

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060(補)改 57
提出年月日	令和 2 年 8 月 7 日

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

令和 2 年 8 月

中国電力株式会社

目次

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

下線は、今回の提出資料を示す。

54 条 補足説明資料

- 54-1 S A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 その他設備
- 54-11 燃料プール監視設備
- 54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について
- 54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて
- 54-15 送水ヘッダについて

54-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大量送水車		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業		B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	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, 弁 (手動弁)		A, B	
			関連資料	54-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	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)	高速回転機器		B b
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
		第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備		A
	関連資料			54-6 容量設定根拠			
	第2号		可搬型 SA の接続性	より簡便な接続		C	
			関連資料	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	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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図					

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイノズル		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		
		第2号	操作性	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	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	54-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		A c
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)		対象外		
		関連資料	—				
	第3項	第1号	可搬型SAの容量	その他設備		C	
			関連資料	54-6 容量設定根拠			
		第2号	可搬型SAの接続性	(常設設備と接続しない)		—	
			関連資料	54-3 配置図			
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外		対象外	
			関連資料	—			
		第4号	設置場所	(その他の処置)		—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)		A a	
			関連資料	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		A		
		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	対象外(サポート系なし)		対象外	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッダ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
		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	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	流路, その他設備	対象外	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	供用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却ポンプ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	54-3 配置図, 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	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
		関連資料	54-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		関連資料	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		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	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	54-3 配置図, 54-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却系熱交換器		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	54-3 配置図, 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	—		
		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	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	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		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	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D B設備設備あり) －屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) －異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		移動式代替熱交換設備		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b B c, B d, B f, B g	
			関連資料	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, 弁 (手動弁, 電動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	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)	高速回転機器	B b
			関連資料	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), 中央制御室操作	A a, B	
			関連資料	54-7 接続図		
		第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
	関連資料			54-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬型 SA の接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	54-7 接続図		
	第3号		異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	54-7 接続図		
	第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	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	54-8 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			
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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大型送水ポンプ車		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	常時海水を通水又は海で使用		I
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			関連資料	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業		B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	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	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a
			関連資料	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)	高速回転機器	B b
			関連資料	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)		A a	
		関連資料	54-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		A b
			関連資料	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	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	54-8 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			
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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール水位 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		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	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	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, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール水位・温度 (SA)		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料		54-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	—	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
			関連資料		54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		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		対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料		—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		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, 54-11 燃料プール監視設備		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	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 (操作不要)	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, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

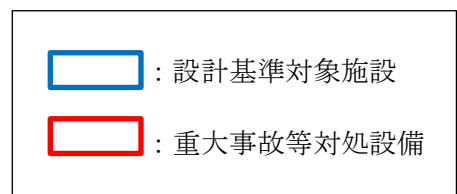
54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール監視カメラ (SA)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	海水を通水しない		対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b
	関連資料		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	対象外 (操作不要)		対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	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, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール監視カメラ用冷却設備		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作, 弁操作	B d B f	
			関連資料	54-3 配置図, 54-9 アクセスルート図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図, 54-9 アクセスルート図		
		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	現場操作 (設置場所)	A a		
		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, 54-11 燃料プール監視設備				

54-2 単線結線図

54-3 配置図



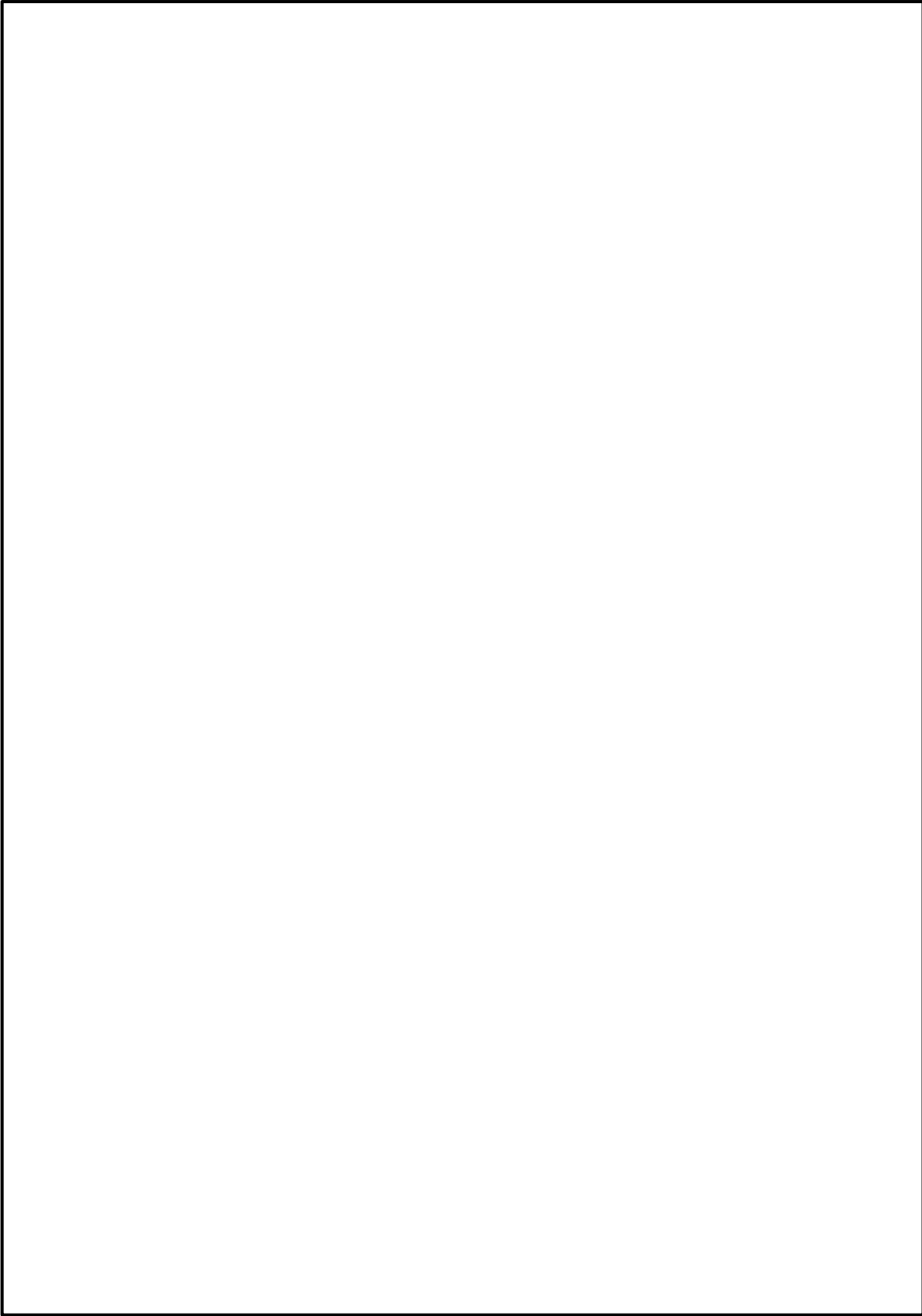


図1 燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）屋内配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

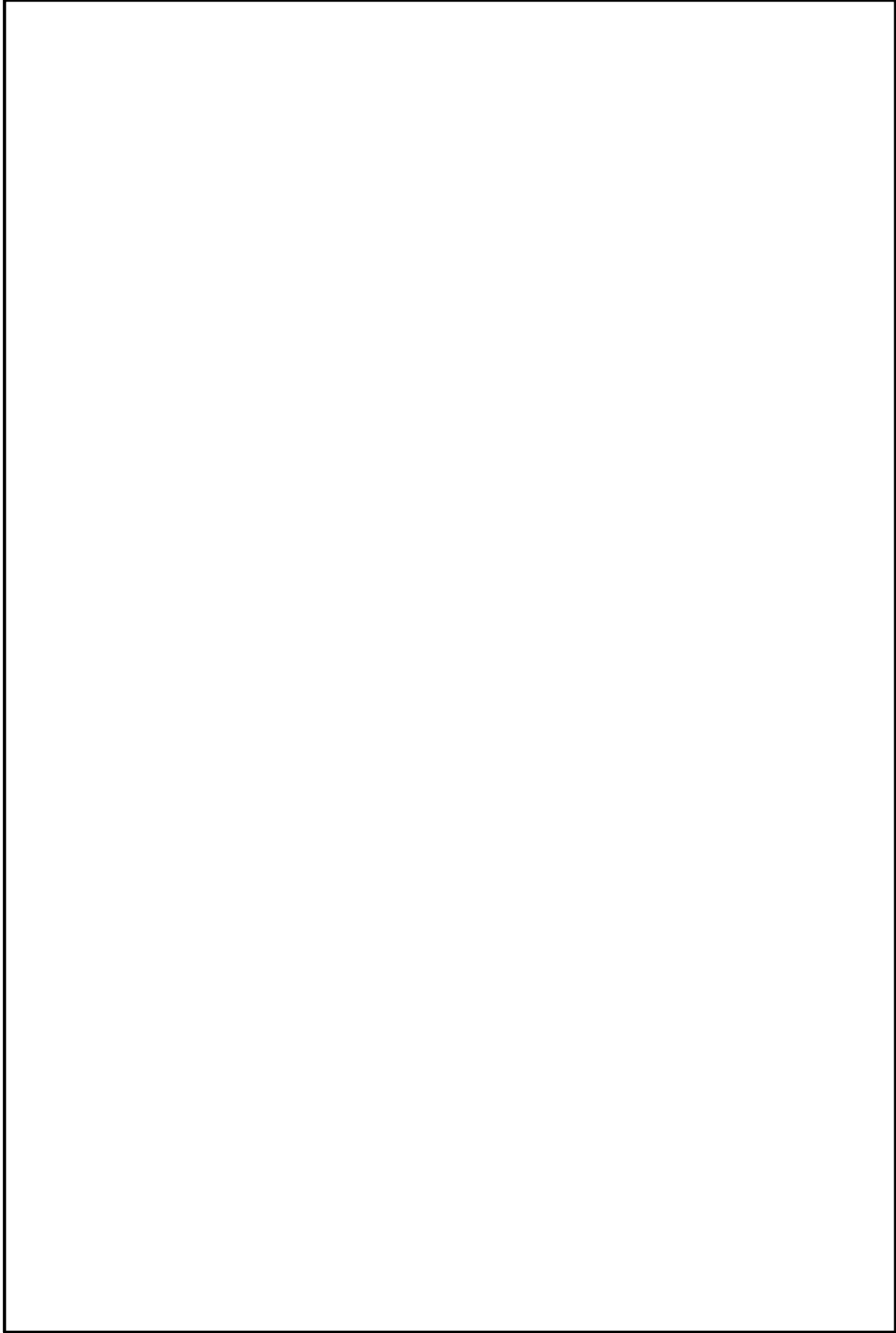


図 2 燃料プールのプレイ系（常設スプレイヘッド）屋内配置図（原子炉建物 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

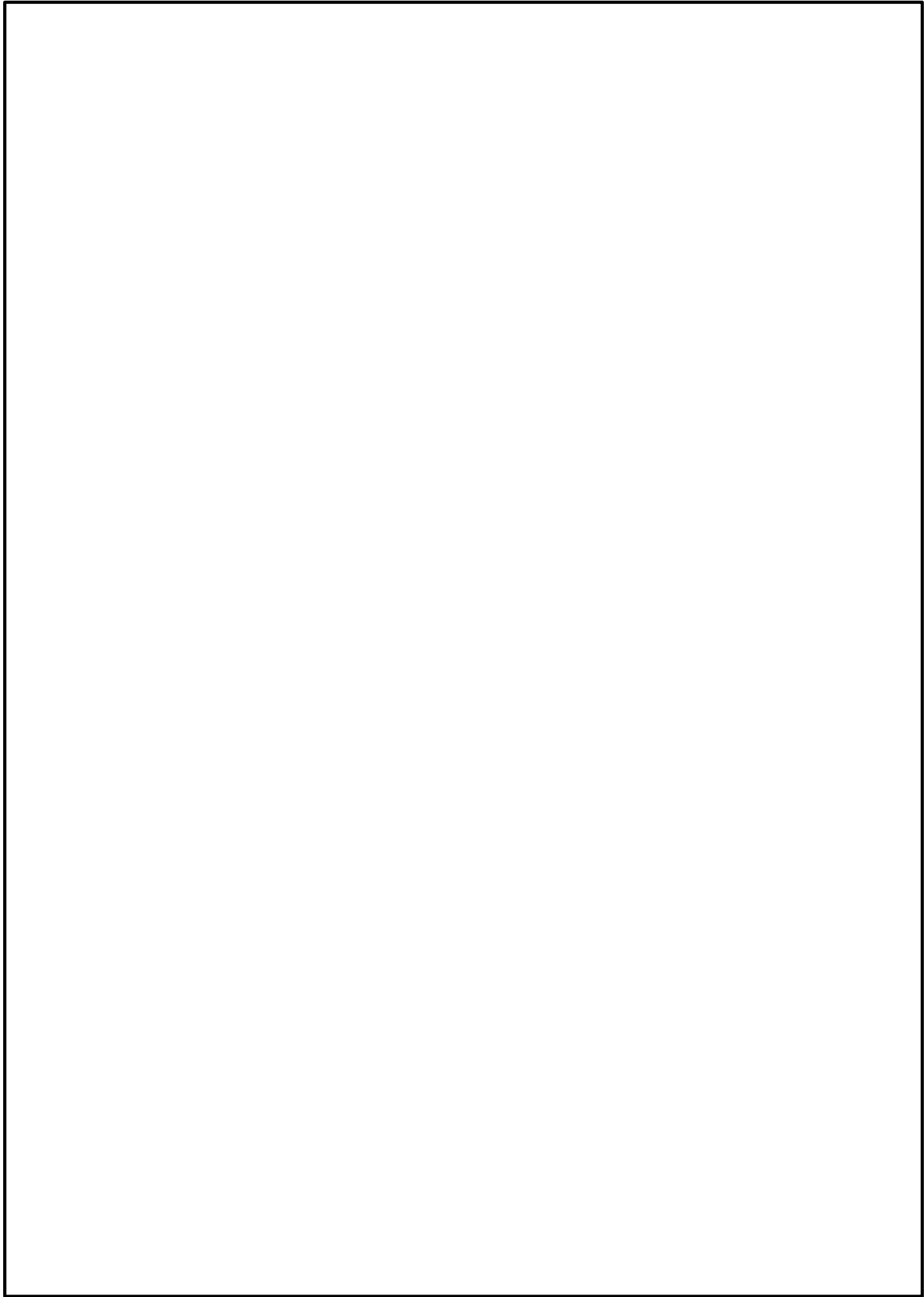


図3 燃料プールのレイアウト系（常設スペースレイアウト）屋内配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

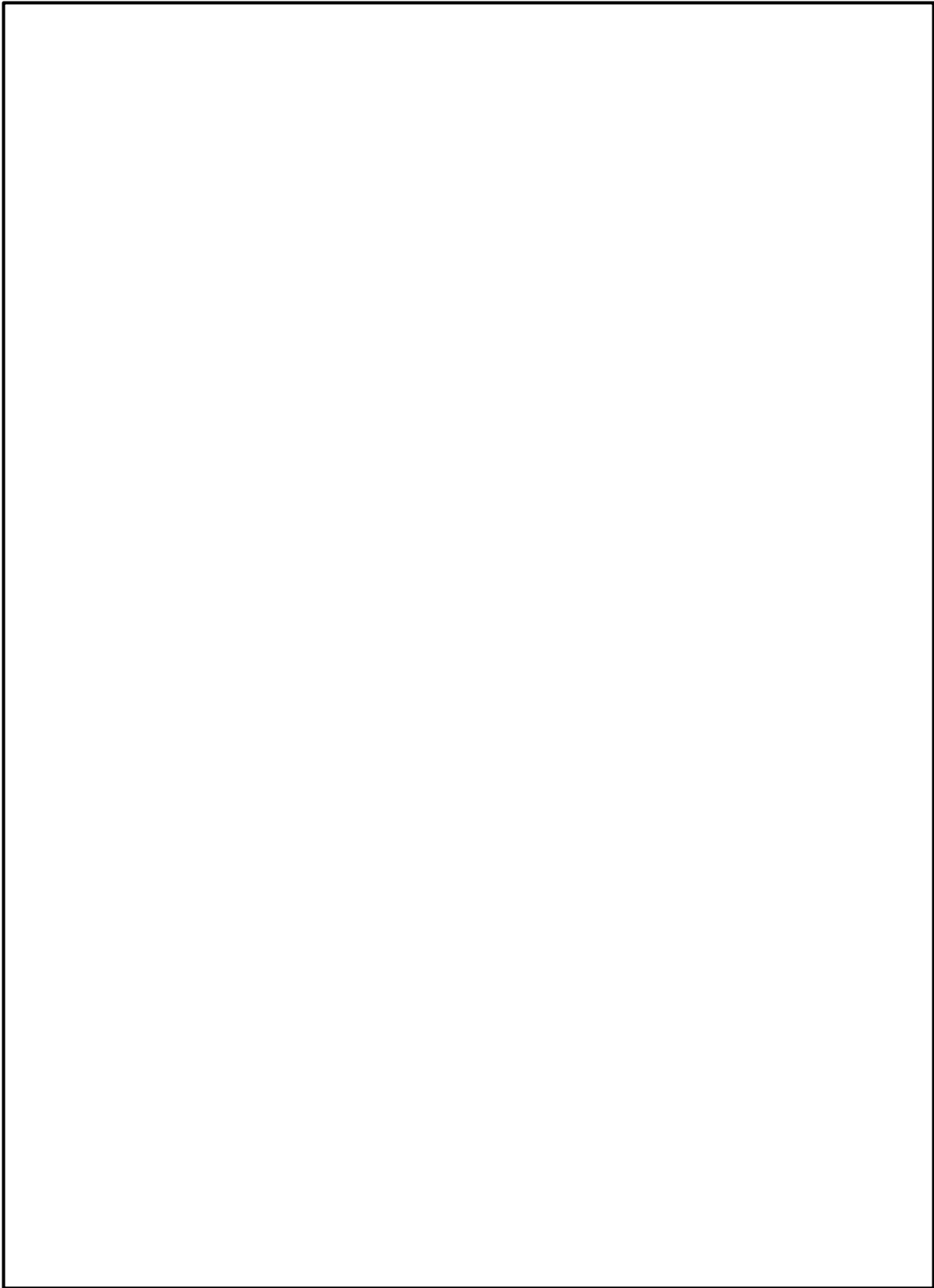


図4 燃料プールのレイアウト系 (常設スペースレイアウト) 屋内配置図 (原子炉建物4階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

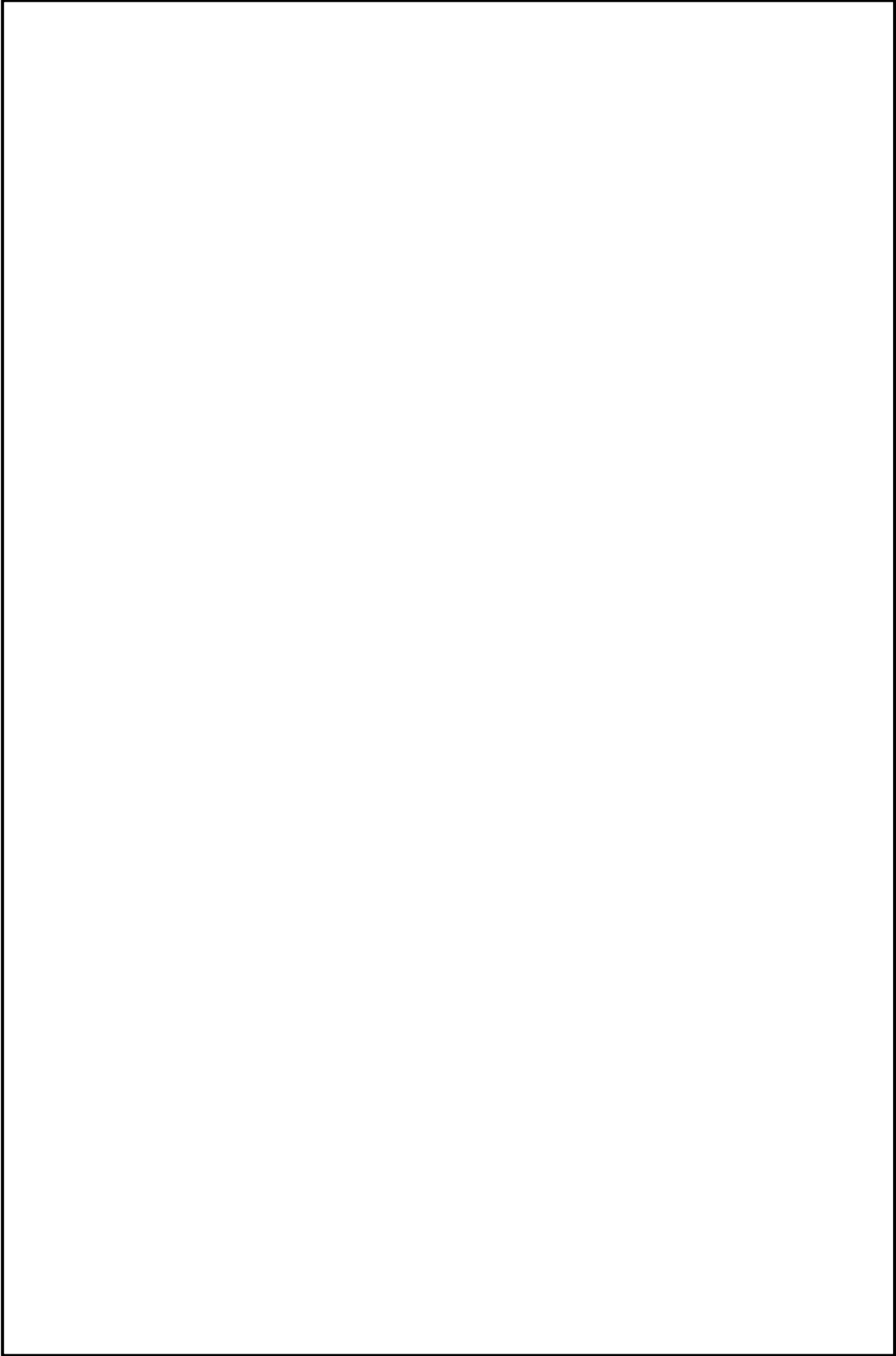


図5 燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物中2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

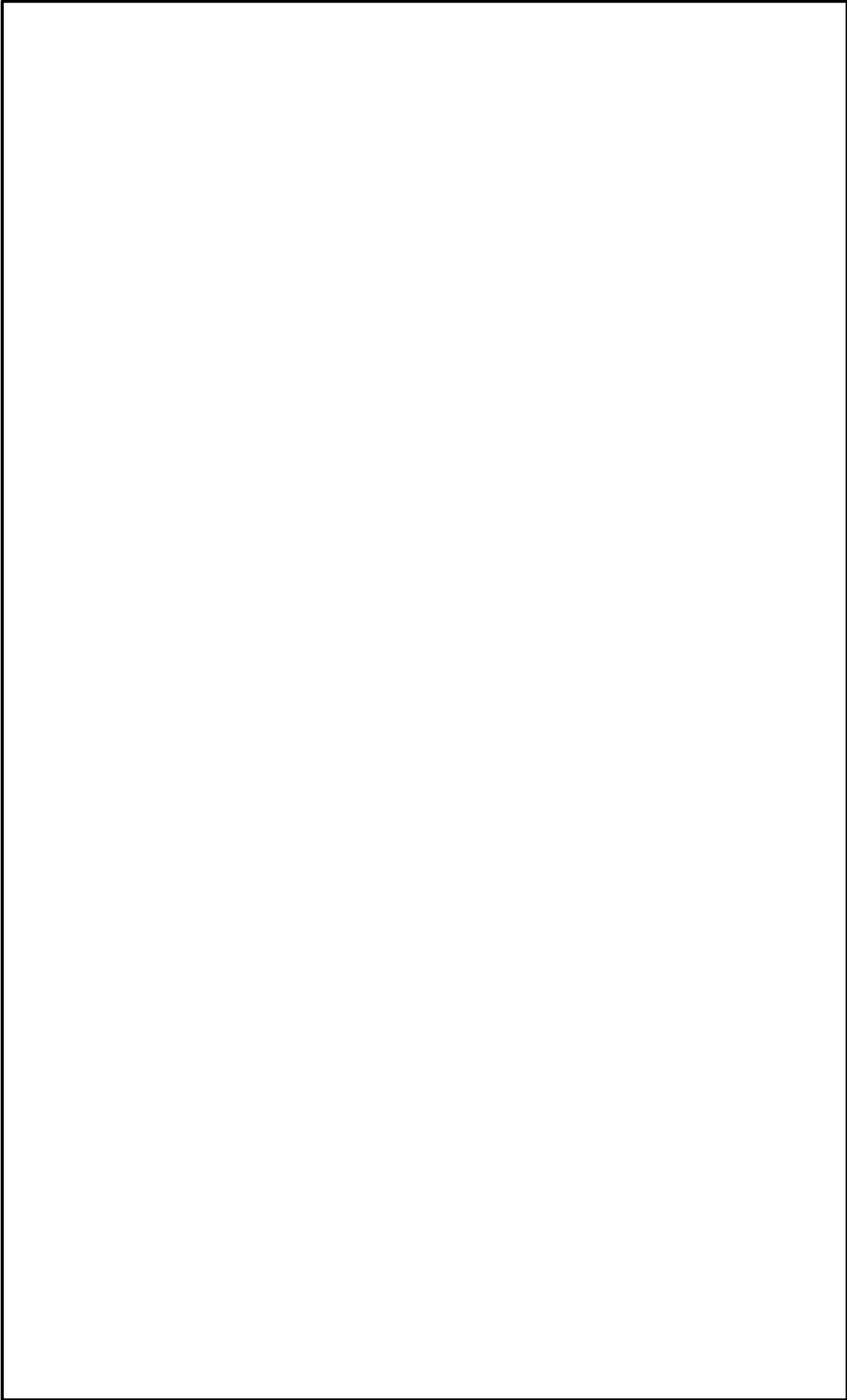


図6 燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

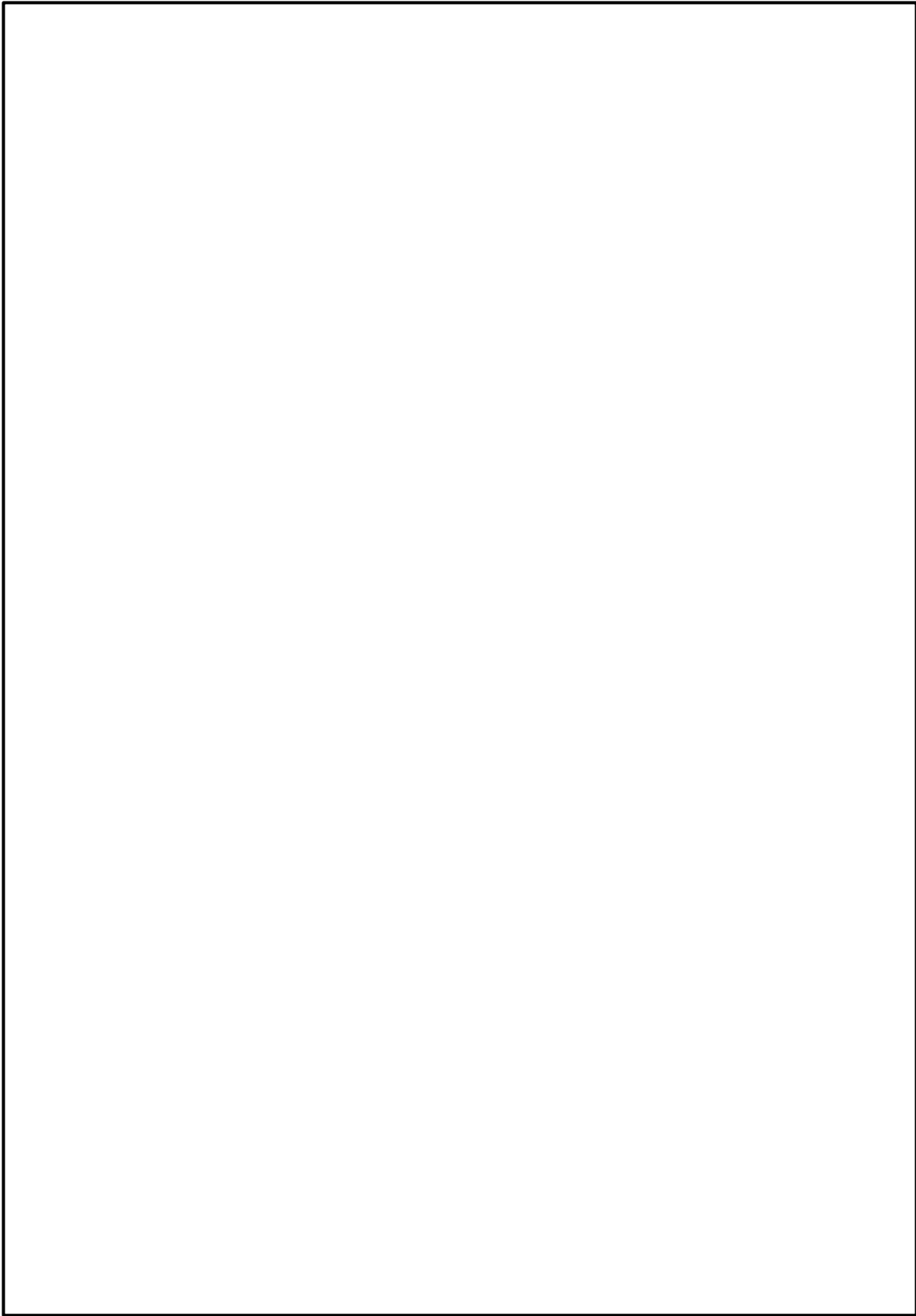


図7 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

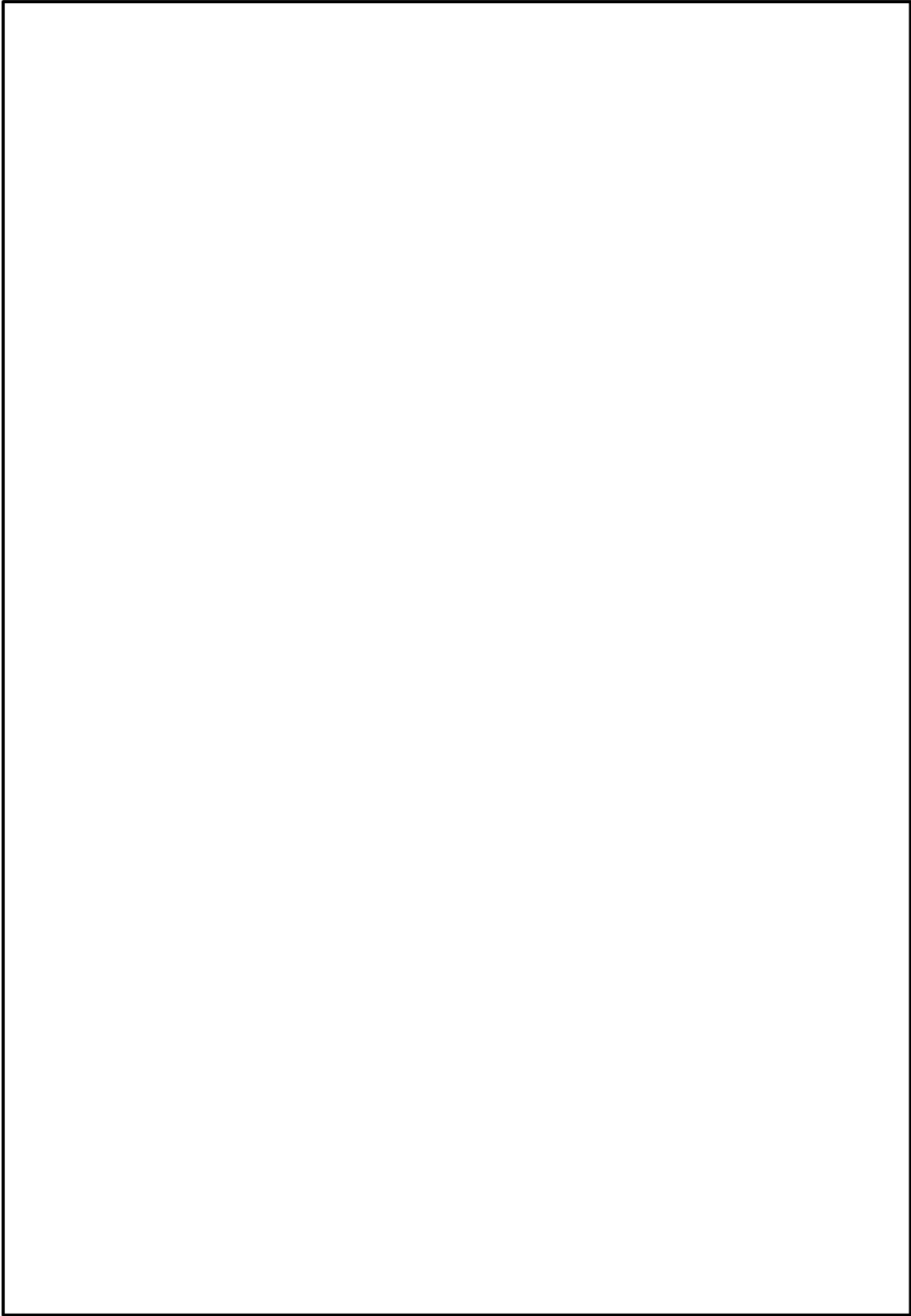


図 8 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

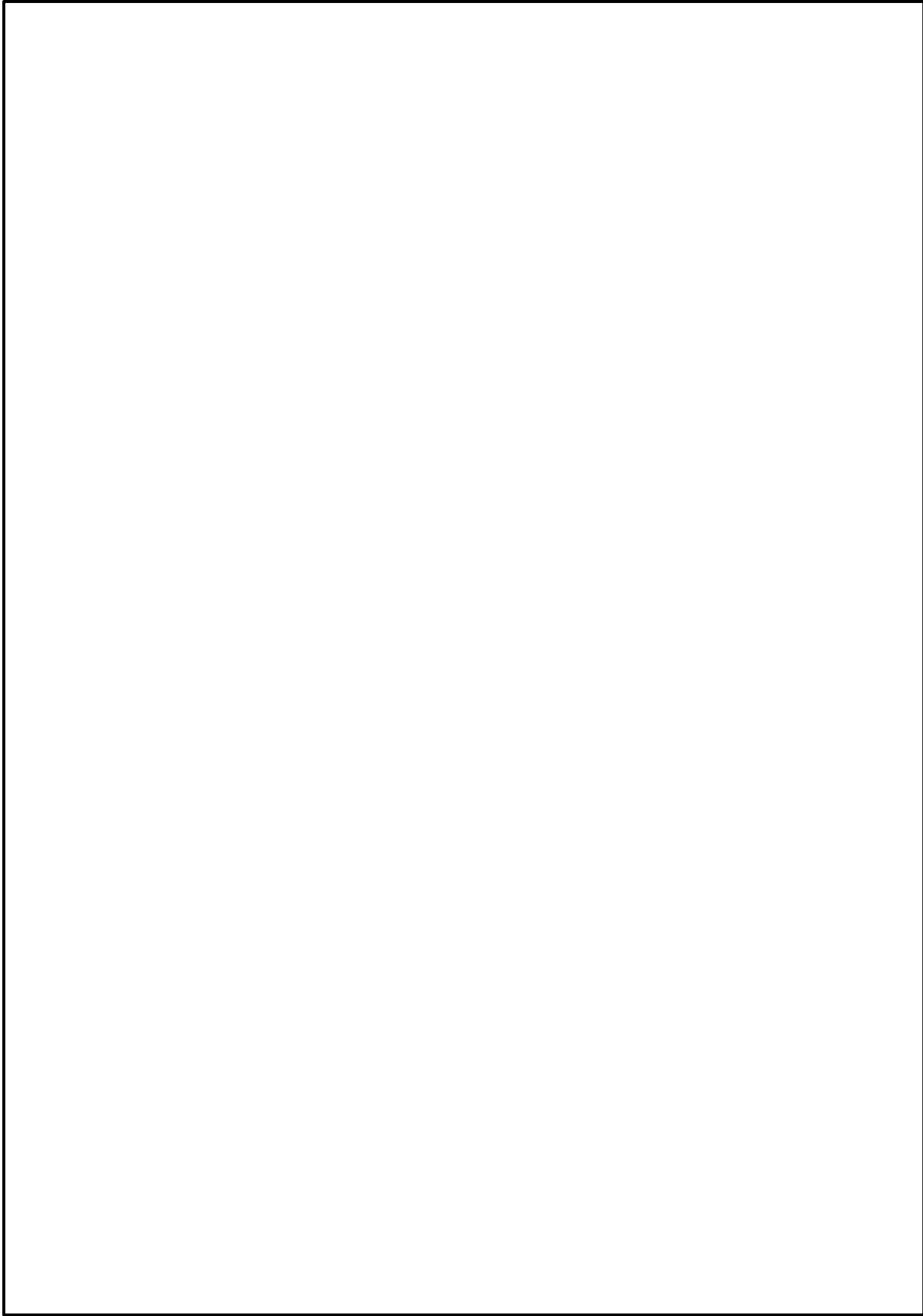


図9 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

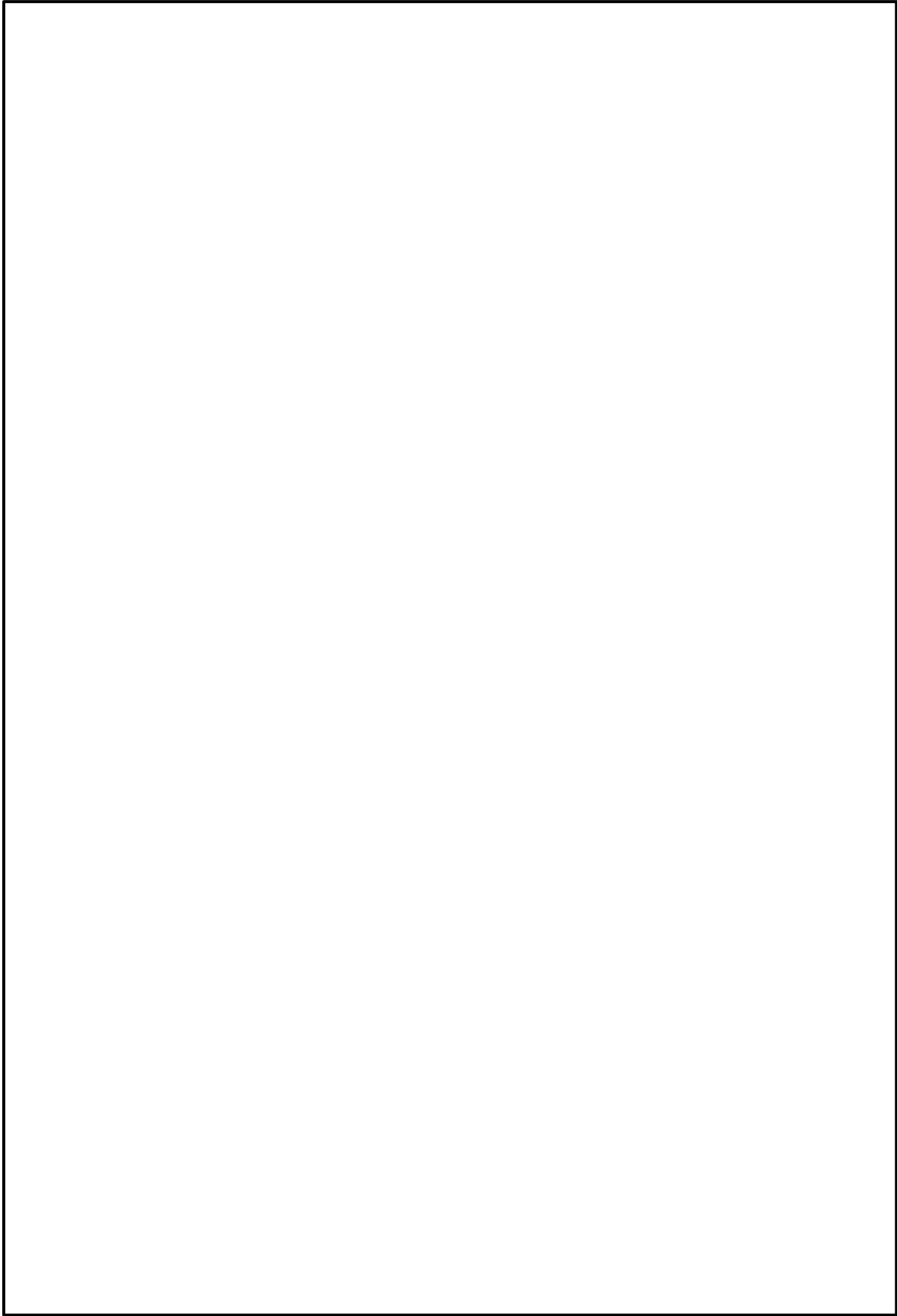


図 10 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 2 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

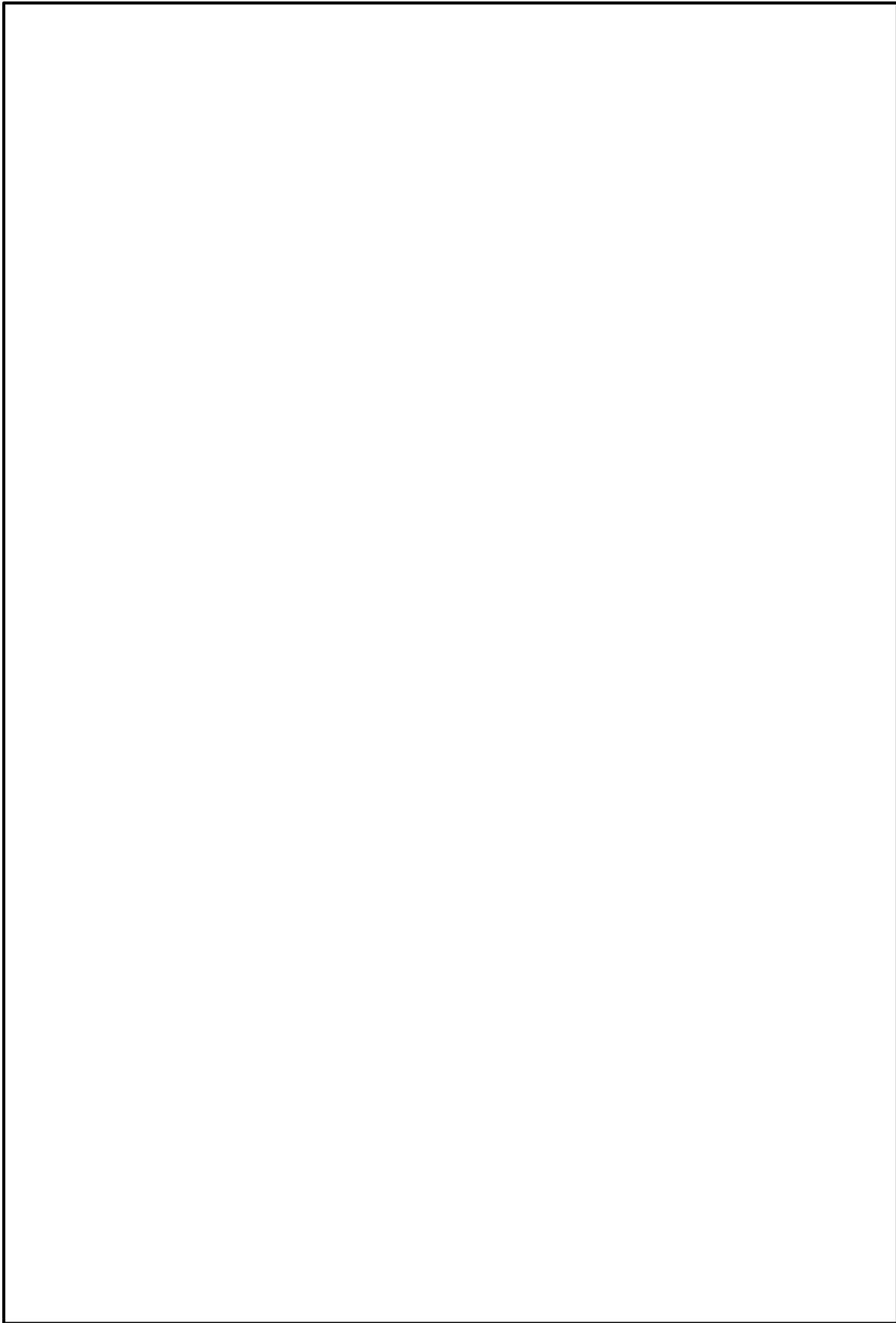


図 11 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 3 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

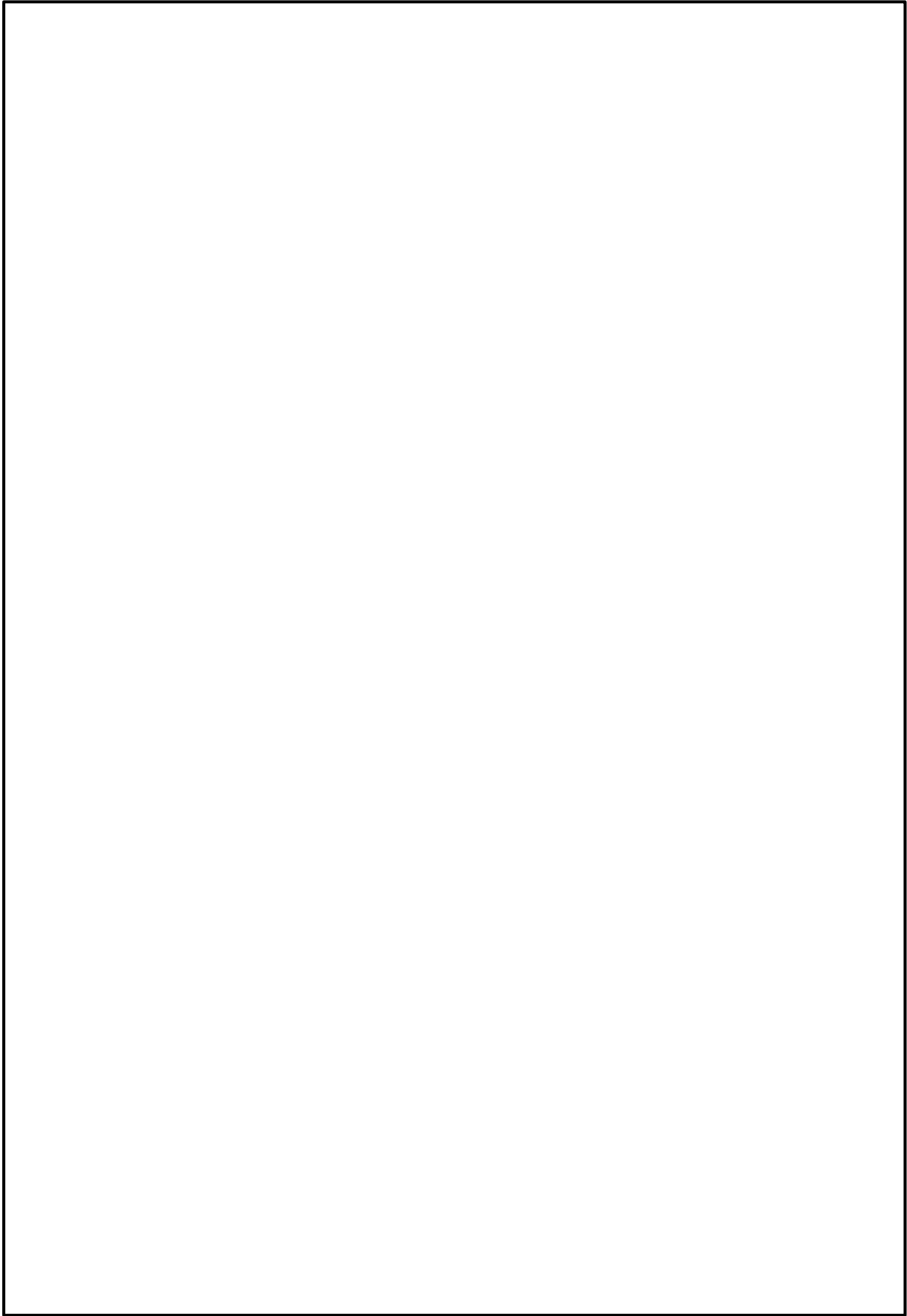


図 12 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 4 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

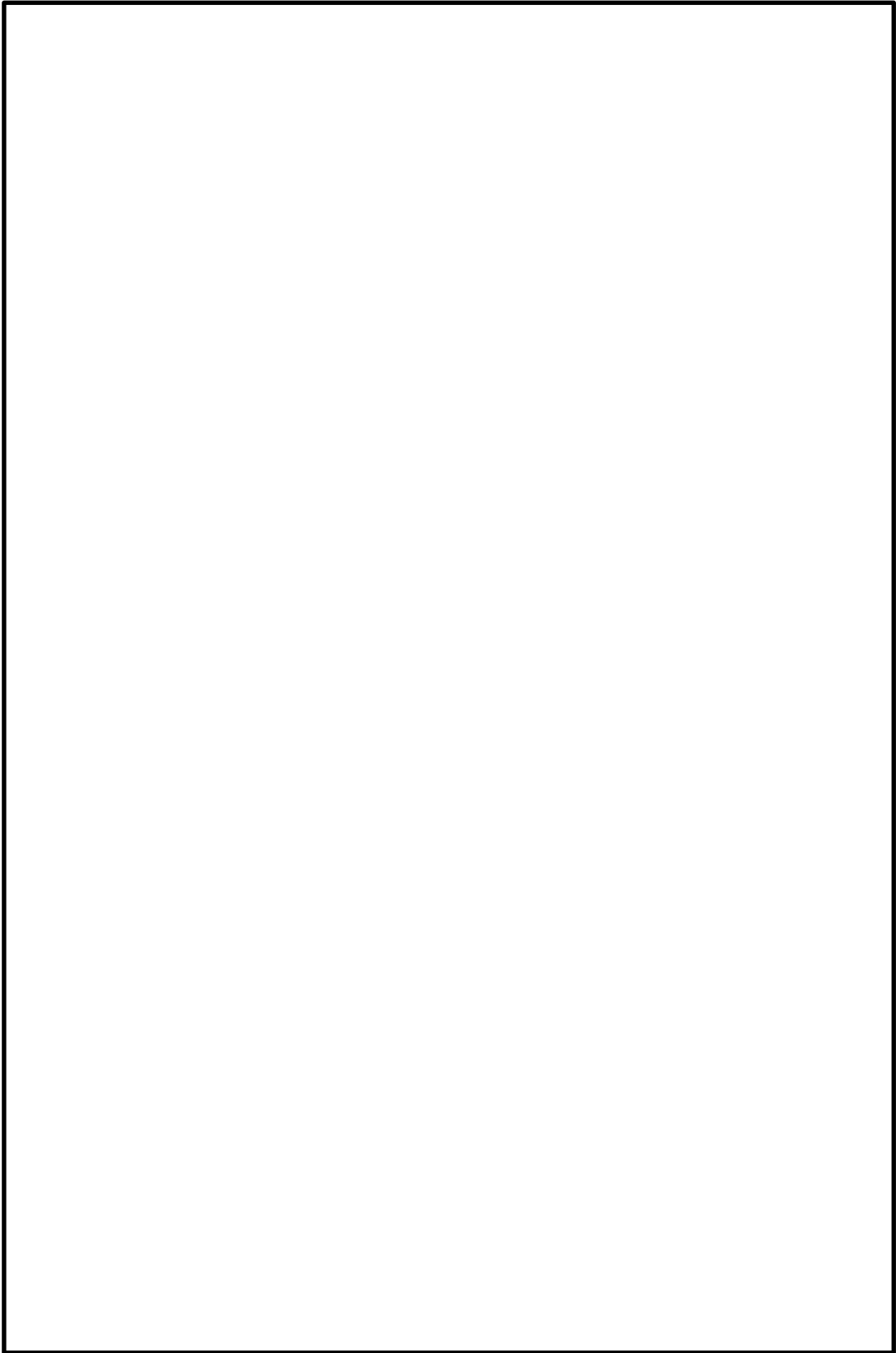


図 13 燃料プール監視設備の機器配置図 (原子炉建物 4 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 14 燃料プール監視設備の機器配置図 (原子炉建物 3 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

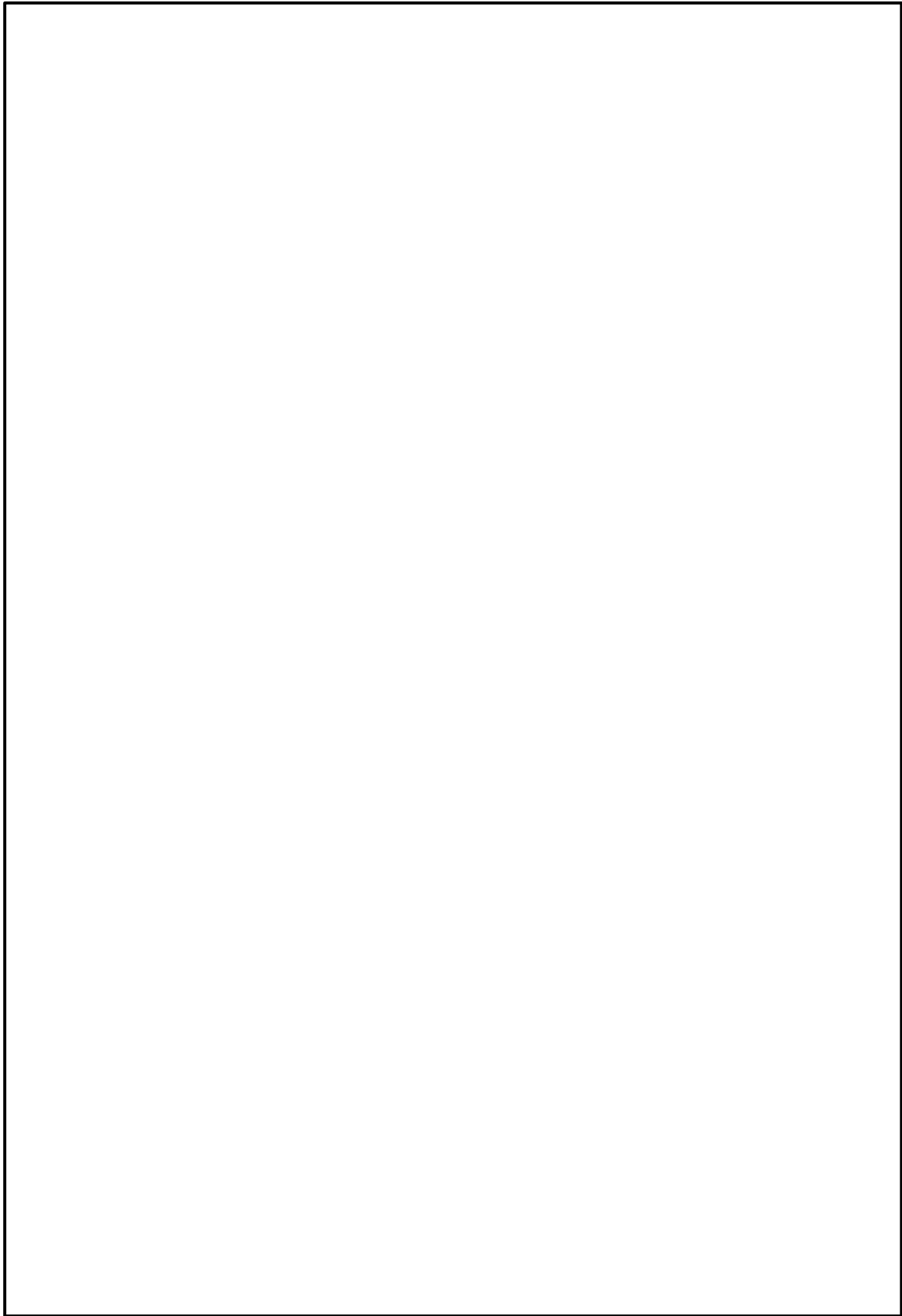


図 15 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-4 系統図

・計測設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す章）」で示す。

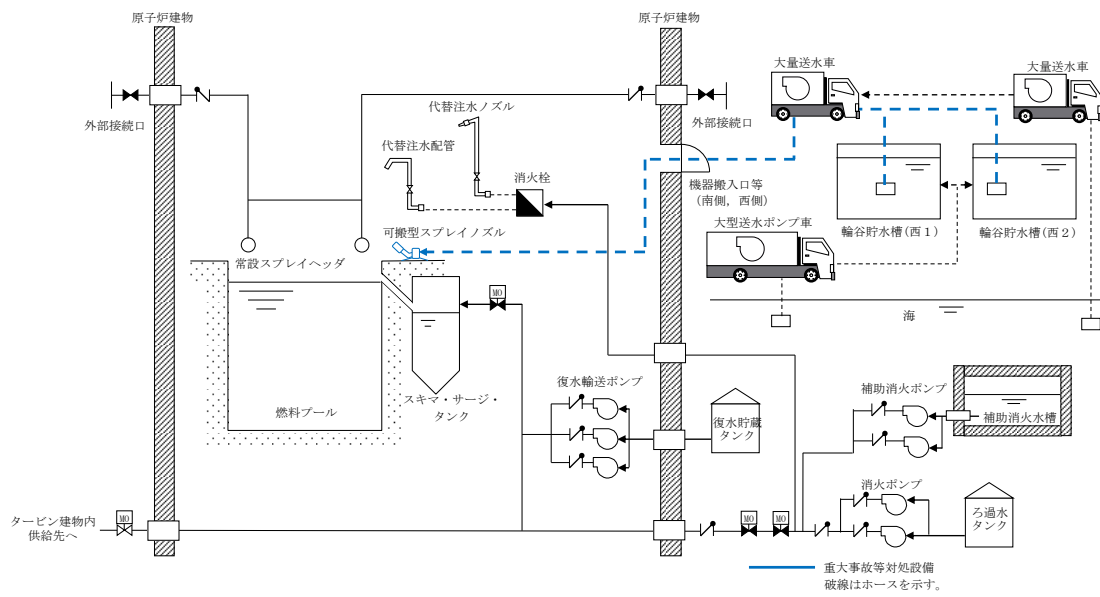


図1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図

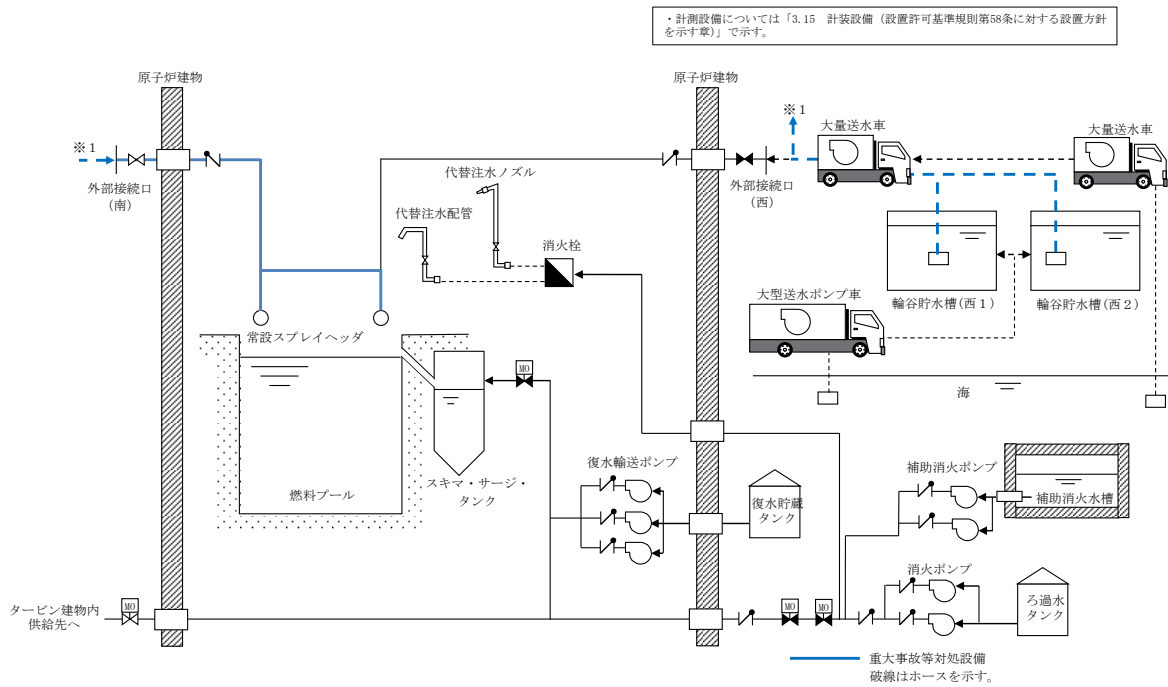


図2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（A系）

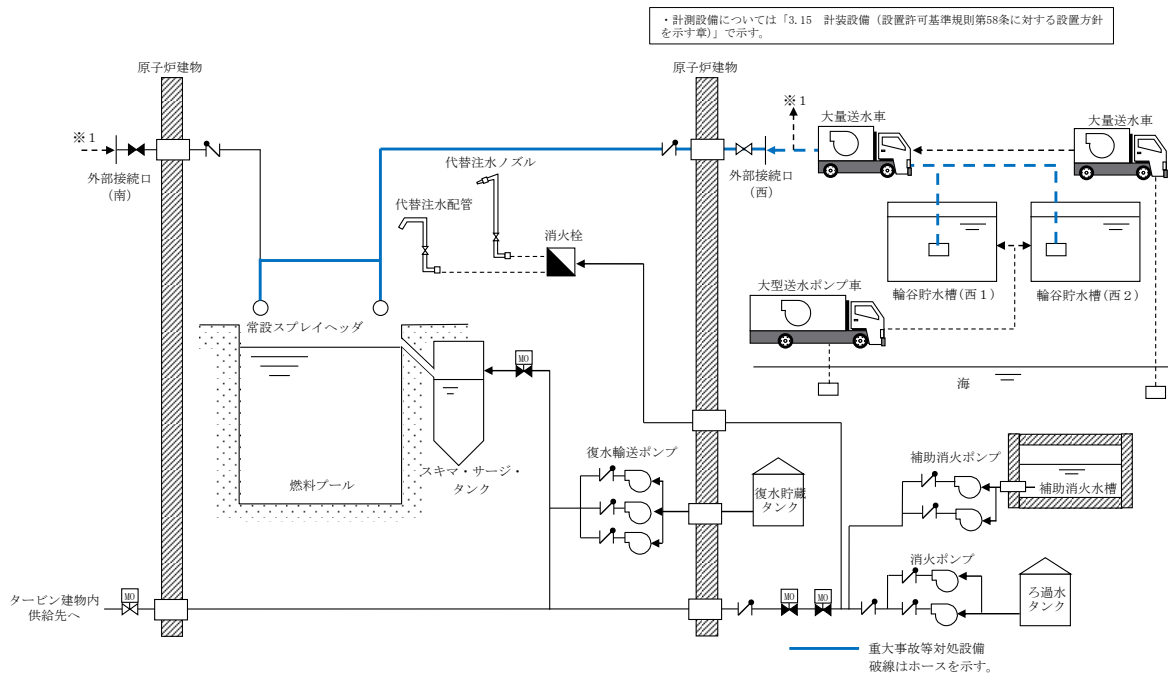


図3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（B系）

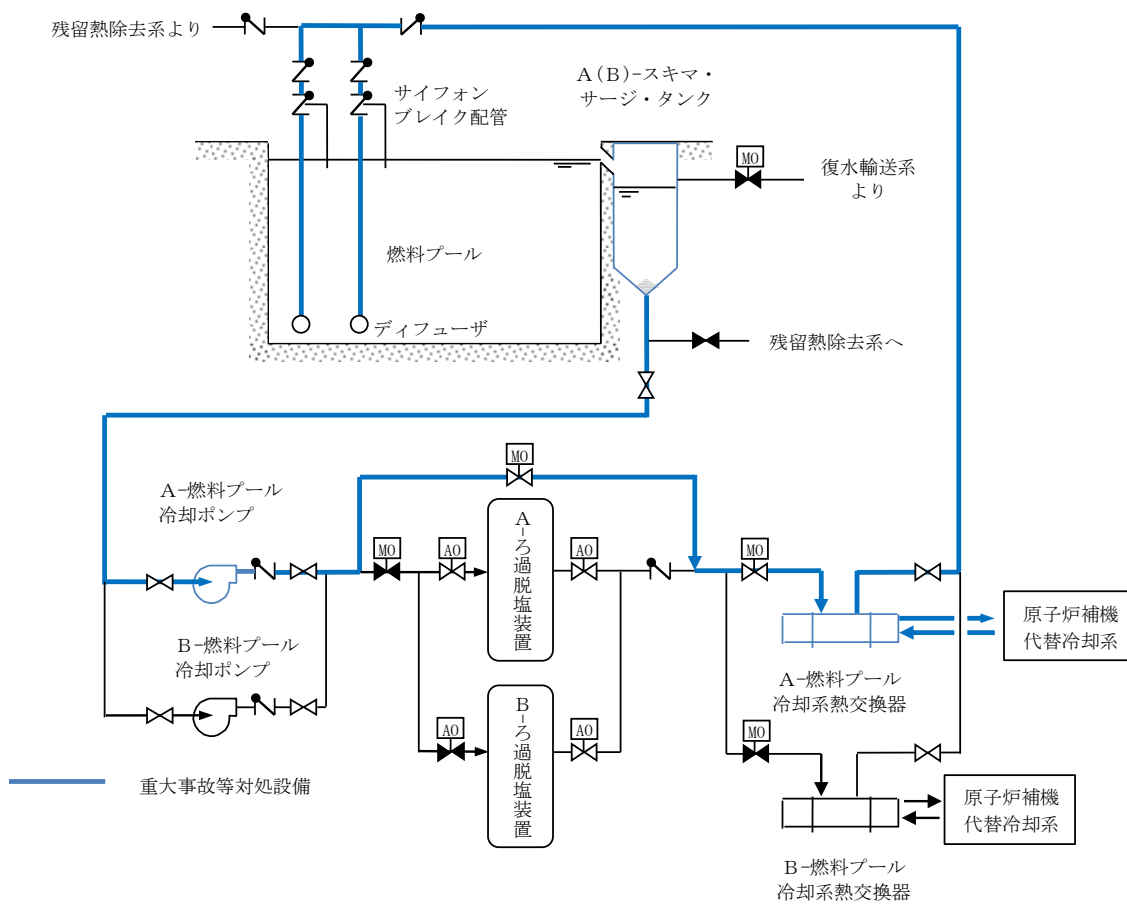


図4 燃料プール冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

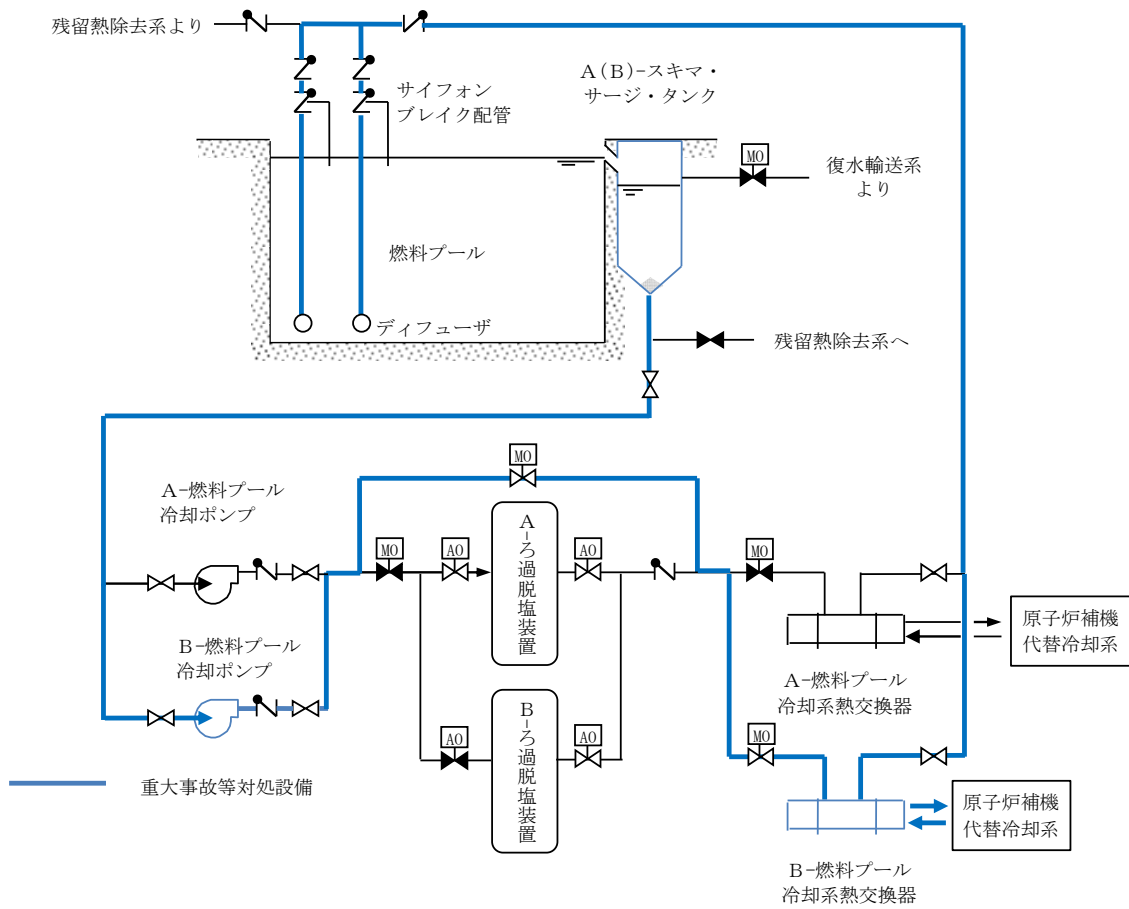


図5 燃料プール冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

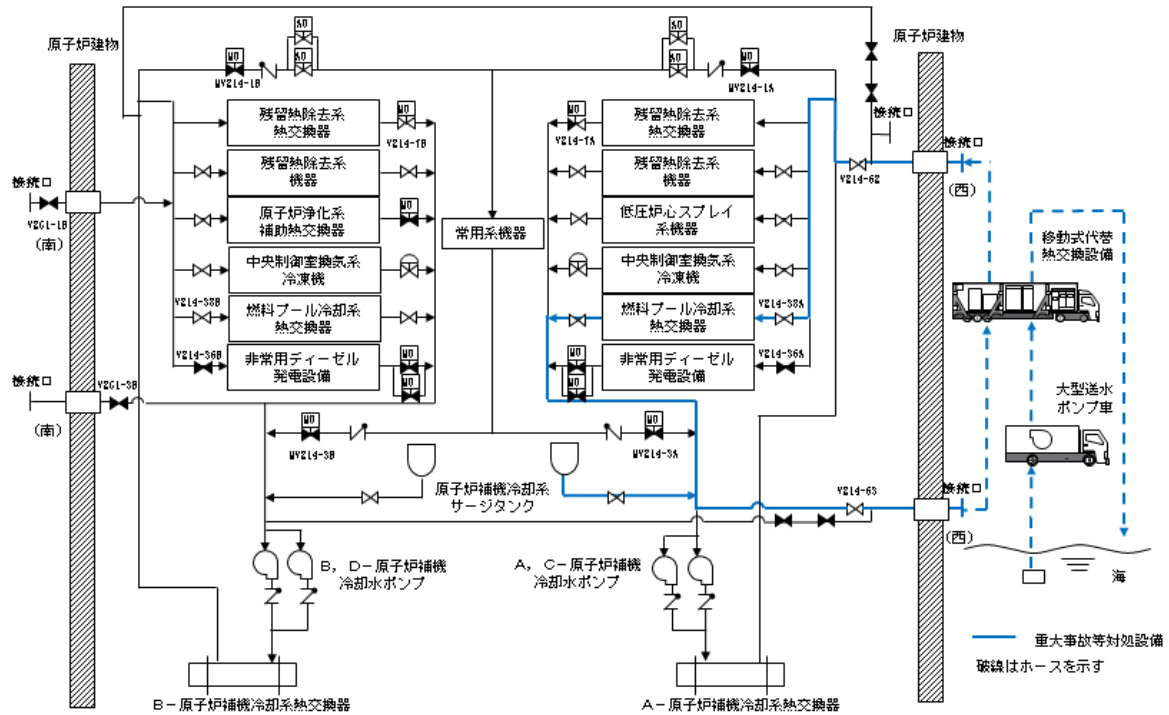


図6 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

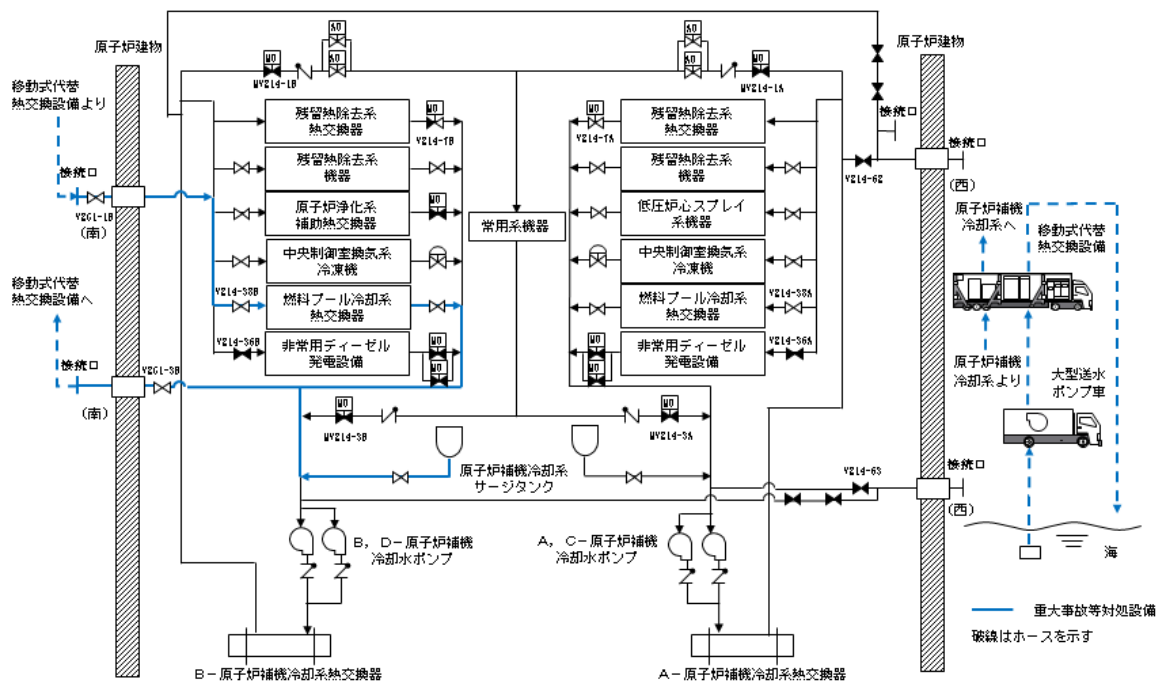


図7 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

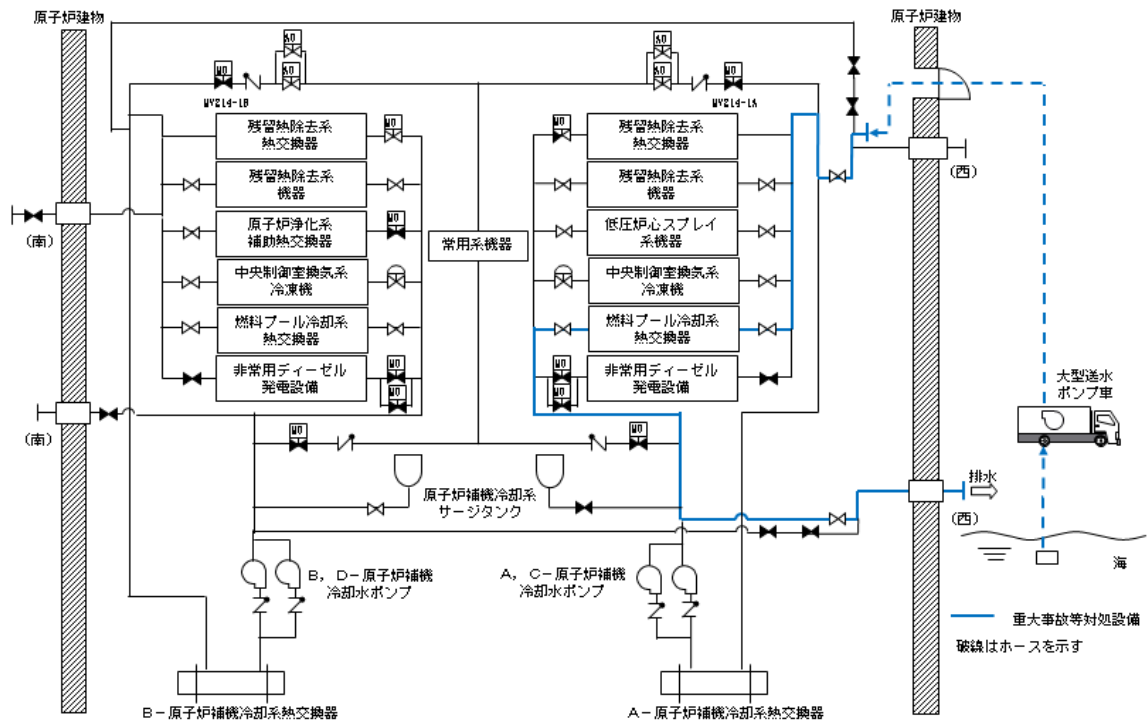


図8 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用した場合)

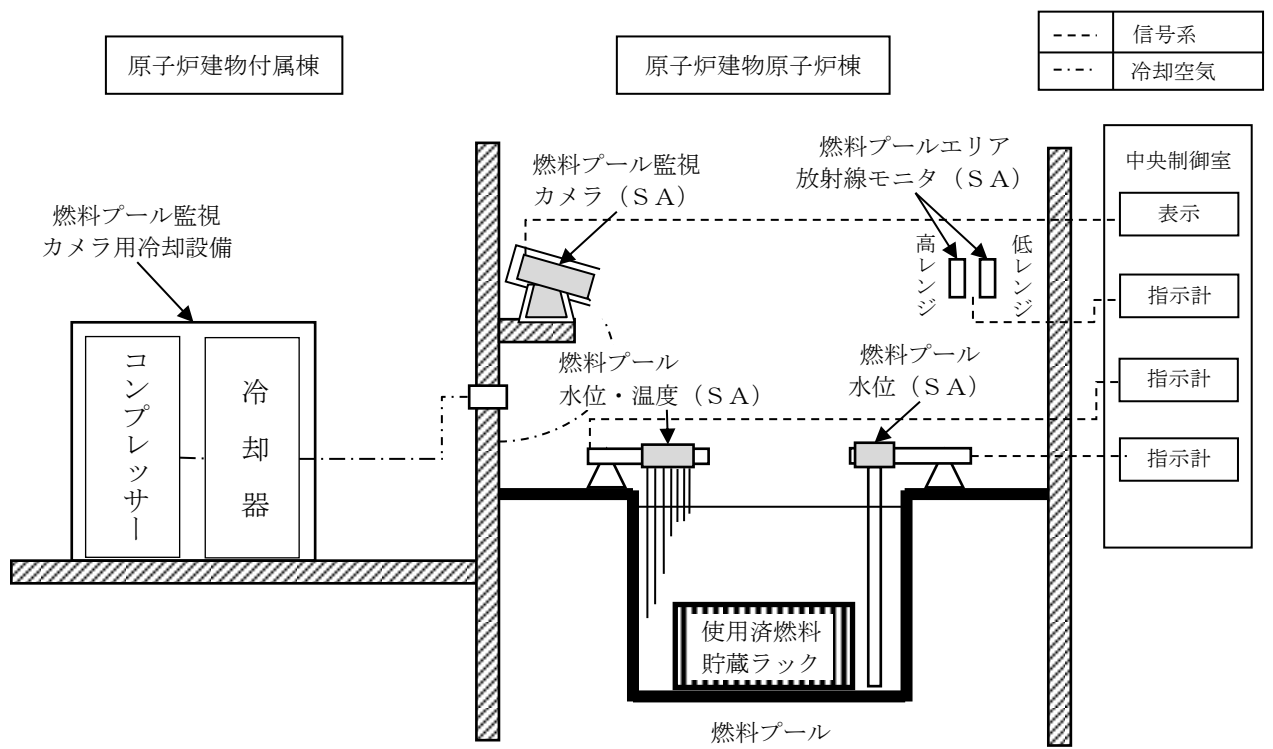


図9 燃料プール監視設備の全体系統図

54-5 試験・検査説明資料

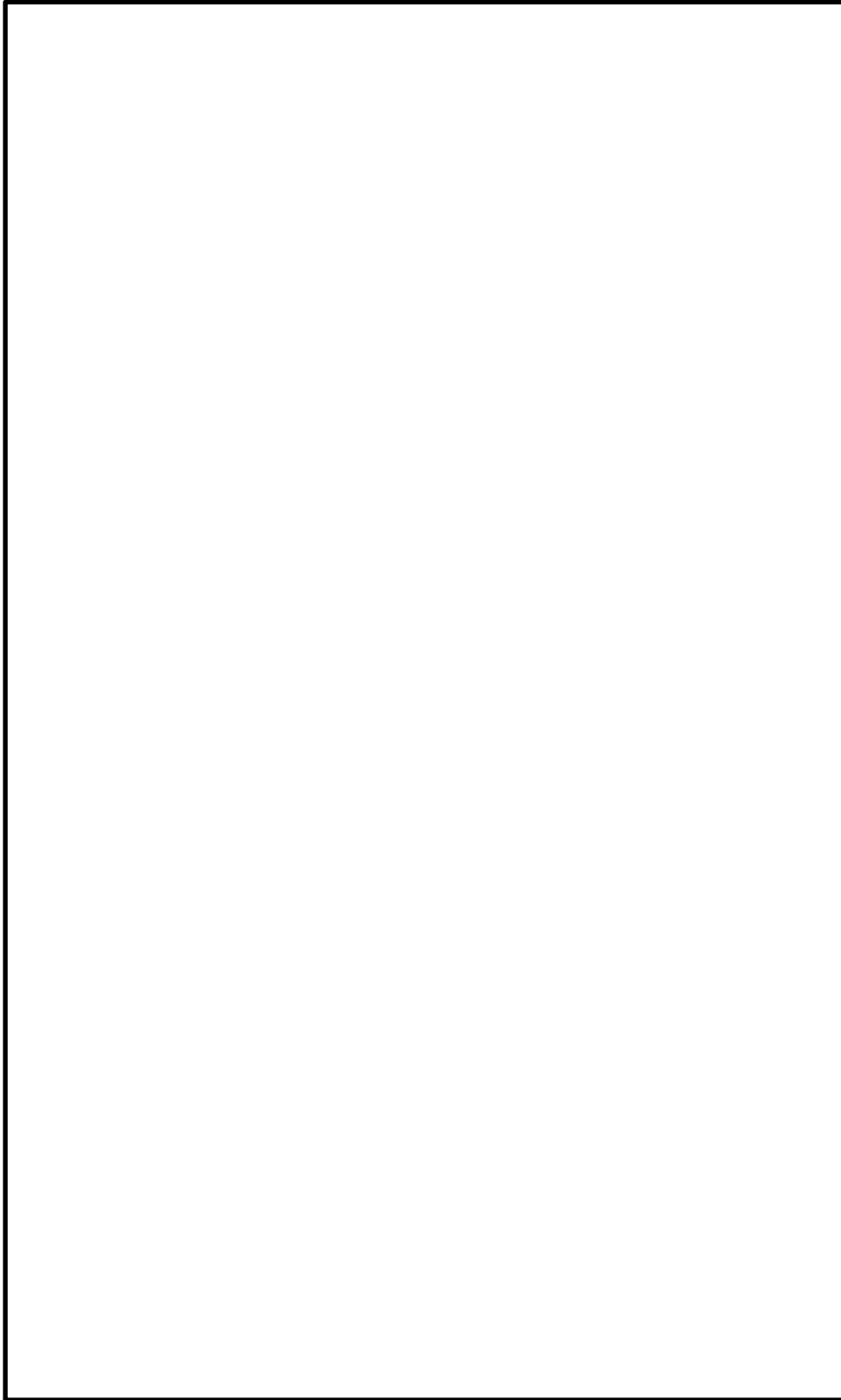


図1 大量送水車の試験及び検査概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

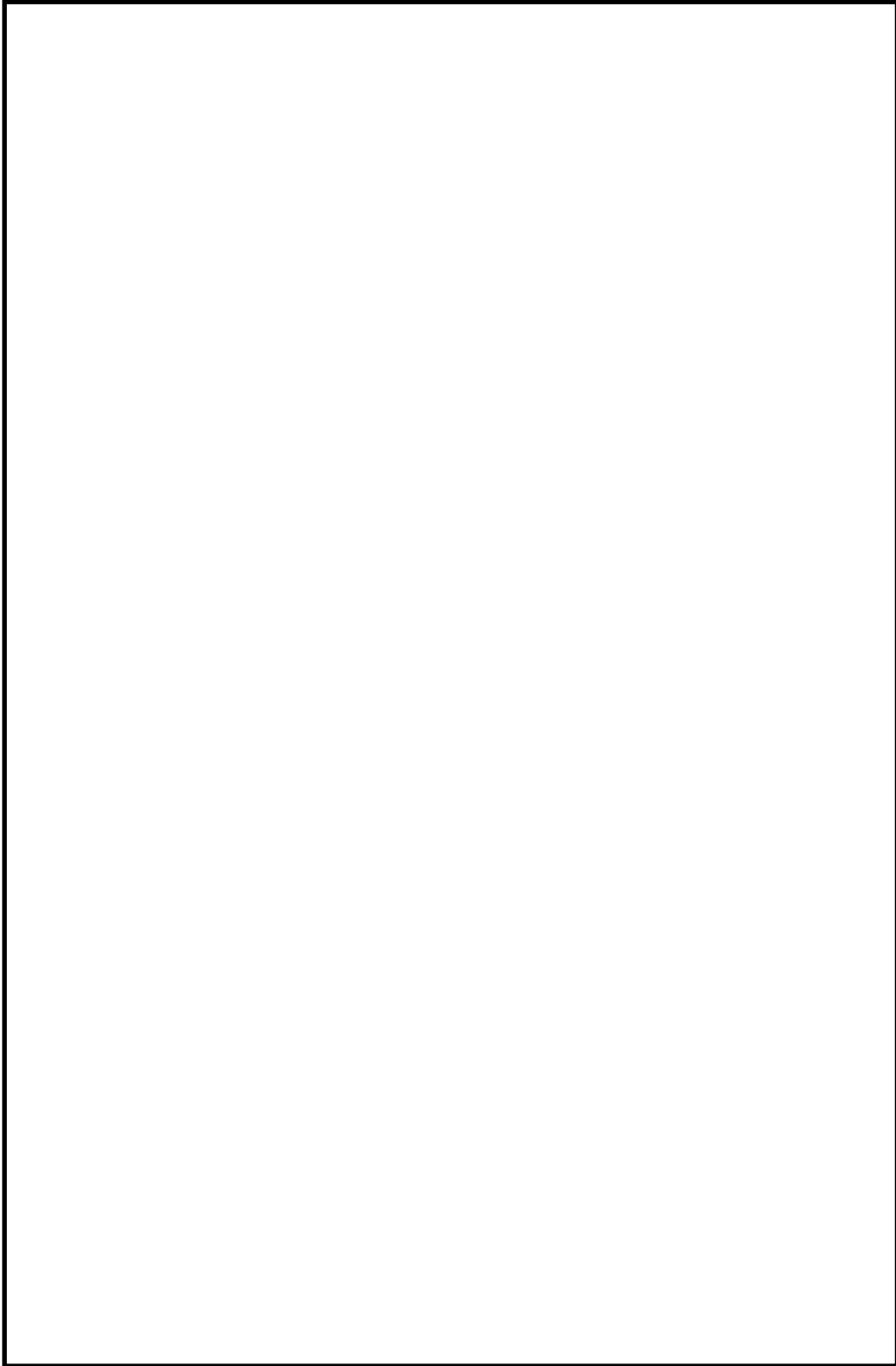


図2 大量送水車構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

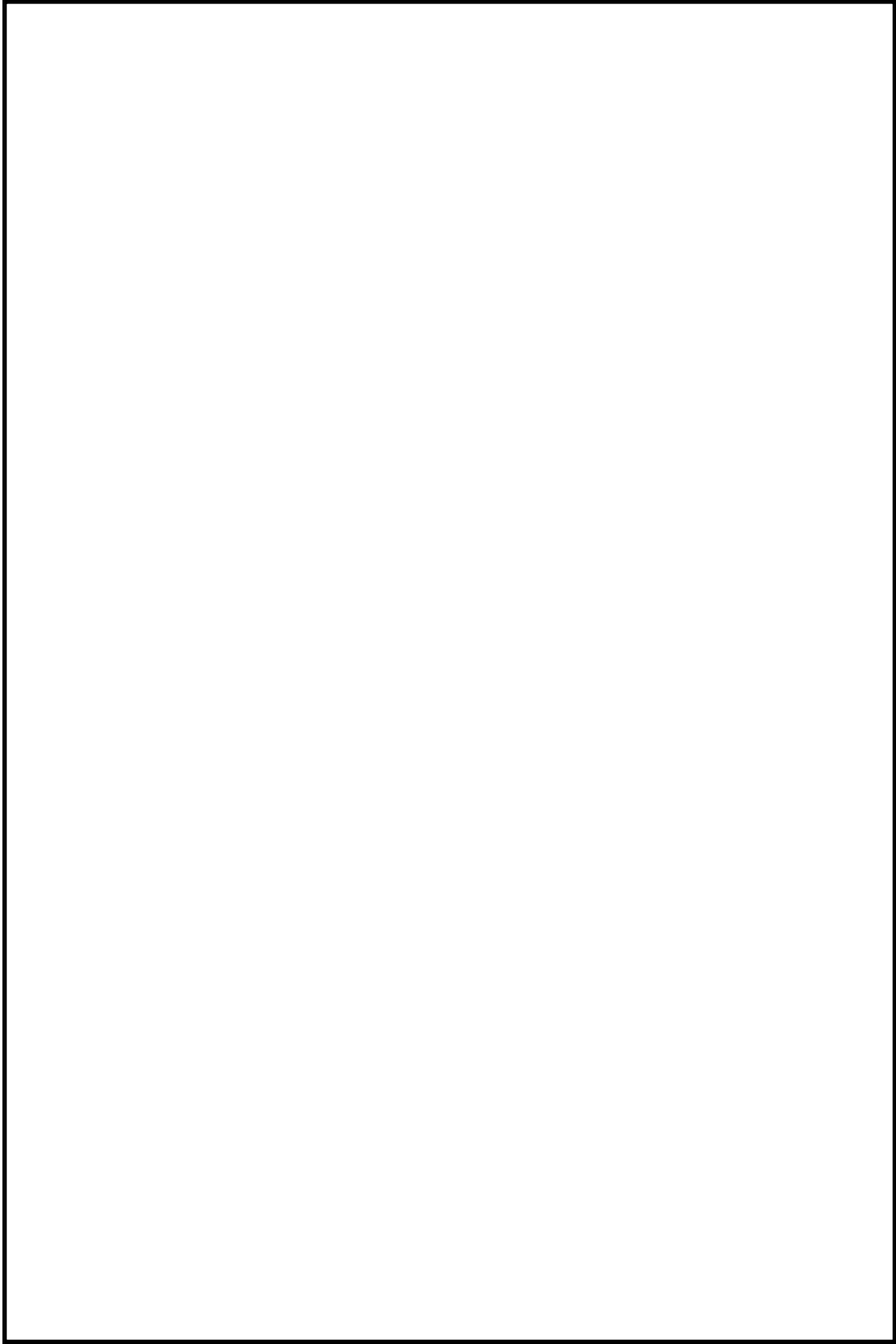


図3 燃料プールの冷却ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

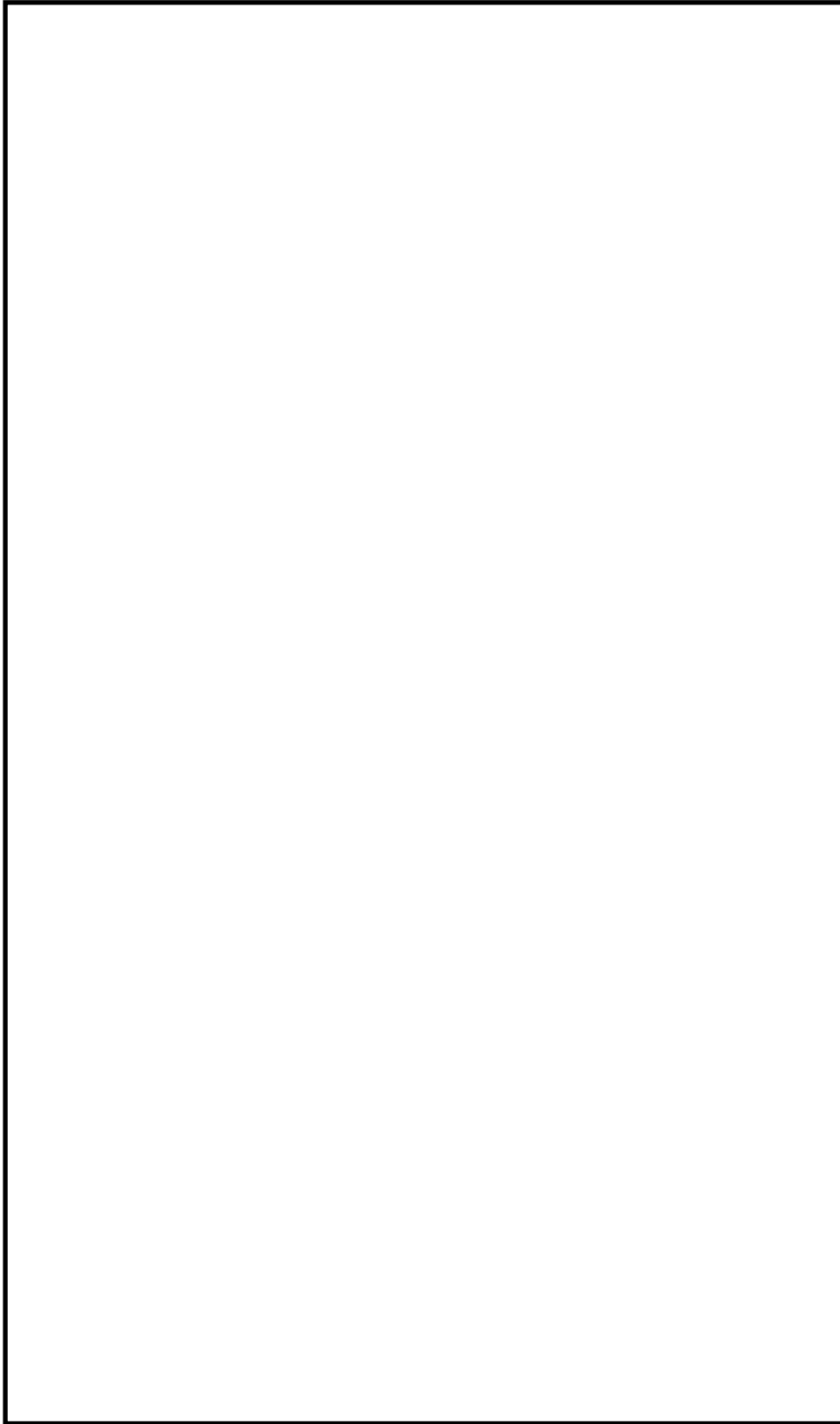


図4 燃料プールの冷却系熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

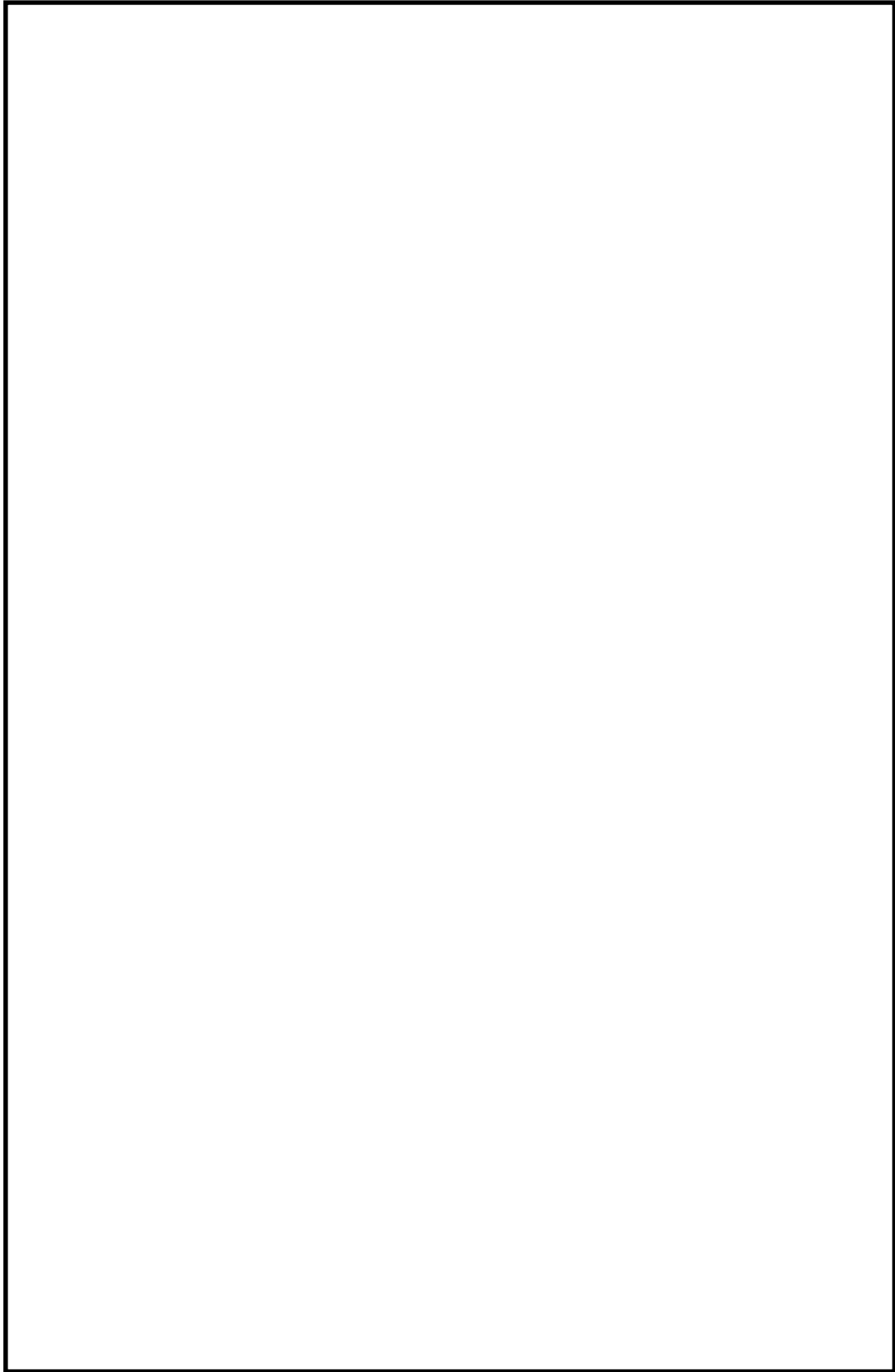


図5 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

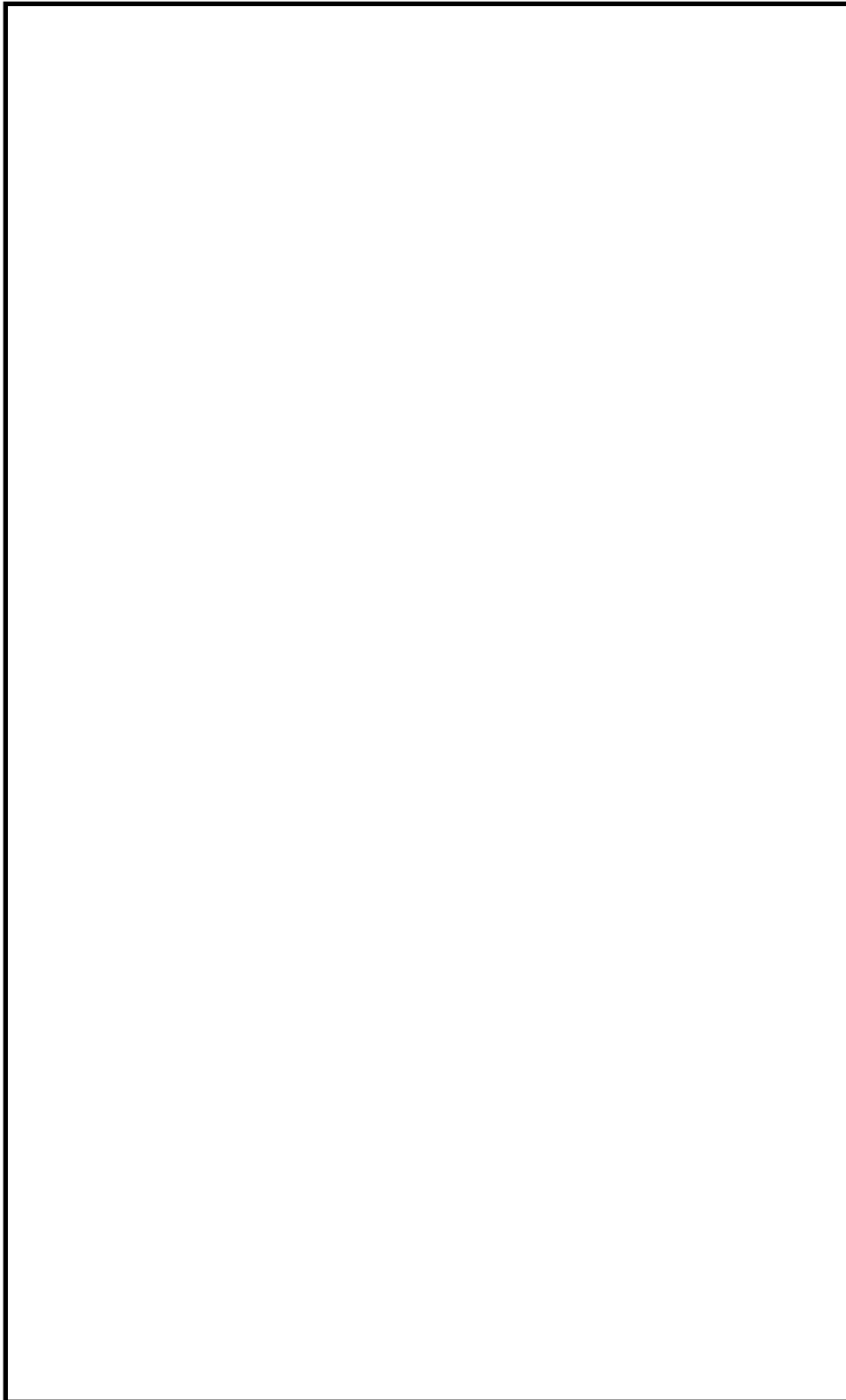


図6 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

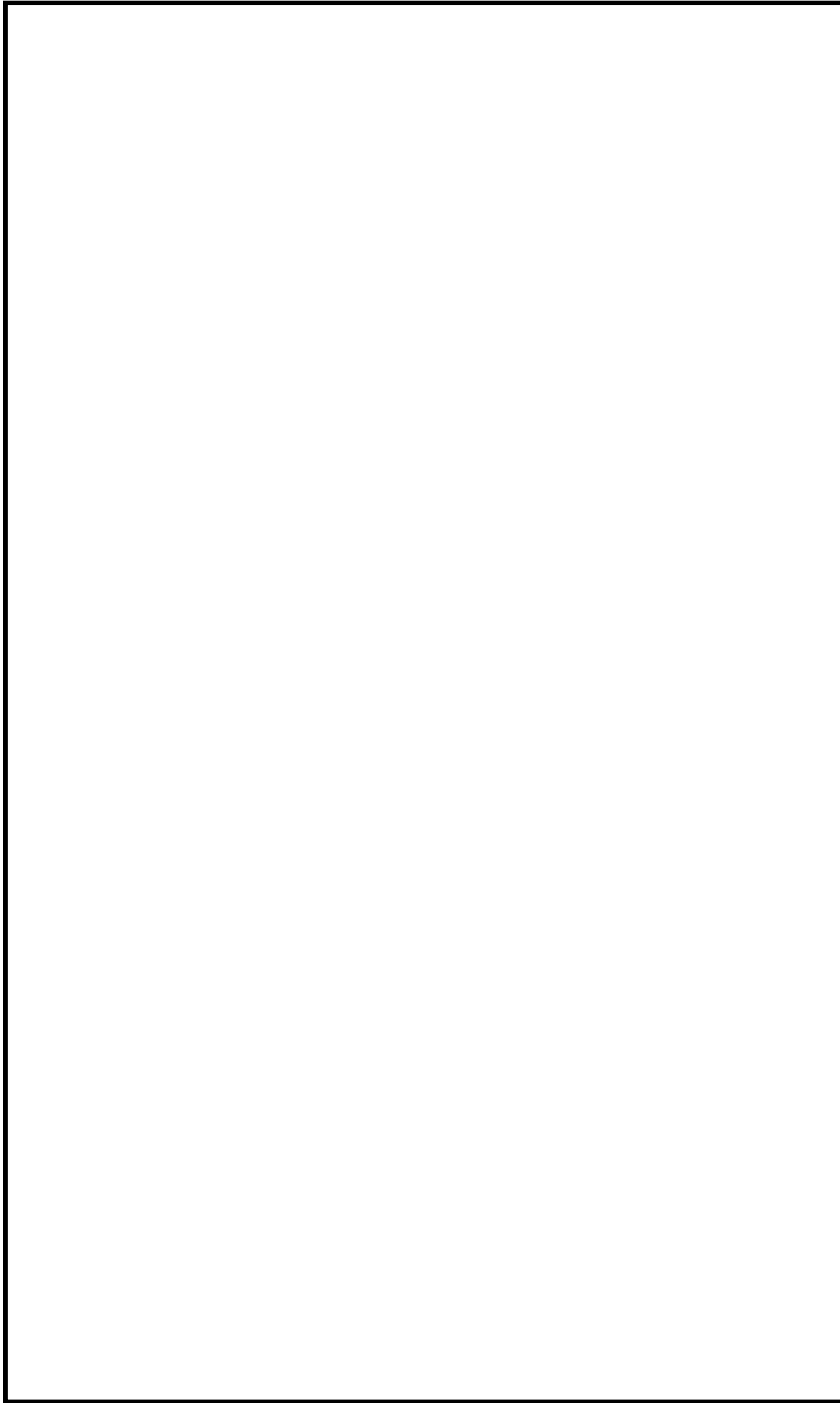


図 7 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

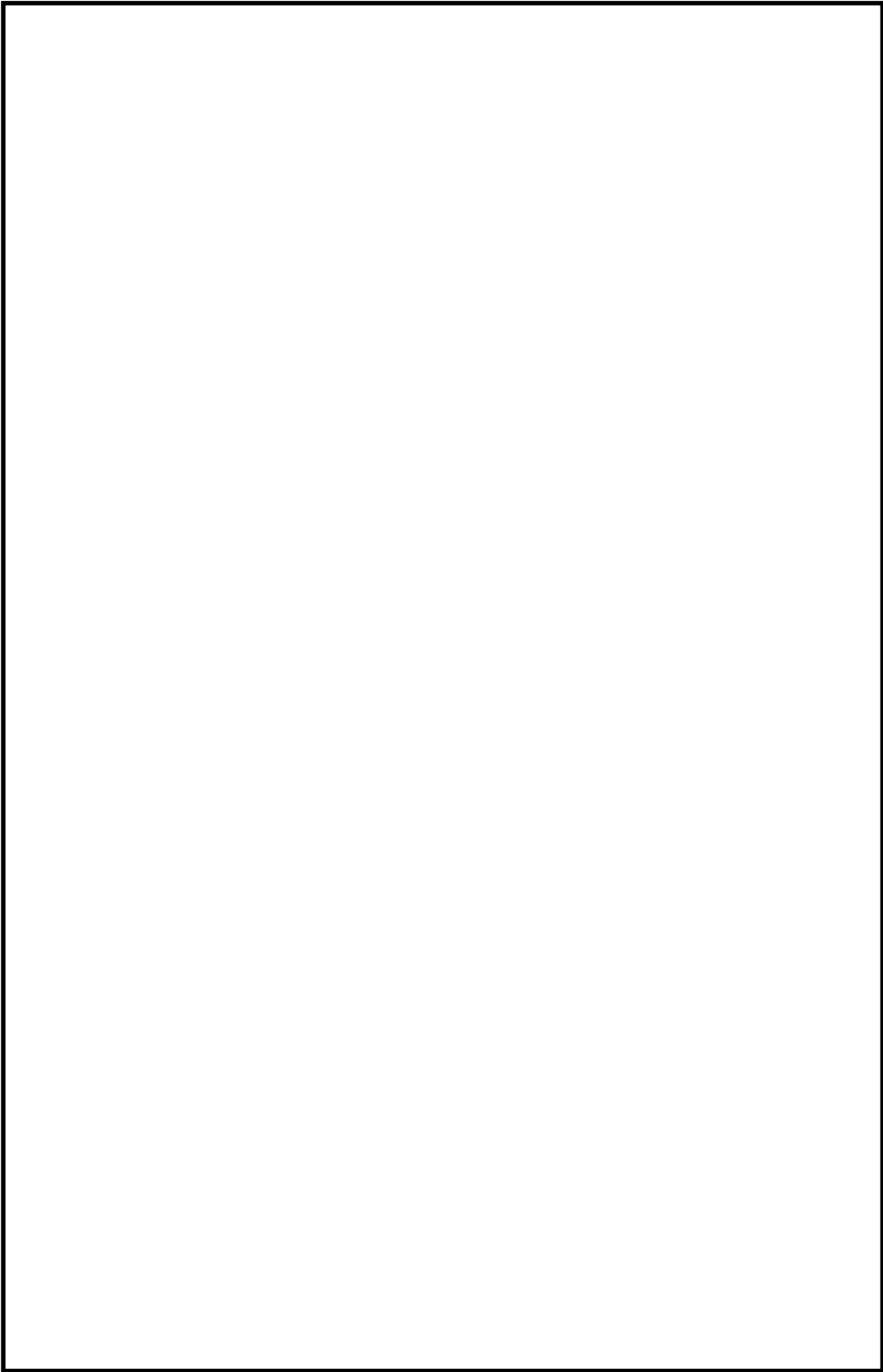


図 8 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

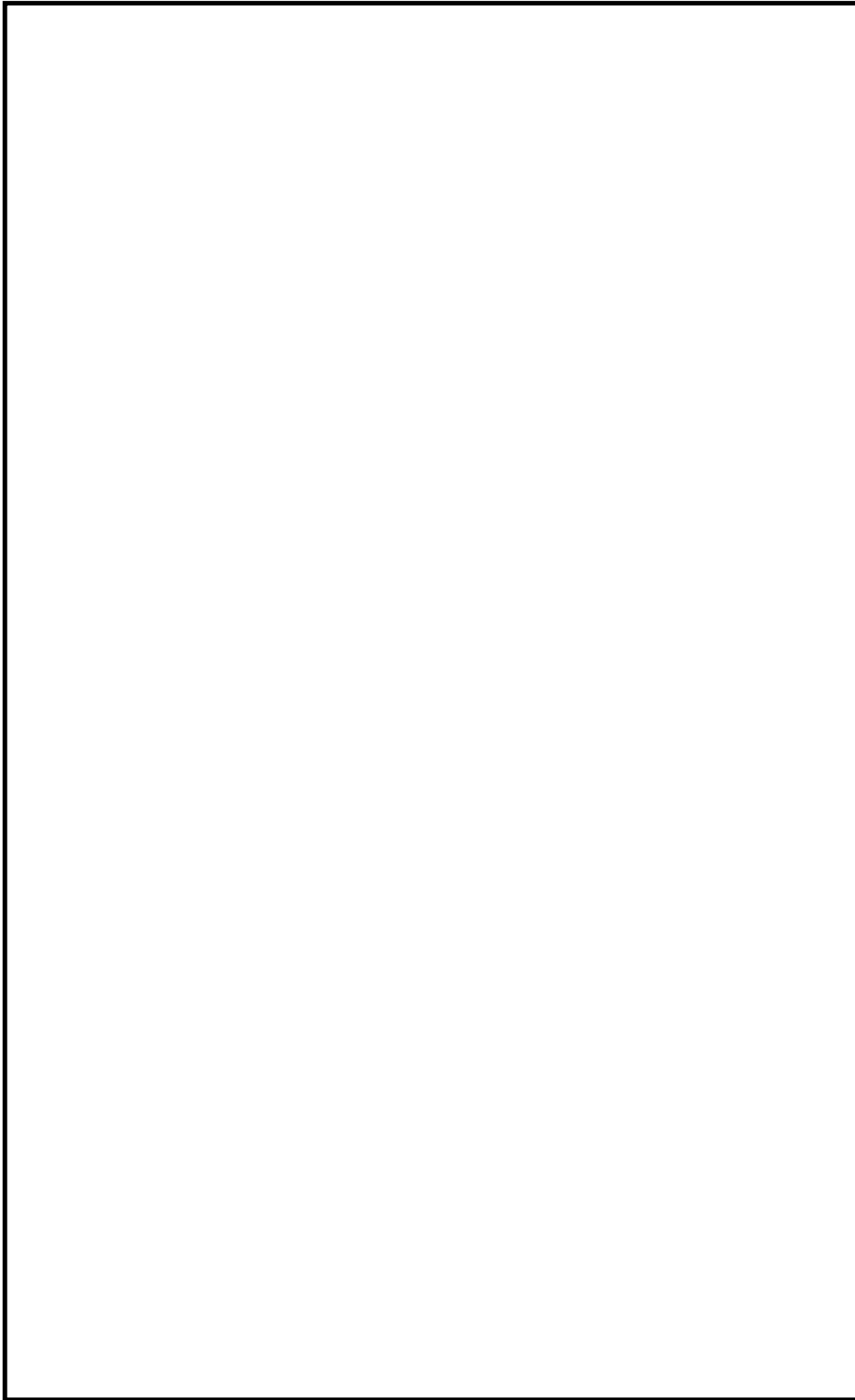


図9 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

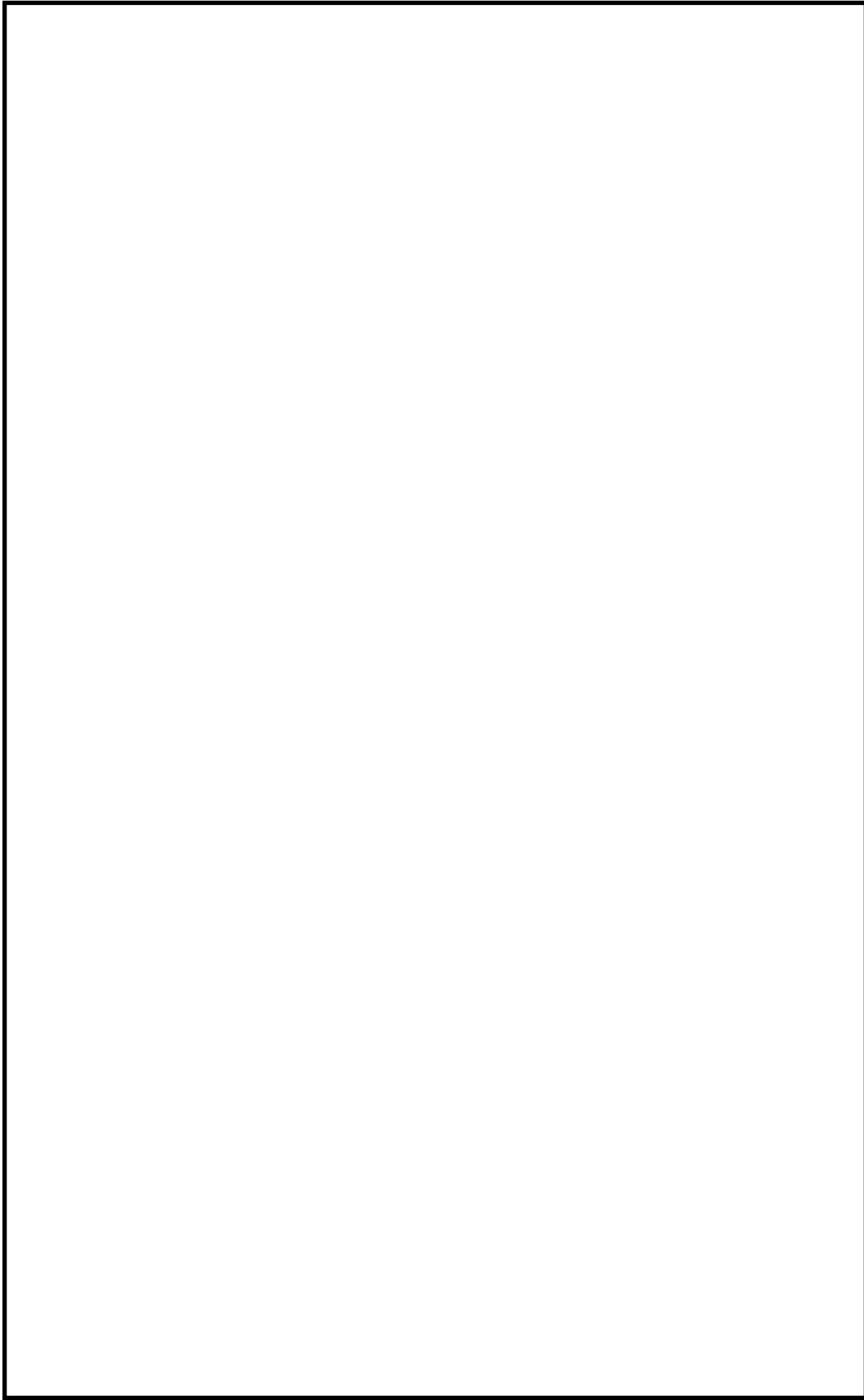


図 10 燃料プール冷却系 系統性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※FD：フラットディスプレイ

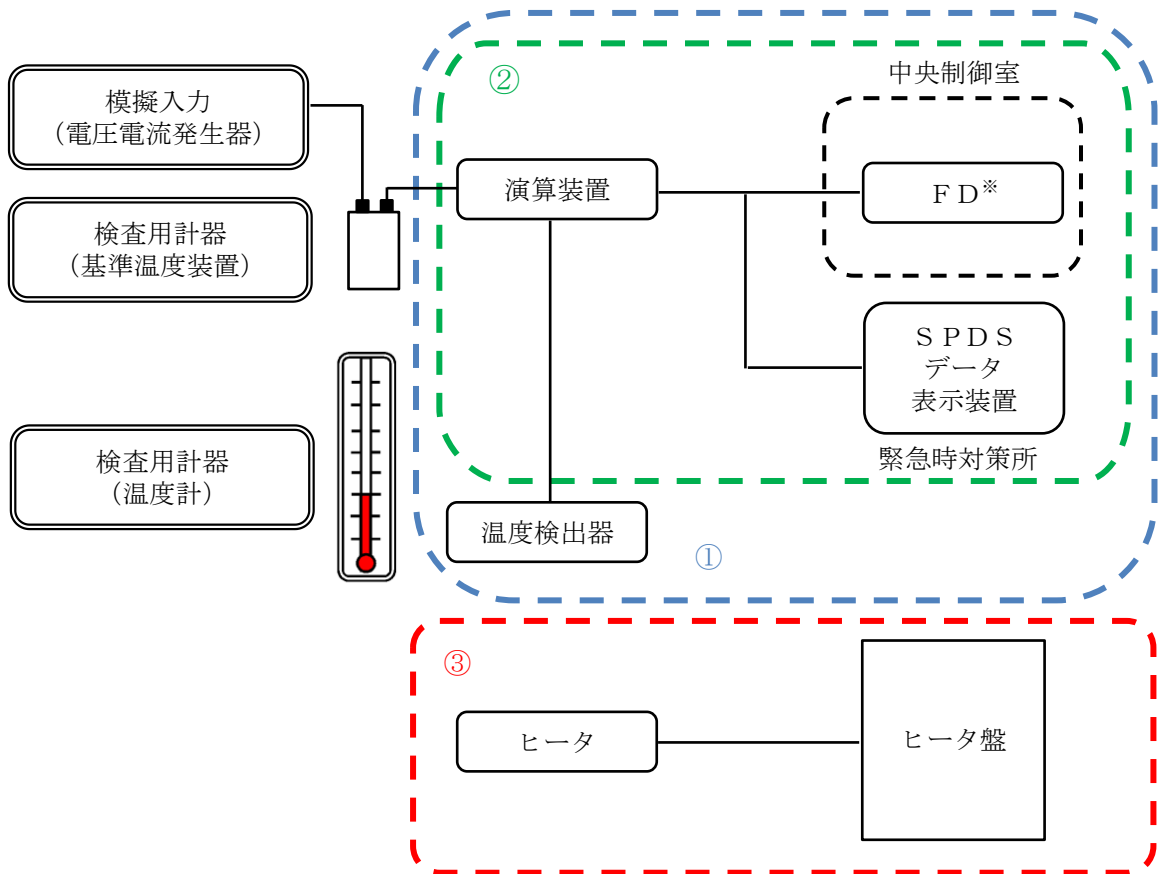
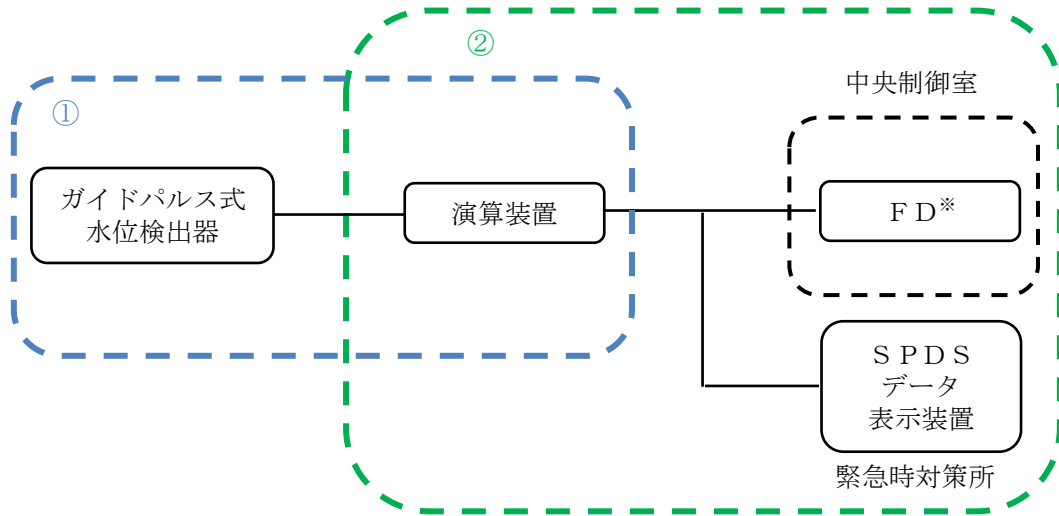


図 11 燃料プール水位・温度（SA）の試験及び検査

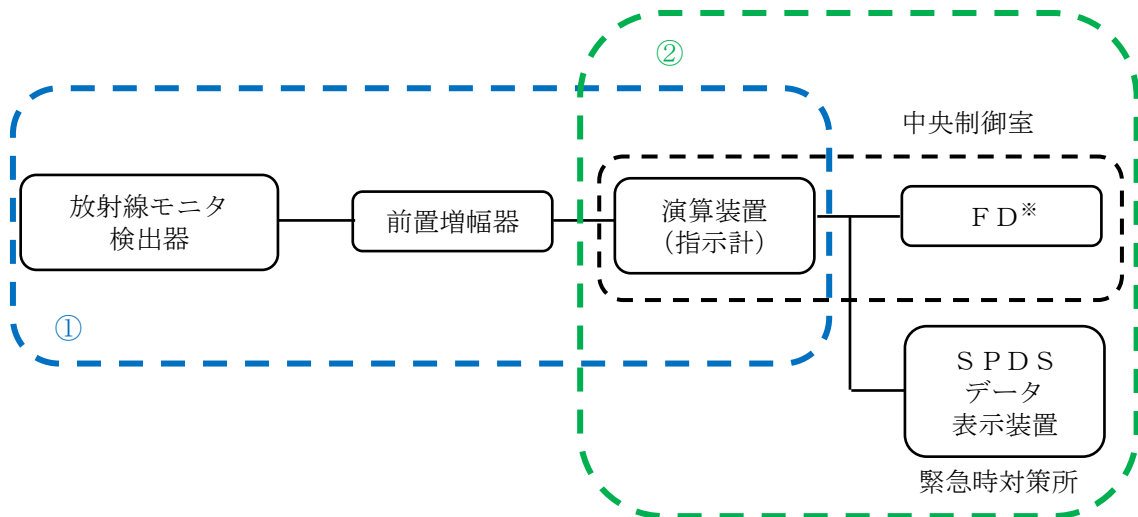
※FD：フラットディスプレイ



- ① 検出器から演算装置までのループ試験を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

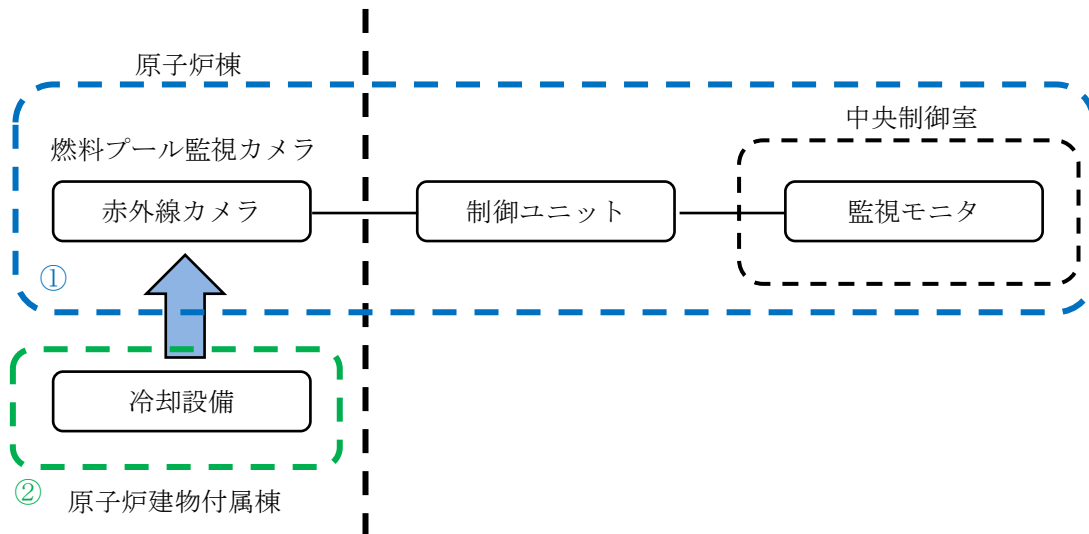
図 12 燃料プール水位（SA）の試験及び検査

※FD：フラットディスプレイ



- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
- ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図 13 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の試験及び検査



- ①燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②燃料プール監視カメラ用冷却設備の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

図 14 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）の試験及び検査

54-6 容量設定根拠

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.54 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車は、想定事故 1，想定事故 2 において想定する燃料プールの水位の低下があった場合でも、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必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

なお、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合において、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必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台として使用する。

また、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が維持できない場合でも、使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合において、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図 1 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台として使用する。

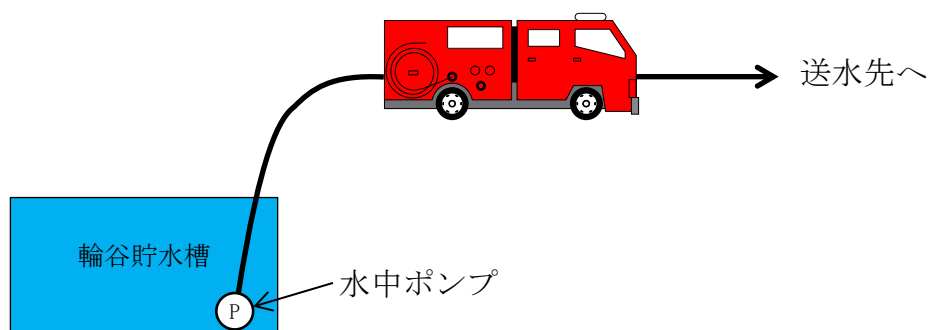


図 1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル／常設スプレイヘッド）による注水，スプレイ 系統概要図

1. 容量 120 m³/h 以上 (注1) / 168 m³/h 以上 (注2)

第54条第1項対応における大量送水車の容量の要求値は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている大量送水車の容量として、可搬型スプレイノズルを使用する場合及び常設スプレイヘッドを使用する場合ともに、48m³/h以上とする。

また、第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「燃料プールのスプレイ設備の冷却能力について」(54-6-6~18)で説明されている容量として、可搬型スプレイノズルを使用する場合は48m³/h以上、常設スプレイヘッドを使用する場合は120 m³/h以上とする。

以上より、必要流量が最大となる第54条2項対応において、常設スプレイヘッドを使用する場合の120 m³/h以上を要求値とする。

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

2. 吐出圧力 1.54MPa 以上 (注1) / 0.85MPa (注2)

燃料プールのスプレイ系で使用する大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差(大気開放である輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)と注水先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

2.1 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差(大気開放である輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)と注水先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、 を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 の場合】

水源と移送先の圧力差	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa
合計	約	1.15	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については54-6-19~21参照。

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる [] [] を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 [] の場合】

水源と移送先の圧力差	約	[] MPa	
静水頭	約	[] MPa	
ホース圧損	約	[] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[] MPa	
合計	約	0.27 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 54-6-19～21 参照。

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

2.3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 2 項対応の場合

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、 [] [] を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 [] の場合】

水源と移送先の圧力差	約	[] MPa	
静水頭	約	[] MPa	
ホース圧損	約	[] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[] MPa	
合計	約	1.54 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

ホース湾曲による影響の評価については 54-6-19～21 参照。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

2.4 大量送水車の吐出圧力

以上より、必要吐出圧力が最大となる第 54 条 2 項対応において、常設スプレイヘッドを使用する場合の約 1.54MPa 以上を要求値とする。

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

図 2 に示すとおり、大量送水車は、回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。



図 2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 3 に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1.2m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水面の高低差は最大で約 7.8m となる（図 3 参照）。

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることにに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 15.3m^{*}となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

以上により、必要NPSH（約1.2m）＜有効NPSH（約15.3m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	-0.8	m
合計	約	15.3	m

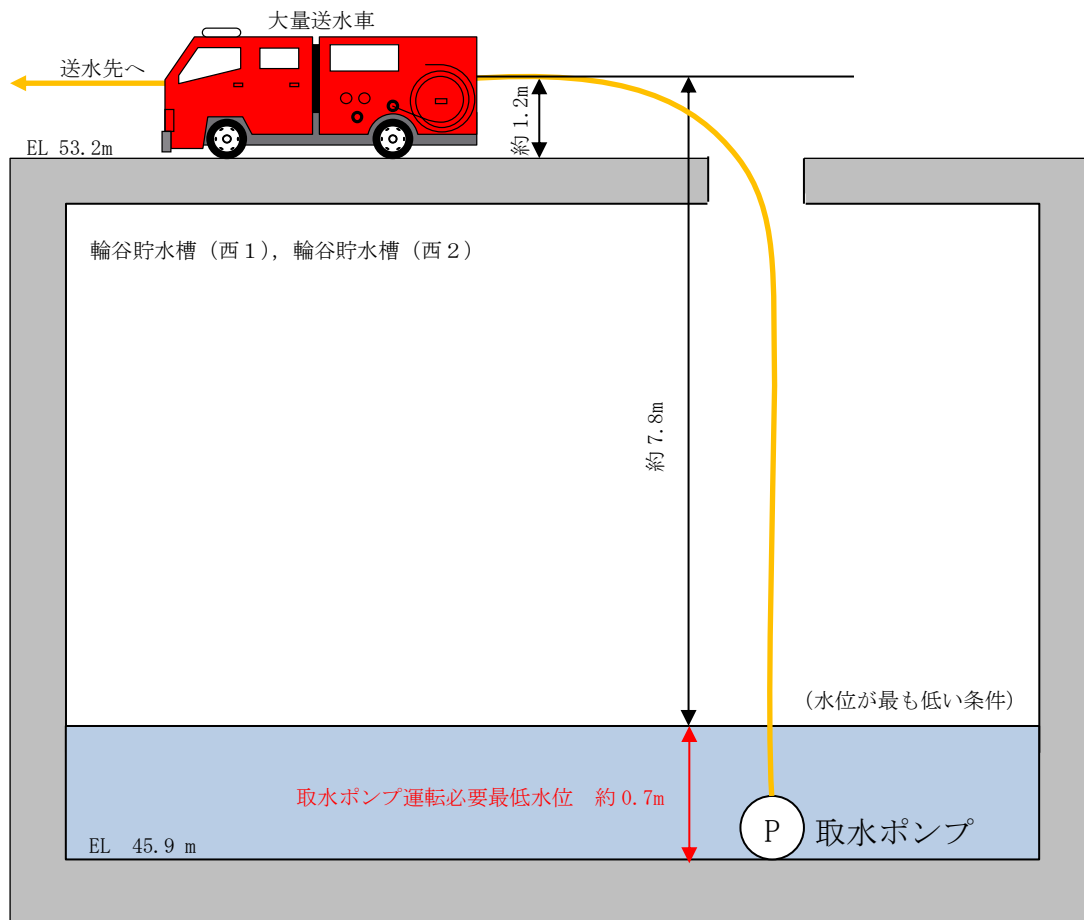


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

5. 最高使用温度 40℃

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

6. 原動機出力 230kW

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

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の冷却能力は、燃料プール水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として、燃料プール内燃料集合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。

可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドの冷却能力は以下の設計方針により決定する。

(1) 可搬型スプレイノズル

- ・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って除去可能な流量を確保。
- ・NEI 06-12 の可搬型スプレイノズルの必要スプレイ流量を満足すること。
- ・可搬型スプレイノズル1台で、燃料プール内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲^{※1}を確保。

※1：可搬型スプレイノズルの必要スプレイ量は、事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイノズル配置を可能とするため、評価基準として、燃料集合体とスプレイノズル配置から定まるスプレイ分布ではなく、燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。

(2) 常設スプレイヘッド

- ・必要スプレイ流量として、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って除去可能な流量を確保。
- ・冷却に寄与するスプレイ流量は、燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする。
- ・スプレイ分布は、燃料集合体とスプレイヘッド配置から定まるスプレイ分布として、取出し直後の燃料集合体を2炉心分^{※2}保管可能なエリアを確保。

※2：発電用原子炉から全燃料（1炉心分）を取出し、市松状に配置可能なことを考慮し、2炉心分のエリアを確保。

2. 可搬型スプレイノズルの冷却能力

(1) 必要スプレイ量の評価

a. 評価条件

- ・燃料プール内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。
- ・使用済燃料の崩壊熱量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。

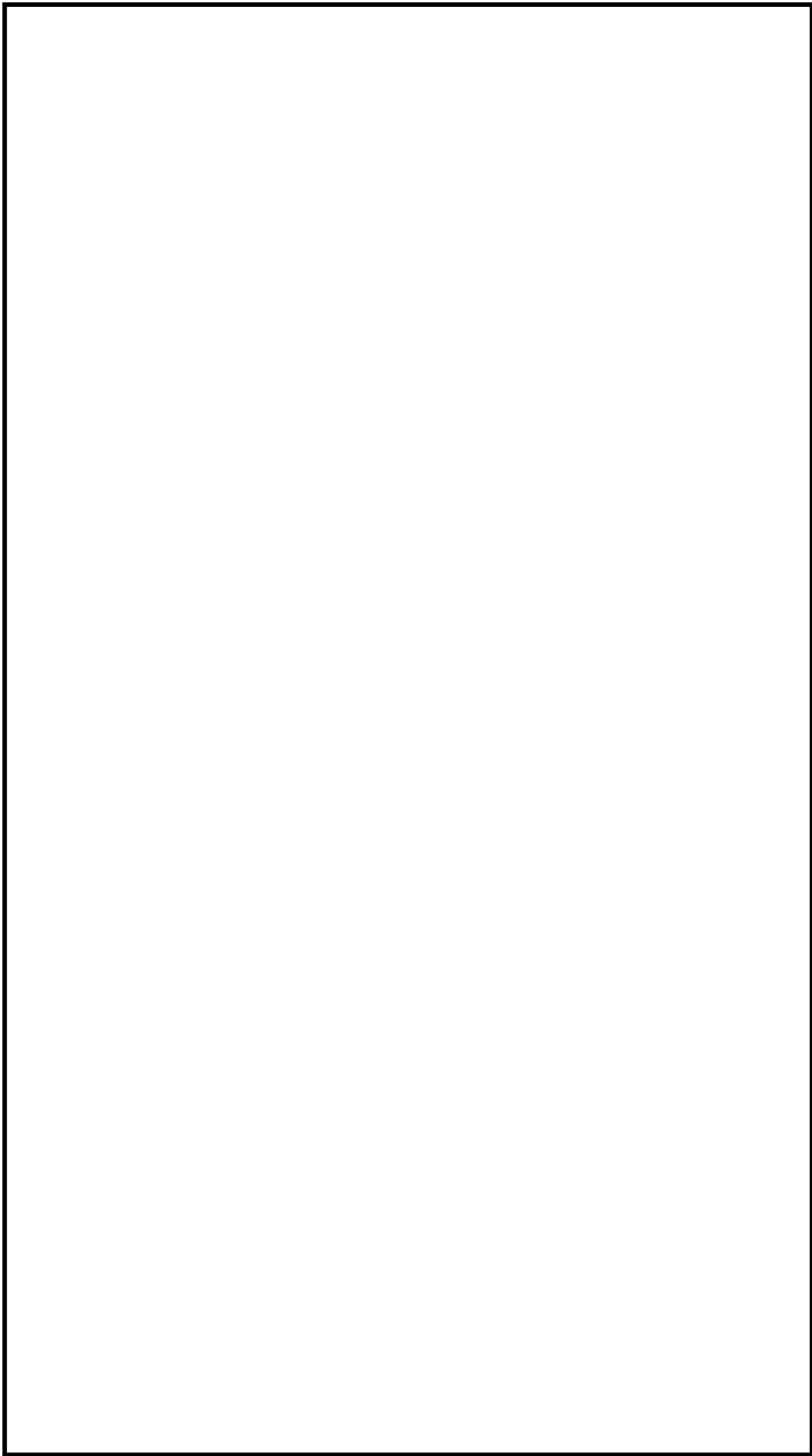
- スpray水の顕熱は 40°C～100°Cで 251.6kJ/kg (1980年 JSME 蒸気表)
- Spray水の蒸発潜熱は 100°C, 大気圧で 2,256.9kJ/kg (1980年 JSME 蒸気表)
- 水の比容積は 40°Cで 0.00100781m³/kg (1980年 JSME 蒸気表)

b. 燃料プール内の合計崩壊熱量

燃料プール内の総崩壊熱量として、評価結果を表 1 に示す。また、燃料プール内の合計崩壊熱量は約 7.821MW (定期検査中) となる。

表 1 燃料プール評価における燃料の崩壊熱量

(1) 定期検査中



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. 必要スプレイ流量の評価式

燃料プール内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量 V_1 (m³/h) は、燃料プール内燃料体の崩壊熱 Q による燃料プール水の蒸散量に等しいとして、以下の式を用いて算出した。

$$V_1 = Q \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600$$

Q : 燃料プール内燃料集合体の合計崩壊熱 [kW]

H_{sh} : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

m : 水の比容積 [m³/kg]

d. 評価結果

表 2 崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
全炉心燃料取出し後	11.4m ³ /h

e. まとめ

燃料プールの熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に、当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 11.4m³/h である。

島根 2 号炉において設置する可搬型スプレイノズルにより、上記流量及び NEI06-12 で要求されるスプレイ流量 (200gpm≒46m³/h) を確保することで、上記スプレイ流量を満足することが可能である。

以上より、必要スプレイ流量は保守側の 46 m³/h を満足する 48m³/h 以上とする。

(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について

a. 可搬型スプレイノズルの放水試験

下記条件の放水試験により，図4に示す放水範囲を確認している。

- ・放水角度（仰角）：30°
- ・旋回角度：±20°
- ・流量：800L/min（48m³/h）
- ・スプレイノズル元圧：0.45MPa
- ・試験時間：60sec
- ・φ205mmの測定容器を並べ，放水量を確認



図4 可搬型スプレイノズルの放水範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 燃料プールへの放水範囲

放水試験結果から，図5-1に示すように可搬型スプレインズル1台により複数箇所から燃料プール内の燃料集合体全域に対しスプレイ可能であることを確認している。



図5-1 可搬型スプレインズルのスプレイ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. 燃料プールへのスプレイ量の推定

図4, 図5-1のスプレイ範囲に基づき, 燃料プール内へのスプレイ量を推定した。

図5-2にスプレイ分布と燃料プールの位置関係を示す。

実機試験では等間隔に配置した容器でスプレイ量が計測されているが, このうち燃料プールの領域に含まれる容器は, 37箇所あり, 図4に示すスプレイ量の下限値の合計から, 平均 cc/0.034m²・min のスプレイ量があった。この値から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積 m² に相当するスプレイ流量を求めたところ, 約 m³/h と推定され, 崩壊熱相当のスプレイ流量: 11.4m³/h を満足する。

【算出方法】

- ①図5-2から燃料プールの領域に含まれる容器数を数える。
- ②抽出した容器の計測量を保守的に下限値として合計する。
- ③上記の合計水量を容器数で割り, 容器1個あたりの平均値を算出する。
- ④容器1個の面積から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積に換算し, 全体の注水量を算出する。



図5-2 可搬型スプレイノズルのスプレイ分布

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 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

燃料プールからの漏えい時において、可搬型スプレイノズルを配置する場合、燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位 NWL-2.6m）までの水位低下時間とスプレイノズルを配置する時間の関係を整理した。

NWL から燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位までの燃料プールからの水位低下量は約 m³ である。

ここで、燃料プールからの漏えい量を 200gpm (46m³/h) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は約 9 時間となる。一方で、原子炉建物 1 階から燃料プールのある原子炉建物 4 階まで仮設ホースを配置する時間は約 3 時間であることから、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

3. 常設スプレイヘッドの冷却能力

(1) 前提条件

a. 燃料プールの状態

燃料プールは、燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また、燃料プール内の崩壊熱量は、停止時最大として、原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で、号機間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。

b. 燃料集合体の配置

燃料プール内の燃料集合体について、取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」、号機間輸送分を含めたその他の 1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の 2 つのエリアに分け、「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能ないように 2 炉心以上のエリアを確保する。

c. 燃料集合体の冷却期間

燃料プール内の崩壊熱は、1 体当りの発熱量で定義し、高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ、低温燃料域は 1 サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。

d. 必要スプレイ流量

・単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

・必要スプレイ流量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要スプレイ流量は、燃料ラック内に入るスプレイ流量とし、実機スケールの実証試験により、燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を測定する（燃料プール外へ漏れるスプレイ流量や、燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃料ラックを介した伝熱、燃料プール内部を冷却することによる輻射伝熱等は、崩壊熱の除去に寄与しないものとする）。

なお、本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから、実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで、必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け、スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても、一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。

(2) 燃料プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・ 計算コード：ORIGEN2
- ・ 運転期間：13 ヶ月
- ・ 定検日数：50 日
- ・ プールゲート閉日数：2号機；10 日，（1号機；21 ヶ月後搬入）
- ・ 取出燃料：1号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料
：2号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料，MOX 燃料
- ・ 比出力：一定値

b. 評価結果

燃料プール内の崩壊熱量を表 3 に示す。

- ・ 高温燃料域：
- ・ 低温燃料域：

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 3 燃料プール評価における燃料の崩壊熱

定期検査中

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき、崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

- ・燃料プール内の冷却水が全喪失し、使用済燃料が露出している状態を想定
- ・崩壊熱量の除熱効果は、スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを考慮する。
- ・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2,256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は
- ・燃料プール面積は

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$$

Q_H : 高温燃料の 1 本当たりの最大崩壊熱 [kW/本]

Q_L : 低温燃料の 1 本当たりの最大崩壊熱 [kW/本]

H_{sh} : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

m : 水の比容積 [m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 本当たりの面積 [m²/本]

d. 評価結果

表 4 単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域 (取出し直後)	<input type="text"/>
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	<input type="text"/>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 必要スプレー流量

a. 測定方法

試験設備は、基準としてスプレー流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図6のようにポンプ、流量計、流量調整弁、スプレーヘッド、スプレーノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレー状態で試験可能な考慮を実施した。

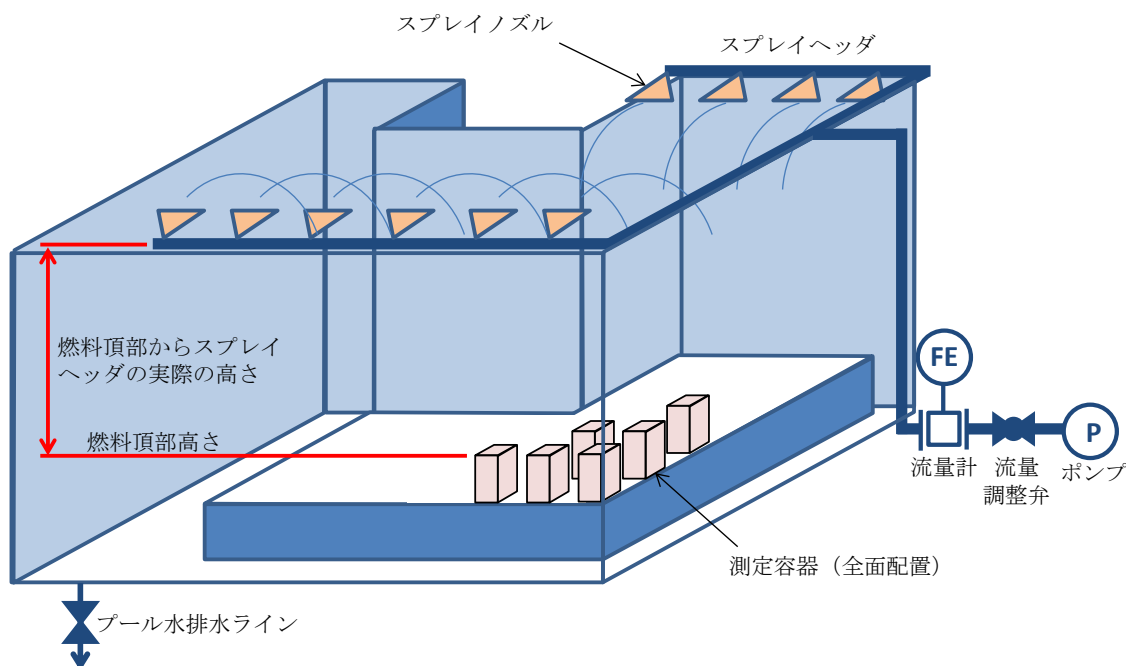


図6 試験設備概要図

b. 測定条件

- ・スプレー時間：10分
- ・測定容器開口面積：167 mm×167 mm

c. 判定基準

表5 単位面積当たりの必要スプレー流量

	単位面積当たりの必要スプレー流量	必要スプレー範囲
高温燃料域		2炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

d. 測定結果

①スプレー状態の確認

試験のスプレー状態について、スプレー前の状況を図7、スプレー時の状況を図8に示す。

図8のスプレー時の状況から、スプレーヘッドの複数のノズルからのスプレー水は互いに衝突等による干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。

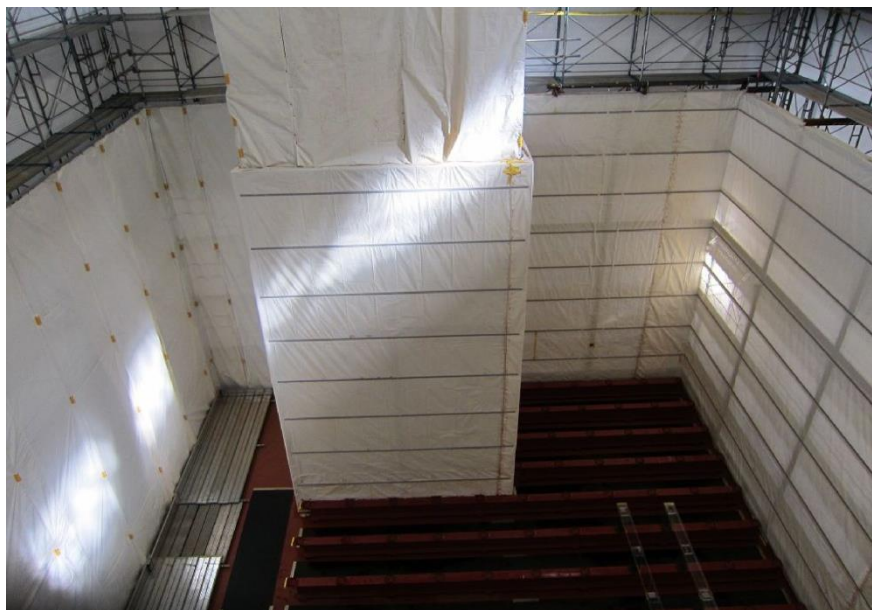


図7 スプレー前の状況



図8 スプレー時の試験状況（スプレー量：120m³/h）

②必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表6に示す。

単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、スプレイ分布と燃料配置図を図9に示す。

- ・スプレイ流量：2,000L/min (120m³/h)

表6 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりのスプレイ流量	スプレイ範囲
高温燃料域		3.83 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

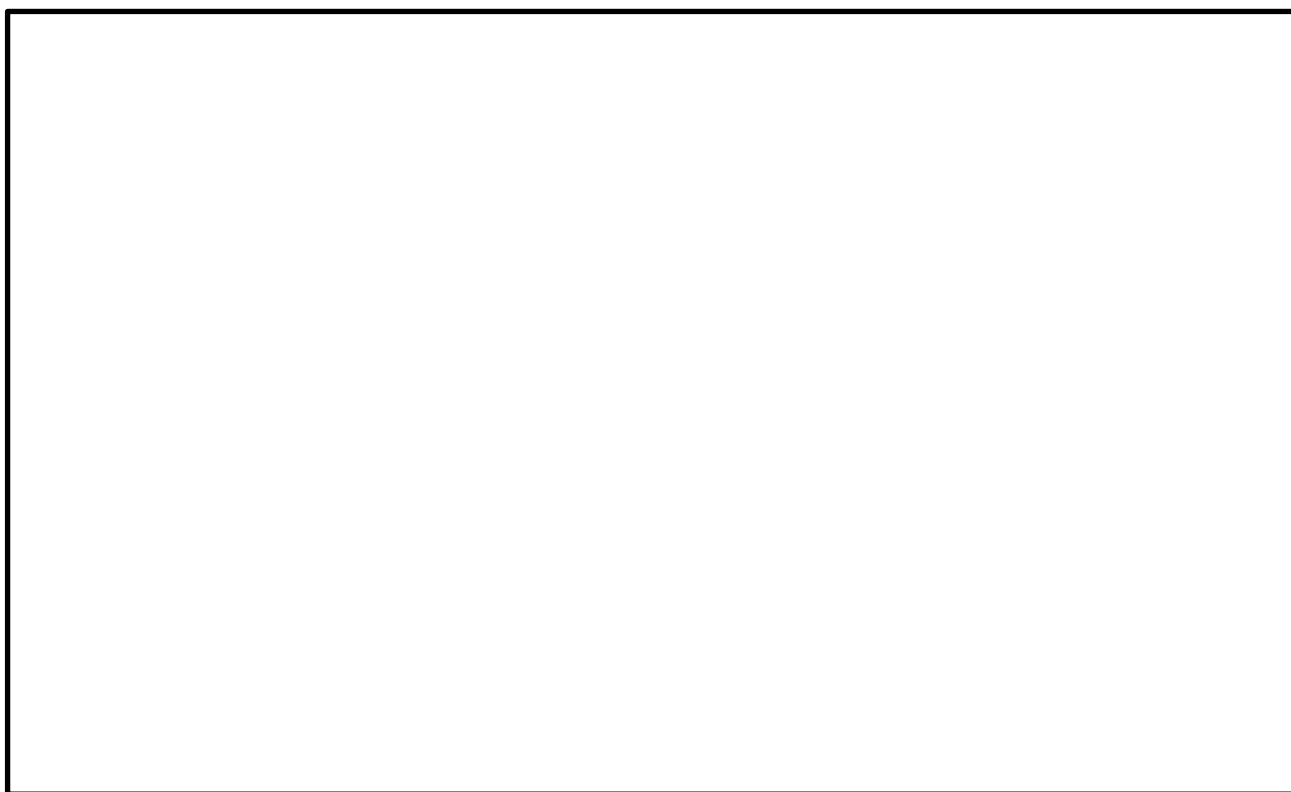


図9 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の
スプレイ分布図及び燃料配置図

以上

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

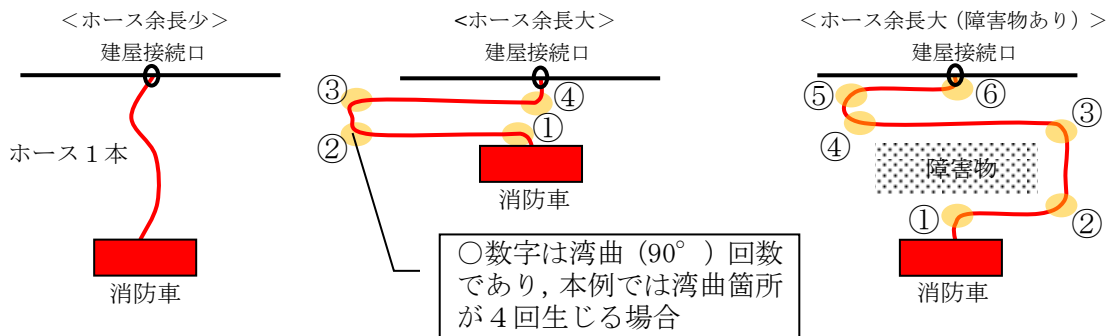


図 10 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2,000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

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

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

表7 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

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

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

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

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

燃料プールスプレイ系で使用する場合は

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

A : 管路の断面積について

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

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

$v = Q/A$ より

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

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2,000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

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

名 称		燃料プール冷却系熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW/基	約 1.9（注 1）（約 1.9（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設 定 根 拠】

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設が有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合、燃料プール冷却系はポンプ 1 台で運転し、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の熱交換量は、海水温度が 30℃、燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器 1 基あたり約 1.9MW であるが、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は、燃料プール水温が約 62.5℃、燃料プール冷却系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 198m³/h、原子炉補機代替冷却系側の流量約 198m³/h の場合において約 2.7MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は□m²に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は約 □m² となるため、燃料プール冷却系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		移動式代替熱交換設備
個 数	式	2 (予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は 2 式設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を 2 基の熱交換器で十分に除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭及び静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合わせて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合わせて、70℃とする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量23MWに対し、海水入口温度30℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃とする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg·K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg·K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$

$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個} \approx \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 $\boxed{}$ $\text{m}^2 / \text{式}$ とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (75 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	70
原 動 機 出 力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注 1) (110 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 個数、容量の設定根拠</p> <p>移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300m³/h のポンプを 2 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p> <p>2. 揚程の設定根拠</p> <p>移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。</p> <p>配管・機器圧力損失 : 約 <input type="text"/> m</p> <p>上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は 75m とする。</p>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭及び静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 11 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 11 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は 110kW/台とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

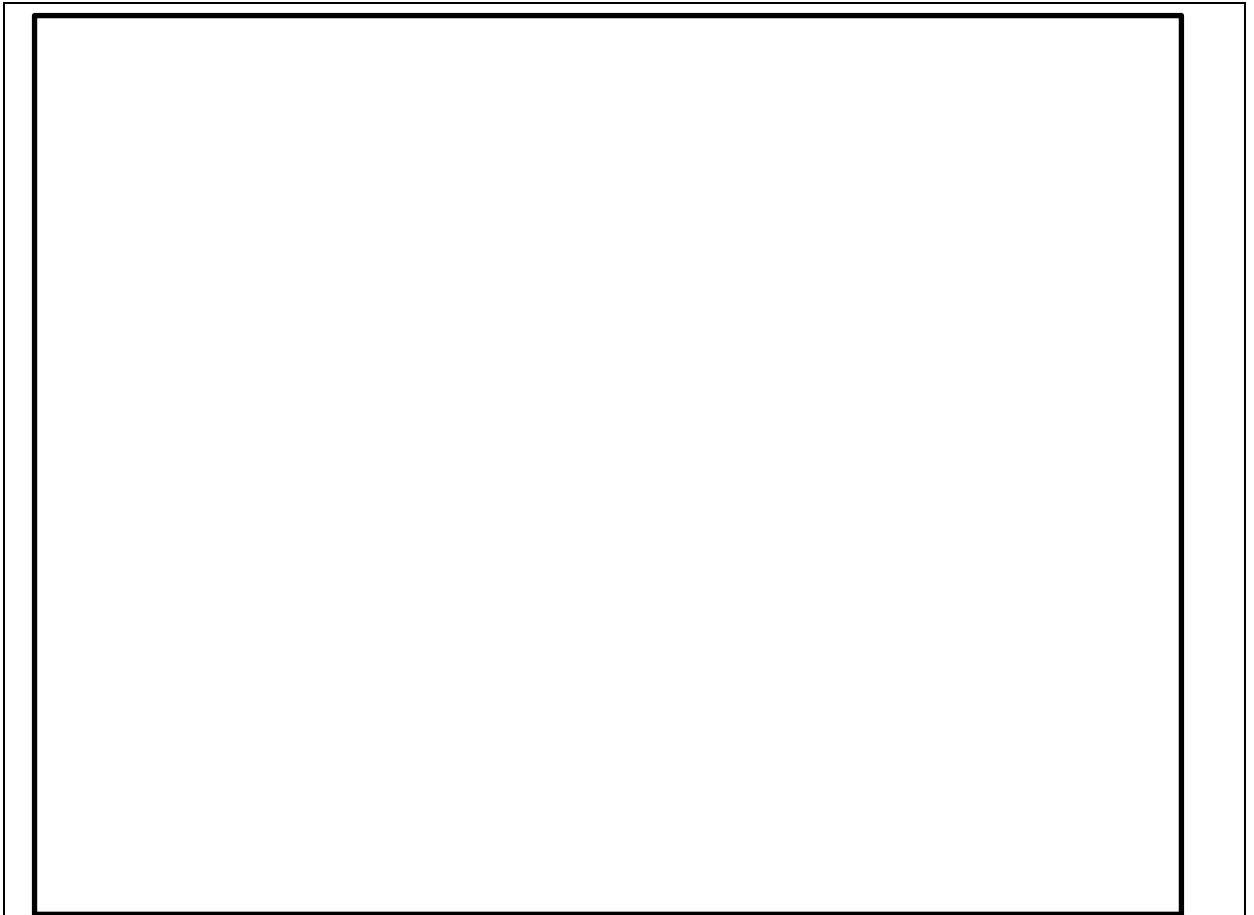


図 11 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/台	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p>		

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.35	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 54-6-35～37 参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.99	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 54-6-35～37 参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82	MPa

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 54-6-35～37 参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は 0.99MPa [gage] 以上とし、1.2MPa [gage] とする。

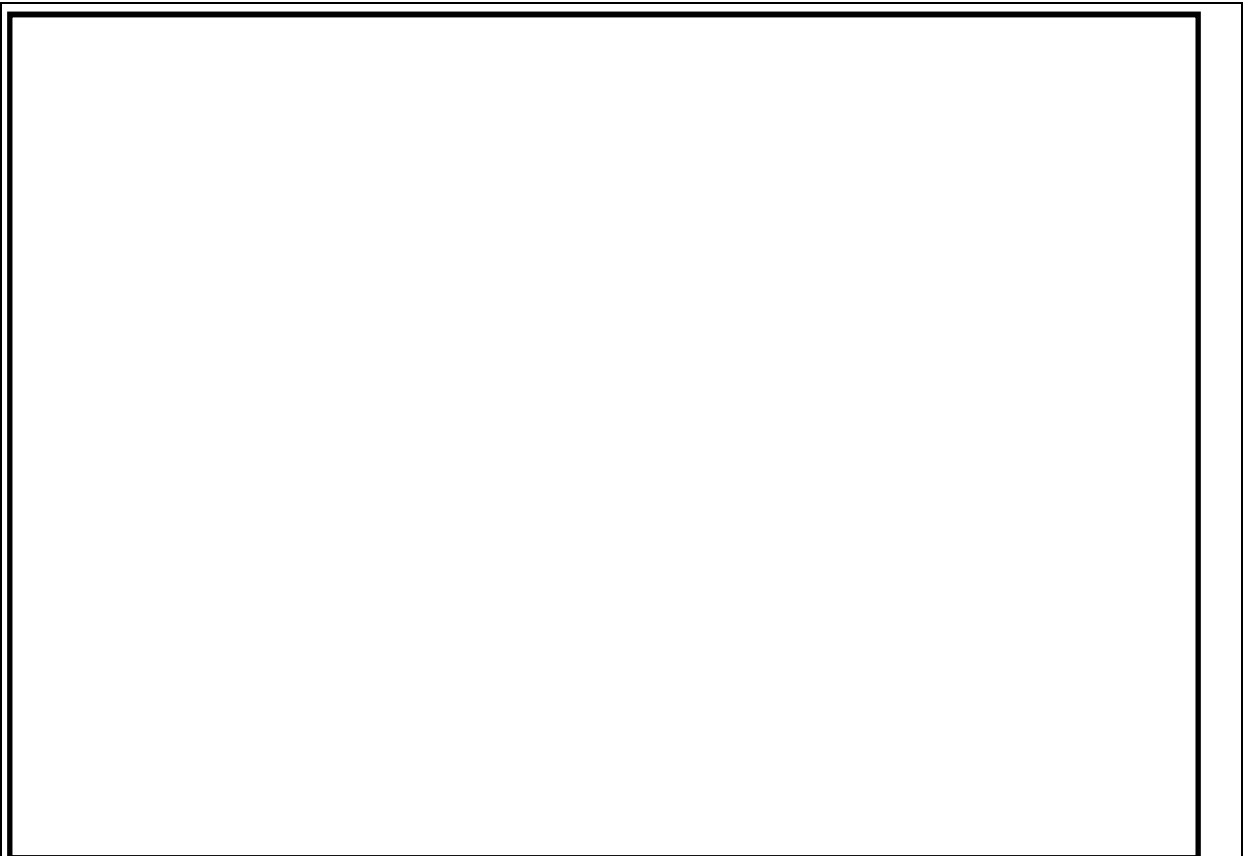


図 12 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図 13 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.5m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.5m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m、大気圧は約 10.3m であり、ホース圧損（約 2m）と静水頭（約 16.5m）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 $41\text{m} (= 50\text{m} + 10.3\text{m} - 2\text{m} - 16.5\text{m})$ ）

は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

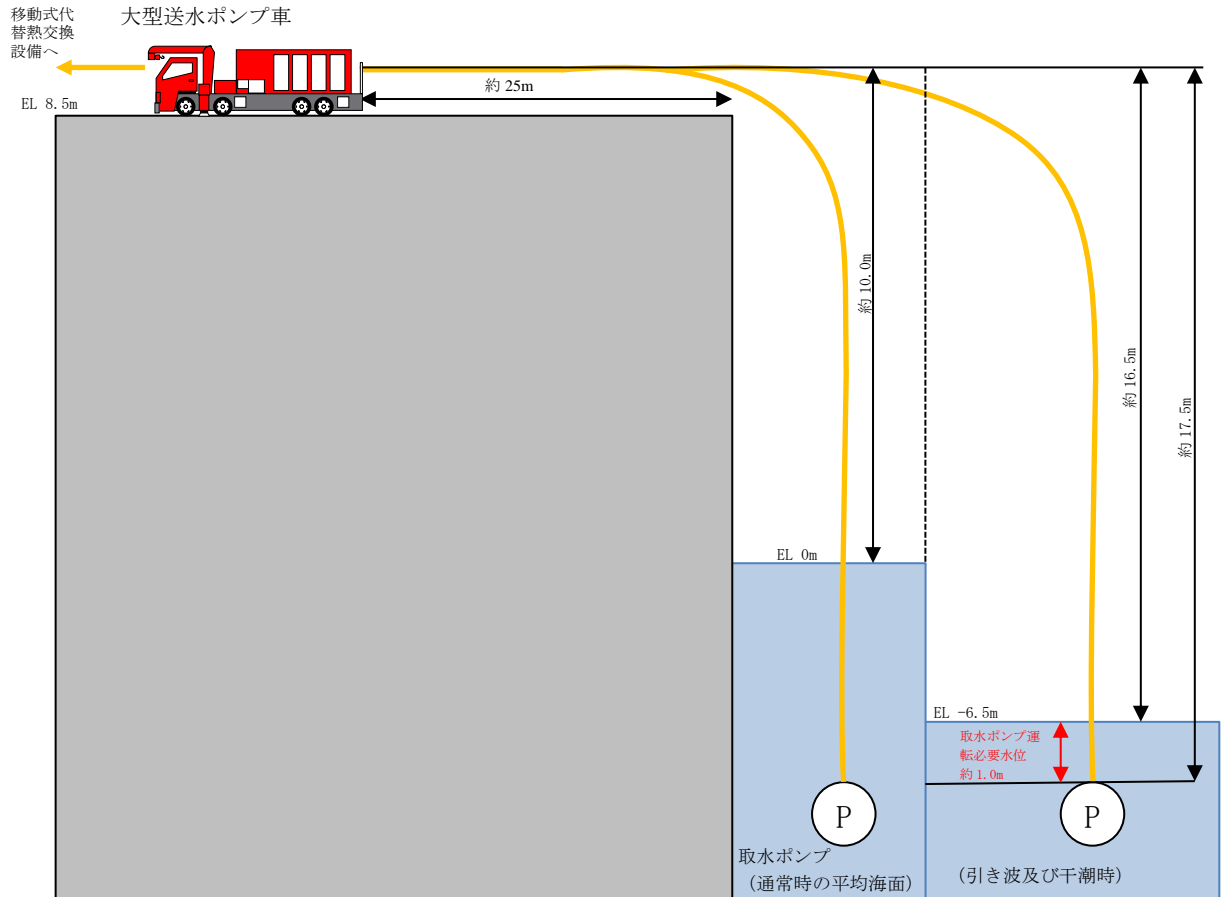


図 13 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.2MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度 30℃の裕度を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして 1,193 kW とする

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲箇所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

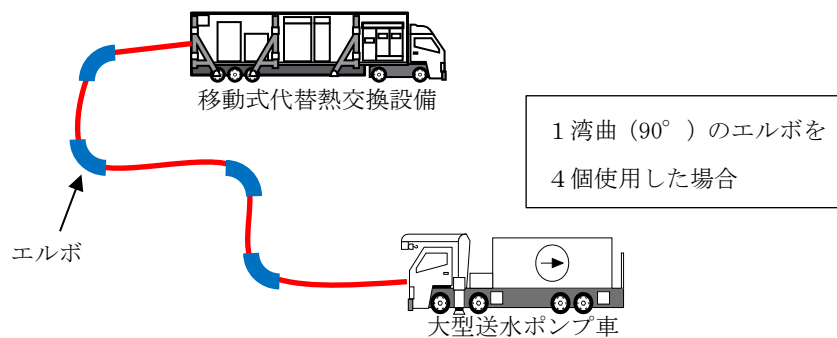


図 14 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<流量エルボ 1 個 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2,000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$\begin{aligned} Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00515\alpha\theta Re^{-0.2}(\rho/d)^{0.9} \\ Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00431\alpha\theta Re^{-0.17}(\rho/d)^{0.84} \end{aligned}$$

ここで $Re = v d/\nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度,

α は表 8 のように与えられる

表 8 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ($\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho/d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596[\text{m}]$$

$$d = 0.2979[\text{m}]$$

$$\nu = 1.792[\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$\begin{aligned} v &= 1,000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \cdots \\ &\doteq 3.99[\text{m/s}] \end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned} Re(d/\rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2 \\ &\doteq 165,519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

$$\begin{aligned} \rho/d &= 0.596/0.2979 \\ &= 2.00067 \cdots \\ &\doteq 2 \end{aligned}$$

であるため

$$\begin{aligned} \alpha &= 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96} \\ &= 2.085319 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \zeta_b &= 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84} \\ &= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596/0.2979)^{0.84} \\ &= 0.148346 \cdots \\ &\doteq 0.15 \end{aligned}$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2,000$$

$$= 0.0119400 \dots$$

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

・燃料プール水位・温度（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの水位，水温について，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，燃料プール水位・温度（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。

（図 15「燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）」参照）

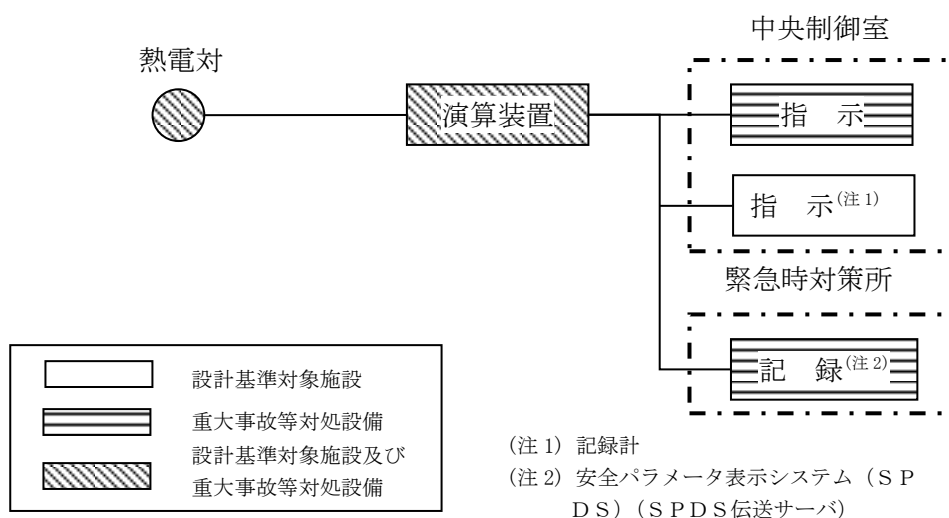


図 15 燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）

燃料プール水位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，燃料プール水位の検出信号は，-1,000mm（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から6箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差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る。（図16「燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（2）」参照）

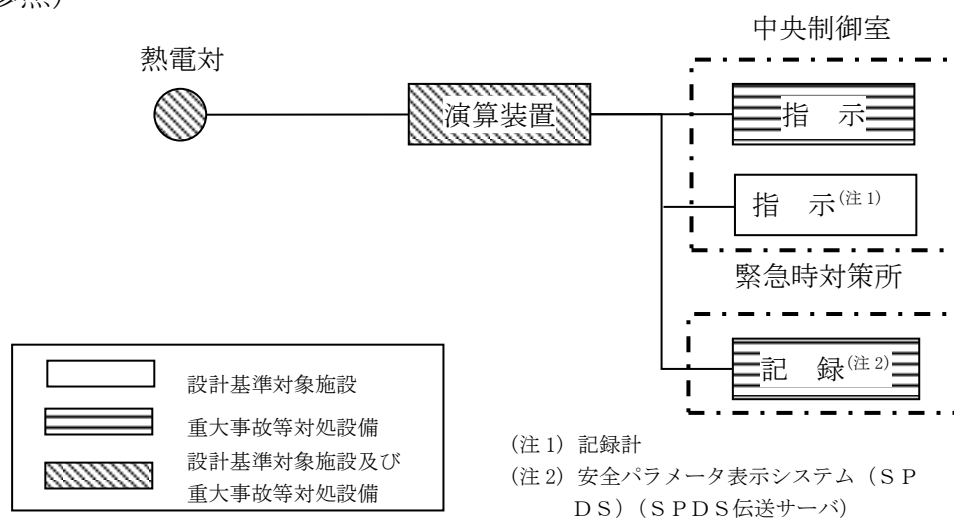


図16 燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（2）

(3) 計測範囲

燃料プール水位・温度（SA）の仕様を表9に，計測範囲を表10に示す。

表9 燃料プール水位・温度（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール 水位・温度（SA）	熱電対	-1,000～6,710mm [*] (EL34518～42228)	1 (検出点 7箇所)	原子炉建物 原子炉棟 4階
		0～150℃		

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 10 燃料プール水位・温度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
燃料プール 水位・温度 (S A)	-1,000～ 6,710mm ^{※2} (EL34518～ 42228)	6,982mm ^{※2} (EL42500)	6,982mm ^{※2} (EL42500)	通常水位から-0.35m (EL42150)		重大事故等時により 変動する可能性のある 燃料プール上部から 使用済燃料貯蔵ラック 上端近傍までの範囲に わたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：65℃	100℃以下		

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プール水位（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの水位について，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，燃料プール水位（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プール水位（S A）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（S A）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（S A）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図 17「燃料プール水位（S A）の概略構成図」参照）

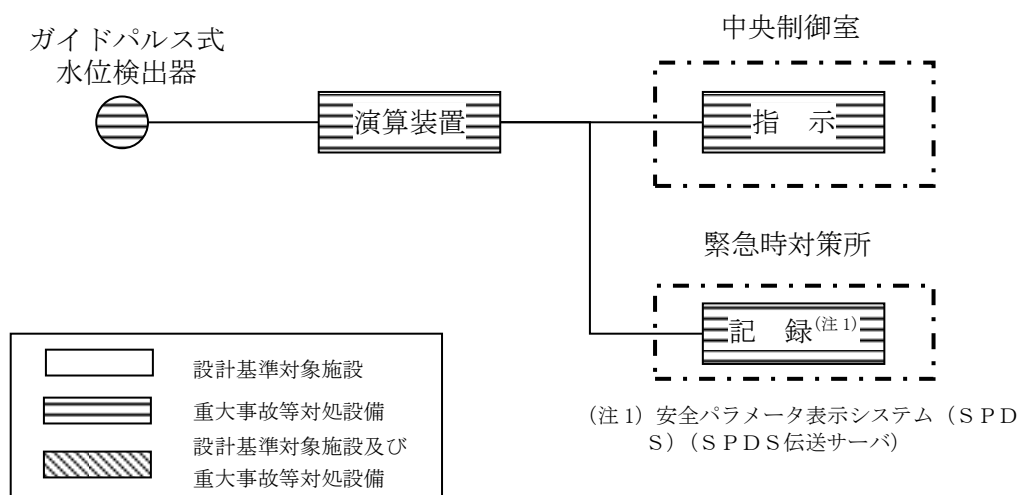


図 17 燃料プール水位（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プール水位（S A）の仕様を表 11 に，計測範囲を表 12 に示す。

表 11 燃料プール水位（S A）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール水位（S A）	ガイドパルス式水位検出器	-4.30～7.30m [※]	1	原子炉建物 原子炉棟 4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 12 燃料プール水位（S A）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
燃料プール水位（S A）	-4.30~7.30m ^{※2} (EL31218 ~42818)	6,982mm ^{※2} (EL42500)	6,982mm ^{※2} (EL42500)	通常水位から-0.35m (EL42150)		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの上部の空間線量率について、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、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 18「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図」参照）

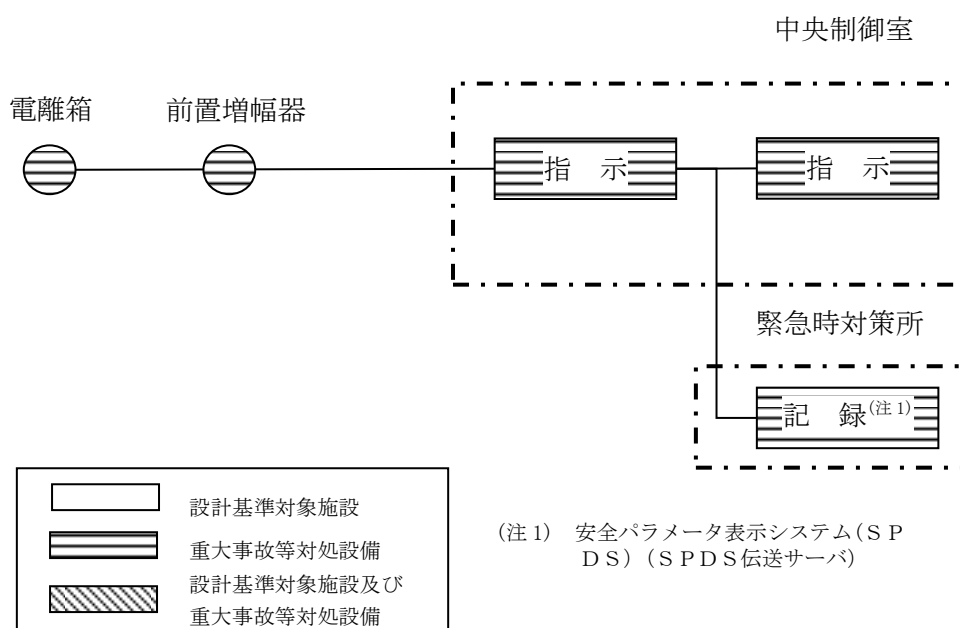


図 18 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の仕様を表 13 に、計測範囲を表 14 に示す。

表 13 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	電離箱	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
	電離箱	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建物 原子炉棟 4階

表 14 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前		炉心 損傷後
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	—	—	$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における燃料プールの変動する範囲 ($10^{-3} \sim 10^7 \text{mSv/h}$) にわたり放射線量を監視可能である。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$					

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

54-7 接続図

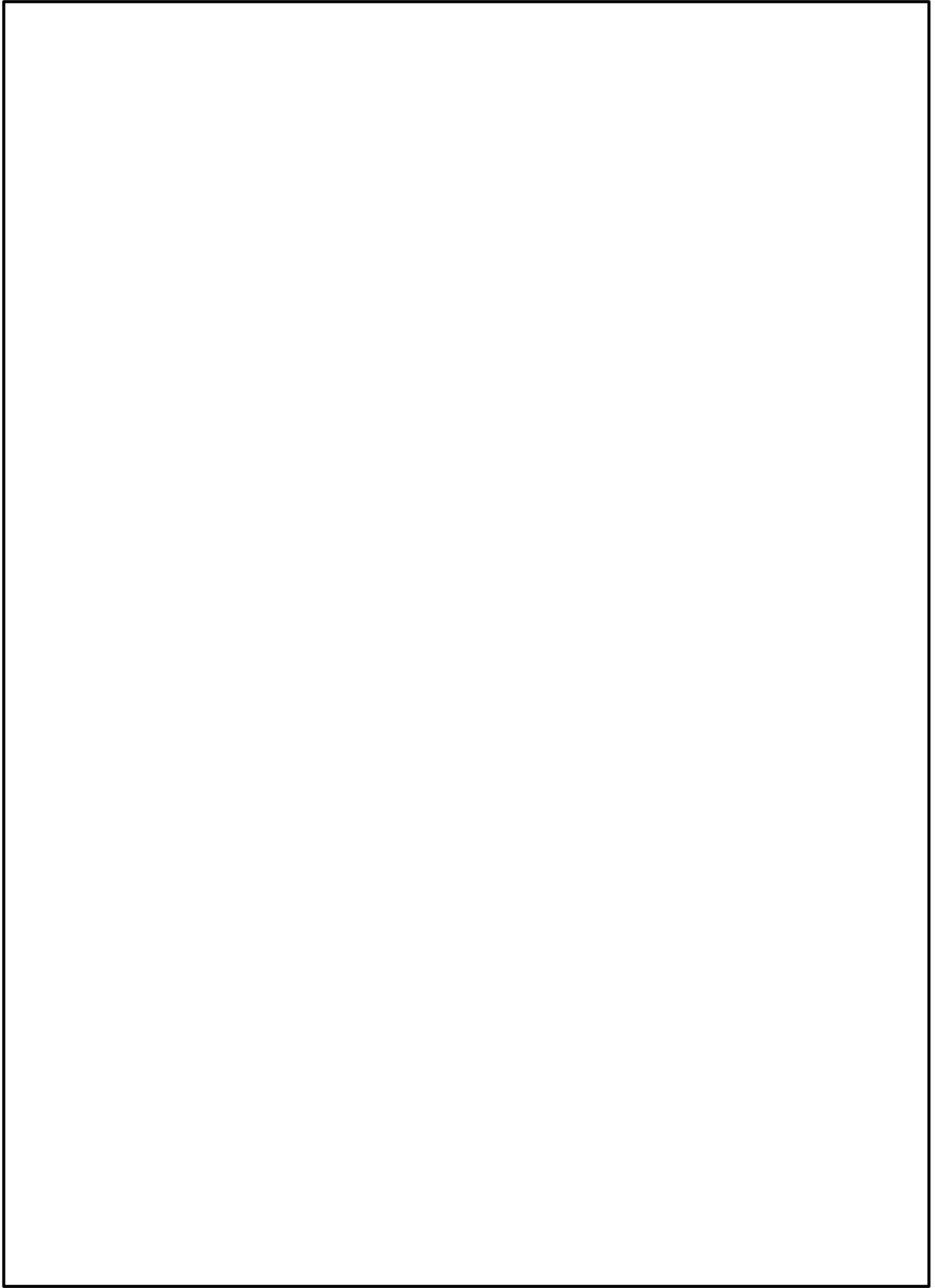


図1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
第54条第1項，第2項対応 屋外接続図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

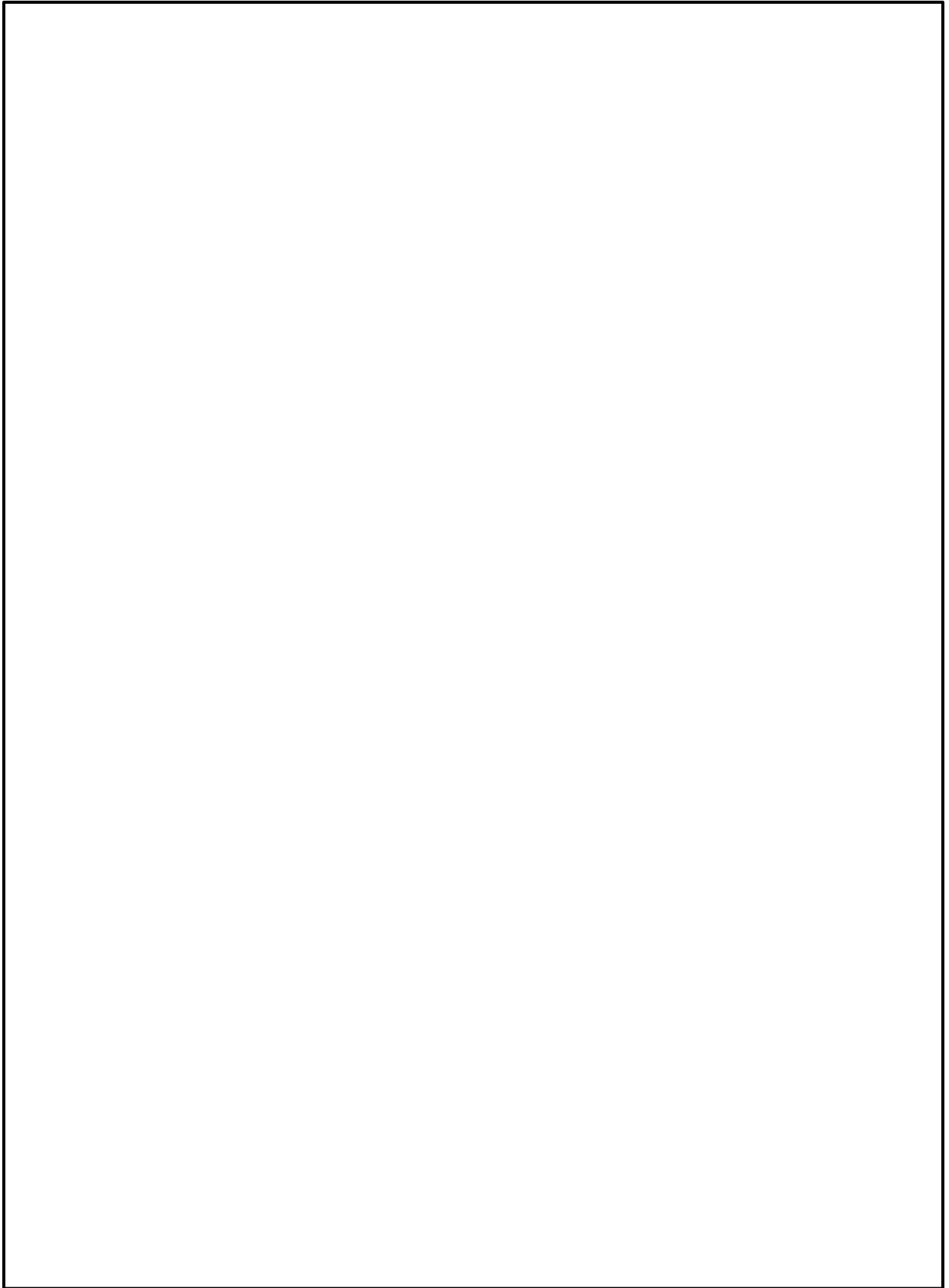


図2 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（1 / 5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

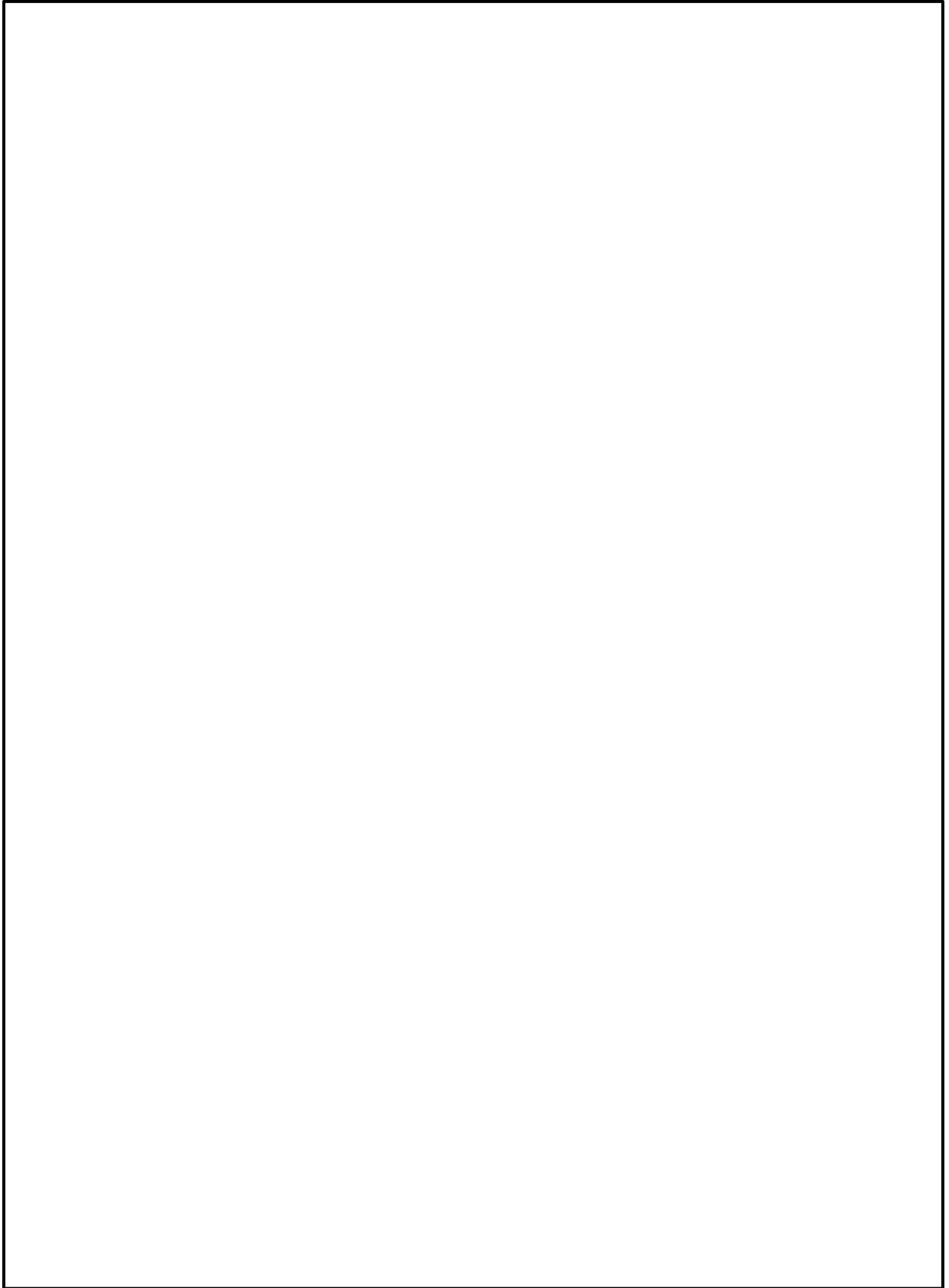


図3 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（2 / 5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

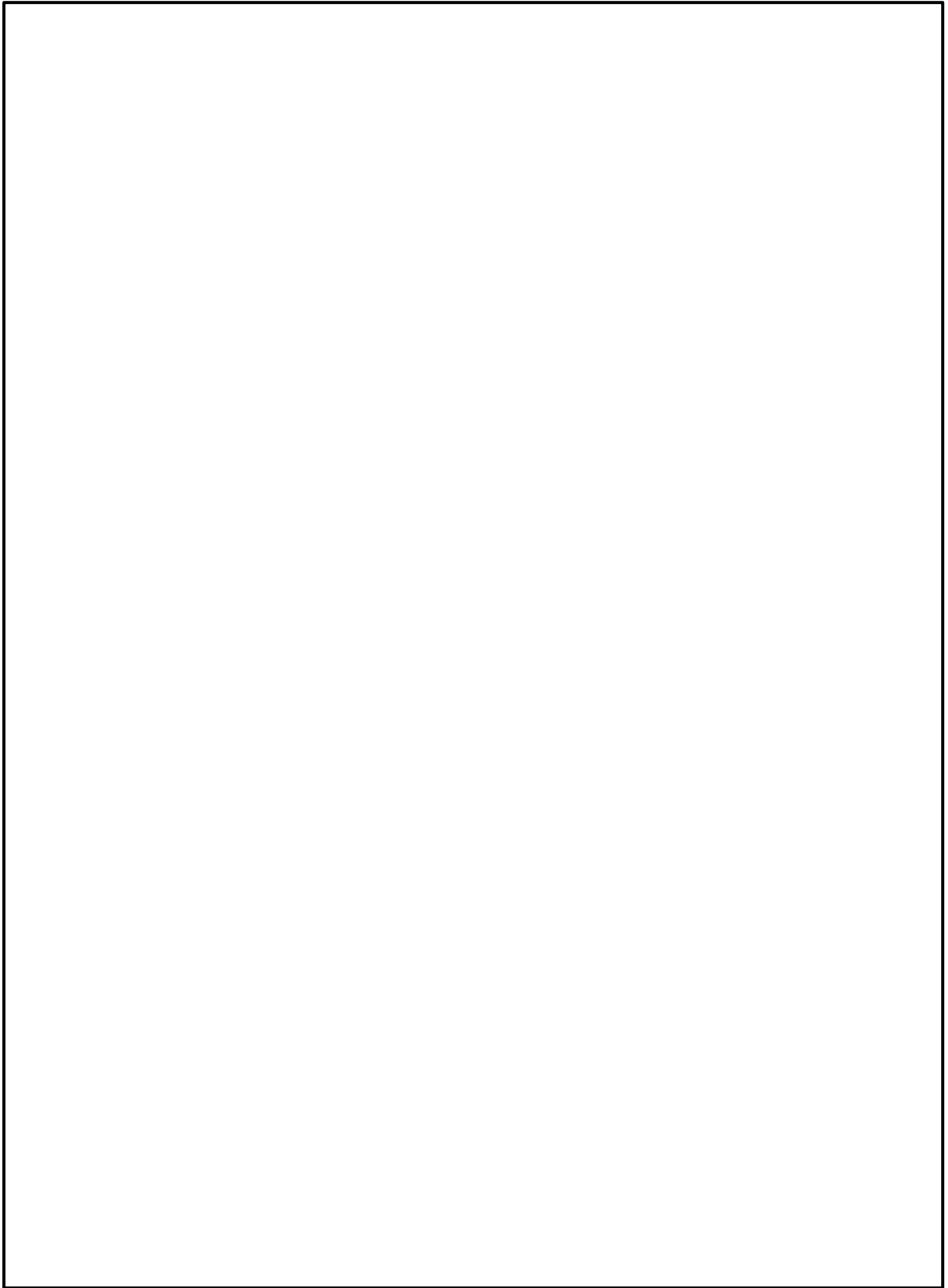


図4 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（3／5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

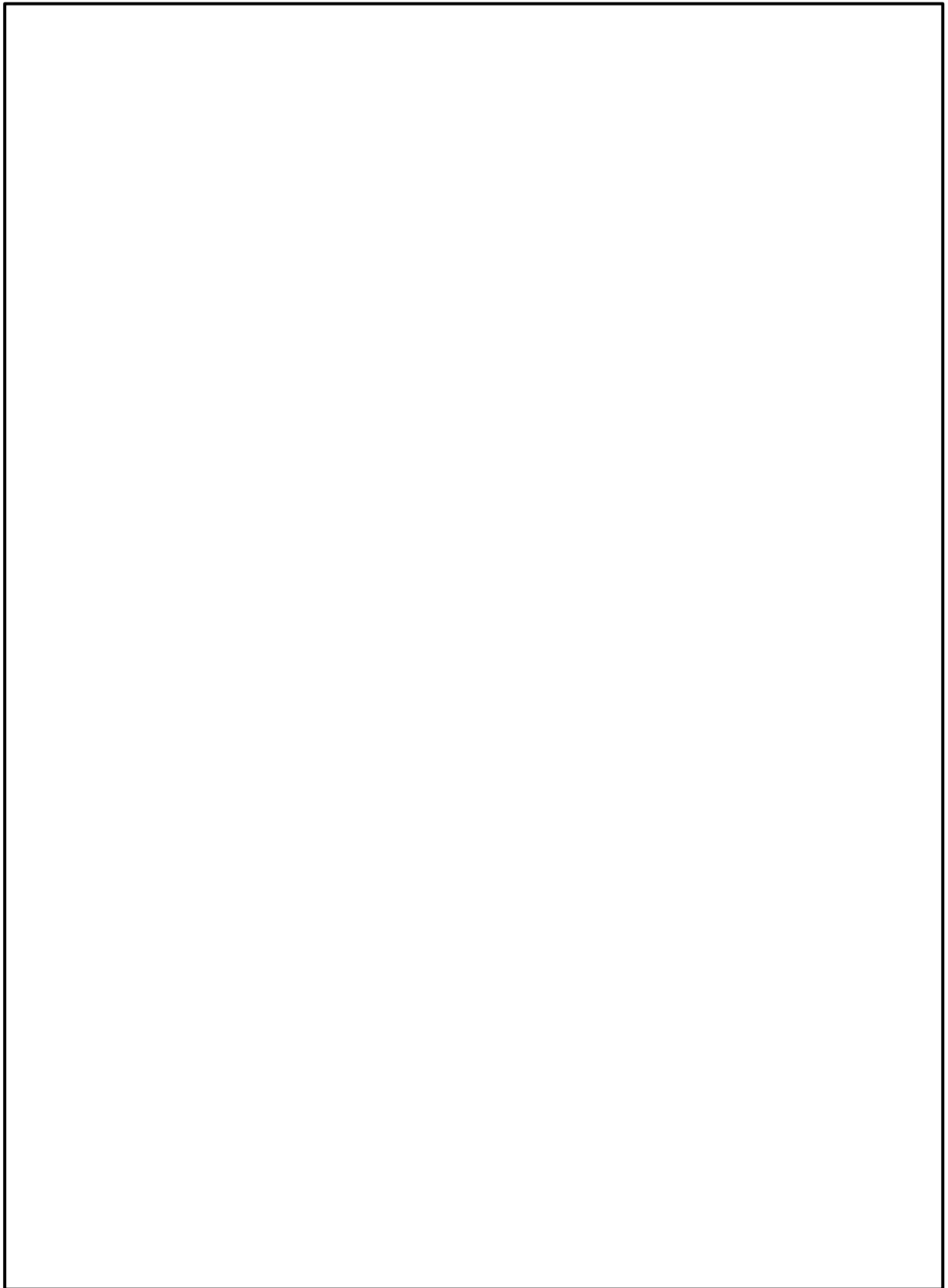


図5 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（4 / 5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

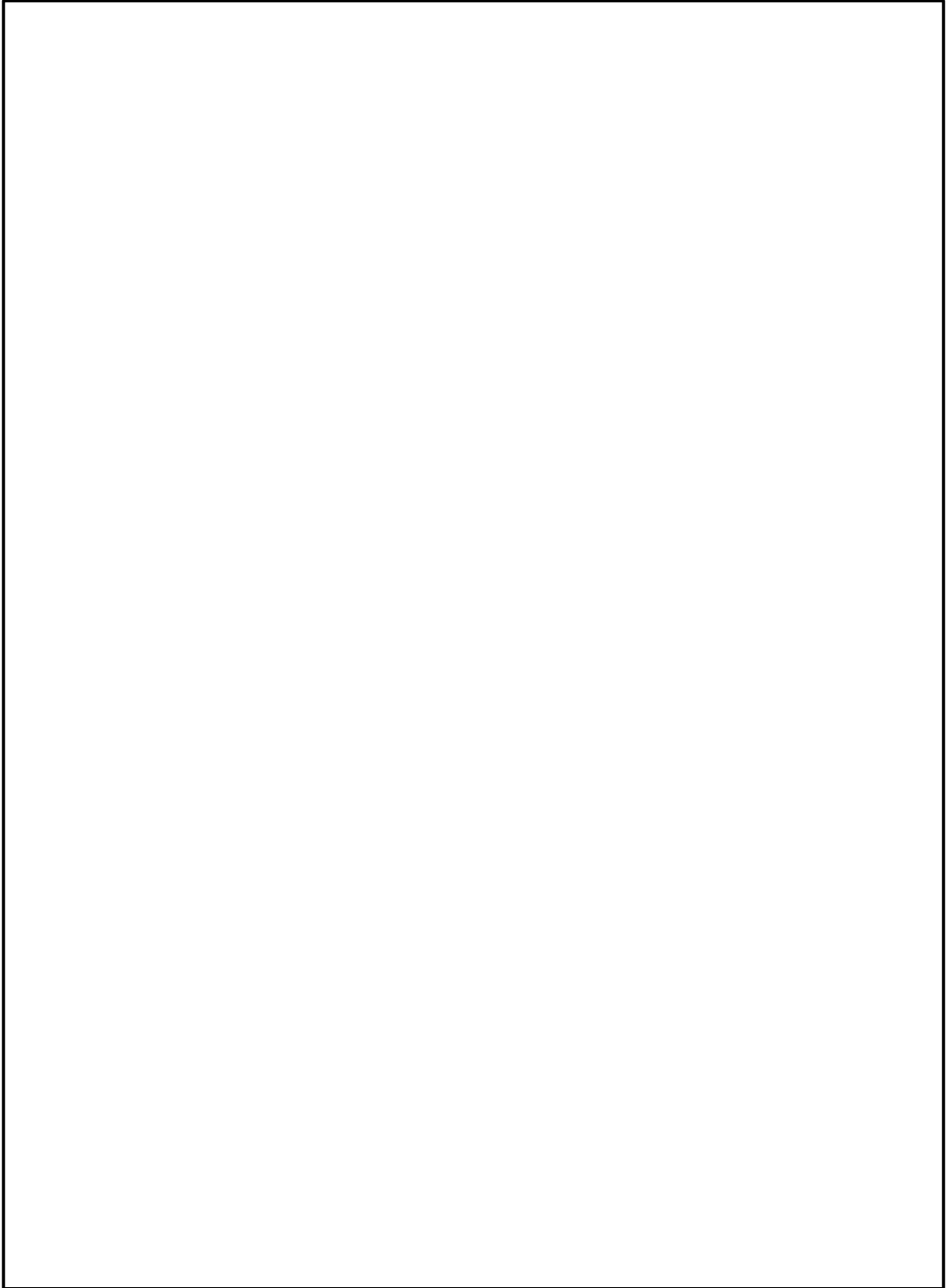


図6 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（5 / 5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

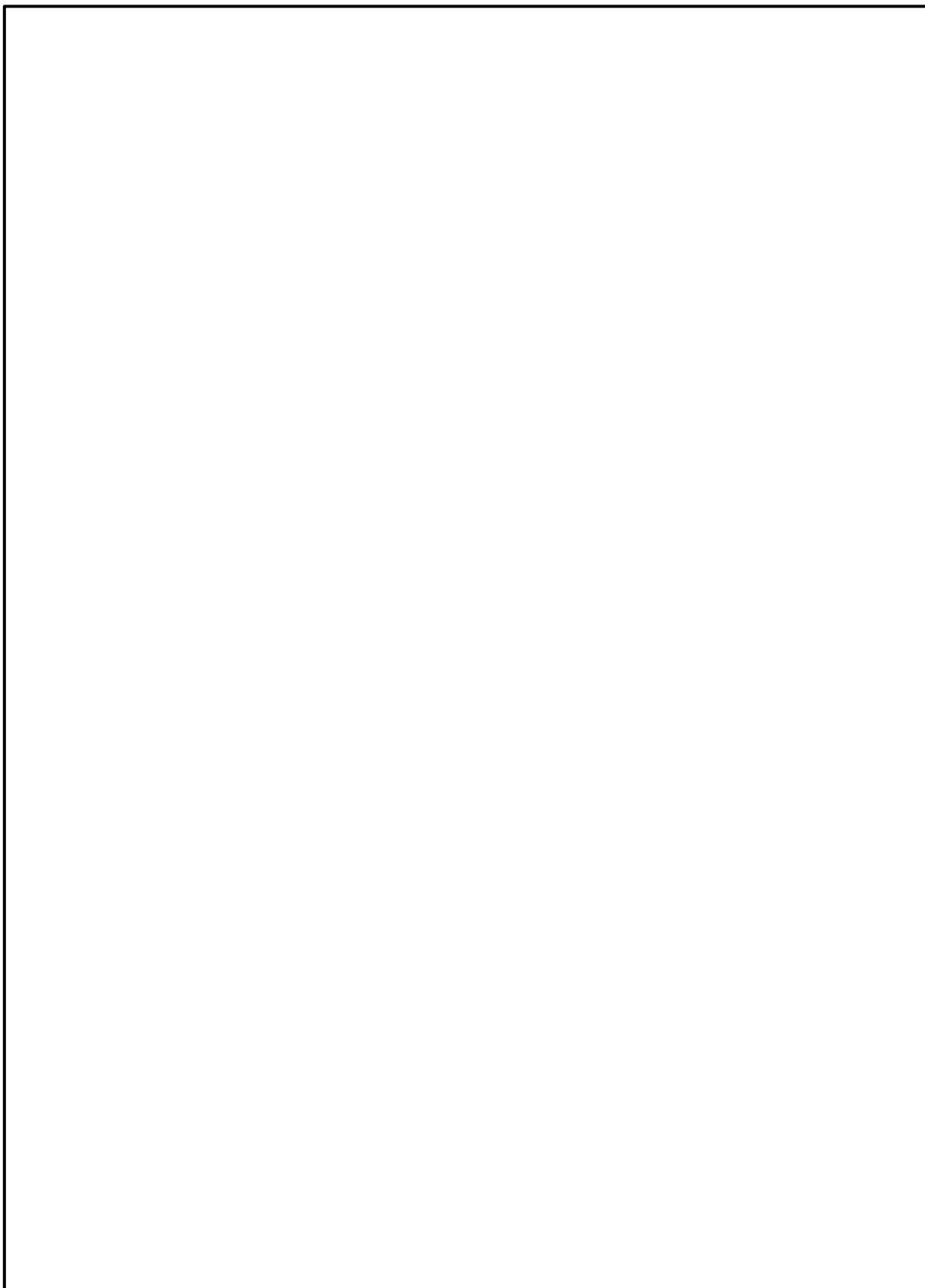


図7 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）
屋外接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

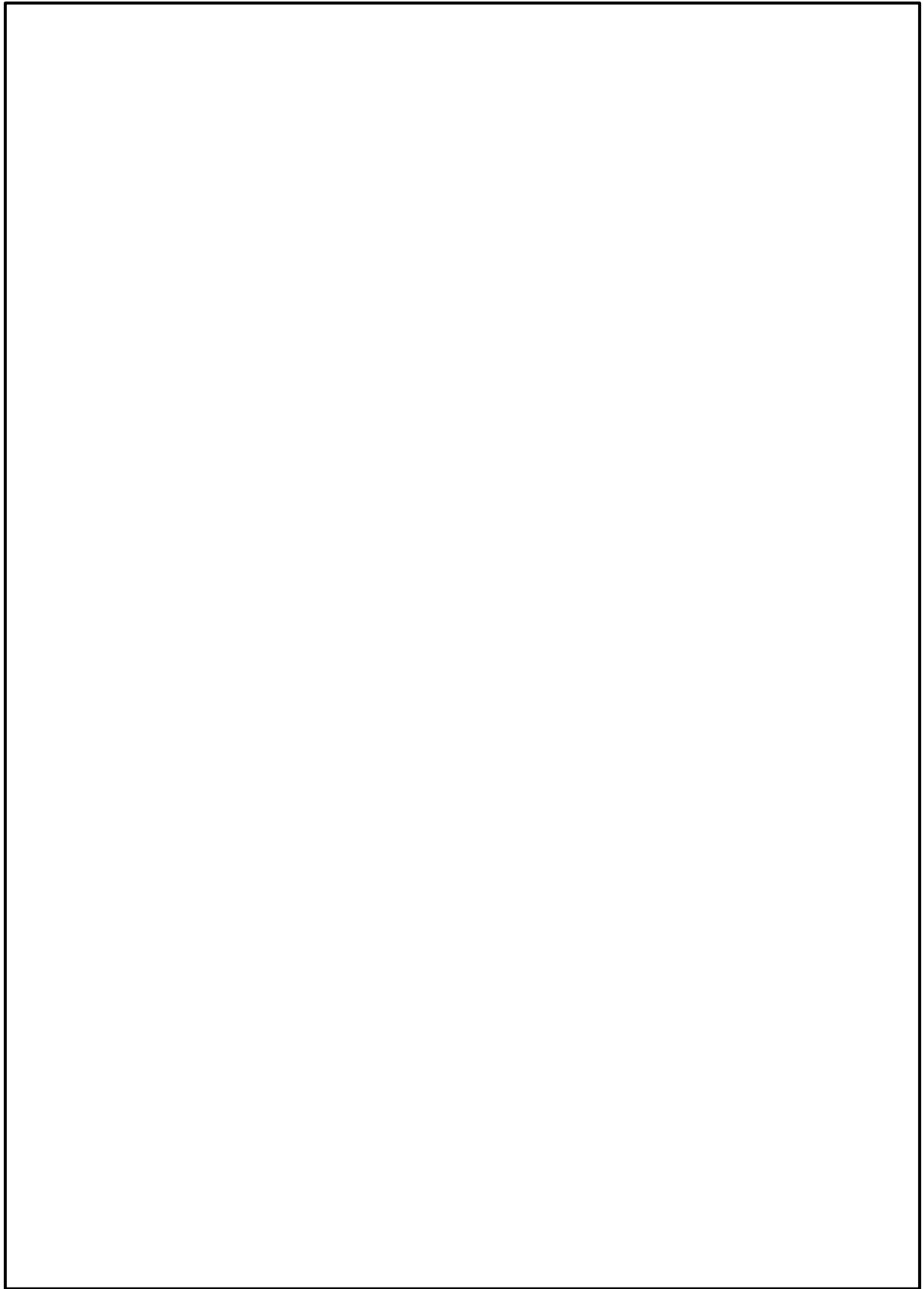


図 8 原子炉補機代替冷却系（可搬型）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-8 保管場所図

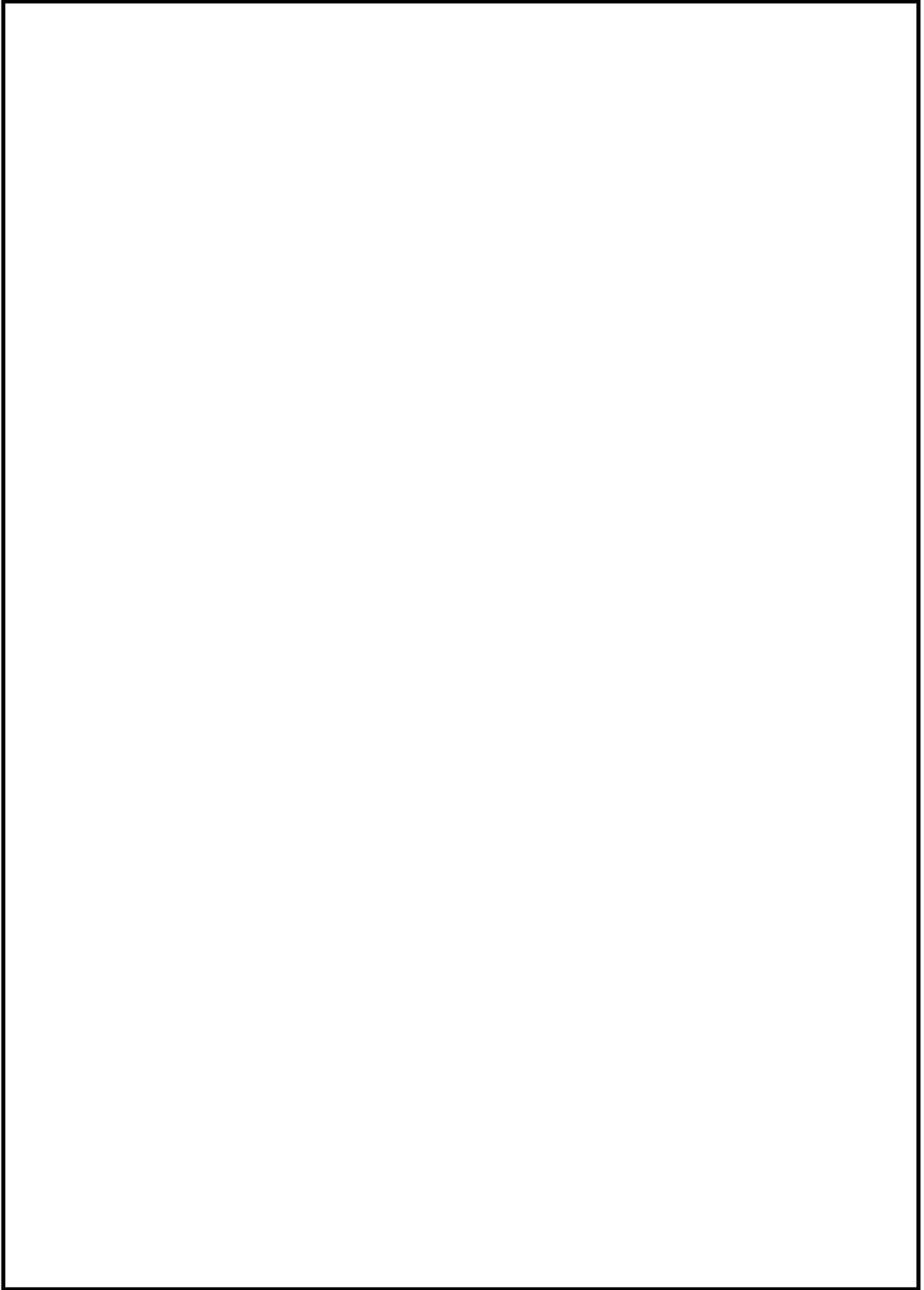


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

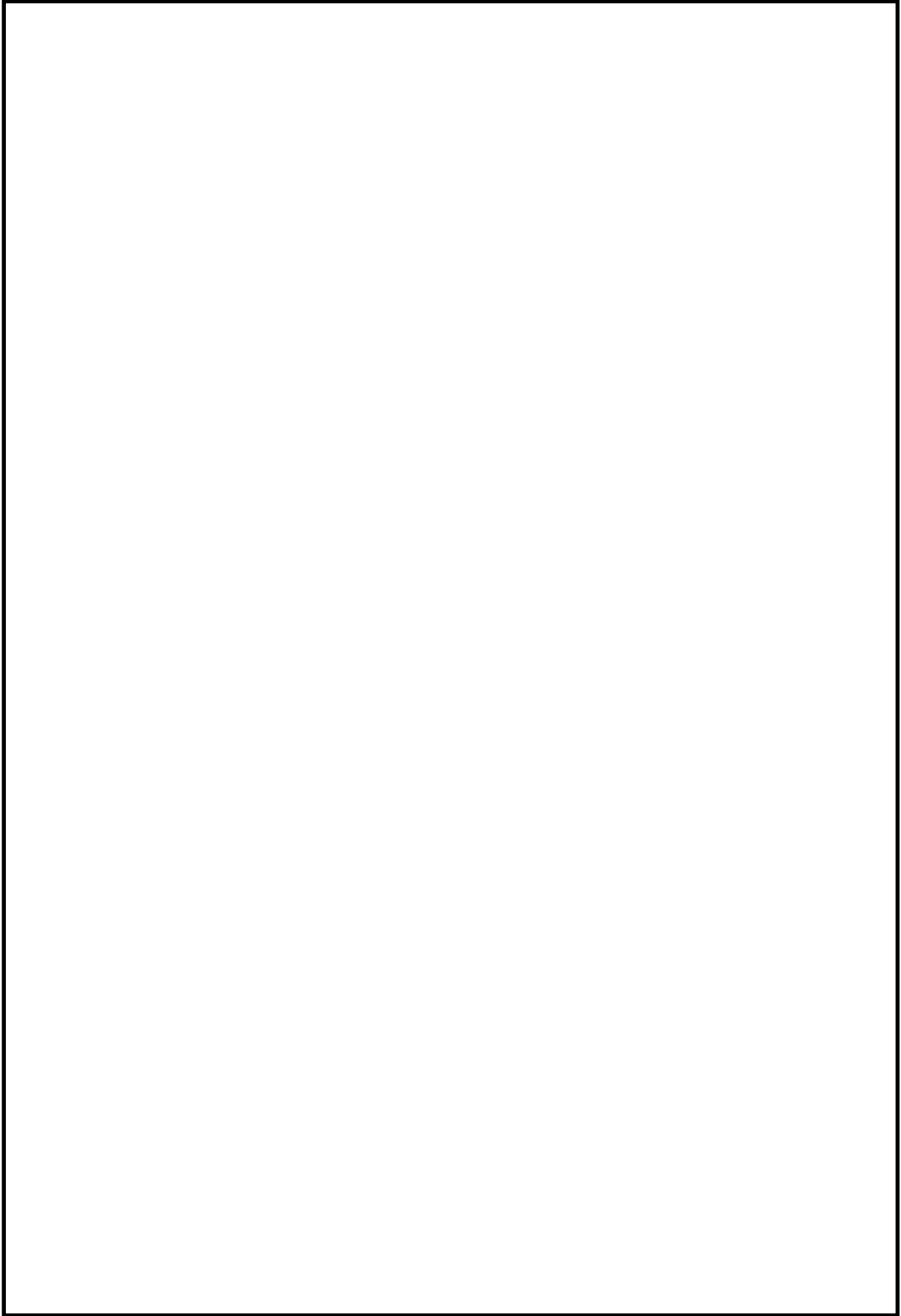


図 2 保管場所図（機器配置）（1 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

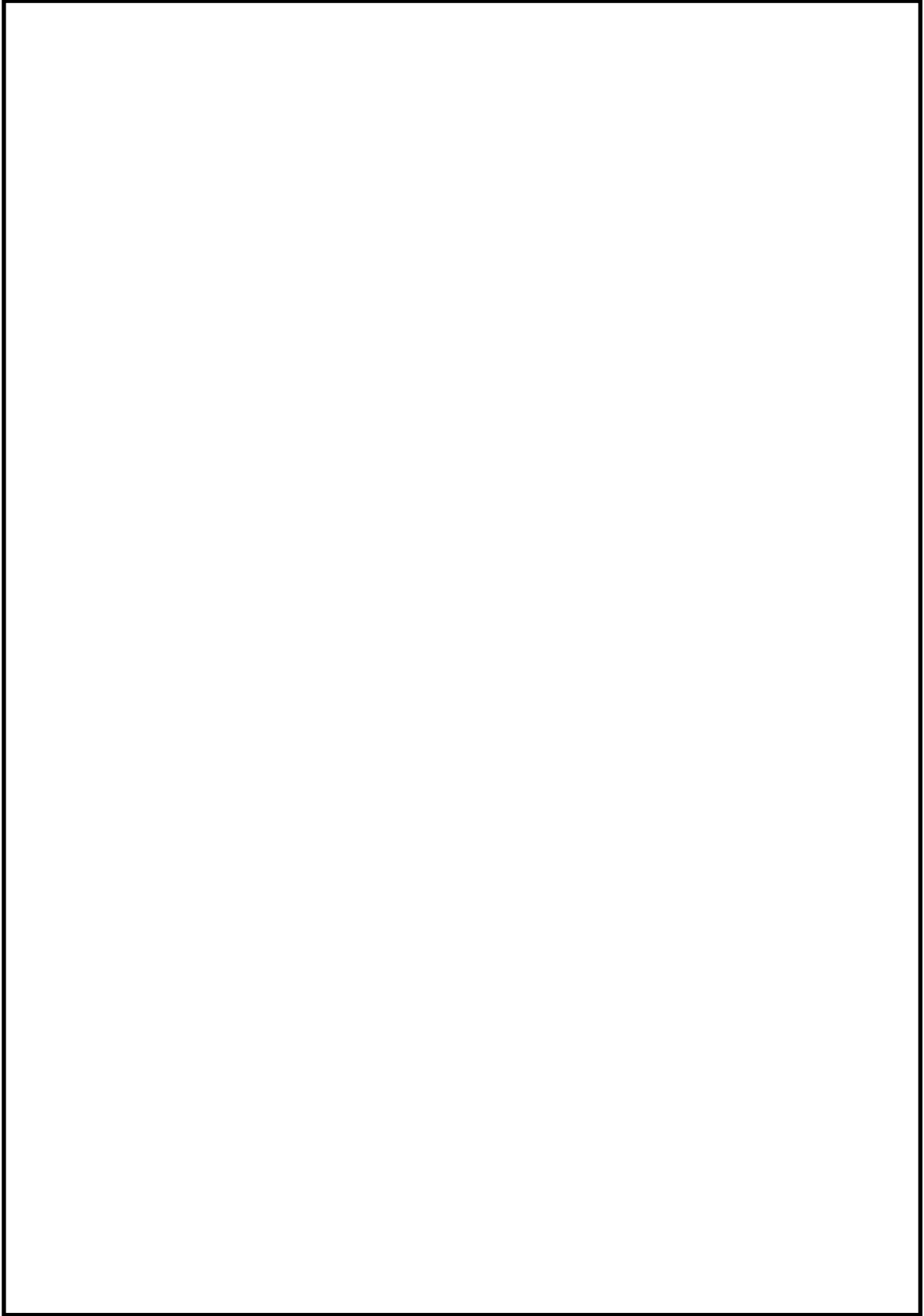


図3 保管場所図（機器配置）（2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

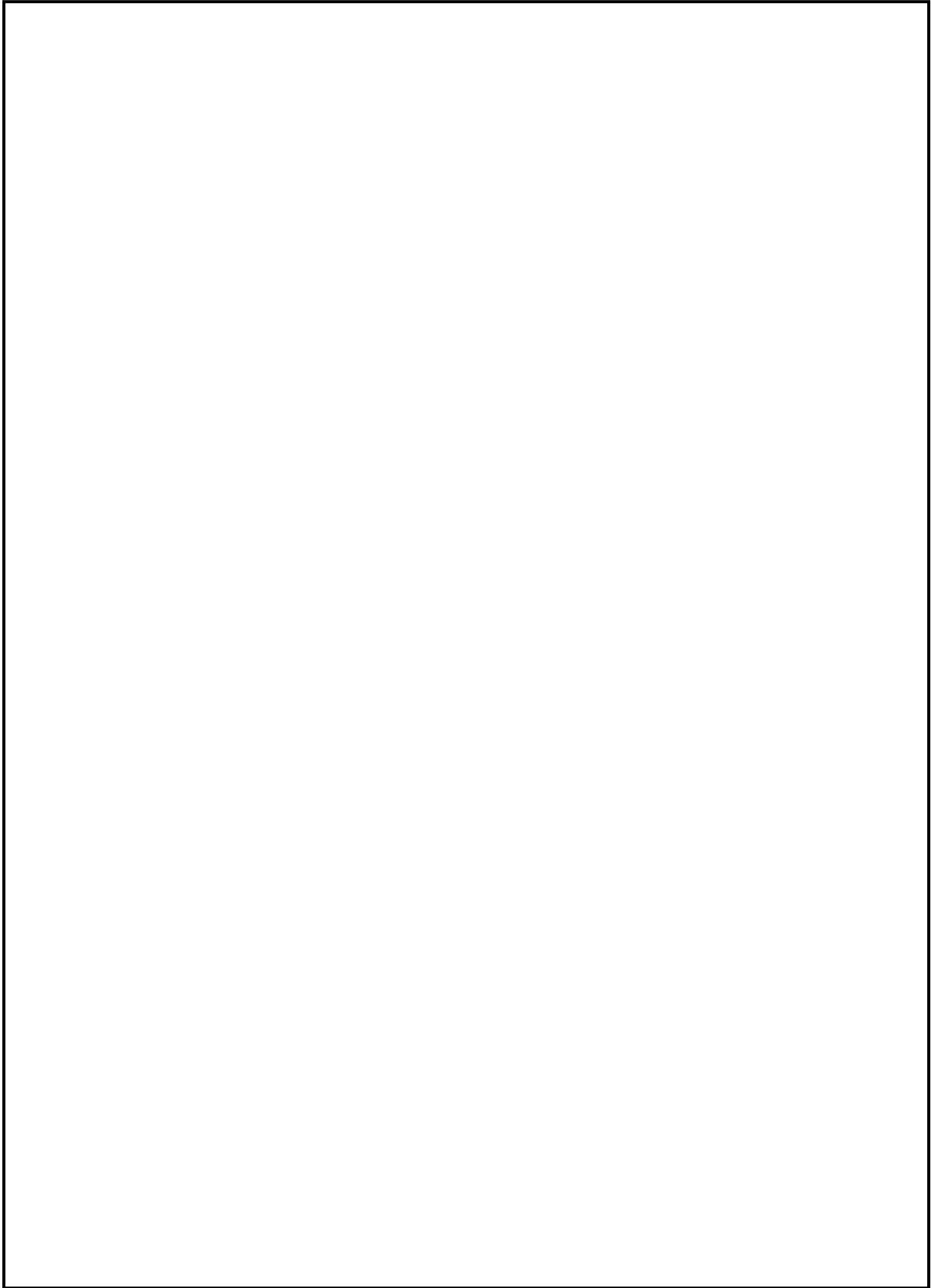


図4 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（1 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図5 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-9 アクセスルート図

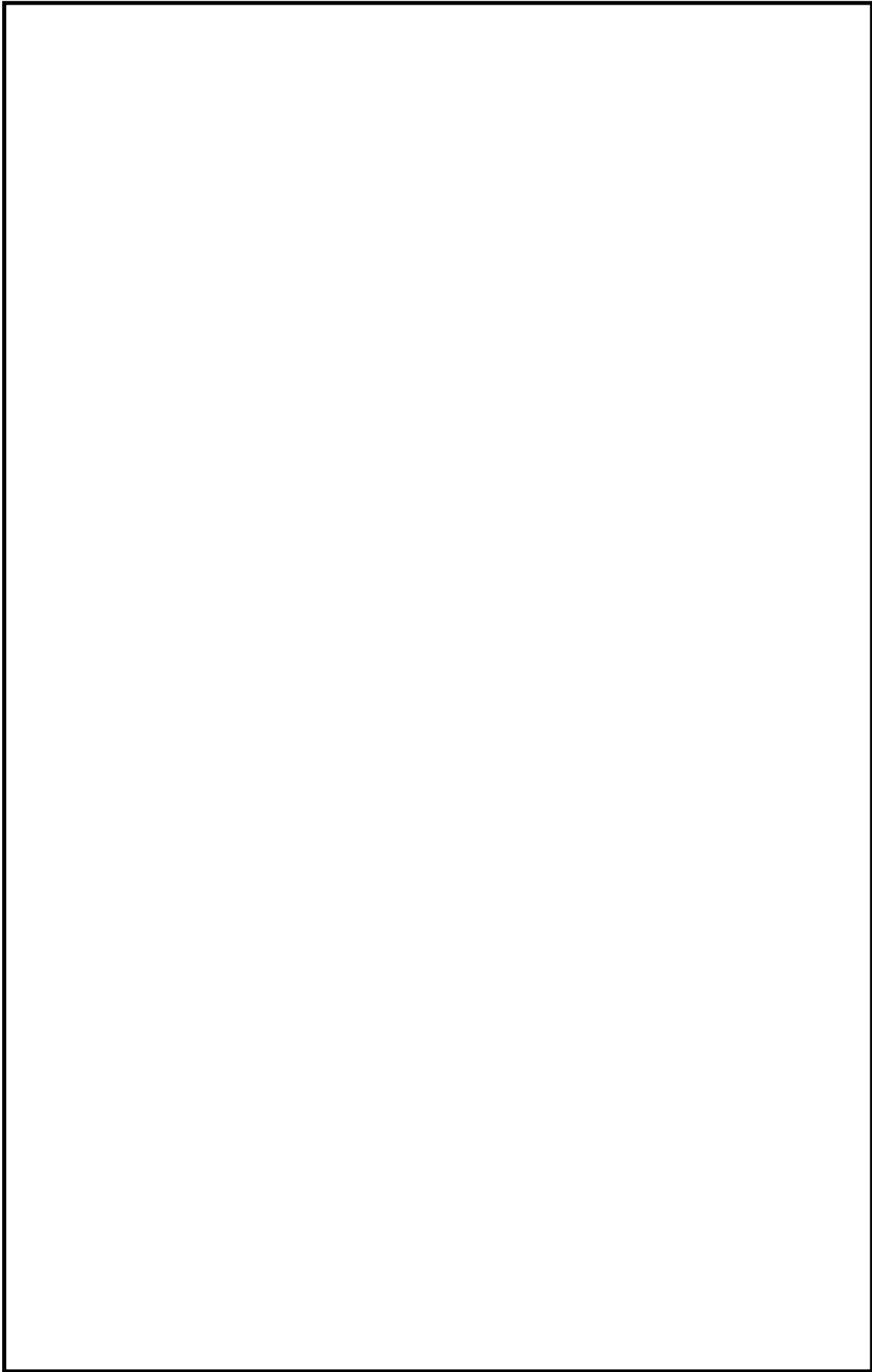


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

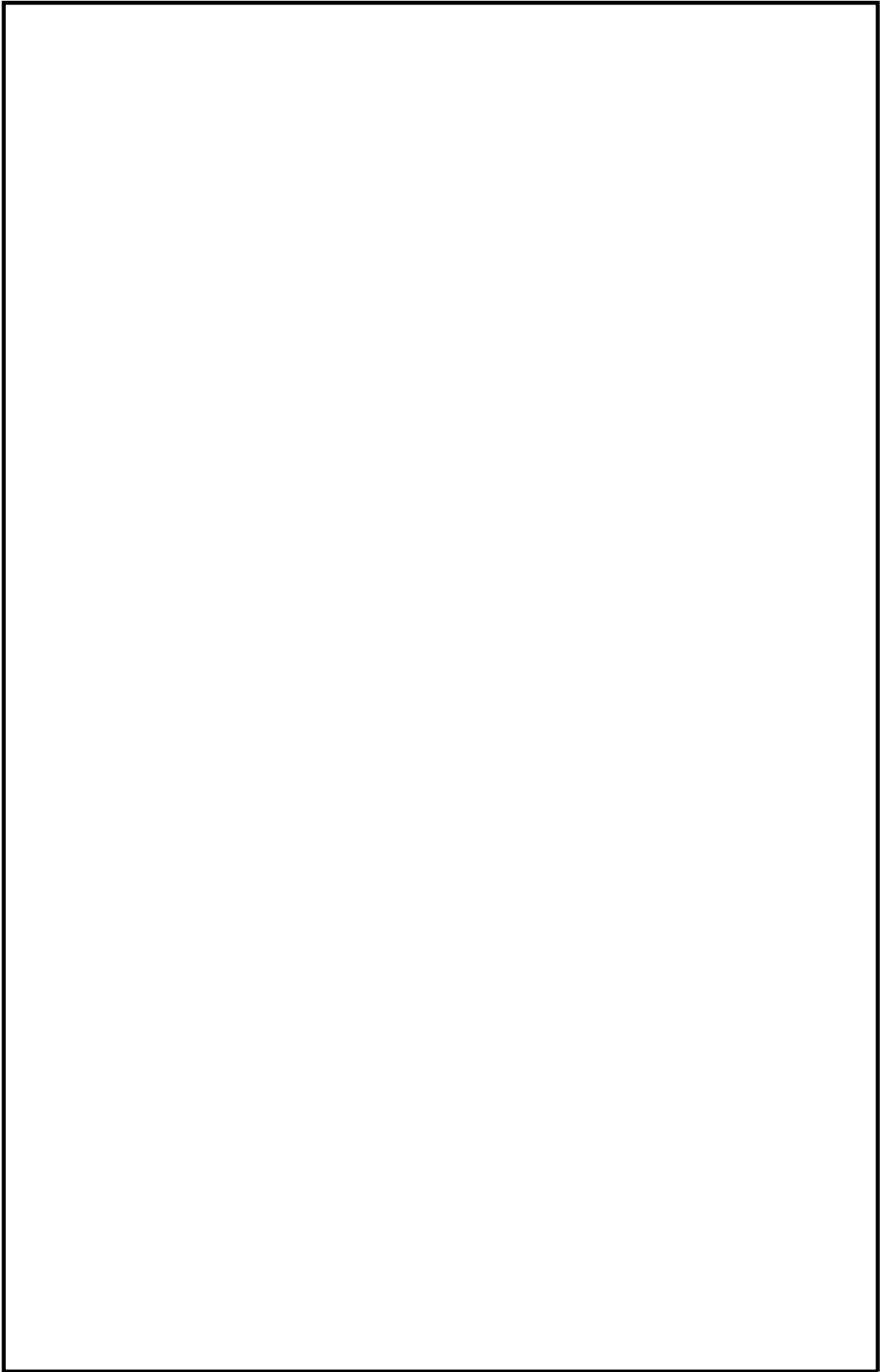


図2 屋内アクセスルート図 (1/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

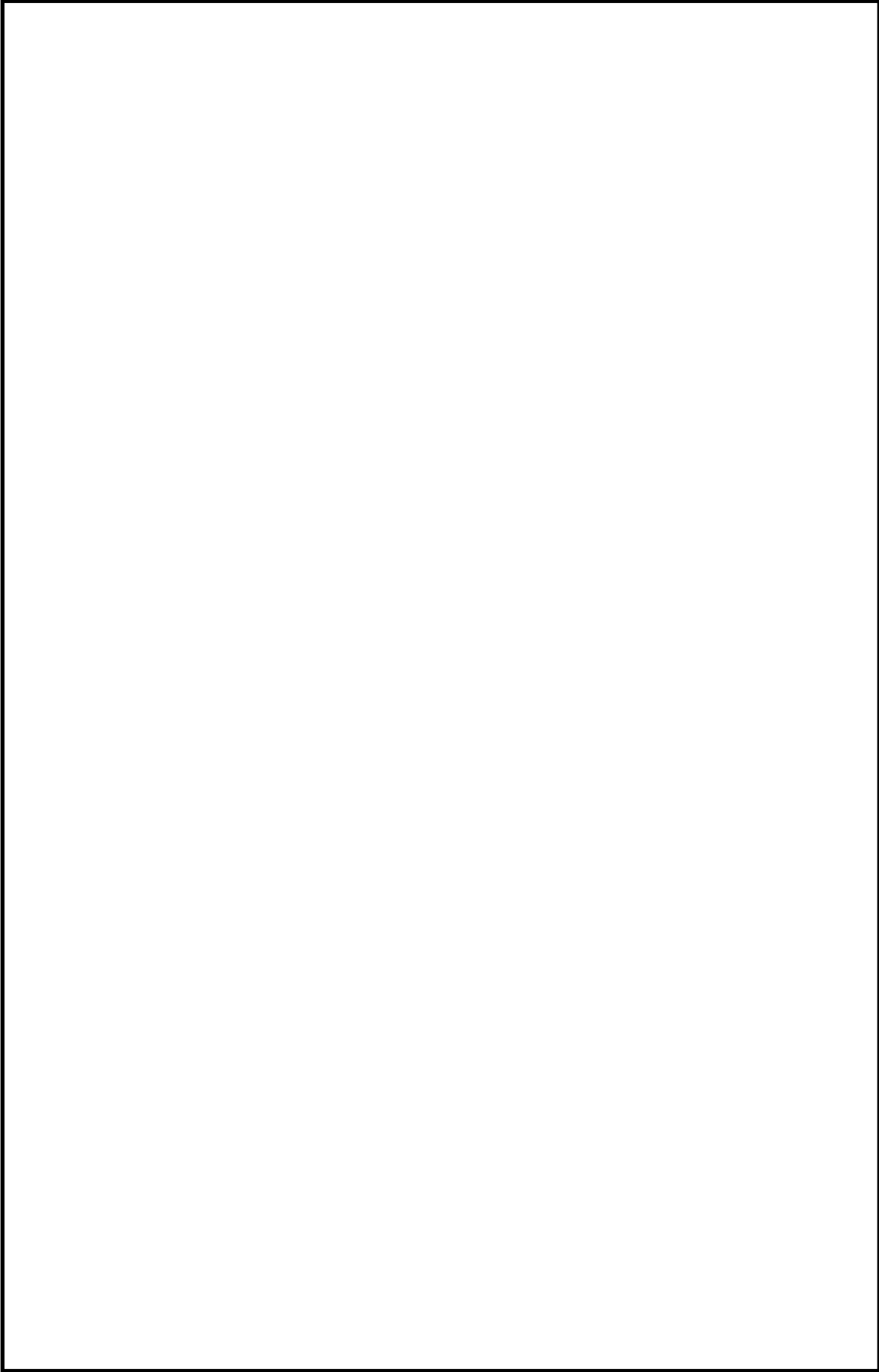


図3 屋内アクセスルート図 (2/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

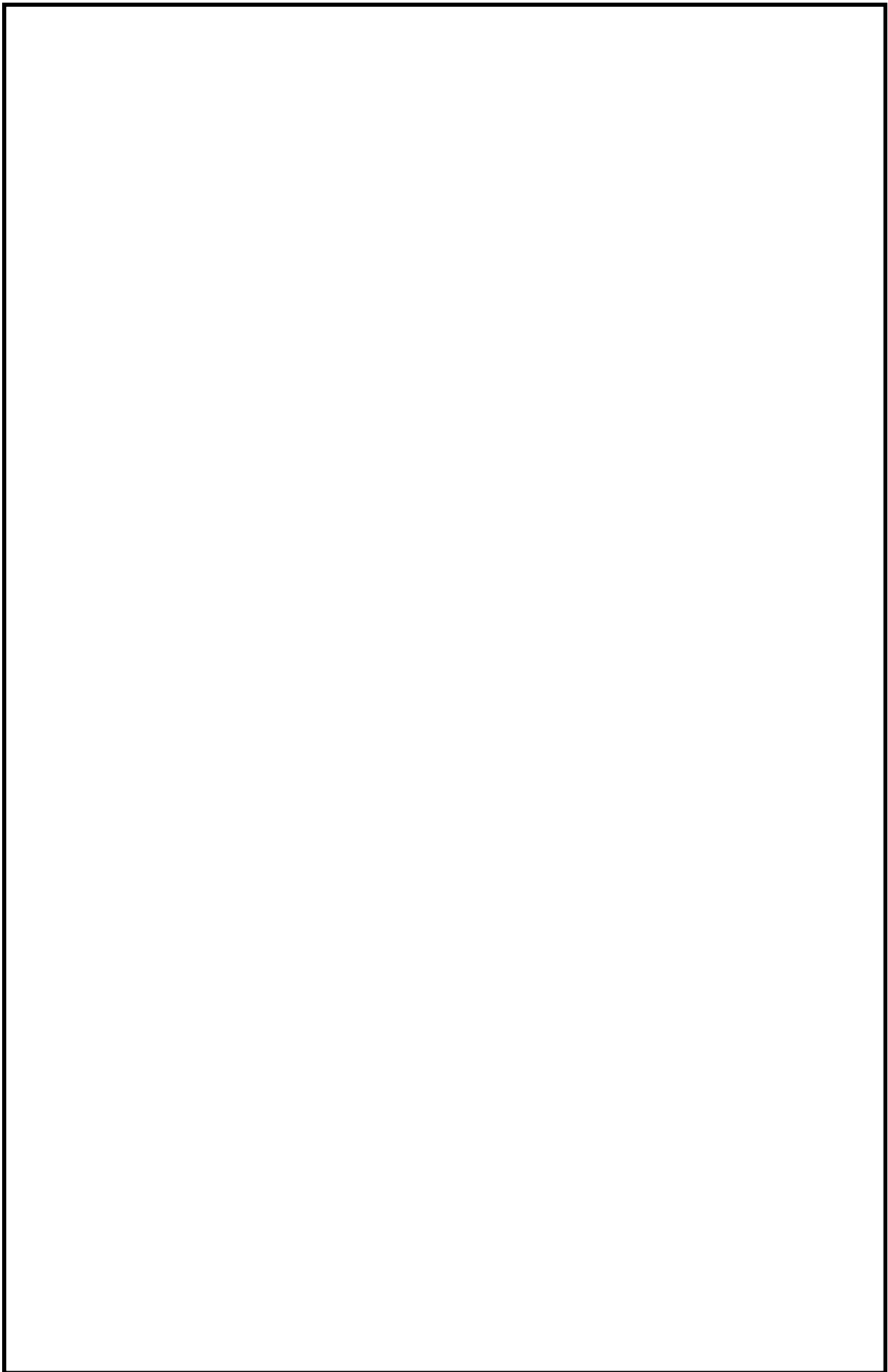


図4 屋内アクセスルート図 (3/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

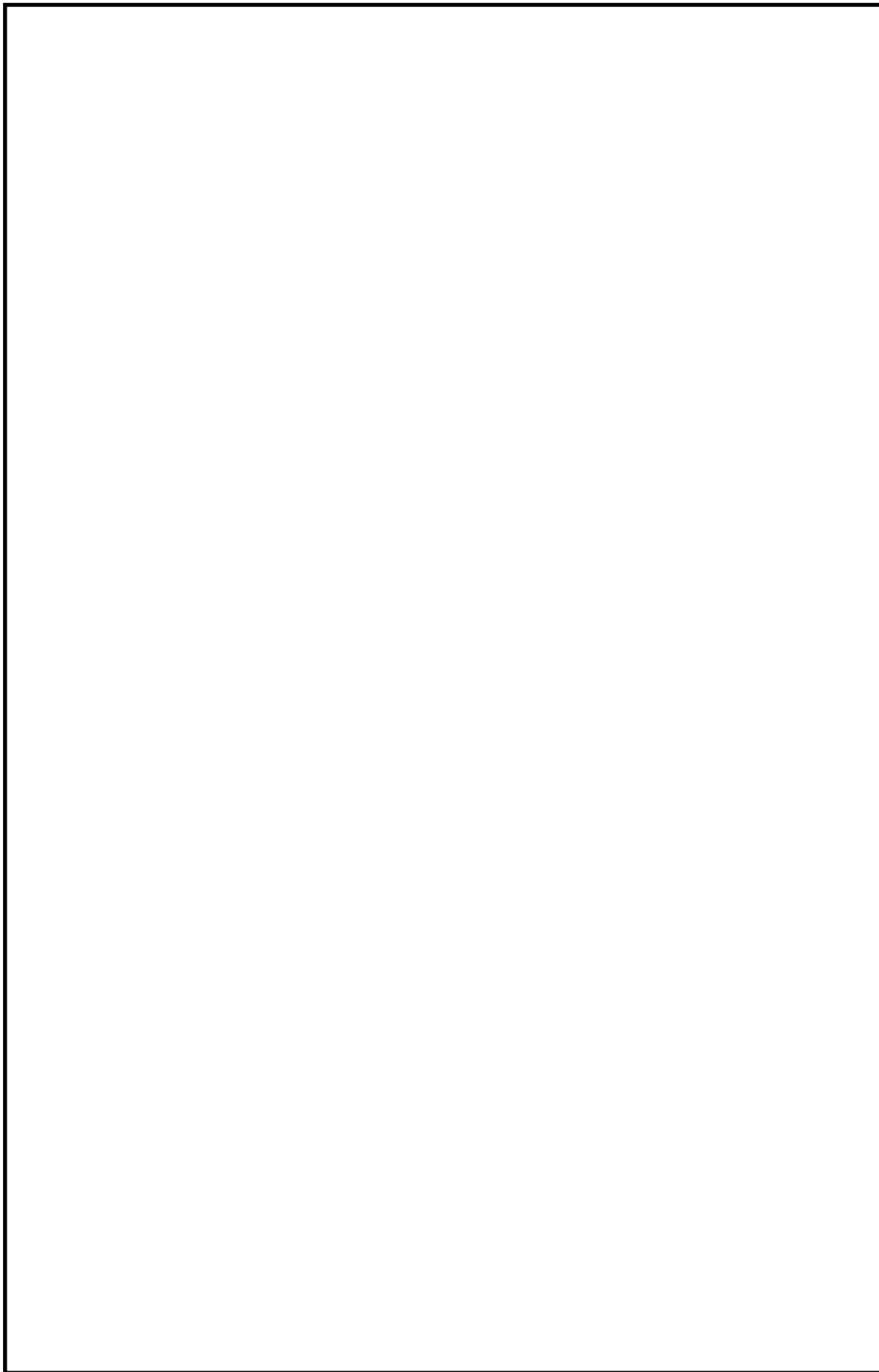


図5 屋内アクセスルート図 (4/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

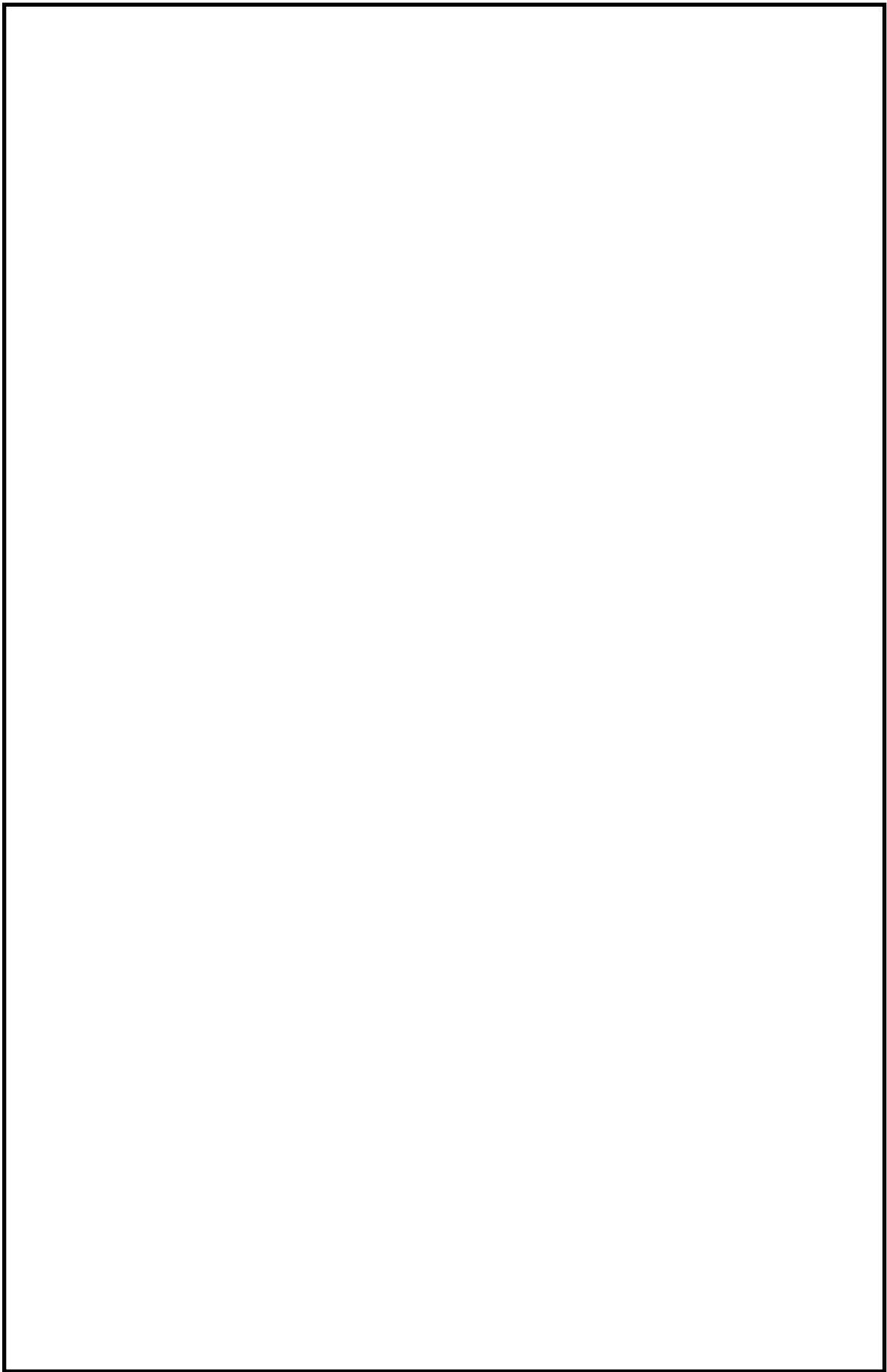


図6 屋内アクセスルート図 (5/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

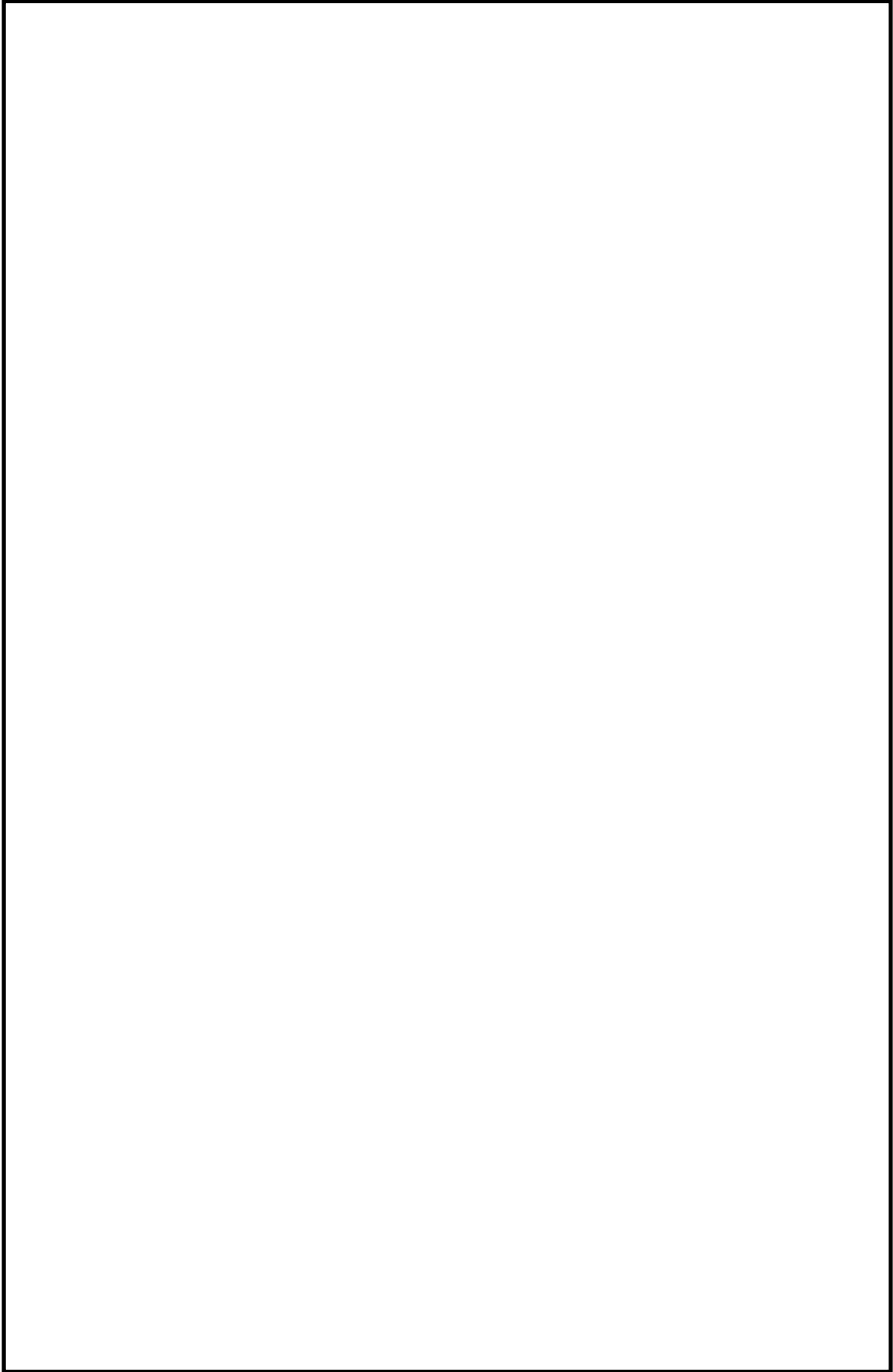


図7 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

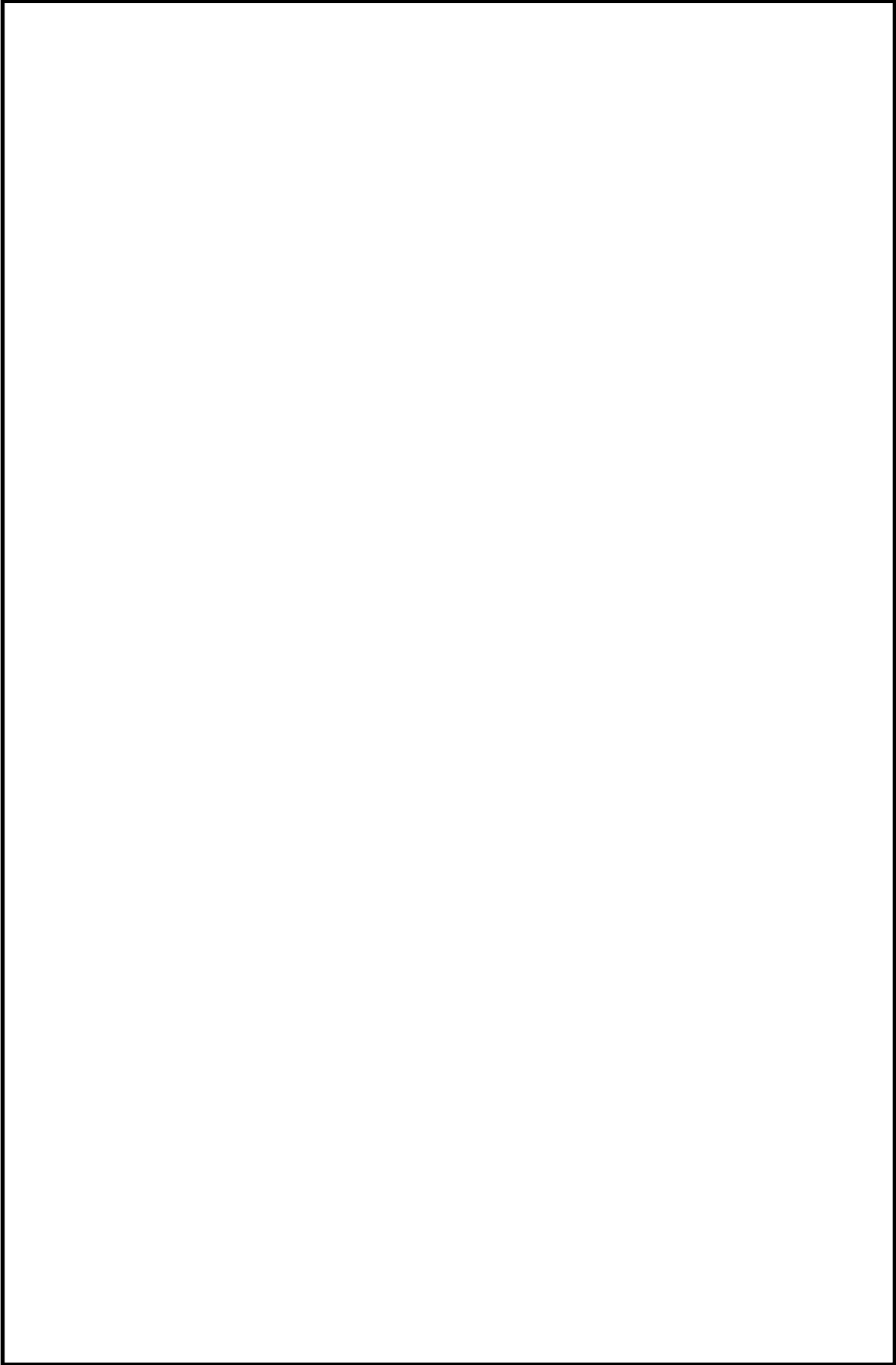


図8 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

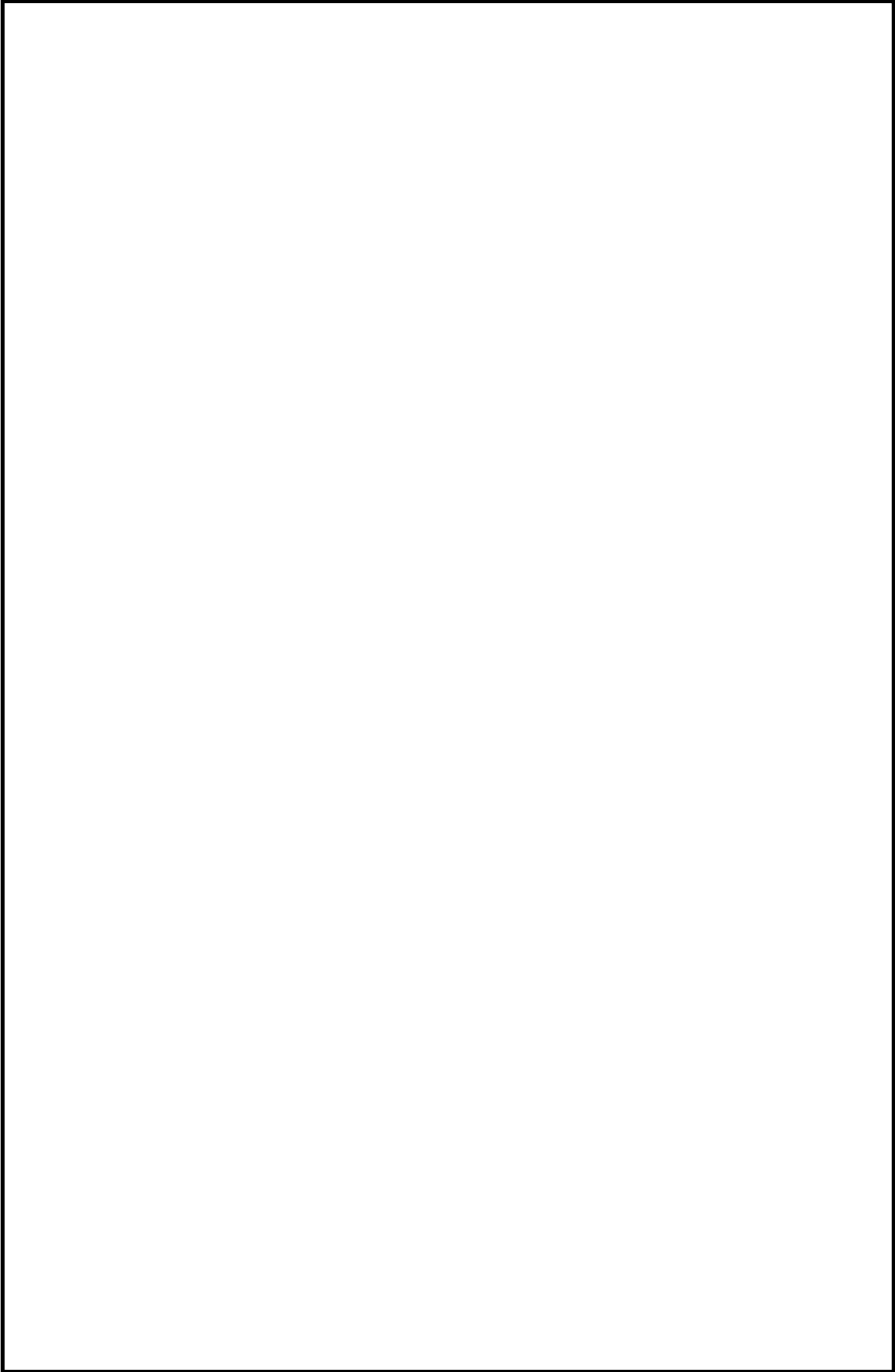


図9 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

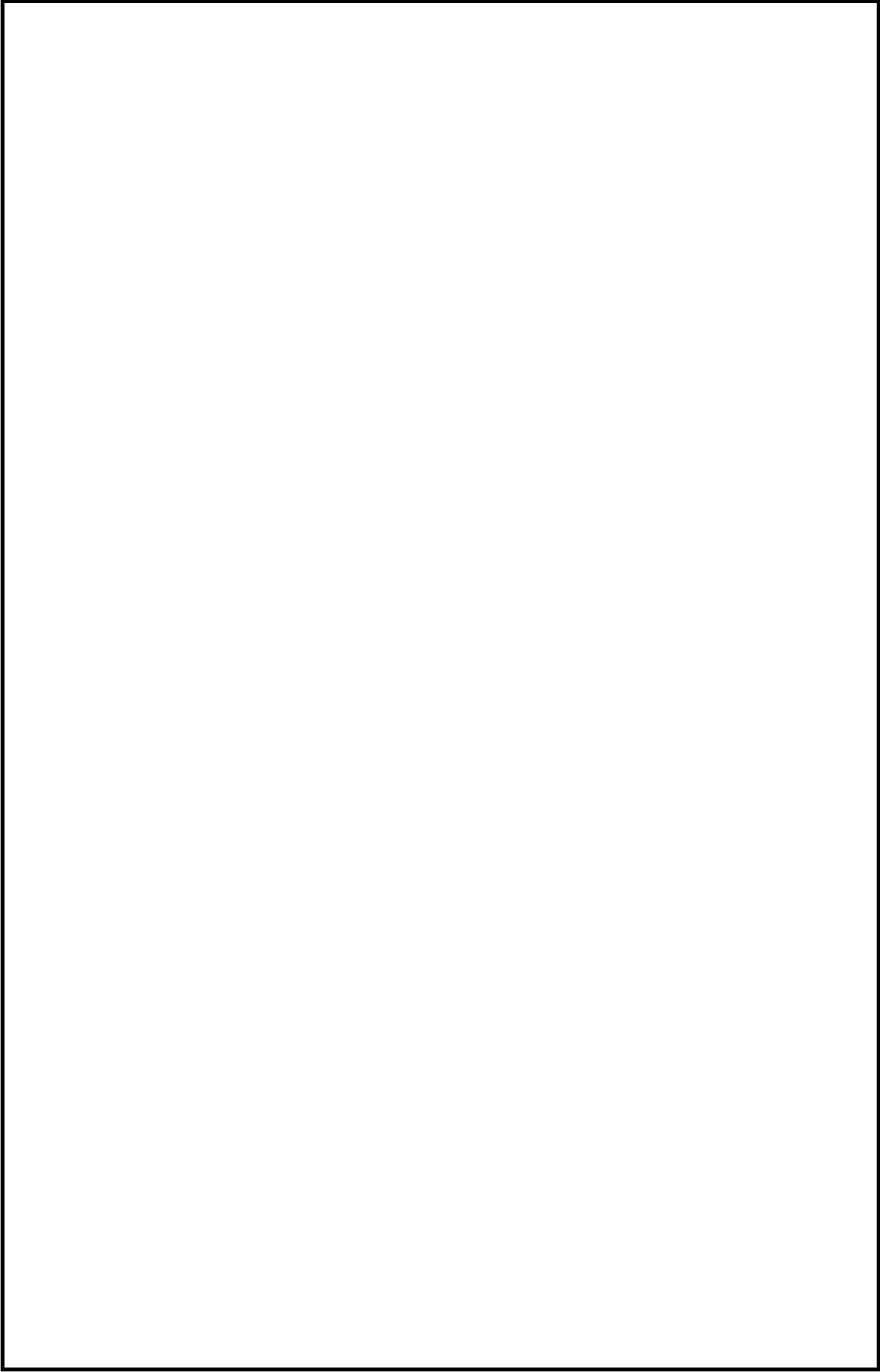


図 10 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (4 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-10
その他設備

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故1及び想定事故2において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において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の設備として、設計基準対象施設、重大事故等対処設備、自主対策設備に分類し、表1にまとめた。以下に、各設備について設備概要を示す。

表1 各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却系	○	○	
2	残留熱除去系	○		
3	燃料プールのスプレイ系		○	
4	消火系による燃料プール注水			○

(1) 燃料プール冷却系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却系の系統概要を図1及び図2に示す。

燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ2台、熱交換器2基、ろ過脱塩器2基、スキマ・サージ・タンク2基及び配管・弁類・計測制御機器より構成され、以下のプロセスにより燃料プールの冷却機能を担う。

- ①プール水はスキマせきと波よけ溝からスキマ・サージ・タンクへ流れ込み、ポンプにより加圧される。
- ②プール水中の種々の不純物を、ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。
- ④熱交換器を出たプール水は燃料プール冷却系の戻り配管を通してプールに戻される。

(2) 残留熱除去系（燃料プール冷却）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却）の系統概要を図3に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却）は、設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合、燃料プール冷却系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため、残留熱除去ポンプ、熱交換器を用いて燃料プール冷却系によるプール冷却を補助し、燃料プールを所定の温度以下に保つ。

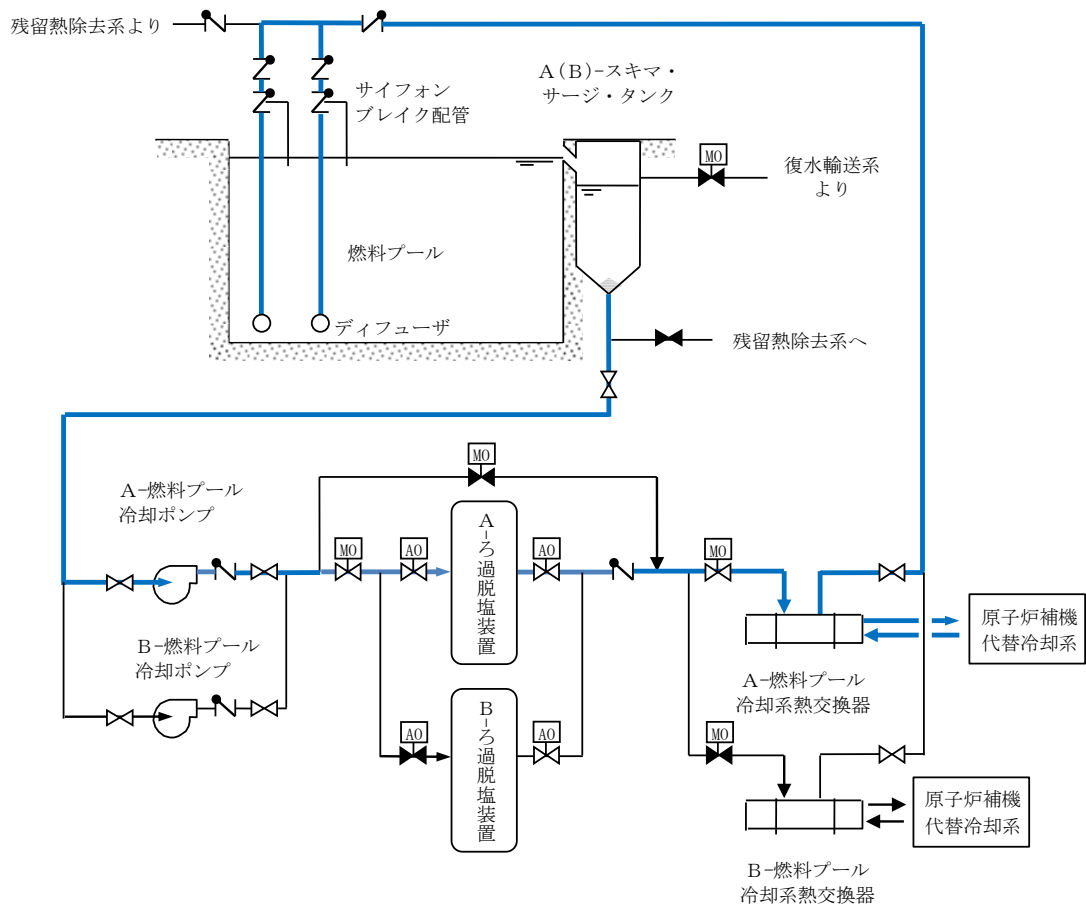


図1 燃料プール冷却系 系統概要 (A系)

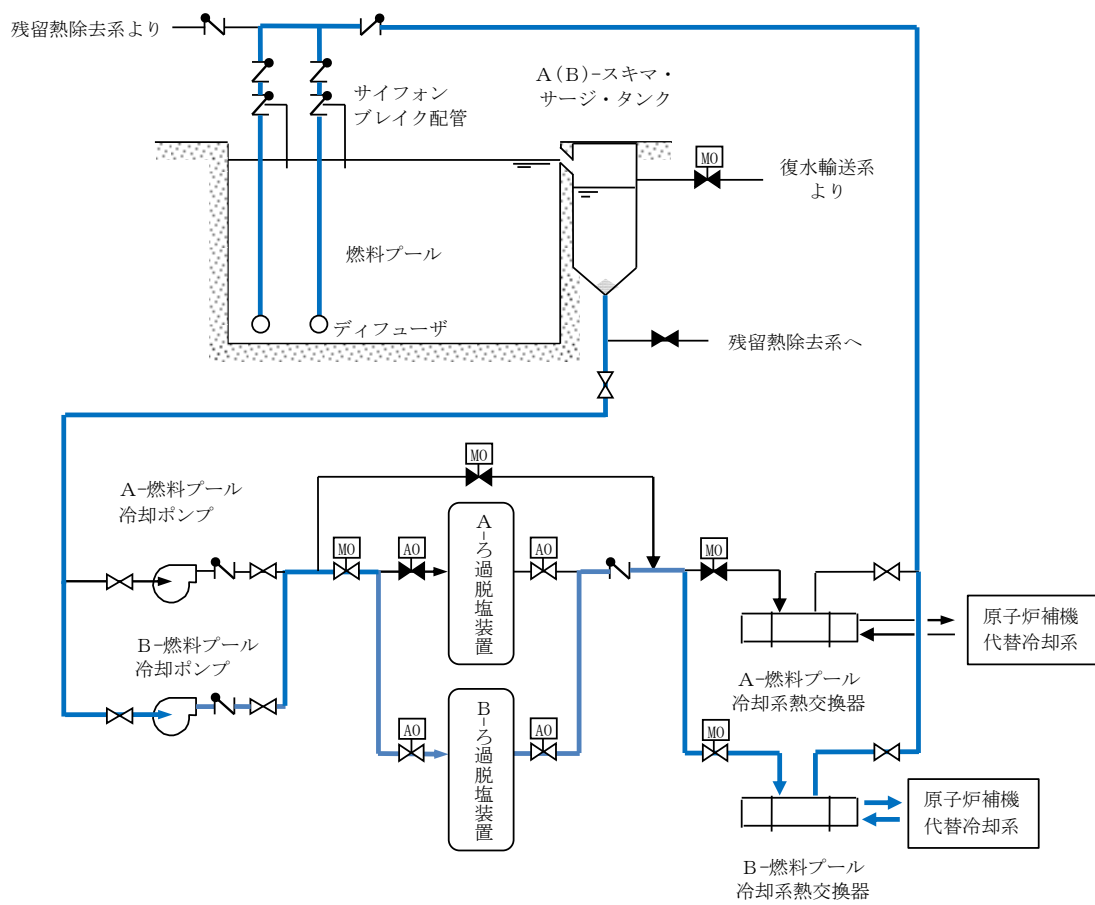


図2 燃料プール冷却系 系統概要 (B系)

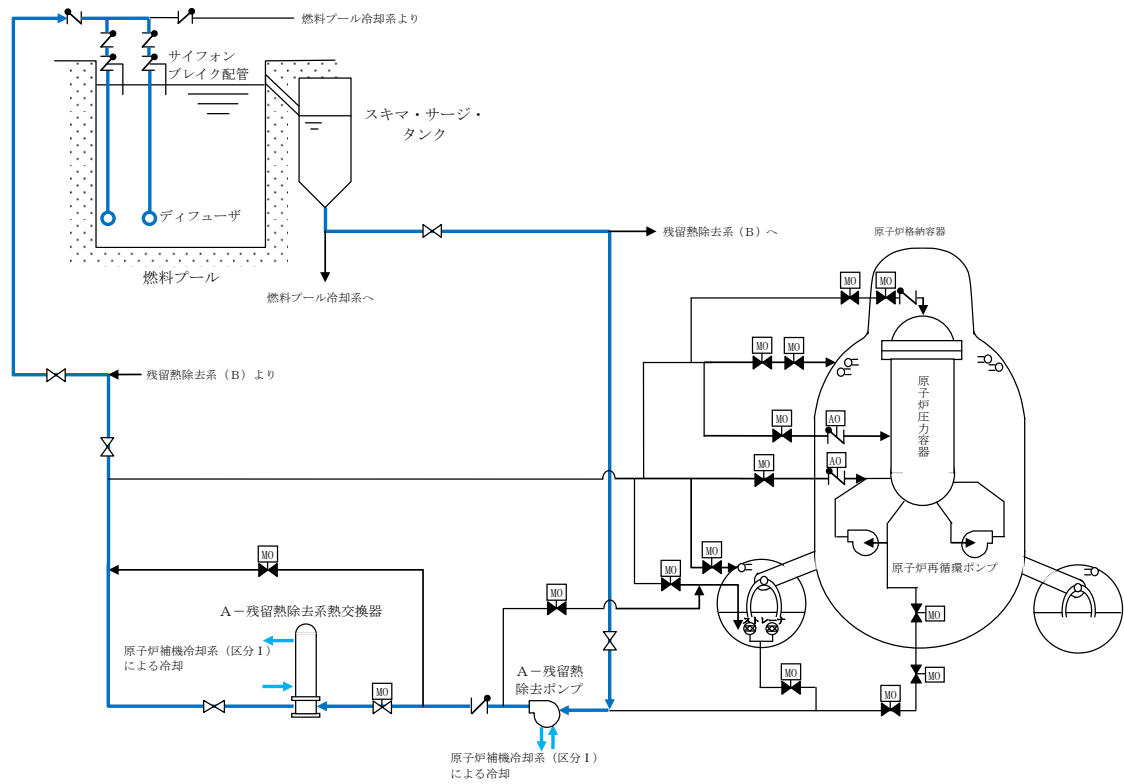


図3 残留熱除去系（燃料プール冷却）系統概要

(3) 燃料プールのスプレイ系【重大事故等対処設備】

燃料プールのスプレイ系の系統概要を補足説明資料 54-4 系統図の図 1 から図 3 に示す。

- ① 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本系統は、大量送水車、計測制御装置、及び水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、若しくは海水、流路であるホース、可搬型スプレイノズル、注入先である燃料プール等から構成される。

- ② 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は、大量送水車、計測制御装置、及び水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、若しくは海水、流路であるホース、燃料プールのスプレイ系配管、常設スプレイヘッド、注入先である燃料プール等から構成される。

(4) 消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図 4-1 及び図 4-2（消火ポンプ

を使用した場合), 図5-1及び図5-2(補助消火ポンプを使用した場合)に示す。

消火系による燃料プールへの注水は, 想定事故1及び想定事故2において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するため, 消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い, 全交流電源が喪失した場合でも, 高台に配備した常設代替交流電源設備からの給電により, 中央制御室から遠隔で操作し, 消火ポンプを使用する場合はろ過水タンクを水源として, 補助消火ポンプを使用する場合は補助消火水槽を水源として, 復水輸送系配管, スキマ・サージ・タンク等を経由して燃料プールへ注水し, 燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止する機能を有する。

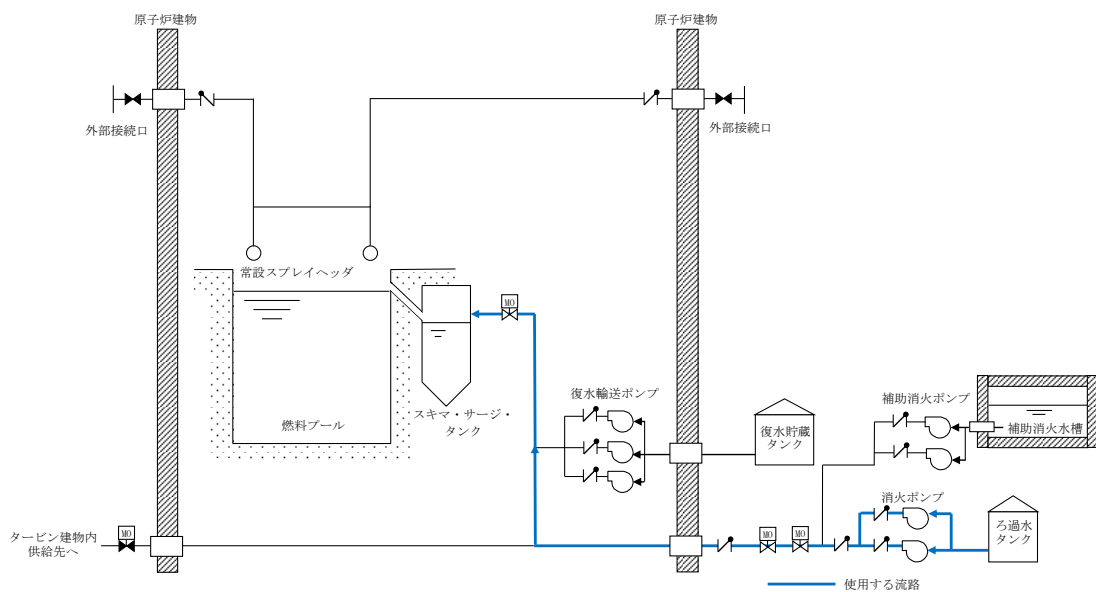


図4-1 消火系(消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その1)

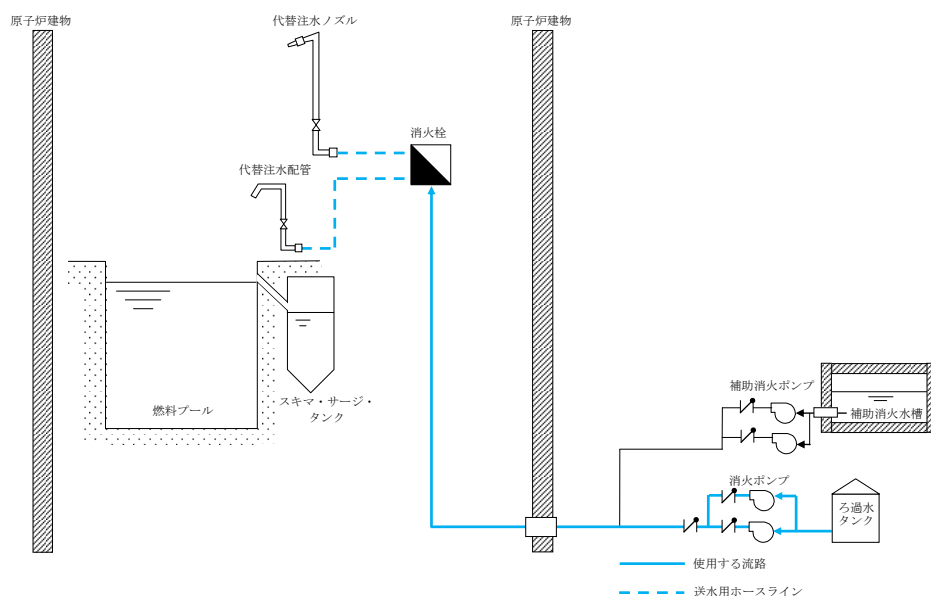


図4-2 消火系(消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その2)
(消火栓使用)

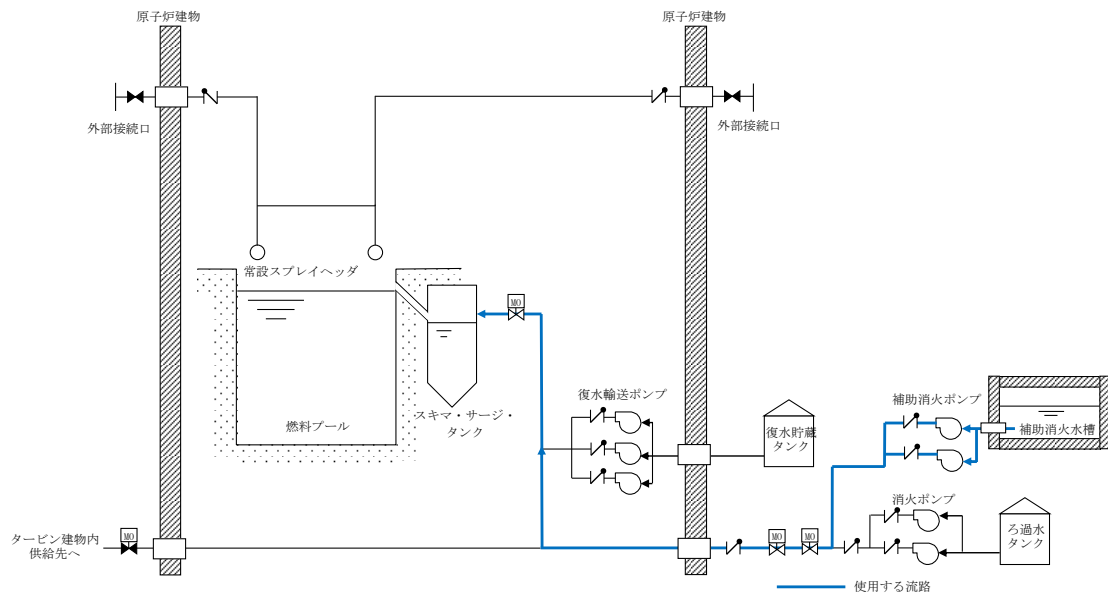


図 5 - 1 消火系 (補助消火ポンプ) による燃料プール注水 システム概要 (その 1)

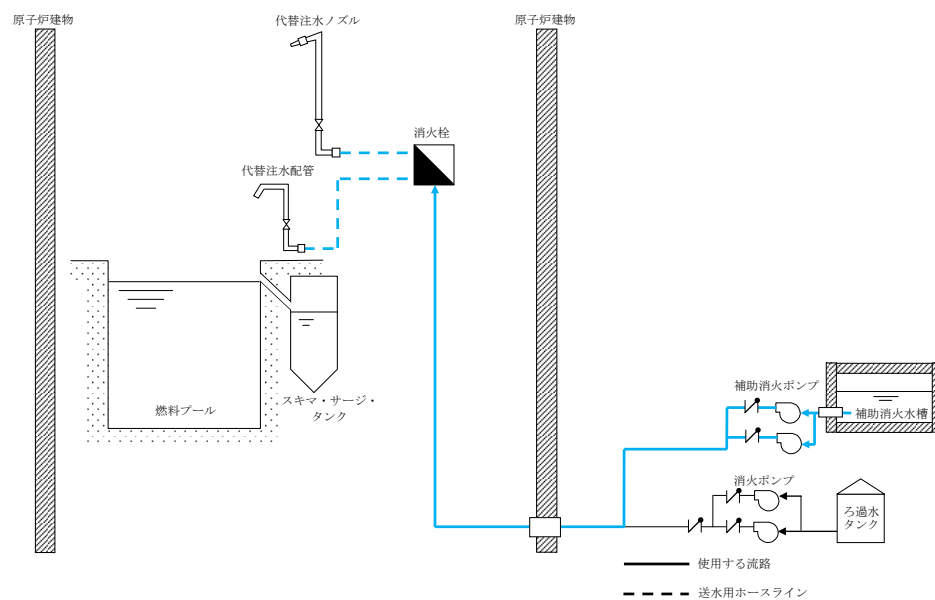


図 5 - 2 消火系 (補助消火ポンプ) による燃料プール注水 システム概要 (その 2)
(消火栓使用)

54-11 燃料プール監視設備

1. 燃料プール監視設備について

燃料プールの水位、水温及び上部の空間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。燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、重大事故等時に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、燃料プール監視カメラ（S A）は重大事故等時の燃料プールの状態を監視するために設置する。

なお、全交流動力電源喪失した場合でも、代替電源設備からの給電を可能とし、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 燃料プール水位・温度（S A）

（1）水位計測について

燃料プール水位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、燃料プール水位の検出信号は、 $-1,000\text{mm}$ （基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から6箇所を設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、燃料プール水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差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る。（図1「燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）」参照）

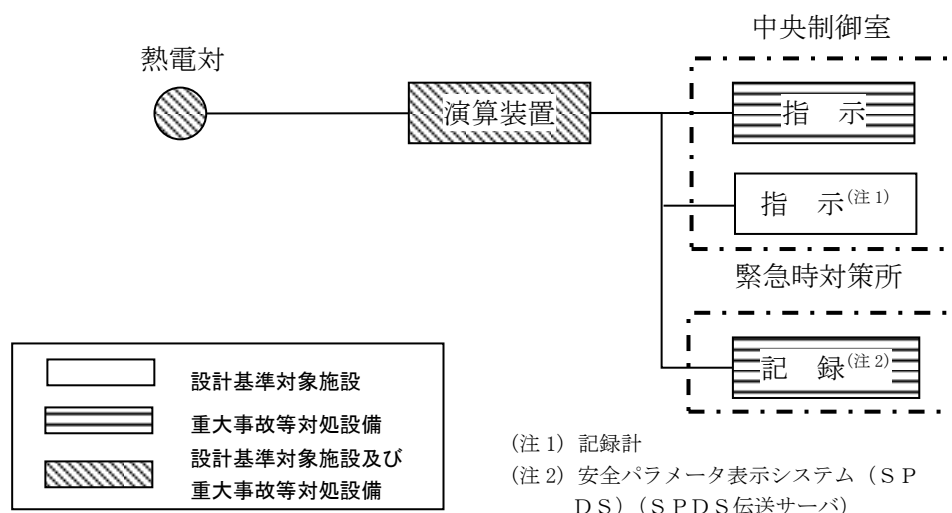


図1 燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）

(設備仕様)

計測範囲：-1,000~6,710mm^{*} (EL34518~42228)

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位・温度 (S A) は第五十四条第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度が上昇し, 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)) 及び第五十四条第2項で要求される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, 使用済燃料貯蔵ラック上端近傍 (-1,000mm^{*} (EL34518)) から燃料プール上部

(6,710mm^{*} (EL42228)) を計測範囲とする。(図3「燃料プール水位・温度 (S A) の設置図」参照)

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

(2) 温度計測について

燃料プール温度は, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており, 燃料プール温度の検出信号は, 熱電対からの起電力を, 演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後, 燃料プール温度を中央制御室に指示し, 緊急時対策所にて記録する。(図2「燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (2)」参照)

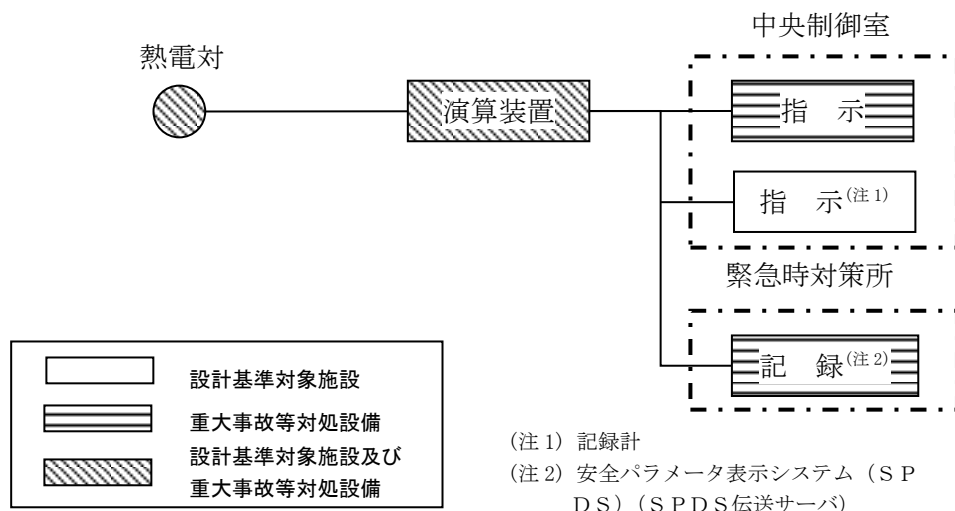


図2 燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (2)

(設備仕様)

計測範囲：0～150℃

個数：1個（検出点7箇所）

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

なお、第五十四条第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：残留熱除去系配管が破断した場合の水位（6,632mm^{*}（EL42150）））においても温度計測できる設置位置とする。また、第五十四条第2項で要求される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ができる設置位置とする。（図3「燃料プール水位・温度（SA）の設置図」参照）

※ 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

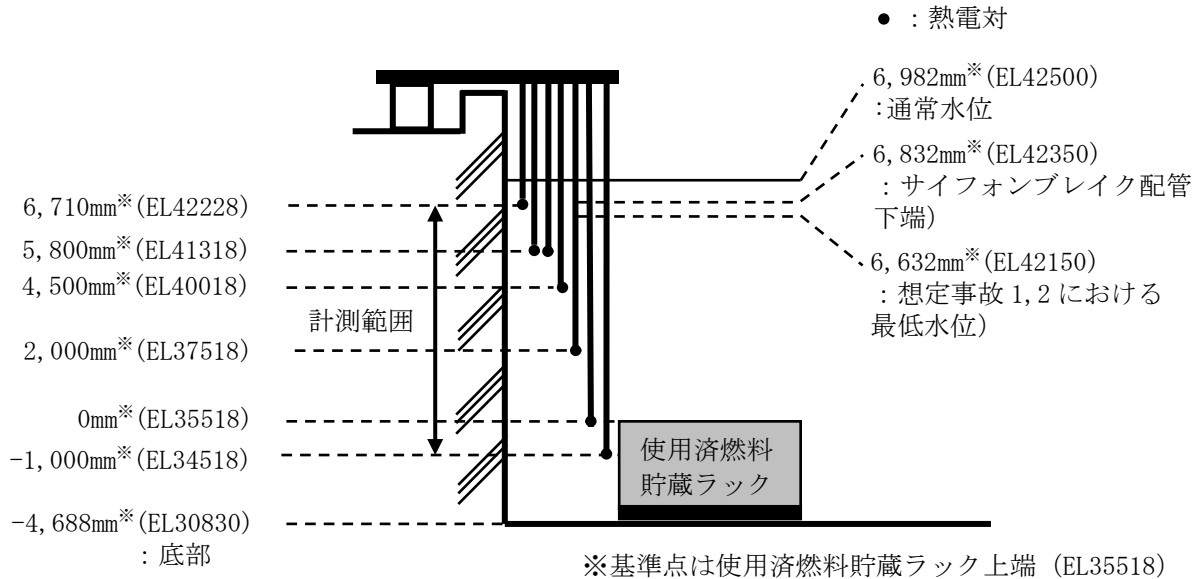


図3 燃料プール水位・温度（SA）の設置図

2.2 燃料プール水位（SA）

燃料プール水位（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位（SA）の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料プール水位（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図4「燃料プール水位（SA）の概略構成図」参照）

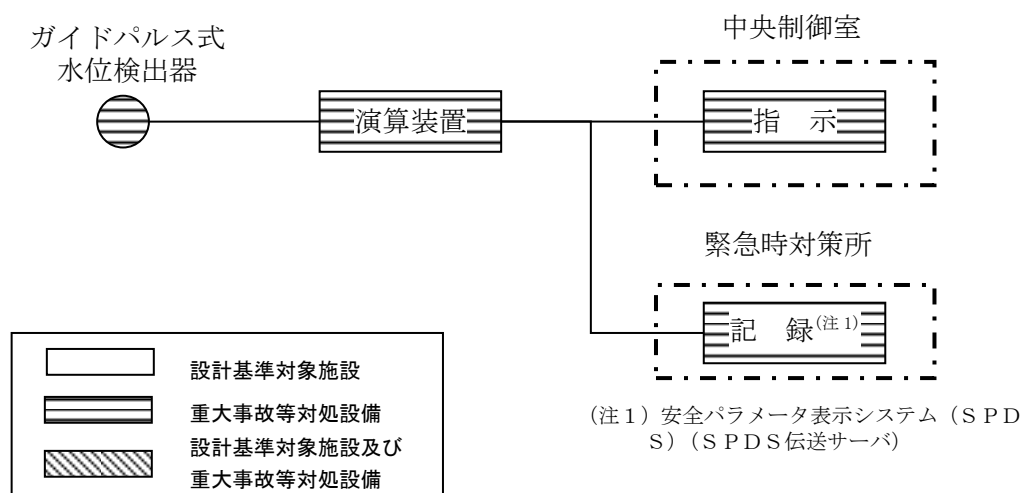


図4 燃料プール水位（SA）の概略構成図

（設備仕様）

計測範囲：-4.30～7.30m^{*}（EL31218～42818）

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位（S A）の計測範囲は、燃料プール内における冷却水の低下傾向を監視できるように、-4.30~7.30m（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）を連続的に計測可能としている。

燃料プール水位（S A）は、断続的に発信したパルスを探測に伝播し、水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を測定することで、水位を連続的に計測する。

なお、燃料プール水位（S A）は、第五十四条第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））及び第五十四条第2項で要求される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、使用済燃料貯蔵ラック下端近傍（-4.30m^{*}（EL31218））から燃料プール上端近傍（7.30m^{*}（EL42818））を計測範囲とする。（図5「燃料プール水位（S A）の設置図」参照）

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

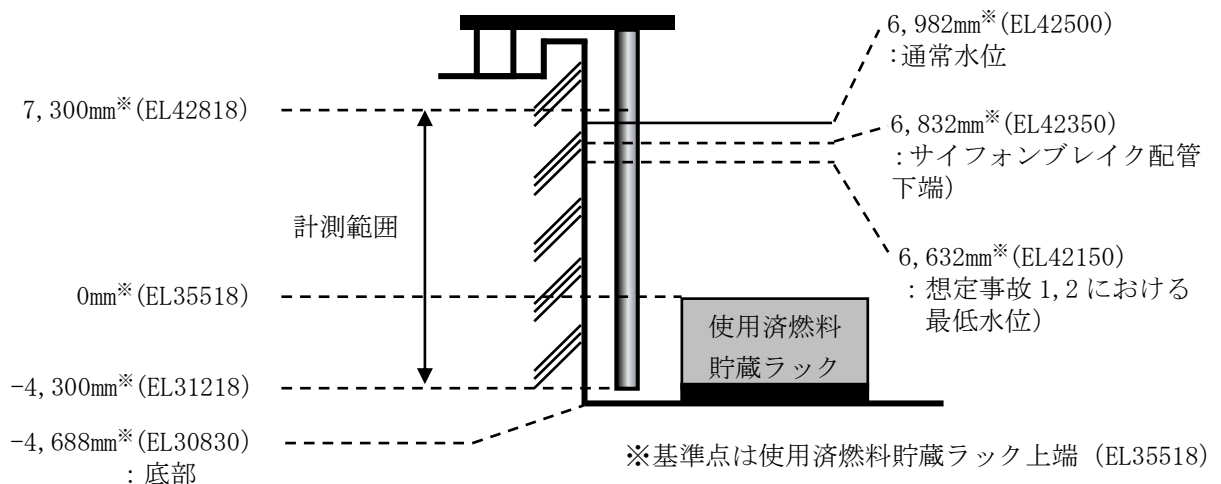


図5 燃料プール水位（S A）の設置図

2.3 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図6「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の概略構成図」参照）

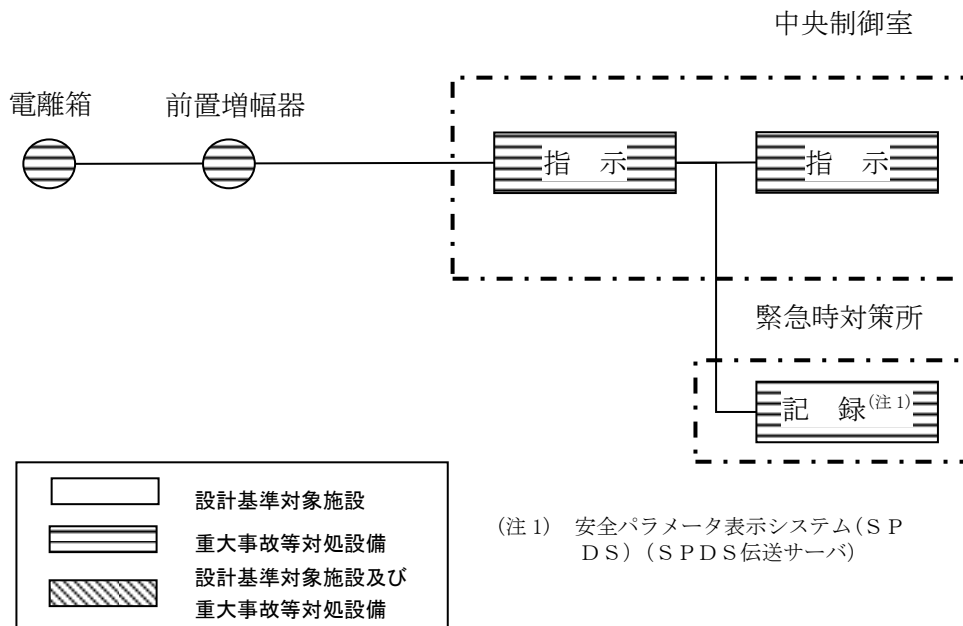


図6 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の概略構成図

(設備仕様)

(高レンジ)

計測範囲： $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

(低レンジ)

計測範囲： $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

放射線管理用計測装置の計測範囲は、作業従事者に対する放射線防護の観点より、原子炉建物原子炉棟4階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建物原子炉棟4階における線量率区分は、短時間定期的に立ち入りを要する区域（C区分 $\leq 0.06\text{mSv/h}$ ）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区域のC区分の上限線量当量率を計測できる範囲（ $10^{-3}\text{mSv/h} \leq$ 計測範囲）とする。計測範囲の上限値は、燃料プール区域のC区分（C区分 $\leq 0.06\text{mSv/h}$ ）が計測可能な測定範囲であること、かつ、重大事故等時に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できる範囲（ $\sim 10^8\text{mSv/h}$ ）とする。

（図7「水位と放射線線量率の関係」参照）

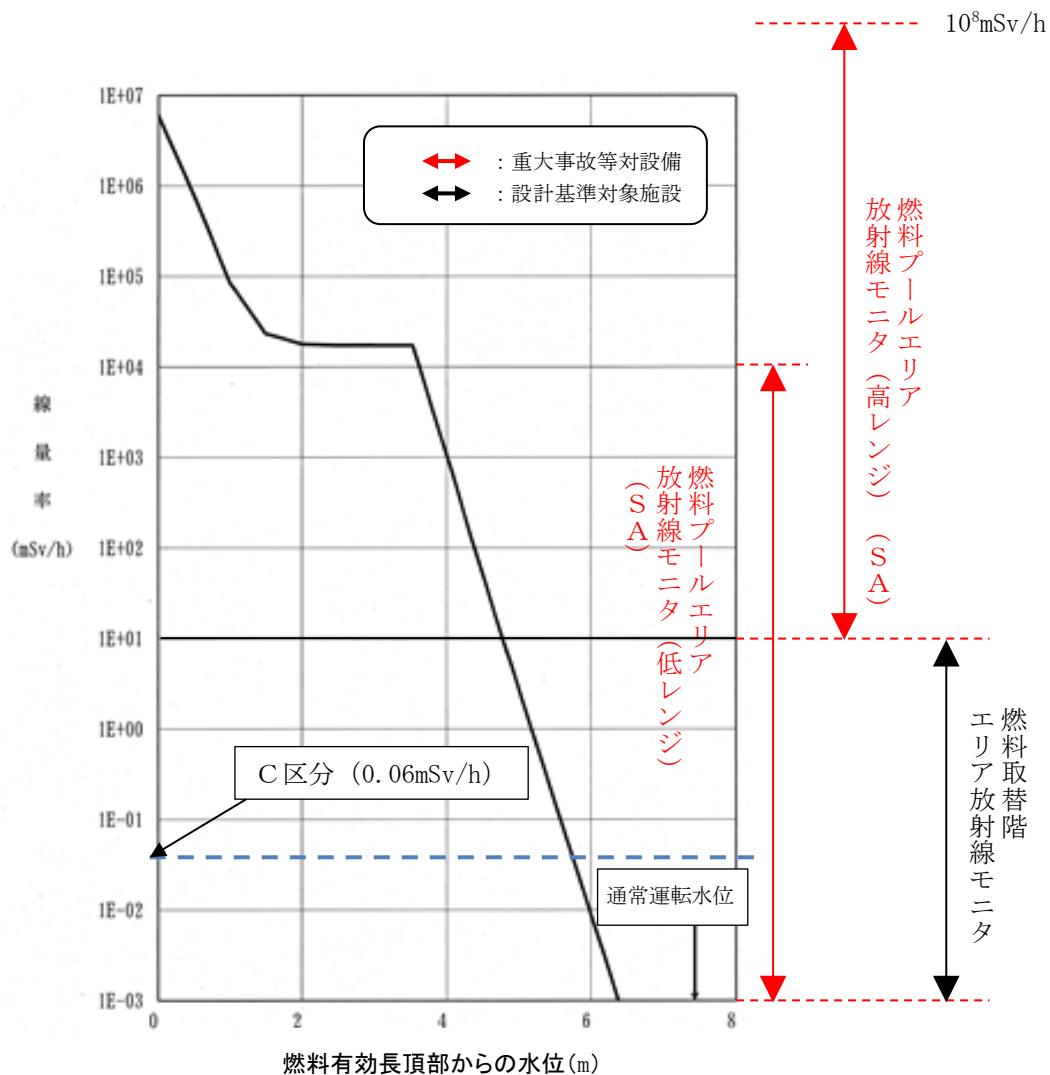


図7 水位と放射線線量率の関係

2.4 燃料プール監視カメラ（S A）

(1) 燃料プール監視カメラ（S A）

燃料プール監視カメラ（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、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燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。燃料プールの監視カメラの映像は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

(図8「燃料プール監視カメラ（S A）の概略構成図」参照)

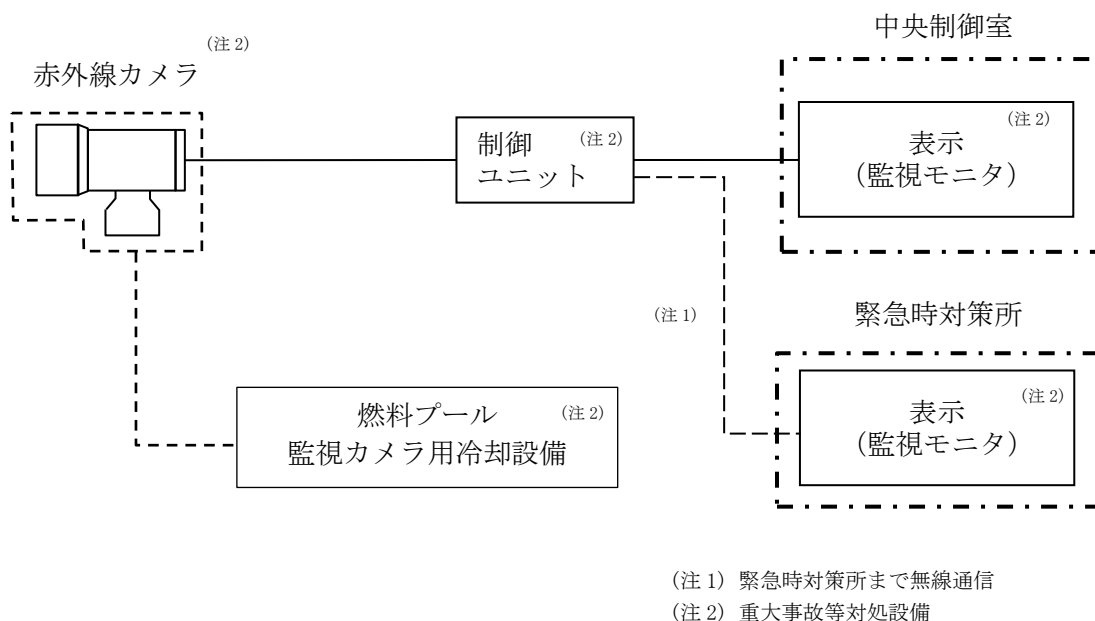


図8 燃料プール監視カメラ（S A）の概略構成図

(設備仕様)

個 数：1個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟4階

燃料プール監視カメラ（S A）監視範囲（図9「燃料プール監視カメラ（S A）の視野概略図」参照）

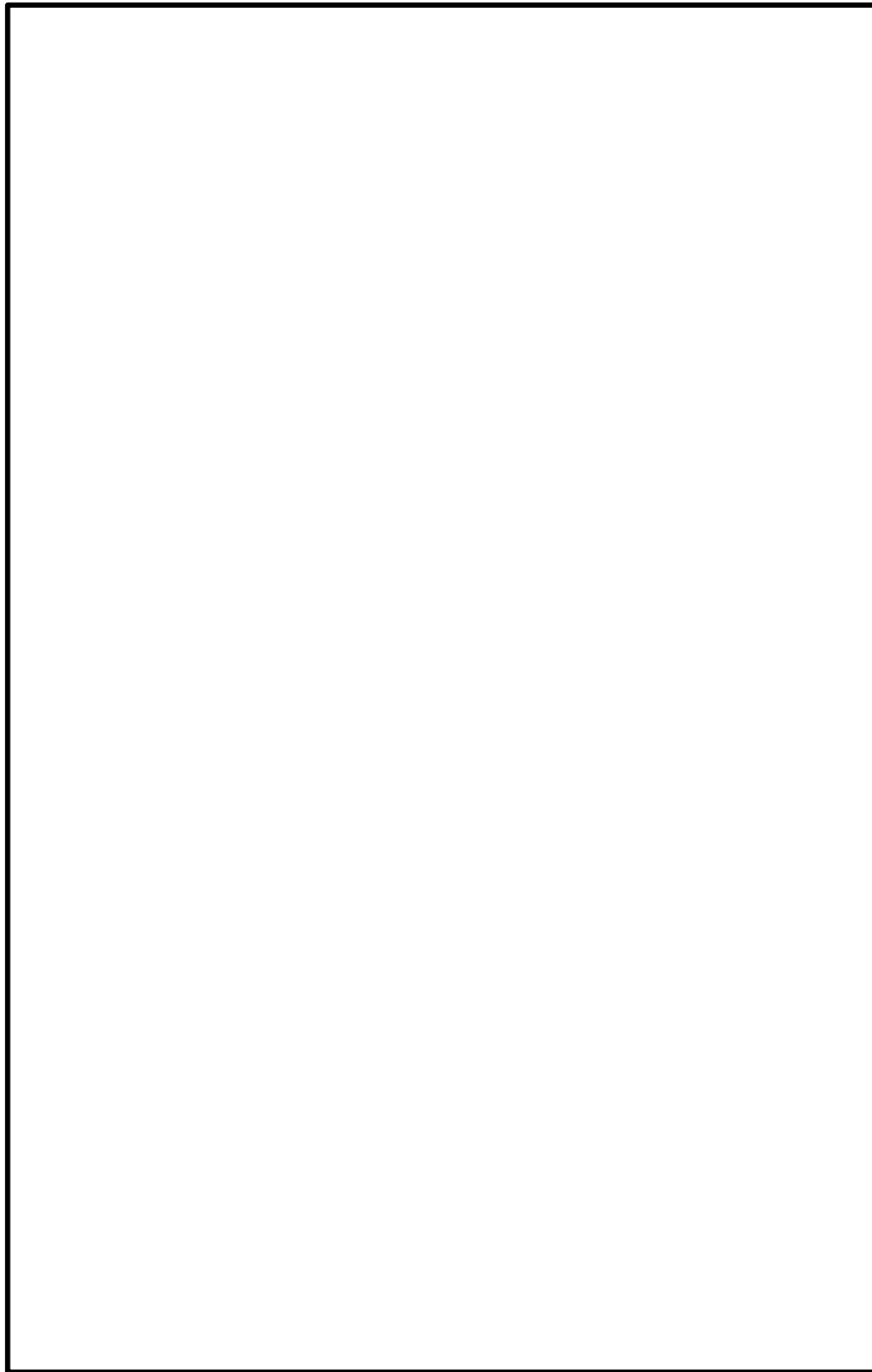


図9 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラ（SA）の耐環境性向上用の空気を供給する。

（図10「燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図」参照）

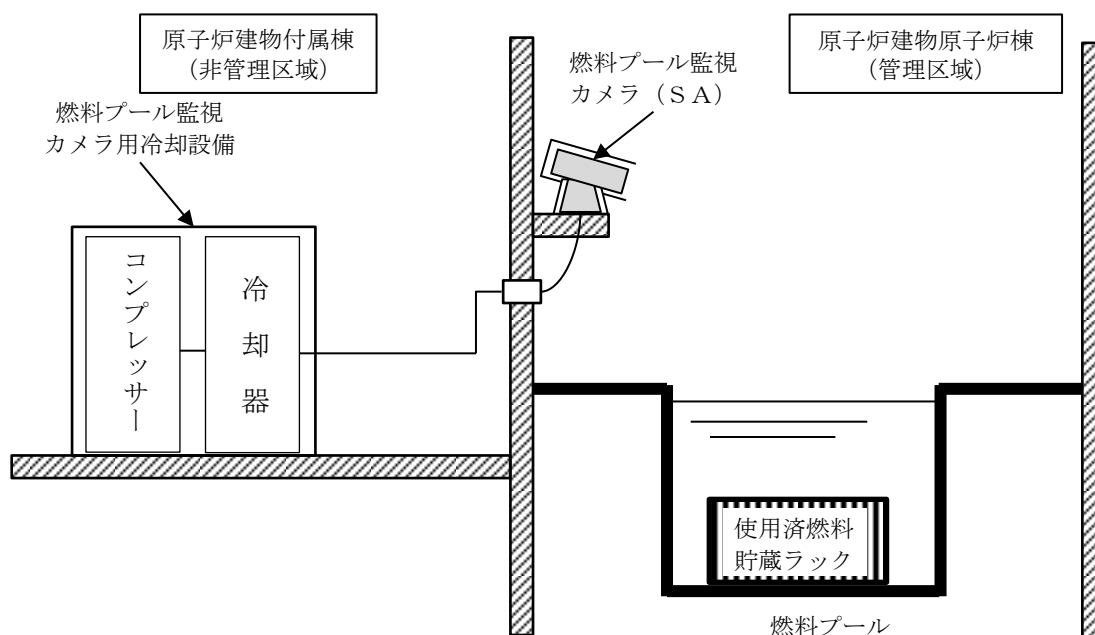


図10 燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図

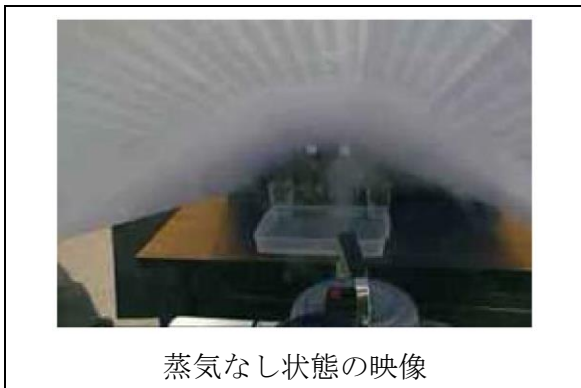
(3) 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（SA）の監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下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、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

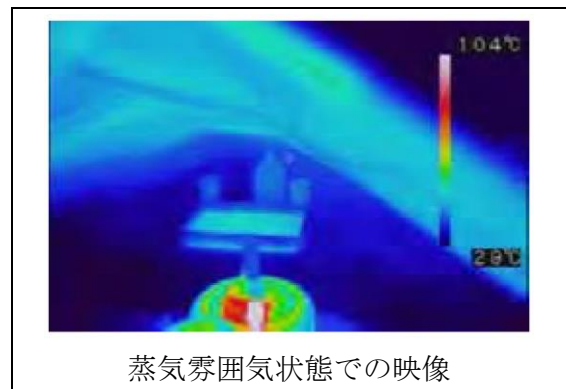
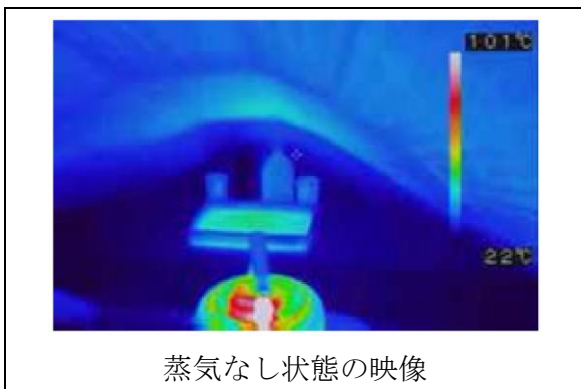
また、燃料プール監視カメラ（SA）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが、燃料プール監視カメラ（SA）が設置されている原子炉建物原子炉棟4階の温度は100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。

（図11「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

① 可視カメラ



② 赤外線カメラ



③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬

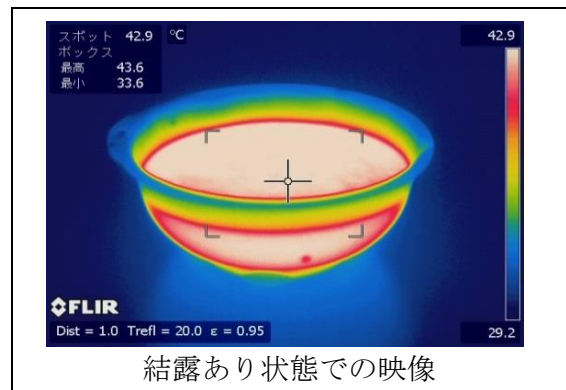
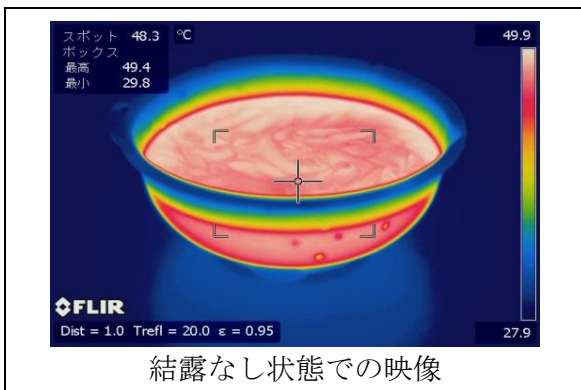


図 11 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該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

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燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、燃料プールの水位及び温度、空間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、燃料プール監視カメラ（S A）により燃料プールの状態を監視する。

- ・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、燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため、燃料プール水位（S A）を配備する。
- ・燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については、燃料取替階エリアの空間線量率の上昇や燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）にて空間線量率を計測する。

【水位監視】

燃料プールの燃料貯蔵設備に関わ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。

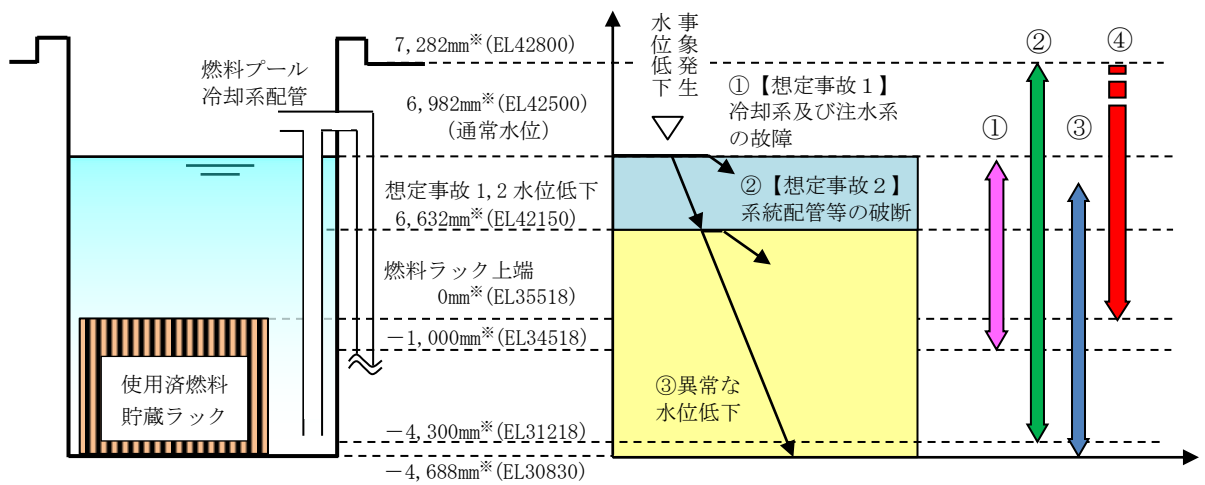
【温度監視】

水位監視を主として、燃料プール水位・温度（S A）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では、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。）

【空間線量率監視】

燃料取替階エリアの空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

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 12「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。



※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端

■ : 測定範囲A (水位, 水温監視がともに重要な範囲)

■ : 測定範囲B (水位監視が重要な範囲)

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ①燃料プール水位・温度 (S A) ②燃料プール水位 (S A) ③燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) ④燃料プール監視カメラ (S A) |
|---|

図 12 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. 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) 燃料プール水位

設計基準対象施設（燃料プール水位）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

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、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

(2) 燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール温度）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

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、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

(3) 燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替階エリア放射線モニタ、燃料取替階放射線モニタ）と重大事故等対処設備（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

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、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

これら重大事故等対処設備は、原子炉建物原子炉棟4階に設置しており、重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となるものは除去されており、ケーブルは電線管により布設しており火災に伴う設計基準対象施設とは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。

また、当該エリアは火災の感知区域となってお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布設する設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与え

ない設計となっている。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，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ることがない設計とする。

（図 13 「燃料プール監視設備の配置図」参照）

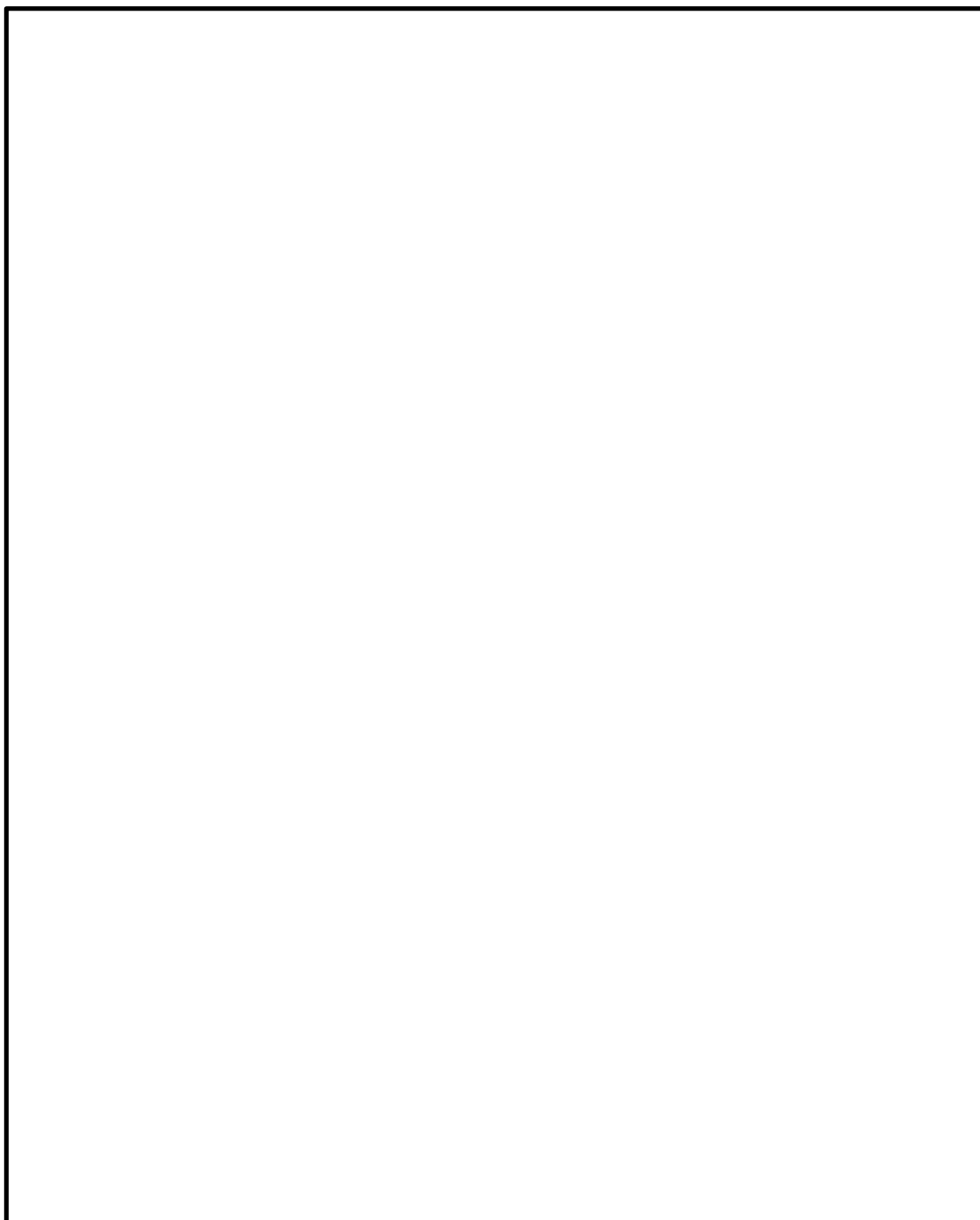


図 13 燃料プール監視設備の配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

燃料プール水位・温度（S A）について

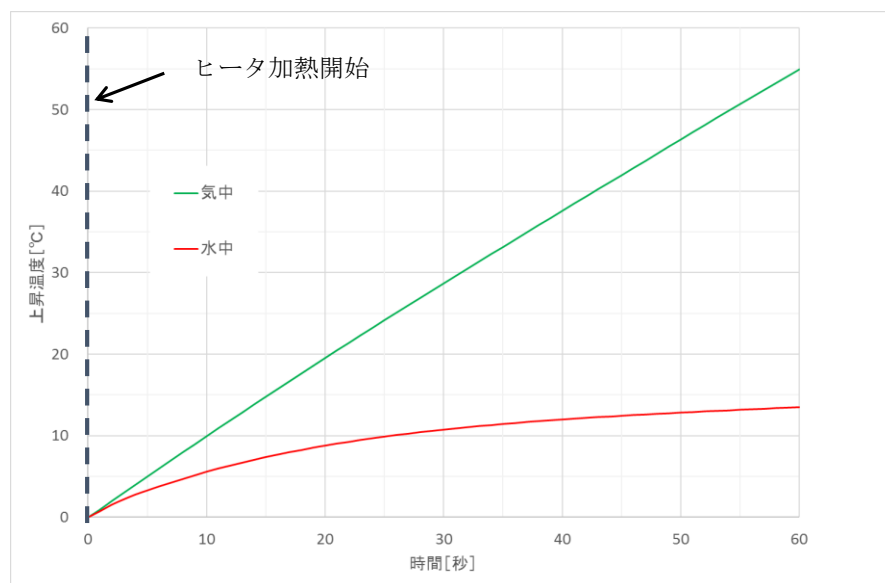
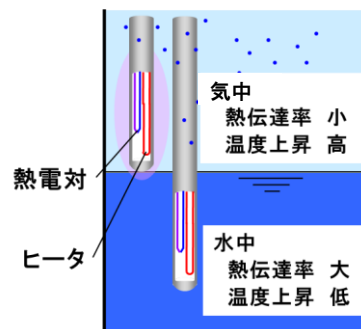
1. 燃料プール水位・温度（S A）の計測性能

(1) 検出原理

燃料プール水位・温度（S A）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。ヒータ加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると、熱伝達率の違いから気中にある場合の方が、温度上昇量が大きくなる。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プール水位を計測することができる。

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だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加熱時間は 60 秒としている。

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。

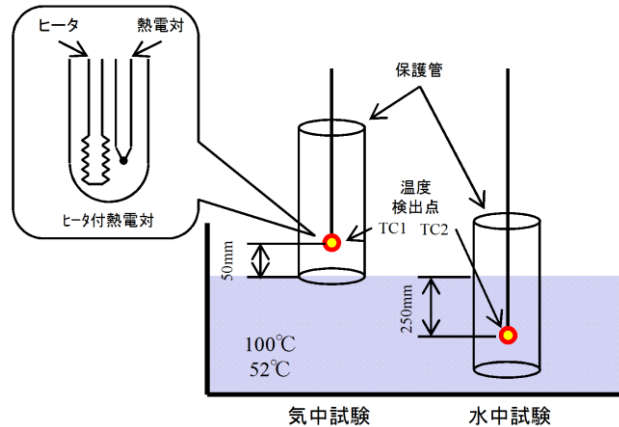


第 1 図 ヒータ付熱電対による水位検出原理

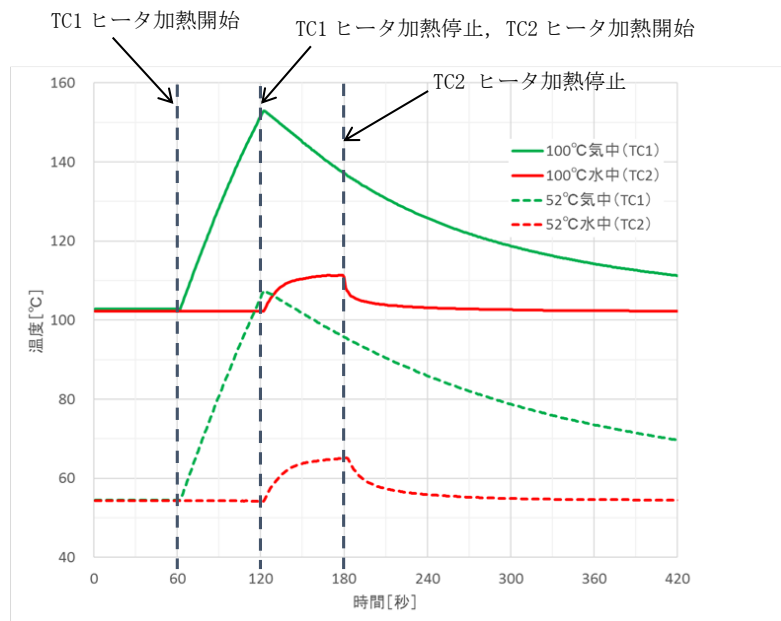
(2) 事故時の計測性能の信頼性について

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、気相部分のセンサ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。

試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱した場合と 52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から 50 mm上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対 (TC1), 水面から 250 mm下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対 (TC2) の応答性について比較を行った。気中 (TC1), 水中 (TC2) の順で 1 分間隔でヒータ加熱を開始している。水温 100℃, 52℃のどちらの場合でも、60 秒間のヒータ加熱により気中 (TC1) は約 50℃の温度上昇, 水中 (TC2) は約 10℃の温度上昇が確認でき、水中/気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ加熱による水位判定は 60 秒であり、その後ヒータを OFF とすることで、水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約 60 秒で復帰する。(第 2 図「高温状態の試験概要」及び第 3 図「高温状態の試験結果」参照。)



第2図 高温状態の試験概要



第 3 図 高温状態の試験結果

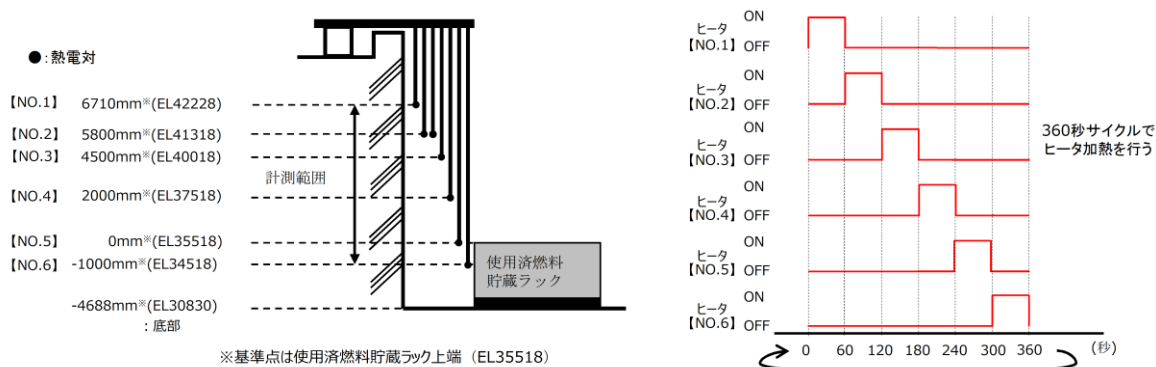
(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

燃料プール水位・温度（S A）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、水中にある7箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付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しないことで燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気中と水中の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気中又は水中にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように、常時各熱電対に対して、順番に一定時間（60秒間）ヒータ ON/OFF を自動的に繰り返して実施することで、同時に水位及び温度の常時計測が可能となる設計とする（6個のヒータ付熱電対を上方から順に1分ずつヒータに電流を流し、各熱電対について6分に1回加熱させる計画：第4図「燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱ON/OFF サイクル」参照）。



第4図 燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱ON/OFFサイクル

なお、第五十四条第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燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故））における水位の低下速度は第1表のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないとする。

第1表 想定事故時における燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	6分間での水位低下
想定事故1	約 0.08m/h	約 8 mm
想定事故2	約 0.08m/h	約 8 mm

※水位低下速度及び6分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。

2. 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点について

(1) 目的

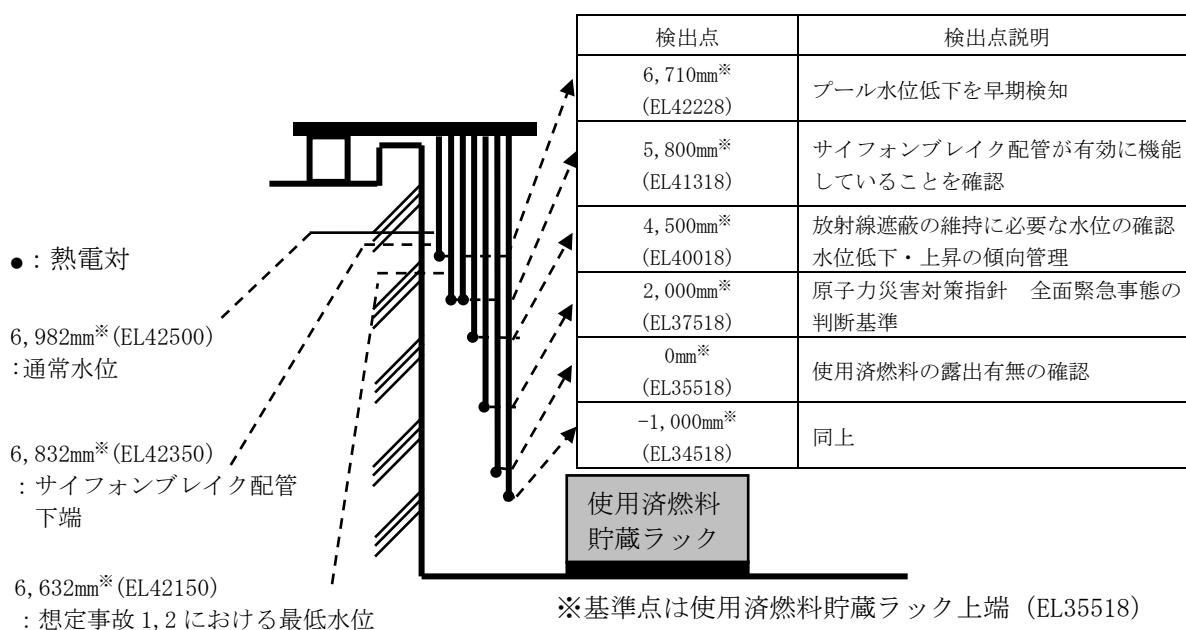
燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度（S A）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

- ・燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること
- ・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（燃料損傷の可能性）を把握すること

(2) 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点について

燃料プール水位・温度（S A）の各水位設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図（第5図「燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点」）のとおり設定する。



第5図 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点

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燃料プール監視計器の耐環境性について

燃料プールで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）の健全性を評価する。

第 1 表 燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	仕 様		環境条件 [想定変動範囲]	評価	補 足	総合 評価	
水位 温度	燃料プール 水位・温度（S A）	温度	100℃	～100℃	○	燃料プール水位・温度（S A） は、耐環境性試験にて評価中 であり、環境条件を満足する 設計とする。	○
		湿度	防水	～100%	○		
		放射線	280Gy	～280Gy	○		
水位	燃料プール水位 （S A）	温度	105℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
		放射線	～1×10 ⁴ Gy/h 10 ⁶ Gy	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
空間 線量	燃料プールエリ ア放射線モニタ （高レンジ・低レ ンジ）（S A）	温度	171℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
		放射線	～1×10 ⁴ Gy/h 10 ⁶ Gy	～280Gy	○	重大事故等時に想定される空 間線量率を把握できる。	
状態 監視	燃料プール監視 カメラ（S A）	温度	≤50℃	～100℃	△	雰囲気温度 100℃の環境での 使用も想定し、空気による冷 却等により、耐環境性向上を 図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流 水に対する保護）	～100%	○	防水機能を有しており、問題 ない。	
		放射線		～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。 なお、重大事故等の環境条件 を考慮し、空冷カバー等の遮 蔽効果により、耐環境性向上 を図る。	

第 1 表より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題ない。なお、燃料プール監視カメラ（S A）は耐環境試験の温度条件にて、機能健全性が確認維持されなかったことから、燃料プール監視カメラ用冷却設備を設置し、耐環境性の向上を図る。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

島根2号炉燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

1. 配管強度への影響について

サイフォンブレイク配管及びサイフォンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動Ssに対し十分な耐震性を有している。

2. 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない構造であることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。

3. 異物による閉塞について

燃料プールは燃料プール冷却系の「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配管 [] の閉塞を防止することが可能である。

- ・プール水面上の空気中からの混入物
- ・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と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

(1) スキマ・サージ・タンクによる異物除去について

スキマ・サージ・タンクには、約800mm×1170mmの異物混入防止用金網が設置されており、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。

(2) ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は、イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩装置のエLEMENTは目開き約25 μ m程度であり、サイフォンブレイク配管 [] を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

(3) 燃料プールの巡視について

燃料プールは、運転員により、1回/1日の巡視をすることとなっており、サイフォンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより、異物による閉塞を防止することが可能である。

地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に運転員がパトロールを実施することとしており、それにより燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合、発見することができる。また、中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合、原子炉建物原子炉棟4階に設置しているカメラを使用することで、中央

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管開放端付近の状況を確認することができる。（図1参照）

燃料プール内に落下した養生シートは、速やかに除去が行えるよう原子炉建物原子炉棟4階に除去用の治具を配備する。

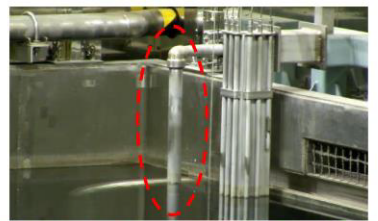
（配備する治具）

①タモ、ケーブルフィッシャー

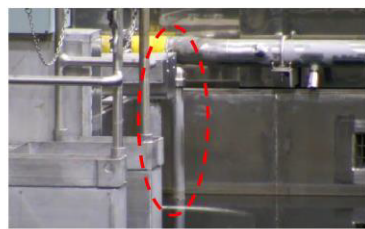
燃料プール上の養生シート片の除去

②ボートフック

サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去



①燃料プール北側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（南側））



②燃料プール南側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（北側））

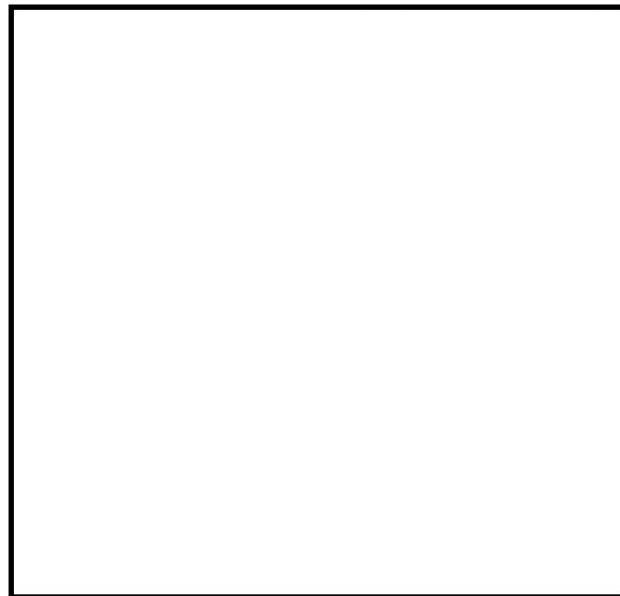


図1 サイフォンブレイク配管設置位置図

(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため、仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が開放端に付着し留まることはない。

(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

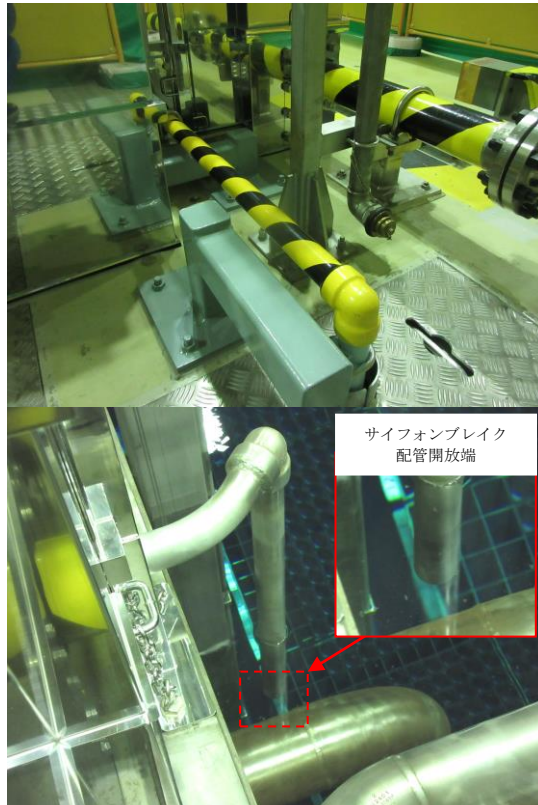


図2 サイフォンブレイク配管の設置状況

54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根 2 号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根 2 号炉の燃料プールでは、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。

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（ウラン燃料の場合）、1.23（MOX燃料の場合）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。未臨界性評価の基本計算条件を表 1 に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を図 1 に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールのスプレイ系等が作動する状態を想定し、プールの水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燃料プールの実効増倍率は上述の 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、島根 2 号炉の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、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。解析結果を図 2 及び図 3 に示す。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子炉規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、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。

表1 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様	
		ウラン燃料	MOX燃料
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料 (A型)	MOX燃料
	濃縮度	²³⁵ U濃縮度 □ wt% ^{※1}	核分裂性Pu富化度 □ wt% ^{※2} ²³⁵ U濃縮度 □ wt%
	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
	使用済燃料 貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式
ラックピッチ		□ mm	
材料		ボロン添加ステンレス鋼	
ボロン濃度		□ wt% ^{※3}	
板厚		□ mm	
内のり		□ mm	

※1 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.30$ 未燃焼組成, Gdなし)

※2 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.23$ 未燃焼組成, Gdなし)

※3 ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

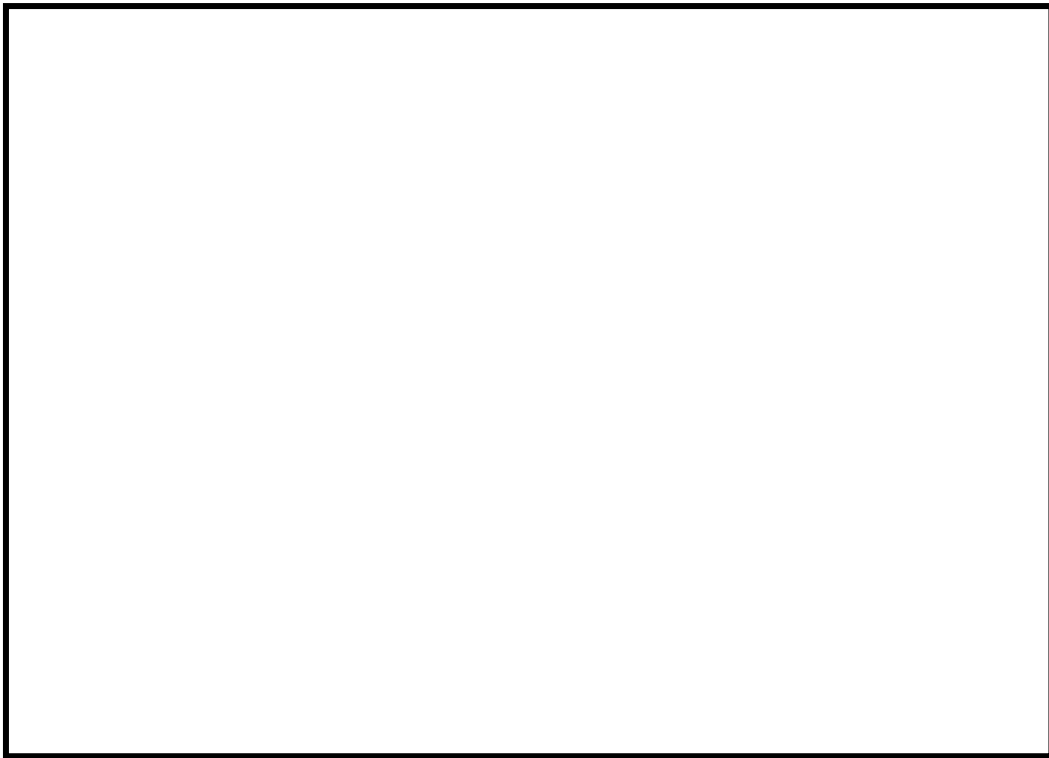


図1 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系

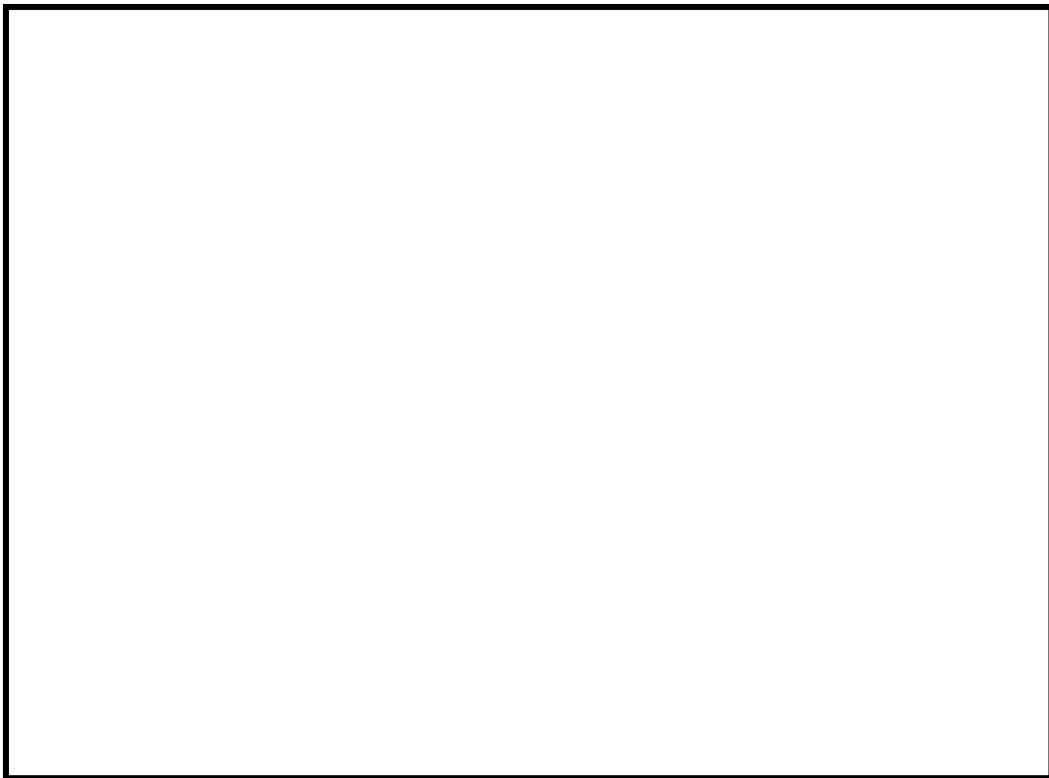


図2 実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

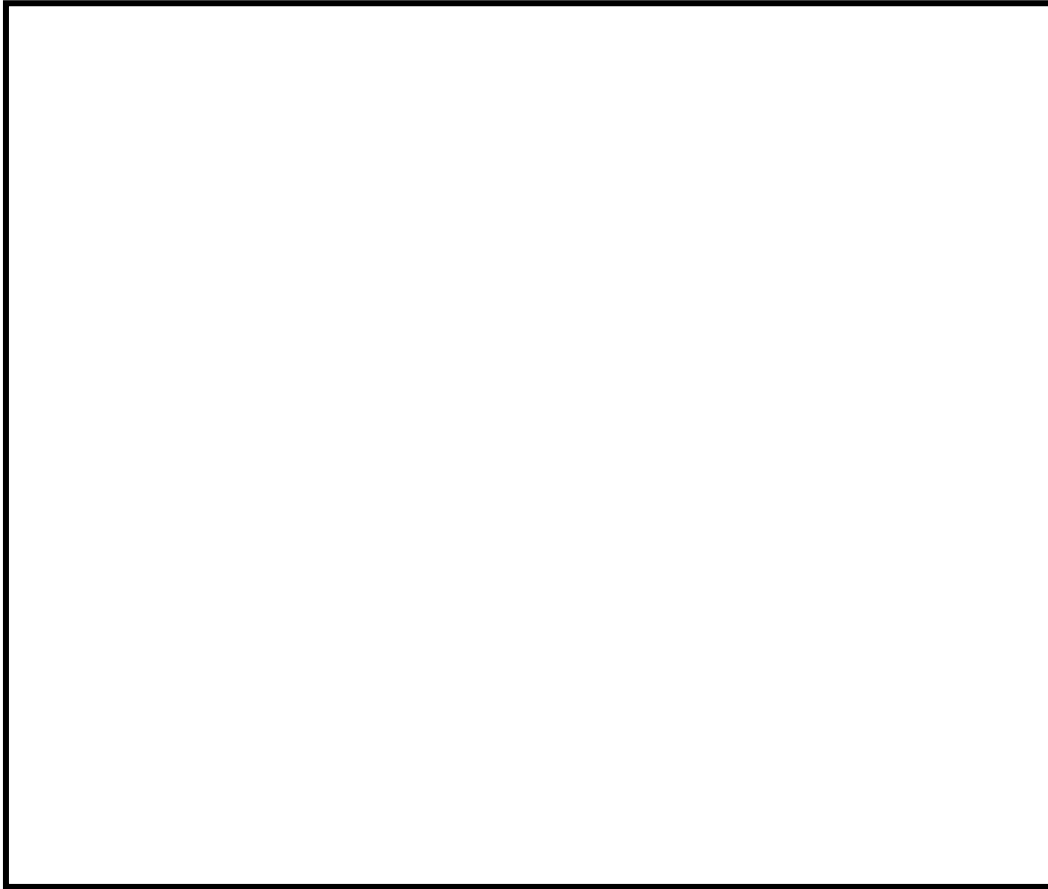


図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて

島根 2 号炉燃料プール冷却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燃料プールの冷却も必要となる。

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、燃料プール冷却系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。

- ・注水機能：燃料プールスプレイ系
- ・漏えい停止機能：サイフォンブレイク配管，運転員による隔離操作
- ・除熱機能：燃料プール冷却系※

※重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず、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系を用いて、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料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. 有効性評価及び43条1-1での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却系

有効性評価及び43条1-1で想定する重大事故等では、各重大事故等対処設備及び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燃料プール冷却系等を用いた燃料プールの除熱機能に、「想定事故1及び想定事故2」では燃料プールスプレイ系等を用いた燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

燃料プールは図1に示すように原子炉建物原子炉棟内に配置されており、原子炉建物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系による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系、常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く）、原子炉建物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、交流動力電源喪失時において原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備を使用する際、燃料プール冷却系についても負荷として考慮しており、発電用原子炉側の事故対応と並行して燃料プールの冷却を行うことが可能である。

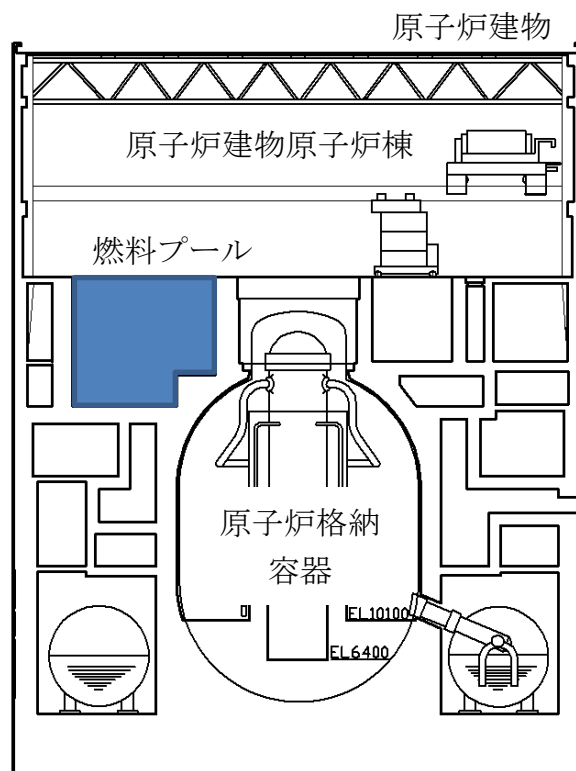


図1 原子炉建物内の燃料プールの位置

表1 各事故シーケンスグループと燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンス	燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	燃料プールの除熱機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	※1	有
2	高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	※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 (取水機能喪失)	※2	有
8	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障)	※1	有
9	原子炉停止機能喪失 (TC)	※1	有
10	LOCA 時注水機能喪失 (中破断 LOCA)	※1	有
11	格納容器バイパス (ISLOCA)	※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) (残留熱代替除去系を使用する場合)	※2	有
13	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)	※2	有
14	水素燃焼	※2	有
15	格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	※3	有
16	溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	※3	有
17	格納容器直接接触	—	—
18	溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	※3	有
19	想定事故 1	機能喪失を想定	無※4
20	想定事故 2	機能喪失を想定	無※4
21	停止中の原子炉 崩壊熱除去機能喪失	※1	有
22	停止中の原子炉 全交流電源喪失	※2	有
23	停止中の原子炉 冷却材喪失	※1	有
24	停止中の原子炉 反応度の誤投入	※1	有

- ※1 燃料プール冷却後 (原子炉補機冷却系, 外部電源又は非常用 D/G)
- ※2 燃料プール冷却後, 原子炉補機代替冷却系, 常設代替交流電源設備
- ※3 燃料プール冷却後, 原子炉補機代替冷却系, 非常用 D/G
- ※4 燃料プールへの注水機能である燃料プールスプレイ系を用いる

2. 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

原子炉運転中の重大事故等時における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以下に示す。表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燃料プールの冷却機能が喪失するが、燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は原子炉補機代替冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く、原子炉建物原子炉棟内の環境が悪化する前に燃料プールの冷却開始が可能である。

原子炉停止中について、原子炉から燃料の取出し前の燃料プール内の燃料の崩壊熱は、原子炉運転中の崩壊熱より小さくなるため、崩壊熱、冷却機能喪失時の水温の変化とともに原子炉運転中の値に包絡される。原子炉から燃料の取出し中又は取出し後は想定事故1、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。

なお、取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて燃料プール内の温度が上昇する事象後半^{*}に使用する原子炉建物原子炉棟内の設備の一例として、残留熱除去ポンプの環境温度を表3に示す。

^{*}原子炉運転中の燃料プールの想定で水温が100℃に到達する時間55.8間以降

表2 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

発電用 原子炉 の状態	燃料プール内の燃料の崩壊熱		燃料プールの状態	燃料プール水温が65℃ [*] 1に到達する時間	燃料プール水温が66℃ [*] 2に到達する時間	燃料プール水温が100℃に到達する時間
	[MWt]	想定				
原子炉 運転中	約2.2	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止50日後） ・1炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温40℃ [*] 3	約23.2時間	約24.1時間	約55.8時間

^{*}1 保安規定の運転上の制限

^{*}2 重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度

^{*}3 運転中の燃料プール水温実績（19℃～34.6℃）より40℃を設定（設備故障等による一時的な温度上昇を除く）

表3 残留熱除去ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

「想定事故1及び想定事故2」においては、燃料プール冷却系の機能喪失に伴い、燃料プール水温が想定事故1では事象発生約7.9時間後、想定事故2では事象発生約7.6時間後100℃に到達し原子炉建物原子炉棟内の環境は悪化する。ただし、現場環境の悪化は常設スプレイヘッドを用いた燃料プールのスプレイ系(可搬型)の注水機能、燃料プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールのスプレイ系(可搬型)においても、現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。

以上より重大事故等の「想定事故1及び想定事故2」について現場環境は悪化するものの、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燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり、原子炉建物原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

54-15 送水ヘッダについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

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

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（54-6 参照）

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

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

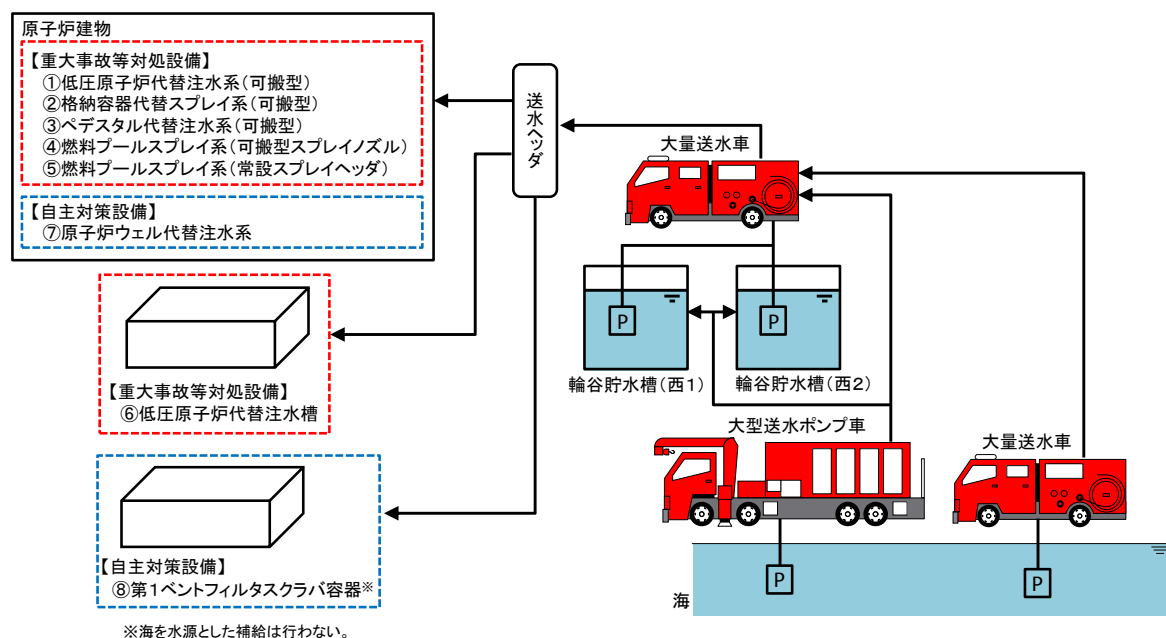


図1 全体系統概要図

2. 送水ヘッダの使用状況

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

表1 送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

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

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

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

※3：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

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

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

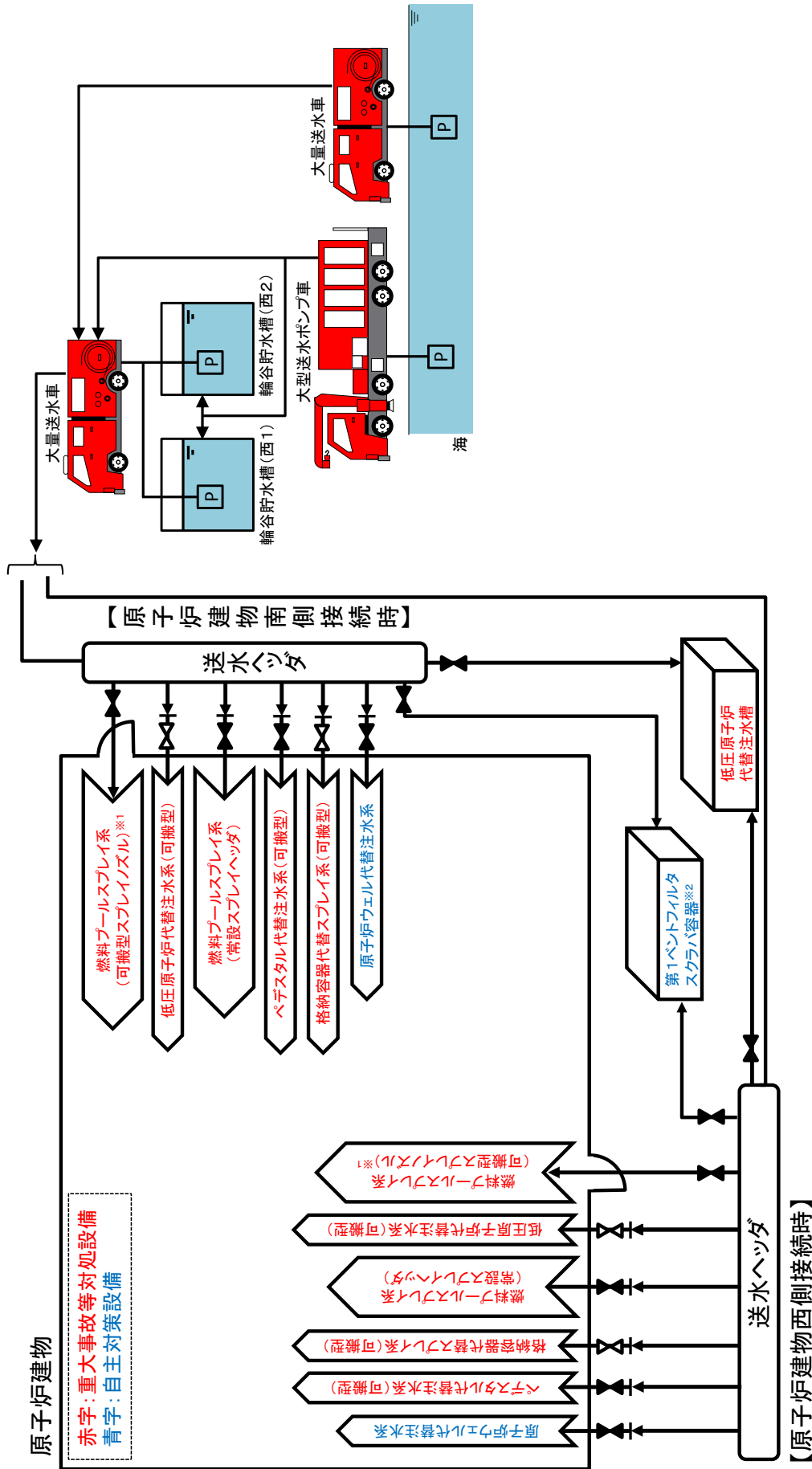
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

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

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

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



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

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

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

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

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

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

4. 悪影響の防止

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

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

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

目次

- 55-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

55-1

S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉
S A設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

55条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶		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	大型送水ポンプ車，放水砲，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	常時海水を通水又は海で使用	I
					泡消火薬剤容器	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				関連資料	55-2 配置図，55-3 系統図，55-6 接続図		
	第2号	操作性	大型送水ポンプ車	工具，設備の運搬・設置，操作スイッチ操作，接続作業	B b B c B d B g		
			放水砲	工具，設備の運搬・設置，接続作業	B b B c B g		
			泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	設備の運搬・設置，接続作業	B c B g		
		関連資料	55-2 配置図，55-3 系統図，55-6 接続図				
	第3号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	大型送水ポンプ車	ポンプ	A		
			放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	その他	M		
		関連資料	55-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替が不要		B b		
			関連資料	55-3 系統図			

島根原子力発電所 2号炉
SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

55条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス、小型船舶		類型化区分			
第43条	第1項	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
				その他（飛散物）	大型送水ポンプ車	高速回転機器	B b
					放水砲、泡消火薬剤容器、放射性物質吸着材、シルトフェンス、小型船舶	対象外	対象外
				関連資料	55-2 配置図、55-3 系統図、55-4 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）		A a		
		関連資料	55-2 配置図、55-6 接続図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備		C	
			関連資料	55-5 容量設定根拠			
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続しない)		対象外	
			関連資料	55-6 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	対象外		—	
			関連資料	55-6 接続図			
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—	
			関連資料	55-2 配置図、55-6 接続図			
第5号		保管場所	屋外（共通要因の考慮対象設備なし）		B b		
		関連資料	55-2 配置図				
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	55-7 アクセスルート図				
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のSA設備なし）		対象外	
	サポート系要因		対象外（サポート系なし）		対象外		
	関連資料	55-2 配置図					

55-2
配置図

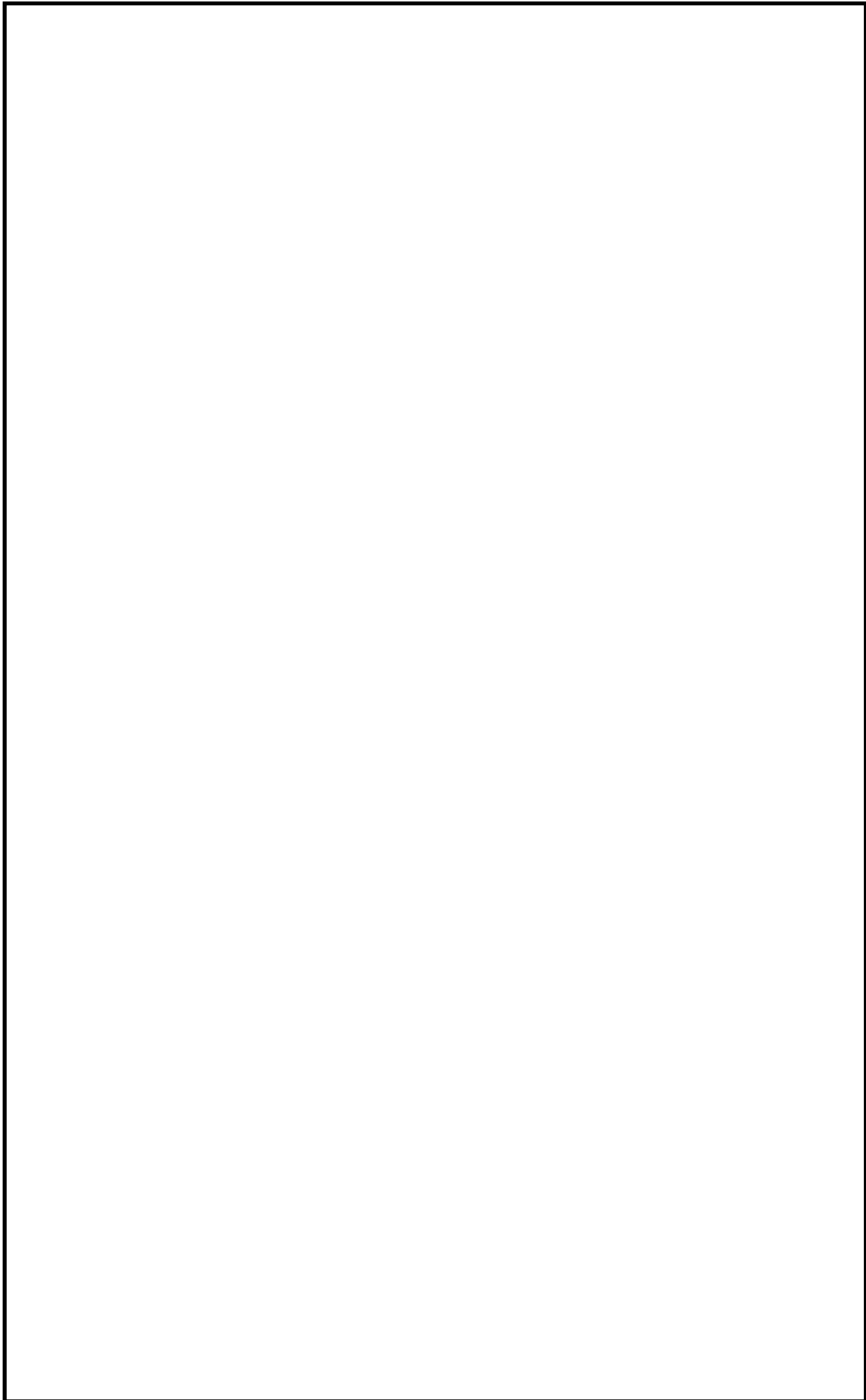


図 2-1 大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

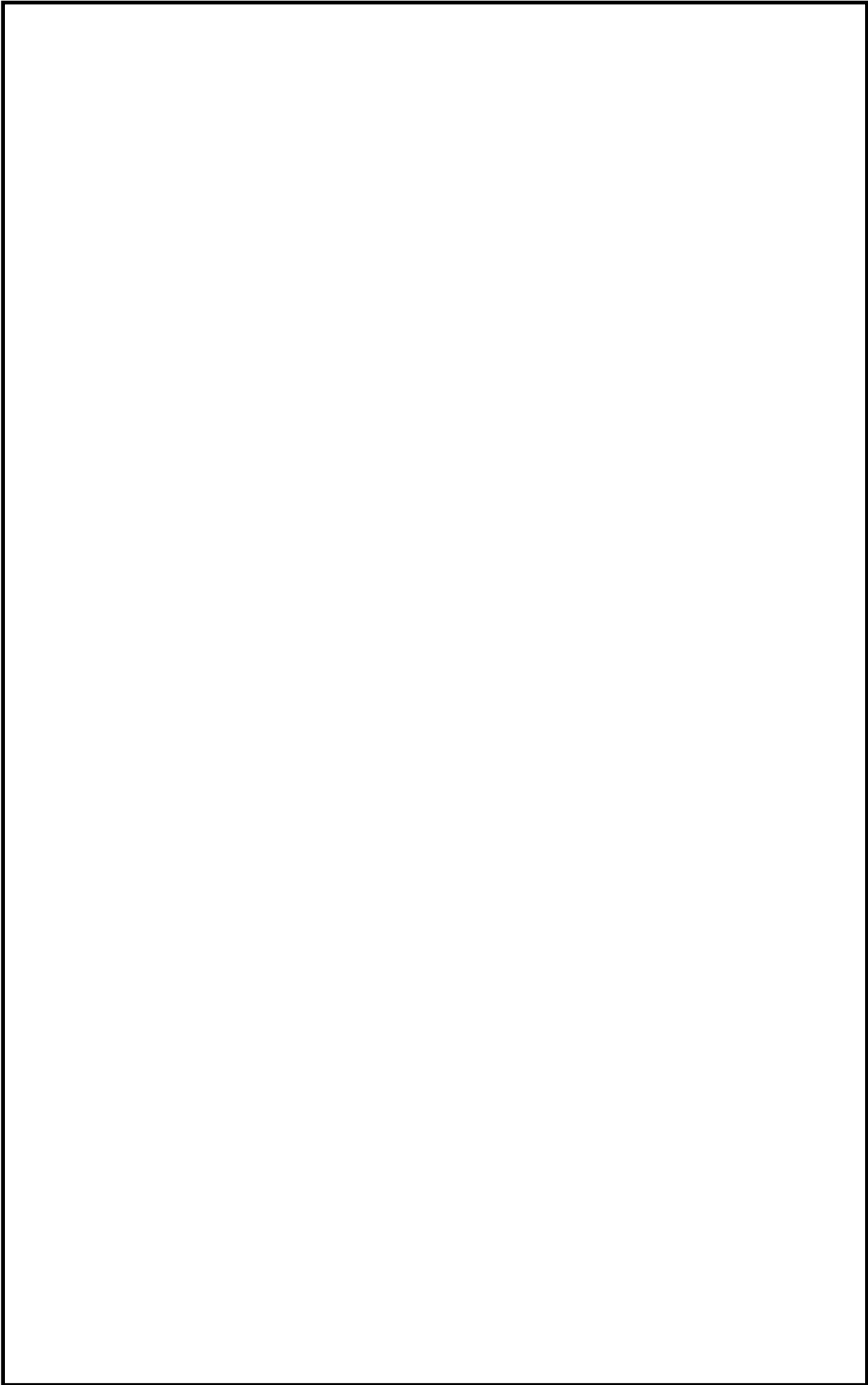


図 2-2 放射性物質吸着材配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

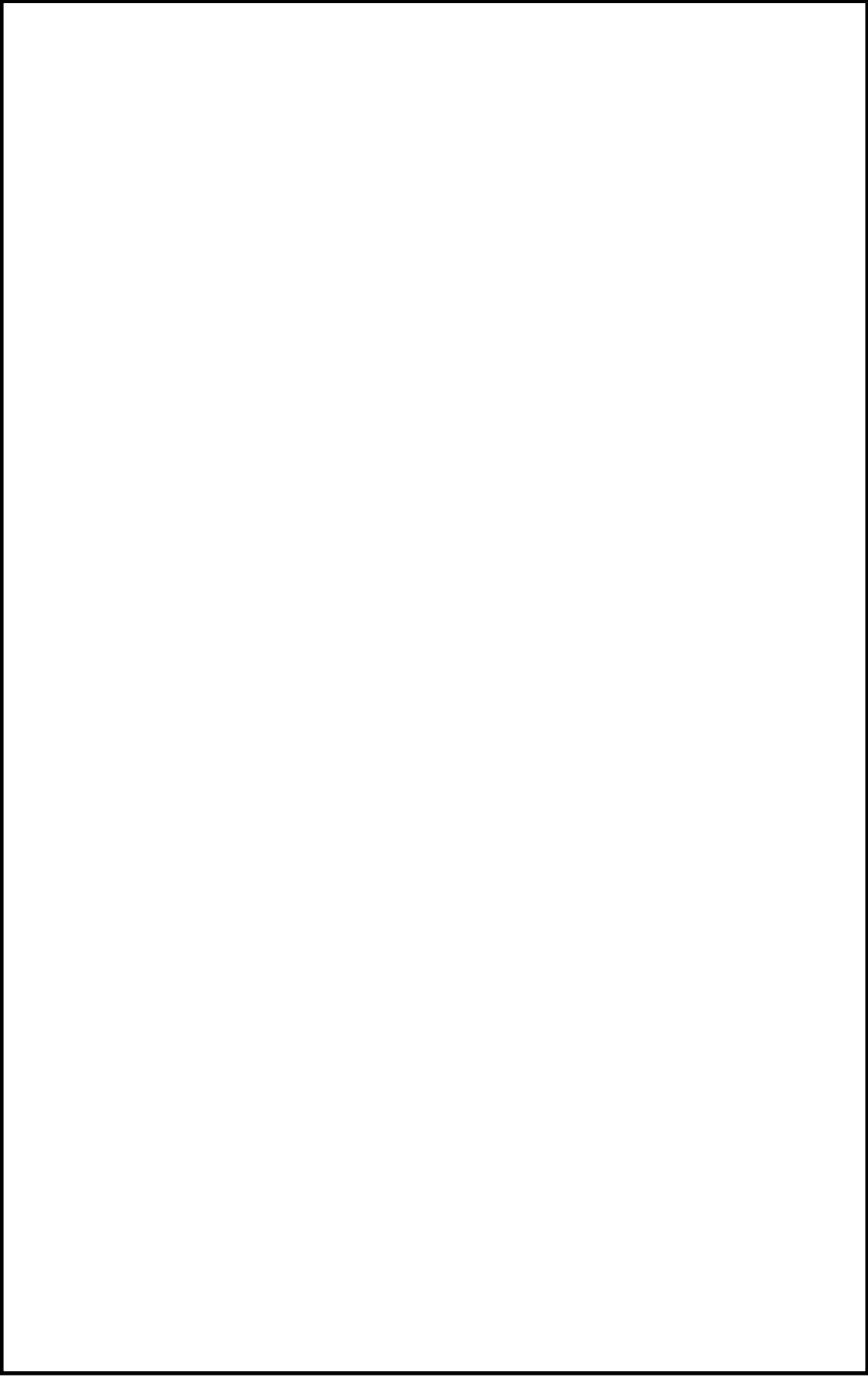


図 2-3 シルトフェンス, 小型船舶配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

55-3
系統図

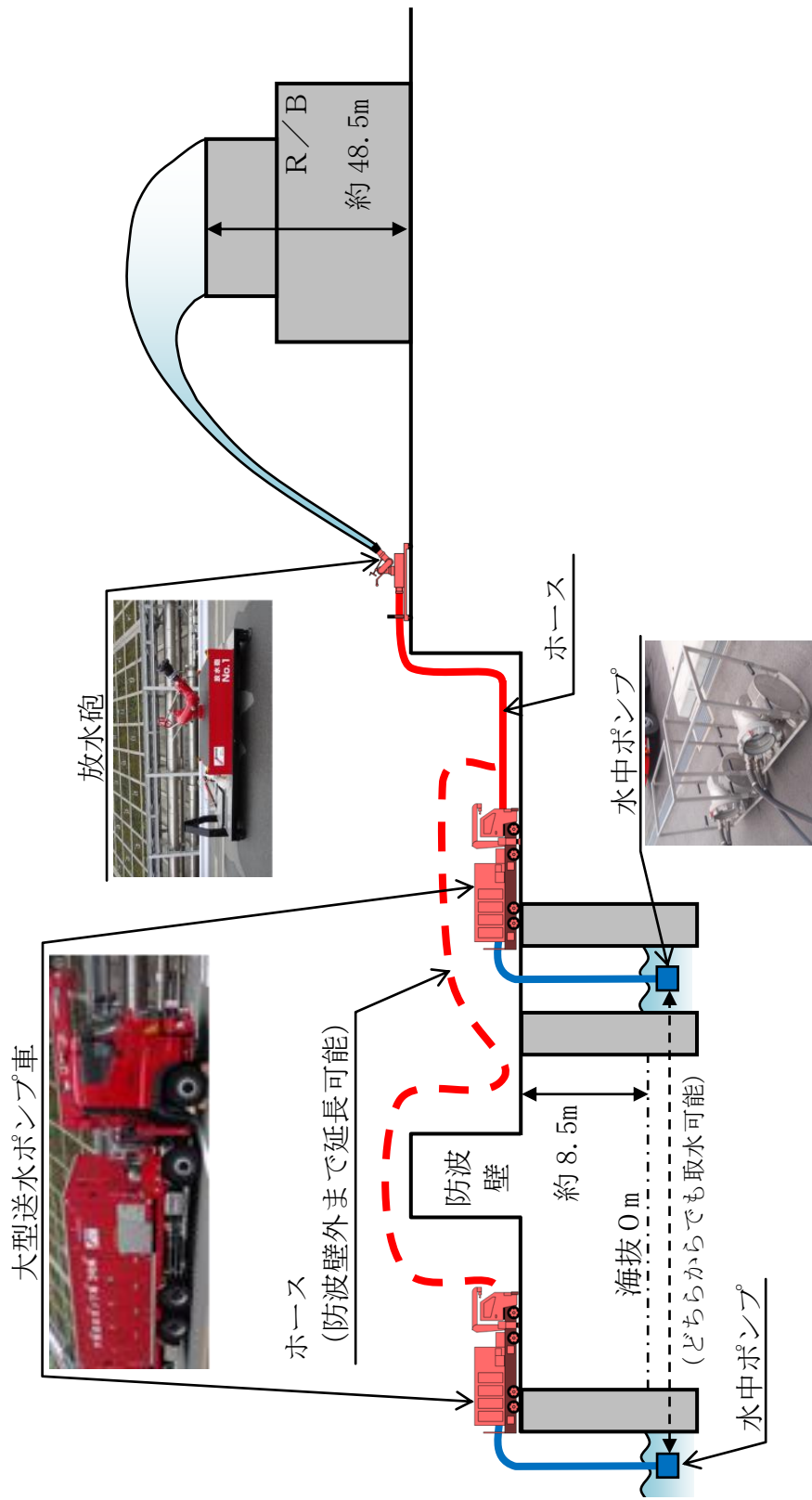


図 3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

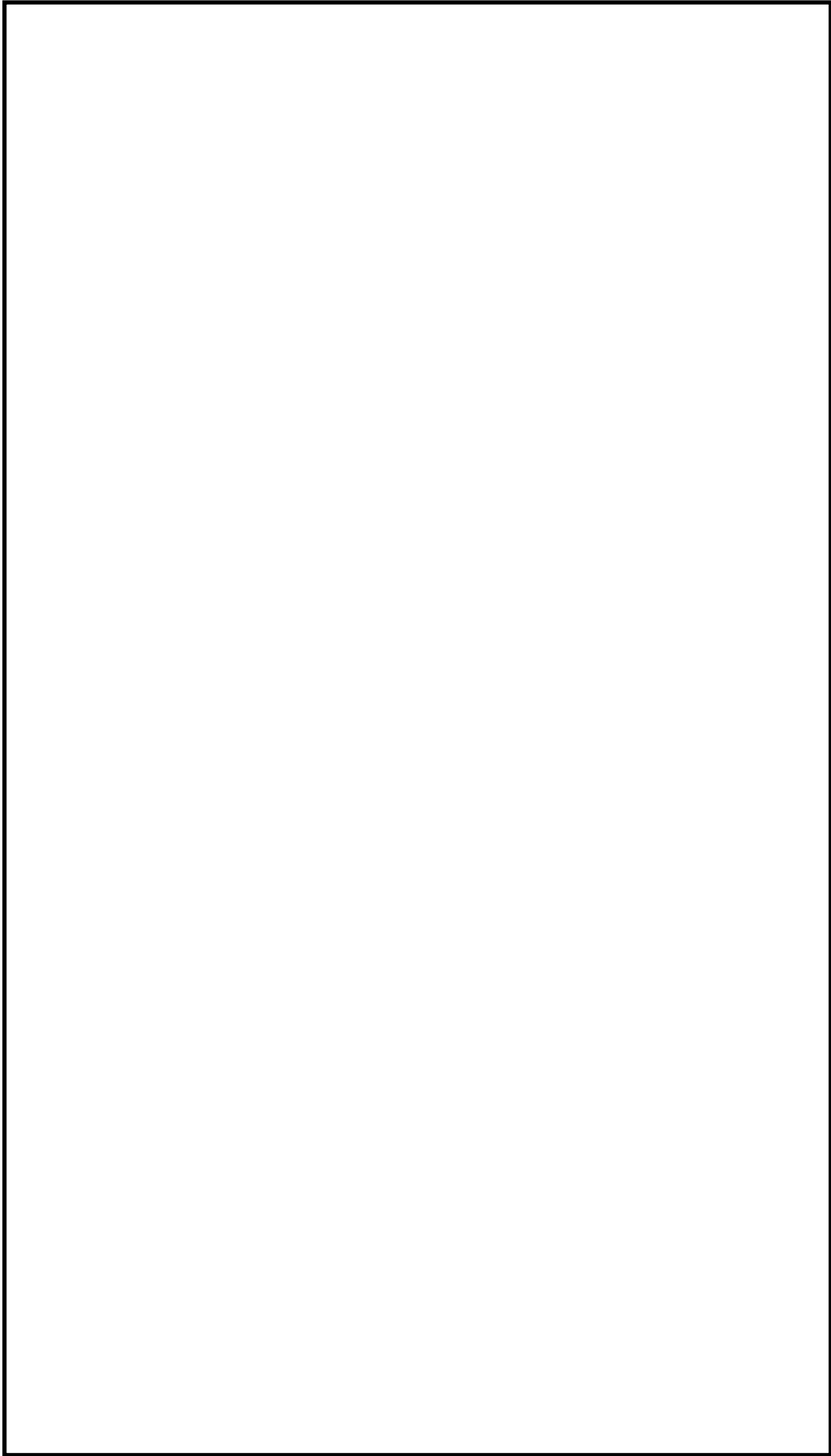


図 3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

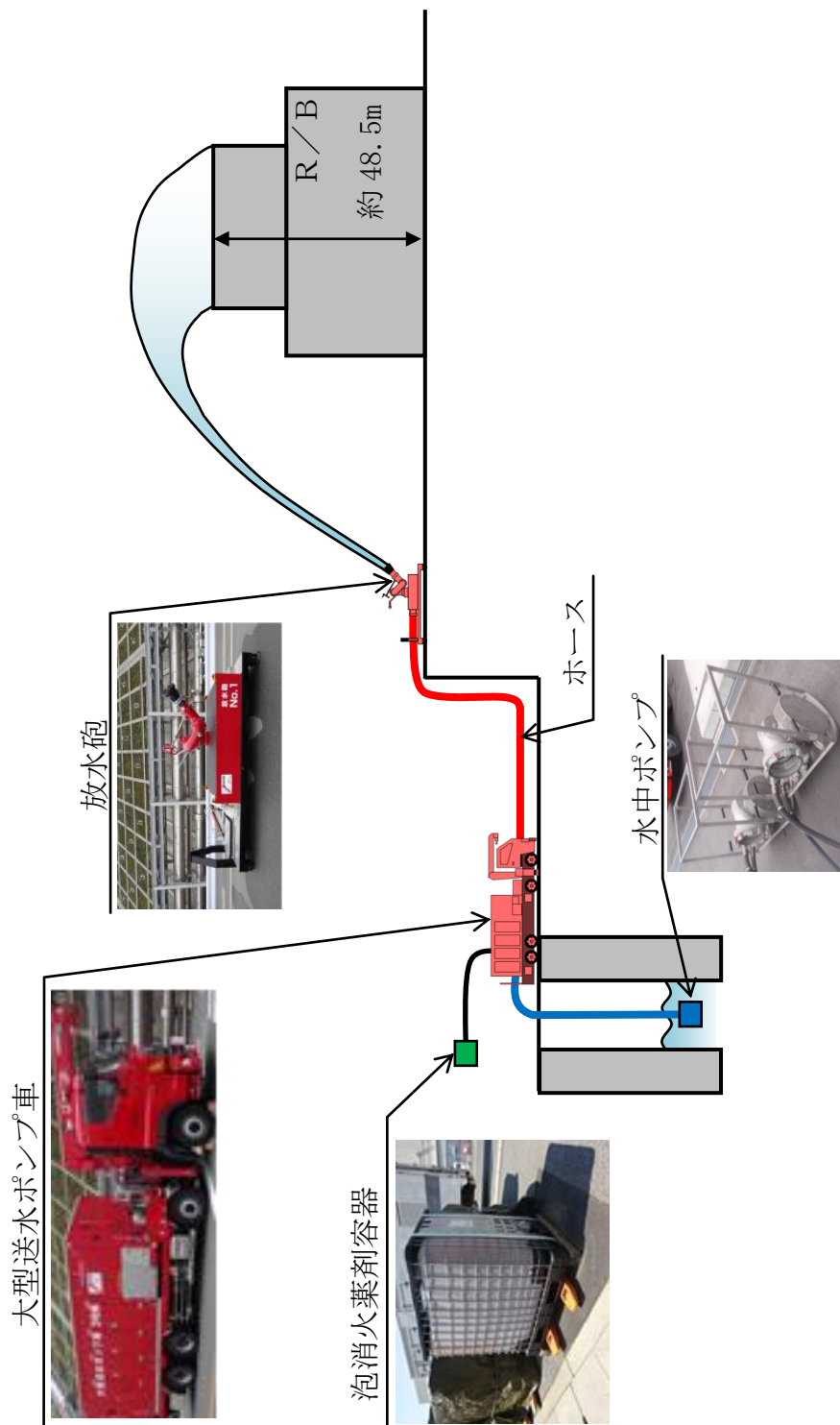


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図

55-4
試験及び検査

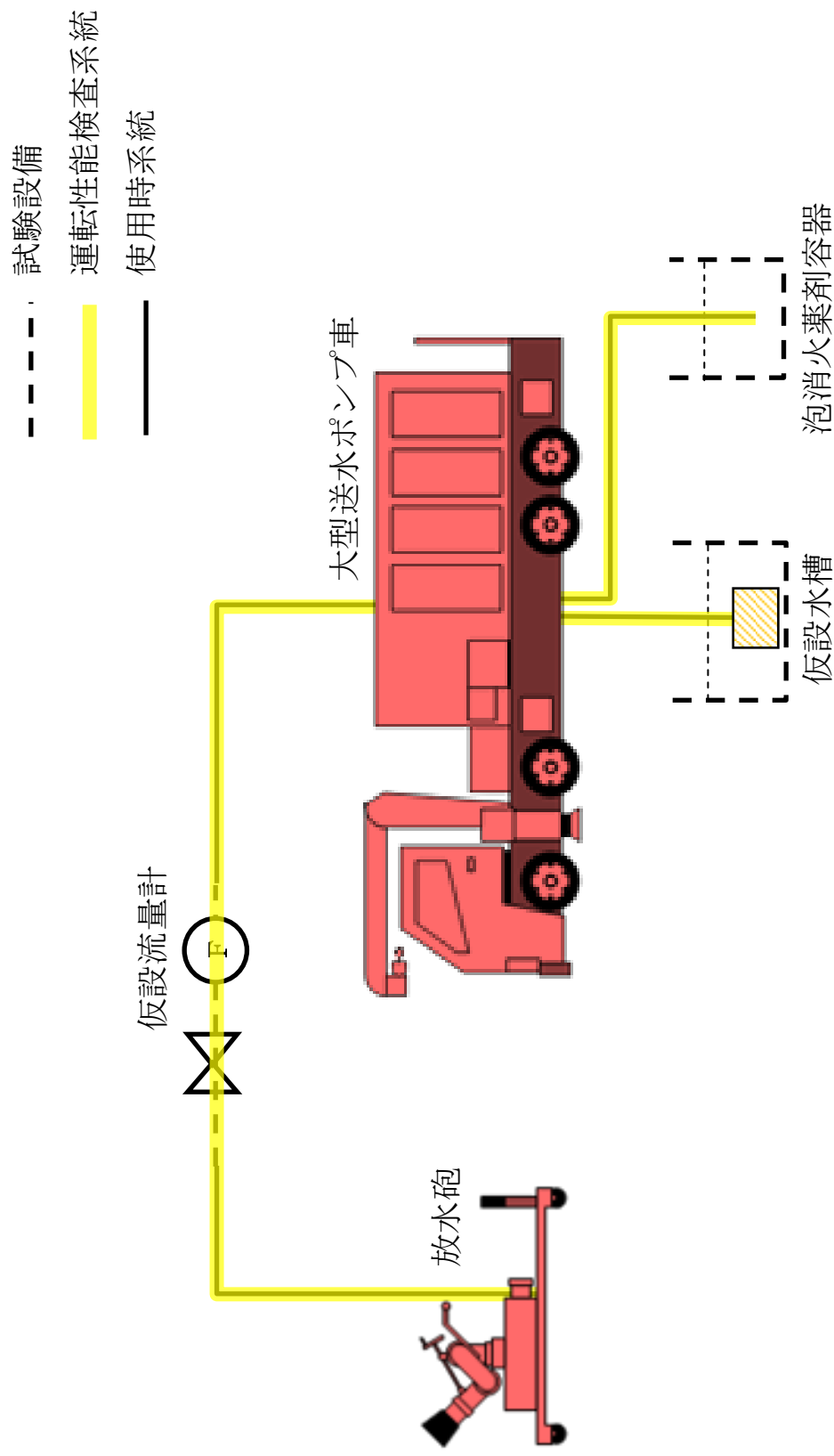


図 4-1 大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器 試験系統図

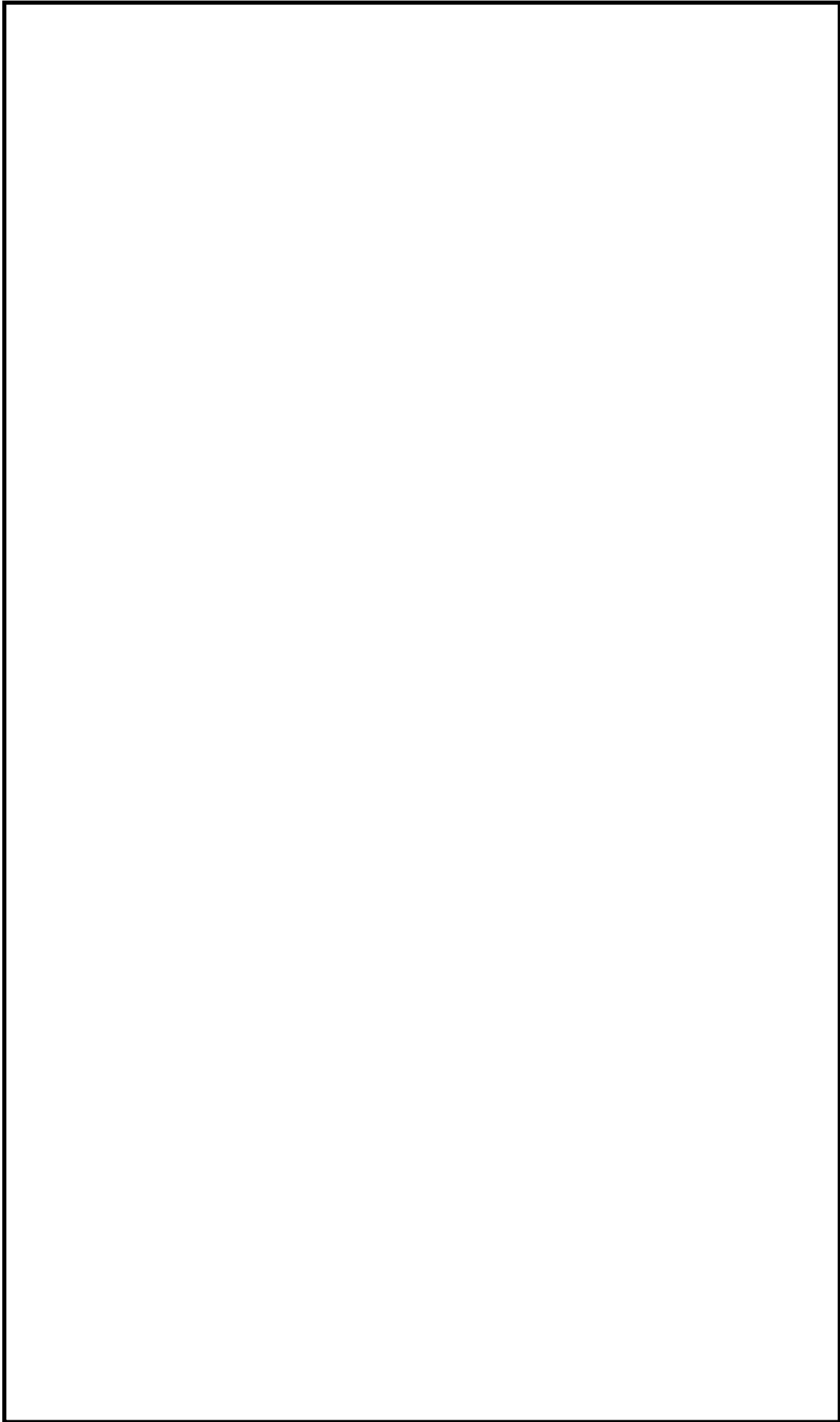


図 4-2 大型送水ポンプ車ポンプ 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

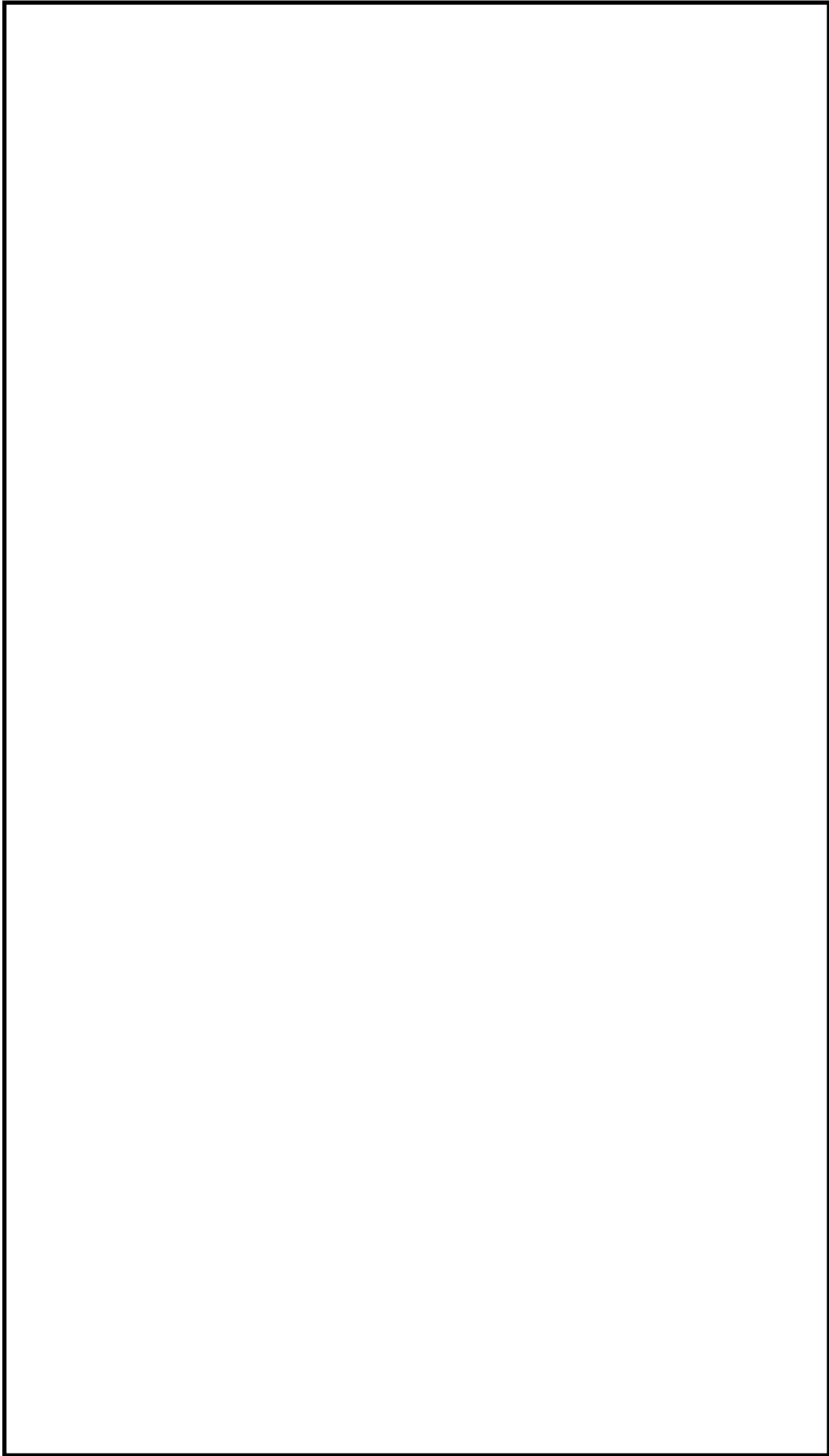


図 4-3 放水砲 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 4-4 泡消火薬剤容器 構造図



図 4-5 放射性物質吸着材 外観写真

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

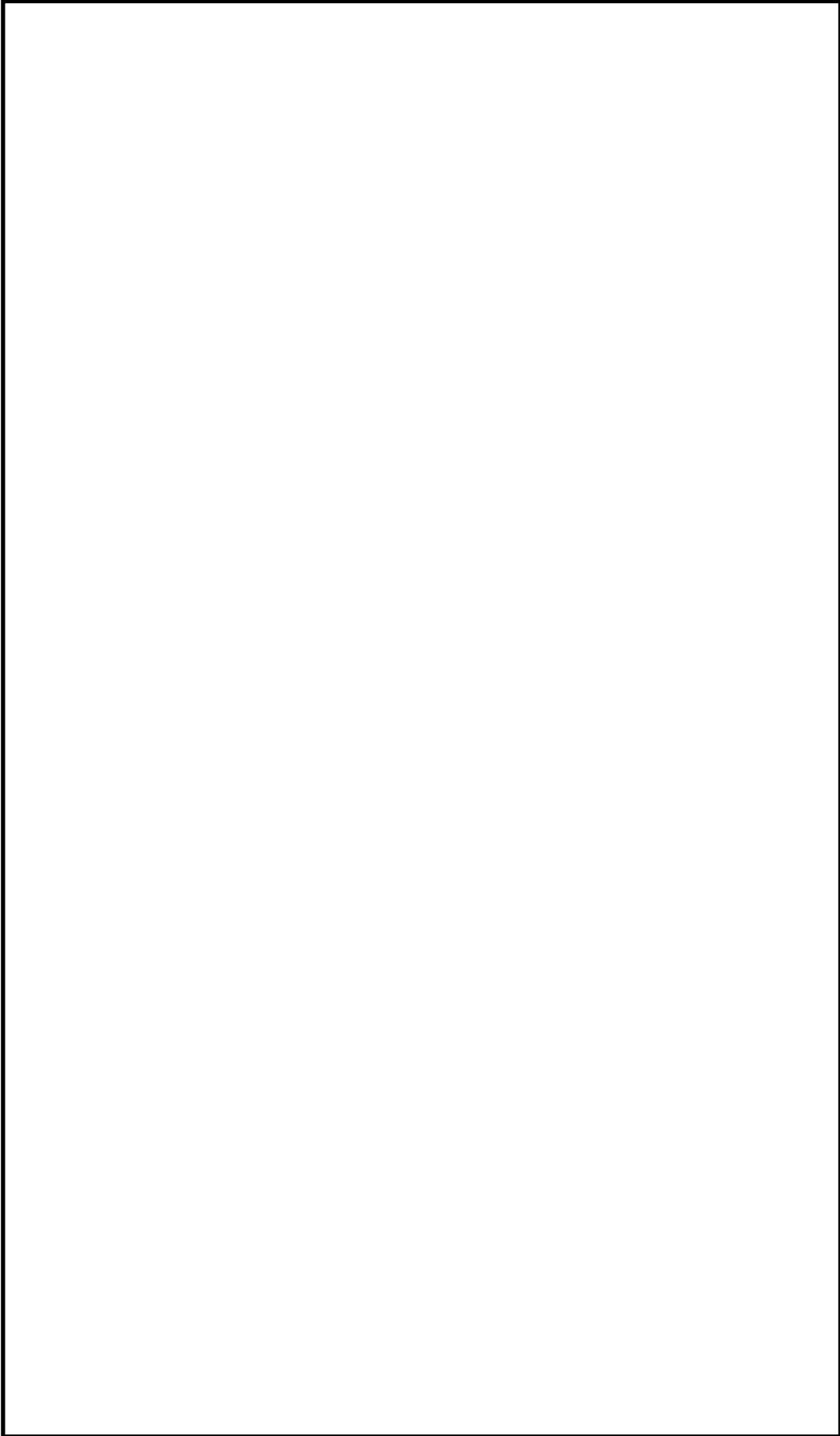
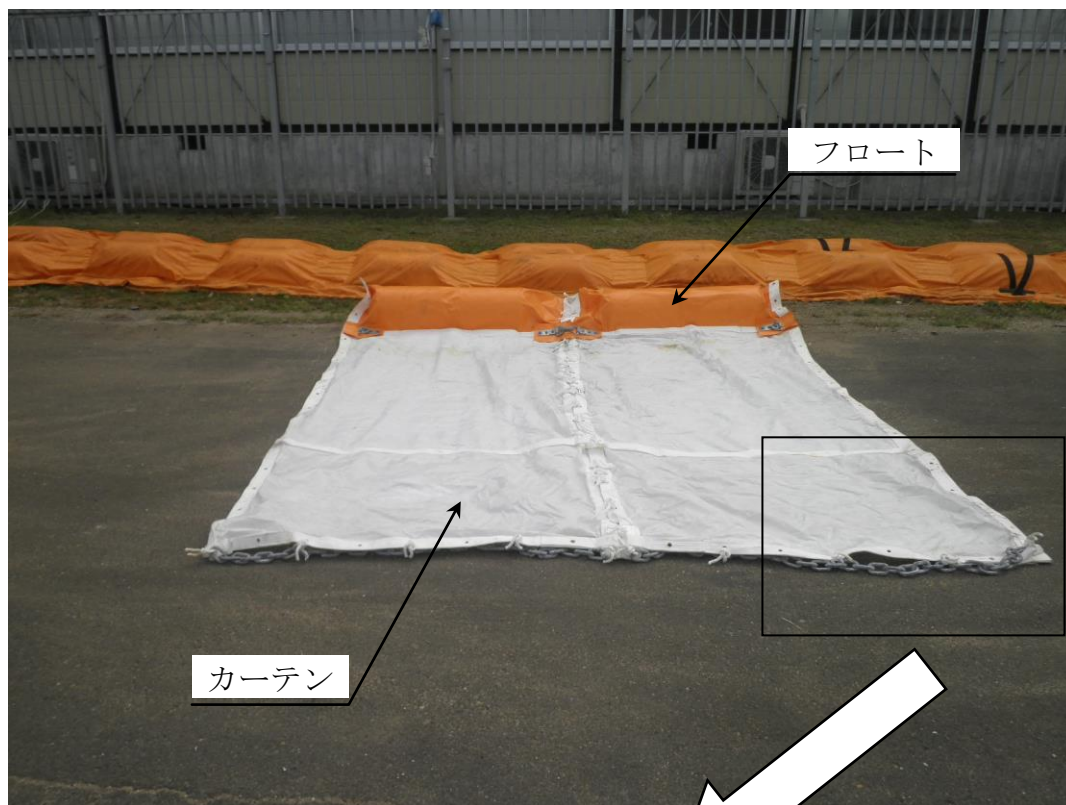


図 4-6 シルトフレンス 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



端部拡大写真（重り（チェーン））

※今後の検討により変更となる可能性があります。

図 4-7 シルトフェンス 外観写真



図 4-8 小型船舶 外観図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

55-5
容量設定根拠

名	称	大型送水ポンプ車
流	量	m ³ /h
吐	出	圧
力	MPa[gage]	1.4 (注1, 2)
最	高	使
用	圧	力
MPa[gage]		1.4
最	高	使
用	温	度
℃		40
原	動	機
出	力	kW/台
		1,193
機 器 仕 様 に 関 す る 注 記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車は以下の機能を有する。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>その際、大型送水ポンプ車は、海を水源として、大型送水ポンプ車に付属されている水中ポンプにより海水取水箇所から取水し、ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、原子炉建物屋上へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建物屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として使用する大型送水ポンプ車は、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。</p> <p>その際、大型送水ポンプ車は、海を水源として、大型送水ポンプ車に付属されている水中ポンプにより海水取水箇所から取水し、ホースにより放水砲及び泡消火薬剤容器と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建物屋上又は周辺に放水できる設計とする。</p> <p>なお、大型送水ポンプ車は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p>		

1. 圧力・流量（吐出圧力 1.4MPa[gage]（流量 1,320m³/h））

大型送水ポンプ車は、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建物屋上又は原子炉建物周辺に放水する必要がある。容量設定にあたっては、高所（原子炉建物屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建物屋上（地上高約 48.5m^{※1}）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力・流量は、，1,320 m³/h 以上である。

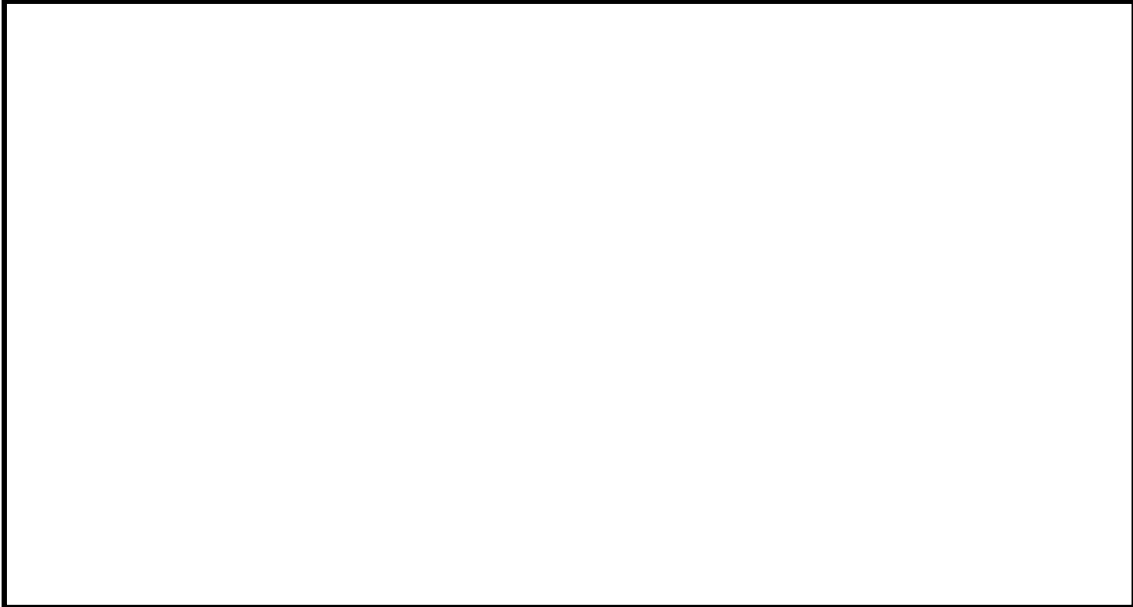


図 5-1 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）

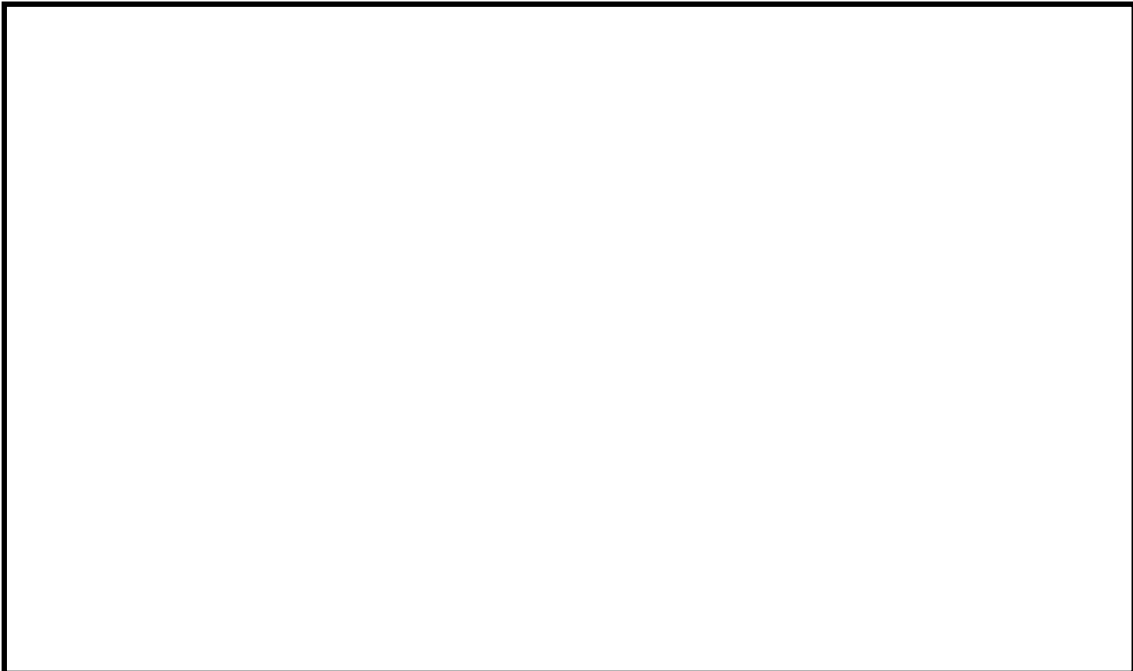


図 5-2 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）（泡消火放水）

※ 1：原子炉建物屋上（EL63.5m）-放水砲設置位置（EL15m）=48.5m

※ 2：本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値であり、射程は無風時を想定している。（帝国繊維株式会社）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建物と接している北側及び廃棄物処理建物と接している東側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルート（敷地西側又は南側）が選択できるように設定する。

なお、取水箇所の選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると、防波壁内側に位置する2号炉取水槽から取水することを第一優先として考えるが、万が一、防波壁内の海水取水箇所が使用できない場合も想定し、防波壁外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

ホース敷設の圧力損失の評価は、防波壁内及び防波壁外からの取水を考慮し、ホース敷設ルートが保守的になる敷設ルートを考慮して算出した。

(1) 防波壁内側

防波壁内側のホース敷設ルートのうち保守的となる、2号炉取水槽から取水し、敷地西側を経由して原子炉建物南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×10本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲7回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
合計		約 1.30MPa[gage]

(2) 防波壁外側

防波壁外側のホース敷設ルートのうち保守的となる、荷揚場から取水し、敷地西側を経由して原子炉建物南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×12本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲7回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
合計		約 1.35MPa[gage]

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、55-5-5, 6, 7 参照。詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

※2：ホースの予備は、ホースの長さ毎に各1本以上確保する。

※3：大型送水ポンプ車設置高さ（EL8.5m）と放水砲設置高さ（EL15m）の水頭から算出

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 最高使用圧力 (1.4MPa[gage])

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度 (40℃)

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、水源である海水の温度^{※1}が40℃を下回るため、40℃とする。

※1：海水の温度は、島根原子力発電所周辺における外気の最高気温である38.5℃（松江地方気象台で記録）を下回る。

4. 原動機出力 (1,193kW)

原動機出力は、必要な性能を発揮する出力を有するものとして、1,193kWとする。

1. ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

1-1. 消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

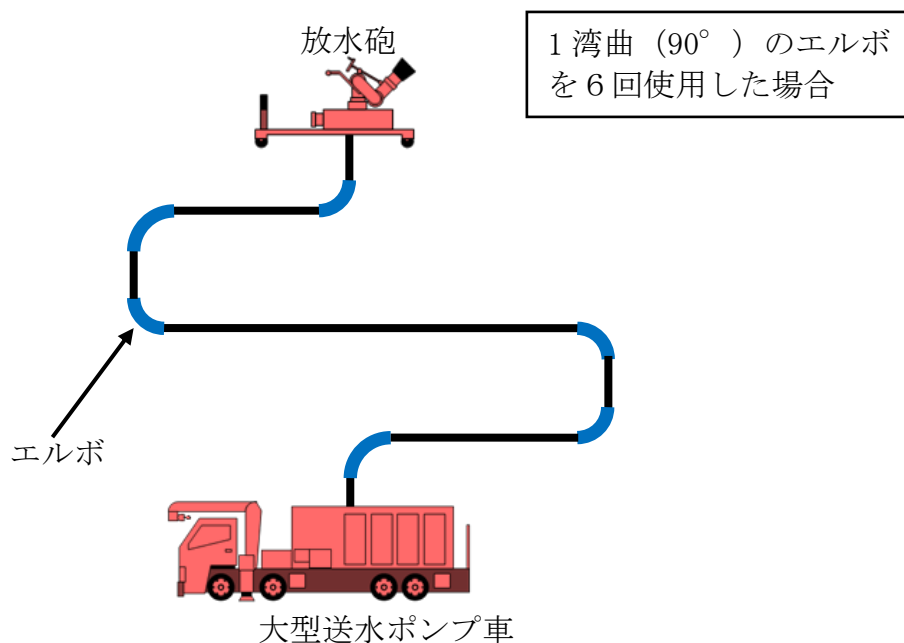


図 5-3 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ図)

<エルボ 1 個 (90°) あたりの圧力損失: h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで、 $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

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

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

ここで $Re = \nu d/v$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径,

θ は度, α は表 5-1 のように与えられる。

表 5-1 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1+5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95+4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ($\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho/d > 9.85$ の場合)	$1+5.06(\rho/d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596(\text{m})$$

$$d = 0.2979(\text{m})$$

$$v = 1.792(\text{mm}^2/\text{s})$$

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\doteq 3.99(\text{m/s})$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\doteq 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d/\rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2$$

$$\doteq 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

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

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

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

$$= 2.085319$$

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

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

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

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

$$= 0.0119400 \dots$$

$$\doteq 0.012(\text{MPa})$$

表 5-2 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m ³ /h]		1, 320	
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)		
		圧力損失[MPa]	
300A	1	(50m)	0. 025
	2	(100m)	0. 049
	3	(150m)	0. 074
	4	(200m)	0. 099
	5	(250m)	0. 123
	6	(300m)	0. 148
	7	(350m)	0. 173
	8	(400m)	0. 197
	9	(450m)	0. 222
	10	(500m)	0. 247
	11	(550m)	0. 271
	12	(600m)	0. 296
	13	(650m)	0. 321
	14	(700m)	0. 345
	15	(750m)	0. 370
	16	(800m)	0. 395
	17	(850m)	0. 419
	18	(900m)	0. 444
	19	(950m)	0. 469
	20	(1000m)	0. 493

2. 原子炉建物への放水の網羅性について

原子炉建物への放水は、大気への放射性物質の拡散抑制のための放水及び泡消火放水があるが、射程の短い泡消火放水による原子炉建物への放水の網羅性について検討する。

原子炉建物は、原子炉建物4階（燃料取替階）屋上の高さ（地上高48.5m）、原子炉建物下部屋上高さ（地上高19.8～36.7m）と高さに違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（図5-4～15参照）。以下に、射程距離を整理する。また、原子炉建物屋上に放水された泡消火薬剤は、原子炉建物屋上で拡がる効果に期待できる。

- | | | | |
|----------------|------|-------|------|
| ①原子炉建物北西側から東向き | の放水： | 放水砲から | の範囲) |
| ②原子炉建物西側から東向き | の放水： | 放水砲から | の範囲) |
| ③原子炉建物南西側から北向き | の放水： | 放水砲から | の範囲) |
| ④原子炉建物南側から北向き | の放水： | 放水砲から | の範囲) |
| ⑤原子炉建物南東側から北向き | の放水： | 放水砲から | の範囲) |

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

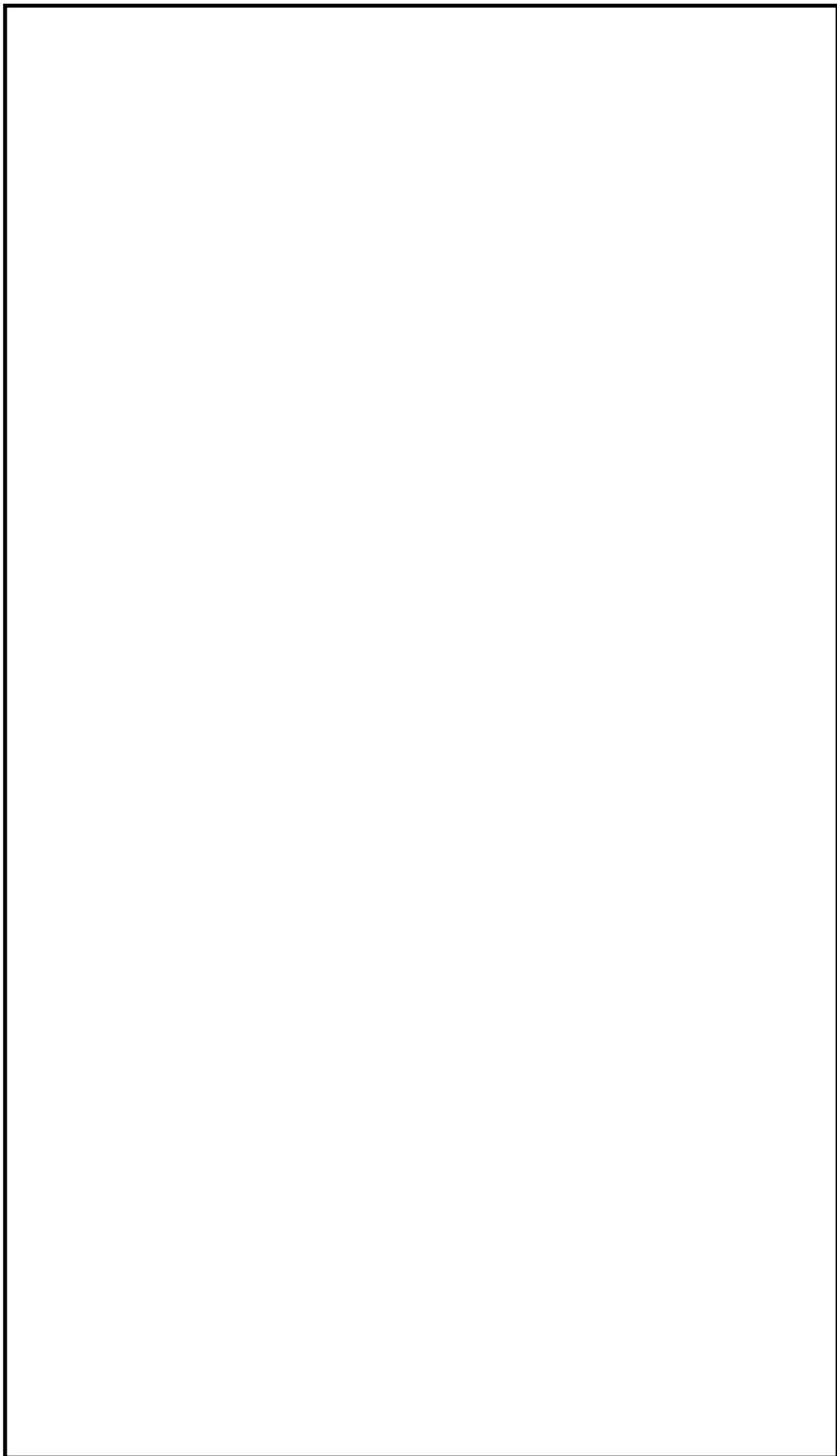


図 5-4 原子炉建物断面図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(1) 原子炉建物に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）

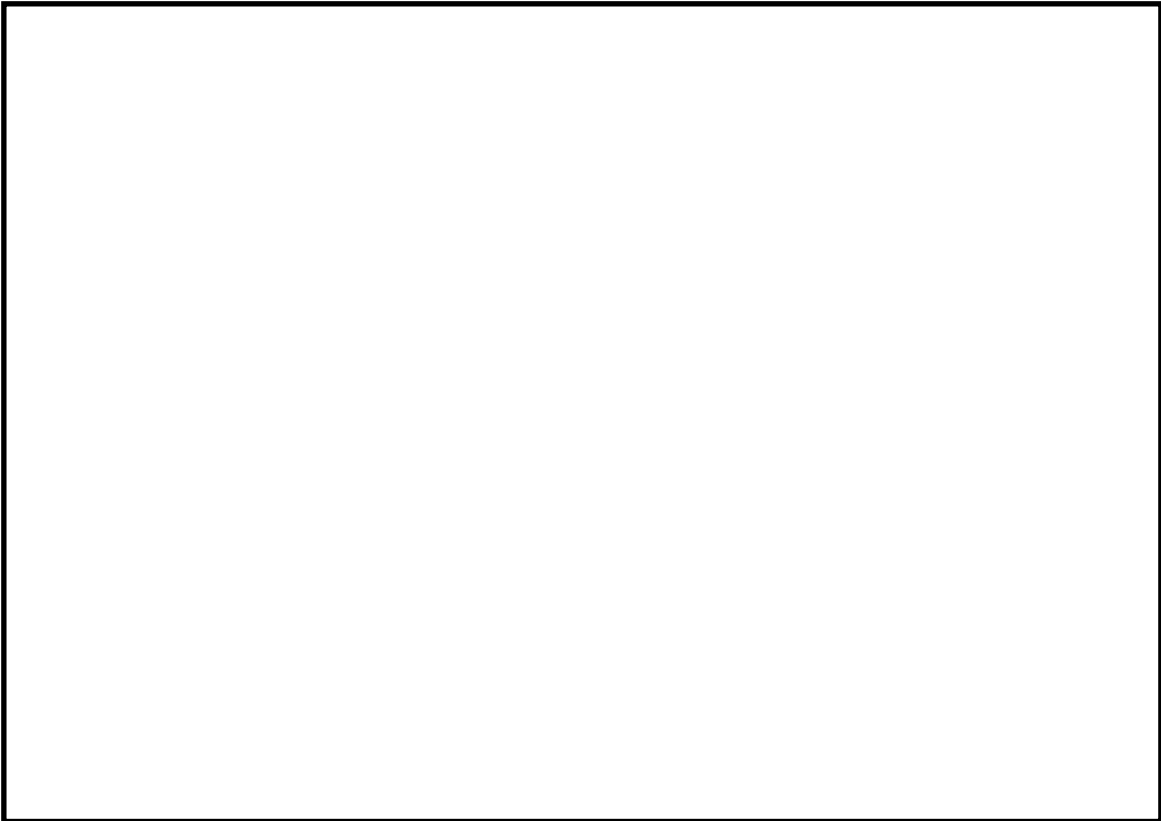


図 5-5 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

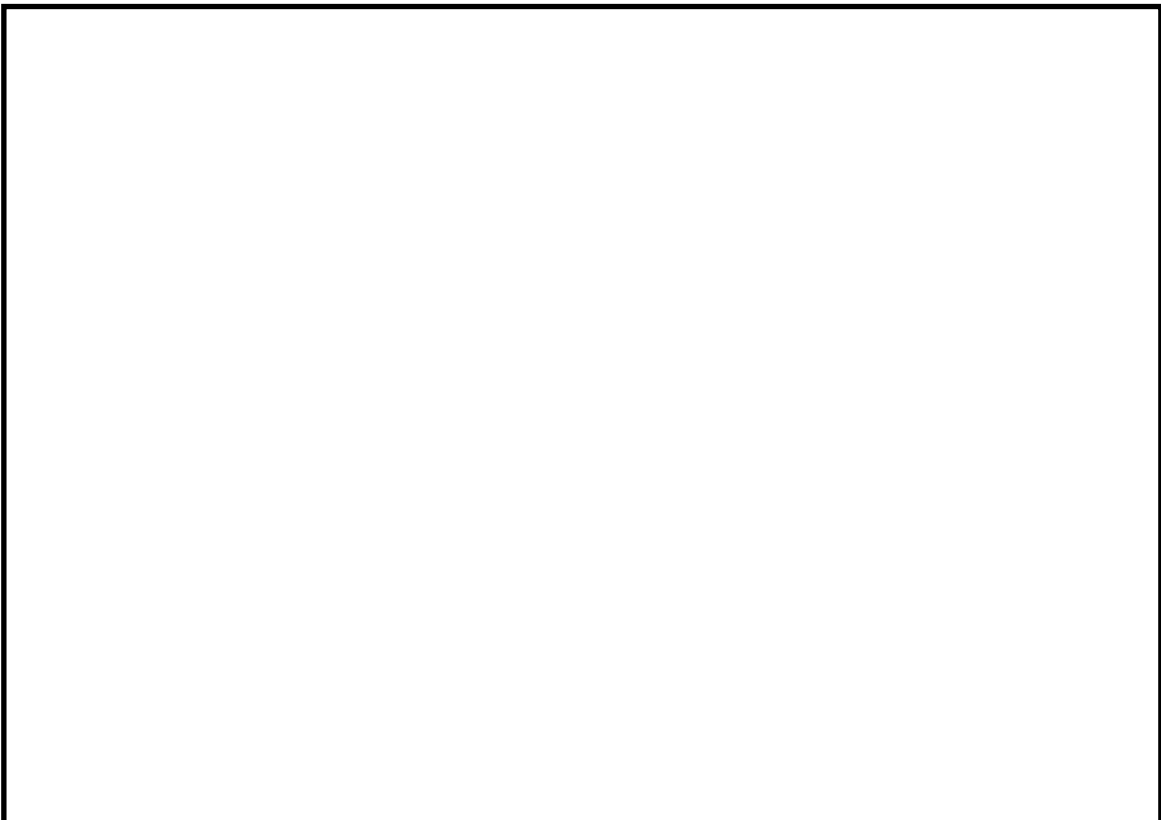


図 5-6 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

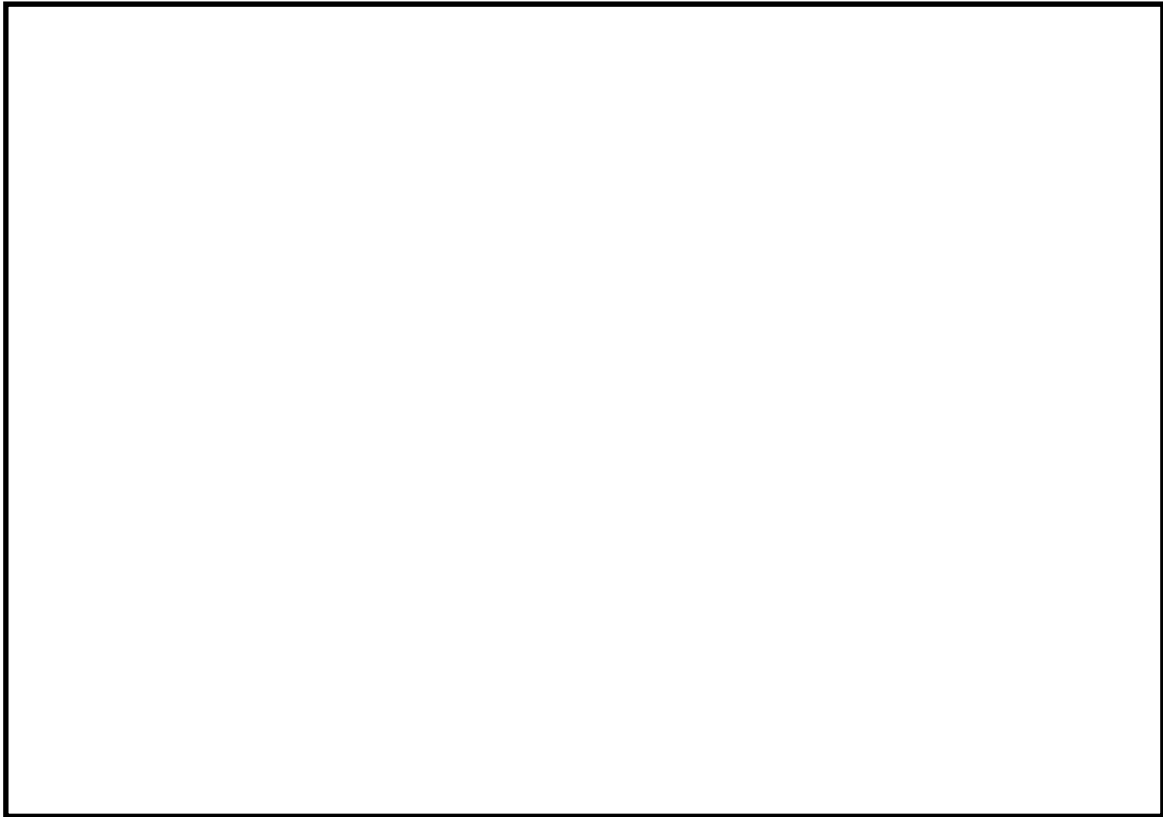


図 5-7 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

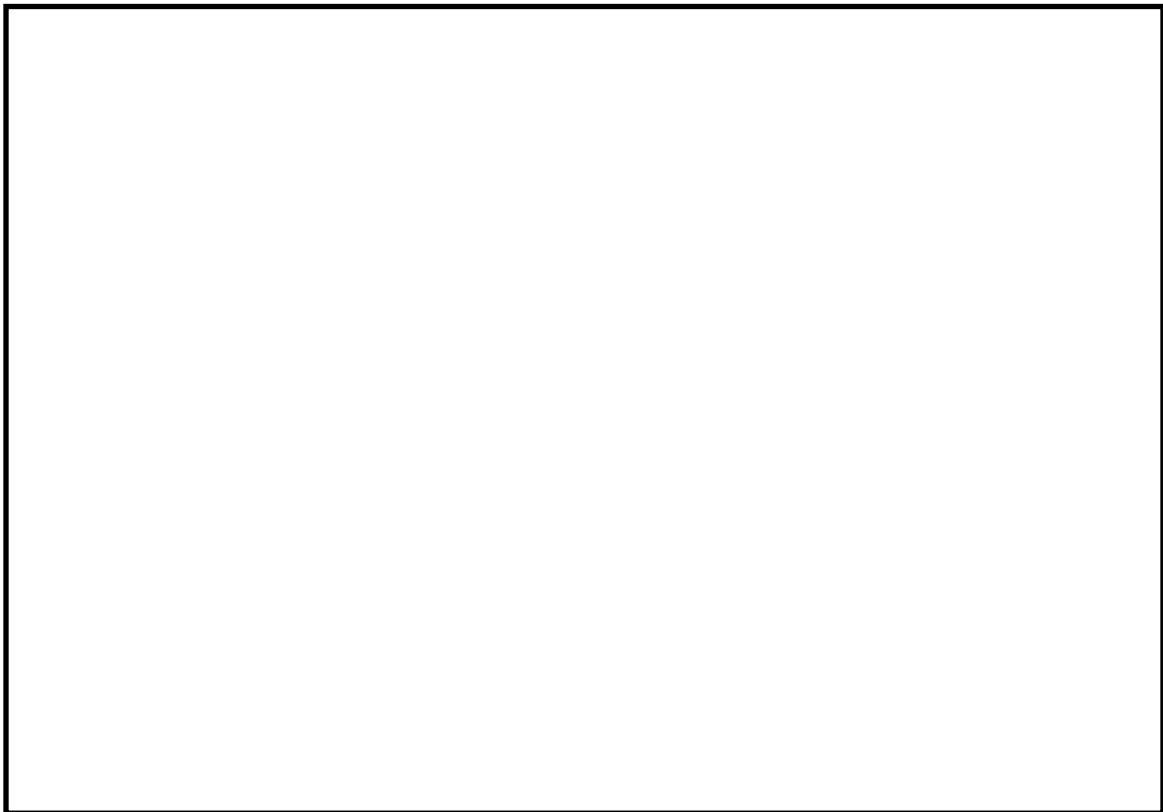


図 5-8 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

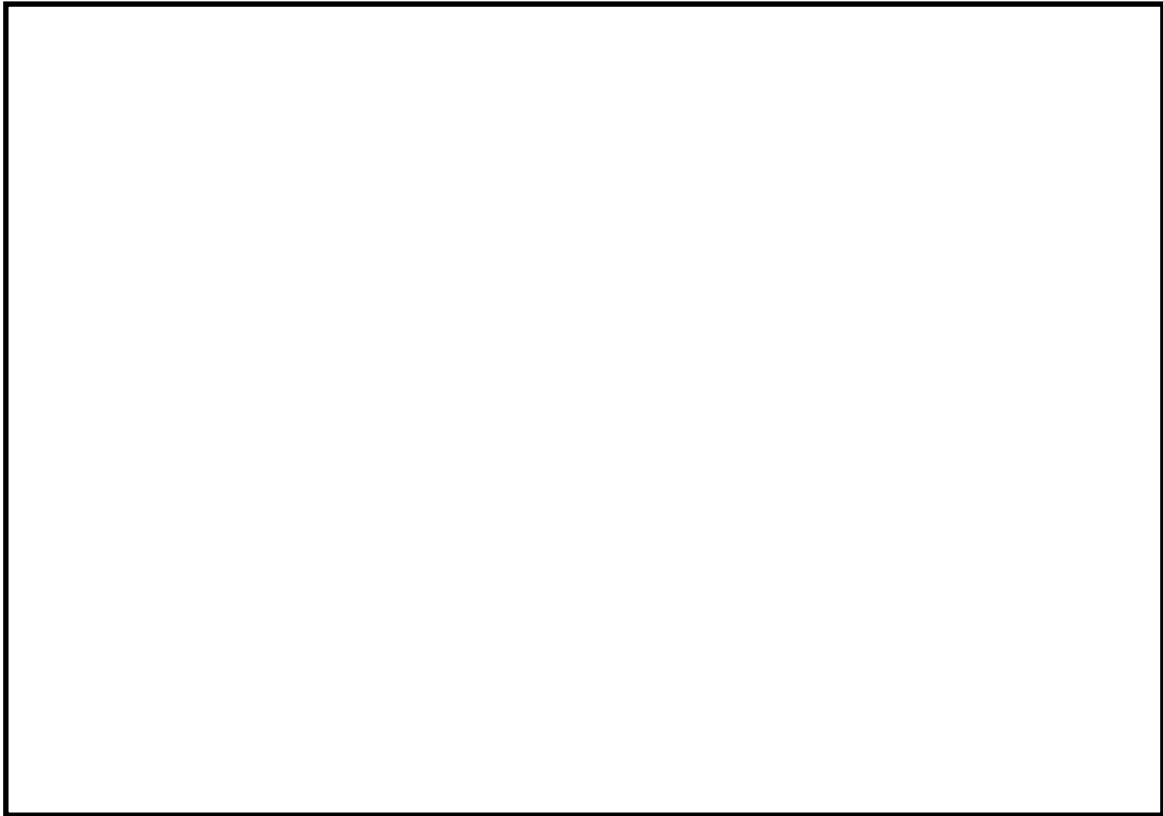


図 5-9 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

(2) 原子炉建物に対する放水曲線（泡消火）

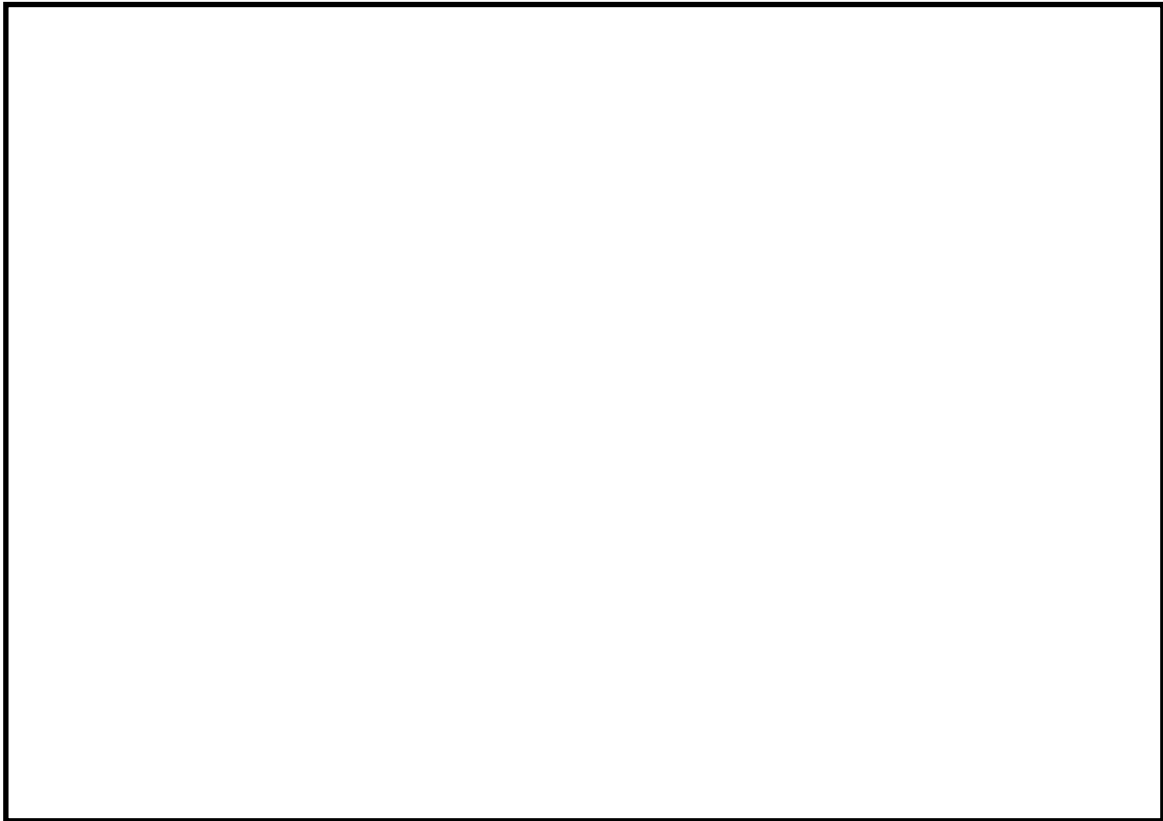


図 5-10 原子炉建物北西側から東向きの放水曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

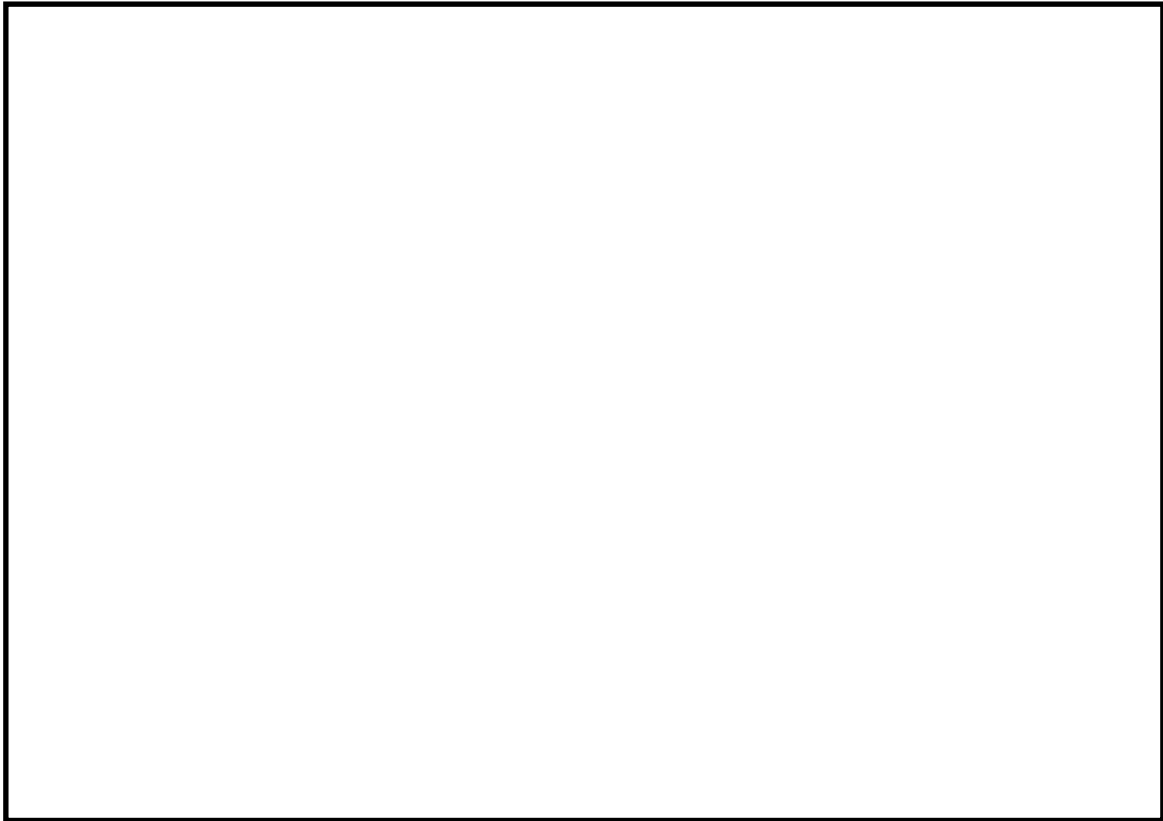


図 5-11 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

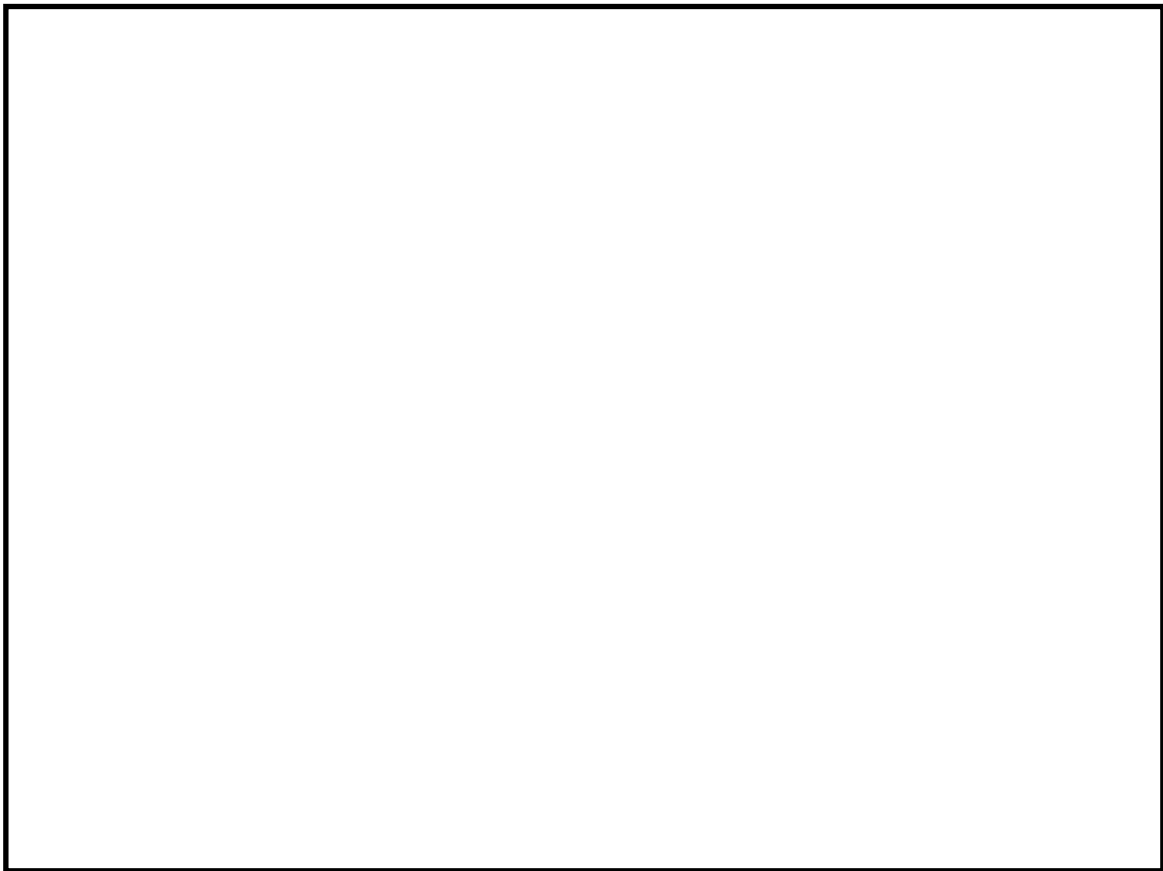


図 5-12 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

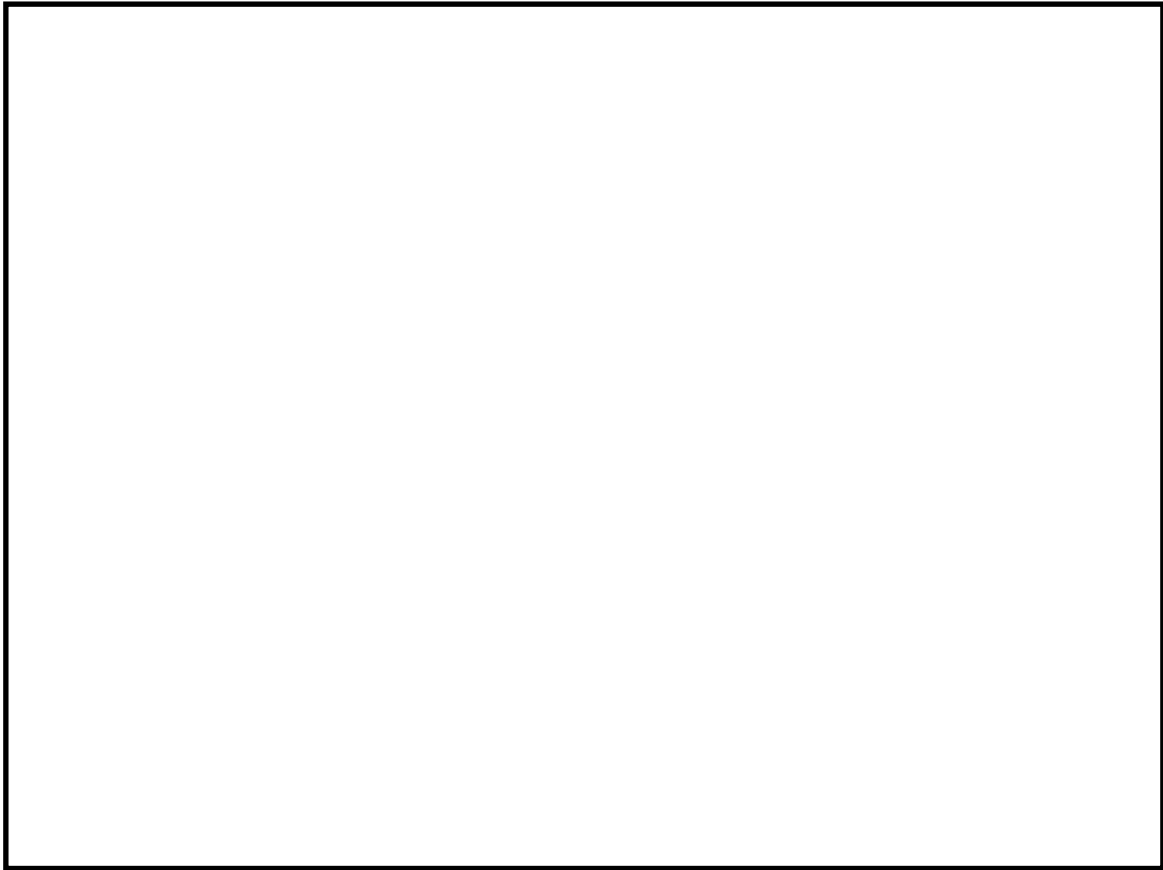


図 5-13 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

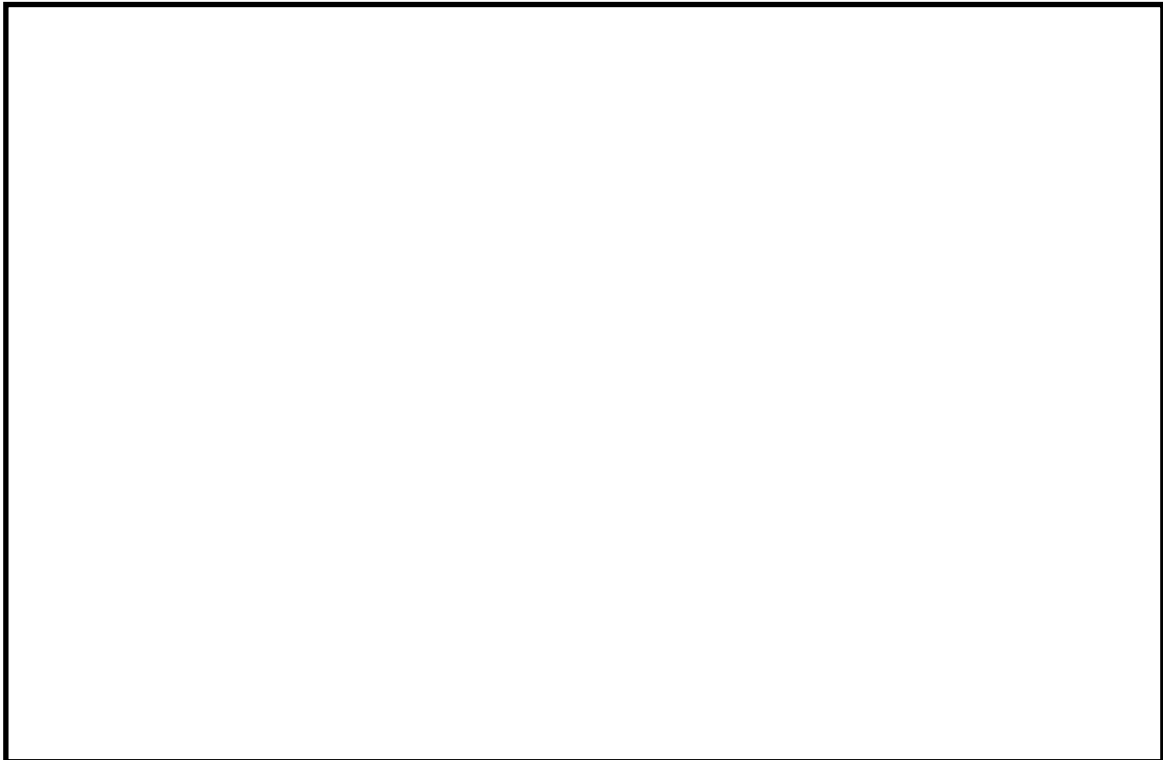


図 5-14 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

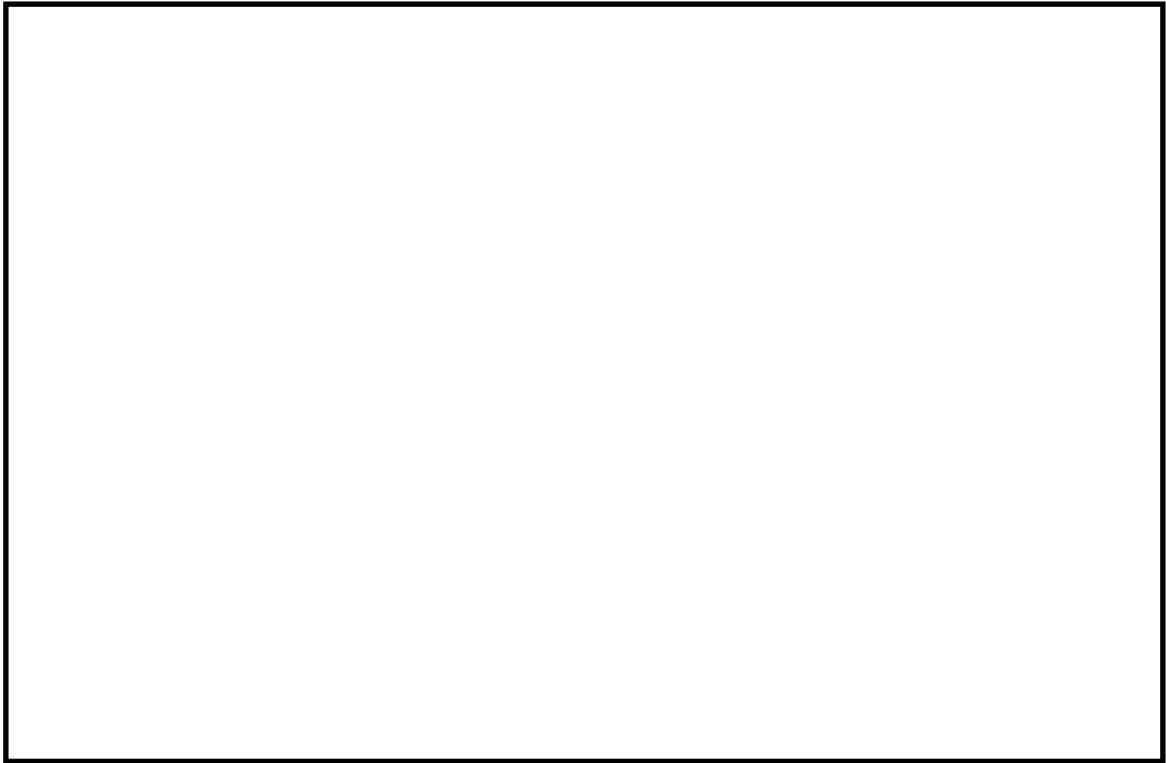


図 5-15 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (2/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記の検討から、放水範囲を図 5-16 に示す。また、放水砲の放水に対して、干渉する可能性がある設備である低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽入口建物についても考慮した。低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽入口建物の高さは地面から 4.9m 程度であることから、放水に対して干渉することはない。以上のことから、原子炉建物屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。

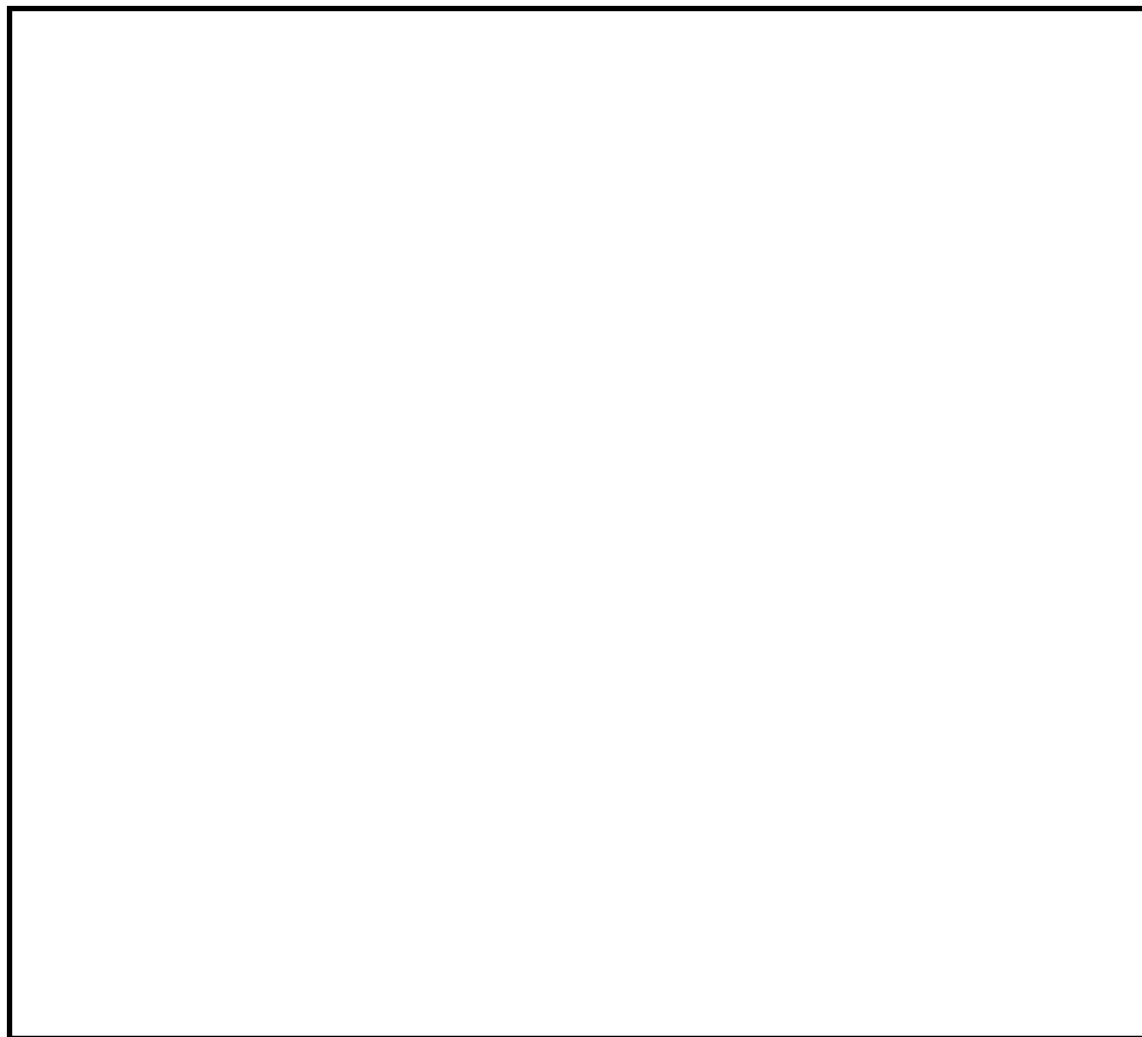


図 5-16 放水範囲図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.0
最 高 使 用 温 度	℃	40
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は、以下の機能を有する。</p> <p>系統構成は、大気への放射性物質の拡散抑制として、放水砲は、ホースにより海を水源とする大型送水ポンプ車と接続することにより、原子炉建物屋上へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建物屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、ホースにより海を水源とする大型送水ポンプ車に接続し、泡消火薬剤と混合しながら、原子炉建物へ放水できる設計とする。</p> <p>放水砲の保有数は、大型送水ポンプ車に合わせて、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力 (1.0MPa[gage])</p> <p>放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建物屋上（地上高約 48.5m）への放水が可能な圧力 <input type="text"/> 以上を満足する値である、メーカーが規定する 1.0MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度 (40℃)</p> <p>放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は 40℃とする。</p>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		シルトフェンス
幅	m/箇所	2号炉放水接合槽：10 輪谷湾：320
高さ	m	2号炉放水接合槽：10 輪谷湾：7～20

【設 定 根 拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、敷地内から海洋への伝搬経路である、2号炉放水接合槽及び輪谷湾に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また、シルトフェンスの設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重に設置することとし、破れ等の破損時のバックアップとして各設置箇所に対して予備2本を確保する。

1. 幅

(1) 2号炉放水接合槽

2号炉放水接合槽を囲うために必要なシルトフェンスの幅は、約9.7mである。そのため、重大事故時等に2号炉放水接合槽付近に設置するシルトフェンスの幅は、1本あたりの幅が約10mのシルトフェンスを1本使用し、約10mとする。

(2) 輪谷湾

輪谷湾付近を囲うために必要なシルトフェンスの幅は、約300mである。そのため、重大事故時等に輪谷湾に設置するシルトフェンスの幅は、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンスを16本使用し、約320mとする。

2. 高さ

(1) 2号炉放水接合槽

重大事故時等に2号炉放水接合槽付近に設置するシルトフェンスの高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-8.0m）まで届く高さである約10mとする。

(2) 輪谷湾

重大事故時等に輪谷湾付近に設置するシルトフェンスの高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（EL 約-18～-5m）まで届く高さである約7～20mとする。

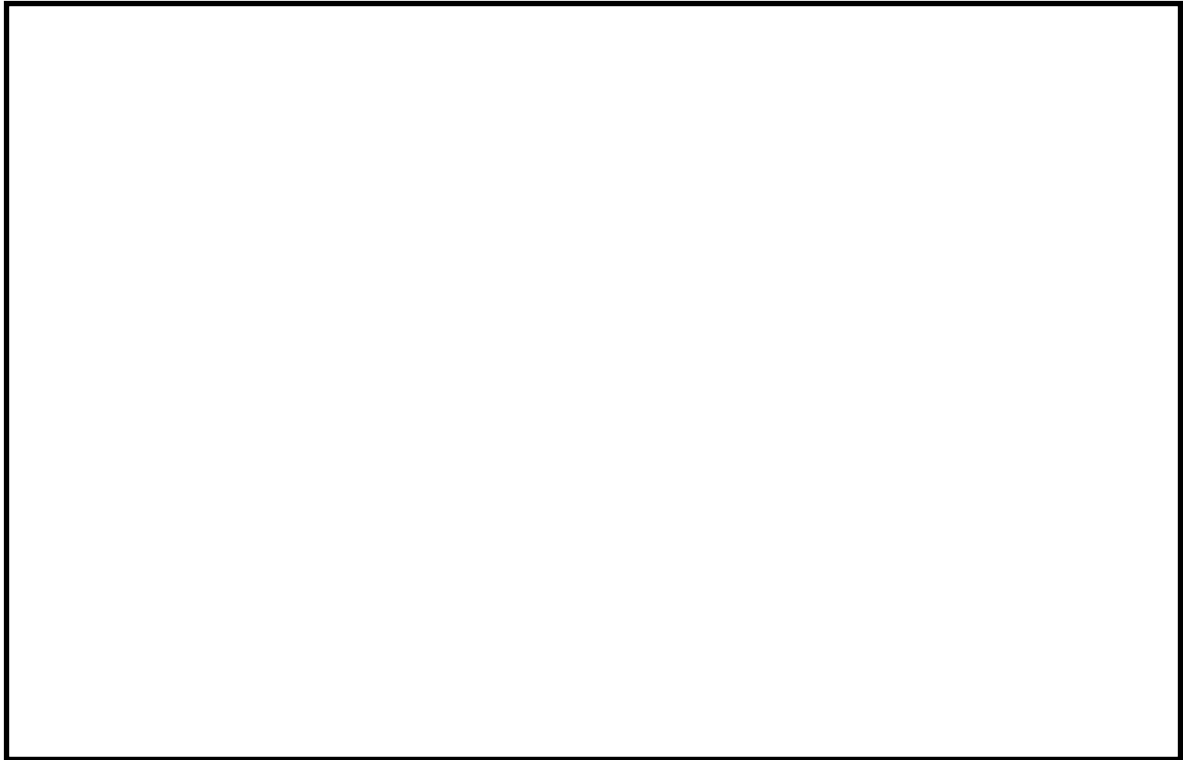


図 5-17 2号炉放水接合槽の外形図

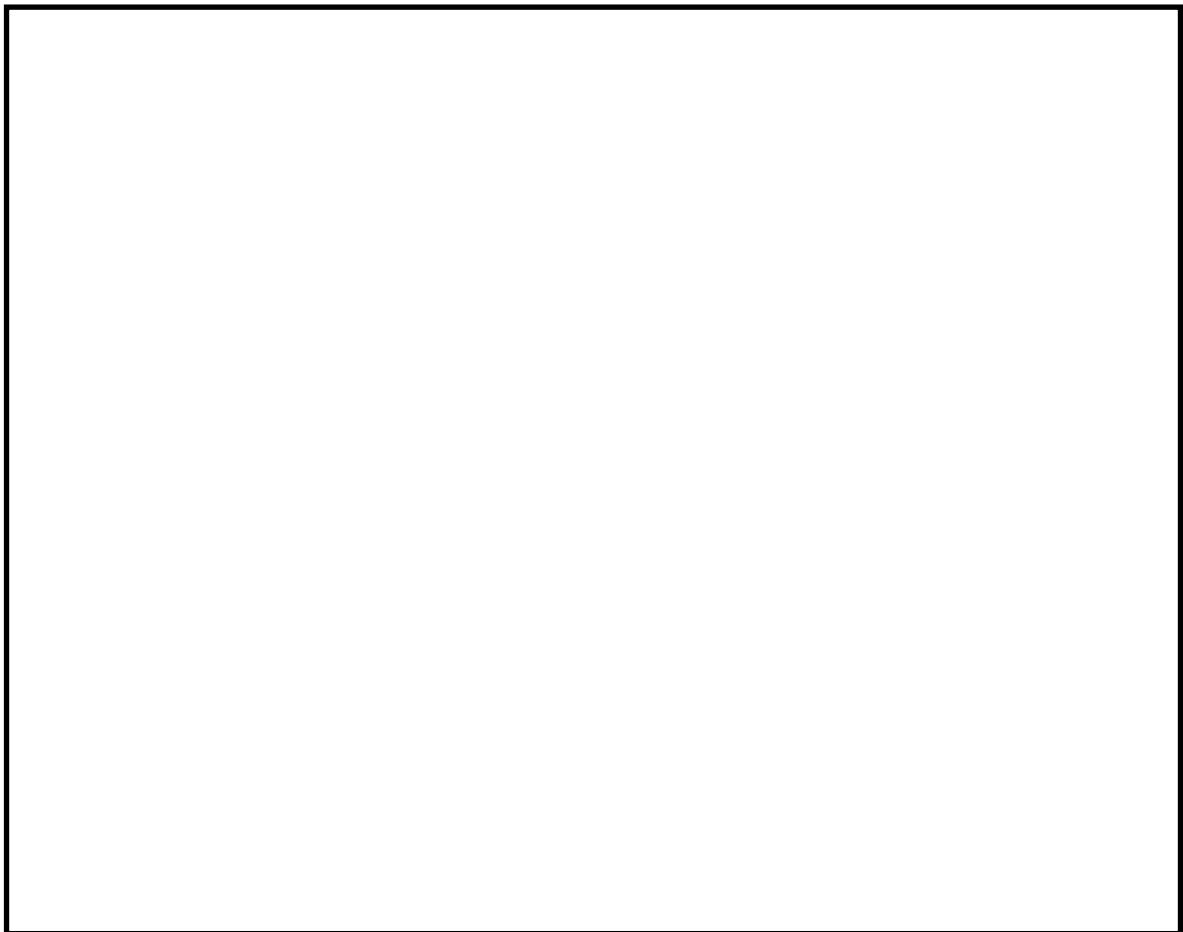


図 5-18 輪谷湾の外形図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

放射性物質吸着材は、敷地内から海洋への伝搬経路である、排水路に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

1. 雨水排水路集水枡 (No. 3 排水路, 2 号炉放水槽南, 2 号炉廃棄物処理建物南) 用放射性物質吸着材容量

放射性物質吸着材の容量は、各雨水排水路集水枡に設置可能な量でかつ、放水によって生じた汚染水が排水可能な形状又は設置方法により空隙を確保した設計とする。

①設置箇所の寸法

雨水排水路集水枡 (No. 3 排水路) 寸法 (m)	縦 : 2.6, 横 : 2.6, 高さ : 約 5.4
雨水排水路集水枡 (2 号炉放水槽南) 寸法 (m)	縦 : 1.3, 横 : 1.3, 高さ : 約 1.2
雨水排水路集水枡 (2 号炉廃棄物処理建物南) 寸法 (m)	縦 : 1.2, 横 : 1.2, 高さ : 約 1.8

※詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は、セシウムを吸着するゼオライトの表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は、ゼオライトを網目状のメッシュボックスに敷き詰めて用いる。放射性物質吸着材は、上記各雨水排水路集水枡に設置可能であり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下の通りとする。

雨水排水路集水枡 (No. 3 排水路) 容量 (kg)	ユニット体積 $3.3\text{m}^3 \times$ 吸着材密度約 $900\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 2,970kg
雨水排水路集水枡 (2 号炉放水槽南) 容量 (kg)	ユニット体積 $0.8\text{m}^3 \times$ 吸着材密度約 $900\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 720kg
雨水排水路集水枡 (2 号炉廃棄物処理建物南) 容量 (kg)	ユニット体積 $0.9\text{m}^3 \times$ 吸着材密度約 $900\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 810kg

※詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 放射性物質吸着材の吸着率 (参考値)

吸着率 (放射性物質吸着材 1g に対して、吸着される Cs 量 (破過値)) は、設計値※として 1mg/g と設定している。

- ※ 測定条件は，天然セシウム水中に放射性物質吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は，10ppm の天然セシウム水 100ml，ゼオライト 1g，吸着時間 5 時間。運用としては，汚染水が放射性物質吸着材を通過する際に，放射性物質吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は，実際の運用と異なる条件のため，値は参考値として扱う。

名 称		泡消火薬剤容器
容 量	L/セット	5,000
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡消火薬剤容器は、以下の機能を有する。</p> <p>泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できる設計とする。なお、保有数は1セットあたり5個で、破損時のバックアップ用として予備1個を保管する。</p> <p>1. 容量 (5,000L/セット)</p> <p>泡消火薬剤の容量は空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関 (ICAO) 発行の空港業務マニュアル (第1部) (以下、「空港業務マニュアル」という。) を基に設定する。</p> <p>設定に当たっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は672m³/hであり、発泡に必要な水の量は32.3m³である。必要な泡消火薬剤は32.3m³×1%=323Lに対して、空港業務マニュアルでは2倍の量323L×2=646Lを保有することが規定されている。</p> <p>以上より、必要保有量646Lに対して、5,000Lを泡消火薬剤の容量として設定した。</p> <p>なお、航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤を1%混合しながら1,320m³/hで泡消火を実施することから、5,000Lの泡消火薬剤で約22分間泡消火が可能である。</p>		

55-6
接続図

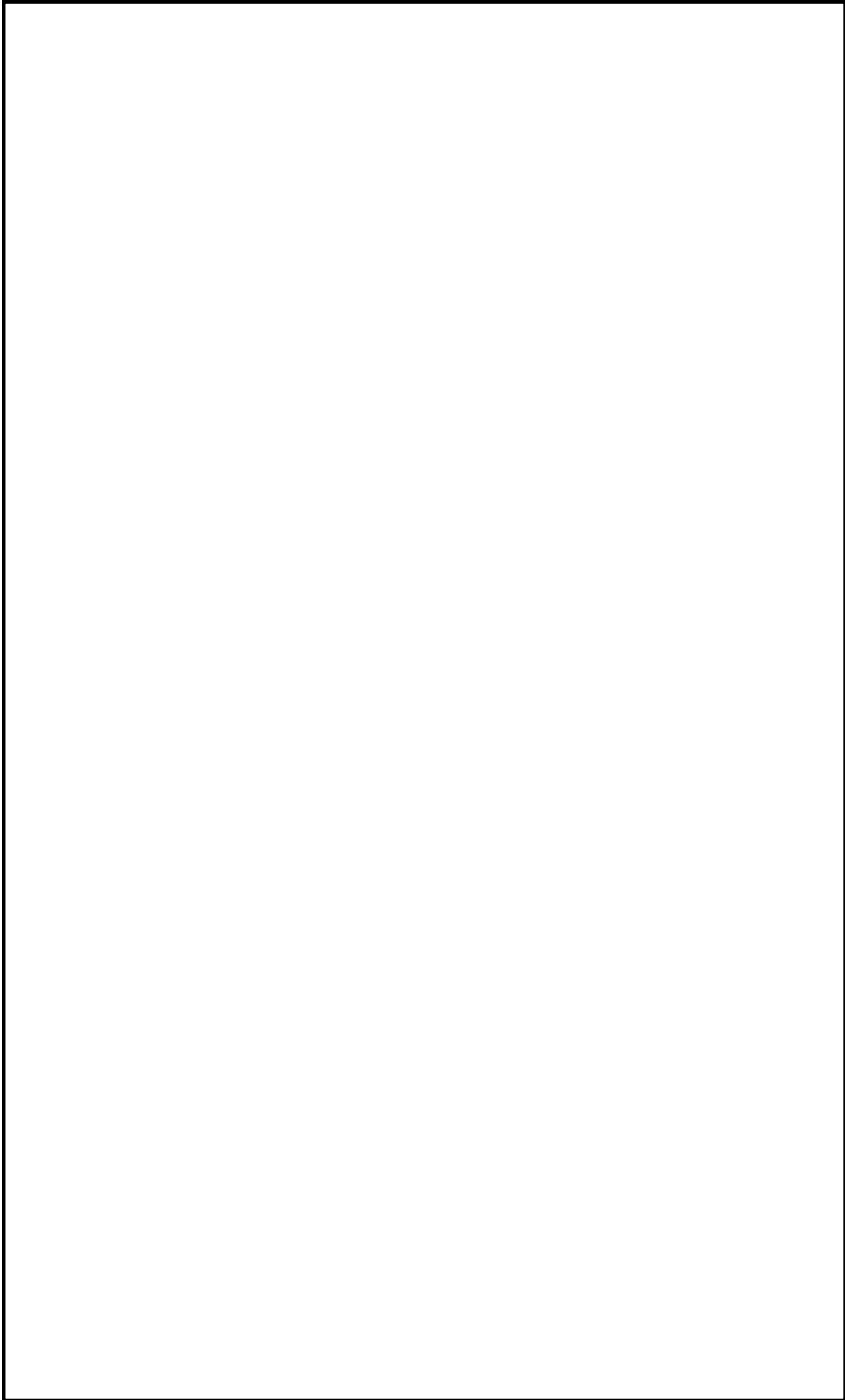


図 6-1 ホース敷設例

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

○汚染水の流出経路及び対策概要

1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、2号炉原子炉建物への放水により発生した汚染水は、屋上から建物雨水路を経由して、2号炉近傍の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水柵を経由し、海洋へ流れ込む。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するために、以下の対策を実施する。海洋への放射性物質の拡散抑制対策として用いる放射性物質吸着材及びシルトフェンス設置位置を図6-2に示す。海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを図6-3に示す。

(1) 雨水排水路集水柵 (No. 3排水路, 2号炉放水槽南, 2号炉廃棄物処理建物南) への放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する必要がある場合は、原子炉建物への放水により汚染した水が、原子炉建物雨水路を経由して、2号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため、下流の雨水排水路集水柵3箇所に放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-2-①, 図6-3-①)

(2) 2号炉放水接合槽及び輪谷湾へのシルトフェンスの設置

その後、シルトフェンスの設置が可能な状況(大津波警報, 津波警報が出ていない又は解除された)な場合、シルトフェンスを設置する。

汚染水は、2号炉の雨水排水路を経由し、2号炉放水接合槽及び輪谷湾に導かれる。また、放水によって、原子炉建物の内部に滞留した汚染水は、建物外へ通じる配管によって、2号炉取水槽及び2号炉放水槽へと流出し、最終的に海洋へ流出するため、2号炉放水接合槽及び輪谷湾にシルトフェンスを設置することで、放射性物質の海洋への拡散を抑制する。なお、原子炉建物の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは、放射線管理区域と非管理区域の境界壁, 原子炉建物及びタービン建物の外壁, 建物外へ通じる配管等, 複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ、障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

(図6-2-②, 図6-3-②)

(3) 2号炉放水接合槽及び輪谷湾へのシルトフェンスの設置(2重目)

それぞれ1重目のシルトフェンスを設置完了後、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重目のシルトフェンスを設置する。

(図6-2-③, 図6-3-③)

(4) その他海洋への経路

(1) のとおり、原子炉建物への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水柵に放射性物質吸着材を設置することとしているが、当該雨水排水路の損傷等により、汚染水が敷地に溢れた場合に、その他の海洋への経路の可能性がある。具体的流路としては、2号炉放水槽を經由した2号炉放水接合槽であるが、2号炉放水接合槽にはシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

なお、(1)、(2)の作業は、異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。

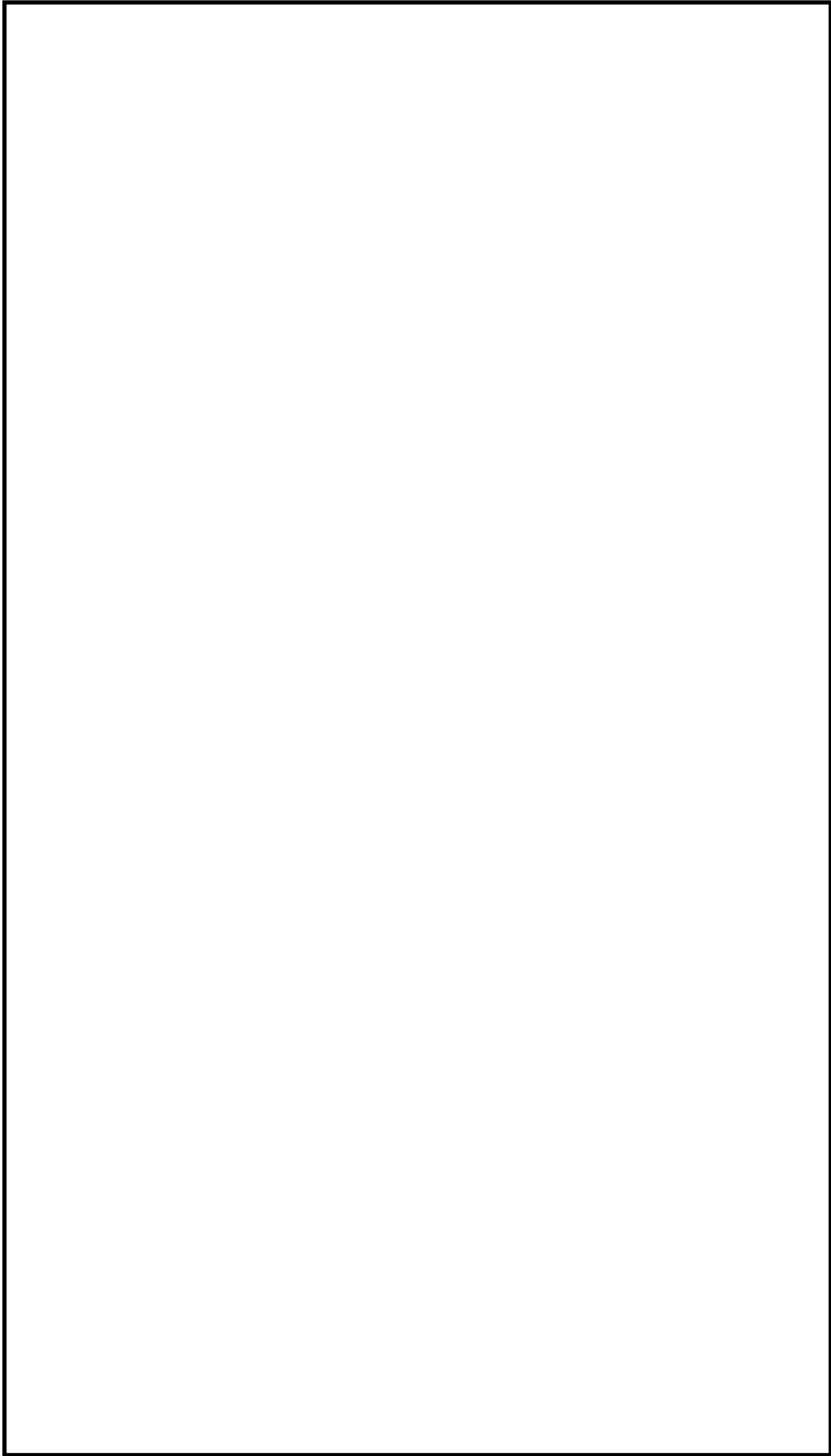
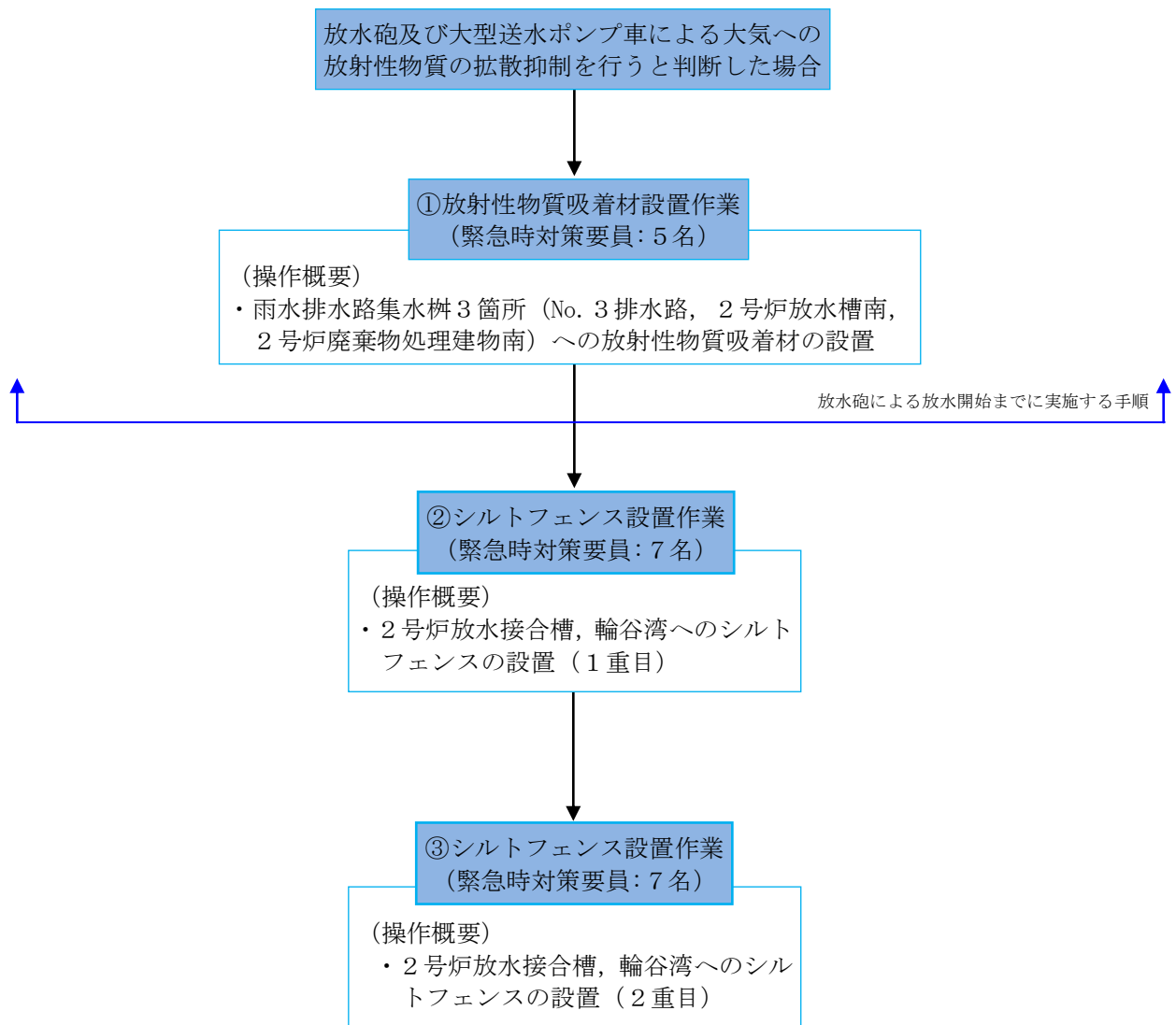


図 6-2 放射性物質吸着材及びシルトフエンスの設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



①, ②の作業は, 異なる要員で対応できる場合は, 並行して実施することが可能

図 6-3 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

55-7
アクセスルート図

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



図 7-1 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

55-8
その他設備

1. その他設備

1. 1 原子炉建物放水設備を使用する際の監視設備

大気への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に、ガンマカメラ又はサーモカメラを用いて原子炉建物から漏えいする放射性物質又は放射性物質とともに放出される水蒸気等の熱源を監視する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

1. 2 航空機燃料火災に対する初期消火設備

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、「小型放水砲、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車」又は「化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車」により初期対応における延焼防止処置を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本設備は、使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンクを水源とし、使用可能な淡水源が無い場合は、海水を使用する。

小型放水砲を使用する場合は、泡消火薬剤容器を接続するとともに、小型動力ポンプ付水槽車にて水源より取水し、必要に応じて化学消防自動車を中継して、小型放水砲に送水する。（図 8-1）

化学消防自動車を使用する場合は、小型動力ポンプ付水槽車及び泡消火薬剤容器を接続し、小型動力ポンプ付水槽車にて水源から取水し、泡消火を実施する。（図 8-2）

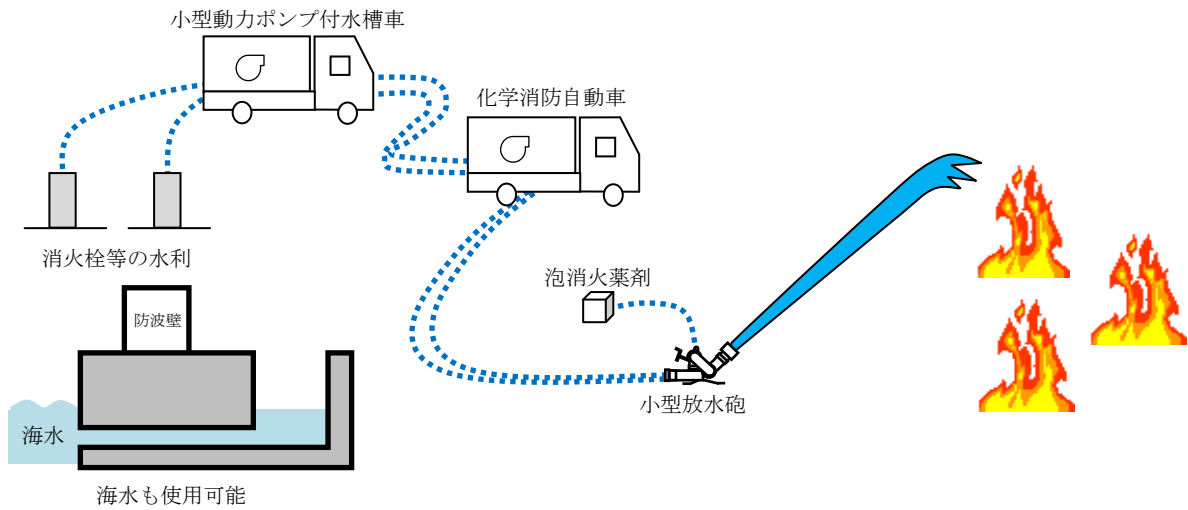


図 8-1 小型放水砲等による泡消火

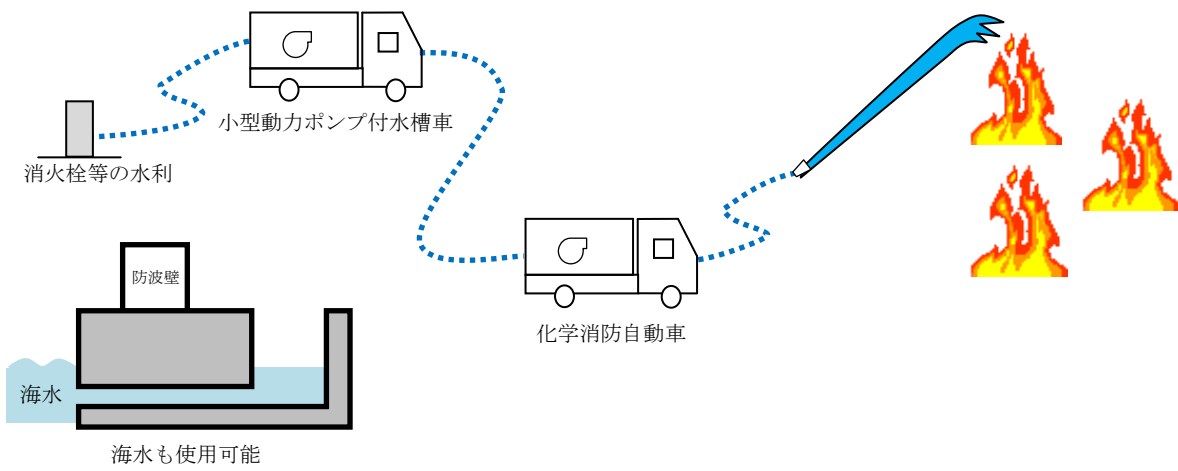


図 8-2 化学消防自動車等による泡消火