

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 29 年 12 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となる水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 原子炉制御室
- 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

目 次

54 条

54-1 SA 設備基準適合性一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他使用済燃料プールの冷却等のための設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 サイフォンブレイク孔の健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

54-15 注水用ヘッドについて

54-1

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 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (燃料プール代替注水系)		類型化区分		
第 4 3 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		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 項	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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		54-4 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保		対象外	対象外
			関連資料		54-7 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				54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (燃料プールのスプレイ系)		類型化区分		
第 4 3 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		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 項	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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		54-4 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保		対象外	対象外
			関連資料		54-7 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				54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 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 (同一目的の SA 設備あり又は代替対象 DB 設備あり)	B	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		スプレイノズル		類型化区分		
第 4 3 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		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置, 接続作業)	B c, B g	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		流路	F	
		関連資料		54-5 試験及び検査		
	第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		54-4 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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		54-3 配置図, 54-7 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他可搬型設備	C
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所 の確保		対象外	対象外
			関連資料		54-7 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 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 (同一機能の SA 設備 (又は代替対象 DB 設備あり))	B	
			サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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（可搬型）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプI) (原子炉補機代替冷却水系)		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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図			
		第2号	操作性	現場操作(設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)		B c, B d, B g	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
		関連資料	54-5 試験及び検査				
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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	54-3 配置図, 54-7 接続図					
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他可搬型設備		C	
			関連資料	54-6 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	54-3 配置図, 54-7 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	対象外		対象外	
			関連資料	54-7 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	54-3 配置図, 54-7 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	54-3 配置図, 54-8 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	54-9 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外		A b		
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源		C a		
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		熱交換器ユニット		類型化区分		
第 4 3 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B c, B d, B g
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 熱交換器	A, D
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替必要	B a
			関連資料		54-4 系統図	
	第 3 項	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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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		54-3 配置図, 54-7 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
	関連資料				54-6 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		54-3 配置図, 54-7 接続図	
	第 3 号		異なる複数の接続箇所確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		54-7 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				54-3 配置図, 54-7 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			54-3 配置図, 54-8 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			54-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系ポンプ		類型化区分			
第 4 3 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		54-5 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		54-4 系統図				
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)		対象外	B b	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 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		54-3 配置図, 54-7 接続図				
	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		54-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	—	
			関連資料		—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
				サボート系故障		対象(サボート系あり)—異なる駆動源, 冷却源	C a
関連資料				54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 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 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系熱交換器		類型化区分		
第 4 3 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		(有効に機能を發揮する)	—
			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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		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		54-5 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		54-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
	関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図			
	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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
			関連資料		—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り) -屋内	Aa
			サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 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 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	54-3 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	54-5 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	54-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	54-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
	サポート系故障		対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

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 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	54-5 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	54-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	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	B
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

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 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	54-5 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	54-4 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	54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

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 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ		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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	54-5 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	54-4 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	—	
		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 (同一機能の 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	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

54-2
単線結線図

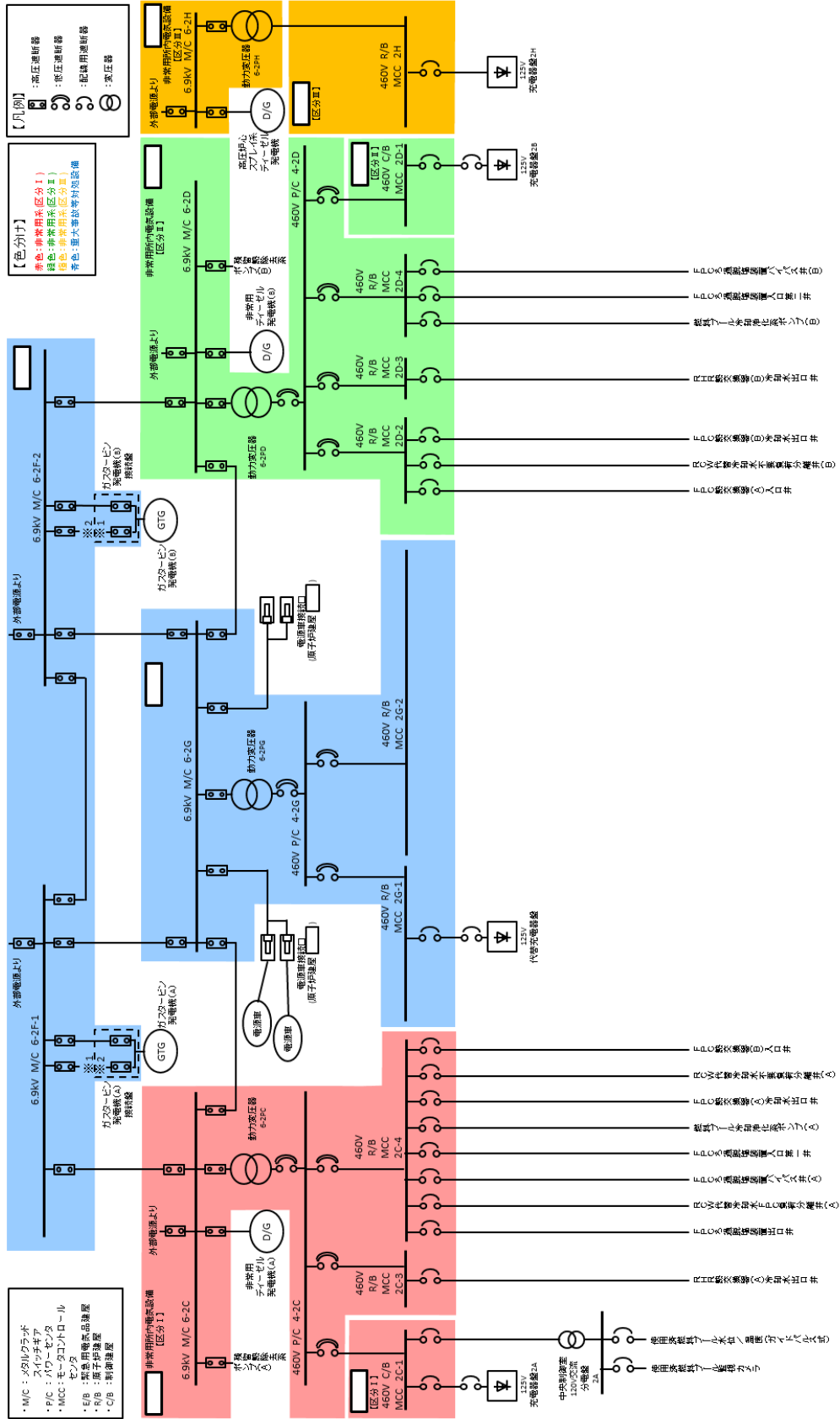


図 54-2-1 燃料プール冷却浄化系及び使用済燃料プール監視設備に係る
交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

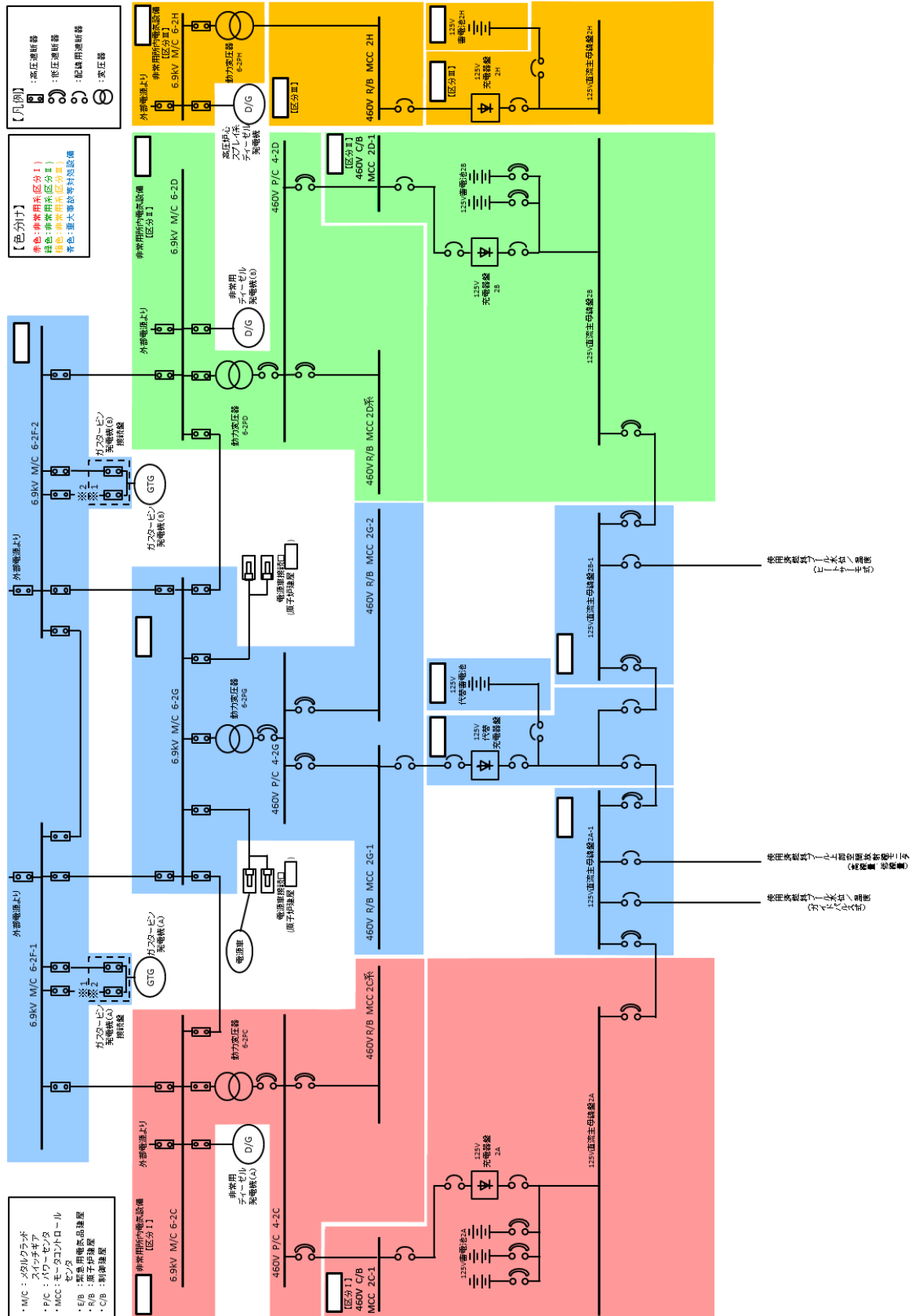
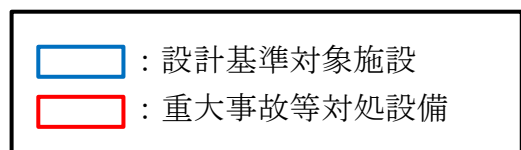


図 54-2-2 使用済燃料プール監視設備に係る直流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-3
配置図



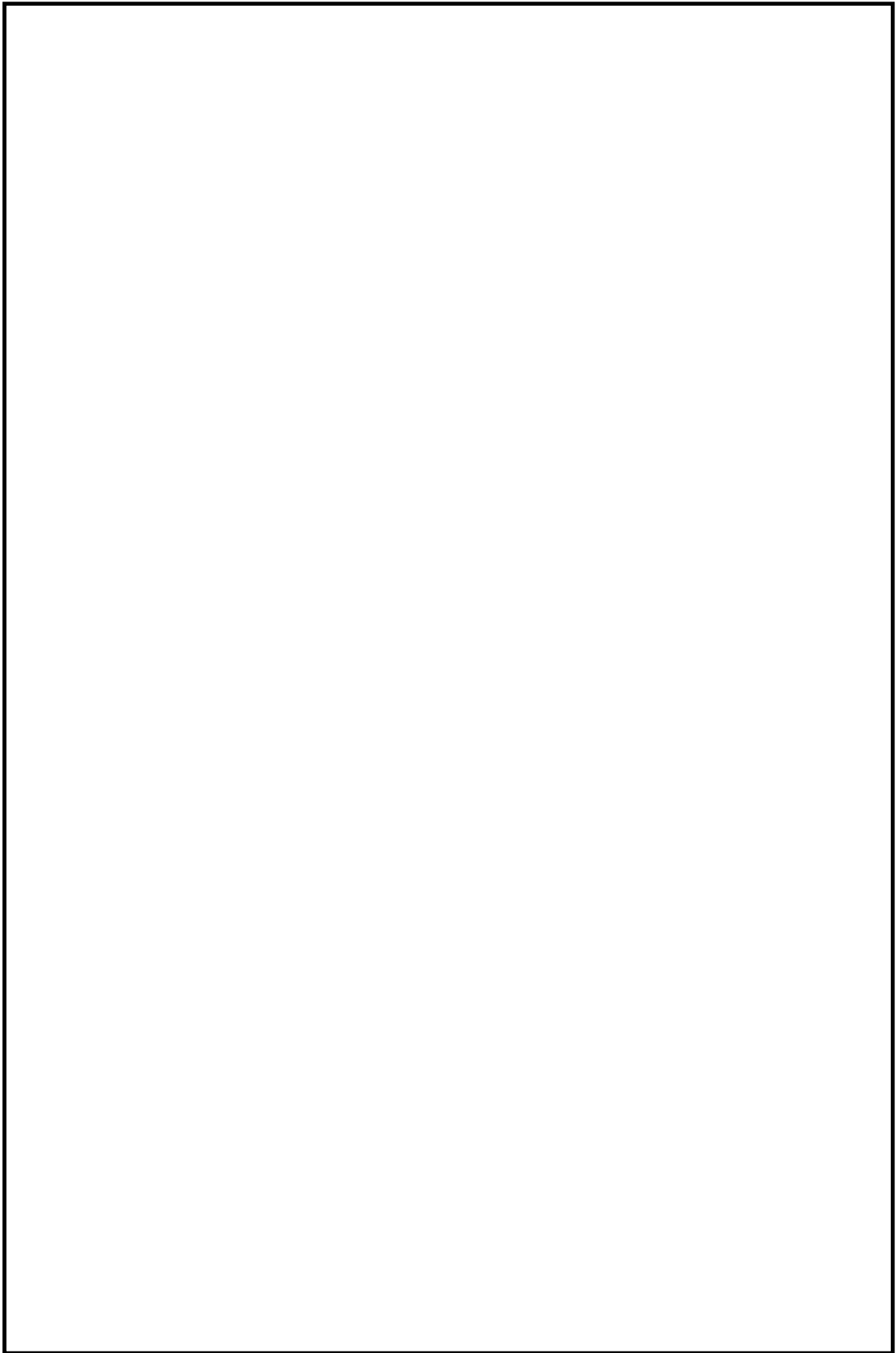


図 54-3-1 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 屋外配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

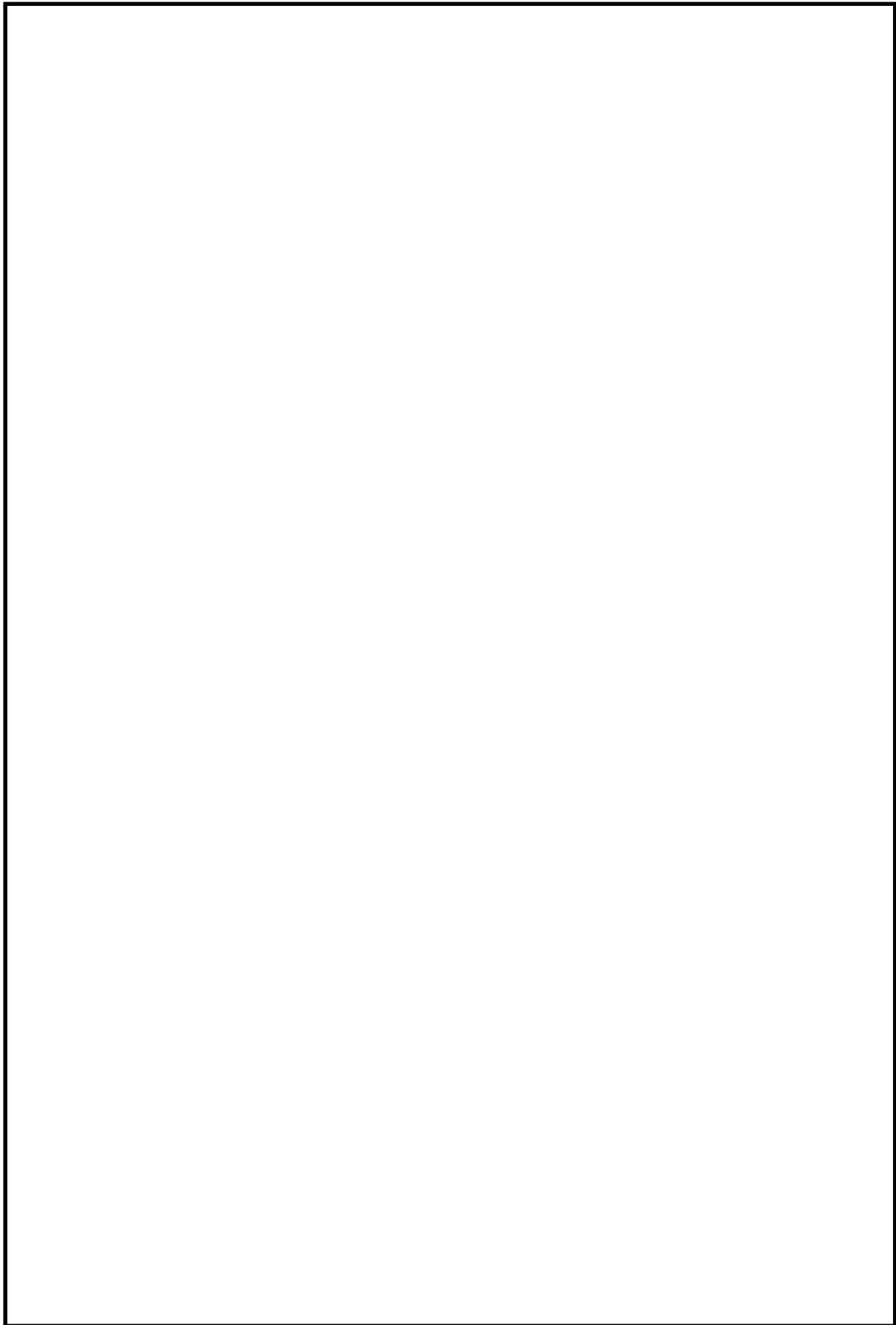


図 54-3-2 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 屋内配置図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

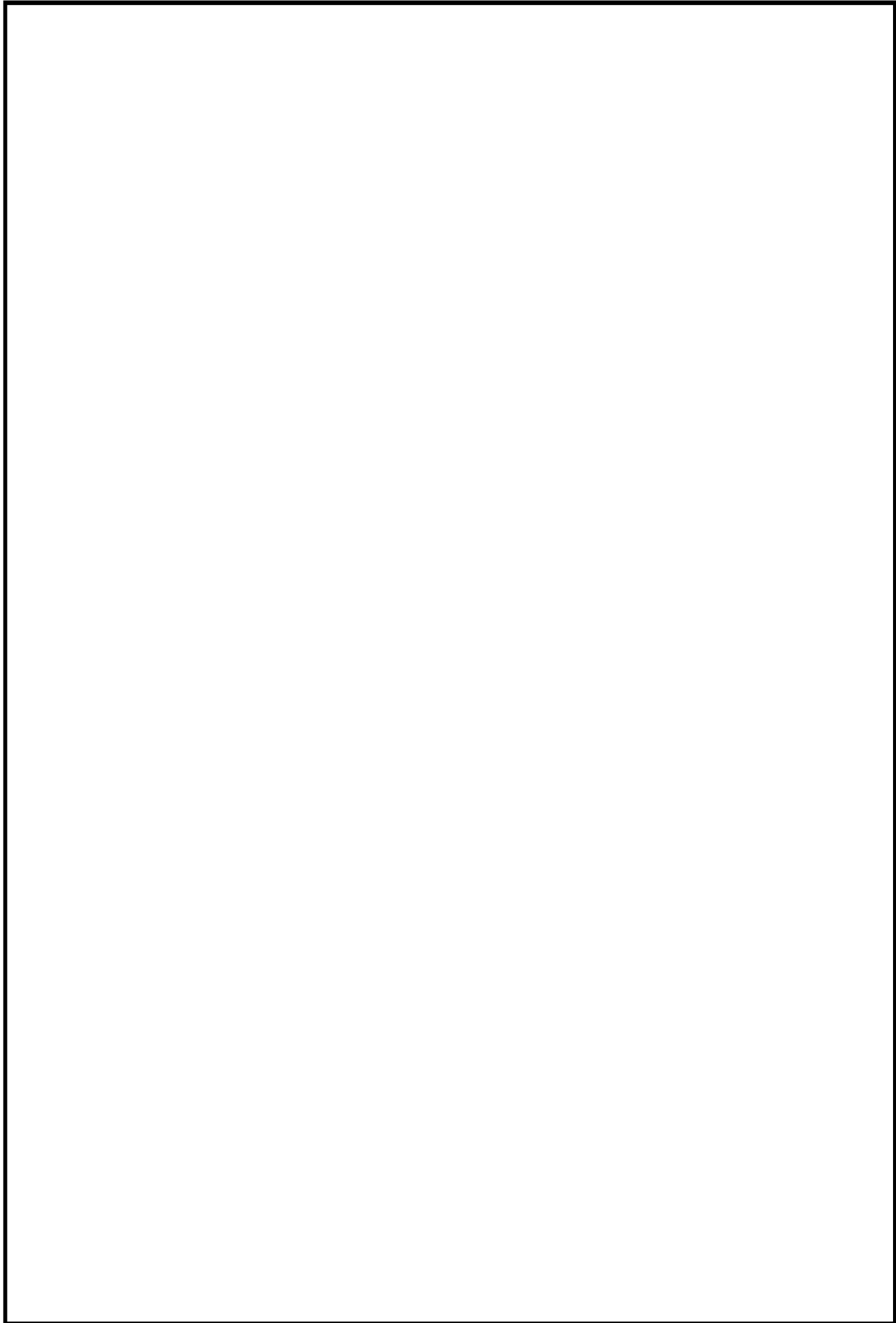


図 54-3-3 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 屋内配置図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

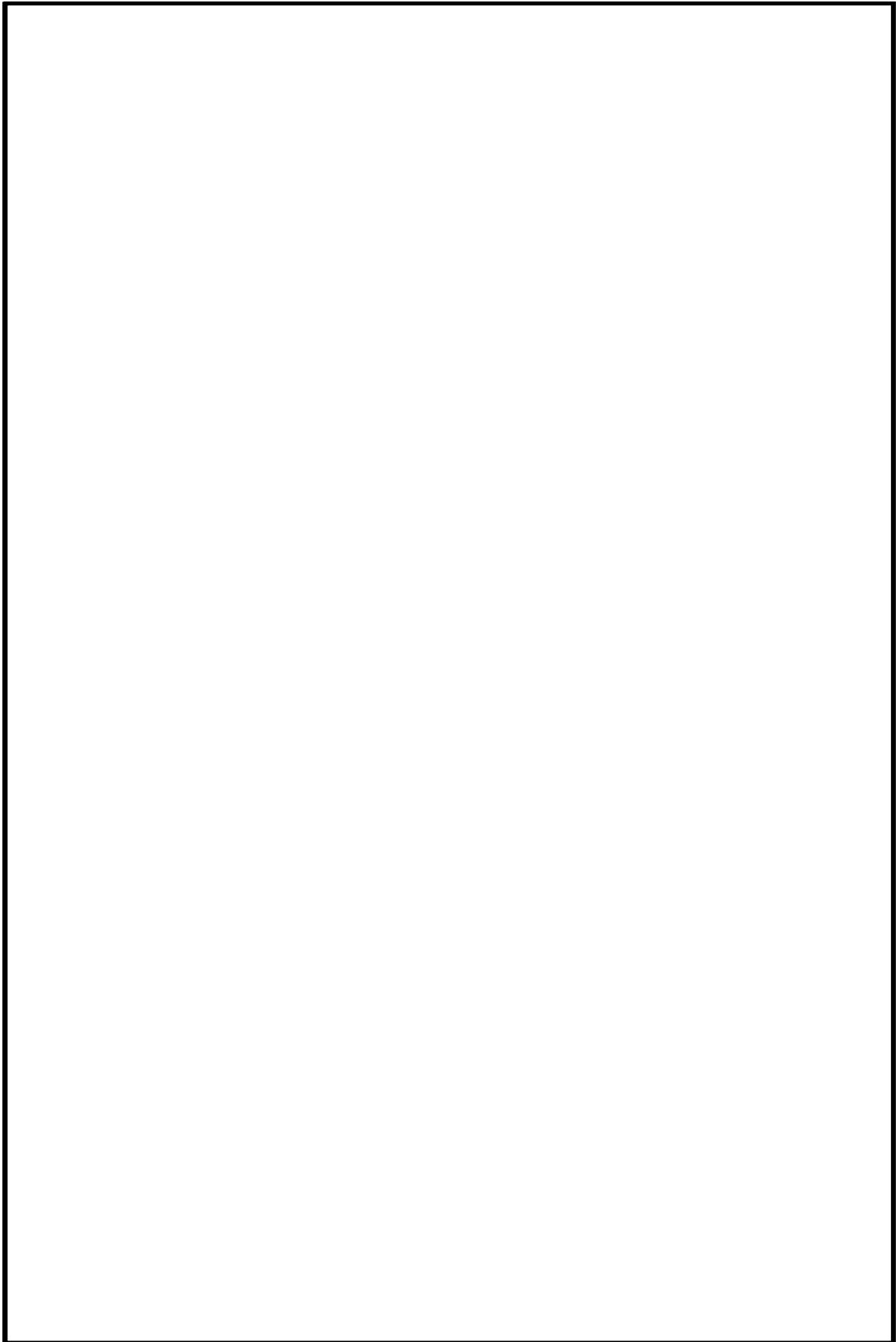


図 54-3-4 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

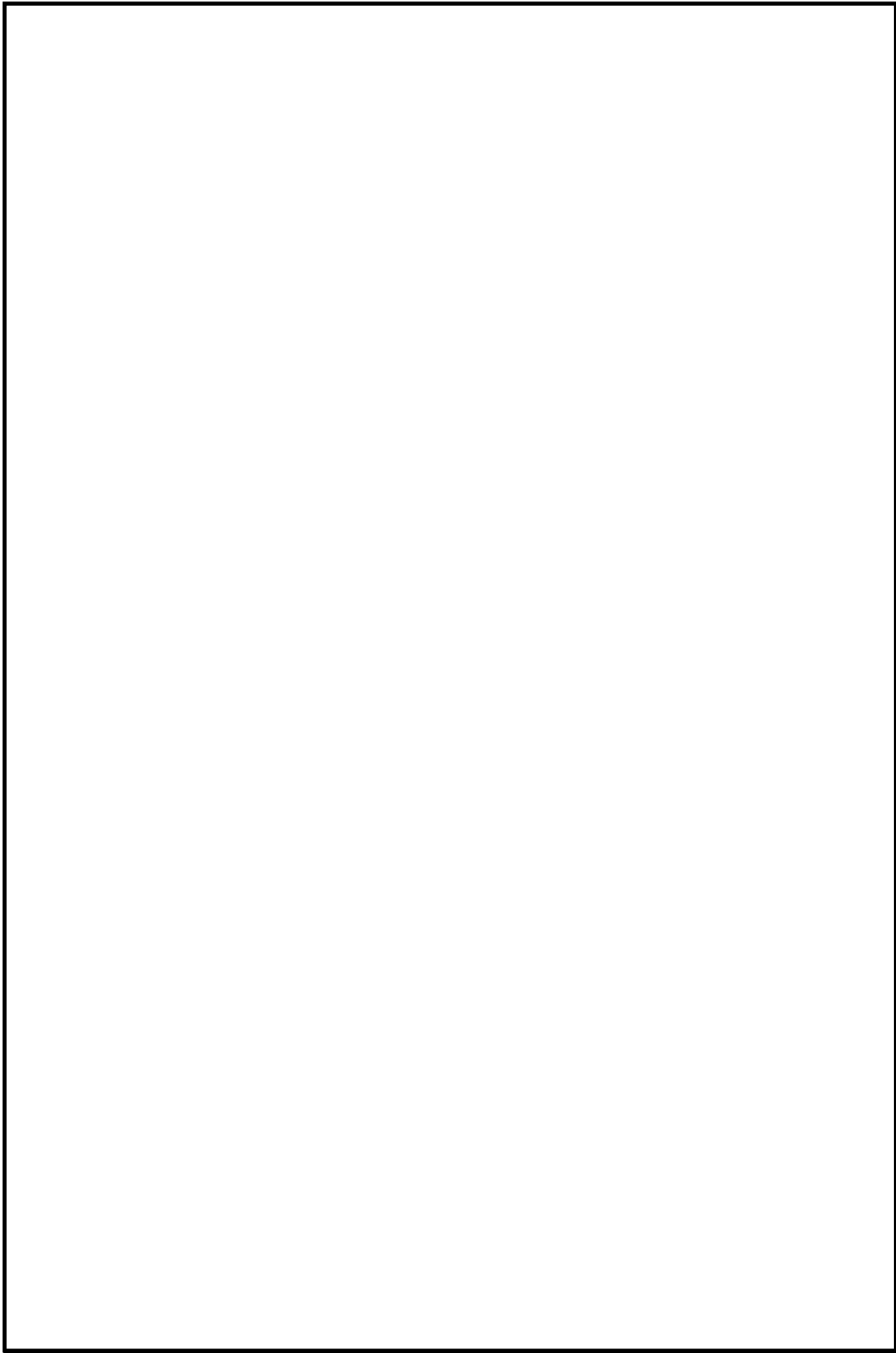


図 54-3-5 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

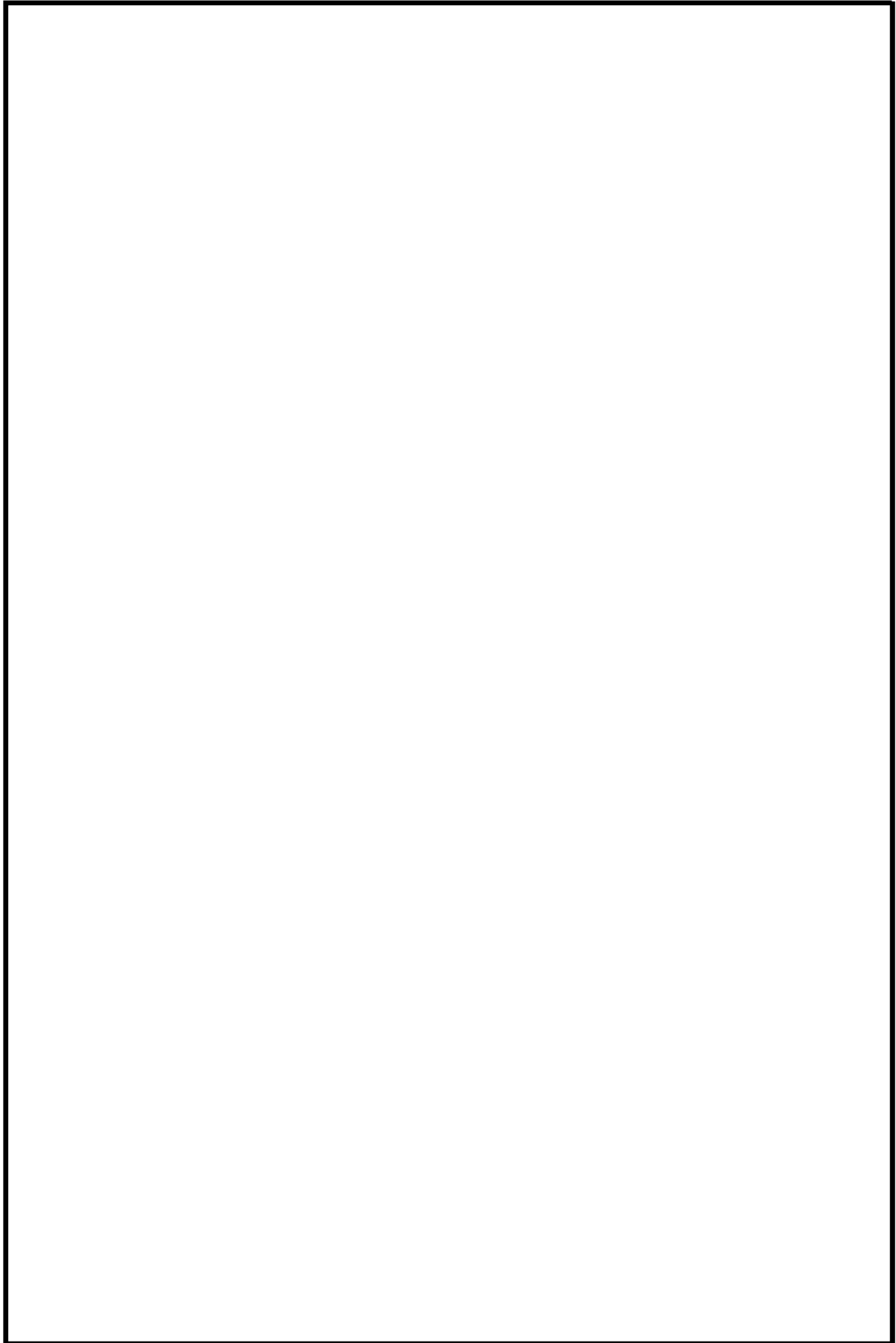


図 54-3-6 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

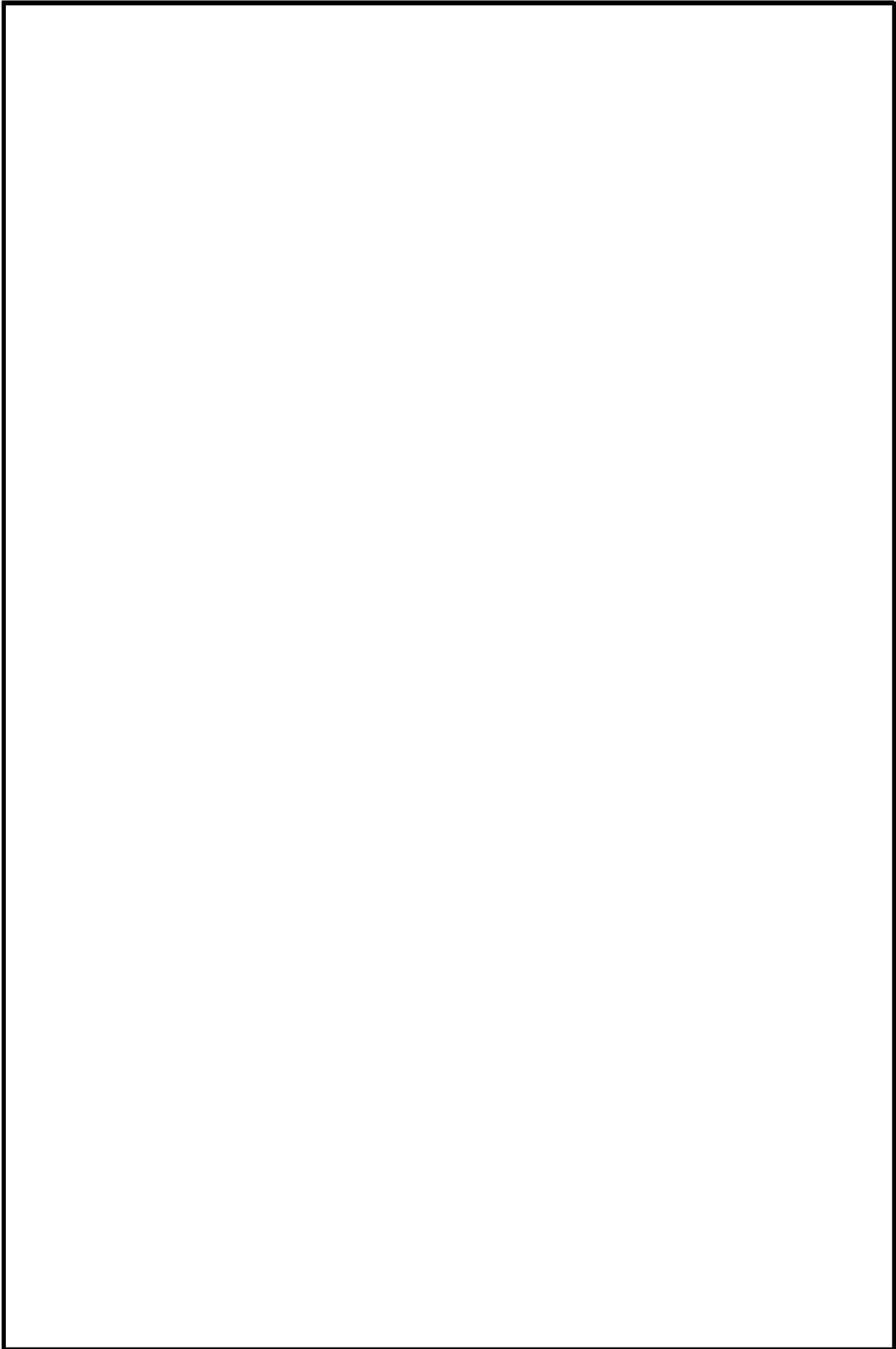


図 54-3-7 燃料プール冷却浄化系 配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

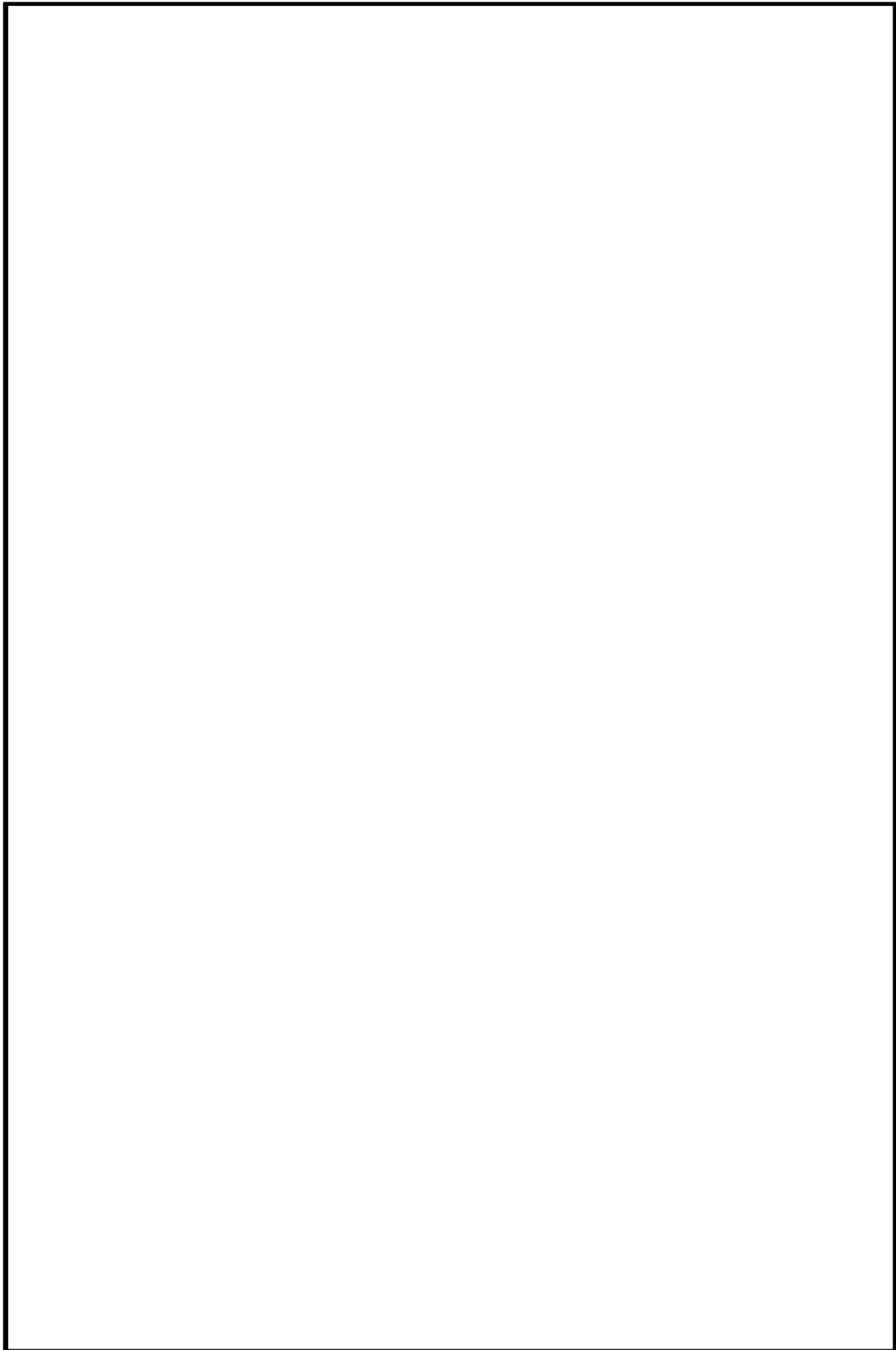


図 54-3-8 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

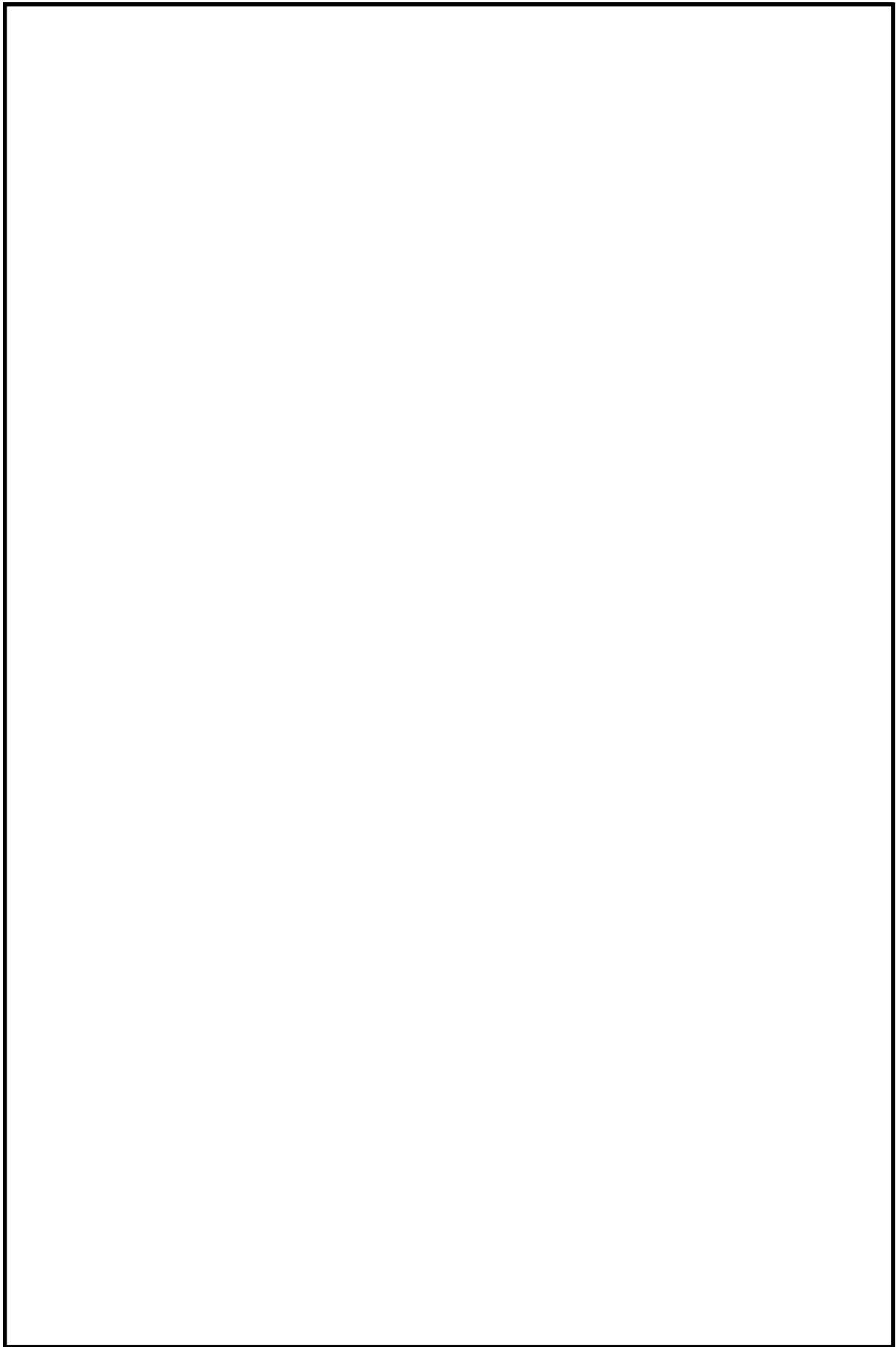


図 54-3-9 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

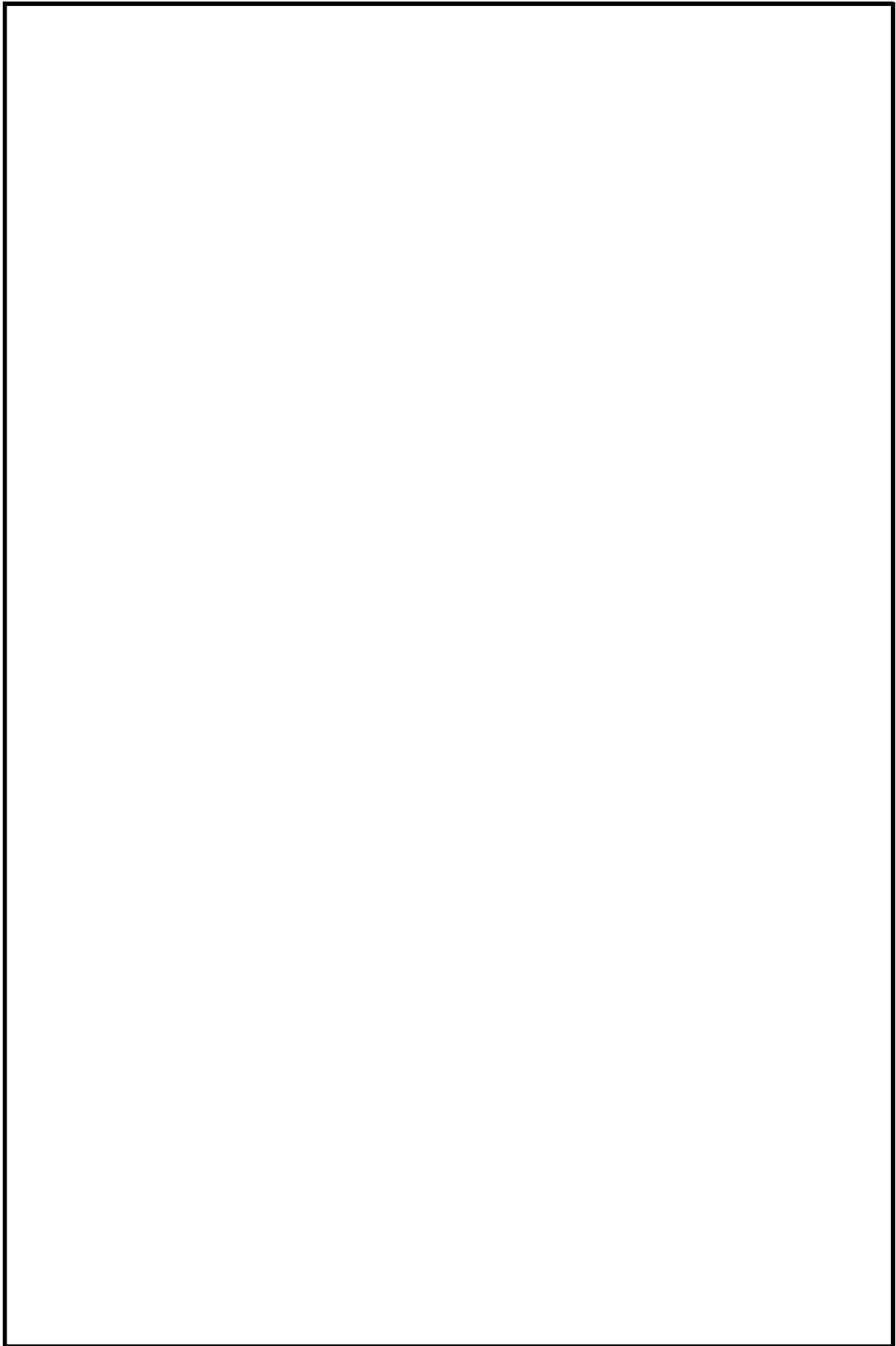


図 54-3-10 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

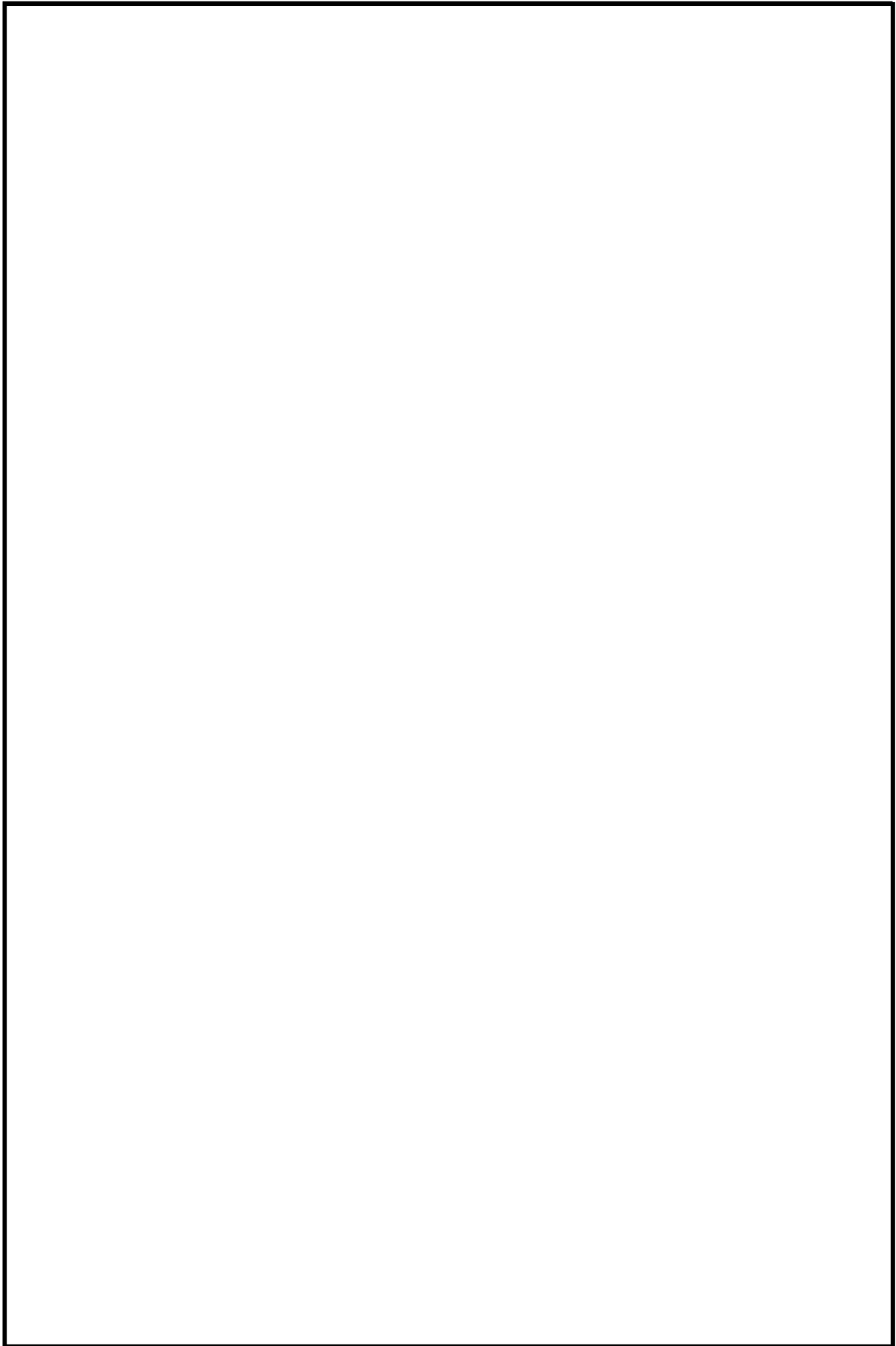


図 54-3-11 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

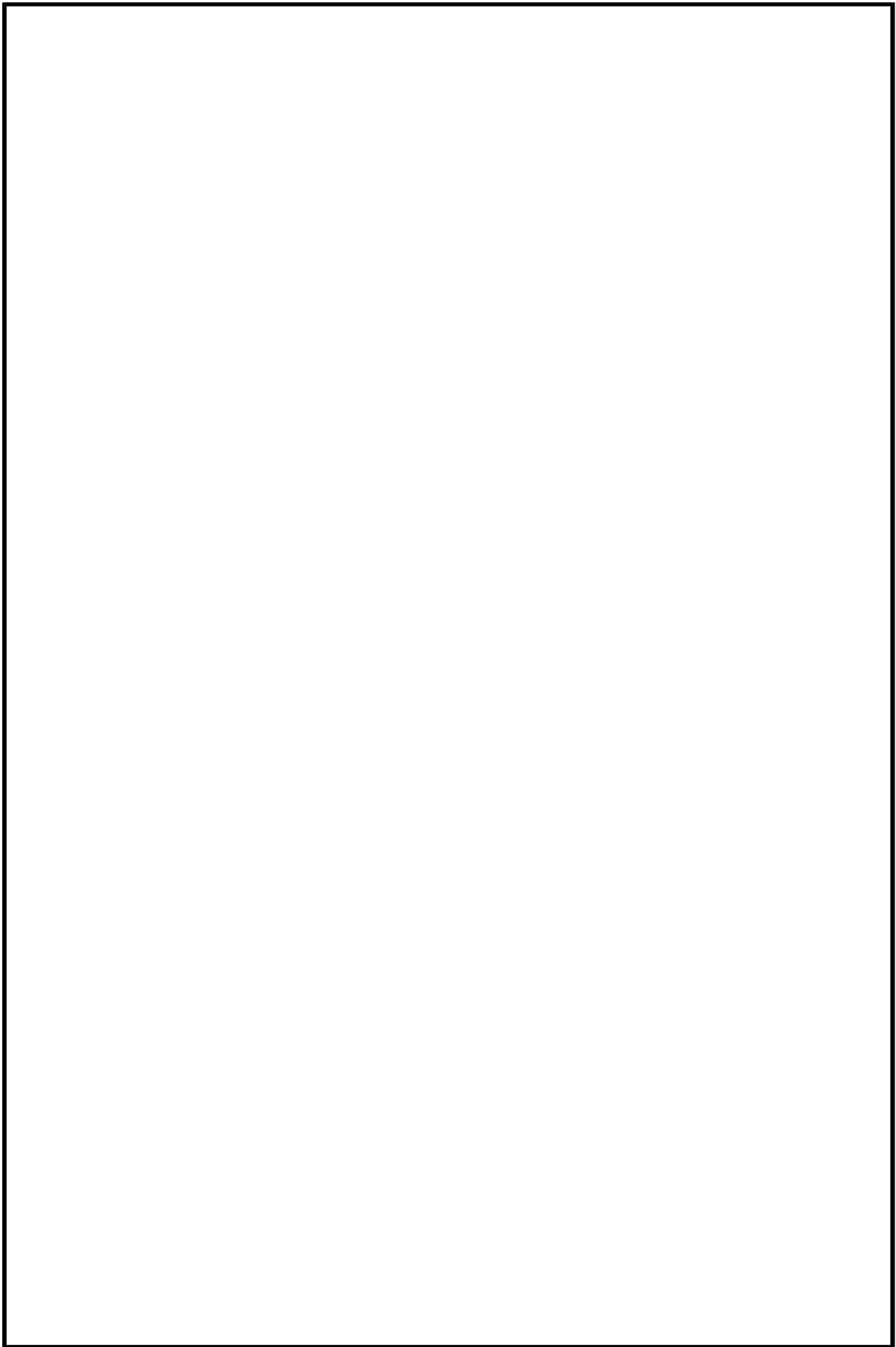


図 54-3-12 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

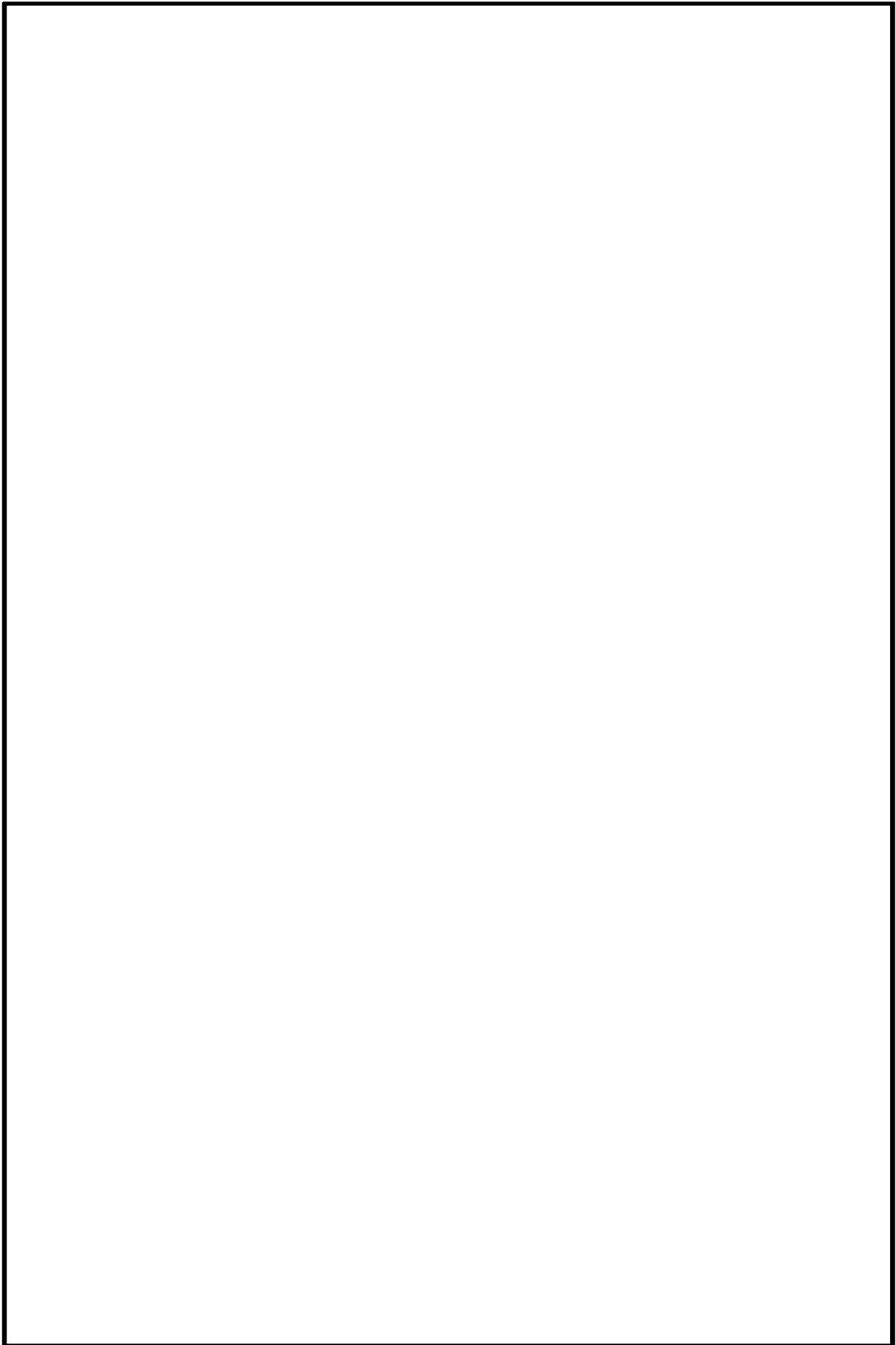


図 54-3-13 原子炉補機代替冷却水系 配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

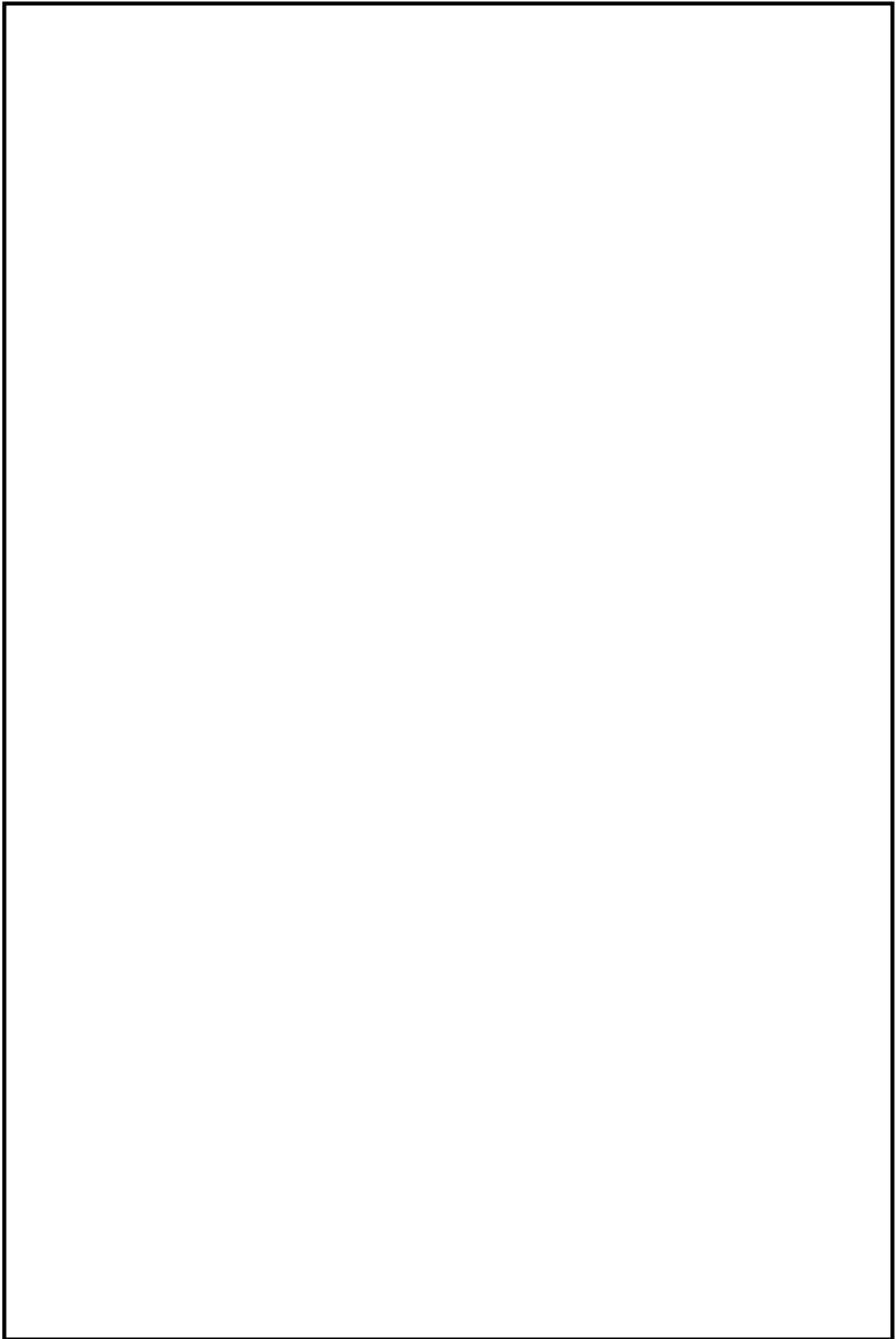


図 54-3-14 使用済燃料プール監視設備 屋内配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

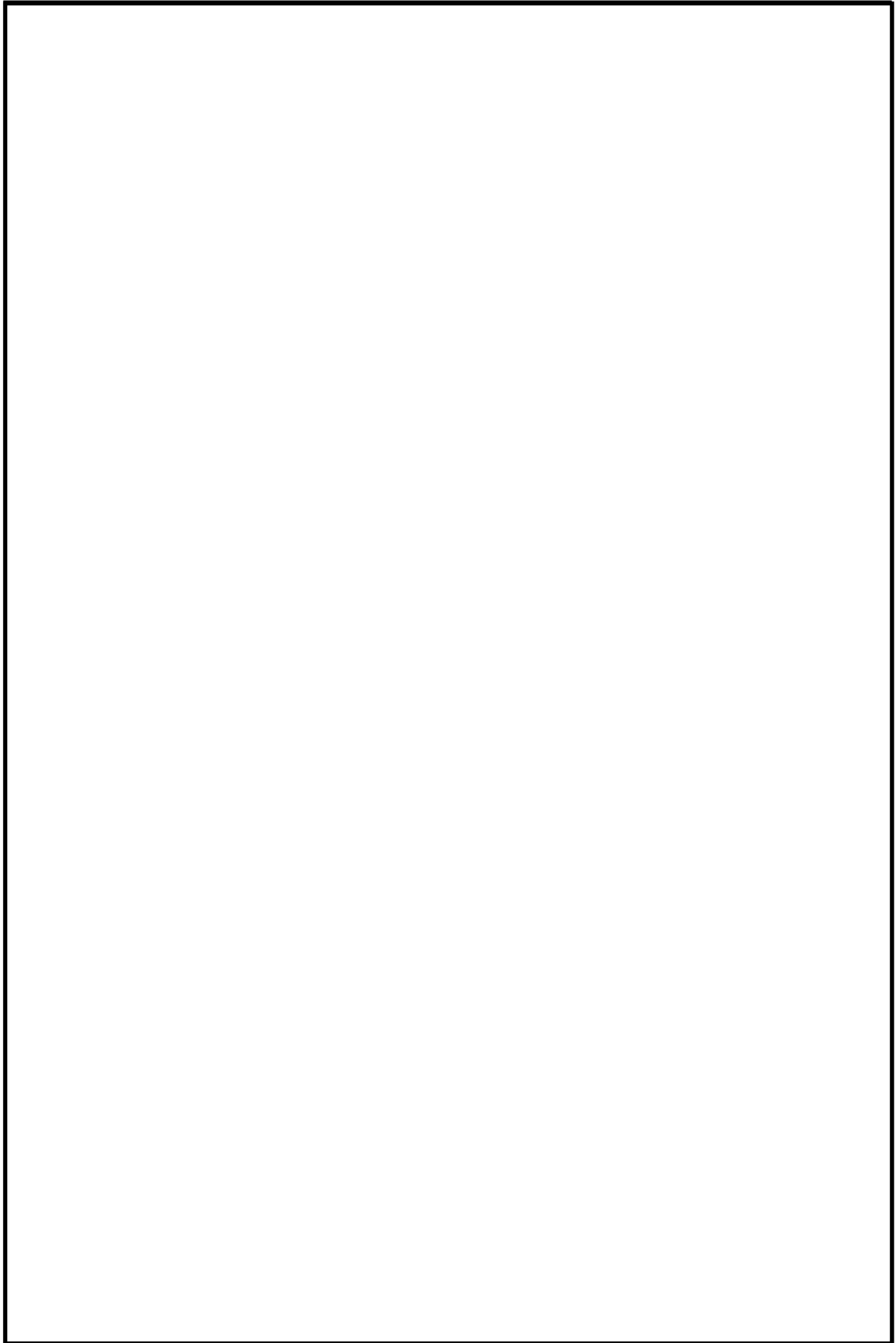
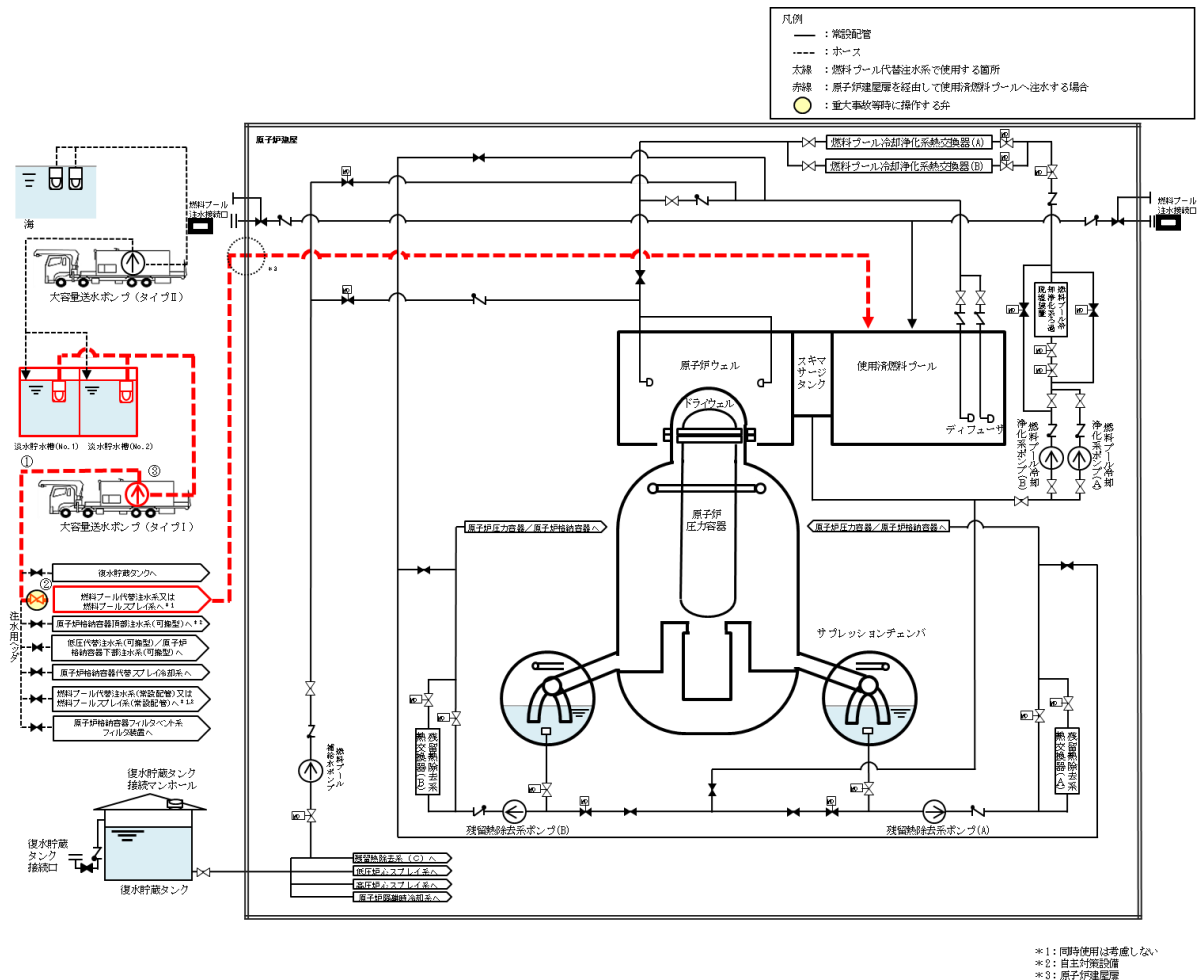


図 54-3-15 使用済燃料プール監視設備 配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

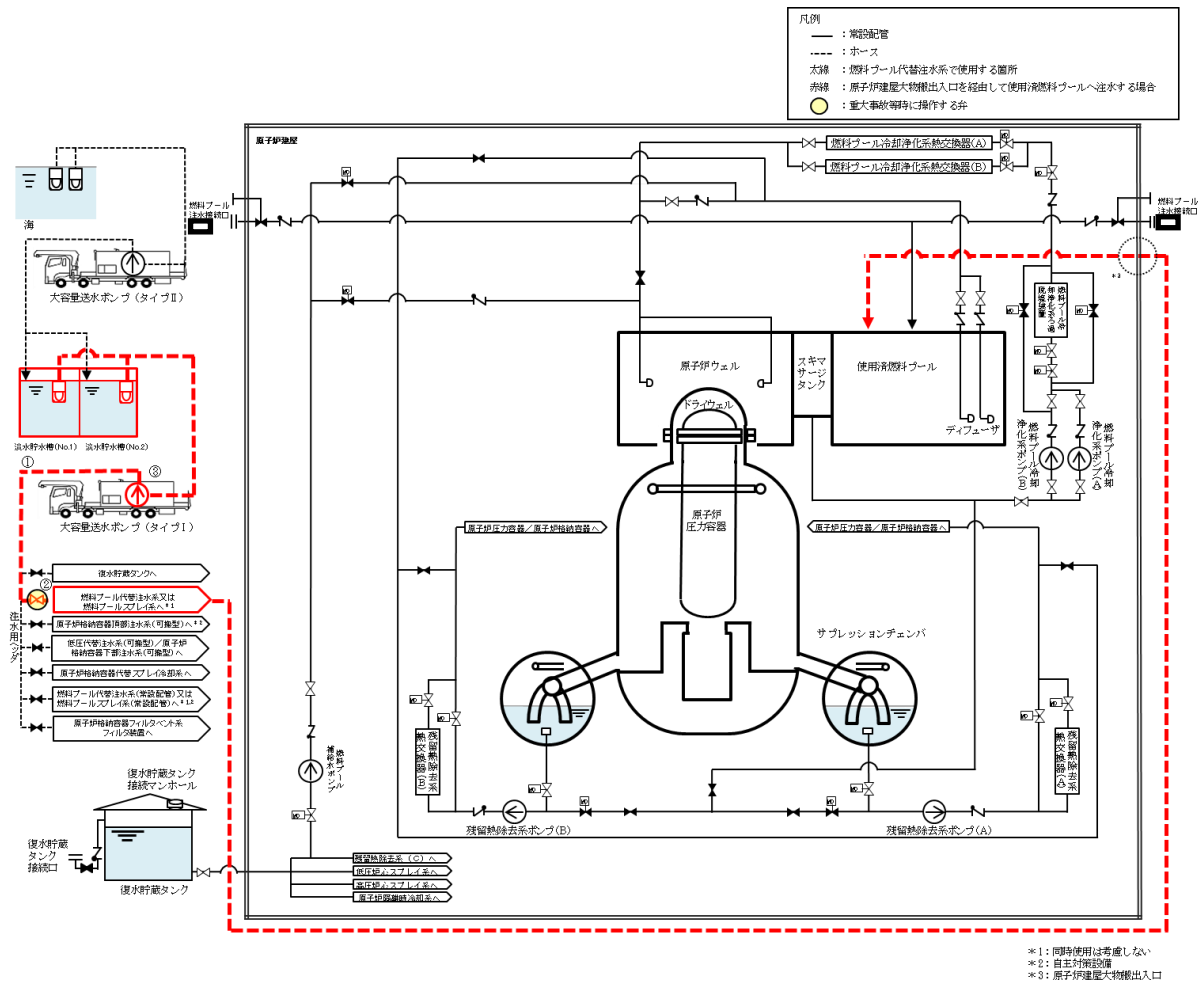
54-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
②	燃料プール注水・スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
③	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
②	燃料プール注水・スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
③	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
②	スプレインズル	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
③	燃料プール注水・スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

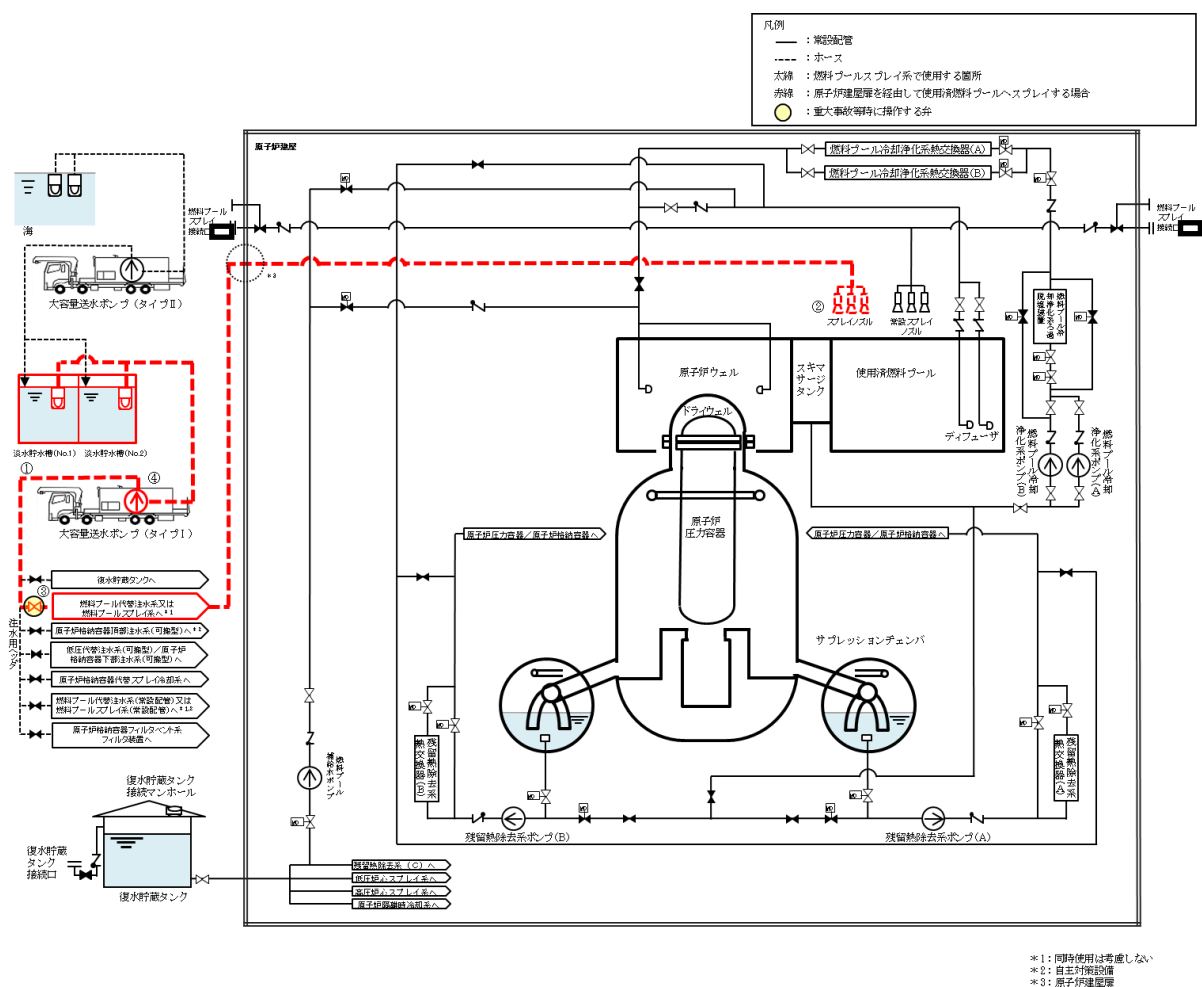


図 54-4-3 燃料プールスプレイ注水系 系統概要図
 原子炉建屋扉を經由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
②	スプレイノズル	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
③	燃料プール注水・スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

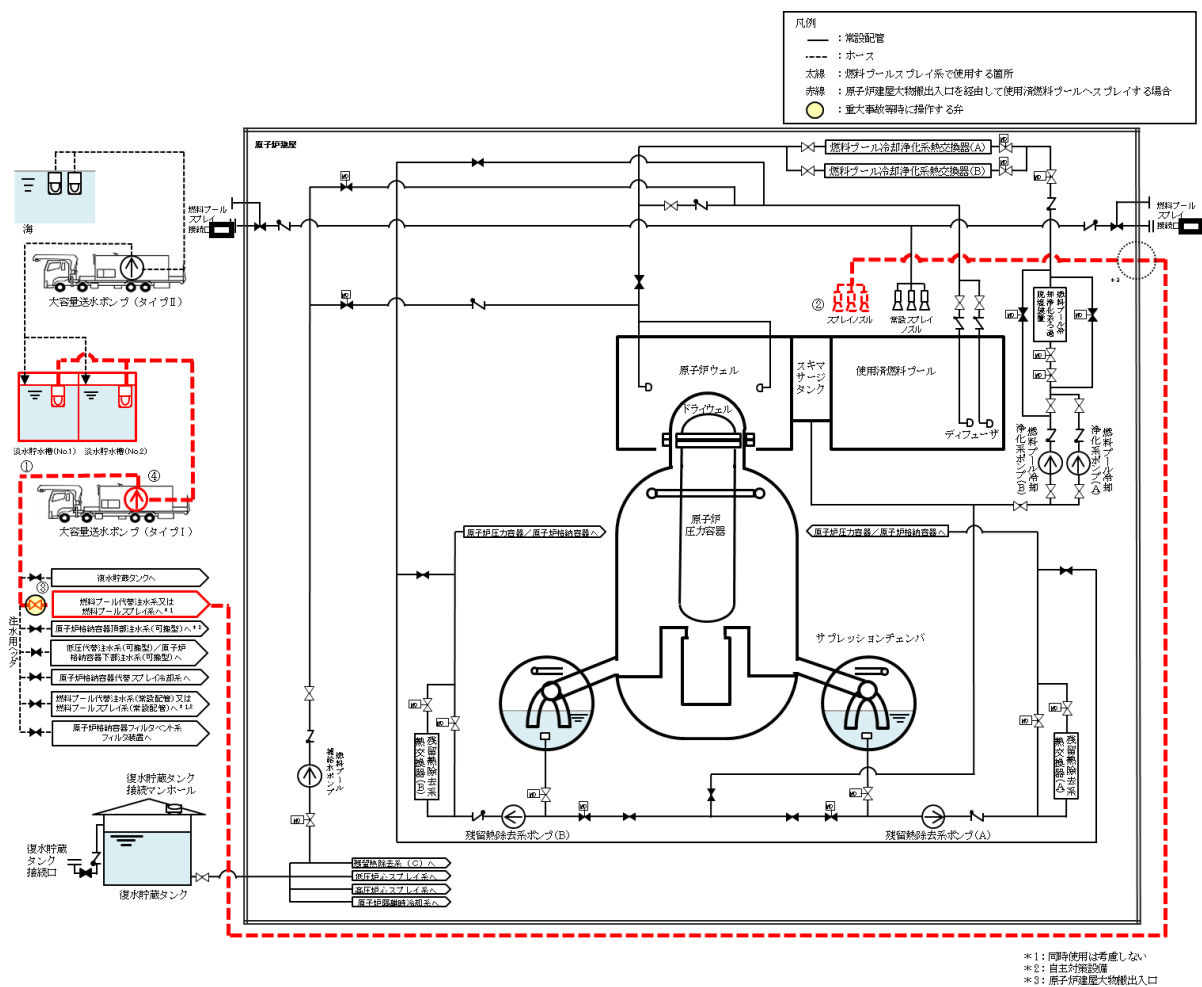


図 54-4-4 燃料プールスプレイ注水系 系統概要図
原子炉建屋大物搬出入口を経由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	全開又は全閉 →全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	全開又は全閉 →全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

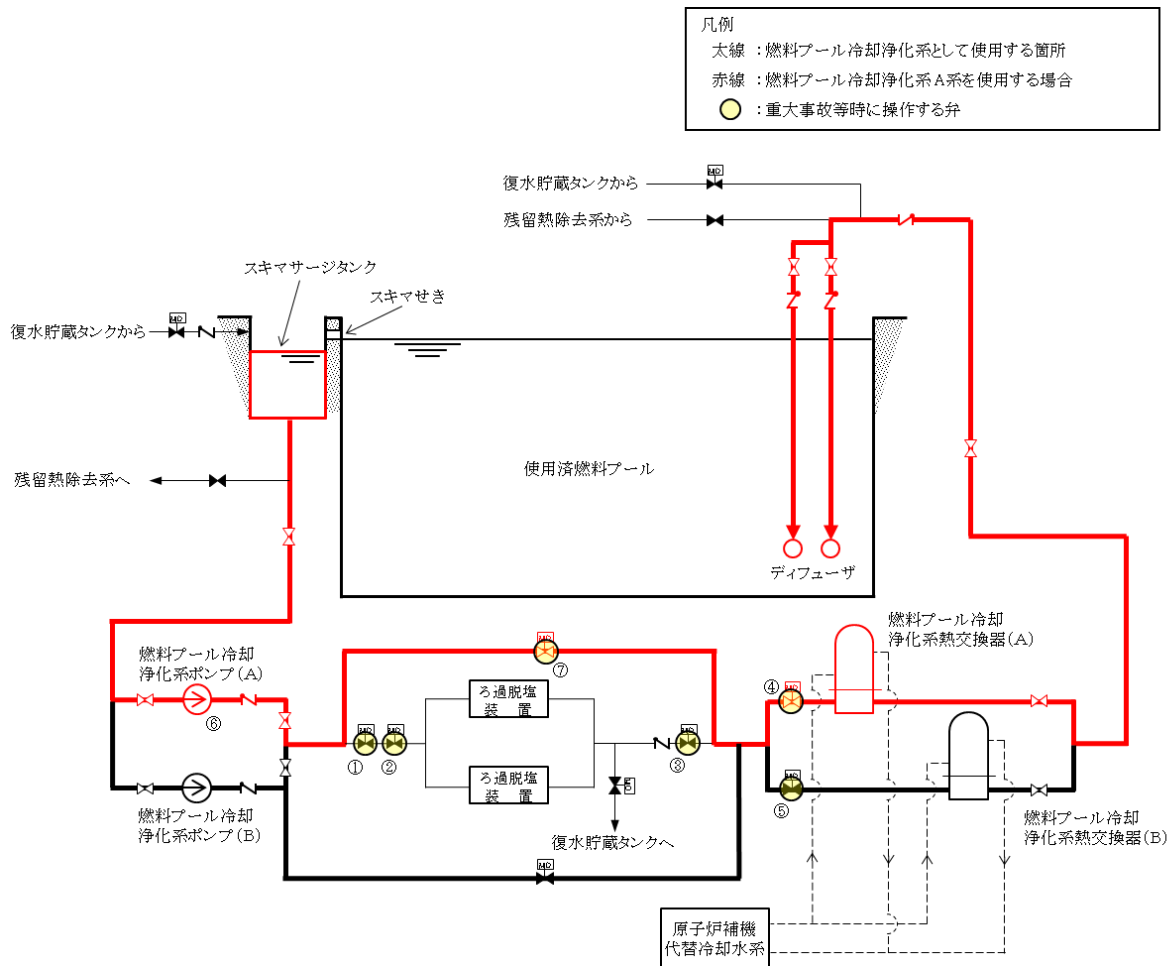


図 54-4-5 燃料プール冷却浄化系 系統概要図
 燃料プール冷却浄化系 A系を使用する場合

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	全開又は全閉 →全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	全閉又は全開 →全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (B)	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

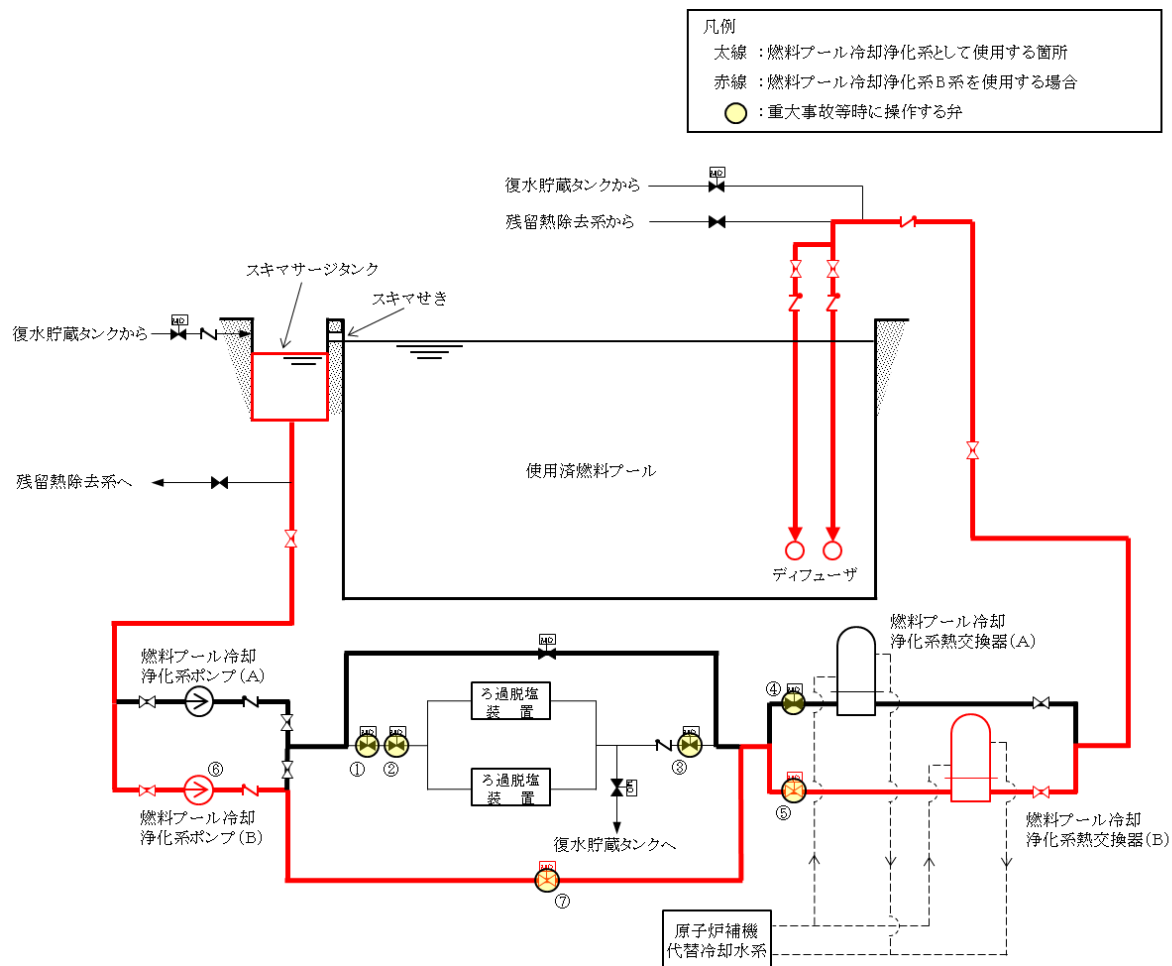


図 54-4-6 燃料プール冷却浄化系 系統概要図
燃料プール冷却浄化系 B 系を使用する場合

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	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 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (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)	
⑧	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)	
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (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)	
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置	
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置	
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外	
⑬	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	
⑭	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

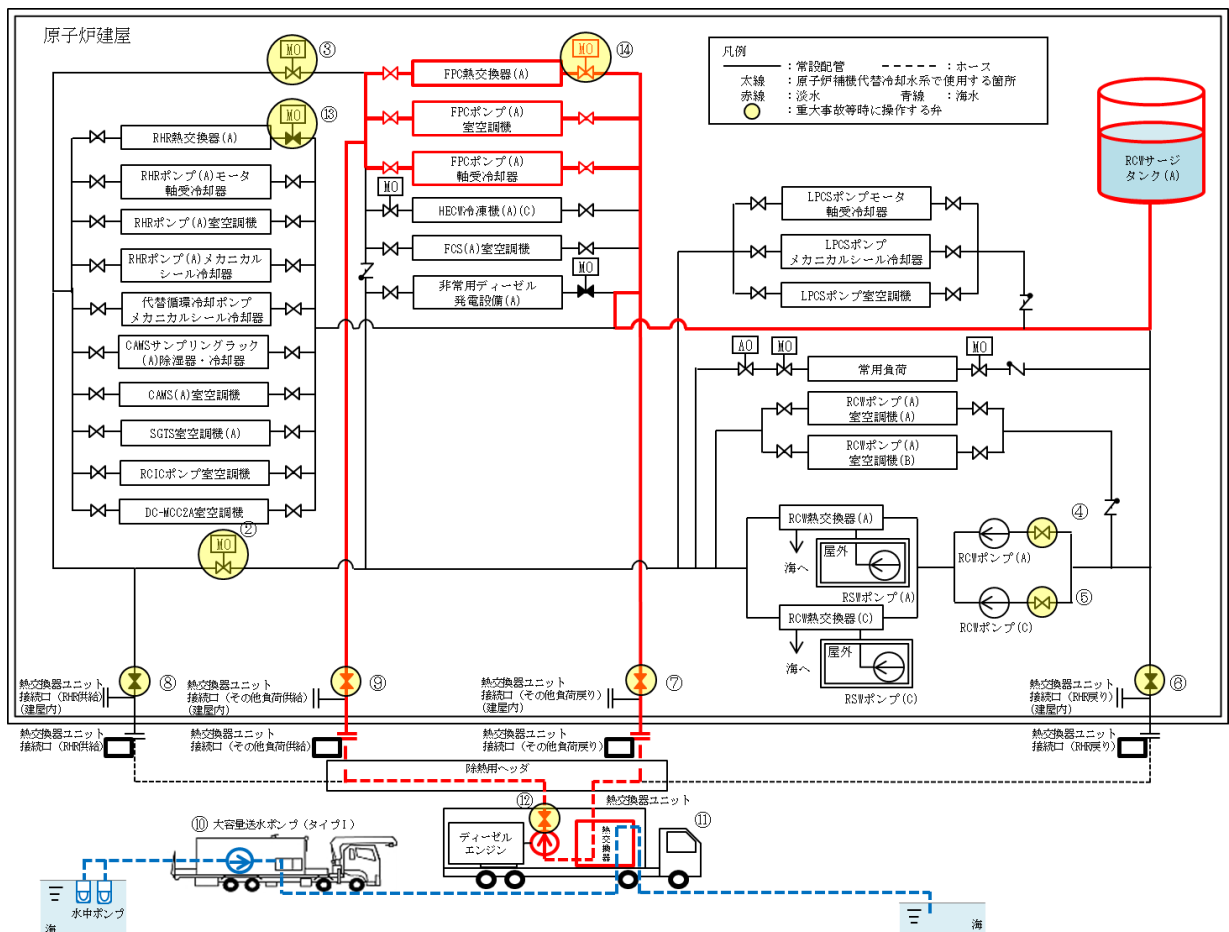


図 54-4-7 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	RCW ポンプ(B)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)	
④	RCW ポンプ(D)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	非常用 D/G(B)冷却水入口弁	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 (B)	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 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	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	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	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)	
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	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)	
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置	
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置	
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外	
⑬	RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑭	FPC 熱交換器(B)冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

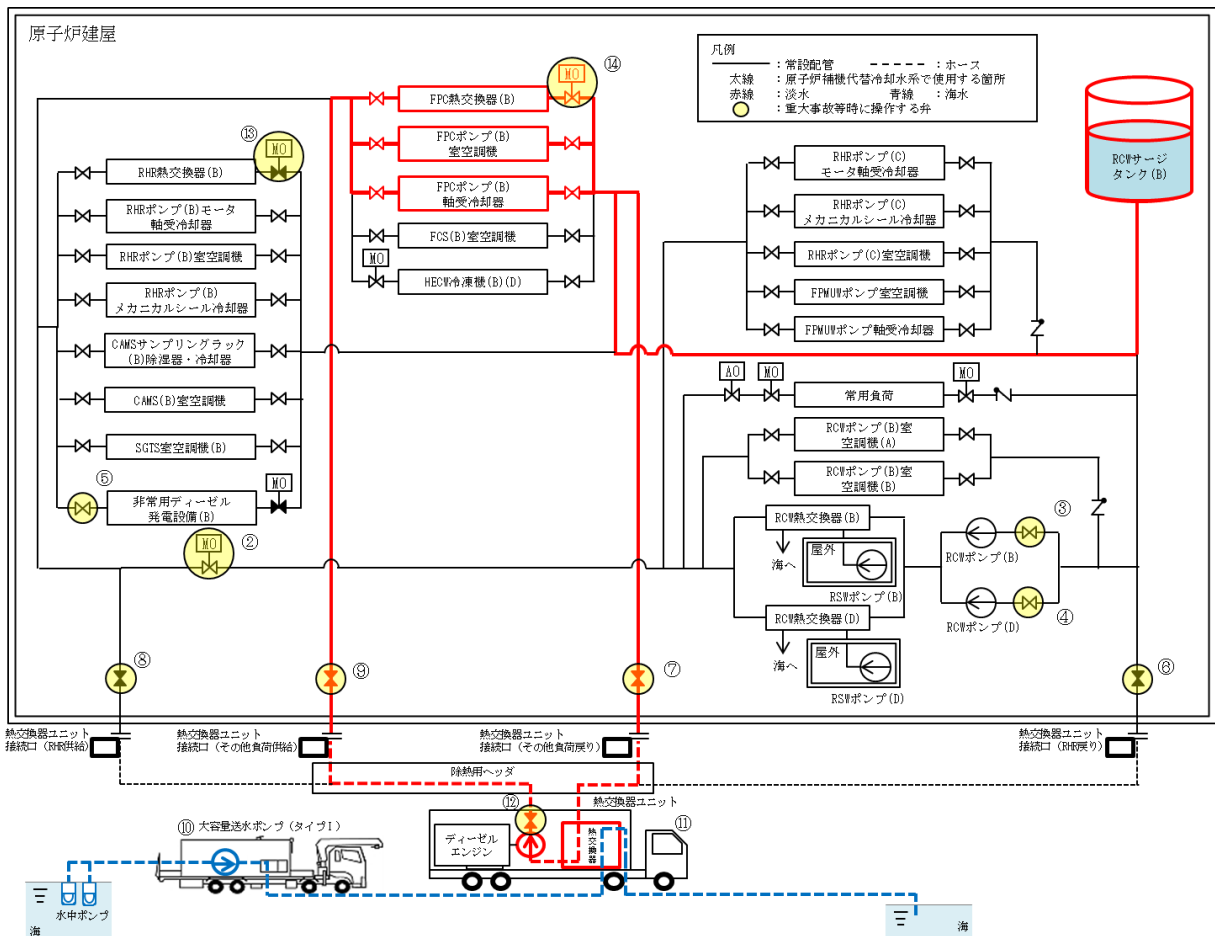


図 54-4-8 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

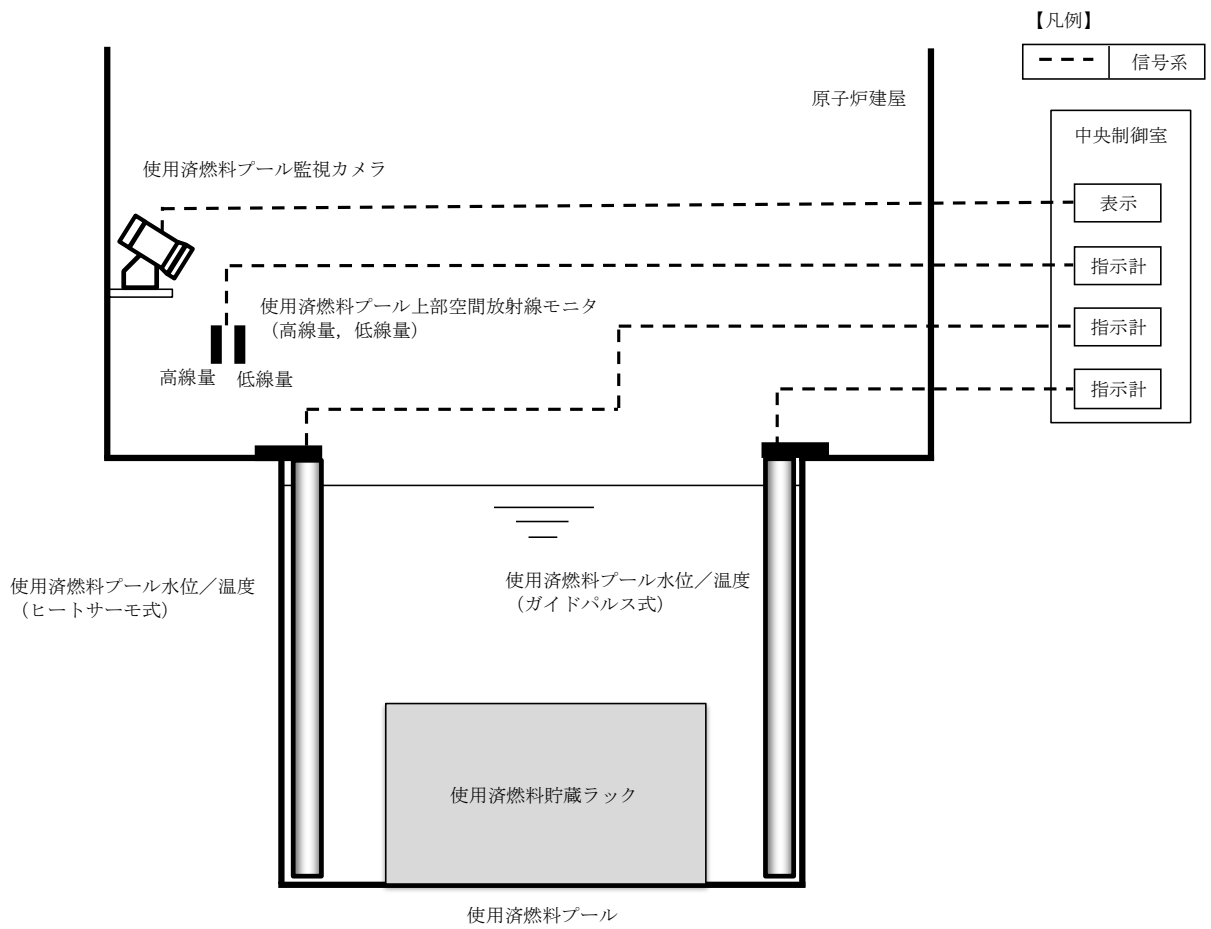


図 54-4-9 使用済燃料プール監視設備 系統概要図

54-5
試験及び検査

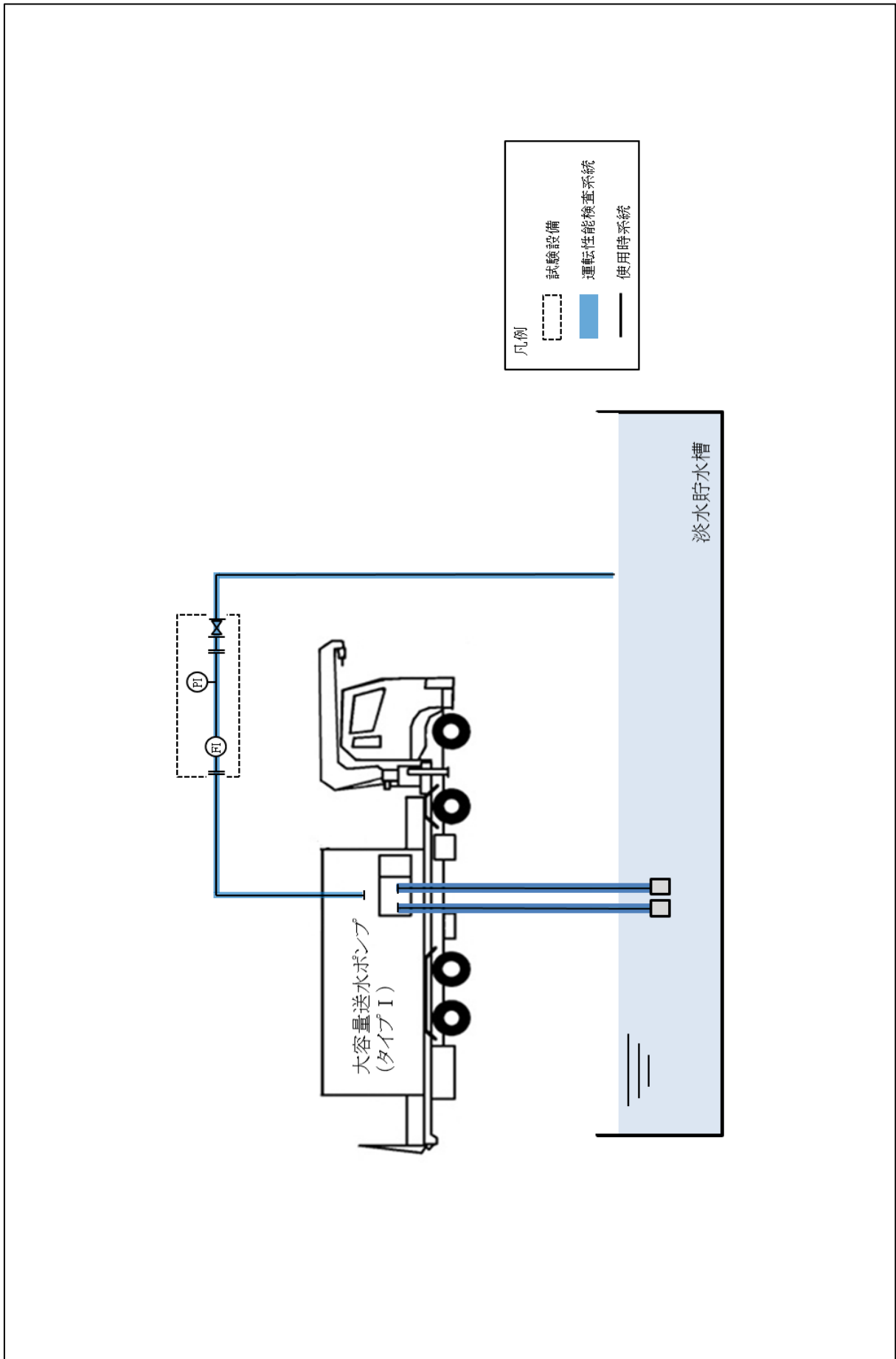


図 54-5-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）運転性能検査系統図

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術	
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器 (B)	開放点検	高	65 M	-	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系出口ストレーナ (A)	開放点検	高	52 M	-	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系出口ストレーナ (B)	開放点検	高	52 M	-	定検停止時	
	CUW入ロライン第一隔離弁	機能・性能試験	ほう酸水注入系機能検査	A	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
			主蒸気隔離弁機能検査	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
			原子炉格納容器隔離弁分解検査	A	52 M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止時
	CUW入ロライン第一隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	65 M	-	定検停止時	
	CUW入ロライン第二隔離弁	機能・性能試験	ほう酸水注入系機能検査	A	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
			主蒸気隔離弁機能検査	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
			原子炉格納容器隔離弁分解検査	A	52 M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止時
	CUW入ロライン第二隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	65 M	-	定検停止時	
	パイプホイップレストレイント	外観点検	高	10 Y	レストレイント検査	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系の安全弁 一式	分解点検	低	65 M	-	定検停止時	
		機能・性能試験	低	65 M	安全弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系の弁 一式	分解点検	高, 低	52~195M またはBDM	-	定検停止時	
原子炉冷却材浄化系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高, 低	65 M~ 117 M	-	定検停止時		
流量計測装置 (指示計, 発信器) 2台	特性試験	高, 低	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (一次冷却材計装)	定検停止時		
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系	機能・性能試験	高	1 C	燃料プール冷却浄化系機能検査	プラント運転中	
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中	
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	開放点検	低	91 M	-	プラント運転中	
		非破壊試験 (E C T)	低	91 M	燃料プール冷却浄化系容器検査	プラント運転中	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)	開放点検	低	91 M	-	プラント運転中	
		非破壊試験 (E C T)	低	91 M	燃料プール冷却浄化系容器検査	プラント運転中	
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)	分解点検	低	52 M	-	プラント運転中 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領事による)	

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 用電動機	分解点検	低	78 M	-	プラント運転中 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)	分解点検	低	52 M	-	プラント運転中 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 用電動機	分解点検	低	78 M	-	プラント運転中 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (A)	開放点検	低	65 M	-	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (B)	開放点検	低	65 M	-	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系の安全弁 一式	分解点検	低	195 M	-	プラント運転中
		機能・性能試験	低	195 M	安全弁検査 (先行定検: 燃料プール冷却浄化系)	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系の弁 一式	分解点検	高, 低	39~195M またはBOM	-	
	燃料プール冷却浄化系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	104 M~ 117 M	-	
	水位計測装置 (スイッチ) 2台	特性試験	低	13 M	監視機能健全性確認検査 (先行定検: 燃料プ ール冷却浄化系)	
	温度計測装置 (温度検出器) 1台	特性試験	高	1 C	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (そ の他)	定検停止時
	放射性ドレン移送系	放射性ドレン移送系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: タービン系)	
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: タービン系)	
ドライウェル機器ドレンサンブ		開放点検	低	26 M	-	定検停止時
原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンブ		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋廃棄物処理区域機器ドレンサンブ		開放点検	低	52 M	-	
タービン建屋機器ドレンサンブ (A)		開放点検	低	52 M	-	
タービン建屋機器ドレンサンブ (B)		開放点検	低	52 M	-	
ドライウェル床ドレンサンブ		開放点検	低	26 M	-	定検停止時
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ (A)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ (B)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ (C)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ (D)		開放点検	低	52 M	-	

東北電力株式会社
女川原子力発電所第2号機
第11保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

検 査 名：燃料プール冷却浄化系容器検査

要領書番号：O2-159

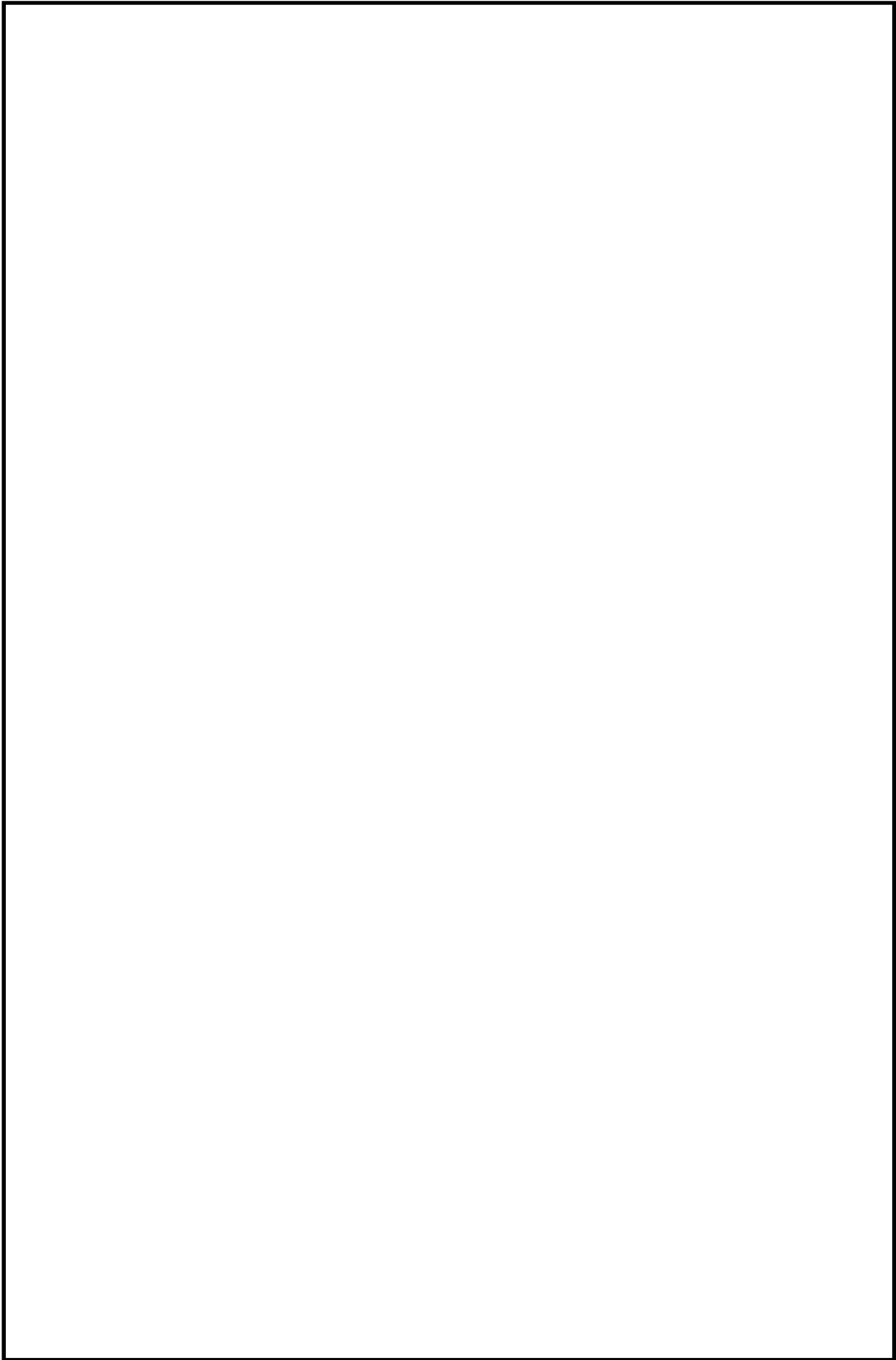


図 54-5-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

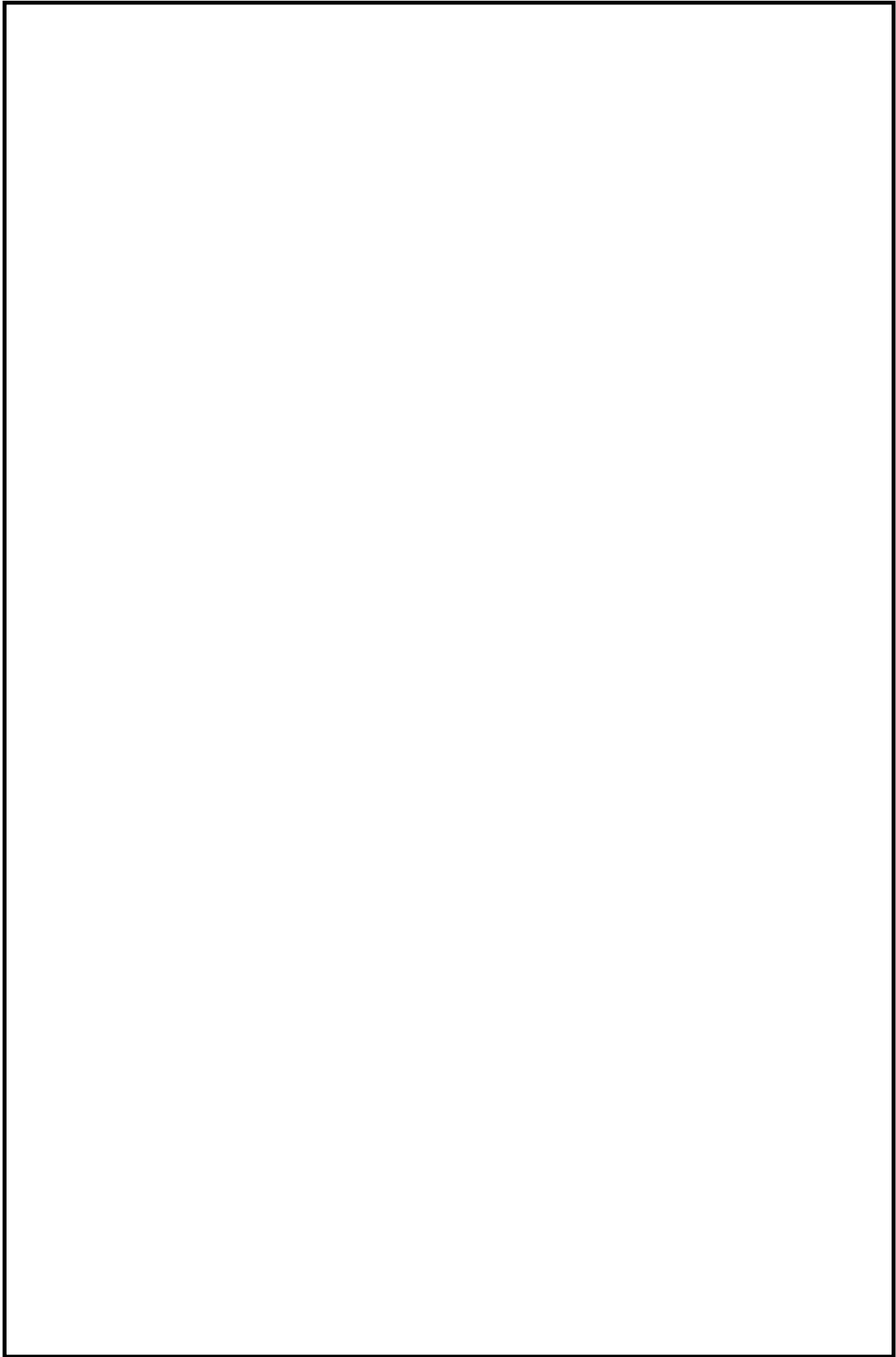


図 54-5-3 燃料プール冷却浄化系熱交換器 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

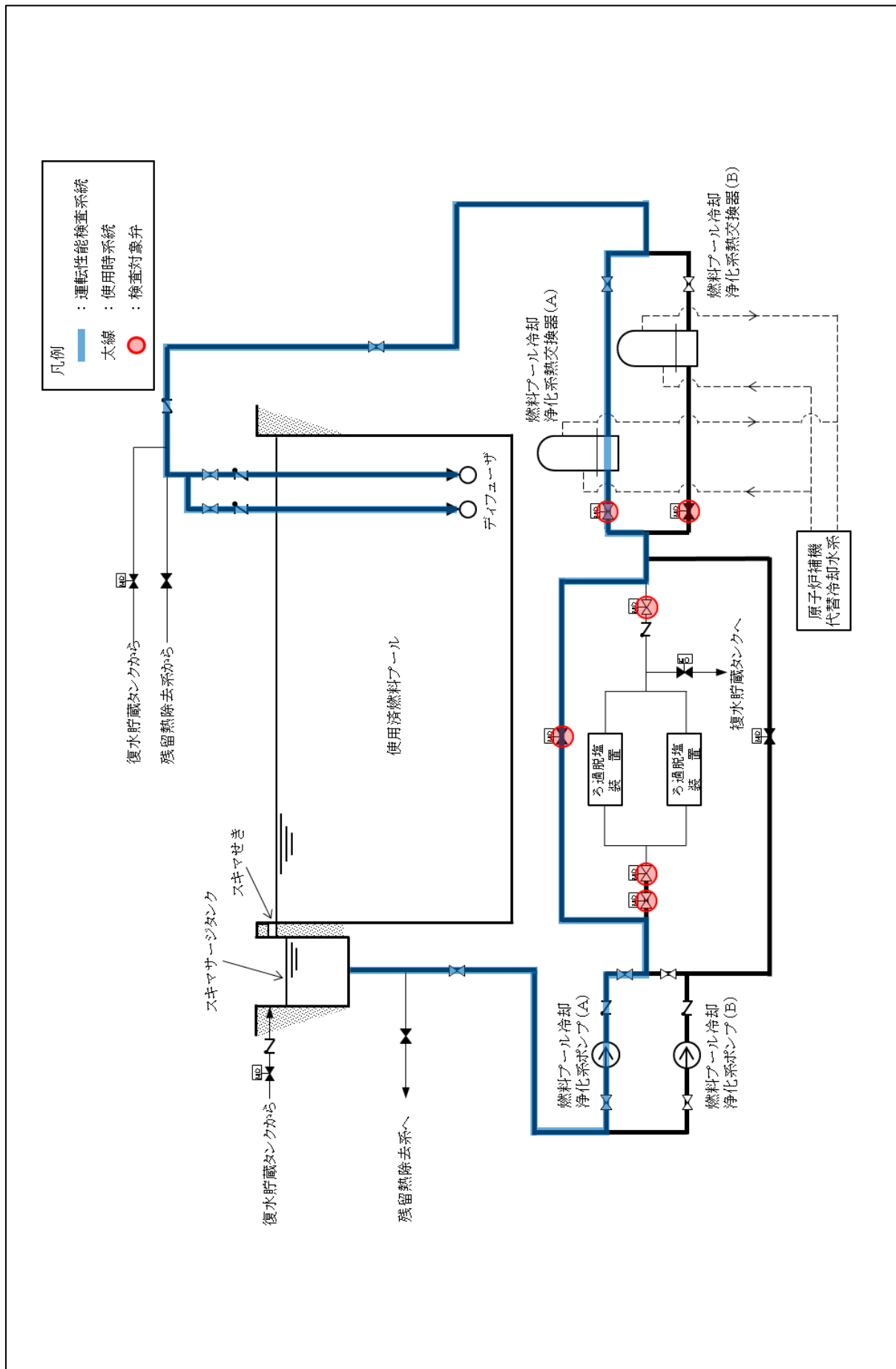


図 54-5-4 燃料プール冷却浄化系 A 系 運転性能検査系統図

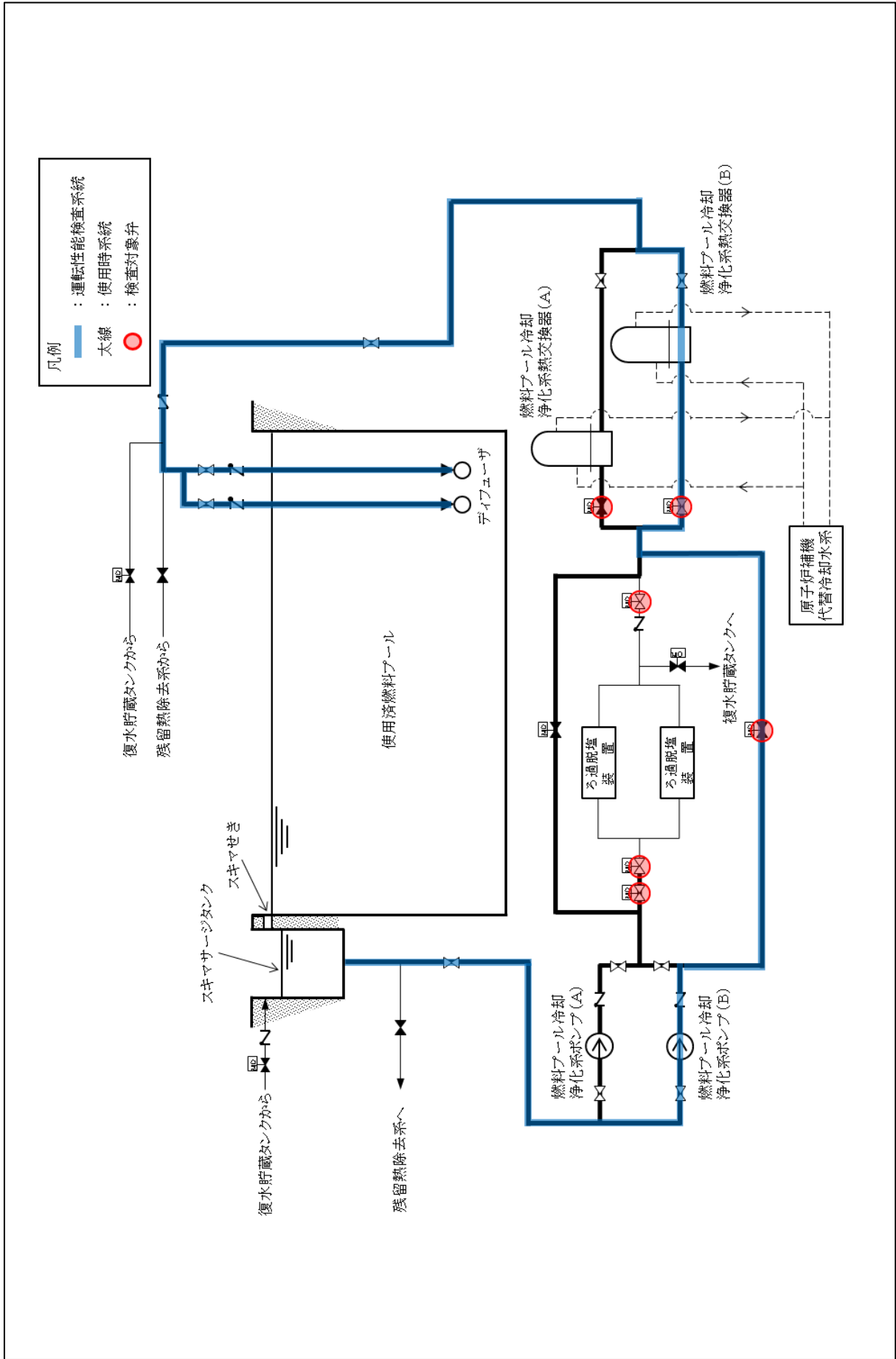


図 54-5-5 燃料プール冷却浄化系 B 系 運転性能検査系統図

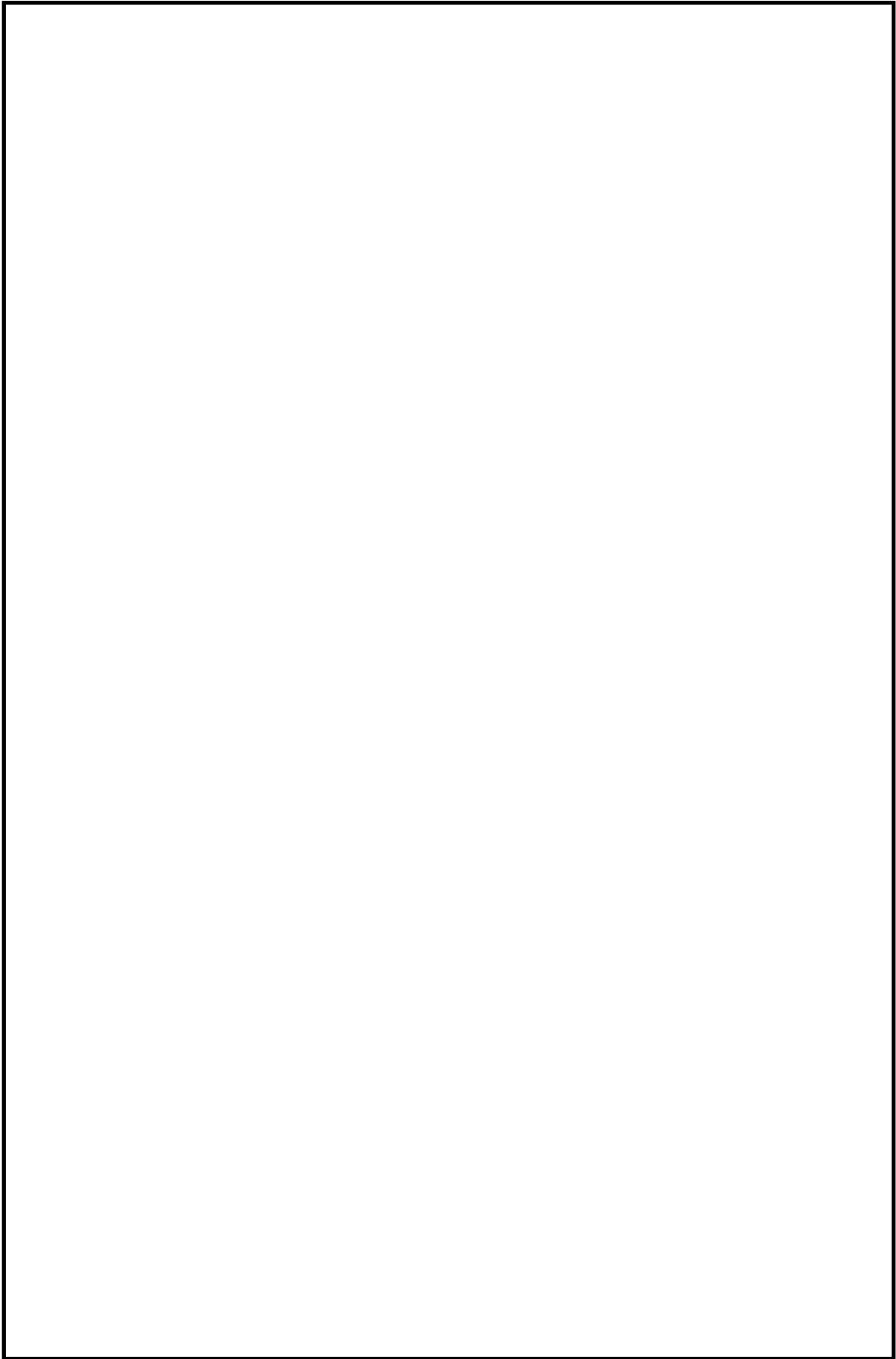


図 54-5-6 熱交換器ユニット熱交換器 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-5-9

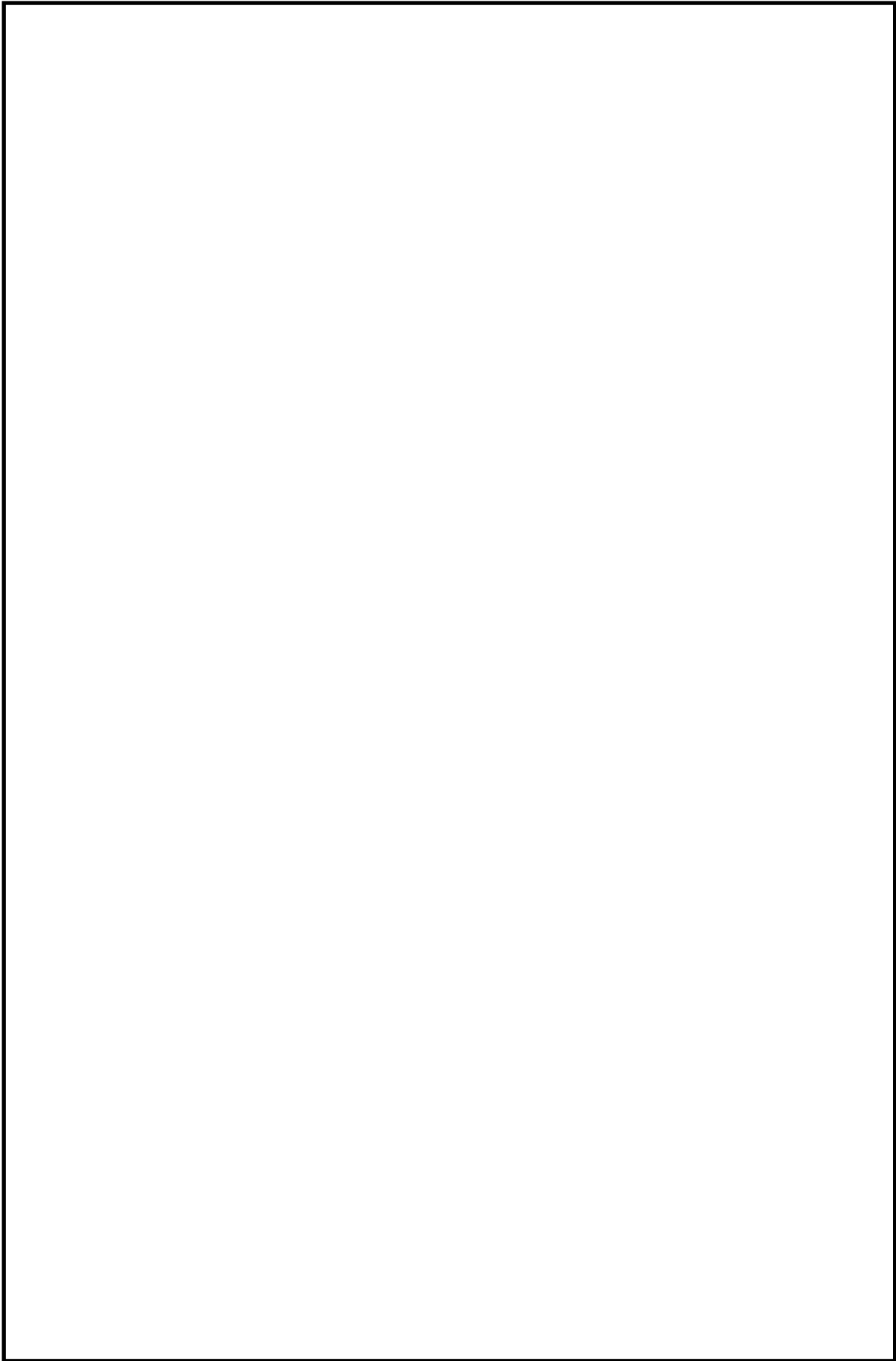


図 54-5-7 熱交換器ユニット淡水ポンプ 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-5-10

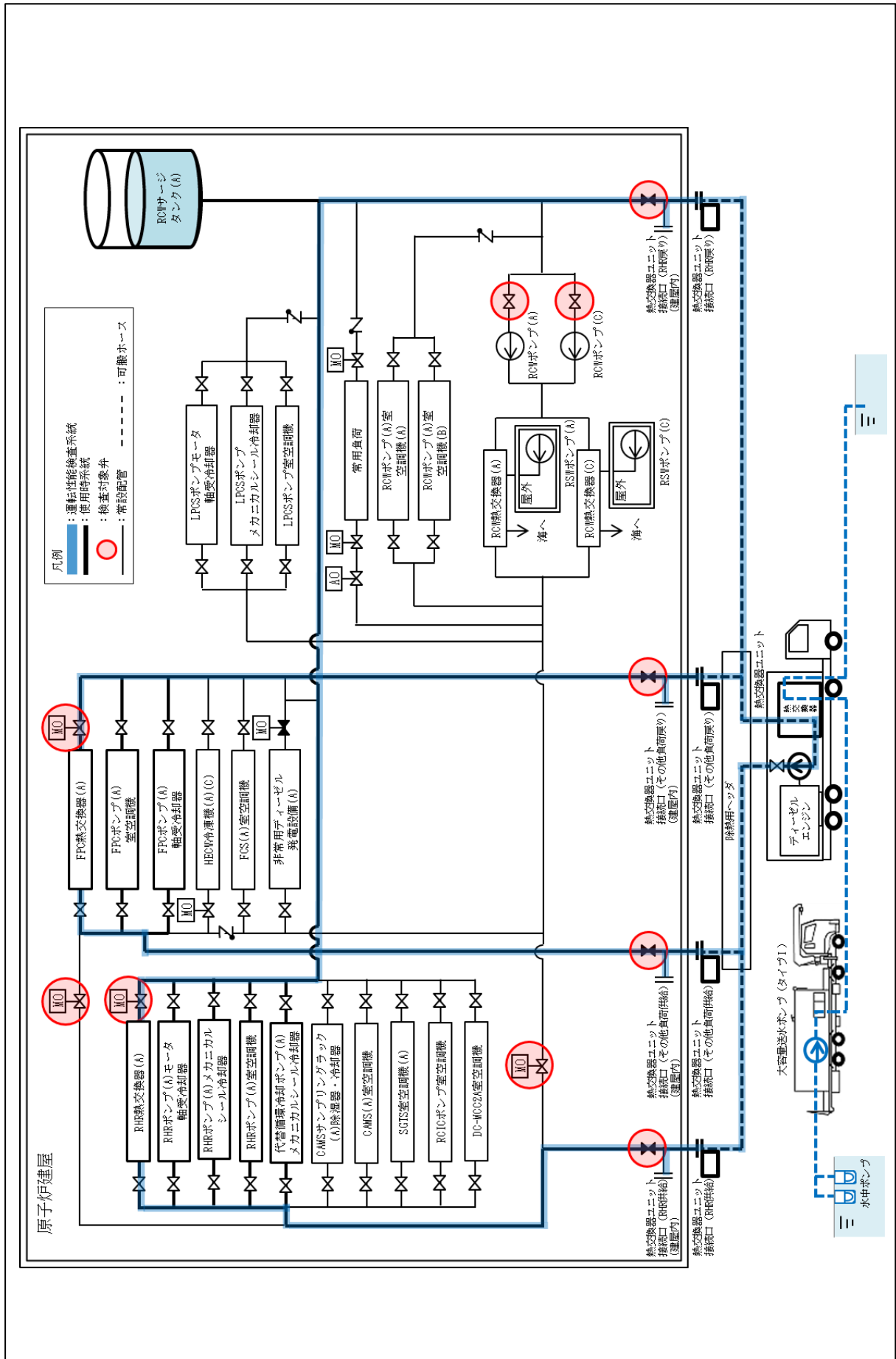


図 54-5-8 原子炉補機代替冷却水系 A 系 運転性能検査系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

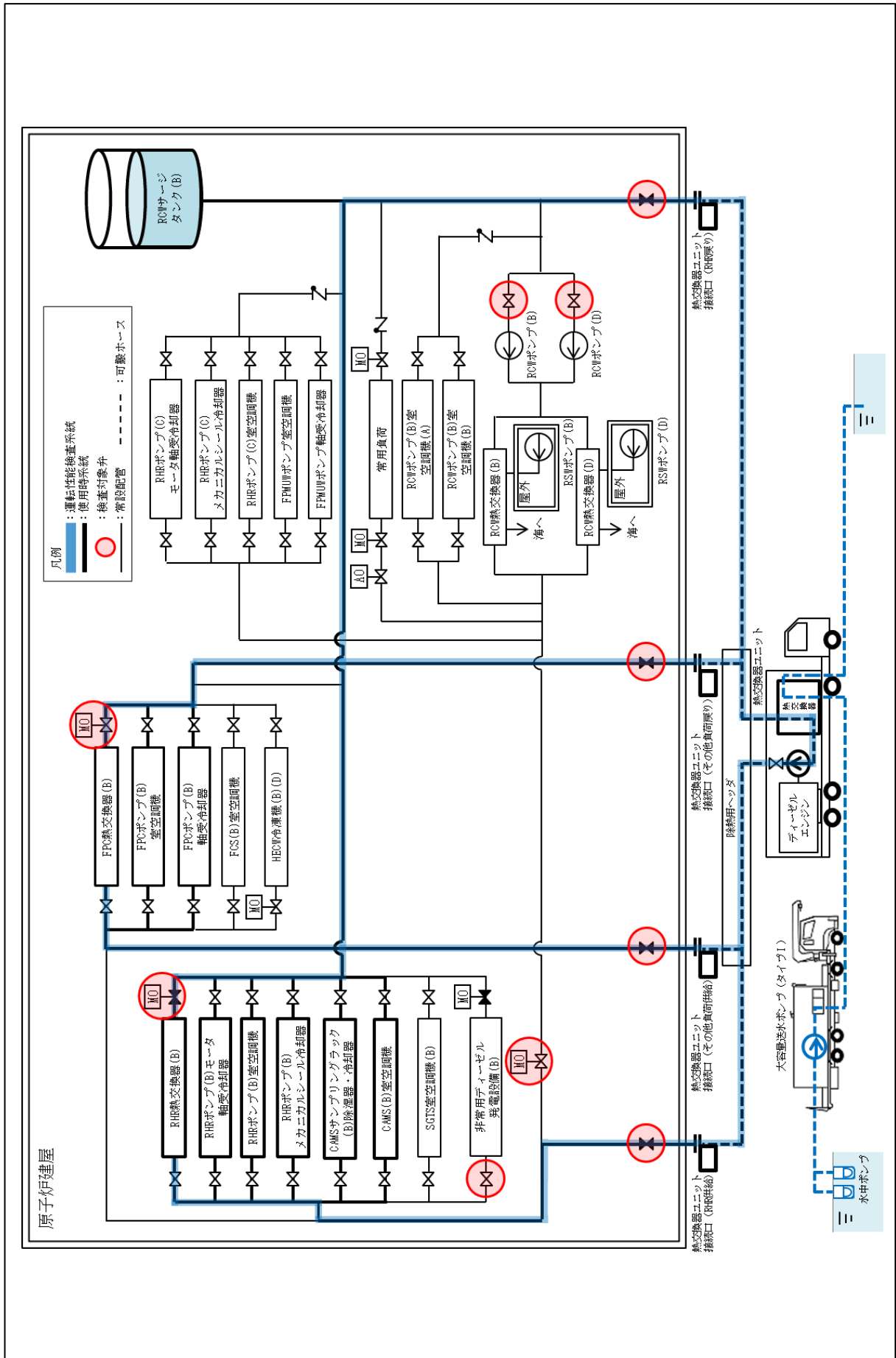


図 54-5-9 原子炉補機代替冷却水系 B 系 運転性能検査システム図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

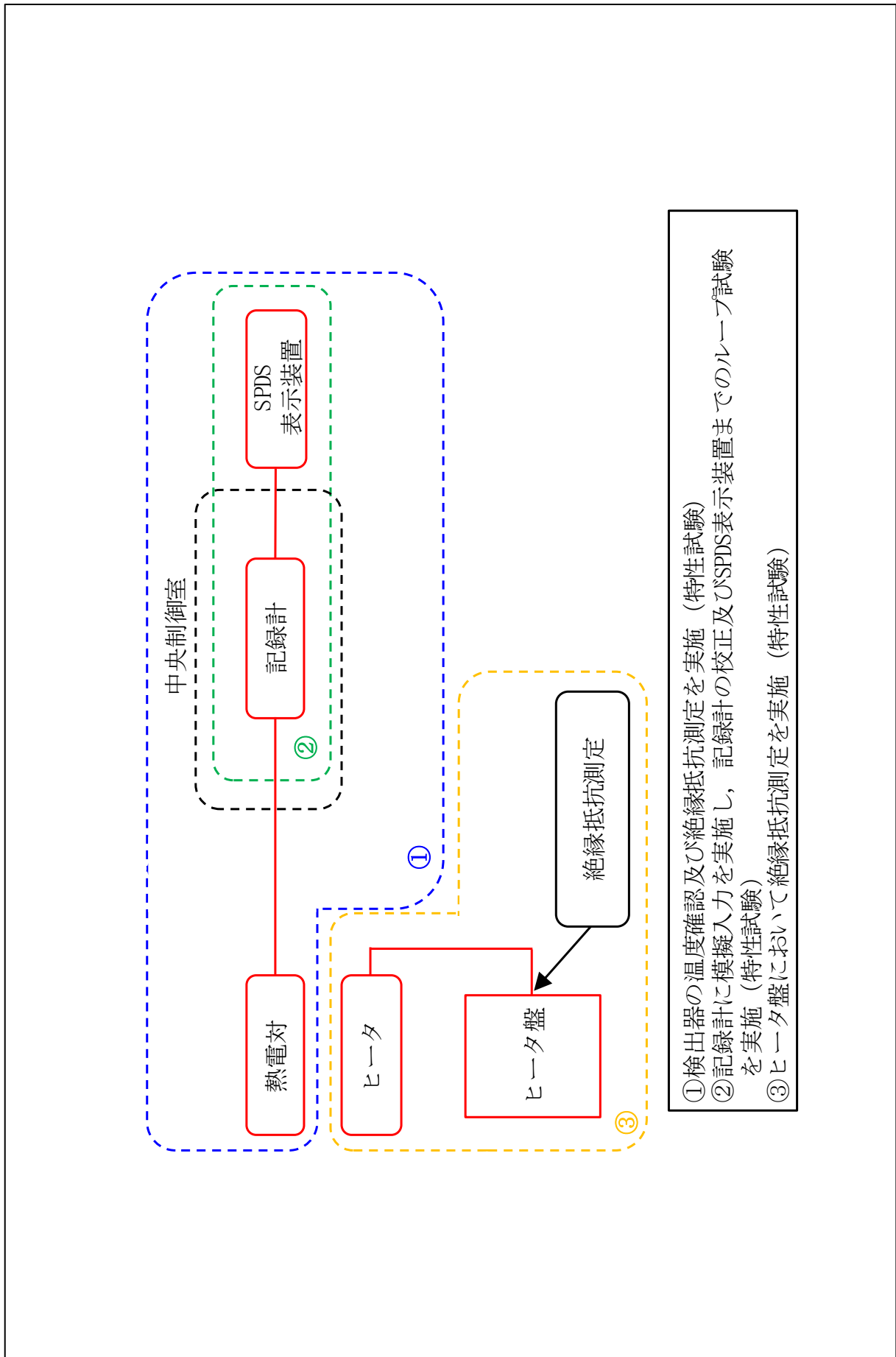


図 54-5-10 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）検査系統図

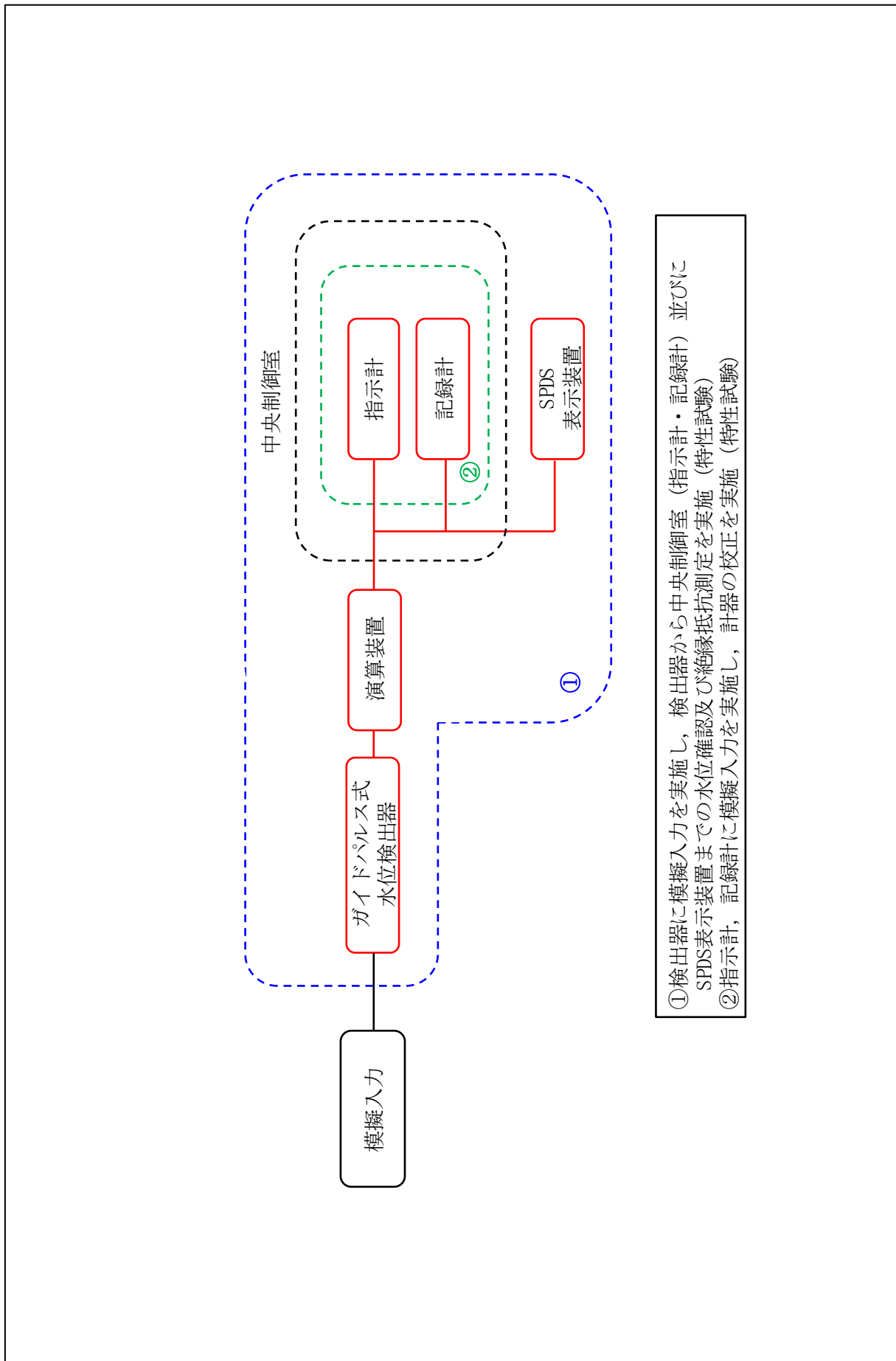


図 54-5-11 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）検査系統図

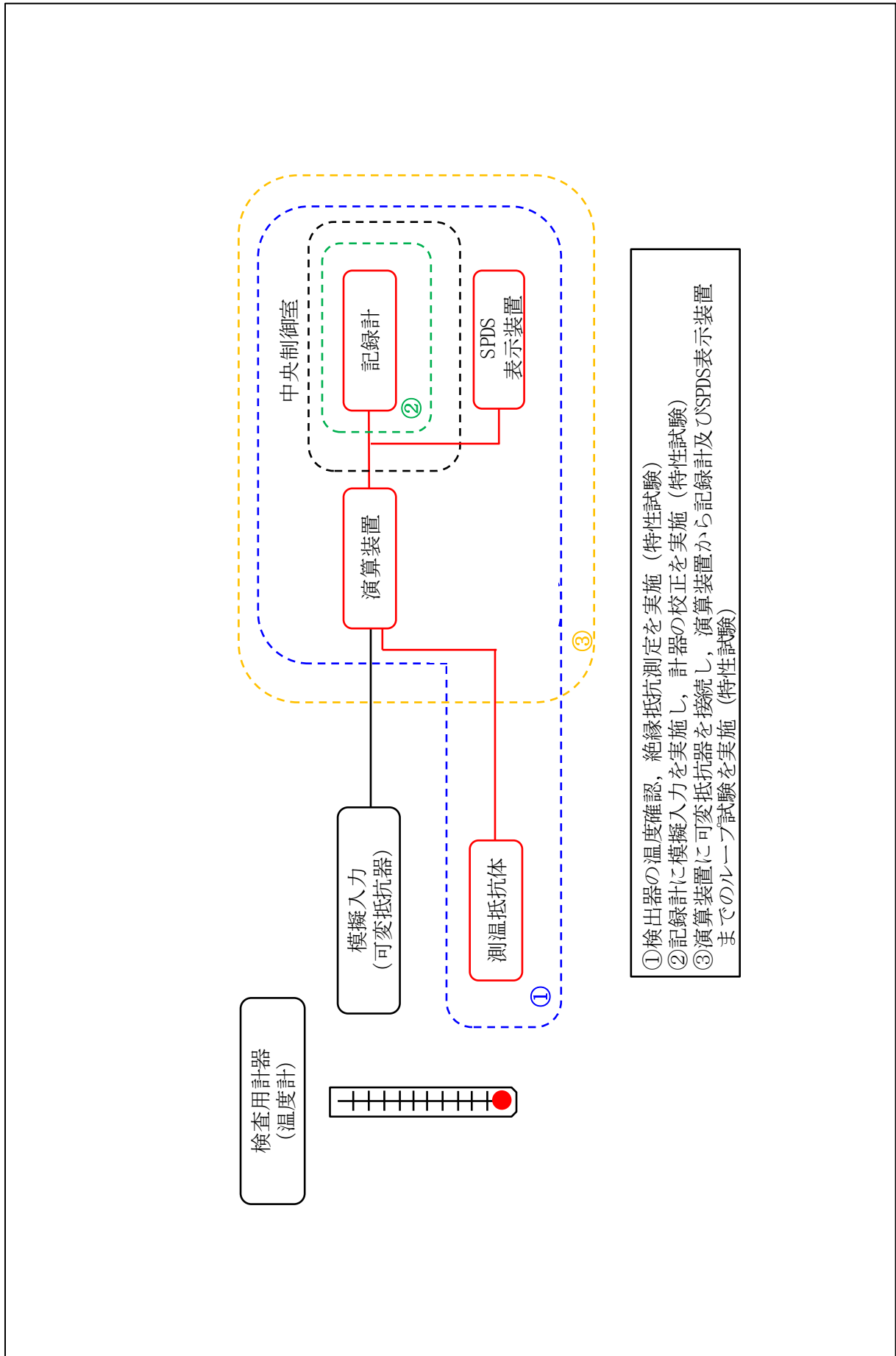


図 54-5-12 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）検査系統図

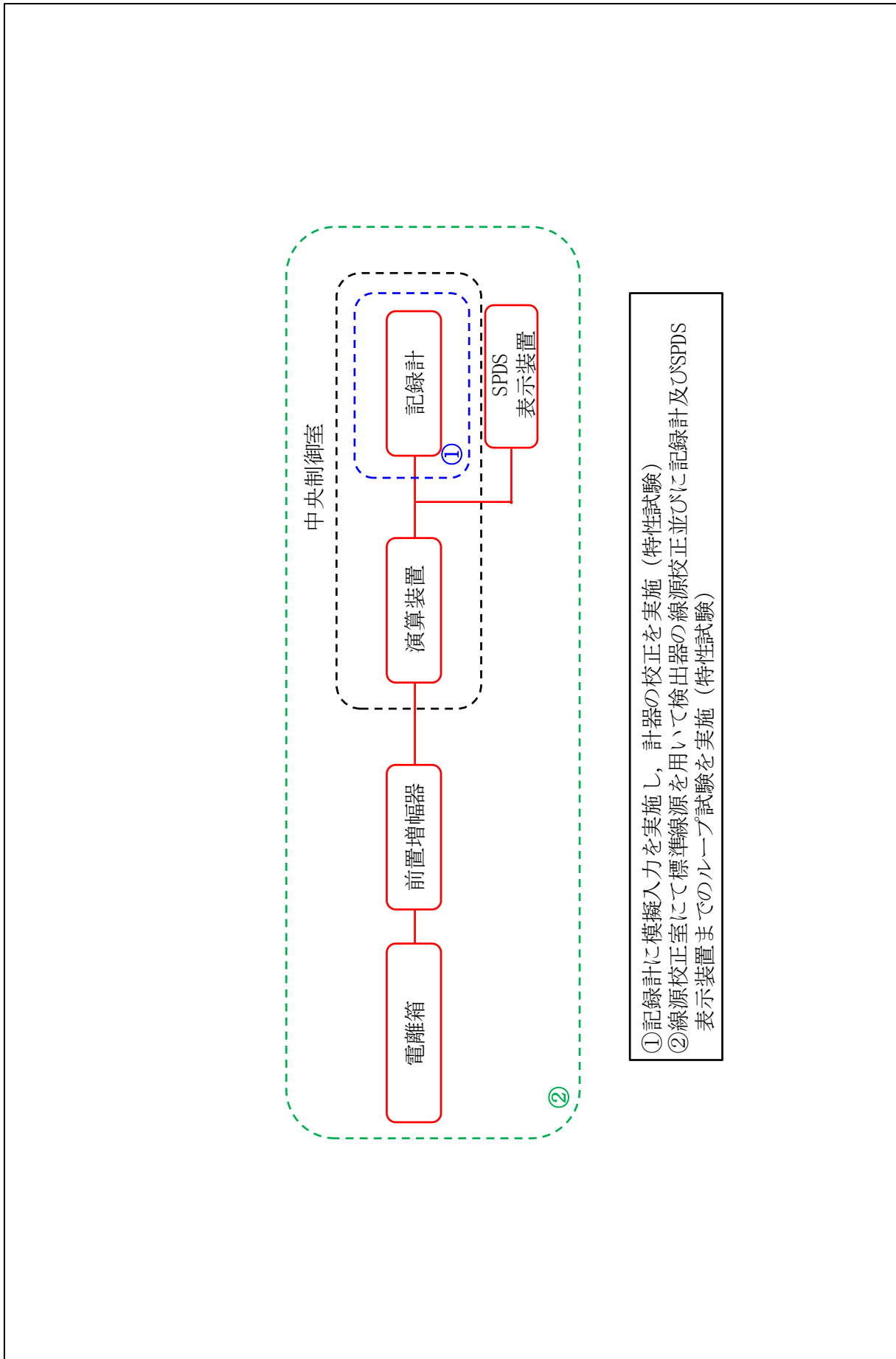


図 54-5-13 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）検査系統図

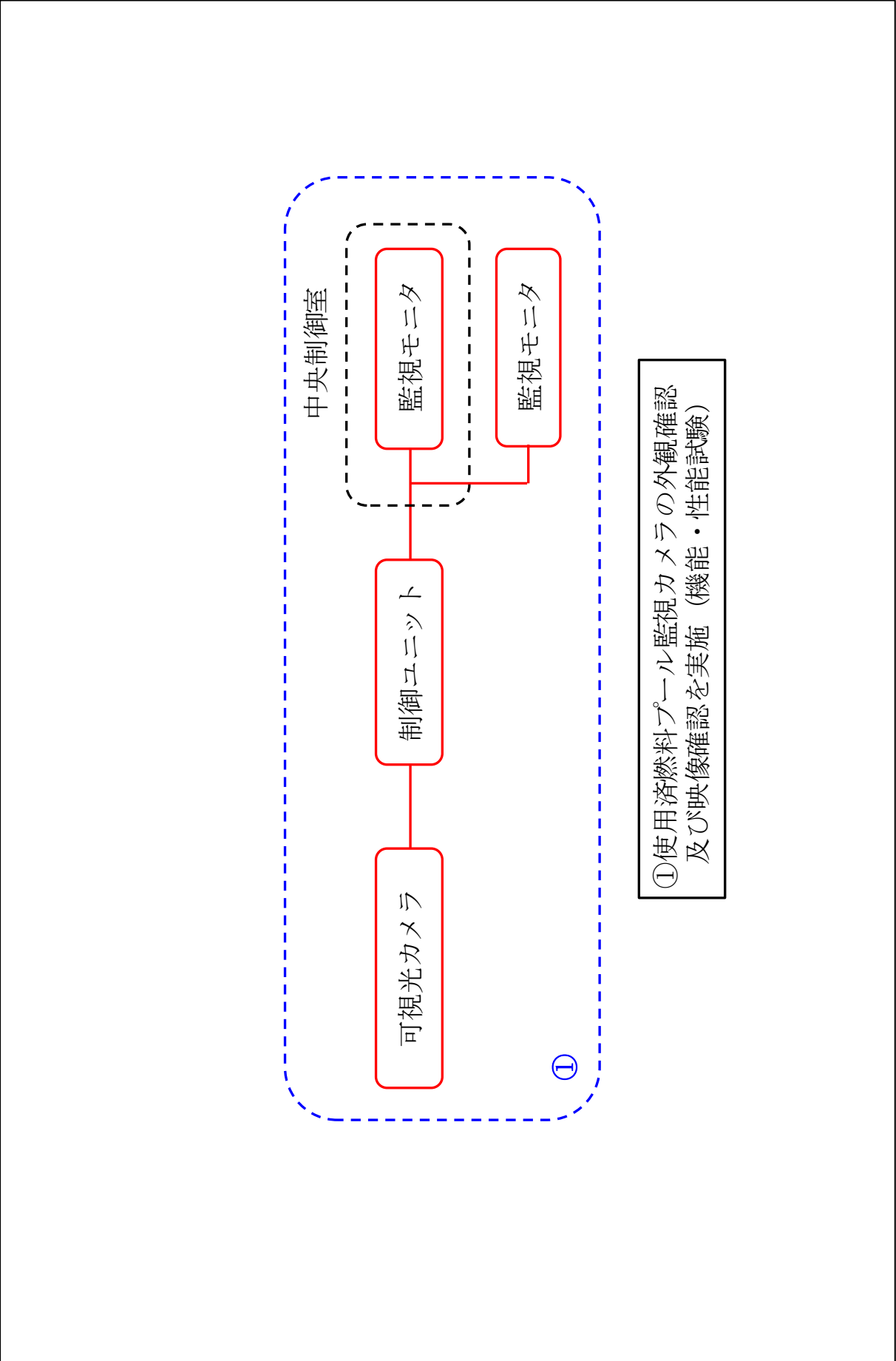


図 54-5-14 使用済燃料プール監視カメラ検査系統図

54-6
容量設定根拠

名 称		大容量送水ポンプ（タイプ I）
容量	m ³ /h/個	1200（注 1），1440（注 2）
揚程	m	99.5（注 1），122（注 2）
最高使用圧力	MPa[gage]	0.9（注 3），1.2（注 4）
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

注 1：要求値を示す。
注 2：規格値を示す。
注 3：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、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は値を示す。
注 4：原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合は値を示す。

【 設 定 根 拠 】

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。

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。

本システムは、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、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。

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。

本システムは、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、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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、溶融し、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。

本システムは、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、補給水系配管を經由して、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溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶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、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは代替淡水源（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、ホース等を經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、放射線を遮蔽し、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。

本システムは、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、スプレイノズルを經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内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。

本システムは、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經由して、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内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、淡水貯水槽を水源として、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））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、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、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、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 54-6-1 に示すとおり $569\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。なお、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 $569\text{m}^3/\text{h}$ 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 $1200\text{m}^3/\text{h}$ 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 $1440\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有する設計とする。

表 54-6-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）必要最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145 m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88 m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50 m ³ /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系）*	126 m ³ /h (114 m 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	10 m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150 m ³ /h
合計	569 m ³ /h

* : 燃料プール代替注水と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 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「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、「溶融炉心・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) 溶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、「溶融炉心・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溶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

- (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、114 m³/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 9.7m³/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 200 gpm (約 45.4 m³/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 42 m³/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 126 m³/h が必要であることから、126 m³/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 10 m³/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内の水の蒸発量を考慮し 10 m³/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 1200 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 1200m³/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、2.1～2.7 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、2.8 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 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 63.8m 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、淡水又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	<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	63.8	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 82.7m 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、淡水又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	<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	82.7	m

2.2 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 79.8m 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、淡水又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	<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	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。

2.3 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 17.8m 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，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源地と注水先の圧力差，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		17.8	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 61.3m 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，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源地と注水先の圧力差，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		61.3	m

2.4 燃料プール代替注水系

- (1) 使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -0.5m 以上

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

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	-0.5 m

2.5 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 37.0m 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、淡水又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。

<原子炉建屋扉を経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	37.0 m

2.6 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 21.0m 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、淡水又は海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	21.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.7 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 -7.7m 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、淡水又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	-7.7	m	

2.8 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揚程 99.5m 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	99.5	m	

*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

*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、ポンプ容量の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。

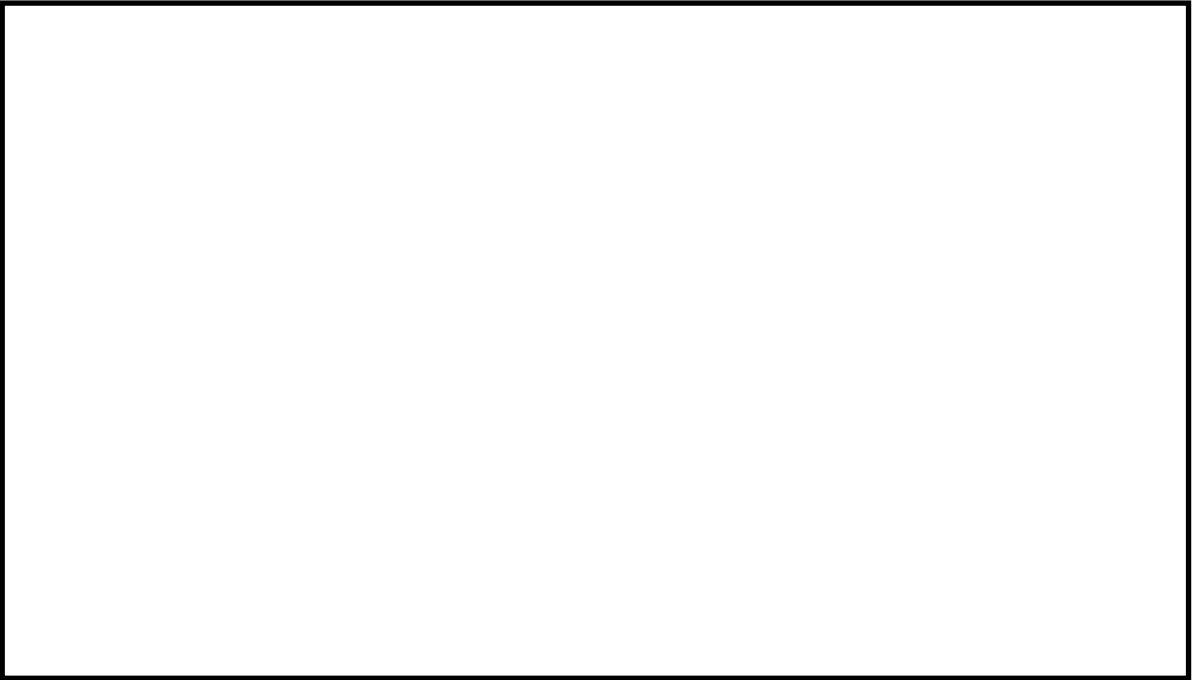


図 54-6-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

3. 最高使用圧力

- 3.1 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、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、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。

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 1440 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。

燃料プールスプレイ系の冷却能力について

1. 概要

燃料プールスプレイ系は、使用済燃料プールの水位が維持できない場合における使用済燃料プール内燃料体等の損傷緩和を目的として、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

燃料プールスプレイ系の冷却能力は、以下の設計方針により決定する。

- ・使用済燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱により除去可能な流量を確保すること
- ・米国におけるガイドの NEI 06-12 (B. 5. b) の可搬型スプレイヘッドの必要スプレイ流量 200 gpm (約 46m³/h) を満足すること
- ・すべての使用済燃料プール内燃料体に対してスプレイ可能な放水範囲を確保すること

2. 必要スプレイ量の評価

(1) 崩壊熱の評価条件

- ・使用済燃料プール内燃料体が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の顕熱は 40℃から 100℃で 251.56 kJ/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.47 kJ/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は、40℃で 0.00100788 m³/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・燃料集合体の熱出力は 6.7 MW とする。

(2) 使用済燃料プール内崩壊熱量合計

使用済燃料プール内の崩壊熱量の評価結果を表 54-6-2 に示す。総崩壊熱量は 6.7 MW である。

表 54-6-2 使用済燃料から発生する熱量

取出燃料	女川2号炉から発生分				女川1号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却燃料	—				6×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
8 サイクル 冷却燃料	8×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				5×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
7 サイクル 冷却燃料	7×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				4×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
6 サイクル 冷却燃料	6×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				3×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
5 サイクル 冷却燃料	5×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				2×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
4 サイクル 冷却燃料	4×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				1×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
3 サイクル 冷却燃料	3×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				42ヶ月			
2 サイクル 冷却燃料	2×(14ヶ月+57日) +10日	—						
1 サイクル 冷却燃料	1×(14ヶ月+57日) +10日	—						
定期検査時 取出燃料	10日	—						
小計	—		6.4	—			2.2×10 ⁻¹	
崩壊熱合計	崩壊熱：6.7 MW (燃料体数： <input type="text" value=""/> 体)							

注1：保守的に燃料プールの燃料保管容量 (体) すべてに照射された燃料が貯蔵されていると仮定。

注2：崩壊熱は女川1号炉からの号炉間の燃料輸送を想定した設定とする。

注3：炉心燃料の取り出しにかかる期間（冷却期間）は至近の実績を考慮し原子炉停止後10日とする。原子炉停止10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常運転操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 必要スプレイ流量の評価

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スプレイ流量 V [m³/h] は、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱 Q [kW] による水の蒸発量に等しいとして、以下の式を用いて算出する。

$$V = Q \div (H_{SH} + H_{SL}) \times m \times 3600$$

H_{SH} : 水の顕熱 (40°C~100°C) (大気圧) [kJ/kg]

H_{SL} : 水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

m : 水の比容積 [m³/kg]

評価の結果、必要スプレイ流量は約 9.7 m³/h である。

(4) スプレイノズルによる放水範囲

(i) スプレイノズルの放水範囲

下記条件における放水試験により、スプレイノズルが図 54-6-2 に示す放水範囲を満足することを確認している。

- ・放水角度 (仰角) : 30°
- ・旋回角度 : 40° (左右各 20°)
- ・流量 : 700 L/min (42 m³/h)
- ・放水圧 : 0.4 MPa
- ・試験時間 : 1 分間
- ・水平飛距離 : 15 m
- ・開口部直径約 0.3 m の試験容器を並べ、放水量を計測

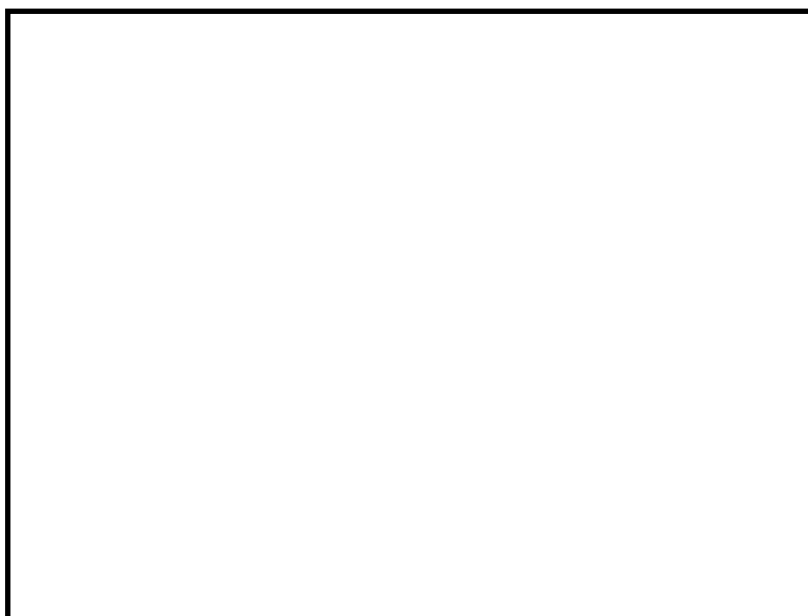


図 54-6-2 スプレイノズル放水範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(ii) 使用済燃料プールへの放水範囲について

放水試験結果から、図 54-6-3 に示すとおり、3 個のスプレイノズルにより 3 箇所から放水することで、すべての使用済燃料プール内燃料体にスプレイすることが可能である。

なお、使用済燃料プールの廻りには、柵（高さ約 935 mm）が設置されており、スプレイノズルは使用済燃料プール近傍の床面に設置するが、柵とスプレイノズルを 1.7 m 以上離すことにより、柵と干渉することなく、使用済燃料プールへスプレイすることが可能である。

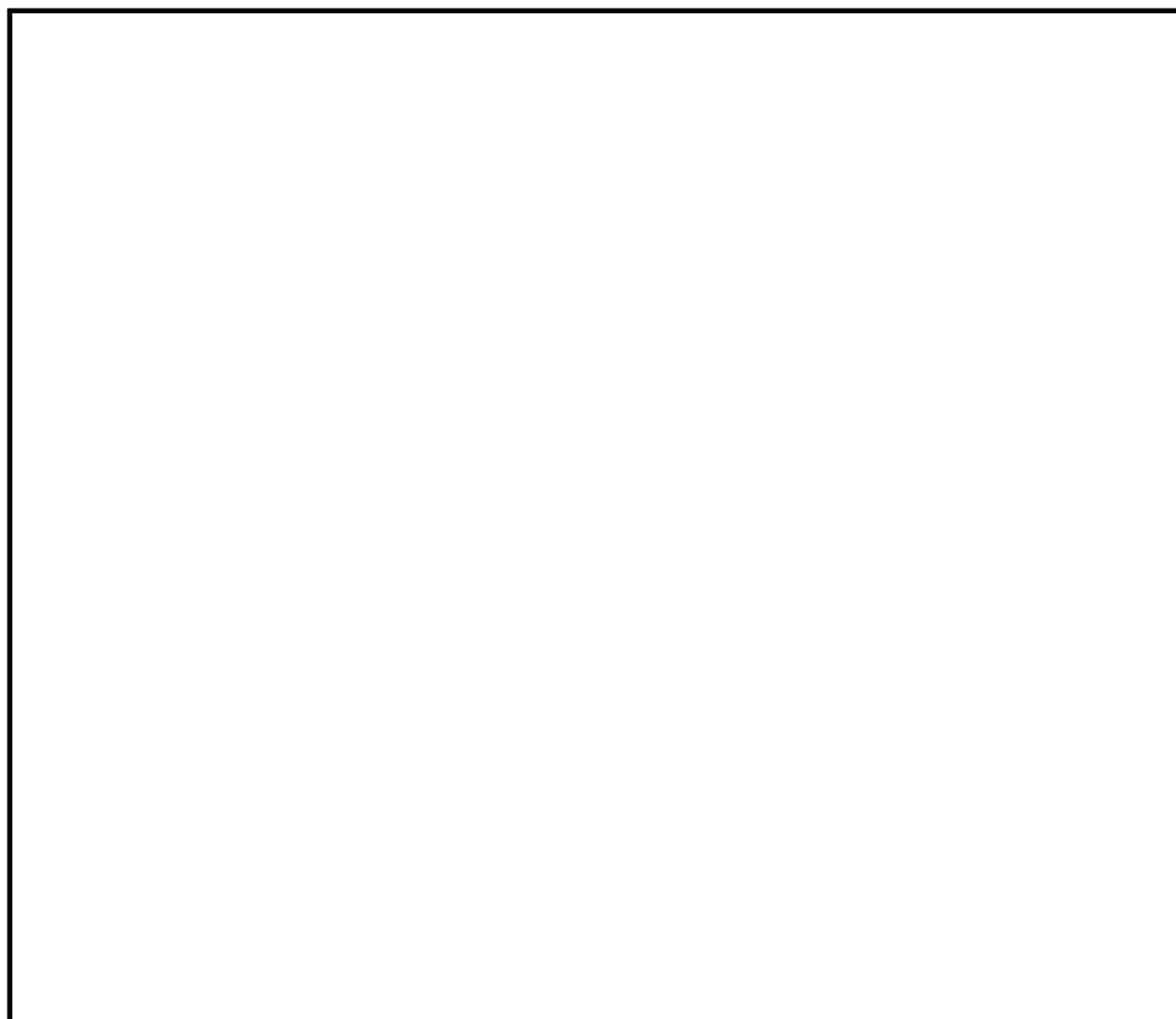


図 54-6-3 燃料プールスプレイ系によるスプレイ範囲

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。

(5) まとめ

燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイは、スプレイノズル 3 個により、 $126 \text{ m}^3/\text{h}$ ($42 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$) 以上で実施することで、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スプレイ流量 (約 $9.7 \text{ m}^3/\text{h}$) 及び NEI 06-12 の要求スプレイ流量 (200 gpm (約 $46 \text{ m}^3/\text{h}$)) を満足し、すべての使用済燃料プール内燃料体に対してスプレイ可能な放水範囲を確保することが可能である。

3. 使用済燃料プールからの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

使用済燃料プールからの漏えい時において、燃料プールスプレイ系によるスプレイを実施する場合、使用済燃料プール周辺線量率が 10 mSv/h を満足するために必要な遮蔽水位 (通常水位- 1.3 m) までの水位低下時間と原子炉建屋内 (原子炉建屋原子炉棟内) におけるスプレイノズルの設置及びホースの敷設作業の所要時間の関係を整理した。

通常水位から遮蔽水位までの使用済燃料プールからの水位低下量は約 200 m^3 である。

ここで、使用済燃料プールからの漏えい量を 200 gpm (約 $46 \text{ m}^3/\text{h}$) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は約 4.3 時間となる。原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) での作業は約 3 時間で実施可能であることから、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

枠囲みの内容は防護上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となる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 54-6-3 に示す。

表 54-6-3 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となる揚程は 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 54-6-3 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	1200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1200	16.7				24.2

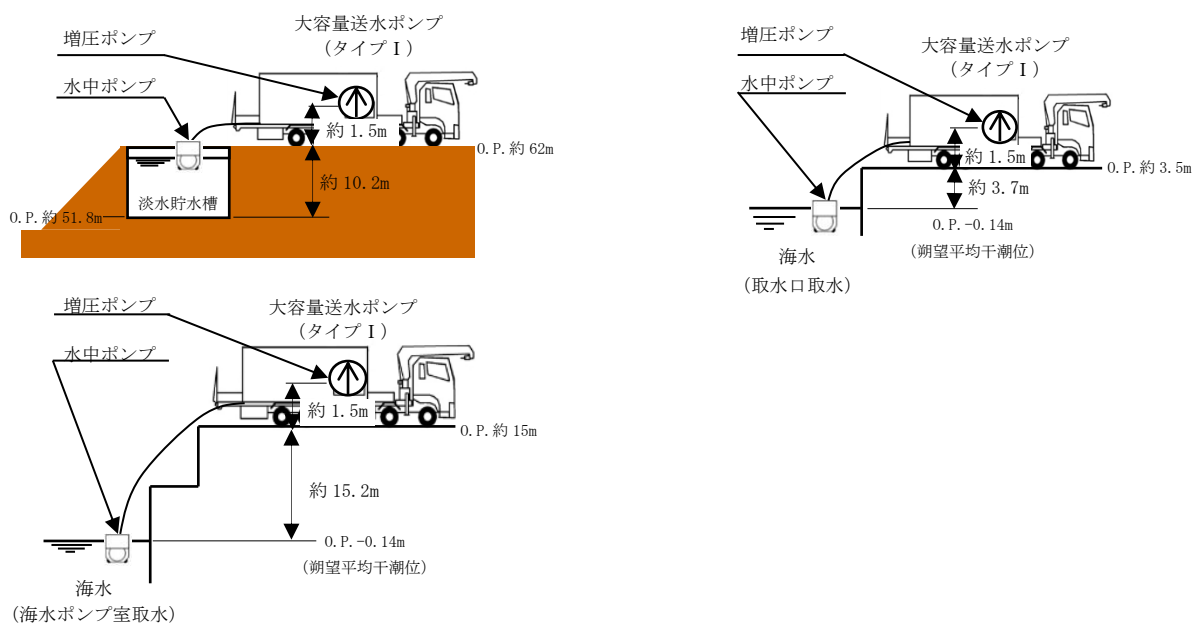


図 54-6-4 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

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		燃料プール冷却浄化系熱交換器
容量	MW/個	2.29 (注1) (1.26 (注2))
個数	—	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 】

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、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、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去可能な設計とする。

この場合、燃料プール冷却浄化系ポンプ1台により燃料プール冷却浄化系熱交換器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燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プール閉鎖直後（原子炉停止後 ）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 2.29 MW を 2 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 52℃ の場合において 1.26 MW/個とする。

重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、原子炉停止後 57 日目に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 1.5 MW を 1 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 65℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が使用済燃料プール水側 160 m³/h、原子炉補機代替冷却水側 m³/h の場合において、2.29 MW/個とする。

原子炉停止後 57 日目の使用済燃料プール内燃料体の冷却期間及び発生熱量を表 54-6-4 に示す。

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 1.26 MW/個とする。

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。

表 54-6-4 原子炉停止後 57 日目の使用済燃料の冷却期間及び発生熱量
(14 ヶ月運転, 57 日定検)

取出燃料	女川 2 号炉から発生分				女川 1 号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却燃料	—				—			
8 サイクル 冷却燃料	8×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				5×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
7 サイクル 冷却燃料	7×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				4×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
6 サイクル 冷却燃料	6×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				3×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
5 サイクル 冷却燃料	5×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				2×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
4 サイクル 冷却燃料	4×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				1×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
3 サイクル 冷却燃料	3×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				42 ヶ月			
2 サイクル 冷却燃料	2×(14 ヶ月+57 日) +57 日	—						
1 サイクル 冷却燃料	1×(14 ヶ月+57 日) +57 日	—						
定期検査時 取出燃料	57 日	—						
小計	—	—						
崩壊熱 合計	崩壊熱:1.5 MW (燃料体数: <input type="text"/> 体)							

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	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	<input type="text"/>

【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) と組み合わせる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及び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原子炉建屋の接続口を經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、必要な熱交換容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、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)」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) 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)」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量 0.001 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW を熱交換可能な設計とする。

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）」シナリオにおける原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を運転する場合のサブプレッションプール水の除熱効果を図 54-6-5 に示す。

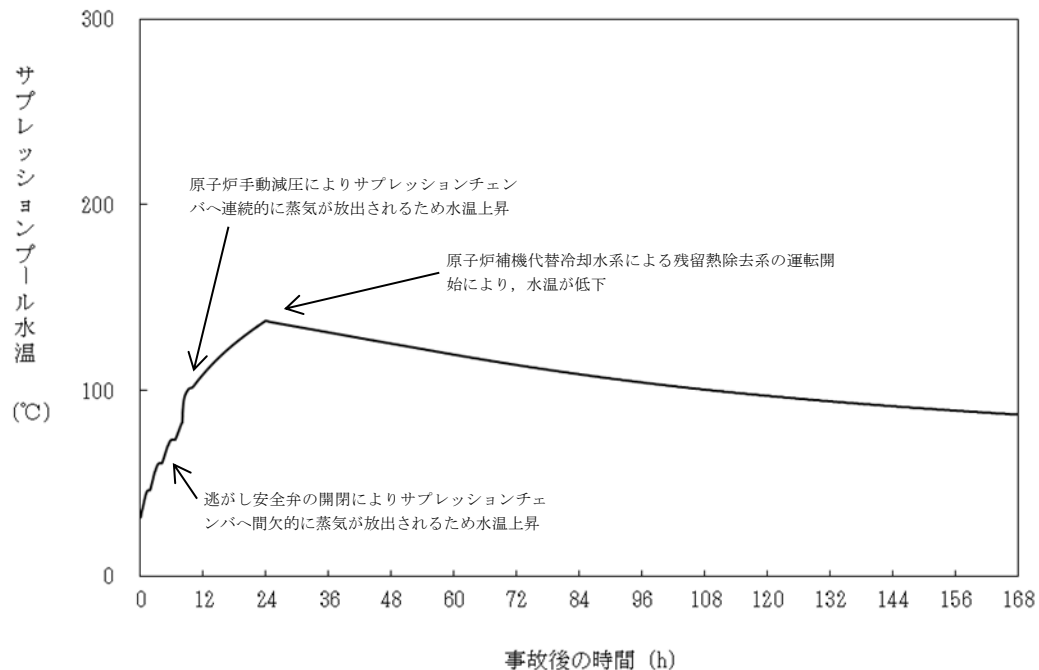


図 54-6-5 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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、1.2 MPa 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

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 3 基の必要伝熱面積は、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 (サブプレッションプール水) 流量 : 1160 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 (サブ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 6.4 MW である。

- ・ 管側 (サブプレッションプール水) 流量 : 1160 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 (サブ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	1.18
最高使用温度	°C	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、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）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）の運転を行う場合に除熱効果が確認されている流量 m³/h 又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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 を供給可能な容量に、その他必要な流量を加えた流量 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、機器、配管、ホース及び弁類等の圧損を基に設定する。

熱交換器ユニット内圧損	約 <input type="text"/> m
配管等圧損	約 <input type="text"/> m
ホース類圧損	約 <input type="text"/> m
合計	約 45 m

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は 70 m とする。

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

慮し 1.18MPa 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。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}} = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3600} \times 70}{\frac{\square}{100}} \div \square \text{ kW}$$

P	:	必要軸動力 (kW)	
ρ	:	流体密度 (kg/m ³)	= 1000
g	:	重力加速度 (m/s ²)	= 9.80665
Q	:	ポンプ容量 (m ³ /s)	= 730/3600
H	:	ポンプ揚程 (m)	= 70 (図 54-6-6 参照)
η	:	ポンプ効率 (%)	= \square (図 54-6-6 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。

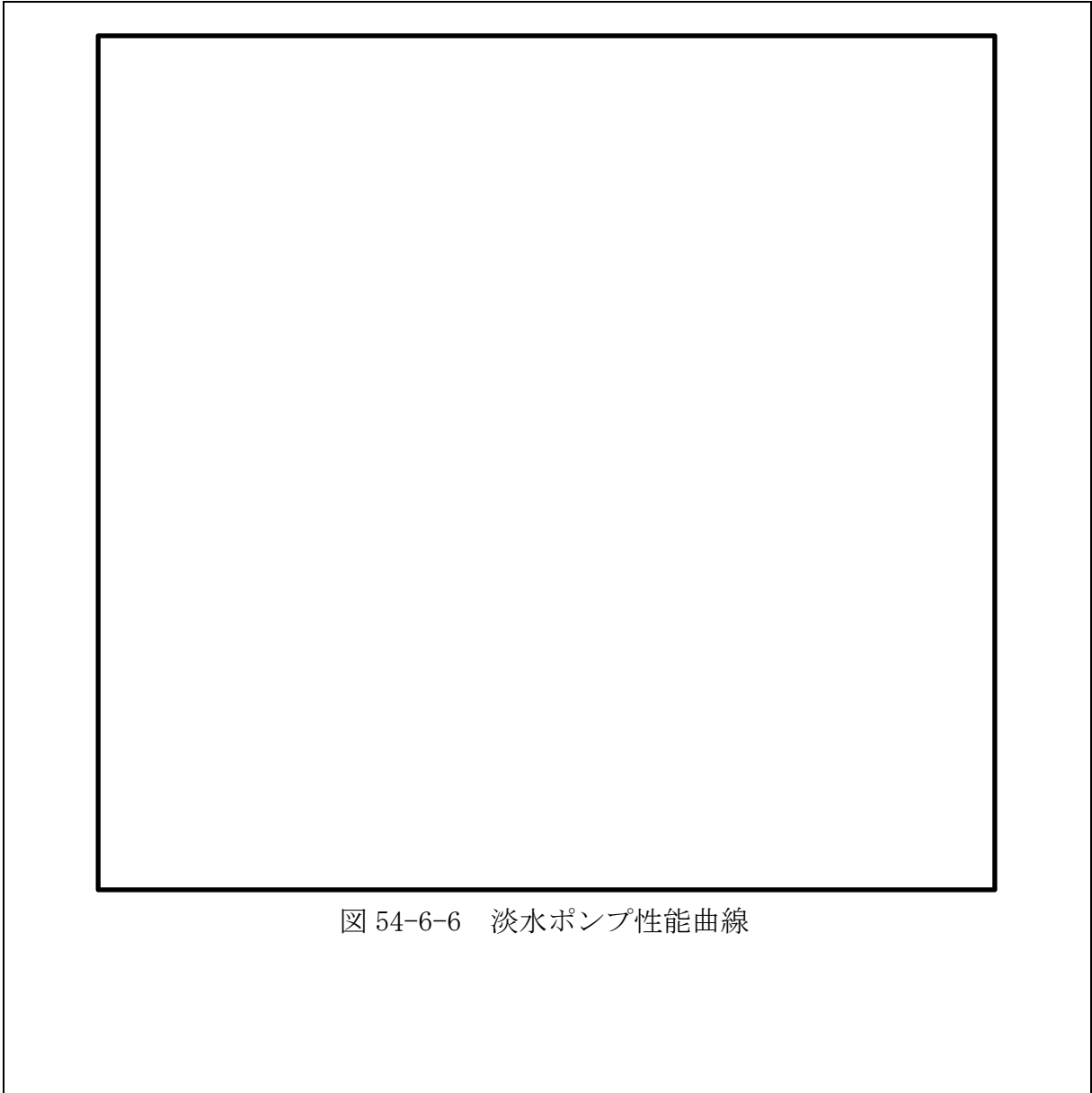


図 54-6-6 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

使用済燃料プールの水位／温度（ヒートサーモ式）

1. 設置目的

使用済燃料プールの水位及び温度について、使用済燃料プールに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール底部付近（O. P. 21680mm）から上方に 20 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ、検出した起電力は、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-7 「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照）

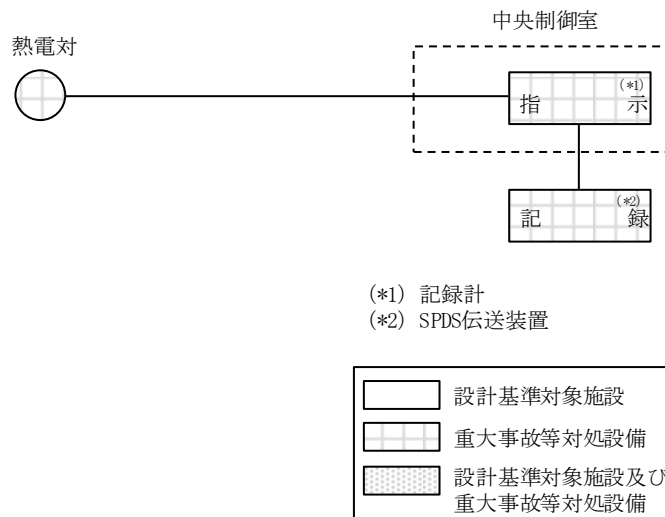


図 54-6-7 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）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、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-8 「使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）

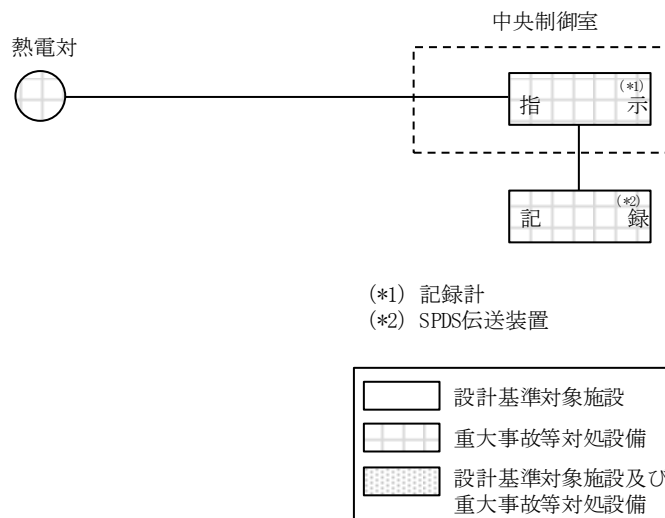


図 54-6-8 使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の仕様を表 54-6-5 に、計測範囲を表 54-6-6 に示す。

表 54-6-5 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の仕様

名 称	種 類	計 測 範 囲	個 数	取付箇所
使用済燃料プール水位／ 温度（ヒートサーモ式）	熱電対	-4240～7010mm ^{*1} (O. P. 21680～ O. P. 32930mm) ^{*2}	1 (検出点 21 箇所)	原子炉建屋
		0～150℃		

*1：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O. P. 25920mm）

*2：O. P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L.（東京湾平均海面）-0.74m

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 54-6-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	-4240～7010mm*2 (O. P. 21680～ O. P. 32930mm) *3	O. P. 32895mm*2	—	NWL から-0.9m (O. P. 31995mm)	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	—	最大値：100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。

*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

*2：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O. P. 25920mm）

*3： O. P. （女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L. （東京湾平均海面）-0.74m

使用済燃料プールの水位／温度（ガイドパルス式）

1. 設置目的

使用済燃料プール水位及び温度について、使用済燃料プールに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）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、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水位信号へ変更する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-9「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

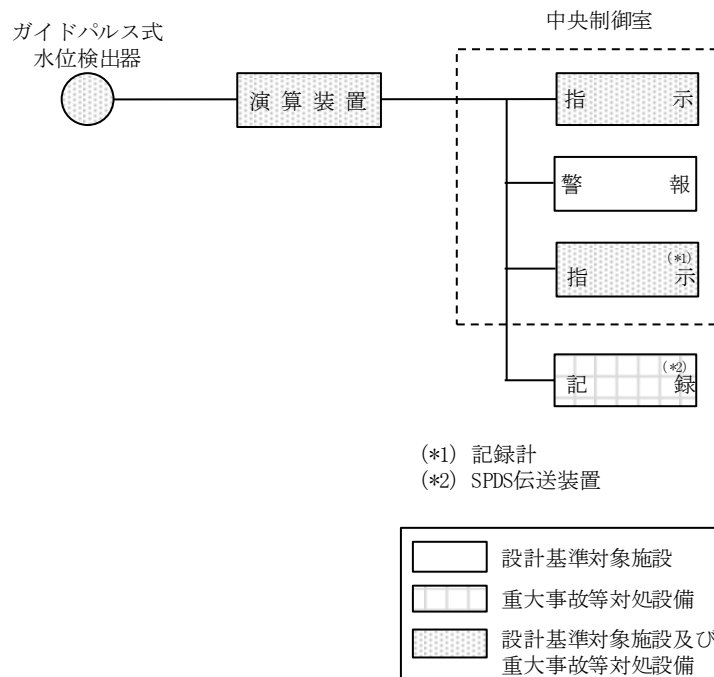


図 54-6-9 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）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、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて変換した後、使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-10「使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

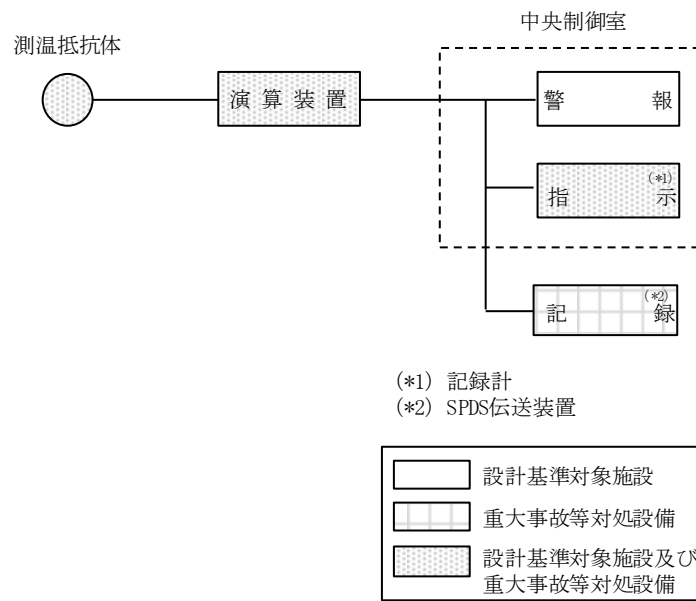


図 54-6-10 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の仕様を表 54-6-7 に、計測範囲を表 54-6-8 に示す。

表 54-6-7 使用済燃料プール水位／水温（ガイドパルス式）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位／ 温度（ガイドパルス式）	ガイドパルス式 検出器	-4300～7300mm ^{*1} (O. P. 21620～ O. P. 33220mm) ^{*2}	1	原子炉建屋
	測温抵抗体	0～120℃	2	

*1：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O. P. 25920mm）

*2： O. P. （女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L. （東京湾平均海面）-0. 74m

表 54-6-8 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^{*1} と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール 水位／温度（ガイ ドパルス式）	-4300～7300mm ^{*2} (O. P. 21620～ O. P. 33220mm) ^{*3}	O. P. 32895mm ^{*3}	O. P. 32895mm ^{*3}	NWL から-0. 9m (O. P. 31995mm) ^{*3}	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
	0～120℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。

*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

*2：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O. P. 25920mm）

*3：O. P. （女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L. （東京湾平均海面）-0. 74m

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

1. 設置目的

使用済燃料プール上部の放射線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）を設置する。

なお、重大事故等時において、より広範囲の計測を可能とするため、高線量と低線量の放射線モニタを設置する。

2. 設備概要

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）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。（図 54-6-11 「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図」参照。）

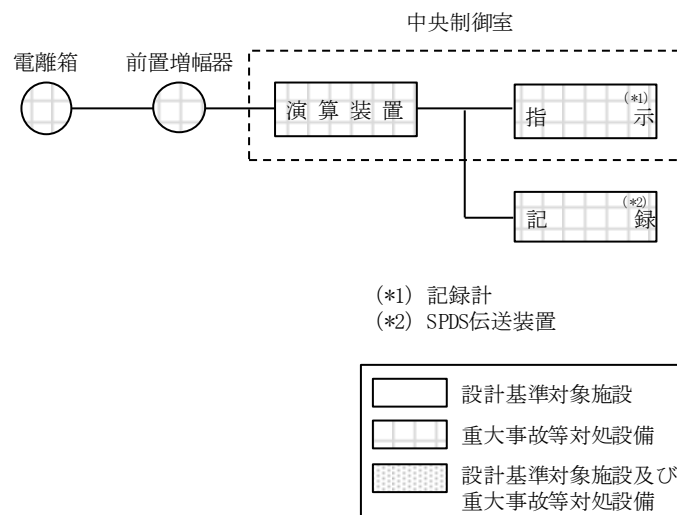


図 54-6-11 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の仕様を表 54-6-9 に、計測範囲を表 54-6-10 に示す。

表 54-6-9 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	電離箱	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋

表 54-6-10 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	バックグラウンドレベル	-	$8.9 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲（ $5.4 \times 10^{-2} \sim 10^1 \text{mSv/h}$ ）にわたり放射線量率を監視可能。
	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$				

*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-7
接続図

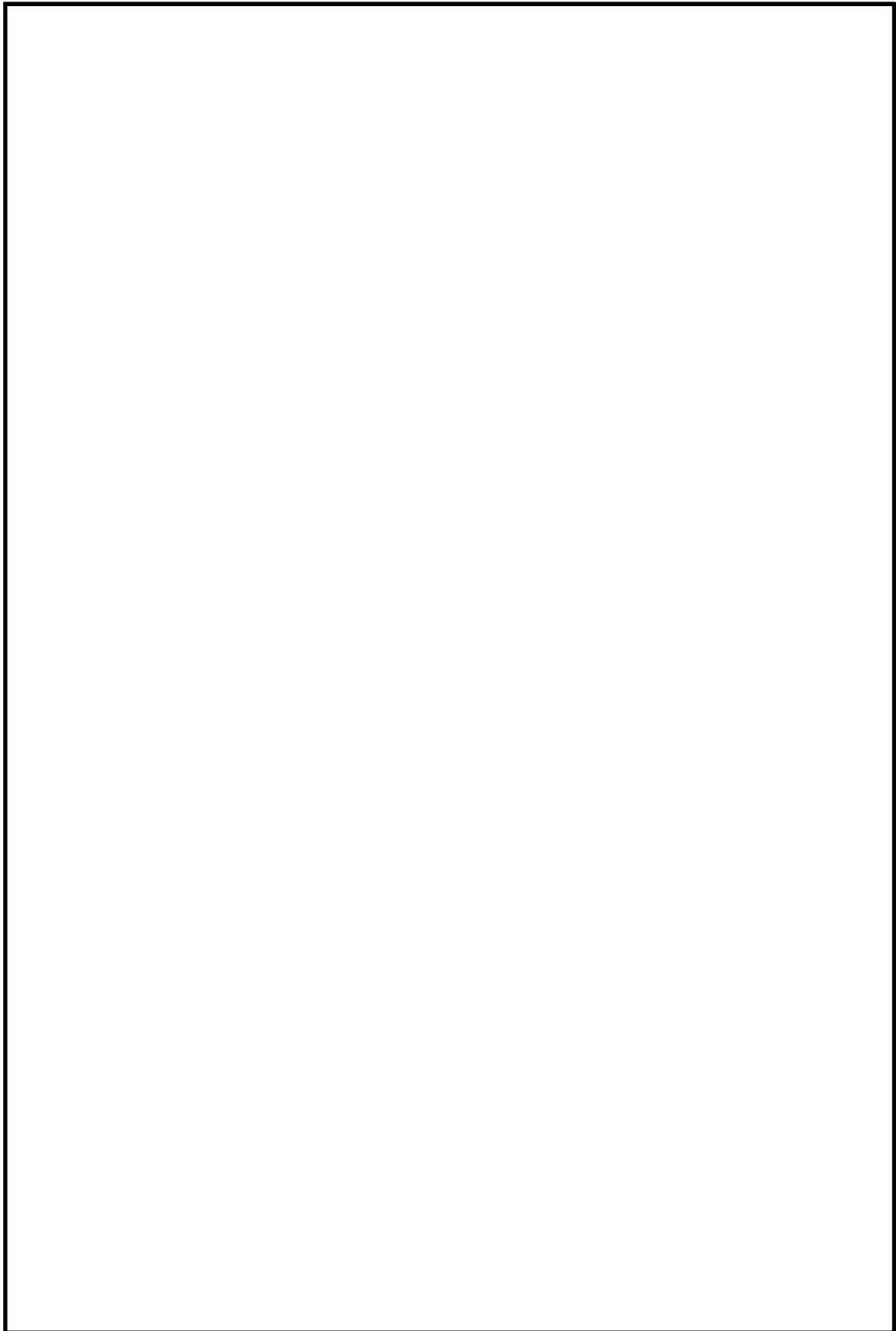


図 54-7-1 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 接続図
(淡水貯水槽からルート 1 を経由して原子炉建屋までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

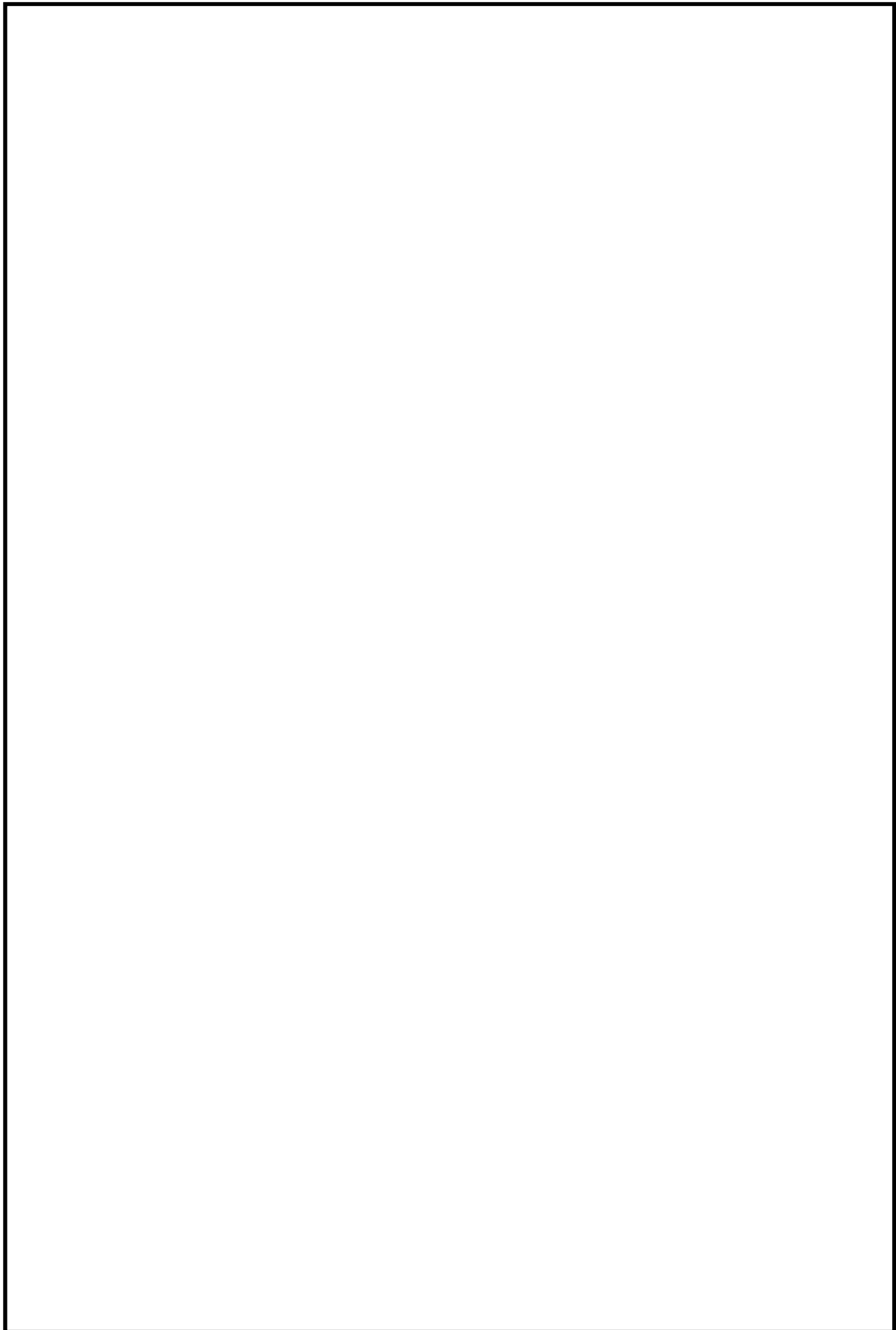


図 54-7-2 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 接続図
(淡水貯水槽からルート 2 を経由して原子炉建屋までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

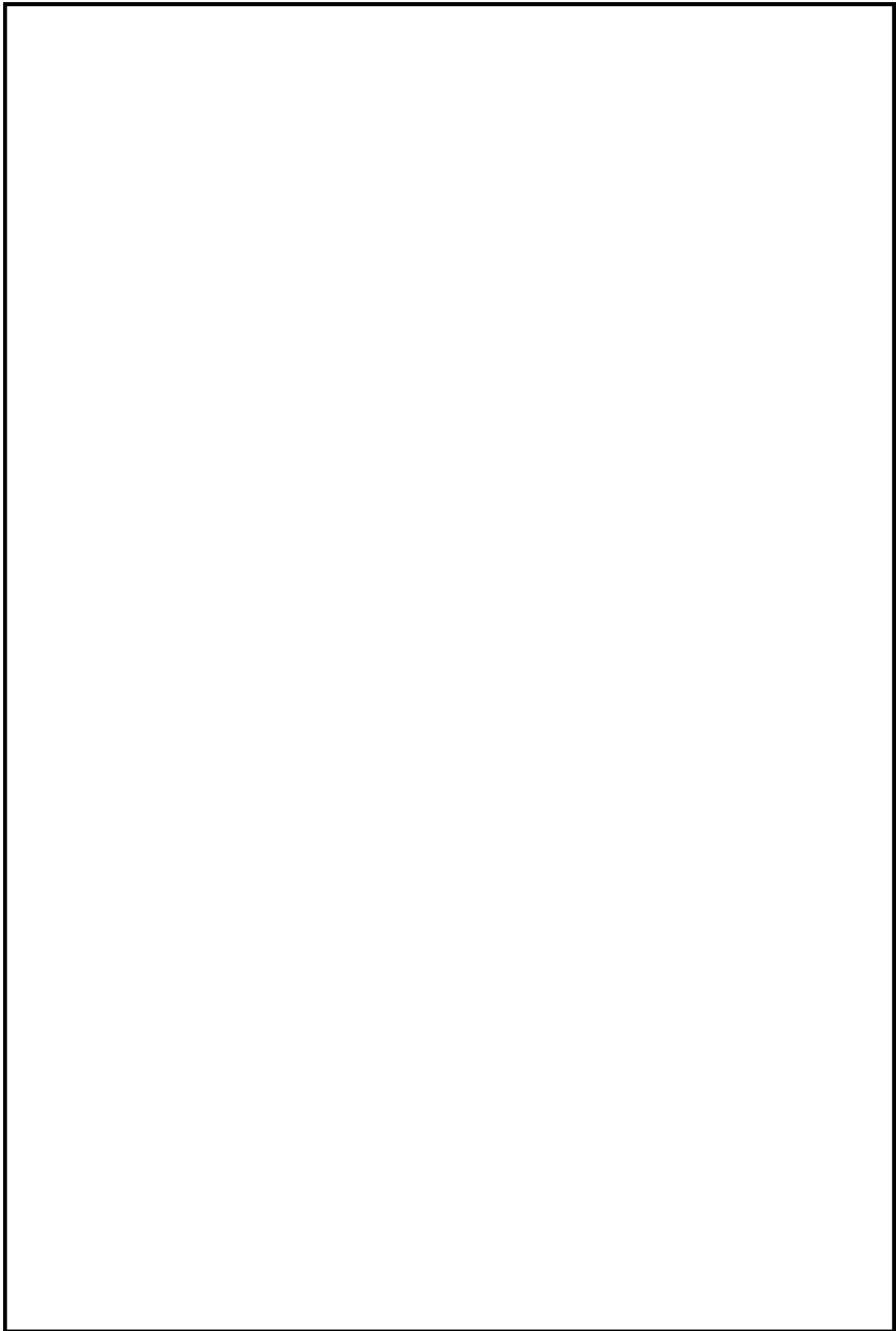


図 54-7-3 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 接続図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

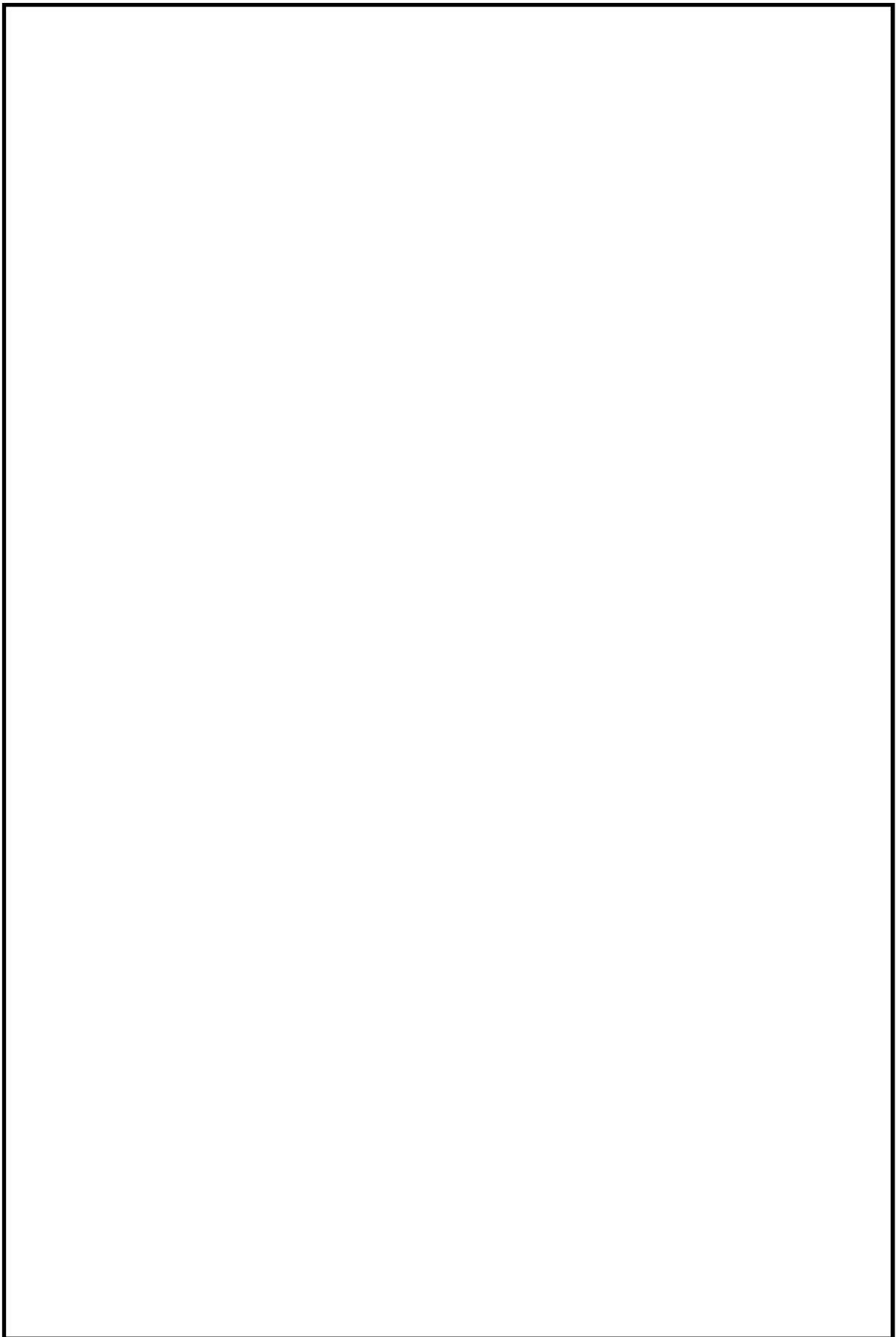


図 54-7-4 燃料プール代替注水系及び燃料プールのスプレイ系 接続図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

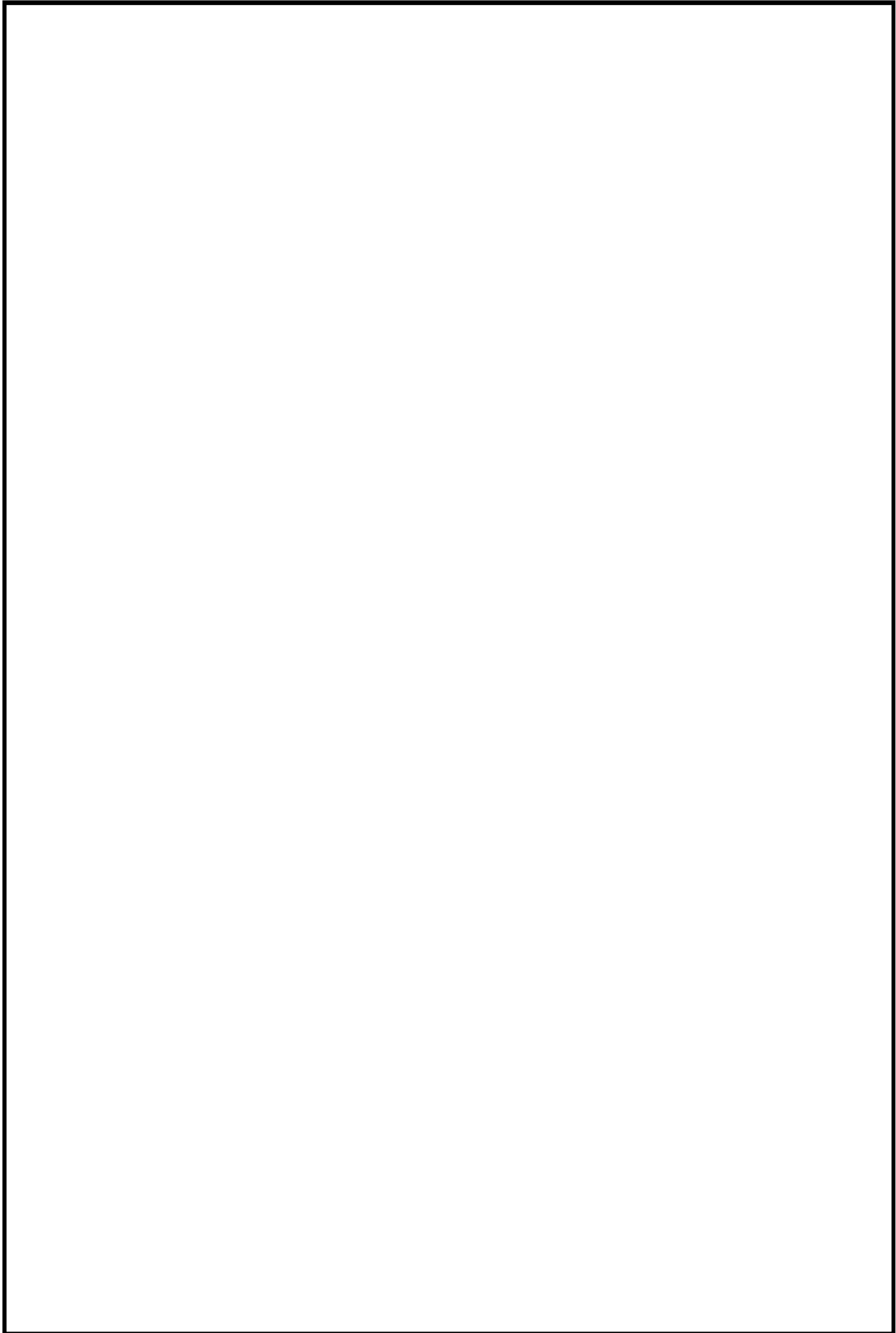


図 54-7-5 原子炉補機代替冷却水系 接続図
(2号炉海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

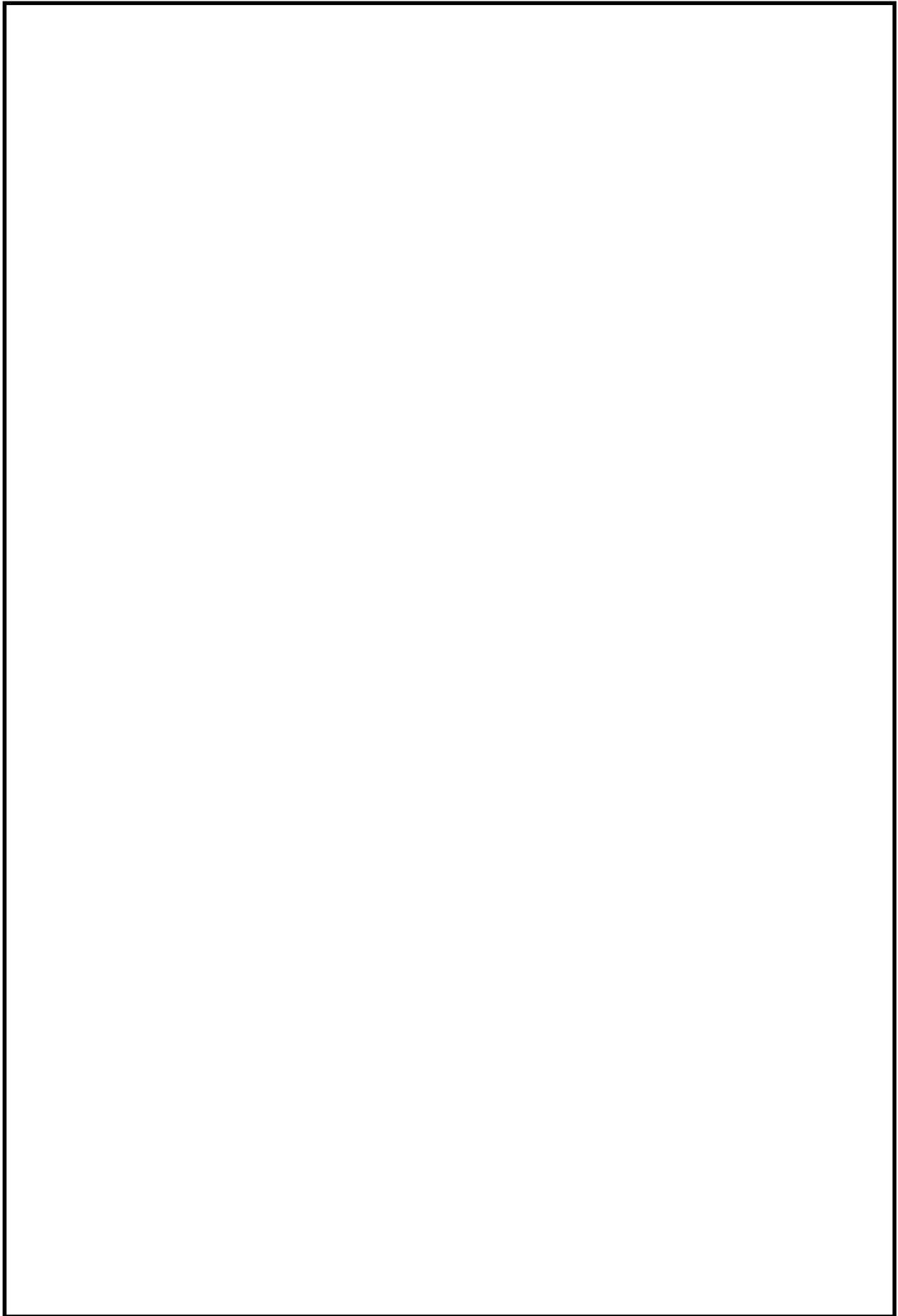


図 54-7-6 原子炉補機代替冷却水系 接続図
(2号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

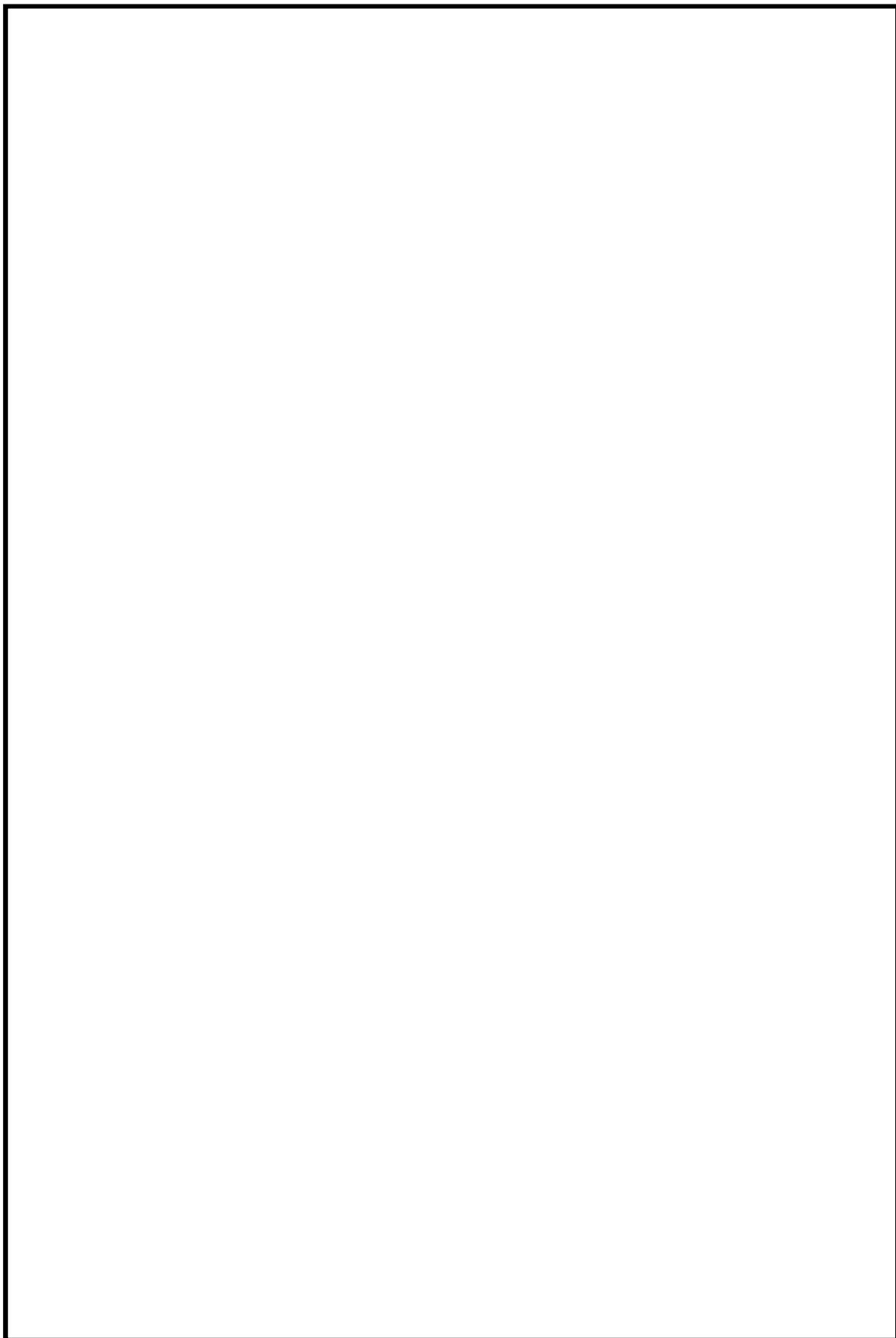


図 54-7-7 原子炉補機代替冷却水系 接続図
(2号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-8
保管場所図

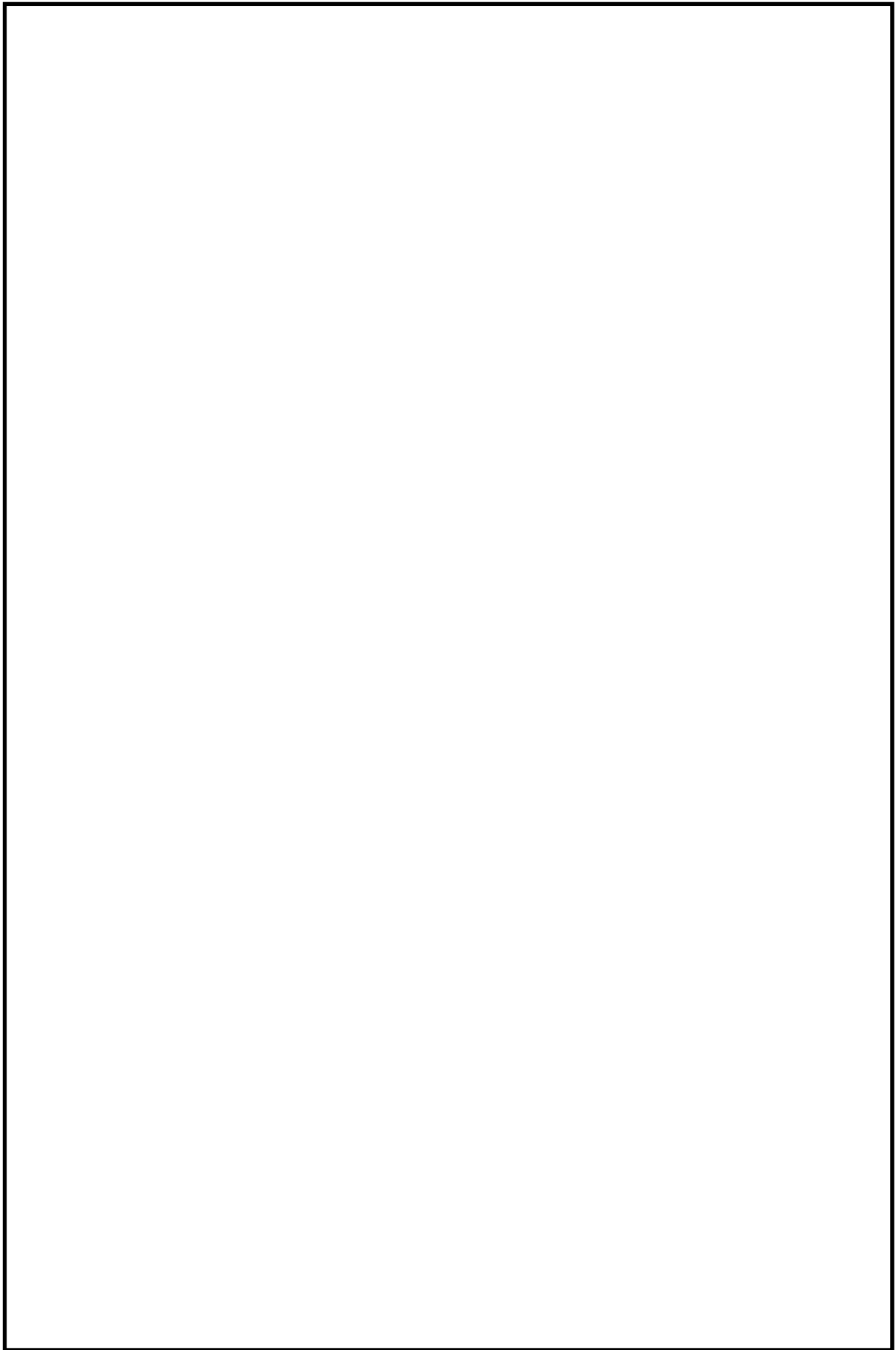


図 54-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

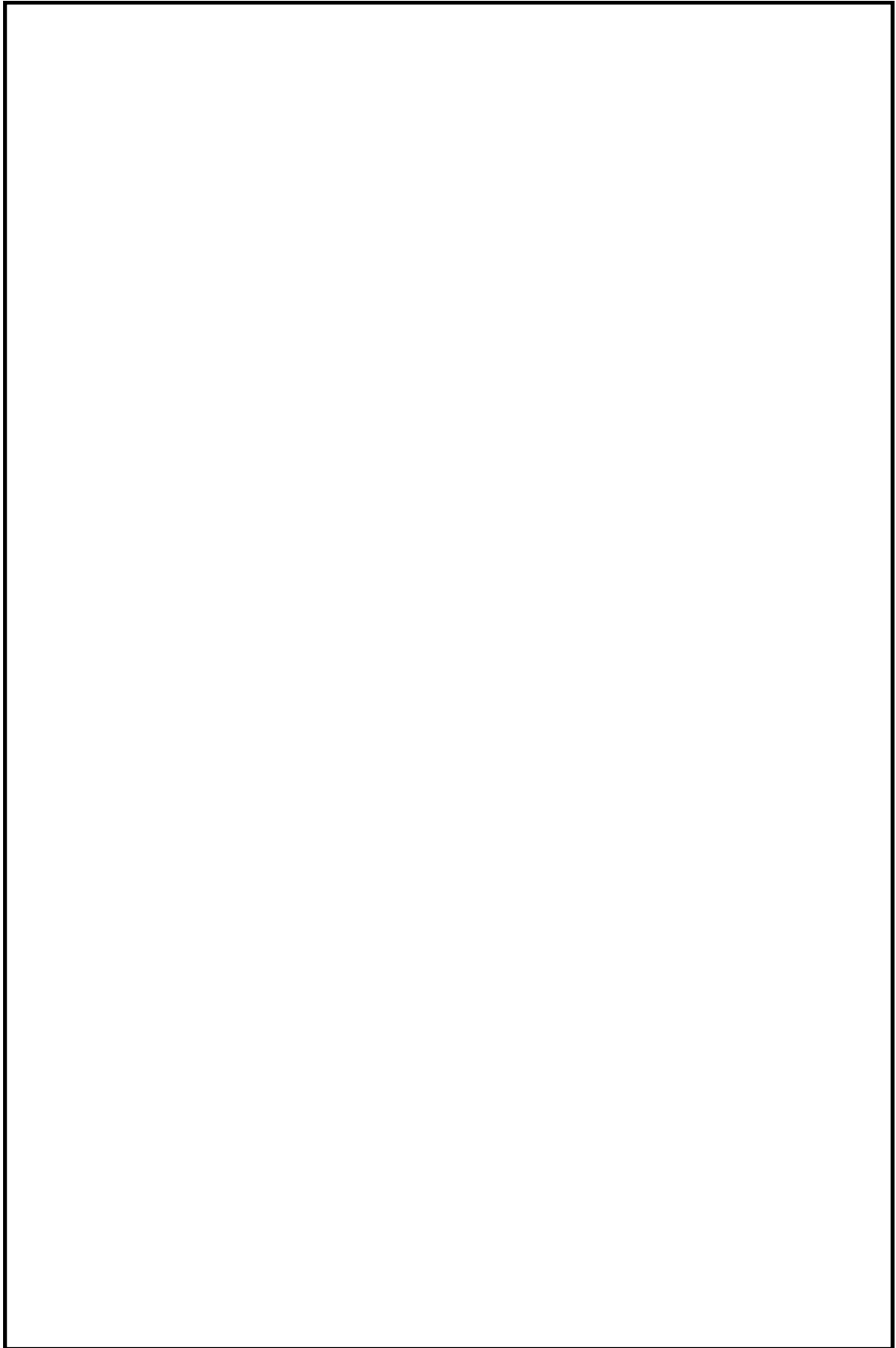


図 54-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

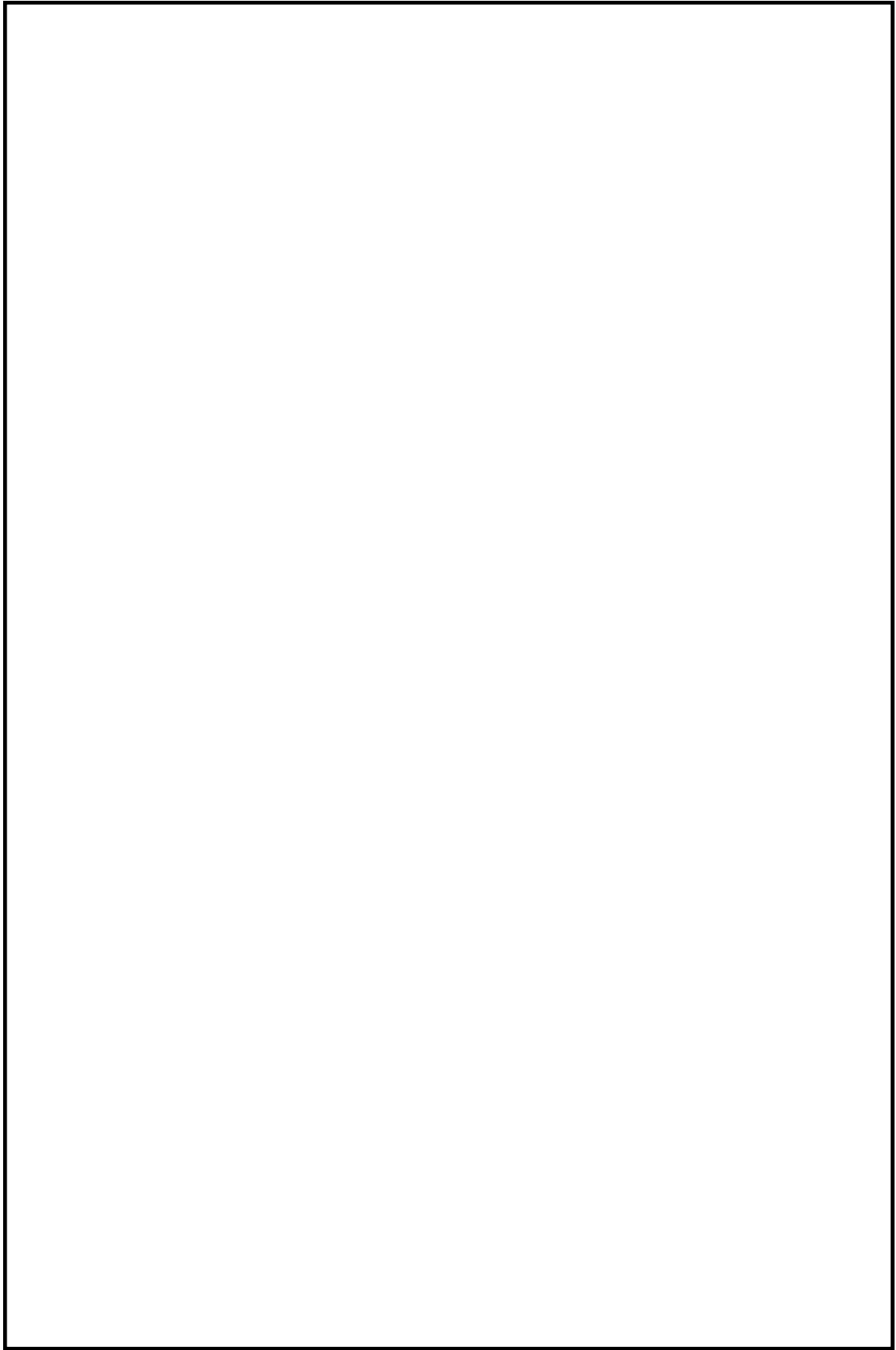


図 54-8-3 保管場所図（屋外機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

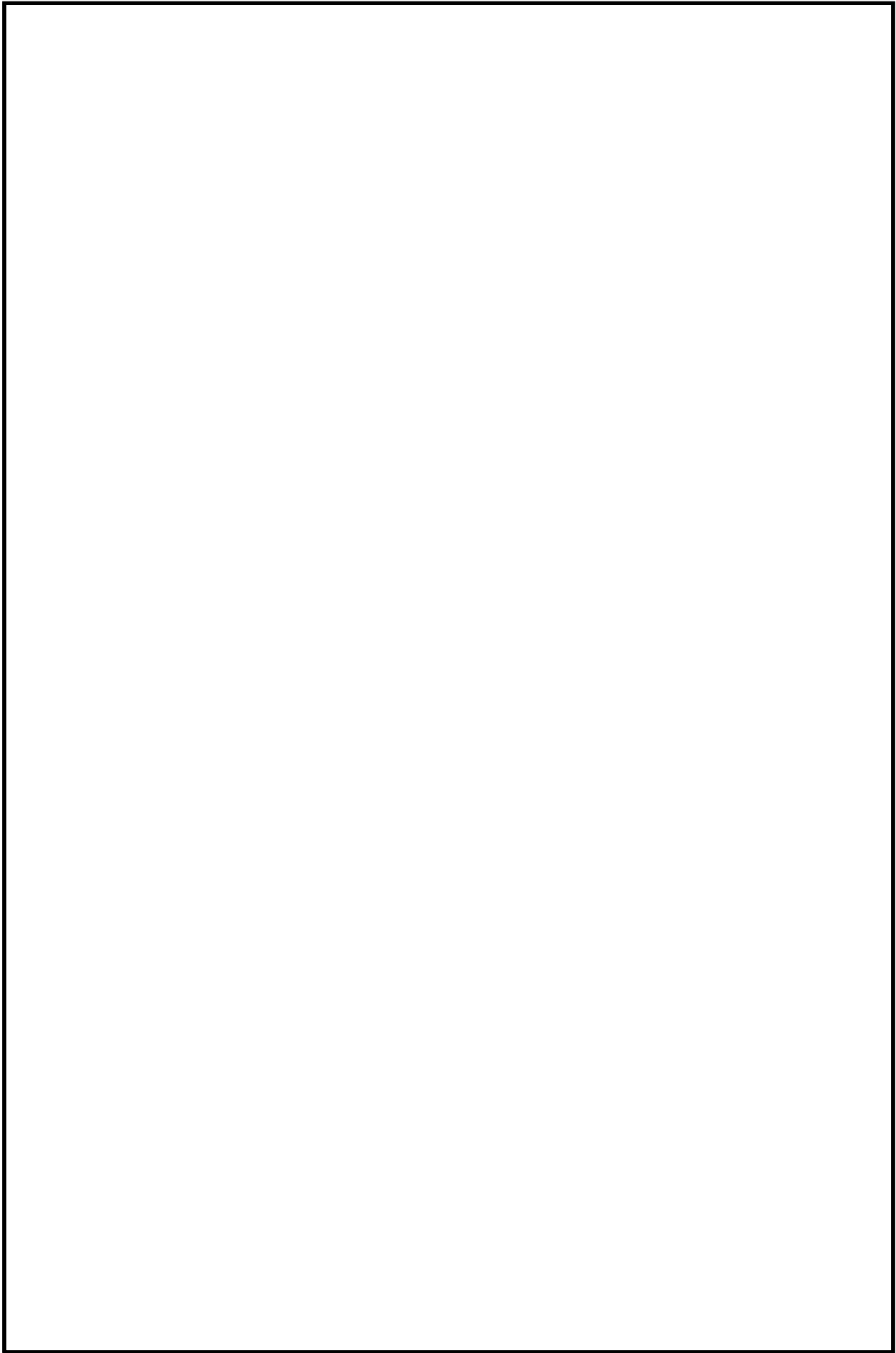


図 54-8-4 保管場所図（原子炉建屋 機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

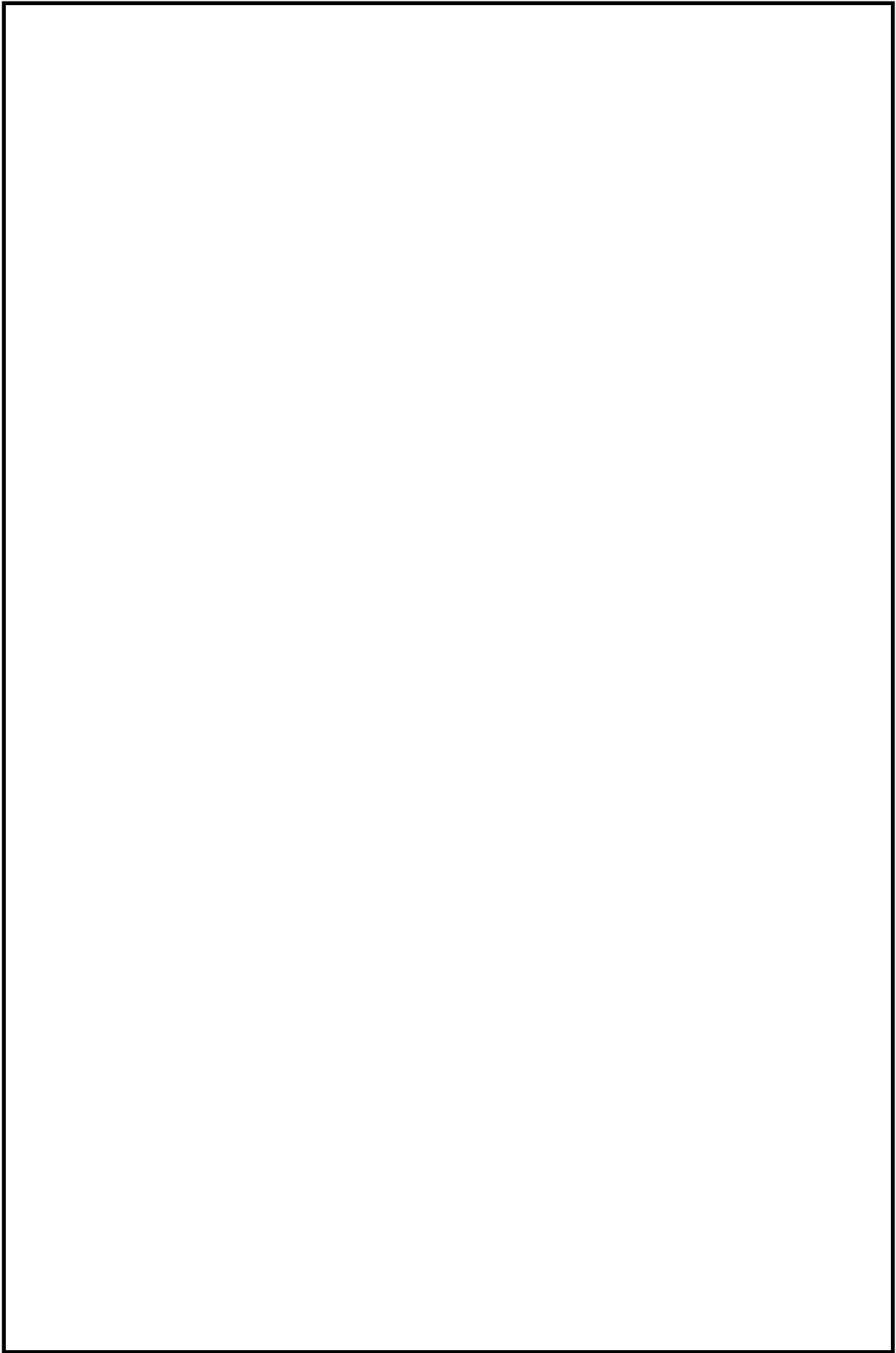


図 54-8-5 保管場所図（原子炉建屋 機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

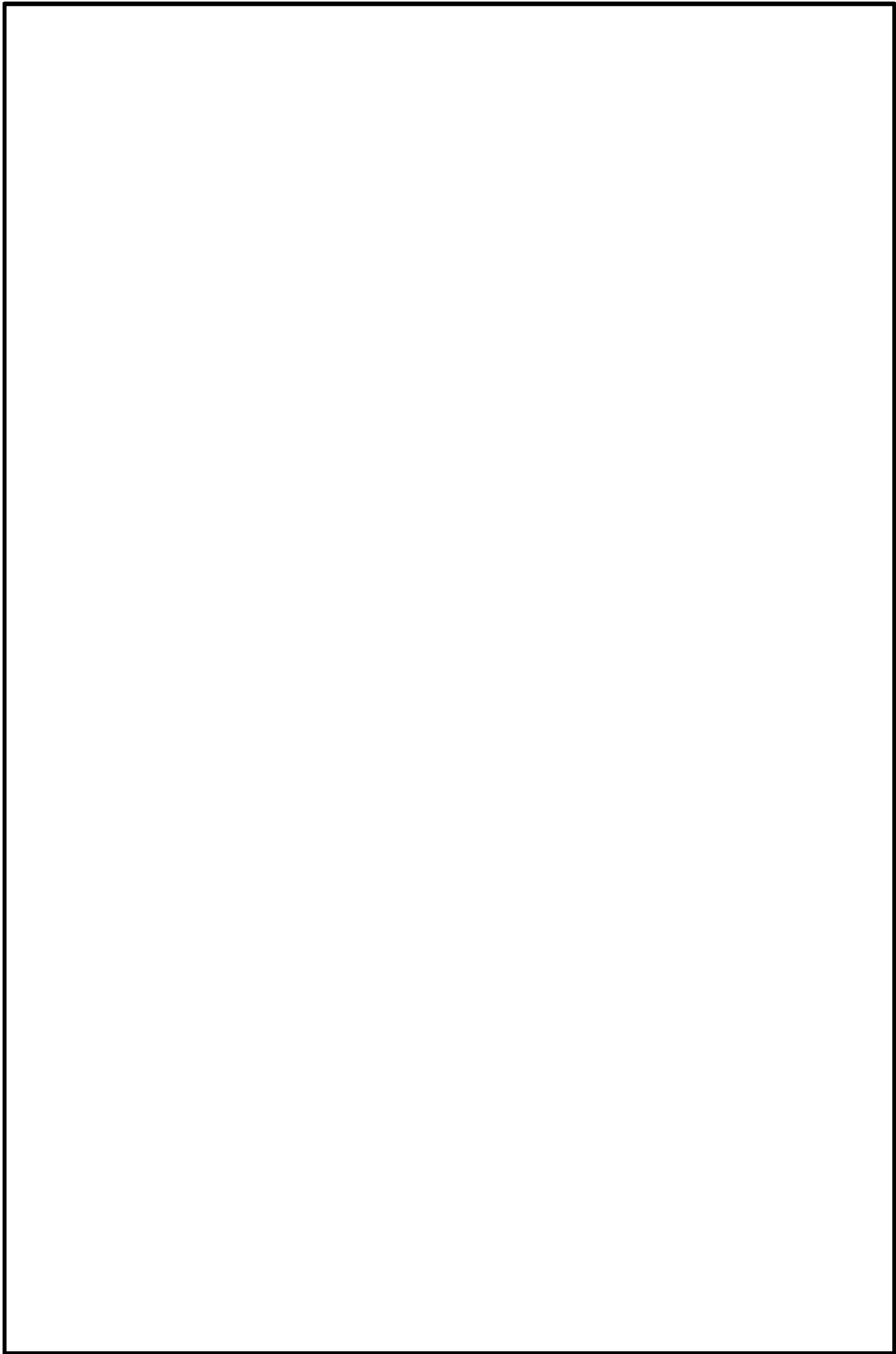


図 54-8-6 保管場所図（原子炉建屋 機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-9
アクセスルート図

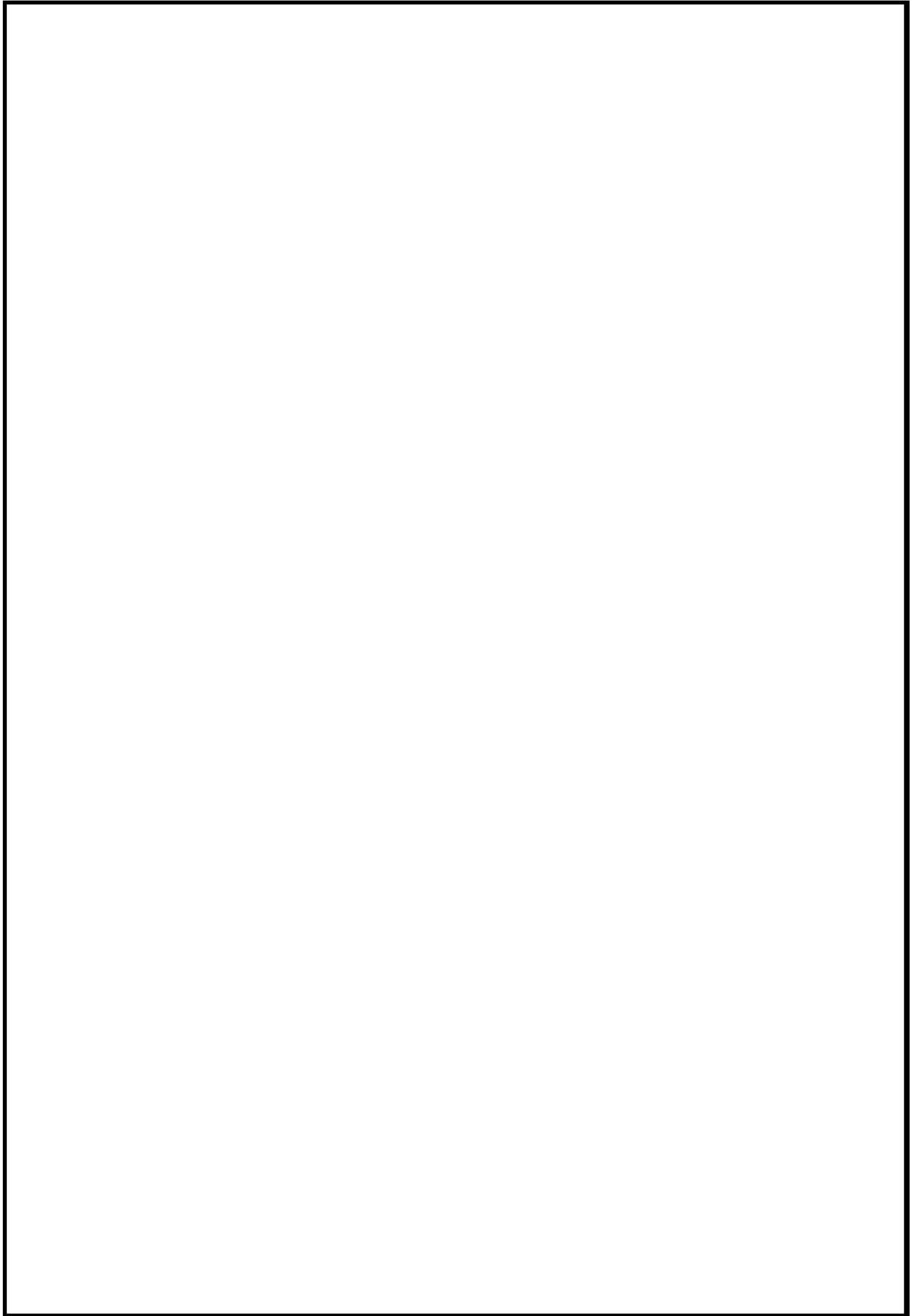


図 54-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 54-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

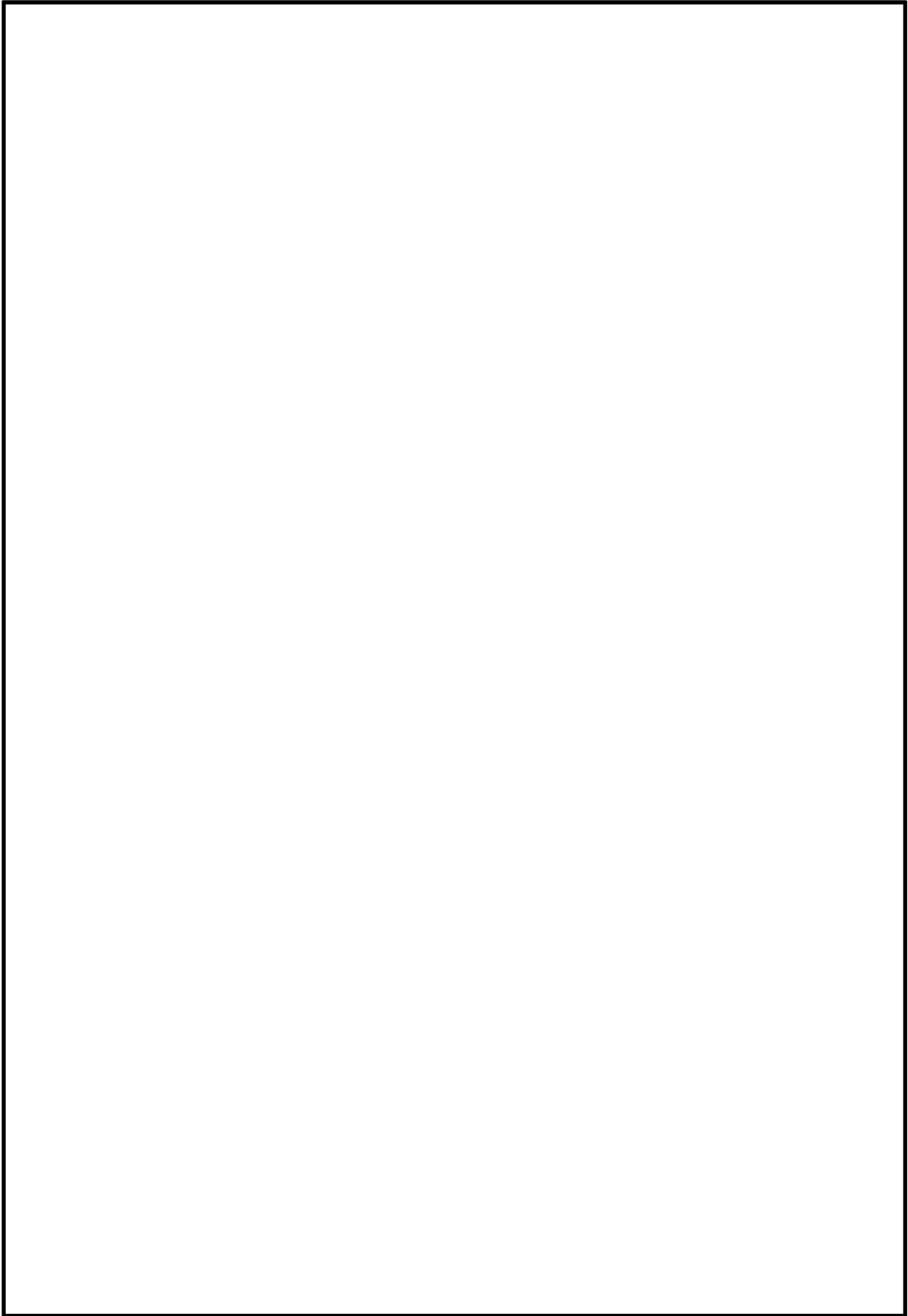


図 54-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

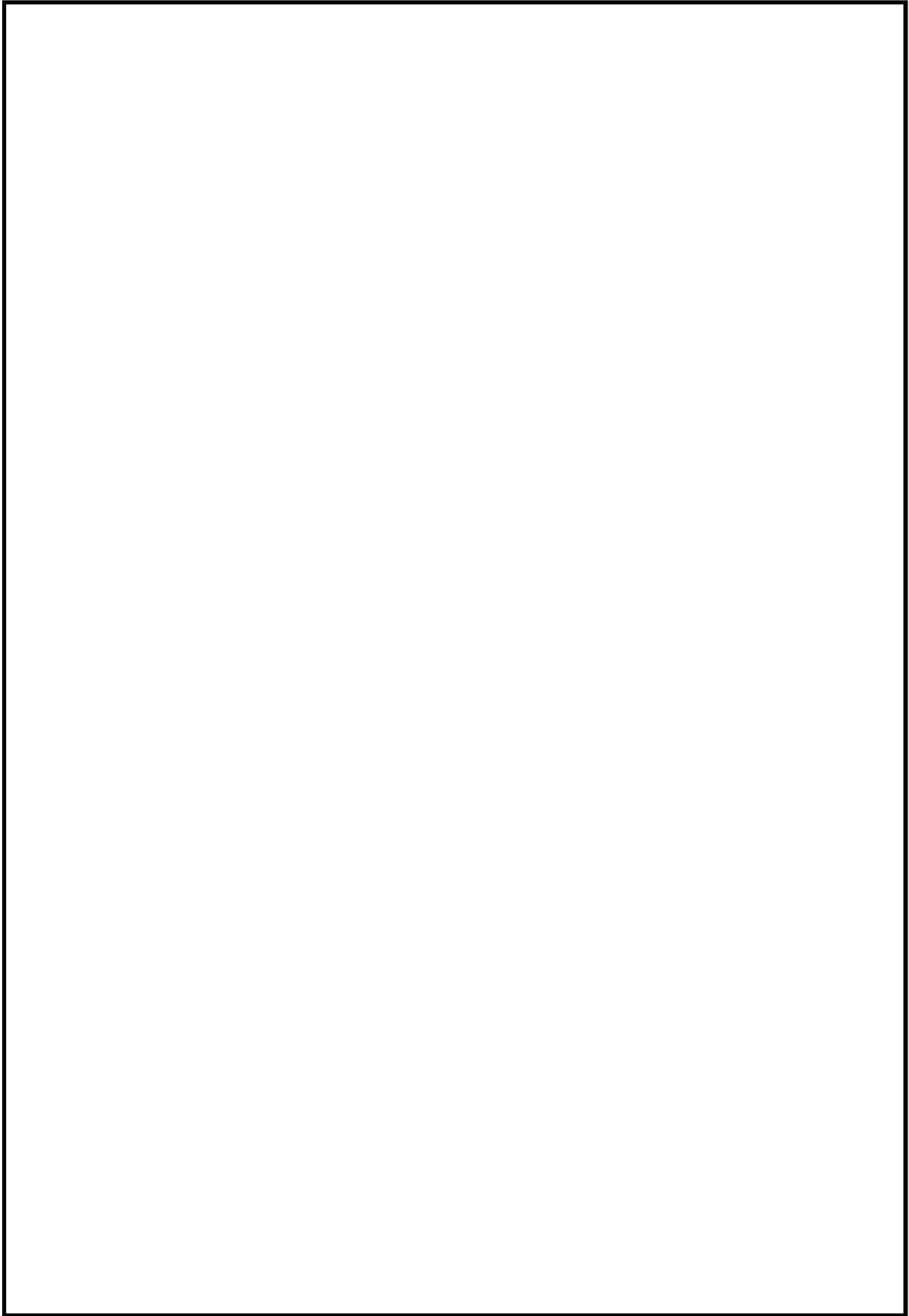


図 54-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

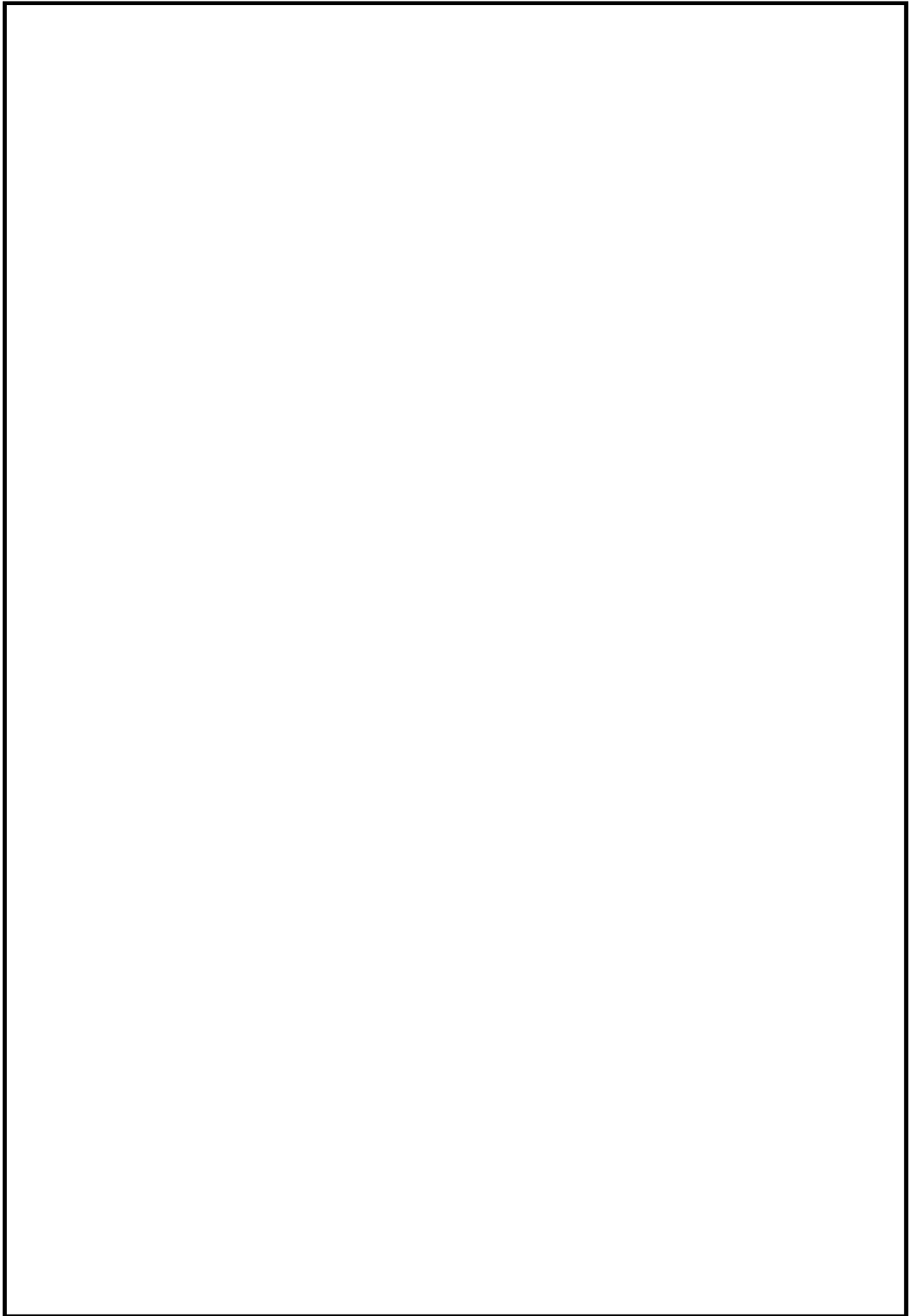


図 54-9-5 屋内アクセスルート (1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

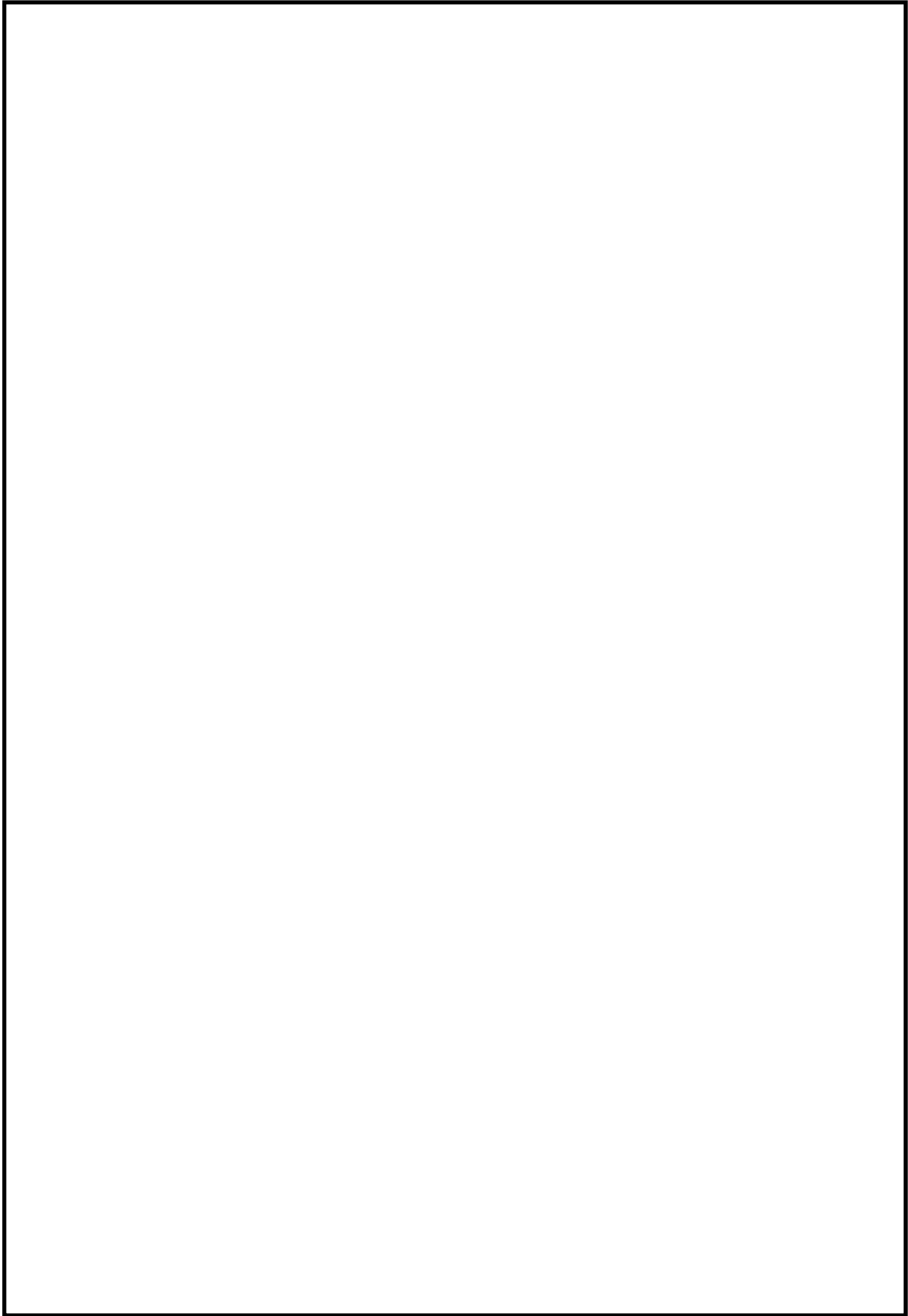


図 54-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

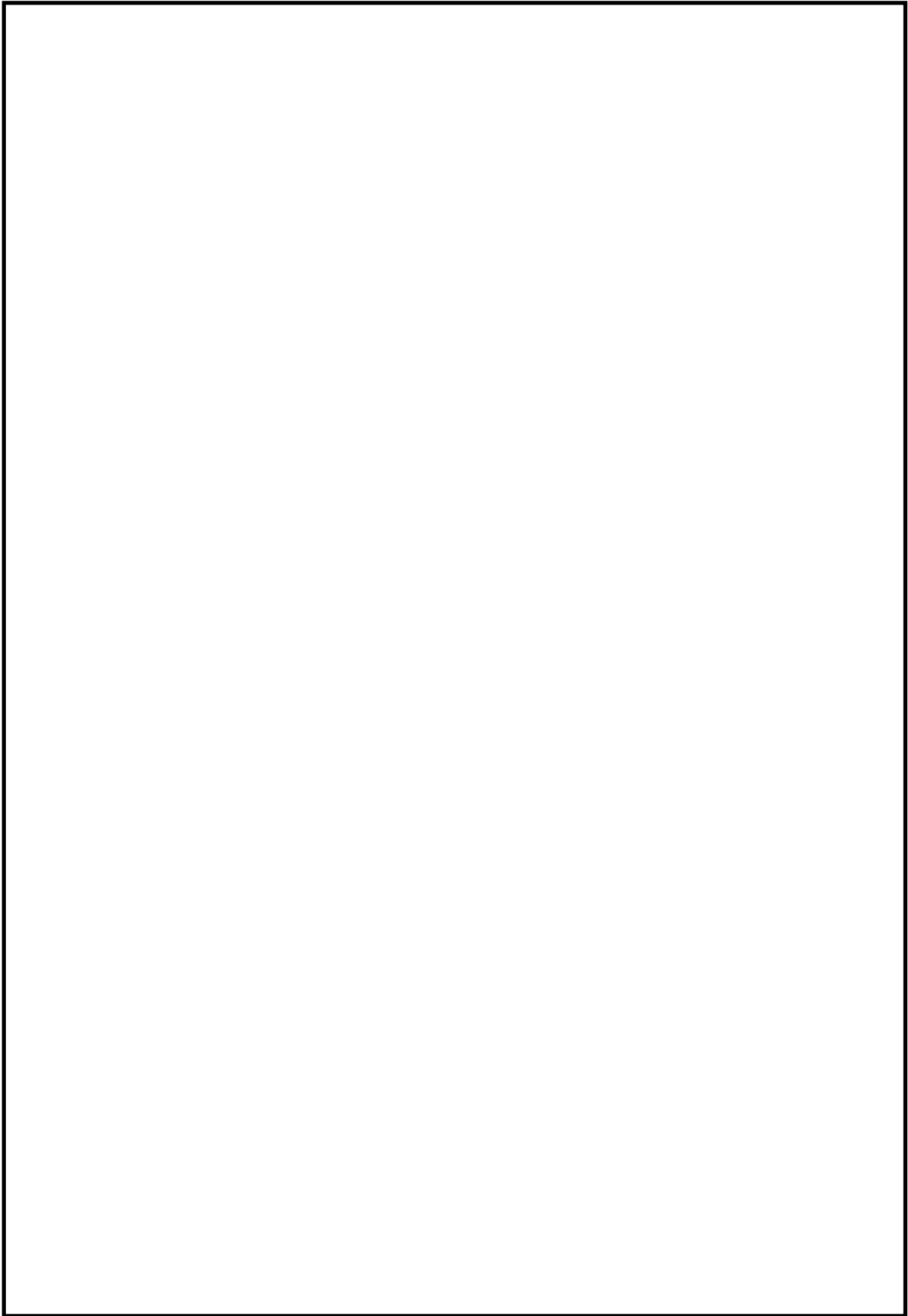


図 54-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-10

その他使用済燃料プールの冷却等のための設備について

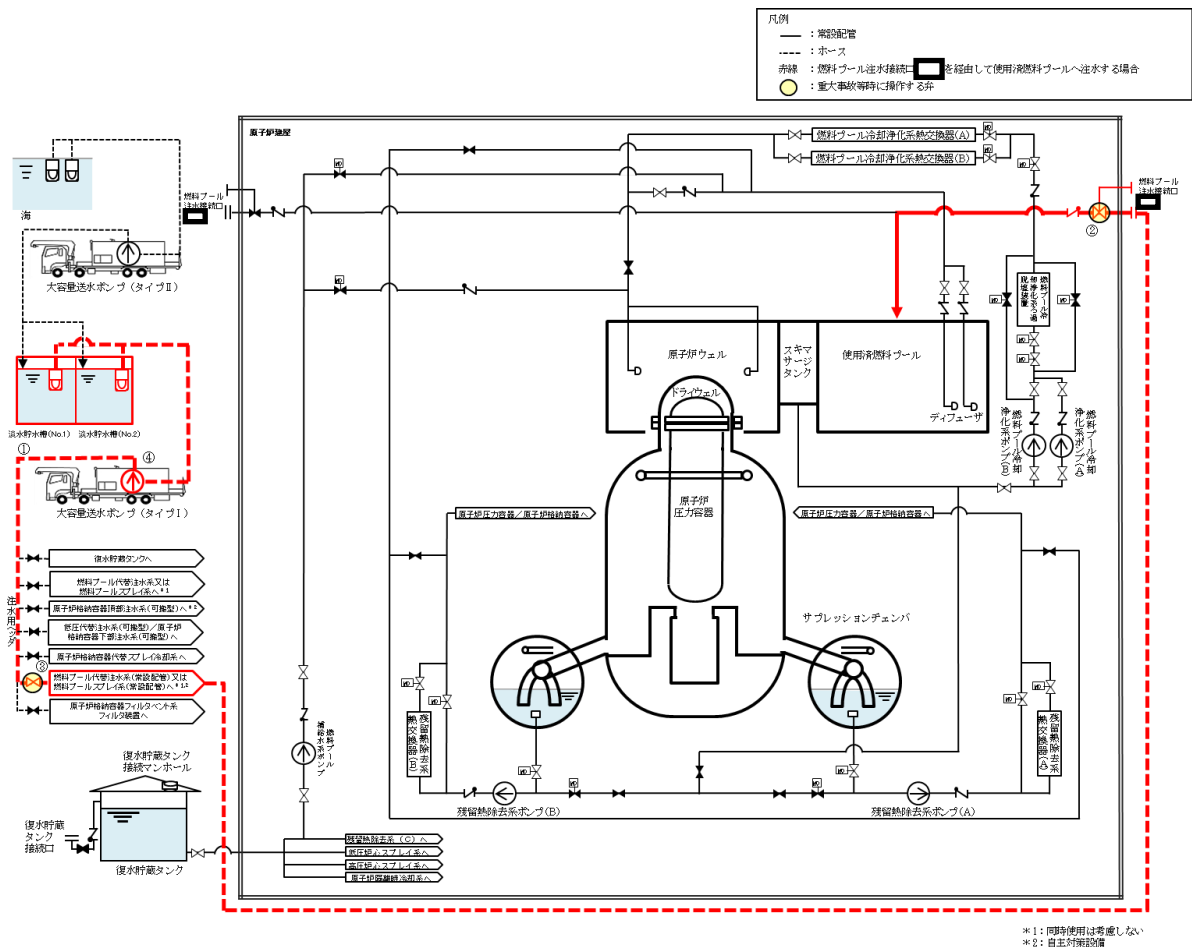
使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

1. 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。

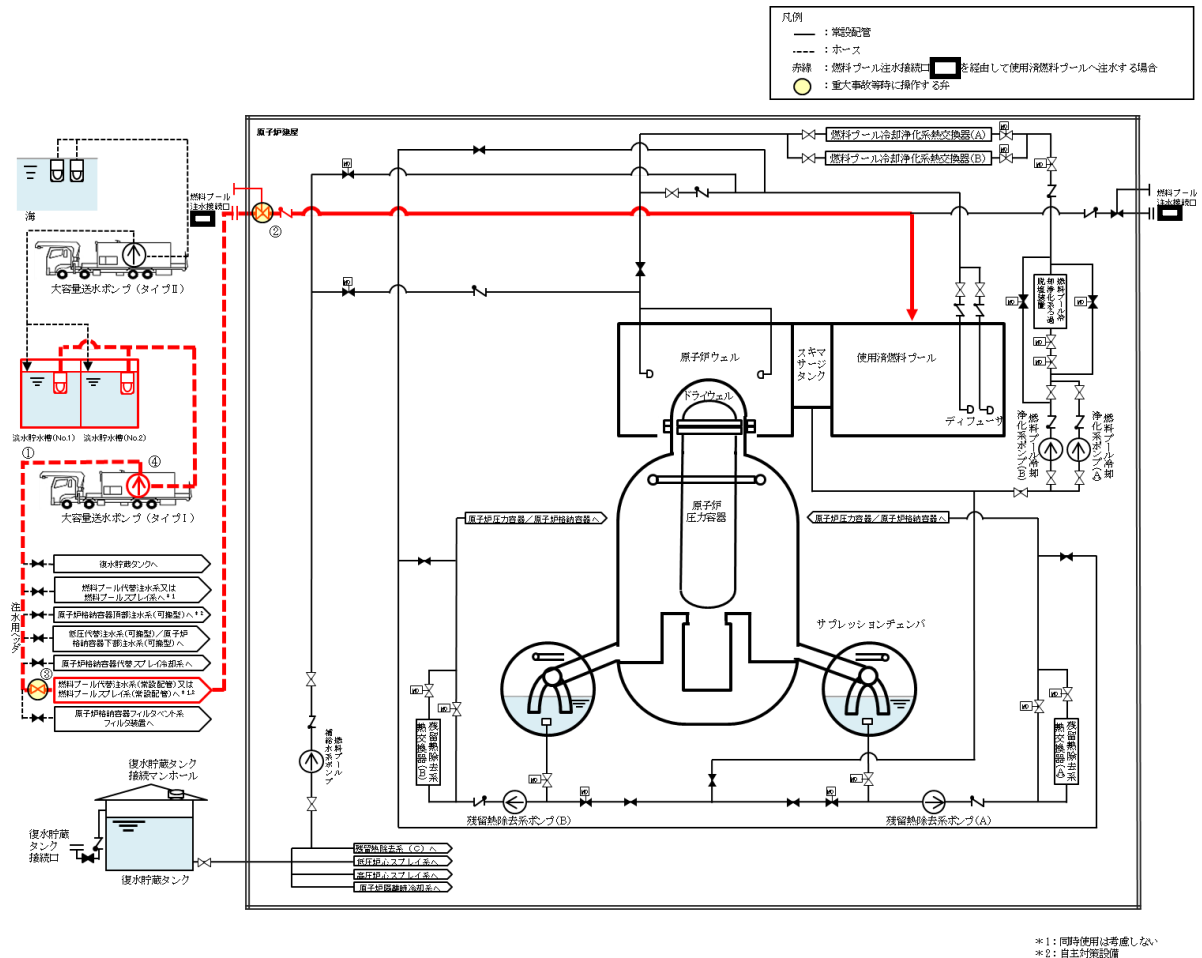
燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水手段は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、燃料プール代替注水系（常設配管）の配管を通じて使用済燃料プールへ注水する。

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	原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプ I）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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	原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段を整備する。

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段は、ろ過水ポンプを用い、ろ過水タンクを水源として、補給水系、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の配管を通じて使用済燃料プールへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A系 FPC 供給連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑧	FPC RHR 戻り連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑨	ろ過水ポンプ(C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

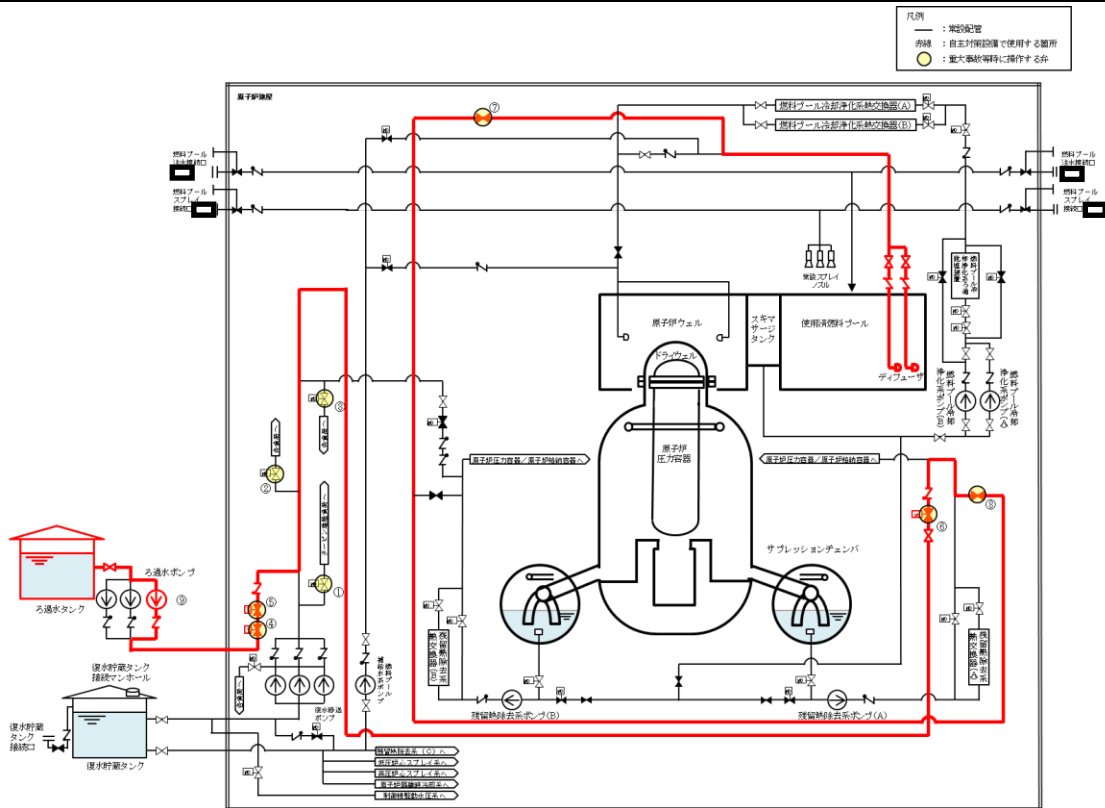


図 54-10-3 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水
残留熱除去系(A)系を経由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR B 系 FPC 供給連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑧	FPC RHR 戻り連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑨	ろ過水ポンプ(C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

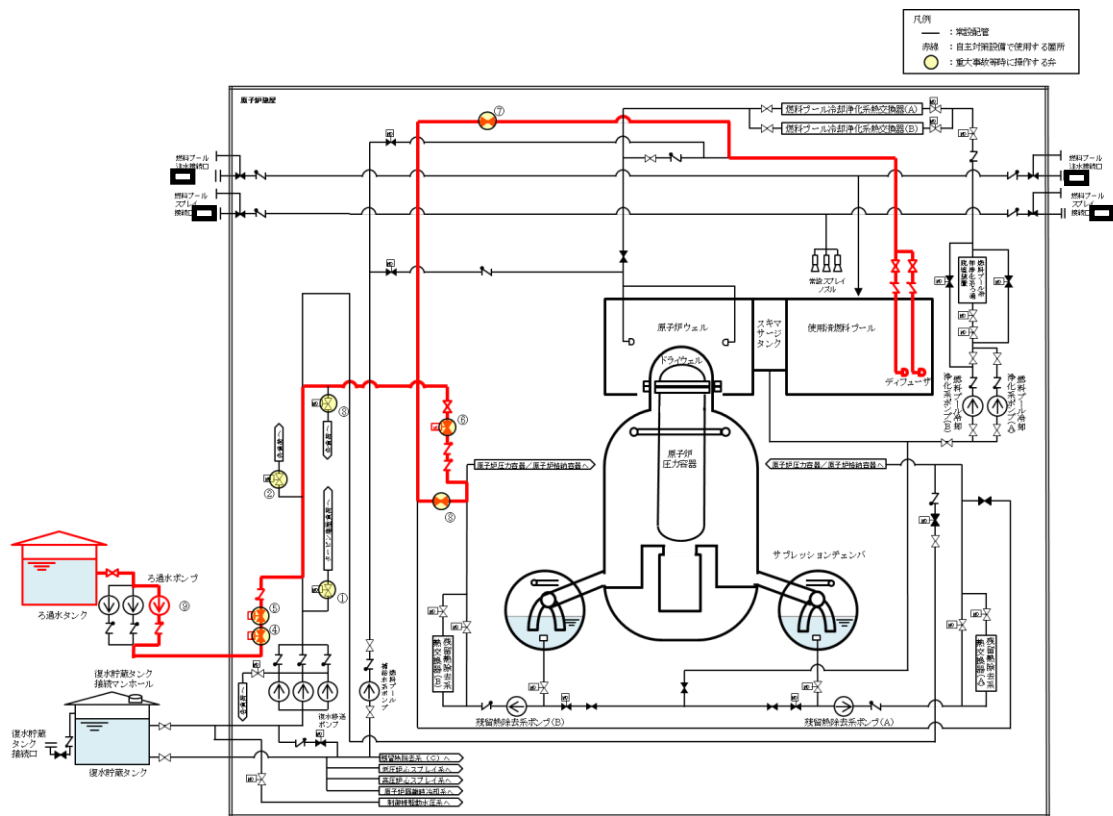


図 54-10-4 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水
残留熱除去系(B)系を經由して注水する場合

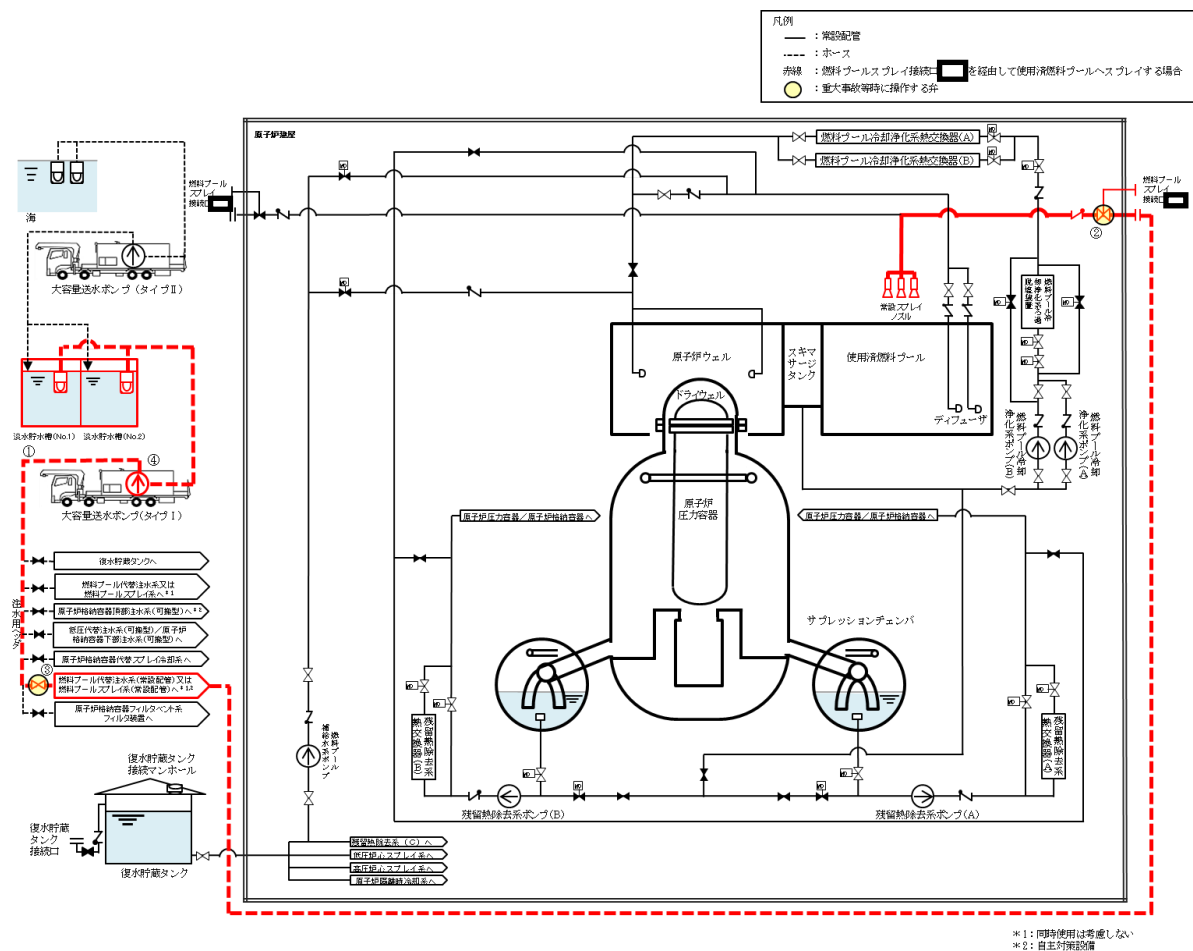
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段を整備する。

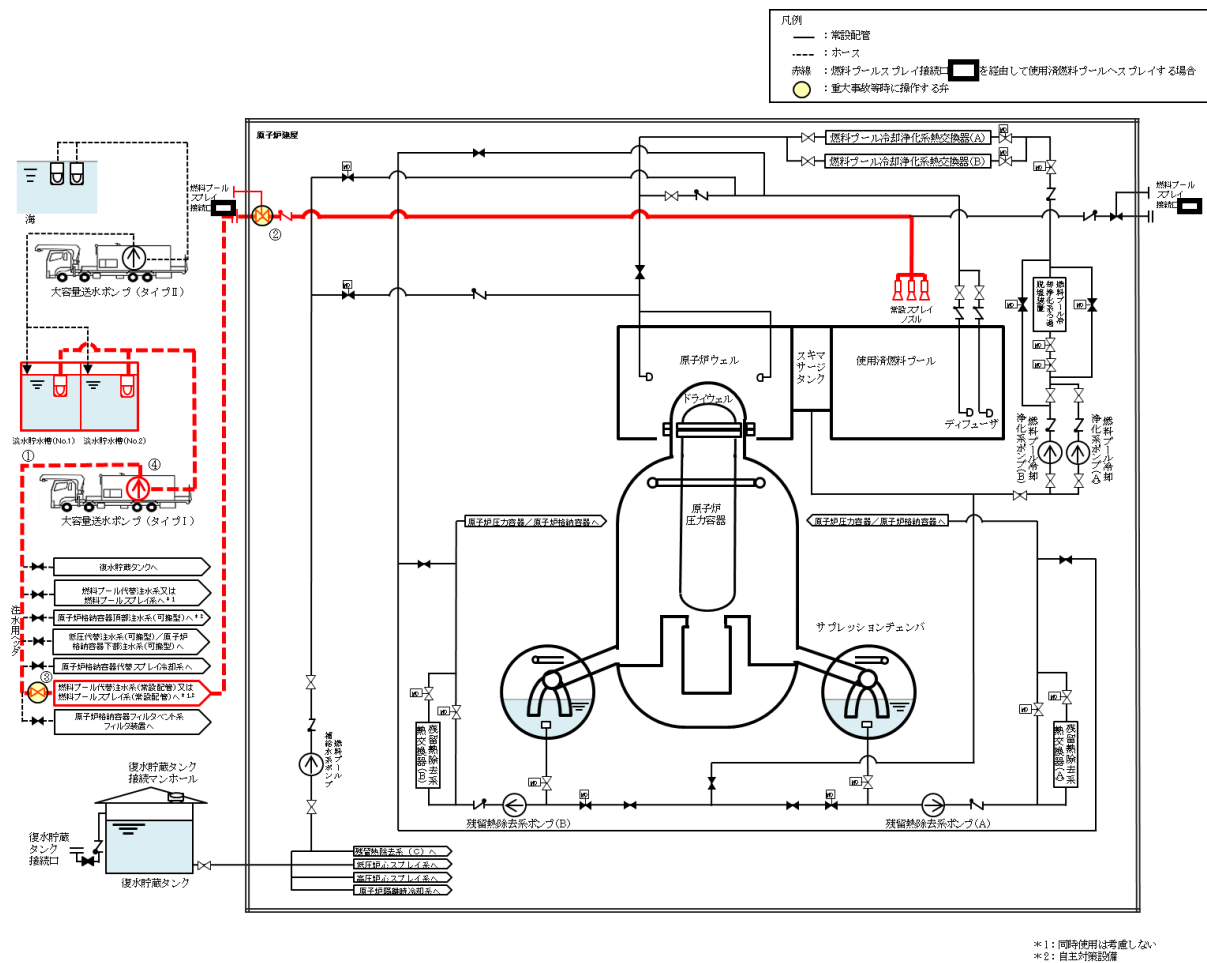
燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、燃料プールのスプレイ系（常設配管）の配管を通じて使用済燃料プールへスプレイする。

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	原子炉建屋北側燃料プール スプレイ元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設 配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプ I）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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	原子炉建屋東側燃料プール スプレイ元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設 配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-11

使用済燃料プール監視設備

1. 使用済燃料プール監視設備について

使用済燃料プールの水位、温度及び使用済燃料プール上部の放射線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また、使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

なお、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

2. 設備概要について

2.1 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

(1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール底部付近（O. P. 21680mm）から上方に20箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ、検出した起電力は、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。（図54-11-1「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）

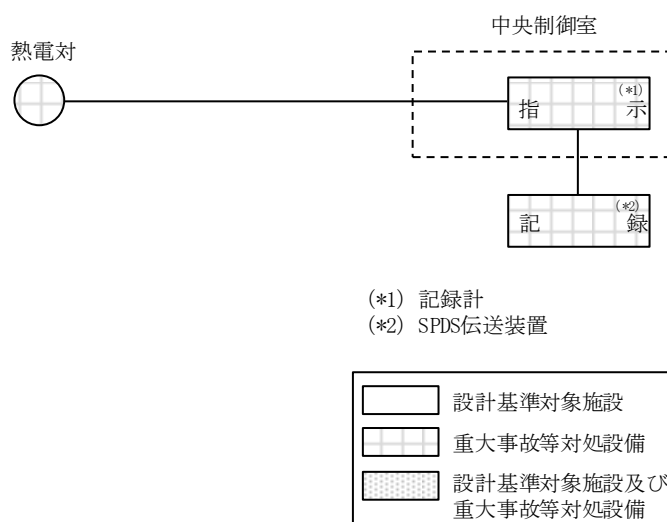


図54-11-1 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲：O. P. 21680 mm～32730 mm (液相)

O. P. 32930 mm (気相)

個 数：1個 (検出点20箇所)

設置場所：原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール水位 (ヒートサーモ式) は、第54条第1項で要求される想定事故 (第37条解釈3-1(a)想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部付近 (O. P. 21680 mm) から使用済燃料プール上端付近 (O. P. 32930mm) を計測範囲とする。

(図54-11-3「使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測範囲」参照。)

(2) 温度計測について

使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) 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、使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) として中央制御室に指示し、記録する。

(図54-11-2「使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) の概略構成図」参照。)

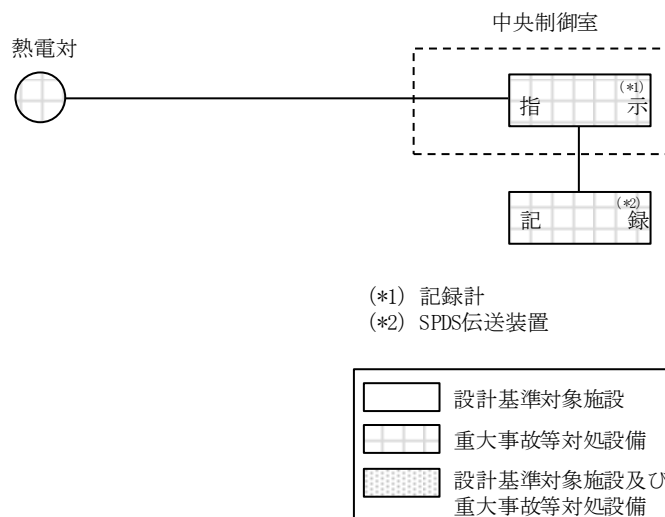


図54-11-2 使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) の概略構成図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(設備仕様)

計測範囲：0～150℃

個 数：1個（検出点21箇所）

設置場所：原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（O.P. 31995mm））においても温度計測可能な設置場所とする。また、第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測可能な設置場所とする。

（図54-11-3「使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲」参照。）

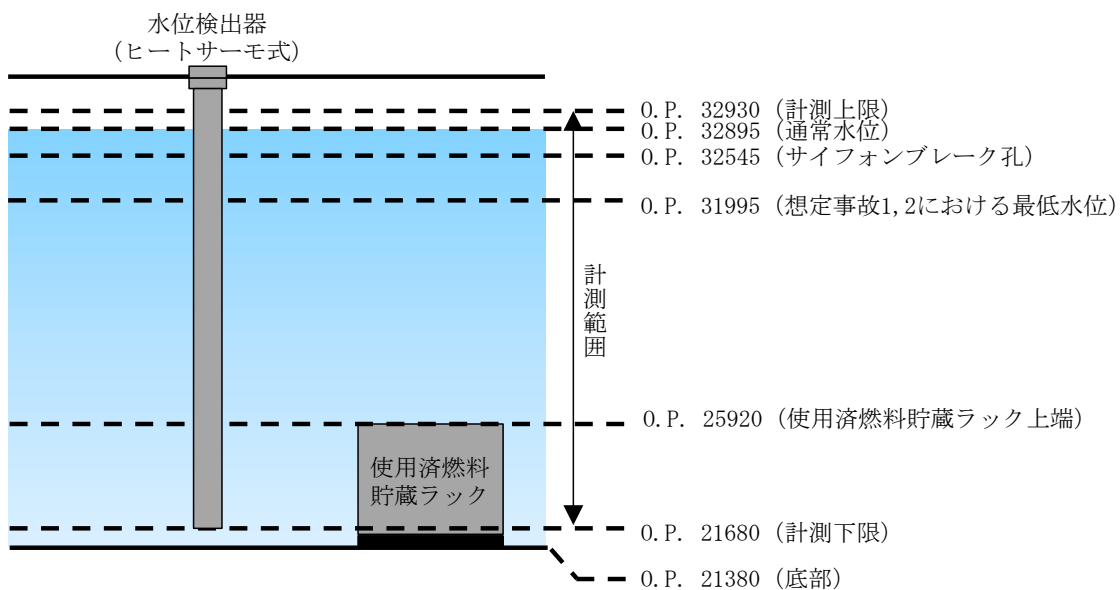


図54-11-3 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2.2 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

(1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）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、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水位信号へ変更する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。

（図 54-11-4「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

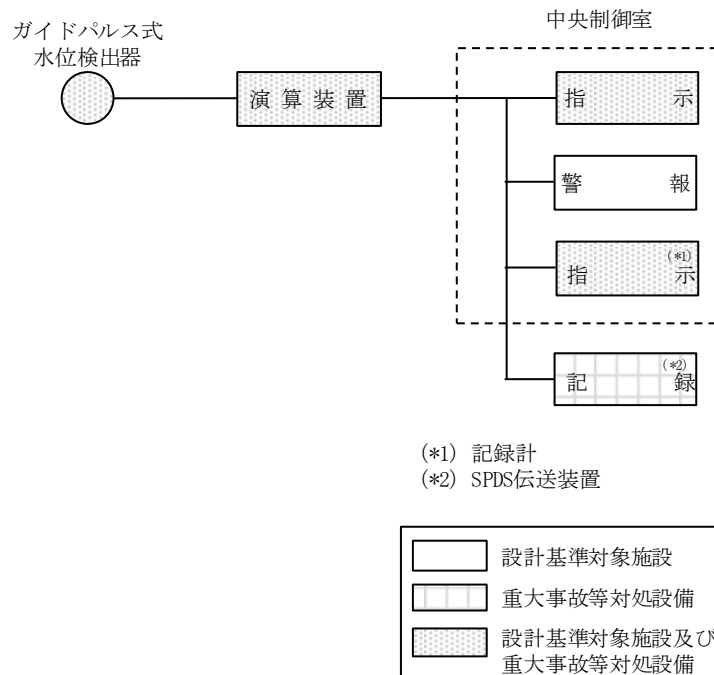


図54-11-4 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

（設計仕様）

計測範囲 : 0. P. 21620 mm～33220 mm

個 数 : 1個

設置場所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、第54条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発による水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部付近（0. P. 21620mm）から使用済燃料プール上端付近（0. P. 33220mm）を計測範囲とする。（図54-11-6「使用済燃料プール水位／温

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

度（ガイドパルス式）の計測範囲」参照。）

(2) 温度計測について

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）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，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，演算装置にて変換した後，使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し，記録する。（図54-11-5「使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

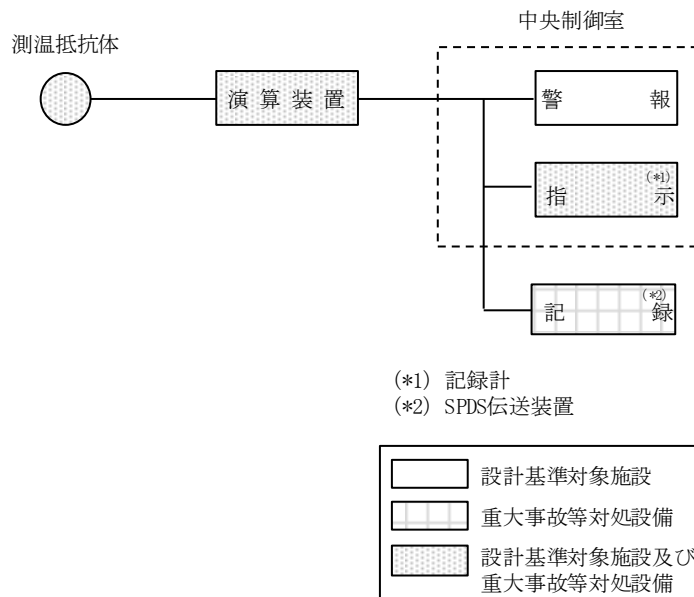


図54-11-5 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 0～120℃

個数 : 2

設置場所 : 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は，第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（O. P. 31995mm））においても温度計測可能な設置場所とする。また，第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測可能な設置場所とする。（図54-11-6「使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）計測範囲」参照。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

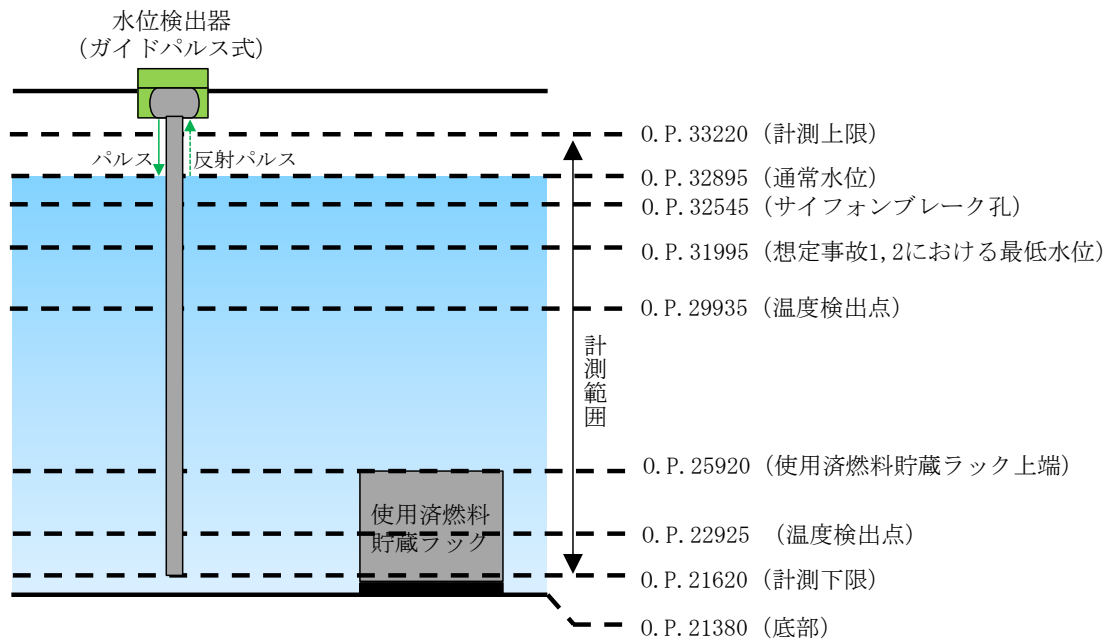


図 54-11-6 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）計測範囲

2.3 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）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。

なお，重大事故等時において，より広範囲の計測を可能とするため，高線量と低線量の放射線モニタを設置する。（図 54-11-7「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図」参照。）

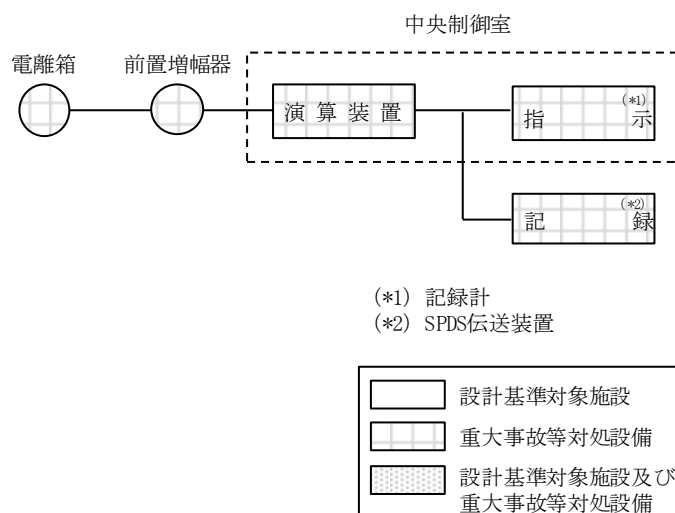


図 54-11-7 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

（設備仕様）

（高線量）

計測範囲 : $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

（低線量）

設置場所 : $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタの計測範囲は、作業従事者に対する放射線防護の観点より、原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内)における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内)における遮蔽設計区分は、遮蔽区分C ($C < 0.05\text{mSv/h}$) となり、これらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限値は、上記設計区分Cの上限線量当量率を計測可能な範囲 ($10^{-2}\text{mSv/h} \leq \text{計測範囲}$) とする。計測範囲の上限値は、遮蔽区分C ($C < 0.05\text{mSv/h}$) が計測可能な計測範囲であること、かつ、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測可能な範囲 ($\sim 10^8\text{mSv/h}$) とする。

(図 54-11-8 「水位と放射線量率の関係」 参照。)

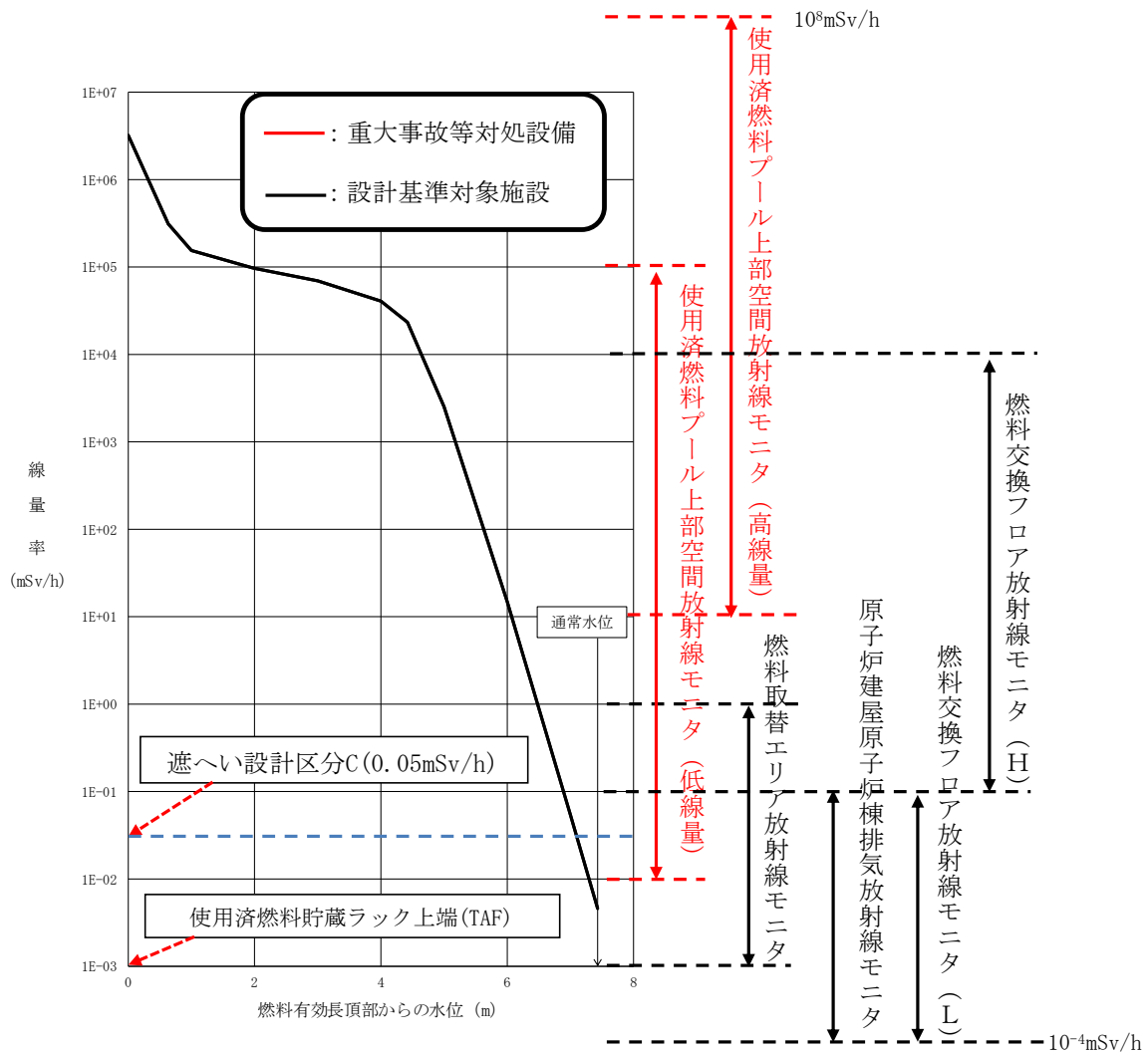


図 54-11-8 水位と放射線量率の関係

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

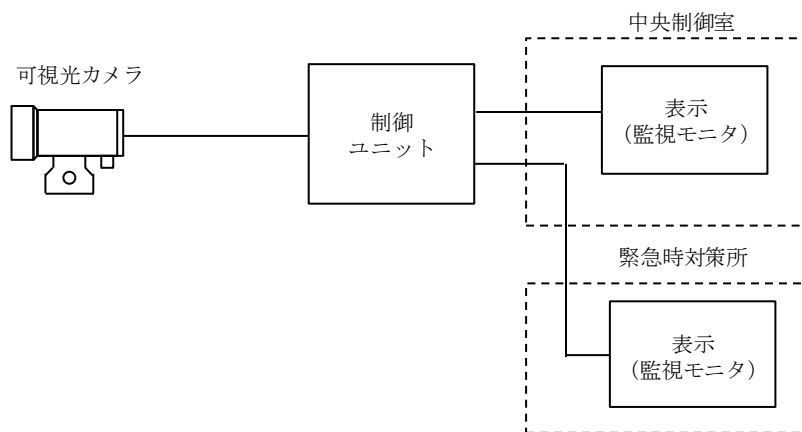
2.4 使用済燃料プール監視カメラ

(1) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認可能なよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても、可視光カメラに付属している専用照明及び霧除去機能により、使用済燃料プールの状態が監視可能である。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、可視光カメラと冷却装置が一体構造であり、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、冷却装置により可視光カメラを冷却可能なため、監視可能である。

(図 54-11-9「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



本設備は全て重大事故等対処設備

図 54-11-9 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール監視カメラの監視範囲は図 54-11-10「使用済燃料プール監視カメラの視野概略図」参照。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

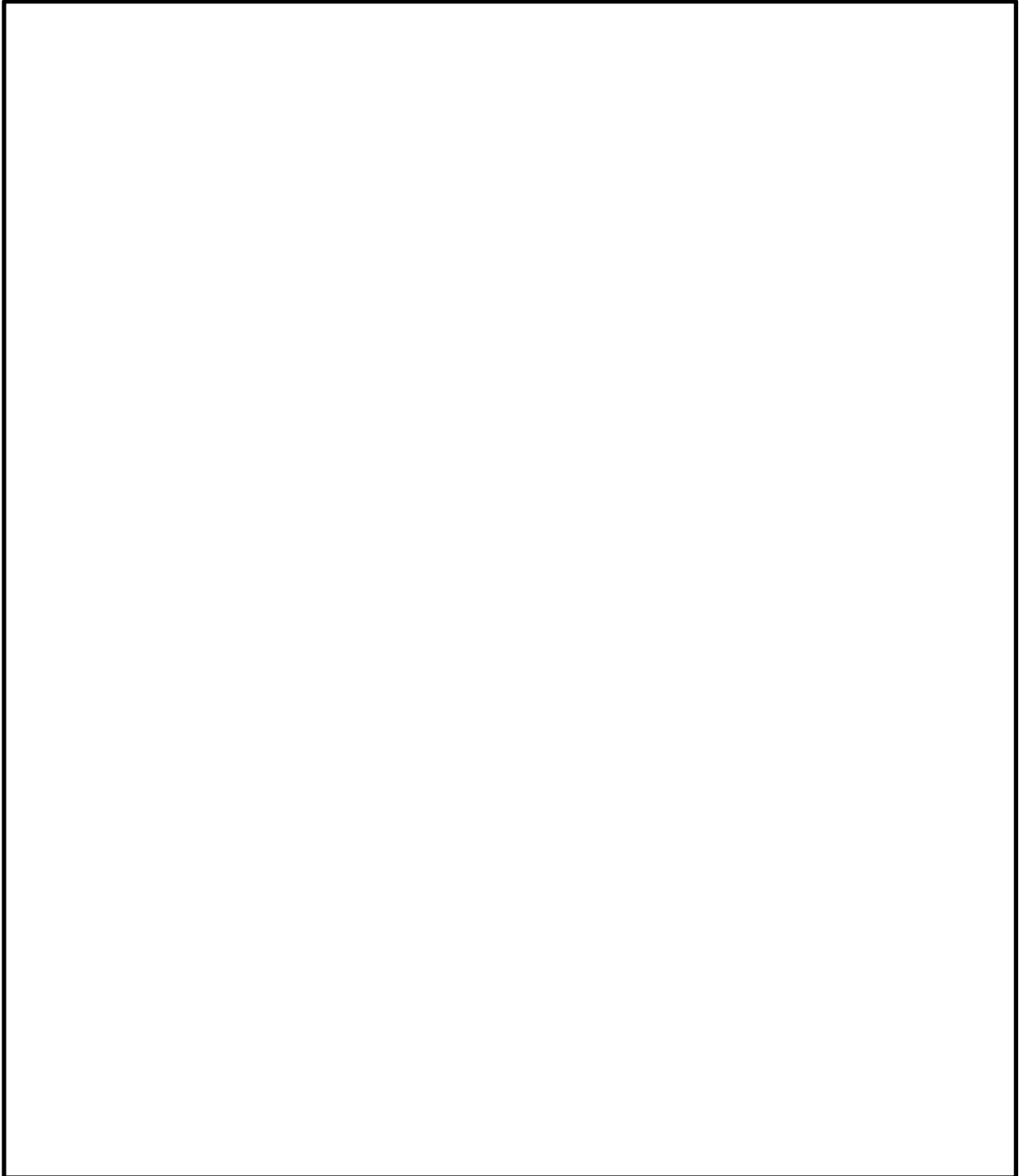


図 54-11-10 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

使用済燃料プールの重大事故等時において、使用済燃料プール監視カメラが設置される原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の環境が低照度 (照明なし) 及び蒸気雰囲気下となることが想定されることから、そのような環境条件を模擬した試験を実施している。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

低照度環境下の試験では、専用の照明を用いることにより、監視対象物が視認可能であったことから、低照度環境下でも専用の照明により状態監視可能である。

蒸気雰囲気下（低照度、霧発生装置による濃霧環境下）において、霧除去機能の有効性を確認した結果、霧除去機能 OFF 時では、蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、霧除去機能 ON 時では、監視対象物を視認可能であったことから、蒸気雰囲気下でも霧除去機能付きの可視光カメラにより状態監視可能である。

また、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラと一体の冷却装置により冷却を行うものであるが、使用済燃料プール監視カメラが設置される原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等時における温度は 100℃と想定されることから、温度差により結露の発生が考えられる。しかしながら、カメラ内部は、真空断熱構造となっており、結露が発生しにくい構造であり、また、カメラ外面のガラス窓には、親水性加工を施すことにより、ガラス表面で水滴を形成させない設計であることから、高温状況下においても状態監視可能である。（図 54-11-11「使用済燃料プール監視カメラの構造」及び図 54-11-12「霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視」参照。）

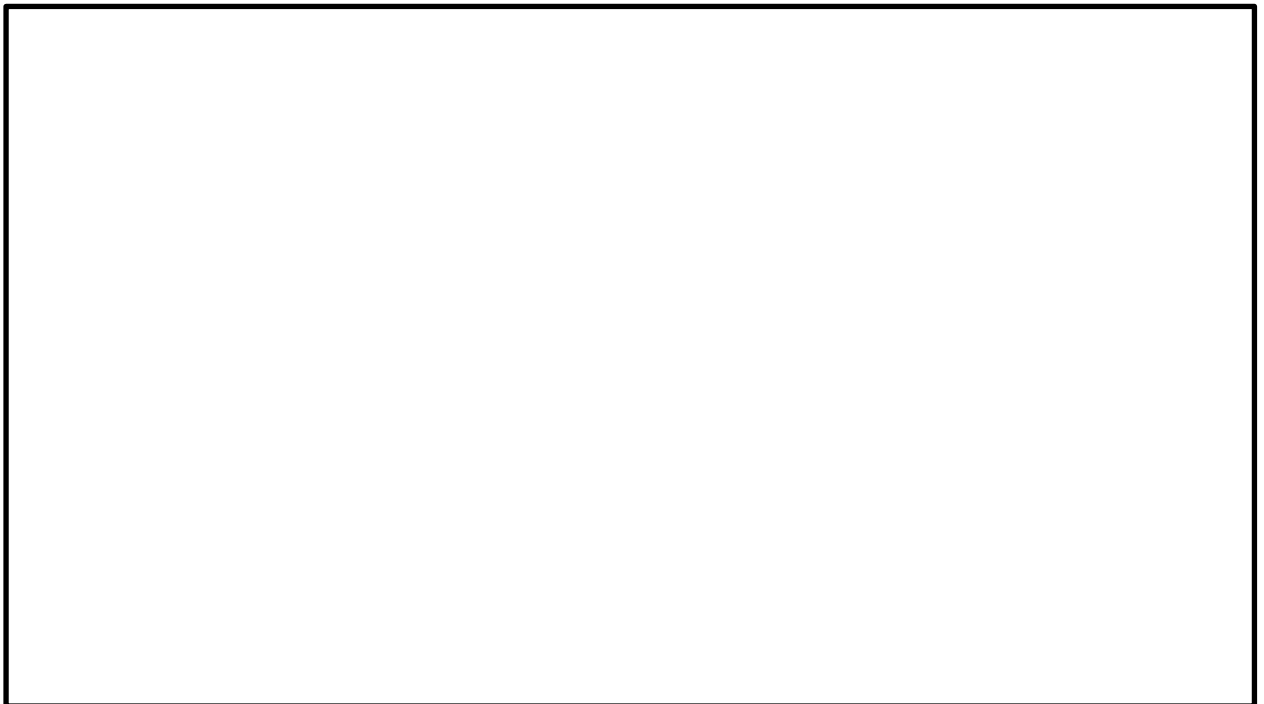
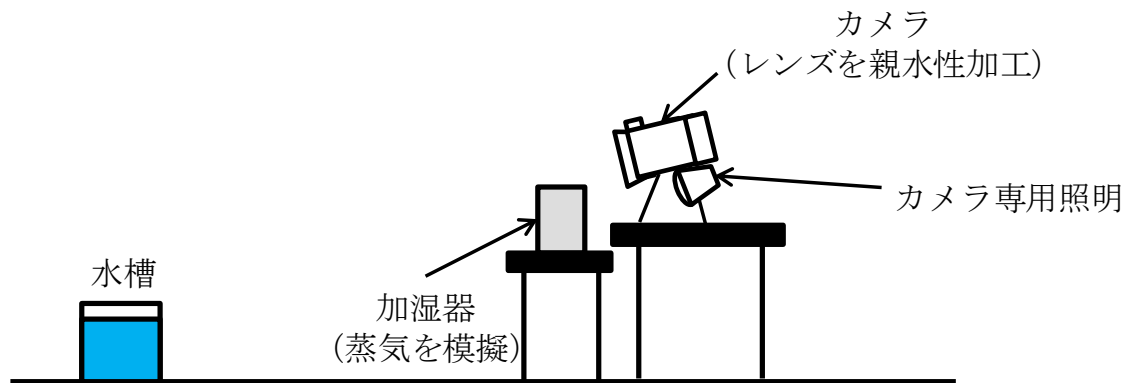


図 54-11-11 使用済燃料プール監視カメラの構造

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。

試験機材の配置状況



① 被写体 (室内照明)

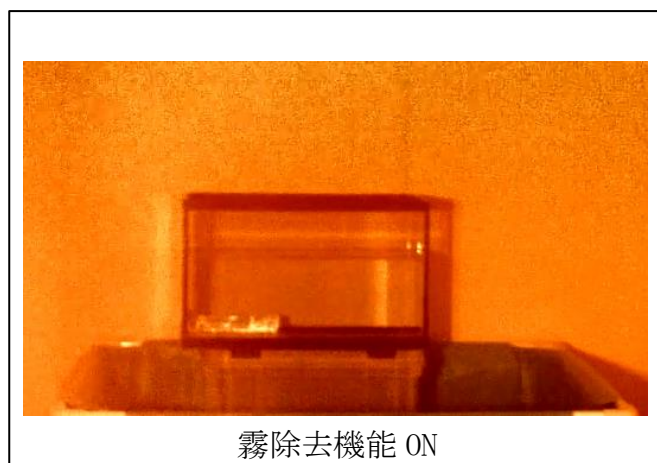
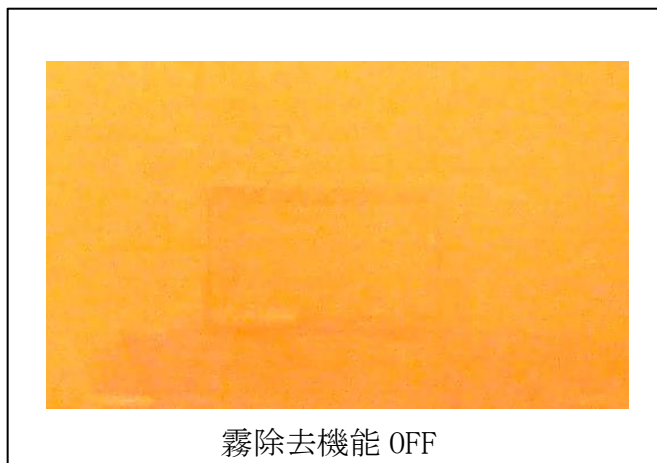


② 低照度環境下 (専用照明 ON 時, OFF 時)



図 54-11-12 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視 (1/2)

③ 蒸気環境下（専用照明）



④ 結露対策（蒸気環境下，室内照明，霧除去機能 ON）

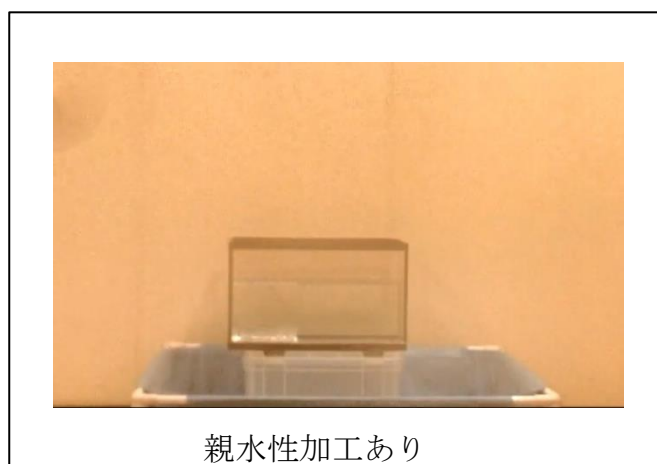
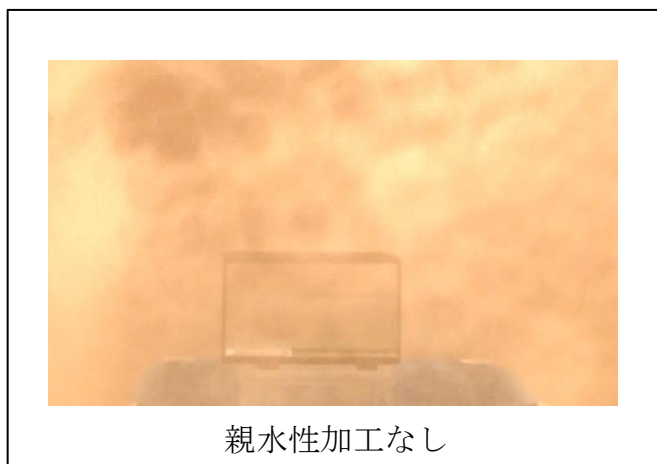


図 54-11-12 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視（2/2）

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

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当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）を設置する。
- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における放射線量率については、使用済燃料プール周辺の放射線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸発による環境状態の悪化を想定した、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）にて放射線量率を計測する。

【水位監視】

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

【温度監視】

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）にて温度監視を行う（温度は沸騰による蒸発状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）。

【放射線量率監視】

使用済燃料プール周辺の放射線量率を把握するために線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、図 54-11-13 「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。

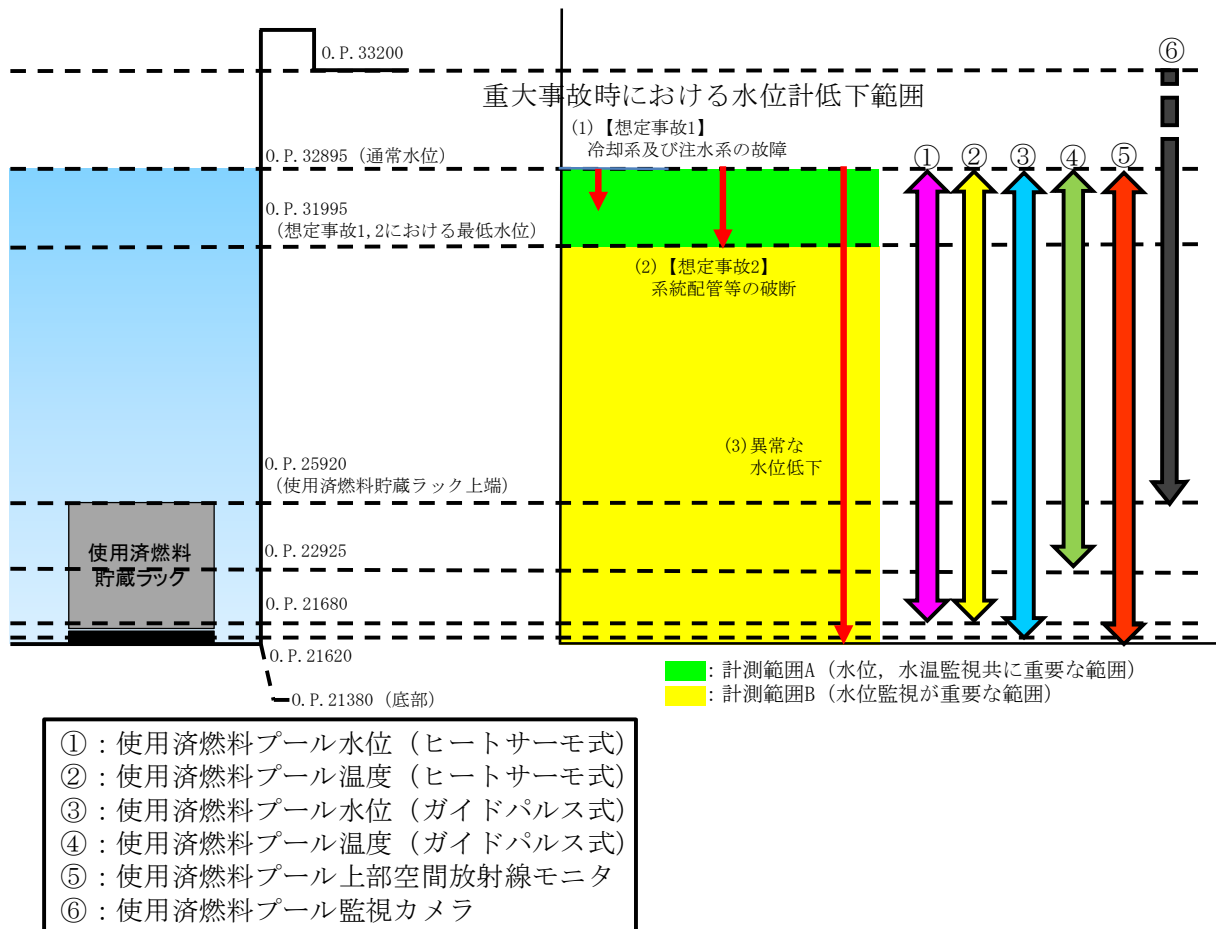


図 54-11-13 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1) 使用済燃料プール水位

重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料貯蔵プール水位）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

(2) 使用済燃料プール温度

重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール温度（ガイドパルス式））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

(3) 使用済燃料プール上部の放射線量率

重大事故等対処設備（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料交換フロア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故等対処設備は、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置し、重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し、ケーブルは電線管により敷設し、火災に伴う設計基準対象施設と同時に共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、当該エリアは火災感知器を設置する火災区画であり、感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は、微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず、かつ、信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し、設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は、共通要因（火災、地震、溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれない設計とする。

（図 54-11-14「使用済燃料プール監視設備の配置図」参照。）

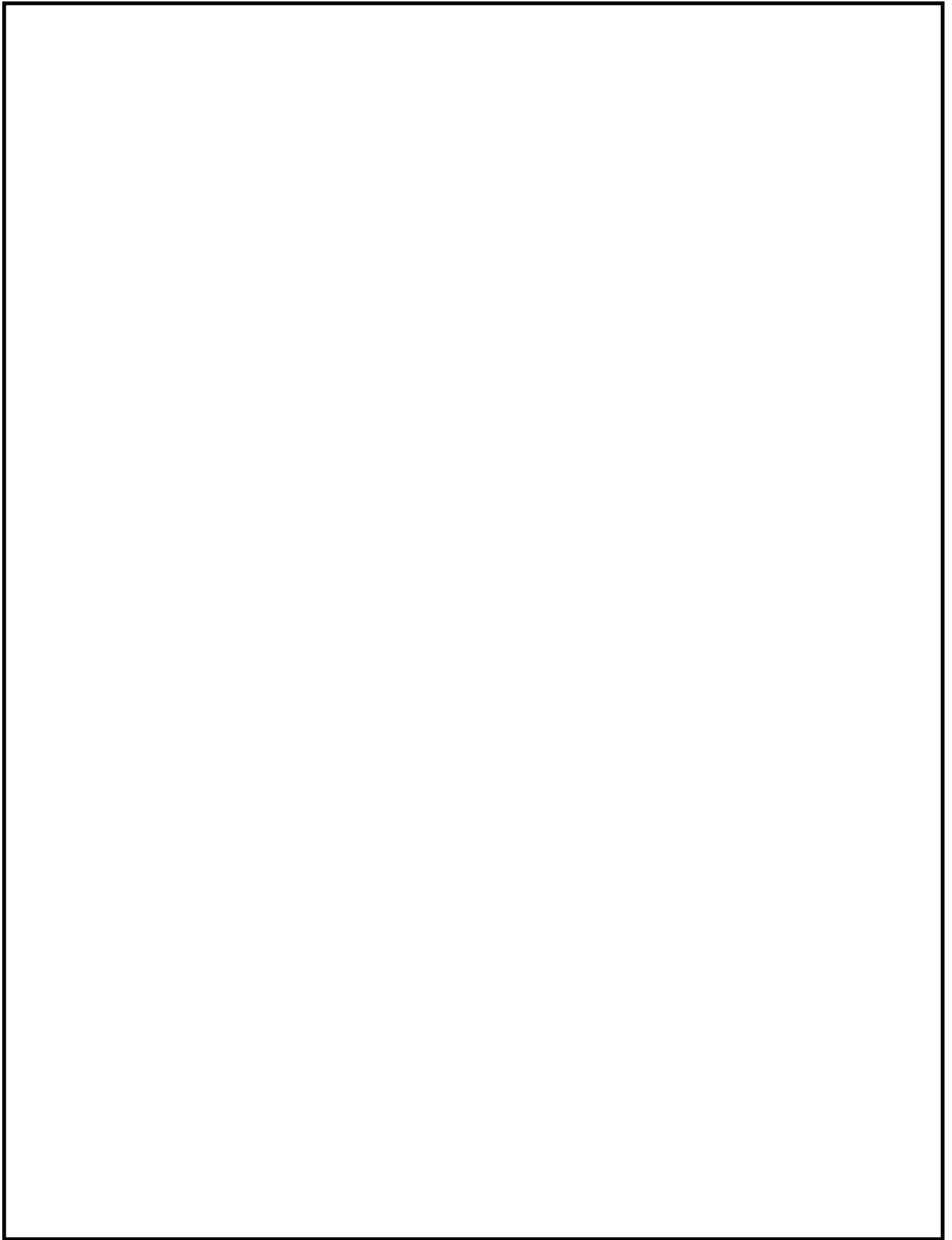


図 54-11-14 使用済燃料プール監視設備の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）による水位計測について

1. 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の検出原理

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（図 54-11-15「ヒータ付熱電対による水位検出原理」参照。）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点を使用済燃料プールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔で使用済燃料プールの水位を計測することが可能である。

ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能であるが、確実に水中／気中を判断するため、ヒータ加熱時間は 60 秒とする。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

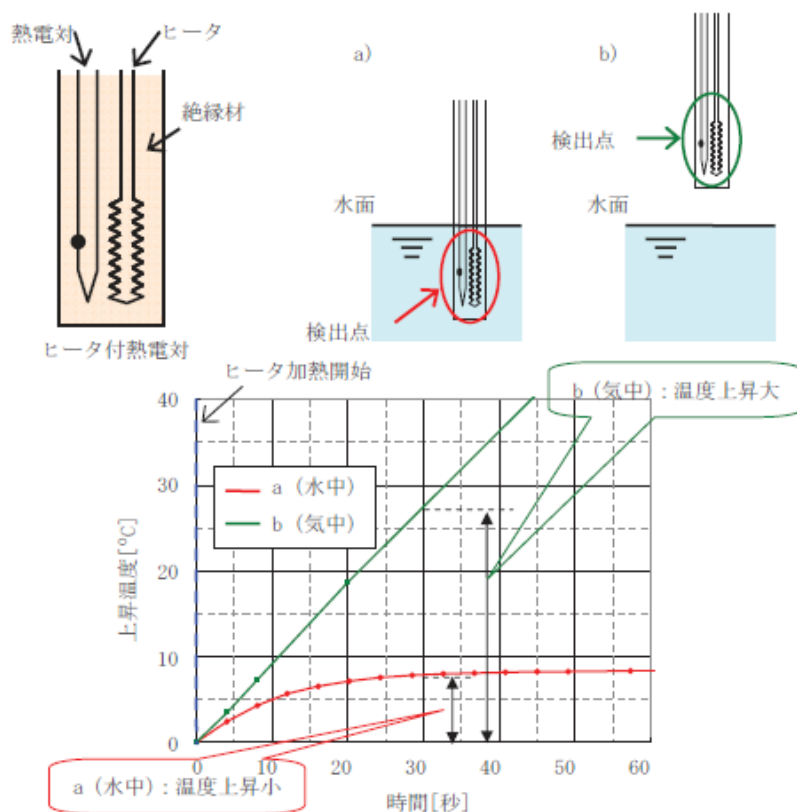


図 54-11-15 ヒータ付熱電対による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

(i) 熱電対式水位計の適用性検証試験

熱電対をヒータで加熱することにより水位を計測する原理の適用性検証において、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させる試験を実施した。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2 温度計（真ん中の温度計）の挙動を確認する。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇することなく水温を計測しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であるといえる。

(図 54-11-16 「熱電対式水位計の適用性検証試験結果」参照。)

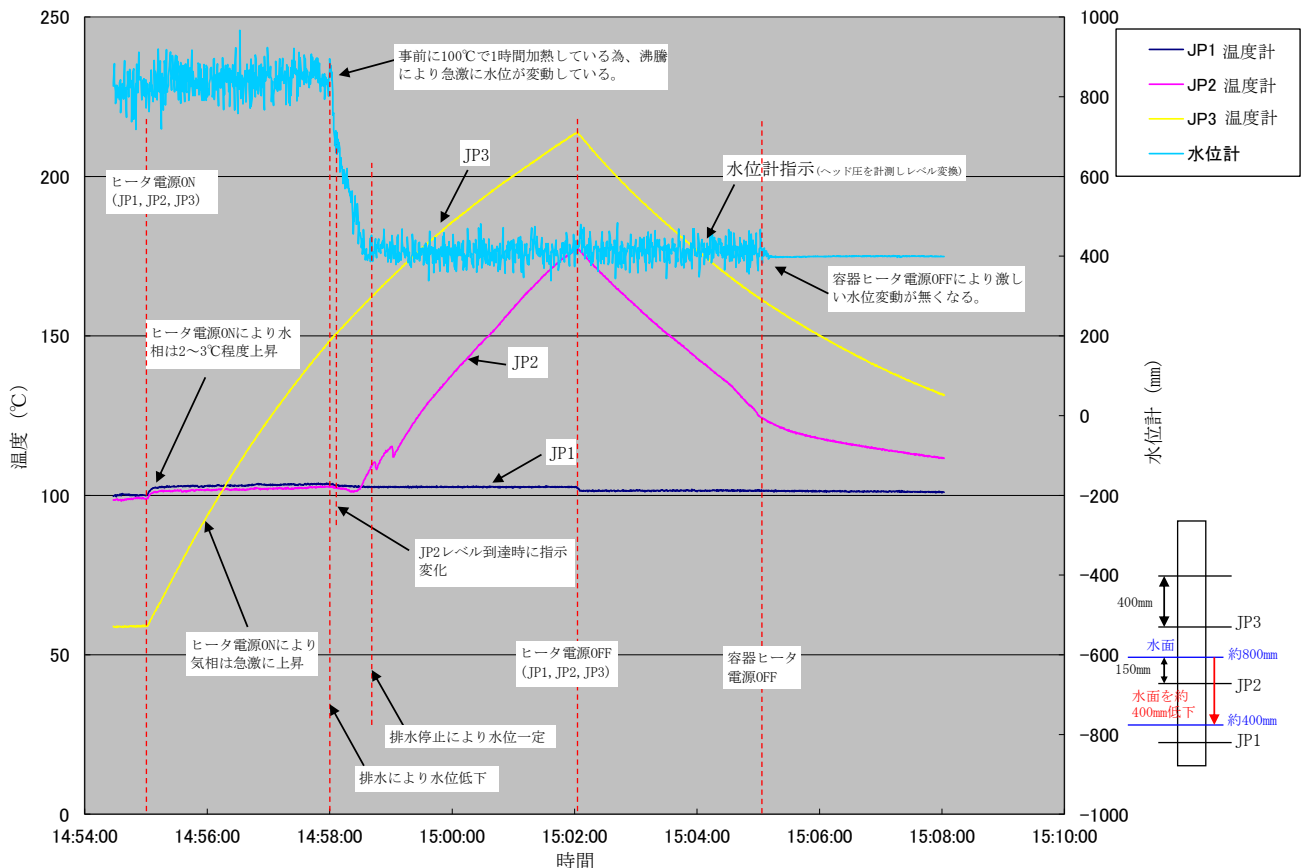


図 54-11-16 熱電対式水位計の適用性検証試験結果

(ii) 熱電対式水位計の供試体による試験

実機向け水位計の約 1/5 サイズの熱電対式水位計を供試体として、図 54-11-17 のとおり、検出器の保護管内部に JP01 から JP04 までの設置高さの異なる 4 本のヒータ付熱電対を配置し、水槽内の水温を 100℃まで加熱(沸騰状態)した状態から、水槽内の水の蒸発による水位低下を計測する試験を実施した。水位は、JP02 と JP01 の間から、JP01 の測定点以下に低下するまで計測する。ヒータ付熱電対のヒータは、JP01 から JP04 まで 90 秒間順次加熱していき、JP04 の加熱終了の 120 秒後から再度 JP01 から 90 秒間順次加熱するパターンを繰り返す。

ヒータ付熱電対の計測結果は、図 54-11-18 のとおりであり、水位が低下していく過程の 1 回目の計測では、JP01 は水中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が少ない状況であったが、2 回目の計測では、JP01 は気中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が大きくなっている。本試験結果より、水が沸騰し、気中が 100℃の蒸気環境下においても、水中ではヒータ加熱開始前後の温度上昇は小さく水位判定は問題なく可能であるといえる。

なお、これまでの試験結果における知見により、水位を判定するヒータの加熱時間は 60 秒としており、その 60 秒間に 15℃以上温度上昇する場合は気中と判定している。

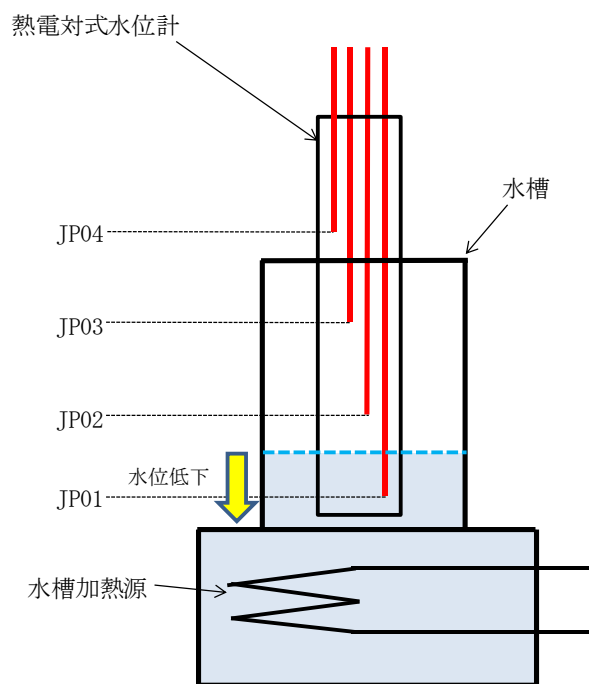


図 54-11-17 熱電対式水位計の供試体による試験概要

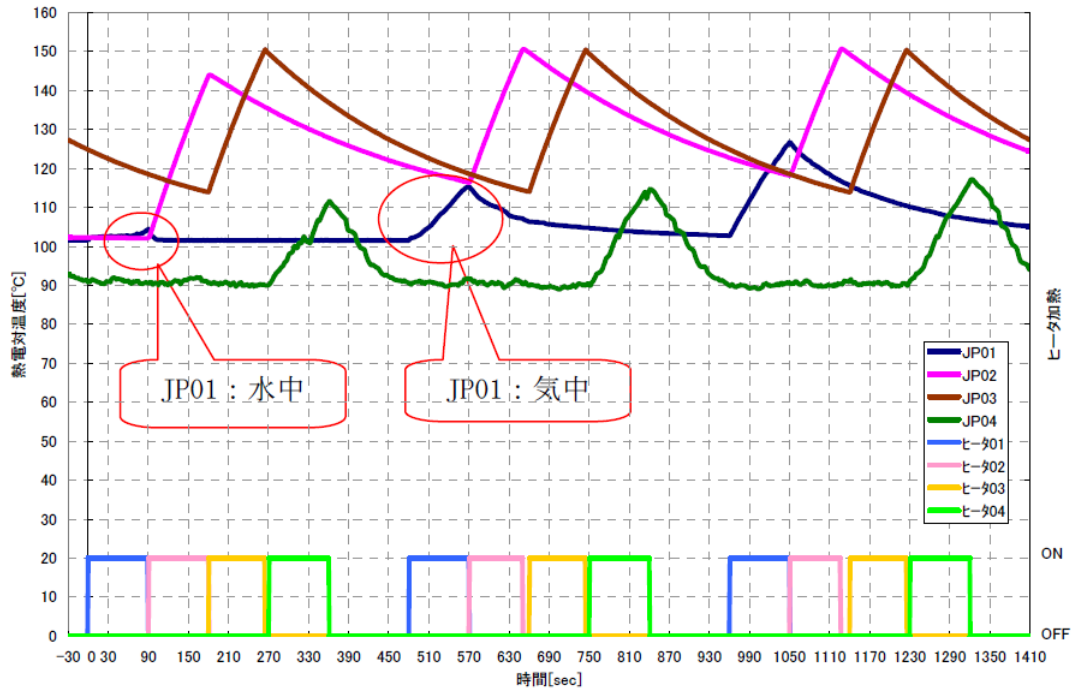


図 54-11-18 熱電対式水位計の供試体による試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、熱電対による温度計測にて水温及び水位を計測する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 20 箇所の温度を計測することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため、使用済燃料プールの水温については連続して計測が可能である。

水位計に関しては、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することが可能である。

ヒータ加熱によって温度計測が不可能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータの ON/OFF を繰り返すことで、同時に水位及び水温計測が可能な設計とする（20 個の熱電対を上から複数のグループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 10 分で 1 周させる設計。）。

なお、第 54 条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a) 想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。）及び(b) 想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は表 54-11-1「想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度」のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位を計測することは問題ないとする。

表 54-11-1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	10 分間での水位低下*1
想定事故 1	約 0.08m/h	約 14mm
想定事故 2	約 0.08m/h*2	約 14mm*2

*1 水位低下速度及び 10 分間での水位低下は燃料有効長冠水レベル以上の水位での値を示す。

*2 サイフォンブレイク孔による水位低下が停止した後の使用済燃料プール水の蒸発による水位低下速度

2. 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点について

(1) 目的

使用済燃料プールの重大事故等時における，使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）において使用済燃料プール底部まで 20 個の温度検出器（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を計測する。

使用済燃料プールの水位検出点としては以下の監視が行えるように検出点を設ける設計とする。

- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検出すること。
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること。
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること。
- ・使用済燃料の露出有無（燃料破損の可能性）を把握すること。
- ・使用済燃料プール底部付近の水位を把握すること。

(2) 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の各水位設定点は，検出点の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため，図 54-11-19「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点」のとおり設定する。



図 54-11-19 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）による水位計測について

1. 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の計測性能

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、パルス（電気信号）がインピーダンス（抵抗）の変化点で反射する性質を利用した検出器であり、演算装置からパルスを発生させ、検出器内部のガイドケーブルによりパルスを伝送し、空気と水のインピーダンスの差により、図 54-11-20 のとおり水面で反射したパルスが演算装置に戻るまでの時間を計測し、そのパルスの反射時間を演算装置にて水位に変更して計測する水位計である。

パルスがガイドケーブルを伝わることで乱反射しない設計となっており、連続して水位を計測することが可能である。

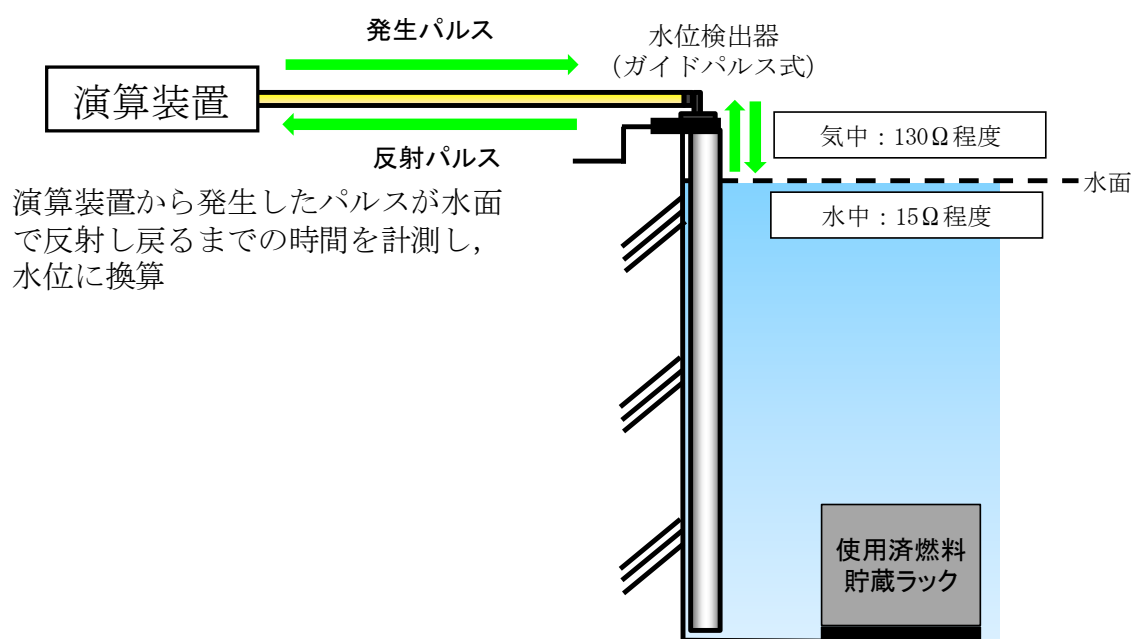


図 54-11-20 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）による水位検出原理

(2) 高温状態における計測について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、検出器頂部付近の気相部分が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

図 54-11-21 のとおり、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から排水により水位を低下させた後、給水し水位を上昇させた試験を実施している。（図 54-11-21 「高温状態の試験イメージ」参照。）

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の試験結果については図 54-11-20 のとおり、水温、蒸気環境下に左右されずにプール水位を計測することが可能であった。（図 54-11-22 「高温状態の試験結果」参照。）

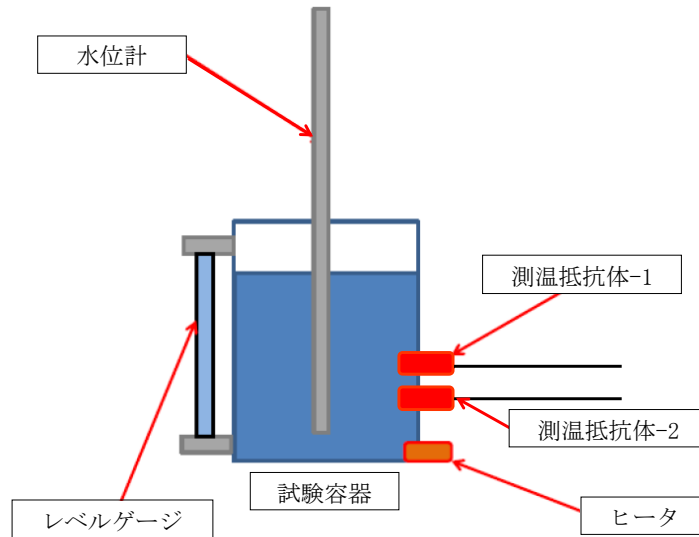


図 54-11-21 高温状態の試験イメージ

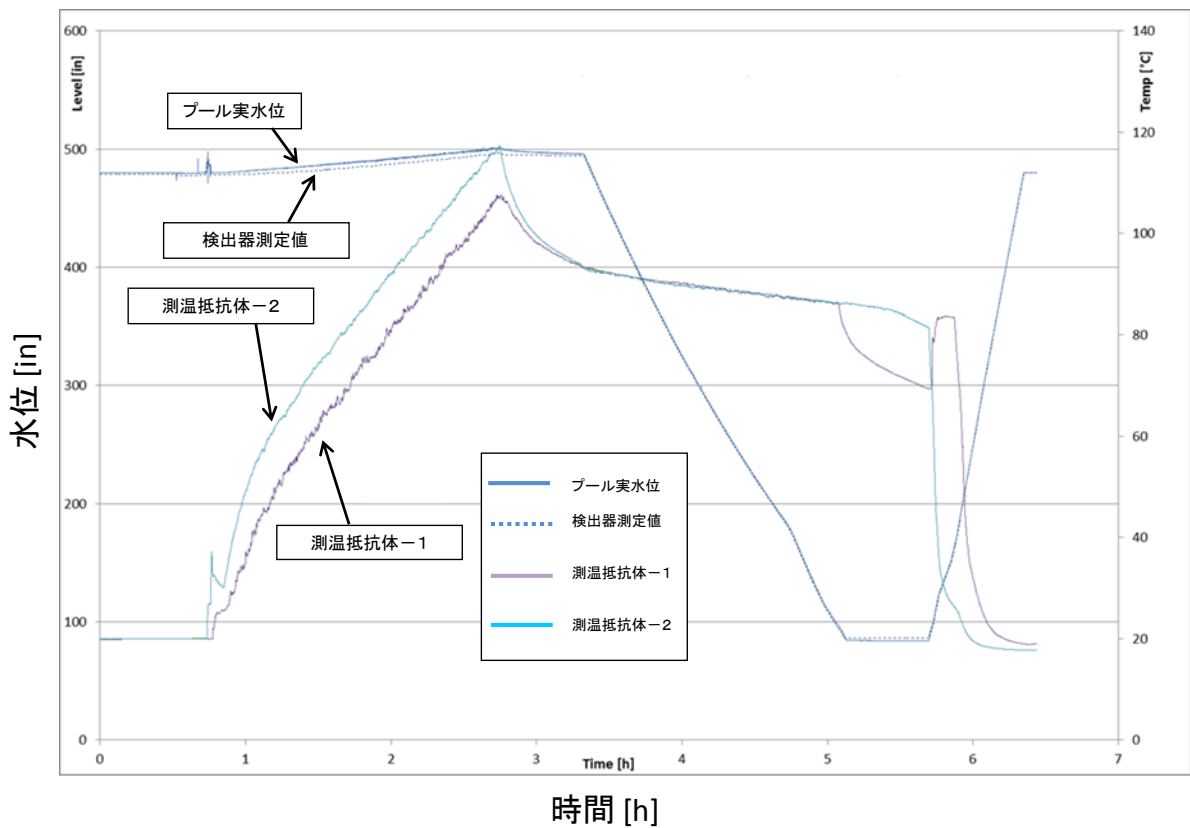


図 54-11-22 高温状態の試験結果

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における使用済燃料プール監視設備の耐環境性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、使用済燃料プール監視設備周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。使用済燃料プール監視設備の耐環境性は表 54-11-2「使用済燃料プールの重大事故等時での監視設備の健全性について」に示す。

表 54-11-2 使用済燃料プールの重大事故等時での監視設備の健全性について

	仕様			環境条件 [想定変動範囲]	評価	補足	総合 評価
水位・水温	使用済燃料プール 水位／温度 (ヒートサーモ式)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	2×10 ⁴ Gy/h	1300Gy/7日	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題無い。	○
	使用済燃料プール 水位／温度 (ガイドパルス式)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	1×10 ⁴ Gy/h	1300Gy/7日	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
放射線量率	使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量、低線量)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	～10 ⁸ mSv/h 1×10 ⁶ Gy/h	1300Gy/7日	○	重大事故等時に想定される放射線量率を計測可能である。	○
状態監視	使用済燃料プール監視 カメラ	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	3600Gy/h	1300Gy/7日	○	耐環境性試験にて 3600Gy で機能維持確認済み。	○

表 54-11-2 より耐環境試験においても使用済燃料プール監視設備の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題ない。

54-12

サイフォンブレイク孔の健全性について

使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について

1. サイフォンブレイク孔の概要

燃料プール冷却浄化系配管の破断等により、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置された逆止弁によりプール水の流出を防止する設計としている。仮に逆止弁が機能喪失し、プール水が流出した場合においても、燃料プール冷却浄化系戻り配管にサイフォンブレイク孔を設けることにより、サイフォンブレイク孔のレベルまで水位が低下した時点で、サイフォンブレイク孔から空気を吸入することで、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計とする。

2. サイフォンブレイク孔の仕様

(1) サイフォンブレイク孔の寸法

サイフォンブレイク孔は、2本の燃料プール冷却浄化系戻り配管(150A)それぞれに、直径15mmの開口を設置する。

(2) サイフォンブレイク孔の設置レベル

サイフォンブレイク孔のレベル及び使用済燃料プール内のレベルを図54-12-1に示す。サイフォンブレイク孔は使用済燃料プールの通常水位より350mm下方に設置することで、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出した場合においても使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保することが可能である。

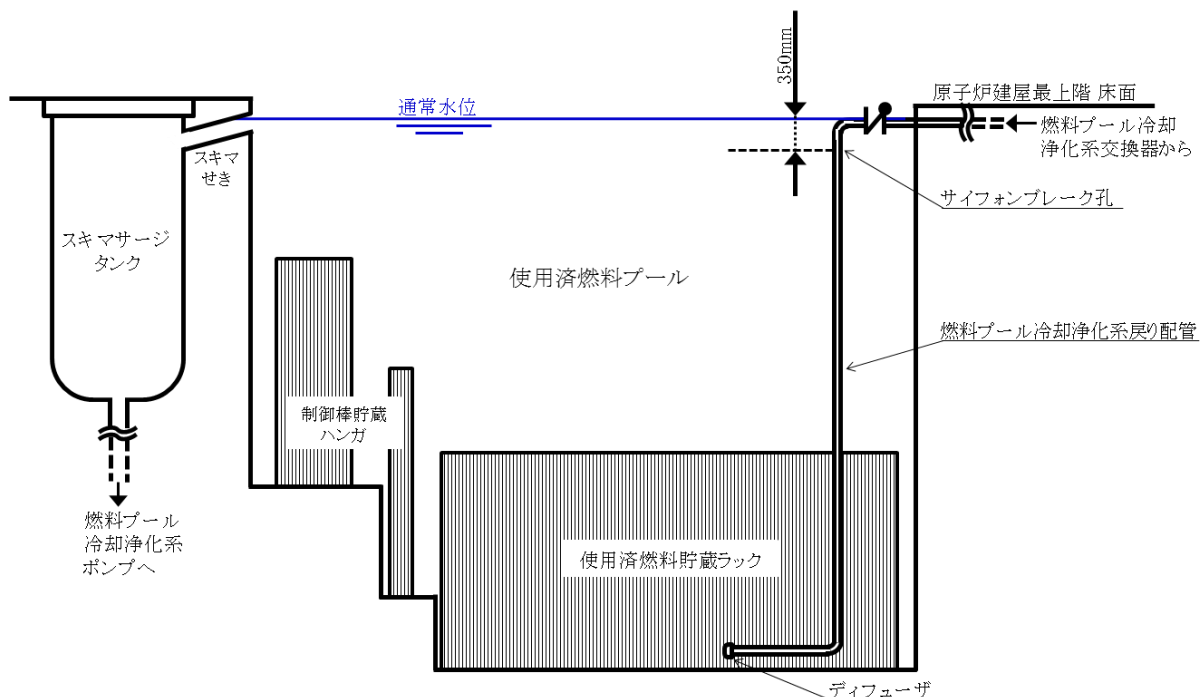


図 54-12-1 サイフォンブレイク孔の設置位置

3. サイフォンブレイク孔の健全性

サイフォンブレイク孔は、以下のとおり機能喪失が発生しないことから、重大事故等時においても、その効果を期待できる。

(1) 配管強度への影響

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、常設耐震重要重大事故防止設備であり、重大事故等クラス2配管に該当することから、材料及び構造については、設計・建設規格、JSME S NC1-2012におけるクラス2配管に関する規格を準用する。クラス2配管への穴補強の適用条件は、PPC-3422より「(1) 平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が64mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上、サイフォンブレイク孔が燃料プール冷却浄化系戻り配管の強度へ与える影響はない。

また、サイフォンブレイク孔は、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能を損なうことのない燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置することから、十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害

サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出が発生した場合には、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク孔設置位置まで水位が低下することで、自動的に使用済燃料プール水の流出を停止することが可能である。

(3) 異物による閉塞

使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系のスキマサージタンク及びろ過脱塩装置により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

なお、使用済燃料プール付近での作業時は、異物の発生及び混入を防止するための管理を実施しており、異物の混入はないと考えられる。

- ・ プール水面上の空気中よりの混入物
- ・ プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・ 燃料交換時に炉心から出る腐食生成物及び核分裂生成物
- ・ 燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・ プール洗浄後のフラッシング水

a. スキマサージタンクによる異物除去

スキマサージタンクには、6×6 メッシュ（通過粒子径：約 3 mm 程度）の異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

b. ろ過脱塩装置による異物除去

ろ過脱塩装置は、ろ過脱塩器及び出口ストレーナ等から構成される。

ろ過脱塩器は、ステンレス鋼製エレメントに保持された粉末状イオン交換樹脂（アニオン樹脂及びカチオン樹脂）により、使用済燃料プール水中の溶解性、不溶解性不純物を浄化する設備である。

また、ろ過脱塩器出口には、イオン交換樹脂の流出を防止するためにストレーナが設置されている。出口ストレーナは 24×110 メッシュ（通過粒子径：約 150 μ m 程度）であり、サイフォンブレイク孔（ ϕ 15mm）を閉塞させる可能性のある不純物を除去することが可能である。

c. 使用済燃料プールの巡視

使用済燃料プールは、運転員により毎日、巡視を実施することとしており、サイフォンブレイク孔を閉塞させる可能性のある浮遊物等がないことを確認することが可能である。また、浮遊物等を発見した場合には、除去することにより、サイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク孔は図 54-12-2 に示すとおり、燃料プール冷却浄化系戻り配管の垂直部分に設けられた直径 15 mm の開口であり、また、弁等の機器が設置されていないことから、落下物等が直接干渉することはなく、サイフォンブレイク孔の変形により閉塞することは考えにくい。

(5) サイフォンブレイク孔の健全性確認

サイフォンブレイク孔は通常水位より 350 mm 下方に設置しており、目視にてサイフォンブレイク孔の通水状態を確認することが可能であり、定期的な巡視（1 回／週）により穴の閉塞がないことを確認する。



図 54-12-2 サイフォンブレーク孔の設置状況

<参考>サイフォンブレイク孔の機能確認試験について

1. 目的

サイフォンブレイク孔による漏えい停止の原理は、サイフォン現象によりサイフォンブレイク孔まで水位が低下した場合において、配管内外の圧力差によりサイフォンブレイク孔から配管内に空気が流入し、配管頂部に溜まることで、両側の配管内の水に力が伝わらなくなり、サイフォン現象が停止するものである（図1参照）。

サイフォンブレイク孔が有効に機能することを確認するため、モックアップ装置を用いた機能確認試験を実施している。詳細を以下に示す。

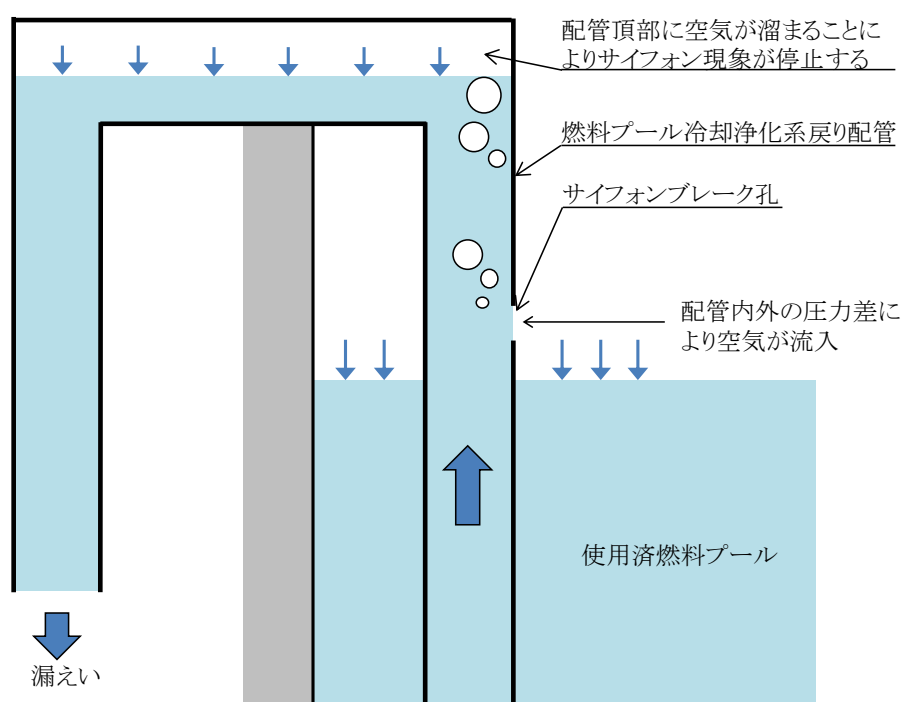


図1 サイフォン現象発生時の概念図

2. 試験概要

サイフォンブレイク孔を設置する燃料プール冷却浄化系配管を模擬した試験用配管と試験用タンクを使用し、排水用の試験用配管に設けた弁の開操作により、燃料プール冷却浄化系配管の破断による漏えいを模擬することで、サイフォン現象を発生させる。試験装置の概要を図2に示す。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

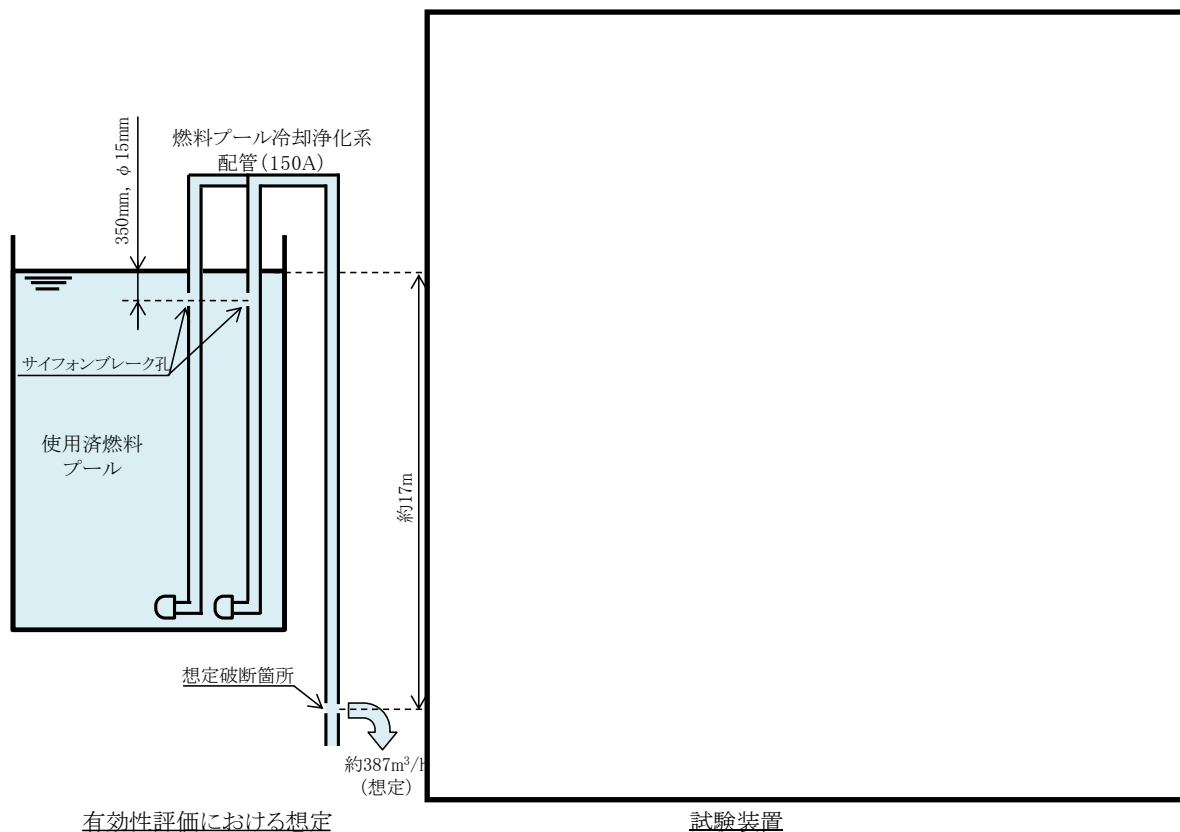


図2 試験装置概要図

3. 試験条件

サイフォンブレイク孔の機能確認においては、配管内への空気の流入速度が重要なパラメータとなり、空気流入速度は、配管内の流量に応じた配管内外の圧力差及びサイフォンブレイク孔の口径によって決まる。

したがって、流量が小さく、サイフォンブレイク孔の口径が小さいほどサイフォン現象を停止しにくい保守的な条件となる。

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故シーケンスのうち、「想定事故2」においては、燃料プール冷却浄化系熱交換器出口配管の全周破断によって発生するサイフォン現象による漏えいを想定しており、この想定における漏えいを停止可能であることをサイフォンブレイク孔の要求機能としている。

以上より、サイフォンブレイク孔の機能確認試験における試験条件は、保守性を考慮して、表1のとおりとした。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 有効性評価における想定及び試験条件

	想定破断位置	漏えい流量	サイフォンブレイク孔		備考
			設置位置	口径	
有効性評価における想定	通常水位から約 17.0 m 下	約 193.5 m ³ /h*	通常水位から 350 mm 下	15 mm	・燃料プール冷却浄化系熱交換器出口での全周破断による大漏えいを想定
試験条件	ケース①				
	ケース②				

*：燃料プール冷却浄化系戻り配管 1 本あたりの漏えい流量

4. 試験結果

試験の結果，ケース①ではサイフォンブレイク孔のほぼ中心位置，ケース②ではサイフォンブレイク孔中心から 13mm 下方の位置にてサイフォン現象が停止することが確認された。したがって，実際に燃料プール冷却浄化系配管の破断によるサイフォン現象による漏えいが発生した場合において，サイフォンブレイク孔により，漏えいを停止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。

54-13

使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

女川原子力発電所 2 号炉の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールスプレイ系によるスプレイが作動する状態を想定し、使用済燃料プール水の密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては、通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、女川 2 号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて、実効増倍率を図 54-13-1 に示す体系で評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、図 54-13-2 に示すとおり水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された三次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

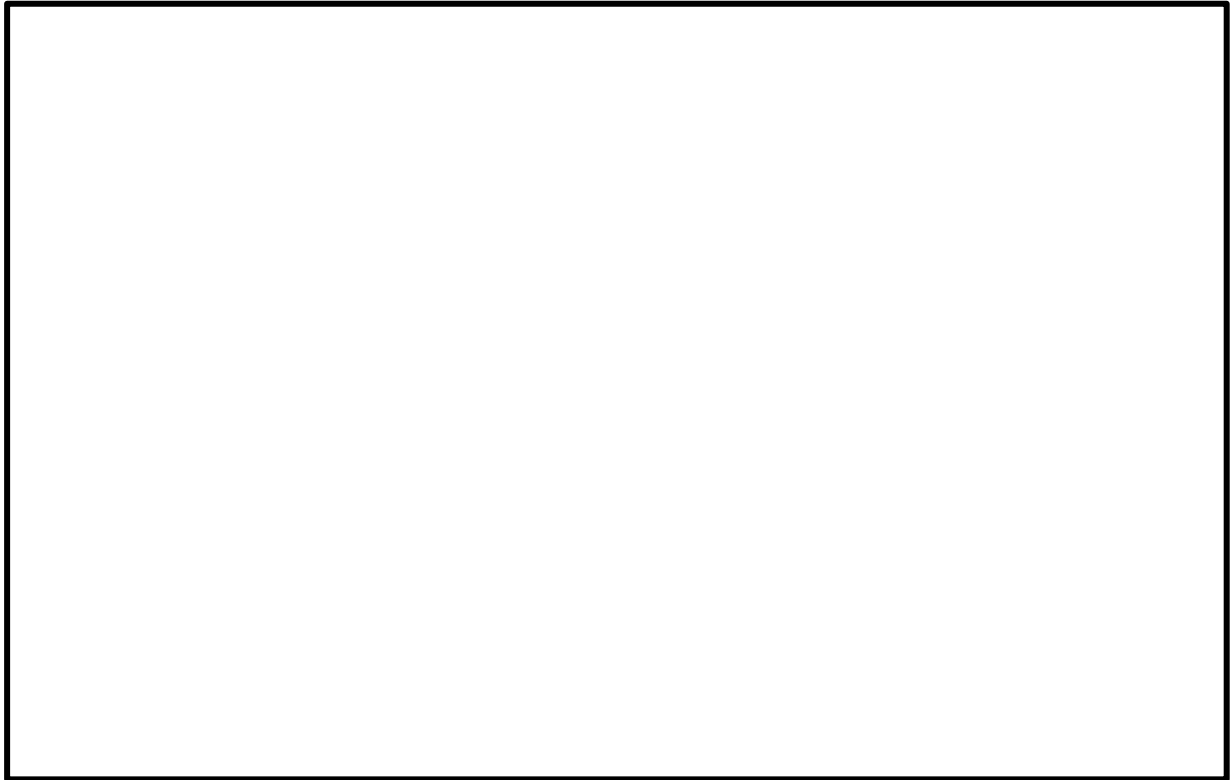


図 54-13-1 女川 2 号炉 使用済燃料貯蔵ラック評価体系

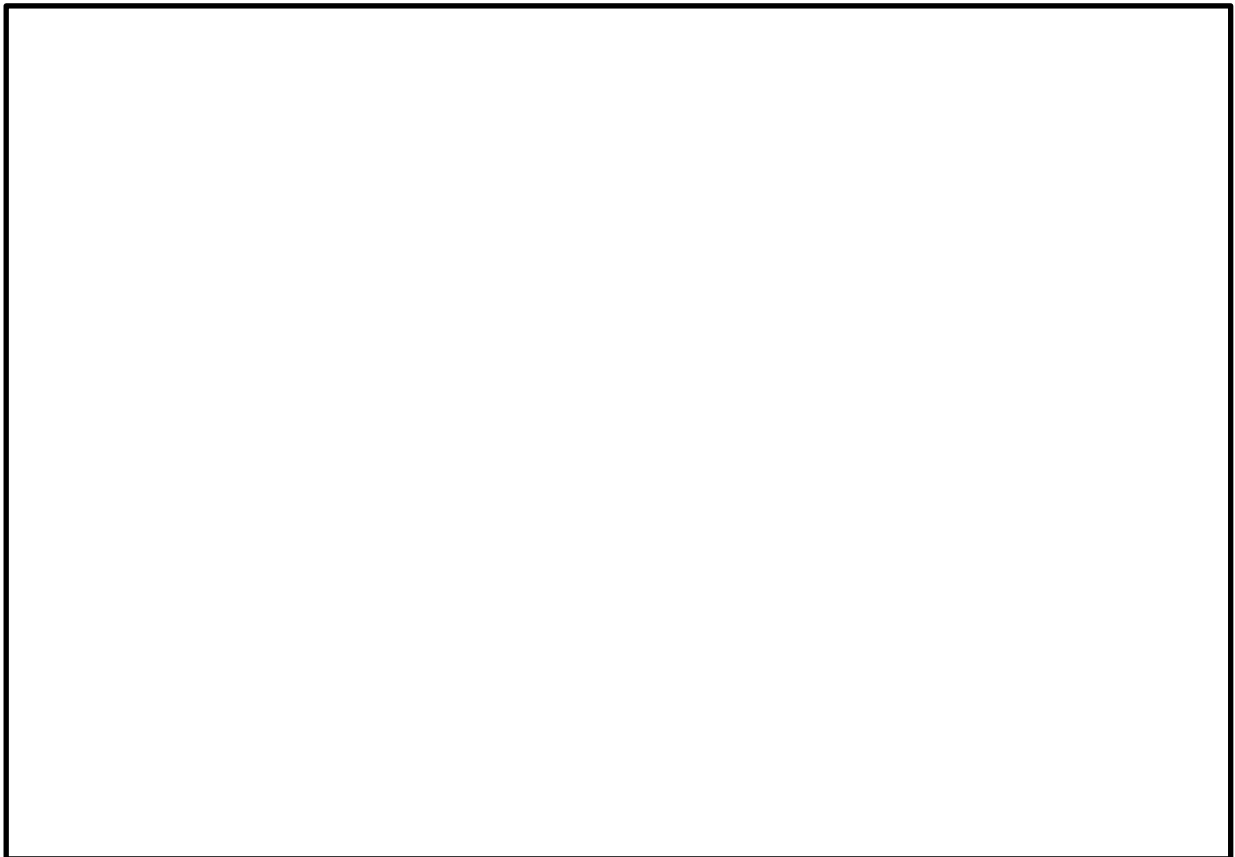


図 54-13-2 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-14

燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合、発電用原子炉側の対応だけでなく、使用済燃料プールの冷却も必要となる。

使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり、燃料プール冷却浄化系は冷却機能をもつ重大事故等対処設備として位置づけられている。

- ・注水機能 : 燃料プール代替注水系
- ・漏えい停止機能 : サイフォンブレイク孔
- ・冷却機能 : 燃料プール冷却浄化系*

* 重大事故等時において、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却水系の機能喪失により、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が喪失した場合において、原子炉補機代替冷却水系を用いて、使用済燃料プール内の燃料体から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

<参考>

1. 有効性評価の各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却浄化系

有効性評価で想定する重大事故等では、各重大事故等対処設備による対応により、事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており、表 54-14-1 に示すように、「想定事故 1」及び「想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは使用済燃料プール冷却浄化系等を用いた使用済燃料プール冷却機能、及び「想定事故 1」及び「想定事故 2」では燃料プール代替注水系を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

使用済燃料プールは図 54-14-1 に示すように原子炉建屋原子炉棟内に設置されており、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし、上記のように「想定事故 1」及び「想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却が維持されるため（原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失を除く。）、原子炉建屋原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

なお、取水機能喪失及び全交流動力電源喪失時において、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を使用する場合でも、燃料プール冷却浄化系についてそれぞれの負荷として考慮していることから、原子炉側の事故対応と並行して使用済燃料プールの冷却を実施することが可能である。



図 54-14-1 使用済燃料プールの位置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 54-14-1 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

No.	事故シーケンスグループ	使用済燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	使用済燃料プール冷却機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失	*1	有
2	高圧注水・減圧機能喪失	*1	有
3	全交流動力電源喪失（長期 TB）	*2	有
4	全交流動力電源喪失（TBU）	*2	有
5	全交流動力電源喪失（TBD）	*2	有
6	全交流動力電源喪失（TBP）	*2	有
7	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	*2	有
8	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	*1	有
9	原子炉停止機能喪失	*1	有
10	LOCA 時注水機能喪失	*2	有
11	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	*1	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	*2	有
13	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	*2	有
14	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	*2	有
15	溶融炉心・コンクリート相互作用	*2	有
16	水素燃焼	*2	有
17	想定事故 1	機能喪失を想定	無 ^{*3}
18	想定事故 2	機能喪失を想定	無 ^{*3}
19	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失	*1	有
20	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	*2	有
21	運転停止中の原子炉における原子炉冷却材の流出	*1	有
22	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	*1	有

*1 燃料プール冷却浄化系（原子炉補機冷却水系，外部電源又は非常用ディーゼル発電機）

*2 燃料プール冷却浄化系（原子炉補機代替冷却水系，常設代替交流電源設備）

*3 使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系を用いる

2. 使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を表 54-14-2 に示す。表 54-14-2 に示すとおり，事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失，取水機能喪失により一時的に使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが，使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」に到達するまでの時間は，ガスタービン発電機及び原子炉補機代替冷却水系のインサービスまでの時間と比較して十分長く，

原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前に使用済燃料プールの除熱を開始することが可能である。

表 54-14-2 使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が規定温度に到達するまでの時間
	[MWt]	想定		水温 65℃*1
原子炉運転中	約 1.5MWt	<ul style="list-style-type: none"> ・直前の定検で取り出された燃料(停止 57 日後) ・1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・プールゲート閉 ・初期水温 35℃*2 	約 30.1 時間
原子炉停止中 (炉心燃料取出前)*3	約 0.8MWt	<ul style="list-style-type: none"> ・1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・プールゲート閉 ・初期水温 43℃*4 	約 41.4 時間

*1 保安規定の運転上の制限（燃料プール冷却浄化系の最高使用温度：66℃）

*2 運転中の使用済燃料プールの水温実績（約 30.4℃～約 33.8℃）に設定（設備故障による一時的な温度上昇を除く）

*3 原子炉の状態が燃料交換中の場合は想定事故 1 及び想定事故 2 に包絡される。また、起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる。

*4 停止時の使用済燃料プールの水温実績（約 24.6℃～約 42.2℃）より設定

「想定事故 1」及び「想定事故 2」においては、使用済燃料プール冷却浄化系の機能喪失に伴い、使用済燃料プール水温が事象発生約 7 時間後に 100℃に到達し、原子炉建屋原子炉棟内の環境は悪化する。ただし、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水に必要な原子炉建屋原子炉棟内での作業は、環境が悪化する前に実施可能であり、また、使用済燃料プールの沸騰は使用済燃料プール監視設備の機能に悪影響を及ぼすものではない。

なお、仮に環境悪化により、原子炉建屋原子炉棟内での作業が困難な場合には、原子炉建屋原子炉棟内での作業が不要である燃料プール代替注水系（常設配管）により、使用済燃料プールへ注水することが可能である。

以上より、重大事故等時において「想定事故 1」及び「想定事故 2」については現場環境が悪化するものの、必要な機能は維持され、それ以外の各事故シーケンスグループに対して使用済燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」に到達する前に使用済燃料プールの冷却開始が可能であり、原子炉建屋原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

54-15

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又は⑤燃料プールのスプレイ系、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及び⑦復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水・スプレイ、又は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、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が、1台で確保可能な容量を有する設計とする。（54-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に自主対策設備として、「⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水・スプレイ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、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 54-15-1 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台でを使用することから、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。

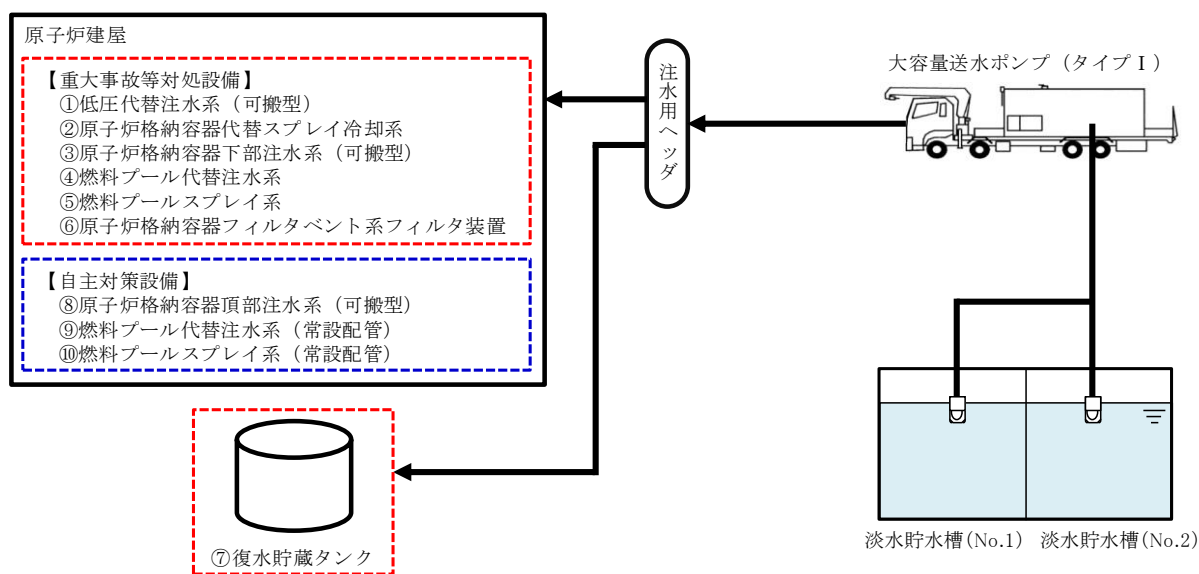


図 54-15-1 全体系統概要図

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⑦復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑦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」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 54-15-1 に示す。

表 54-15-1 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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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） ・水素燃焼	—	29h	—	—	—	—	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	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
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、⑤燃料プールのスプレイ系、⑥原子炉格納容器フィルタバント系フィルタ装置への補給、⑦復水貯蔵タンクへの補給、⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）（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. 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 54-15-2 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⑦復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 54-15-2 示す。

表 54-15-2 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	⑦
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ弁	—*2	④又は⑤
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑧
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	⑨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	⑥

*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、⑤燃料プールのスプレイ系、⑥原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置への補給、⑦復水貯蔵タンクへの補給、⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）（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。

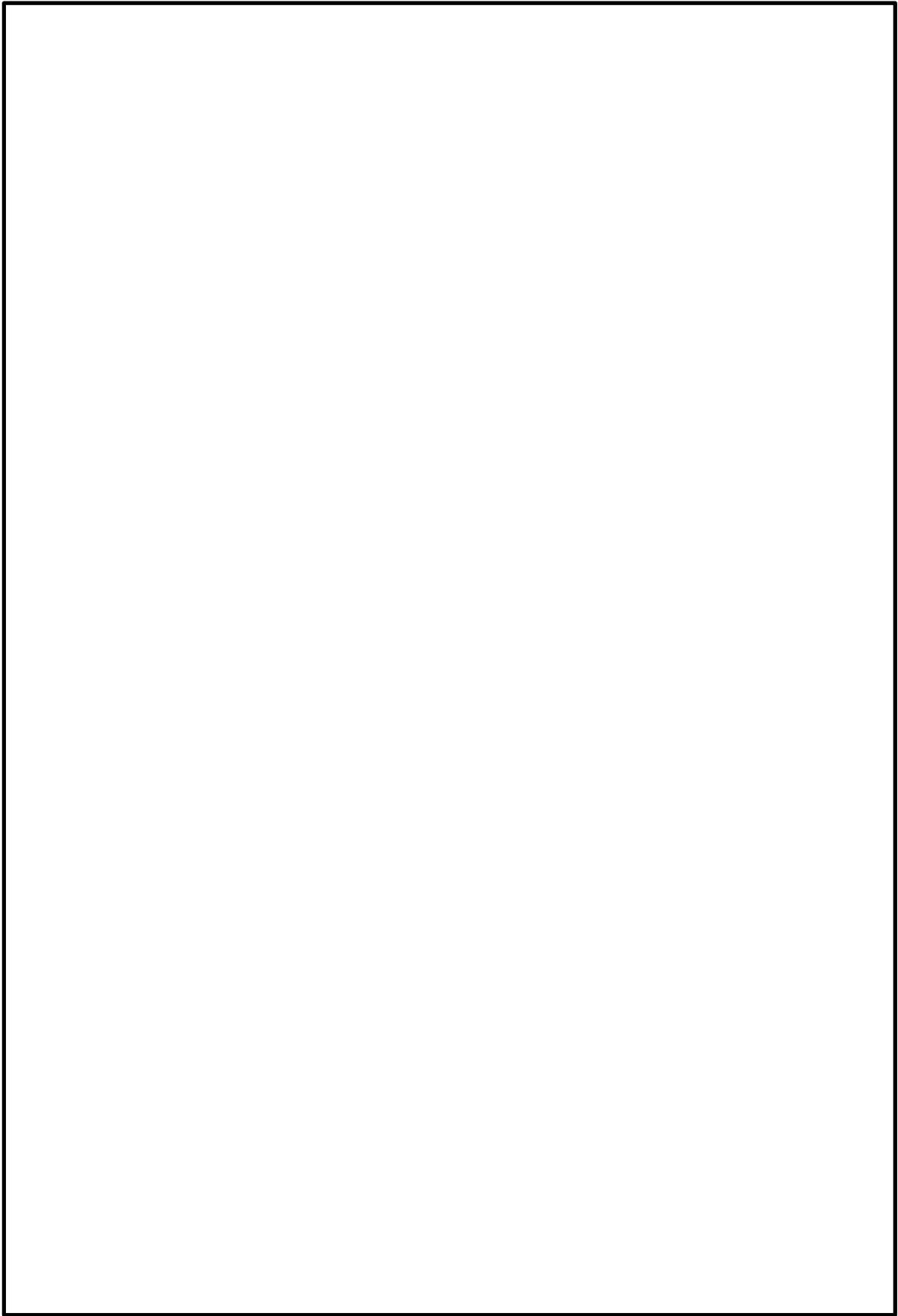


図 54-15-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

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 54-15-3）。

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。

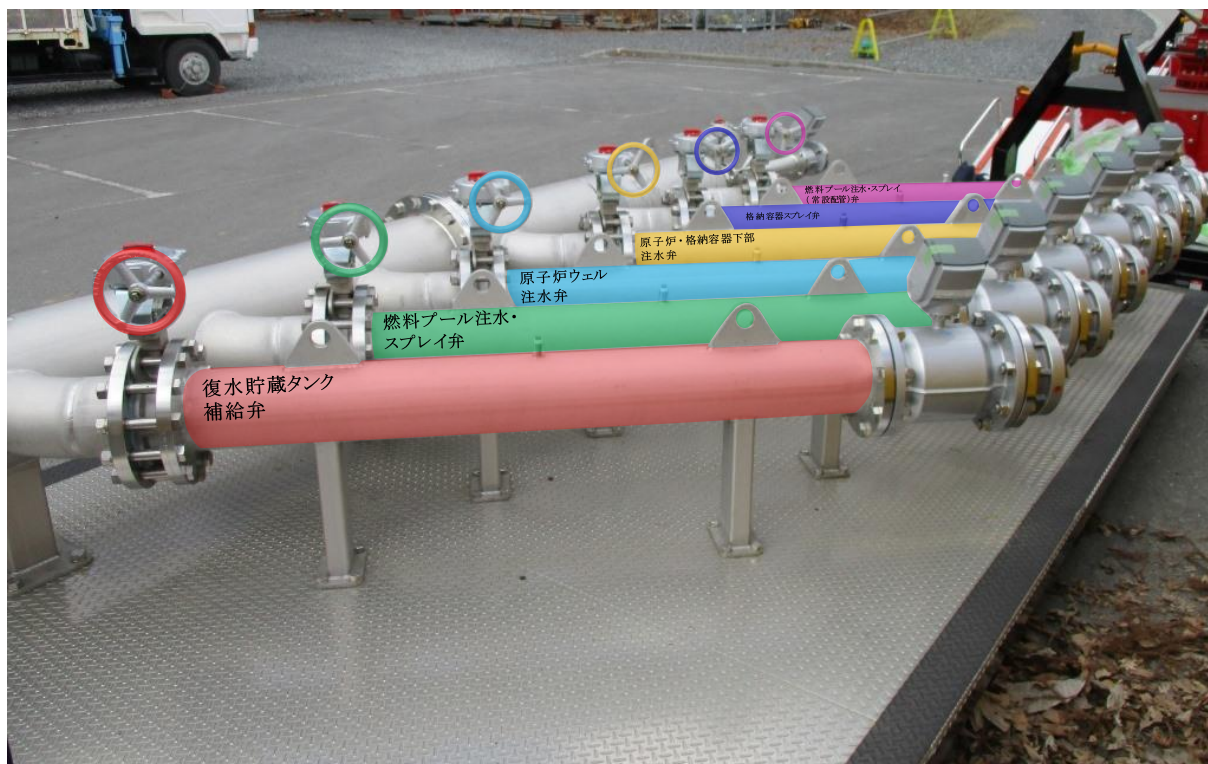


図 54-15-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

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

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド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、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッド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、注水用ヘッド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ドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。