

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 7 月
東北電力株式会社

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- 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

下線部：今回提出資料

目 次

50 条

50-1 SA 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

50-12 注水用ヘッダについて

50-13 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

50-14 熱交換器ユニットの構造について

50-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		代替循環冷却ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		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)	ポンプ	A	
		関連資料	50-6 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	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)	対象外	対象外
		関連資料	50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	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	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系熱交換器		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			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	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)	熱交換器	D		
		関連資料	50-6 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	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		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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		大容量送水ポンプ(タイプI)		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	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
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図		
		第2号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B b, B c, B d, 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	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	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)		対象外	対象外
		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 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋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SAの接続性		より簡便な接続	C
			関連資料	50-4 配置図, 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を選定)	-
			関連資料	50-4 配置図, 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		緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一目的のSA設備あり又は代替対象DB設備有り)	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	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図				

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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		熱交換器ユニット		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	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	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			
		第2号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		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, 熱交換器		A, D	
		関連資料	50-6 試験及び検査				
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		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)	対象外		対象外
			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 (設置場所で操作可能)		A a		
	関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図					
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋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SAの接続性	より簡便な接続		C	
			関連資料	50-4 配置図, 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を選定)		-	
			関連資料	50-4 配置図, 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	緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一目的のSA設備あり又は代替対象DB設備有り)		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	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図					

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		フィルタ装置		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	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)	A, 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	C	
		関連資料		50-6 試験及び検査			
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	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)		対象外	対象外	
		関連資料		50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔で操作可能)	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		対象外 (緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) ー対象 (同一目的のSA設備なし))	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料			—			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		フィルタ装置出口側圧力開放板		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	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)	A, 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	N	
		関連資料		50-6 試験及び検査			
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	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)		対象外	対象外	
			関連資料		50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔で操作可能)	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		対象外 (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
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
関連資料				—			

50-2
単線結線図

図 50-2-1 代替循環冷却系に係る交流電源単線結線図

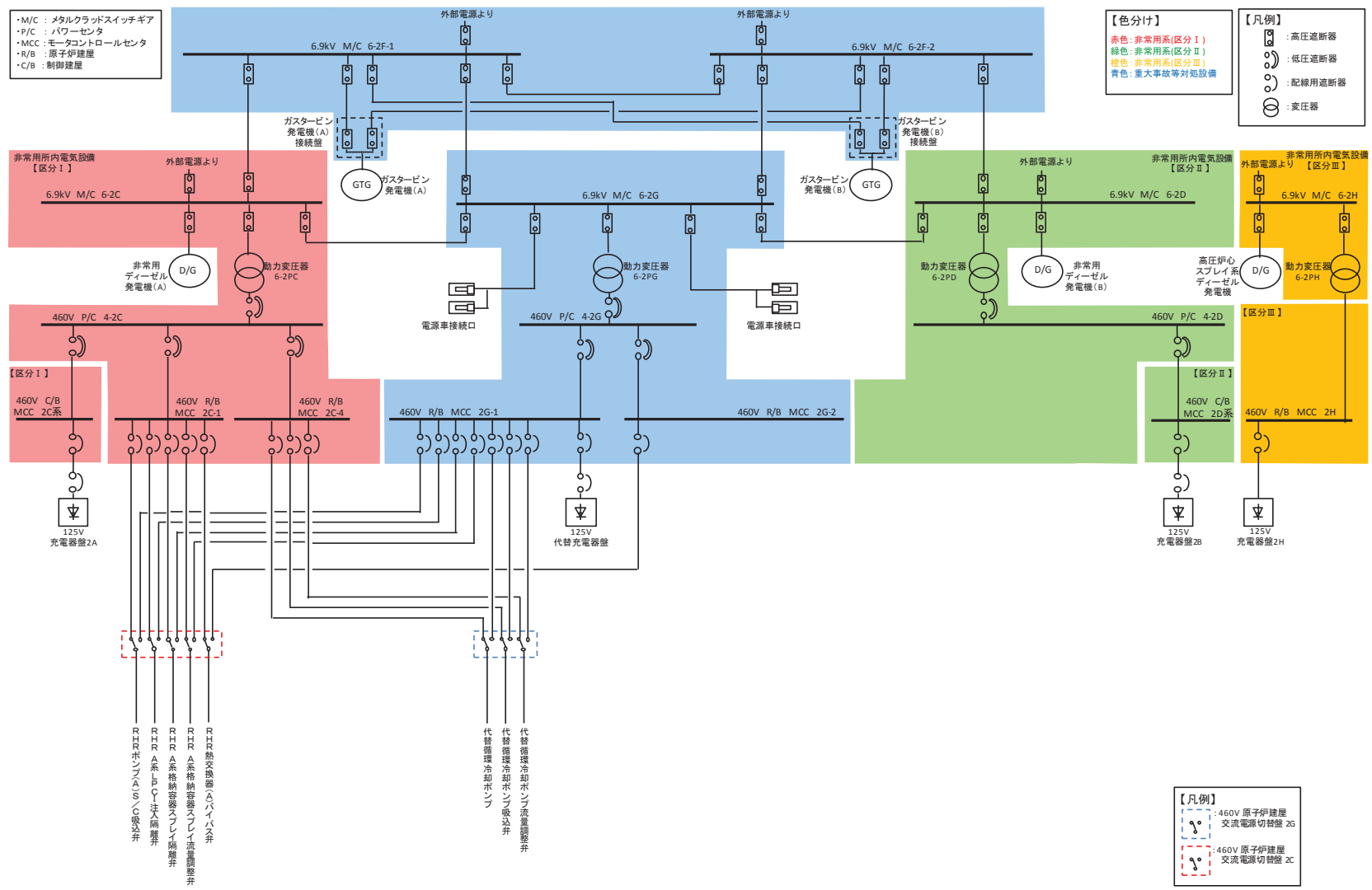


図 50-2-2 代替循環冷却系に係る直流電源単線結線図

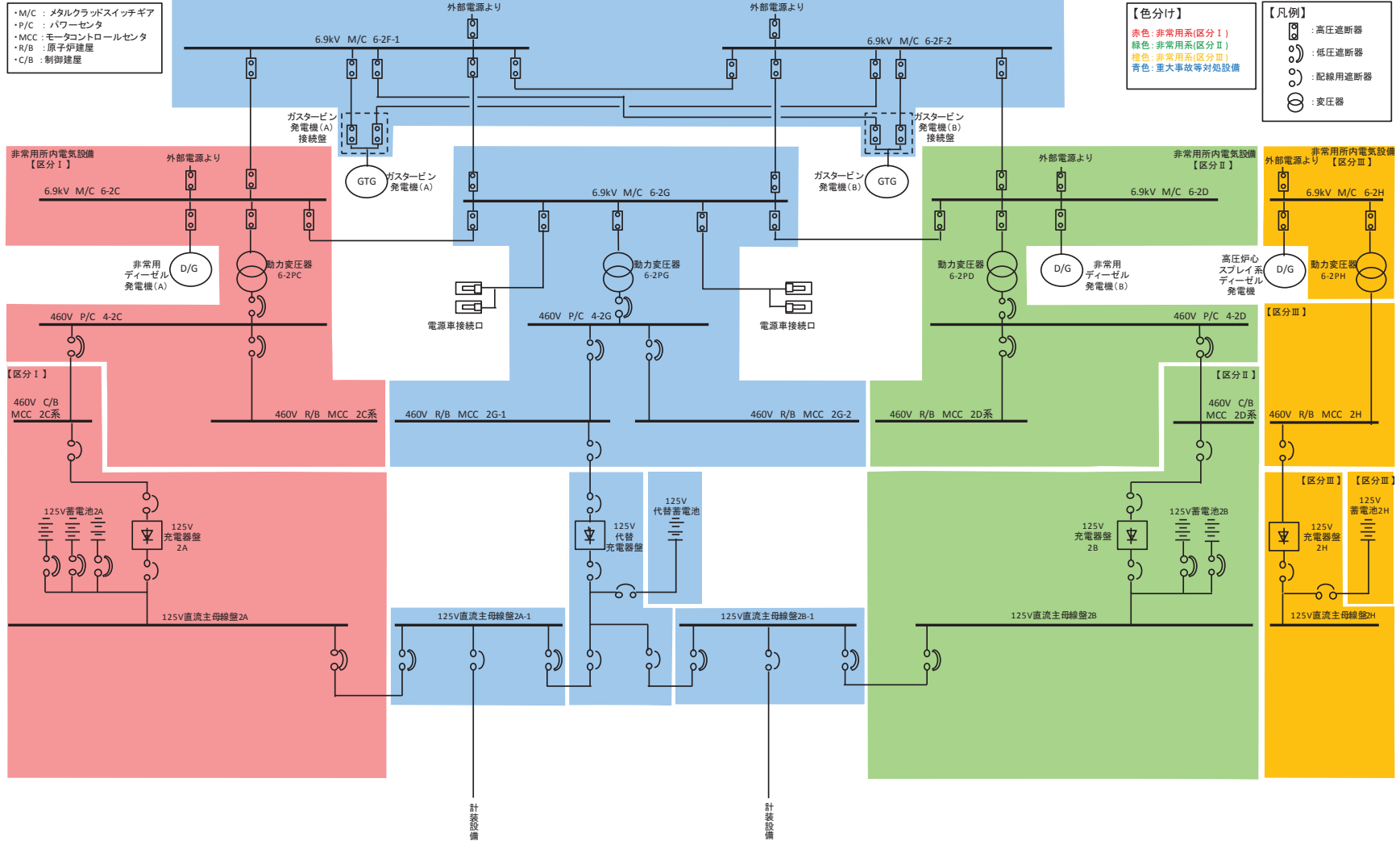


図 50-2-3 原子炉格納容器フイルタメント系に係る交流電源単線結線図

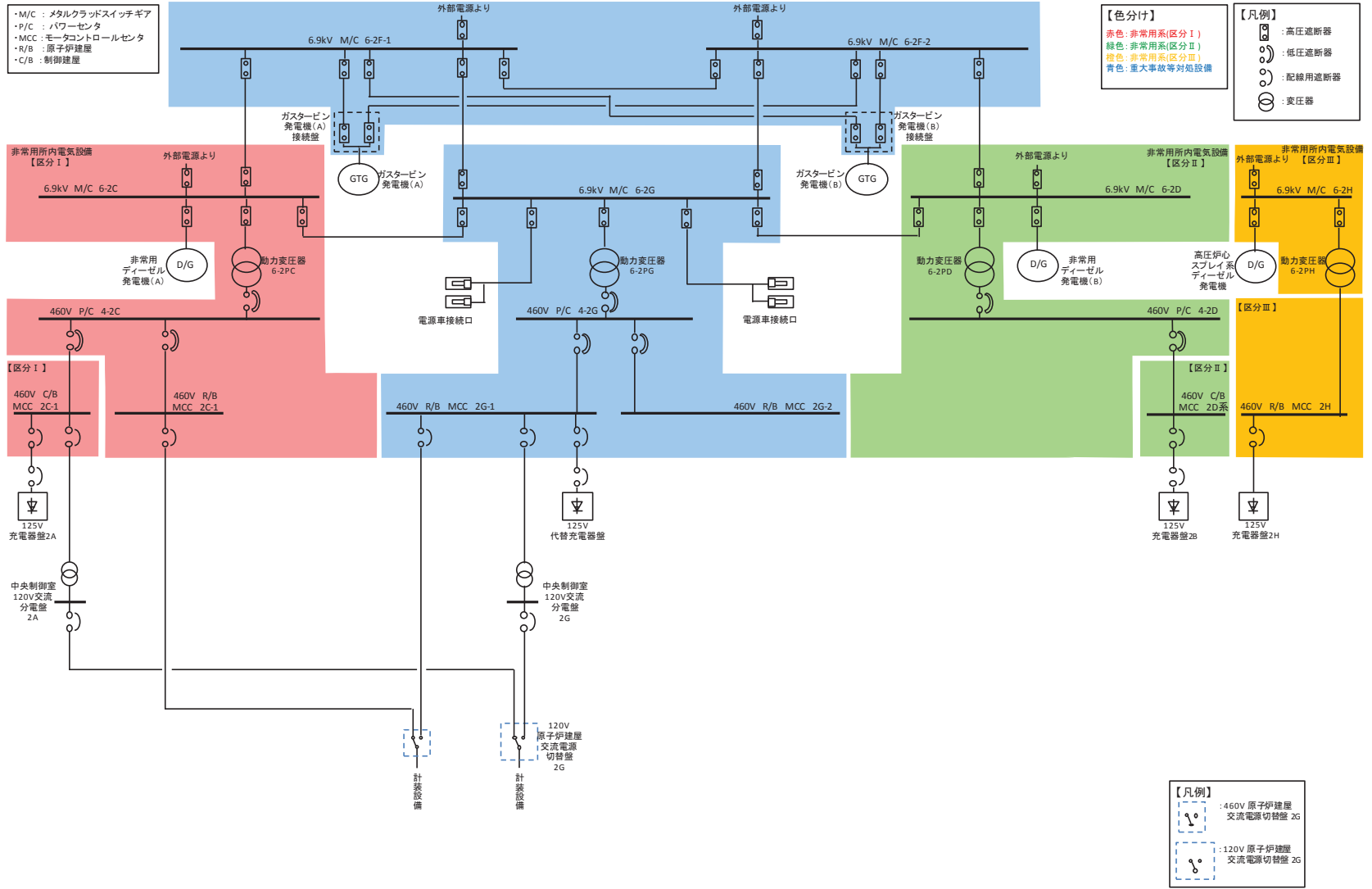
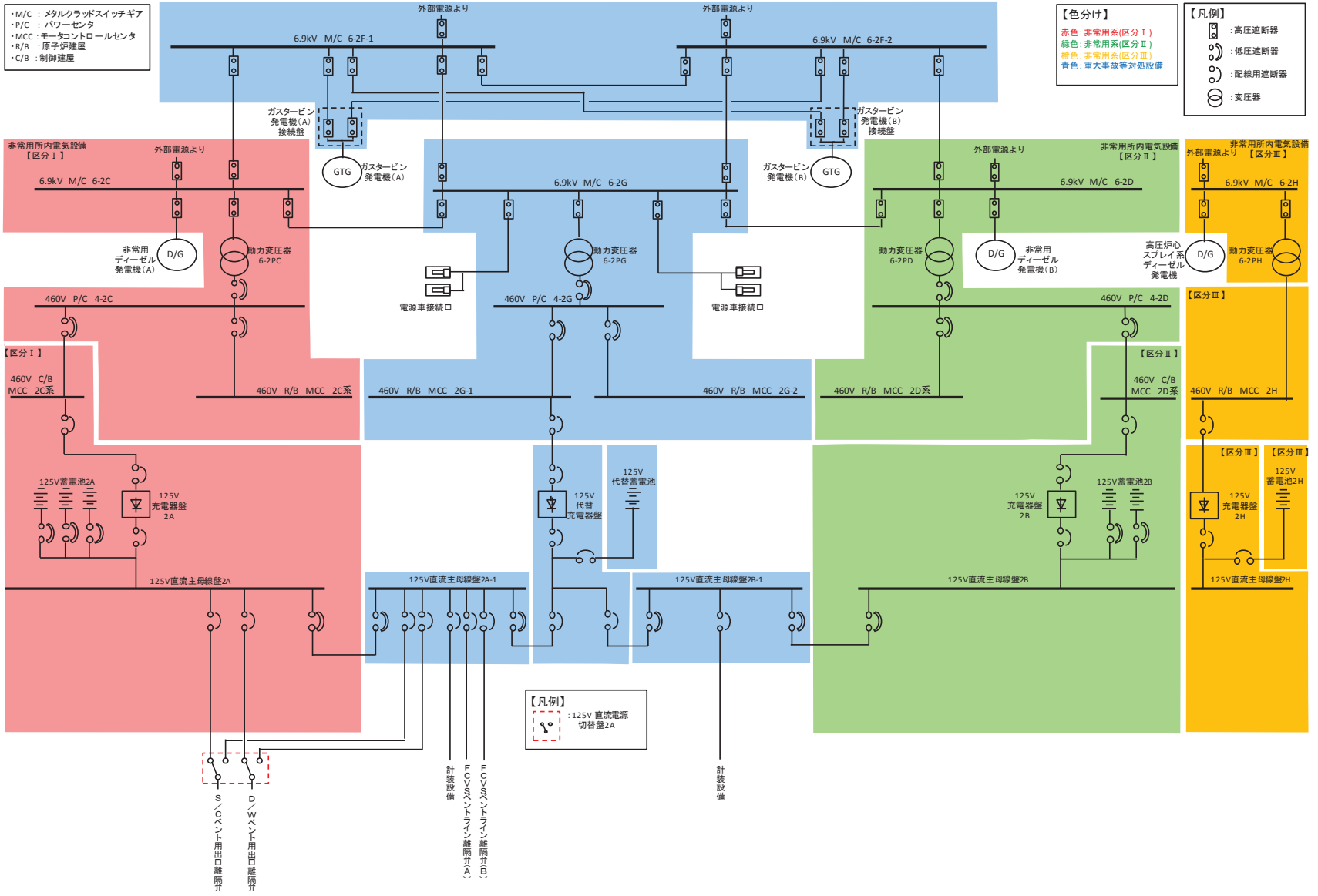


図 50-2-4 原子炉格納容器フイルタメント系に係る直流電源単線結線図

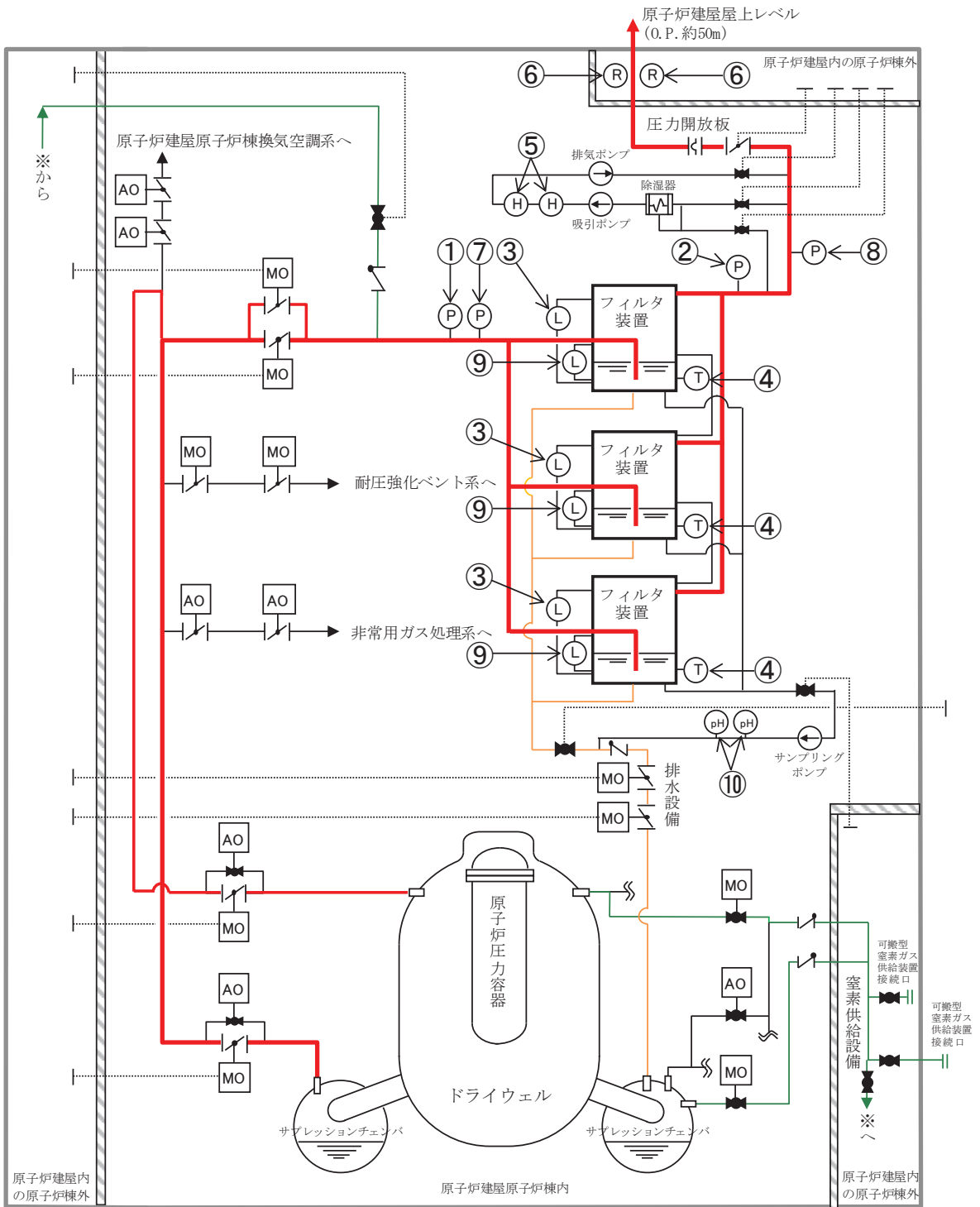


50-2-4

50-3
計測制御系統図

表 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的
主要設備	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認
		フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認
		フィルタ装置水位 (広帯域)	フィルタ装置性能維持のための水位監視
		フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視
		フィルタ装置出口水素濃度	ベント停止後の系統内の水素濃度の確認
		フィルタ装置出口放射線モニタ	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認
		フィルタ装置 pH	スクラバ溶液がアルカリ性を維持していることの確認
		フィルタ装置入口圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認
		フィルタ装置出口圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認
		フィルタ装置水位 (狭帯域)	フィルタ装置性能維持のための水位監視



原子炉建屋

注：図内の丸数字は表50-3-2及び表50-3-3の監視項目の丸数字に対応する。

図 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 計測制御系統図

表 50-3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備主要仕様
(重要監視パラメータ)

監視項目 ^{*1}	計測範囲	個数	監視場所
①フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
②フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
③フィルタ装置水位 (広帯域)		3	中央制御室/ 緊急時対策所
④フィルタ装置水温度	0~200℃	3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	1	中央制御室/ 緊急時対策所
	0~100vol%	1	
⑥フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2	中央制御室/ 緊急時対策所

*1 監視項目の数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

表 50-3-3 原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備主要仕様
(重要監視パラメータ以外)

監視項目 ^{*1}	計測範囲	個数	監視場所
⑦フィルタ装置入口圧力 (狭帯域)	0~100kPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑧フィルタ装置出口圧力 (狭帯域)	0~100kPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑨フィルタ装置水位 (狭帯域)		3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑩フィルタ装置pH	0~14	2	中央制御室/ 緊急時対策所

*1 監視項目の数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

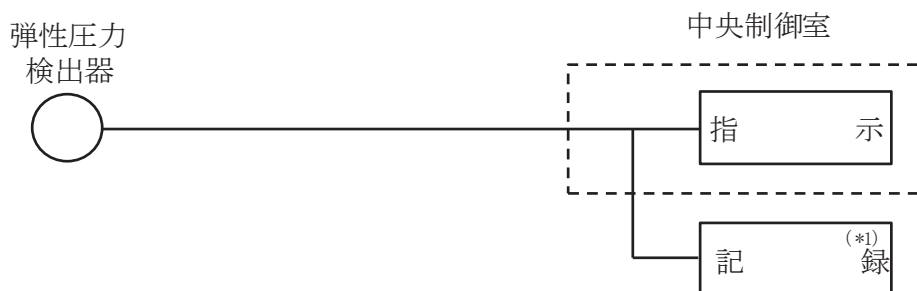
*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は，フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を図50-3-2に示す。

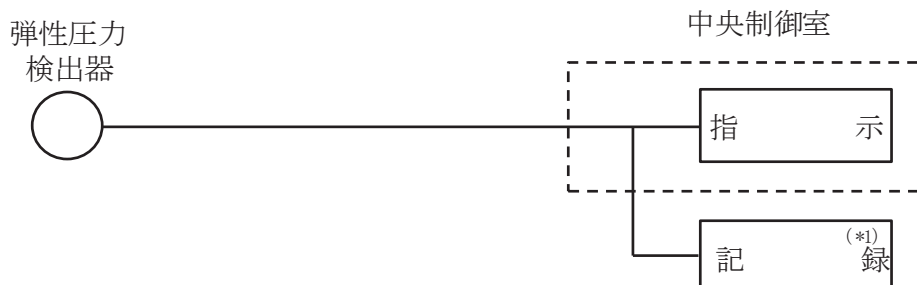


(*) SPDS伝送装置

図50-3-2 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(2) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は，フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を図50-3-3に示す。

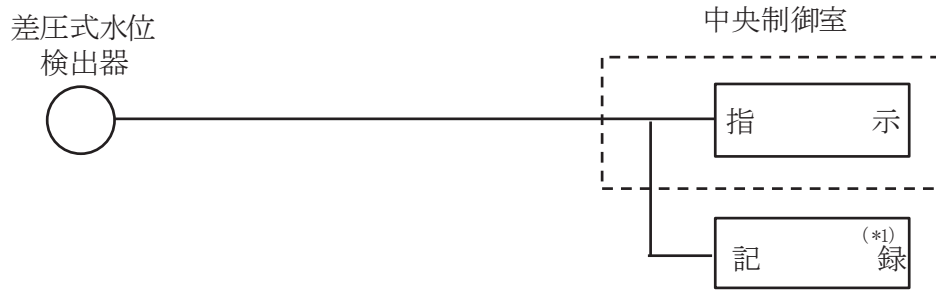


(*) SPDS伝送装置

図50-3-3 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(3) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-4に示す。

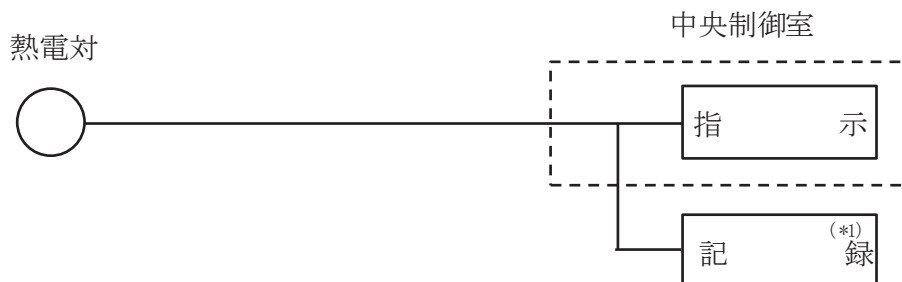


(*) SPDS伝送装置

図50-3-4 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(4) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-5に示す。



(*) SPDS伝送装置

図50-3-5 フィルタ装置水温度の概略構成図

(5) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-6に示す。

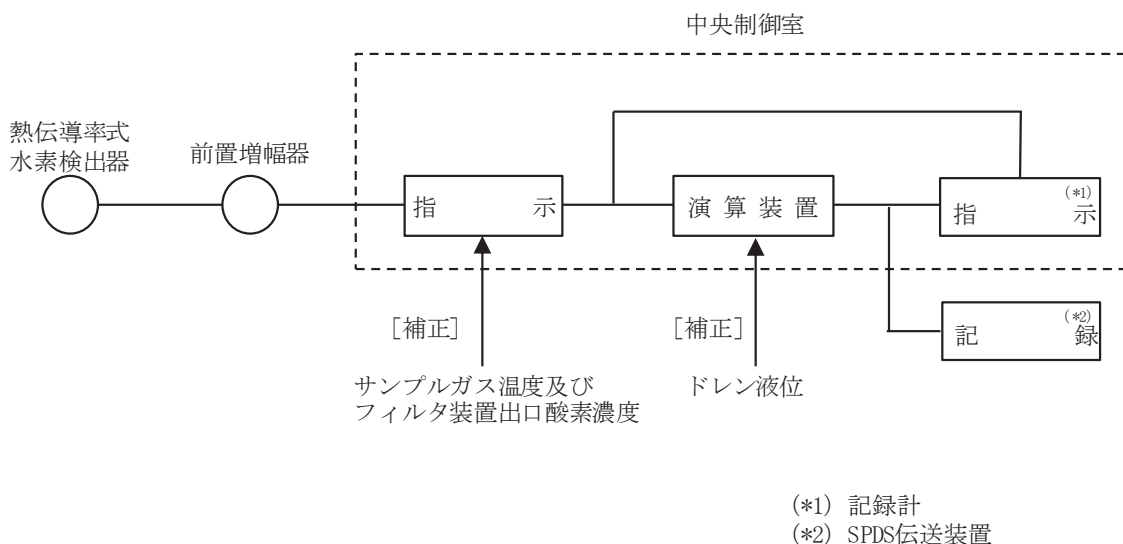


図50-3-6 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(6) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅され、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-7に示す。

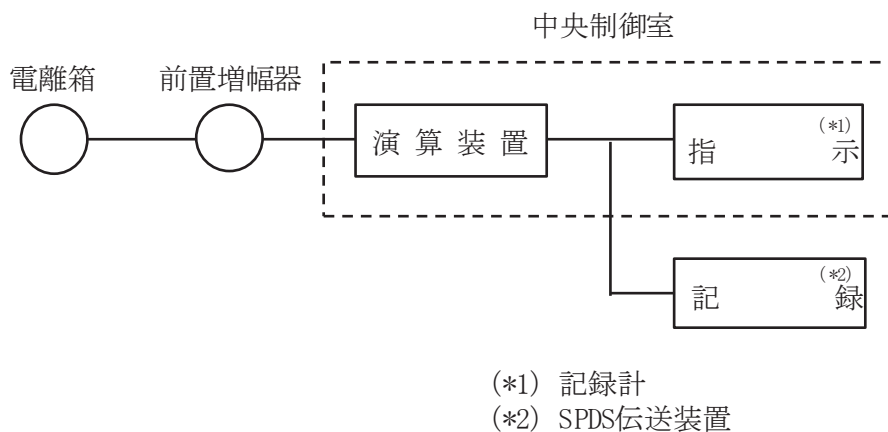
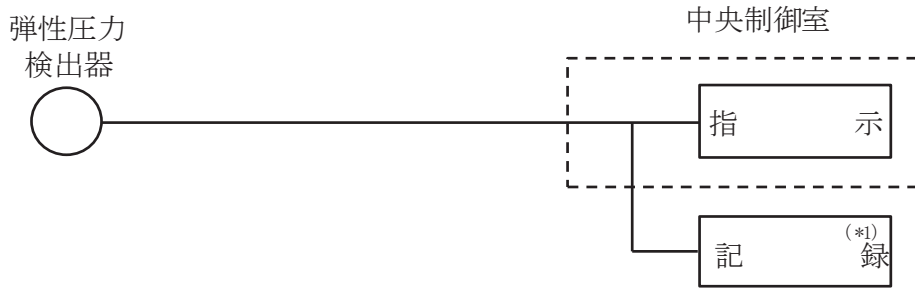


図50-3-7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(7) フィルタ装置入口圧力（狭帯域）

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置入口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-8に示す。

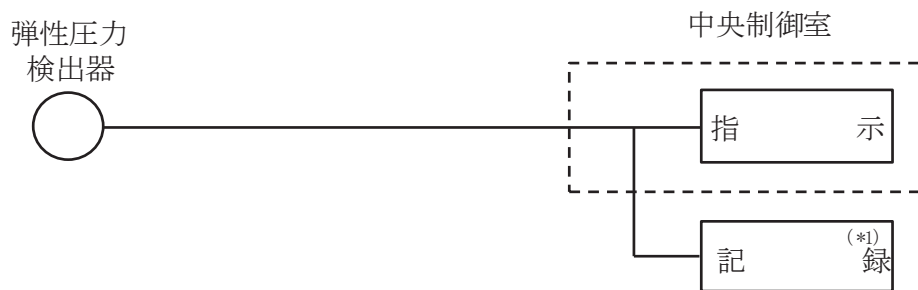


(*) SPDS伝送装置

図50-3-8 フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図

(8) フィルタ装置出口圧力（狭帯域）

フィルタ装置出口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置出口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-9に示す。

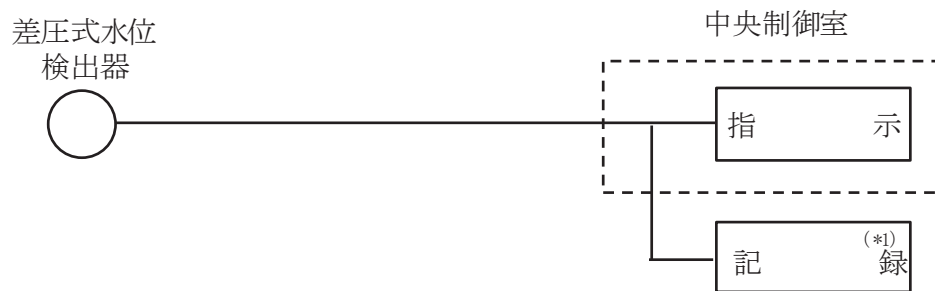


(*) SPDS伝送装置

図50-3-9 フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図

(9) フィルタ装置水位（狭帯域）

フィルタ装置水位（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、フィルタ装置水位（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-10に示す。

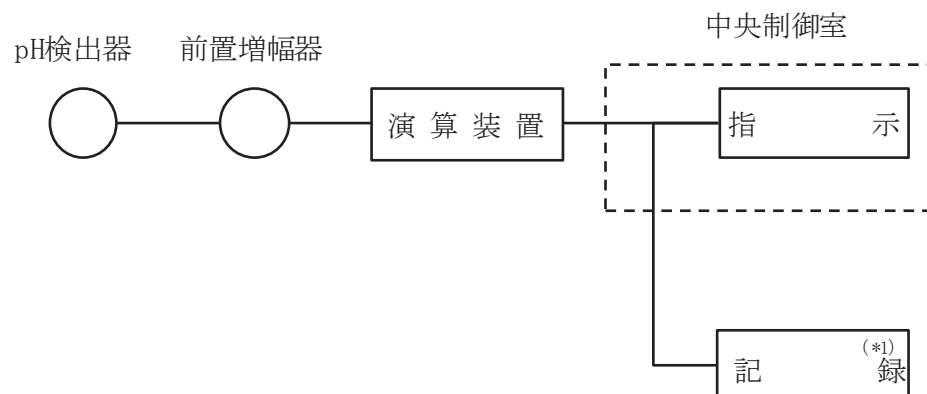


(*1) SPDS伝送装置

図50-3-10 フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図

(10) フィルタ装置pH



フィルタ装置pHの検出信号は、pH検出器にてpHを電圧信号として検出する。検出した電圧信号は前置増幅器で増幅され、演算装置にてpH信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置pHとして中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-11に示す。



(*1) SPDS伝送装置

図 50-3-11 フィルタ装置 pH の概略構成図

50-4
配置図

	: 設計基準対象施設
	: 重大事故等対処設備

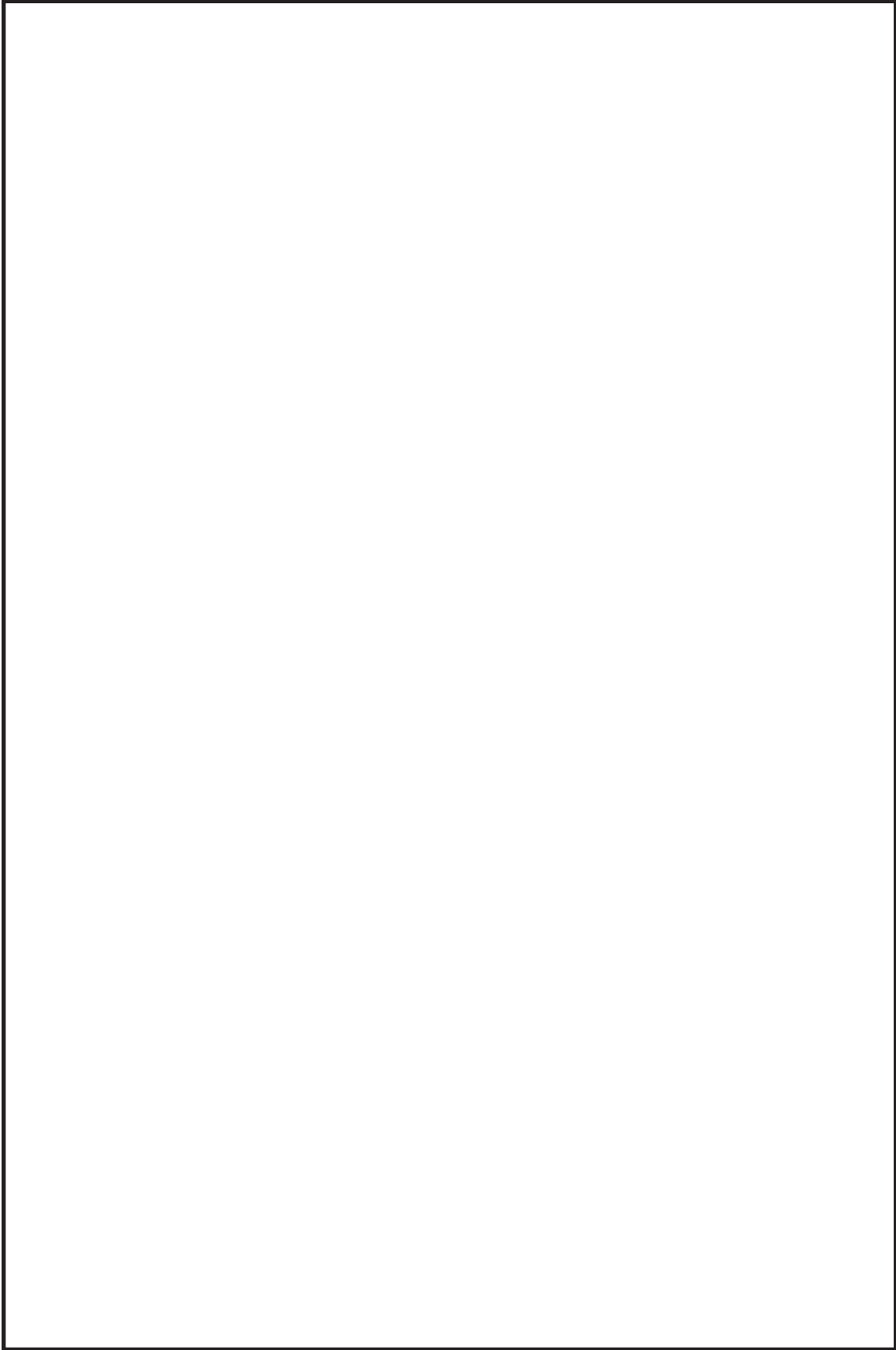


図 50-4-1 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

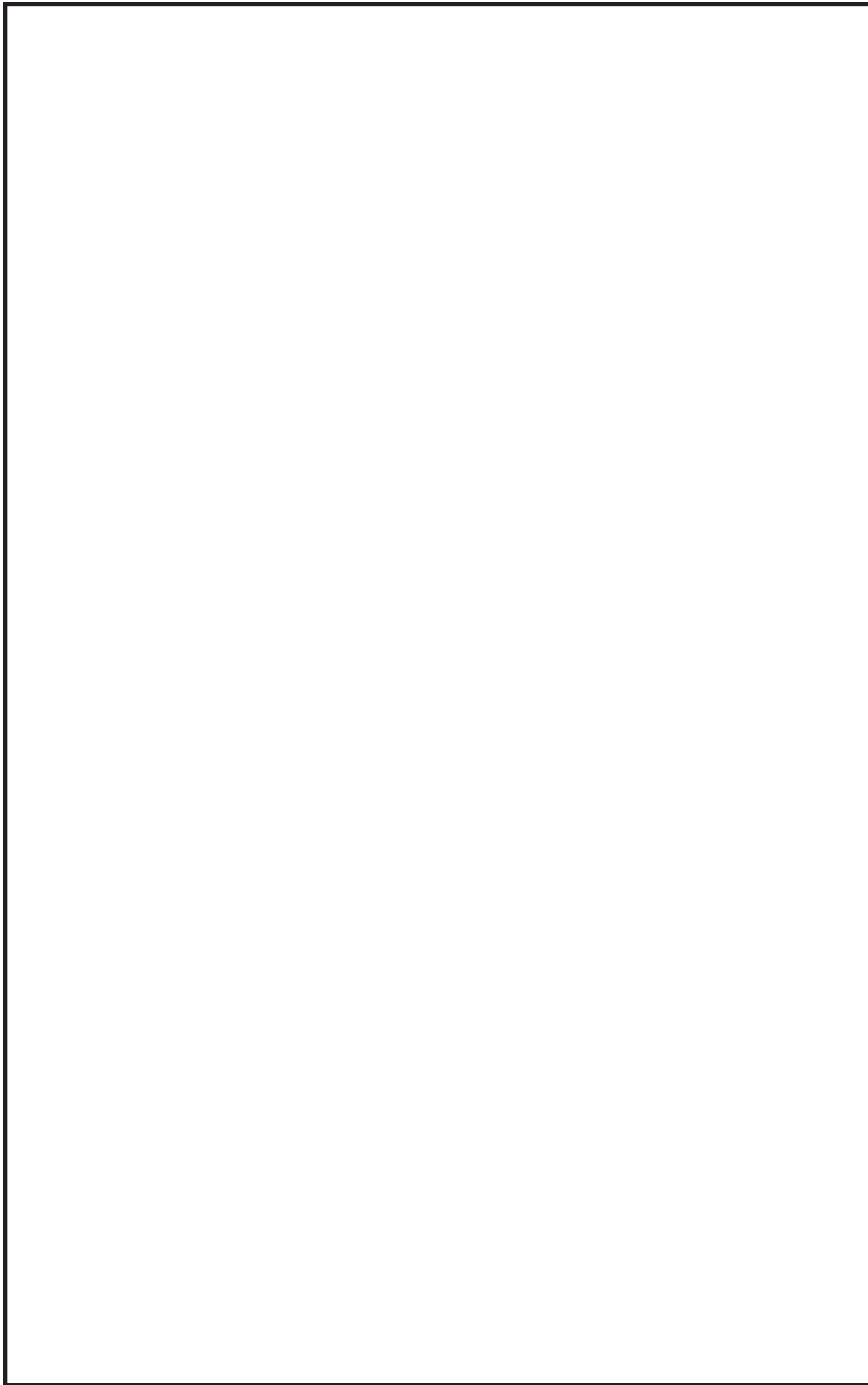


図 50-4-2 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

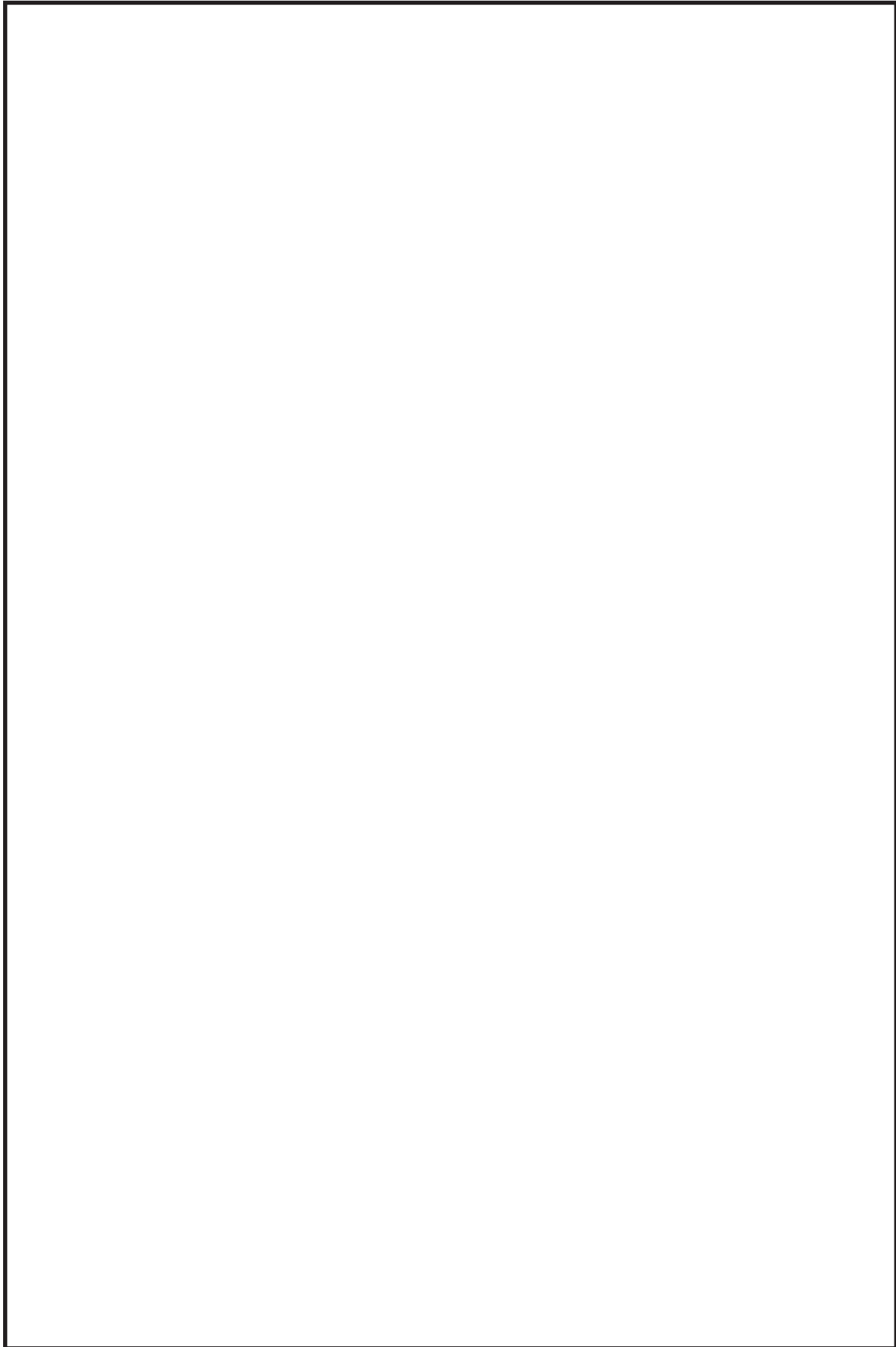


図 50-4-3 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

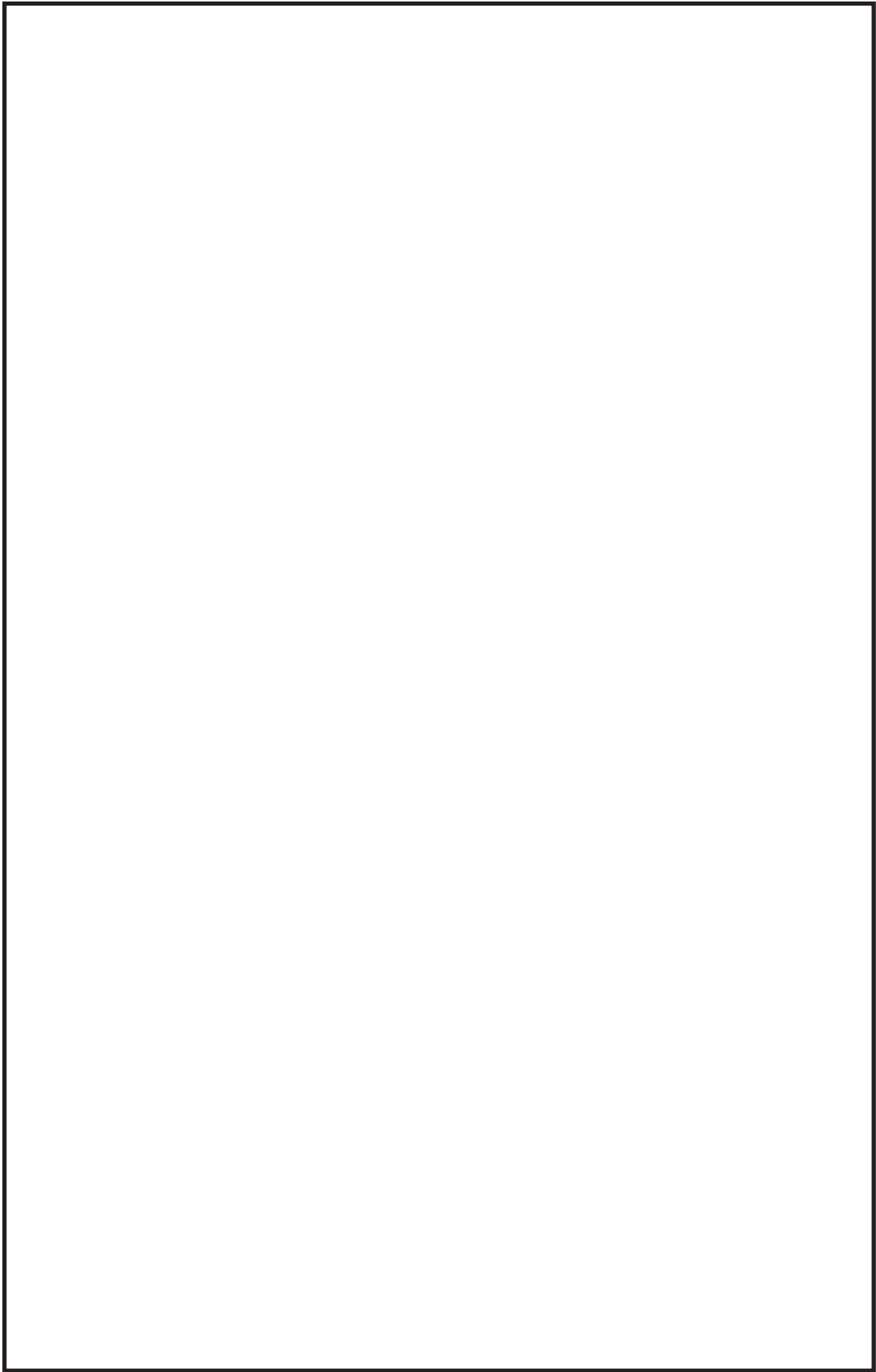


図 50-4-4 代替循環冷却系 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

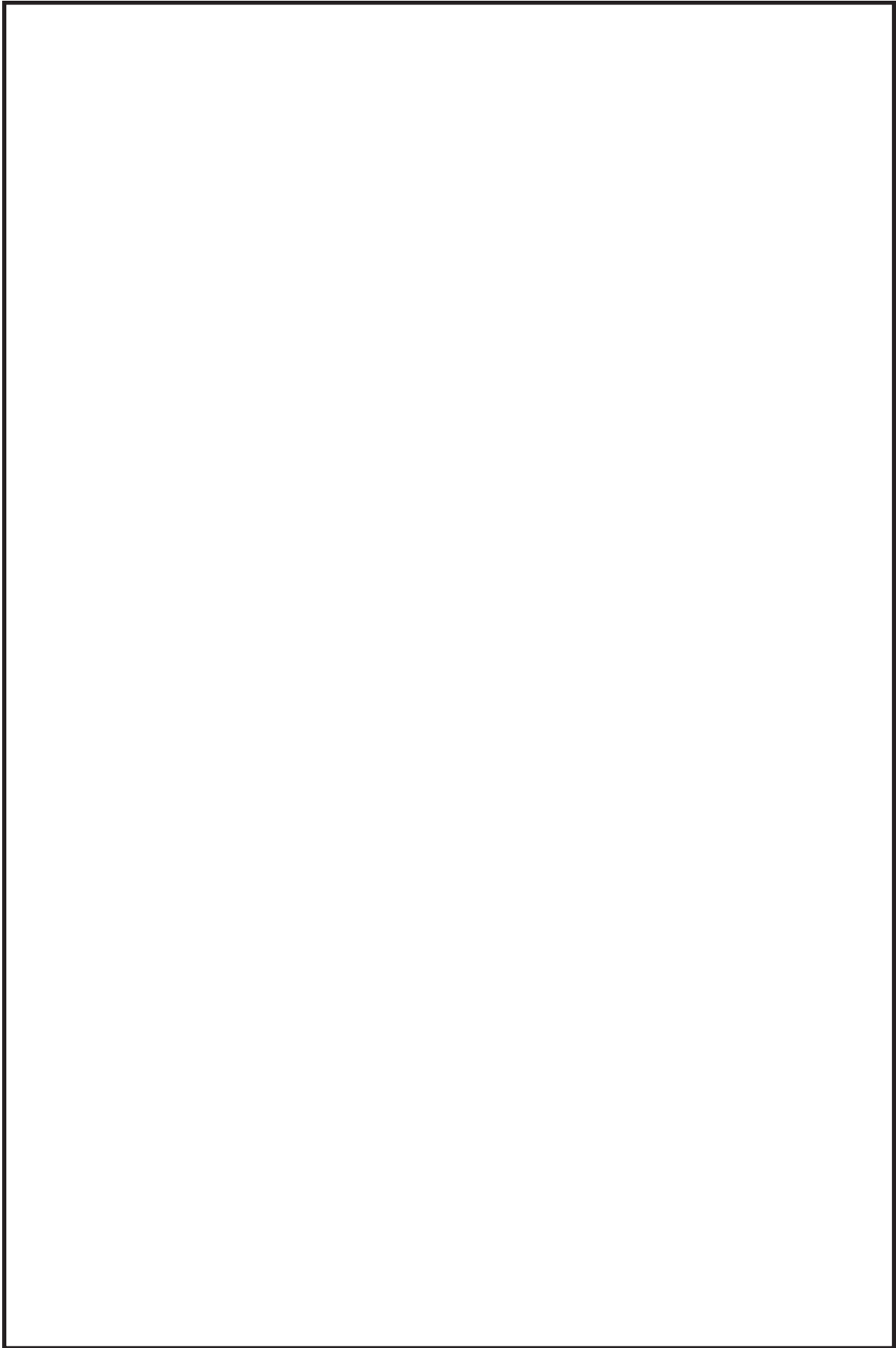


図 50-4-5 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

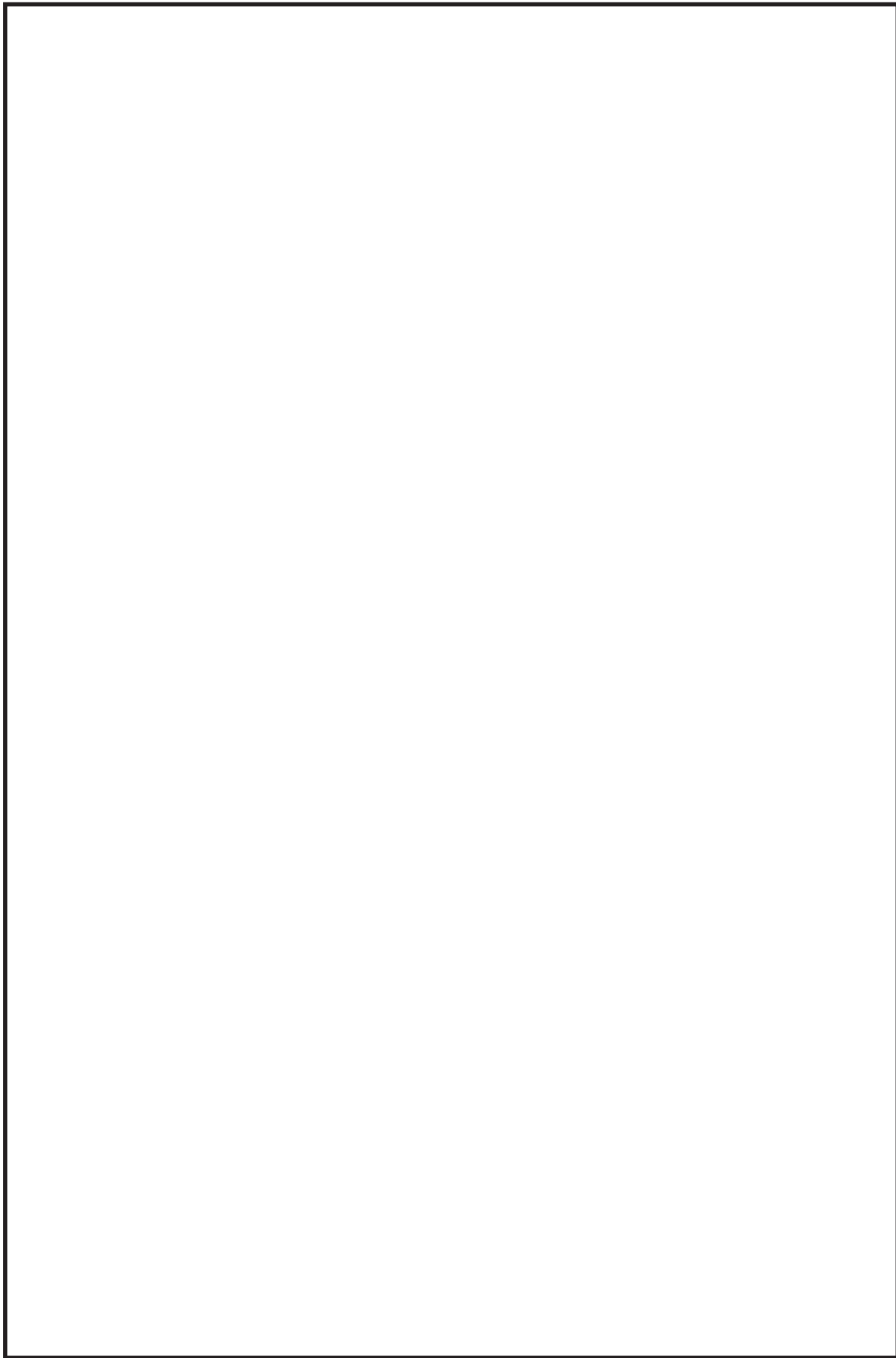


図 50-4-6 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

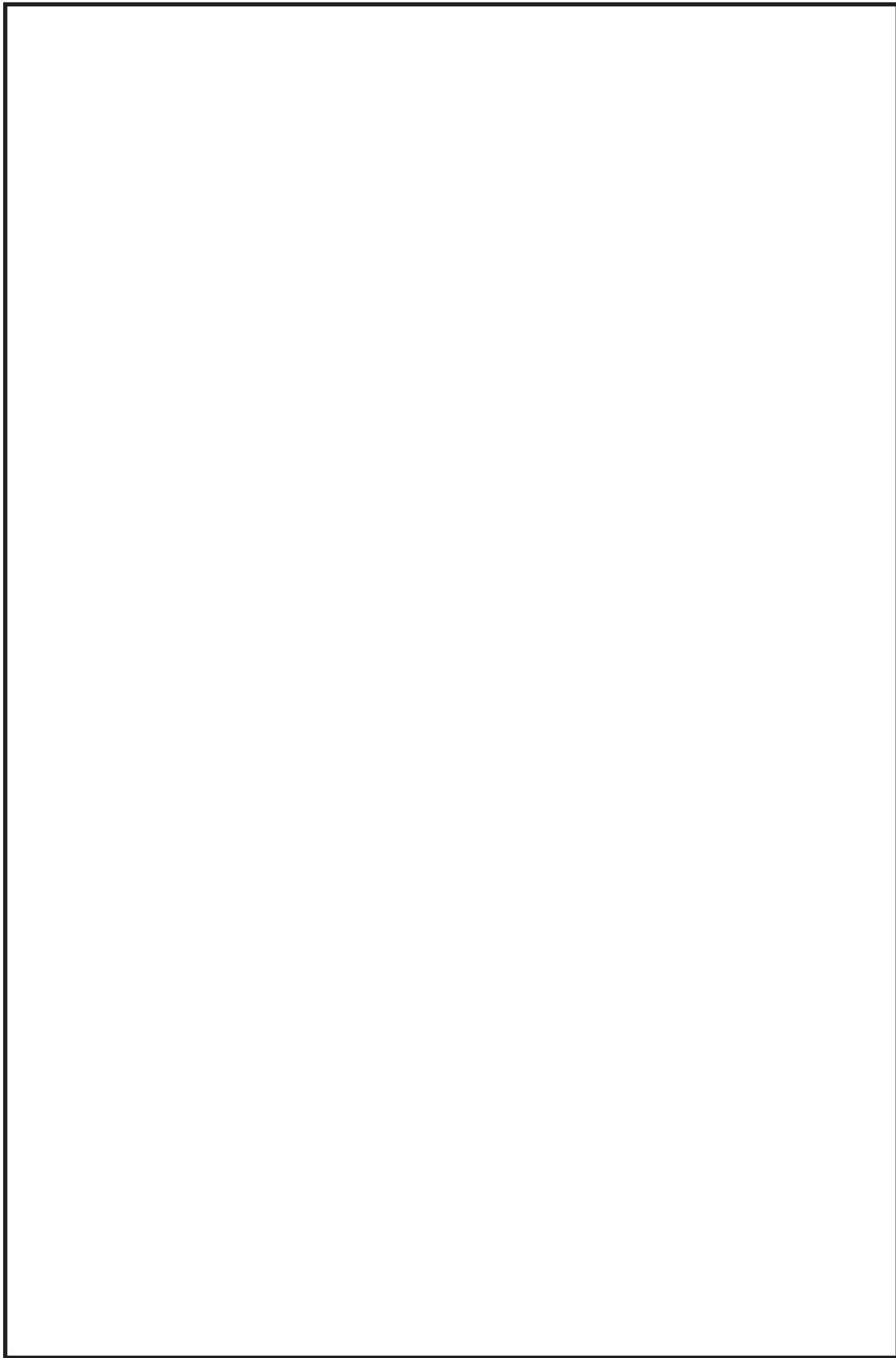


図 50-4-7 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

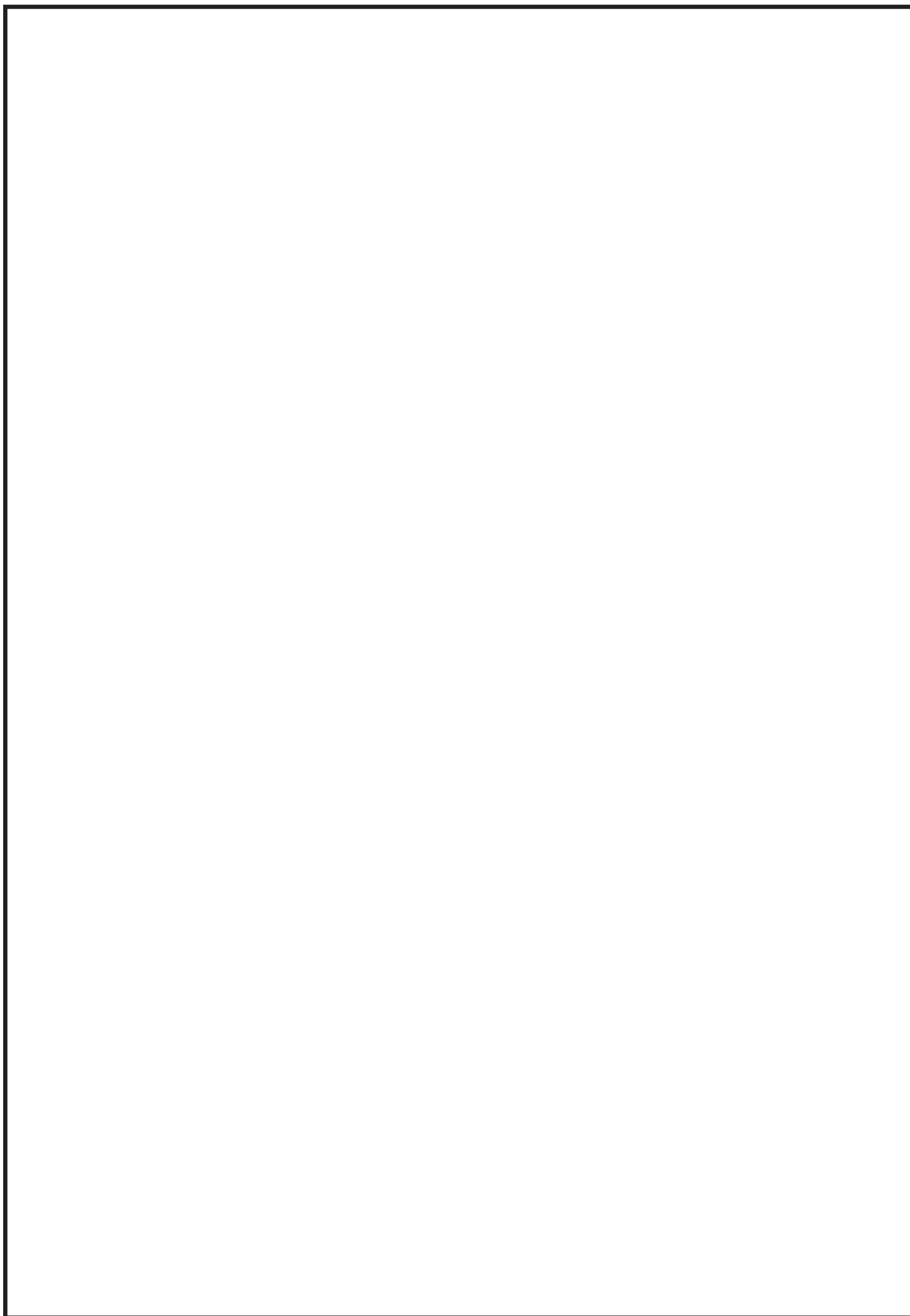


図 50-4-8 原子炉格納容器フィルタベント系主配管鳥瞰図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

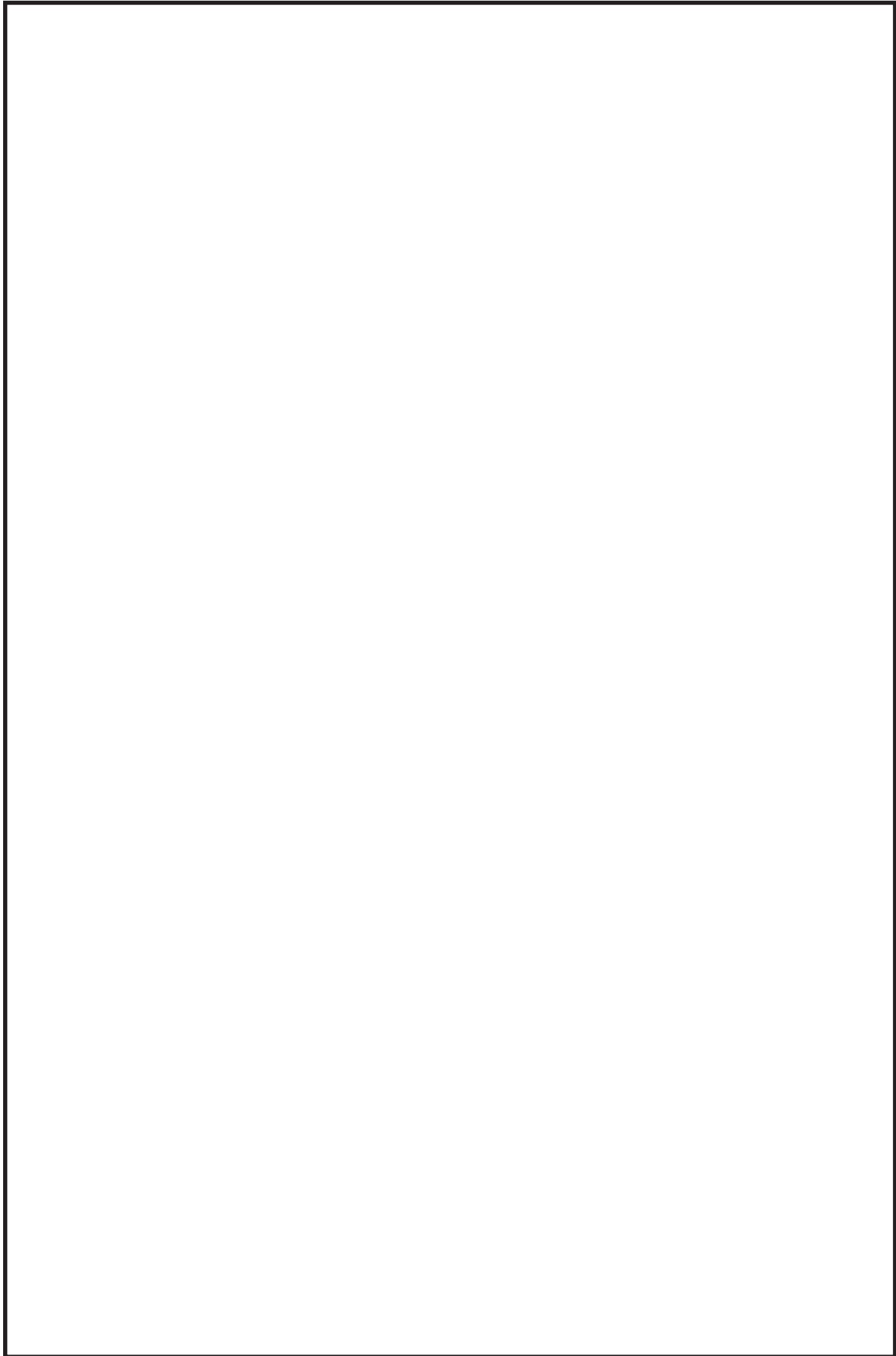


図 50-4-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

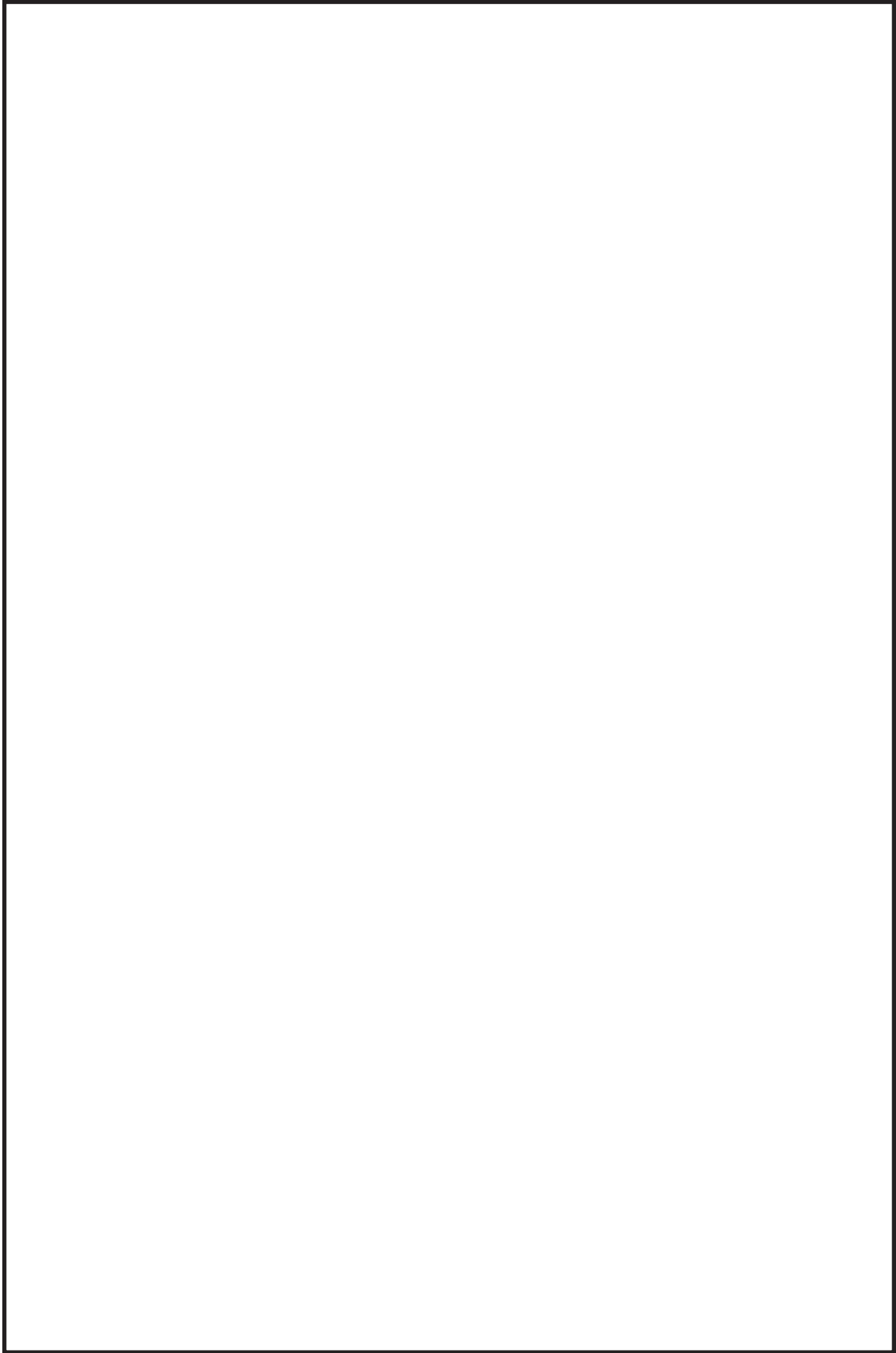


図 50-4-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

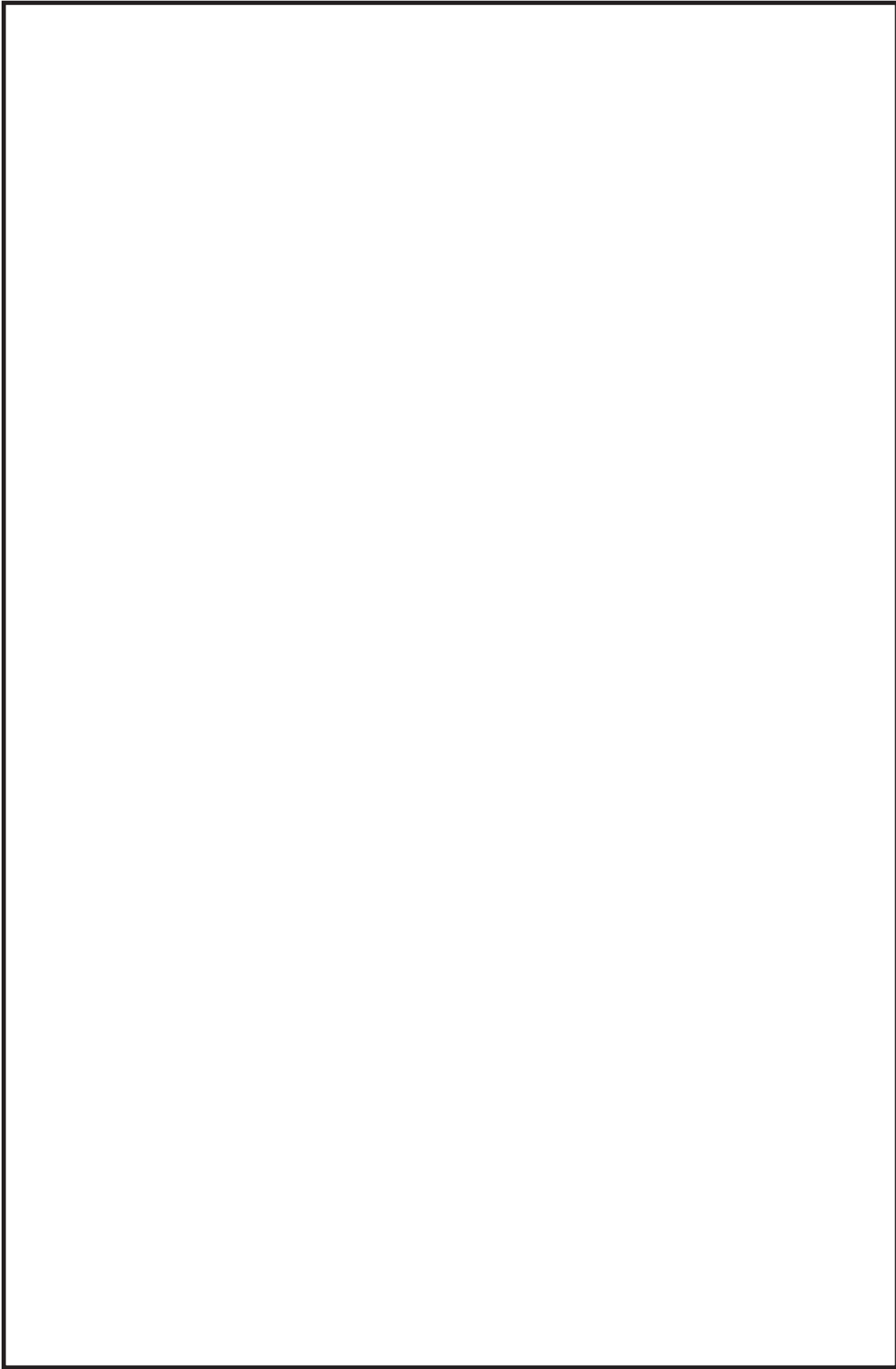


図 50-4-11 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

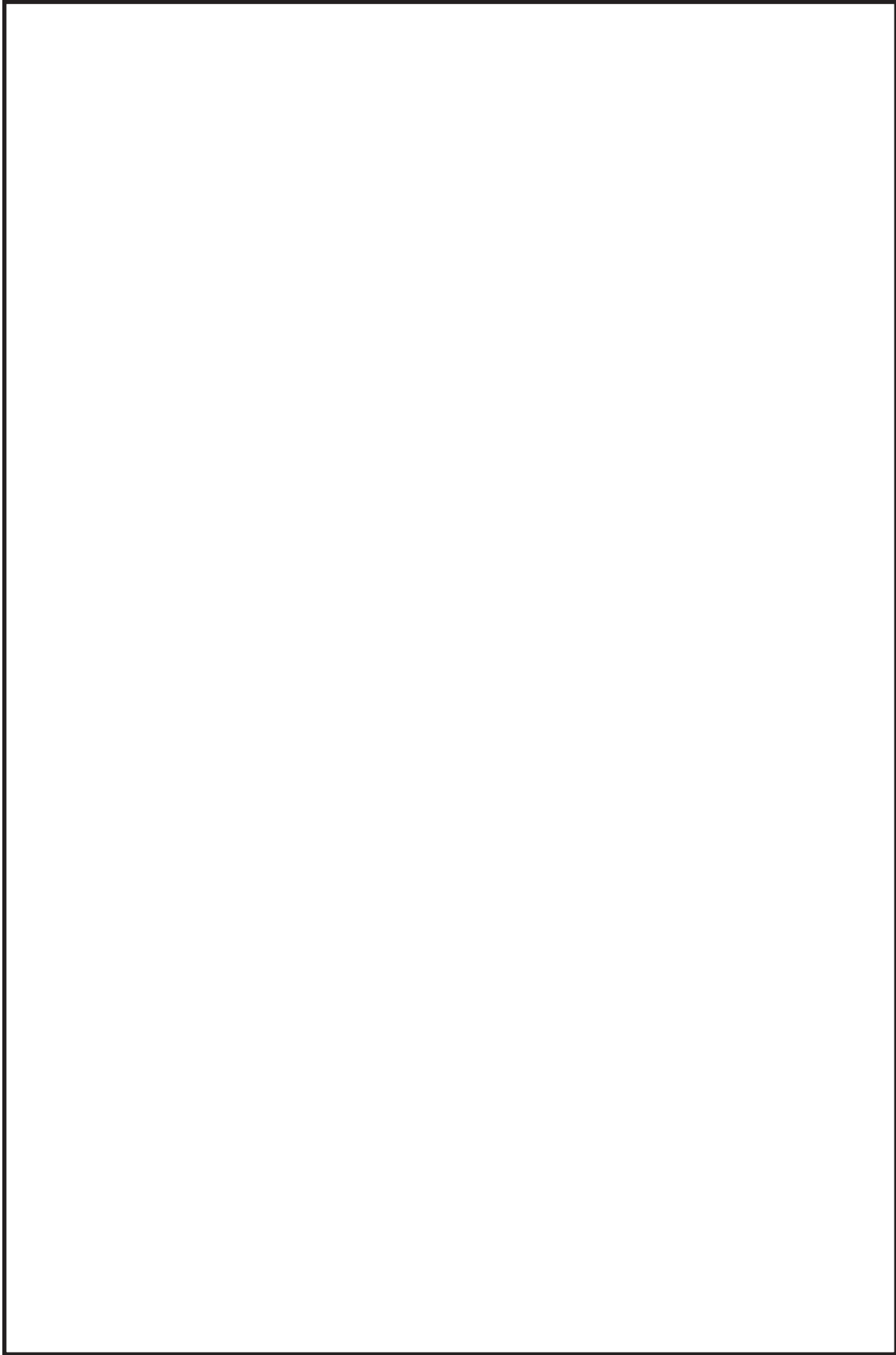


図 50-4-12 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

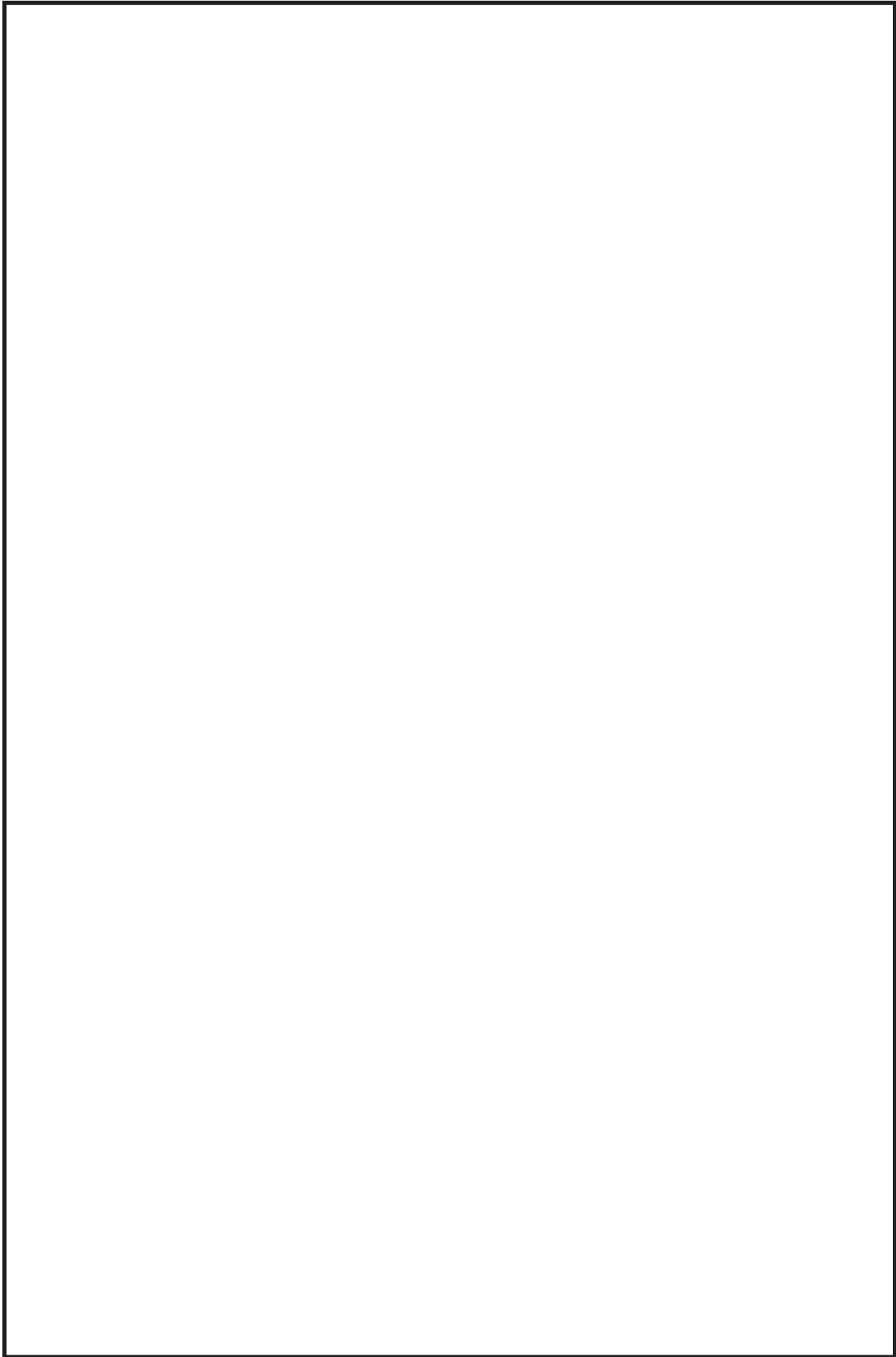


図 50-4-13 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図
(中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

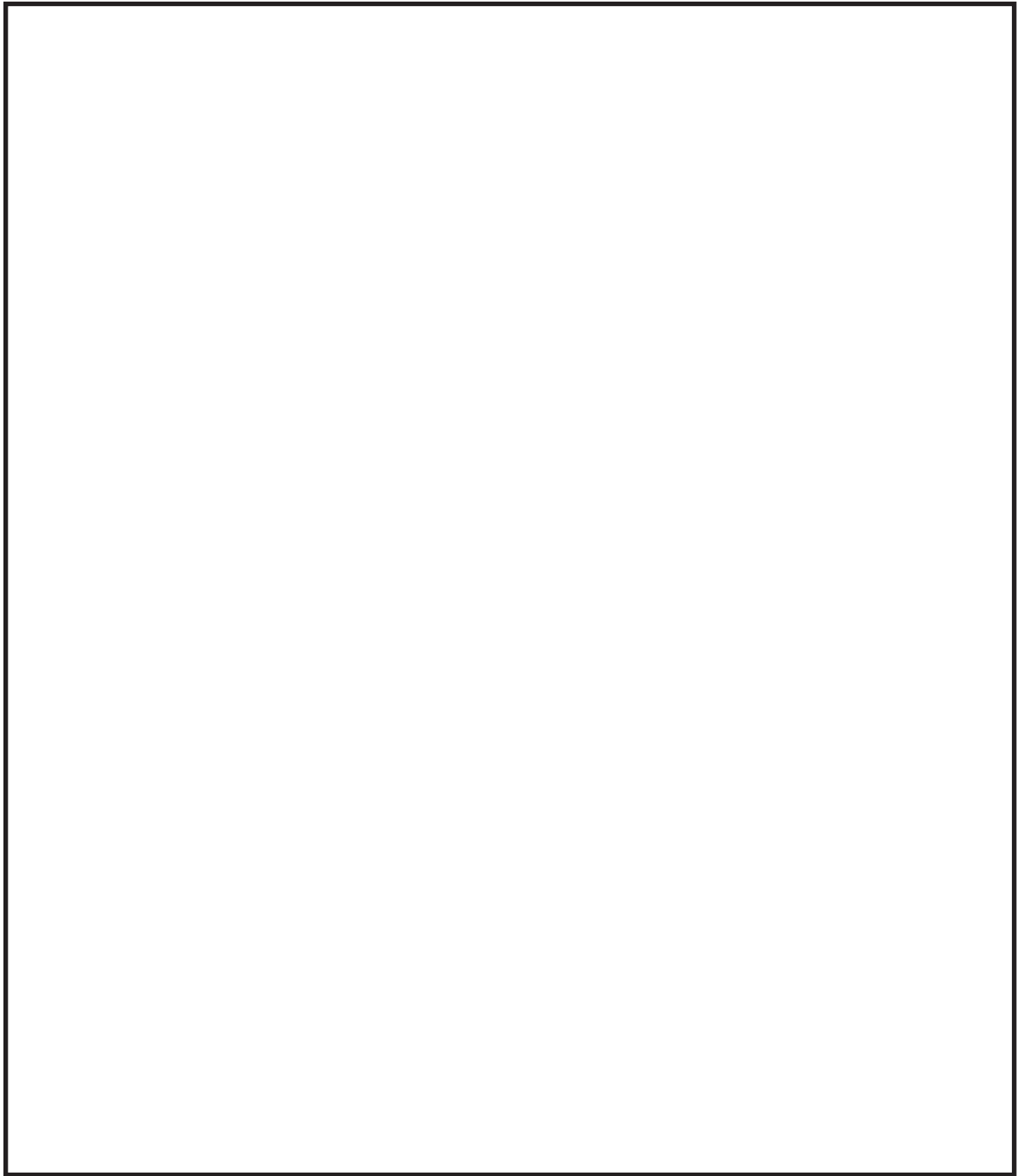


図 50-4-14 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-5

系統図

表 50-5-1 代替循環冷却系 機器リスト (原子炉压力容器へ注水する場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

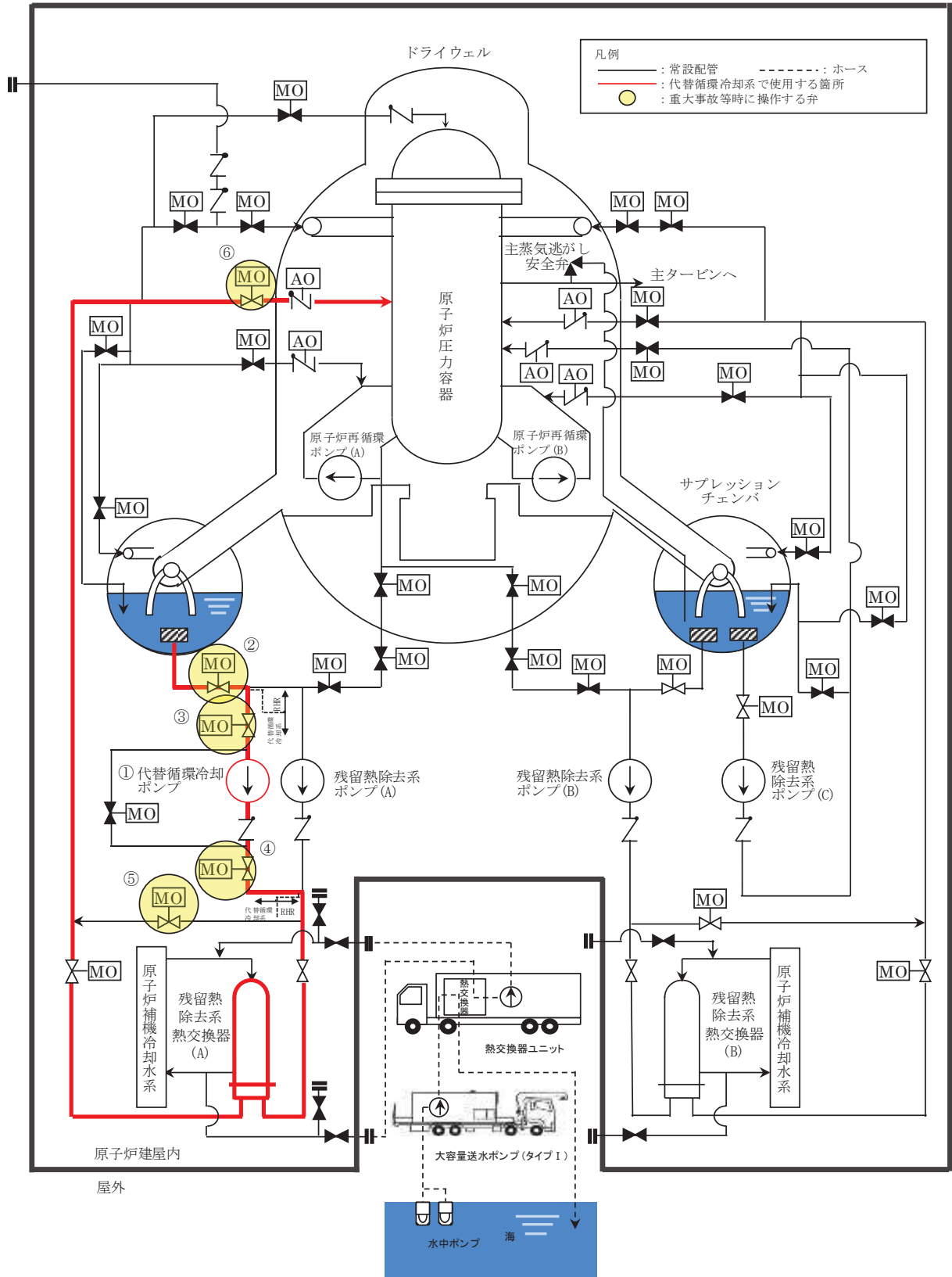


図 50-5-1 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉圧力容器へ注水する場合)

表 50-5-2 代替循環冷却系 機器リスト (原子炉格納容器内へスプレイする場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

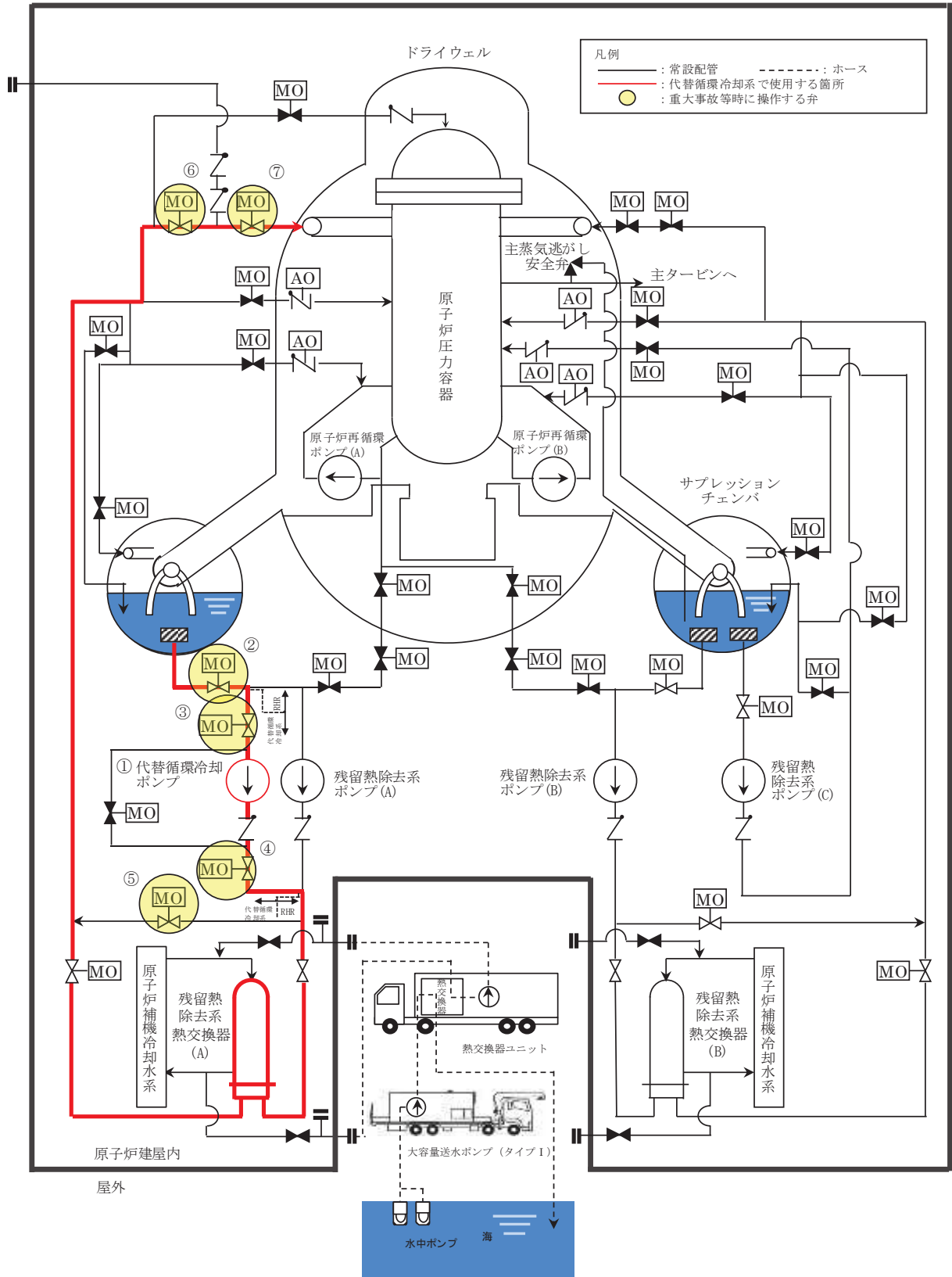


図 50-5-2 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉格納容器内へスプレイする場合)

表 50-5-3 原子炉補機代替冷却水系 機器リスト

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	RCW ポンプ (A) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑤	RCW ポンプ (C) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑦	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑧	大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑨	熱交換器ユニット	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑩	淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
⑪	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

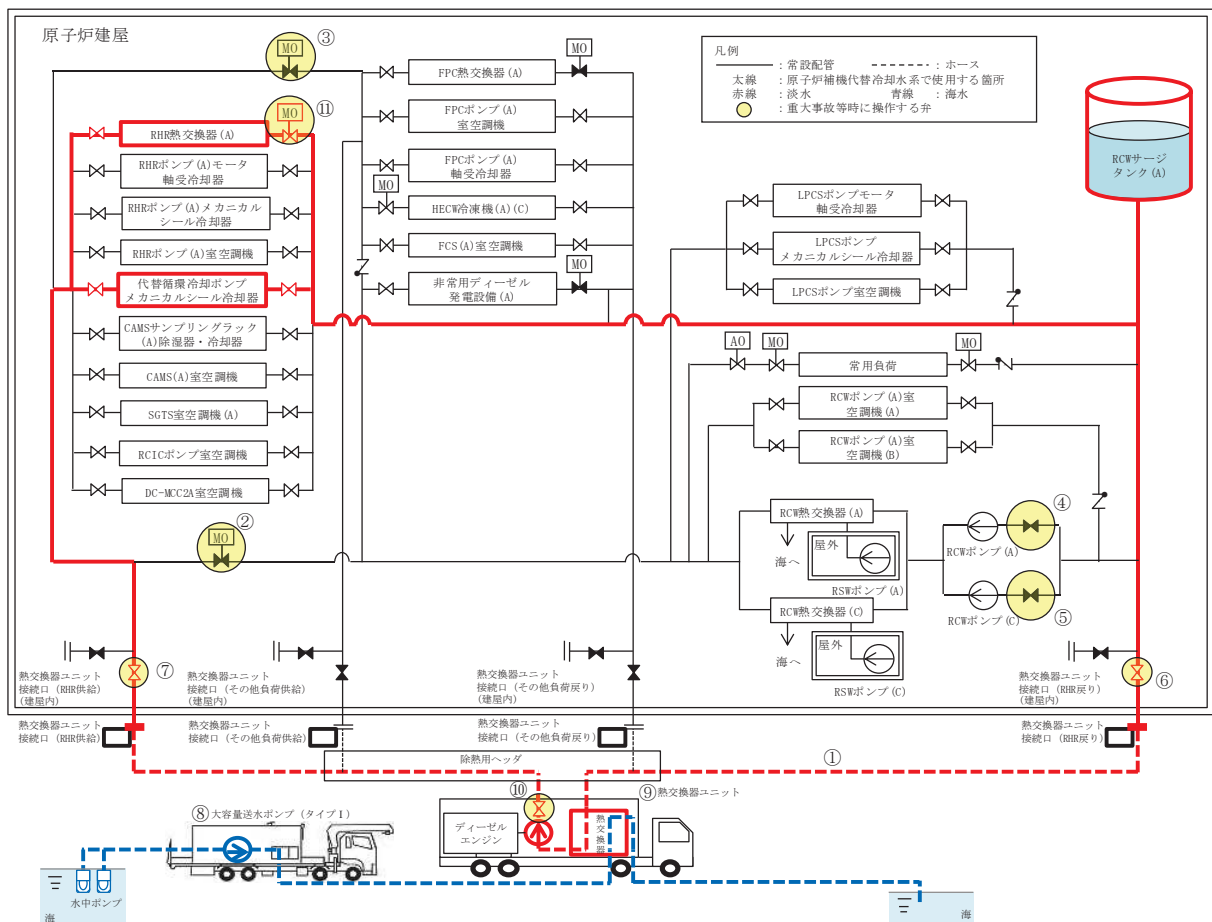


図 50-5-3 原子炉補機代替冷却水系 系統概要図 (熱交換器ユニット接続口 に接続する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 50-5-4 原子炉格納容器フィルタベント系 機器リスト

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
1	S/C ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッション チェンバからの ベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
2	D/W ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウエルから のベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
3	FCVS ベントライン 隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	どちらか一方を開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
4	FCVS ベントライン 隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

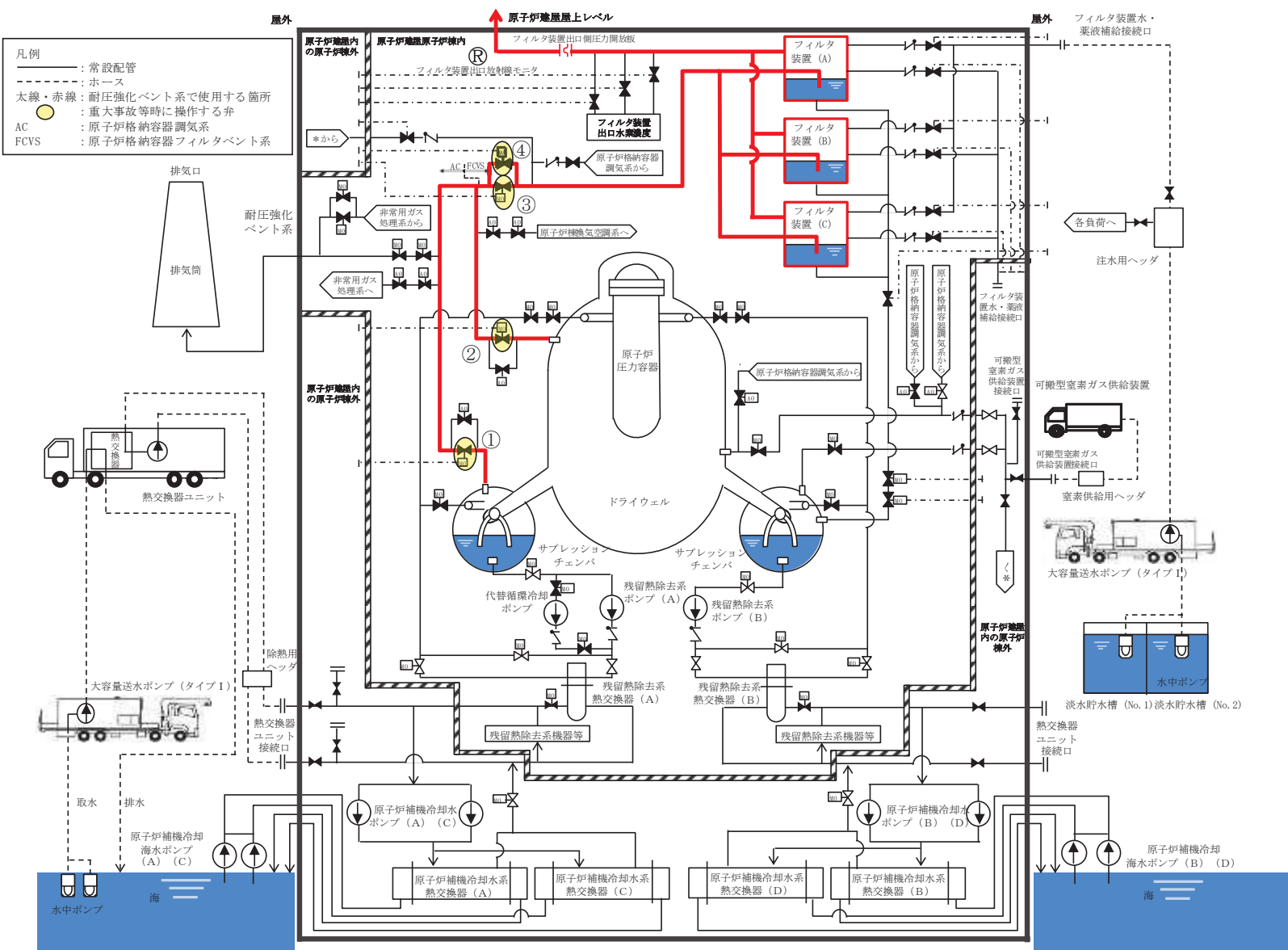


図 50-5-4 原子炉格納容器フィルタベント系 概略構成図

50-6

試験及び検査

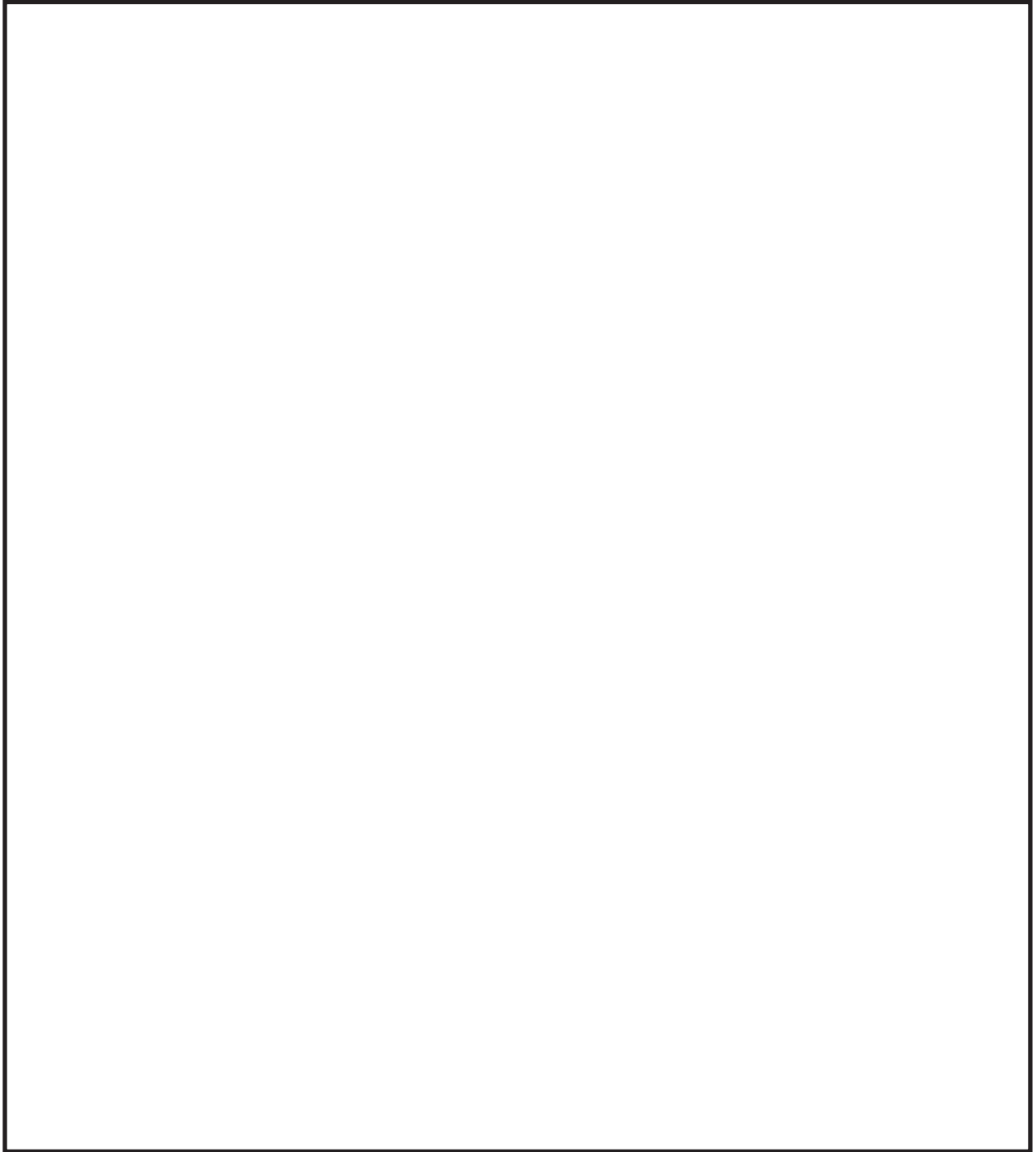
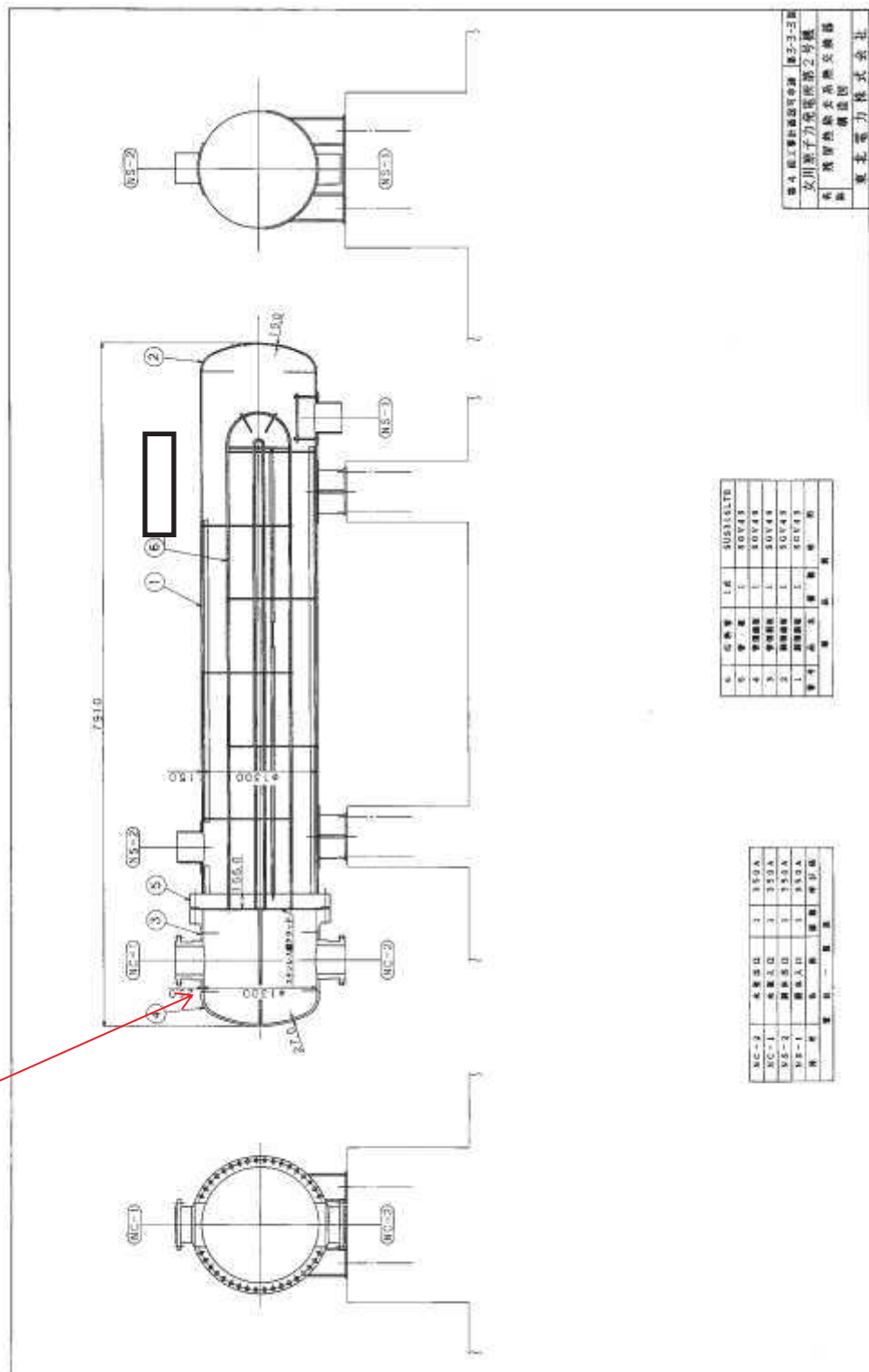


図 50-6-1 代替循環冷却ポンプ構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水室を取り外すことで
開放検査が可能である



記号	寸法	公差	材料
1	φ155.0	±0.05	SUS316L
2	φ155.0	±0.05	SUS316L
3	φ155.0	±0.05	SUS316L
4	φ155.0	±0.05	SUS316L
5	φ155.0	±0.05	SUS316L
6	φ155.0	±0.05	SUS316L

記号	寸法	公差	材料
MC-2	φ155.0	±0.05	SUS316L
MC-1	φ155.0	±0.05	SUS316L
MF-2	φ155.0	±0.05	SUS316L
MF-1	φ155.0	±0.05	SUS316L

富士通株式会社
 東京電力株式会社
 東京電力株式会社
 東京電力株式会社
 東京電力株式会社

図 50-6-2 残留熱除去系熱交換器

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

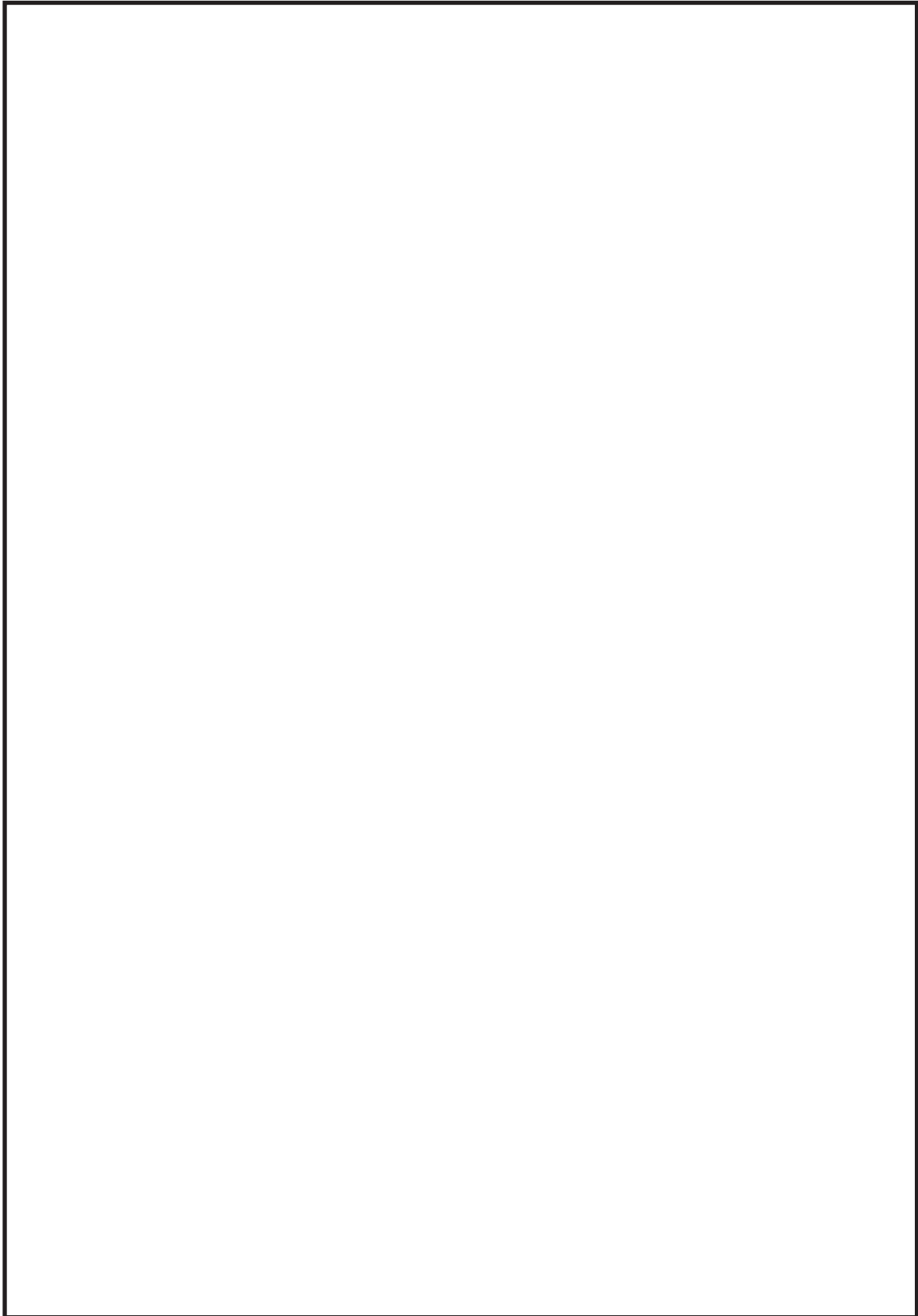


図 50-6-3 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

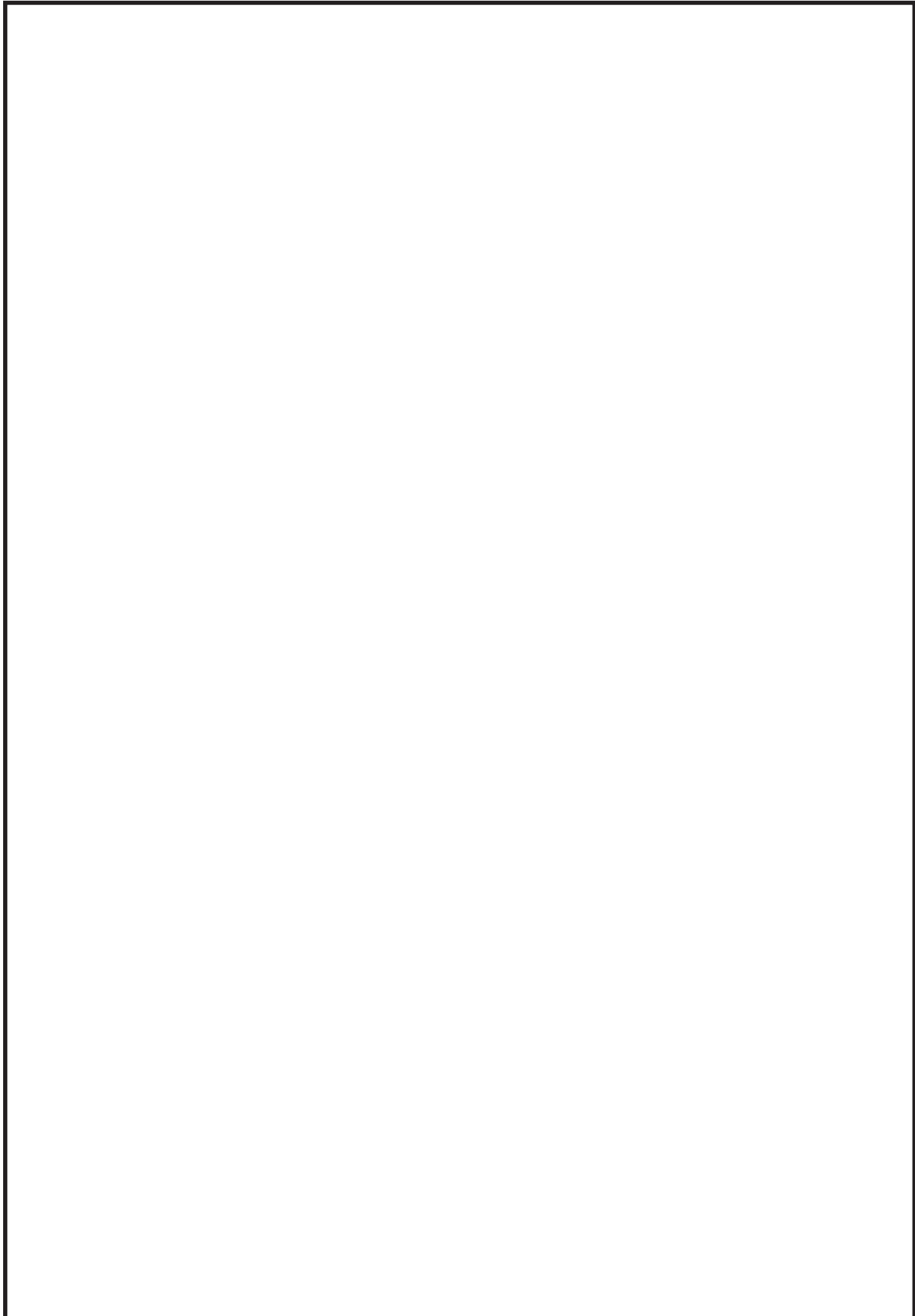


図 50-6-4 構造図 (熱交換器ユニット淡水ポンプ)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

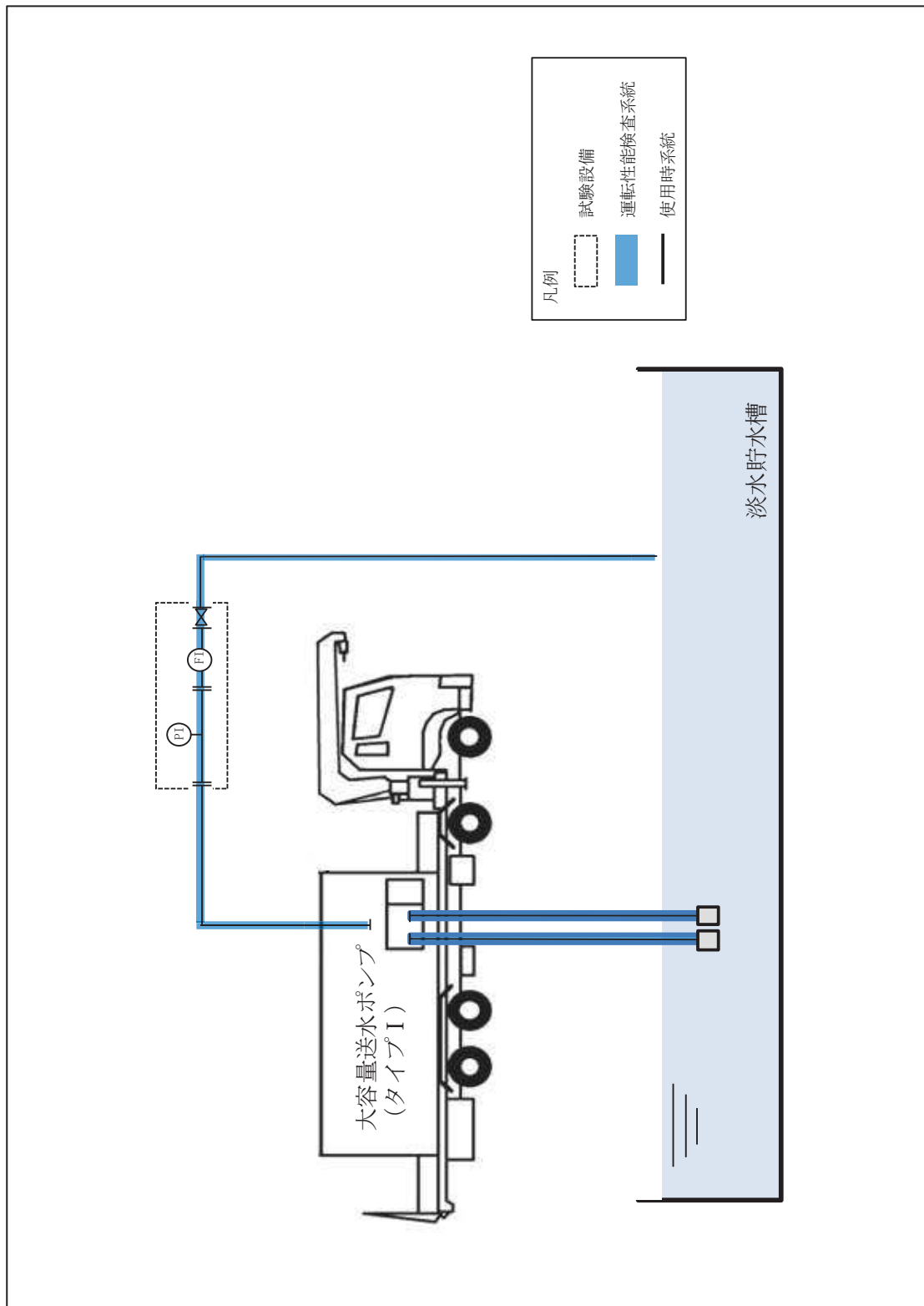


図 50-6-5 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

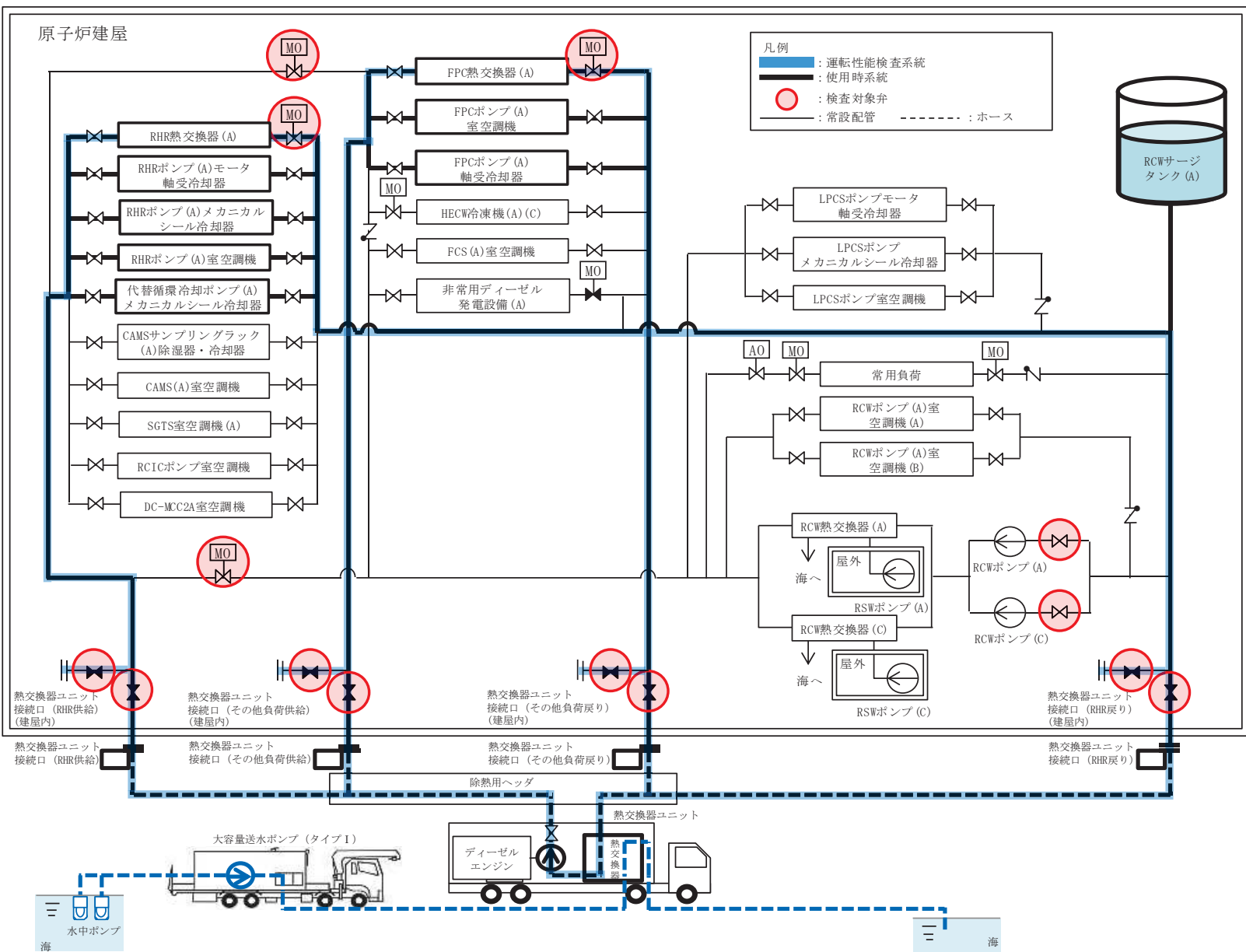


図 50-6-6 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 A 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

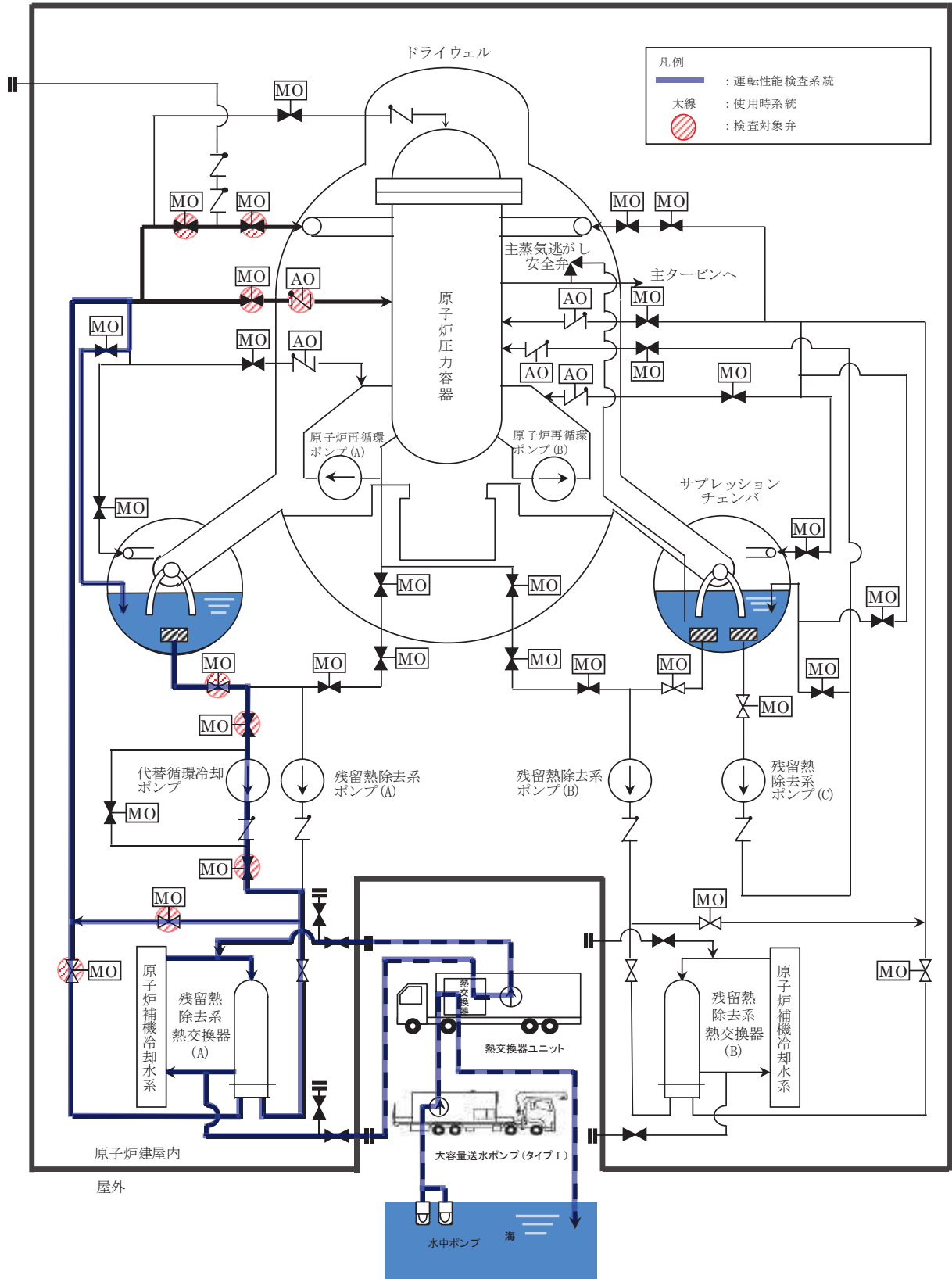


図 50-6-7 運転性能検査系統図 (代替循環冷却系)



図 50-6-8 フィルタ装置構造図

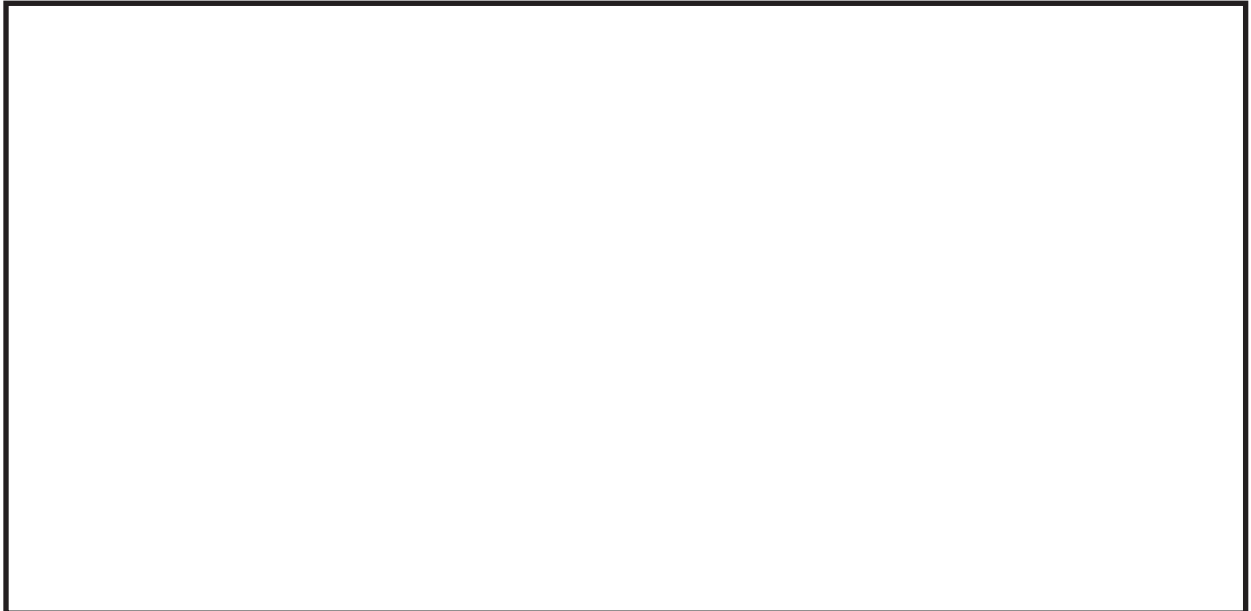


図 50-6-9 フィルタ装置出口側圧力開放板構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

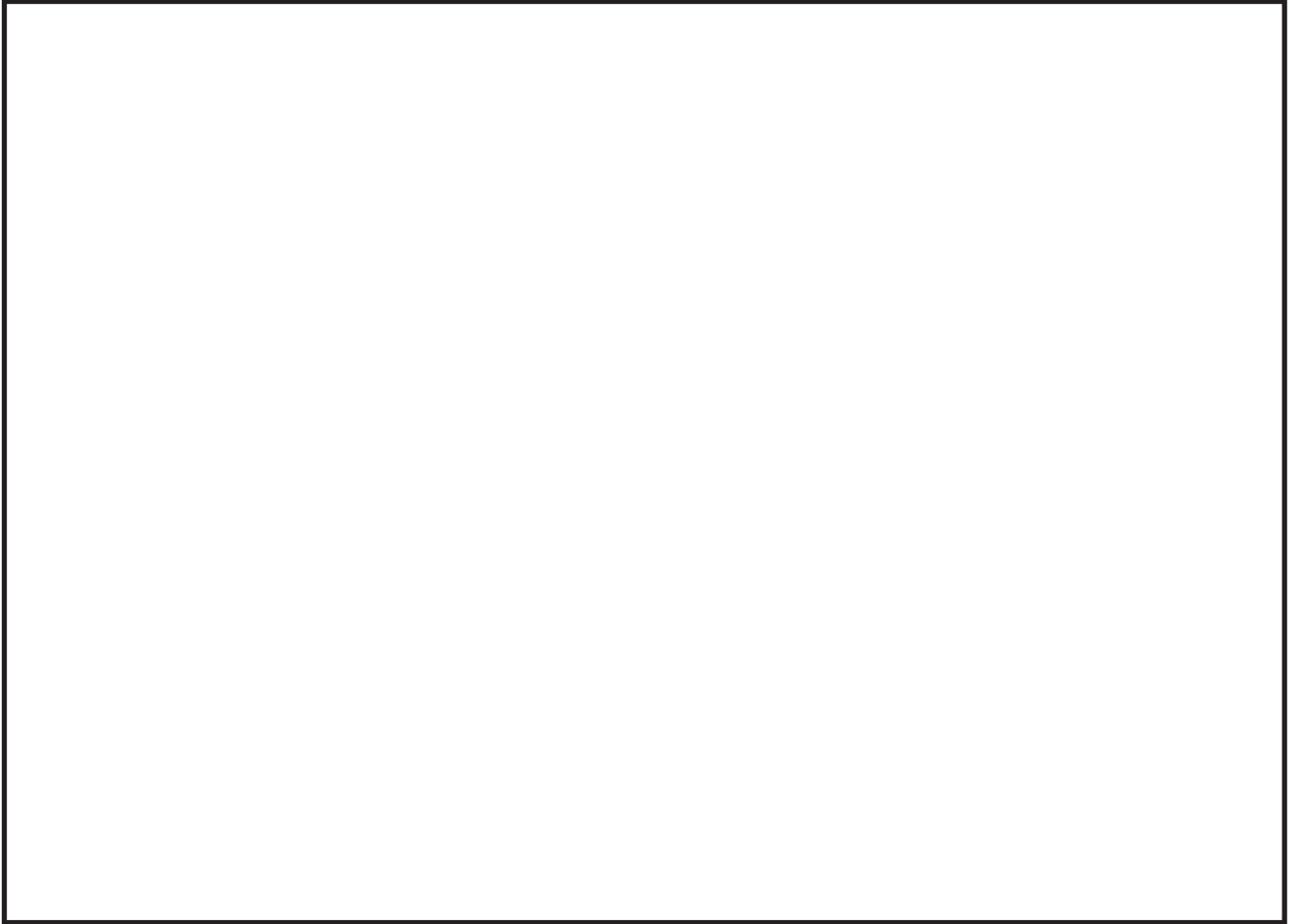


図 50-6-10 遠隔手動弁操作設備構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-7

容量設定根拠

名 称		代替循環冷却ポンプ
容量	m ³ /h/台	150
全揚程	m	80
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 3.73
最高使用温度	℃	186
原動機出力	kW	<input type="text"/> (注1), 90 (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】

代替循環冷却ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、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、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をするために使用する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内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、原子炉格納容器の限界温度・限界圧力(200℃, 2Pd (854kPa[gage]))を超えないよう原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

1 容量

1.1 代替循環冷却ポンプの容量 150m³/h

代替循環冷却ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉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)代替循環冷却系を使用する場合」において有効性が確認されている原子炉注水流量及び「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、有効性が確認されている原子炉格納容器スプレイ流量である約150m³/hを有する設計とする。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却ポンプの揚程 80m

代替循環冷却ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差(サプレッションチェンバと原子炉の圧力差)、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

	原子炉注水	原子炉格納容器 スプレイ
水源と注水先の圧力差	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m
静水頭	m	m
配管及び弁類の圧力損失	m	m
合 計	約 72.8 m	約 33.6 m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、80mとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

代替循環冷却ポンプ吸込側配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系ポンプ吸込側配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

(2) ポンプ吐出側

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は、下記を考慮する。

①	サブプレッションチェンバの圧力	:	<input type="text"/>	MPa
②	静水頭	:	<input type="text"/>	MPa
③	最高許容締切揚程	:	<input type="text"/>	MPa
④	①～③の合計	:	<input type="text"/>	MPa

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は④を上回る値とし、残留熱除去系ポンプ吐出側配管の最高使用圧力に合わせ、3.73MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却ポンプの最高使用温度は、接続する残留熱除去系配管の最高使用温度 186℃ に合わせて 186℃ とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却ポンプの原動機出力は、流量 150m³/h 時の軸動力を基に設定する。

代替循環冷却ポンプの流量が 150m³/h、揚程 80m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times (150/3600) \times 80\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 150

H : 揚程 (m) = 80 (図 50-7-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-1 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として 90kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

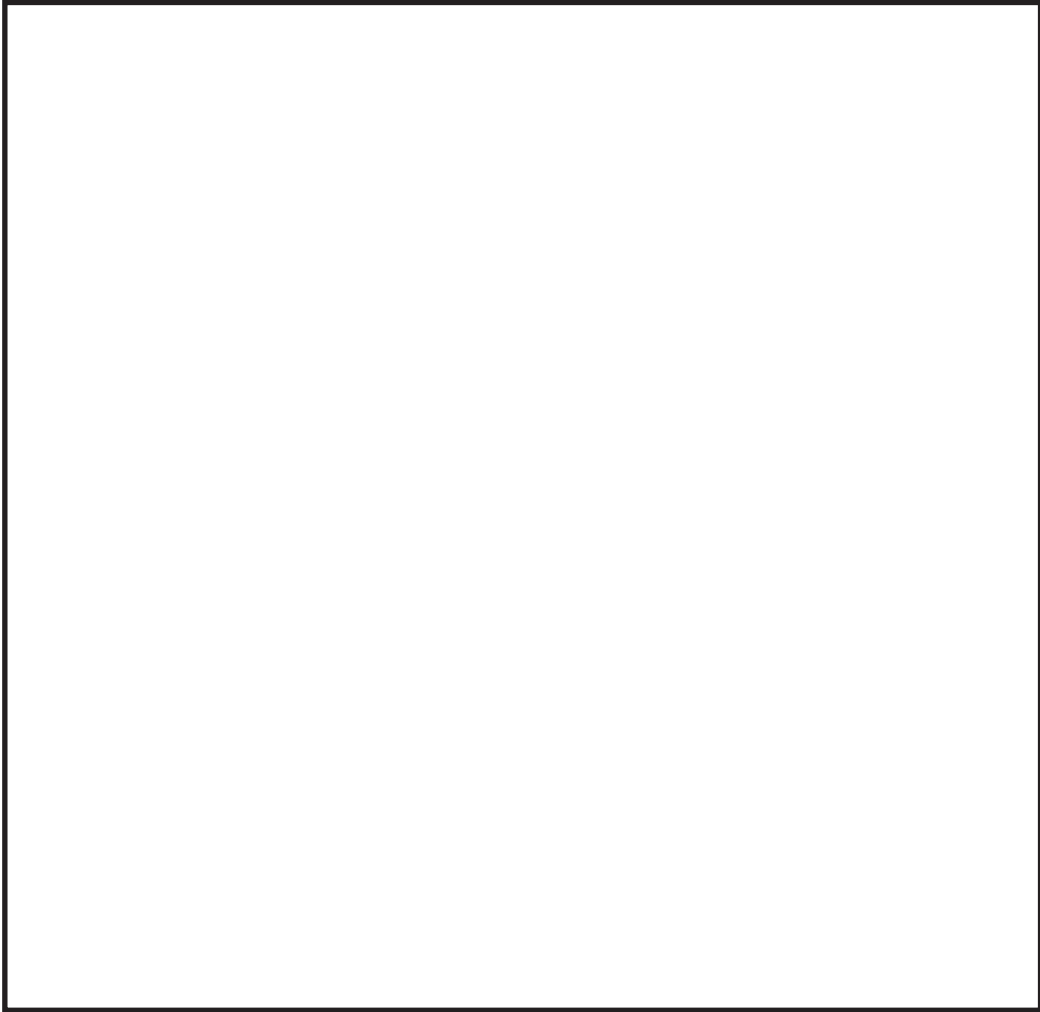


図 50-7-1 代替循環冷却ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		残留熱除去系熱交換器
個数	基	1
容量（設計熱交換量）	MW	約 8.8
伝熱面積	m ²	<input type="text"/>

【設 定 根 拠】

代替循環冷却系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水系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

この場合、代替循環冷却ポンプ 1 台により残留熱除去系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

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 26℃、サブプレッションチェンバのプール水温度 52℃の場合において約 8.8MW とする。

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の容量は、原子炉停止 24 時間後の崩壊熱 14.0MW を 1 個の残留熱除去系熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、サブプレッションチェンバのプール水温度 150℃、残留熱除去系熱交換器への通水流量が、サブプレッションチェンバ側 150m³/h、原子炉補機代替冷却水側 m³/h の場合において、14.7MW とする。

公称値については、設計基準対象施設として要求される容量と同じ約 8.8MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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設置する。</p> <p>本系統は、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部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。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計5台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレ

イ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7に示す「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし、表50-7-1に示すとおり569m³/h以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として569m³/h以上としている。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m³/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は、1台で1,440m³/hの容量を有する設計とする。

表50-7-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低压代替注水系（可搬型）	145m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /h

*：燃料プール代替注水（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから、燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低压代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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」及び「零圏気圧力・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、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」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圧力容器への注水流量として 145m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」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）」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、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」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格納容器下部への注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」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熔融炉心の冷却時の注水流量として、35m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」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、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m³/h) である。さらに、スプレイノズル1個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード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、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）又は燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	□	m	
静水頭	約	□	m	
ホース等の圧力損失	約	□	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	□	m	
合 計		約	60.9	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	□	m	
静水頭	約	□	m	
ホース等の圧力損失	約	□	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	□	m	
合 計		約	79.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	75.6	m	

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	14.5	m	

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[] m	
静水頭	約	[] m	
ホース等の圧力損失	約	[] m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[] m	
合計	約	54.1 m	

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [] から使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[] m	
静水頭	約	[] m	
ホース等の圧力損失	約	[] m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[] m	
合計	約	1.8 m	

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[] m	
静水頭	約	[] m	
ホース等の圧力損失	約	[] m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
合計	約	-3.8 m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
合 計		約	37.8 m

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合^{*1}>

水源と注入先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計		約	17.7 m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計		約	-11.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.9m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m	
合計	約	94.9	m	

2.3 海を水源として使用する場合

2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合計	約	100.1	m	

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉压力容器へ注水する場合^{*1}＞

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 120.5	m

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜格納容器スプレイ接続口 [] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}＞

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 116.2	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}＞

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 53.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合計	約	92.5	m

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [] から使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合計	約	40.2	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
合計	約	34.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
合 計		約	77.3 m

2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性及び他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

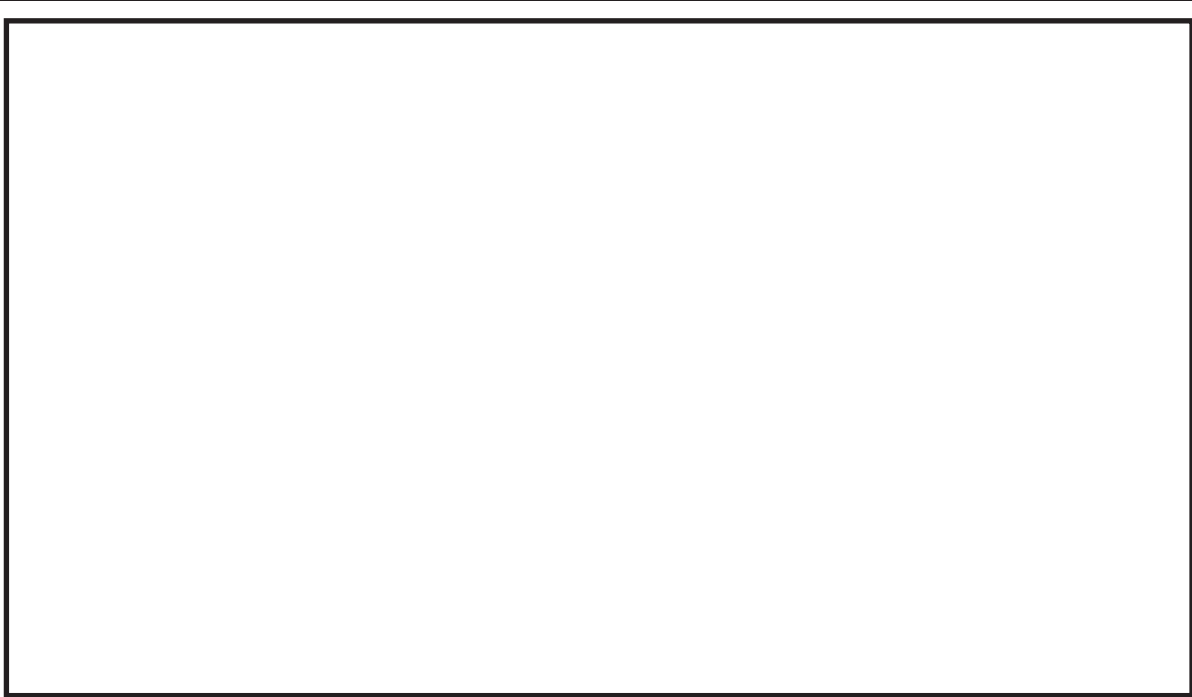


図 50-7-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要な揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 50-7-2 に示す。

表 50-7-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要な揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 50-7-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

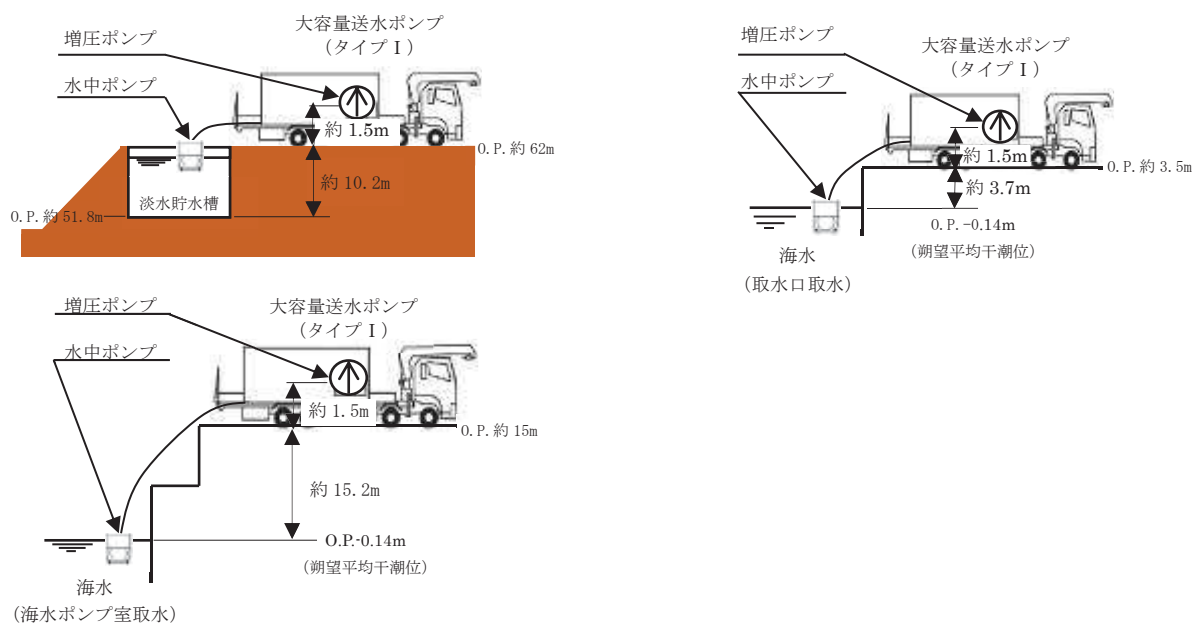


図 50-7-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニット
個数	—	3 (うち予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20.0
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝熱面積	m ² /個	□

【設 定 根 拠】

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、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ための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」シナリオにおいてサブプレッションプール水の除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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)」代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-4 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

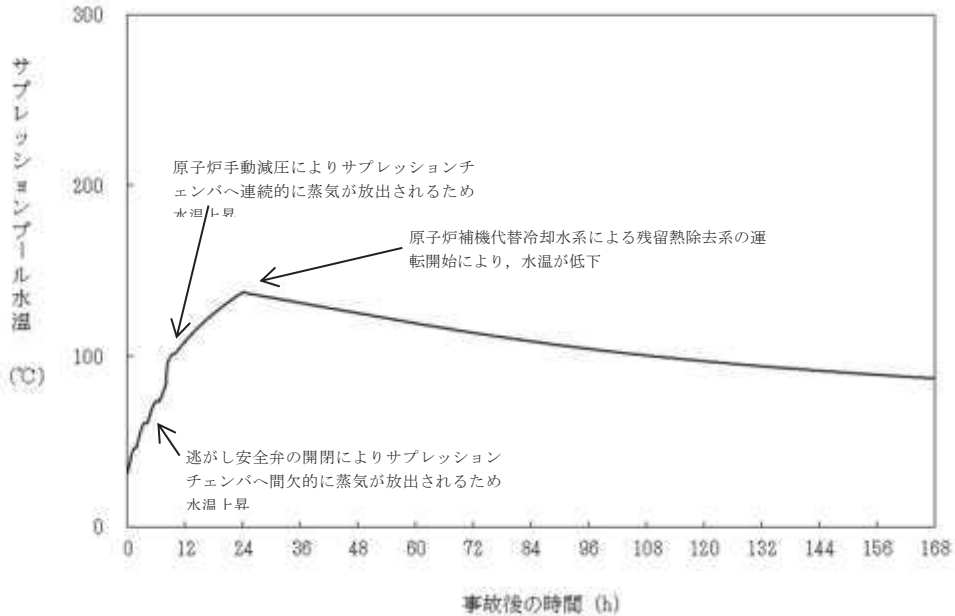


図 50-7-4 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-5 に示す。代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

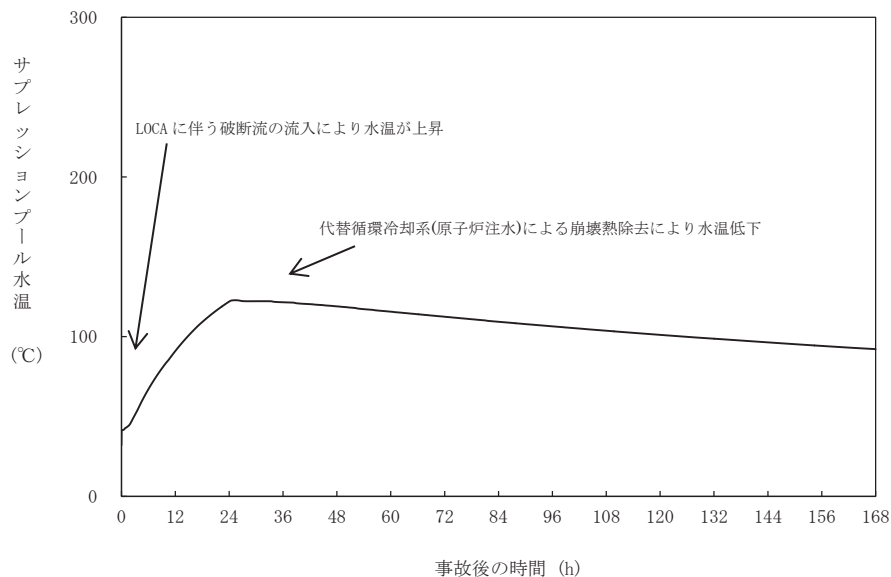


図 50-7-5 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-6 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

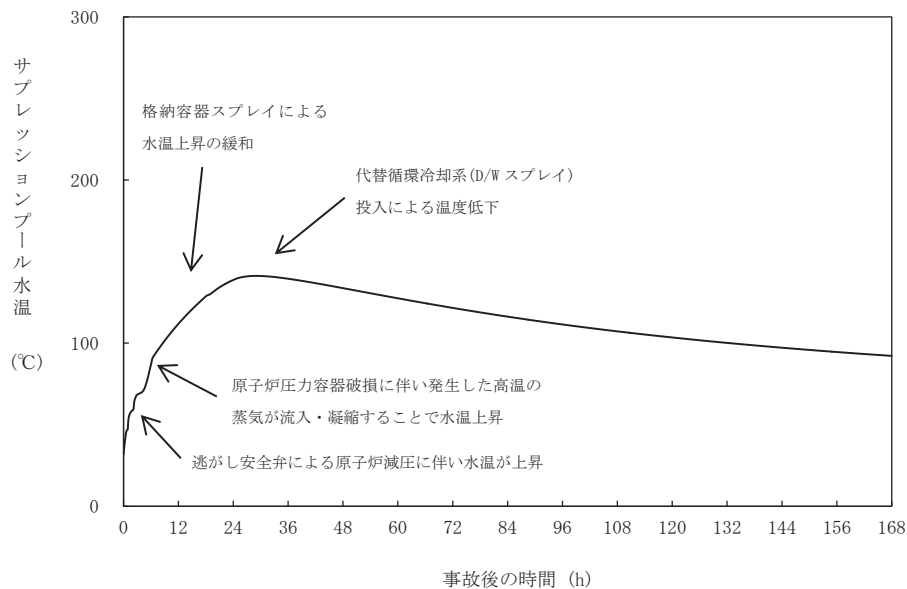


図 50-7-6 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

2. 最高使用圧力

(1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18 MPa とする。

(2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

3. 最高使用温度

(1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70 °C とする。

(2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50 °C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット 1 台に設置される熱交換器 3 基の合計の必要伝熱面積は、設計熱交換量 20 MW を満足するための性能計算で求められる m² とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW

U^c : 総括伝熱係数 = kW/(m²・K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和 49 年))

以上より、必要伝熱面積は m² となることから熱交換器ユニットの面積は m² とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を使用した場合の残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において約 8.8 MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 : m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し、重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却水系を使用した場合の残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において約 5.8MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 : m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ	
個数	—	1
容量	m ³ /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	45 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
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】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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）代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量 m³/h を供給可能な容量として、730 m³/h/個を有する設計とする。

2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口 に接続する場合*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 47 m

*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し 1.18MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m³/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}} = \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3600} \times 70}{\frac{\square}{100}} = \square \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/s) = 730/3,600
- H : ポンプ揚程 (m) = 70 (図 50-7-7 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = \square (図 50-7-7 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として \square kW/個とする。

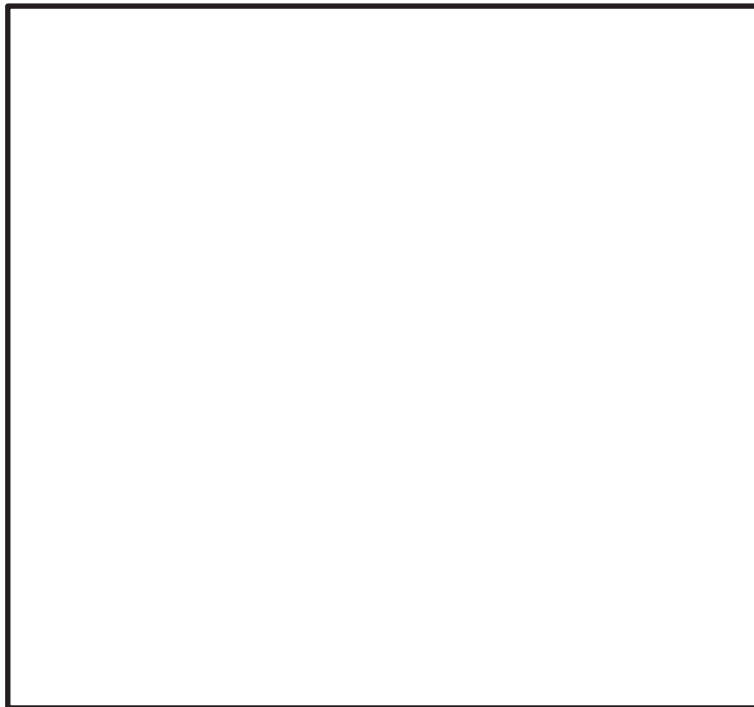


図 50-7-7 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	854
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	10.0 (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage]に おいて)

【設定根拠】

(1) 最高使用圧力

炉心損傷後の原子炉格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が限界圧力（最高使用圧力の2倍）である854kPa[gage]までに行うことから、原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力を854kPa[gage]とする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」における原子炉格納容器圧力の推移について図50-7-8に示す。

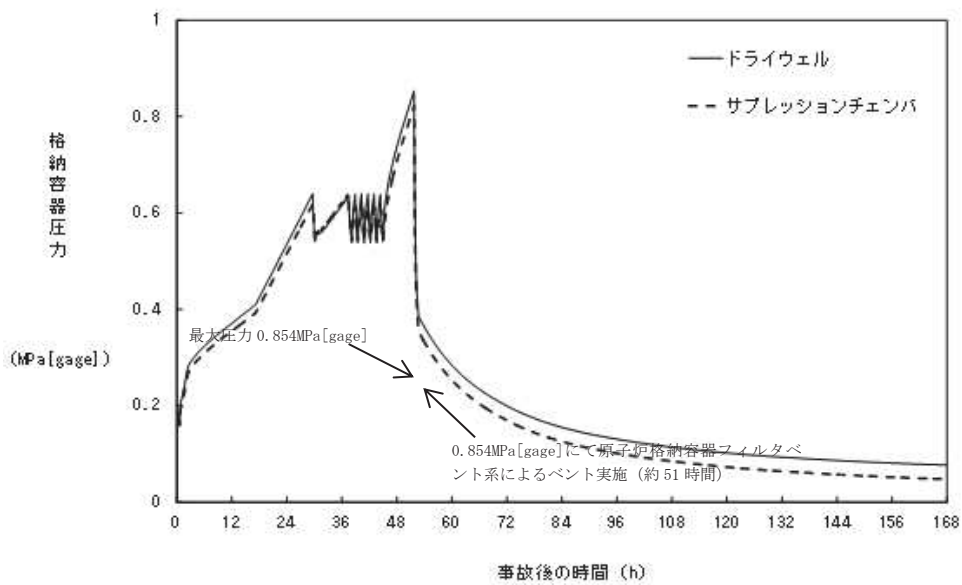


図 50-7-8 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器圧力の推移

(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、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」において、原子炉格納容器温度は 200℃以下となること（図 50-7-9 参照）を確認していることから、原子炉格納容器に接続している原子炉格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

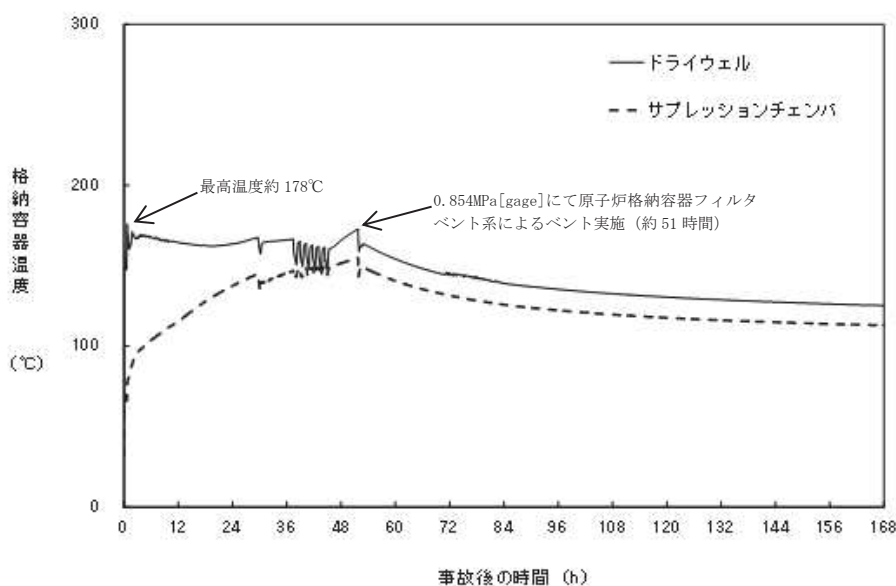


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」における原子炉格納容器温度の推移

(3) 設計流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器が最高使用圧力（427kPa[gage]）にて原子炉格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 10.0kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%になるのは、原子炉停止から 2～3 時間後である。一方、有効性評価の事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中小破断 LOCA+ 高圧注水失敗+ 低圧 ECCS 失敗」でのベント開始時間は事象発生後約 43 時間後である。そのため、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、原子炉格納容器フィルタベント系の設計流量よりも小さな値となり、原子炉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が可能である。

名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (フィルタ装置容量)
スクラバ溶液薬液濃度	wt%	[]
金属繊維フィルタ 許容エアロゾル量	g	[]
吸着層厚さ	mm	[]

【設 定 根 拠】

1. スクラバ溶液

スクラバ溶液は、待機時に高アルカリ性 (pH: 13程度) に維持し、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持する設計としている。スクラバ溶液は、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施後24時間水の補給操作が不要な設計としている。

重大事故時において、格納容器内のケーブルから放射線分解により発生する塩化水素等の酸が、ベント実施によりフィルタ装置へ移行することが考えられるが、この酸の量に対して、スクラバ溶液に含まれる塩基 [] の量を十分確保し、アルカリ性に維持するとともに、薬剤の補給ができる設計としている。

(1) スクラバ溶液の水量

ベント開始後24時間以上、運転員等による補給操作が不要となる水量 (許容最小水量) は、24時間後であってもベンチュリスクラバにおける除去性能を確保することができる水量、すなわち、24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となる水量である。

ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱及びベントガスの保有エネルギーによるスクラバ溶液の蒸発によりスクラバ溶液が増減することから、これらを考慮し初期水量を約 [] tとする。

(2) []

スクラバ溶液内の [] は、スクラバ溶液が最大水量になった場合においても、濃度が [] wt%となるように初期に [] molを添加する。

スクラバ溶液の最大水量は、金属繊維フィルタ約 [] m下端の場合の水量である [] tであり、そのときの濃度は、 [] wt%となる。

[] wt%

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3)

a. 重大事故時に格納容器内で発生する酸の量及びスクラバ溶液中で減少する塩基の量

(a) ケーブルに起因する酸の量

原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、酸の量は約 [] mol となる。

(b) サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量は、事象発生後7日間の積算吸収線量で約 [] mol となる。

(c) MCCIにより発生する酸の量

原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリートを使用していることから、MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価におけるコンクリートの侵食約 [] cm に対して余裕をみた [] cm のコンクリートの侵食により発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値 [] mol から、MCCIにより発生する酸の量は約 [] mol* となる。

*：二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。

(d) スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる [] は、酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており、分解される [] の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。

ここでは、待機時のスクラバ溶液に含まれる [] は、約 [] mol が、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、全量が分解したと仮定すると、 [] の分解による塩基減少量は、約 [] mol となる。

b. フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に原子炉格納容器内で発生した酸は、原子炉格納容器内の自然沈着、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため、フィルタ装置への移行量は減少する。また、二酸化炭素については弱酸であり、水に溶解しても揮発するため、酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に、これらの影響を考慮せず、発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとする、ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の [] の量は、 [] mol 以上である。

[] mol

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. スクラバ溶液のアルカリ性の維持

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため、待機時のスクラバ溶液には [] mol 以上の [] が必要であり、その濃度は約 [] wt% (待機時水量 [] t) となる。

[] wt%

以上から、保守的にスクラバ溶液の初期濃度を [] 以上とする。

スクラバ溶液が最大水量 ([]) となった場合の [] の濃度は約 [] wt%となる。

[] wt%

なお、発生した酸の全量がフィルタ装置に移行した場合のスクラバ溶液中のOH⁻の残存量は

[] [mol]

となり、スクラバ溶液が最大水量の場合の水酸化物イオン濃度が

[] [mol/l]

となることから、pHは [] であり、アルカリ性が維持される。

2. 金属繊維フィルタ許容エアロゾル量

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、金属繊維フィルタに捕集される。この金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量と金属繊維フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞の発生がないことを以下のとおり確認した。

(1) 金属繊維フィルタの許容負荷量

金属繊維フィルタ単体でエアロゾルを捕集した場合、 [] g/m²まで有意な差圧の上昇はなく、 [] g/m²まで金属繊維フィルタの機能が確保できることが確認されている。

(2) エアロゾル重量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象の解析結果から、格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量を [] gである。

金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合 [] を考慮すると、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル重量は約 [] gとなる。

(3) 評価結果

金属繊維フィルタの総面積は、 [] m²であり、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量は、約 [] gであることから、金属繊維フィルタの負荷量は、約 [] g/m²となる。

以上より、金属繊維フィルタの負荷量は許容負荷量 ([] g/m²) に対して十分小さいため、閉塞が発生することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 吸着層厚さ

放射性よう素フィルタの吸着層は、十分な厚さを有し、吸着層とベントガスの接触時間を十分に確保することにより、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。

JAVA PLUS試験における吸着層厚さ及びガス速度の条件で得られた滞留時間 t と除染係数 (DF) の関係より、実機条件で要求されるDF50を達成するために必要とされる吸着層厚さを mmとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		フィルタ装置出口側圧力開放板
設定破裂圧力	kPa	100
個数	—	1

【設 定 根 拠】

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置出口側圧力開放板の設定破裂圧力は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の際に妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力にする。

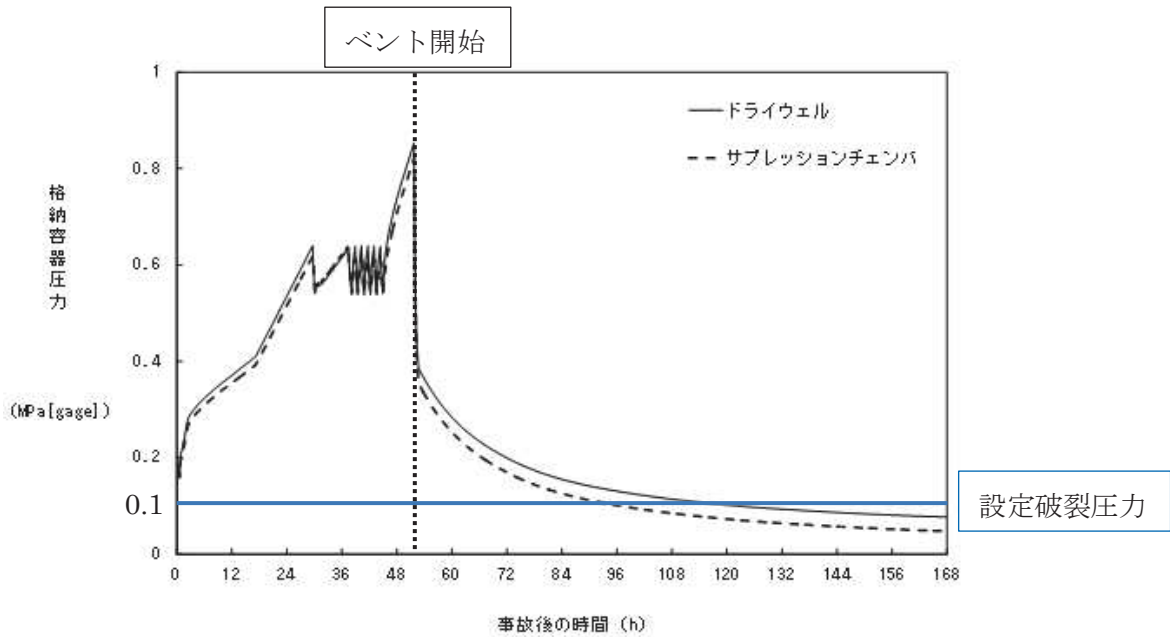


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」時における格納容器圧力の推移

50-8

接続図

- ・原子炉補機代替冷却水系

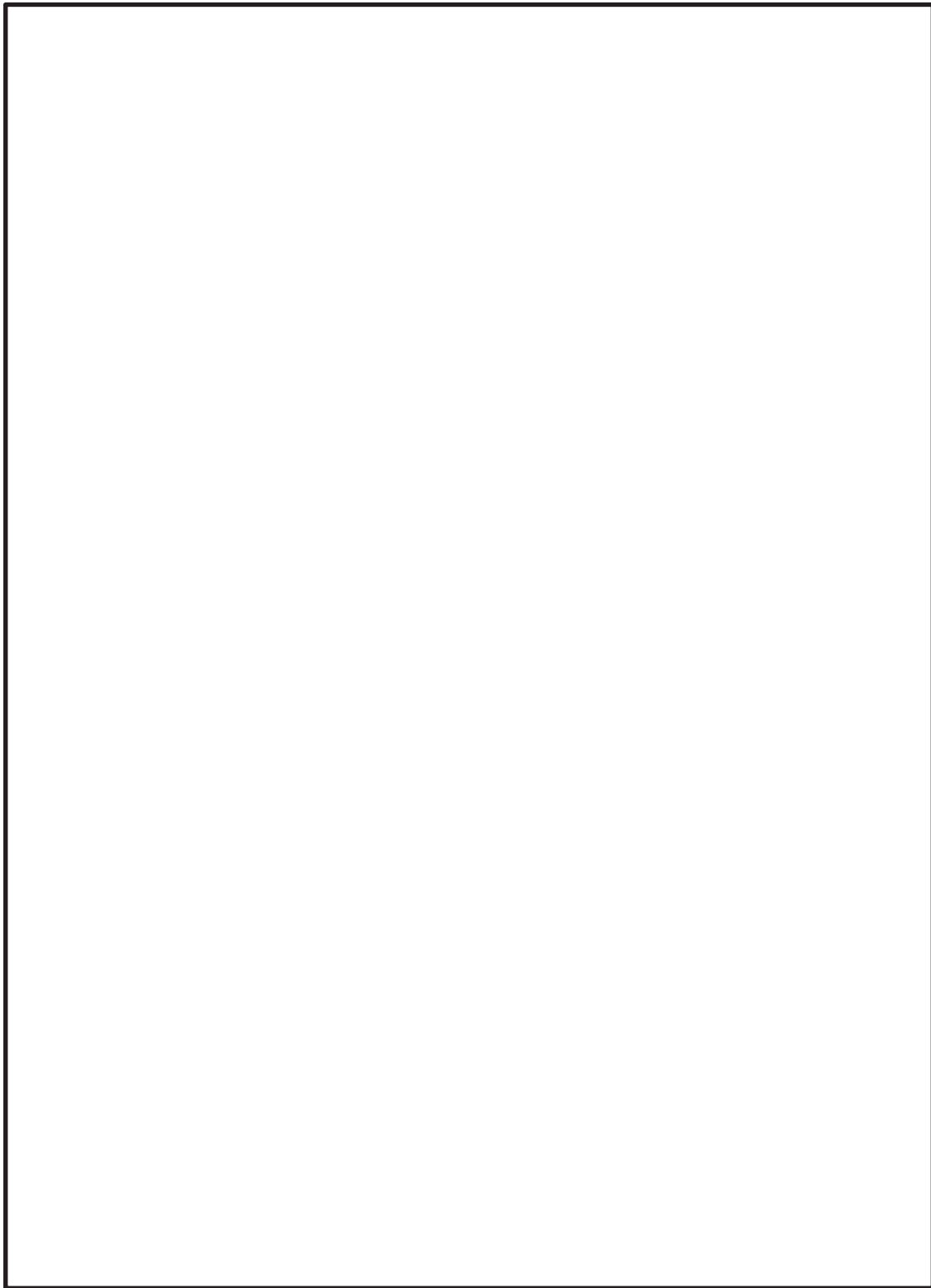


図 50-8-1 接続図
(2号海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

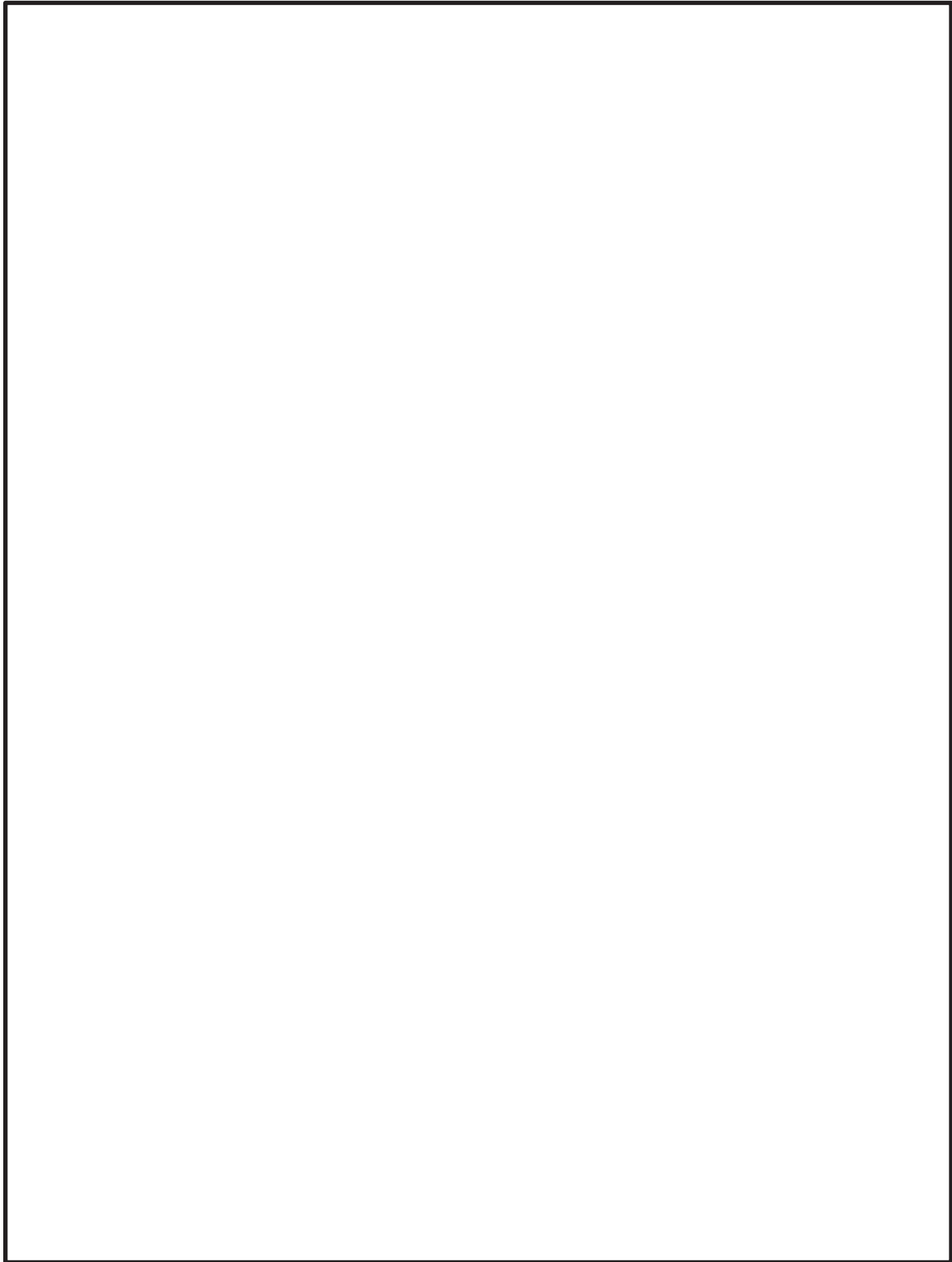


図 50-8-2 接続図
(2号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

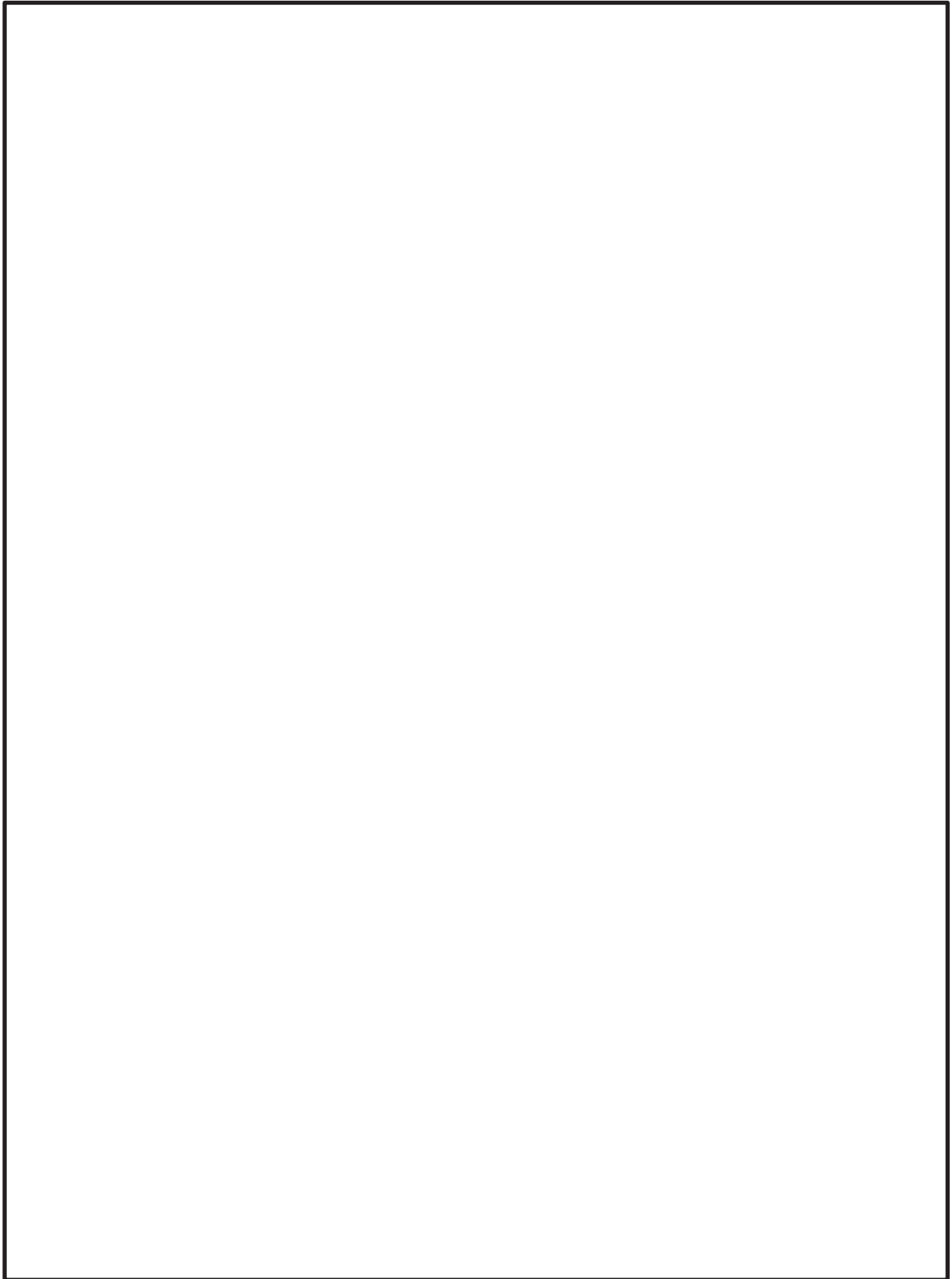


図 50-8-3 接続図
(2 号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-9

保管場所図

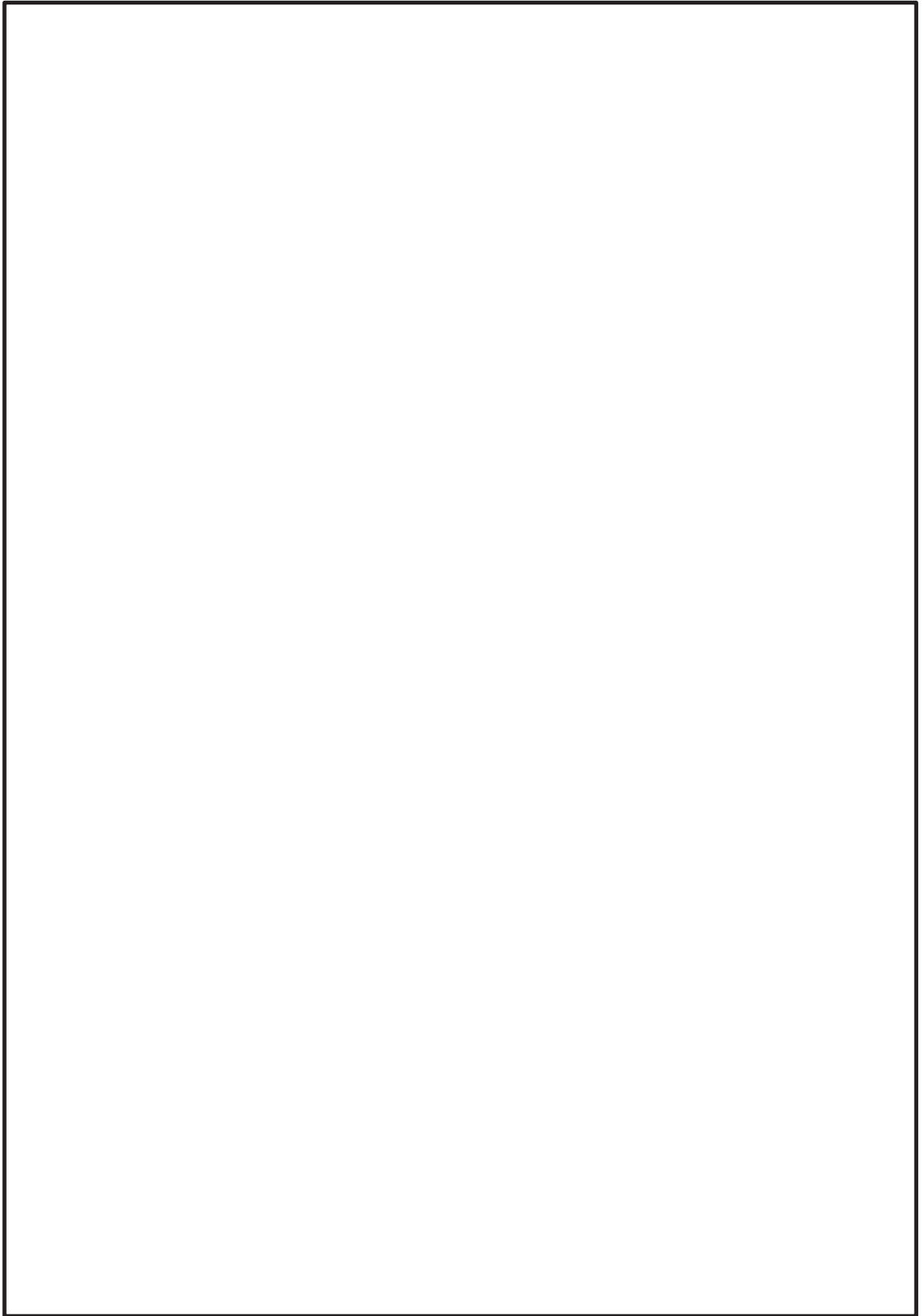


図 50-9-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

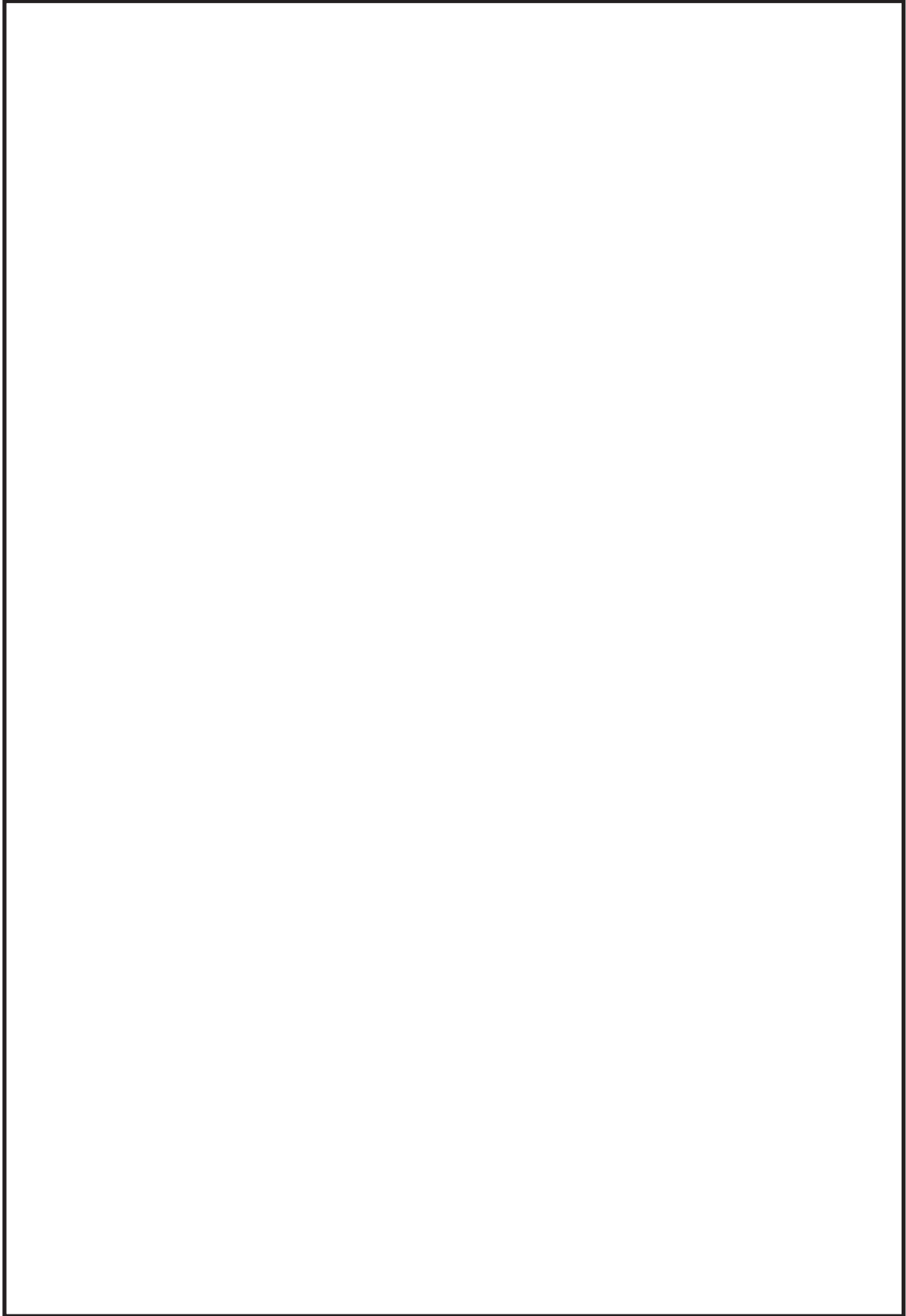


図 50-9-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉補機代替冷却水系

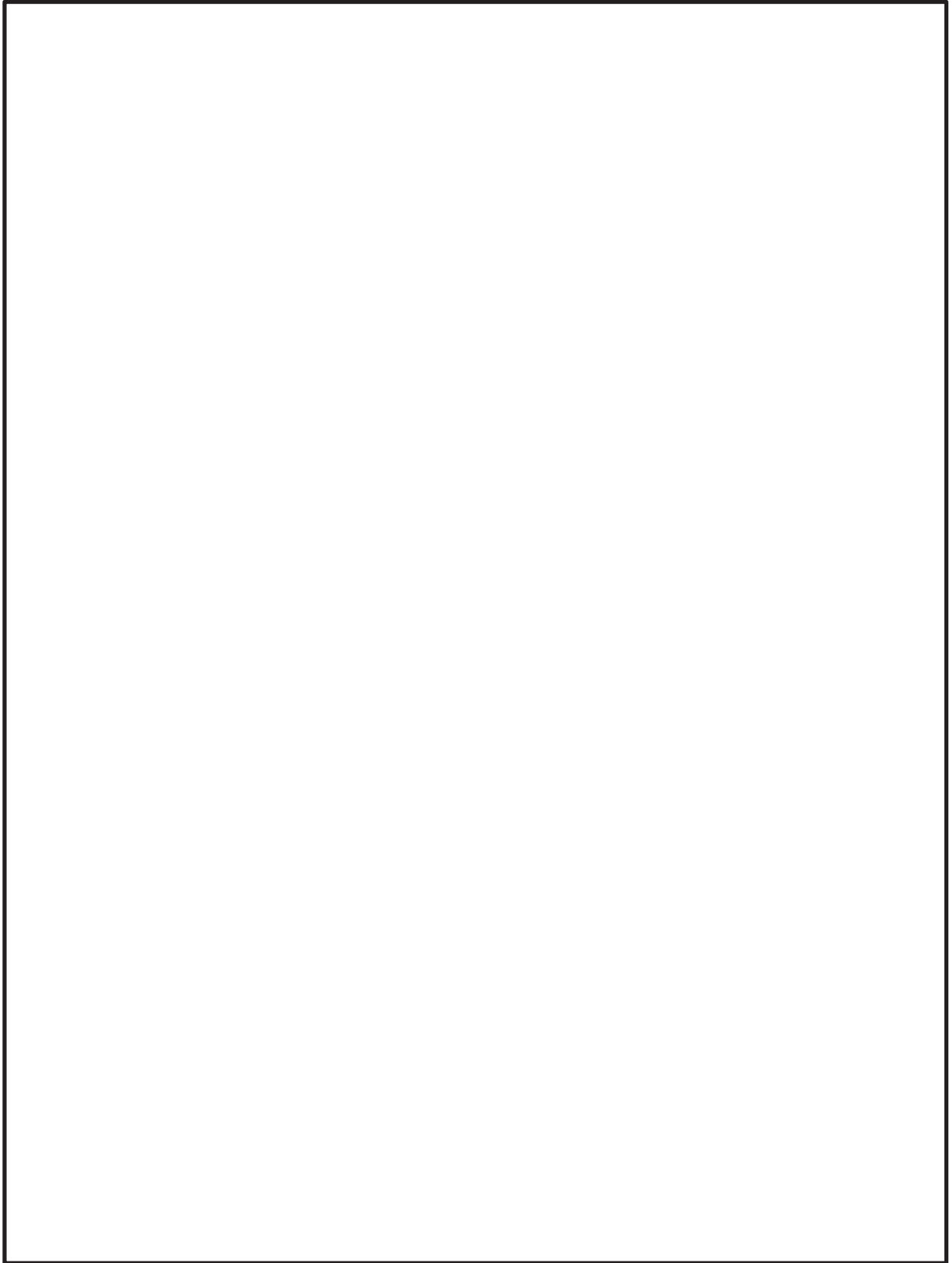


図 50-9-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10

アクセスルート図

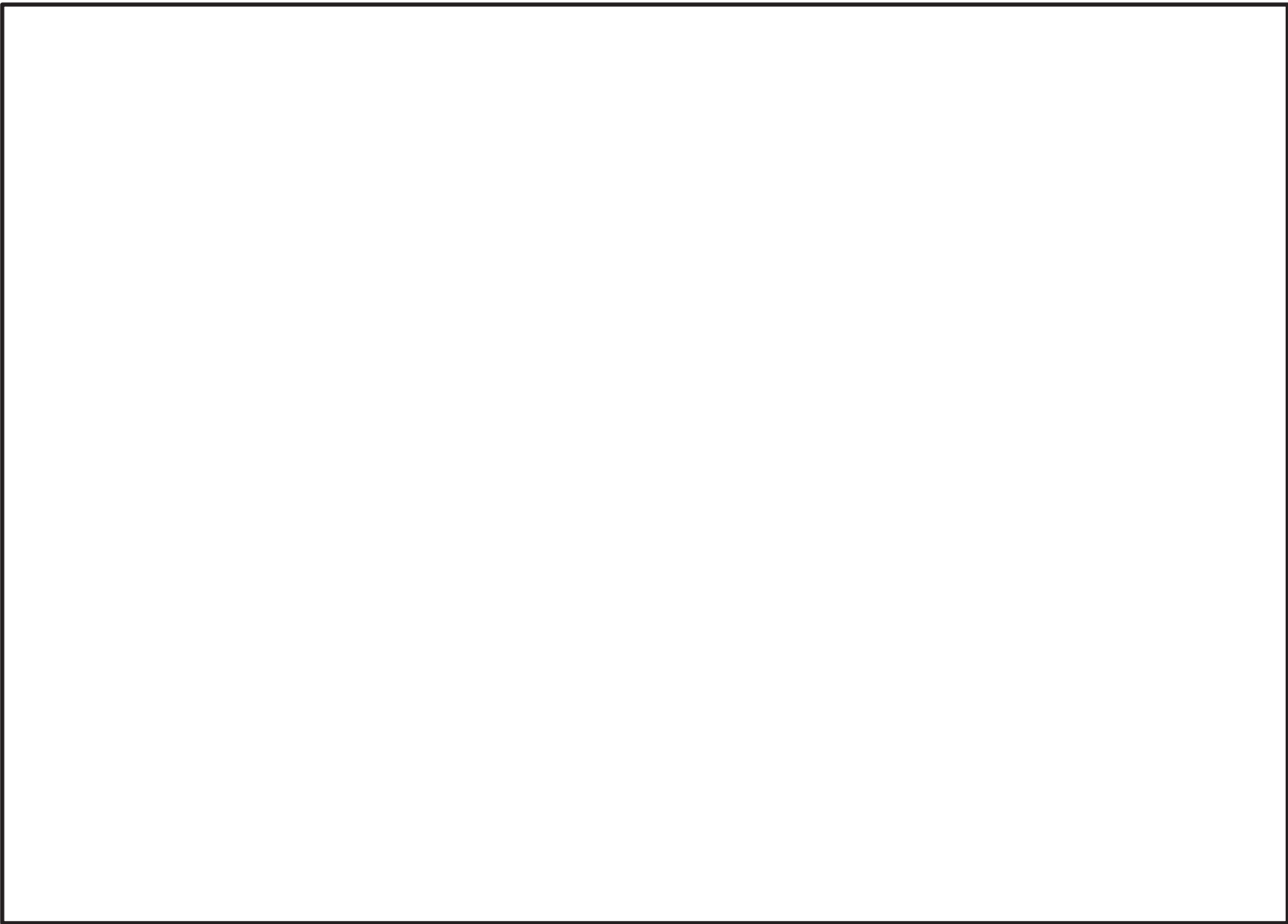


図 50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-1

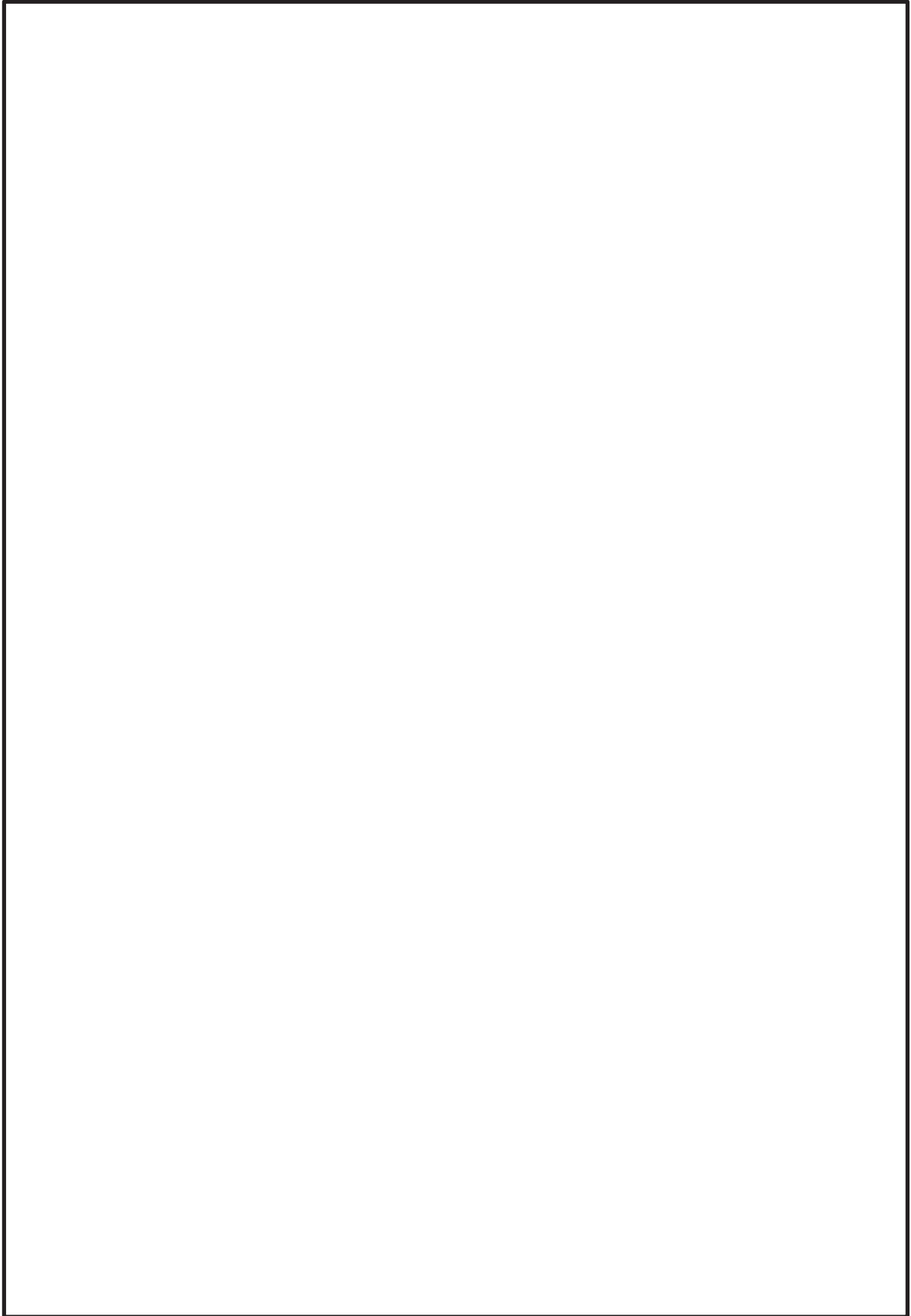


図 50-10-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

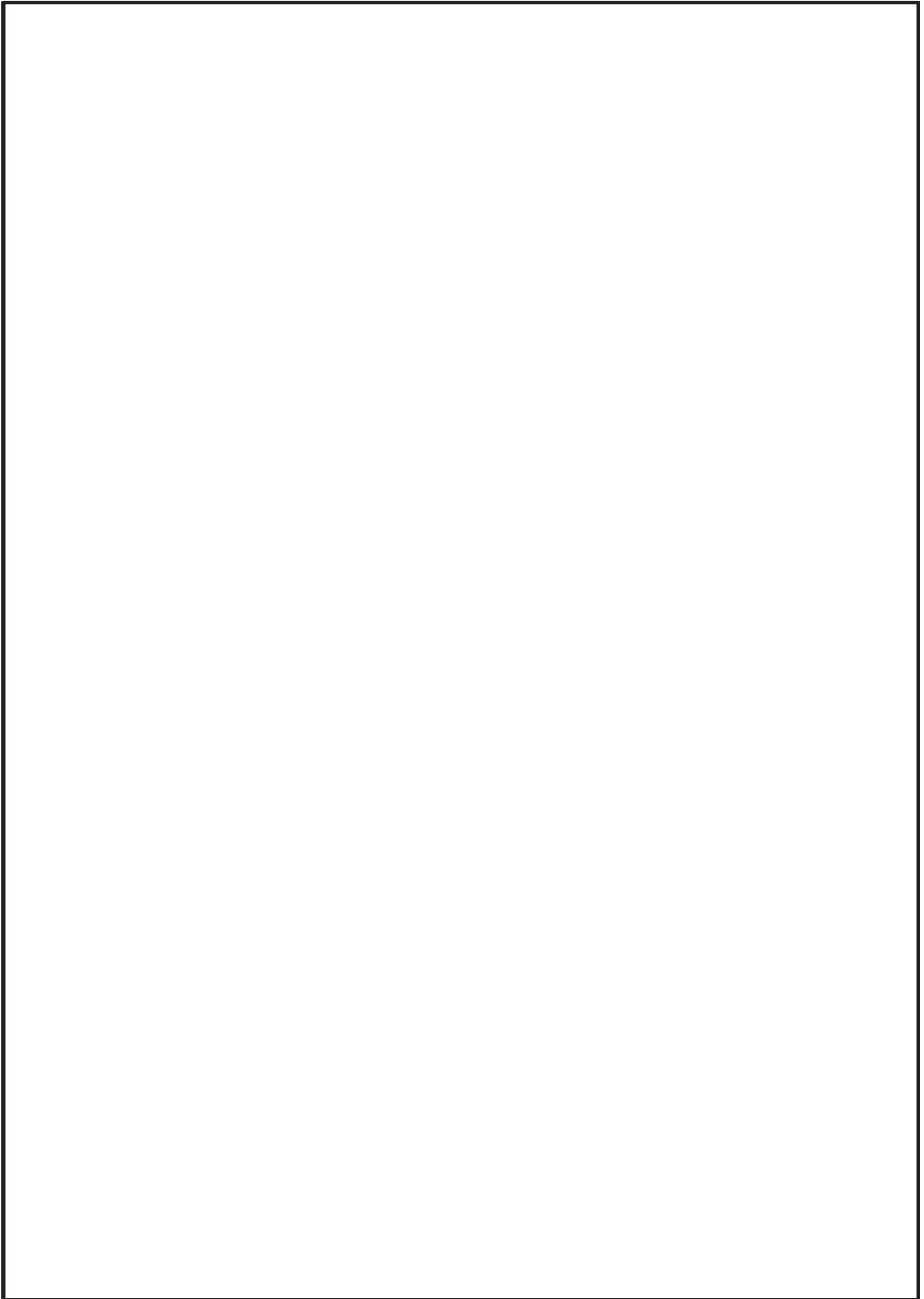


図 50-10-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-3

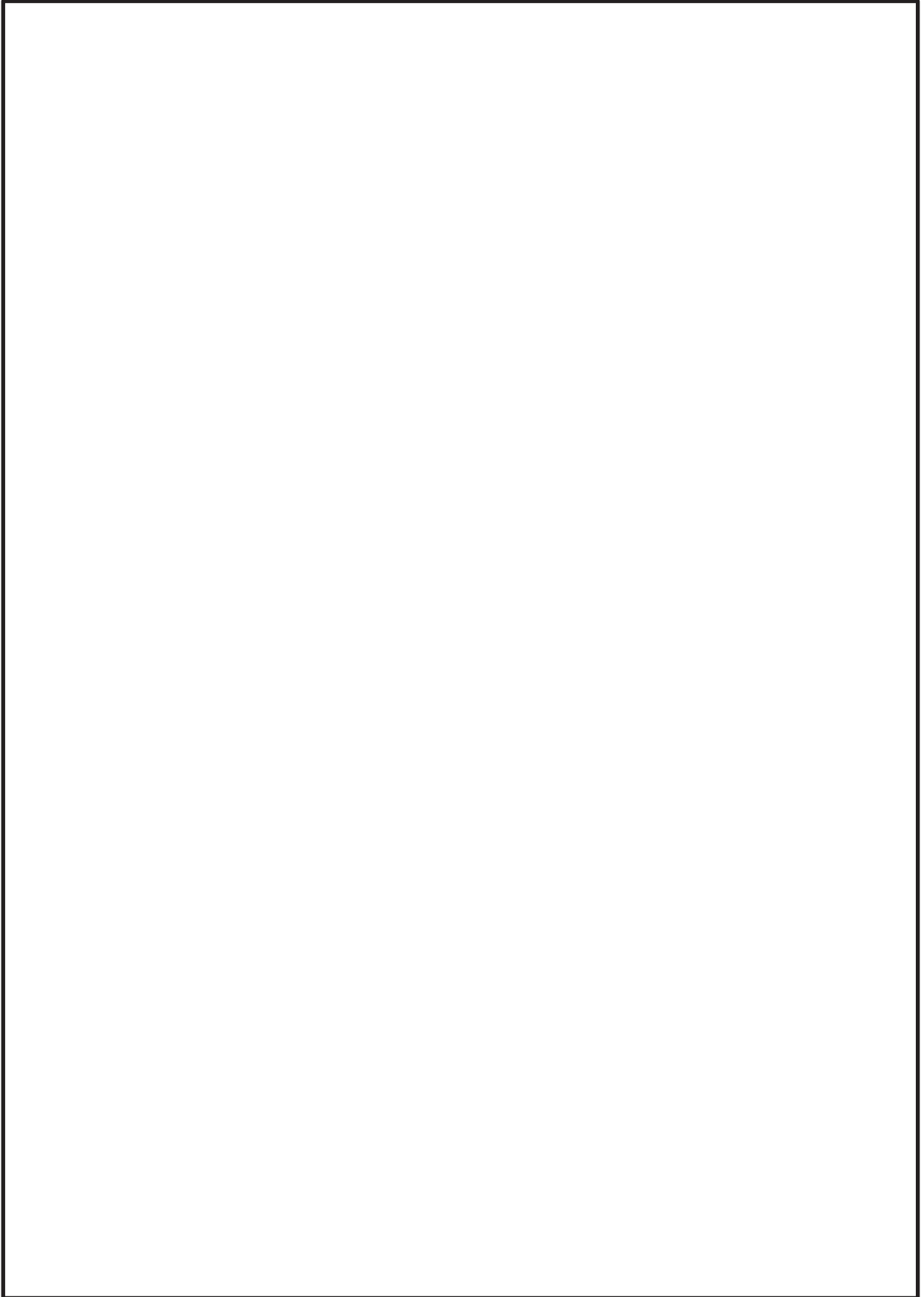


図 50-10-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-4

50-11

その他設備

【原子炉格納容器 pH 調整系】

1. 設備概要

原子炉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、サブプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器 pH 調整系を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、図 50-11-1 に示すように、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器 pH 調整系配管から原子炉格納容器内に注入する構成とする。

原子炉格納容器 pH 調整系は他系統から独立した系統構成とすることで、他系統に悪影響を及ぼさない設計とする。

さらに、次項に示すとおり、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、原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

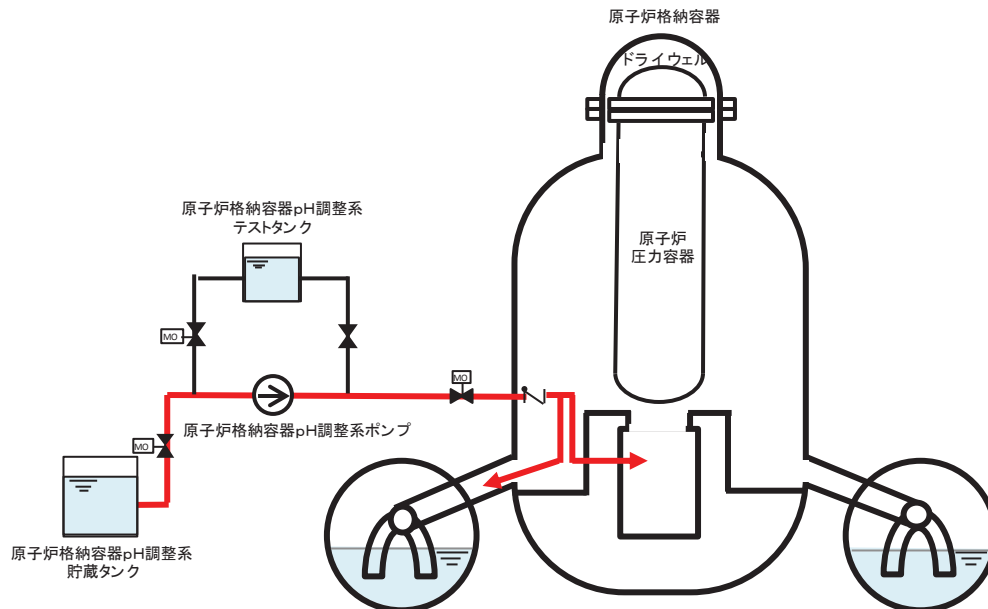


図 50-11-1 原子炉格納容器 pH 調整系 系統概要図

2. 原子炉格納容器 pH 調整による原子炉格納容器への悪影響の確認について

2.1 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は、サプレッションチェンバ及びペDESTALへ注入するが、最終的にはサプレッションチェンバに流入する。その場合、サプレッションチェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [wt%], pH は約 となる。

サプレッションチェンバで使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 50-11-2 及び図 50-11-3 に示す。pH 調整実施後の濃度では、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。

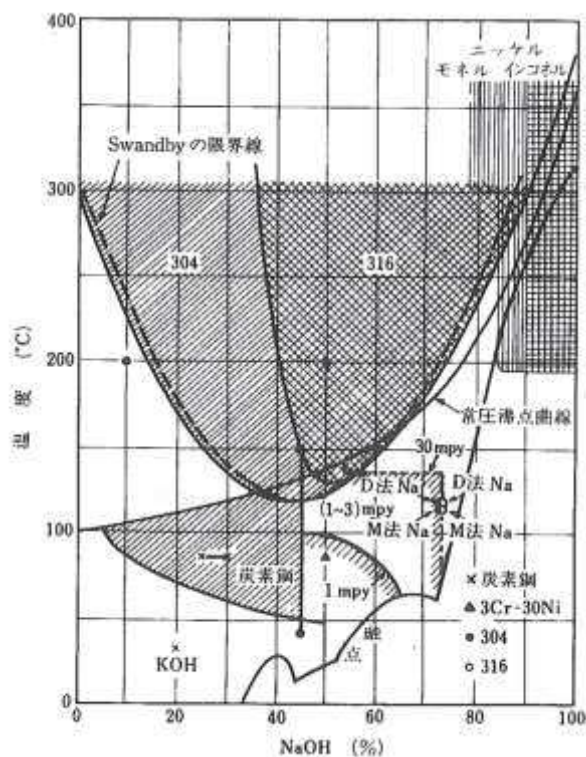


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

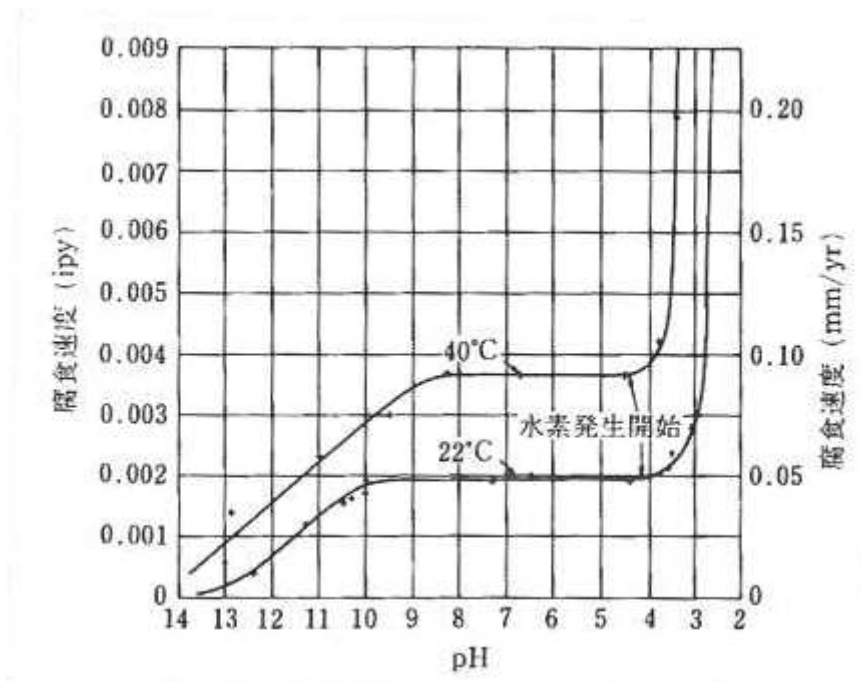


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH 温度^[1]

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 に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，表 50-11-1 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。

表 50-11-1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

--

これらから，pH 調整による原子炉格納容器バウンダリの悪影響はないことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 50-11-4 に示すが，本システム使用後の濃度である約 [wt%] では，水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

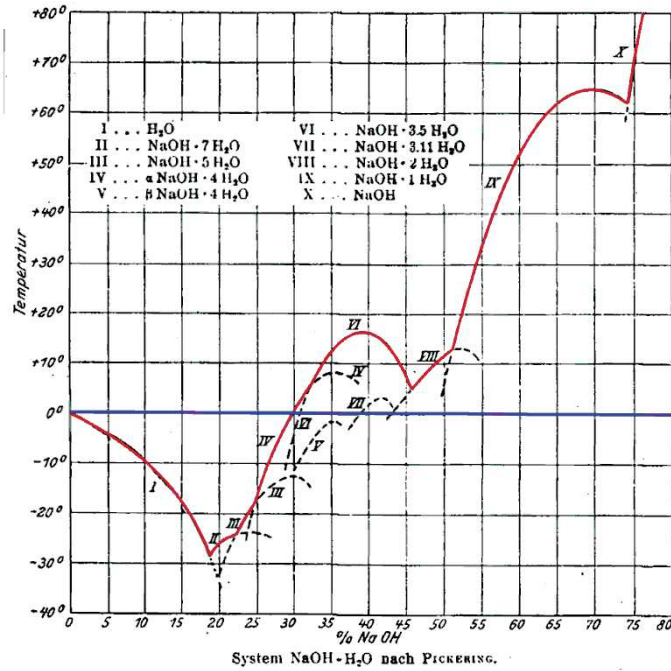


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

《参考図書》

[1] 小若, 金属の腐食と防食技術

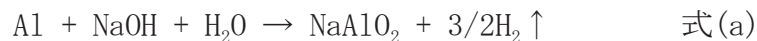
[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

2.2 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(a)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, 亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり, 式(b)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。

薬液注入後, 水没が予想されるサブプレッションチェンバ及びペDESTAL内に使用しているアルミニウムや亜鉛から水素の発生量を評価する。

評価については, 保守的にサブプレッションチェンバ及びペDESTAL内のアルミニウムと亜鉛がすべて反応し水素が発生するとして評価を行う。



2.2.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は、配管保温材の外装材とプラットフォームのグレーチング材等である。

これらのうち、ペDESTAL内で使用しているプラットフォーム内のアルミニウムのすべ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】

・アルミニウム原子量：27g/mol

【計算結果】

上記条件よりアルミニウムの量は kg となる。式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 27\text{g/mol} \times 3/2 \times 2.016\text{g/mol})$$

2.2.2 亜鉛による水素発生量

原子炉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、アルミニウムと同様に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】

・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)

・亜鉛原子量：65.4g/mol

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はサブプレッションチェンバで約 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ m}^2 \times \text{ } \mu\text{m} \times 7.2\text{g/cm}^3)$$

式(b)よりこの亜鉛量が全量反応すると、水素の発生量は約 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$

2.2.3 水素発生量による影響について

水-ジルコニウム反応等により原子炉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 282[kg] であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多く占めている

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ことから、原子炉格納容器の圧力抑制には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化しており、本反応では酸素の発生がないことから、pH 調整に伴って原子炉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考えられる。

2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

原子炉格納容器 pH 調整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、薬液注入後に代替循環冷却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プール水が水源となるため、代替循環冷却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。

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2.1 で示す通り pH 調整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。

また代替循環冷却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 50-11-2 に示す通り炉内が高温になったとしても腐食することはない。

【代替循環冷却系 残留熱除去系吸込ストレーナ】

1. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

女川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、ストレーナの大型化工事を実施するとともに、原子炉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を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、事故時に原子炉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（ケイ酸カルシウム等）、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チェンバのプール水の流動により粉碎された状態でストレーナに流れついたとしても、繊維質の保温材がなく、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、これらの粉上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、代替循環冷却系を使用開始する時点では、サプレッションチェンバのプール水内の流況は十分に静定している状況であり、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}

重大事故等時の環境下では、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からのオーバーフローや、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、重大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となるよう設計上の考慮を行っている。

※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、ストレーナメッシュを通過するような細かな粒子状デブリ（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、圧損を上昇させる効果を言う。

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 Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 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「1/8 inch. (約 3.1mm) 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 0.11 inch (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力損失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ルスクリーン表面における化学的相互作用による圧力損失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力損失上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却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 50-11-2 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：代替循環冷却系の使用開始は事故後 24 時間後以降であり、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のプール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 m/s 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※3 : BWR は RPV 破損後の溶融炉心の落下先は原子炉圧力容器下部のペDESTAL であり，代替循環冷却系の水源となるサブ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ペDESTAL へ落下し，ペDESTAL 床面から約 0.5m の位置にあるベント管を通じてサブプレッションプールへ流入することとなる（図 50-11-5 参照）。粒子化した溶融炉心等がペ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ペDESTAL から巻き上げられ，さら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，溶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。

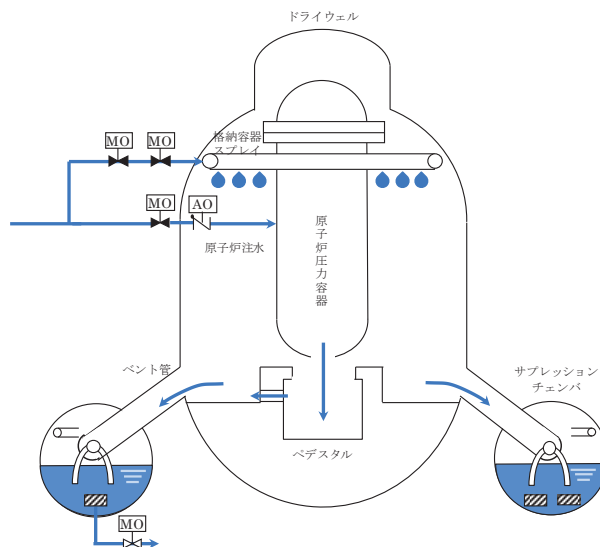


図50-11-5 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4 : GSI-191 における検討において，サンプル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 50-11-6 参照）。当該試験は PWR サンプル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 50-11-7 参照），ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさら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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

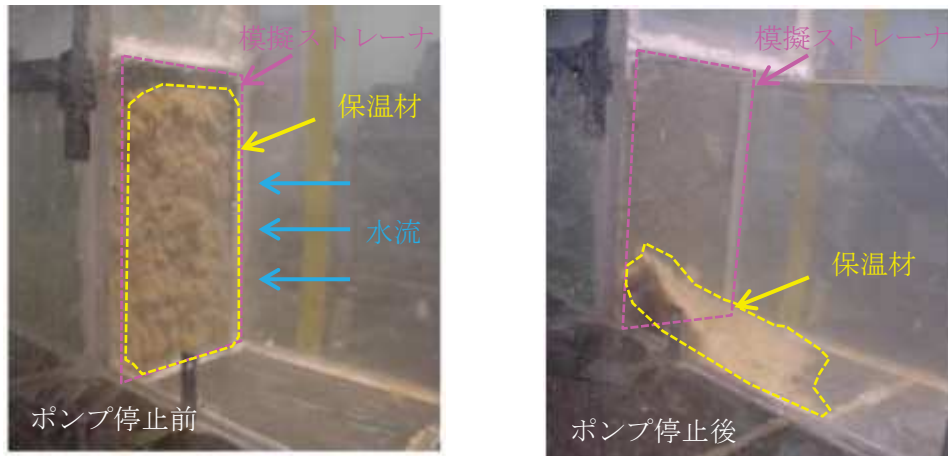


図50-11-6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



図50-11-7 女川2号炉残留熱除去系ストレーナ

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、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、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作ができる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-8 に示す。図 50-11-8 に示すとおり、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、大容量送水ポンプから送水することで逆洗操作が可能な設計としている。したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量を監視し、流量が異常に低下した場合は代替循環冷却ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

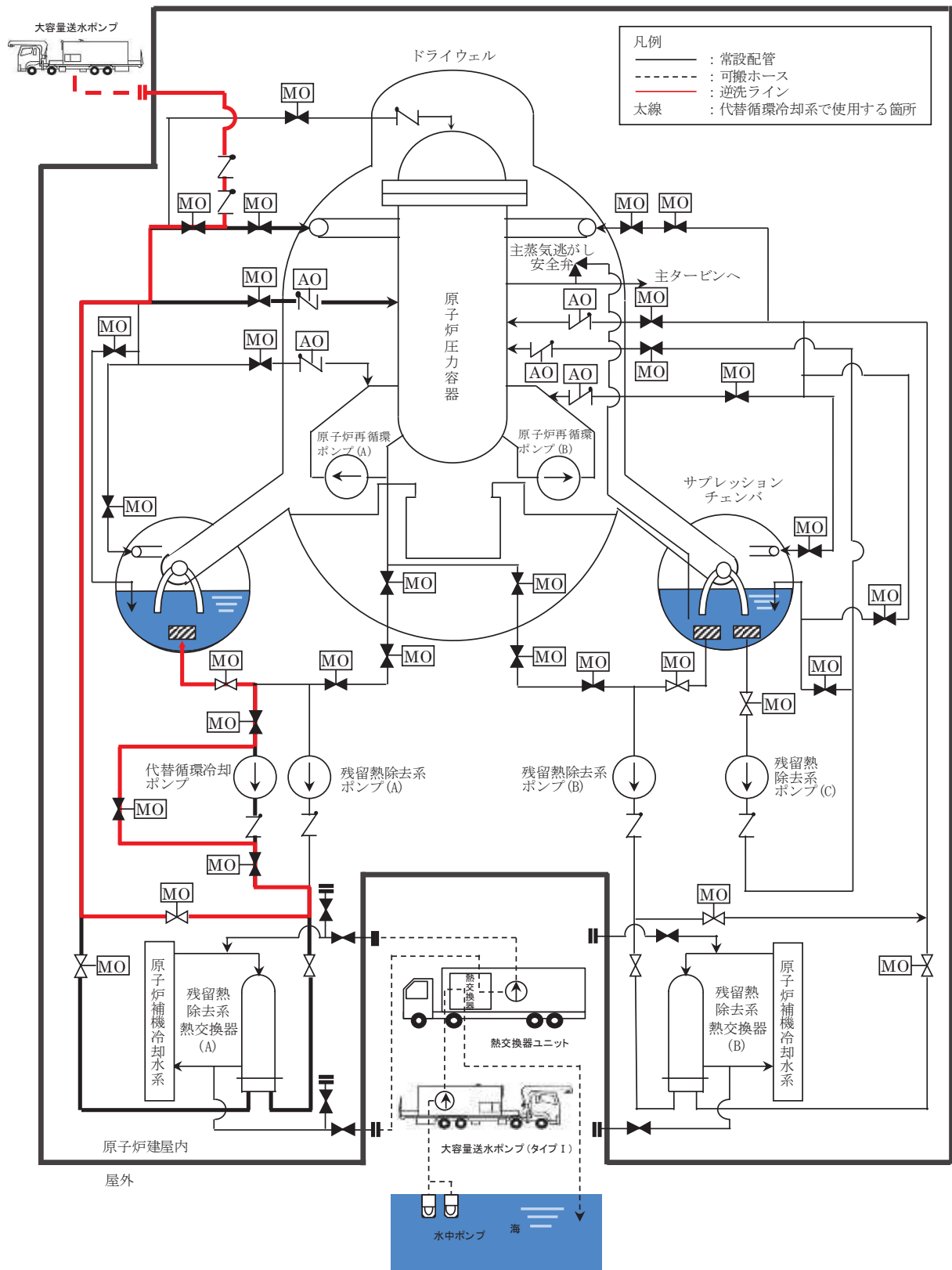


図 50-11-8 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

【原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置】

1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、図 50-11-9 に示すとおり、可搬の薬液補給装置により、薬液を原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

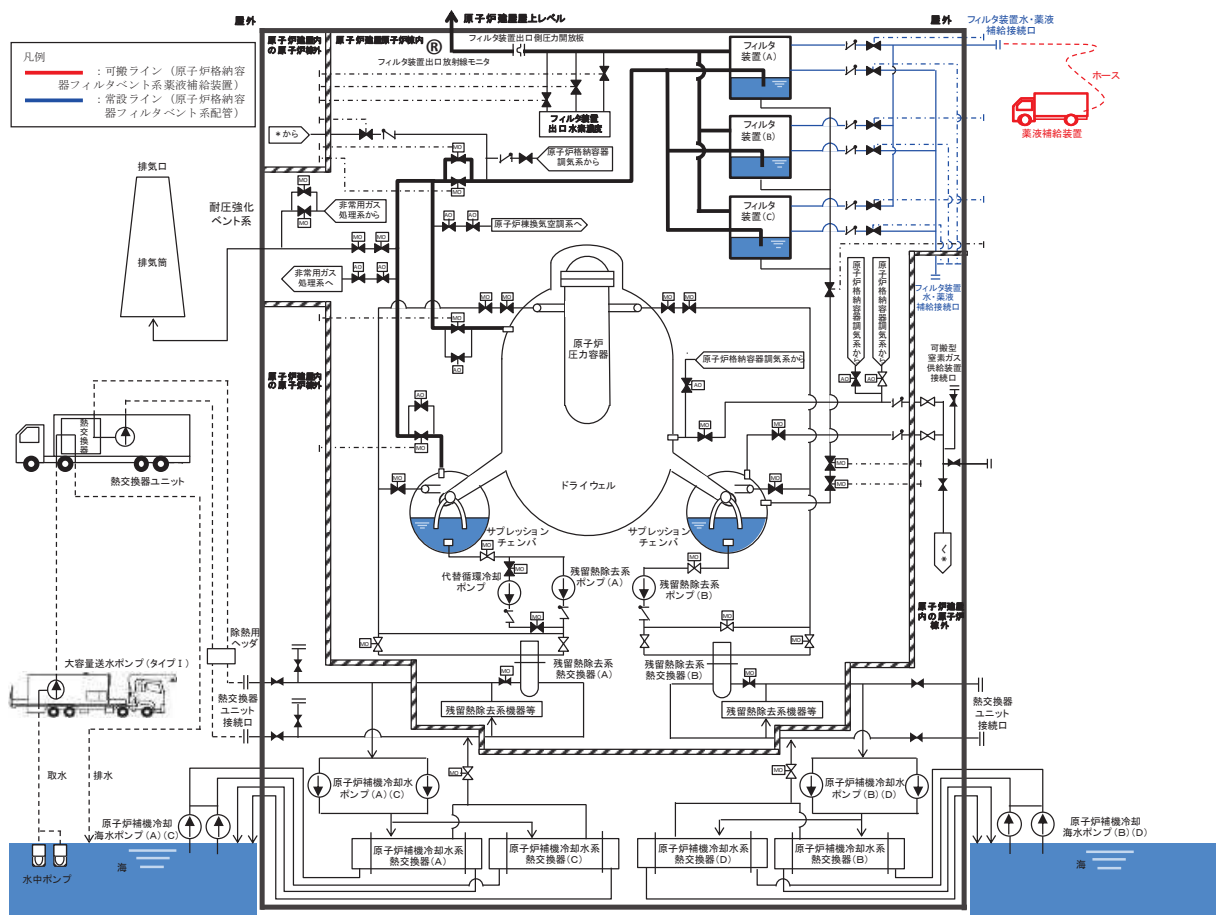


図 50-11-9 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置 系統概要図

50-12

注水用ヘッドについて

注水用ヘッドについて

1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てを 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。（50-7 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も 1 台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるように、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 50-12-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として 1 セット 1 台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計 3 台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

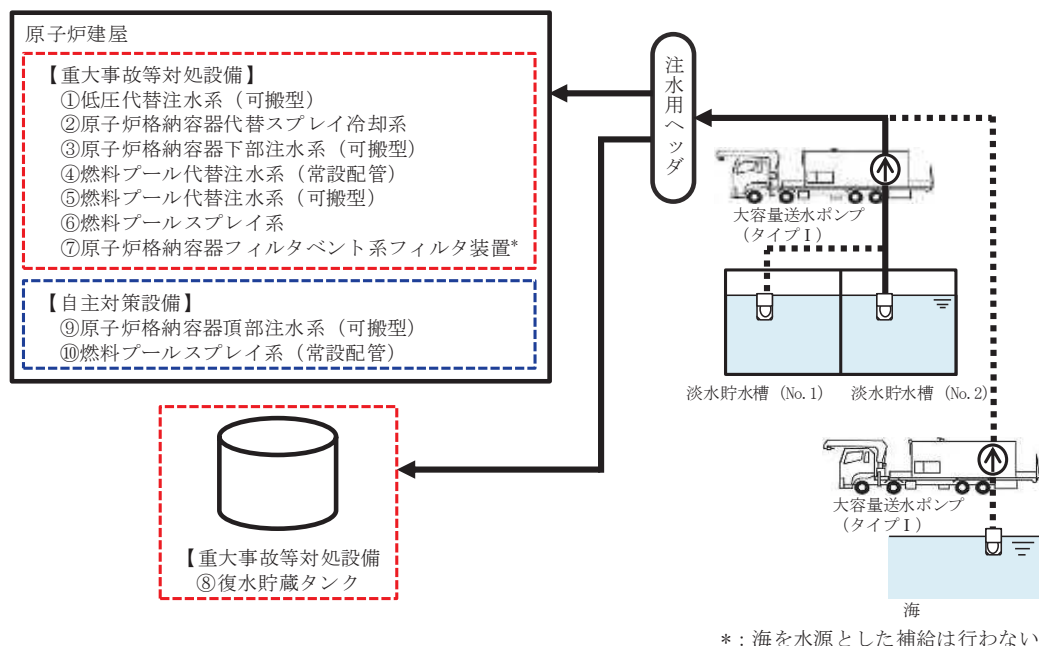


図 50-12-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 50-12-1 に示す。

表 50-12-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1,2}									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h ^{*3} 29h ^{*4}	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故										
想定事故 1	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

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

*3：代替循環冷却系を使用する場合。

*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部，付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は，一対一の関係とし，名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の，注水用ヘッダの接続部と接続先の接続口の関係を表 50-12-2 に示す。

また，有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）の接続状態の概要図を図 50-12-2 示す。

表 50-12-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	— *2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

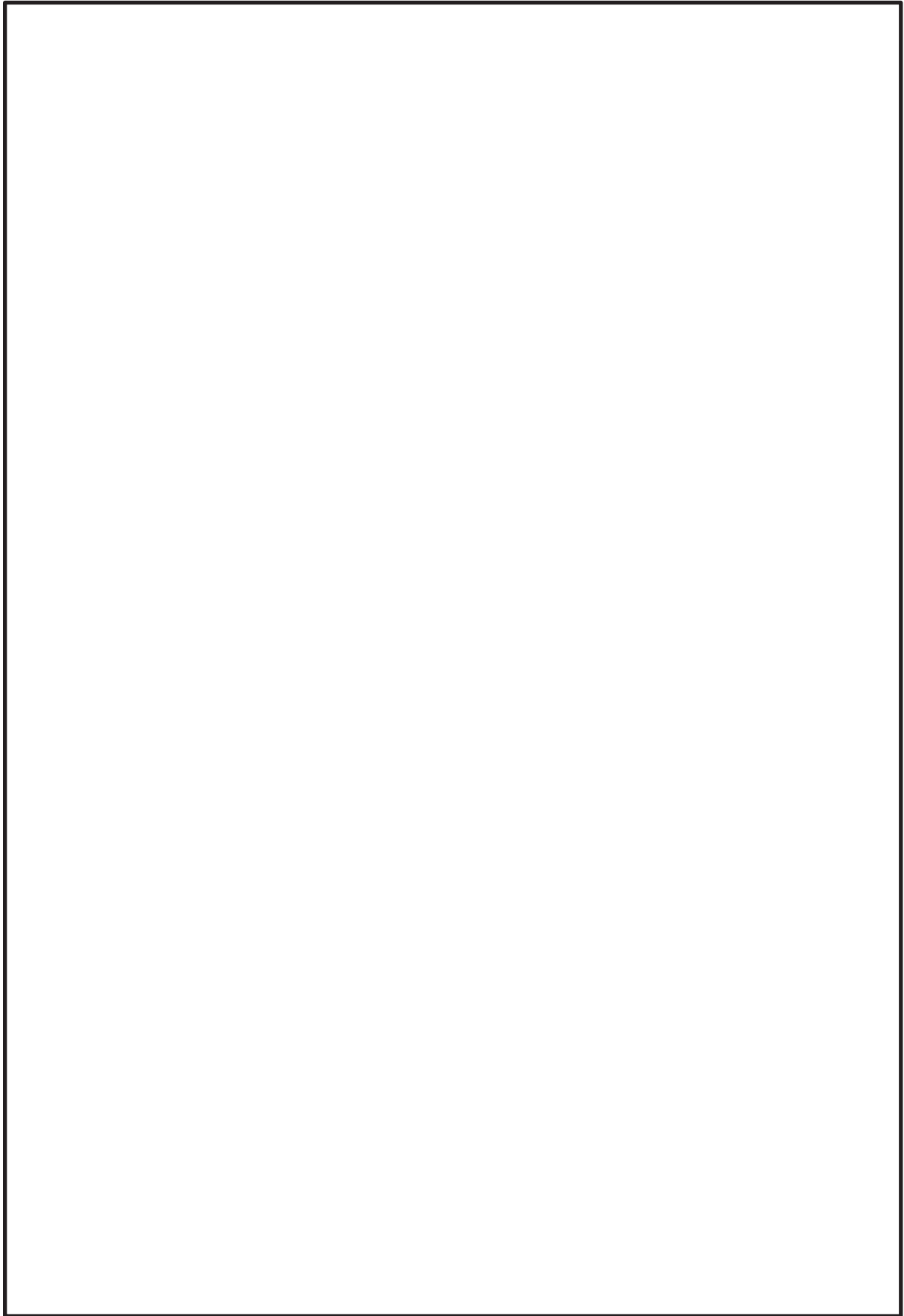


図 50-12-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.2 操作性及び切替えの容易性

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

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 50-12-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 50-12-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

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

注水用ヘッダから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッダ付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッダに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッダ付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッダと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッダの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

50-13

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 50-13-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

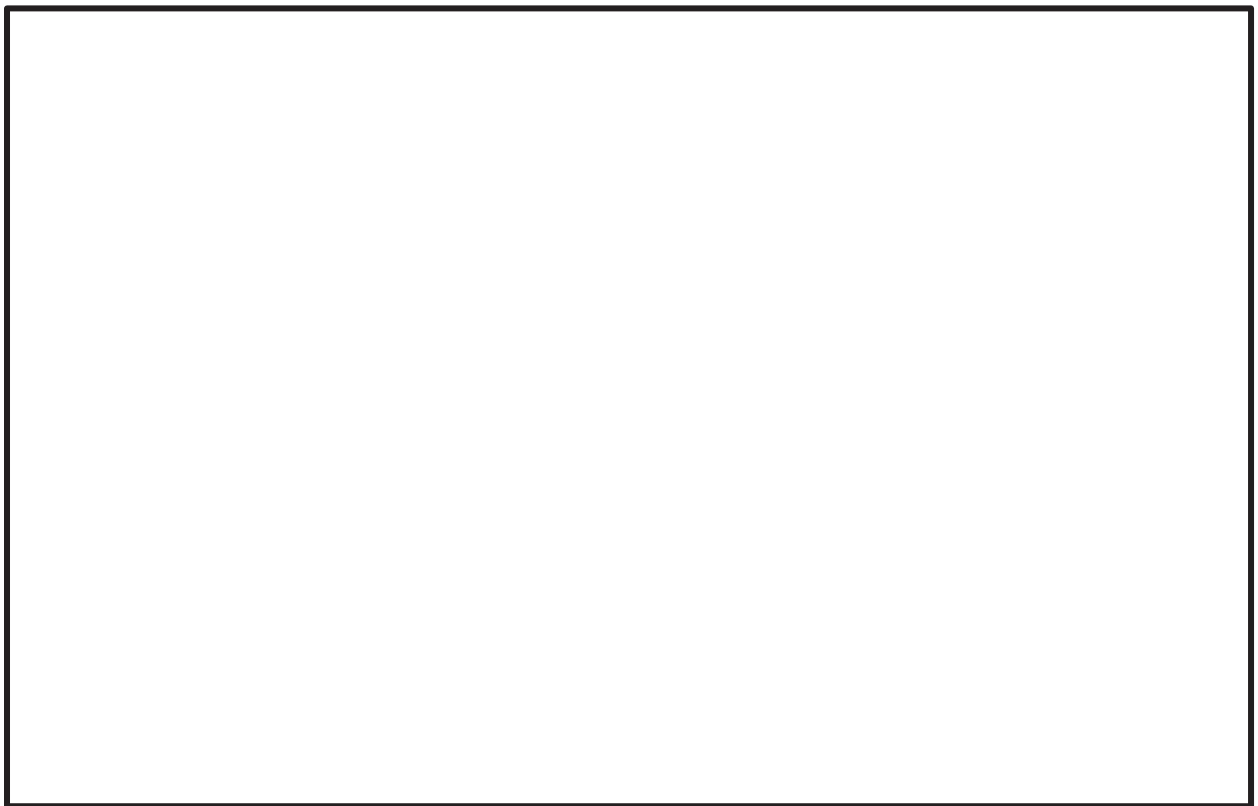


図 50-13-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-14

熱交換器ユニット構造について

熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 50-14-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

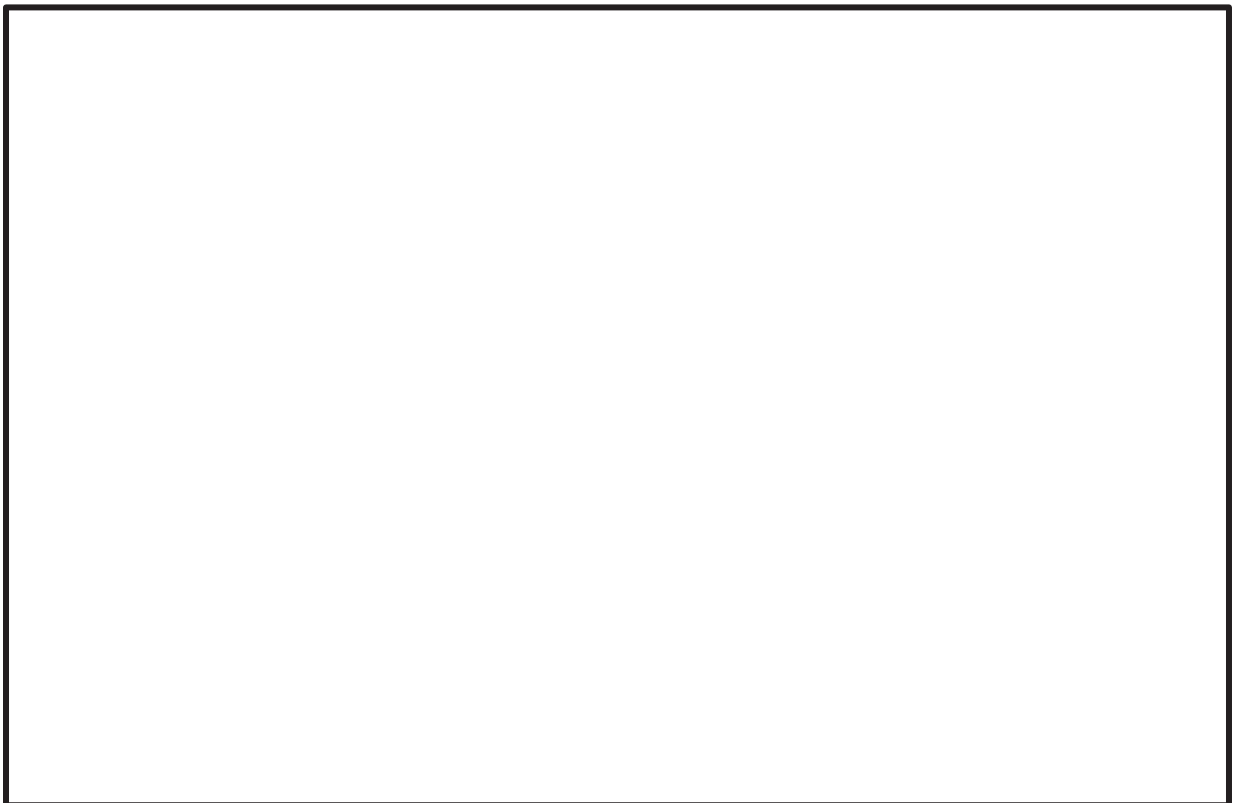


図 50-14-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

52 条

52-1 SA 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 接続図

52-8 保管場所図

52-9 アクセスルート図

52-10 その他設備

52-11 計測設備の測定原理

52-12 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

52-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬型窒素ガス供給装置		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	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
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-7 接続図, 52-8 保管場所図		
		第2号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 発電機	A, I	
		関連資料	52-5 試験及び検査			
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	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)	対象外	対象外
			関連資料	52-4 系統図, 52-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a		
	関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続, より簡便な接続	B, C	
			関連資料	52-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	52-7 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を選定)	—	
			関連資料	52-7 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	52-8 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	52-9 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	緩和設備 (又は防止・緩和以外) — 対象外 (同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし)	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			
	関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図, 52-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (D/W)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	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	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
	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)	計測制御設備	K		
		関連資料	52-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	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	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
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (S/C)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	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	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
	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)	計測制御設備	K		
		関連資料	52-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	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	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
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気水素濃度		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	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	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			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	K		
		関連資料	52-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	52-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	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
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気酸素濃度		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	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	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			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	K		
		関連資料	52-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	52-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	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
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源, 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

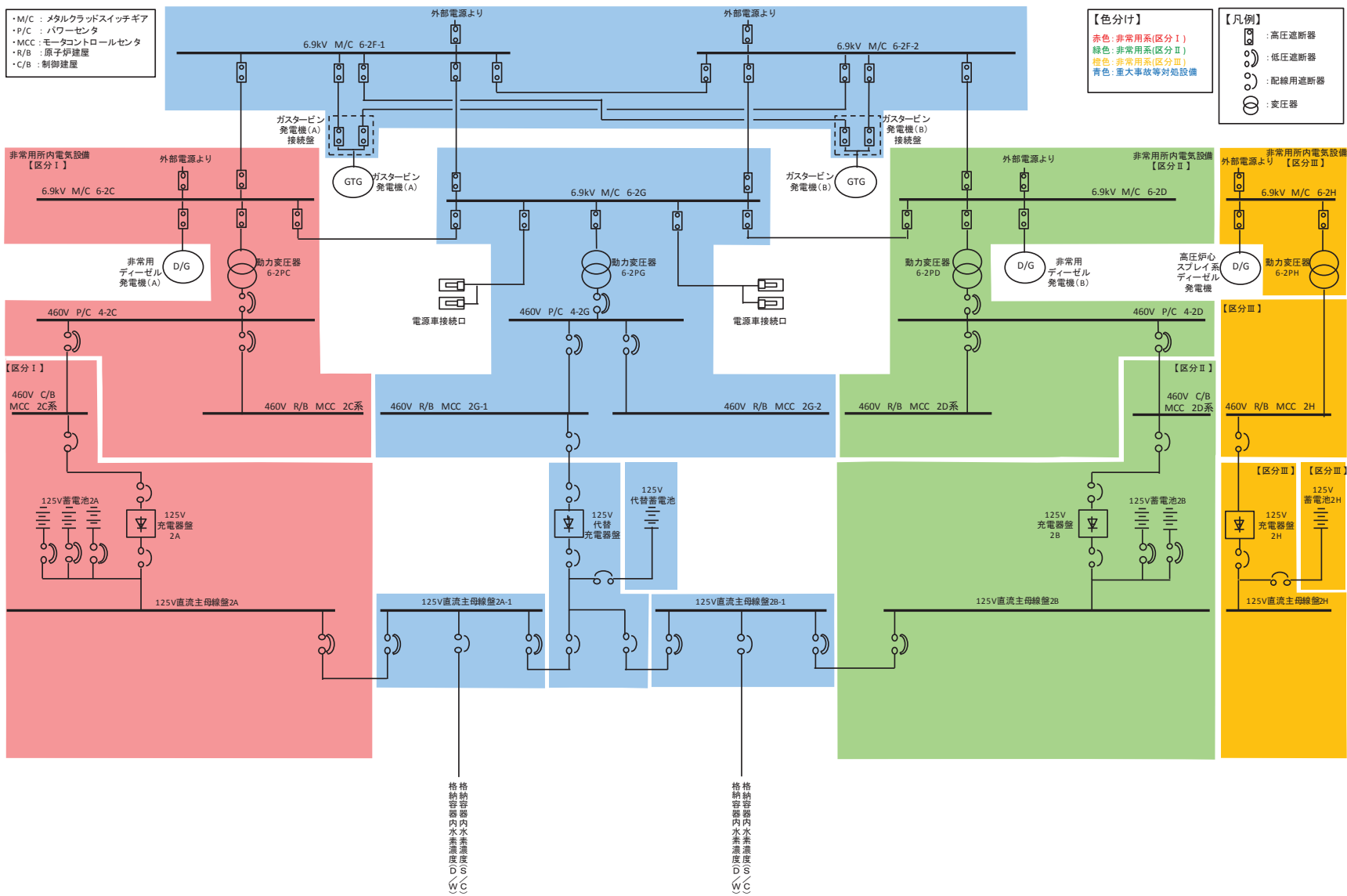






図 52-2-1 単線結線図 (直流)

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

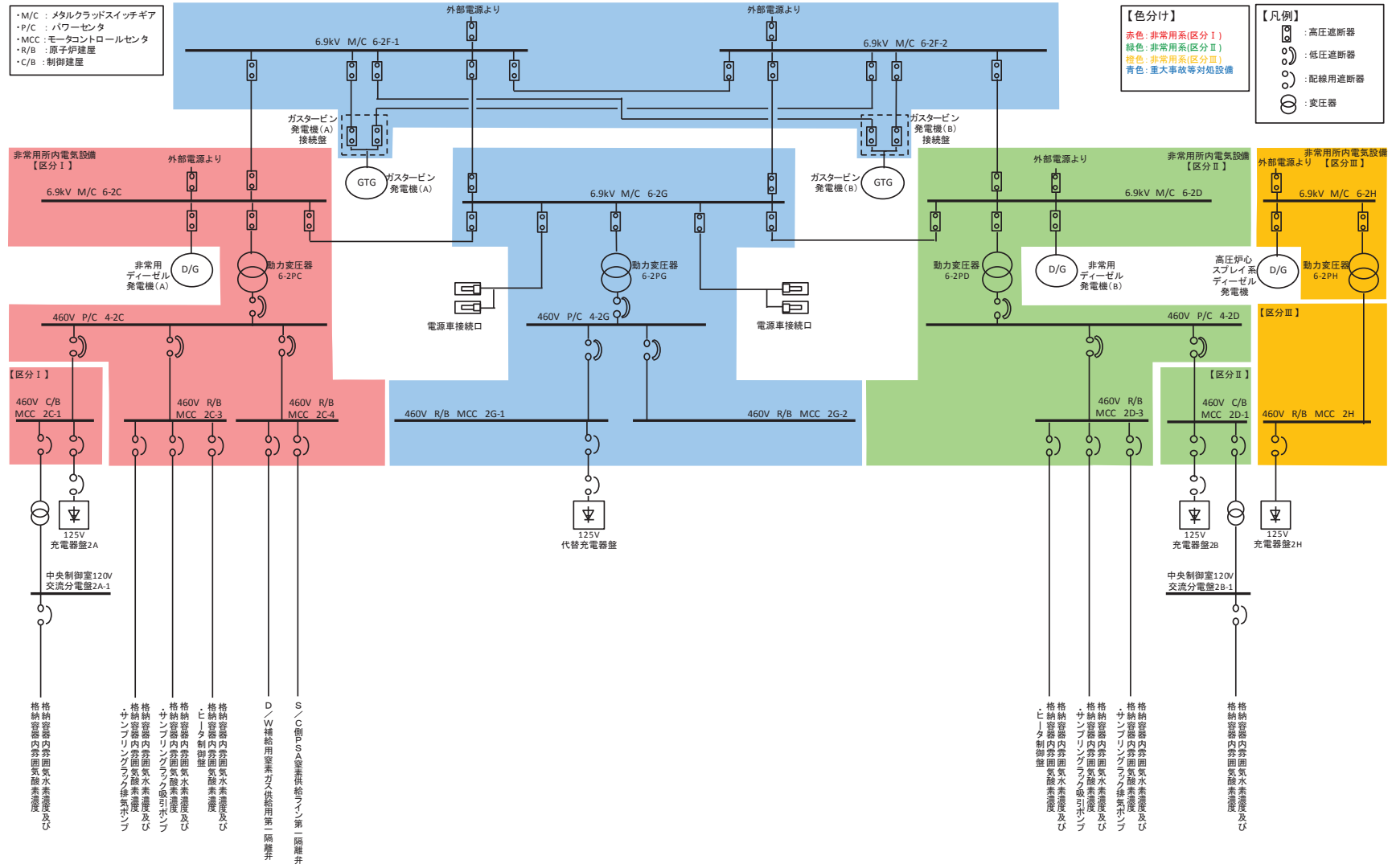


図 52-2-2 単線結線図 (交流)

52-2-2

52-3
配置図

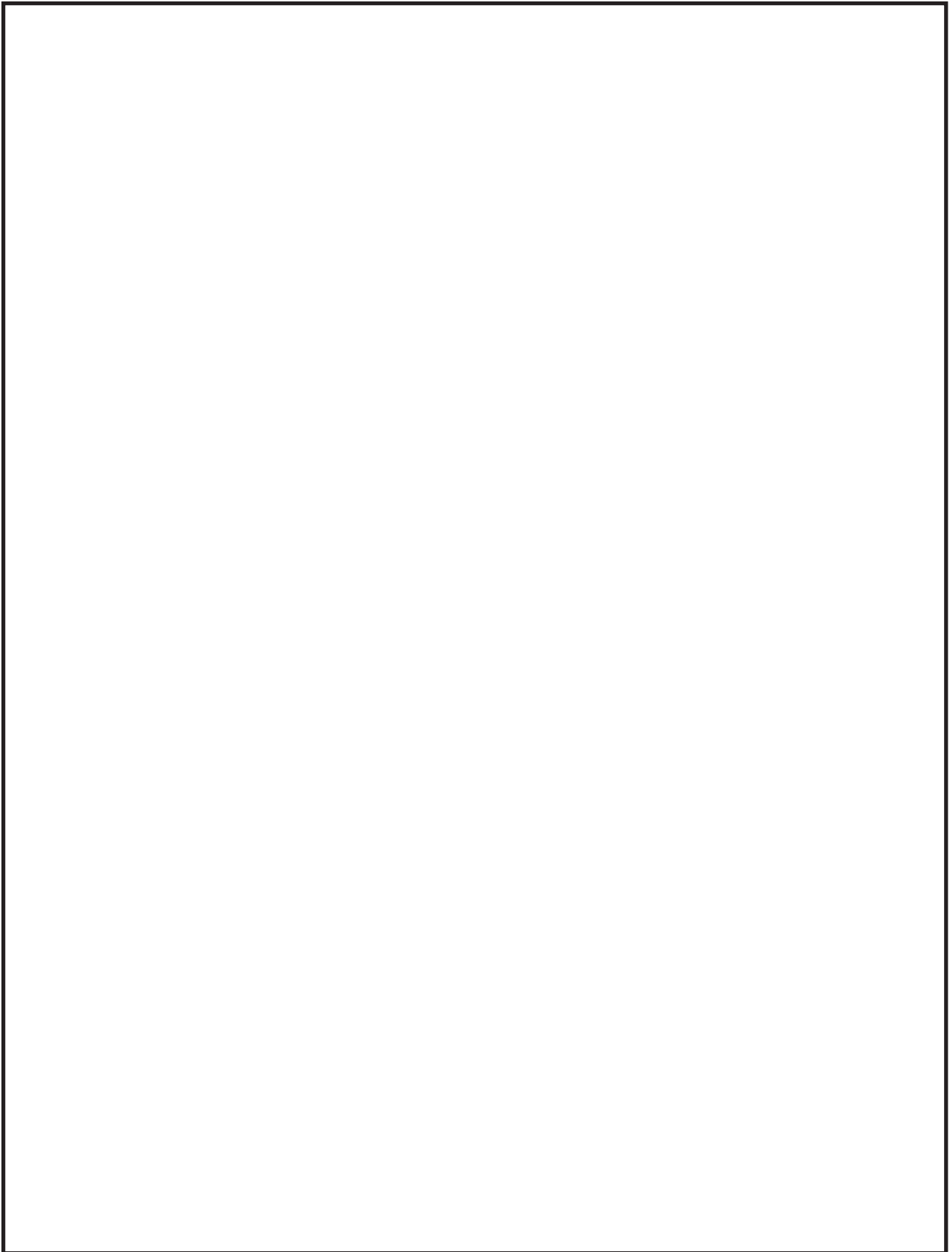


図 52-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-1

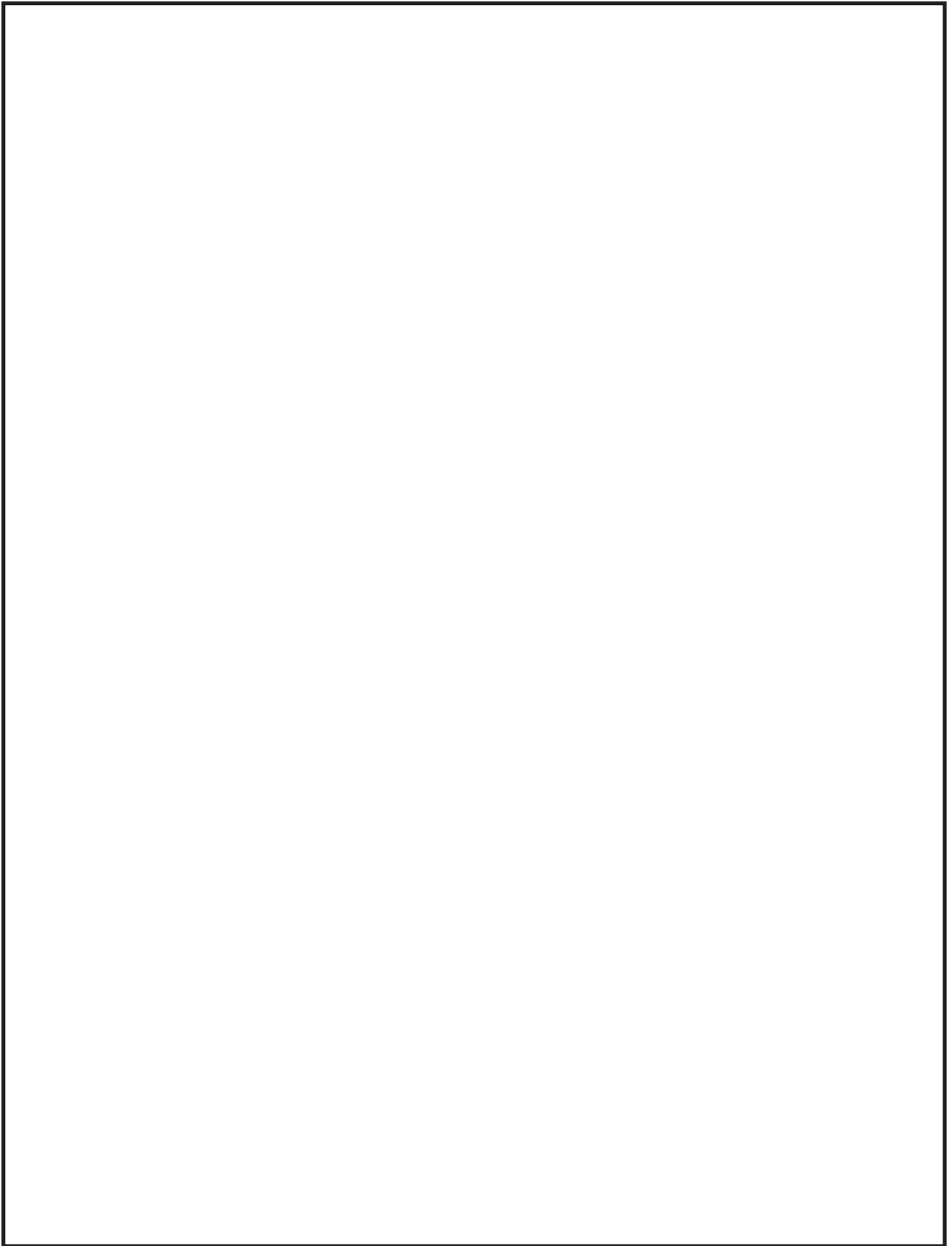


図 52-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 52-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

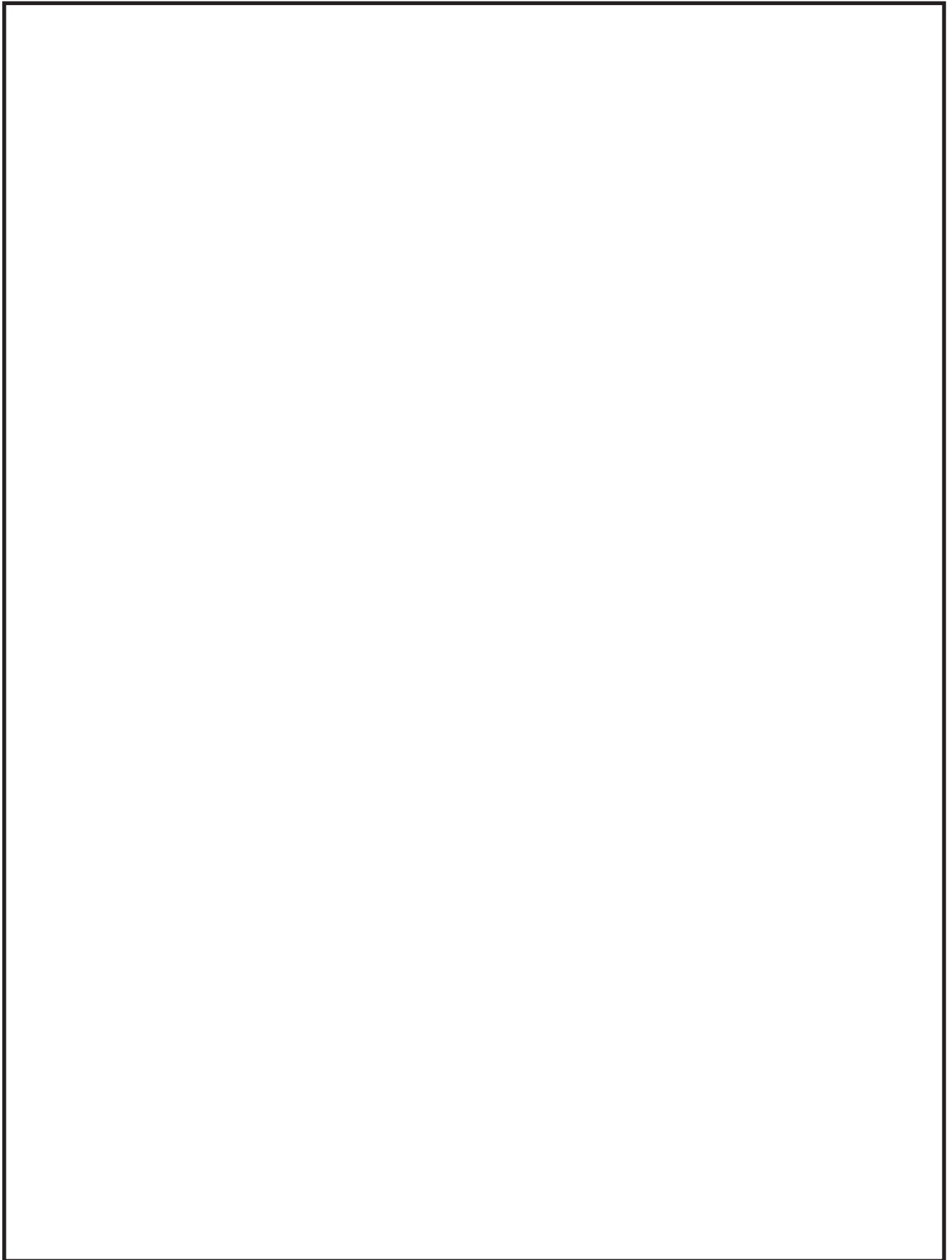


図 52-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-4
系統図

表 52-4-1 可搬型窒素ガス供給装置 機器リスト

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッションチェンバ側への窒素供給時
③	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェル側への窒素供給時
④	可搬型窒素ガス供給装置	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑤	PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外接続時
⑥	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋内接続時

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概要図を図 52-4-2 に示す。

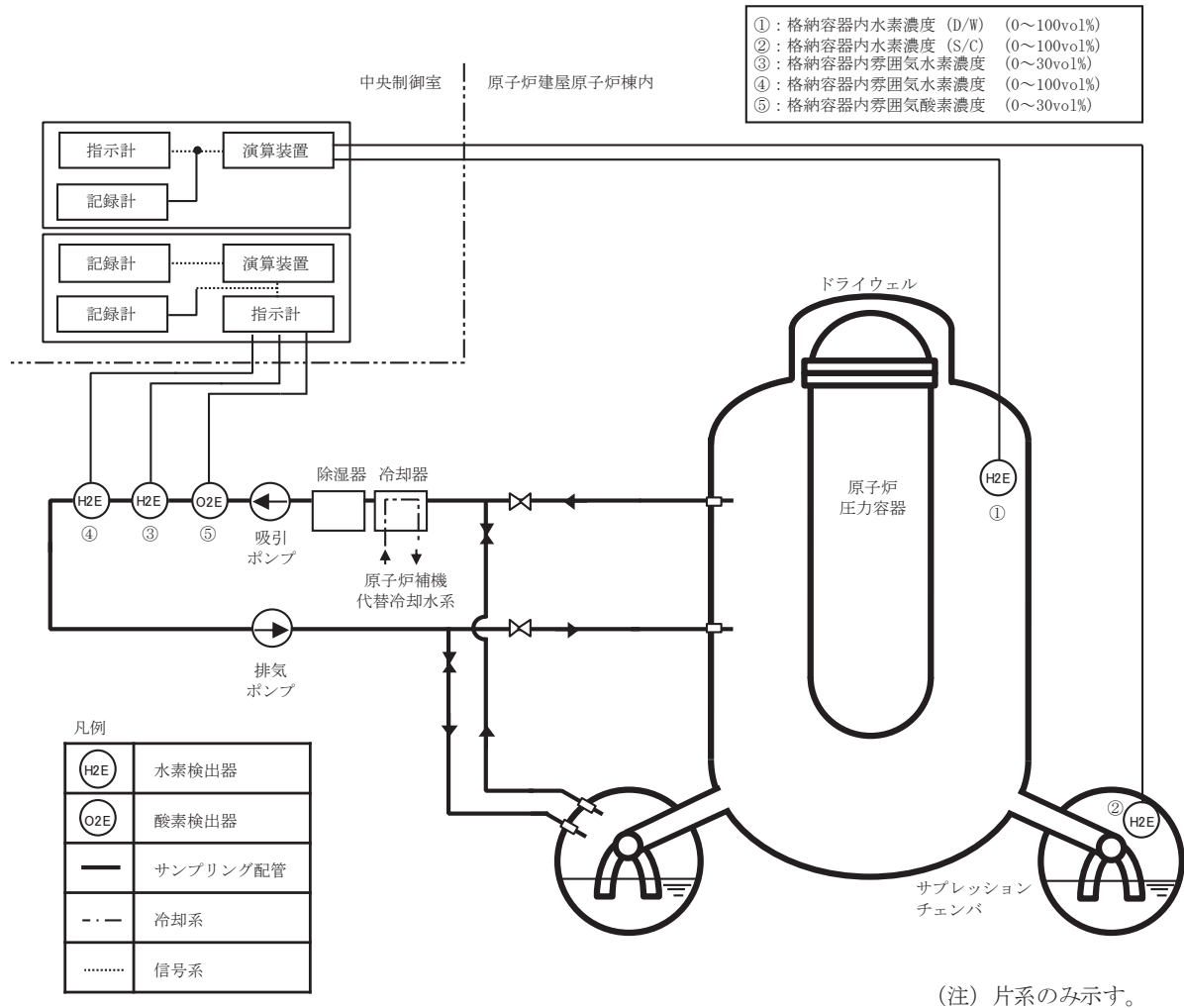


図 52-4-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査

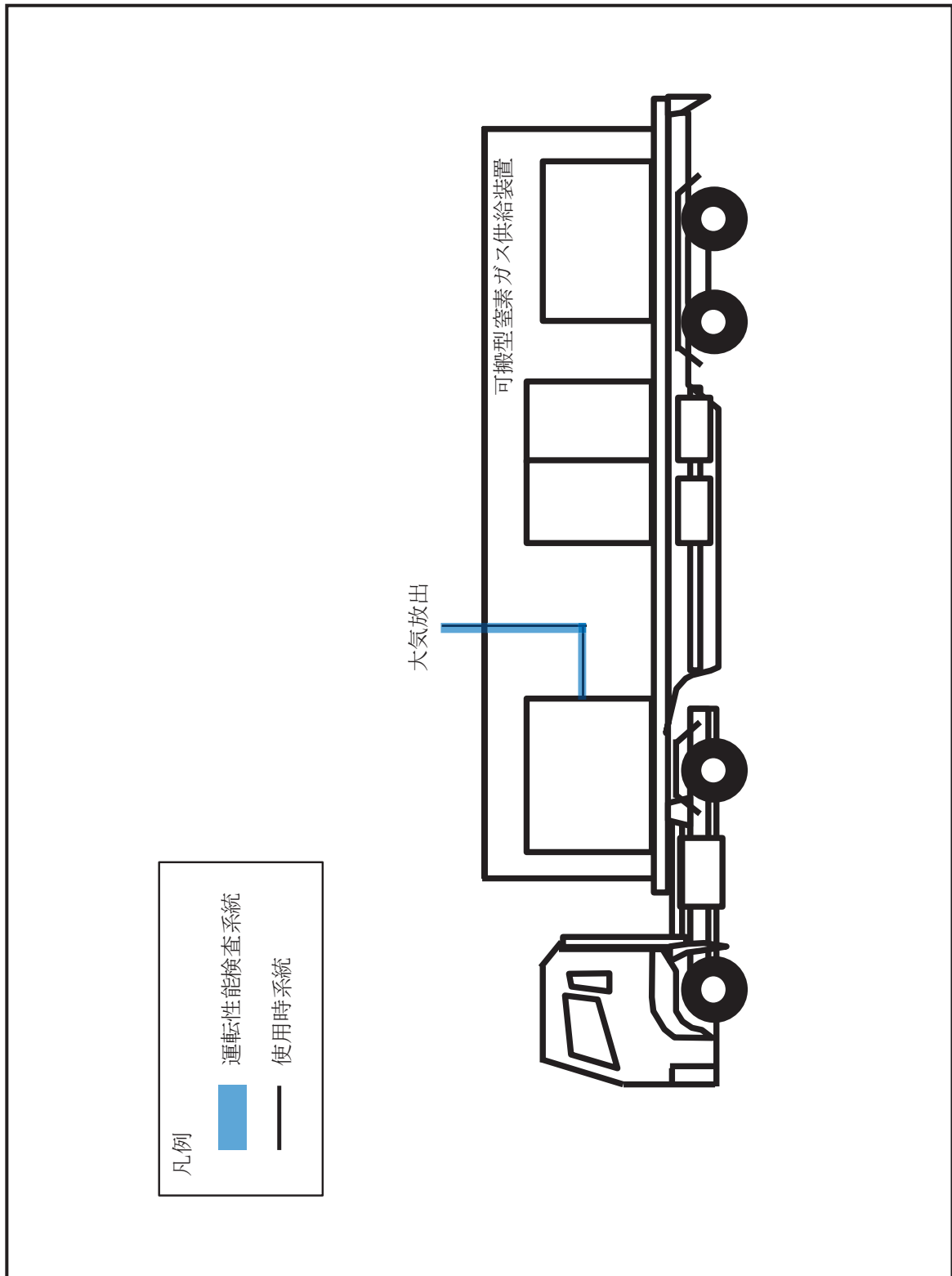


図 52-5-2 運転性能検査系統図（可搬型窒素ガス供給装置）

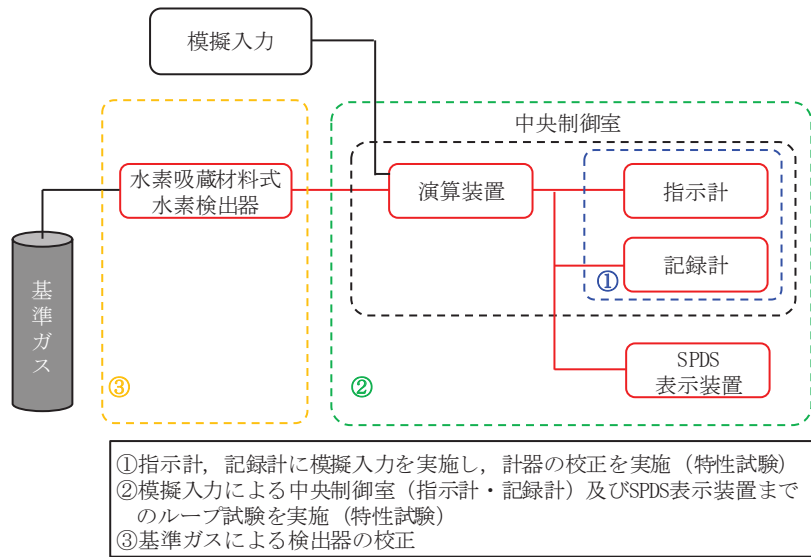


図 52-5-3 格納容器内水素濃度の試験及び検査

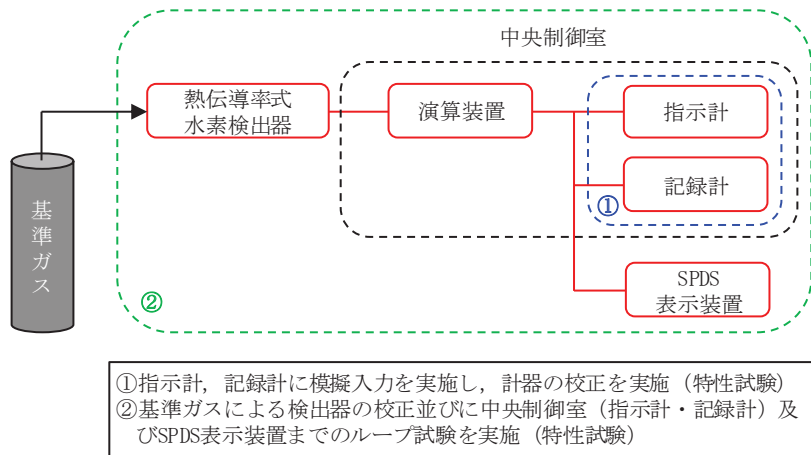


図 52-5-4 格納容器内雰囲気水素濃度の試験及び検査

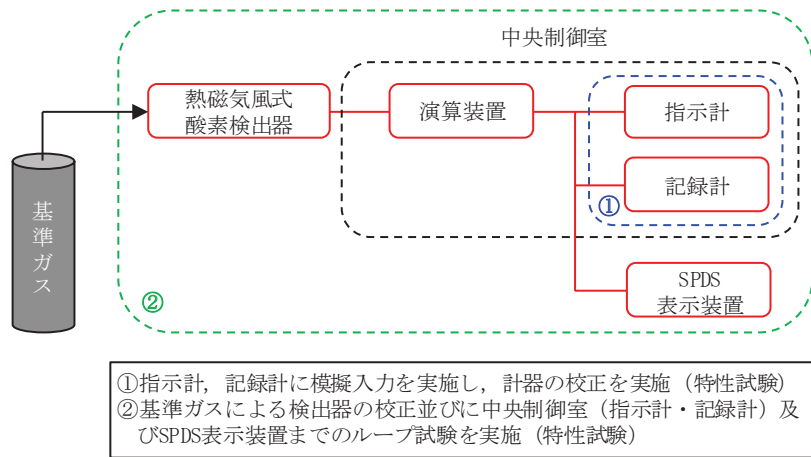


図 52-5-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の試験及び検査

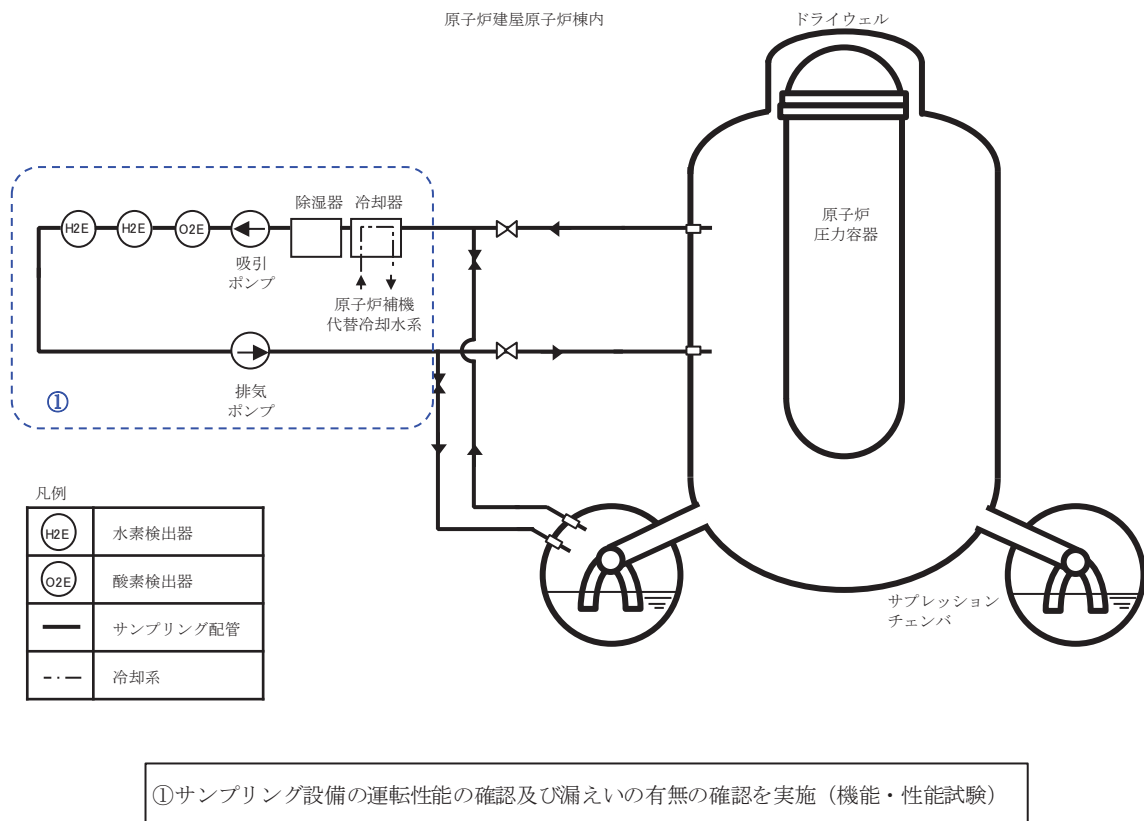


図 52-5-6 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の試験及び検査

52-6
容量設定根拠

名 称		窒素ガス供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	220
窒素純度	Vol%	99.0 以上
供給圧力	kPa	427

【設定根拠】

(1) 窒素供給量及び純度

窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、原子炉格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、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評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相の推移（ドライ条件）を図 52-6-1 及び図 52-6-2 に示す。事象発生約 39 時間後にサプレッションチェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達するため、サプレッションチェンバへの窒素供給を開始し、最大 220Nm³/h にて窒素供給を実施する。その後、格納容器圧力の上昇に伴い、格納容器内への窒素の注入量が減少することから、ドライウエル及びサプレッションチェンバの酸素濃度が上昇するが、事象発生 7 日後においても、ウェット条件で約 3.8vol%、ドライ条件で約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。

LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれるため、事象発生から数時間後のドライウエルの気体濃度はほぼ 100%が水蒸気となる。このため、この時のドライ条件での気体組成は水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は 1vol%未満であり、ドライウエルの圧力が低下すればサプレッションチェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない。

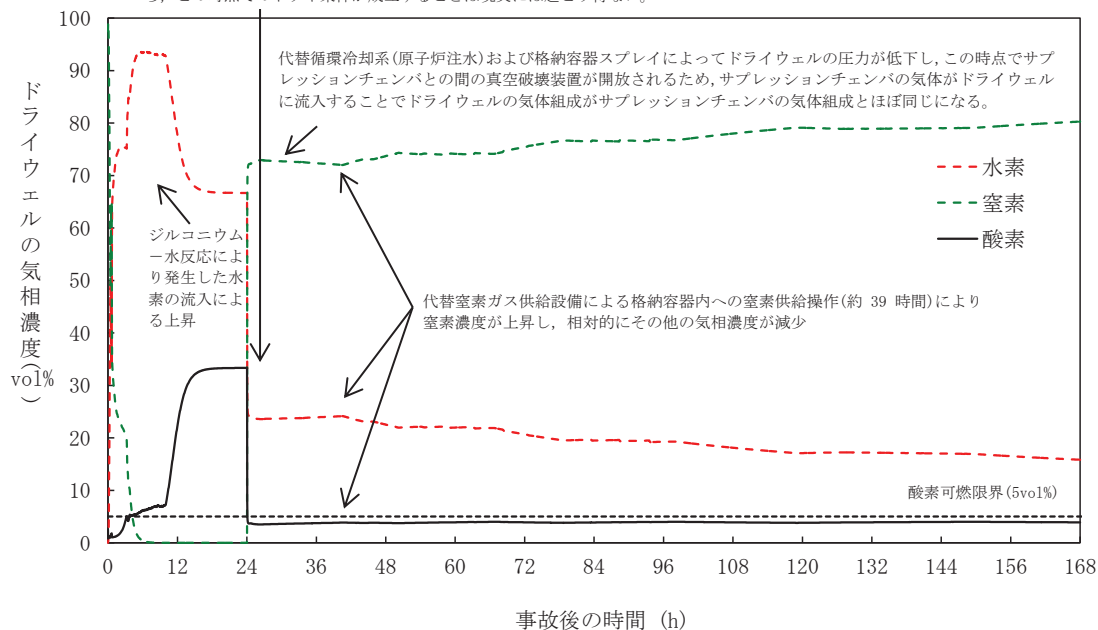


図 52-6-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

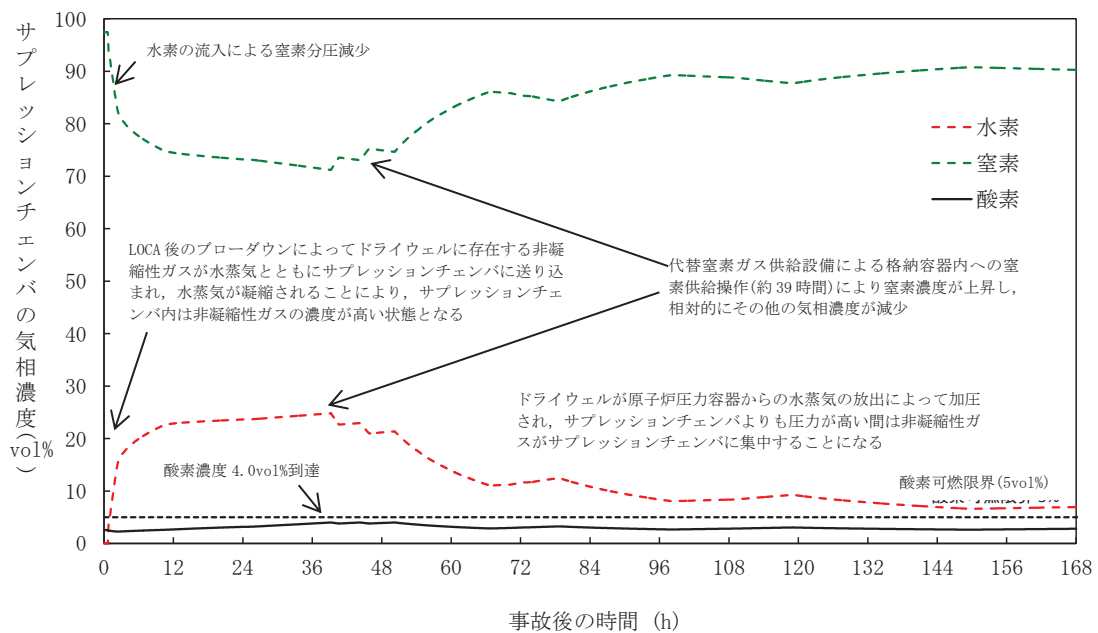


図 52-6-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器の最高使用圧力である 427kPa[gage]以上に過圧することがないように、窒素の供給圧力を 427kPa[gage]とする。

窒素ガス供給量の特性を図 52-6-3 に示す。

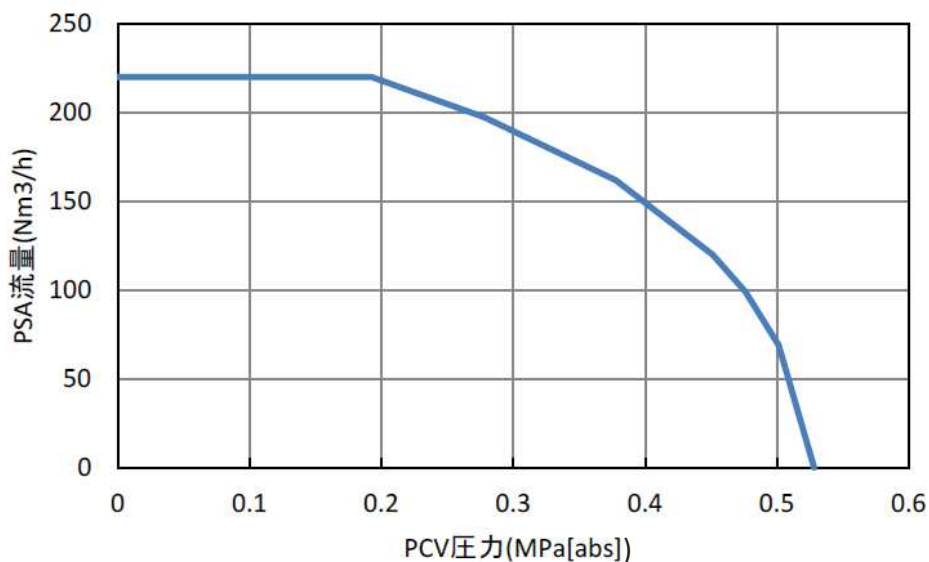


図 52-6-3 窒素ガス供給量特性表

1. 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C)

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、炉心の著しい損傷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、原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) として中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-4「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」参照。)

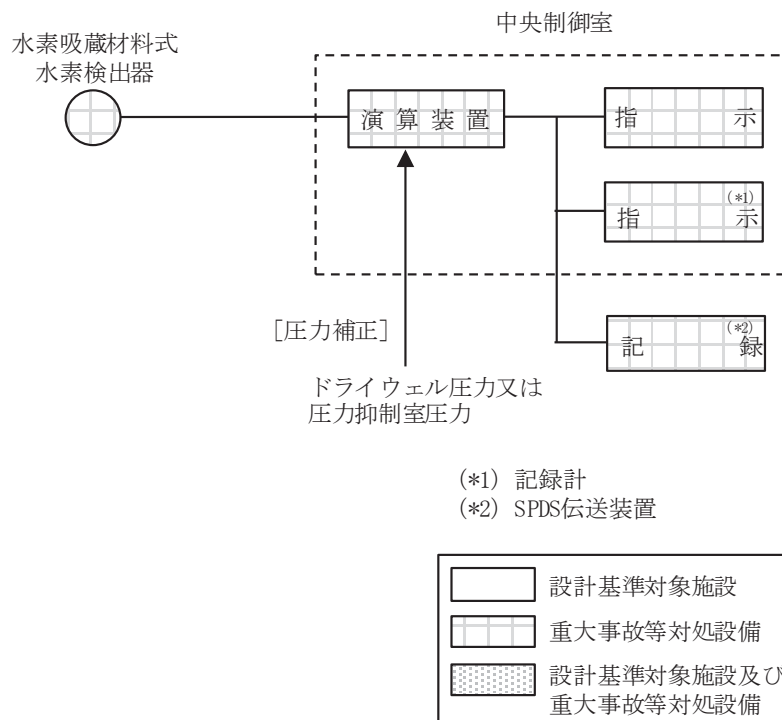


図52-6-4 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の仕様を表 52-6-1 に、計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び (S/C) の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内

表 52-6-2 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び (S/C) の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	
格納容器内 水素濃度 (D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~ 24.1vol%	重大事故等時において、 原子炉格納容器内の水素 燃焼の可能性（水素濃 度：4vol%）を把握する上 で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原 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（0~100vol%）を監 視可能。
格納容器内 水素濃度 (S/C)						

*：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、低温停止、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も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、発生する頻度は稀であるが、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. 格納容器内雰囲気水素濃度

(1) 設置目的

格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷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、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内雰囲気水素濃度は、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、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図52-6-5「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」参照。）

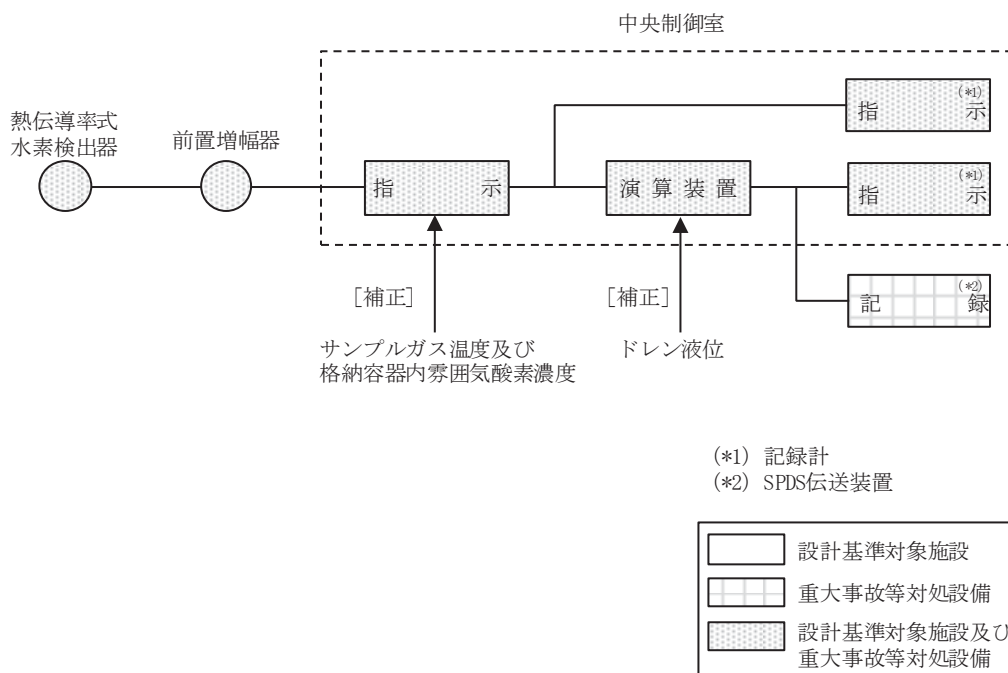


図52-6-5 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気気水素濃度の仕様を表 52-6-3 に、計測範囲を表 52-6-4 に示す。

表 52-6-3 格納容器内雰囲気気水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気気水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0～30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
		0～100vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-4 格納容器内雰囲気気水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	
格納容器内 雰囲気気水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	0vol%	0～1.9vol%	0vol%	0～ 24.1vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷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(0～100vol%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、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つて、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も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つて、発生する頻度は稀であるが、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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 格納容器内雰囲気酸素濃度

(1) 設置目的

原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施後は、原子炉格納容器内に蓄積されていた可燃性ガスが放出され、ほぼ水蒸気雰囲気となるため、水素燃焼の可能性は極めて低いですが、ベント実施により窒素も併せて排出されること、また、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素濃度の監視設備に加え、格納容器内の酸素濃度を監視することを目的として、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内雰囲気酸素濃度は、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、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図 52-6-6「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」参照。)

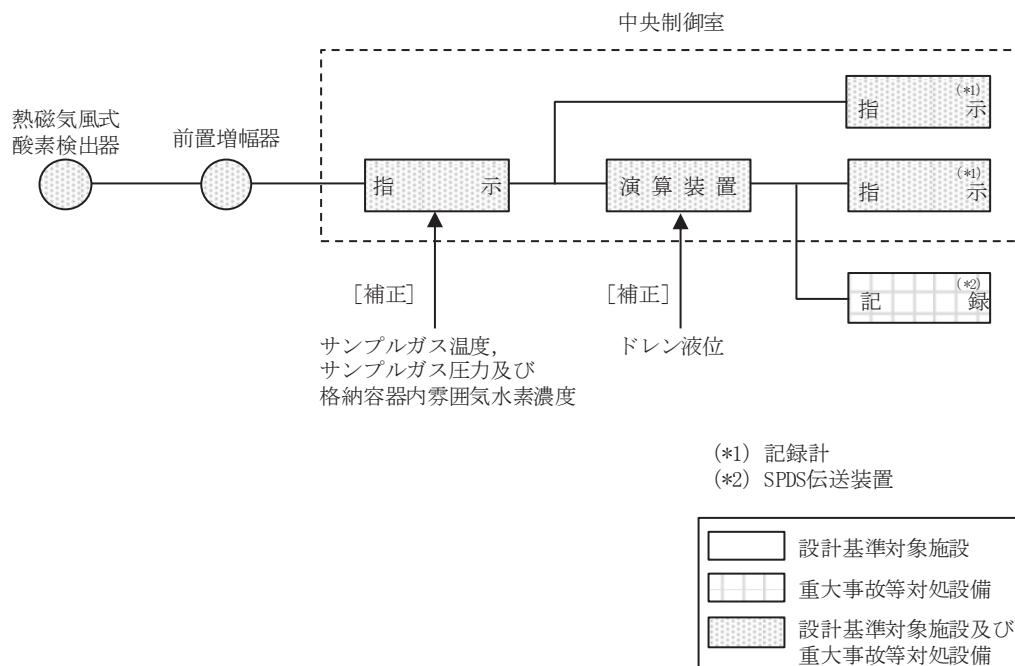


図 52-6-6 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様を表 52-6-5 に、計測範囲を表 52-6-6 に示す。

表 52-6-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-6 格納容器内雰囲気酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	
格納容器内 雰囲気酸素濃度	0～30vol%	2.5vol% 以下	約 4.3vol%	2.5vol% 以下	約 3.6vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0～4.3vol%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、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も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、発生する頻度は稀であるが、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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-7
接続図

- ・可搬型窒素ガス供給装置

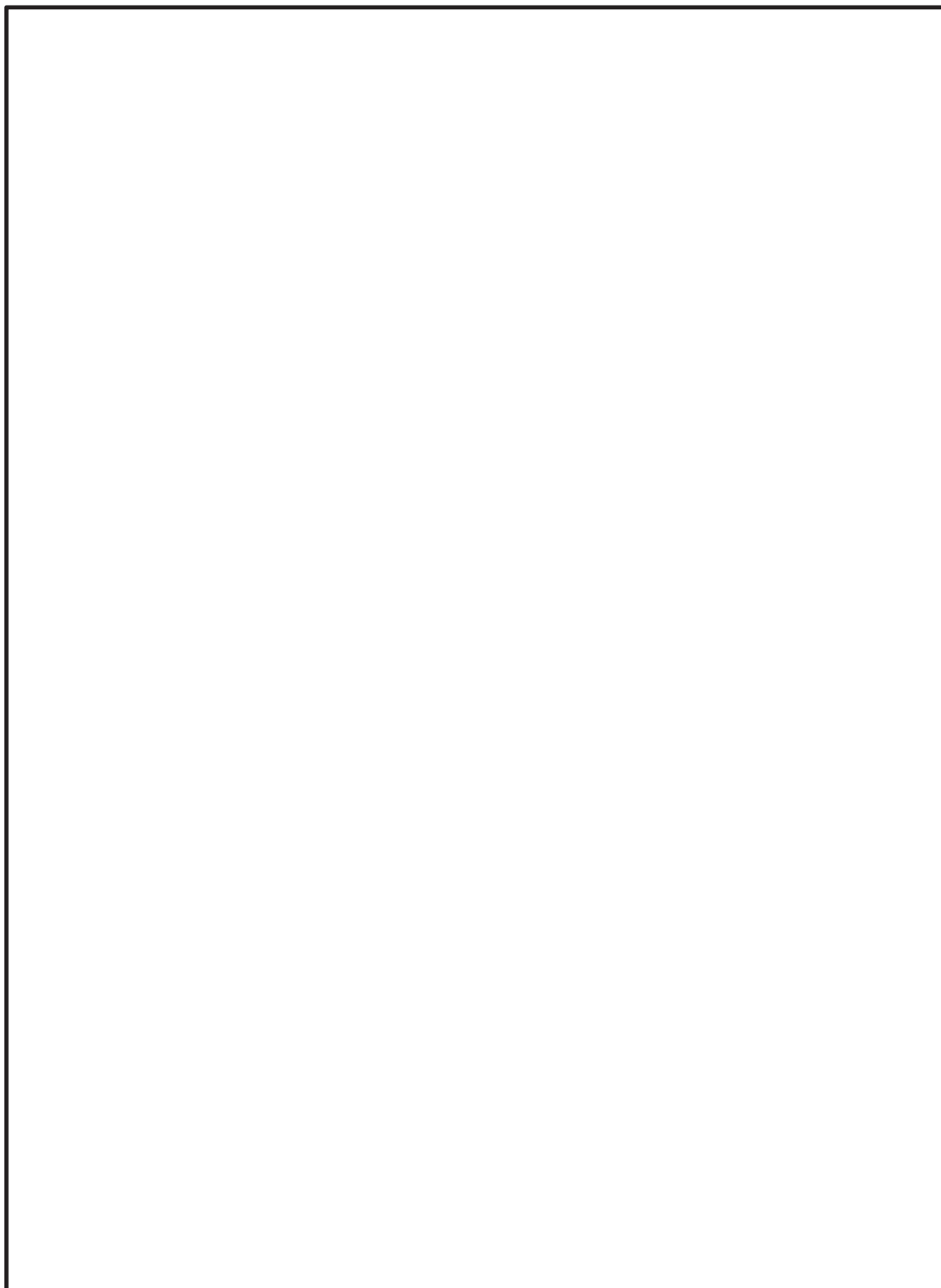


図 52-7-1 接続図
(可搬型窒素ガス供給装置から接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-8
保管場所図

- ・可搬型窒素ガス供給装置

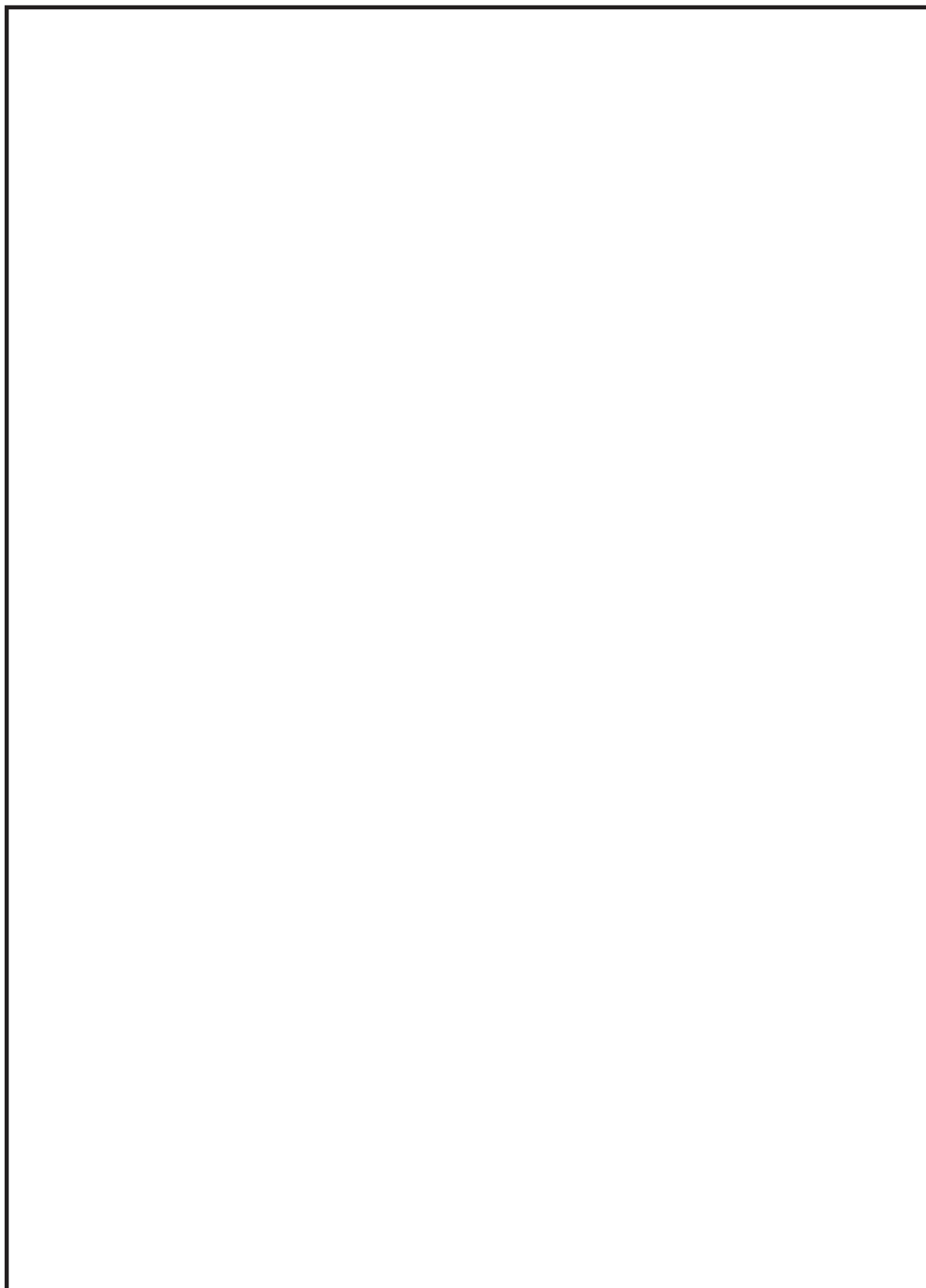


図 52-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置



図 52-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

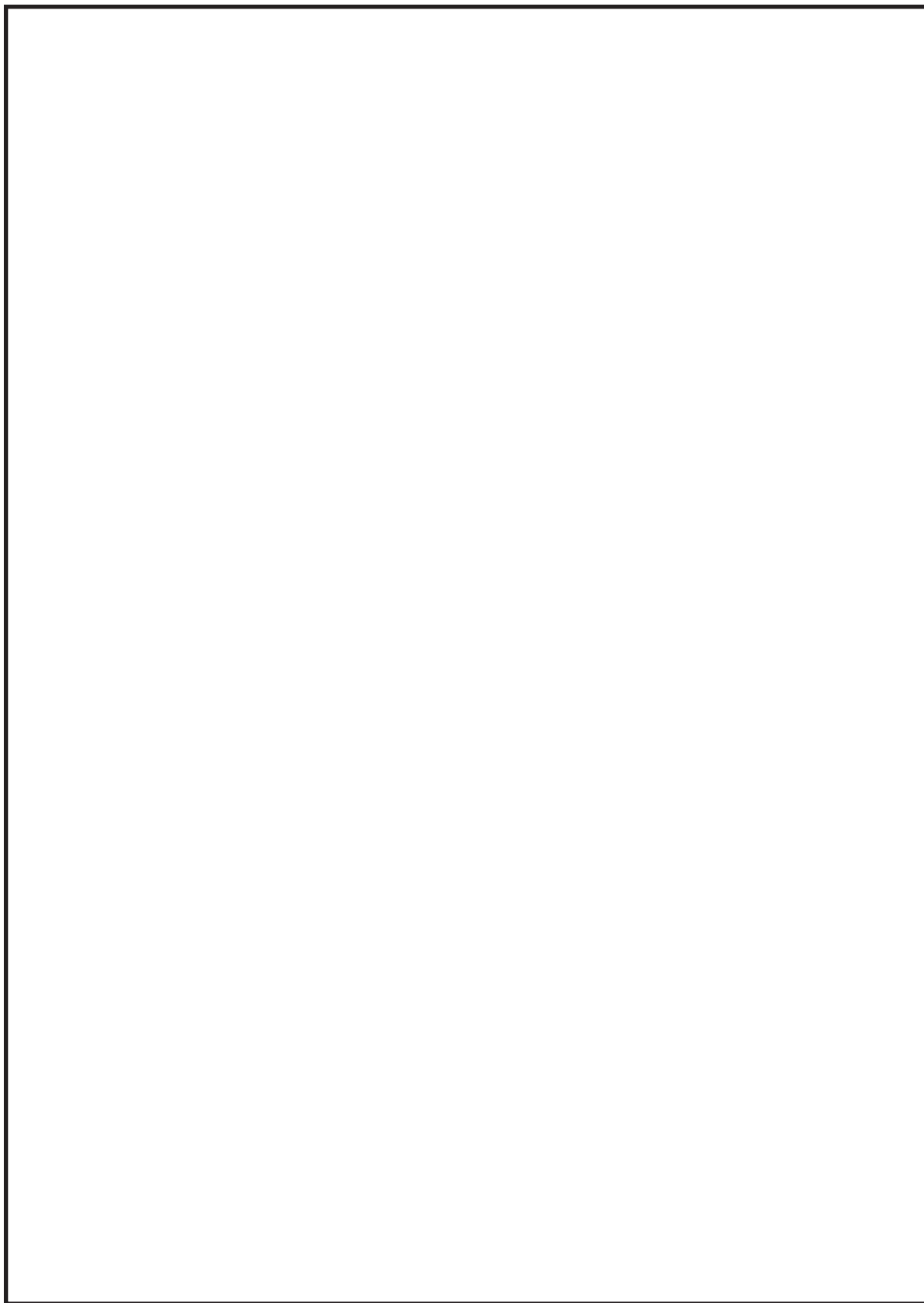
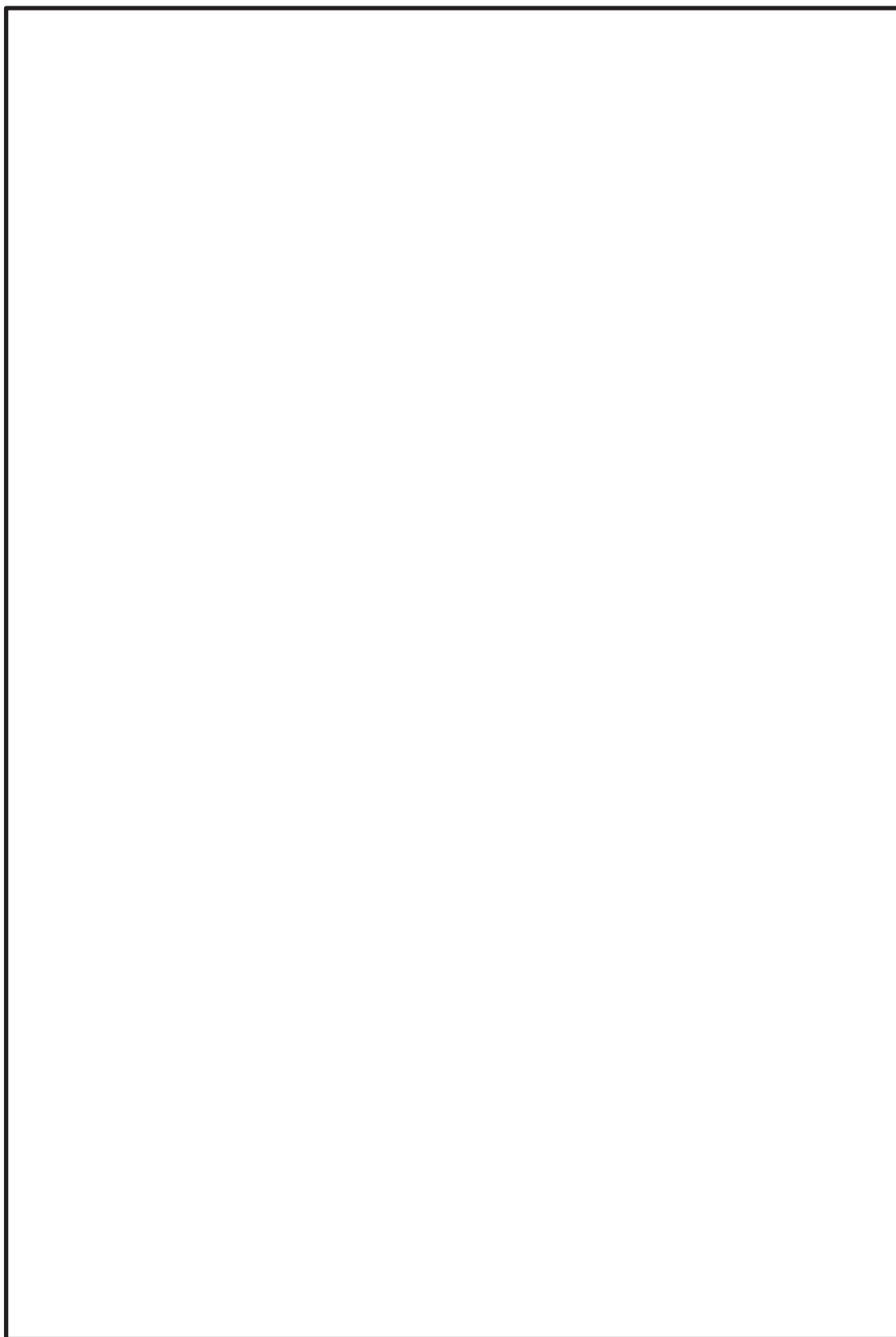


図 52-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-9
アクセスルート図

- ・可搬型窒素ガス供給装置



女川原子力発電所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（02-NP-0026（改7）」
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 52-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

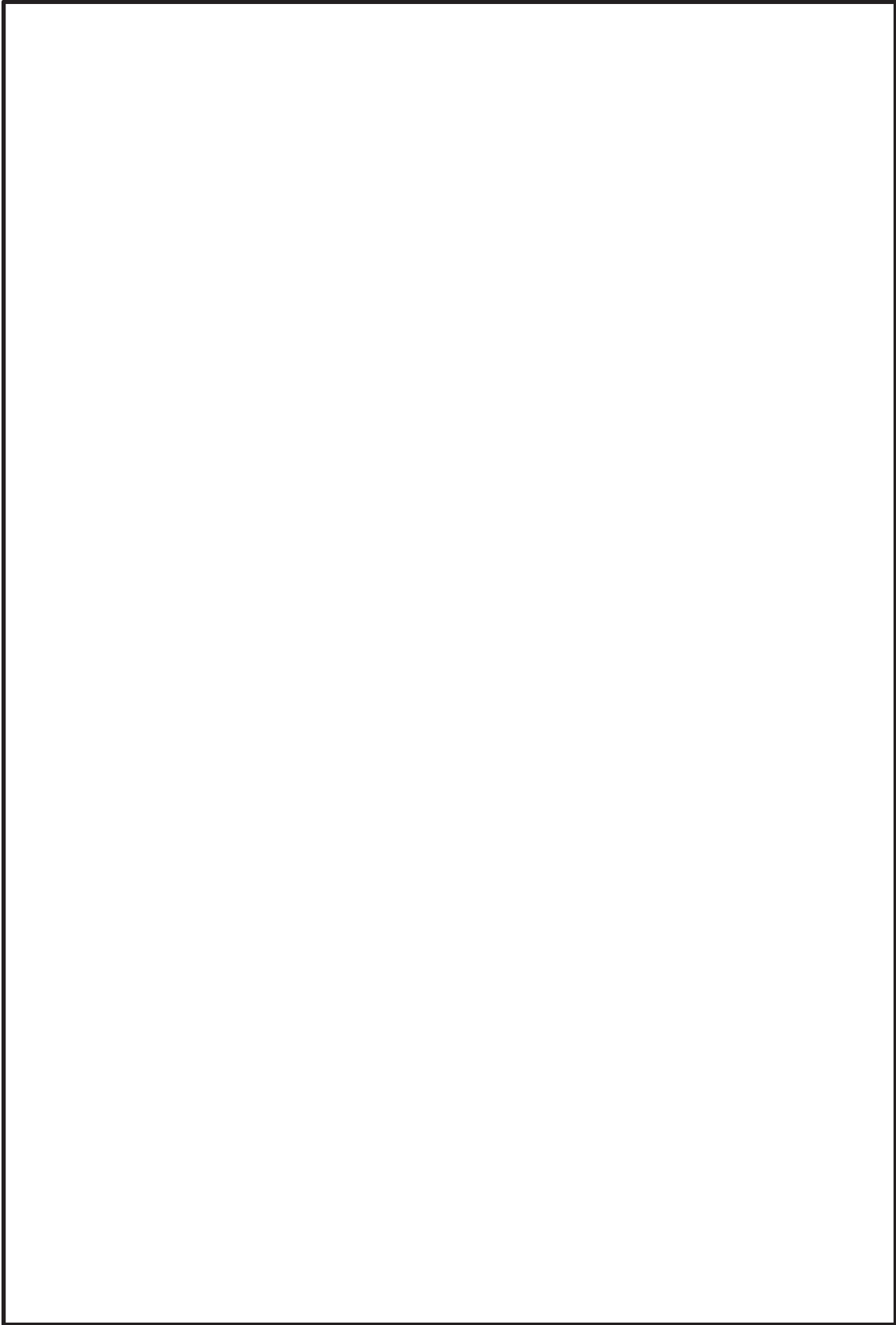


図 52-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

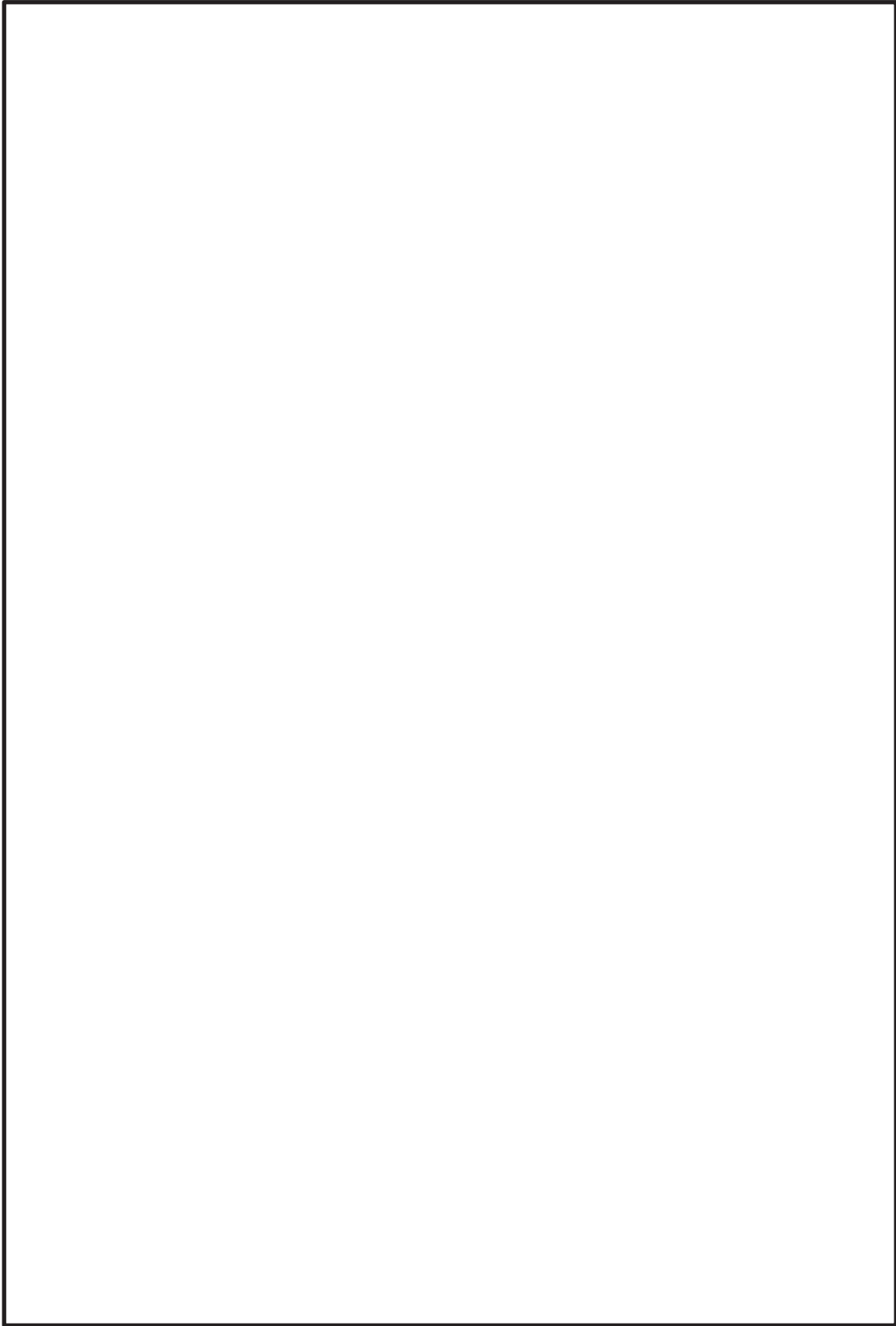


図 52-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

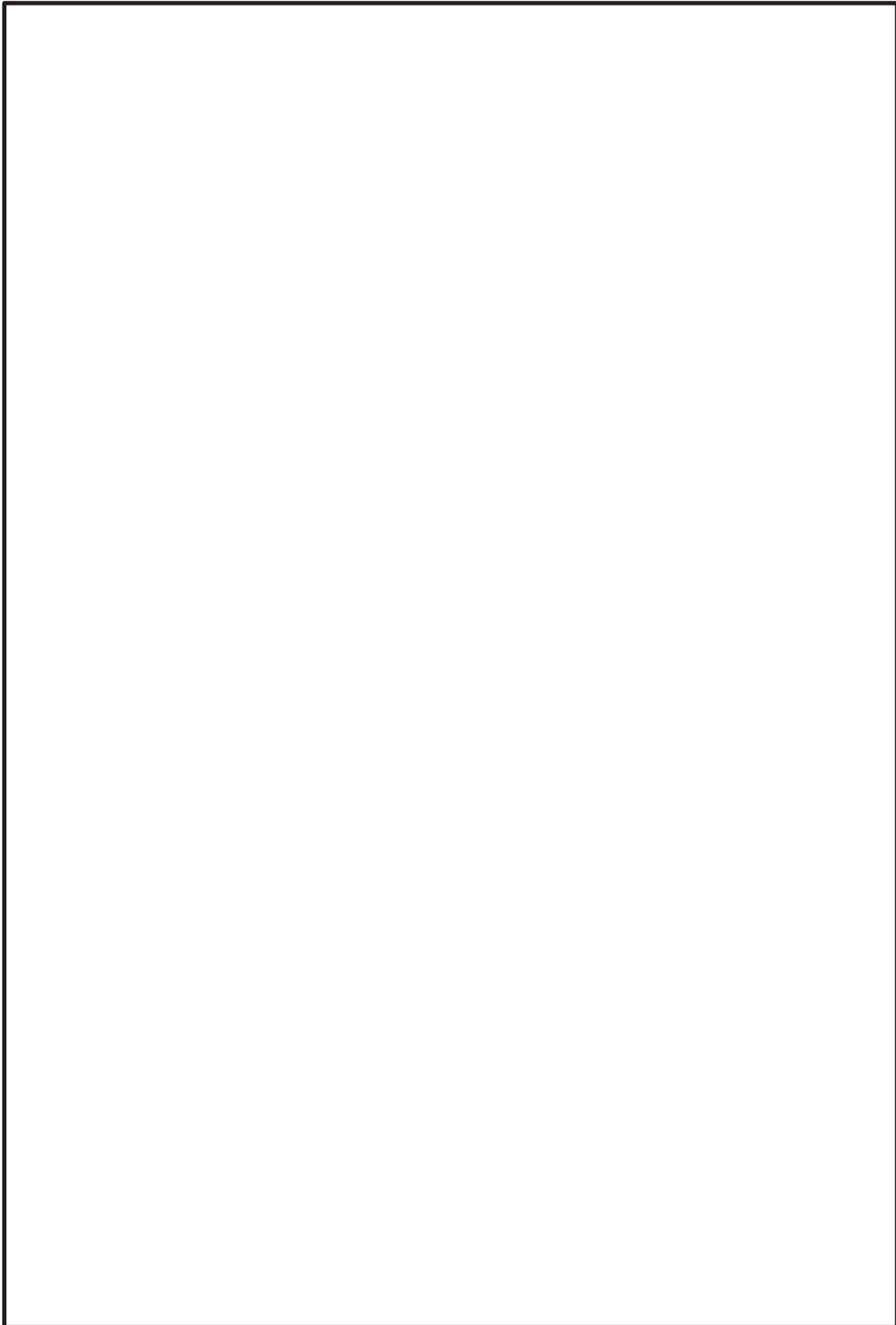


図 52-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-10
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として、以下を整備する。

1. 可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御

可燃性ガス濃度制御系は設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故時には使用できない可能性があるが、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手段として有効であるため、可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御の手段を自主対策設備として整備している。

可燃性ガス濃度制御系は、ドライウエルのガスを FCS 再結合装置ブロウによって吸気し、再結合器でガス中の水素ガスと酸素ガスを再結合させる。再結合反応により生じた水蒸気は、冷却器で冷却凝縮した後、サプレッションチェンバへ戻す設計とする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロウ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロウ (A) 起動で一括連動
②	FCS A 系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS A 系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS A 系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS A 系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS A 系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

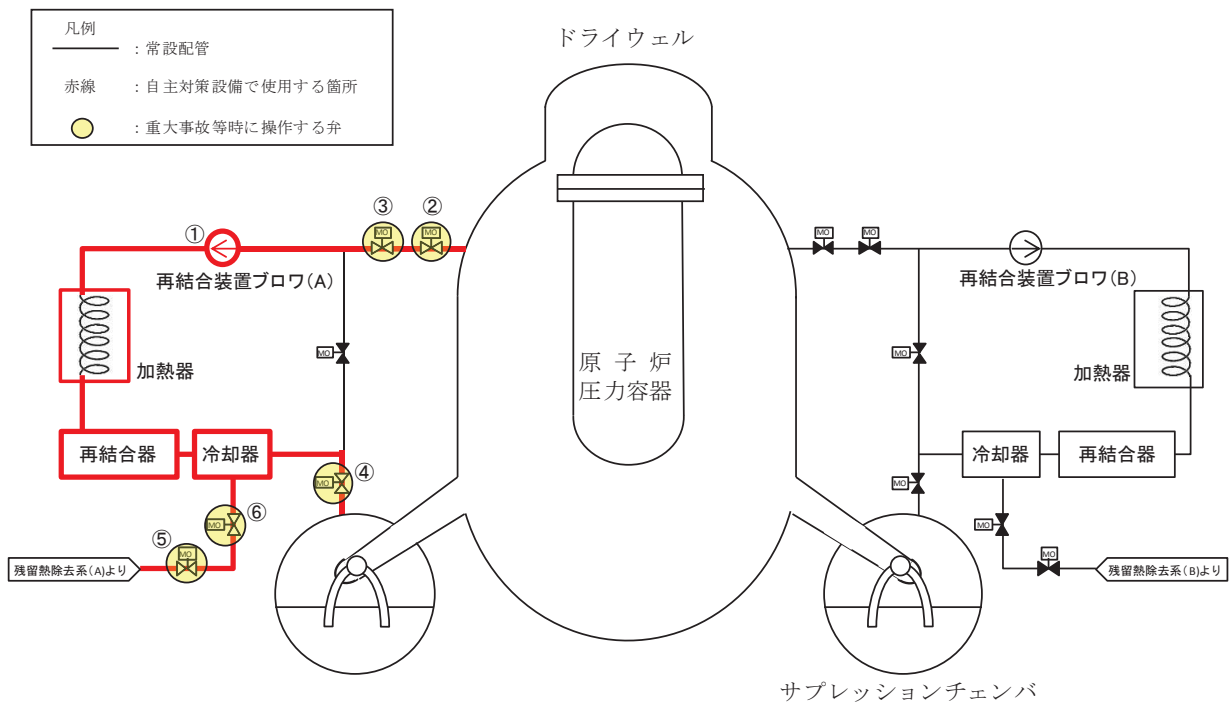


図 52-10-1 可燃性ガス濃度制御系 A 系による格納容器内水素濃度制御

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロワ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロワ (B) 起動で一括連動
②	FCS B 系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS B 系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS B 系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS B 系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS B 系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

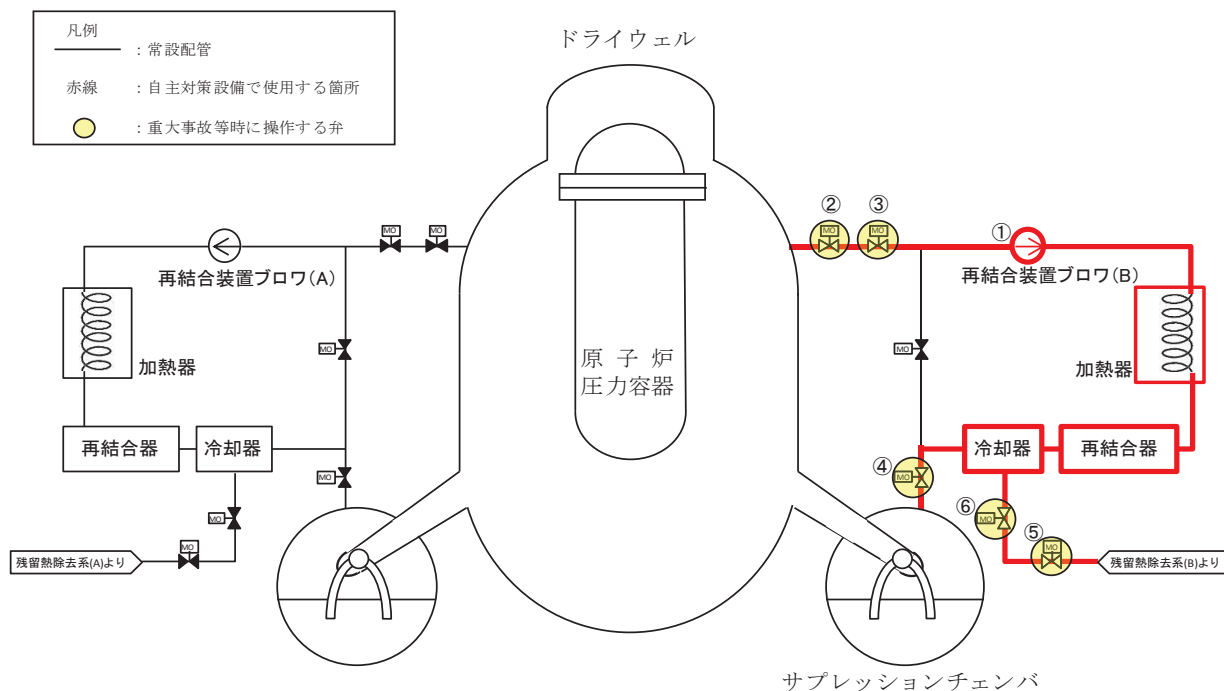


図 52-10-2 可燃性ガス濃度制御系 B 系による格納容器内水素濃度制御

52-11

計装設備の測定原理

1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)

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内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いる。

水素吸蔵材料式水素検出器は、水素吸蔵材料(Pd:パラジウム)が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理を図52-11-1に示す。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へ分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へ侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度は、 $\pm 2\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

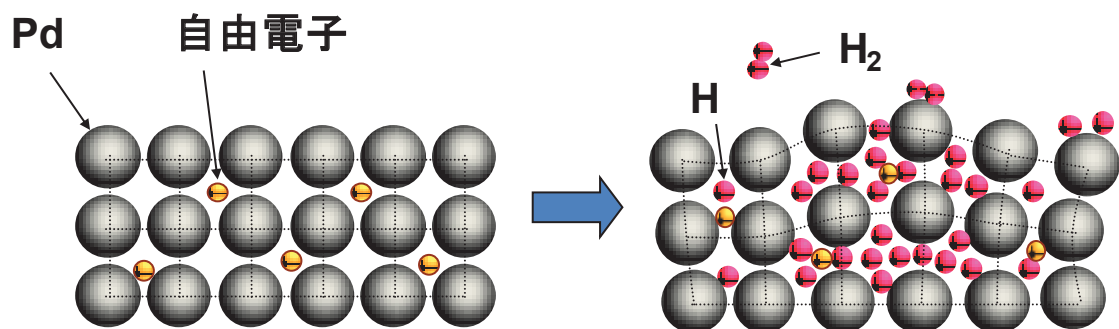


図 52-11-1 水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理

(2) 格納容器内雰囲気水素濃度

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内雰囲気水素濃度は、熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式水素検出器は、図 52-11-2 に示すとおり、検出素子、補償素子及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子にはサンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気ガスが流れ、補償素子には基準ガスである窒素が封入されており、サンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で、検出素子側に水素を含むガスを流すと、ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出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 52-11-2 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、格納容器内雰囲気水素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ (0~30vol%) 程度及び $\pm 2\text{vol}\%$ (0~100vol%) 程度の誤差を有している。

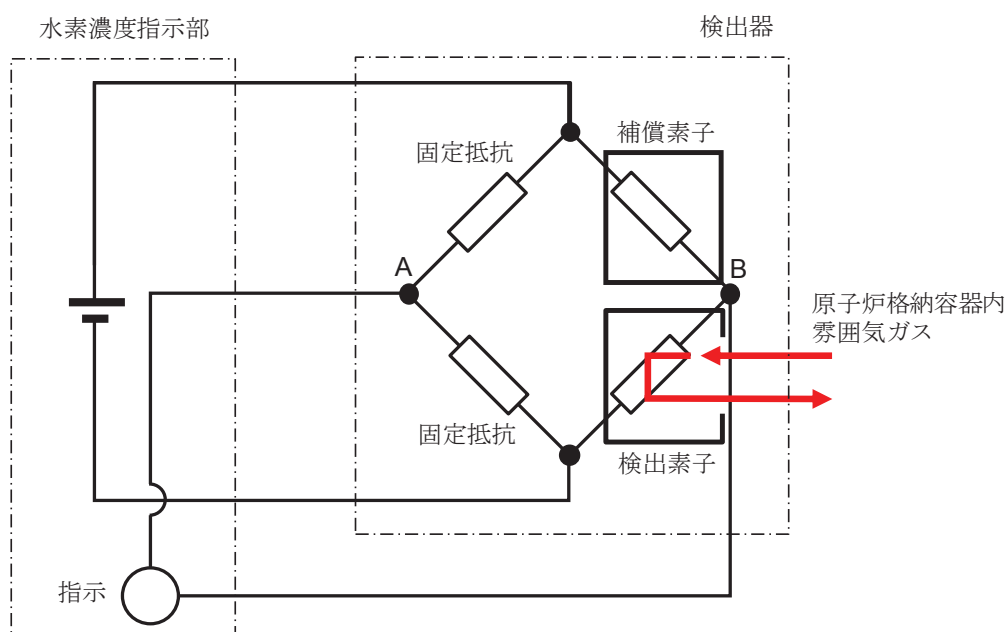


図52-11-2 熱伝導率式水素検出器の測定原理

(3) 格納容器内雰囲気気酸素濃度

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内酸素濃度は、熱磁気風式酸素検出器を用いる。

熱磁気風式酸素検出器は、図 52-11-3 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いる。

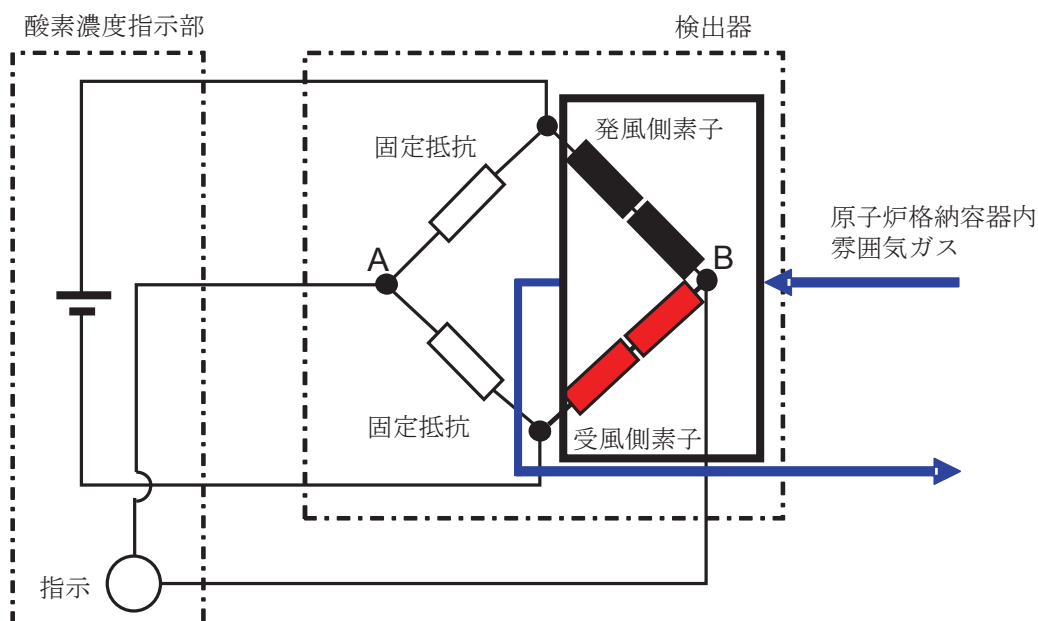


図 52-11-3 熱磁気風式酸素検出器の測定原理

酸素を含むガスの流れを図 52-11-4 に示す。検出器は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプリング入口より下部流入チャンバー内にサンプリングガスが流入する。サンプリングガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプリング出口へ流出するが、少量のサンプリングガス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リングガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプリングガスにより、高温となったサンプリング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リング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。

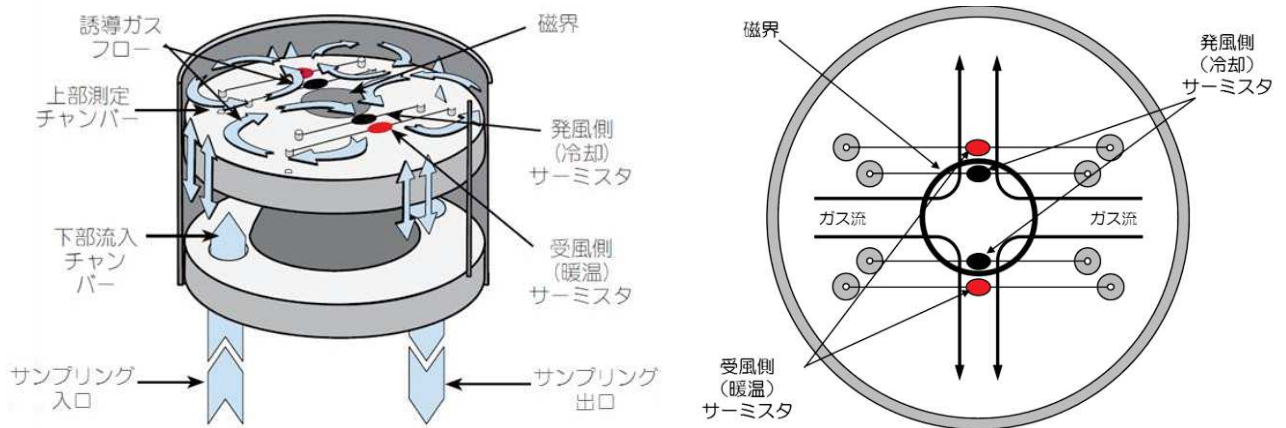


図 52-11-4 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内の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失われ、図 52-11-3 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、格納容器内雰囲気酸素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

1. サンプル装置における測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響について

(1) 温度

原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、冷却器において原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換することにより、検出器の許容温度範囲内（水素検出器：50℃以下，酸素検出器：40℃以下）に冷却し、ほぼ一定温度で検出器にサンプルングガスを供給することが可能である。よって、重大事故等時において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの温度による水素濃度及び酸素濃度測定への影響は小さい。

(2) 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、 ℓ/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量の制御を行う。なお、検出器へ流れるサンプルングガス流量を ℓ/min の範囲で変動させた試験を行っており、水素濃度及び酸素濃度の指示に有意な変化が認められなかったことを確認している。

(3) 湿度

検出器へ流れるサンプルングガスに含まれる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の計測値へ影響することが考えられるが、サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスは冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換されることで冷却され*、下流の除湿器によりサンプル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、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の供給温度（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、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、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の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 178℃とし、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水の温度を最大値の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. サンプル装置内における水素ガスの滞留について

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、常時サンプリングしていることから、サンプリング装置の配管内においても同様である。
- 設計基準事故時（運転時の異常な過度変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の事故解析（可燃性ガスの発生）で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で1.9vol%、酸素濃度はドライ換算で4.3vol%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。
- 重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、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約3.6vol%以下であるため、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52-11-5に示す水素、空気及び水蒸気の三元図が知られている。図52-11-5は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」）におけるシナリオでは、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）の酸素濃度が約3.6vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21%であることから、酸素濃度が約3.6vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約17.2vol%以下となる。これは図52-11-5で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

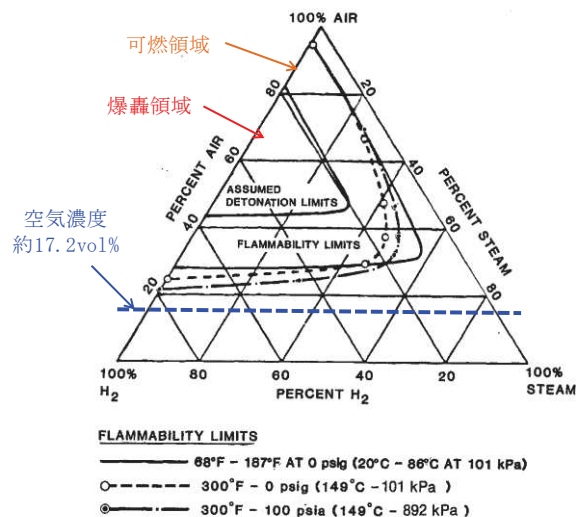


図 52-11-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界*

*出典：NUREG/CR-2726

3. 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に伴うサンプリングガスの冷却について

重大事故等対策の有効性評価（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）」及び「水素燃焼」における評価事故シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）における原子炉格納容器内の雰囲気温度は、最大で約 178℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測のためには、サンプリングガスを冷却する必要があるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）より冷却水が供給されるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失時には、原子炉補機代替冷却水系より冷却水が供給される。

原子炉補機代替冷却系を用いた場合の冷却性能を評価した結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- ・サンプリング入口温度：□℃
- ・サンプリング出口温度：□℃
- ・サンプリング流量：□ l/min
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：400 kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・サンプリング入口温度：□℃
(根拠) 原子炉格納容器設計限界圧力 (0.854 MPa) における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプリング出口温度：□℃
(根拠) 除湿器の吸込み温度条件 (□℃以下) を設定している。
- ・サンプリング流量：□ l/min
(根拠) 酸素検出器の流量保証範囲が□ l/min であるため、流量は□ l/min に設定している。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
(根拠) 格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90%以下で使用可能となる設備としている。
- ・冷却水入口温度：35℃
(根拠) 重大事故等時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定して

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

いる。

- ・ 冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため、制約はない。

- ・ 冷却水流量：400 kg/h

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系による通水流量 (0.4 m³/h) を 10≒1kg で換算。

(3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプリング出口温度を °Cへ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要断面積約 m²を上回る冷却器伝熱面積 m²を有することを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策について

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成としており、外部に対して閉じた系である。系外への漏えいが発生しないよう表 52-11-1 に示すと通りの漏えい防止対策を行う設計である。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 52-11-1 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	サンプルング装置の配管, 弁は原子炉格納容器内の雰囲気ガスを測定するために設計された系統であり, 系外へサンプルングガスが漏えいするような設計ではない。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, 溶接部を含む当該冷却器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部はシール構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, シール構造部を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力条件を包絡した仕様である。
4	水素検出器 酸素検出器	配管接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策をとっている。なお, シール構造部を含む当該水素検出器及び酸素検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルングラック	サンプルング装置のラック内の配管と機器の接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策がとられている。 また, ラック内は減圧弁により, ほぼ大気圧に減圧しており, 系内外への圧力差で系外への大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプルング点は原子炉格納容器であり，サンプルング装置によりサンプルングを行い，原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置される水素検出器及び酸素検出器にて計測を行っているため，サンプルング配管長等に応じた計測時間遅れが生じる。以下に格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測時間遅れを示す。

表 52-11-2 サンプルング配管長による計測時間遅れ

サンプルング点		サンプルング配管長*	サンプルング配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
A系	D/W				
	S/C				
B系	D/W				
	S/C				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-3 冷却器及びサンプルングラック内配管による計測時間遅れ

機器・配管	配管長*	配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
冷却器				
サンプルングラック内配管				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-4 サンプルング点から検出器までの計測時間遅れ

サンプルング点		時間遅れ*
A系	D/W	
	S/C	
B系	D/W	
	S/C	

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

52-12

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

(1) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

原子炉格納容器が窒素置換により不活性化されている BWR では、水素燃焼防止の観点で、酸素濃度が重要となる「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる。評価事故シーケンスとしては、水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなるシーケンスであり、かつ、炉心損傷防止対策が有効とならないシーケンスである「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」が選定される。

よって、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」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、重大事故等時の原子炉格納容器内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。

(2) 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

「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+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、重大事故（格納容器破損モード「水素燃焼」）の有効性評価に示すとおりである。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原子炉格納容器内の気体の組成の推移を図 52-12-1 及び図 52-12-2 に示す。

(3) 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

a. 測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%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 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が必要である。

b. 測定が必要となる時間

図 52-12-1 及び図 52-12-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%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、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力（0.854MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（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）」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約 51 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベ

ントを実施する約 51 時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%に到達するおそれはない。

なお、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+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値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$) とした場合においても、図 52-12-3 及び図 52-12-4 のとおり、解析上は事象発生から除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧する約 24 時間後まで酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%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。また、原子炉補機代替冷却水系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度を水素燃焼の可能性が生じる 5vol%未満に抑制しながらの運転操作が可能である。

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になることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

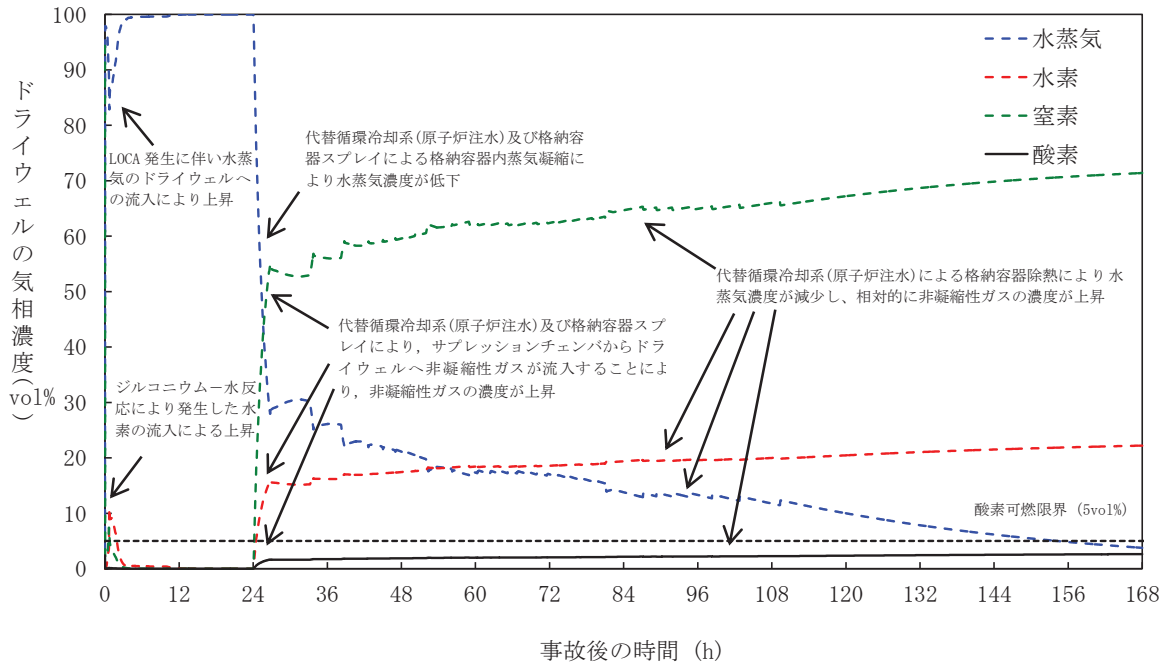


図 52-12-1 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

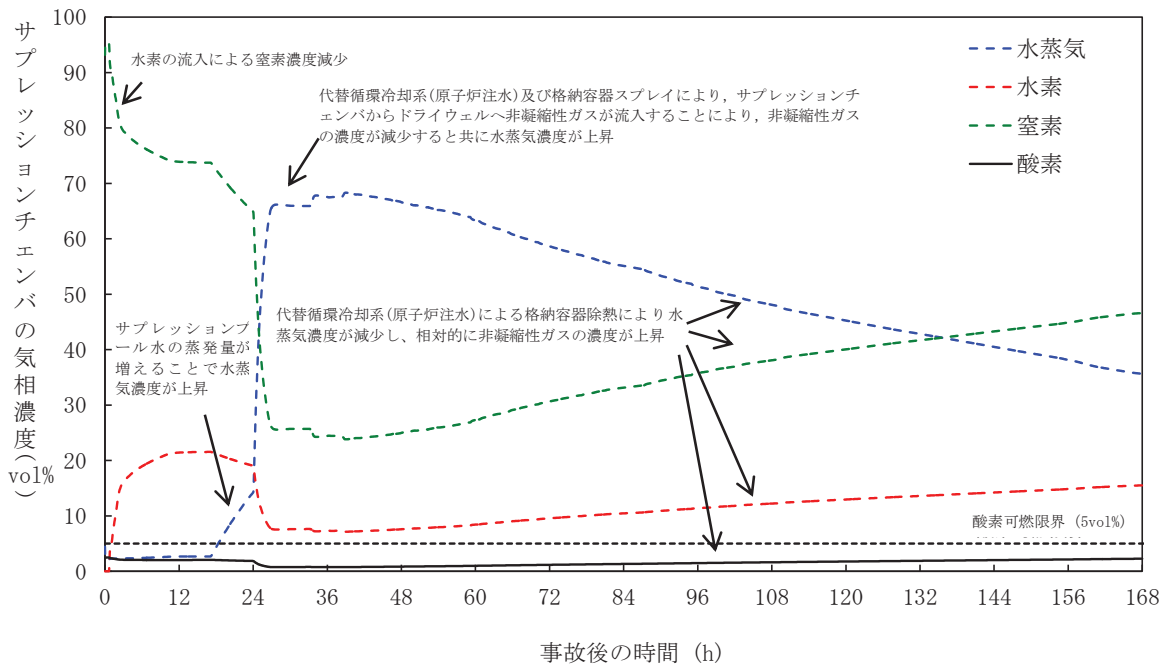


図 52-12-2 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

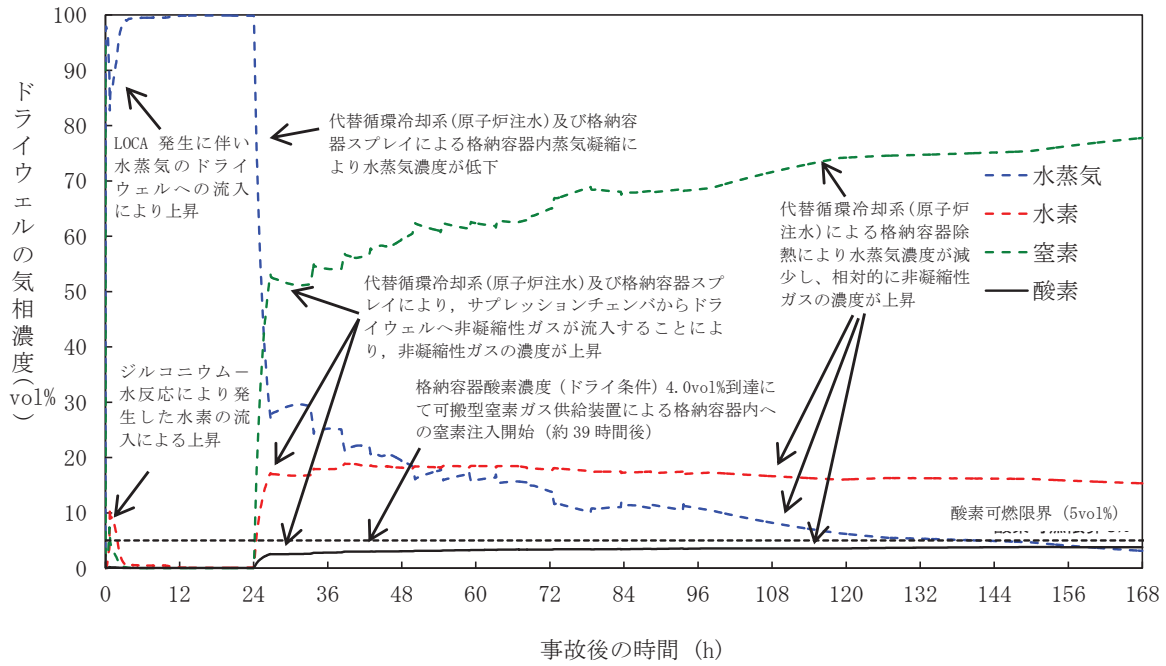


図 52-12-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

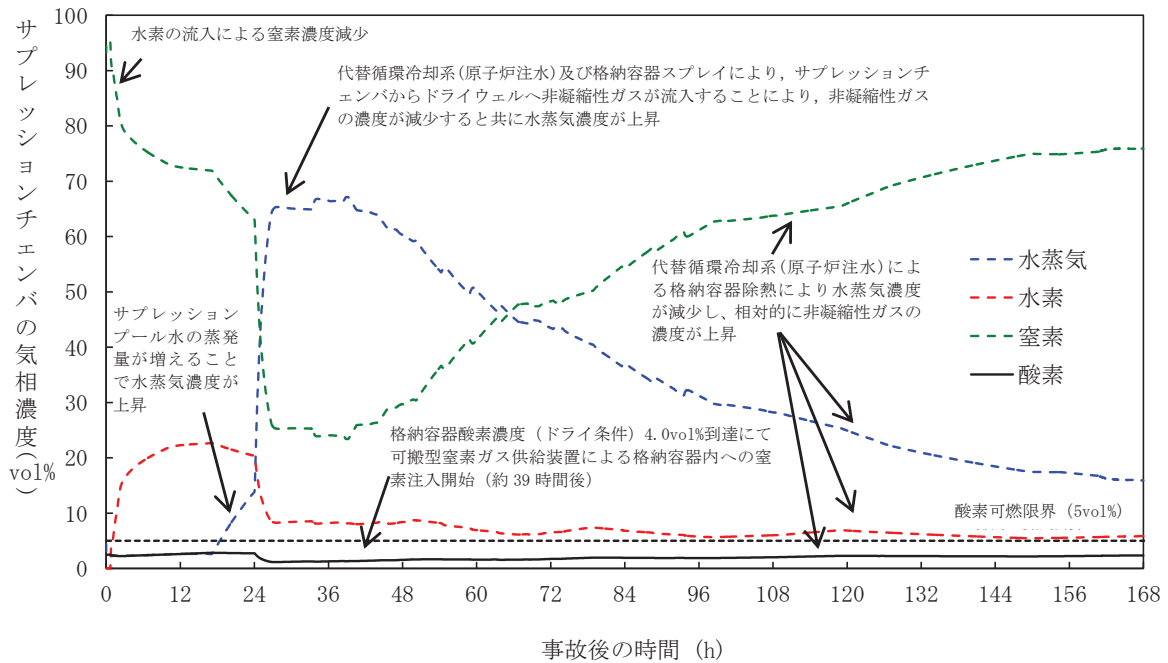


図 52-12-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

2. 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が必要であることから、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時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 52-8-1 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
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

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及び酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度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水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達した場合と事故発生後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。

(1) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達した場合

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原子炉格納容器フィルタベント系により格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5vol%に至るまでに原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外への放出を実施する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器外への放出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。

(2) 事故発生後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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

状況に応じて、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、(1)と同様に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器外への放出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

4. 原子炉補機代替冷却水系の運用以前におけ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。

有効性評価においては、原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の復旧が完了する事故発生後約 24 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%に至らないことを確認しているが、事故発生後から約 24 時間までの原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内雰囲気酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度の推移を図 52-12-5 及び図 52-12-6 に示す。

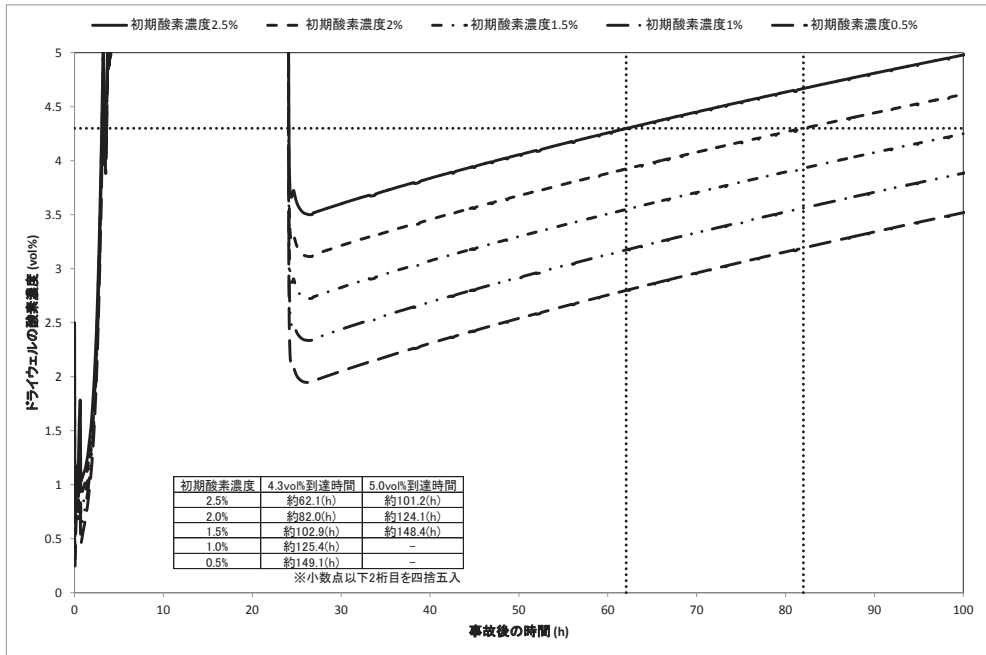


図 52-12-5 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (ドライウエル)

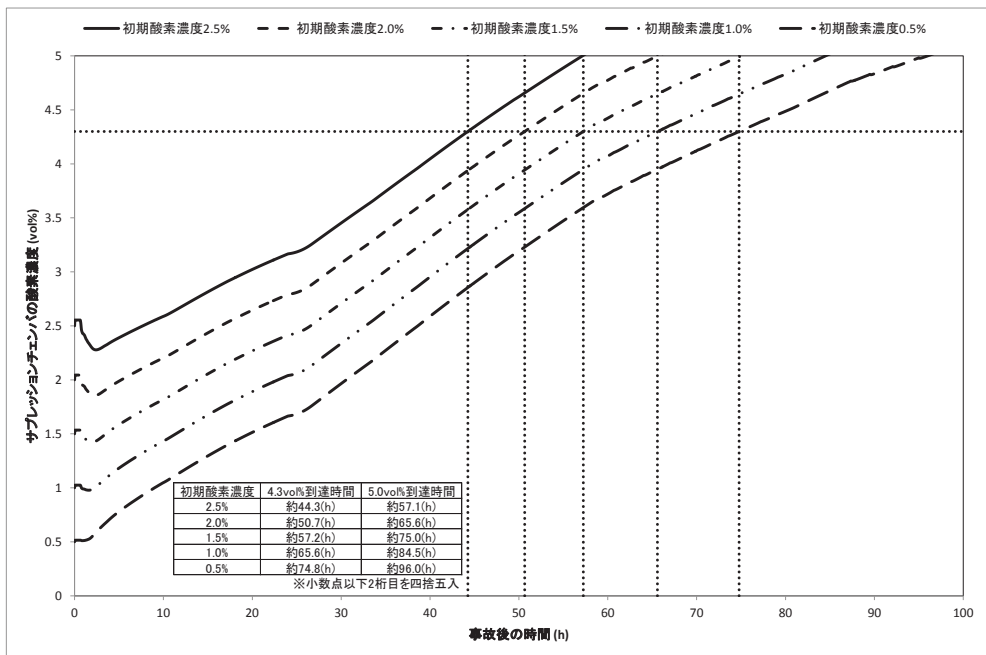


図 52-12-6 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (サブプレッションチェンバ)

また、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力により、原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、非常時操作手順において、原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 52-12-7 に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器の圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

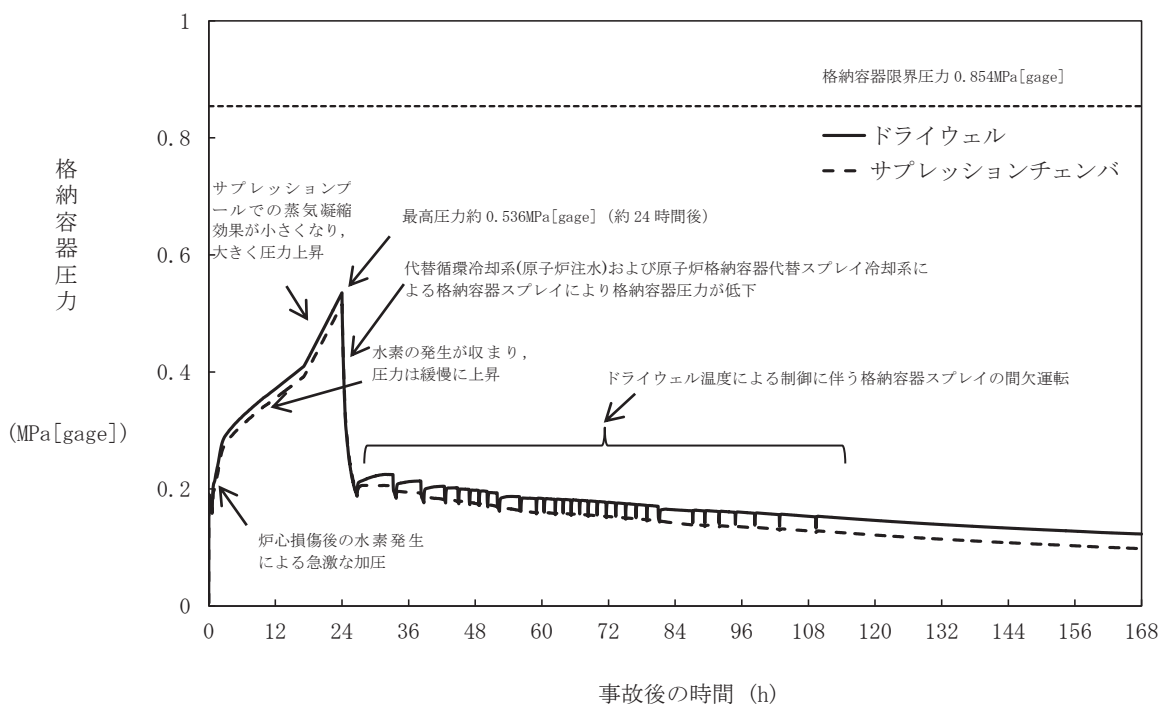


図 52-12-7 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目

的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力)による原子炉格納容器内の酸素濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の誤差：±0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5$ Sv/h)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の誤差：±0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5$ Sv/h)、ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa、圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。