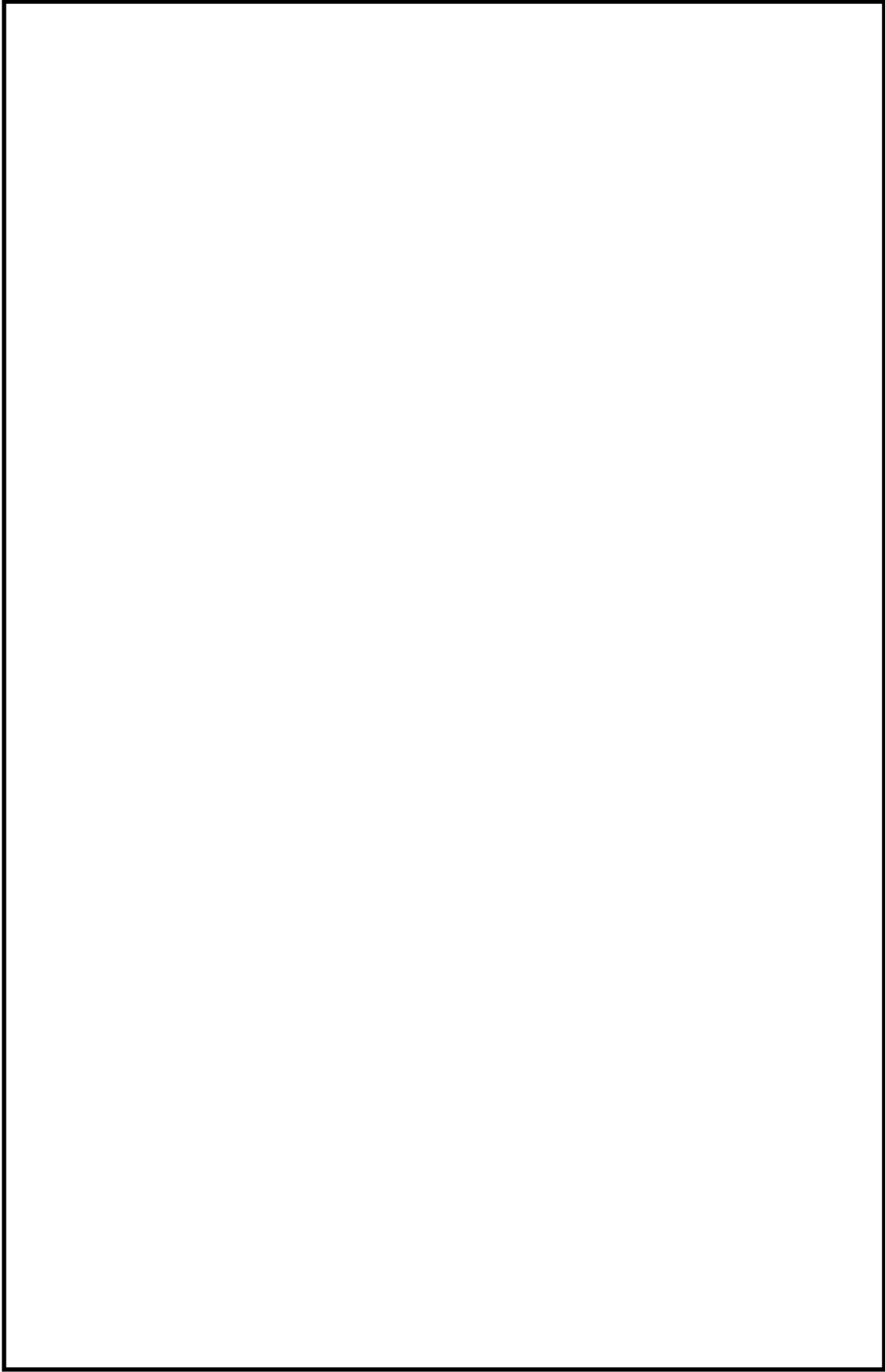


図2 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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。

50-9 保管場所図

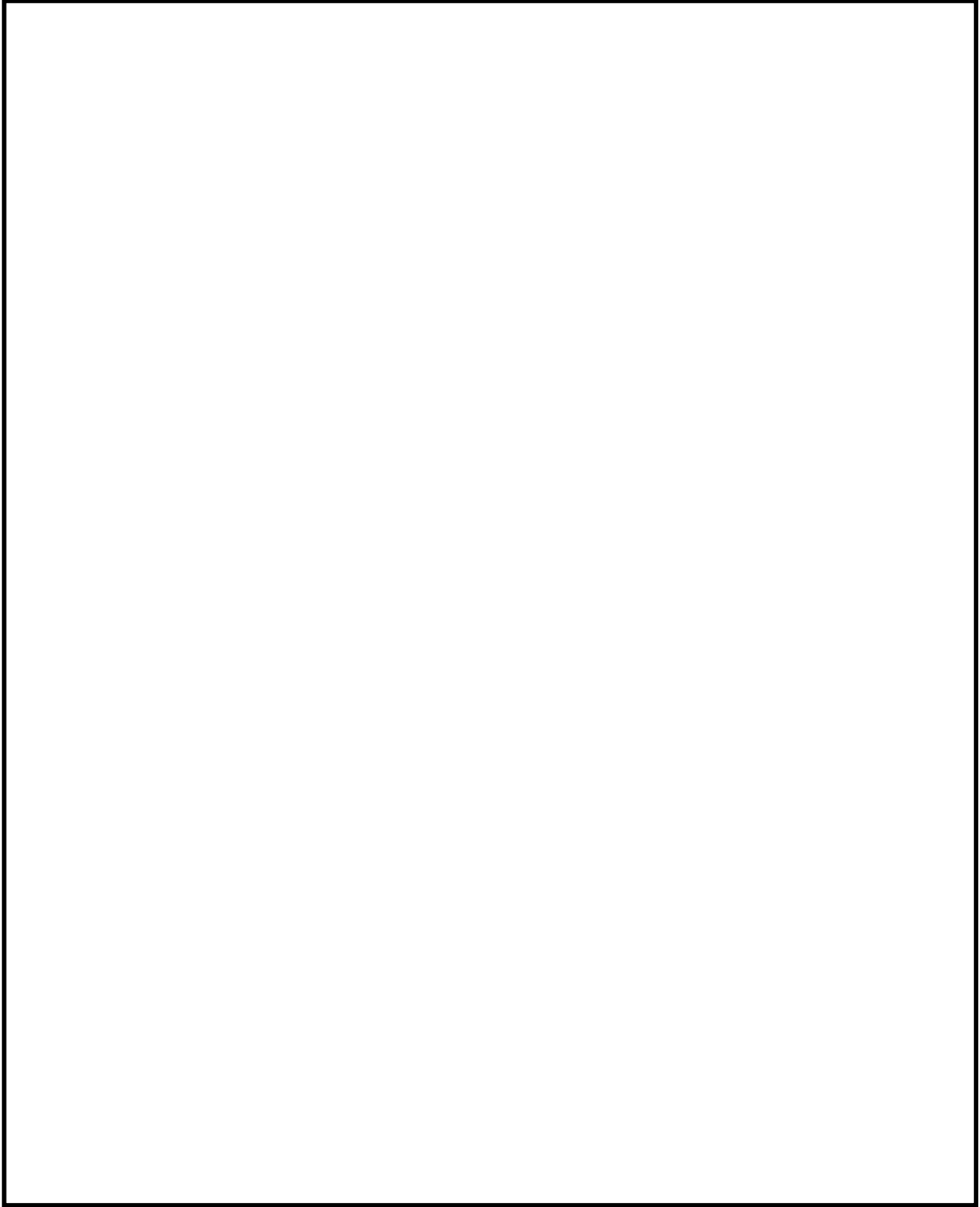


図1 屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

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。

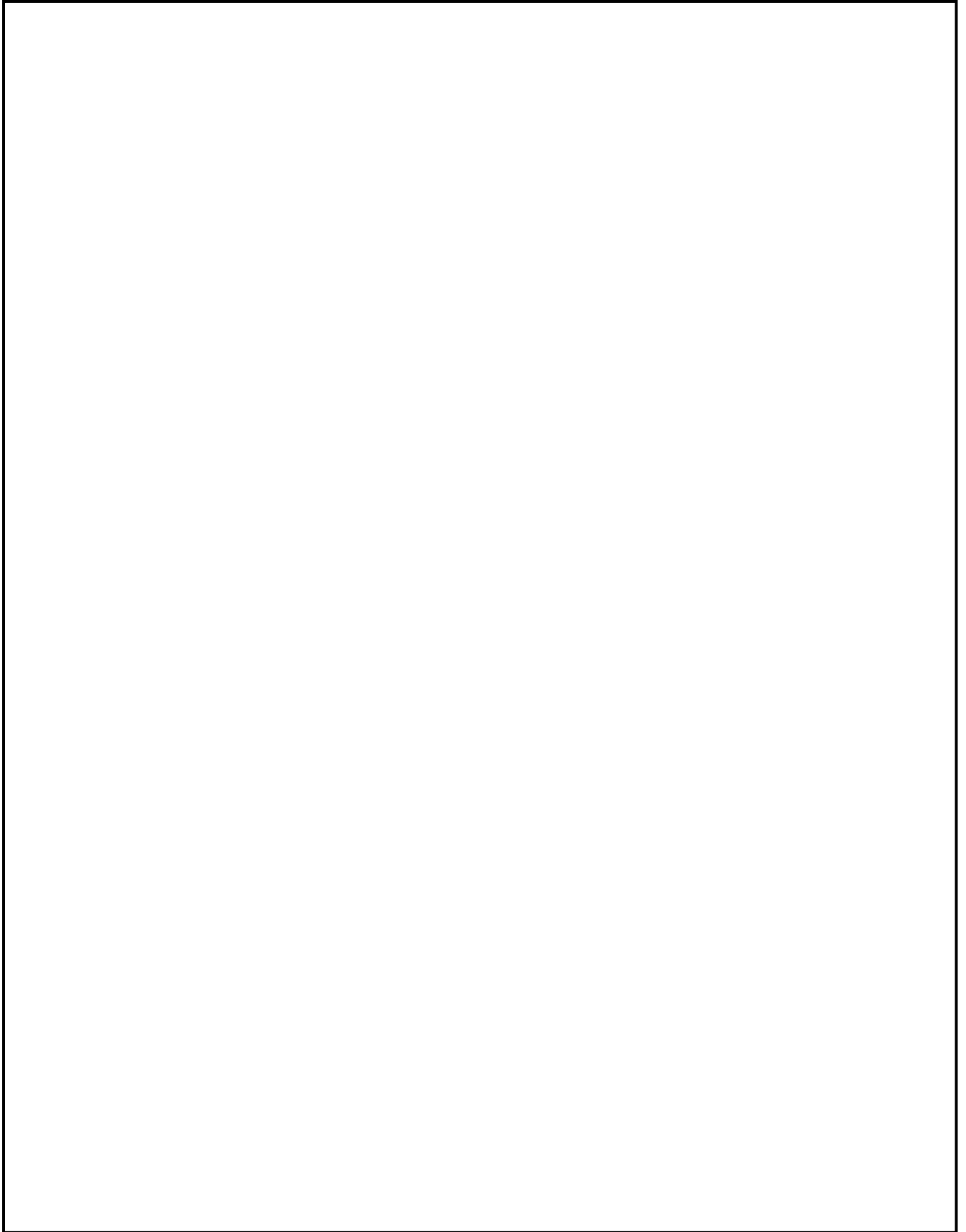


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

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。

50-10 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

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。

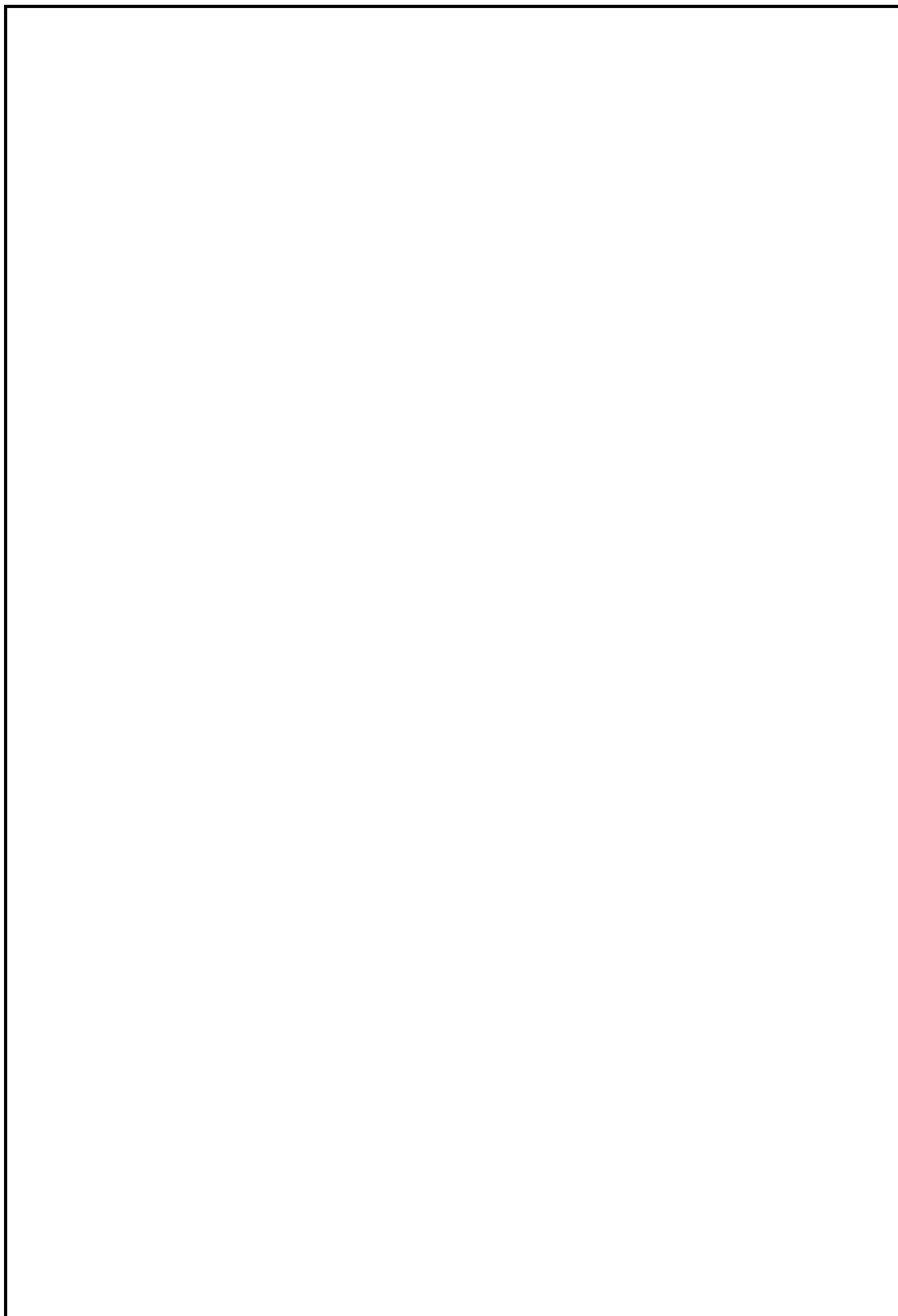


図2 フィルタベント操作（現場）（1/4）

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。

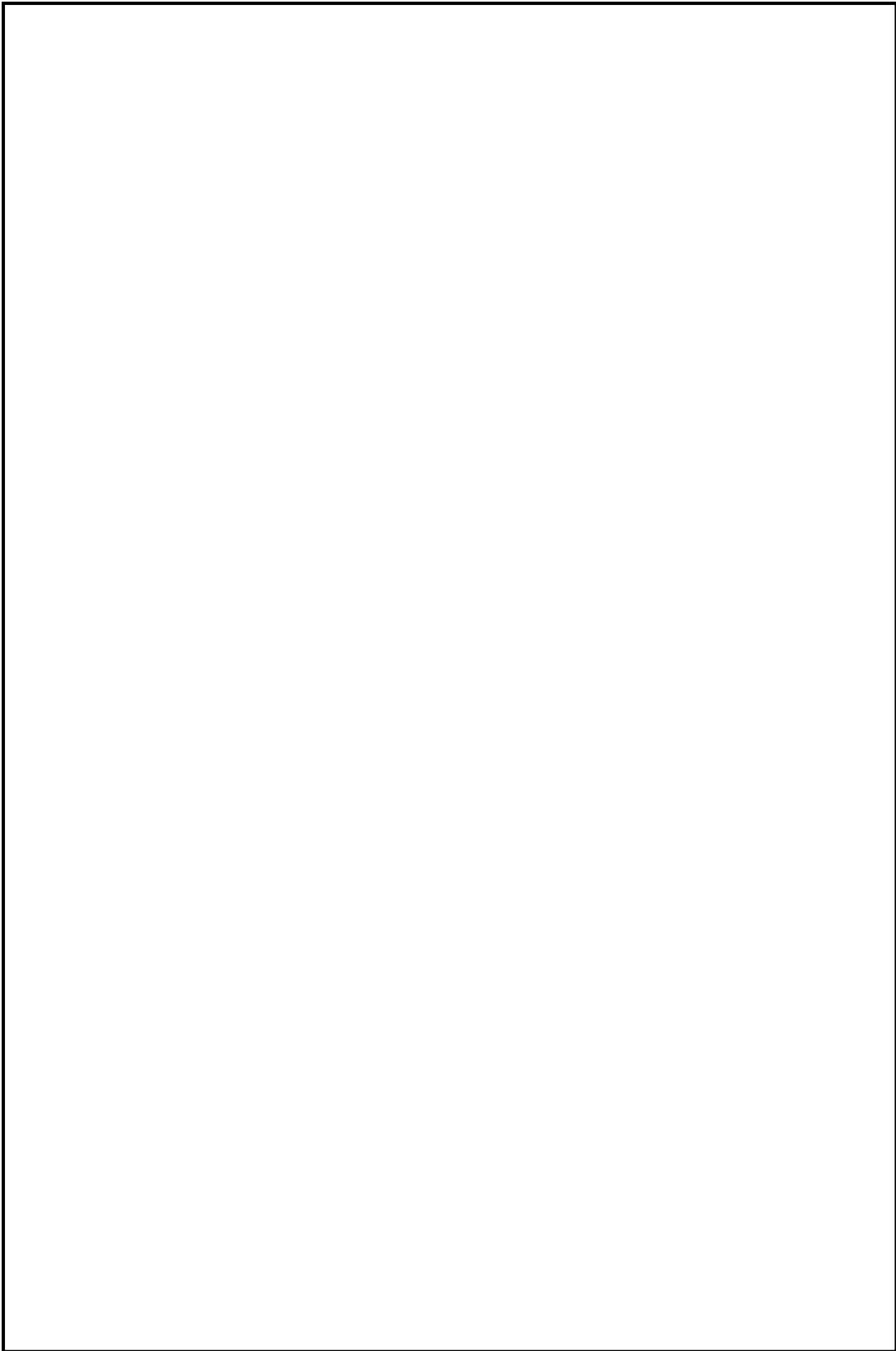


図2 フィルタベント操作（現場）（2/4）

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2 フィルタベント操作（現場）（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。

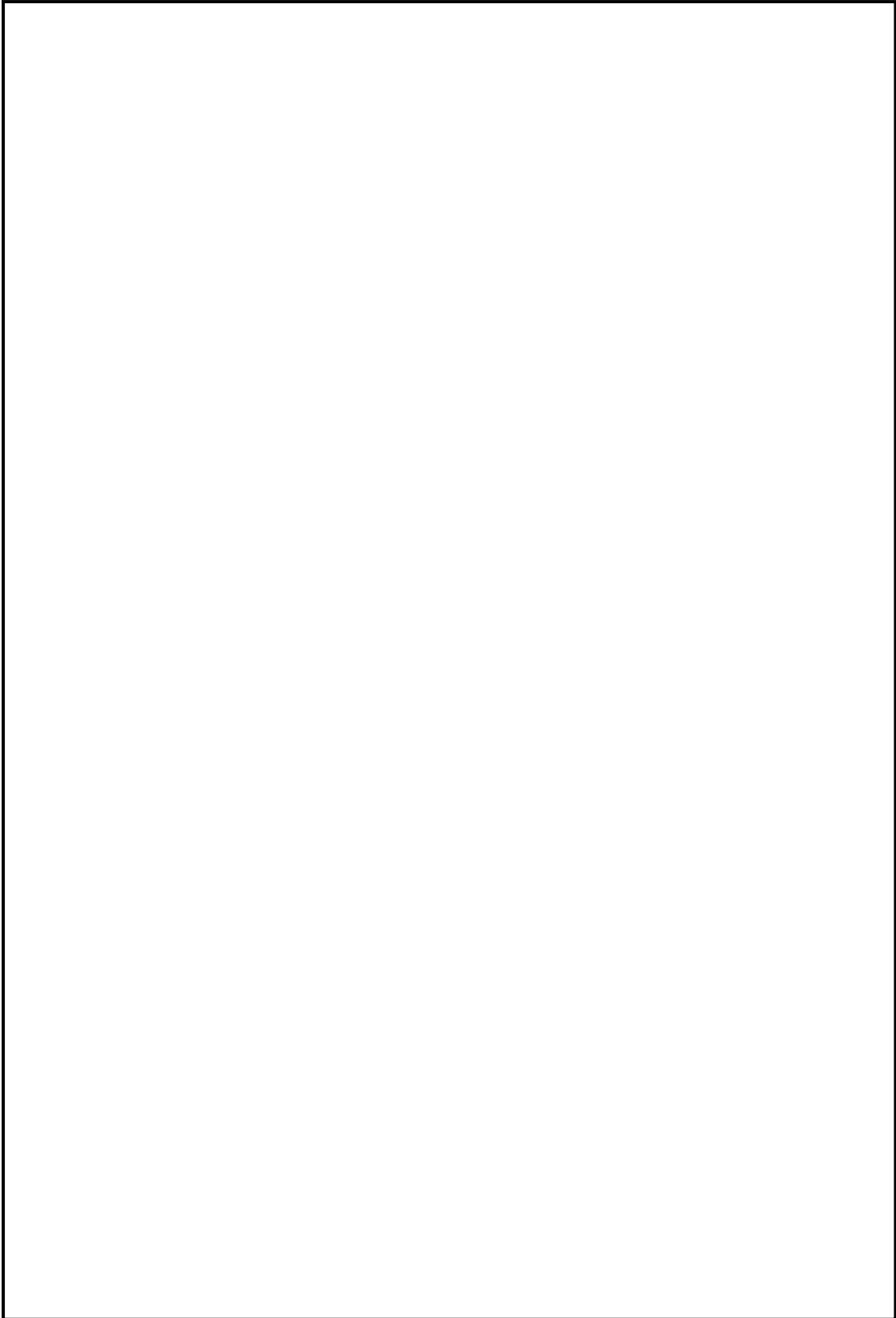


図2 フィルタベント操作（現場）（4/4）

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。

50-11 その他設備

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) スクラバ容器薬剤濃度

フィルタ装置（スクラバ容器）への薬剤の補給については、図1に記載のとおり、常設設備により補給が可能な設計としている。

各スクラバ容器への補給ラインは容器毎にそれぞれ設置している。各ラインの配管圧損は小さく、各スクラバ容器の液相部は、連結管により相互に接続しているため、ほぼ均等に補給でき、スクラビング水の水量および薬剤の濃度は均一になると考えられるが、薬剤の補給後は図2に記載のとおり循環運転を実施し、スクラビング水の均一性を確保する設計としている。

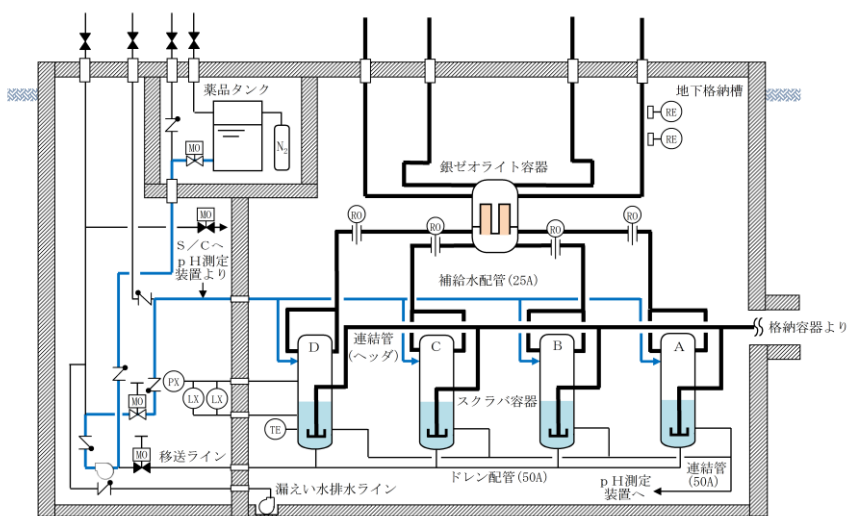


図1 フィルタ装置廻り系統概要図（補給時）

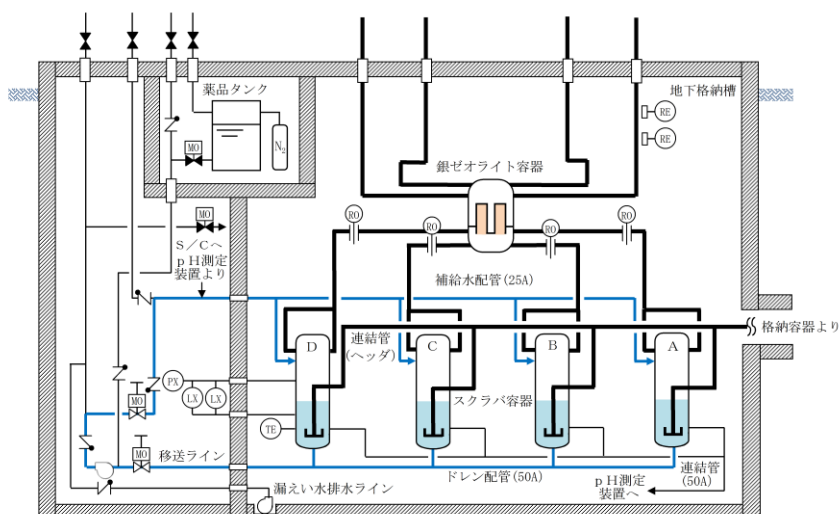


図2 フィルタ装置廻り系統概要図（循環運転時）

(2) 格納容器 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サブプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

サブプレッション・プール水 pH制御系は、図3に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サブプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サブプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ [wt%] 水溶液） [m³] とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

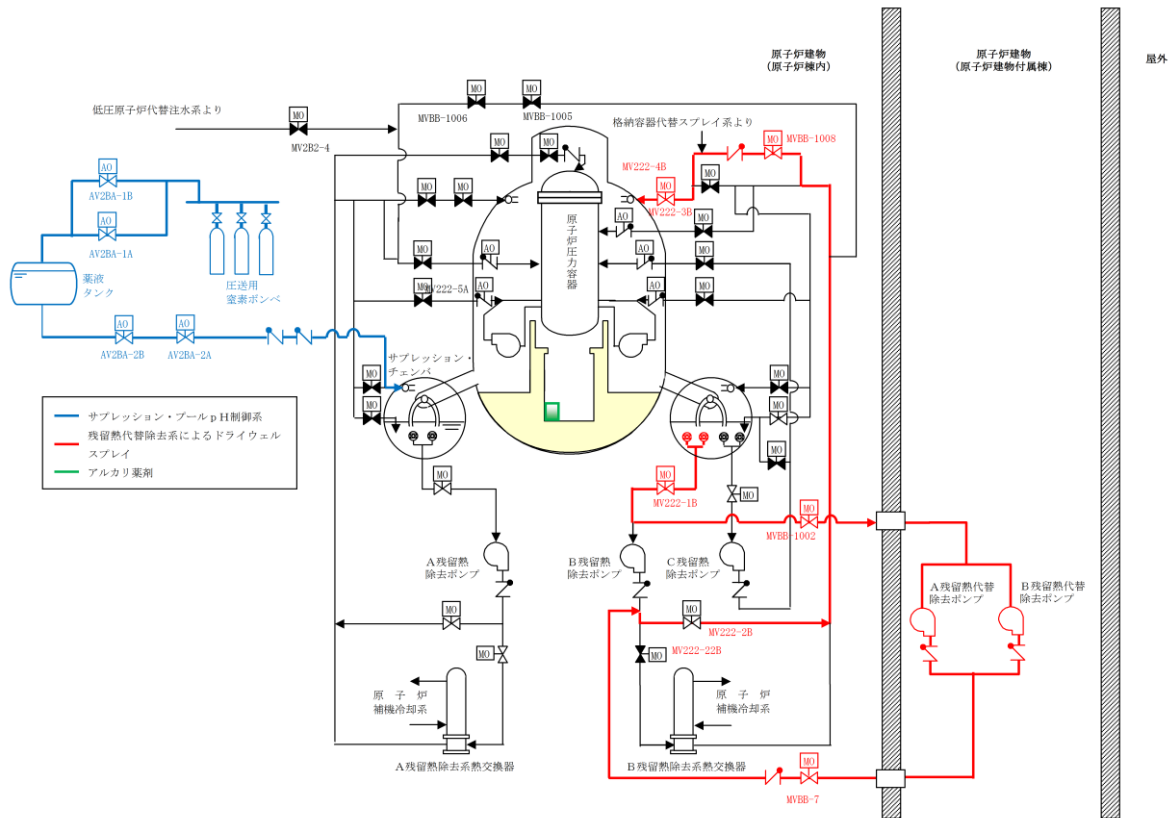


図3 格納容器 pH制御 概略系統図

(i) pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

(a) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で wt%, pHは約 となる。

またサブプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図4、5に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サブプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサブプレッション・チェンバ外にあること及びサブプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

一方、ドライウェルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

これらから、pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図6に示すが、本システム使用後の濃度である wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

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。

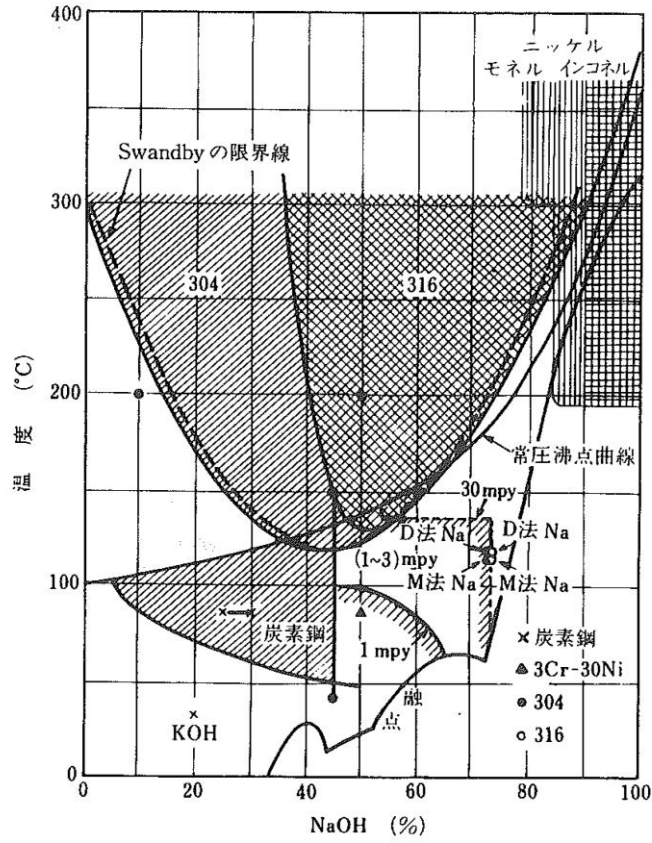


図4 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

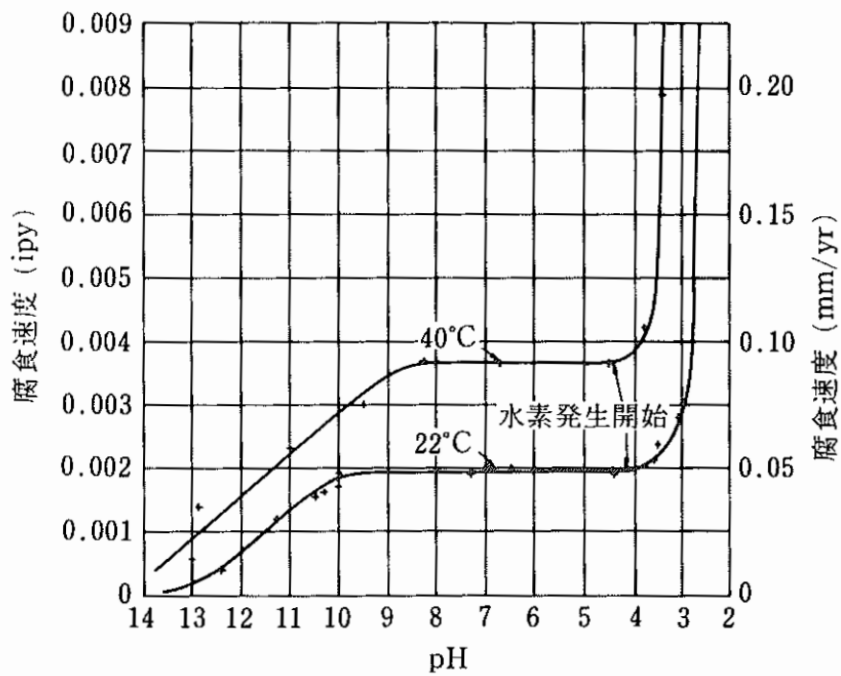


図5 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響^[1]

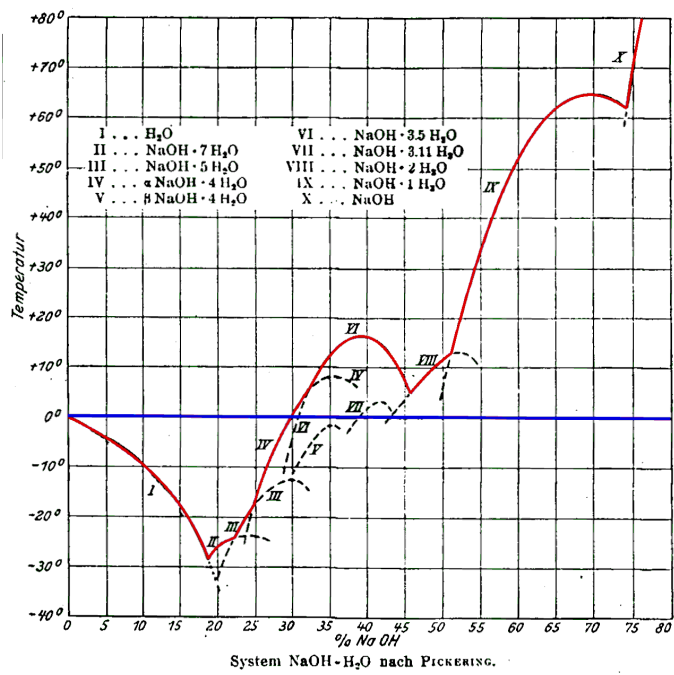


図6 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(b) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a) 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル グレーチング表面積：約 3,135m²
 - ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m²
 - ・亜鉛メッキ膜厚：80 μm
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)
- ・亜鉛密度：7.2g/cm³
 - ・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サブプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

b) アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³
- ・ アルミニウム密度:2.7g/m³
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

【計算結果】

上記条件より，原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は，約 3,339 kg となる。そして，式②よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約 374 kg となる。

c) 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大LOCAシナリオで約 210kg であり，薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。

また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

これらのことから，pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても，影響はないものとする。

《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社，2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

(ii) 残留熱代替除去系運転時の影響について

サプレッション・プール水 pH 制御系は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に残留熱代替除去系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、残留熱代替除去系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

残留熱代替除去系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、(i)(a)で示すとおり pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また残留熱代替除去系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 4 に示すとおり、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。

(3) 残留熱代替除去系 残留熱除去系ストレーナ

(i) 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

島根2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1~2 mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。

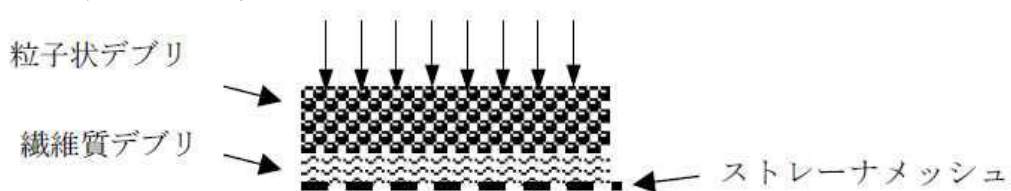


図7 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの AppendixE で実験データに基づく考察として、「1/8inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。

LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 1 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H21. 3), PWR プラントの LOCA 時

長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m³/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※ 3 : RPV 破損後の熔融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる (図 8 参照)。粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

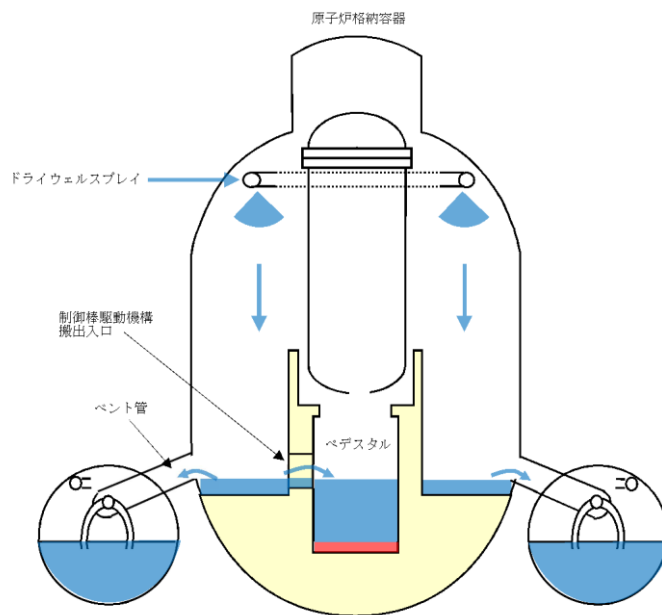


図 8 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 9 参照)。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 7 参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水

流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

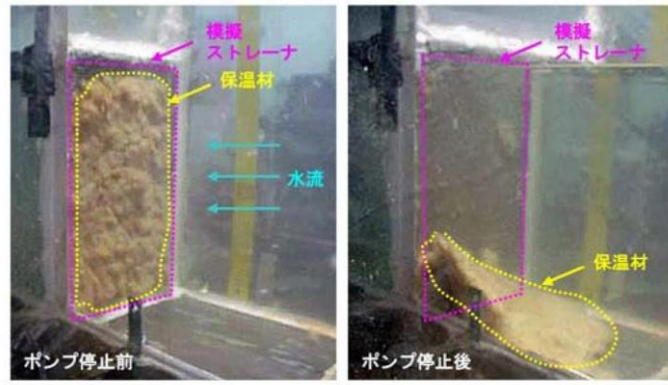


図9 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of
Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with
Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

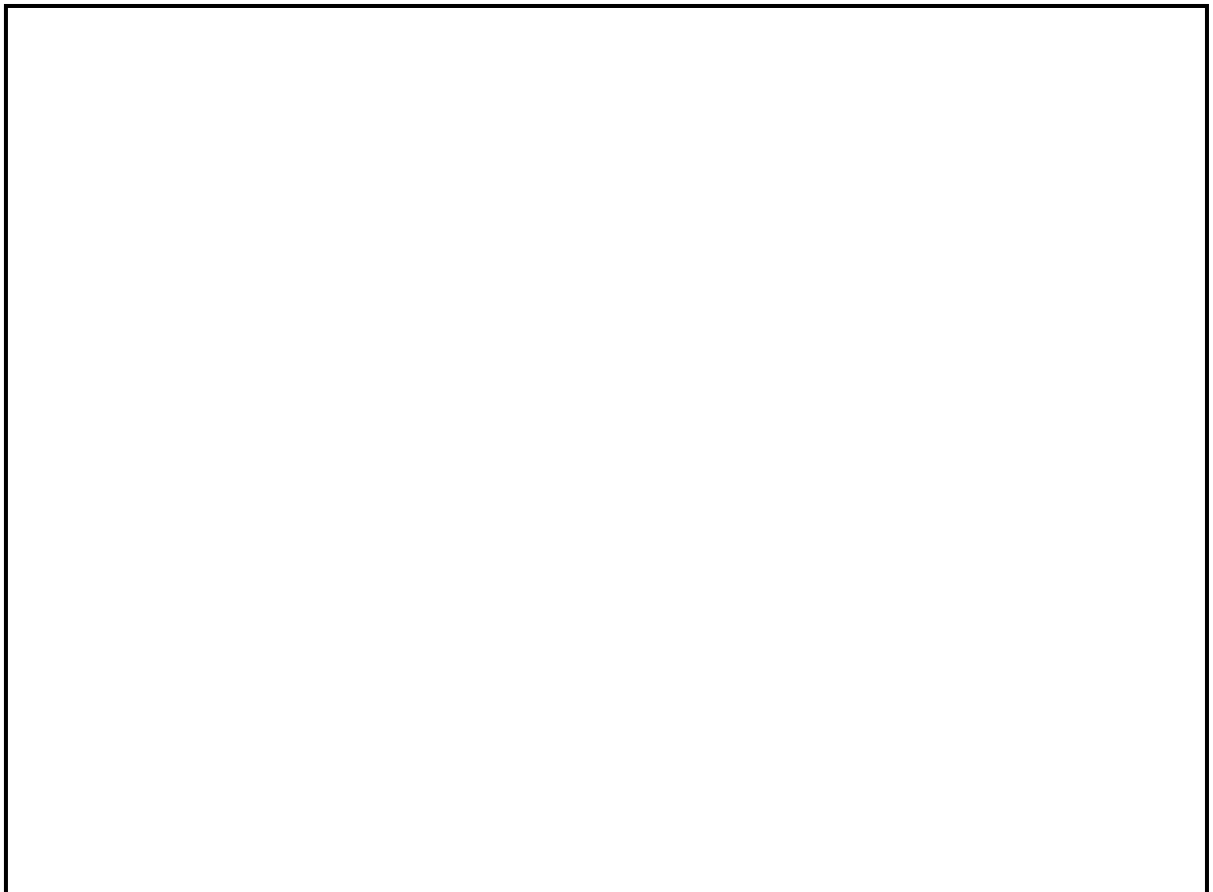


図10 BWRにおいて設置されているストレーナ

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。

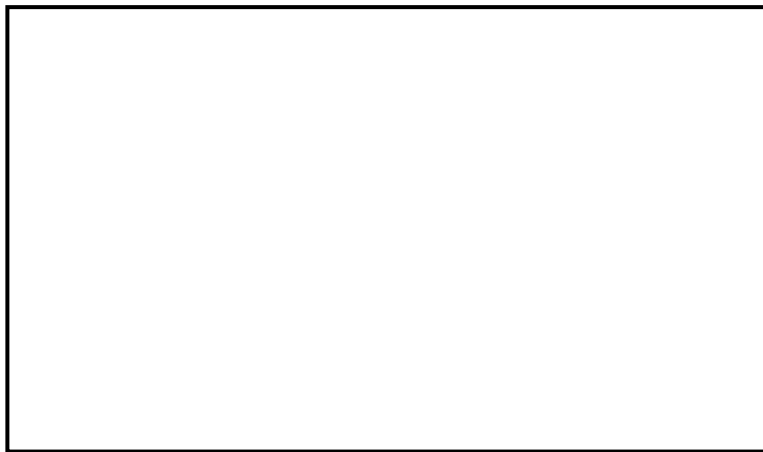


図11 2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

(ii) 閉塞時の逆洗操作について

前述(i)の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図12に示しているが、大量送水車を使用した残留熱代替除去系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はRHARポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

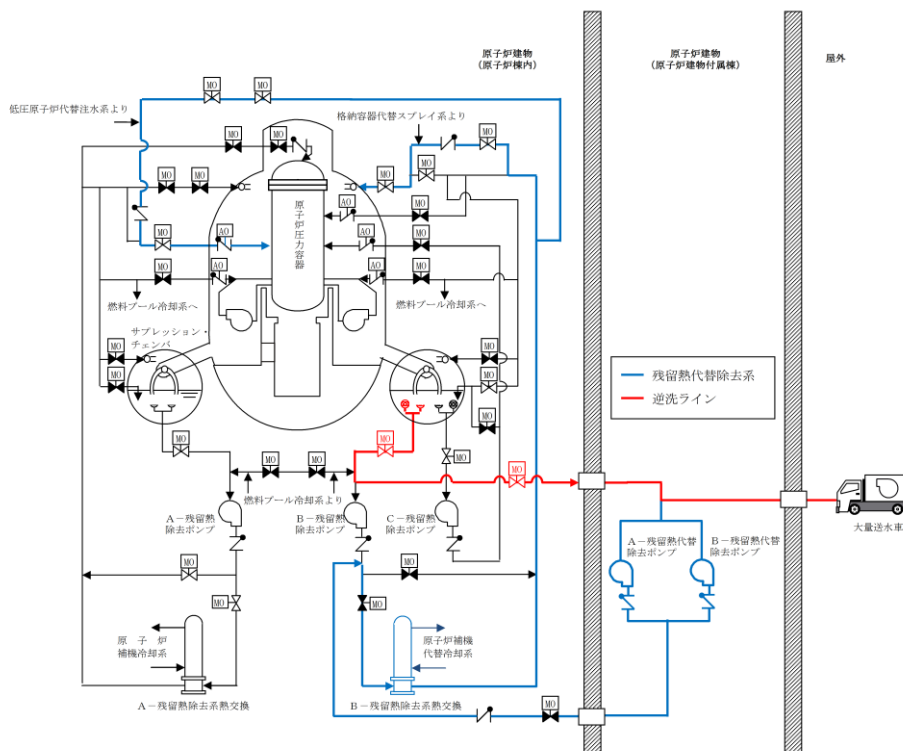


図12 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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。

51 条 補足説明資料

51-1 S A設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 コリウムシールド設備概要

51-11 格納容器スプレイ時のペDESTALへの流入経路について

51-12 その他設備

51-1 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)

51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		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	51-3 配置図, 51-4 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	51-3 配置図, 51-4 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	51-5 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	51-4 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	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	51-3 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	51-6 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	51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 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)

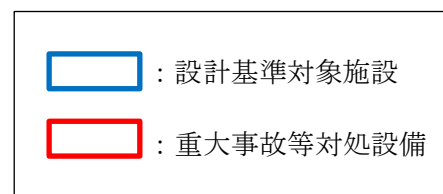
51条：原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備				大量送水車	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業		B c, B d, B f, B g
			関連資料	51-3 配置図, 51-7 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	51-5 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	51-4 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	51-4 系統図, 51-5 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	51-7 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	
	関連資料			51-6 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	51-7 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	51-7 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	51-7 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	51-8 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		51-9 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	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 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)

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				コリウムシールド	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	51-3 配置図	
		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)	その他		M
			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	51-10 コリウムシールド設備概要		
		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	51-3 配置図, 51-10 コリウムシールド設備概要	
	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	51-10 コリウムシールド設備概要		
		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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 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	—		

51-2 単線結線図

51-3 配置図



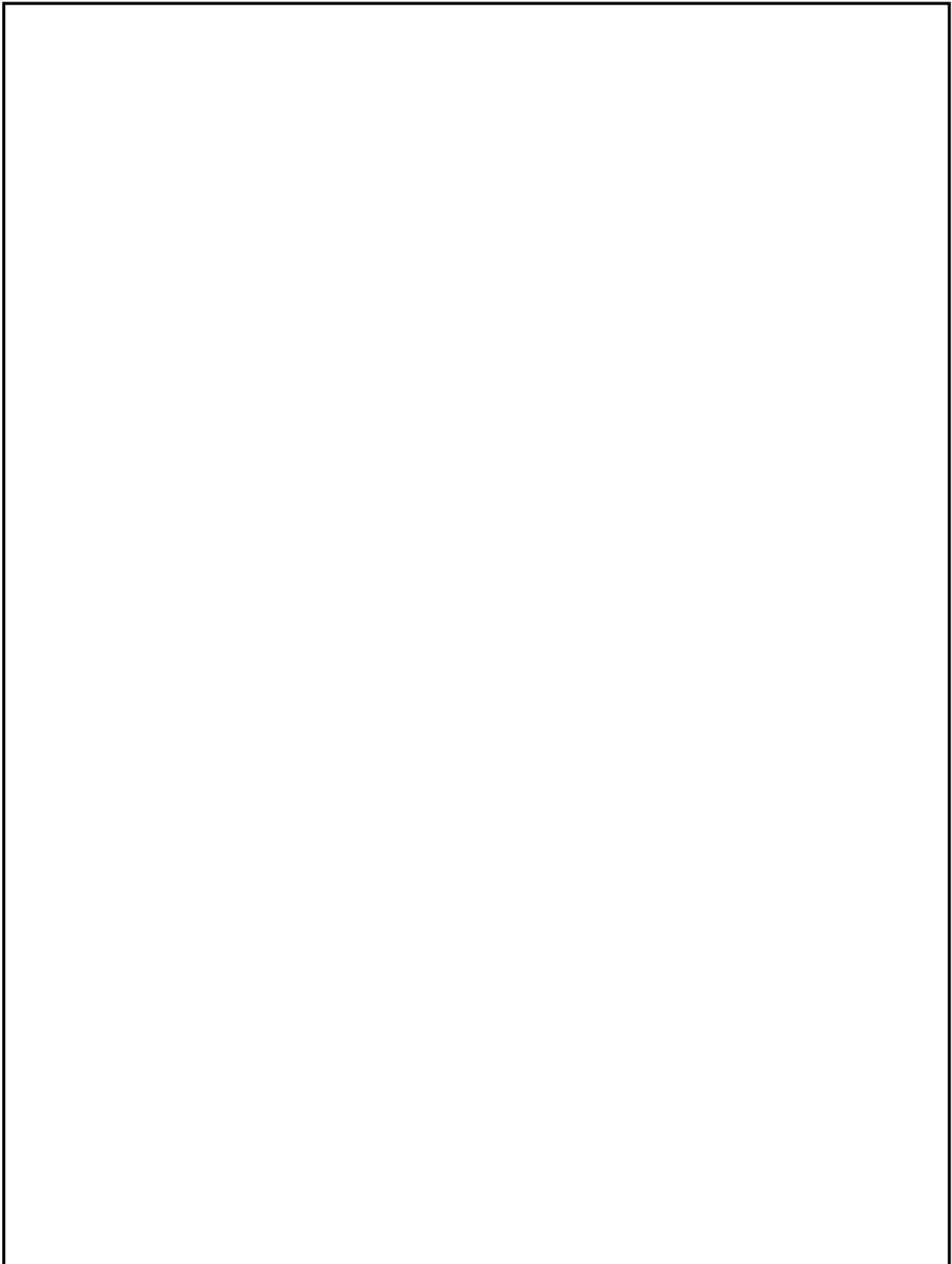


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

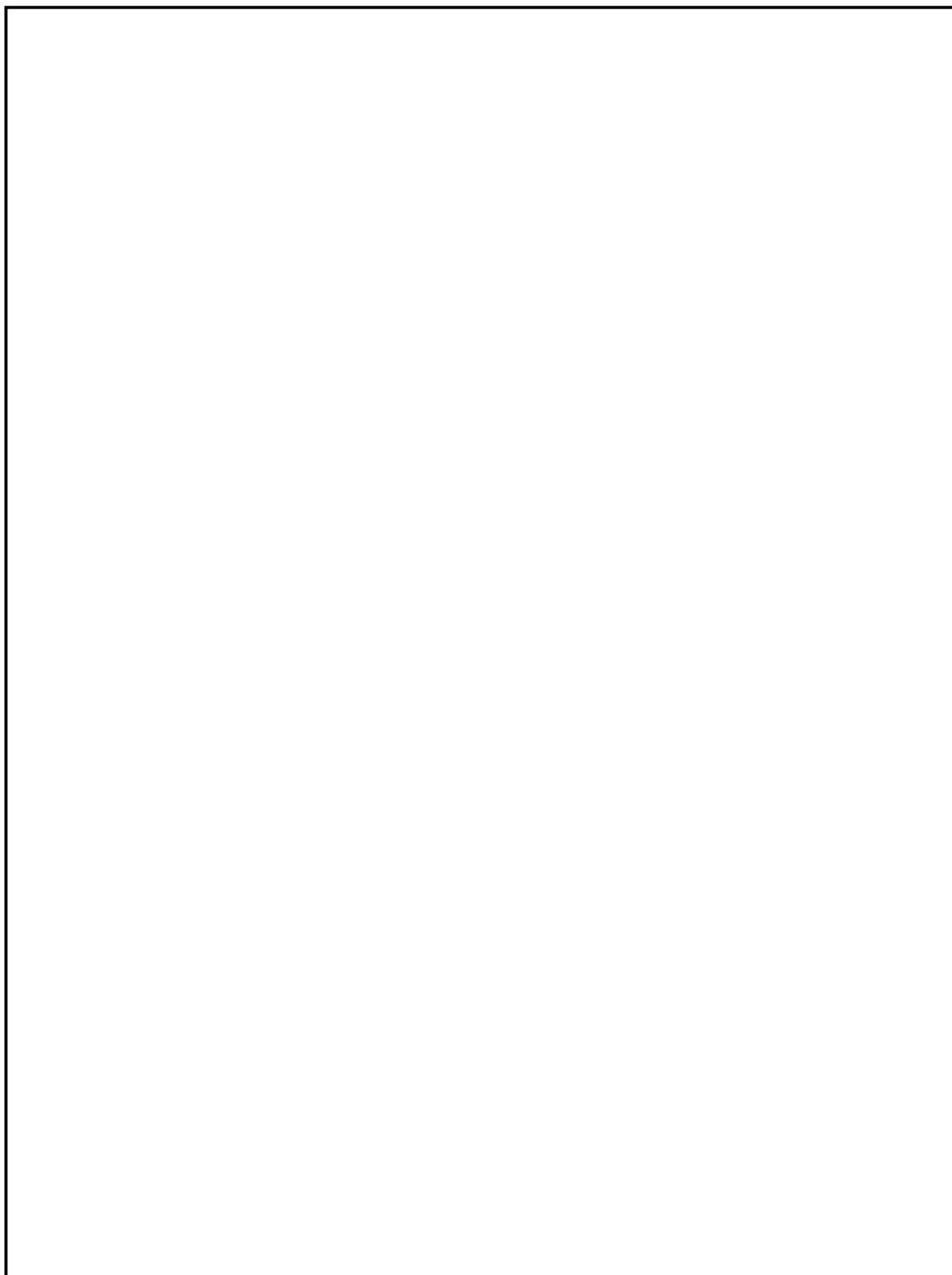


図2 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

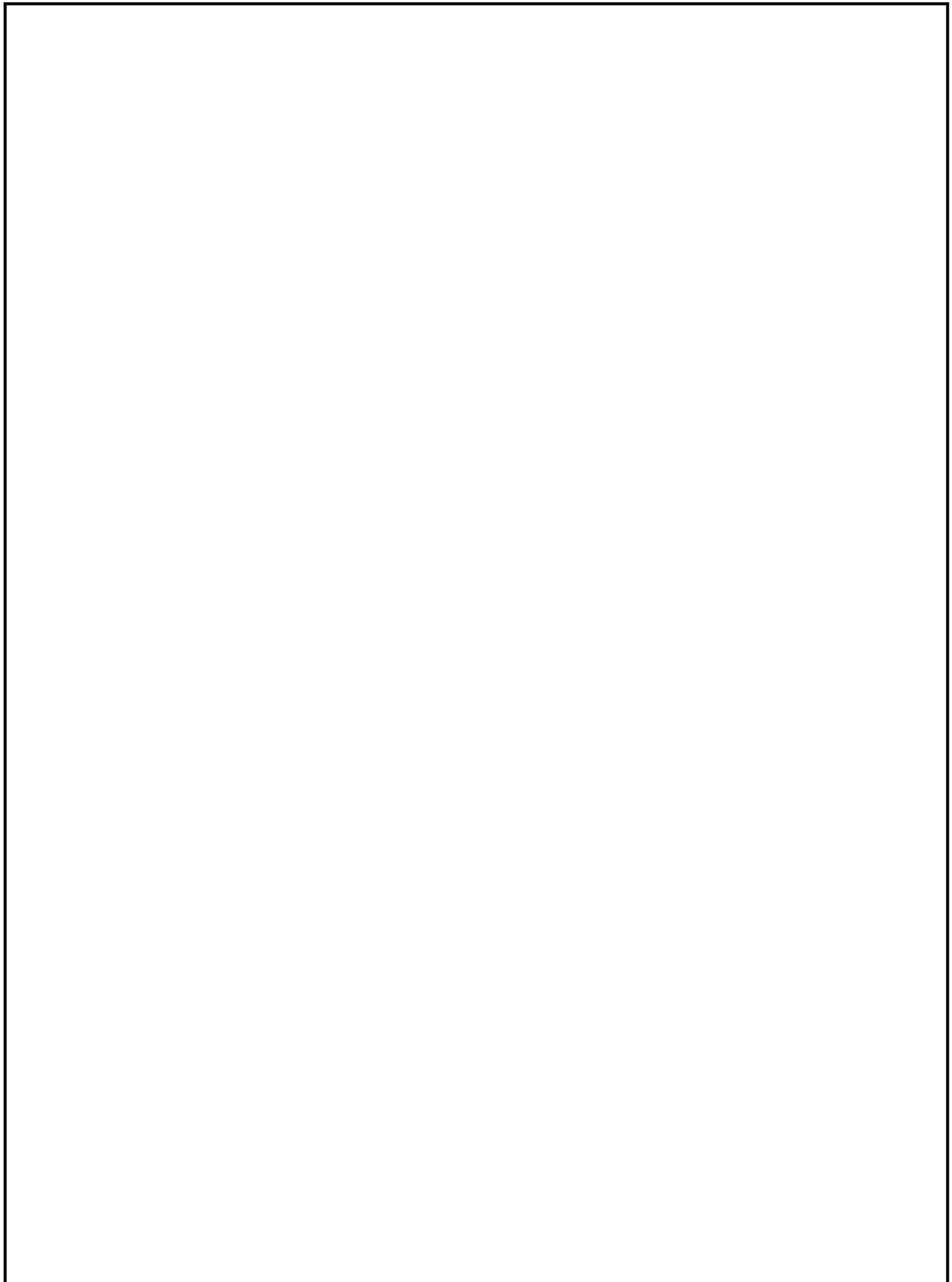


図3 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（FLSR注水隔離弁）の配置図（原子炉建物1階）

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。

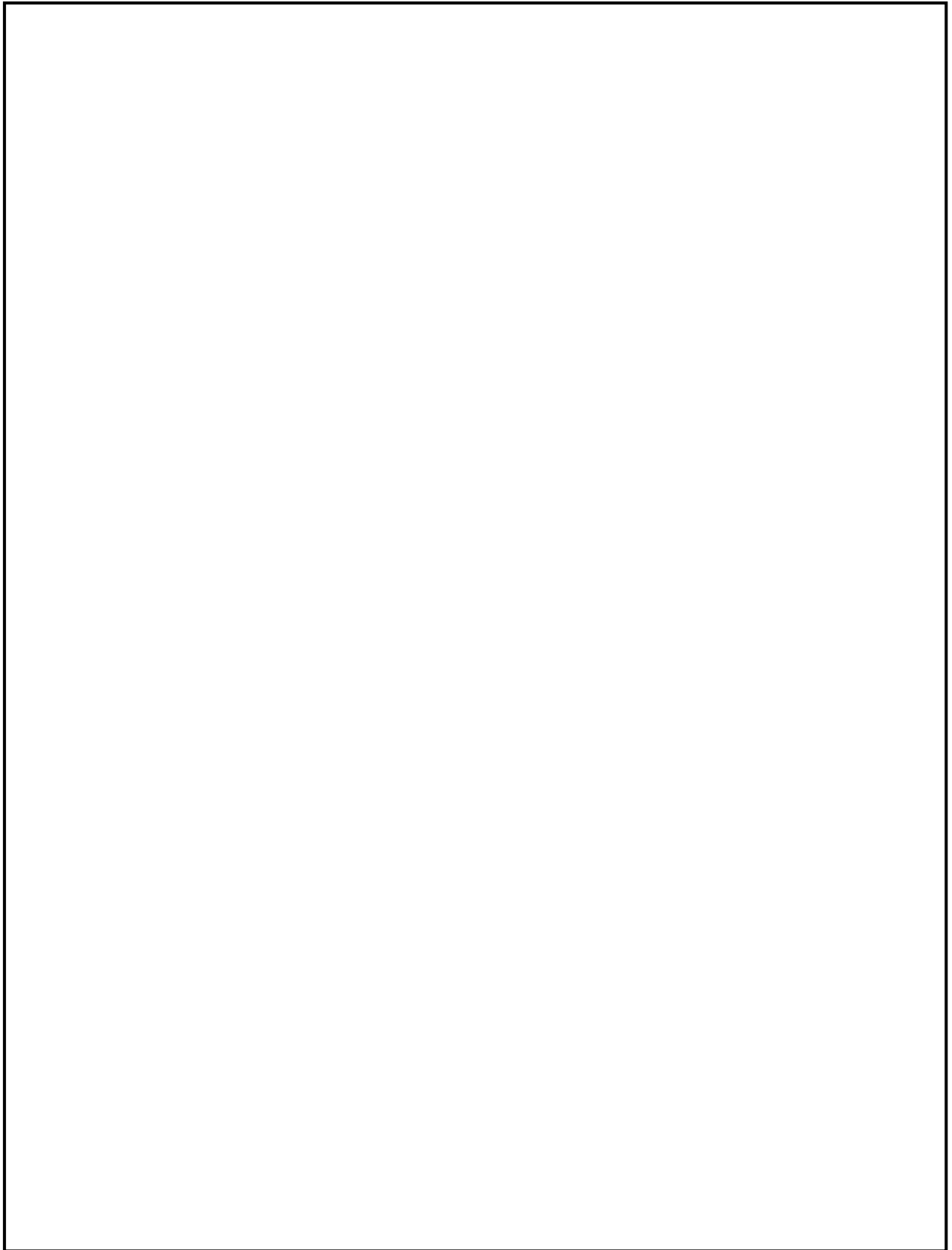


図4 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図（原子炉建物2階）

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。

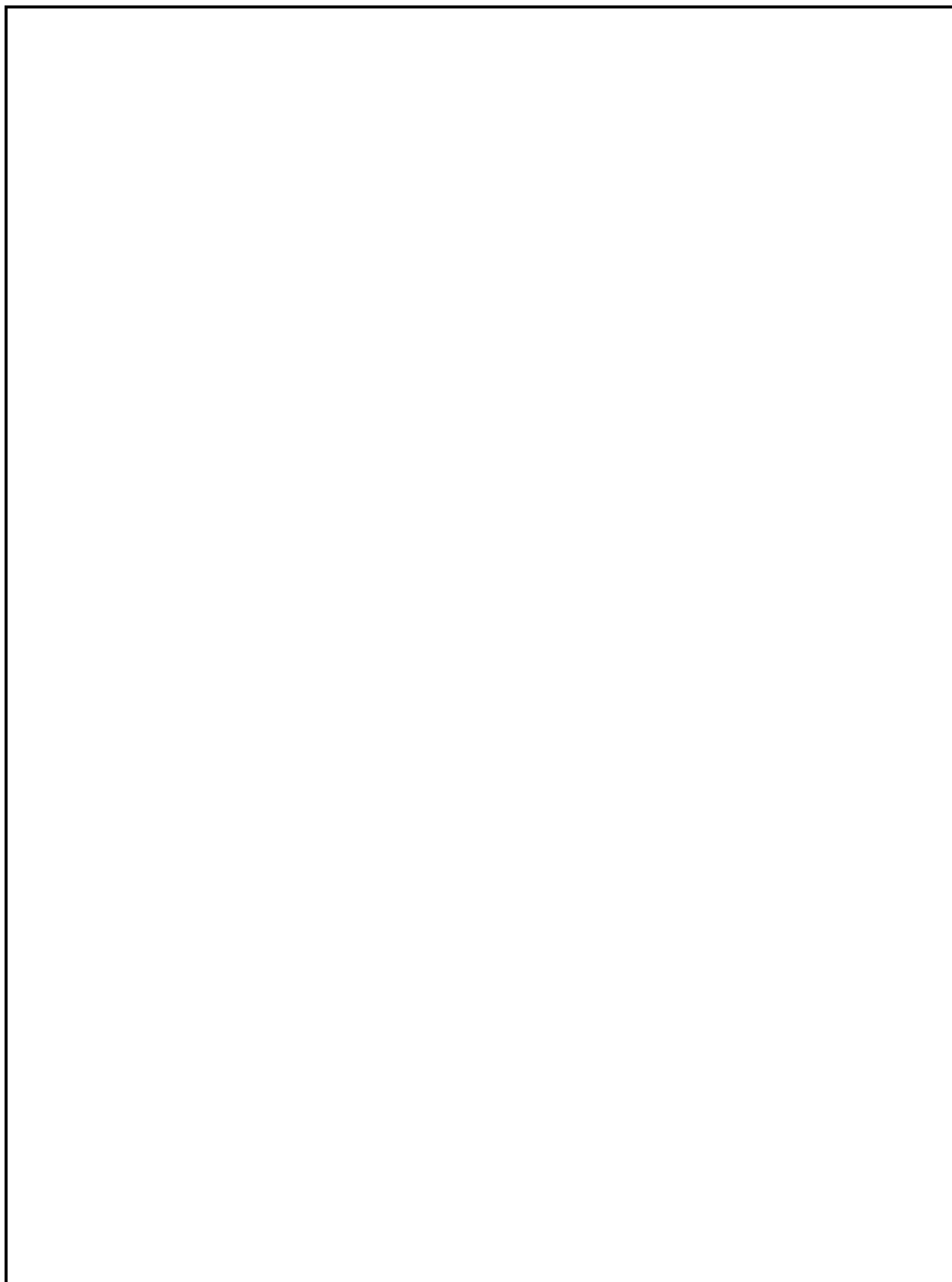


図5 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図

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。

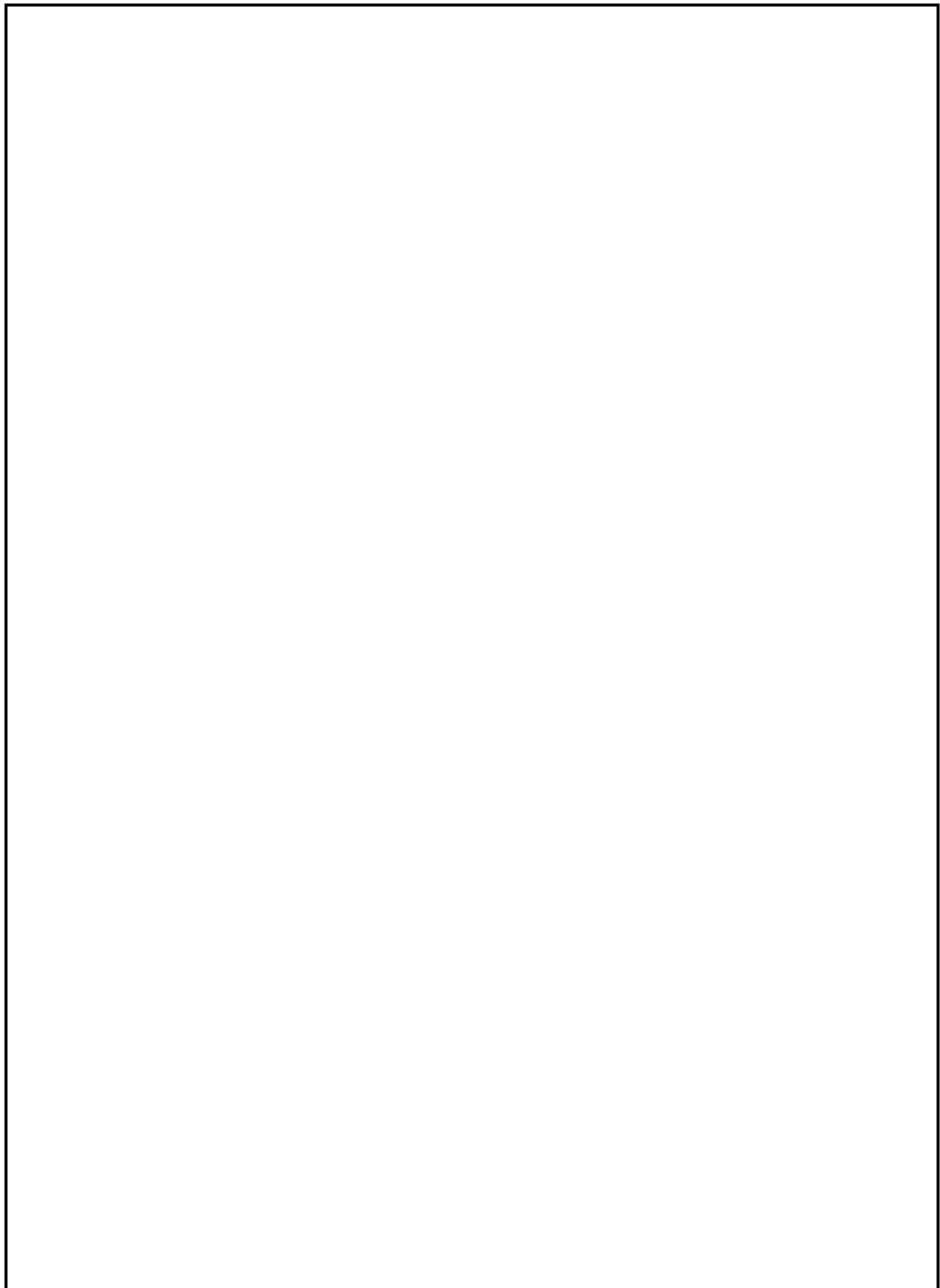


図6 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

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。

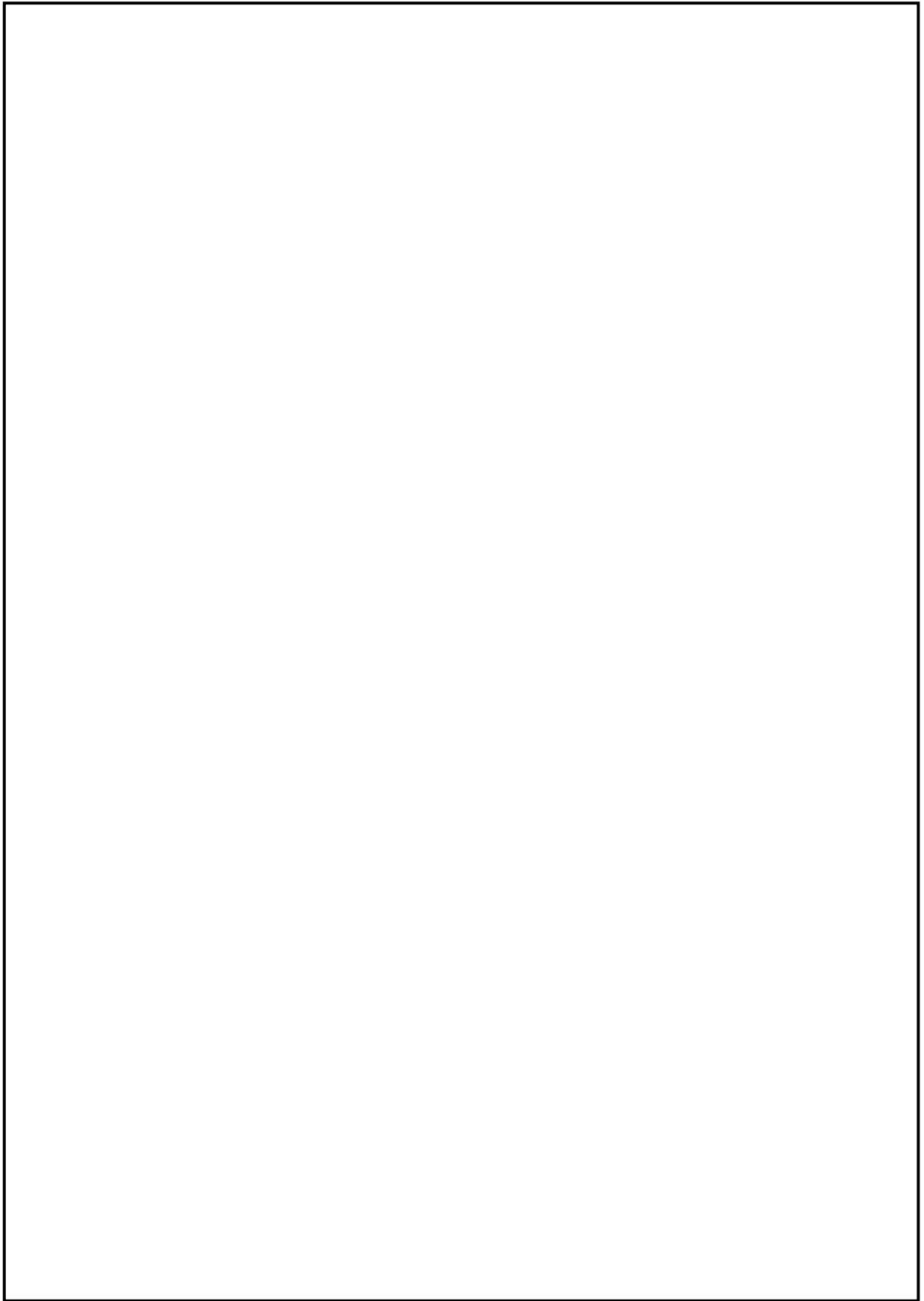


図7 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物1階）

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。

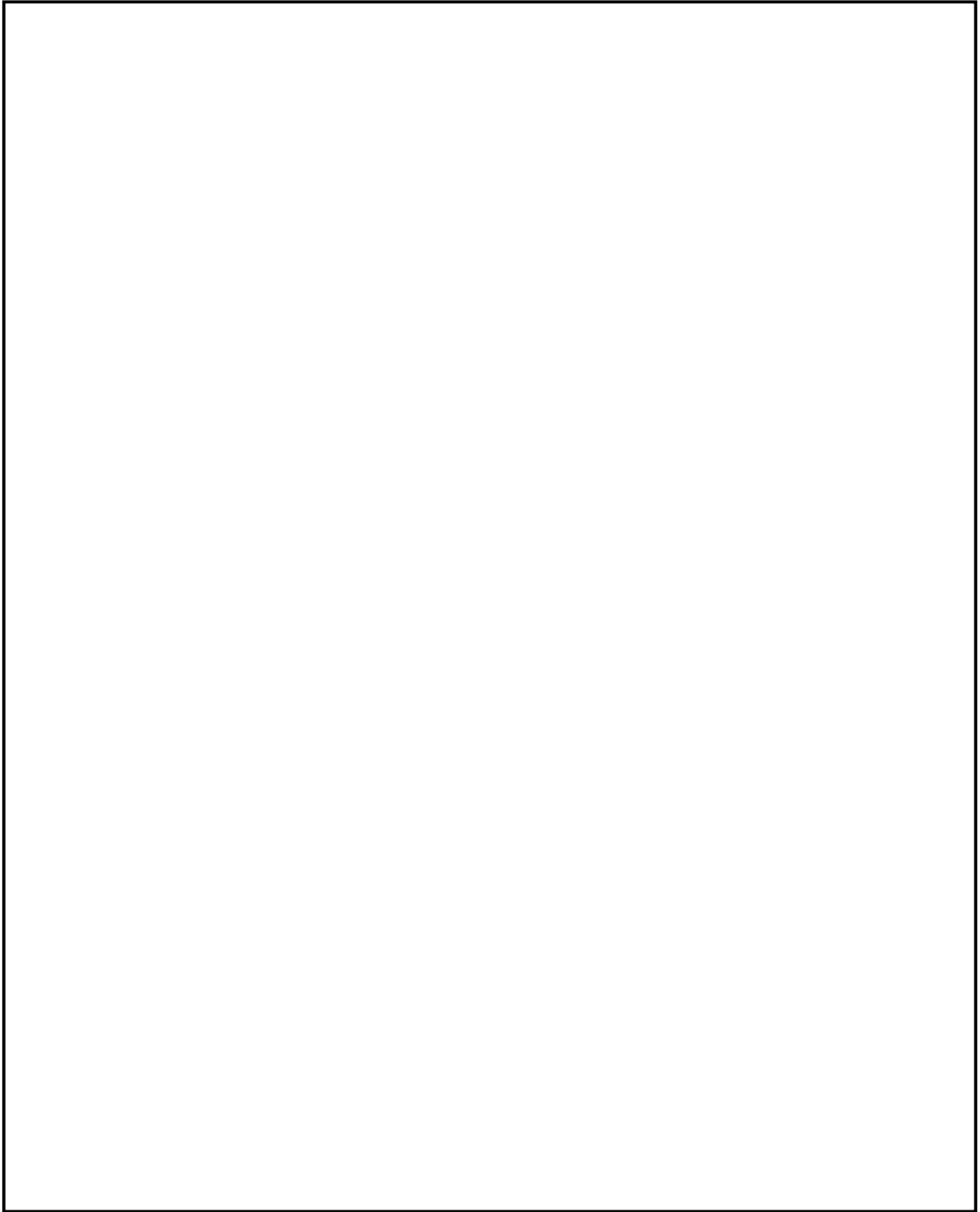


図8 ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る
SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

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。

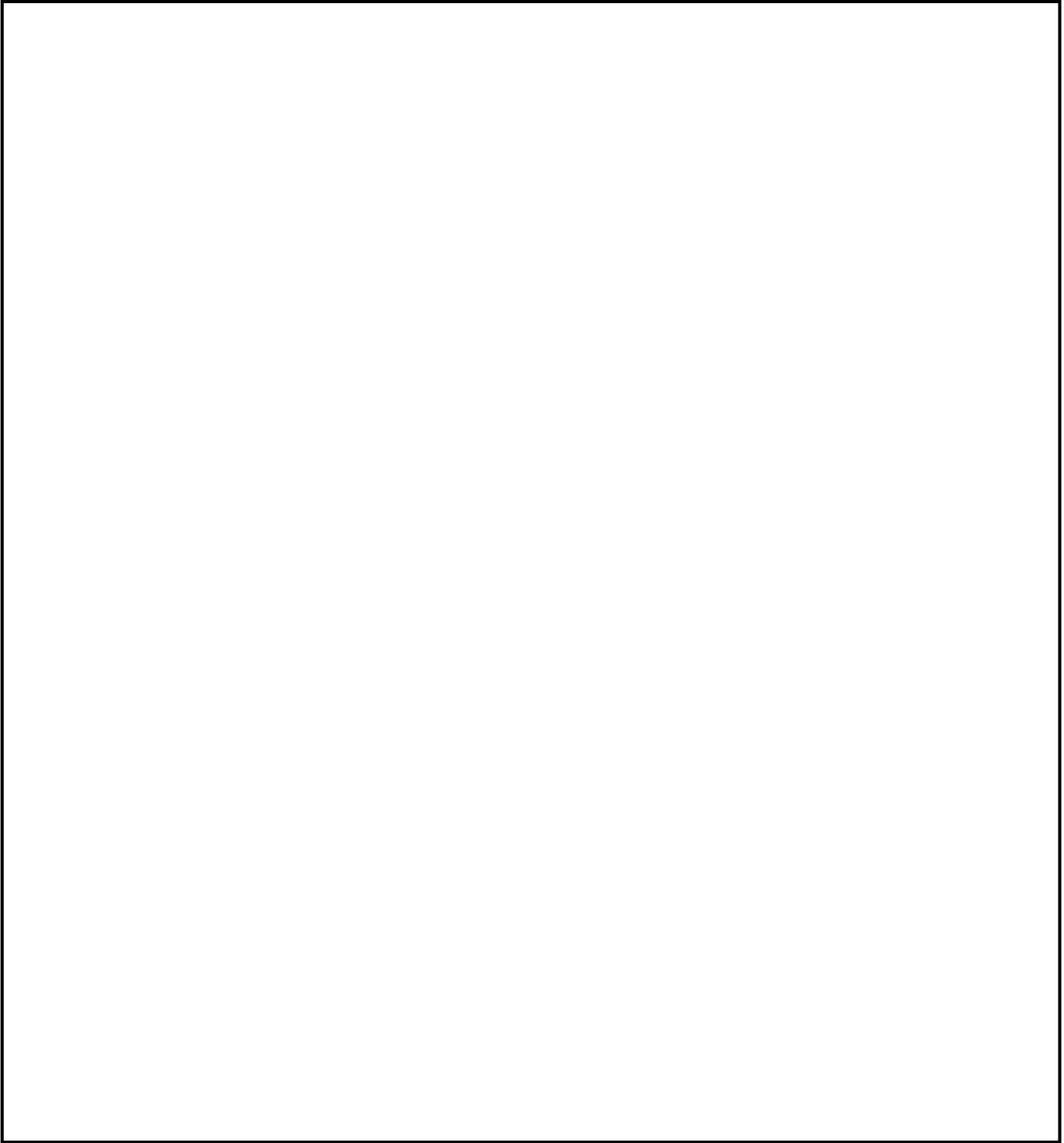


図9 コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）

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。

51-4 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	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV P CV代替冷却側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

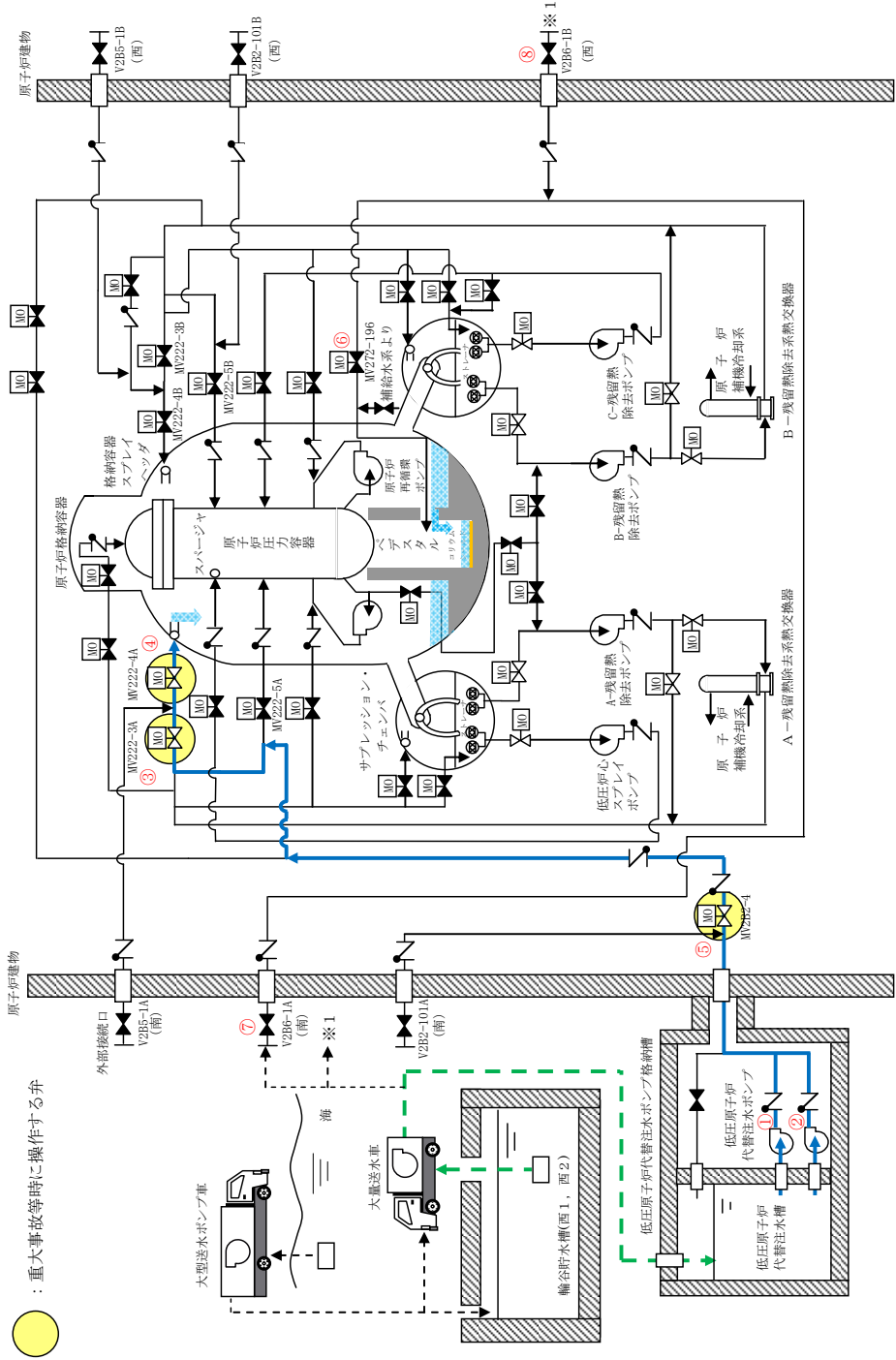


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル内注水の系統概要図

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	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV-PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

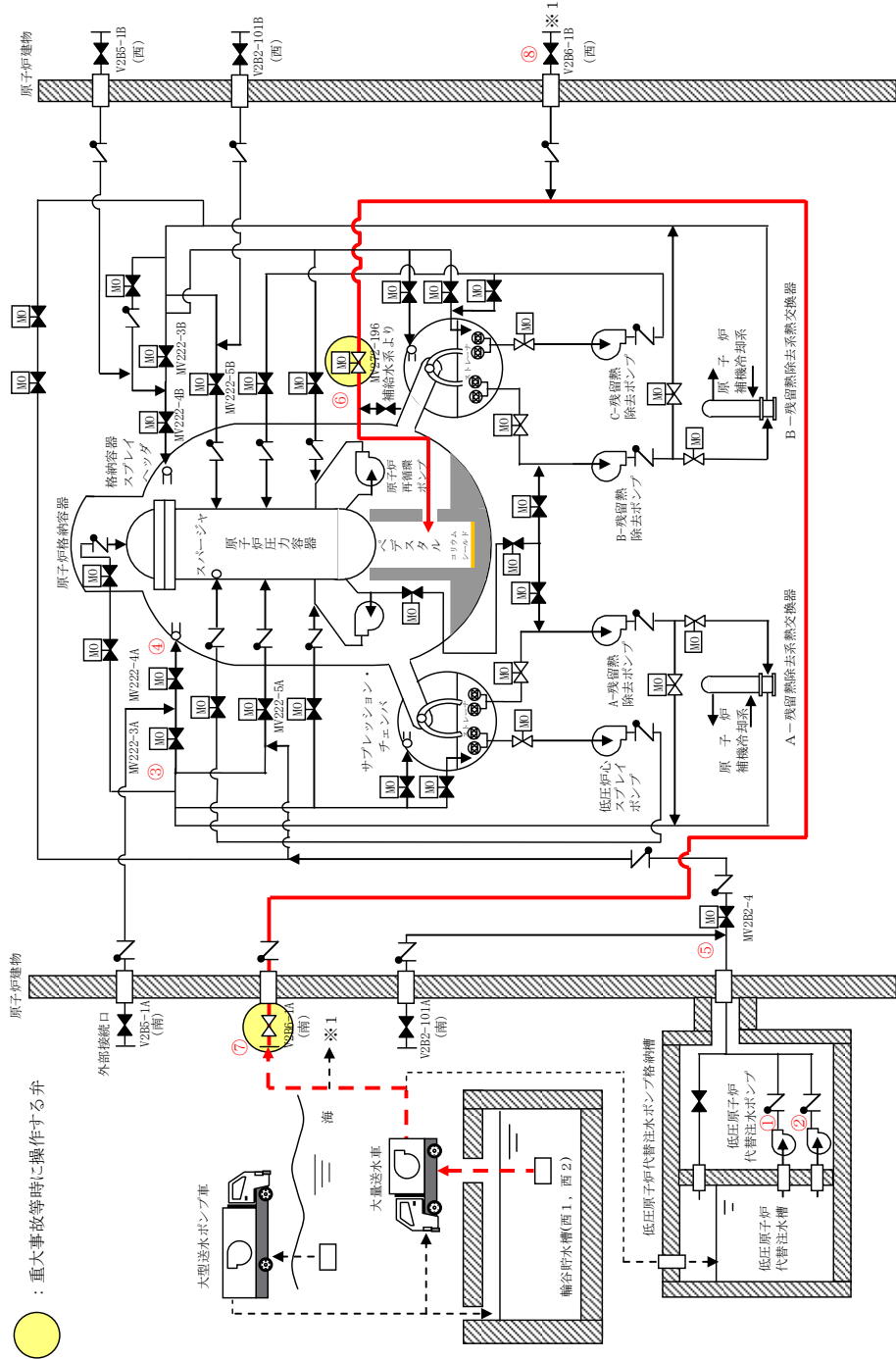


図2 ペデスタル代替注水系（可搬型）A系を使用したペデスタル内注水の系統概要図

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	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV-PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

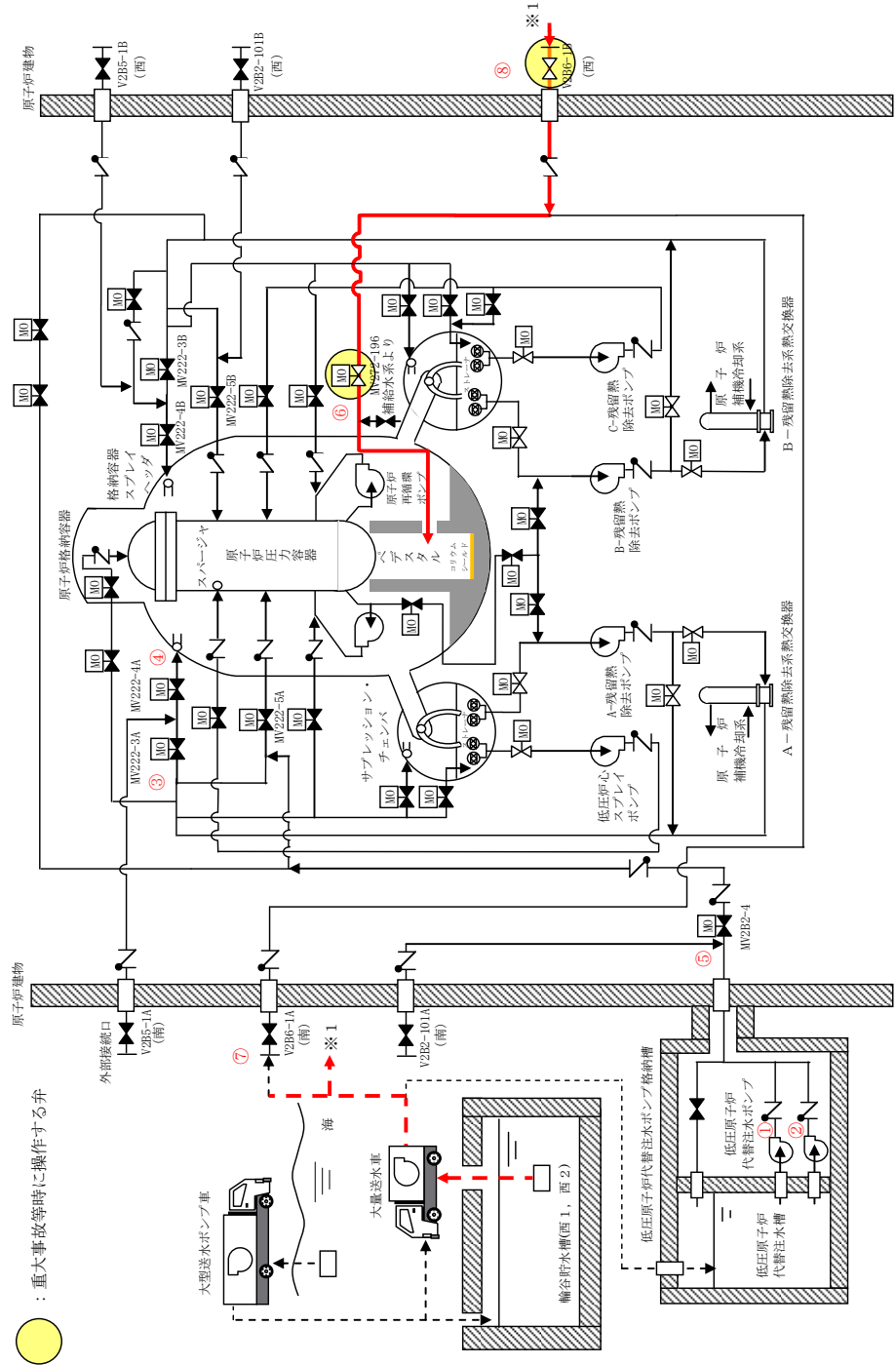


図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内注水の系統概要図

51-5 試験及び検査

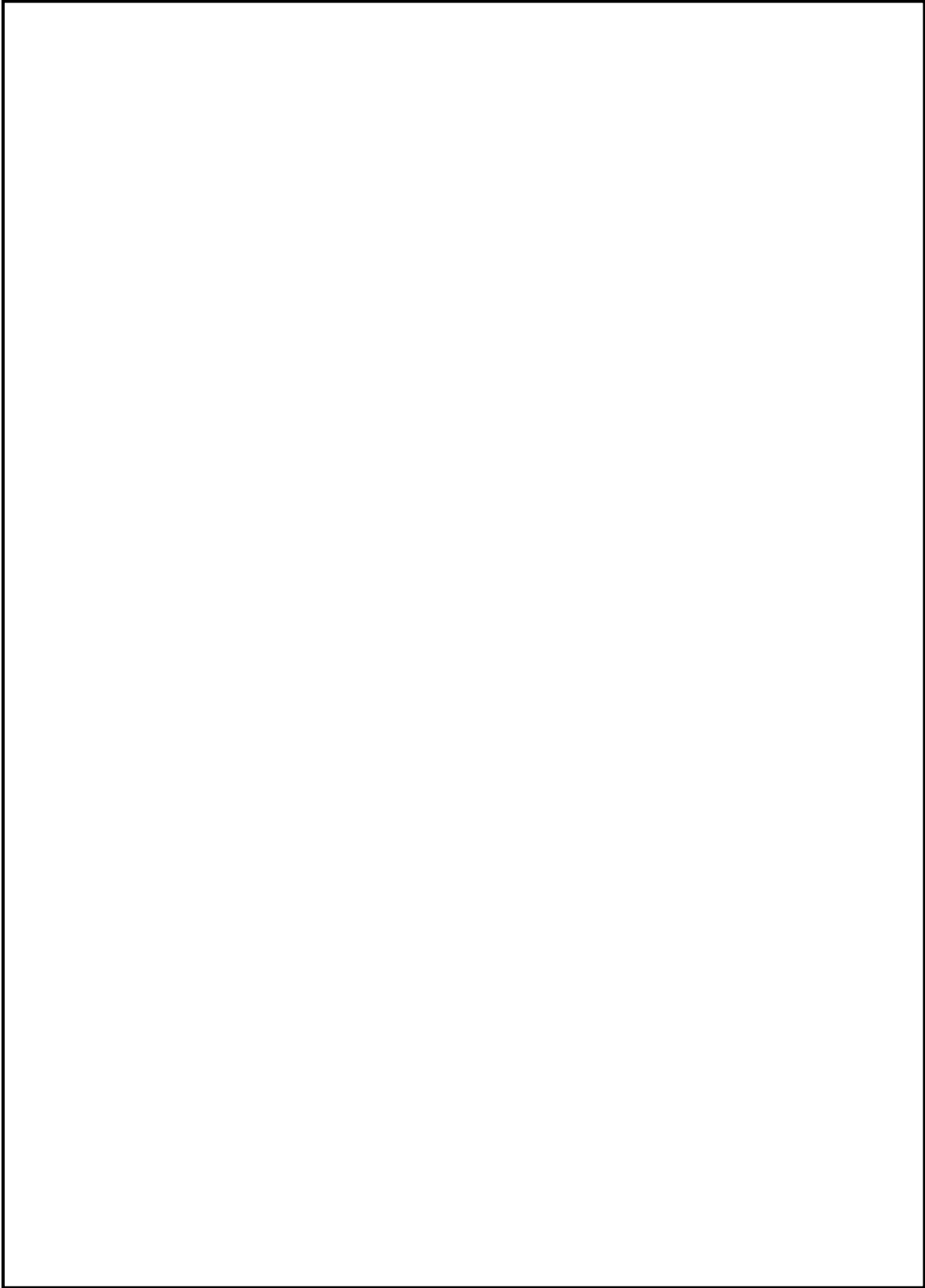


図1 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

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。

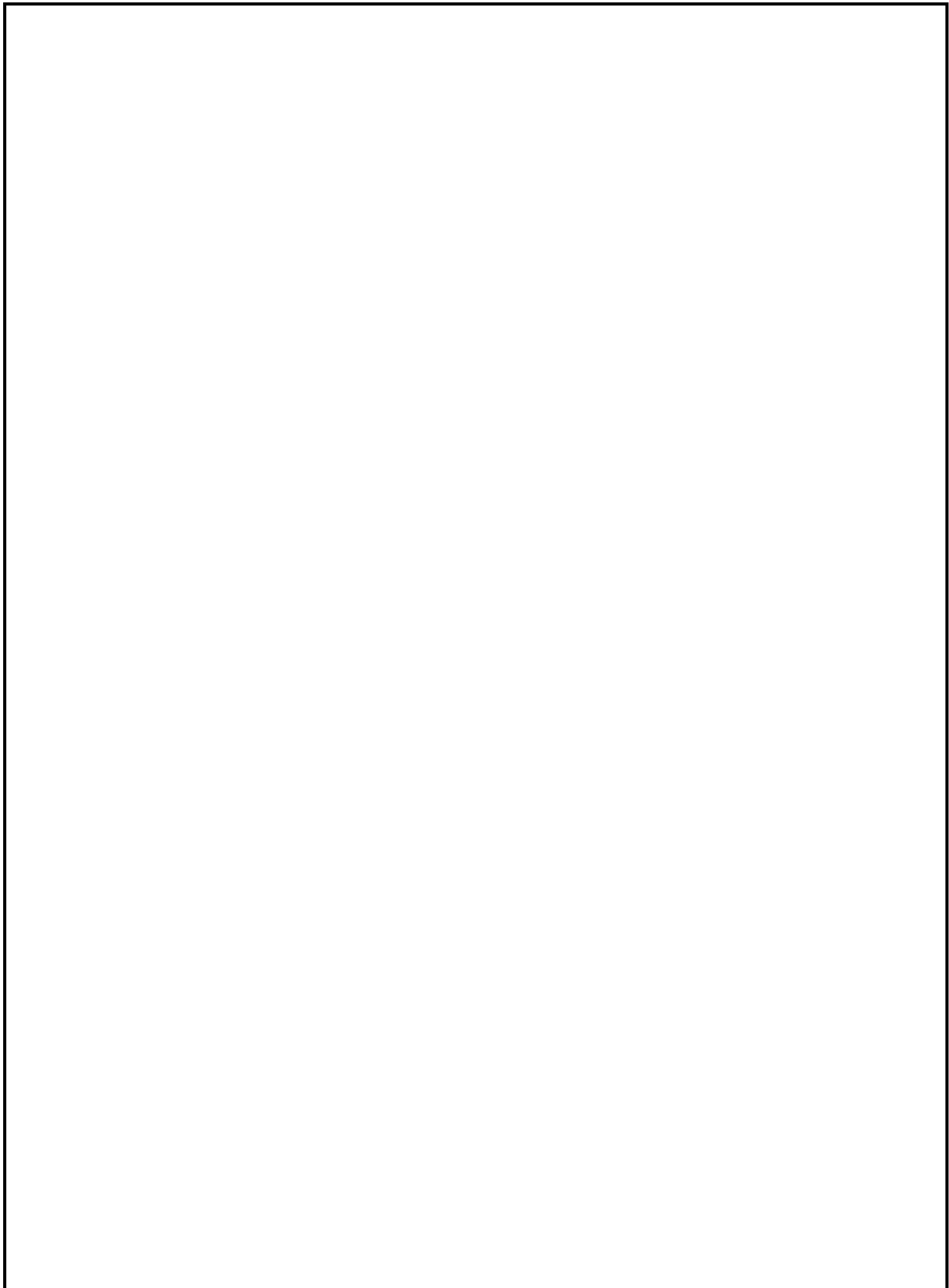


図 2 運転性能検査系統図（ペDESTAL代替注水系（常設））

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。

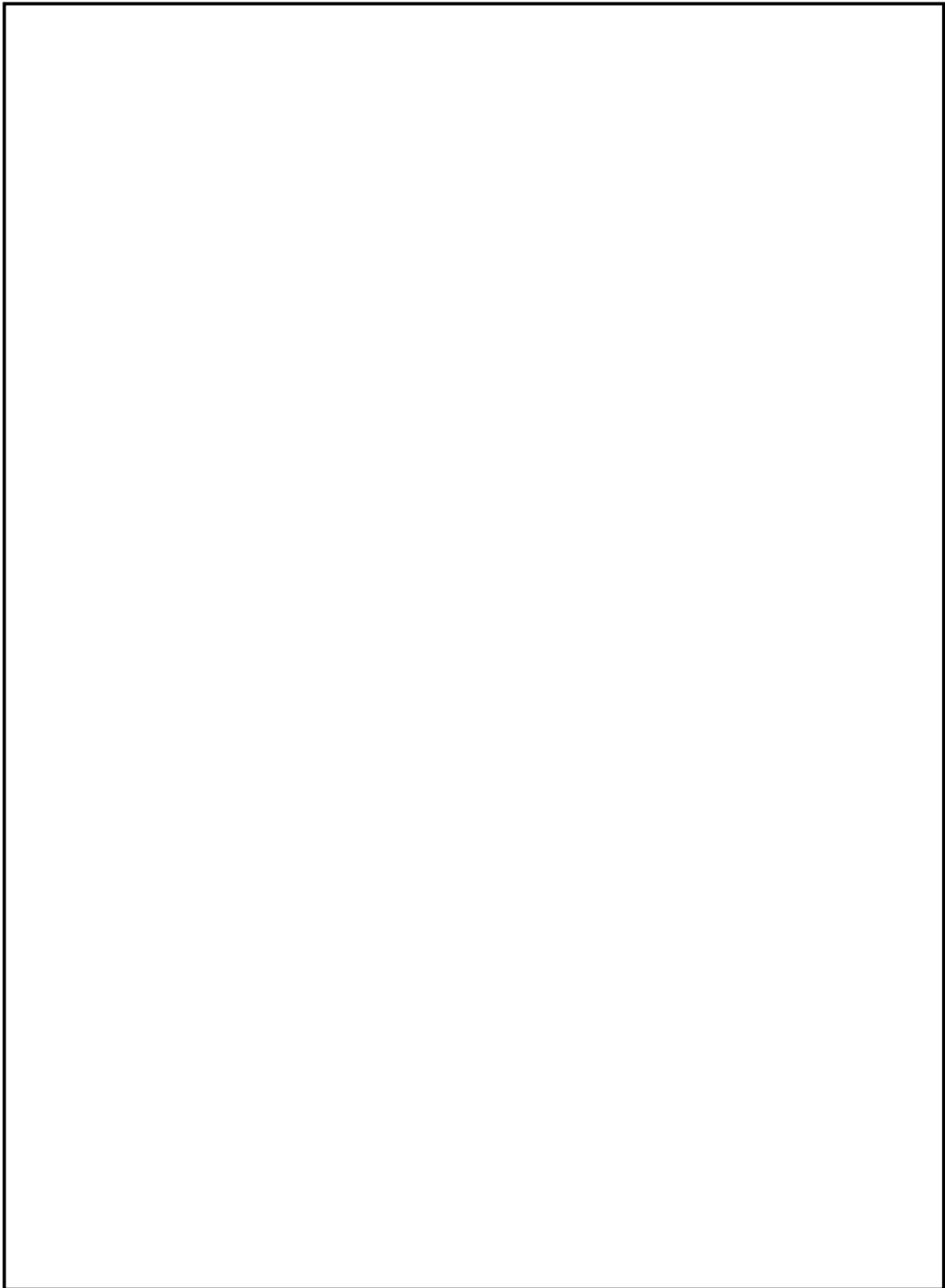


図3 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。

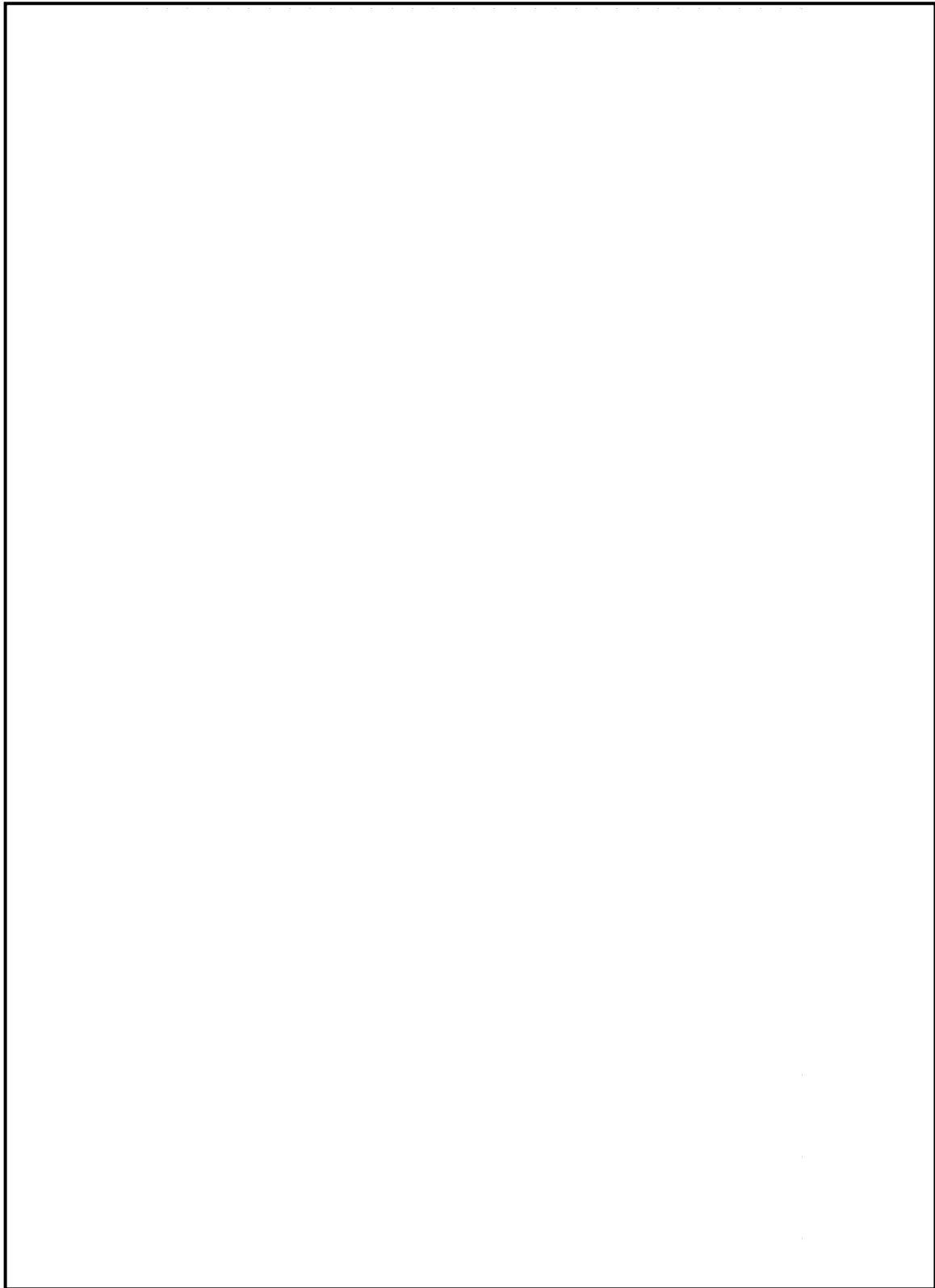


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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。

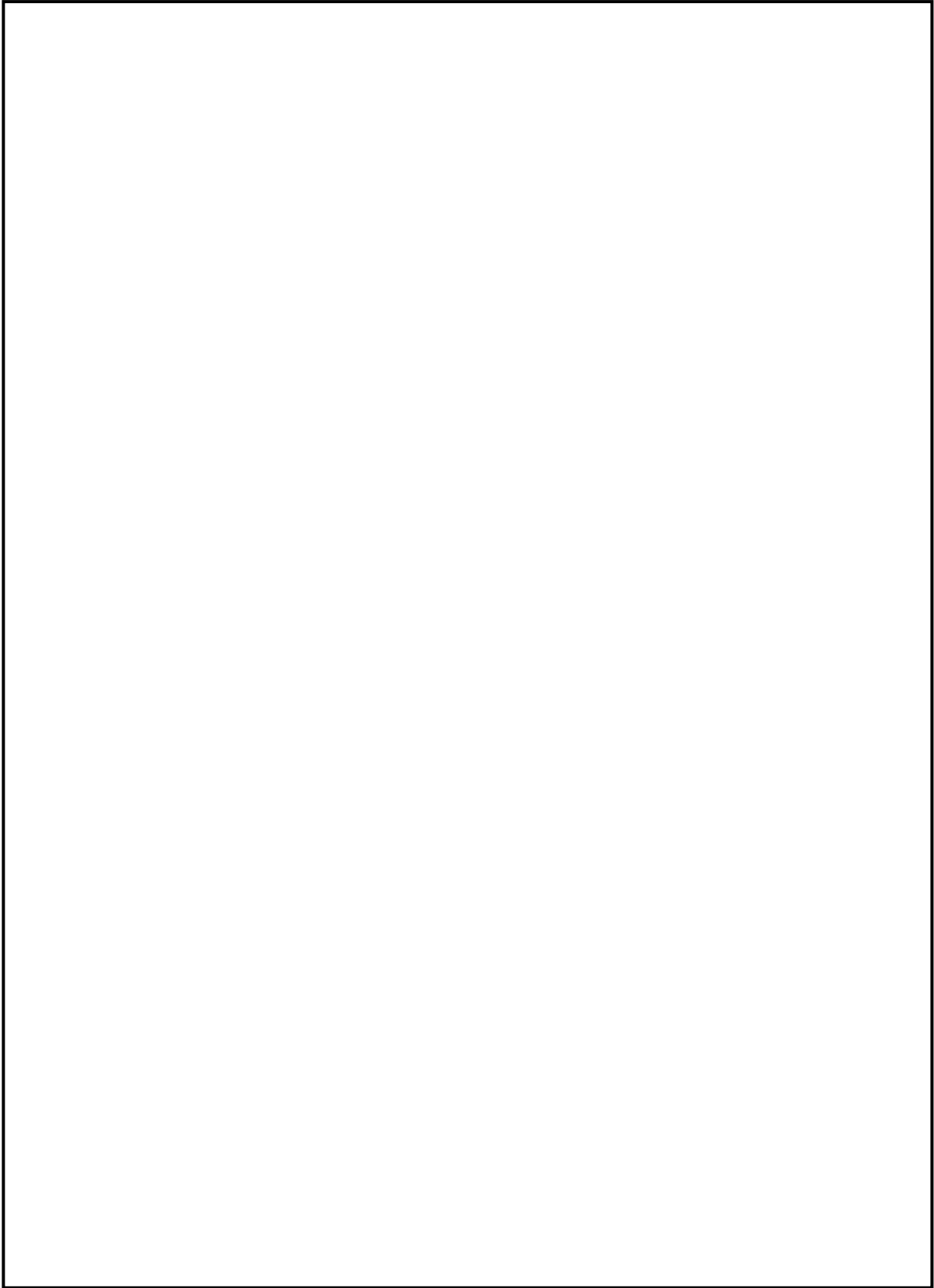


図5 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

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。

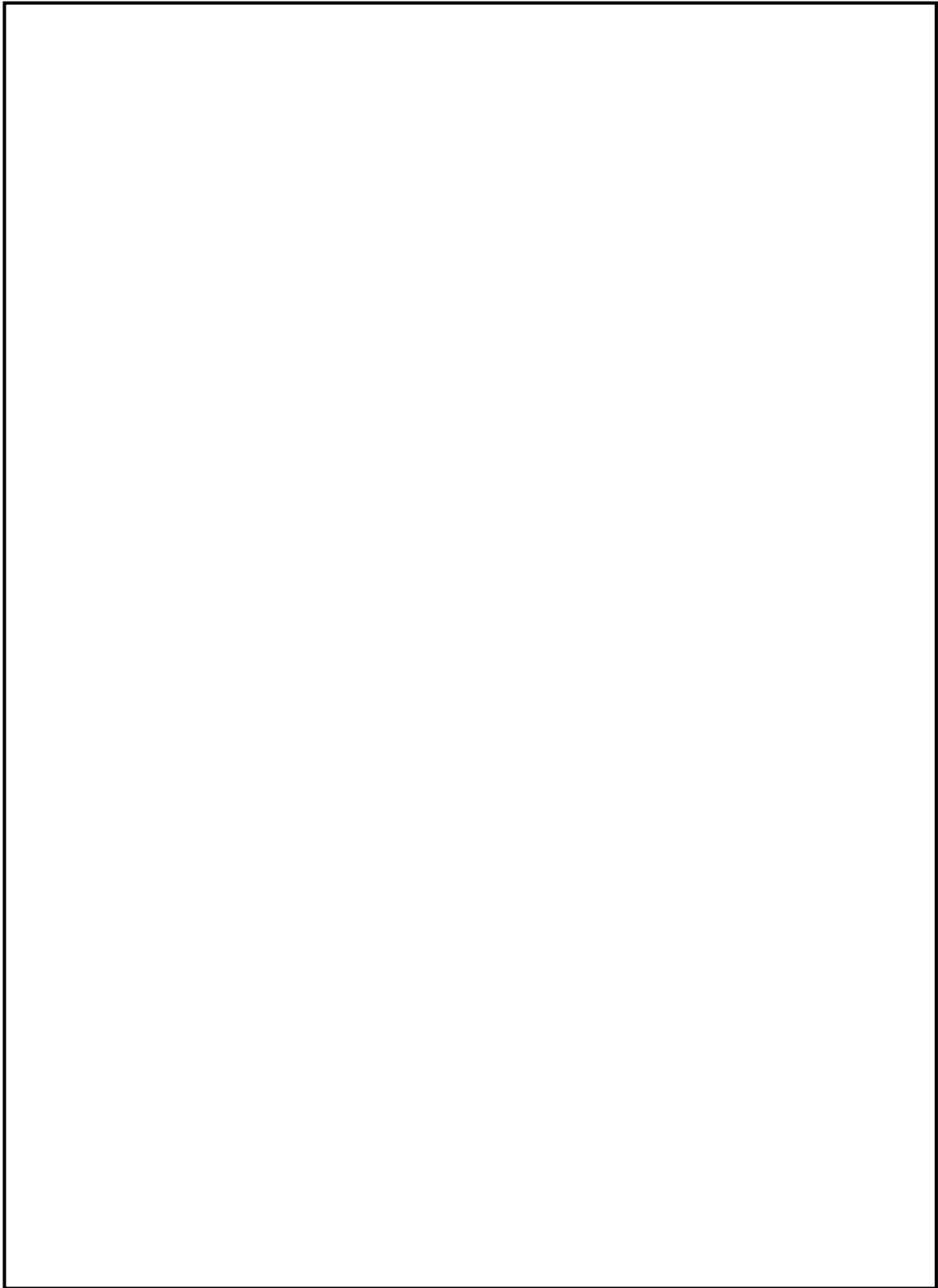


図6 構造図（大量送水車）

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。

51-6 容量設定根拠

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ (ペDESTAL代替注水系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	150 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (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	<input type="text"/> 以上 (注 1) (210 (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	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>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。</p> <p>ペDESTAL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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL内に落下した炉心を冷却するために設置する。ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。</p> <p>なお、ペDESTAL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。</p>		

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 150m³/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) ペDESTAL注水必要容量：120m³/h以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにてペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、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（MCCI）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されているペDESTALへの注水流量が120m³であることから、1台あたり120m³/h以上を注水可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量：30m³/h/台

以上より、ペDESTAL代替注水系（常設）として使用する場合の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、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上（注1）／190m（注2）

原子炉格納容器スプレイにてペDESTAL内へ注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
<hr/>			
	:	<input type="text"/>	m

以上より、ペDESTAL代替注水系（常設）として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m以上とする。

【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、重大事故等時にペデスタル代替注水系（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、主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力 210kW/台

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 0131 (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）

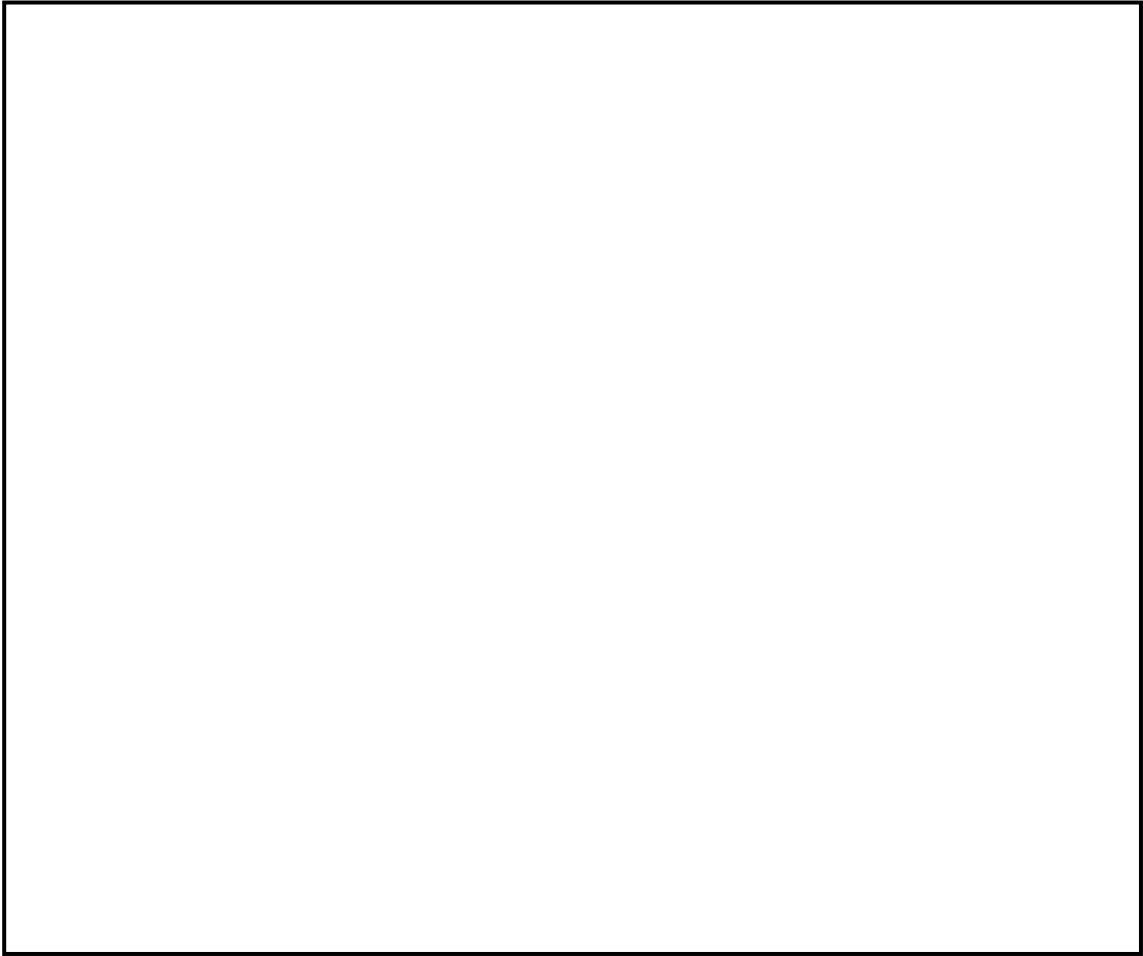


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.33 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。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL内に落下した炉心を冷却するために設置する。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（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、復水輸送系配管及び補給水系配管を経由して、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却することで熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、ペDESTAL内への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

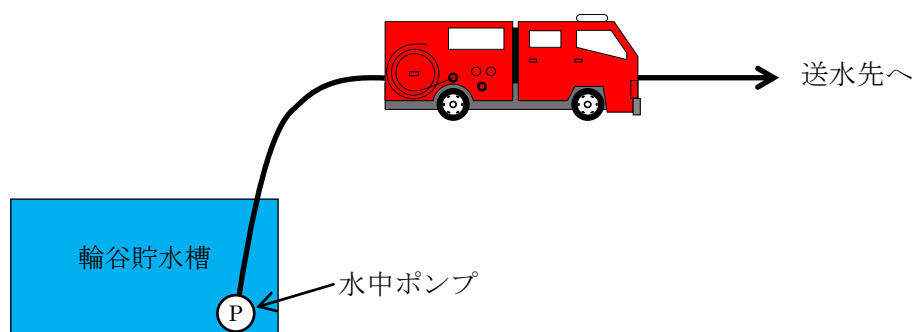


図 1 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止対策の重大事故シーケンスのうち、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（MCCI）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ペDESTAL内への注入量 120m³/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/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.33MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

ペDESTAL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）及び輪谷貯水槽（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1）及び輪谷貯水槽（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】

最終吐出端必要圧力	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	1.33 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 51-6-9, 10 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 1.33MPa 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 を吐出圧力の公称値とする。

図2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。

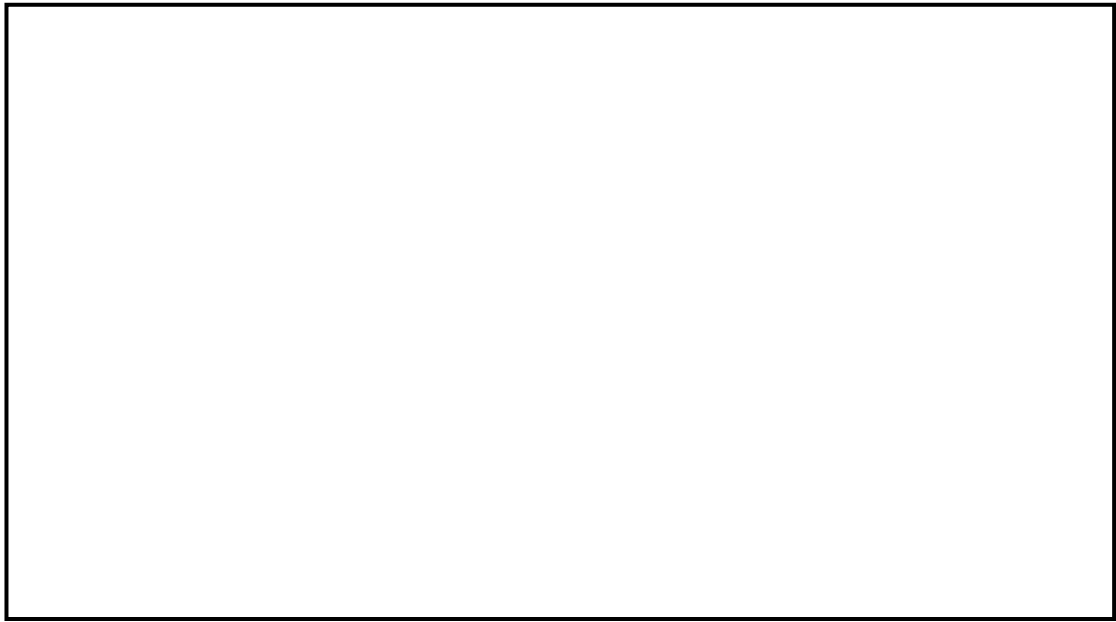


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）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3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1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1 mから、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）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 5.2m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.7m）< 有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下のとおり。

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	5.2	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。

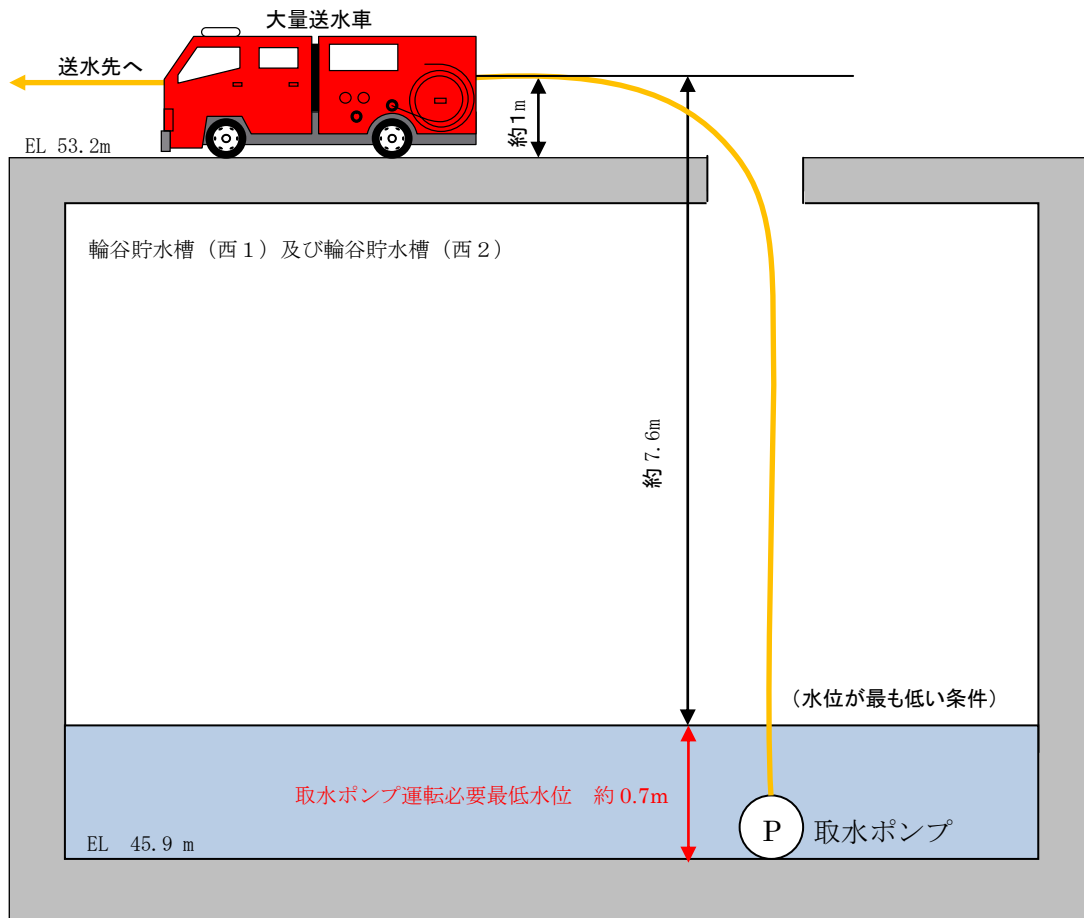


図3 大量送水車設置概要図

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/台

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。

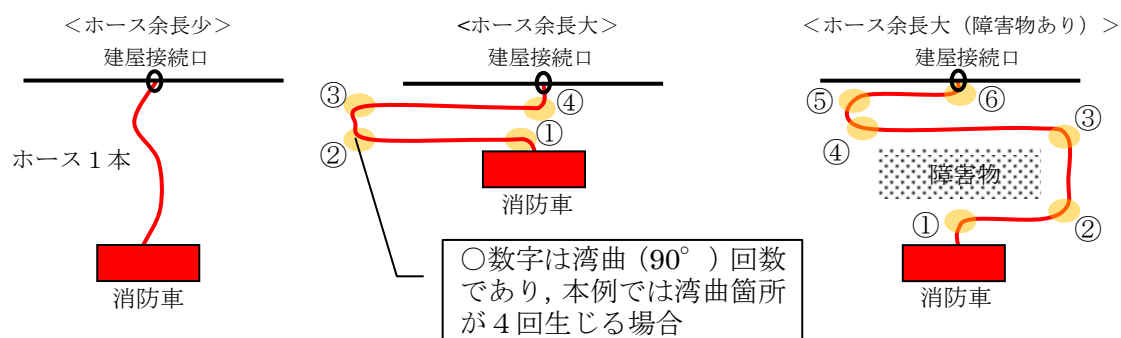


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 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 1 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	1	2	4	6	10
	θ°					
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	0.065	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 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 0.5 < 200$ 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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

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

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$$

51-7 接続図

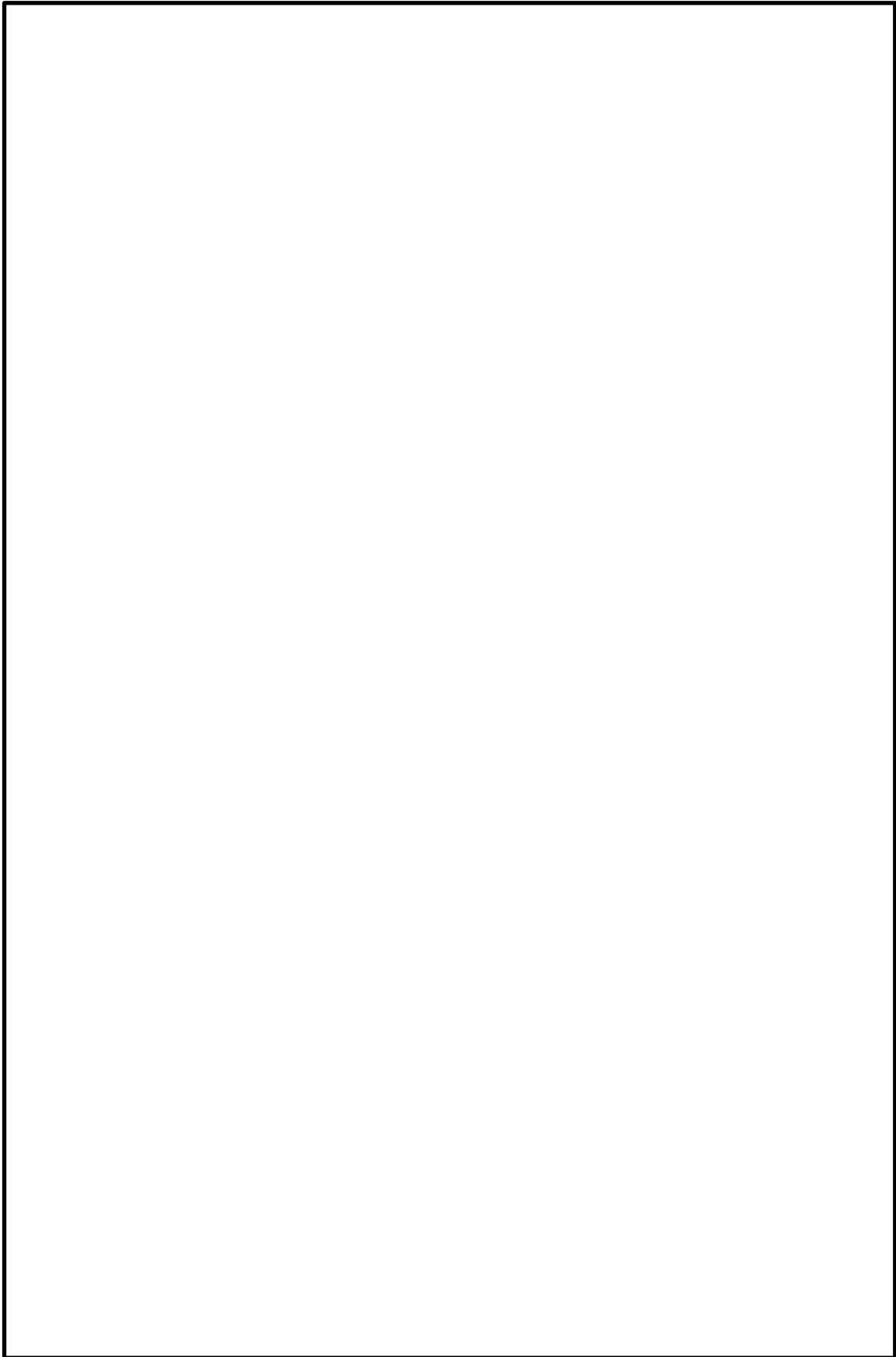


図1 接続図

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。

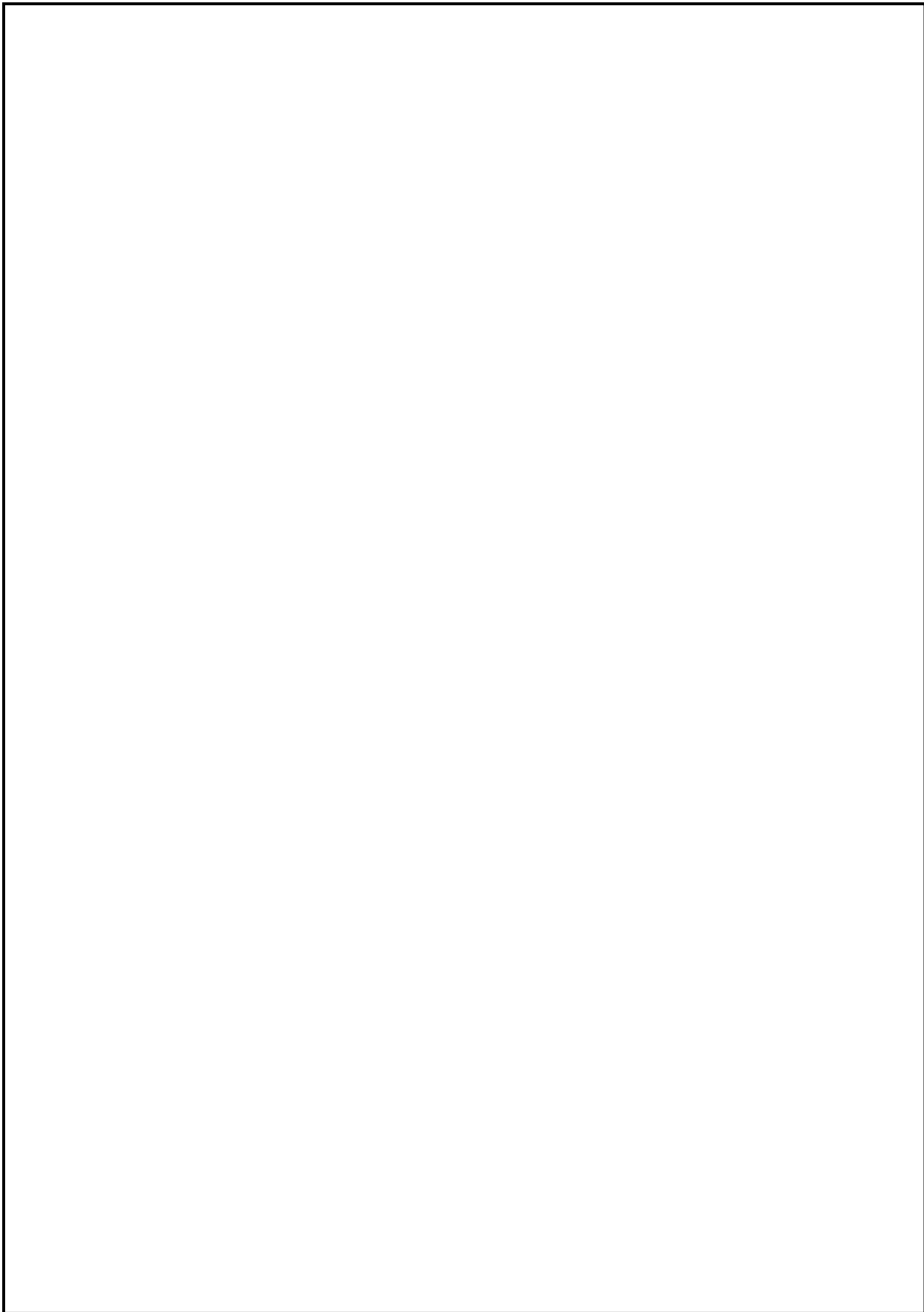


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

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。

51-8 保管場所図

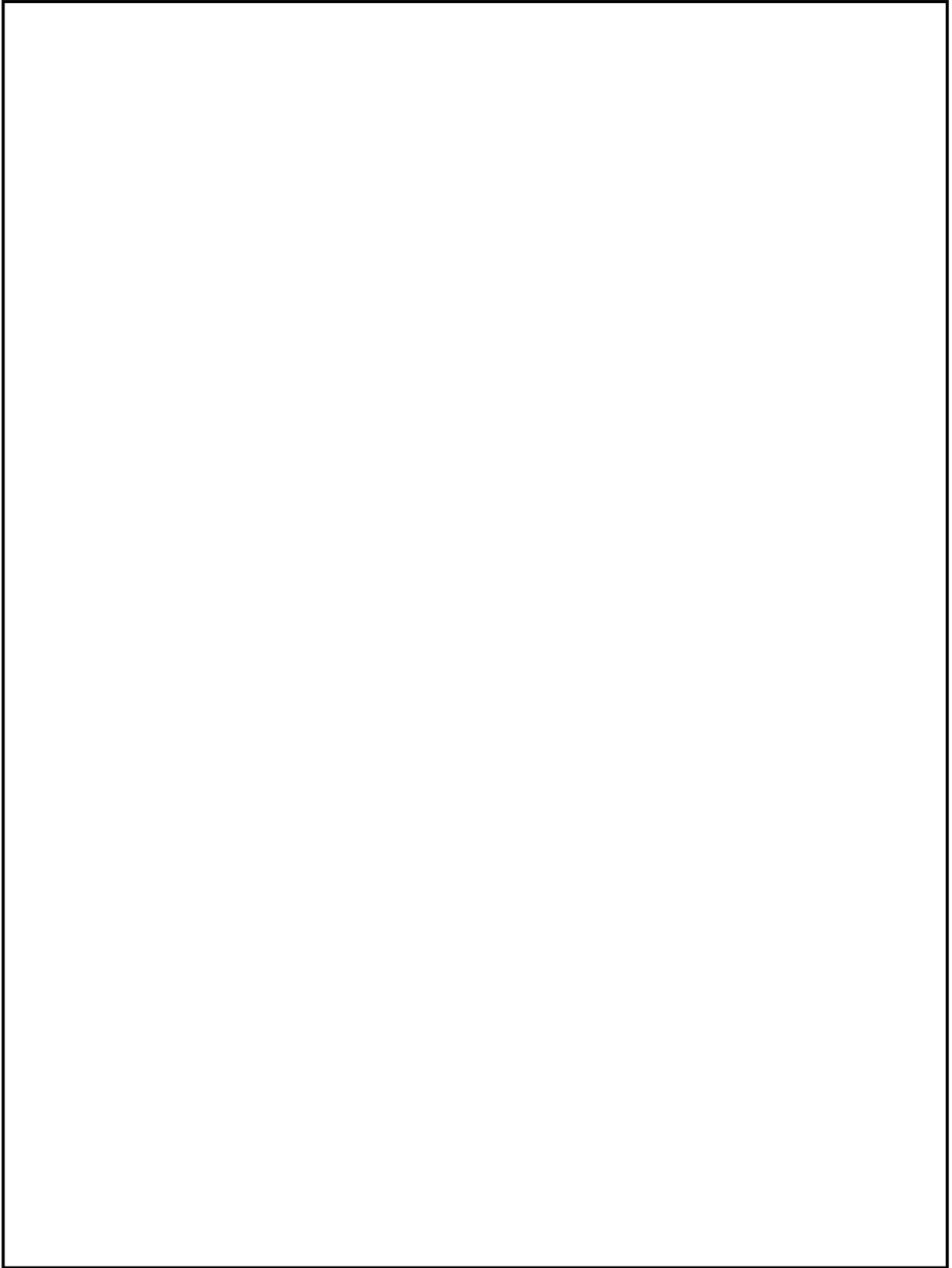


図1 保管場所図（位置的分散）

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。

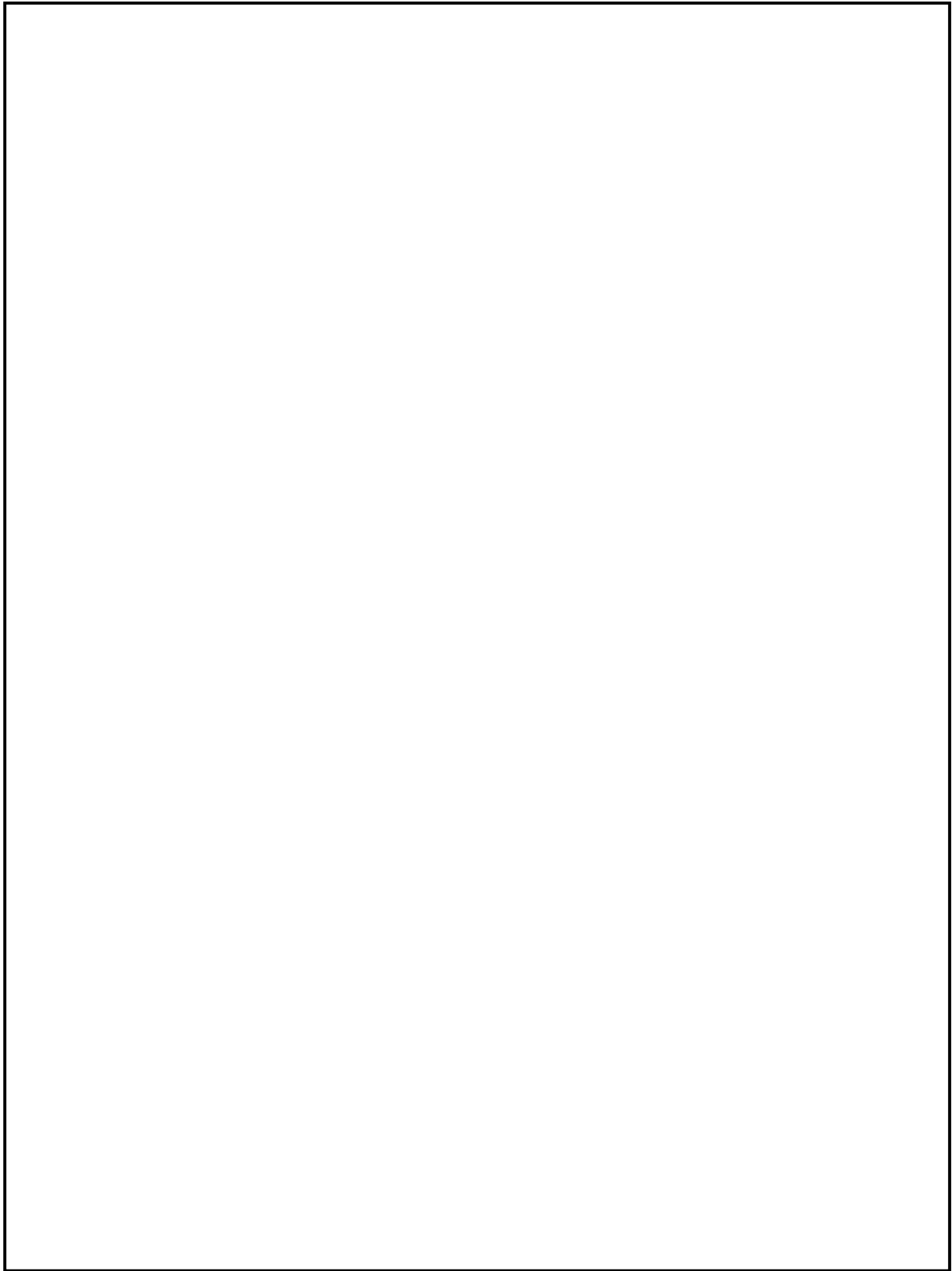


図2 保管場所図（機器配置）

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。

51-9 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

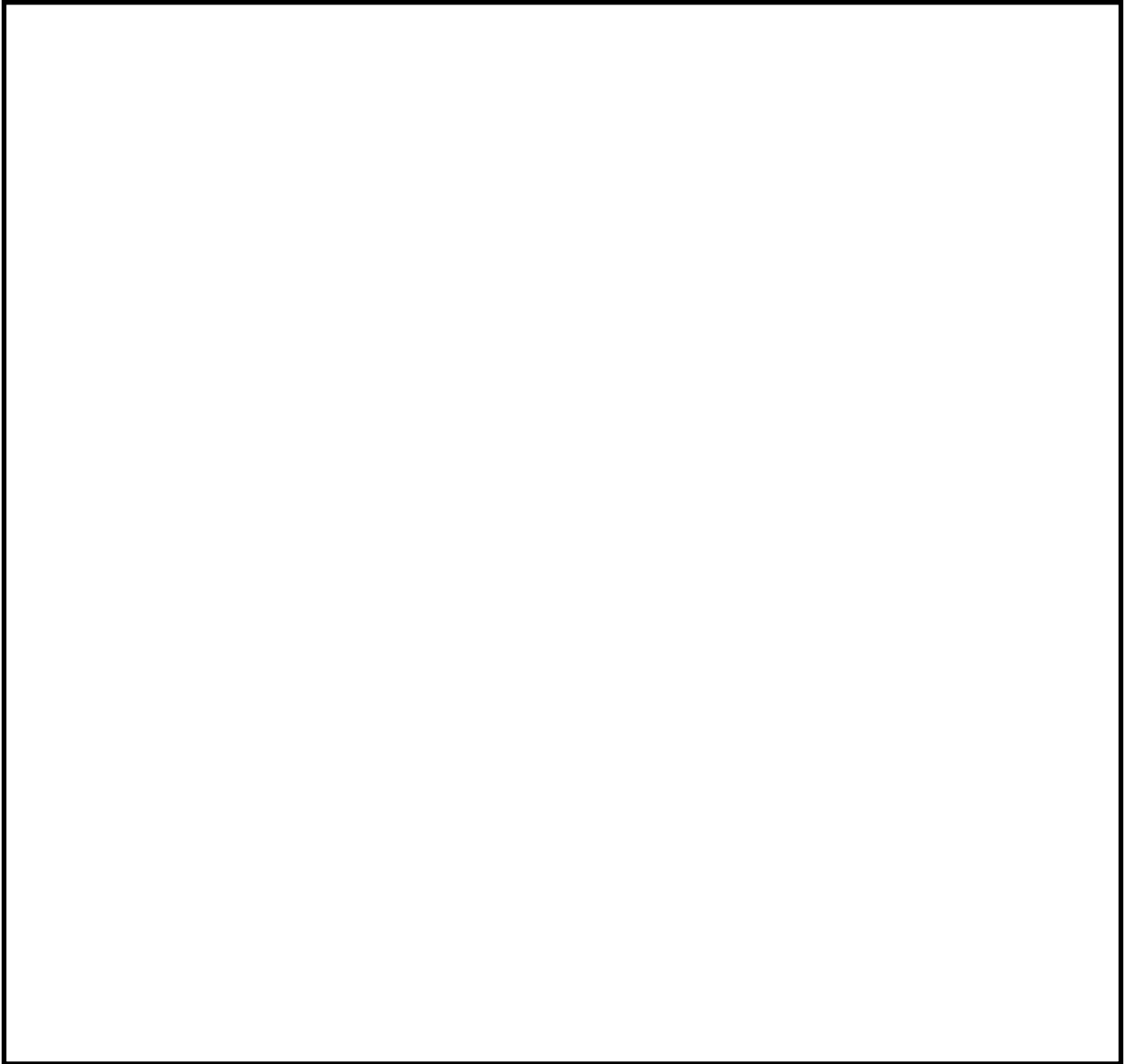


図1 保管場所及びアクセスルート

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。

51-10

コリウムシールド設備概要

1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、ペDESTAL内への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がペDESTALの床ファンネルからドレン配管を経て、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合、ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから、ドライウェルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置する。

図1にペDESTALのドライウェルサンプ概要図、図2にコリウムシールド概要図、表1にコリウムシールド仕様を示す。

コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約2,700℃）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心がペDESTAL内に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、溶融炉心がドライウェルサンプへ流入することが無い設計としている。

さらに、次項以降に示す通り、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器及びペDESTAL代替注水系の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

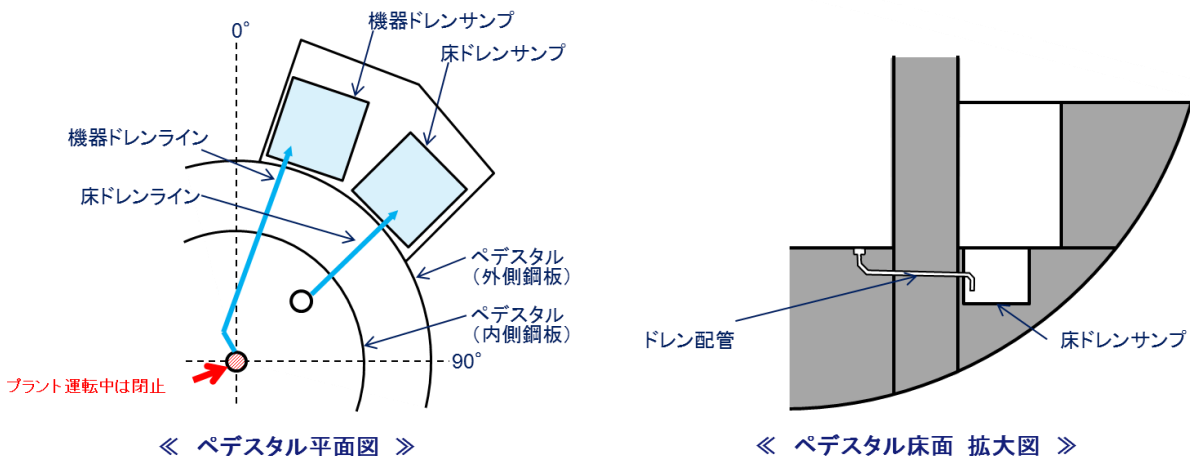


図1 ドレンサンプ概要図



図2 コリウムシールド概要図

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。

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
外径	ペDESTAL床全面
厚さ	100mm 以上

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表2に示す。

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく、かつ事故時の原子炉格納容器内温度、圧力を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部 開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

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. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

コリウムシールドは、原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル床ドレンへの流入元であるペDESTAL内床ドレンファンネルを覆うように設置され、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表3に示す。

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは、漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンに通じる床ドレンファンネルへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし

ドライウェル床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1gpm(0.23m³/h)以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される*設計となっていることから、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで 1gpm 以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面に [] 箇所（幅×高さ： []）を設置する。

※LBB(Leak Before Break)の概念より

加えて、スリットが溶融炉心のドライウェル床ドレンサンプへの有意な流入経路となることがないように、スリットに溶融炉心が侵入したとしても、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル床ドレンサンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお、溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、純金属の凝固を行う [] [] モデル及び [] モデル、また合金の凝固評価を行う [] モデルを用いて凝固距離評価を行い、各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した []

2. 3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 3. 1 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置されるペDESTAL内にはペDESTAL代替注水系の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，ペDESTAL代替注水系の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，ペDESTAL代替注水系への悪影響がないことを確認した。確認結果を表4に示す。

表4 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
ペDESTAL代替注水系機能	悪影響なし	コリウムシールドとペDESTAL代替注水系放水口の設置位置は垂直方向で約□m離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，ペDESTAL代替注水系機能への悪影響なし。

51-11 格納容器スプレイ時のペデスタルへの流入経路について

格納容器スプレイ時のペDESTALへの流入経路について

格納容器スプレイを行った場合、スプレイ水は以下の経路によりペDESTALに流入する。図1に流入経路の概要を示す。

①の経路について

格納容器スプレイによりドライウェル床に落下したスプレイ水は、ドライウェル床面を流れ、ドライウェルサンプに流れ込む。その後ドライウェルサンプ水位が上昇し、満水になるとドライウェル床面に水が溜まる。

②の経路について

ドライウェル床面に溜まった水の水位が上昇すると、図2に示すとおり、ベント管入口下端の高さより制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため、サブプレッション・チェンバ側に流出することはなく、制御棒駆動機構搬出入口よりペDESTALに流入する。

以上より、確実にペDESTALに水張りすることが可能である。

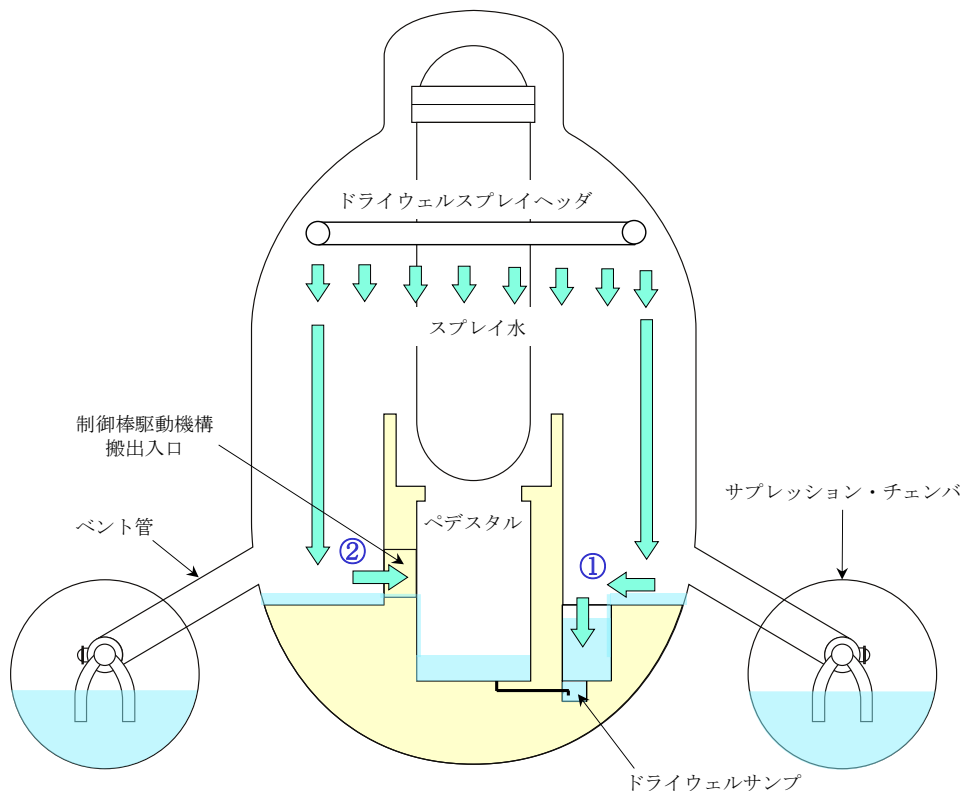


図1 格納容器スプレイのペDESTALへの流入経路の概要図

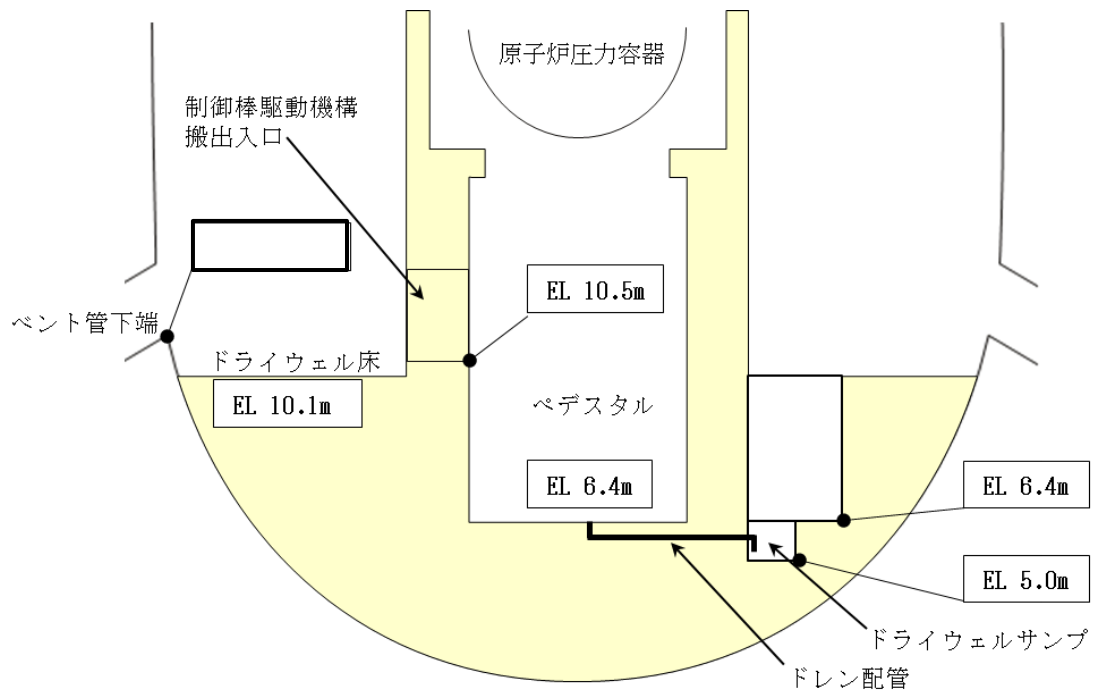


図2 原子炉格納容器 断面図

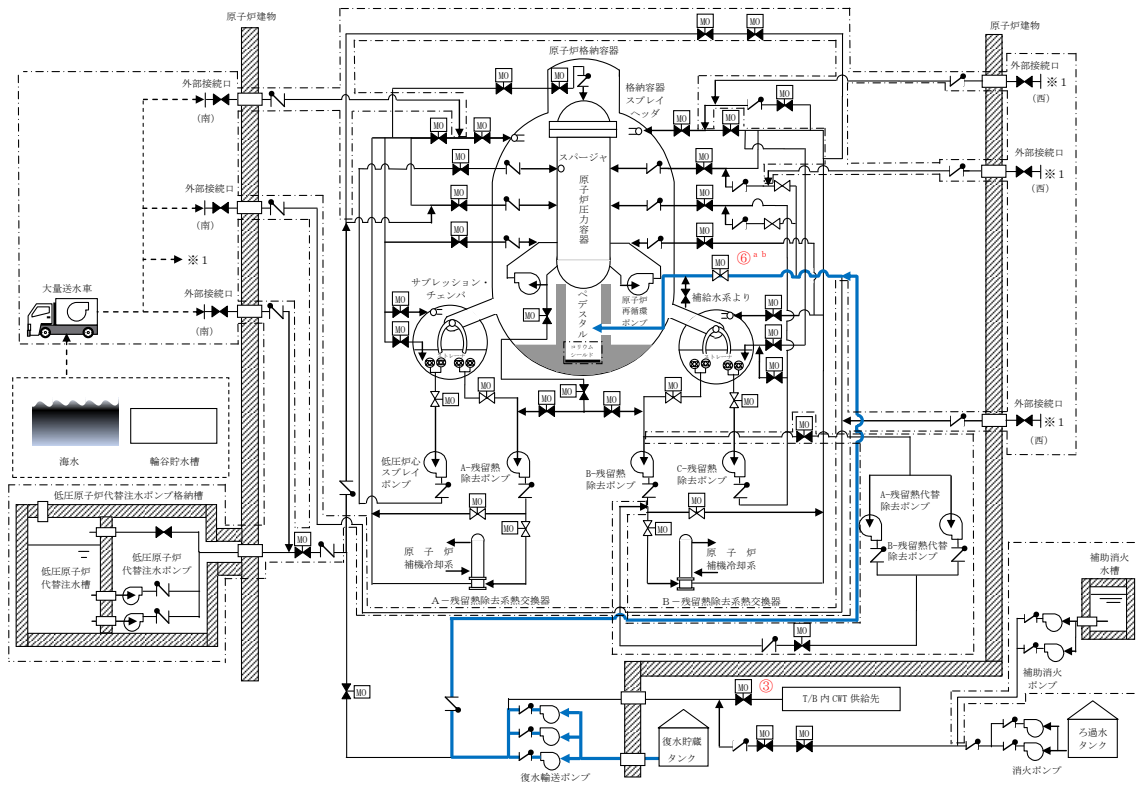
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-12 その他設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心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) 復水輸送系によるペDESTAL注水

復水輸送系によるペDESTAL内への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、復水貯蔵タンクを水源として、復水輸送系配管を經由してペDESTAL内へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

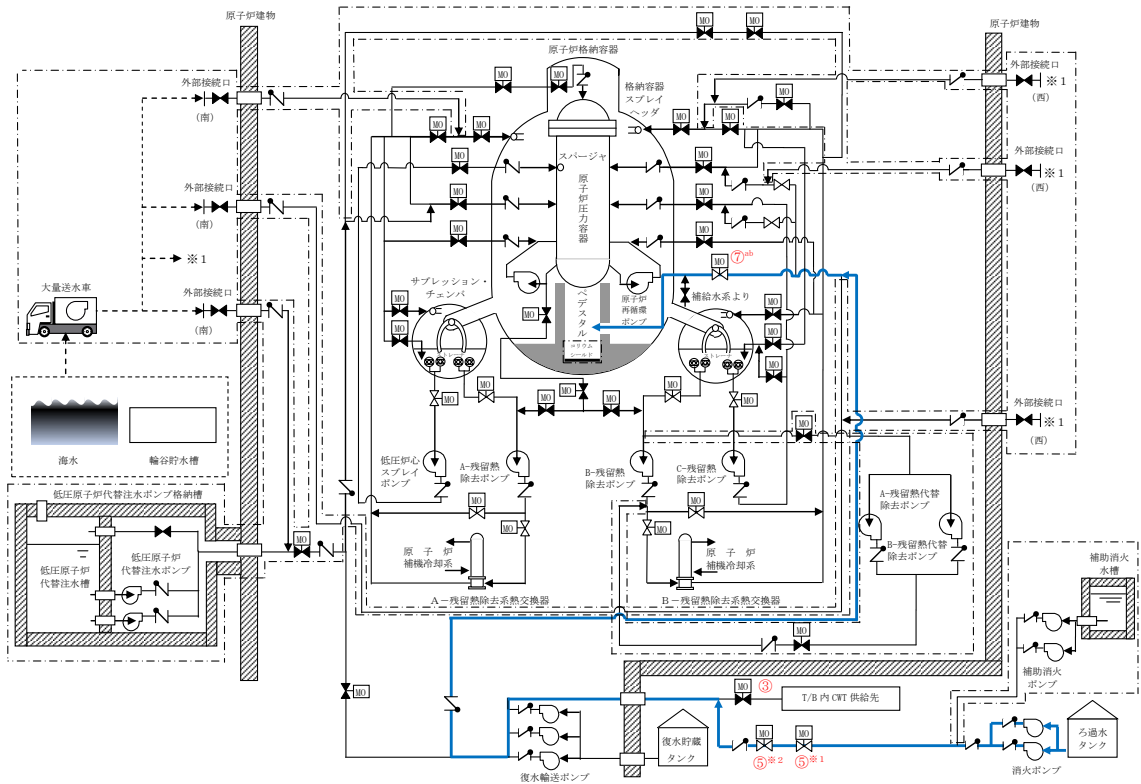


No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{a b}	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図1 復水輸送系によるペDESTAL内注水 概略系統図

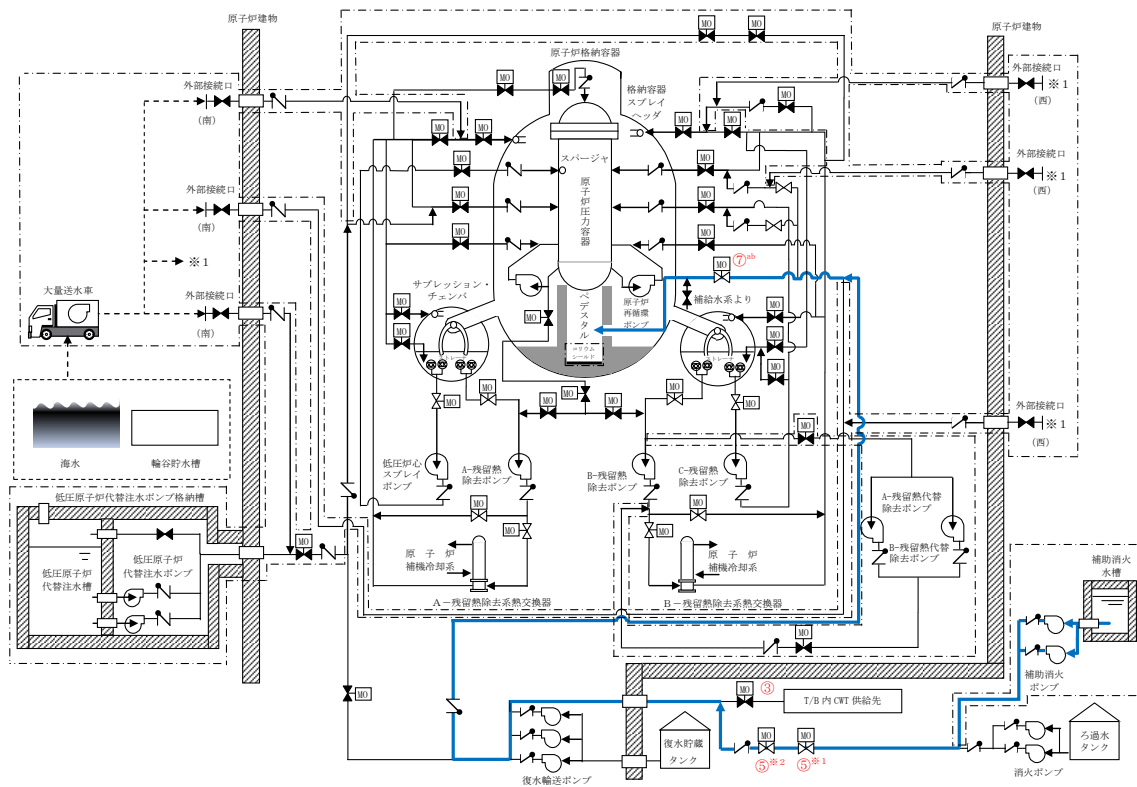
(2) 消火系によるペDESTAL内注水

消火系によるペDESTAL内への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として、消火系配管を経由してペDESTAL内へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。



No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	CWT T/B 供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤※1	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※2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{ab}	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図2 消火系によるペDESTAL内注水 概略系統図
(消火ポンプを使用した場合)



No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤*1	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*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ab	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図3 消火系によるペDESTAL内注水 概略系統図
(補助消火ポンプを使用した場合)

52 条 補足説明資料

- 52-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について
- 52-9 接続図
- 52-10 保管場所図
- 52-11 アクセスルート図
- 52-12 その他設備

52-1 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)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬式窒素供給装置		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	(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	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 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	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 弁	A, B	
			関連資料	52-5 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	52-4 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		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-5 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	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 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設備	B	
			関連資料	52-6 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	52-3 配置図, 52-9 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	52-9 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	52-3 配置図, 52-10 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			52-11 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備, 代替対象DB設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図, 52-10 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)

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		格納容器水素濃度 (SA)		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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 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	52-5 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	52-4 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	—		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 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使用するもの	A
	関連資料			52-6 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		52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器酸素濃度 (SA)		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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 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	52-5 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	52-4 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	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 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使用するもの	A	
			関連資料	52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	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			52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器水素濃度		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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 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	52-5 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	52-4 系統図		
		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	—		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 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			52-6 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 D B 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		52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器酸素濃度		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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 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	52-5 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	52-4 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	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 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	52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	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			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

52-2 単線結線図

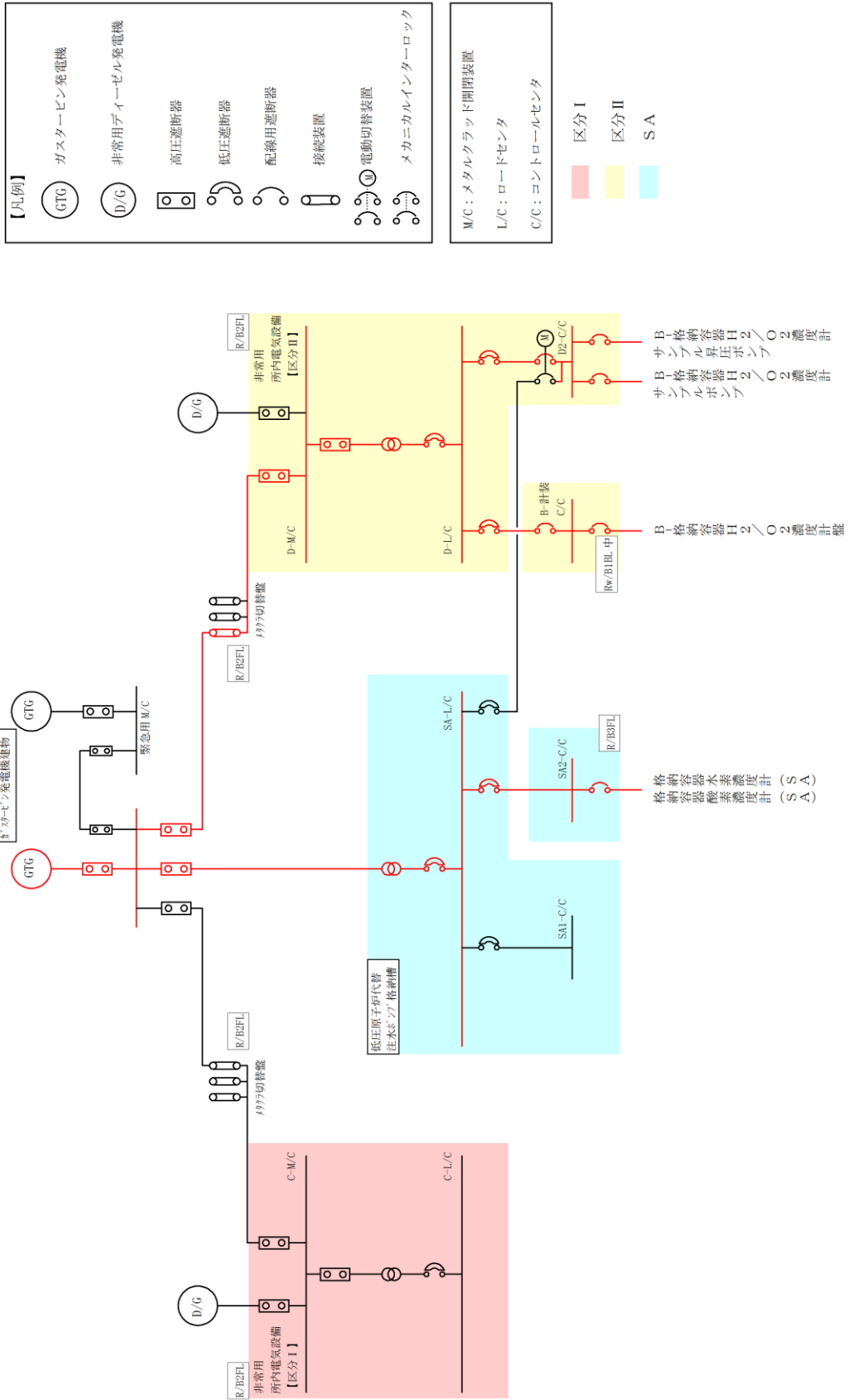




図1 単線結線図

52-3 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

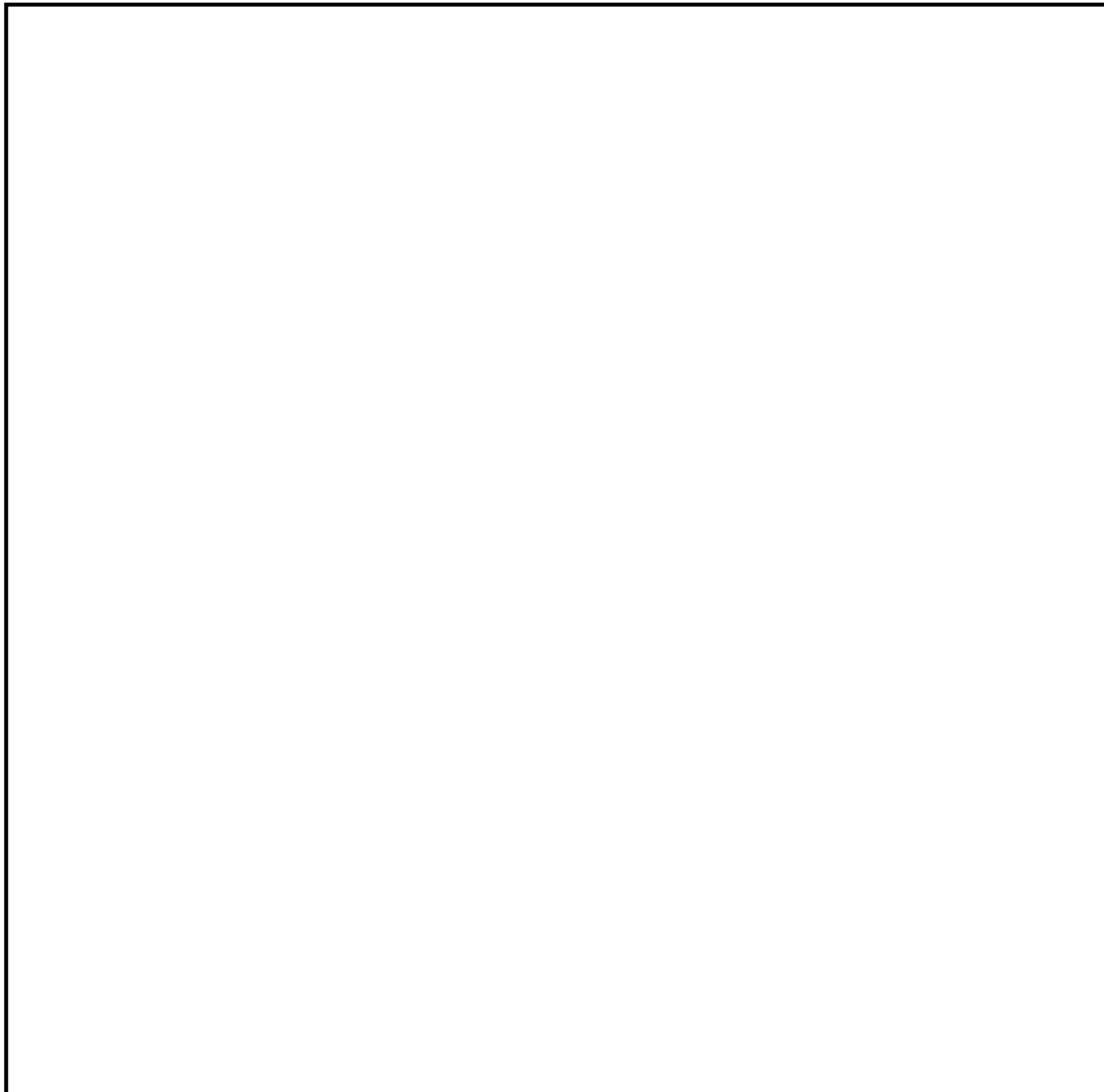


図1 機器配置図（原子炉建物中2階）

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。

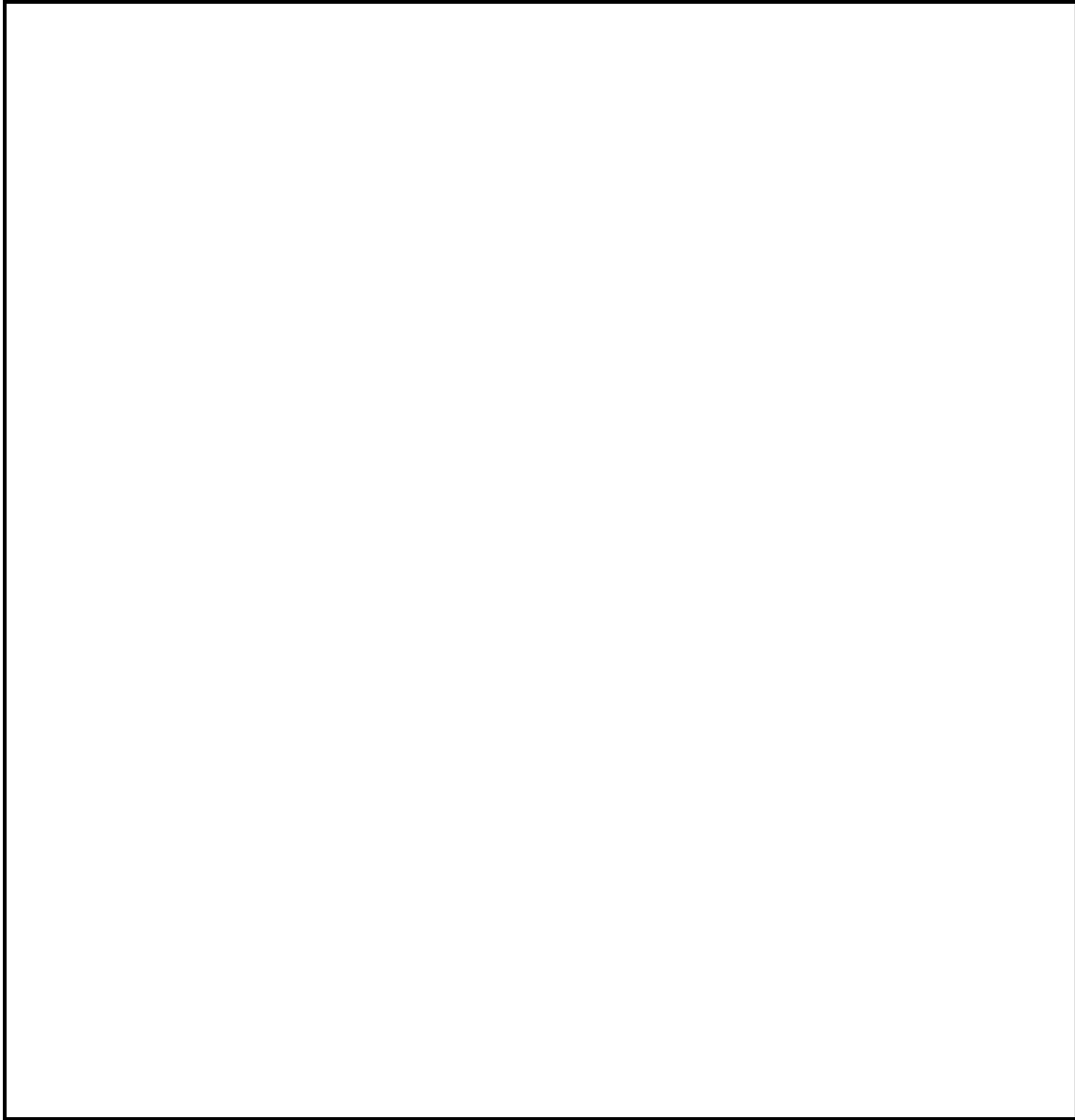


図2 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

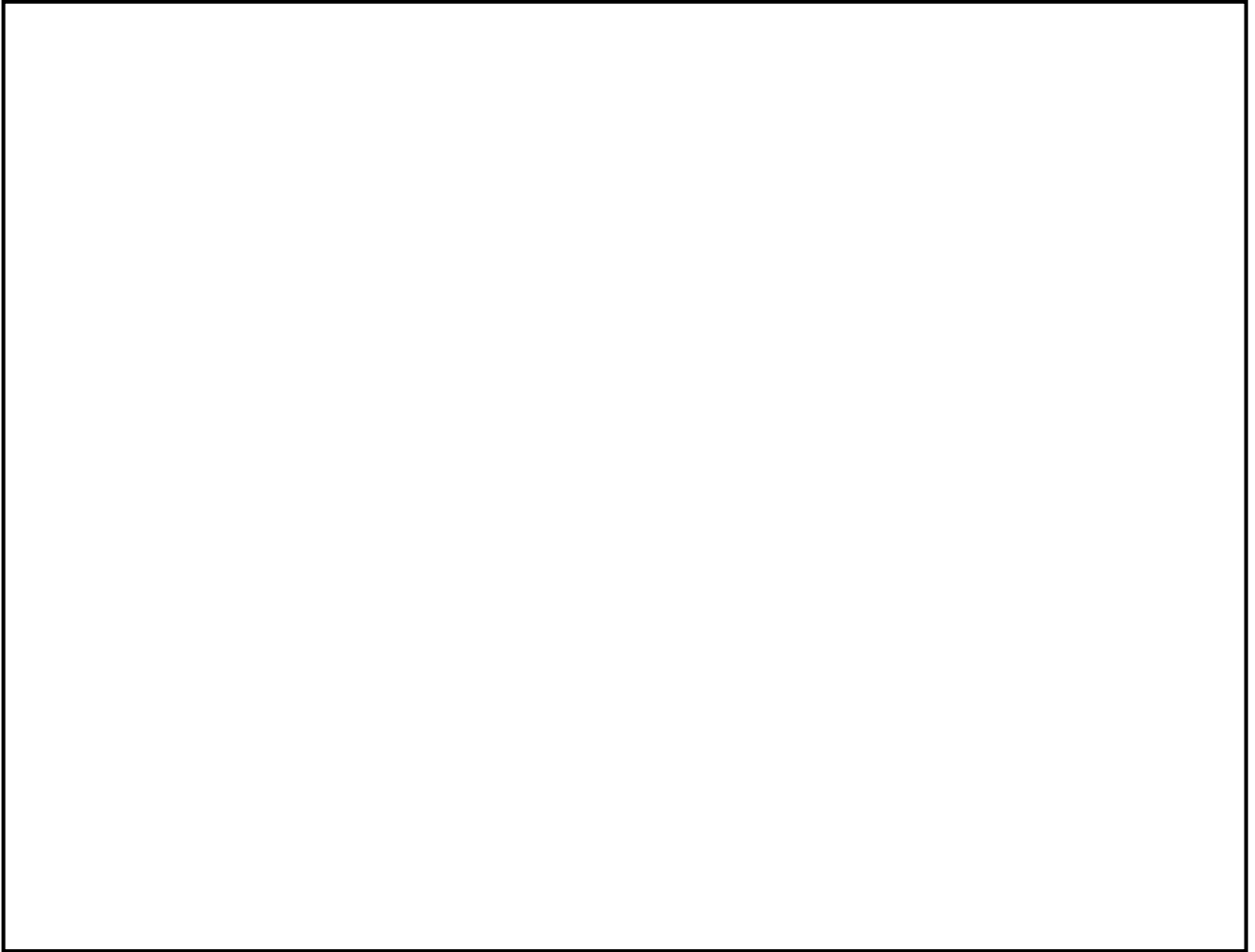


図3 機器配置図（中央制御室）

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。

52-4 系統図

1. 窒素ガス代替注入系

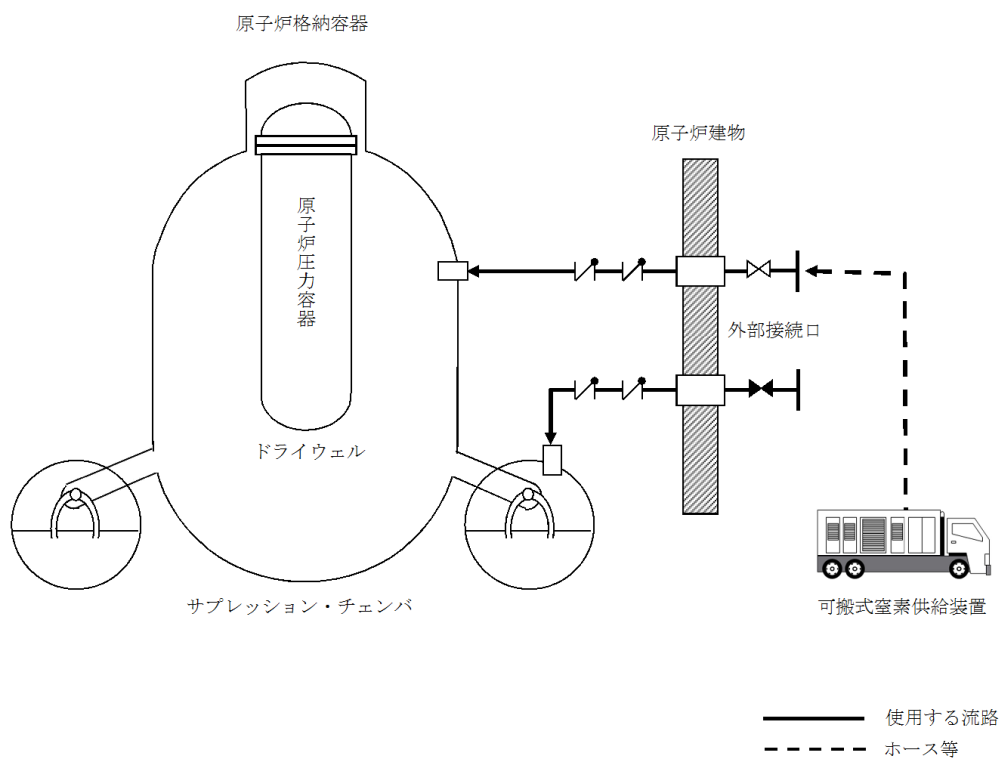


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

2. 計装設備の系統概要図

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の系統概要図を図2に示す。

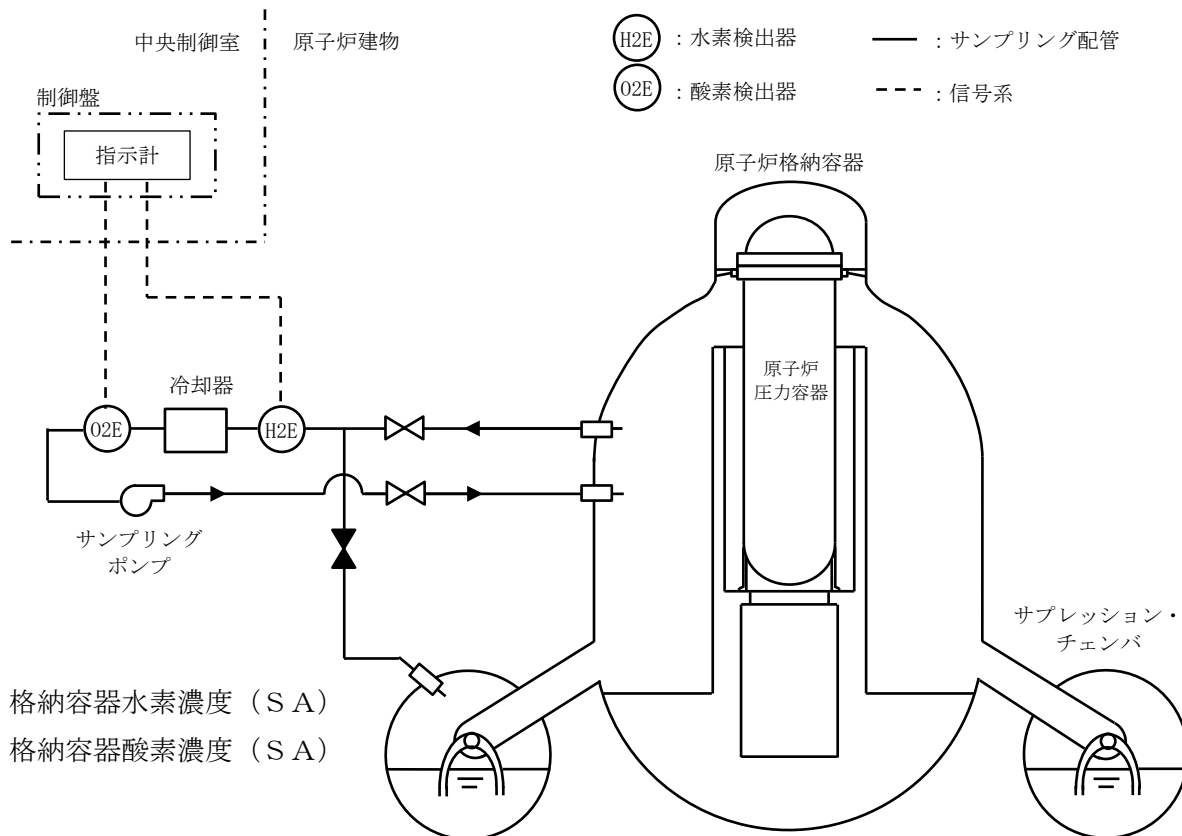


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の系統概要図を図3に示す。

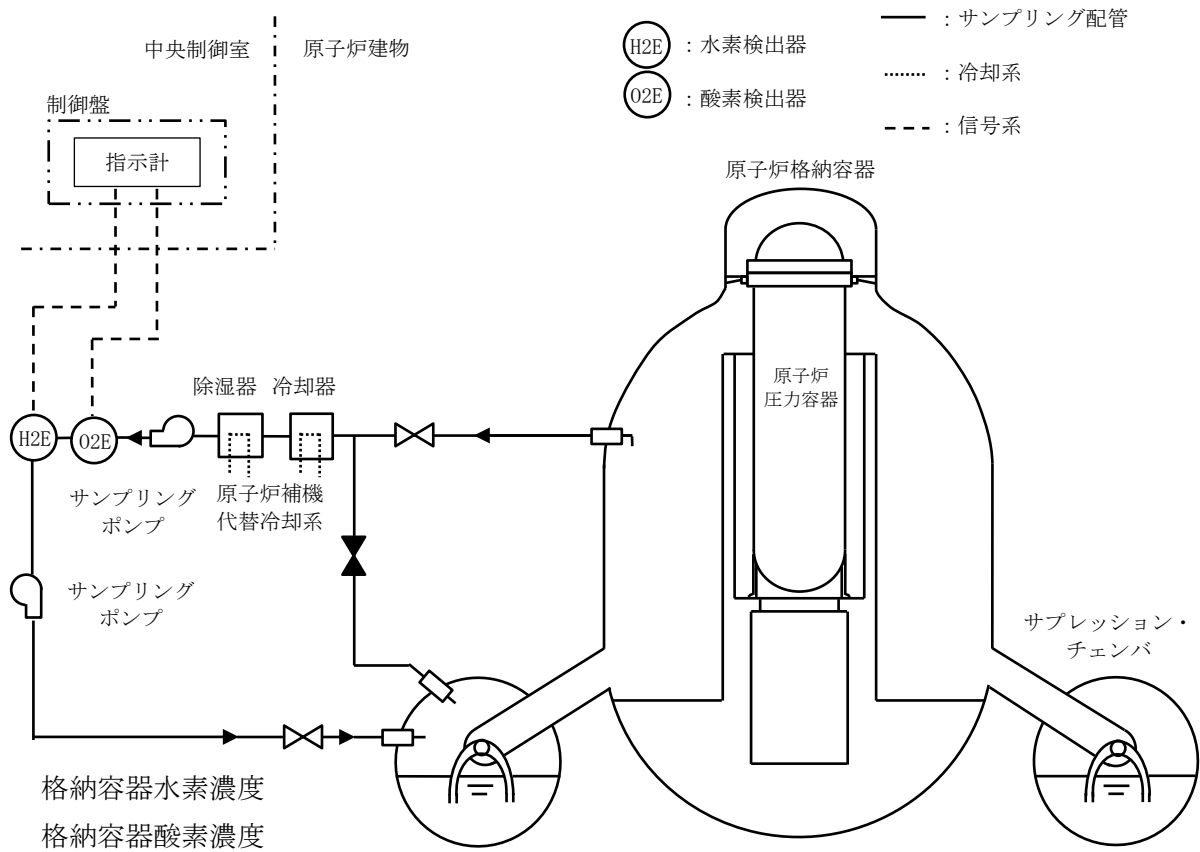


図3 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する系統概要図

52-5 試験及び検査

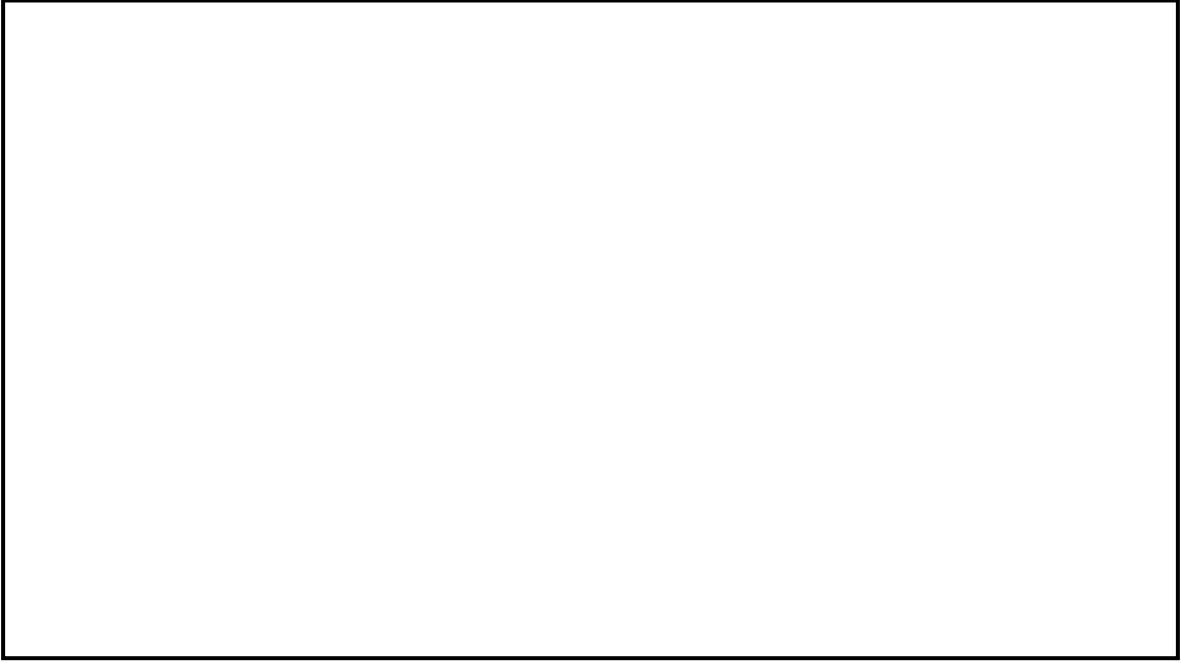
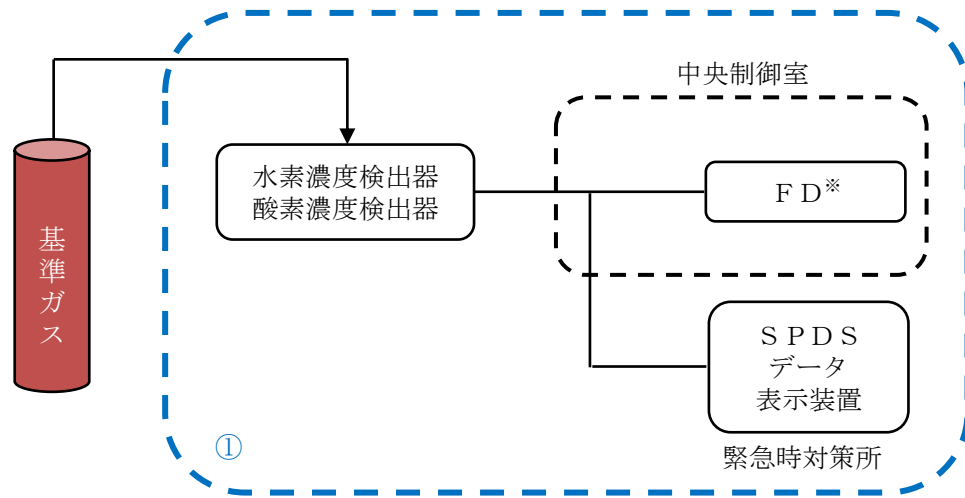


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

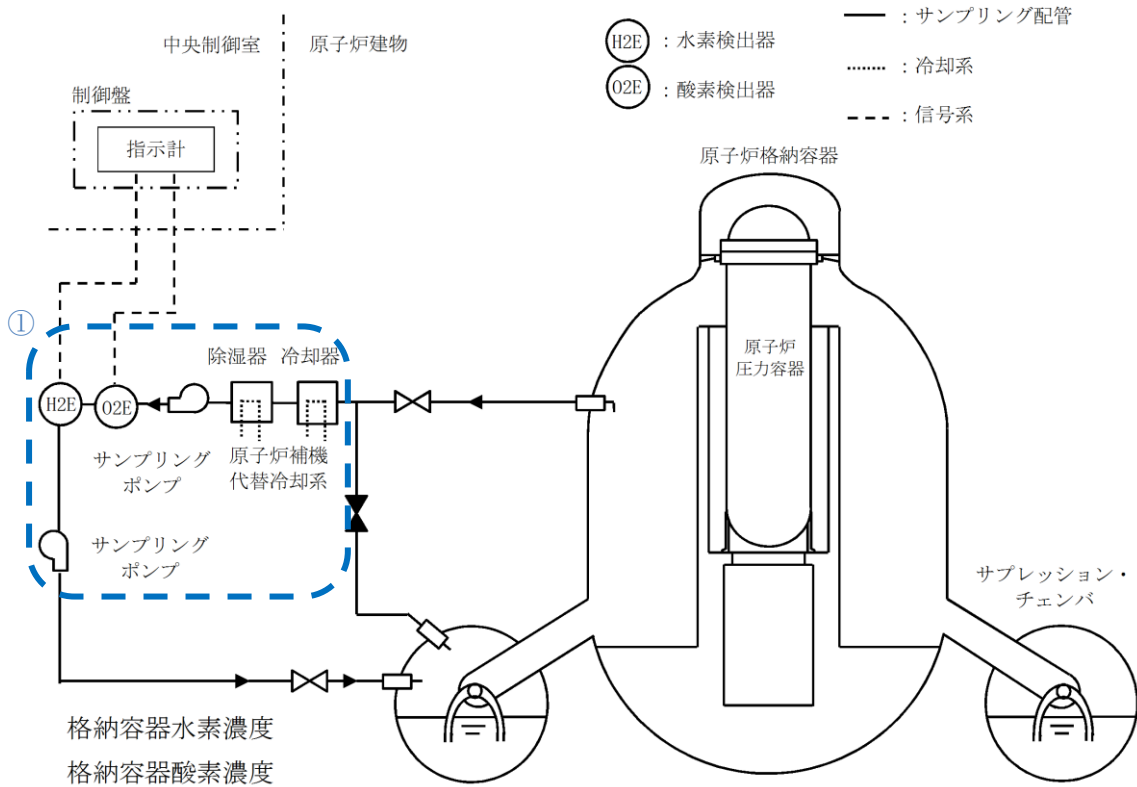
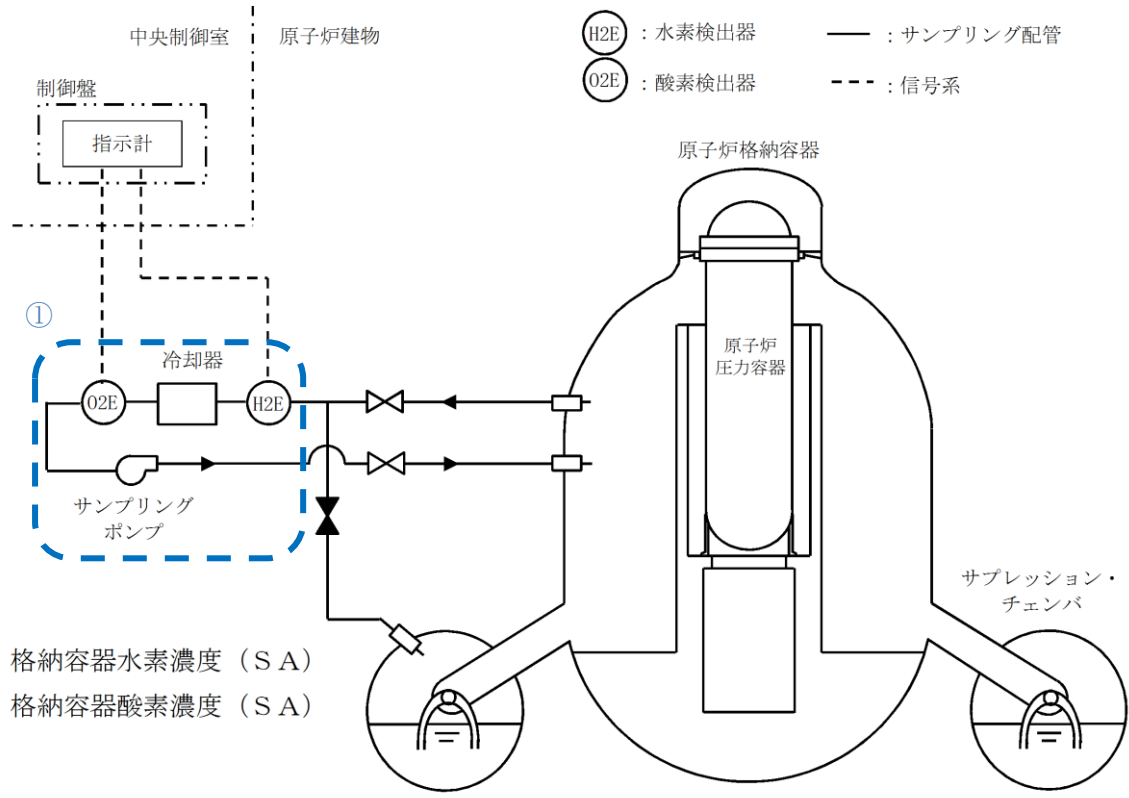
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※FD：フラットディスプレイ



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図2 計装設備の試験及び検査①



①サンプリング装置の運転性能、漏えいの確認を実施（点検・検査）

図3 計装設備の試験及び検査②

52-6 容量設定根拠

名 称	可搬式窒素供給装置		
容 量	Nm ³ /h/台	約 100	

【設 定 根 拠】

可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において、事故後 7 日間（168 時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達しない容量である約 100Nm³/h/台を有する設計とする。（図 1，図 2）

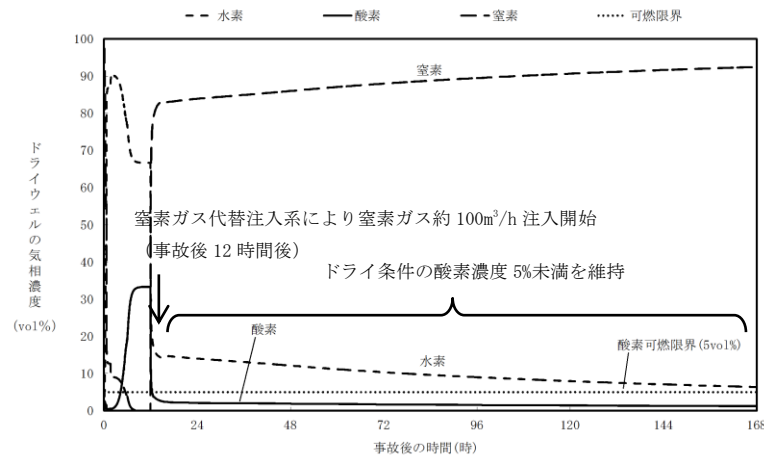


図 1 ドライウェル気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

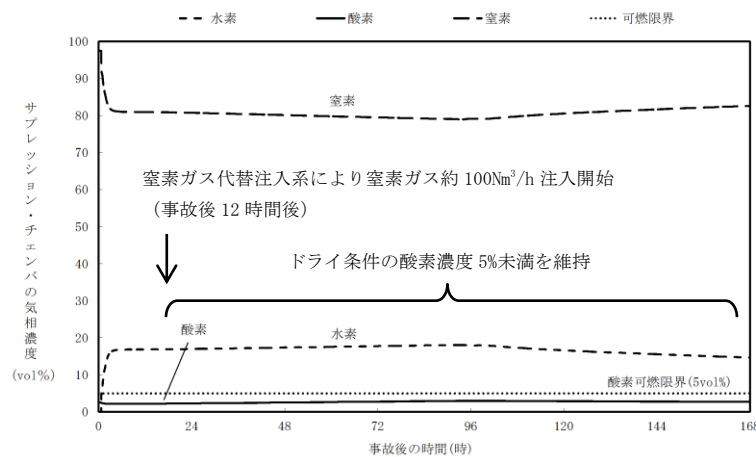


図 2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

1. 格納容器水素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

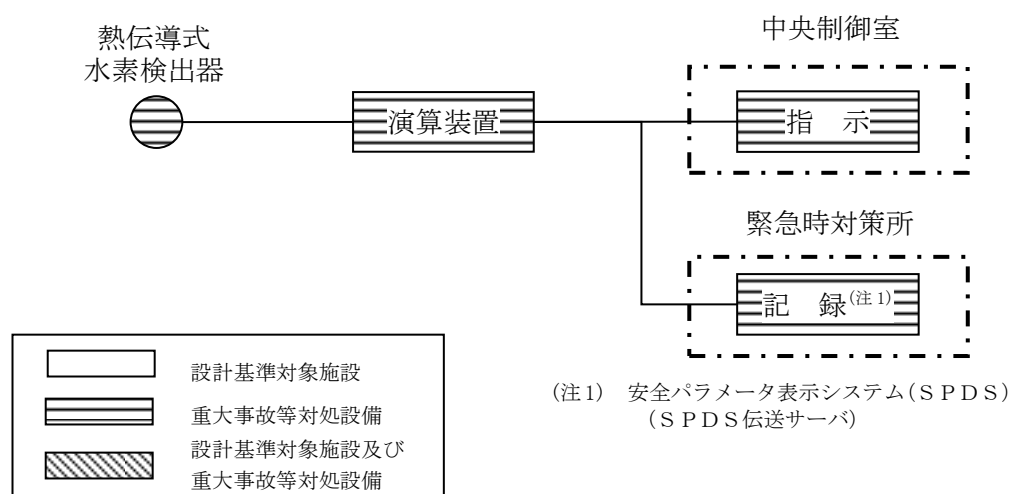


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度（S A）の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 格納容器水素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (S A)	熱伝導式水素 検出器	0~100%	1	原子炉建物 中2階

表2 格納容器水素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（SA）	0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90vol%（ドライ条件））を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

2. 格納容器水素濃度

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器水素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。）

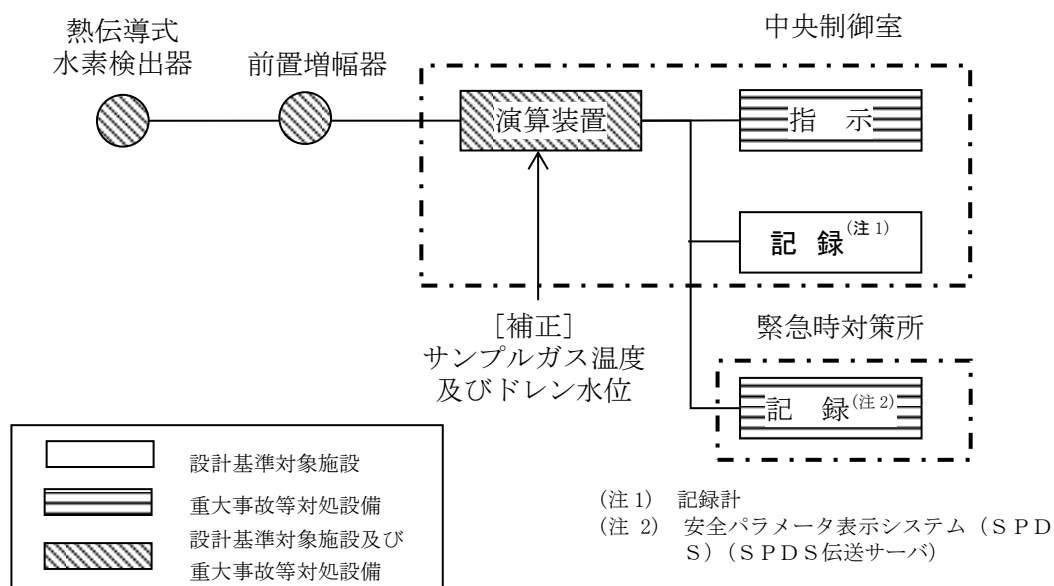


図2 格納容器水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 格納容器水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度	熱伝導式	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物 3階

表4 格納容器水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度	0～5%/ 0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0～90vol%(ドライ条件))を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

3. 格納容器酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

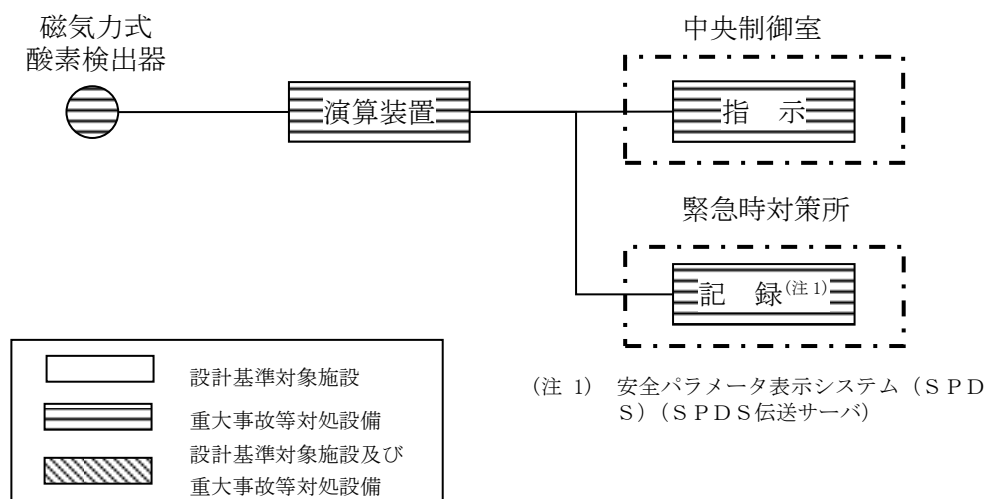


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（S A）の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（S A）	磁気力式酸素検出器	0～25%	1	原子炉建物中2階

表6 格納容器酸素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（SA）	0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度（酸素濃度：5.0vol%）を計測可能な範囲とする。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

4. 格納容器酸素濃度

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図4「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。）

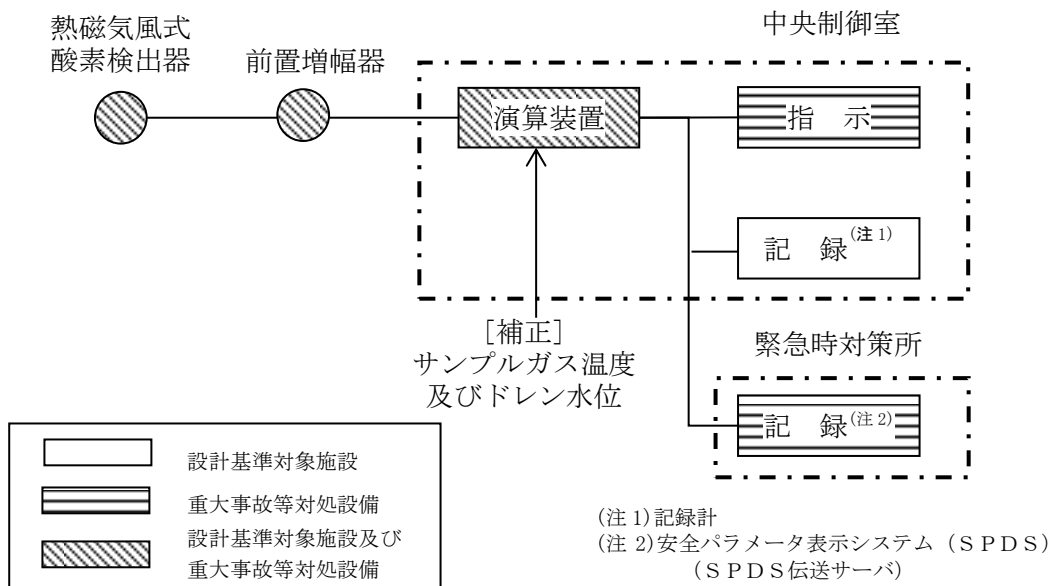


図4 格納容器酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度の仕様を表7に、計測範囲を表8に示す。

表7 格納容器酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度	熱磁気風式	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物 3階

表8 格納容器酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度	0~5%/ 0~25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度：5.0vol%)を計測可能な範囲とする。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

52-7 計装設備の測定原理

1. 計装設備の計測原理

(1) 格納容器水素濃度 (SA)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (SA) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図1に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図1のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (SA) の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大±2.0vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

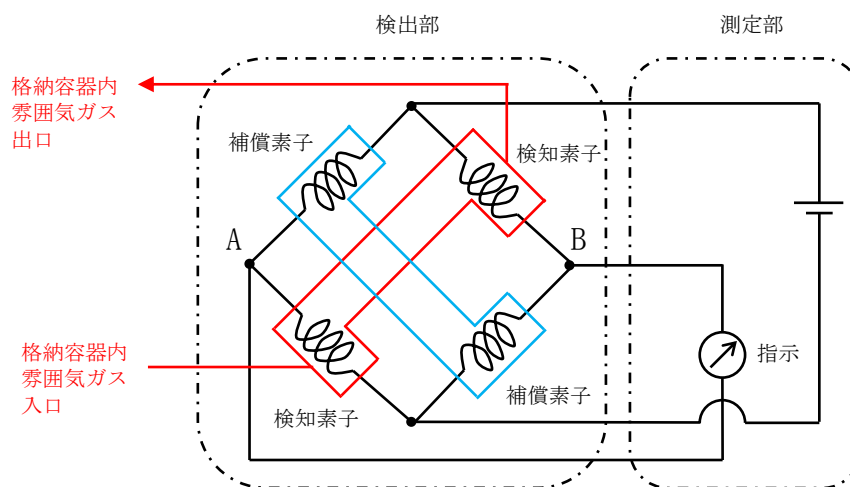


図1 格納容器水素濃度 (SA) 検出回路の概要図

(2) 格納容器水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図2に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図2のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度の計測範囲0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様±0.1vol%/±2.0vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

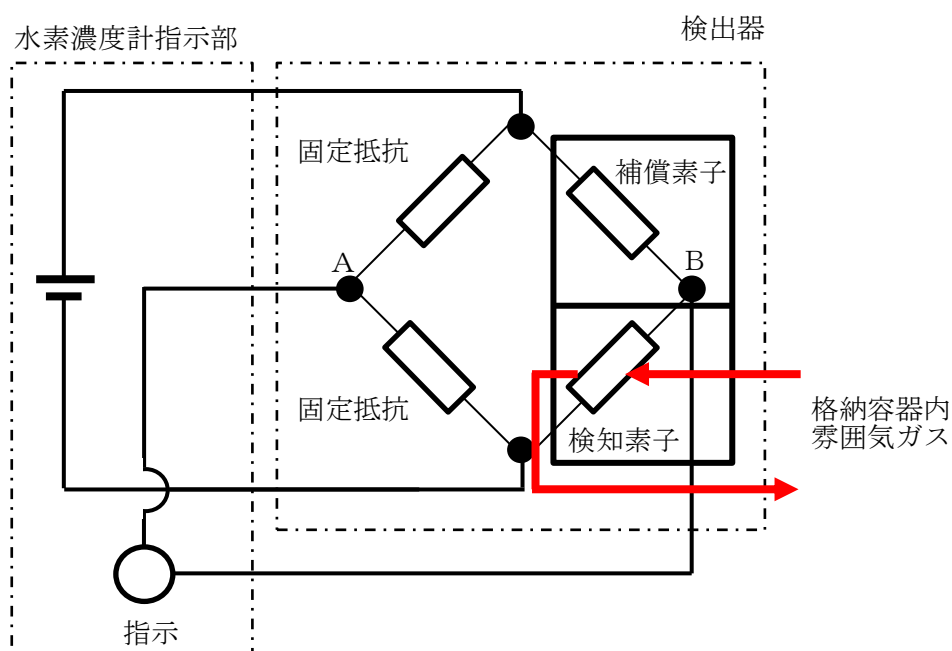


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 格納容器酸素濃度 (SA)

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (SA) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図3「格納容器酸素濃度 (SA) の概要図」に示すとおり、吊るされた2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路を図4「格納容器酸素濃度 (SA) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が吸引されることで、先端部周辺の酸素密度が上昇する。吊るされた2つの球体は磁極片の先端部側と端部側の密度差によって生じた浮力により右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。

(図5「格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ」参照)。

なお、格納容器酸素濃度 (SA) の計測範囲0~25vol%において、計器仕様は最大±1.0vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

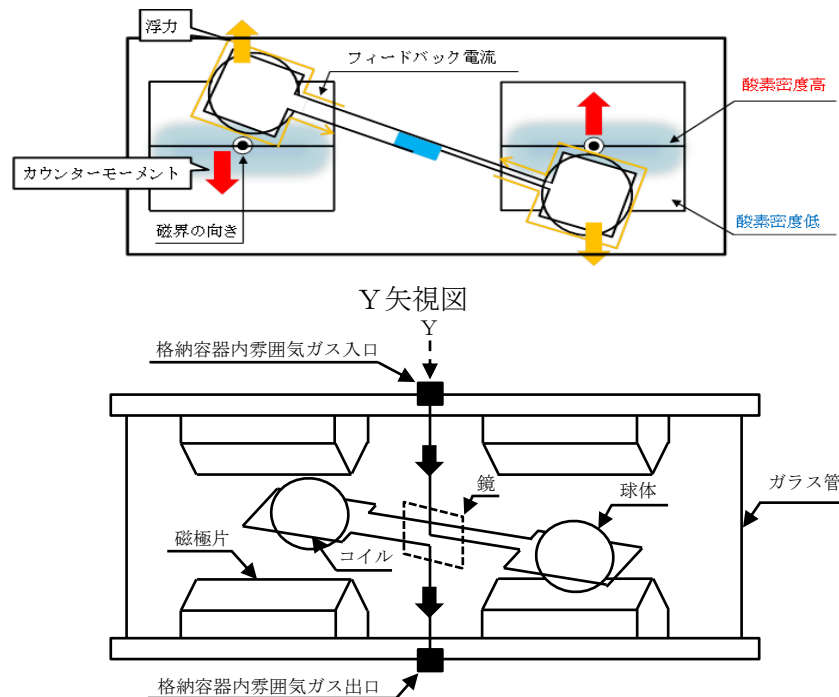


図3 格納容器酸素濃度 (SA) の概要図

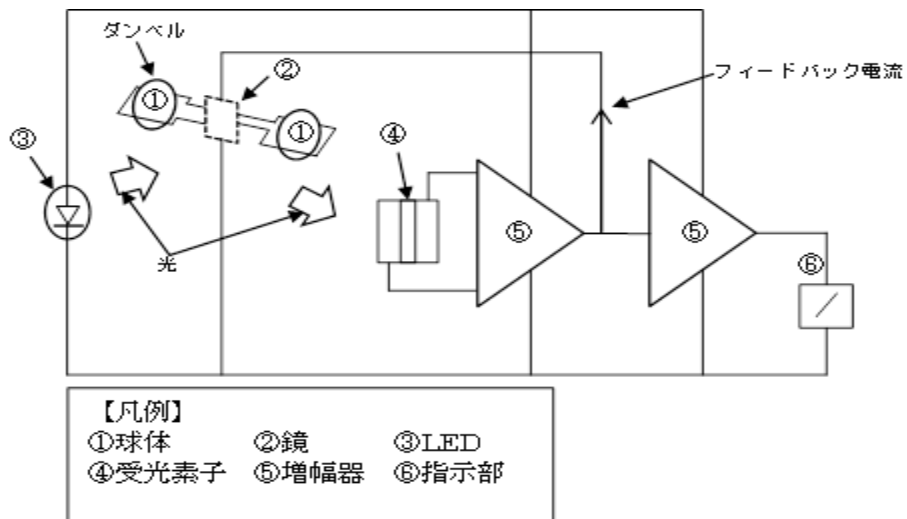


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

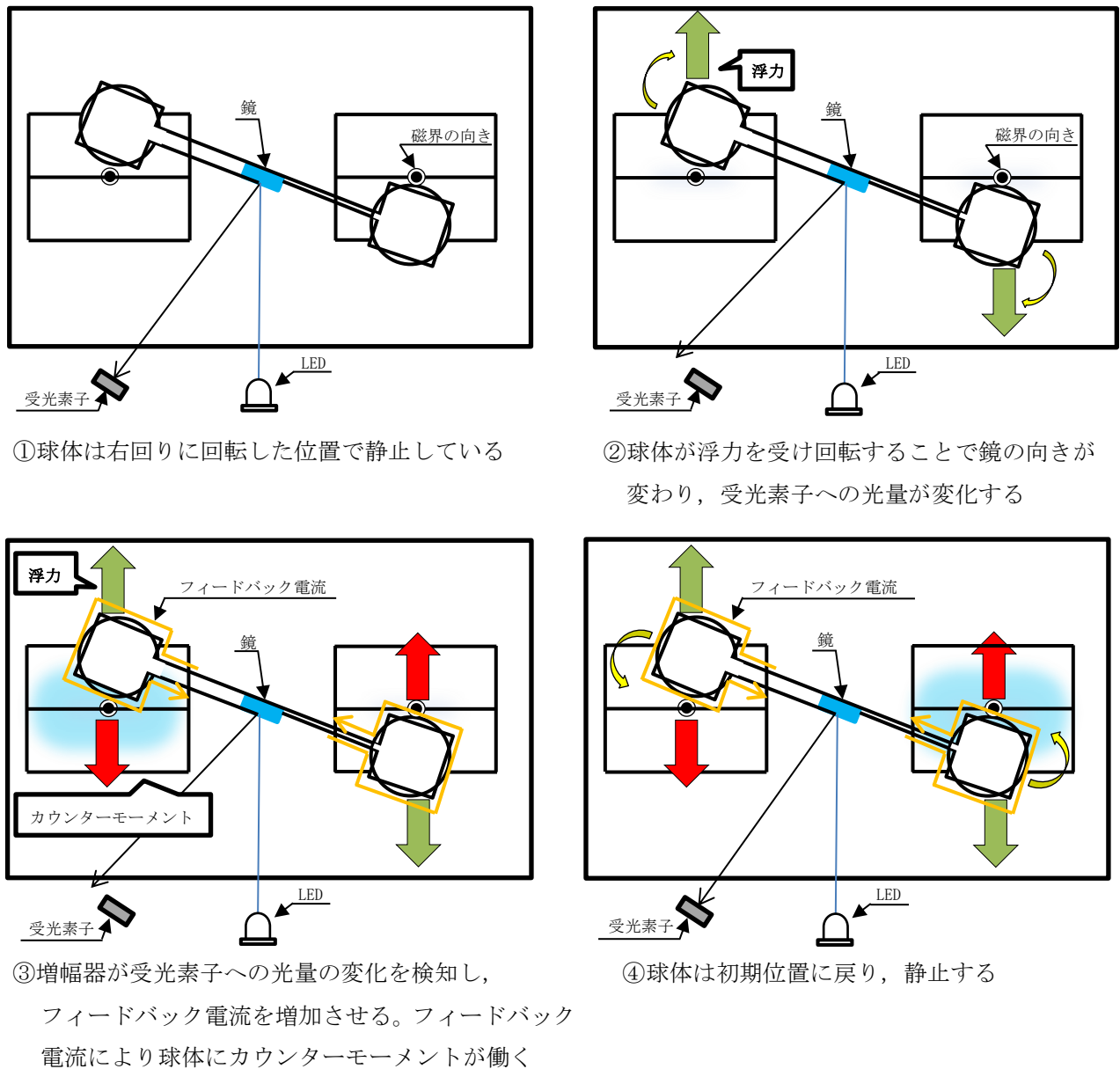


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

(4) 格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものをを用いる。

熱磁気風式の酸素検出器は、図6「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

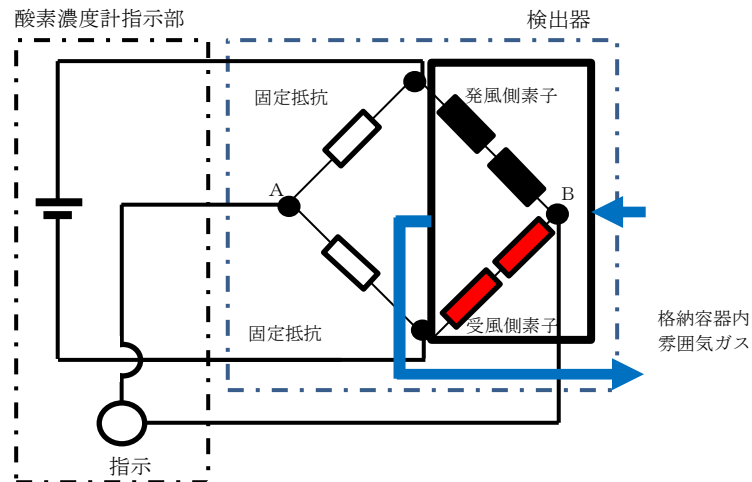


図6 酸素濃度検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図7に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

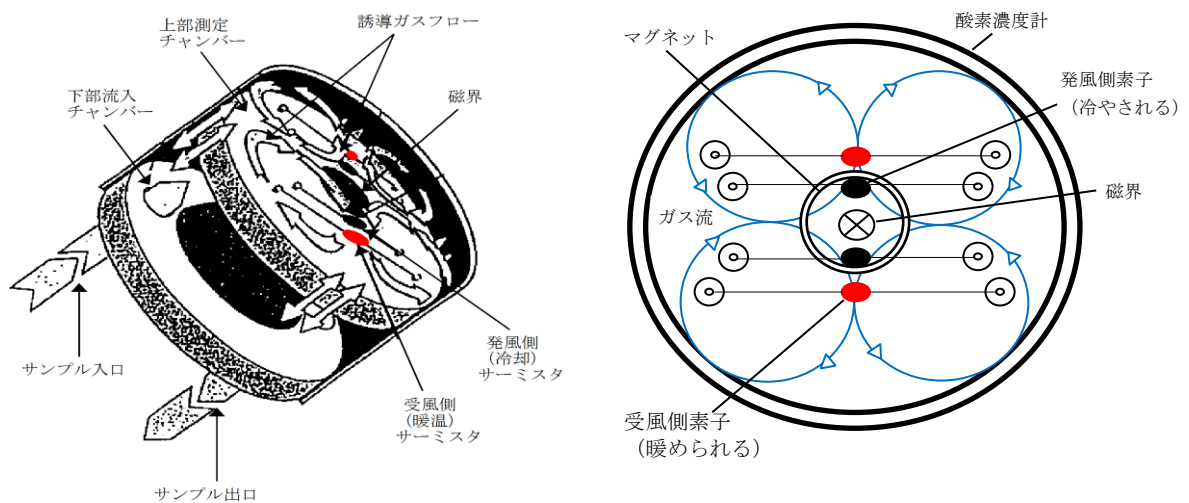


図7 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図6のAB間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲0～5vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.1vol%/±0.5vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

1. サンプルング装置について

(1)測定ガス条件の格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）計測精度への影響評価

a. 温度

サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで、ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は、ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は、基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、基準気体の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い、直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。

酸素濃度検出器においては、酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため、サンプルングガス内の湿分を除去する必要がある。湿分を凝縮させるため、酸素濃度検出器はヒーターによって加熱されたキャビネット外に設置しており、酸素の計測は 120℃よりも低い一定温度に冷却して行う。

b. 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、格納容器内の圧力によって変化し、約 1～5 L/min のである。水素濃度、酸素濃度の計測中はサンプルングガスの流れはなく、環境条件を一定に保って計測を行う。

c. 湿度

サンプルングガスは、検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより、水素濃度検出器に水分が付着させない設計としている。また、湿度が変動する要因としては、雰囲気温度が考えられるが、急激な変動は考えられず、上記の通り検出器までの配管を加熱し、凝縮を回避することで、十分測定が可能な状態であることから、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。また、酸素濃度検出器は、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで湿度の影響受けない設計としている。

(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度計測精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは、十分な除熱性能を有している冷却器をとおり、原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却することができ^{*}、その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで、標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

b. 流量

検出器へ流れるサンプリングガスの流量は、1L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御する。

c. 湿度

検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが、サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され^{*}、下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、上記の冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、十分測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。

※重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

2. サンプル装置内における水素の滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) , 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度のサンプル装置では, 以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- 通常運転時, 原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され, 酸素濃度は 2.5vol%以下に維持されており, また, 計測前には, 窒素パージにより配管内をフラッシングするため, 水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む) においては, 原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示している通り, 水素濃度はドライ換算で 2.0vol%以下, 酸素濃度はドライ換算で 4.3vol%以下であるため, 水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 重大事故時においては, 有効性評価で示している通り, 水素濃度はドライ換算で 13vol%を上回るが, 酸素濃度はドライ換算で 2.9vol%以下^{※1}であるため, 水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については, 図1のように水素, 空気, 水蒸気の三元図が知られている。図1は, 水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素, 空気, 水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは, ドライ条件下で最大の酸素濃度となる, 事故発生から7日後 (168時間後) のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約 2.9vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約 21vol%であることから, 酸素濃度が約 2.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約 14vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

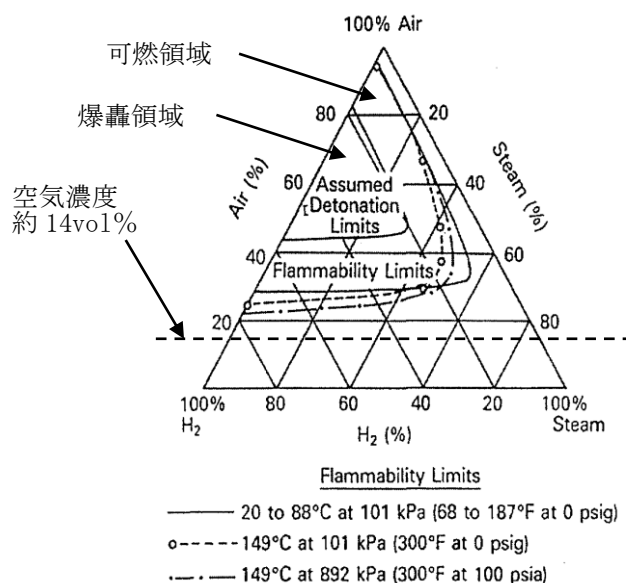


図1 水素, 空気, 水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

※1 : 「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値をDBAベースとした場合の評価結果への影響」参照

3. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

- (1) 格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）のサンプルング装置
 サンプルング装置を用いた格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器へ戻す構成となっており、系外への漏えいが発生しないよう表1に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計装設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造若しくは継手構造であり, さらに, 弁はベローズ構造によりシールすることで漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は, 継手構造を使用しており, 漏えい防止対策を取っている。継手構造を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	真空ポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造であること, ポンプ接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を取っている。シール構造及びポンプ接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該検出器は, 重大事故等時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内の配管と機器の接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策を取っている。また, サンプルング装置内は真空ポンプ及び圧力検出器により大気圧以下に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。

(2) 格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度のサンプリング装置

サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており、系外への漏えいが発生しないよう表2に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表2 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計測設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり, さらに, 弁はペローズ構造によりシールすることで, 漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており, 内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は, 重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており, 漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリング装置	サンプリング装置内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。また, 装置内は減圧弁によりほぼ大気圧 (数 kPa 程度) に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度, 圧力条件の加わる当該サンプリング装置内の減圧弁の上流側については, その条件を包絡した仕様である。

4. サンプルング設備の計測時間遅れについて

- (1) 格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）のサンプルング装置
サンプルングガスは, 原子炉格納容器内ガスのサンプルングから, 測定, 排出までの工程を約3分で実行される。

表3 格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）の計測時間遅れ

時間遅れ	約3分
------	-----

- (2) 格納容器水素濃度, 格納容器酸素濃度のサンプルング装置

サンプルング装置のガスのサンプルング点は, 原子炉格納容器であり, そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- ・ サンプルング配管長（サンプルング点～検出器）：約86m
- ・ サンプルング配管の断面積： $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
- ・ サンプルポンプの定格流量：約1L/min（約 $1 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{min}$ ）
- ・ サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：約7.8m/min

表4 格納容器水素濃度, 格納容器酸素濃度の計測時間遅れ

時間遅れ	約12分
------	------

52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「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」のみを選定している。

よって、この「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」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「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」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図1及び図2に示す。

c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5 vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度4 vol%で燃焼、13 vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4 vol%、酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が必要となる時間

図1及び図2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「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」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H₂)=0.4, G(O₂)=0.2, 非沸騰状態：G(H₂)=0.25, G(O₂)=0.125)とした場合についても、原子炉格納容

器内の酸素濃度が可燃限界(5 vol%) に到達するのは、事象発生から約 143 時間後である。また、窒素封入の切替え操作(原子炉格納容器内の酸素濃度 4 vol% 到達時) は、事象発生から約 44 時間後である(図 3 及び図 4 参照)。

これより、格納容器内酸素濃度(SA)を起動する事象発生から約 2 時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5 vol%) に到達することはない。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境性

「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」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

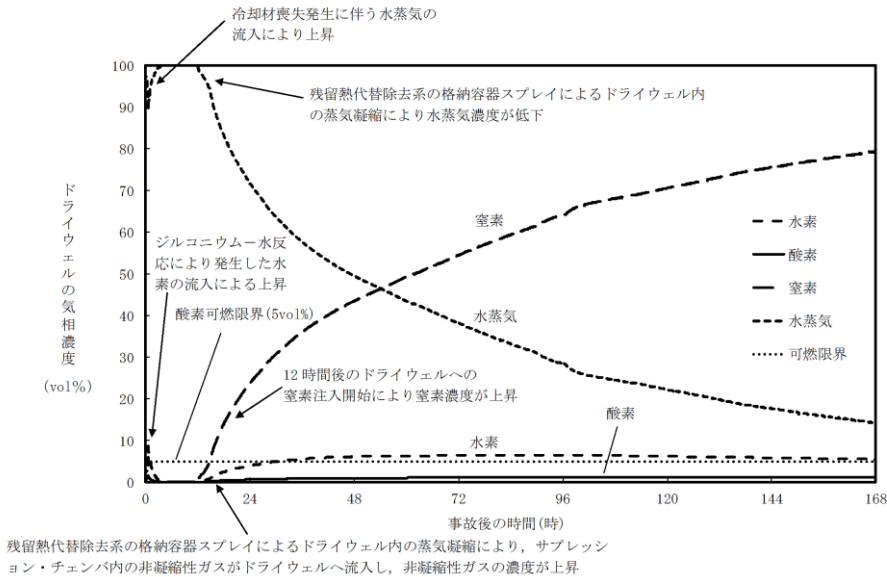


図1 ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

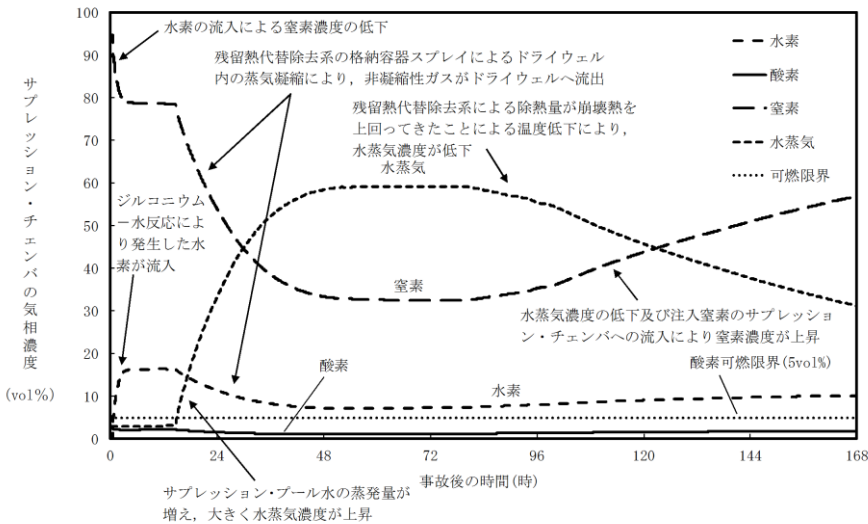
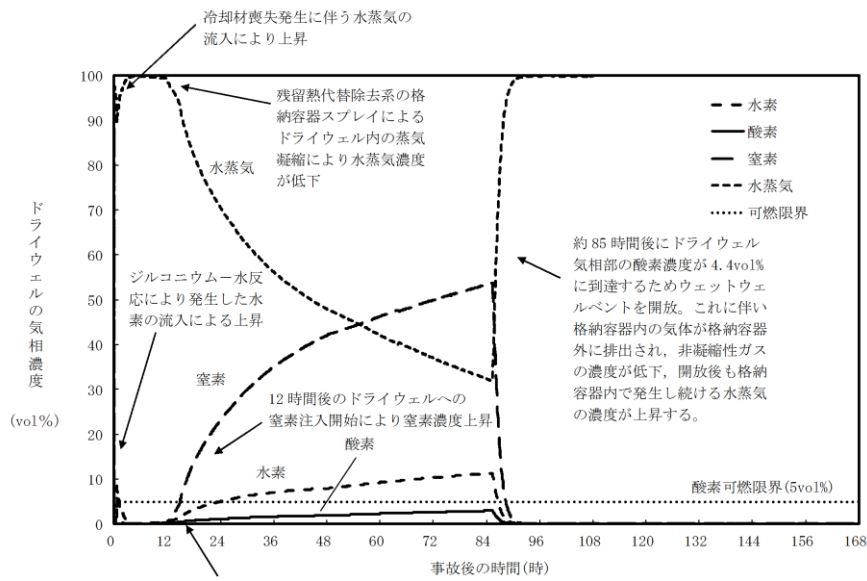


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

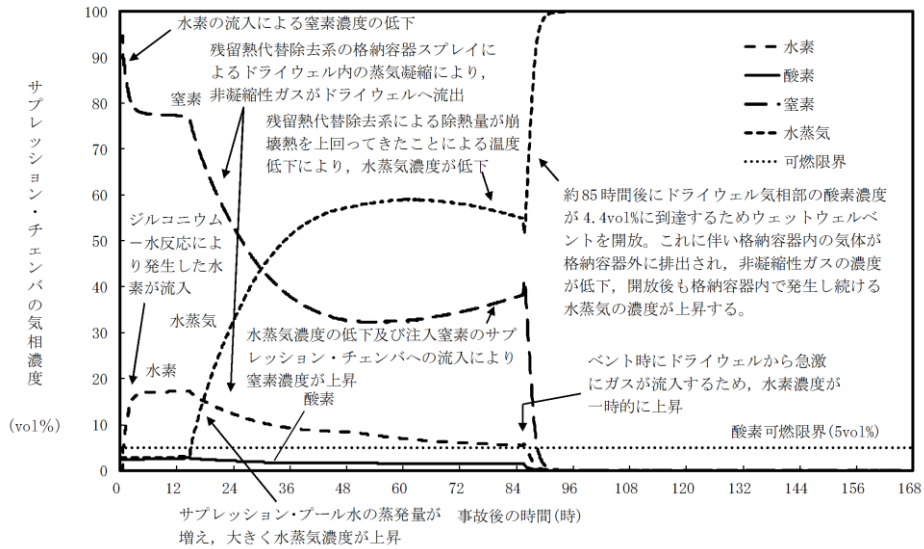


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「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」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

- a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは

無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a. と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス・酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 代替パラメータによる原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。

有効性評価においては、代替パラメータの格納容器酸素濃度は、原子炉補機代替冷却系が復旧する事象発生から約 10.5 時間後から計測が可能である。

52-9 接続図

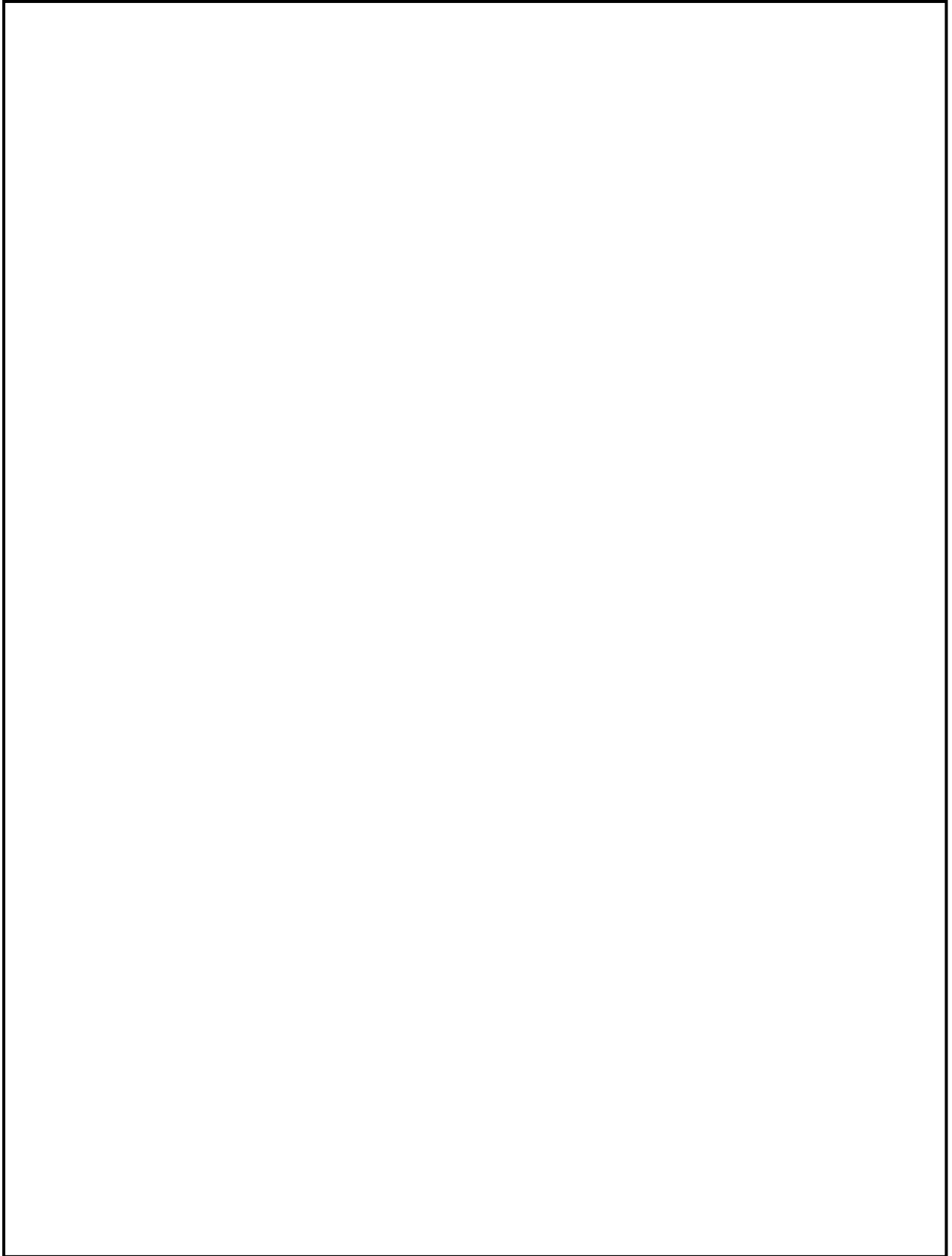


図 1 接続図

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。

52-10 保管場所

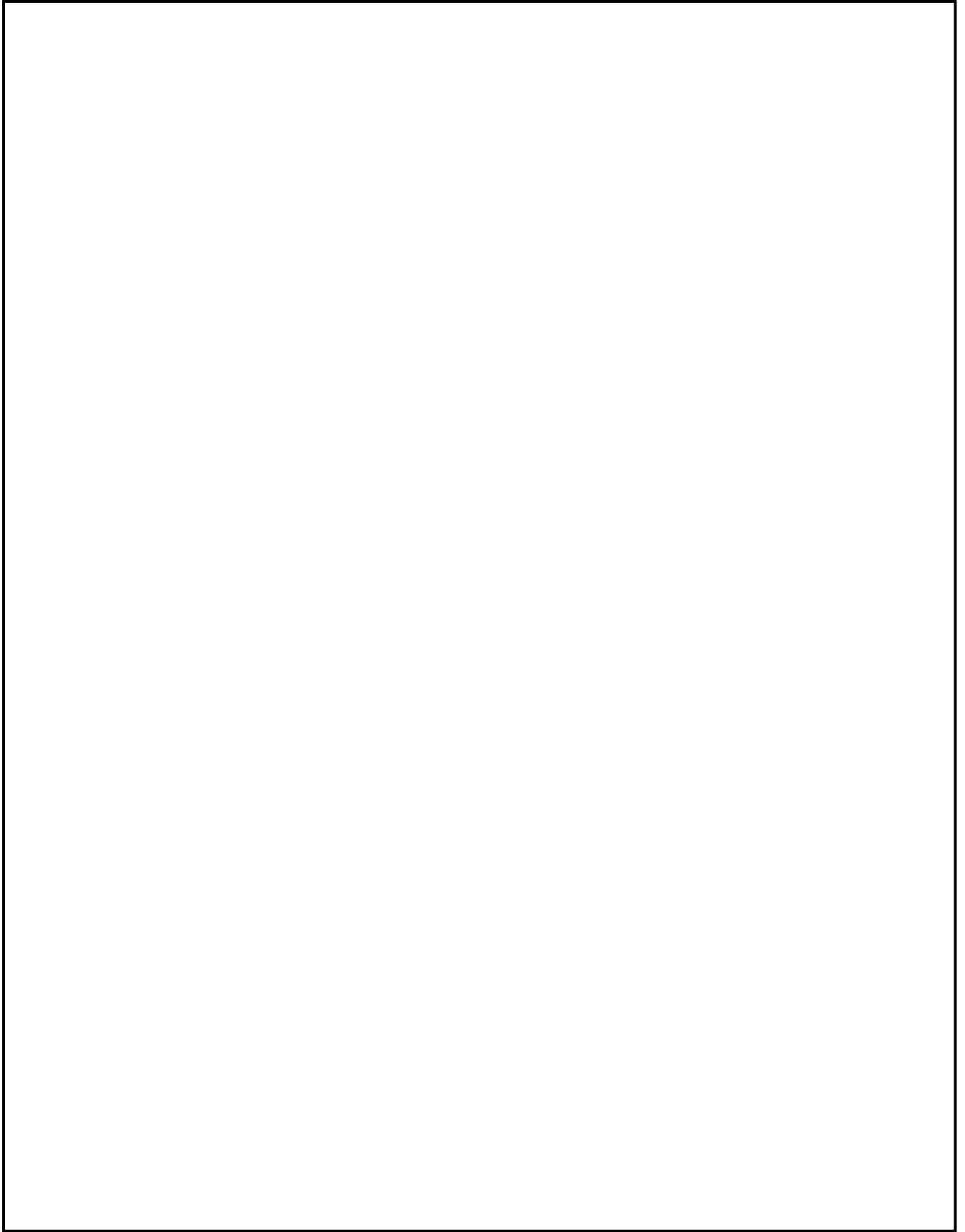


図1 屋外保管場所配置図

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。

52-11 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

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。

52-12 その他設備

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自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度，酸素濃度監視

自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度を使用する。

A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

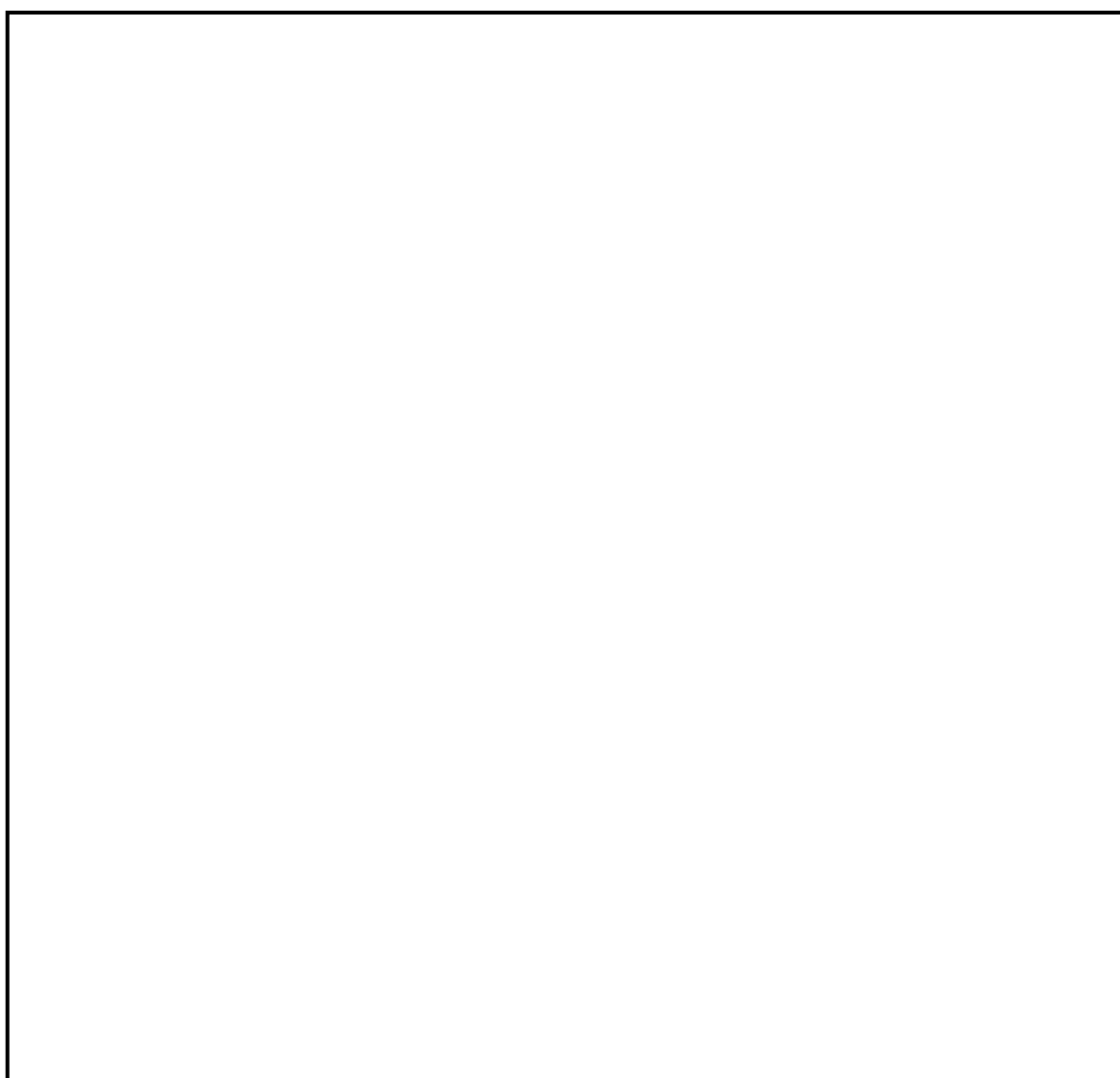


図1 原子炉格納容器水素・酸素濃度監視 配置図

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。

(2) 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための自主対策設備として、可燃性ガス濃度制御系再結合器を使用する。

可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、原子炉格納容器内のガス中の水素と酸素を再結合させる設計とする。

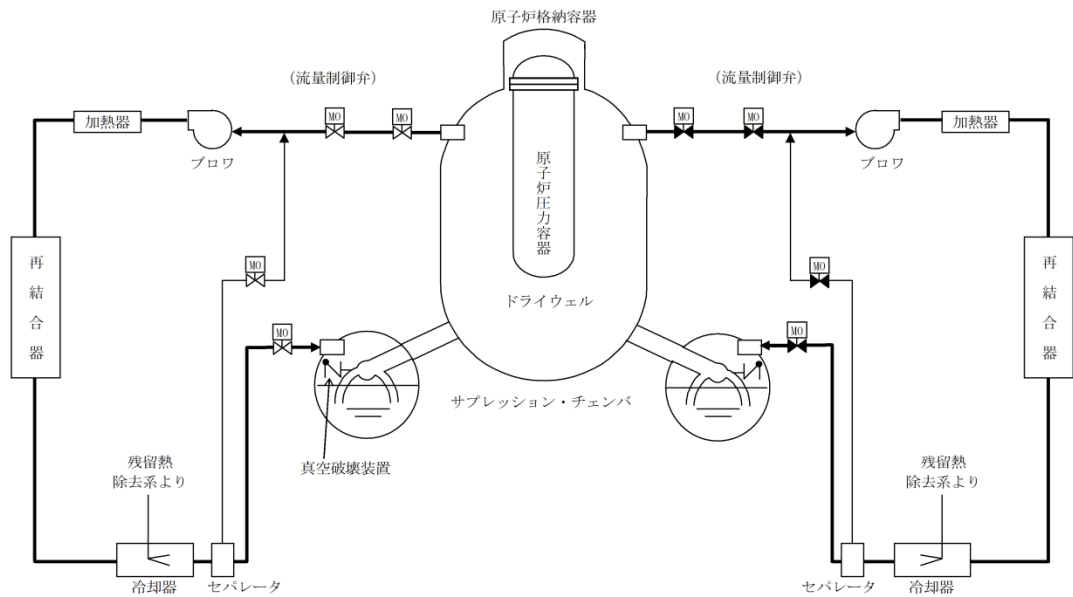


図2 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 概略系統図

53 条 補足説明資料

53-1 S A設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

53-1 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)

53条:水素爆発による原子炉建物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		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	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	53-5 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	Bb	
			関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A	
			関連資料	53-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象 (同一目的の SA 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			53-3 配置図, 53-4 系統図			

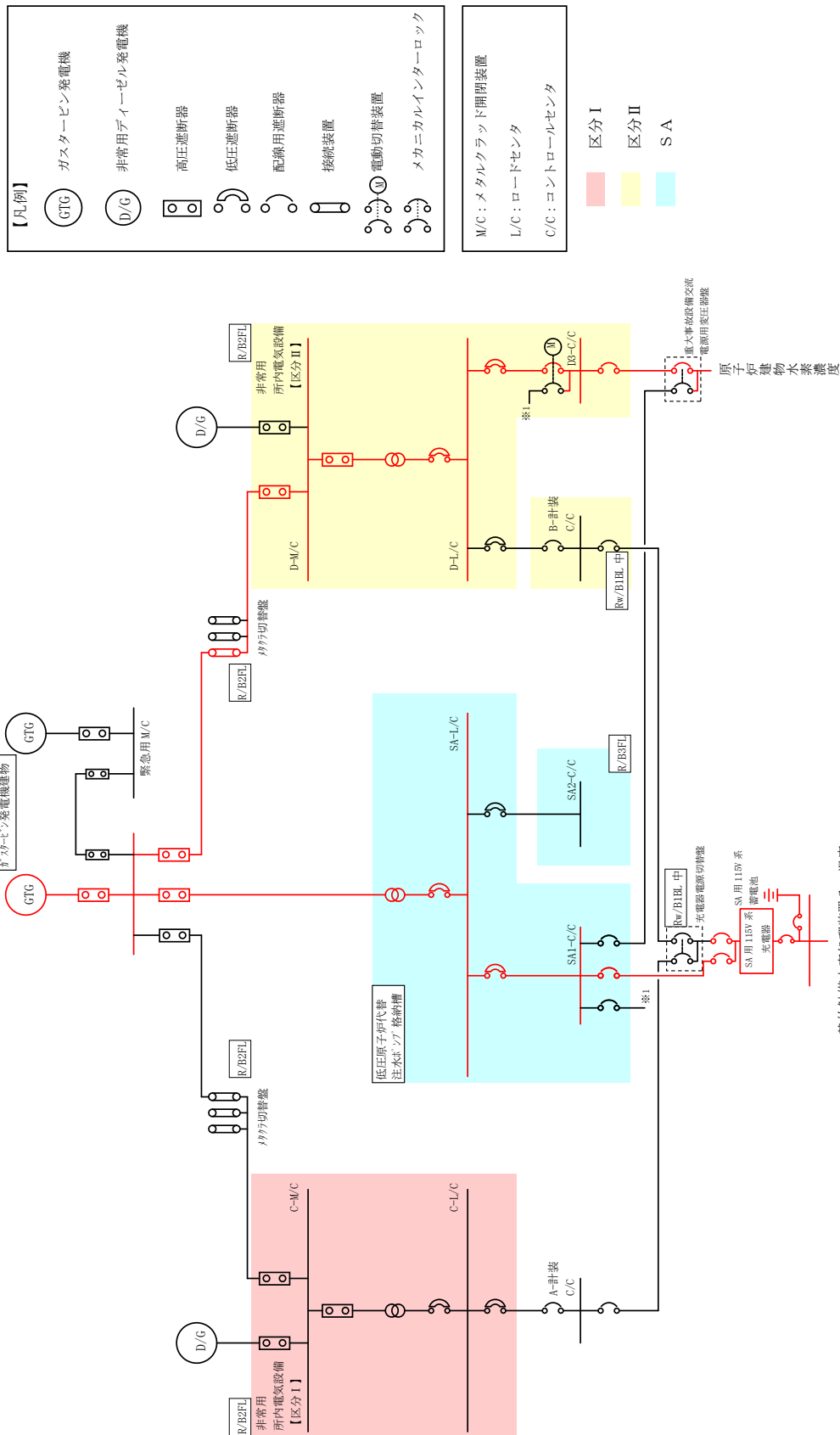
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条：水素爆発による原子炉建物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入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度		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	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			関連資料	53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
		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	53-5 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		Bb	
			関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	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	53-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)		B
				サポート系要因	対象(サポートあり)-異なる駆動源又は冷却源		Ca
	関連資料		53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 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)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		原子炉建物水素濃度		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	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		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	53-5 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		Bb
			関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae
			その他(飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	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	53-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象(同一目的の SA 設備あり)		B
			サポート系要因	対象(サポートあり)－異なる駆動源又は冷却源		Ca
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図			

53-2 単線結線図




- 【凡例】
- GTG ガスタービン発電機
 - D/G 非常用ディーゼル発電機
 - 高圧遮断器
 - 低圧遮断器
 - 配線用遮断器
 - 接続装置
 - Ⓜ 電動切替装置
 - Ⓜ メカニカルインターロック

- M/C : メタルグラッド開閉装置
- L/C : ロードセンタ
- C/C : コントロールセンタ

- 区分 I
- 区分 II
- SA

図 1 単線結線図

53-3 配置図

取付箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に
取り付ける箇所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
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。

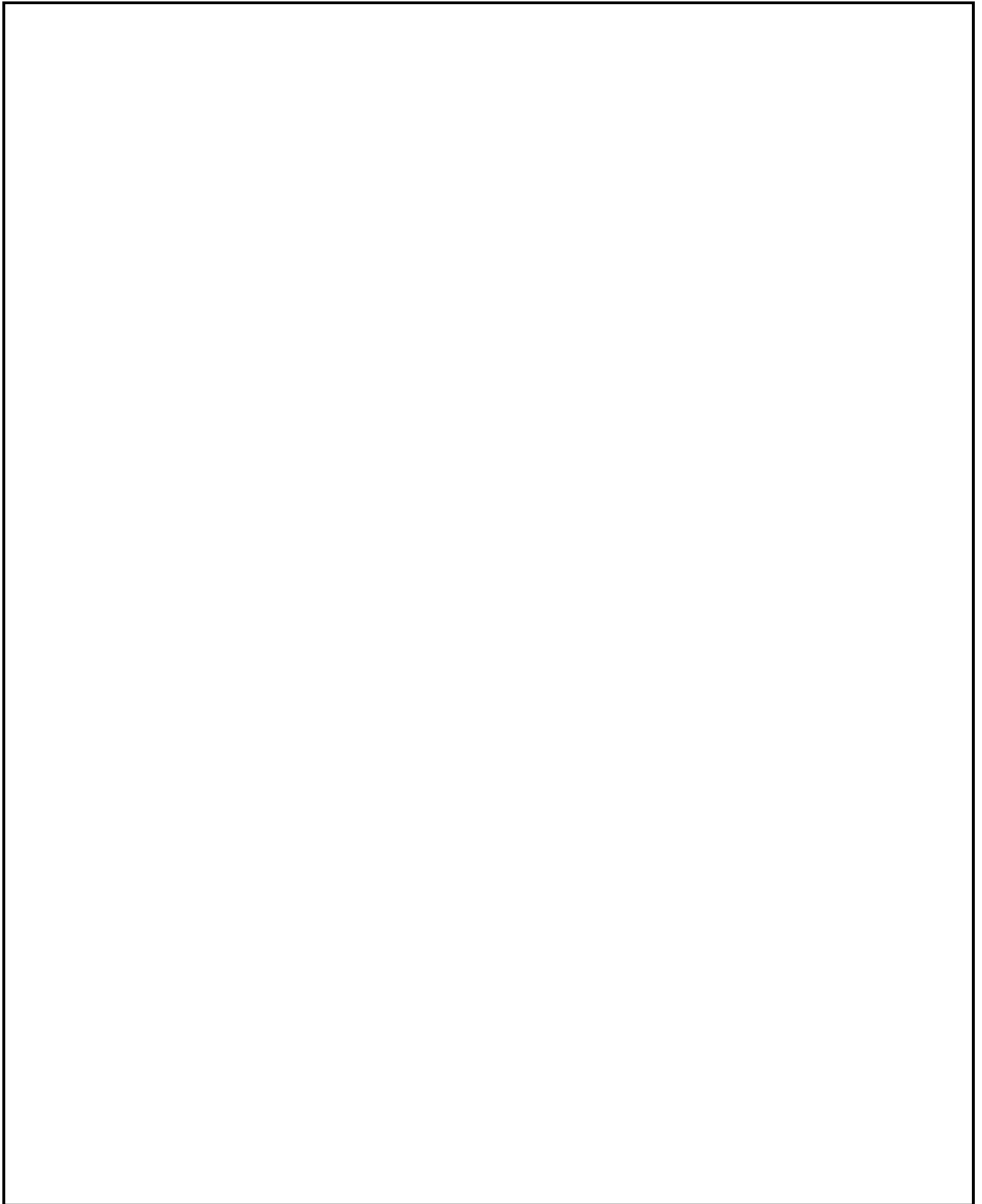


図1 機器配置図（原子炉建物4階）

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。

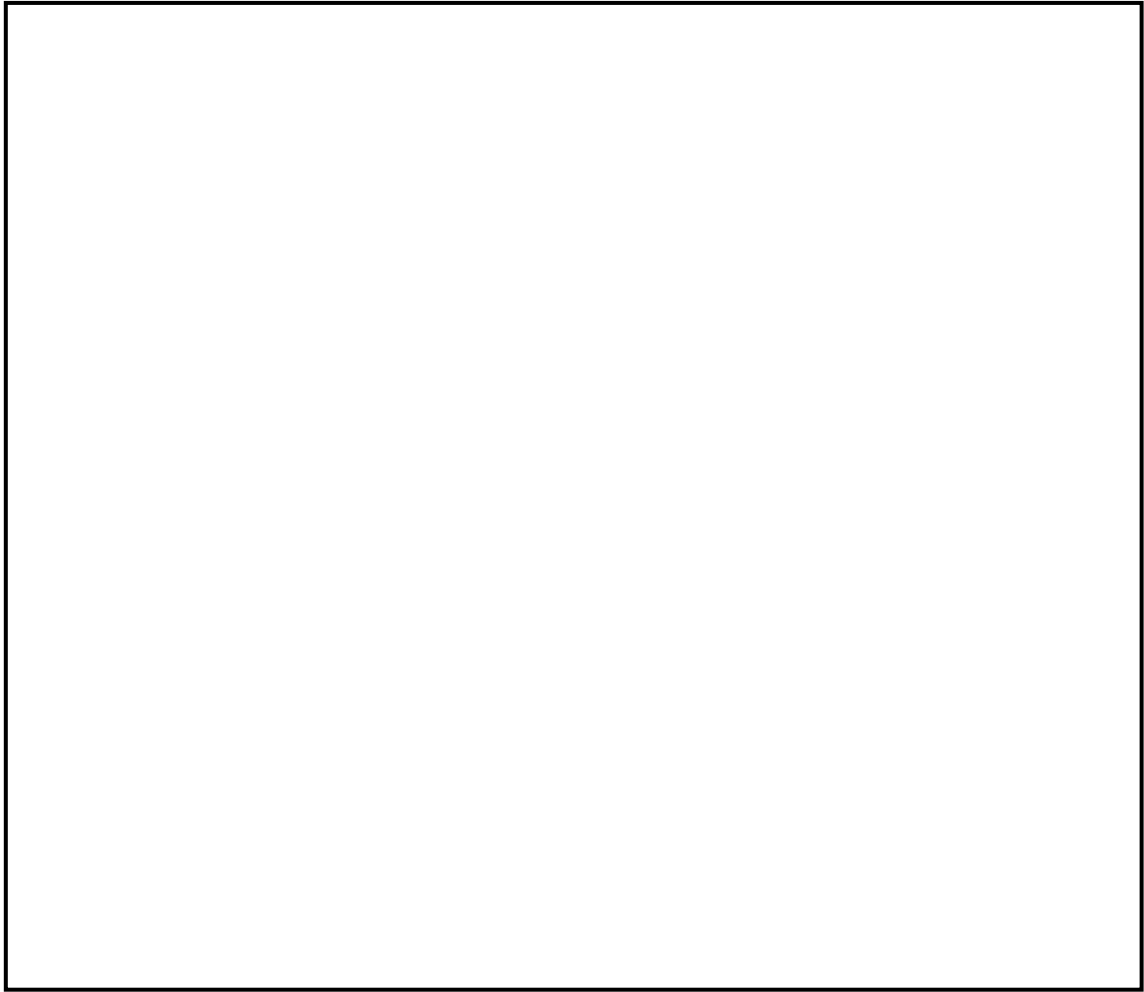


図2 機器配置図（原子炉建物2階）

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。

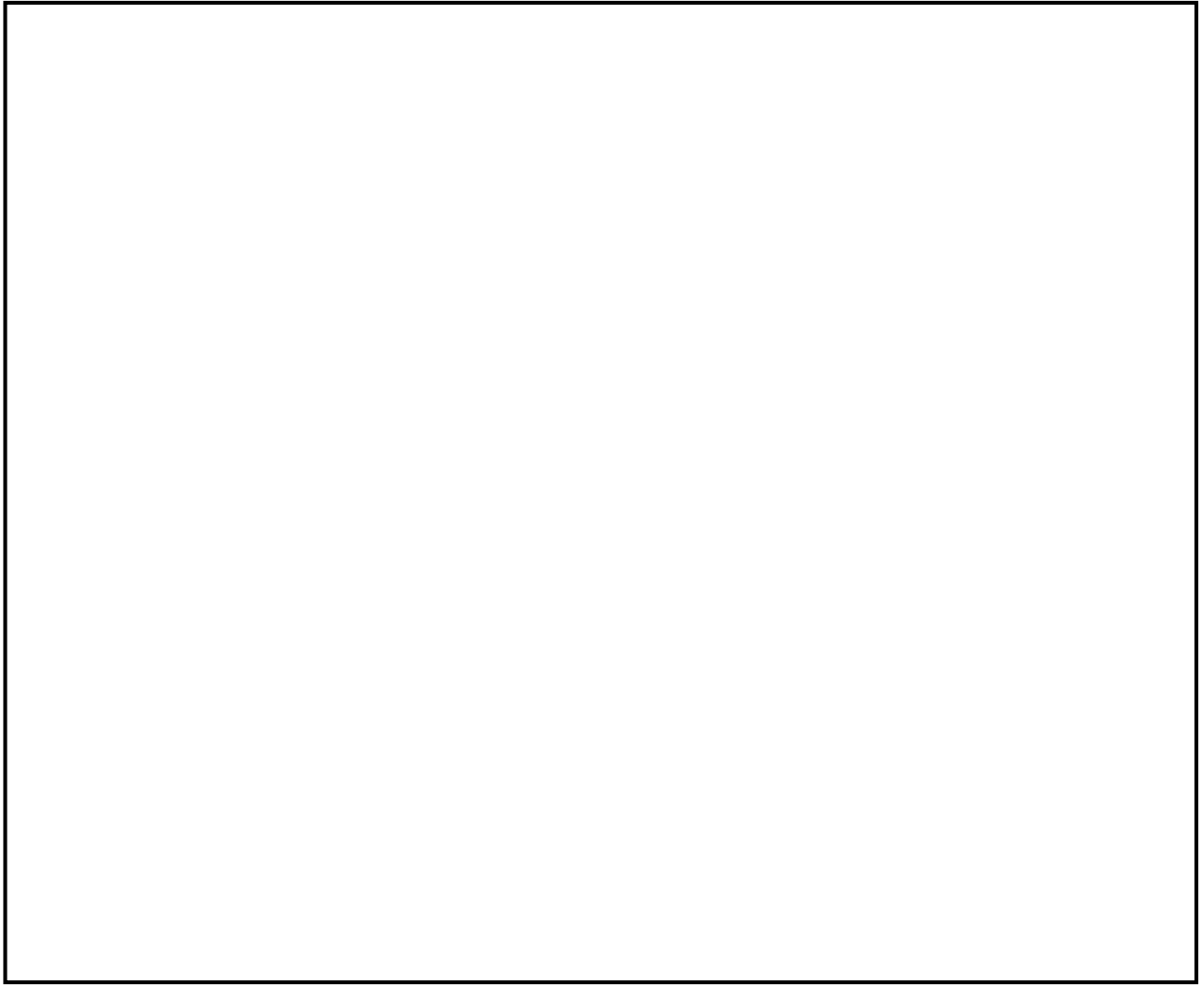


図3 機器配置図（原子炉建物1階）

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。

53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

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及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図1及び2に示す。

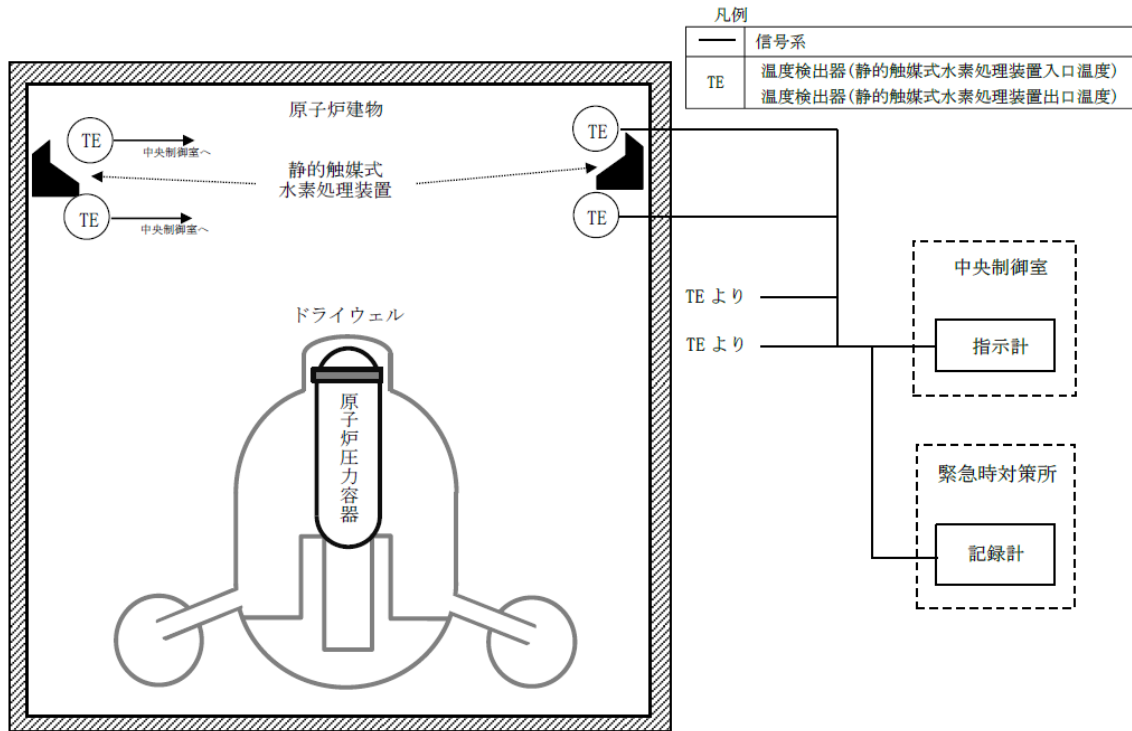


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

凡例	
—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

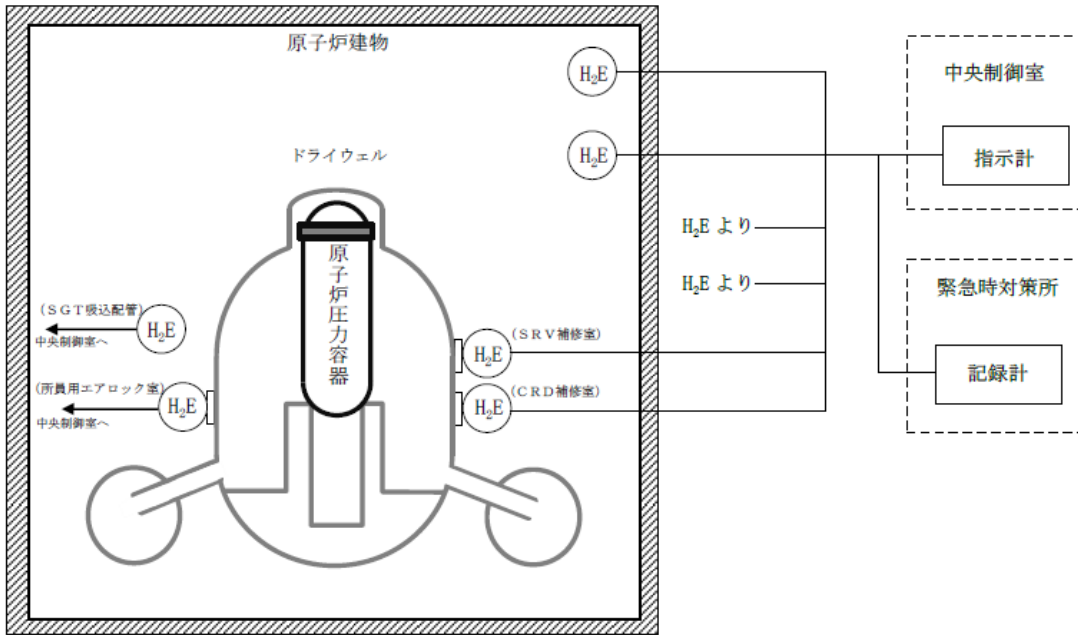


図2 原子炉建物水素濃度の系統概要図

53-5 試験及び検査

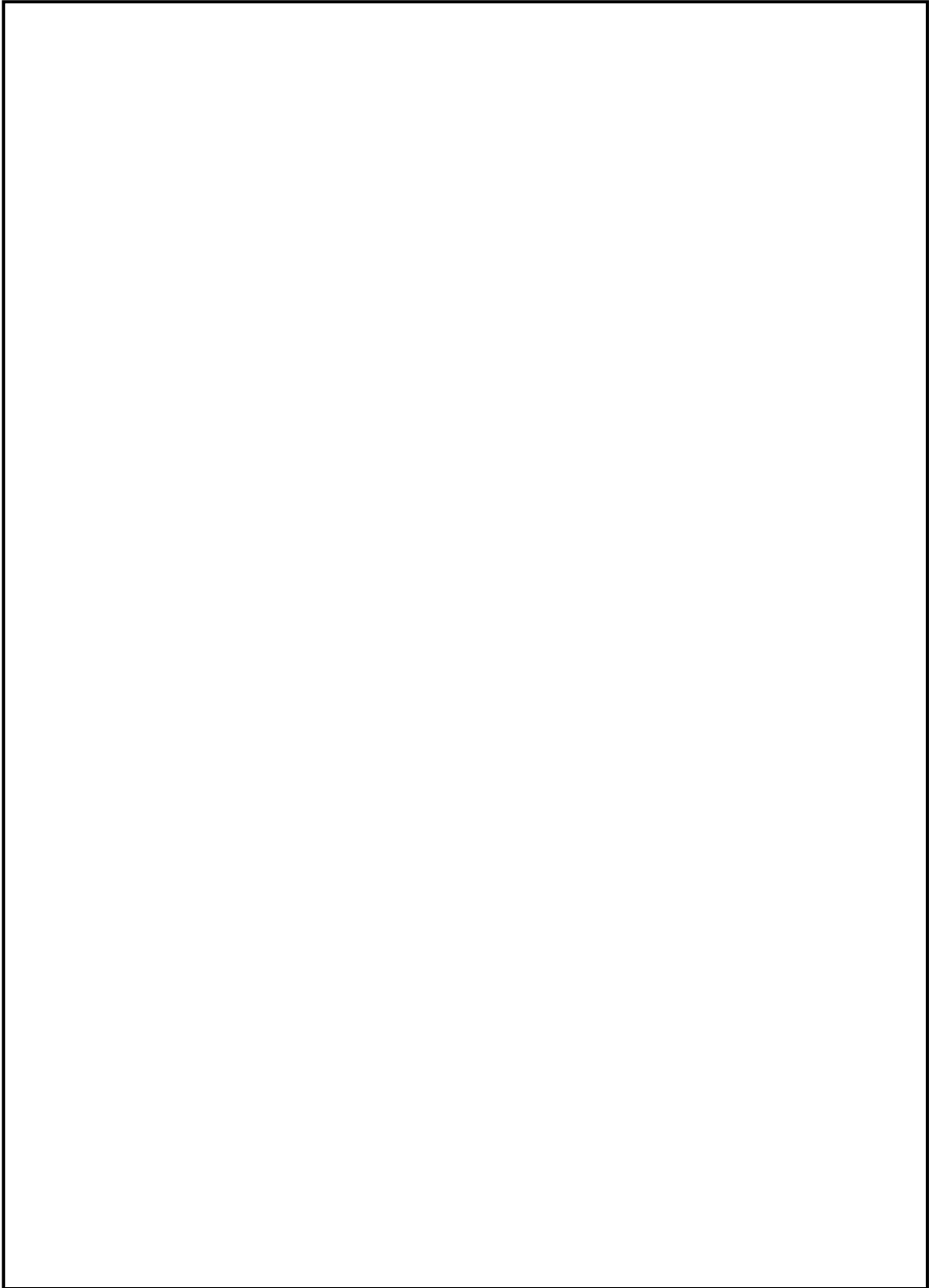


図1 構造図（静的触媒式水素処理装置）

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。

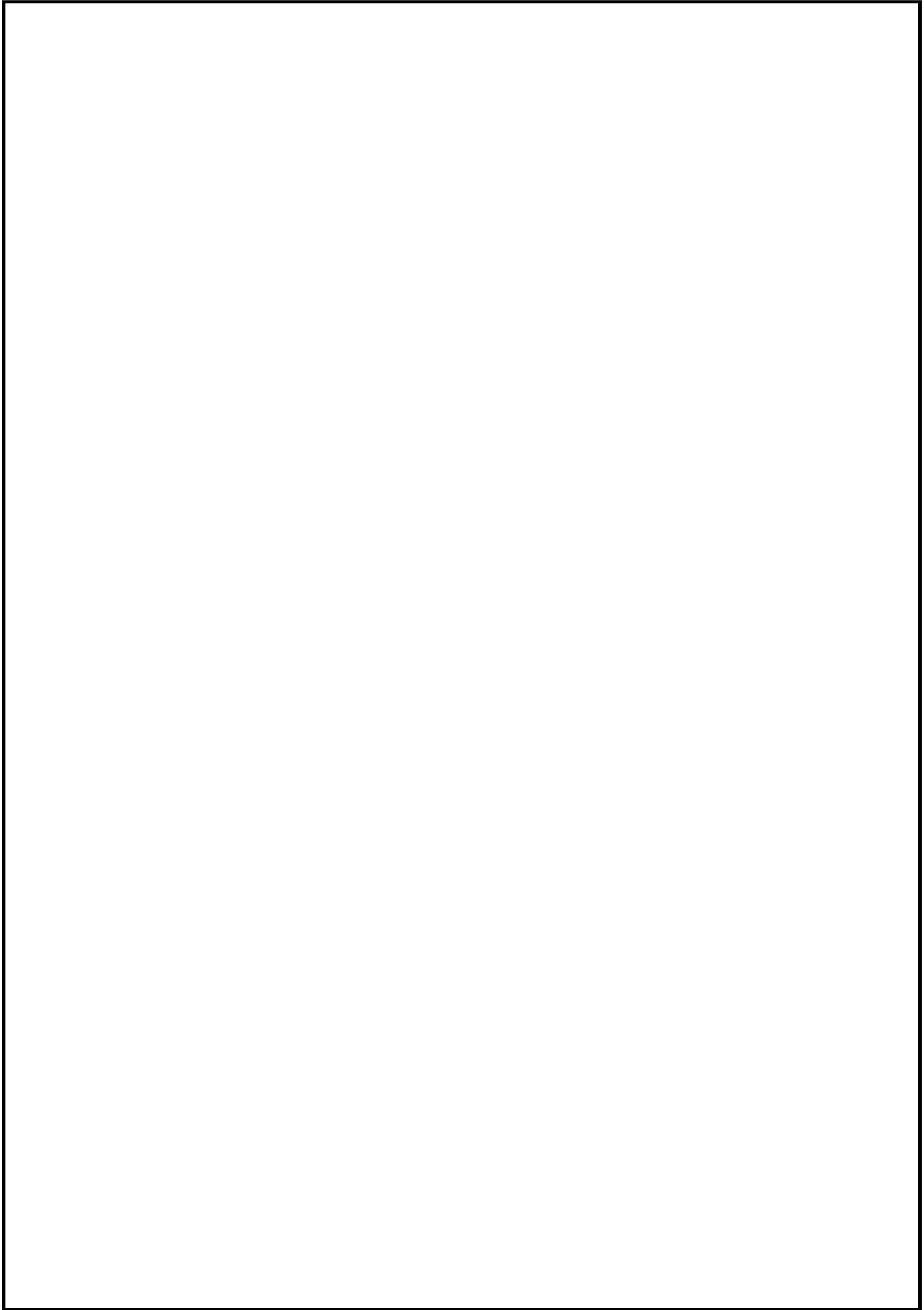
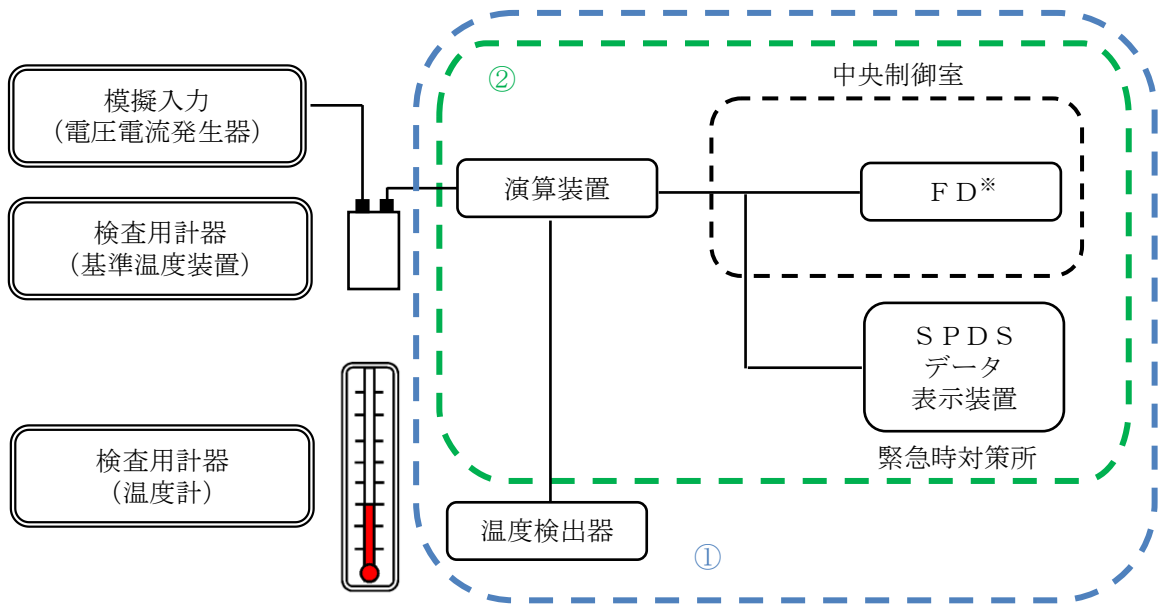


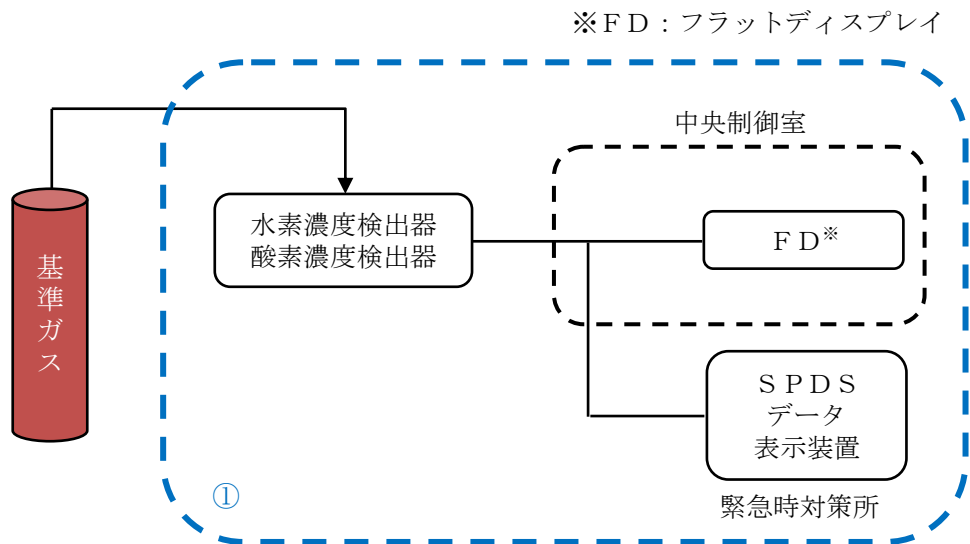
図2 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

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。



- ① 検出器の温度1点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図4 原子炉建物水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

名 称		静的触媒式水素処理装置
水 素 処 理 容 量	kg/h/個	約 0.50 (水素濃度 4 vol%, 温度 100℃, 大気圧において)
最 高 使 用 温 度	℃	300
個 数	個	18

【設 定 根 拠】

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という）は、常設重大事故等対処設備として設置する。

PARは、重大事故等時において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

島根原子力発電所2号炉においては、触媒カートリッジがPAR1個につき22枚設置されるPAR-22タイプを採用する。製造メーカ（NIS社）による開発試験を通じて、NIS社製PARの1個当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

（PARの基本性能評価式）

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots \text{(式1)}$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数

C_{H_2} : PAR入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

スケールファクタ SF について、PAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため SF=「22/88」となる。

スケールファクタの妥当性については、別添資料-3の「2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

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。

これらに以下の条件を想定し，P A R 1 個あたりの水素処理容量を算出する。

- 水素濃度 C_{H_2}

水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため，4 vol%とする。

- 圧力 P

重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧 (101, 325 Pa) とする。

- 温度 T

保守的に 100°C (373. 15K) とする。

以上により，P A R 1 個あたりの水素処理容量は，約 0. 50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%，大気圧=101, 325Pa，温度 100°C=373. 15K) となる。

2. 最高使用温度

P A Rは水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。P A Rの設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における P A Rの温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4 vol%時における P A Rの温度については，OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。

詳細は別添資料－3の「添付2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について」で示す。

3. 個数

実機設計 (P A Rの個数を踏まえた設計) においては，反応阻害物質ファクタ (F_i) を乗じた (式2) を用いる。反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による P A Rの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0. 5」とする。

(実機設計における性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ (-)
- F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素処理装置の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素の発生量 : 約 1,000kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクタ F_i=0.5
- ・ 水素処理容量=0.50g/h/個×0.5
=0.25kg/h/個
- ・ 必要個数= (約 1,000kg×10%/日) / (24h/日) / 0.25kg/h/個
=約 16.7 個

これにより、P A R の必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお、実際の P A R 設置個数は、余裕を見込み 18 個を設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」で示す。

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。

1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉棟4階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置動作監視を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図」参照。）

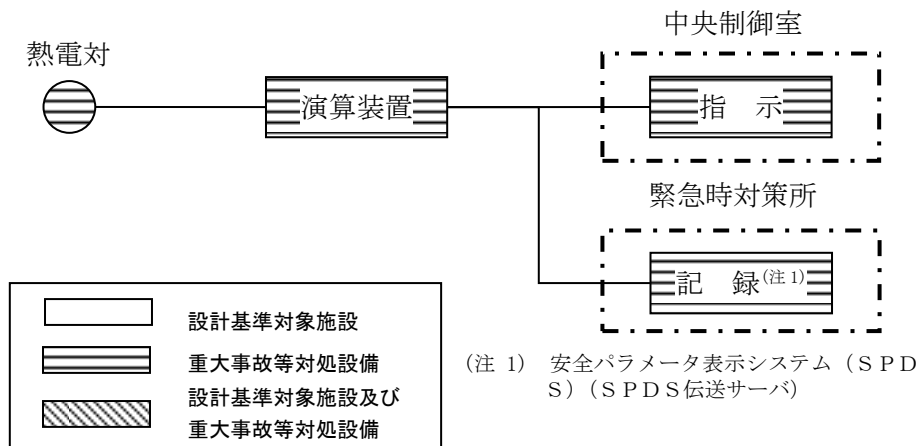


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

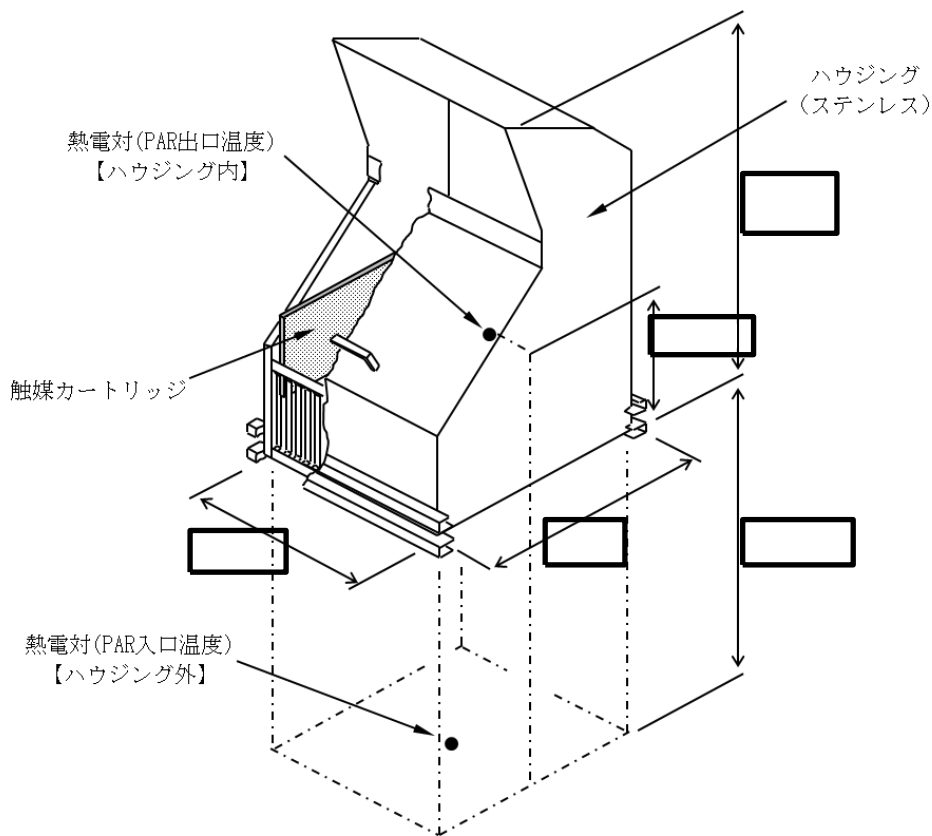


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2※	原子炉建物 4階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2※	原子炉建物 4階

※ 2個の静的触媒式水素処理装置に対して、出入口に各1個設置

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。

表2 静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
静的触媒式 水素処理装置 入口温度	0～100℃	—	—	最大値： 100℃ 以下	最大値： 300℃ 以下	重大事故等時における静 的触媒式水素処理装置作 動時に想定される温度範 囲を監視可能。
静的触媒式 水素処理装置 出口温度	0～400℃					

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

2. 原子炉建物水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建物水素濃度は、重大事故等時に原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。）

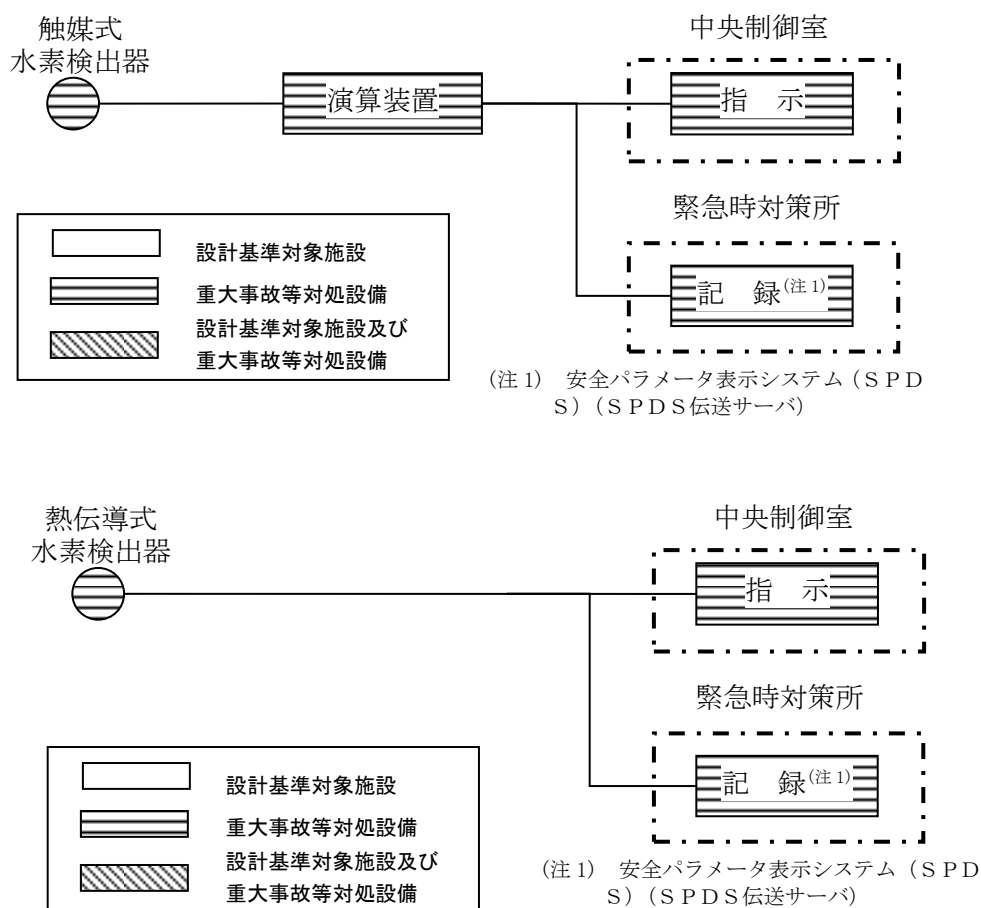


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表 3 に、計測範囲を表 4 に示す。

表 3 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10%	1	原子炉建物 4 階
	熱伝導式水素検出器	0～20%	5	原子炉建物 4 階：1 原子炉建物 2 階：2 原子炉建物 1 階：2

表 4 原子炉建物水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
原子炉建物水素 濃度	0～10%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	重大事故等時において、水素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界である 4vol% 未満に低減する。）
	0～20%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

53-7 その他設備

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

1. 原子炉ウェル代替注水系の設置

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良E P D M製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

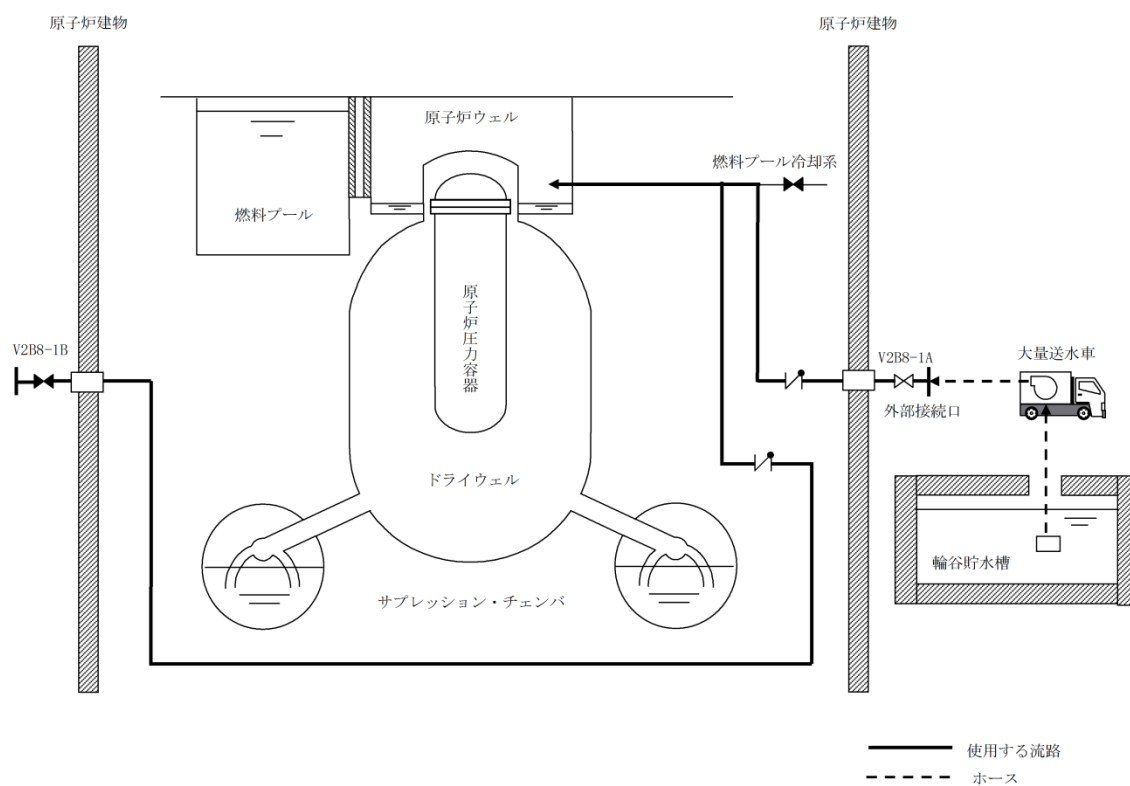


図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル温度（SA）（ドライウェル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウェル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

2. 原子炉建物ブローアウトパネルの設置

原子炉建物ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉棟4階（燃料取替階）の水素を外部へ排出することで、水素の原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

原子炉建物ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、原子炉建物ブローアウトパネルを開放する場合は、原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。

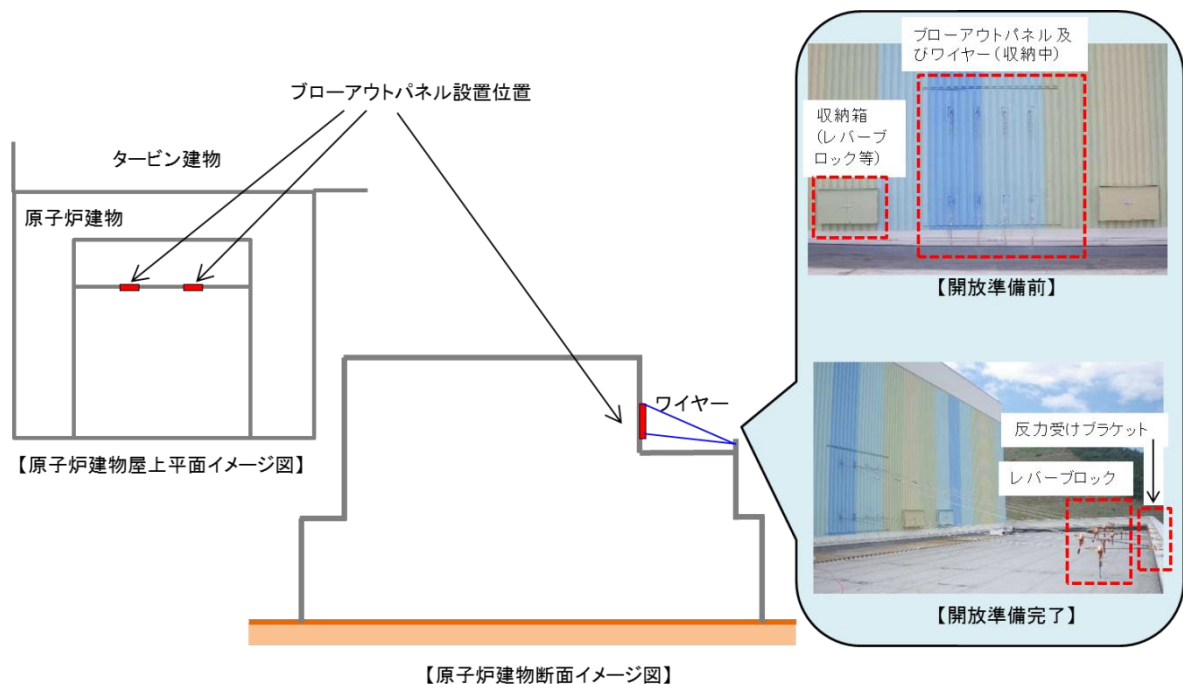


図2 原子炉建物ブローアウトパネル 概略図