

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [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]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>52-1 SA 設備基準適合性 一覧表            52-2 単線結線図            52-3 配置図            52-4 系統図            52-5 試験及び検査            52-6 容量設定根拠            52-7 計装設備の測定原理            52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について            52-9 接続図            52-10 保管場所図            52-11 アクセスルート図            52-12 その他設備  <u>52-13 機器名称欄に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について</u></p>	<p><u>52 条 補足説明資料</u></p> <p>52-1 S A設備基準適合性 一覧表            52-2 単線結線図            52-3 配置図            52-4 系統図            52-5 試験及び検査            52-6 容量設定根拠            52-7 計装設備の測定原理            52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について            52-9 接続図            52-10 保管場所図            52-11 アクセスルート図            52-12 その他設備</p>	<p>・島根2号は単独申請であり、            該当資料なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-1 SA 設備基準適合性 一覧表	52-1 SA設備基準適合性 一覧表	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬式窒素供給装置		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図	
	第2項	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図	
		第3号 (検査性, 系統構成・外部入力)	試験・検査	圧縮機, 弁	A, B
			関連資料	52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a
			関連資料	52-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-5 試験及び検査	
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	負荷に直接接続する設備	B
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C
関連資料			52-3 配置図, 52-9 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-	
		関連資料	52-9 接続図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	52-3 配置図, 52-10 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	52-11 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備, 代替対象 DB 設備なし)	対象外
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図		

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬型窒素供給装置		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水通水しない)	—
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	52-4 系統図, 52-9 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B
			関連資料	52-5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b
		関連資料	52-4 系統図, 52-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作	Λ a	
		関連資料	52-9 接続図		
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続	C
関連資料			52-9 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	52-9 接続図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	52-10 保管場所図		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料	52-11 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	—	対象外	
		サボート系要因	—	対象外	
	関連資料	—			

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 52 条 : 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		耐圧強化ベント系	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	52-3 配置図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
		関連資料	52-3 配置図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	52-5 試験及び検査説明		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	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	52-3 配置図, 52-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作	A b, B	
		関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図		
	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	52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
関連資料			-		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	52-2 単線結線図, 52-3 配置図, 52-4 系統図			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		サブプレッション・チェンバ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			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)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (目視点検が可能)	C		
		関連資料	52-5 試験及び検査説明			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料	52-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Λ a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象 (同一目的の SA 設備あり)	対象外	
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—	
	関連資料	52-3 配置図				

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			格納容器内水素濃度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	—			
第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
		関連資料	52-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			格納容器水素濃度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	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	52-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	52-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	52-3 配置図			
第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A	
		関連資料	52-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器酸素濃度 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	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	52-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	58-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	52-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
関連資料			—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	52-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	52-3 配置図			
第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B	
		関連資料	52-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器水素濃度 (B系)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	52-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	52-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	52-3 配置図			
第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
		関連資料	52-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

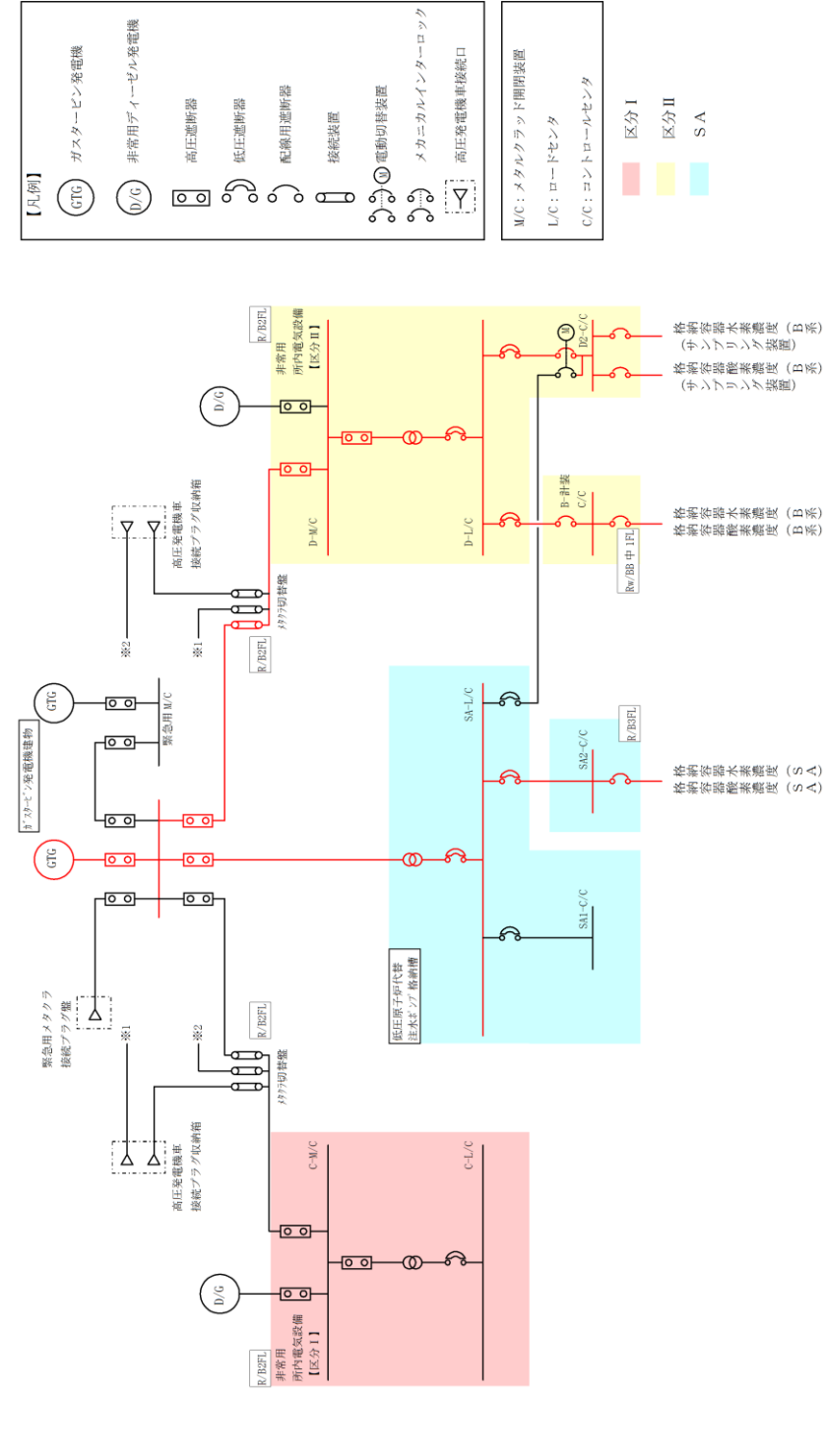
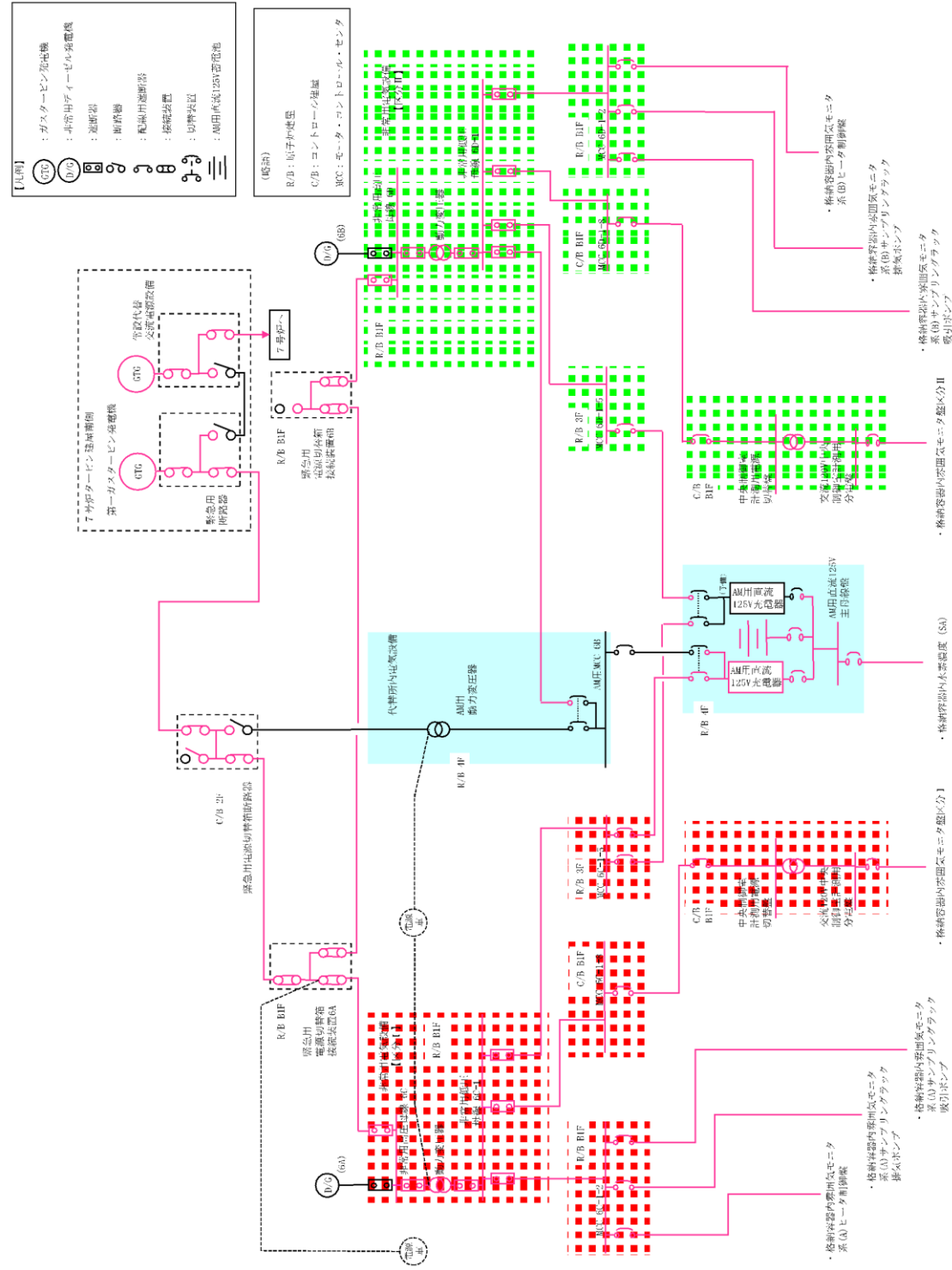
島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内酸素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
	関連資料		52-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	52-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B
関連資料			52-6 容量設定根拠		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
	サポート系故障		対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	52-2 単線結線図, 52-3 配置図			

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器酸素濃度 (B系)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
	関連資料		58-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	52-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)
	サポート系要因			対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-2 単線結線図	52-2 単線結線図	



・設備の相違



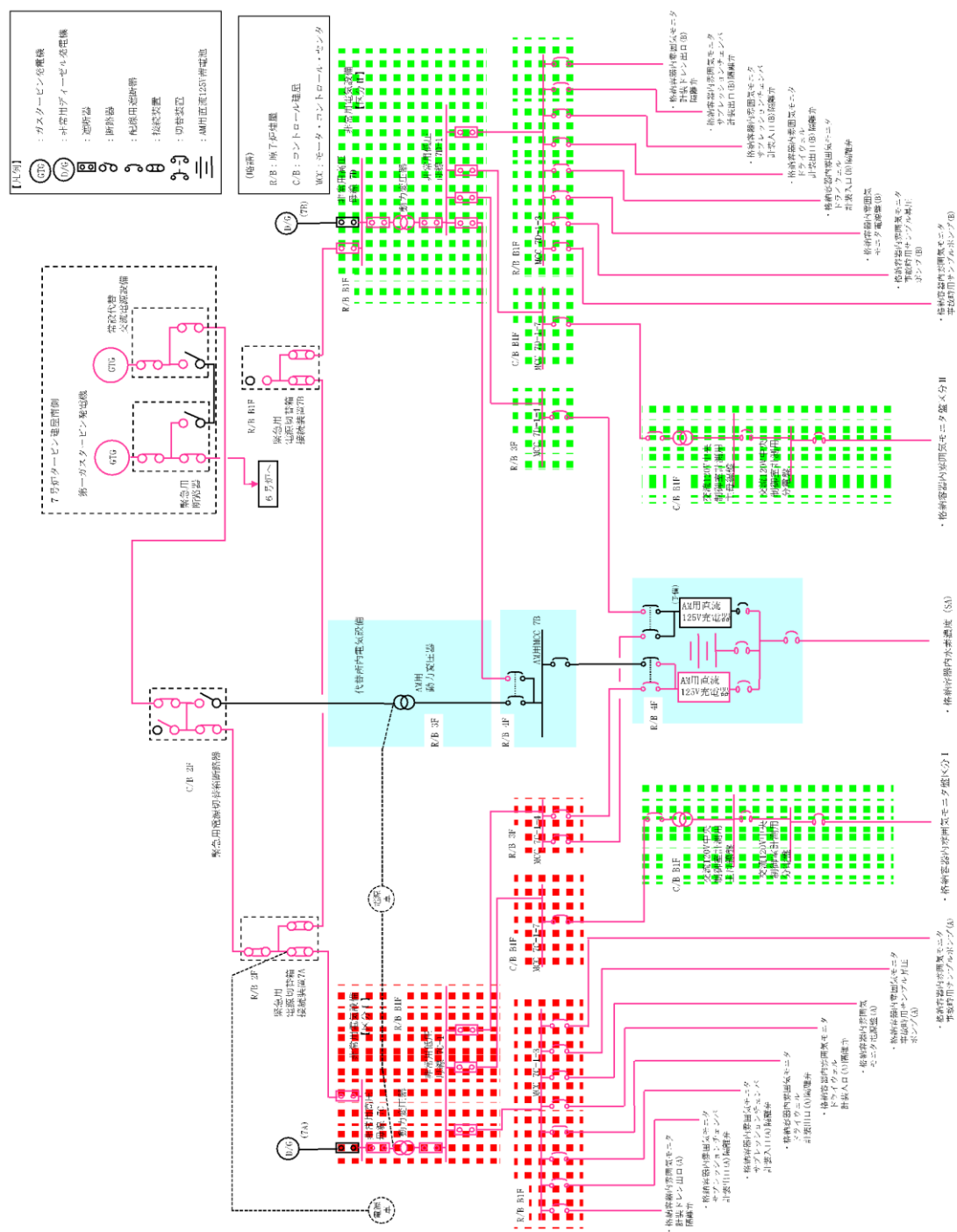


図 52-2-2 計装設備 単線結線図 (7号炉)

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="676 751 765 825">52-3 配置図</p> <div data-bbox="756 1627 1261 1795"> <p data-bbox="795 1654 1151 1690"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="795 1728 1181 1764"> : 重大事故等対処設備</p> </div>	<p data-bbox="1783 793 1932 825">52-3 配置図</p> <div data-bbox="1855 1606 2410 1711"> <p data-bbox="1872 1623 2309 1659"> : 設計基準対象施設を示す。</p> <p data-bbox="1872 1665 2338 1701"> : 重大事故等対処設備を示す。</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

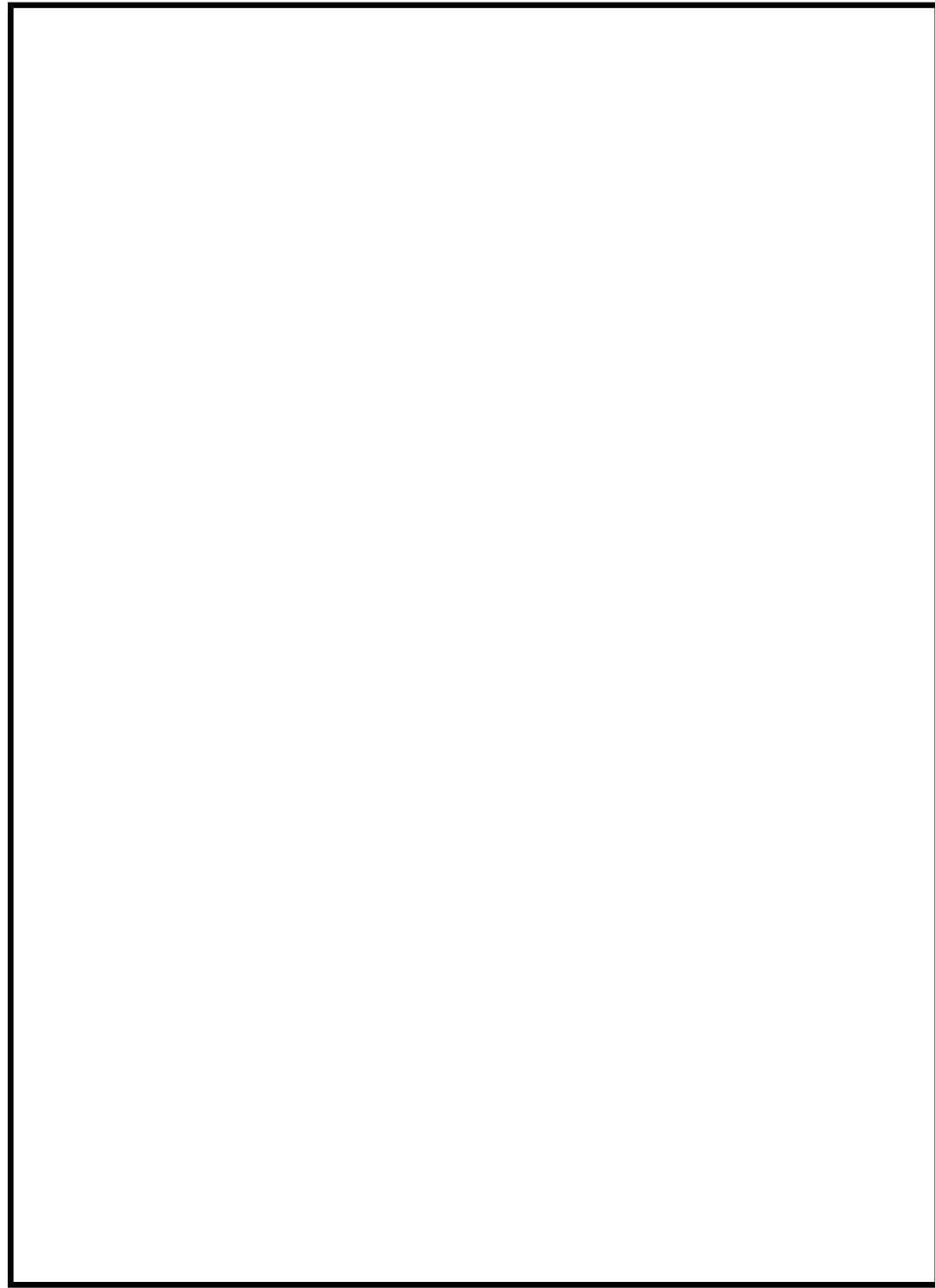


図 52-3-1 サプレッション・チェンバ配置図

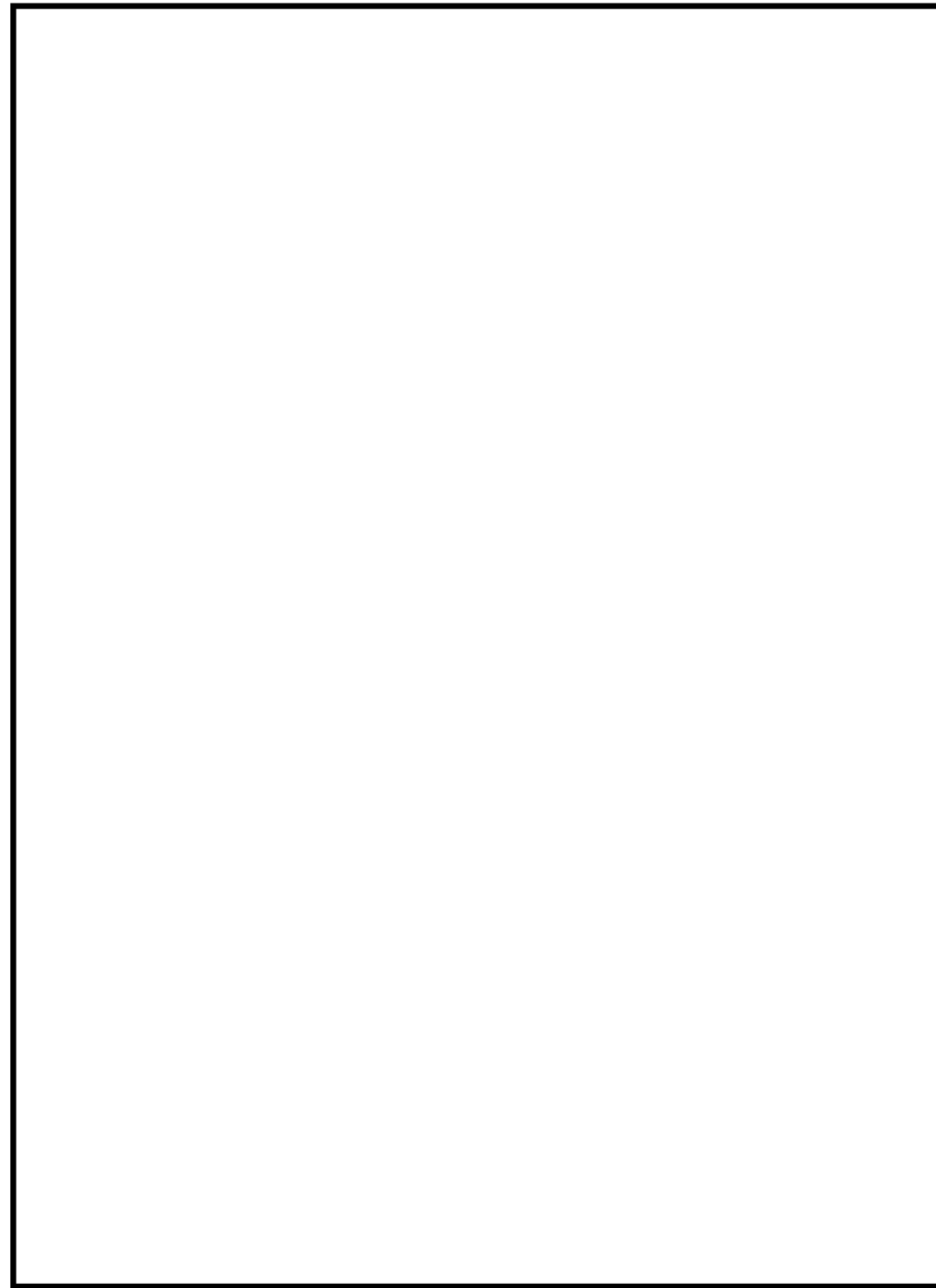


図 52-3-2 サプレッション・チェンバ配置図

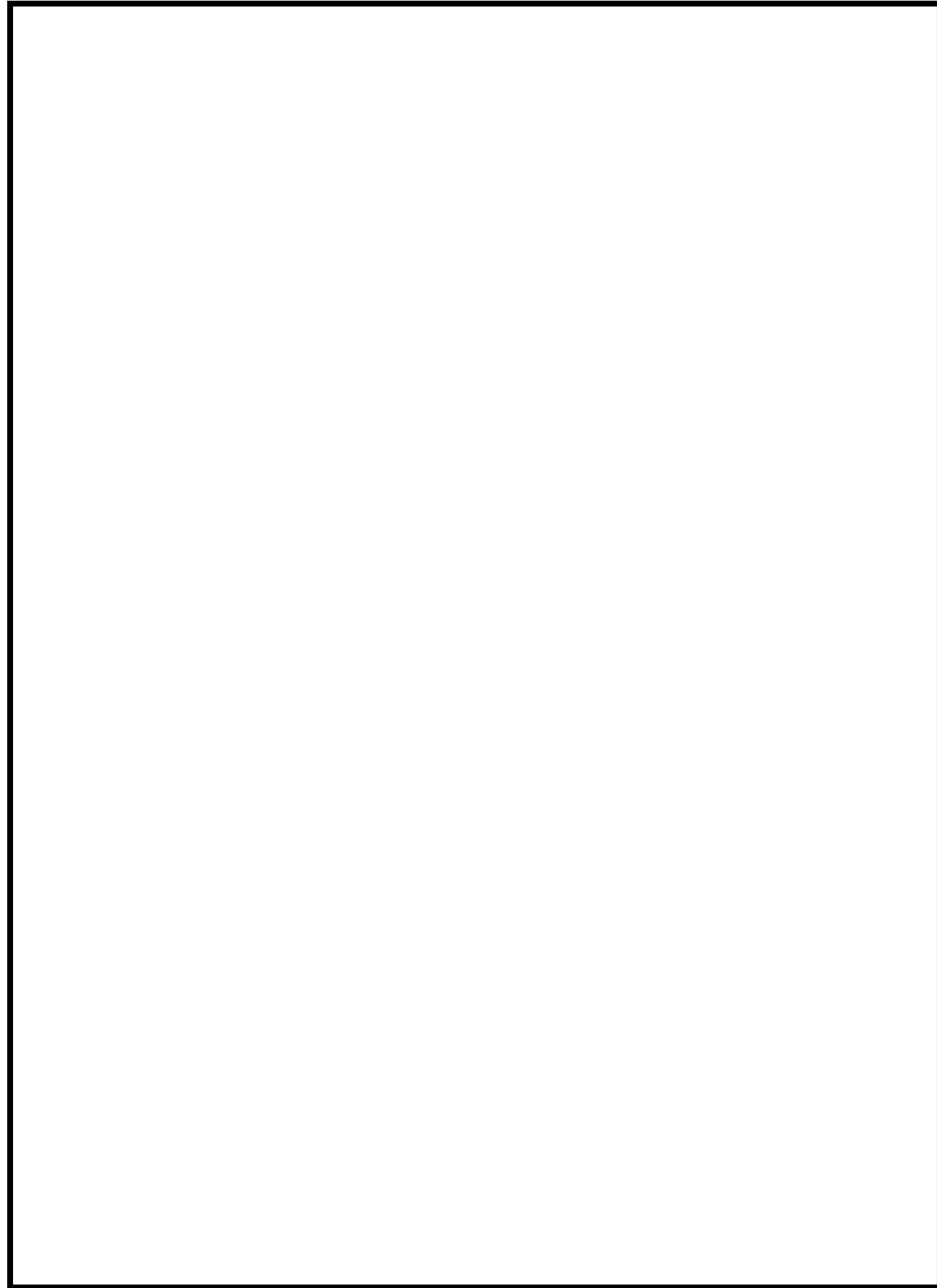


図 52-3-3 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋 地上 1 階)

- ★ 弁設置位置
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作追加遮蔽

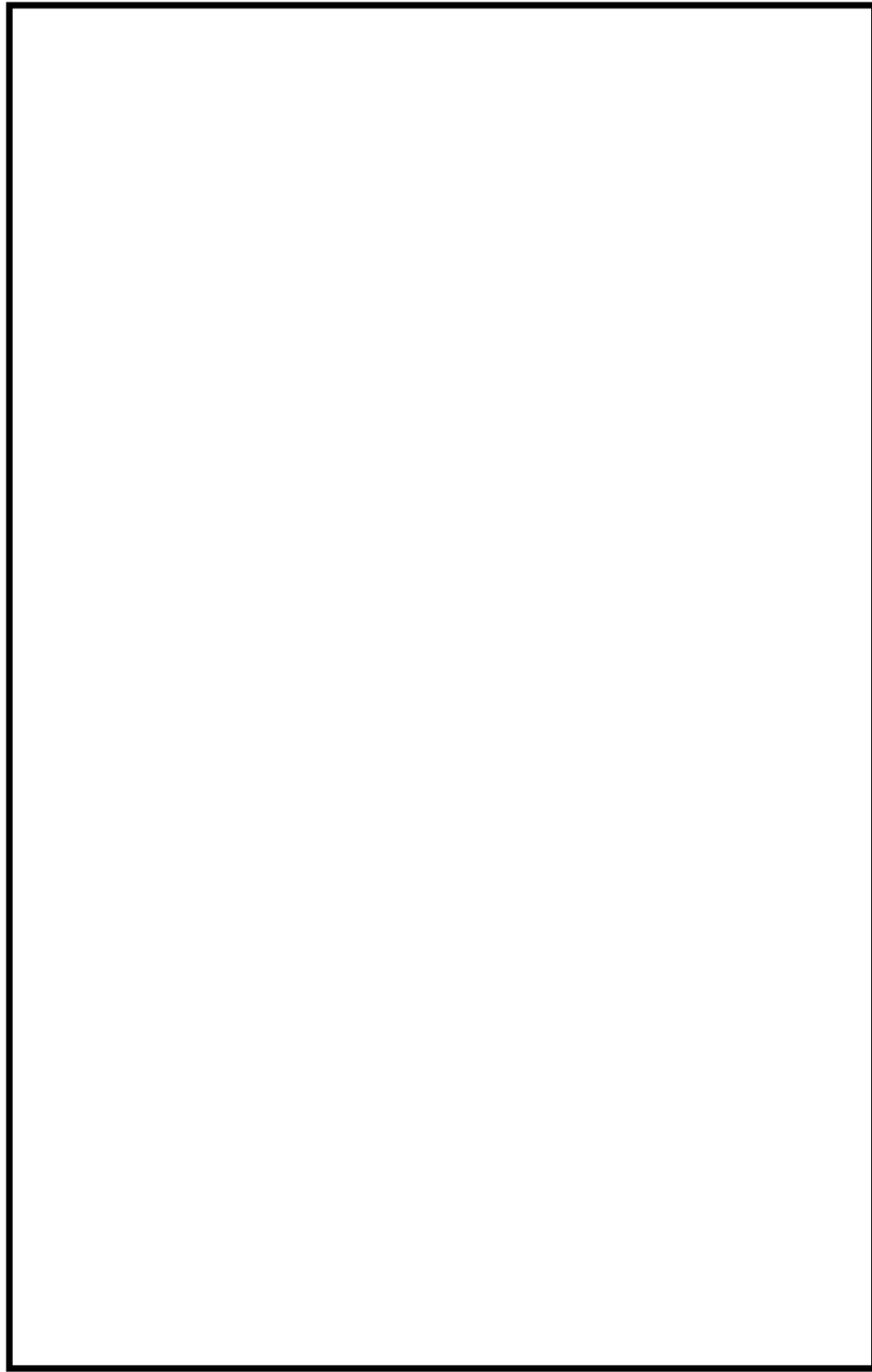


図 52-3-4 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地上3階/地上中3階)

- ★ 弁設置位置
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作追加遮蔽



図 52-3-5 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋 地下中 1 階/地下 1 階)

★ 弁設置位置

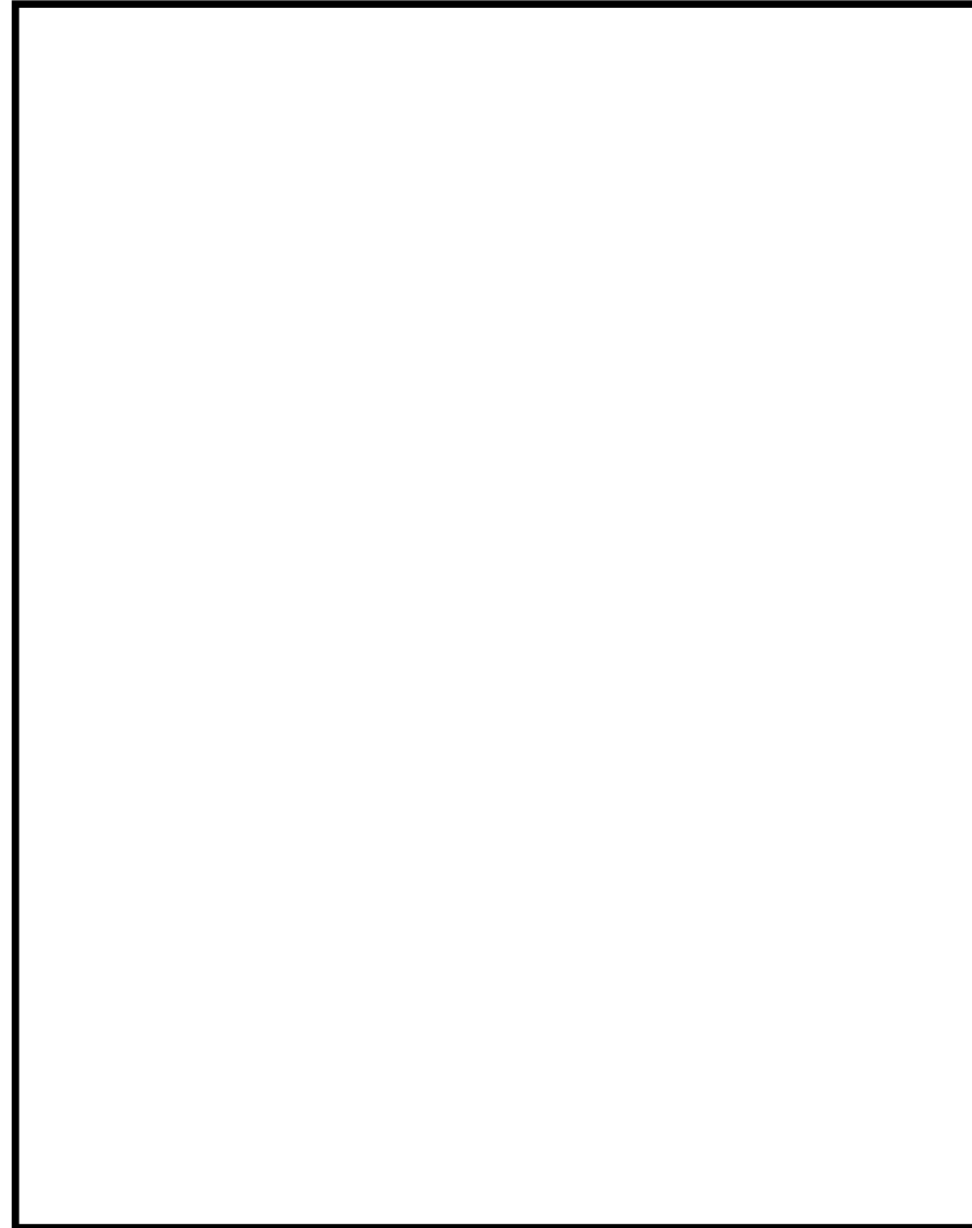


図 52-3-6 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋 地上 3 階)



★ 弁設置位置

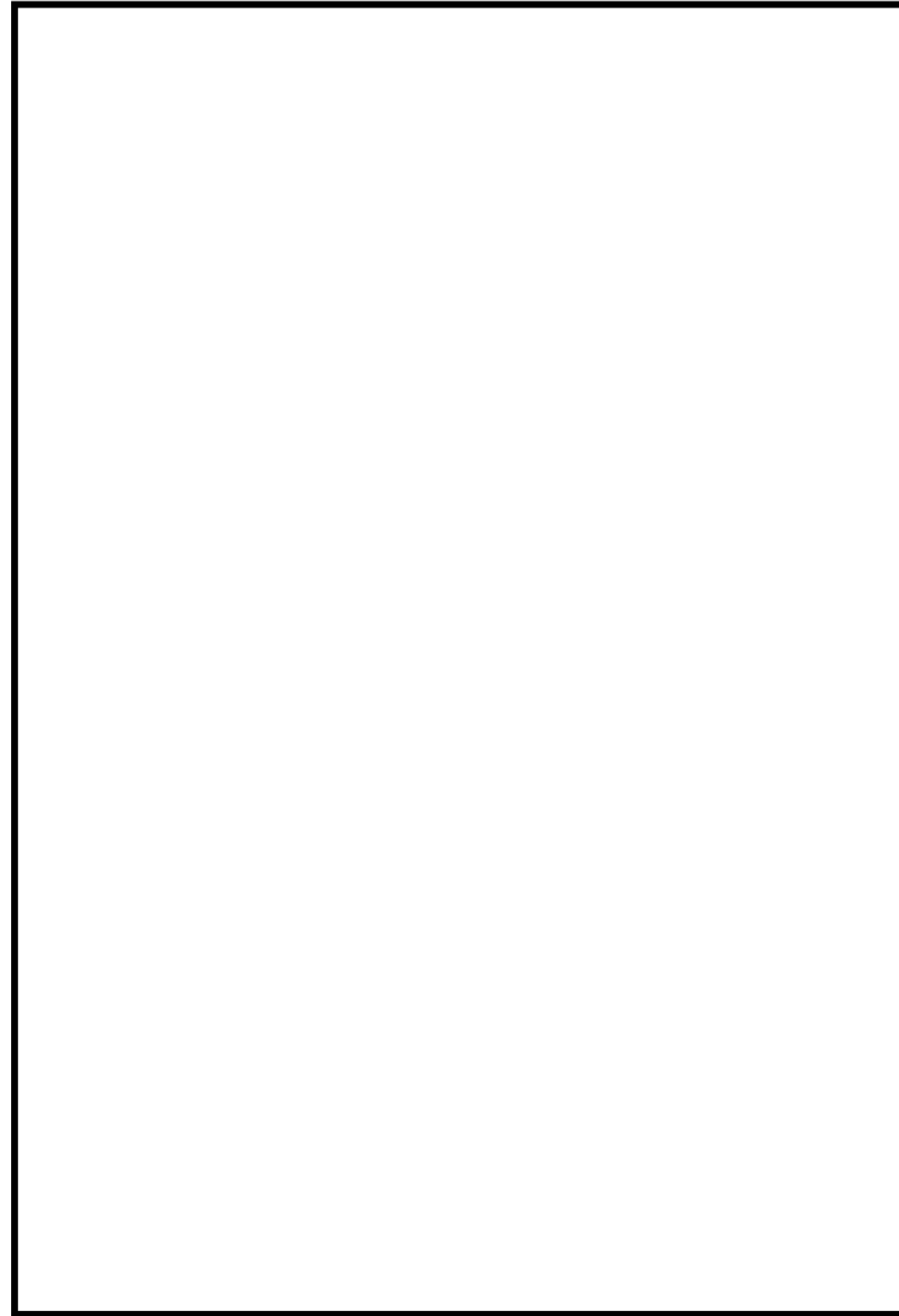


図 52-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 屋上)

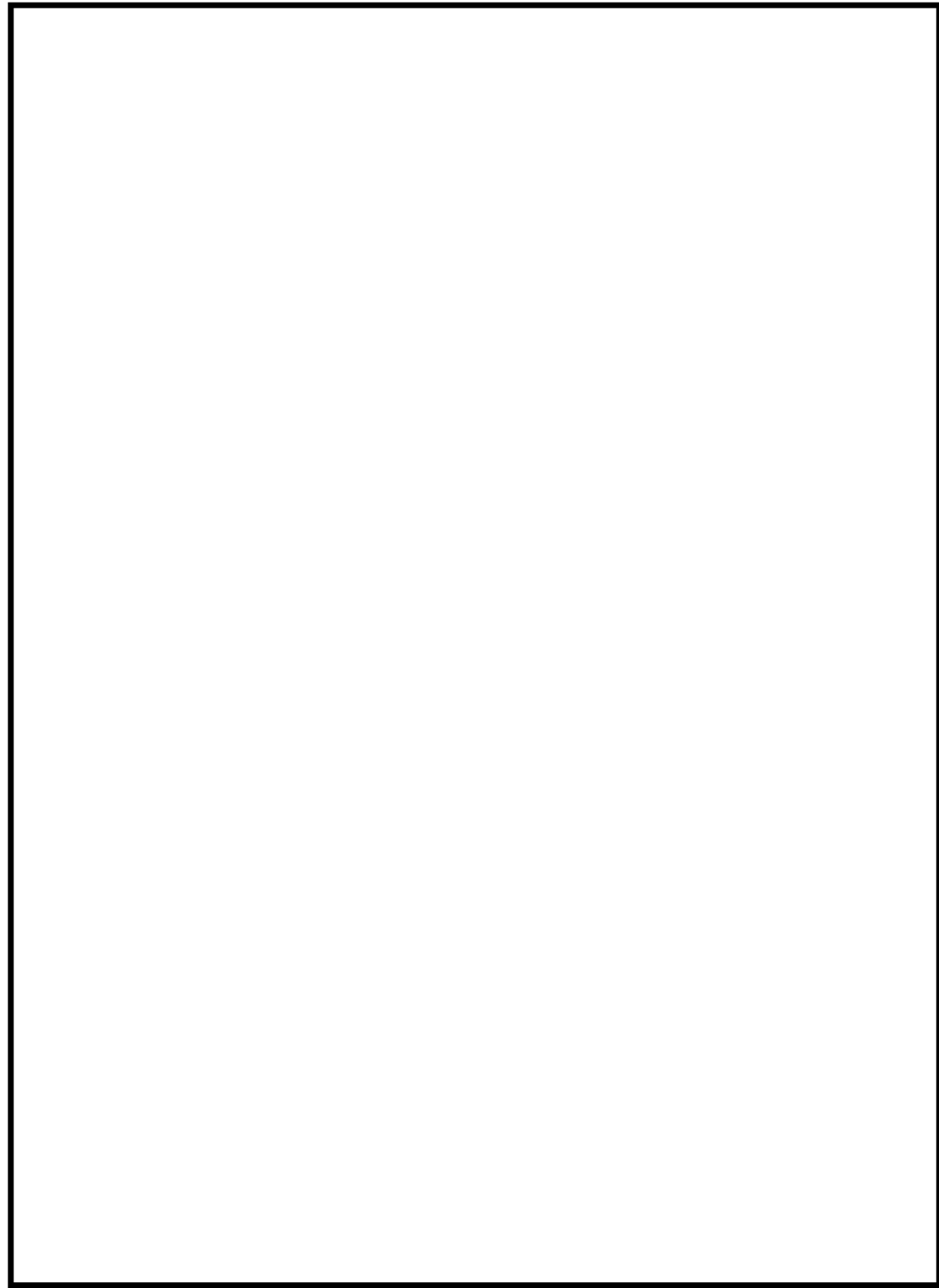


図 52-3-8 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上1階)

- ★ 弁設置位置
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作用追加遮蔽



図 52-3-9 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上3階/地上中3階)

- ★ 弁設置位置
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作追加遮蔽

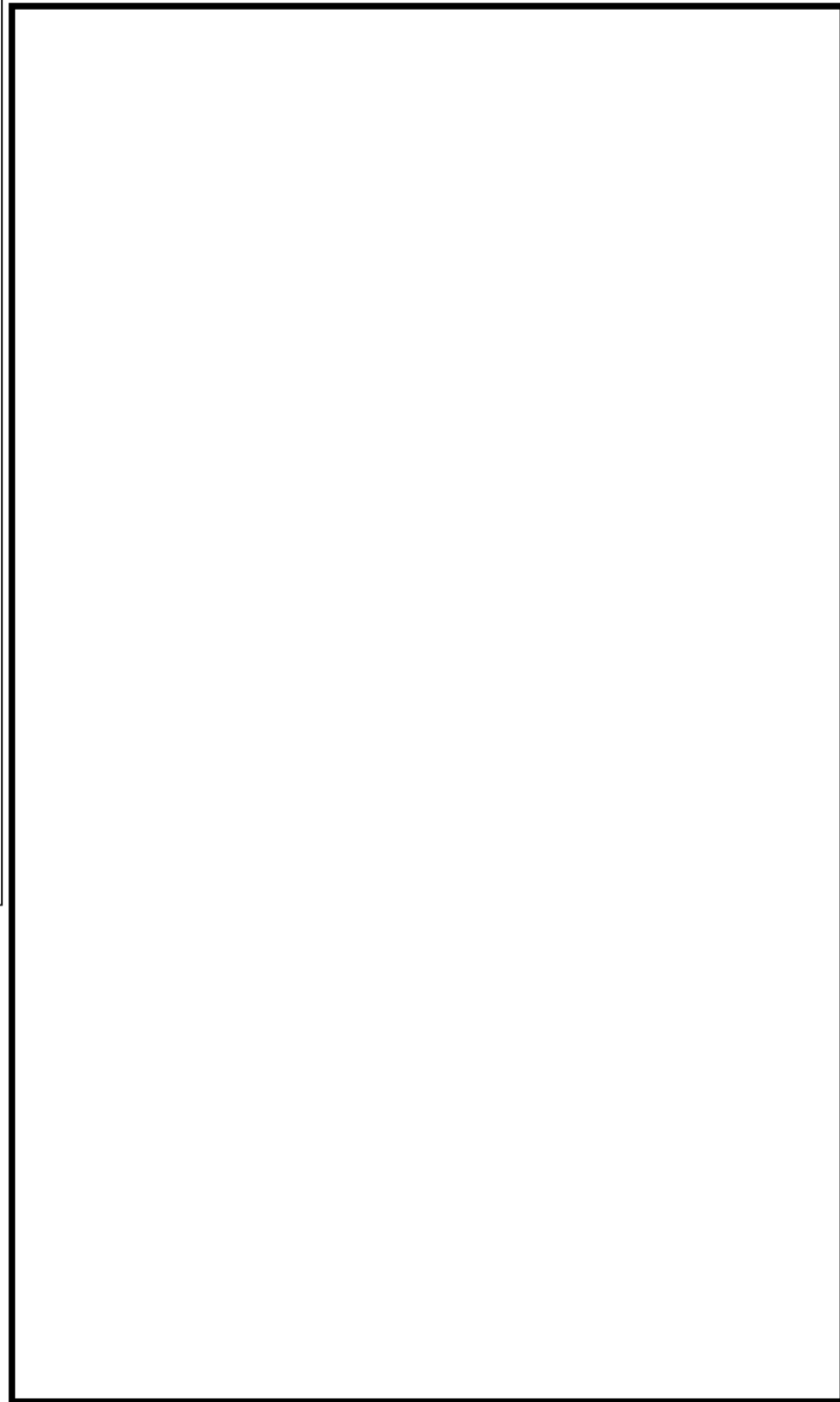


図 52-3-10 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地下1階/地下中1階)

★ 弁設置位置

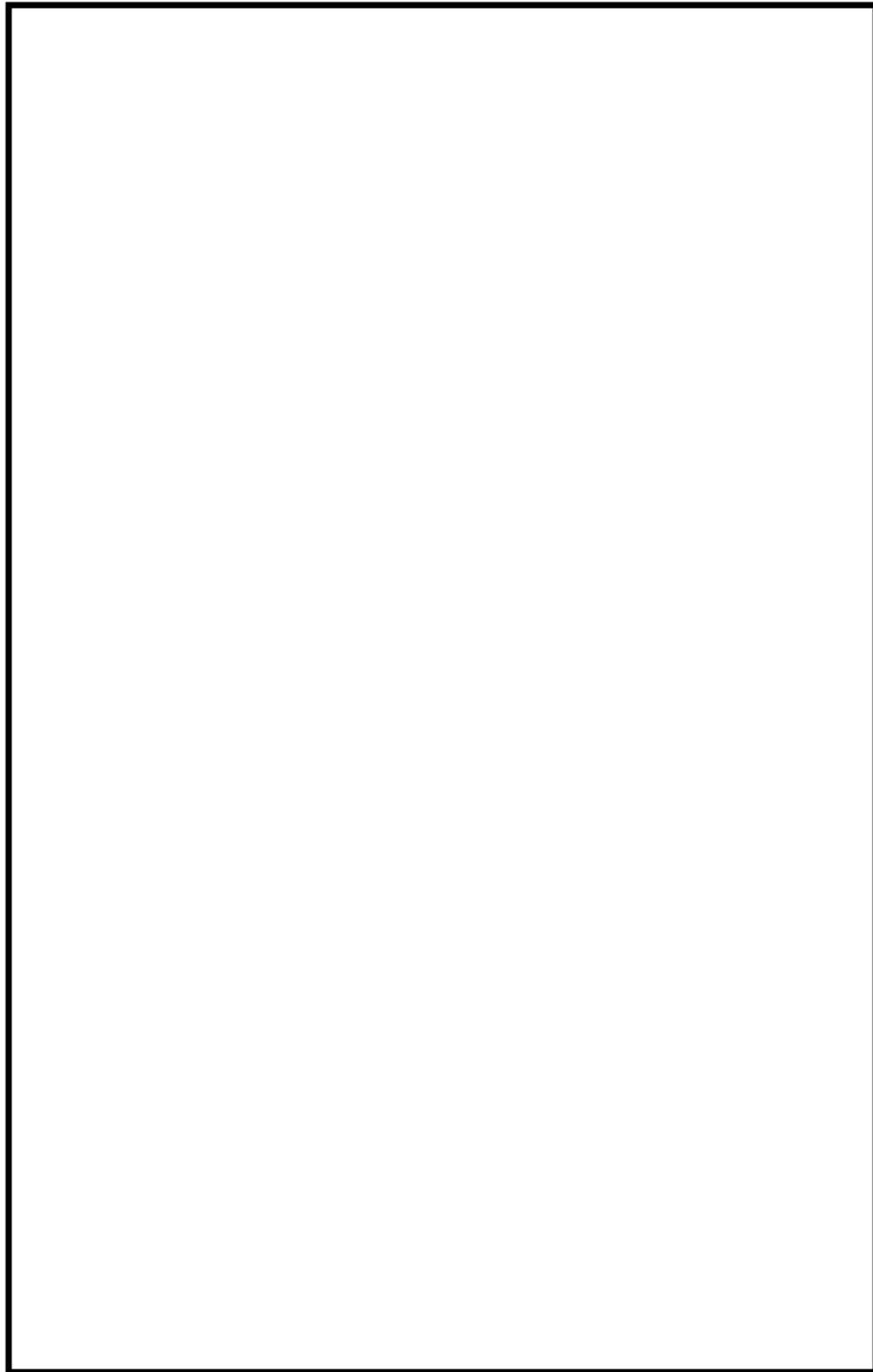


図 52-3-11 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上3階/地上4階)

★ 弁設置位置

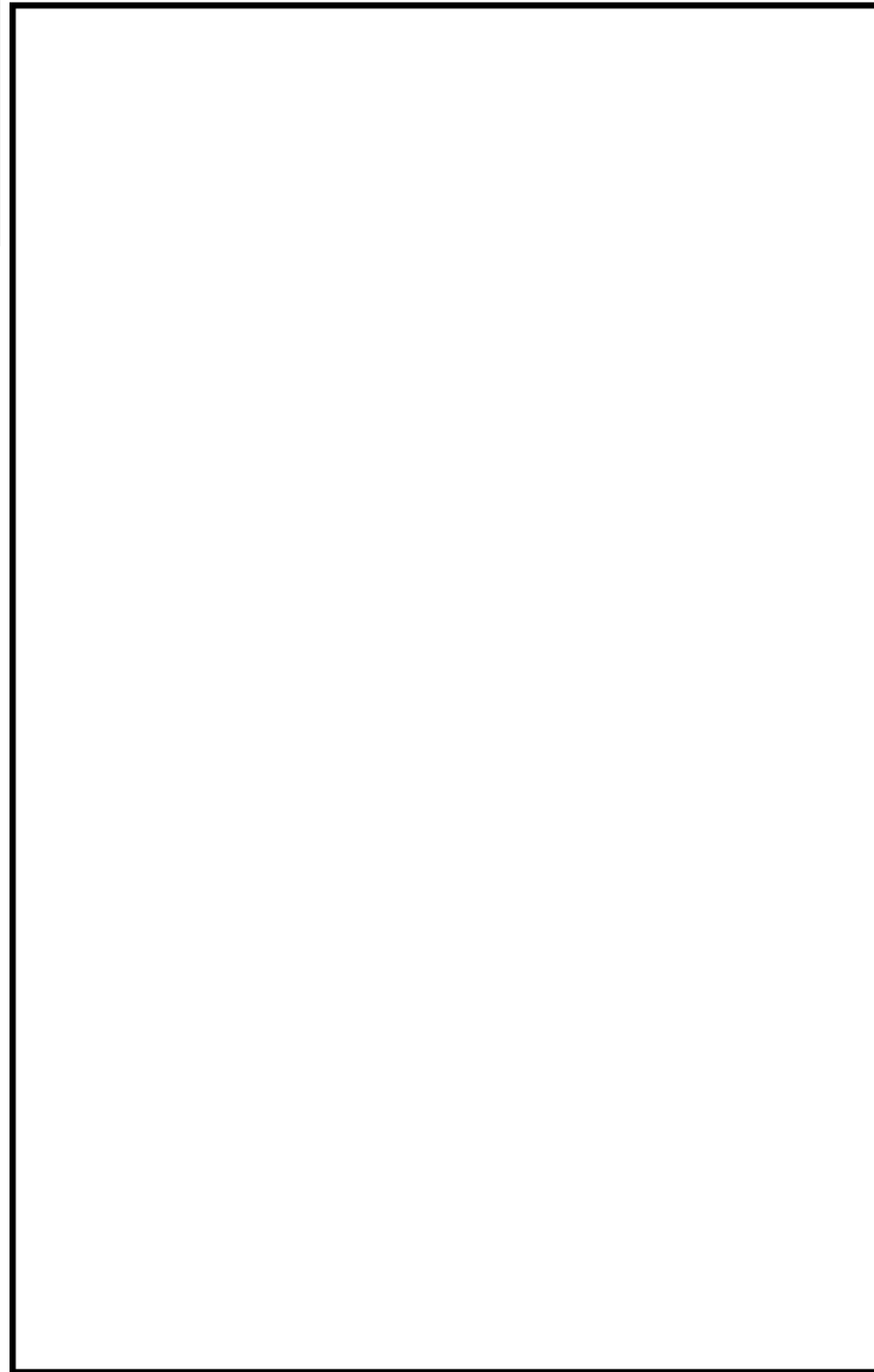


図 52-3-12 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 屋上)

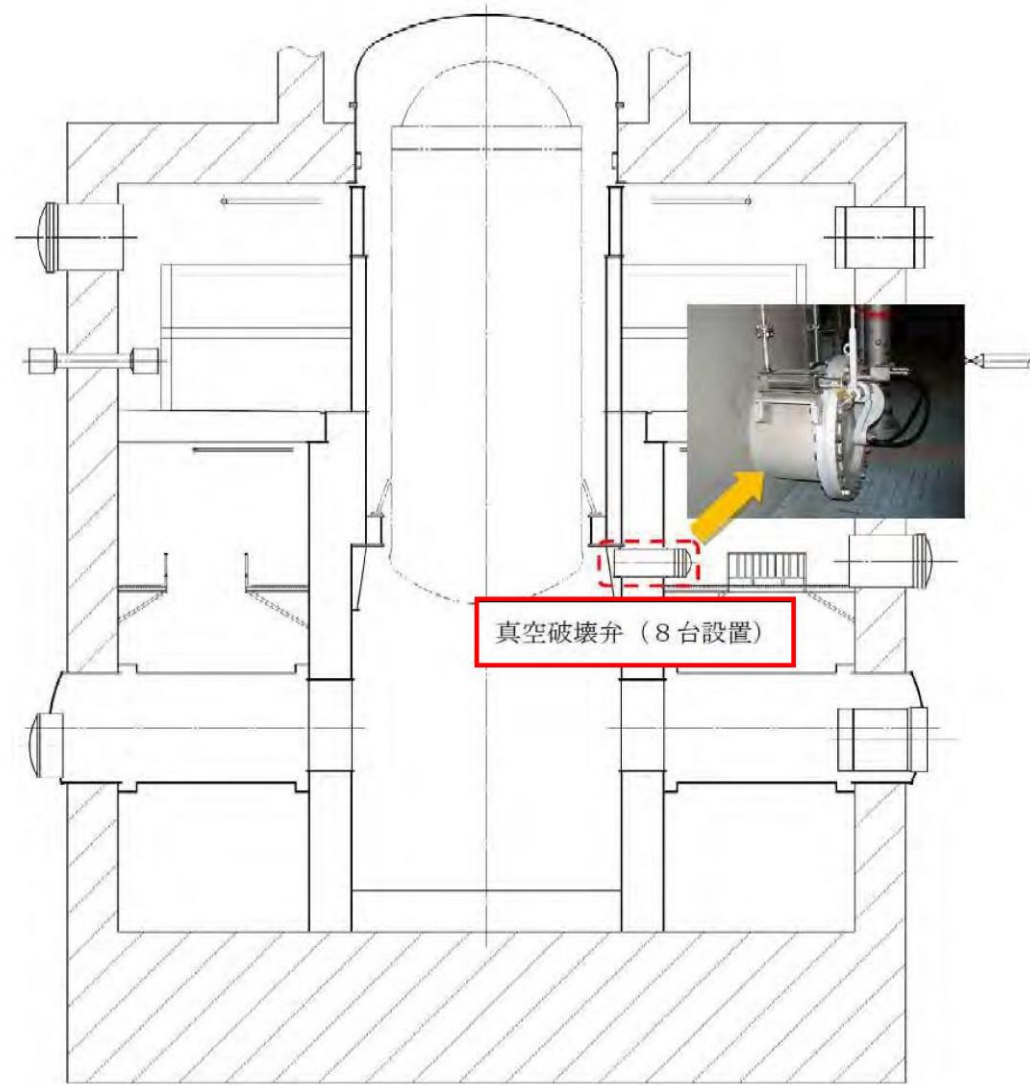


図 52-3-13 6/7 号炉 真空破壊弁 設置位置図

・資料構成の相違

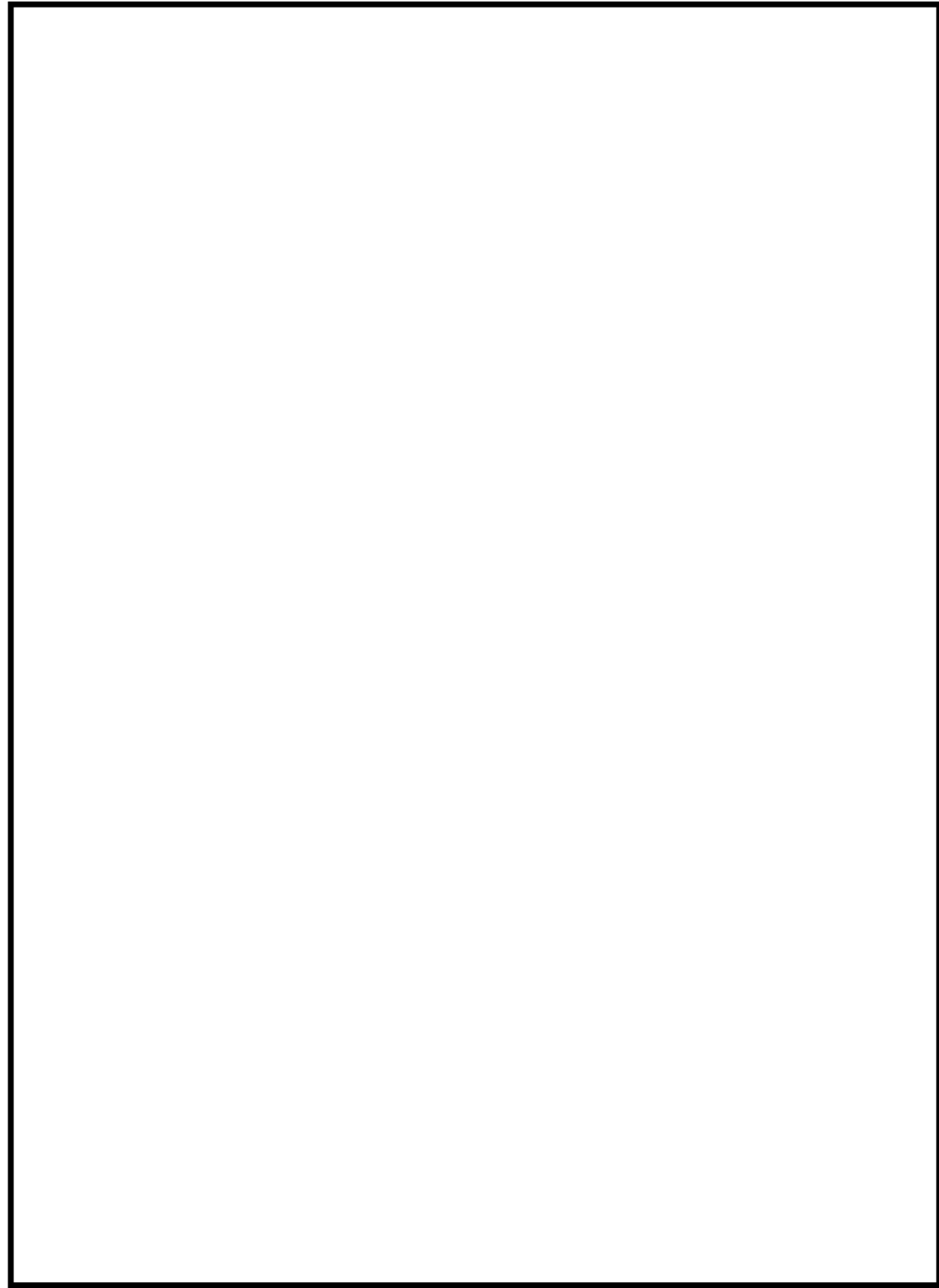


図 52-3-14 6/7 号炉 中央制御室配置図



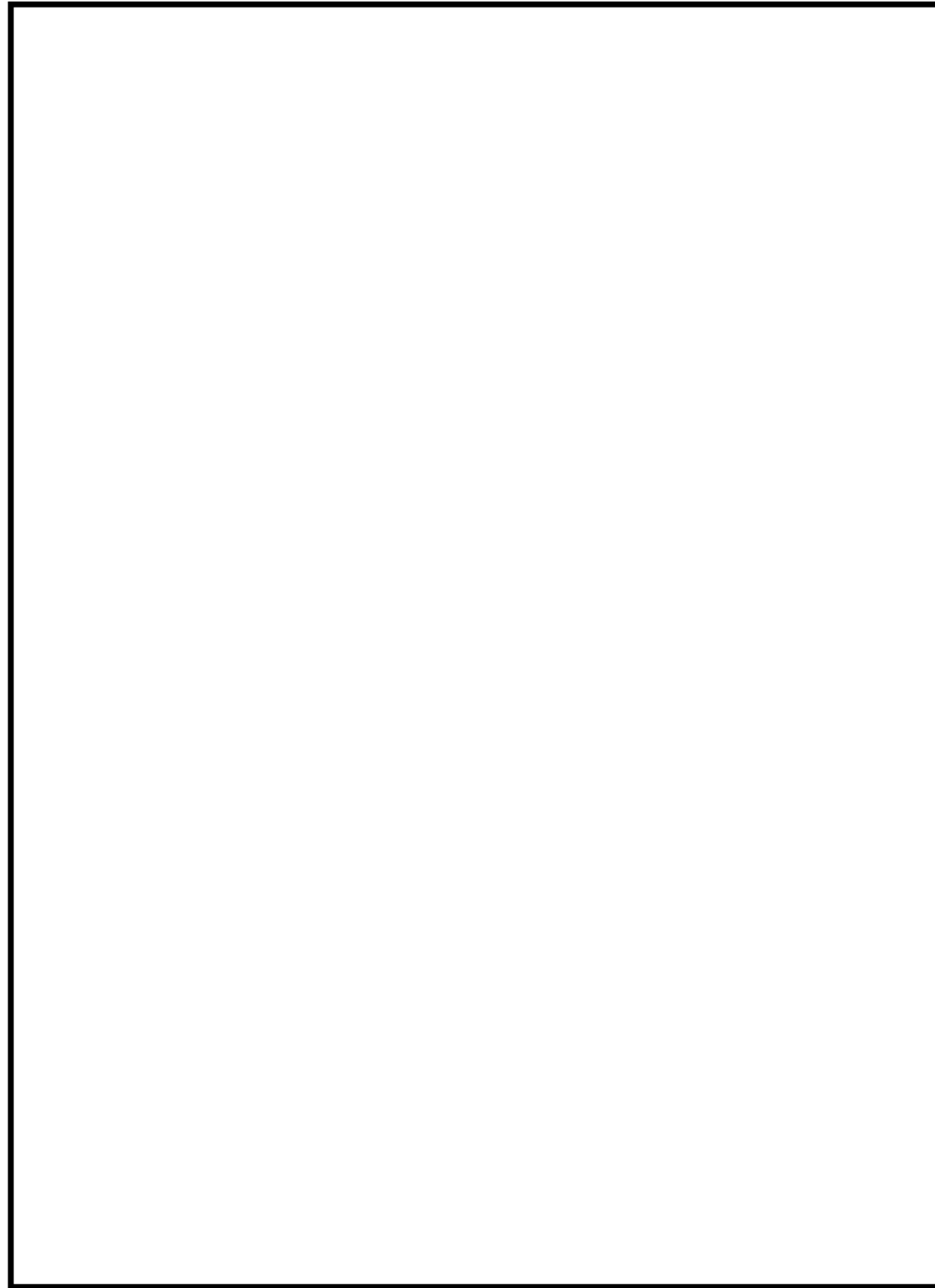


図 52-3-15 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下中1階)



図 52-3-16 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 2 階)

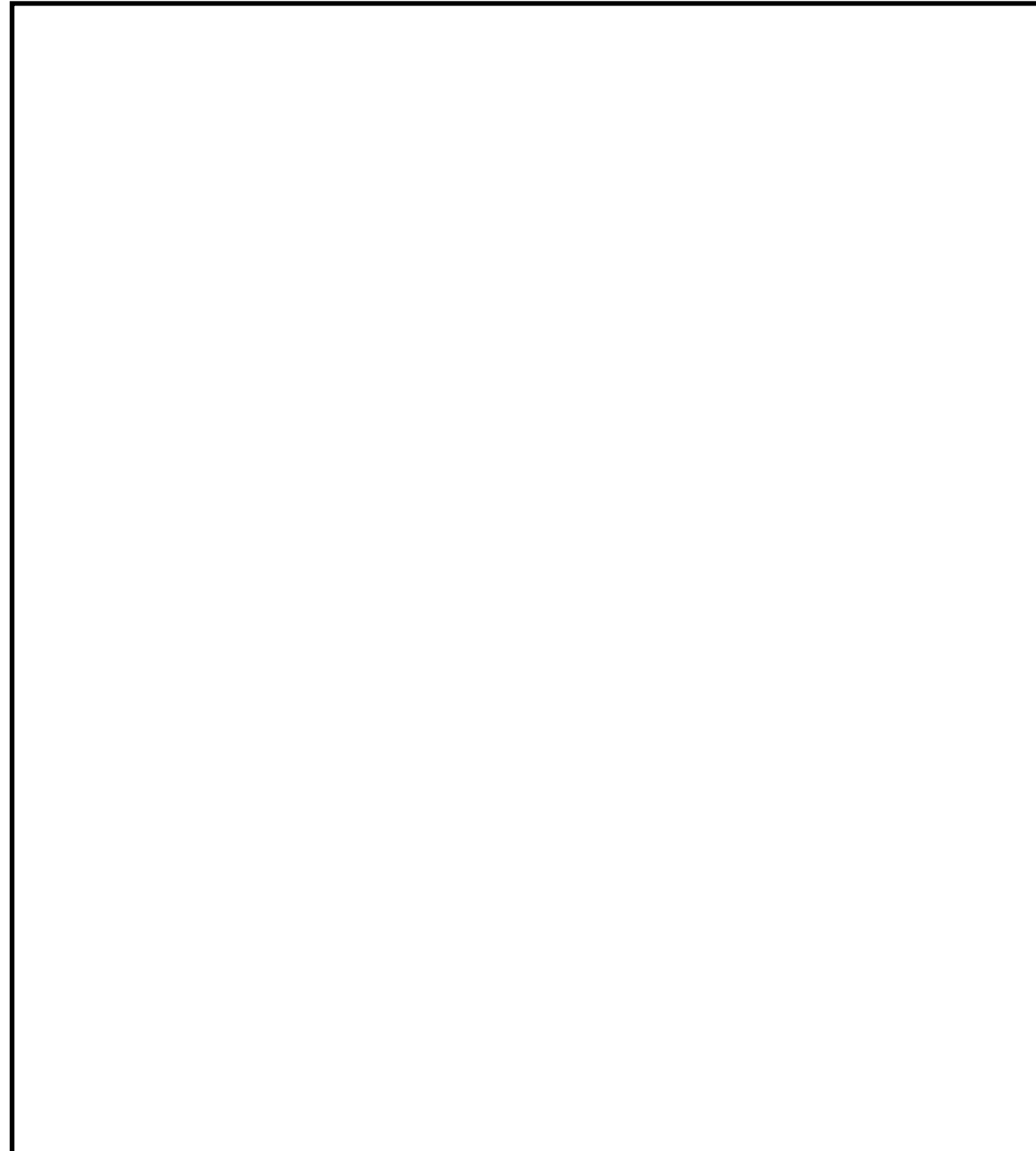


図 1 機器配置図 (原子炉建物 1 階)

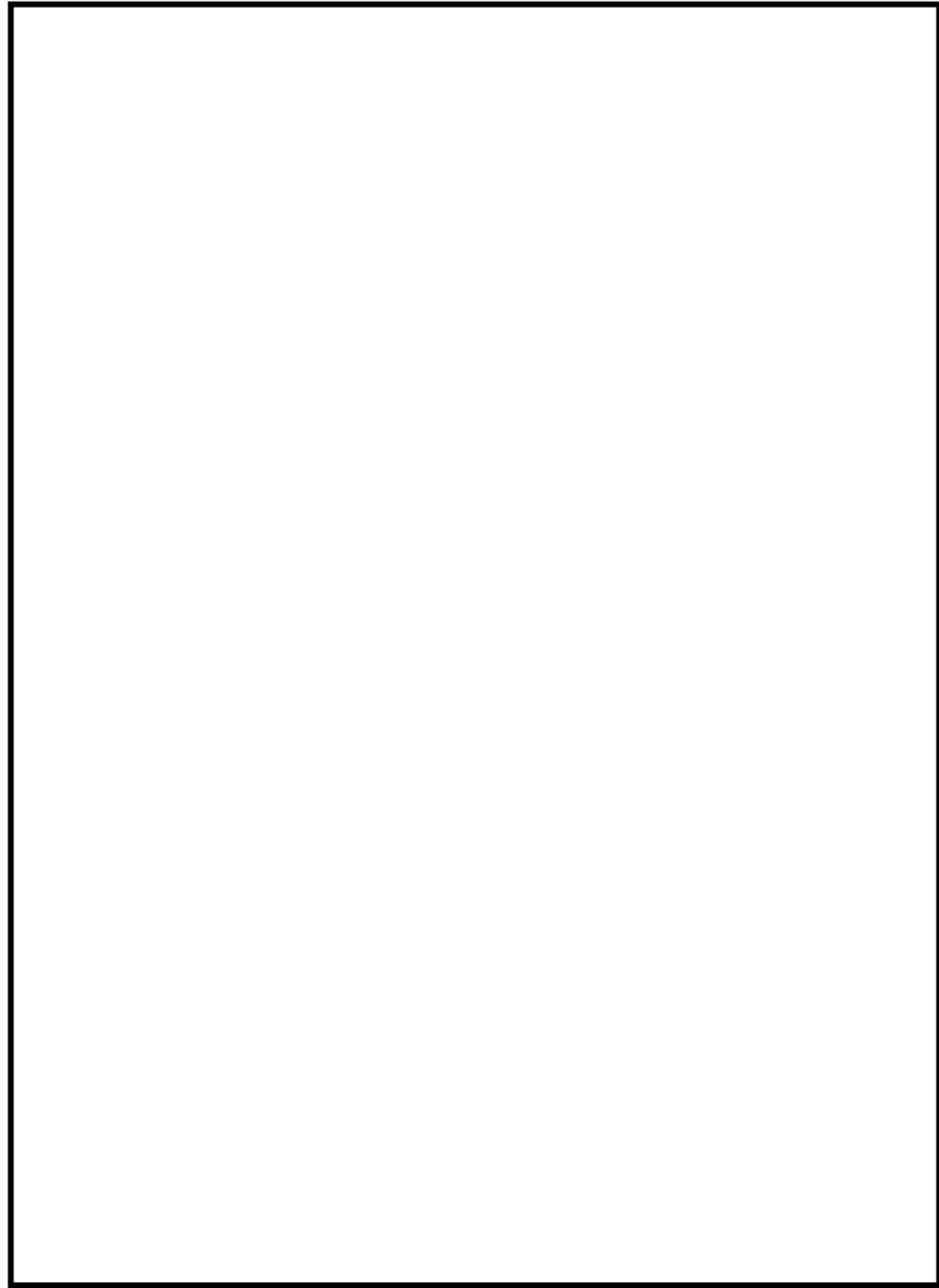


図 52-3-17 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

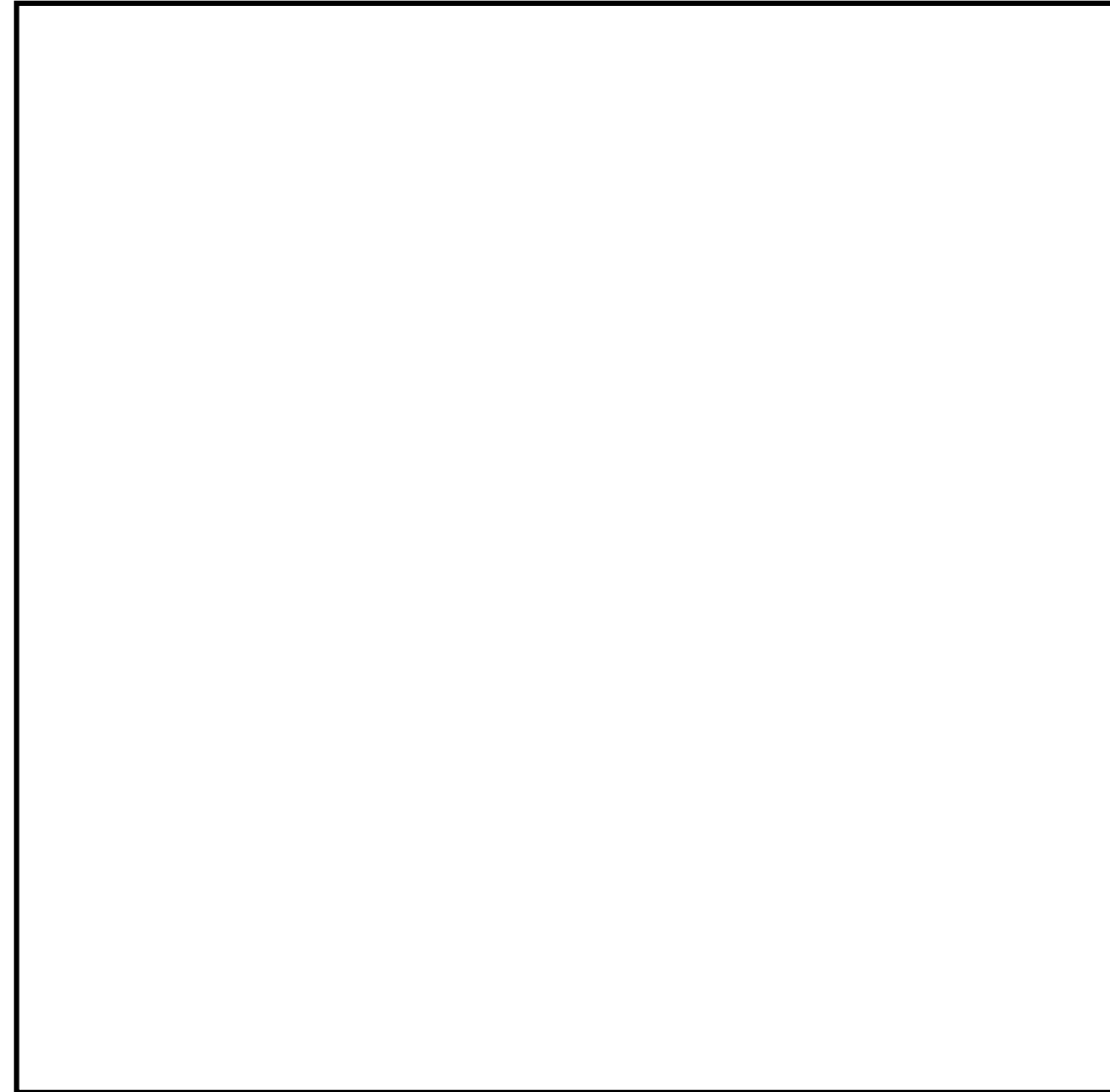


図 2 機器配置図 (原子炉建物中 2 階)

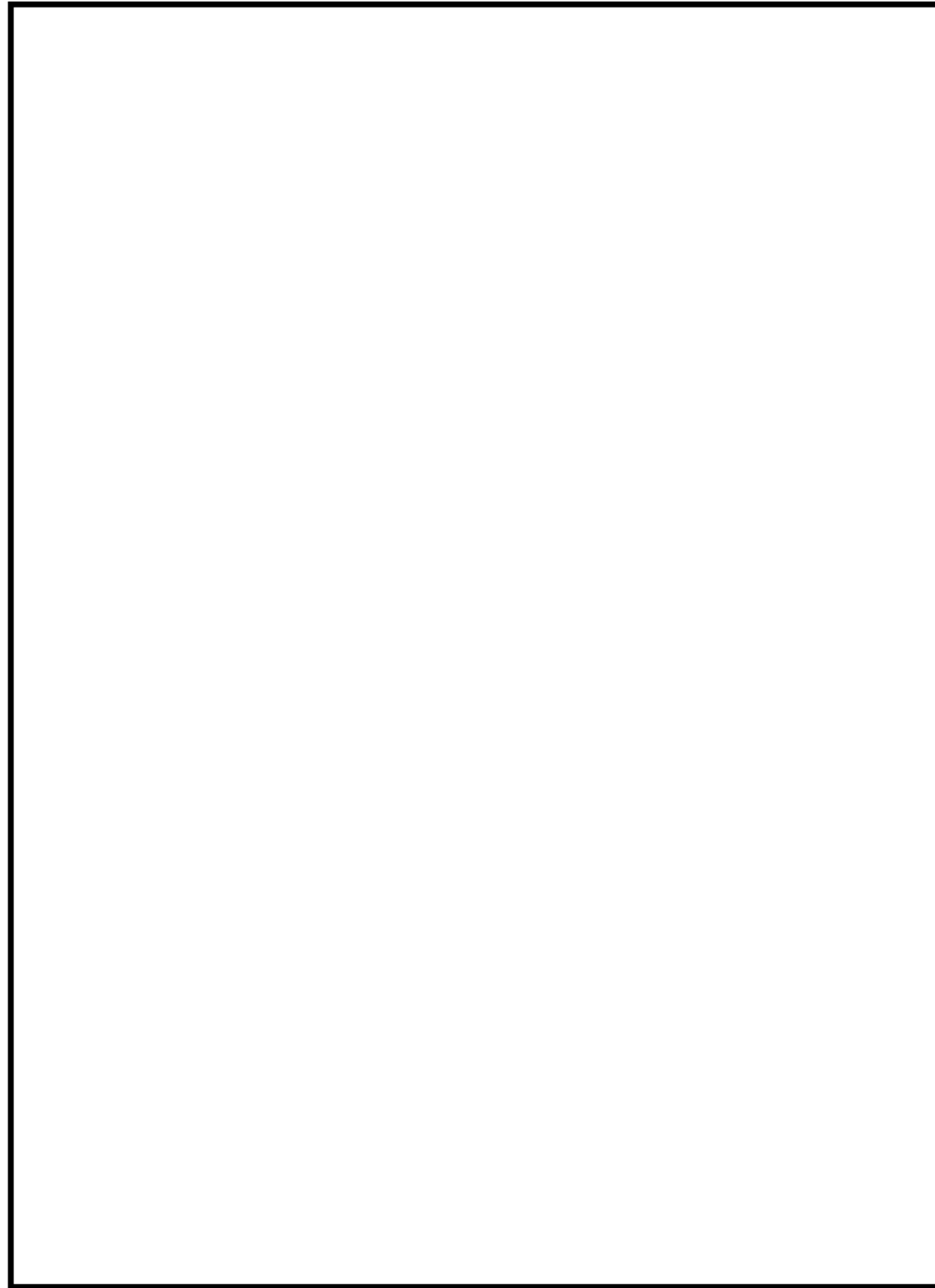


図 52-3-18 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

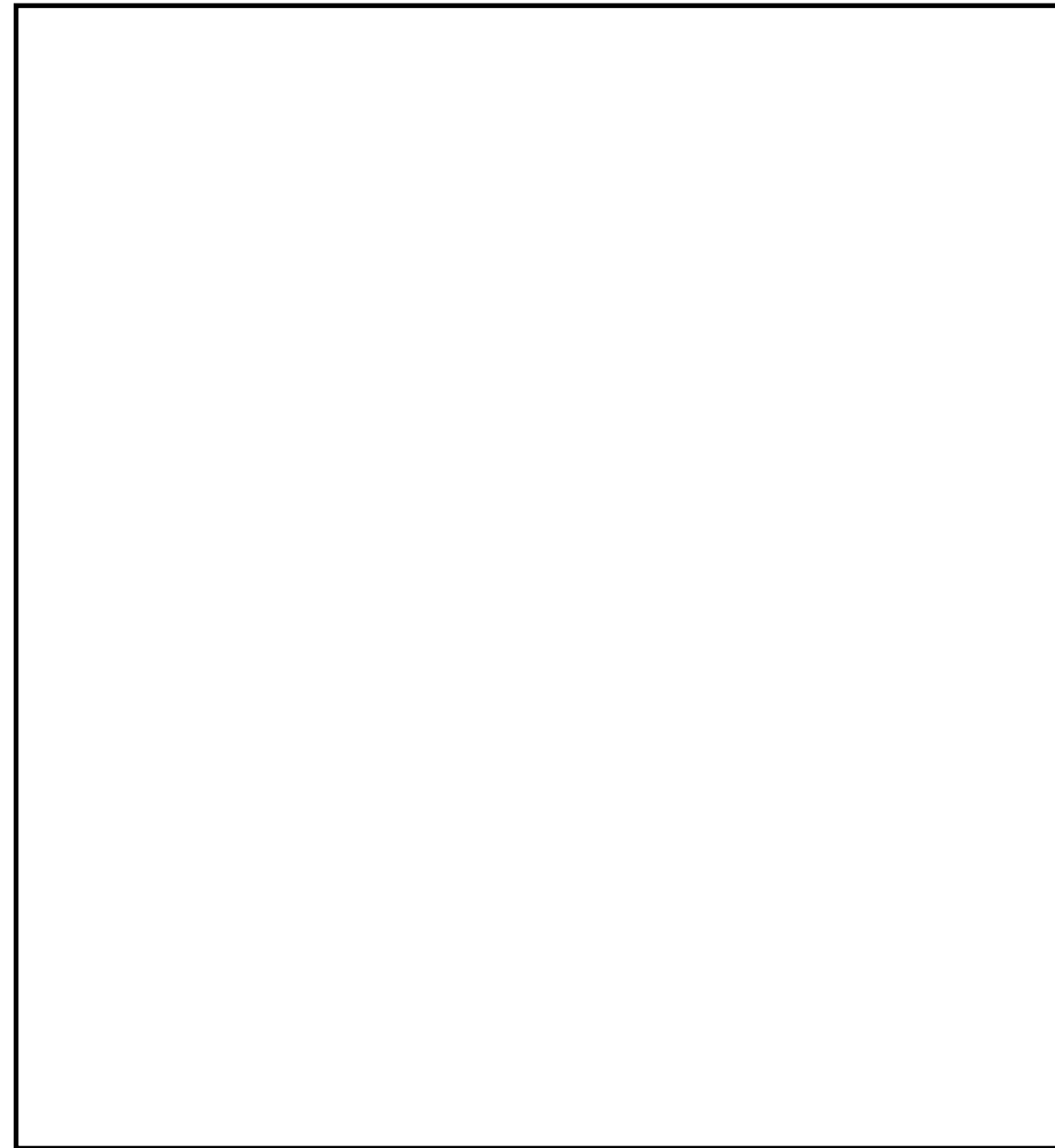


図 3 機器配置図 (原子炉建物3階)

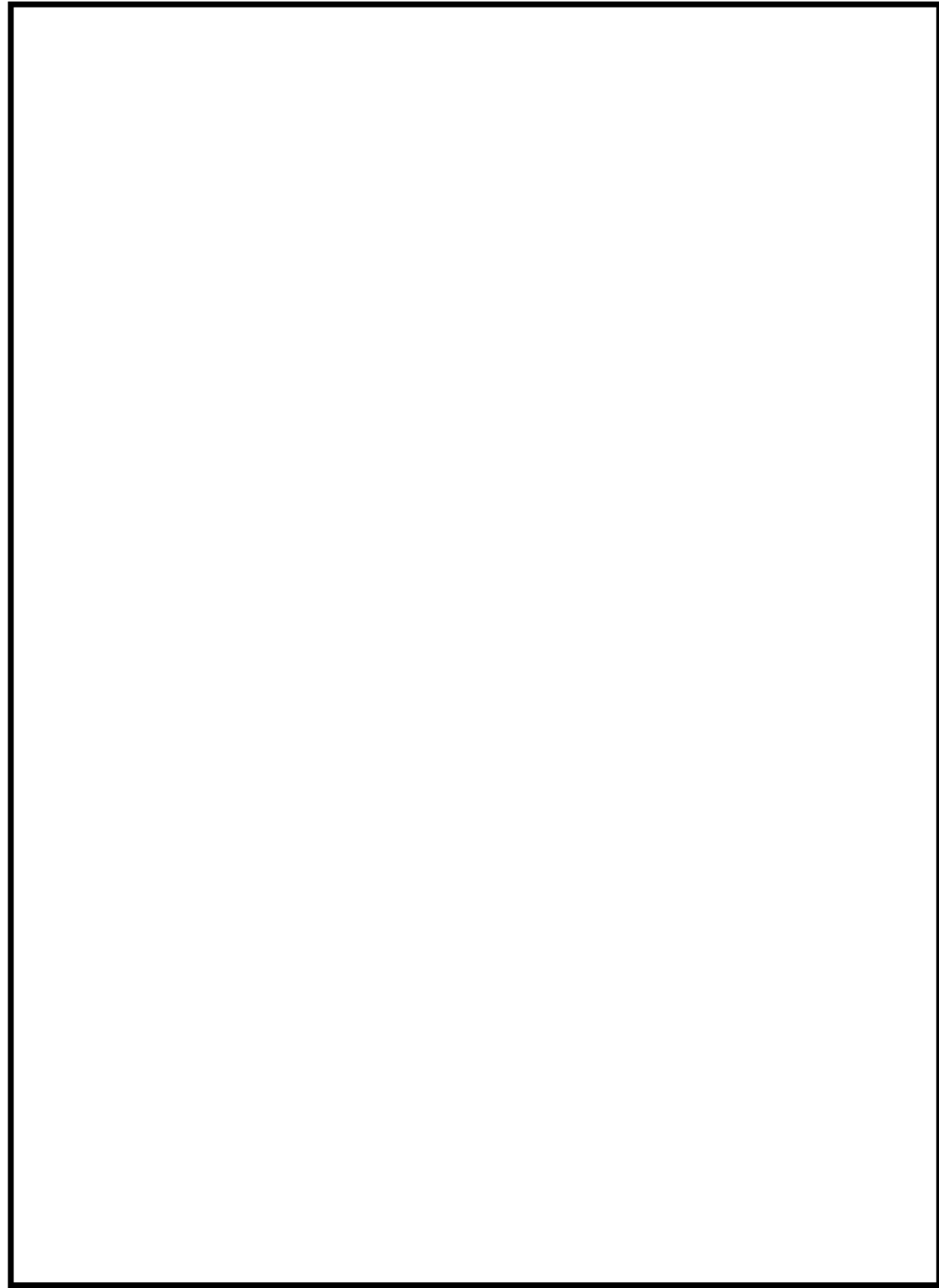


図 52-3-19 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

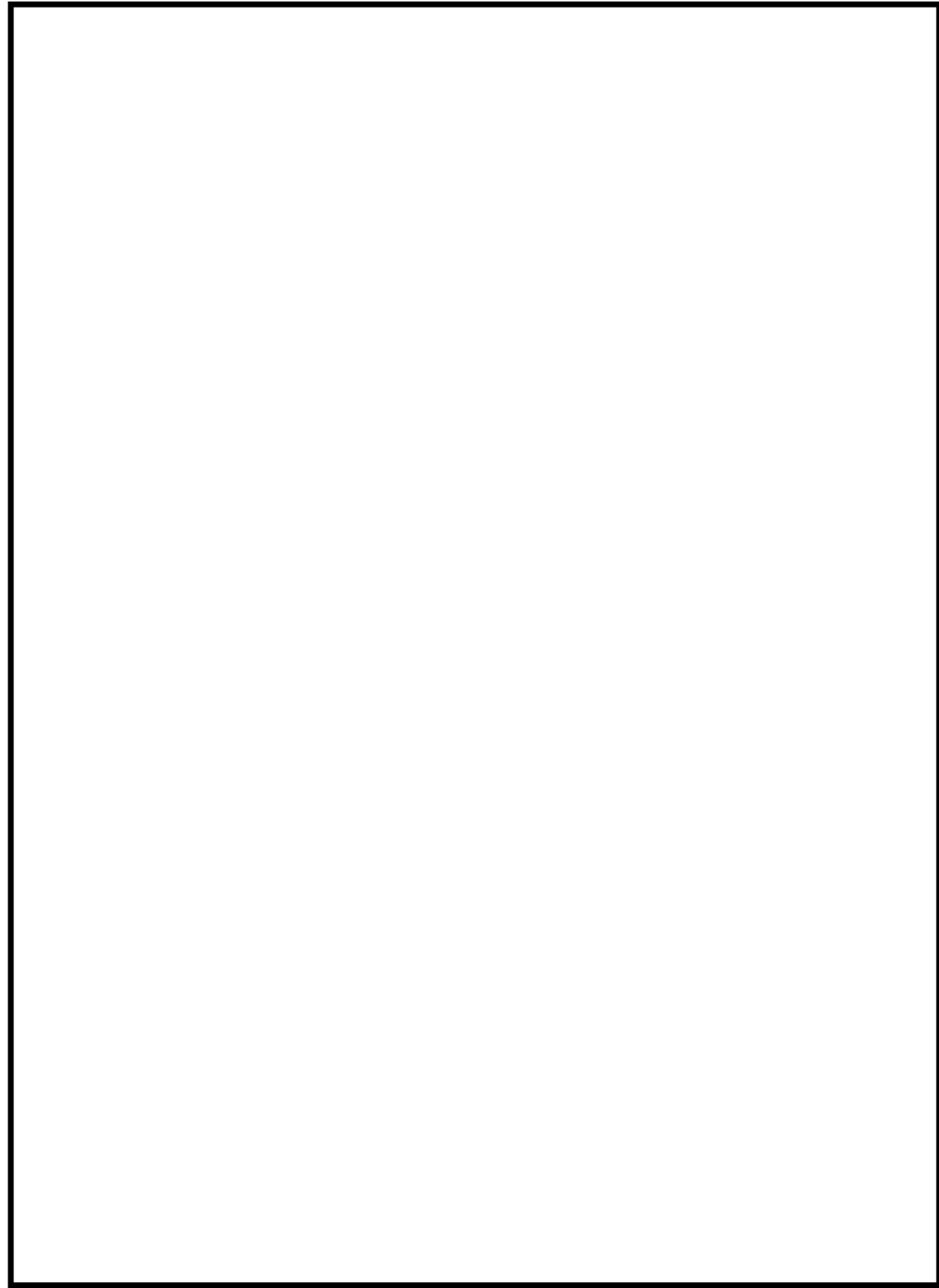


図 52-3-20 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

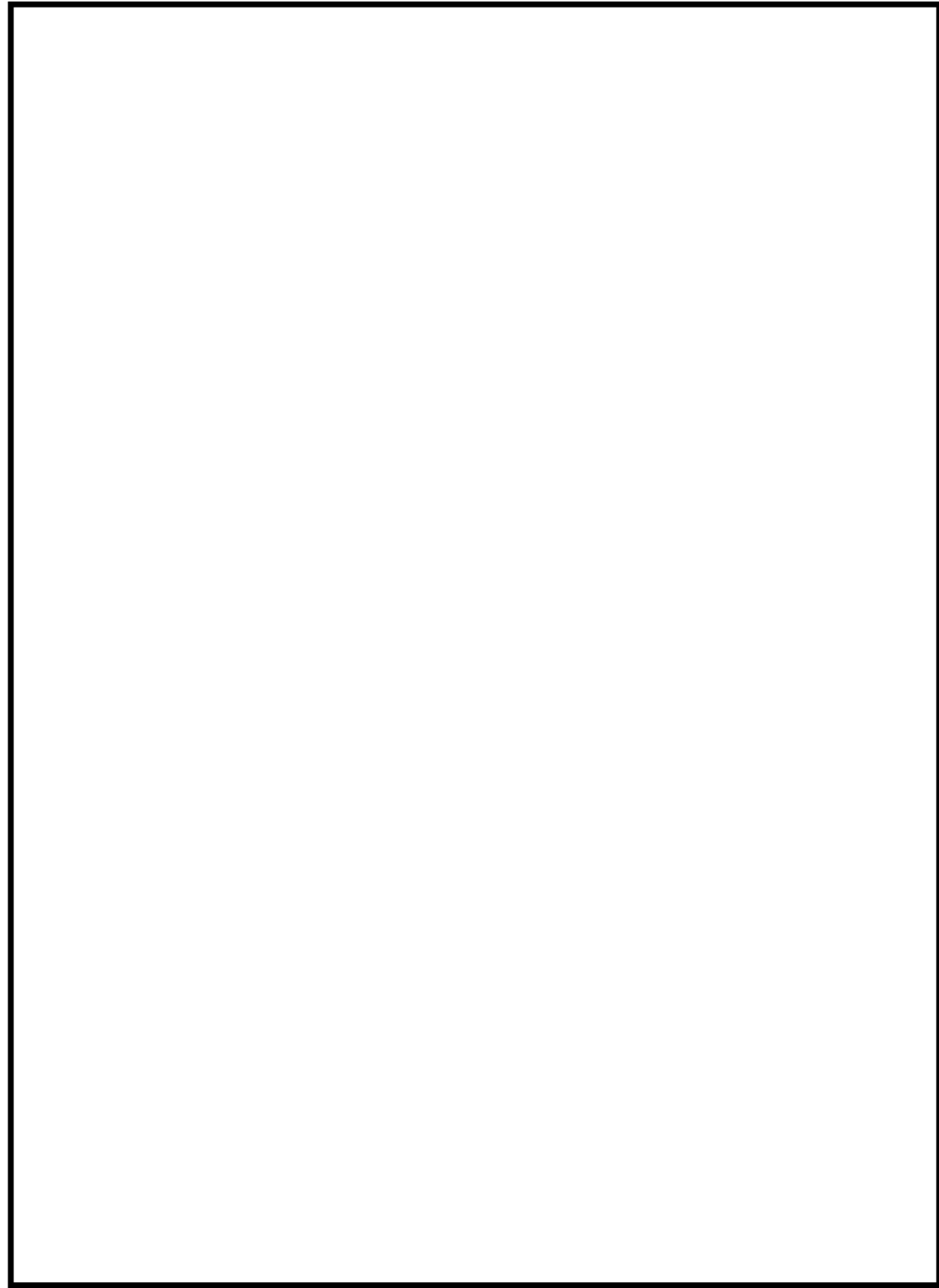


図 52-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

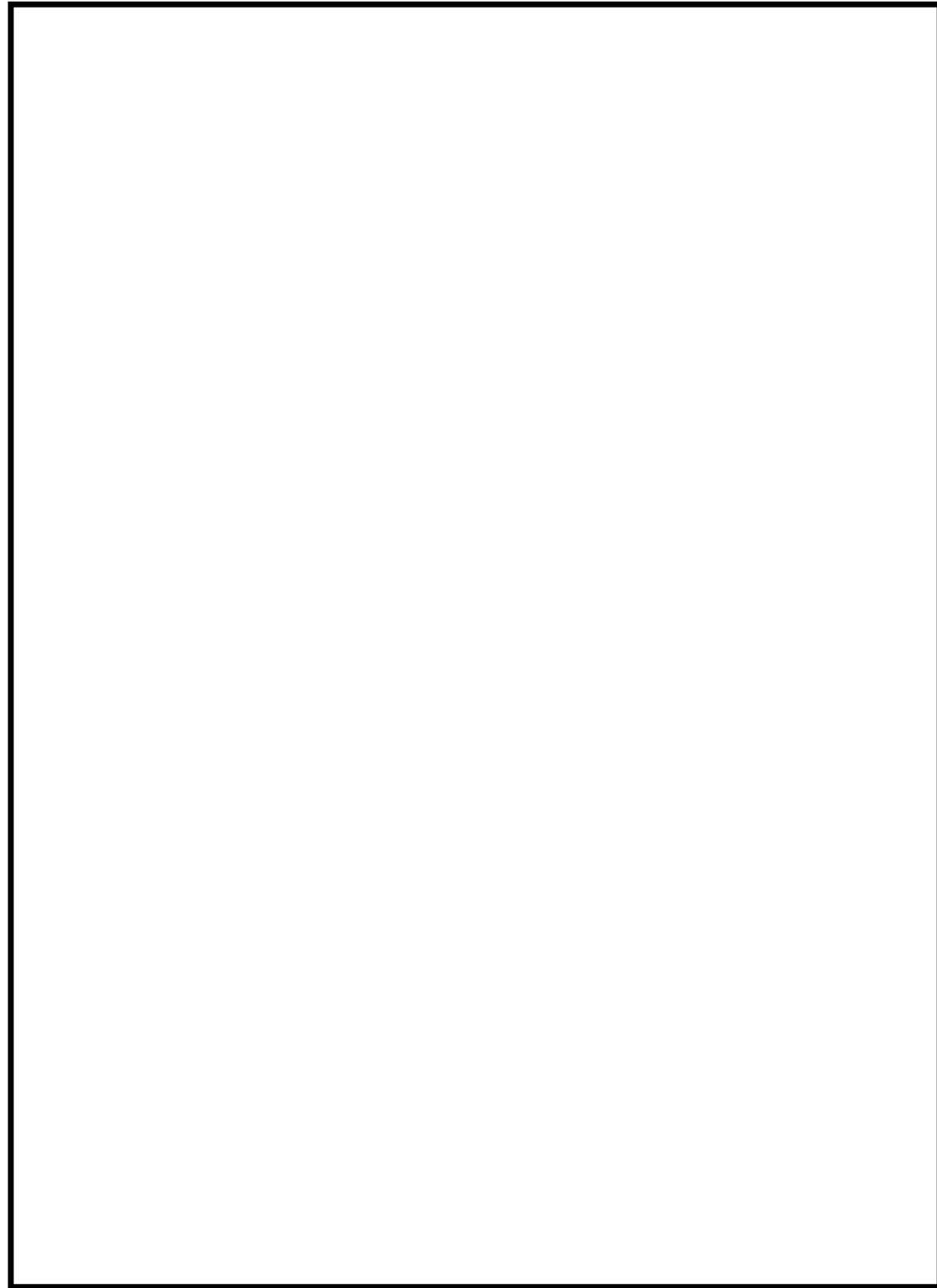


図 52-3-22 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階 中央制御室)

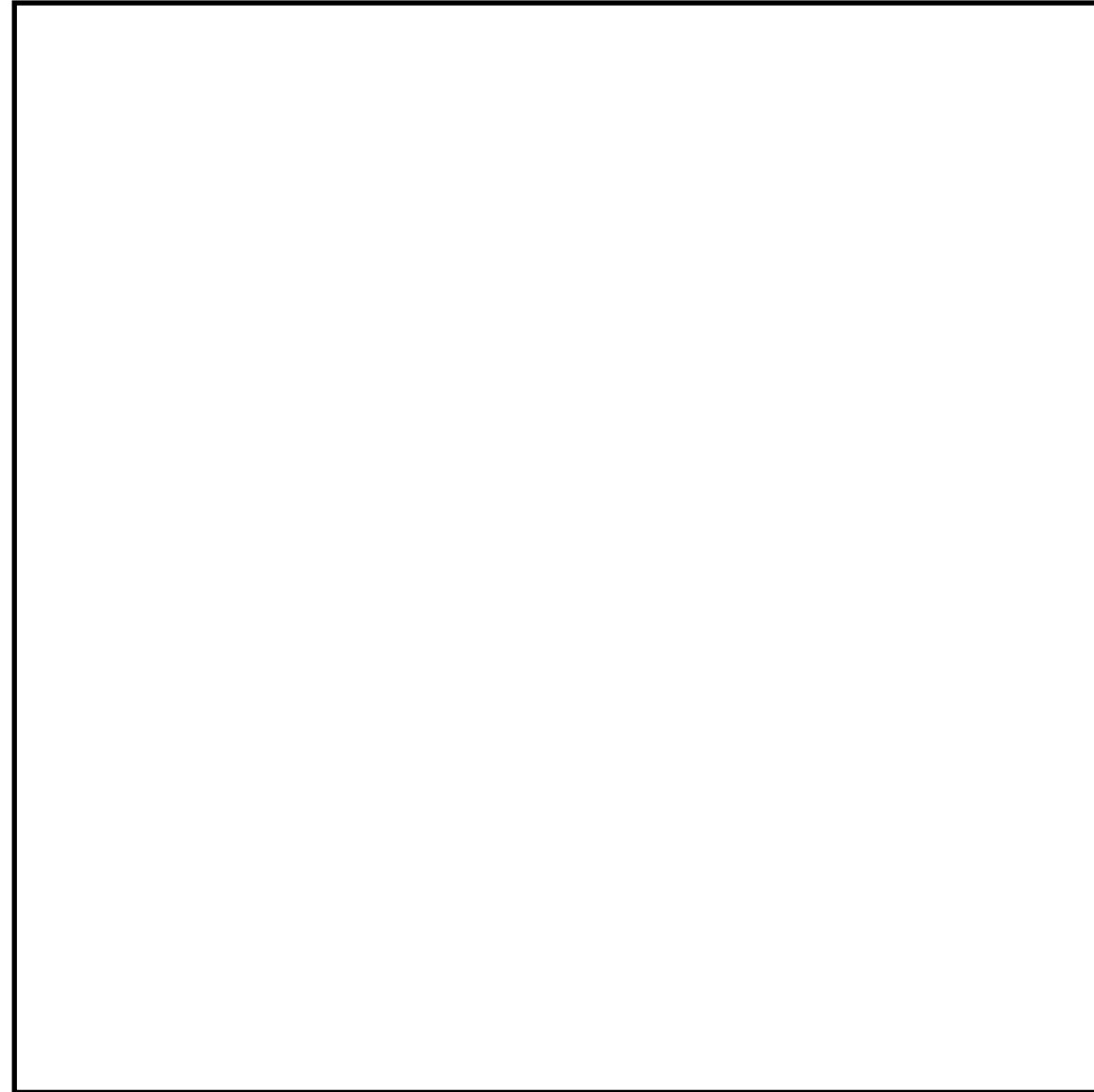


図 4 機器配置図 (中央制御室)



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-4 系統図	52-4 系統図	

1. 耐圧強化ベント系の系統概要図

耐圧強化ベント系の系統概要図を図 52-4-1 に示す。また、耐圧強化ベント系の弁リストを表 52-4-1 に示す。

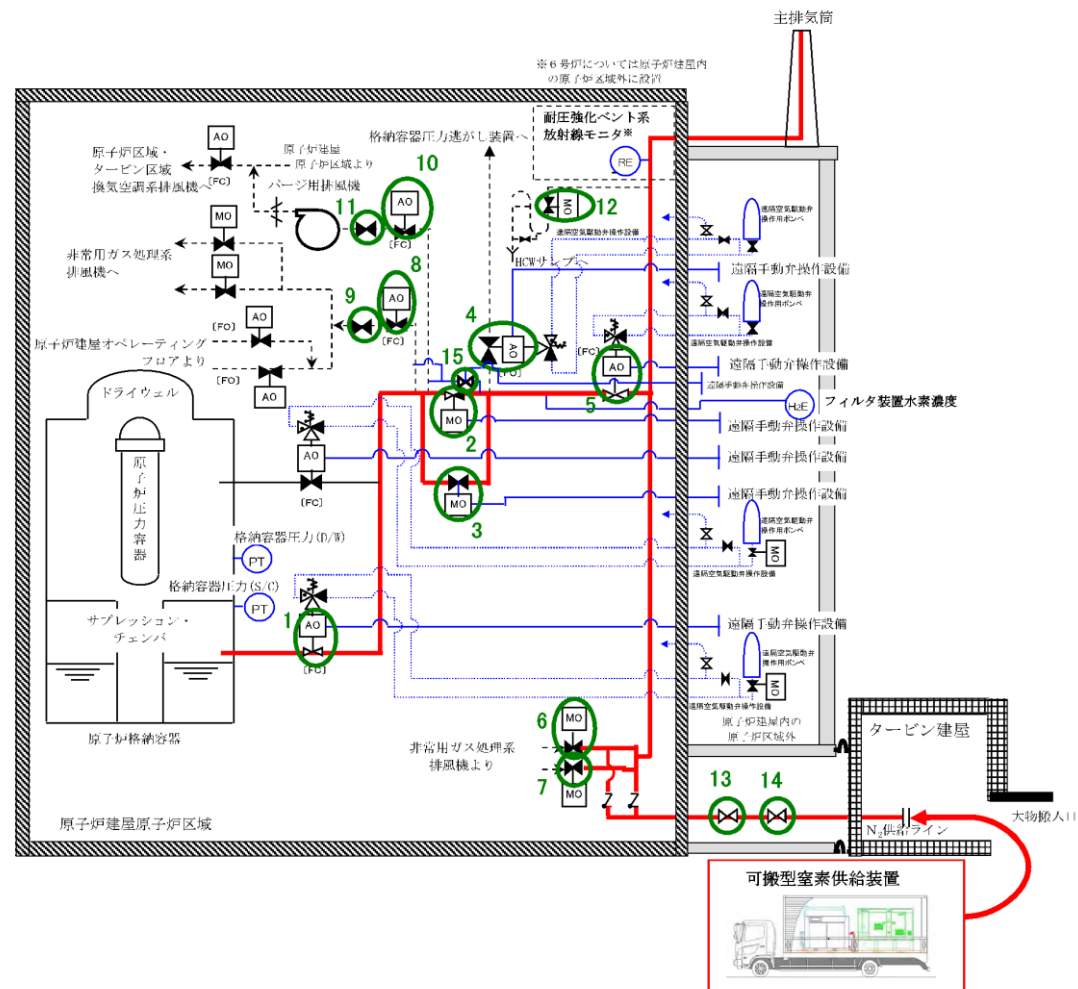


図 52-4-1 耐圧強化ベント系 系統概略図

・設備の相違

表 52-4-1 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
2	二次隔離弁
3	二次隔離弁バイパス弁
4	フィルタ装置入口弁
5	耐圧強化ベント弁
6	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B
8	非常用ガス処理系 第一隔離弁
9	非常用ガス処理系 第二隔離弁
10	換気空調系 第一隔離弁
11	換気空調系 第二隔離弁
12	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
13	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> パージ用元弁(二次格納施設側)
14	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> パージ用元弁(タービン建屋側)
15	水素バイパスライン止め弁

1. 窒素ガス代替注入系

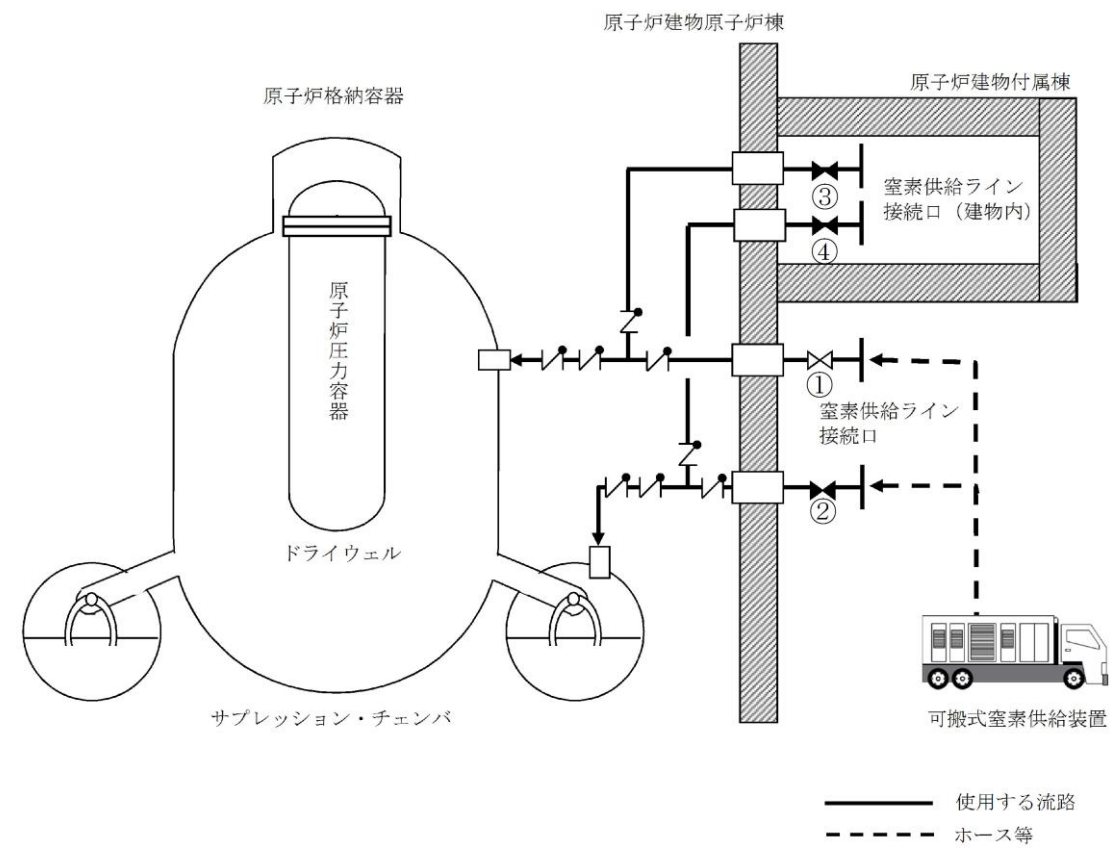


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表1 弁リスト

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

・設備の相違  
島根2号炉は、窒素ガス代替注入系をSA設備とする

2. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度 (SA) , 格納容器内酸素濃度及び格納容器内酸素濃度の系統概要図を図 52-4-2 に示す。

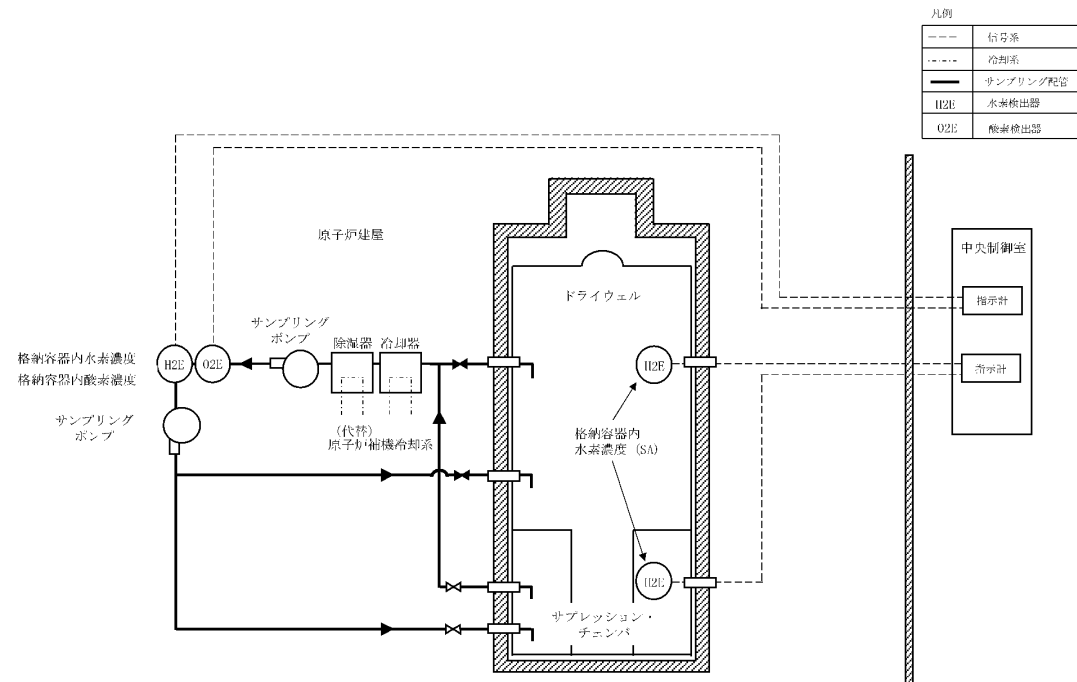


図 52-4-2 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

2. 計装設備の系統概要図

格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) の系統概要図を図 2 に示す。また、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) の系統概要図を図 3 に示す。

いずれの計装設備もサンプルガスは被ばく低減の観点から格納容器内に回収する構成とし、サンプル入口をドライウェルとサプレッション・チェンバの2カ所、サンプル出口をドライウェルまたはサプレッション・チェンバの1カ所としている。サンプル入口と出口が異なる計測を行う場合においても、格納容器容積に対してサンプルガスの流量は小流量でありサンプルガスの移動は無視できる程度であるため、機能上の問題はない。サンプル出口を既許可の格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) はサプレッション・チェンバとしているが、新設する格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、格納容器貫通部の空き状況や配管ルートを踏まえて施工性の観点からドライウェルとしている。

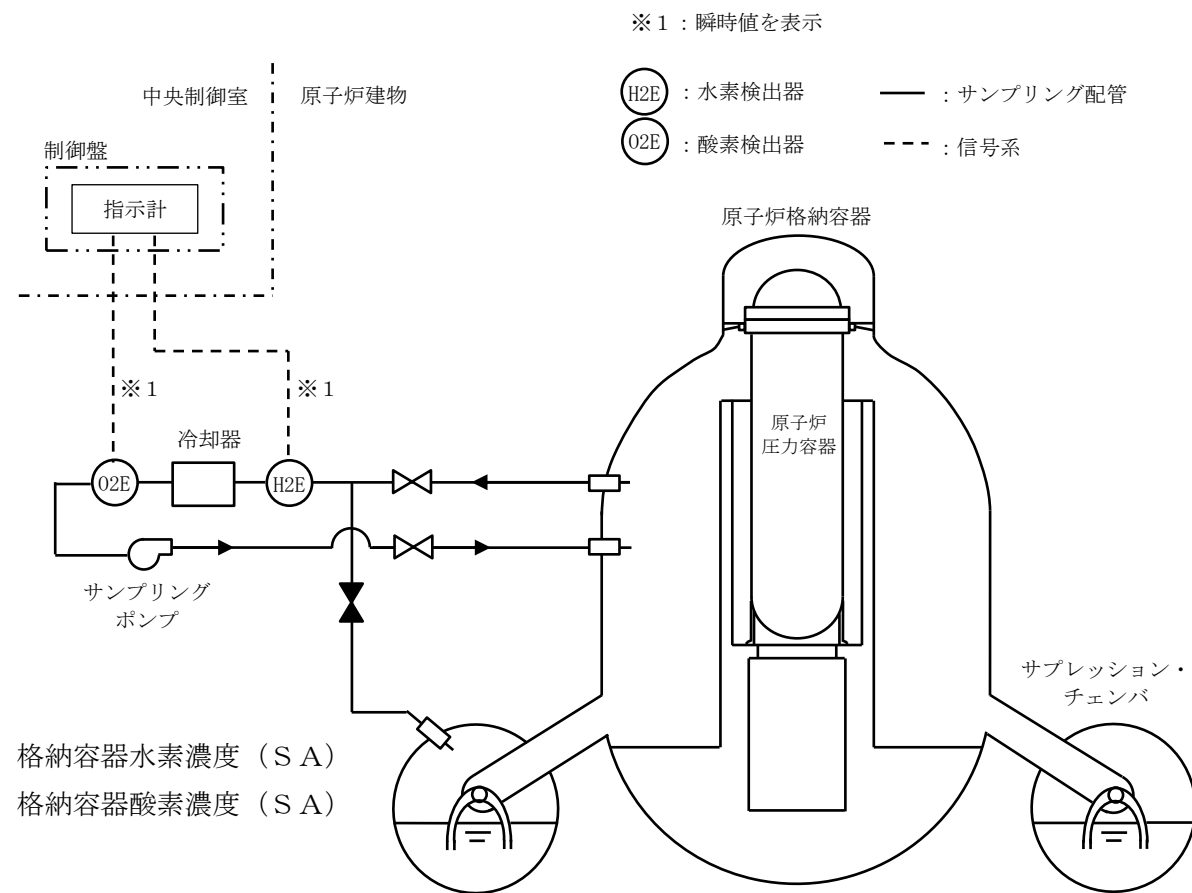
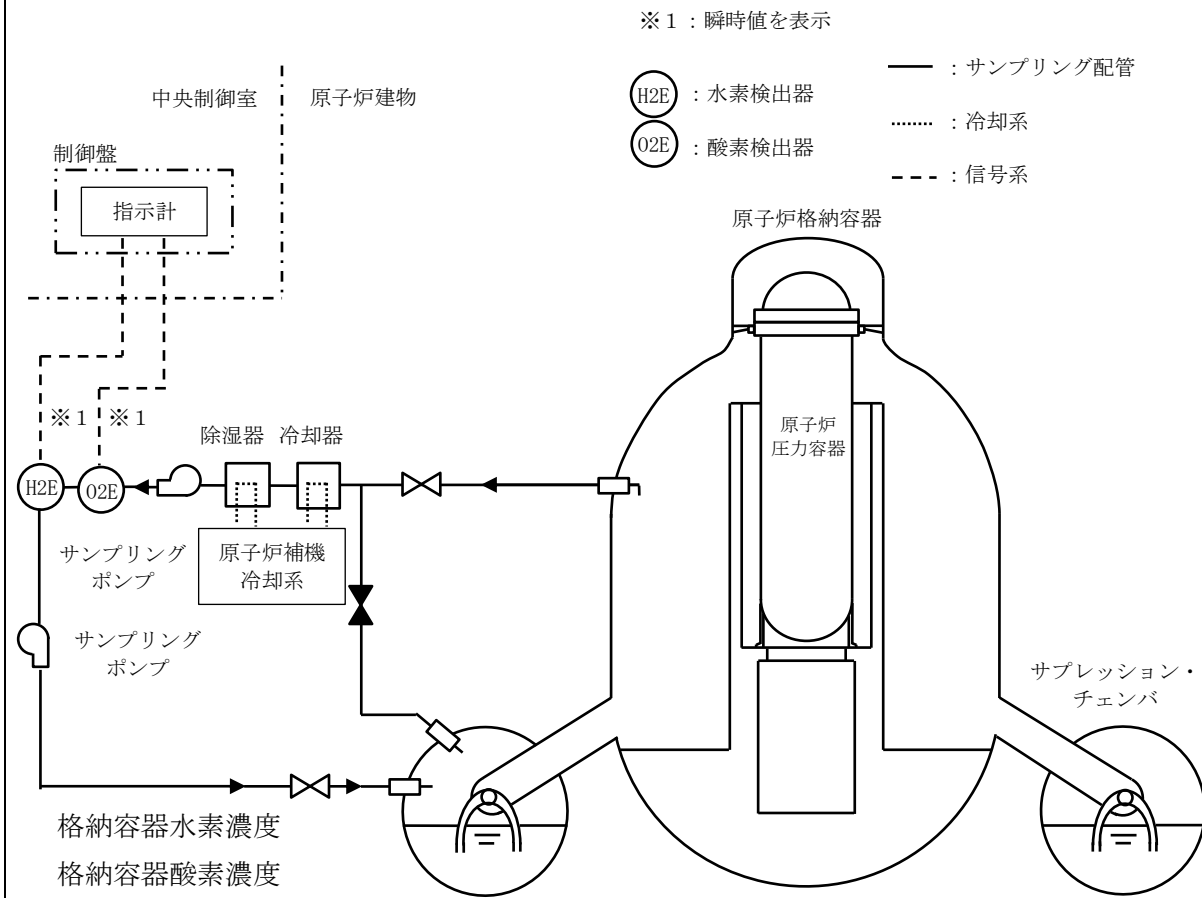


図 2 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) に関する系統概要図

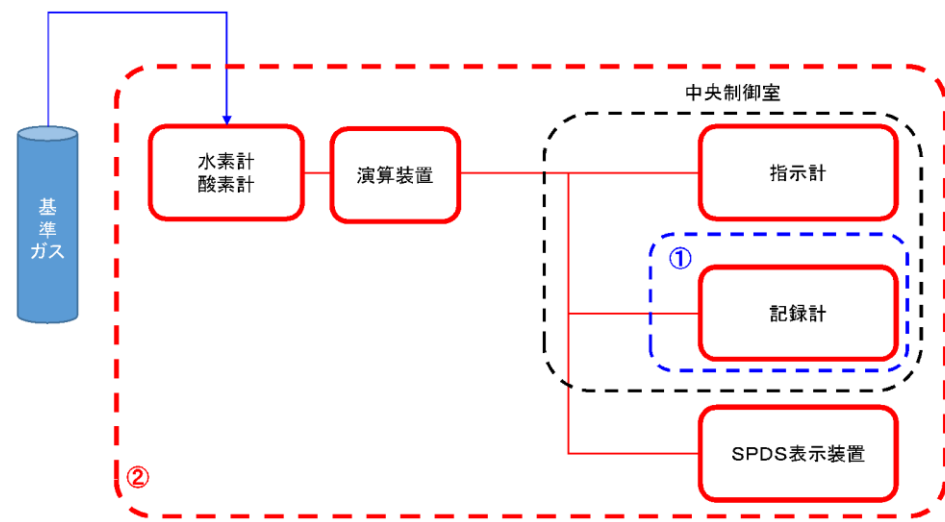
・設備の相違



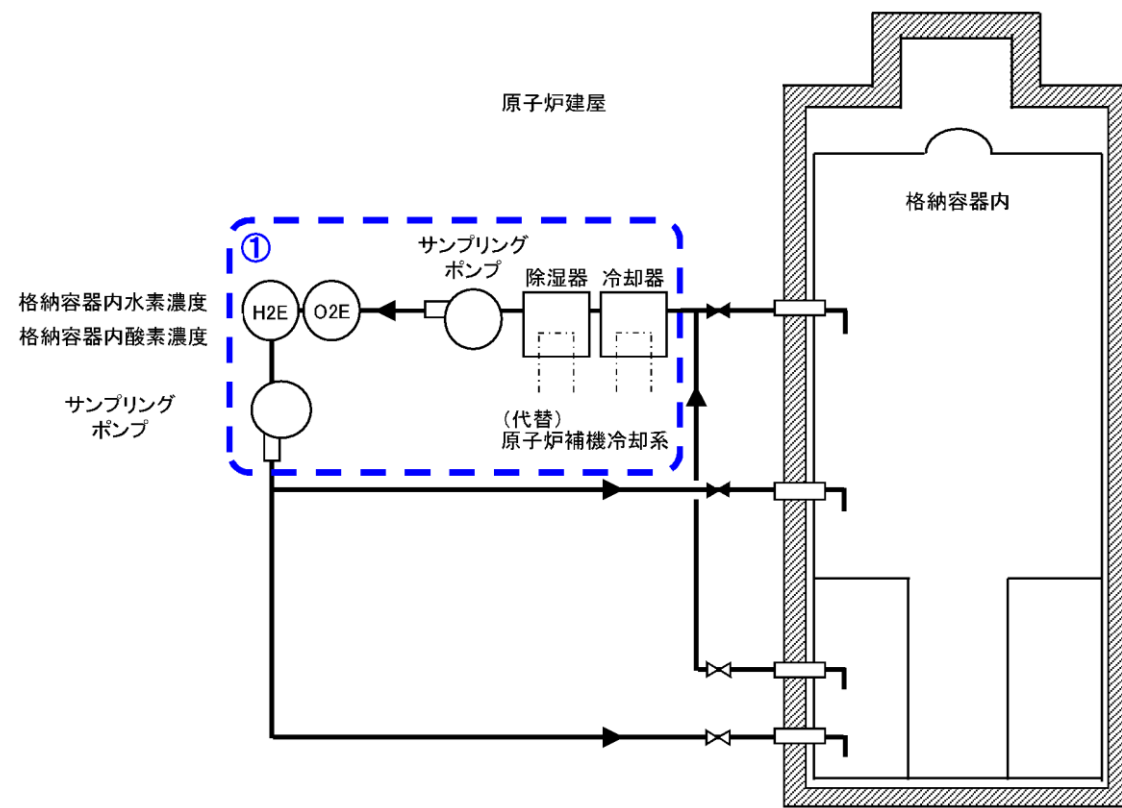
※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）に関する系統概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-5 試験及び検査	52-5 試験及び検査	



- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室(指示計・記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)



- ①サンプリング装置の運転性能, 漏えいの確認を実施(点検・検査)

図 52-5-1 計装設備の試験及び検査

・資料構成及び設備の相違  
島根2号炉は、図2に記載



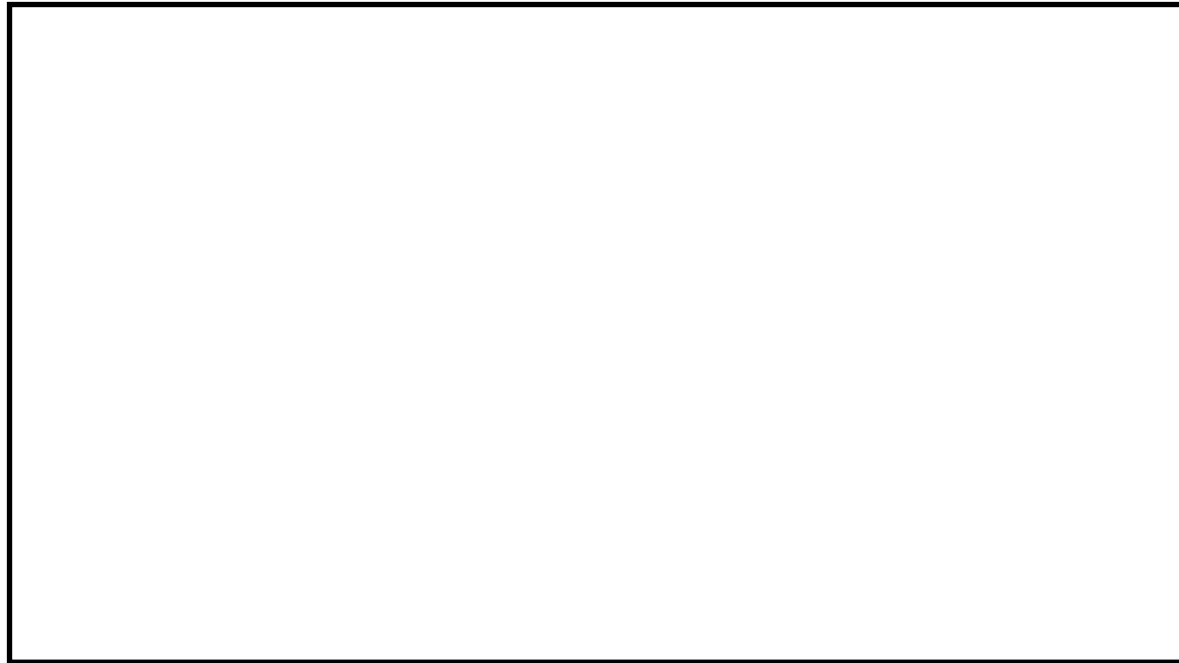


図 52-5-2 可搬型窒素供給装置構造図

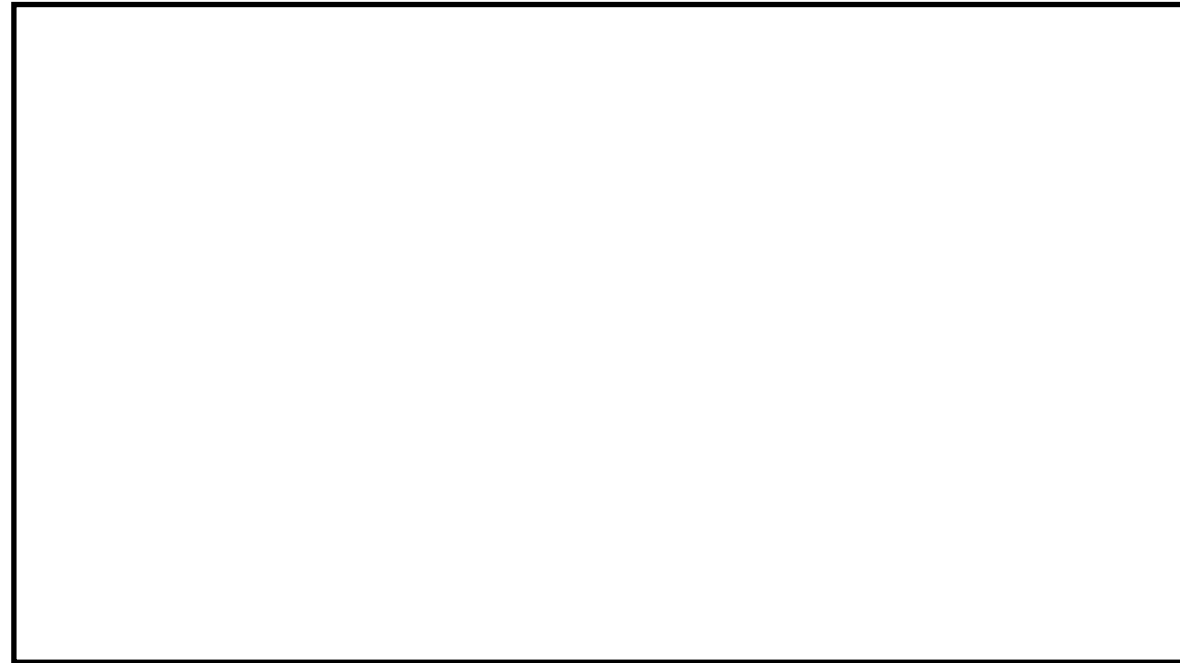


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

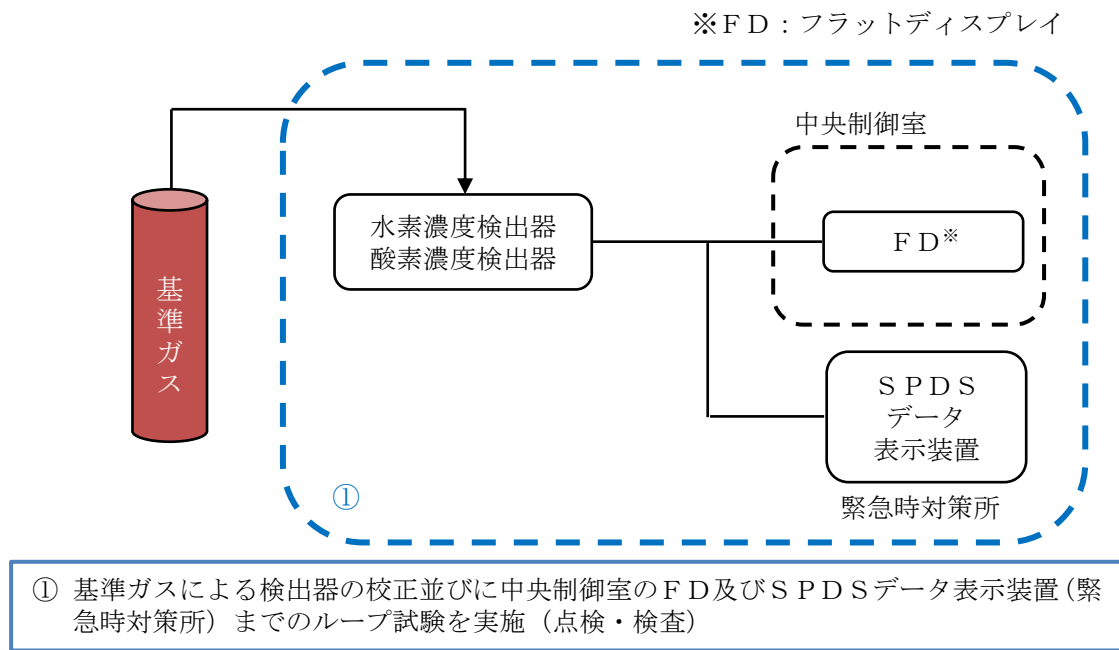
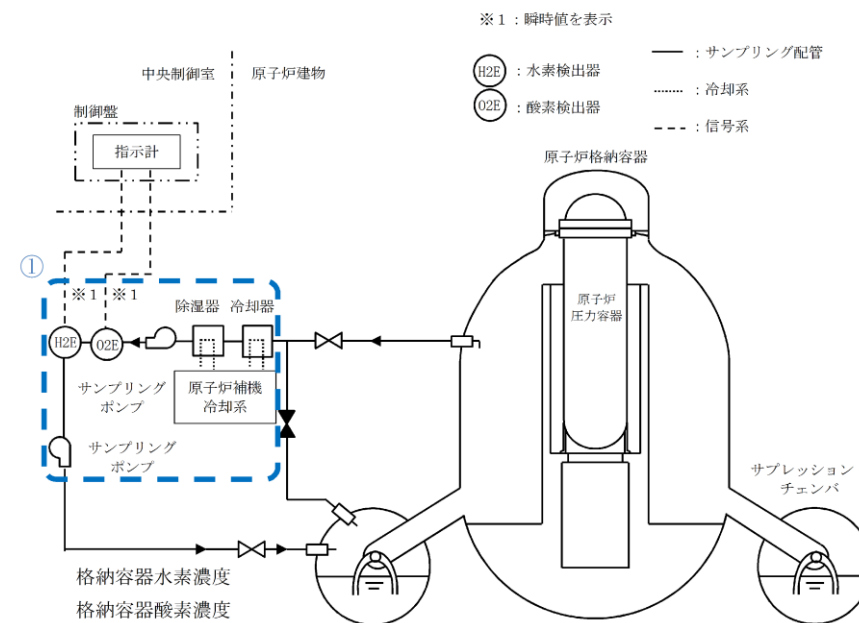
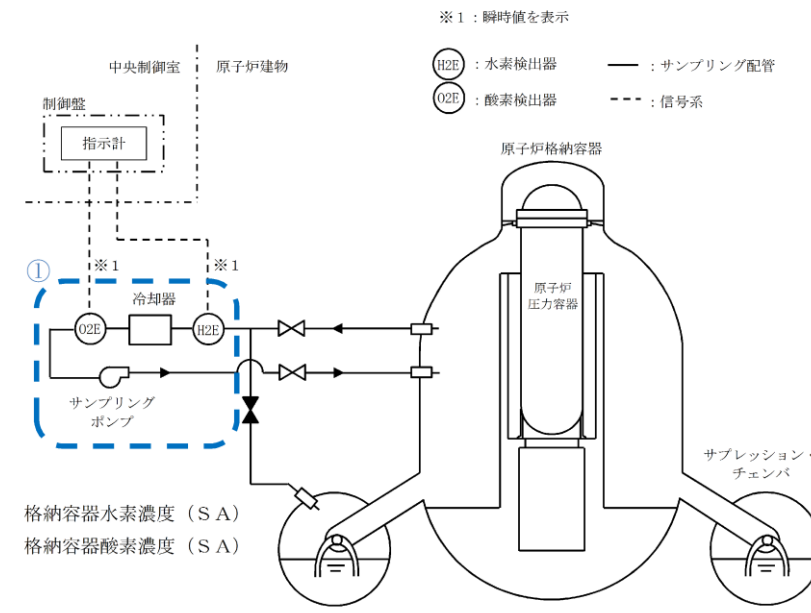


図2 計装設備の試験及び検査①

・資料構成及び設備の相違  
柏崎6/7は、図52-5-1に記載



※2系列のうちB系を示す。

①サンプリング装置の運転性能, 漏えいの確認を実施 (点検・検査)

図3 計装設備の試験及び検査②

・資料構成及び設備の相違  
 柏崎6/7は, 図52-5-1に記載

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	集合の重要度	点検及び試験・検査の項目	集合方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備点検技術
濃縮液ポンプ	濃縮液ポンプ(B)	3	分解点検	8.3M※	—	体止設備 ※毎月管理
			継目点検 (機器由交換) (センターリング)	4.7M※	—	※毎月管理
	濃縮液ポンプ電動機(A)	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
	濃縮液ポンプ電動機(B)	3	分解点検	8.3M※	—	体止設備 ※毎月管理
	濃縮液タンク(A)	3	開放点検	3.11M※	—	※液抜き取り後本終点検実施 ※毎月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
濃縮液タンク(B)		3	開放点検	3.11M※	—	体止設備 ※毎月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器(入機試験) 1式	1	船えい試験	1C	原子炉格納容器船えい試験	定検停止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	1.3M	—	定検停止中
原子炉格納容器附属装置	乾燥空気去水 2.9台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	不活性ガス系 2.4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系 8台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	試料採取系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	復水補給水系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	稼働式炉心内計装系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	セプレッションプール浄化系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	ボグランド部漏えい処理系 1台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	格納容器内空気モニタ系 4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系 6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	換気空調機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器附属装置機能検査	定検停止中
	主風気管ドレン系 2台	1	機能・性能試験	1C	主風気管附属装置機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系 2台	1	機能・性能試験	1C	主風気管附属装置機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F061	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F061	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 A	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	1	分解点検	1.30M	—	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F104	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F002	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁 T31-F003	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F010	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F011	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F012	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	

・資料構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機組数)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または優先	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
CF冷却水移送ポンプ(B)	CF冷却水移送ポンプ(B)	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
			軸基点検 [セクタリング] (標準点検)	4.7M	—	中継員管理
	CF冷却水移送ポンプ(A) 電動機	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
	CF冷却水移送ポンプ(B) 電動機	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
	CF冷却水交換タンク	3	開放点検 非破壊試験	1.0.1M B	—	中継員管理 同位体異物処理系点検
	CUW冷却水移送ポンプ(A)	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
			軸基点検 [セクタリング] (標準点検)	4.7M	—	中継員管理
	CUW冷却水移送ポンプ(B)	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
			軸基点検 [セクタリング] (標準点検)	4.7M	—	中継員管理
	CUW冷却水移送ポンプ(A) 電動機	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
	CUW冷却水移送ポンプ(B) 電動機	3	分解点検	8.0M	—	中継員管理
	CUW冷却水交換タンク	3	開放点検 非破壊試験	1.0.1M B	—	中継員管理 同位体異物処理系点検
原子炉格納容器 (A種試験) 1式	1	漏えい試験	1C	—	原子炉格納容器漏えい点検	定期停止中
原子炉格納容器	1	点検	1.3M	—	—	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
不凝気ガス系 1.6台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
原子炉冷却材浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
可溶性ガス濃度調整系 8台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
同位体異物処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
試料採取系 8台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
海水冷却系 2台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
移動式炉心冷却系 4台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
漏えい検出系 4台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
サブレーションポンプ浄化系 3台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
ボアダウン装置漏えい処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
格納容器内空気キープ系 4台	2	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
原子炉格納容器系 6台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
臭気空調機用冷却水 3台	1	機能・性能試験	1C	—	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定期停止中
工場風量ドレン系 2台	1	機能・性能試験	1C	—	工場風量系機能検査	定期停止中
炉水サンプル系 2台	1	機能・性能試験	1C	—	工場風量系機能検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 B2.1-F05.1A	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 B2.1-F05.1B	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 B2.1-F05.2A	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 B2.1-F05.2B	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 C4.1-F00.7	1	分解点検	1.0.0M	—	—	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 C4.1-F00.8	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 G3.1-F00.2	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 G3.1-F00.3	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 G3.1-F00.7	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 G3.1-F00.8	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 K1.1-F00.3	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 K1.1-F00.4	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離弁 K1.1-F10.3	1	分解点検	1.0.0M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定期停止中

・資料構成の相違



図 52-5-3 電動駆動弁構造図

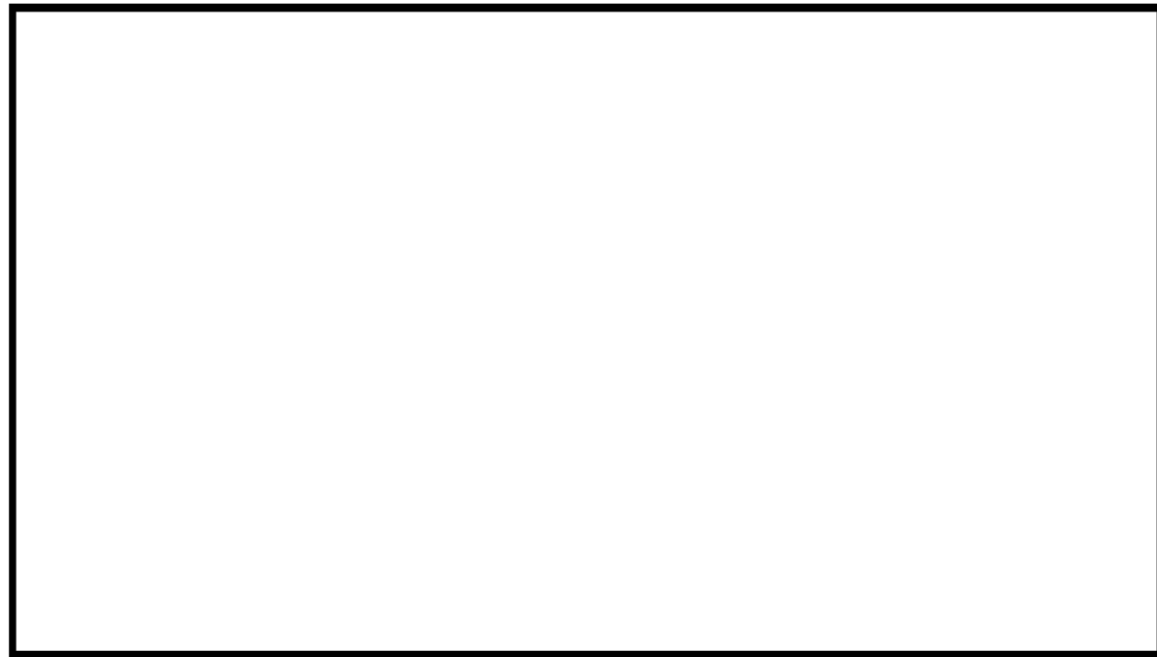


図 52-5-4 空気駆動弁構造図

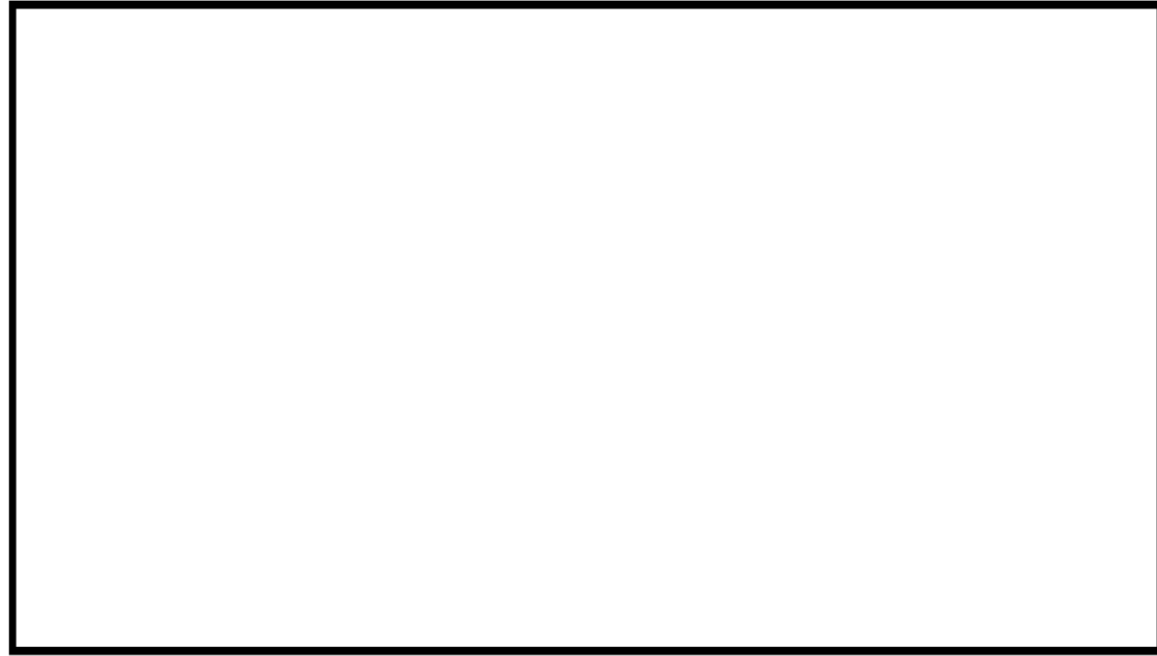


図 52-5-5 遠隔手動弁操作設備構造図 (例 : 7 号炉 二次隔離弁)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-6 容量設定根拠	52-6 容量設定根拠	



名称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	15.8

【設定根拠】

炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することにより、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として使用する。

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は、代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり、耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力は620kPa[gage]以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の圧力も620kPa[gage]以下となる。

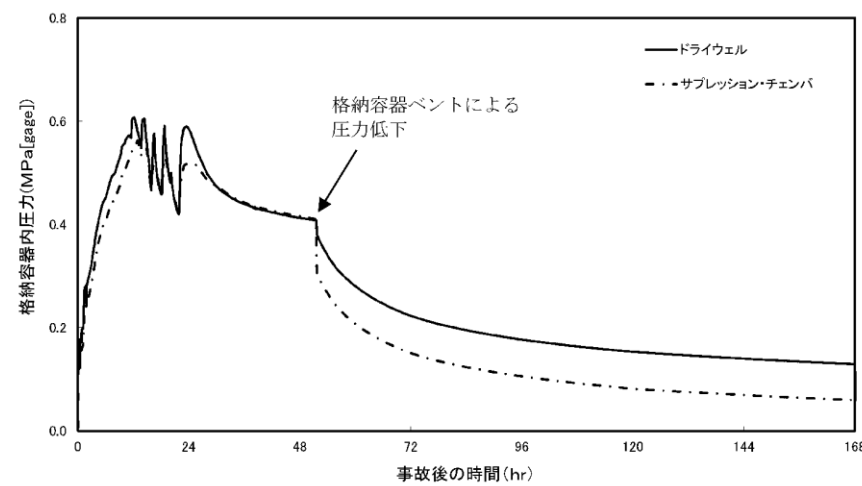


図 52-6-1 原子炉格納容器圧力推移  
(大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

・設備の相違

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 171℃とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は、代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり、耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の温度は 171℃以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も 171℃以下となる。

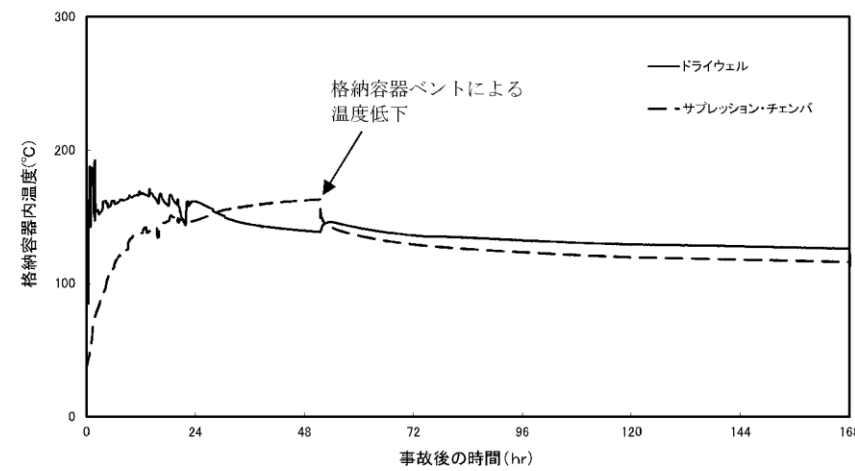


図 52-6-2 原子炉格納容器温度推移  
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の状態で耐圧強化ベント系を使用した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に、耐圧強化ベント系を使用することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であることを確認している。そのため、原子炉格納容器の水素爆発を防止するために十分な容量である。

なお、以下の図 52-6-3 及び図 52-6-4 は、放射線分解に伴う水素及び酸素の発生量を保守的に大きく想定した場合の原子炉格納容器内の濃度変化を示している。

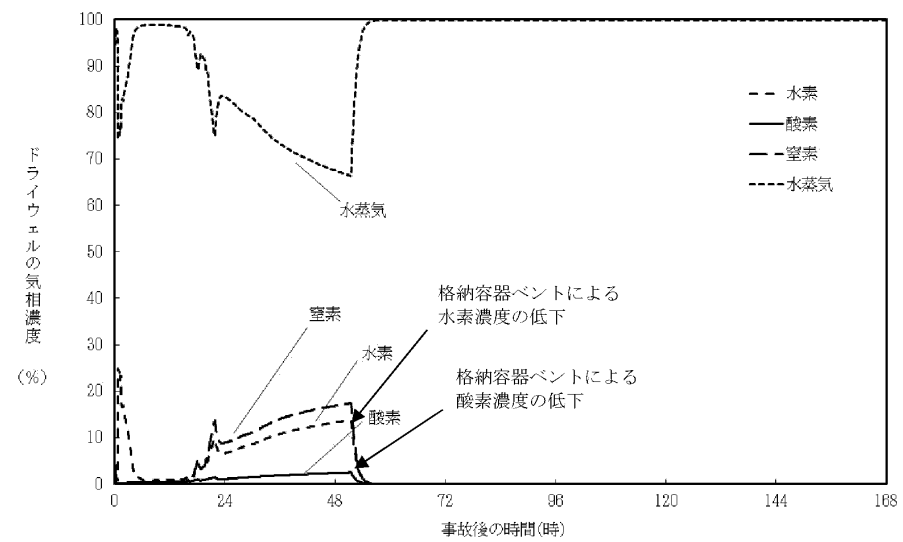


図 52-6-3 原子炉格納容器（ドライウエル）気相濃度  
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

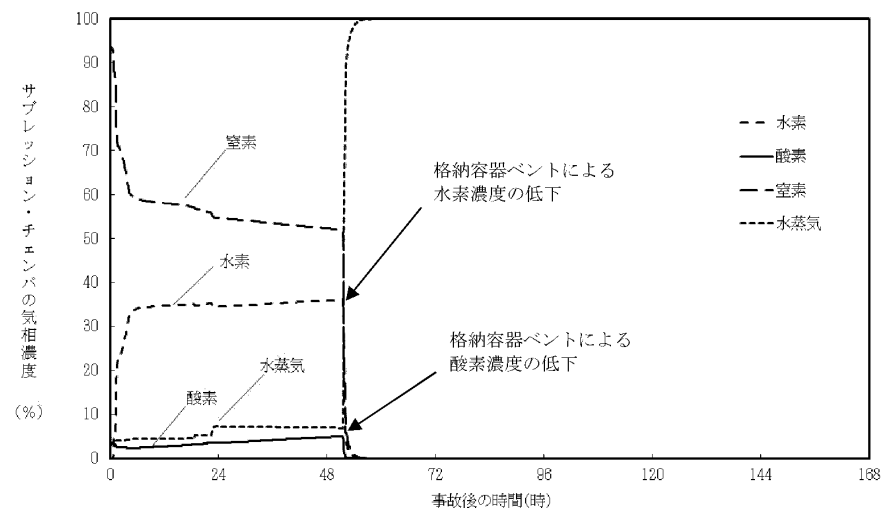


図 52-6-4 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）気相濃度  
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

名 称		サプレッション・チェンバ
容量	m <sup>3</sup>	約 3600
限界圧力	kPa[gage]	620
限界温度	℃	200

【設定根拠】

サプレッション・チェンバのプール水は、炉心の著しい損傷が発生後の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを、サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系により排出する際において、排出ガス中の放射性物質をスクラビング効果により低減するために使用する。

(1) 容量

サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系でベント操作をする際にスクラビング効果による放射性物質の低減を行うためには、ドライウエルからサプレッション・チェンバに繋がる原子炉格納容器内のベント管の水平吐出管が、上段、中段、下段ともにサプレッション・チェンバのプール水に水没していることが必要になる。

サプレッション・チェンバのプール水量については、ベント管の幾何学的条件を満足するために、プール水深は  $\square$  m 以上（水量で言うと  $\square$  m<sup>3</sup> 以上）必要となる。このベント管水深を、事故時のドロウダウン水量（ $\square$  m<sup>3</sup>）を考慮しても確保するために、サプレッション・チェンバのプール水量は約 3600m<sup>3</sup>（最小水量  $\square$  m<sup>3</sup>+ドロウダウン水量  $\square$  m<sup>3</sup>=3580m<sup>3</sup>）で設計している。

よって、サプレッション・チェンバのプール水量（約 3600m<sup>3</sup>）は、事故時のドロウダウン水量を考慮しても、ベント管水深  $\square$  m 以上が確保される設計であることから、想定される重大事故等時において、ベント管の水平吐出管は下図のとおりサプレッション・チェンバのプール水に水没した状態になることから、耐圧強化ベント系でベント操作する際に、スクラビング効果による放射性物質の低減を行うために十分な容量を有している。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 3600m<sup>3</sup>とする。

※ドロウダウン水量

LOCA 時には非常用炉心冷却（ECCS）などによってプール水が圧力容器内に注入されるが、破断口から溢れた ECCS 水は下部ドライウエルなどに溜まってしまい、その分プール水が減少する水量

・設備の相違  
島根 2 号炉は耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けるため、サプレッション・チェンバを記載しない

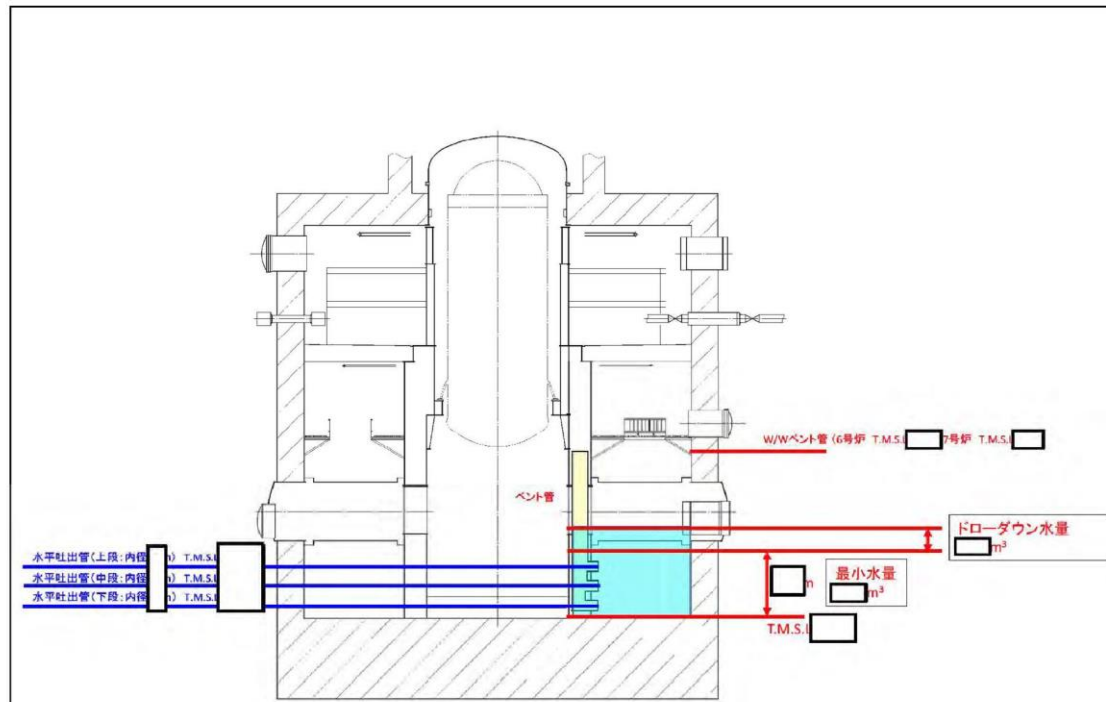


図 52-6-5 サプレッション・チェンバ・プール水量について

(2) 限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]とする。

(3) 限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。

名 称		可搬型窒素供給装置
容量	Nm <sup>3</sup> /h/台	約 70
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                  可搬型窒素供給装置は重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>耐圧強化ベント系として使用する可搬型窒素供給装置は、耐圧強化ベント系の排出ラインにおいて、排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するため、排出ラインを不活性ガスである窒素ガスでパージするために使用する。</p> <p>可搬型窒素供給装置を用いた、耐圧強化ベント系排出ラインの窒素ガスパージは、耐圧強化ベント系を使用する前に完了する必要がある。窒素ガスパージに長時間を要してしまうと、適切なタイミングで耐圧強化ベント系を使用することができず、操作の成立性が確保できなくなるおそれがある。そのため、可搬型窒素供給装置は、窒素ガスパージを短時間で完了させるため、窒素ガスパージを実施する排出ラインの容積に対して、十分な容量（流量）を有する設計とする。</p> <p>ここで、窒素ガスパージを実施する耐圧強化ベント系の排出ラインの容積は以下のとおりとなる。（可搬型窒素供給装置から、接続先である非常用ガス処理系の接続部までの容積を含む）</p> <p><b>【6号炉】</b>                  耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m<sup>3</sup></p> <p><b>【7号炉】</b>                  耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m<sup>3</sup></p> <p>そのため、これらの排出ラインの窒素ガスパージを短時間で完了させるため、可搬型窒素供給装置の容量を1台あたり約 70Nm<sup>3</sup>/h とする。</p>		

・設備の相違  
 島根2号炉は耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けるため、可搬式窒素供給装置を記載しない

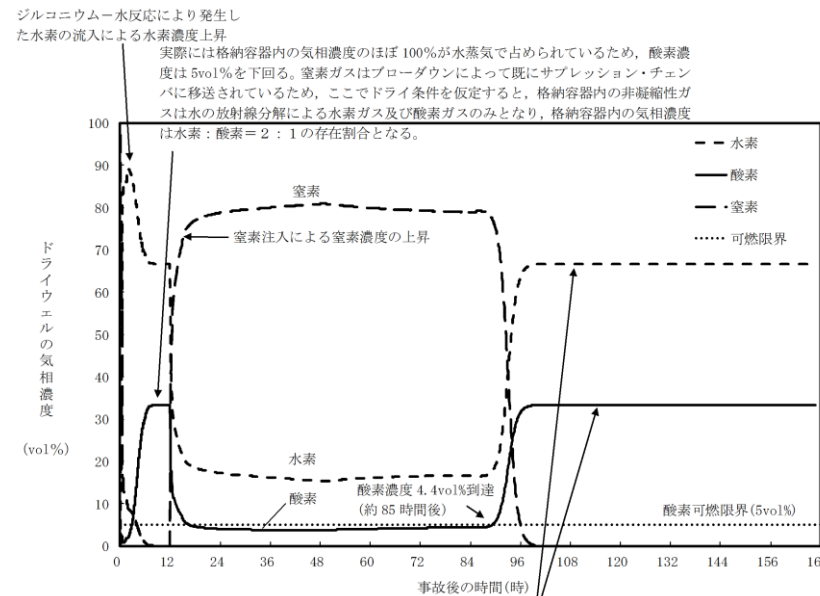
名 称		可搬式窒素供給装置
容 量	m <sup>3</sup> /h[normal]	約 100
窒 素 純 度	Vol%	約 99.9
供 給 圧 力	MPa	0.6 以上

【設 定 根 拠】

(1) 容量及び窒素純度

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図1及び図2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素供給を開始し、100m<sup>3</sup>/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%にと達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約85時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウエルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

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

・設備の相違  
島根2号炉は、原子炉格納容器への窒素供給のため、可搬式窒素供給装置をSA設備とする

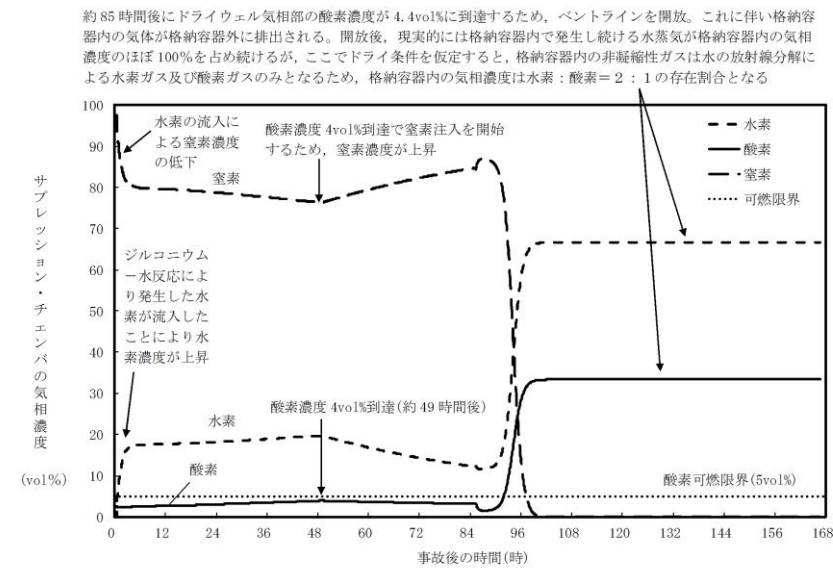


図2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

可搬式窒素供給装置は、0.6MPa 以上の供給圧力を有しており、重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素供給が可能な設計としている。

原子炉格納容器への窒素供給は格納容器圧力が 427kPa [gage] 到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。



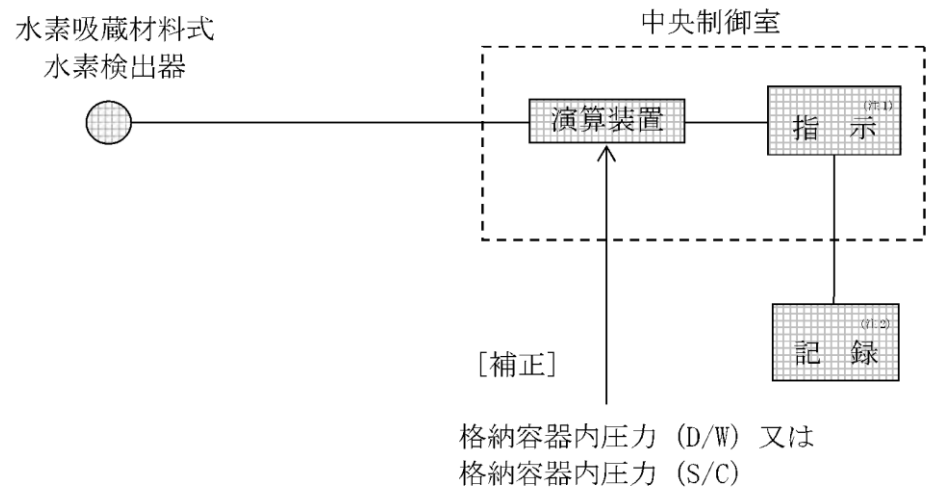
1. 格納容器内水素濃度 (SA)

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-6「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計  
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

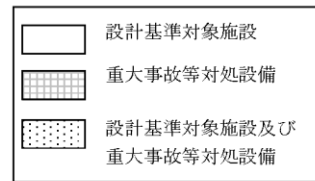


図 52-6-6 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

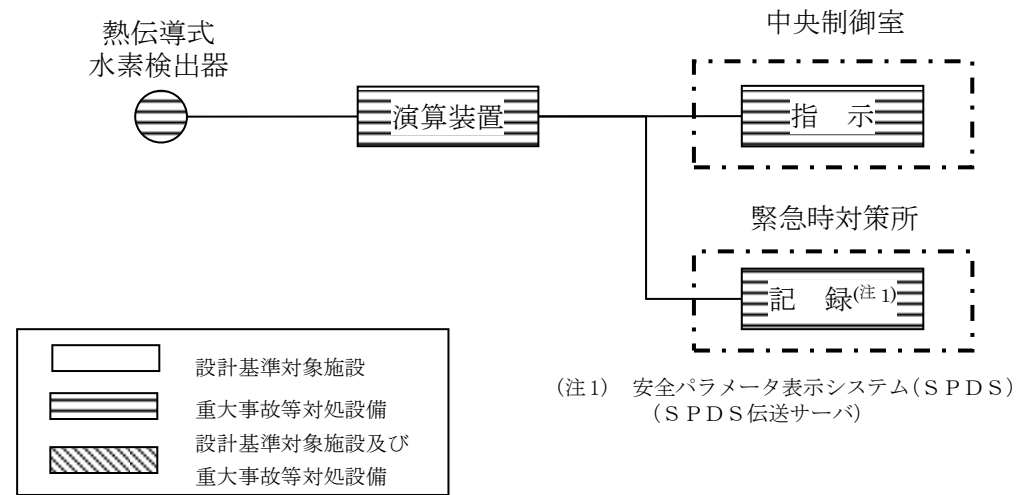
1. 格納容器水素濃度 (SA)

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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



(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図 1 格納容器水素濃度 (SA) の概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度 (SA) の仕様を表 52-6-1 に、計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1 格納容器内水素濃度 (SA) の仕様

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

表 52-6-2 格納容器内水素濃度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vol%) を監視可能である。

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度 (SA) の仕様を表 1 に、計測範囲を表 2 に示す。

表 1 格納容器水素濃度 (SA) の仕様

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

表 2 格納容器水素濃度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素濃度 (SA)	0~100%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~16.4vol%) を監視可能である。

・設備の相違

・設備の相違

\*1: プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

\*1: プラント状態の定義は以下のとおり。

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

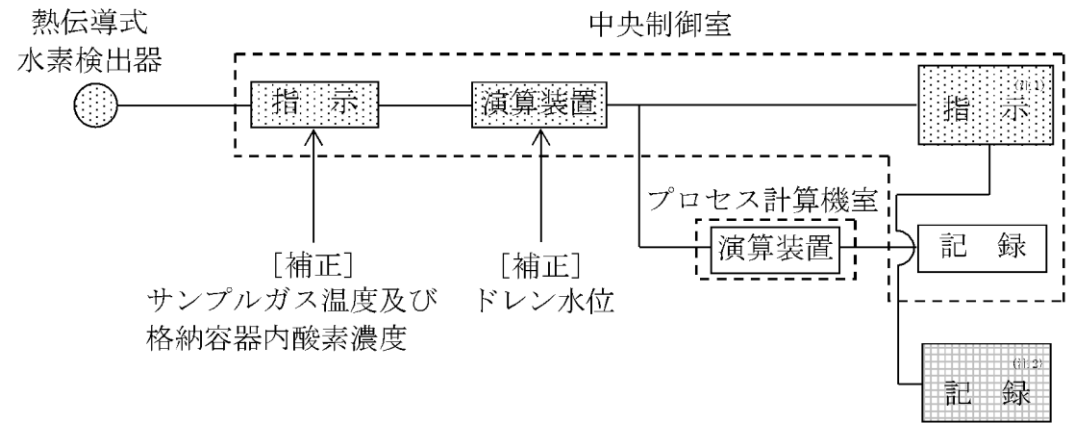
2. 格納容器内水素濃度

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

6号炉格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-7「6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計  
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

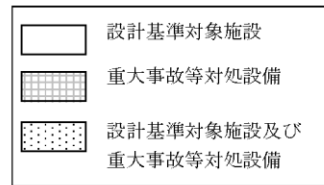


図 52-6-7 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

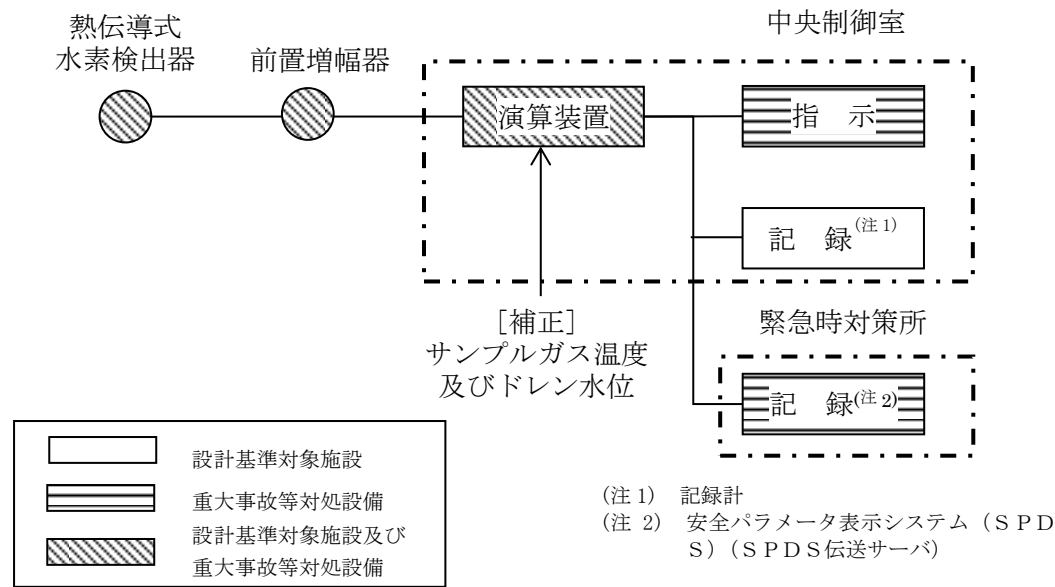
2. 格納容器水素濃度 (B系)

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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

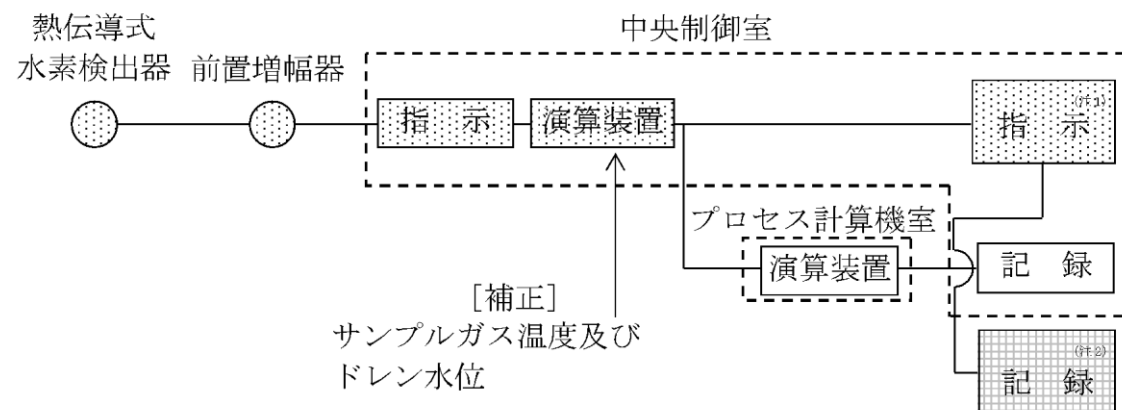


(注1) 記録計  
(注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図 2 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図

・設備の相違

7号炉格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-8「7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計  
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

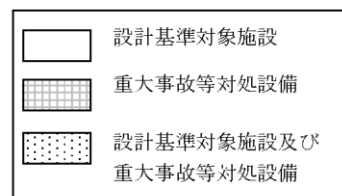


図 52-6-8 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

・設備の相違

(3) 計測範囲

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

表 52-6-3 格納容器内水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

表 52-6-4 格納容器内水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vol%) を監視可能である。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が 30vol% を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。

\*1: プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度 (B系) の仕様を表 3 に、計測範囲を表 4 に示す。

表 3 格納容器水素濃度 (B系) の仕様

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

表 4 格納容器水素濃度 (B系) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器水素濃度 (B系)	0~5%/ 0~100%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~16.4vol%) を監視可能である。

\*1: プラント状態の定義は以下のとおり。

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

• 設備の相違

• 設備の相違

3. 格納容器酸素濃度 (SA)

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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

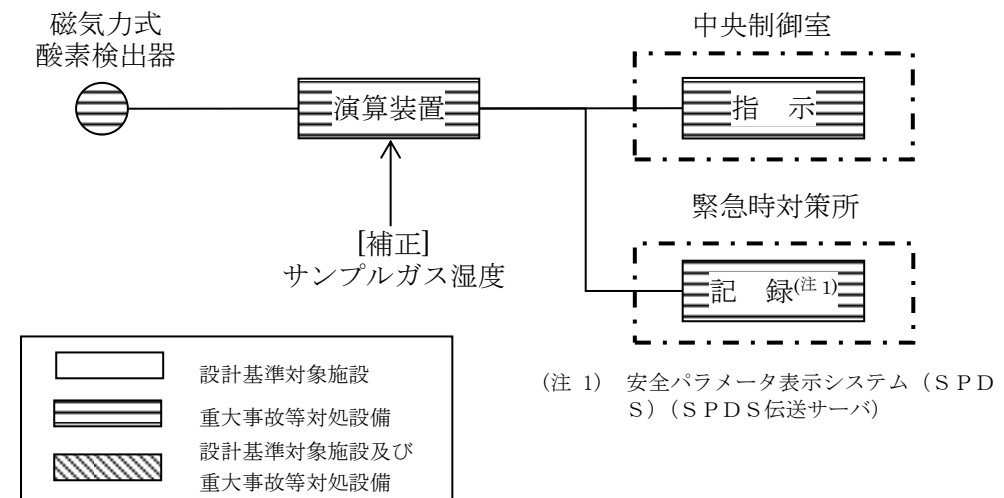


図3 格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図

・設備の相違

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度 (SA) の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度 (SA) の仕様

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

表6 格納容器酸素濃度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素濃度 (SA)	0~25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	3.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~3.0vol%) を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

・設備の相違

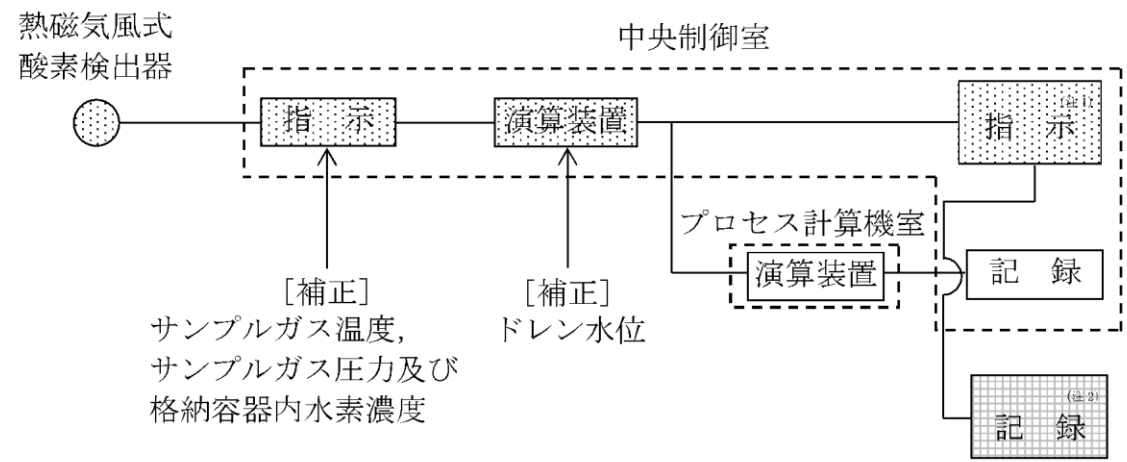
3. 格納容器内酸素濃度

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

6号炉格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-9「6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計  
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

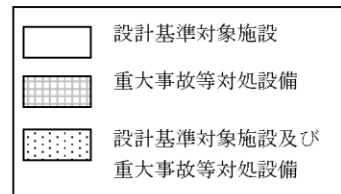


図52-6-9 6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

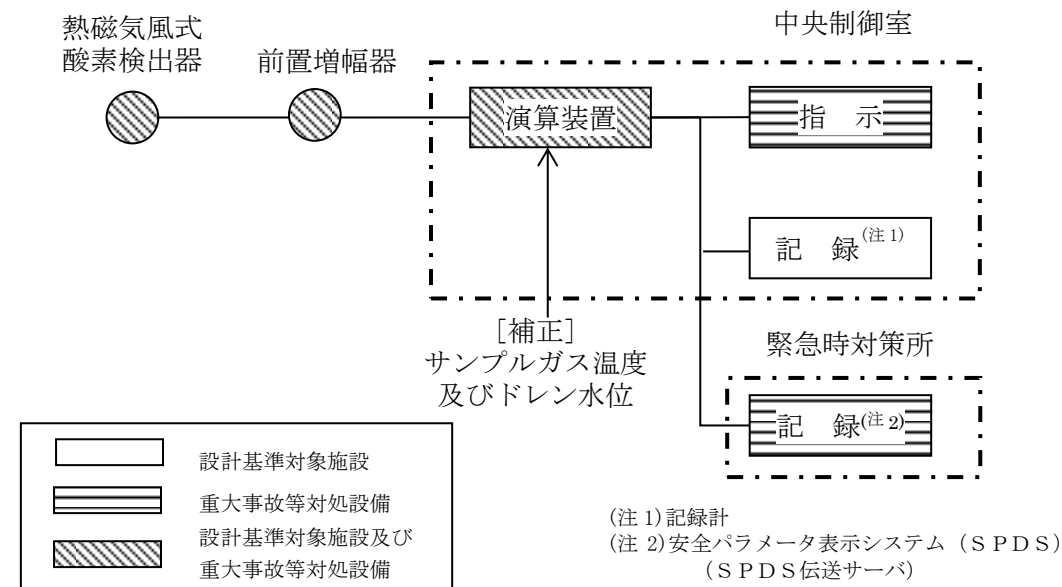
4. 格納容器酸素濃度 (B系)

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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



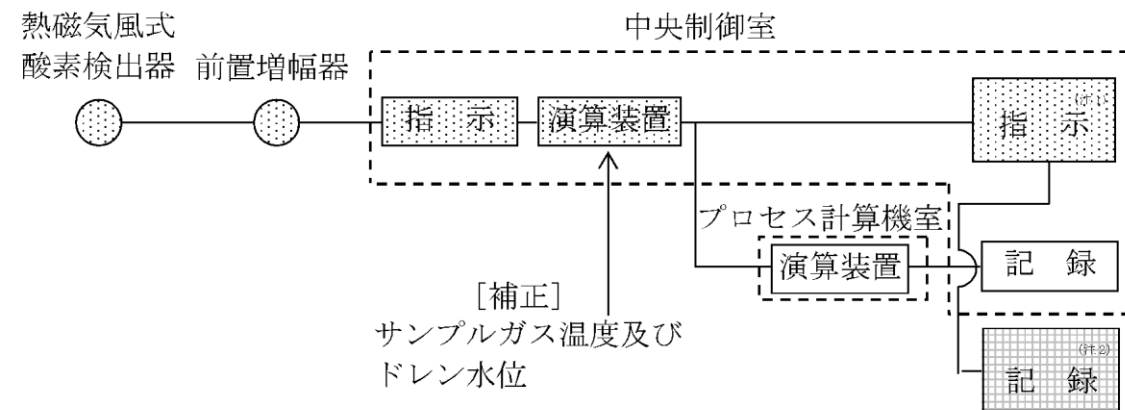
(注1) 記録計  
(注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)

図4 格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図

・設備の相違



7号炉格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-10「7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計  
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

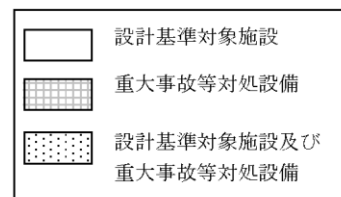


図52-6-10 7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

・設備の相違

(3) 計測範囲

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

表52-6-5 格納容器内酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol% (6号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉)
		0～10vol%/0～30vol% (7号炉)		原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

表52-6-6 格納容器内酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する 考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時*2		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内酸素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～10vol% /0～30vol% (7号炉)	3.5vol% 以下	4.9vol%以下	3.5vol% 以下	3.9vol% 以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0～4.9vol%)を監視可能である。

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度 (B系) の仕様を表7に、計測範囲を表8に示す。

表7 格納容器酸素濃度 (B系) の仕様

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

表8 格納容器酸素濃度 (B系) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度 (B系)	0～5%/ 0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol %以下	3.0vol %以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0～3.0vol%)を監視可能である。

・設備の相違

・設備の相違

\*1: プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

\*2: 「3.4 水素燃焼 及び3.4 水素燃焼 添付資料3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照。

\*1: プラント状態の定義は以下のとおり。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-7 計装設備の測定原理	52-7 計装設備の測定原理	

1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (SA)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

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

水素吸蔵材料式の測定原理は、図52-7-1 のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

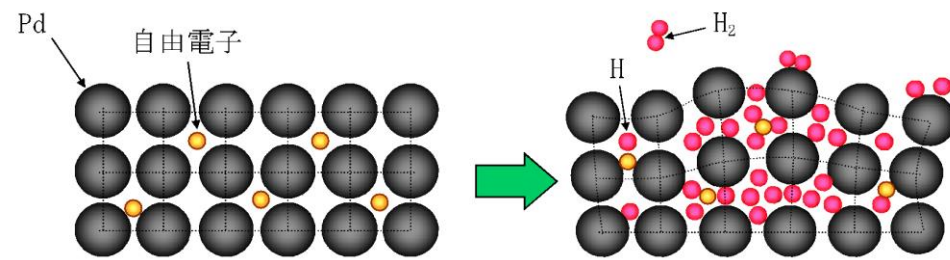


図52-7-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

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

なお、格納容器内水素濃度 (SA) の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±2.1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

1. 計装設備の計測原理

(1) 格納容器水素濃度 (SA)

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

水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図1のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

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

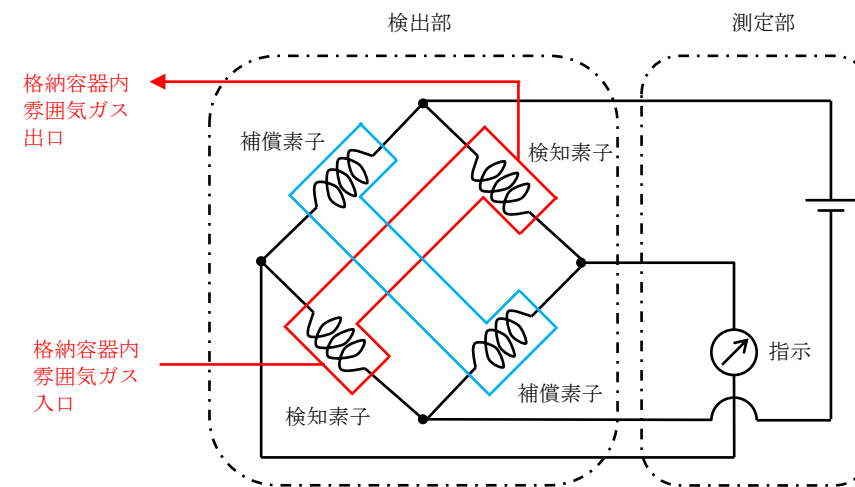


図1 格納容器水素濃度 (SA) 検出回路の概要図

・設備の相違  
島根2号炉は熱伝導式  
柏崎6 / 7号炉は水素吸蔵材料式

(2) 格納容器内水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図52-7-2に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図52-7-2のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲0～30vol% (6号炉)、0～20vol%/0～100vol% (7号炉)において、計器仕様は最大±0.6vol% (6号炉)、±0.4vol%/±2.0vol% (7号炉)の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

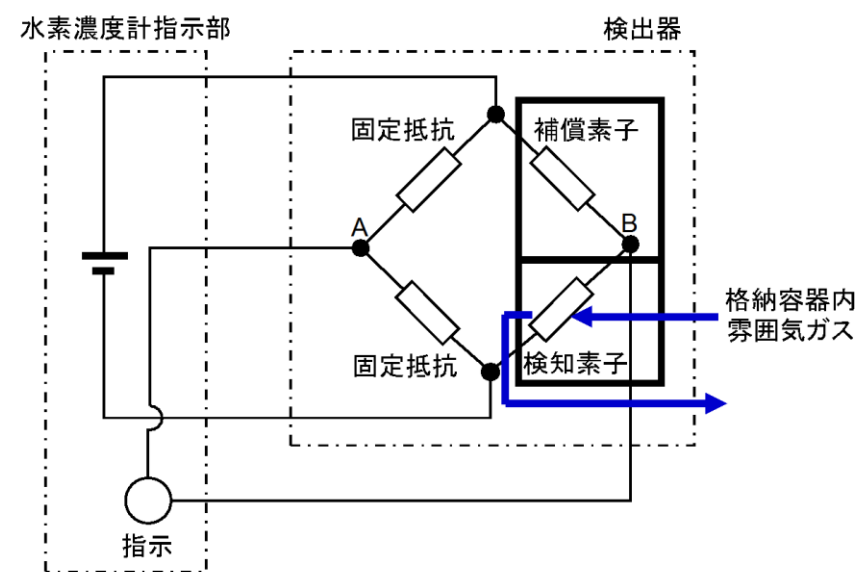


図52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

(2) 格納容器水素濃度

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

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

なお、格納容器水素濃度の計測範囲 0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol% (ウェット)、±0.13vol%/±2.5vol% (ドライ)の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

・設備の相違  
・設備の相違

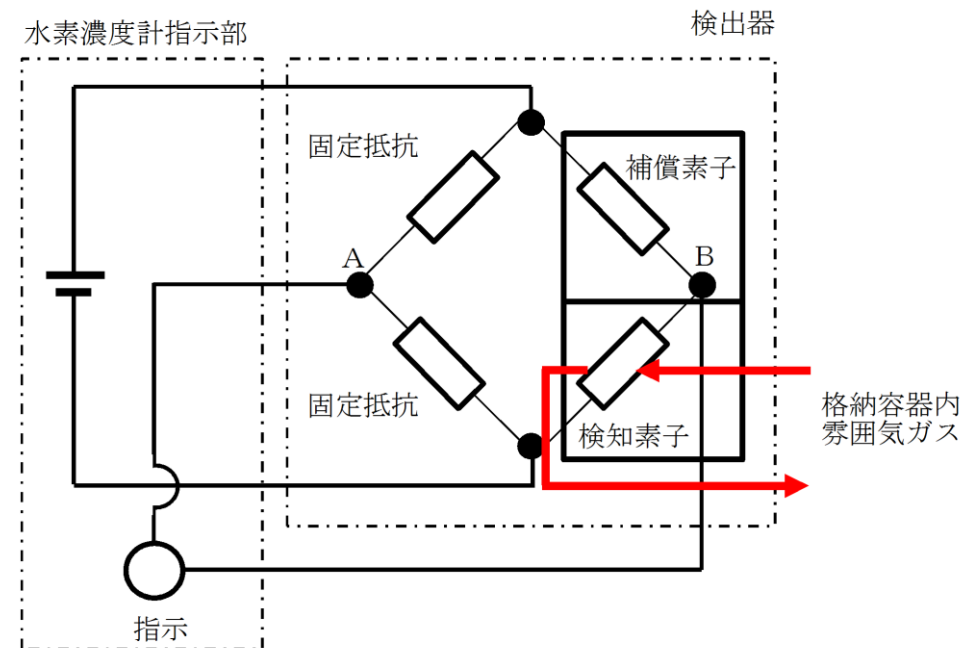


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 格納容器酸素濃度 (SA)

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

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

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図5「格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ」参照)。

なお、格納容器酸素濃度 (SA) の計測範囲 0~25vol%において、計器仕様は最大±0.75vol% (ウェット)、±0.50vol% (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

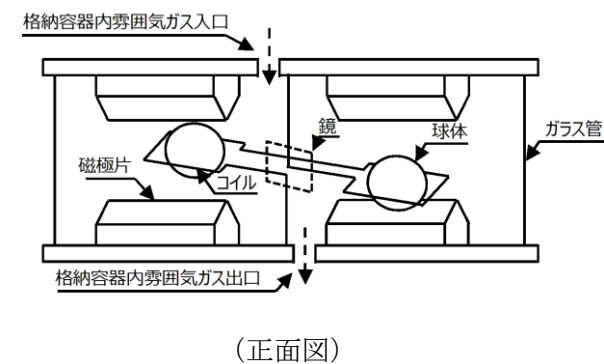
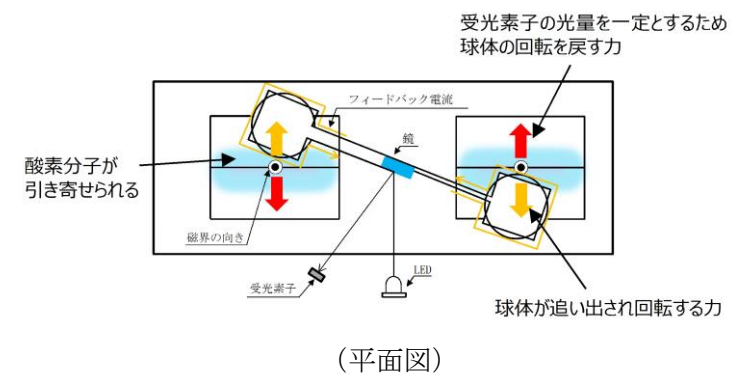


図3 格納容器酸素濃度 (SA) の原理図

・設備の相違  
島根2号炉は磁気力式  
柏崎6 / 7号炉は該当なし

・設備の相違

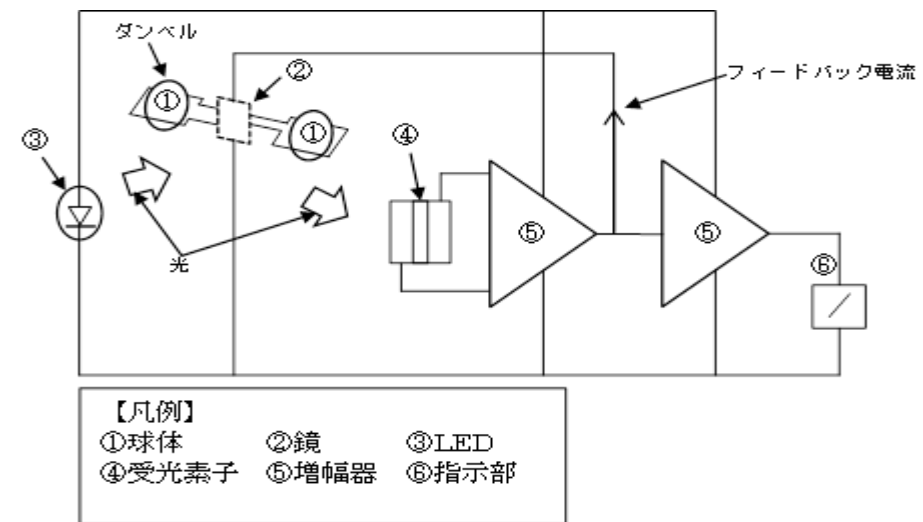


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

・設備の相違

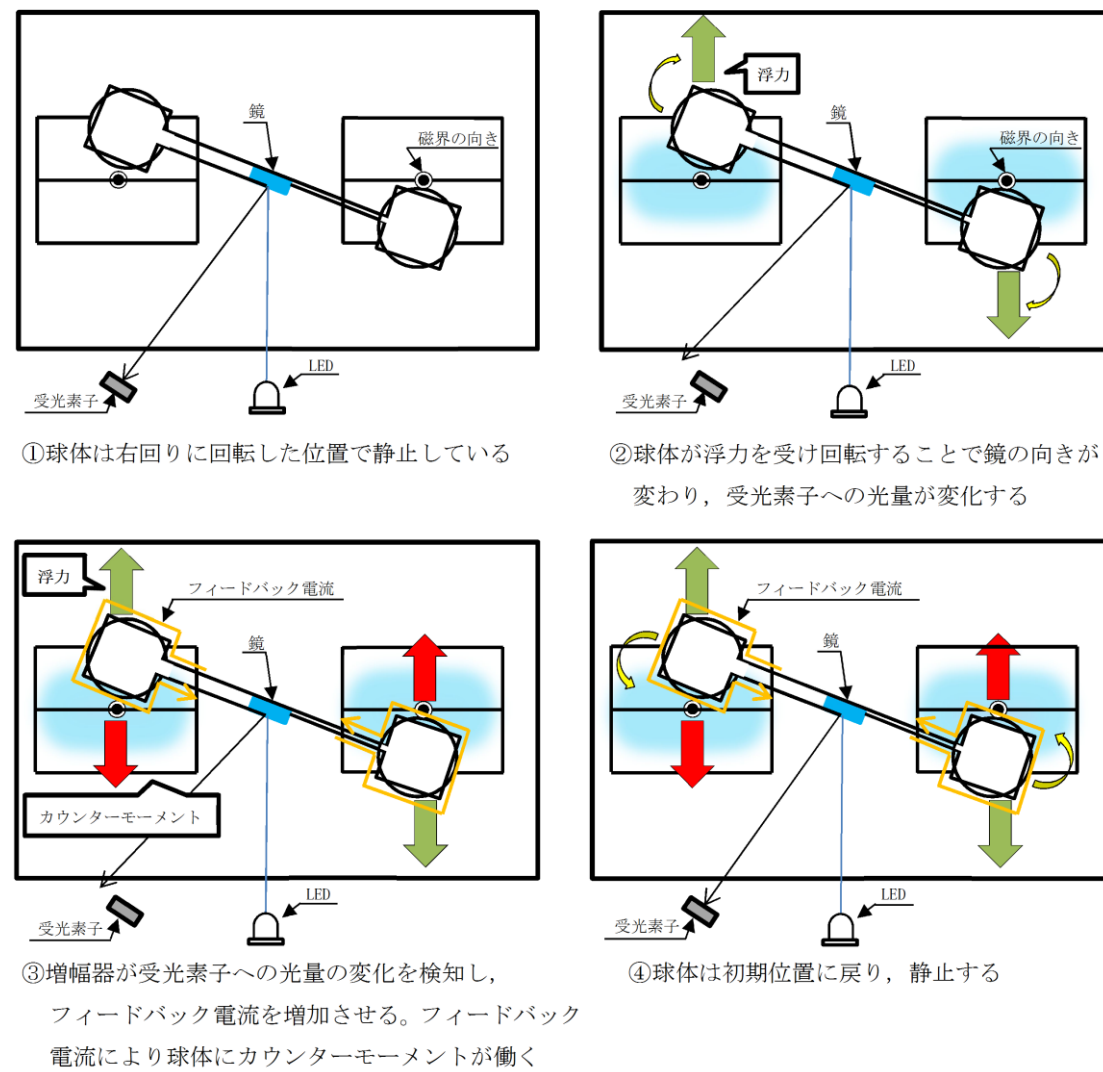


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

・設備の相違



(3) 格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図52-7-3に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

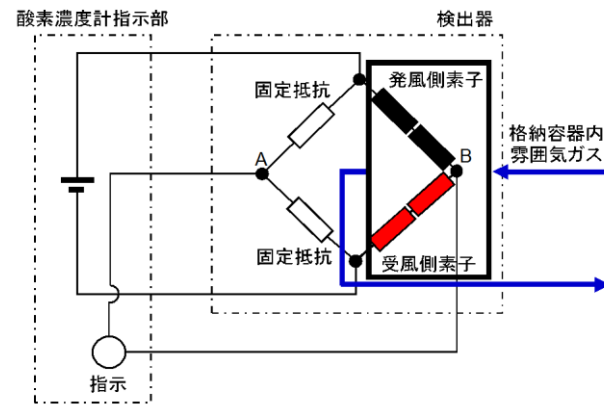


図52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図52-7-4に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

(4) 格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図6「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

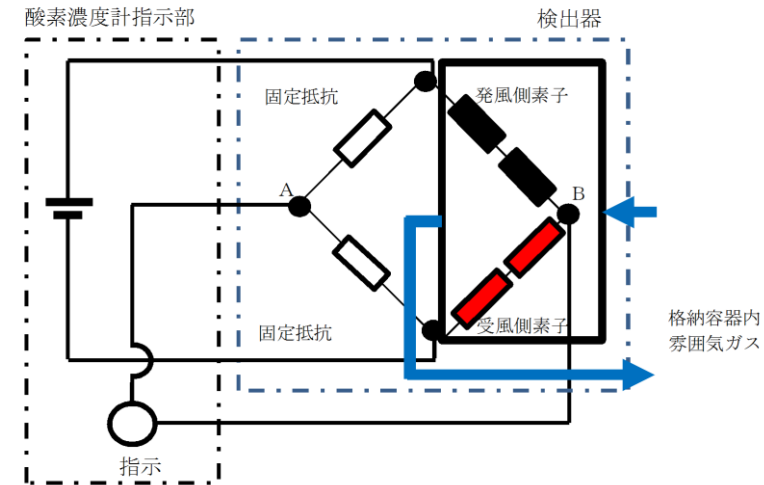


図6 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度の原理を図7に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。



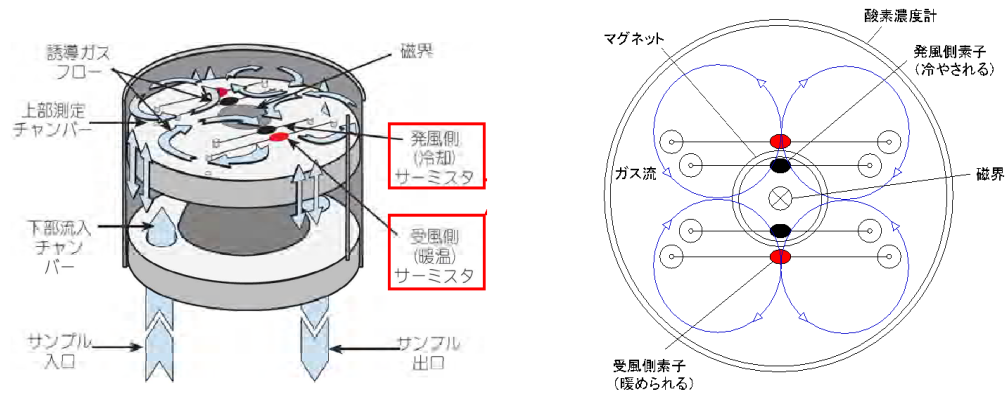


図52-7-4 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図52-7-3のAB間に電位差(電流)が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~30vol% (6号炉)、0~10vol%/0~30vol% (7号炉) において、計器仕様は最大 ±0.6vol% (6号炉)、±0.2vol%/±0.6vol% (7号炉) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

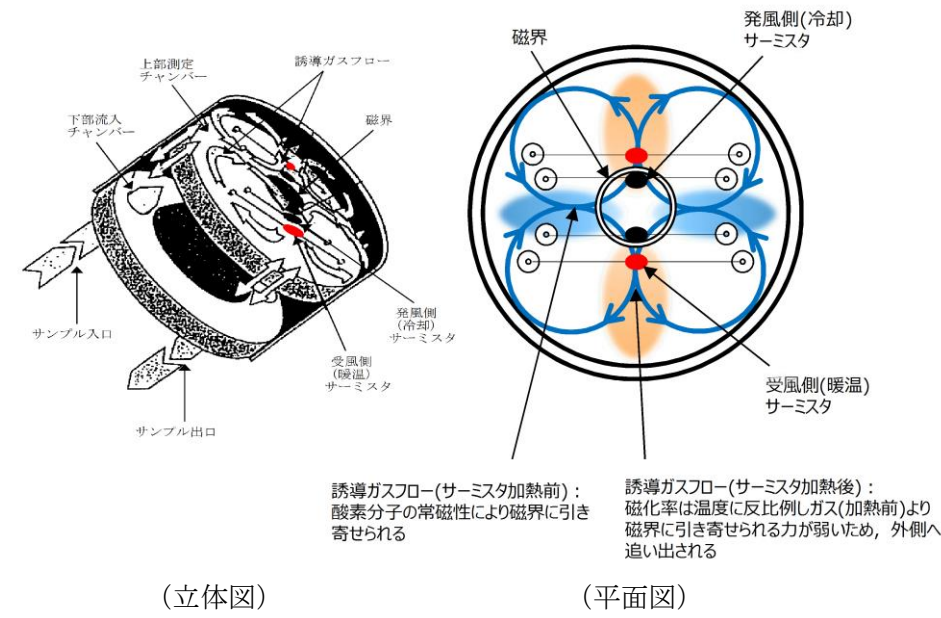


図7 格納容器酸素濃度の原理図

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

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~5vol%/0~25vol%において、計器仕様は最大 ±0.16vol%/±0.78vol% (ウェット)、±0.13vol%/±0.63vol% (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

- ・設備の相違
- ・設備の相違

(5) 酸素濃度計の構造及び原理の比較について

酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表1に示す。

構造及び原理は違うものの、特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり、表1に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。

表1 酸素濃度計の構造及び原理比較

設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度 (B系) : 既設 (CAMS)	熱磁気風式	下部と上部の2層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは、酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ、発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ、磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり、その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	・振動及び衝撃に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない	・急激な周囲温度変化に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある	・熱伝導を利用していることから、急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが、検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して、空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し、周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能
格納容器内酸素濃度 (SA) : 新設SA設備	磁気力式	2つの球体、磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が回り出し回転する力に対して、受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用している。	・急激な周囲温度変化に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない	・振動及び衝撃に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある	・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが、加振試験による機能維持確認を実施しており、地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(6) <u>故障時の代替性について</u></p> <p><u>設置許可基準規則 58 条 (計装設備) において, 重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要がある。島根 2 号炉は格納容器酸素濃度 (B系) と格納容器酸素濃度 (SA) により相互に代替監視が可能な設計としている。</u></p> <p><u>格納容器酸素濃度 (B系) は, 通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり, 重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視できる設計とする。なお, 冷却器への冷却水供給が必要なため, ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時においては, 有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後から監視可能となる。</u></p> <p><u>格納容器酸素濃度 (SA) は, 通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが, 重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し, 監視できる設計とする。なお, 計測装置以外に付帯設備を必要としないため, ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視が可能である。</u></p> <p><u>通常運転中は窒素により格納容器内を不活性化し, 設計基準事故時は既許可解析にて可燃性ガス処理系の動作により水素・酸素濃度がともに可燃領域に至らないことを確認している。重大事故等時は, 有効性評価 (水素燃焼) にて格納容器内への窒素供給により, 酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており, 設計基準事故ベースの G 値を使用した感度解析において, 可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの, 酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約 85 時間後である。このため, 有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後を考慮しても, 格納容器酸素濃度 (B系) および格納容器酸素濃度 (SA) は共に計測可能な状態であるため, 重大事故等時において相互に代替監視が可能である。</u></p> <p>(7) <u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の重大事故等対処設備の選定について</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は, 電源を優先して給電する非常用所内電源系 (区分Ⅱ) の負荷である B系を重大事故等対処設備として選定する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. サンプルング装置について</p> <p style="text-align: right;">別紙 1</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>1. サンプルング装置について</p> <p>(1) <u>測定ガス条件の格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) 計測精度への影響評価</u></p> <p>a. <u>温度</u></p> <p><u>サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで、ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は、ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は、基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、基準気体の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い、直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。</u></p> <p><u>酸素濃度検出器においては、酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで温度の影響を受けない設計としている。</u></p> <p>b. <u>流量</u></p> <p><u>検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、格納容器内の圧力によって変化し、約 1～5 L/min のである。水素濃度、酸素濃度の計測中はサンプルングガスの流れはなく、環境条件を一定に保って計測を行う。</u></p> <p>c. <u>湿度</u></p> <p><u>サンプルングガスは、検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより、水素濃度検出器に水分を付着させない設計としている。また、湿度が変動する要因としては、雰囲気温度が考えられるが、急激な変動は考えられず、上記のとおり検出器までの配管を加熱し、凝縮を回避することで、十分測定が可能な状態であることから、水素濃度測定への影響を及ぼすことはない。また、酸素濃度検出器は、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで湿度の影響を受けない設計としている。</u></p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) 測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響評価</p> <p>a) 温度</p> <p>サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは、十分な除熱性能を有している冷却器をとおり、原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約40℃以下まで冷却することができ*、その後検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで、標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。なお、試料ガス（水素濃度30vol%又は酸素濃度30vol%）において、周囲温度を0℃～50℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な変化が認められないことを確認している。</p> <p>b) 流量</p> <p>検出器へ流れるサンプリングガスの流量は、1L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御する。なお、検出器へ流れるサンプリングガス流量を0.5～1.6L/min の範囲で変動させた試験を行っており、水素濃度及び酸素濃度指示に有意な変化は認められなかったことを確認している。</p> <p>c) 湿度</p> <p>検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが、サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約40℃以下まで冷却され*、下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、上記の冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、十分測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。</p> <p>* 重大事故時の原子炉格納容器内温度を約166℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の35℃とした場合でも、冷却器により約40℃に冷却できる。</p>	<p>(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度計測精度への影響評価</p> <p>a. 温度</p> <p>サンプリングされた原子炉格納容器内のガスの計測は、除湿器によりドライ状態にした水素、酸素濃度を測定している。除湿器は入口温度 40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため、高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却され、除湿器で除湿された後、検出器により測定をしている。十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで、標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。</p> <p>b. 流量</p> <p>検出器へ流れるサンプリングガスの流量は、1L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御する。</p> <p>c. 湿度</p> <p>検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが、サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され*、下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、上記の冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、十分測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。</p> <p>* 重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。</p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. サンプルング装置内における水素ガスの滞留について</p> <p>(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について</p> <p><u>6号及び7号炉のサンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は<u>3.5vol%以下</u>に維持されており、常時サンプルングしていることから、サンプルング装置の配管内においても同様である。</li> <li>・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で<u>6.2vol%以下</u>、酸素濃度はドライ換算で<u>4.9vol%以下</u>であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。</li> <li>・重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で<u>3.9vol%以下*1</u>であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。</li> <li>・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、<u>図52-7-5</u>の様に水素、空気、水蒸気の3元図が知られている。<u>図52-7-5</u>は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度となる、<u>事象発生から7日後（168時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約3.9vol%である。</u>一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから、酸素濃度が約<u>3.9vol%以下</u>に対応する空気の濃度を考えると約<u>19vol%以下</u>となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。</li> </ul>	<p>2. サンプルング装置内における水素の滞留について</p> <p>(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について</p> <p><u>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。なお、格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）は、重大事故等時に監視ができる設計とし、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に監視ができる設計としている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は<u>2.5vol%以下</u>に維持されており、常時サンプルングしていることから、サンプルング装置の配管内においても同様である。</li> <li>・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおおり、水素濃度は<u>2.0vol%以下</u>、酸素濃度は<u>4.3vol%以下</u>であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。</li> <li>・重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で<u>4.4vol%以下*1</u>であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。</li> <li>・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、<u>図1</u>のように水素、空気、水蒸気の3元図が知られている。<u>図1</u>は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度が約<u>3.0vol%である。</u>一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから、酸素濃度が約<u>3.0vol%以下</u>に対応する空気の濃度を考えると約<u>14.3vol%以下</u>となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。</li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>



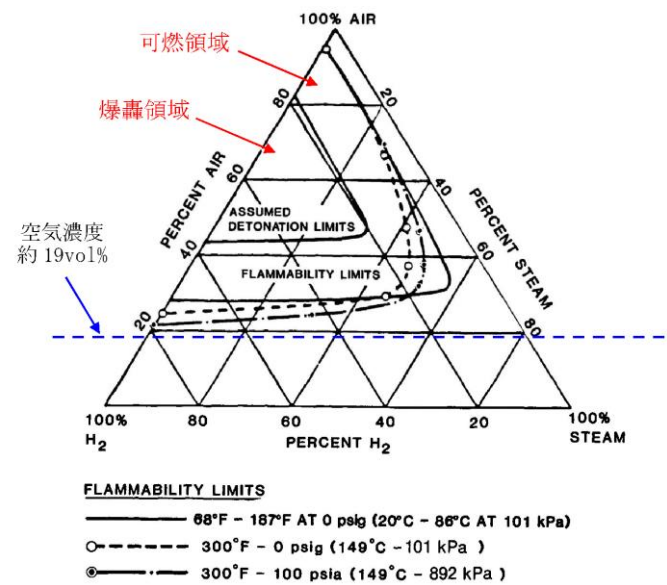


図52-7-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

\*1: 「3.4 水素燃焼 添付資料3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照

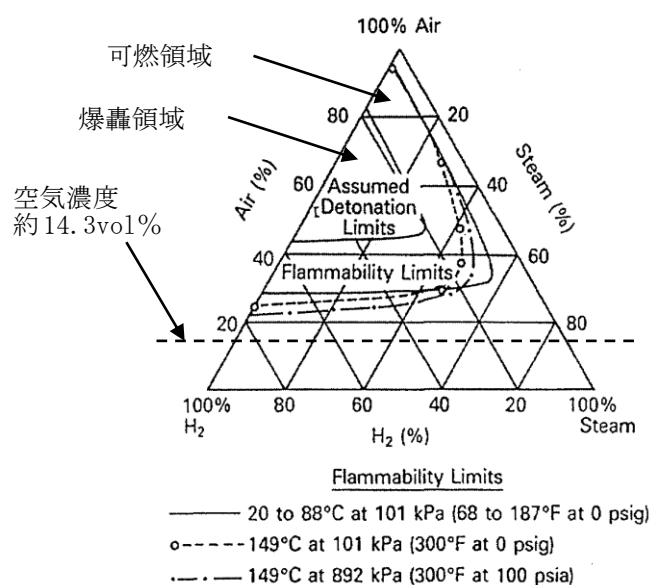


図1 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

\*1 : 「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 格納容器内水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について</p> <p>6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価(格納容器過圧・過温シナリオ)における原子炉格納容器温度(サンプリング装置をインサートする事故後20時間後)は、最大で約162℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器内水素濃度及び原子炉格納容器内酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要があり、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。</p> <p>ただし、全交流動力電源喪失時には、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、<u>代替原子炉補機冷却系</u>に頼る必要がある。</p> <p>ここでは、以上の<u>代替原子炉補機冷却系</u>を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下にまとめる。</p> <p>(1) 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側入口温度：170℃</li> <li>・サンプル側出口温度：40℃</li> <li>・サンプル側流量：<u>1.49kg/h</u></li> </ul> <p>・冷却水入口温度：35℃</p> <p>・冷却水出口温度：制約なし</p> <p>・冷却水流量：<u>400kg/h</u></p> <p>(2) 評価条件の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側入口温度：170℃</li> </ul> <p>(根拠) <u>原子炉格納容器設計限界圧力(0.62MPa)</u>における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側出口温度：40℃</li> </ul> <p>(根拠) 除湿器の吸込み温度条件(40℃以下)を設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側流量：<u>1.49kg/h</u></li> </ul> <p>(根拠) 図52-8-1より、原子炉格納容器内の水蒸気割合の<u>最大値85vol%</u>、サンプルガス割合：<u>15vol%</u>であり、サンプルガスの採取流量は1L/minなので、水蒸気の採取流量は<u>5.67L/min</u>となることから、全サンプル流量は<u>6.67L/min</u>である。サンプルの比体積：<u>0.2681m<sup>3</sup>/kg</u>(<u>0.62MPa</u>, 170℃における)を用いて、質量流量に換算すると、<u>1.49kg/h</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却水入口温度：35℃</li> </ul> <p>(根拠) 重大事故時の<u>代替原子炉補機冷却水温度</u>の最大値35℃を設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却水出口温度：制約なし</li> </ul> <p>(根拠) <u>代替原子炉補機冷却系</u>側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。</p>	<p>3. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について</p> <p>(1) <u>格納容器水素濃度(B系)</u>、<u>格納容器酸素濃度(B系)</u></p> <p>重大事故等対策の有効性評価(格納容器過圧・過温シナリオ)における原子炉格納容器温度(サンプリング装置をインサートする事故後10時間後)は、最大で約164℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要があり、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。</p> <p>ただし、全交流動力電源喪失時には、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、<u>原子炉補機代替冷却系</u>に頼る必要がある。</p> <p>ここでは、以上の<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下にまとめる。</p> <p>a. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側入口温度：170℃</li> <li>・サンプル側出口温度：40℃</li> <li>・サンプル側流量：<u>2.37kg/h</u></li> <li>・<u>原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%</u></li> </ul> <p>・冷却水入口温度：35℃</p> <p>・冷却水出口温度：制約なし</p> <p>・冷却水流量：<u>3200kg/h</u></p> <p>b. 評価条件の根拠</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側入口温度：170℃</li> </ul> <p>(根拠) <u>有効性評価(格納容器過圧・過温シナリオ)</u>における原子炉格納容器最大圧力(<u>0.66MPa</u>)における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側出口温度：40℃</li> </ul> <p>(根拠) 除湿器の吸込み温度条件(40℃以下)を設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サンプル側流量：<u>2.37kg/h</u></li> </ul> <p>(根拠) 原子炉格納容器内の水蒸気割合：<u>90vol%</u>、サンプルガス割合：<u>10vol%</u>の場合、サンプルガスの採取流量は1L/minなので、水蒸気の採取流量は<u>9L/min</u>となることから、全サンプル流量は<u>10L/min</u>である。サンプルの比体積：<u>0.2531m<sup>3</sup>/kg</u>(<u>0.66MPa</u>, 170℃における)を用いて、質量流量に換算すると、<u>2.37kg/h</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%</u></li> </ul> <p>(根拠) <u>格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が90vol%以下で使用可能となる設備</u>としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却水入口温度：35℃</li> </ul> <p>(根拠) 重大事故時の<u>原子炉補機代替冷却水温度</u>の最大値35℃を設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却水出口温度：制約なし</li> </ul> <p>(根拠) <u>原子炉補機代替冷却系</u>側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・冷却水流量：400kg/h  (根拠) 代替原子炉補機冷却系による通水流量 (0.4m<sup>3</sup>/h) を1L≒1kg で換算。</p> <p>(3) 冷却性能の評価  以上の条件においてサンプルガス出口温度を40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約0.20m<sup>2</sup>を上回る冷却器伝熱面積0.53m<sup>2</sup>を有することを確認した。</p>	<p>・冷却水流量：3200kg/h  (根拠) 原子炉補機代替冷却系による通水流量 (3.2m<sup>3</sup>/h) を1L≒1kg で換算。</p> <p>c. 冷却性能の評価  以上の条件においてサンプルガス出口温度を40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約0.22m<sup>2</sup>を上回る冷却器伝熱面積0.53m<sup>2</sup>を有することを確認した。</p> <p>冷却器は、有効性評価(格納容器過圧・過温破損)の格納容器最大圧力(約660kPa)における飽和蒸気温度(約170℃)において水蒸気割合90vol%以下*のサンプルガスを除湿器入口で40℃以下となるまで冷却するため、原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水量に対して必要となる伝熱面積約0.22m<sup>2</sup>を上回る0.53m<sup>2</sup>を有する設計としている。</p> <p>なお、冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。</p> <p>(2) 格納容器水素濃度(SA)，格納容器酸素濃度(SA)  重大事故時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり、入口温度180℃以下、水蒸気割合90vol%以下*でドライ条件まで除湿可能な機器のため、原子炉補機代替冷却系による冷却水を必要としない設計としている。</p> <p>※大LOCA時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合は、ほぼ100vol%であるが、水蒸気割合が65vol%以上であれば可燃限界に至ることはないため、水蒸気割合90vol%以上で計測する必要性はない。</p> <div data-bbox="1662 1260 2047 1638" data-label="Figure"> <p>Figure 2 is a ternary phase diagram for a mixture of hydrogen (H<sub>2</sub>), air, and steam. The vertices of the triangle represent 100% H<sub>2</sub>, 100% AIR, and 100% STEAM. The diagram is divided into several regions: '可燃領域' (flammable region), '爆轟領域' (detonation region), and 'ASSUMED DETONATION LIMITS'. It also shows 'FLAMMABILITY LIMITS' and 'PERCENT STEAM' lines. A specific point is marked for '水蒸気濃度 65vol%'. The diagram includes a legend for 'FLAMMABILITY LIMITS' with three conditions: 88°F - 167°F AT 0 psig (20°C - 86°C AT 101 kPa), 300°F - 0 psig (149°C - 101 kPa), and 300°F - 100 psia (149°C - 892 kPa).</p> </div>	<p>・設備の相違  ・設備の相違  ・設備の相違  ・設備の相違  ・設備の相違  ・設備の相違</p>

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

(1) 格納容器水素濃度 (SA) , 格納容器酸素濃度 (SA) のサンプルング装置

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

表1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

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

・設備の相違

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており、外部に対して閉じた系となっており、系外への漏えいが発生しないよう表52-7-1に示すとおり漏えい防止対策が取られている。

よって、サンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表52-7-1 サンプリング装置の漏えい防止対策について

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

(2) 格納容器水素濃度 (B系), 格納容器酸素濃度 (B系) のサンプリング装置

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

表2 サンプリング装置の漏えい防止対策について

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

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

(1) 格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) のサンプルング装置

サンプルングガスは, 原子炉格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し, その後サンプルングガスは原子炉格納容器に排出される。サンプルングガスは, 原子炉格納容器内ガスのサンプルングから, 測定, 排出までの工程を約3分で実行される。

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

時間遅れ	約3分
------	-----

(2) 格納容器水素濃度 (B系), 格納容器酸素濃度 (B系) のサンプルング装置

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

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

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 6号炉: 約75m  
7号炉: 約86m
- ・ サンプルング配管の断面積 : 6号炉: 127mm<sup>2</sup> (1.27×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)  
7号炉: 127mm<sup>2</sup> (1.27×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)
- ・ サンプルポンプの定格流量 : 約1L/min (約1×10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>/min)
- ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : 6号炉: 約7.8m/min  
7号炉: 約7.8m/min

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 約86m\*
- ・ サンプルング配管の断面積 : 127mm<sup>2</sup> (1.27×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)
- ・ サンプルポンプの定格流量 : 約1L/min (約1×10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>/min)
- ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : 約7.8m/min  
※詳細設計により, 今後変更となる可能性がある

表52-7-2 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ

号炉	6号炉	7号炉
時間遅れ	約10分	約11分

表4 格納容器水素濃度 (B系), 格納容器酸素濃度 (B系) の計測時間遅れ

時間遅れ	約12分
------	------

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

・ 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 212 1872 239"><u>6. サンプルング装置における湿分補正について</u></p> <p data-bbox="1299 302 2243 329"><u>(1) 格納容器水素濃度 (B系) , 格納容器酸素濃度 (B系) のサンプルング装置</u></p> <p data-bbox="1320 348 1430 375">a. <u>概要</u></p> <p data-bbox="1389 394 2415 554"><u>検出器へ流れるサンプルングガスには水蒸気が含まれており, 水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため, サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系 (原子炉補機海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却系で冷却し, 下流の除湿によりサンプルングガス中の湿分を除去する設計としている。</u></p> <p data-bbox="1389 573 2415 735"><u>検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが, 事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから, 事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。</u></p> <p data-bbox="1320 753 1534 781">b. <u>湿分補正演算</u></p> <p data-bbox="1374 800 2415 869"><u>ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。</u></p> <p data-bbox="1374 888 2415 1050"><u>湿分補正は, サンプルングガスを冷却, 除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け, その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には [ ] ごとにドレンポットの液位変化量を算出し, 算出された液位変化量を至近 [ ] 当たりの平均値及びサンプルガス温度から湿分補正演算をする。</u></p> <p data-bbox="1397 1068 2415 1096"><u>湿分補正演算は [ ] ごとに行い, 計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し, 出力する。</u></p> <p data-bbox="1332 1157 1810 1184">c. <u>湿分補正演算の時間遅れによる影響</u></p> <p data-bbox="1389 1203 2415 1323"><u>湿分補正演算は前述のとおり [ ] ごと算出するドレンポットの液位変化量の至近 [ ] 当たりの平均値を用いることから, 事故後の雰囲気に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが, 水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから, 影響はない。</u></p>	<p data-bbox="2445 212 2602 239">・設備の相違</p>

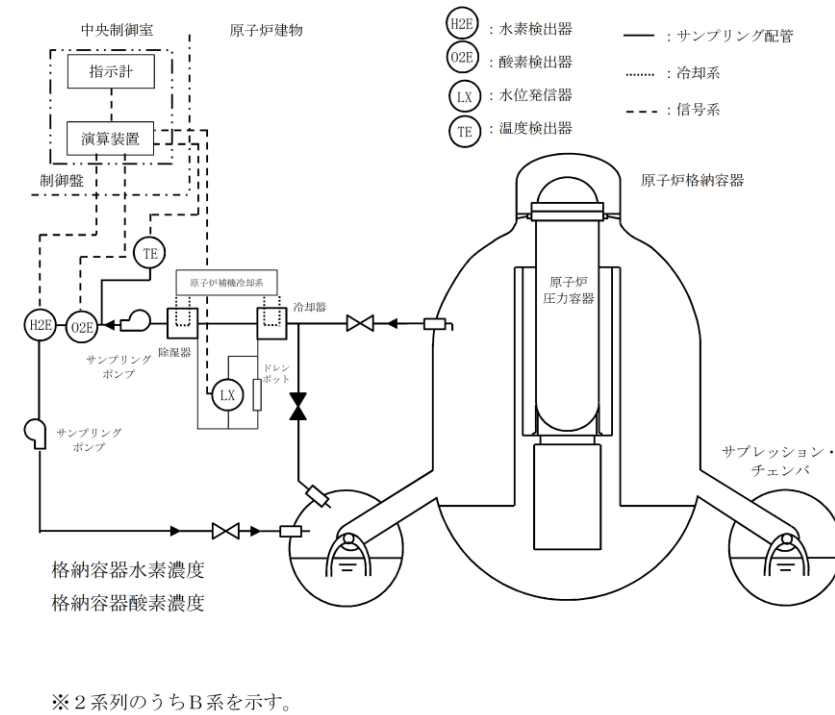


図 3 格納容器水素濃度 (B 系) 及び格納容器酸素濃度 (B 系) 系統概要図

・設備の相違

(2) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプリング装置

・設備の相違

a. 概要

検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており、酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお、水素濃度の測定は、サンプリングガスの蒸気凝縮を防止するため、サンプリングガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、ウェット条件の水素濃度を測定しており、補正する必要はない。

b. 湿分補正演算

ドライ条件の酸素濃度からウェット条件の酸素濃度への補正は演算装置にて行う。  
 湿分補正は、湿度検出器により測定した湿度の数値により湿分補正演算をする。湿分補正演算は計測された酸素濃度を補正し、出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

サンプリングガスは、原子炉格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程である約 3 分の中で湿度検出器により測定を行い、湿分補正を行うことが可能であるため、影響はない。

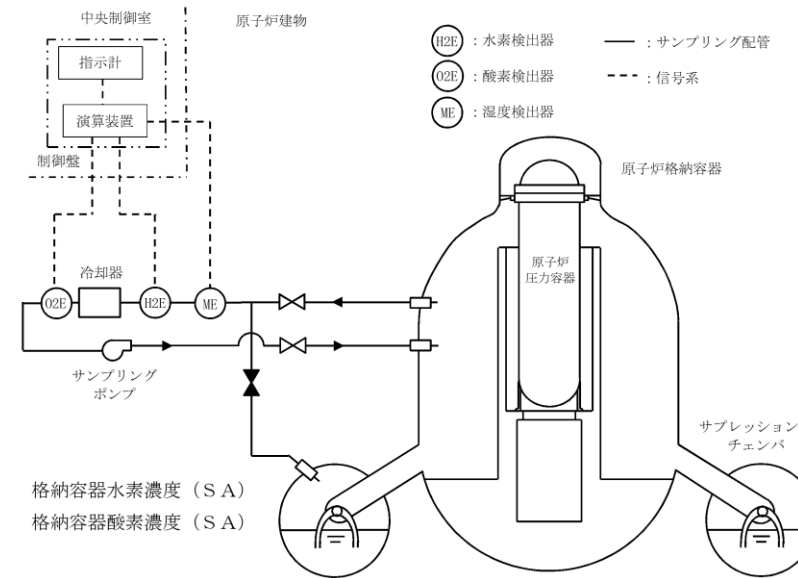


図4 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="457 751 988 825">52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p>	<p data-bbox="1561 793 2154 825">52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p> <p>(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量</p> <p>a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能</p> <p>有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「<u>大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失</u>」のみを選定している。<u>さらに有効性評価では、この「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失を重畳させ、「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応を確認している。</u></p> <p>よって、この「<u>大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。</p> <p>b) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度</p> <p>「<u>大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移を<u>図52-8-1 及び図52-8-2</u>に示す。</p> <p>c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能</p> <p>①計測目的について</p> <p>一般に気相中の体積割合で5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4vol%、酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要である。</p> <p>②測定が必要となる時間</p> <p><u>図52-8-1 及び図52-8-2 のとおり、解析上は事象発生から約168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。</u></p> <p><u>除熱系（代替原子炉補機冷却系）が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約38 時</u></p>	<p>1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について</p> <p>(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量</p> <p>a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能</p> <p>有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」のみを選定している。</p> <p>よって、この「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。</p> <p>b) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度</p> <p>「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）<u>（残留熱代替除去系を使用する場合）</u>の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体の組成の推移を<u>図1 及び図2</u>に示す。</p> <p>c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能</p> <p>①計測目的について</p> <p>一般に気相中の体積割合で5vol%以上の酸素ガスと<u>共に</u>水素ガスが存在する場合、水素濃度4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4vol%、酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要である。</p> <p>②測定が必要となる時間</p> <p><u>図1 及び図2 のとおり、解析上は事象発生から12 時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>間後に格納容器ベントを実施)。格納容器ベントを実施する約38時間までは、<u>図52-8-1及び図52-8-2のとおり、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達するおそれはない。</u></p> <p>なお、「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた <u>G(H<sub>2</sub>)=0.4, G(O<sub>2</sub>)=0.2</u> とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達するのは、<u>事象発生から約51時間後である(図52-8-3及び図52-8-4参照)。</u></p> <p>これより、<u>除熱系の復旧がされない約22.5時間以前においては原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達することはない。</u></p> <p>さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。</p>	<p>なお、「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた <u>G値(沸騰状態:G(H<sub>2</sub>)=0.4, G(O<sub>2</sub>)=0.2, 非沸騰状態:G(H<sub>2</sub>)=0.25, G(O<sub>2</sub>)=0.125)</u> とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%(ドライ条件)に到達するのは、<u>事象発生から約83時間後である。また、窒素封入の切替え操作(原子炉格納容器内の酸素濃度4vol%到達時)は、事象発生から約49時間後である(図3及び図4参照)。</u></p> <p>これより、<u>格納容器内酸素濃度(SA)を起動する事象発生から約2時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%(ドライ条件)に到達することはない。</u></p> <p>さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析条件の相違</li> <li>・運用及び解析結果の相違</li> </ul>

③耐環境条件

「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

③耐環境性

「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

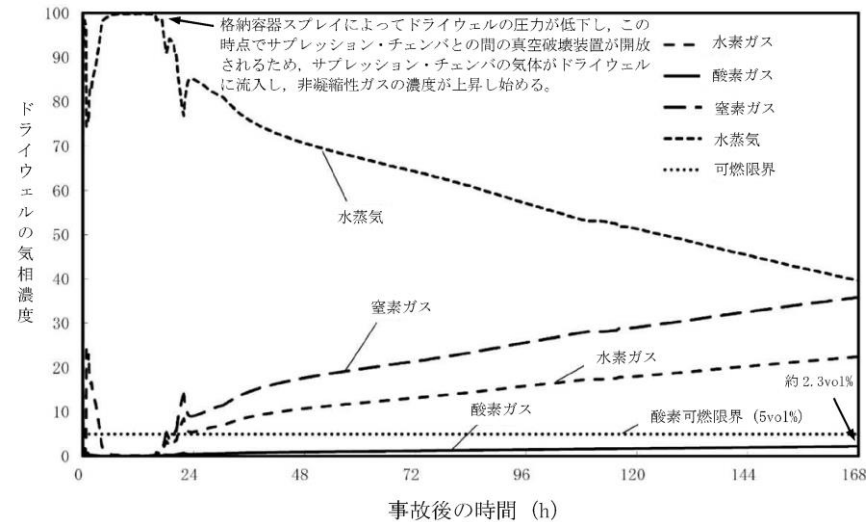


図52-8-1 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

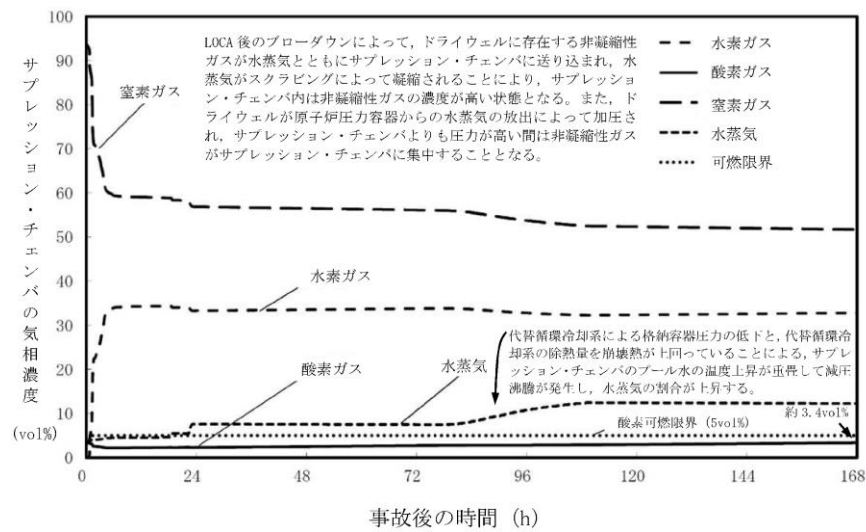
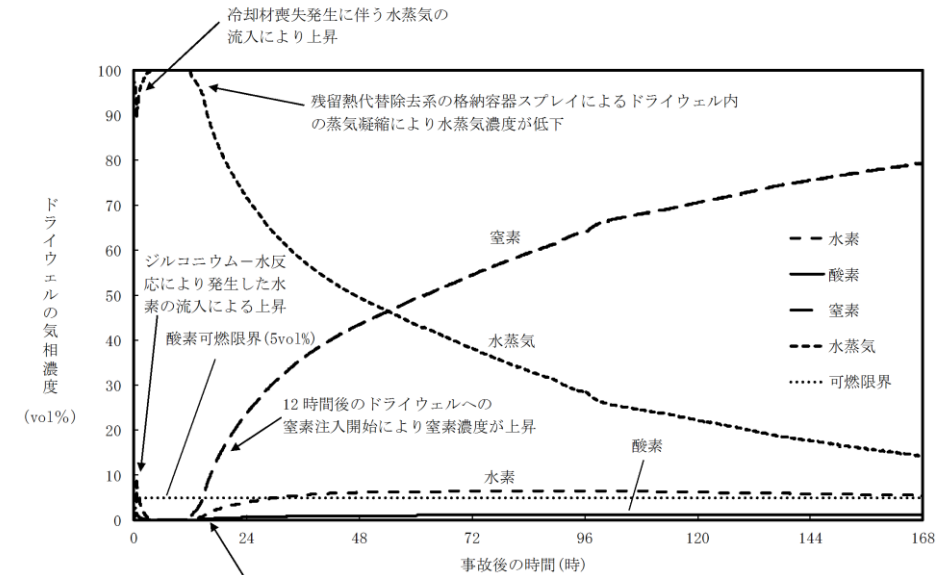


図52-8-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)  
格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)



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

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

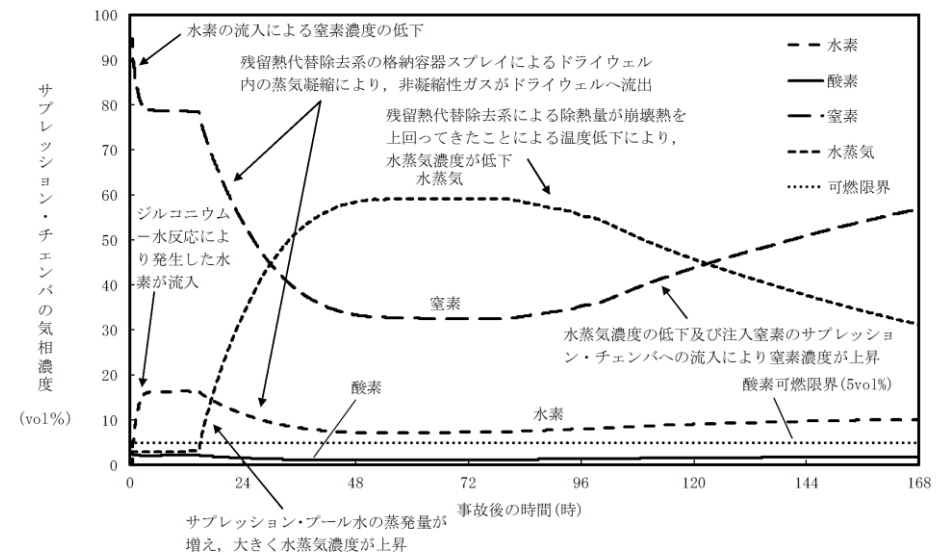


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移(ウェット条件)  
(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))

・解析結果の相違

・解析結果の相違

「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、設計基準事故対応設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG(H2)=0.4,G(O2)=0.2 を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至るのは約51 時間後となる。

・記載方針の相違

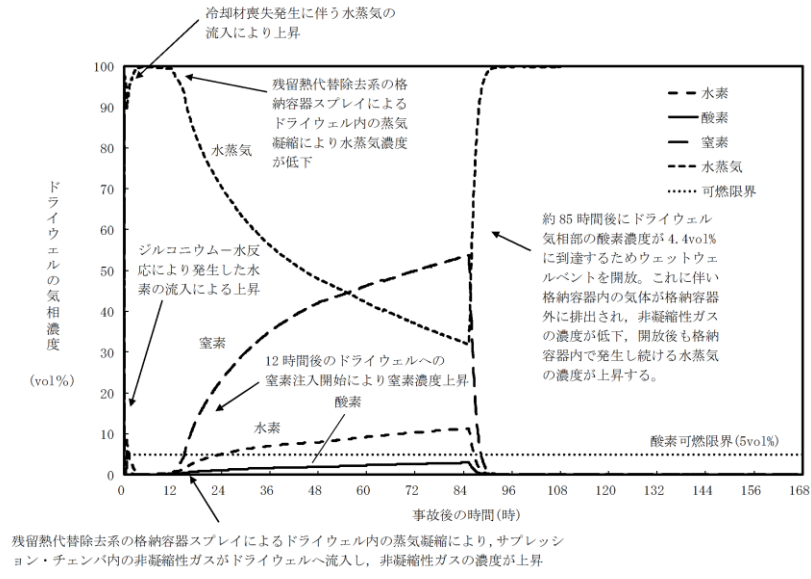
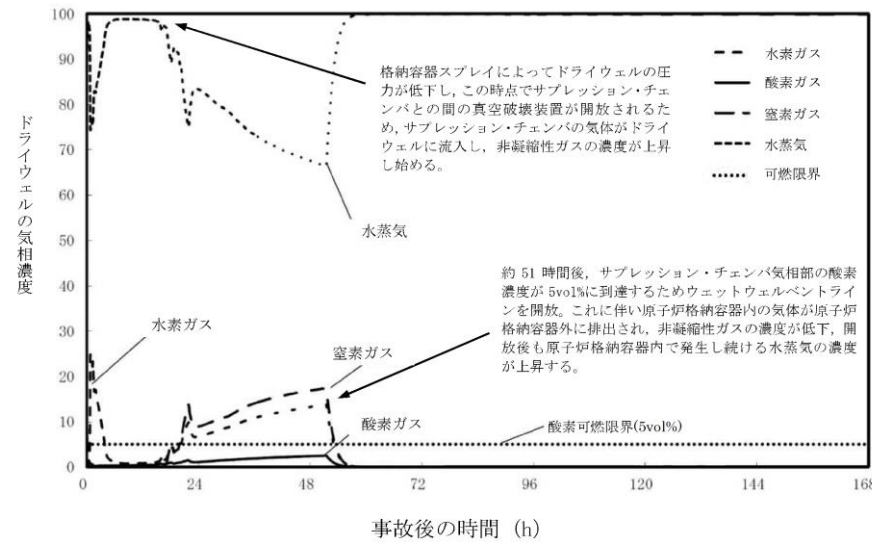


図52-8-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

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

・解析結果の相違

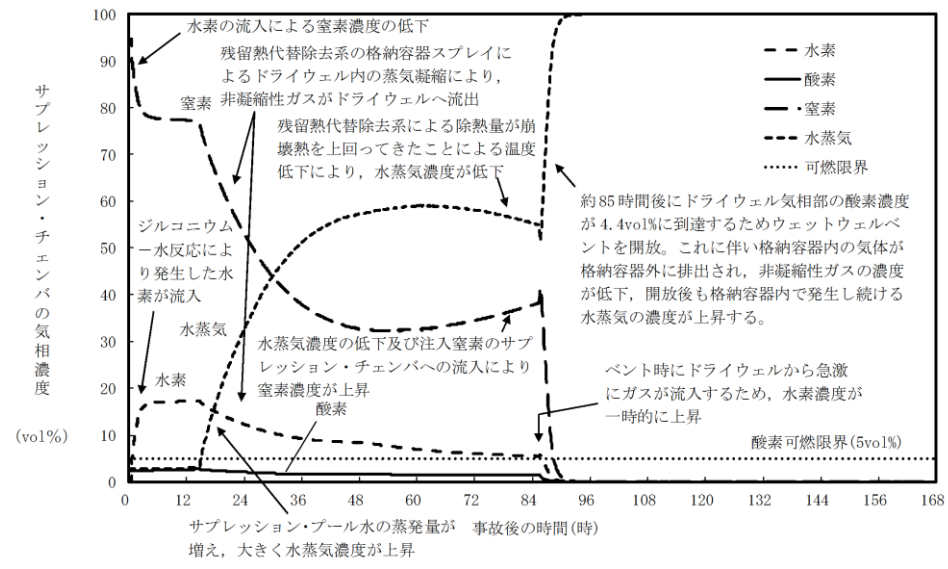
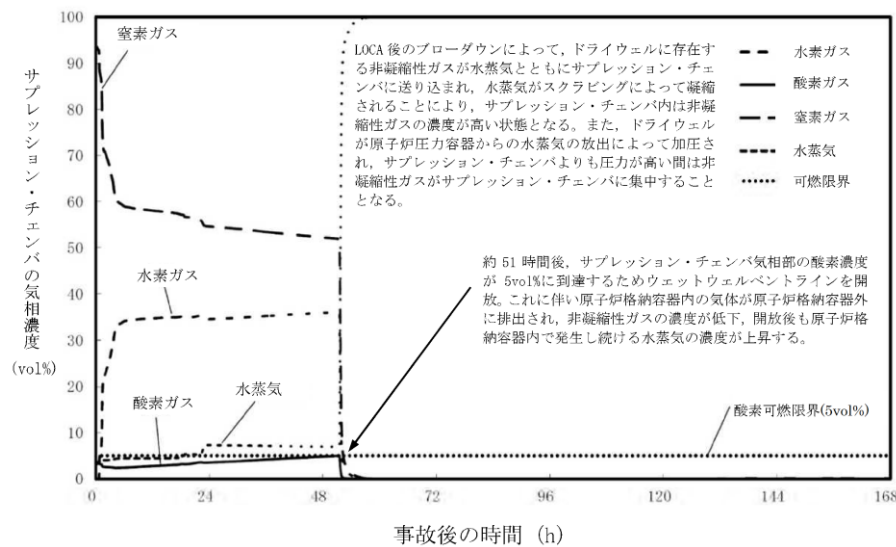


図52-8-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

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

・解析結果の相違



(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表52-8-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について、3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 1 計装設備の主要仕様

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

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価、3.4 水素燃焼、添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

・設備の相違

影響」参照)。

b) 事象発生後8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

b) 事象発生後8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

(4) 代替原子炉補機冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

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

有効性評価においては、約22.5 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に至らないことを確認しているが、約22.5 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG 値(G(H2)=0.4, G(O2)=0.2)を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。

推定可能範囲：0～約5vol%

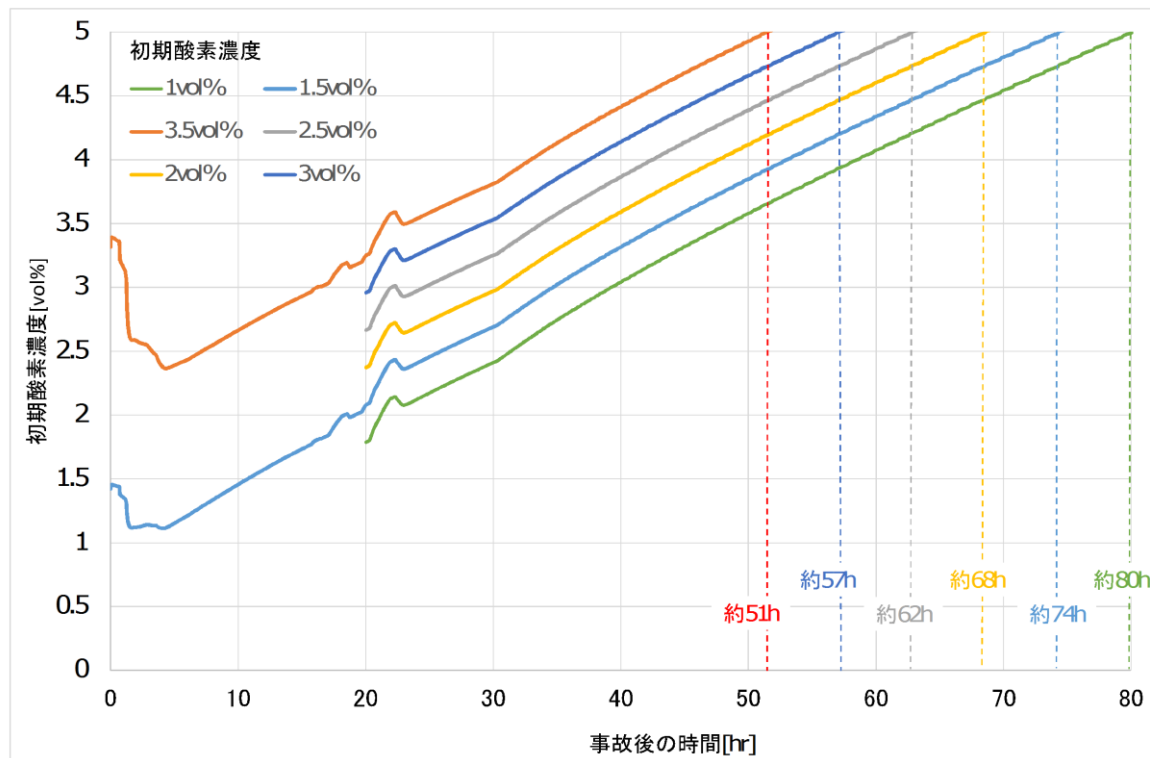


図52-8-5 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧で

・記載方針の相違

あることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の変化を図52-8-6に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

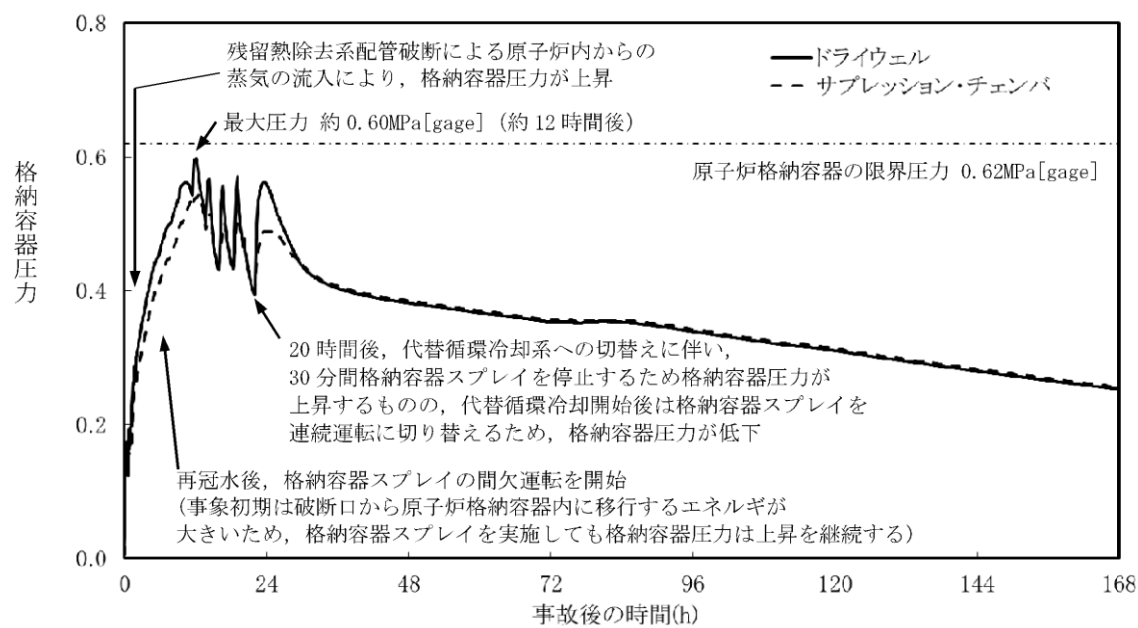


図52-8-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の推移

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

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル、格納容器内圧力）による格納容器内酸素濃度の傾向及びインリークの

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差：<math>5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}</math>，N:-2～5，格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差：<math>5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}</math>，N:-2～5，格納容器内圧力（D/W）の誤差：<math>\pm 15 \text{kPa}</math>，格納容器内圧力（S/C）の誤差：<math>\pm 15.6 \text{kPa}</math>）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</u></p>		



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-9 接続図	52-9 接続図	

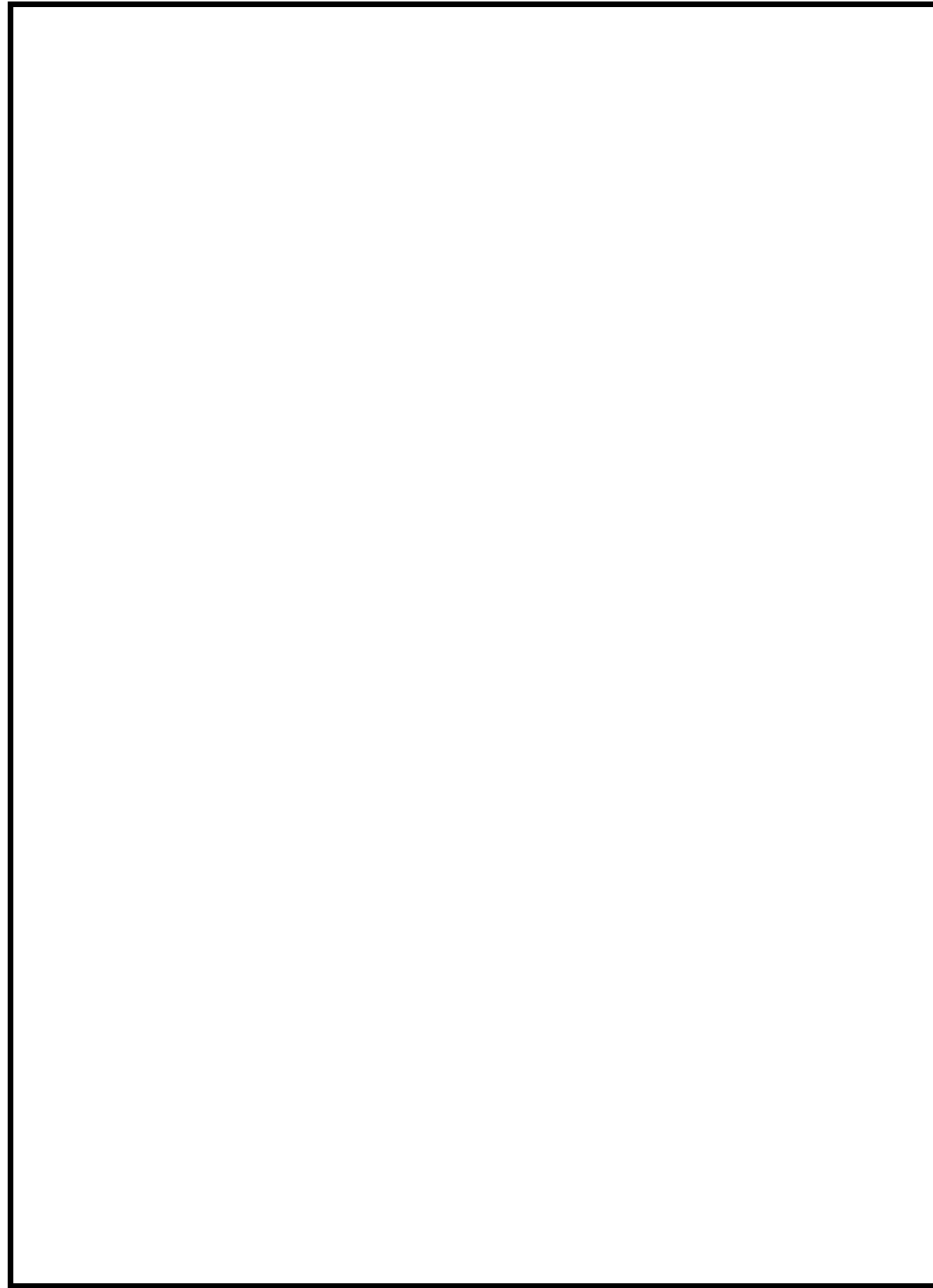


図52-9-1 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋 1 階)

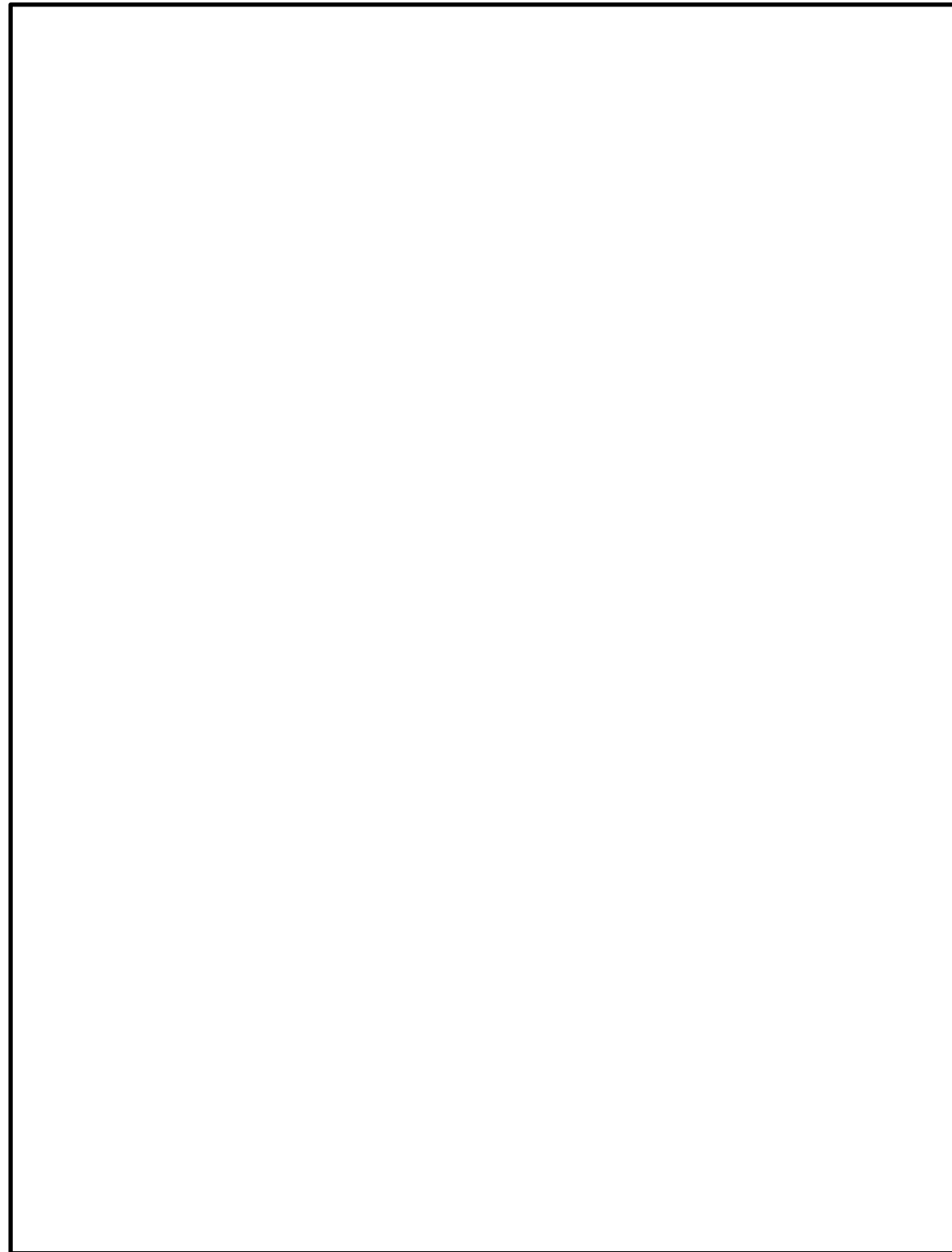


図 1 接続図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

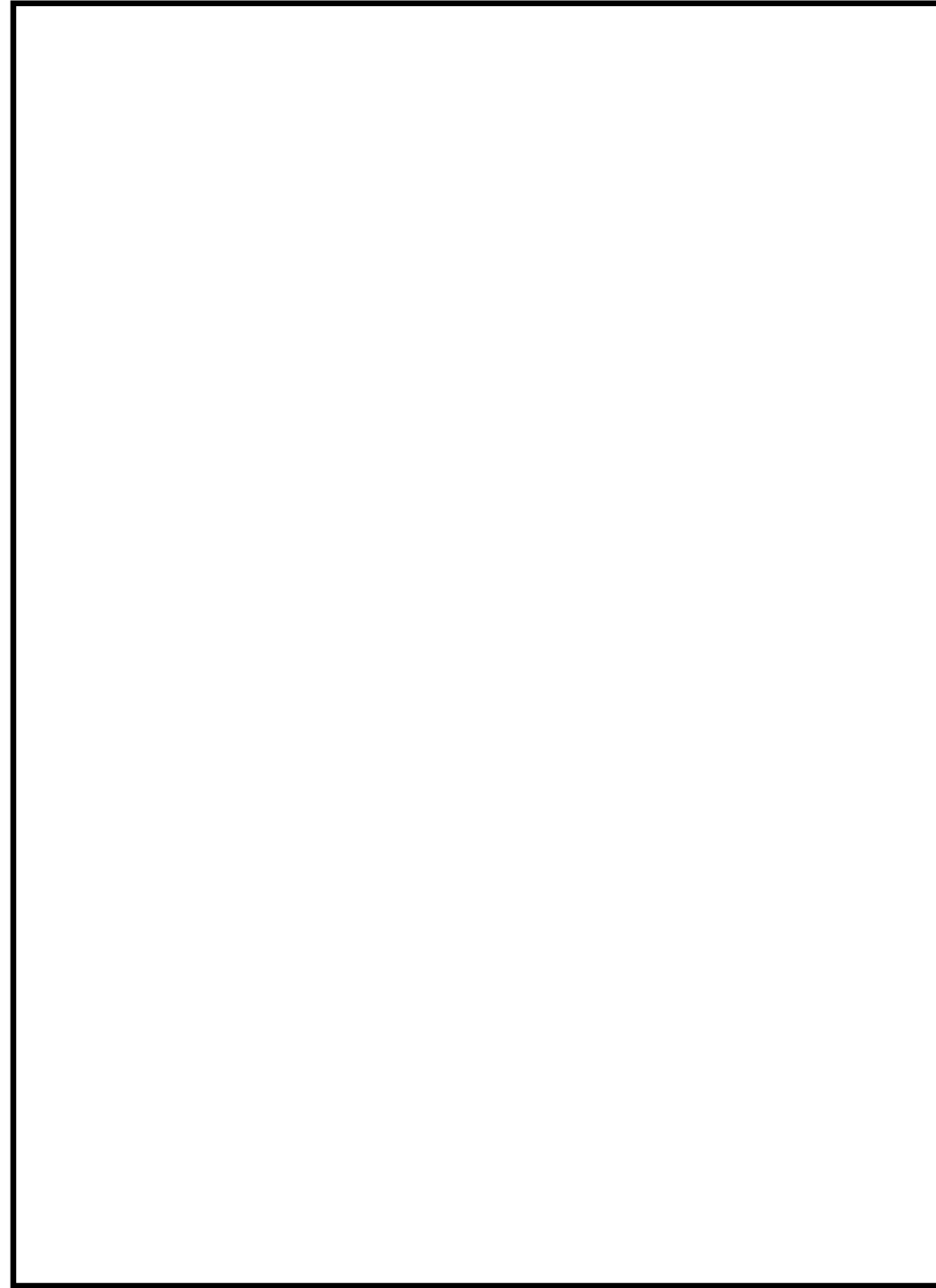


図52-9-2 接続図(建屋内接続 6/7号炉原子炉建屋2階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

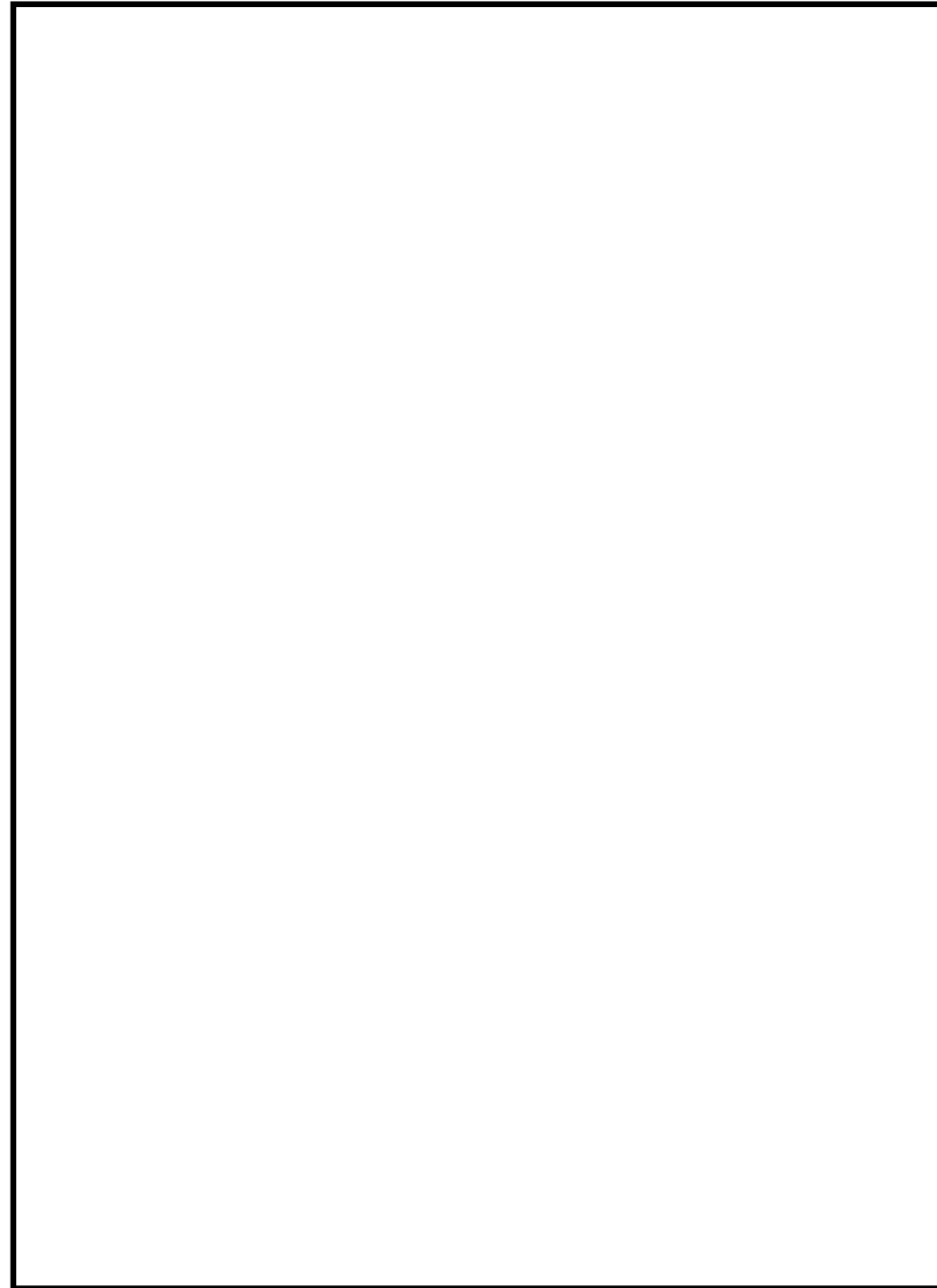


図52-9-3 接続図(建屋内接続 6/7号炉原子炉建屋3階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-10 保管場所図	52-10 保管場所	

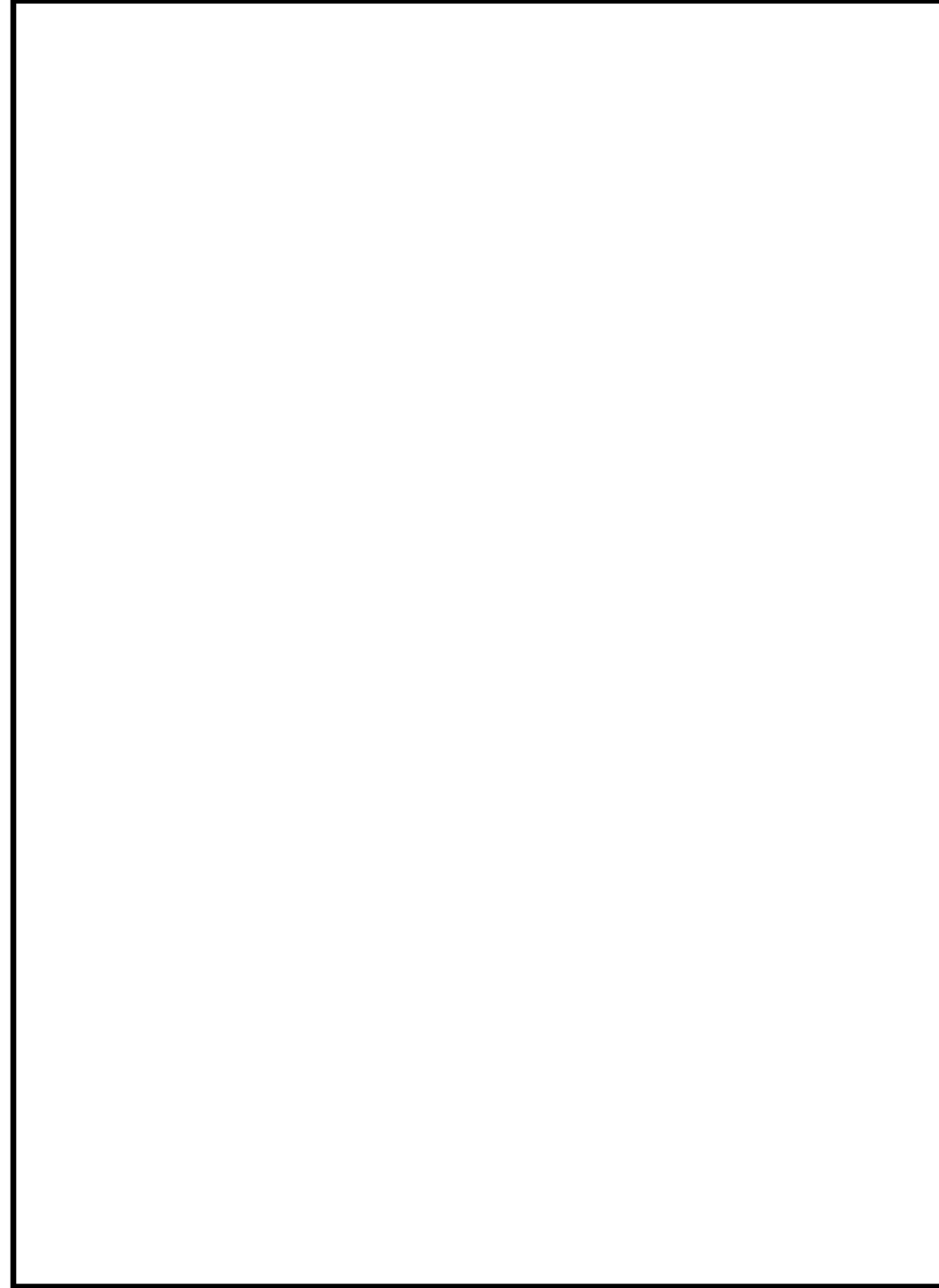


図52-10-1 屋外保管場所配置図 (可搬型窒素供給装置)

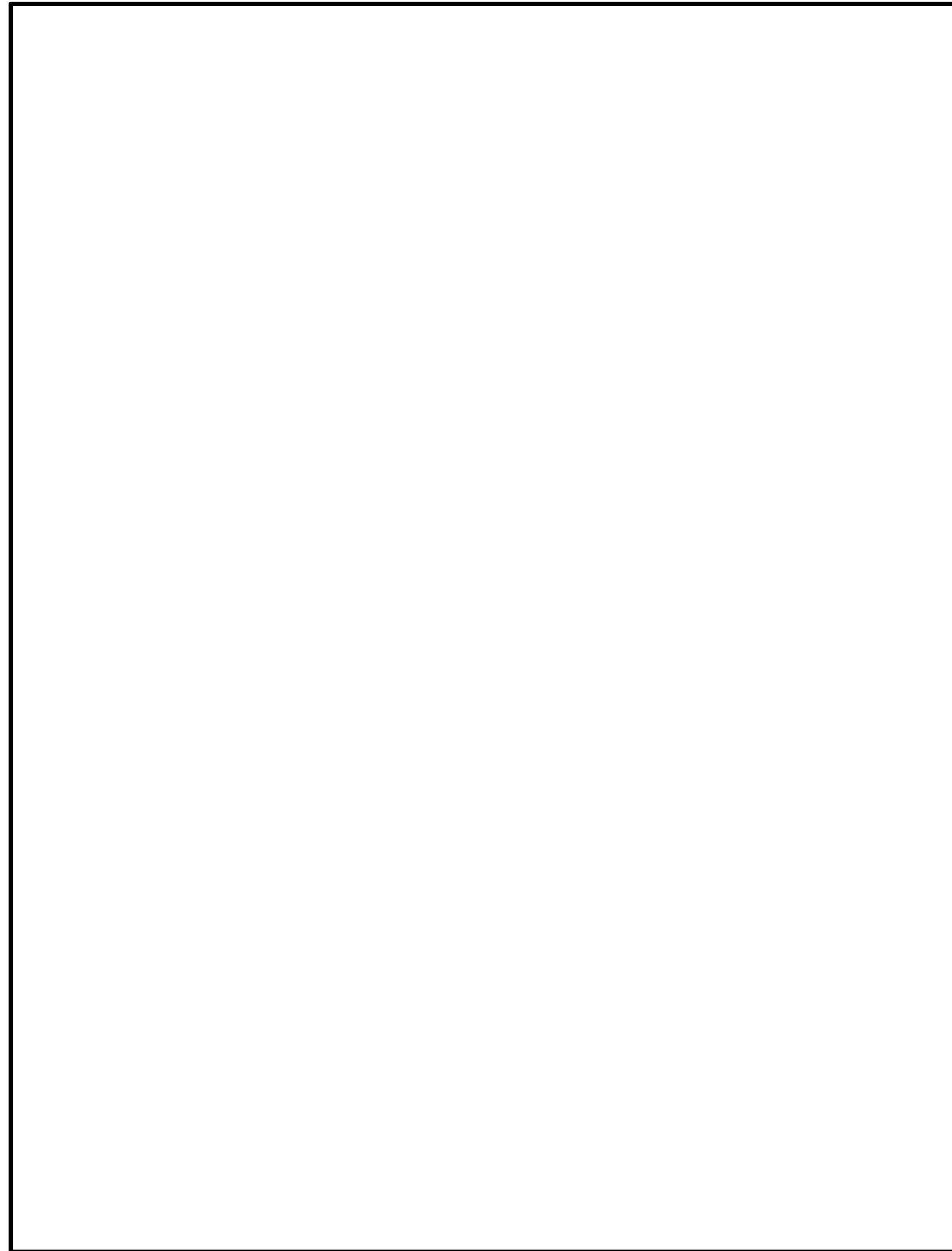


図1 屋外保管場所配置図

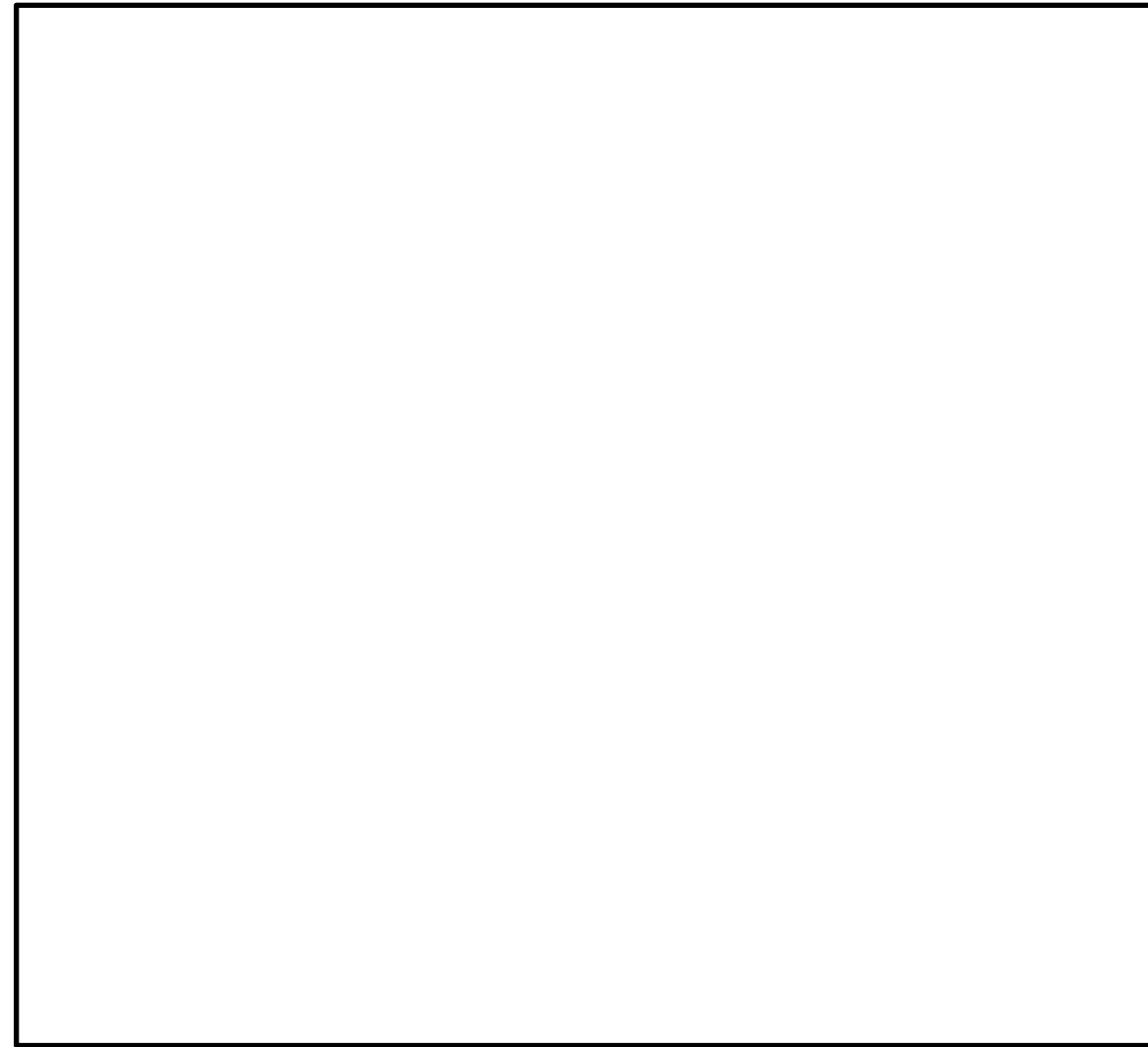


図2 可搬式窒素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-11 アクセスルート図	52-11 アクセスルート図	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="181 212 1240 289">柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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</p> <div data-bbox="231 298 1219 913" style="border: 1px solid black; height: 293px; width: 333px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="468 1375 979 1411" style="text-align: center;">図52-11-1 保管場所及びアクセスルート図</p>	<p data-bbox="1299 212 2415 289">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</p> <div data-bbox="1299 298 2415 1354" style="border: 1px solid black; height: 503px; width: 376px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1626 1375 2083 1411" style="text-align: center;">図1 保管場所及びアクセスルート図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="439 747 1003 779">図52-11-2 地・津波発生時震のアクセスルート</p>  <p data-bbox="454 1377 988 1409">図52-11-3 森林火災発生時のアクセスルート</p>		

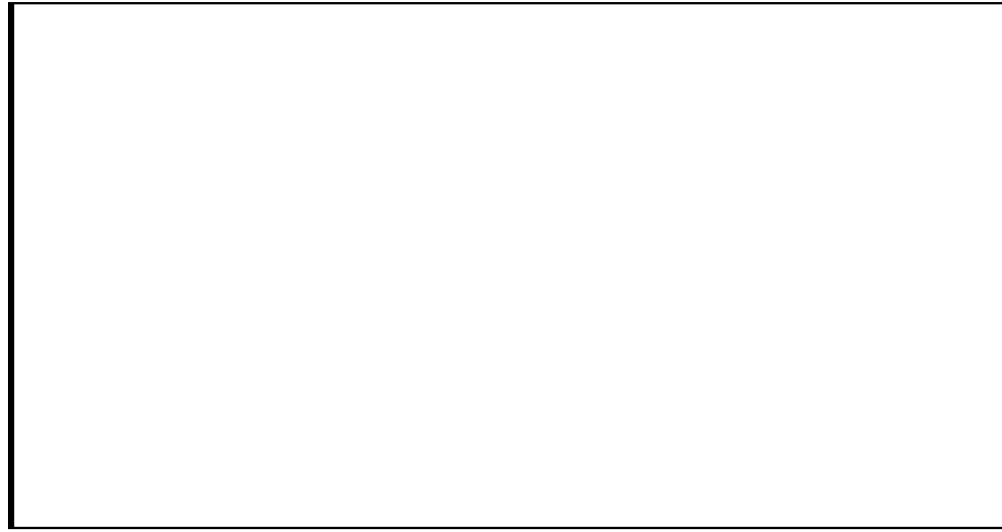


図52-11-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
52-12 その他設備	52-12 その他設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</u></p> <p><u>自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）を使用する。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。</u></p> <div data-bbox="1329 615 2410 1654" style="border: 1px solid black; height: 495px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; color: red;">図1 機器配置図（原子炉建物3階）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> <li>・設備の相違</li> </ul>

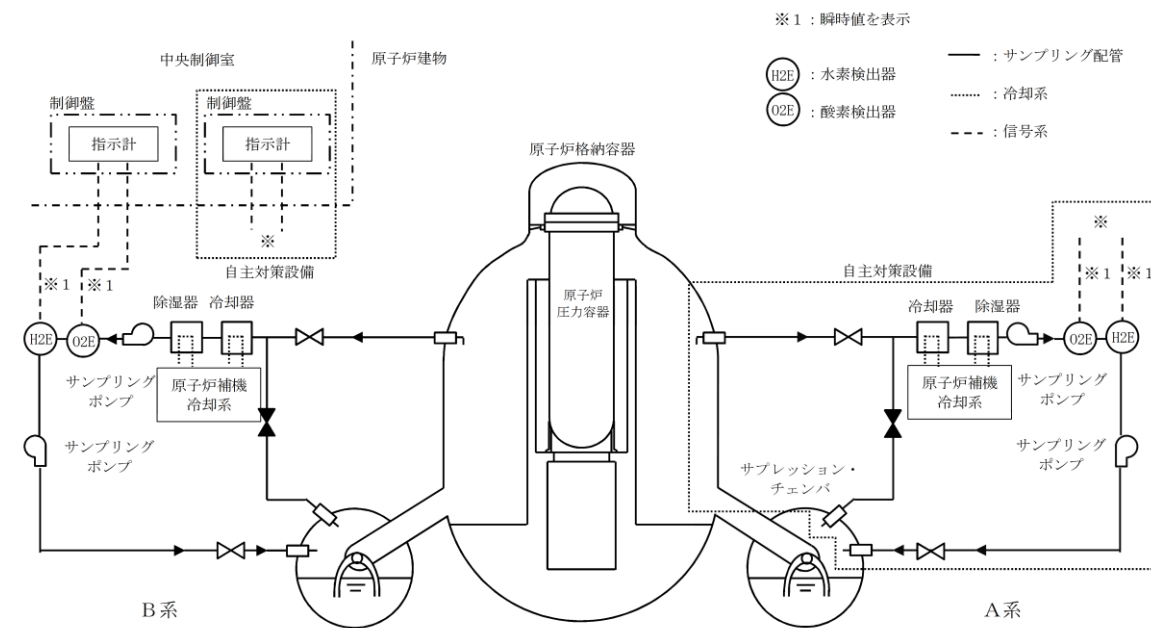


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

【可燃性ガス濃度制御系】

1. 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(2) 可燃性ガス濃度制御系

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

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

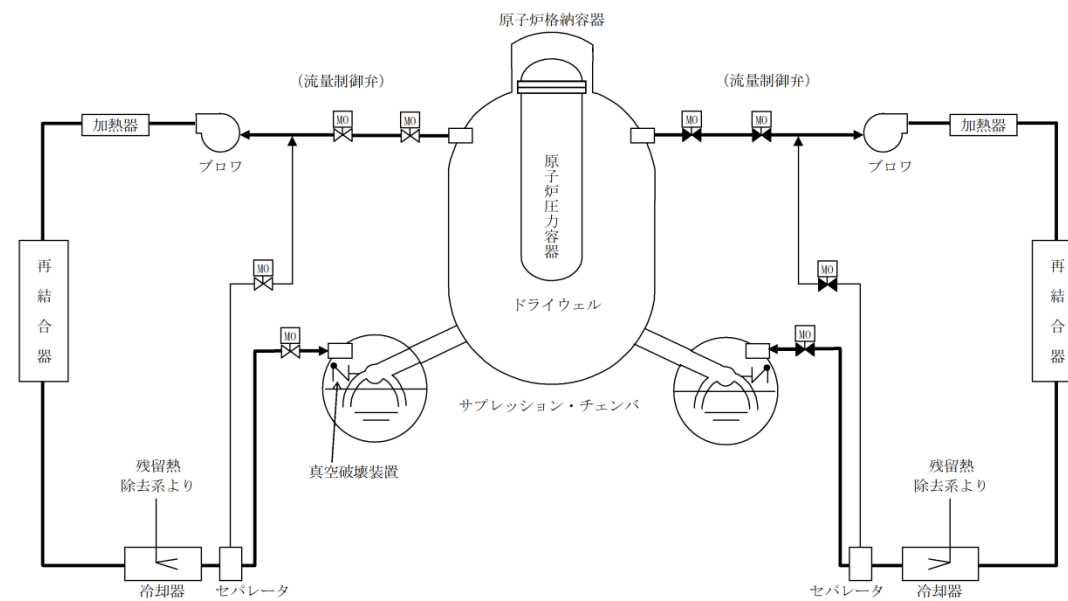


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図

・資料構成の相違

**【可搬型格納容器窒素供給設備】**

**1. 設備概要**

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、中長期的には、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本系統は、図52-12-1 に示すとおり、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウエル及びサブプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

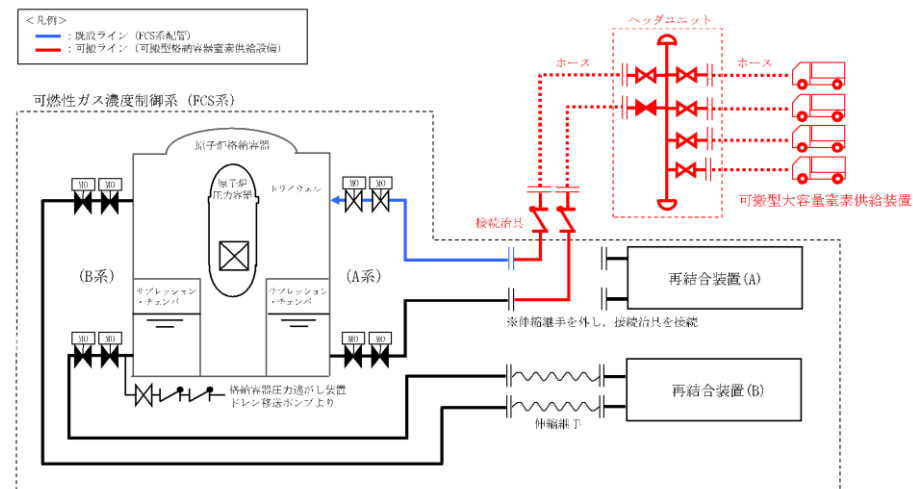


図52-12-1 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図

・設備の相違  
島根2号炉は、窒素ガス代替注入系をSA設備とする

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="320 709 1160 779" style="text-align: center;"><u>52-13</u> <u>機器名称欄に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について</u></p>		<p data-bbox="2457 709 2792 779">・島根2号は単独申請であり、 該当資料なし</p>



条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

表52-13-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について  
(格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系)

52条	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	一次隔離弁 (ドライウェル側)	D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁 (A)	T22-M0-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁 (A)	T22-M0-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁 (B)	T22-M0-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁 (B)	T22-M0-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-M0-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-M0-F511
	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200
	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	T22-F201	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	T22-F201
	水素バイパスライン止め弁	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600
フィルタベント大気放出ラインドレン弁	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503	

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <p>目次</p> <p>54-1 SA 設備基準適合性一覧表</p> <p>54-2 単線結線図</p> <p>54-3 配置図</p> <p>54-4 系統図</p> <p>54-5 試験及び検査</p> <p>54-6 容量設定根拠</p> <p>54-7 接続図</p> <p>54-8 保管場所図</p> <p>54-9 アクセスルート図</p> <p>54-10 <u>その他の燃料プール代替注水設備について</u></p> <p>54-11 <u>使用済燃料プール監視設備</u></p> <p>54-12 <u>使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について</u></p> <p>54-13 <u>使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>54-14 <u>燃料プール冷却浄化系の位置づけについて</u></p> <p>54-15 <u>各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>	<p>54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <p>目次</p> <p>54-1 S A設備基準適合性 一覧表</p> <p>54-2 単線結線図</p> <p>54-3 配置図</p> <p>54-4 系統図</p> <p>54-5 試験及び検査</p> <p>54-6 容量設定根拠</p> <p>54-7 接続図</p> <p>54-8 保管場所図</p> <p>54-9 アクセスルート図</p> <p>54-10 <u>その他設備</u></p> <p>54-11 <u>燃料プール監視設備</u></p> <p>54-12 <u>燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について</u></p> <p>54-13 <u>燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>54-14 <u>燃料プール冷却系の位置づけについて</u></p> <p>54-15 <u>送水ヘッダについて</u></p>	<p>備考</p> <p>・島根2号炉は単独申請であり， 該当資料なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は，可搬型代替注水設備による注水及び水の補給において，可搬の送水ヘッダを使用する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-1 SA 設備基準適合性 一覧表	54-1 S A設備基準適合性 一覧表	

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び7 号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)		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	淡水だけでなく海水も使用	II
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
			第 2 号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業
		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	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, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a	
	関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
		関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	より簡単な接続	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	(放射線量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 D B 設備あり)-屋外	A b		
	サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	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		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
		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 D B 設備あり)-屋内	A a		
	サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び7 号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)		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		淡水だけでなく海水も使用	II
			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)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g
		関連資料		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	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, 54-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	A a	
	関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	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		(放射線量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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイヘッド	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			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)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
			第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 接続作業
		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	操作不要	対象外	
	関連資料	-			
	第3項	第1号	可搬 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 SA の接続性	より簡単な接続	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	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	54-7 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	54-8 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			
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 設備有り) - 屋内	A a	
		サポート系要因	(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 (可搬型)

第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	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
		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 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 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 設備有り) - 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		

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッド		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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
			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)	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	(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	共用しない設備	対象外
関連資料			—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a
サポート系故障	(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				

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッド		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	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	(サポート系なし)	対象外			
関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図				

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 54 条 : 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系ポンプ		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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通過しない)	対象外
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
			第 2 号	操作性	中央制御室操作
		関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B
		関連資料	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	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	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	54-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	DB 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 設備有り) - 屋内	A a	
		サポート系故障	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	54-2 単線結線図, 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)

第 54 条 : 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却ポンプ		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	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	海水を通過しない	—
			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
		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 設備有り) - 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			

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール冷却浄化系熱交換器	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
	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	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	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	54-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB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 設備有り) - 屋内	A a
	サポート系故障		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	54-2 単線結線図, 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)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール冷却系熱交換器	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 DB 設備有り) - 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			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			熱交換器ユニット	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-7 接続図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, 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, 熱交換器	A, D
			関連資料	54-5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	中央制御室で操作可能, 現場 (設置場所) で操作可能	A a, B	
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図		
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性	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	(放射線量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 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 DB 設備あり)-屋外	A b	
		サポート系要因	対象 (サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

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)

第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	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	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			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				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)	-
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	54-7 接続図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業		B c, B d, B f
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A
			関連資料	54-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が不要		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, 54-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能		A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続規格等による接続		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	(放射線量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 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり)-屋外	A b		
		サポート系要因	対象 (サポート系有り)-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, 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)

第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			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
		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不要	B b	
	関連資料	54-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同様の系統構成	A d
		その他 (飛散物)	対象外	対象外	
	関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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
	サポート系故障		対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	54-2 単線結線図、54-3 配置図、 54-11 使用済燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉

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			

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
			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	Λ e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Λ
			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
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

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			

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表(常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
				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)	-
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	54-3 配置図	
		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	Λ e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	-				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Λ	
			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	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

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			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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
				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)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		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不要	B b		
	関連資料	54-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
	関連資料	—				
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
		関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料		—				
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
	サポート系故障		対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備					

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					

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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
			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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
			第2号	操作性	操作スイッチ, 弁操作
	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(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			—		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備		

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール監視カメラ用冷却設備	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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
	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		

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-2 単線結線図	54-2 単線結線図	

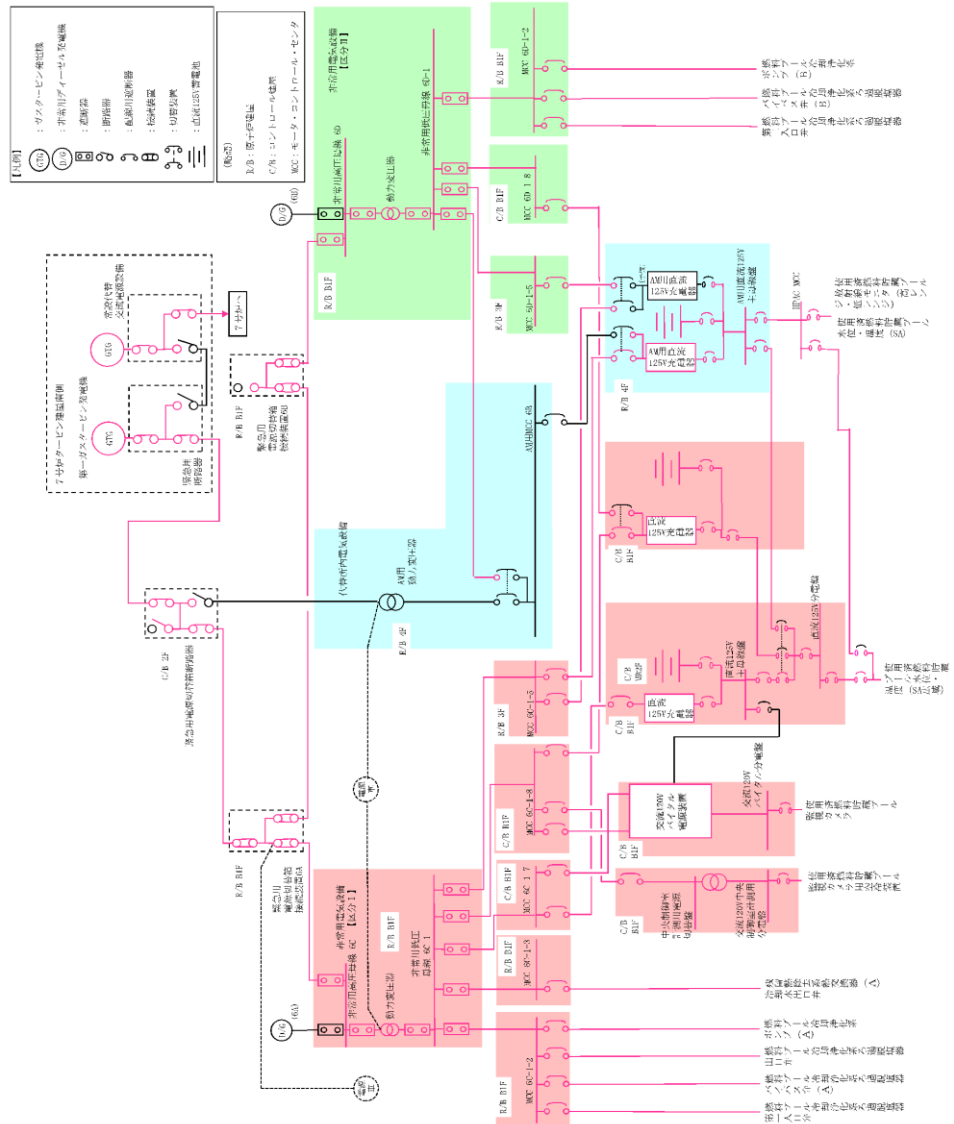


図1 使用済燃料プール監視設備 単線結線図 (6号炉)

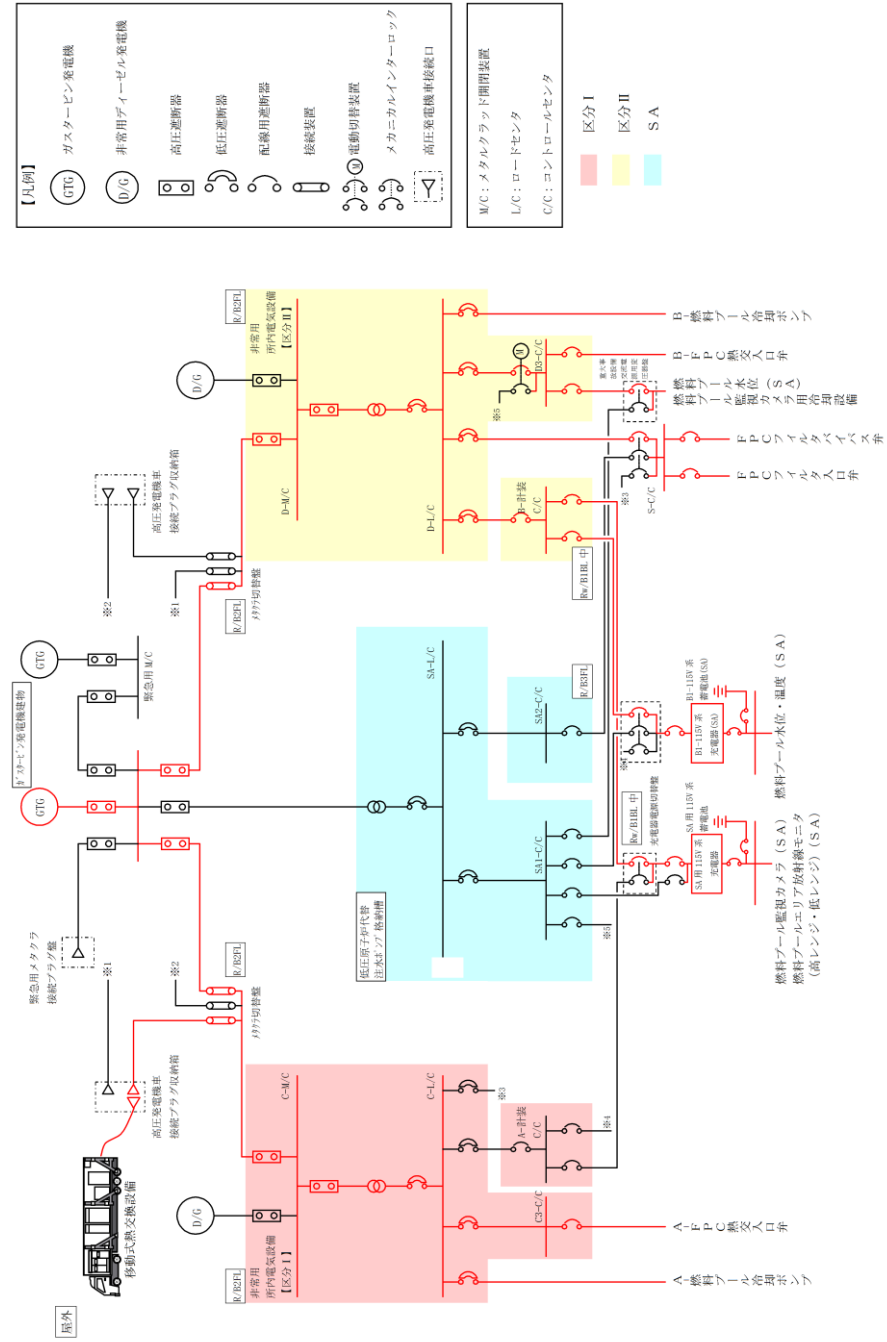


図1 単線結線図

・設備の相違

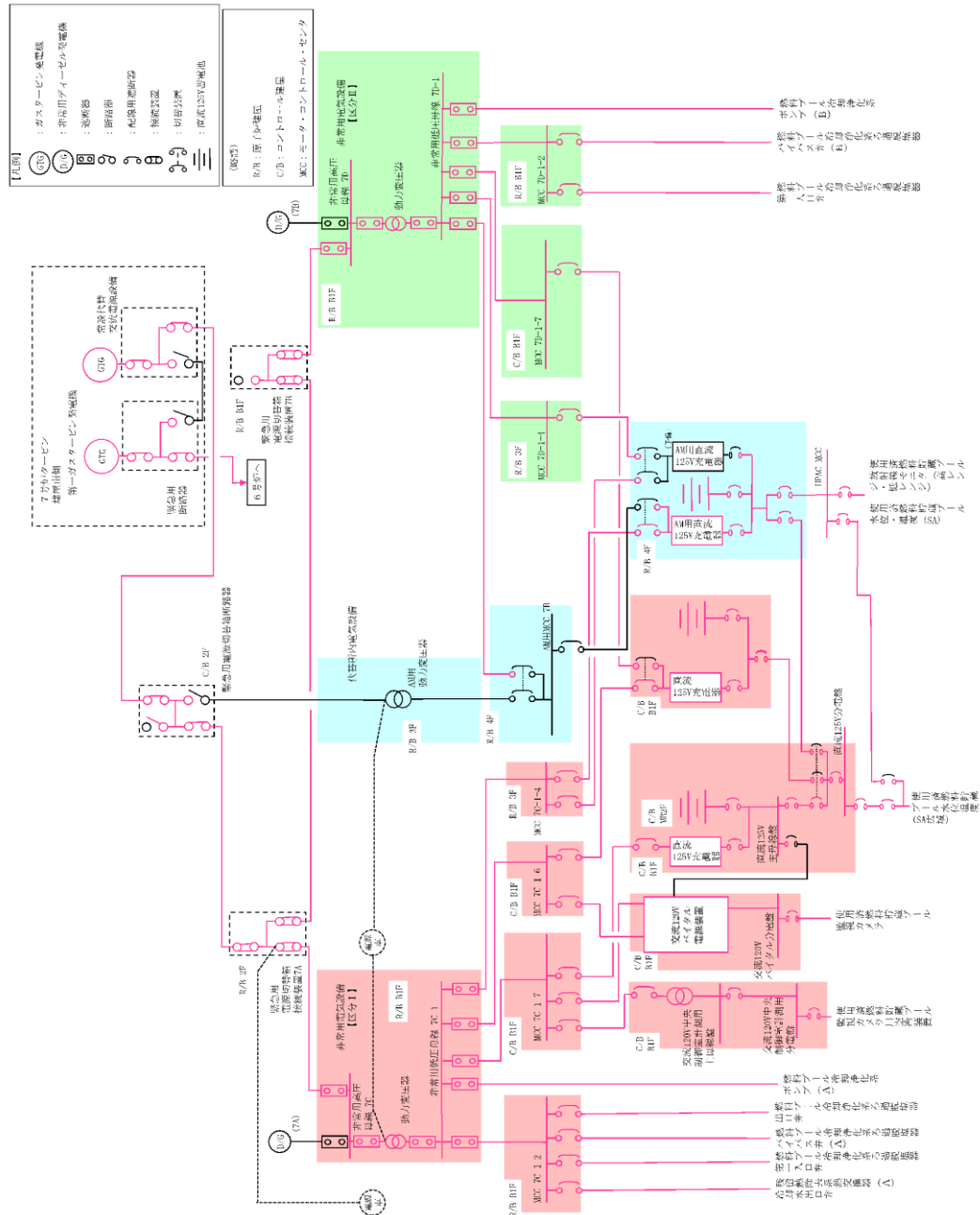


図2 使用済燃料プール監視設備 単線結線図 (7号炉)

・設備の相違

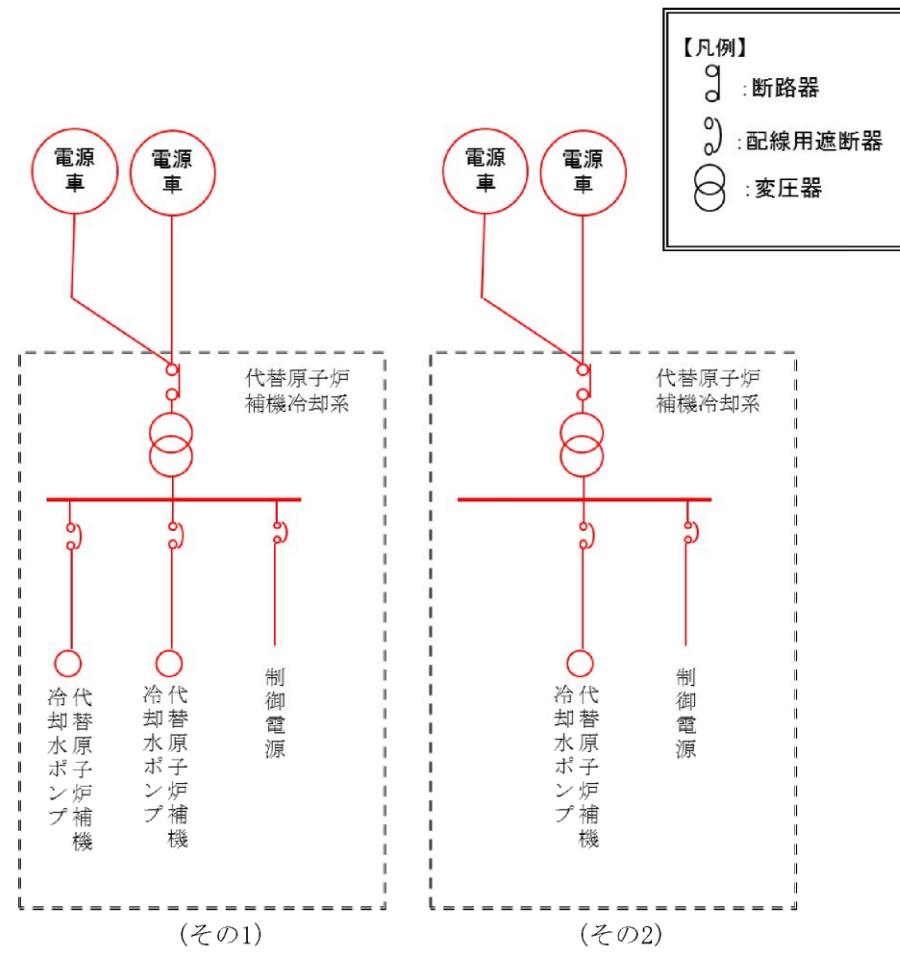


図3 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="626 659 795 688">54-3 配置図</p> <div data-bbox="463 1564 952 1667" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 200px;"> <p data-bbox="489 1583 765 1612"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="489 1625 863 1654"> : 重大事故等対処設備を示す。</p> </div>	<p data-bbox="1774 659 1944 688">54-3 配置図</p> <div data-bbox="1644 1572 2059 1751" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 200px;"> <p data-bbox="1670 1612 2006 1642"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="1670 1675 2033 1705"> : 重大事故等対処設備</p> </div>	

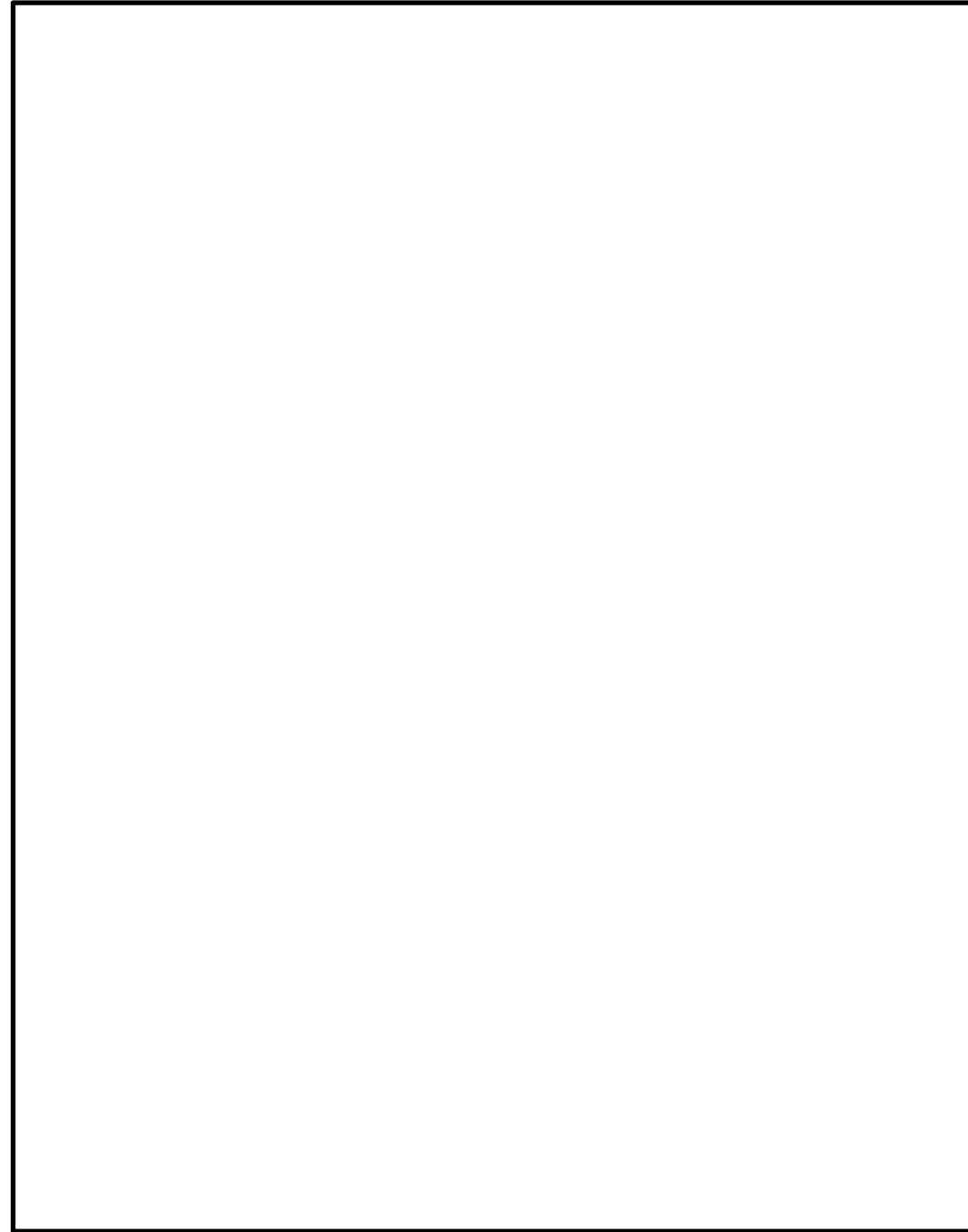


図1 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
6号炉 屋内配置図

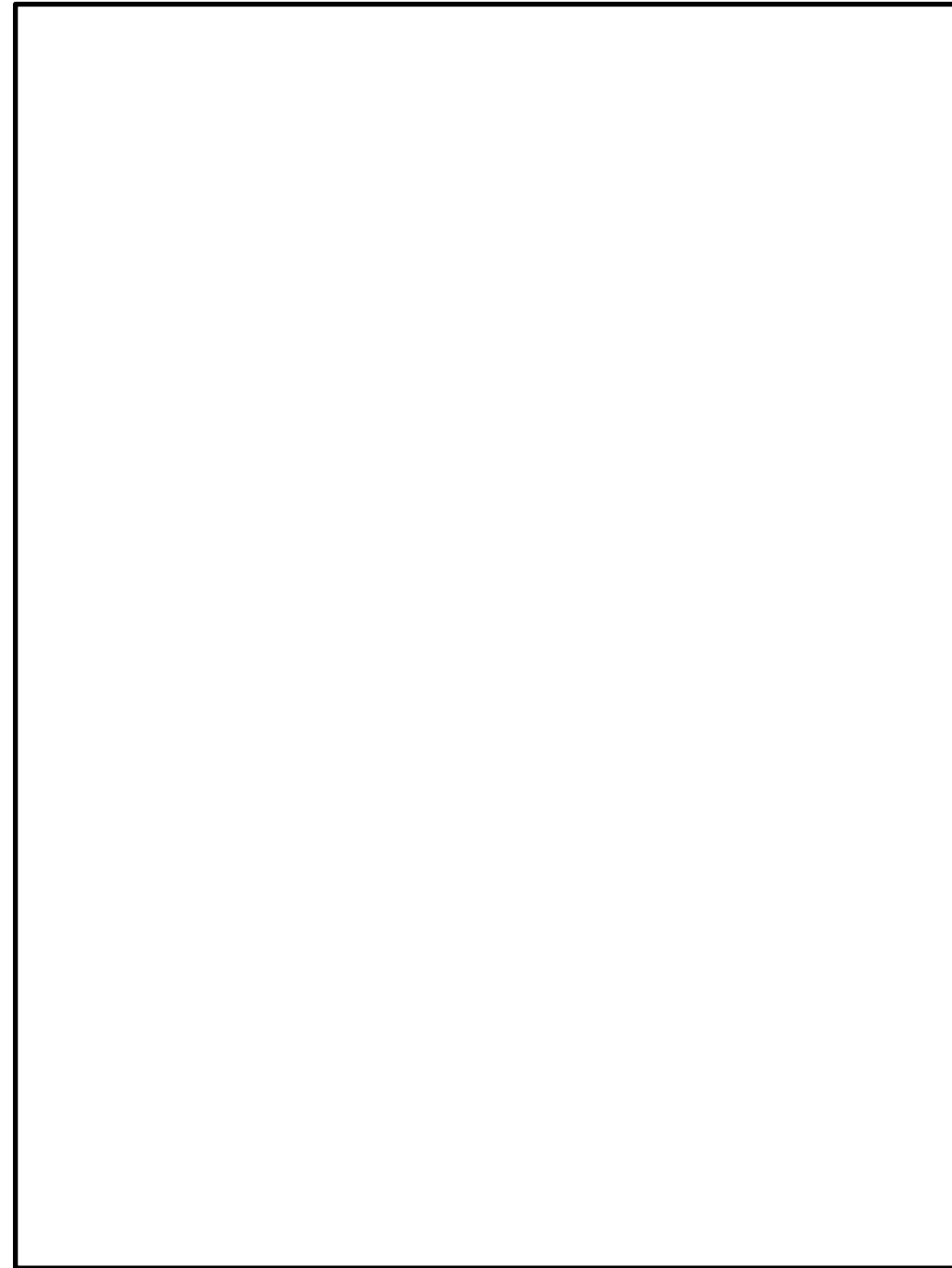


図1 燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド) 屋内配置図 (原子炉建物1階)

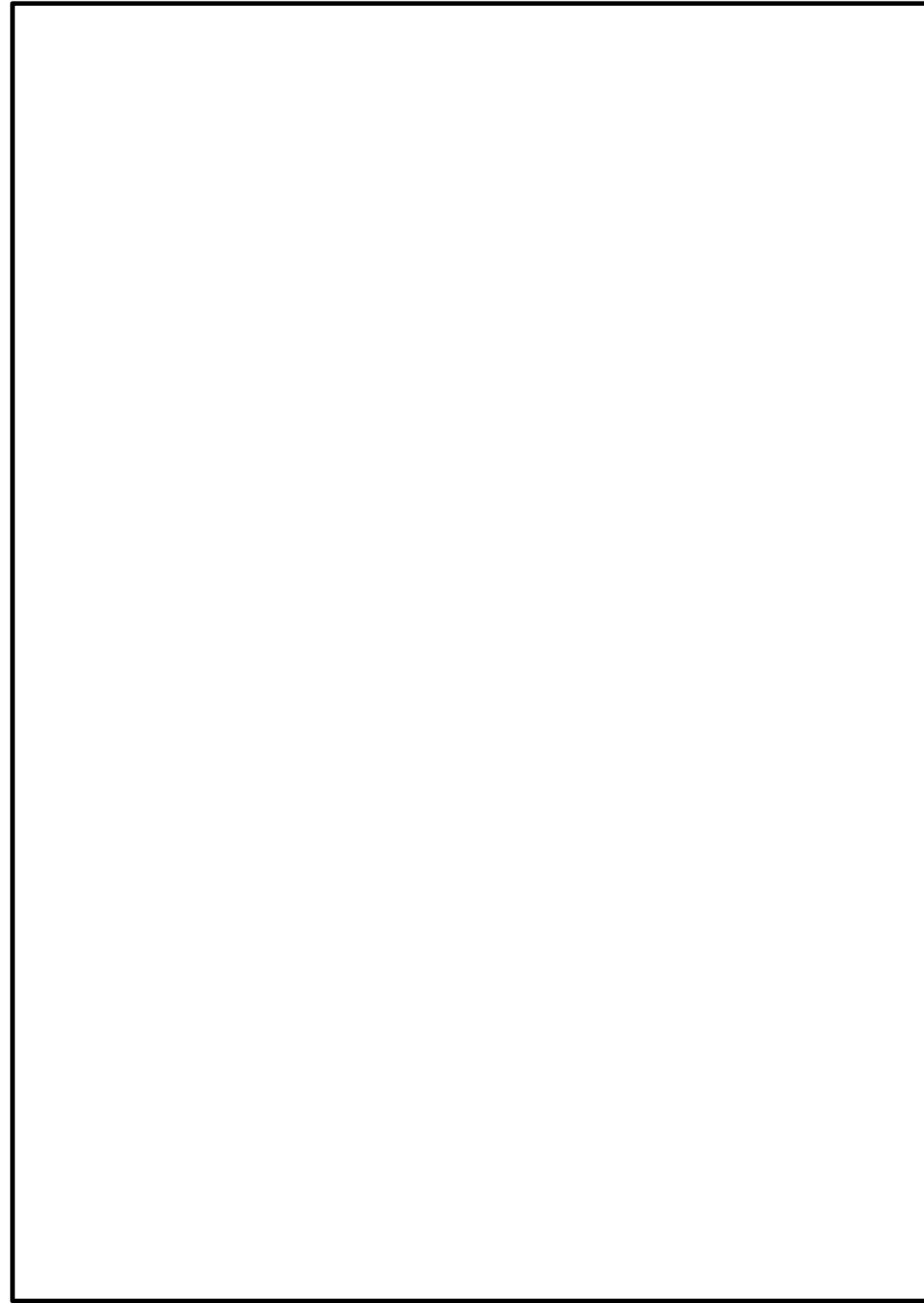


図2 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図

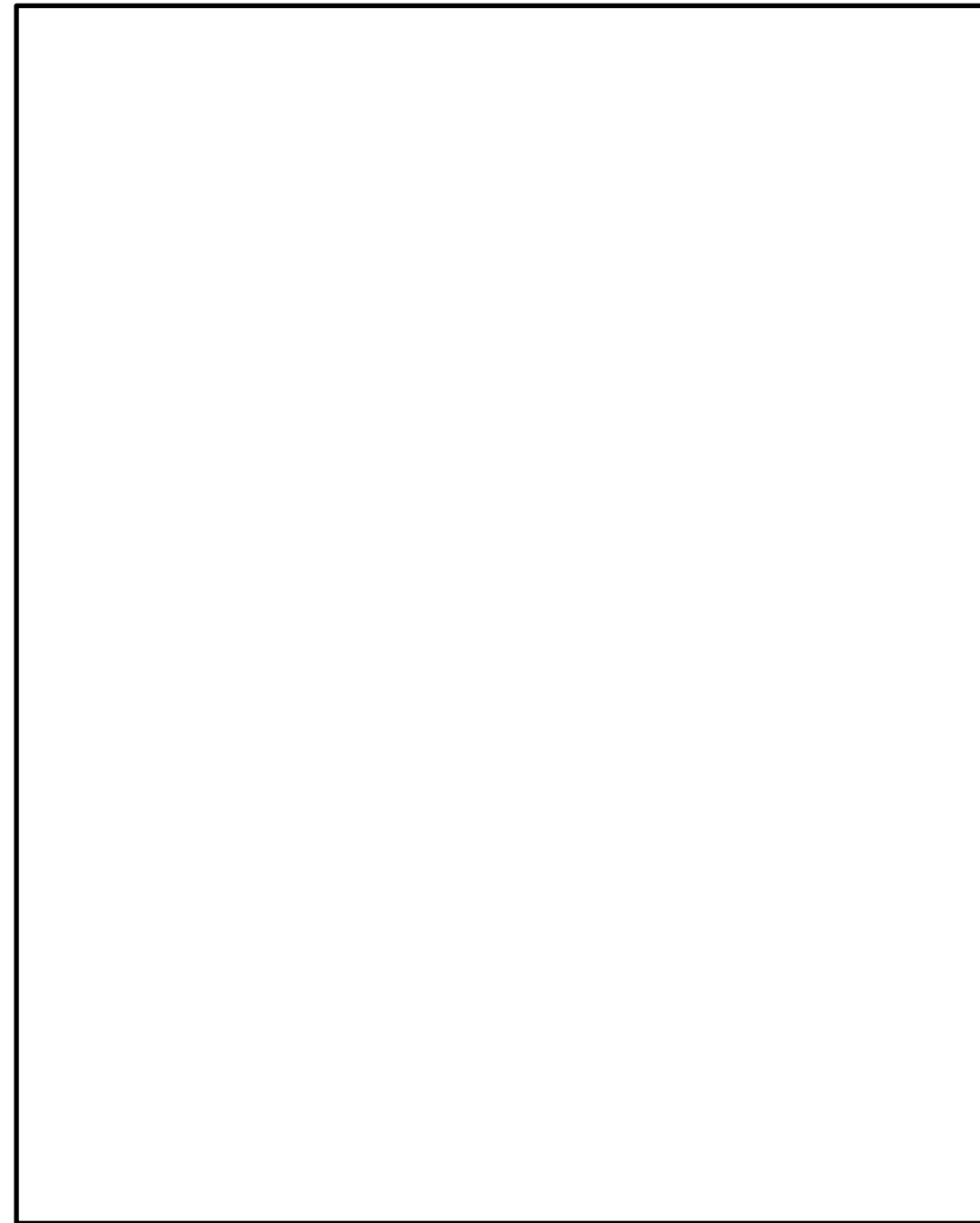


図2 燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド) 屋内配置図 (原子炉建物2階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

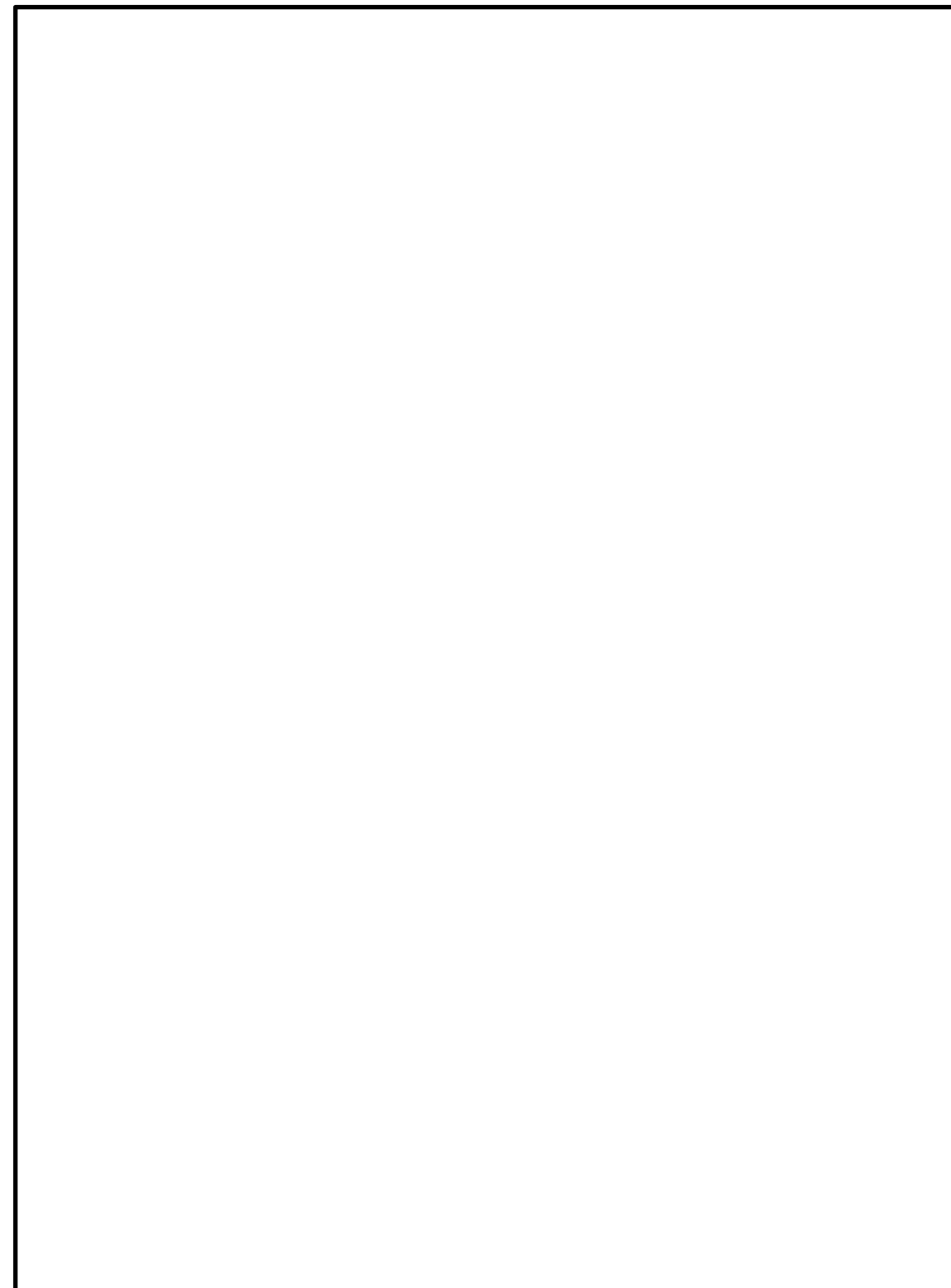
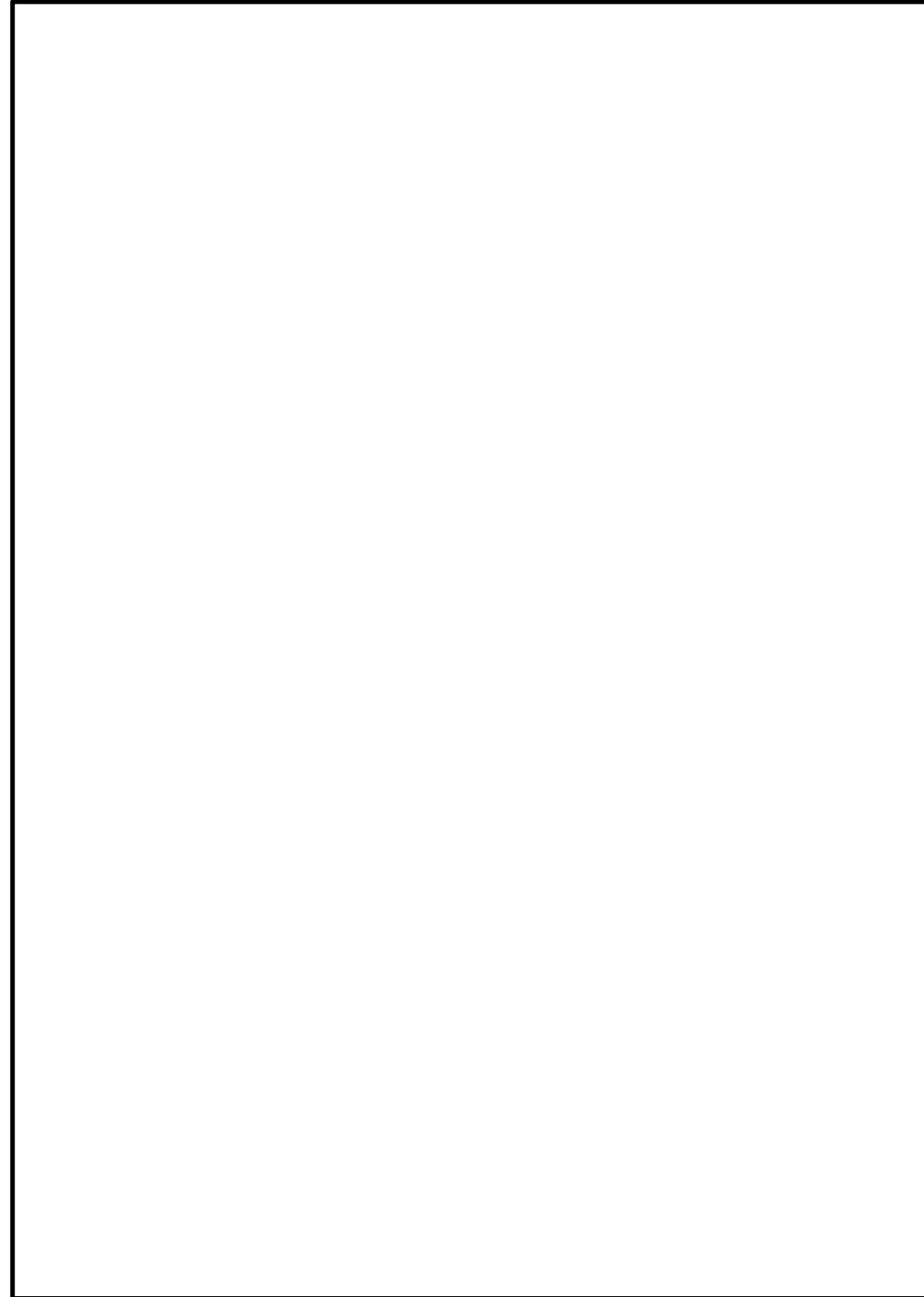


図3 燃料プール冷却浄化系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

図3 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 屋内配置図 (原子炉建物3階)



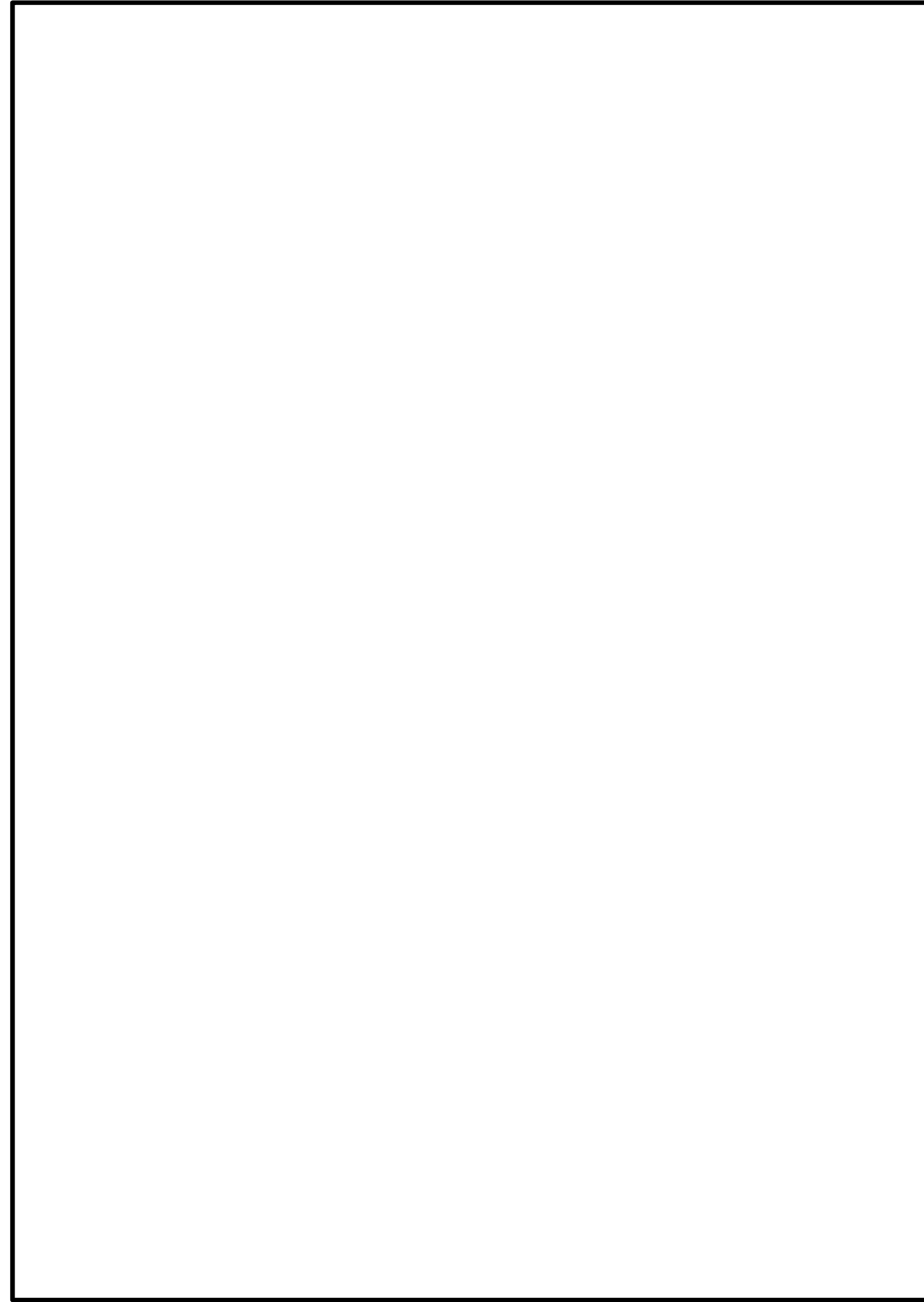


図4 燃料プール冷却浄化系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)

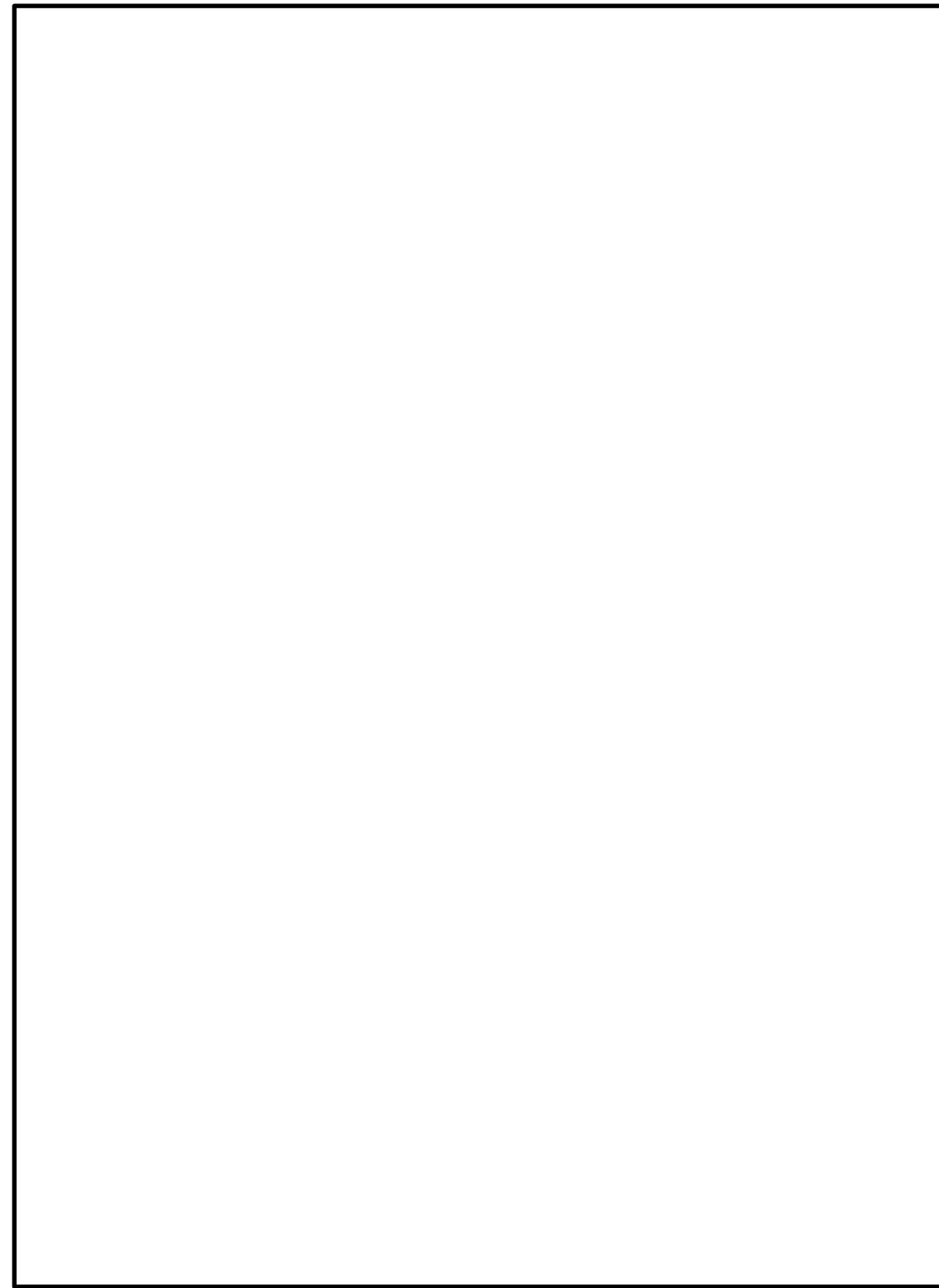


図4 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) 屋内配置図 (原子炉建物4階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

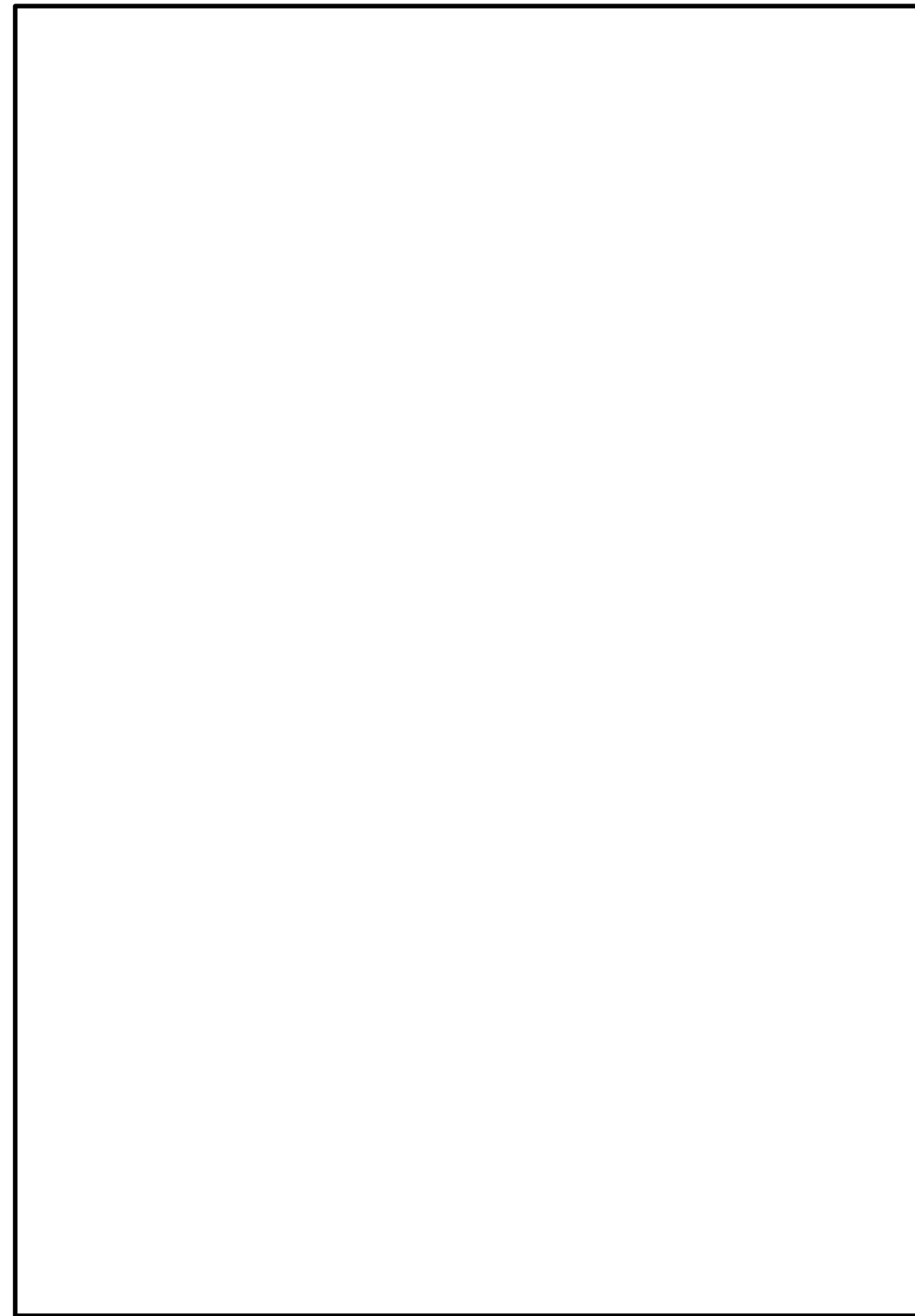
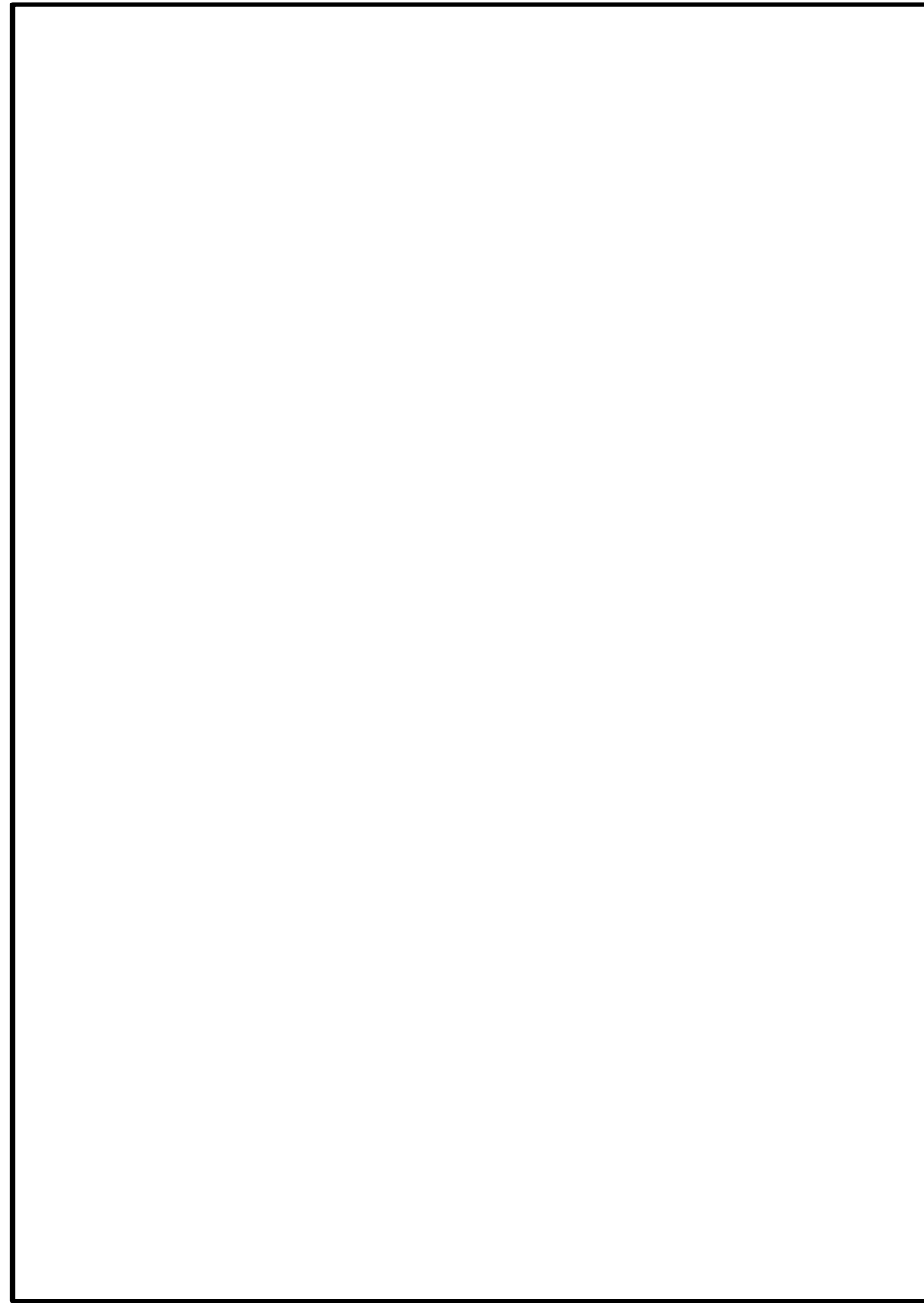


図5 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)

図5 燃料プール冷却系の機器配置図 (原子炉建物中2階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

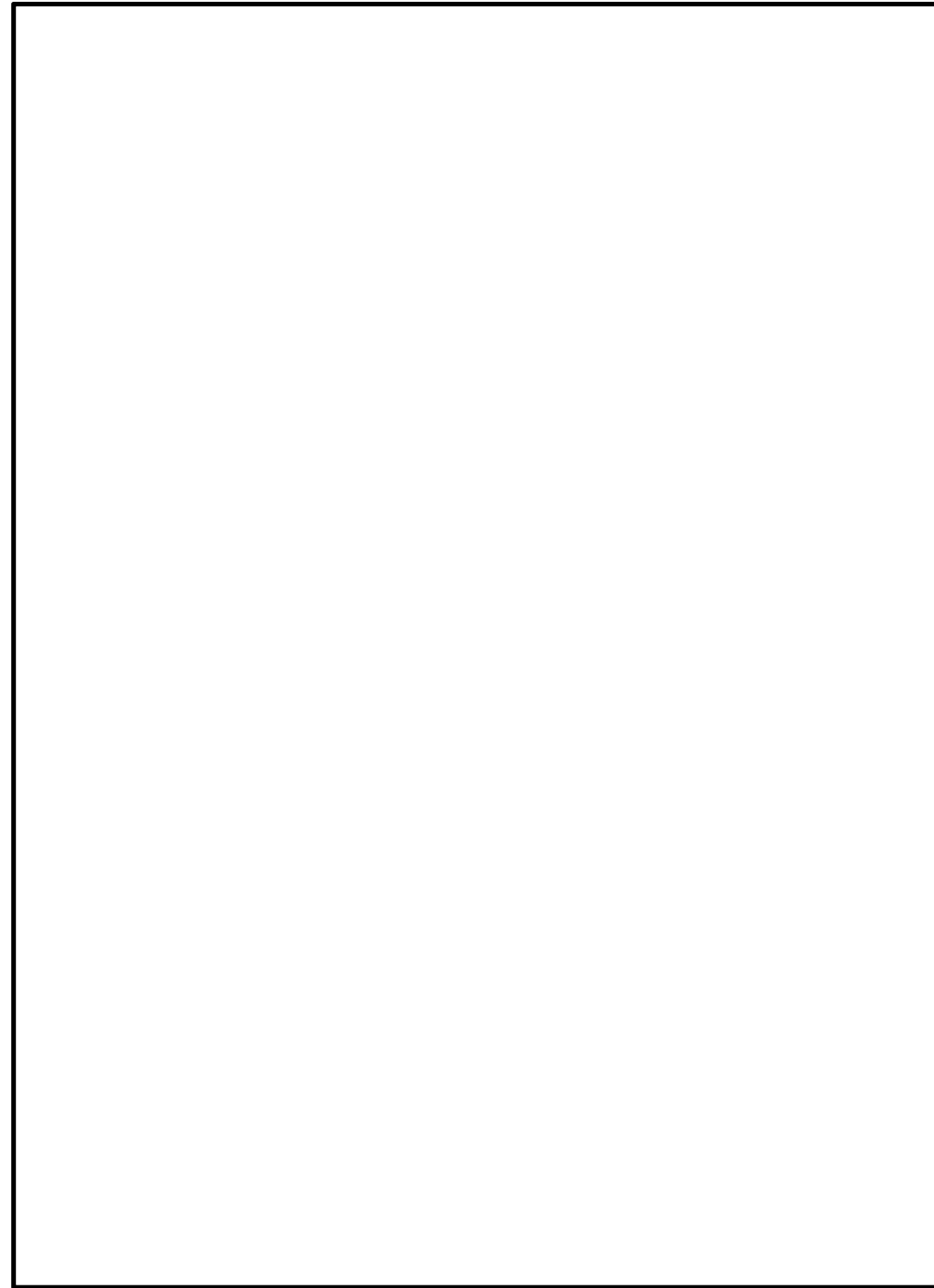
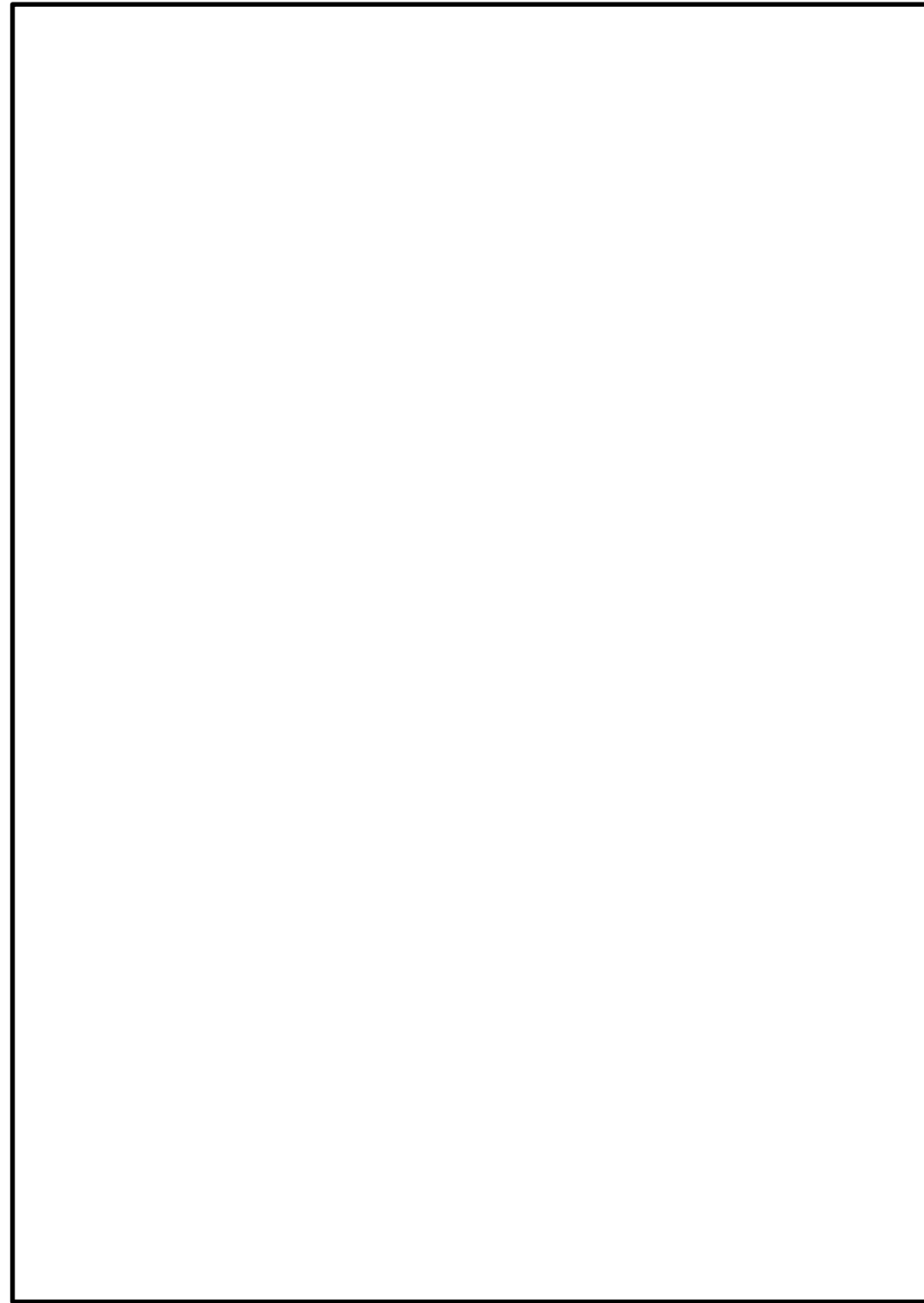


図6 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)

図6 燃料プール冷却系の機器配置図 (原子炉建物3階)

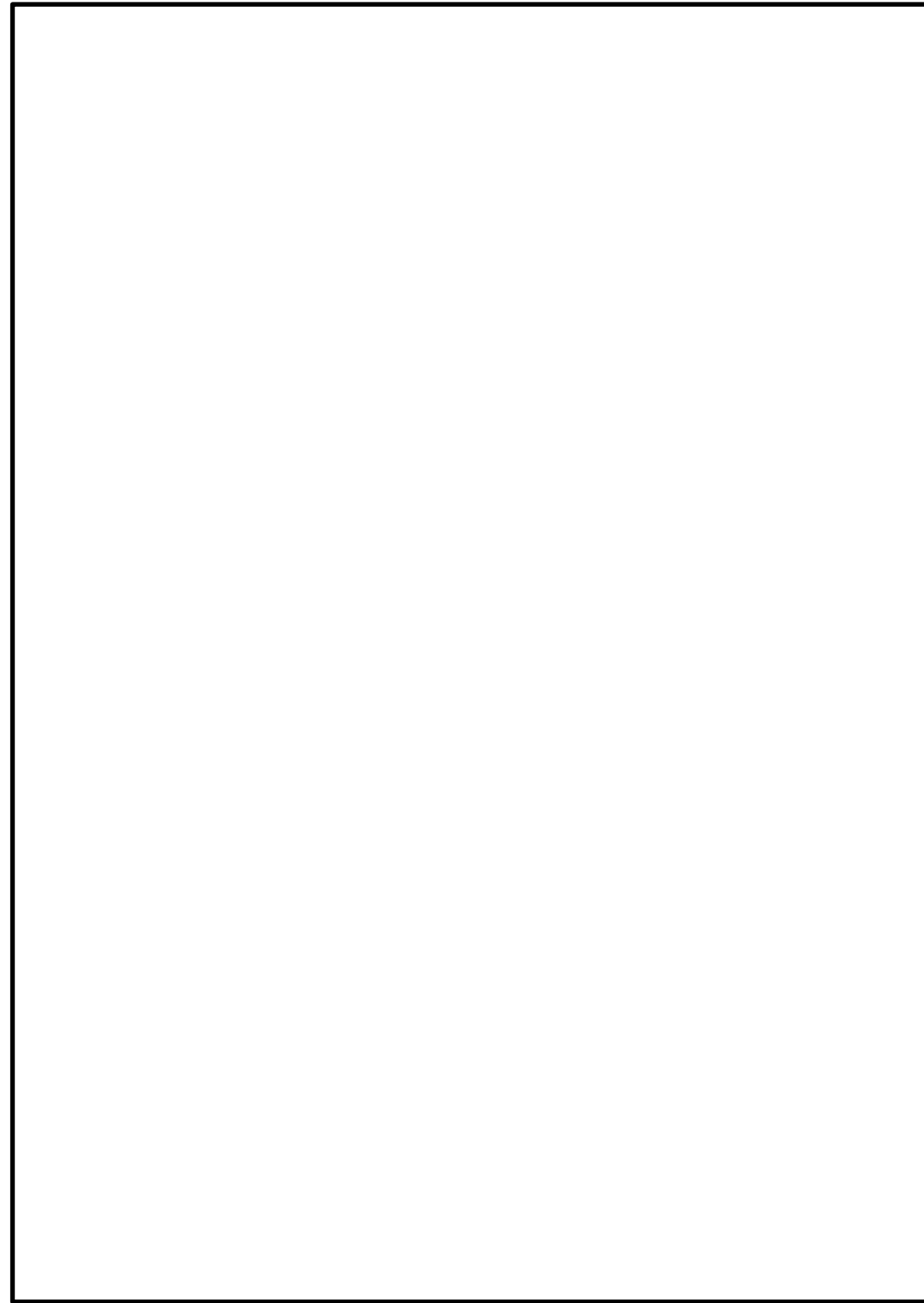


図7 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

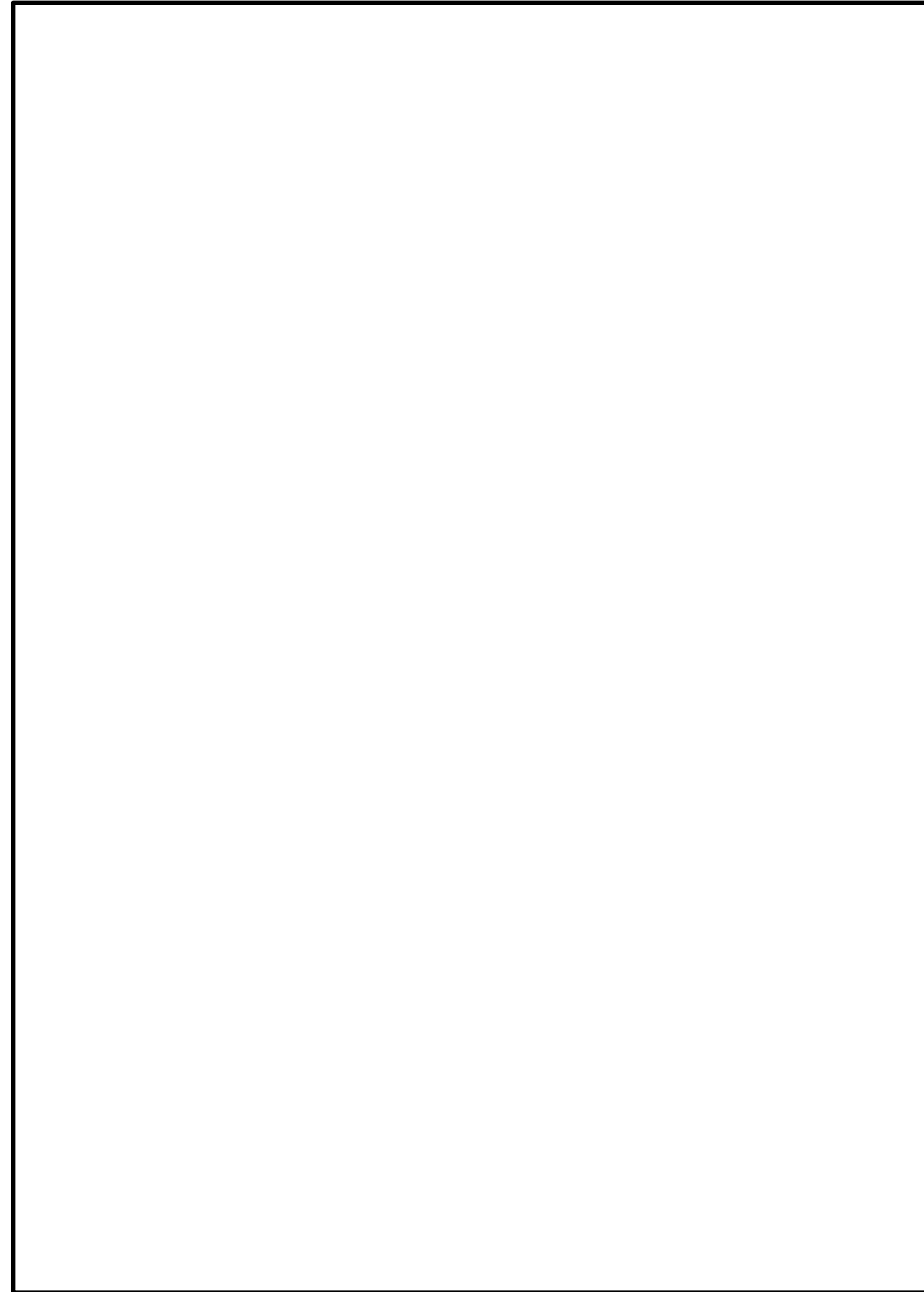


図7 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物地下2階)



図8 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

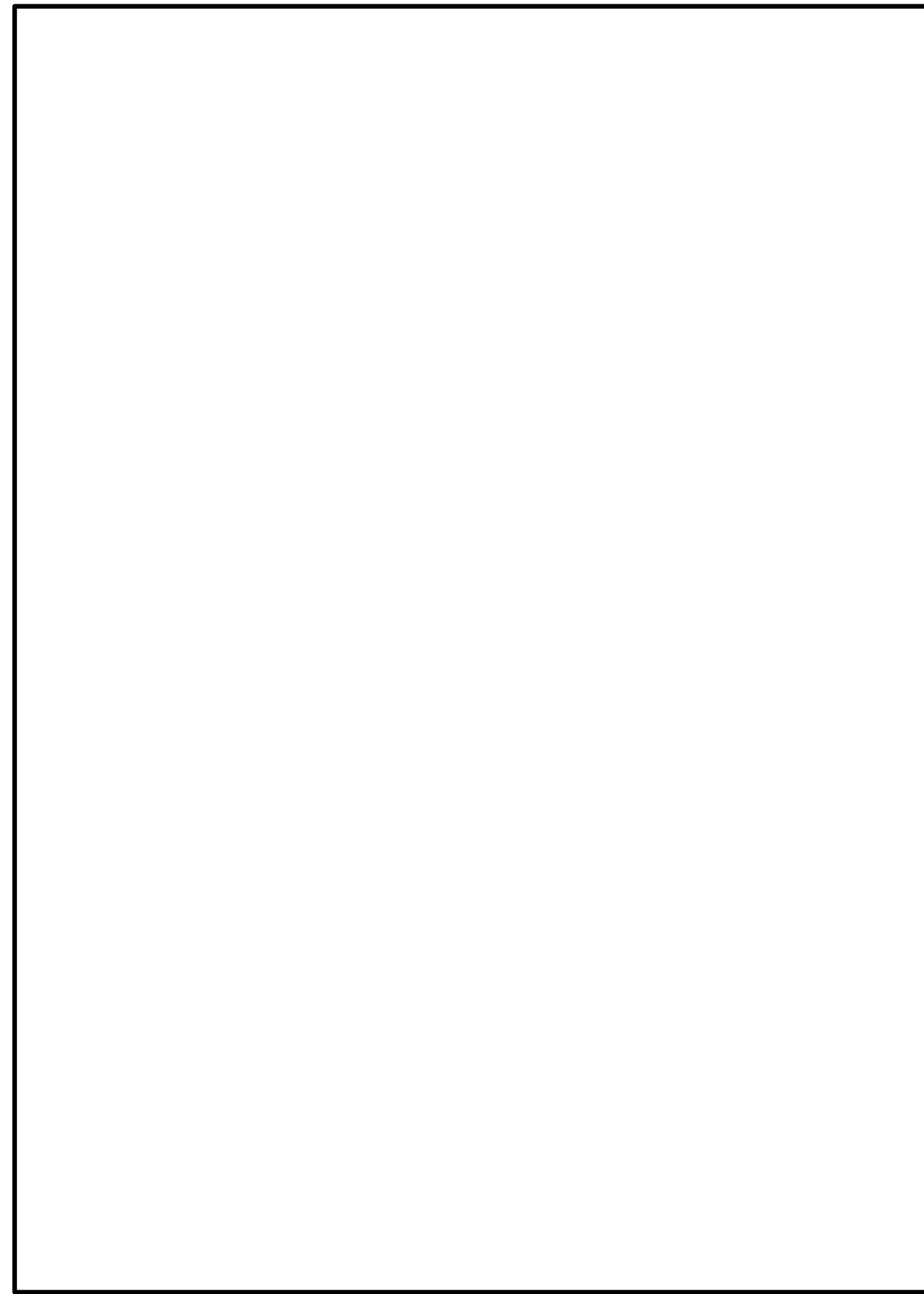


図8 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物地下1階)

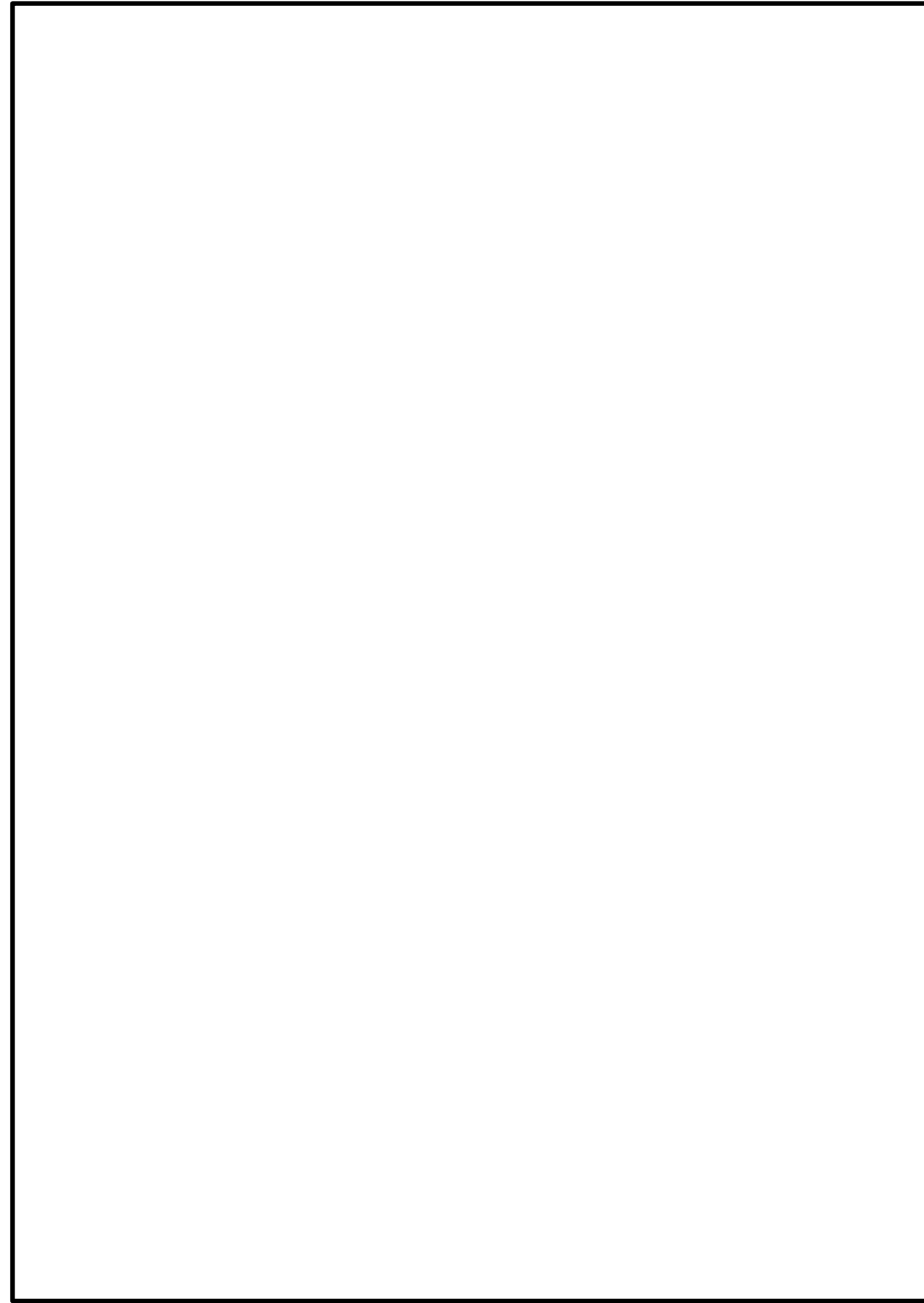


図9 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上1階)



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)

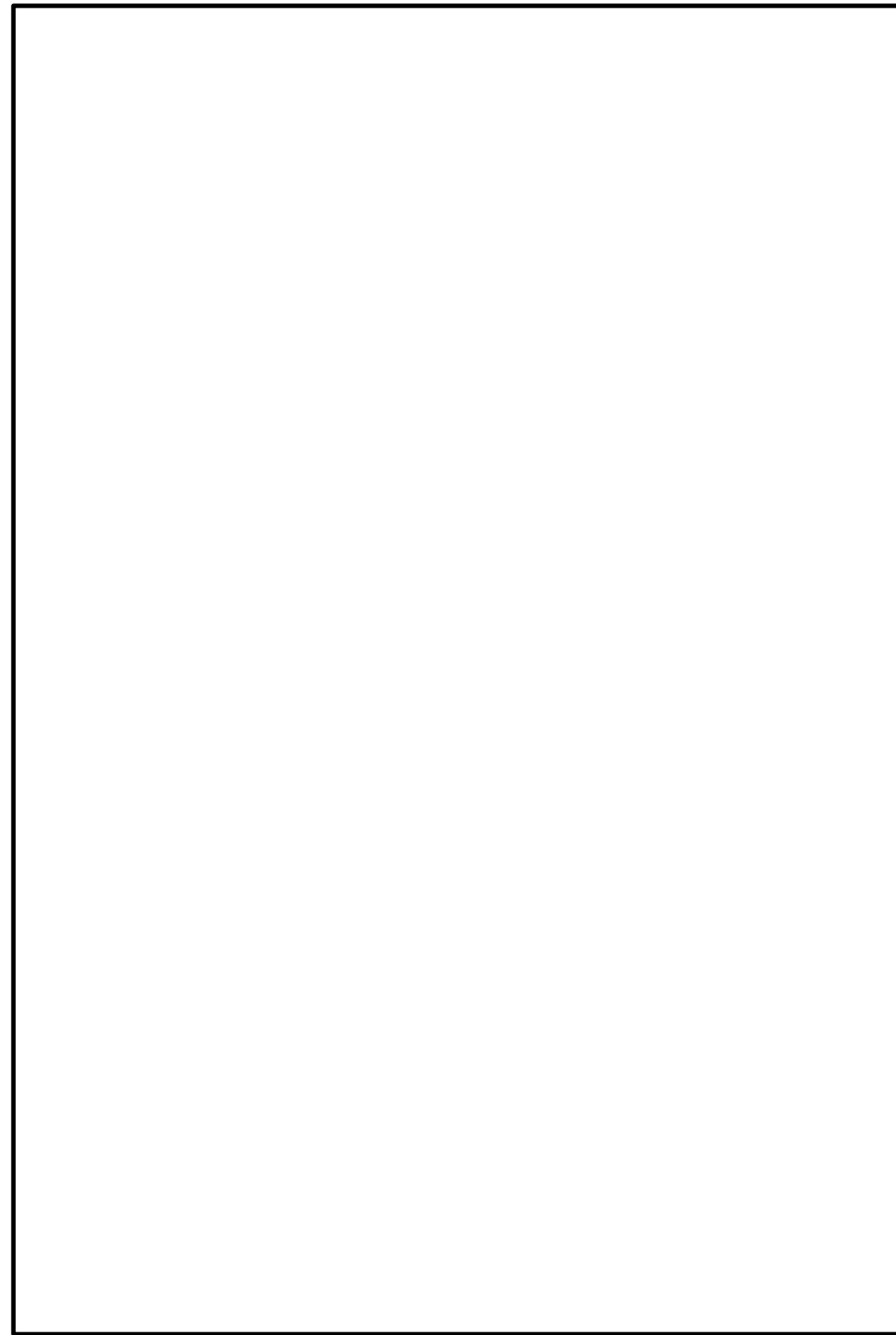
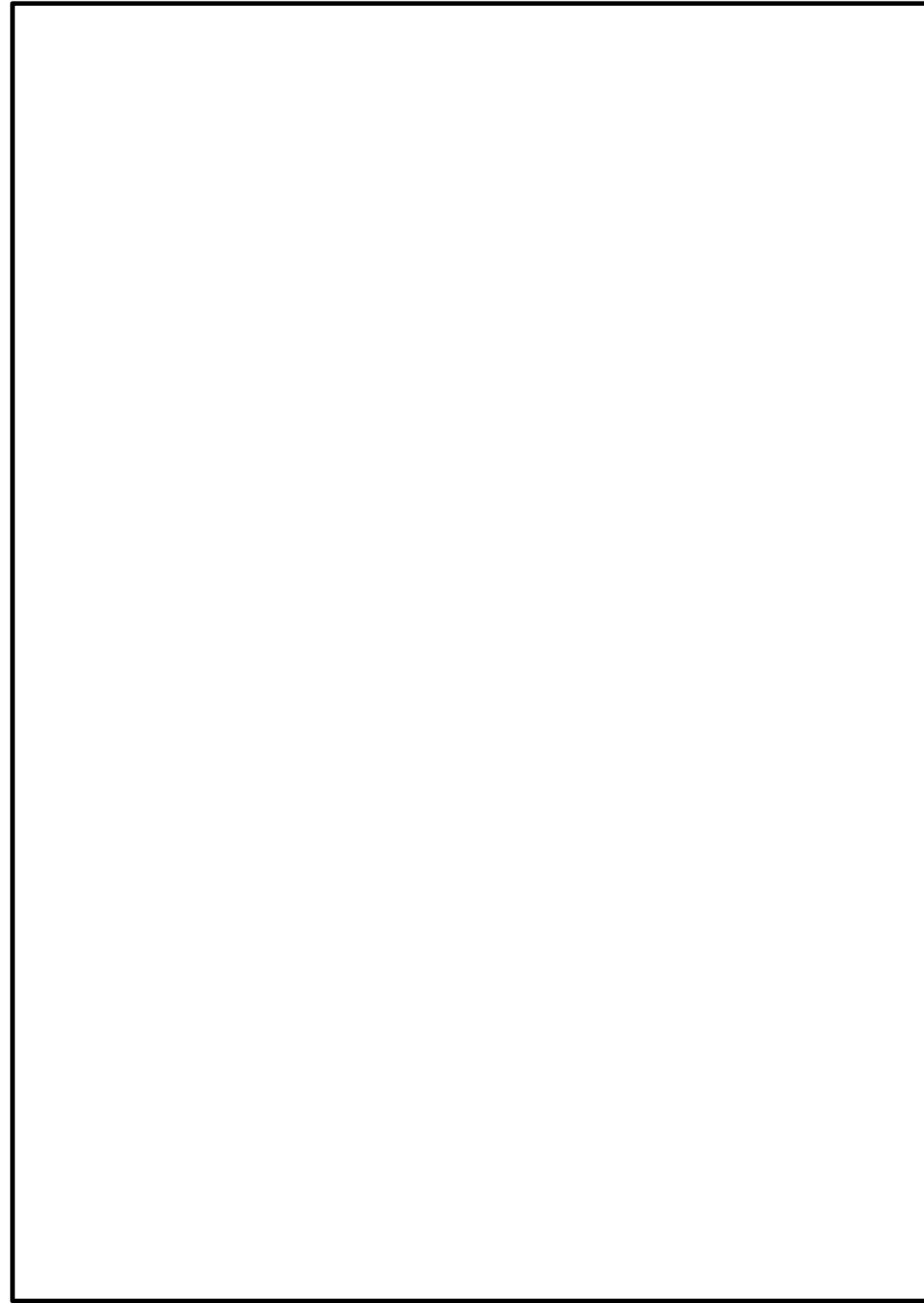


図10 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

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)

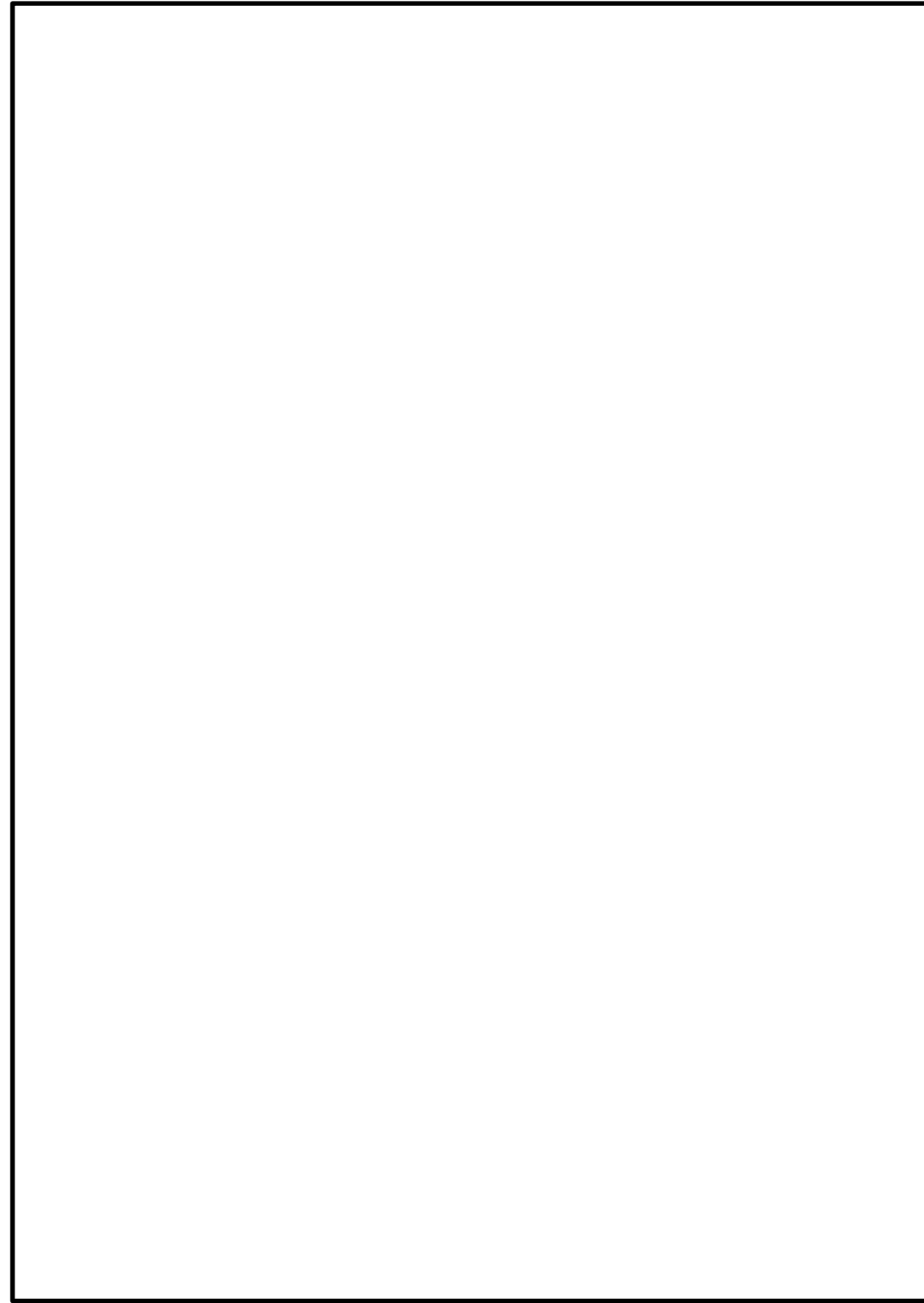


図11 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

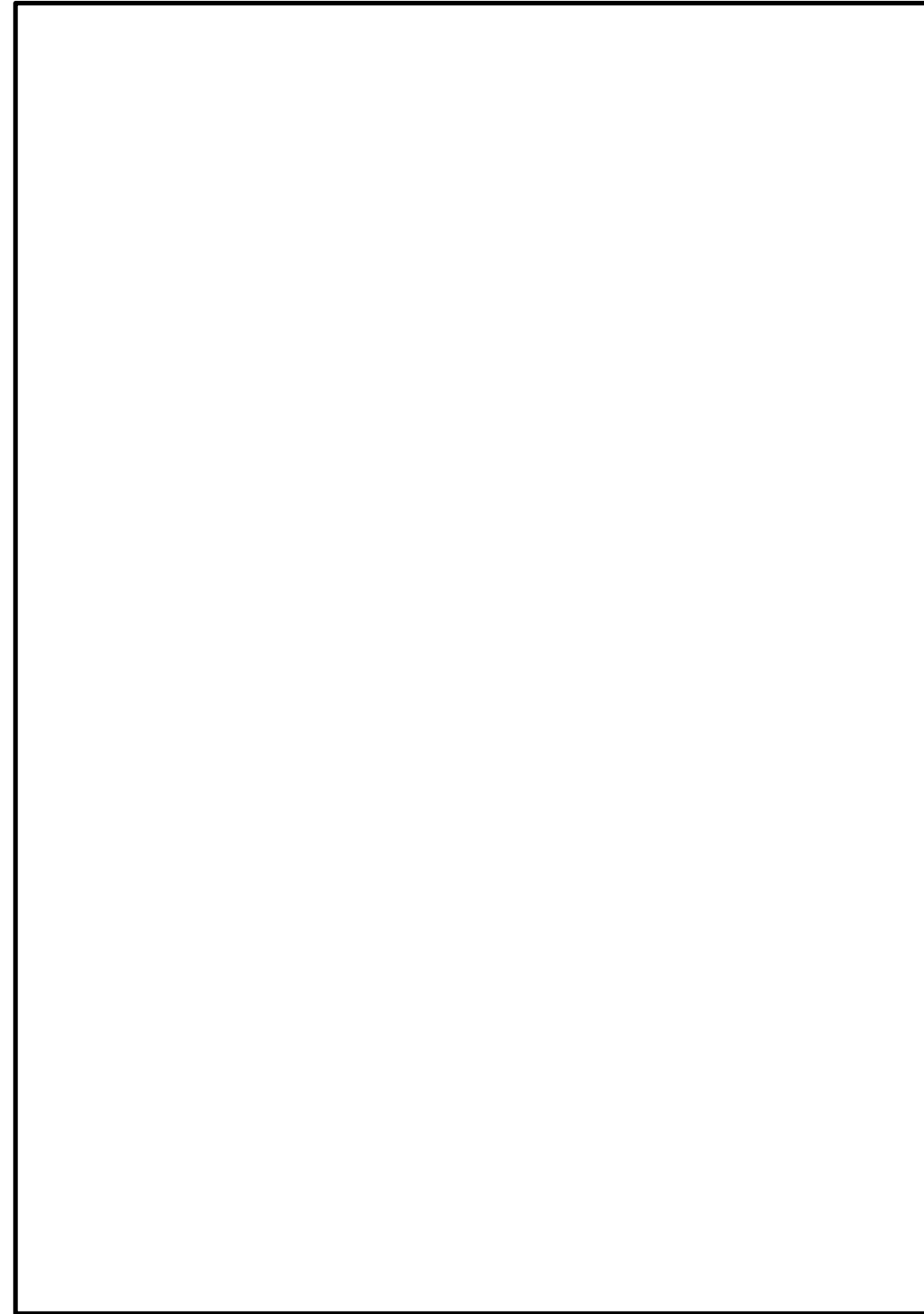


図 11 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物3階)



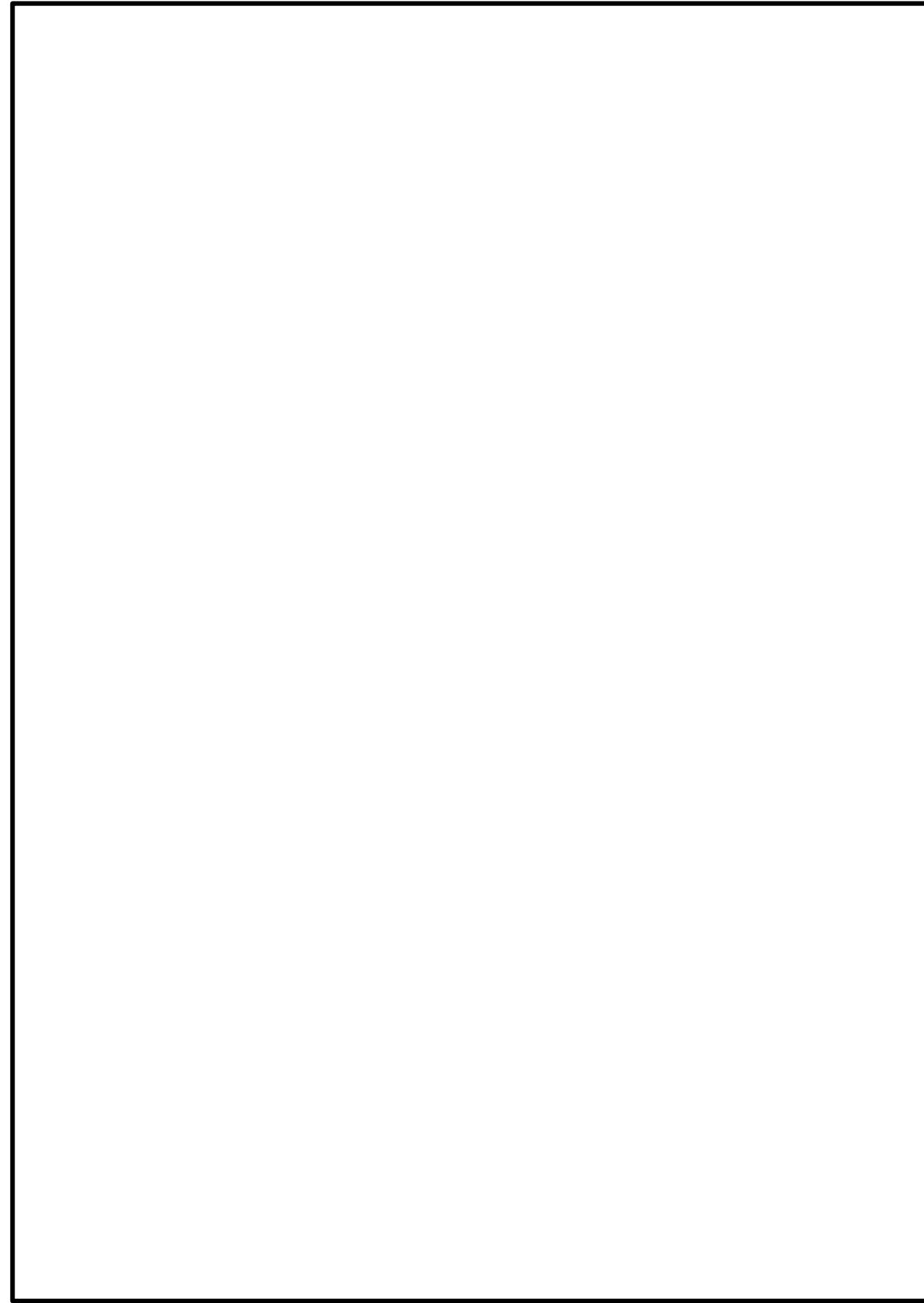


図12 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉タービン建屋地上1階)

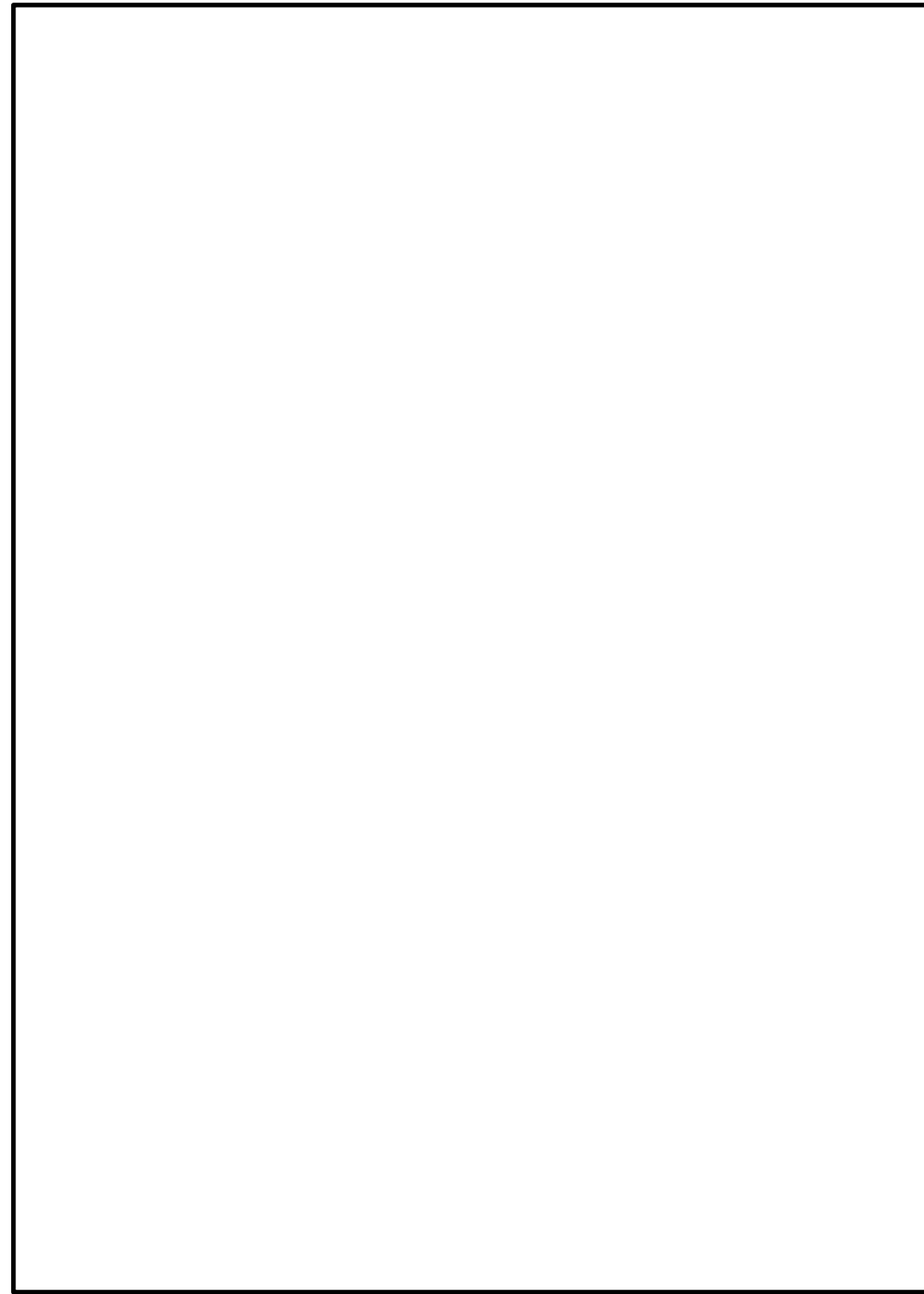


図 12 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物4階)

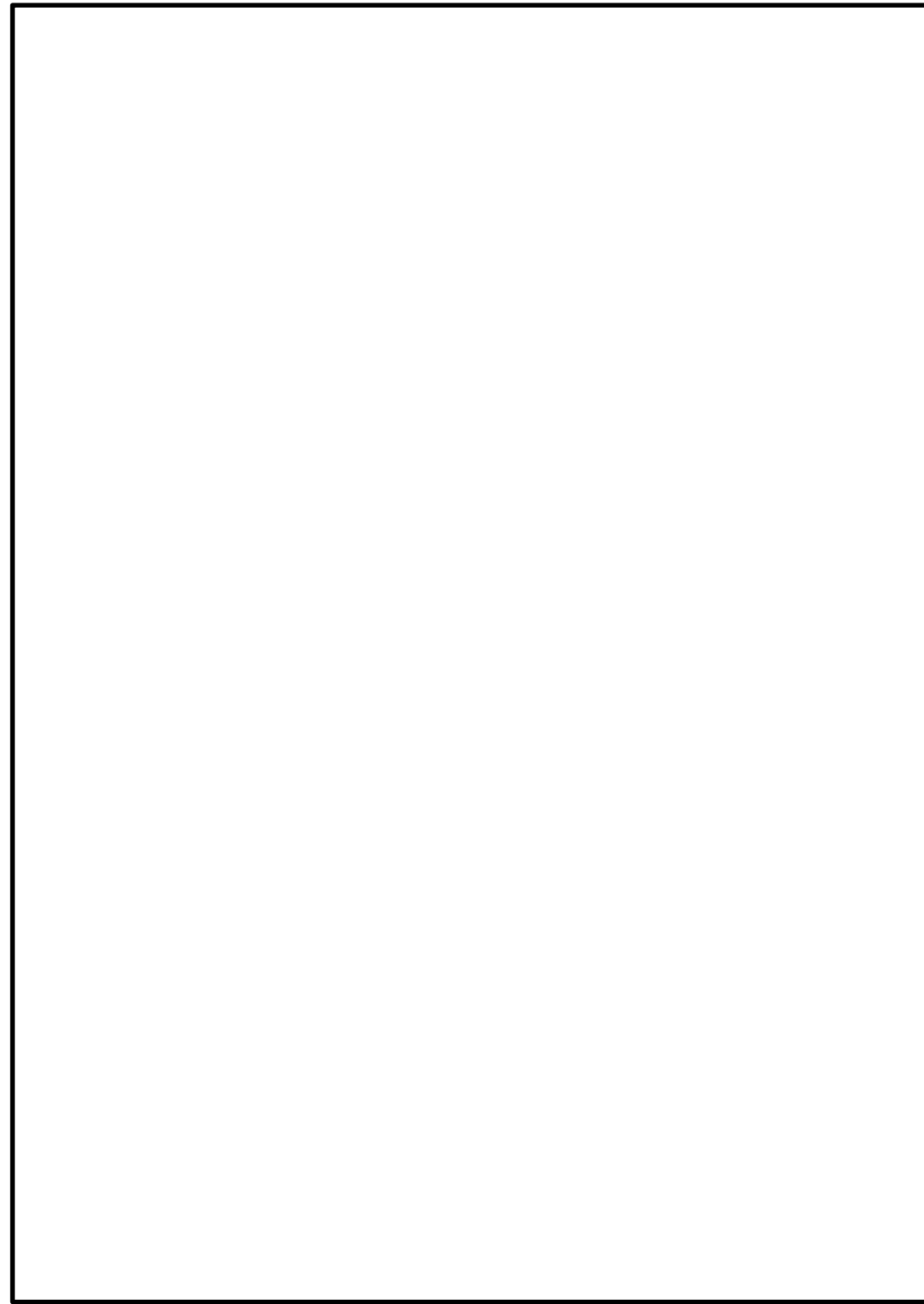


図13 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉タービン建屋地下1階)

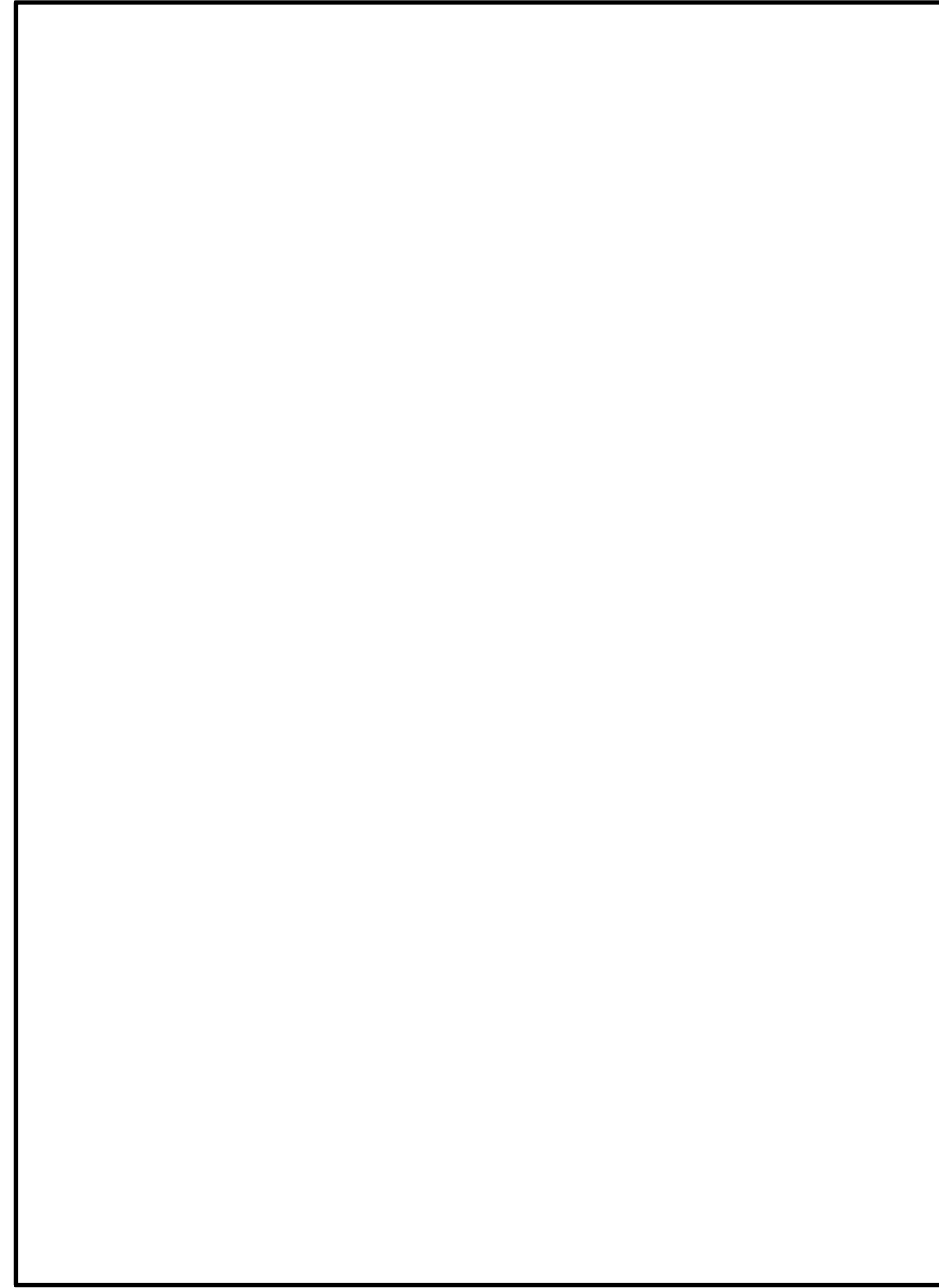


図13 燃料プール監視設備の機器配置図 (原子炉建物4階)

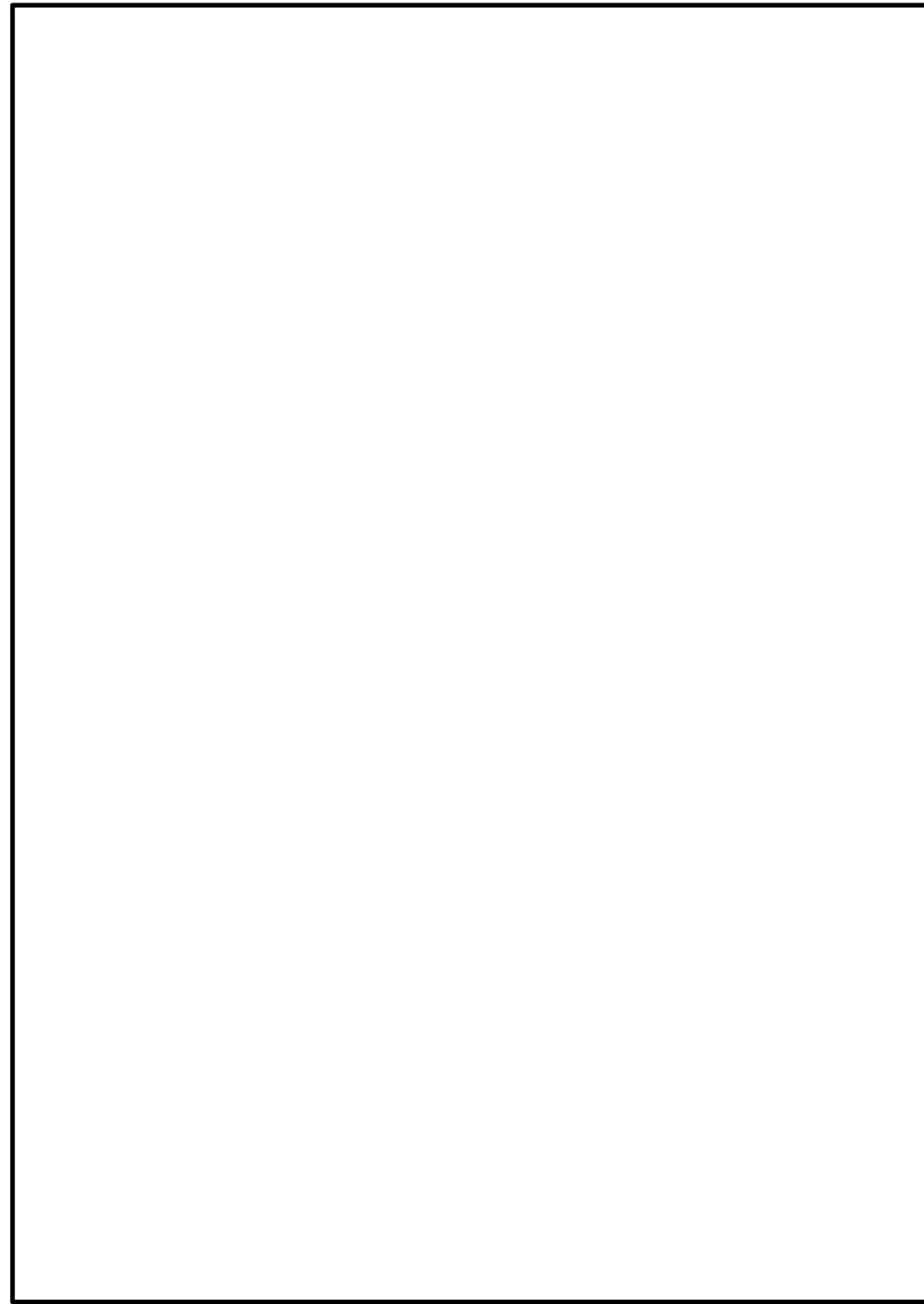


図14 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)

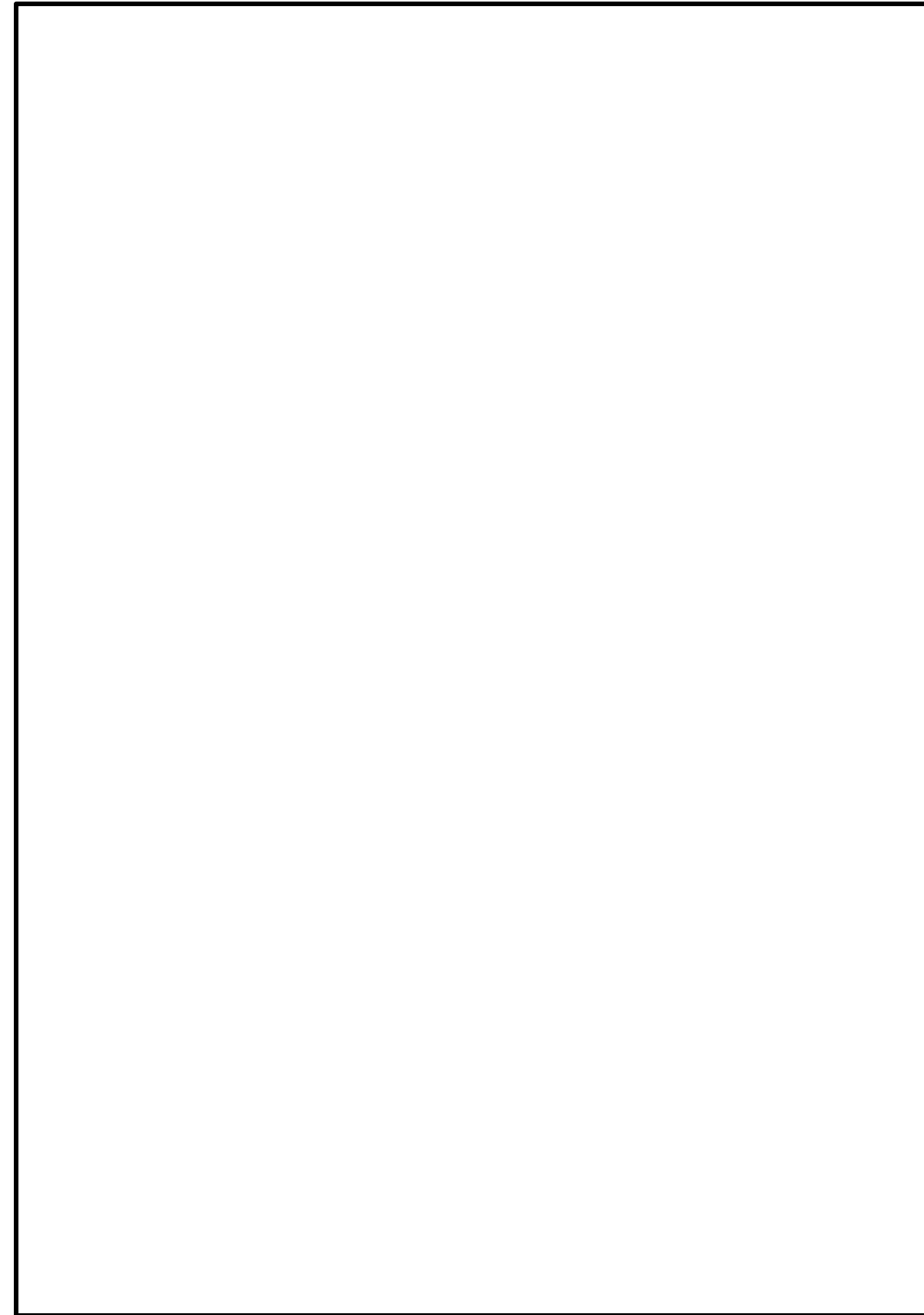


図 14 燃料プール監視設備の機器配置図 (原子炉建物3階)

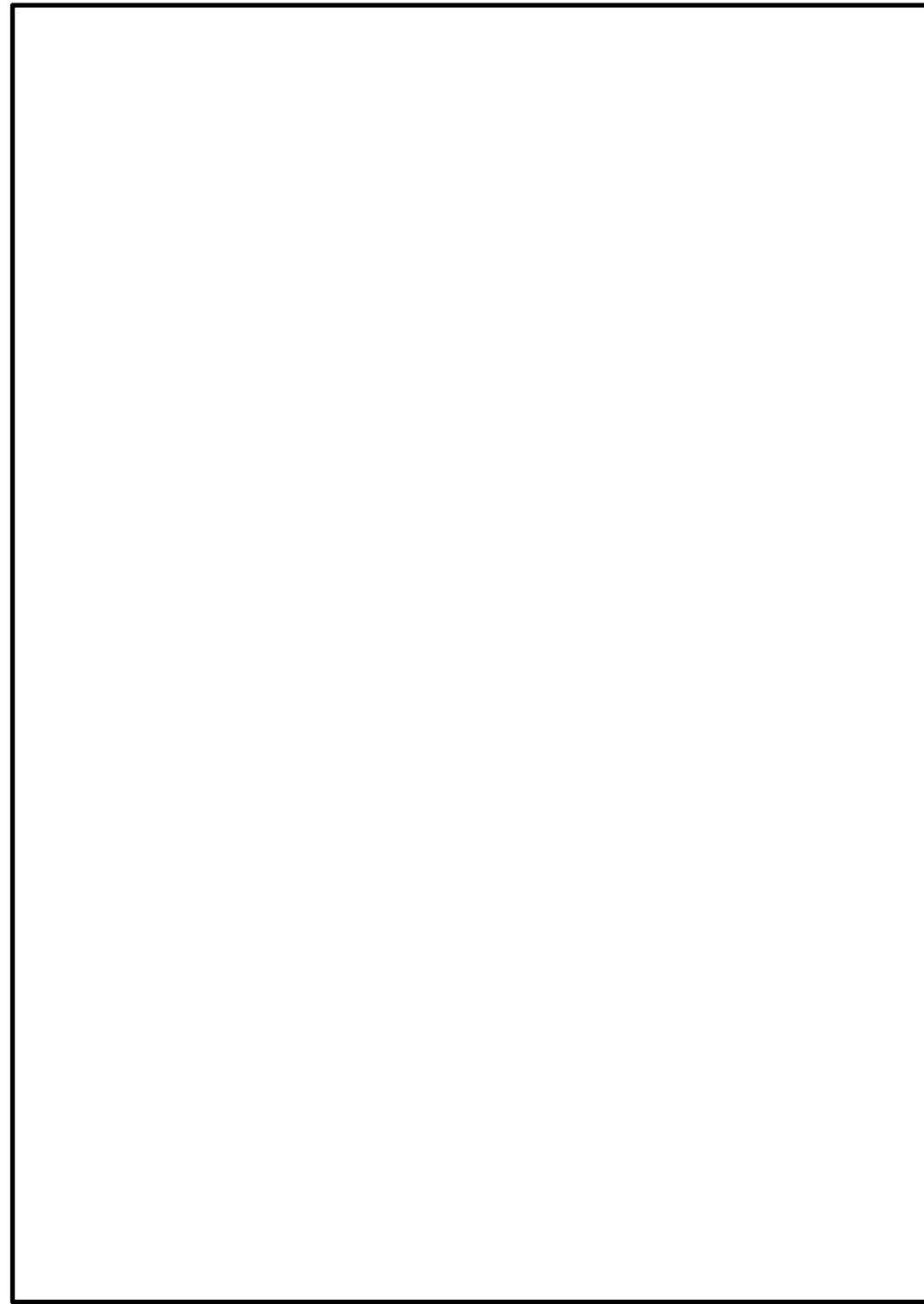


図15 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

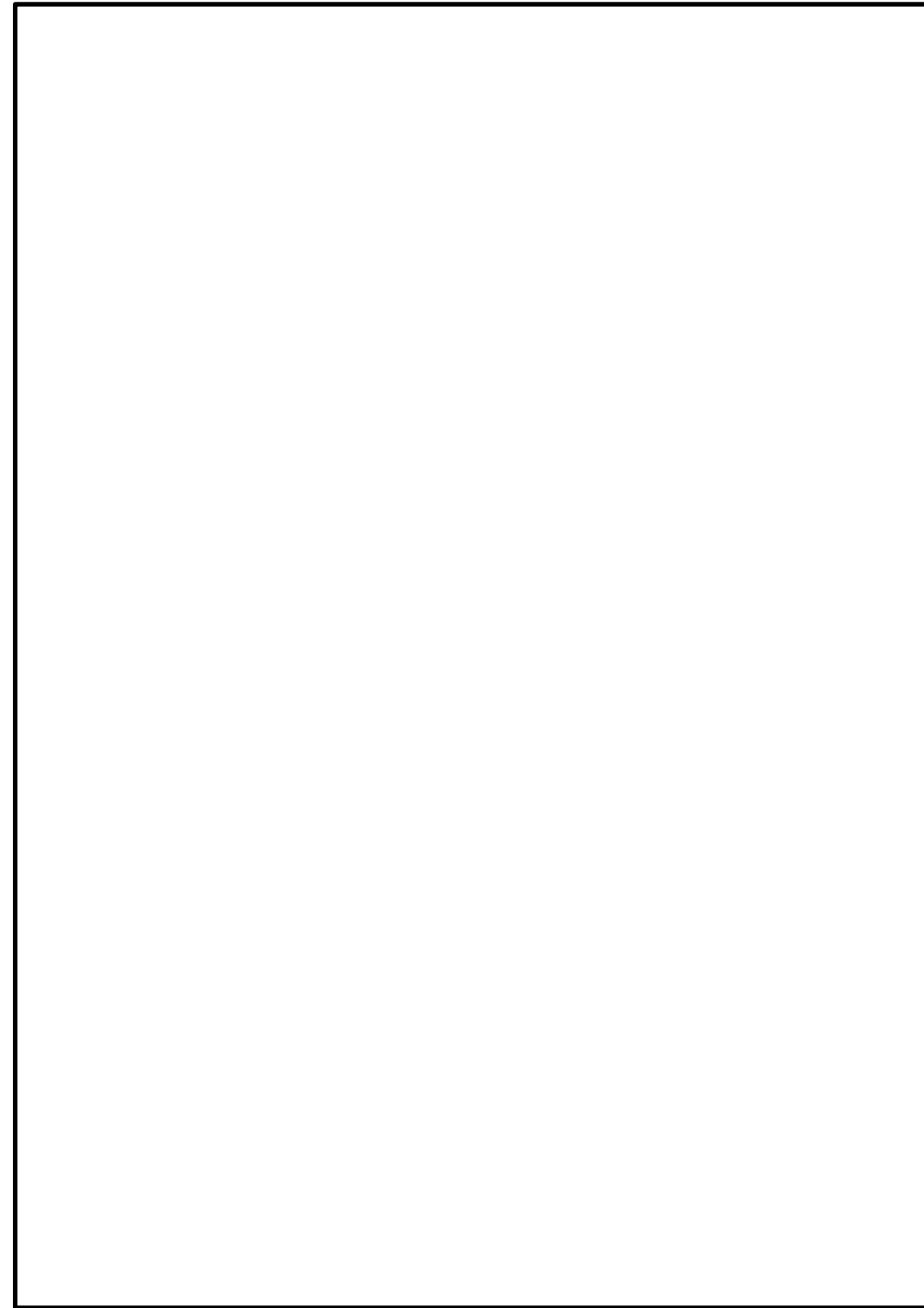


図 15 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図16 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上3階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

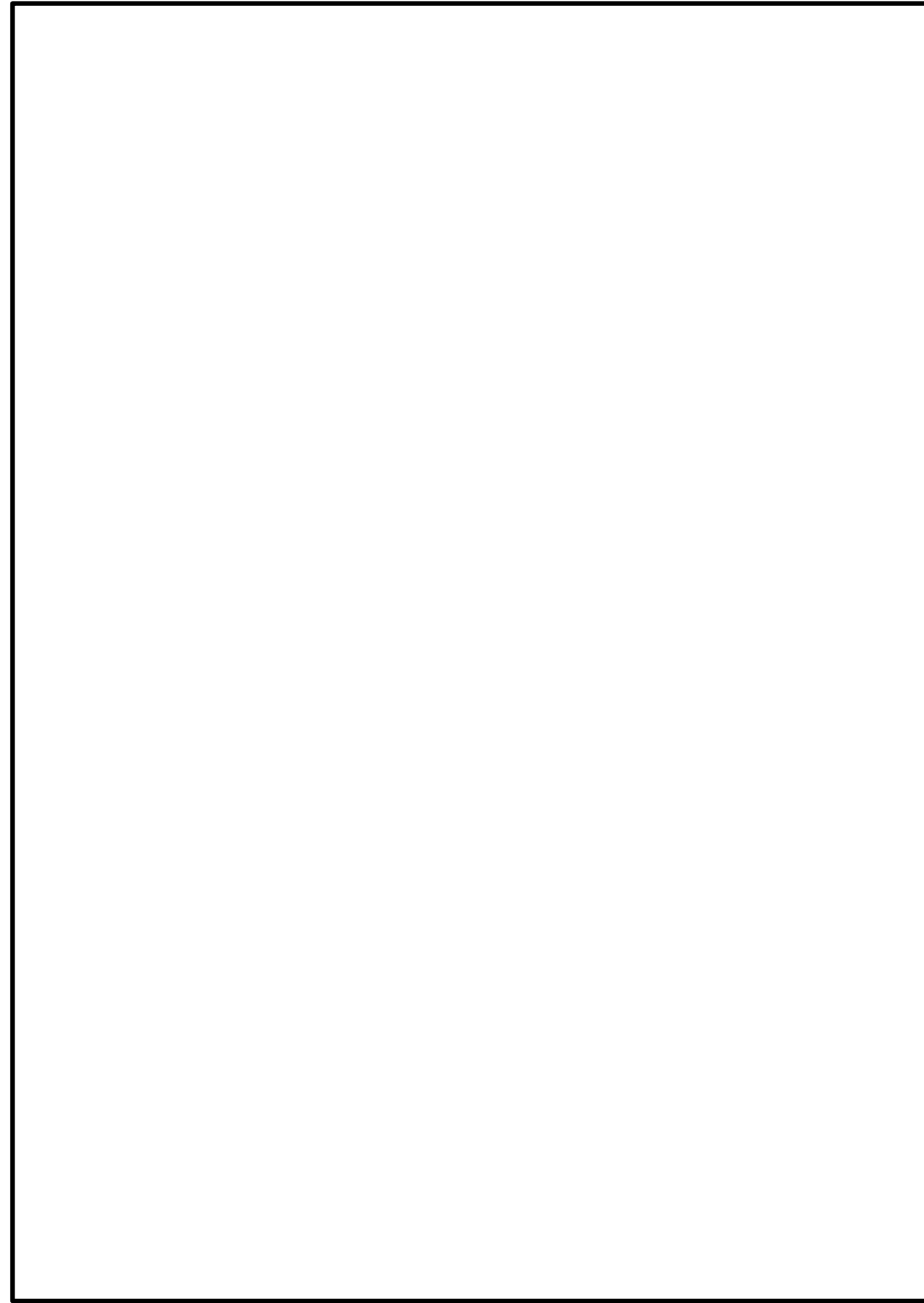


図17 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

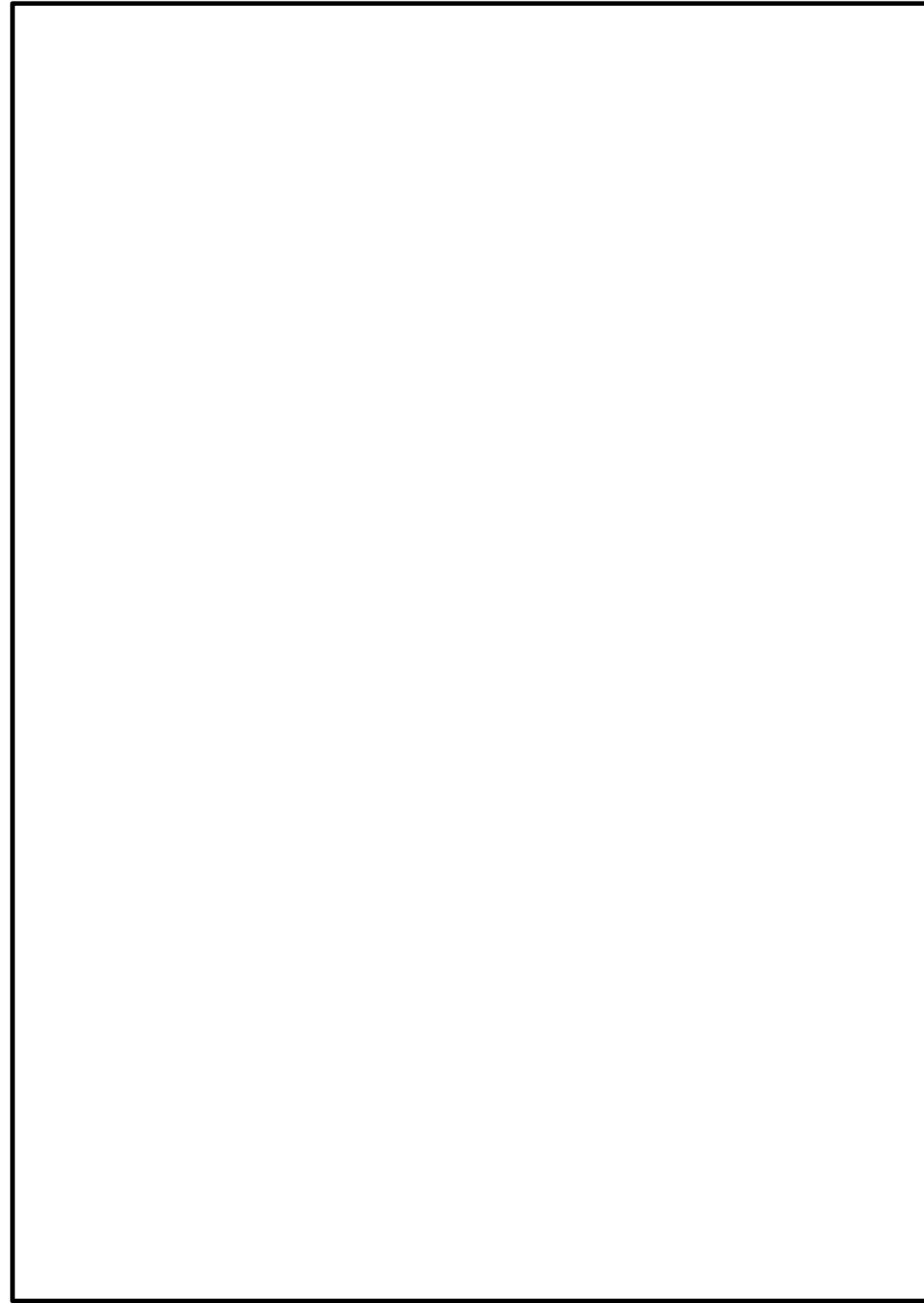


図18 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

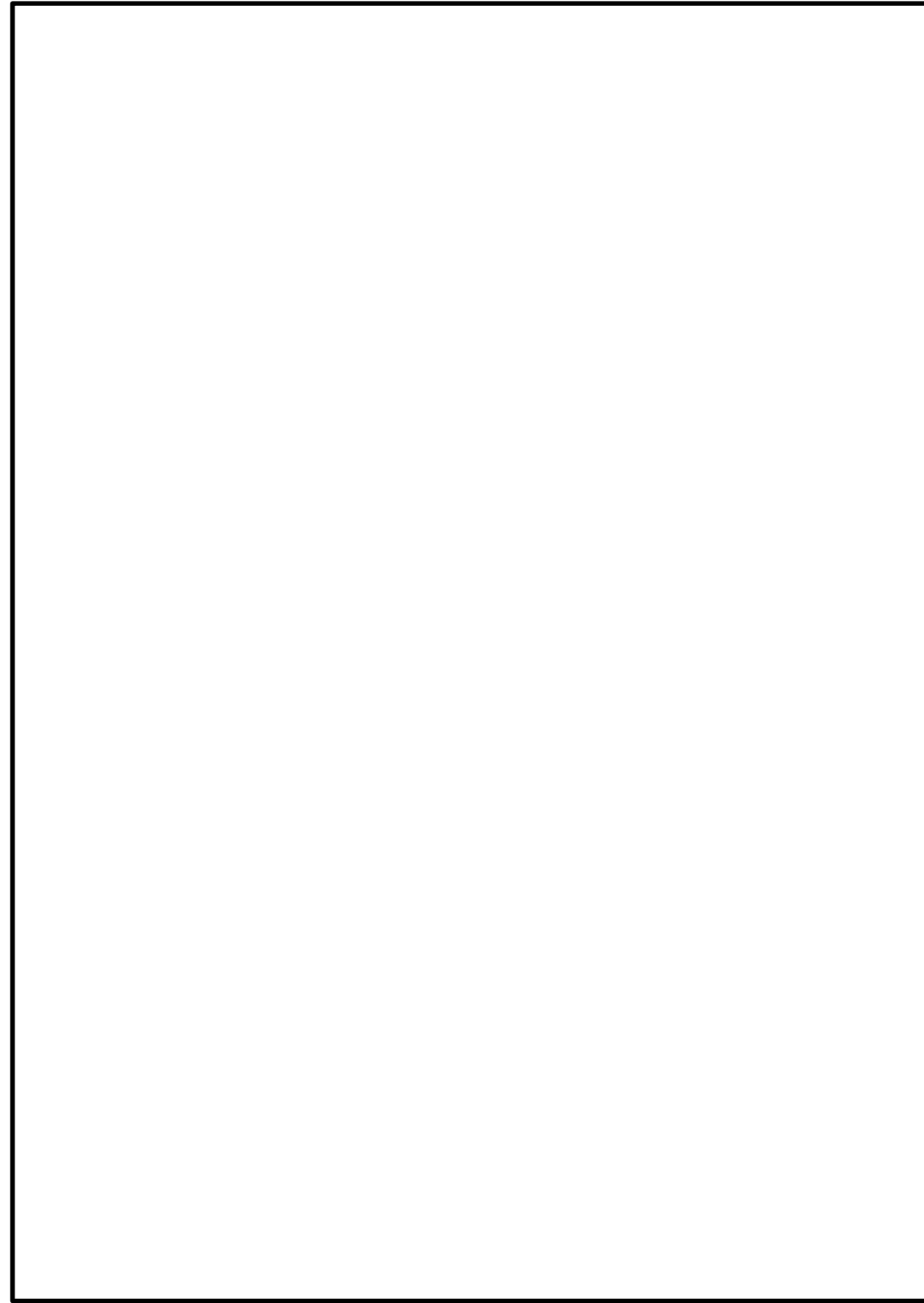


図19 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

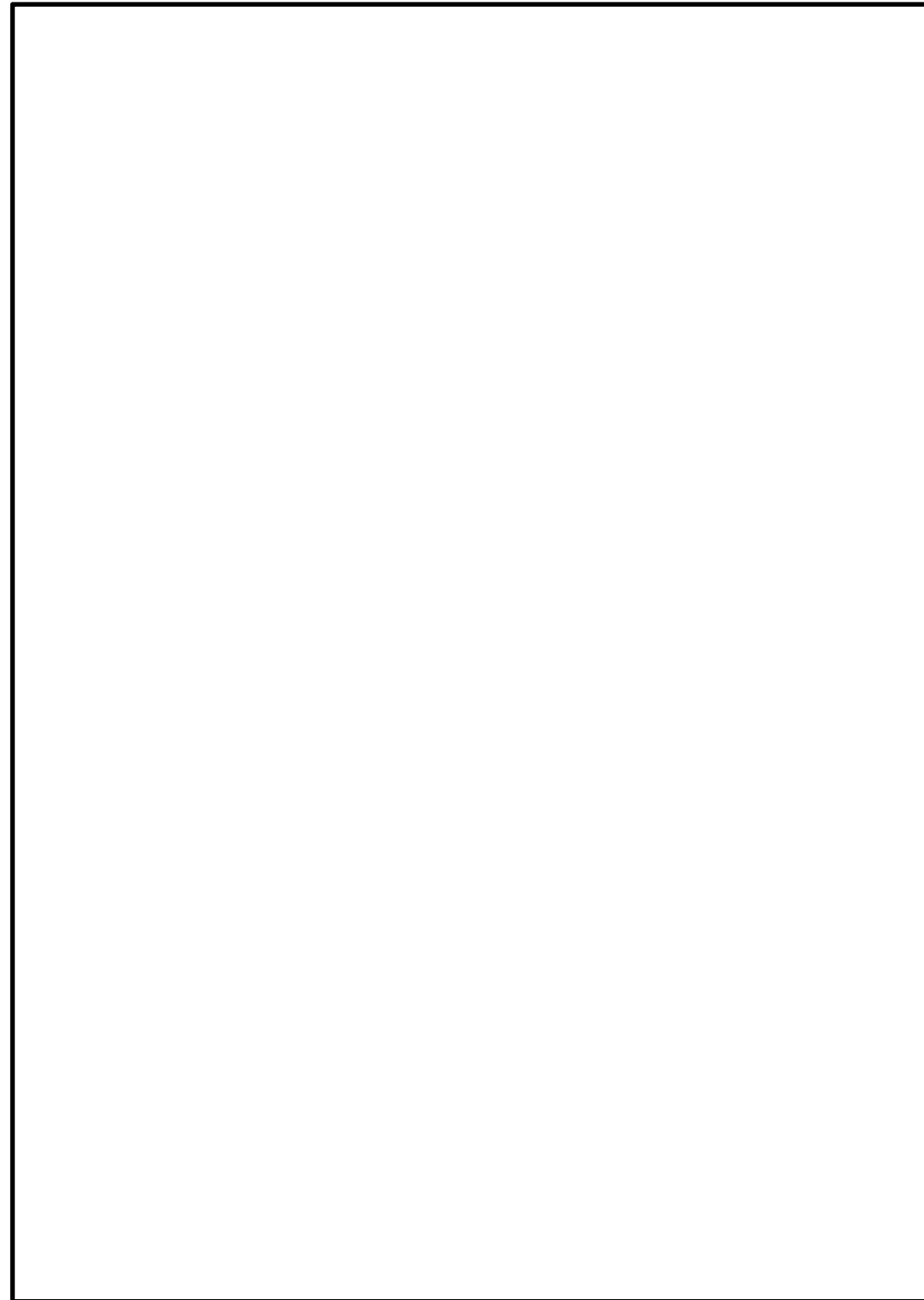


図20 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

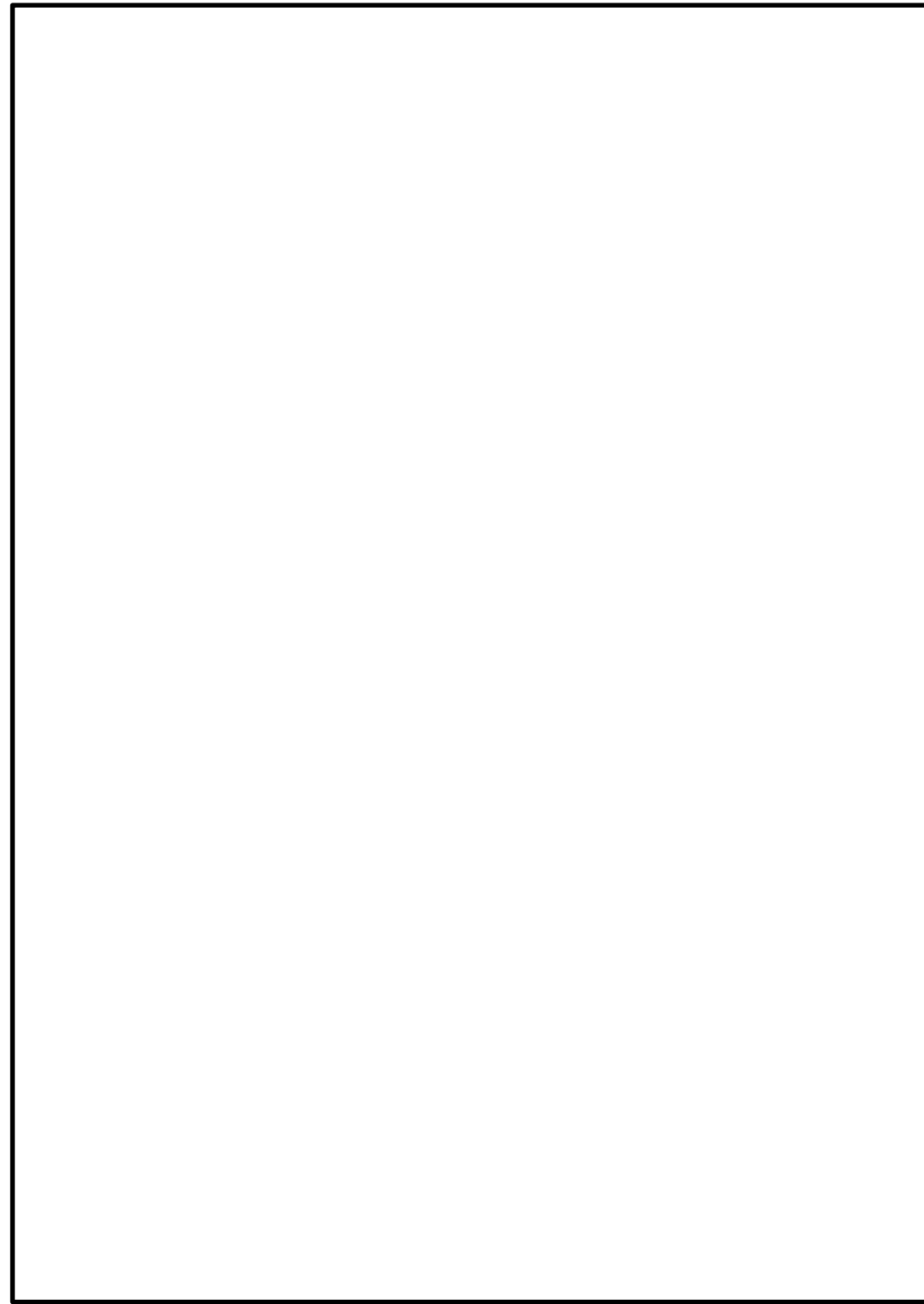


図21 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉タービン建屋地上1階)

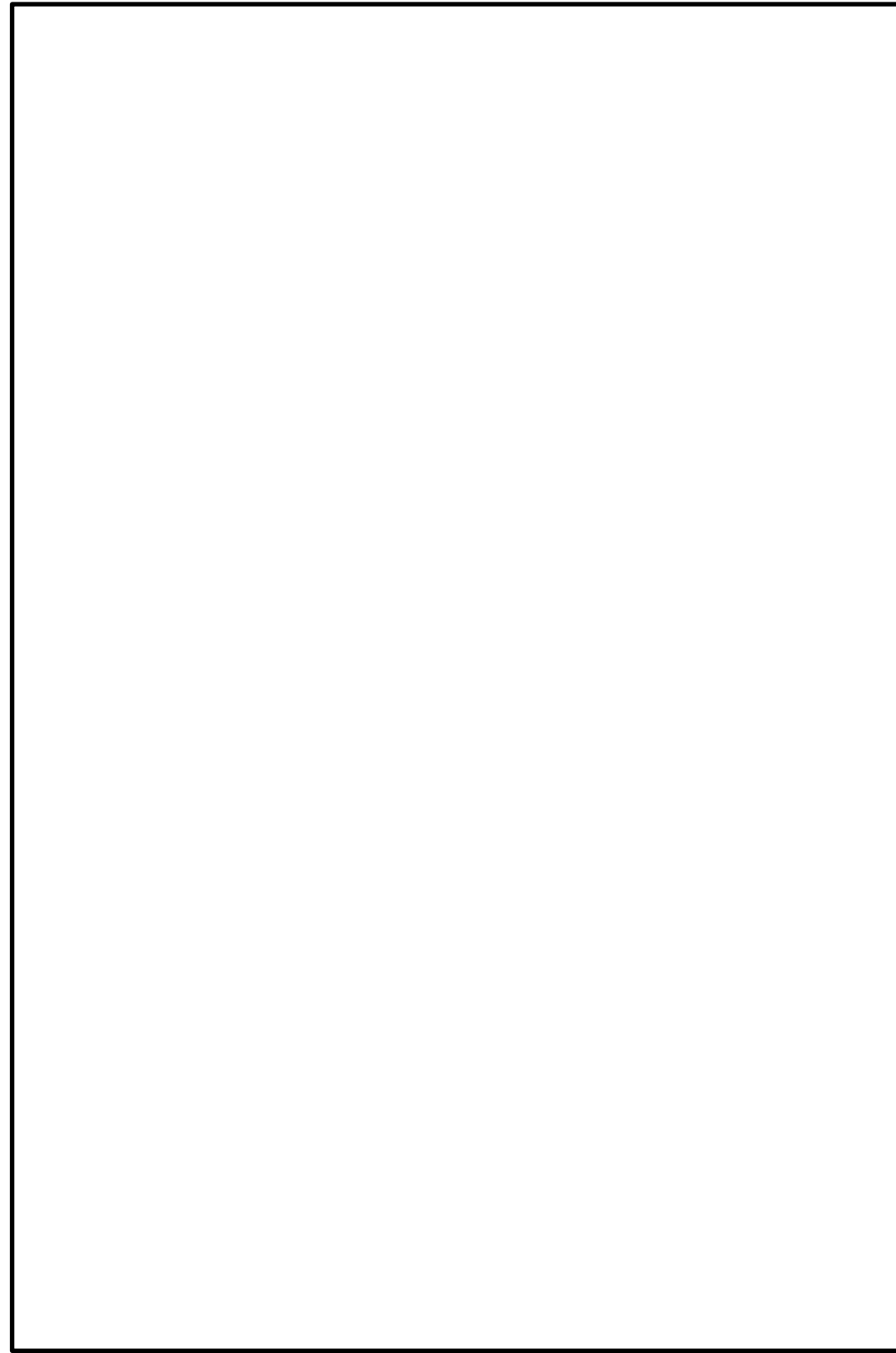


図22 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉タービン建屋地下1階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図23 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6 / 7号炉コントロール建屋地下2階)



図24 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="261 1822 1151 1858">図25 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図26 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-4 系統図	54-4 系統図	





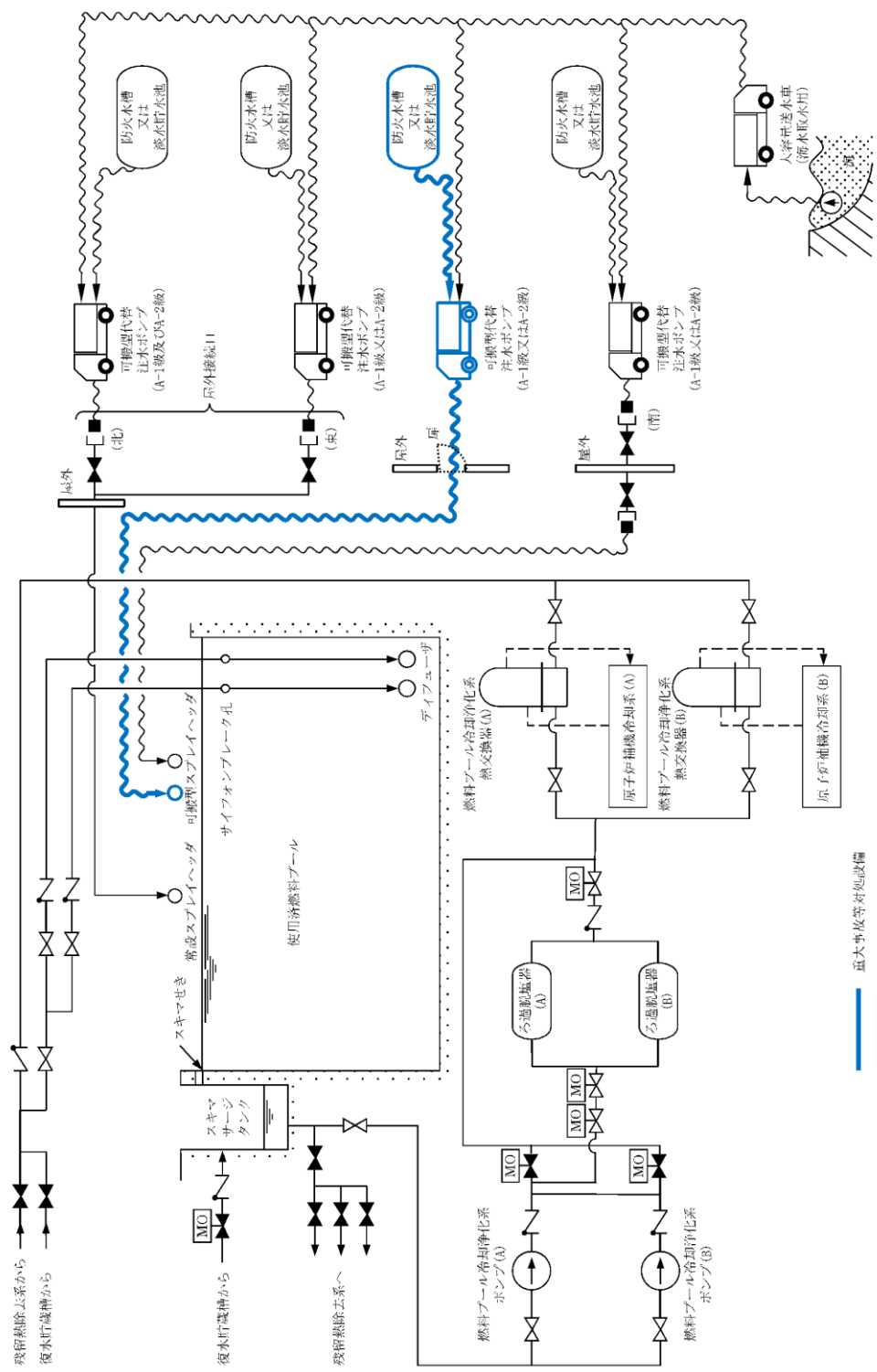


図2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）  
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

・設備の相違

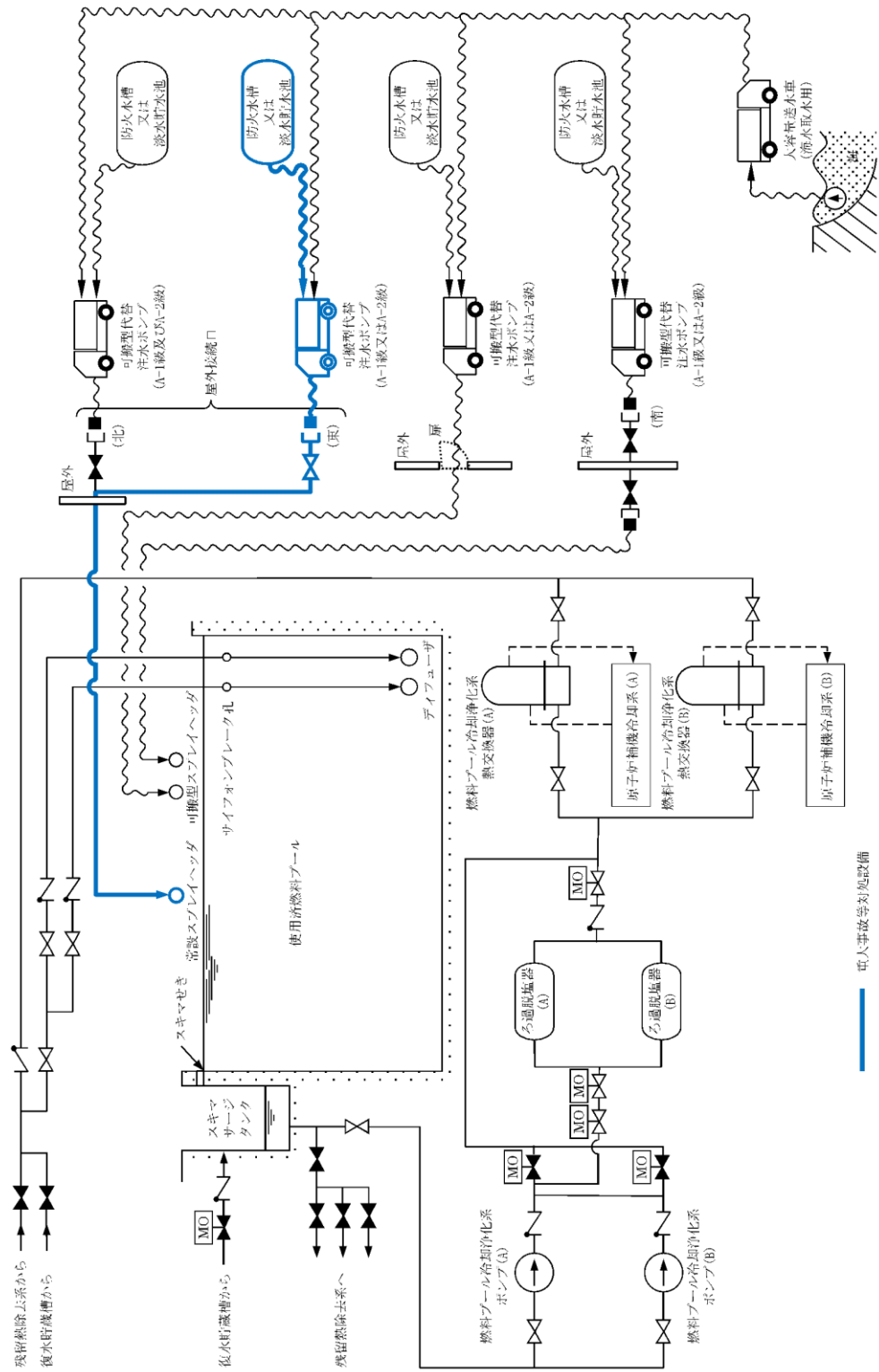


図3 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)  
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

・計測設備については「3.15 計測設備 (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。

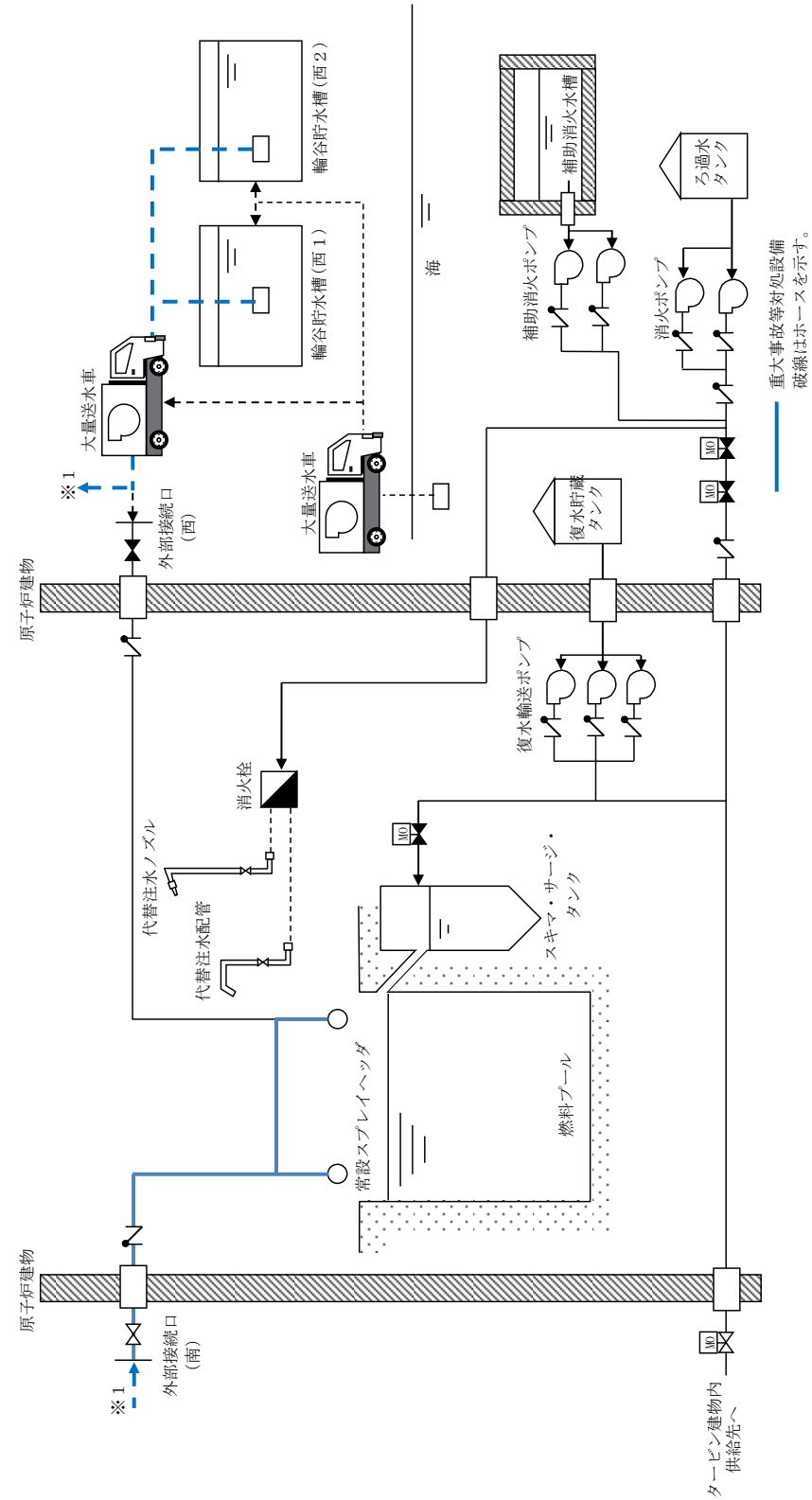


図2 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド)  
燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図 (A系)

・設備の相違



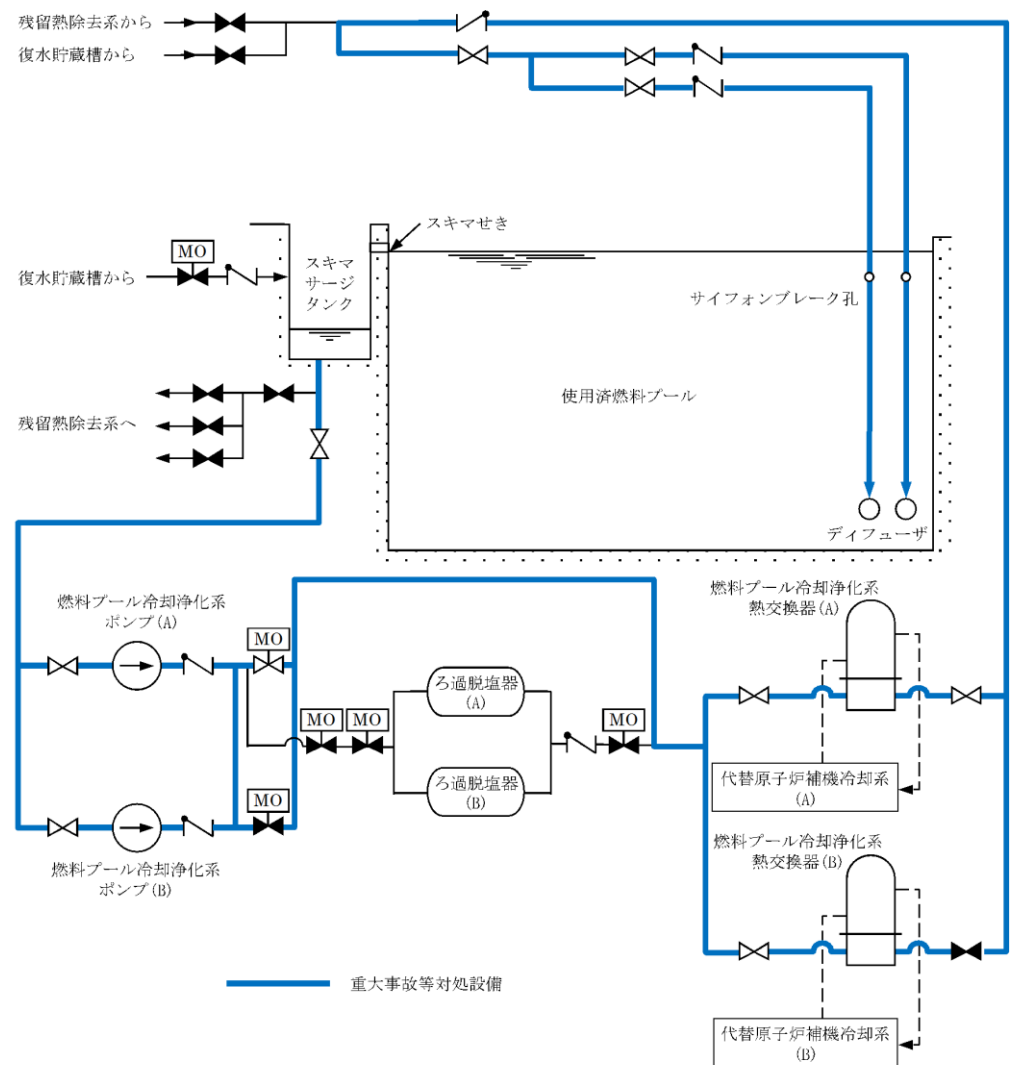


図5 燃料プール冷却浄化系 系統概要図(A系を使用した場合)

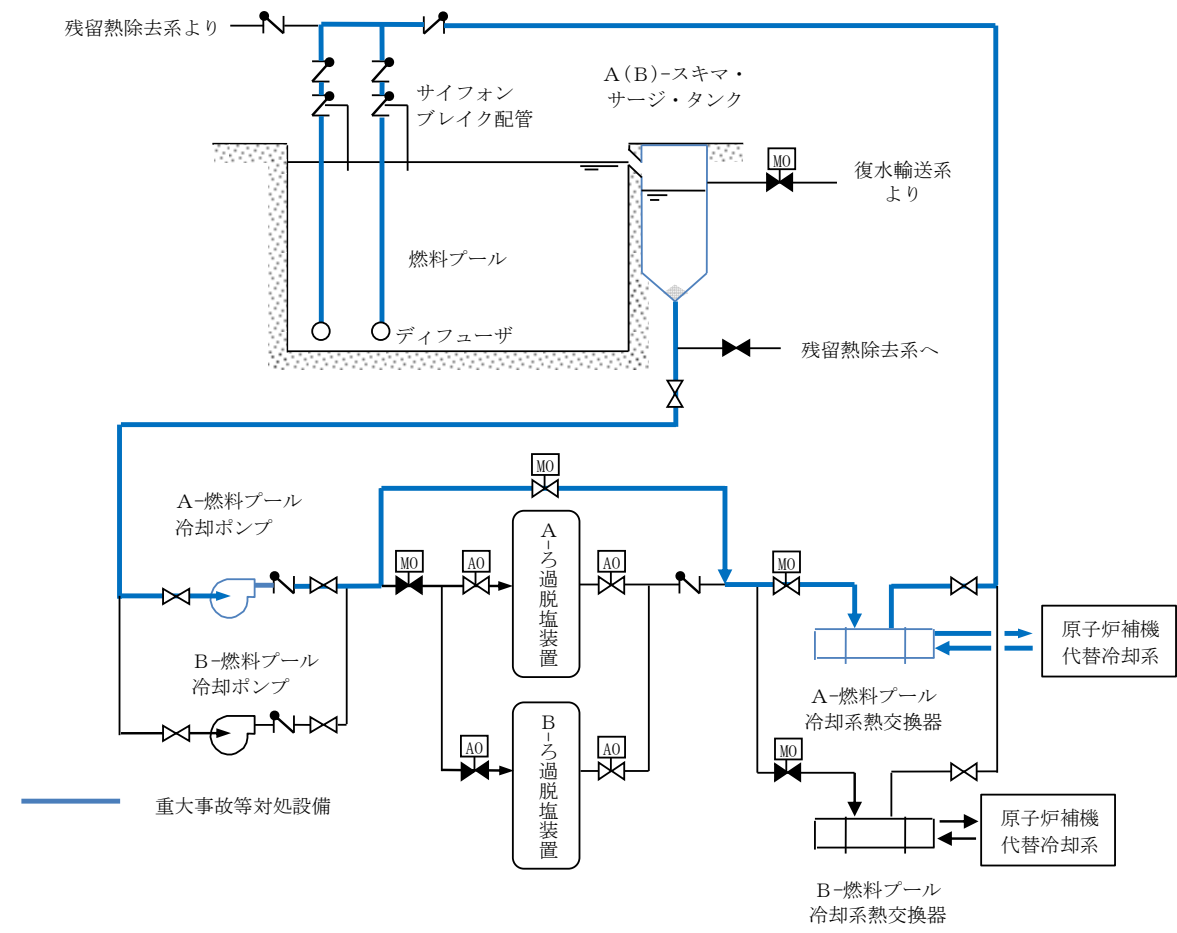


図4 燃料プール冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

・設備の相違

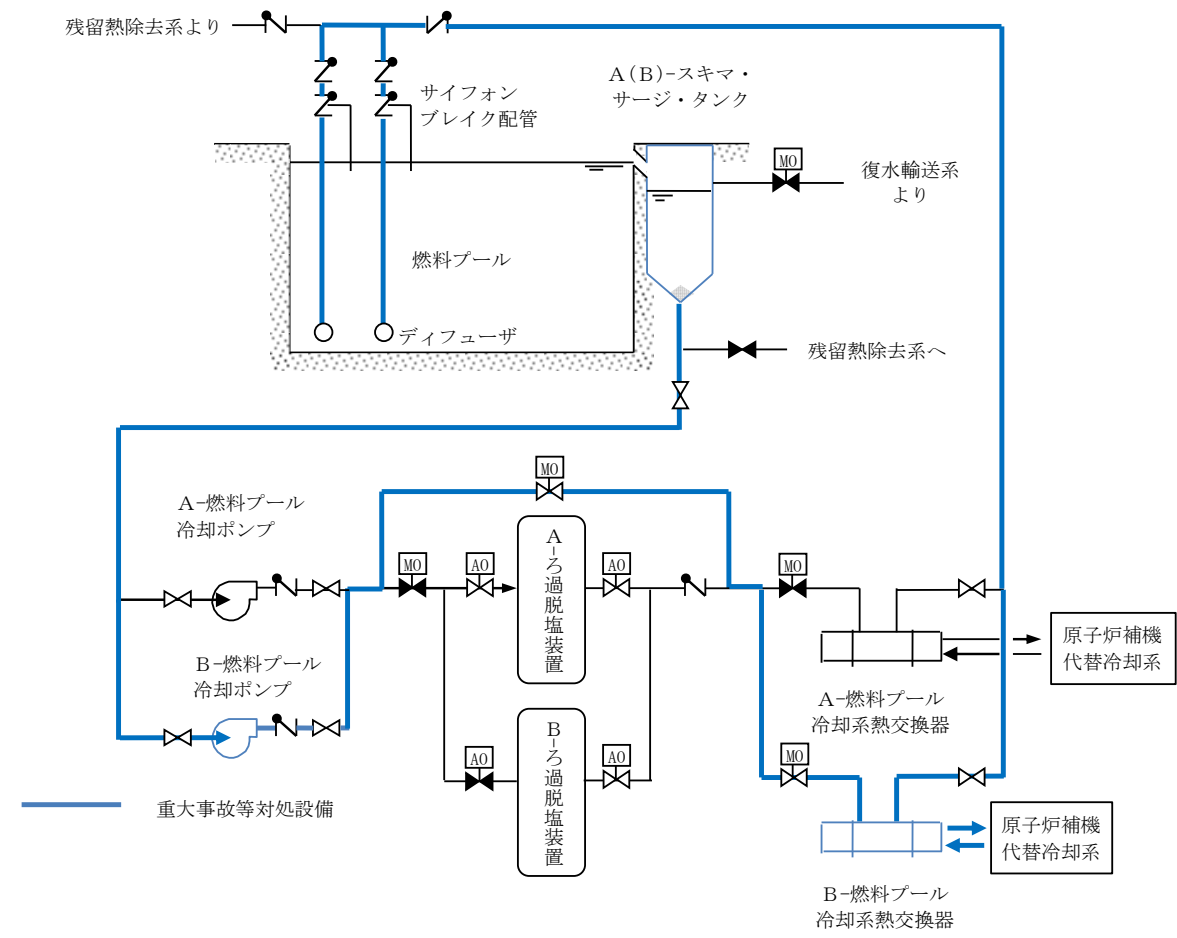


図5 燃料プール冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

・設備の相違

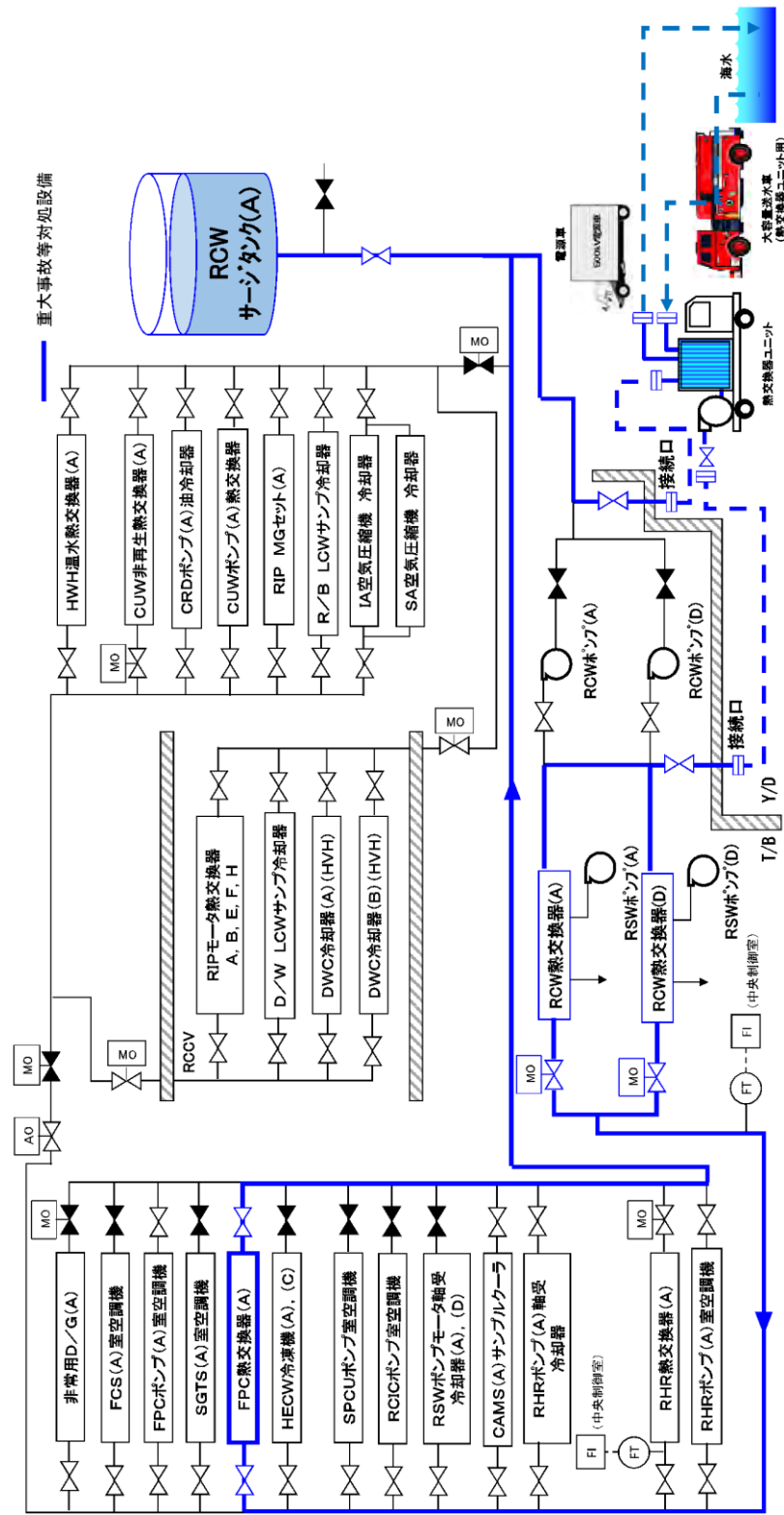


図6 代替原子炉補機冷却系 系統概要図(A系を使用した場合)

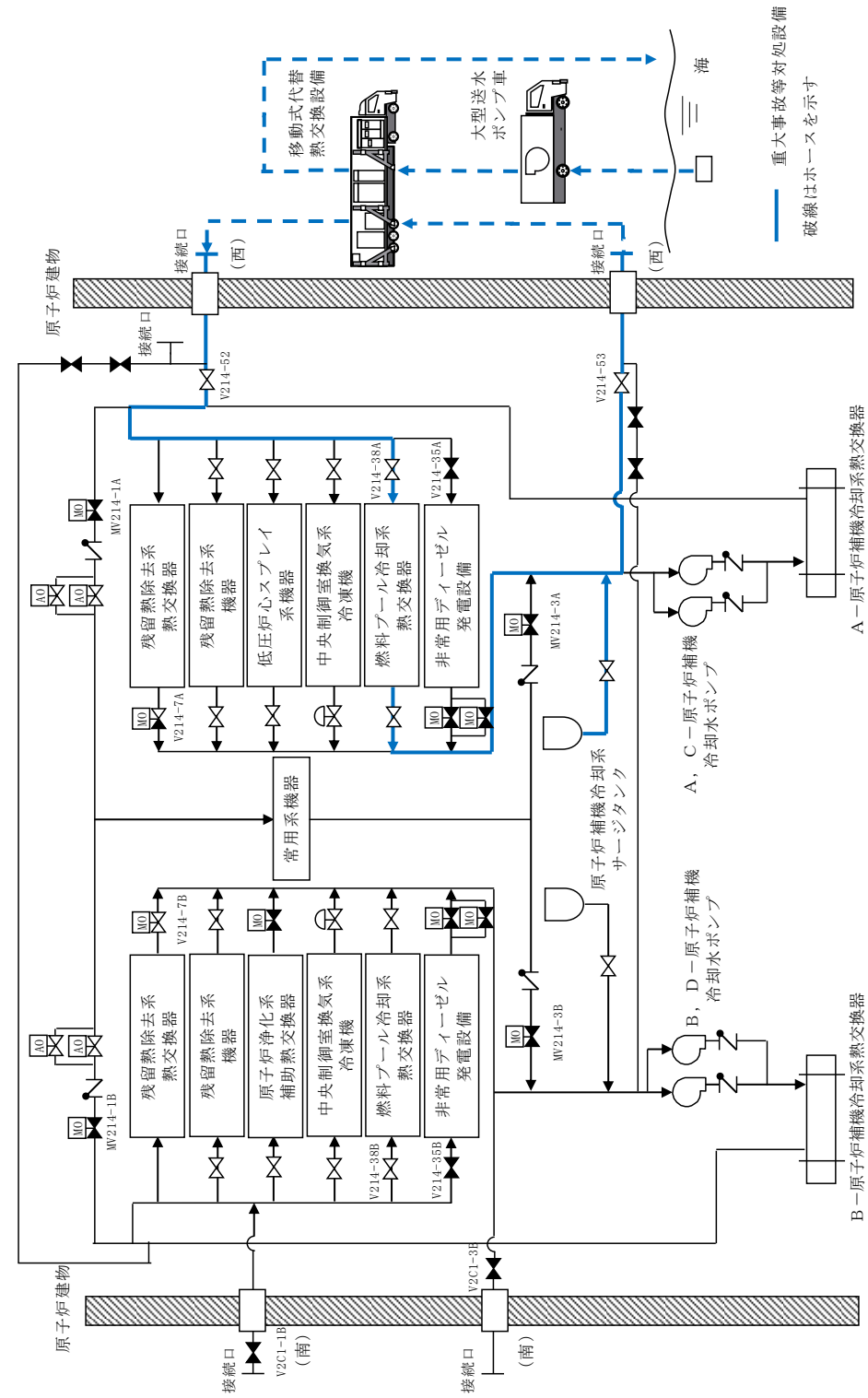


図6 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

・設備の相違



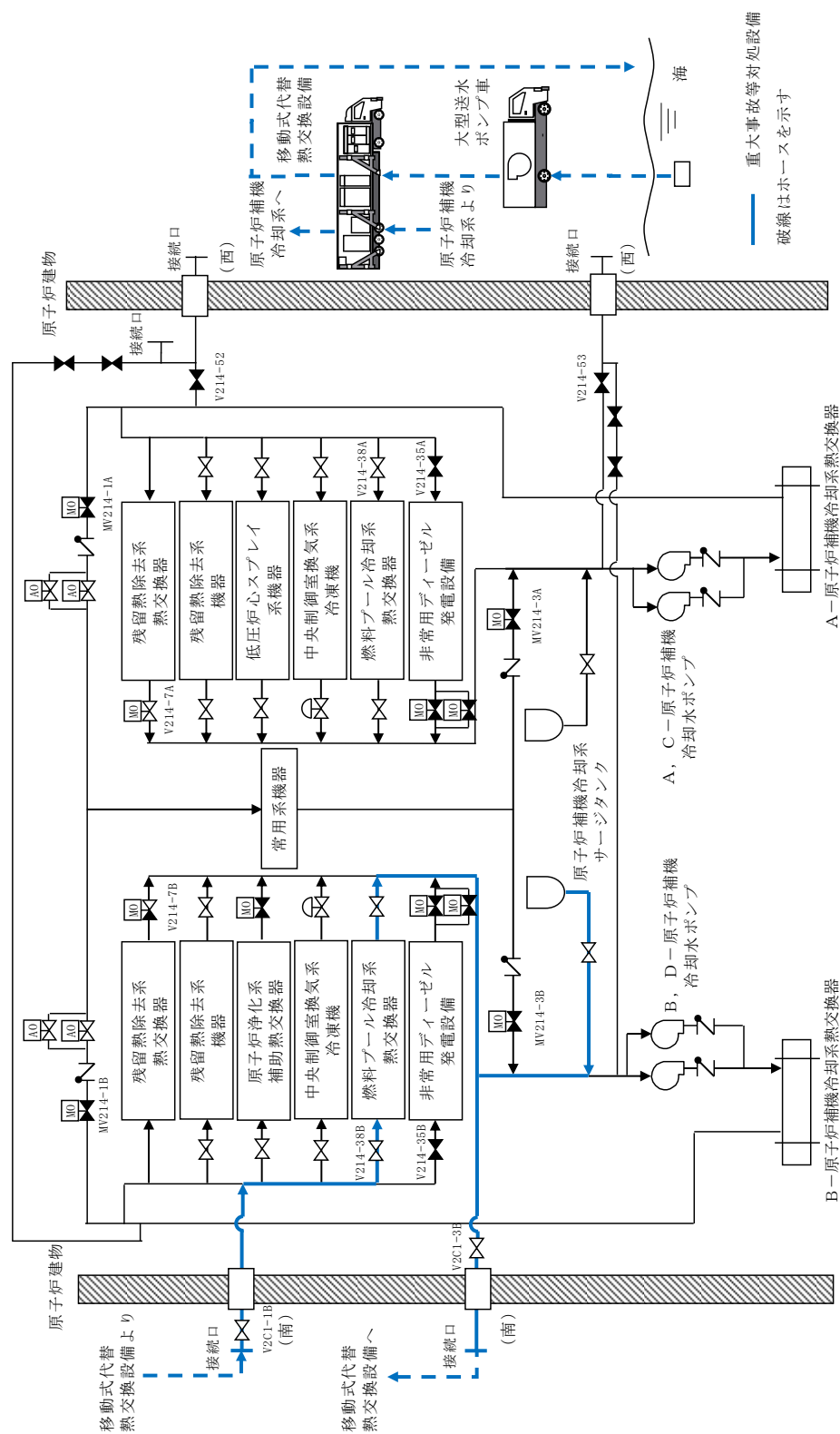


図7 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

・設備の相違



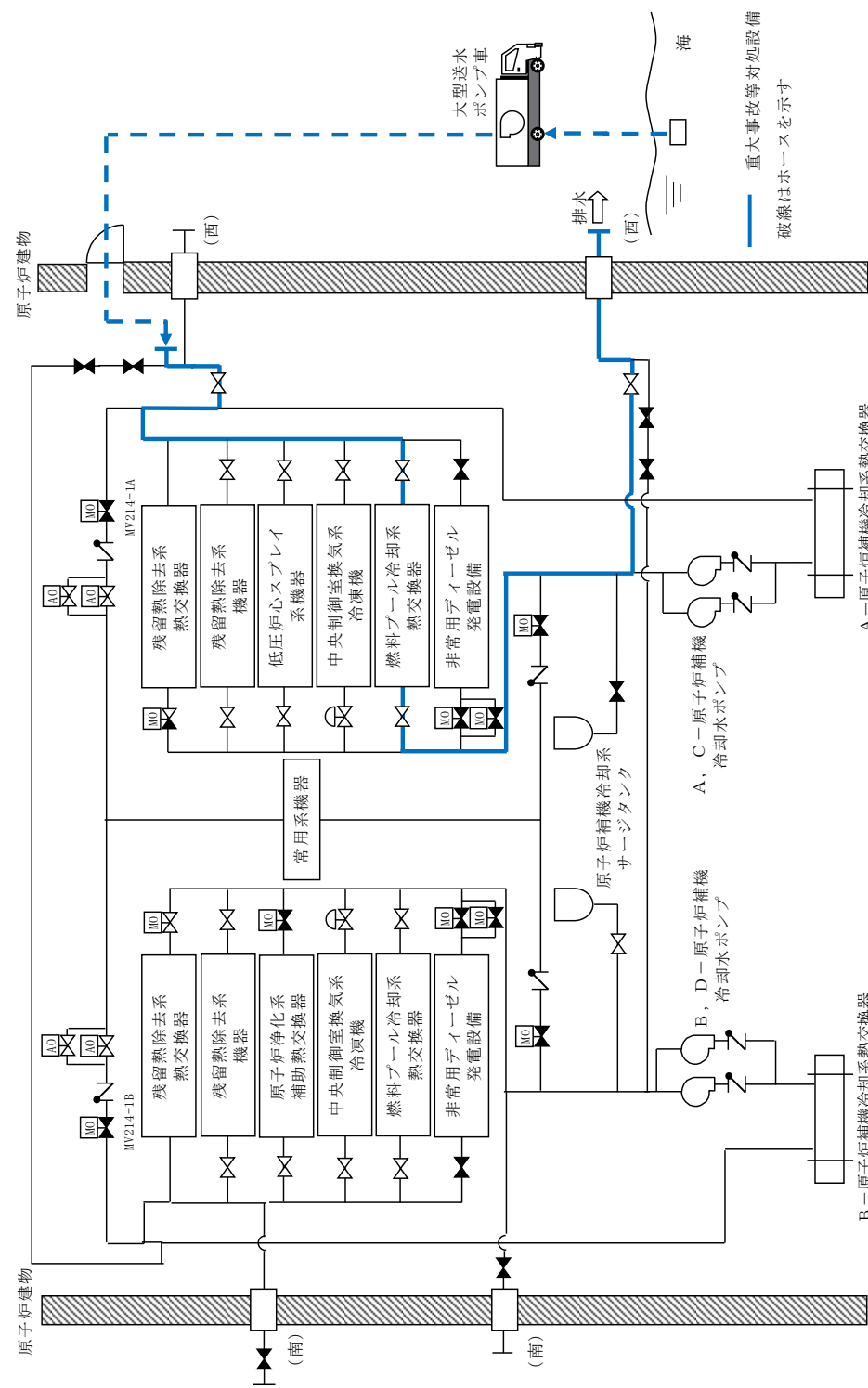


図8 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用した場合)

・設備の相違

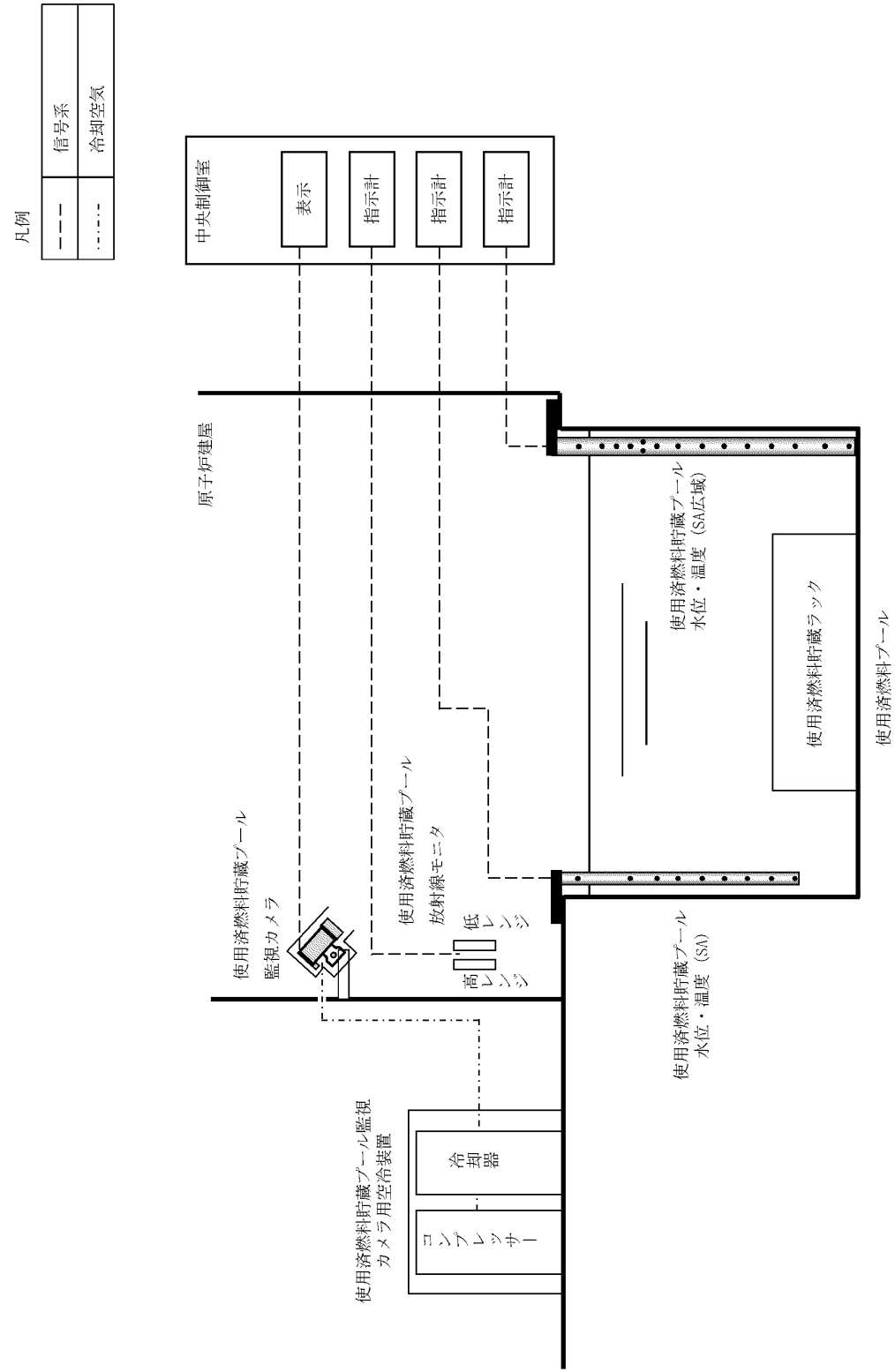


図7 6号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図

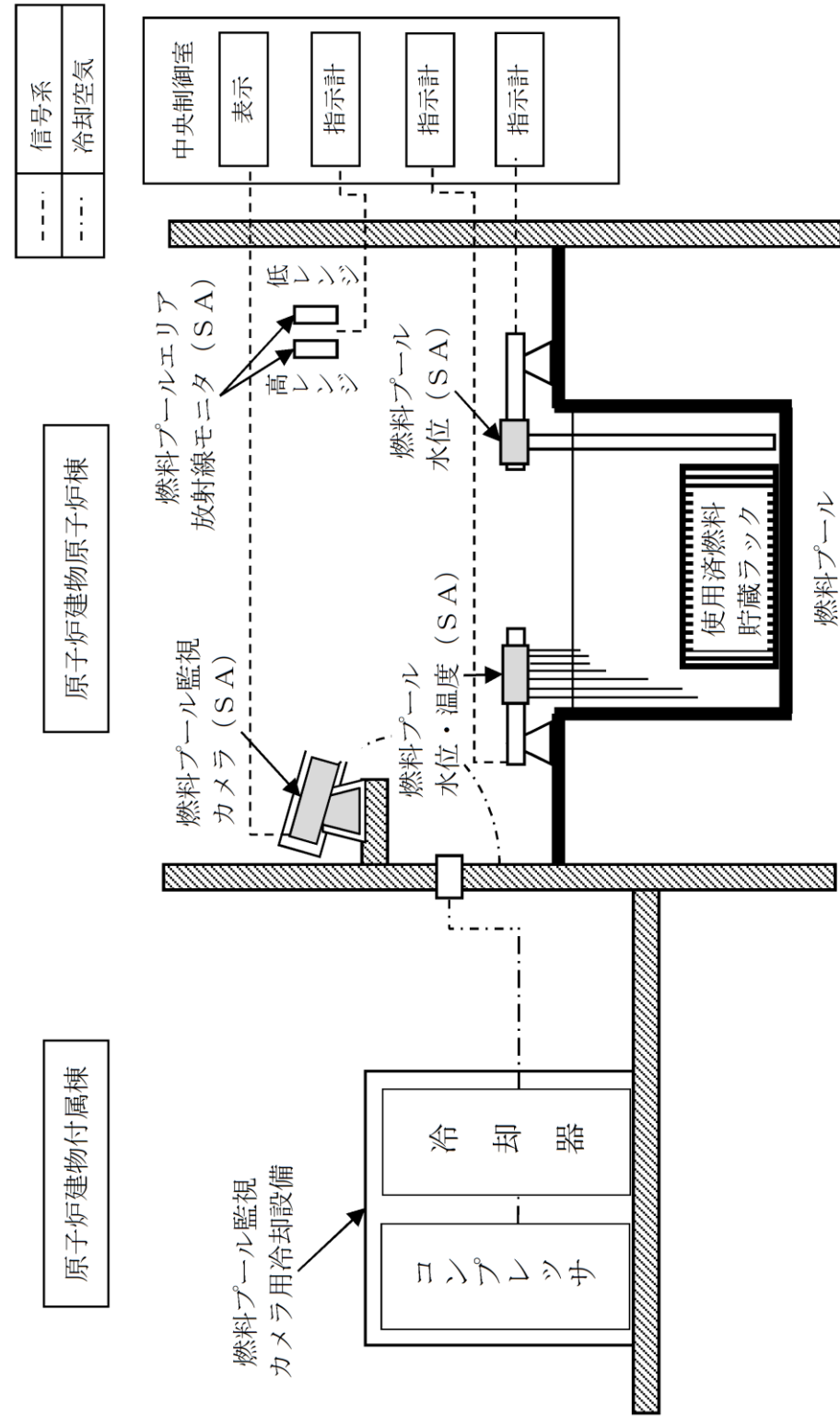


図9 燃料プール監視設備の全体系統図

・設備の相違

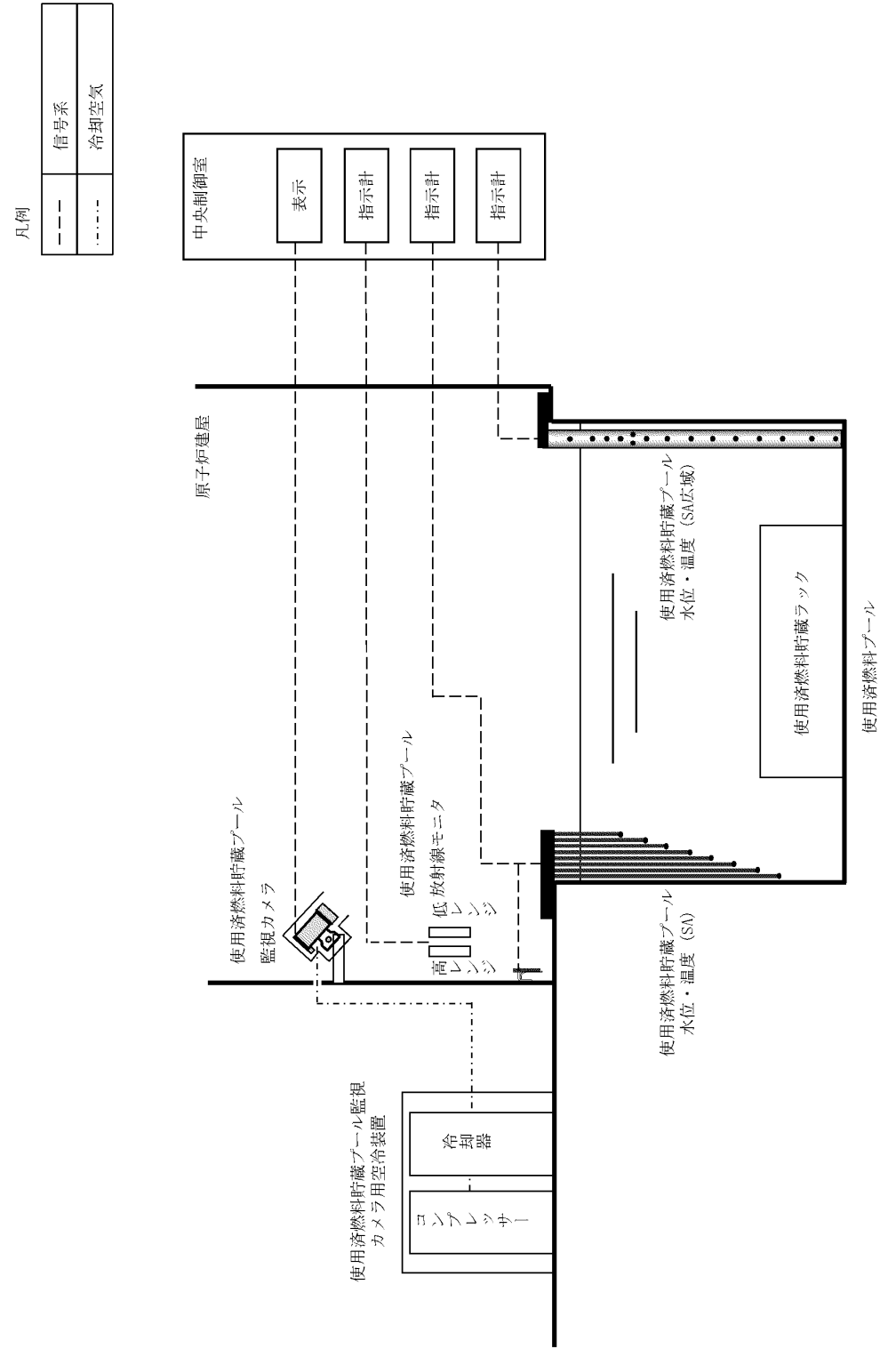


図8 7号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-5 試験及び検査	54-5 試験及び検査	

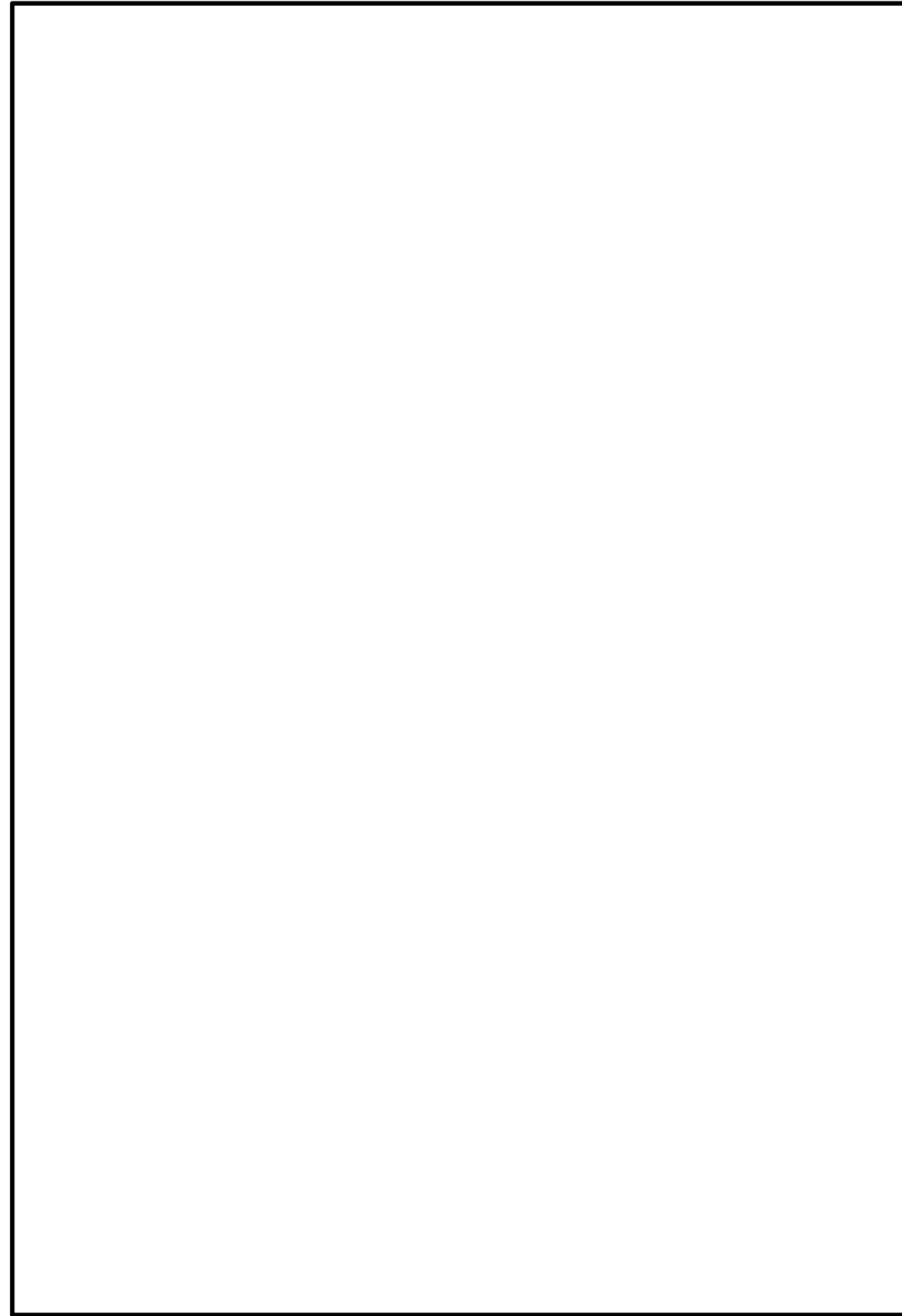


図1 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級及びA-2 級)の試験及び検査概要図

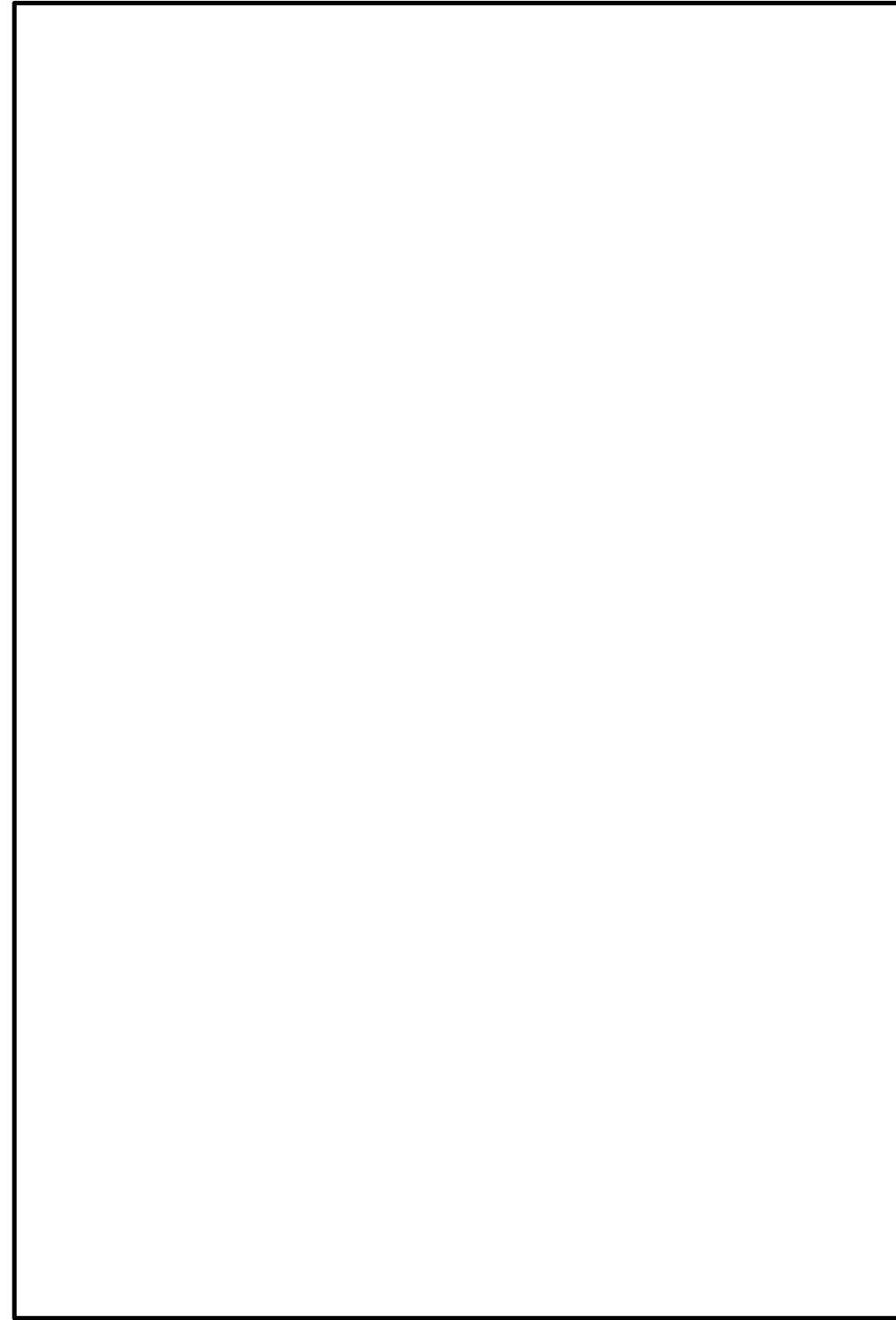


図1 大量送水車の試験及び検査概要図

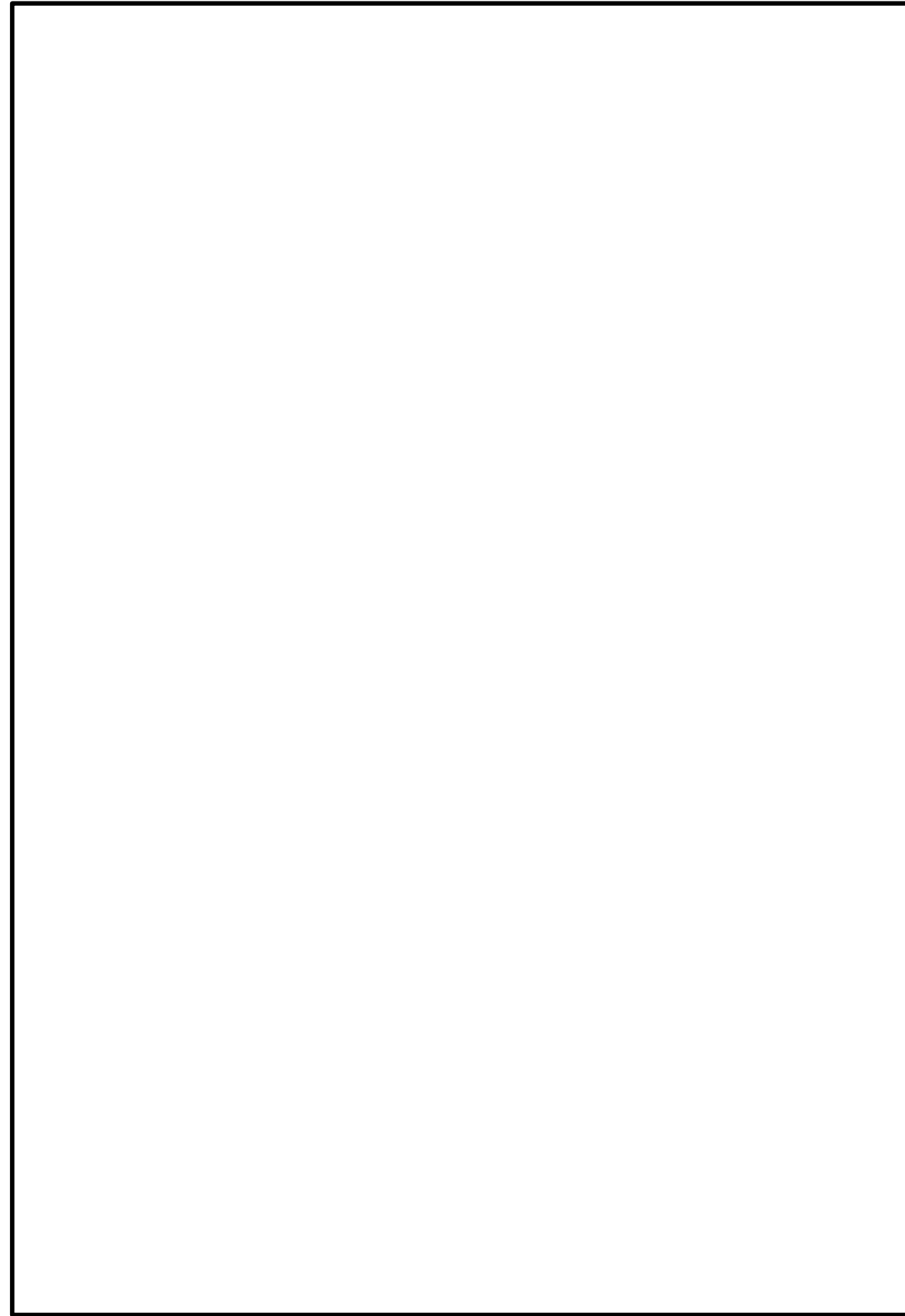


図2 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 図

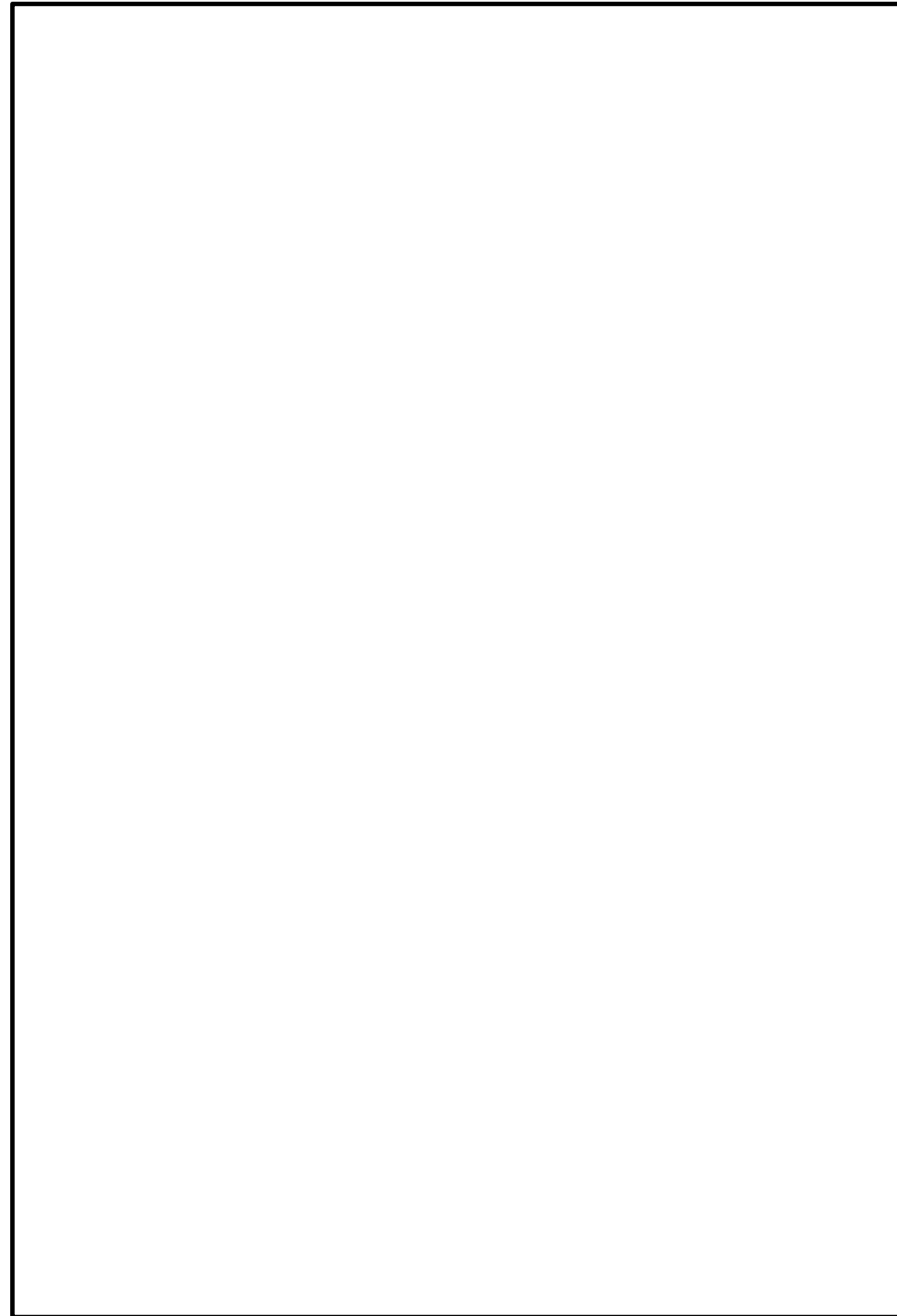


図2 大量送水車構造図



図3 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 図

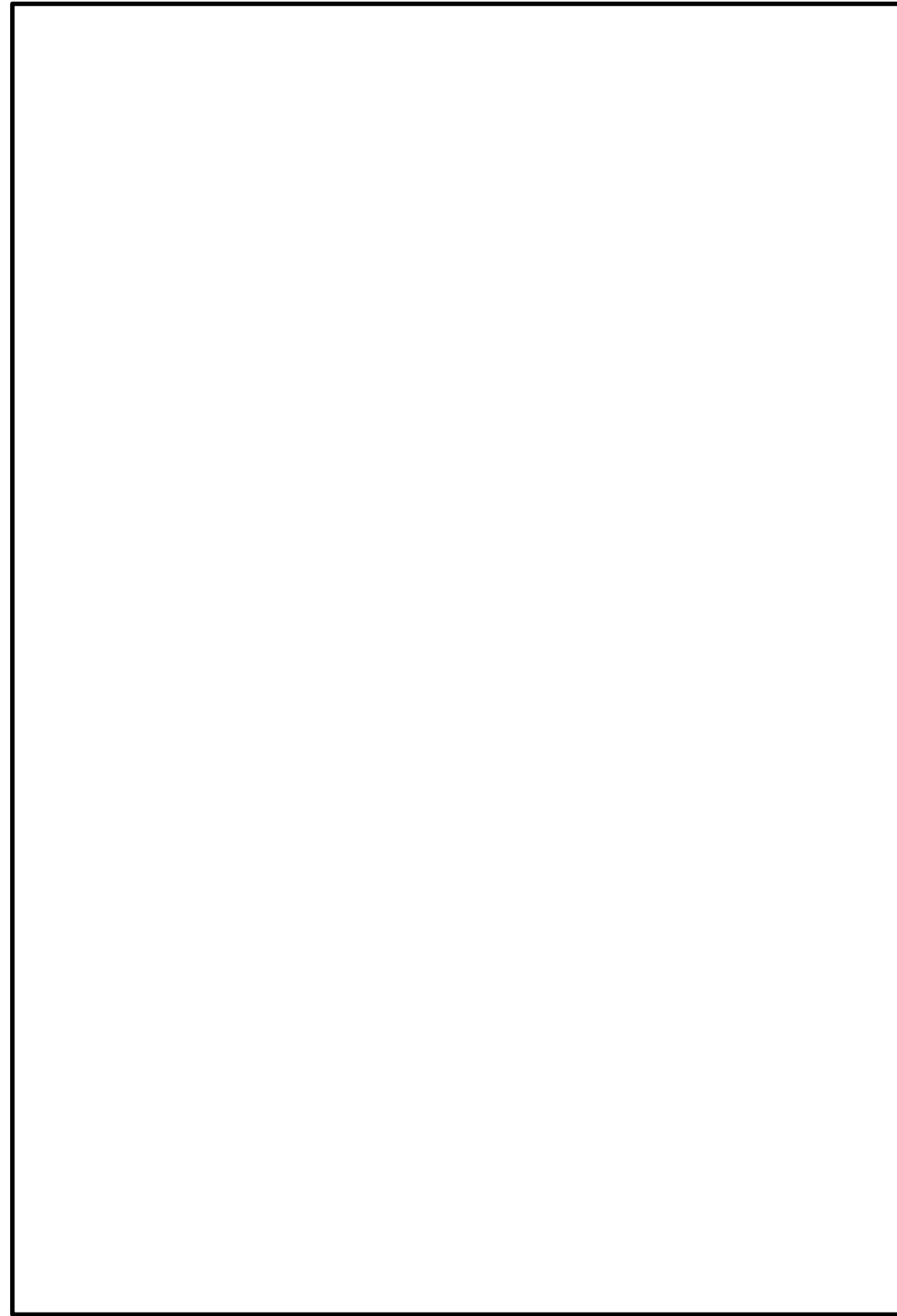


図3 燃料プール冷却ポンプ図

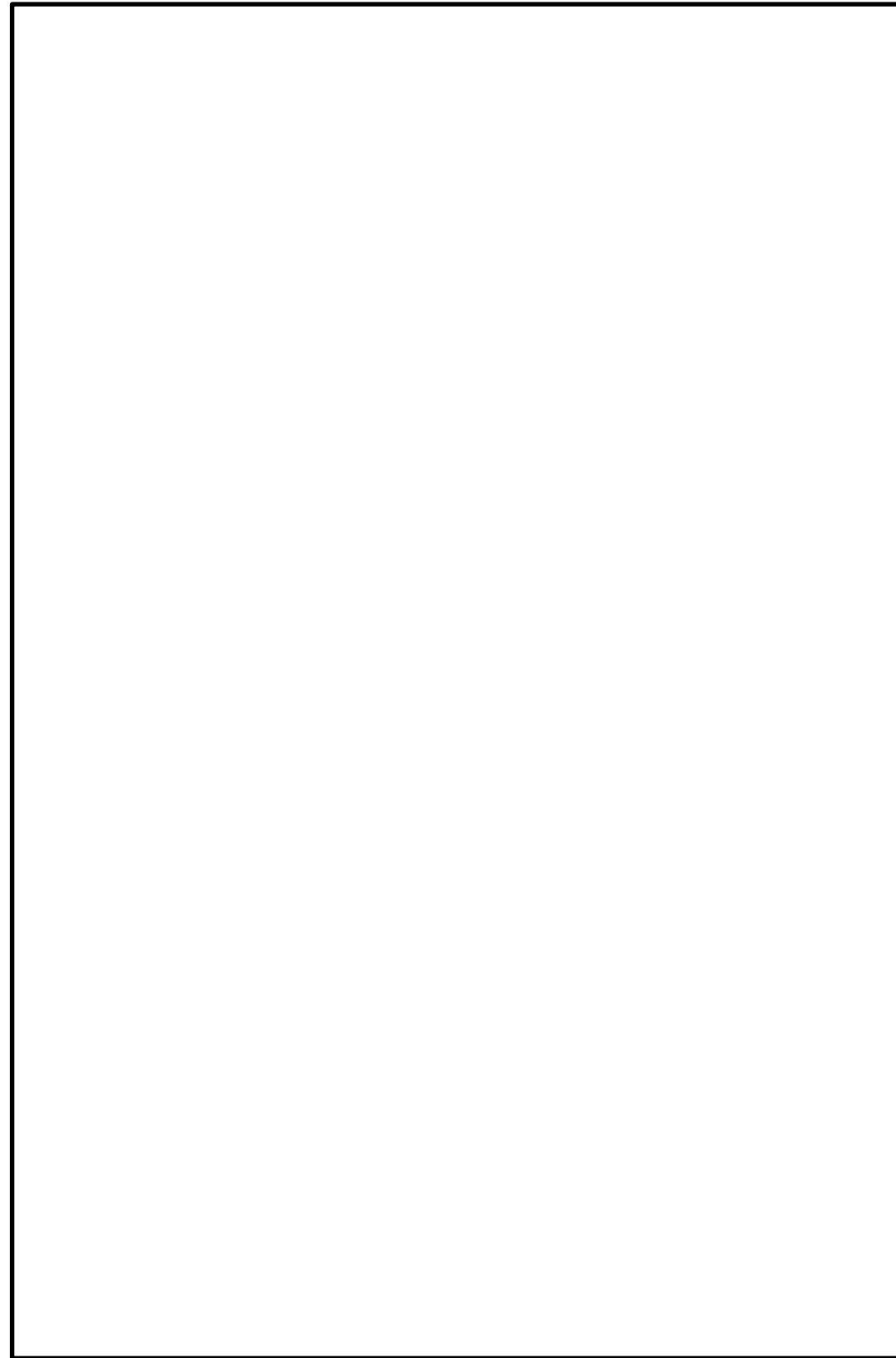


図4 燃料プール冷却浄化系ポンプ図 (6号炉)

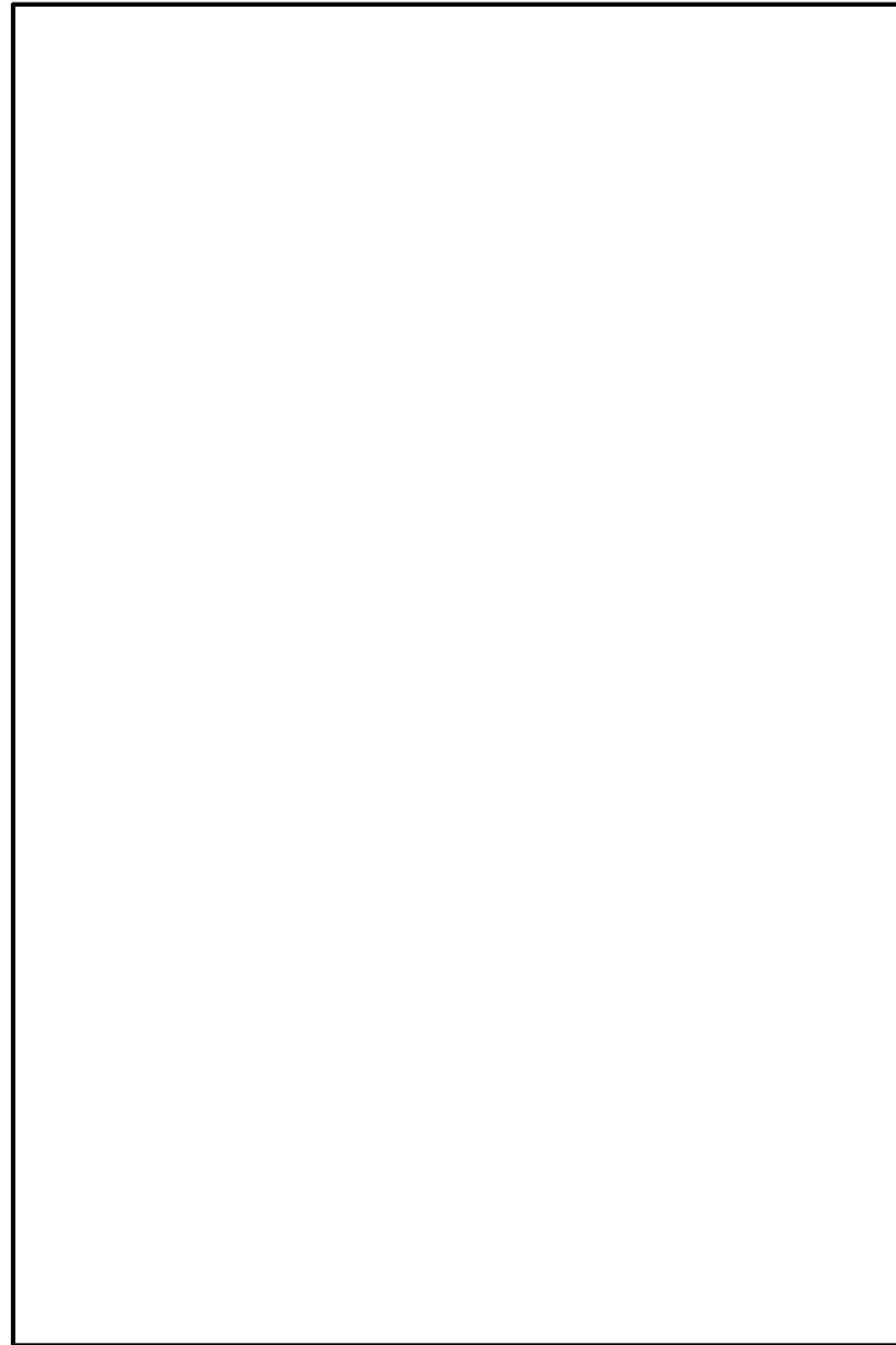


図4 燃料プール冷却系熱交換器図



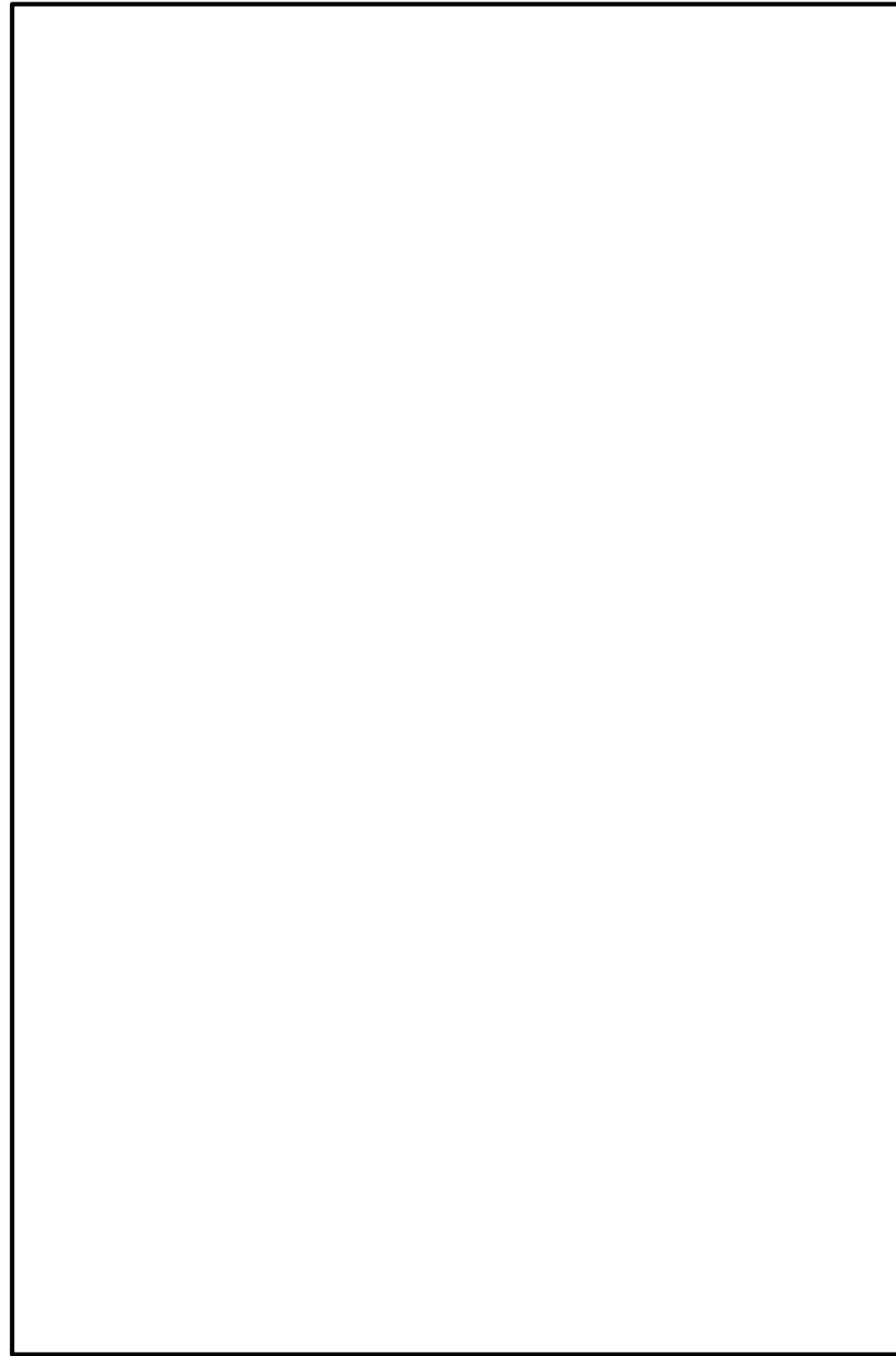


図5 燃料プール冷却浄化系ポンプ図 (7号炉)

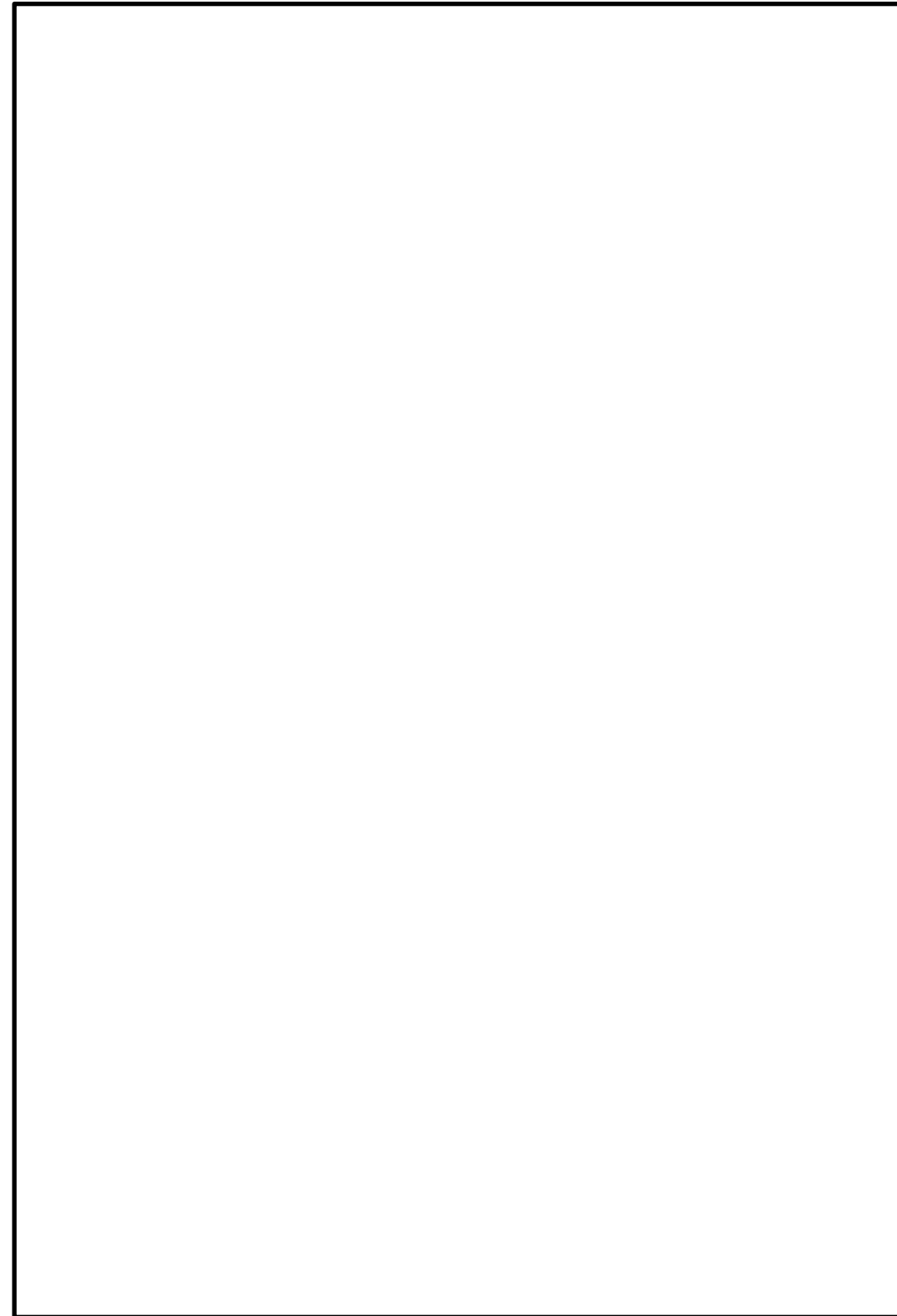


図5 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

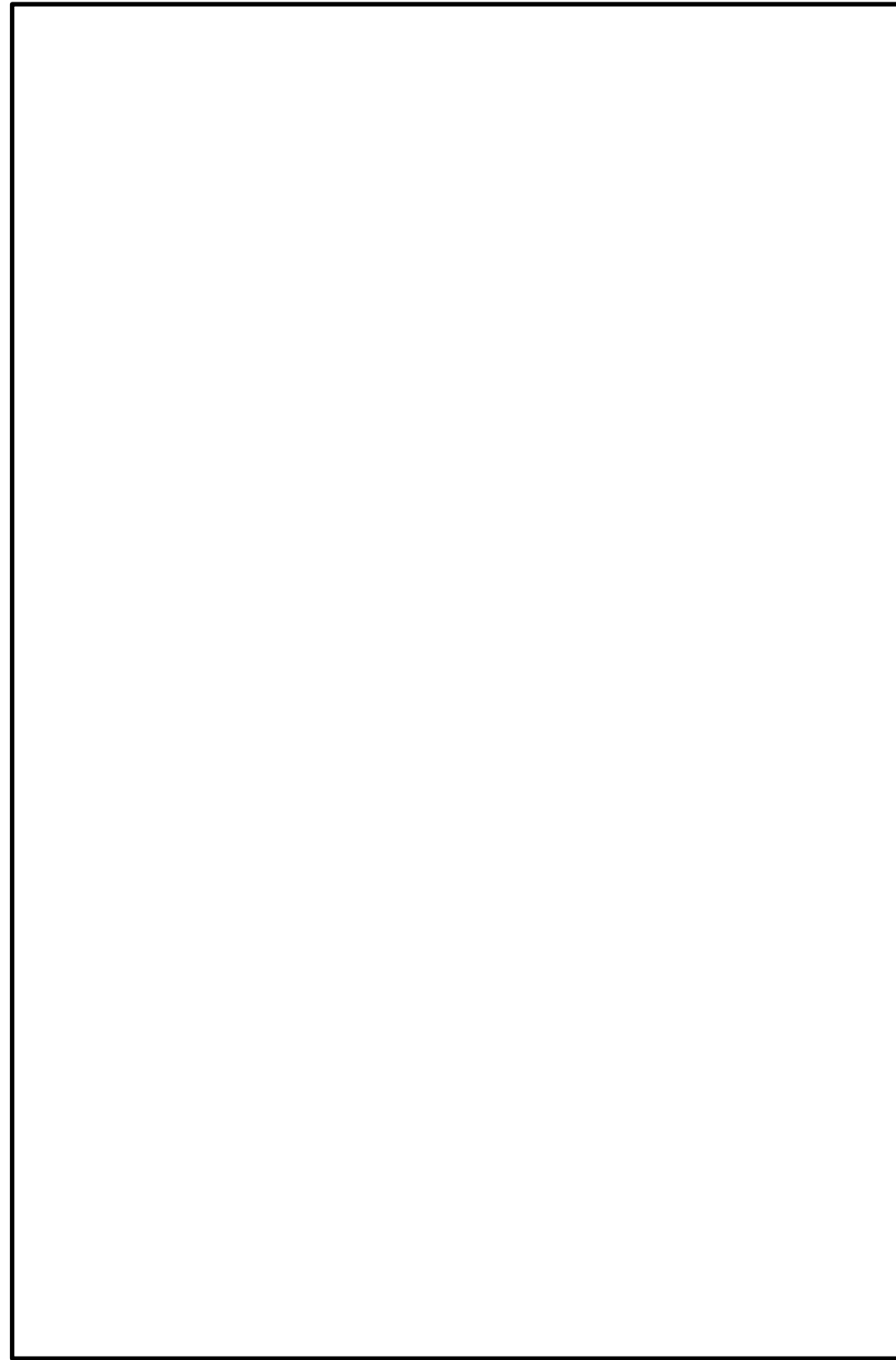


図6 燃料プール冷却浄化系熱交換器図 (6号炉)

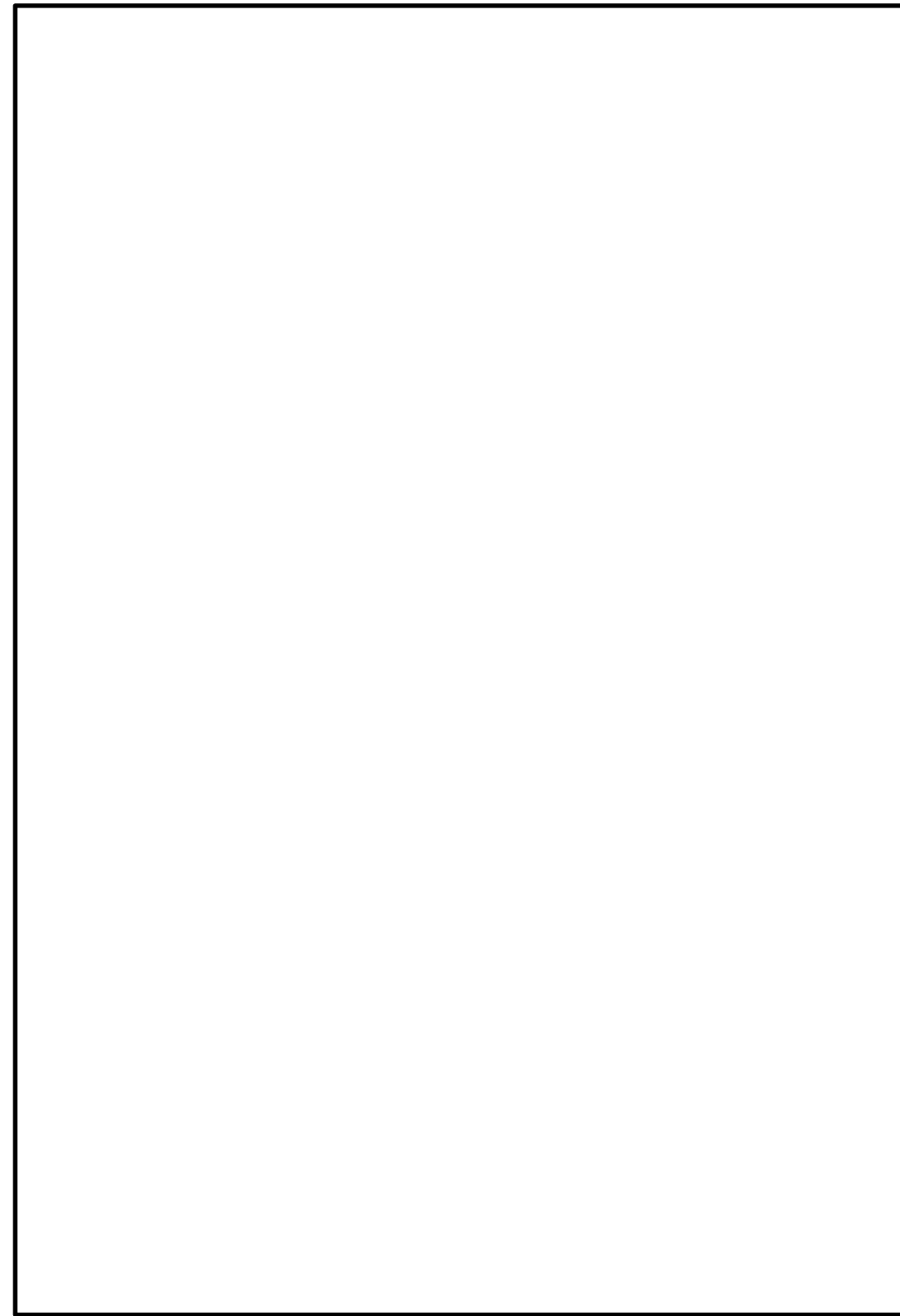


図6 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

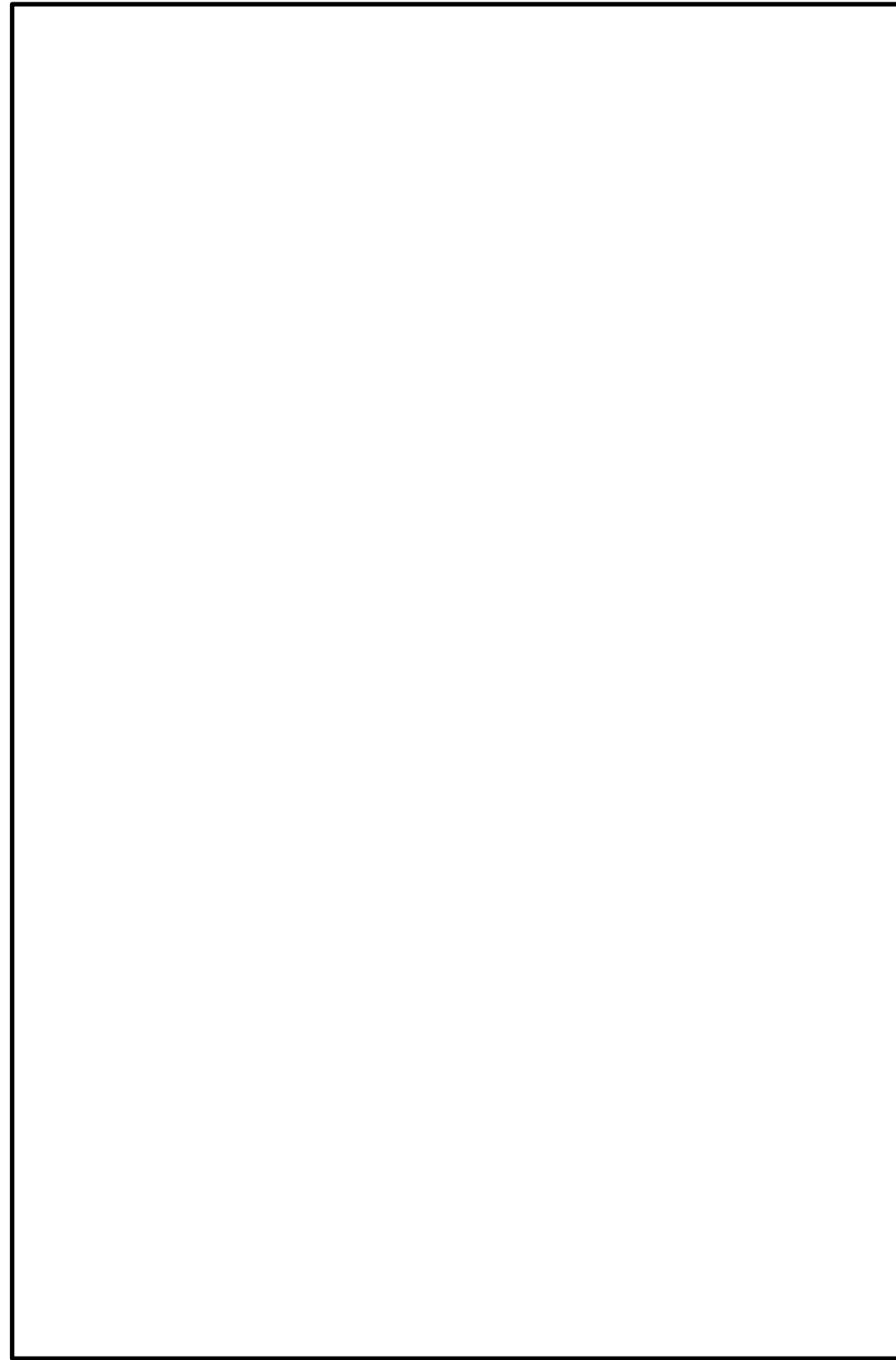


図7 燃料プール冷却浄化系熱交換器図 (7号炉)

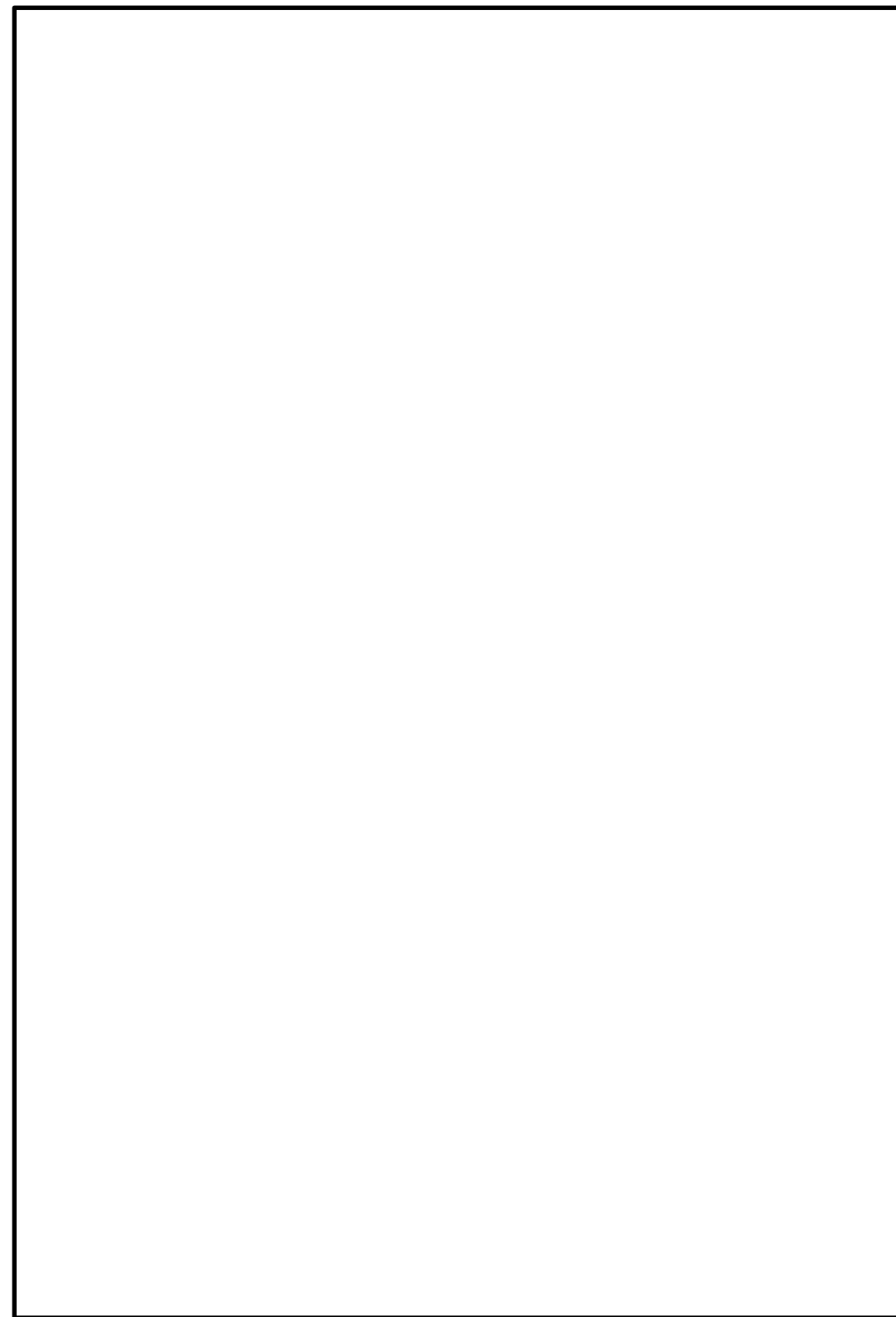


図7 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

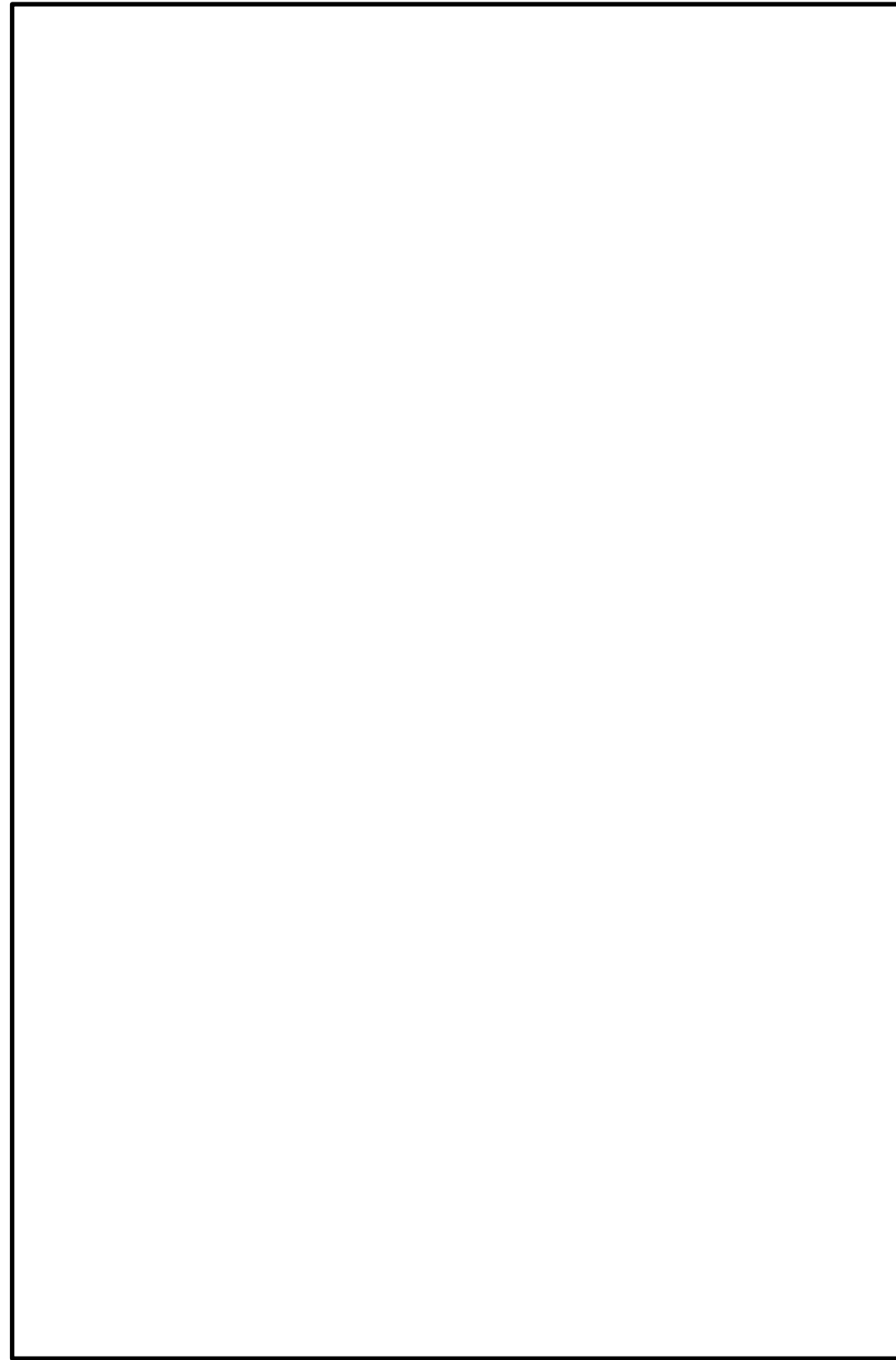


図8 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その1))

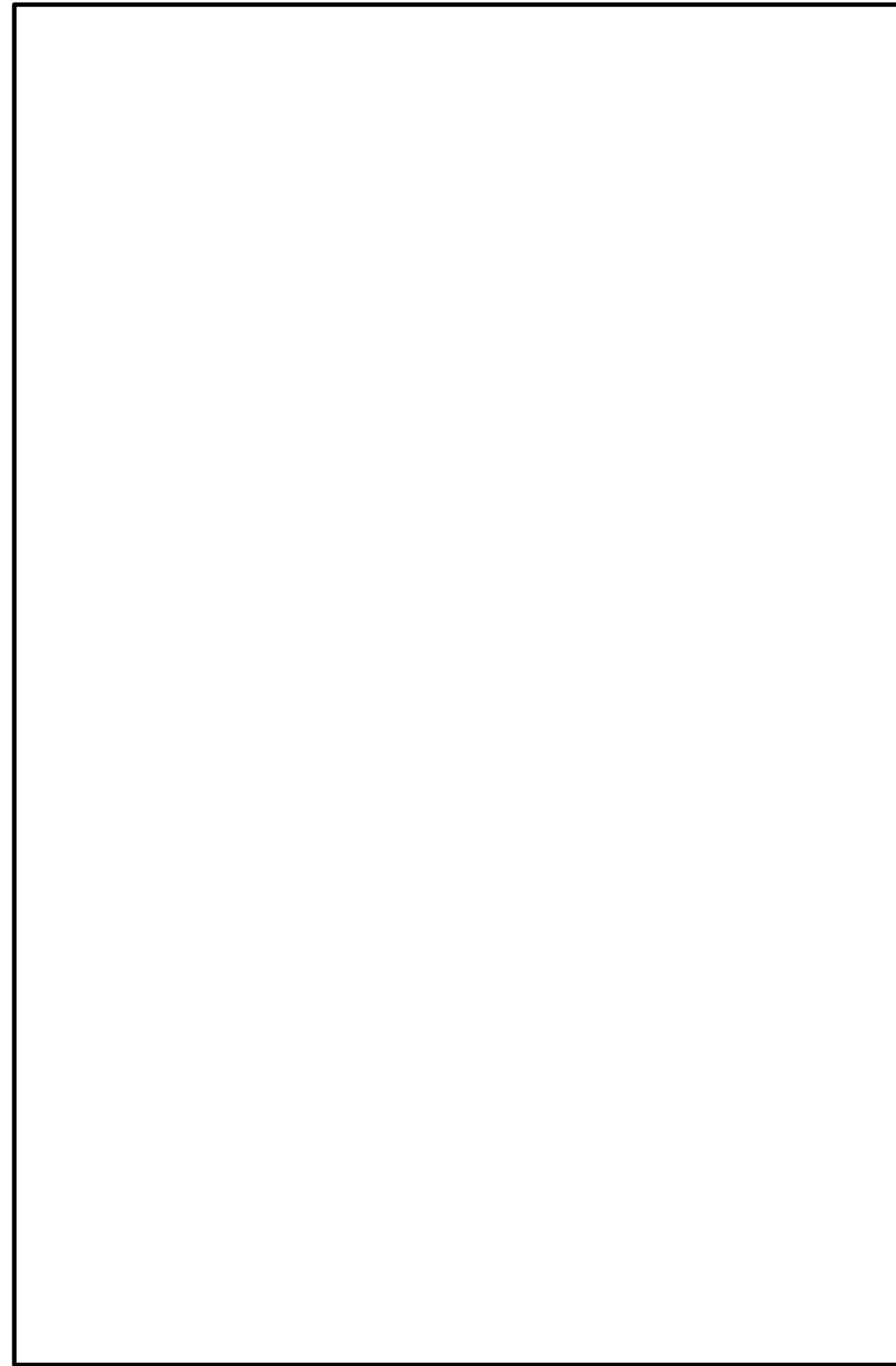


図8 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

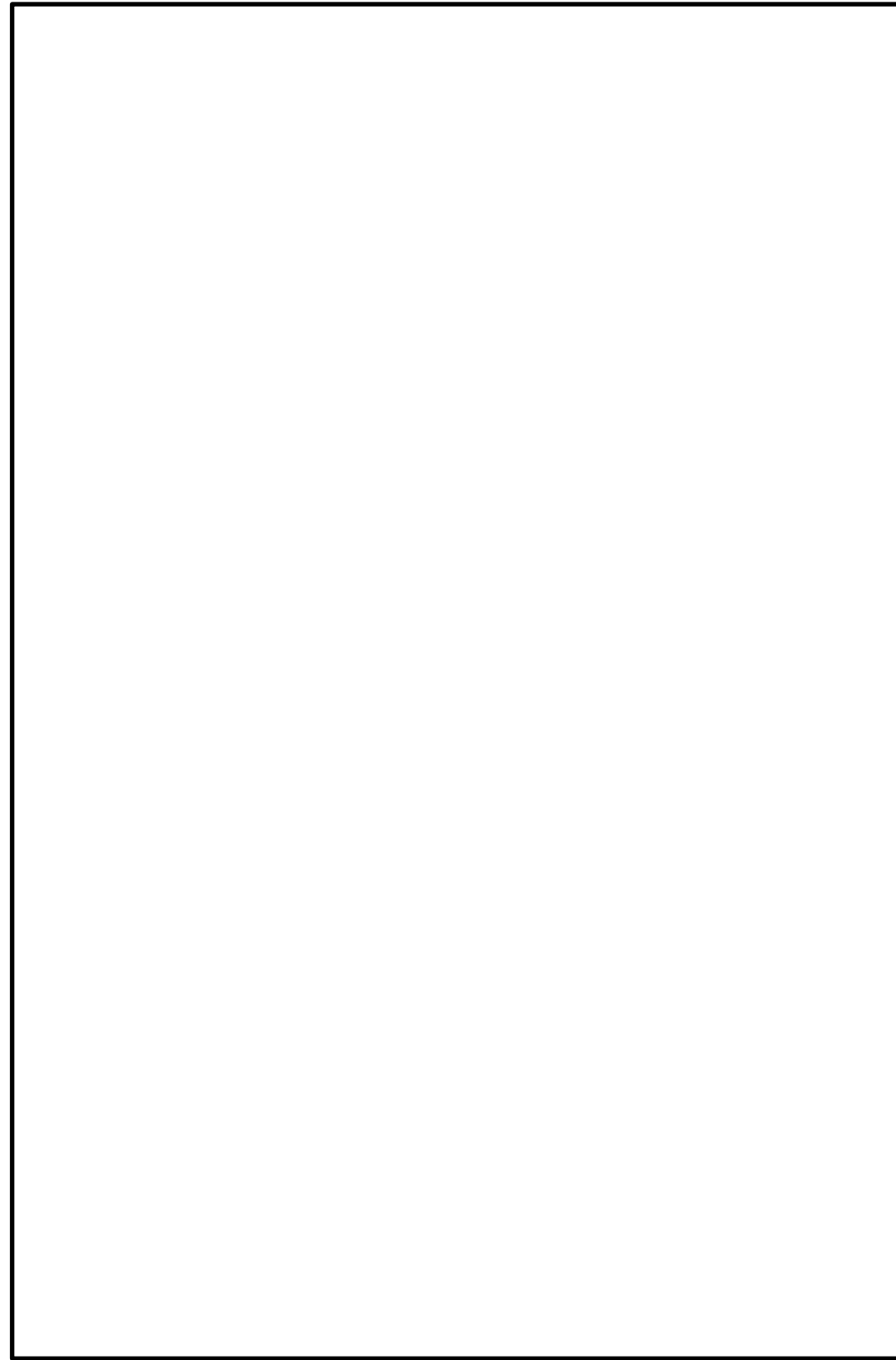


図 9 代替原子炉補機 冷却水ポンプ図 (その 1)

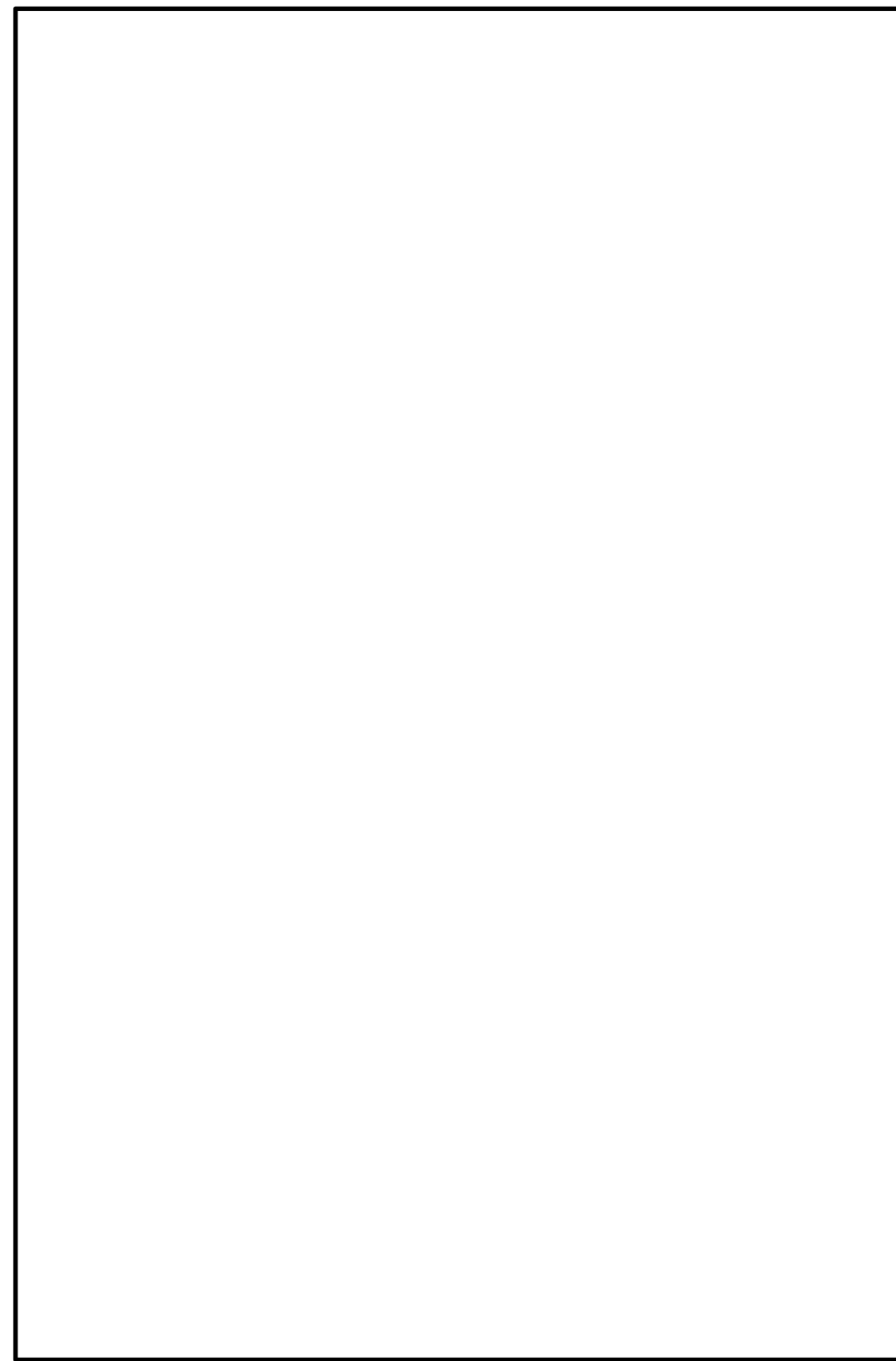


図 9 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

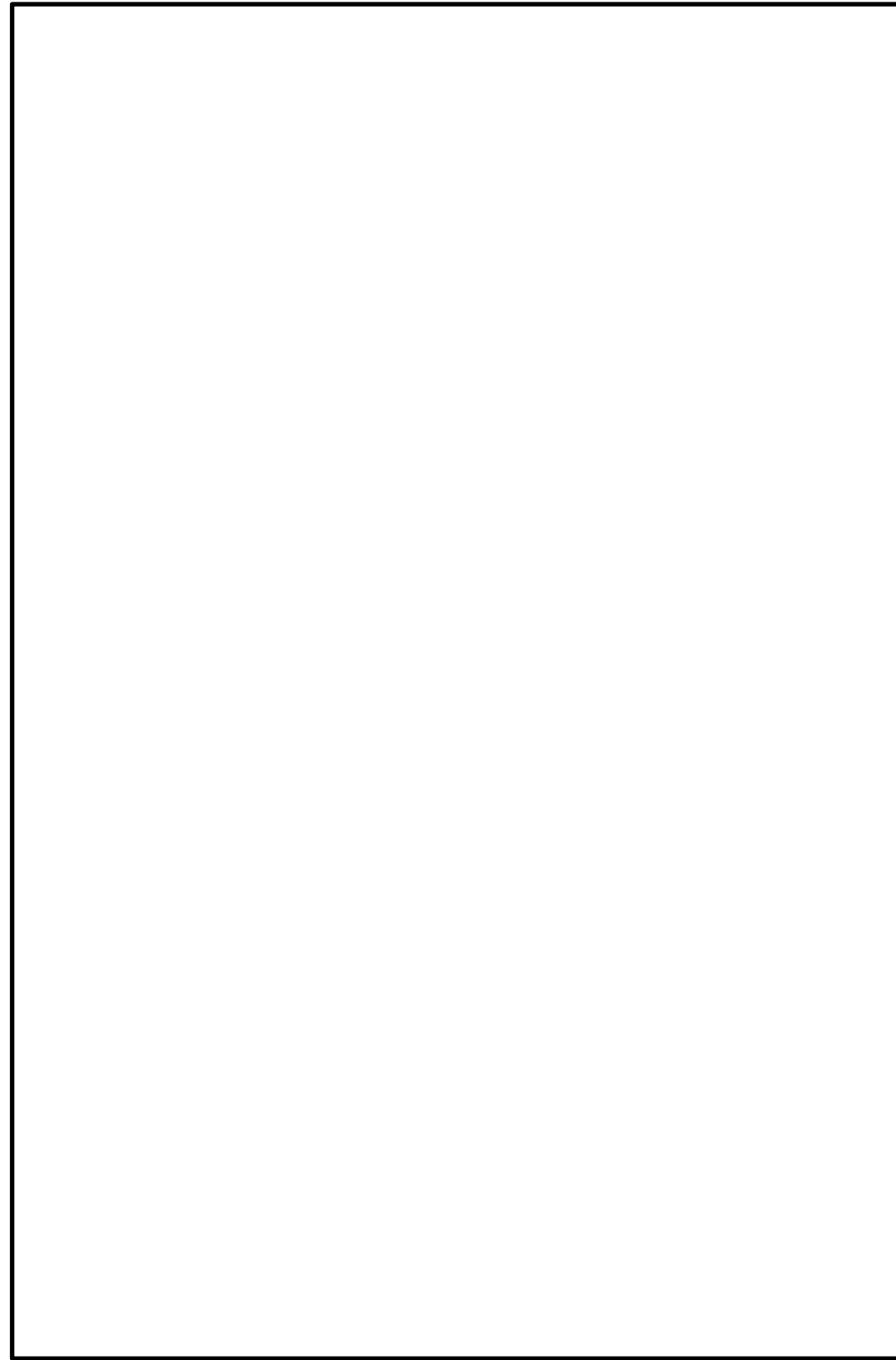


図10 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その2) )

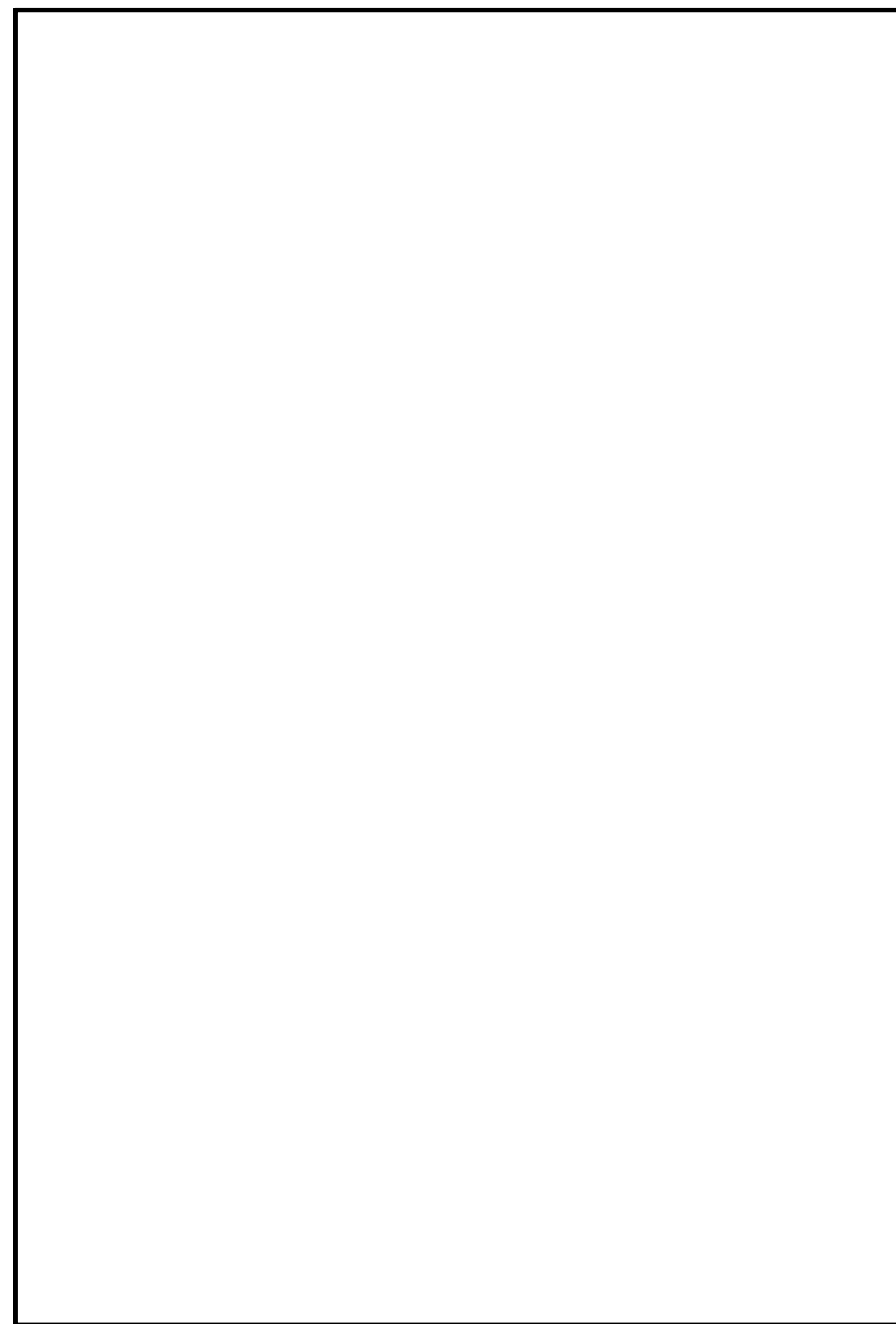


図 10 燃料プール冷却系 系統性能検査

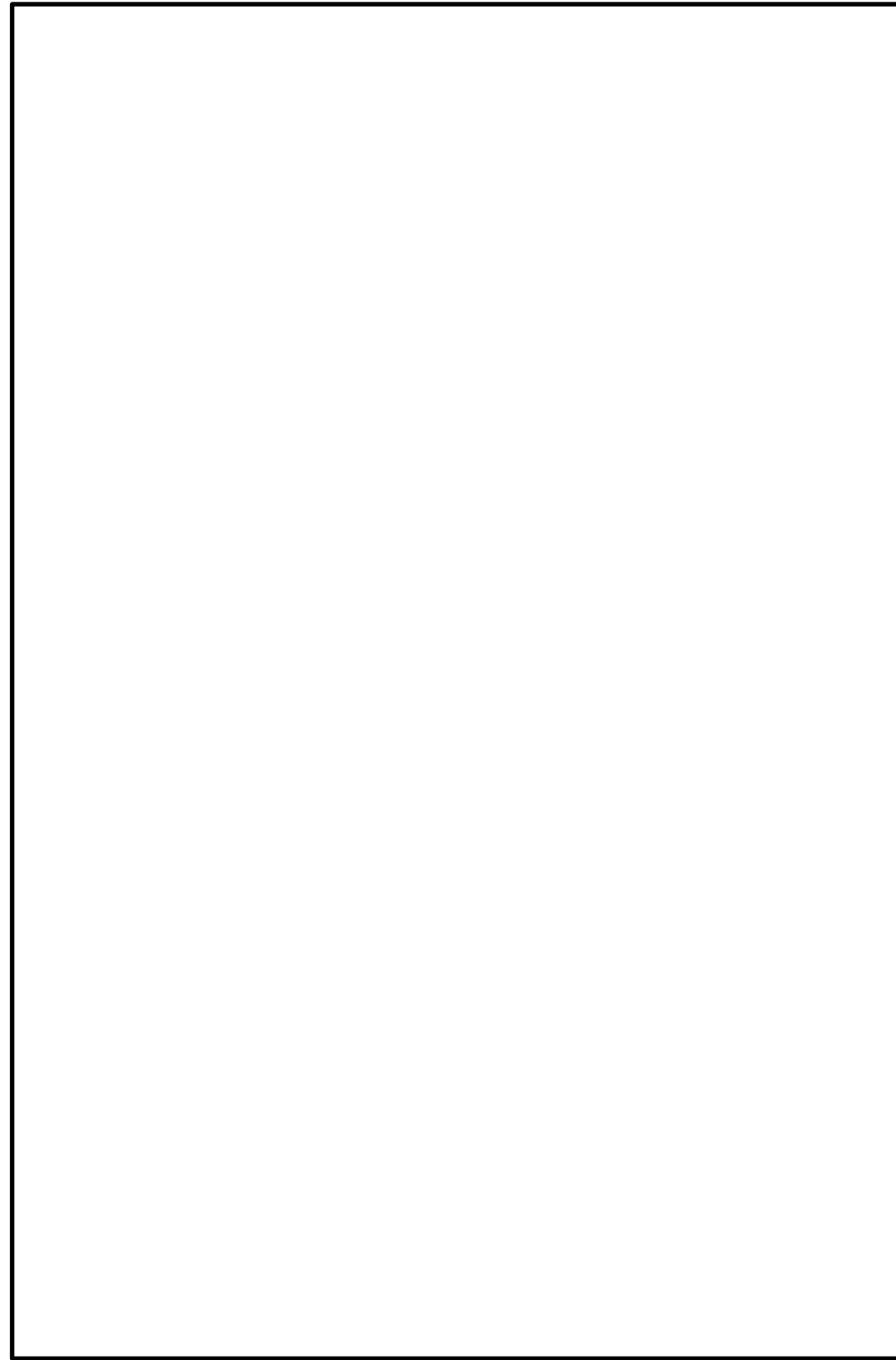


図11 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その2)

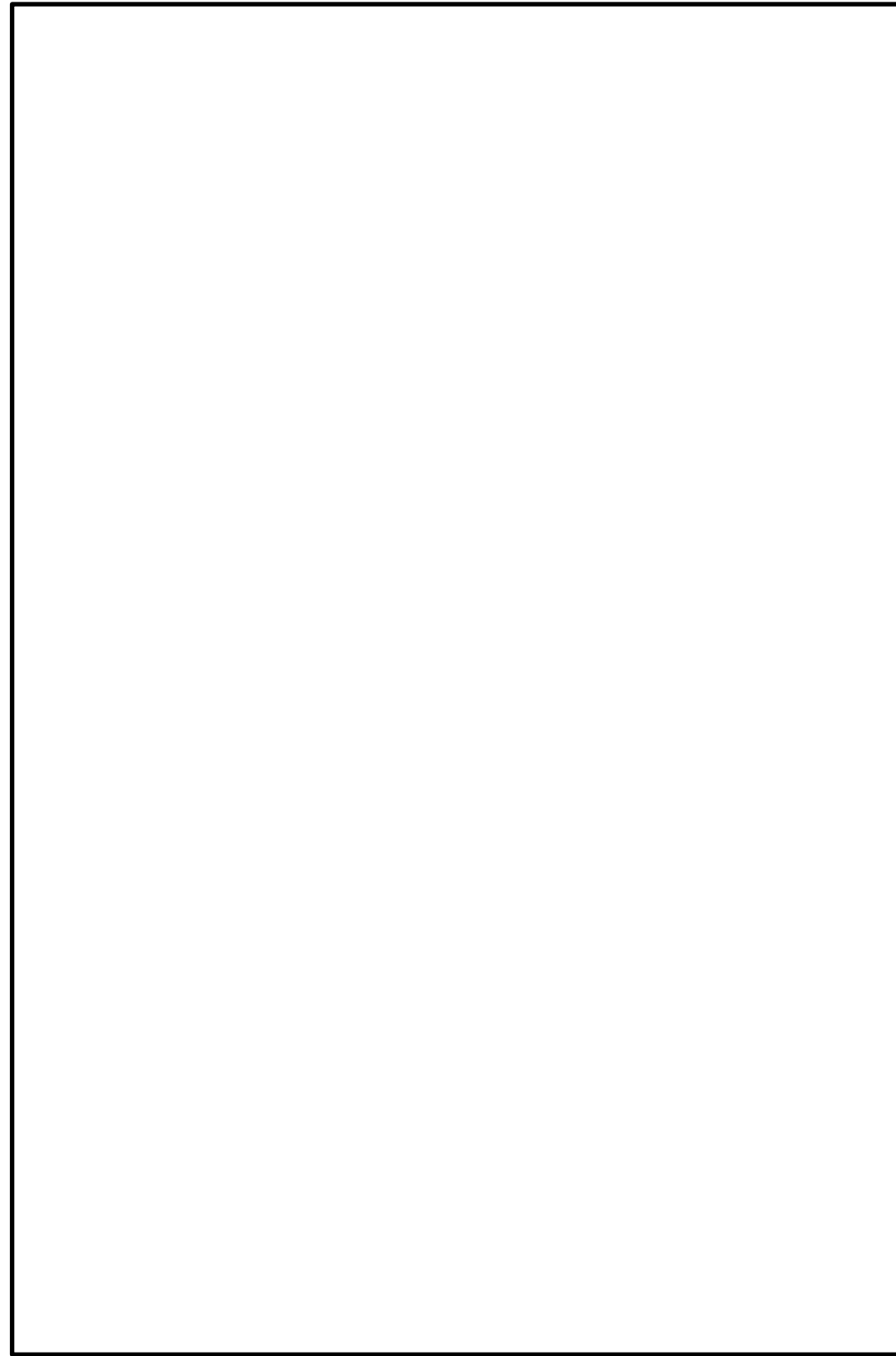


図12 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

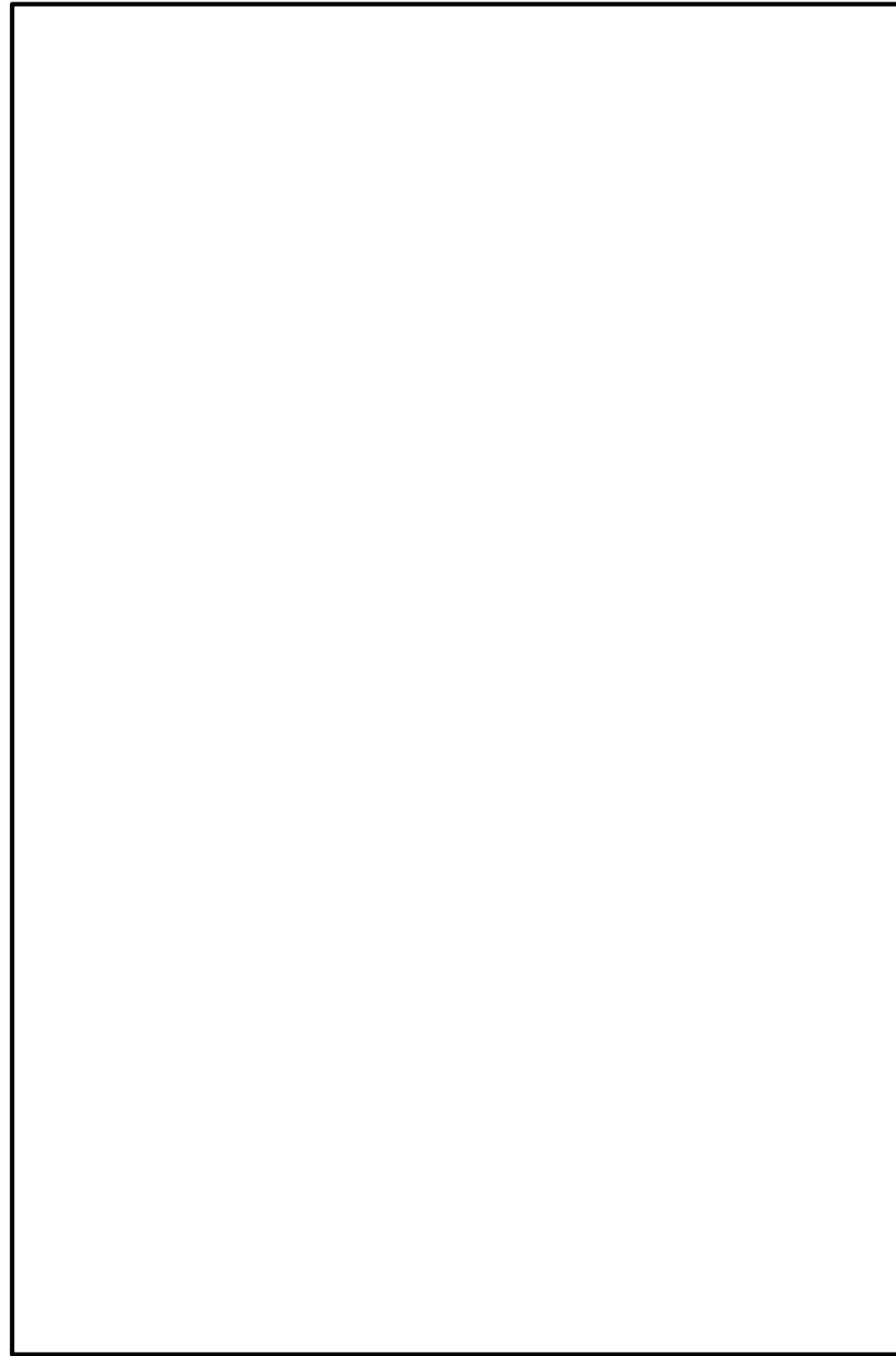


図13 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉A系)

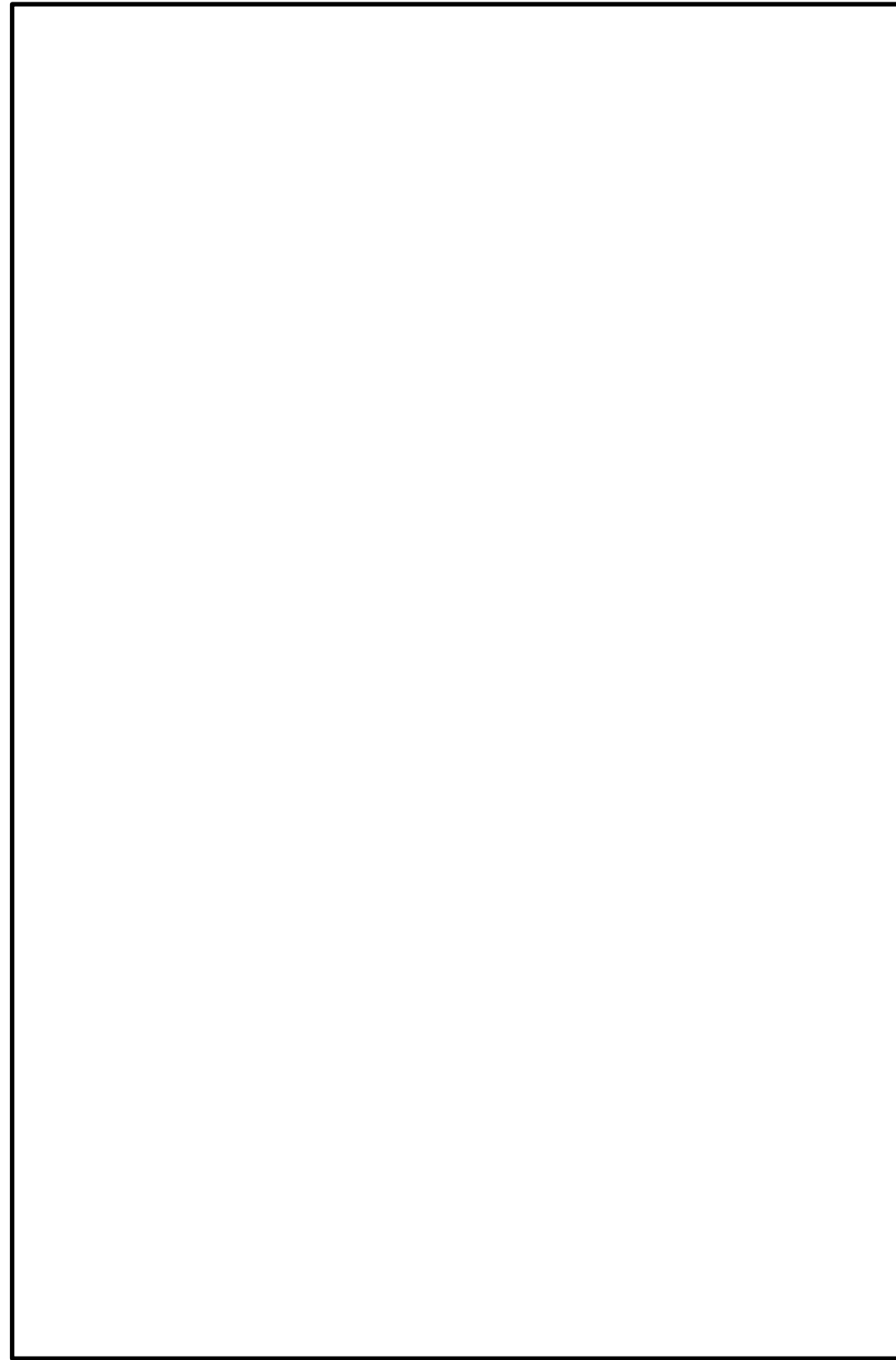


図14 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉B系)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図15 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉A系)



図16 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉B系)

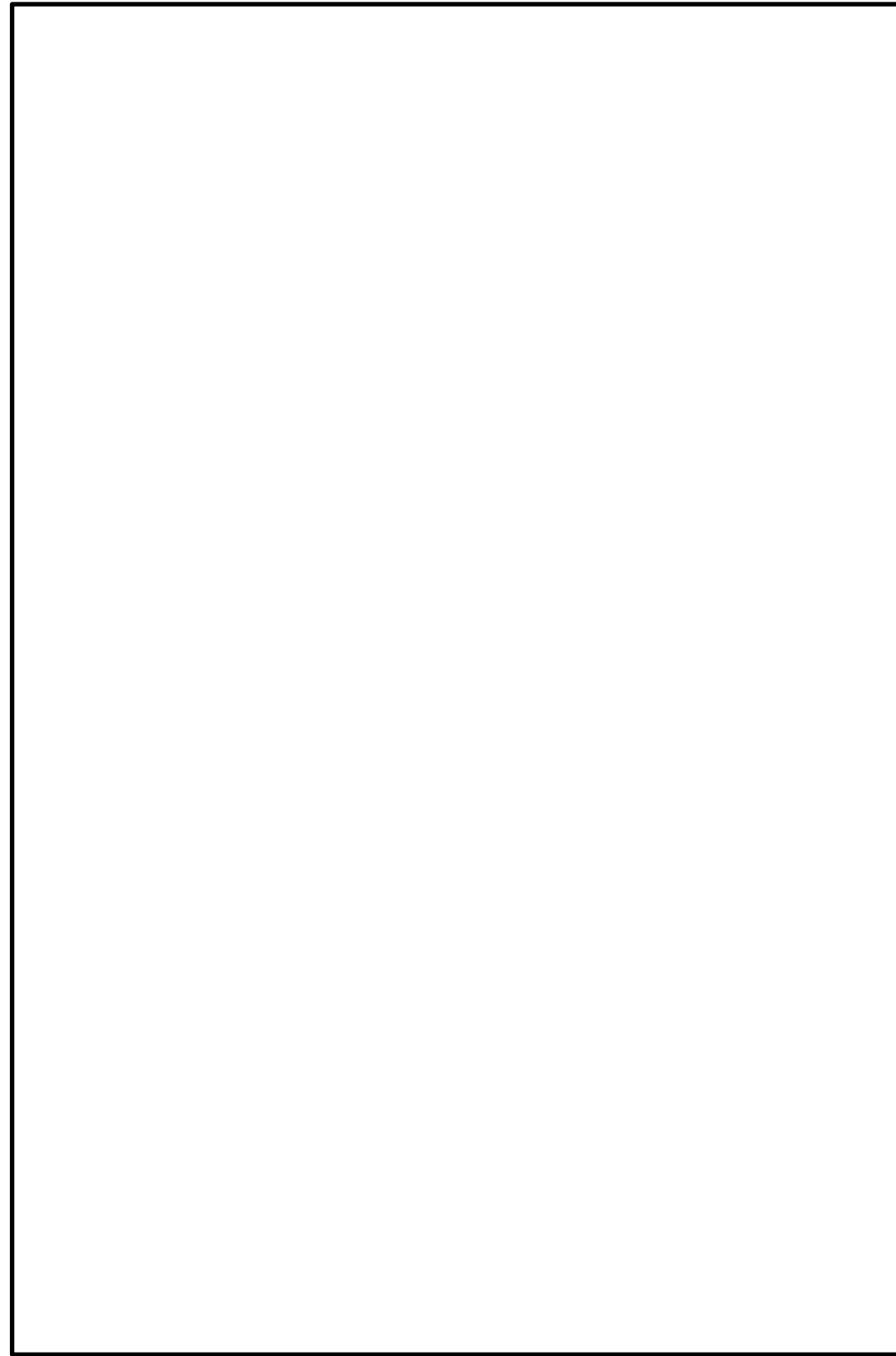


図17 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査 (6号炉)

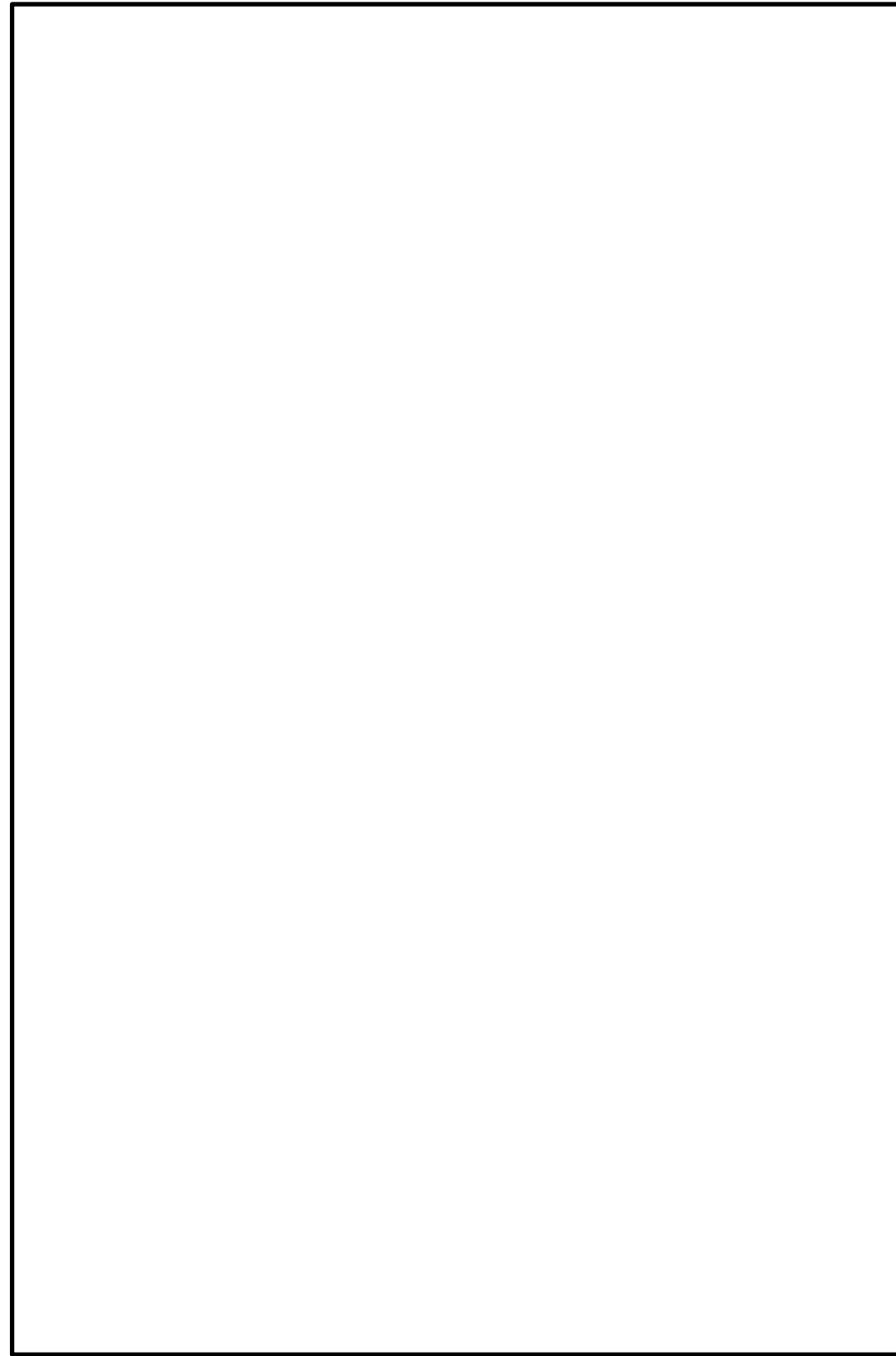


図18 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査 (7号炉)

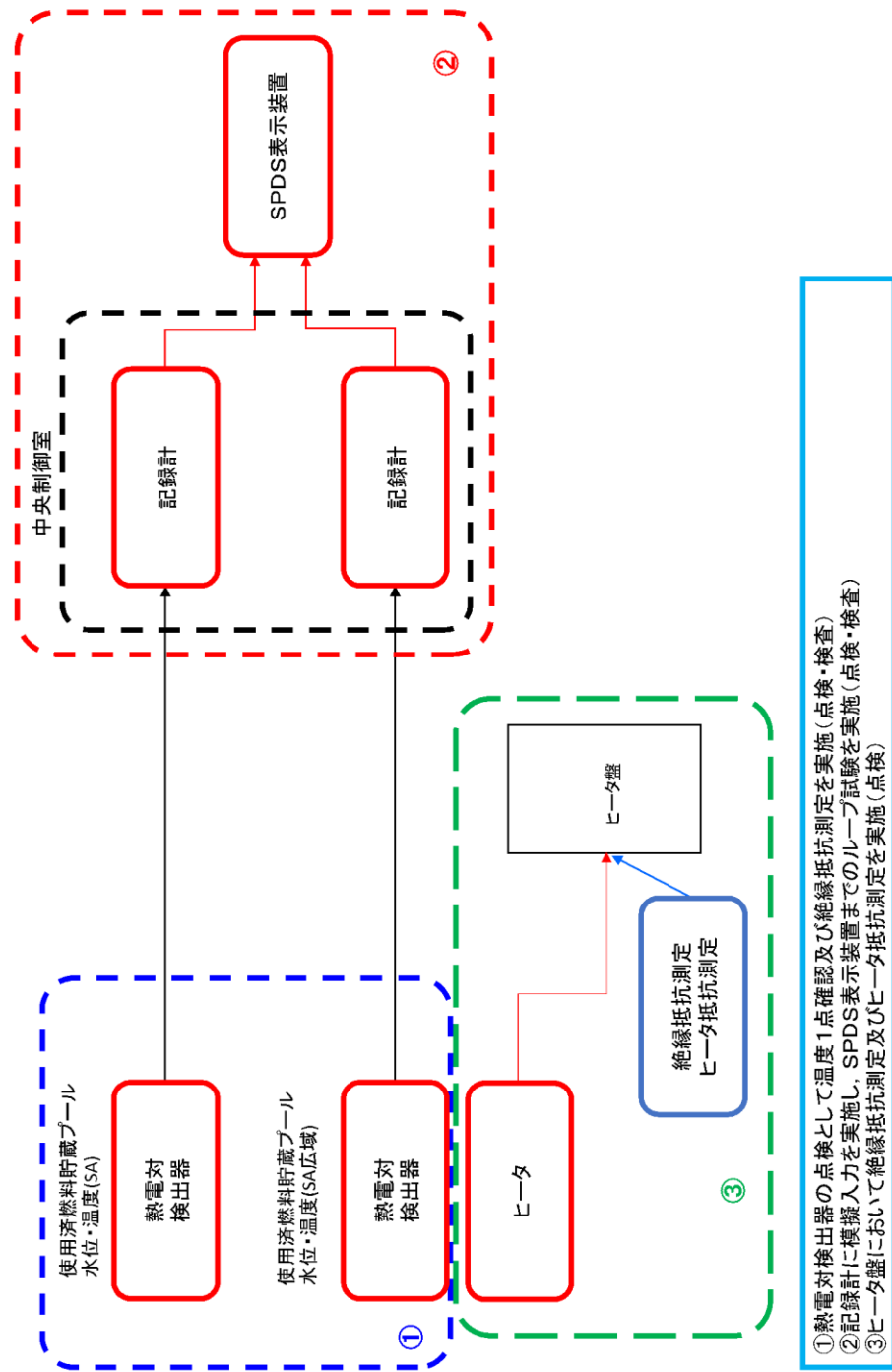


図19 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域及びSA) の試験及び検査概要図

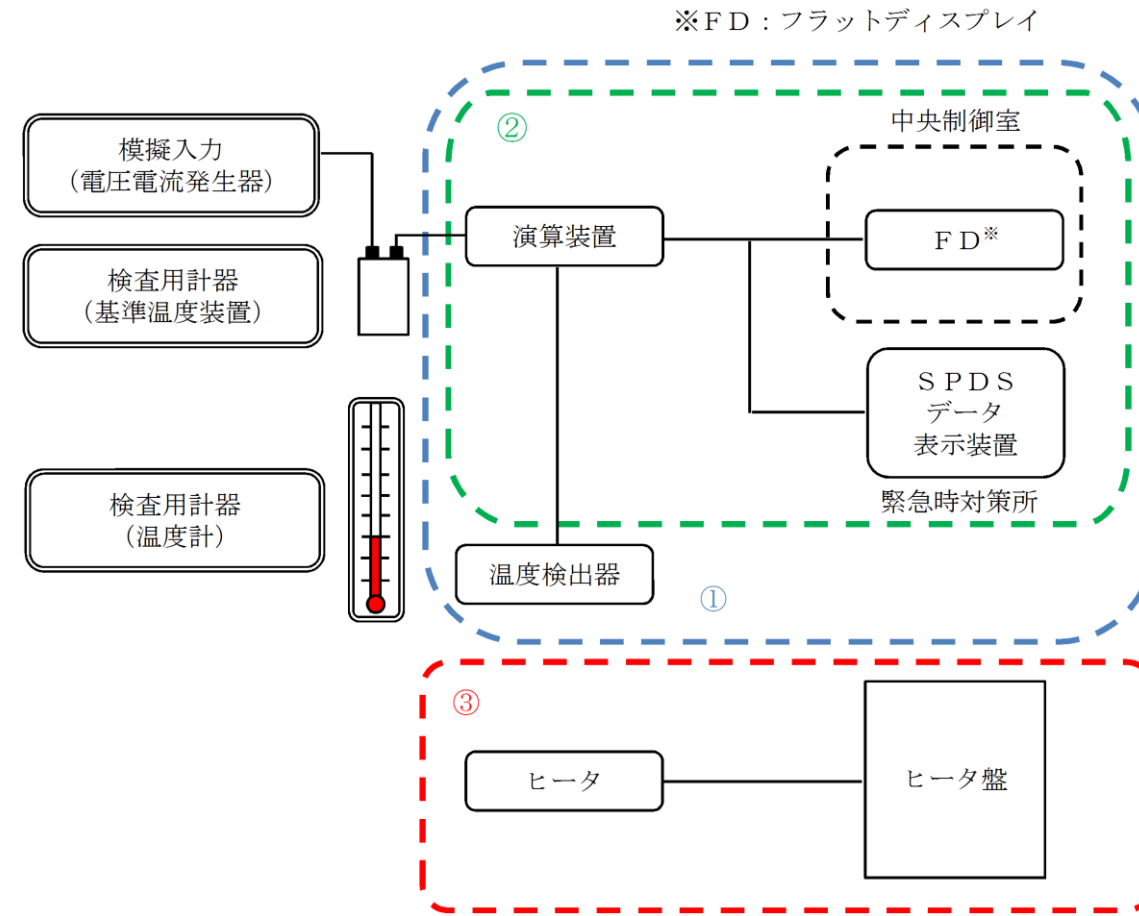
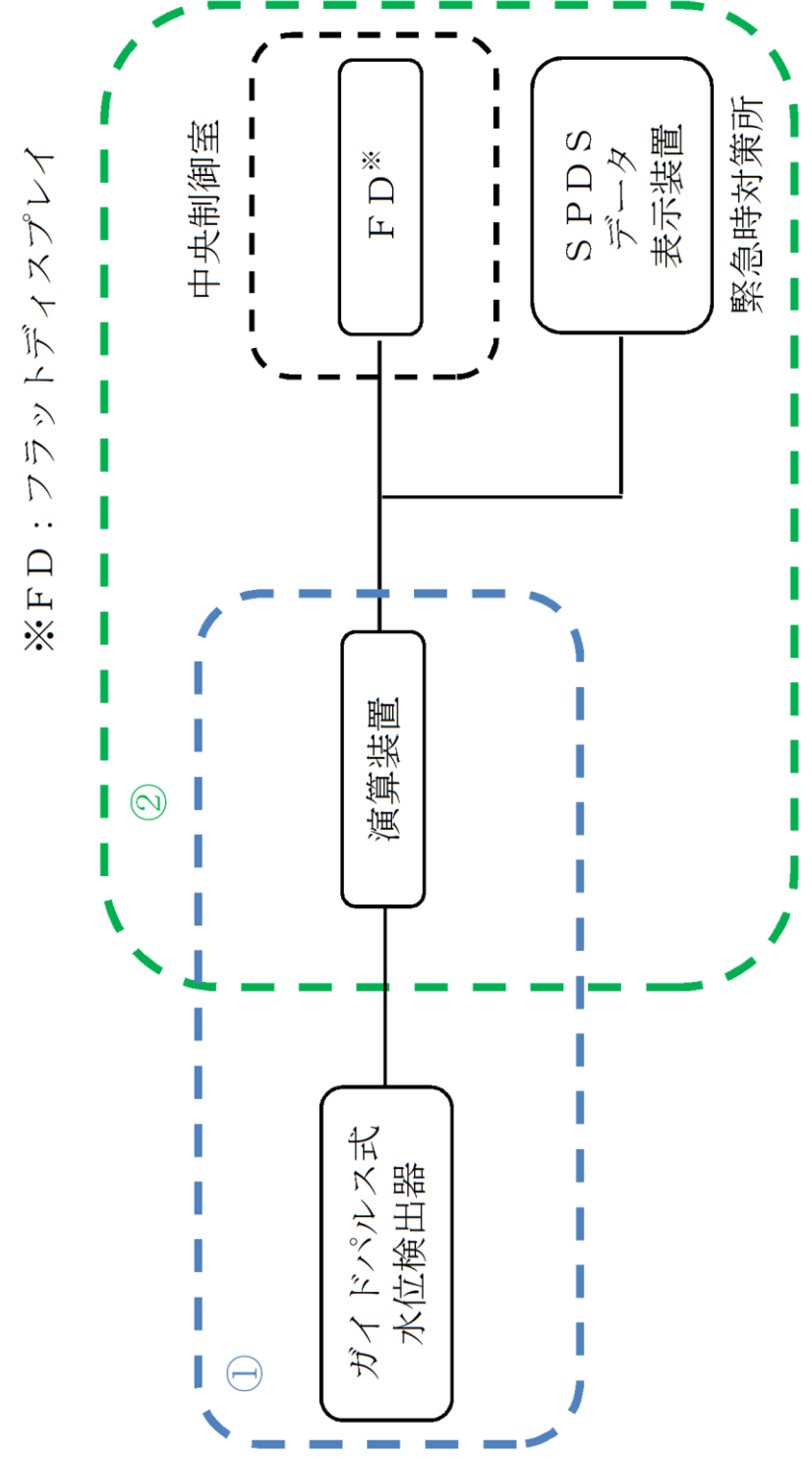


図11 燃料プール水位・温度 (SA) の試験及び検査

・設備の相違



- 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

・設備の相違



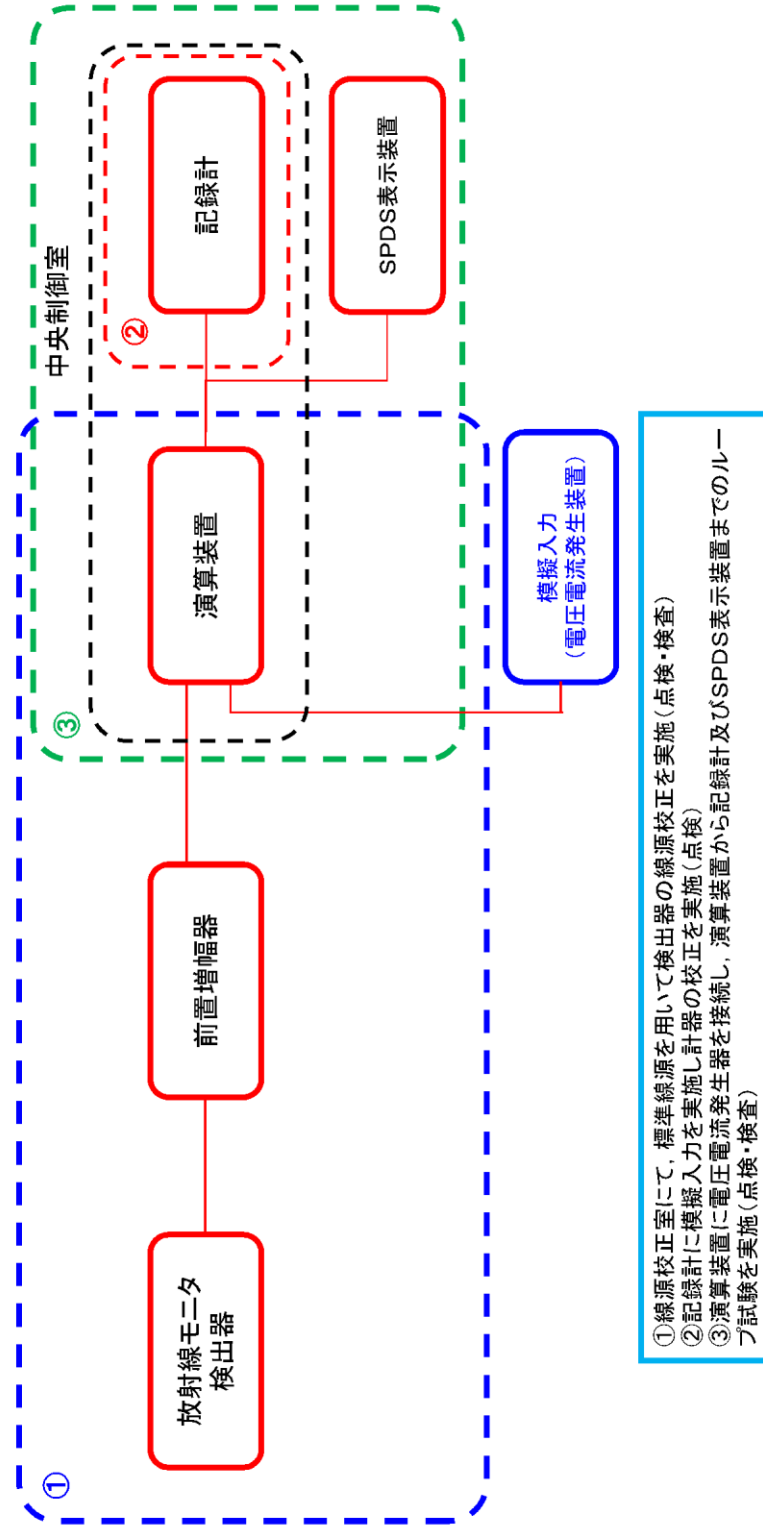
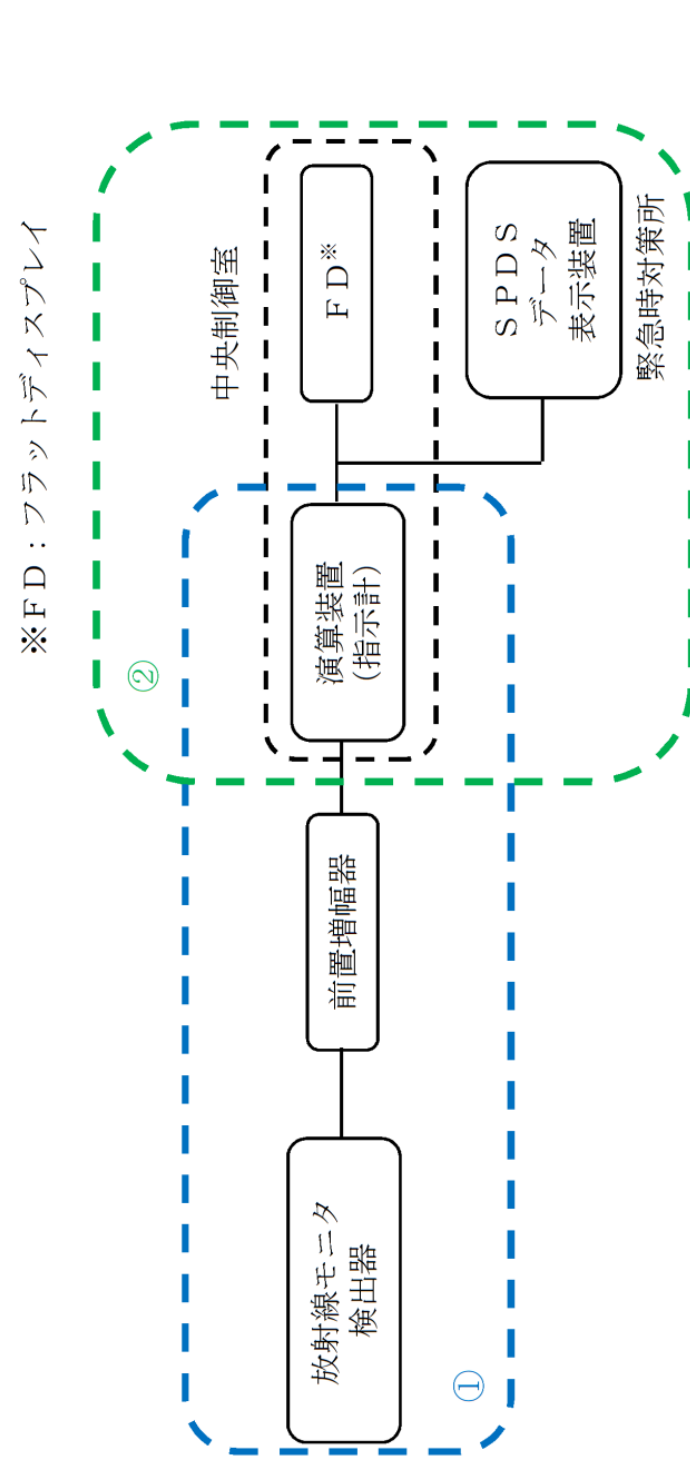


図20 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の試験及び検査概要図



- 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

・設備の相違

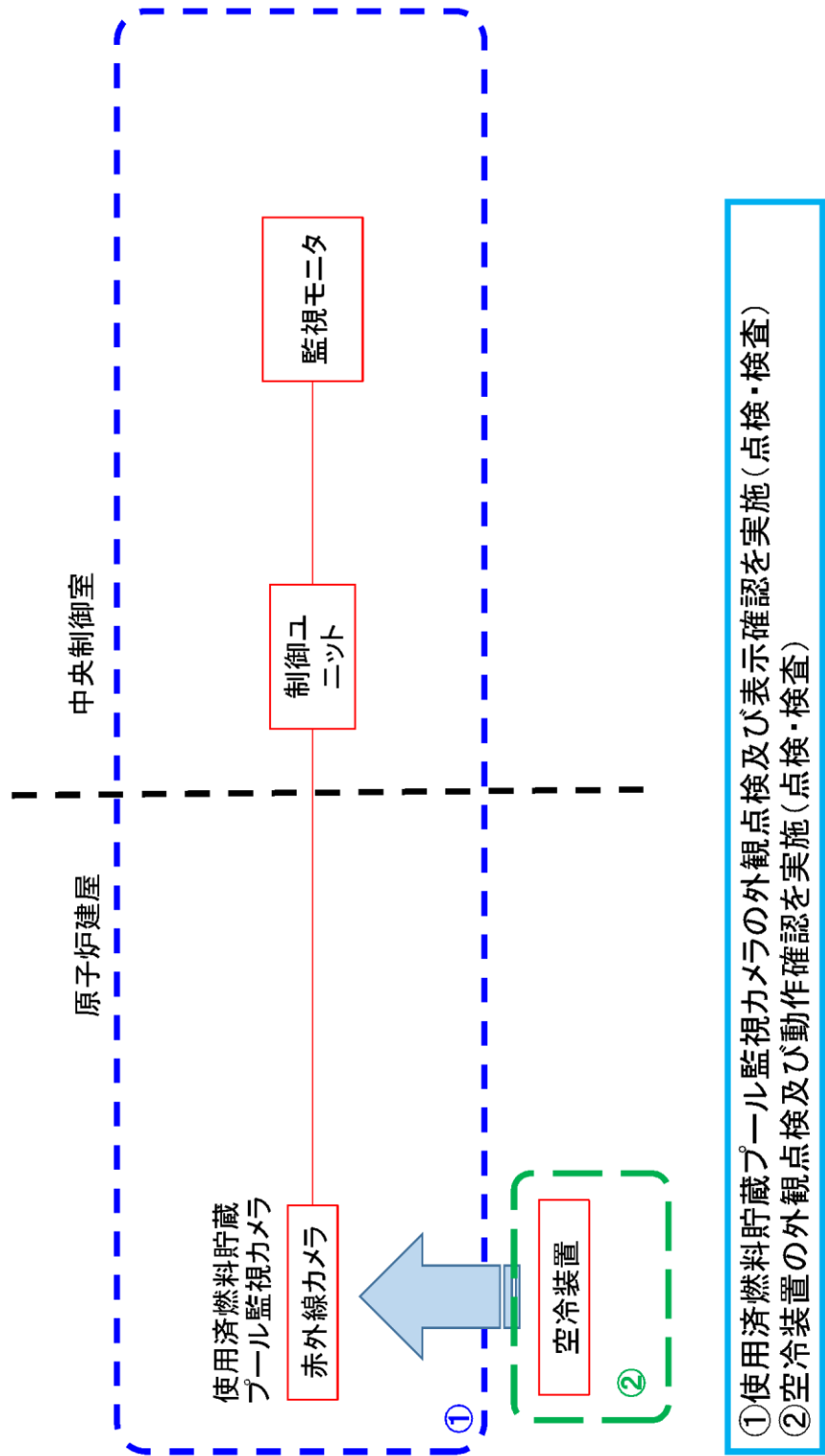


図21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験 及び検査概要図

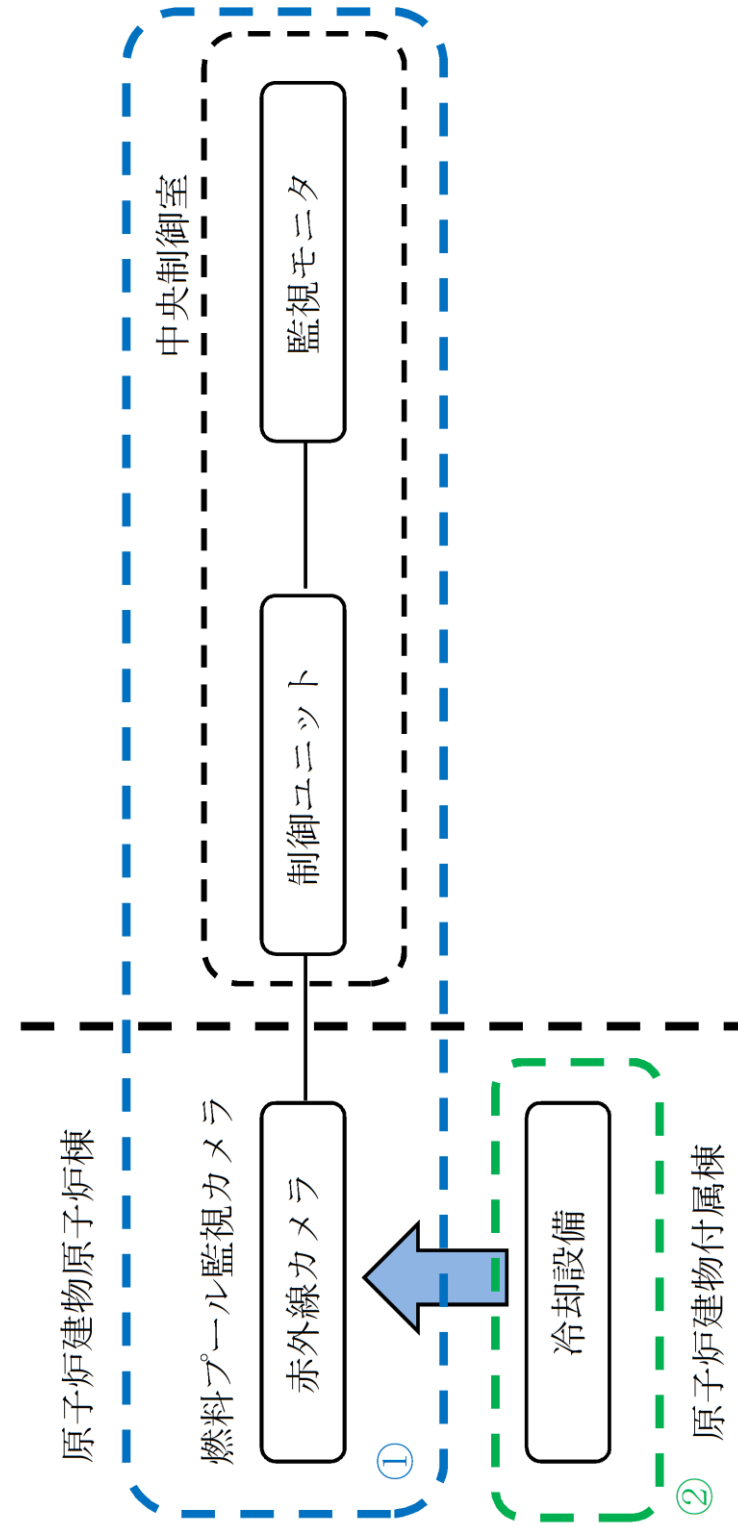


図14 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。) の試験及び検査

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-6 容量設定根拠	54-6 容量設定根拠	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)			島根原子力発電所 2号炉			備考	
名称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)		名称		・設備の相違	
容量	m <sup>3</sup> /h/台	147 (注1) , (120 (注2) )		容量	m <sup>3</sup> /h/台		120 以上 (注1) (168 以上 (注2))
吐出圧力	MPa [gage]	1.29 (注1) , (0.85 (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]	2.0		最高使用圧力	MPa [gage]		1.6
最高使用温度	℃	60		最高使用温度	℃		40
原動機出力	kW/台	100		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		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】							
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。							
<p>燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、想定事故 1, 想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために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)。</p> <p>なお、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用する場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 4 台使用する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済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)。</p> <p>なお、可搬型スプレイヘッドを使用する場合においては、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 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 4 台使用し、常設スプレイヘッドを使用する場合においては、図 2 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 3 台として使用する。</p>							
<p>大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>燃料プールの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)。</p> <p>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。</p> <p>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)。</p> <p>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。</p>							

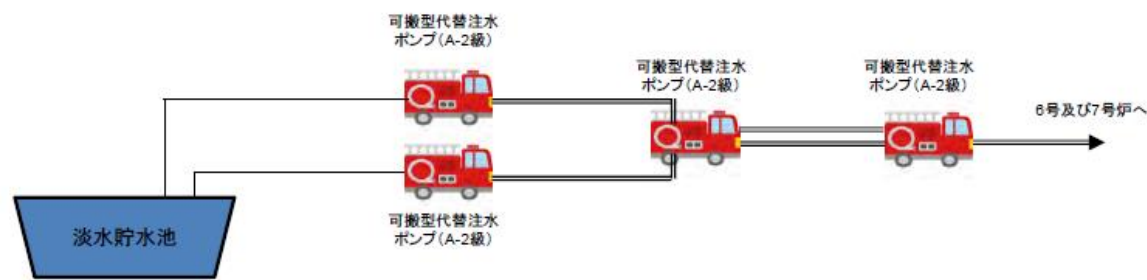


図1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド／常設スプレイヘッド）による注水、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）によるスプレイ 系統概要図

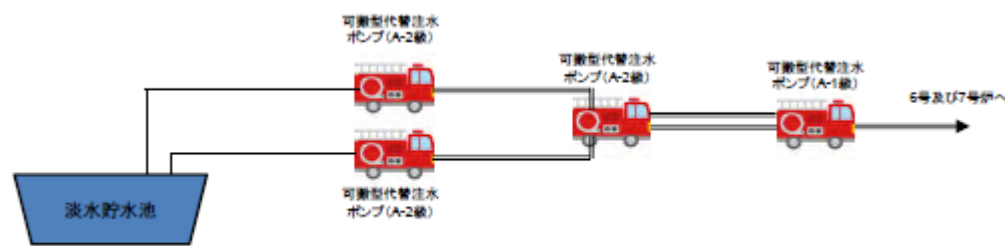


図2 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 147m<sup>3</sup>/h（注1）／120m<sup>3</sup>/h（注2）

第54条第1項対応における可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量の要求値は、使用済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可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量として、可搬型スプレイヘッド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、45m<sup>3</sup>/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「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」（54-6-18～33）で説明されている容量として、可搬型スプレイヘッドを使用する場合は46m<sup>3</sup>/h以上、常設スプレイヘッドを使用する場合は147m<sup>3</sup>/h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147m<sup>3</sup>/hを要求値とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2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120m<sup>3</sup>/h以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.29MPa（注1）／0.85MPa（注2）

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力は、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。

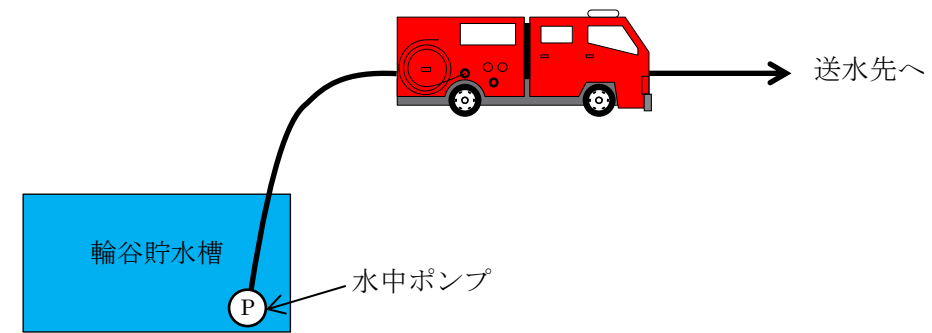


図1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル／常設スプレイヘッド）による注水、スプレイ 系統概要図

1. 容量 120 m<sup>3</sup>/h以上（注1）／168 m<sup>3</sup>/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、48m<sup>3</sup>/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48m<sup>3</sup>/h以上、常設スプレイヘッドを使用する場合は120m<sup>3</sup>/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120m<sup>3</sup>/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168m<sup>3</sup>/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場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

2.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第54条第1項対応の場合  
 6号及び7号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用する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・弁類圧損等を考慮した結果、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。

【7号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>			
合計	約	0.74	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54-6-34, 35参照。  
 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。

2.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合  
 6号及び7号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用する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・弁類圧損等を考慮した結果、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。（第54条第2項対応における保守的な流量として46m<sup>3</sup>/hを用いて算出する。）

【7号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>			
合計	約	1.26	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54-6-34, 35参照。  
 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。

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	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>			
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。

2.2 燃料プールのスプレイ系（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	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>			
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 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第1項対応の場合

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用する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・弁類圧損等を考慮した結果、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。

【7号炉原子炉建屋北側接続口の場合】

静水頭	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
ホース圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
機器類圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
合計 約 0.46 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54-6-34, 35 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。

2.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合

吐出圧力の評価としては使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプが支配的となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応において使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプとして使用しないことから、本評価においては淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び中継用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のうち、吐出圧力の高い淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の評価を行う。

【淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合】

静水頭	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
ホース圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
機器類圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
合計 約 1.29 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54-6-34, 35 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、

2.3 燃料プールのスプレイ系（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。

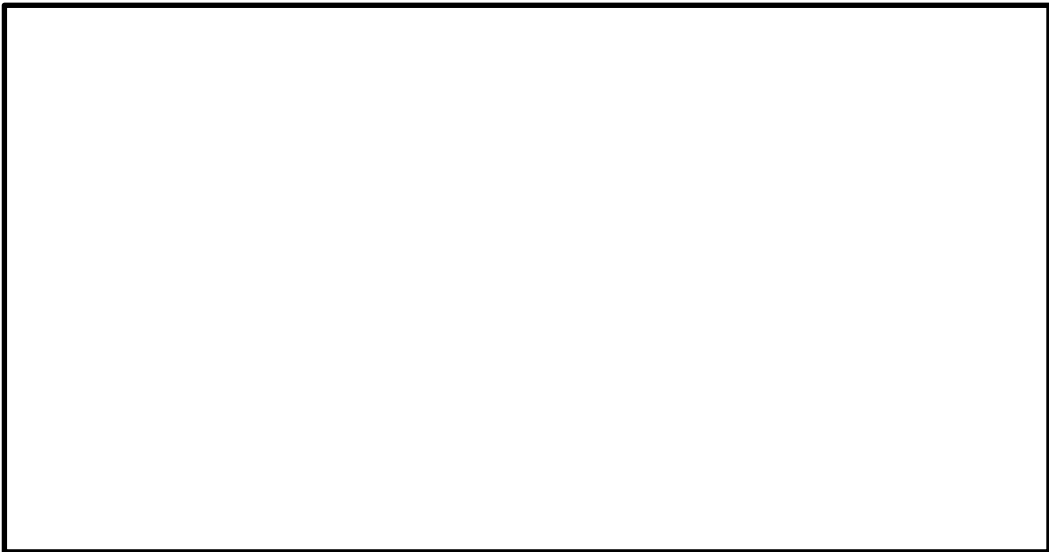

【の場合】

水源と移送先の圧力差	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
静水頭	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa
ホース圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>	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。

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。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>2.5 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、常設スプレイヘッダを使用する場合の約 1.29MPa 以上を要求値とする。          なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 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性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。          図 3 に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。</p>  <p>図 3 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 性能曲線</p> <p>3. NPSH 評価          上記の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するため、NPSH の評価を行った。          なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回るように、上流側の (淡水貯水池に近い側の) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転条件を設定した。</p> <p>3.1 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダ) 第 54 条第 1 項対応の場合          &lt;接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)&gt;          図 3 より、ポンプの必要回転数は、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダ) 第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量 (45m<sup>3</sup>/h) 及び吐出圧力 (0.74MPa) を満足する 2400rpm とする。</p>	<p>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、常設スプレイヘッダ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。</p> <p>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。</p>  <p>図 2 大量送水車性能曲線</p> <p>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 120m<sup>3</sup>/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽 (西 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<sup>*</sup>となる。</p>	



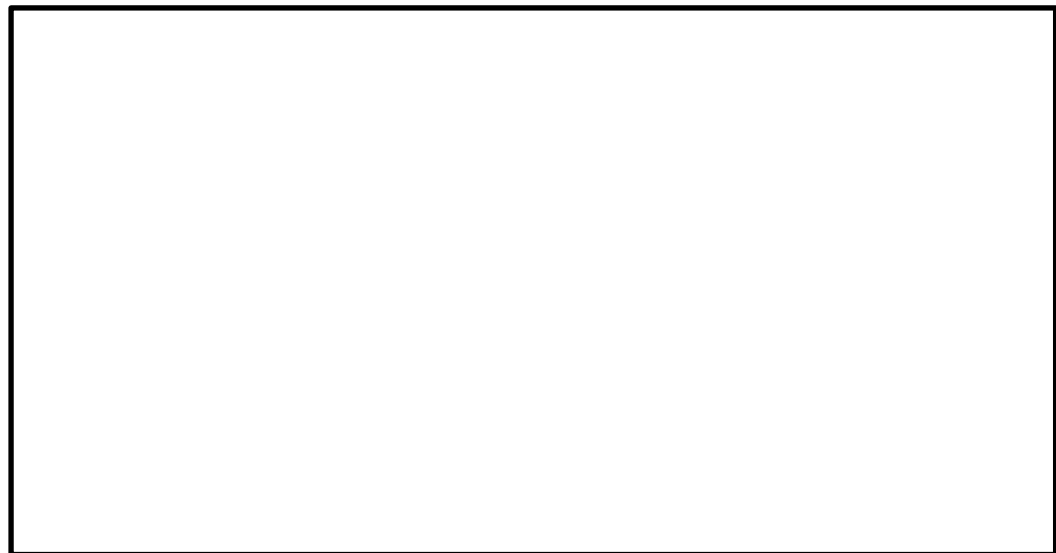


図4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

2400rpm において、必要流量を確保するためのNPSH (必要NPSH) は、図4の水頭に余裕を見込み、 mとなる。

有効NPSH は下記のとおり算出する。

$$\text{有効NPSH} = H_a + H_n + H_s - H_1 - h_s \dots \textcircled{1}$$

ここで、 $H_a$  : 大気圧

$H_n$  : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

$H_s$  : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)

$H_1$  : 吸込圧損

$h_s$  : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40℃と想定)

とする。

①式に以下の値を代入し、有効NPSH を算出すると有効NPSH は  m となる。

$H_n =$

$H_s =$

$H_1 =$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効NPSH が必要NPSH を十分に上回る  となるよう、 $H_n$ を設定した。

この時、有効NPSH ( m) > 必要NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要とな

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	<input type="text"/>	m
大気圧	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	-0.8	m
合計	約	15.3	m

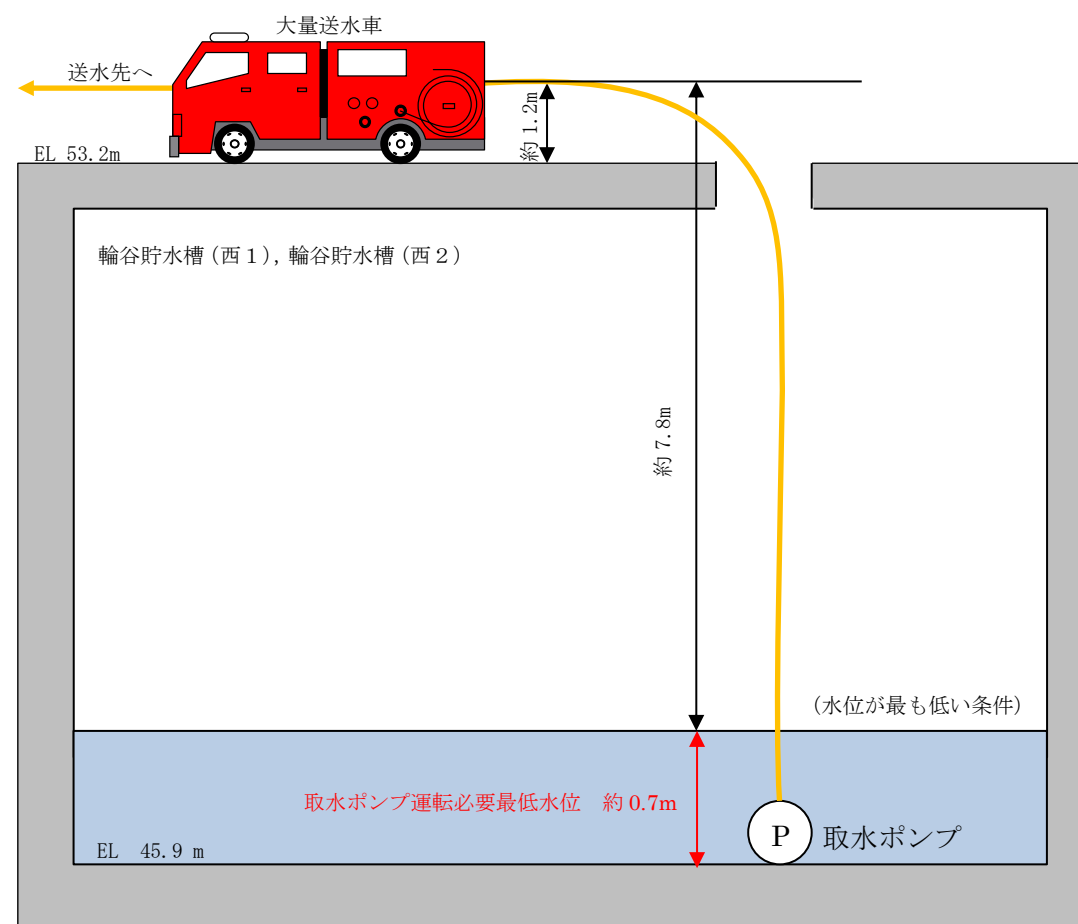


図3 大量送水車設置概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>る流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/>m となる。</p> <p>①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は<input type="text"/>m となる。</p> <p><math>H_n =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_s =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_1 =</math> <input type="text"/></p> <p>なお、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) と中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の設置高さに 30m 程度差があることにより、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって、評価においては保守的に <math>H_n =</math> <input type="text"/> とした。</p> <p>この時、有効 NPSH (<input type="text"/>m) &gt; 必要 NPSH (<input type="text"/>m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>&lt;淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) &gt;</p> <p>図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため、保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し <input type="text"/> m とする。</p> <p>①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は<input type="text"/>m となる。</p> <p><math>H_n =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_s =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_1 =</math> <input type="text"/></p> <p>この時、有効 NPSH (<input type="text"/>m) &gt; 必要 NPSH (<input type="text"/>m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ送水する場合については、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が、淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の NPSH 評価に包絡される。</p> <p>3.2 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) 第 54 条第 2 項対応の場合</p> <p>&lt;接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) &gt;</p> <p>図 3 より、ポンプの必要回転数は、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) 第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量 (46m<sup>3</sup>/h) 及び吐出圧力 (1.26MPa) を満足する 2800rpm とする。</p> <p>2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/> m となる。</p>		

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は  m となる。

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る  となるよう、 $H_n$  を設定した。

この時、有効 NPSH ( m) > 必要 NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

< 中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 m となる。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は  m となる。

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

なお、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) と中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の設置高さに 30m 程度差があることにより、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって、評価においては保守的に  $H_n = \text{$  とした。

この時、有効 NPSH ( m) > 必要 NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

< 淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため、保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し  m とする。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は  m となる。

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

この時、有効 NPSH ( m) > 必要 NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ送水する

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>場合については、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が、淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。</p> <p>3.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合          &lt;接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）&gt;          図 3 より、ポンプの必要回転数は、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（0.46MPa）を満足する 2200rpm とする。          2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/> m となる。          ①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は <input type="text"/> m となる。  <math display="block">H_n = \text{<input type="text"/></math> <math display="block">H_s = \text{<input type="text"/></math> <math display="block">H_l = \text{<input type="text"/></math>         なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る <input type="text"/> となるよう、<math>H_n</math> を設定した。          この時、有効 NPSH（<input type="text"/> m）&gt;必要 NPSH（<input type="text"/> m）となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>&lt;中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）&gt;          図 3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/> m となる。          ①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は <input type="text"/> m となる。  <math display="block">H_n = \text{<input type="text"/></math> <math display="block">H_s = \text{<input type="text"/></math> <math display="block">H_l = \text{<input type="text"/></math>         なお、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより、淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって、評価においては保守的に <math>H_n = \text{<input type="text"/></math> とした。          この時、有効 NPSH（<input type="text"/> m）&gt;必要 NPSH（<input type="text"/> m）となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>&lt;淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）&gt;          図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するため</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>のNPSH (必要NPSH) は、図4の必要NPSH曲線では流量が小さく確認できない領域であるため、保守的に2200rpmの曲線での最低記載値を採用し <input type="text"/> m とする。</p> <p>①式に以下の値を代入し、有効NPSHを算出すると有効NPSHは <input type="text"/> m となる。</p> <p><math>H_n =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_s =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_l =</math> <input type="text"/></p> <p>この時、有効NPSH (<input type="text"/> m) &gt; 必要NPSH (<input type="text"/> m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>なお、大容量送水車(海水取水用)から直接、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ送水する場合には、大容量送水車(海水取水用)の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吸込口に加わることにより、上記NPSH評価のうち吸込揚程が、淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)のNPSH評価に包絡される。</p> <p>3.4 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)第54条第2項対応の場合 本評価については、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の容量設定根拠にて行う。</p> <p>4. 最高使用圧力 2.0MPa 燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は1.29MPa以上であるが、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水系(可搬型)にて要求される吐出圧力(1.67MPa)であり、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の最高使用圧力は1.67MPaを上回る圧力として2.0MPaとする。</p> <p>5. 最高使用温度 60℃ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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ため、60℃とする。</p> <p>6. 原動機出力 100kW/台 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)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100kWとする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

名称		可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	147 (注1) , (168 (注2) )
吐出圧力	MPa [gage]	1.95 (注1) , (0.85 (注2) )
最高使用圧力	MPa [gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	146
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】**

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、想定事故 1, 想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために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)。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済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ーすることで、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、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は燃料プール代替注水系 (常設スプレーヘッド) 第 54 条第 2 項対応の場合の条件が最も保守的であり、図 5 の通り、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 3 台使用する。

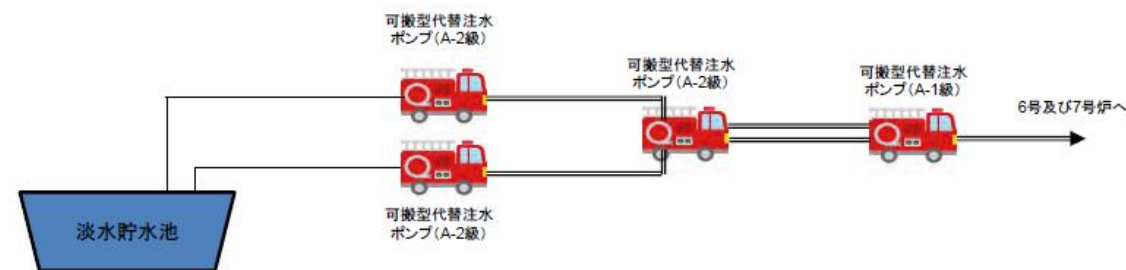


図 5 燃料プール代替注水系 (常設スプレーヘッド) によるスプレーシステム概要図

1. 容量 147m<sup>3</sup>/h (注1) / 168m<sup>3</sup>/h (注2)

可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の容量の要求値は、補足説明資料「使用済燃料プール (SFP) スプレー設備の冷却能力について」(54-6-18~33) で説明されている、常設スプレーヘッドを使用する場合の 147m<sup>3</sup>/h 以上とする。

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>なお、可搬搬型代替注水ポンプ（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 168m<sup>3</sup>/h 以上を容量の公称値とする。</p> <p>2. 吐出圧力 1.95MPa（注1） / 0.85MPa（注2）</p> <p>燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は、静水頭、ホース直接敷設の圧損、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。</p> <p>6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用する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・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、<input type="text"/> 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。</p> <p>【7 号炉 SFP 接続口（北）の場合】</p> <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>静水頭 約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>ホース圧損 約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa ※1</td> </tr> <tr> <td>ホース湾曲による影響 約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa ※1</td> </tr> <tr> <td>機器及び配管・弁類圧損 約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">-----</td> </tr> <tr> <td>合計 約</td> <td></td> <td>1.95MPa</td> </tr> </table> <p>※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 54-6-34, 35 参照。</p> <p>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。</p> <p>以上より、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力の要求値は、約 1.95MPa 以上とする。</p> <p>なお、可搬搬型代替注水ポンプ（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性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。</p> <p>図 6 に示すとおり、可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）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。</p>	静水頭 約	<input type="text"/>	MPa	ホース圧損 約	<input type="text"/>	MPa ※1	ホース湾曲による影響 約	<input type="text"/>	MPa ※1	機器及び配管・弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa	-----			合計 約		1.95MPa		
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa																		
ホース圧損 約	<input type="text"/>	MPa ※1																		
ホース湾曲による影響 約	<input type="text"/>	MPa ※1																		
機器及び配管・弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa																		
-----																				
合計 約		1.95MPa																		

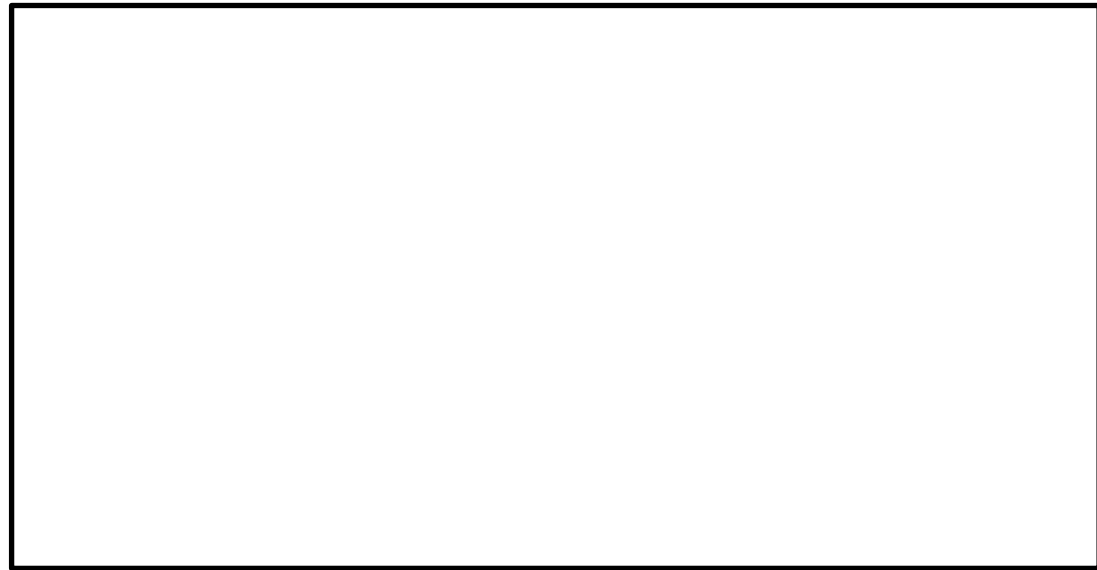


図6 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 性能曲線

3. NPSH 評価

上記の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するため、NPSH の評価を行った。

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の有効 NPSH が必要 NPSH を上回るように、上流側の (淡水貯水池に近い側の) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) >

図6 より、ポンプの必要回転数は、燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) 第54条 第2 項対応の場合の必要流量 (147m<sup>3</sup>/h) 及び吐出圧力 (1.95MPa) を満足する 3600rpm とする。





図7 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) NPSH

3600rpm において、必要流量を確保するためのNPSH (必要NPSH) は、図7の水頭に余裕を見込み、 mとなる。

有効NPSH は下記のとおり算出する。

$$\text{有効NPSH} = H_a + H_n + H_s - H_1 - h_s \dots \textcircled{1}$$

ここで、 $H_a$  : 大気圧

$H_n$  : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

$H_s$  : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)

$H_1$  : 吸込圧損

$h_s$  : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40℃と想定)

とする。

①式に以下の値を代入し、有効NPSH を算出すると有効NPSH は  となる。

$H_n =$

$H_s =$

$H_1 =$

なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効NPSH が必要NPSH を十分に上回る  となるよう、 $H_n$ を設定した。

この時、有効NPSH ( m) > 必要NPSH ( m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

< 中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図3より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) に必要とな

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>る流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm とする。2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/>m となる。</p> <p>①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は <input type="text"/> m となる。</p> <p><math>H_n =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_s =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_l =</math> <input type="text"/></p> <p>なお、吸込圧損を考慮したとしても、有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る <input type="text"/> となるよう、<math>H_n</math> を設定した。</p> <p>この時、有効 NPSH (<input type="text"/>m) &gt; 必要 NPSH (<input type="text"/>m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>&lt;淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) &gt;</p> <p>図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm となる。2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、<input type="text"/>m となる。</p> <p>①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は <input type="text"/>m となる。</p> <p><math>H_n =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_s =</math> <input type="text"/></p> <p><math>H_l =</math> <input type="text"/></p> <p>この時、有効 NPSH (<input type="text"/>m) &gt; 必要 NPSH (<input type="text"/>m) となることから、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。</p> <p>なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ送水する場合については、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が、淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の NPSH 評価に包絡される。</p> <p>4. 最高使用圧力 2.0MPa</p> <p>燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の吐出圧力は 1.95MPa 以上であり、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の最高使用圧力は 1.95MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。</p> <p>5. 最高使用温度 60℃</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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ため、60℃とする。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 原動機出力 146kW/台</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 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 146kW とする。</p>		

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p style="text-align: center;"><u>使用済燃料プール (SFP) スプレイ設備の冷却能力について</u></p> <p>1. 概要</p> <p>SFP スプレイ設備の冷却能力は、SFP 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、SFP 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。</p> <p>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドの冷却能力は下記の設計方針により決定する。</p> <p>(1) 可搬型スプレイヘッド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ SFP 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</li> <li>・ NEI 06-12 の可搬型スプレイヘッドの必要スプレイ流量を満足すること</li> <li>・ スプレイヘッド 1 台で、SFP 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<sup>*1</sup>を確保</li> </ul> <p>※1 : 可搬型スプレイヘッド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ヘッド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ヘッド配置から定まるスプレイ分布でなく、燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。</p> <p>(2) 常設スプレイヘッド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 必要スプレイ流量として、SFP 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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<sup>*2</sup>保管可能なエリアを確保</li> </ul> <p>※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</p> <p>2. 可搬型スプレイヘッドの冷却能力</p> <p>(1) 必要スプレイ量の評価</p> <p>a. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ SFP 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ スプレイ水の顕熱は40℃～100℃で251. 6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)</li> <li>・ スプレイ水の蒸発潜熱は100℃, 大気圧で2256. 9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)</li> <li>・ 水の比容積は40℃で0. 00100781m<sup>3</sup>/kg</li> </ul>	<p style="text-align: center;"><u>燃料プールスプレイ系の冷却能力について</u></p> <p>1. 概要</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(1) 可搬型スプレイノズル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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<sup>*1</sup>を確保。</li> </ul> <p>※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。</p> <p>(2) 常設スプレイヘッド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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<sup>*2</sup>保管可能なエリアを確保。</li> </ul> <p>※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。</p> <p>2. 可搬型スプレイノズルの冷却能力</p> <p>(1) 必要スプレイ量の評価</p> <p>a. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ スプレイ水の顕熱は 40℃～100℃で 251. 6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)</li> <li>・ 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)</li> <li>・ 水の比容積は 40℃で 0. 00100781m<sup>3</sup>/kg (1980 年 JSME 蒸気表)</li> </ul>	<p>・ 設備の相違</p>

- 燃料集合体の熱出力 (1~5号炉) :
- 燃料集合体の熱出力 (6号及び7号炉) :

b. SFP 内の合計崩壊熱量

SFP 内の総崩壊熱量として、6号炉の評価結果を表1に、7号炉の評価結果を表2に示す。また、SFP 内の合計崩壊熱量は下記のとおりとなる。

- 6号炉 : 12.039MW
- 7号炉 : 12.062MW

表1 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (6号炉)

取出 号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	合計崩壊熱 [MW]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
6	5	1.84×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			—
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	3	1.10×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	2	7.36×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
1	3.68×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>				
7	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
5	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
4	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
3	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
2	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
1	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>		号炉間輸送分 (1050日冷却後)	
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
合計					3202	12.039	—

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

--

表2 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (7号炉)

取出 号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	合計崩壊熱 [MW]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
7	5	1.84×10 <sup>5</sup>	3	1.29×10 <sup>5</sup>			—
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	3	1.29×10 <sup>5</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	2	8.57×10 <sup>4</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	2	8.57×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	3	1.10×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	2	7.36×10 <sup>4</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
6	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
5	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
4	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
3	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
2	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
1	5	1.84×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	1	4.37×10 <sup>4</sup>			
	5	1.84×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
	4	1.47×10 <sup>5</sup>	0	8.64×10 <sup>3</sup>			
合計					3236	12.062	—

c. 必要スプレイ流量の評価式

SFP 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  $V_1$  (m<sup>3</sup>/h) は、SFP 内燃料体の崩壊熱Q によるSFP 水の蒸散量に等しいとして、以下の式を用いて算出した。

$$V_1 = Q \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600$$

Q : SFP 内燃料集合体の合計崩壊熱[kW]

H<sub>sh</sub> : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

H<sub>lh</sub> : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m<sup>3</sup>/kg]

d. 評価結果

表3 6号及び7号炉の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
6号炉 全炉心燃料取出し後	17.412m <sup>3</sup> /h
7号炉 全炉心燃料取出し後	17.446m <sup>3</sup> /h

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  $V_1$  (m<sup>3</sup>/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<sub>sh</sub> : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

H<sub>lh</sub> : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

m : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/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 <sup>3</sup> /h

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. まとめ</p> <p>SFP 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6号炉で17.412m<sup>3</sup>/h,7号炉で17.446m<sup>3</sup>/hである。</p> <p>柏崎刈羽6号及び7号炉において設置する、可搬型スプレイヘッド2台により、上記流量及びNEI106-12で要求されるスプレイ流量(200gpm≒46m<sup>3</sup>/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。</p> <p>以上より、必要スプレイ流量は保守側の46m<sup>3</sup>/h以上とする。</p> <p>(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について</p> <p>a. 可搬型スプレイヘッドの放水試験</p> <p>下記放水条件で放水試験により、図5に示すスプレイ分布を満足することを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放水角度(仰角) : 30°</li> <li>・旋回角度 : ±40°</li> <li>・流量 : 800L/min (48m<sup>3</sup>/h)</li> <li>・スプレイヘッド元圧 : 0.5MPa</li> <li>・試験時間 : 60sec</li> <li>・φ210mmの測定容器を並べ、放水量を確認</li> </ul> <div data-bbox="246 1058 1187 1680" style="border: 1px solid black; height: 296px; width: 317px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図8 可搬型スプレイヘッドの放水範囲</p> <p>b. 使用済燃料プールへの放水範囲</p> <p>放水試験結果から、6号及び7号炉では、通常時、SFP周辺にスロッシング防止用の柵(高さ約1m)、燃料交換機が配置されているため、可搬型スプレイヘッドは図9及び図10に示す</p>	<p>e. まとめ</p> <p>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11.4m<sup>3</sup>/hである。</p> <p>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≒46m<sup>3</sup>/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。</p> <p>以上より、必要スプレイ流量は保守側の46m<sup>3</sup>/hを満足する48m<sup>3</sup>/h以上とする。</p> <p>(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について</p> <p>a. 可搬型スプレイノズルの放水試験</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放水角度(仰角) : 30°</li> <li>・旋回角度 : ±20°</li> <li>・流量 : 800L/min (48m<sup>3</sup>/h)</li> <li>・スプレイノズル元圧 : 0.45MPa</li> <li>・試験時間 : 60sec</li> <li>・φ205mmの測定容器を並べ、放水量を確認</li> </ul> <div data-bbox="1383 1058 2347 1640" style="border: 1px solid black; height: 277px; width: 325px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図4 可搬型スプレイノズルの放水範囲</p> <p>b. 燃料プールへの放水範囲</p> <p>放水試験結果から、図5-1に示すように可搬型スプレイノズル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。</p>	

ように2箇所からスプレーすることで可搬型スプレーヘッド1台によりSFP内の燃料集合体全てに対しスプレーすることが可能となる。

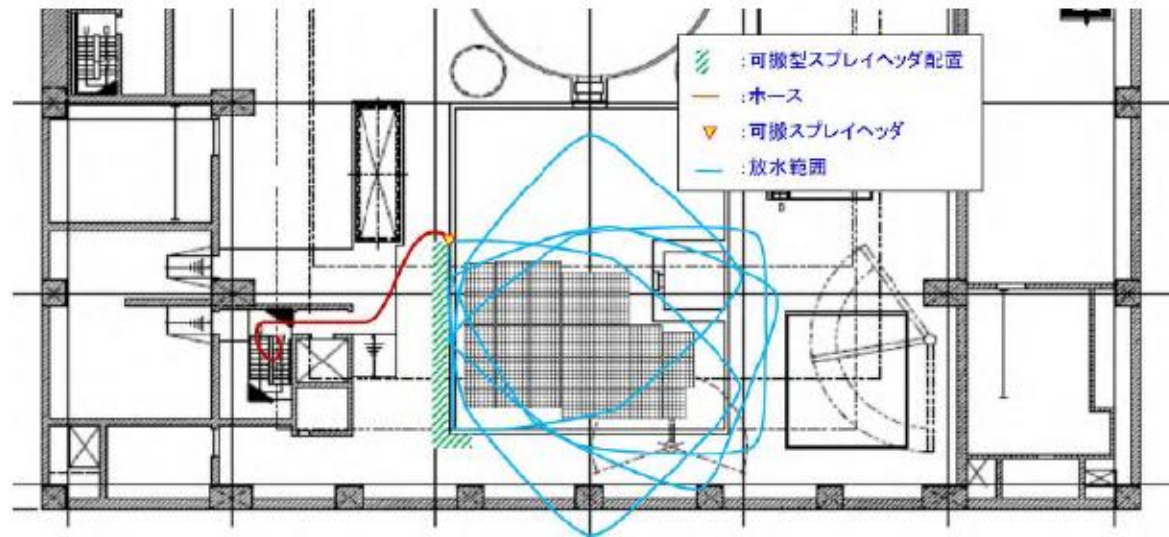


図9 可搬型スプレーヘッドのスプレー範囲 (南面からスプレーする場合)

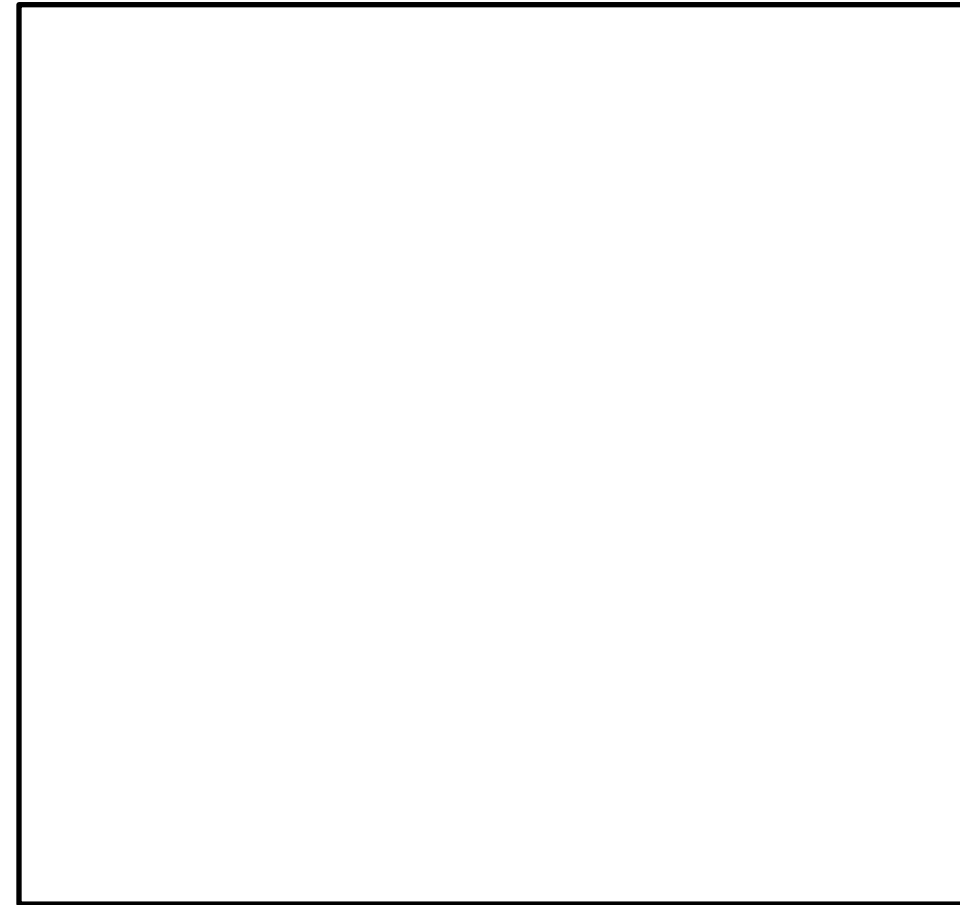


図5-1 可搬型スプレーノズルのスプレー範囲

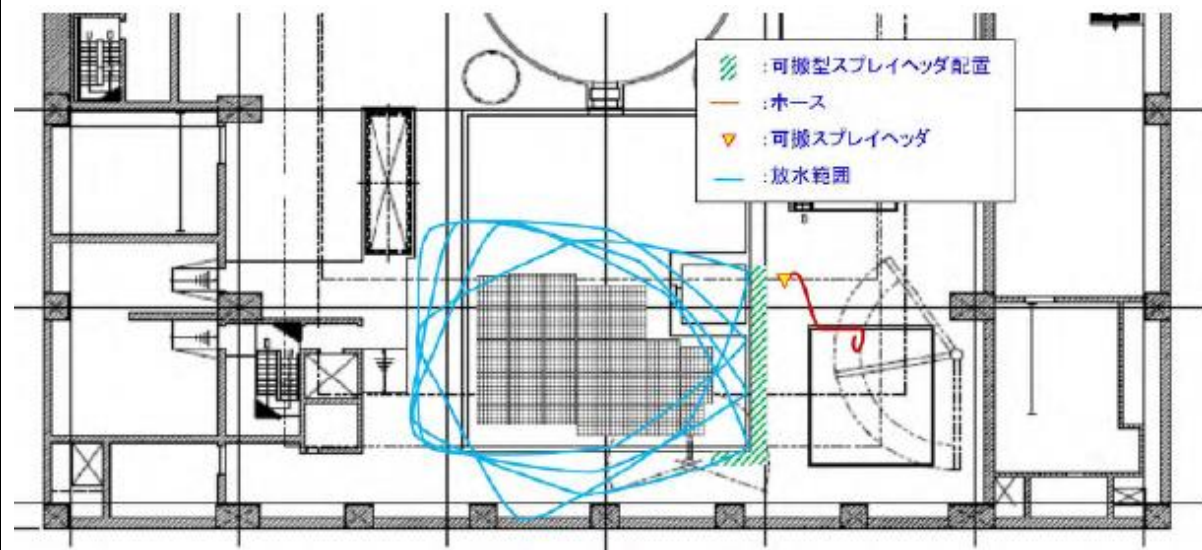


図10 可搬型スプレーヘッドのスプレー範囲 (北面からスプレーする場合)



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/0.034m<sup>2</sup>・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  m<sup>2</sup> に相当するスプレイ流量を求めたところ, 約  m<sup>3</sup>/h と推定され, 崩壊熱相当のスプレイ流量: 11.4m<sup>3</sup>/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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) SFP 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</p> <p>SFP からの漏えい時において、可搬型スプレイヘッドを配置する場合、SFP 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 - 2.1m）までの水位低下時間とスプレイヘッドを配置する時間の関係を整理した。</p> <p>通常水位から遮蔽水位までのSFP からの水位低下量は、6 号炉：481m<sup>3</sup>、7 号炉：489m<sup>3</sup> である。</p> <p>ここで、SFP からの漏えい量を200gpm (46m<sup>3</sup>/h) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は、6 号炉：10.5 時間、7 号炉：10.6 時間となり、約10 時間となる。一方で、原子炉建屋1 階からSFP のある原子炉建屋4 階まで仮設ホースを配置する時間は、訓練実績として約30 分であることから、十分な時間的な余裕のある対応が可能である。</p> <p>3. 常設スプレイヘッドの冷却能力</p> <p>(1) 前提条件</p> <p>①燃料プールの状態</p> <p>SFP 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、SFP 内の崩壊熱量は、停止時最大として、発電用原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で、号炉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。</p> <p>②燃料集合体の配置</p> <p>SFP 内の燃料集合体を取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」、号炉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）が可能に2 炉心以上のエリアを確保する。</p> <p>③燃料集合体の冷却期間</p> <p>SFP 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。</p> <p>④必要スプレイ流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・単位面積当たりの必要スプレイ流量</li> <li>「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。</li> <li>・必要スプレイ流量</li> <li>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満足する流量を測定する。（SFP 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</li> </ul>	<p>(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</p> <p>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。</p> <p>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 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> m<sup>3</sup> である。</p> <p>ここで、燃料プールからの漏えい量を 200gpm (46m<sup>3</sup>/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、原子炉建屋1 階から燃料プールのある原子炉建屋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、十分な時間的な余裕のある対応が可能である。</p> <p>3. 常設スプレイヘッドの冷却能力</p> <p>(1) 前提条件</p> <p>a. 燃料プールの状態</p> <p>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。</p> <p>b. 燃料集合体の配置</p> <p>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）が可能に2 炉心以上のエリアを確保する。</p> <p>c. 燃料集合体の冷却期間</p> <p>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。</p> <p>d. 必要スプレイ流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・単位面積当たりの必要スプレイ流量</li> <li>「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。</li> <li>・必要スプレイ流量</li> <li>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</li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	
<p>料ラックを介した伝熱, SFP 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とする。)</p> <p>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。</p> <p>(2) SFP 内の崩壊熱量</p> <p>a. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱計算: May Witt を使用</li> <li>1 炉心取出しまでの期間: 日間</li> <li>定期検査期間: 70 日</li> <li>運転期間: 日</li> <li>不確定性: May-Witt を考慮</li> <li>最大照射期間: 5 サイクル (1.84×108 1~5 号炉) : <input type="text"/> 6 号及び7 号炉) : <input type="text"/></li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>SFP 内の崩壊熱量として, 6 号炉の評価結果を表 5 に, 7 号炉及び7 号炉の高温燃料域及び低温燃料域の燃料集合体1 体当りの最大の崩壊熱量は, 照射時間及び冷却時間に依存し, 下記のとおり6 号炉で同じ値となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高温燃料域: <input type="text"/> <input type="text"/></li> </ul>	<p>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)。</p> <p>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, 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。</p> <p>(2) 燃料プール</p> <p>a. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計算コード: ORIGEN2</li> <li>運転期間: 13 ヶ月 50 日</li> <li>プールゲート閉日数: 2 号機; 10 日, (1 号機; 21 ヶ月後搬入)</li> <li>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</li> <li>比出力: 一定値</li> </ul> <p>b. 評価結果</p> <p>燃料プール内の崩壊熱量を表 3 に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高温燃料域: <input type="text"/></li> <li>低温燃料域: <input type="text"/></li> </ul>	

表4 燃料取出直後のSFP内燃料集合体の崩壊熱量(6号炉)

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	1体当りの崩壊熱 [MJ/体]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
6	5	1.84×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			—
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	3	1.10×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	2	7.36×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
7	1	3.68×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
5	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
4	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
3	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
2	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
1	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			

表5 燃料取出直後のSFP内燃料集合体の崩壊熱量(7号炉)

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	1体当りの崩壊熱 [MJ/体]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
7	5	1.84×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			—
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	3	1.29×10 <sup>8</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	2	8.57×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	3	1.10×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	2	7.36×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
6	1	3.68×10 <sup>7</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
5	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
4	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
3	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
2	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
1	5	1.84×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			号炉間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	1	4.37×10 <sup>7</sup>			
	5	1.84×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			
	4	1.47×10 <sup>8</sup>	0	8.64×10 <sup>6</sup>			

表3 燃料プール評価における燃料の崩壊熱

定期検査中
-------

(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。

- ・ SFP 内の燃料集合体は全露出している状態を想定
- ・ 崩壊熱の除熱効果は、スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
- ・ 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)
- ・ 水の蒸発潜熱は100℃、大気圧で2256.9kJ/kg (1980年JSME蒸気表)
- ・ 水の比容積は40℃で0.00100781m<sup>3</sup>/kg (1980年JSME蒸気表)
- ・ 6号及び7号炉のチャンネルボックスの面積は
- ・ SFP面積は6号炉： 7号炉：

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

Q<sub>H</sub> : 高温燃料の1体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

Q<sub>L</sub> : 低温燃料の1体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

H<sub>sh</sub> : 水の顕熱(40℃～100℃)[kJ/kg]

H<sub>lh</sub> : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m<sup>3</sup>/kg]

A<sub>ch</sub> : チャンネルボックス1本当たりの面積[m<sup>2</sup>/本]

d. 評価結果

表6 6号及び7号炉の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"/>

(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0.00100781m<sup>3</sup>/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[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]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<sub>H</sub> : 高温燃料の1本当たりの最大崩壊熱[kW/本]

Q<sub>L</sub> : 低温燃料の1本当たりの最大崩壊熱[kW/本]

H<sub>sh</sub> : 水の顕熱(40℃～100℃)[kJ/kg]

H<sub>lh</sub> : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m<sup>3</sup>/kg]

A<sub>ch</sub> : チャンネルボックス1本当たりの面積[m<sup>2</sup>/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"/>

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図11のようにポンプ、流量計、流量調整弁、ヘッダ管、ノズルを設置した。また、足場とブルーシートによりSFP プール壁面を模擬することで、実機SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。

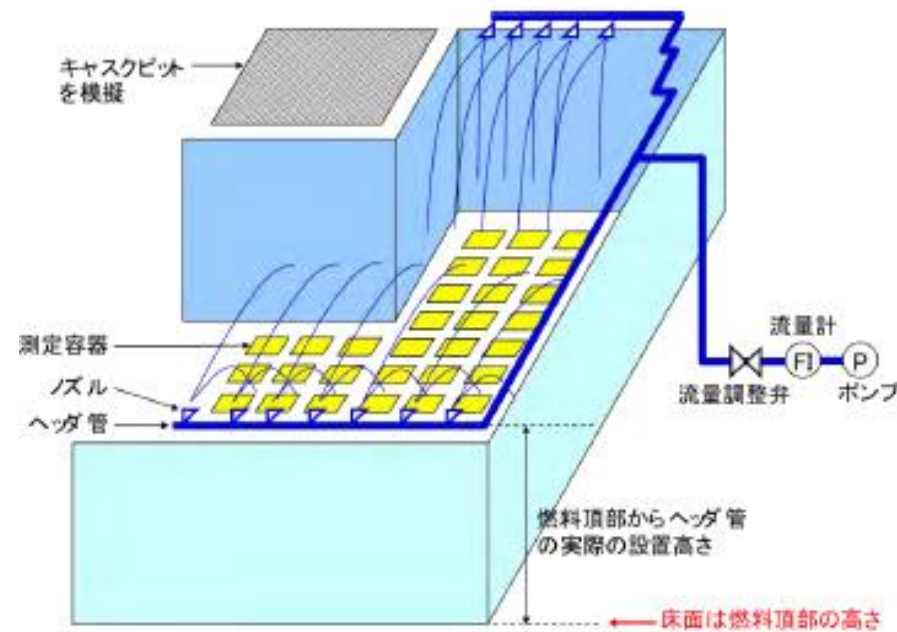


図11 試験設備概要図

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：2min
- ・測定容器開口面積：318 mm×318 mm

c. 判定基準

表7 スプレイ実証試験の判定基準

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

d. 測定結果

①スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図12、スプレイ状態の状況を図13に示す。

図13 のスプレイ状態から、スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の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。

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は、基準としてスプレイ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、スプレイヘッダ、スプレイノズルを設置した。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イ状態で試験可能な考慮を実施した。

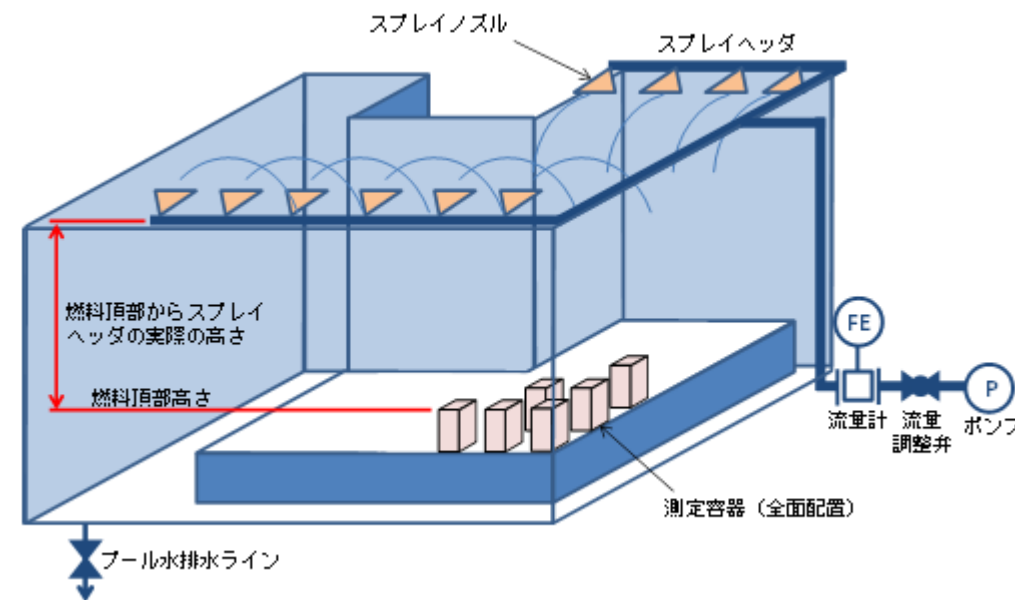


図6 試験設備概要図

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：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イ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2炉心以上の燃料
低温燃料域		すべての燃料

d. 測定結果

①スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図7、スプレイ時の状況を図8に示す。

図8 のスプレイ時の状況から、スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ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12 スプレー前の状況 (スプレー量 : 0m<sup>3</sup>/h)



図13 スプレー状態の試験状況 (スプレー量 : 132m<sup>3</sup>/h)

②必要スプレー流量の測定結果

6号炉の実証試験結果を表8に、7号炉の実証試験結果を表9に示す。

6号及び7号炉ともに、単位面積当たりの必要スプレー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ー流量を満足することが可能である。

また、必要スプレー流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレー量を満足するスプレー分布を一定に保つことが可能である。なお、7号炉のスプレー分布と燃料配置を示す。

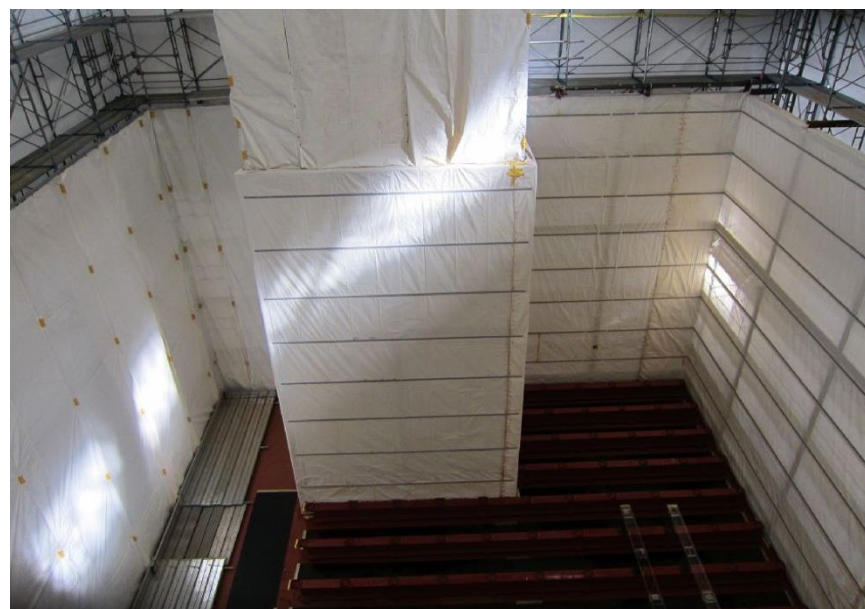


図7 スプレー前の状況



図8 スプレー時の試験状況 (スプレー量 : 120m<sup>3</sup>/h)

②必要スプレー流量の測定結果

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ー流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、**すべて**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ー流量を満足することが可能である。

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

・スプレイ流量 : 2200~2450L/min (132~147m<sup>3</sup>/h)

表8 スプレイ実証試験結果 (6号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表9 スプレイ実証試験結果 (7号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



図14 使用済燃料プールスプレイ時のスプレイ分布

・スプレイ流量 : 2,000L/min (120m<sup>3</sup>/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



ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

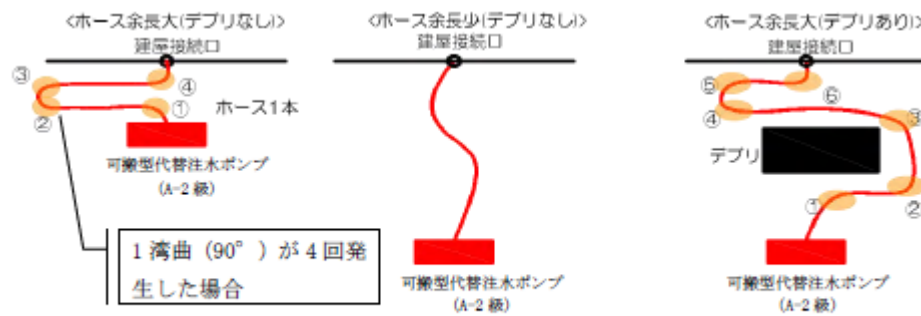


図15 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

図15 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

<1湾曲(90°)あたりの圧力損失hc>

$$hc = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失係数 $f_c$

ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径1000mmにおける90°湾曲時の損失係数である

$$f_c = 0.068 \dots (i)$$

を引用する。

○流速 $v$

$$v = Q/A$$

・ $Q$ =流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90[m<sup>3</sup>/h]の場合の計算を示す。

ホース2線で送水した場合、1線あたり45[m<sup>3</sup>/h]=0.75[m<sup>3</sup>/min]となる。

・ $A$ =管路の断面積について

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。

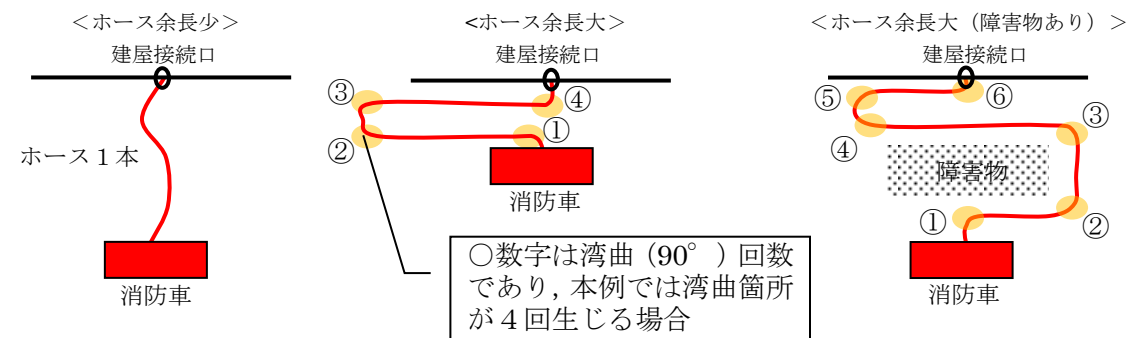


図10 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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1m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。

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

・評価方法の相違

$A = \pi r^2$  であることから、75A のホースを使用した場合を想定すると、  
 $r = 0.038$  [m] となる。よって、 $A = 0.00454$  [m<sup>2</sup>]

・流速  $v = Q/A$  より

$$v = 165.1982 \text{ [m/min]} \\ = 2.7533 \text{ [m/s]} \dots (ii)$$

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

$hc = fc \times v^2 / (2g)$  より、重力加速度  $9.8$  [m/s<sup>2</sup>] を用いて

$$hc = 0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3 \\ = 0.079 \text{ [m]}$$

表7 ベンド損失係数  $f_b$

壁面	$R/d$	1	2	4	6	10
	$\theta^\circ$					
な め ら か	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
す 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 120m<sup>3</sup>/h の場合の値を記載する。)

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

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

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

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

○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  $r = 0.07675$  [m] となる。

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

$v = Q/A$  より

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2 \cdot 90^\circ}{2,000 \cdot 90^\circ}$ $h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)			島根原子力発電所 2号炉			備考
名称		燃料プール冷却浄化系 熱交換器	名称		燃料プール冷却系熱交換器	・設備の相違
個数	基	2	個数	基	2	
容量 (設計熱交換量)	MW / 基	約 1.9 (注 1, 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 : 規格値を示す	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	
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>この場合、燃料プール冷却浄化系はポンプ 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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、使用済燃料プール水温が 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、使用済燃料プール水温が約 77℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 125m<sup>3</sup>/h、代替原子炉補機冷却系側の流量約 110m<sup>3</sup>/h の場合において約 2.6MW 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 6 号炉約 <input type="text"/> m<sup>2</sup>、7 号炉約 <input type="text"/> m<sup>2</sup> 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 6 号炉約 <input type="text"/> m<sup>2</sup>、7 号炉約 <input type="text"/> m<sup>2</sup> となるため、燃料プール冷却浄化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。</p>			<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>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 65℃、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 198m<sup>3</sup>/h、原子炉補機代替冷却系側の流量約 198m<sup>3</sup>/h の場合において約 2.9MW 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 <input type="text"/> m<sup>2</sup> 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 <input type="text"/> m<sup>2</sup> 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。</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)			島根原子力発電所 2号炉			備考
名称		熱交換器ユニット (その1)	名称		移動式代替熱交換設備	・設備の相違
個数	式	3	個数	式	2 (予備1)	
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23	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 1.4	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 又は 90/海水側 80 又は 50	最高使用温度	℃	淡水側 70/海水側 65	
伝熱面積	m <sup>2</sup> /式	<input type="text"/>	伝熱面積	m <sup>2</sup> /式	<input type="text"/>	
機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す	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】 熱交換器ユニット (その1) 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。 熱交換器ユニット (その1) は3式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。			【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 熱交換器ユニット (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱 (約23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約23MW/式とする。 なお、熱交換器ユニット (その1) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・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) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生22.5時間後に代替循環冷却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20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部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に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済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。			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。			
2. 最高使用圧力の設定根拠 2.1 淡水側 熱交換器ユニット (その1) の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。			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せて、1.37MPa[gage]とする。			
2.2 海水側 熱交換器ユニット (その1) の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の締切揚程を考慮し、1.4MPa[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。			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																		
<p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>3.1 淡水側</p> <p>熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。</p> <p>3.2 海水側</p> <p>熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。</p> <p>4. 伝熱面積の設定根拠</p> <p>熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。</p> <p>4.1 交換熱量</p> $Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$ $\therefore T_{a1} = 65.3$ $Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$ $\therefore T_{b1} = 54.0$ <table border="0"> <tr> <td>Q</td><td>: 熱交換器ユニット除熱能力</td><td>= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)</td></tr> <tr> <td>W<sub>a</sub></td><td>: 淡水側流量</td><td>= 600m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr> <td>W<sub>b</sub></td><td>: 海水側流量</td><td>= 840m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr> <td>T<sub>a1</sub></td><td>: 熱交換器ユニット淡水側入口温度</td><td></td></tr> <tr> <td>T<sub>a2</sub></td><td>: 熱交換器ユニット淡水側出口温度</td><td>= 32.0℃</td></tr> <tr> <td>T<sub>b2</sub></td><td>: 熱交換器ユニット海水側入口温度</td><td>= 30.0℃</td></tr> <tr> <td>T<sub>b1</sub></td><td>: 熱交換器ユニット海水側出口温度</td><td></td></tr> <tr> <td>ρ<sub>1</sub></td><td>: 密度 (淡水)</td><td>= 990.1kg/m<sup>3</sup></td></tr> <tr> <td>ρ<sub>2</sub></td><td>: 密度 (海水)</td><td>= 1017kg/m<sup>3</sup></td></tr> <tr> <td>C<sub>1</sub></td><td>: 比熱 (淡水)</td><td>= 4.18kJ/kg・K</td></tr> <tr> <td>C<sub>2</sub></td><td>: 比熱 (海水)</td><td>= 4.03kJ/kg・K</td></tr> </table> <p>4.2 対数平均温度差</p> $\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b2}) - (T_{a2} - T_{b1})\} / \ln\{(T_{a1} - T_{b2}) / (T_{a2} - T_{b1})\}$ $= 5.38K$ $\Delta t$ : 対数平均温度差	Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)	W <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h	W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 840m <sup>3</sup> /h	T <sub>a1</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度		T <sub>a2</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃	T <sub>b2</sub>	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃	T <sub>b1</sub>	: 熱交換器ユニット海水側出口温度		ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m <sup>3</sup>	ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1017kg/m <sup>3</sup>	C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K	C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K	<p>3. 最高使用温度の設定根拠</p> <p>3.1 淡水側</p> <p>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。</p> <p>3.2 海水側</p> <p>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。</p> <p>4. 伝熱面積</p> <p>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。</p> <p>4.1 熱交換量</p> $Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$ $\therefore T_{a1} = 68.3℃$ $Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$ $\therefore T_{b1} = 55.8℃$ <table border="0"> <tr> <td>Q</td><td>: 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量</td><td>= 23.0MW (82,800,000kJ/h)</td></tr> <tr> <td>W<sub>a</sub></td><td>: 淡水側流量</td><td>= 600m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr> <td>W<sub>b</sub></td><td>: 海水側流量</td><td>= 780m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr> <td>T<sub>a1</sub></td><td>: 移動式代替熱交換設備（淡水側）入口温度</td><td></td></tr> <tr> <td>T<sub>a2</sub></td><td>: 移動式代替熱交換設備（淡水側）出口温度</td><td>= 35.0℃</td></tr> <tr> <td>T<sub>b1</sub></td><td>: 移動式代替熱交換設備（海水側）出口温度</td><td></td></tr> <tr> <td>T<sub>b2</sub></td><td>: 移動式代替熱交換設備（海水側）入口温度</td><td>= 30.0℃</td></tr> <tr> <td>ρ<sub>1</sub></td><td>: 密度 (淡水)</td><td>= 992.9kg/m<sup>3</sup></td></tr> <tr> <td>ρ<sub>2</sub></td><td>: 密度 (海水)</td><td>= 1,020.7kg/m<sup>3</sup></td></tr> <tr> <td>C<sub>1</sub></td><td>: 比熱 (淡水)</td><td>= 4.17kJ/kg・K</td></tr> <tr> <td>C<sub>2</sub></td><td>: 比熱 (海水)</td><td>= 4.03kJ/kg・K</td></tr> </table> <p>4.2 対数平均温度差</p> $\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln\{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$ $= 8.2K$ $\Delta t$ : 対数平均温度差	Q	: 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量	= 23.0MW (82,800,000kJ/h)	W <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h	W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 780m <sup>3</sup> /h	T <sub>a1</sub>	: 移動式代替熱交換設備（淡水側）入口温度		T <sub>a2</sub>	: 移動式代替熱交換設備（淡水側）出口温度	= 35.0℃	T <sub>b1</sub>	: 移動式代替熱交換設備（海水側）出口温度		T <sub>b2</sub>	: 移動式代替熱交換設備（海水側）入口温度	= 30.0℃	ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 992.9kg/m <sup>3</sup>	ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1,020.7kg/m <sup>3</sup>	C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.17kJ/kg・K	C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K	
Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)																																																																		
W <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h																																																																		
W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 840m <sup>3</sup> /h																																																																		
T <sub>a1</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度																																																																			
T <sub>a2</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃																																																																		
T <sub>b2</sub>	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃																																																																		
T <sub>b1</sub>	: 熱交換器ユニット海水側出口温度																																																																			
ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m <sup>3</sup>																																																																		
ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1017kg/m <sup>3</sup>																																																																		
C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K																																																																		
C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K																																																																		
Q	: 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量	= 23.0MW (82,800,000kJ/h)																																																																		
W <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h																																																																		
W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 780m <sup>3</sup> /h																																																																		
T <sub>a1</sub>	: 移動式代替熱交換設備（淡水側）入口温度																																																																			
T <sub>a2</sub>	: 移動式代替熱交換設備（淡水側）出口温度	= 35.0℃																																																																		
T <sub>b1</sub>	: 移動式代替熱交換設備（海水側）出口温度																																																																			
T <sub>b2</sub>	: 移動式代替熱交換設備（海水側）入口温度	= 30.0℃																																																																		
ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 992.9kg/m <sup>3</sup>																																																																		
ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1,020.7kg/m <sup>3</sup>																																																																		
C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.17kJ/kg・K																																																																		
C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K																																																																		

4.3 伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{00}} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c$$

$$= 23000 / 5.38 / \boxed{\phantom{00}} / 2 = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2 \div \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

$A_r$  : 熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は,  $\boxed{\phantom{00}} \times 2 = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, 約  $\boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{00}} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2/\text{個} \div \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2/\text{個}$$

$A_r$  : 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,  $\boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

名 称		熱交換器ユニット (その 2)
個数	式	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 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m <sup>2</sup> /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】

熱交換器ユニット (その 2) 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。

熱交換器ユニット (その 2) は 1 式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その 2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を 2 基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その 2) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブレーション・チェンバ・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) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却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 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部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に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済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。

・設備の相違



2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力以上とし、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口80℃、入口40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる□m<sup>2</sup>/基とする。

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

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\square \times 8.60}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10<sup>6</sup> (=11.61MW)

K<sub>o</sub> : 伝熱板熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>·K)) = □

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、□ × 2 = □ m<sup>2</sup>

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約□m<sup>2</sup>/式とする。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系を使用した場合の、残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において、約 8.2MW である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）</li> <li>・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m<sup>3</sup>/h</li> <li>・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃</li> <li>・海水温度 : 30℃</li> <li>・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : <input type="text"/> m<sup>2</sup></li> </ul> <p>上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し、重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の、残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において、約 6.5MW である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）</li> <li>・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m<sup>3</sup>/h</li> <li>・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃</li> <li>・海水温度 : 30℃</li> <li>・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m<sup>2</sup></li> </ul>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)			島根原子力発電所 2号炉			備考																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>個数</td> <td>台</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>m<sup>3</sup>/h/台</td> <td>300 以上 (注1) , (300 (注2) )</td> </tr> <tr> <td>全揚程</td> <td>m</td> <td>□ 以上 (注1) , (75 (注2) )</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa[gage]</td> <td>1.37</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>原動機出力</td> <td>kW/台</td> <td>□ 以上 (注1) (110 (注2) )</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機器仕様に関する注記</td> <td>注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す</td> </tr> </tbody> </table>			名称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1)	個数	台	2	容量	m <sup>3</sup> /h/台	300 以上 (注1) , (300 (注2) )	全揚程	m	□ 以上 (注1) , (75 (注2) )	最高使用圧力	MPa[gage]	1.37	最高使用温度	℃	70	原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2) )	機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>個数</td> <td>台</td> <td>2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>m<sup>3</sup>/h/台</td> <td>300 以上 (注1) (300 (注2) )</td> </tr> <tr> <td>全揚程</td> <td>m</td> <td>□ 以上 (注1) (75 (注2) )</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa[gage]</td> <td>1.37</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>70</td> </tr> <tr> <td>原動機出力</td> <td>kW/台</td> <td>□ 以上 (注1) (110 (注2) )</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機器仕様に関する注記</td> <td>注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す</td> </tr> </tbody> </table>			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 <sup>3</sup> /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2) )	全揚程	m	□ 以上 (注1) (75 (注2) )	最高使用圧力	MPa[gage]	1.37	最高使用温度	℃	70	原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2) )	機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す	<p>・設備の相違</p>
名称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1)																																																				
個数	台	2																																																				
容量	m <sup>3</sup> /h/台	300 以上 (注1) , (300 (注2) )																																																				
全揚程	m	□ 以上 (注1) , (75 (注2) )																																																				
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37																																																				
最高使用温度	℃	70																																																				
原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2) )																																																				
機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す																																																				
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 <sup>3</sup> /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2) )																																																				
全揚程	m	□ 以上 (注1) (75 (注2) )																																																				
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37																																																				
最高使用温度	℃	70																																																				
原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2) )																																																				
機器仕様に関する注記		注1 : 要求値を示す 注2 : 規格値を示す																																																				
<p>【設定根拠】</p> <p>代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) 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>代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) は 2 台設置する。</p> <p>1. 個数、容量の設定根拠</p> <p>代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300 m<sup>3</sup>/h のポンプを 2 台設置する。</p> <p>なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・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) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却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 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部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に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済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>代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) 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>【6 号炉のケース】</p> <p>配管・機器圧力損失 : 約 □ m</p> <p>上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) の揚程は 75m とする。</p>			<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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300 m<sup>3</sup>/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 □ 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>																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 最高使用圧力の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage]とする。</p> <p>4. 最高使用温度の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の戻り温度を考慮し、70℃とする。</p> <p>5. 原動機出力の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 <input type="text"/> kW となる。</p> $P=10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100)$ $=10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$ $= \text{} \text{ kW}$ $\approx \text{} \text{ kW}$ <p>P : 必要軸動力 (kW)            ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000            g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665            Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300            H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 15 参照)            η : ポンプ効率 (%) = <input type="text"/> (図 15 参照)            (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))</p> <p>以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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 300m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 <input type="text"/> kW となる。</p> $P=10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100)$ $=10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$ $= \text{} \text{ kW}$ $\approx \text{} \text{ kW}$ <p>P : 必要軸動力 (kW)            ρ : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000            g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665            Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300            H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 11 参照)            η : ポンプ効率 (%) = <input type="text"/> (図 11 参照)            (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))</p> <p>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。</p>	

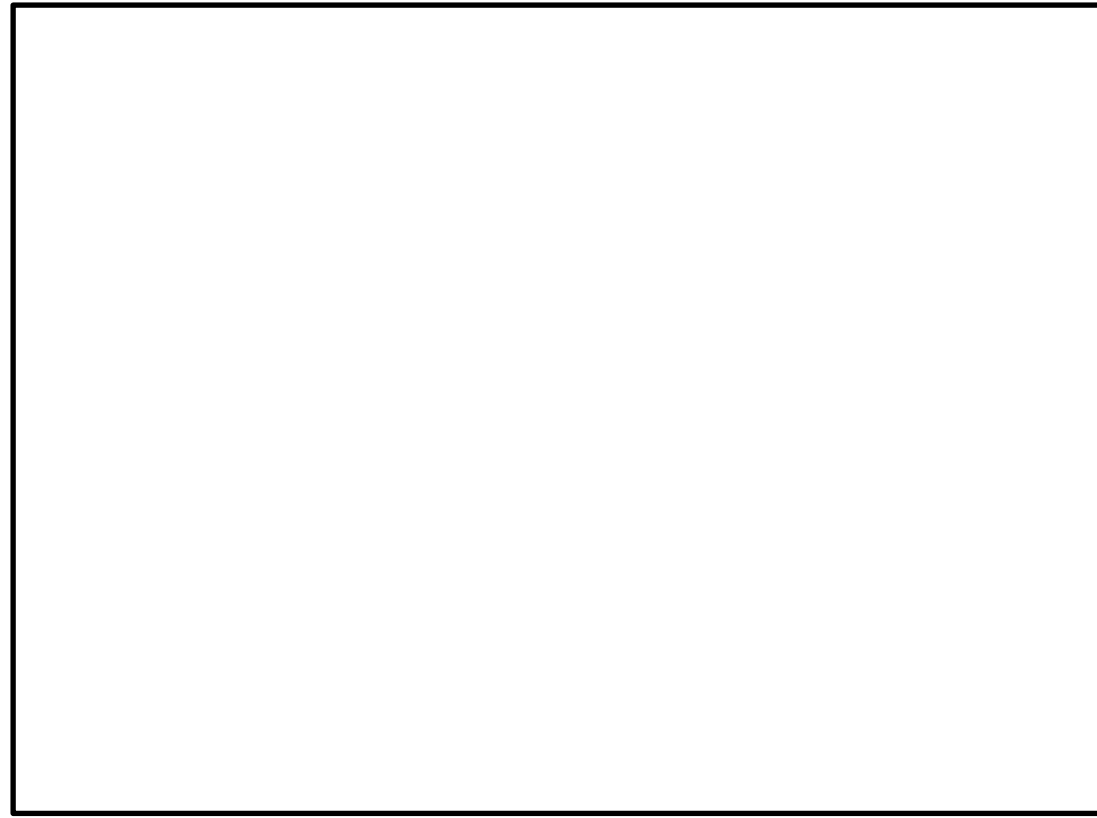


図 16 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その 1) 性能曲線

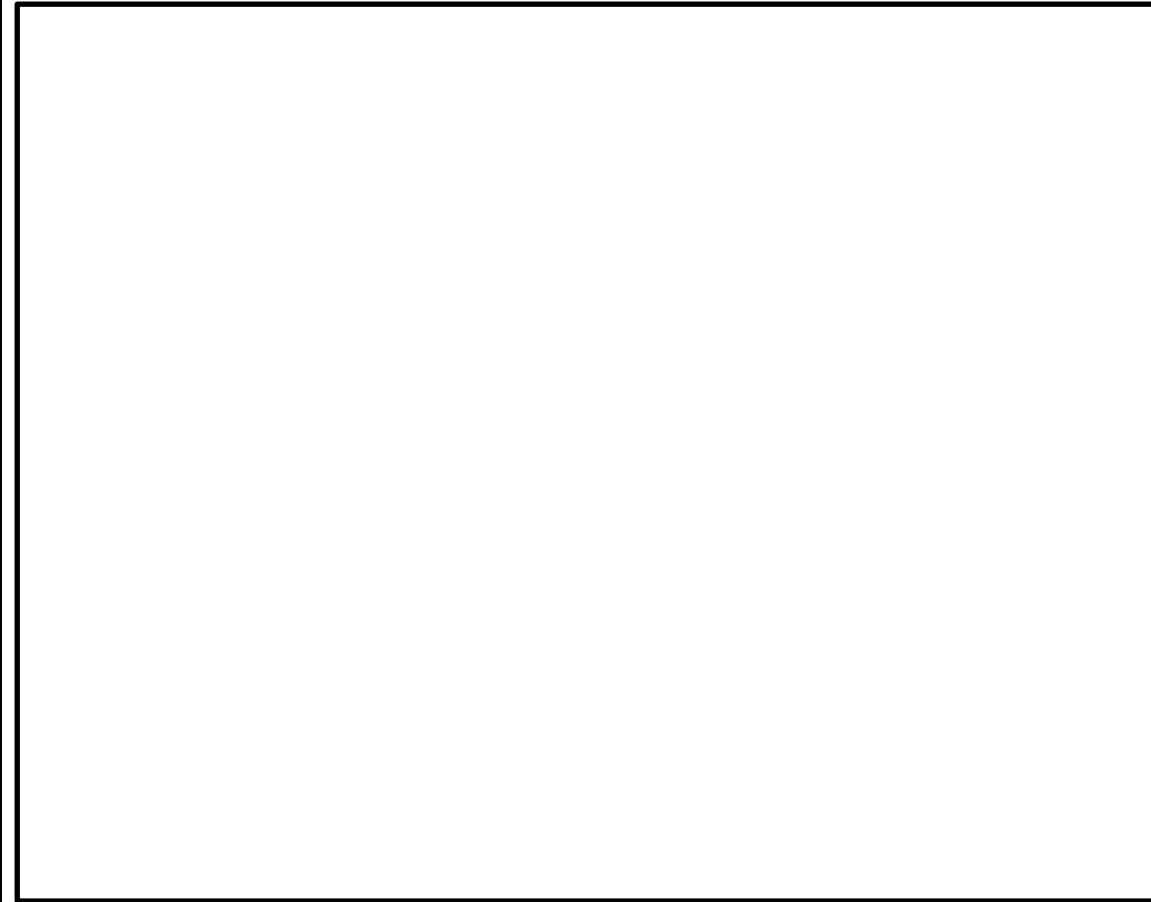


図 11 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2)
個数	台	1
容量	m <sup>3</sup> /h/台	600 以上 (注1) (600 (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) (200 (注2))

機器仕様に関する注記  
 注1：要求値を示す  
 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**  
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) 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。  
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) は1台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠  
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 600 m<sup>3</sup>/h のポンプを 1 台設置する。  
 なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・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) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却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 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部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に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済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。

2. 揚程の設定根拠  
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) 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。  
**【6号炉のケース】**  
 配管・機器圧力損失 : 約  m  
 上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠  
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の最高使用圧力は、熱交換器ユニット (その2) の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

・設備の相違

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量 600m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約  kW となる。

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

- P : 必要軸動力 (kW)
  - $\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000
  - g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665
  - Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 600
  - H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 16 参照)
  - $\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 16 参照)
- (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の原動機出力は 200kW/台とする。

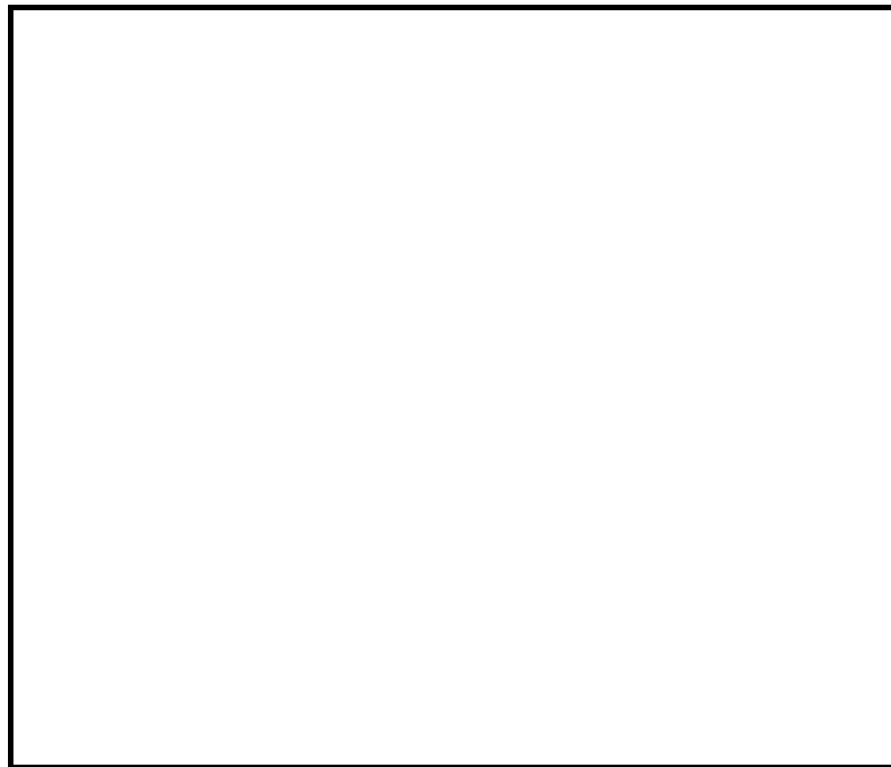


図 17 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)			島根原子力発電所 2号炉			備考																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>容量</td> <td>m<sup>3</sup>/h/台</td> <td>840 以上 (注1) (900 (注2))</td> </tr> <tr> <td>吐出圧力</td> <td>MPa [gage]</td> <td>0.47 以上 (注1) (1.25 (注2))</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa [gage]</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>原動機出力</td> <td>kW/台</td> <td>□</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機器仕様に関する注記</td> <td>注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す</td> </tr> </tbody> </table>			名称		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	容量	m <sup>3</sup> /h/台	840 以上 (注1) (900 (注2))	吐出圧力	MPa [gage]	0.47 以上 (注1) (1.25 (注2))	最高使用圧力	MPa [gage]	1.3	最高使用温度	℃	60	原動機出力	kW/台	□	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	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>大型送水ポンプ車</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>容量</td> <td>m<sup>3</sup>/h/台</td> <td>900 以上 (注1) (1,800 (注2))</td> </tr> <tr> <td>吐出圧力</td> <td>MPa [gage]</td> <td>0.99 以上 (注1) (1.2 (注2))</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa [gage]</td> <td>1.4</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>原動機出力</td> <td>kW/台</td> <td>1,193</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機器仕様に関する注記</td> <td>注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す</td> </tr> </tbody> </table>			名称		大型送水ポンプ車	容量	m <sup>3</sup> /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/台	1,193	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	<p>・設備の相違</p>
名称		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)																																														
容量	m <sup>3</sup> /h/台	840 以上 (注1) (900 (注2))																																														
吐出圧力	MPa [gage]	0.47 以上 (注1) (1.25 (注2))																																														
最高使用圧力	MPa [gage]	1.3																																														
最高使用温度	℃	60																																														
原動機出力	kW/台	□																																														
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																																														
名称		大型送水ポンプ車																																														
容量	m <sup>3</sup> /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/台	1,193																																														
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																																														
<p><b>【設定根拠】</b> 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 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 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 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 840m<sup>3</sup>/h とし、900m<sup>3</sup>/h とする。なお、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・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) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉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 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部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に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済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. 吐出圧力の設定根拠 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧力は、下記を考慮する。</p> <p>(6 号炉)</p> <table border="0"> <tr> <td>①熱交換器ユニット内の圧力損失</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>②ホース直接敷設の圧損</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>③ホース湾曲の影響</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>④機器類の圧力損失</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>①～④の合計</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> </table>			①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約 □ MPa	②ホース直接敷設の圧損	:	約 □ MPa	③ホース湾曲の影響	:	約 □ MPa	④機器類の圧力損失	:	約 □ MPa	①～④の合計	:	約 □ MPa	<p><b>【設定根拠】</b> 大型送水ポンプ車は、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 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 780m<sup>3</sup>/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m<sup>3</sup>/h の合計である 900m<sup>3</sup>/h とし、容量 1,800m<sup>3</sup>/h のポンプを 1 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、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. 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 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。</p> <table border="0"> <tr> <td>①熱交換器ユニット内の圧力損失</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>②ホース直接敷設の圧損</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa ※1</td> </tr> <tr> <td>③エルボの使用による圧損</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa ※1</td> </tr> <tr> <td>④機器類の圧力損失</td> <td>:</td> <td>約 □ MPa</td> </tr> <tr> <td>①～④の合計</td> <td>:</td> <td>0.35 MPa</td> </tr> </table>			①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約 □ MPa	②ホース直接敷設の圧損	:	約 □ MPa ※1	③エルボの使用による圧損	:	約 □ MPa ※1	④機器類の圧力損失	:	約 □ MPa	①～④の合計	:	0.35 MPa													
①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約 □ MPa																																														
②ホース直接敷設の圧損	:	約 □ MPa																																														
③ホース湾曲の影響	:	約 □ MPa																																														
④機器類の圧力損失	:	約 □ MPa																																														
①～④の合計	:	約 □ MPa																																														
①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約 □ MPa																																														
②ホース直接敷設の圧損	:	約 □ MPa ※1																																														
③エルボの使用による圧損	:	約 □ MPa ※1																																														
④機器類の圧力損失	:	約 □ MPa																																														
①～④の合計	:	0.35 MPa																																														



(7号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	: 約	MPa
②ホース直接敷設の圧損	: 約	MPa
③ホース湾曲の影響	: 約	MPa
④機器類の圧力損失	: 約	MPa
①～④の合計	: 約	MPa

※1: ホースについては保守的な想定で評価したものである。

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

※1: ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は0.47MPa[gage]以上とし、1.25MPa[gage]とする。

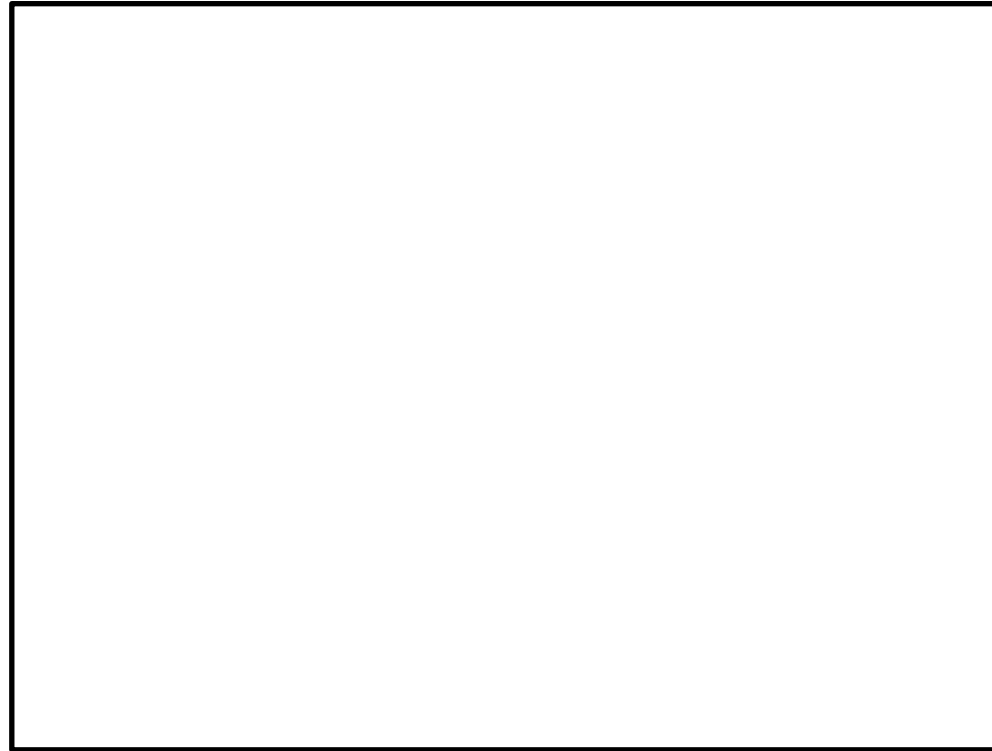


図18 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

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。

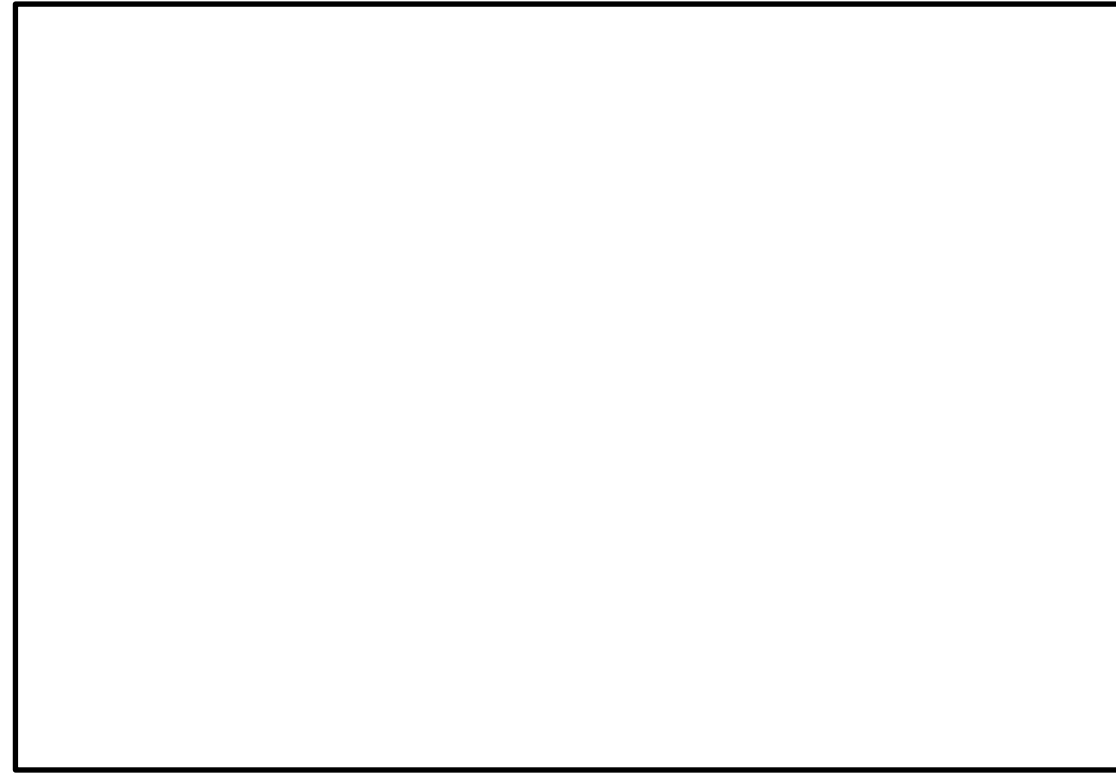


図12 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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。

〈大容量送水車のNPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路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を図19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13.4m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17.2m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0.5m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23mであることから、ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより、海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約17.2m下位）でも、ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。

上記の設置状況に基づき、必要流量840m<sup>3</sup>/hを確保した場合における揚程である31mに対し、必要揚程が約19mであること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が23mであるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約17.2mであることから、吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより、設置高さを調整することなく、必要な揚程を確保することが可能である。

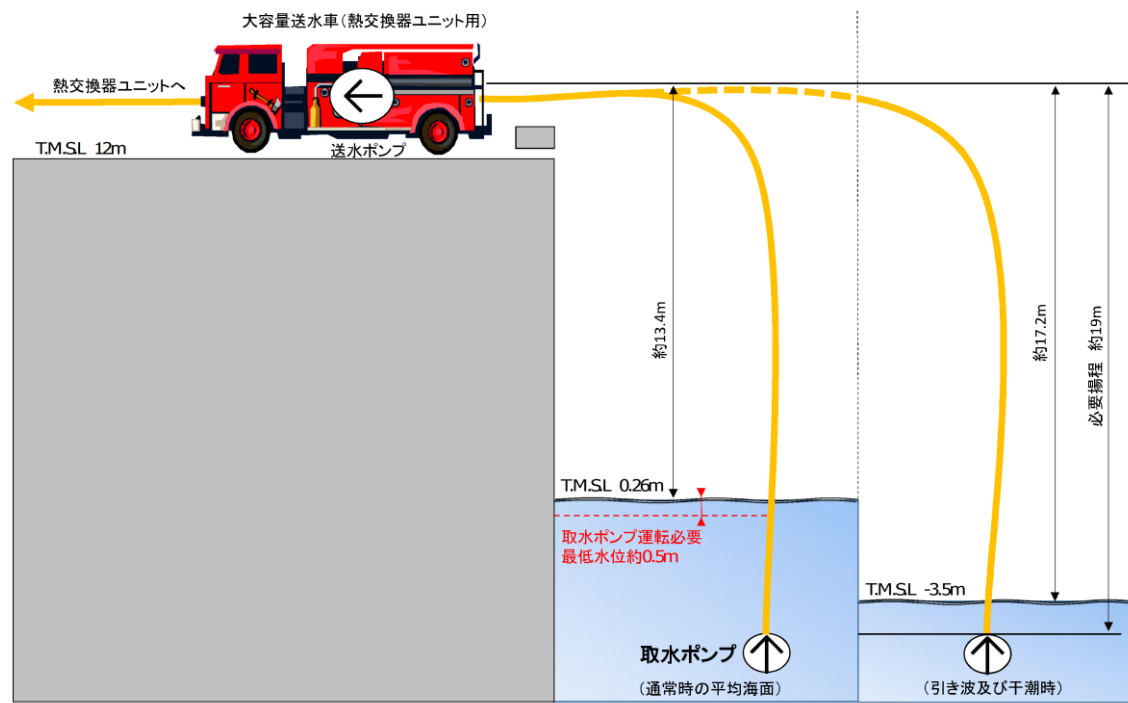


図19 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

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780m<sup>3</sup>/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120m<sup>3</sup>/hも行うため、取水ポンプの流量は900m<sup>3</sup>/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900m<sup>3</sup>/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41m（=50m+10.3m-2m-16.5m））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

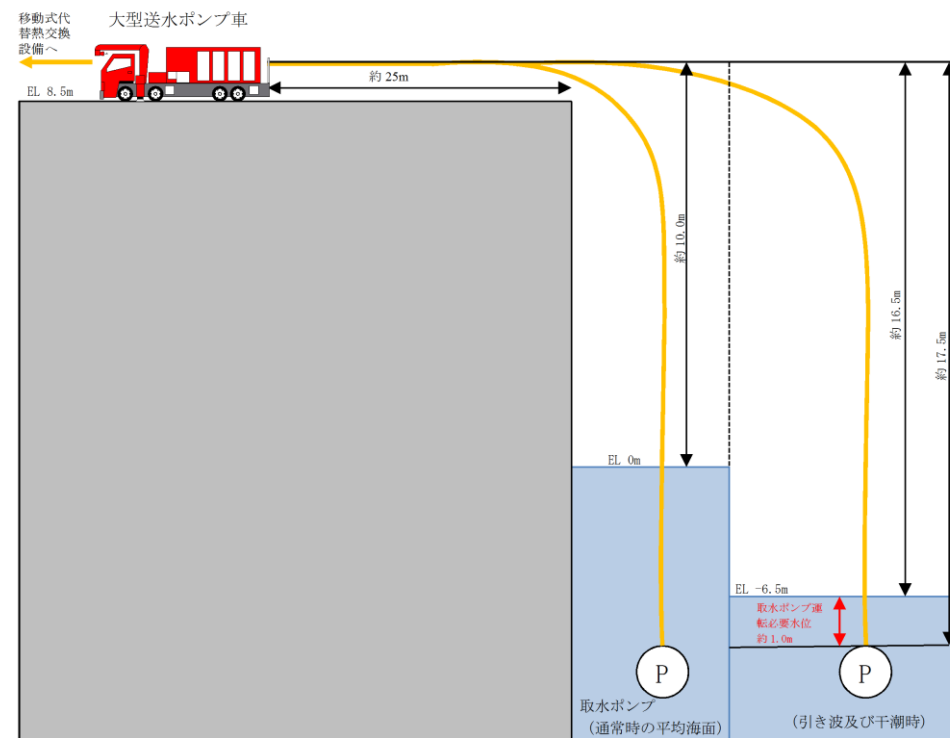


図13 大型送水ポンプ車概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 最高使用圧力の設定根拠            大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPa[gage]とする。</p> <p>4. 最高使用温度の設定根拠            大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。</p> <p>5. 原動機出力の設定根拠            原動機出力は、定格流量点（<input type="text"/>）での軸動力を考慮し、<input type="text"/> kW とする。</p>	<p>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。</p> <p>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℃の余裕を考慮し、40℃とする。</p> <p>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</p>	

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

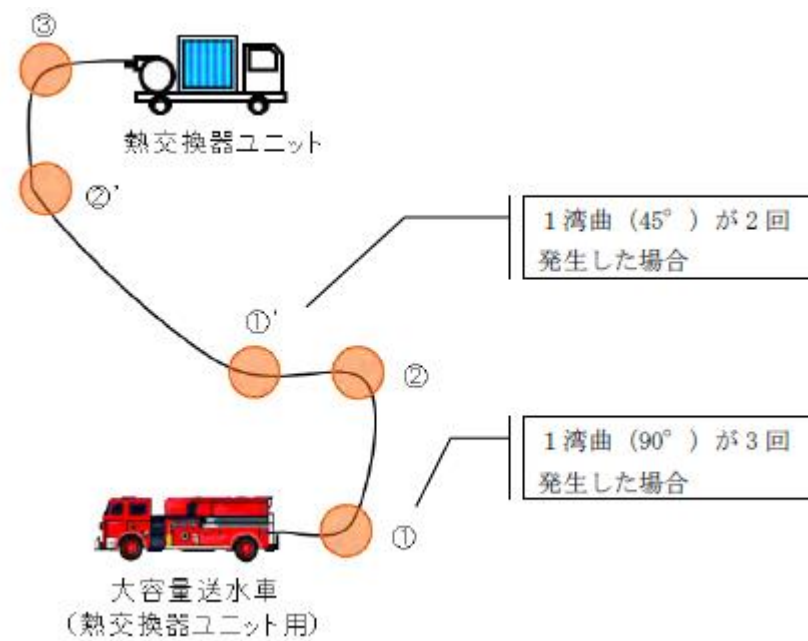


図 20 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$  >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失係数  $f_c$

ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径

1000mm における 90° 湾曲時の損失係数である

$$f_c = 0.068 \dots (i)$$

を引用する。

○流速  $v$

$$v = Q/A$$

・  $Q$  = 流量について

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

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

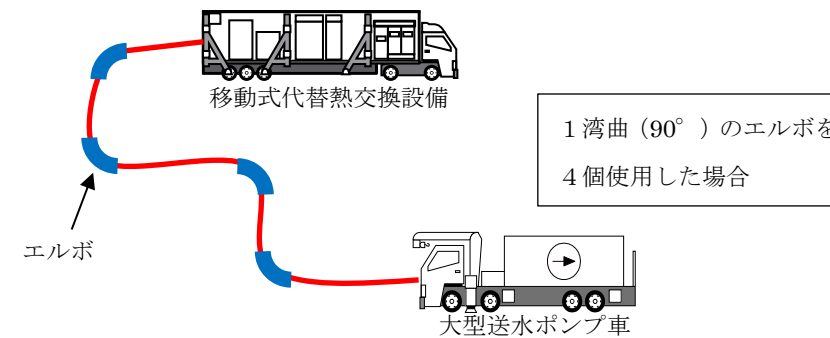


図 14 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 流量エルボ 1 個 (90°) あたりの圧力損失 :  $h_b$  >

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

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

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

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数  $\zeta_b$  は

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

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

・ 評価方法の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
<p>大容量送水車流量は、840m<sup>3</sup>/h である。</p> <p>・ A=管路の断面積について  <math>A = \pi r^2</math> であることから、<math>r = \text{管内径}/2</math> となり、管内径 0.295m より、<math>r = 0.1475</math>。よって、<math>A = 0.06834 [\text{m}^2]</math></p> <p>・ 流速 <math>v = Q/A</math> より  <math>v = 204.8581 [\text{m}/\text{min}]</math>  <math>= 3.415 [\text{m}/\text{s}] \cdots (\text{ii})</math></p> <p>○上記 (i) (ii) より、1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。  <math>hc = fc \times v^2 / (2g)</math> より、重力加速度 <math>9.8 [\text{m}/\text{s}^2]</math> を用いて  <math>hc = 0.068 \times (3.415^2 / (2 \times 9.8))</math>  <math>= 0.04046 [\text{m}]</math></p>	<p>ここで <math>Re = v d / \nu</math>、<math>\nu</math> は動粘性係数、<math>d</math> はエルボ内径、<math>v</math> は流速、<math>\rho</math> は曲率半径、<math>\theta</math> は度、<math>\alpha</math> は表 8 のように与えられる</p> <p style="text-align: center;">表 8 <math>\alpha</math> の数値</p> <table border="1" data-bbox="1314 338 2401 564"> <thead> <tr> <th><math>\theta</math></th> <th>45°</th> <th>90°</th> <th>180°</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><math>\alpha</math></td> <td><math>1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}</math></td> <td> <math>0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}</math>            (<math>\rho/d &lt; 9.85</math> の場合)            1.0            (<math>\rho/d &gt; 9.85</math> の場合)         </td> <td><math>1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>(例として 300A, 流量 1,000m<sup>3</sup>/h の場合の値を記載する)  <math>\rho = 0.596 [\text{m}]</math>  <math>d = 0.2979 [\text{m}]</math>  <math>\nu = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]</math>      であることから</p> $v = 1,000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \cdots$ $\approx 3.99 [\text{m}/\text{s}]$ $Re = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$ $\approx 6.6 \times 10^5$ $Re(d/\rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2$ $\approx 165,519 > 364 \text{ より}$ <p>ここで  <math>\rho/d = 0.596/0.2979</math>  <math>= 2.00067 \cdots</math>  <math>\approx 2</math></p> <p>であるため  <math>\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}</math>  <math>= 2.085319</math></p> $\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$ $= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596/0.2979)^{0.84}$ $= 0.148346 \cdots$ $\approx 0.15$ <p>となり</p>	$\theta$	45°	90°	180°	$\alpha$	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ( $\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ( $\rho/d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$	
$\theta$	45°	90°	180°							
$\alpha$	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ( $\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ( $\rho/d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2,000$ $= 0.0119400\dots$ $\approx 0.012[\text{MPa}]$	

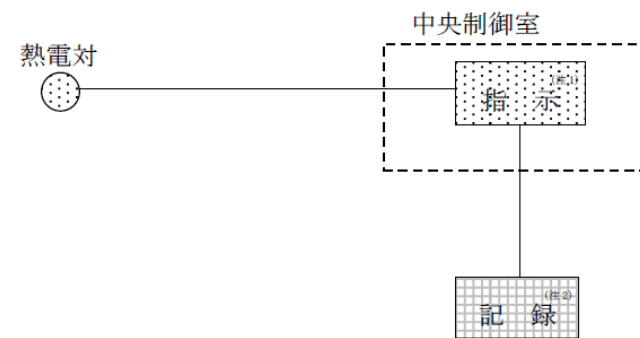
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

(1) 設置目的

使用済燃料プールの水位、水温について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 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、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。(図 21 「使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の概略構成図」参照)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

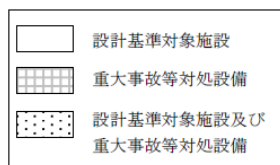


図 21 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) 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、T.M.S.L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度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 22 「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の概略構成図」参照)

・燃料プール水位・温度 (SA)

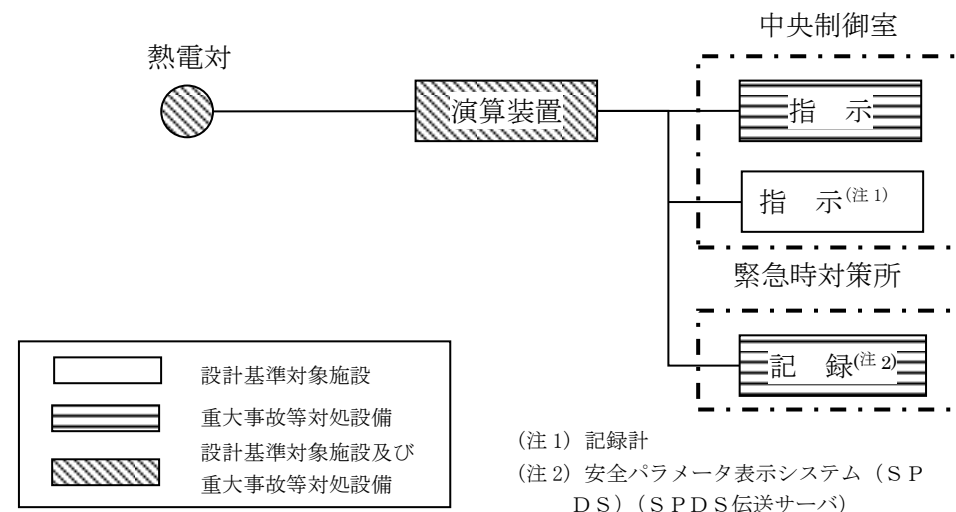
(1) 設置目的

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 (SA) 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 (SA) の概略構成図 (1)」参照)



(注 1) 記録計

(注 2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)

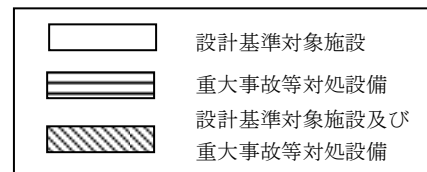


図 15 燃料プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (1)

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)

・設備の相違



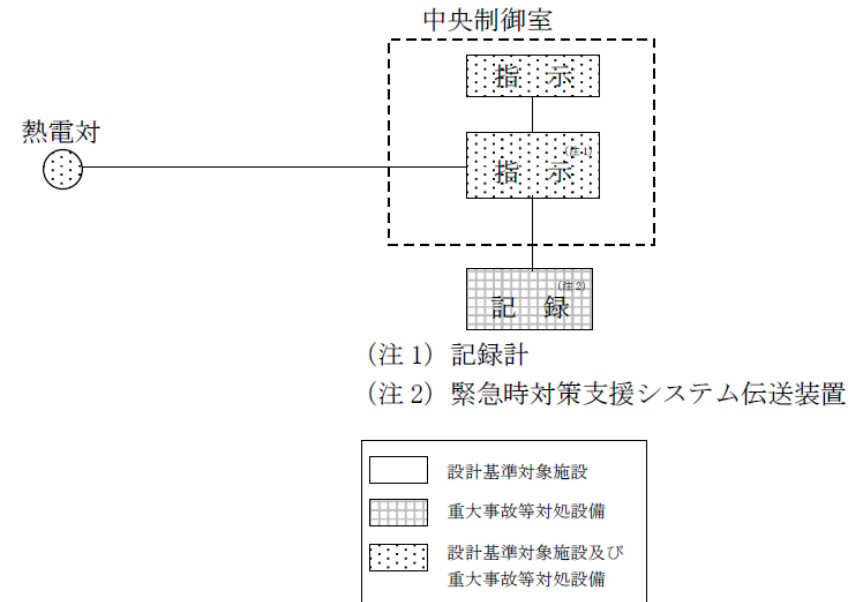


図 22 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の仕様を表 10 に、計測範囲を表 11 に示す。

表 10 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	熱電対	6号炉: T.M.S.L. 20180~31170mm	6号炉: 1 (検出点 14箇所)	原子炉建屋 地上4階
		7号炉: T.M.S.L. 20180~31123mm		
		6号炉: 0~150℃ 7号炉: 0~150℃		

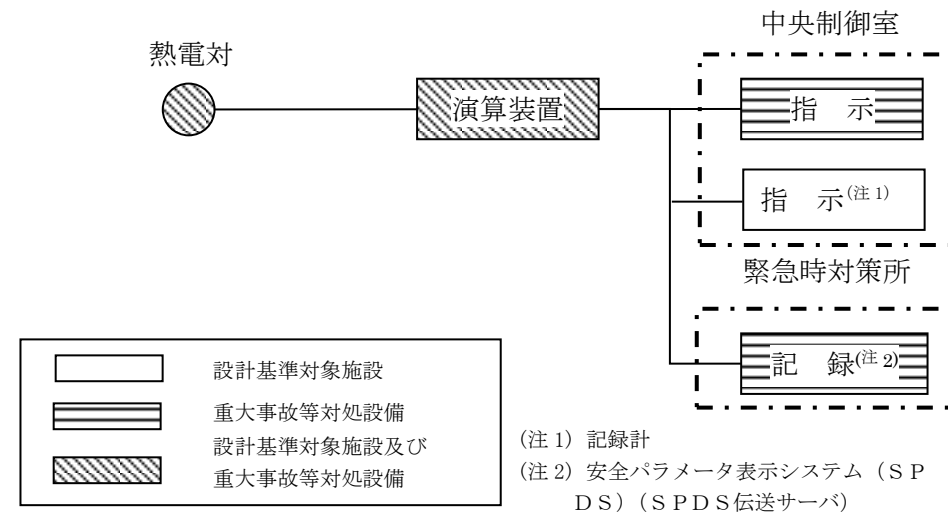


図 16 燃料プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (2)

(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 <sup>※</sup> (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 11 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> 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 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180～31170mm (6号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉)	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30195mm) (6号炉)		重大事故等により変動する可能性のある使用済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。
	T. M. S. L. 20180～31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	T. M. S. L. 31390mm (7号炉) (通常水位付近)	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)		
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

\*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

表 10 燃料プール水位・温度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>*1</sup> 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 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前		炉心損傷後
燃料プール水位・温度 (SA)	-1,000～6,710mm <sup>*2</sup> (EL34518～42228)	6,982mm <sup>*2</sup> (EL42500)	6,982mm <sup>*2</sup> (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。

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

(1) 設置目的

使用済燃料プールの水位について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T.M.S.L. 23420mm (6号炉)、T.M.S.L. 23373mm (7号炉) から9箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度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23「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図」参照)

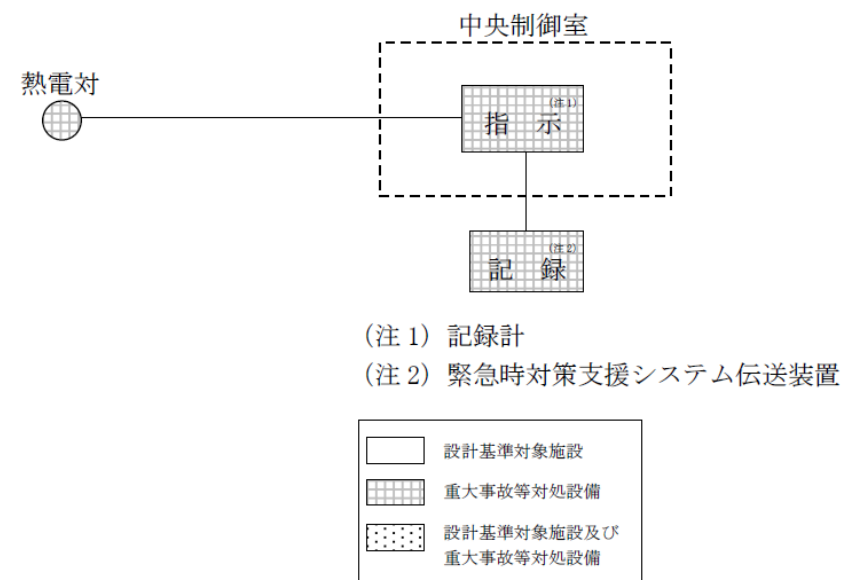


図 23 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の仕様を表 12 に、計測範囲を表 13 に示す。

・燃料プール水位 (SA)

(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 (SA) を設置する。

(2) 設備概要

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 17「燃料プール水位 (SA) の概略構成図」参照)

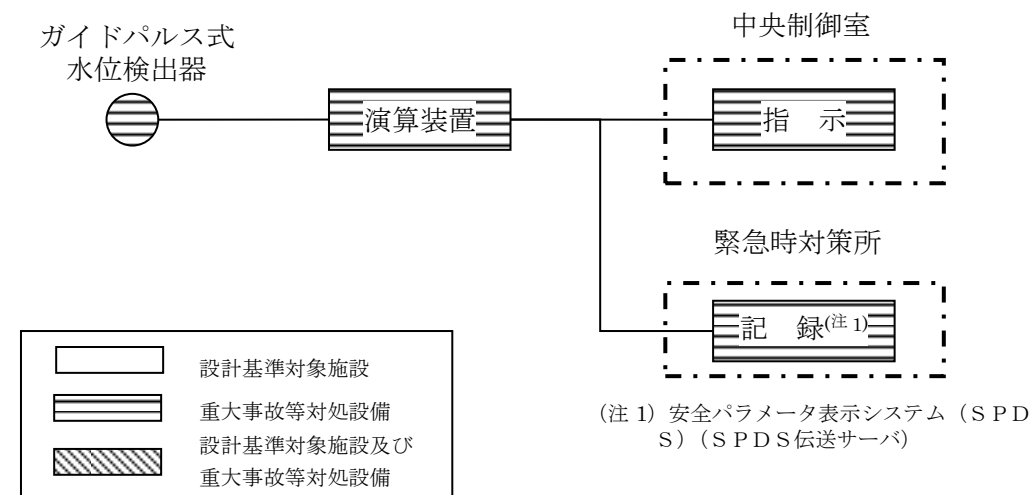


図 17 燃料プール水位 (SA) の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プール水位 (SA) の仕様を表 11 に、計測範囲を表 12 に示す。

・設備の相違

表 12 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の仕様

名 称	種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 箇 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	熱電対	6号炉：T.M.S.L. 23420～ 30420mm	6号炉：1 (検出点8箇所)	原子炉建屋 地上4階
		7号炉：T.M.S.L. 23373～ 30373mm		
		6号炉：0～150℃ 7号炉：0～150℃		

表 13 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方	
		通常運転時*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
使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (SA)	T.M.S.L. 23420～ 30420mm (6号炉) T.M.S.L. 23373～ 30373mm (7号炉)	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) T.M.S.L. 31390mm (7号炉)	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) T.M.S.L. 31390mm (7号炉) (通常水位付近)	通常水位から-1.2m(T.M.S.L. 30195mm) (6号炉) 通常水位から-1.2m(T.M.S.L. 30190mm) (7号炉)	重大事故等により変動 する可能性のある使用 済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：66℃	最大値：100℃	重大事故等により変動 する可能性のある使用 済燃料プールの温度を 監視可能。	

\*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

表 11 燃料プール水位 (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 (SA)	ガイドパルス式 水位検出器	-4.30～ 7.30m <sup>※</sup>	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 (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 水位 (SA)	-4.30～7.30m <sup>※2</sup> (EL31218 ～42818)	6,982mm <sup>※2</sup> (EL42500)	6,982mm <sup>※2</sup> (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。



・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ

(1) 設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は、使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した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放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（図24「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照）

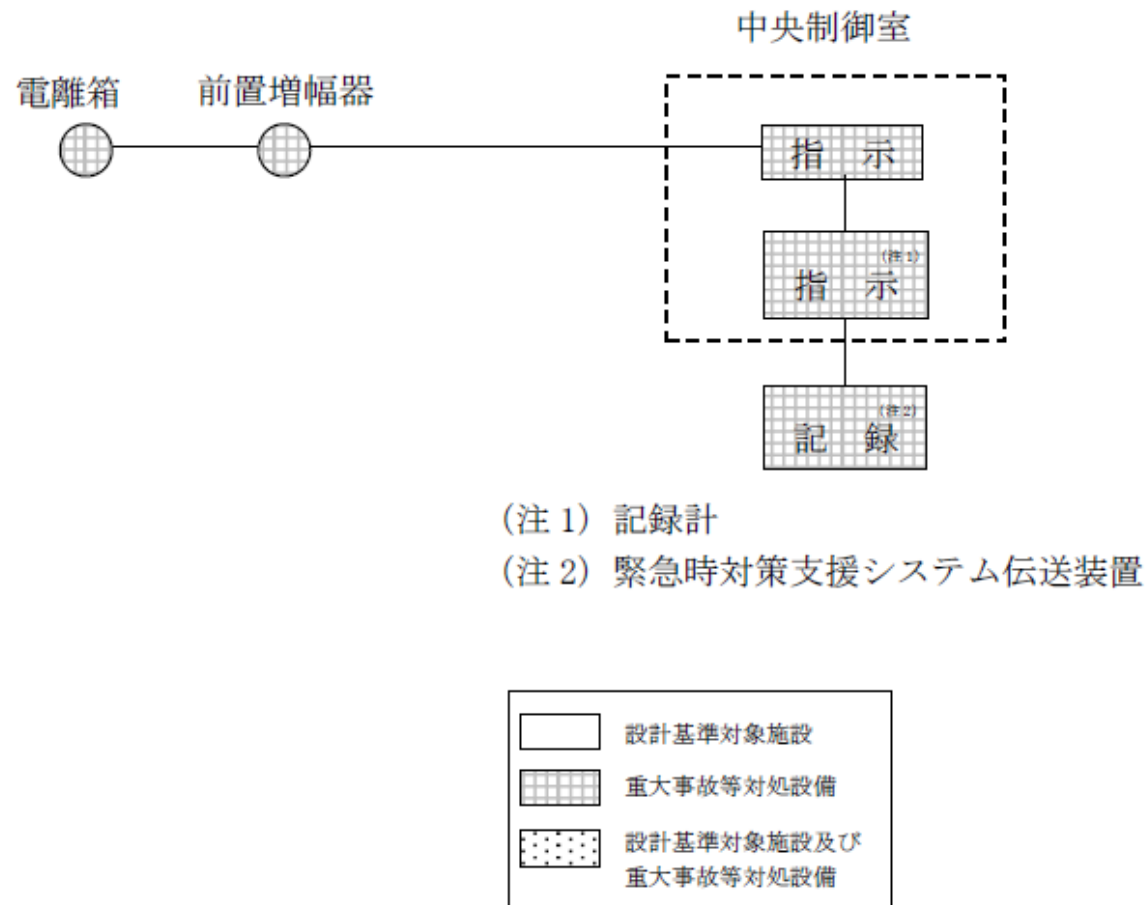


図24 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）

(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）（SA）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）（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）（SA）の概略構成図」参照）

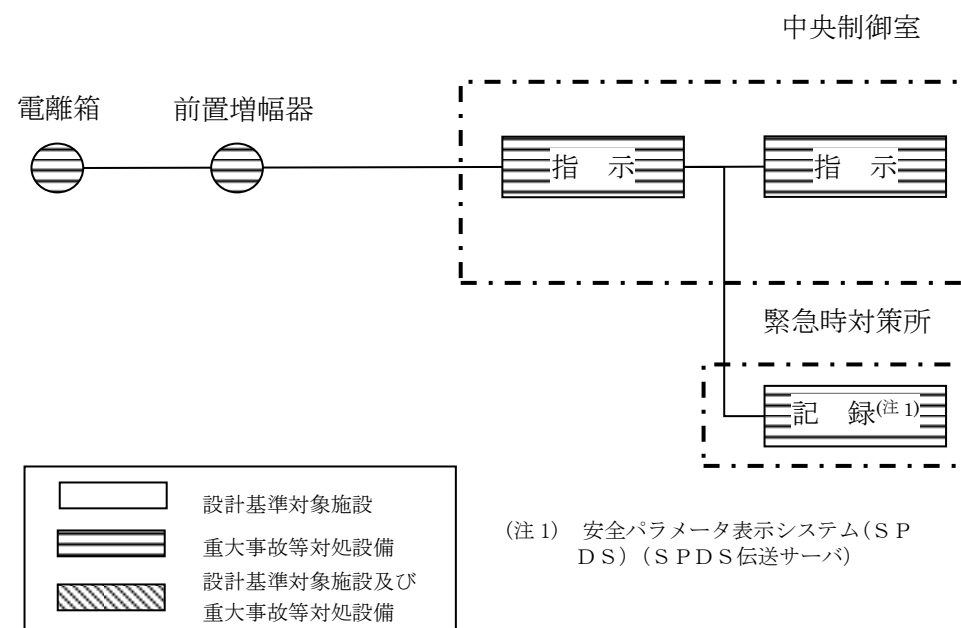


図18 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の概略構成図

・設備の相違

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様を表14に、計測範囲を表15に示す。

表14 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)	電離箱	6号炉: 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h	6号炉: 1	原子炉建屋
		7号炉: 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h	7号炉: 1	地上4階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)	電離箱	6号炉: 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	6号炉: 1	原子炉建屋
		7号炉: 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	7号炉: 1	地上4階

表15 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> 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 <sup>*</sup>	設計基準事故時 <sup>*</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*</sup>		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (7号炉) 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)	-	-	1.0×10 <sup>-4</sup> mSv/h以下		重大事故時における使用済燃料プールの変動する範囲(5×10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h)について放射線量を監視可能である。

\*1: プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

(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 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
	電離箱	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> 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 <sup>*1</sup> 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 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		
				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 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	-	1.0×10 <sup>-3</sup> 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 <sup>-3</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h)にわたり放射線量を監視可能である。

\*1: プラント状態の定義は以下のとおり。

- 通常運転時: 計画的に行われる起動, 停止, 出力運転, 高温停止, 冷温停止, 燃料取替等の原子炉施設の運転であって, その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時: 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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-7 接続図	54-7 接続図	

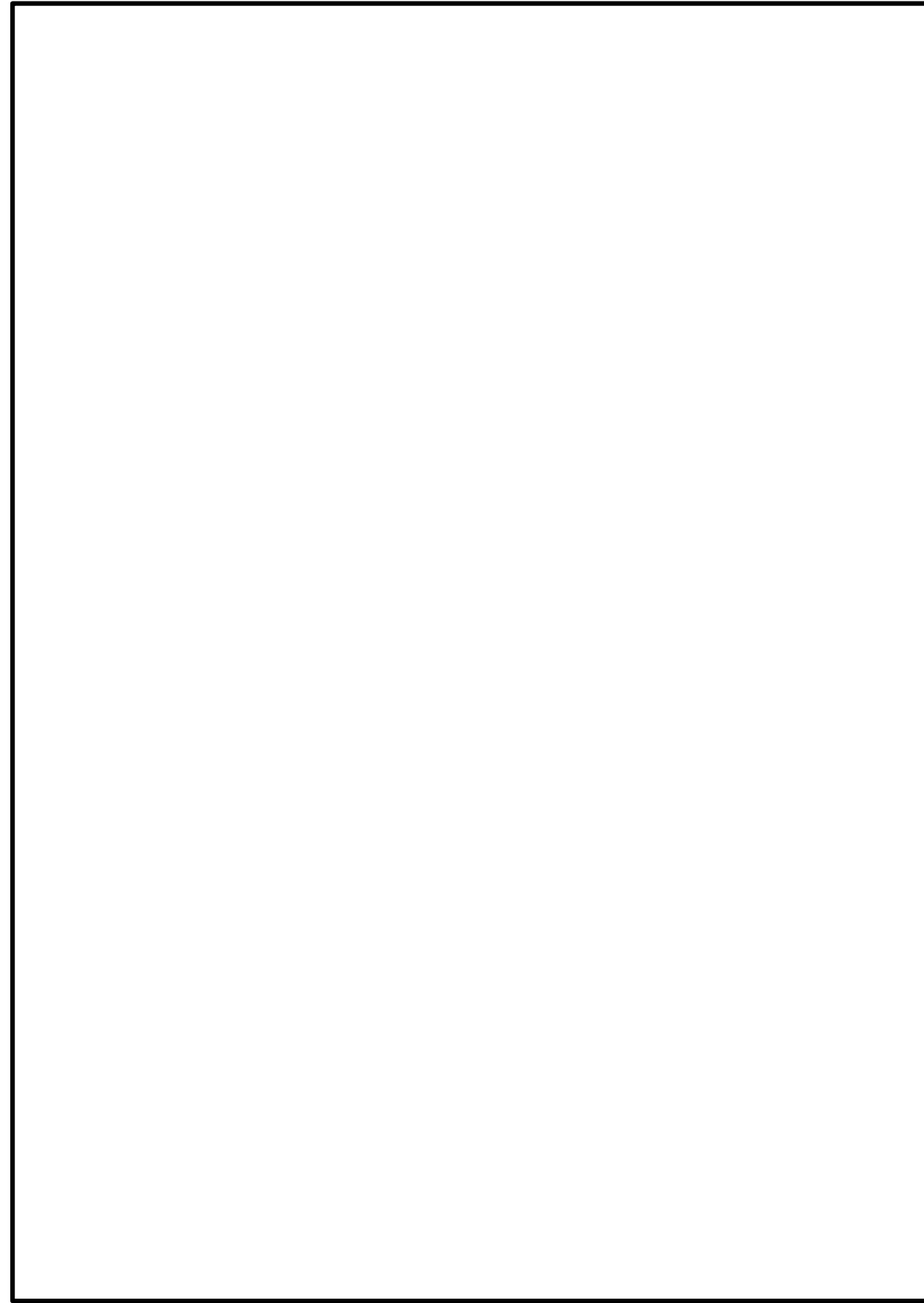


図1 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54 条第1 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

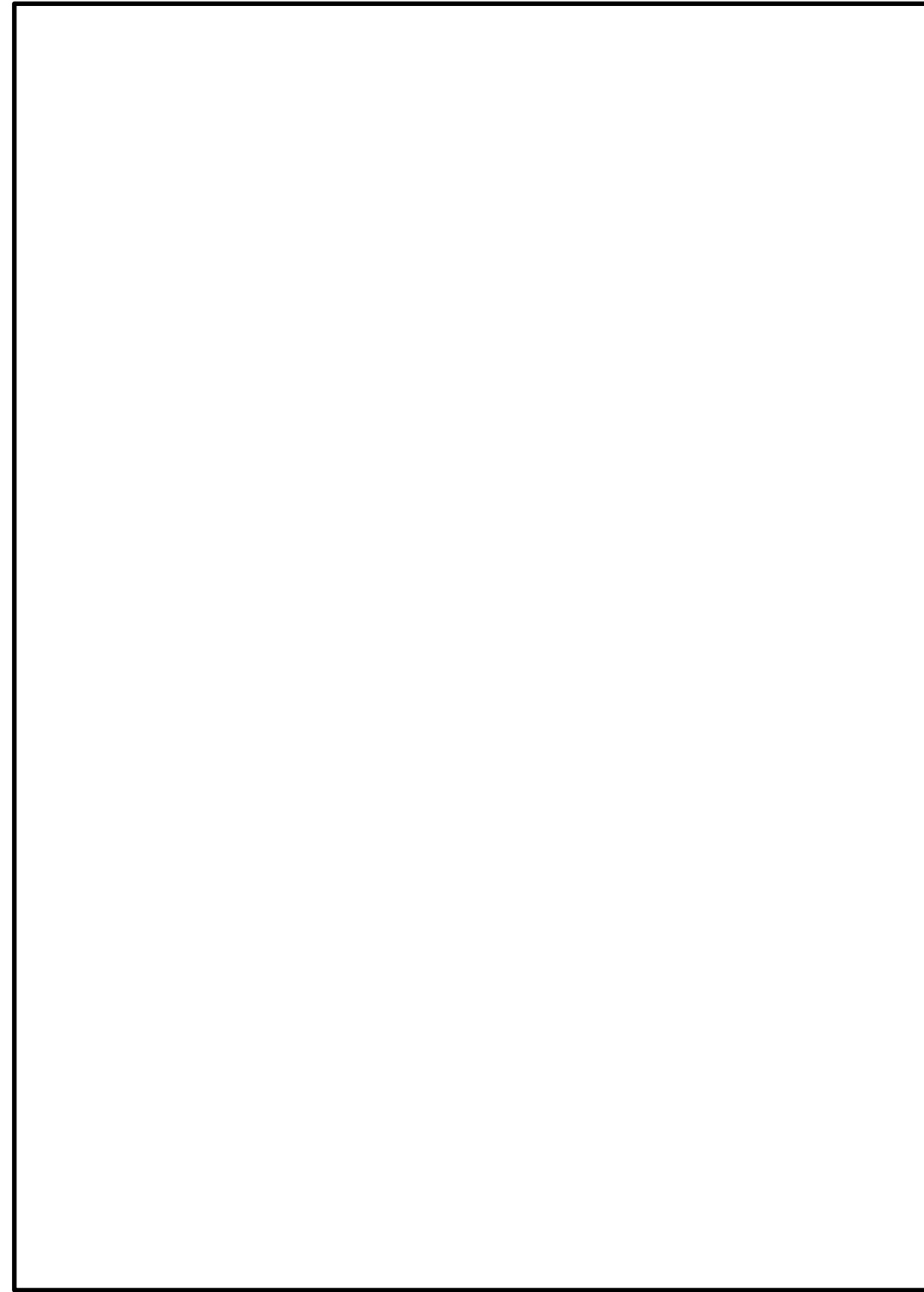


図1 燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル) 第54 条第1 項, 第2 項対応  
屋外接続図





図2 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54 条第1 項対応 屋外接続図(防火水槽)



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

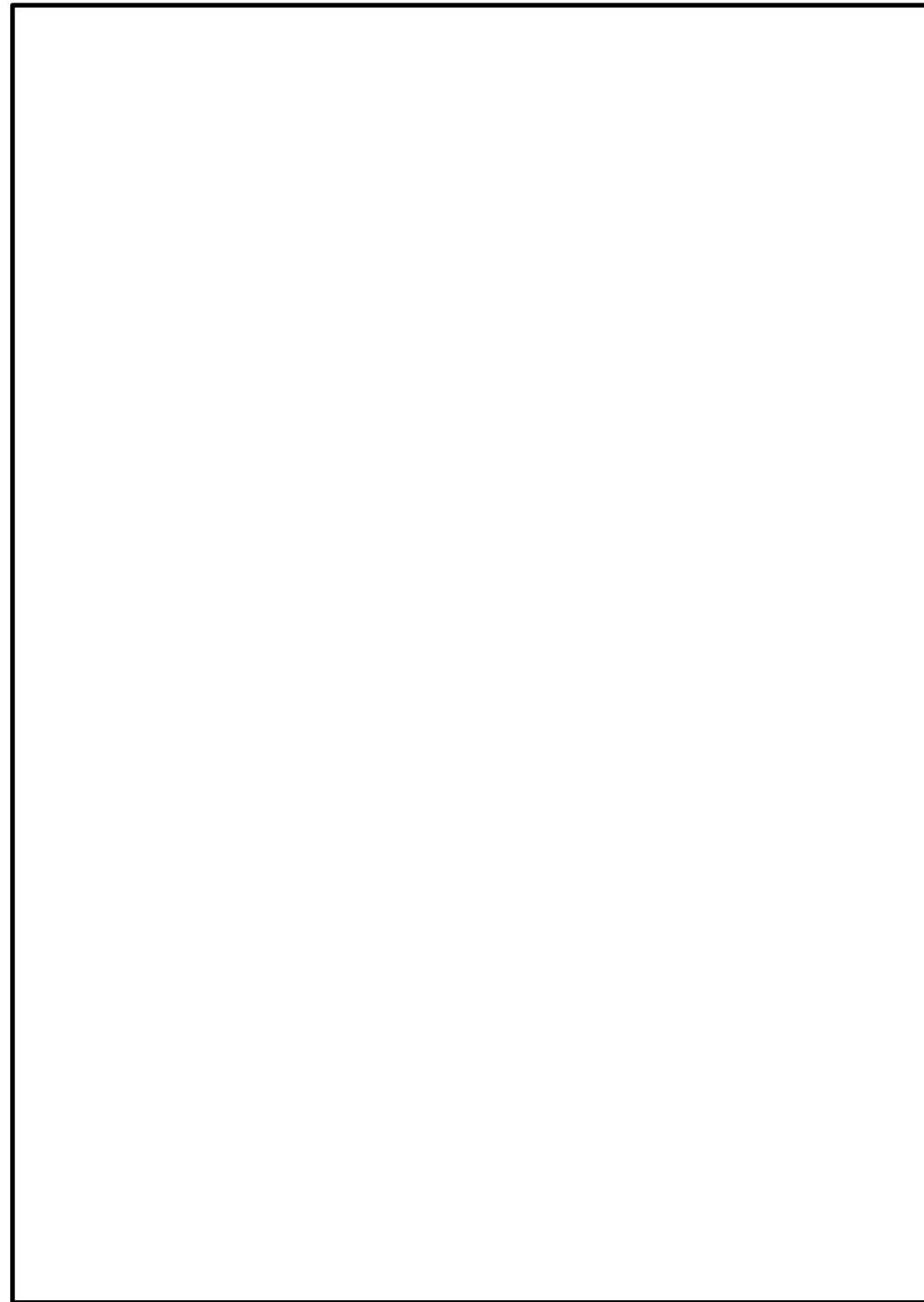


図3 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54 条第2 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

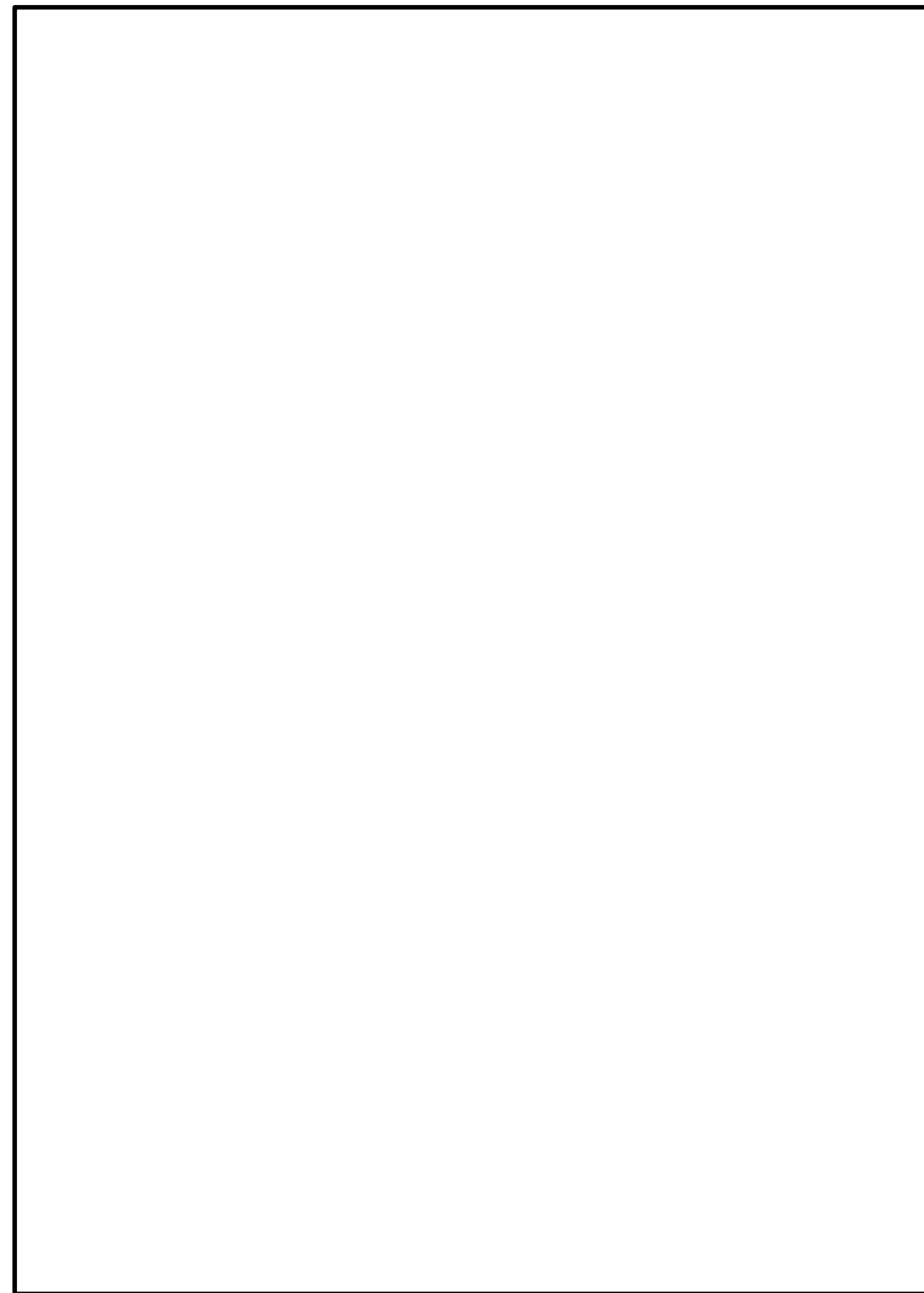


図3 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル) 屋内接続図(2 / 5)

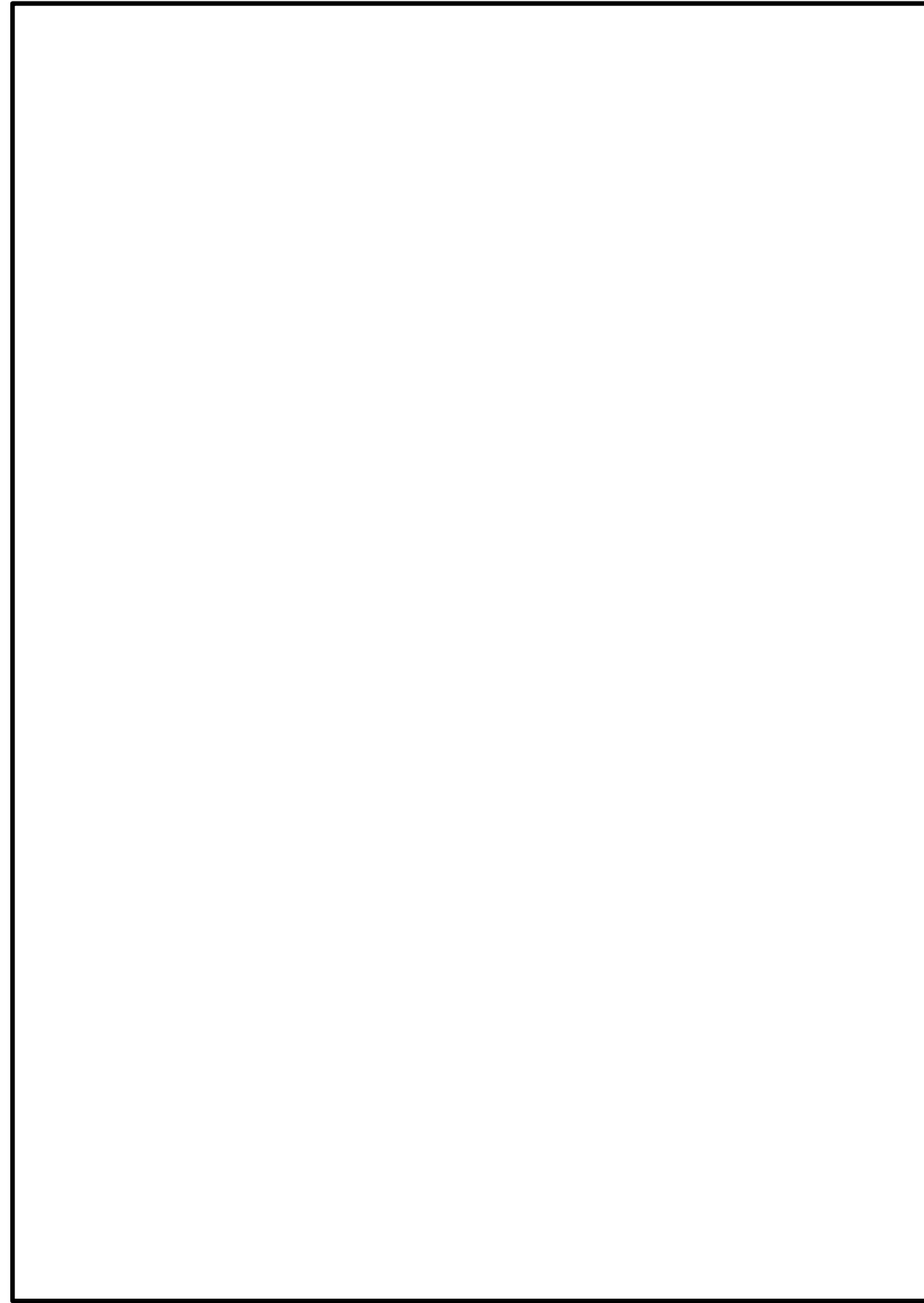


図4 燃料プール代替注水系(可搬スプレイヘッド)  
第54 条第2 項対応 屋外接続図(防火水槽)

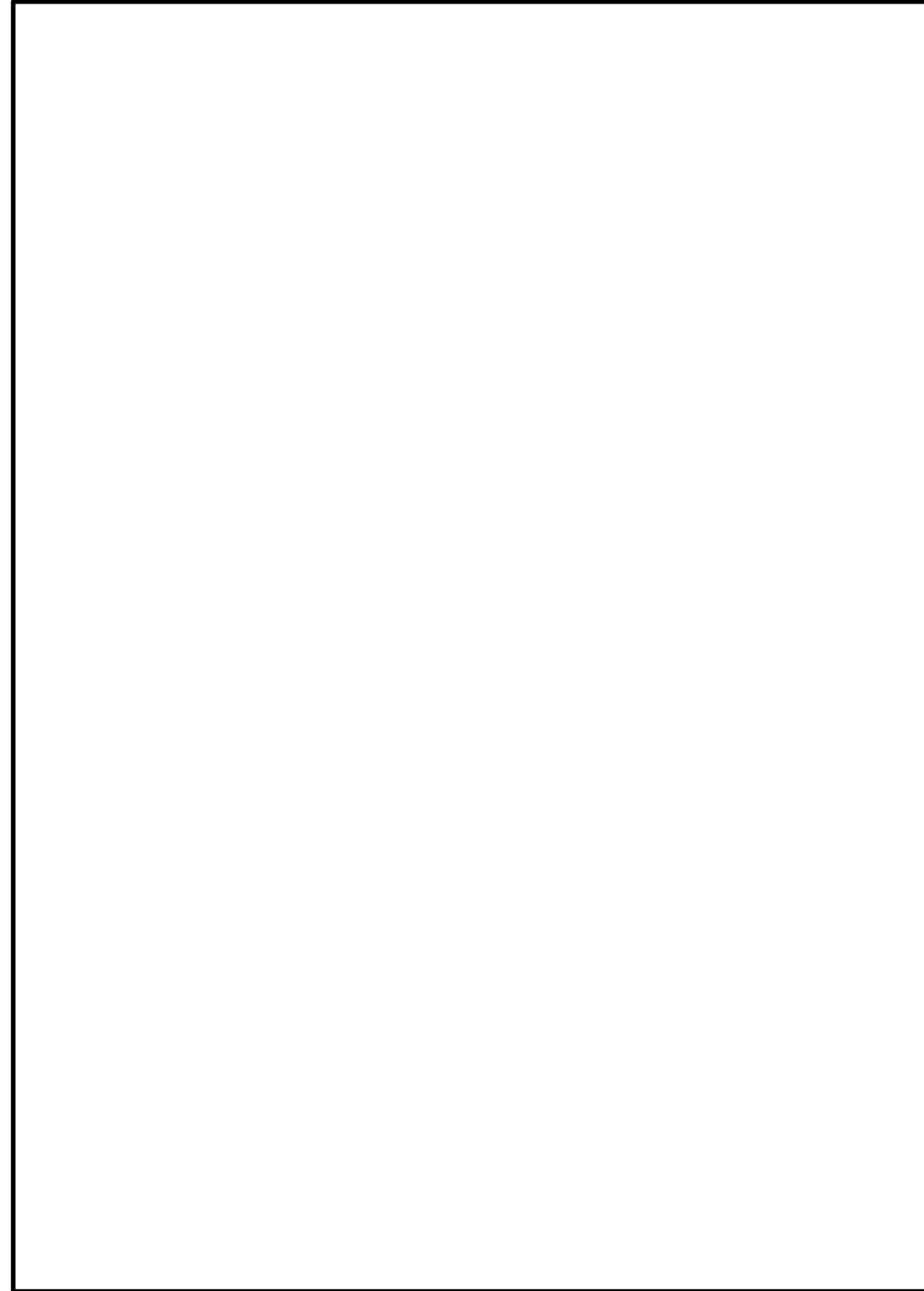


図4 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル) 屋内接続図(3 / 5)

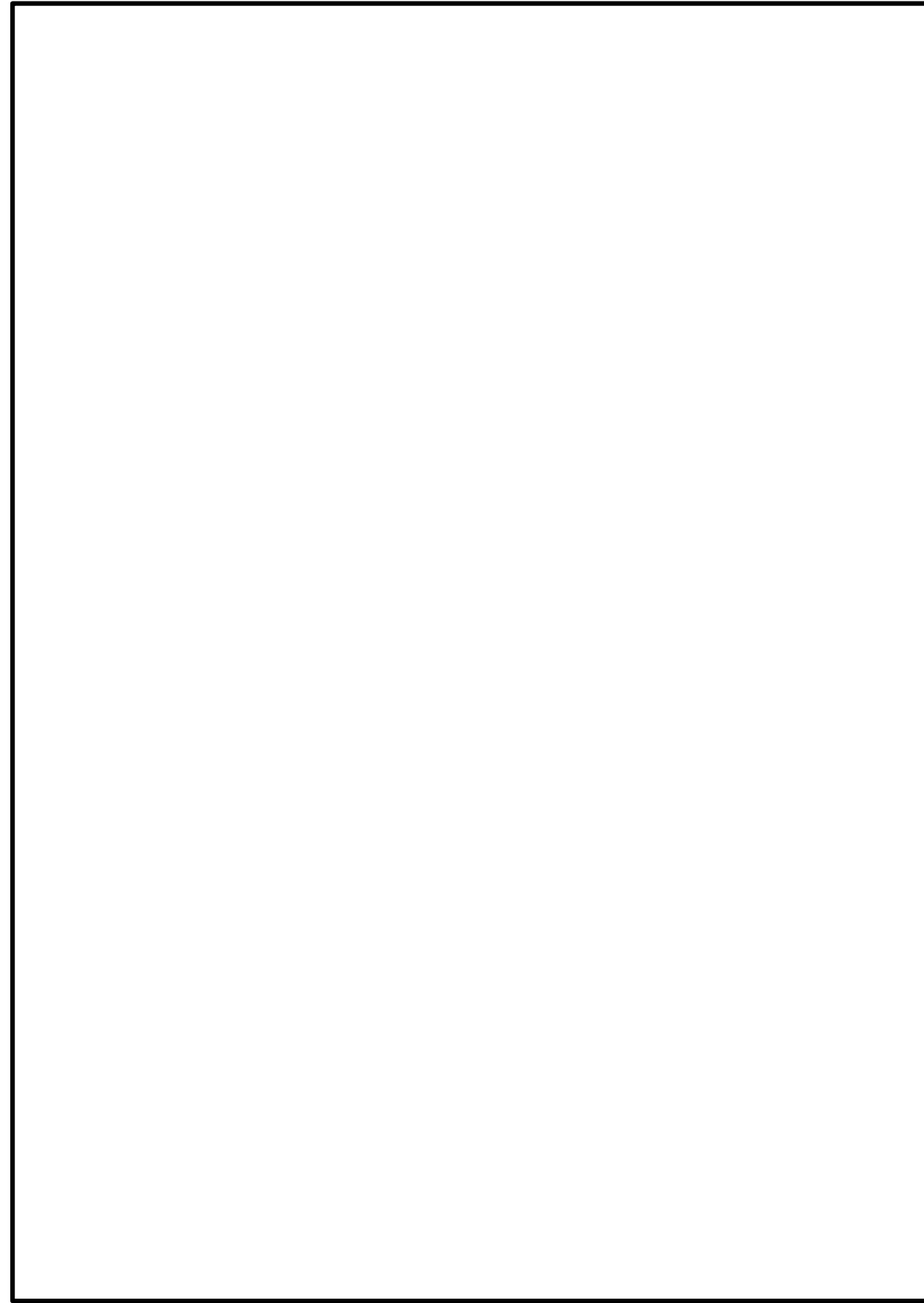


図5 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内接続図(1/3)

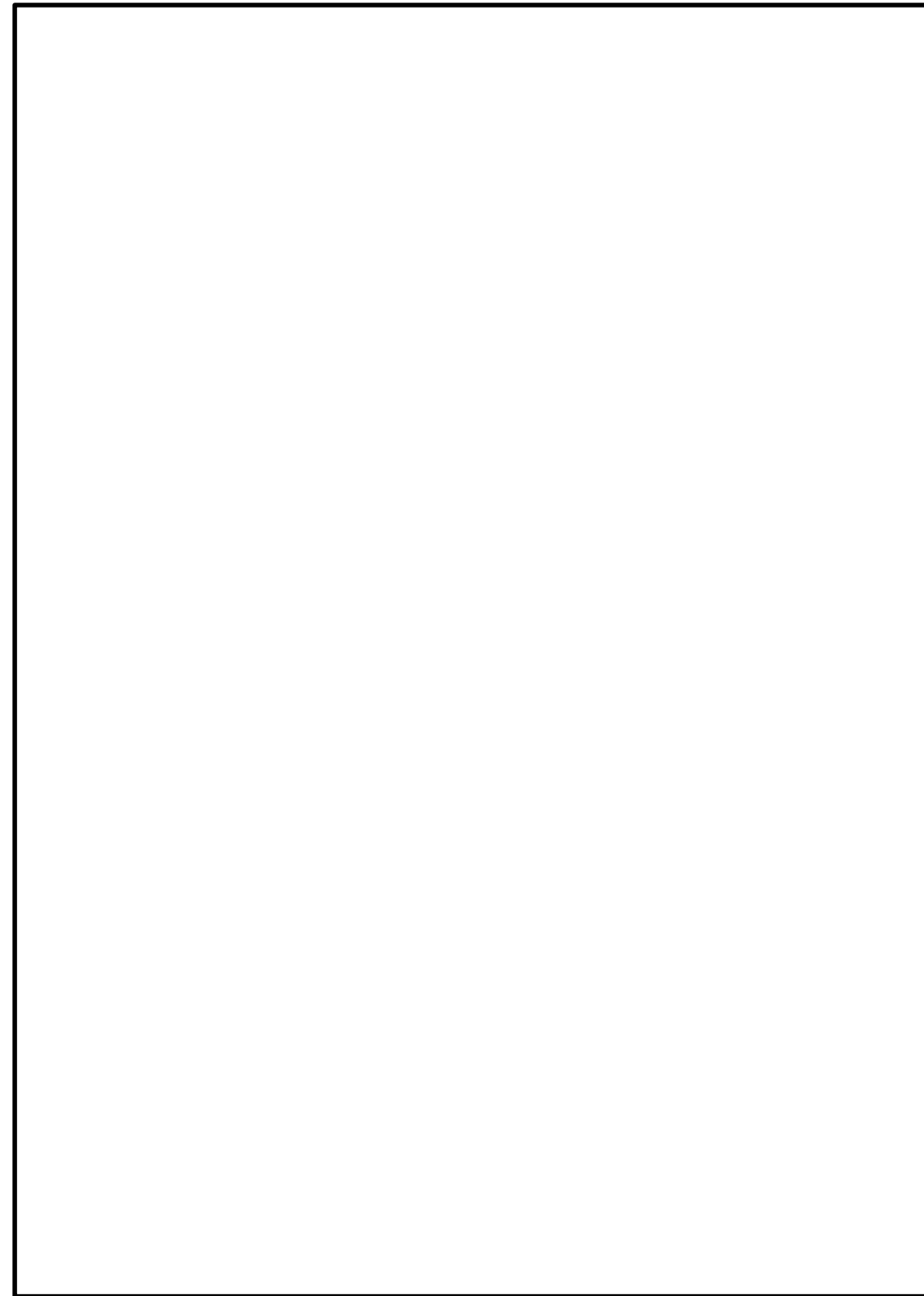


図5 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル) 屋内接続図(4/5)



図6 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内配置図(2/3)

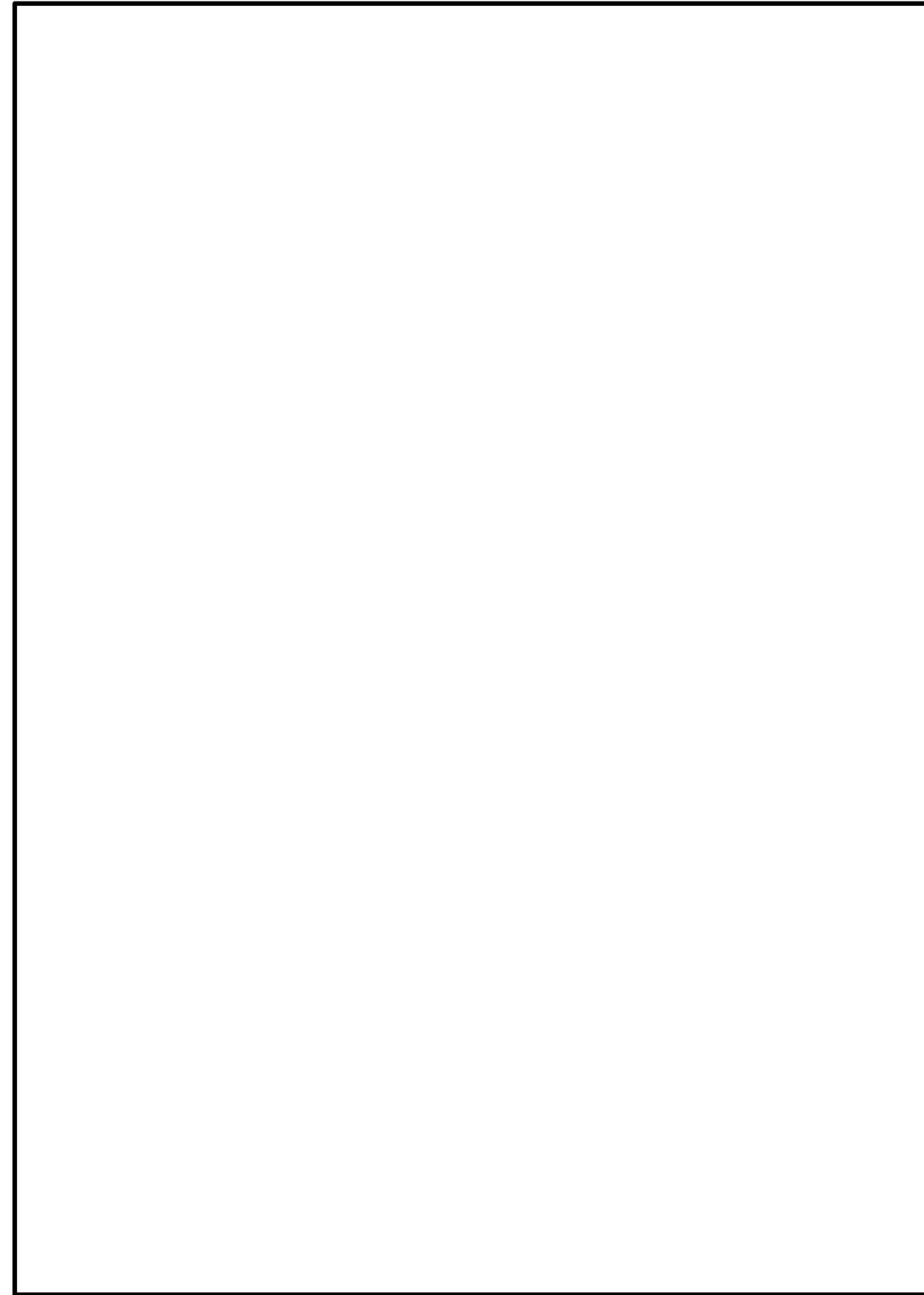


図6 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル) 屋内接続図(5/5)

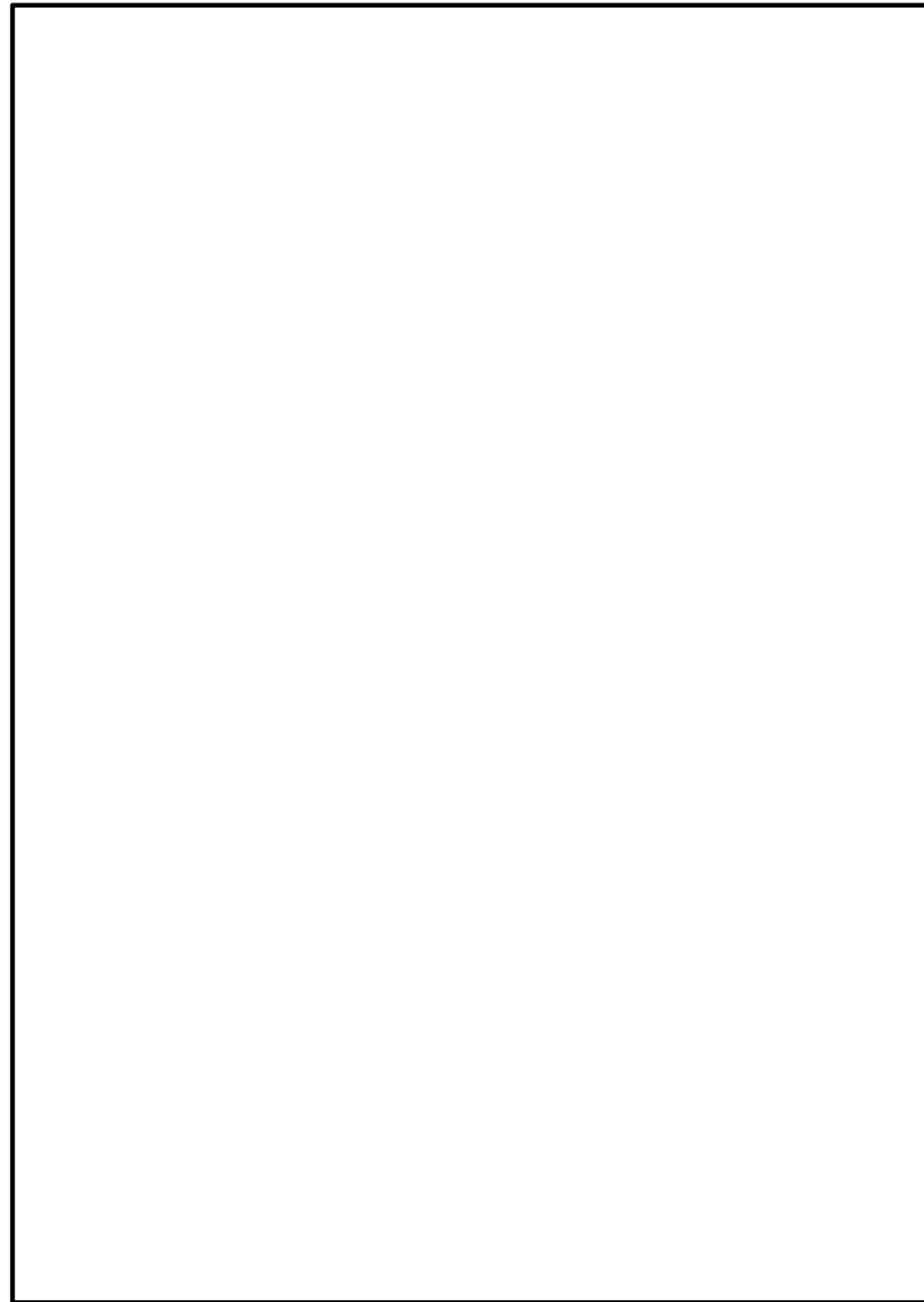


図7 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内配置図(3/3)

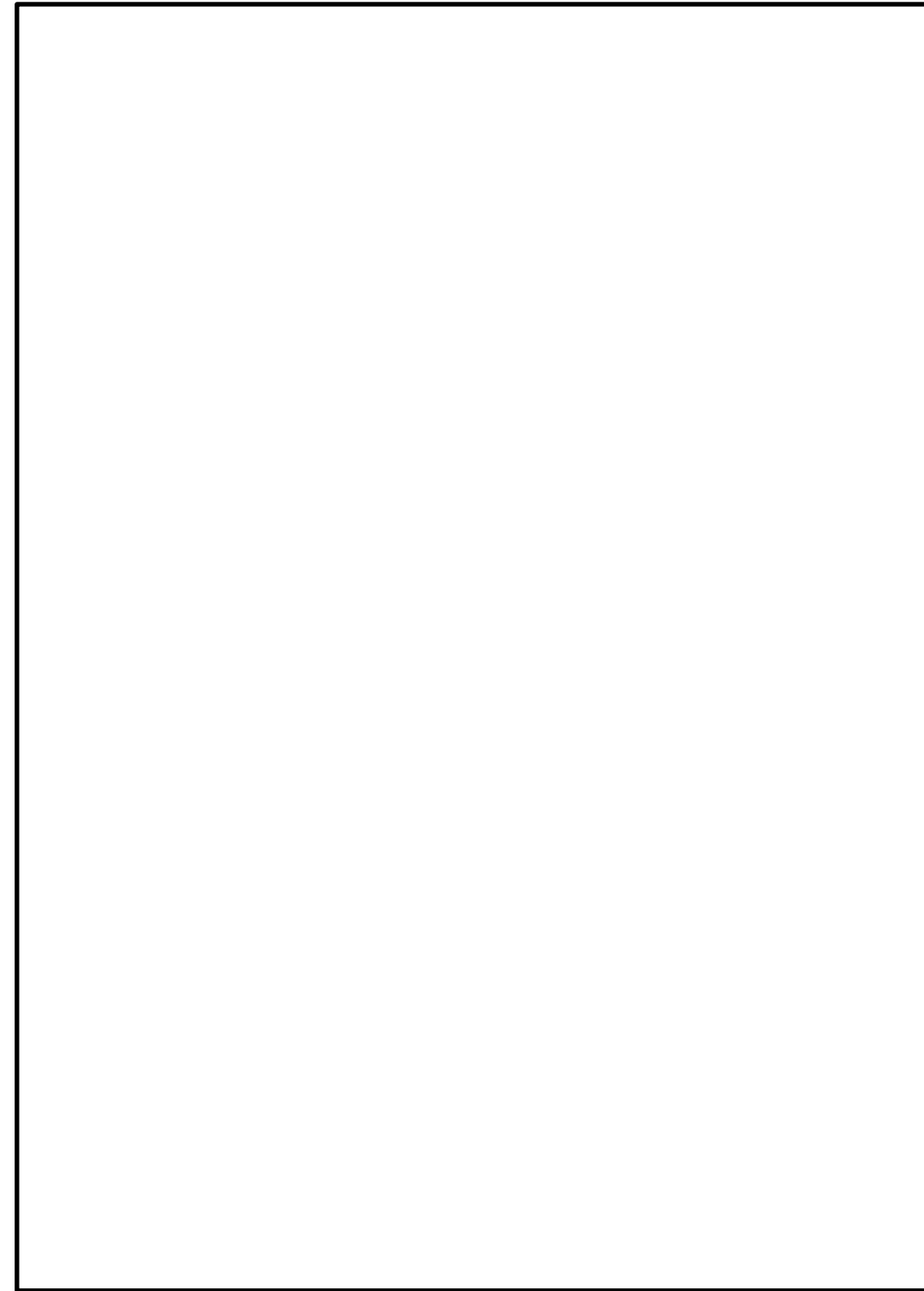


図7 燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)屋外接続図

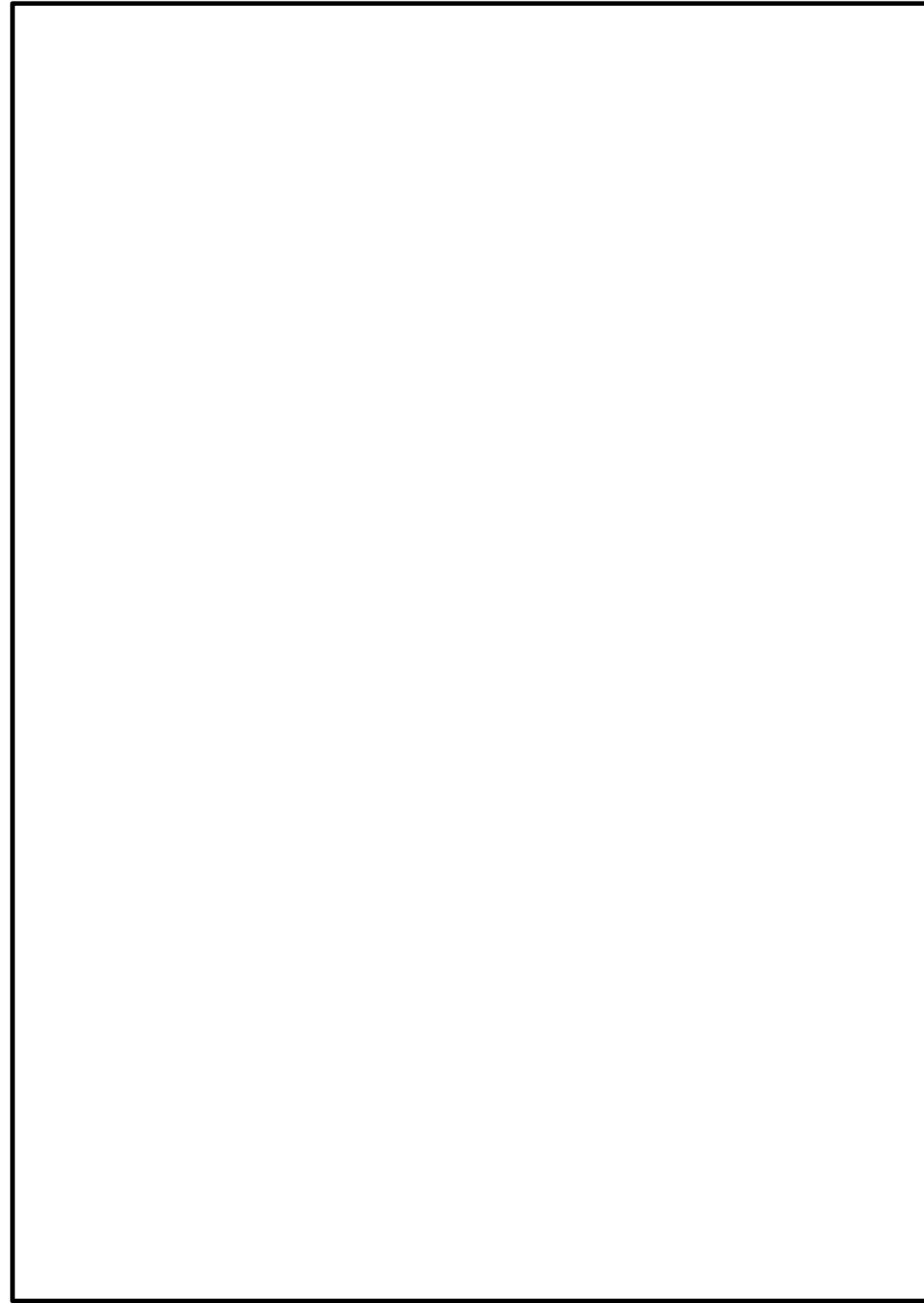


図8 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(1/3)

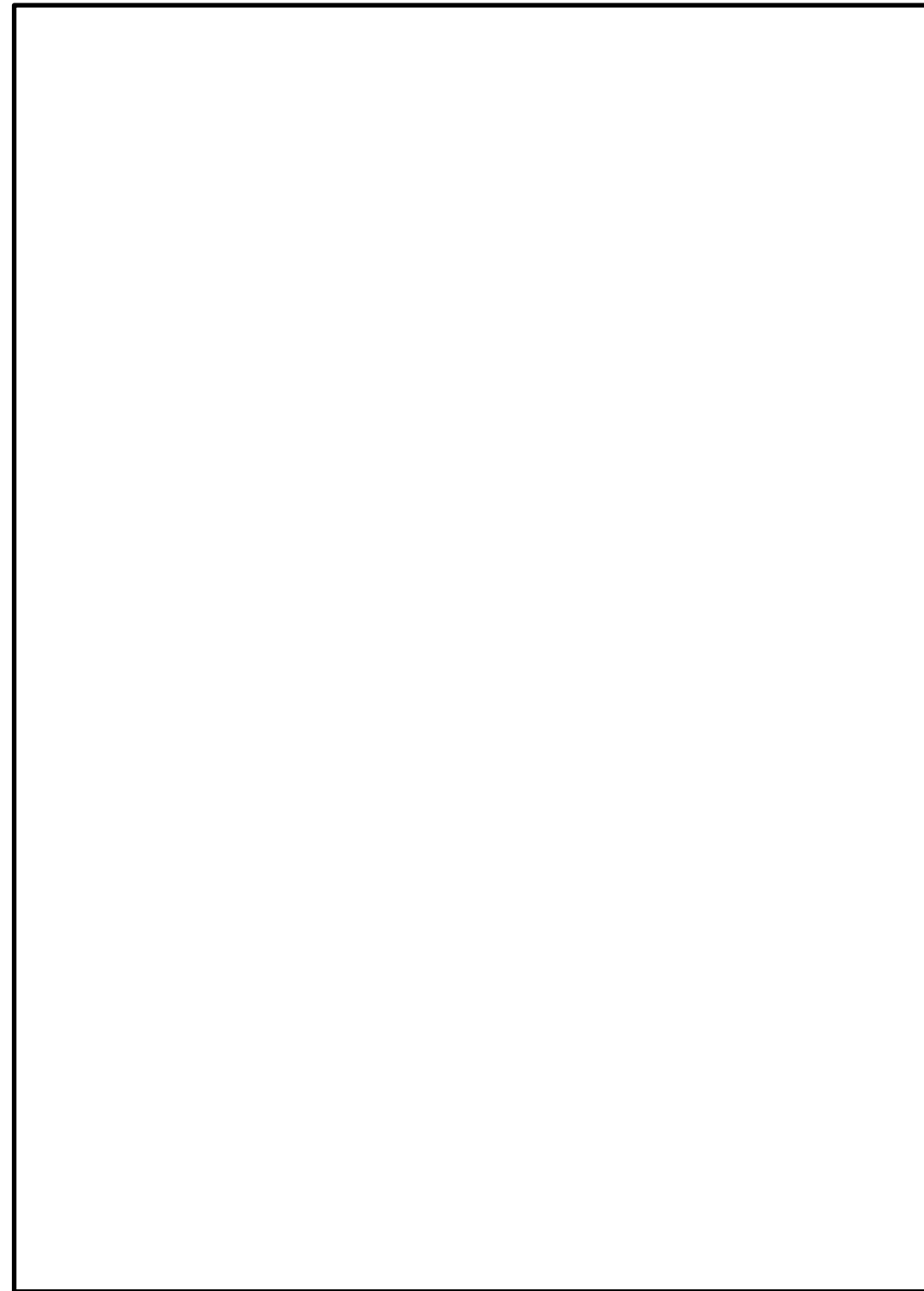


図8 原子炉補機代替冷却系(可搬型)接続図

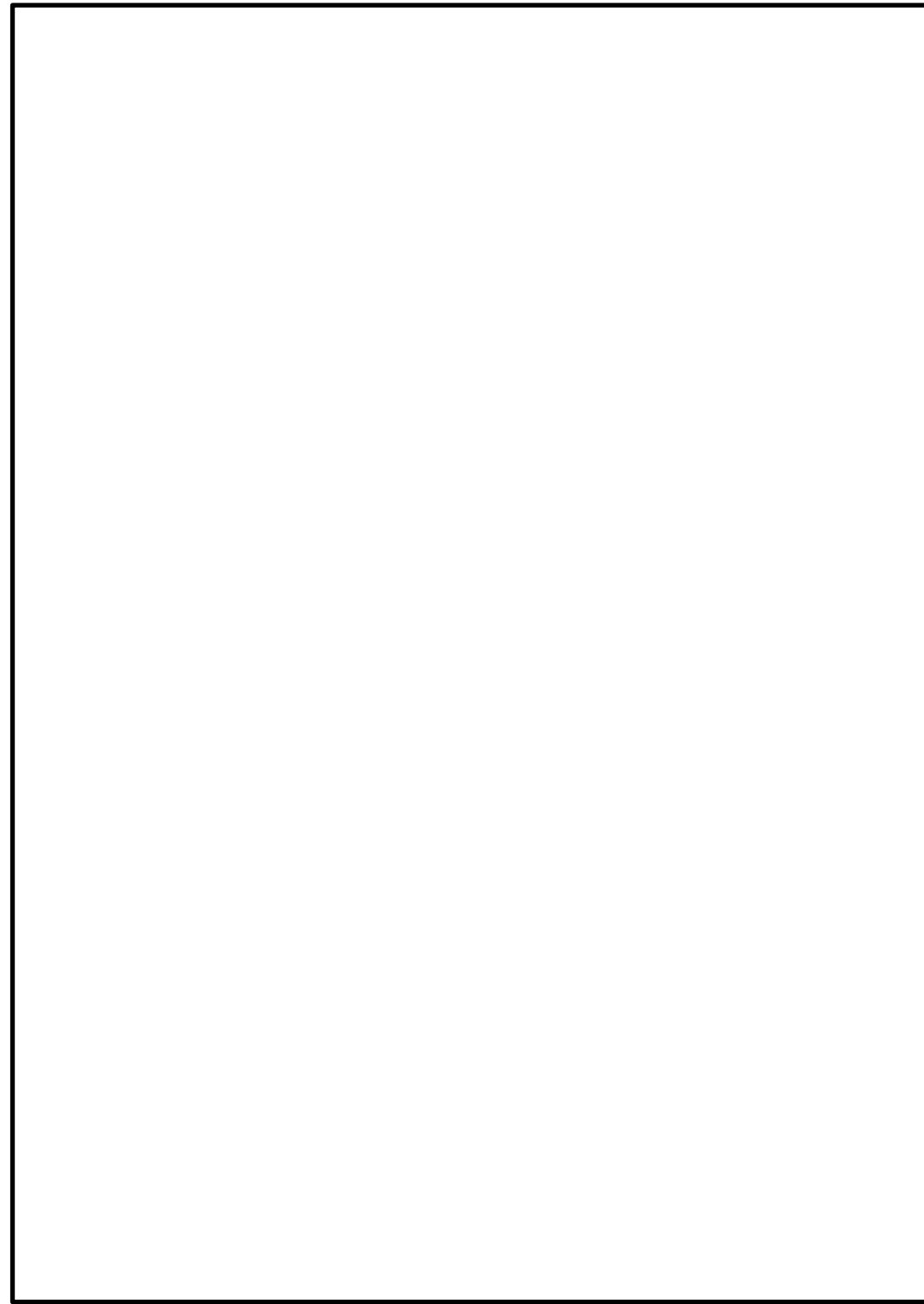


図9 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(2/3)



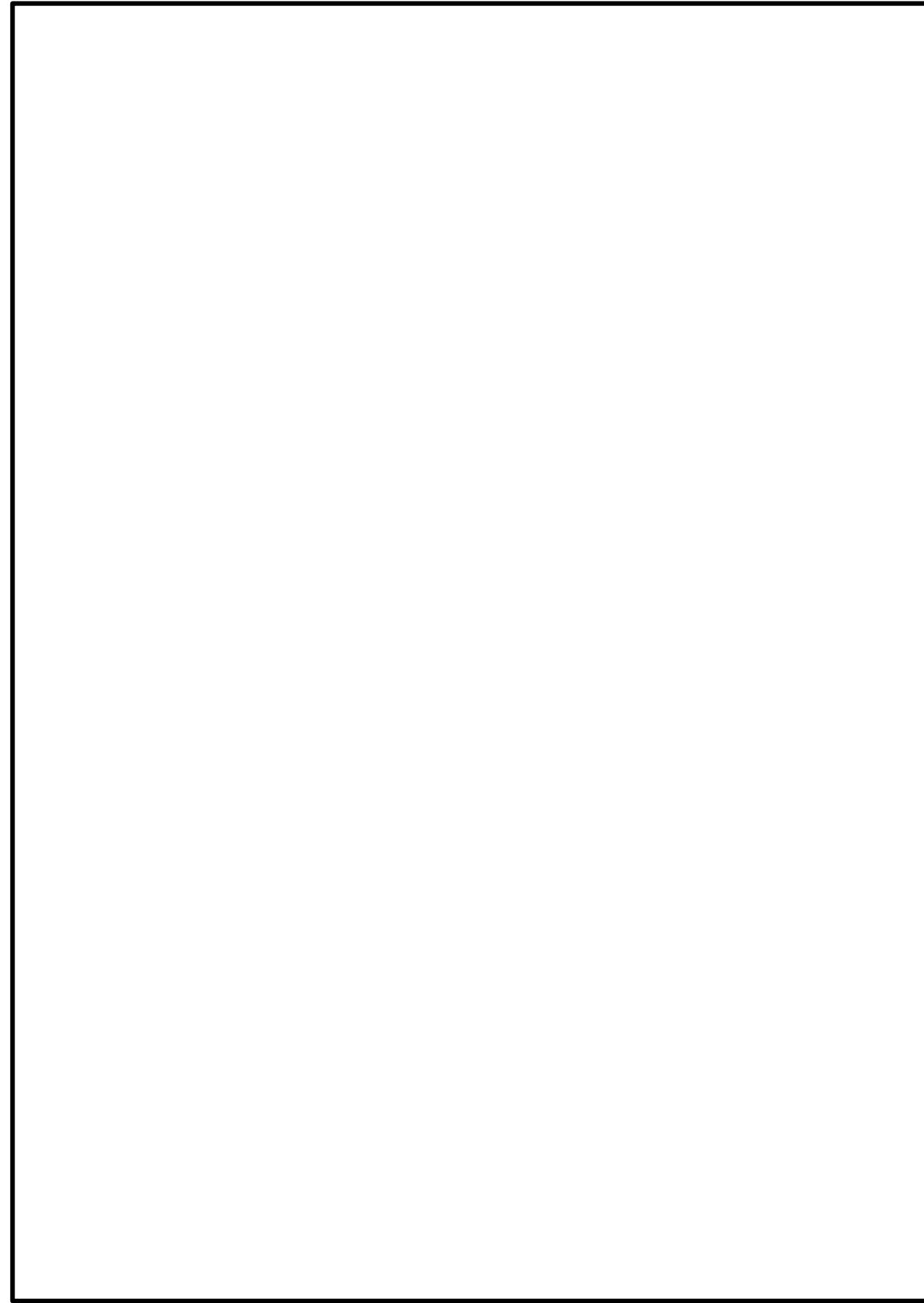


図10 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(3/3)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

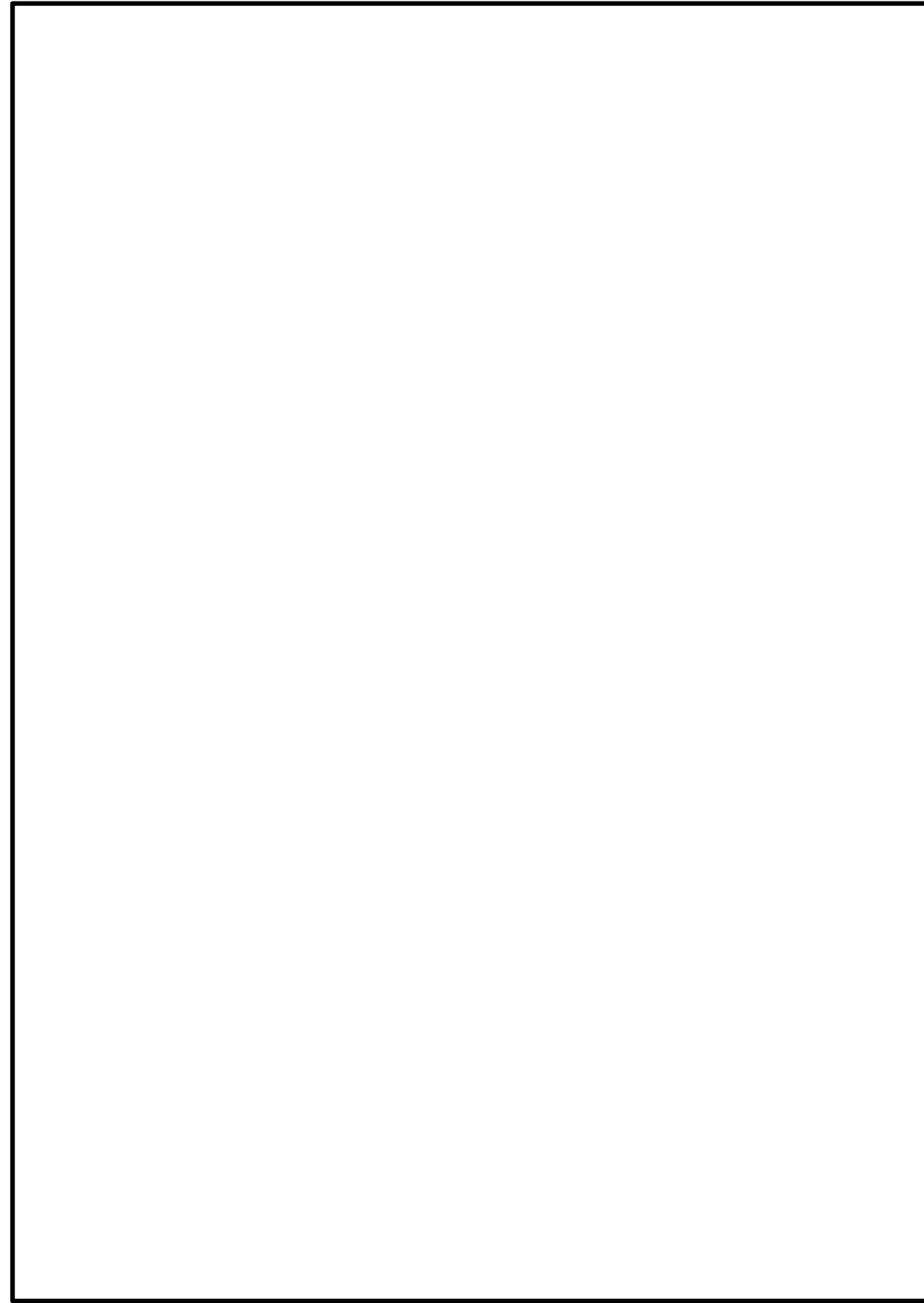


図11 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)  
第54 条第1 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

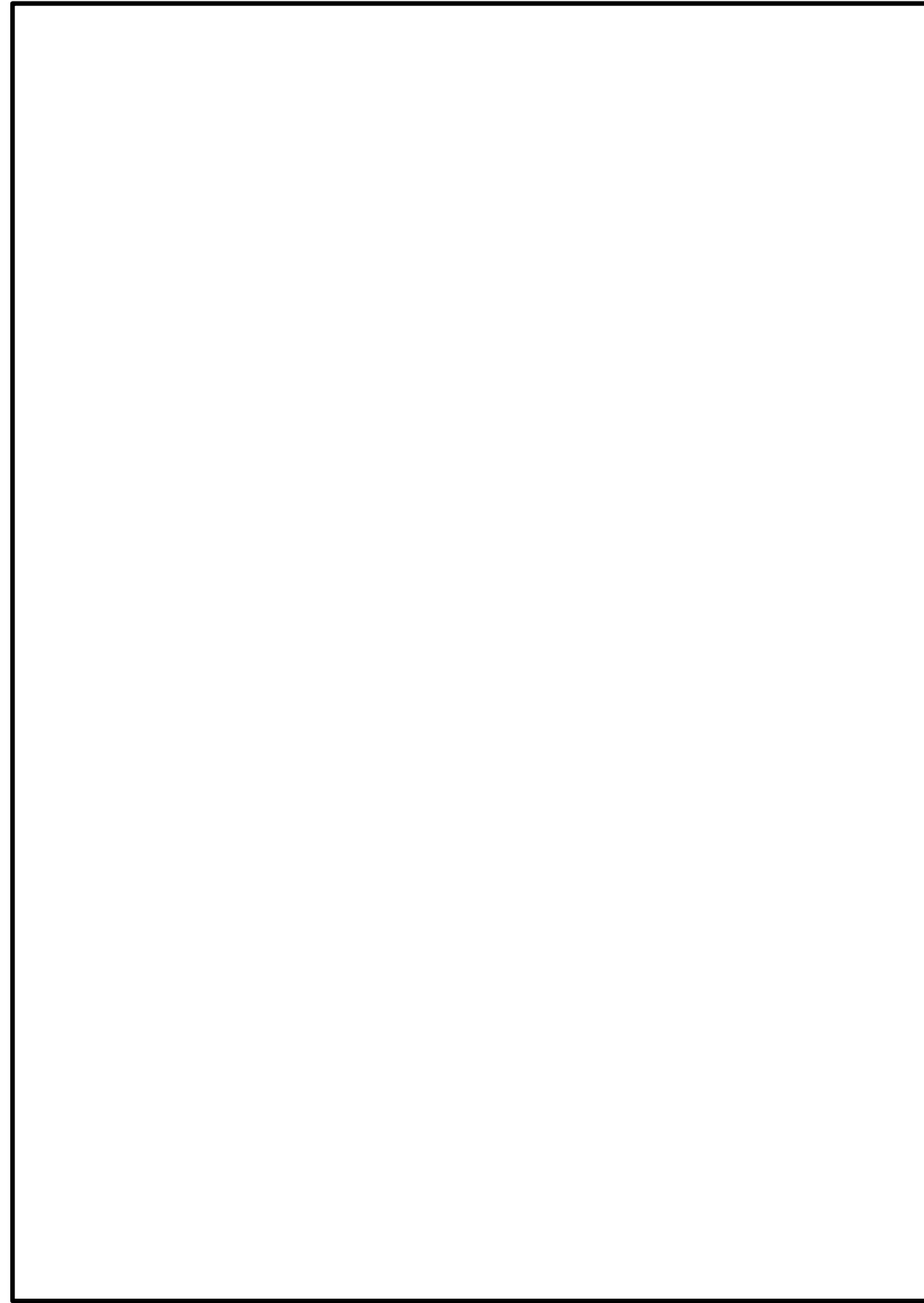


図12 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第54 条第1 項対応 屋外接続図(防火水槽)

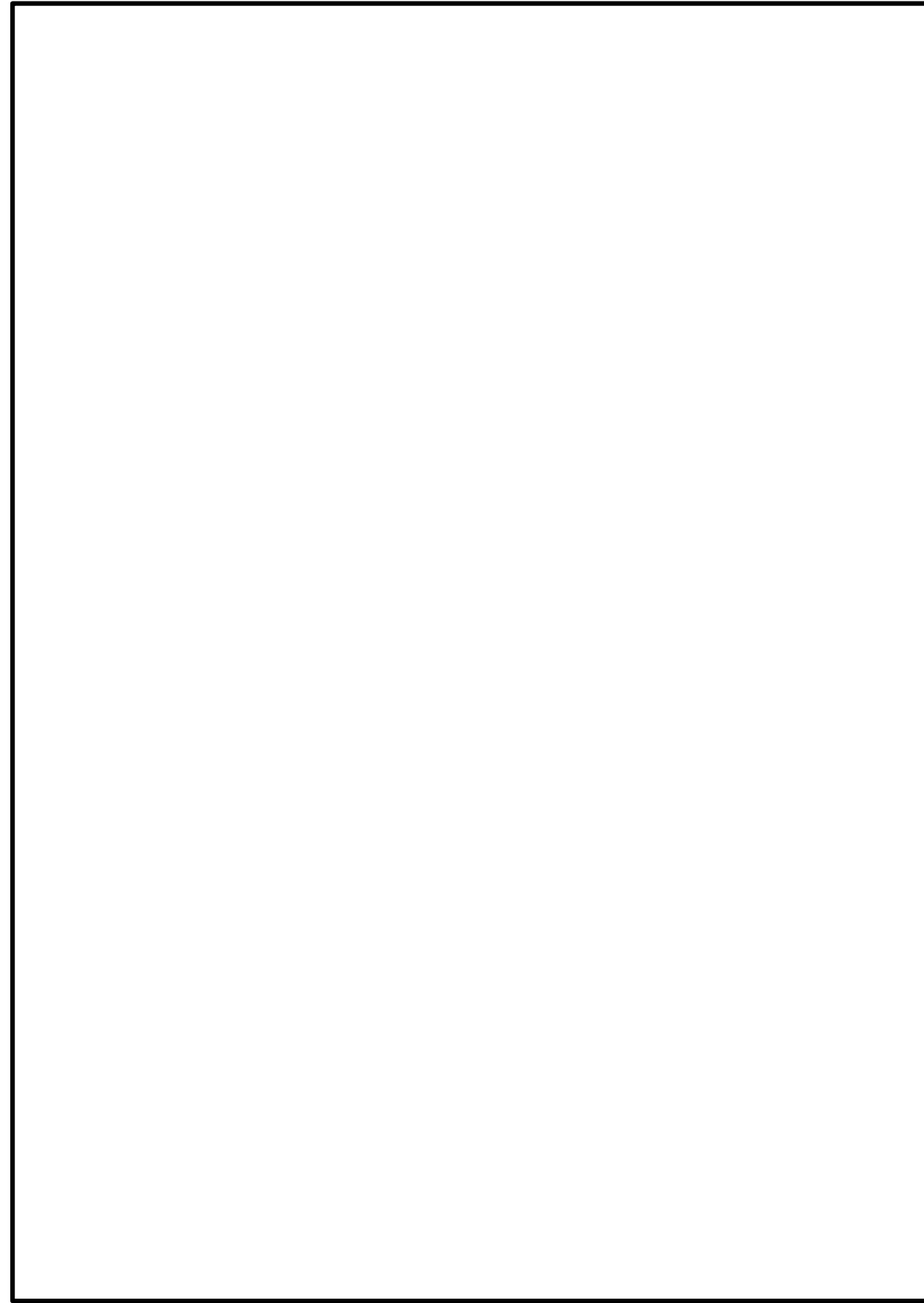


図13 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第54 条第2 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図14 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第54 条第2 項対応 屋外接続図(防火水槽)

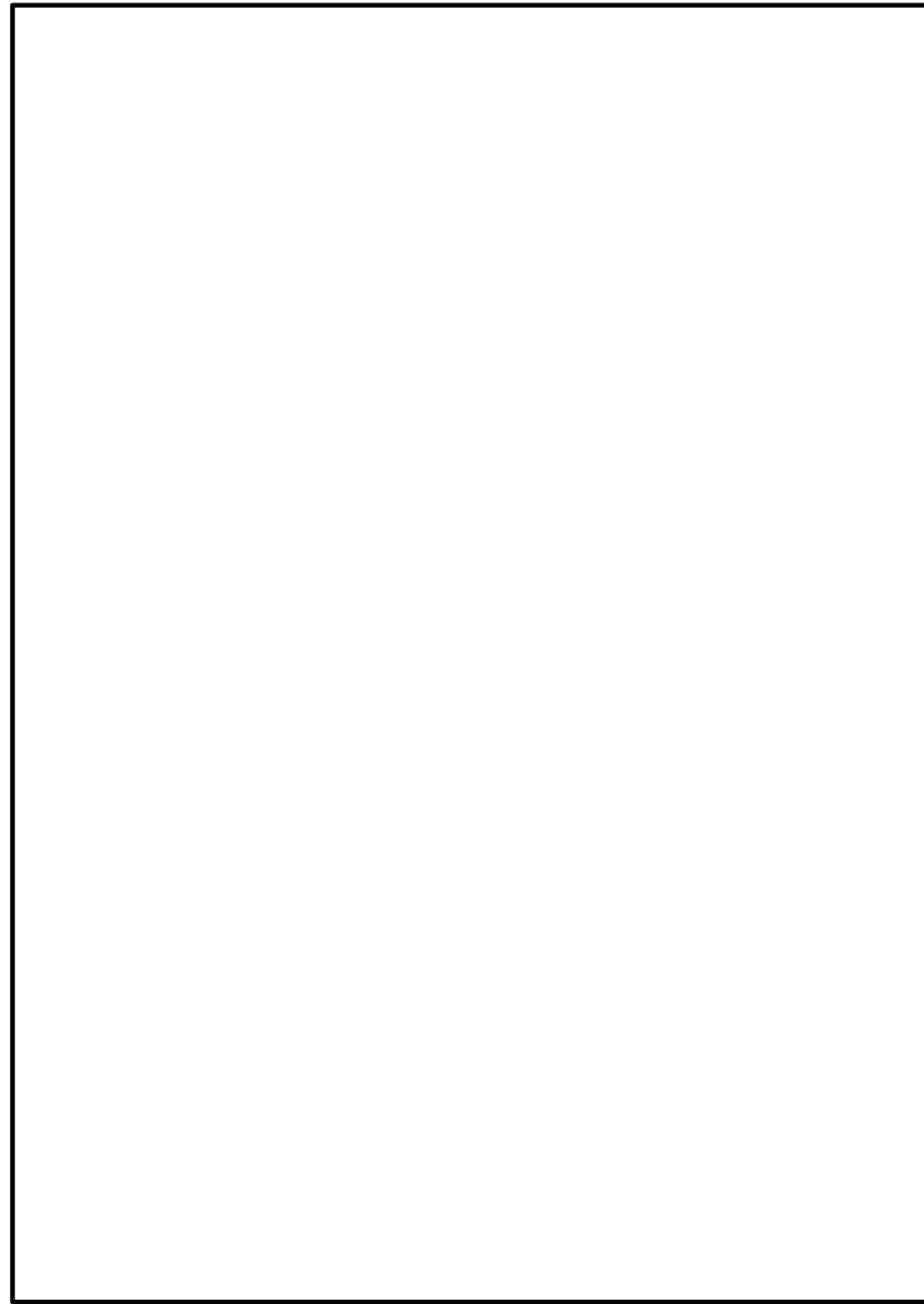


図15 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）接続図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-8 保管場所図	54-8 保管場所図	

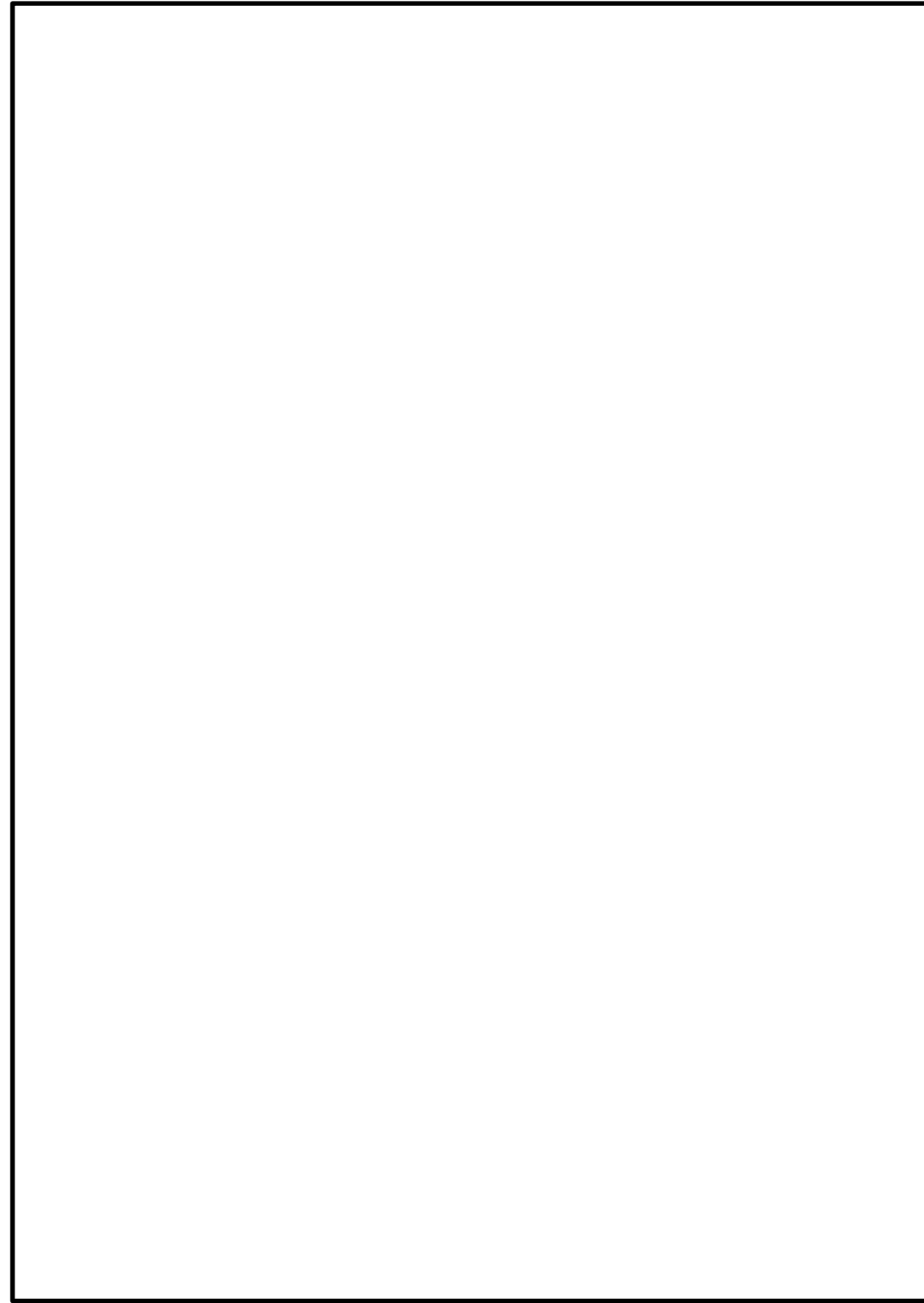


図1 保管場所図(位置の分散)

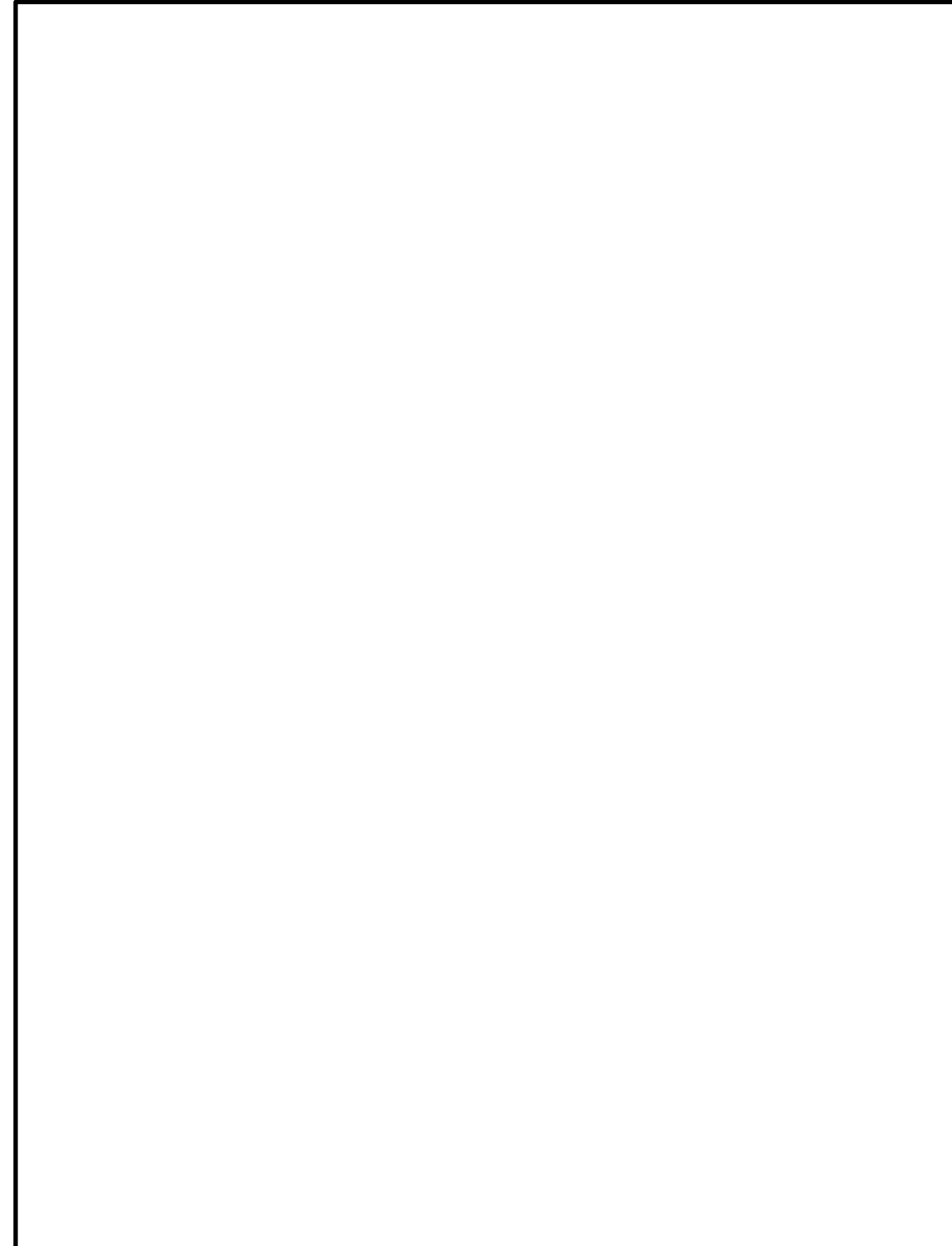


図1 保管場所図(位置の分散)



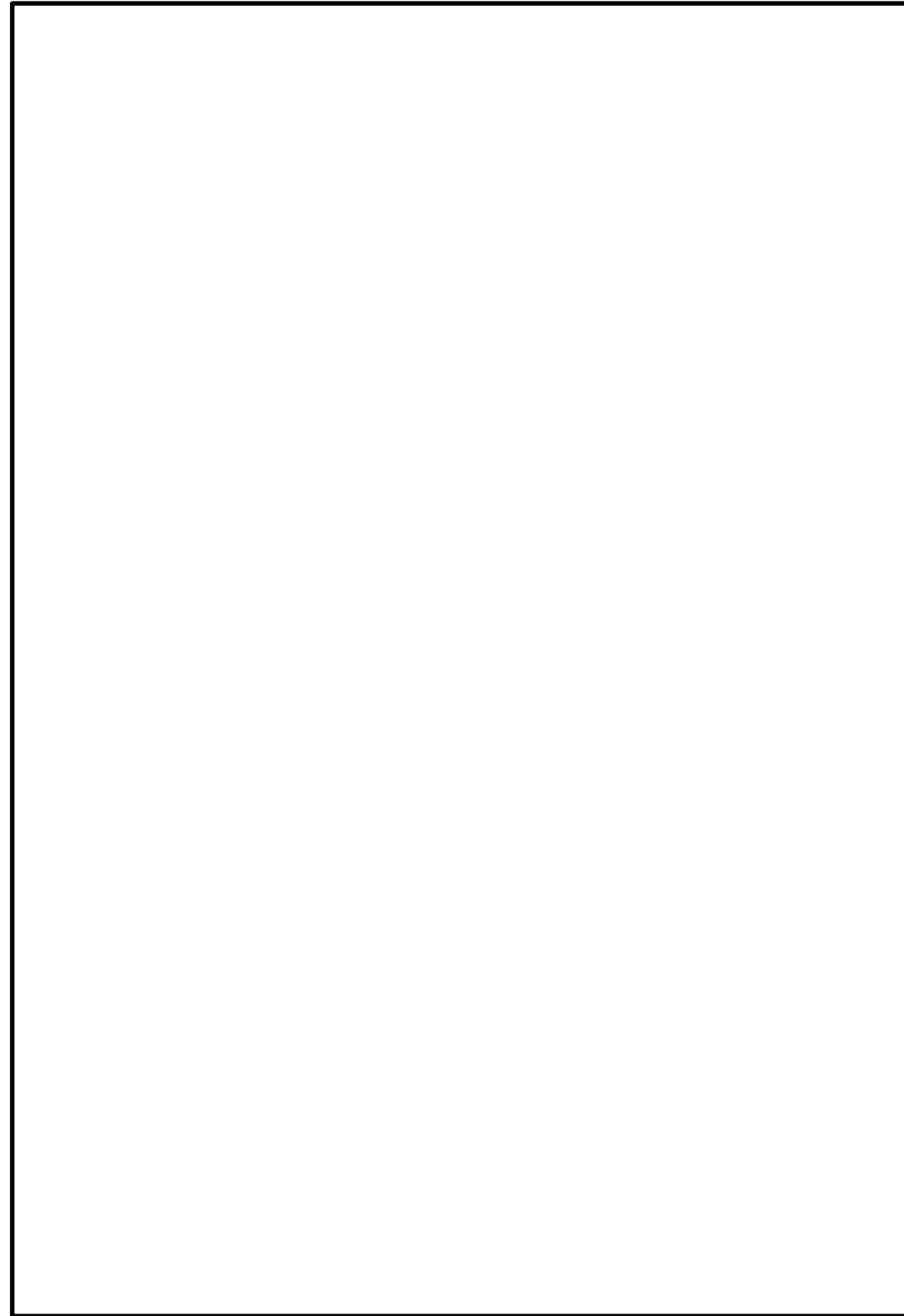


図2 保管場所図(機器配置)(1/2)

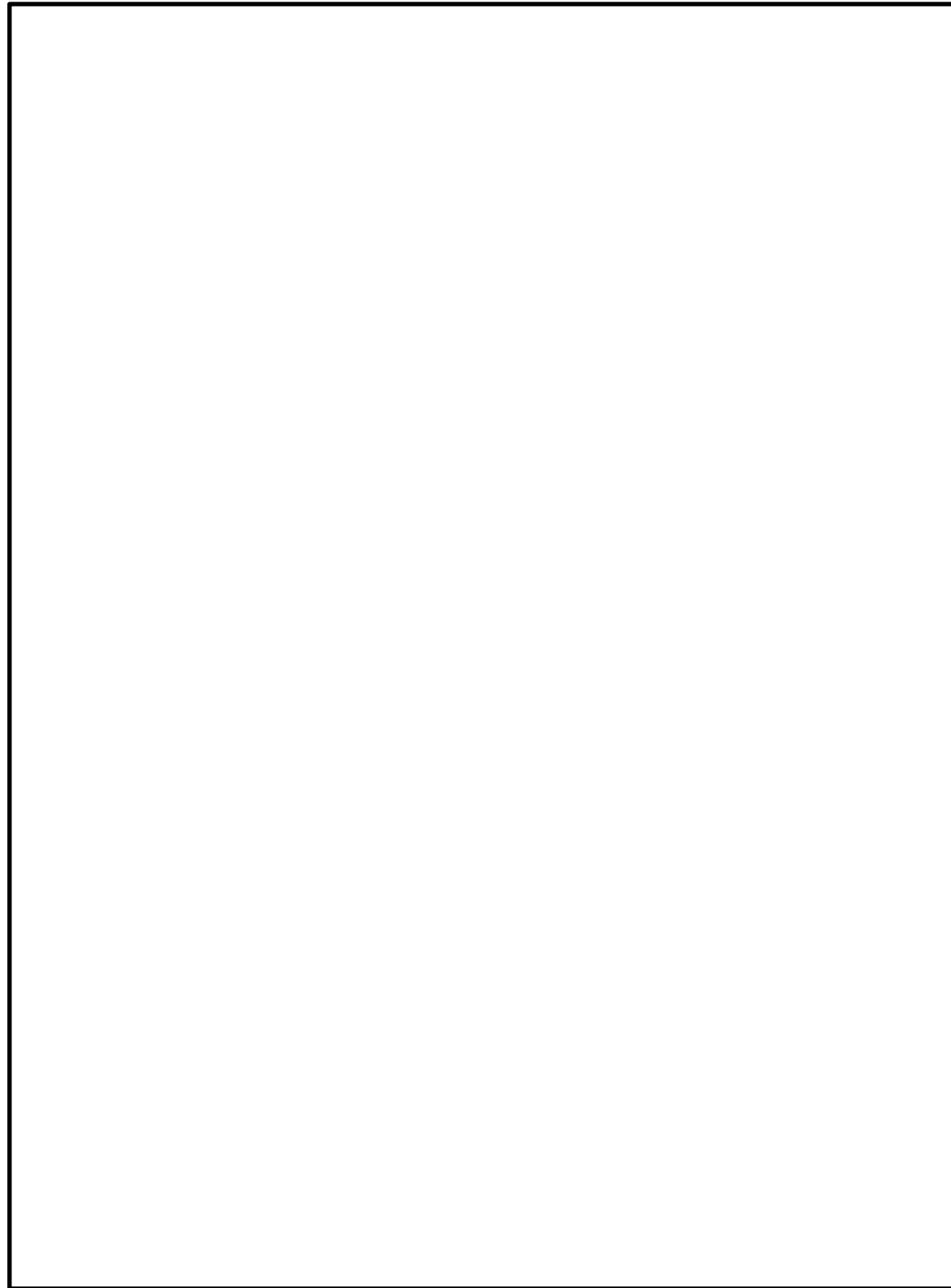


図2 保管場所図(機器配置)(1/2)

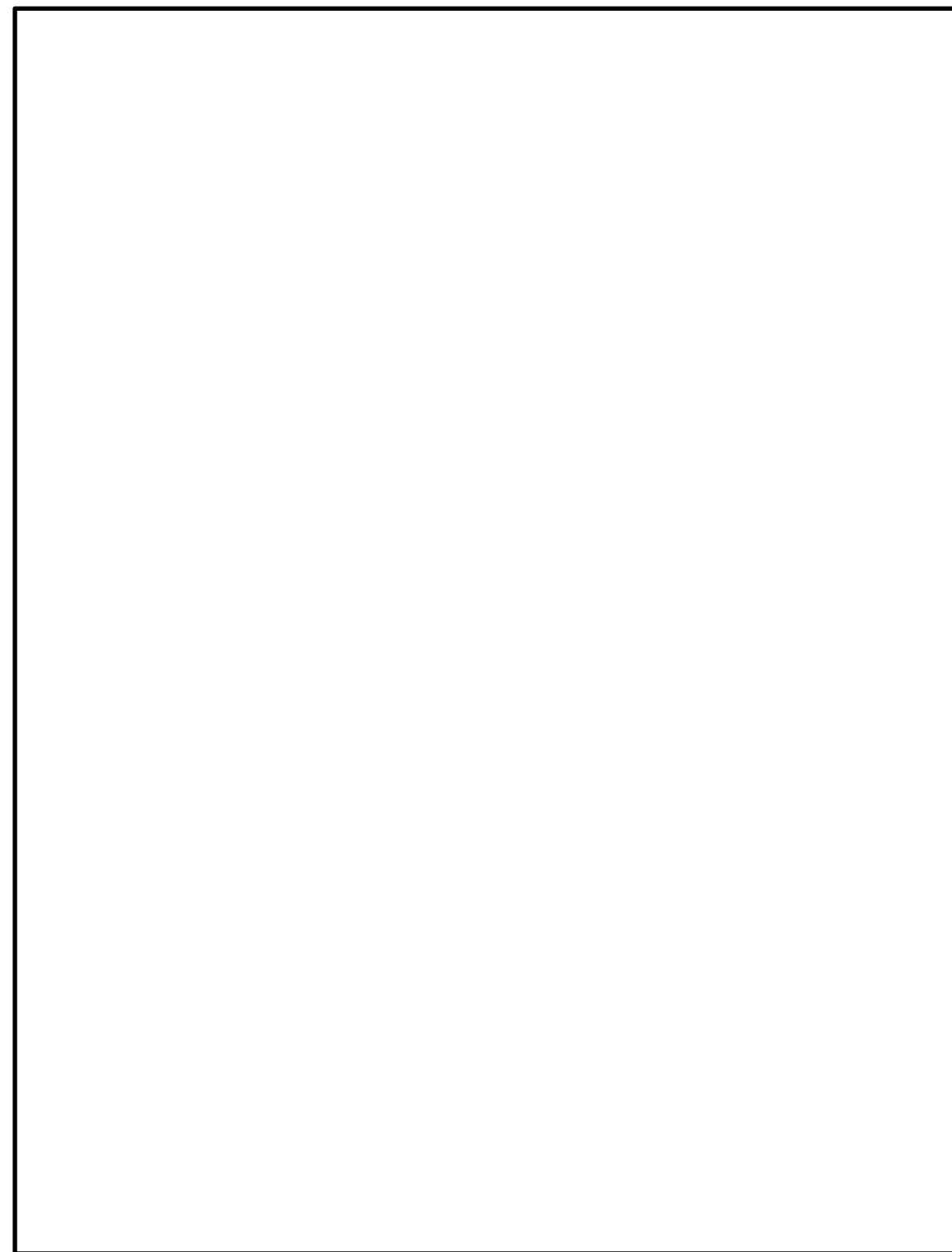
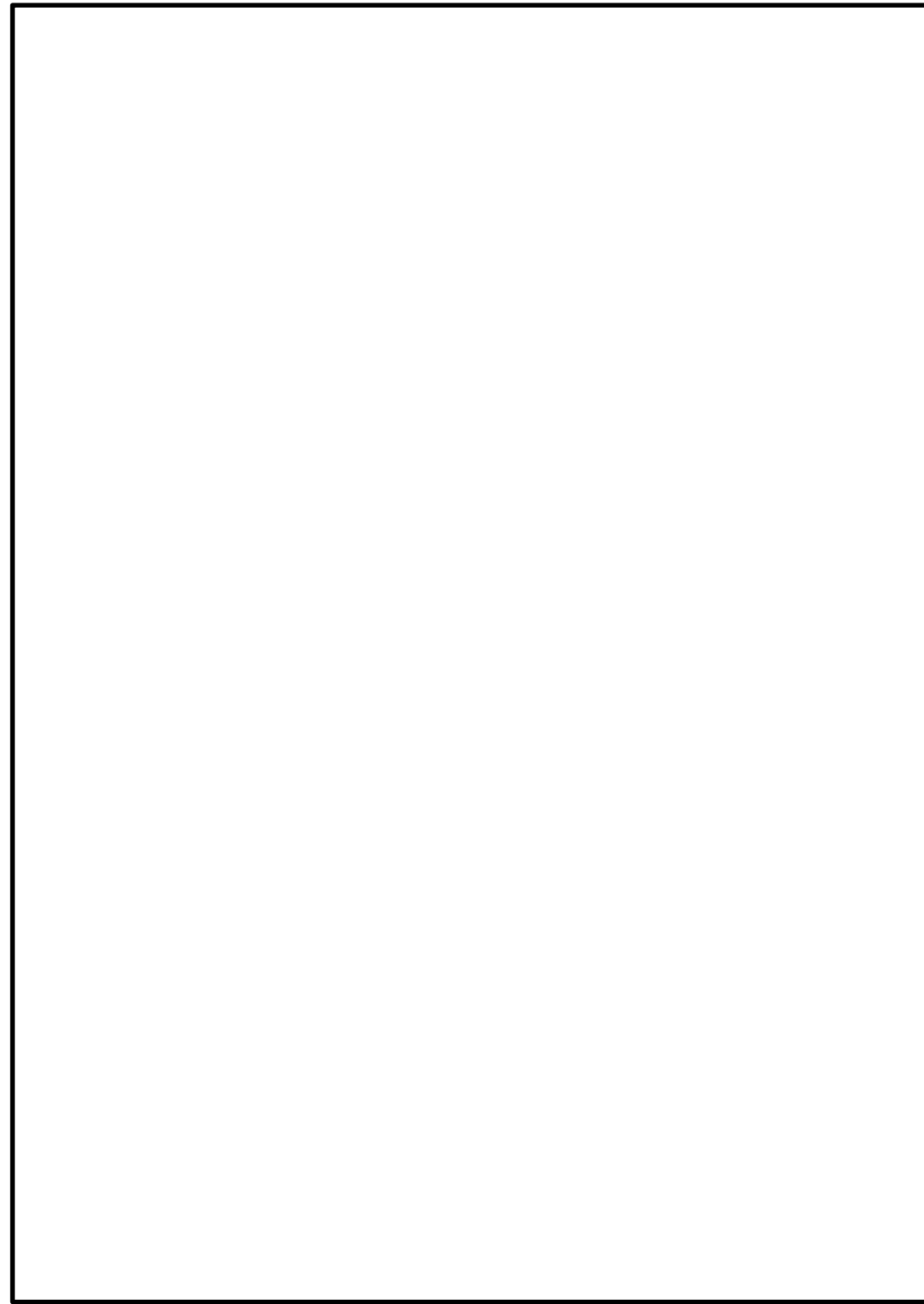


図3 保管場所図(機器配置) (2/2)

図3 保管場所図(機器配置) (2 / 2)

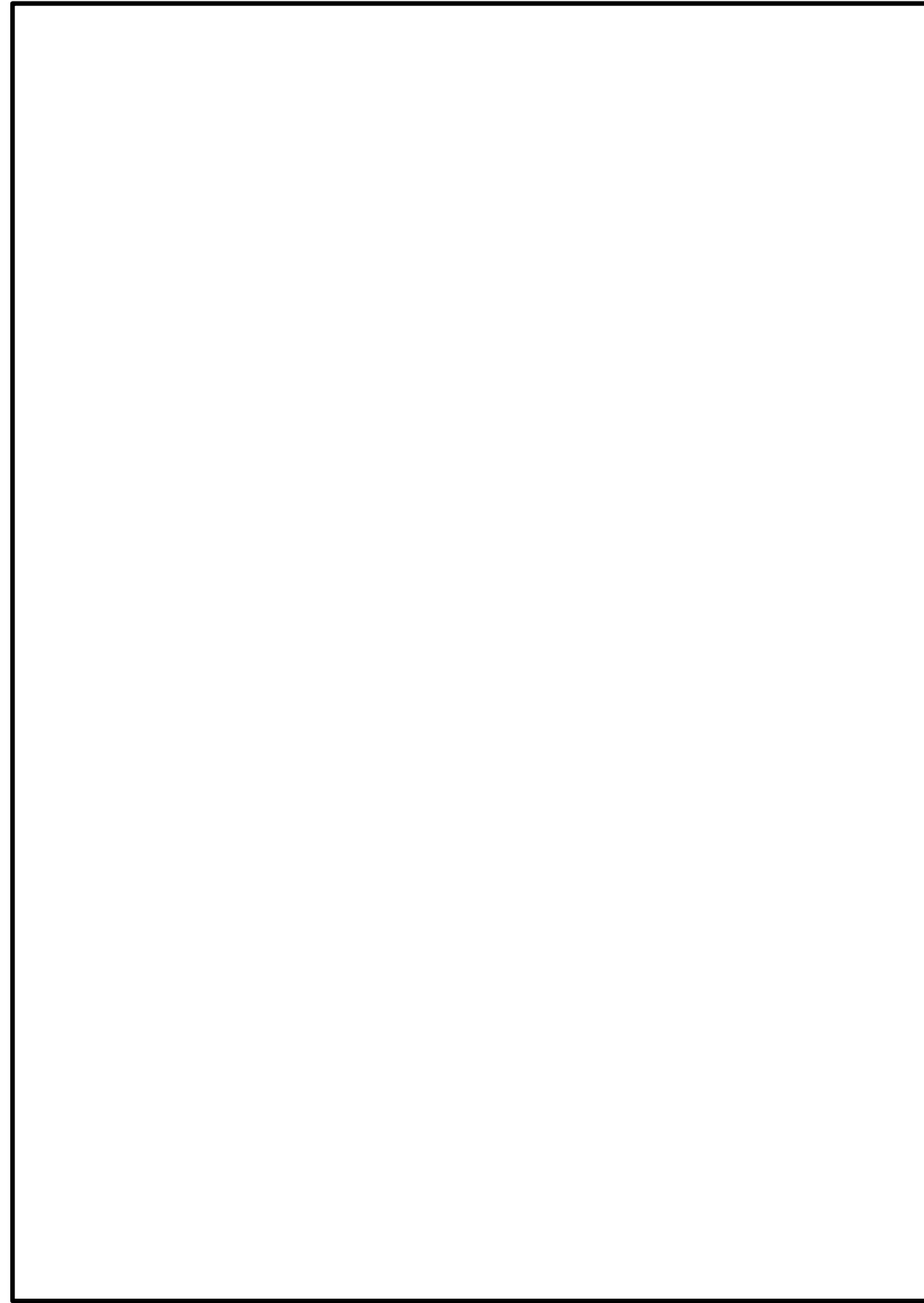


図4 6号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

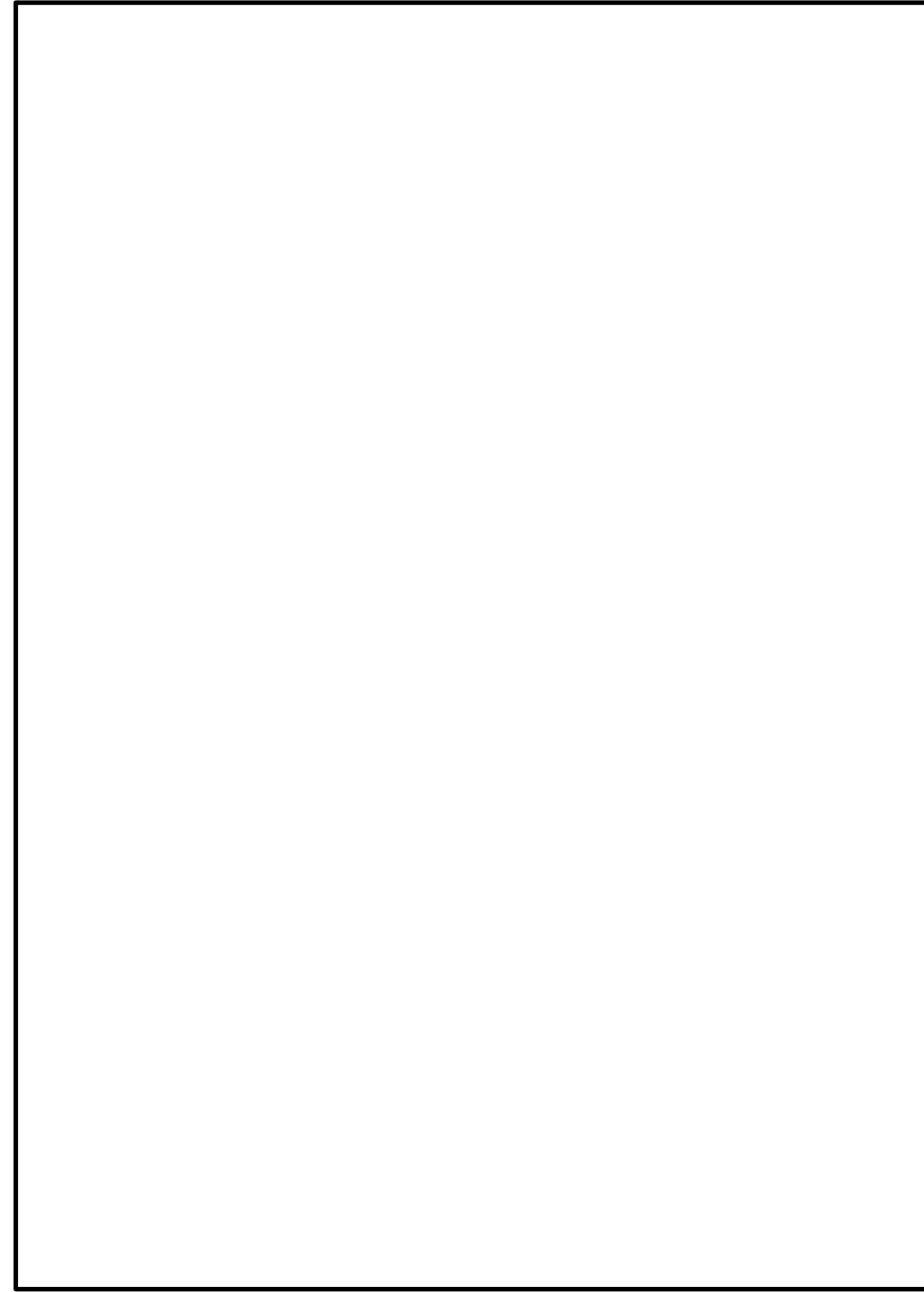


図4 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所(1/2)

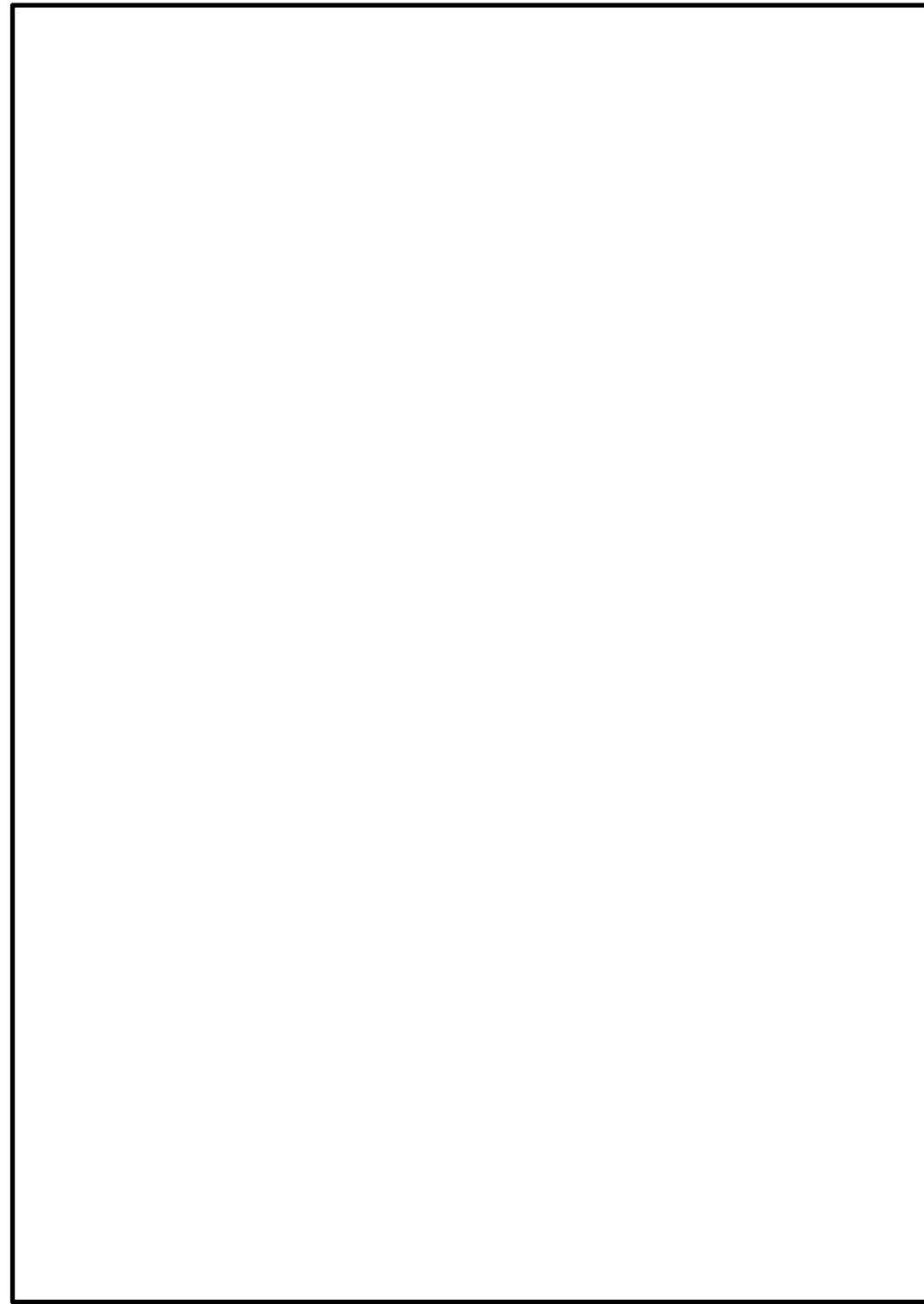


図5 6号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(2/2)

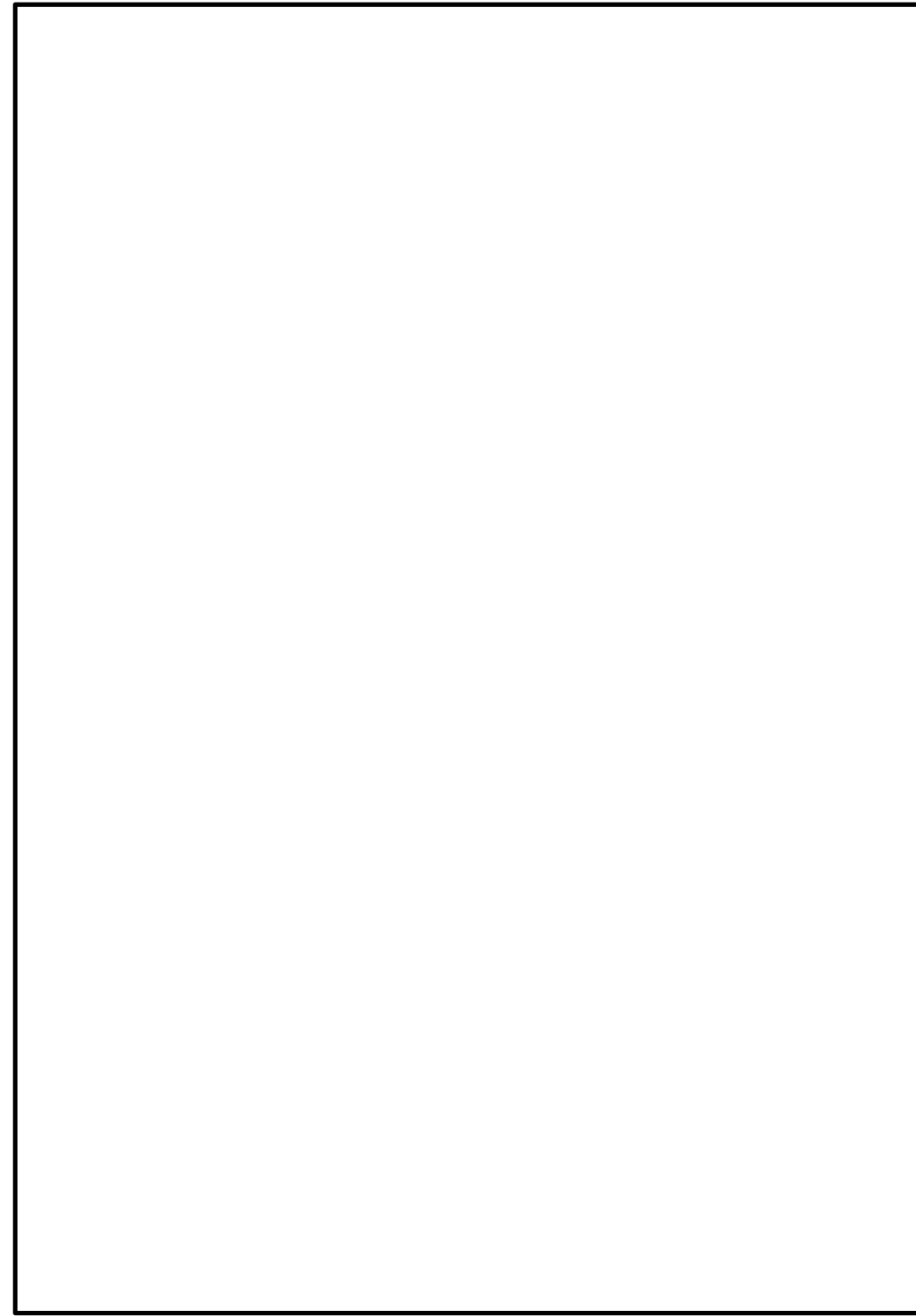


図5 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所(2/2)



図6 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

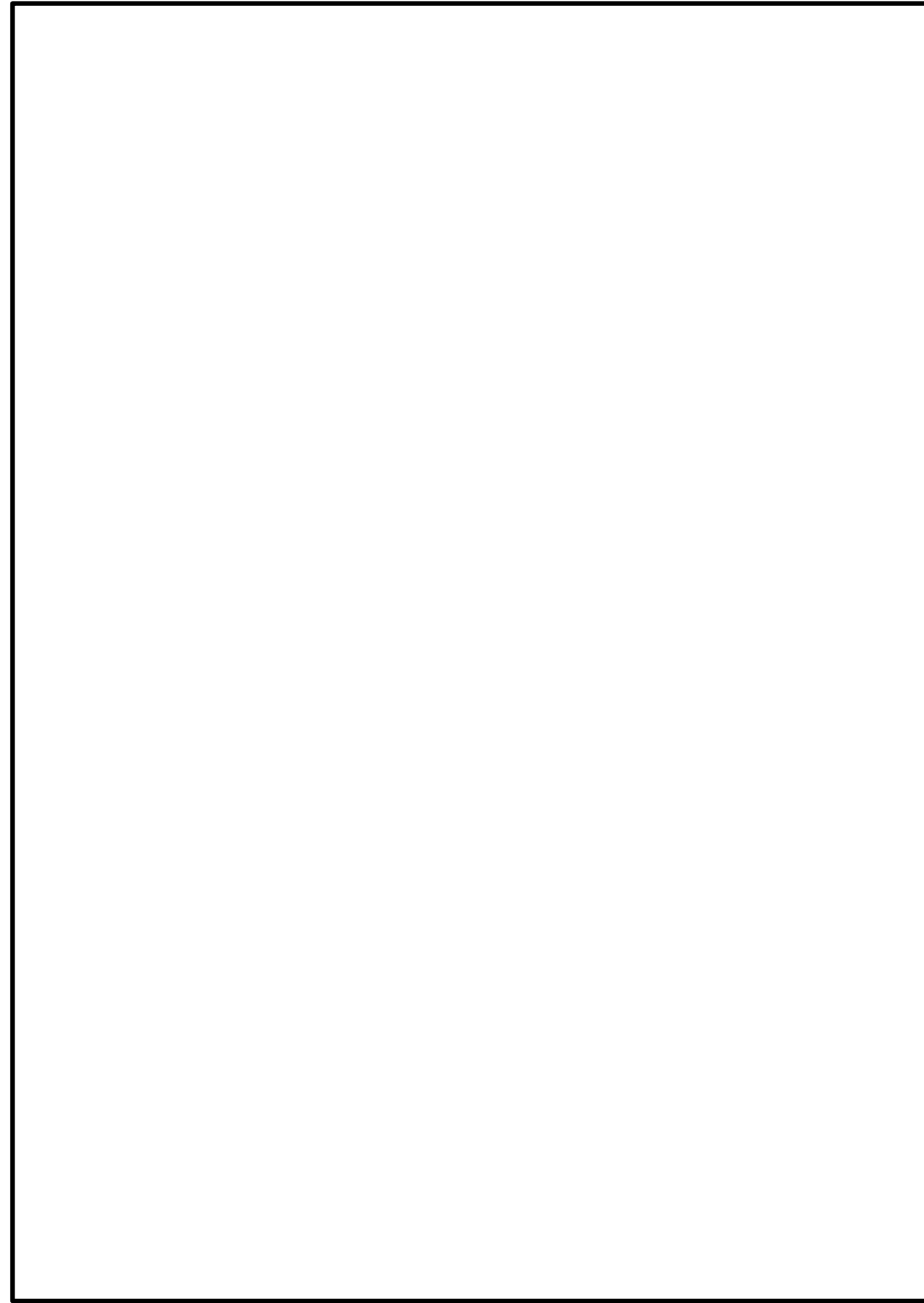


図7 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-9 アクセスルート図	54-9 アクセスルート図	

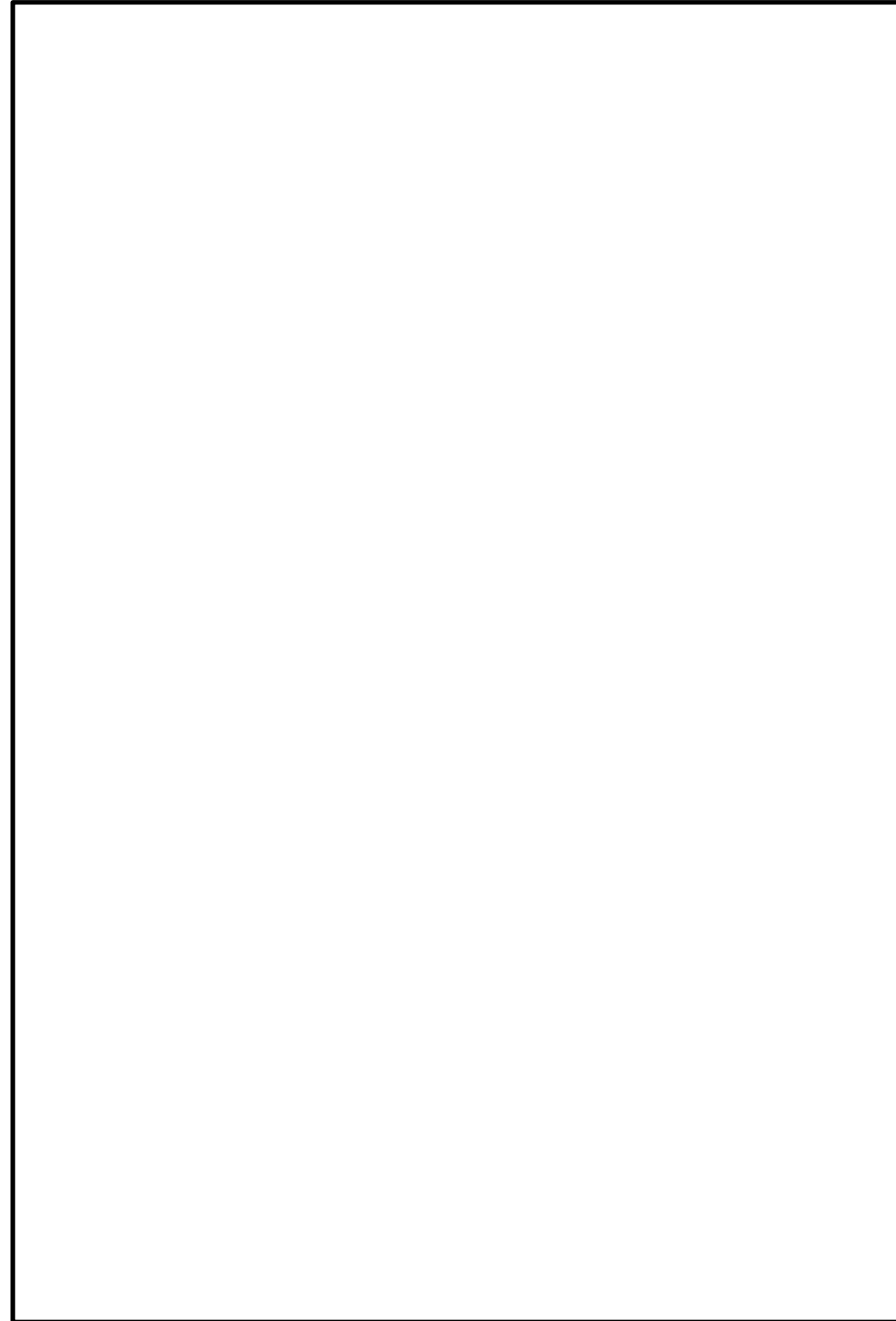


図1 保管場所及びアクセスルート図 (屋外)

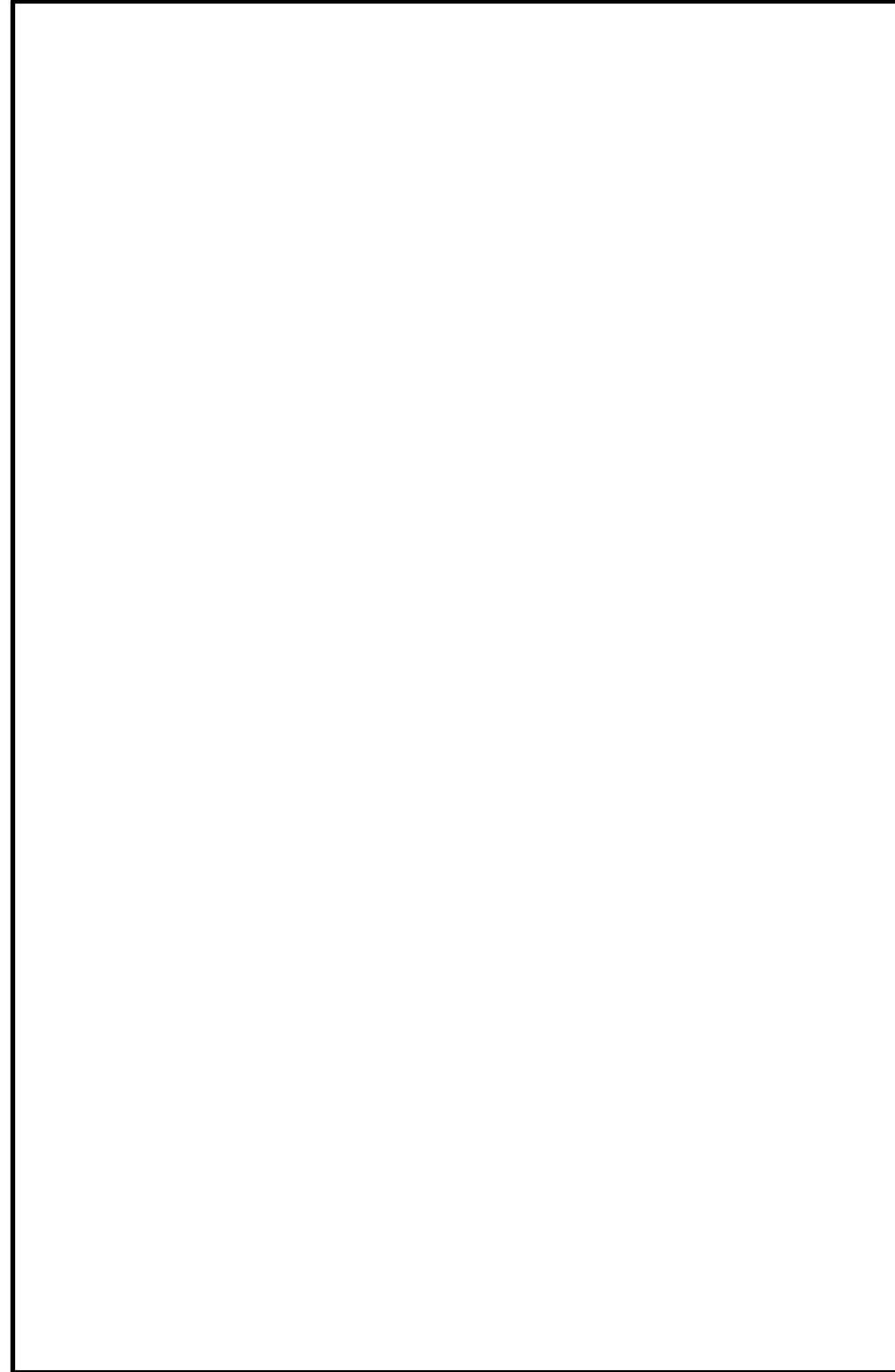


図1 保管場所及びアクセスルート図 (屋外)



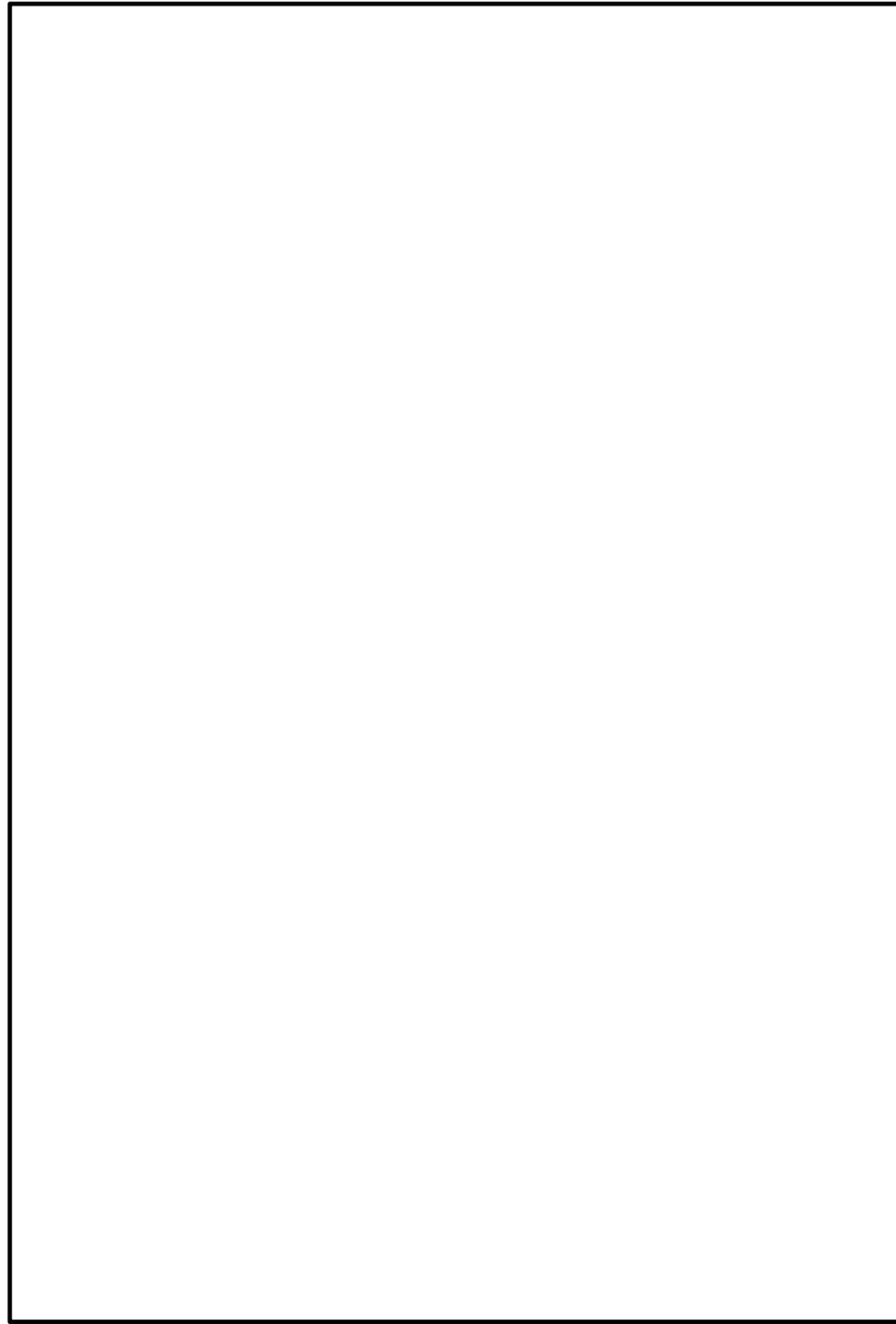


図2 地震・津波発生時のアクセスルート図 (屋外)

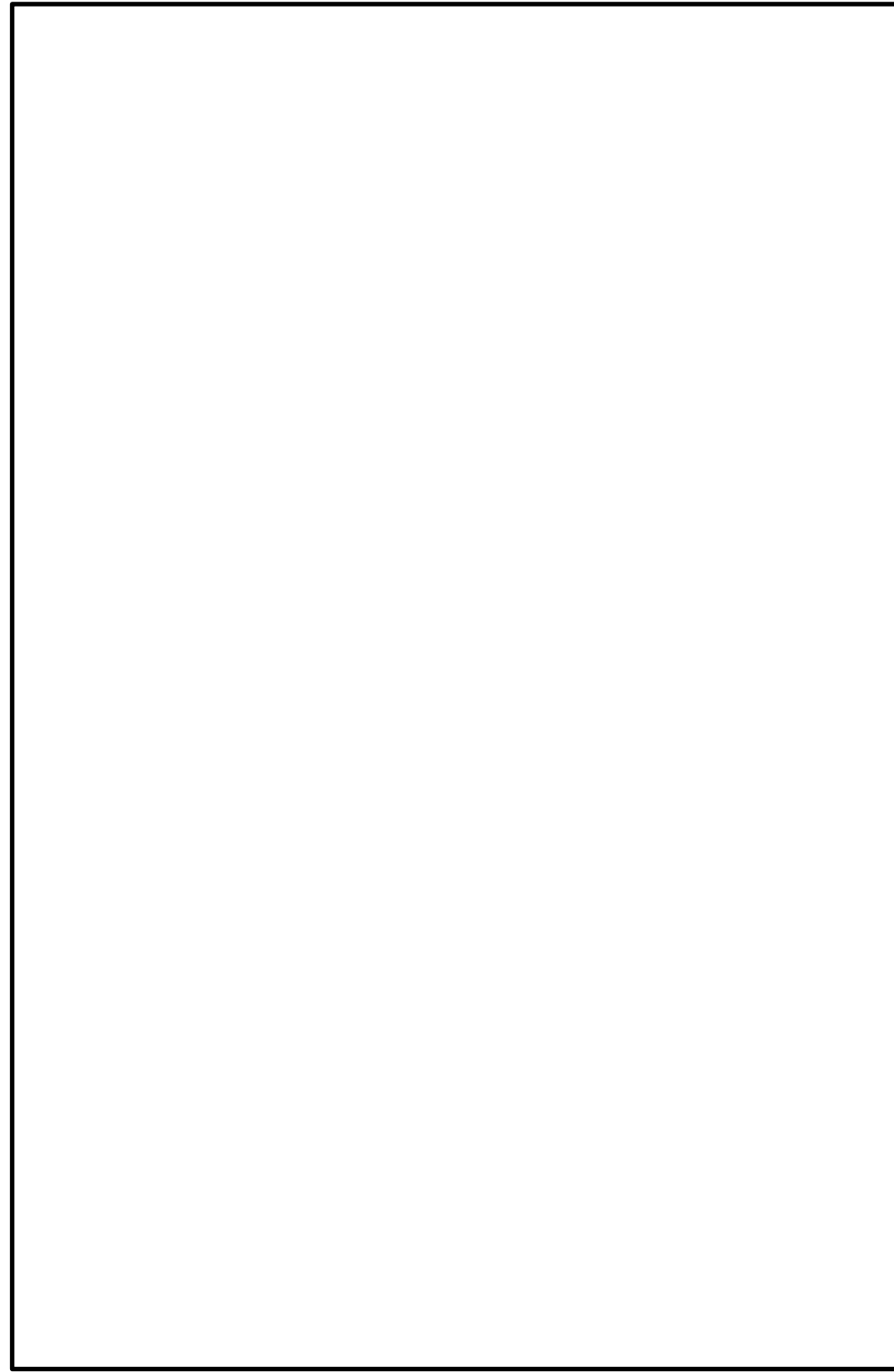


図2 屋内アクセスルート図 (1 / 5)

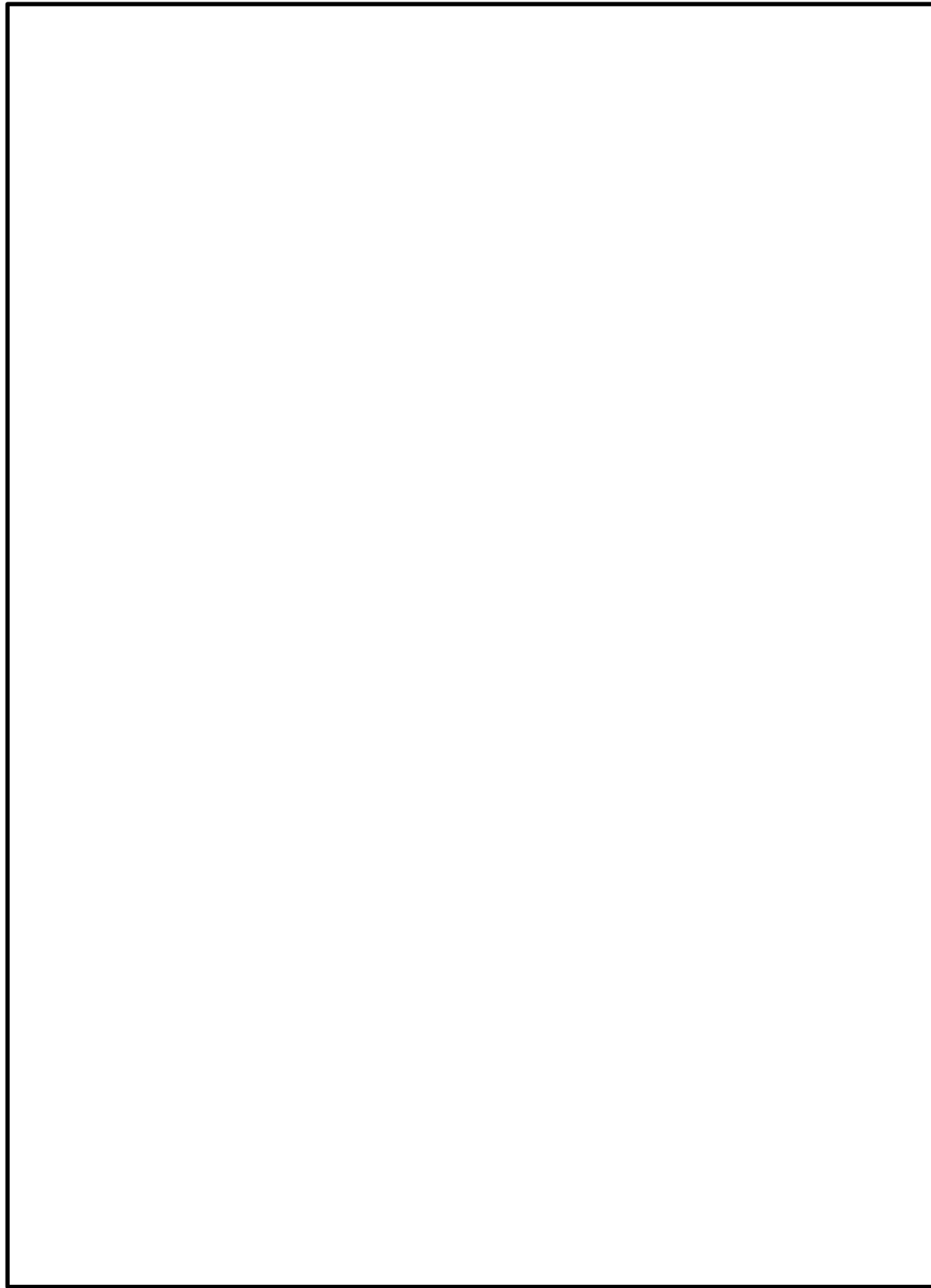


図3 森林火災発生時のアクセスルート図 (屋外)

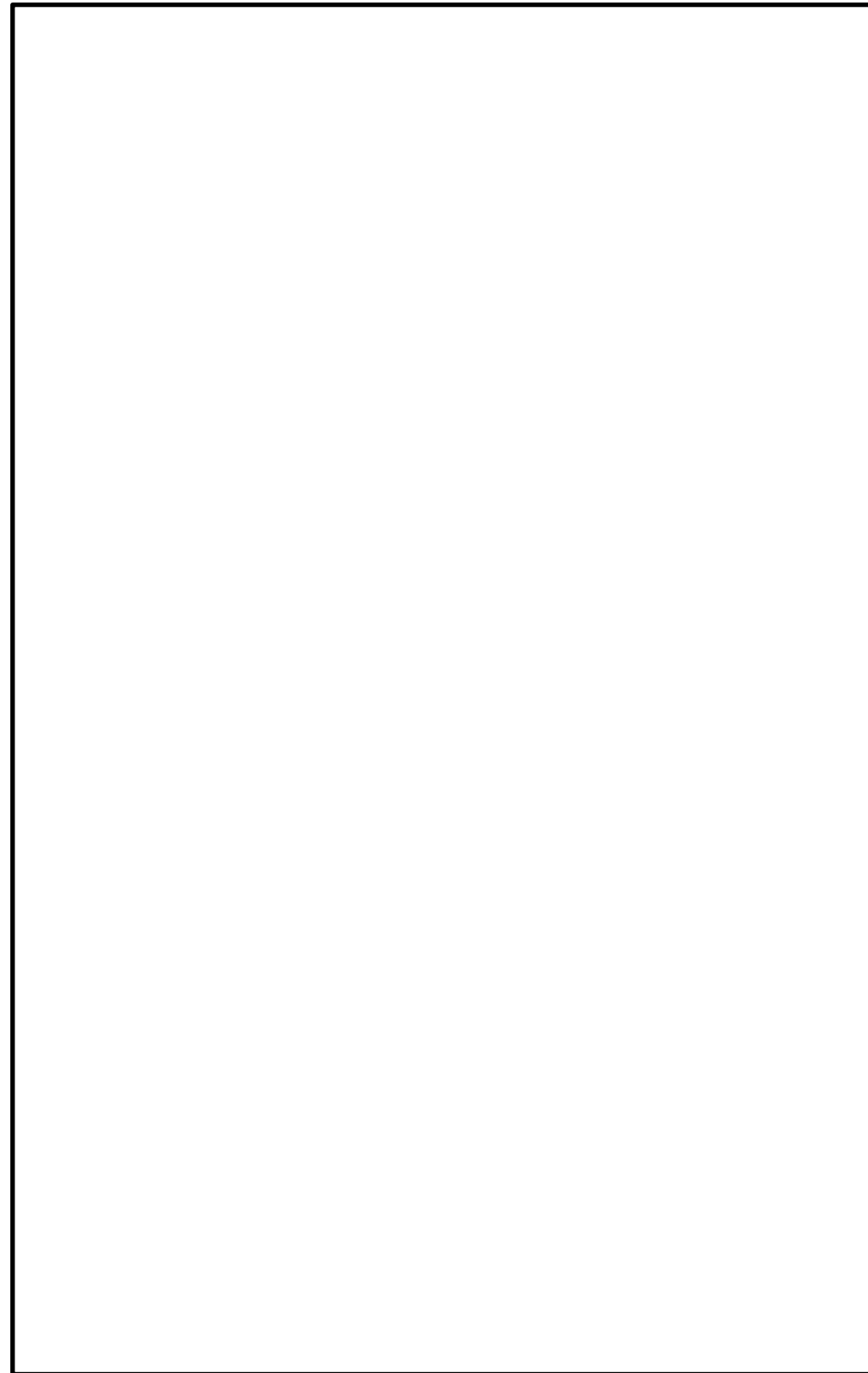


図3 屋内アクセスルート図 (2 / 5)

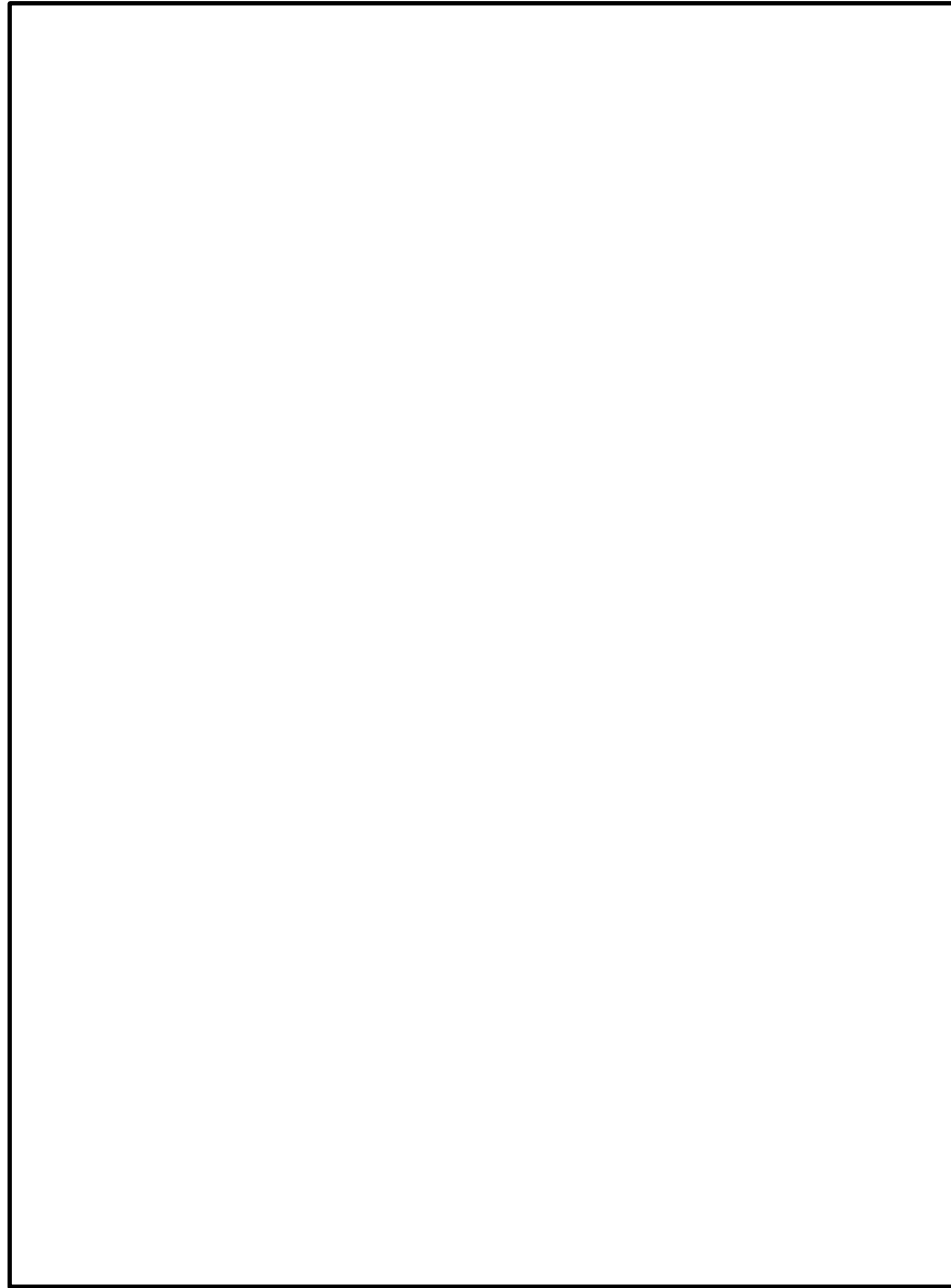


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図 (屋外)

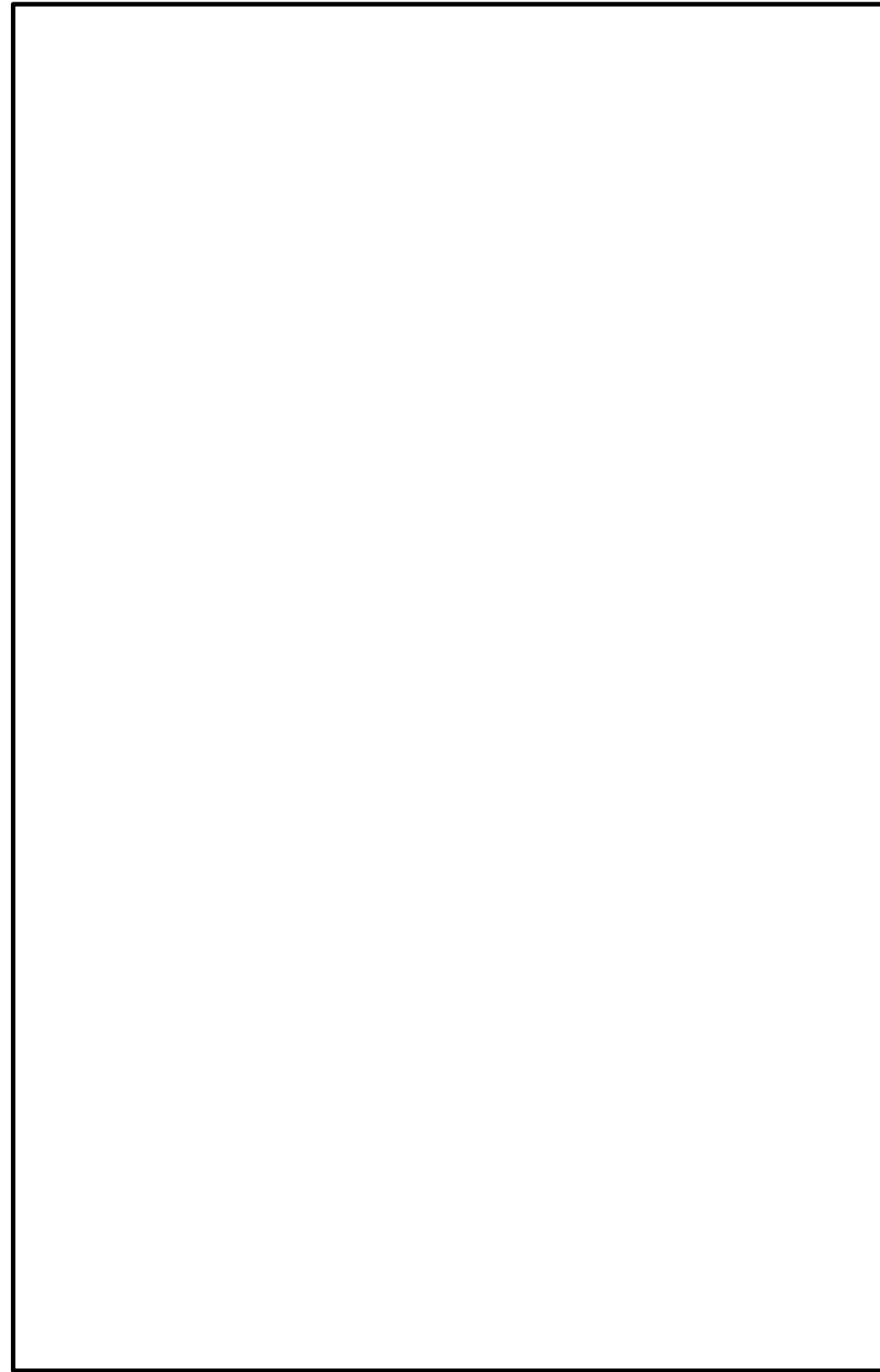


図4 屋内アクセスルート図 (3 / 5)



図5 屋内アクセスルート図 (1/8)

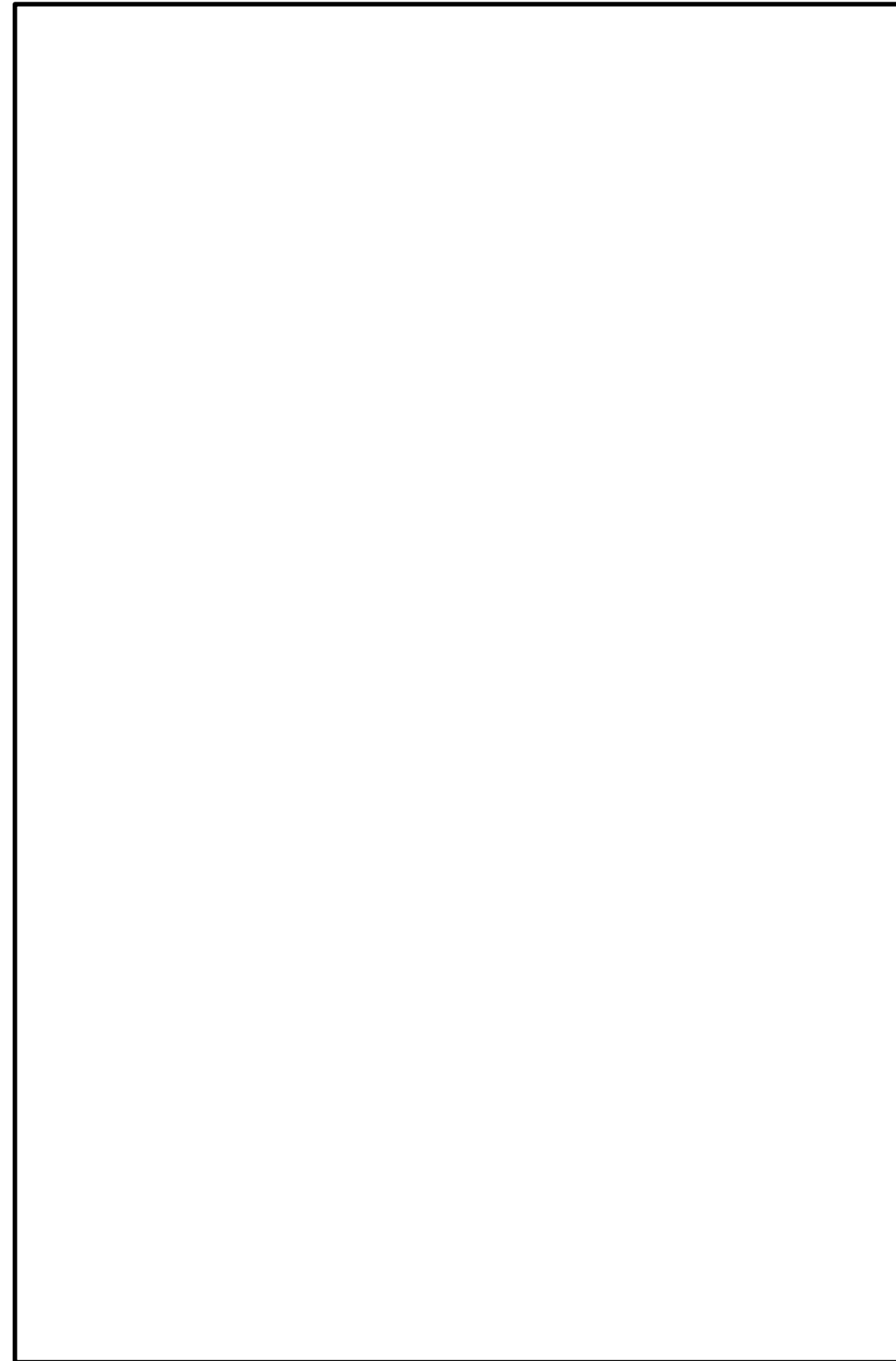


図5 屋内アクセスルート図 (4 / 5)

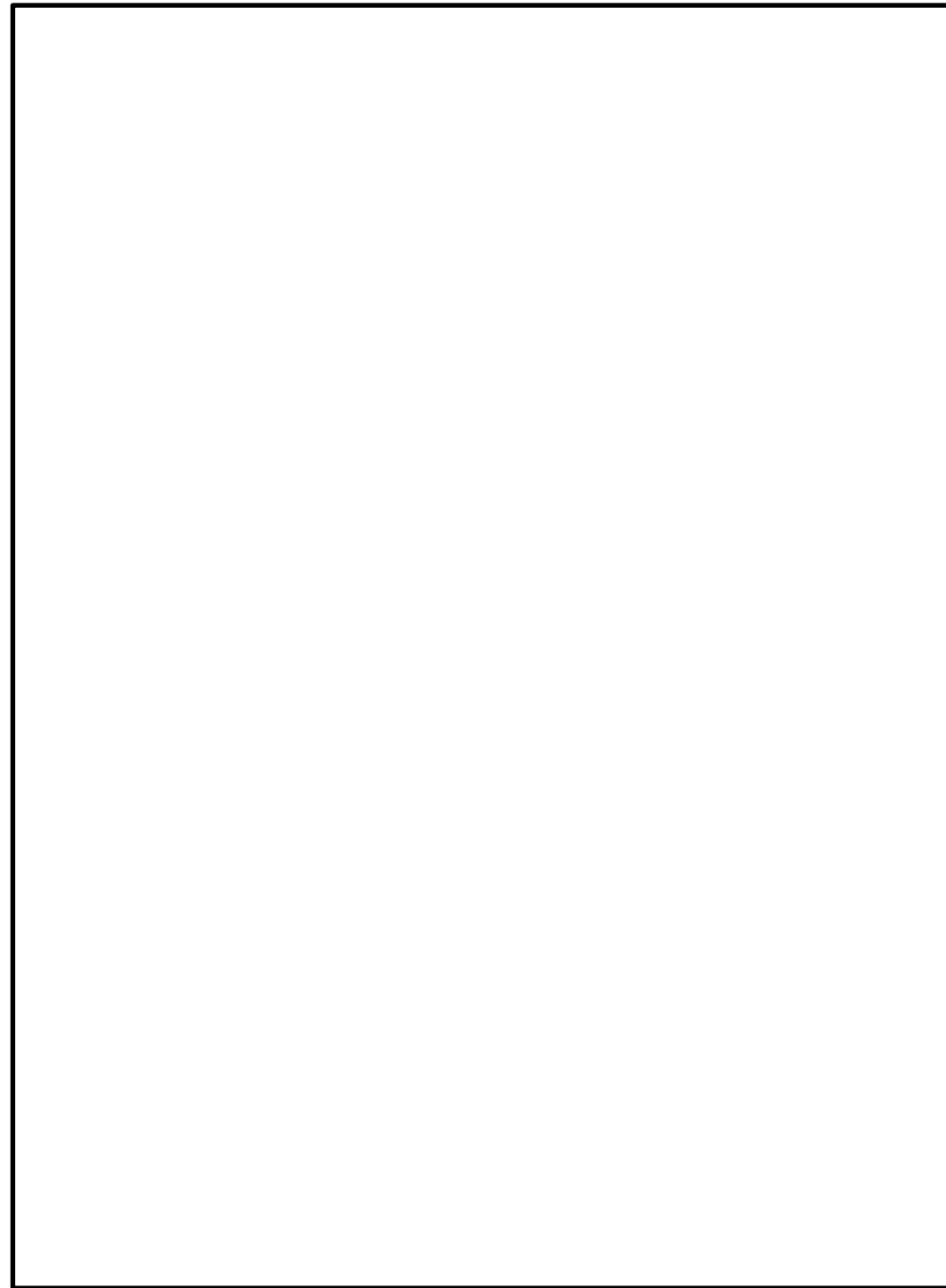


図6 屋内アクセスルート図 (2/8)

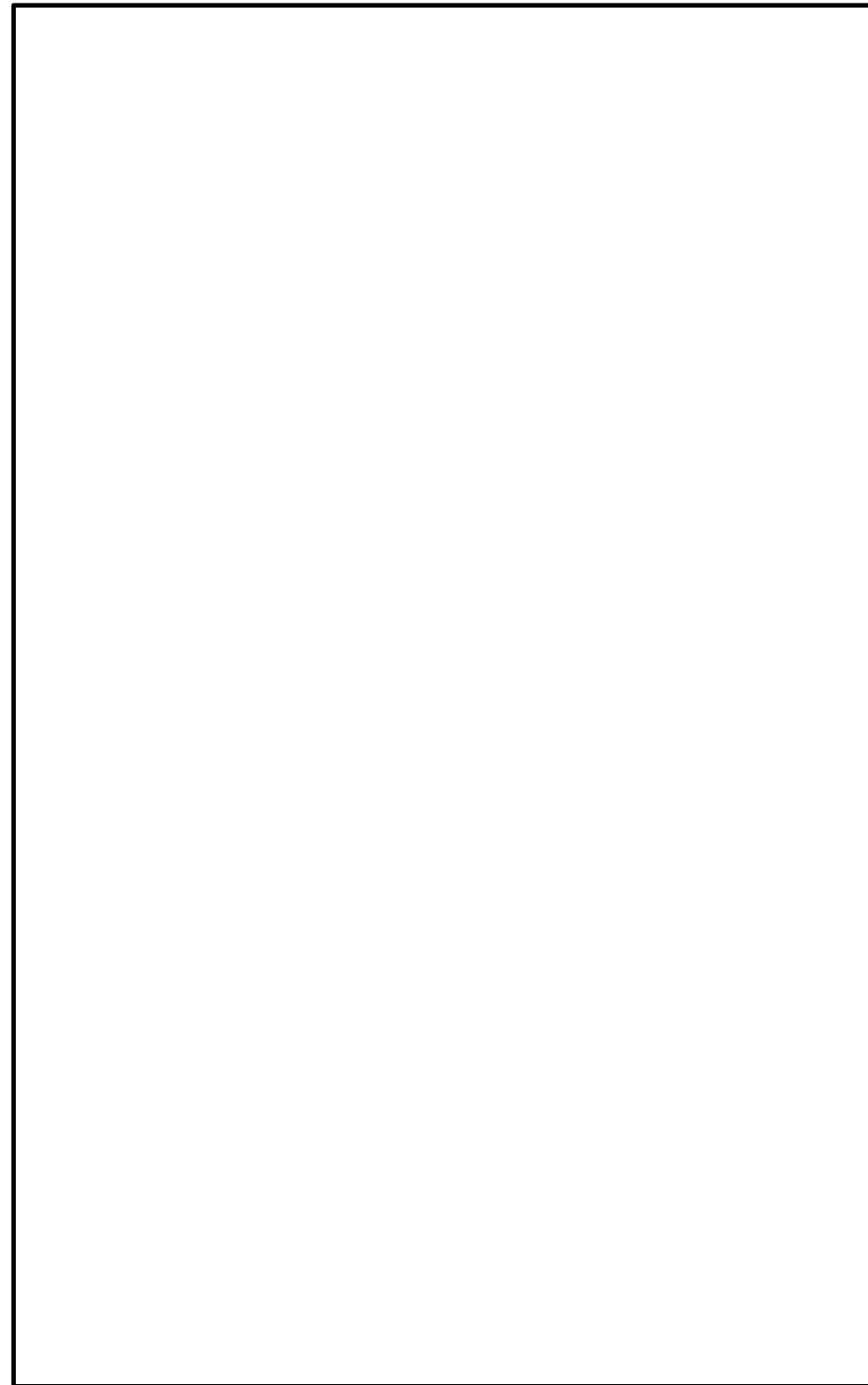


図6 屋内アクセスルート図 (5 / 5)



図7 屋内アクセスルート図 (3/8)

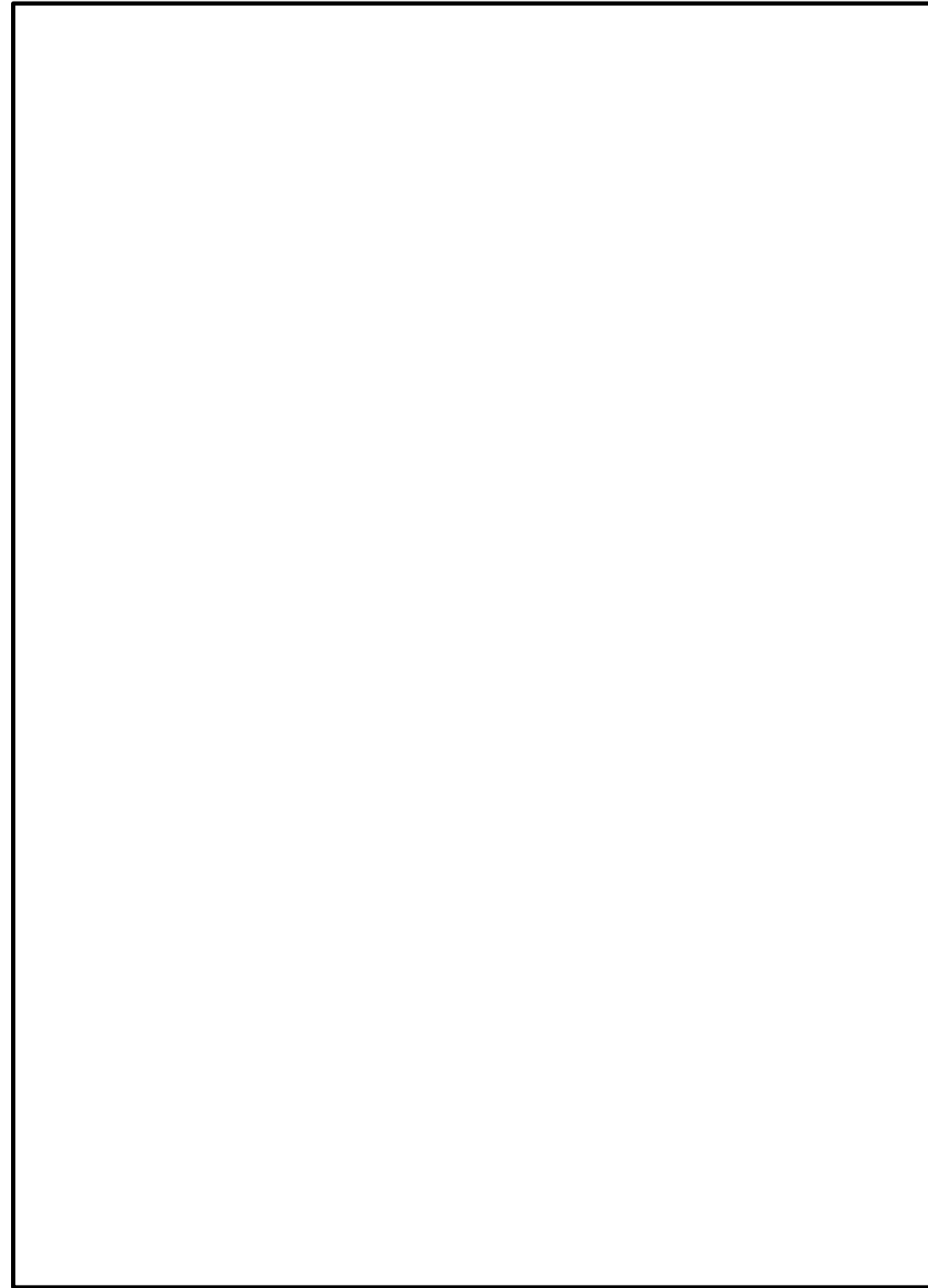


図7 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

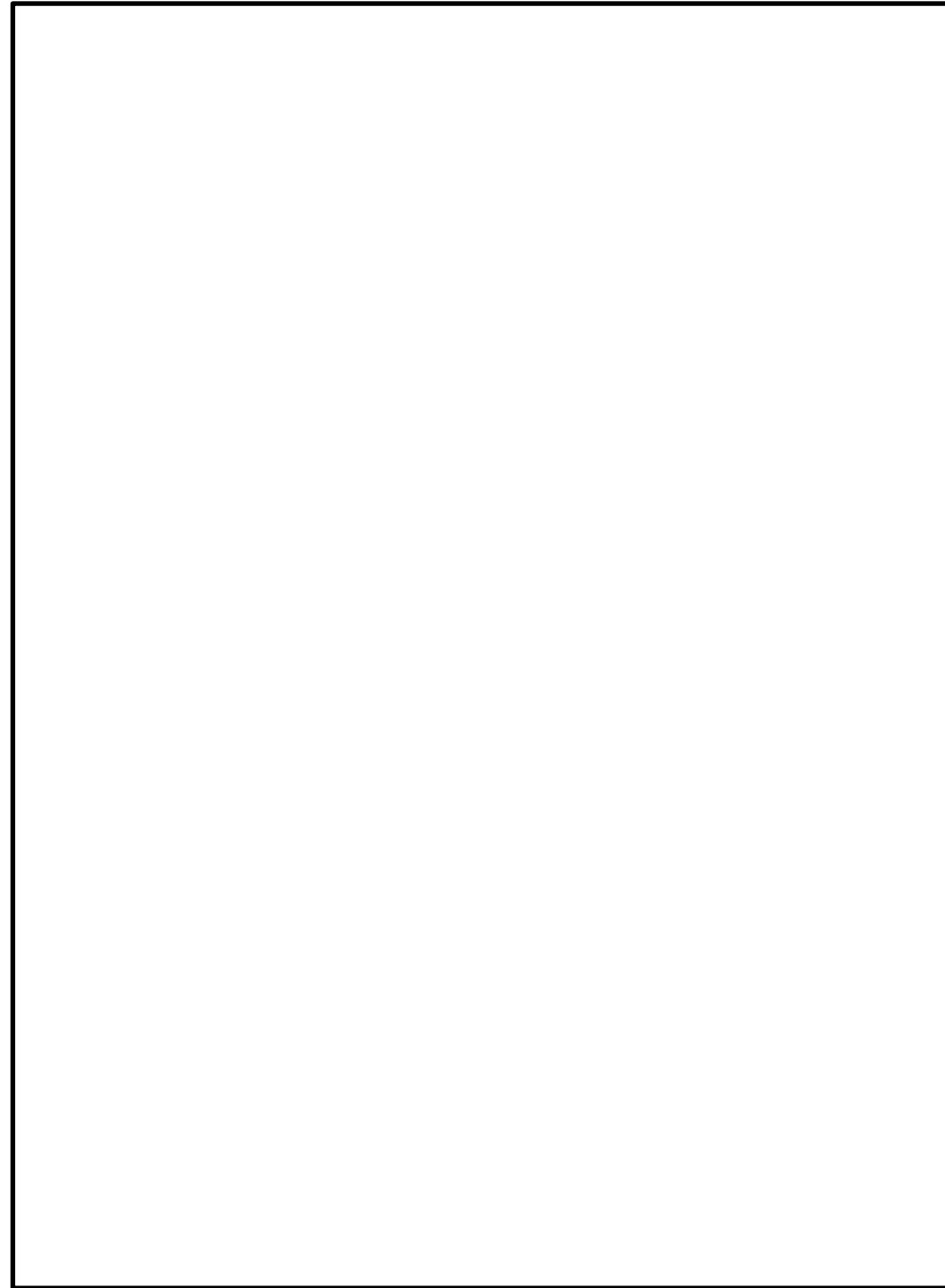


図8 屋内アクセスルート図 (4/8)

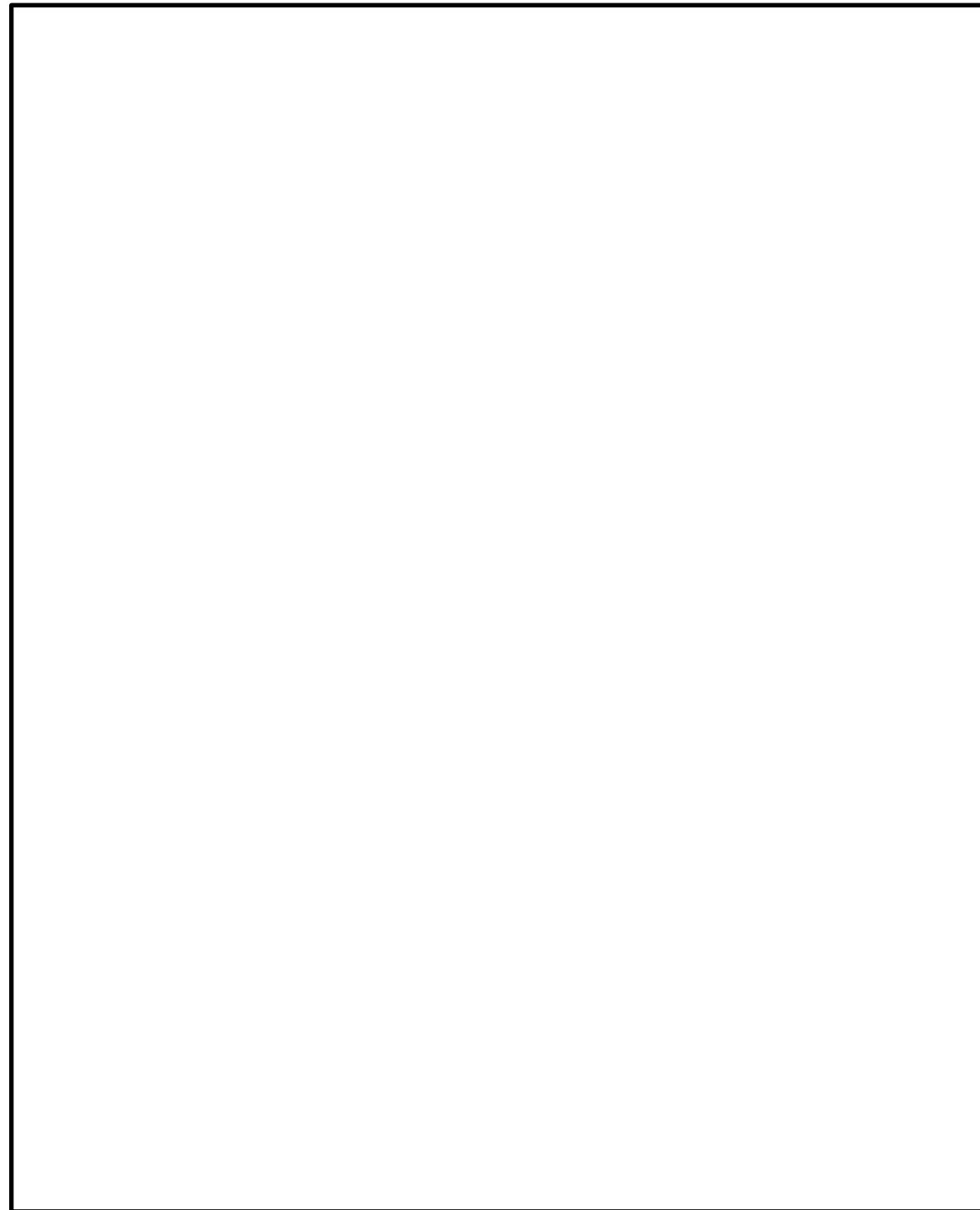


図8 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

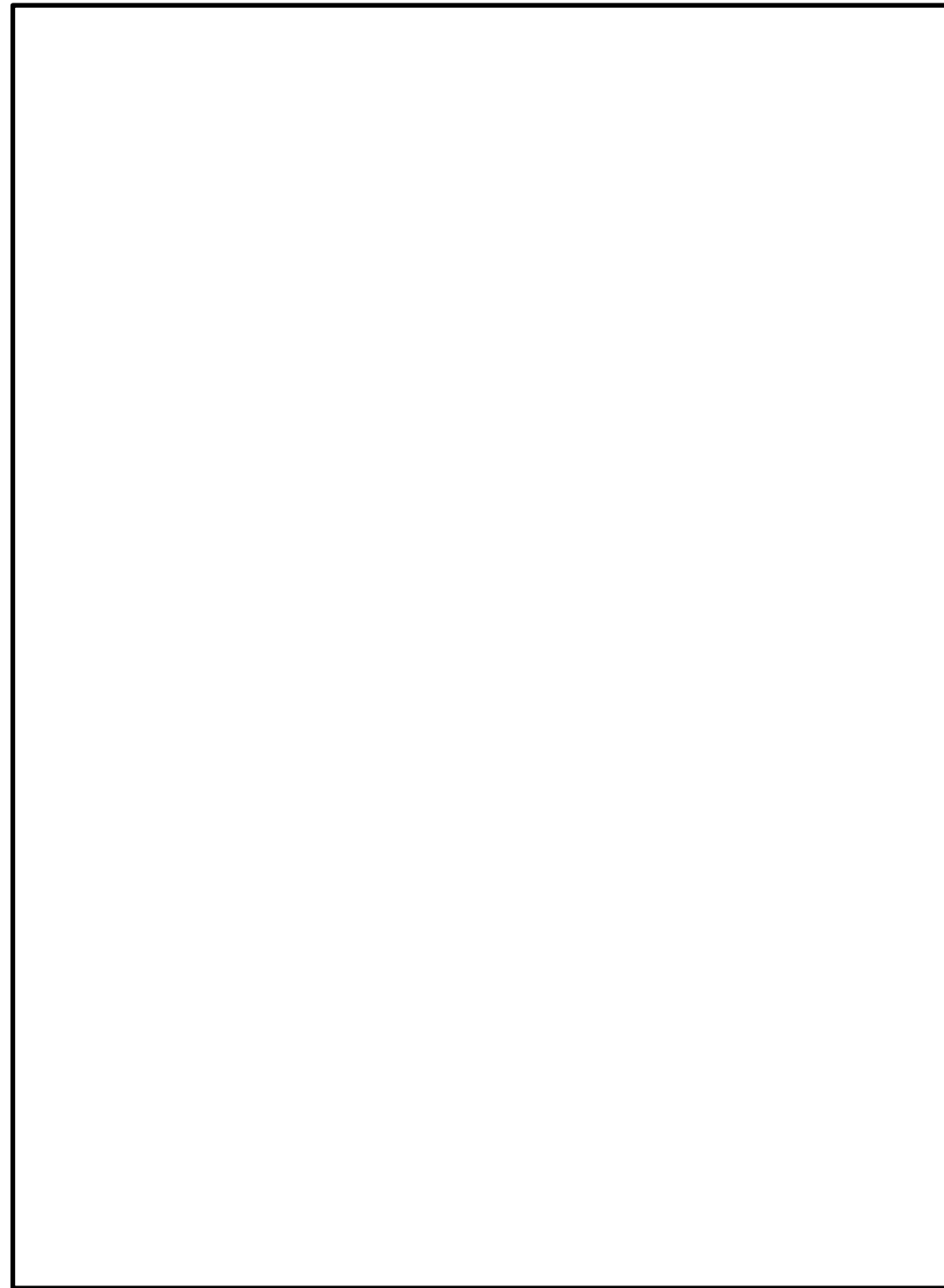


図9 屋内アクセスルート図 (5/8)

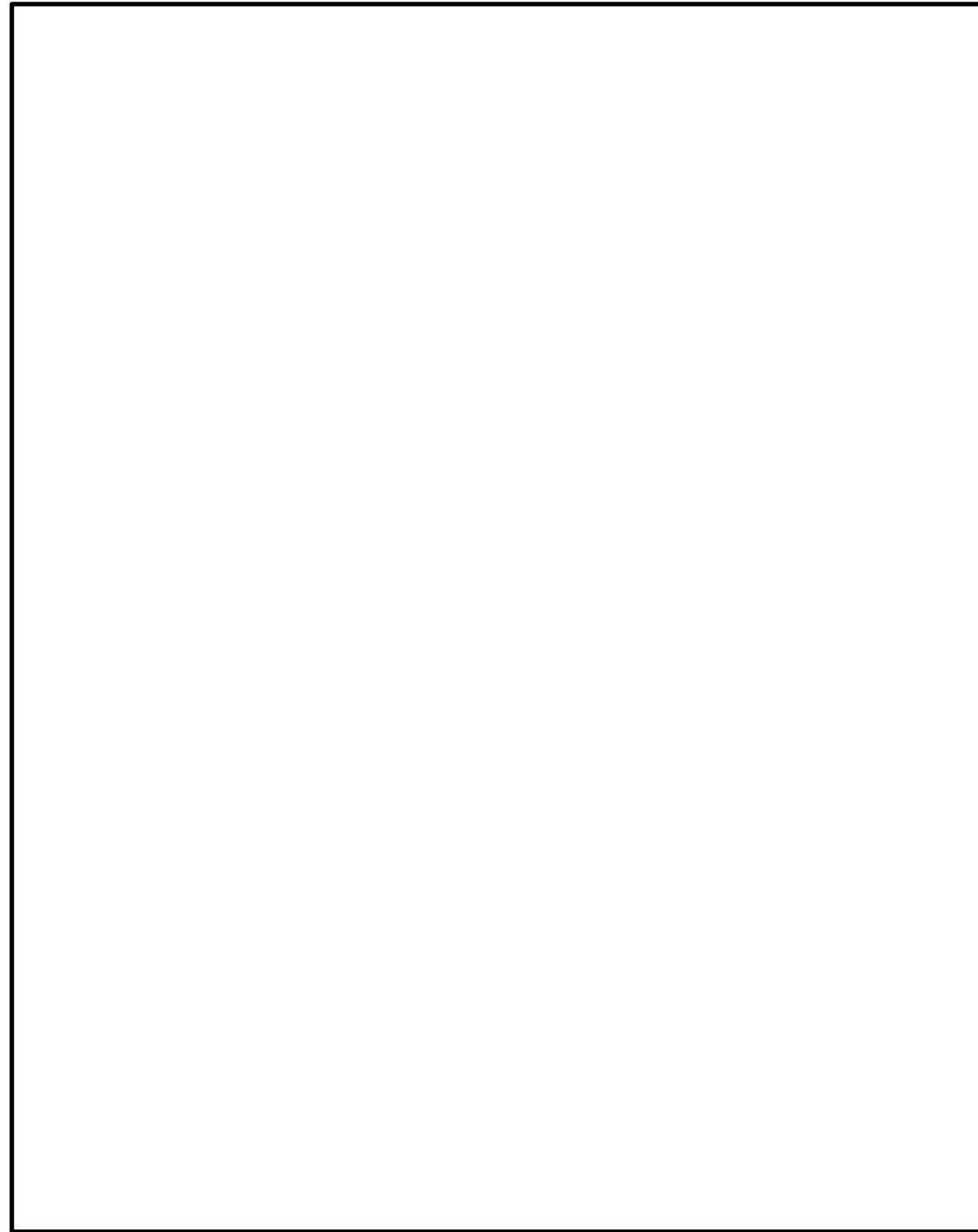


図9 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)



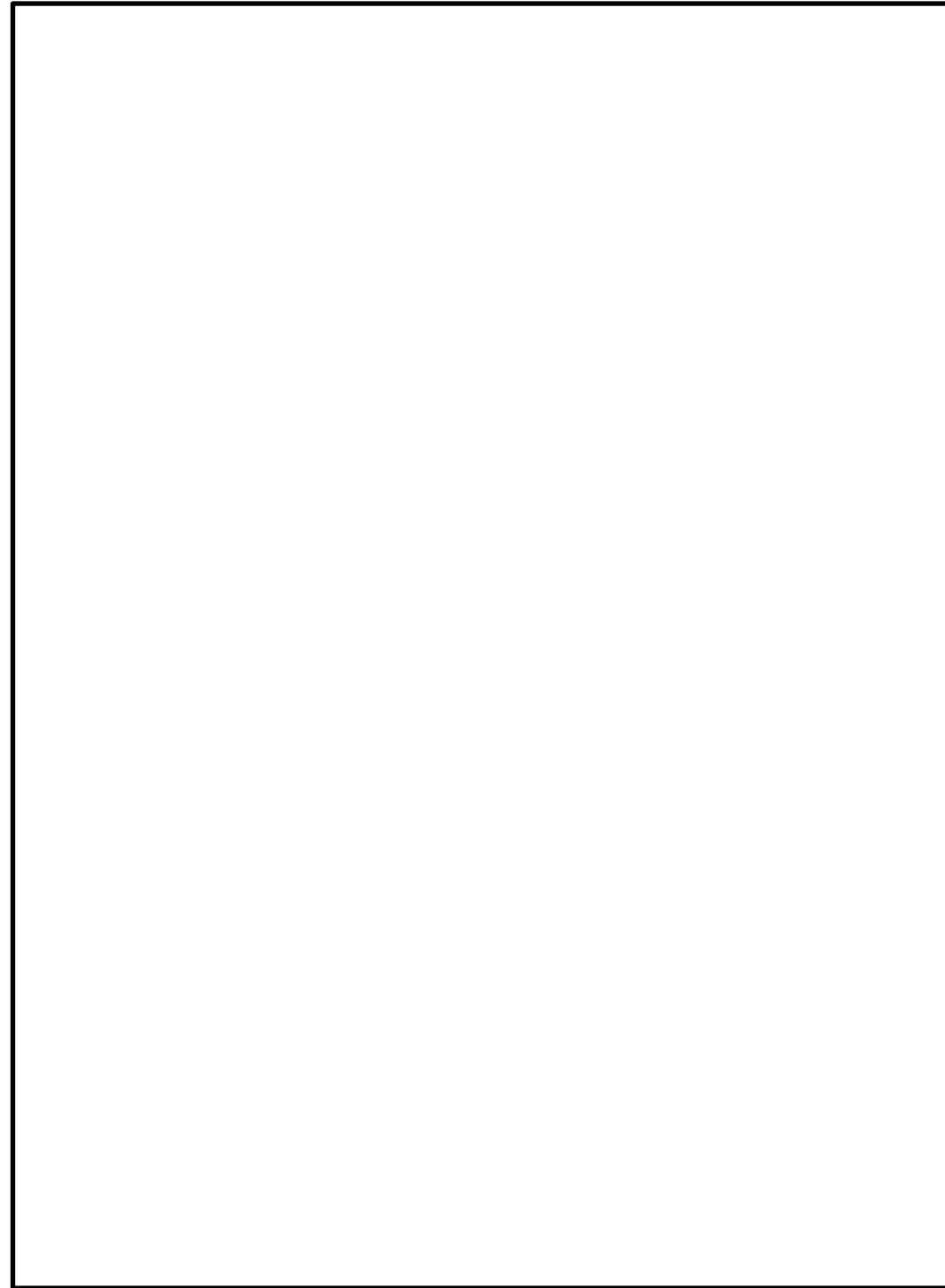


図10 屋内アクセスルート図 (6/8)



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)

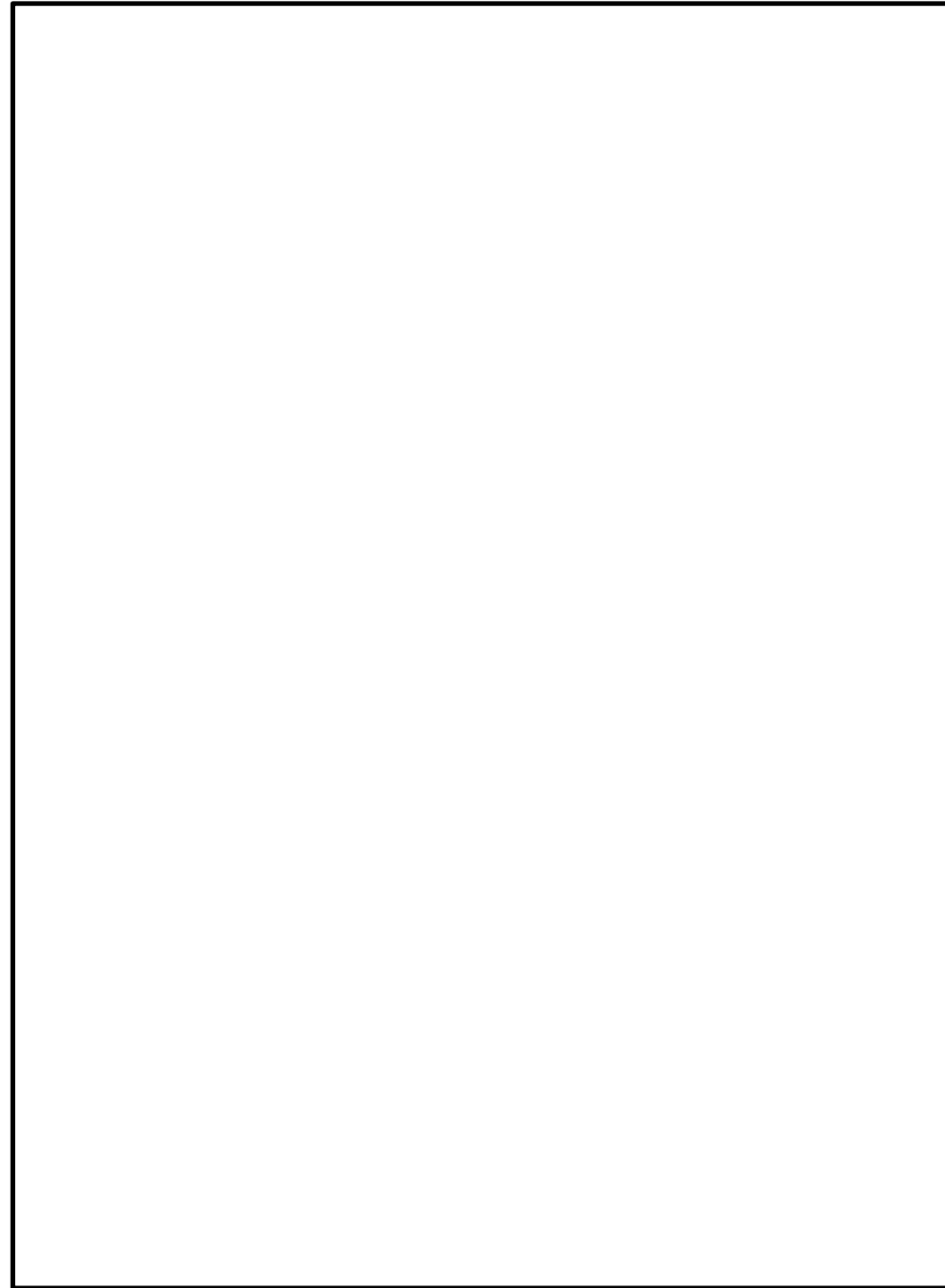


図11 屋内アクセスルート図 (7/8)

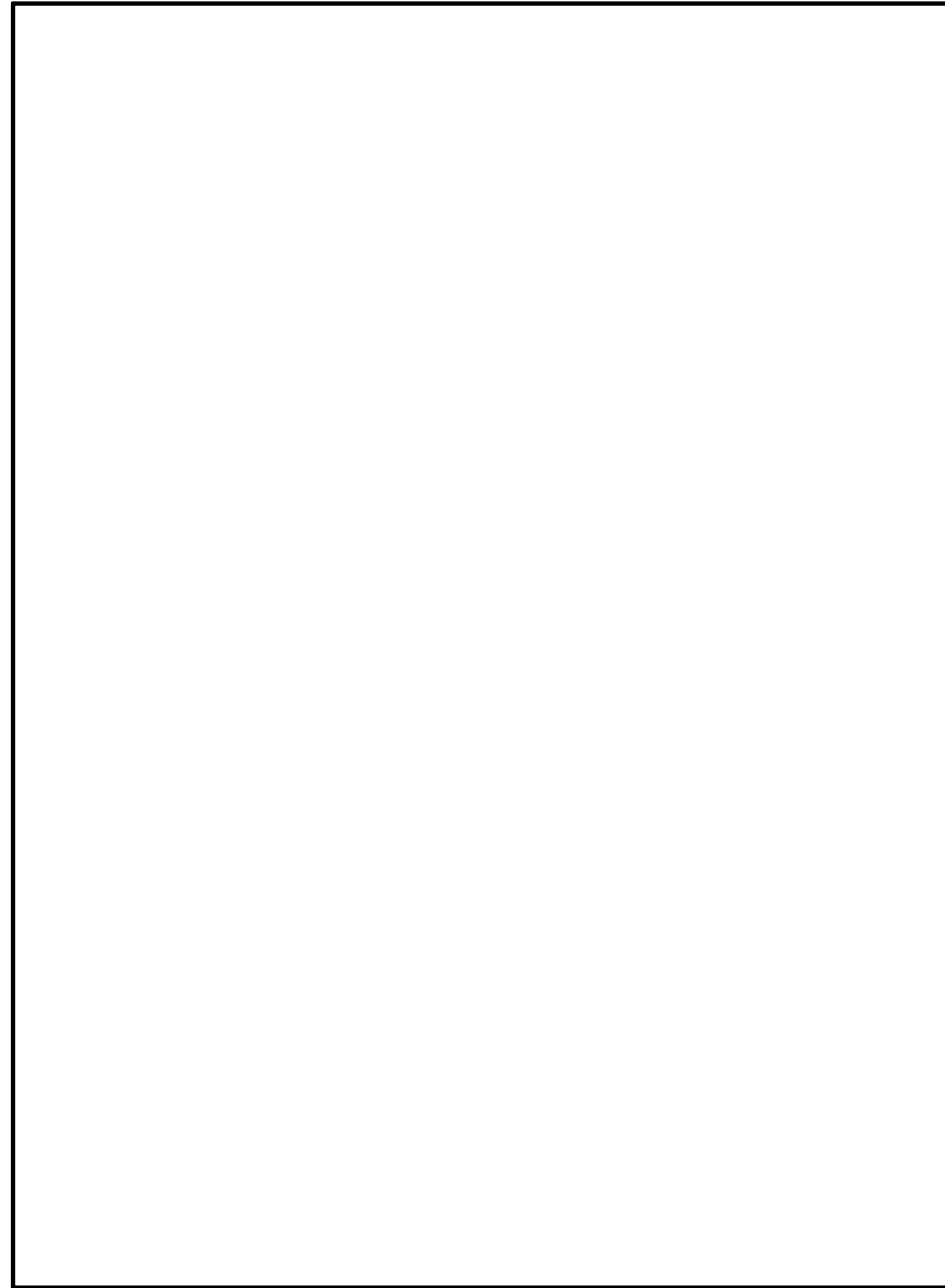


図12 屋内アクセスルート図 (8/8)



図13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (1/14)

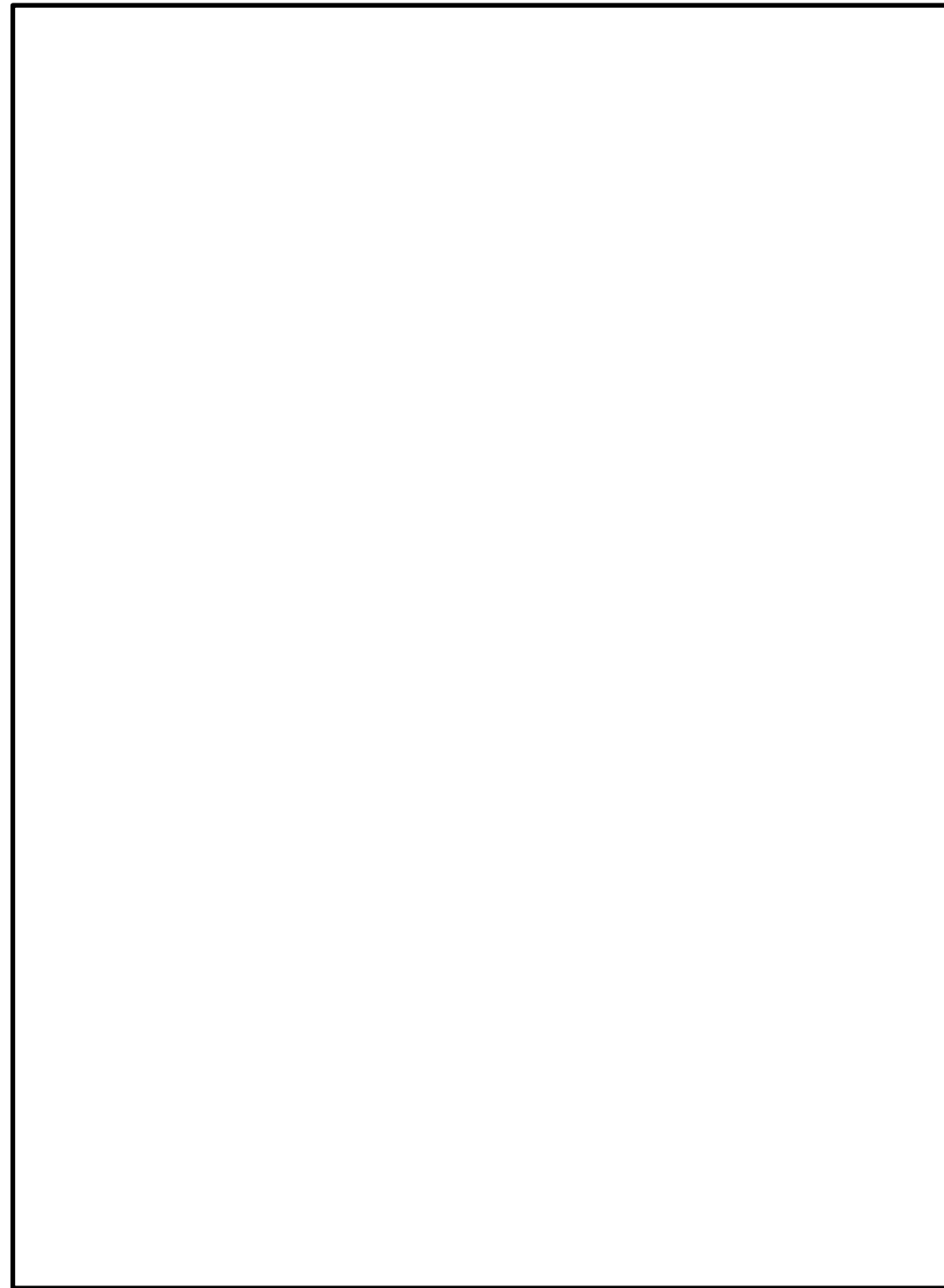


図14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (2/14)

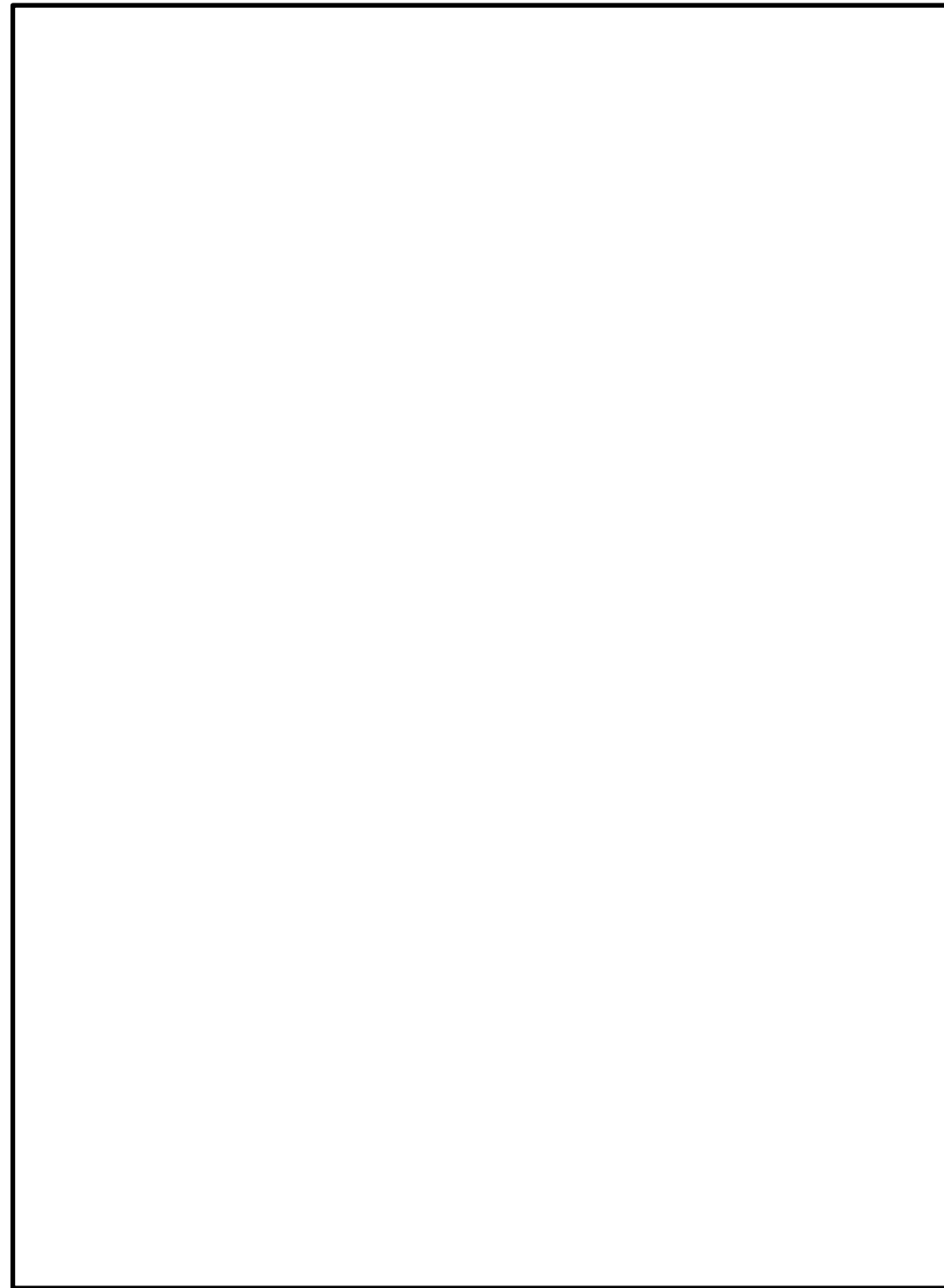


図15 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (3/14)

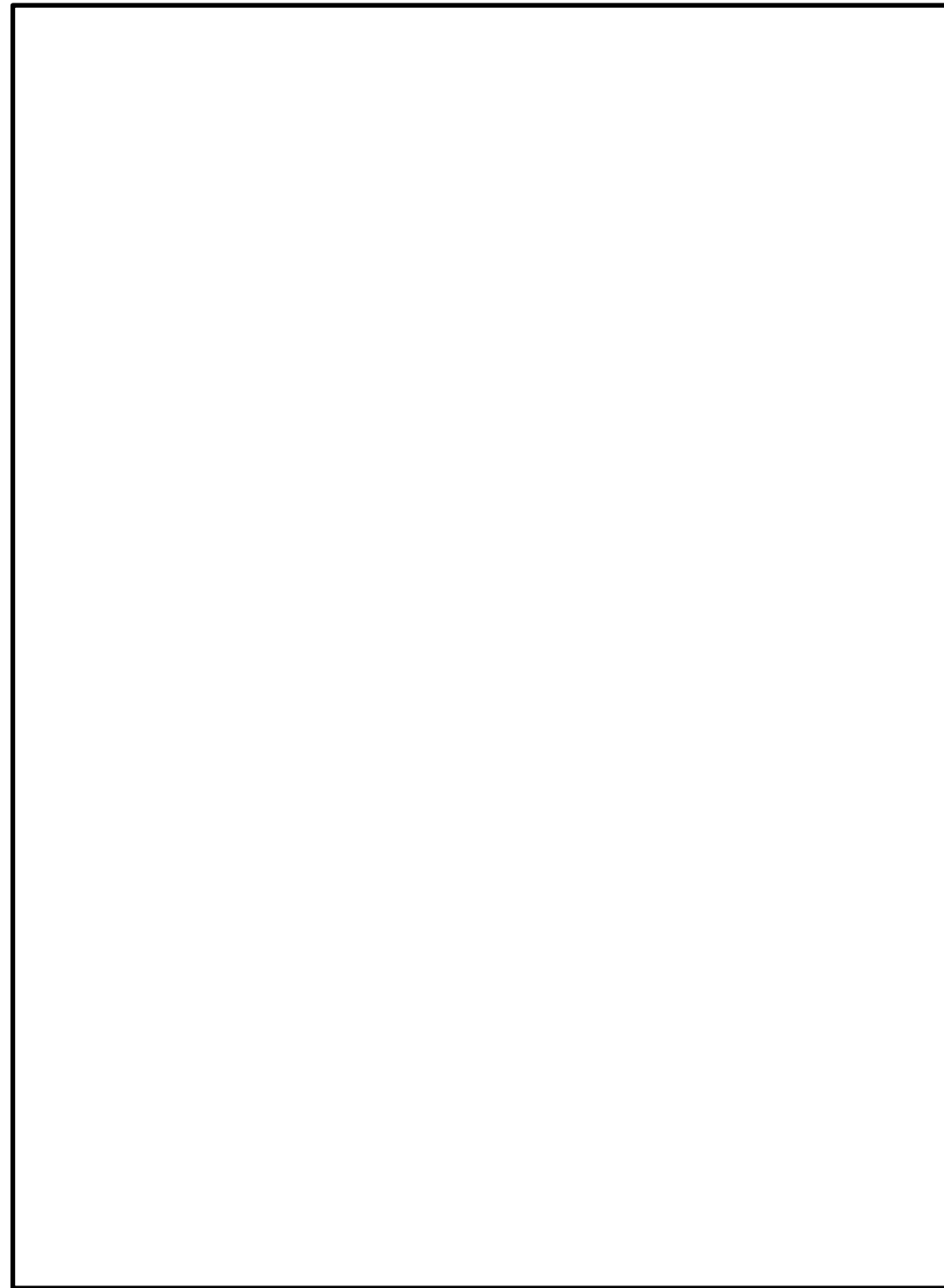


図16 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (4/14)

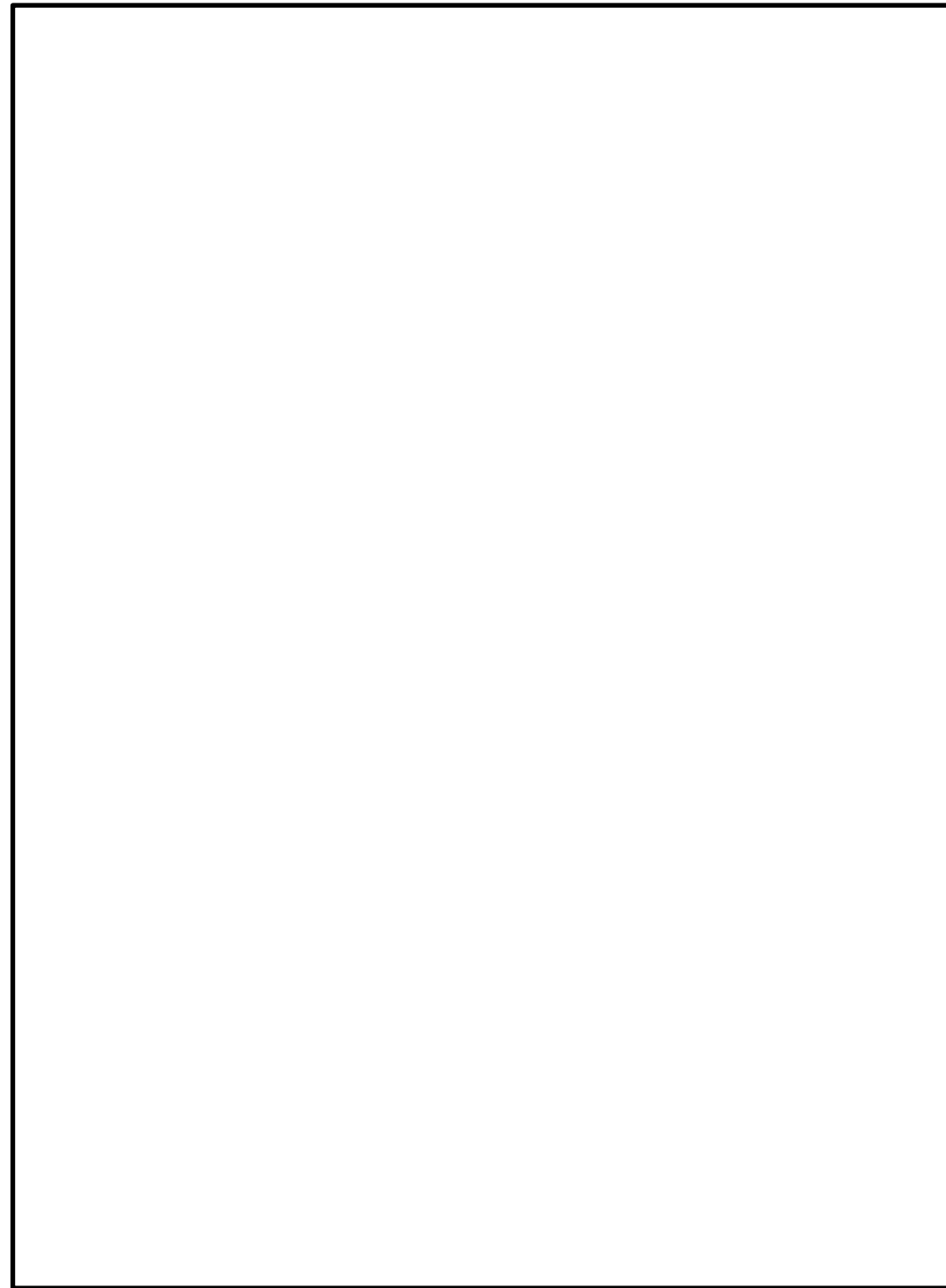


図17 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (5/14)



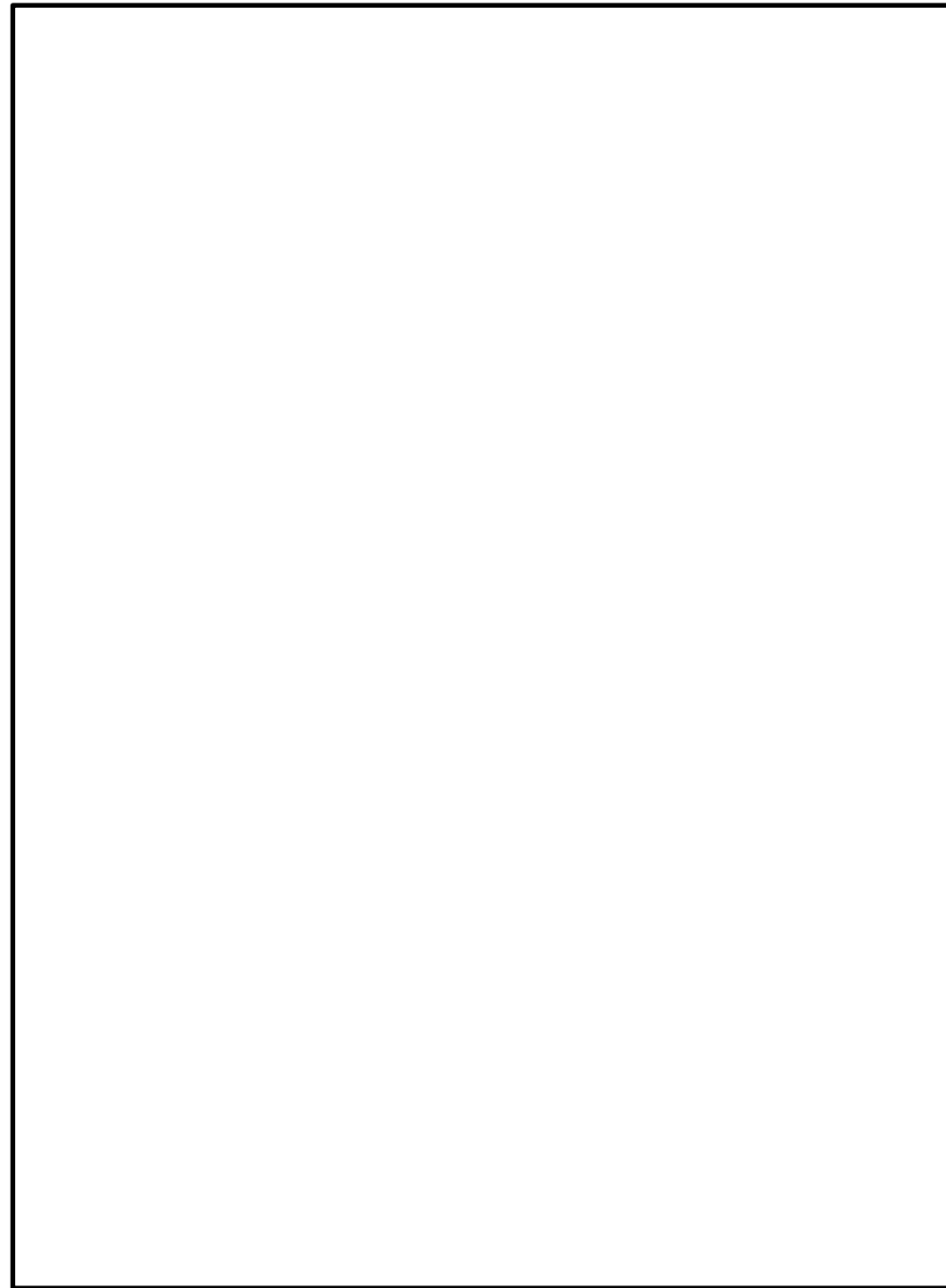


図18 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (6/14)

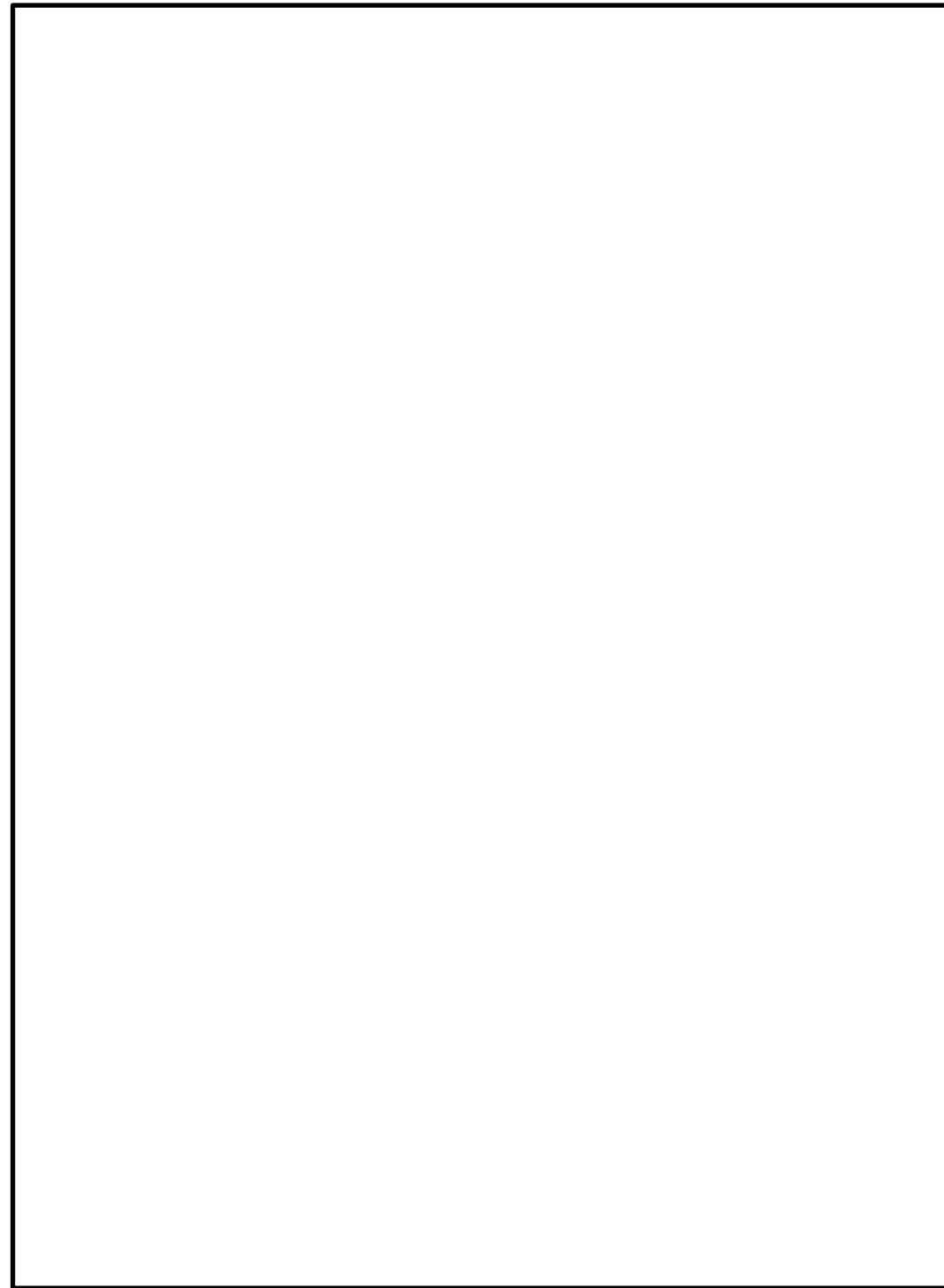


図19 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (7/14)

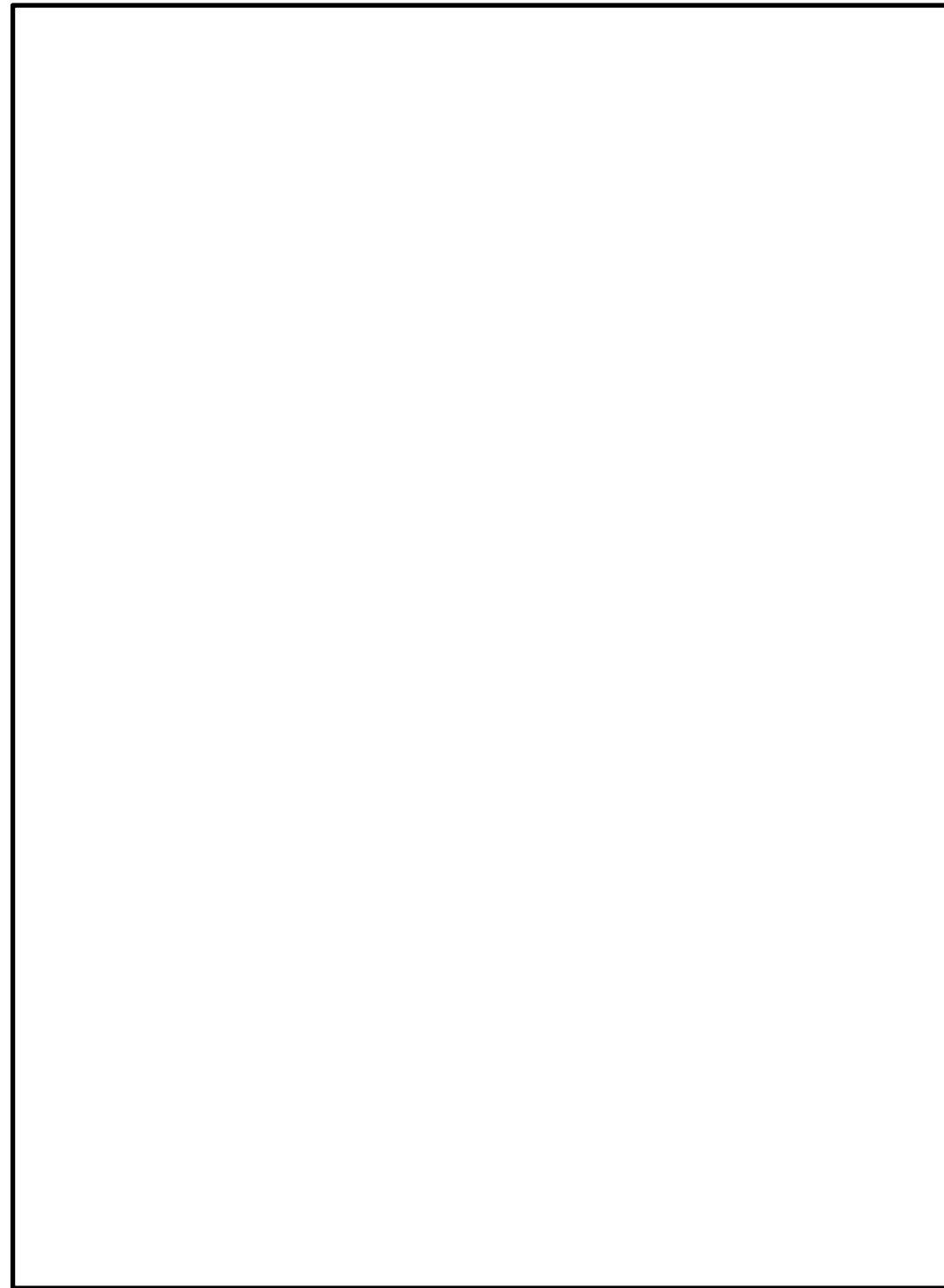


図20 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (8/14)

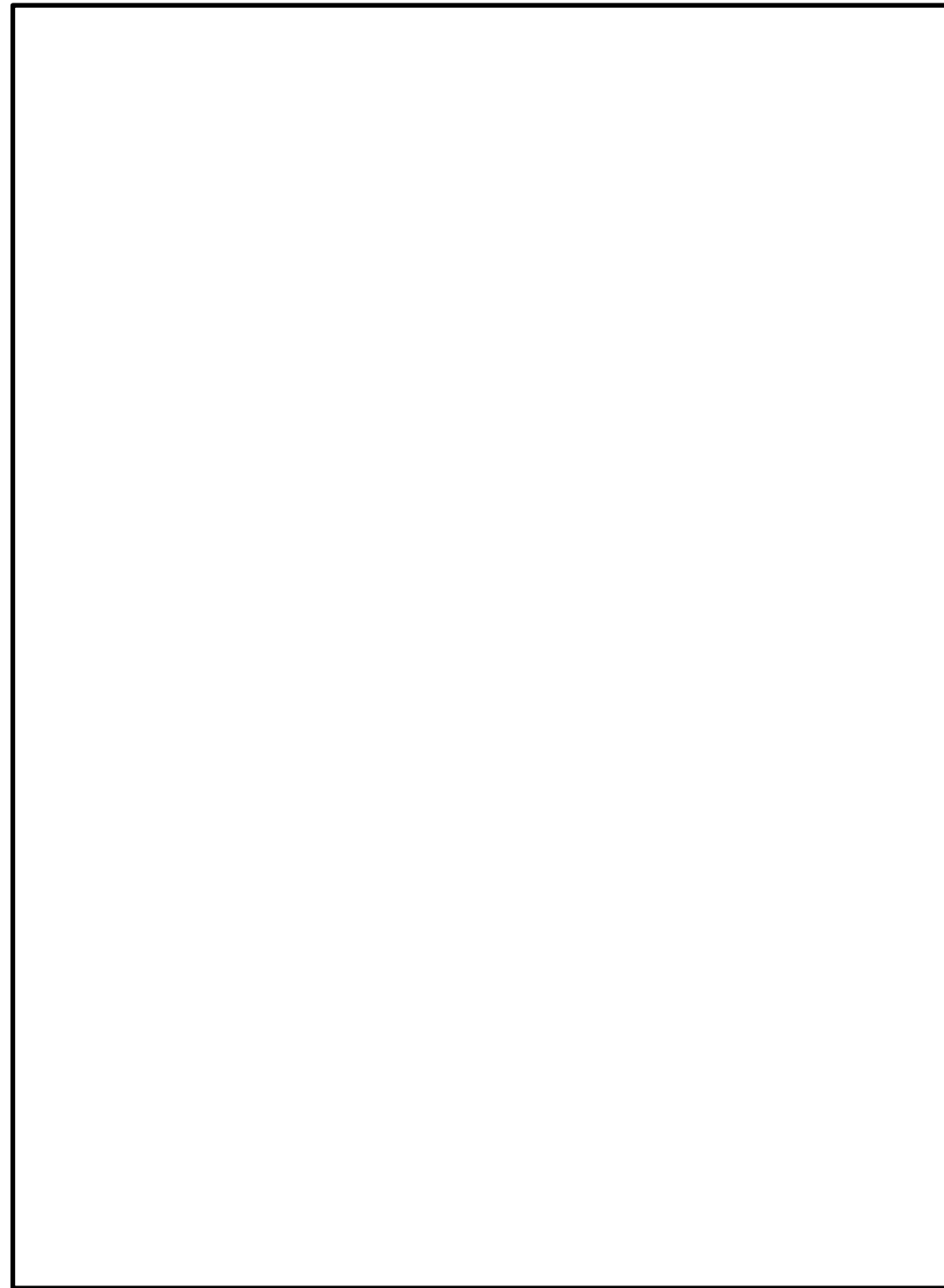


図21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (9/14)

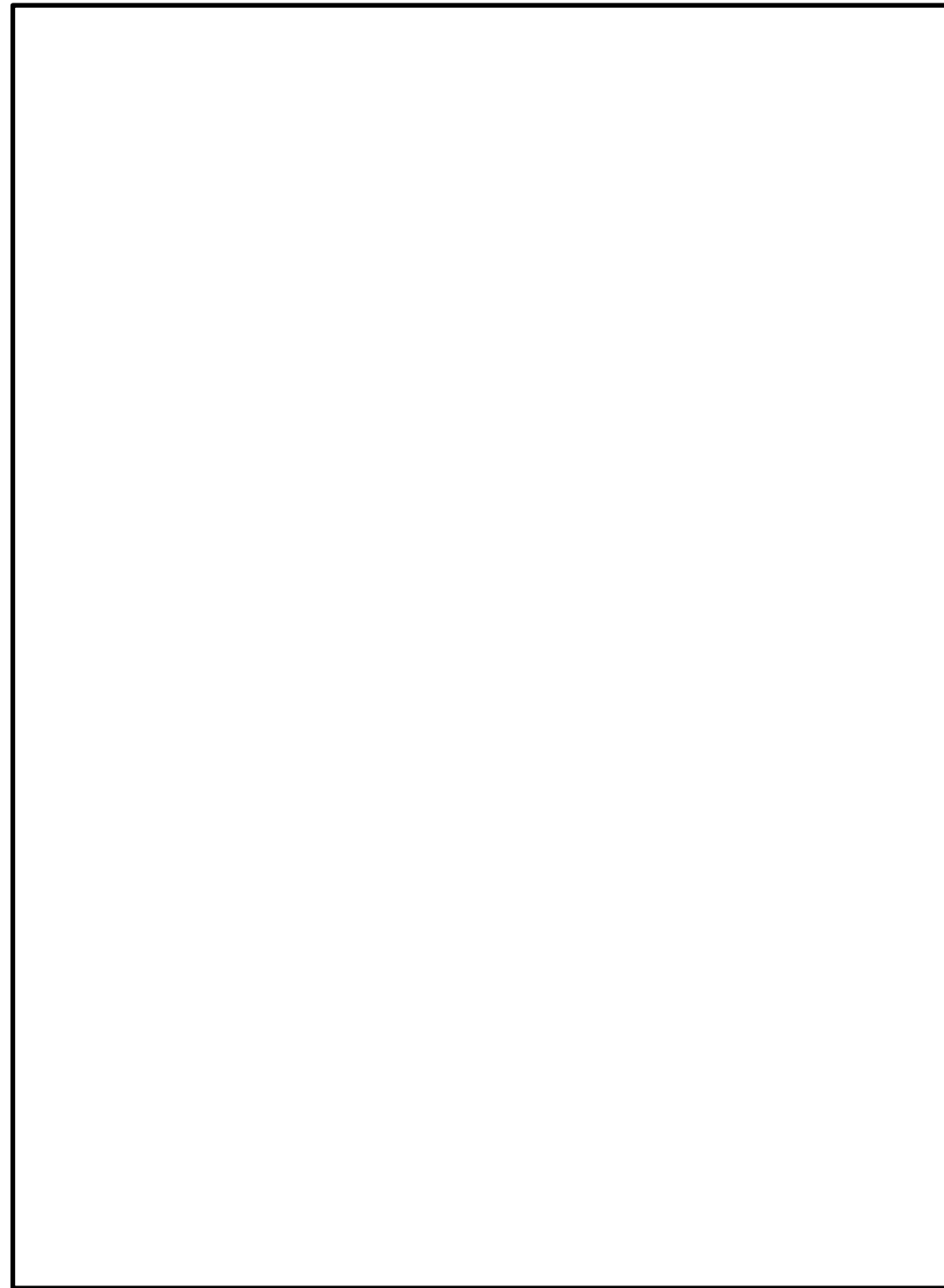


図22 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (10/14)

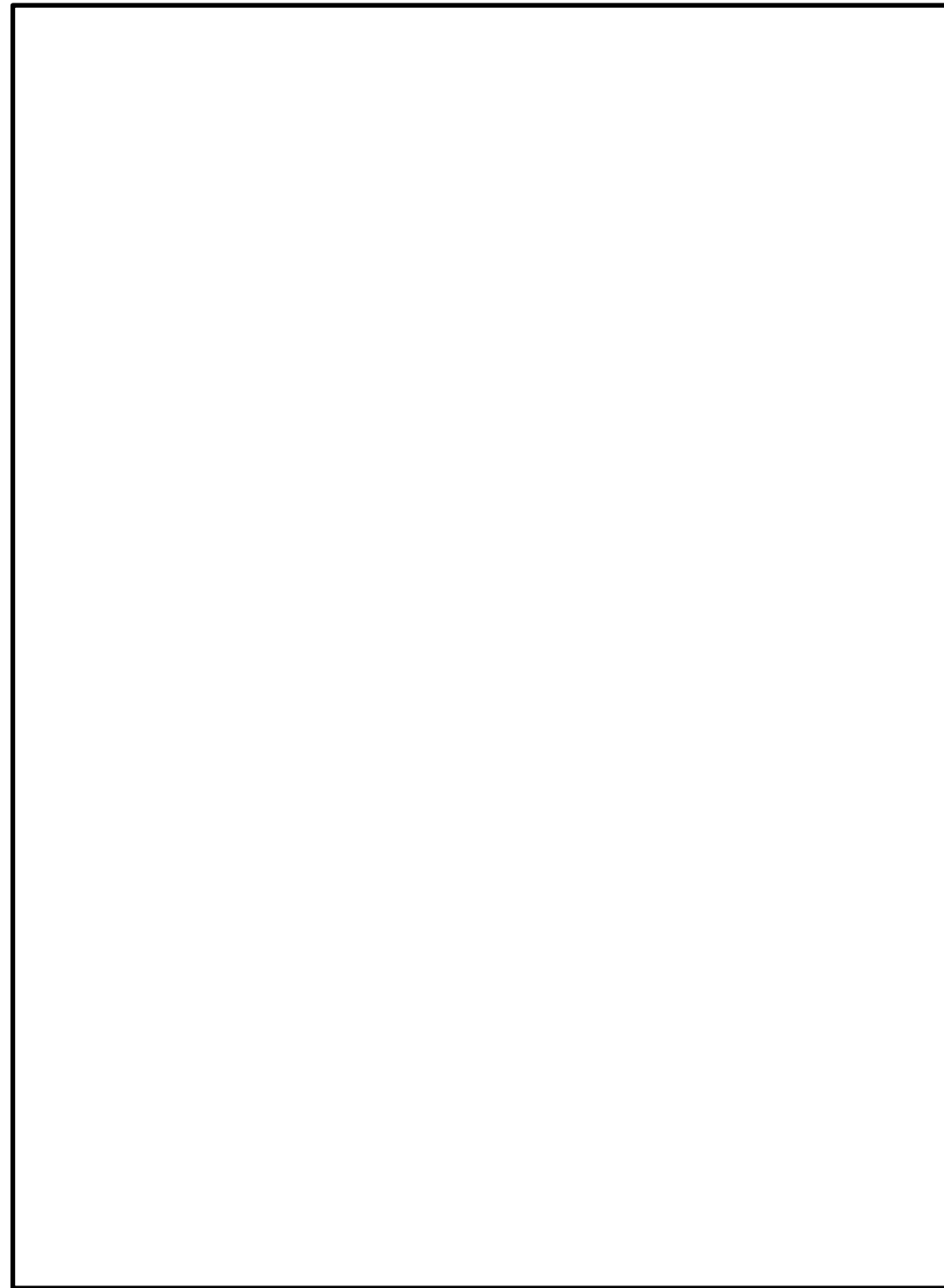


図23 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (11/14)

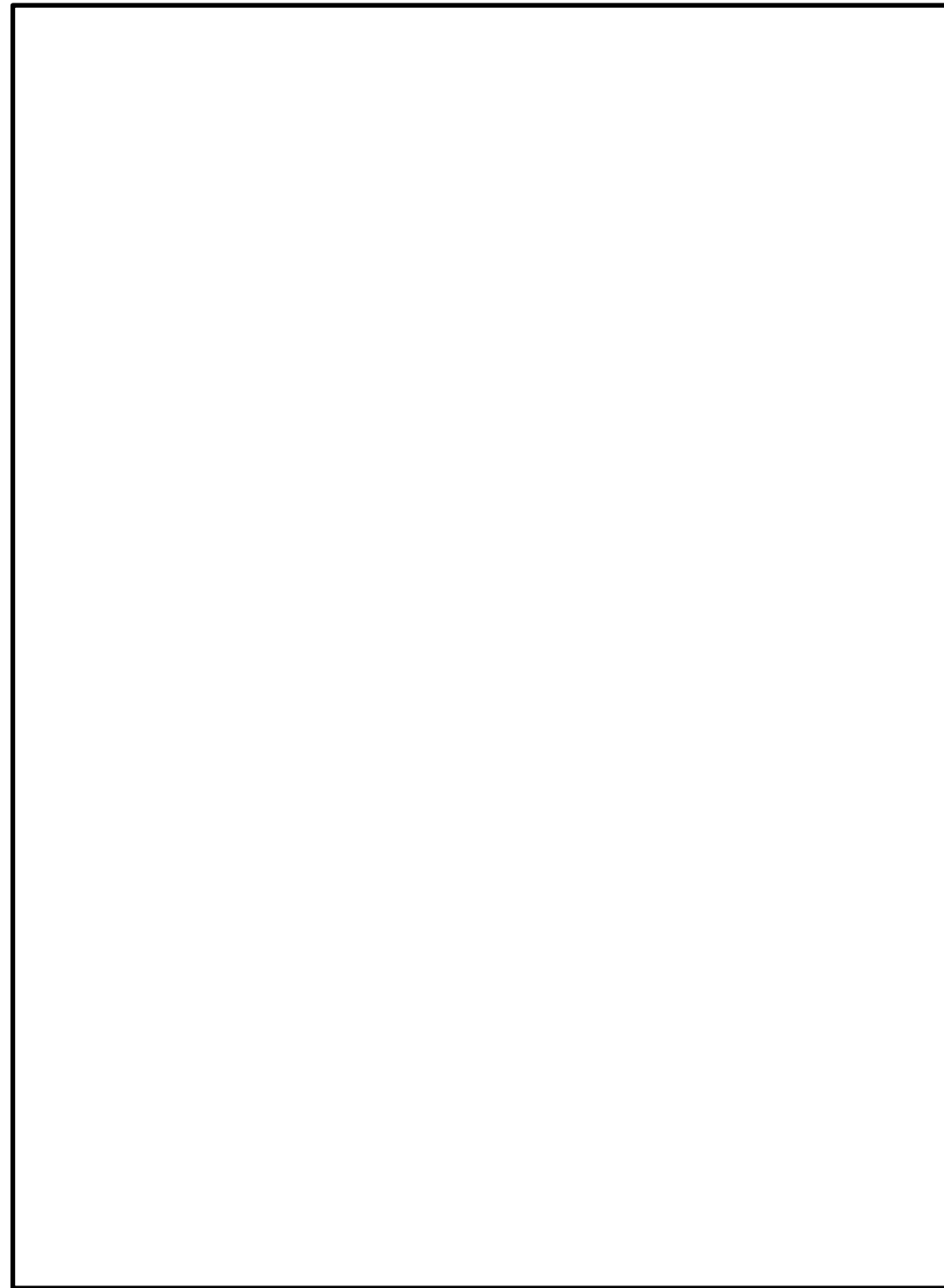


図24 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (12/14)

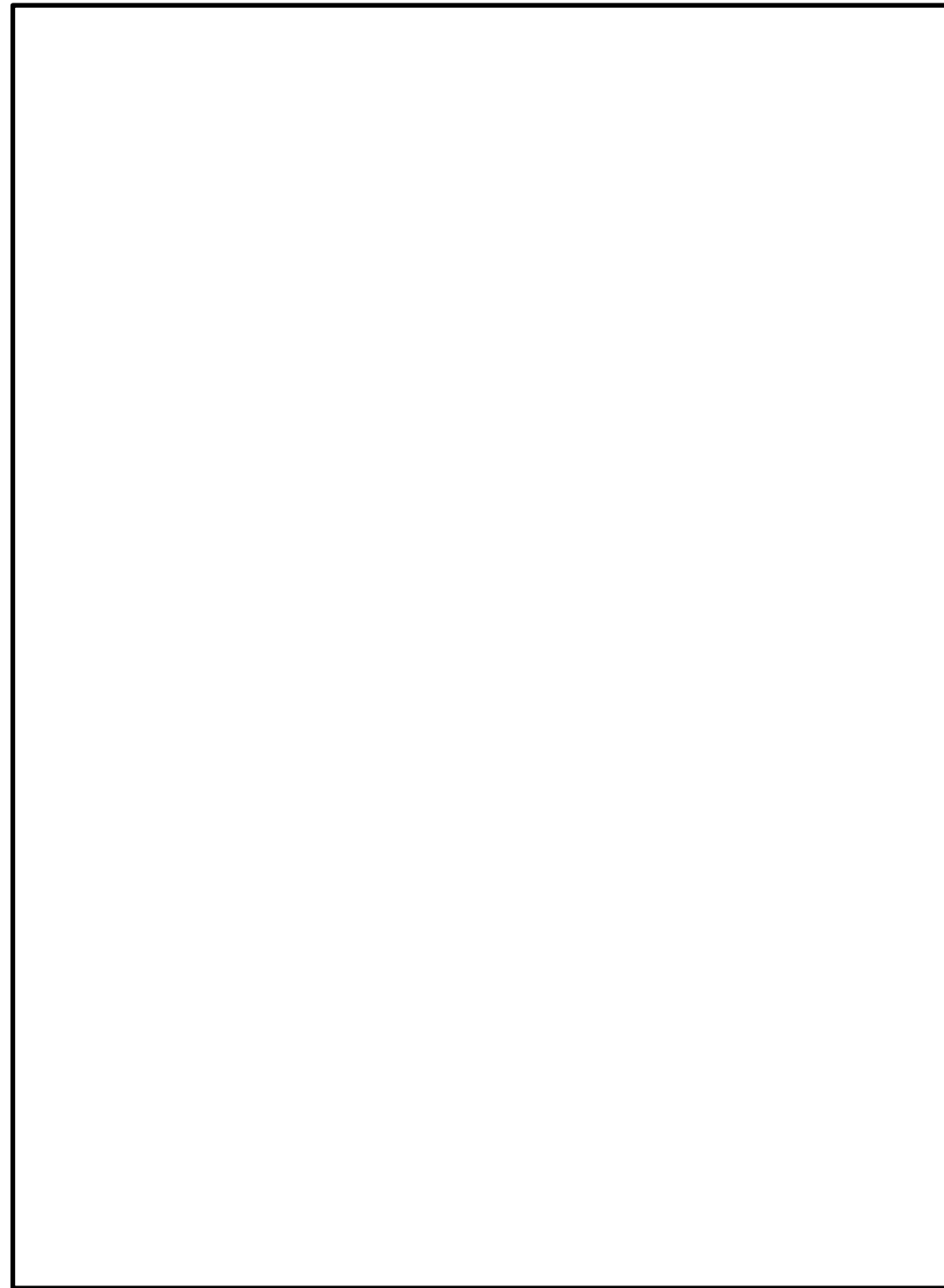


図25 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (13/14)



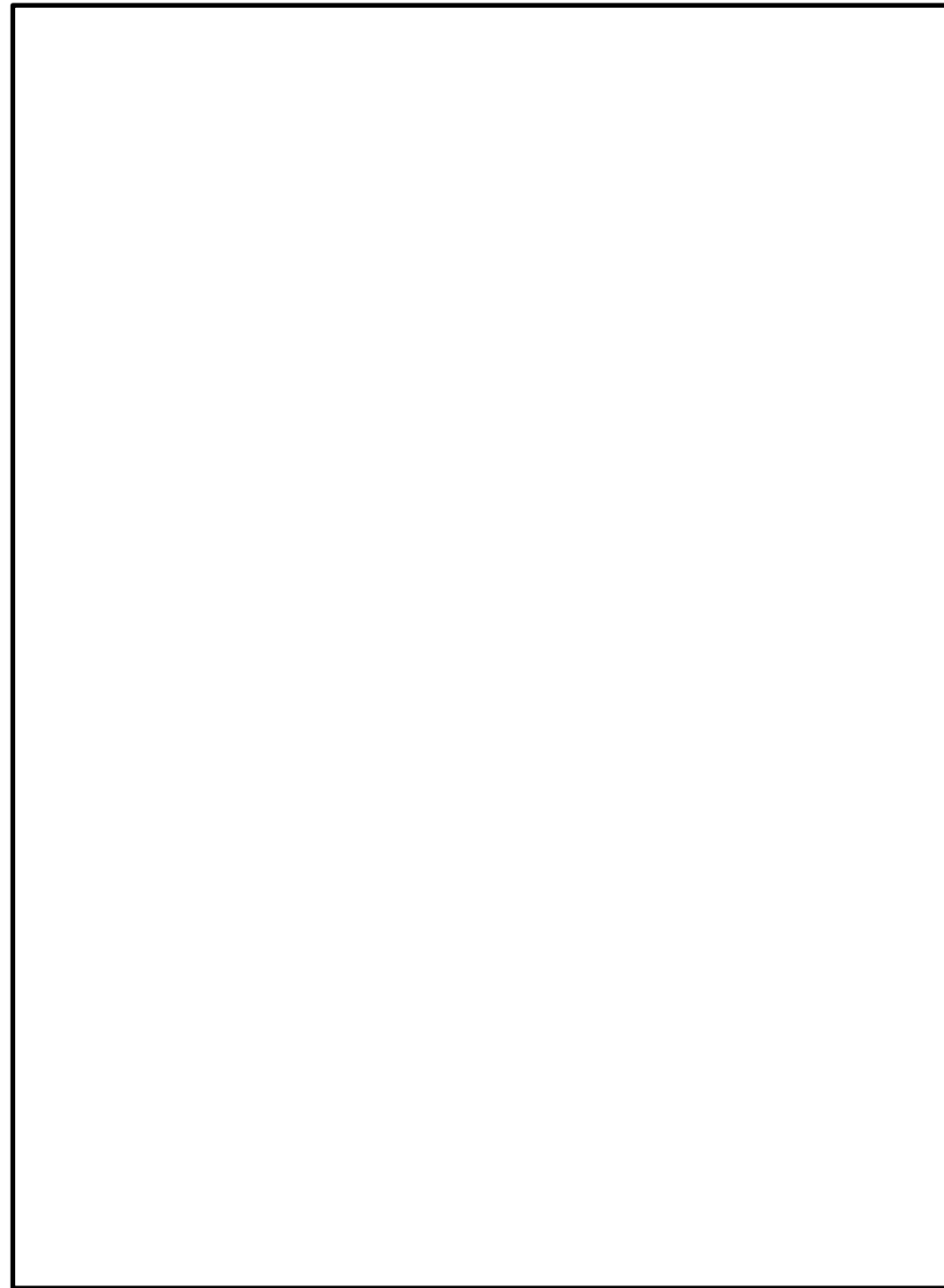


図26 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (14/14)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-10 <u>その他の燃料プール代替注水設備について</u>	54-10 <u>その他設備</u>	

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 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、設計基準対処施設、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	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
5	燃料プール代替注水系	—	○	—
6	消火系による燃料プール注水	—	—	○

(1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を図1 に示す。

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系ポンプ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使用済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の戻りディフューザを通してプールに戻される。

(2) 残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 【設計基準対象施設】

残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) の系統概要を図2 に示す。

残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 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、燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため、残留熱除去系ポンプ、熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化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。

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、重大事故等対象設備、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、残留熱除去系ポンプ、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。

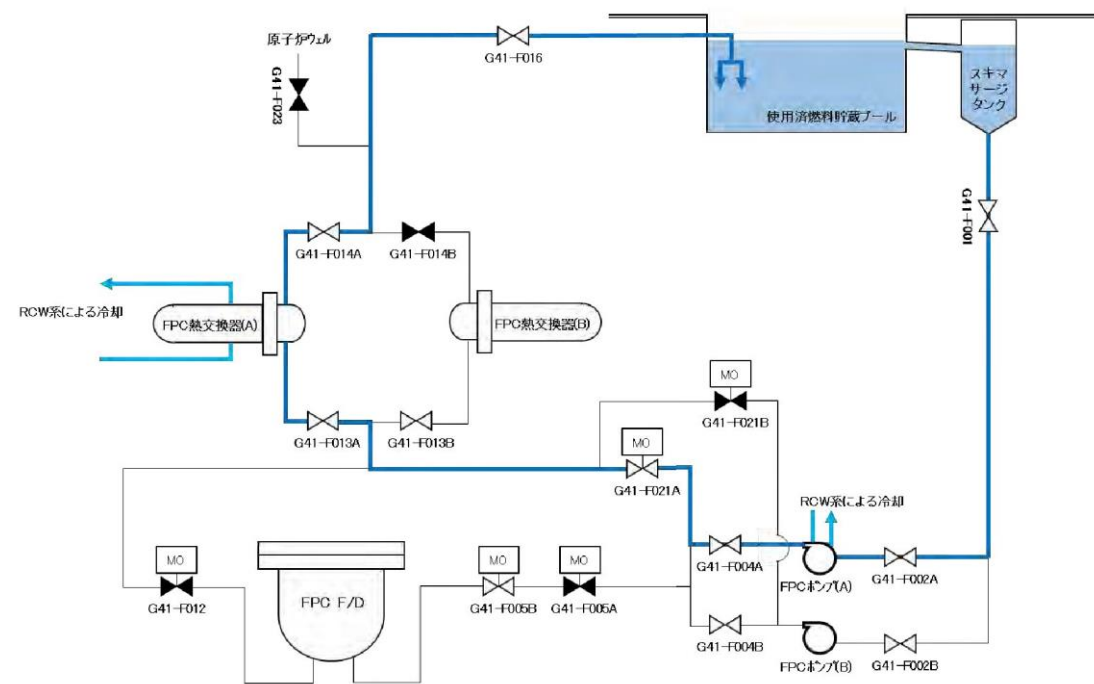


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概要 (6号炉の例)

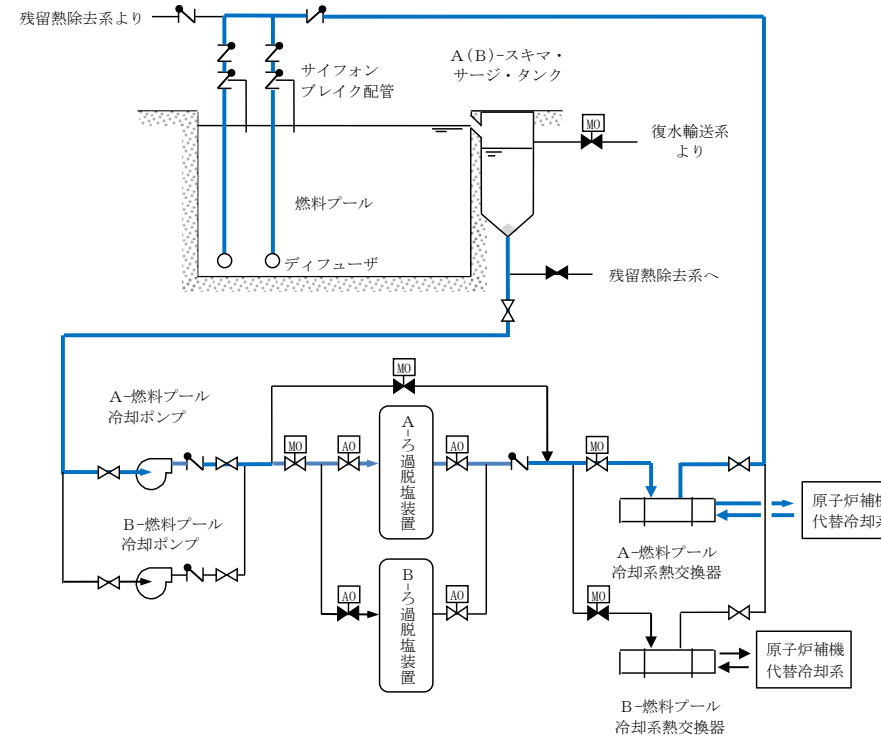


図1 燃料プール冷却系 系統概要 (A系)

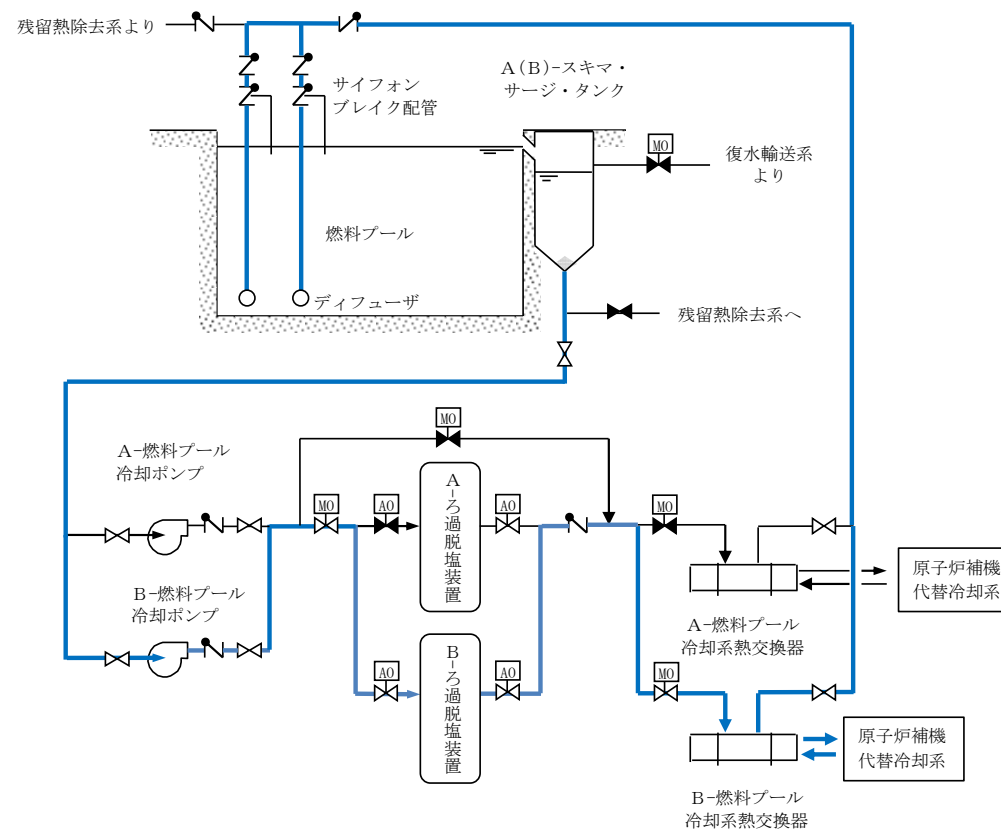


図2 燃料プール冷却系 系統概要 (B系)

・設備の相違

・設備の相違

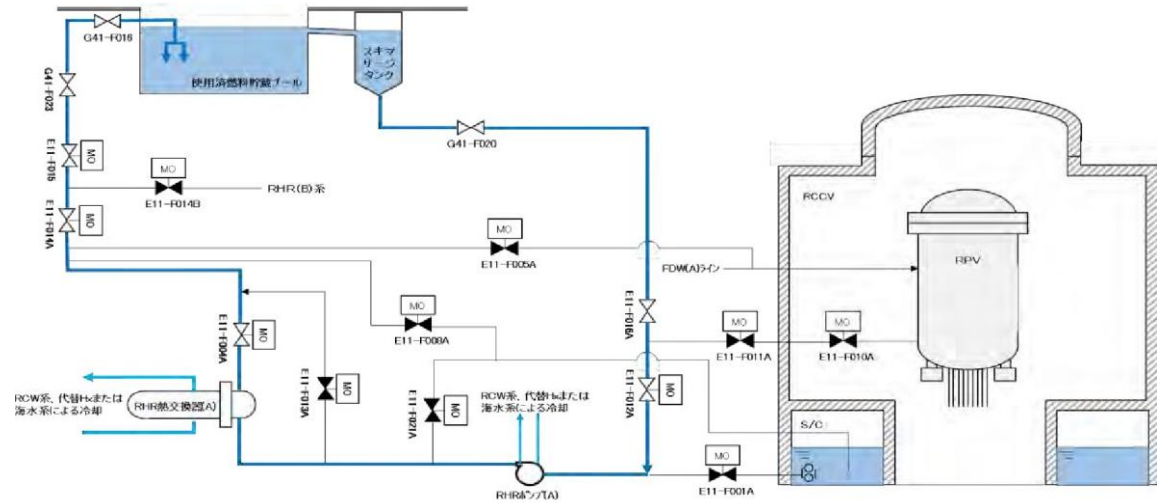


図2 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）系統概要（6号炉の例）

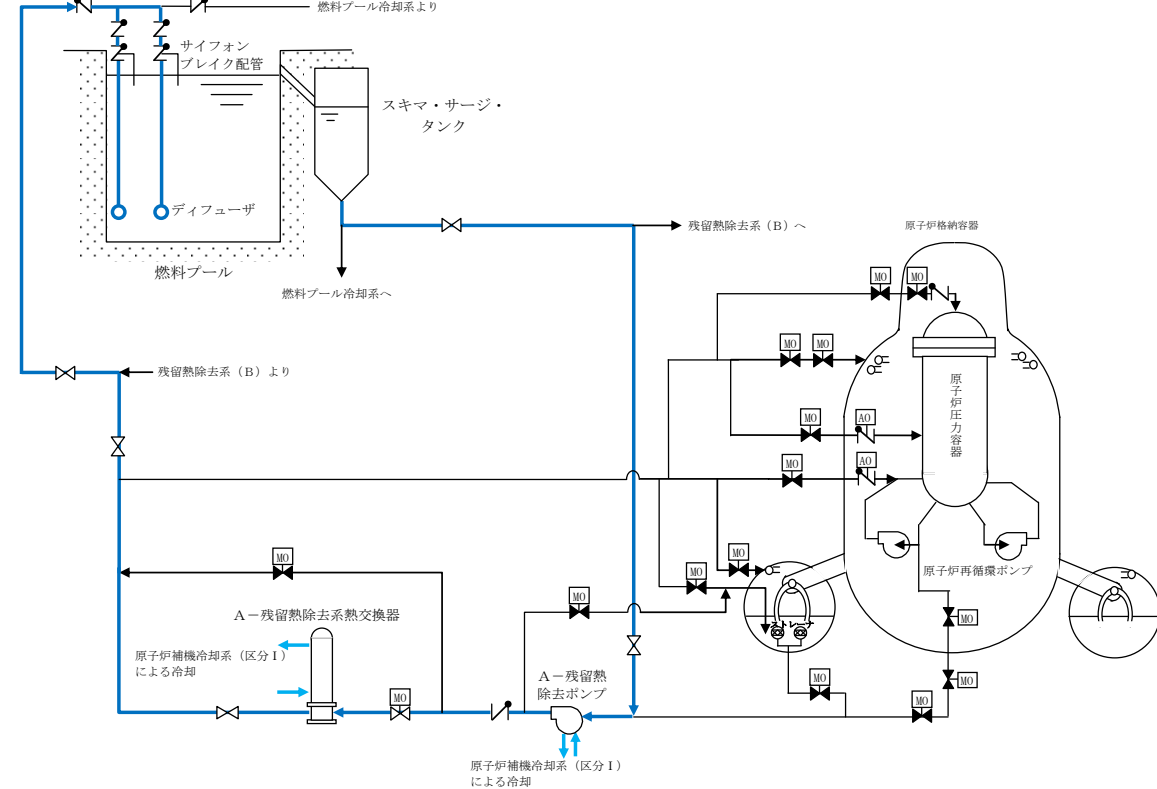


図3 残留熱除去系（燃料プール冷却）系統概要

・設備の相違

(3) 燃料プール代替注水系【重大事故等対処設備】

燃料プール代替注水系の系統概要を補足説明資料54-4-2 に示す。

① 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済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使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内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、燃料損傷時には使用済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、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）、計測制御装置、及び水源である防火水槽、淡水貯水池、若しくは海水、流路であるホース、可搬型スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

② 燃料プール代替注水系（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（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃

(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

燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済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、燃料損傷時には使用済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使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内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、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び (A-2 級)、計測制御装置、及び水源である防火水槽、淡水貯水池、若しくは海水、流路である燃料プール代替注水系配管、常設スプレイヘッド、注入先である使用済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3 に示す。

消火系による使用済燃料プールへの注水は、想定事故1 及び想定事故2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済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、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流電源が喪失した場合でも、高台に配備した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弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消水系配管、復水補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し、使用済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。

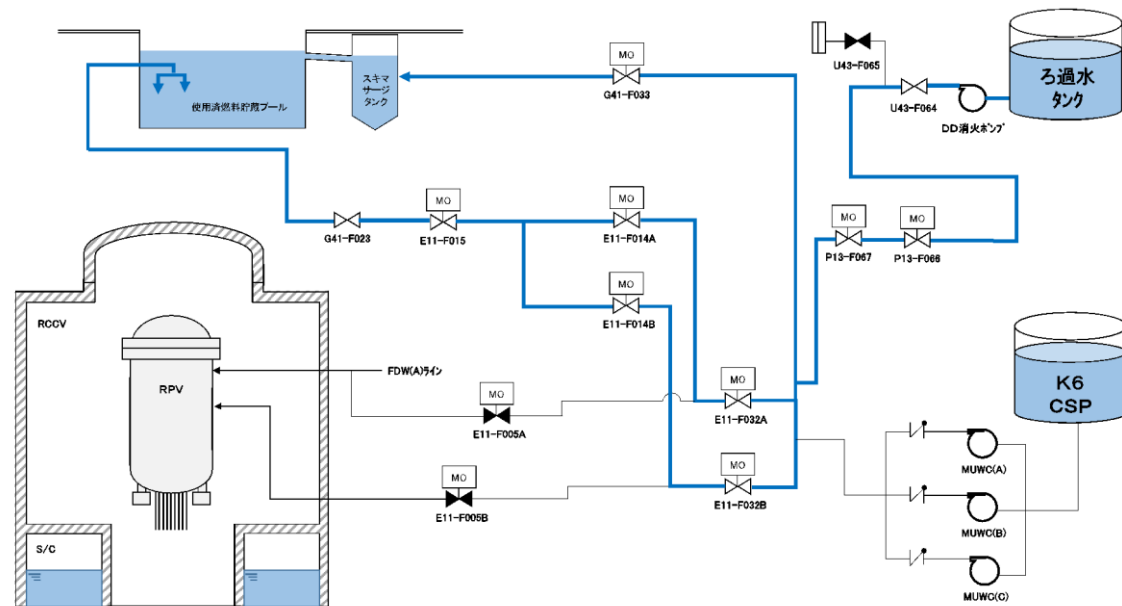


図3 消火系による燃料プール注水 系統概要 (6号炉の例)

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、復水輸送系配管及びスキマ・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。

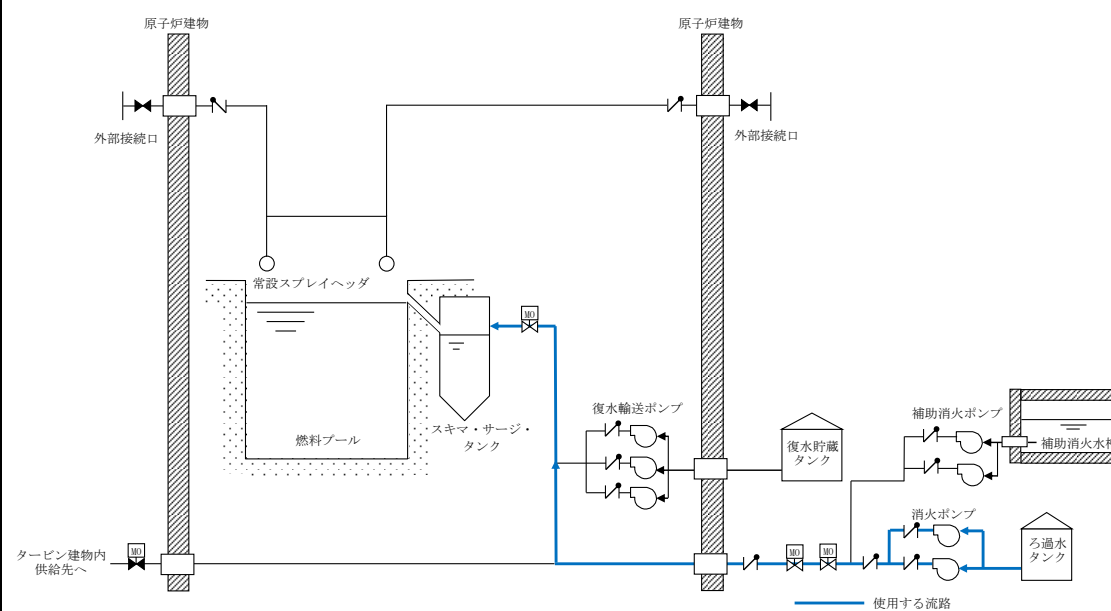


図4-1 消火系 (消火ポンプ) による燃料プール注水 系統概要 (その1)

・設備の相違  
島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能である

・設備の相違  
島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能である

・設備の相違



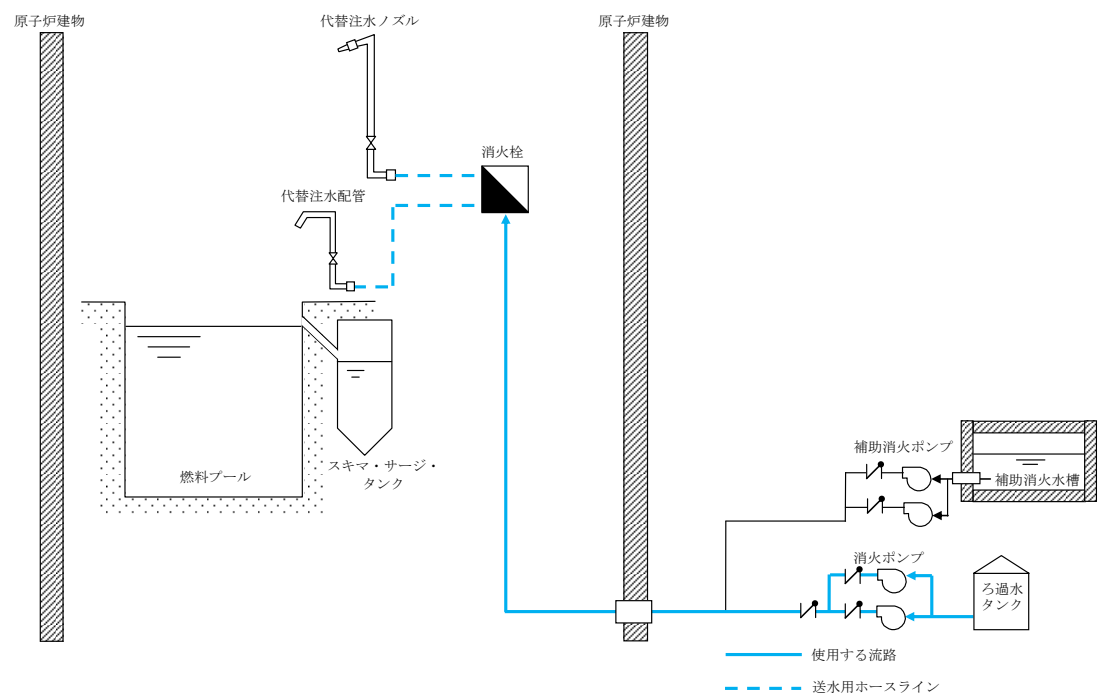


図4-2 消火系(消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その2)  
(消火栓使用)

・設備の相違

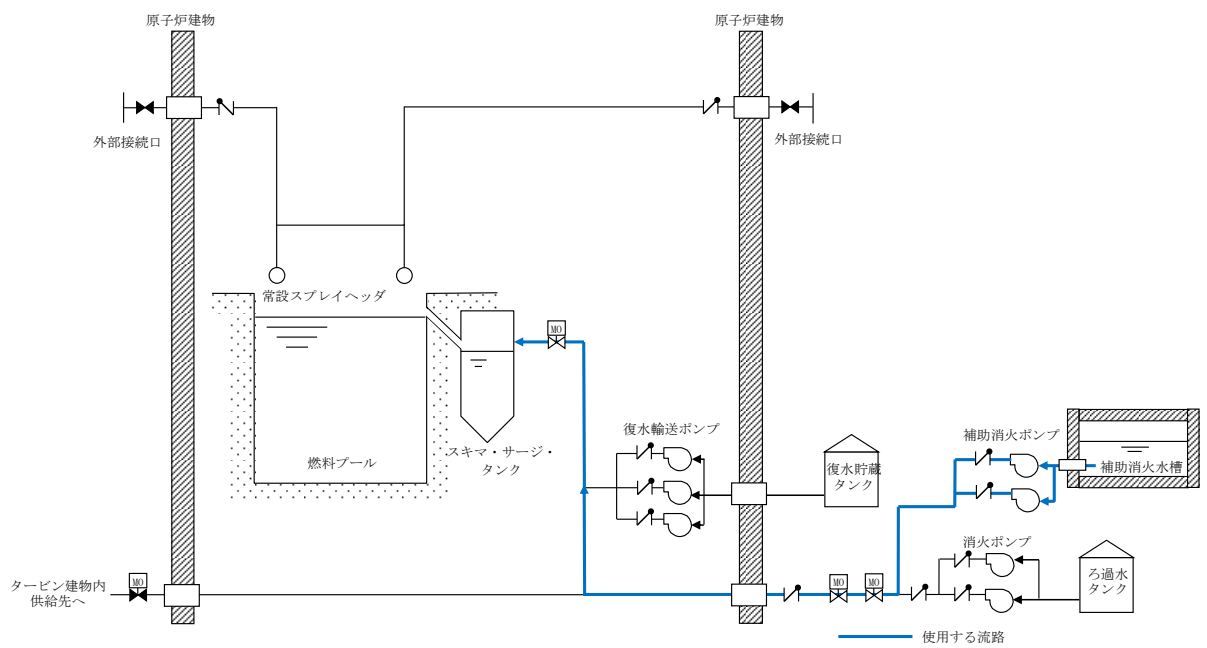


図5-1 消火系(補助消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その1)

・設備の相違

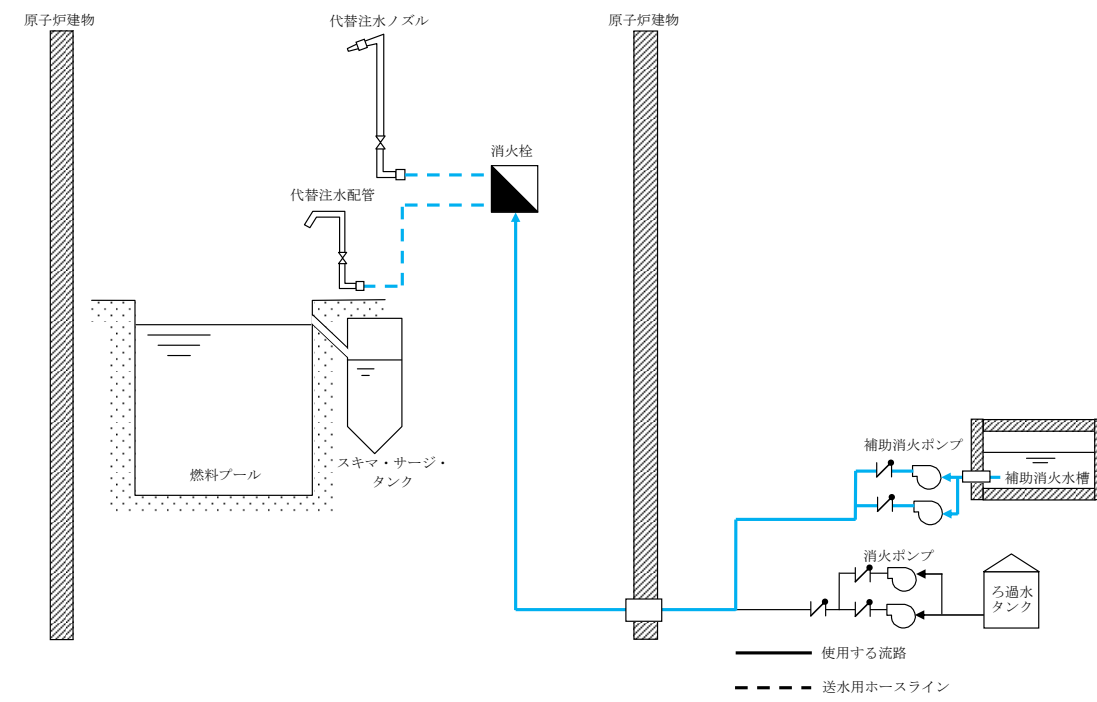
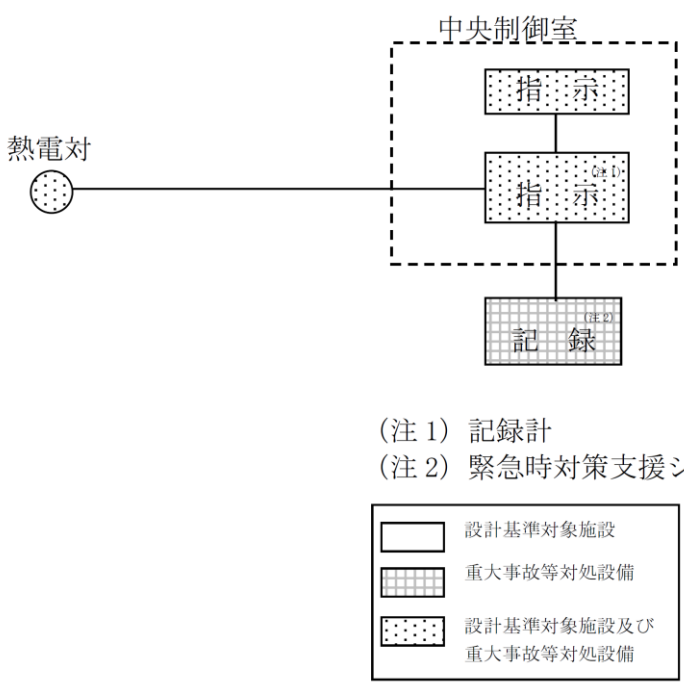
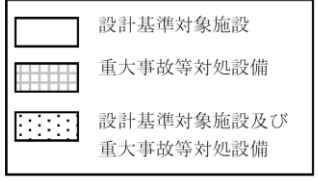
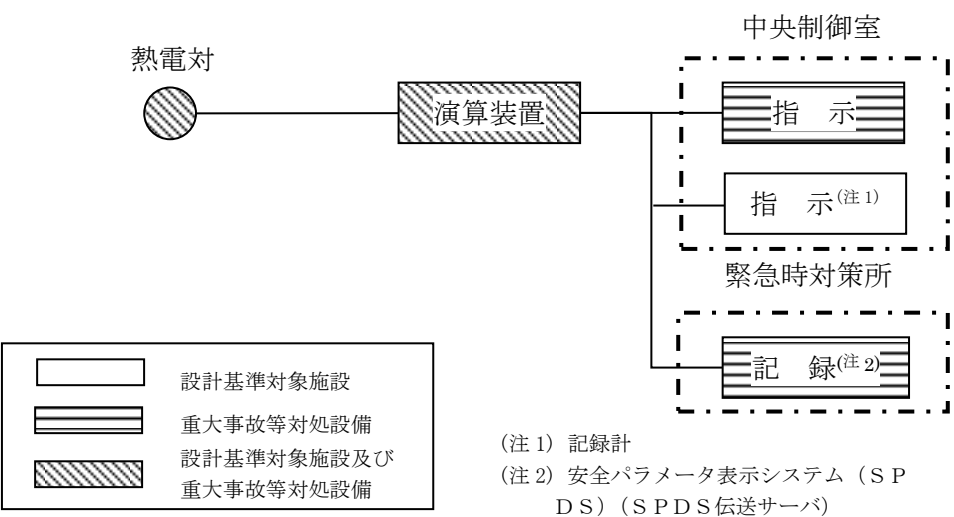
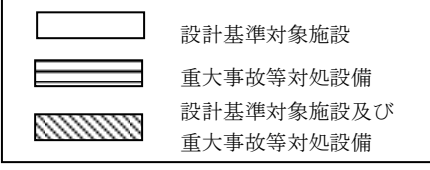


図5-2 消火系（補助消火ポンプ）による燃料プール注水 系統概要（その2）  
（消火栓使用）

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-11 使用済燃料プール監視設備	54-11 燃料プール監視設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. <u>使用済燃料プールの監視設備について</u></p> <p>使用済燃料プールの温度、水位及びプール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。使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)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。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。</p> <p>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。</p> <p>2. 設備概要について</p> <p>2.1 <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)</u></p> <p>(1)水位計測について</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)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、T.M.S.L.20180mmから15箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度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「使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)の概略構成図」参照)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>  </p> <p>図1 使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)の概略構成図</p>	<p>1. <u>燃料プール監視設備について</u></p> <p>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(SA)、燃料プール水位(SA)、燃料プールエア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)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。</p> <p>また、燃料プール監視カメラ(SA)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。</p> <p>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。</p> <p>2. 設備概要について</p> <p>2.1 <u>燃料プール水位・温度(SA)</u></p> <p>(1)水位計測について</p> <p>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(SA)の概略構成図(1)」参照)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) 安全パラメータ表示システム(SPDS)(SPDS伝送サーバ)</p> <p>  </p> <p>図1 燃料プール水位・温度(SA)の概略構成図(1)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>・設備の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(設備仕様)</p> <p>計測範囲 : <u>6号炉 T.M.S.L.20180 ~ 31170mm (液相)</u>  <u>T.M.S.L.31575mm (気相)</u>  <u>7号炉 T.M.S.L.20180 ~ 31123mm (液相)</u>  <u>T.M.S.L.31575mm (気相)</u></p> <p>個数 : <u>6号炉 1個</u>  <u>7号炉 1個</u></p> <p>設置場所 : <u>原子炉建屋原子炉区域内地上4階</u></p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) 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使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) ) 及び第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、<u>使用済燃料プール底部近傍 (6号炉:T.M.S.L.20180mm, 7号炉:T.M.S.L.20180mm) から使用済燃料プール上端近傍 (6号炉:T.M.S.L.31170mm, 7号炉:T.M.S.L.31123mm) を計測範囲とする。</u> (図3 「<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測範囲 (6号炉)</u>」 及び図4 「<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測範囲 (7号炉)</u>」 参照)</p> <p>(2) 温度計測について</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)</u> 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、<u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)</u> の検出信号は、熱電対からの起電力を、<u>中央制御室の指示部</u>にて温度信号に変換する処理を行った後、<u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)</u> を中央制御室に指示し、記録する。(図2 「<u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の概略構成図</u>」 参照)</p>	<p>(設備仕様)</p> <p>計測範囲 : <u>-1,000~6,710mm* (E.L.34,518~42,228mm)</u></p> <p>個数 : 1個</p> <p>設置場所 : <u>原子炉建物原子炉棟4階</u>  <u>※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</u></p> <p>燃料プール水位・温度 (SA) 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、<u>使用済燃料貯蔵ラック上端近傍 (-1,000mm* (E.L.34,518mm) ) から燃料プール上部 (6,710mm* (E.L.42,228mm) ) を計測範囲とする。</u> (図3 「<u>燃料プール水位・温度 (SA) の設置図</u>」 参照)</p> <p><u>※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</u></p> <p>(2) 温度計測について</p> <p><u>燃料プール温度</u> 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、<u>燃料プール温度</u> の検出信号は、熱電対からの起電力を、<u>演算装置</u>にて温度信号に変換する処理を行った後、<u>燃料プール温度</u> を中央制御室に指示し、<u>緊急時対策所</u>にて記録する。(図2 「<u>燃料プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (2)</u>」 参照)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<div data-bbox="296 210 1127 819" data-label="Diagram"> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <table border="1"> <tr><td>□</td><td>設計基準対象施設</td></tr> <tr><td>▨</td><td>重大事故等対処設備</td></tr> <tr><td>▩</td><td>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</td></tr> </table> </div> <p data-bbox="356 840 1068 871">図2 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の概略構成図</p> <p data-bbox="148 924 296 955">(設備仕様)</p> <p data-bbox="148 966 534 997">計測範囲 : 6号炉 0~150℃</p> <p data-bbox="296 1008 534 1039">7号炉 0~150℃</p> <p data-bbox="148 1050 682 1081">個数 : 6号炉 1個 (検出点14箇所)</p> <p data-bbox="296 1092 682 1123">7号炉 1個 (検出点14箇所)</p> <p data-bbox="148 1134 712 1165">設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階</p> <p data-bbox="148 1239 1276 1669">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使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)であり、水位が低下した場合の最低水位(有効性評価:使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位(6号炉:T.M.S.L.30195mm,7号炉:T.M.S.L.30190mm))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項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。(図3「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の概略構成図(6号炉)」及び図4「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の概略構成図(7号炉)」参照)</p>	□	設計基準対象施設	▨	重大事故等対処設備	▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備	<div data-bbox="1365 294 2285 777" data-label="Diagram"> <p>(注1) 記録計 (注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)</p> <table border="1"> <tr><td>□</td><td>設計基準対象施設</td></tr> <tr><td>▨</td><td>重大事故等対処設備</td></tr> <tr><td>▩</td><td>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</td></tr> </table> </div> <p data-bbox="1543 840 2255 871">図2 燃料プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (2)</p> <p data-bbox="1305 924 1454 955">(設備仕様)</p> <p data-bbox="1335 966 1602 997">計測範囲 : 0~150℃</p> <p data-bbox="1335 1050 1751 1081">個数 : 1個 (検出点7箇所)</p> <p data-bbox="1335 1134 1780 1165">設置場所 : 原子炉建物原子炉棟4階</p> <p data-bbox="1335 1239 2433 1585">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*(E.L.42,150mm)))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。(第図3「燃料プール水位・温度(SA)の設置図」参照)</p> <p data-bbox="1365 1680 1869 1711">※ 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</p>	□	設計基準対象施設	▨	重大事故等対処設備	▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備	<p data-bbox="2433 840 2611 871">・設備の相違</p> <p data-bbox="2433 1008 2611 1134">・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違</p> <p data-bbox="2433 1365 2611 1449">・設備の相違 ・設備の相違</p> <p data-bbox="2433 1596 2611 1627">・設備の相違</p> <p data-bbox="2433 1680 2611 1711">・設備の相違</p>
□	設計基準対象施設													
▨	重大事故等対処設備													
▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備													
□	設計基準対象施設													
▨	重大事故等対処設備													
▩	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備													

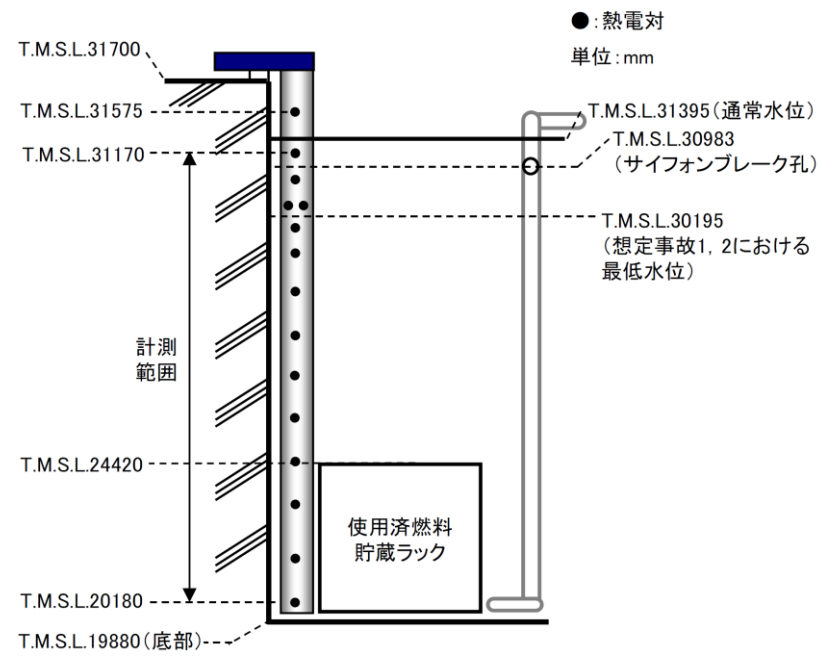


図3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図 (6 号炉)

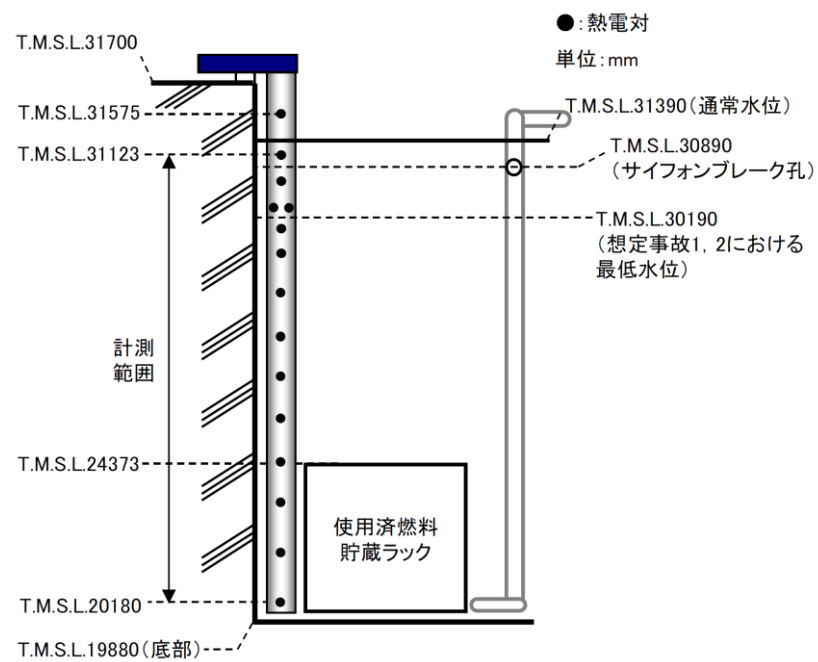


図4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図 (7 号炉)

2.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

(1) 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T.M.S.L. 23420mm (6 号炉)、T.M.S.L. 23373mm (7 号炉) から9 箇所を設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度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5 「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の概略構成図」参照)

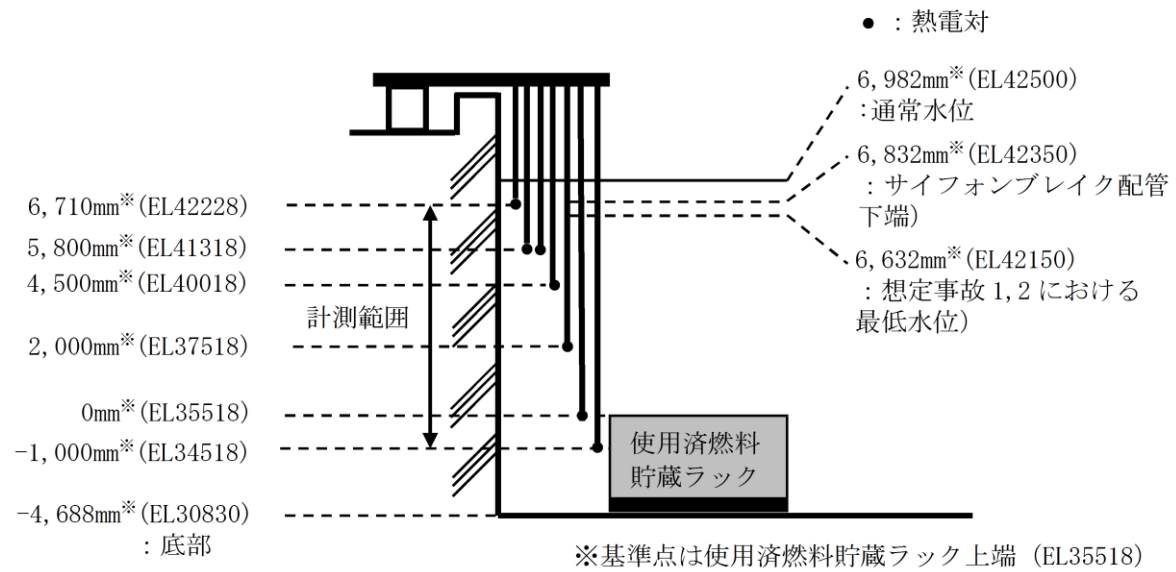


図3 燃料プール水位・温度 (SA) の設置図

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)

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違



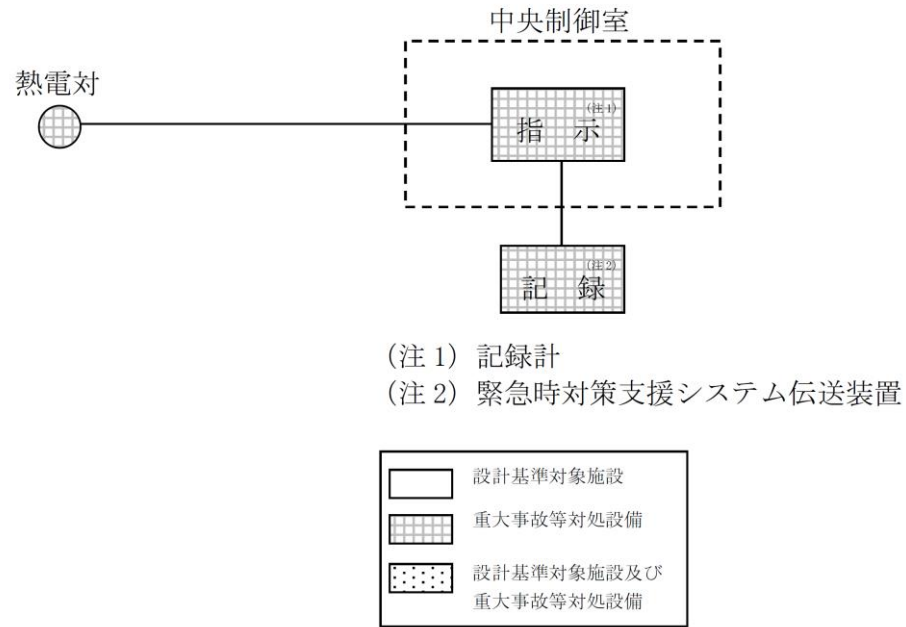


図5 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の概略構成図

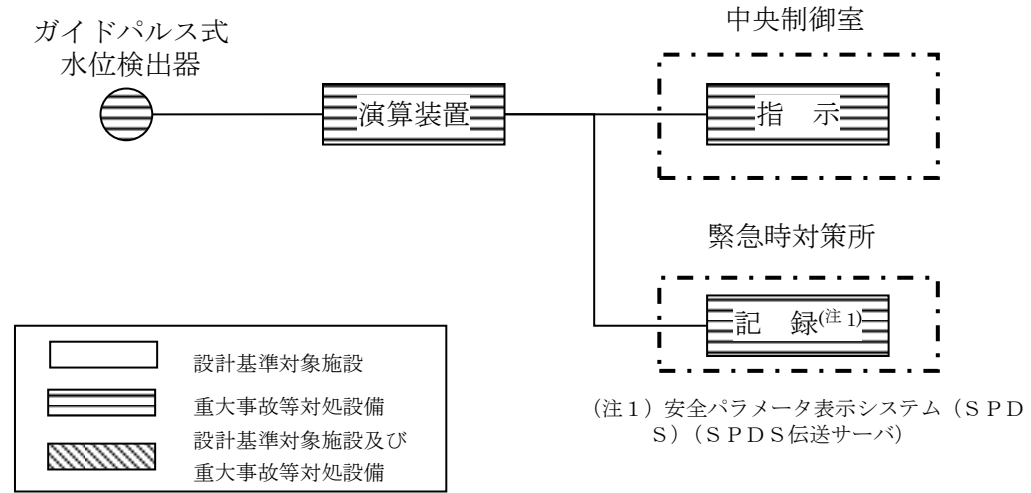


図4 燃料プール水位 (SA) の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲： 6号炉 T.M.S.L. 23420 ~ 30420mm (液相)  
 T.M.S.L. 31575mm (気相)  
 7号炉 T.M.S.L. 23373 ~ 30373mm (液相)  
 T.M.S.L. 33700mm (気相)

個数： 6号炉 1個  
 7号炉 1個

設置場所： 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) 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使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) ) 及び第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮

(設備仕様)

計測範囲： -4.30~7.30m<sup>\*</sup> (E.L. 31,218~42,818mm)

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 (SA) 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 (SA) 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 (SA) 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

・設備の相違

・設備の相違  
 ・設備の相違  
 ・設備の相違  
 ・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>し、<u>使用済燃料貯蔵ラック上端付近 (6号炉：T.M.S.L. 23420mm, 7号炉：T.M.S.L. 23373mm) から使用済燃料プール上端付近 (6号炉：T.M.S.L. 30420mm, 7号炉：T.M.S.L. 30373mm) を計測範囲とする。</u> (図7「<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲 (6号炉)</u>」及び図8「<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲 (7号炉)</u>」参照)</p> <p>(2)温度計測について</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。</u> (図6「<u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の概略構成図</u>」参照)</p> <div data-bbox="290 751 1127 1302" data-label="Diagram"> <p>(注1) 記録計 (注2) 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 設計基準対象施設  <span style="background: repeating-linear-gradient(45deg, transparent, transparent 2px, black 2px, black 4px); border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 重大事故等対処設備  <span style="background: radial-gradient(circle, black 1px, transparent 1px); background-size: 4px 4px; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p> </div> <p>図6 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の概略構成図</p> <p>(設備仕様)</p> <p>計測範囲 : 6号炉 0~150℃ 7号炉 0~150℃</p> <p>個数 : 6号炉 1個 (検出点8箇所) 7号炉 1個 (検出点8箇所)</p> <p>設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階</p> <p>なお、<u>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使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価：使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位 (6号炉：T.M.S.L. 30195mm, 7号炉：T.M.S.L. 30190mm) においても温度計</u></p>	<p><u>用済燃料貯蔵ラック下端近傍 (-4.30m<sup>*</sup> (E.L. 31, 218mm)) から燃料プール上端近傍 (7.30m<sup>*</sup> (E.L. 42, 818mm)) を計測範囲とする。</u> (図5「<u>燃料プール水位 (SA) の設置図</u>」参照)</p> <p><u>※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

測できる設置位置とする。また、第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。(図7「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の概略構成図(6号炉)」及び図8「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の概略構成図(7号炉)」参照)

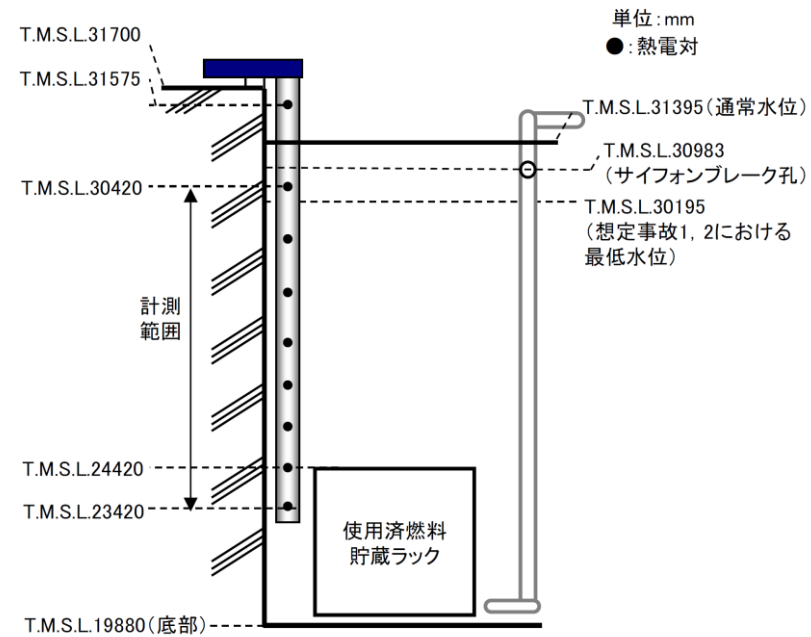


図7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の計測範囲(6号炉)

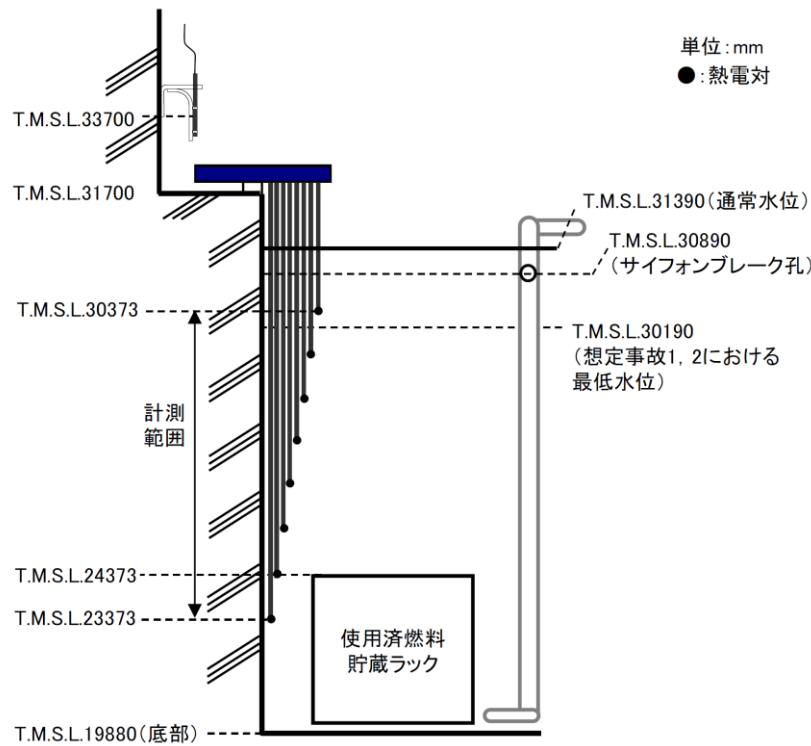


図8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の計測範囲(7号炉)

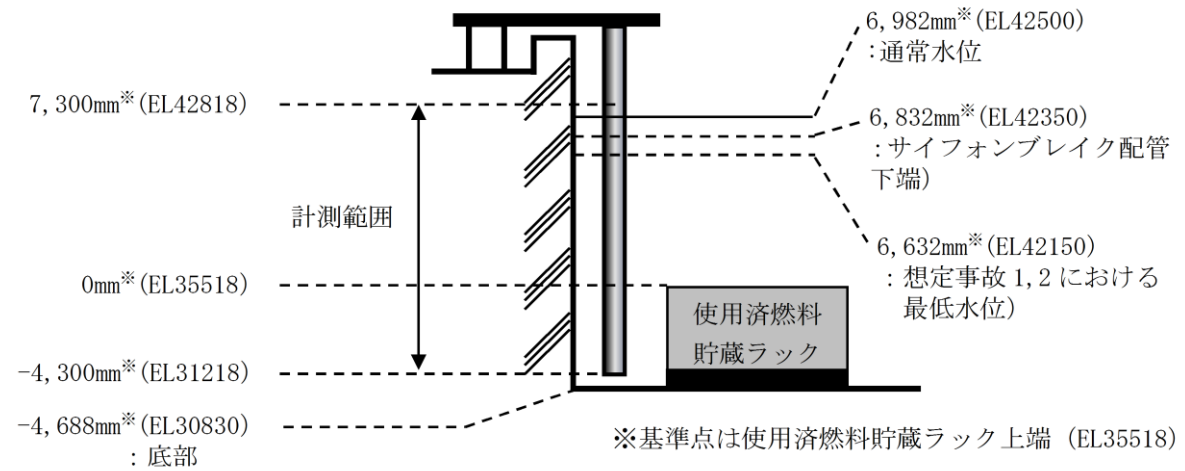


図5 燃料プール水位(SA)の設置図

・設備の相違

・設備の相違



2.3 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は、使用済燃料貯蔵プールの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した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放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。

なお、事故時においても、より広範囲の計測を可能とするため高レンジと低レンジの放射線モニタを設置する。(図9「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照)

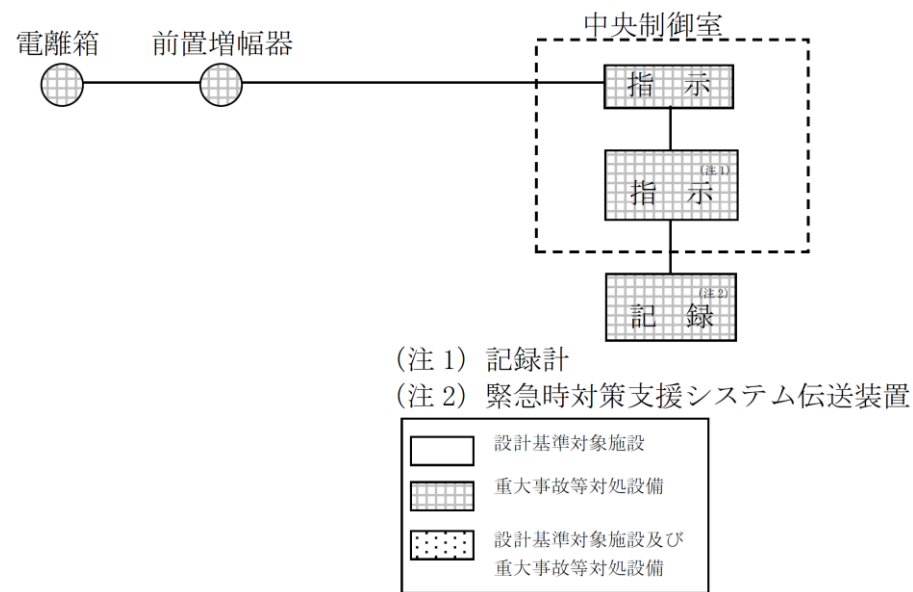


図9 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

(高レンジ)

計測範囲 : 6号炉  $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

7号炉  $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個数 : 6号炉 1個

7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

(低レンジ)

計測範囲 : 6号炉  $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

7号炉  $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

個数 : 6号炉 1個

7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上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

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)

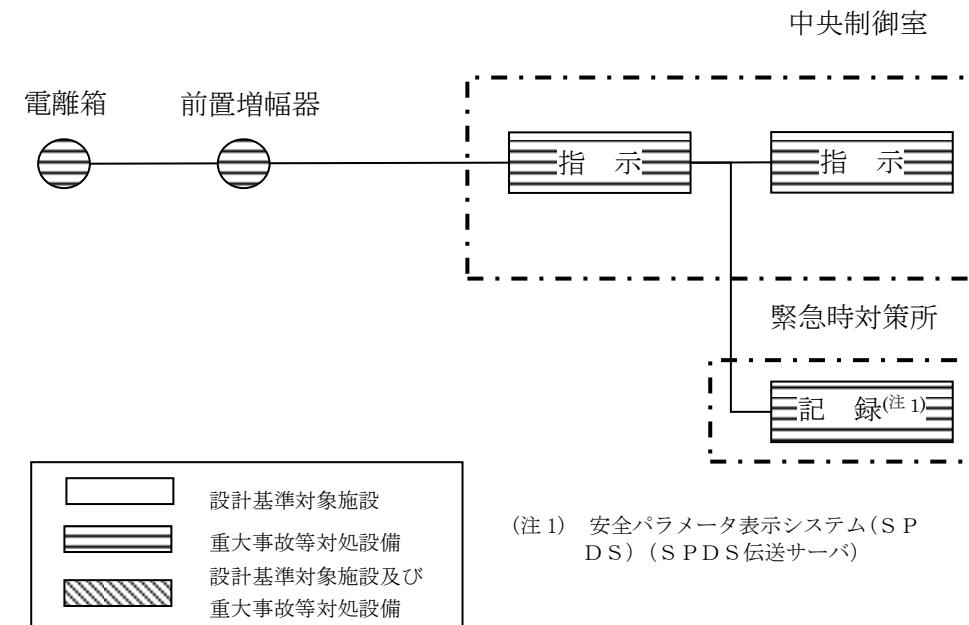


図6 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の概略構成図

(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

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

屋原子炉区域内地上4階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋原子炉区域内地上4階における遮蔽設計区分は、使用済燃料プール区域の遮蔽区分C ( $C < 0.05\text{mSv/h}$ ) となりこれらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限値は上記設計区分Cの上限線量当量率を計測できる範囲 ( $10^{-2}\text{mSv/h} \leq$  計測範囲) とする。計測範囲の上限値は、使用済燃料プール区域の遮蔽区分C ( $C < 0.05\text{mSv/h}$ ) が計測可能な測定範囲であること、かつ、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲 ( $\sim 10^8\text{mSv/h}$ ) とする。(図10「水位と放射線線量率の関係(6号炉)」及び図11「水位と放射線線量率の関係(7号炉)」参照)

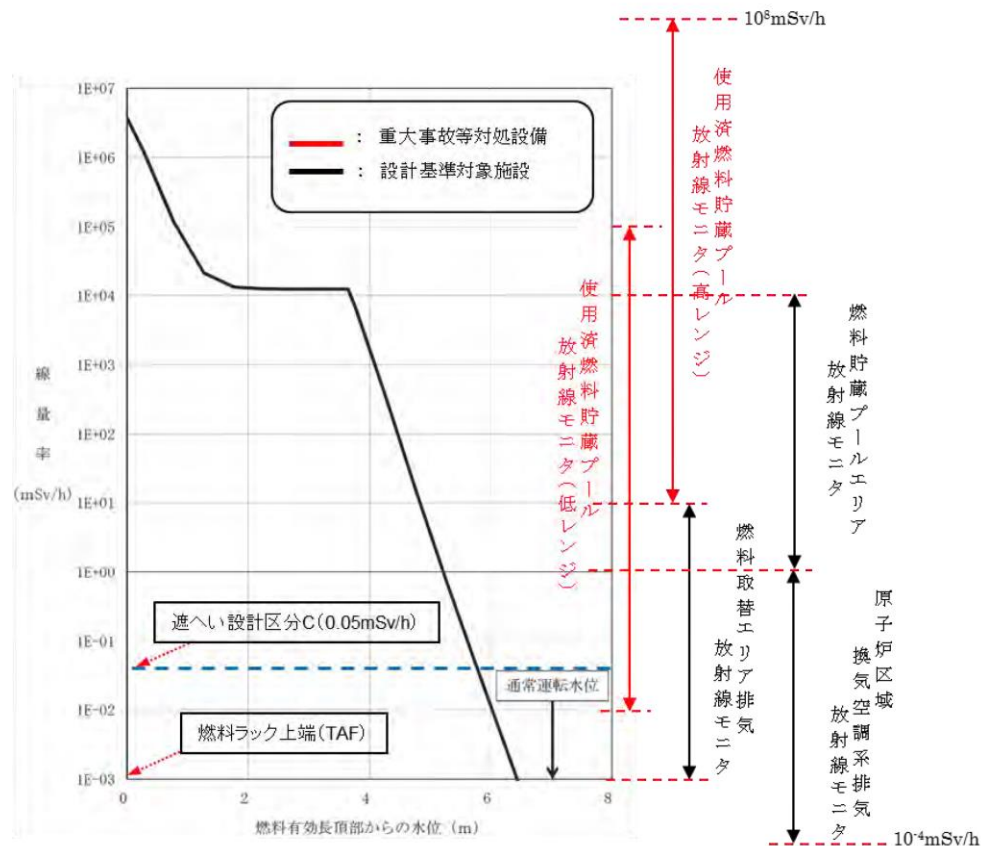


図10 水位と放射線線量率の関係 (6号炉)

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 ( $C \text{ 区分} \leq 0.06\text{mSv/h}$ ) 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)

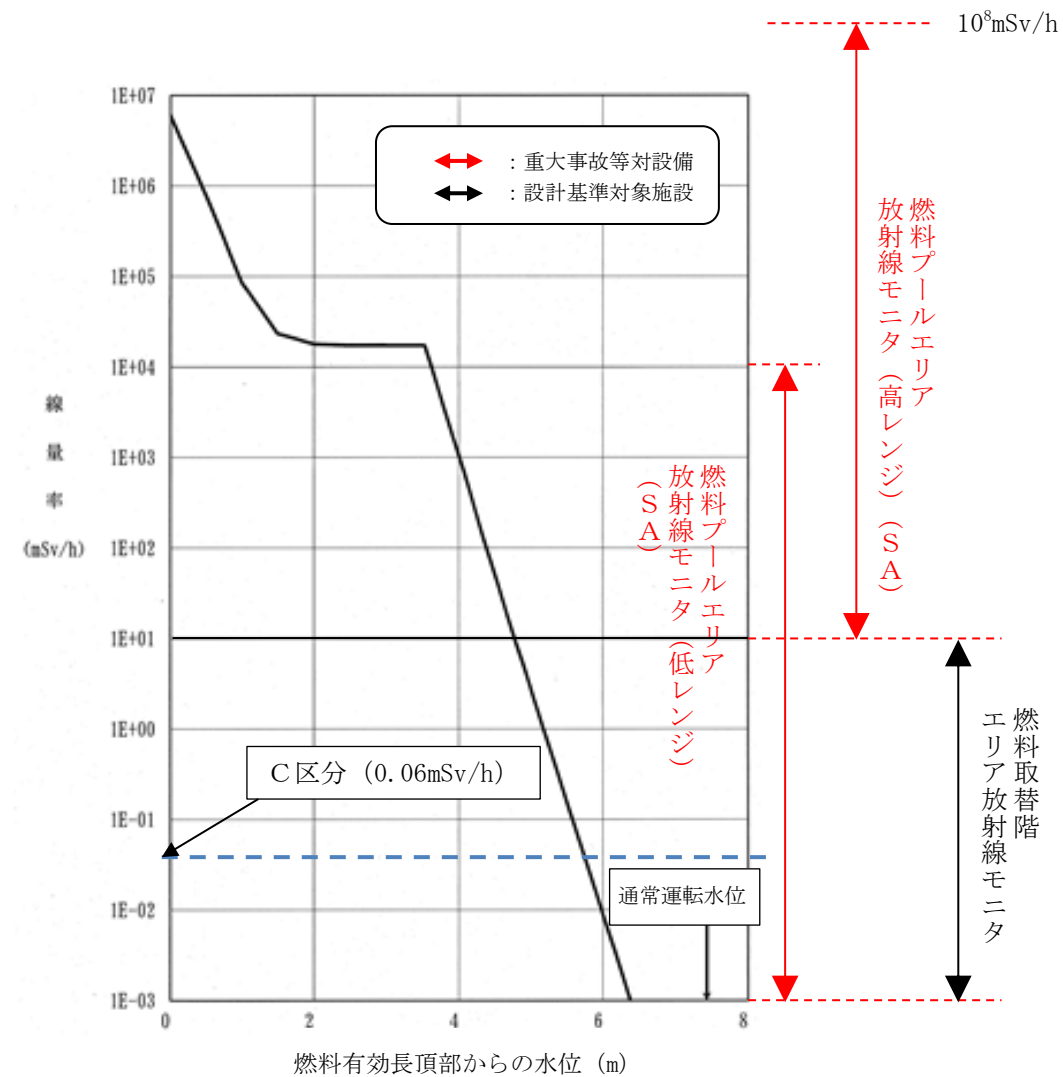


図7 水位と放射線線量率の関係

- ・設備の相違
- ・設備の相違
- ・設備の相違
- ・設備の相違

- ・設備の相違

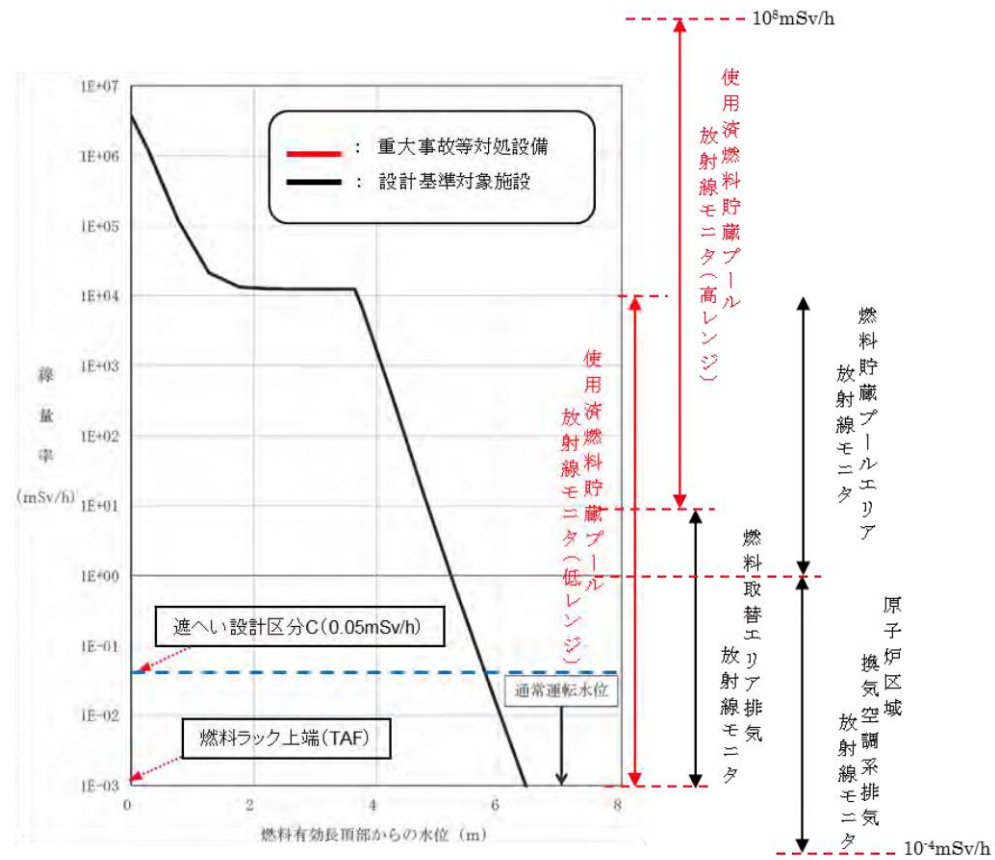


図11 水位と放射線線量率の関係 (7号炉)

2.4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

(1) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール及びその周辺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、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は、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12「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照)

2.4 燃料プール監視カメラ (SA)

(1) 燃料プール監視カメラ (SA)

燃料プール監視カメラ (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 (SA) の概略構成図」参照)

・設備の相違

・設備の相違

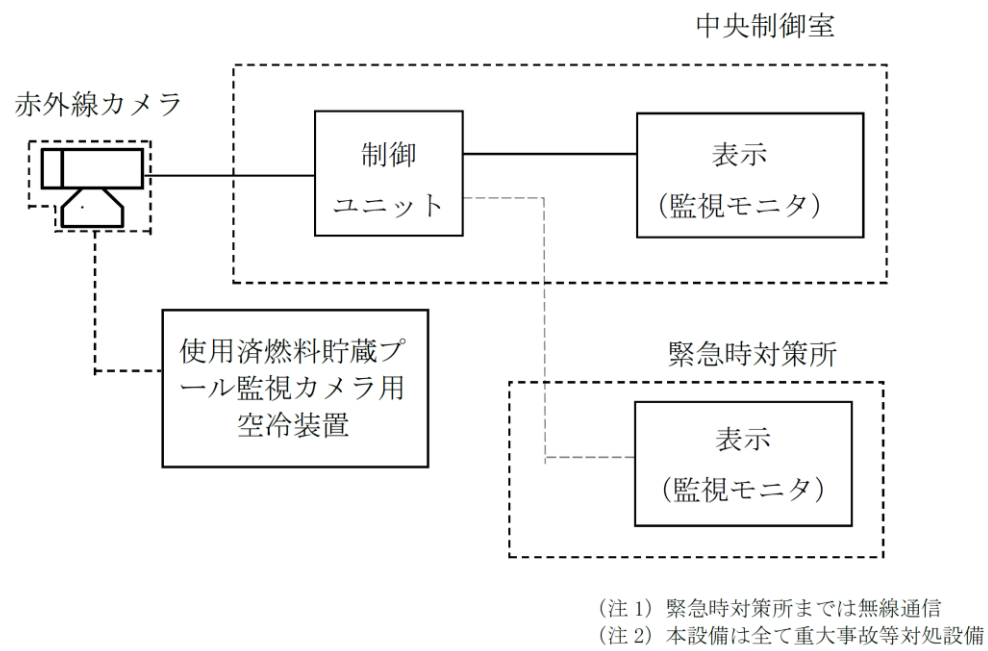


図12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個数 : 6号炉 1個  
7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ監視範囲 (図13 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図」参照)

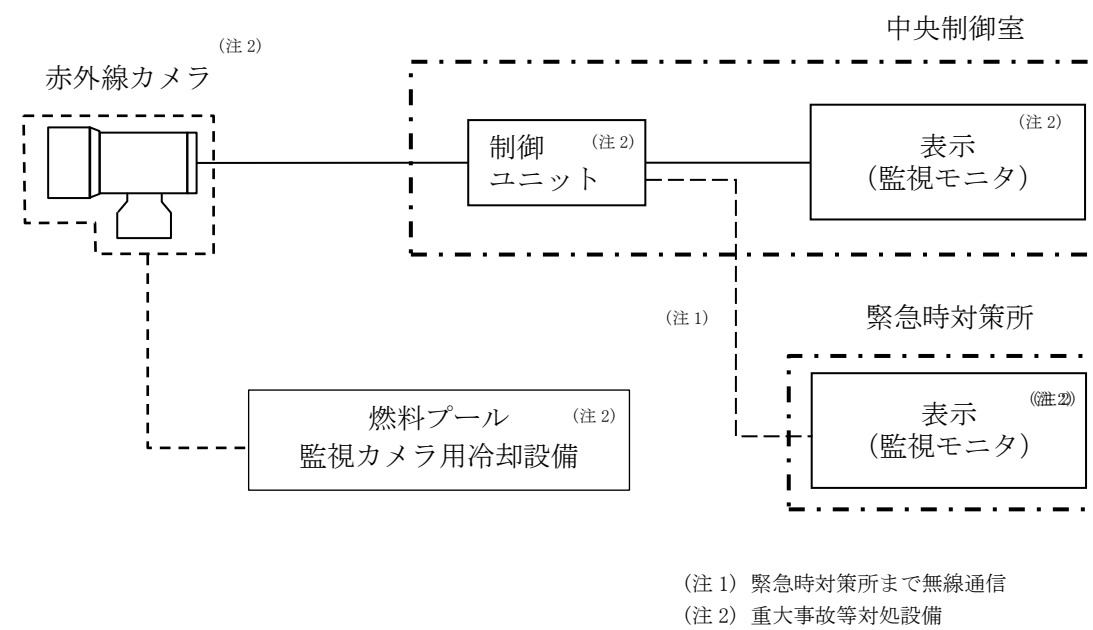


図8 燃料プール監視カメラ (SA) の概略構成図

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

・設備の相違

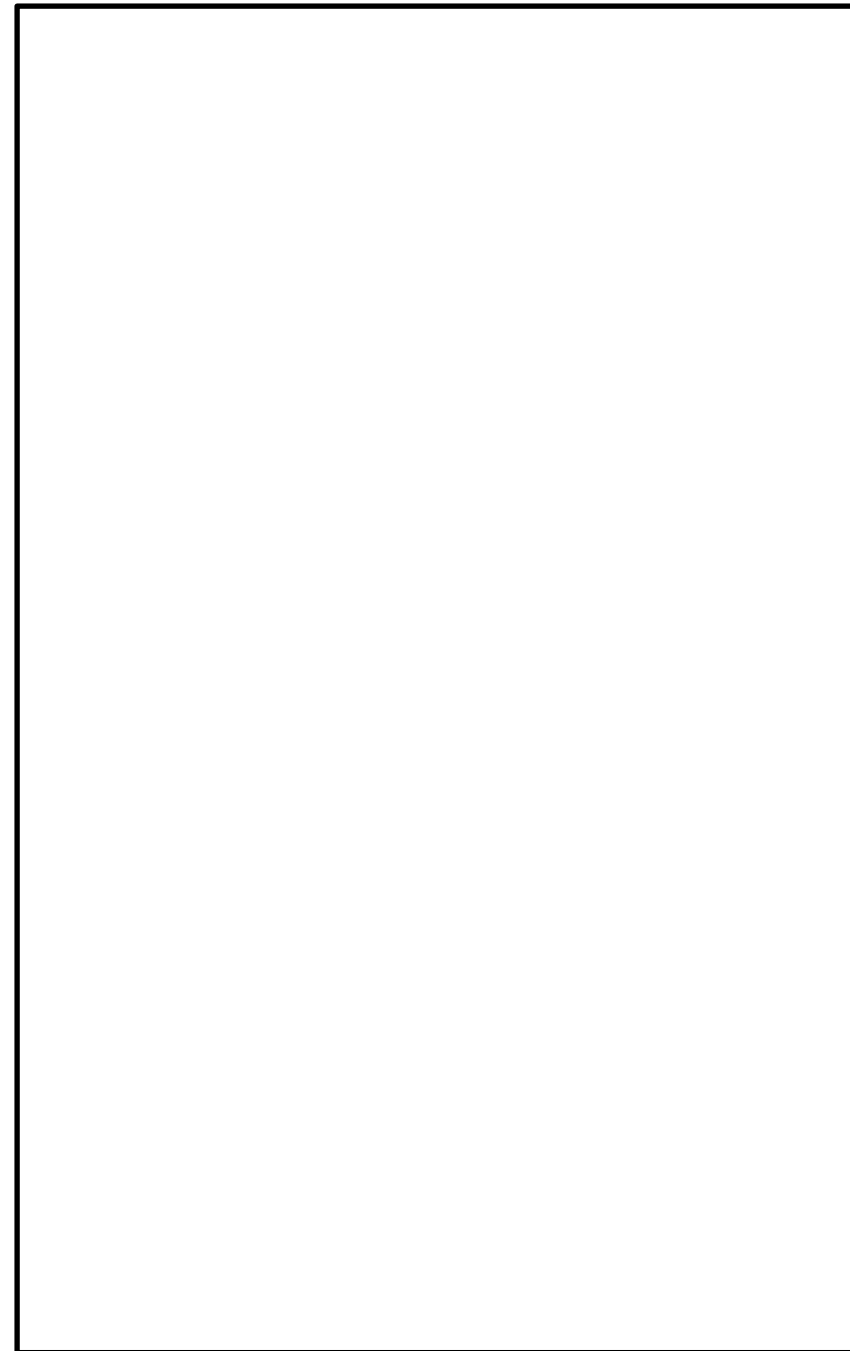


図13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図

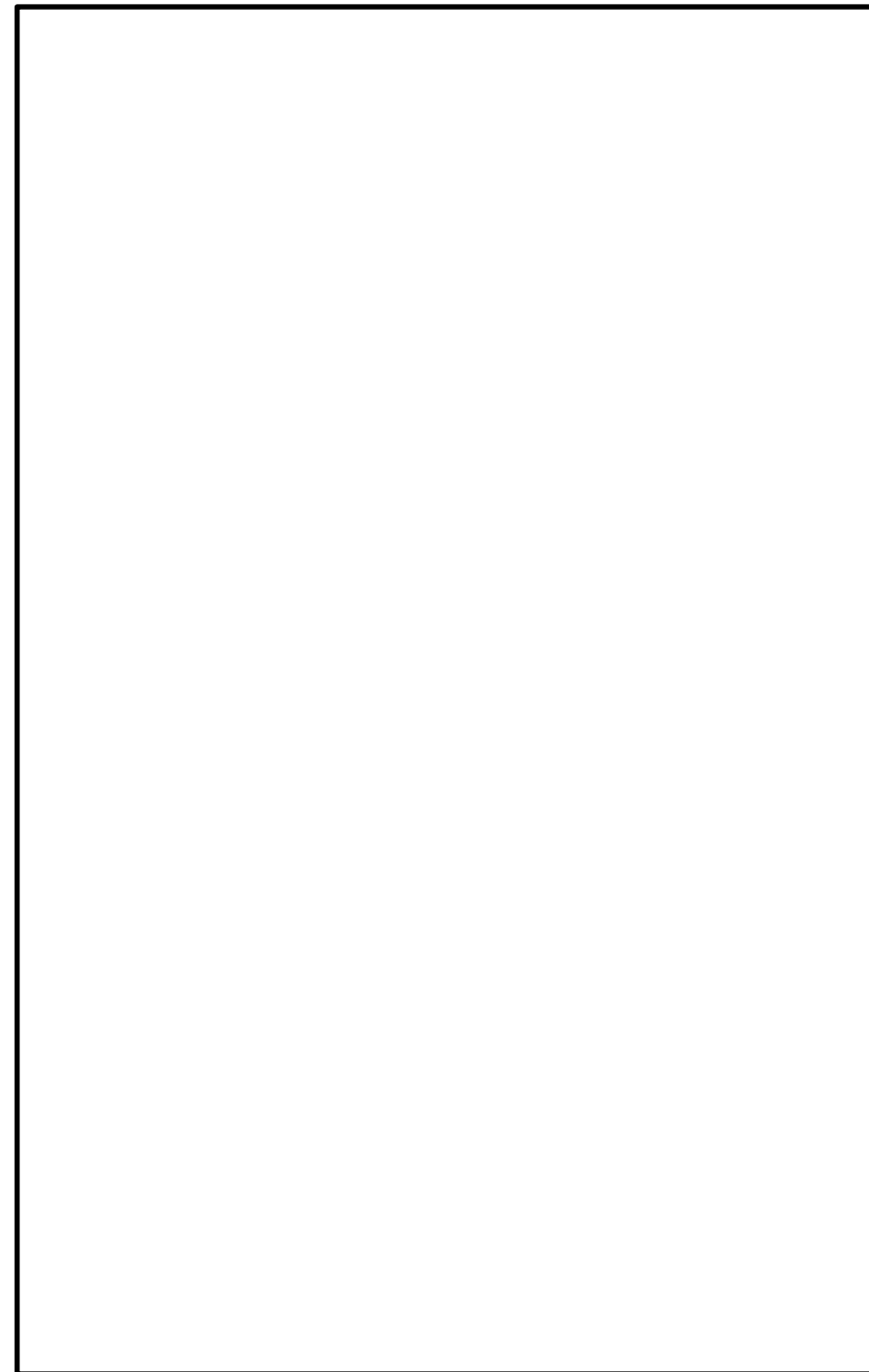
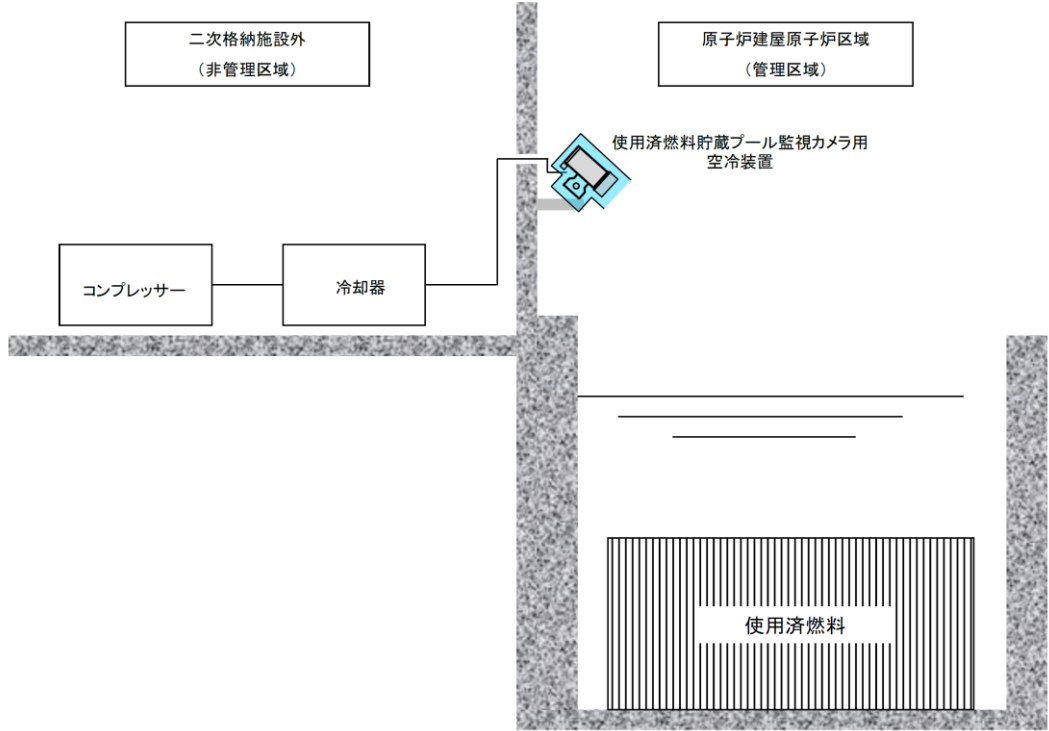
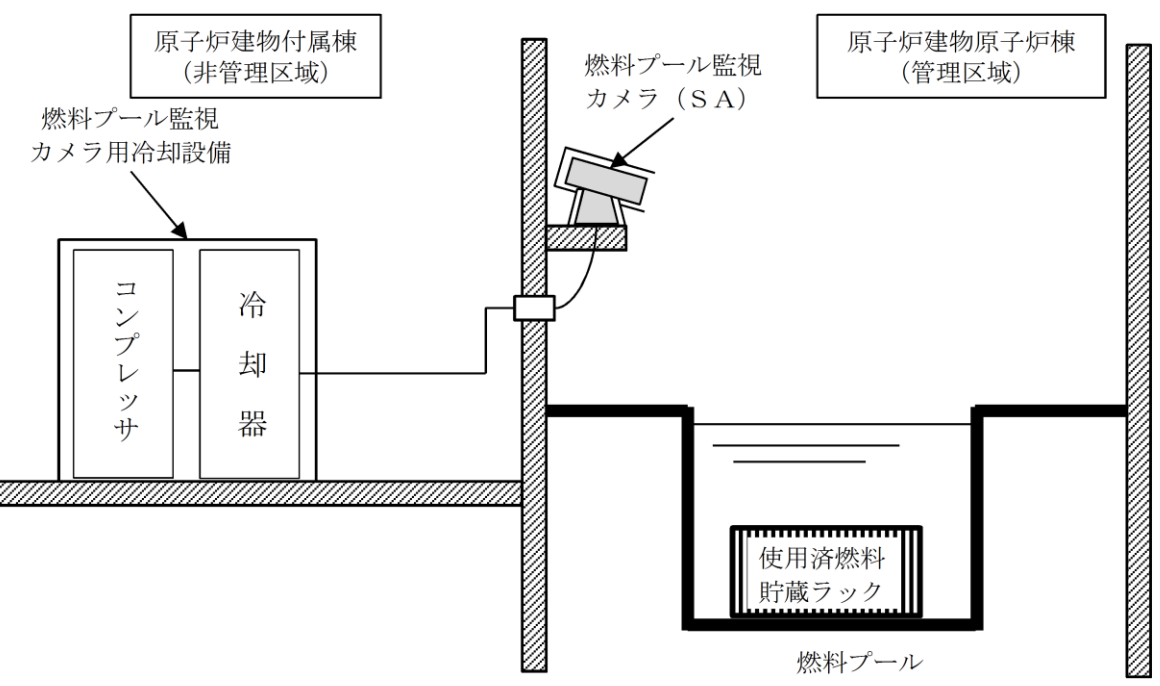
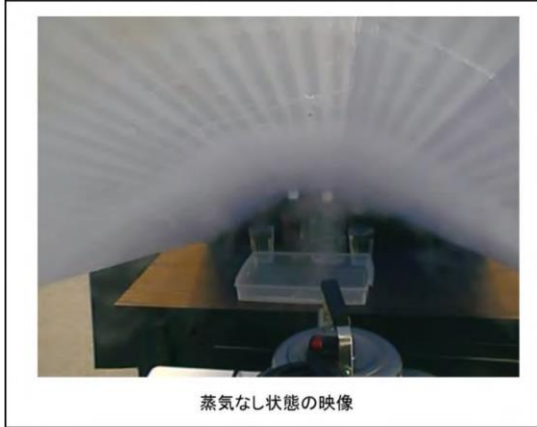


図9 燃料プール監視カメラ (S A) の視野概略図

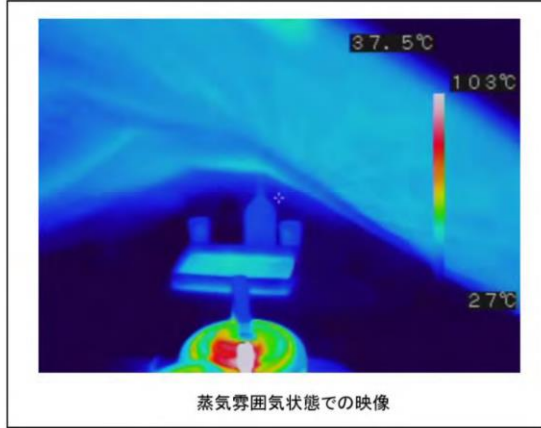
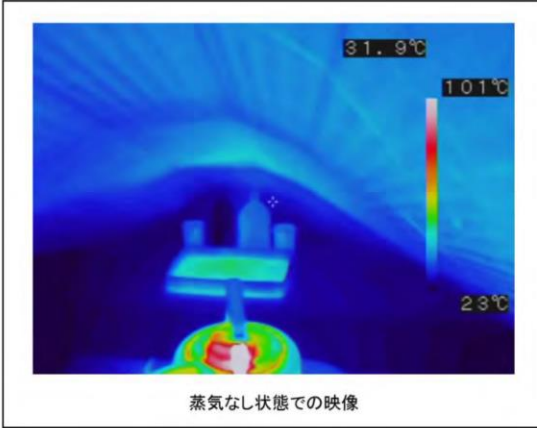


<p>柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p>(2) <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>  <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>は、重大事故等対処設備の機能を有しており、<u>コンプレッサー、冷却器及びホース</u>等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>の耐環境性向上用の空気を供給する。(図14「<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図</u>」参照)</p>  <p>図14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図</p> <p>(3) <u>蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性確認について</u>  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、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>は耐環境性向上のため<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>で冷却を行うが、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>が設置されている原子炉建屋原子炉区域内地地上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15「<u>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</u>」参照)</p>	<p>(2) <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>  <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>は、重大事故等対処設備の機能を有しており、<u>コンプレッサー及び冷却器</u>等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に<u>燃料プール監視カメラ(SA)</u>の耐環境性向上用の空気を供給する。  (図10「<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図</u>」参照)</p>  <p>図10 燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図</p> <p>(3) <u>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</u>  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、<u>燃料プール監視カメラ(SA)</u>は耐環境性向上のため<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>で冷却を行うが、<u>燃料プール監視カメラ(SA)</u>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「<u>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</u>」参照)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

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

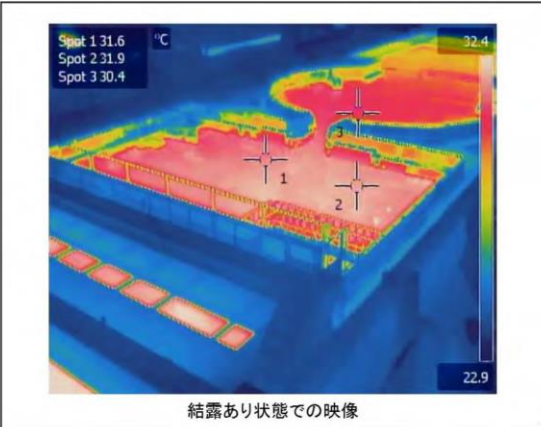
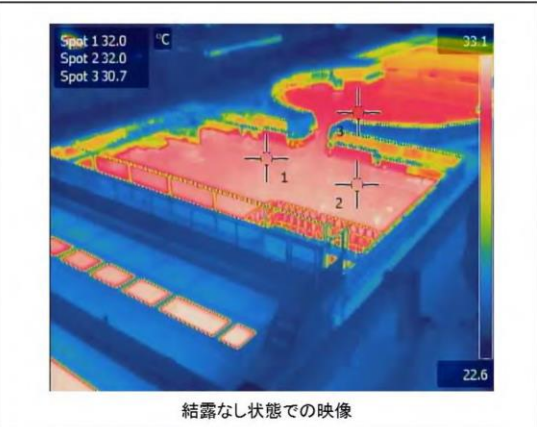
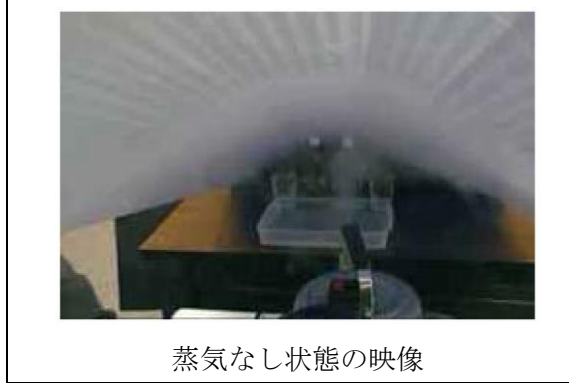
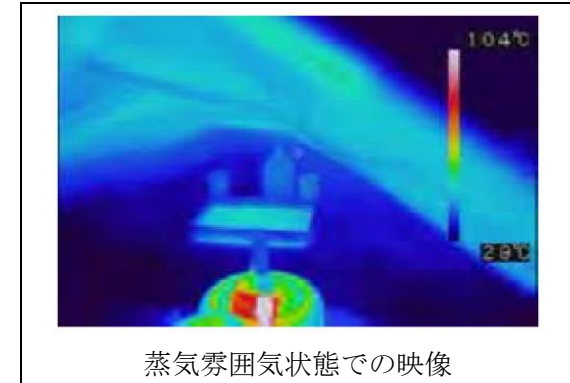
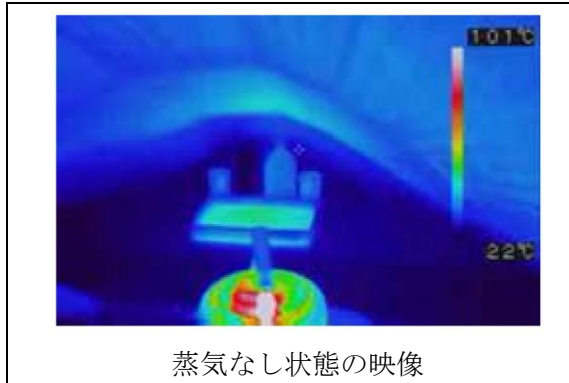


図15 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

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

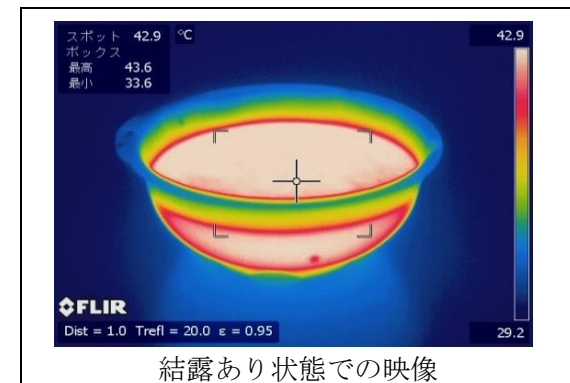
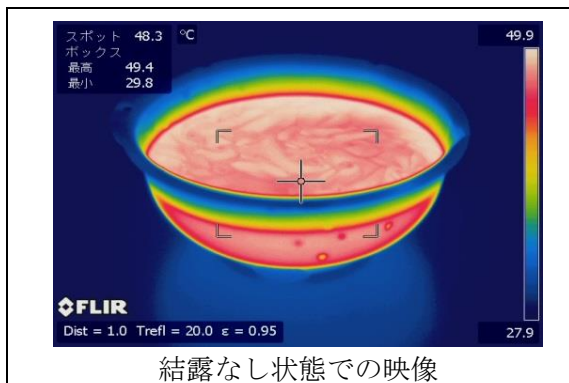


図11 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度、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、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、<u>使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)</u> を配備する。</li> <li>使用済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、<u>使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ</u>にて空間線量率を計測する。</li> </ul> <p><b>【水位監視】</b> 使用済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。</p> <p><b>【温度監視】</b> 水位監視を主として、<u>使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)</u>にて温度監視を行う。(温度は沸騰による蒸発状態では、<u>使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。)</u></p> <p><b>【空間線量率監視】</b> <u>使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するために線量率監視を行う。</u></p> <p><u>使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、(図16「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」)</u>に示す。</p>	<p>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</p> <p>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、<u>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 (SA)</u>により燃料プールの状態を監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、<u>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 (SA)</u> を配備する。</li> <li>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、<u>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) (SA)</u>にて空間線量率を計測する。</li> </ul> <p><b>【水位監視】</b> 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。</p> <p><b>【温度監視】</b> 水位監視を主として、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>にて温度監視を行う。(温度は沸騰による蒸発状態では、<u>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。)</u></p> <p><b>【空間線量率監視】</b> <u>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。</u></p> <p><u>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」)</u>に示す。</p>	<p>・設備の相違</p>



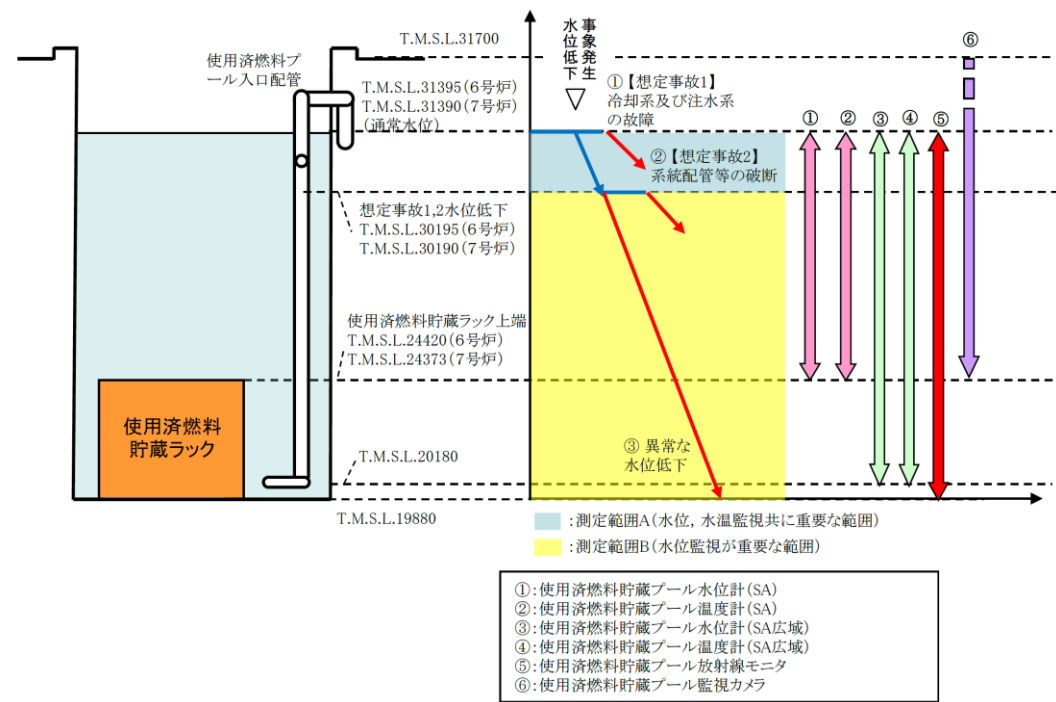


図 16 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

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

(1) 使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール水位 (SA広域, SA)）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気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、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

(2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール温度, 燃料プール水冷却浄化系ポンプ入口温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール温度 (SA広域, SA)）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気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、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

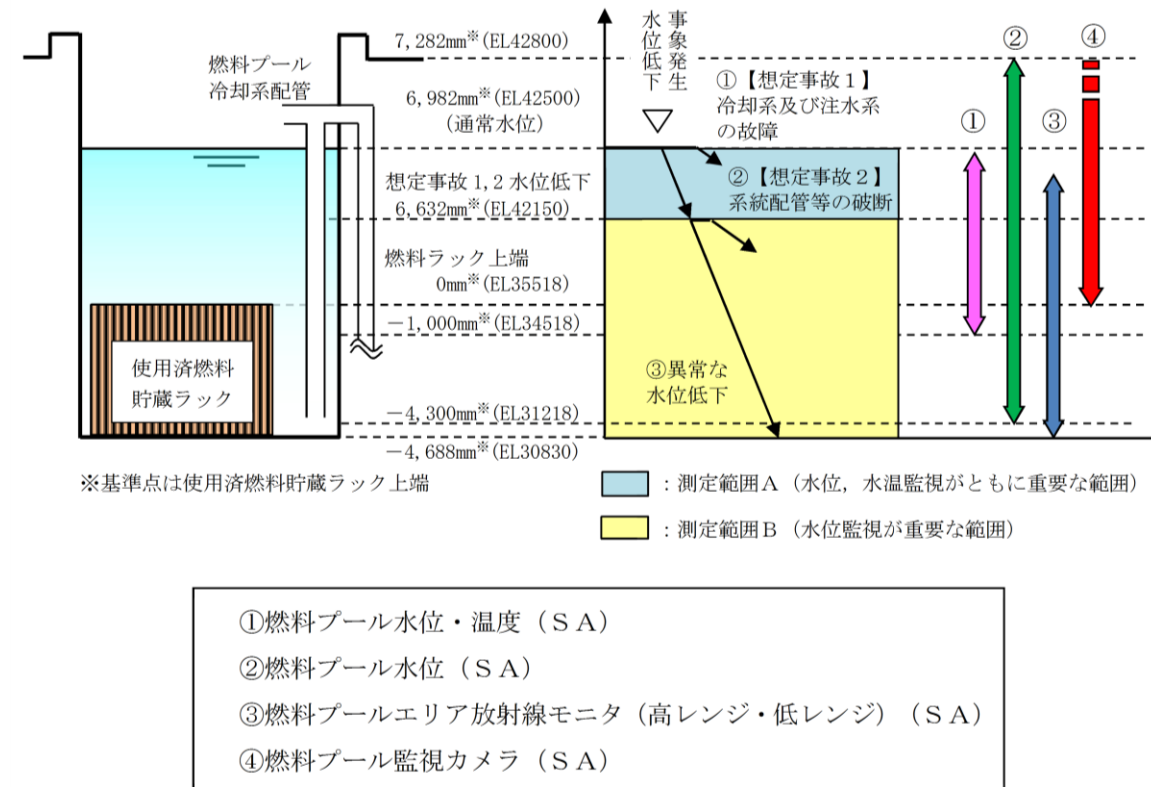


図 12 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

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 (SA), 燃料プール水位 (SA)）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気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 (SA), 燃料プール温度 (SA)）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気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。

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>使用済燃料プール上部の空間線量率</u></p> <p>設計基準対象施設（<u>燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ</u>，<u>原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ</u>，<u>燃料取替エリア排気放射線モニタ</u>）と重大事故等対処設備（<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</u>）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気的な分離を実施する設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計としており、<u>設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。</u></p> <p>これら重大事故等対処設備は、<u>原子炉建屋原子炉区域内地上4階</u>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物は除去されており、ケーブルは電線管により敷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。</p> <p>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。</p> <p>重大事故等対処設備（検出器）からの信号は、微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず、かつ、信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計としており、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>（<u>図17「6号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」</u>及び<u>図18「7号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」</u>参照。）</p>	<p>(3) <u>燃料プール上部の空間線量率</u></p> <p>設計基準対象施設（<u>燃料取替階エリア放射線モニタ</u>，<u>燃料取替階放射線モニタ</u>）と重大事故等対処設備（<u>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）</u>）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気的な分離を実施する設計とする。</p> <p>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。</p> <p>これら重大事故等対処設備は、<u>原子炉建物原子炉棟4階</u>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>（<u>図13「燃料プール監視設備の配置図」</u>参照）</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

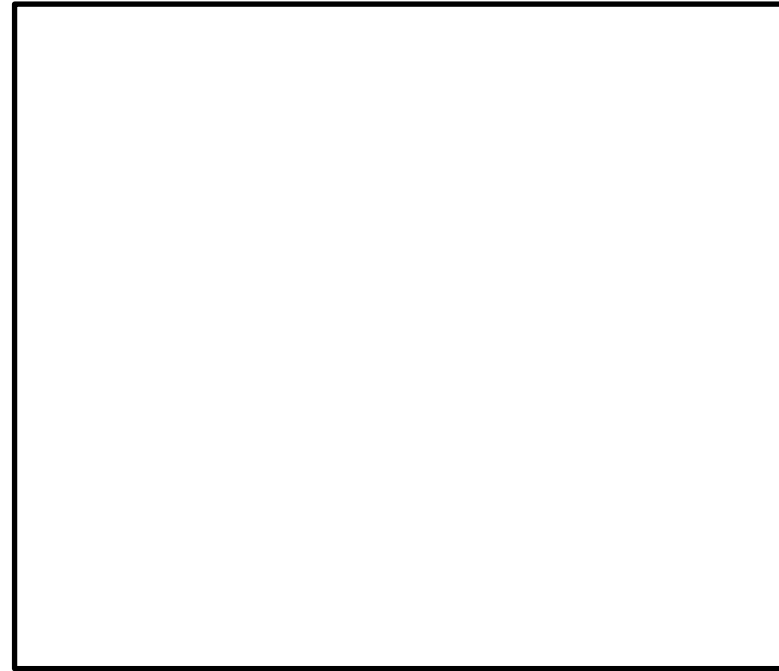


図 17 6号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図



図 18 7号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図

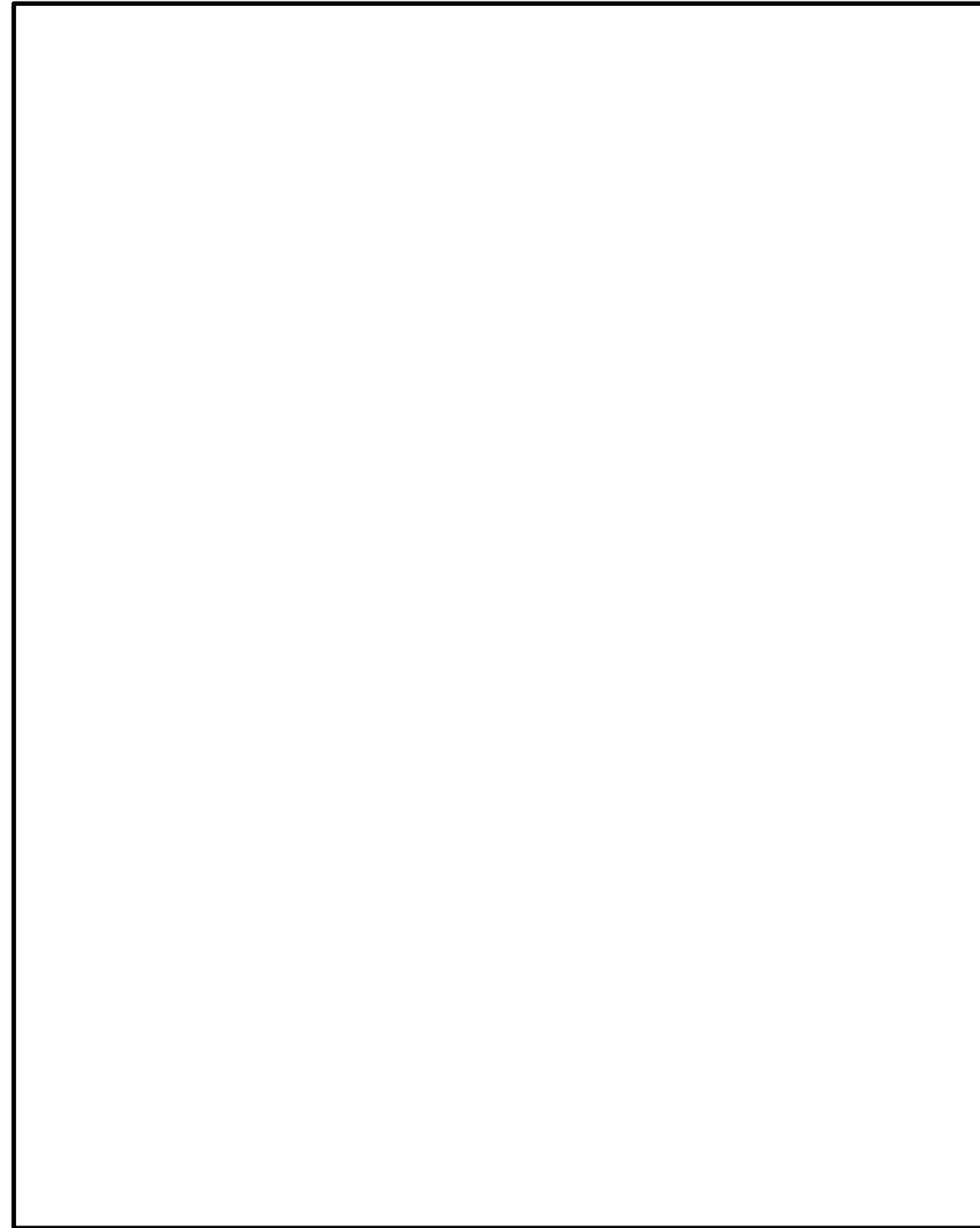


図 13 燃料プール監視設備の配置図

熱電対による水位計測について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する (図1)。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点を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 秒とする。

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

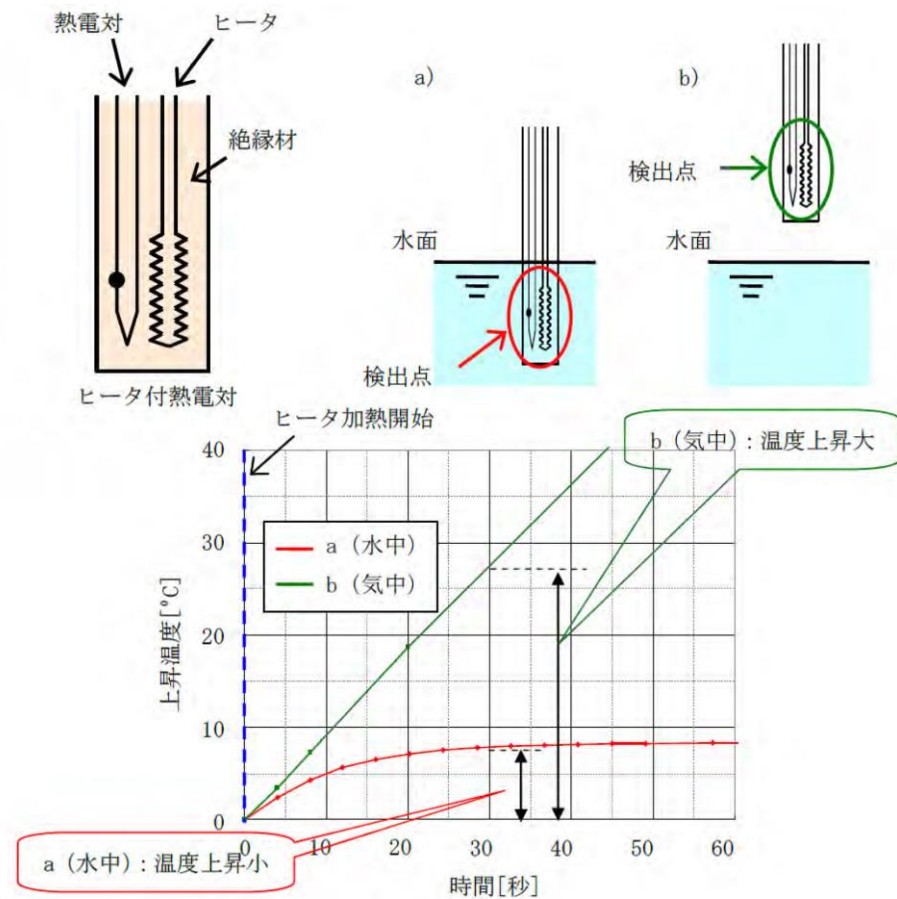


図1 熱電対 (ヒータ付) による水位検出原理

燃料プール水位・温度 (SA) について

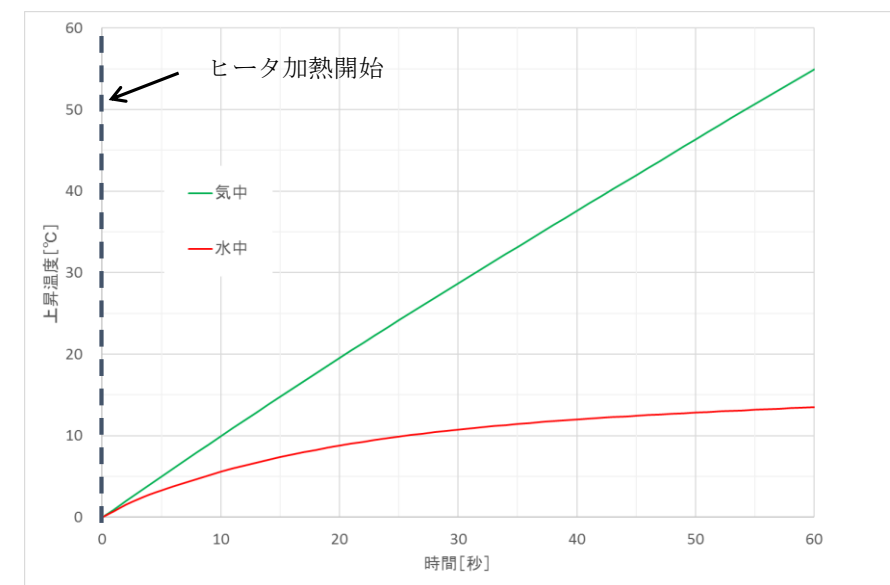
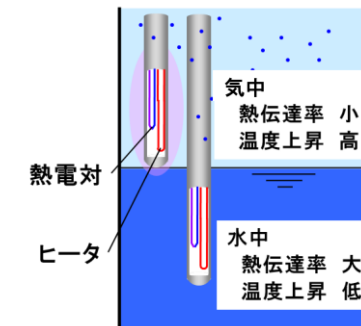
1. 燃料プール水位・温度 (SA) の計測性能

(1) 検出原理

燃料プール水位・温度 (SA) 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

・設備の相違

・設備の相違



(2) 事故時の計測性能の信頼性について

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

試験容器内に水位計を設置し、水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付熱電対の応答性について、図2の点線囲みの箇所において、水位を低下させてJP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認する。

JP2温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中/気中の判定は可能であるといえる。なお、ヒータONによる水位判定は約60秒であり、その後ヒータOFFすることで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータON前の水温に約60秒で復帰する。

(図2「高温状態の試験結果」参照。)

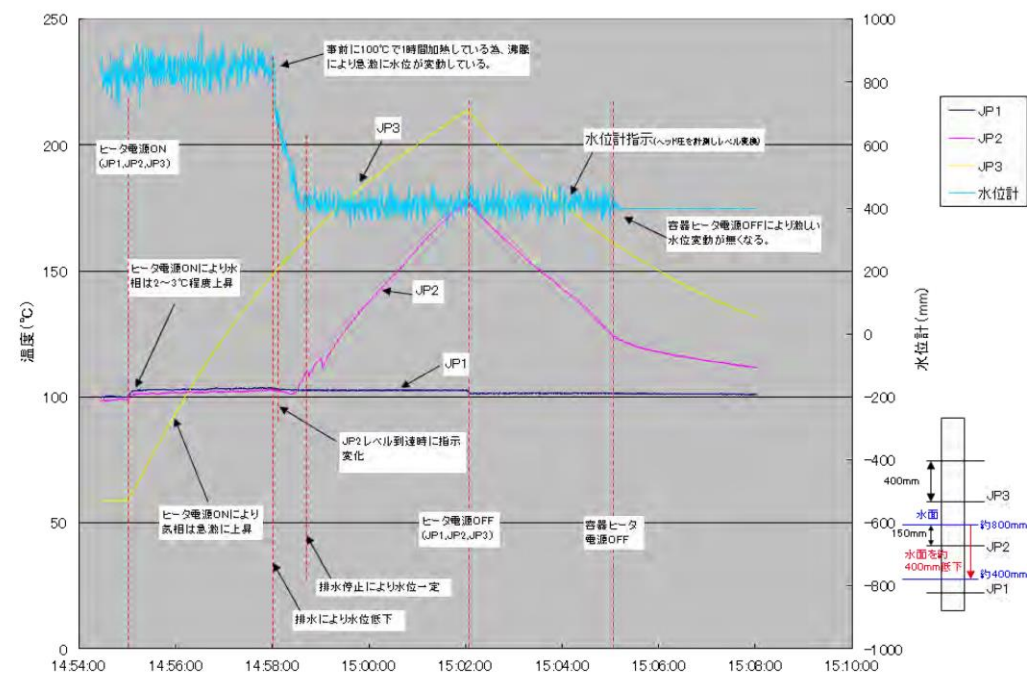
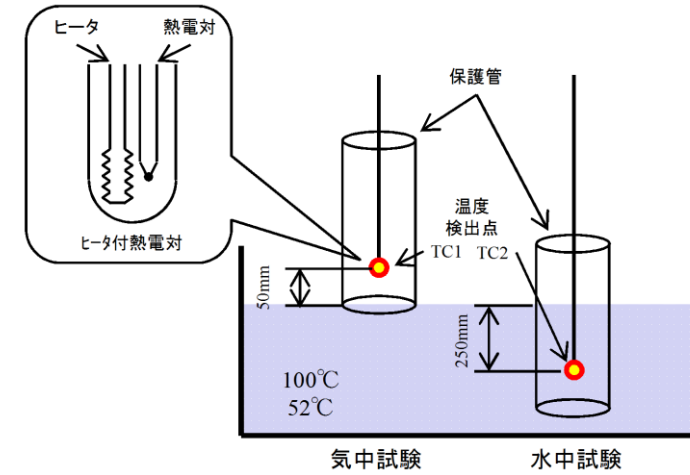


図2 高温状態の試験結果

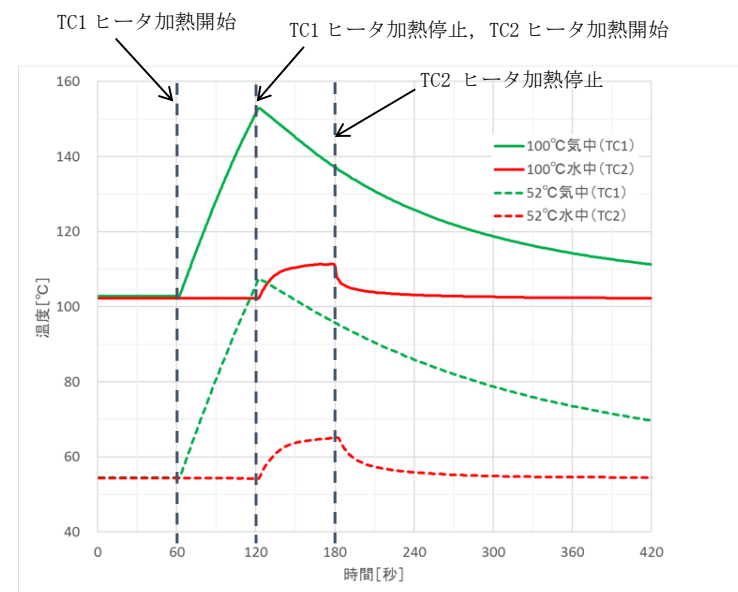
(2) 事故時の計測性能の信頼性について

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、気相部分のヒータ付熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

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50mm上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対(TC1)、水面から250mm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

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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。

温度計に関しては液相にある14箇所<sup>①</sup>の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため使用済燃料プールの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、気相と液相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相又は液相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能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータON/OFFを繰り返して実施することで、同時に水位及び温度計測が可能となる設計とする(14個の熱電対を上から交互に2グループに分けて、1分間ヒータONを繰り返して約7分で1周させる計画)。

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使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故))における水位の低下速度は表1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考える。

表1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	7分間での水位低下
想定事故1	約0.08m/h	約10mm
想定事故2	約0.29m/h	約34mm
想定事故2 (配管全周破断を想定)	約3.5m/h	約409mm

※水位低下速度及び7分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

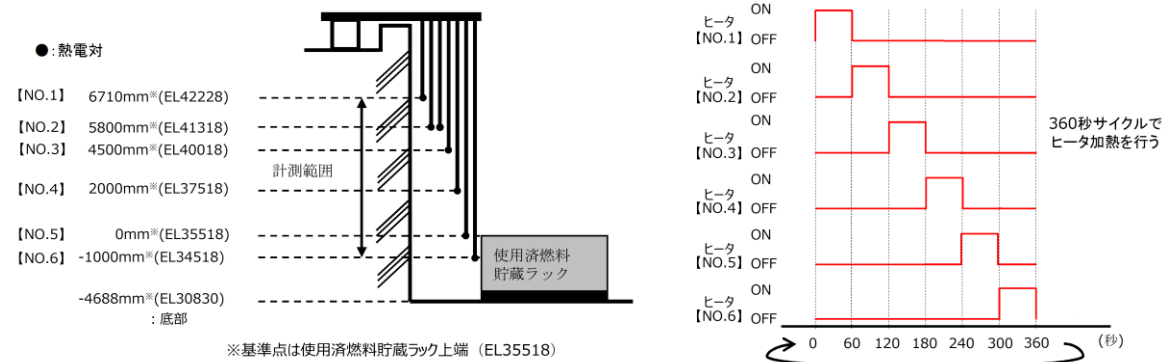
(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

燃料プール水位・温度 (SA) 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<sup>②</sup>の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付き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、当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個のヒータ付き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(SA)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 (SA) 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考える。

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8mm
想定事故2	約0.08m/h	約8mm

※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。

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・評価条件の相違

想定事故2における水位低下速度については、島根2号炉では、保守的にサイフォンブレイク配管開放端まで瞬時に水位低下することを想定しており、それ以降の燃料崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発による水位低下速度としている

2. 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点について

(1) 目的

使用済燃料プールの重大事故等が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) において使用済燃料プール底部まで14 個の温度計 (熱電対) にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの水位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。

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

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の各水位設定点は、検出点の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため、下図 (図3「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点 (6号炉)」及び図4「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)」) のとおり設定する。

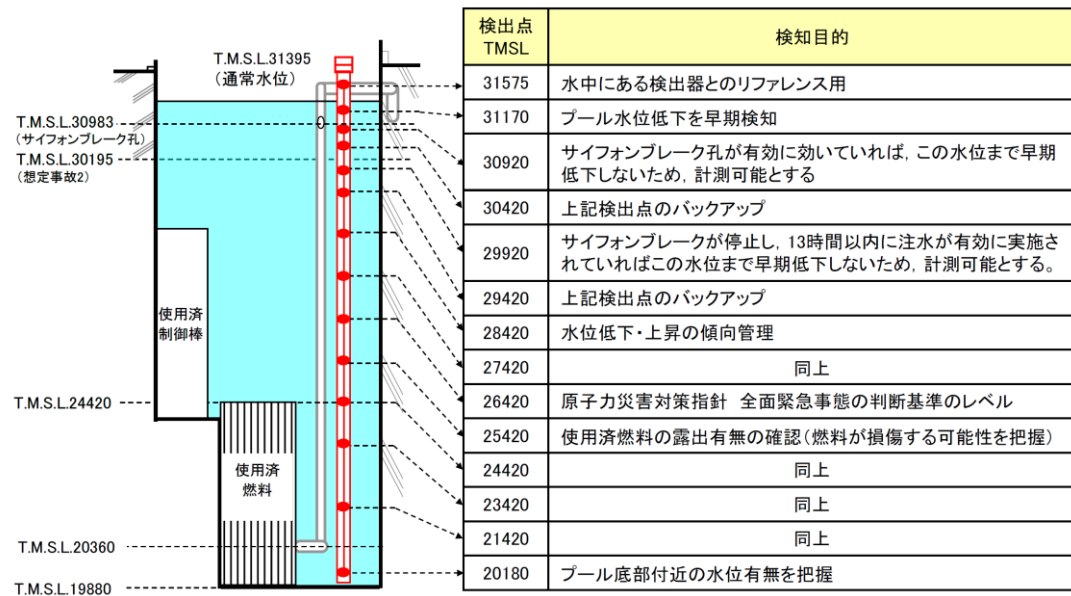


図3 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点 (6号炉)

2. 燃料プール水位・温度 (SA) の水位設定点について

(1) 目的

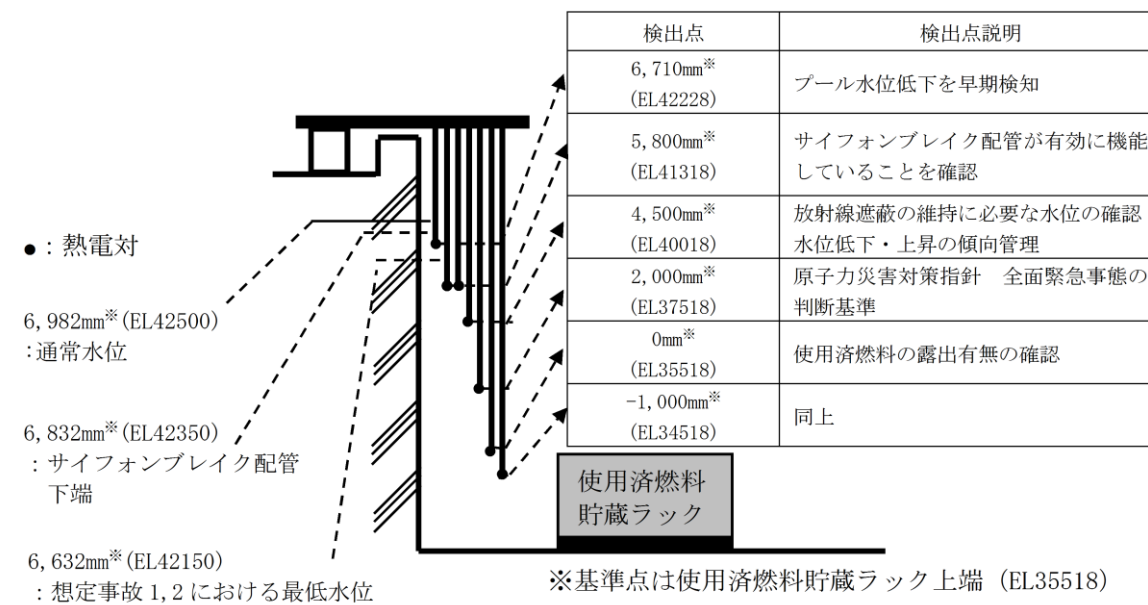
燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度 (SA) において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計 (熱電対) にて燃料プールの水位を検知する。

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 (SA) の水位設定点について

燃料プール水位・温度 (SA) 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 (SA) 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 (SA) の水位設定点

- ・設備の相違
- ・設備の相違

- ・設備の相違

- ・設備の相違

- ・設備の相違

- ・設備の相違



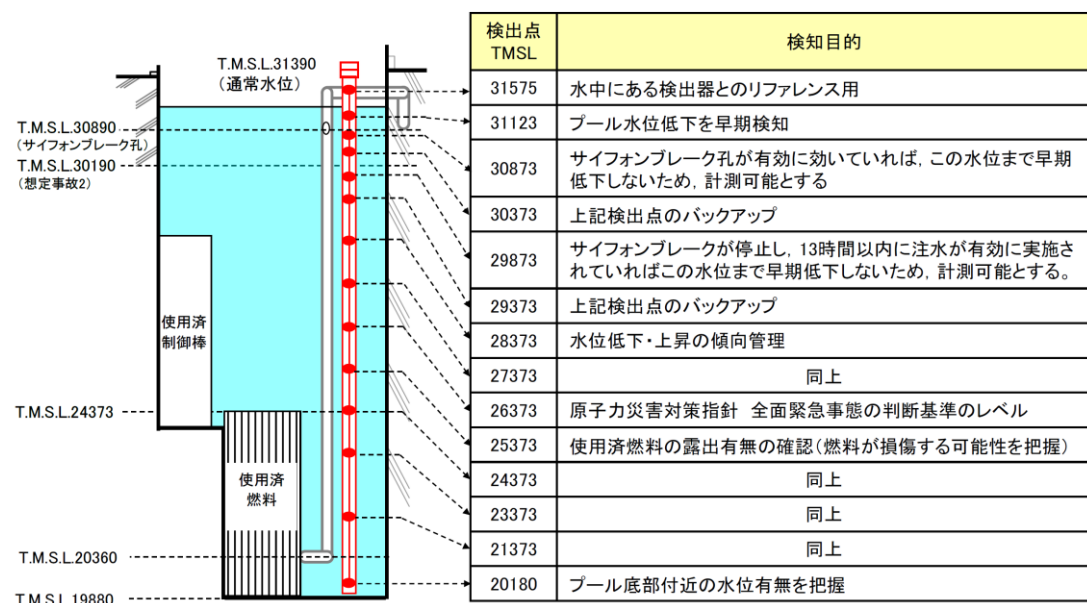


図4 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)

・設備の相違



使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済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、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの機能健全性を評価する。

表1 使用済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

		計器仕様		環境条件* [想定変動範囲]		評価	補 足	総合 評価
水位 水温	使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA 広域, SA)	温度	100℃	~100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○	
		湿度	防水	~100%	○	使用環境にて試験を実施し機能維持確認済み。	○	
		放射線	—	~480Gy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため、問題ない。	○	
空間 線量	使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レ ンジ・低レン ジ)	温度	100℃	~100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○	
		湿度	防水	~100%	○	耐環境性試験にて蒸気で機能維持確認済み。	○	
		放射線	~10 <sup>8</sup> mSv/h 1×10 <sup>6</sup> Gy	~480Gy	○	重大事故時に想定される空間線量率を把握できる。	○	
状態 監視	使用済燃料貯蔵 プール監視 カメラ	温度	≤50℃	~100℃	△	耐環境性試験にて <input type="checkbox"/> ℃ で機能維持確認済み。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%	○	防水機能であり問題ない。	○	
		放射線	<input type="checkbox"/>	~480Gy	△	重大事故時に想定される空間線量での機能健全性を確認済み。なお、重大事故等時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。	○	

\*現時点で想定している変動範囲であり、今後見直す予定あり

表1 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、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ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、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を設置し、耐環境性の向上を図る。

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 (SA)、燃料プール水位 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び 燃料プール監視カメラ (SA) 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 (SA)	温度	100℃	~100℃	○	燃料プール水位・温度 (SA) 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 (SA)	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%	○			
		放射線	~10 <sup>8</sup> mSv/h 10 <sup>6</sup> Gy	~280Gy	○			
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) (SA)	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%	○			
		放射線	~10 <sup>8</sup> mSv/h 10 <sup>6</sup> Gy	~280Gy	○			
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%	○			
		放射線	<input type="checkbox"/>	~280Gy	○			

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 (SA) 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。

・設備の相違

・設備の相違

燃料プール水位・温度 (SA) 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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>54-12 <u>使用済燃料プールサイフォンブレイク孔</u>の健全性について</p>	<p>54-12 <u>燃料プールサイフォンブレイク配管</u>の健全性について</p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p align="center"><u>柏崎刈羽6,7号炉使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について</u></p> <p>(1) 配管強度への影響について  <u>ディフューザ配管は、設計・建設規格、JSME S NC1-2005 におけるクラス3配管に該当する。クラス3配管への穴補強の適用の条件はPPD-3422より、「(1)平板以外の管に設ける穴であつて、穴の径が61mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフォンブレイク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。</u>  <u>また、当該配管は耐震Sクラスで設計されていることから、十分な耐震性を有している。</u></p> <p>(2) 人的要因による機能障害について  <u>サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、使用済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孔レベル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。</u></p> <p>(3) 異物による閉塞について  <u>使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プール水面上の空気中からの混入物</li> <li>・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</li> <li>・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物</li> <li>・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物</li> <li>・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水</li> </ul> <p>a. <u>スキマサージタンクによる異物除去について</u>  <u>スキマサージタンクには、約30mm×100mmの異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。</u></p> <p>b. <u>ろ過脱塩器による異物除去について</u>  <u>ろ過脱塩器は、カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。</u>  <u>このろ過脱塩器のエレメントは目開き約25μm程度であり、サイフォンブレイク孔の寸法φ15mmを閉塞させるような不純物の除去が可能である。</u></p> <p>c. <u>使用済燃料プールの巡視について</u>  <u>使用済燃料プールは、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孔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及び除去することにより、異物による閉塞を防止することが可能である。</u></p>	<p align="center"><u>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</u></p> <p>1. 配管強度への影響について  <u>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。</u></p> <p>2. 人的要因による機能障害について  <u>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。</u></p> <p>3. 異物による閉塞について  <u>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 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> の閉塞を防止することが可能である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プール水面上の空気中からの混入物</li> <li>・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</li> <li>・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物</li> <li>・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物</li> <li>・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水</li> </ul> <p>(1) <u>スキマ・サージ・タンクによる異物除去について</u>  <u>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。</u></p> <p>(2) <u>ろ過脱塩装置による異物除去について</u>  <u>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。</u>  <u>このろ過脱塩装置のエレメントは目開き約25μm程度であり、サイフォンブレイク配管 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> を閉塞させるような不純物の除去が可能である。</u></p> <p>(3) <u>燃料プールの巡視について</u>  <u>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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ある。</p> <p>(4) <u>落下物干渉による変形</u>  <u>サイフォンブレイク孔は図1 に示すとおり、配管鉛直部に設けられており、落下物が直接干渉することはない。サイフォンブレイク孔が変形して閉塞することは考えにくい。</u></p> <p>4. <u>サイフォンブレイク孔の健全性確認方法について</u>  <u>サイフォンブレイク孔については、定期的なパトロール (1 回/週) を実施し、目視により穴の閉塞がないことを確認する。</u></p>	<p><u>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)</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(配備する治具)</u></p> <p><u>①タモ、ケーブルフィッシャー</u>  <u>燃料プール上の養生シート片の除去</u></p> <p><u>②ボートフック</u>  <u>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</u></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1368 869 1709 1066">  </div> <div data-bbox="1353 1073 1724 1119"> <p>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))</p> </div> <div data-bbox="1368 1146 1709 1344">  </div> <div data-bbox="1353 1350 1724 1396"> <p>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))</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図1 サイフォンブレイク配管設置位置図</p> <p>(4) <u>落下物干渉による影響</u>  <u>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。</u></p> <p>(5) <u>サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について</u>  <u>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。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備及び運用の相違</p>





図1 サイフォンブレイク孔の設置状況

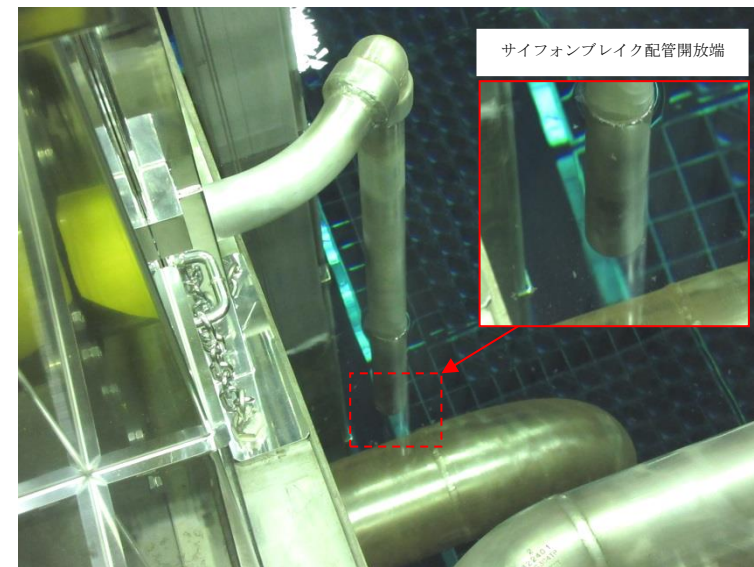


図2 サイフォンブレイク配管の設置状況

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-13 <u>使用済燃料プール</u> 水沸騰・喪失時の未臨界性評価	54-13 <u>燃料プール</u> 水沸騰・喪失時の未臨界性評価	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="320 212 1101 243"><u>柏崎刈羽6, 7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p data-bbox="151 302 1273 556">柏崎刈羽6, 7号炉の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として1.30を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、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。</p> <p data-bbox="151 615 1273 827">仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態、使用済燃料プールのスプレイ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。</p> <p data-bbox="151 842 1273 961">低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質及び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。</p> <p data-bbox="151 976 1273 1188">そこで、柏崎刈羽6, 7号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を1.0~0.0g/cm<sup>3</sup>と変化させて実効増倍率を計算したところ、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。</p> <p data-bbox="151 1203 1273 1323">なお、解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された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。</p>	<p data-bbox="1525 212 2187 243"><u>島根2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p data-bbox="1297 302 2415 604">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。<u>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。</u></p> <p data-bbox="1297 615 2415 827">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(常設スプレイヘッド)又は燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)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。</p> <p data-bbox="1297 842 2415 961">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。</p> <p data-bbox="1297 976 2415 1188">そこで、島根2号炉の燃料プールにおいて水密度を1.0~0.0g/cm<sup>3</sup>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。<u>解析結果を図2及び図3に示す。</u></p> <p data-bbox="1297 1203 2415 1323">なお、解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された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。</p>	<p data-bbox="2448 436 2825 648">・解析条件の相違 ・資料構成の相違 島根2号炉は計算条件を記載している</p>

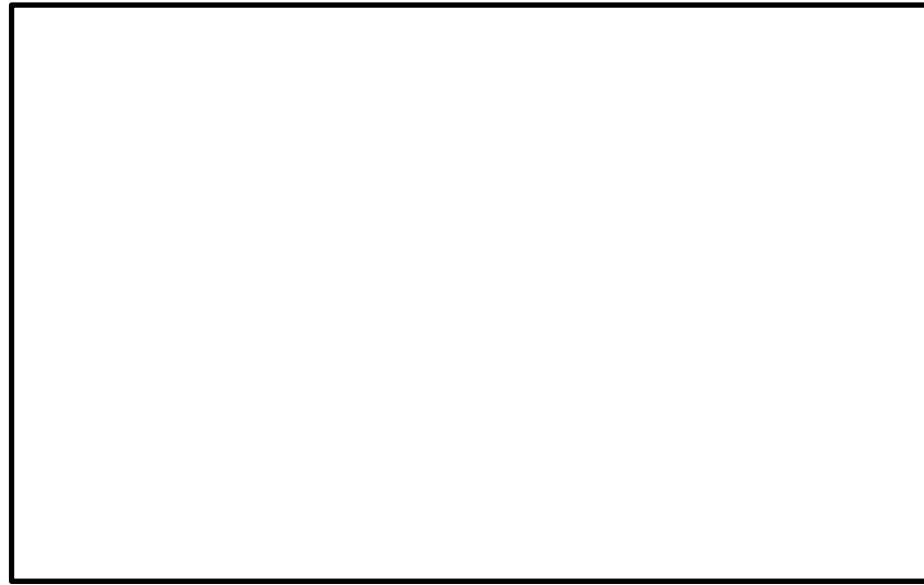
表1 未臨界性評価の基本計算条件

	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	<sup>235</sup> U濃縮度 □ wt% <sup>※1</sup>	核分裂性Pu富化度 □ wt% <sup>※2</sup> <sup>235</sup> 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% <sup>※3</sup>	
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。

・資料構成の相違  
島根2号炉は計算条件を記載している





柏崎刈羽6号炉 角管型ラックの計算体系

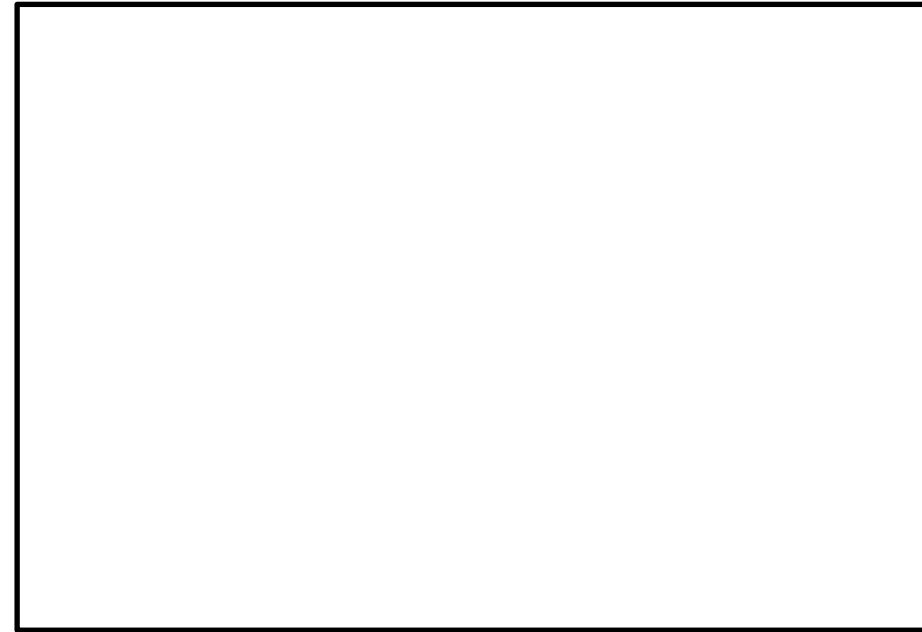
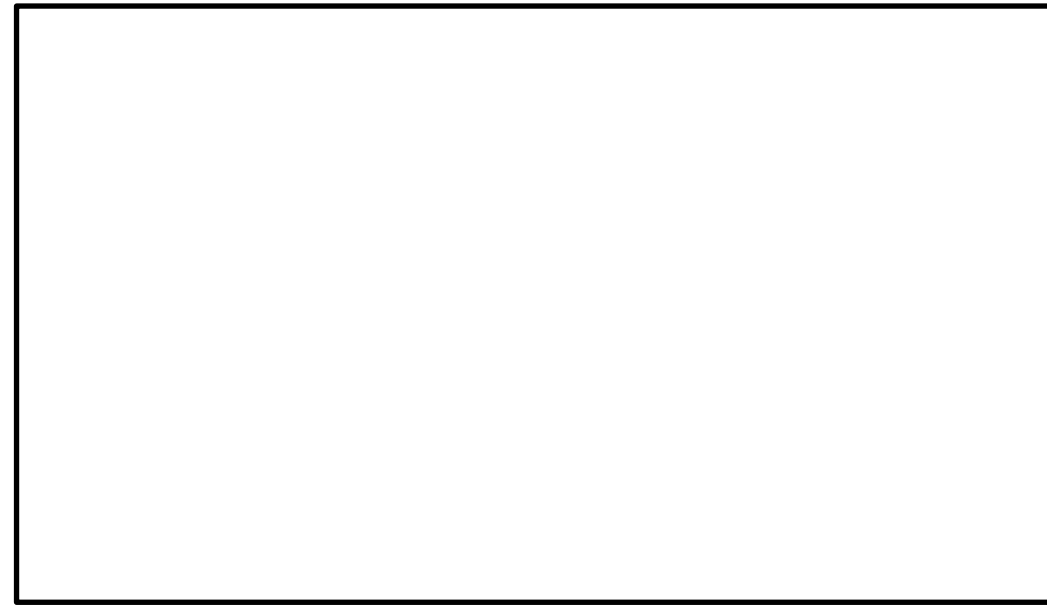


図1 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系



柏崎刈羽6号炉 格子型ラックの計算体系

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="264 354 1160 900" data-label="Image"></div> <p data-bbox="471 926 949 961">柏崎刈羽7号炉 角管型ラックの計算体系</p>		



実効増倍率の水密度依存性 (柏崎刈羽6号炉)



実効増倍率の水密度依存性 (柏崎刈羽7号炉)

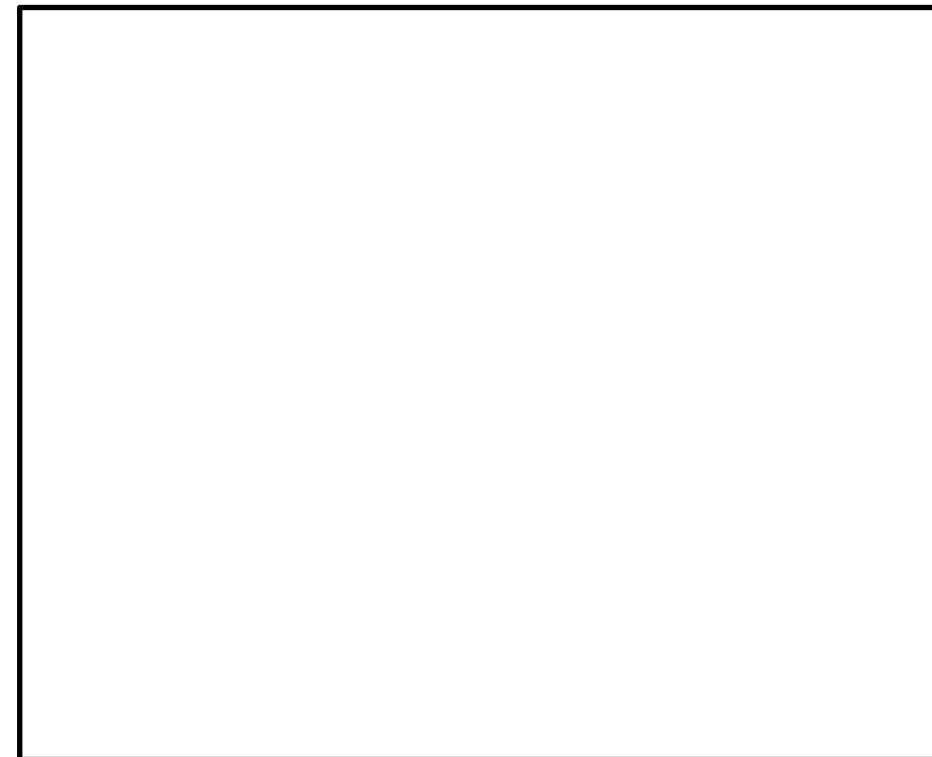


図2 実効増倍率の水密度依存性 (ウラン燃料)

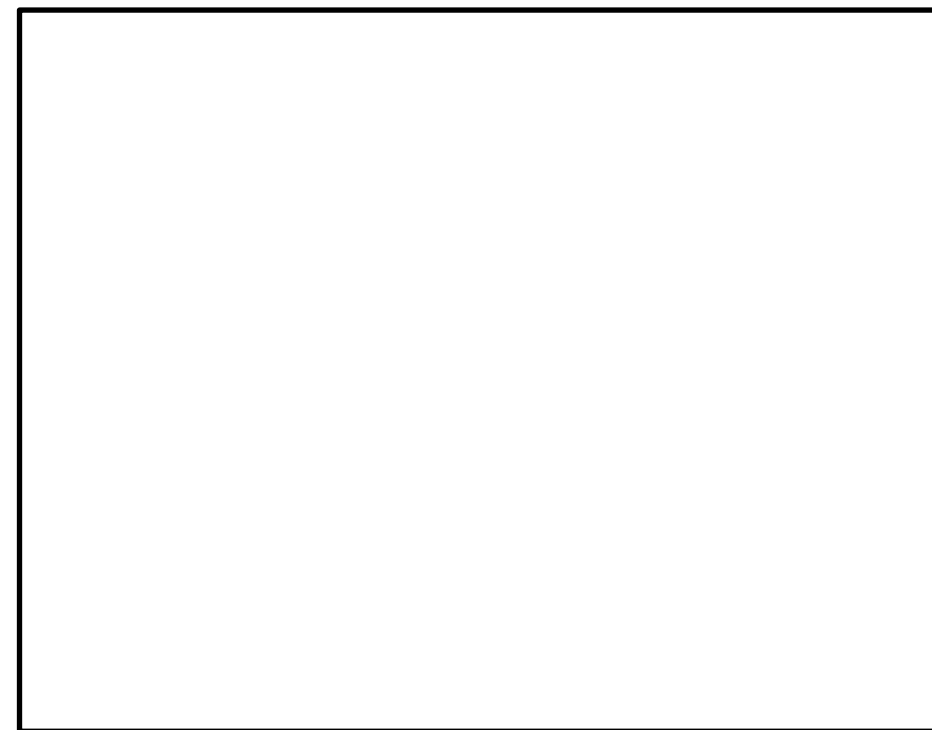


図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
54-14 <u>燃料プール冷却浄化系</u> の位置づけについて	54-14 <u>燃料プール冷却系</u> の位置づけについて	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="359 212 1065 241">柏崎刈羽6,7号炉燃料プール冷却浄化系の位置づけについて</p> <p data-bbox="151 302 1273 375">取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合、発電用原子炉側の対応だけでなく使用済燃料プールの冷却も必要となる。</p> <p data-bbox="151 390 1273 464">使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり、燃料プール冷却浄化系は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。</p> <ul data-bbox="151 478 943 604" style="list-style-type: none"> <li>・注水機能：燃料プール代替注水系</li> <li>・漏えい停止機能：サイフォンブレイク孔，運転員による隔離操作</li> <li>・除熱機能：燃料プール冷却浄化系*</li> </ul> <p data-bbox="151 659 1273 825">※ 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、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系を用いて、使用済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。</p> <p data-bbox="151 884 261 913">&lt;参考&gt;</p> <p data-bbox="151 928 1273 1182">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浄化系 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使用済燃料プール冷却系等を用いた使用済燃料プールの除熱機能に、「想定事故1及び想定事故2」では燃料プール代替注水系等を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。</p> <p data-bbox="151 1197 1273 1451">使用済燃料プールは図1に示すように原子炉建屋原子炉区域内に配置されており、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし、上記のように「想定事故1及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却が維持されるため（代替原子炉補機冷却系、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）、原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。</p> <p data-bbox="151 1465 1273 1587">なお、取水機能、交流動力電源喪失時において代替原子炉補機冷却系、常設代替交流電源設備を使用する際、燃料プール冷却浄化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使用済燃料プールの冷却を行うことが可能である。</p>	<p data-bbox="1567 212 2148 241">島根2号炉燃料プール冷却系の位置づけについて</p> <p data-bbox="1291 302 2412 375">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。</p> <p data-bbox="1291 390 2412 464">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。</p> <ul data-bbox="1329 478 2139 604" style="list-style-type: none"> <li>・注水機能：燃料プールのスプレイ系</li> <li>・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</li> <li>・除熱機能：燃料プール冷却系*</li> </ul> <p data-bbox="1291 659 2412 781">※ 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。</p> <p data-bbox="1291 884 1389 913">&lt;参考&gt;</p> <p data-bbox="1291 928 2412 1182">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」では燃料プールの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。</p> <p data-bbox="1291 1197 2412 1409">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。</p> <p data-bbox="1291 1465 2412 1587">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。</p>	<p data-bbox="2448 527 2605 556">・設備の相違</p>

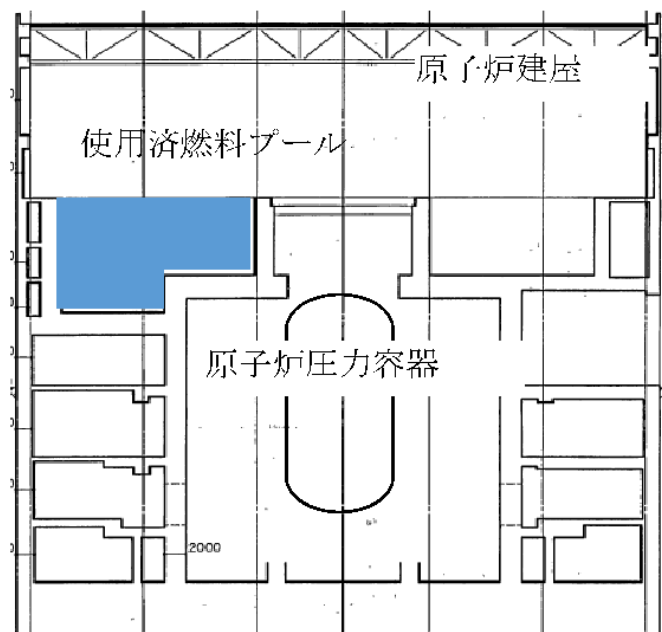


図1. 原子炉建屋内の使用済燃料プールの位置

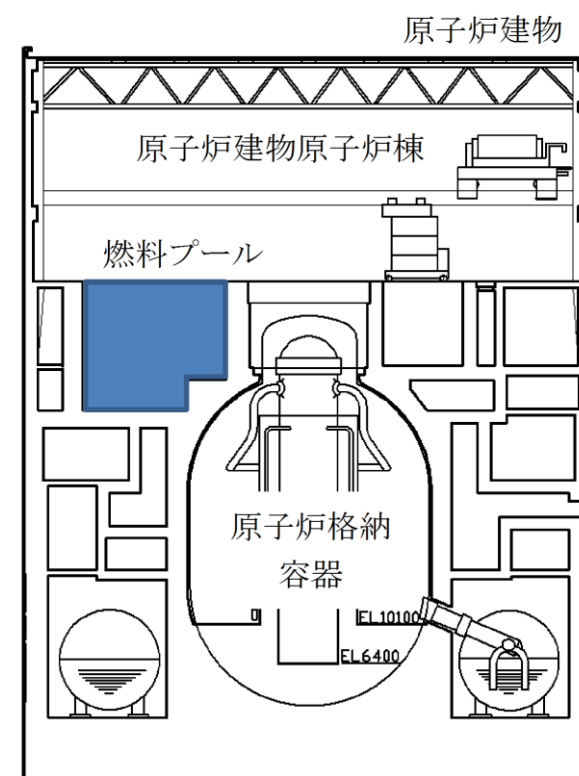


図1 原子炉建物内の燃料プールの位置

表1. 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンスグループ	使用済燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	使用済燃料プールの除熱機能の有無
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	全交流電源喪失(長期TB)	※2	有
4	全交流電源喪失(TBU)	※2	有
5	全交流電源喪失(TBD)	※2	有
6	全交流電源喪失(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(中小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)(代替循環冷却を使用する場合)	※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)(代替循環冷却を使用しない場合)	※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	熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)	※3	有
17	格納容器直接接触	—	—
18	熔融炉心・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 使用済燃料プール冷却系(原子炉補機冷却系, 外部電源又は非常用D/G)
- ※2 使用済燃料プール冷却系, 代替原子炉補機冷却系, 常設代替交流電源設備
- ※3 使用済燃料プール冷却系, 代替原子炉補機冷却系, 非常用D/G
- ※4 使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系を用いる

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	熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)	※3	有
17	格納容器直接接触	—	—
18	熔融炉心・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のプレイ系を用いる

2. 使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。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使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが、使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却浄化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代替原子炉補機冷却系のインサーブスの時間と比べて十分長く、原子炉建屋原子炉区域内の環境が悪化する前に使用済燃料プールの冷却開始が可能である。

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使用済燃料プール内の温度が上昇する事象後半<sup>※</sup>に使用する原子炉建屋原子炉区域内の設備の一例として、残留熱除去系ポンプの環境温度を表3 に示す。

※ 原子炉運転中の使用済燃料プールの想定で水温が100℃に到達する時間56 時間以降

表2. 使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が65℃ <sup>※1</sup> に到達する時間	使用済燃料プール水温が77℃ <sup>※2</sup> に到達する時間	使用済燃料プール水温が100℃に到達する時間
	[MWt]	想定				
原子炉運転中	約 2.6	・直前の定期検査で取り出された燃料(停止70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℃ <sup>※3</sup>	約 23 時間	約 34 時間	約 56 時間
原子炉停止中(炉心燃料取出前) <sup>※4</sup>	約 1.6	・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45℃ <sup>※5</sup>	約 30 時間	約 49 時間	約 84 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浄化系の健全性確保が確認されている温度
- ※3 運転中の SFP 水温実績 (32℃~38℃) より 40℃を設定(設備故障等による一時的な温度上昇除く)
- ※4 発電用原子炉の状態が燃料交換の場合は想定事故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
- ※5 停止時の SFP 水温実績 (27℃~45℃) より 45℃を設定

表3. 残留熱除去系ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

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ブ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<sup>※</sup>に使用する原子炉建物原子炉棟内の設備の一例として、残留熱除去系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℃に到達する時間約58 時間以降

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℃ <sup>※1</sup> に到達する時間	燃料プール水温が66℃ <sup>※2</sup> 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38℃ <sup>※3</sup>	約 24 時間	約 25 時間	約 58 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℃~36.8℃ ) より 38℃を設定 (設備故障等による一時的な温度上昇を除く)

表3 残留熱除去系ポンプの環境温度

設計基準事故時	事象発生~6時間	100℃
	6時間~	66℃
重大事故等時	事象発生~7日間	66℃

- ・原子炉停止中のうち、原子炉から燃料を取出し後は、想定事故1及び2として評価していること、燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことから運転中のみを記載
- ・原子炉停止中のうち、原子炉から燃料を取出し後は、想定事故1及び2として評価していること、燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことを記載
- ・原子炉停止中のうち、原子炉から燃料を取出し後は、想定事故1及び2として評価していること、燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことから運転中のみを記載



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「想定事故1及び想定事故2」においては、<u>使用済燃料プール冷却系の機能喪失に伴い、プール水温が事象発生約7時間後100℃に到達し原子炉建屋原子炉区域内の環境は悪化する。</u>ただし、現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた<u>燃料プール代替注水系(可搬型)</u>の注水機能、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。</u>また、<u>可搬型スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系(可搬型)</u>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。</p> <p>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<u>使用済燃料プール水温</u>が「保安規定の運転上の制限」、<u>「重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」</u>に到達する前にプール冷却の開始が可能であり、<u>原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。</u></p>	<p>「想定事故1及び想定事故2」においては、<u>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時間後に100℃に到達し原子炉建物原子炉棟内の環境は悪化する。</u>ただし、現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた<u>燃料プールのスプレイ系(可搬型)</u>の注水機能、<u>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。</u>また、<u>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)</u>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。</p> <p>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<u>燃料プール水温</u>が「保安規定の運転上の制限」、<u>「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」</u>に到達する前にプール冷却の開始が可能であり、<u>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。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"><u>54-15 送水ヘッダについて</u></p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は、可搬型代替注水設備による注水及び水の補給において、可搬の送水ヘッダを使用する</p>

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。

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」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。

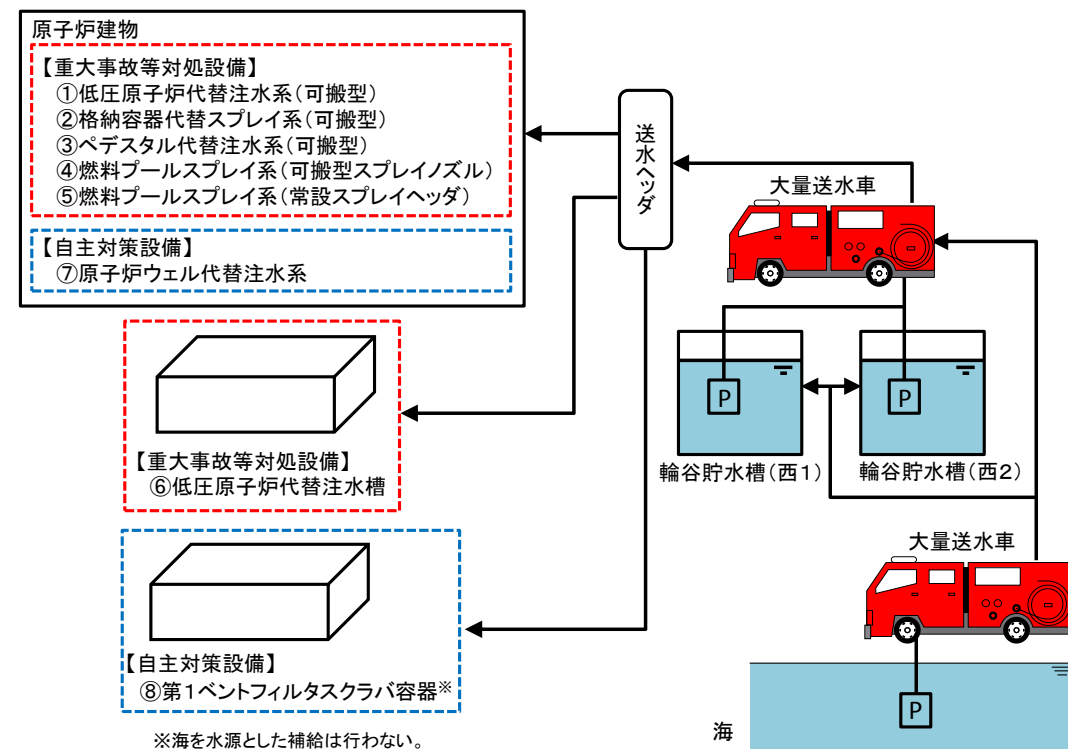


図1 全体系統概要図

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 <sup>※1, 2</sup>							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
<b>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</b>								
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	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA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LOCA)	—	—	—	—	—	—	—	—
<b>運転中の原子炉における重大事故</b>								
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 <sup>※3</sup>	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	—	—	—	—	—	—
<b>燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</b>								
想定事故1	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
<b>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</b>								
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对一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

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

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

表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	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。

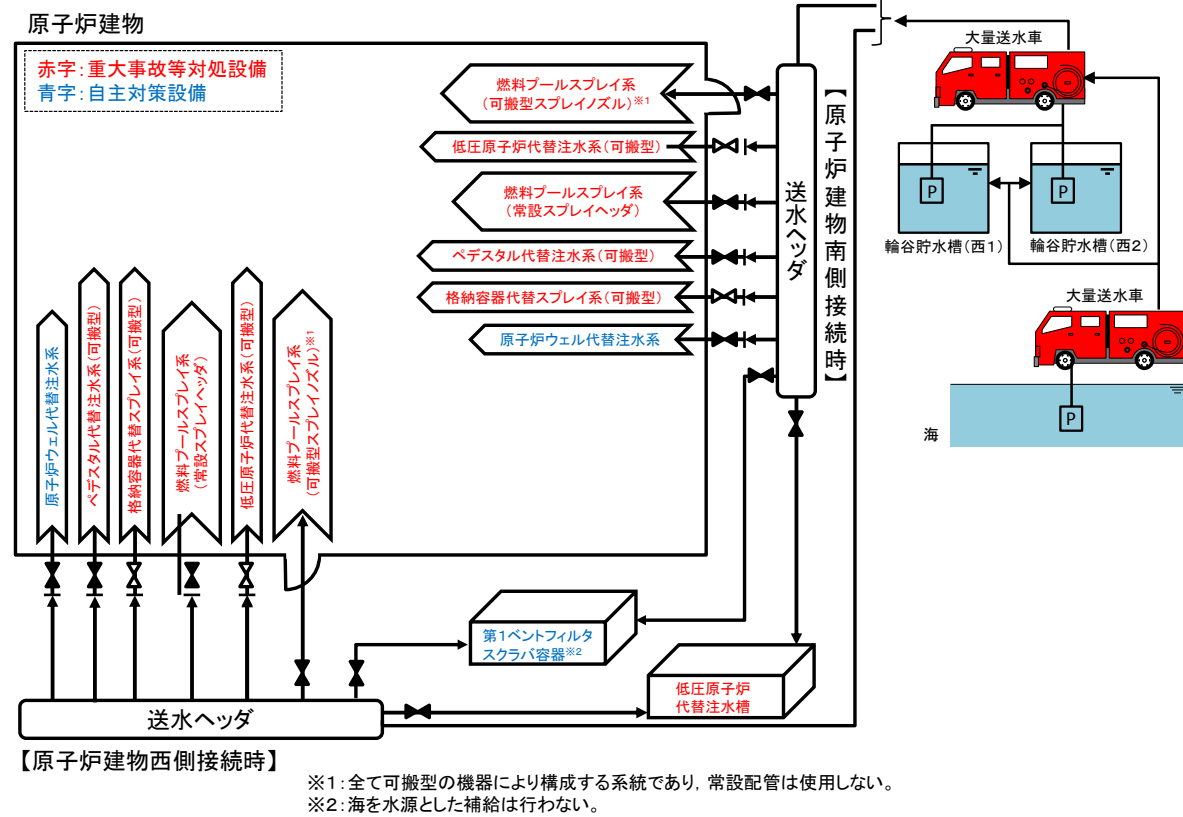


図2 送水ヘッドの接続状態概要図

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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="513 747 908 779"><u>54-15 各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>		<p data-bbox="2457 747 2819 821">・島根2号炉は単独申請であり 該当資料なし</p>

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

【燃料プール代替注水系】

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称及び弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	SFP接続口建屋内元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F199	建屋内南側貫通接続口元弁	P13-F128
	SFP接続口建屋外元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F198	建屋外南側貫通接続口元弁	P13-F126
	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201
	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-MO-F005A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	G41-MO-F005A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-MO-F005B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	G41-MO-F005B
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-MO-F012	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	G41-MO-F013
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	G41-MO-F021A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	G41-MO-F021A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	G41-MO-F021B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	G41-MO-F021B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁(A)	G41-F014A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	G41-F015A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁(B)	G41-F014B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B



【代替原子炉補機冷却系】

表2 機器名称一覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁	P21-F143
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水排水止め弁	P21-F144
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-M0-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-M0-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-M0-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-M0-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-M0-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-M0-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
54条	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F206B
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E	
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B	

(次頁に続く)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [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]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>55-1 SA 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</p>	<p>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</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="537 884 857 961">55-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p data-bbox="1685 884 2006 961">55-1 S A設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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		大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用), 放水砲, 泡原液混合装置, 泡原液搬送車, 放射性物質吸着材, 汚濁防止膜, 小型船舶 (汚濁防止膜設置用)		類型化区分
第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	海水を通水又は海で使用	I
		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)	-
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図	
		第2号	操作性	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)
放水砲, 泡原液混合装置, 泡原液搬送車, 汚濁防止膜, 小型船舶 (汚濁防止膜設置用), 放射性物質吸着材	現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (接続作業)			Bc Bg
関連資料	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)	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
		放水砲, 泡原液混合装置, 泡原液搬送車, 汚濁防止膜, 小型船舶 (汚濁防止膜設置用), 放射性物質吸着材	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)		対象外
	関連資料	55-3 系統図		

島根原子力発電所 2号炉

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	Bb Bc Bd Bg
				放水砲	工具, 設備の運搬・設置, 接続作業	Bb Bc Bg
				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	Bc Bg
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		Bb		
	関連資料	55-3 系統図				

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)				島根原子力発電所 2号炉				備考
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				大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶(汚濁防止膜設置用)				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)	-		対象外	
				関連資料	55-3 系統図			
	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	55-2 配置図, 55-6 接続図					
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	常設設備と接続しない		対象外			
		関連資料	55-2 配置図, 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	同一機能の設備なし		対象外			
		サポート系要因	サポート系なし		対象外			
		関連資料	本文					
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	
				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の確保	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					

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="647 928 742 1003">55-2 配置図</p>	<p data-bbox="1792 928 1887 1003">55-2 配置図</p>	



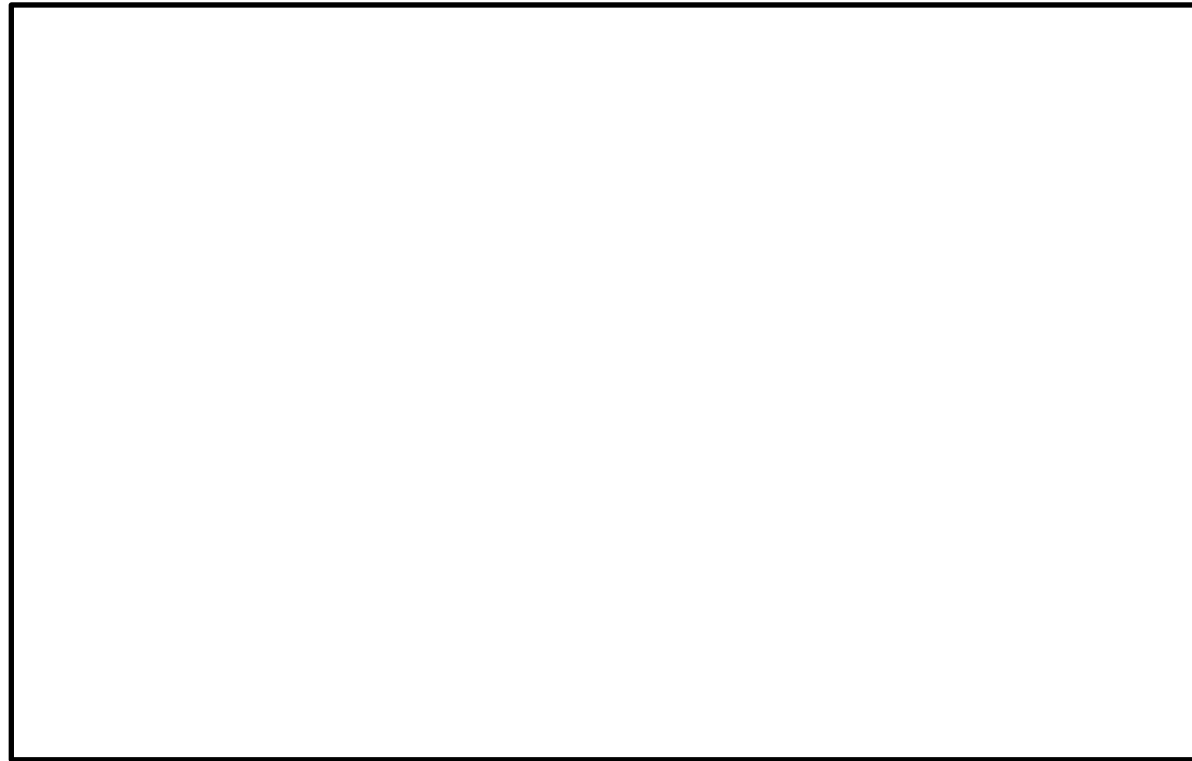


図 2-1 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 配置図

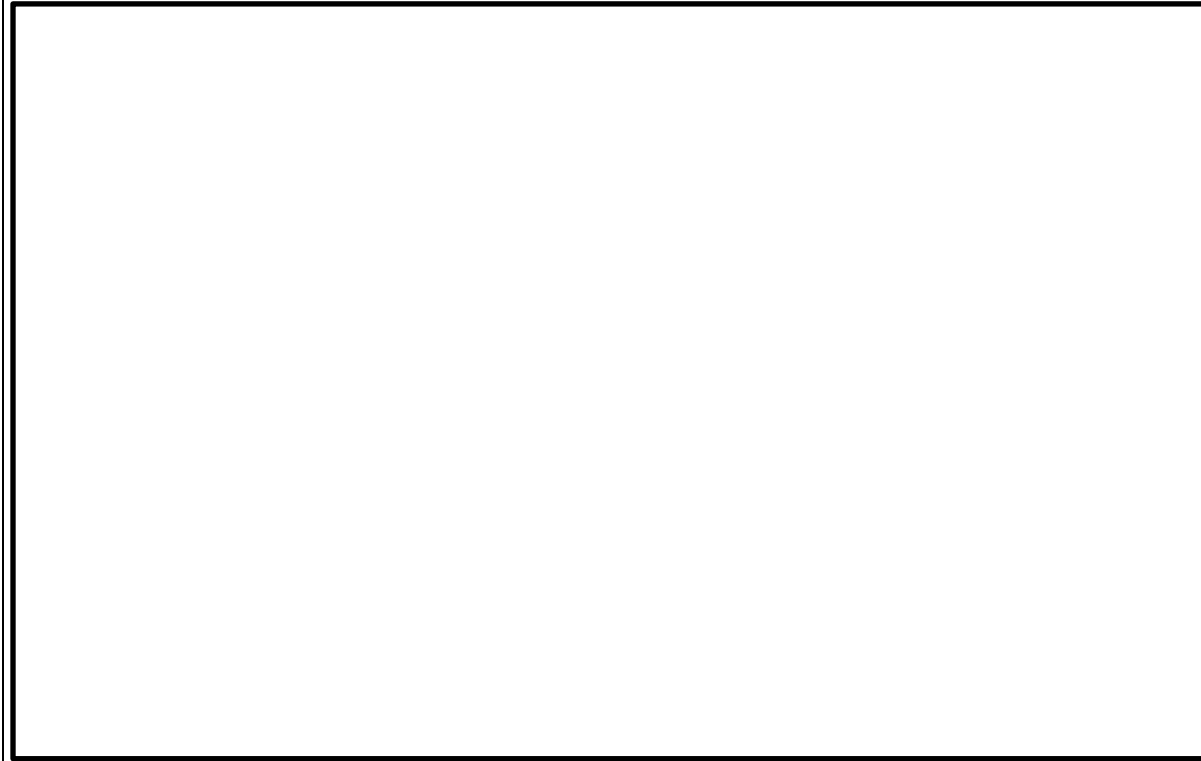


図 2-1 大型送水ポンプ車, 放水砲, 泡消火薬剤容器配置図

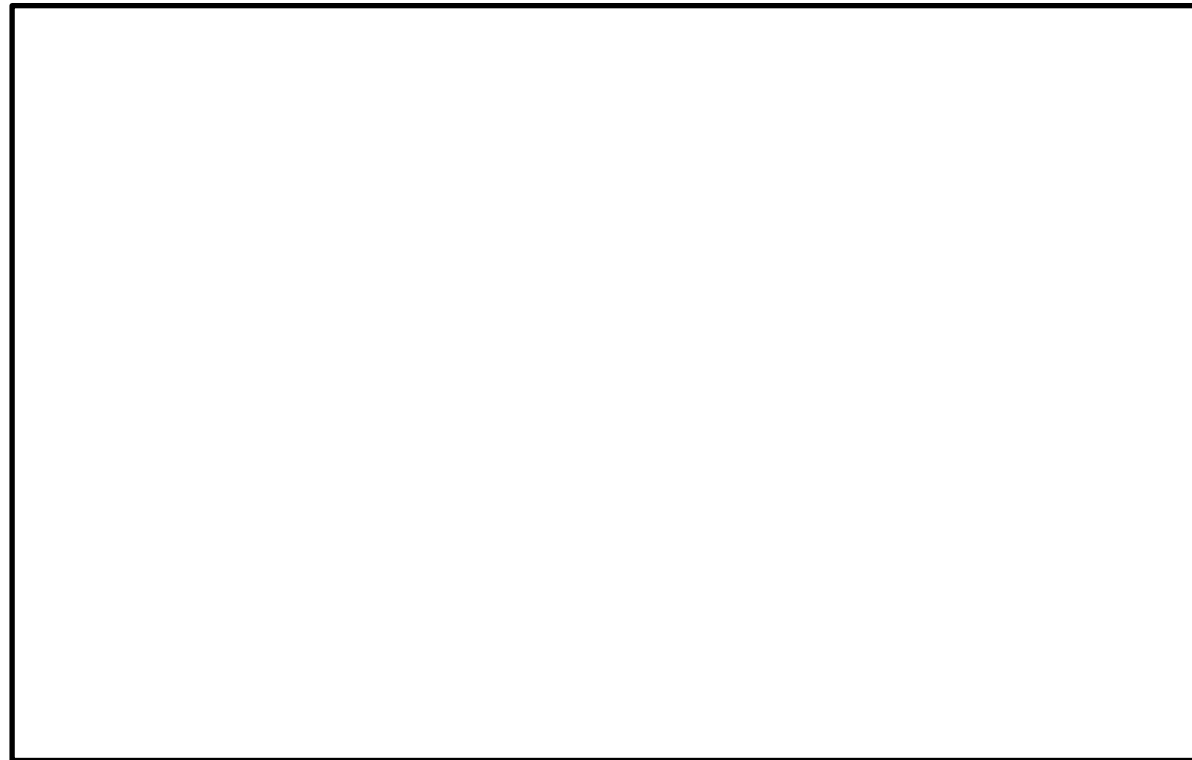


図 2-2 放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図



図 2-3 放射性物質吸着材配置図



図 2-2 放射性物質吸着材配置図

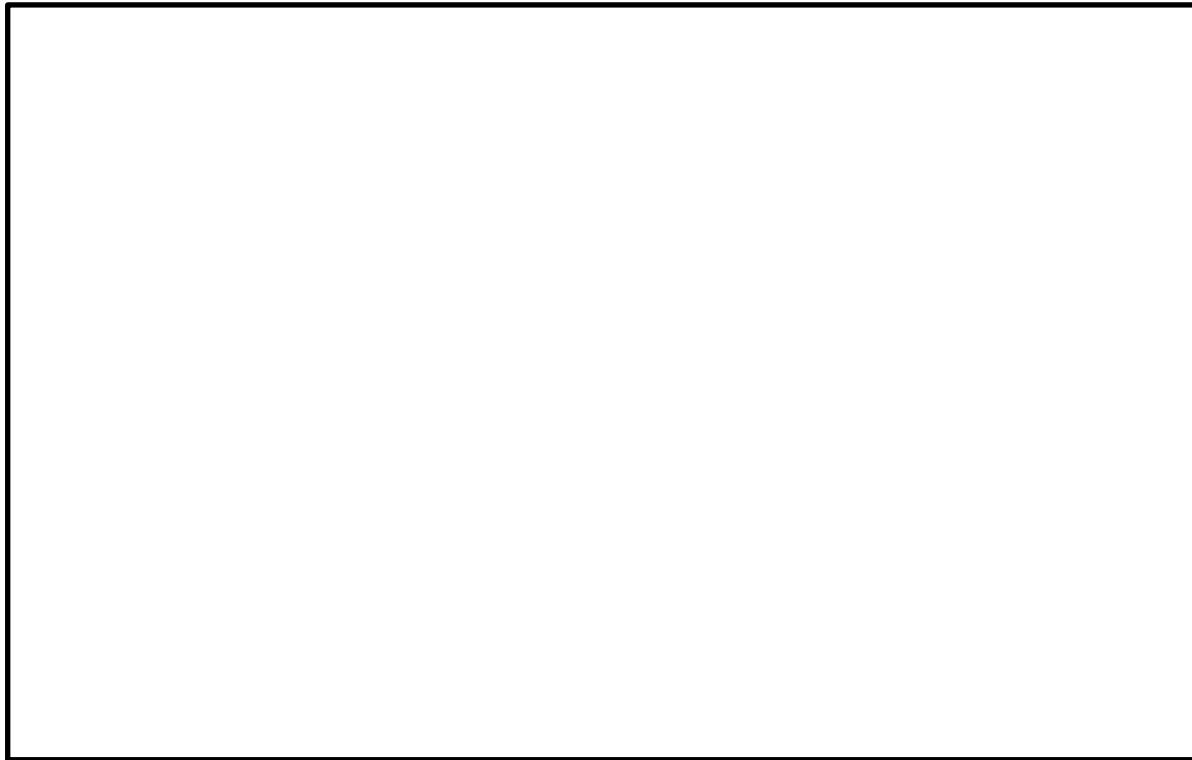


図 2-4 汚濁防止膜・小型船舶（汚濁防止膜設置用）配置図

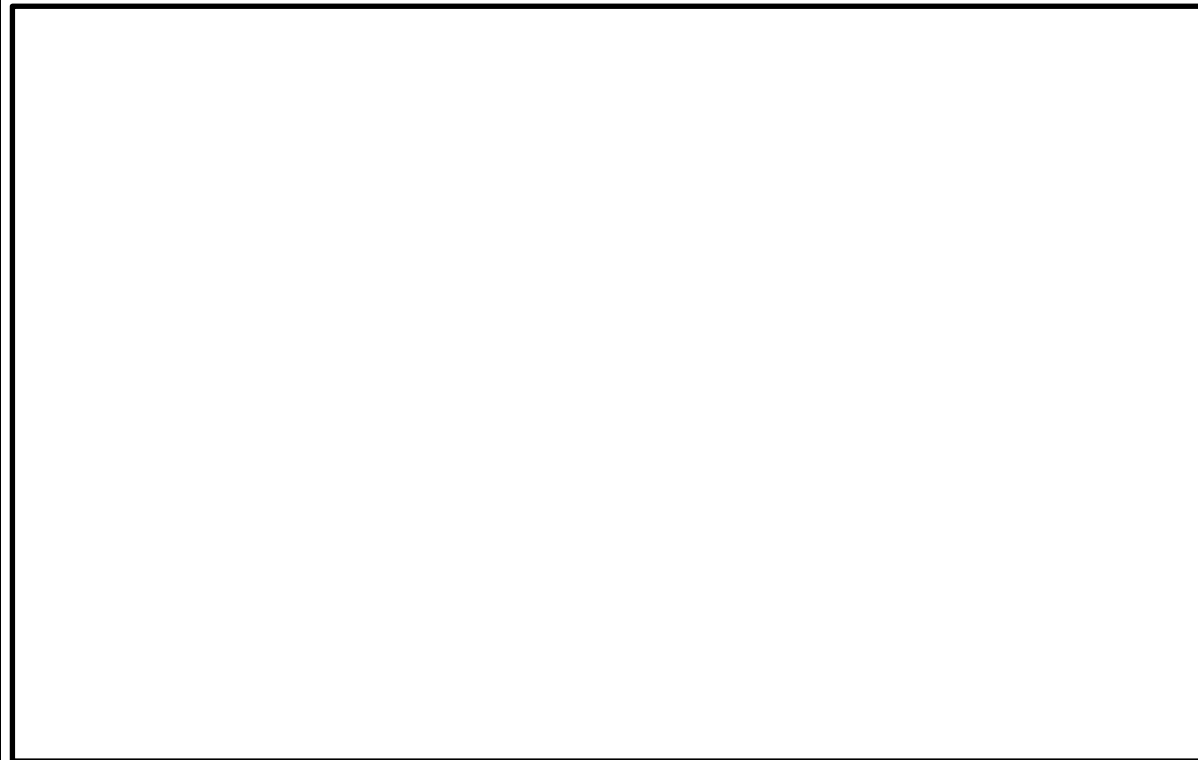


図 2-3 シルトフェンス、小型船舶配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="655 930 742 1003">55-3 系統図</p>	<p data-bbox="1804 930 1890 1003">55-3 系統図</p>	

・設備の相違

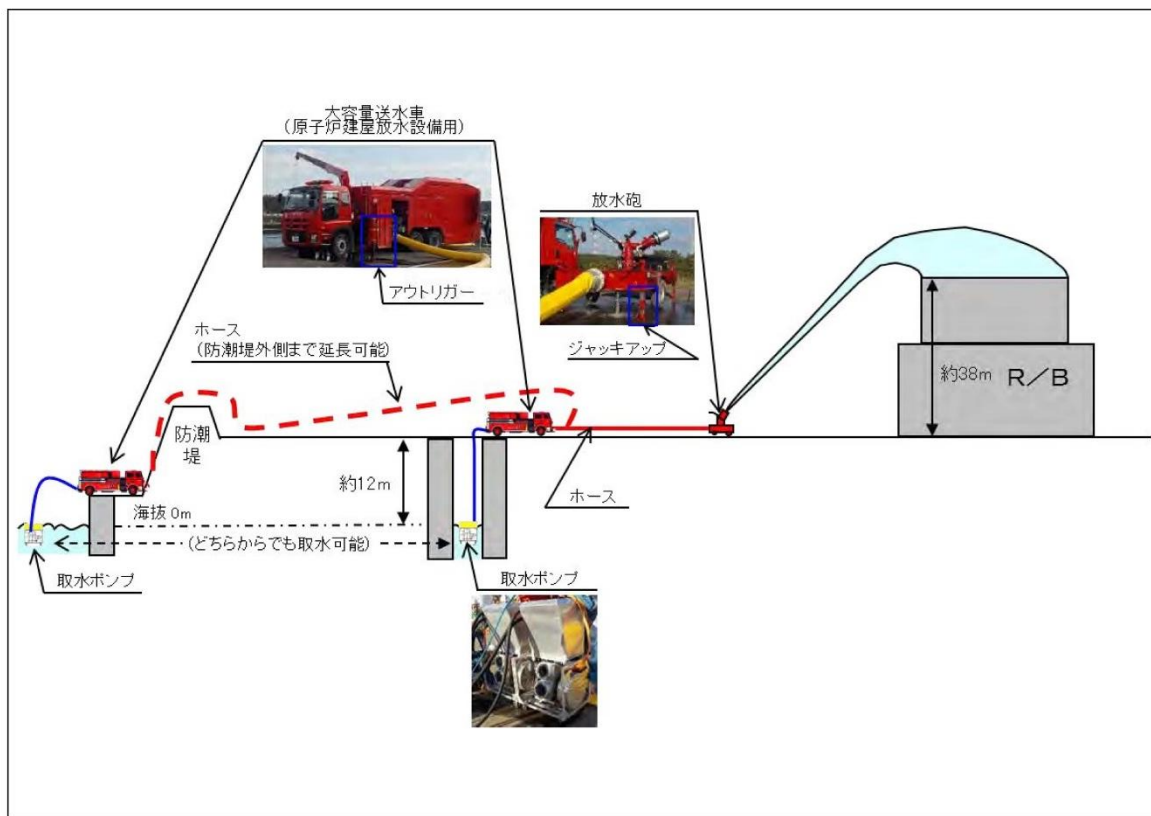


図 3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

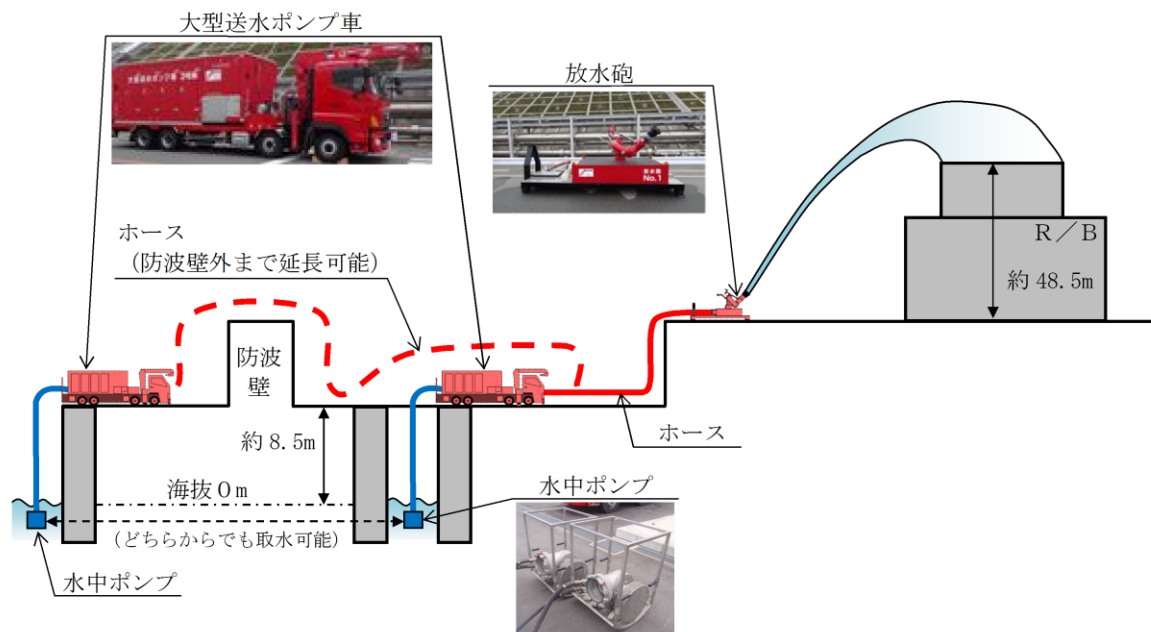


図 3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図



図 3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図



図 3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

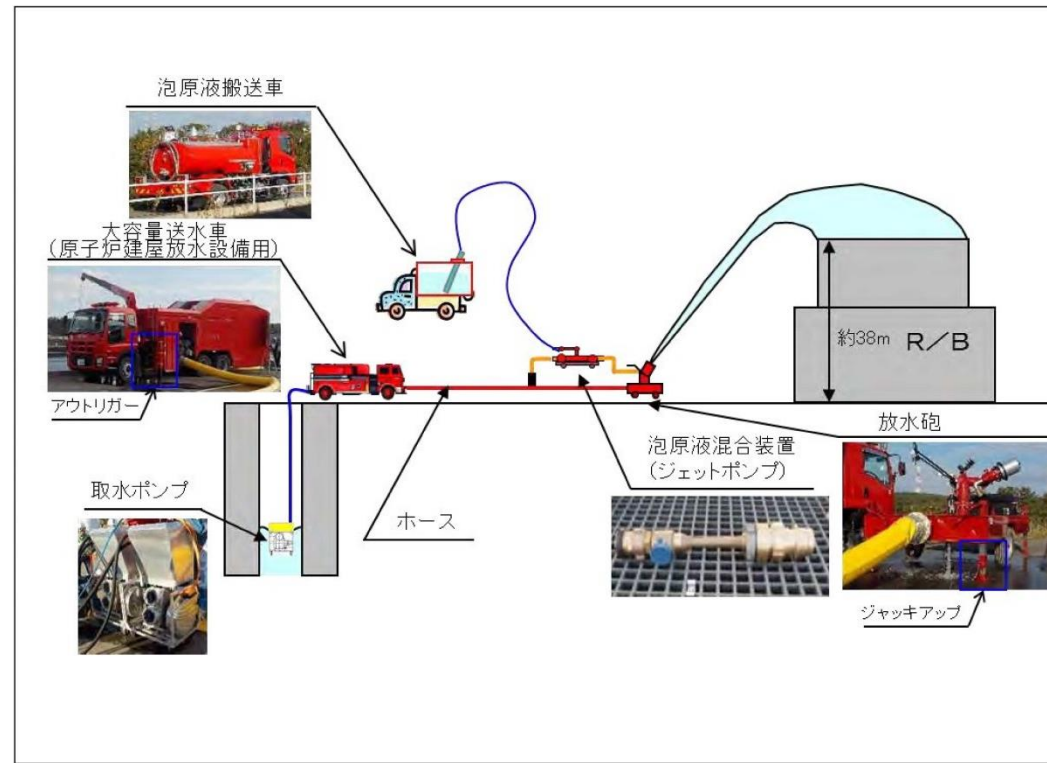


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図

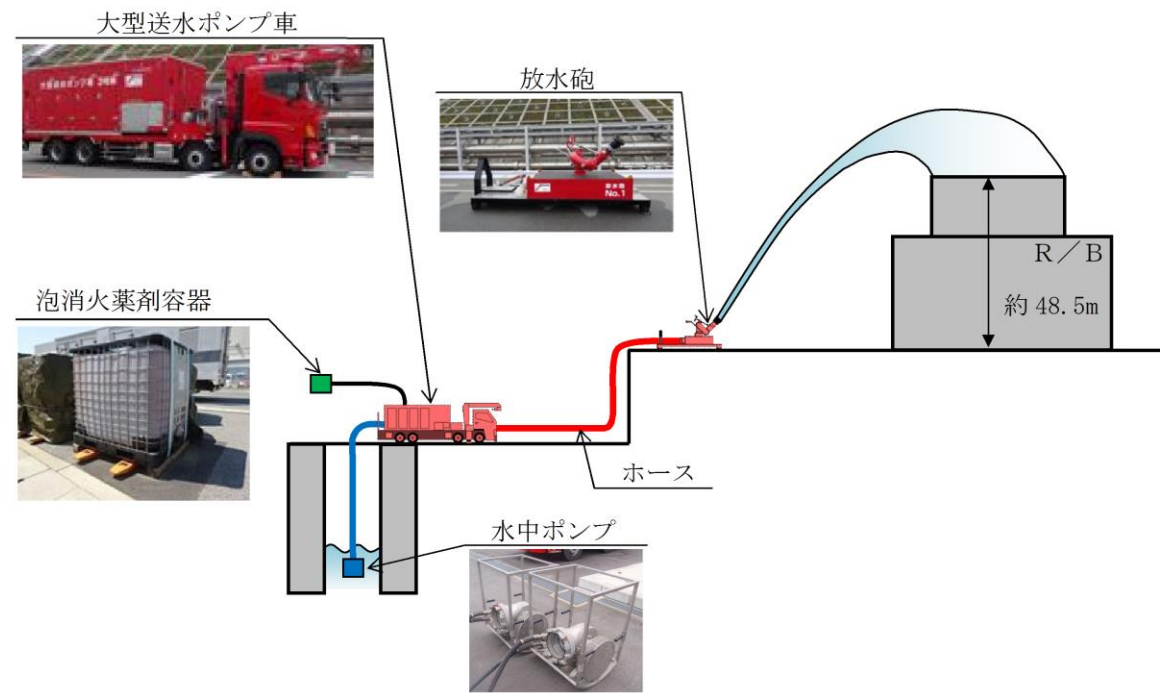


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="617 926 780 1003">55-4 試験及び検査</p>	<p data-bbox="1762 926 1926 1003">55-4 試験及び検査</p>	

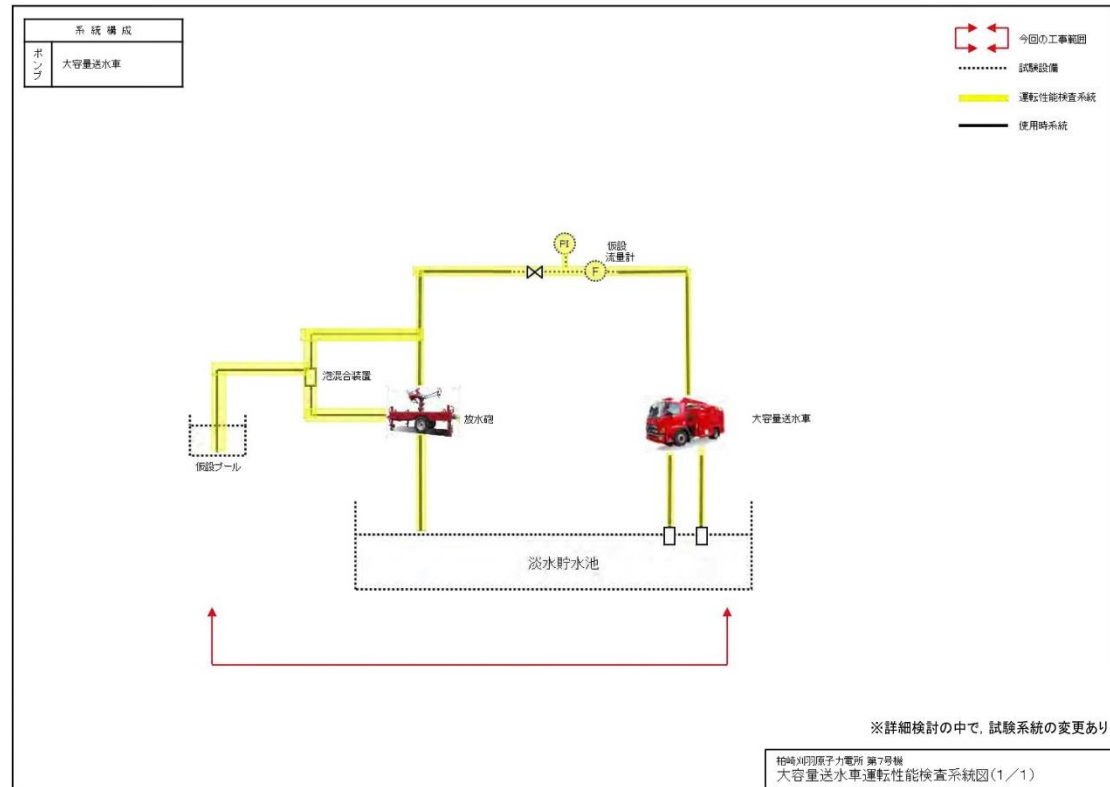


図 4-1 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)・放水砲・泡原液混合装置  
試験系統図

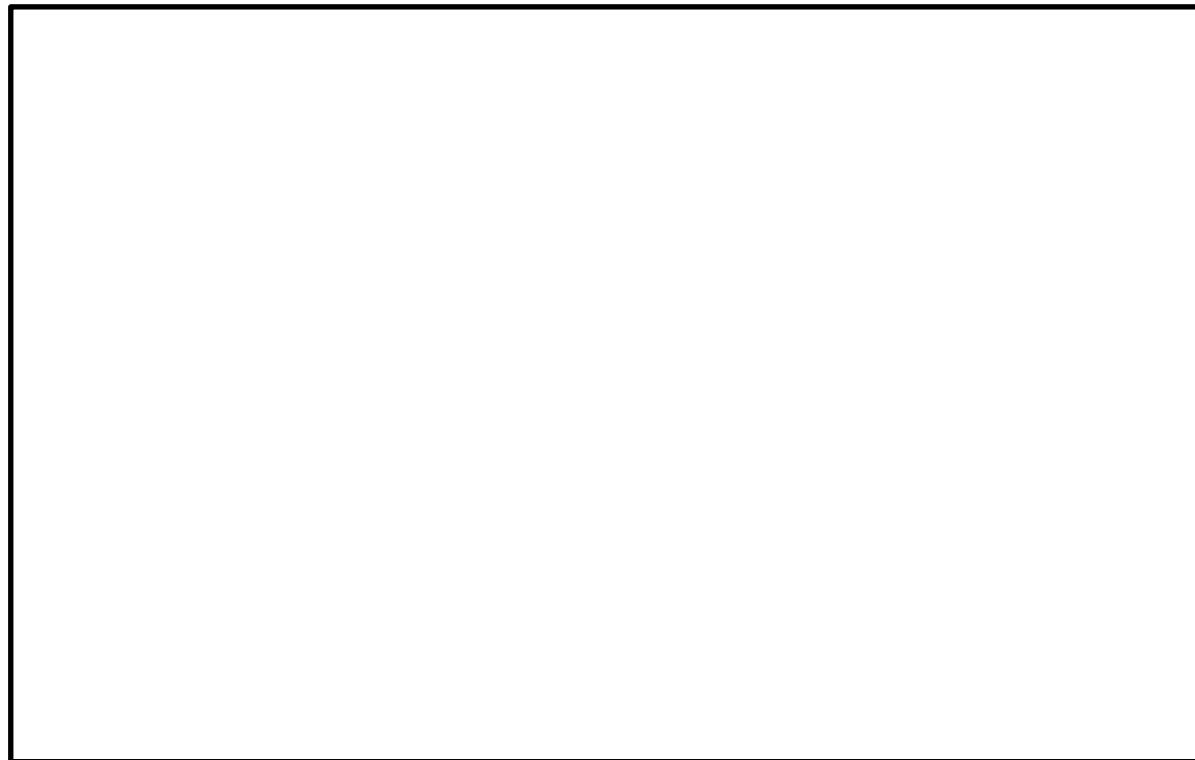


図 4-2 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 外観図

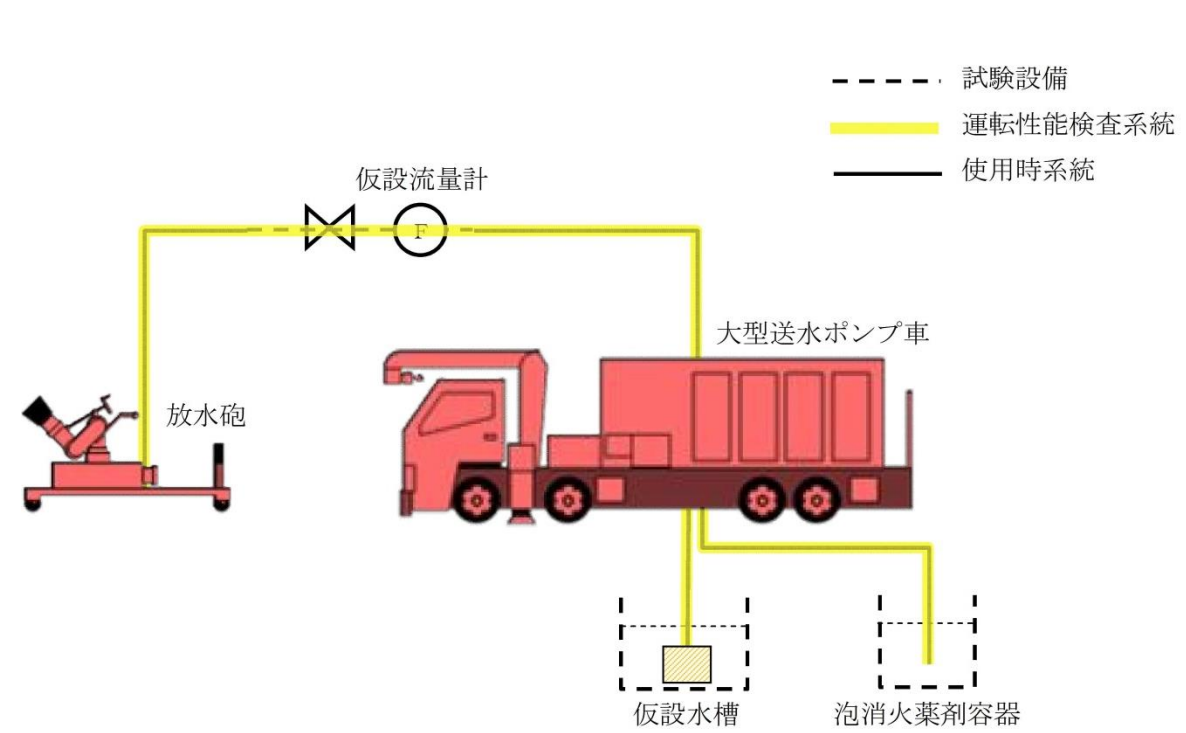


図 4-1 大型送水ポンプ車, 放水砲, 泡消火薬剤容器 試験系統図

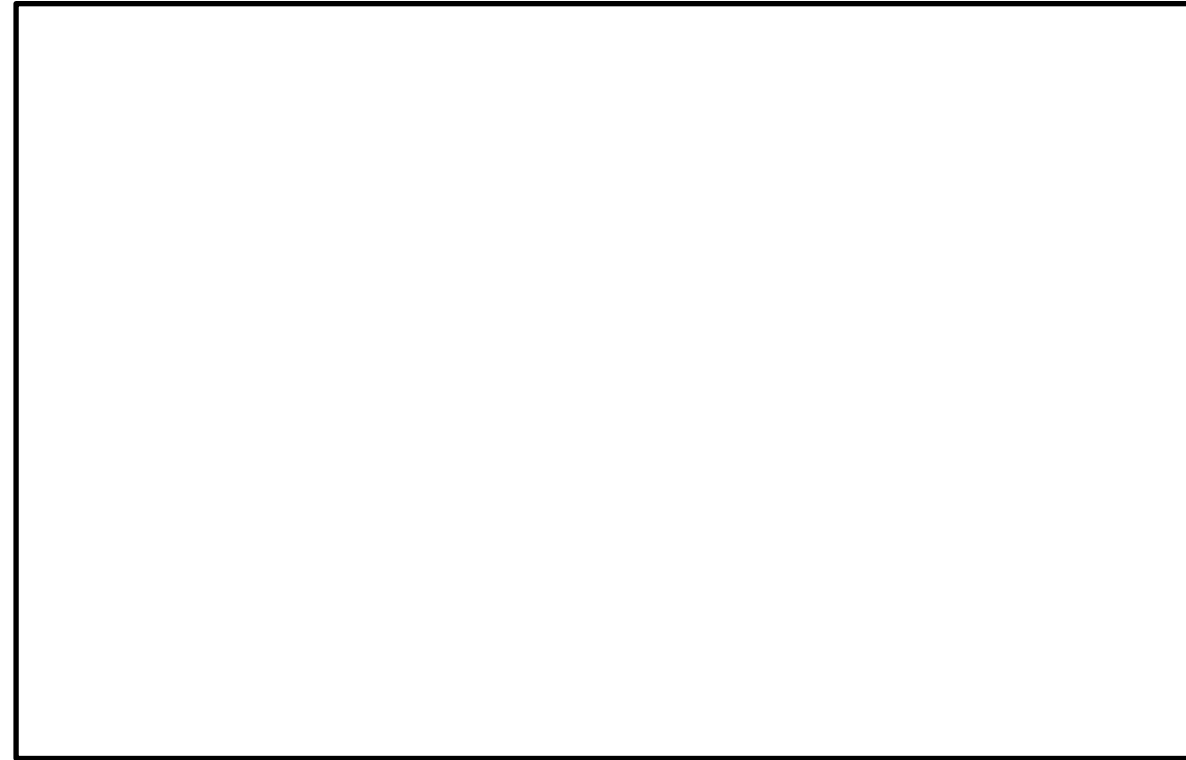


図 4-2 大型送水ポンプ車ポンプ 構造図

・設備の相違  
島根 2号炉は、大型送水ポンプ車にて泡消火薬剤容器から泡消火薬剤を吸引、混合する

・資料構成の相違

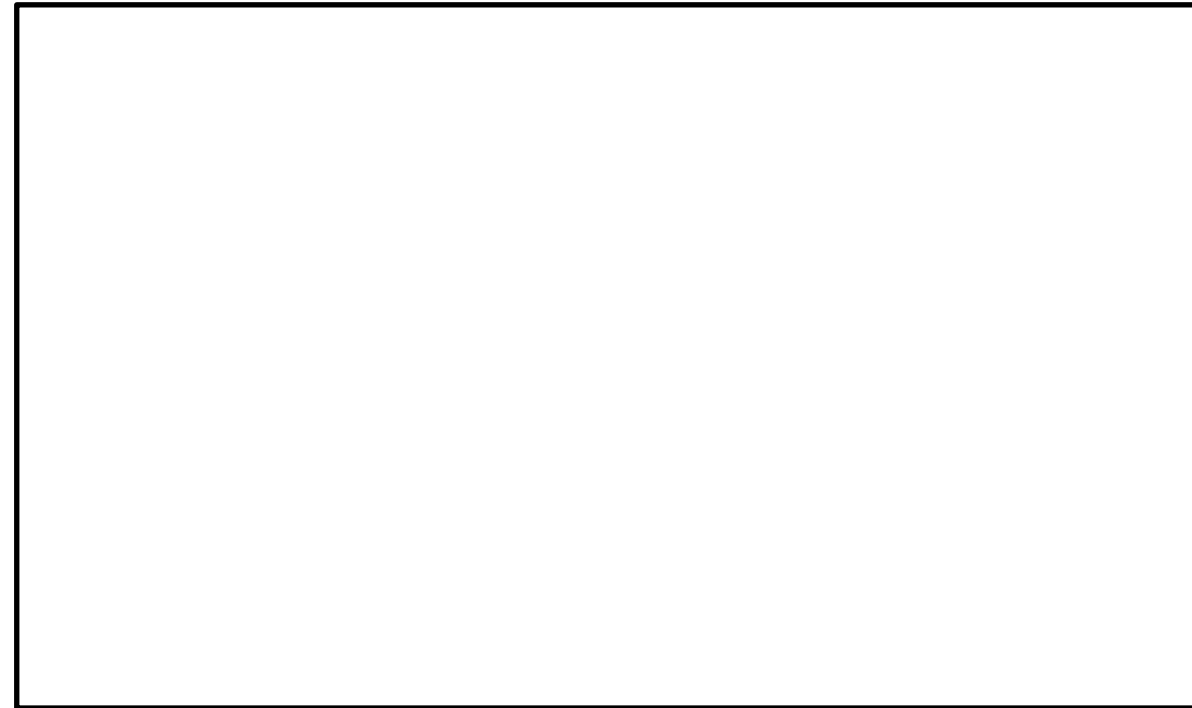


図 4-3 放水砲 構造図

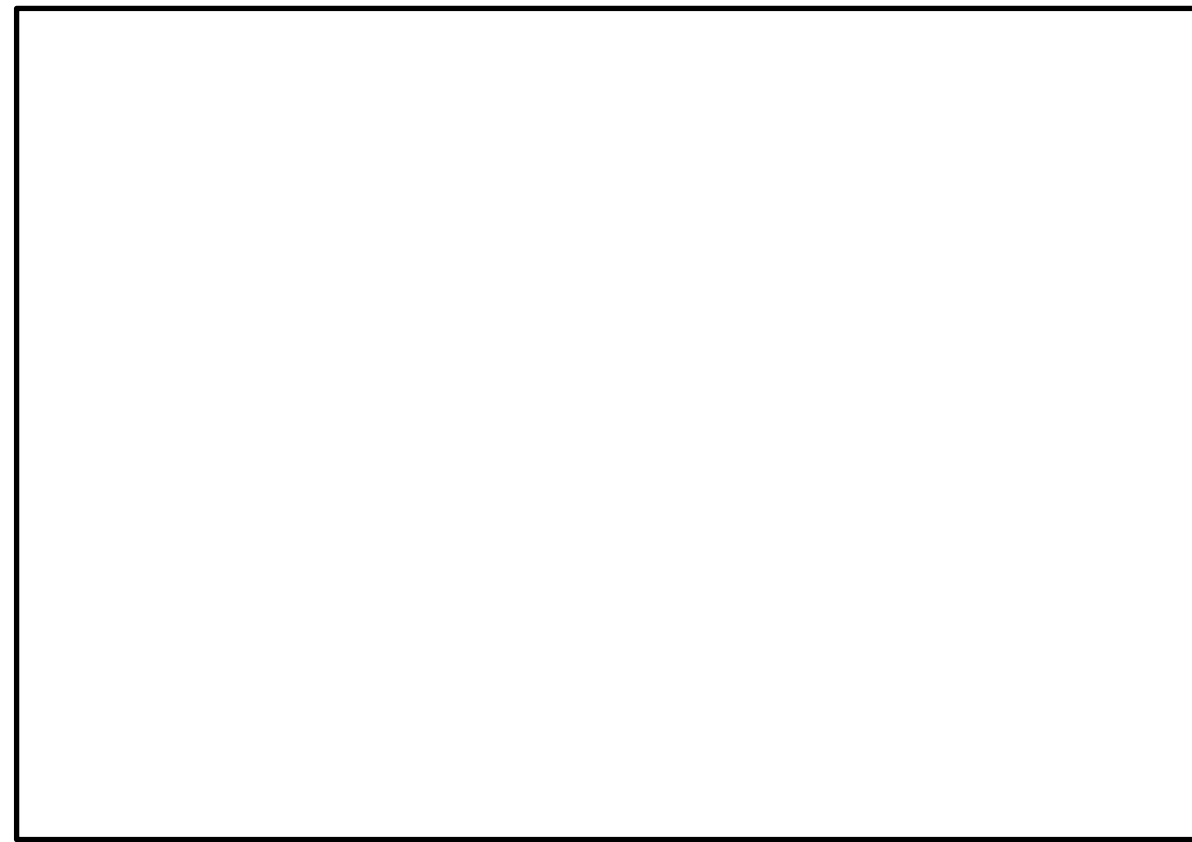


図 4-4 泡消火薬剤容器 構造図

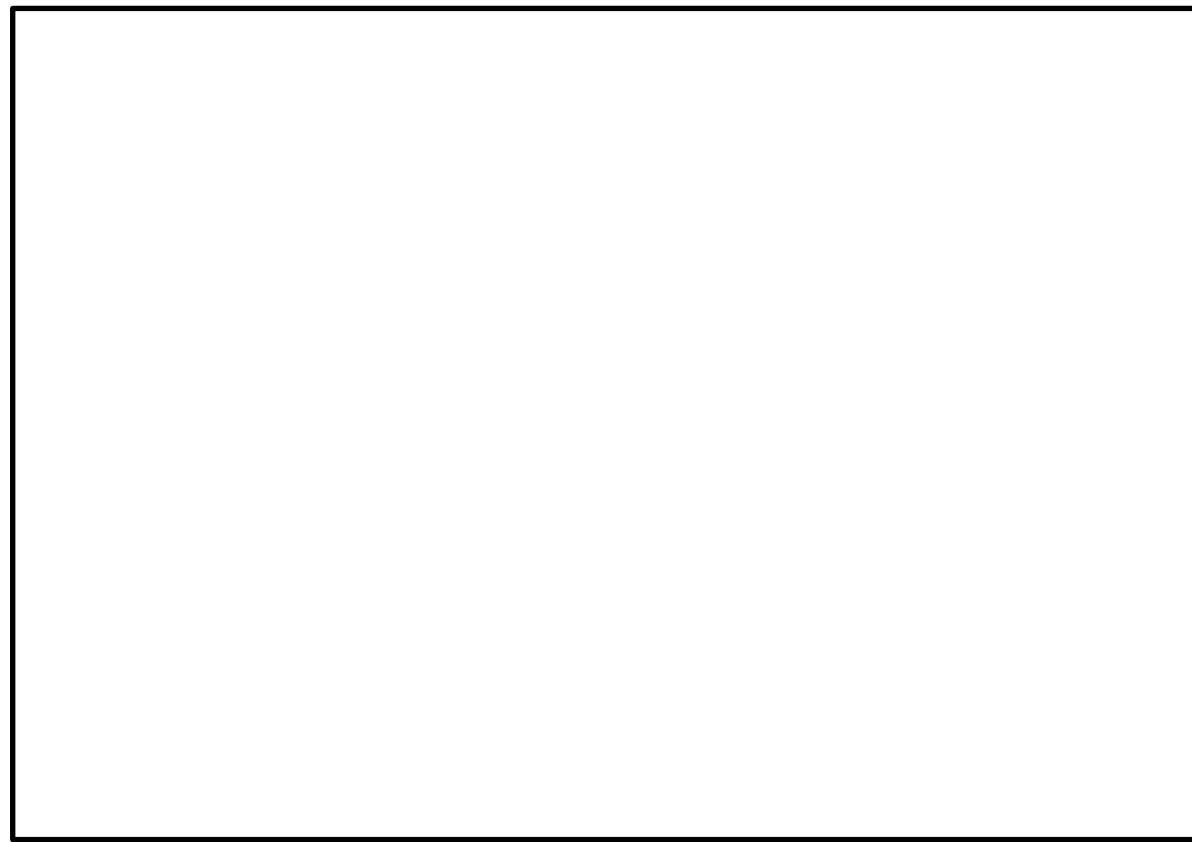


図 4-3 泡原液搬送車 外観図



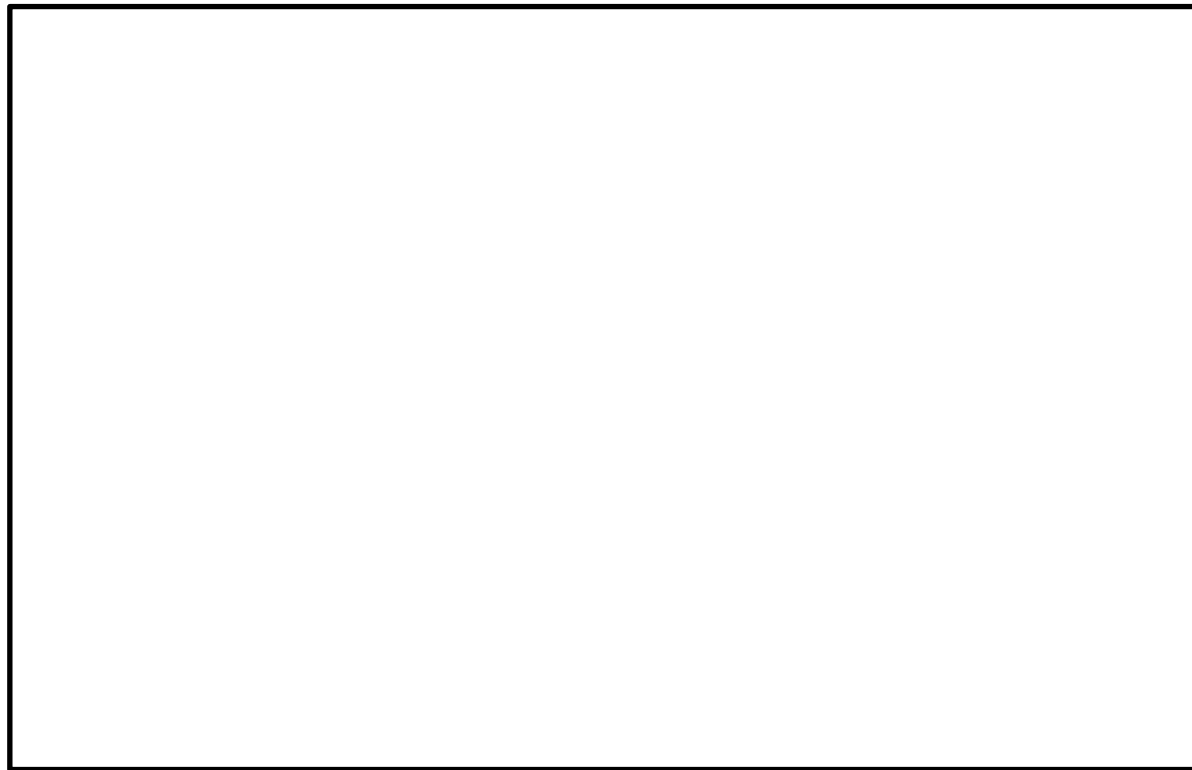


図 4-4 放射性物質吸着材 外観図



図 4-5 放射性物質吸着材 外観写真

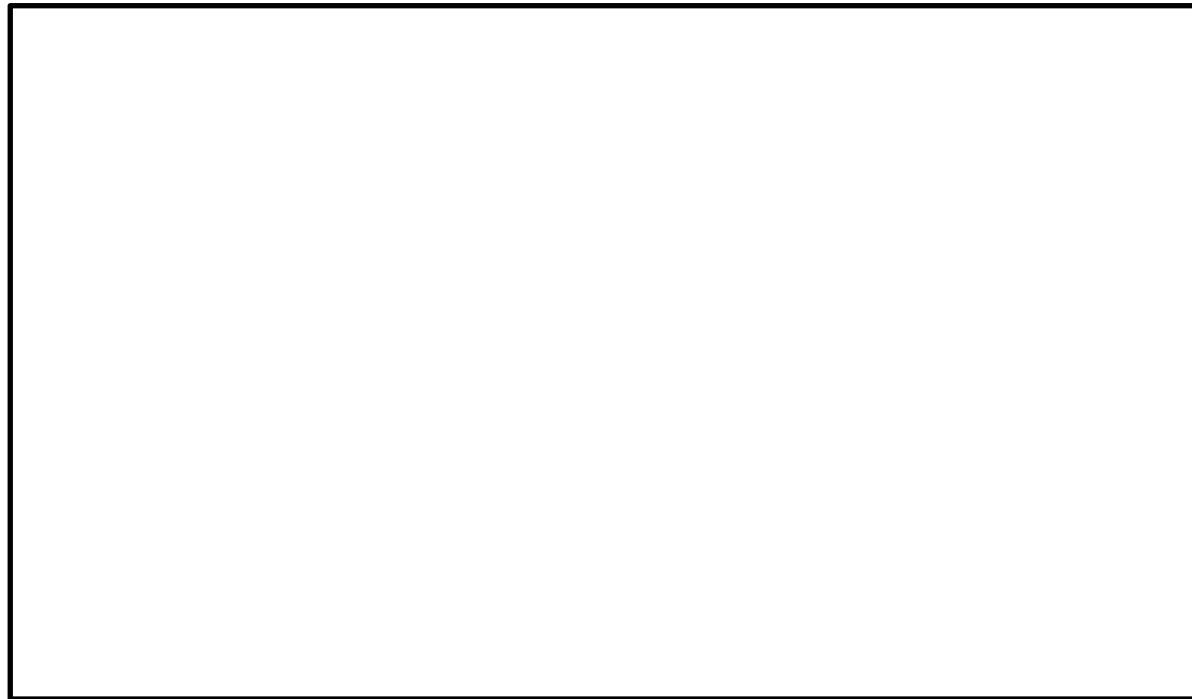


図 4-5 汚濁防止膜 外観図

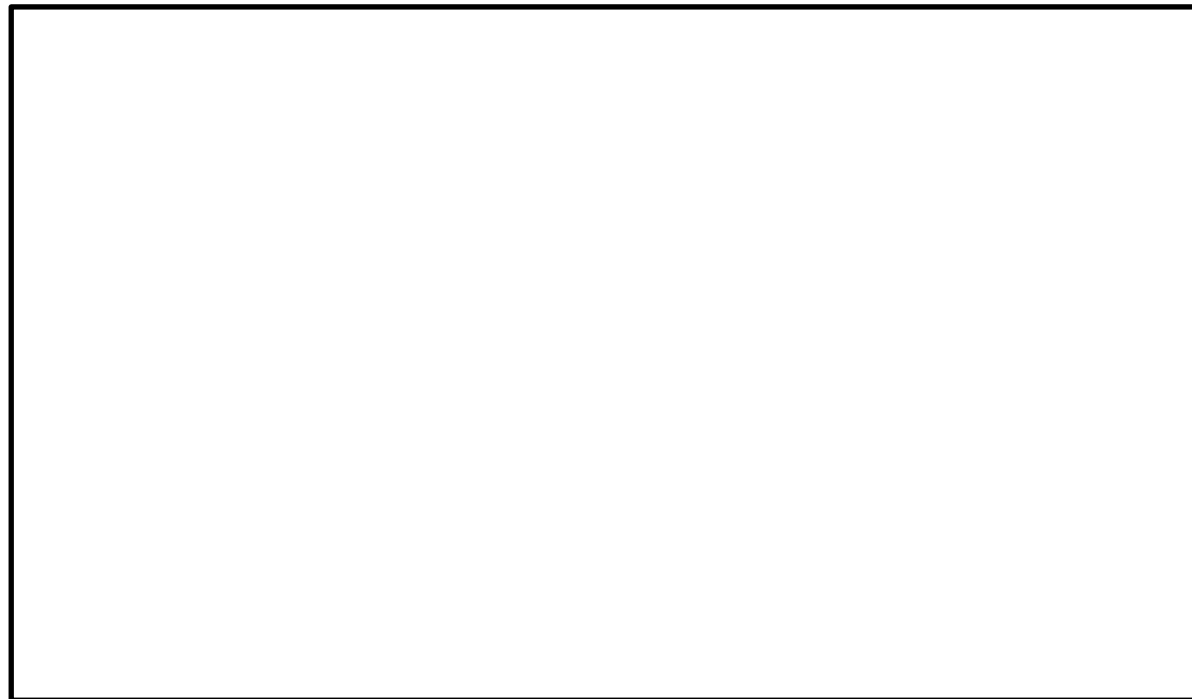
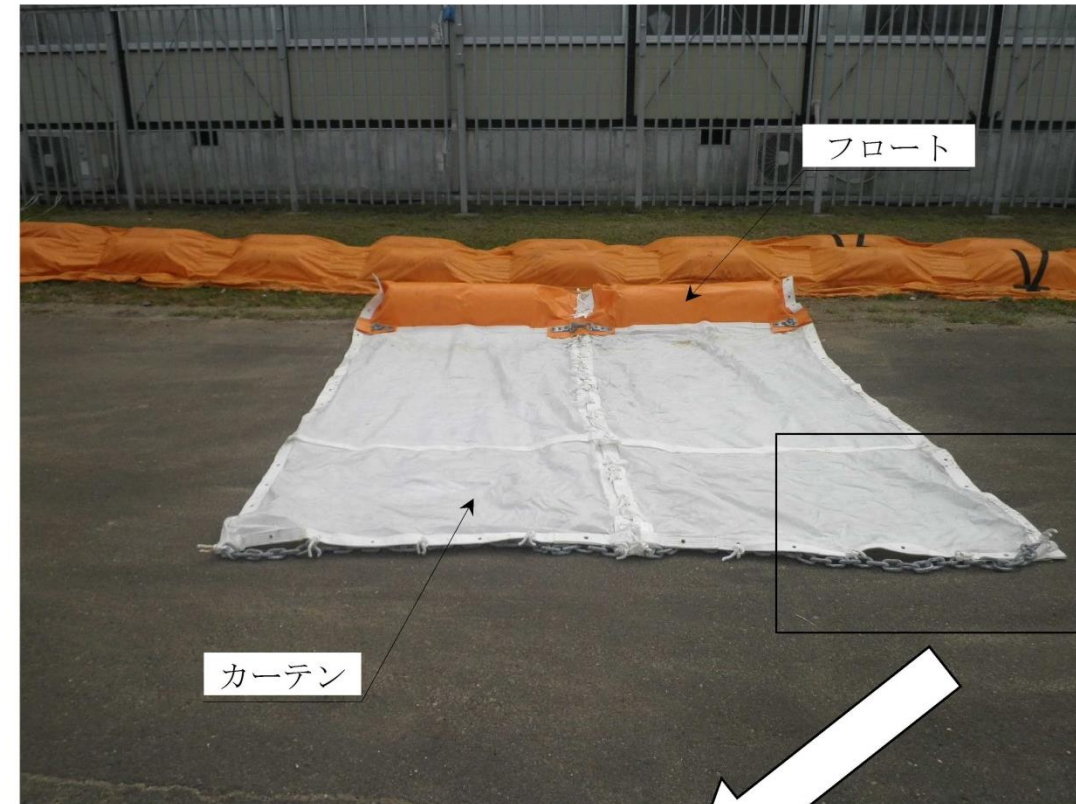


図 4-6 シルトフェンス 構造図



図 4-6 汚濁防止膜 外観写真



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

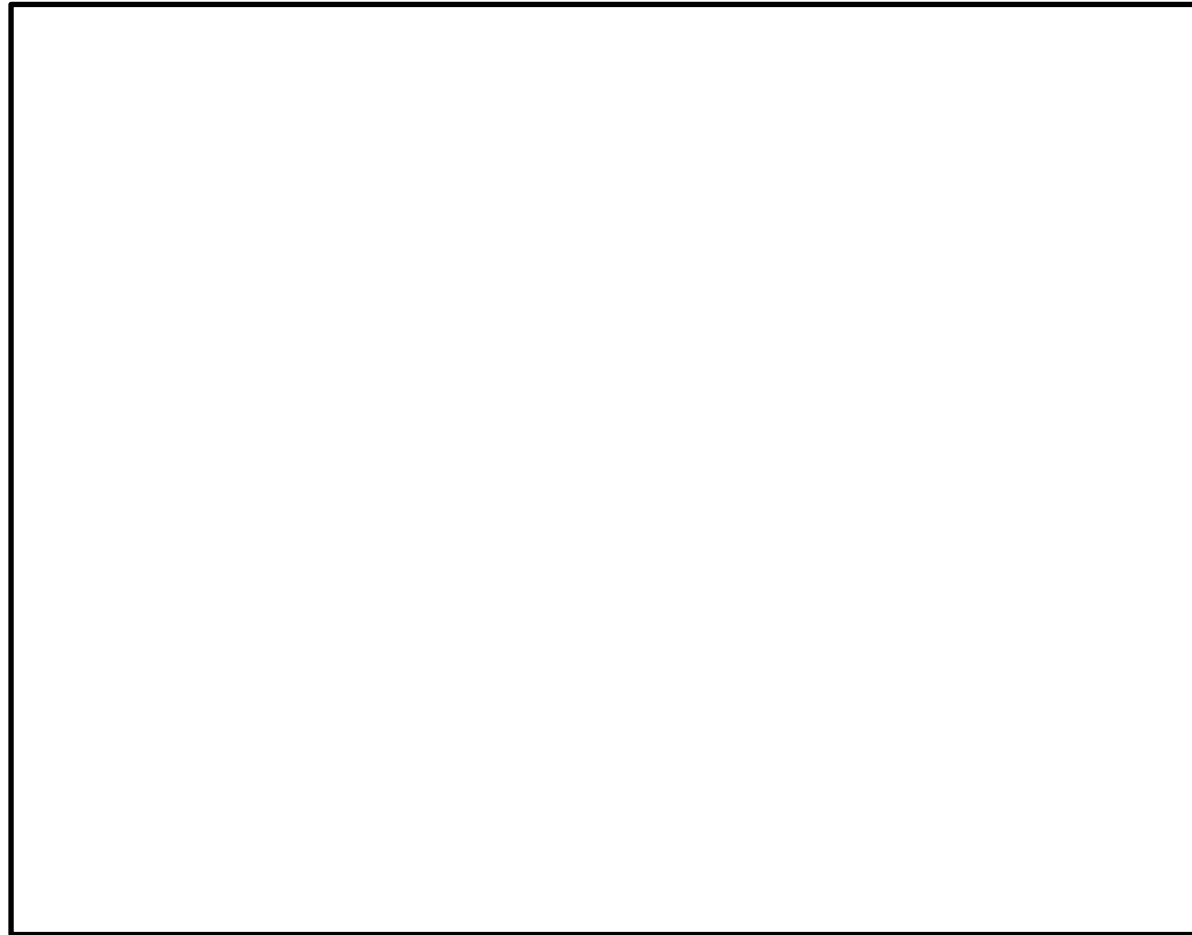


図 4-7 小型船舶（汚濁防止膜設置用） 外観図

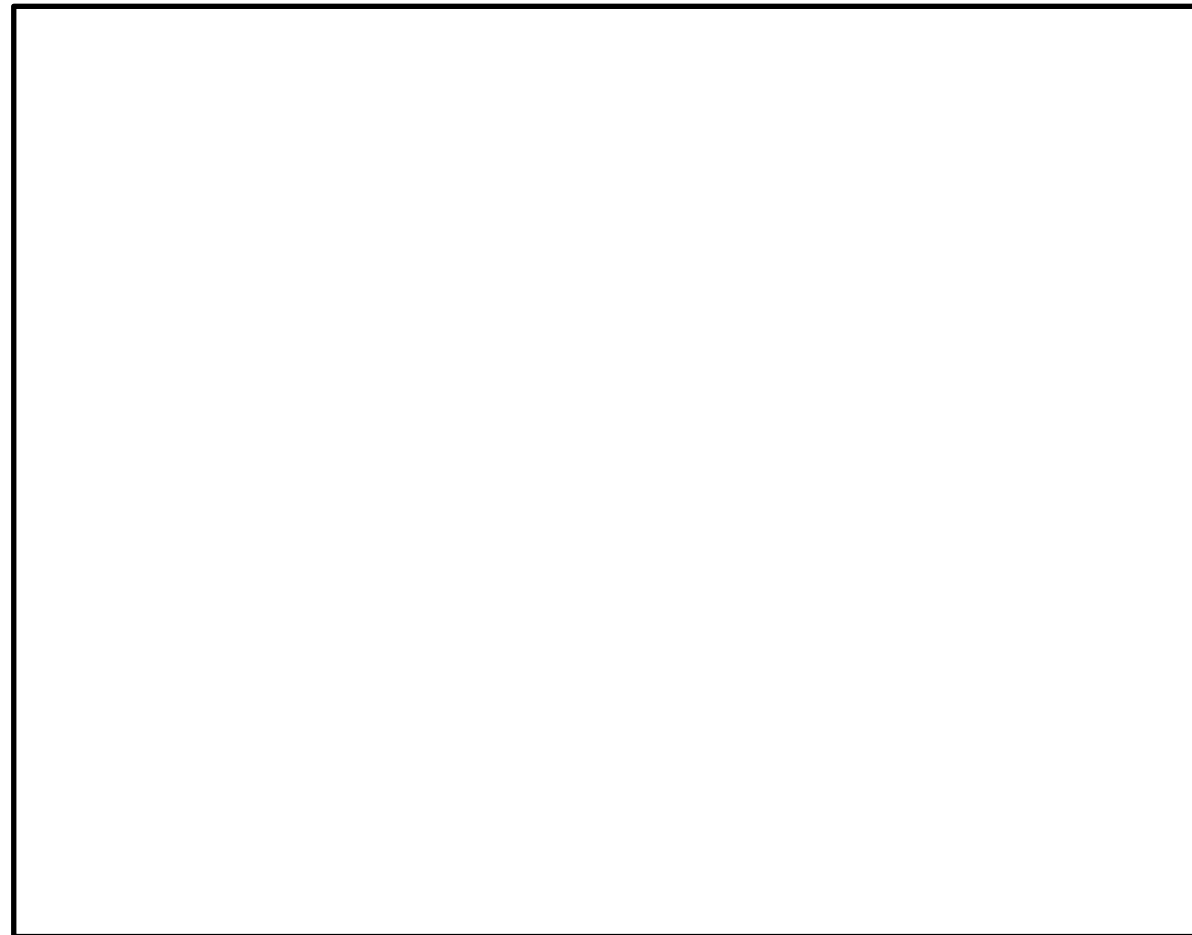


図 4-8 小型船舶 外観図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="617 930 777 1003">55-5 容量設定根拠</p>	<p data-bbox="1762 930 1923 1003">55-5 容量設定根拠</p>	

名 称	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	
流 量	m <sup>3</sup> /h	900 (注1), (900 (注2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.25 (注2), (1.25 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.3
最 高 使 用 温 度	℃	60
原 動 機 出 力	kW/個	□
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】**  
 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済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屋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、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は以下の機能を有する。

大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済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。

その際、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は、海を水源として、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し、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、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は、原子炉建屋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。

その際、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は、海を水源として、大容量送水車に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し、ホースにより放水砲及び泡原液混合装置と接続でき、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屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、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。

名 称	大型送水ポンプ車	
流 量	m <sup>3</sup> /h	1,320 (注1), (1,800 (注2))
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	

**【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。

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。

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。

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。

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。

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。

・設備の相違

1. 圧力・流量

吐出圧力 1.25MPa[gage] (流量 900m<sup>3</sup>/h)

大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)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、原子炉建屋屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要がある。容量設定に当たっては、高所(原子炉建屋屋上)への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋屋上(地上高約  \*<sup>1</sup>)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、、900m<sup>3</sup>/hである。

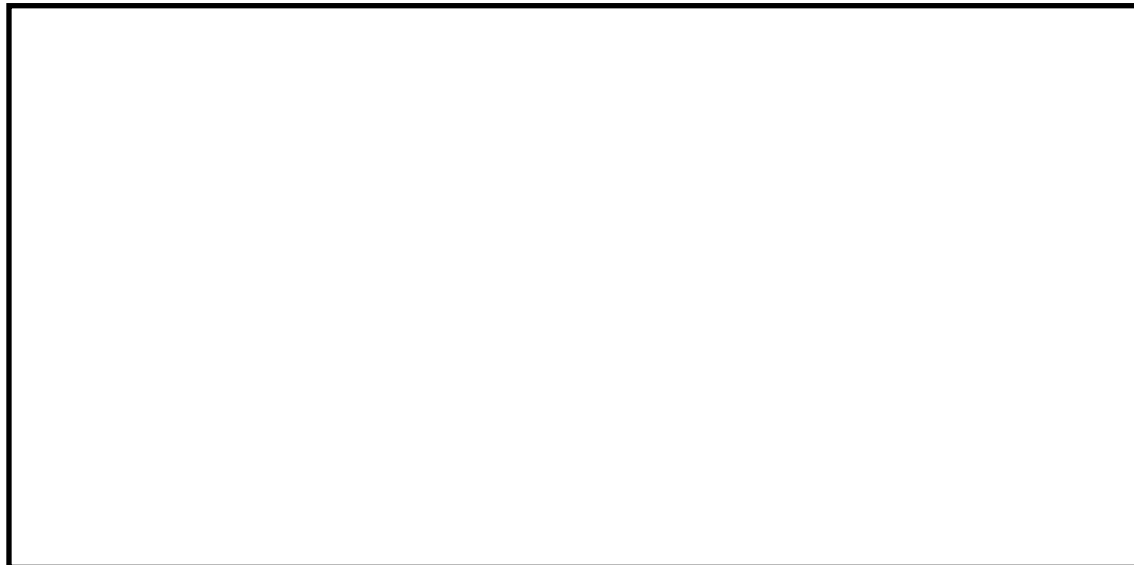


図 5-1 射程と射高の関係(ノンアスピレートノズル)

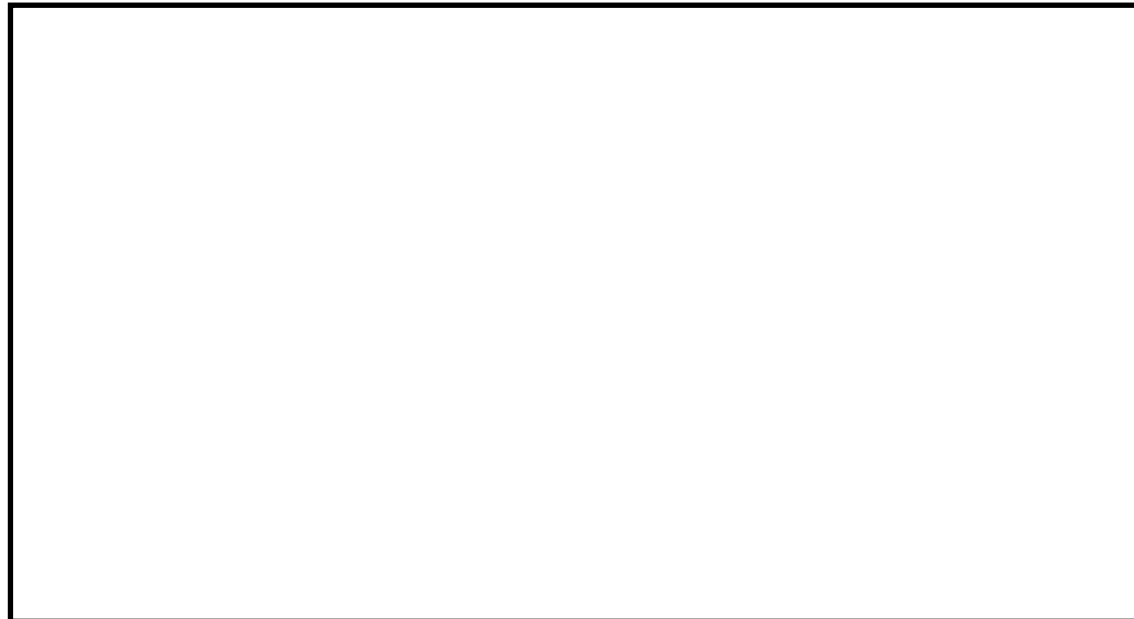


図 5-2 射程と射高の関係(ノンアスピレートノズル)(泡消火放水)

※1:

※2: 本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値(平均値)であり、射程は無風時を想定している。(日本機械工業株式会社)

1. 圧力・流量(吐出圧力 1.4MPa[gage] (流量 1,320m<sup>3</sup>/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 \*<sup>1</sup>)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 m<sup>3</sup>/h以上である。

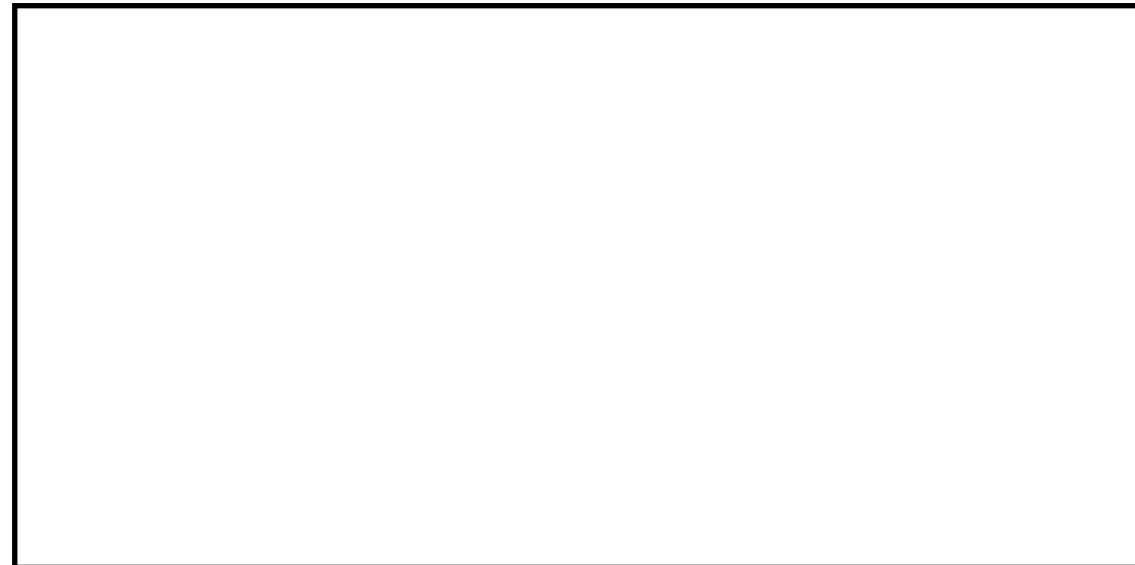


図 5-1 射程と射高の関係(ノンアスピレートノズル)

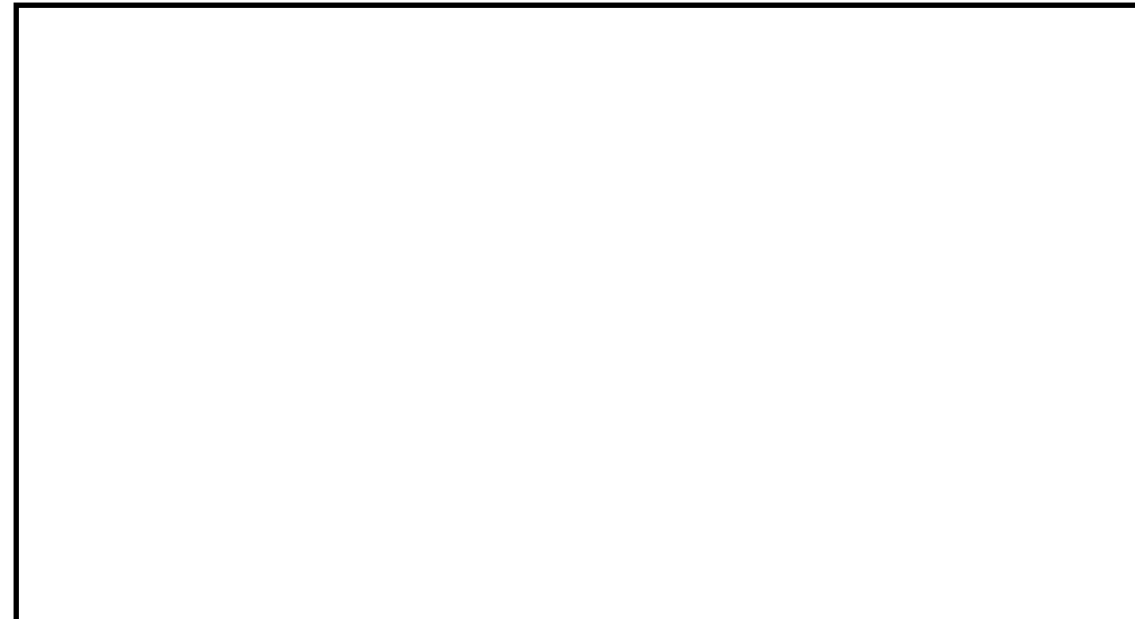


図 5-2 射程と射高の関係(ノンアスピレートノズル)(泡消火放水)

※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)

・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（タービン建屋と接している西側以外の方向）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（敷地北側又は南側）が選択できるよう設定する。

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、防潮堤内側から取水することを第一優先として考えるが、万が一、防潮堤内の取水口が使用できない場合も想定し、防潮堤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、防潮堤内及び防潮堤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) 防潮堤内側

防潮堤内側のホース敷設ルートのうち保守的となる、6号炉取水路から取水し、敷地北側を経由して、7号炉原子炉建屋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×19本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲3回, 45°湾曲4回) ※1
機器類圧損		
合計 約 1.212MPa[gage]		

(2) 防潮堤外側

防潮堤外側のホース敷設ルートのうち保守的となる、7号炉取水口から取水し、6号炉原子炉建屋付近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×14本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲4回, 45°湾曲2回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
合計 約 1.247MPa[gage]		

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、55-5-6～8 参照。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性、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、ホースの長さごとに各1本以上確保する。

※3：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）設置高さ（T.M.S.L. 3m）と放水砲設置高さ

・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

(T. M. S. L. 12m) の水頭から算出

2. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)送水ポンプは、ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(60℃)

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温度は60℃とする。

4. 原動機出力

原動機出力は、定格流量点  での軸動力を考慮し、 とする。

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の温度は、水源である海水の温度<sup>\*1</sup>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. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

ホースの圧力損失の評価については、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。

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. ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

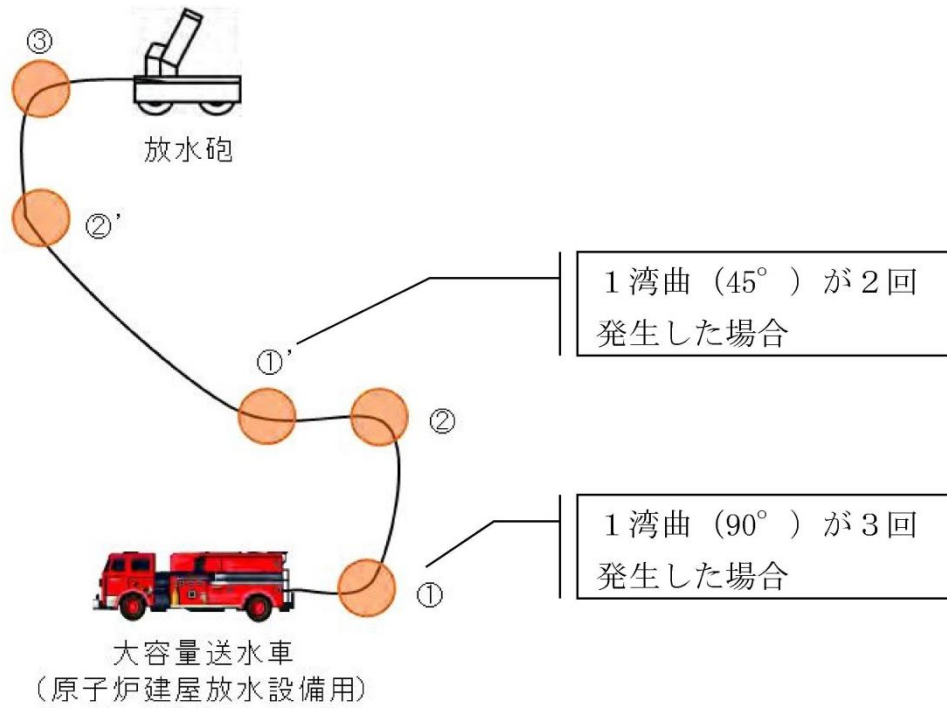


図 5-3 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ図)

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。

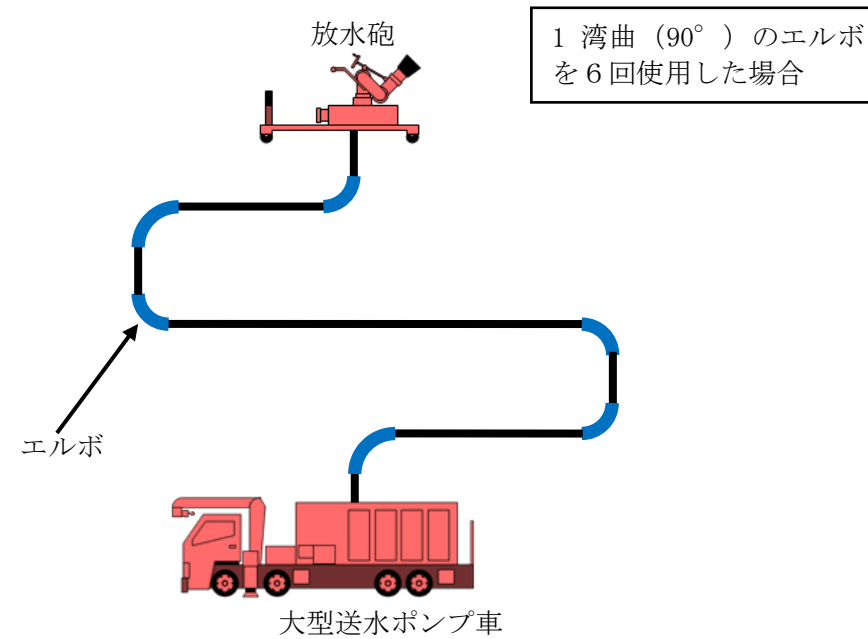


図 5-3 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 hc >

$$hc = fc \times (v^2 / (2g))$$

○損失係数 fc

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 90° における  $fc = 0.068 \dots (i)$  を引用する。

○流速 v

$$v = Q / A$$

・ Q = 流量について

大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 流量は、900m<sup>3</sup>/h である。

・ A = 管路の断面積について

< エルボ 1 個 (90°) あたりの圧力損失 : hb >

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

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  $\zeta_b$  は

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

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

・ 評価手法の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
<p><math>A = \pi r^2</math> であることから, <math>r = \text{管内径}/2</math> となり, 管内径 0.295m より, <math>r = 0.1475</math>。よって, <math>A = 0.06834 [\text{m}^2]</math></p> <p>・流速 <math>v = Q/A</math> より  <math>v = 3.659 [\text{m/s}] \dots (ii)</math></p> <p>○ (i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める  <math>hc = fc \times (v^2/(2g))</math> より, 重力加速度 <math>9.8 [\text{m/s}^2]</math> として  <math>= 0.068 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))</math>  <math>= 0.04645 [\text{m}]</math></p> <p>&lt; 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失 <math>hc</math> &gt;  <math>hc = fc \times (v^2/(2g))</math></p> <p>○損失係数 <math>fc</math>  ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 45° における <math>fc = 0.034 \dots (iii)</math> を引用する。</p> <p>○上記(ii)(iii)より, 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失を求める  <math>hc = fc \times (v^2/(2g))</math> より, 重力加速度 <math>9.8 [\text{m/s}^2]</math> として  <math>= 0.034 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))</math>  <math>= 0.02323 [\text{m}]</math></p>	<p>ここで <math>R_e = \nu d/v</math>, <math>\nu</math> は動粘性係数, <math>d</math> はエルボ内径, <math>v</math> は流速, <math>\rho</math> は曲率半径, <math>\theta</math> は度, <math>\alpha</math> は表 5-1 のように与えられる。</p> <p style="text-align: center;">表 5-1 <math>\alpha</math> の数値</p> <table border="1" data-bbox="1285 428 2371 655"> <thead> <tr> <th><math>\theta</math></th> <th>45°</th> <th>90°</th> <th>180°</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><math>\alpha</math></td> <td><math>1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}</math></td> <td><math>0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}</math> (<math>\rho/d &lt; 9.85</math> の場合) 1.0 (<math>\rho/d &gt; 9.85</math> の場合)</td> <td><math>1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>(例として 300A, 流量 <math>1,000 \text{m}^3/\text{h}</math> の場合の値を記載する)</p> <p><math>\rho = 0.596 (\text{m})</math>  <math>d = 0.2979 (\text{m})</math>  <math>\nu = 1.792 (\text{mm}^2/\text{s})</math>  であることから</p> <p><math>v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots</math>  <math>\approx 3.99 (\text{m/s})</math></p> <p><math>R_e = \nu d/v = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000</math>  <math>\approx 6.6 \times 10^5</math></p> <p><math>R_e(d/\rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2</math>  <math>\approx 165519 &gt; 364</math> より</p> <p>ここで  <math>\rho/d = 0.596/0.2979</math>  <math>= 2.00067 \dots</math>  <math>\approx 2</math></p> <p>であるため  <math>\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}</math>  <math>= 2.085319</math></p> <p><math>\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}</math>  <math>= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} \times (0.596/0.2979)^{0.84}</math>  <math>= 0.148346 \dots</math>  <math>\approx 0.15</math></p>	$\theta$	45°	90°	180°	$\alpha$	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ( $\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ( $\rho/d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$	
$\theta$	45°	90°	180°							
$\alpha$	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ( $\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ( $\rho/d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$							

表 5-1 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m <sup>3</sup> /h]		900
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)	0.011
	2 (100m)	0.022
	3 (150m)	0.033
	4 (200m)	0.044
	5 (250m)	0.055
	6 (300m)	0.066
	7 (350m)	0.077
	8 (400m)	0.088
	9 (450m)	0.099
	10 (500m)	0.110
	11 (550m)	0.121
	12 (600m)	0.132
	13 (650m)	0.143
	14 (700m)	0.154
	15 (750m)	0.165
	16 (800m)	0.176
	17 (850m)	0.187
	18 (900m)	0.198
	19 (950m)	0.209
	20 (1000m)	0.220

となり

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

$$= 0.0119400 \dots$$

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

表 5-2 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m <sup>3</sup> /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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 原子炉建屋への放水の網羅性について</p> <p>原子炉建屋への放水は、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屋への放水の網羅性について検討する。</p> <p>原子炉建屋は、原子炉建屋屋上（地上高 <input type="text"/> ）と原子炉建屋屋上（地上高 <input type="text"/> ）と高さの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 5-4～10 参照）。以下に、射程距離を整理する。また、原子炉建屋屋上に放水された泡消火薬剤は、原子炉建屋屋上で拡がる効果に期待できる。</p> <p>① 原子炉建屋東側から西向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>② 原子炉建屋東側から西向きへの放水（原子炉建屋屋上（地上高 <input type="text"/> ））：<input type="text"/> （放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>③ 原子炉建屋北側又は南側からの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <div data-bbox="142 846 1252 1495" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 5-4 原子炉建屋断面図（6 号及び 7 号炉）</p>	<p>2. 原子炉建物への放水の網羅性について</p> <p>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。</p> <p>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）と高さの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。</p> <p>① 原子炉建物北西側から東向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>② 原子炉建物西側から東向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>③ 原子炉建物南西側から北向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>④ 原子炉建物南側から北向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <p>⑤ 原子炉建物南東側から北向きへの放水：<input type="text"/>（放水砲から <input type="text"/> の範囲）</p> <div data-bbox="1288 846 2398 1495" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 5-4 原子炉建物断面図</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

(1) 原子炉建屋に対する放水曲線 (放射性物質拡散抑制)

(1) 原子炉建物に対する放水曲線 (放射性物質拡散抑制)

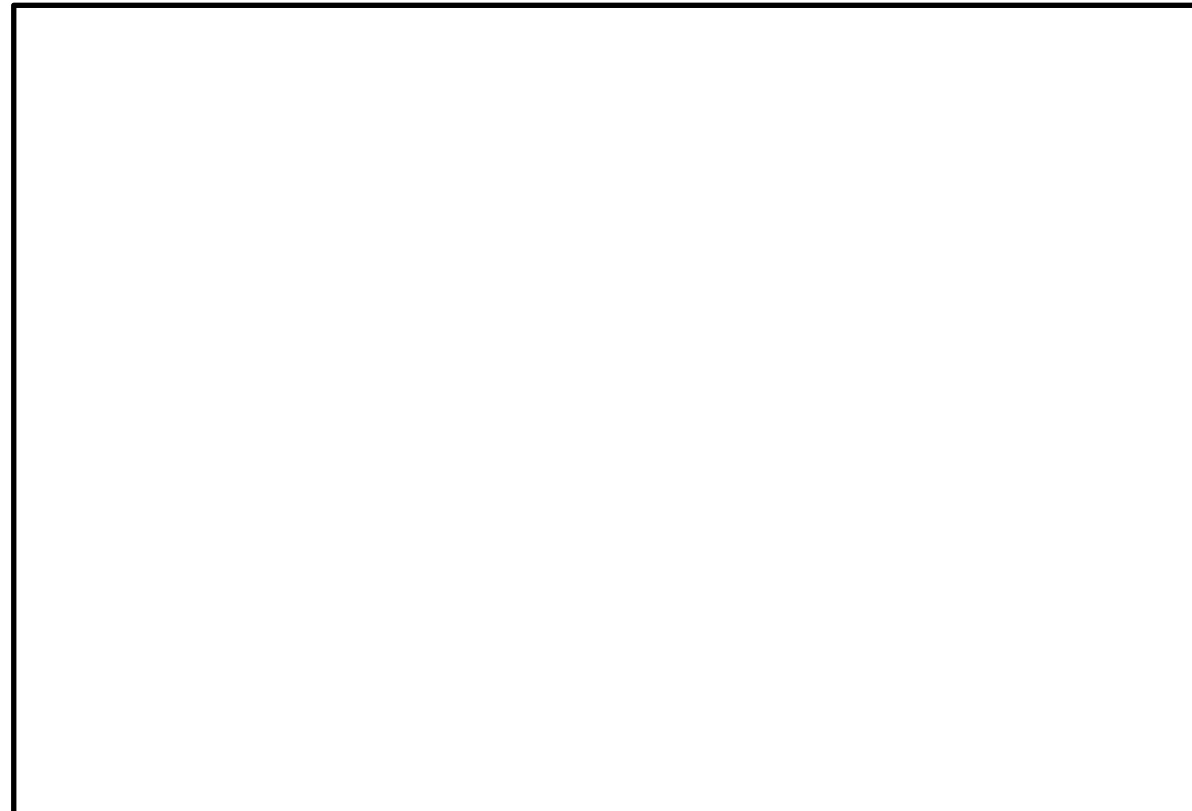
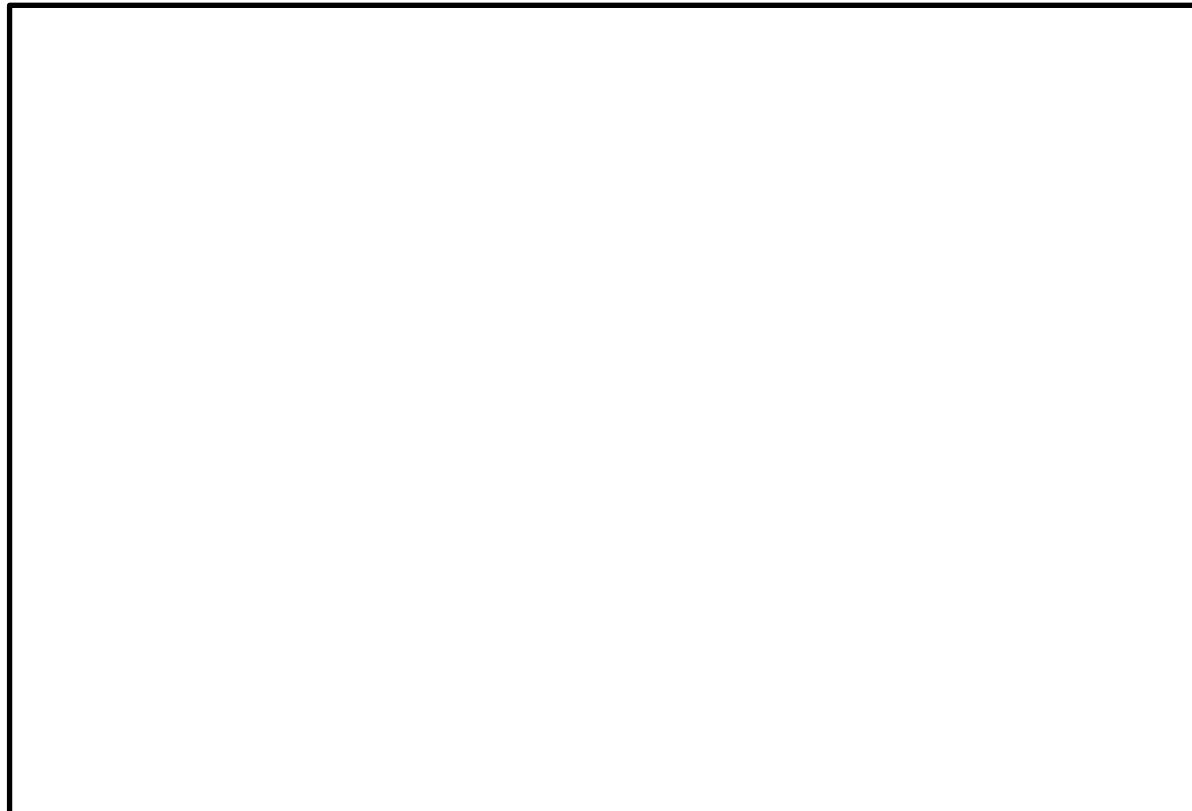


図 5-5 原子炉建屋東側からの放水曲線

図 5-5 原子炉建物北西側から東向きへの放水曲線

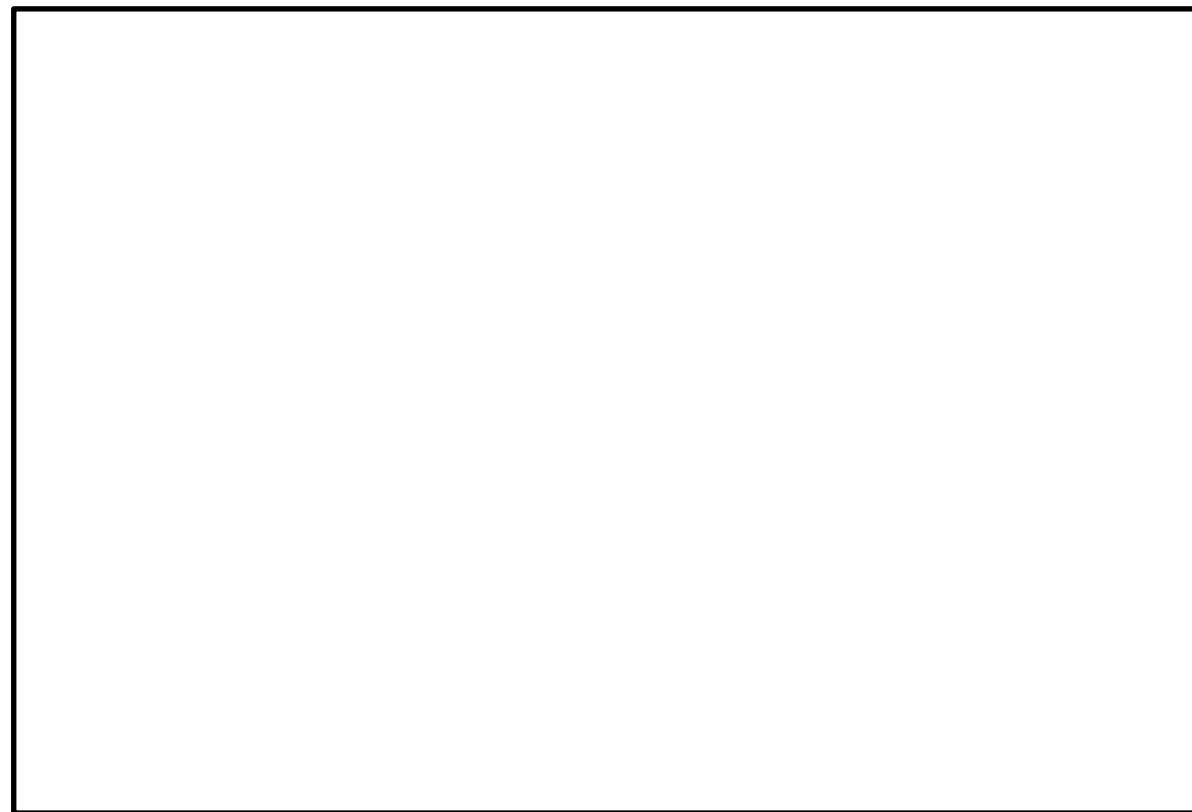
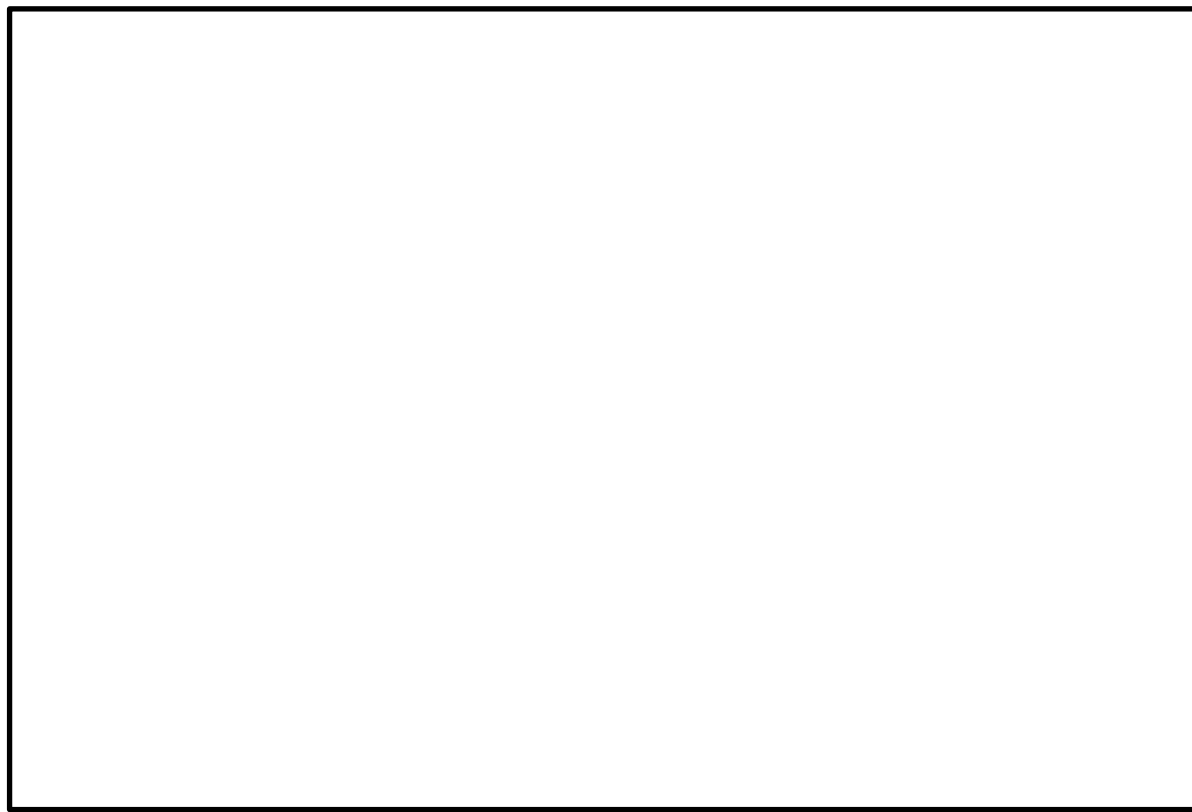


図 5-6 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上 (地上高 ) への放水曲線

図 5-6 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

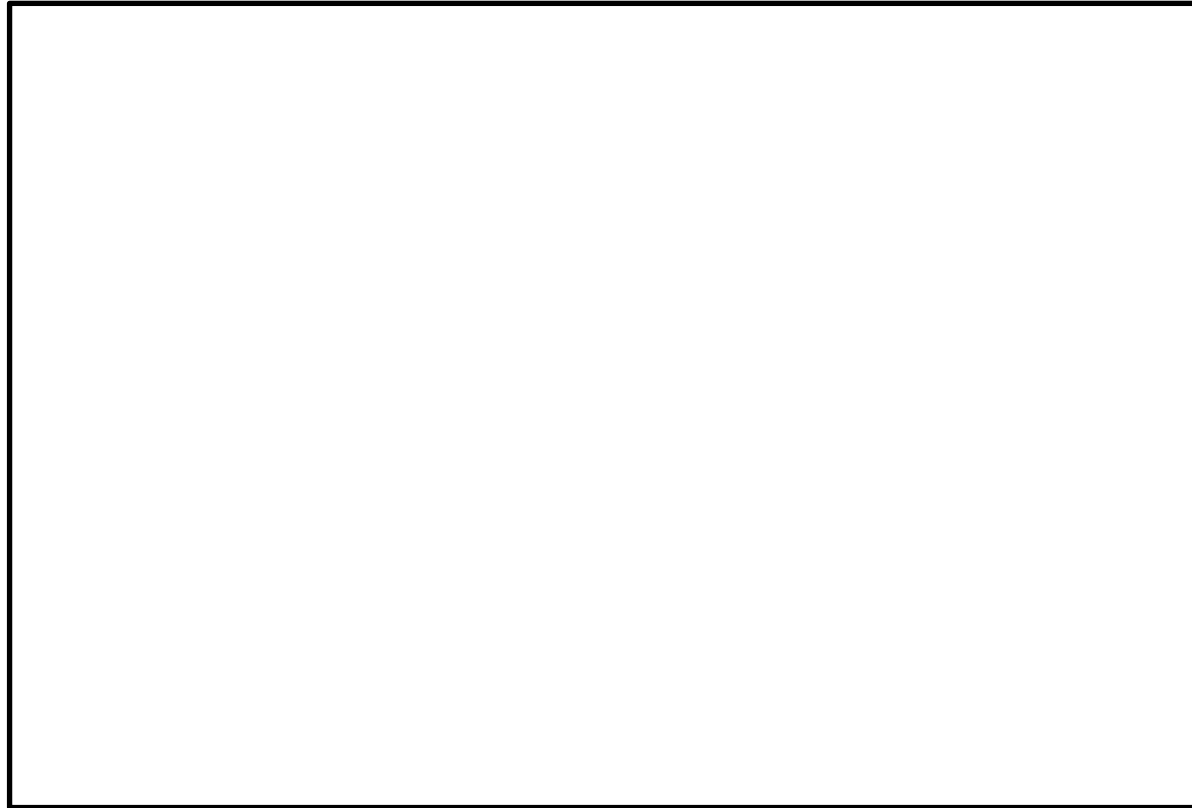


図 5-7 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

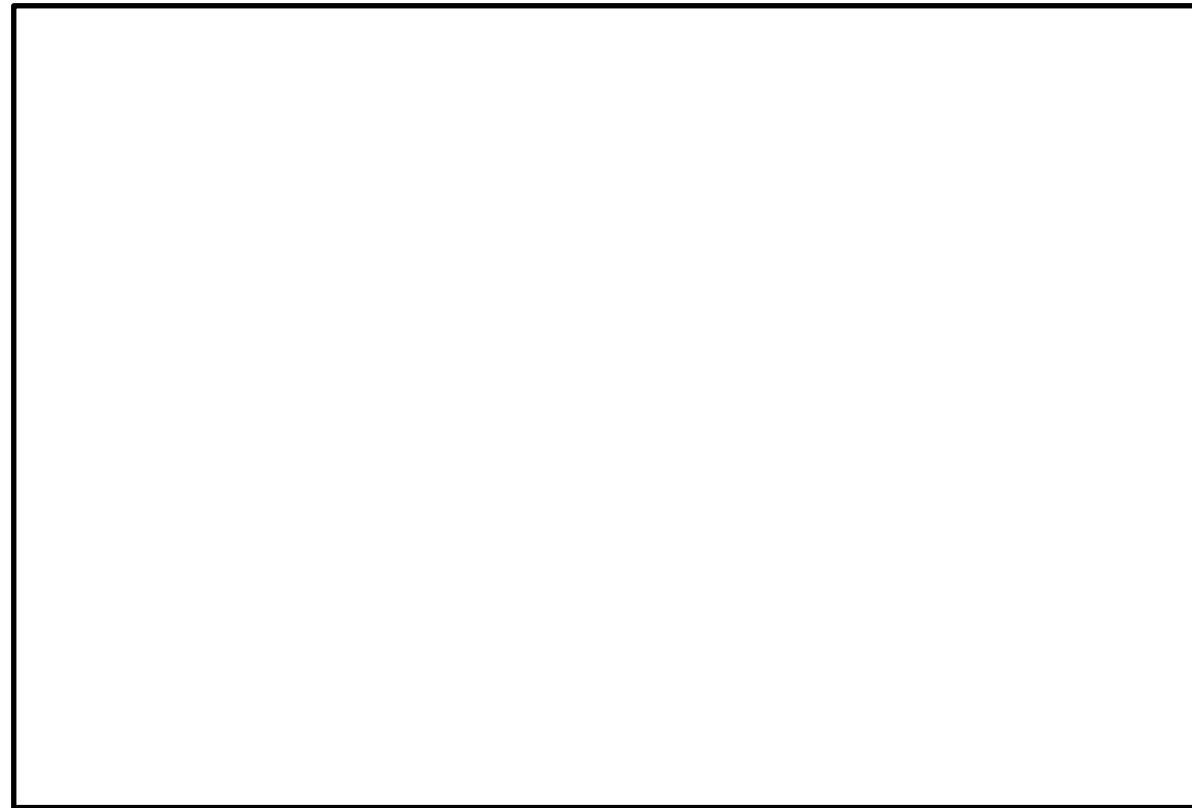


図 5-7 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

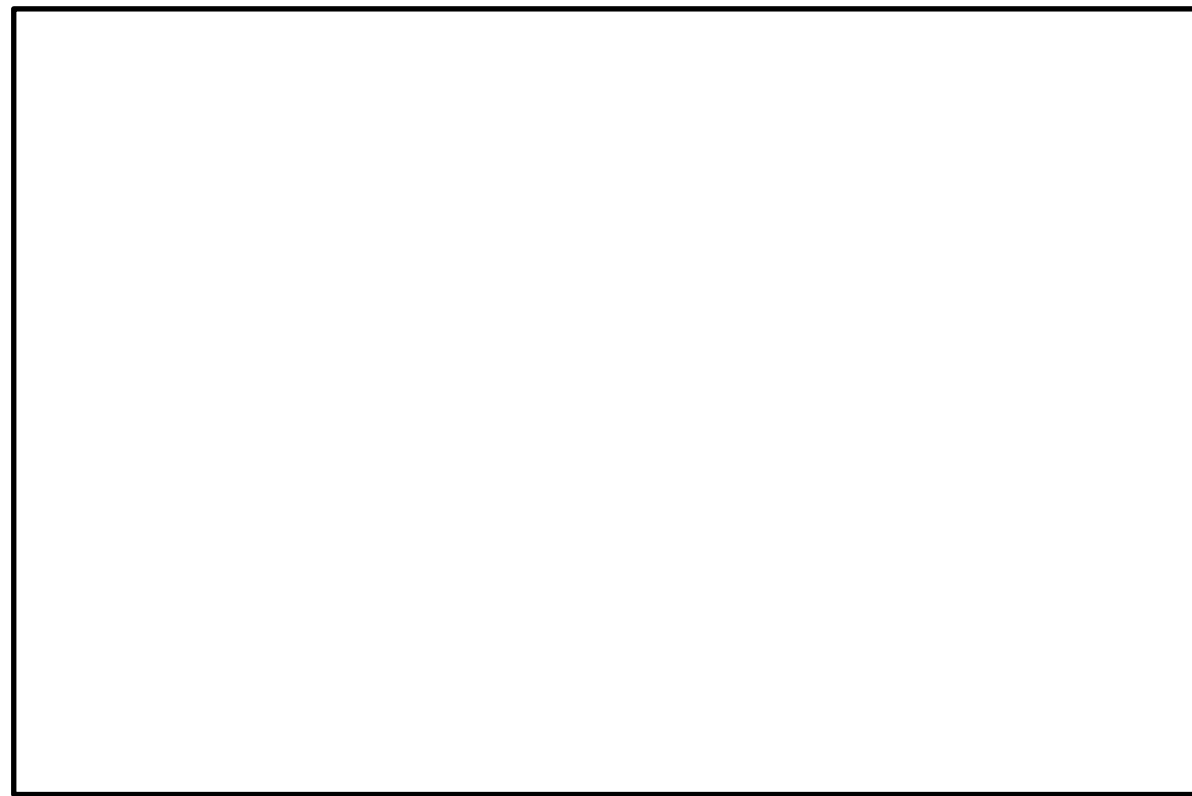


図 5-8 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

(2)原子炉建屋に対する放水曲線 (泡消火)

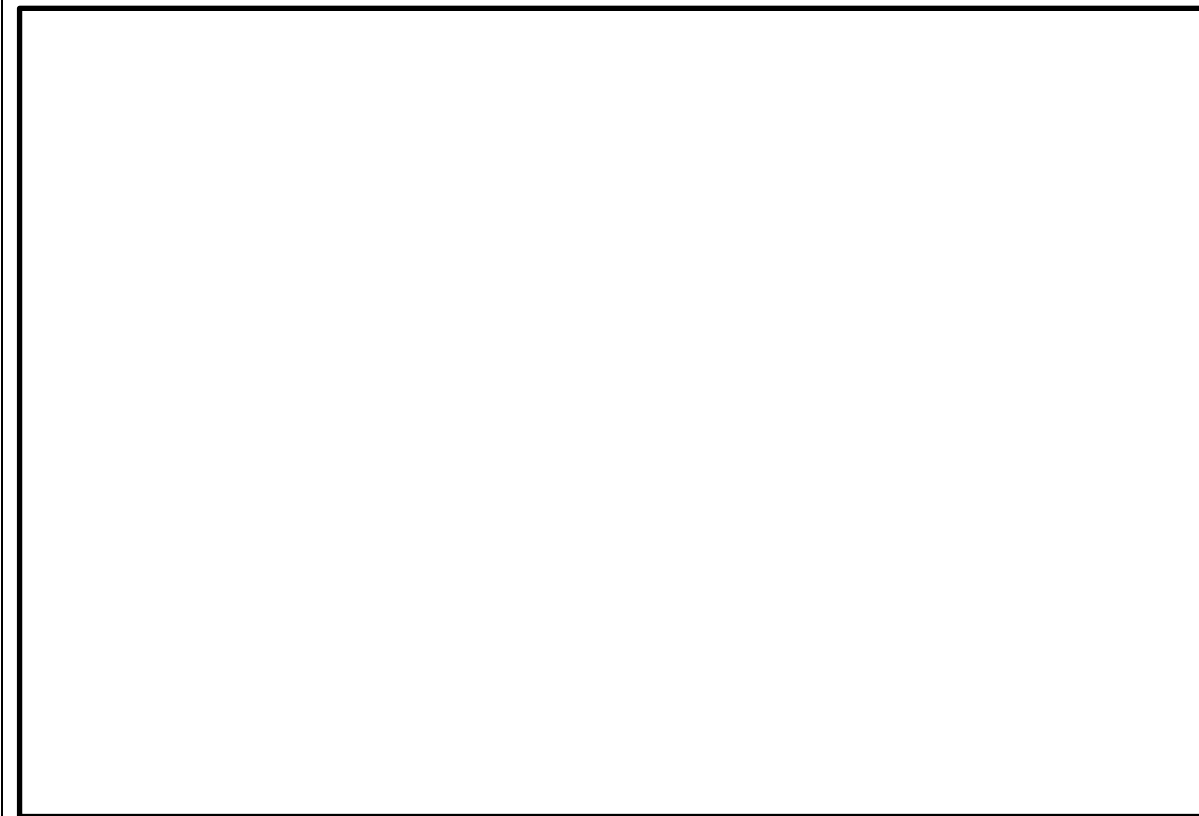


図 5-8 原子炉建屋東側からの放水曲線

(2) 原子炉建物に対する放水曲線 (泡消火)

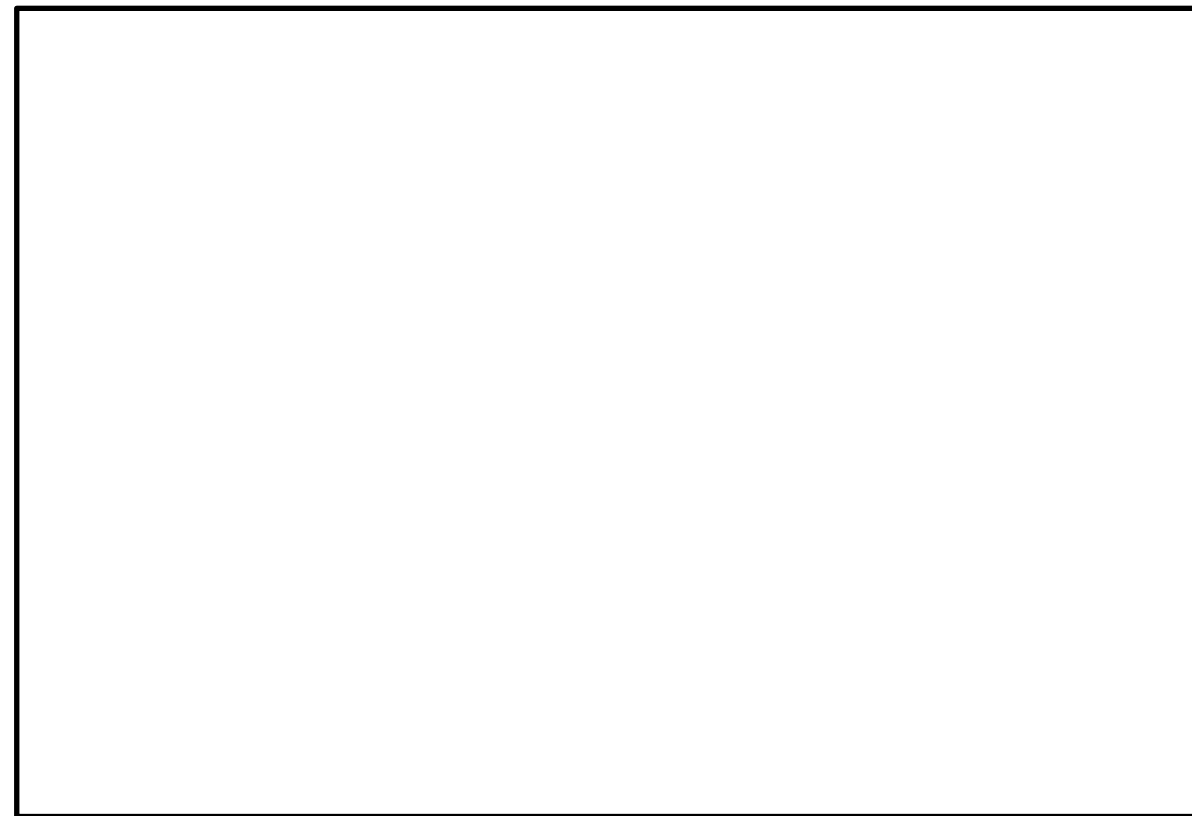


図 5-9 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

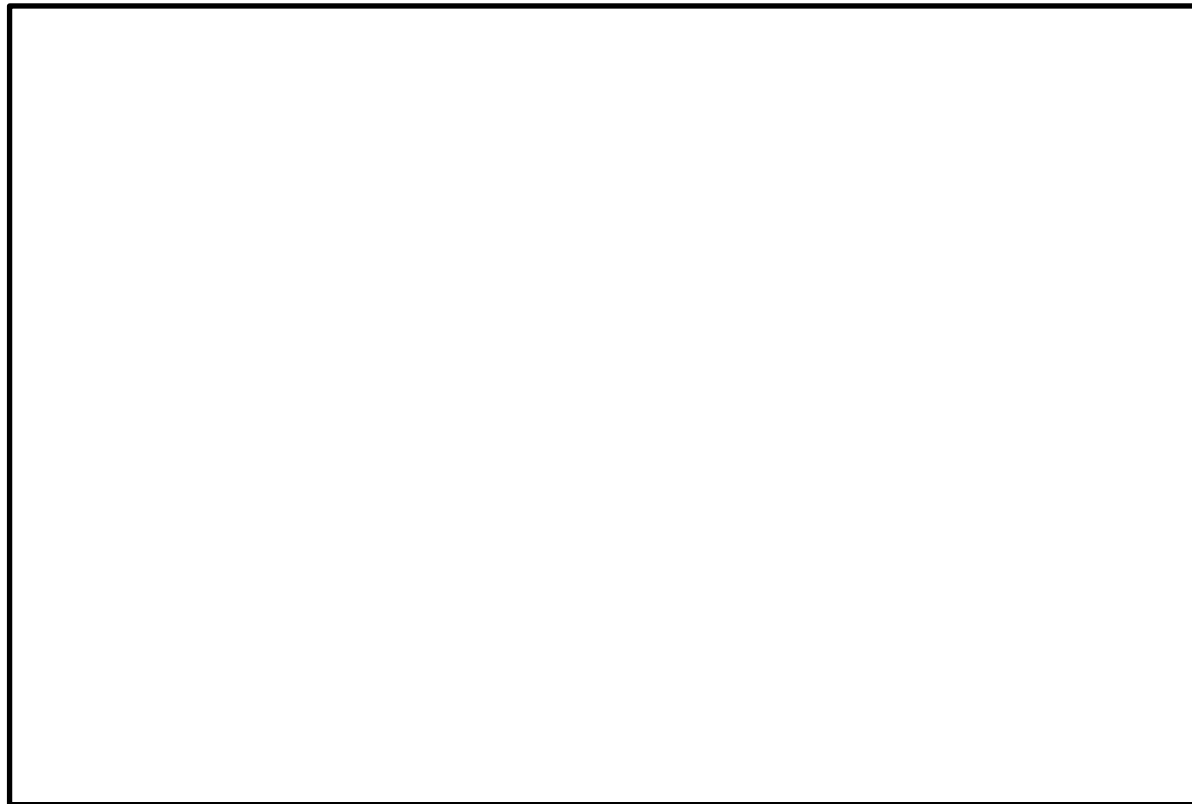


図 5-9 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高 ）への放水曲線

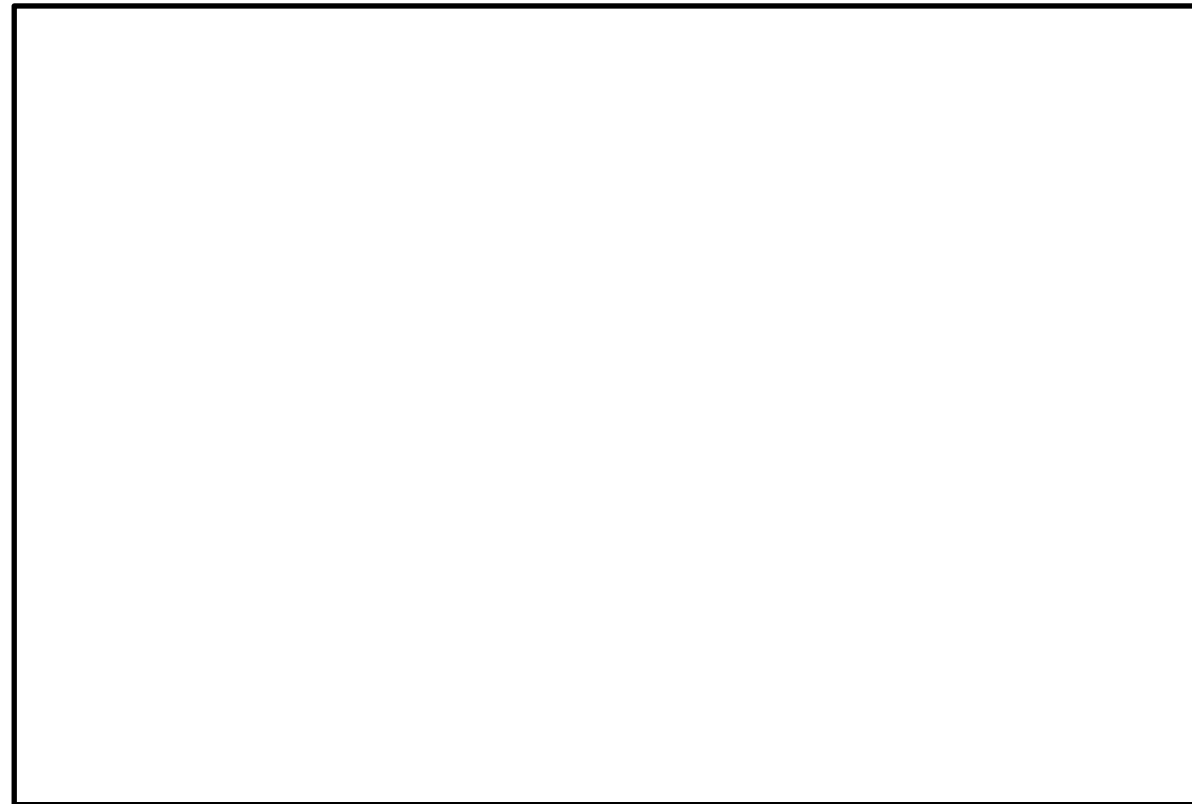


図 5-11 原子炉建物西側から東向きへの放水曲線

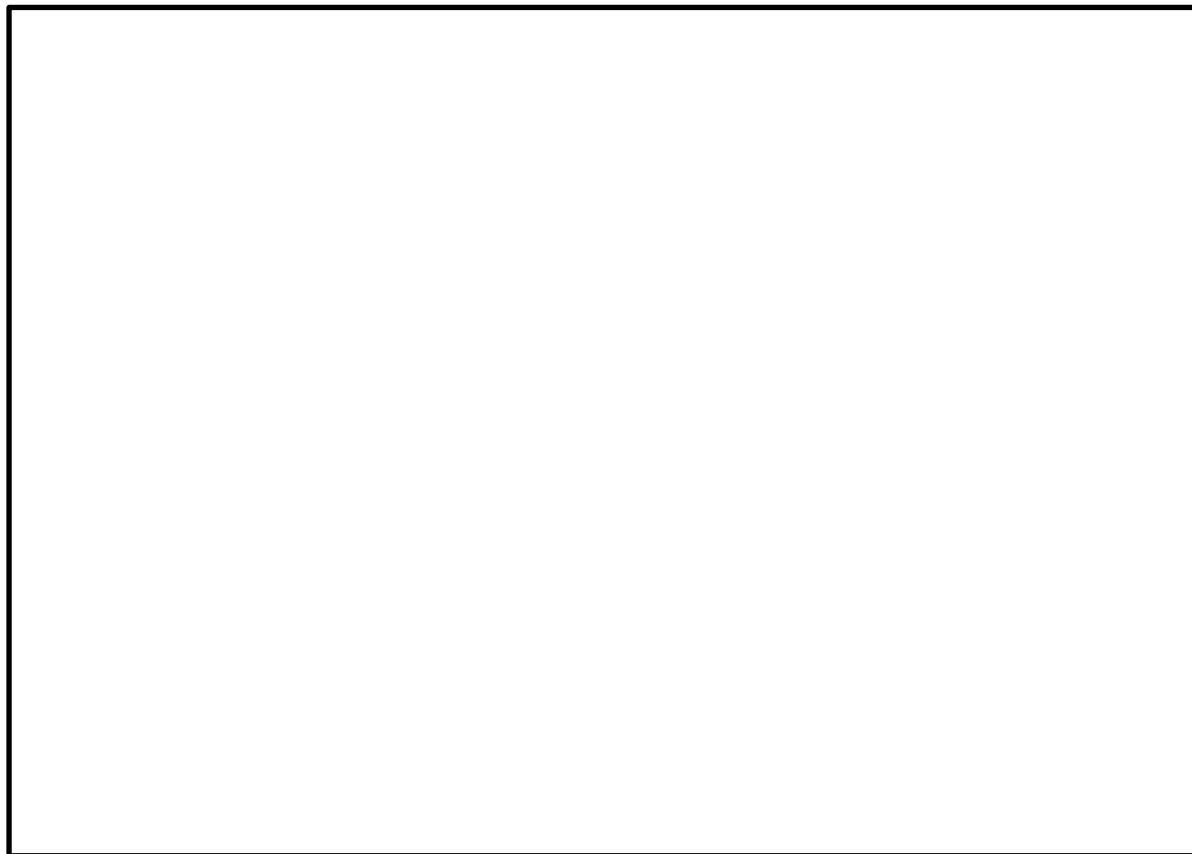


図 5-10 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

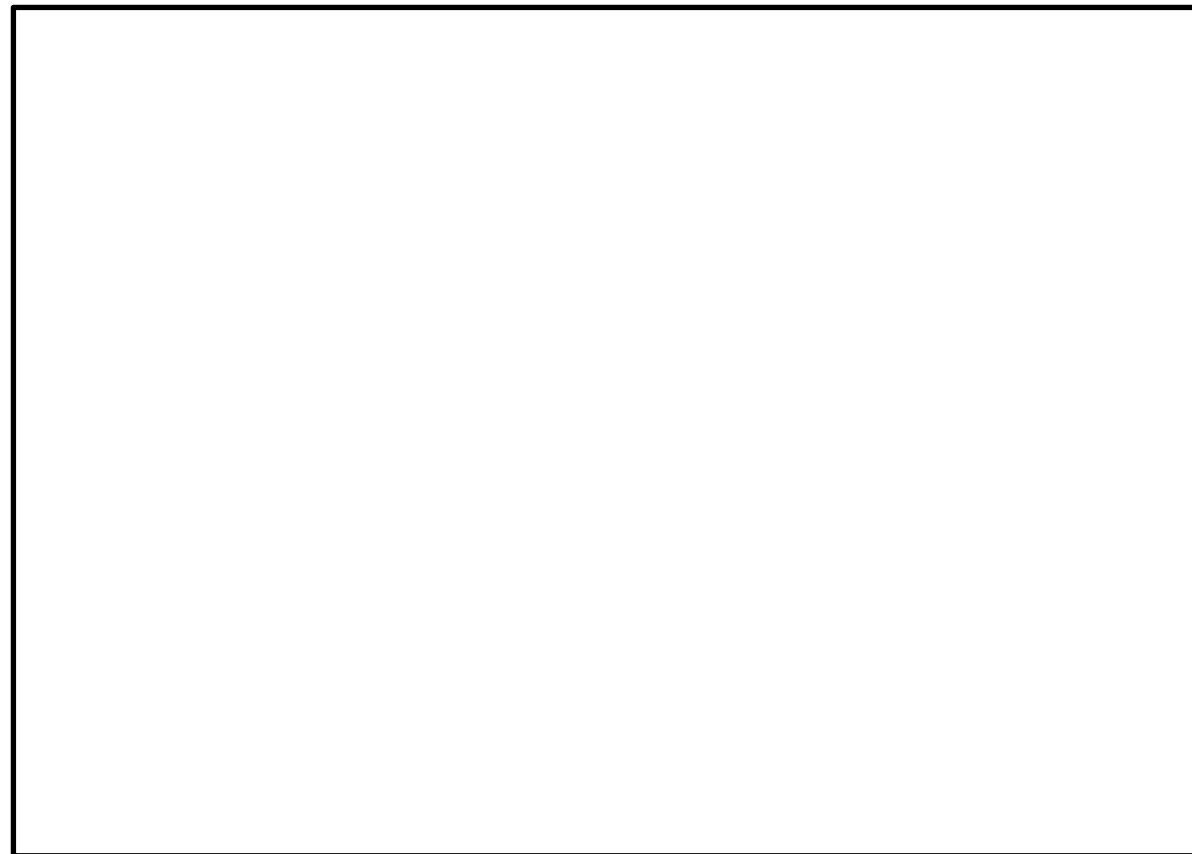


図 5-12 原子炉建物南西側から北向きの放水曲線



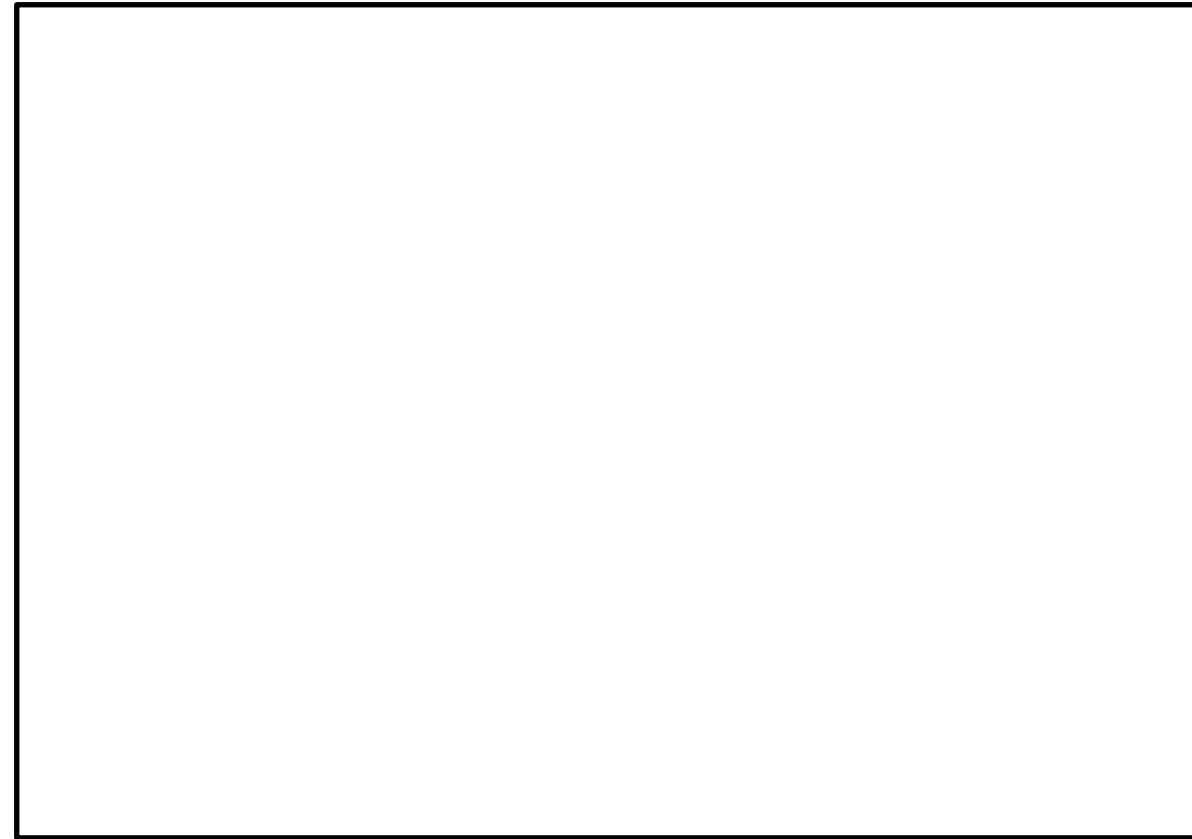


図 5-13 原子炉建物南側から北向きの放水曲線

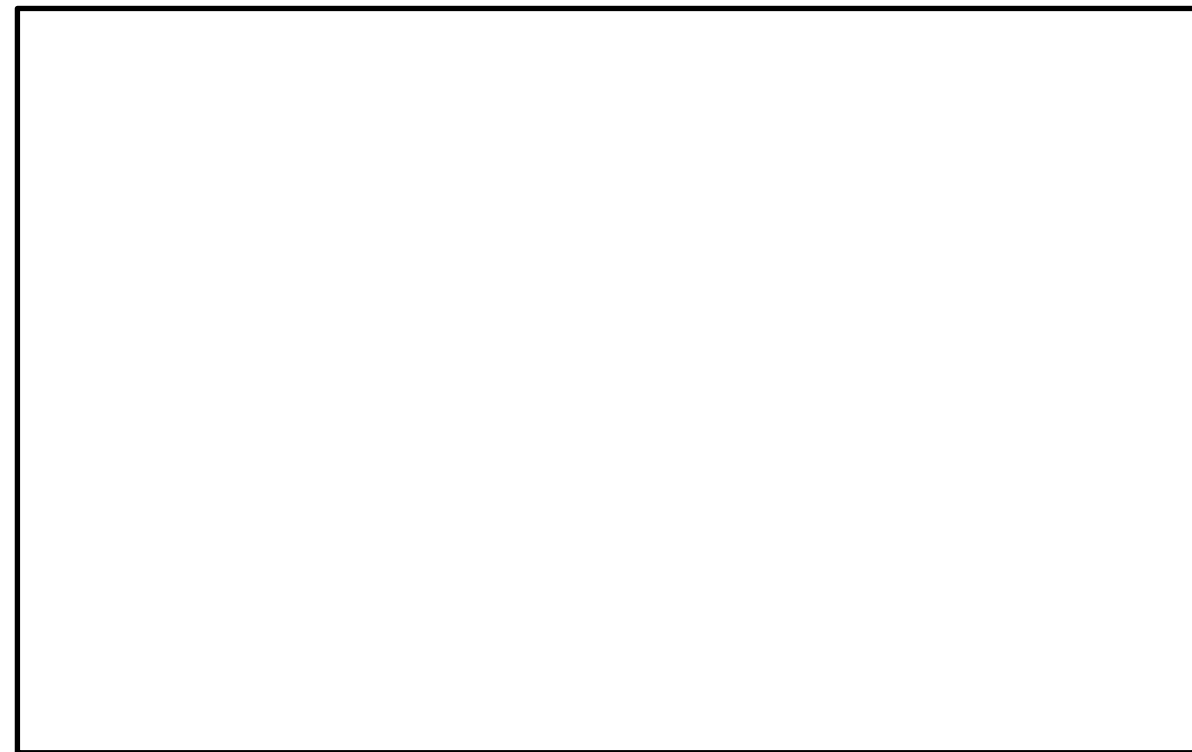


図 5-14 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (1/2)

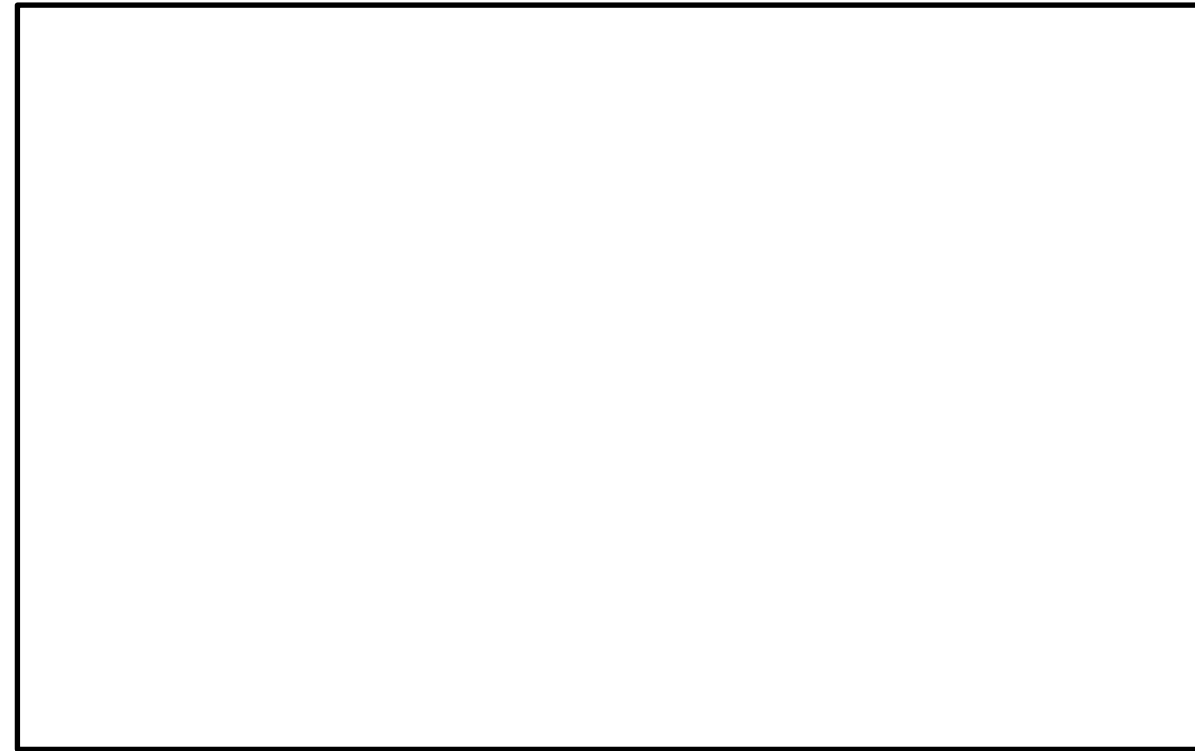

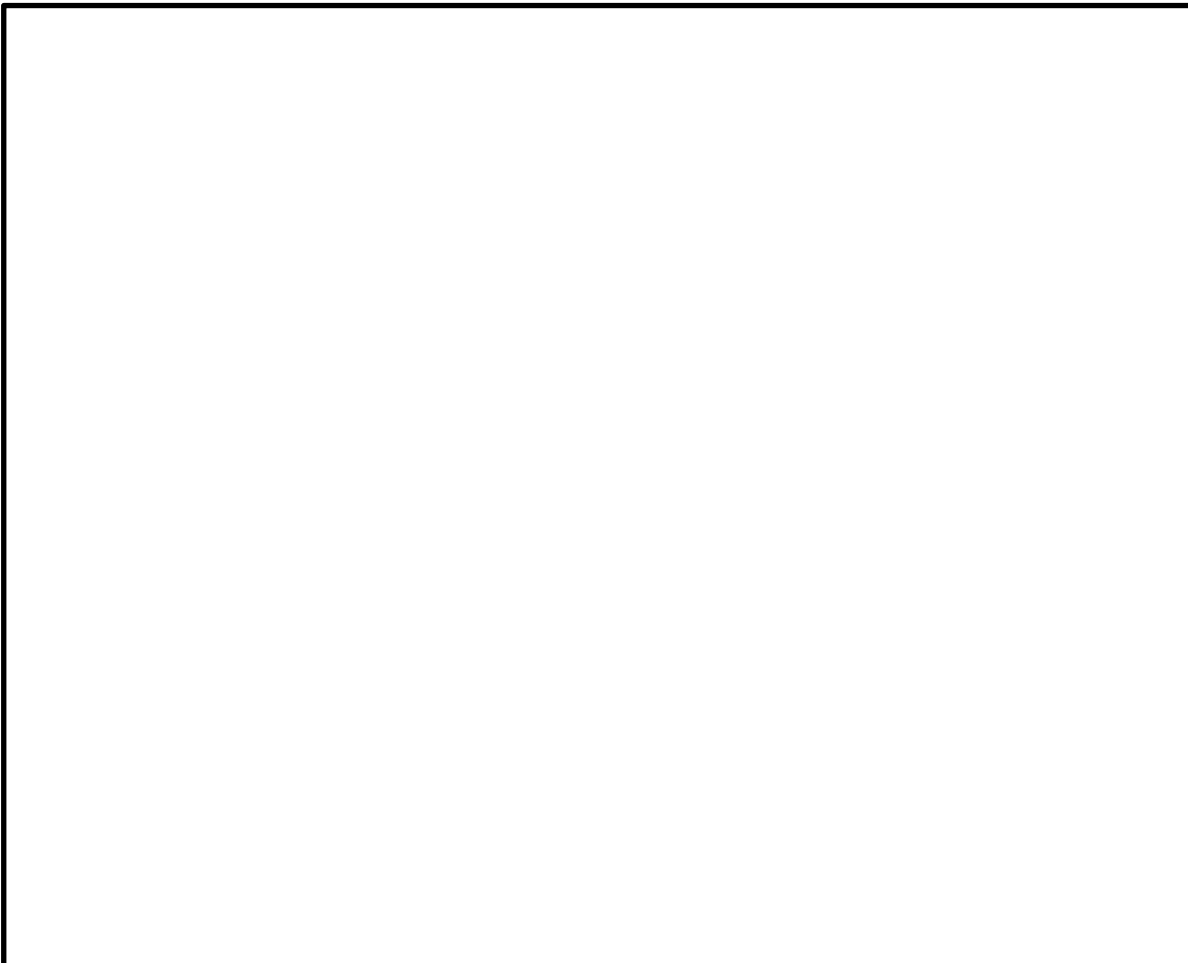


図 5-15 原子炉建物南東側から北向きの放水曲線 (2/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記の検討から、<u>6号及び7号炉の放水範囲を、図5-11に示す。また、放水砲による放水に対して、干渉する可能性がある設備である所内変圧器及び排気筒についても考慮した。所内変圧器の高さは地面から10m程度であることから、放水に対して干渉することはない。また、主排気筒については、放水砲を排気筒と干渉しない位置に設置することで、放水に対する影響はない。</u>以上のことから、原子炉建屋屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。</p> 	<p>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<u>低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽入口建物</u>についても考慮した。<u>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。</u>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。</p> 	<p>・設備の相違</p>
<p>図5-11 6号及び7号炉放水範囲図</p>	<p>図5-16 放水範囲図</p>	

名 称		放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	0.9
最 高 使 用 温 度	℃	60

名 称		放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40

【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使用済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屋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。

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容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

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容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に接続し、泡原液と混合しながら、原子炉建屋屋上又は周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に合わせて、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、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。

1. 最高使用圧力(0.9MPa[gage])

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、原子炉建屋屋上（地上高約38m）への放水が可能な圧力  を満足する値である、メーカーが規定する0.9MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

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温度は60℃とする。

【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。

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。

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。

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。

1. 最高使用圧力 (1.4MPa[gage])

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  以上を満足する値である、メーカーが規定する1.4MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度 (40℃)

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温度は40℃とする。

・設備の相違

名 称		汚濁防止膜
幅	m/箇所	北放水口側：140 取水口側：80
高 さ	m	北放水口側：6 取水口側（3箇所）：8

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使用済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汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である、取水路及び放水路（一部排水路含む）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、汚濁防止膜の設置は、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) 5～7号炉放水口付近

放水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約100mである。そのため、重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を7本使用し、約140mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

取水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約55mである。そのため、重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を4本使用し、約80mとする。

2. 高さ

(1) 5～7号炉放水口付近

重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-4m）まで届く高さである約6mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-5.5m）まで届く高さである約8mとする。

【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。

・設備の相違

凡例  
汚濁防止膜



図 5-12 取水口の外形図

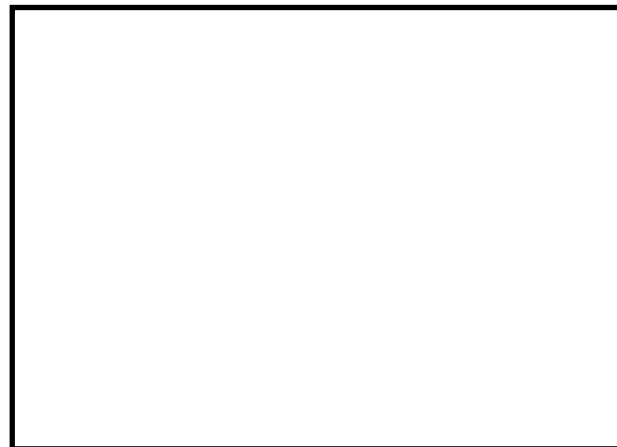


図 5-12 北放水口の外形図

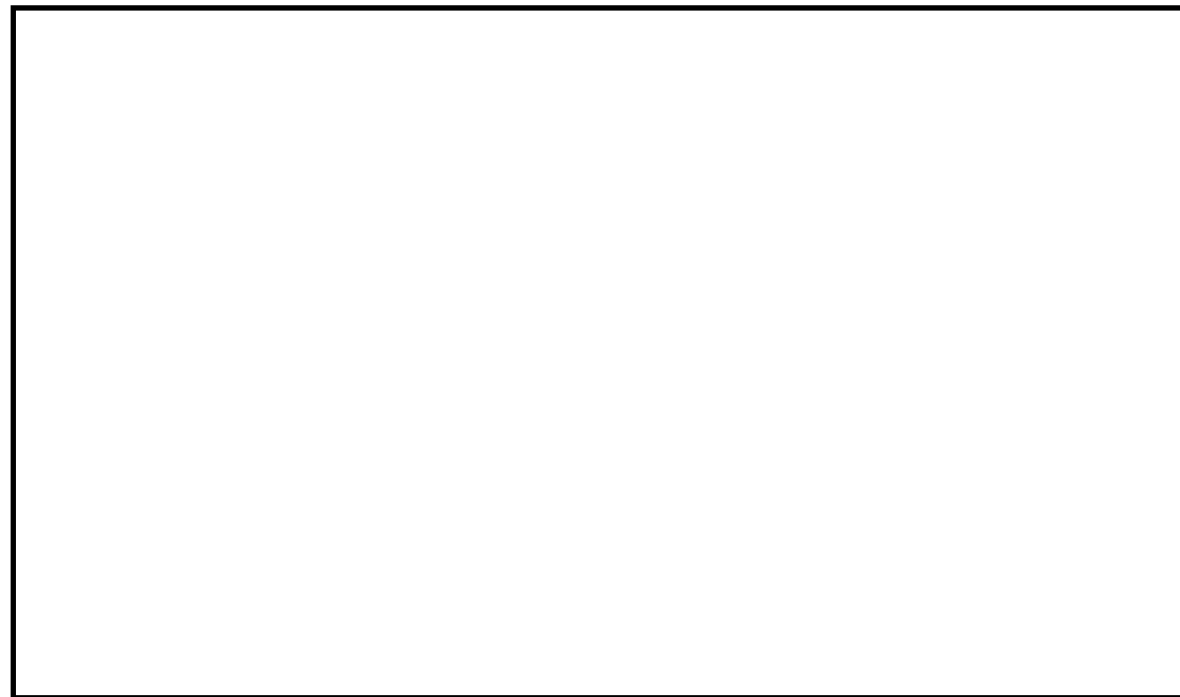


図 5-17 2号炉放水接合槽の外形図

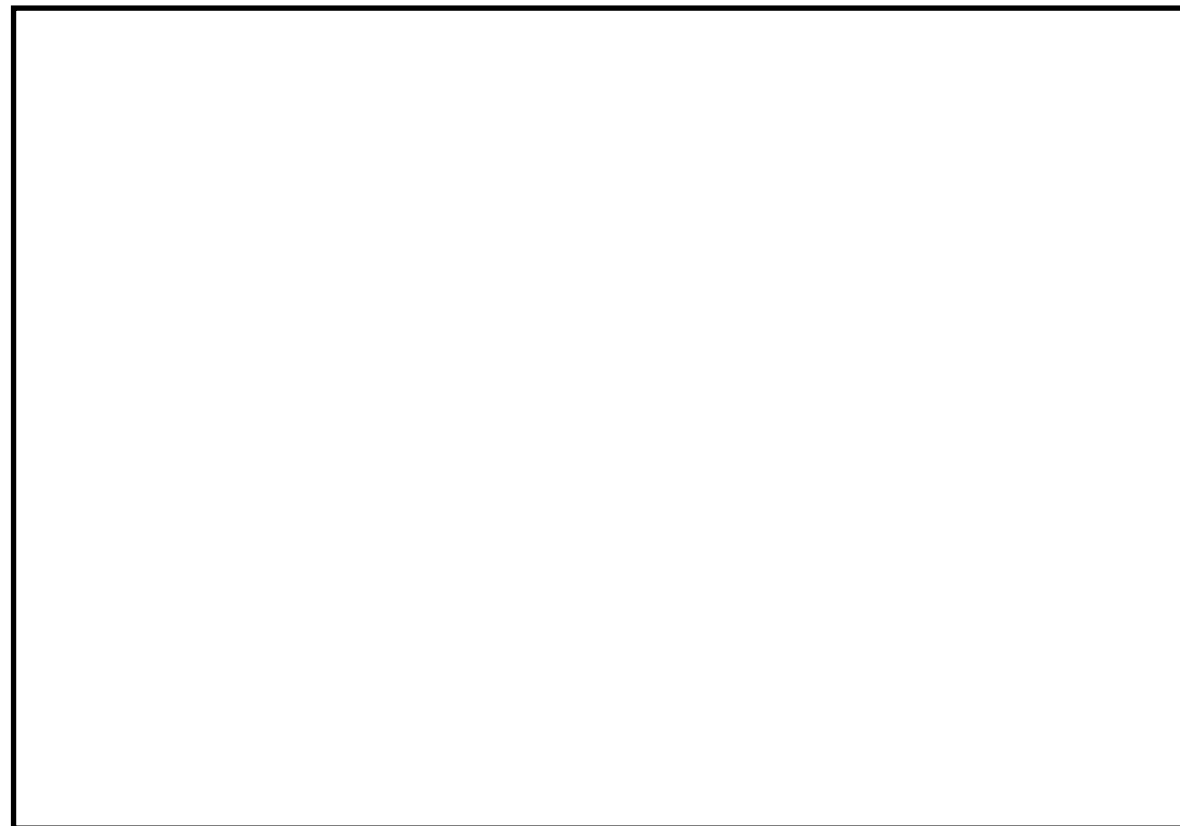


図 5-18 輪谷湾の外形図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p style="text-align: right;">参考資料</p> <p style="text-align: center;">放射性物質吸着材の容量及び吸着率について</p> <p>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。</p> <p>1. <u>6号及び7号炉雨水排水路集水柵用放射性物質吸着材容量</u></p> <p>雨水排水路集水柵に6号及び7号炉で各1箇所<sup>※1</sup>に設置する。放射性物質吸着材の容量は、雨水排水路集水柵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。</p> <p>①設置場所の寸法</p> <table border="1" data-bbox="213 787 1252 877"> <tr> <td>6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)</td> <td>縦：2.5, 横：2.5, 高さ<sup>※1</sup>：約1.2</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。 ※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。</p> <p>②放射性物質吸着材の容量</p> <p>放射性物質吸着材は、セシウムを吸着する<u>プルシアンブルー類縁体</u>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、上記雨水排水路集水柵に設置可能であり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。<u>なお、この場合の空隙率は、およそ33%となる。</u></p> <table border="1" data-bbox="213 1465 1252 1600"> <tr> <td>放射性物質吸着材容量 (kg)</td> <td>ユニット体積 5m<sup>3</sup>×放射性物質吸着材密度約 200kg/m<sup>3</sup> =約 1,000kg/1箇所</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">※：詳細設計中であり変更の可能性がある。</p>	6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：2.5, 横：2.5, 高さ <sup>※1</sup> ：約1.2	放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 5m <sup>3</sup> ×放射性物質吸着材密度約 200kg/m <sup>3</sup> =約 1,000kg/1箇所	<p style="text-align: right;">参考資料</p> <p style="text-align: center;">放射性物質吸着材の容量及び吸着率について</p> <p>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。</p> <p>1. <u>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) 用放射性物質吸着材容量</u></p> <p>放射性物質吸着材の容量は、各雨水排水路集水柵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。</p> <p>①設置箇所の寸法</p> <table border="1" data-bbox="1291 787 2398 1060"> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 寸法 (m)</td> <td>縦：2.6, 横：2.6, 高さ：約5.4</td> </tr> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 寸法 (m)</td> <td>縦：1.3, 横：1.3, 高さ：約1.2</td> </tr> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 寸法 (m)</td> <td>縦：1.2, 横：1.2, 高さ：約1.8</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">※詳細設計中であり変更の可能性がある。</p> <p>②放射性物質吸着材の容量</p> <p>放射性物質吸着材は、セシウムを吸着する<u>ゼオライト</u>の表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。<u>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。</u>放射性物質吸着材は、上記各雨水排水路集水柵に設置可能であり、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。</p> <table border="1" data-bbox="1291 1465 2398 1738"> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 容量 (kg)</td> <td>ユニット体積 3.3m<sup>3</sup>×吸着材密度約 900kg/m<sup>3</sup> =約 2,970kg</td> </tr> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 容量 (kg)</td> <td>ユニット体積 0.8m<sup>3</sup>×吸着材密度約 900kg/m<sup>3</sup> =約 720kg</td> </tr> <tr> <td>雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 容量 (kg)</td> <td>ユニット体積 0.9m<sup>3</sup>×吸着材密度約 900kg/m<sup>3</sup> =約 810kg</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">※詳細設計中であり変更の可能性がある。</p>	雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 寸法 (m)	縦：2.6, 横：2.6, 高さ：約5.4	雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 寸法 (m)	縦：1.3, 横：1.3, 高さ：約1.2	雨水排水路集水柵 (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	雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 容量 (kg)	ユニット体積 3.3m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 2,970kg	雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 容量 (kg)	ユニット体積 0.8m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 720kg	雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 容量 (kg)	ユニット体積 0.9m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 810kg	<p>・設備の相違</p> <p>・島根2号炉は、単独申請</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>
6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：2.5, 横：2.5, 高さ <sup>※1</sup> ：約1.2																	
放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 5m <sup>3</sup> ×放射性物質吸着材密度約 200kg/m <sup>3</sup> =約 1,000kg/1箇所																	
雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 寸法 (m)	縦：2.6, 横：2.6, 高さ：約5.4																	
雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 寸法 (m)	縦：1.3, 横：1.3, 高さ：約1.2																	
雨水排水路集水柵 (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																	
雨水排水路集水柵 (No. 3排水路) 容量 (kg)	ユニット体積 3.3m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 2,970kg																	
雨水排水路集水柵 (2号炉放水槽南) 容量 (kg)	ユニット体積 0.8m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 720kg																	
雨水排水路集水柵 (2号炉廃棄物処理建物南) 容量 (kg)	ユニット体積 0.9m <sup>3</sup> ×吸着材密度約 900kg/m <sup>3</sup> =約 810kg																	

2. 5号炉雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口用放射性物質吸着材容量

放水砲による放水の通常の排水ルートは6号及び7号炉の雨水排水路であるが、流路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には、当該雨水排水路から溢れる。その場合、5号炉の雨水排水路及びフラップゲートを經由して海に流れ込むこととなる。

①設置場所寸法

5号炉雨水排水路集水桝寸法 (m)	縦：1.95, 横：1.95, 高さ <sup>※1</sup> ：約1.3
フラップゲート寸法 (m) (3箇所)	縦：2.0, 横：2.0, 高さ <sup>※1</sup> ：約1.0

※1：排水配管上端を集水桝の高さとした。

※2：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、上記雨水排水路集水桝に設置可能な放射性物質吸着材ユニットであり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお、この場合の空隙率は、およそ37～49%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 2.5m <sup>3</sup> ×放射性物質吸着材密度約 200kg/m <sup>3</sup> =約500kg/1箇所
-----------------	--

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

3. 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<sup>※</sup>として  と設定している。

※ 測定方法は、セシウムを添加させた水溶液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、Cs 添加濃度 1,000ppm, 固液比 100, 吸着時間 24 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。

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<sup>※</sup>として 1 mg/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。

・設備の相違

・設備の相違



名 称		泡原液混合装置
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.3
最 高 使 用 温 度	℃	60

【設 定 根 拠】

原子炉建屋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原液混合装置は、以下の機能を有する。

泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、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。

1. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

泡原液混合装置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、原子炉建屋屋上（地上高約38m）への放水が可能な圧力  以上を満足する値である、メーカーが規定する1.3MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

泡原液混合装置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、60℃とする。

・設備の相違

名 称		泡原液搬送車
容 量	L	4,000
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	0.02
最 高 使 用 温 度	℃	60

【設 定 根 拠】

原子炉建屋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原液搬送車は、以下の機能を有する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、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。

1. 容量(4,000L)

泡原液の容量は、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(ICA0)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。

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 $672\text{m}^3/\text{h}$ であり、発泡に必要な水の量は $32.3\text{m}^3$ である。

必要な泡原液は、 $32.3\text{m}^3 \times 1\% = 323\text{L}$ に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量 $323\text{L} \times 2 = 646\text{L}$ を保有することが規定されている。

以上より、必要保有量646Lに対して、泡原液搬送車のタンクに収まる4,000Lを泡原液容量として設定した。

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 $900\text{m}^3/\text{h}$ で泡消火を実施することから、4,000Lの泡原液で約27分間泡消火が可能である。

2. 最高使用圧力(0.02MPa[gage])

積載する泡原液の水頭及び空間部の気圧を考慮して0.02MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(60℃)

泡原液混合装置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、60℃とする。

・設備の相違

・設備の相違

名 称		泡消火薬剤容器
容 量	L/セット	5,000
<p><b>【設 定 根 拠】</b>                      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)                      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672m<sup>3</sup>/hであり、発泡に必要な水の量は32.3m<sup>3</sup>である。必要な泡消火薬剤は32.3m<sup>3</sup>×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1,320m<sup>3</sup>/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>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="649 926 742 1003">55-6 接続図</p>	<p data-bbox="1798 926 1890 1003">55-6 接続図</p>	

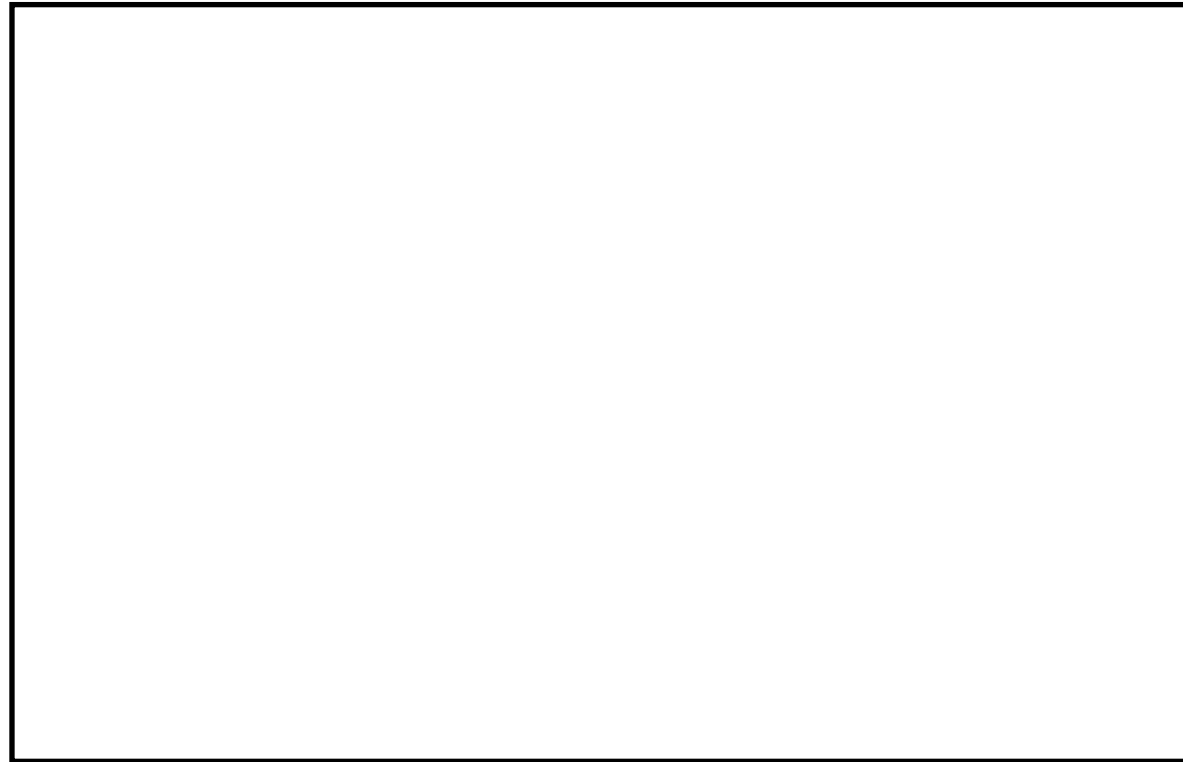


図 6-1 6号炉ホース敷設例

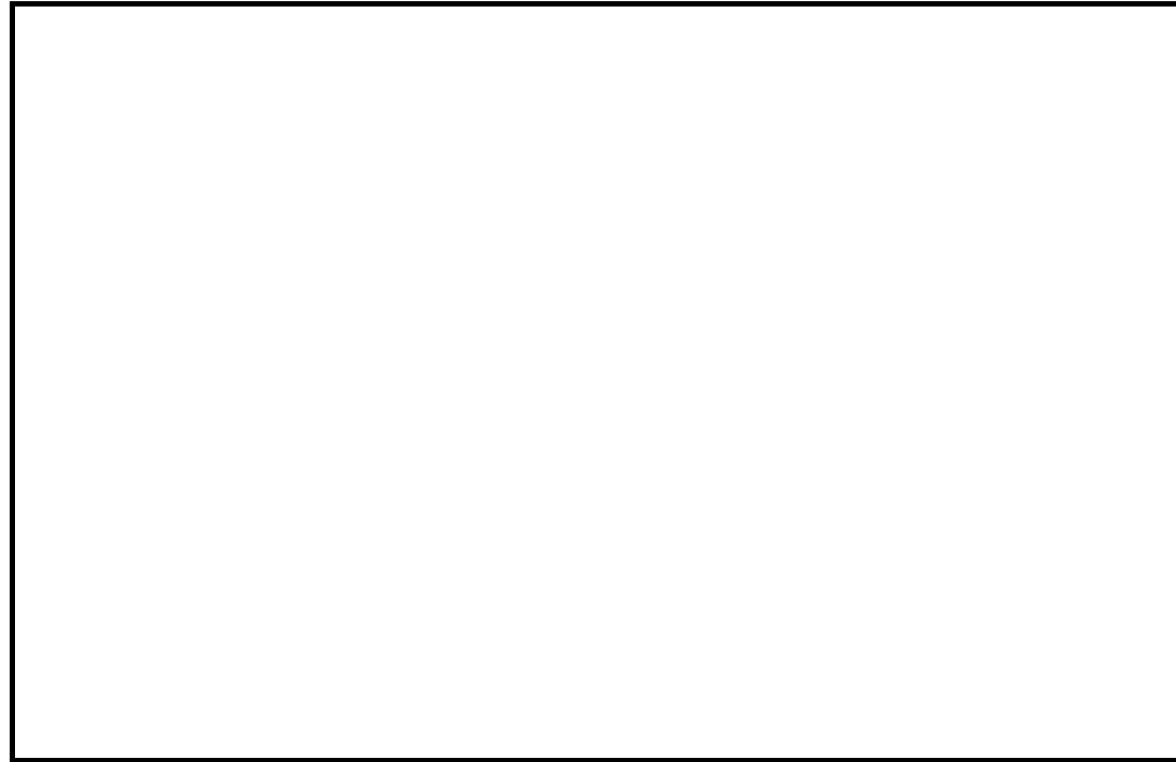


図 6-1 ホース敷設例

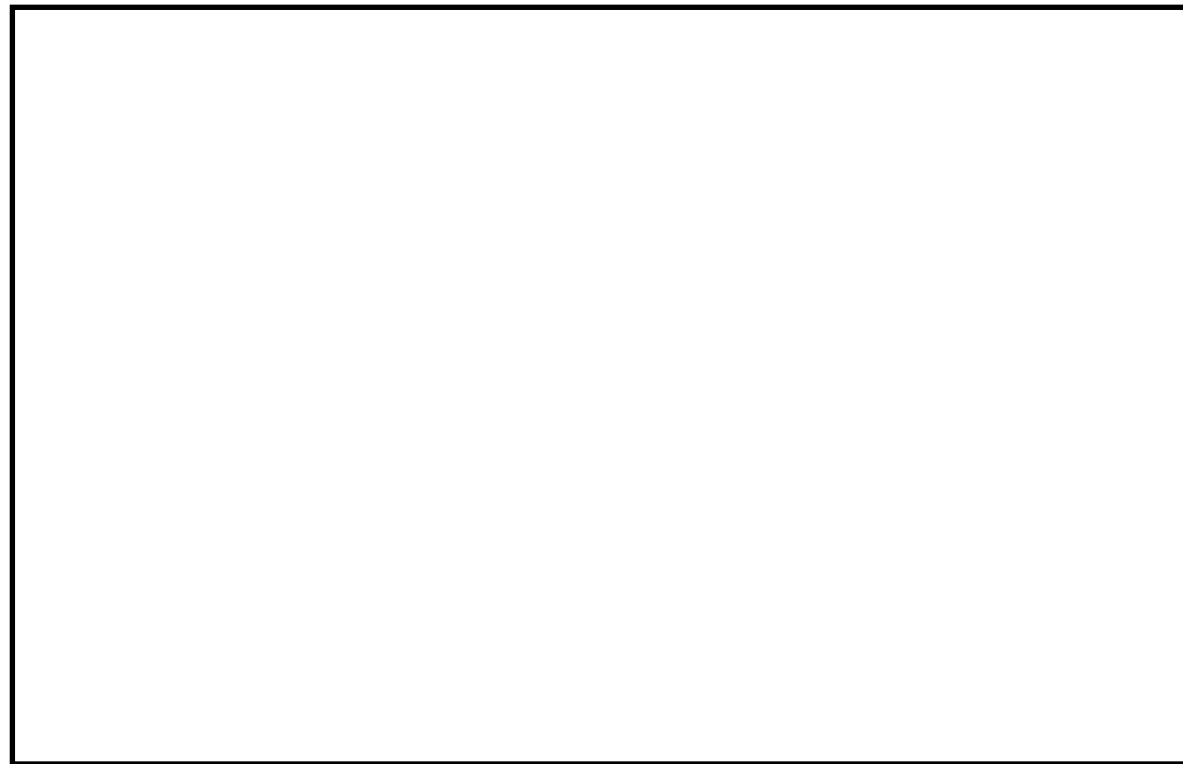


図 6-2 7号炉ホース敷設例

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○汚染水の流出経路及び対策概要</p> <p>1. 発生する汚染水とその流出経路</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、<u>6号及び7号炉の原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水桝を経由し、北放水口に至る。</u></p> <p><u>その他の海洋への経路の可能性としては、上記雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際に、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に通じる経路が想定される。</u></p> <p>2. 放射性物質の拡散抑制対策</p> <p>放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため、以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策として用いる放射性物質吸着材及び汚濁防止設置位置を図6-3に、海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを図6-4に示す。</p> <p>(1) <u>6号及び7号炉雨水排水路集水桝へ放射性物質吸着材の設置</u></p> <p>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、原子炉建屋への放水により汚染した水が、原子炉建屋雨水路を経由して、<u>6号及び7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桝2箇所を優先させ、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。</u></p> <p>(図6-3-①, 図6-4-①)</p> <p><u>(2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置</u></p> <p>(1) のとおり、原子炉建屋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桝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はある。具体的流路としては、<u>5号炉の雨水排水路及び防潮堤下部のフラップゲートであるが、5号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口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。</u></p> <p>(図6-3-②, 図6-4-②)</p> <p>(3) <u>北放水口への汚濁防止膜の設置</u></p> <p>その後、<u>汚濁防止膜の設置が可能な状況（津波警報、津波警報が出ていない又は解除された）な場合、汚濁防止膜を設置する。なお、6号及び7号炉への放水により発生した汚染水は、各号炉の雨水排水路を経由し、北放水口に導かれるため、北放水口に汚濁防止膜を設置する。</u></p>	<p>○汚染水の流出経路及び対策概要</p> <p>1. 発生する汚染水とその流出経路</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、<u>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、雨水排水路集水桝を経由し、海洋へ流れ込む。</u></p> <p>2. 放射性物質の拡散抑制対策</p> <p>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。</p> <p>(1) <u>雨水排水路集水桝 (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</u></p> <p>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、<u>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桝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。</u></p> <p>(図6-2-①, 図6-3-①)</p> <p>(2) <u>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</u></p> <p>その後、<u>シルトフェンスの設置が可能な状況（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。</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違 島根2号炉は、55-6 2. (4) その他海洋への経路 に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">(図 6-3-③, 図 6-4-③)</p> <p>(4) <u>取水口への汚濁防止膜の設置</u></p> <p>6号及び7号炉雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に導かれる。また、放水によって、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水は、原子炉建屋からタービン建屋を経由して建屋外へ通じる配管によって、取水及び放水ピットを通じ取水路及び放水路へと流出し、最終的に海洋へ流出する。そのため、前項の対策に加え、取水口へも汚濁防止膜を設置することで、放射性物質の拡散を抑制する。ただし、原子炉建屋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、原子炉建屋及びタービン建屋の外壁、建屋外へ通じる配管等、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。</p> <p style="text-align: right;">(図 6-3-④, 図 6-4-④)</p> <p>(5) <u>北放水口及び取水口への汚濁防止膜の設置 (2重目)</u></p> <p>それぞれ1重目の汚濁防止膜を設置完了後、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重目の汚濁防止膜を設置する。</p> <p style="text-align: right;">(図 6-3-⑤, 図 6-4-⑤)</p> <p>なお、(2)、(3)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。</p>	<p><u>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。</u></p> <p style="text-align: right;">(図 6-2-②, 図 6-3-②)</p> <p>(3) <u>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)</u></p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">(図 6-2-③, 図 6-3-③)</p> <p>(4) <u>その他海洋への経路</u></p> <p>(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榭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はある。具体的流路としては、<u>2号炉放水槽を経由した2号炉放水接合槽</u>であるが、<u>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。</u></p> <p>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。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違 柏崎6/7は、55-6 2.(2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置 に記載</p> <p>・設備の相違</p>

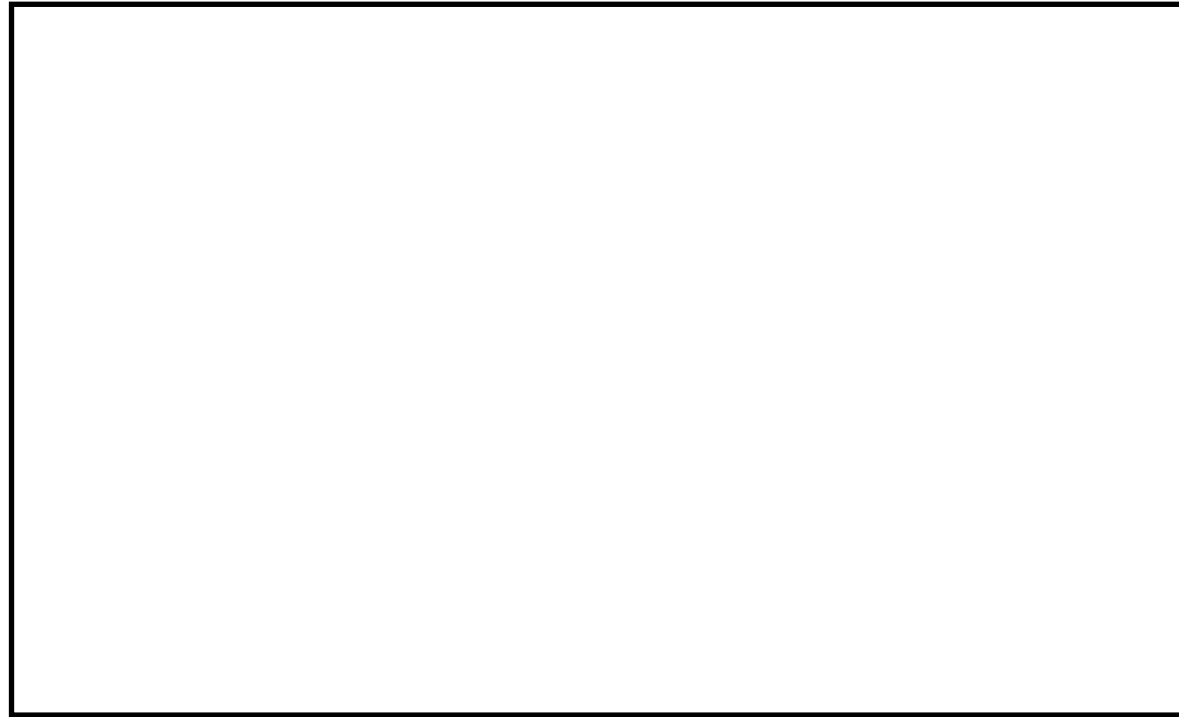


図 6-3 放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置位置図

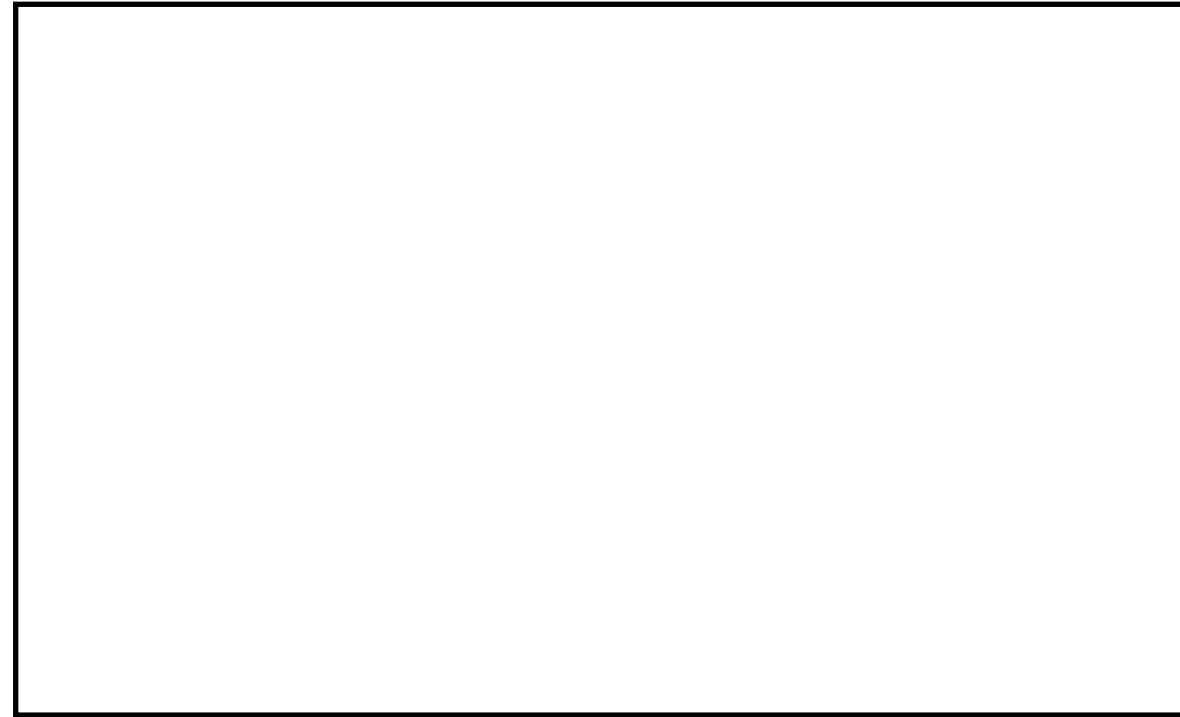


図 6-2 放射性物質吸着材及びシルトフェンスの設置位置図



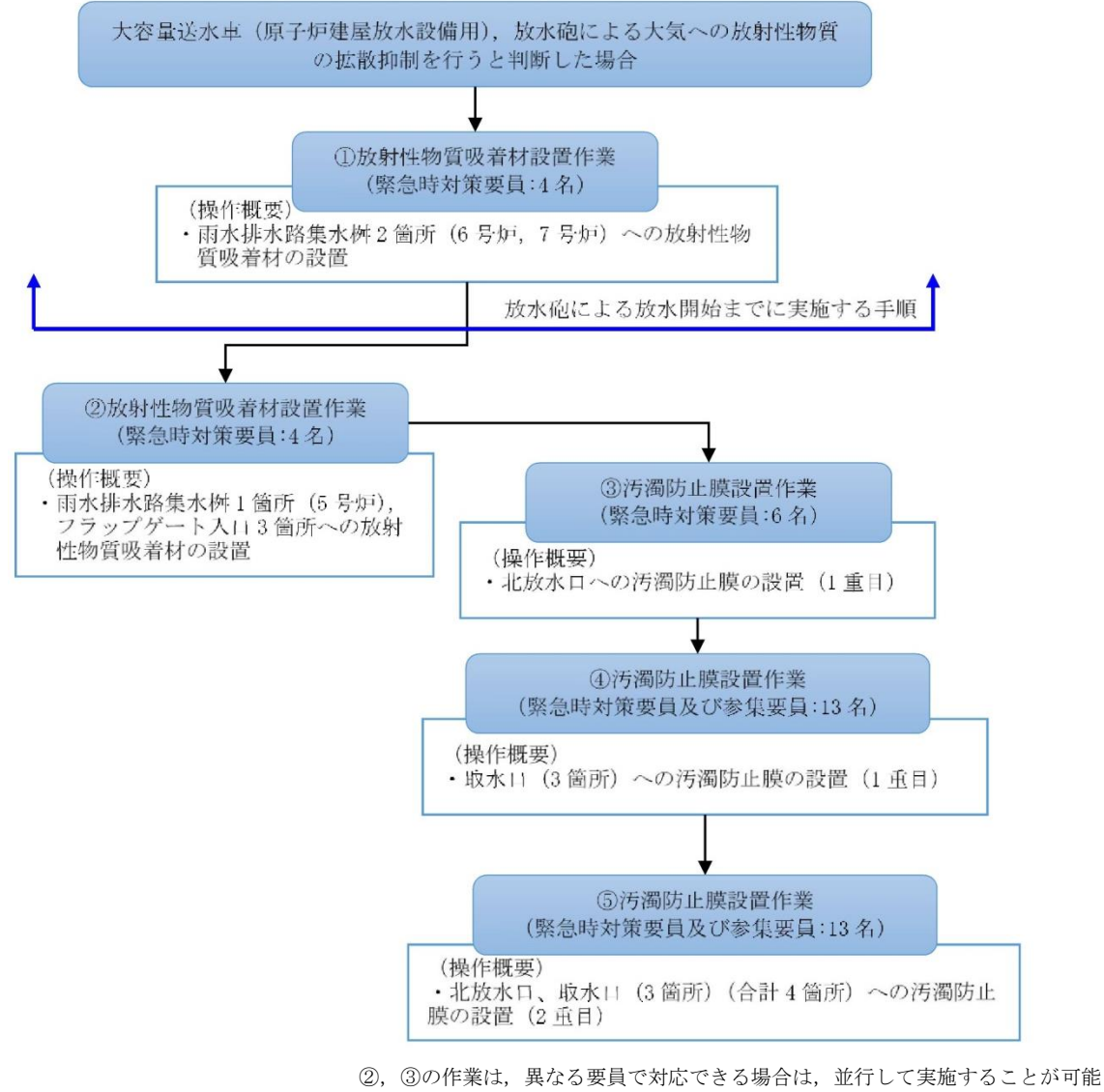


図 6-4 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

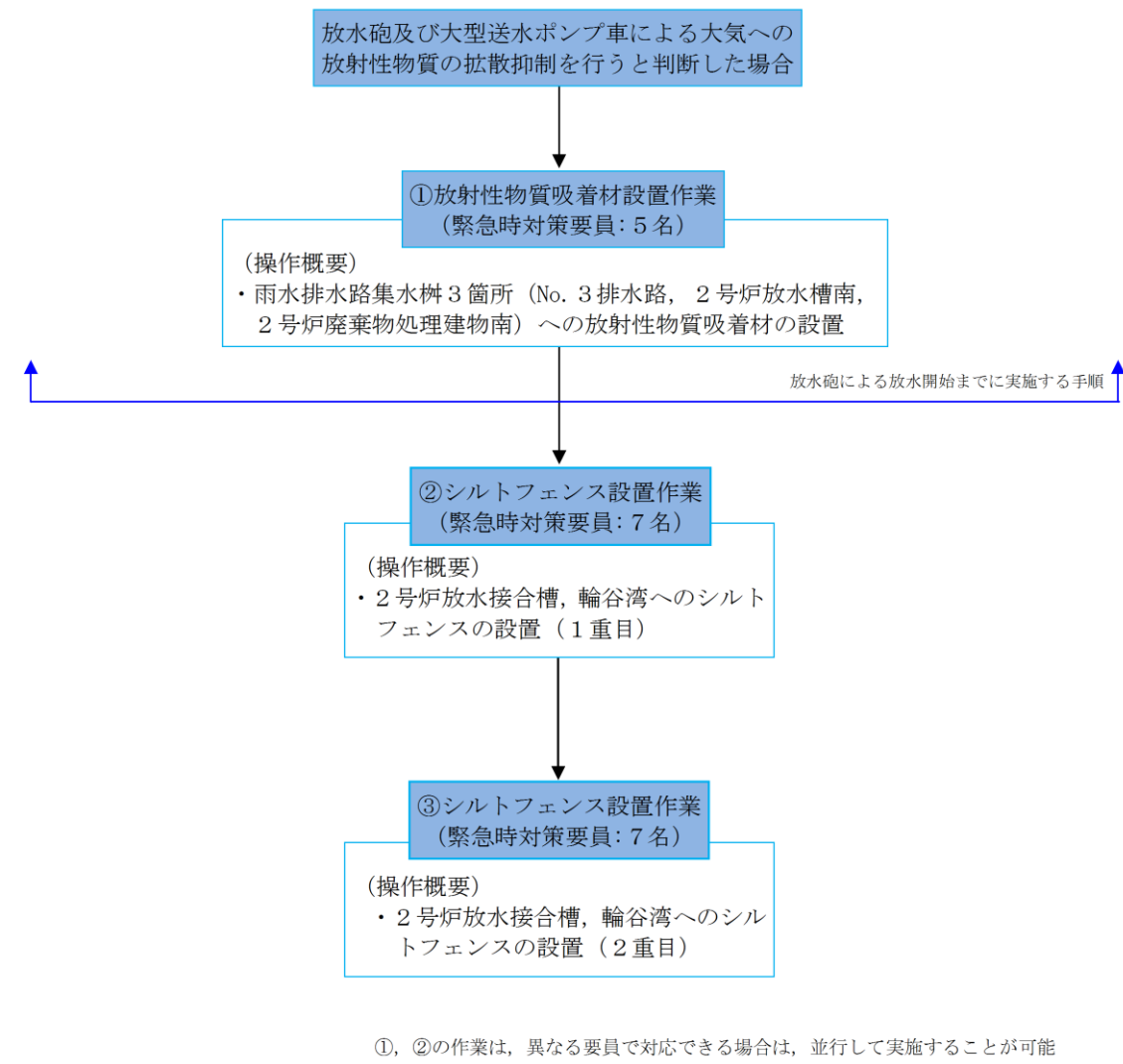
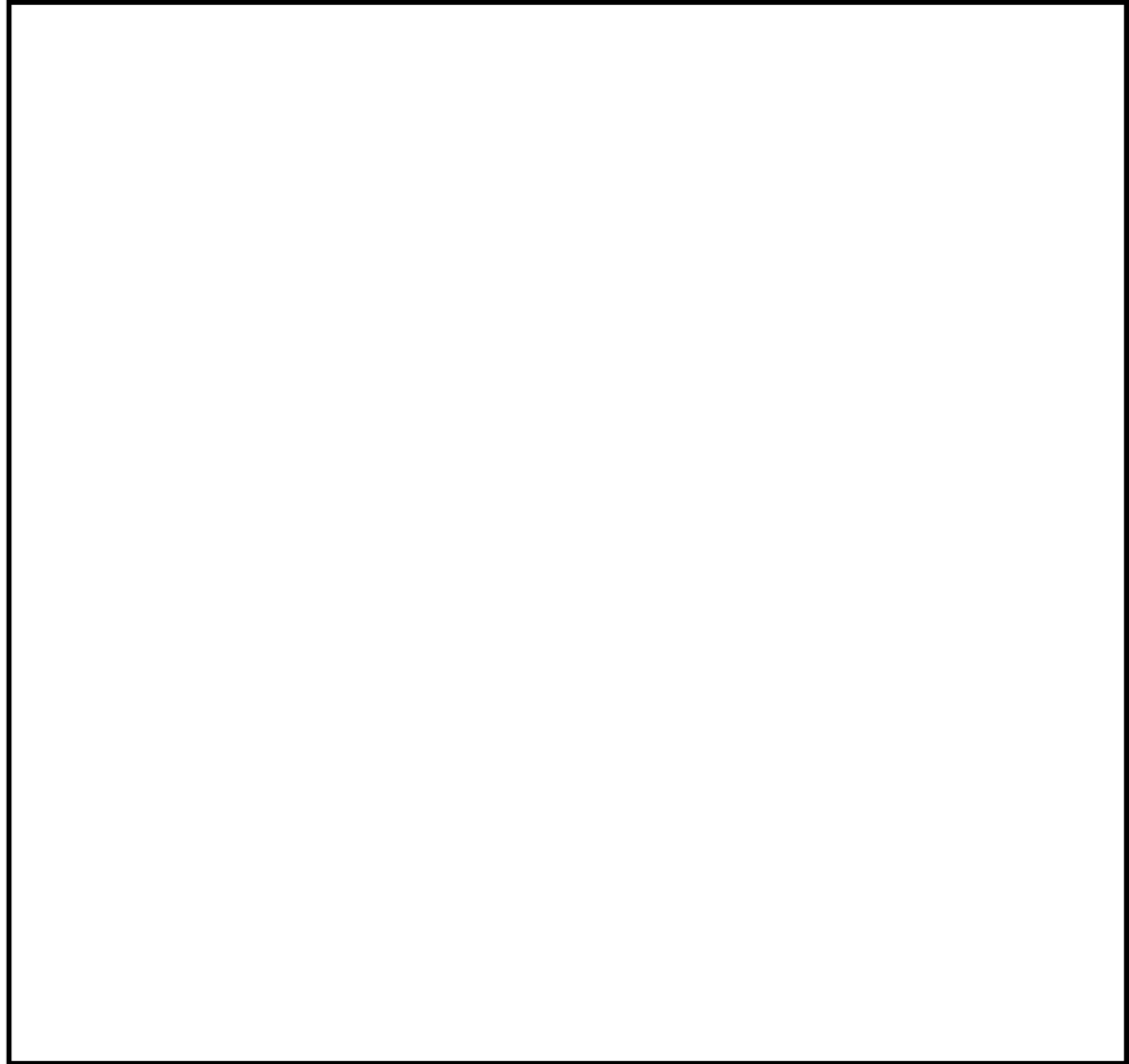
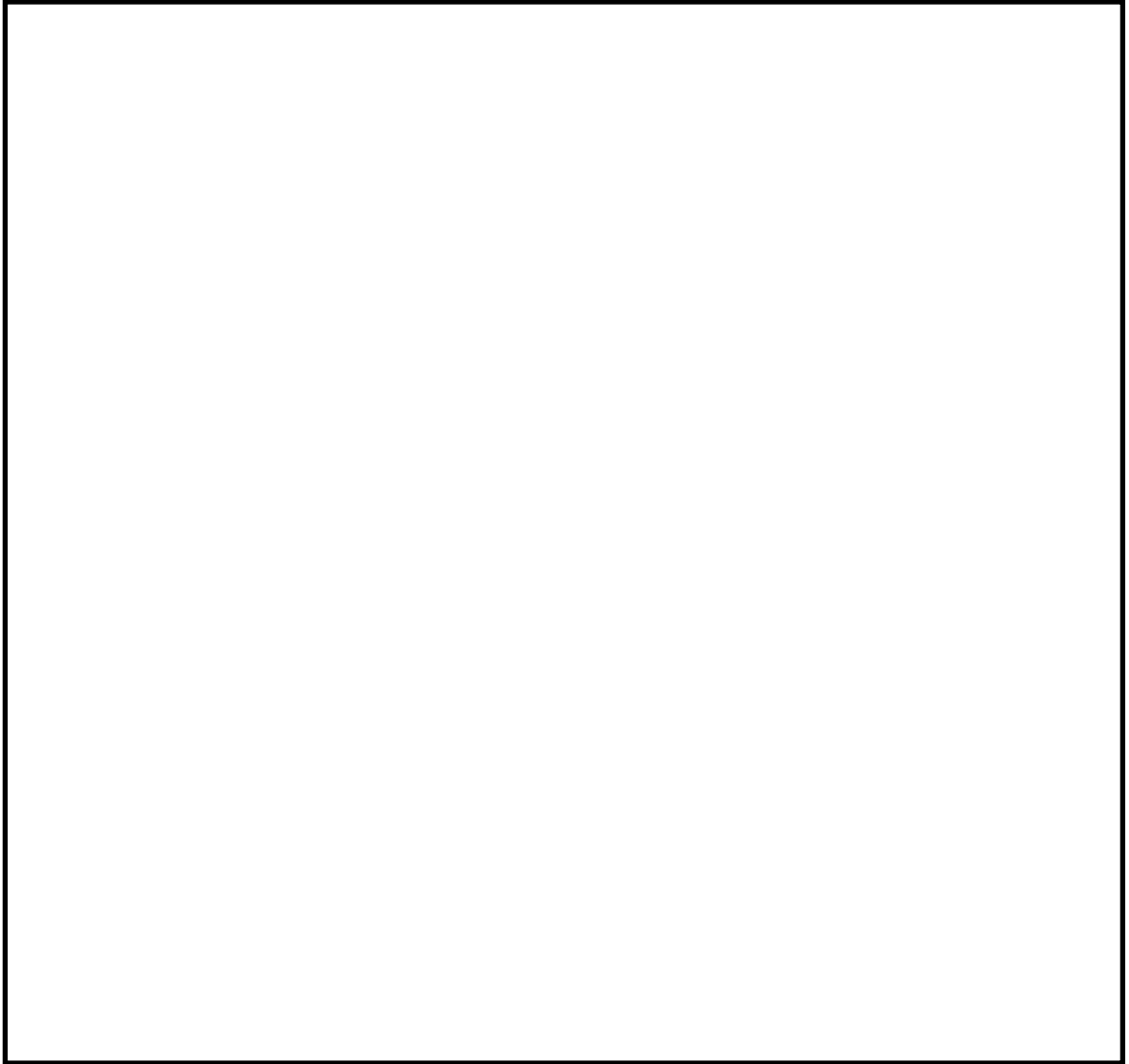


図 6-3 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="587 928 804 1003">55-7 アクセスルート図</p>	<p data-bbox="1733 928 1949 1003">55-7 アクセスルート図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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</p>	<p>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</p>	
		
<p>図 7-1 保管場所及びアクセスルート図</p>	<p>図 7-1 保管場所及びアクセスルート図</p>	

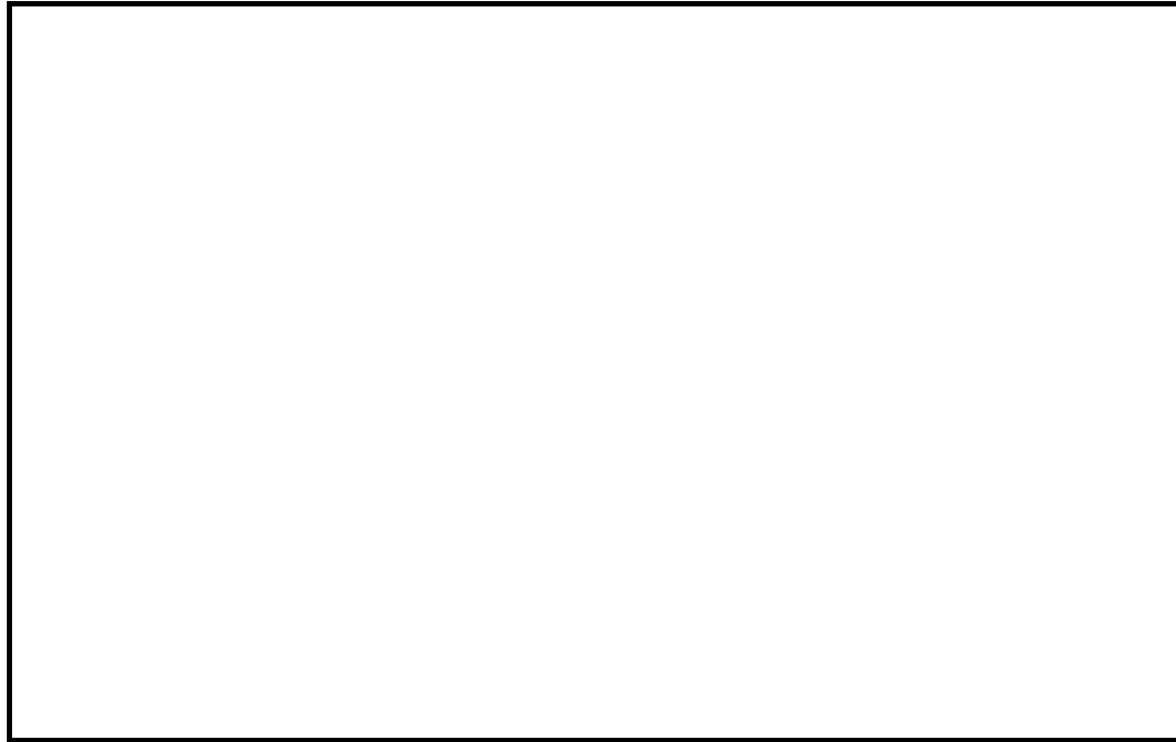


図 7-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

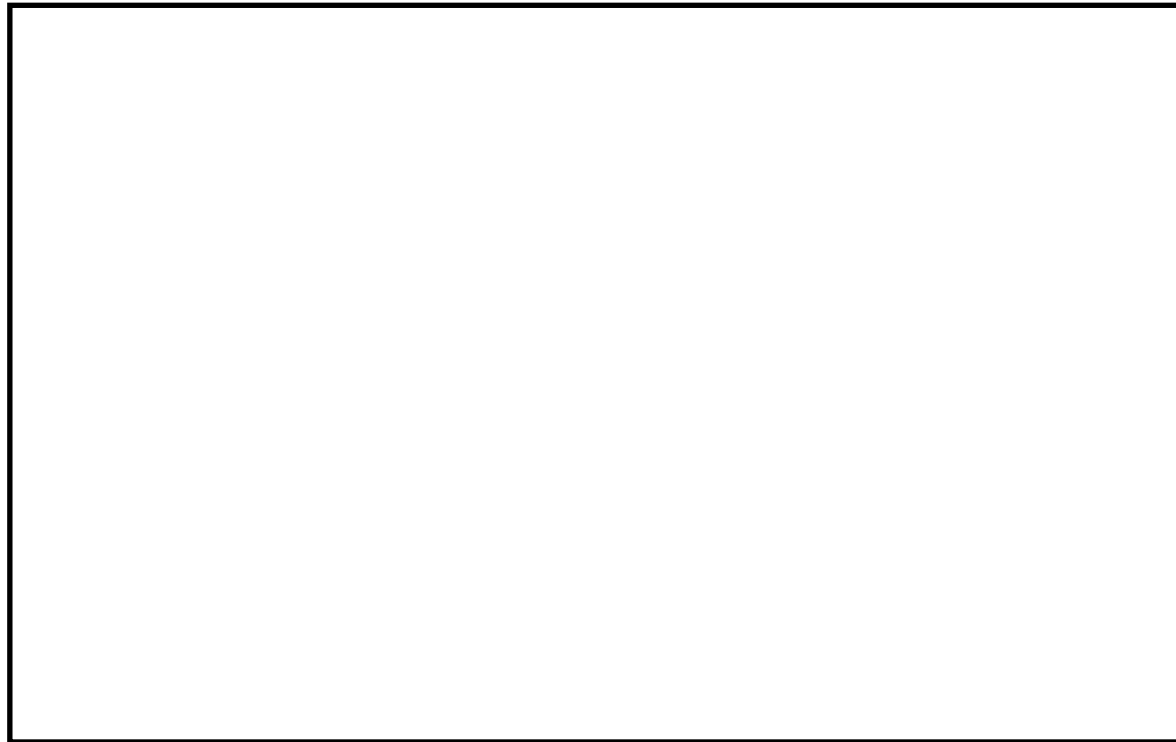


図 7-3 森林火災発生時のアクセスルート図

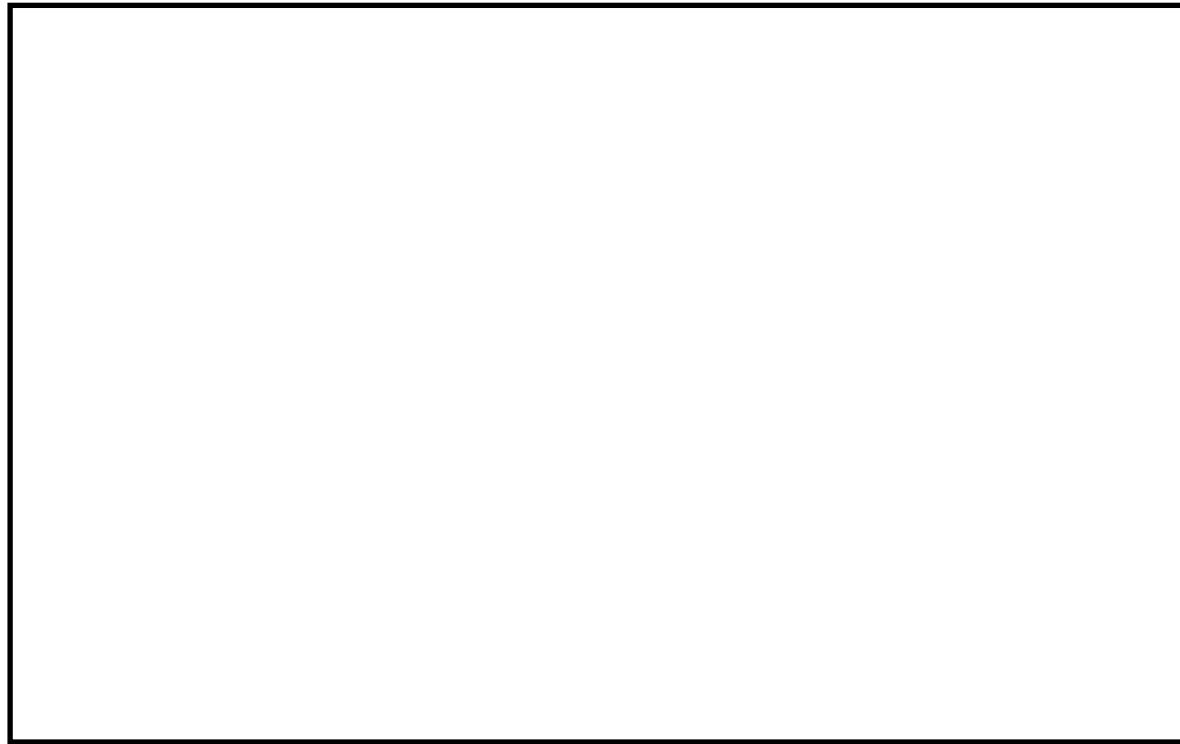


図 7-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
55-8 その他設備	55-8 その他設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. その他設備</p> <p>1.1 <u>原子炉建屋放水設備</u>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、<u>原子炉建屋放水設備</u>により原子炉建屋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屋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。</p> <p>1.2 <u>航空機燃料火災に対する初期消火設備 (初期対応における延焼防止処置)</u>            原子炉建屋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、<u>化学消防自動車単独</u>、又は、<u>化学消防自動車</u>、<u>水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車</u>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。            本系統は、使用可能な淡水源がある場合は、<u>防火水槽や消火栓 (淡水タンク)</u>を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を使用する。            大型化学高所放水車を使用する場合は、<u>泡消火薬剤備蓄車</u>を接続するとともに、化学消防自動車又は、<u>水槽付消防ポンプ自動車</u>にて水源から取水し、<u>大型化学高所放水車</u>に送水する。(図 8-1)            化学消防自動車を使用する場合は、<u>単独</u>、又は、<u>泡消火薬剤備蓄車</u>を接続し、化学消防自動車にて水源から取水し、泡消火を実施する。(図 8-2)</p>	<p>1. その他設備</p> <p>1. 1 <u>原子炉建物放水設備</u>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、<u>原子炉建物放水設備</u>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。</p> <p>1. 2 <u>航空機燃料火災に対する初期消火設備</u>            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、「<u>小型放水砲</u>、<u>化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車</u>」又は「<u>化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車</u>」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、<u>消火栓 (ろ過水タンク、補助消火水槽)</u>、<u>ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク</u>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。  <u>小型放水砲</u>を使用する場合は、<u>泡消火薬剤容器</u>を接続するとともに、化学消防自動車にて水源より取水し、<u>小型放水砲</u>に送水する。(図 8-1)            化学消防自動車を使用する場合は、<u>泡消火薬剤容器</u>を接続し、化学消防自動車にて水源から取水し、泡消火を実施する。(図 8-2)            なお、<u>火災発生場所と使用する水源の場所が遠い場合</u>、<u>水源近傍に小型動力ポンプ付水槽車を</u>、<u>水源と火災発生場所の中間位置付近に化学消防自動車を設置し</u>、<u>水利を確保する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>



図 8-1 大型化学高所放水車による泡消火



図 8-2 化学消防自動車による泡消火

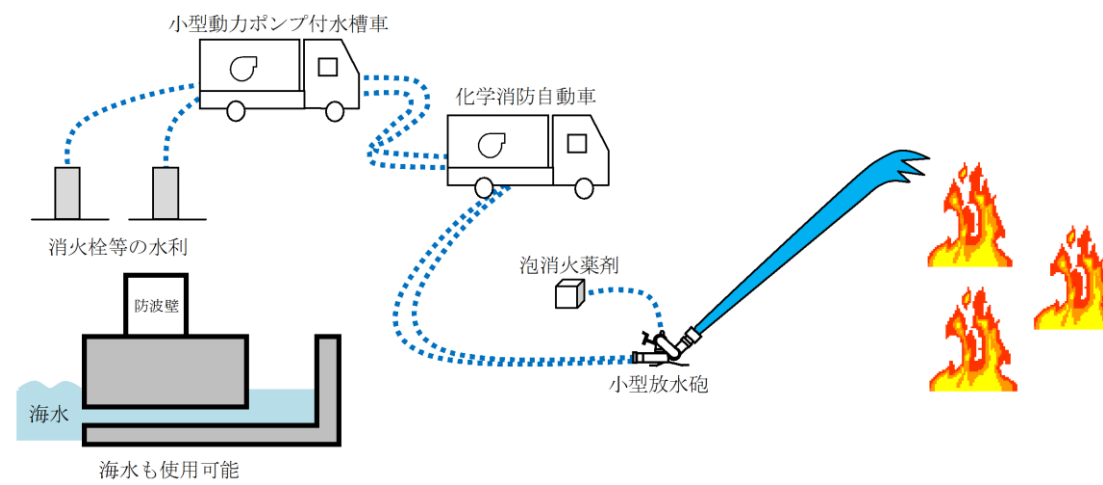


図 8-1 化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用する場合)

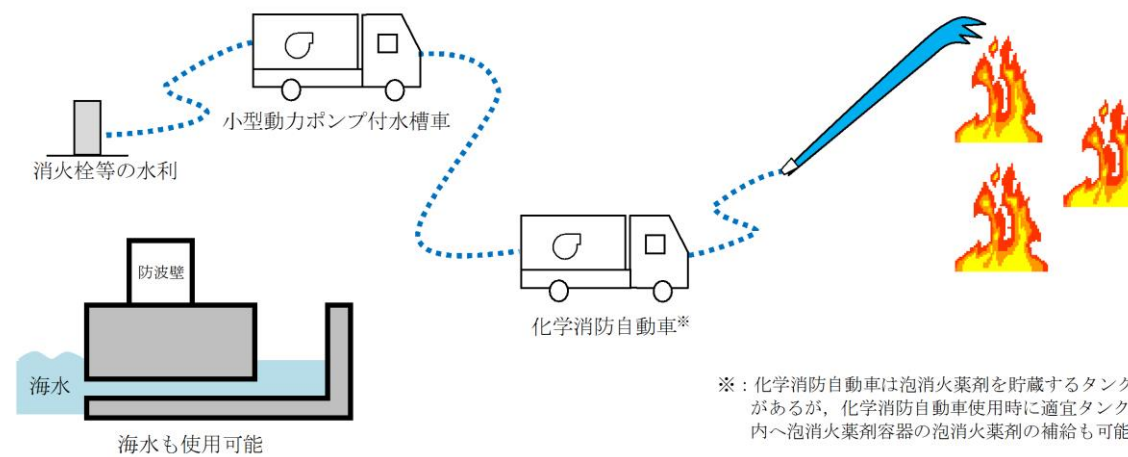


図 8-2 化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用しない場合)

・設備の相違

・設備の相違