

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 [50条 原子炉格納容器の過圧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>50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>目次</p> <p>50-1 SA設備基準適合性一覧表 50-2 単線結線図 50-3 計測制御系統図 50-4 配置図 50-5 系統図 50-6 試験及び検査 50-7 容量設定根拠 50-8 接続図 50-9 保管場所図 50-10 アクセスルート図 50-11 その他設備 <u>50-12 機器名称一覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について</u></p>	<p>50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>目次</p> <p>50-1 S A設備基準適合性一覧表 50-2 単線結線図 50-3 計測制御系統図 50-4 配置図 50-5 系統図 50-6 試験及び検査 50-7 容量設定根拠 50-8 接続図 50-9 保管場所図 50-10 アクセスルート図 50-11 その他設備</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>

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;">50-1 SA 設備基準適合性一覧表</p>	<p style="text-align: center;">50-1 S A設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 SA 設備基準適合性一覧 (常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		復水移送ポンプ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内設備	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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f		
		関連資料	-			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B		
		関連資料	50-6 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
		関連資料	50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場(設置場所)で操作可能, 現場(遠隔)で操作可能	A a, A b, B		
		関連資料	50-4 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			50-7 容量設定根拠			
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外		
		関連資料	-			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
	サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱代替除去ポンプ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	50-4 配置図		
	第2号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	-			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B		
		関連資料	50-6 試験・検査説明資料			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A a		
		関連資料	-			
	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A		
関連資料		50-7 容量設定根拠				
第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外			
	関連資料	-				
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	対象外		
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
		関連資料	50-4 配置図			

・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 (常設)

第50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系 熱交換器	類型化区分	
第13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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D		
		関連資料	50-6 試験及び検査			
	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	50-5 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	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
関連資料			50-7 容量設置根拠			
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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外		
		関連資料	-			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D		
		関連資料	50-6 試験・検査説明資料			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
関連資料			50-7 容量設定根拠			
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外		
		関連資料	-			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源、冷却原等	A	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

・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(可搬型)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)	類型化 区分	
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	
		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	50-4 配置図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図		
	第2号	操作性	T具、設備の運搬、設置、操作スイッチ操作、接続作業	D b, B c, B d, B g
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ	A
		関連資料	50-6 試験及び検査	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用-切替必要	B a	
	関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 A b	
		その他(飛散物)	高速回転機器 B b	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査	
第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図		
第3項	第1号	可搬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	50-7 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続 C	
		関連資料	50-8 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用 A b	
		関連資料	50-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
		関連資料	50-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	50-4 配置図, 50-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保 B		
	関連資料	50-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	緩和設備、防止、緩和以外 対象(同一目的のSA設備、代替対象D B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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		大型送水ポンプ車	類型化 区分	
第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	常時海水を通水又は海で使用 I	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -	
		周辺機器等からの悪影 響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがな い) -	
	関連資料	50-8 接続図, 50-9 保管場所図		
	第2号	操作性	工具、設備の運搬・設置、操作スイッチ操作、弁操作、 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ	A
		関連資料	50-6 試験及び検査	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用-切替操作が必要	B a	
	関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 A b	
		その他(飛散物)	高速回転機器 B b	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査	
第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料	50-4 配置図		
第3項	第1号	可搬型SAの容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備 A	
		関連資料	50-7 容量設定根拠	
	第2号	可搬型SAの接続性	より簡便な接続 C	
		関連資料	50-8 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用 A b	
		関連資料	50-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-
		関連資料	50-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	50-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保 B		
	関連資料	50-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外 部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 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(可搬型)

第50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分
第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 屋外設備	C D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	常時海水を温水又は海で使用	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	50-8 接続図 50-9 保管場所図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	A, B b, D c, B d, B g
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 熱交換器	A, B, D
	関連資料	50-6 試験及び検査		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切が必要	B a	
	関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
第6号	設置場所	現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
	関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図		
第3項	第1号	可搬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	50-7 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	50-8 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
		関連資料	50-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
		関連資料	50-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	50-4 配置図, 50-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	50-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備, 防止・緩和以外対象 (同一目的のSA設備, 代替対象D B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	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図		

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50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		移動式代替熱交換設備		類型化 区分
第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	常時海水を温水又は海で使用	I
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
	関連資料	50-8 接続図, 50-9 保管場所図		
	第2号	操作性	中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ 操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁(電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D
	関連資料	50-6 試験及び検査		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切が必要	B a	
	関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
第6号	設置場所	現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
	関連資料	50-4 配置図		
第3項	第1号	可搬型SAの容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
		関連資料	50-7 容量設定根拠	
	第2号	可搬型SAの接続性	フランジ接続	B
		関連資料	50-8 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
		関連資料	50-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
		関連資料	50-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	50-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	50-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 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 (常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置	類型化 区分	
第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	(海水を通水しない) 対象外	
		他設備からの影響	(周辺機器等から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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作 A, B d, B f
第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 A, B		
	関連資料	50-6 試験及び検査		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用 切替必要 B a		
	関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成 A a	
		その他(飛散物)	対象外	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場(遠隔)で操作可能 A b, B		
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 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	50-7 容量設定根拠	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備 対象外	
		関連資料	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり) B
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 C a
			関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第1ベントフィルタスクラバ容器	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号 環境条件における健全性	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する) -
			海水	(海水を通水しない) 対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -
			関連資料	50-4 配置図
	第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作 A, B d, B f	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類), 弁, 流路 B, C, F	
		関連資料	50-6 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要 B a	
		関連資料	50-5 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成 A a
			その他(飛散物)	対象外
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図
第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作(遠隔) A b, B		
	関連資料	50-4 配置図		
第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの A	
		関連資料	50-7 容量設定根拠	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備 対象外	
関連資料		-		
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり) B	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 C a	
		関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図	

・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 (常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		よう素フィルタ	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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
			第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作
	関連資料	50-4 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類), その他	C, M	
		関連資料	50-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場(遠隔)で操作可能	A b, B		
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 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	50-7 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
サポート系故障			対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
関連資料			50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	50-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類), その他	C, M
			関連資料	50-6 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a
			関連資料	50-5 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	50-3 配置図, 50-5 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作(遠隔)	A b, B	
		関連資料	50-4 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	50-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)
	サポート系要因			対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図	

・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 (常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		ランチャーディスク	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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
		関連資料	50-4 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	50-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	50-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場(遠隔)で操作可能	A b, B		
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 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	50-7 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
サポート系故障			対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
関連資料			50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		圧力開放板	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	50-4 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	50-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		関連資料	50-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作(遠隔)	A b, B	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
関連資料			50-7 容量設定根拠		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	50-4 配置図		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
	サポート系要因		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図		

・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
50-2 単線結線図	50-2 単線結線図	

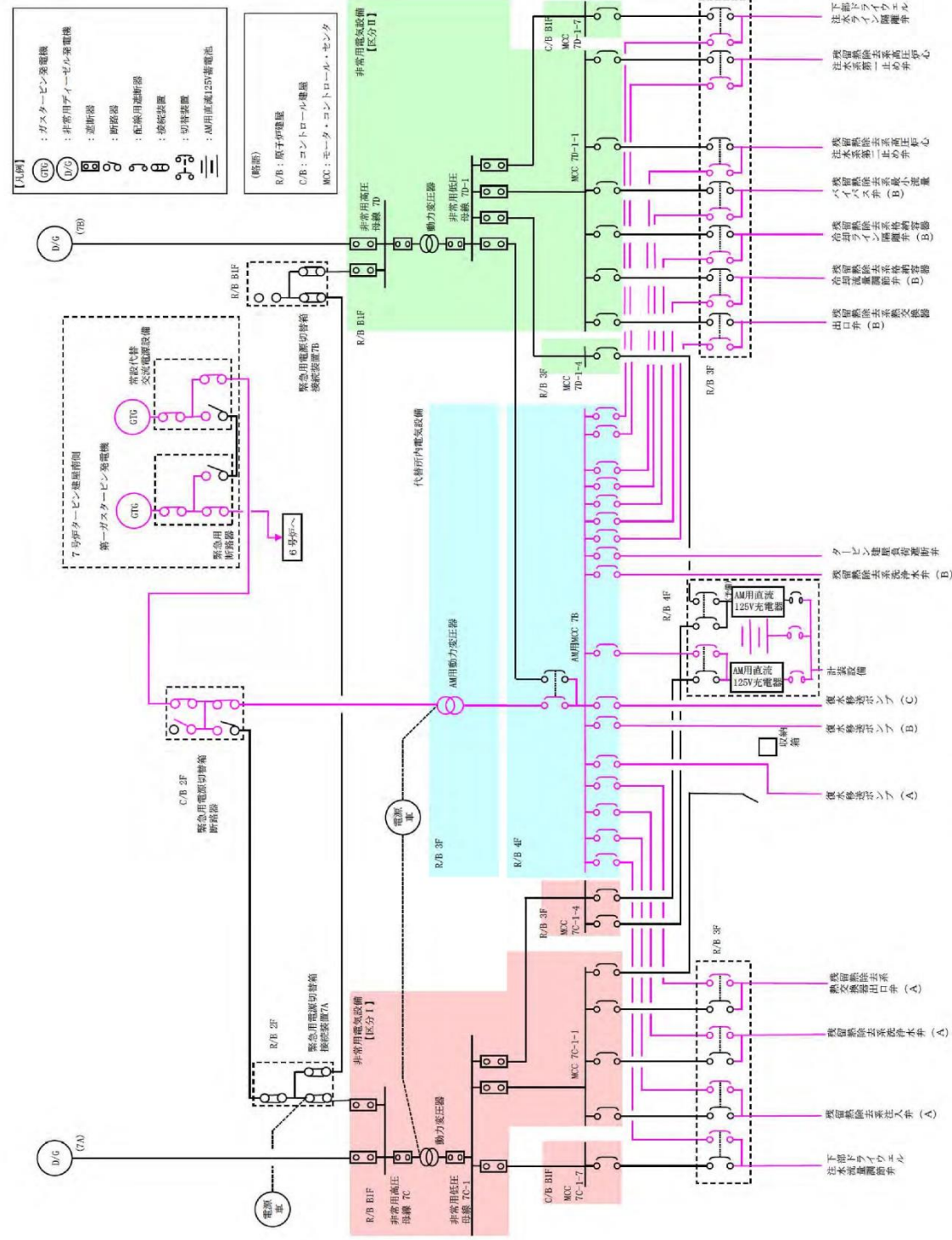


図 50-2-4 代替循環冷却系の単線結線図 (代替所内電気設備経由で電源供給時)

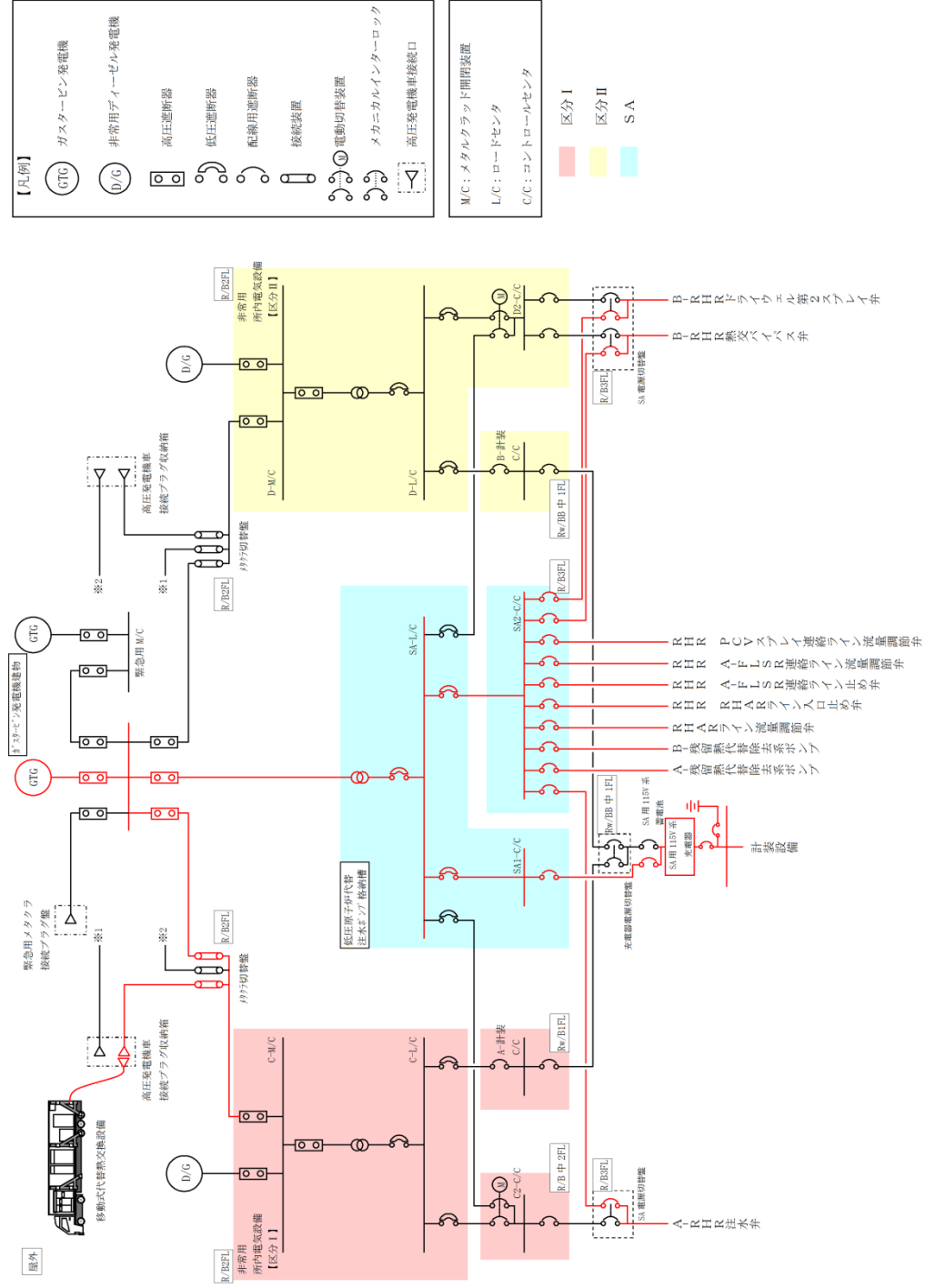


図 1 残留熱代替除去系 単線結線図

・設備の相違

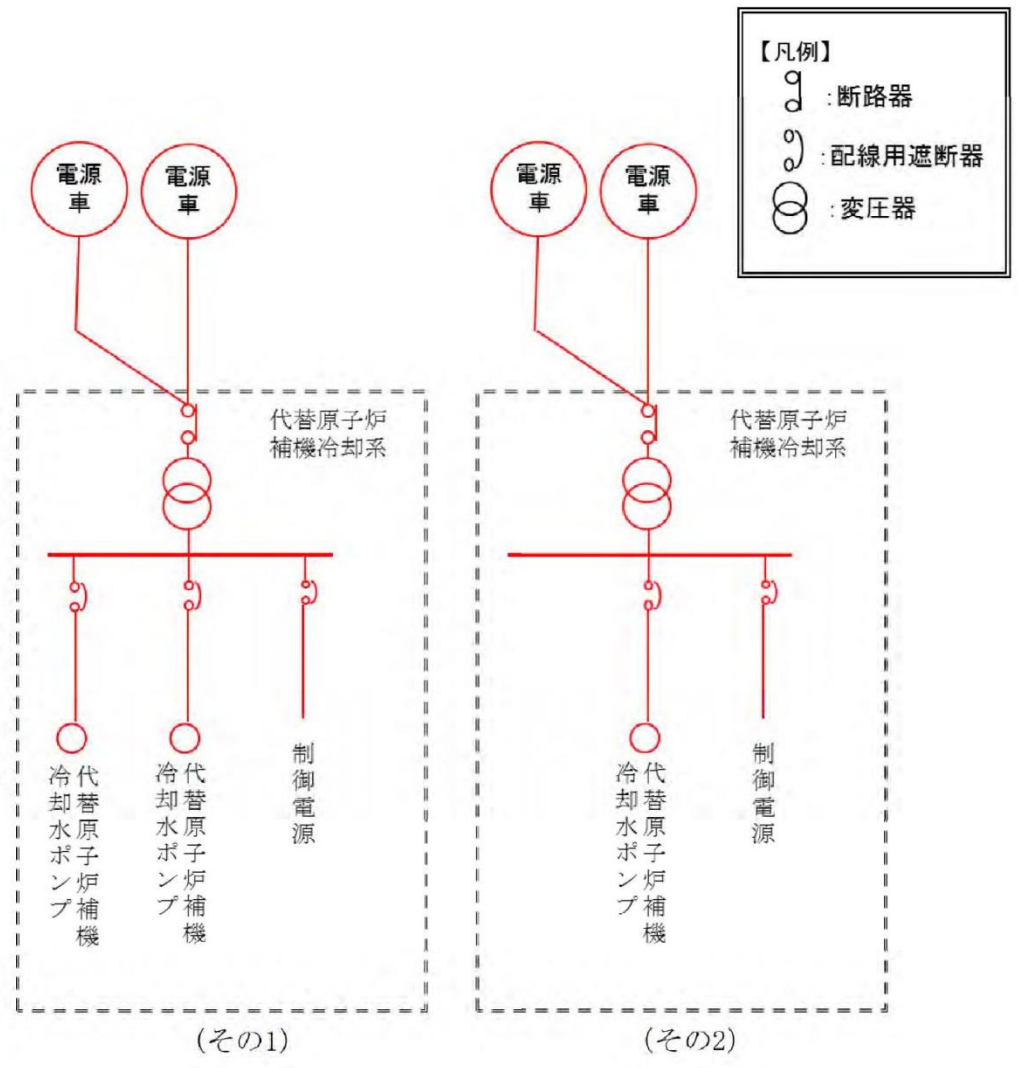


図50-2-5 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

・設備の相違

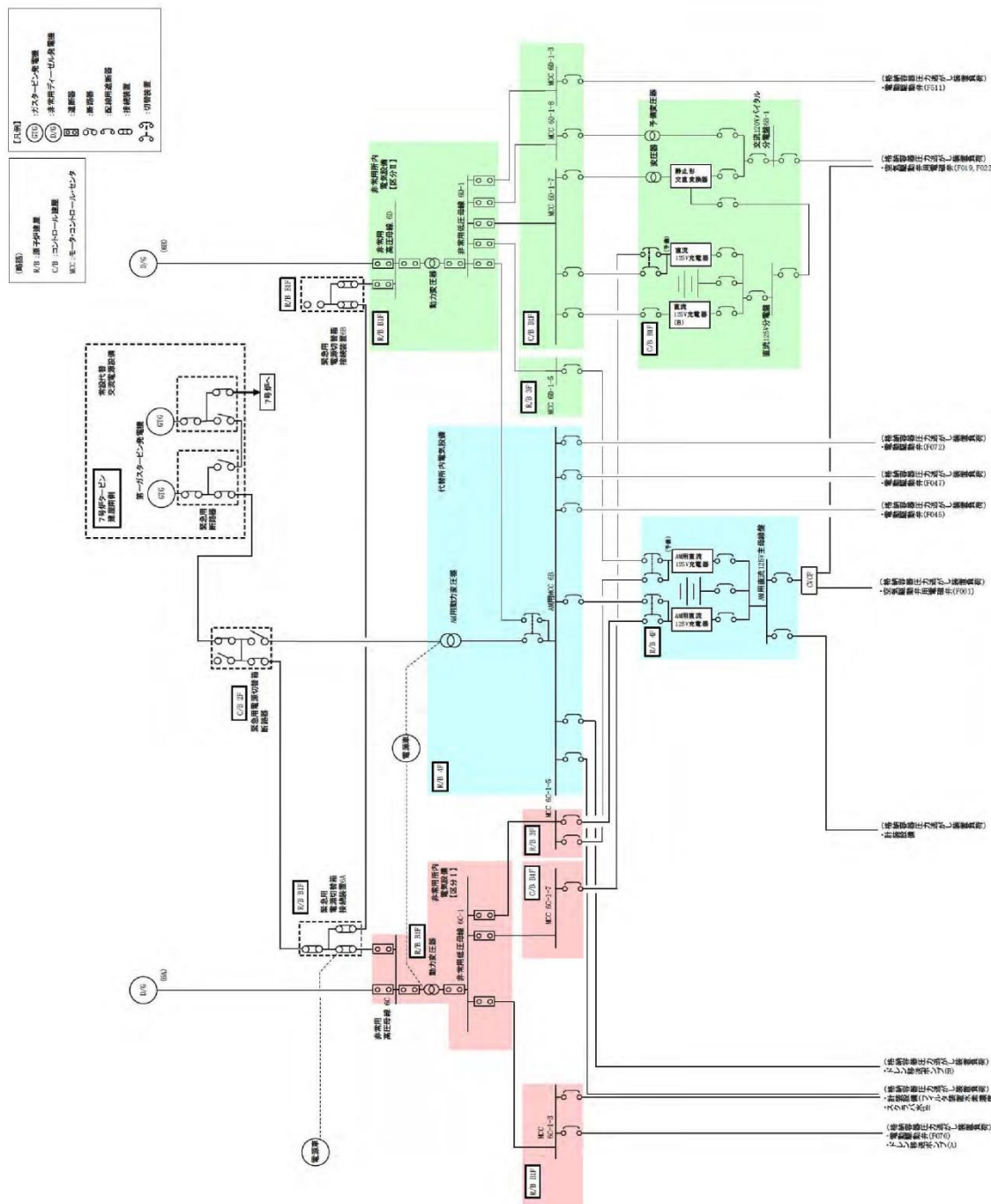


図50-2-1 格納容器圧力逃がし装置 単線結線図 (6号炉)

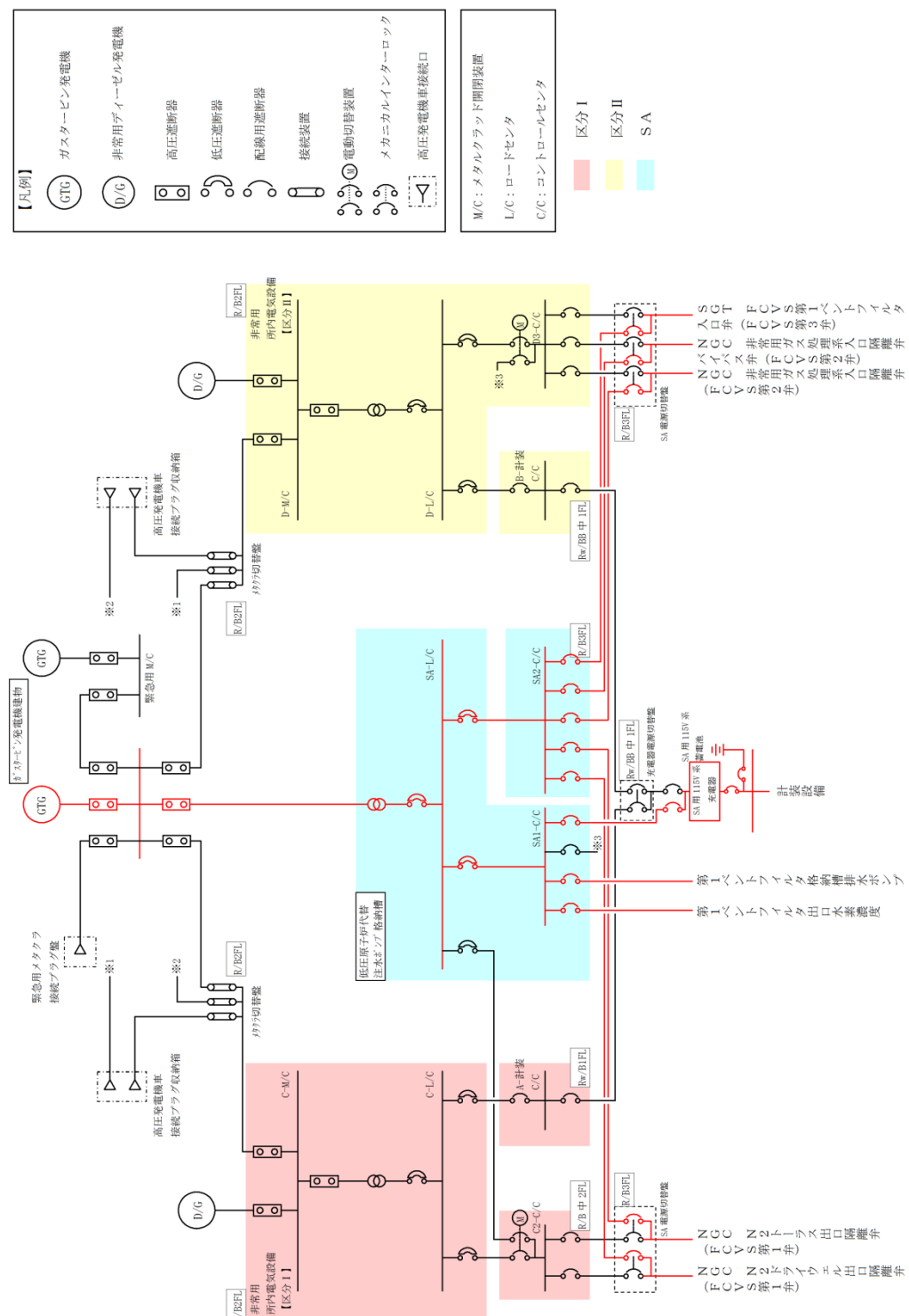


図2 格納容器フィルタベント系 単線結線図

・設備の相違

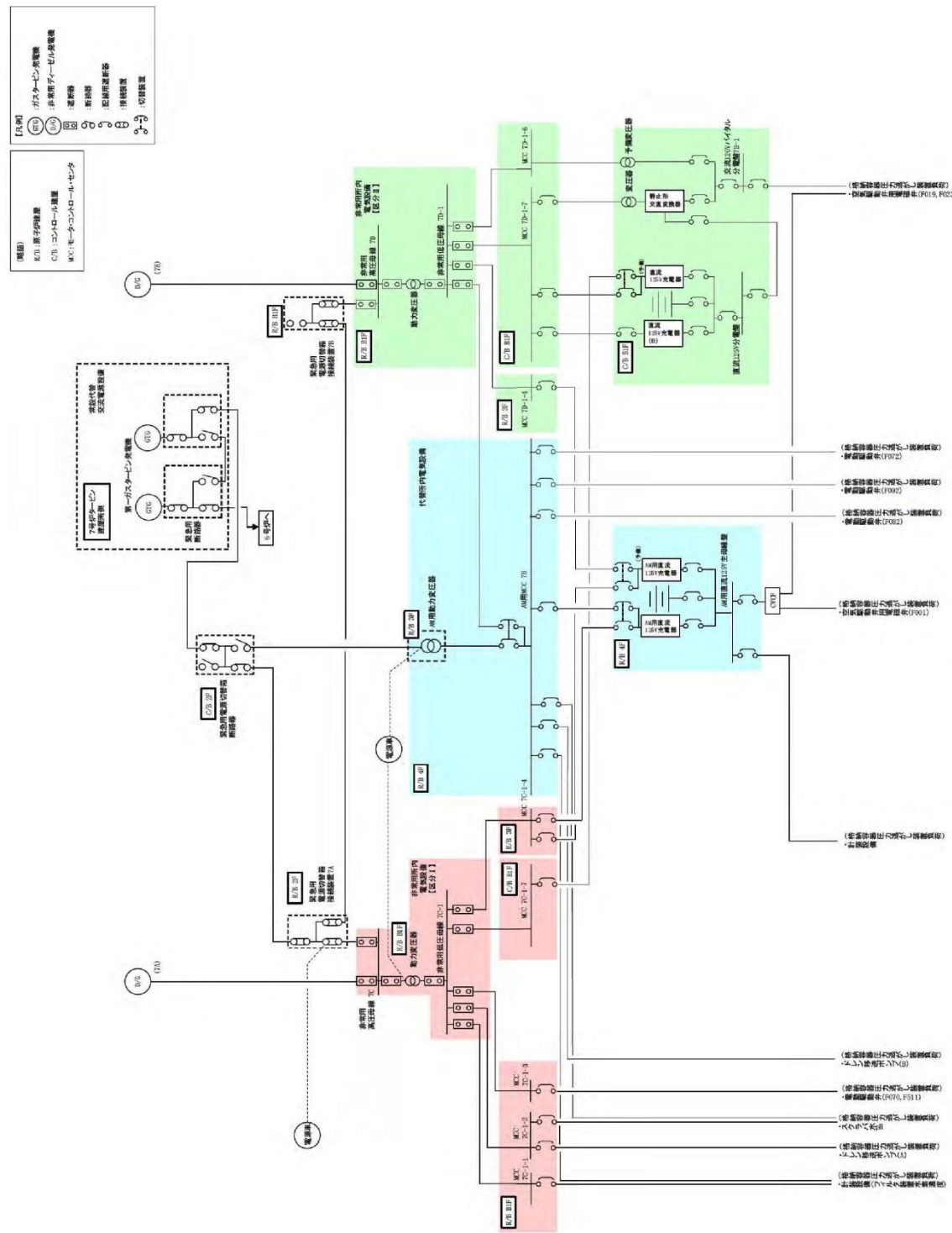


図 50-2-2 格納容器圧力逃がし装置 単線結線図 (7号炉)

・設備の相違

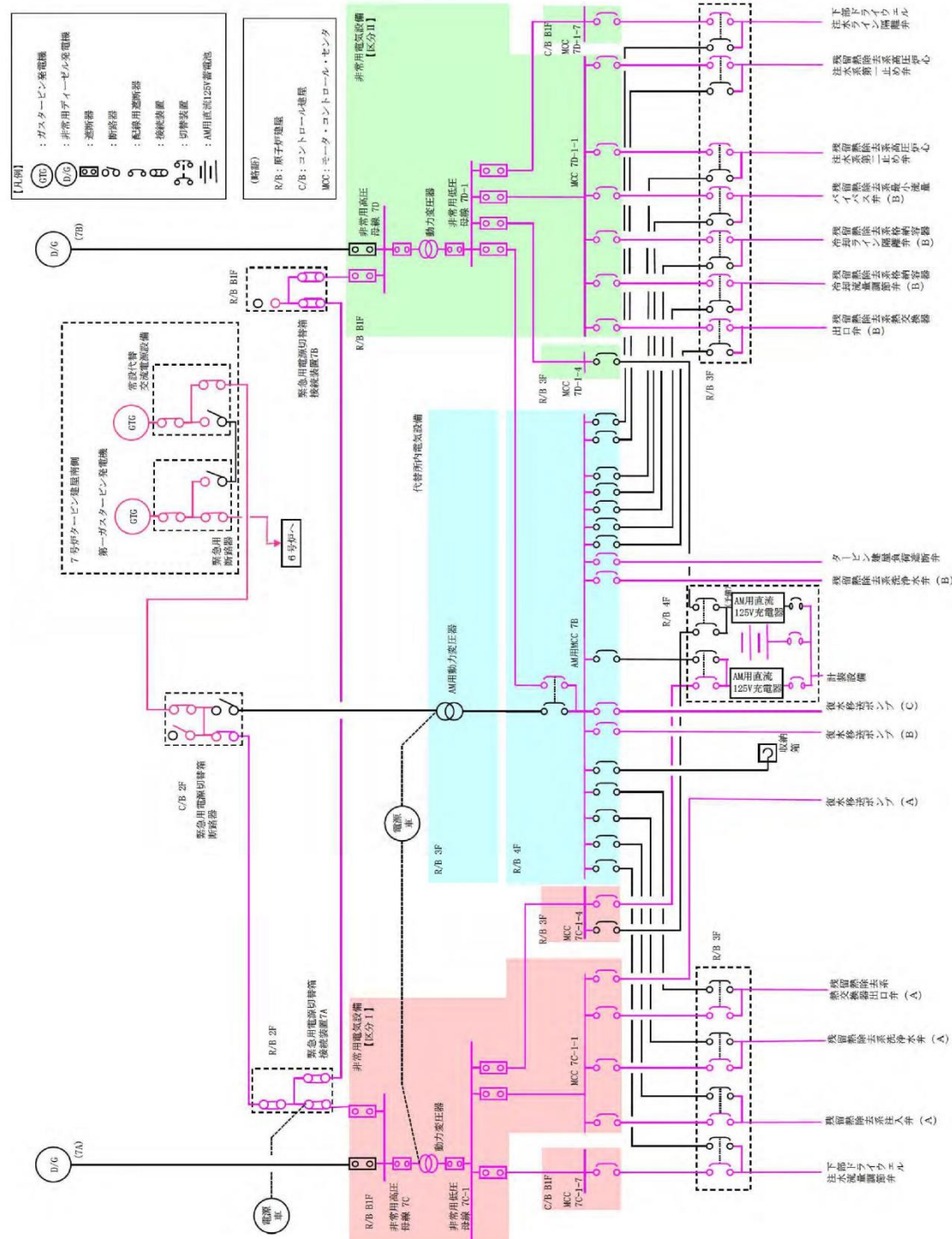


図 50-2-3 代替循環冷却系の単線結線図 (非常用電気設備経由で電源供給時)

・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
50-3 計測制御系統図	50-3 計測制御系統図	

表50-3-1 格納容器逃がし装置主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的	
主要設備	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャャーデイスク	フィルタ装置水位	フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することと、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること	
		フィルタ装置入口圧力	フィルタ装置使用時に、フィルタ装置入口圧力の挙動により、フィルタ装置及びラプチャャーデイスク（主要設備）が閉塞していないことを把握すること	
附属設備		フィルタ装置金属フィルタ差圧	フィルタ装置使用時に、フィルタ装置金属フィルタ差圧の挙動により、フィルタ装置金属フィルタが閉塞していないことを把握すること	
		フィルタ装置出口放射線モニタ	フィルタ装置使用時に、フィルタ装置出口放射線量が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置（主要設備）が閉塞していないことを把握すること	
		フィルタ装置水素濃度	最終放出ラインとして放射線量を把握すること 格納容器ベント停止後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握すること	
		フィルタ装置スクラバ水 pH	水スクラバの無機よう素に対するDFを1000以上とすするためには、スクラバ水のpHを \square とする必要があるが、フィルタ装置スクラバ水 pHにて、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること	
		ドレン移送ポンプ	ドレン移送ポンプ（付属設備）の運転状態の監視目的	
		ドレンタンク	ドレンタンク（付属設備）の水位監視目的	
		可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置（付属設備）による窒素供給の把握	
		フィルタ装置出口配管圧力	点検後の可搬型窒素供給装置（付属設備）による窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口のラプチャャーデイスクの設定圧力（約100kPa [gage]）を超えないことの監視目的	
		遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作 ポンベ スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽	-	-

表1 格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラ容器水位	スクラ容器性能維持のため水位監視	\square	系統待機時における水位の範囲（ \square 、900mm）及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 \square を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0～1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa [gage]（2Pd）が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 \square が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラ容器温度	スクラ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力 ^{※2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 \square が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0～20vol% / 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを計測可能な範囲とする。	1 （予備1）	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁻⁶ mSv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。	2 1	中央制御室 緊急時対策所
⑦スクラバ水 pH ^{※2}	スクラバ容器性能維持のため pH 監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH（pH 0～14）が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は第4図の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

・設備の相違
系統構成の相違による計装設備の相違

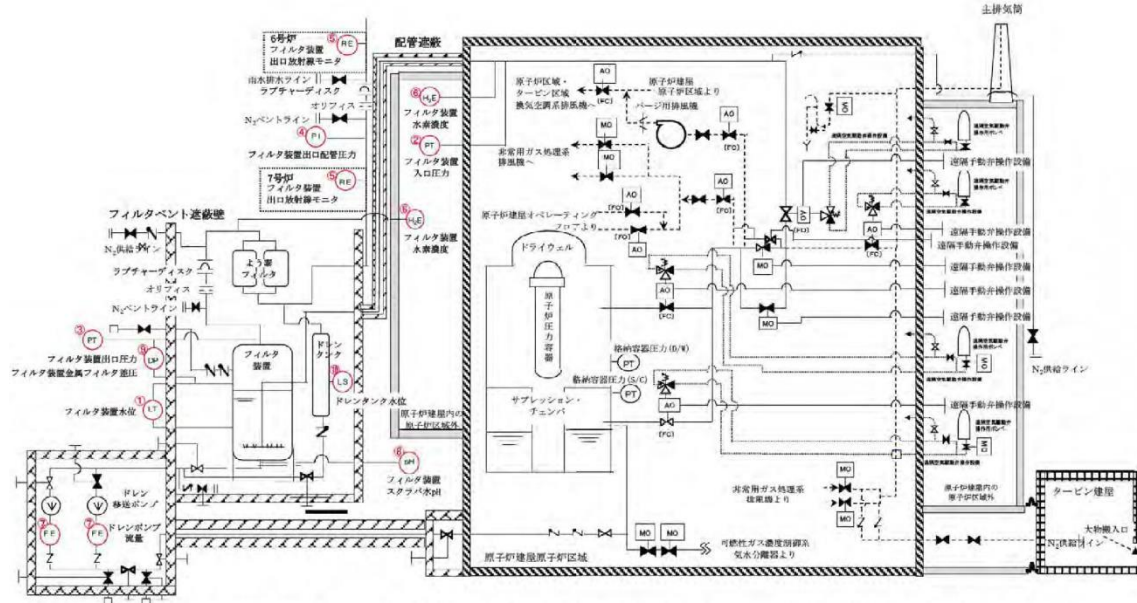


図50-3-1 格納容器圧力逃がし装置計測制御系統図

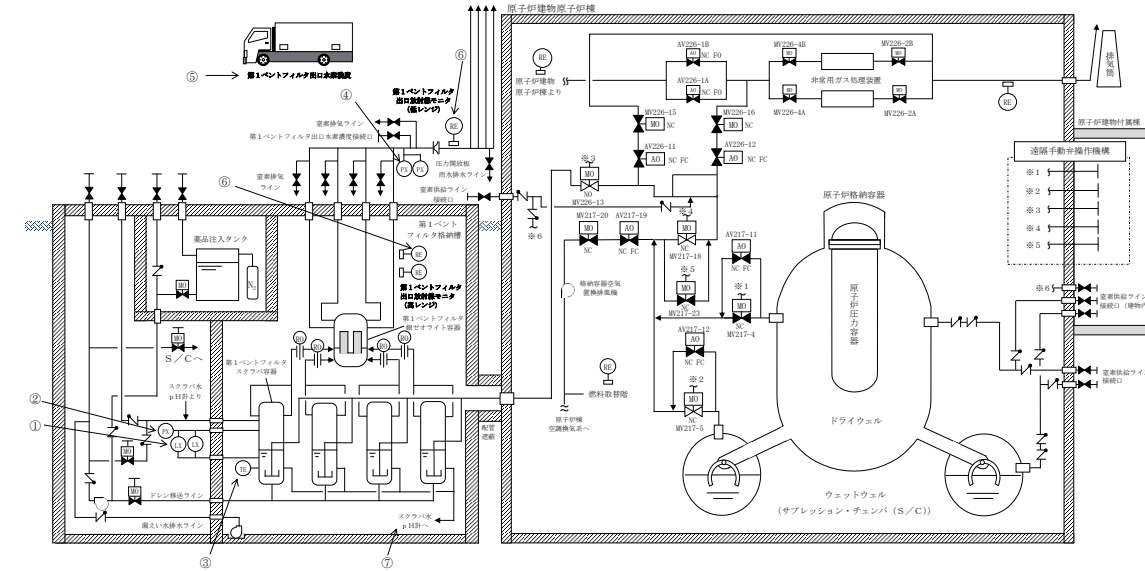


図1 格納容器フィルタベント系 計測制御系統図

表50-3-2 格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① フィルタ装置水位	0~6000mm	2
② フィルタ装置入口圧力	0~1.0MPa [gage]	2 ^{*2}
③ フィルタ装置出口圧力	0~0.5MPa [gage]	1
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1~0.2MPa [gage]	1
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2
⑥ フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	2 ^{*3}
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0~30m ³ /h	2 ^{*4}
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0~14	1
⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	2
⑩ ドレンタンク水位	タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	4

※1 監視パラメータの数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ1個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個

※4 ドレン移送ポンプ2台に対してそれぞれ1個

・設備の相違
系統構成の相違

・記載箇所の相違
表1に記載

格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図

格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置水位

(1) スクラバ容器水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由し、指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-2 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)

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

・設備の相違
島根該当なし

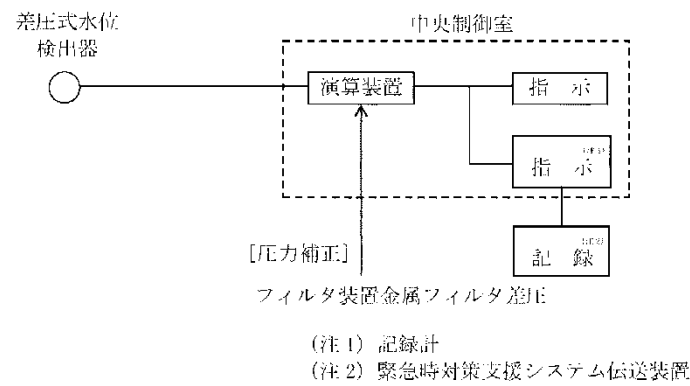


図50-3-2 フィルタ装置水位の概略構成図

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-3 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)

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

・設備の相違

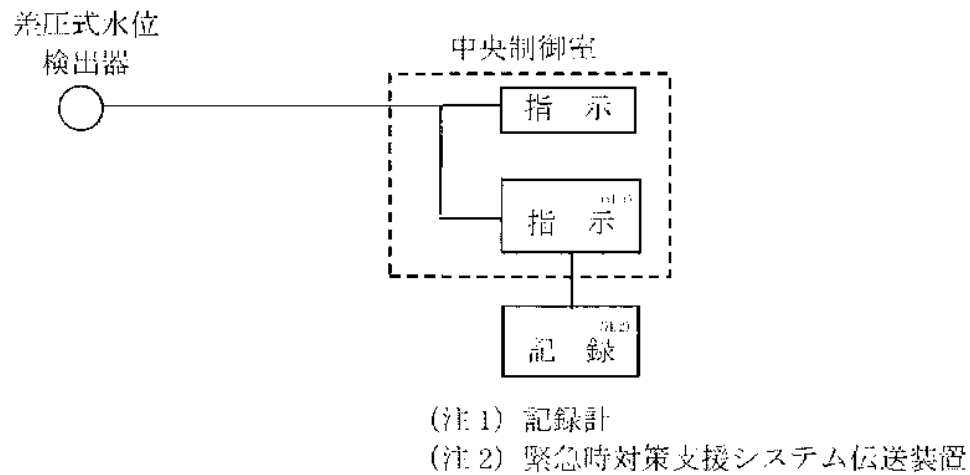


図50-3-3 フィルタ装置水位の概略構成図

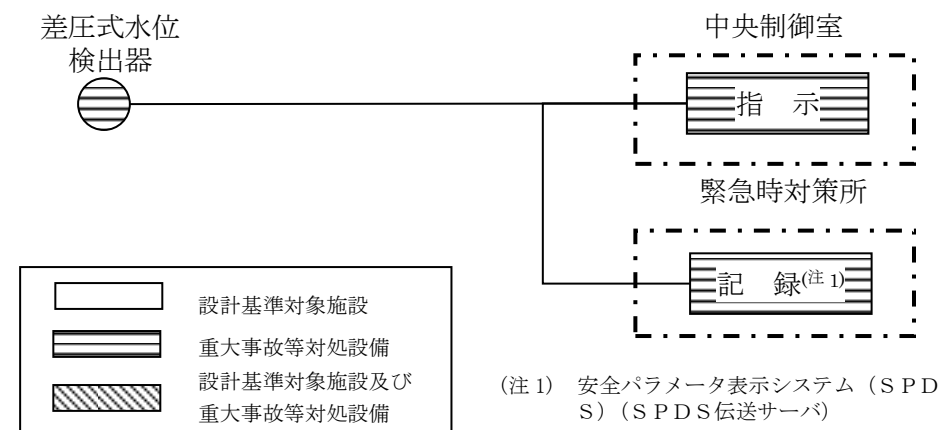


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-4 「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。)

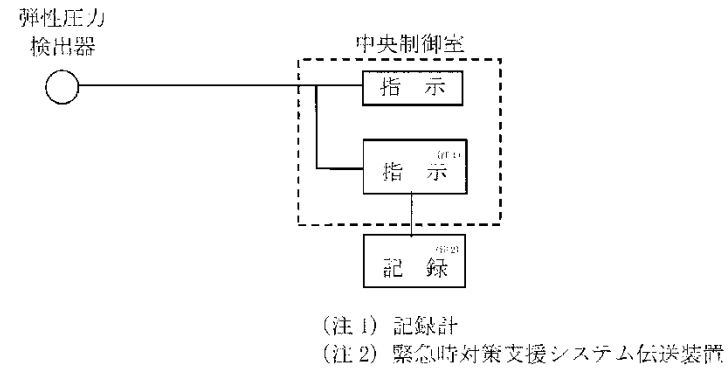


図50-3-4 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し、記録する。

(図50-3-5 「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。)

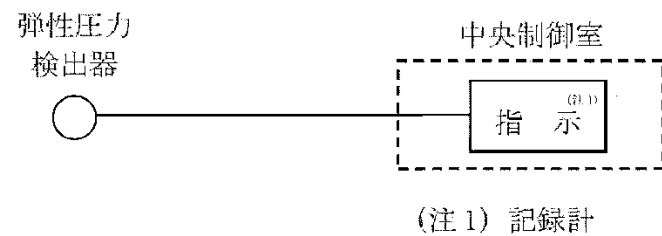


図50-3-5 フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

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

(図3 「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。)

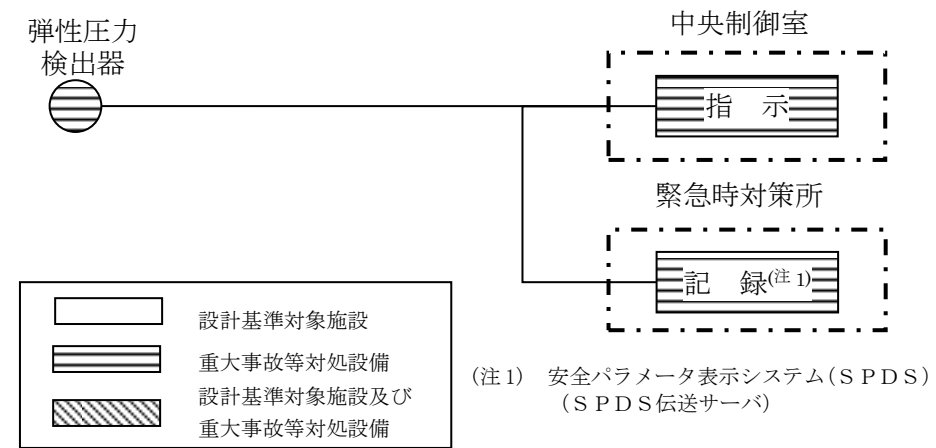


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

(3) スクラバ容器温度

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

(図4「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

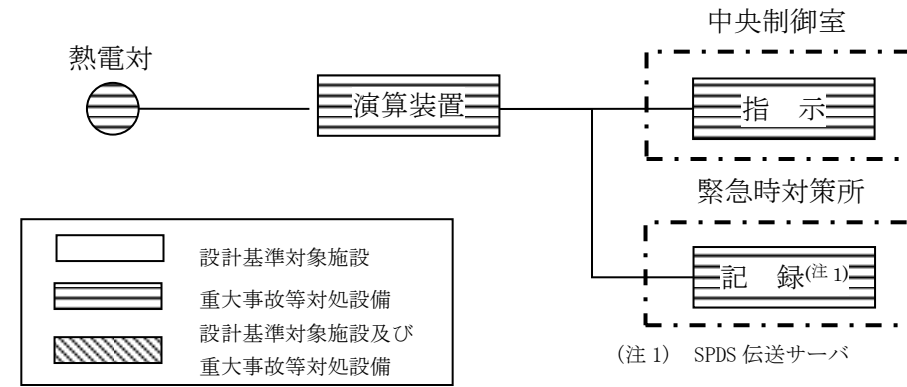


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図5「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

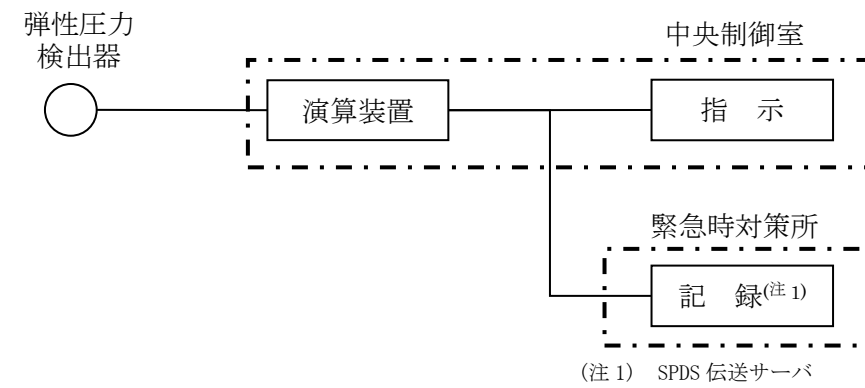


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力は、機械式圧力検出器にて圧力を検出し、フィルタ装置出口配管圧力を現場（原子炉建屋4階屋上）に指示する。(図50-3-6「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

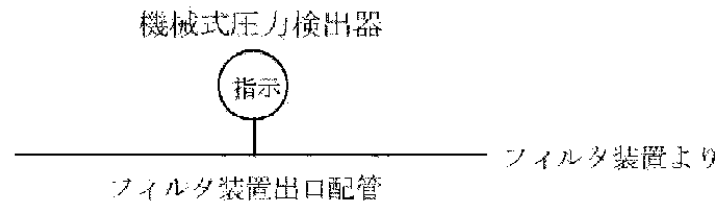


図50-3-6 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

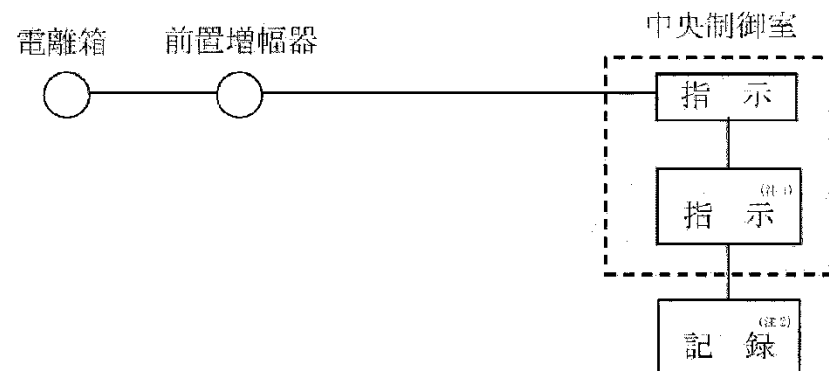
・設備の相違

・設備の相違

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて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50-3-7 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」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50-3- 7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

・資料構成の相違
島根2号炉は、「(6) 第1ベン
トフィルタ出口放射線モニタ」
に記載

(6) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、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、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-8「フィルタ装置水素濃度システム概要図」及び、図50-3-9「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。)

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

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

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

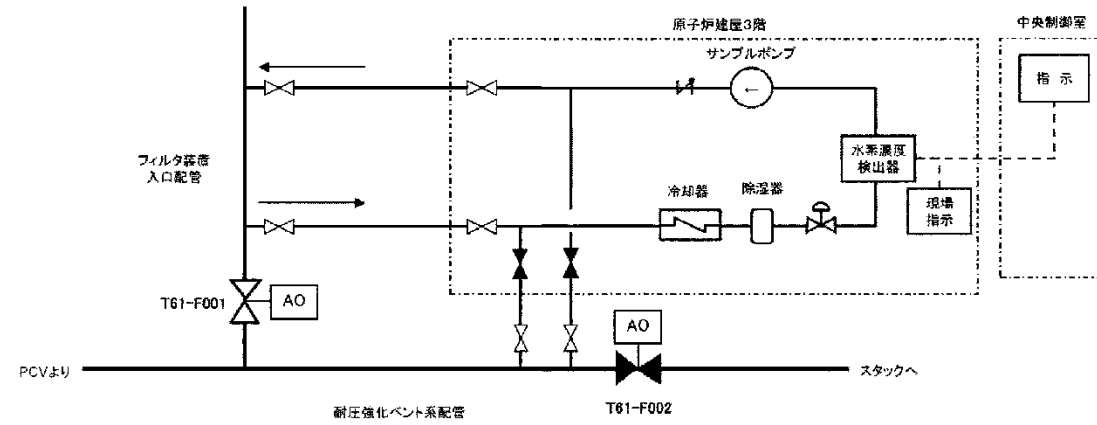


図50-3-8 フィルタ装置水素濃度システム概要図 (出口配管側も同様)

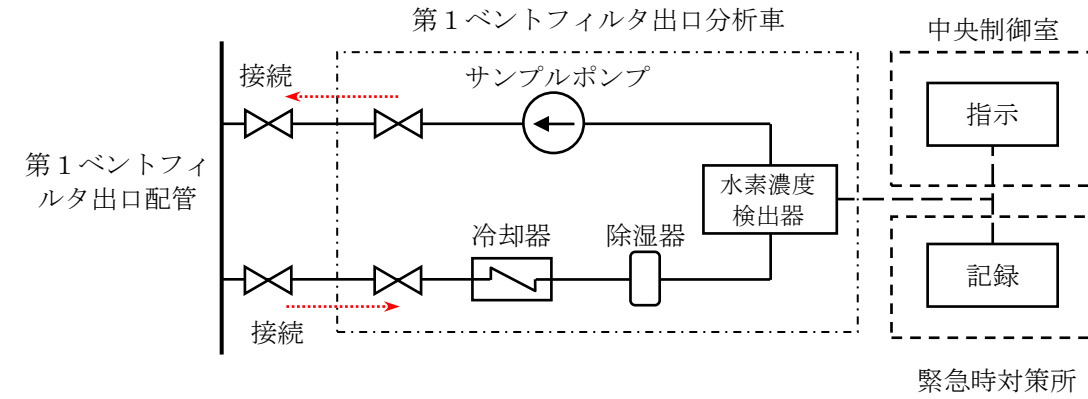
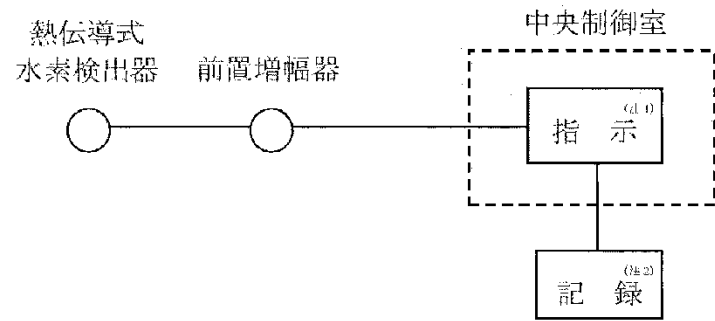
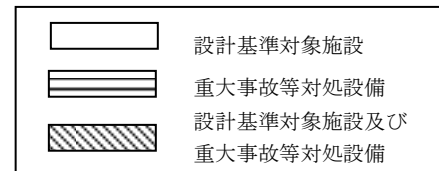
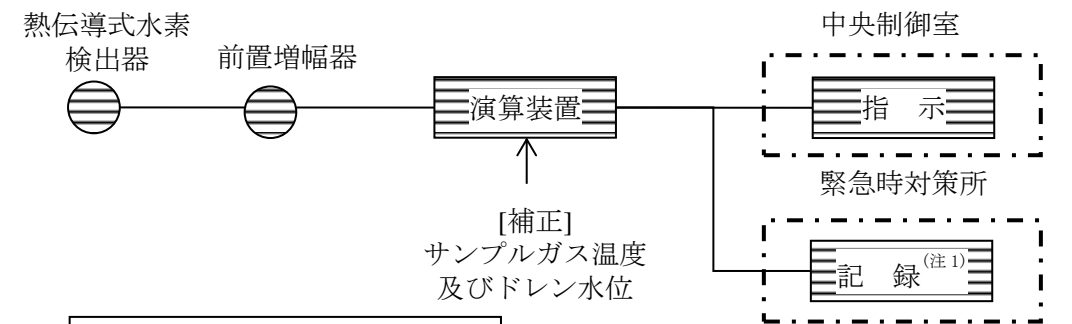


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図



(注1) 記録計
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図50-3-9 フィルタ装置水素濃度の概略構成図



(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

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

(図8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図」参照。)

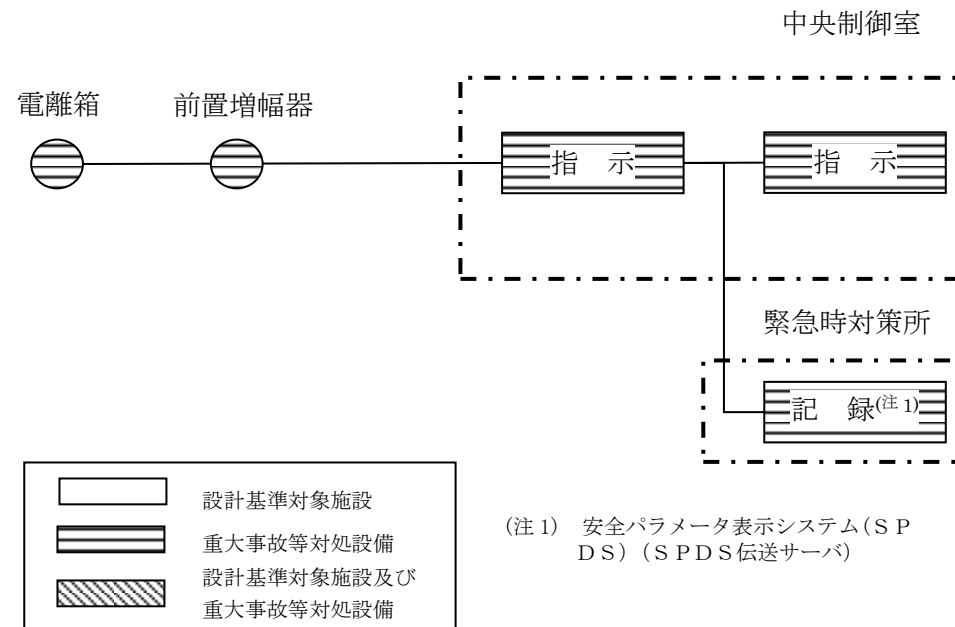


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図

・資料構成の相違
柏崎6/7号炉は、「(5) フィルタ装置出口放射線モニタ」に記載

・設備の相違
・設備の相違

(7) フィルタ装置ドレン流量

フィルタ装置ドレン流量の検出信号は、電磁流量検出器からの電気信号を、フィルタベント現場制御盤の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置ドレン流量をフィルタベント現場制御盤 (フィルタベント遮蔽壁附室内) に指示する。(図50-3-10「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。)

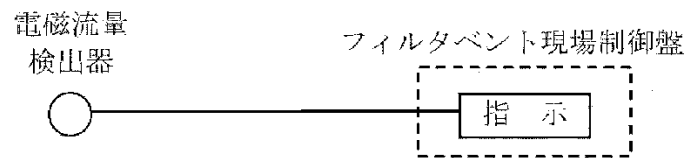


図50-3-10 フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8) フィルタ装置スクラバ水pH

フィルタ装置スクラバ水pHは、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にてpH信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水pHを中央制御室に指示し、記録する。

(図50-3-11 「フィルタ装置スクラバ水pHの概略構成図」及び、図50-3-12 「フィルタ装置スクラバ水pHの概略構成図」参照。)

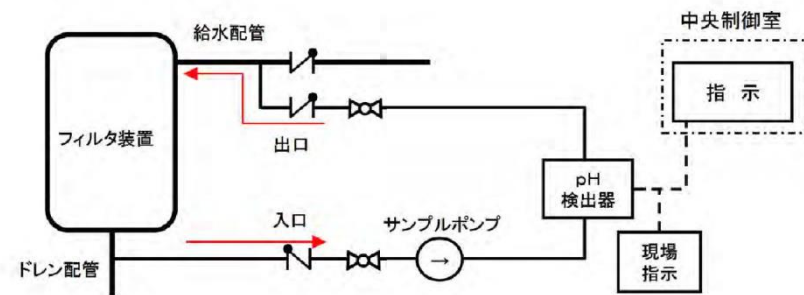


図50-3-11 フィルタ装置スクラバ水pHシステム概要図

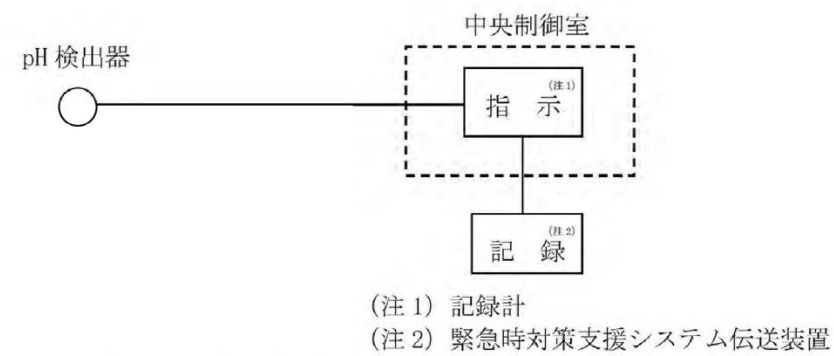


図50-3-12 フィルタ装置スクラバ水pHの概略構成図

(7) スクラバ水pH

スクラバ水pHは、第1ベントフィルタスクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH検出器により計測する。スクラバ水pH（自主対策設備）は、pH検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてpH信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水pHを中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

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

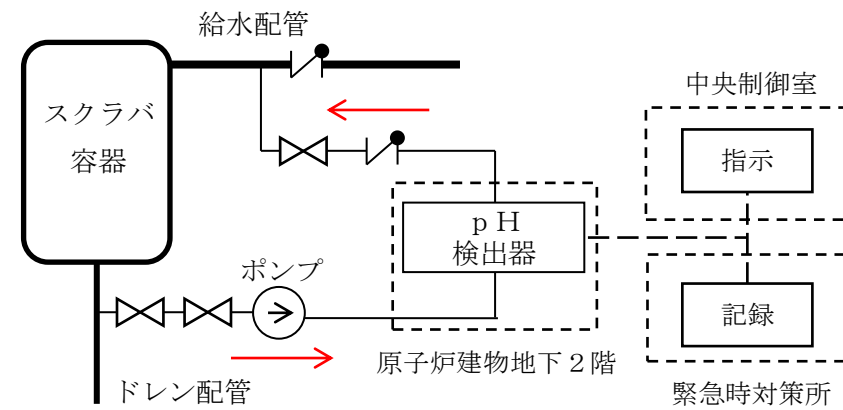


図9 スクラバ水pHシステム概要図

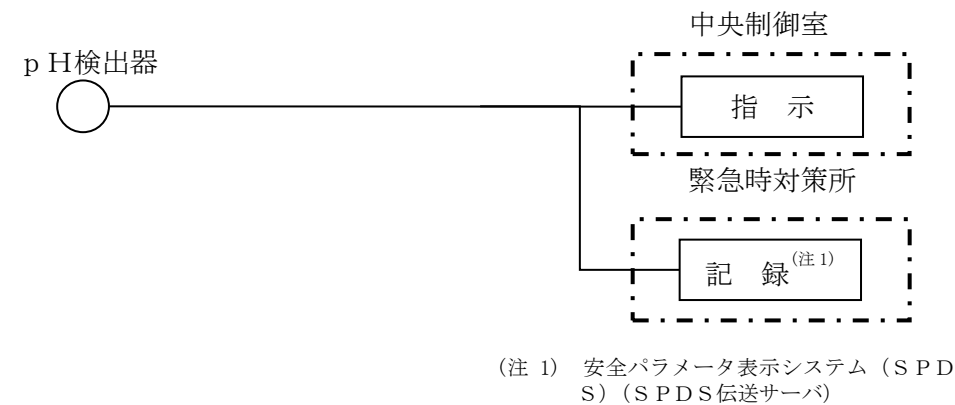


図10 スクラバ水pHの概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

(9) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-13 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。)

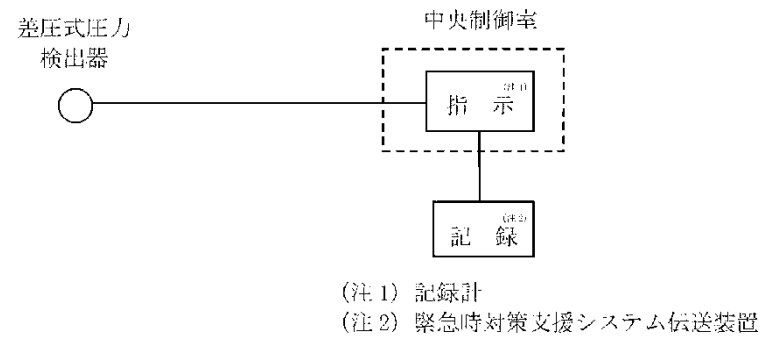


図50-3-13 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10) ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は、フロート式水位検出器からの水位状態(ON-OFF信号)を、中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-14 「ドレンタンク水位の概略構成図」参照。)

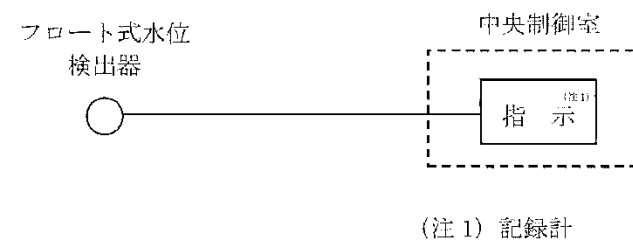


図50-3-14 ドレンタンク水位の概略構成図

・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="667 976 756 1050">50-4 配置図</p>	<p data-bbox="1780 1018 1929 1050">50-4 配置図</p> <div data-bbox="1855 1780 2404 1885" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="1863 1795 2300 1827"> : 設計基準対象施設を示す。</p> <p data-bbox="1863 1837 2329 1869"> : 重大事故等対処設備を示す。</p> </div>	



図50-4-22 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

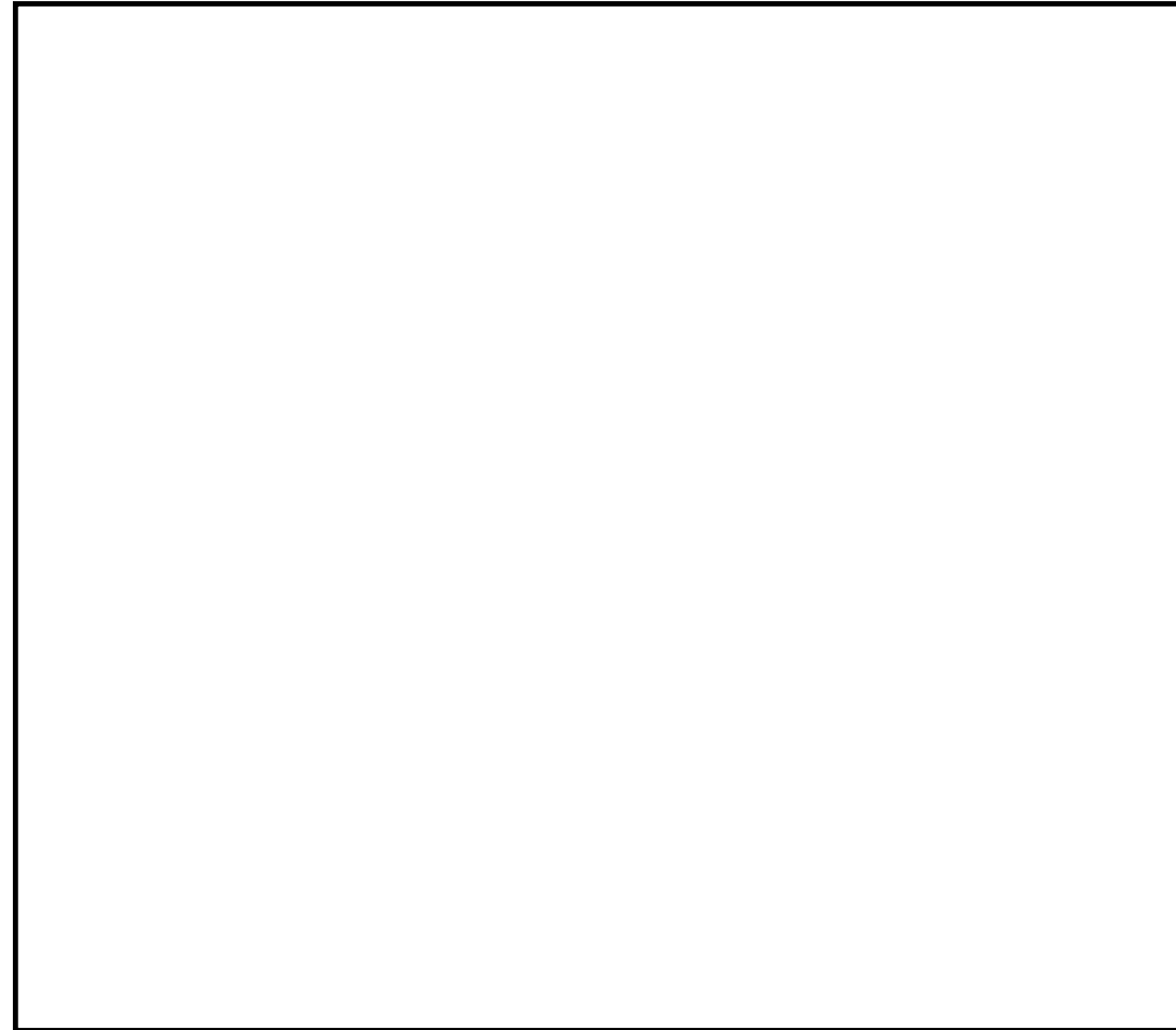


図1 原子炉建物地下2階 配置図

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

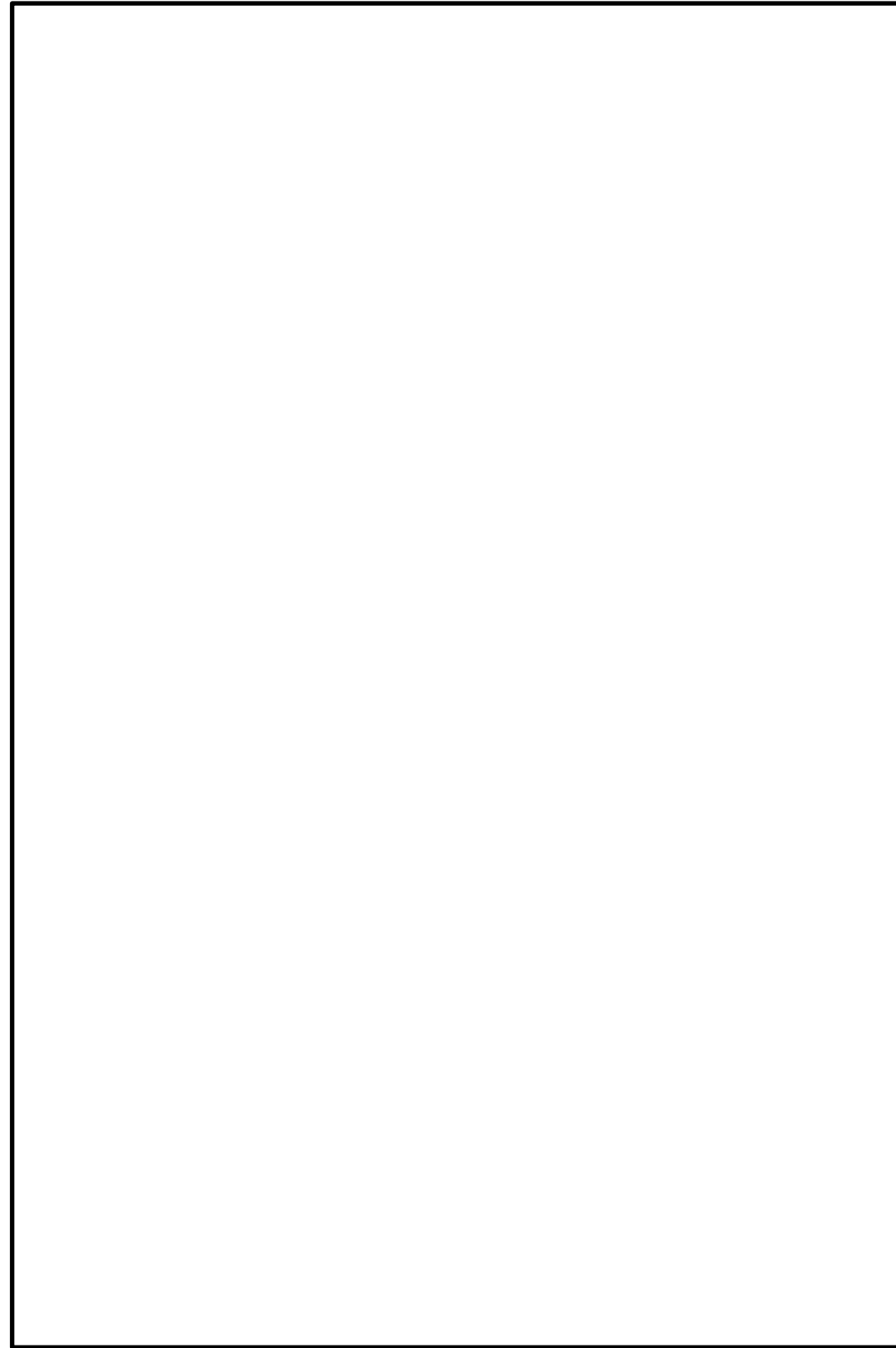


図50-4-23 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

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

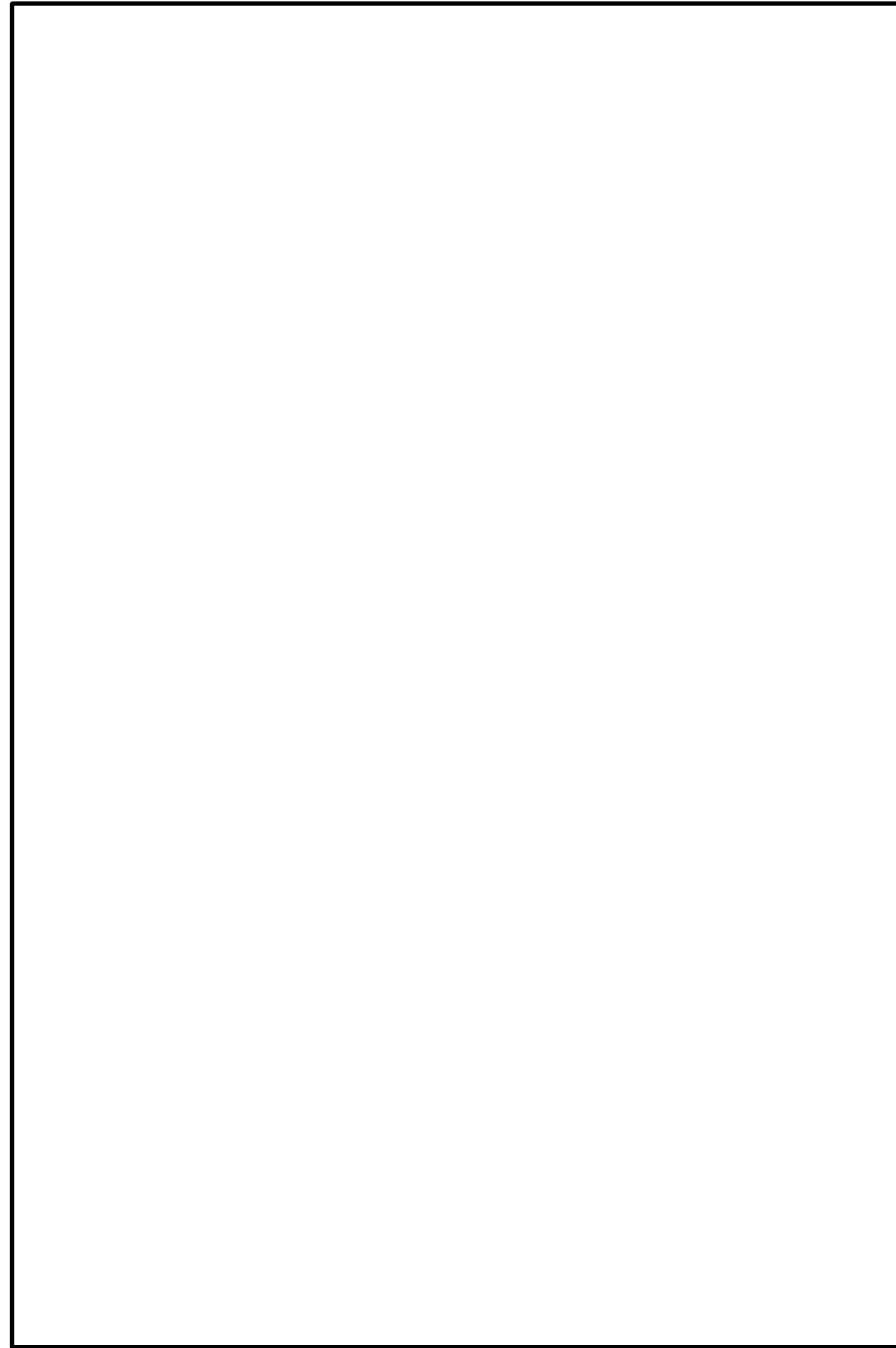


図50-4-24 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

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

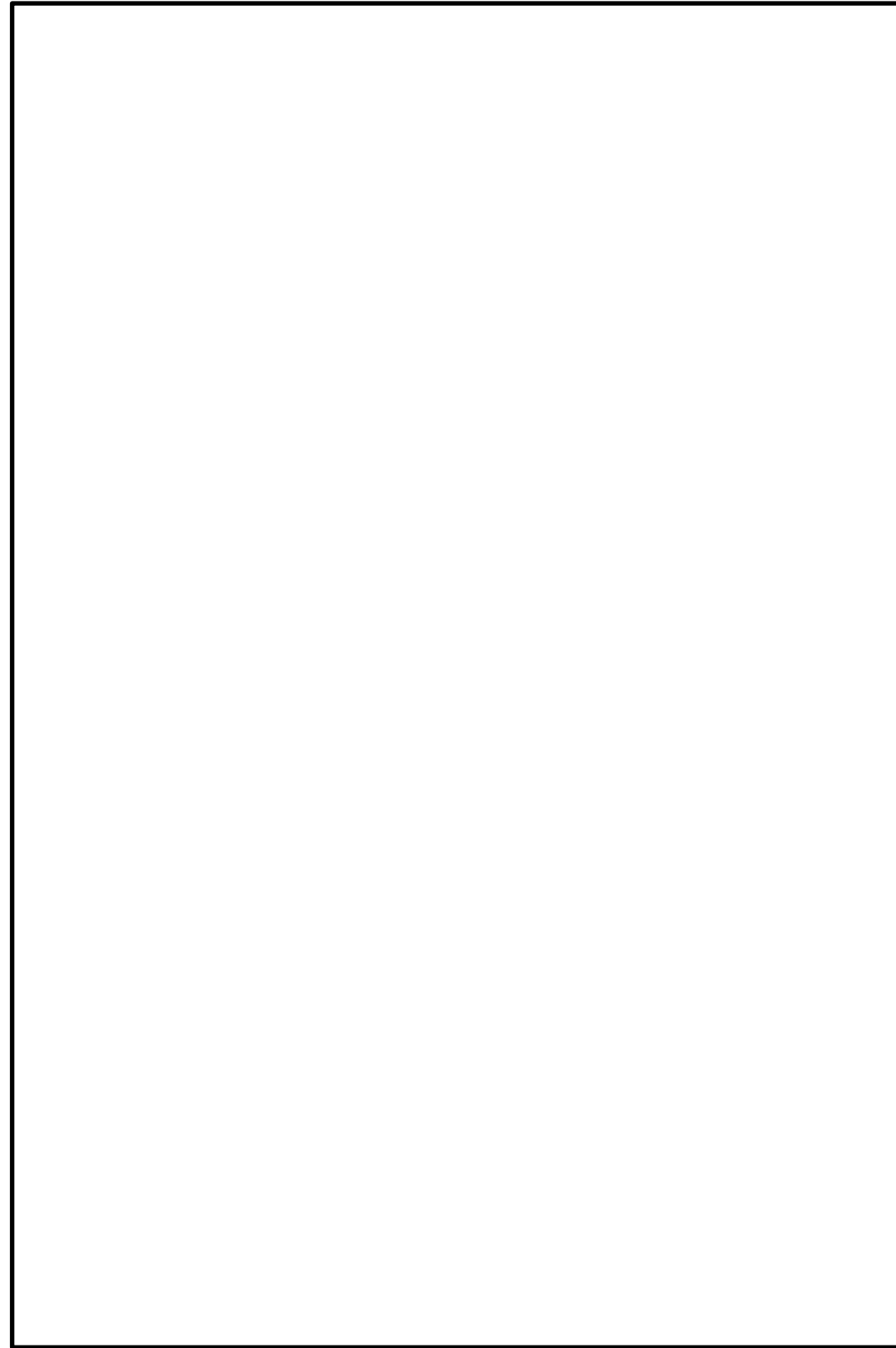


図50-4-25 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

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50-4-26 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下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

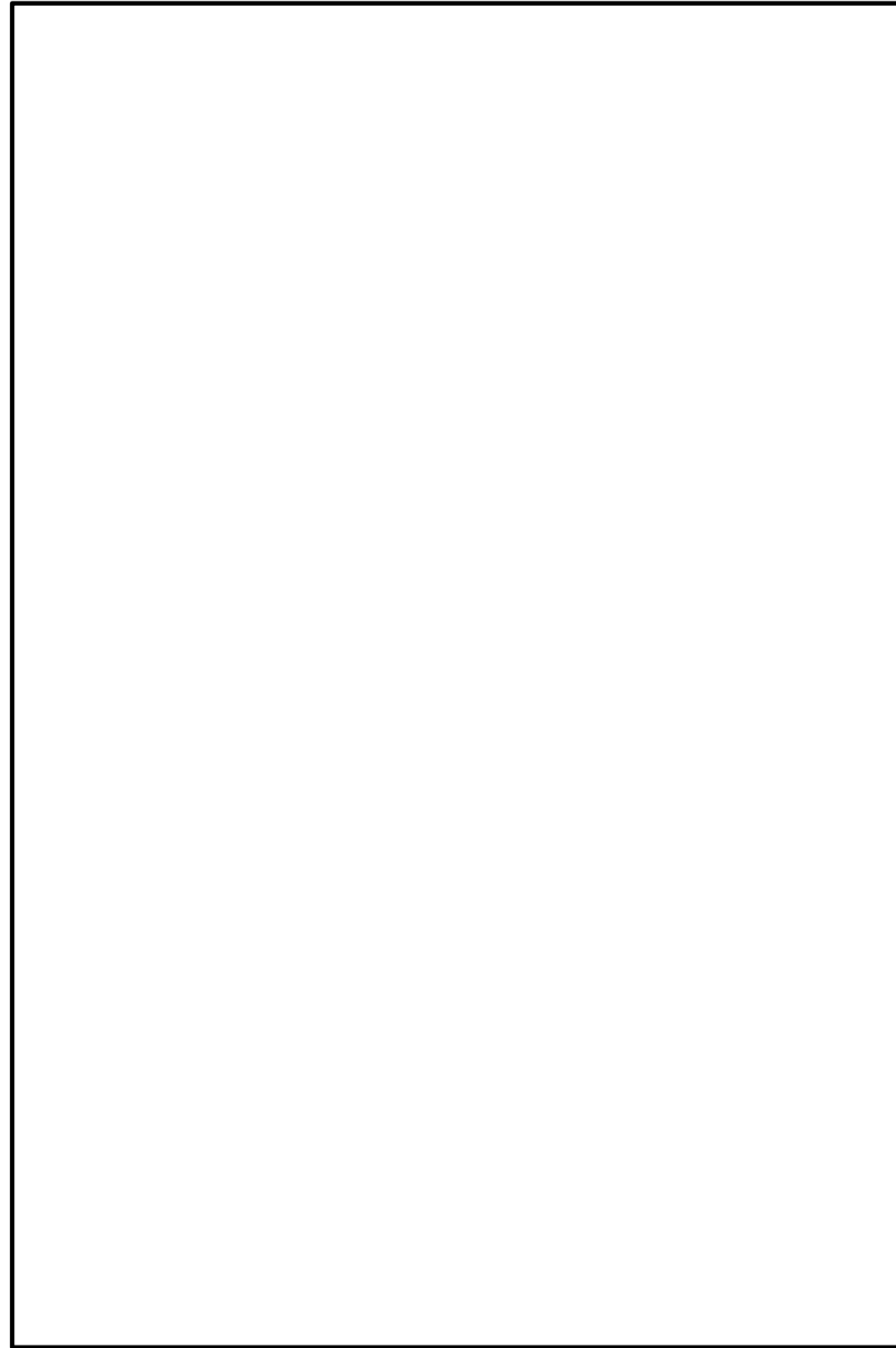


図50-4-27 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上1階)

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

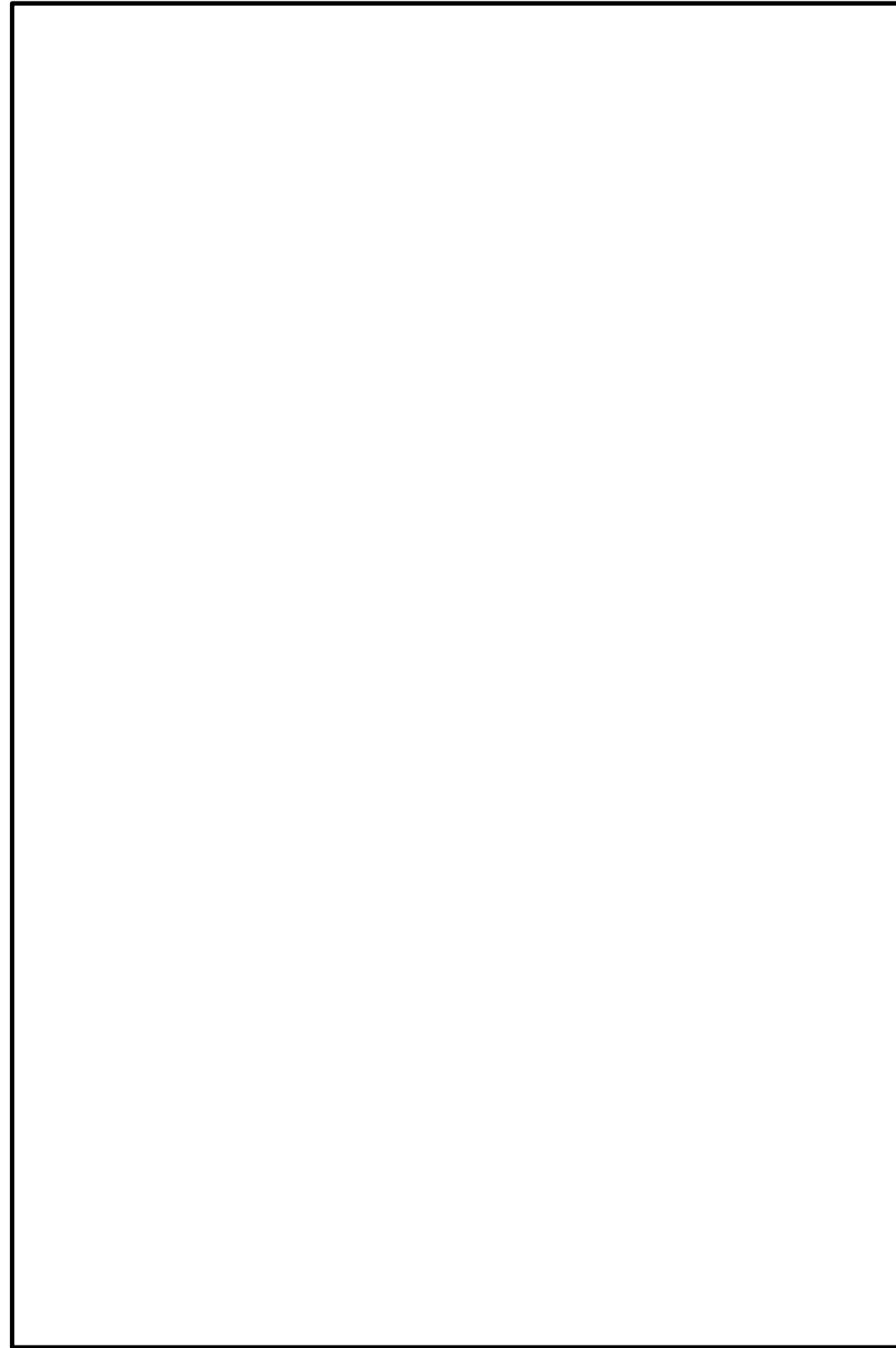


図50-4-28 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)

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

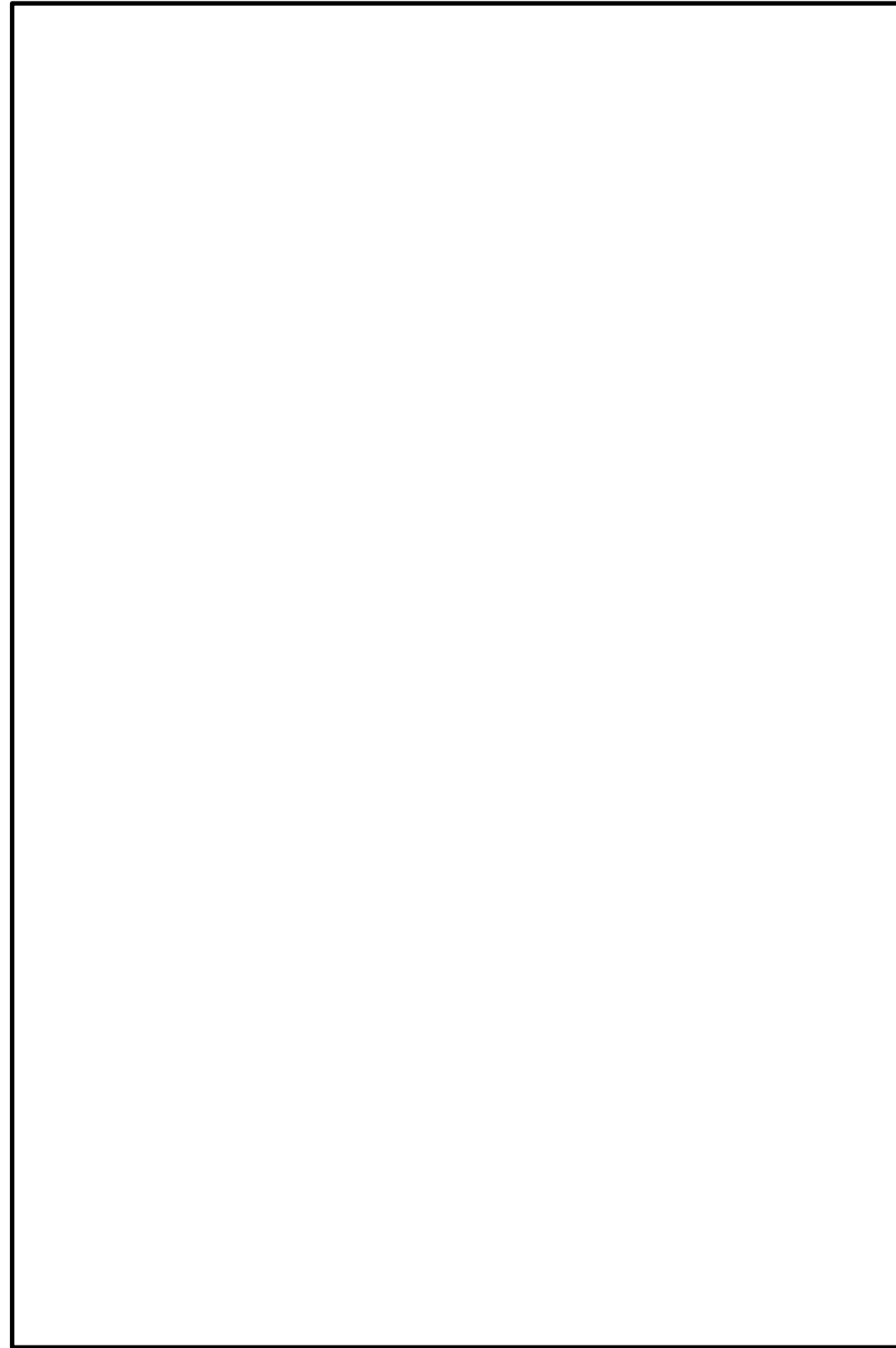


図50-4-29 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)

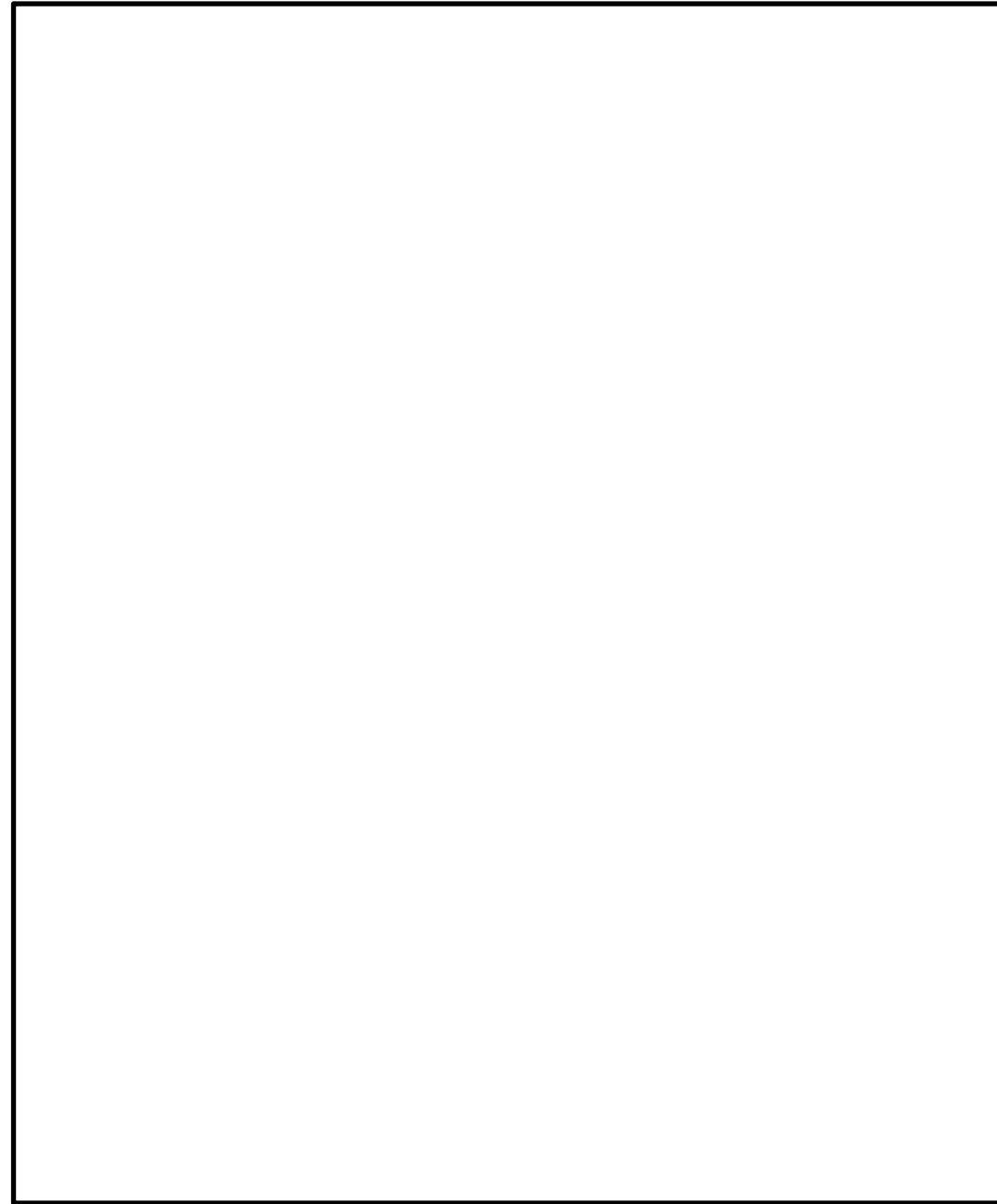


図50-4-30 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上3階)

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

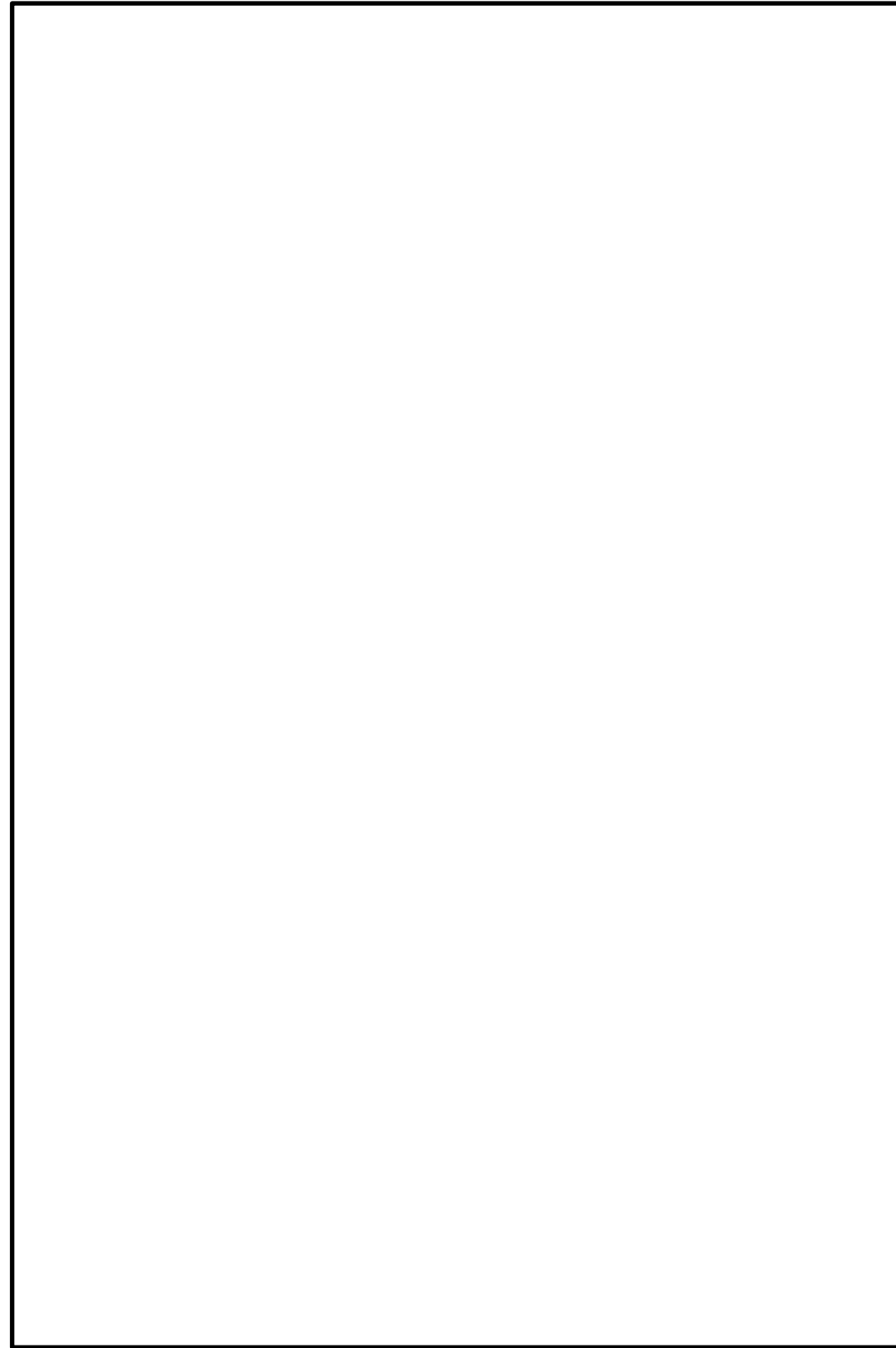


図50-4-31 機器配置図 (6/7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

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

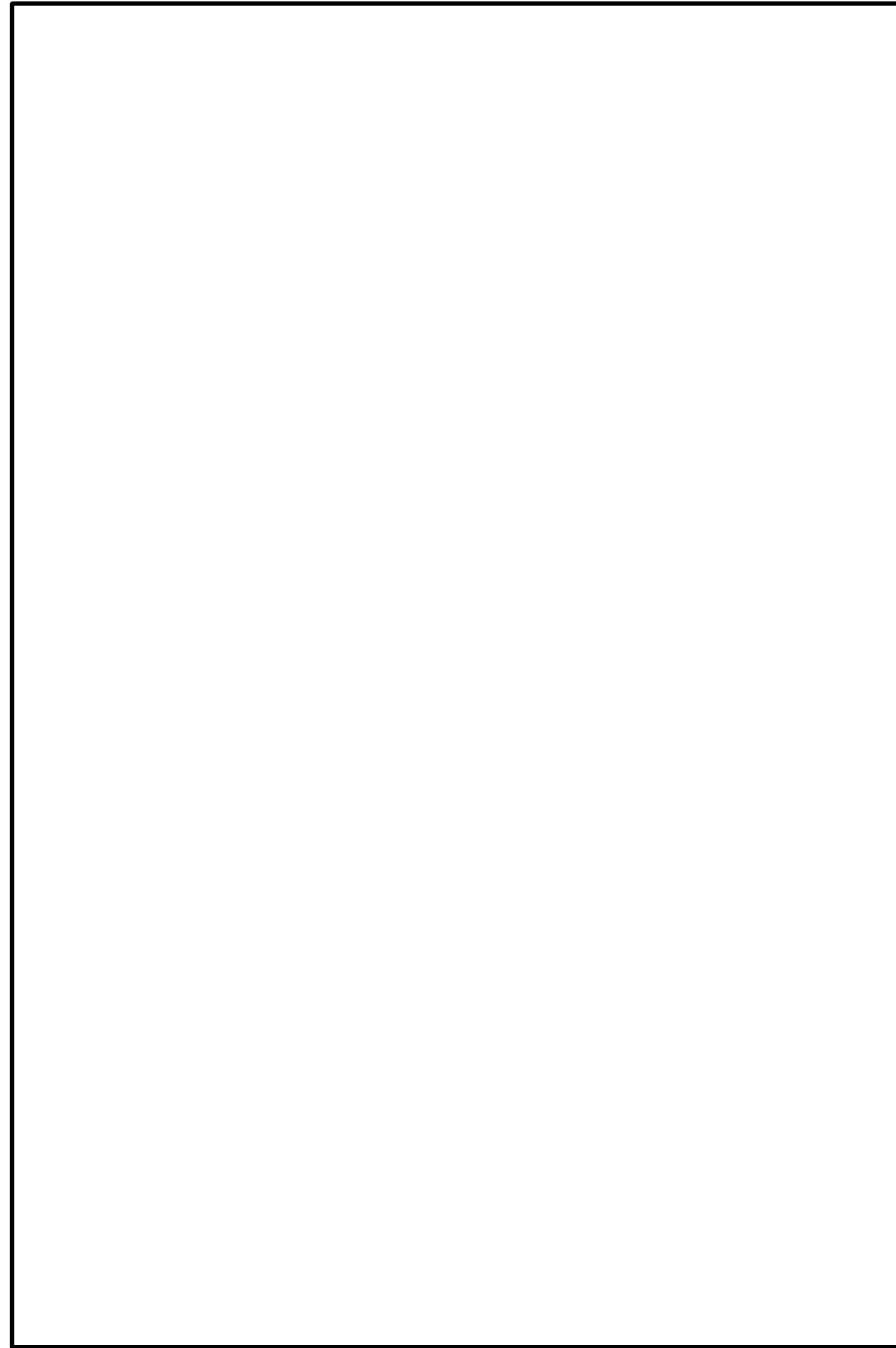


図50-4-32 機器配置図 (6/7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

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

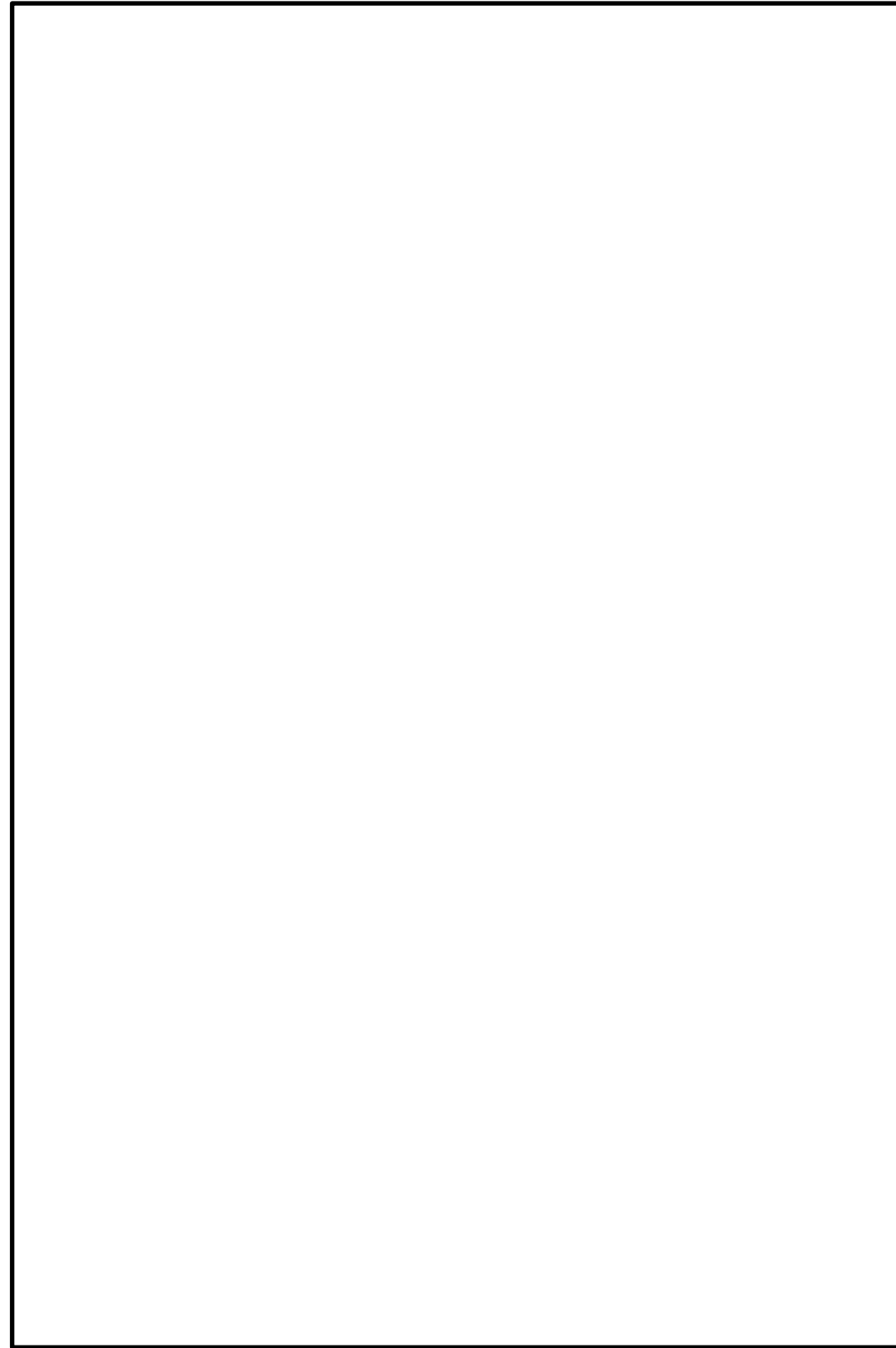


図50-4-33 機器配置図 (6/7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

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50-4-34 機器配置図 (6/7号炉廃棄物処理建屋地下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

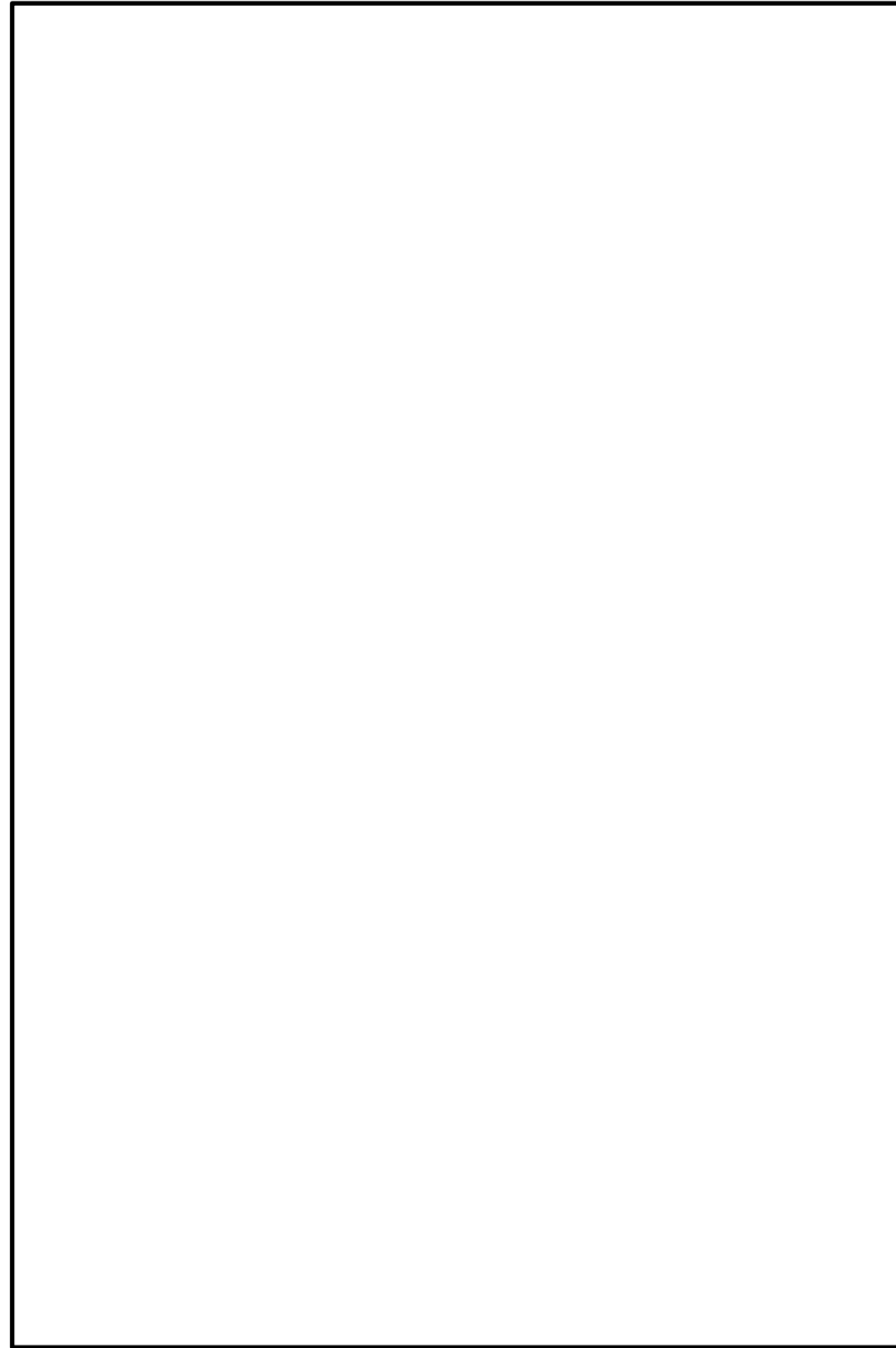


図50-4-35 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下中2階)

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

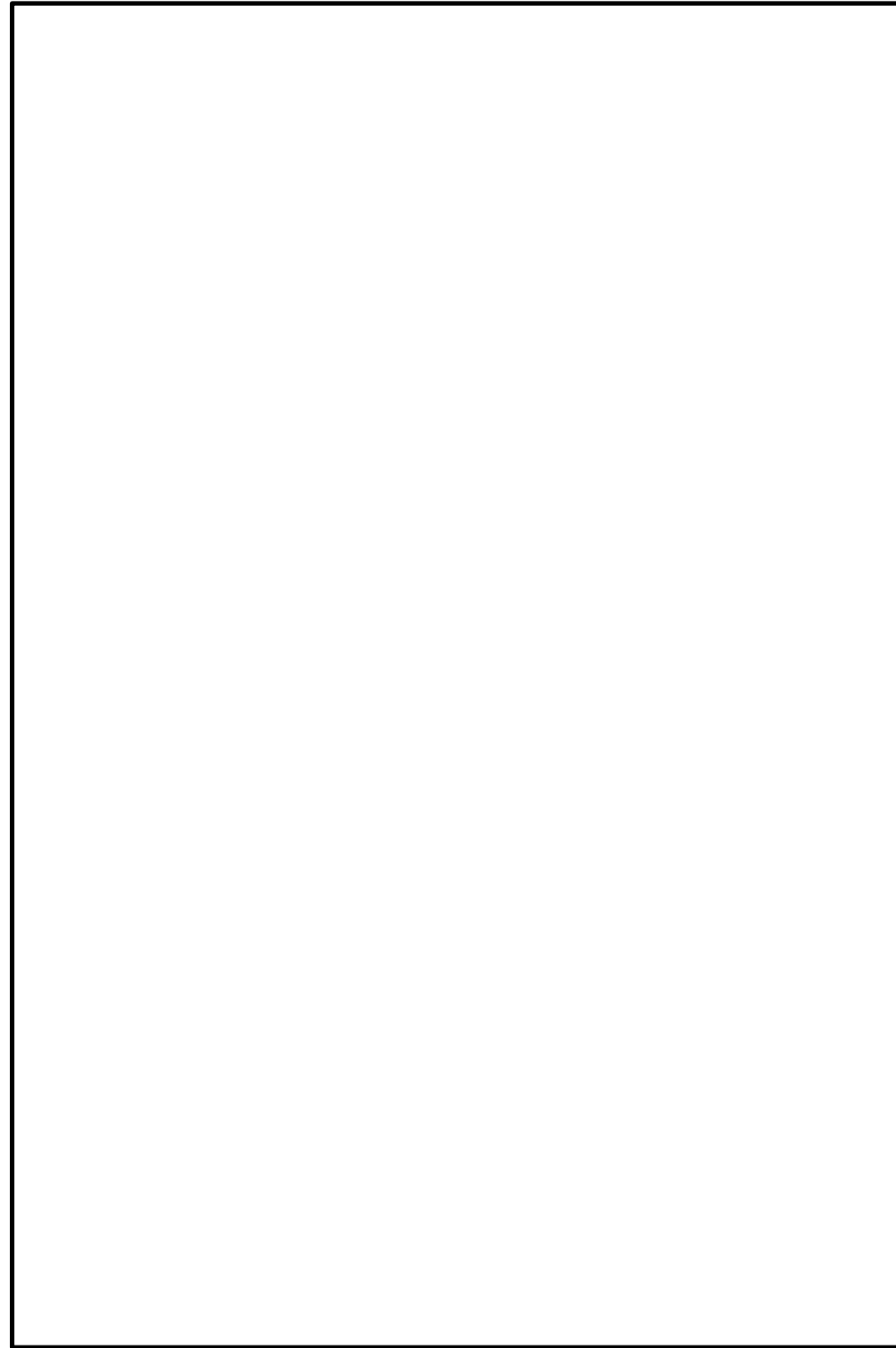


図50-4-36 代替原子炉補機冷却系接続口配置図 (6/7号炉)

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

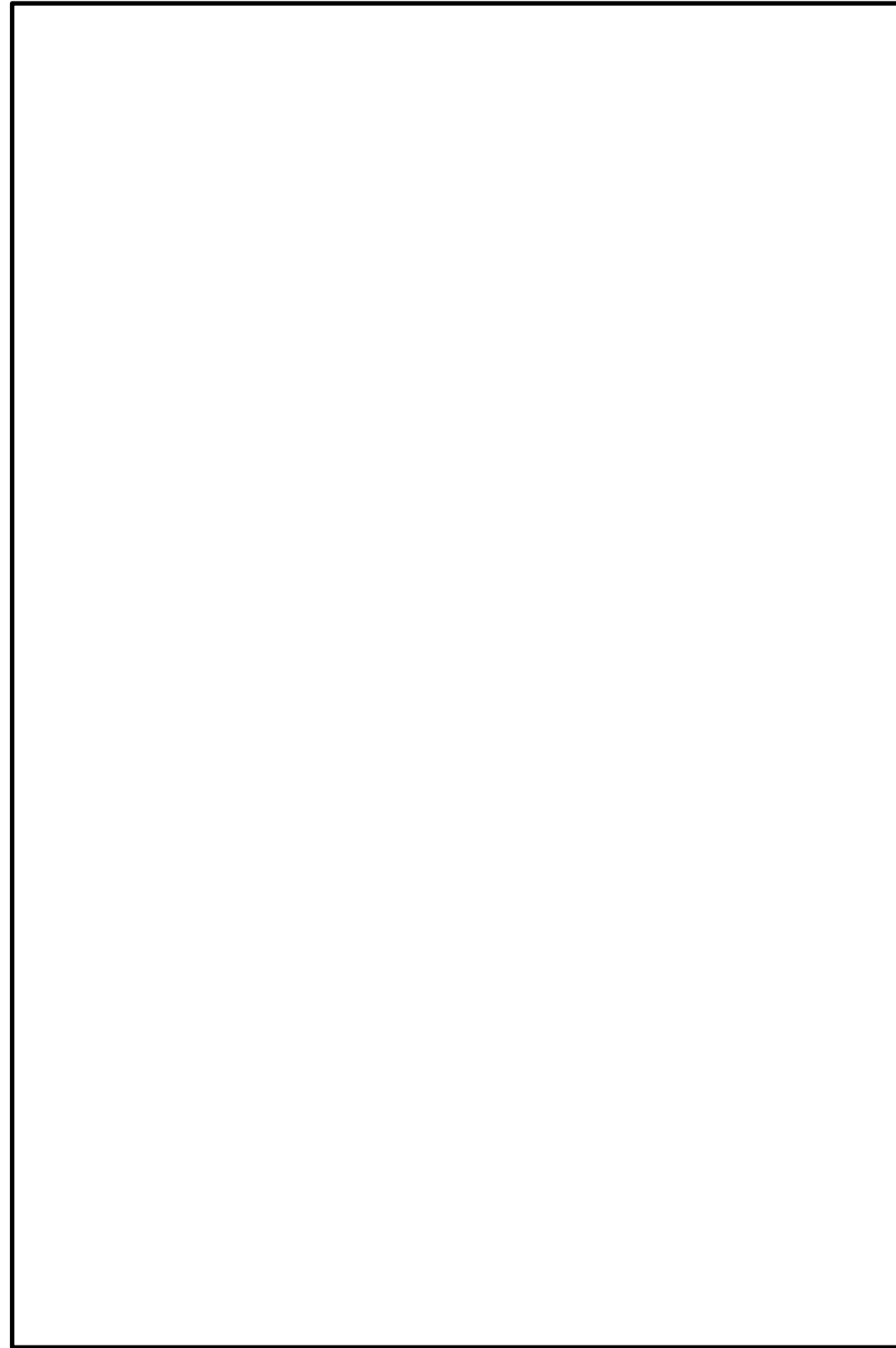


図50-4-37 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

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50-4-38 機器配置図 (6号炉タービン建屋地上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

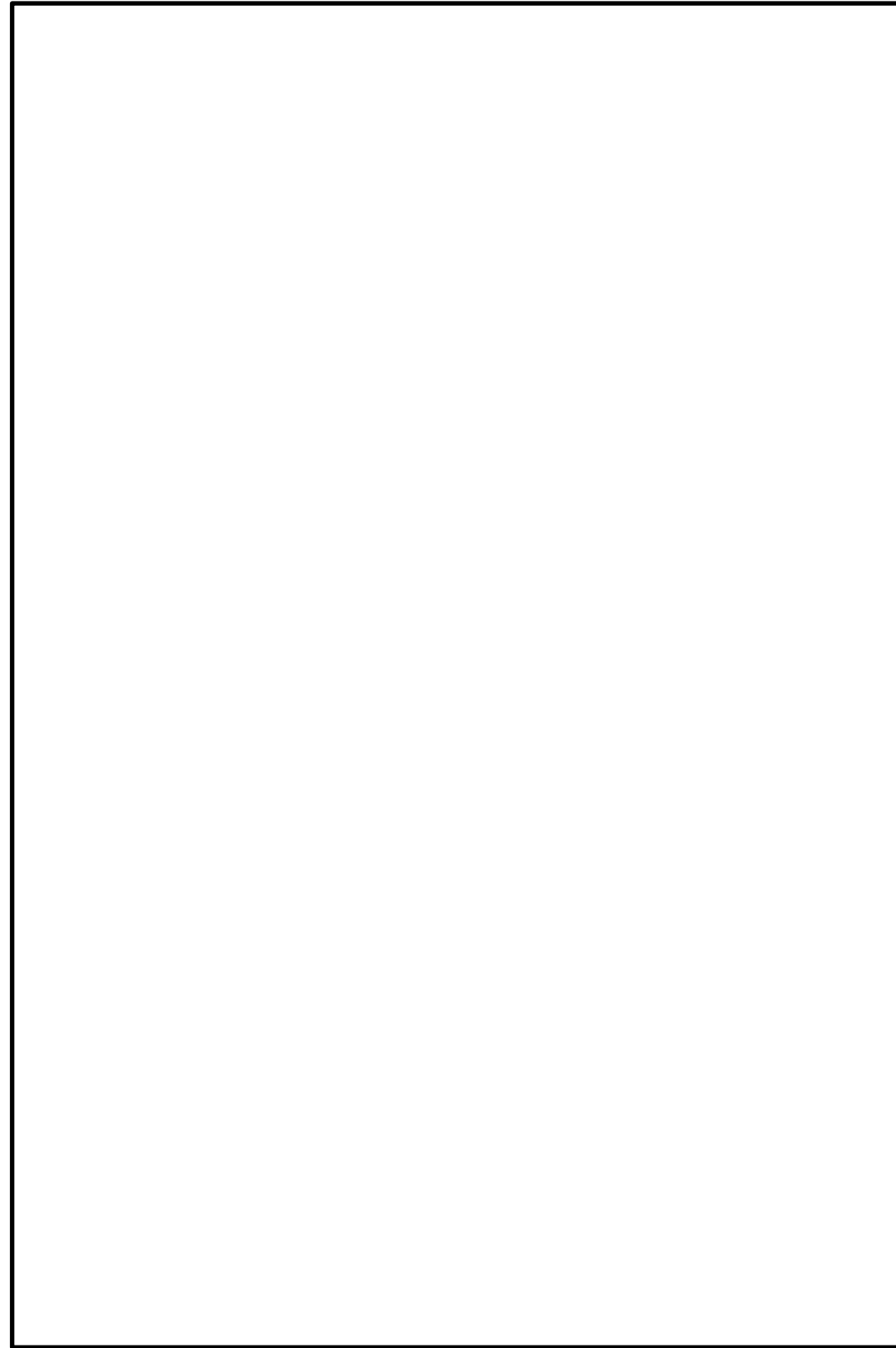


図50-4-39 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下1階)

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

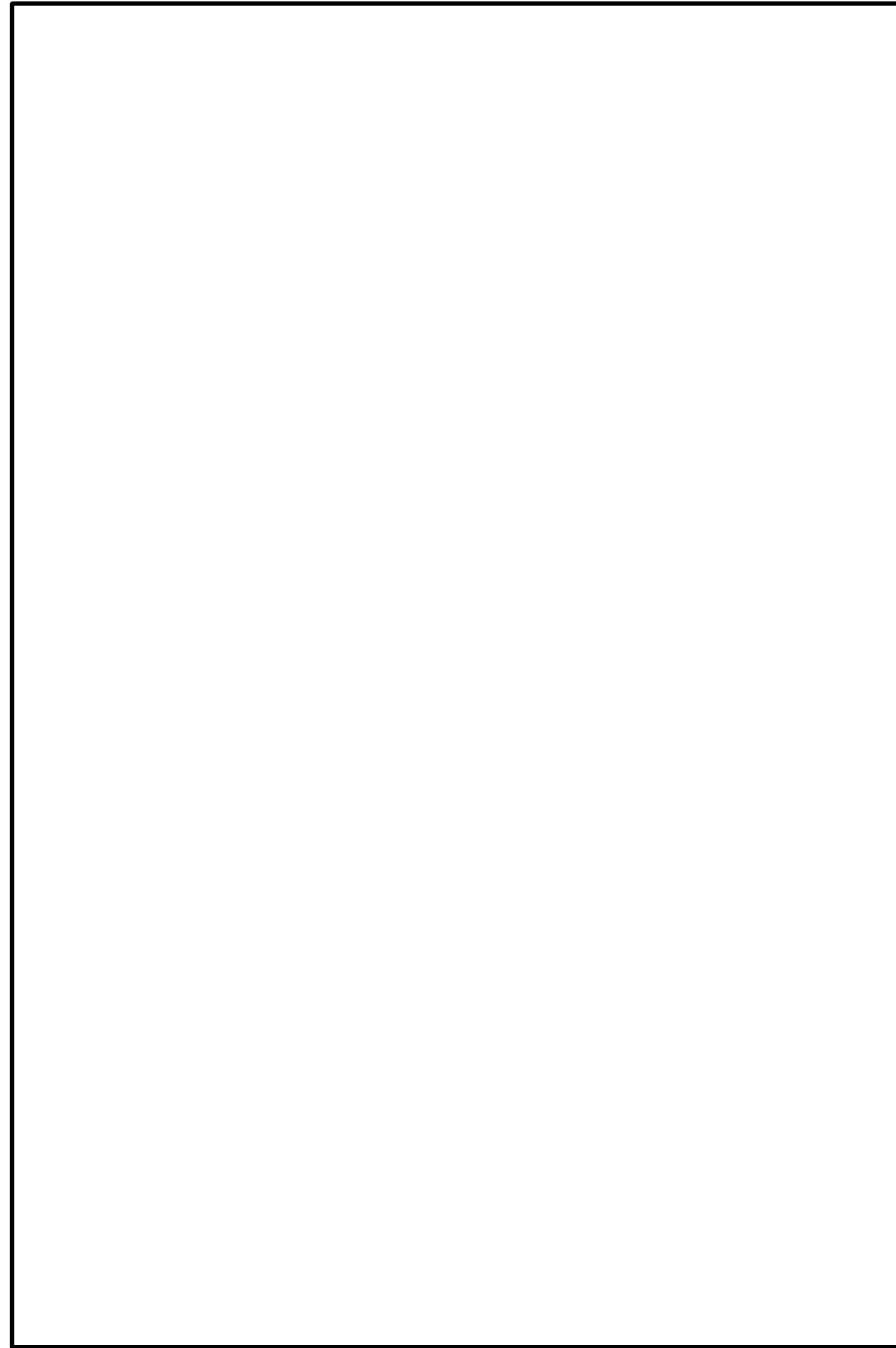


図50-4-40 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

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

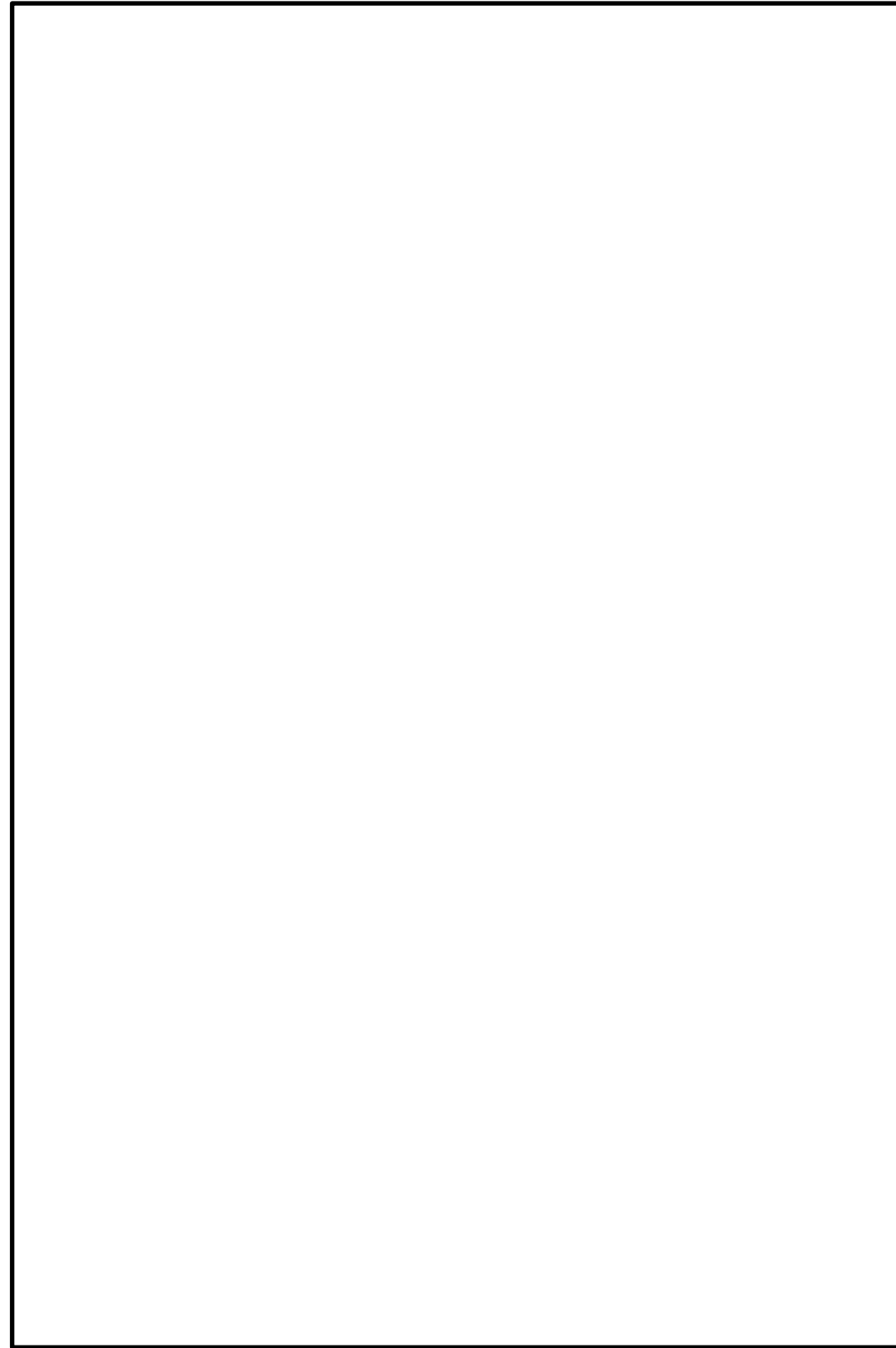


図50-4-41 機器配置図 (7号炉タービン建屋地上1階)

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50-4-42 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

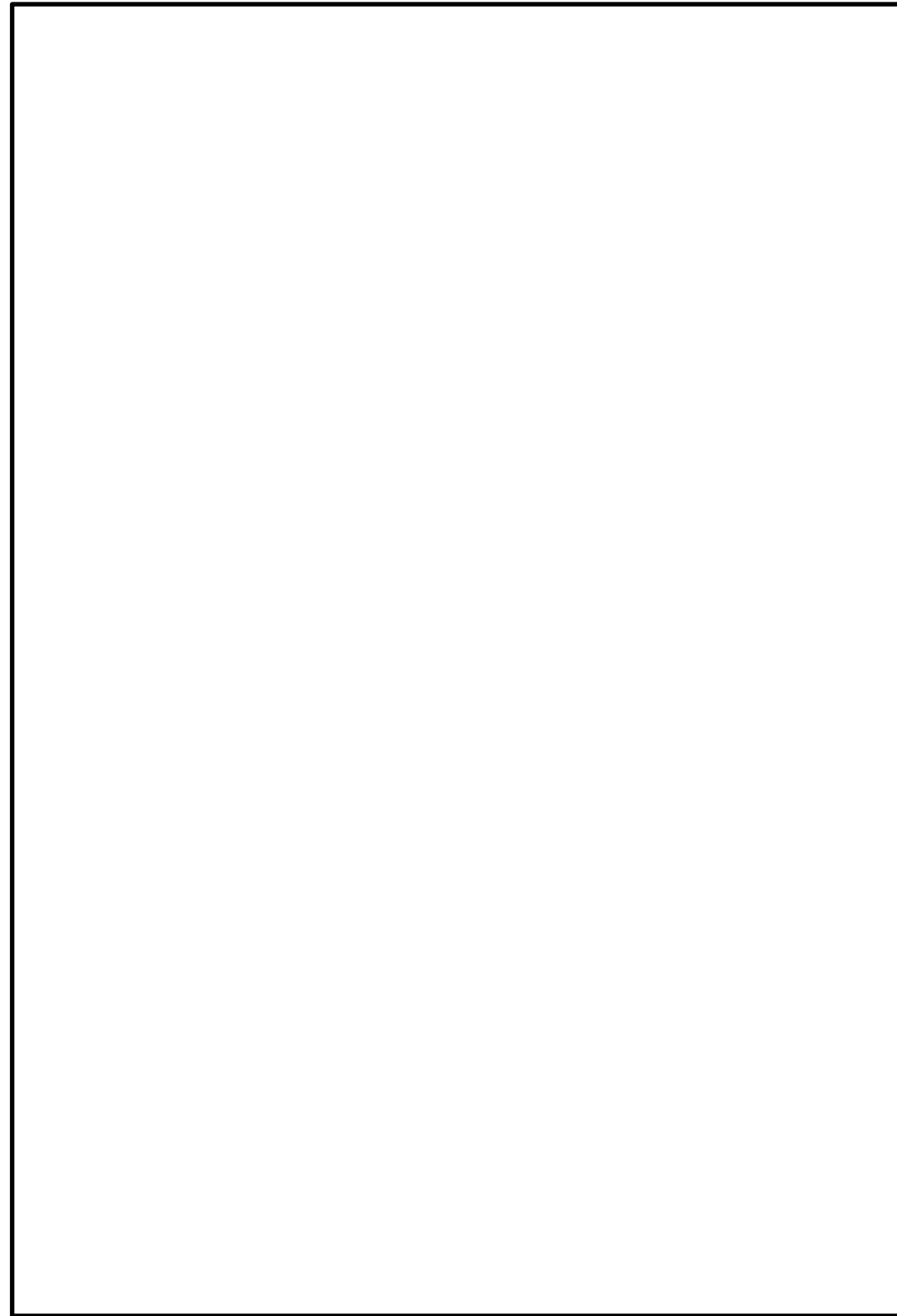


図50-4-43 機器配置図 (6/7号炉コントロール建屋地下2階)

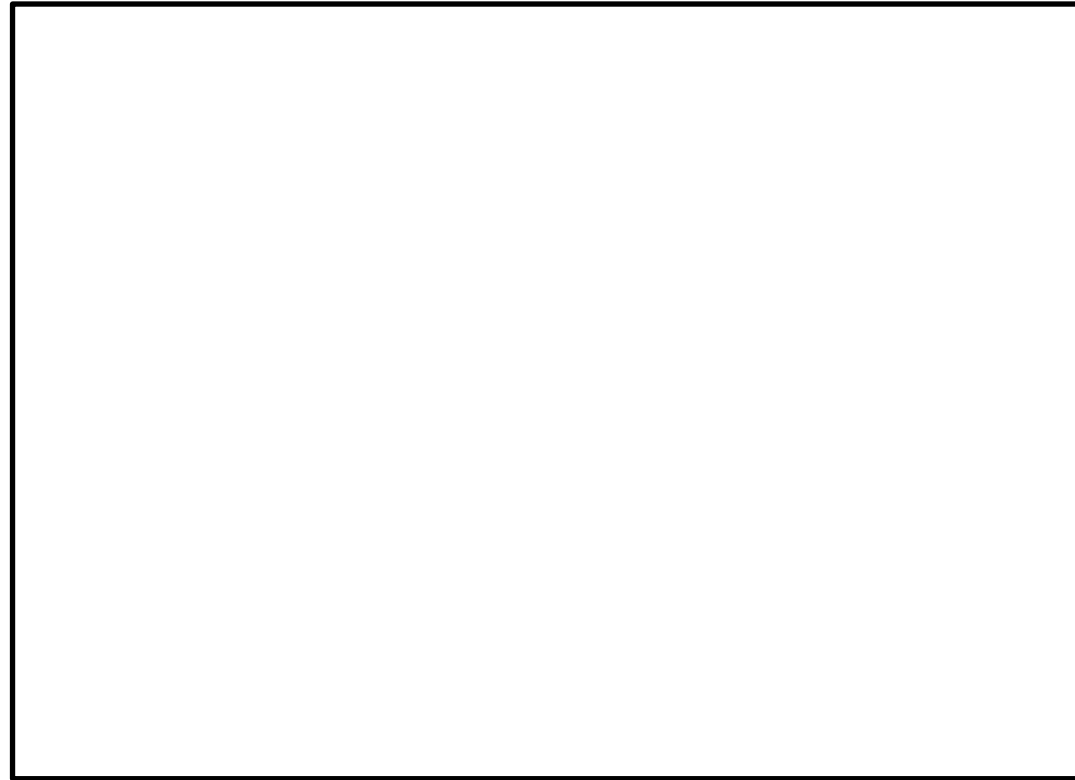


図50-4-1 格納容器圧力逃がし装置主配管ルート図
(6号炉原子炉建屋地上3階)

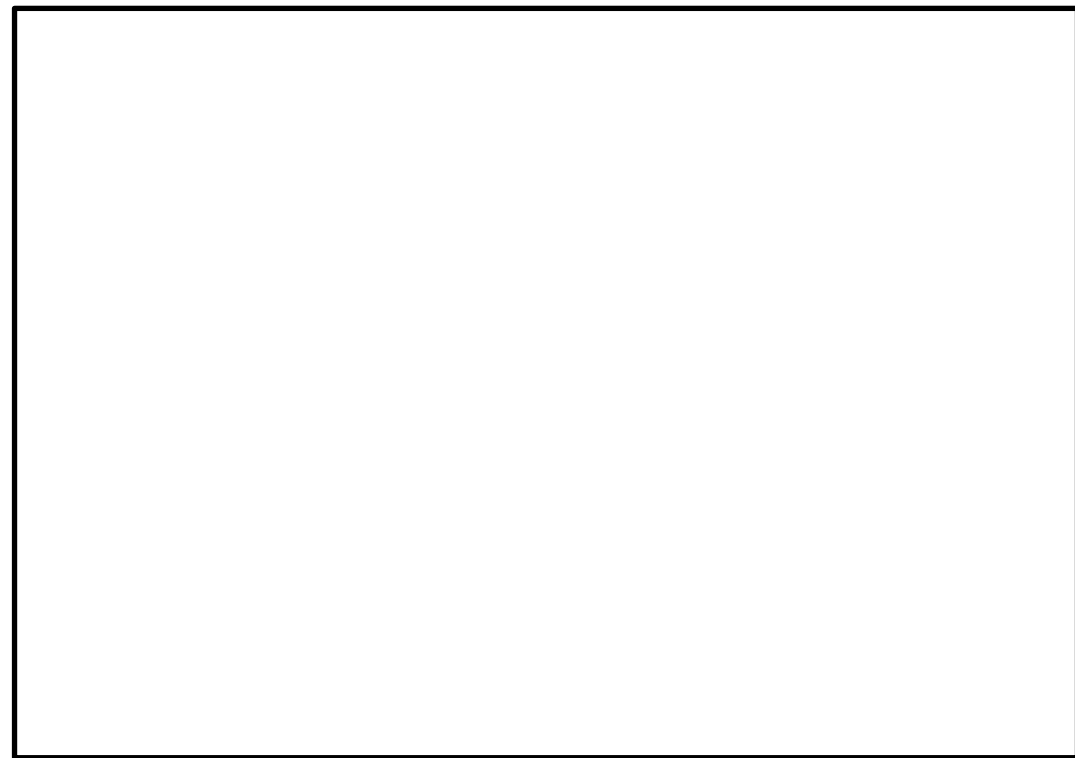


図50-4-2 格納容器圧力逃がし装置主配管ルート図
(6号炉原子炉建屋地上4階)

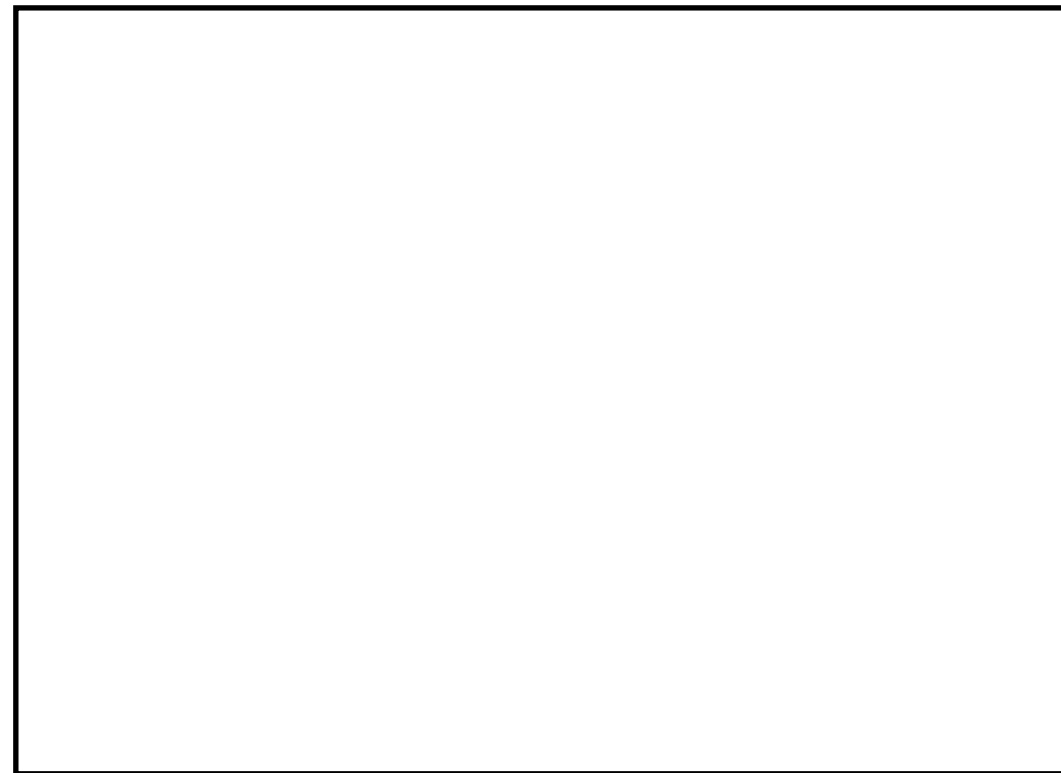


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物地下1階)

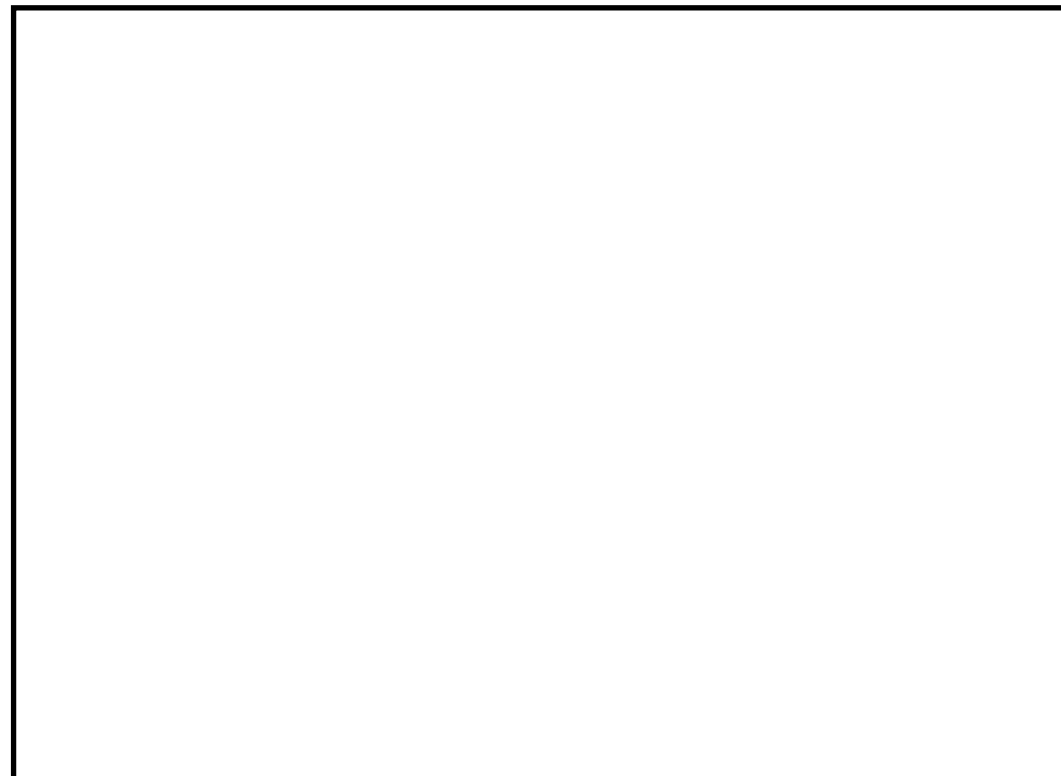


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物2階)

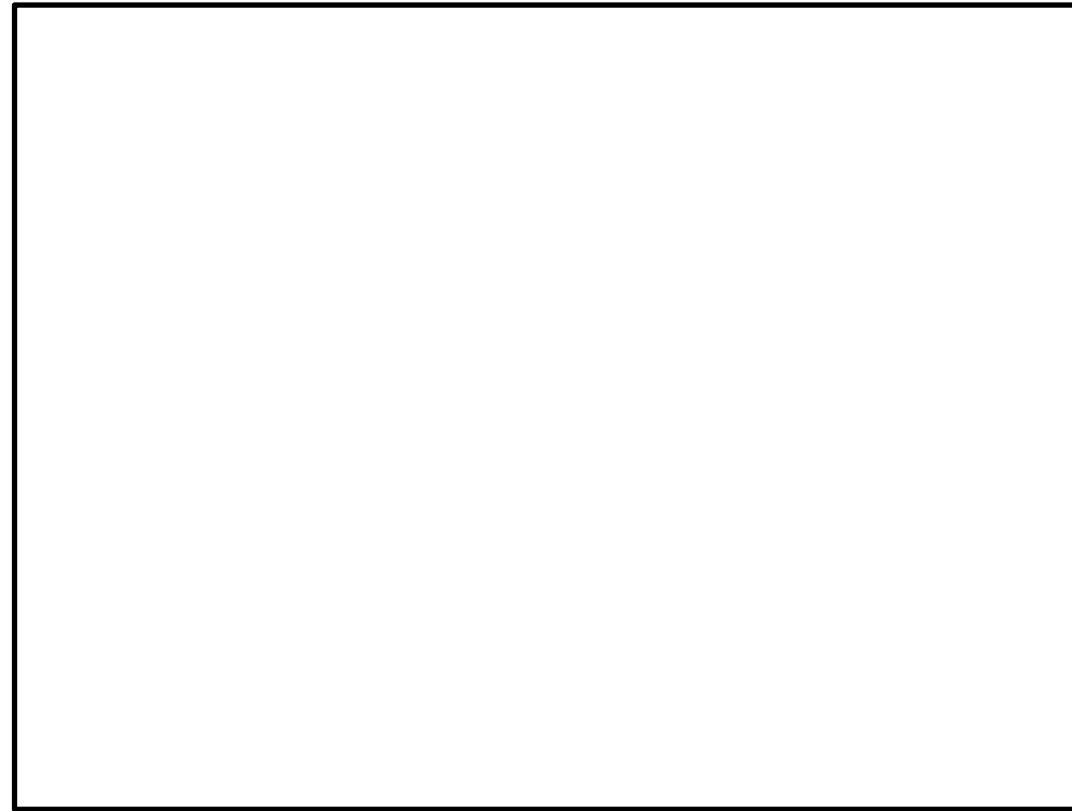


図50-4-3 主配管ルート図 (6号炉屋外)

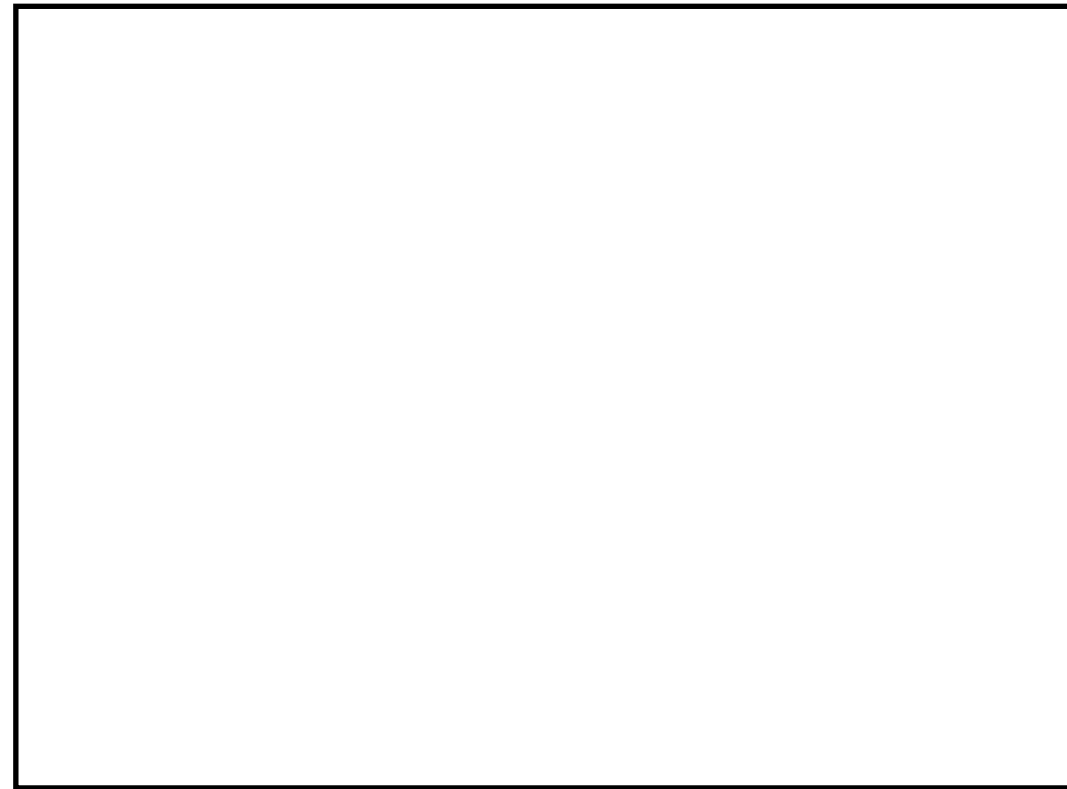


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

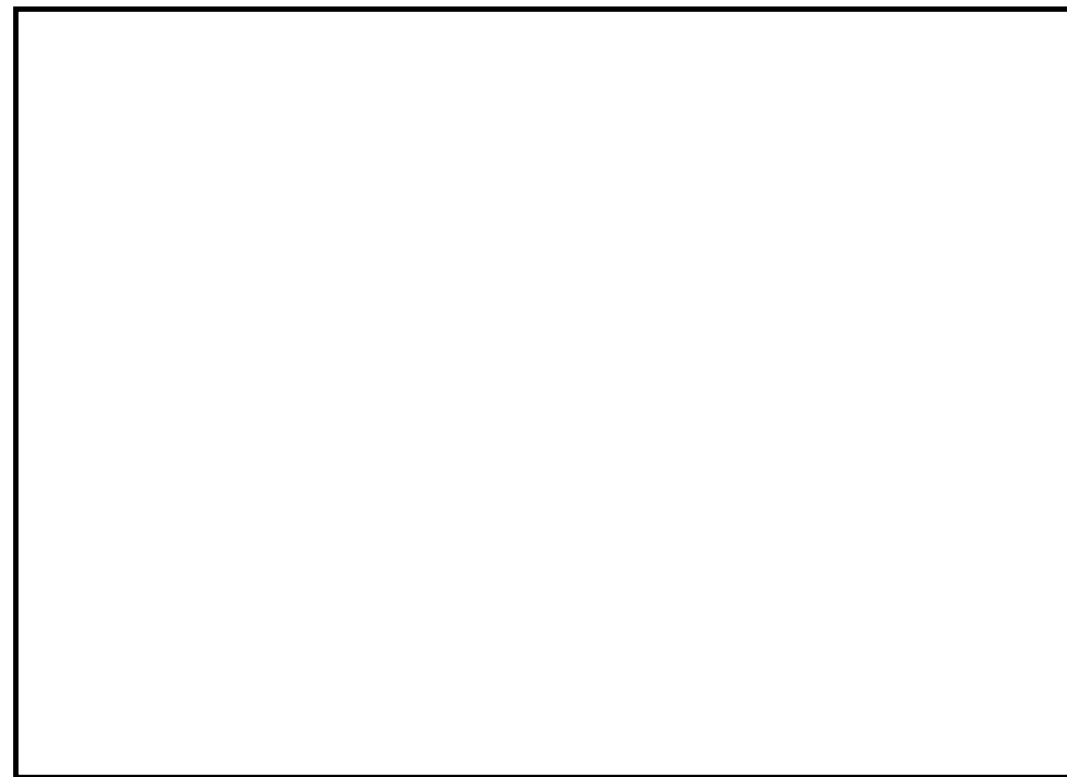


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

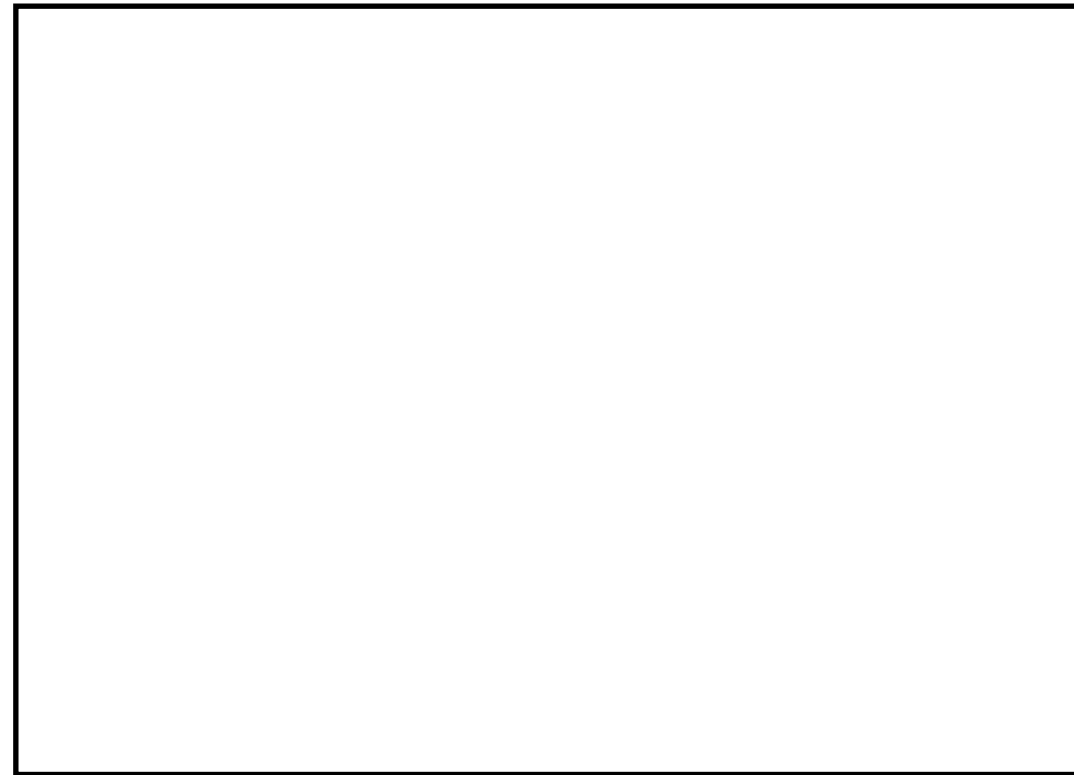


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

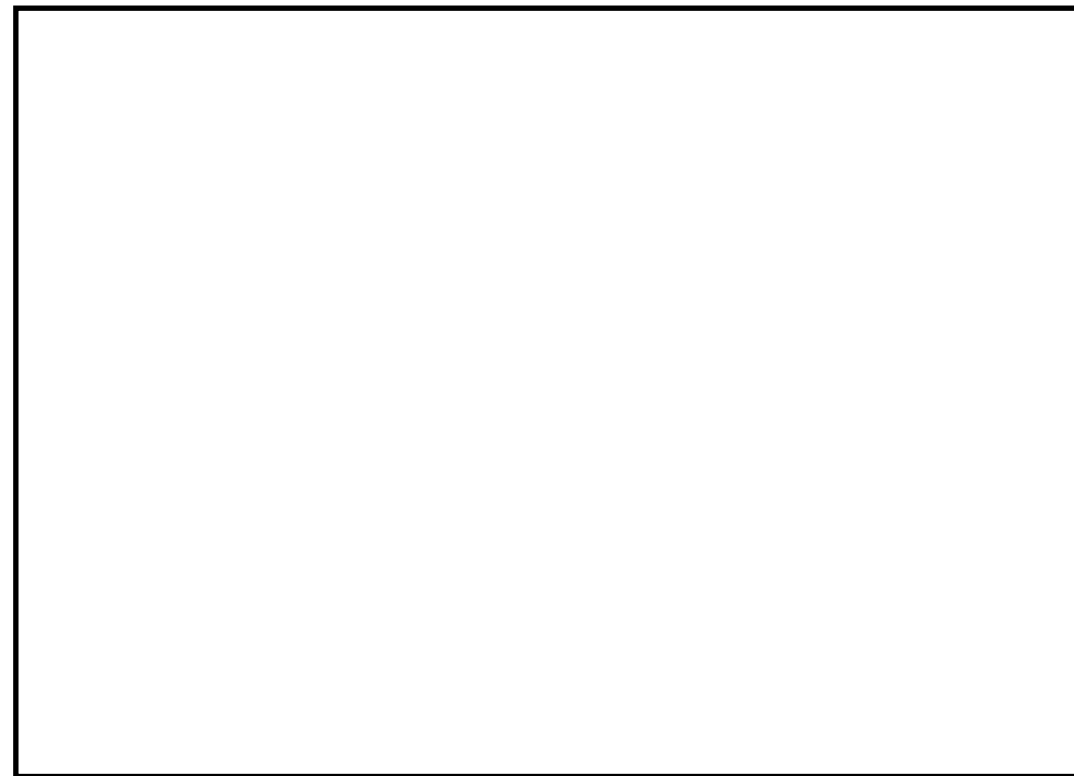


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物地下1階)

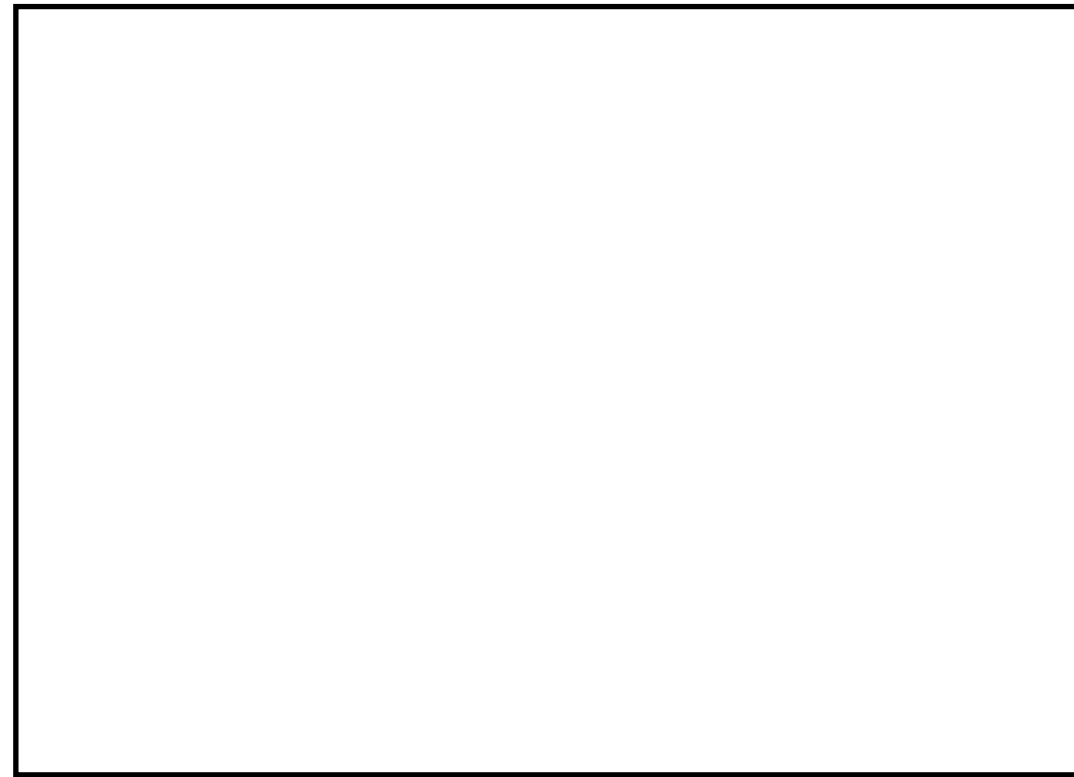


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (第1ベントフィルタ格納槽内)

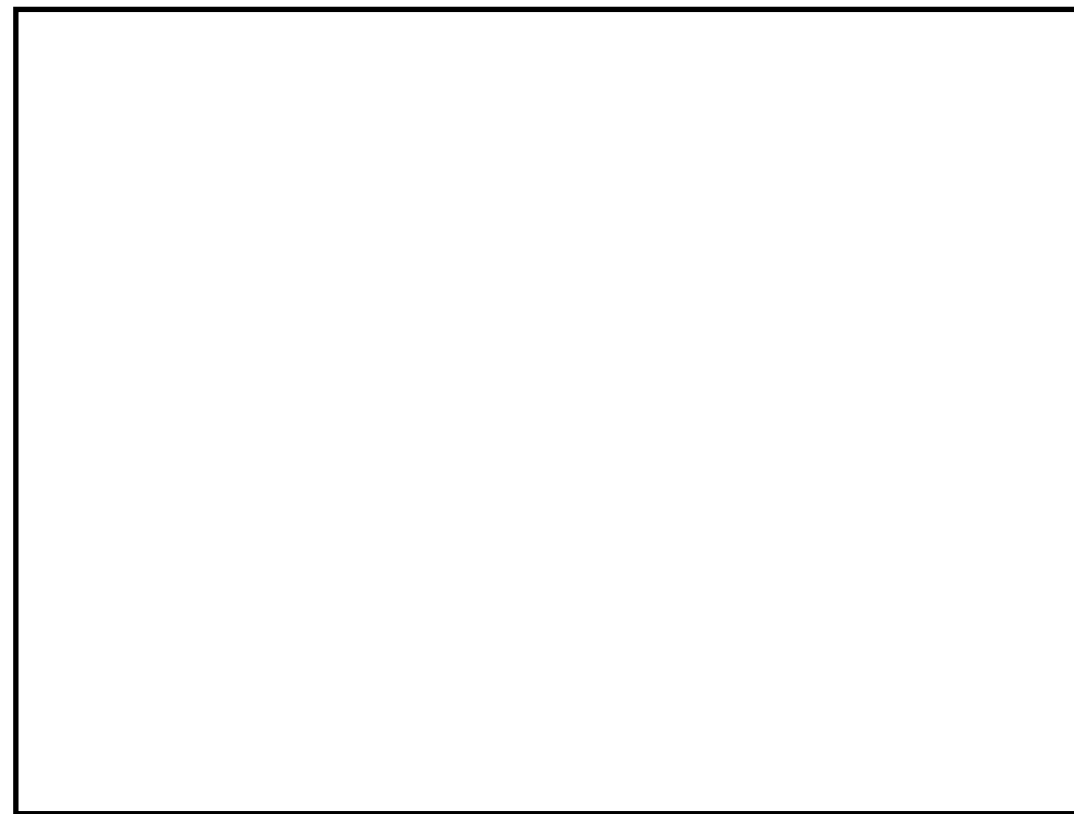


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (第1ベントフィルタ格納槽～屋外)

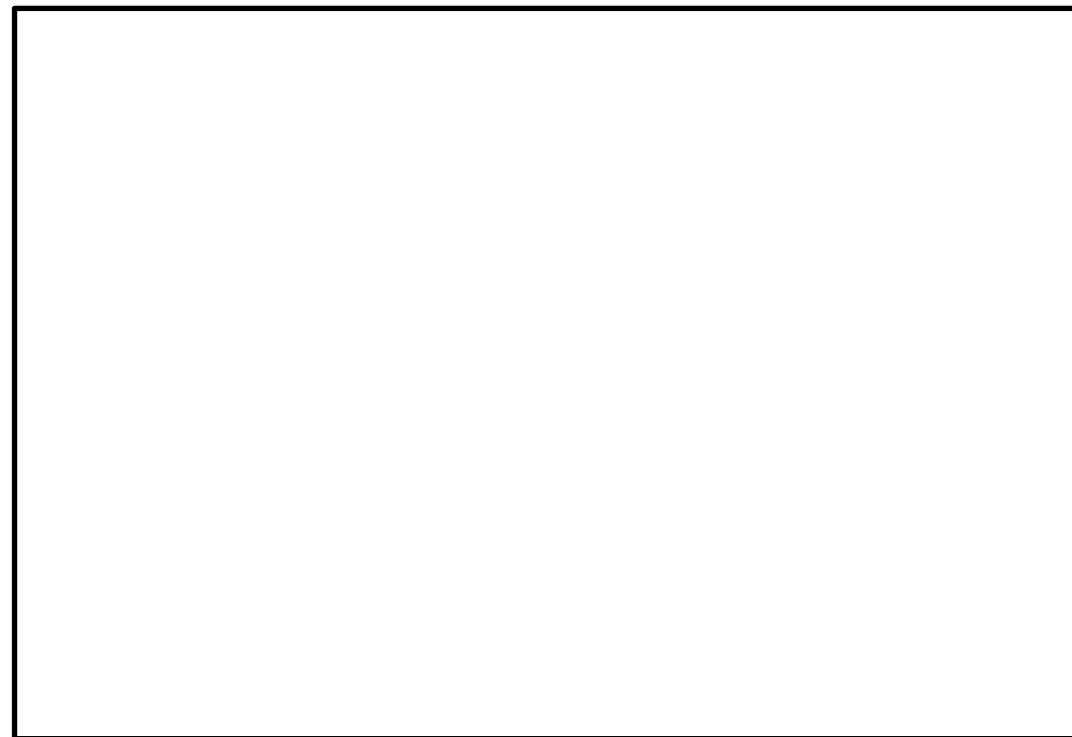


図50-4-4 主配管ルート図 (7号炉原子炉建屋地上3階)

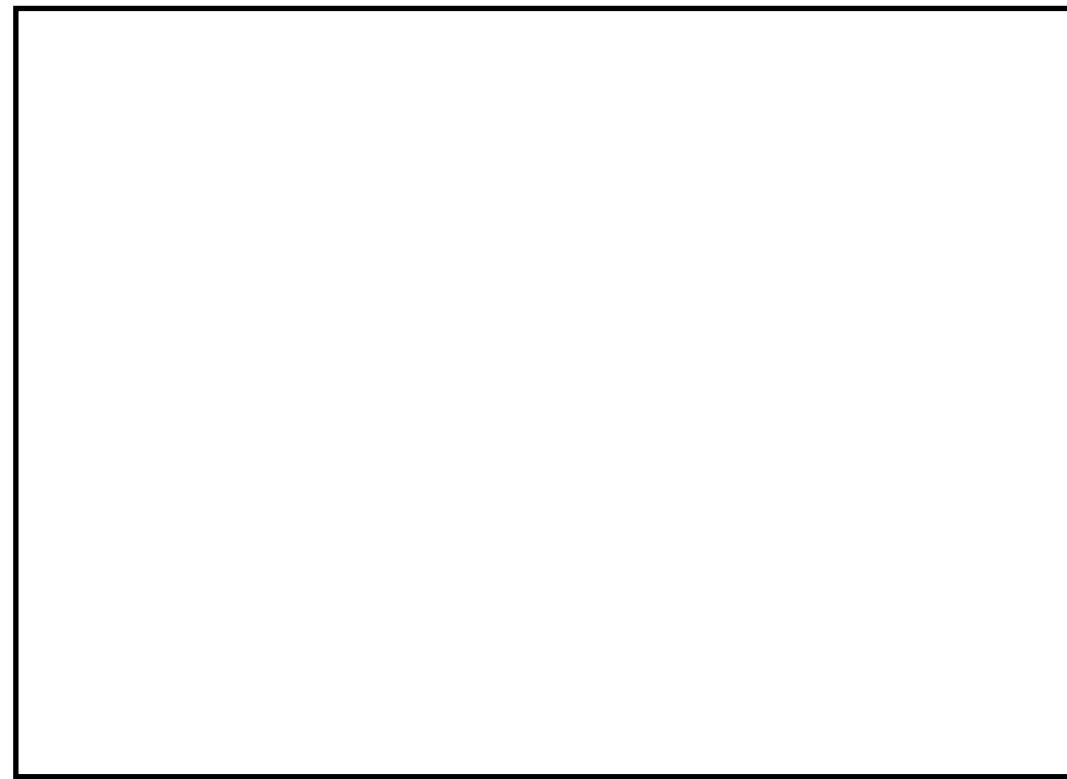


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物頂部付近)



図50-4-5 主配管ルート図 (7号炉原子炉建屋地上4階)

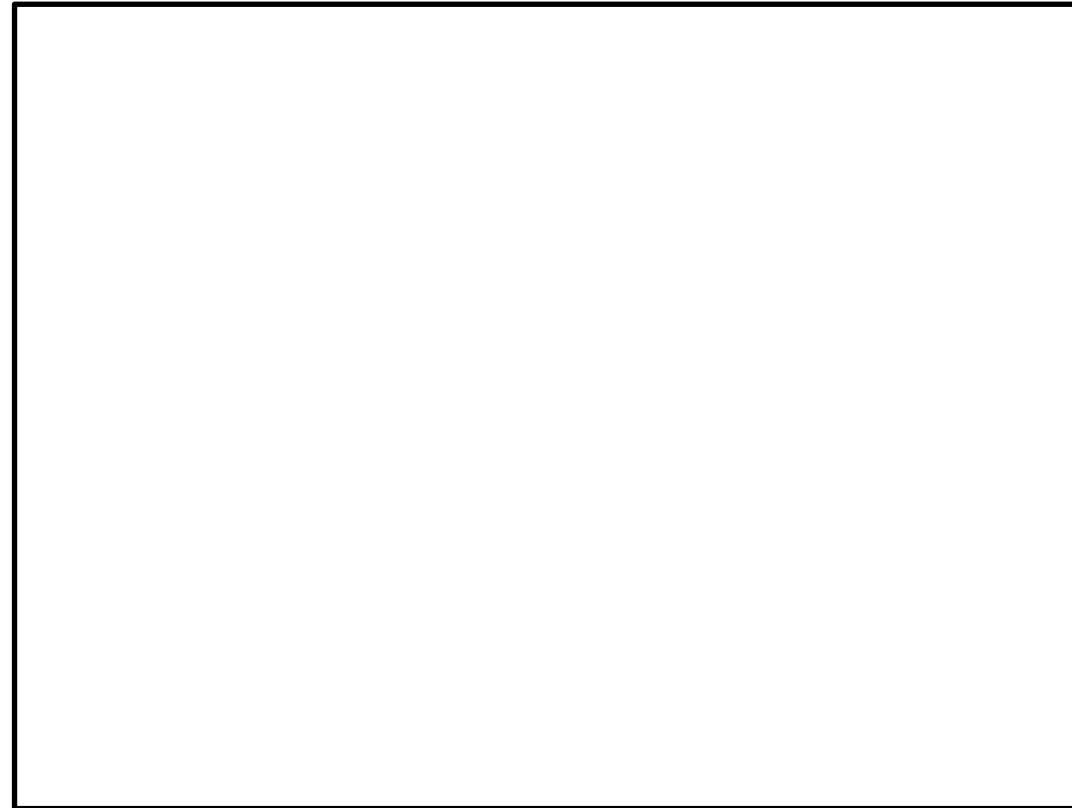


図50-4-6 主配管ルート図 (7号炉屋外)

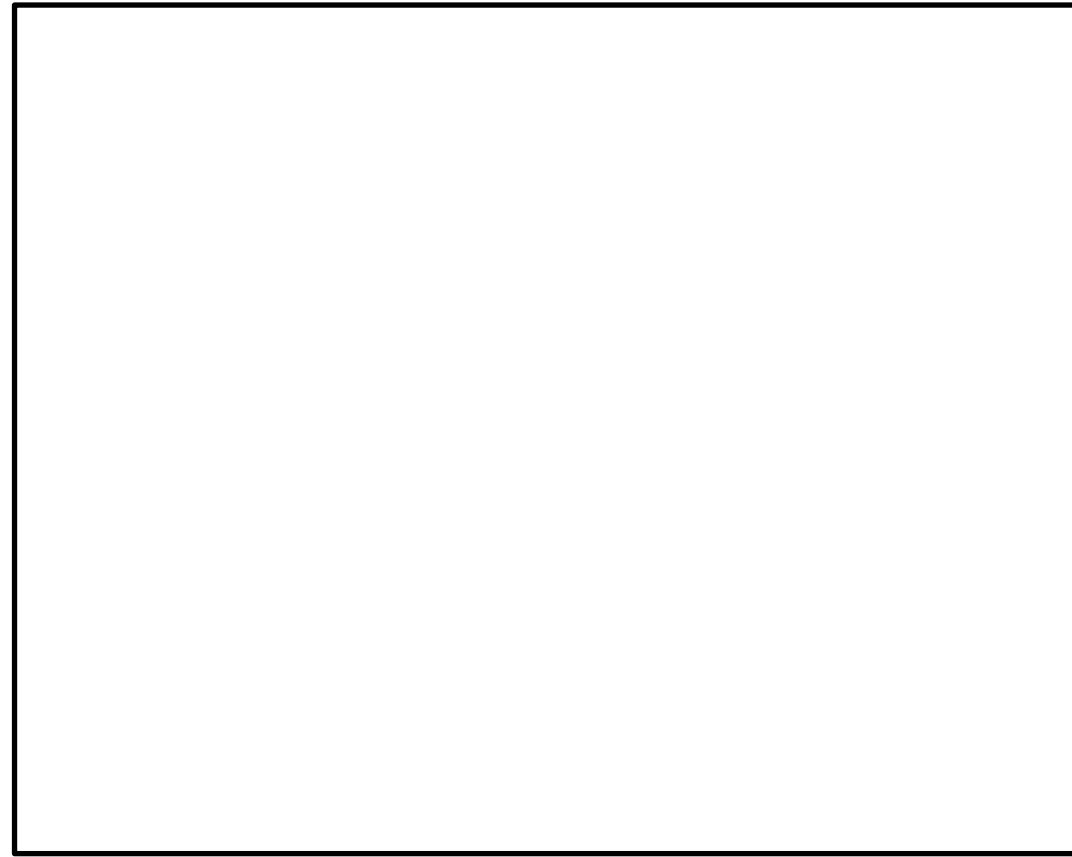


図50-4-7 主配管鳥瞰図 (6号炉)

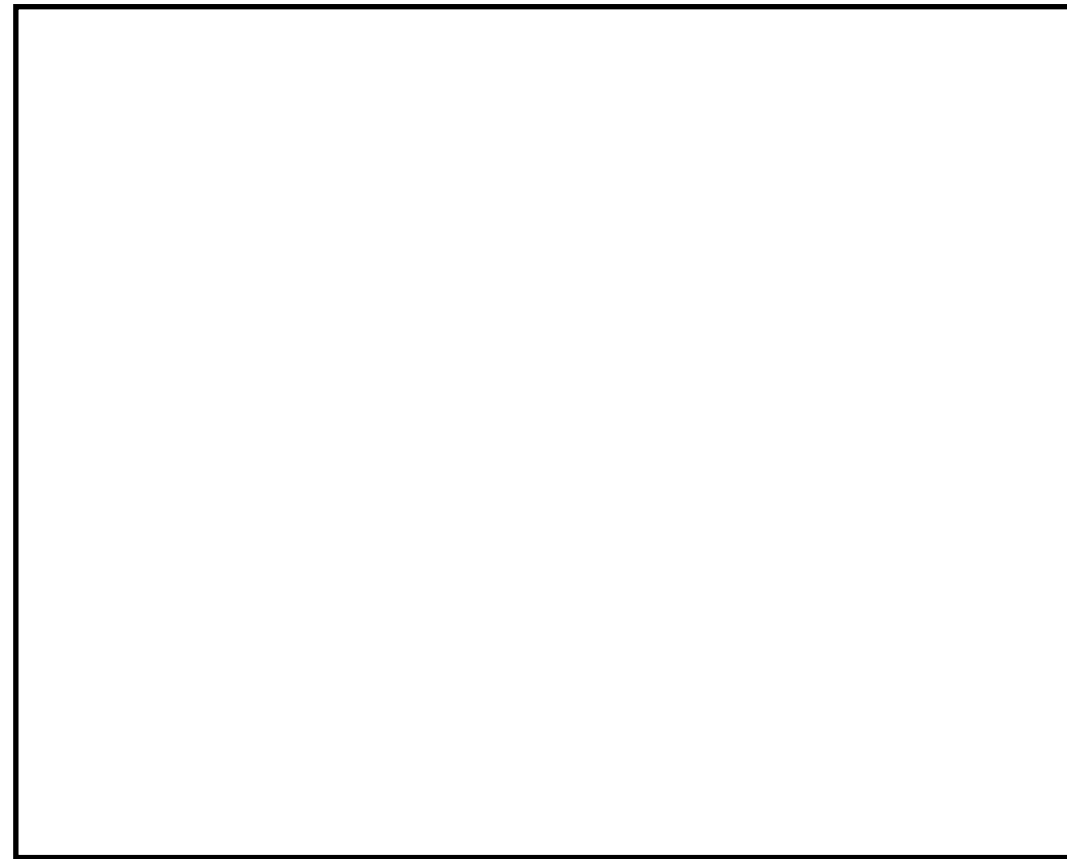


図 11 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

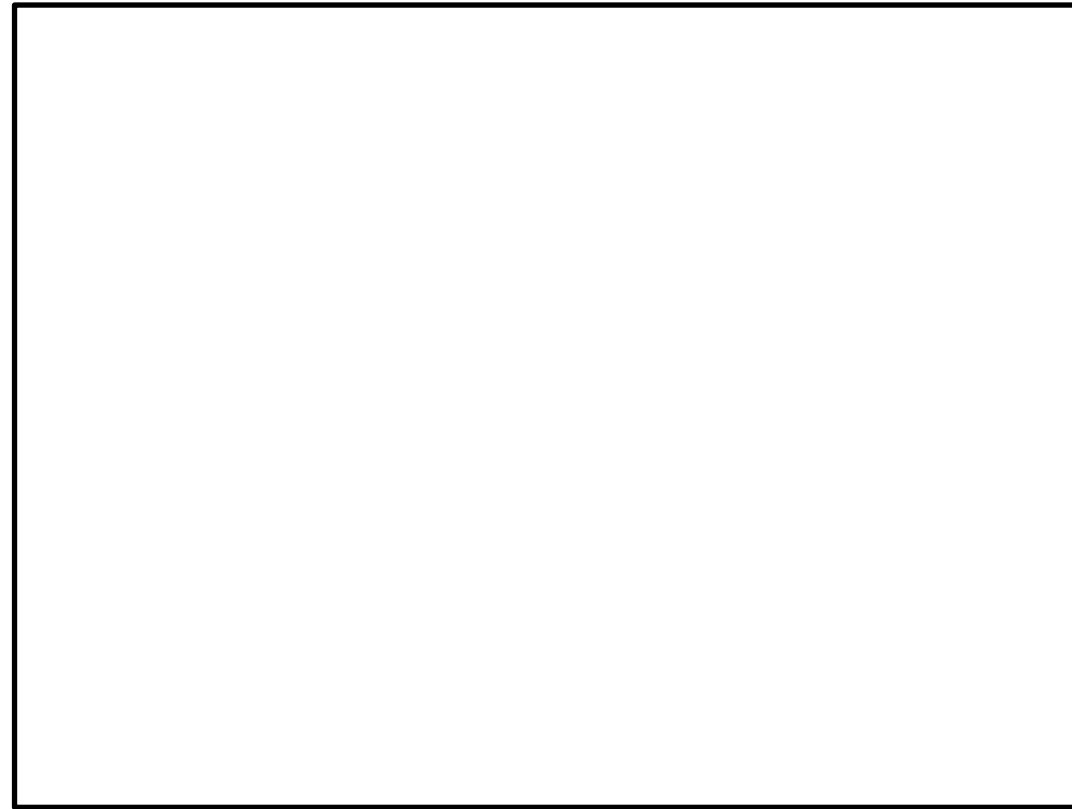


図50-4-8 主配管鳥瞰図 (7号炉)

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

設計基準対象施設
 重大事故等対処設備

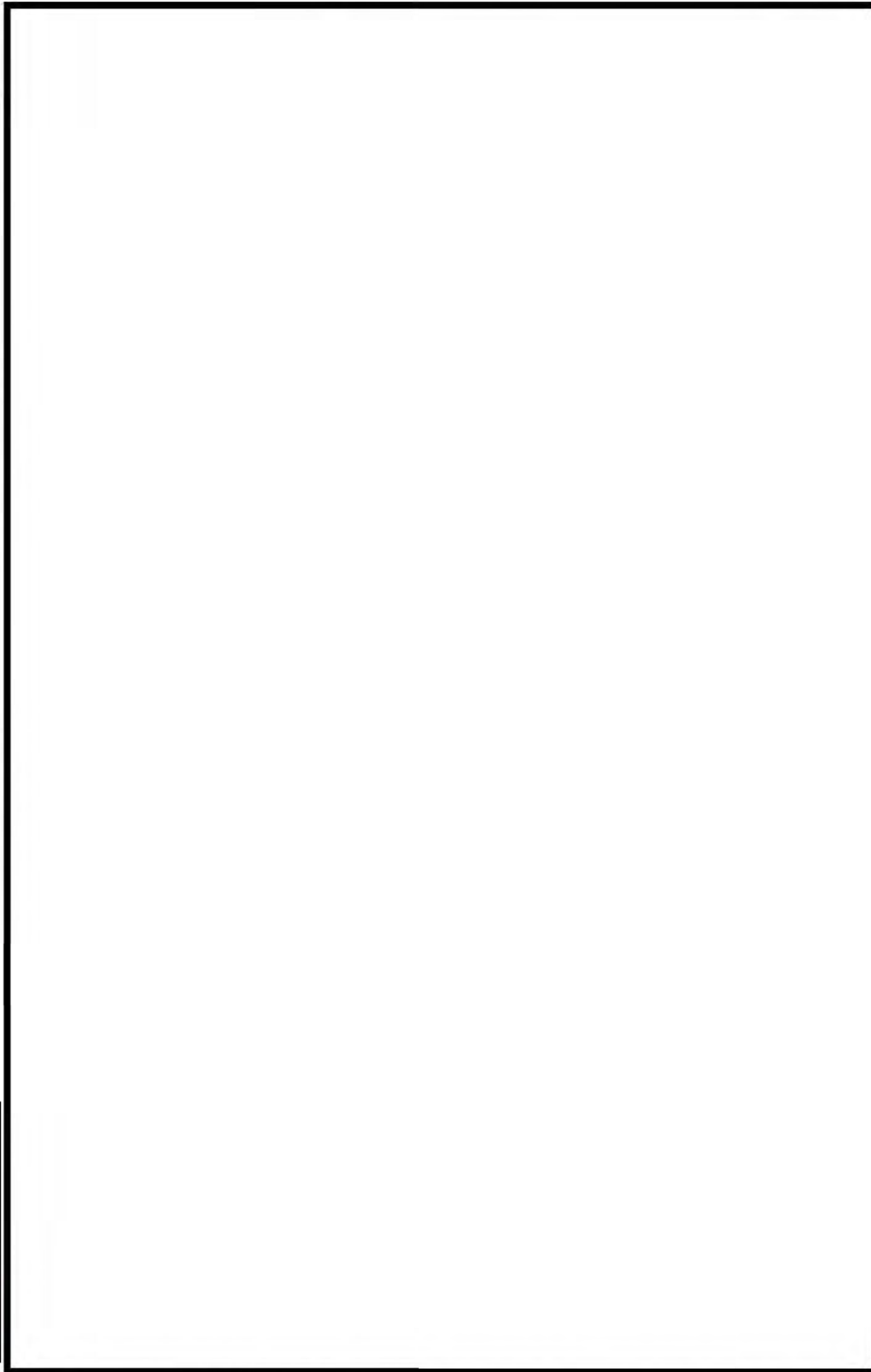


図50-4-9 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 1/5

★ 弁設置位置
 遠隔手動弁操作機構

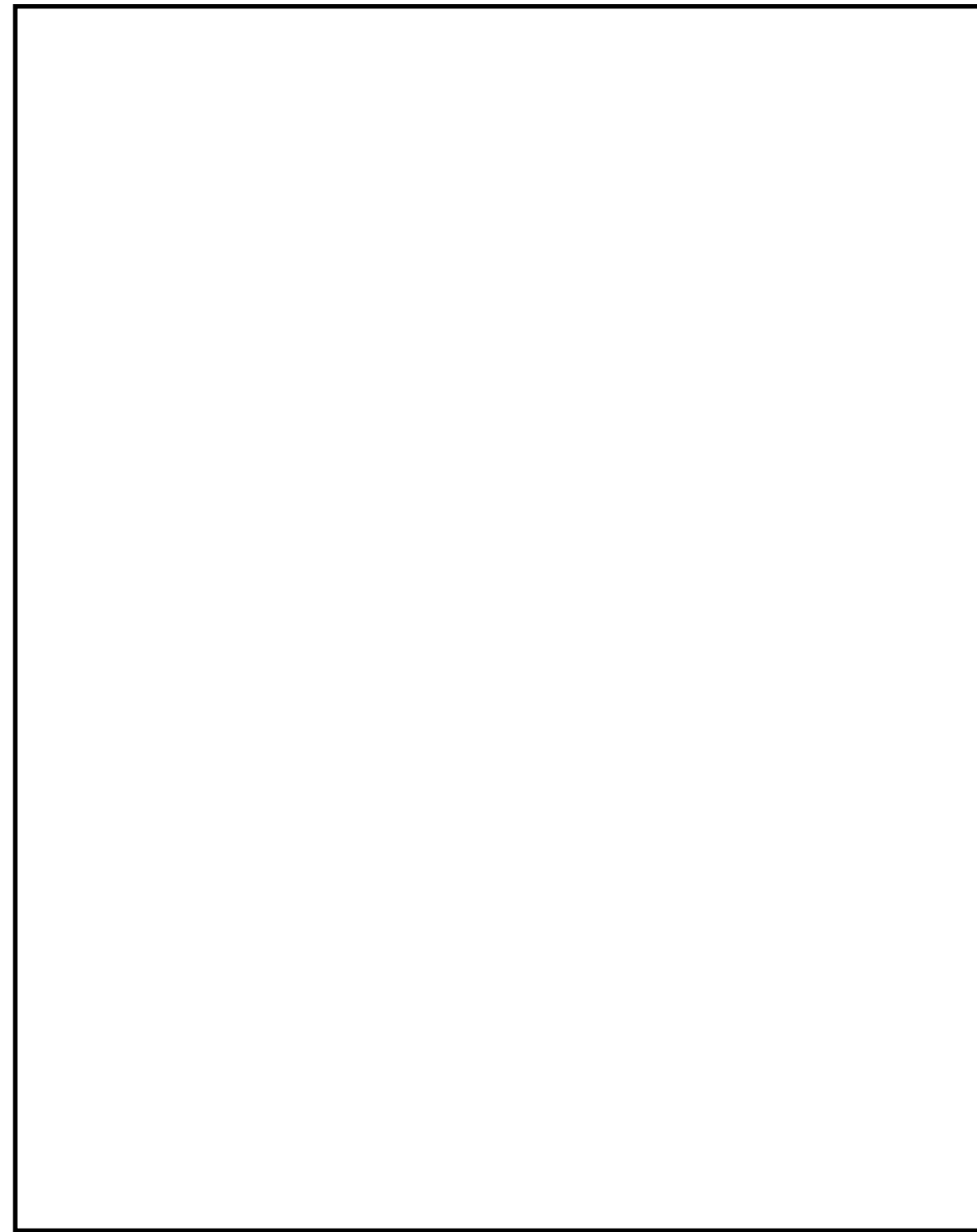


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図 (原子炉建物地下1階)

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

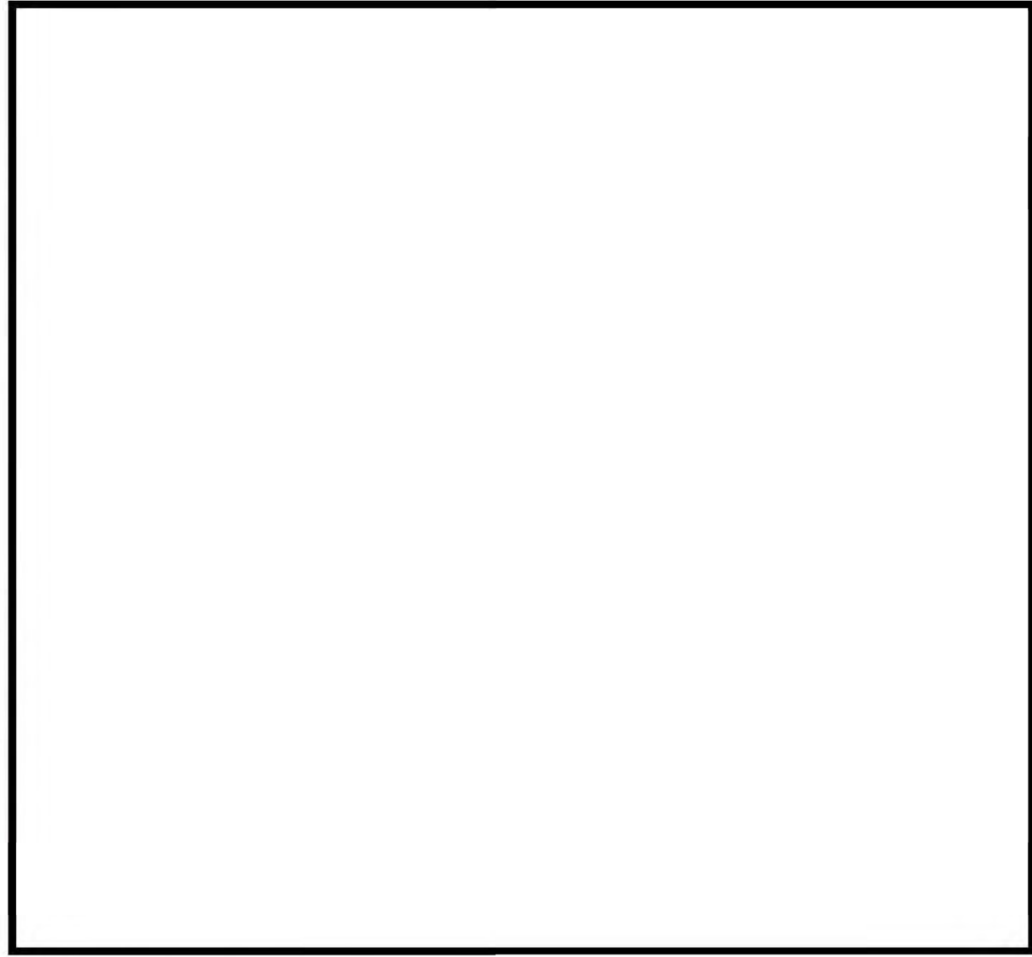


図50-4-10 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 2/5

- 弁遠隔操作位置
- 遠隔手動弁操作機構

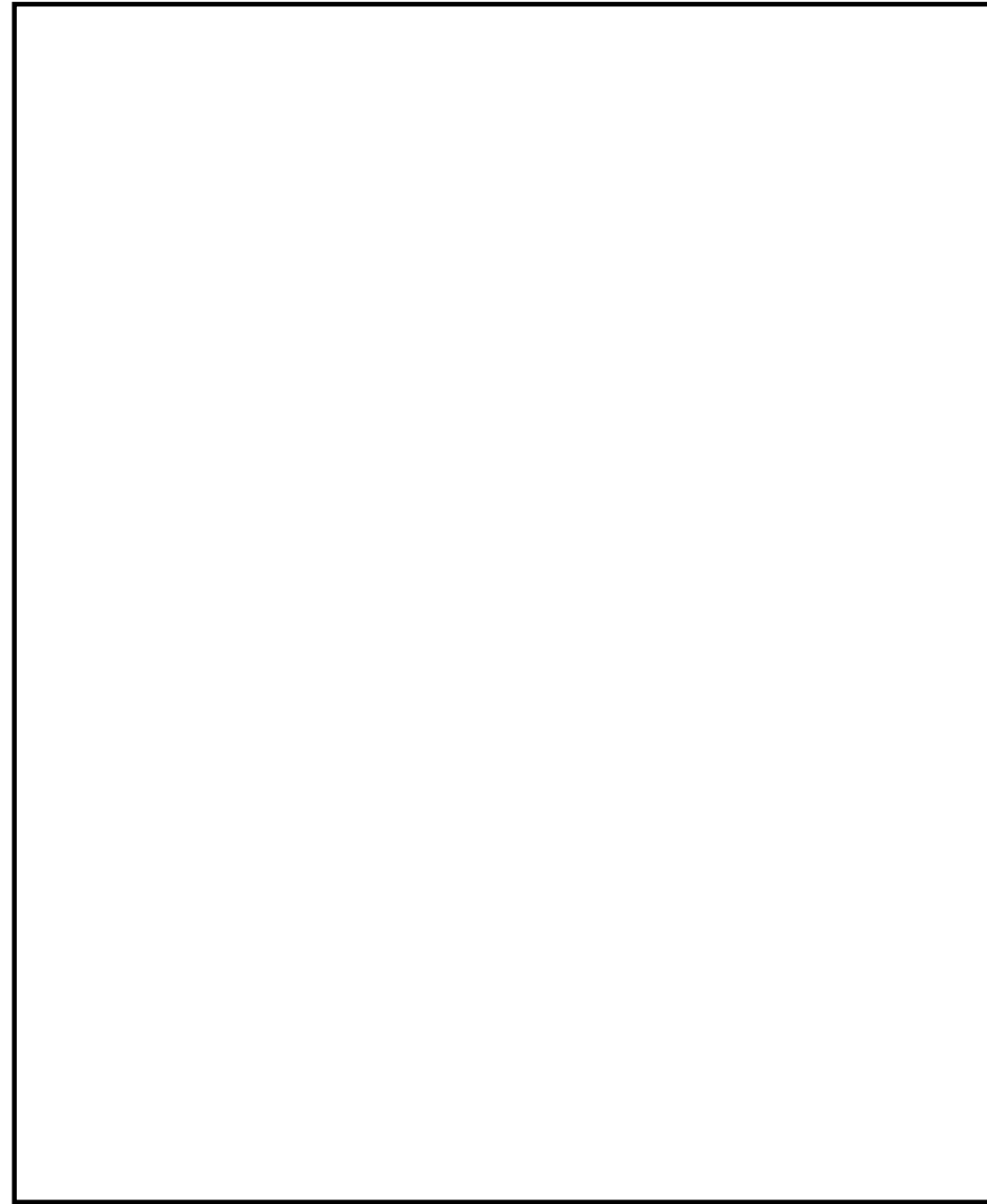


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図 (原子炉建物 1 階)

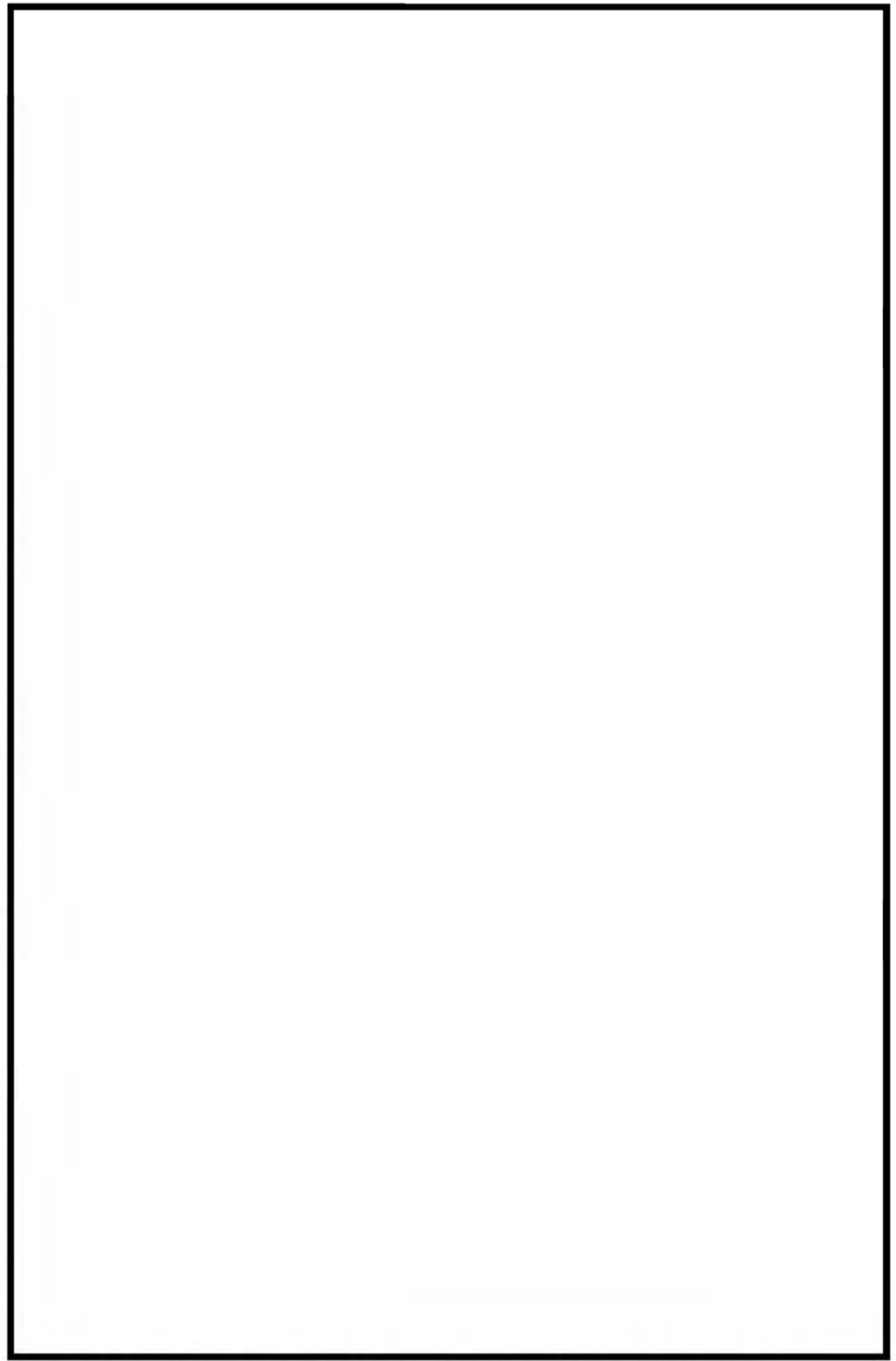


図50-4-11 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 3/5

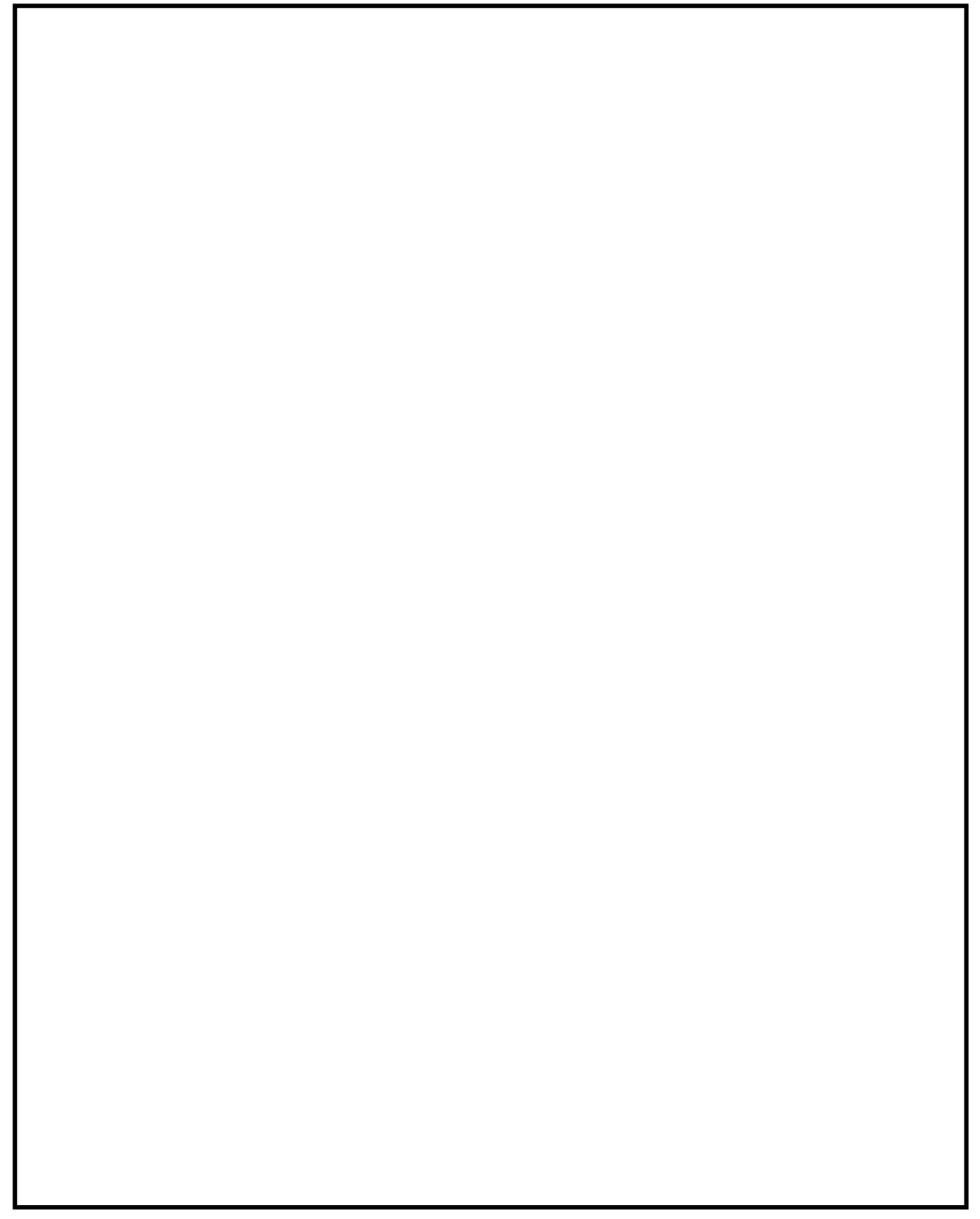
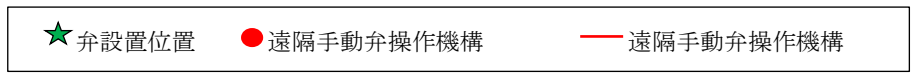


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図 (原子炉建物 2 階)

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

設計基準対象施設
 重大事故等対処設備

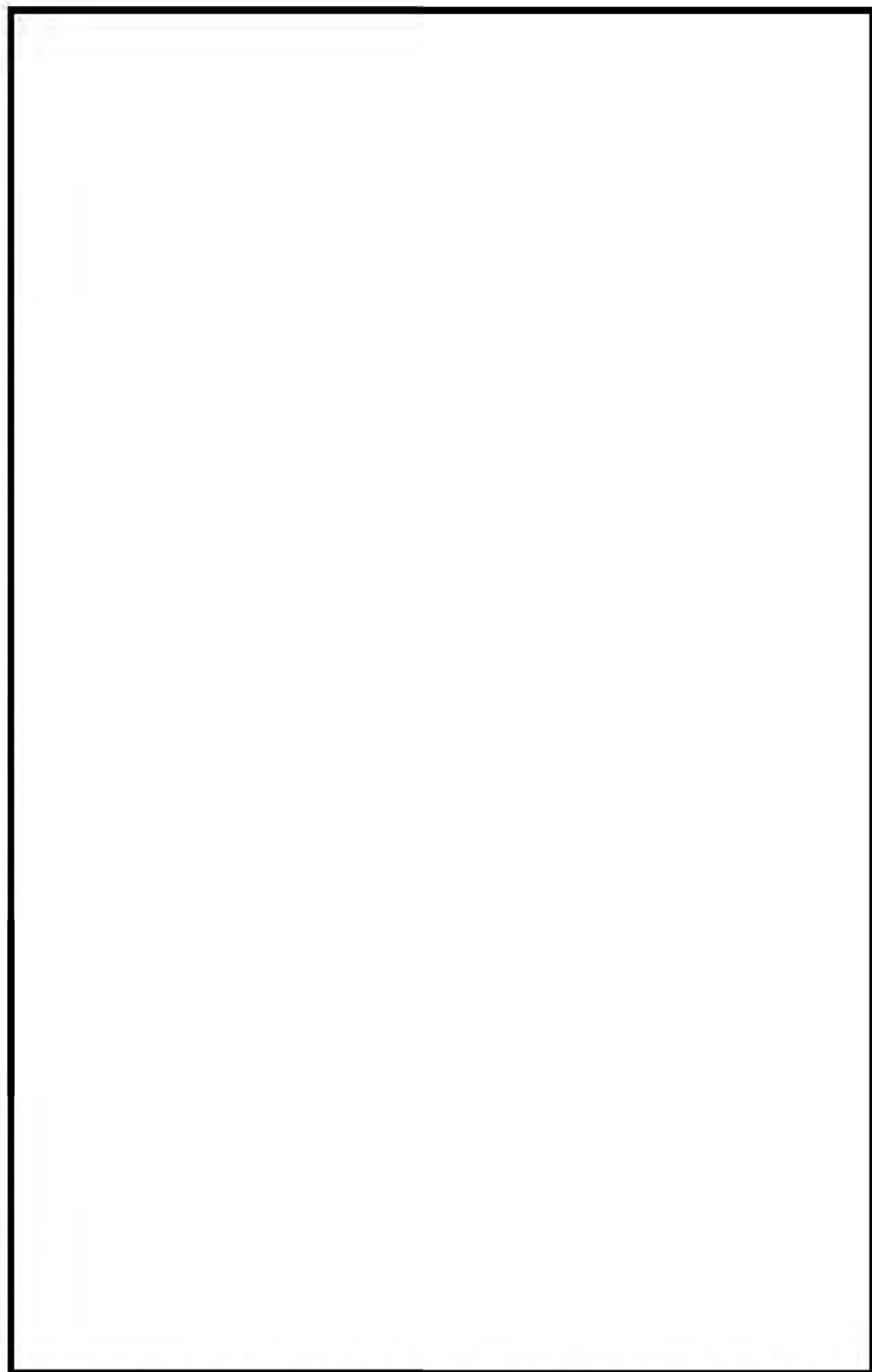


図50-4-12 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 4/5

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構

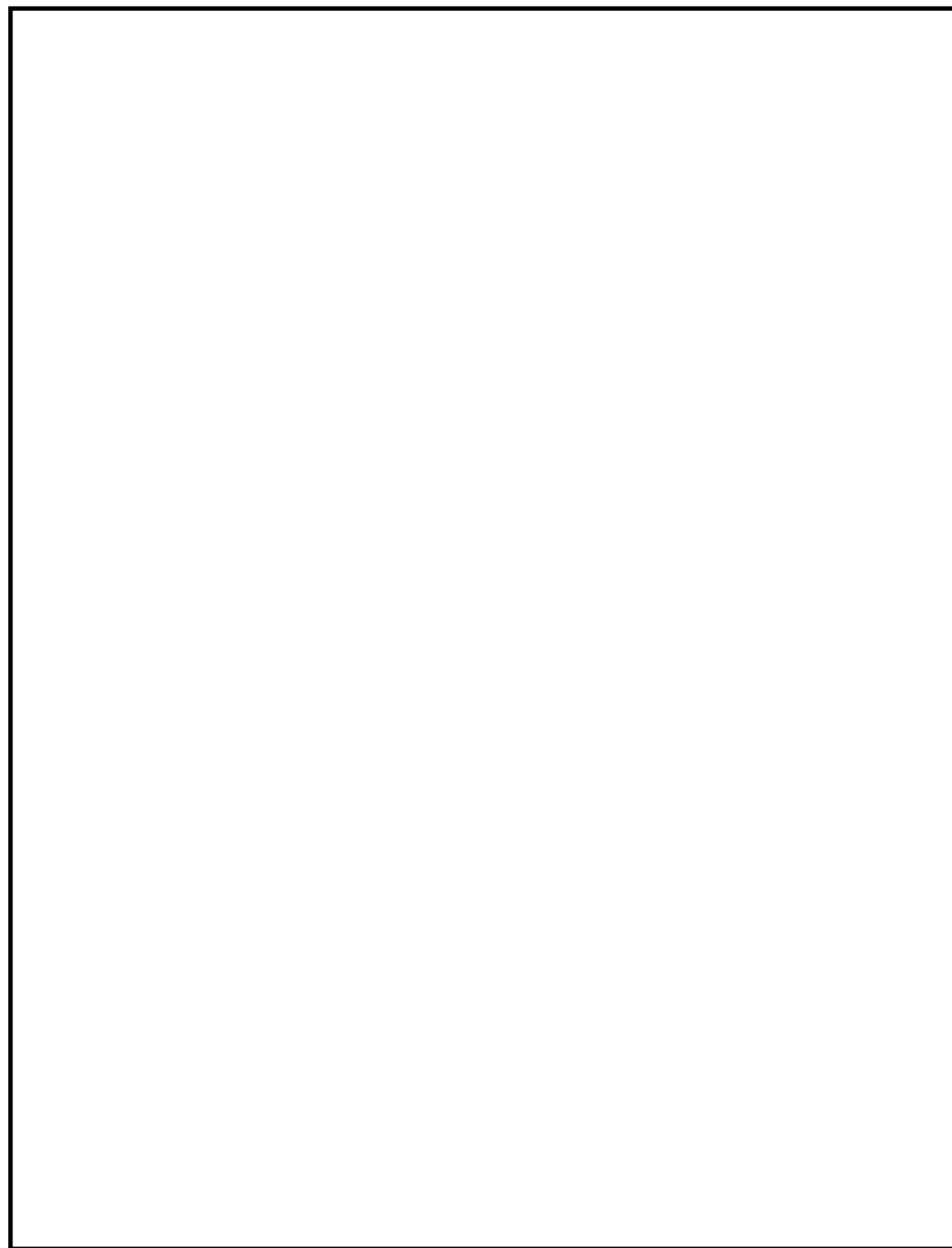


図 15 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図 (原子炉建物3階)

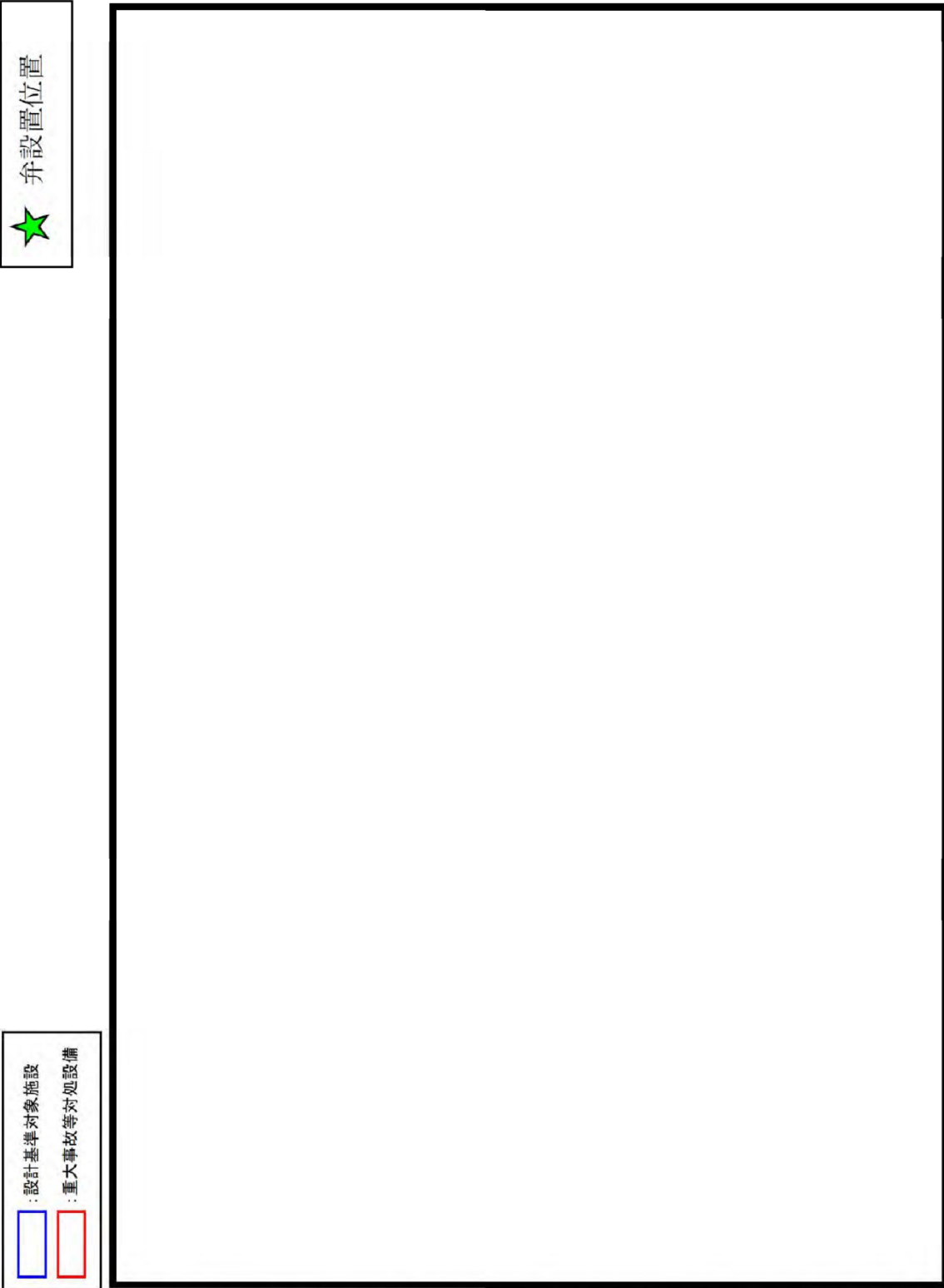


図50-4-13 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 5/5

★ 弁設置位置

設計基準対象施設
重大事故等対応設備

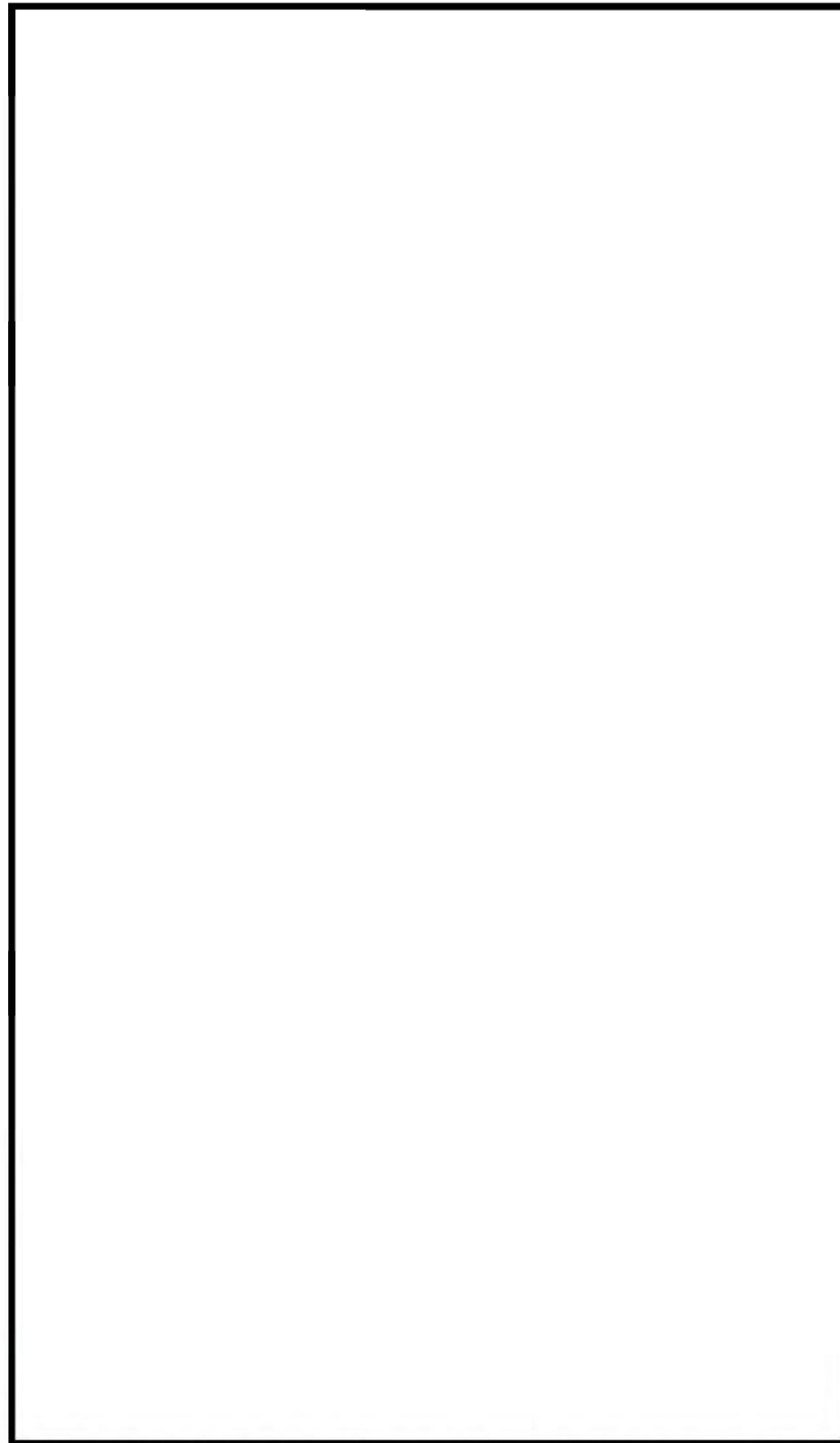


図50-4-14 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 1/5

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

- : 設計基準対象施設
- : 重大事故等対処設備



図50-4-15 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 2/5

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

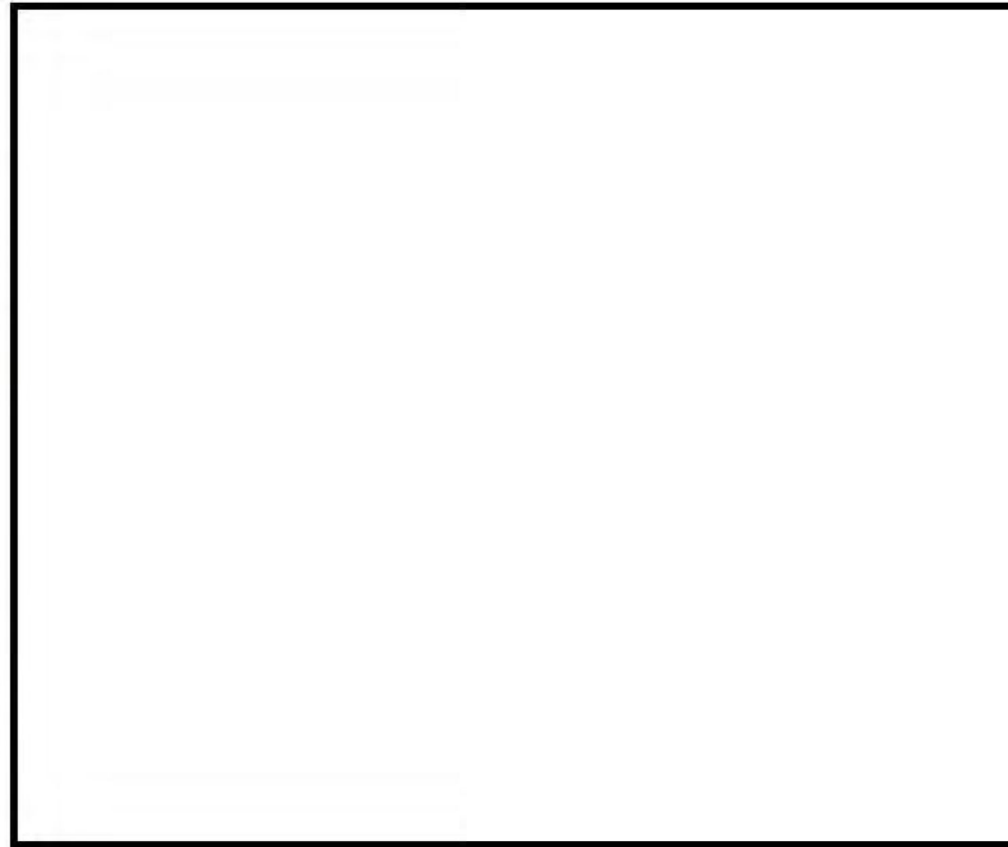


図50-4-16 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 3/5

☆ 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

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対応設備

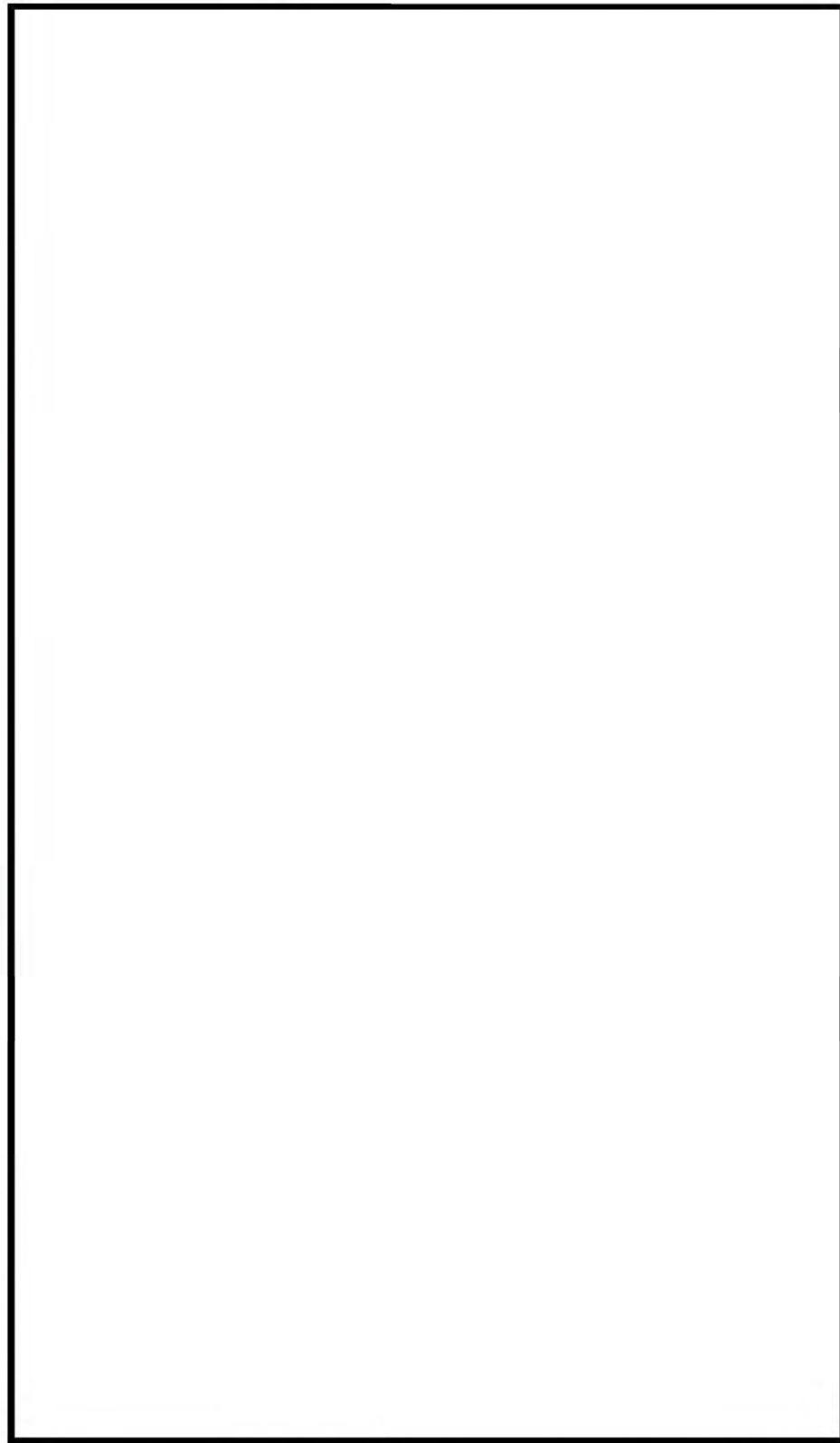


図50-4-17 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 4/5

★ 弁設置位置

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対応設備

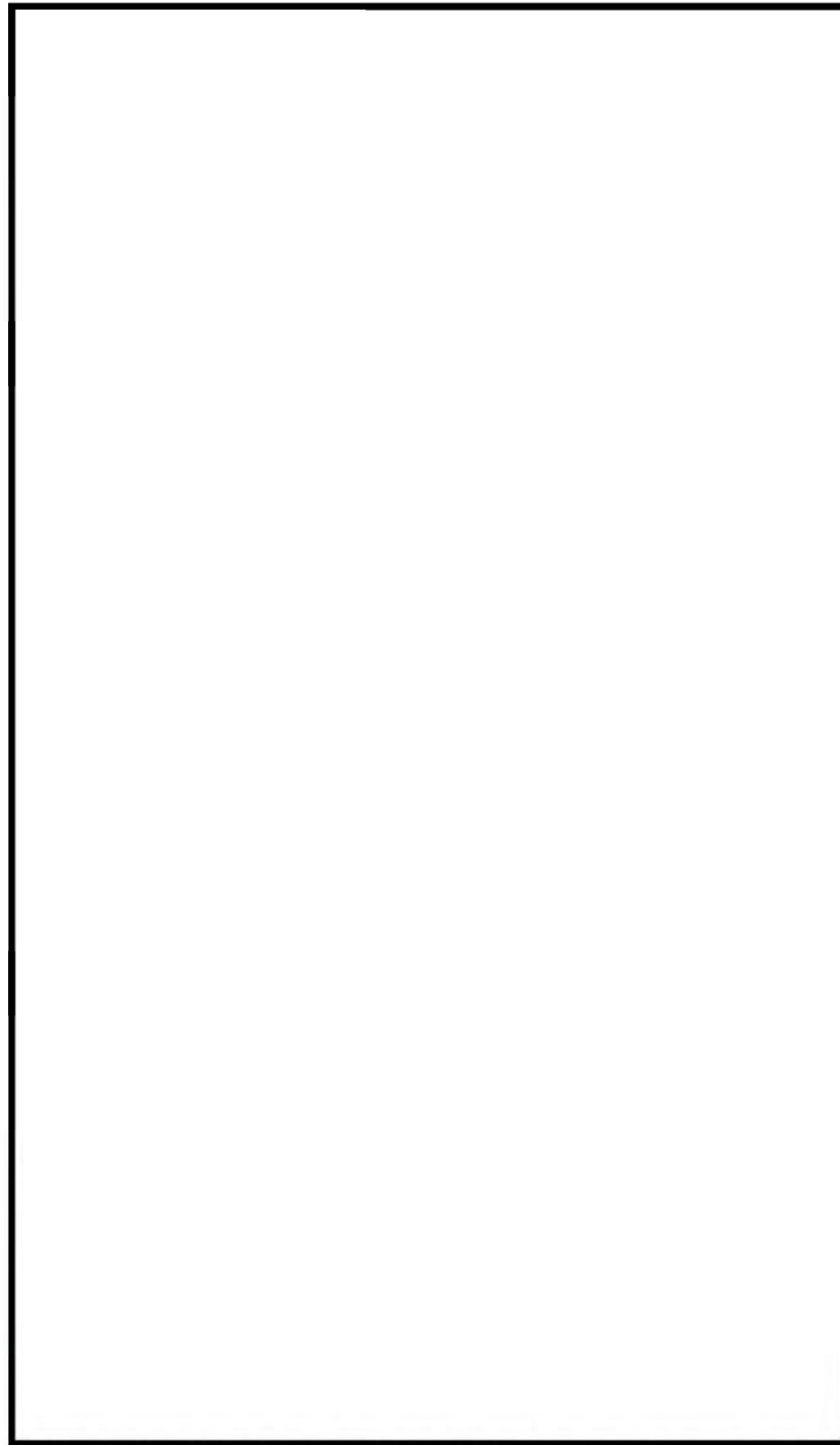


図50-4-18 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 5/5

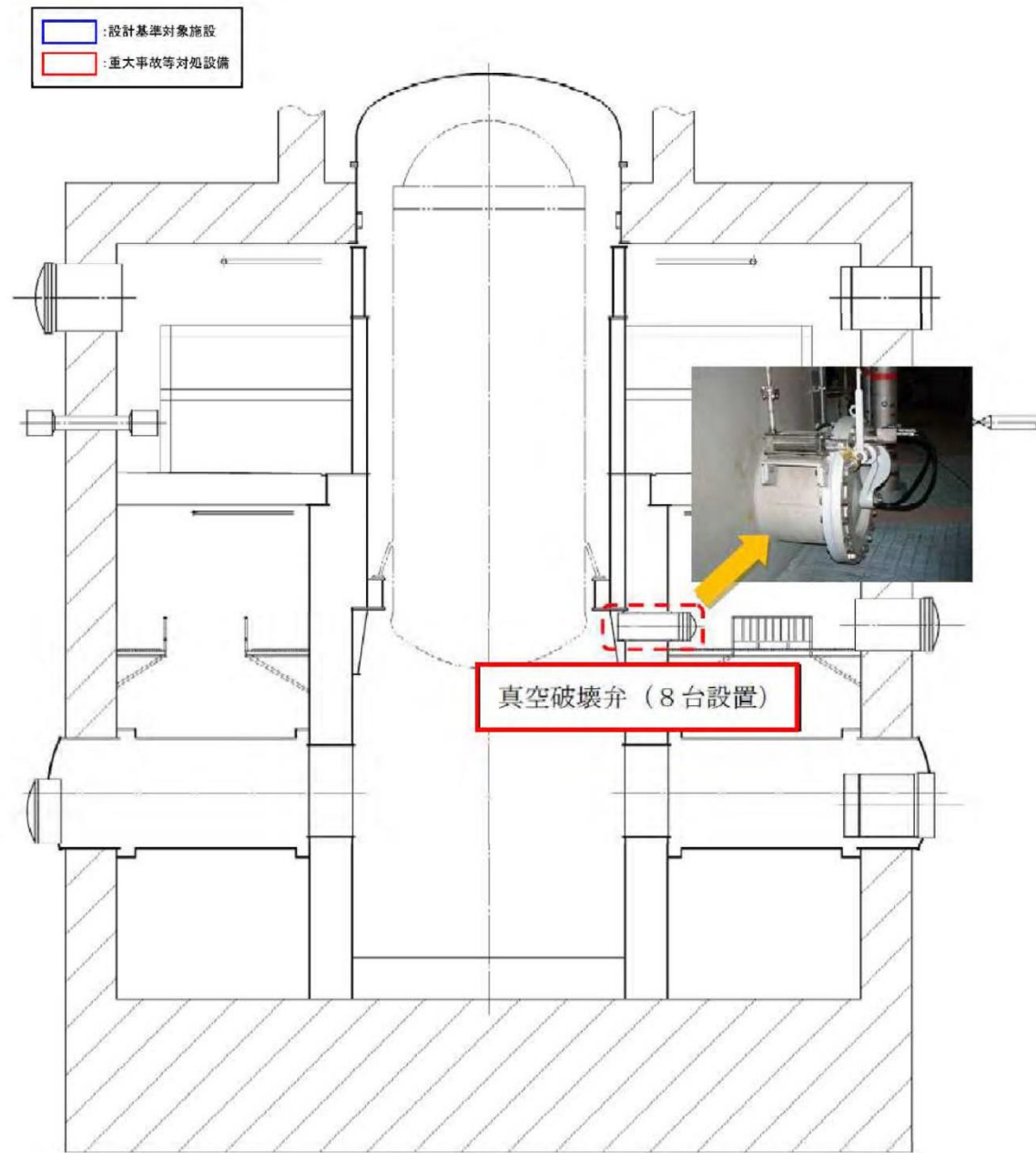


図50-4-19 6/7号炉 真空破壊弁 設置位置図

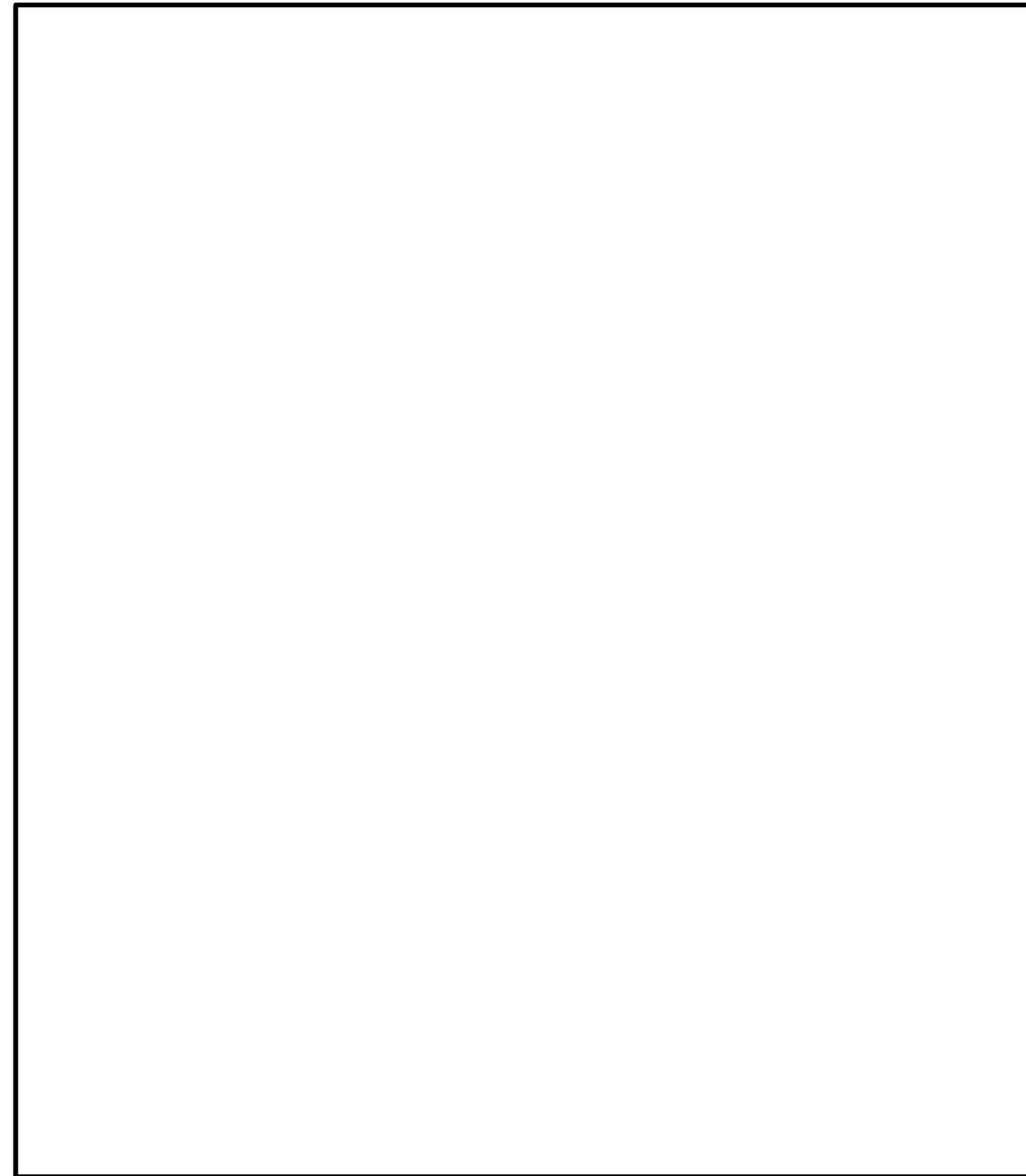


図 16 真空破壊装置設置位置図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

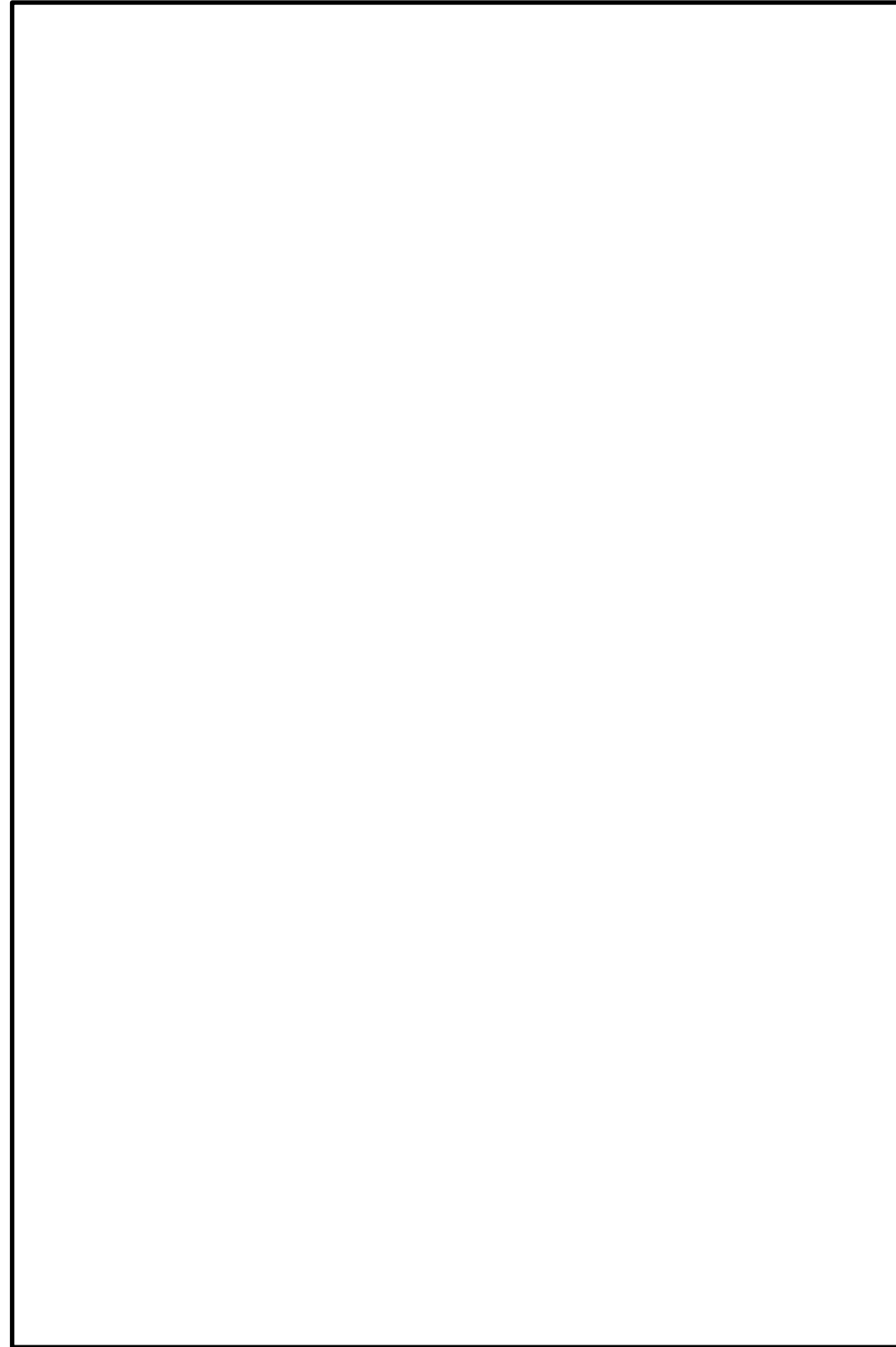


図50-4-20 6/7号炉 中央制御室配置図

島根原子力発電所 2号炉

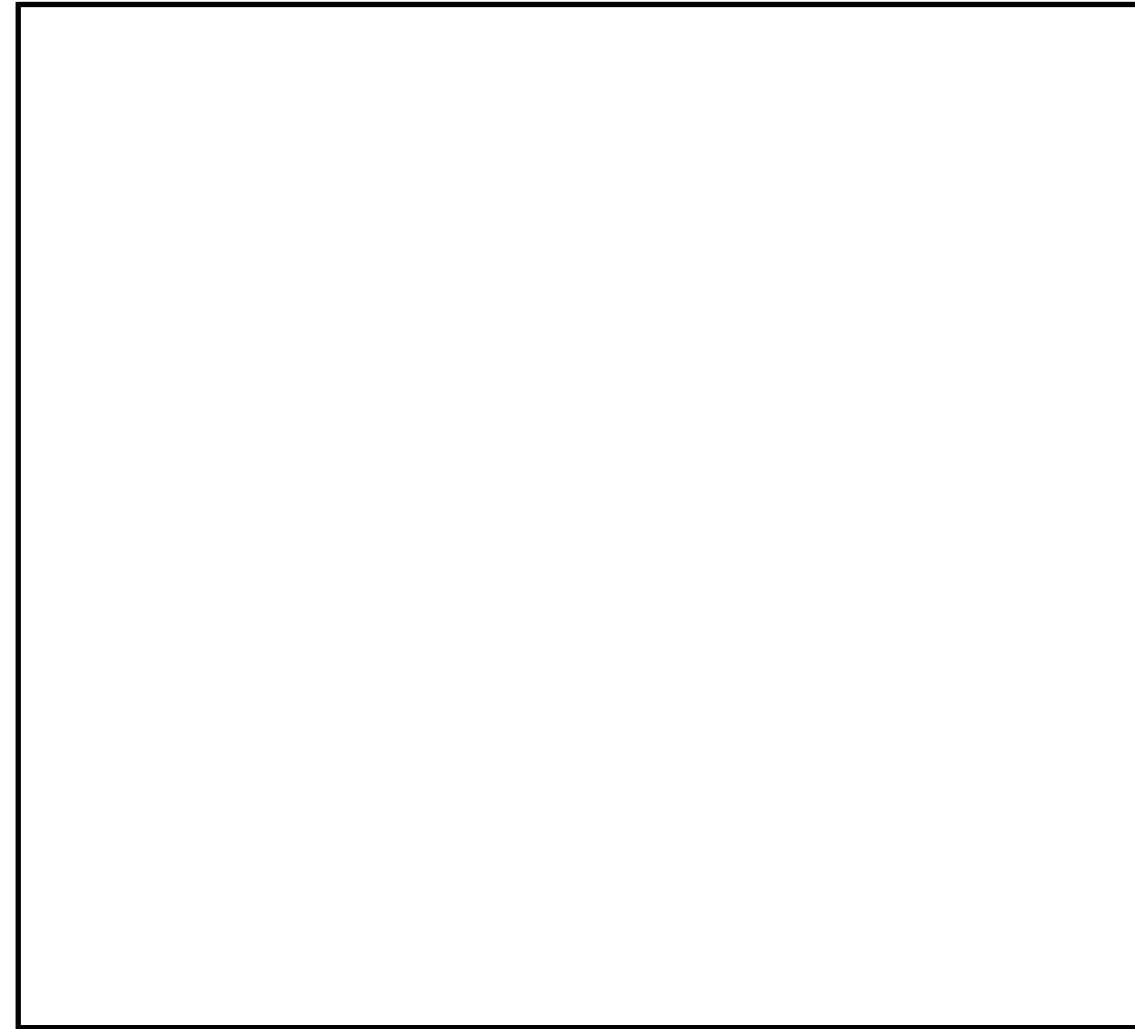


図 17 中央制御室配置図

備考

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="477 1738 943 1766">図50-4-21 6/7号炉 中央制御室配置図</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
50-5 系統図	50-5 系統図	

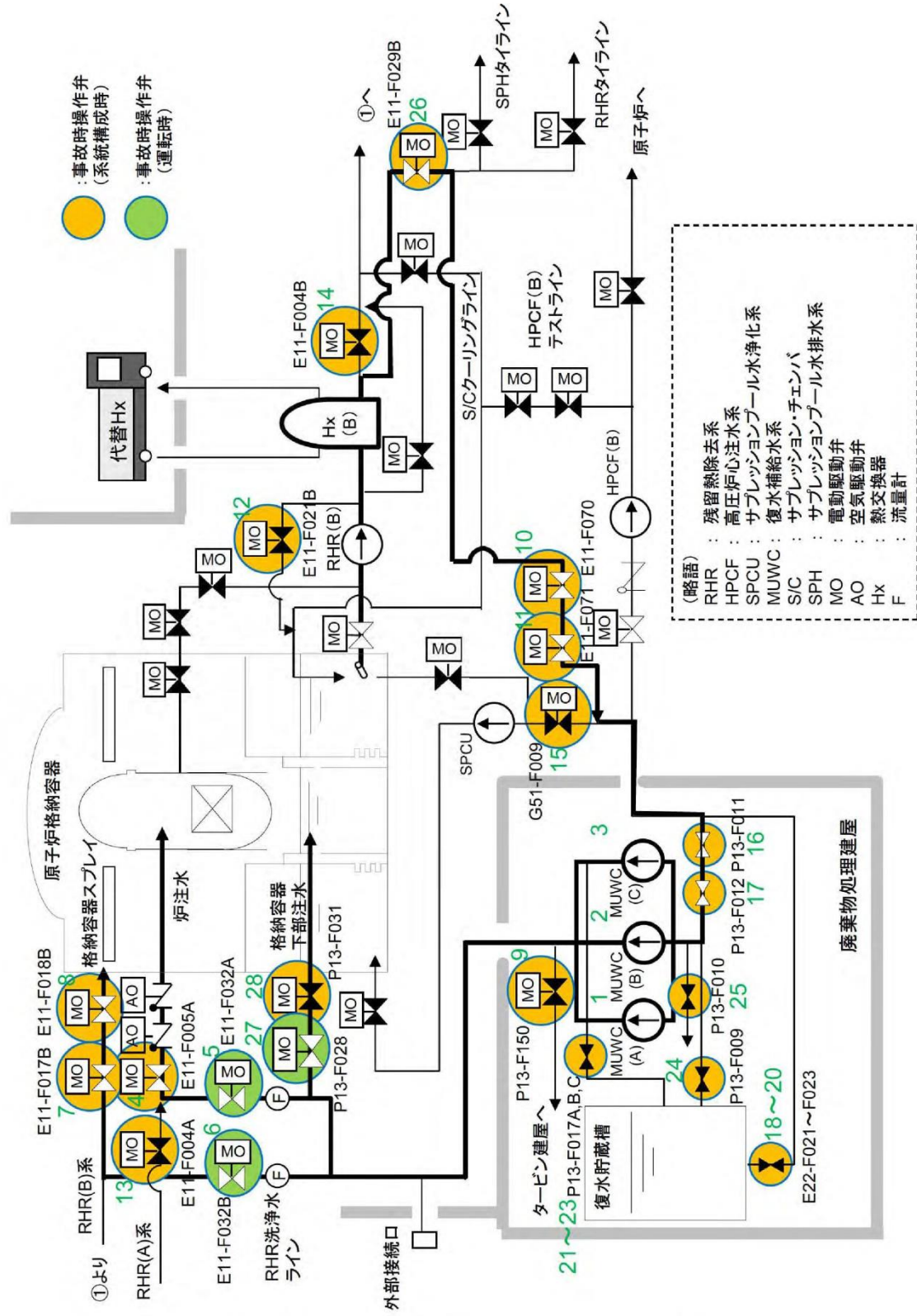


図50-5-2 代替循環冷却 系統概要図 (6号炉)

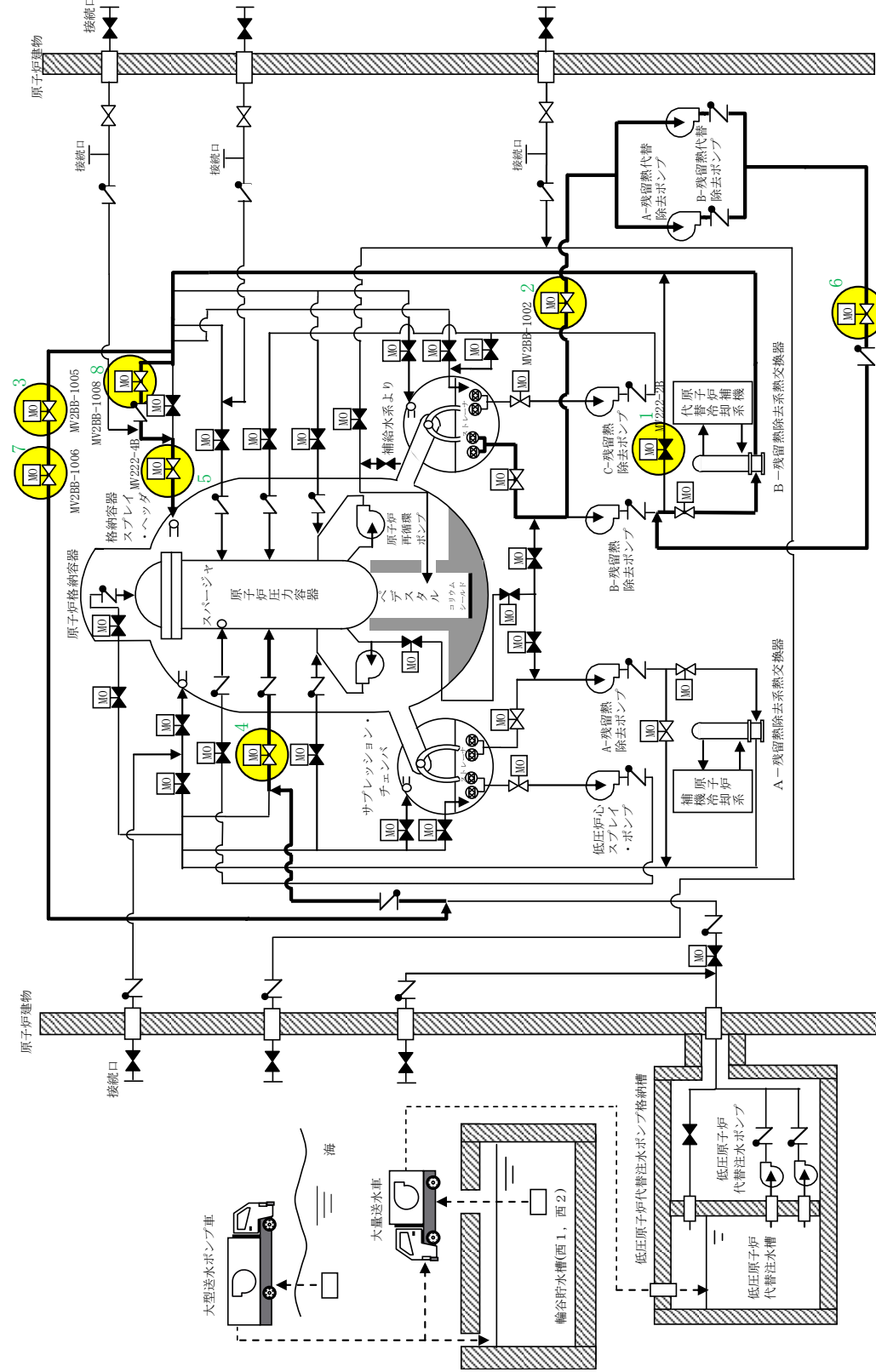


図1 残留熱代替除去系 系統概要図

・設備の相違

表50-5-2 代替循環冷却系機器リスト (6号炉)

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注水弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
17	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)
27	ペダスタル注水用復水流量調節弁
28	ペダスタル注水用復水隔離弁

表1 弁リスト

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

・設備の相違

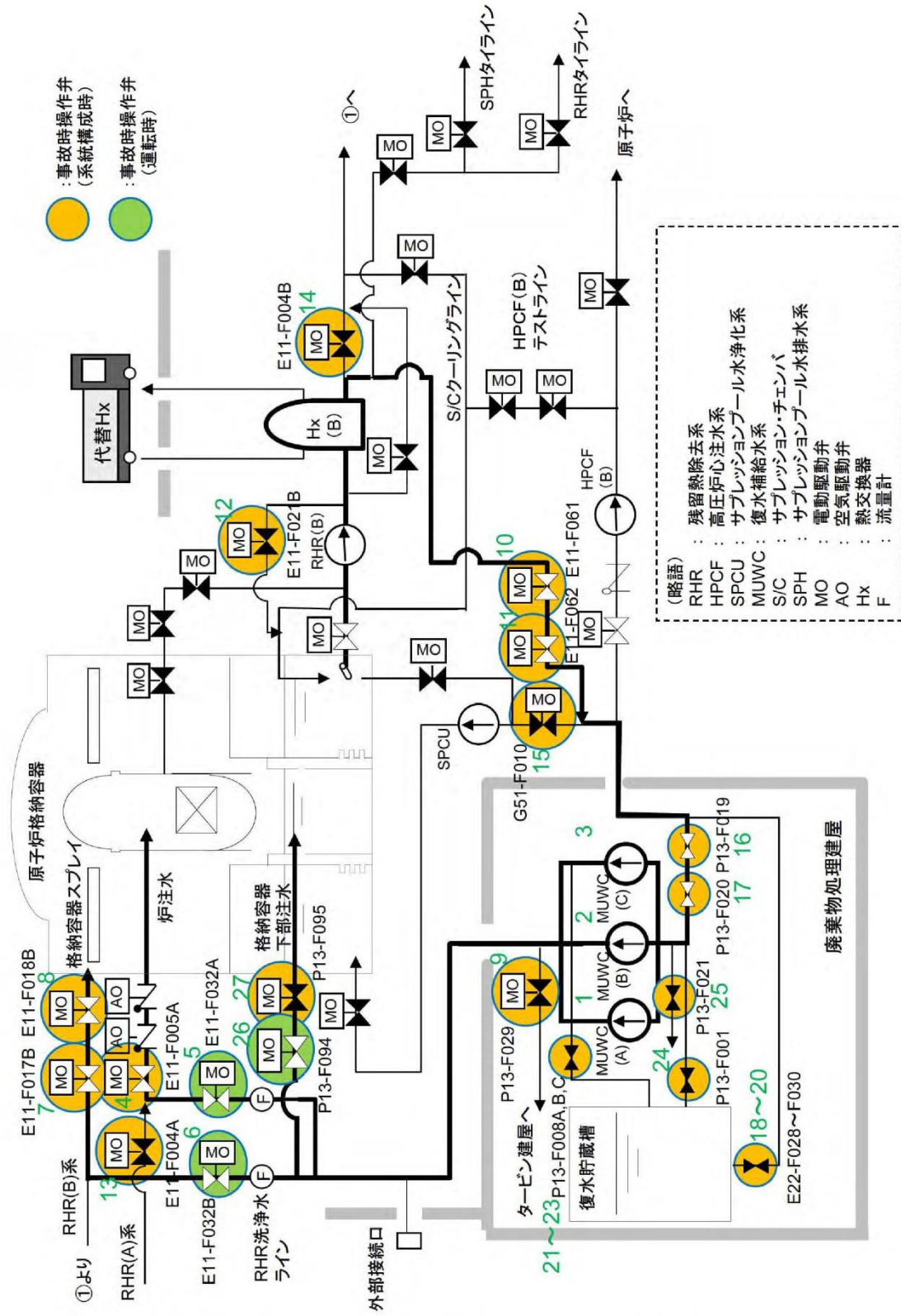


図50-5-3 代替循環冷却 系統概要図 (7号炉)

表50-5-3 代替原子炉補機冷却系機器リスト (7号炉)

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注入弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
17	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	下部ドライウェル注水流量調節弁
27	下部ドライウェル注水ライン隔離弁

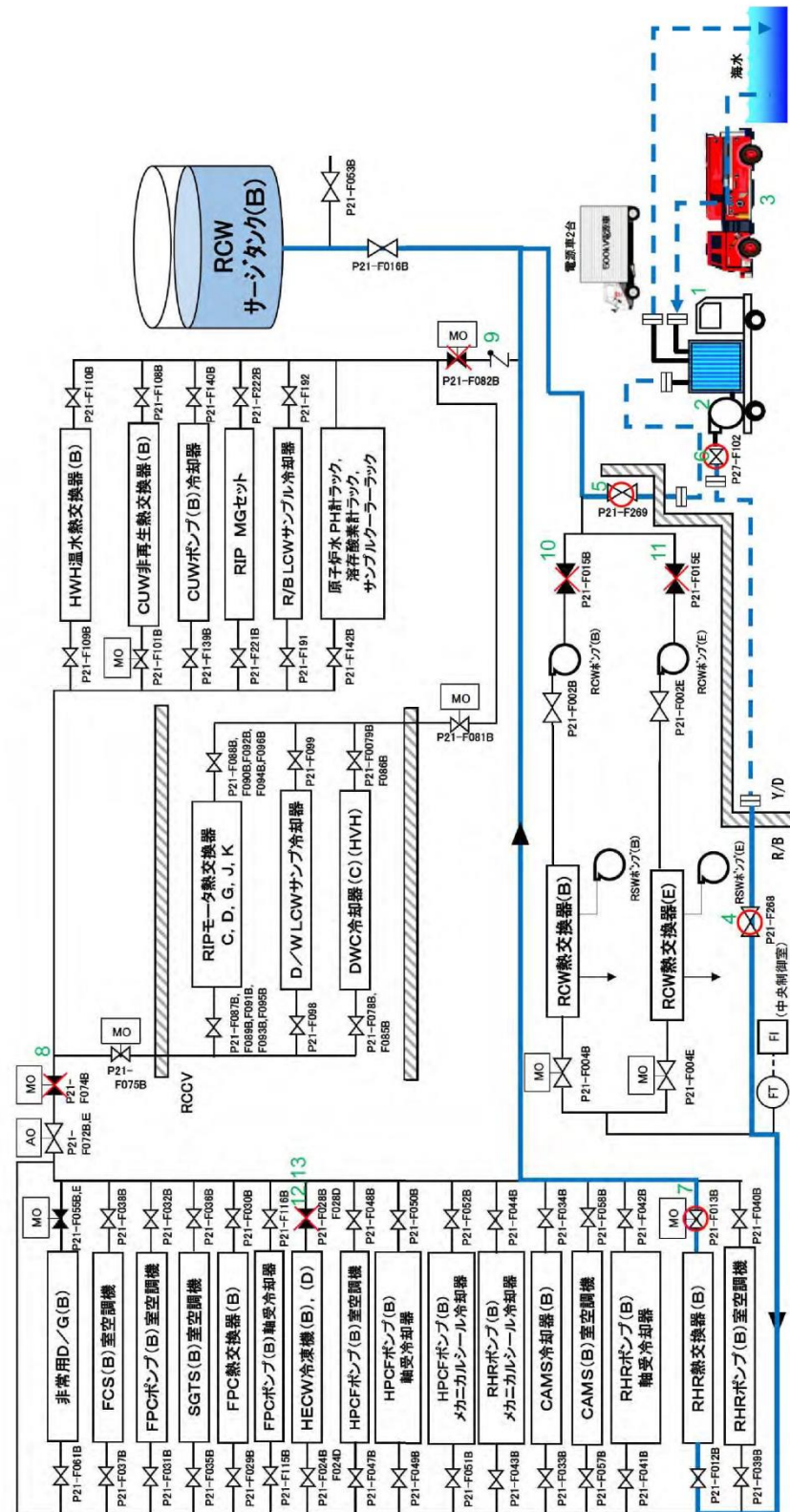


図50-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉)

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

表50-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(3)
9	常用冷却水戻り側分離弁(3)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁
13	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁

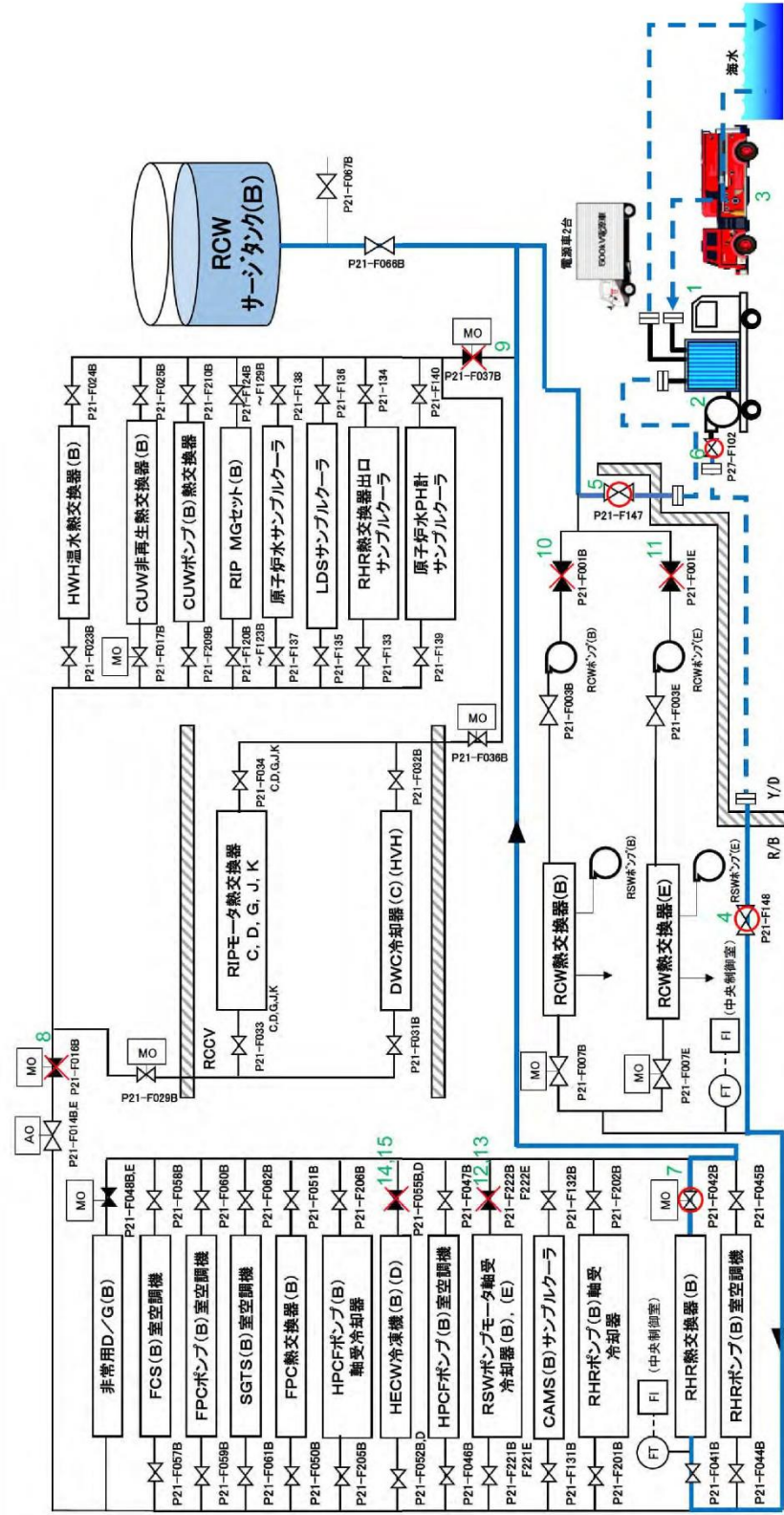


図50-5-5 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉)

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

表50-5-5 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁(B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁
13	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁
14	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
15	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

— : 重大事故等対処設備 (主要設備)
 — : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

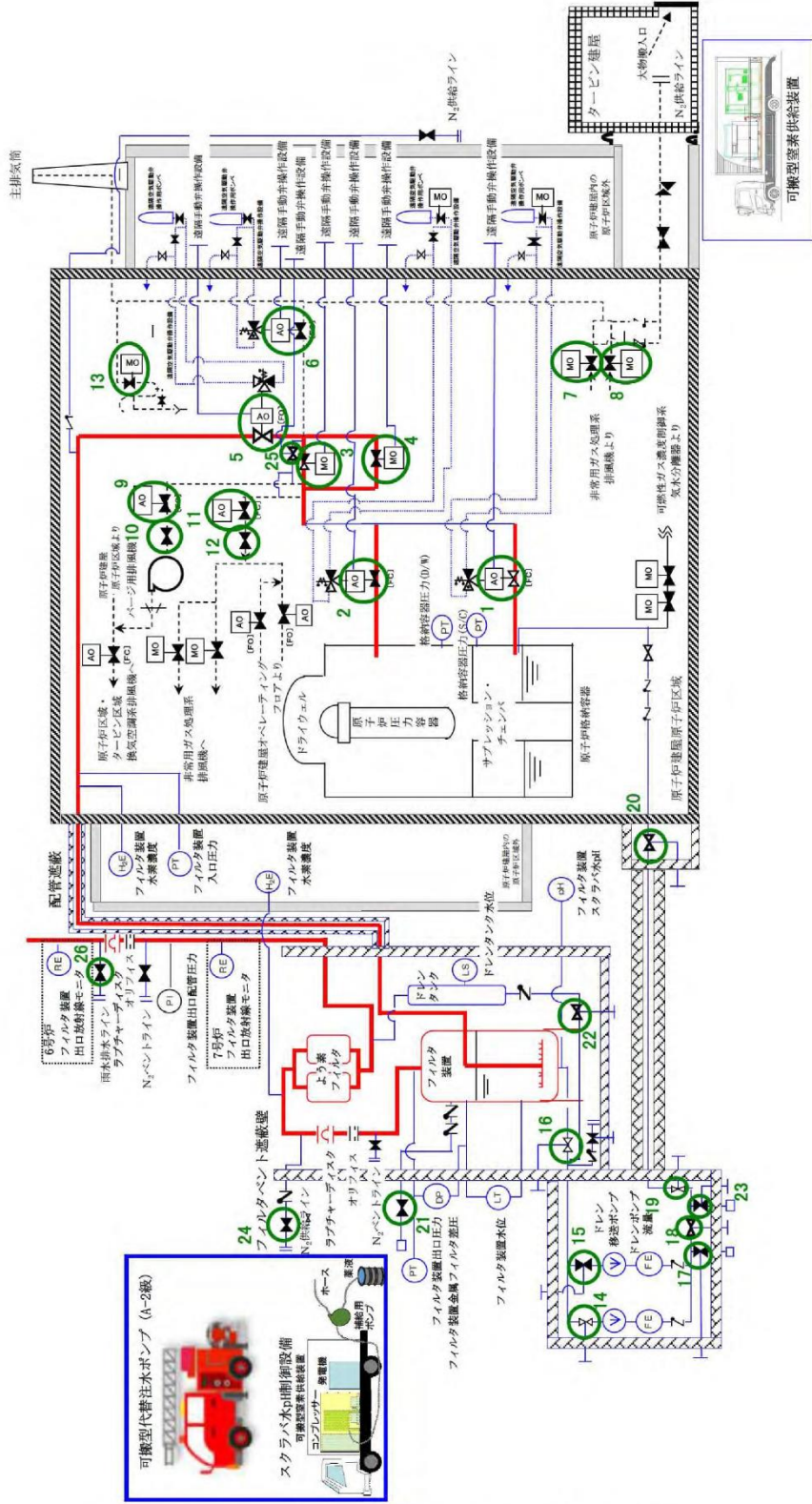


図50-5-1 格納容器圧力逃がし装置 概略構成図

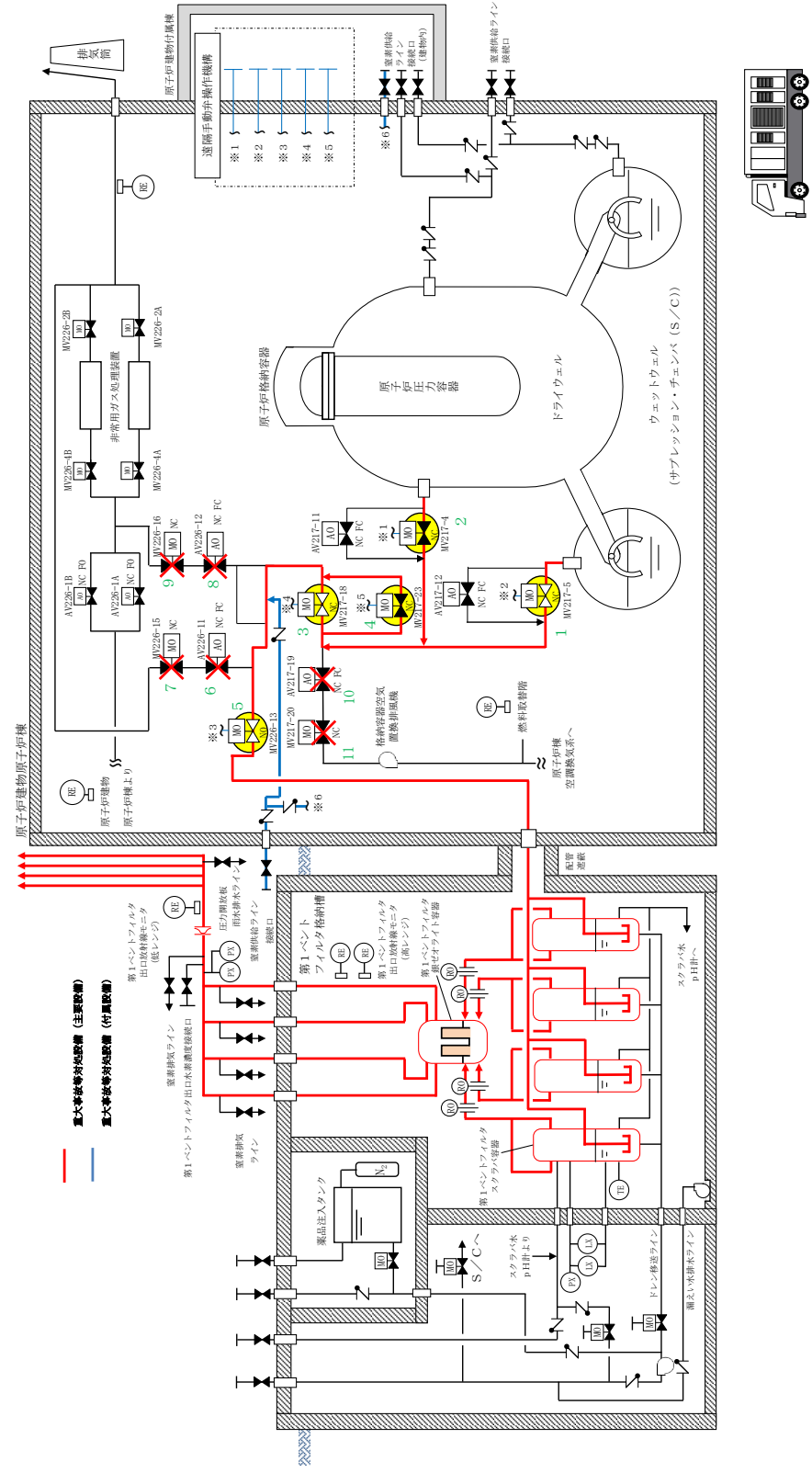


図2 格納容器フィルタベント系 系統概要図

・設備の相違

表50-5-1 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	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A
15	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B
16	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
17	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁
18	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
19	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
20	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
21	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁
22	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁
23	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N ₂ バージ用元弁
24	FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N ₂ バージ用元弁
25	水素バイパスライン止め弁
26	フィルタベント大気放出ライン ドレン弁

表2 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N ₂ トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
2	NGC N ₂ ドライウエル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
5	SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
6	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
7	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
8	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
9	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
10	NGC 常用空調換気入口隔離弁
11	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁

・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
50-6 試験及び検査	50-6 試験及び検査	

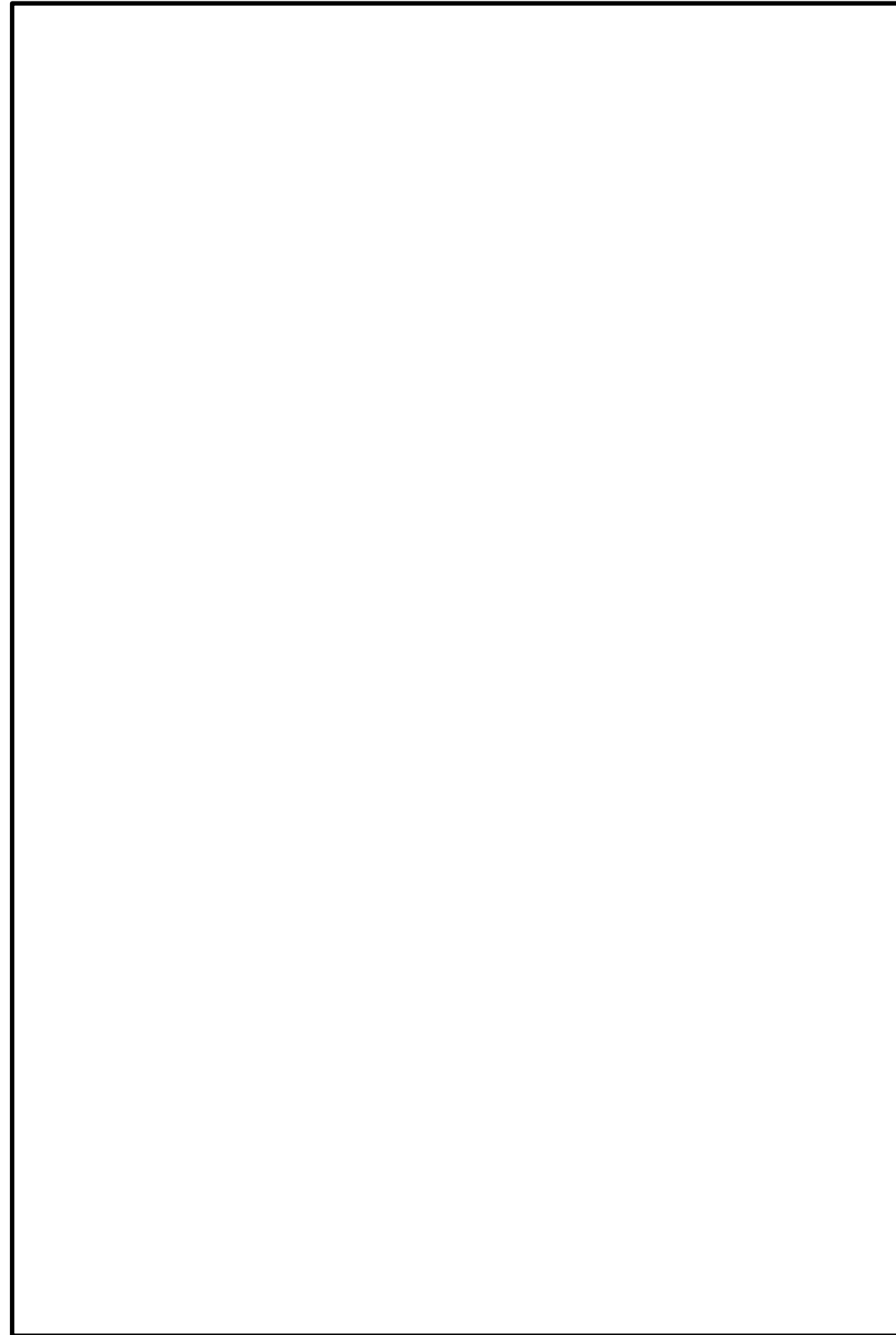


図50-6-11 復水移送ポンプ図

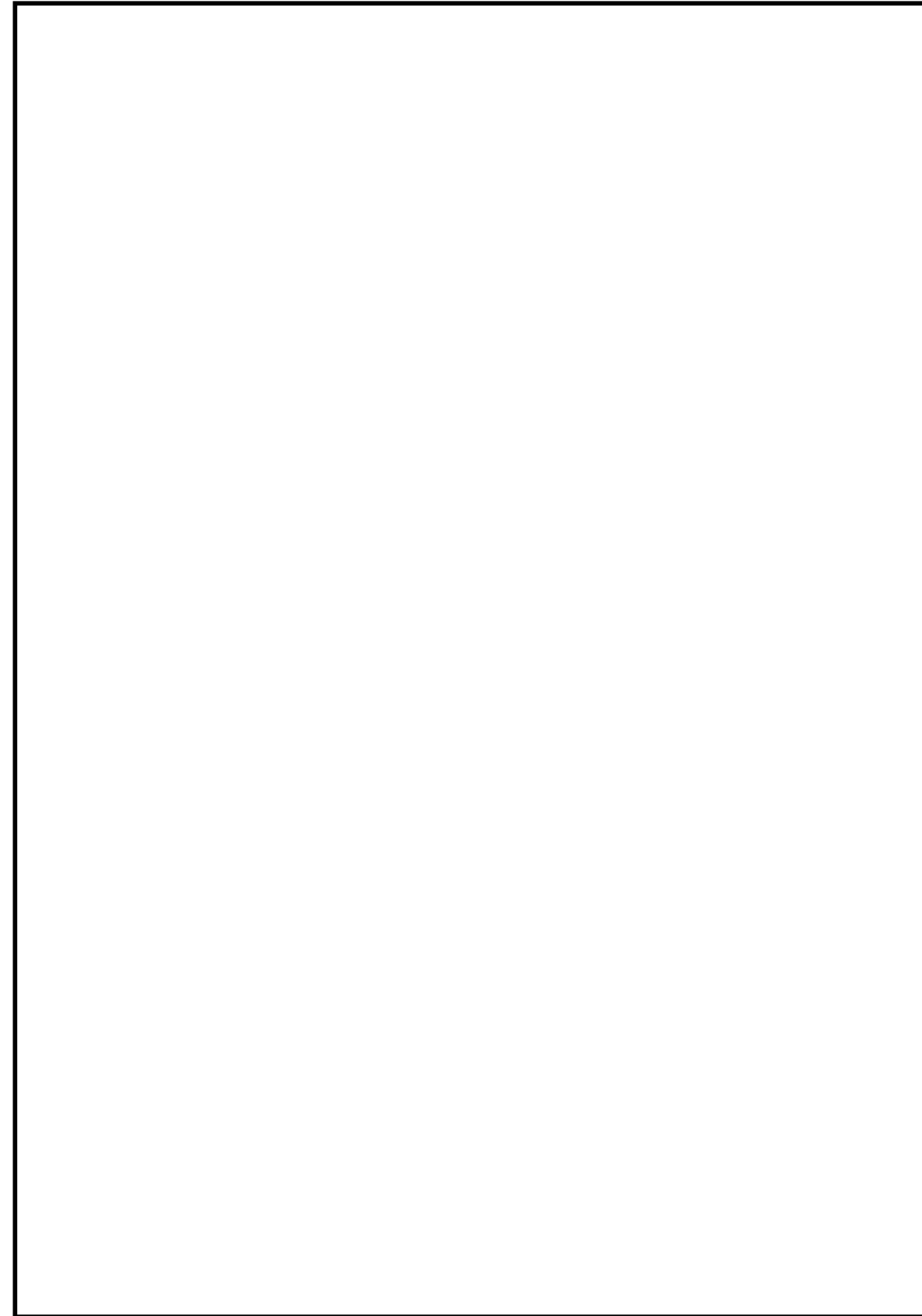


図1 残留熱代替除去系ポンプ図

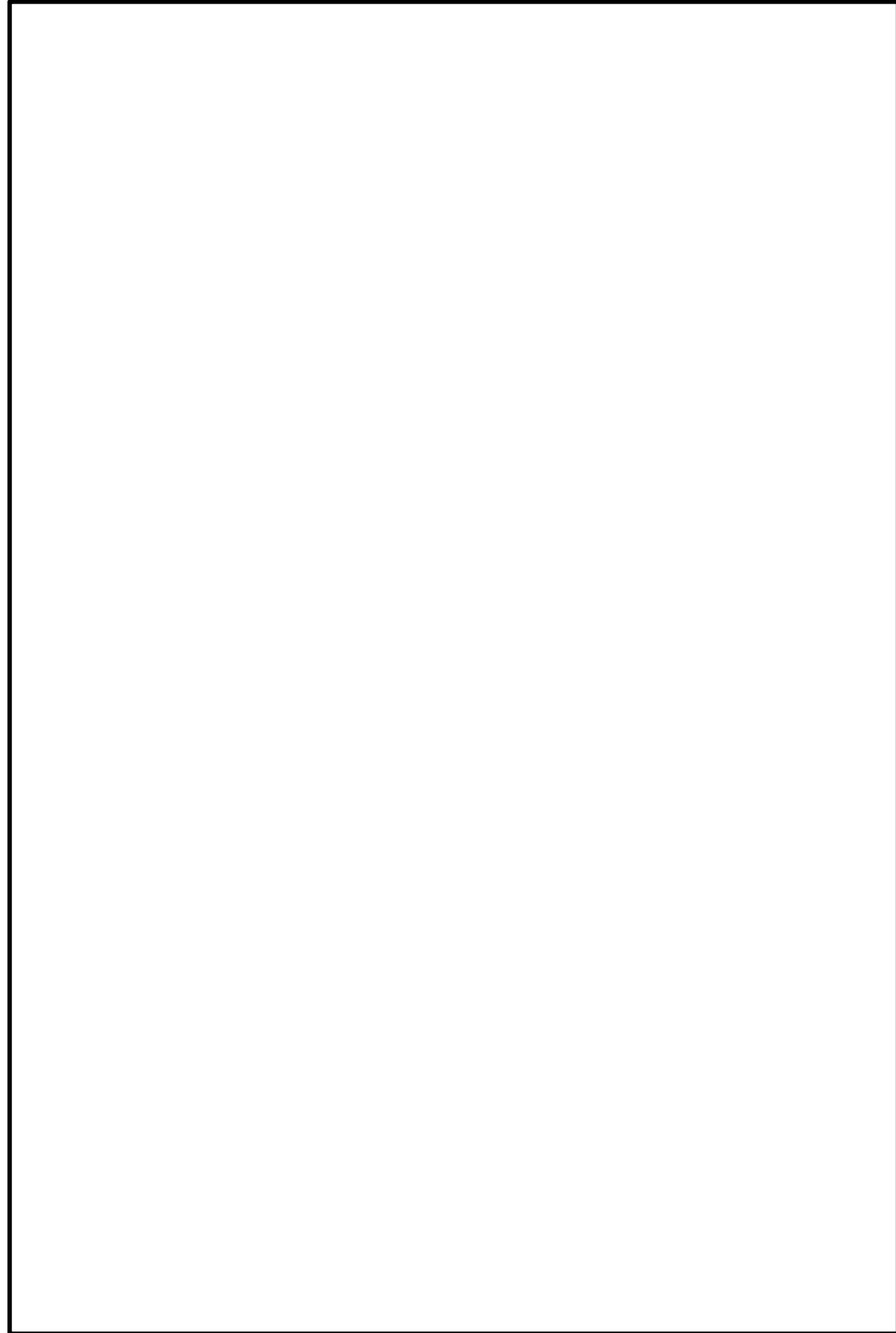


図50-6-12 残留熱除去系熱交換器図 (6号炉)

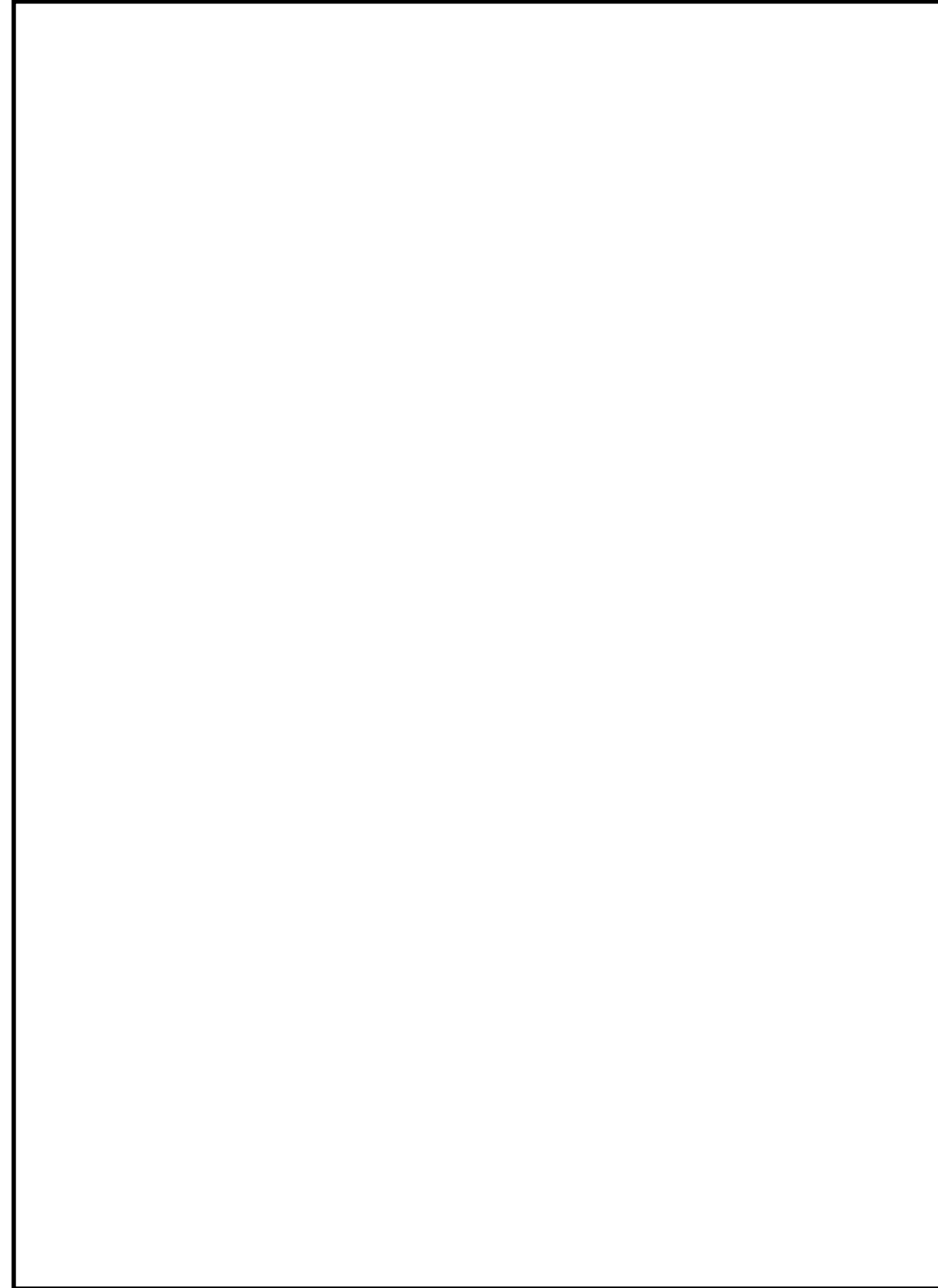


図2 残留熱除去系熱交換器図



図50-6-13 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3 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

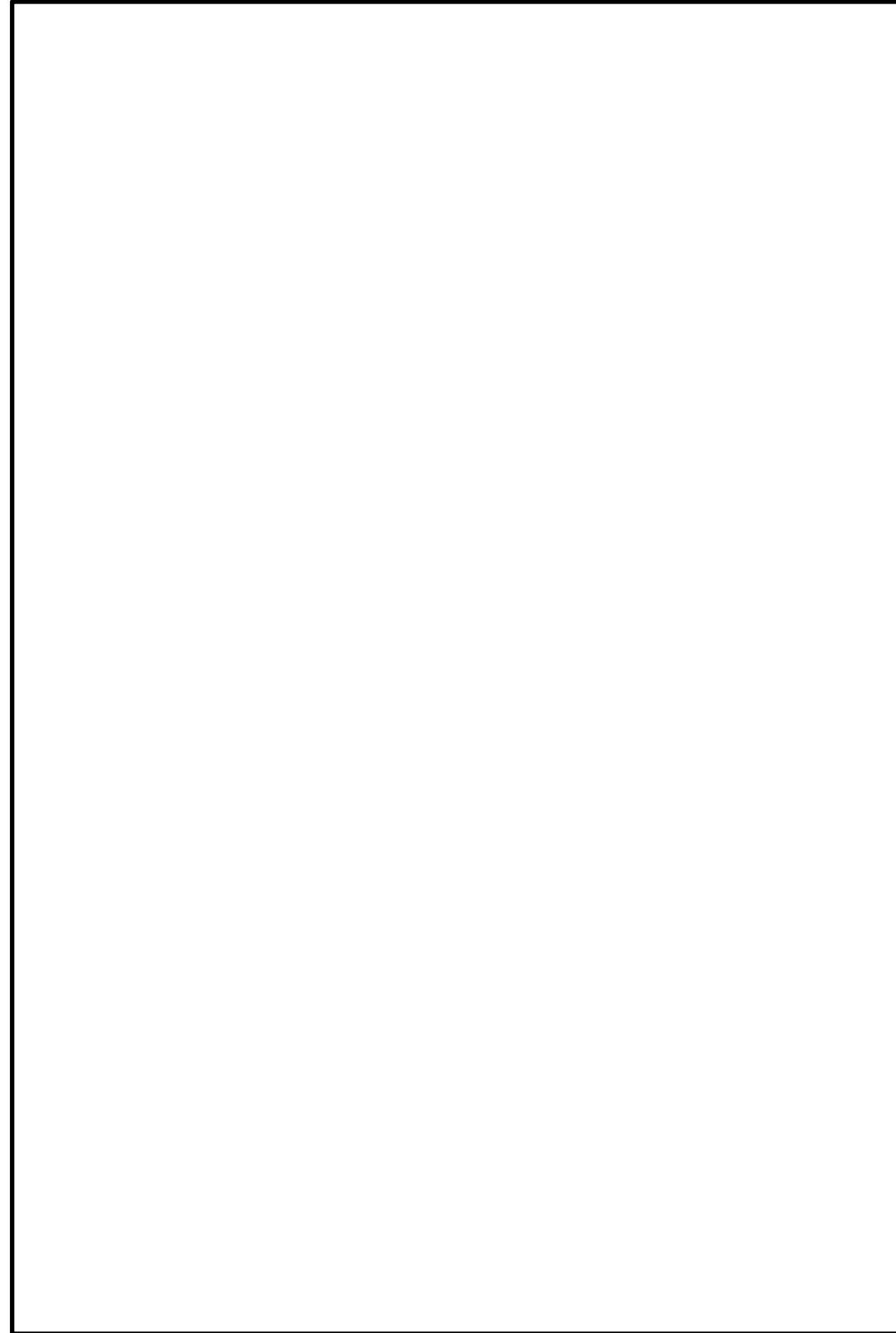


図50-6-14 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その1)

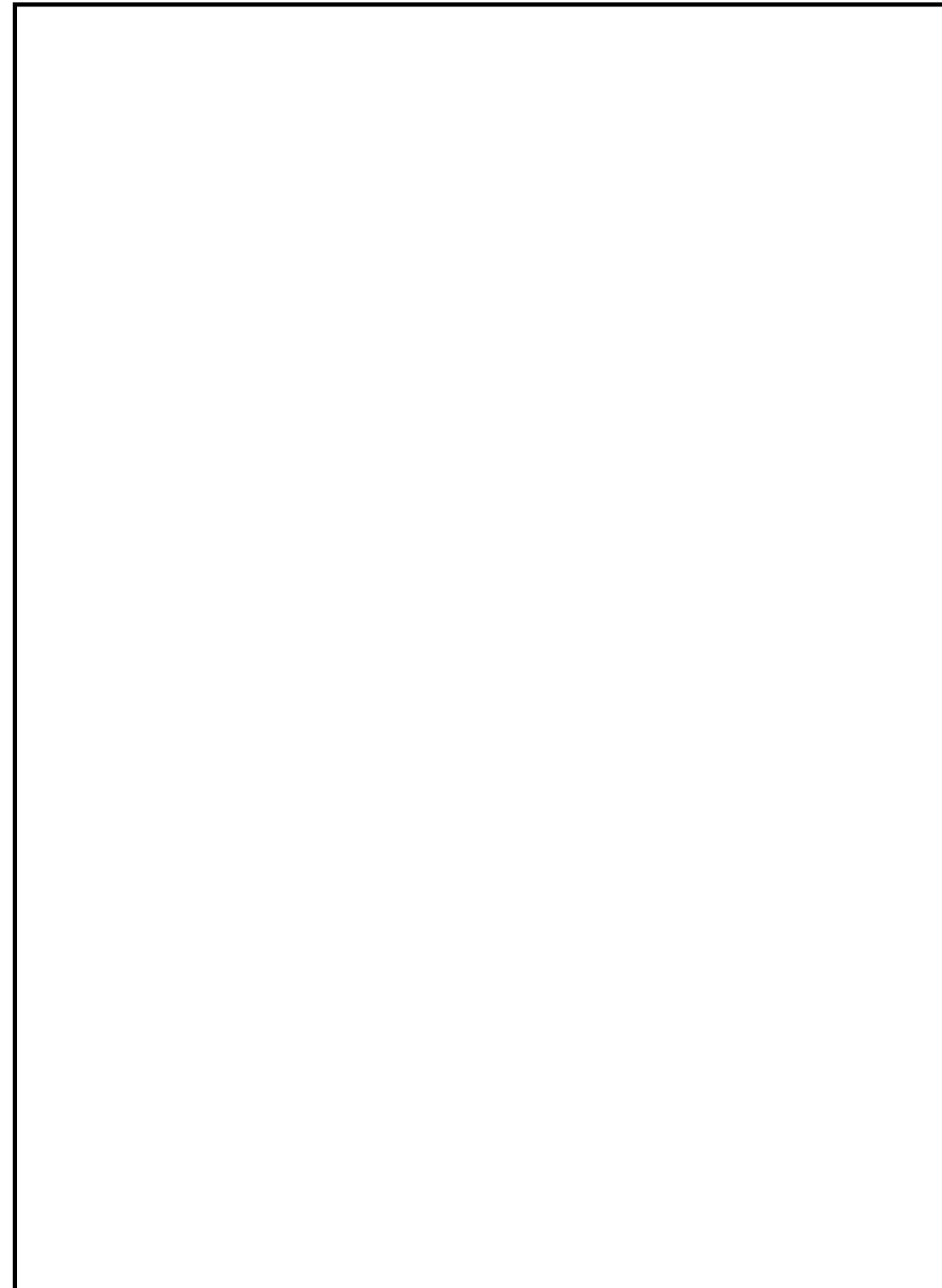


図4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

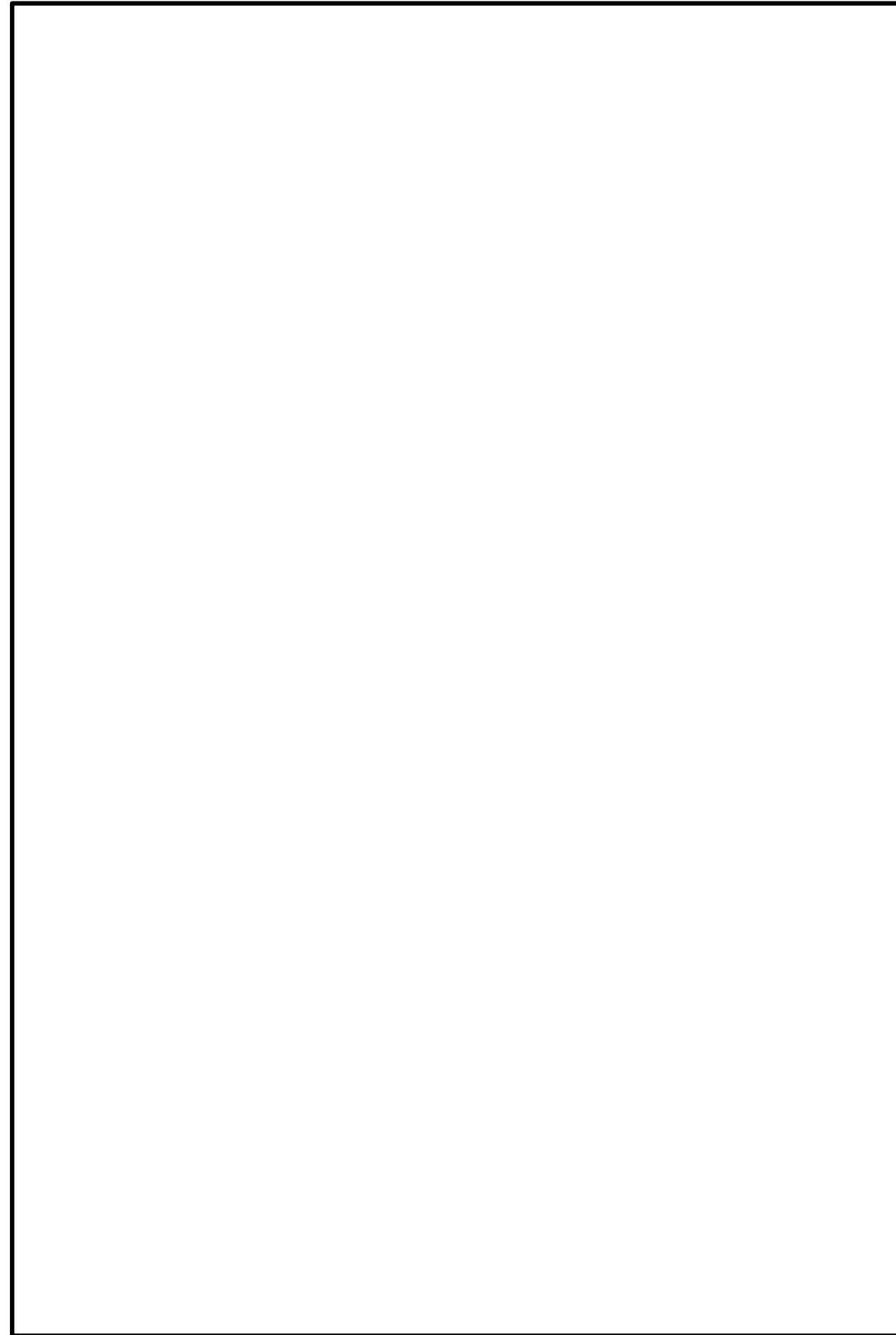


図50-6-15 残留熱除去系熱交換器図 (7号炉)

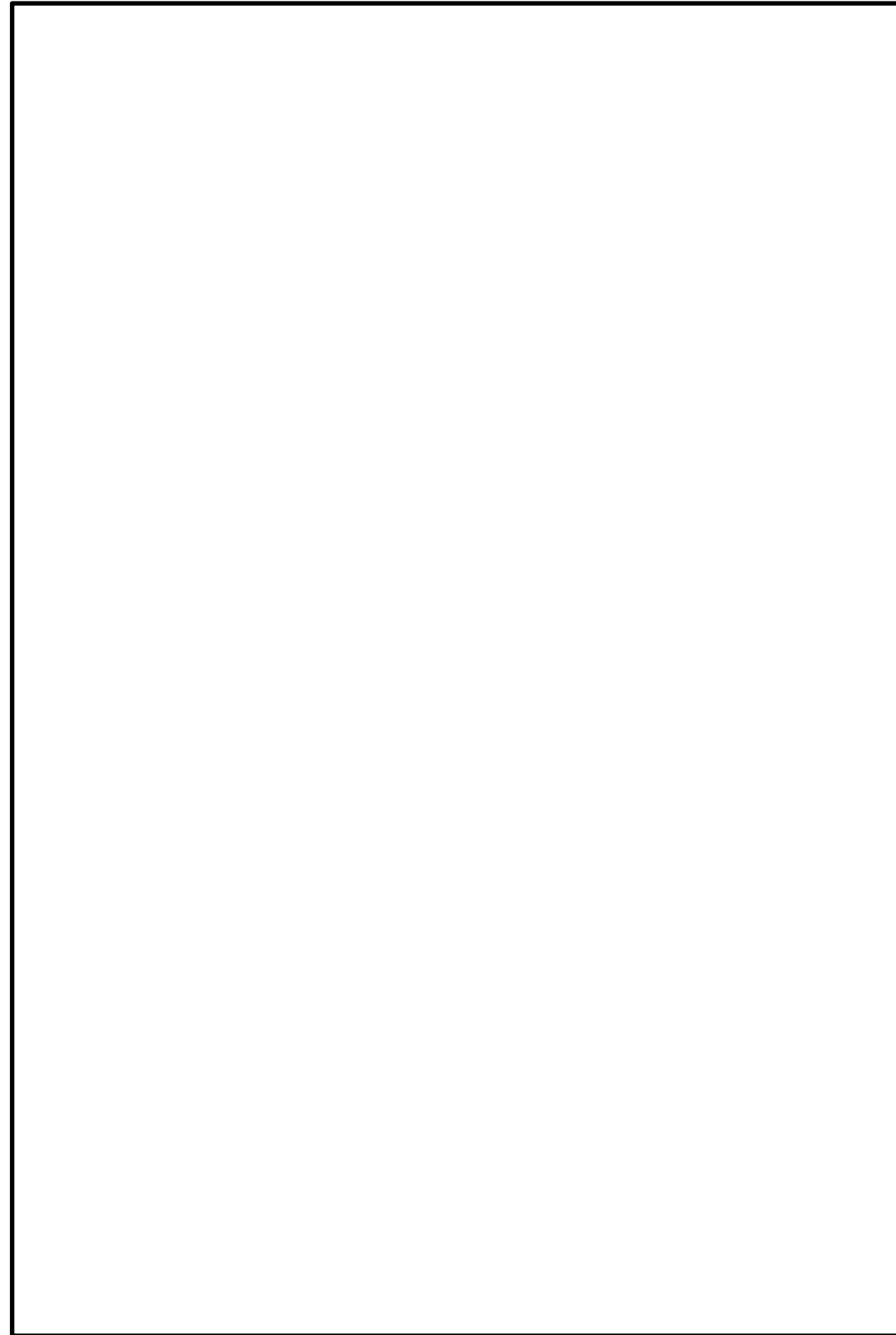


図50-6-16 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット (その2))

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

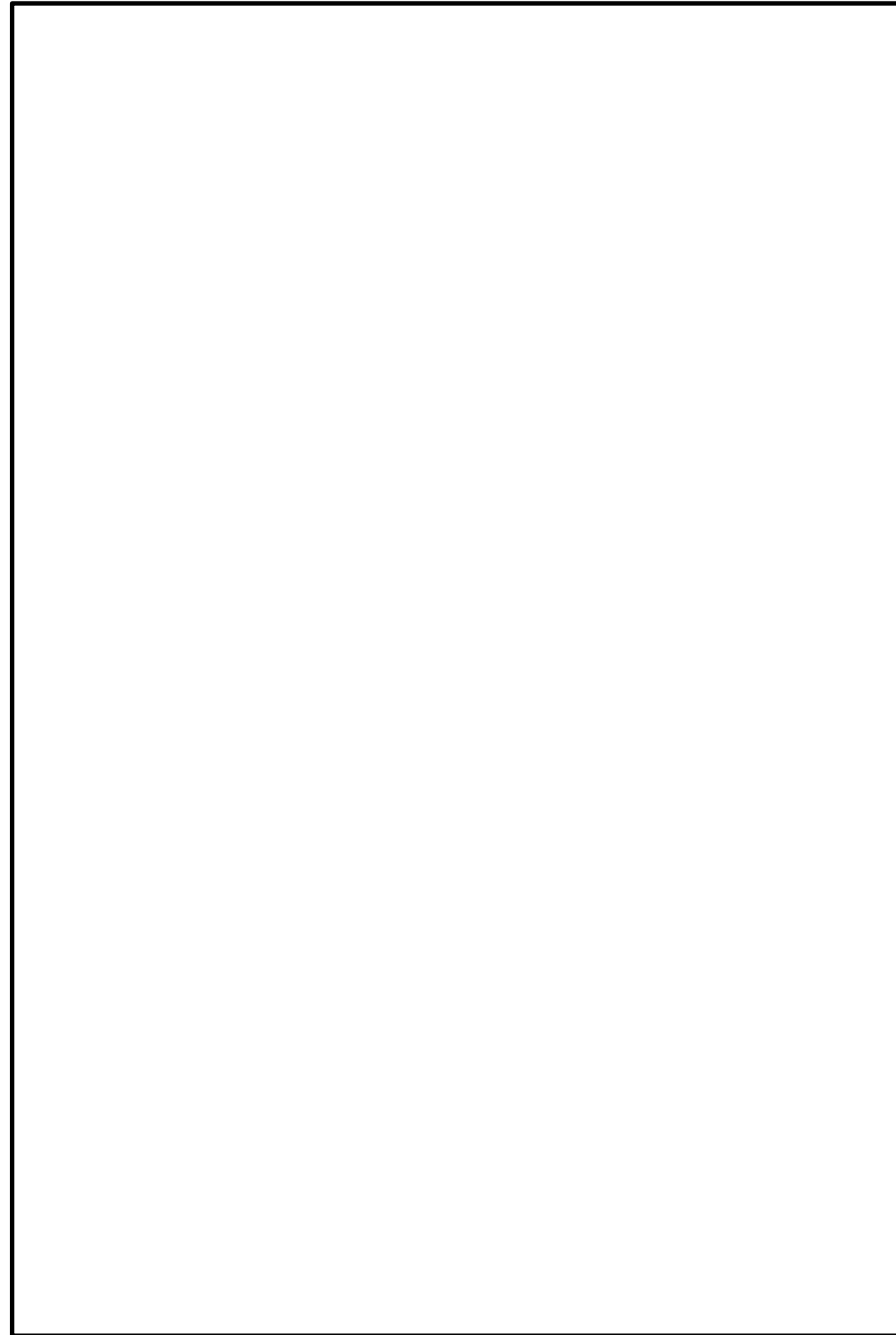


図50-6-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その2)

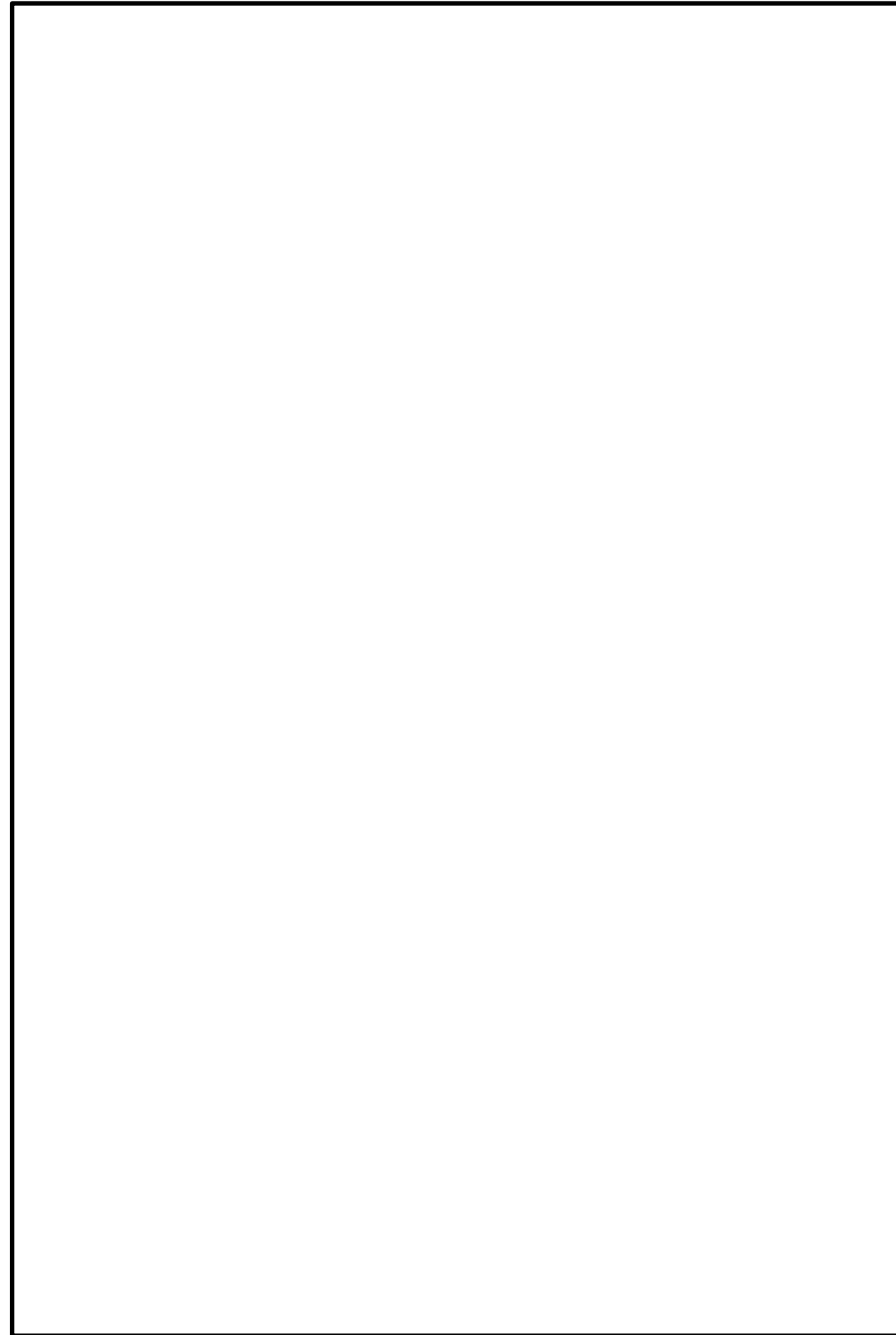


図50-6-18 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図



図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

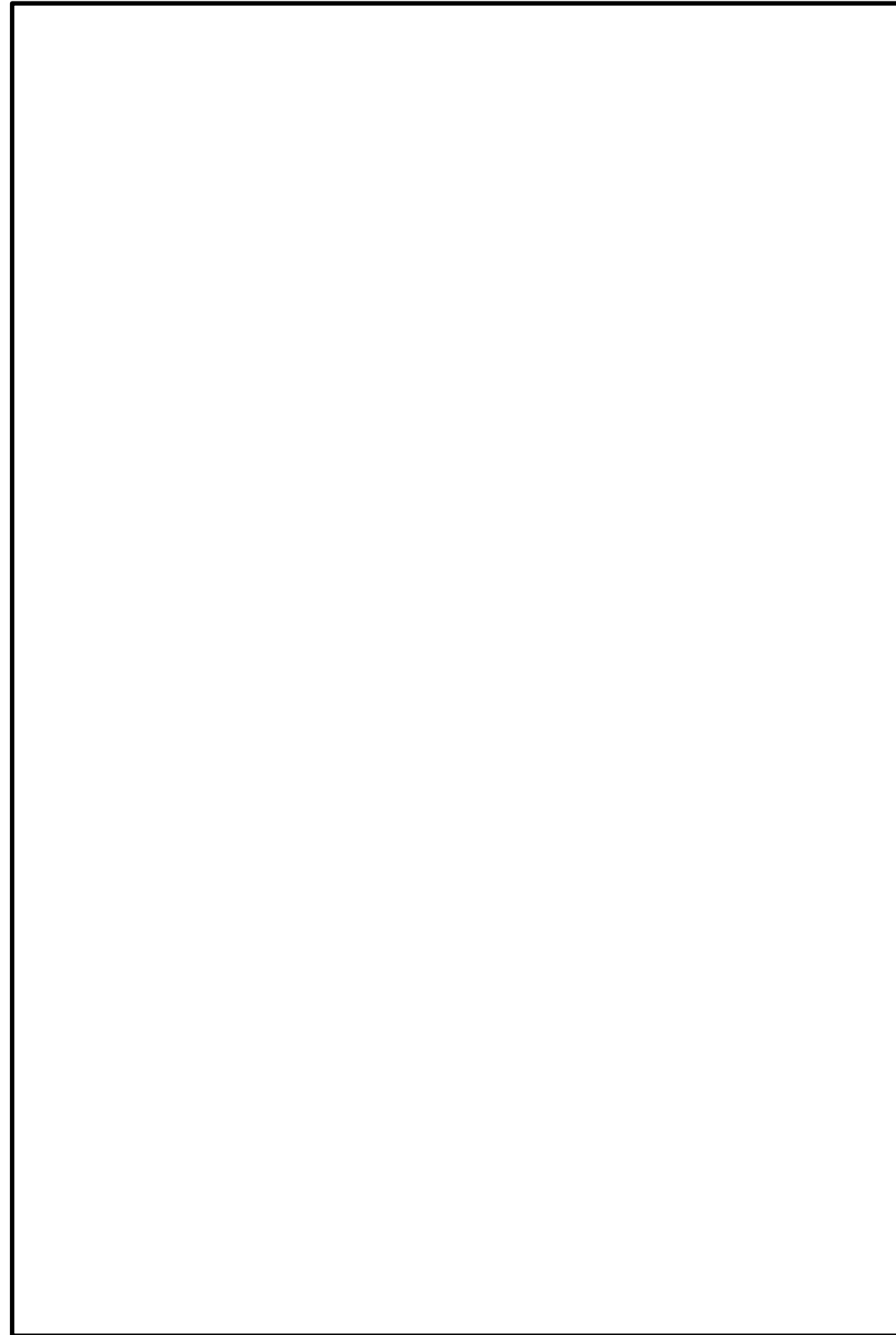


図50-6-19 代替循環冷却系弁動作試験

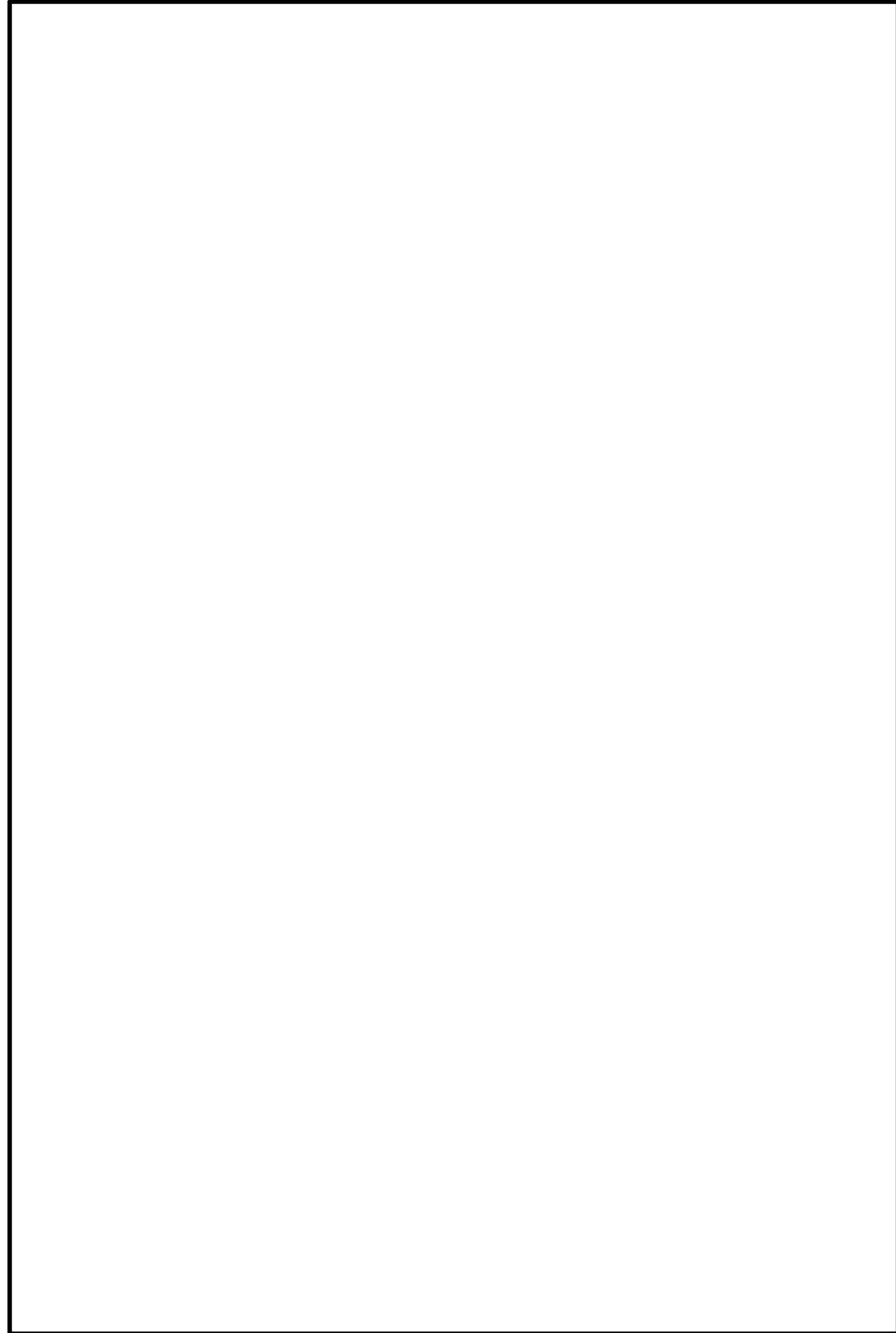


図50-6-20 代替循環冷却系系統性能検査 (6号炉)

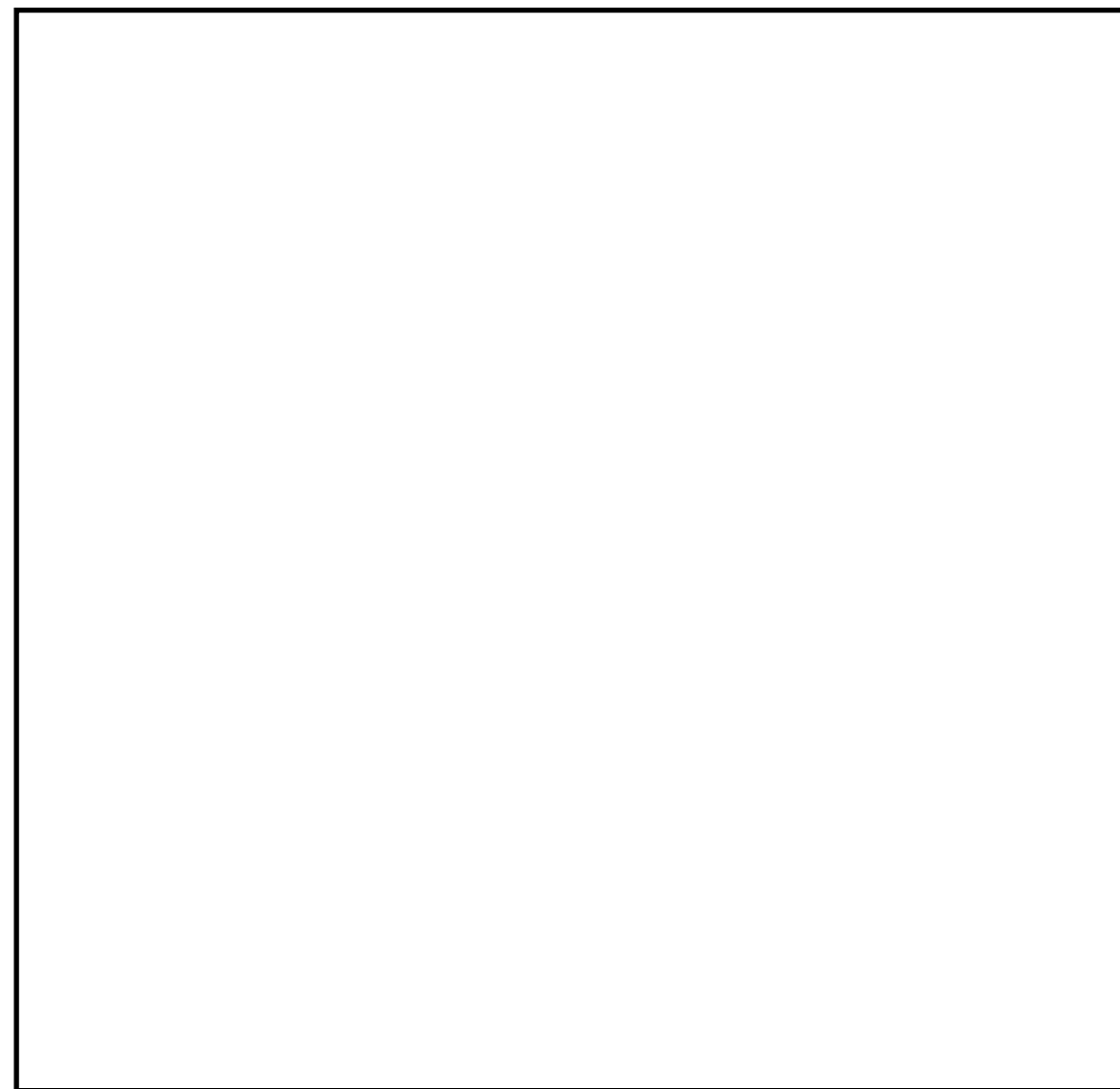


図6 残留熱代替除去系系統性能検査

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50-6-21 代替循環冷却系系統性能検査 (7号炉)

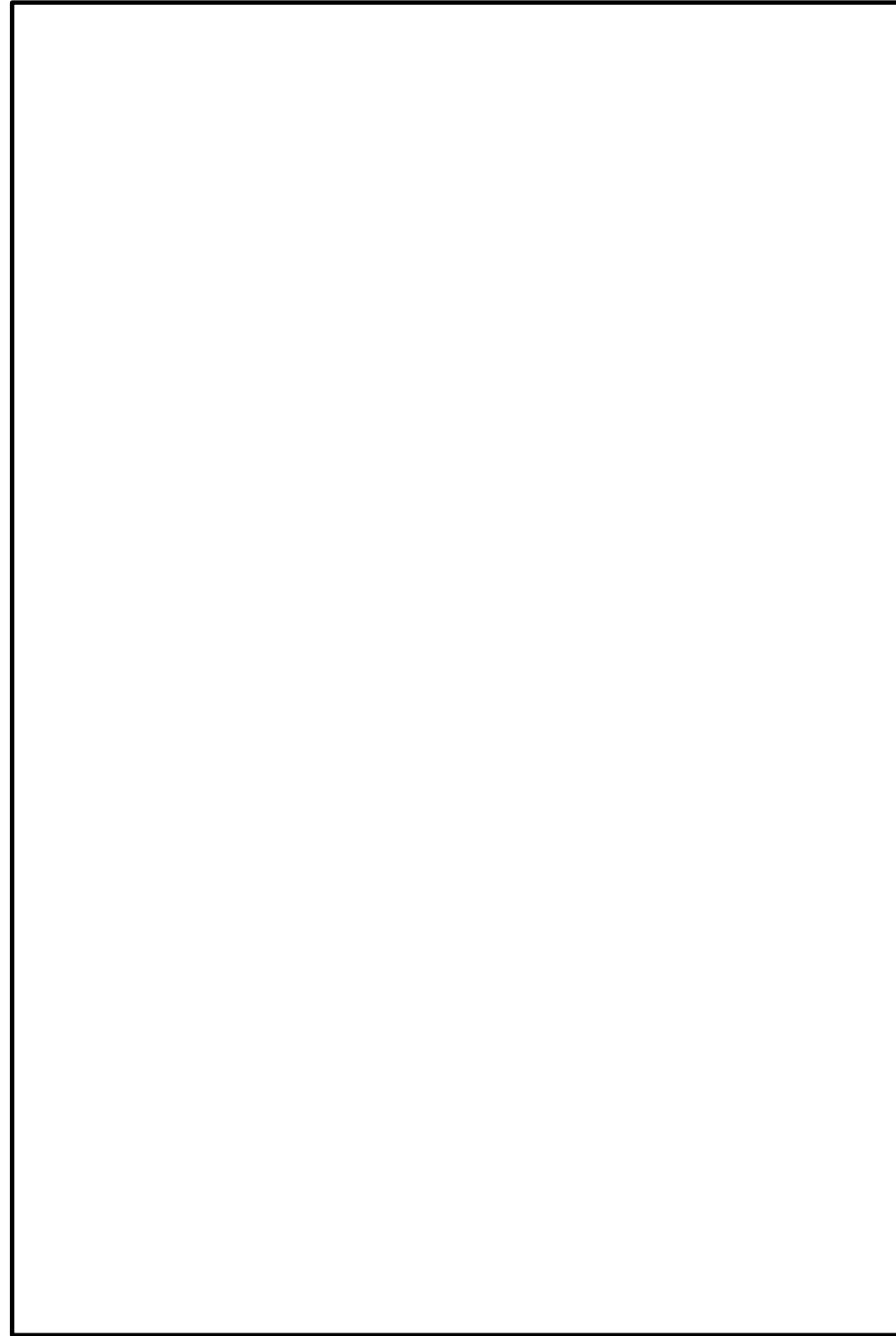


図50-6-22 代替原子炉補機冷却系系統性能検査 (6号炉)



図7 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

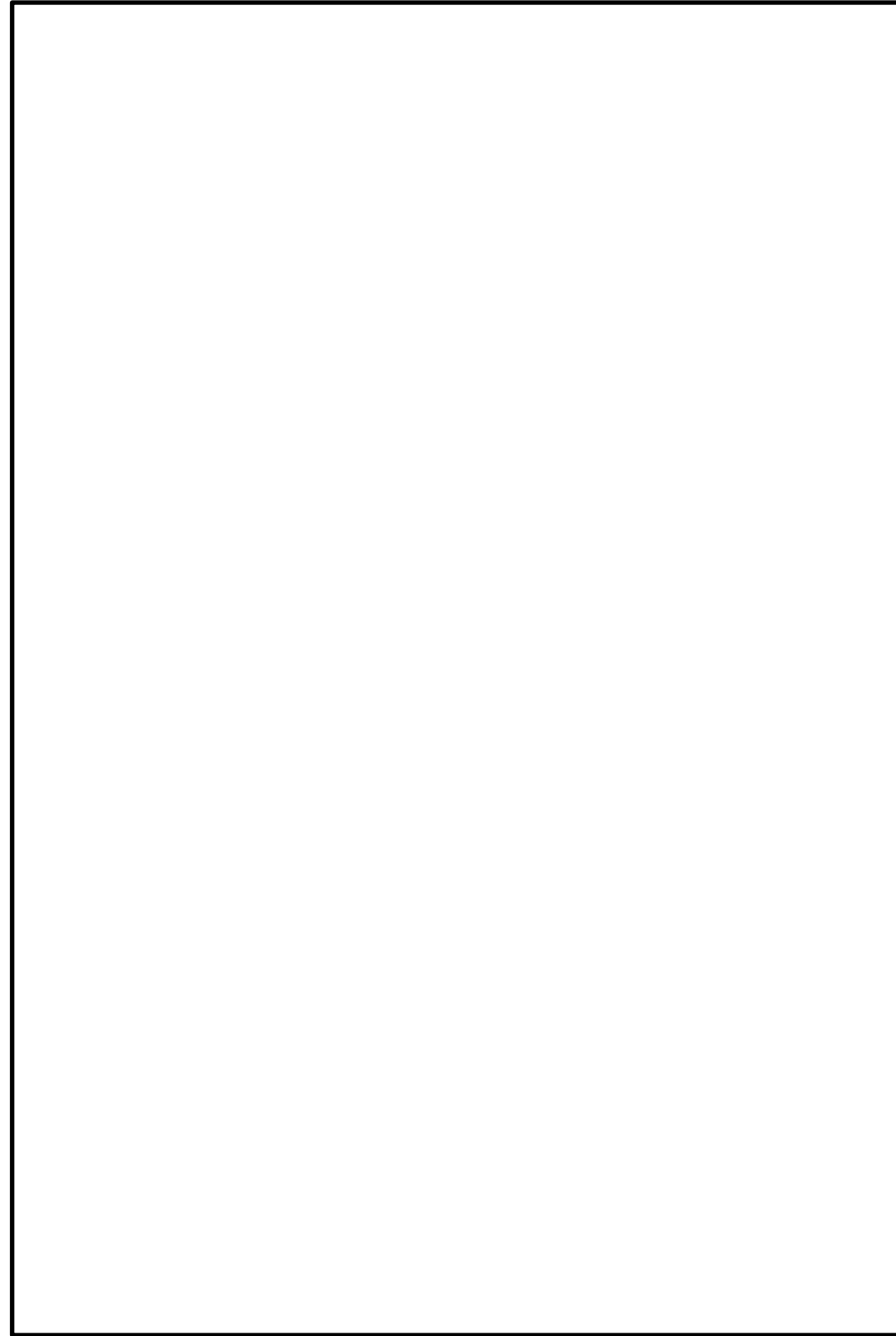


図50-6-23 代替原子炉補機冷却系系統性能検査 (7号炉)

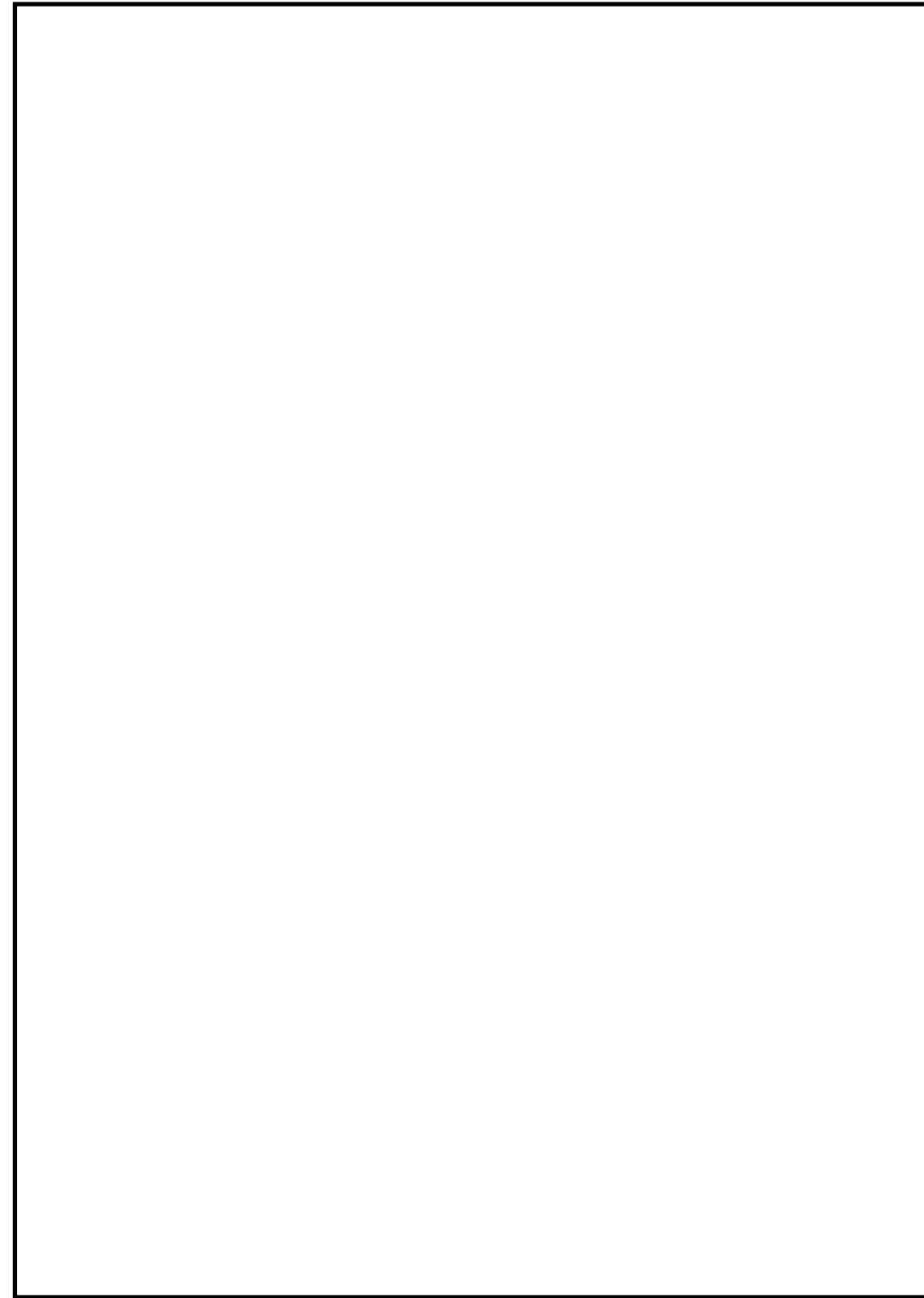


図8 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

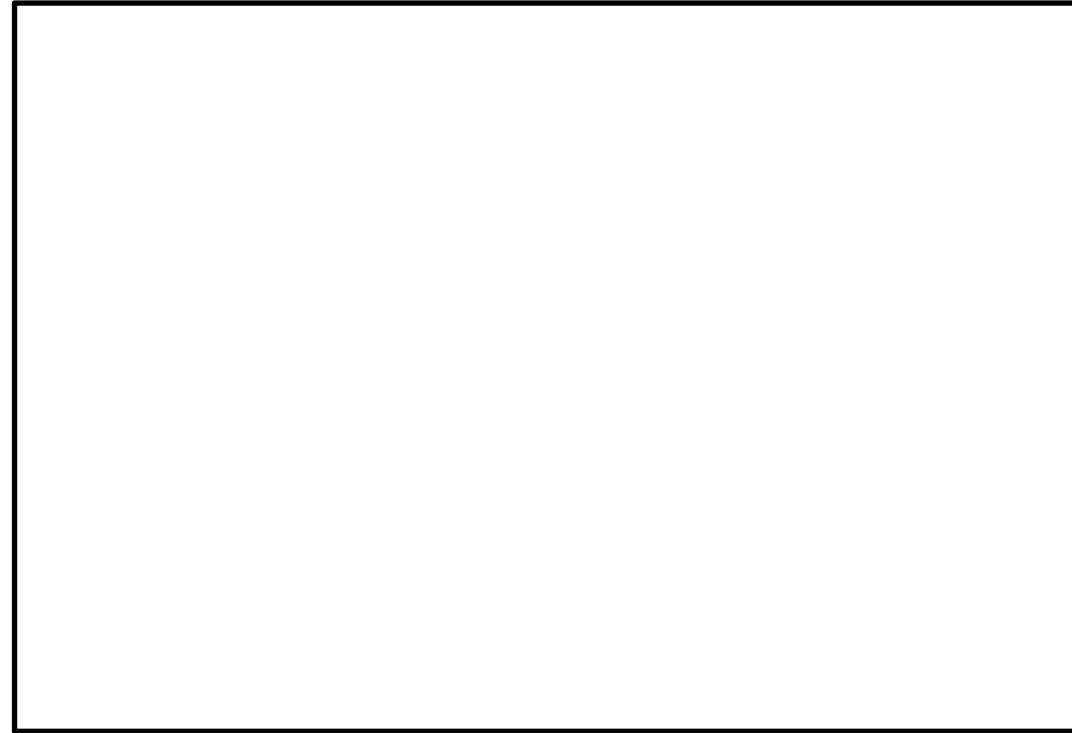


図50-6-1 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置構造図

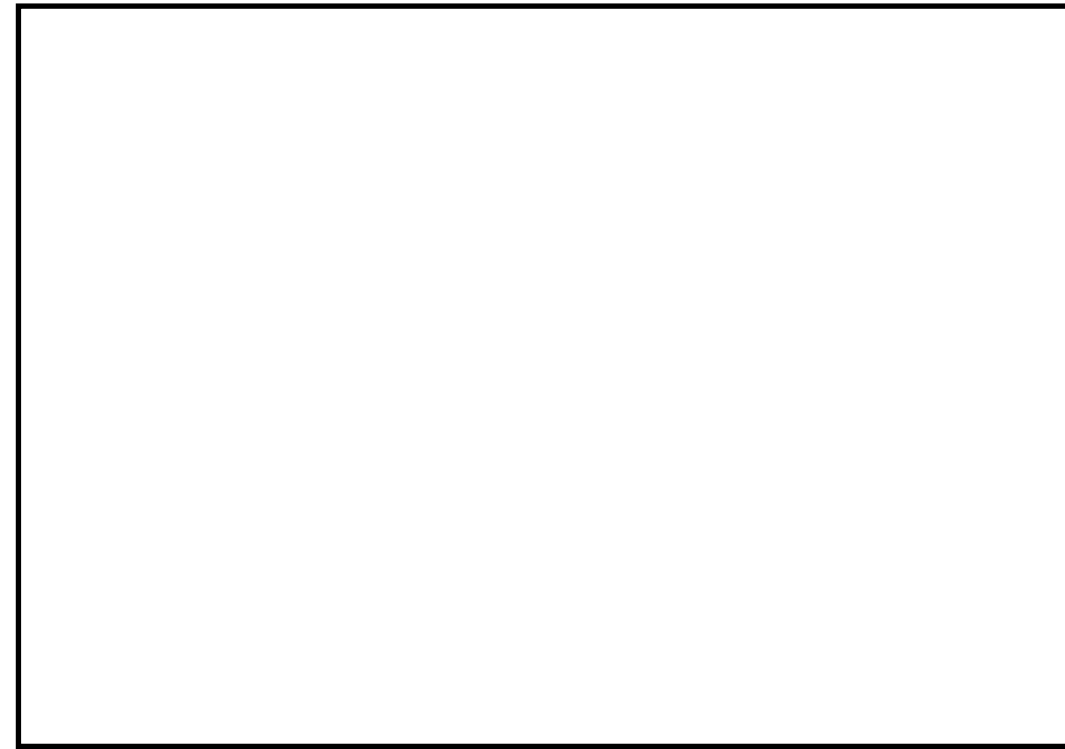


図9 第1ベントフィルタスクラバ容器構造図

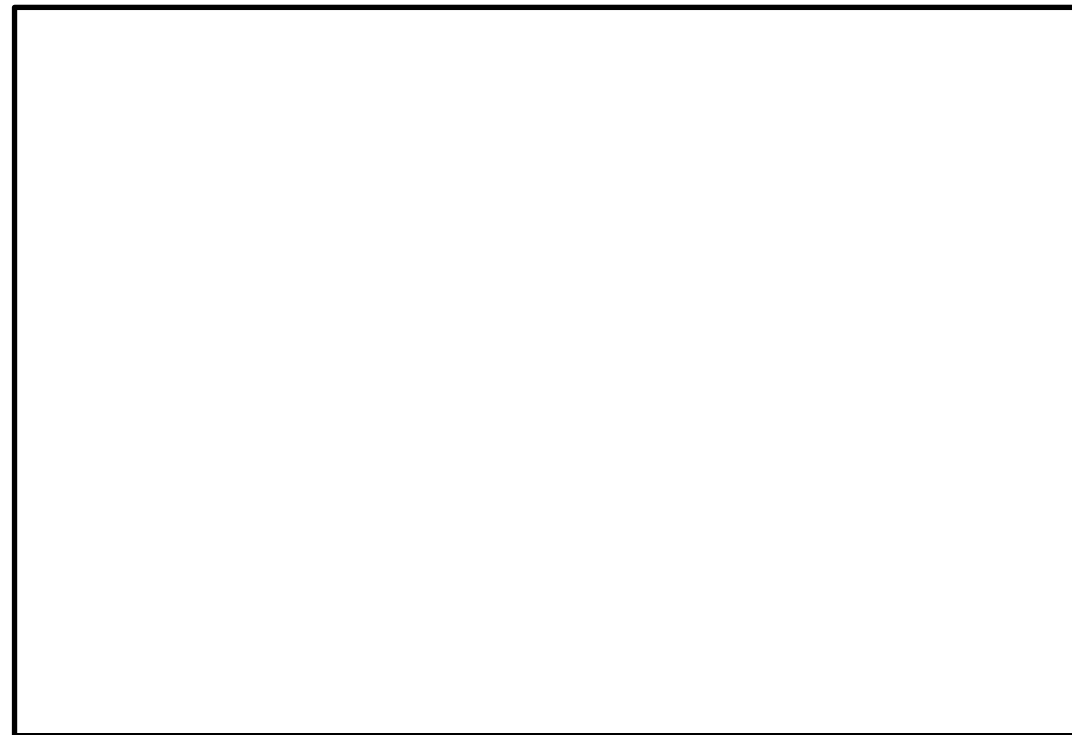


図50-6-2 よう素フィルタ構造図

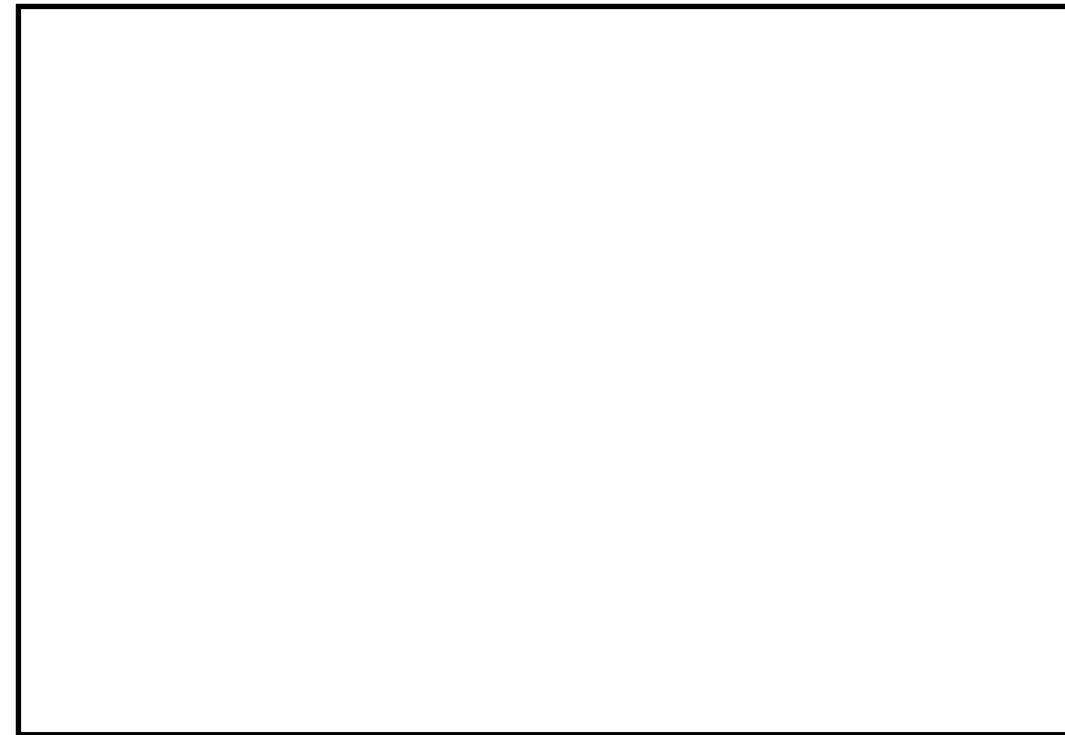


図10 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

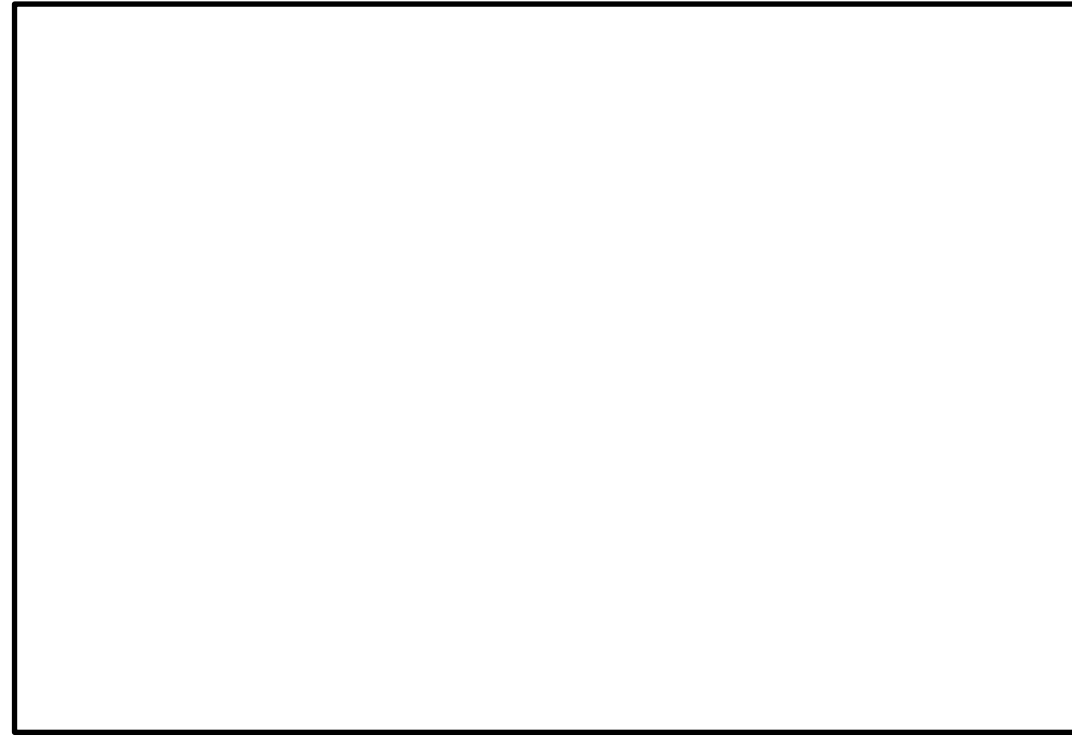


図50-6-3 ドレンタンク構造図

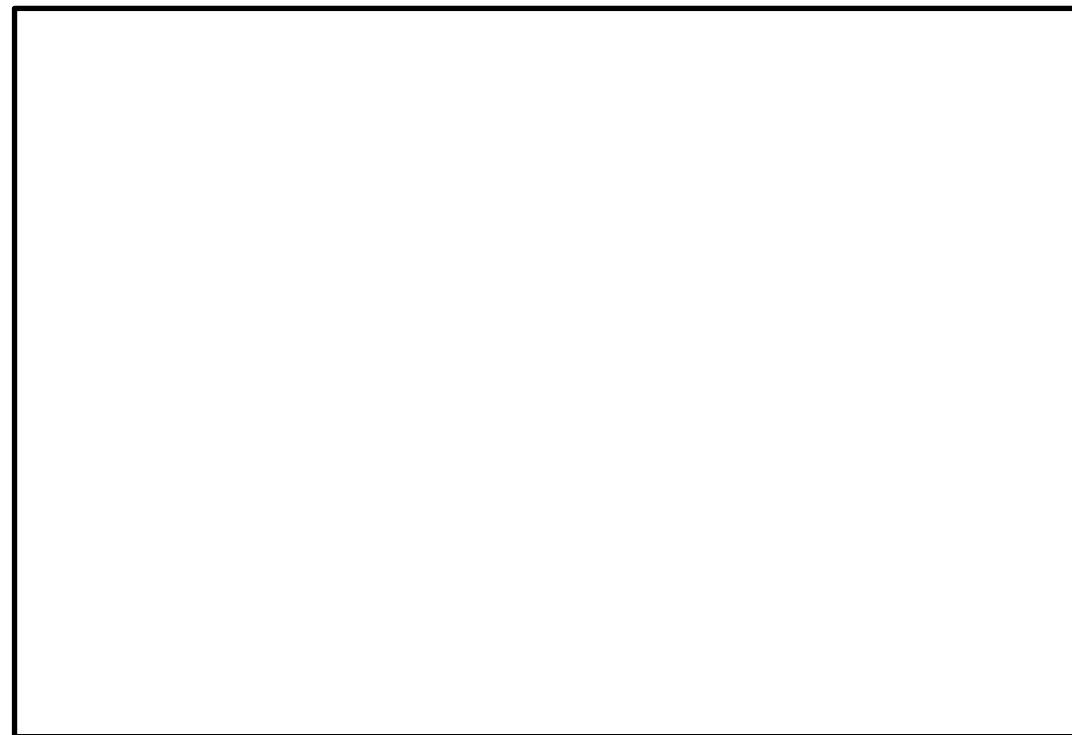


図50-6-4 ドレン移送ポンプ構造図



図50-6-5 ラプチャーディスク構造図

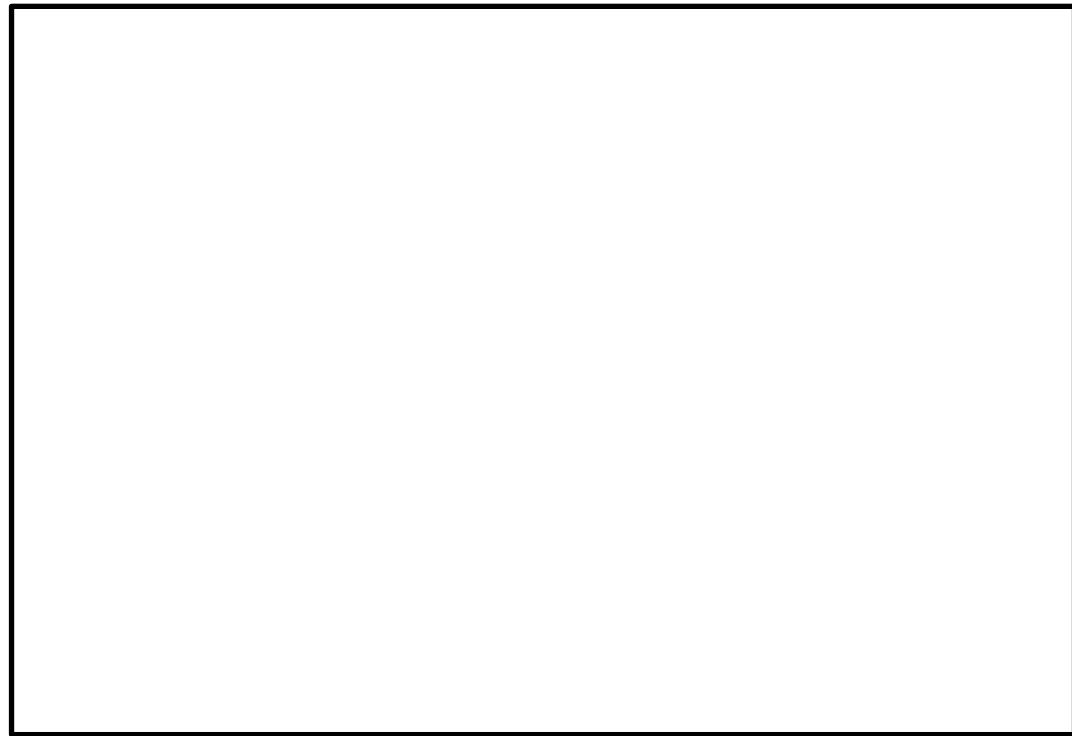


図50-6-6 伸縮継手構造図

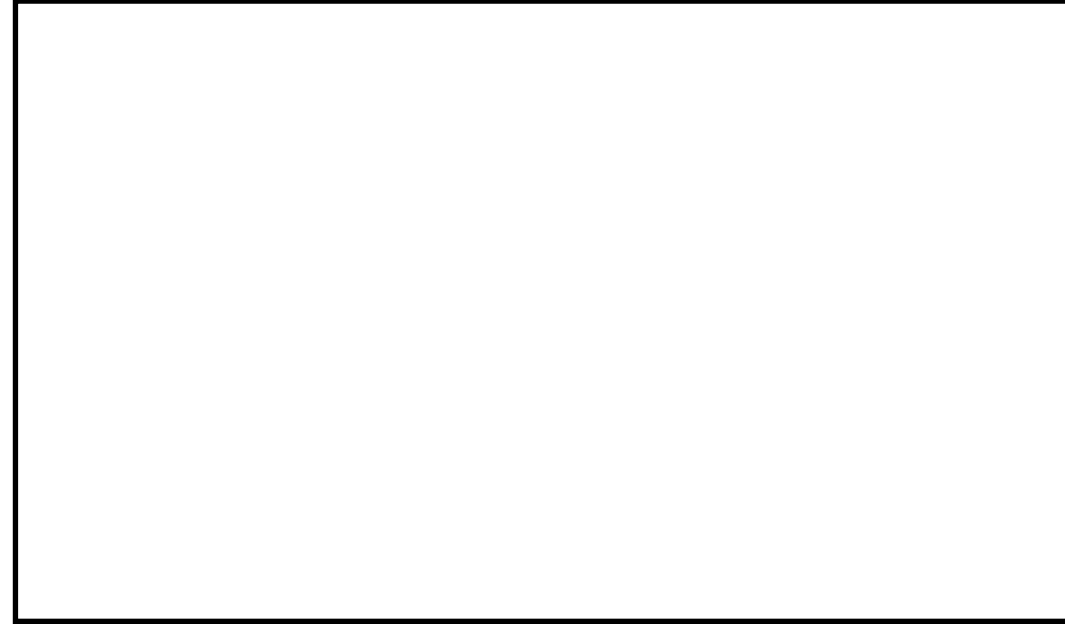


図 11 圧力開放板構造図

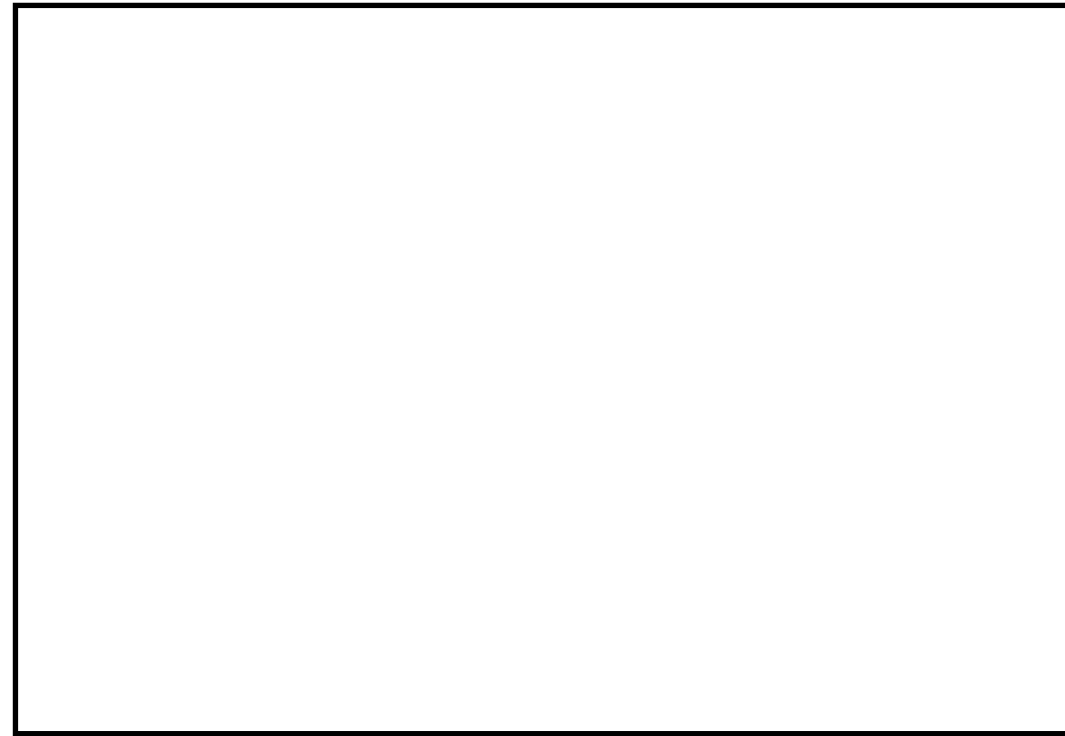


図 12 伸縮継手（排気配管）構造図

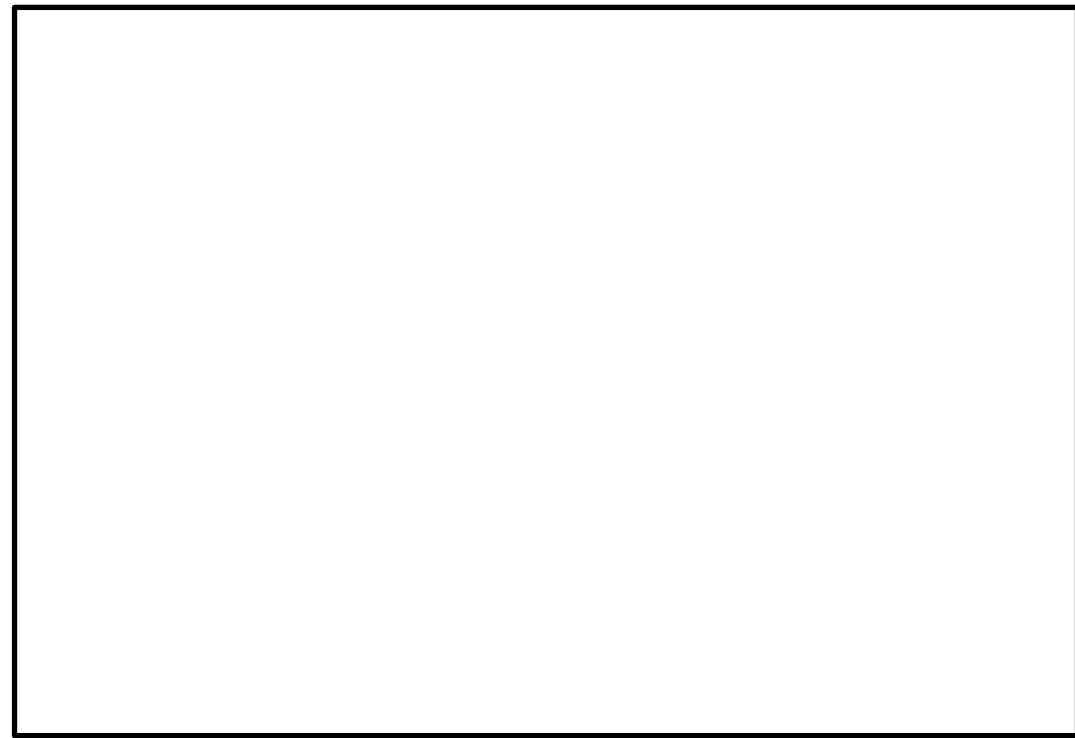


図50-6-7 電動駆動弁構造図

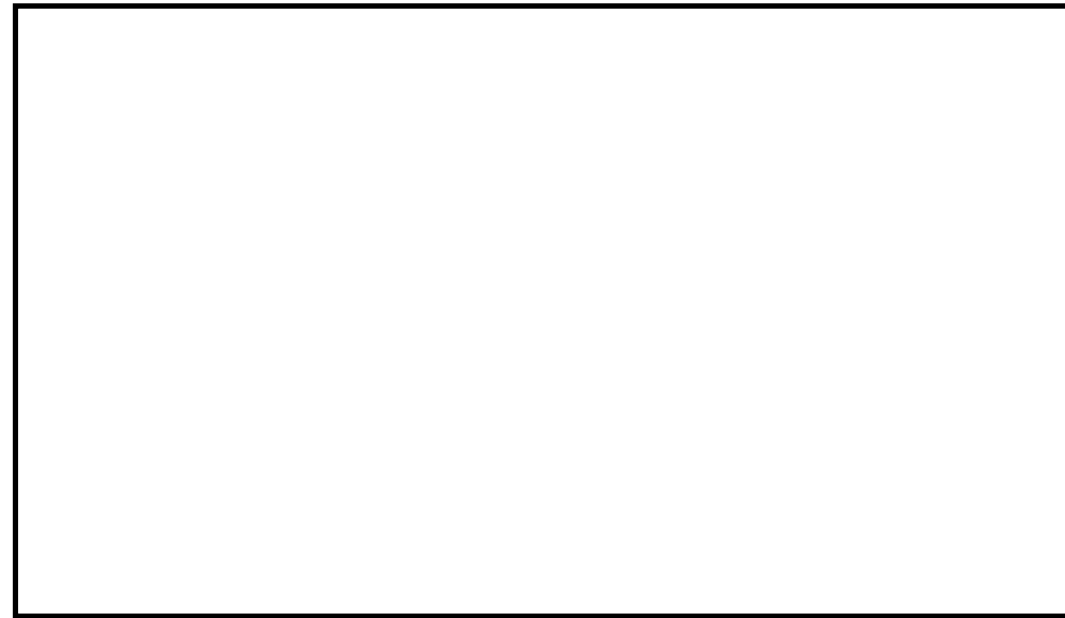


図 13 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

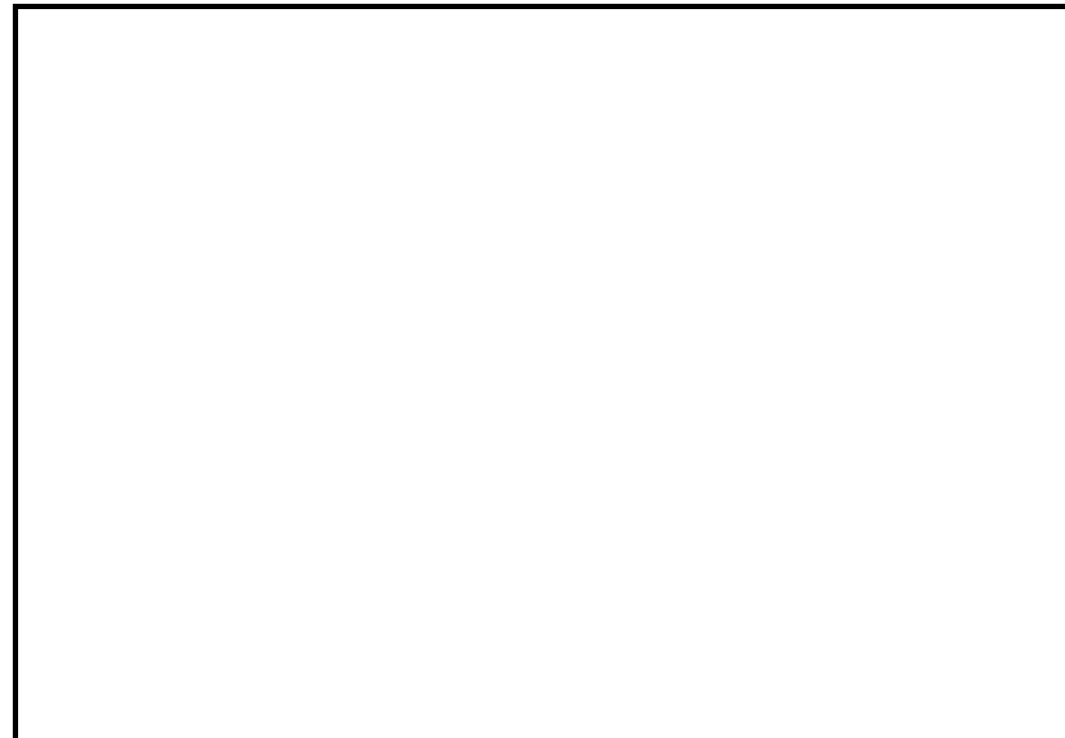


図 14 電動駆動弁構造図

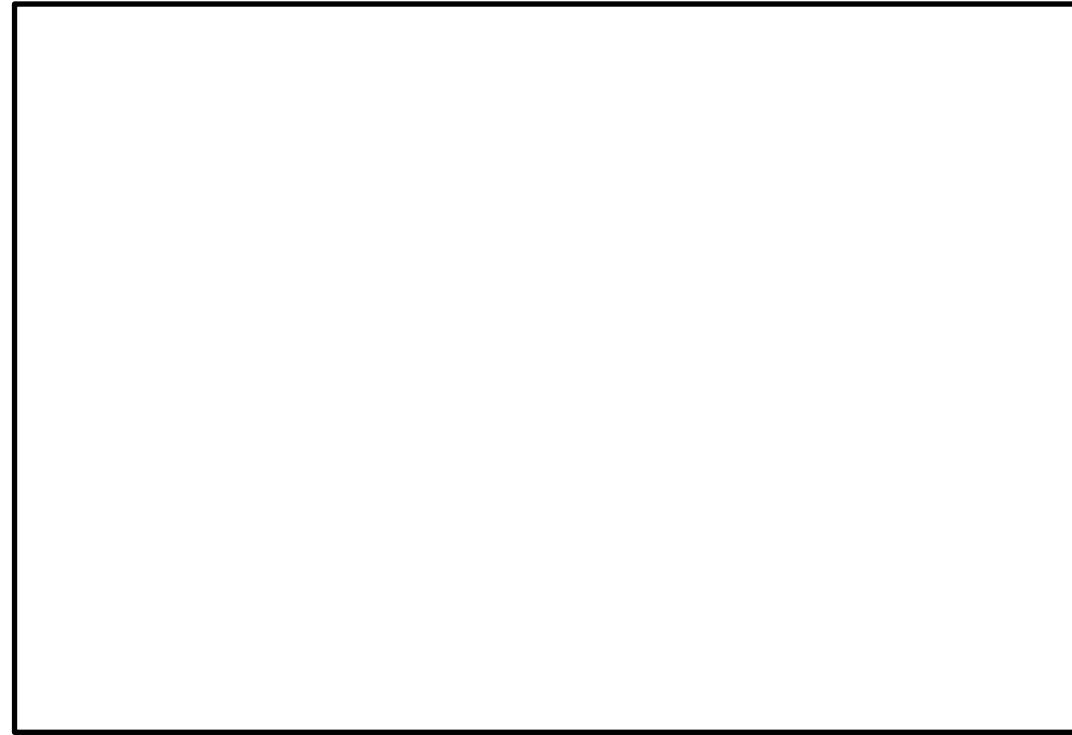


図50-6-8 空気駆動弁構造図



図50-6-9 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉二次隔離弁)



図 15 遠隔手動弁操作機構構造図

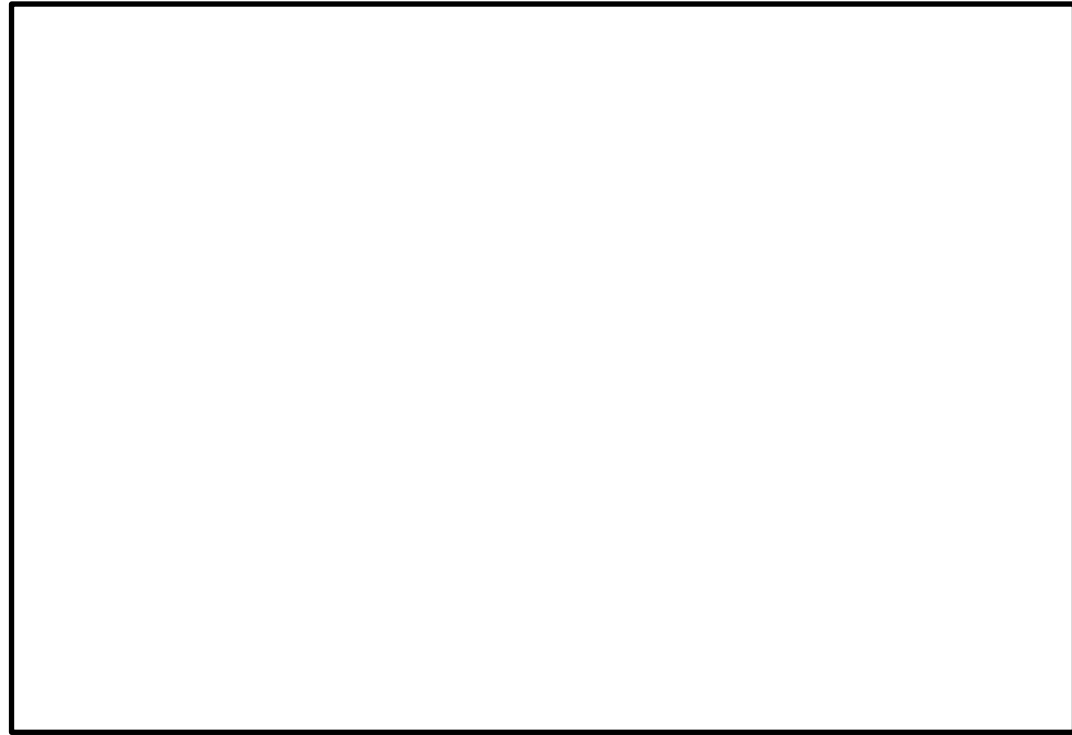


図50-6-10 可搬型窒素供給装置構造図

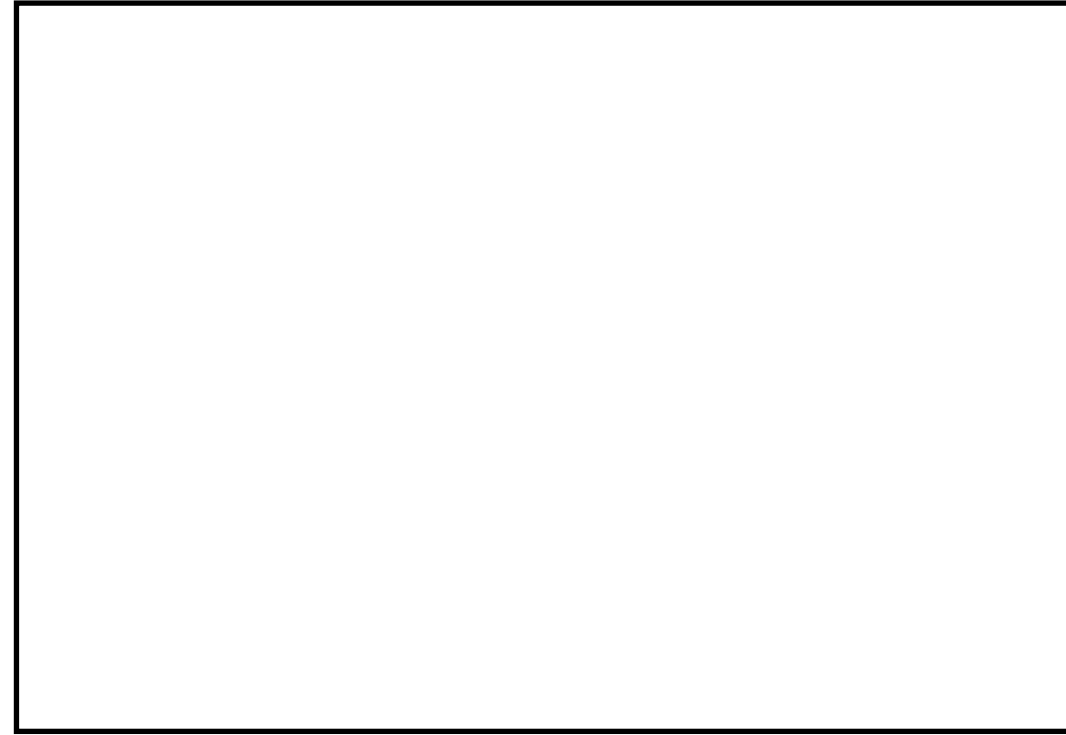


図 16 可搬式窒素供給装置構造図

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
50-7 容量設定根拠	50-7 容量設定根拠	

名 称		復水移送ポンプ (代替循環冷却系使用時)
容量	m ³ /h/台	95以上(注1), 125(注2)
全揚程	m	6号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7号炉: <input type="checkbox"/> 以上 85(注2)
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37(1.7)
最高使用温度	°C	66(85)
原動機出力	kW	6号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7号炉: <input type="checkbox"/> 以上(注1) 55(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
()内は代替循環冷却系使用時の条件を示す。		
<p>【設定根拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・圧力(200°C・0.62MPa[gage])を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設として設置している3台のうち、2台を重大事故防止設備とし、1台を予備として使用する。</p>		

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

・設備の相違

1. 容量

1.1 代替循環冷却系を使用する場合の容量 125m³/h

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が約190 m³/h（原子炉への注入流量が約 90 m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が約 100 m³/h）（復水移送ポンプ2台）又は、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が190 m³/h（原子炉格納容器下部への注入流量が50 m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が140 m³/h）（復水移送ポンプ2台）であることから、1台あたり約95 m³/h必要とする。

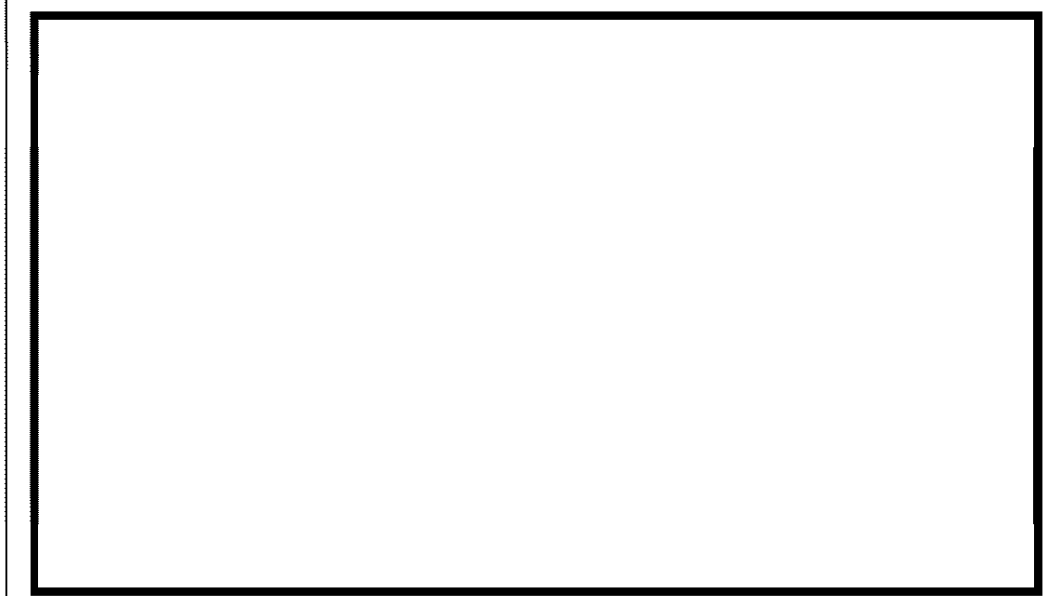
したがって、設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値125m³/hの内数であることから代替循環冷却系を使用する場合の公称値も同様に125m³/hとする。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却系を使用する場合の揚程 85m

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（サブプレッション・チェンバと原子炉の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】



2. 揚程

残留熱代替除去ポンプは、原子炉に30m³/hの注水及び格納容器に120m³/hのスプレイができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計(m)	:	<input type="text"/>	m

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

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

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

5. 原動機出力

残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

（引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1（2002）「ターボポンプ用語」）

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 70

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

【7号炉】



以上より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は 85m であり、代替循環冷却系を使用する場合の揚程はこの内数であることから 85m とする。

3. 最高使用圧力 1.7MPa[gage]

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、

を上回る圧力として 1.37MPa[gage] としているが、代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用圧力

を上回る圧力として 1.7MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度 85℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度 66℃に合わせ 66℃としているが、代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用温度は、サブプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系運転時に約℃となるため、これを上回る温度として 85℃とする。

5. 原動機出力 55kW
(6号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合 (容量 95m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times \left(\frac{Q}{3,600} \times H \right) / \left(\eta / 100 \right) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{95}{3,600} \times 93 \right) / \left(\text{} / 100 \right) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95
- H : ポンプ揚程 (m) = 93 (図 50-7-13 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-13 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

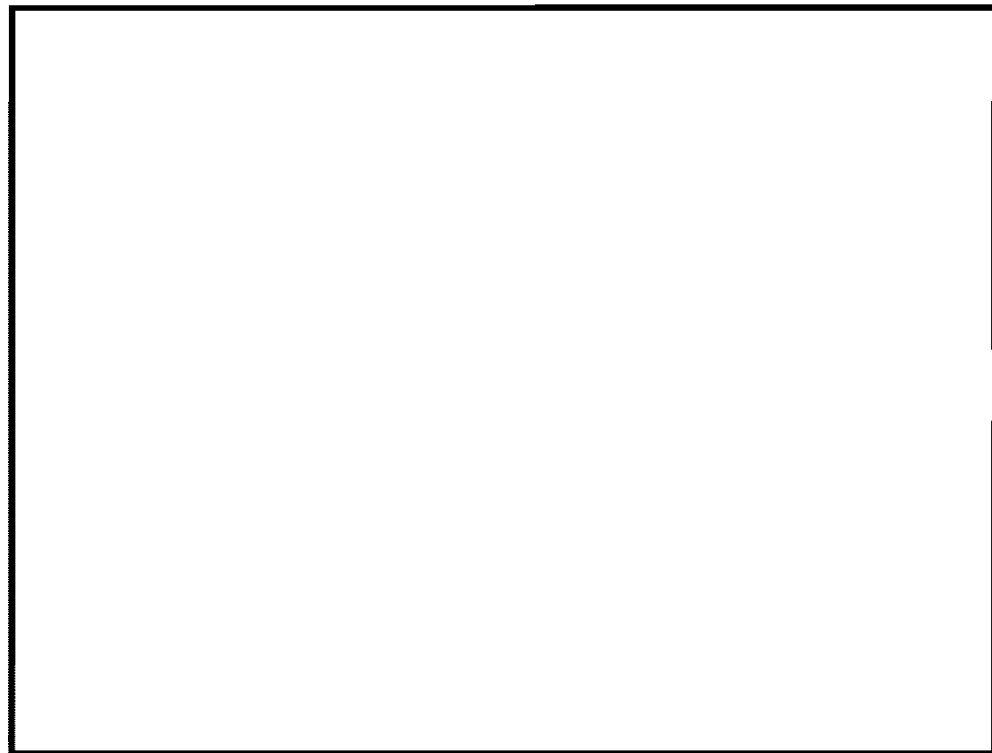


図 50-7-13 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合 (容量 95m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((95/3,600) \times 92) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 92 (図 50-7-14 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-14 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

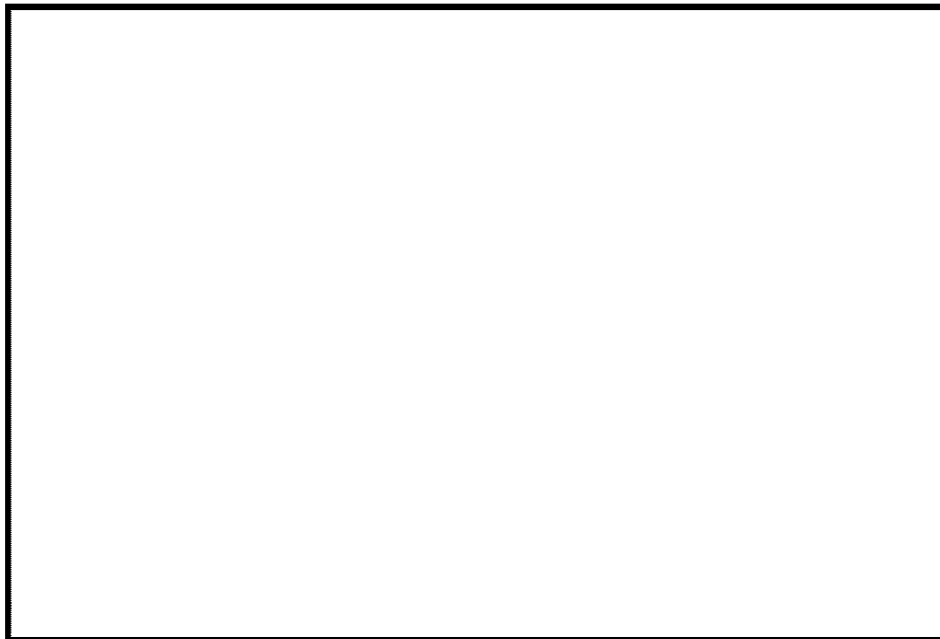


図 50-7-14 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの原動機出力の軸動力は、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから、代替循環冷却系として使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

名 称		残留熱除去系 熱交換器
個数	基	1
容量 (設計熱交換量)	MW	約 8.1 (注 1, 2)
伝熱面積	m ²	6号炉: 約 [] 以上(注 1) 7号炉: 約 [] 以上(注 1) (約 [] (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

【設定根拠】
 代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。
 この場合、復水移送ポンプはポンプ 2 台で運転し、熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量、伝熱面積の設定根拠
 設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、サブプレッション・チェンバ・プール水温が 52℃の場合において約 8.1MW であるが、重大事故等対処設備として想定する熱交換量は、サブプレッション・チェンバ・プール水温が約 160℃、残留熱除去系熱交換器への通水流量が、サブプレッション・チェンバ・プール側の流量約 190m³/h、原子炉補機冷却系側の流量約 470m³/h の場合において約 17MW 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 [] m²、7号炉約 [] m² に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6号炉約 [] m²、7号炉約 [] m² となるため、残留熱除去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 8.1MW とし、要求伝熱面積としては設計基準対象施設として使用する場合と同様、6号炉は約 [] m²、7号炉は約 [] m² とする。

名 称		残留熱除去系熱交換器
個数	基	1
容量 (設計熱交換量)	MW / 基	約 9.1 (注 1, 2)
伝熱面積	m ² /基	[] 以上 (注 1) ([] (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】
 重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系 (AHEF) の移動式熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。
 なお、残留熱代替除去系として使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器を使用し、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

1. 容量の設定根拠
 設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、海水温度 30℃、サブプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃において約 9.1MW であり、伝熱面積は [] m² である。
 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積を表 1 に示す。重大事故等対処設備として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の要求伝熱面積としては、設計基準対象施設として使用する場合と同様に [] m² とする。

表 1 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積

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

・設備の相違

【6号炉】

設計基準対処施設として想定する条件での必要伝熱面積は下式にて求められる。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K \times \Delta t} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} = \text{[] m}^2$$

ここで、
 Q : 設計熱交換量 (W) = []
 Δt : 対数平均温度差 (K) = []
 K : 対数熱通過率 (W/(m²·K)) = []
 (引用文献:「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

また、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下式にて求められる。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K \times \Delta t} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} = \text{[] m}^2$$

Q : 設計熱交換量 (W) = []
 Δt : 対数平均温度差 (K) = []
 K : 対数熱通過率 (W/(m²·K)) = []
 (引用文献:「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

要求伝熱面積は、伝熱管本数から []%に相当する伝熱管の本数を差し引き、直管部のみの伝熱面積を考慮し、下式にて求められる。

$$A' = \pi \cdot d_o \cdot N \cdot L$$

ここで、
 A' : 要求伝熱面積 (m²)
 d_o : 伝熱管外径 (m) = []
 N : 伝熱管本数 = []
 L : 曲管部を除く伝熱管長さ (m) = []

したがって、A' = [] m²

【7号炉】

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、設計熱交換量、伝熱管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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} \text{ m}^2$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = []
 - K_o : 伝熱管熱通過率 (W/(m²·K)) = []
 - ΔT : 対数平均温度差 (K) = []
- (引用文献: 「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

また、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、下記のように求める。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} \text{ m}^2$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = []
 - K_o : 伝熱管熱通過率 (W/(m²·K)) = []
 - ΔT : 対数平均温度差 (K) = []
- (引用文献: 「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

要求伝熱面積は、下記のように求める。

伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 [] m² から、伝熱管総本数の [] % に相当する本数について、伝熱管外径のプラス公差を考慮した最外周の伝熱管の伝熱面積分を差し引いて計算した約 [] m² とする。

$$A = \pi \times (d_o - \Delta d_2) \times (N \times L + L_U)$$

$$= \text{[]} \text{ m}^2$$

- A : 伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 (m²)
- d_o : 伝熱管公称外径 (m) = []
- Δd₂ : 伝熱管外径マイナス公差 (m) = []
- N : 伝熱管総本数 (本) = []
- L : 伝熱管直管部長さ (m) = []
- L_U : 伝熱管U字部全長さ (m) = []

$$A^* = A - \pi \times (d_o + \Delta d_1) \times (N_{1\%} \times L_{max})$$

$A^* =$
 $=$ m^2

A^* : 要求伝熱面積 (m²)

A : 伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 (m²) =

d_o : 伝熱管公称外径 (m)

Δd_1 : 伝熱管外径プラス公差 (m)

$N_{1\%}$: 伝熱管総本数の1%に相当する本数 (本)

L_{max} : 最外周の伝熱管長さ (m)

名 称		熱交換器ユニット(その1)
個 数	式	3
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 50
伝熱面積	m ² /式	□以上(注1) (約□(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】

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。

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「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」で、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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-15に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、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開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

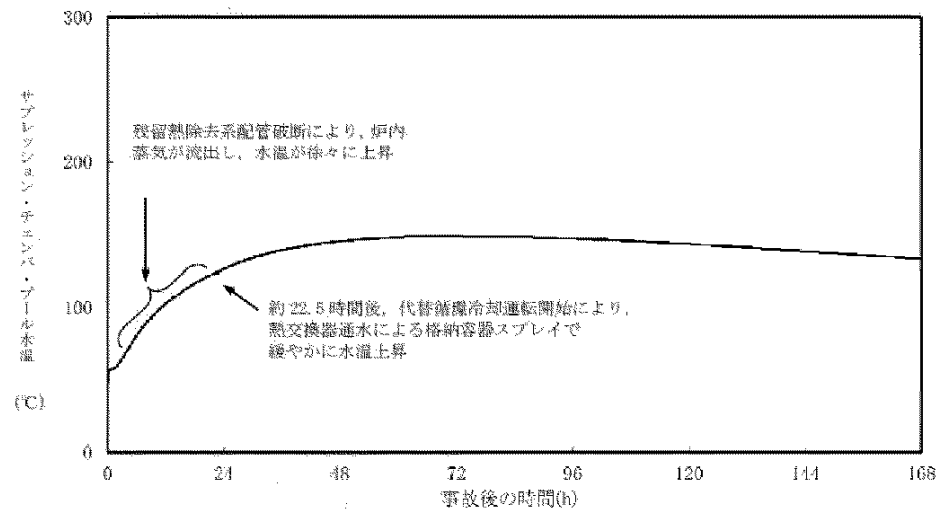


図50-7-15 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

名 称		移動式代替熱交換設備
個 数	台	2 (予備1)
容量(設計熱交換量)	MW/台	約23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝熱面積	m ² /台	□
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

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

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

1. 個数、容量の設定根拠

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

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生10時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図1に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合」のサブプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

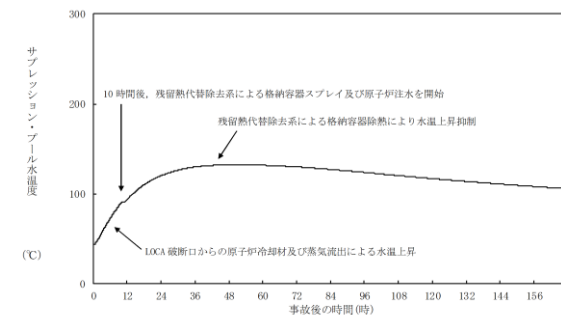


図1 サプレッション・プール水温の推移 (原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

・設備の相違

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-16に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

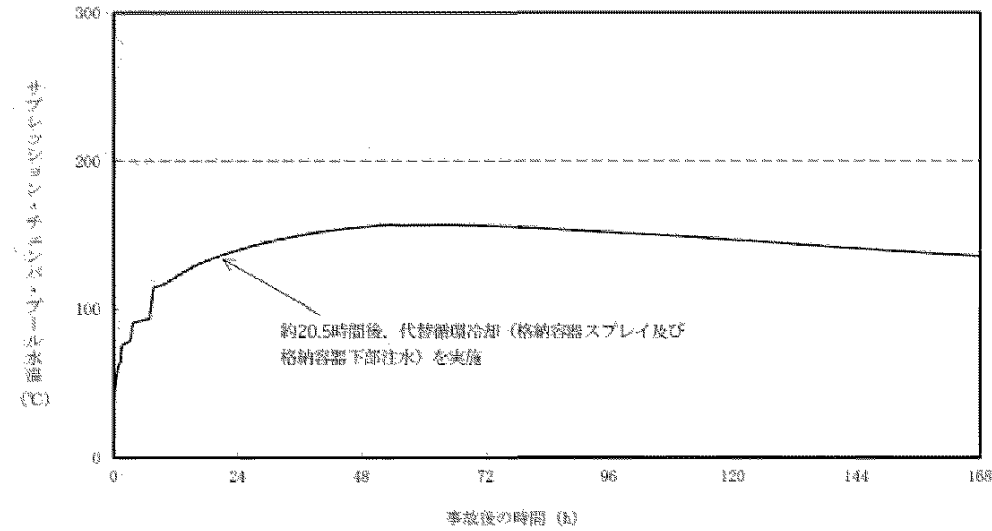


図50-7-16 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (格納容器下部注水及び格納容器スプレイ)

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。

2.2 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。

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

具体的には、図2に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

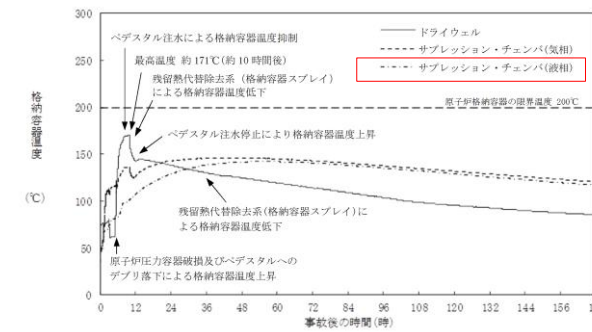


図2 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水)

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備(淡水側)を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭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

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

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。

3.2 海水側

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。

4. 伝熱面積の設定根拠

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。

4.1 交換熱量

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

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

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

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q : 熱交換器ユニット除熱能力 = 23.0MW (82,800,000 kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 840m³/h

T_{a1} : 熱交換器ユニット淡水側入口温度

T_{a2} : 熱交換器ユニット淡水側出口温度 = 32.0℃

T_{b2} : 熱交換器ユニット海水側入口温度 = 30.0℃

T_{b1} : 熱交換器ユニット海水側出口温度

ρ₁ : 密度 (淡水) = 990.1kg/m³

ρ₂ : 密度 (海水) = 1017kg/m³

C₁ : 比熱 (淡水) = 4.18kJ/kg・K

C₂ : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

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

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

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

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

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

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

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

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

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

ρ₁ : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ₂ : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C₁ : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C₂ : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

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

$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

U_c = kW / (m²・K)

4.4 必要伝熱面積

A_r = Q / Δt / U_c = m²/台 ⇔ m²/台

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、 m²/台とする。

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1 - Tb2) - (Ta2 - Tb1)\} / \ln\{(Ta1 - Tb2) / (Ta2 - Tb1)\}$$

$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

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

$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \approx \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

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

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

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、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」で、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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、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開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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。

・設備の相違

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 m²/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。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ &= \text{} \text{ m}^2 / \text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10⁶ (=11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²・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 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m²/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"> ・管側（サブプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量） ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h ・管側（サブプレッション・プール水）入口温度 : 52℃ ・海水温度 : 30℃ ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : <input type="text"/> m² <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"> ・管側（サブプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量） ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h ・管側（サブプレッション・プール水）入口温度 : 52℃ ・海水温度 : 30℃ ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m² 		

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 ³ /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2))
全揚程	m	□ 以上 (注1) (75 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□ 以上 (注1) (110 (注2))
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

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。

代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ (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 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを2台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その1) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「零閉気圧力・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」で、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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「零閉気圧力・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」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、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開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器零閉気直接加熱」で、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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器零閉気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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台あたり)
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2))
全 揚 程	m	□ 以上 (注1) (75 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.37
最 高 使 用 温 度	℃	70
原 動 機 出 力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2))
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】

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

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを2台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「零閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価「零閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサブプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器零閉気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器零閉気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

・設備の相違

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ (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。

【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1) 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。

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、冷却水の供給温度を考慮し、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1) (容量 300m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100)$$

$$= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-17 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 50-7-17 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1) の原動機出力は110kWとする。

2. 揚程の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

$$P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100)$$

$$= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

$$\approx \text{} \text{ kW}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 3 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 3 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

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



図 50-7-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) 性能曲線

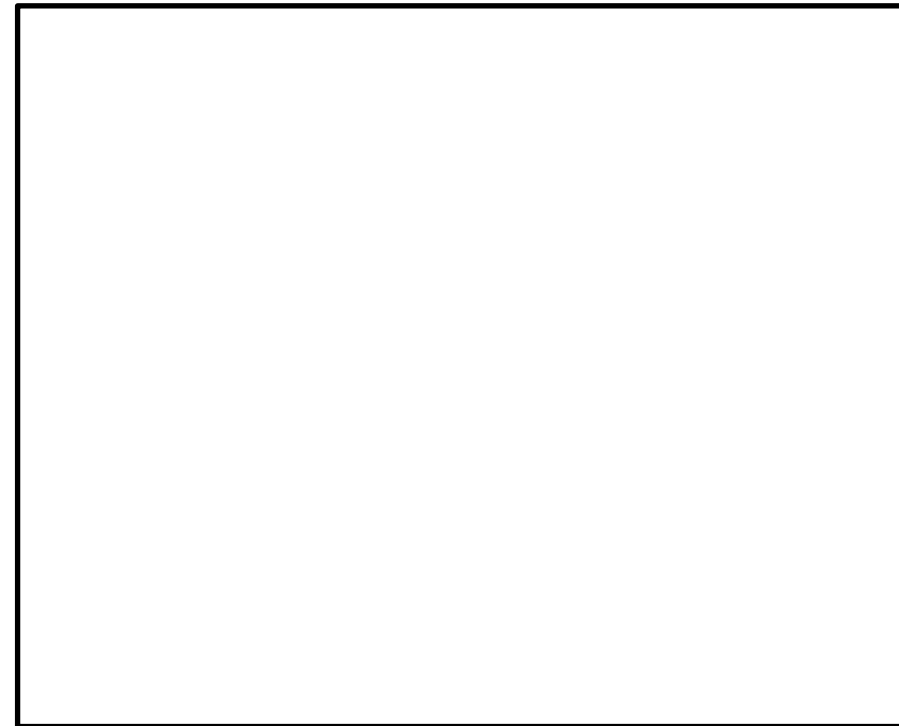


図 3 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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 ³ /h/台	600 以上 (注1) (600 (注2))
全揚程	m	<input type="checkbox"/> 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	<input type="checkbox"/> 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系水ポンプ (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 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを1台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その2) の容量の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」で、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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、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開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

・設備の相違

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。

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 600m³/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)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-18 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-18 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。

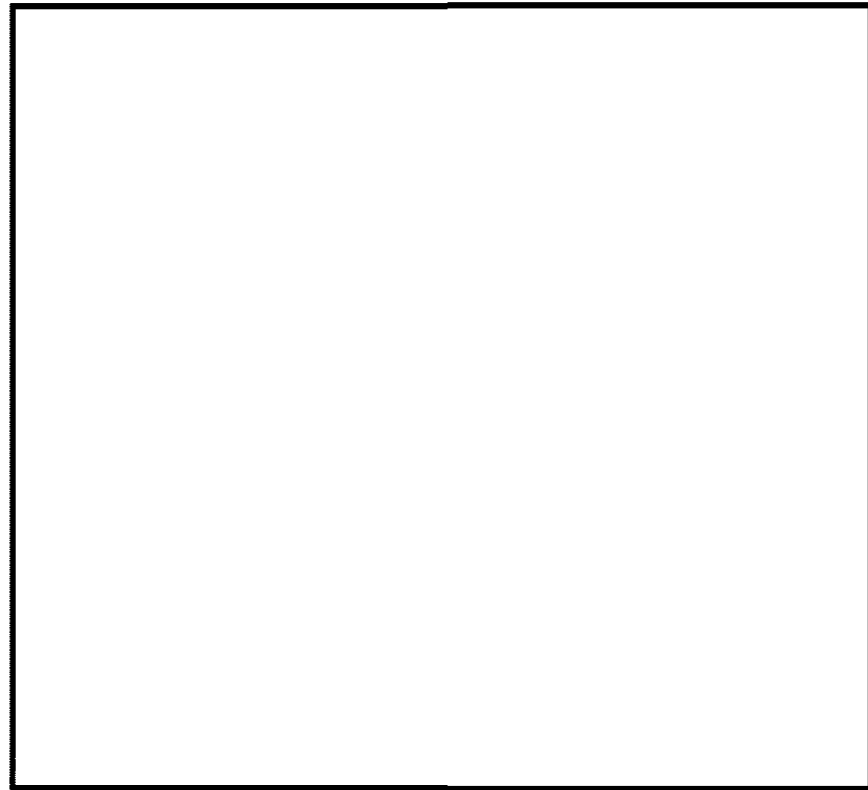


図 50-7-18 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) 性能曲線

名 称		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
容量	m ³ /h	840 以上 (注1) (900 (注2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.46 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/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】
 大容量送水車 (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。

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 840m³/h とし、900m³/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、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」で、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で冷却効果が確認されている。
 具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、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開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 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で冷却効果が確認されている。
 具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

名 称		大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	780 以上 (注1) (1,800 (注2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99 以上 (注1) (1.2 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】
 大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠
 大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。
 なお、大型送水ポンプ車の容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。
 具体的には、図 1 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサブプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。
 具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

・設備の相違

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。

(6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

(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

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。

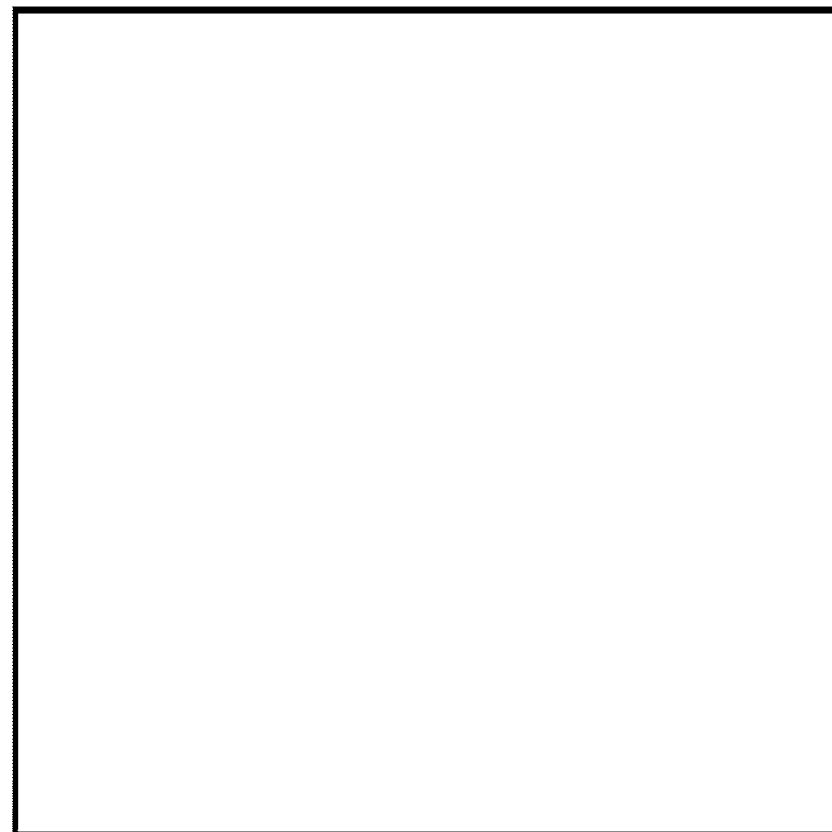


図 50-7-19 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

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

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

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
- ③エルボの使用による圧損 : MPa
- ④配管・機器類の圧力損失 : MPa
- ①～④の合計 : 0.99 MPa

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。

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50-7-20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 840 m³/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。

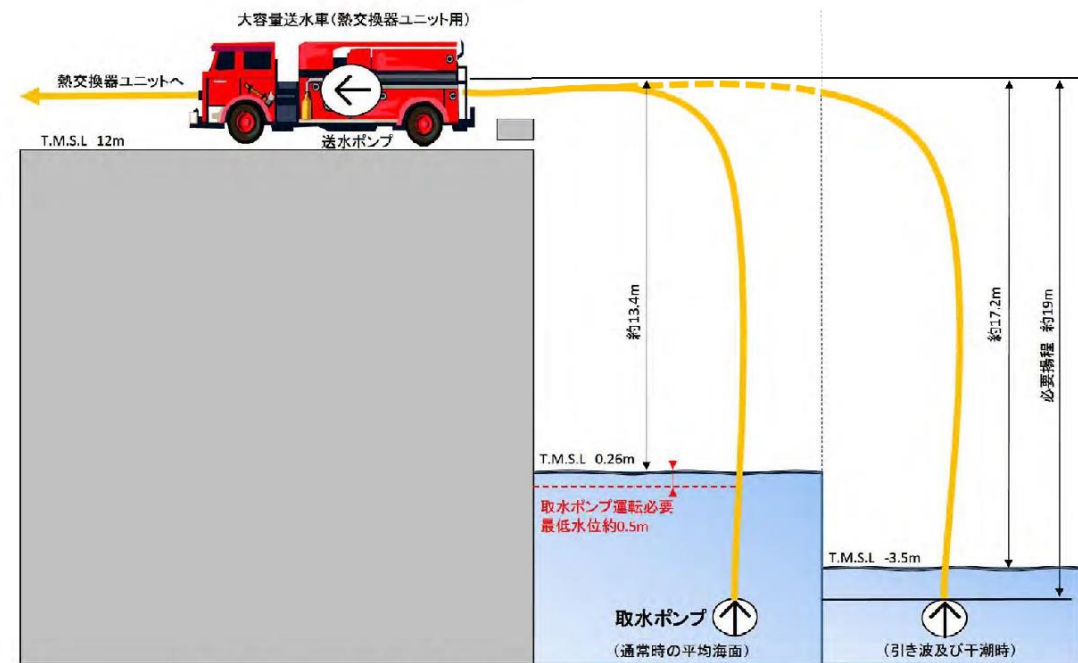


図 50-7-20 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

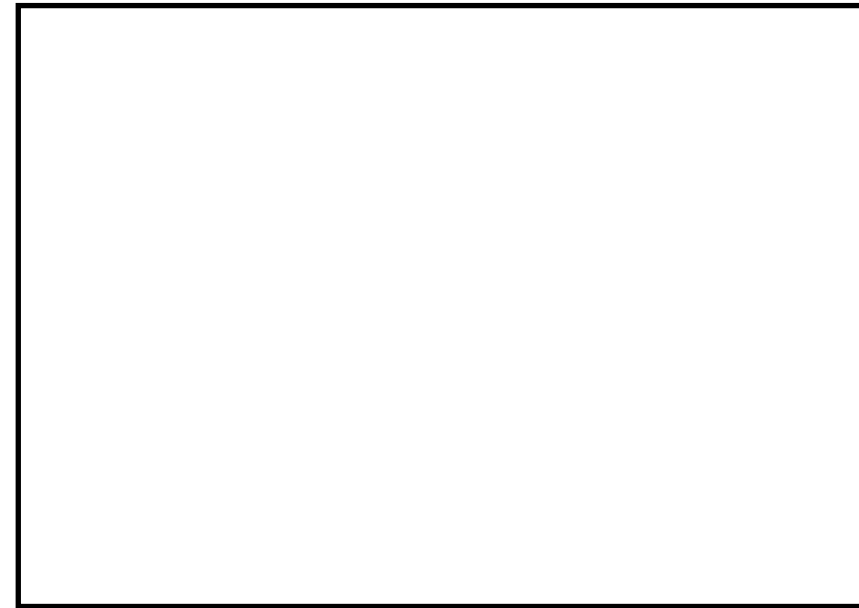


図 4 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図5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入水頭が約10m以上であるのに対し、必要流量780m³/hを確保した場合における水中ポンプの全揚程は約50mであり、ホース圧損（約2m）と静水頭（約16.5m）を考慮しても、送水ポンプの有効吸入水頭（約41m（=50m+10.3-2m-16.5m））は、必要吸入水頭を上回ることを確認した。

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。

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。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点（）での軸動力を考慮し、 kW とする。

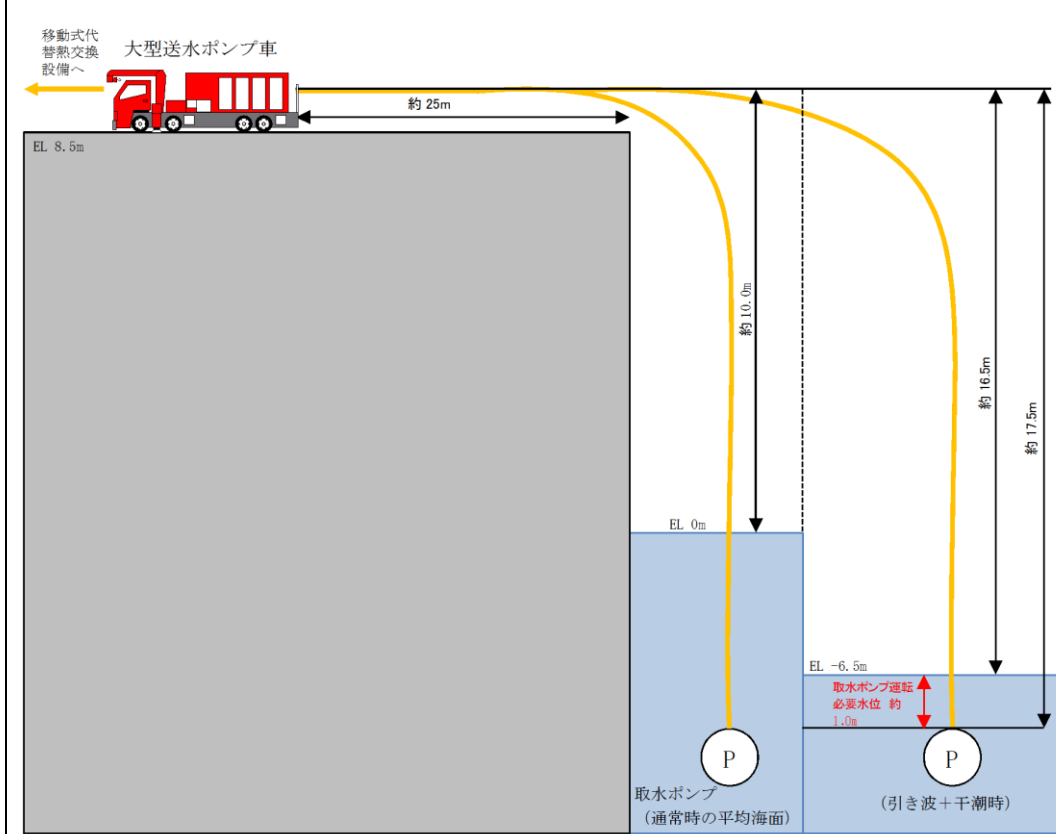


図5 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.4MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が 30℃ の余裕を考慮し、40℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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・消防機器使覧「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

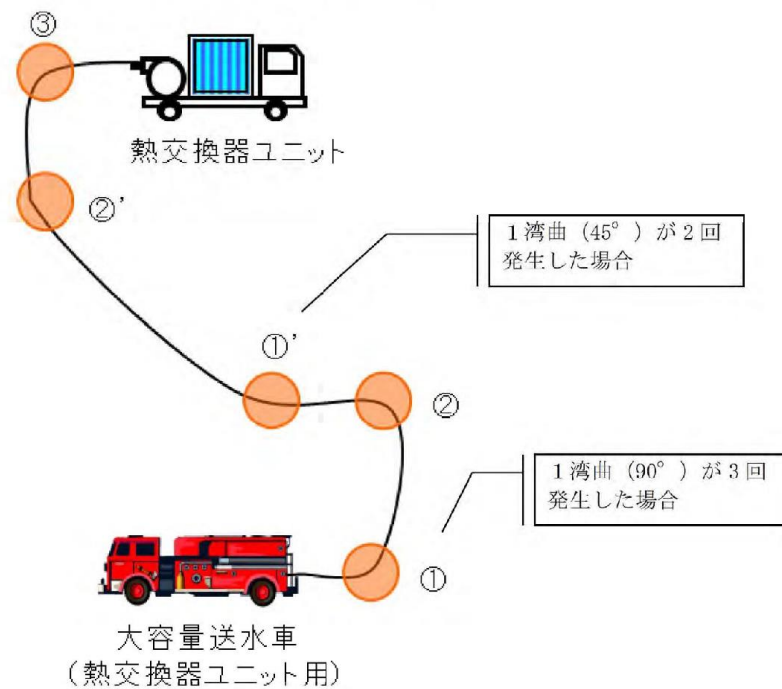


図507 21 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

<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・消防機器使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。

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。

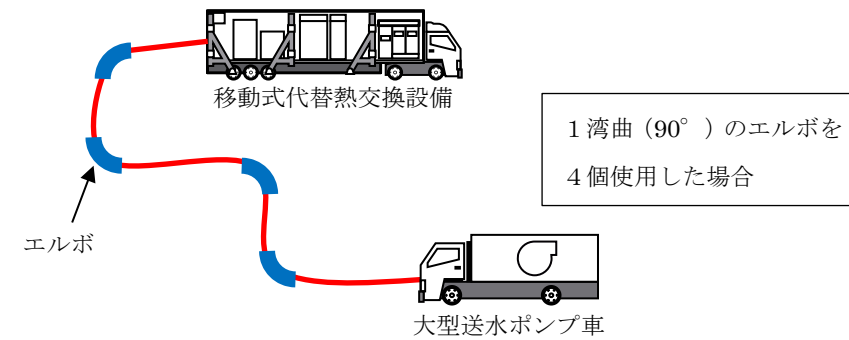


図6 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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

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

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

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

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

ここで $Re = \rho v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表7のように与えられる

表2 α の数値

・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>○流速v</p> <p>$v=Q/A$</p> <ul style="list-style-type: none"> • Q=流量について 大容量送水車流量は, 840m³/hである。 • A=管路の断面積について $A=\pi r^2$であることから, r=管内径/2 となり, 管内径0.295m より, $r=0.1475$。よって, $A=0.06834$ [m²] • 流速$v=Q/A$より $v=204.8581$[m/min] $=3.415$[m/s] …… (ii) <p>○上記 (i) (ii) より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。</p> <p>$hc=fc \times v^2 / (2g)$ より, 重力加速度 9.8 [m/s²] を用いて</p> <p>$hc=0.068 \times (3.145^2 / (2 \times 9.8))$ $=0.04046$[m]</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>θ</th> <th>45°</th> <th>90°</th> <th>180°</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>α</td> <td>$1+5.13(\rho/d)^{-1.47}$</td> <td>$0.95+4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ($\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho/d > 9.85$ の場合)</td> <td>$1+5.06(\rho/d)^{-4.52}$</td> </tr> </tbody> </table>	θ	45°	90°	180°	α	$1+5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95+4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ($\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho/d > 9.85$ の場合)	$1+5.06(\rho/d)^{-4.52}$				
θ	45°	90°	180°										
α	$1+5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95+4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ($\rho/d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho/d > 9.85$ の場合)	$1+5.06(\rho/d)^{-4.52}$										
	<p>(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)</p> <p>$\rho=0.596$[m] $d=0.2979$[m] $v=1.792$[mm²/s] であることから</p> <p>$v=1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$ ≈ 3.99[m/s]</p> <p>$Re = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$ $\approx 6.6 \times 10^5$</p> <p>$Re (d/\rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2$ $\approx 165519 > 364$ より</p> <p>ここで</p> <p>$\rho/d = 0.596/0.2979$ $= 2.00067 \dots$ ≈ 2</p> <p>であるため</p> <p>$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$ $= 2.085319$</p> <p>$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$ $= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596/0.2979)^{0.84}$ $= 0.148346 \dots$ ≈ 0.15</p> <p>となり</p> <p>$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$ $= 0.0119400 \dots$ ≈ 0.012[MPa]</p>												

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620 (原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで)
		250 (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	31.6

(1) 最高使用圧力

【原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスク】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力(原子炉格納容器の最高使用圧力310kPa[gage]の2倍)にて格納容器ベントを行うことができるよう、620kPa[gage]とする。

【よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口】

格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPa[gage]とする。

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している(図50-7-1,2参照)。

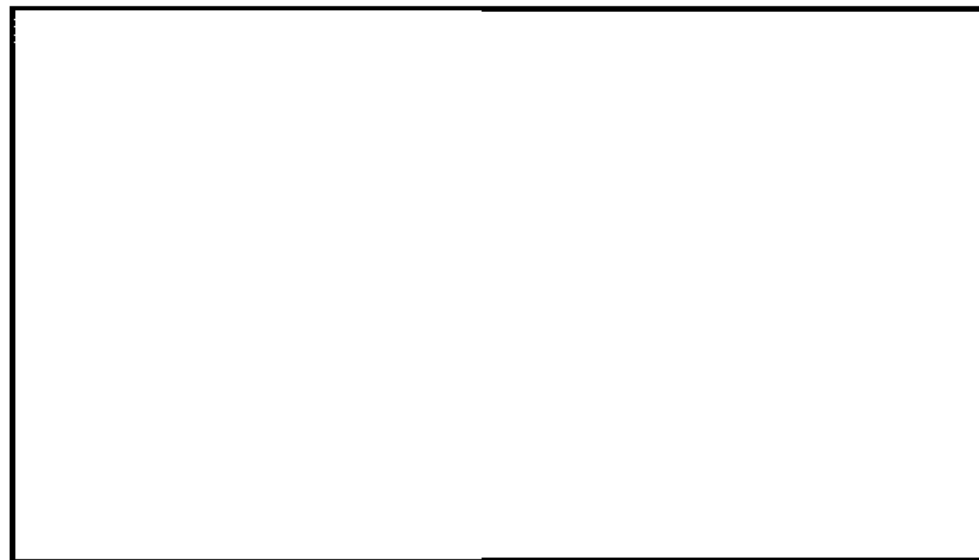


図50-7-1 6号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力620kPa(gage), 全弁全開)

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

【設 定 根 拠】

1. 最高使用圧力

【原子炉格納容器から流量制限オリフィス】

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

【流量制限オリフィスから排気口】

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

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している(図7参照)。



図7 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

・設備の相違



図 50-7-2 7号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力 620kPa(gage), 全弁全開)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失において、格納容器ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している (図 50-7-3 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器圧力逃がし装置の温度も 200℃以下となる。

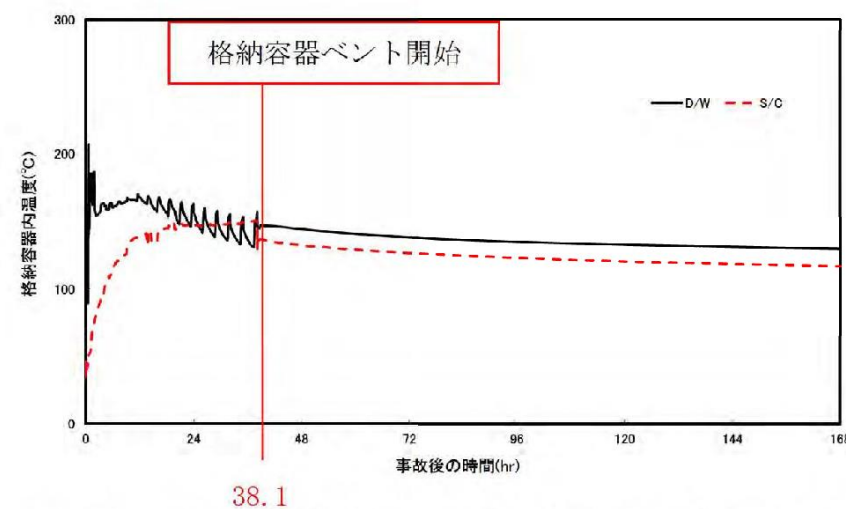


図 50-7-3 原子炉格納容器温度推移 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失)

2. 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失において、格納容器ベント後の格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している (図 8 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

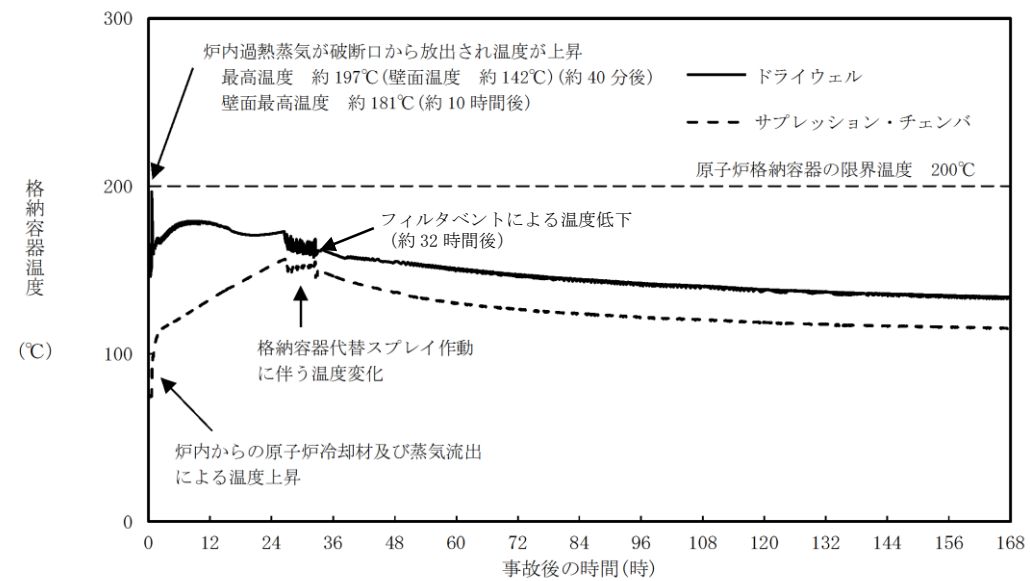


図 8 原子炉格納容器温度推移 (冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の2%に相当する発生蒸気量 31.6kg/s を排出可能な設計とする。

(図 50-7-1, 2 の圧力勾配にてベントガスを通気した場合、ベントガスの質量流量は 31.6kg/s となる)

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から2~3時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失におけるベント開始時間は、原子炉停止から約 38 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器圧力逃がし装置の設計流量よりも小さな値となる (図 50-7-4 参照)。よって、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器を減圧することは可能である (図 50-7-5 参照)。

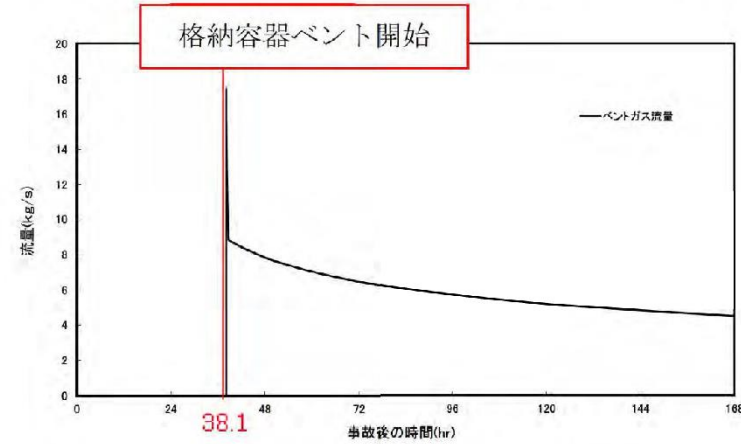


図 50-7-4 ベントガス流量推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

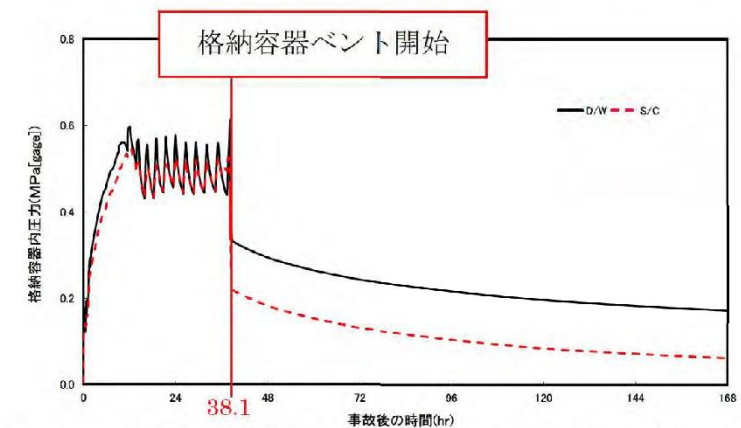


図 50-7-5 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

【設 定 根 拠】

3. 設計流量 (ベントガス流量)

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

設計流量は (式 1) により算出し 9.8kg/s となる。

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

ここで、

W_{Vent} : 設計流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)

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

h_w : 60℃ の飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

格納容器ベント開始時間が最も早い有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能喪失における格納容器ベント開始時間は、原子炉停止から約 27 時間後となっている。そのため、格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器フィルタベント系の系統流量よりも小さい値となる。よって、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

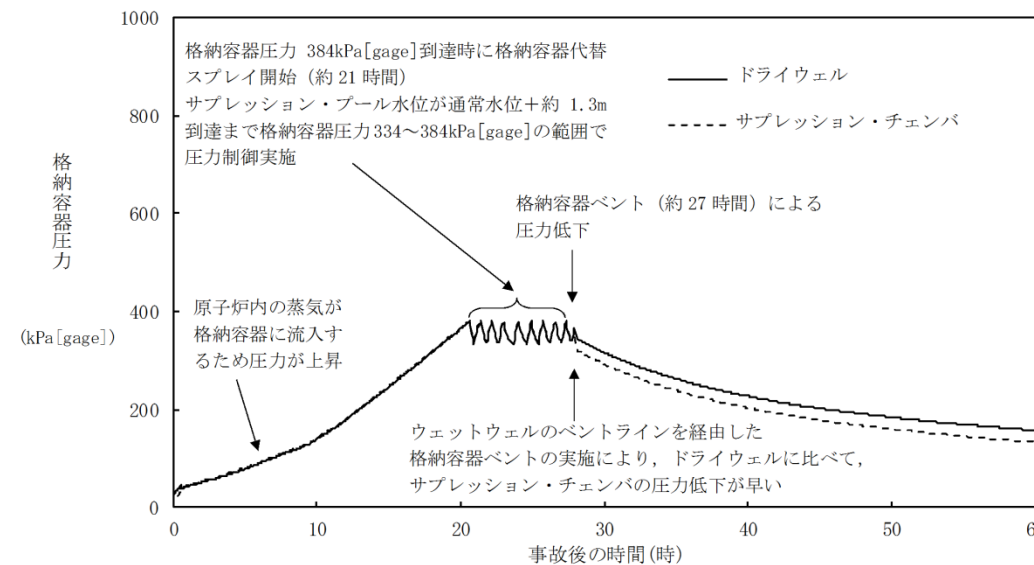


図 9 原子炉格納容器圧力推移 (LOCA 時注水機能喪失)

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラバ水 待機時薬液添加濃度	wt%	<input type="text"/>
フィルタ装置 金属フィルタ 許容エアロゾル量	cm ³	約 1900 (最小流量相当時)
		約 770 (0.62MPa[gage]相当流量時)

(1) スクラバ水 待機時薬液添加濃度

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を 以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

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

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

そのため、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮しても pH が 以上を維持するだけの容量を有している必要がある。

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH wt% としている。ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

【水酸化物イオン消費・希釈量評価】

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
原子炉格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が、熱並びに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し、スクラバ水の pH を低下させる。原子炉格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mol] と評価している。そのため、この酸を中和するため、水酸化物イオンも 330[mol] 消費される。

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

【設定根拠】

1. スクラビング水待機時薬液添加濃度

ベンチュリスクラバの無機よう素に対する DF を 100 以上とするためには、スクラビング水の pH を に維持する必要がある。

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

- ① 放射線分解による酸性物質生成
- ② 熱分解による酸性物質生成
- ③ スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質

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

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

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

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

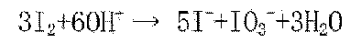
また、窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード(冷却材喪失(大破断 L O C A) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失)」において、ベント時(事象発生から 32 時間後)には約 [mol]、7 日後(168 時間後)では約 [mol]、60 日後(1440 時間後)では約 [mol] の酸性物質が格納容器内で生成される。放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図 10 に示す。

・設備の相違

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載のとおり、1[mol]の無機よう素を捕捉するためには、2[mol]の水酸化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53[mol]^{※2}と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン1.06[mol]が消費される。

③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から1[m]まで水を張っており、水量は23766[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から2.2[m]であることから、水量は38846[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は23766/38846=0.61倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [] [wt%] であり、スクラバ水の初期量は23766[l]であるため、添加するNaOHの量は23766 × [] = [] [kg] = [] [mol] となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は330+1.06=331.06[mol]であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は [] - 331.06 = [] [mol] となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は38846[l]である。そのため、水酸化物イオン濃度は [] / 38846 = [] [mol/l] となり、pHは [] となる。

よって、スクラバ水のpHは [] 以上を維持できることから、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度はNaOH [] [wt%] にて十分である。

【設定根拠】



図10 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

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

したがって、熱分解による酸性物質発生量として [] [mol] を想定する。

(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量

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

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

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

スクラビング水に初期添加する水酸化ナトリウムは、上記にさらに余裕をみた水酸化ナトリウム濃度とし、通常水位(約 [] t)において約 [] wt%とすることとし、そのモル量は以下のとおりである。事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図11に示す。



(2) フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量

フィルタ装置金属フィルタにエアロゾルが捕捉されると、捕捉されたエアロゾルの量に応じてフィルタ装置金属フィルタの差圧は上昇し、規定量のエアロゾルを捕捉すると、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値に到達する。この時のフィルタ装置金属フィルタのエアロゾル捕捉量を、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量という。

フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量は、フィルタ装置内を通気されるガスの体積流量により変わり、原子炉格納容器圧力が0.62MPa[gage]におけるガス流量（以下、「0.62MPa[gage]相当流量」）に対する許容エアロゾル量は約770cm³、事故後約1週間後のガス流量（以下「最小流量相当」という。）に対する許容エアロゾル量は約1900cm³である。

フィルタ装置使用中は、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値以下に維持される必要がある。そのため、フィルタ装置使用中に、前段にある水スクラバでは捕捉できずにフィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失と、MCCIが発生する高圧・低圧注水機能喪失のD/Wベントシナリオに対し、フィルタ装置金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量の十分性を評価する。

評価の手順は、以下のとおりである。

【フィルタ装置金属フィルタへのエアロゾル流入量評価】

① 各シナリオにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量 (cm³)

まず、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失と高圧・低圧注水機能喪失のD/Wベントシナリオにおいて、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量を評価した結果、図50-7-6,7並びに表50-7-1のとおりとなった。

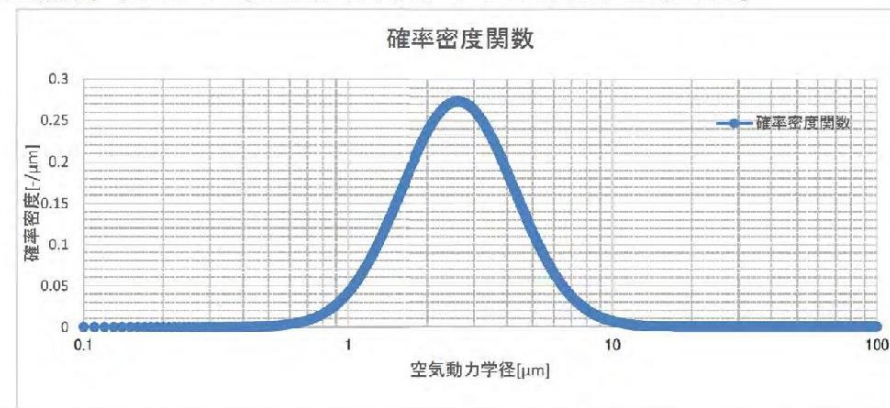


図 50-7-6 エアロゾル粒径分布 (大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失)

【設定根拠】

よって、スクラビング水のpHを [] に維持するための水酸化ナトリウムの初期添加濃度は、約 [] wt%で十分である。



図 11 事故後スクラビング水のpH挙動評価

2. 金属フィルタの設計負荷量

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

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

そこで、有効性評価シナリオである冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失に対し、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタ設計負荷量の十分性を評価する。評価の手順は、以下の通りである。

(1) 金属フィルタへのエアロゾル流入量評価

フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約28kg及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に300kgに設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（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）におけるMAAP解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約1.8×10⁻³kg、ドライウェルベントの場合で約3.5kgであることから、フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために設定した300kgは十分保守的であると考えられる。

また、JAVA試験ではベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を確認し

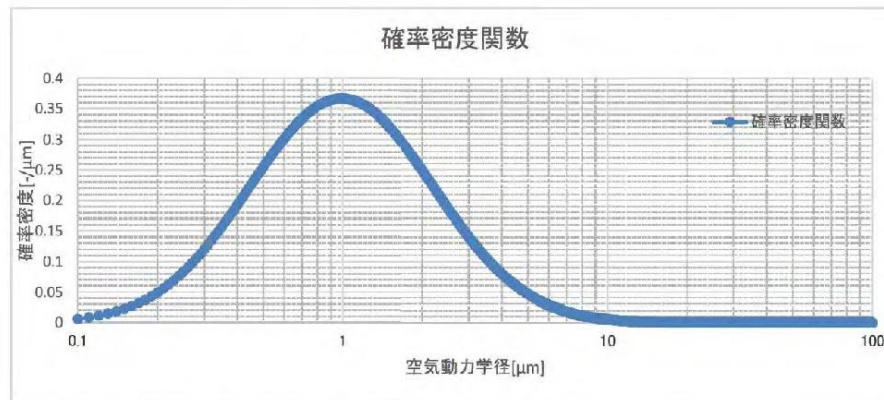


図 50-7-7 エアロゾル粒径分布 (高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント)

表 50-7-1 エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	723.64 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	10203.51 cm ³

② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して、水スクラバ単体のオーバーオール DF の算出

次に、フィルタ装置に流入するエアロゾルのうち、フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量を評価するため、フィルタ装置金属フィルタの前段に設置される水スクラバの除去性能（オーバーオール DF）を評価する。

水スクラバの粒径に対する除染係数は、性能確認試験により図 50-7-8, 9 の結果が得られている。

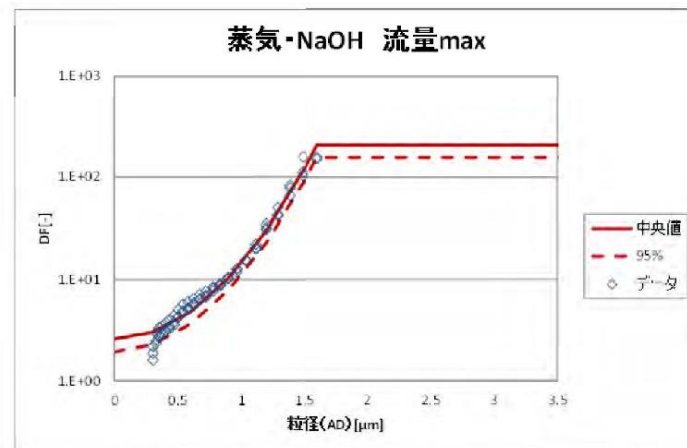


図 50-7-8 水スクラバ性能試験結果 (0.62MPa [gage] 相当流量)

ている試験ケースがあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリノズル単独でも 以上と評価される。ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を表 3 に示す。格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は となる。

表 3 ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能

--

(3) 評価結果

--

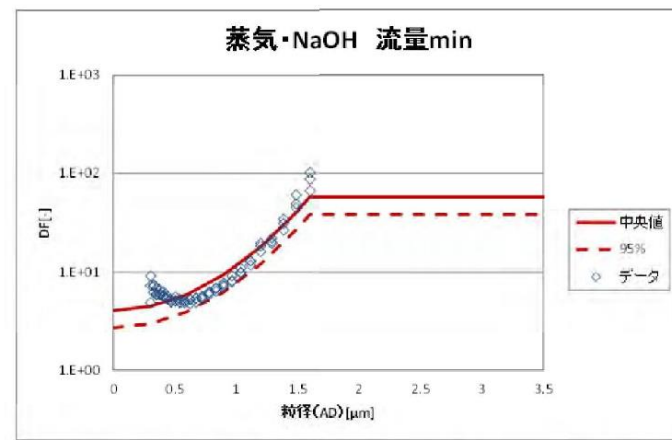


図 50-7-9 水スクラバ性能試験結果 (最小流量相当)

図 50-7-6, 7 に示す粒径分布に対して, 図 50-7-8, 9 の水スクラバの粒径に対する除去性能から, 以下の評価式にて水スクラバのオーバーオール DF を評価すると, 表 50-7-2 のとおりとなる。

[オーバーオール DF 評価式]
$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p)dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)}dD_p}$$

DF (Dp) は, 粒径 Dp における水スクラバの DF
 M(Dp) は, フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

表 50-7-2 水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	0.62MPa [gage] 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	0.62MPa [gage] 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾルの量の算出
 フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スタラバのオーバーオール DF②より、フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は表 50-7-3 のとおり評価することができる。

表 50-7-3 フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	6.29 cm ³
	最小流量相当	21.28 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	680.23 cm ³
	最小流量相当	850.29 cm ³

評価結果より、いずれのシナリオにおいても、フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は、許容エアロゾル量である約 770cm³ (0.62MPa[gage]相当流量)、約 1900cm³ (最小流量相当) よりも小さい。そのため、これらのシナリオでフィルタ装置を使用した場合、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値まで到達はしない。

よって、エアロゾル流入量に対するフィルタ装置金属フィルタの容量は十分である。

名称	格納容器圧力逃がし装置 (よう素フィルタ容量)	
吸着層有効表面積	m ²	[]
吸着層厚さ	mm	[]

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

表 50-7-4 に銀ゼオライトの性能試験条件を示す。ベントガス露点温度差とベントガスと吸着材の接触時間をパラメータとしたときの、銀ゼオライトの有機よう素除去性能は、図 50-7-10 のとおりとなる。

表 50-7-4 銀ゼオライト性能試験条件

項目	条件	
試験ガス露点温度差	・5 [K] (試験ガス温度は104[°C]) ・10 [K] (試験ガス温度は109[°C])	
接触時間	露点温度差	・0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]
	5 [K]	0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差	・0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s]
	10 [K]	0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成	・水蒸気 95[%], 空気 5[%]	
捕捉対象ガス	・ヨウ化メチル (微量の放射性よう素 I-131 を含む)	

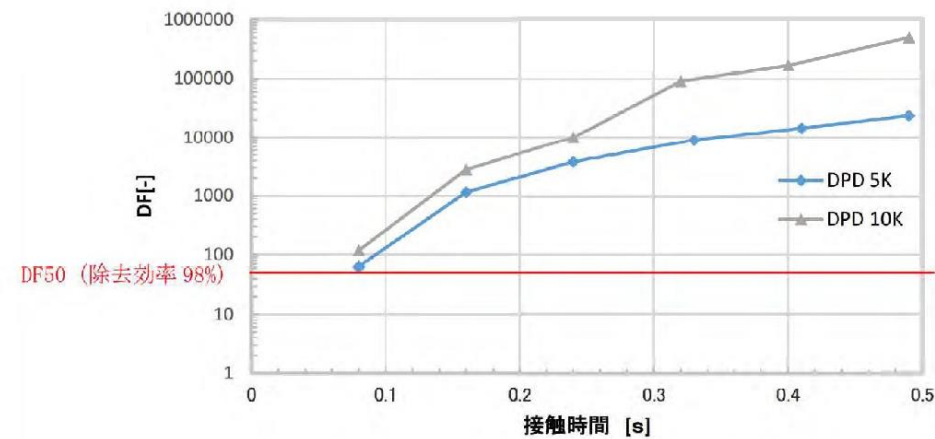


図 50-7-10 銀ゼオライトの有機よう素除去性能

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

【設定根拠】

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

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

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



図 12 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

・設備の相違

図50-7-10より、よう素フィルタの有機よう素除去性能を98%以上とするためには、露点温度差5K以上にて、ベントガスと吸着材の接触時間を約0.08s以上確保する必要がある。

なお、6号及び7号炉の、よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量、並びに露点温度差は表50-7-5のとおりとなる^{※1}。

一方、よう素フィルタには、内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを19本設置する。よう素フィルタは2基設置することから、キャンドルユニットはトータルで38本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の \square を用い、吸着層の有効高さ \square 、キャンドルユニットの設置本数38本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 \square となる。

$$\text{(吸着層総有効面積)} = \square \quad (1)$$

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、さらに吸着層厚さ \square を用いて、式(2)にてベントガスと吸着材の接触時間は算出する。

$$\text{(接触時間)} = \text{(吸着層厚さ)} \div \{ \text{(ベントガス体積流量)} \div \text{(吸着層総有効面積)} \} \quad (2)$$

式(2)にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても、表50-7-5に記載する。

表50-7-5 実機運転範囲

		原子炉格納容器圧力:620kPa(gage) ^{※1} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気(7%),水素(34%), 窒素(59%) ^{※2}	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s] ^{※2} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気(100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s] ^{※1} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気(100%)
6号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

※1 有効性評価シナリオ(大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失)における原子炉格納容器ベント開始時のD/Wの圧力値、その時の原子炉格納容器ベントの取り出し口であるS/Cの圧力は523kPa(gage)となる。

※2 MAAP解析における有効性評価シナリオ(大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失)のベント開始時原子炉格納容器のS/C内ガス組成

※3 事故発生1週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※4 事故発生1か月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

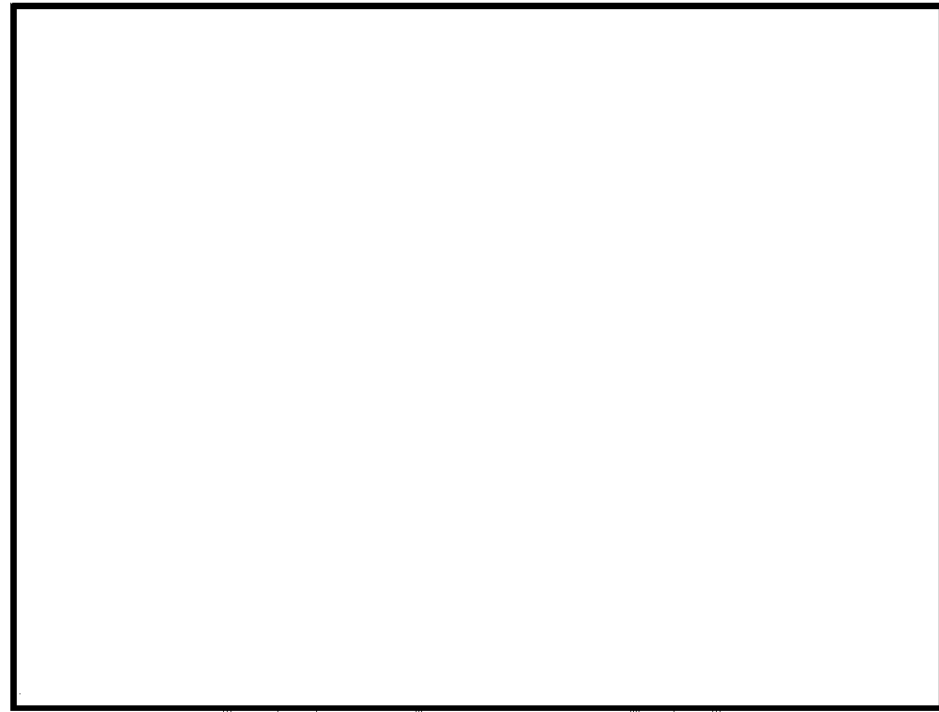


図 50-7-11 キャンドルユニット詳細図

表 50-7-5 より、実機のような素フィルタの運転範囲としては、以下のとおりとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】



そのため、実機におけるベントガスと吸着材との接触時間は、吸着層の有効面積を 吸着層の厚さを に設定することで、有機よう素除去性能を 98%以上とするために必要な接触時間 0.08s よりも十分大きくすることができる。

よって、吸着層の有効面積と厚さは、所望の有機よう素除去性能を達成するために十分である。

名 称	格納容器圧力逃がし装置 (ラブチャーディスク容量)	
破裂圧力	kPa[gage]	約 100

名 称	圧力開放板	
設定圧力	kPa[gage]	80

・設備の相違

格納容器圧力逃がし装置に設置するラブチャーディスクの破裂圧力については、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げとならないよう、格納容器圧力逃がし装置使用開始時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するよう設定してある。

【設 定 根 拠】

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

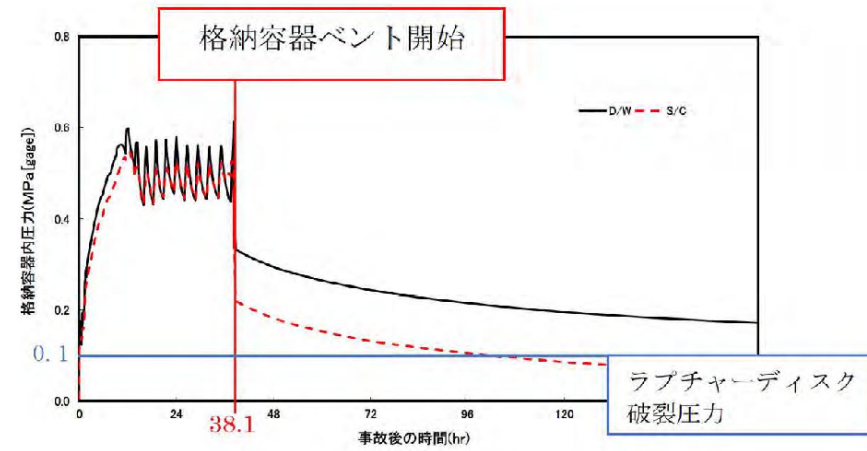


図 50-7-12 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

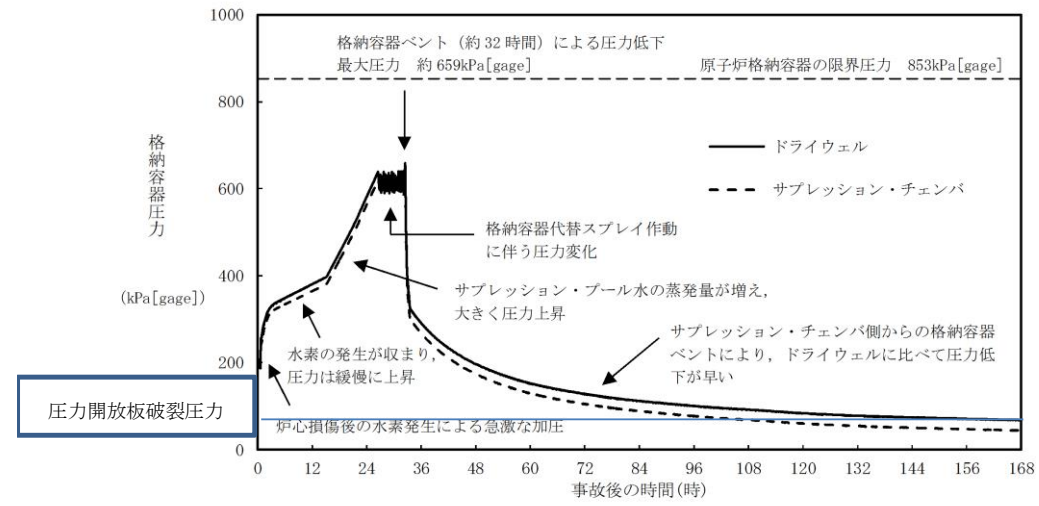


図 13 原子炉格納容器圧力推移 (冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失)

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
50-8 接続図	50-8 接続図	

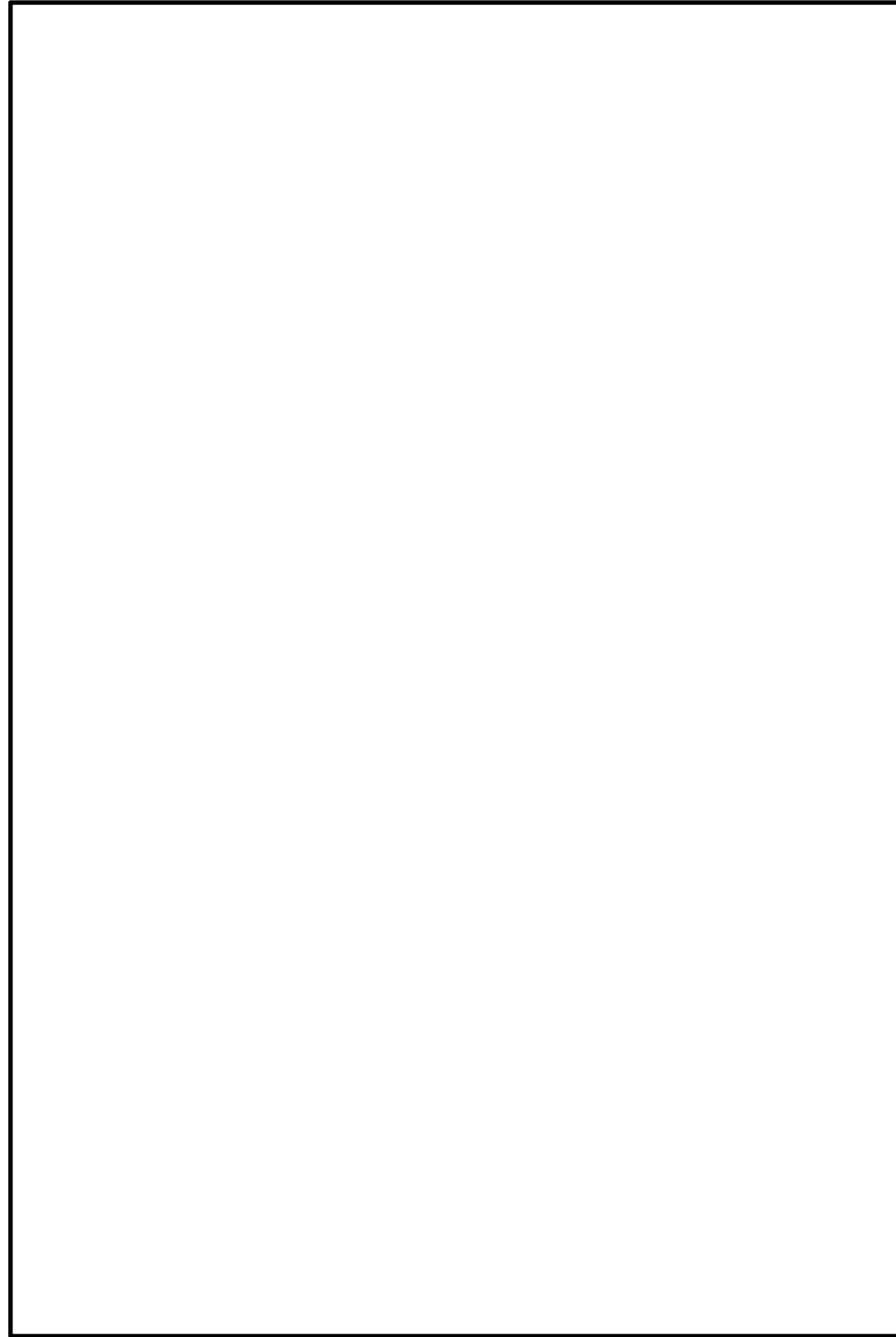


図50-8-2 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

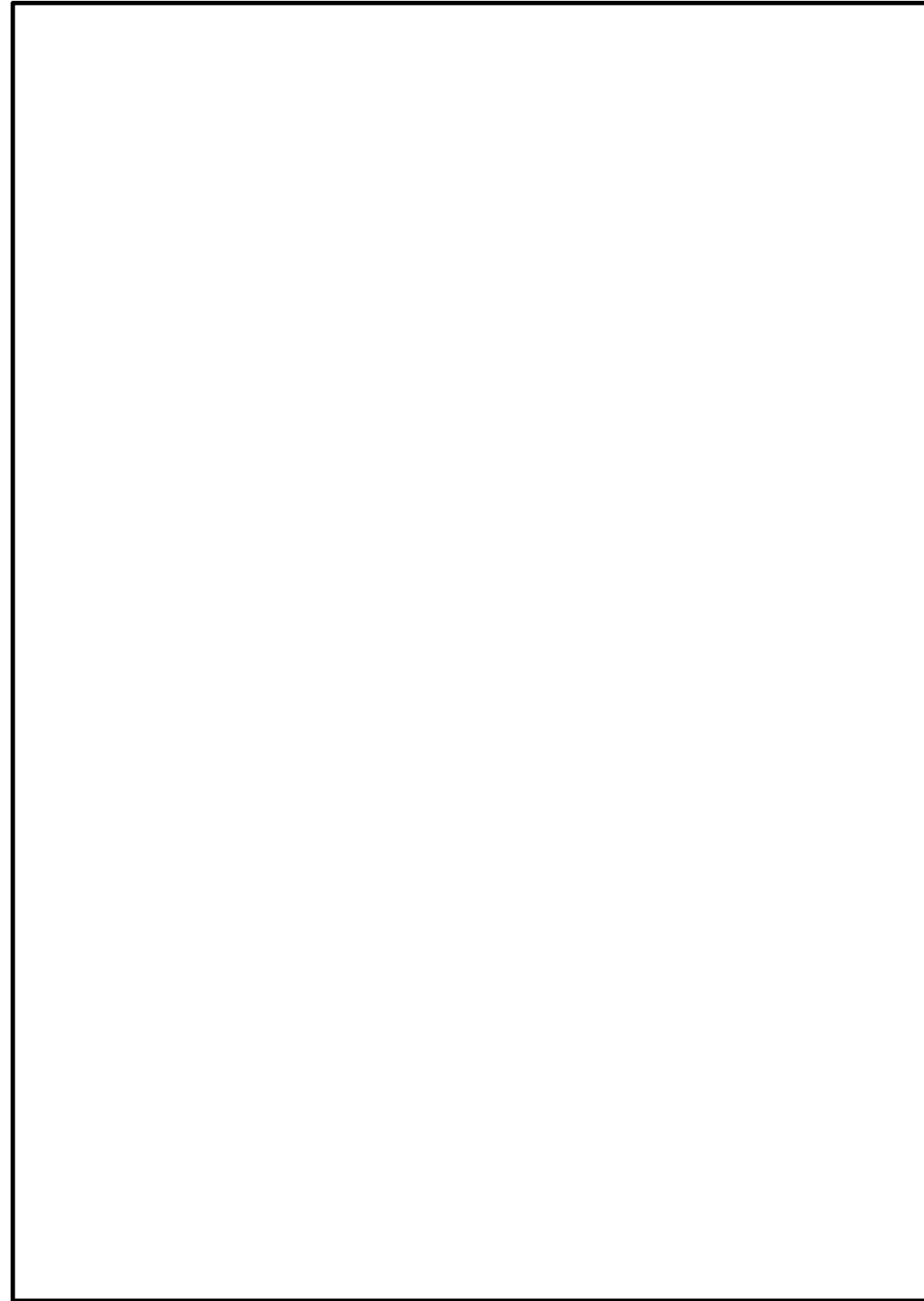


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

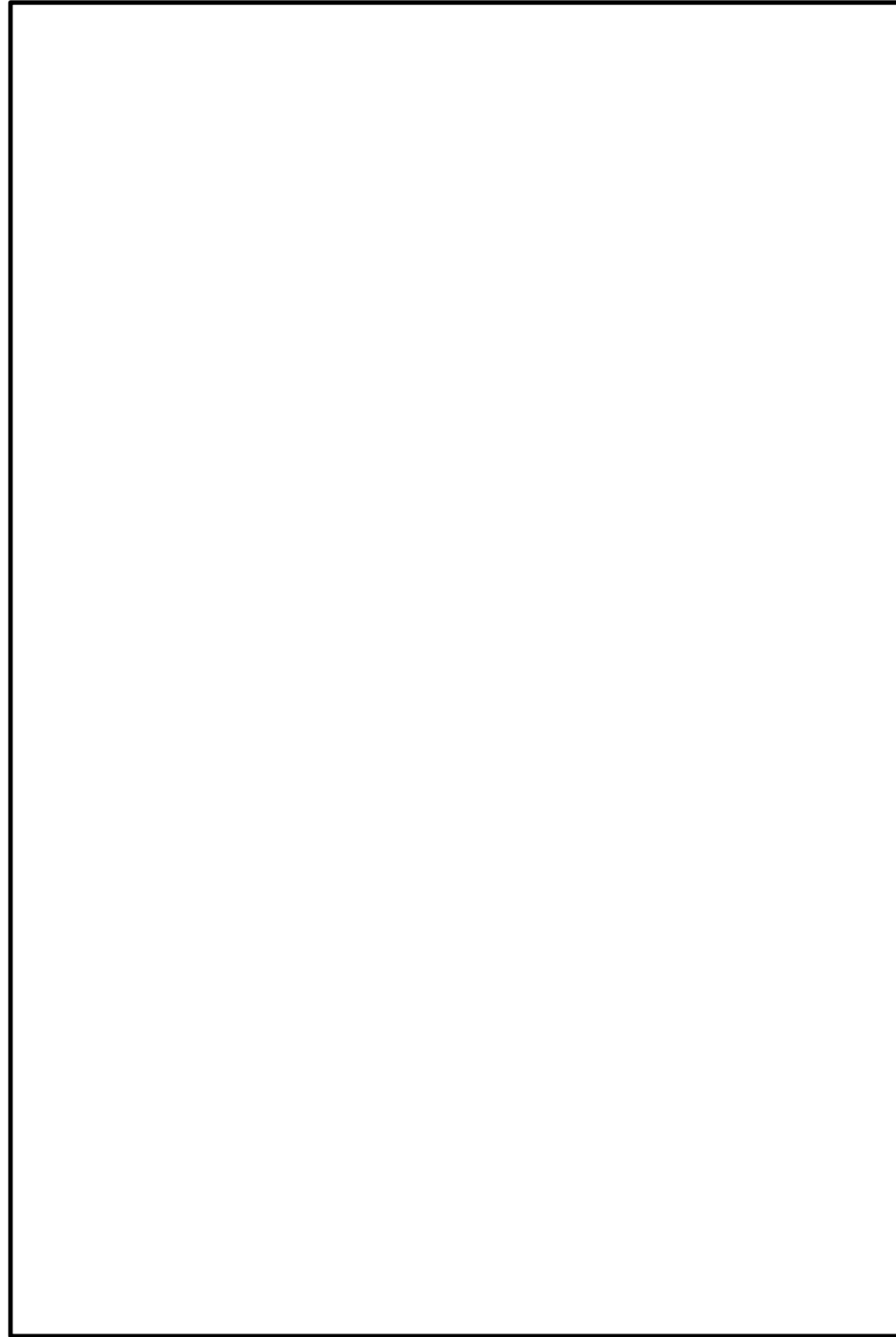


図50-8-1 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

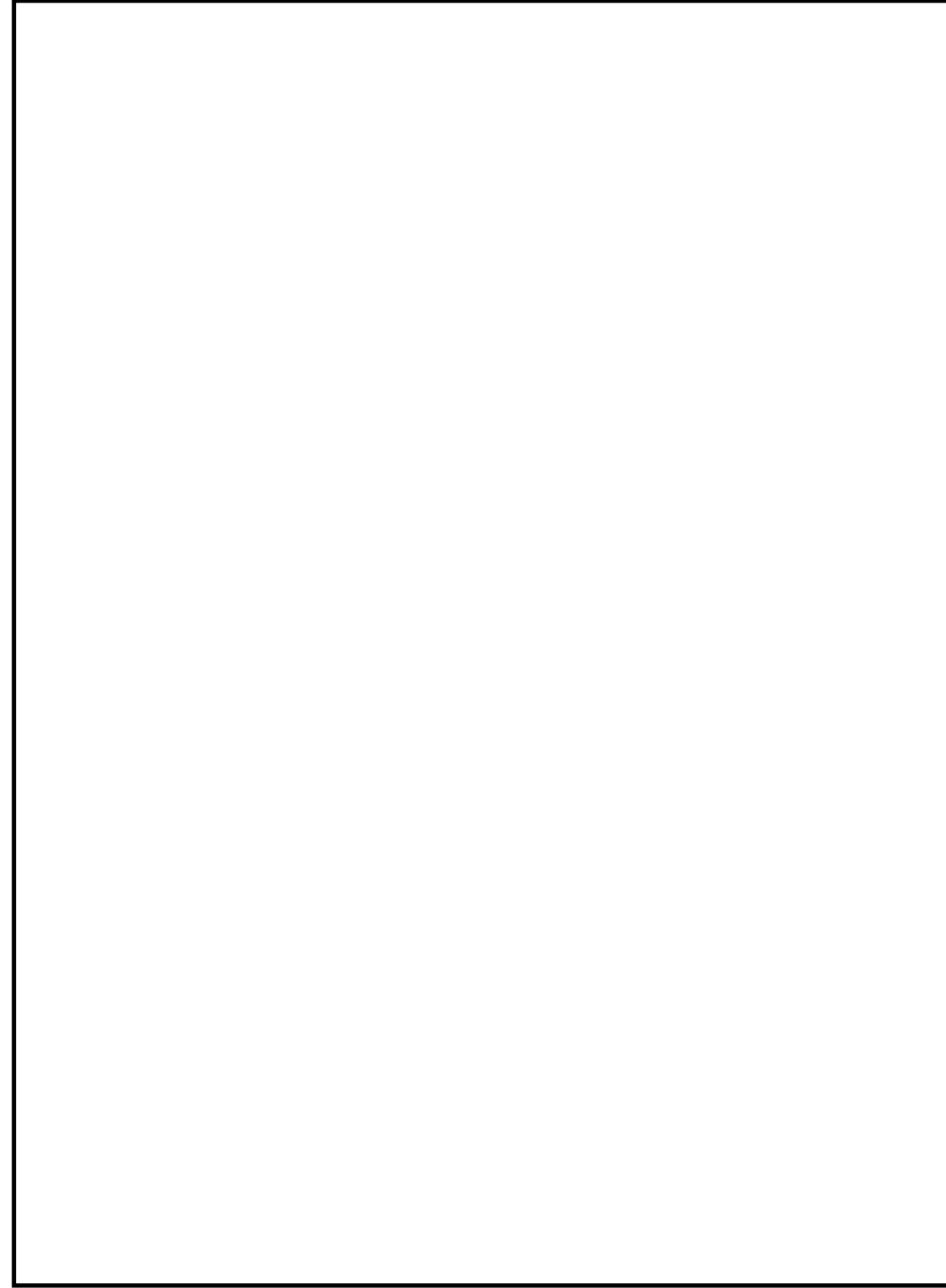


図2 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置図

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="655 974 795 1052">50-9 保管場所図</p>	<p data-bbox="1757 1016 1955 1052">50-9 保管場所図</p>	

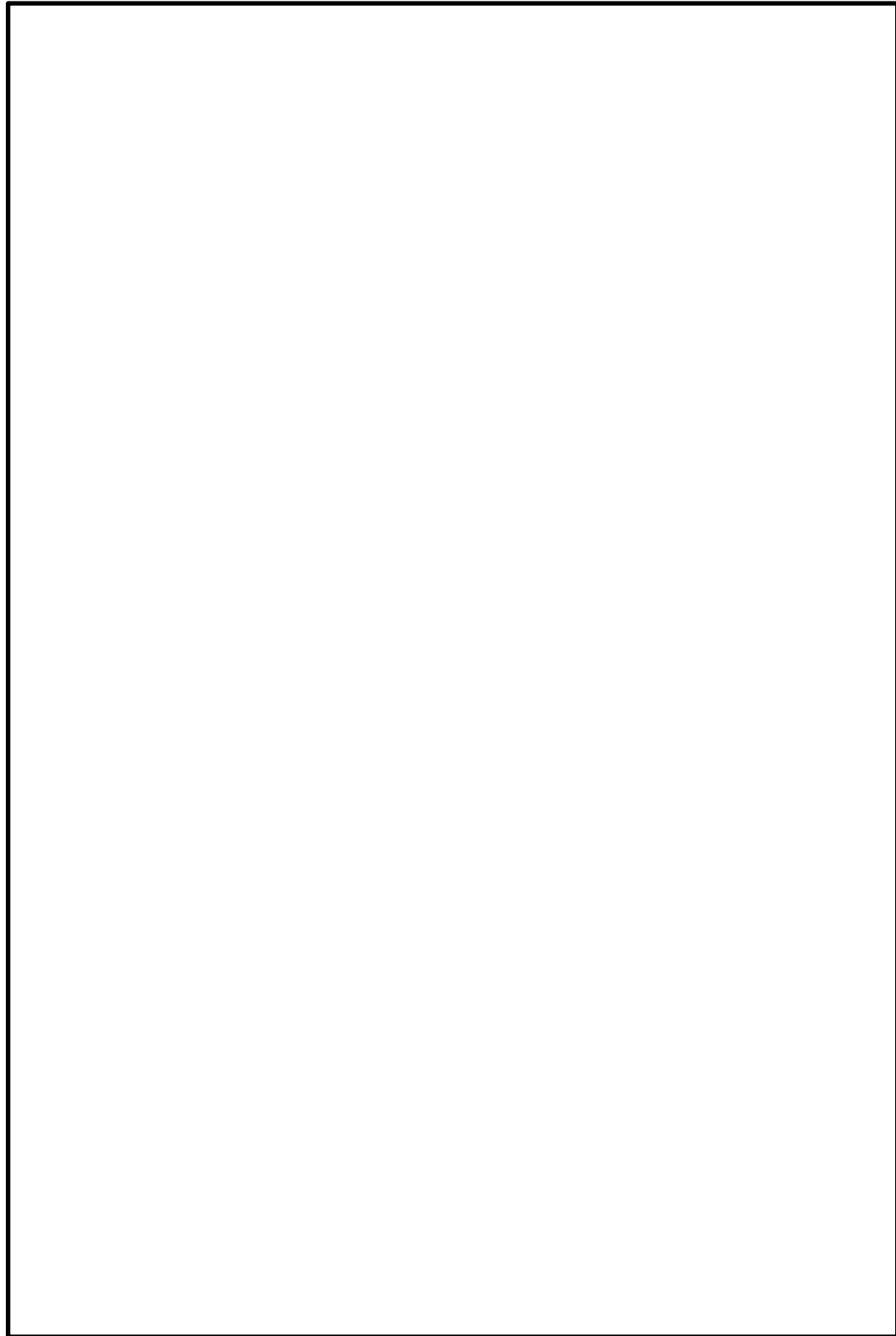


図50-9-1 屋外保管場所配置図 (代替循環冷却系)



図1 屋外保管場所配置図 (残留熱代替除去系)

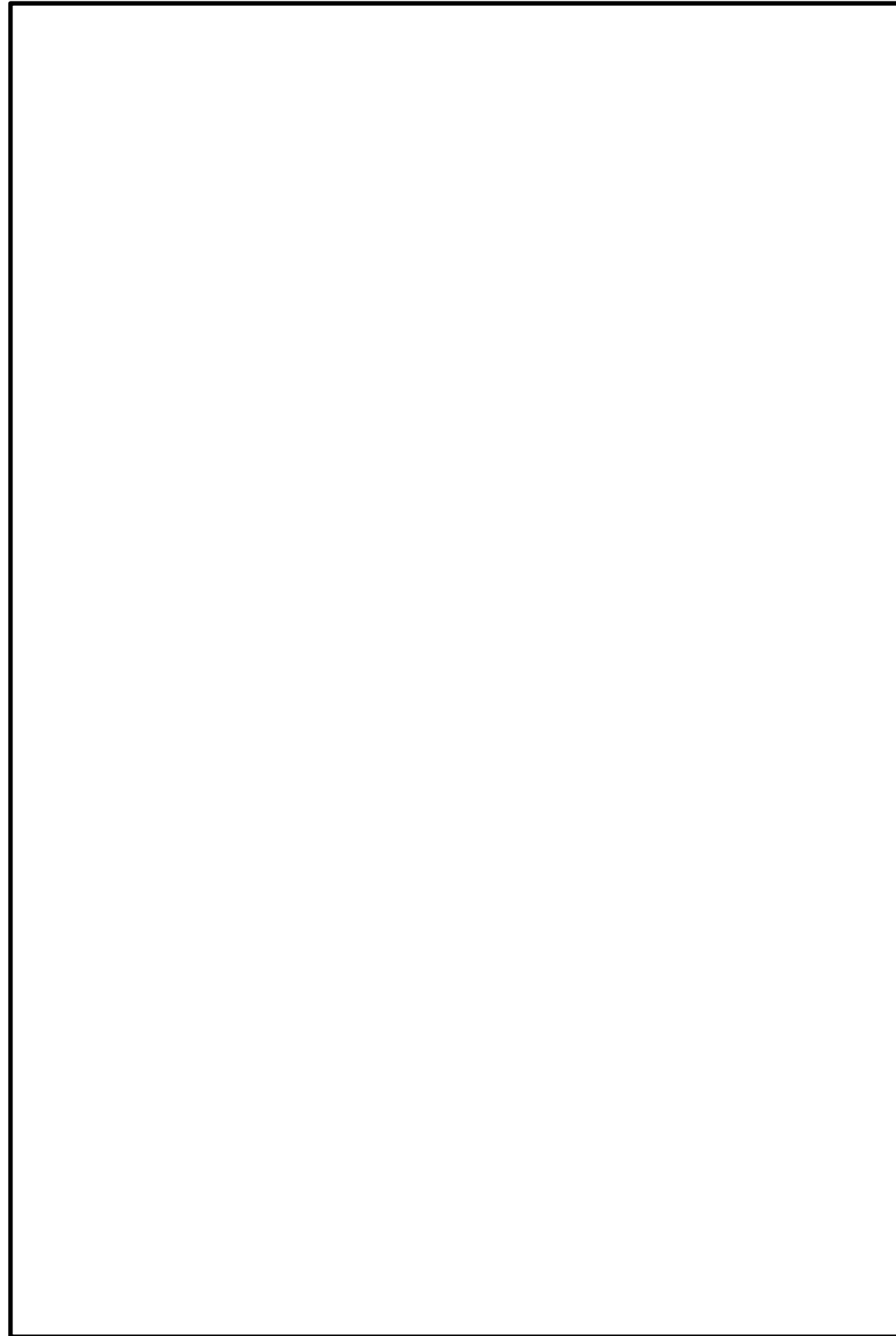


図50-9-2 屋外保管場所配置図 (格納容器圧力逃がし装置)

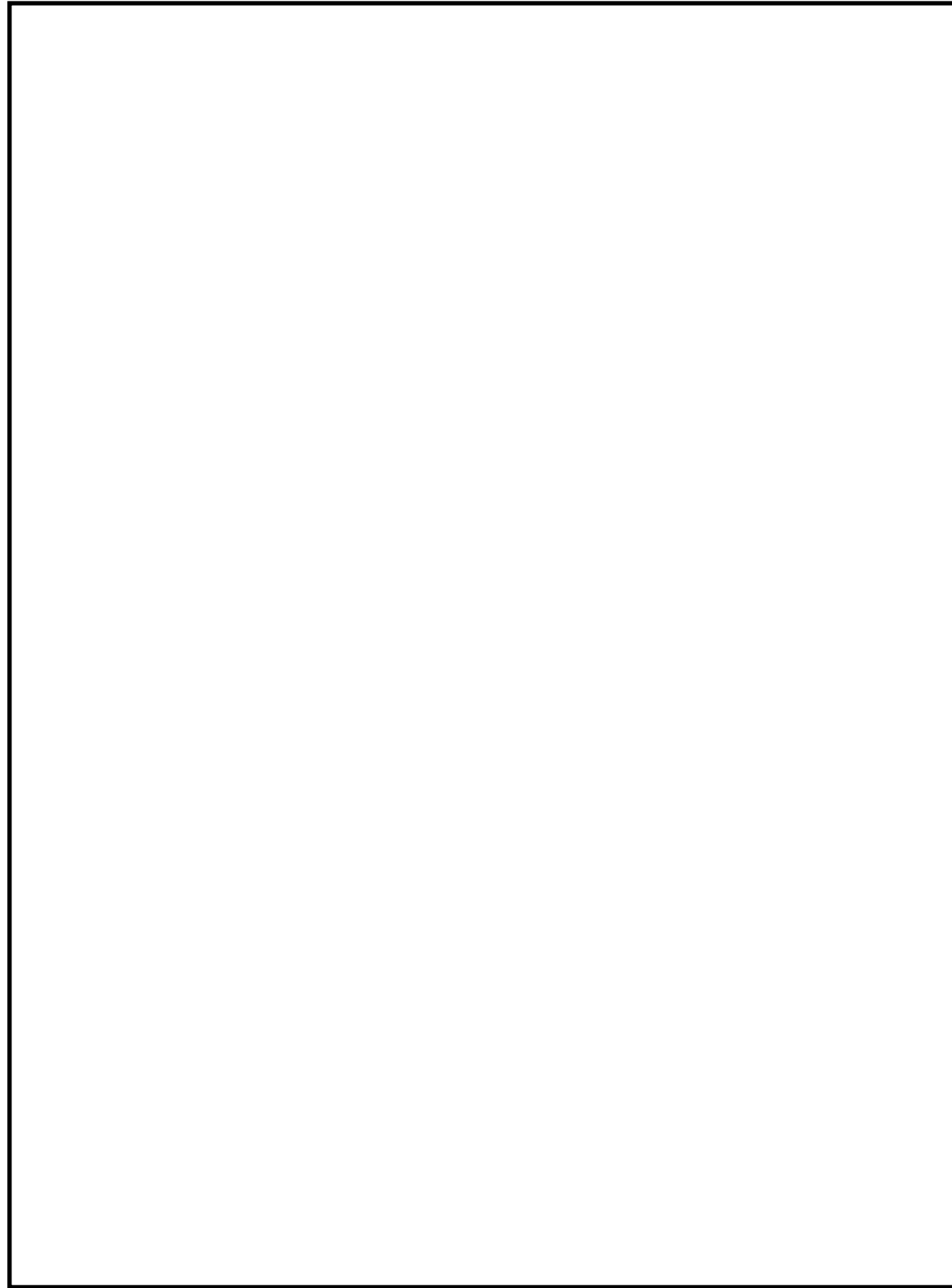


図2 屋外保管場所配置図 (格納容器フィルタベント系)

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
50-10 アクセスルート図	50-10 アクセスルート図	

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

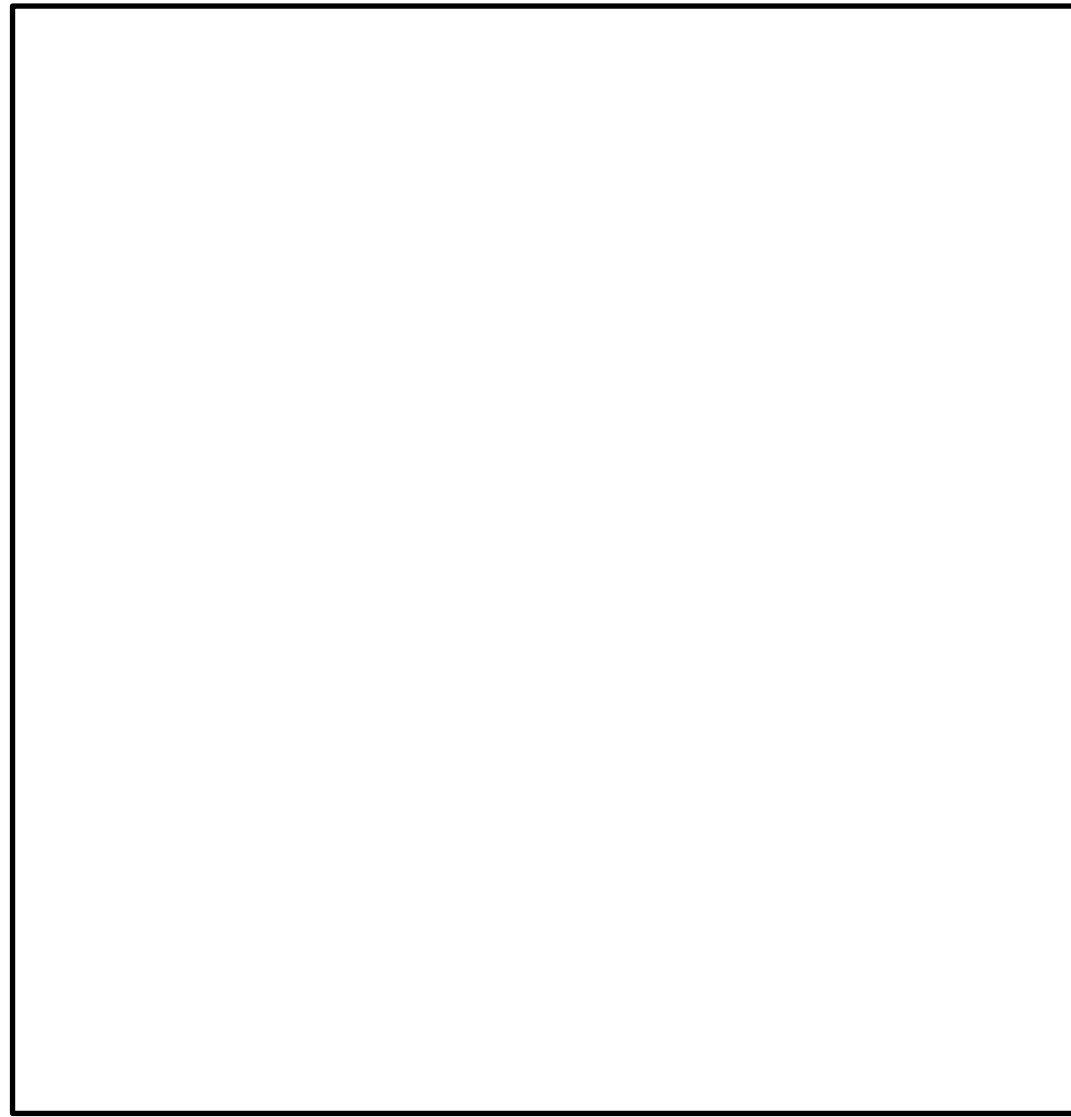


図50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

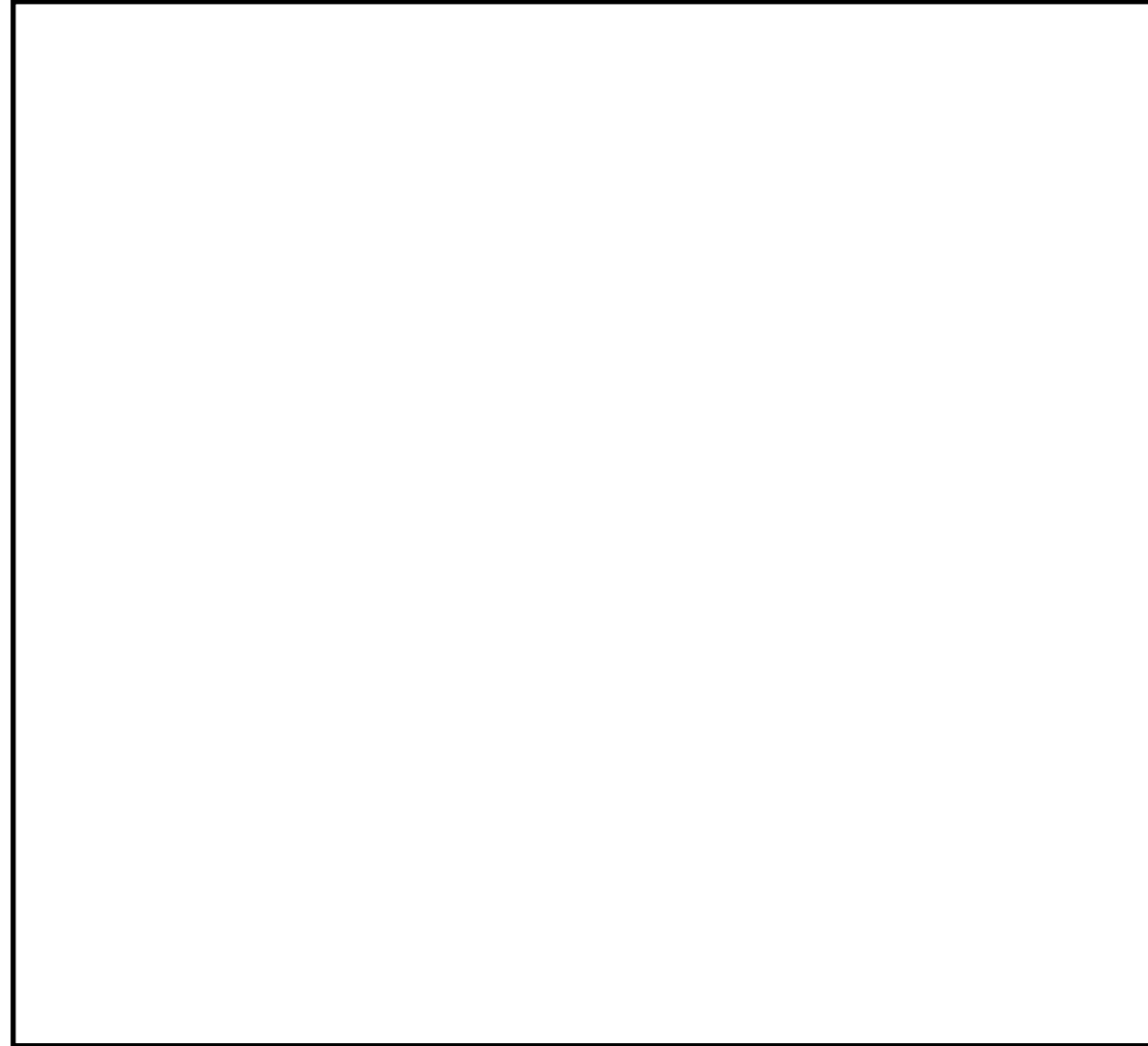


図1 保管場所及びアクセスルート図

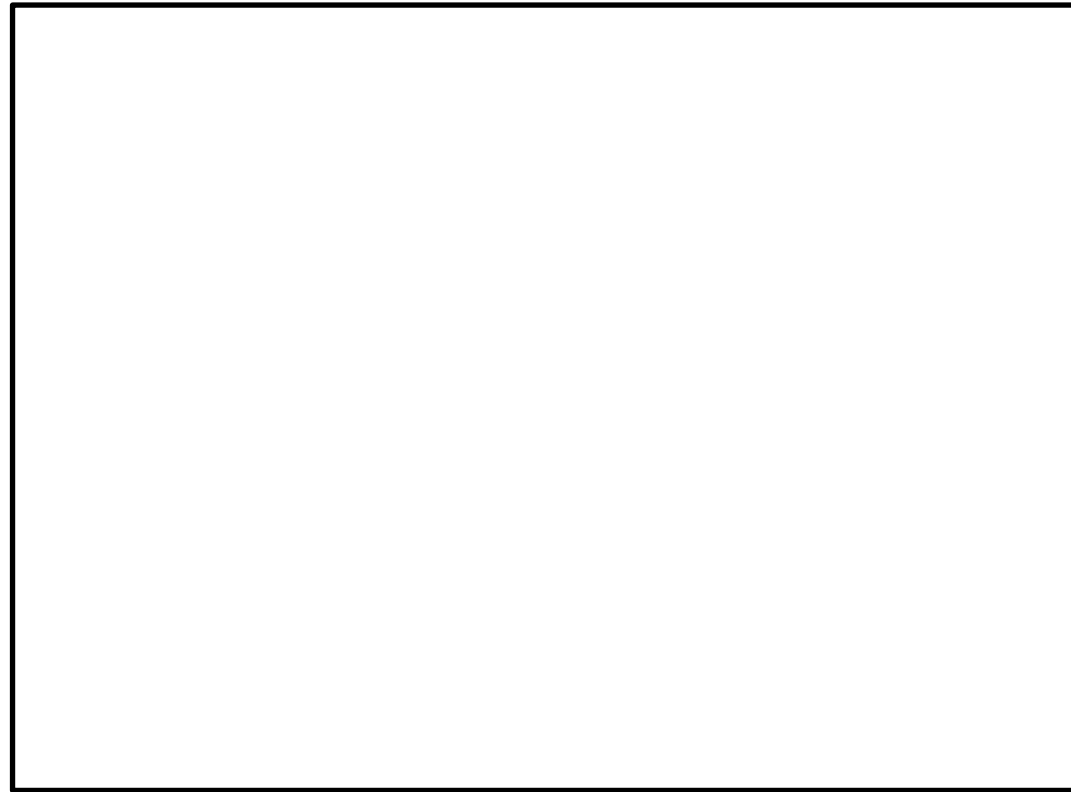


図50-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

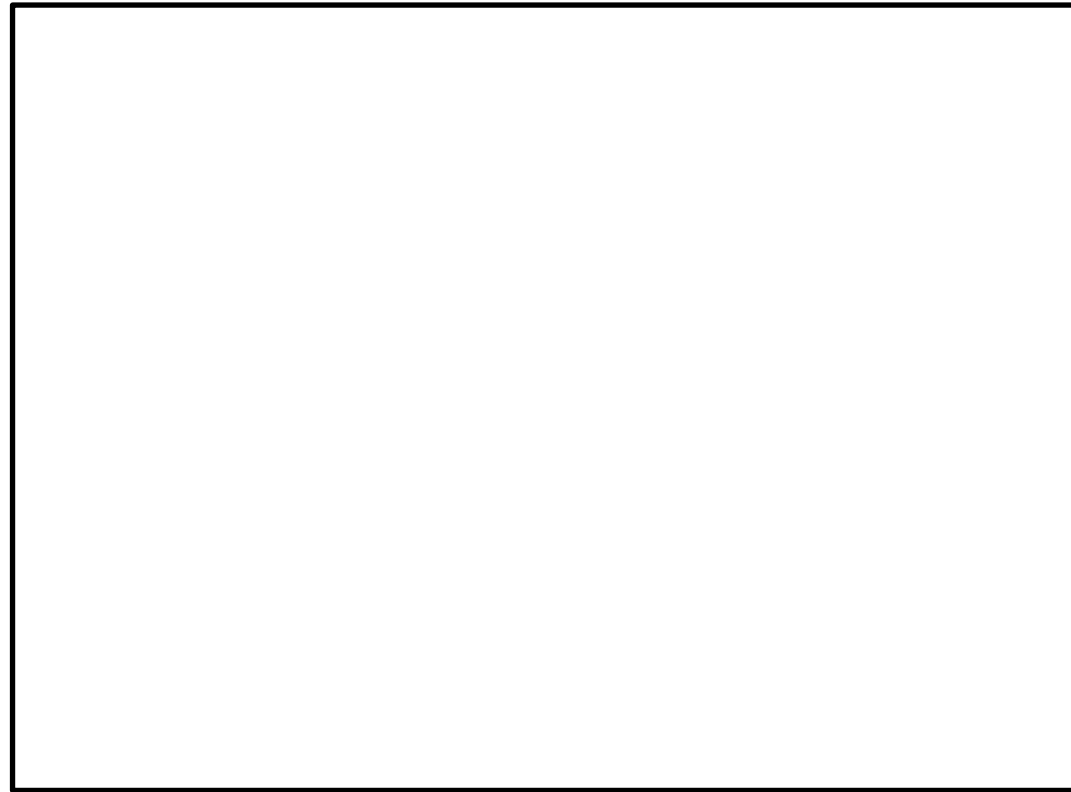


図50-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図

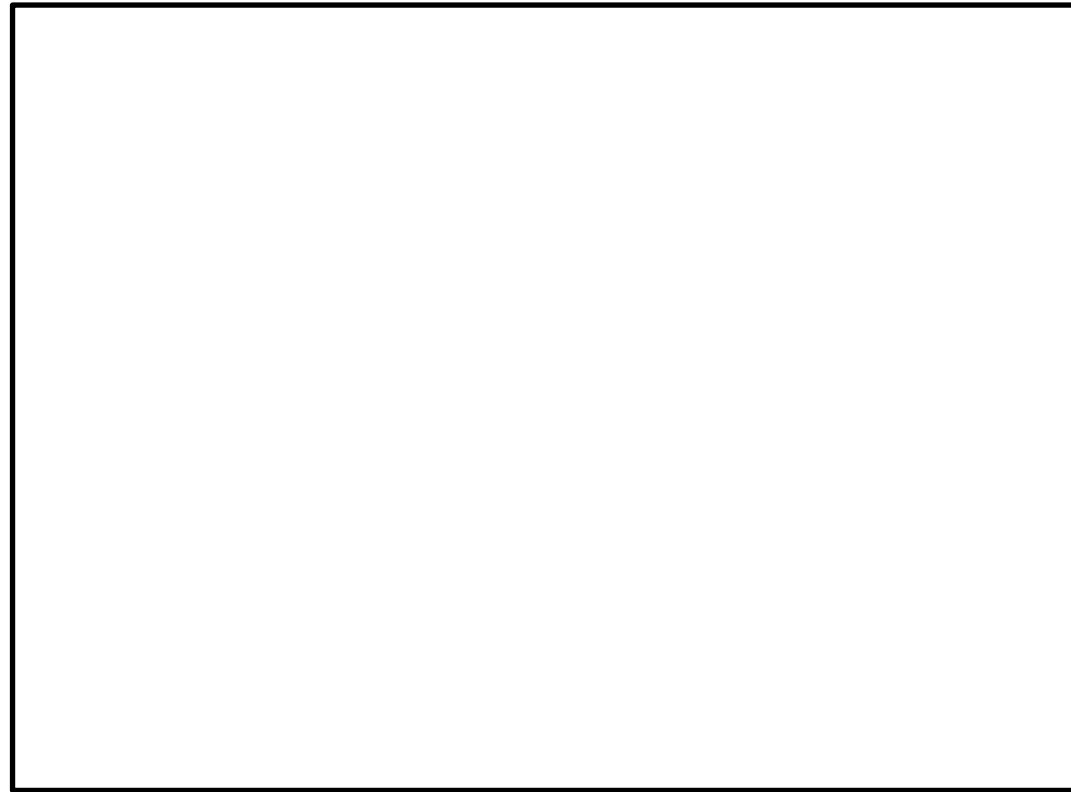


図50-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

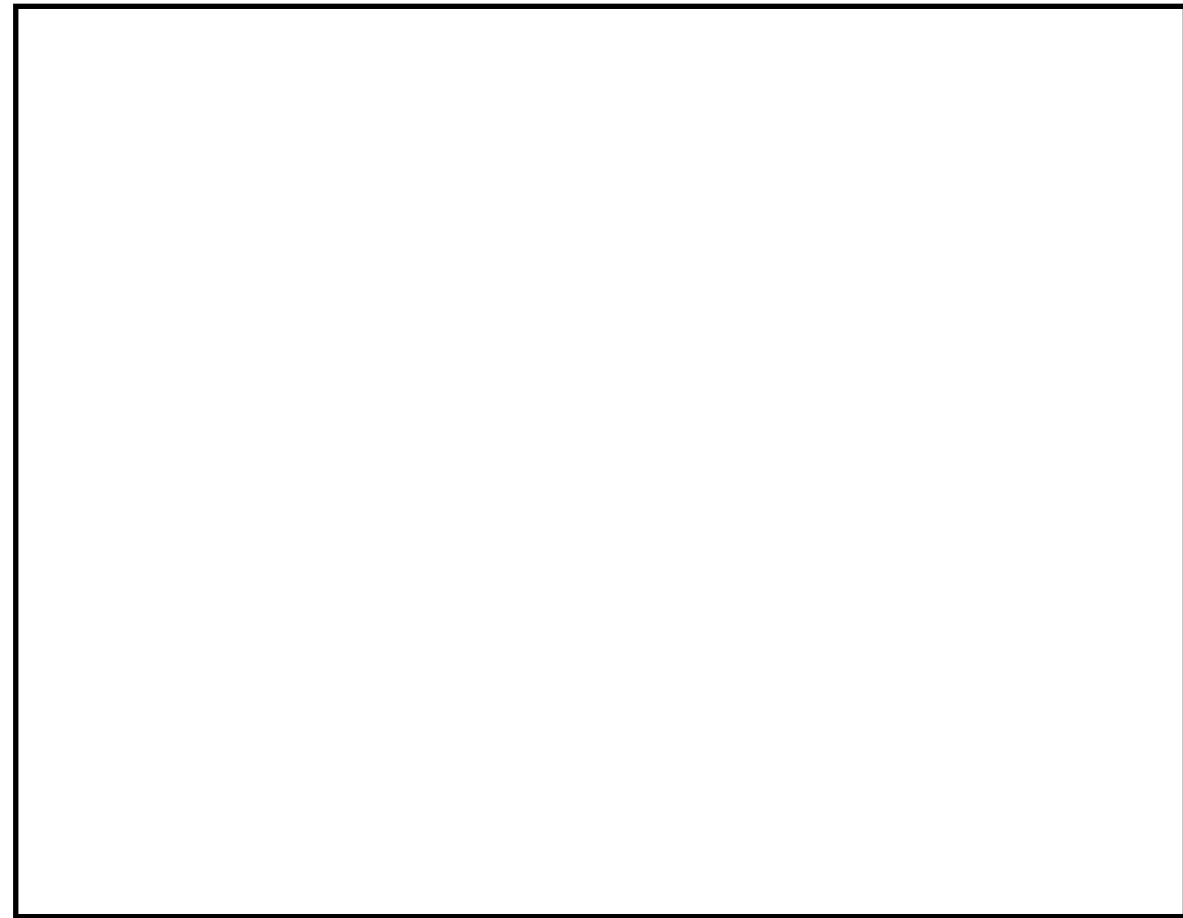
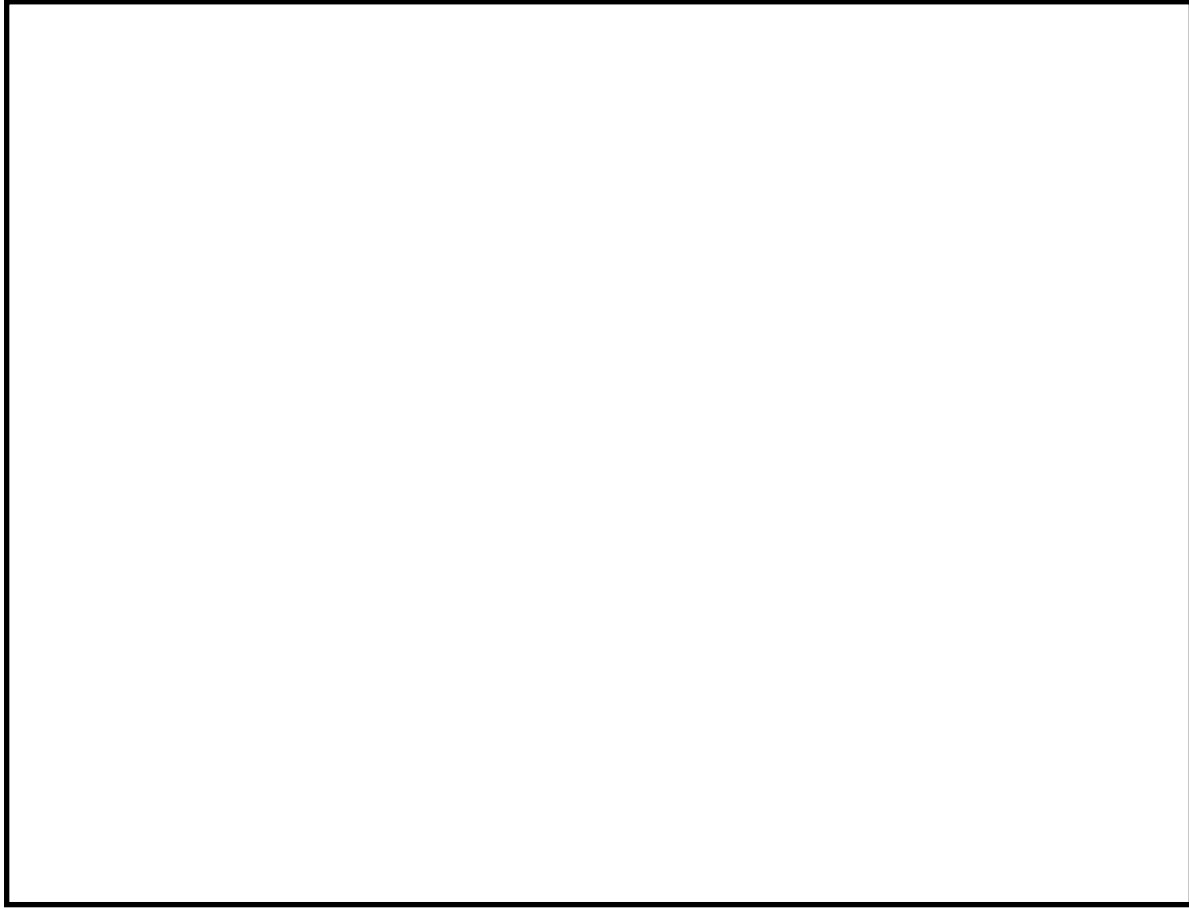


図2 フィルタベント操作 (現場) (1 / 3)

・資料構成の相違

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="1587 1102 2122 1144">図2 フィルタベント操作 (現場) (2 / 3)</p>	<p data-bbox="2448 1102 2656 1144">・資料構成の相違</p>

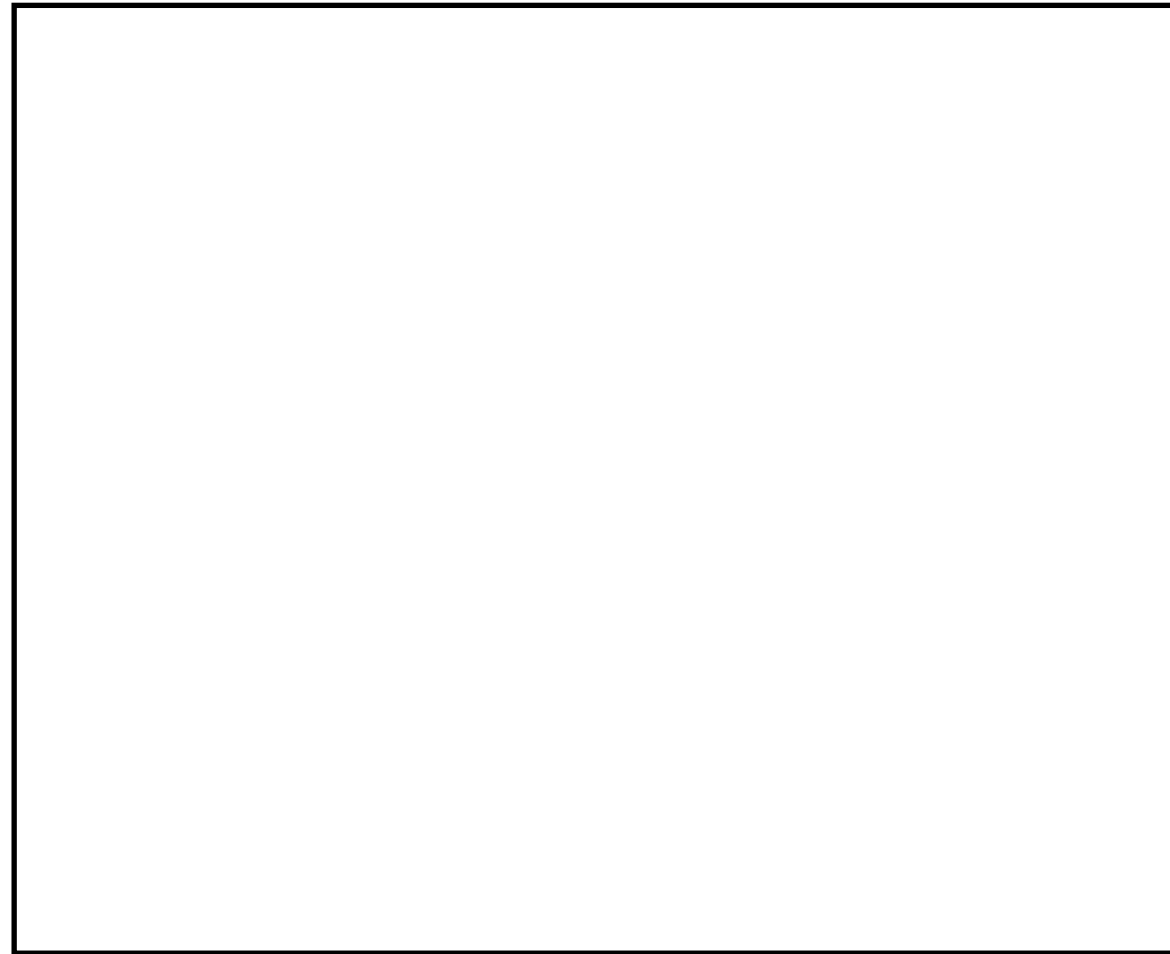


図2 フィルタベント操作 (現場) (3 / 3)

・資料構成の相違

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
50-11 その他設備	50-11 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>【格納容器pH制御設備】</u></p> <p>1. 設備概要</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、格納容器pH制御設備を設ける。</p> <p>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>本系統は、図50-11-1に示すように、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サブプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。</p> <p>格納容器pH制御設備は、他号炉とは共用しない設計とする。</p> <p>また、格納容器pH制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各2弁ずつ設置し、格納容器pH制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>更に、次項に示すとおり、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することによる原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。</p>	<p><u>(1) サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御</u></p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サブプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。</p> <p>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>サブプレッション・プール水 pH制御系は、図1に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サブプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。</p> <p>更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。</p> <p>薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（<input type="text"/> [wt%] 水溶液) <input type="text"/> [m³] とする。また、原子炉格納容器下部に設置するアルカリ薬剤は、原子炉格納容器下部に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器下部の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>・設備の相違</p>

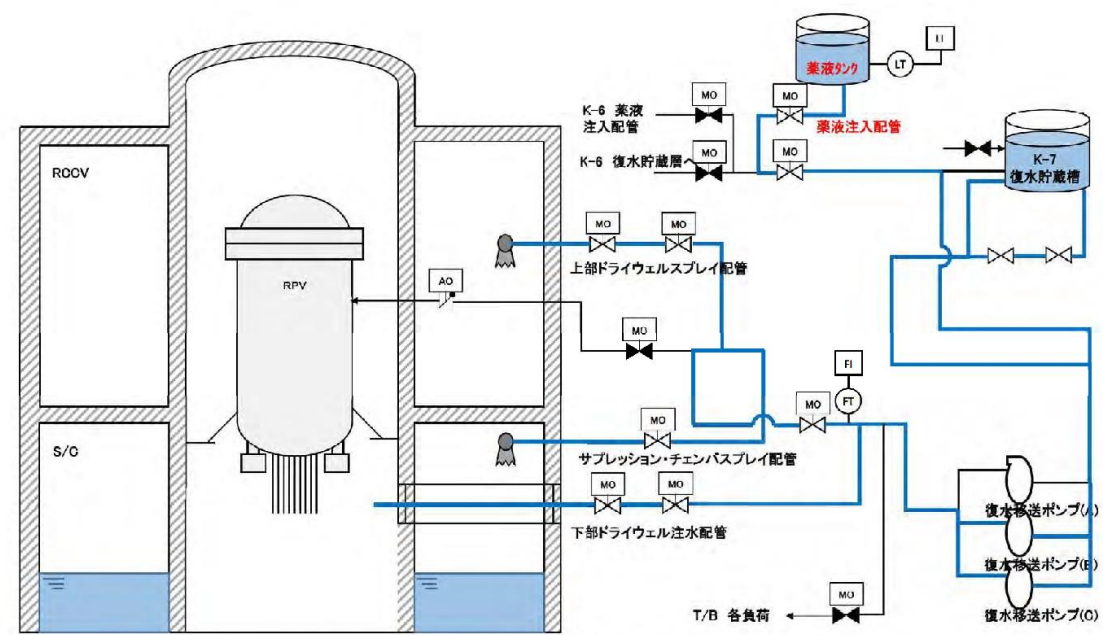


図50-11-1 格納容器pH制御設備系統概要図

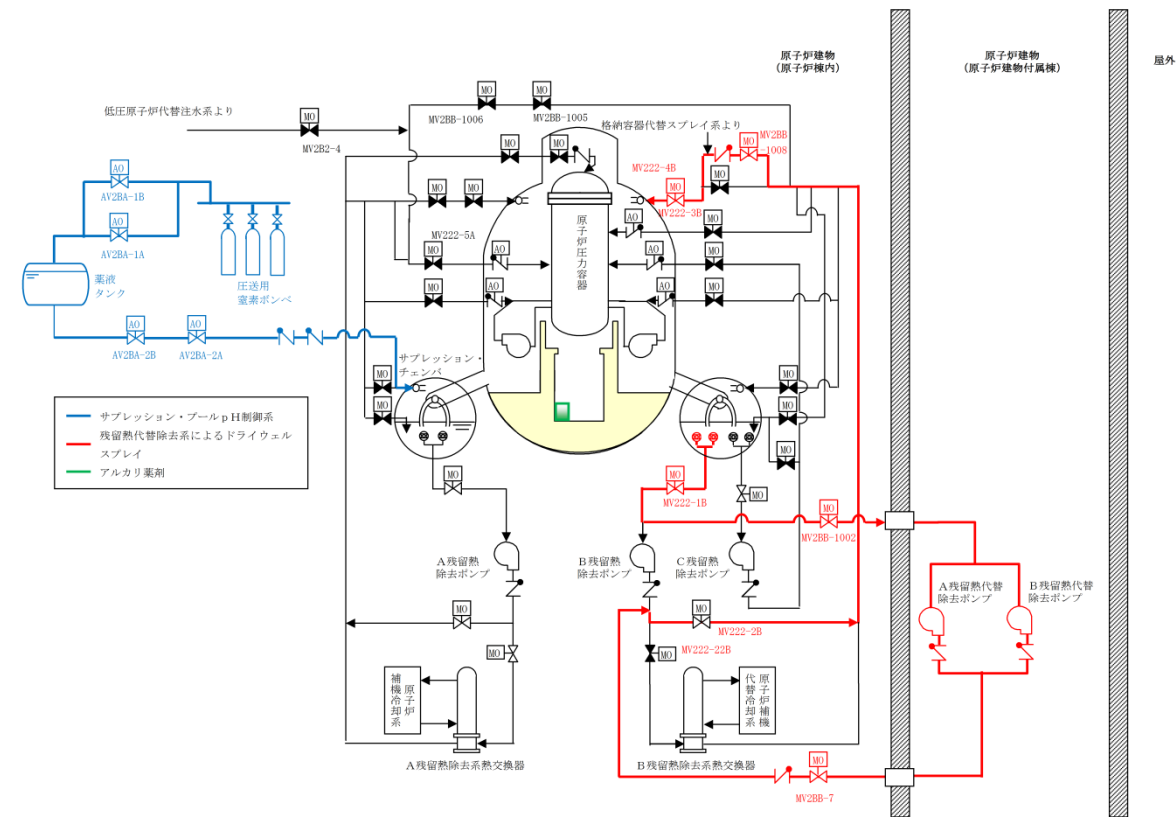


図1 サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御 概略系統図

・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>2. 格納容器pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について</p> <p>2.1原子炉格納容器バウンダリに対する影響について</p> <p>薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウエル、下部ドライウエル、サブプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが、それらは連通孔やベント管等で接続されており、最終的にはサブプレッション・チェンバのプール水に流入する。その場合、サブプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [] wt%, pHは約 [] となる。</p> <p>また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には、薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。</p> <p>サブプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図50-11-2、図50-11-3に示すが、pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p>	<p>(i) pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について</p> <p>(a) 格納容器バウンダリに対する影響</p> <p>薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で [] wt%, pHは約 [] となる。</p> <p>またサブプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後には、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。</p> <p>原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p>	<p>・炉型の違い</p>

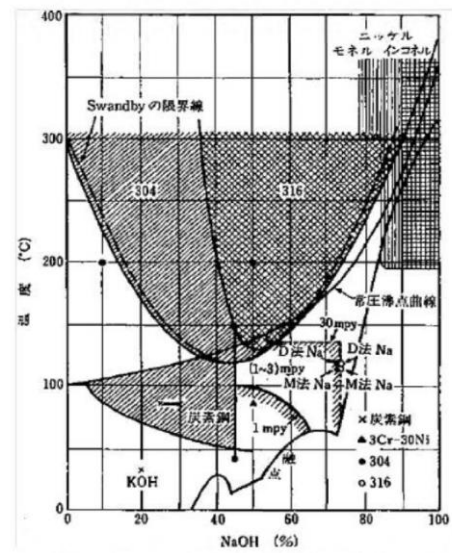


図50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響
 出典『小若, 金属の腐食と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

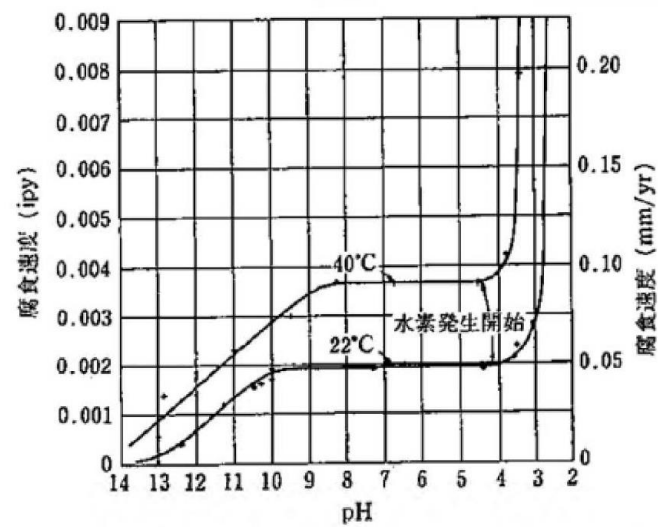


図50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響
 出典『小若, 金属の腐食と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

・資料構成の相違
 島根2号炉は, 図4に記載

・資料構成の相違
 島根2号炉は, 図5に記載

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDMに変更しているが、この改良EPDMについて事故条件下でのシール性能を確認するため、表50-11-1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

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

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

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

表50-11-1 改良EPDM耐アルカリ性確認試験

--

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

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

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

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

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

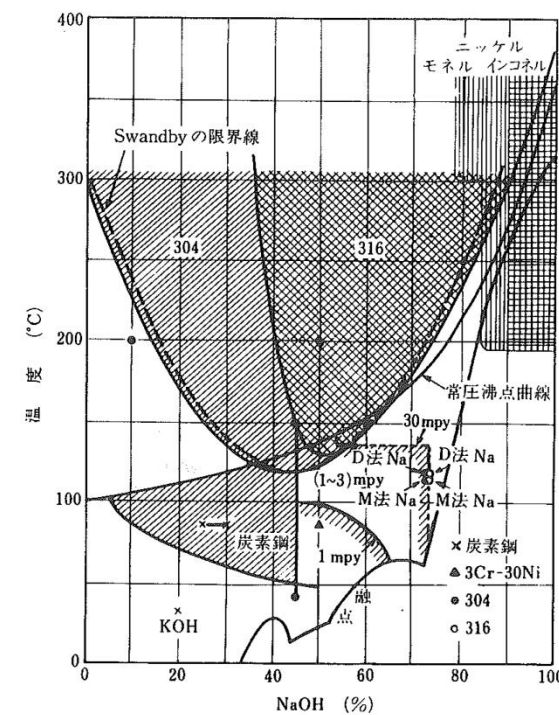


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

・資料構成の相違
柏崎6/7は図50-11-2に記載

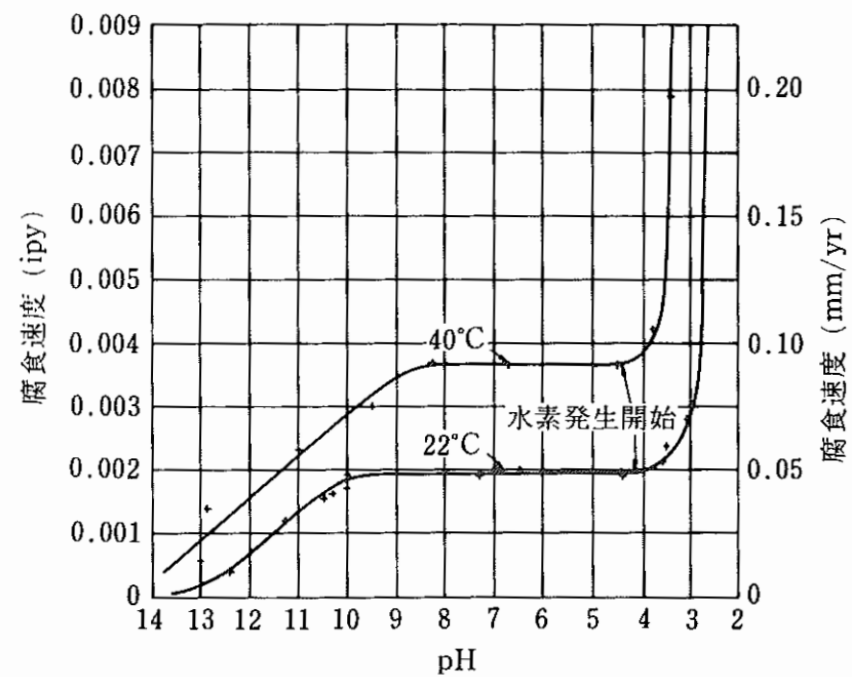


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響^[1]

・資料構成の相違
柏崎6/7は、図50-11-3に記載

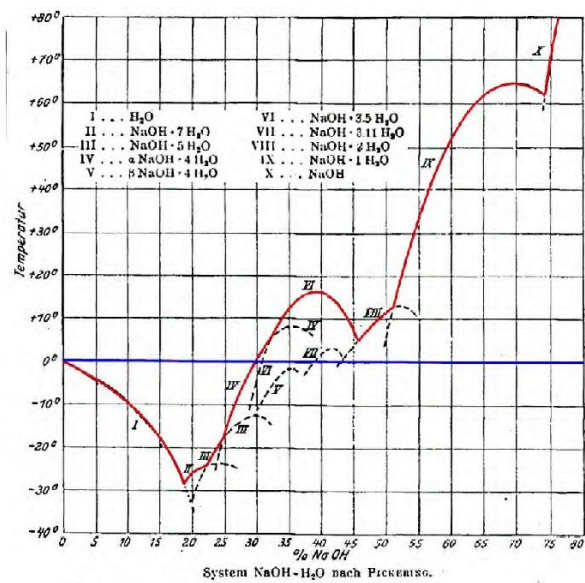


図50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

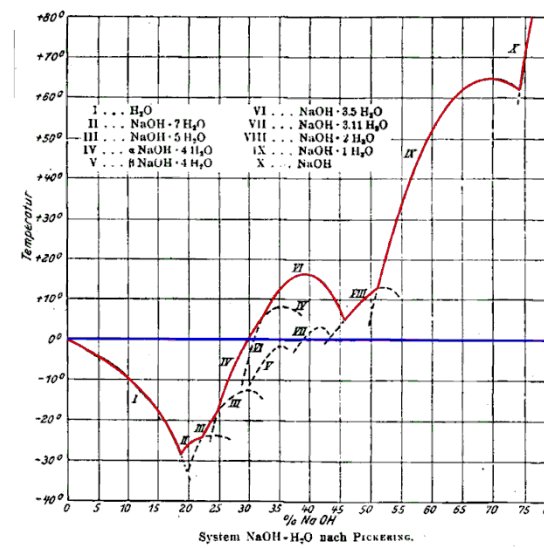


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

・資料構成の相違

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>2.2 水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式 (a) に示す反応により水素ガスが発生する。</p> <p>また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式 (b) に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。</p> <p>これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素ガスの発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素ガスが発生するとして評価を行う。</p> <p>Al + NaOH + H₂O → NaAlO₂ + 3/2H₂ ↑ 式 (a)</p> <p>Zn + NaOH + H₂O → NaHZnO₂ + H₂ ↑ 式 (b)</p>	<p>(b) 水素の発生について</p> <p>原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。</p> <p>また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。</p> <p>これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。</p> <p>Al + NaOH + H₂O → NaAlO₂ + 3/2H₂ ↑ (式①)</p> <p>Zn + NaOH + H₂O → NaHZnO₂ + H₂ ↑ (式②)</p> <p>a) 亜鉛による水素発生量</p> <p>格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。</p> <p>【算出条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル グレーチング表面積：約 3,135m² ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m² ・亜鉛メッキ膜厚：80 μm <p>(JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・亜鉛密度：7.2g/cm³ ・亜鉛原子量：65.38 <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サブプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 柏崎 6/7 は、「2.2.2 亜鉛による水素ガス発生量」に記載</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>2.2.1 アルミニウムによる水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウエルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。</p> <p>【算出条件】</p> <div style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、アルミニウム量は [] [kg]となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [] [kg]となる。</p> <p>2.2.2 亜鉛による水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。</p> <p>【算出条件】</p> <div style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、 [] はドライウエルで [] [kg]、サプレッション・チェンバで [] [kg]となり、合計で [] [kg]となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [] [kg]となる。</p> <p>2.2.3 水素ガス発生による影響について</p> <p>ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素ガス量は、有効性評価「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」シナリオで592[kg]であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸</p>	<p>b.) アルミニウムによる水素発生量</p> <p>格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラ(DWC)のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。</p> <p>【算出条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³ アルミニウム密度:2.7g/m³ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、<u>原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は</u>、約 3,339 kgとなる。そして、式②よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約 374 kgとなる。</p> <p>c.) 水素発生による影響について</p> <p>ジルコニウム-水反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで約 200kgであり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占め</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は、「a) 亜鉛による水素発生量」に記載</p> <p>・評価結果の相違</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>気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。</p> <p>また、<u>原子炉格納容器内</u>は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では<u>酸素ガス</u>の発生がないことから、<u>水素ガス</u>の燃焼は発生しない。</p> <p>これらのことから、pH制御に伴って<u>原子炉格納容器内</u>に<u>水素ガス</u>が発生することを考慮しても、影響はないものとする。</p> <p>2.3 代替循環冷却系運転時の影響について</p> <p><u>格納容器pH制御設備</u>は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に<u>代替循環冷却系</u>を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサブプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、<u>代替循環冷却系</u>及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2.1で示すとおりpH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p> <p>また<u>代替循環冷却系</u>の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材がSUS316Lで構成されており、<u>図50-11-2</u>に示すとおり原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。</p> <p>【<u>代替循環冷却系残留熱除去系吸込ストレーナ</u>】</p> <p>1. <u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策</u>について</p> <p>6号及び7号炉では、<u>残留熱除去系吸込ストレーナ</u>を含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、<u>原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから</u>、<u>繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p>また、<u>事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）</u>、塗装片、スラッジが想定されるが、<u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時のブローダウン過程等のサブプレッション・チェンバのプール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても</u>、<u>繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから</u>、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系</u>を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に</p>	<p>ていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。</p> <p>また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。</p> <p>これらのことから、pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。</p> <p>《参考文献》</p> <p>[1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社、2000年</p> <p>[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928</p> <p>(ii) <u>残留熱代替除去系運転時の影響</u>について</p> <p><u>サブプレッション・プール水pH制御系</u>は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に<u>残留熱代替除去系</u>を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサブプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、<u>残留熱代替除去系</u>及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、(i)(a)で示すとおりpH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p> <p>また<u>残留熱代替除去系</u>の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材がSUS316Lで構成されており、<u>図2</u>に示すとおり、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。</p> <p>(2) <u>残留熱代替除去系 残留熱除去系ストレーナ</u></p> <p>(i) <u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策</u>について</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉</u>では、<u>残留熱除去系ストレーナ</u>を含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、<u>原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため</u>、<u>繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p>また、<u>重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（パーライト等）</u>、塗装片、スラッジが想定されるが、<u>LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても</u>、<u>繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから</u>、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p> <p>また、<u>残留熱代替除去系</u>を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</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>静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。</p> <p>重大事故等時の環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、重大事故等時の環境下においても残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</p> <p>さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させる効果をいう。</p>  <p>図50-11-5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」、と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。</p> <p>LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</p> <p>また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相</p>	<p>十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。</p> <p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部の圧力容器ペDESTAL内に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、圧力容器ペDESTAL内からオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</p> <p>さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。</p>  <p>図5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」、と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8inch. (約3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。</p> <p>LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</p> <p>また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相</p>	

相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベットの形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

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

表50-11-2 NUREG/CR 6224 において参照されるスラッジ粒径の例

表2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

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

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

※2：代替循環冷却系の使用開始は事故後約22.5時間後であり、LOCA後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が100μm程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において0.1m/s程度必要であり（原子力安全基盤機（H21.3）、PWRプラントのLOCA時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約0.03m/s（7号炉の例、250m³/hの時）程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※2：残留熱代替除去系の使用開始は事故後約10時間後であり、LOCA後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が100μm程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において0.1m/s程度必要であり（原子力安全基盤機構（H21.3）、PWRプラントのLOCA時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約0.008m/s（150m³/hの時）程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3：ABWRは原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTALであり、代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ、注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し、下部ペDESTAL床面から約7mの位置にあるリターンラインを通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる（図50-11-6参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、溶融した炉

※3：RPV破損後の溶融炉心の落下先は圧力容器ペDESTAL内であり、残留熱代替除去系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPVへ注水された冷却水は圧力容器ペDESTAL内へ落下し、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる（図6参照）。粒子化した溶融炉心等が圧力容器ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒径を有する異物が流動によって圧力容器ペDESTAL内から巻き上げられ、更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、溶融し

心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

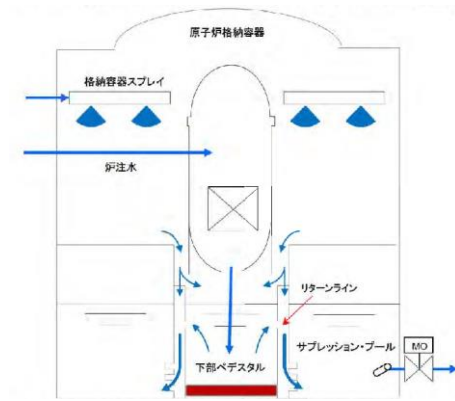


図50 11 6 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

た炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

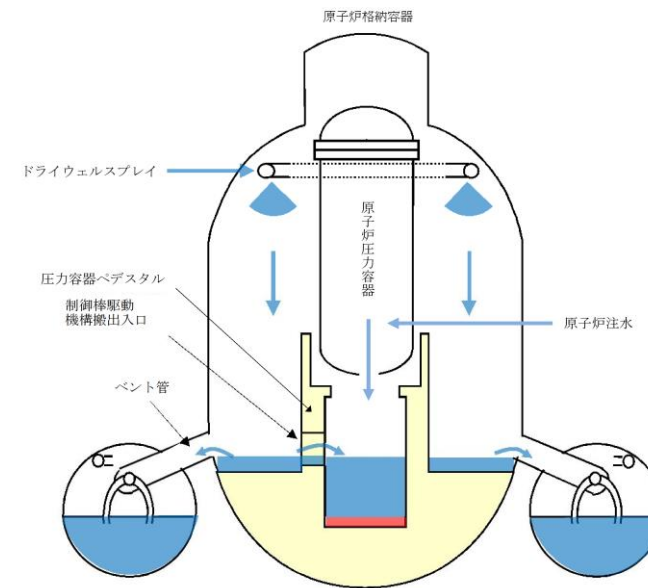


図6 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

・設備の相違

※4 : GSI-191における検討において、サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図50-11-7参照)。

当該試験はPWRサンプスクリーン形状を想定しているものであるが、BWRのストレーナ形状は円筒形であり(図50-11-8参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

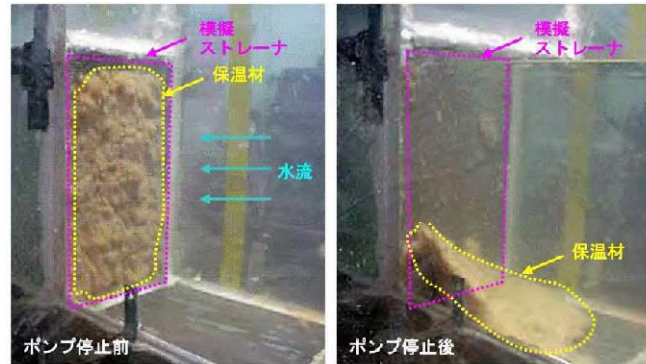


図50-11-7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

※4 : GSI-191における検討において、サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図7参照)。

当該試験はPWRサンプスクリーン形状を想定しているものであるが、BWRのストレーナ形状は円筒形であり(図8, 9参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

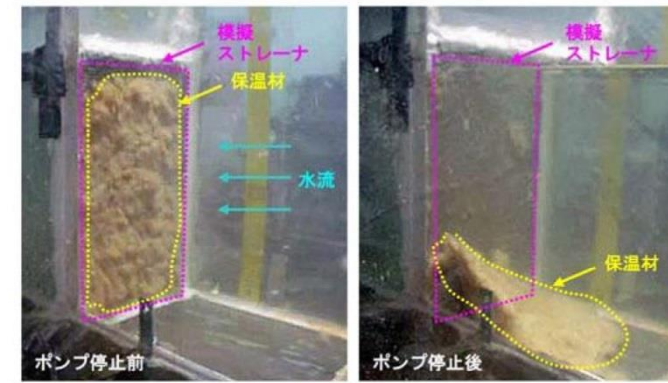


図7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号炉残留熱除去系吸込ストレーナ図7号炉残留熱除去系吸込ストレーナ図
図50-11-8 ABWRにおいて設置されているストレーナ

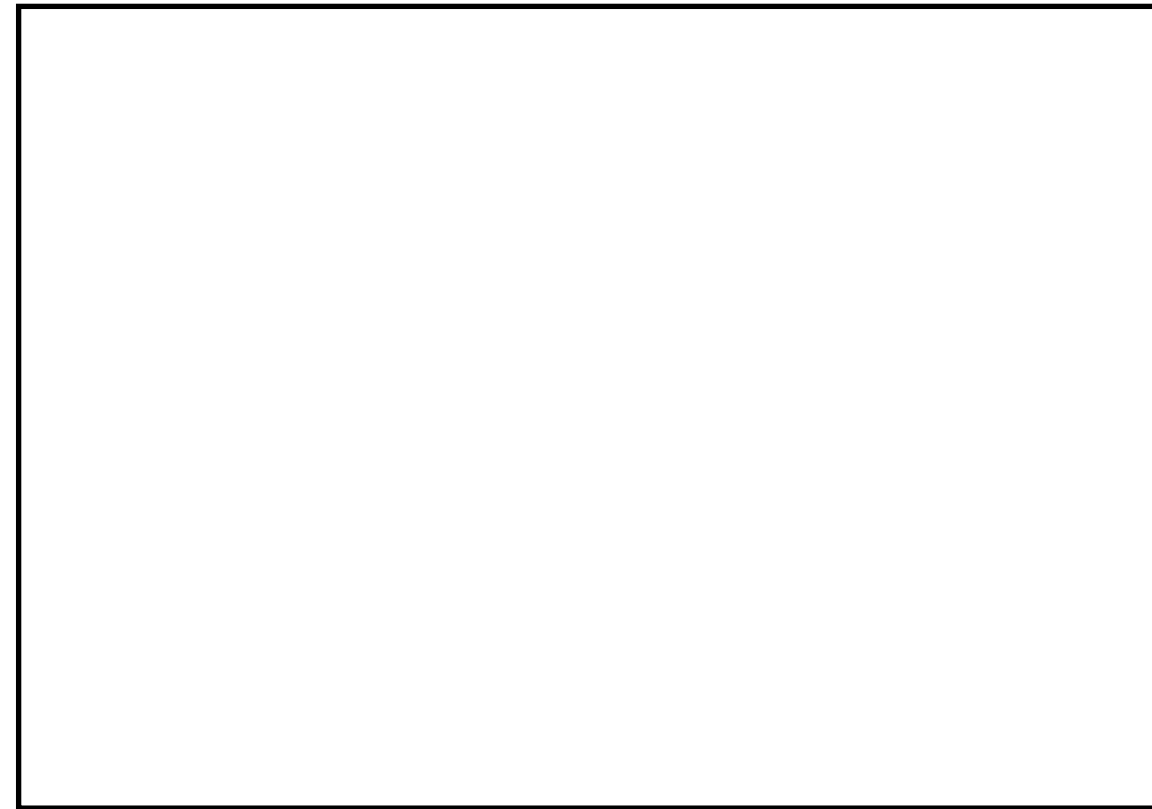


図8 BWRにおいて設置されているストレーナ



図50-11-9 6号炉残留熱除去系 (B) 吸込ストレーナ (据付状態)



図9 2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述1.の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図50-11-10に示しているが、復水補給水系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。従って、代替循環冷却運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はMUWCポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

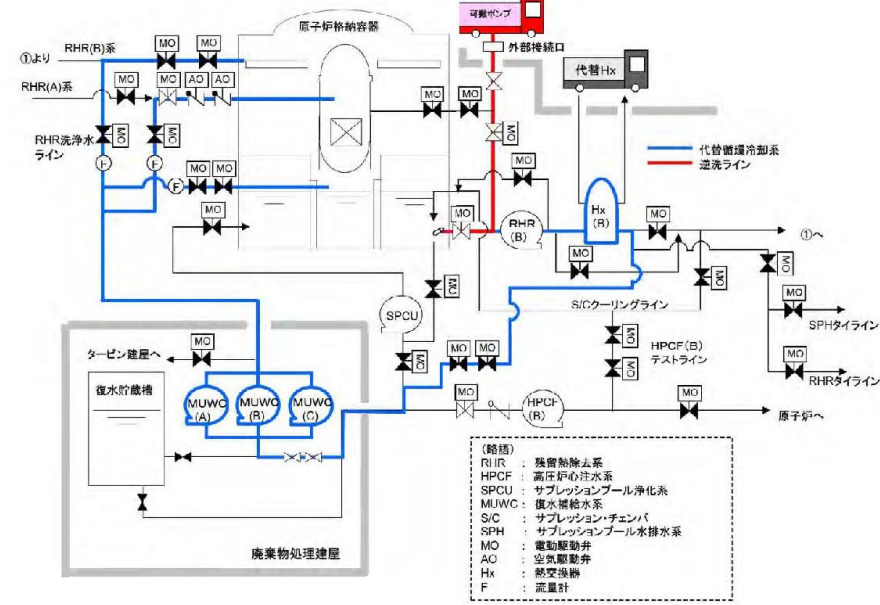


図50-11-10 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

【可搬型格納容器室素供給設備】

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室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

(ii)閉塞時の逆洗操作について

前述(i)の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図10に示しているが、大量送水車を使用した残留熱代替除去系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はRHARポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

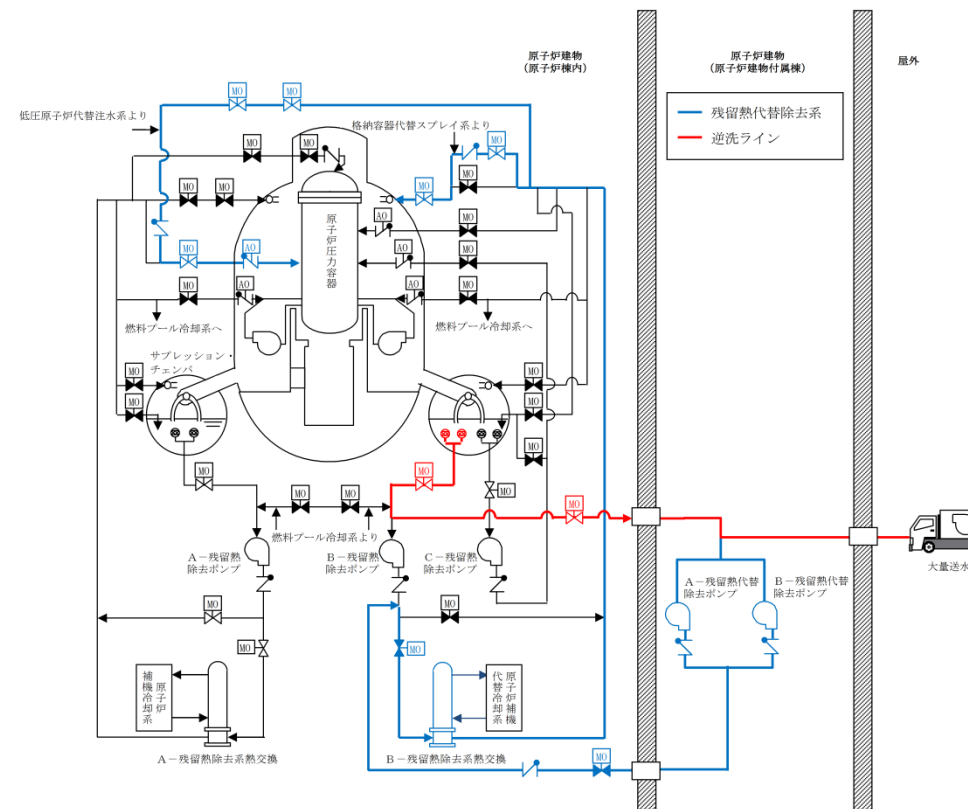


図10 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

- ・設備の相違
- ・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

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50-11-11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。

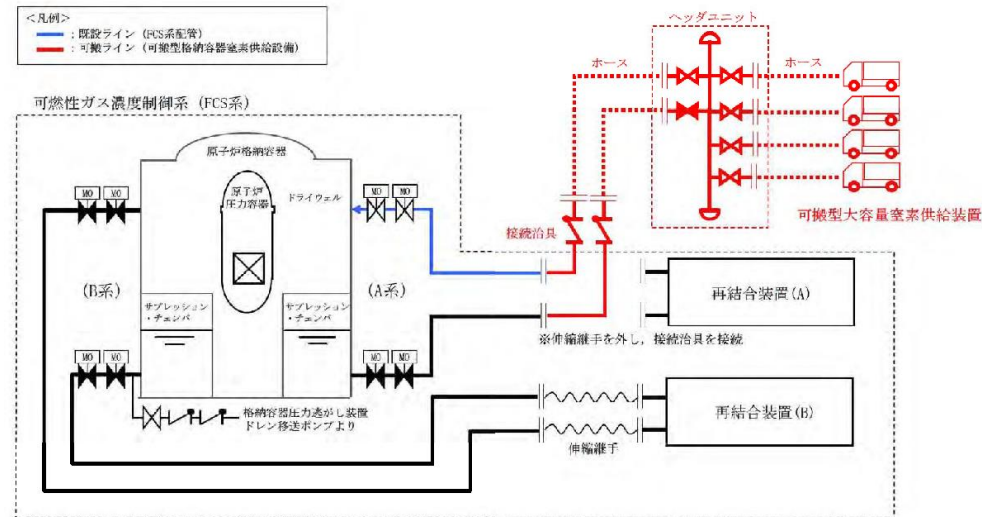


図50-11-11 可搬型格納容器窒素供給設備系統概要図

(3) スクラビング水の補給及び排水設備

格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水のpH値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能なスクラビング水の補給及び排水設備を設ける。

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。

(i) 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、ドレン移送ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品注入タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化及びタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備の系統概略図を図11に示す。

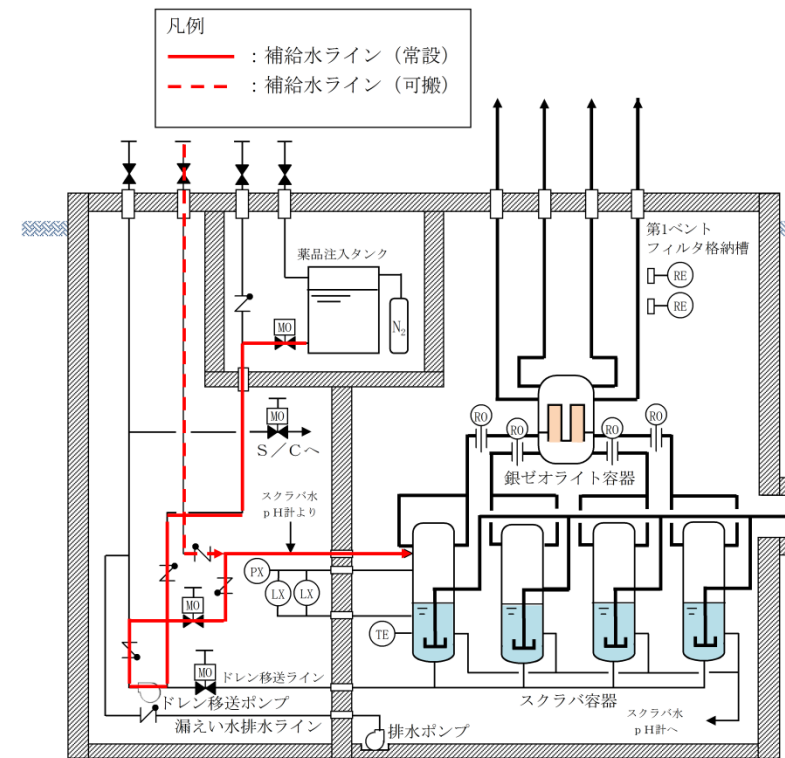


図11 補給設備 系統概略図

・設備の相違
島根2号炉は、スクラビング水補給及び排水設備を自主対策設備とする

(ii) 排水設備

排水設備は、ドレン移送ポンプ、排水ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設のドレン移送ポンプにより、格納容器（サブプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。

さらに、万一、スクラバ容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サブプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C移送弁については、原子炉建物原子炉棟内に設置し、原子炉建物附属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

排水設備の系統概略図を図12に示す。

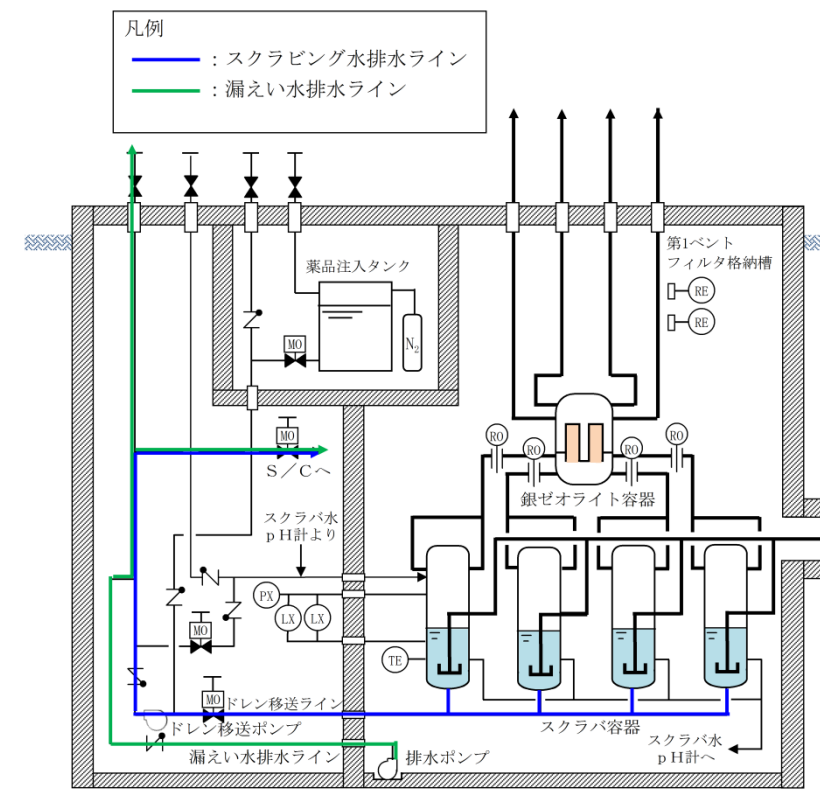


図12 排水設備 系統概略図（補給時）

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="299 751 1145 827" style="text-align: center;"><u>50-12</u> <u>機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について</u></p>		<p data-bbox="2445 793 2810 869">・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。

表50-12-1 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)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50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 (ドライウエル 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

(次頁に続く)

50条	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B
	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102
	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521
	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ バージ用元弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ バージ用元弁	T61-F213	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ バージ用元弁	T61-F213
	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ バージ用元弁	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ バージ用元弁	T61-F205	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ バージ用元弁	T61-F205
	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

表50 12 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
(代替循環冷却系)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
	残留熱除去系洗浄弁(A)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(A)	E11-M0-F032A
	残留熱除去系洗浄弁(B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁(B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-M0-F032B
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B
	タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F070	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F061
	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F071	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F062
	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B
	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B
	残留熱除去系圧力抑制室ブル水排水系第一止め弁(B)	残留熱除去系圧力抑制室ブル水排水系第一止め弁(B)	E11-M0-F029B	-	-
	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F010
	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F028
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F029
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F030
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止め弁後弁	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止め弁後弁	P13-F008A	

(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
50条	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008B
	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008C
	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	P13-F009	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001
	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	制御棒駆動系復水入口弁	P13-F010	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021
	下部ドライウェル注水流量調節弁	ベDESTAL注水用復水流量調節弁	P13-M0-F028	下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-M0-F094
	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	ベDESTAL注水用復水隔離弁	P13-M0-F031	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
	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
	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
	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
	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(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(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
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A	

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 [51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備]

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>51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>目次</p> <p>51-1 SA設備基準適合性 一覧表</p> <p>51-2 単線結線図</p> <p>51-3 配置図</p> <p>51-4 系統図</p> <p>51-5 試験及び検査</p> <p>51-6 容量設定根拠</p> <p>51-7 接続図</p> <p>51-8 保管場所図</p> <p>51-9 アクセスルート図</p> <p>51-10 コリウムシールド設備概要</p> <p>51-11 その他設備</p> <p><u>51-12 各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>	<p>51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>目次</p> <p>51-1 SA設備基準適合性 一覧表</p> <p>51-2 単線結線図</p> <p>51-3 配置図</p> <p>51-4 系統図</p> <p>51-5 試験及び検査</p> <p>51-6 容量設定根拠</p> <p>51-7 接続図</p> <p>51-8 保管場所図</p> <p>51-9 アクセスルート図</p> <p>51-10 コリウムシールド設備概要</p> <p><u>51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について</u></p> <p>51-12 その他設備</p> <p><u>51-13 送水ヘッドについて</u></p>	<p>・設備の相違</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、可搬の送水ヘッドを使用する</p> <p>・島根2号炉は単独申請であり、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
<p style="text-align: center;">51-1 SA設備基準適合性 一覧表</p>	<p style="text-align: center;">51-1 SA設備基準適合性 一覧表 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は49条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については、49条設備であることから、49条の補足説明資料に記載している</p>

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51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		復水移送ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
			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	51-3 配置図, 51-4 系統図	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, Bf	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料	51-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	Ba	
		関連資料	51-4 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	Ab
			その他(飛散物)	対象外	-
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	Aa, B	
		関連資料	51-3 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			51-6 容量設定根拠		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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(サポート系有り) -異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料		51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, Bd, Bf		
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁(電動弁)	A, B		
		関連資料	51-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	Ba		
		関連資料	51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作	Ab, B		
		関連資料	51-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり) -屋内	Aa
				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	Ca
	関連資料			51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 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51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		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	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g
			関連資料	51-3 配置図 51-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B
			関連資料	51-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a
			関連資料	51-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b
		関連資料	51-4 系統図, 51-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作	A a	
		関連資料	51-7 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			51-6 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	51-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a	
		関連資料	51-7 接続図		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	51-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	51-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備, 防止・緩和以外対象(同一目的の SA 設備, 代替対象 DB 設備有り)	B	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	51-2 単線結線図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		大量送水車	類型化区分		
第43条	第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g
			関連資料	51-3 配置図, 51-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁(手動弁, 電動弁)	A, B
			関連資料	51-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a
			関連資料	51-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b
		関連資料	51-4 系統図, 51-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	51-7 接続図		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
関連資料			51-6 容量設定根拠		
第2号		可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
		関連資料	51-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	
		関連資料	51-7 接続図		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-	
		関連資料	51-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	51-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象 DB 設備あり)-屋外	A b	
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図			

・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51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド	類型化区分
第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備 A
		荷重	(有効に機能を発揮する) -
		海水	(海水を通水しない) 対象外
		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	51-3 配置図
		第2号	操作性 操作不要 対象外
第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 M	
	関連資料		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不変 B b	
	関連資料	51-10 コリウムシールド設備概要	
第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立 A c
		その他(飛散物)	対象外 -
		関連資料	51-3 配置図, 51-10 コリウムシールド設備概要
第6号	設置場所	操作不要 対象外	
	関連資料	-	
第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの A
		関連資料	51-10 コリウムシールド設備概要
	第2号	共用の禁止	共用しない設備 対象外
関連資料		-	
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備なし) 対象外
		サポート系故障	対象外(サポート系なし) -
		関連資料	-

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド	類型化区分
第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備 A
		荷重	(有効に機能を発揮する) -
		海水	(海水を通水しない) 対象外
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -
		関連資料	51-3 配置図
		第2号	操作性 操作不要 -
第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 M	
	関連資料	-	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要 B b	
	関連資料	51-10 コリウムシールド設備概要	
第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立 A c
		その他(飛散物)	対象外 対象外
		関連資料	51-3 配置図, 51-10 コリウムシールド設備概要
第6号	設置場所	対象外(操作不要) 対象外	
	関連資料	-	
第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの A
		関連資料	51-10 コリウムシールド設備概要
	第2号	共用の禁止	共用しない設備 対象外
関連資料		-	
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備なし) 対象外
		サポート系要因	対象外(サポート系なし) -
		関連資料	-

・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 style="text-align: center;">51-2 単線結線図</p>	<p style="text-align: center;">51-2 単線結線図 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については、49 条設備であることから、49 条の補足説明資料に記載している</p>

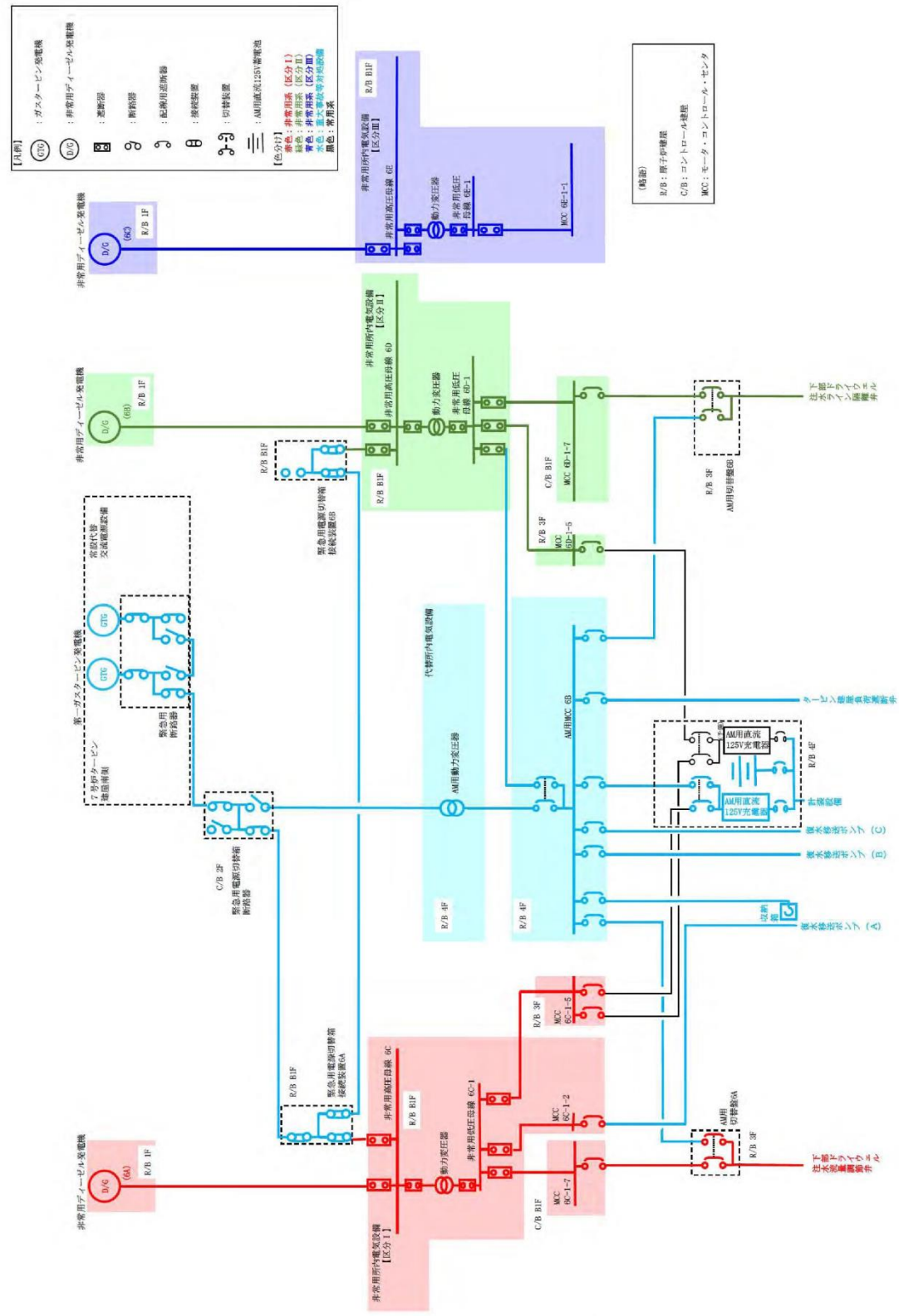


図1 単線結線図 (6号炉)

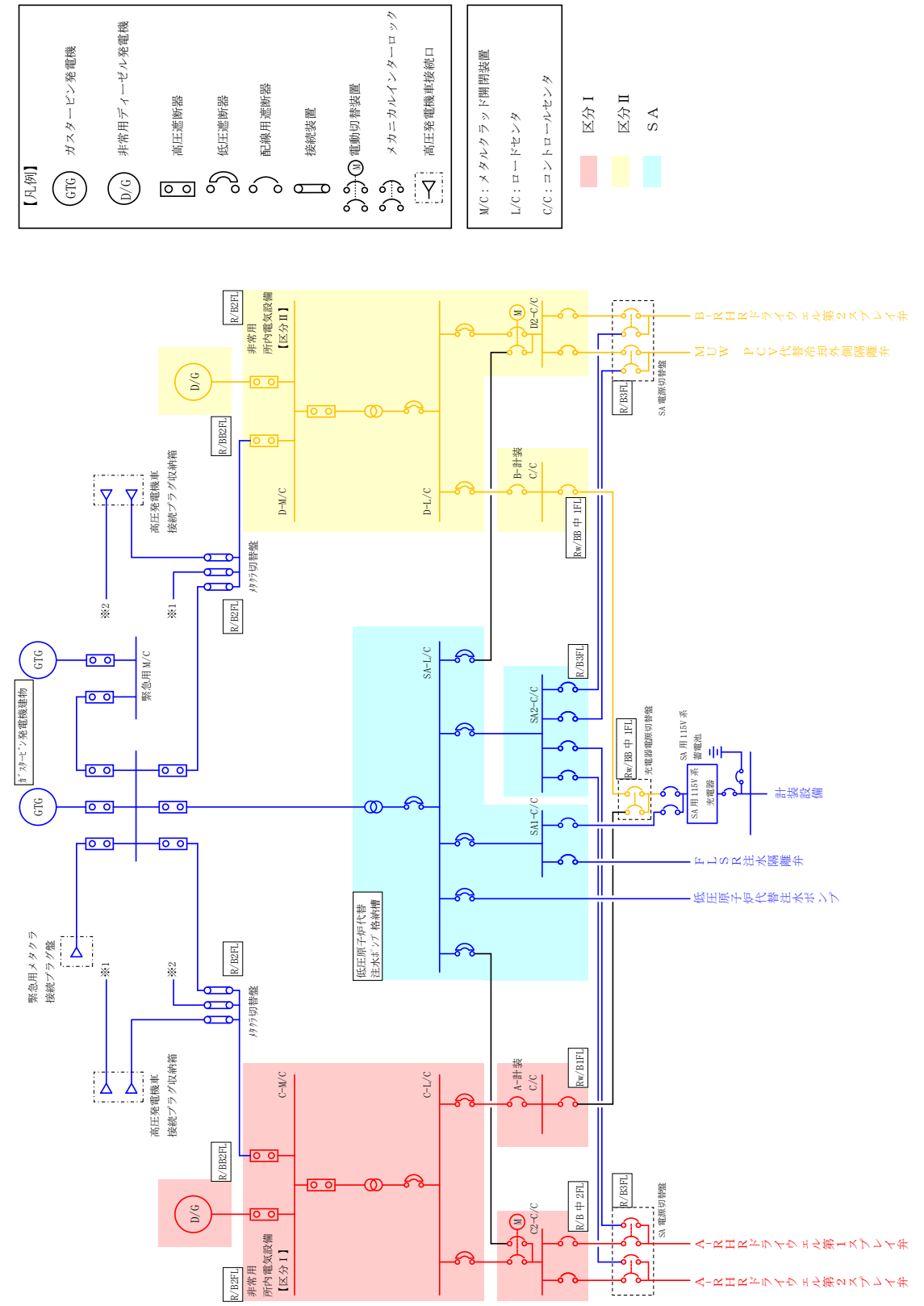


図1 単線結線図

・設備の相違

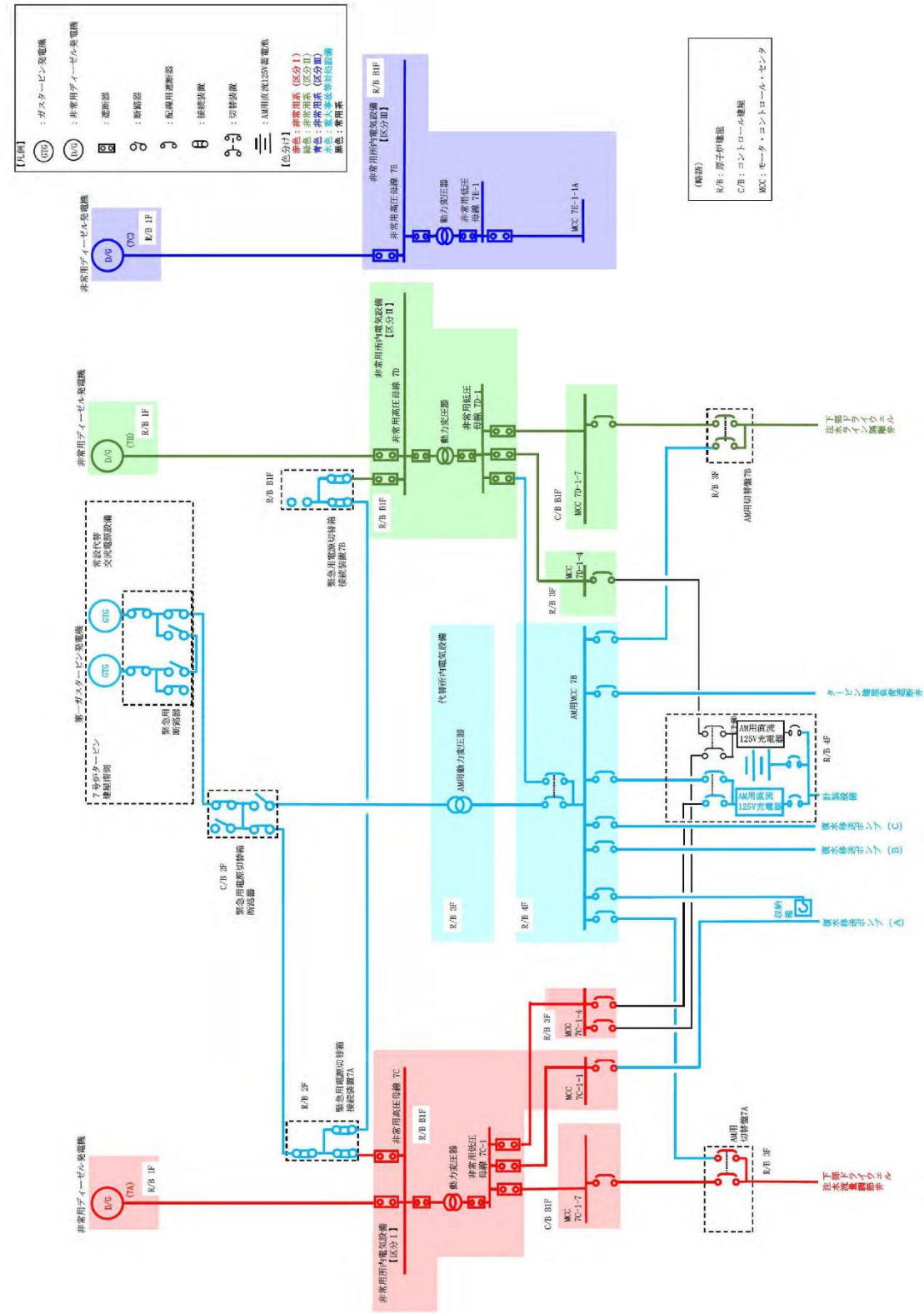


図2 単線結線図 (7号炉)

・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="667 661 756 735">51-3 配置図</p>	<p data-bbox="1528 703 2181 787">51-3 配置図 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p> <div data-bbox="1982 1696 2386 1873" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="2012 1732 2344 1774"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="2012 1795 2368 1837"> : 重大事故等対処設備</p> </div>	<p data-bbox="2448 745 2819 955">・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については, 49 条設備であることから, 49 条の補足説明資料に記載している</p>

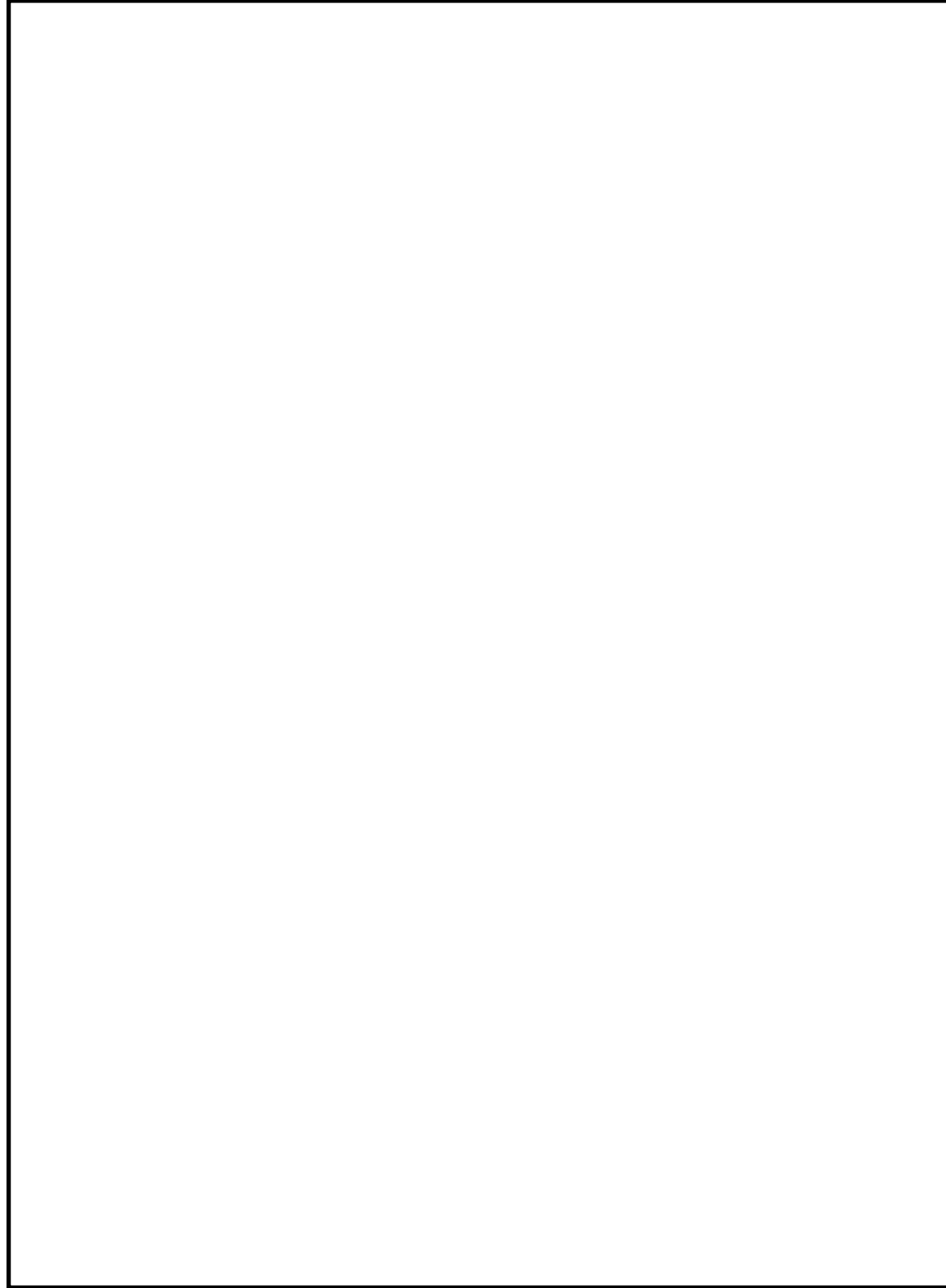


図1 配置図 (6/7号炉 中央制御室 (コントロール建屋地上2階))

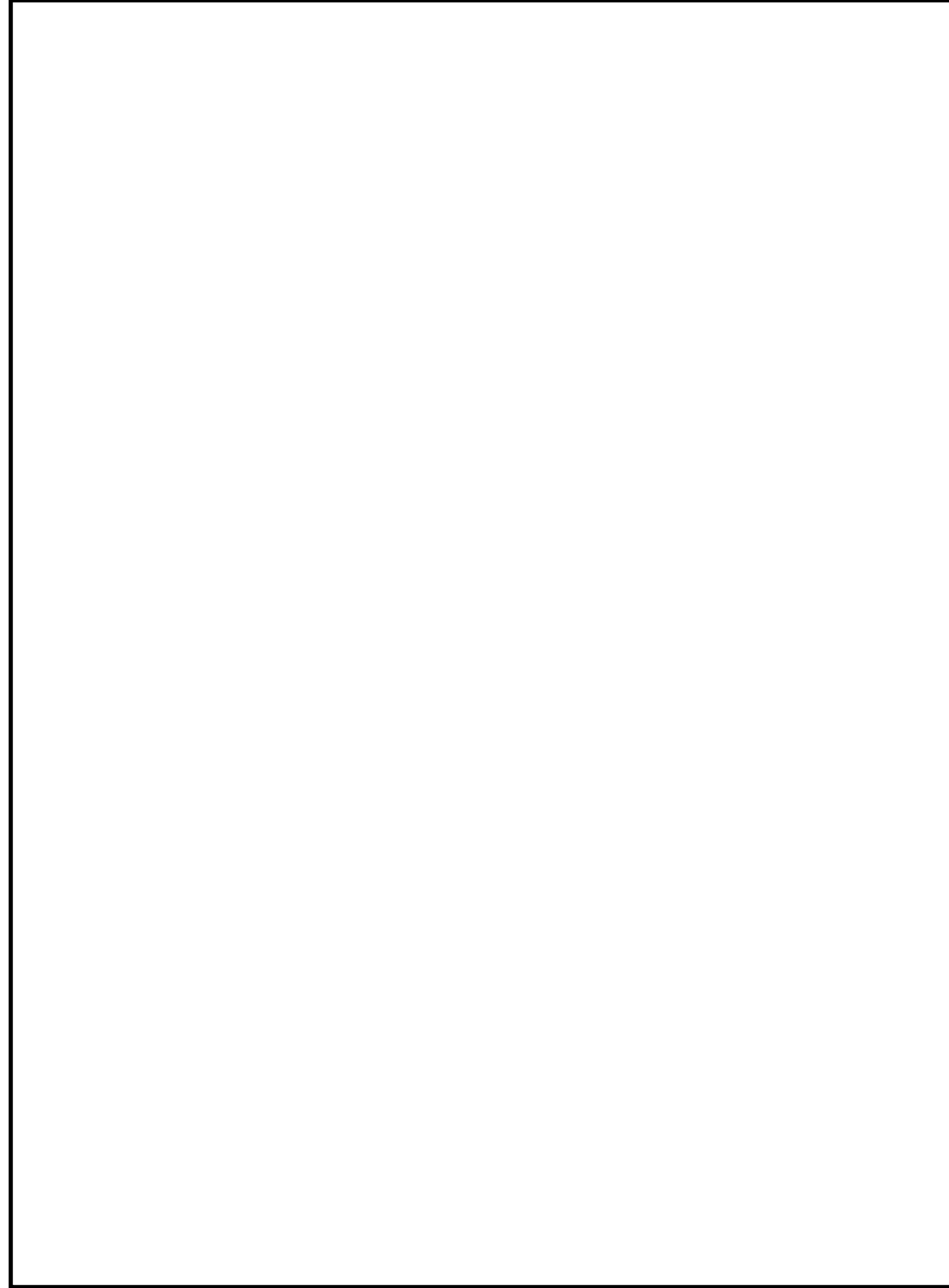


図1 ペDESTAL代替注水系 (常設) を使用したペDESTAL注水に係る機器 (低圧原子炉代替注水ポンプ) の配置図

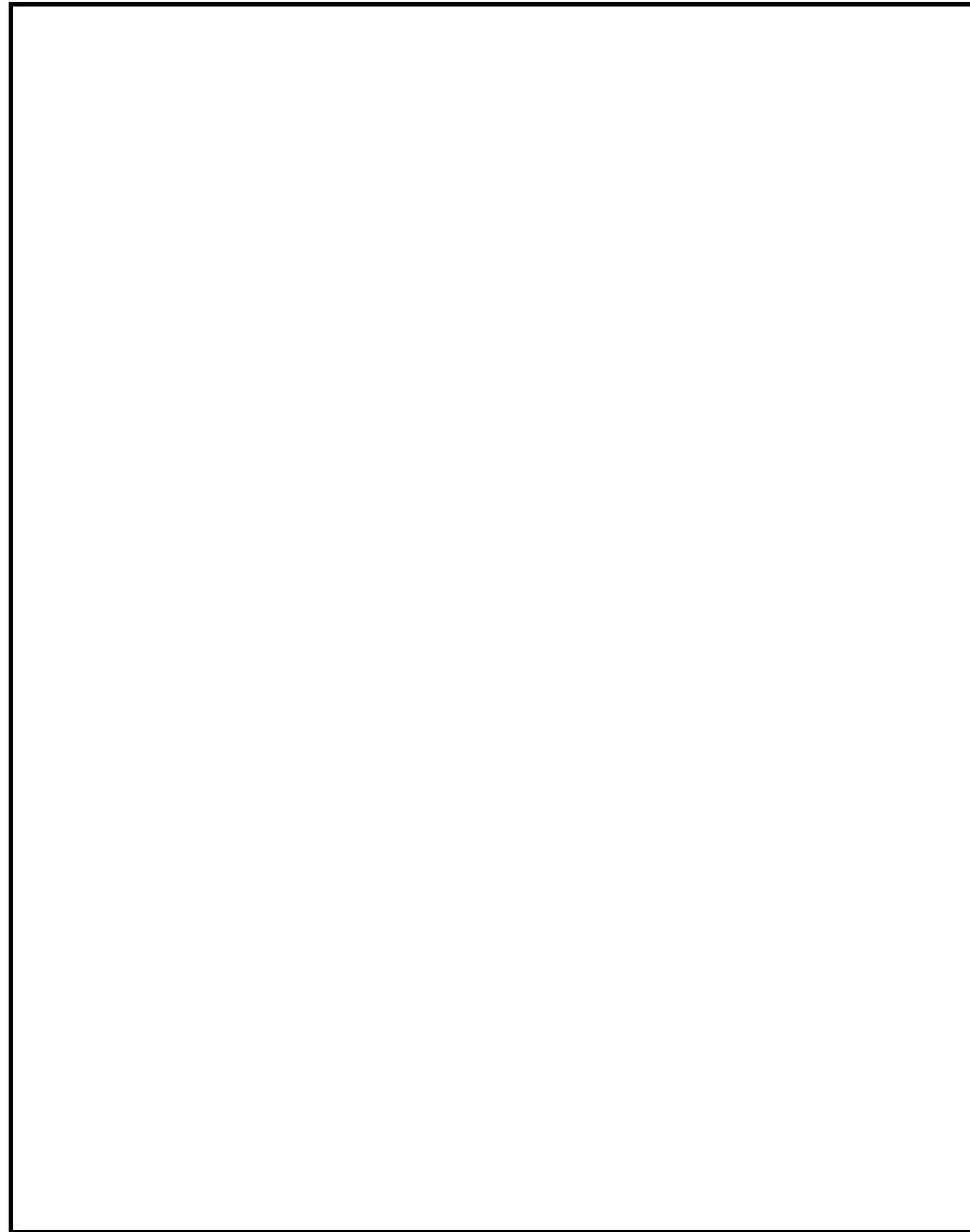
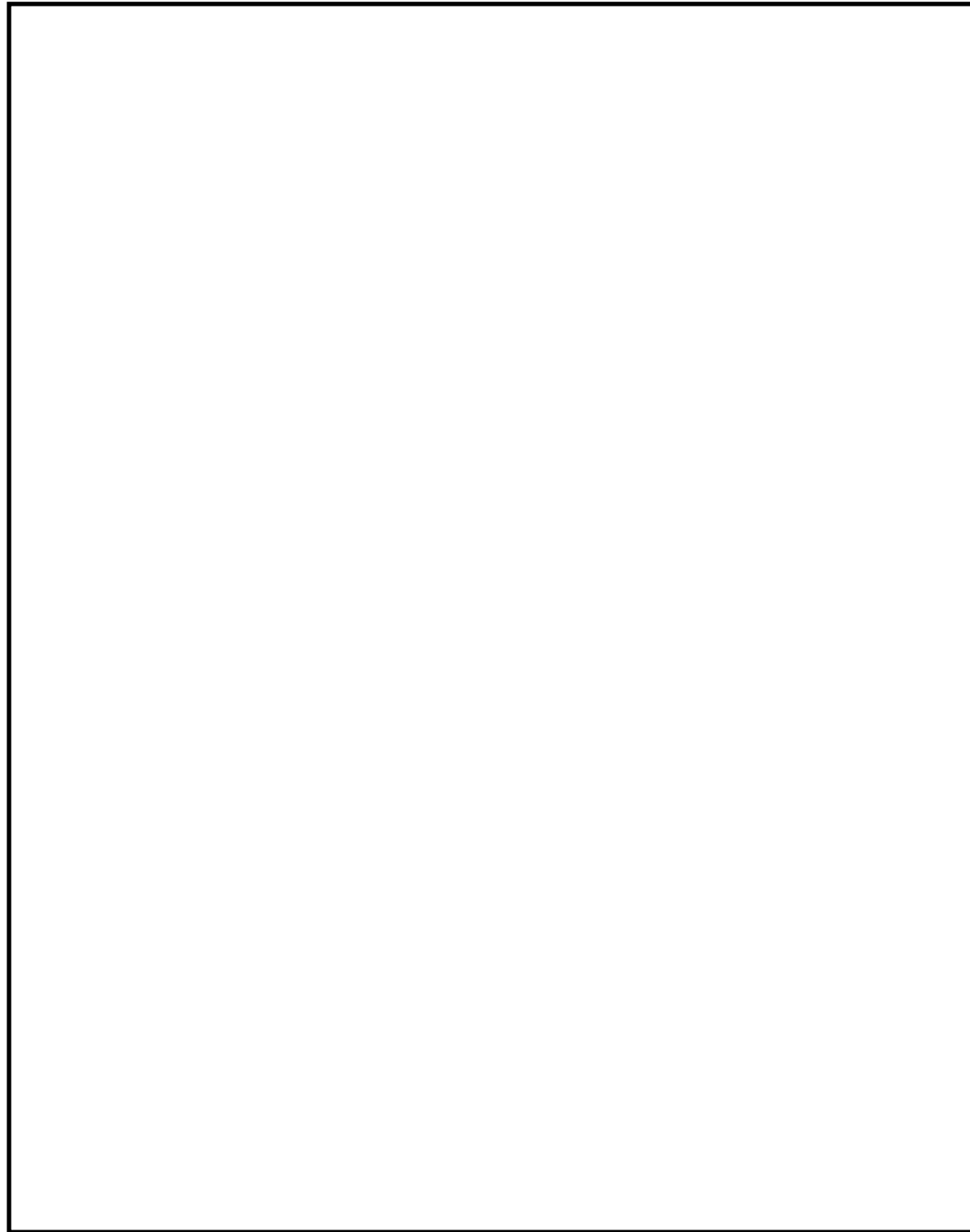


図2 配置図 (6/7号炉 廃棄物処理建屋地下3階)

図2 ペDESTAL代替注水系 (常設) を使用したペDESTAL注水に係る
機器 (低圧原子炉代替注水ポンプ) の配置図

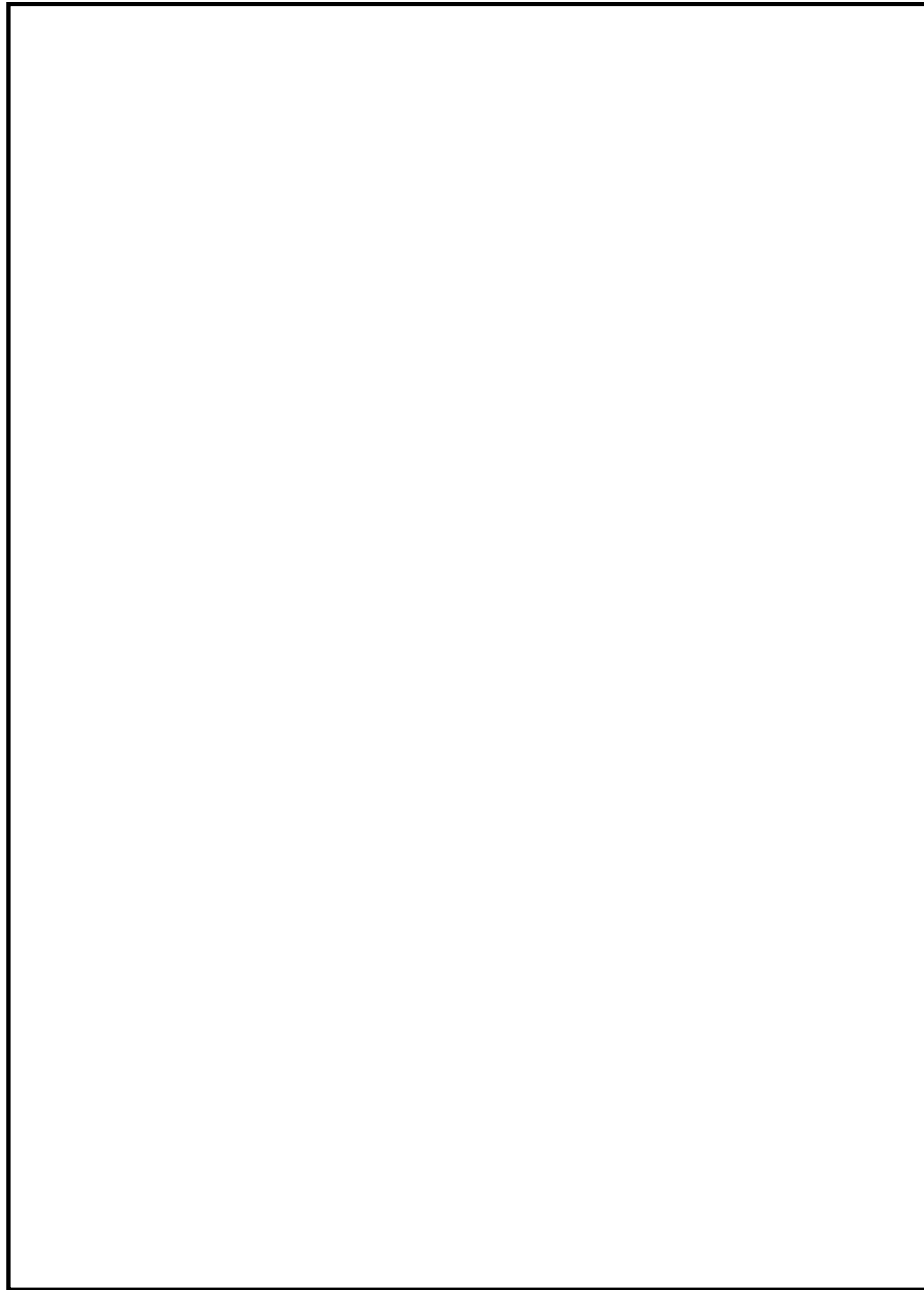


図3 配置図 (6号炉 タービン建屋地下中2階)

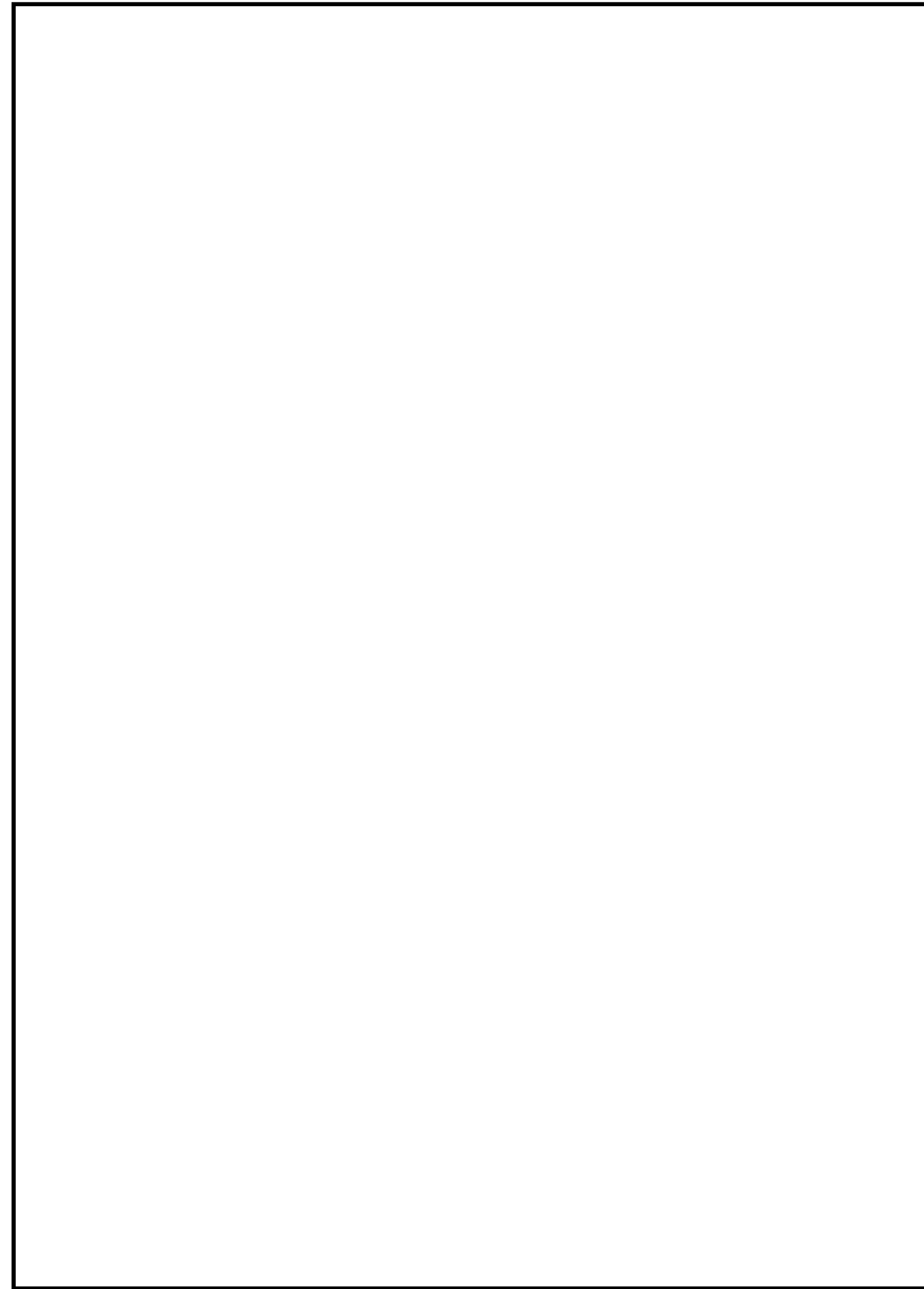


図3 ペデスタル代替注水系 (常設, 可搬型) を使用したペデスタル注水に係る
機器 (弁) の配置図 (原子炉建物1階)

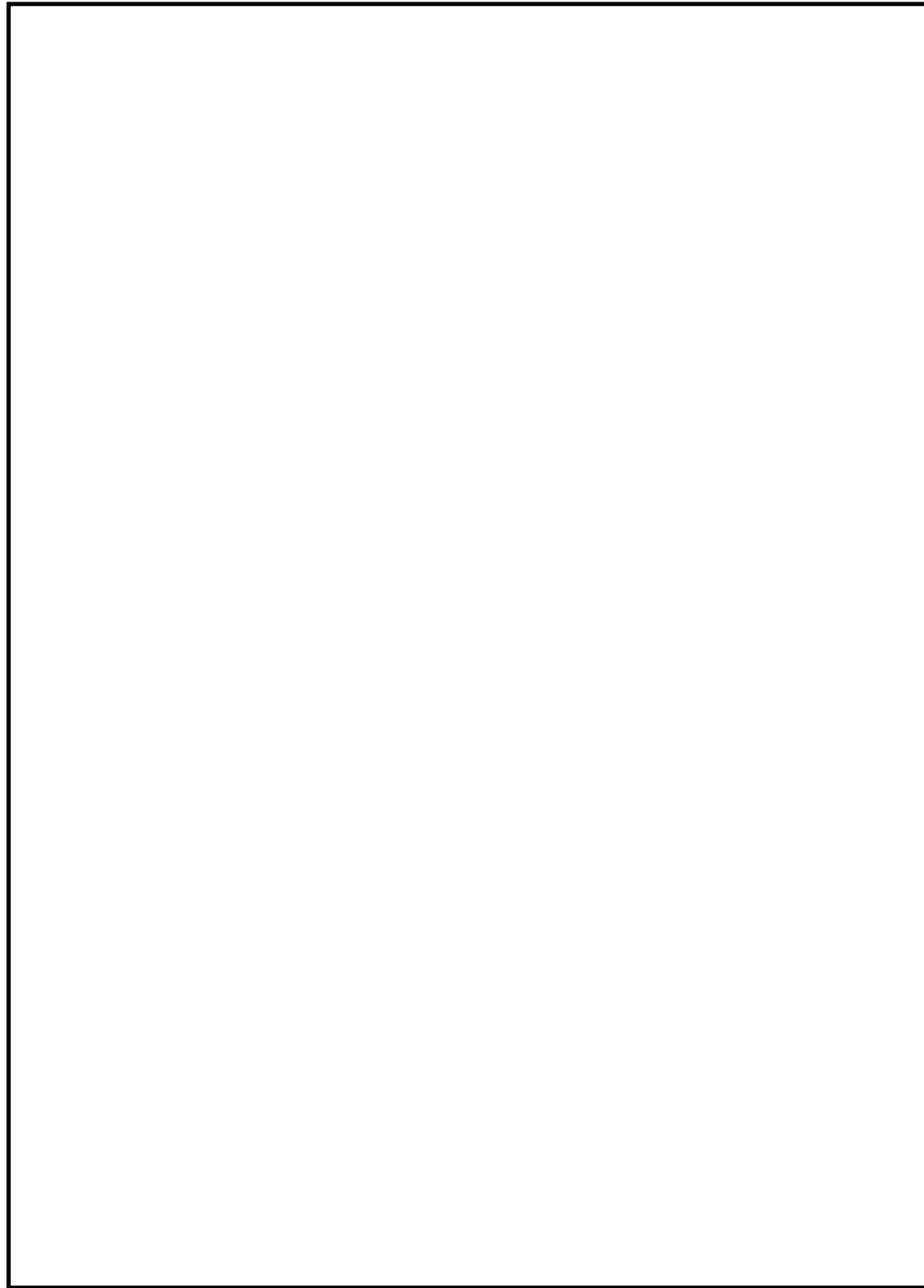


図4 配置図 (7号炉 原子炉建屋地下2階)

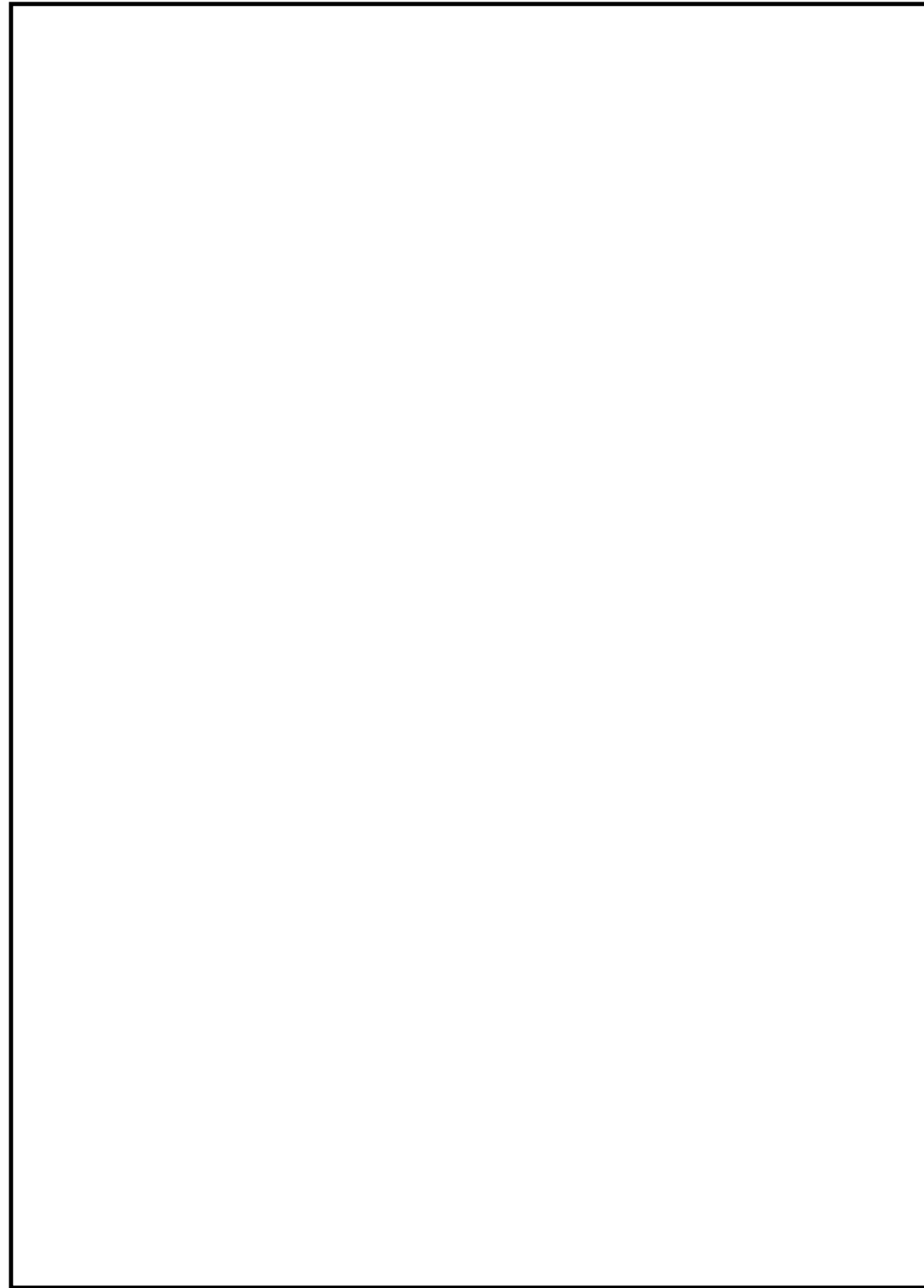


図4 ペDESTAL代替注水系 (常設) を使用したペDESTAL注水に係る
機器 (弁) の配置図 (原子炉建物2階)

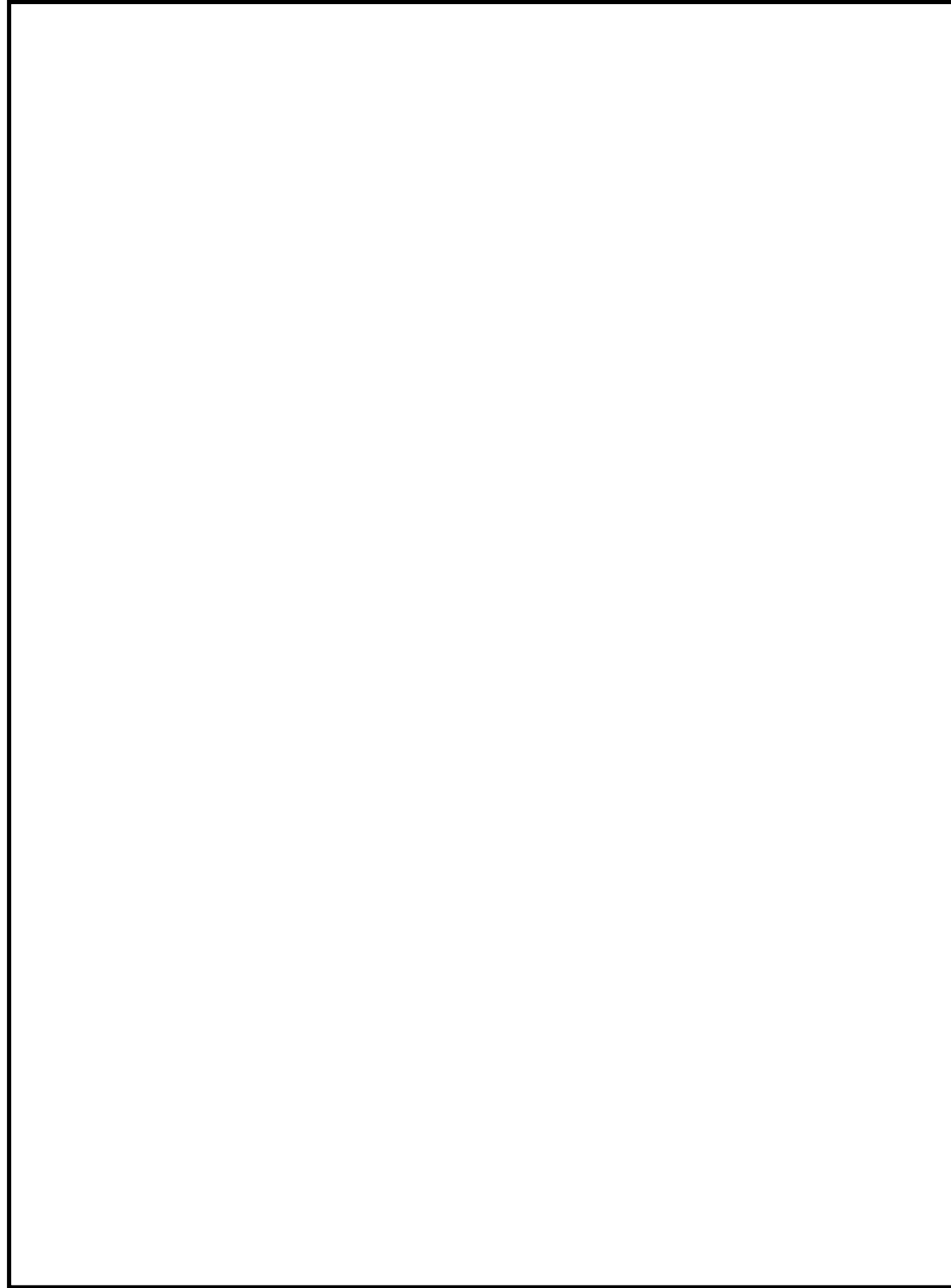


図5 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

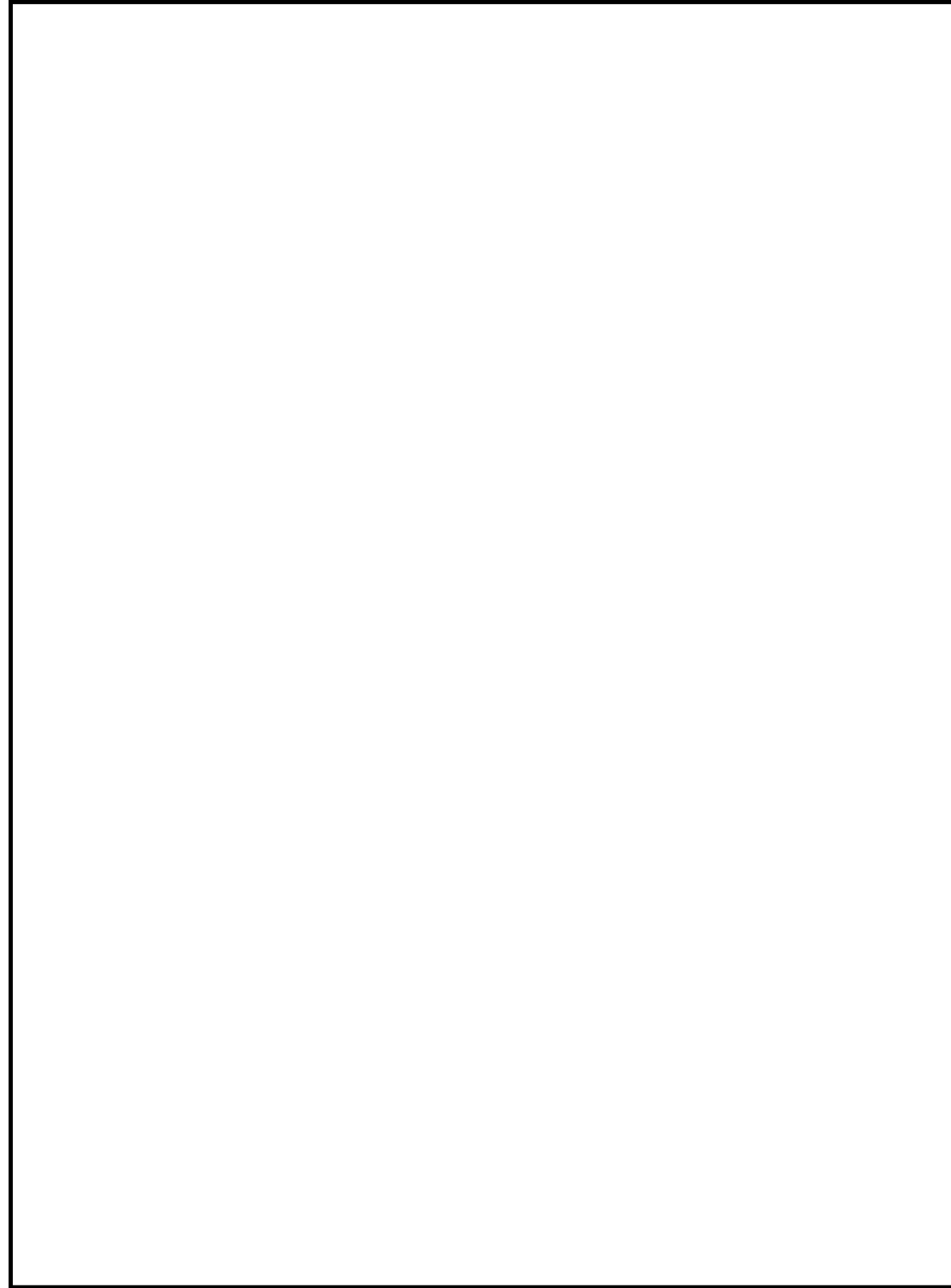


図5 ペDESTAL代替注水系 (可搬型) を使用したペDESTAL注水に係る
機器 (弁) の配置図

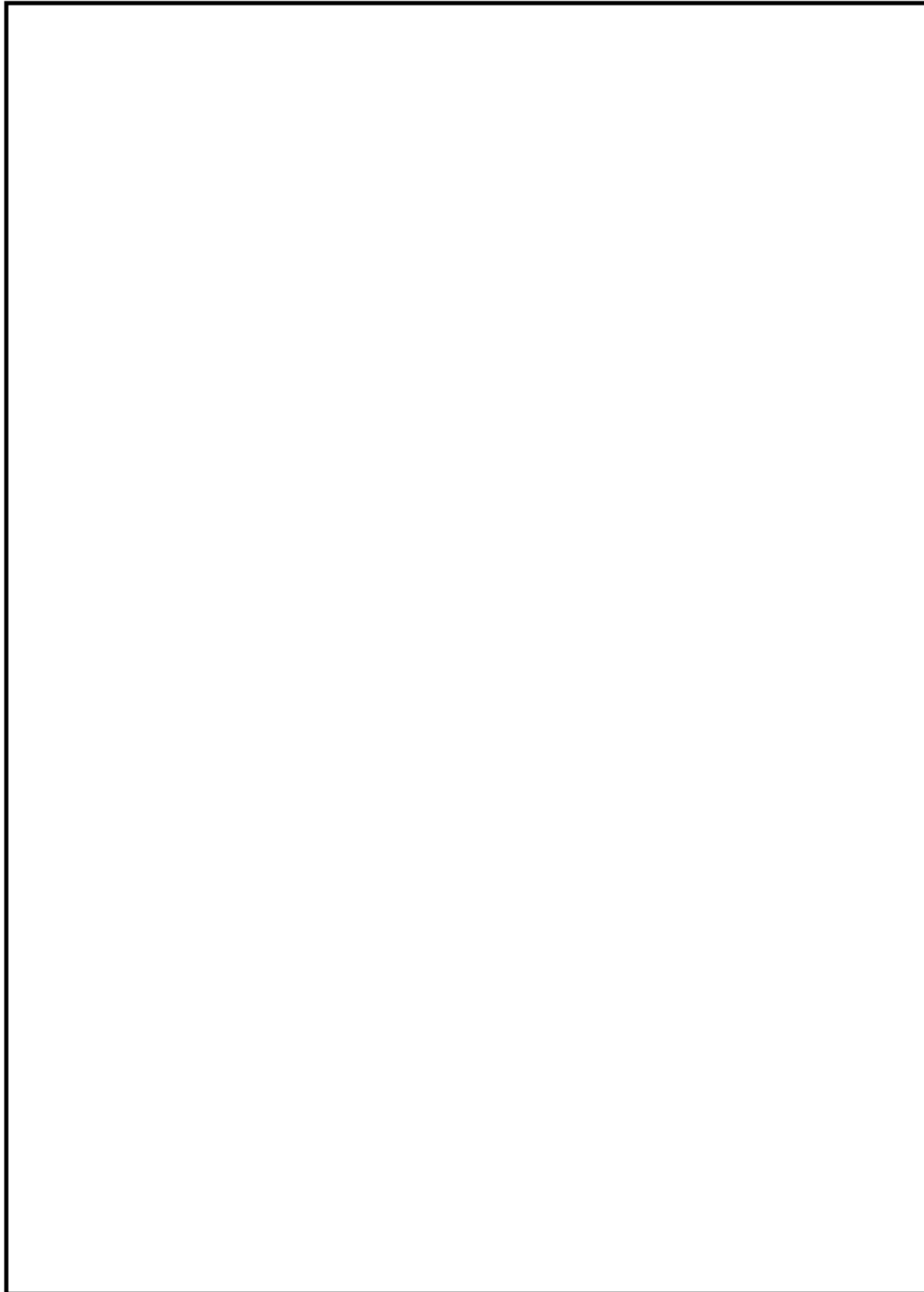


図6 配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)

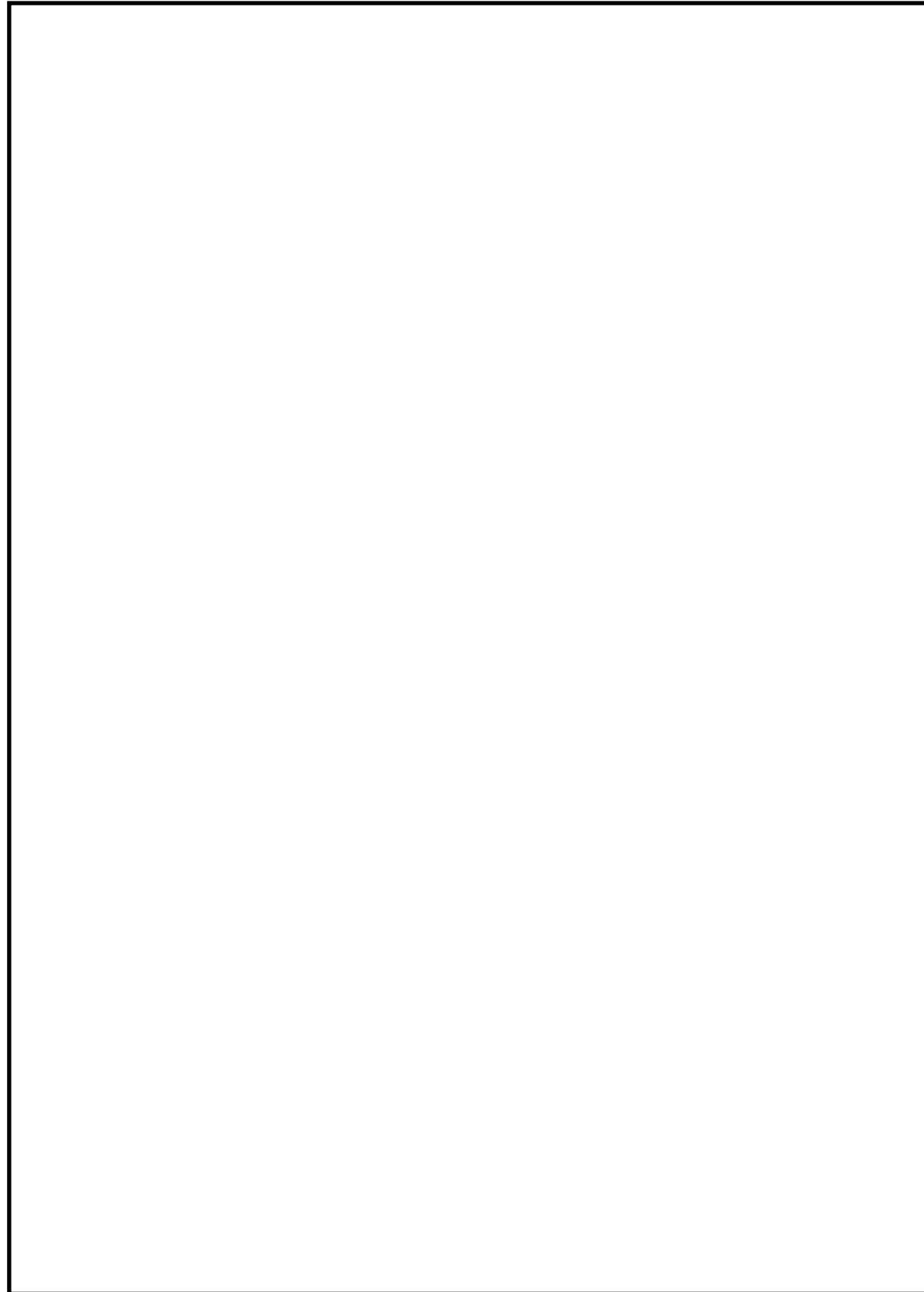


図6 ペデスタル代替注水系 (常設, 可搬型) を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図 (制御室建物4階)

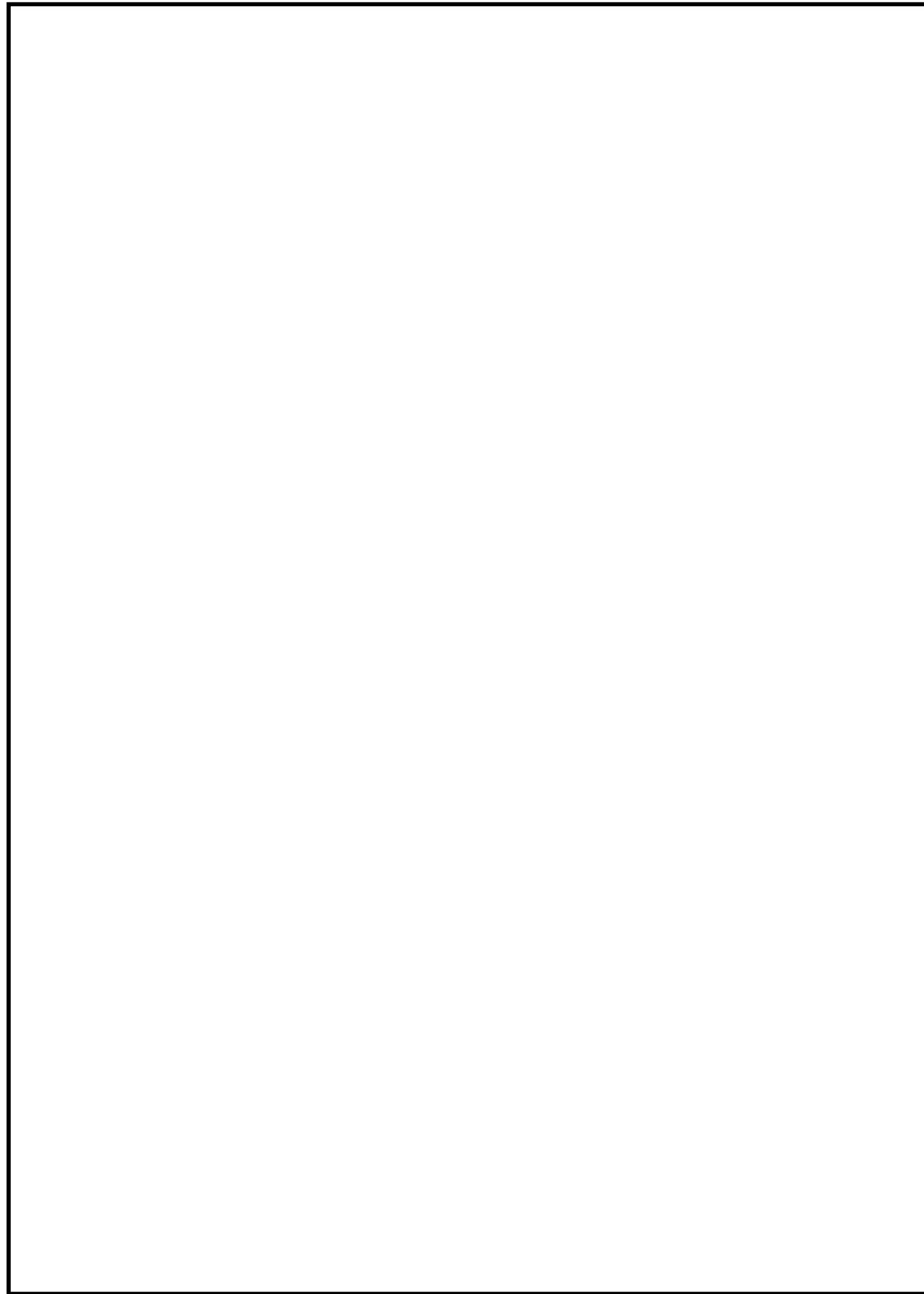


図7 配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)



図7 ペDESTAL代替注水系を使用したペDESTAL注水に係る
SA 電源切替盤の配置図 (原子炉建物3階)

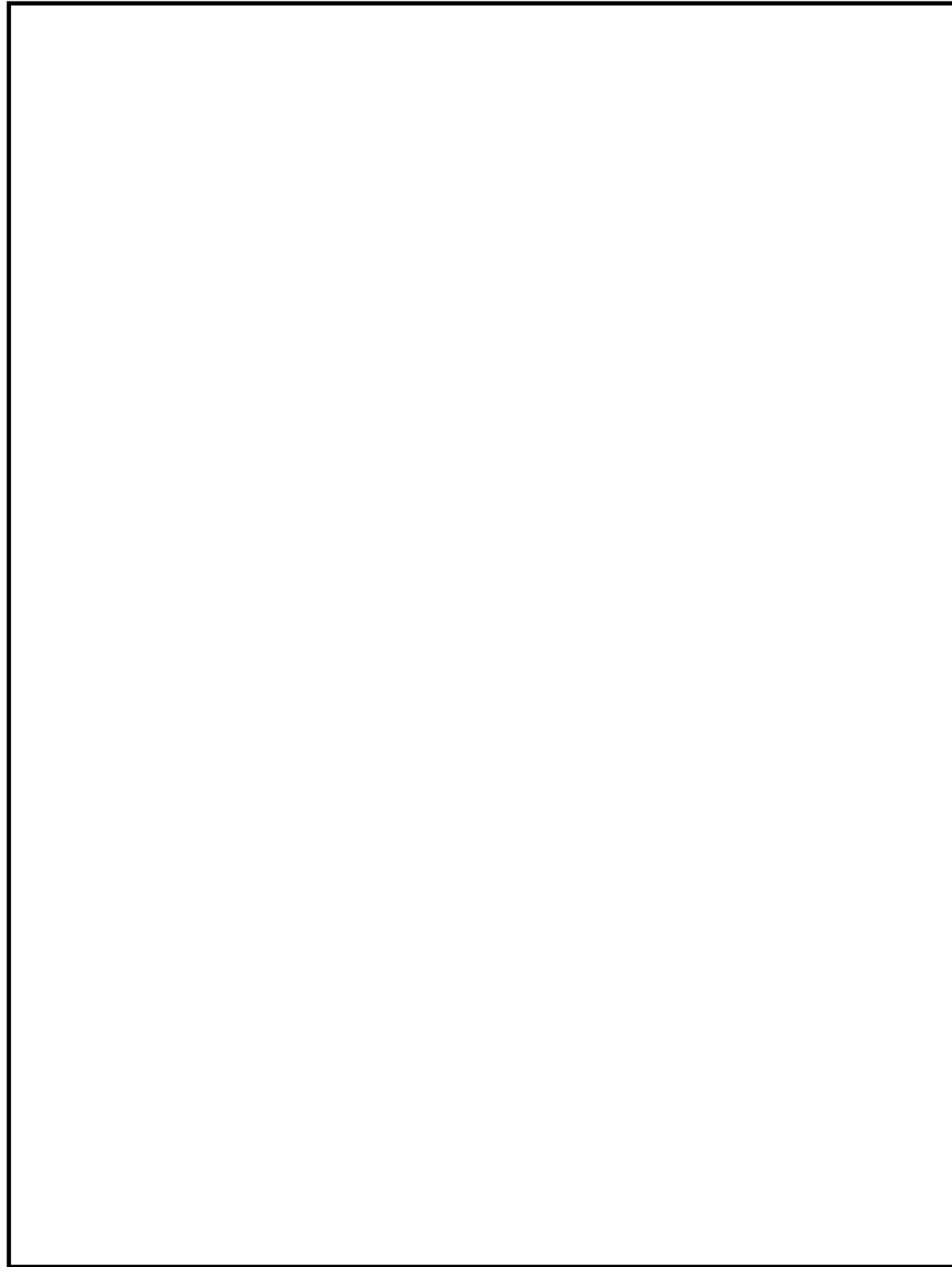


図8 配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

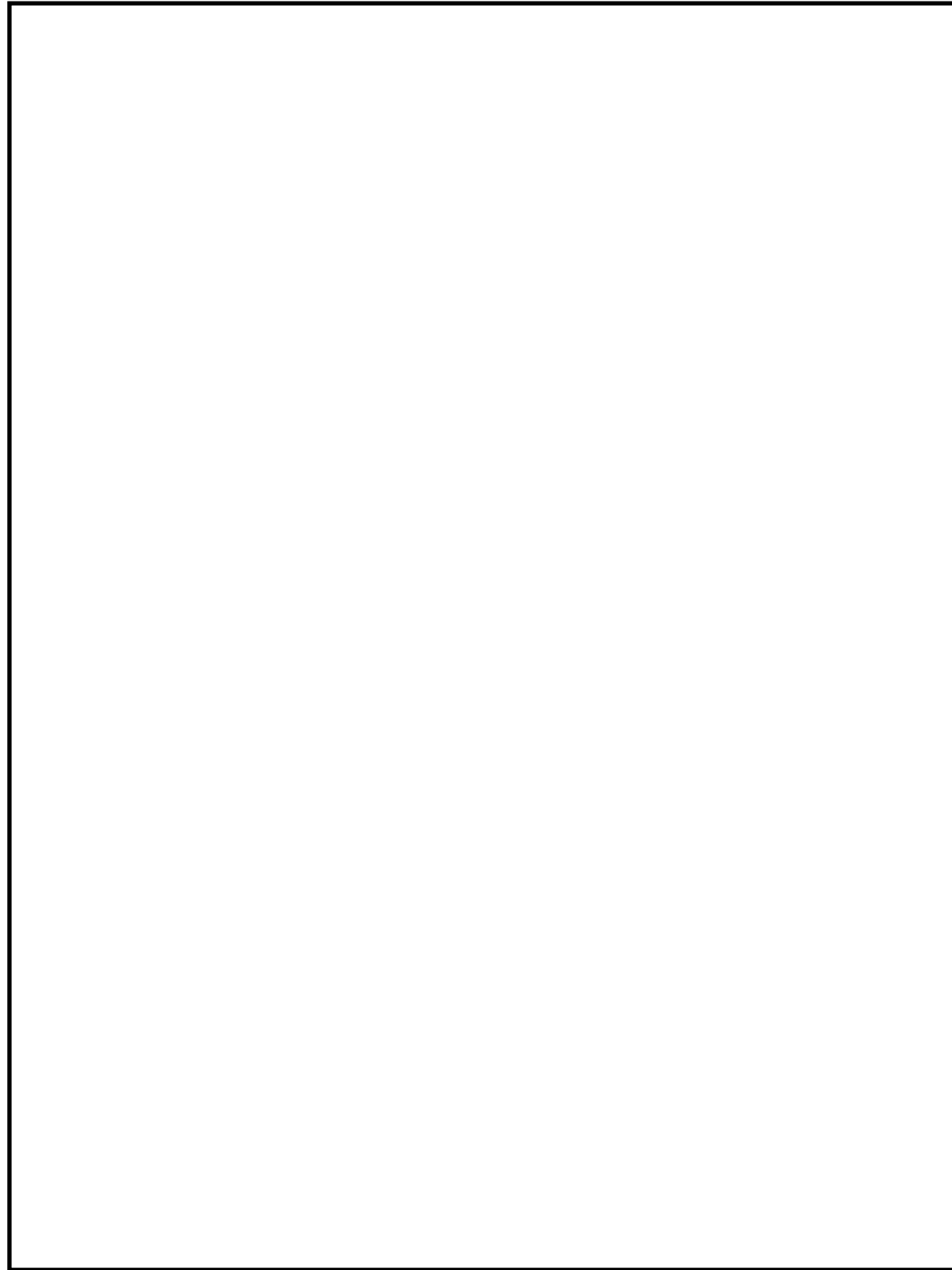


図8 コリウムシールドの配置図 (原子炉格納容器)



図9 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10 配置図 (6/7号炉 原子炉格納容器)

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;">51-4 系統図</p>	<p style="text-align: center;">51-4 系統図 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については、49 条設備であることから、49 条の補足説明資料に記載している

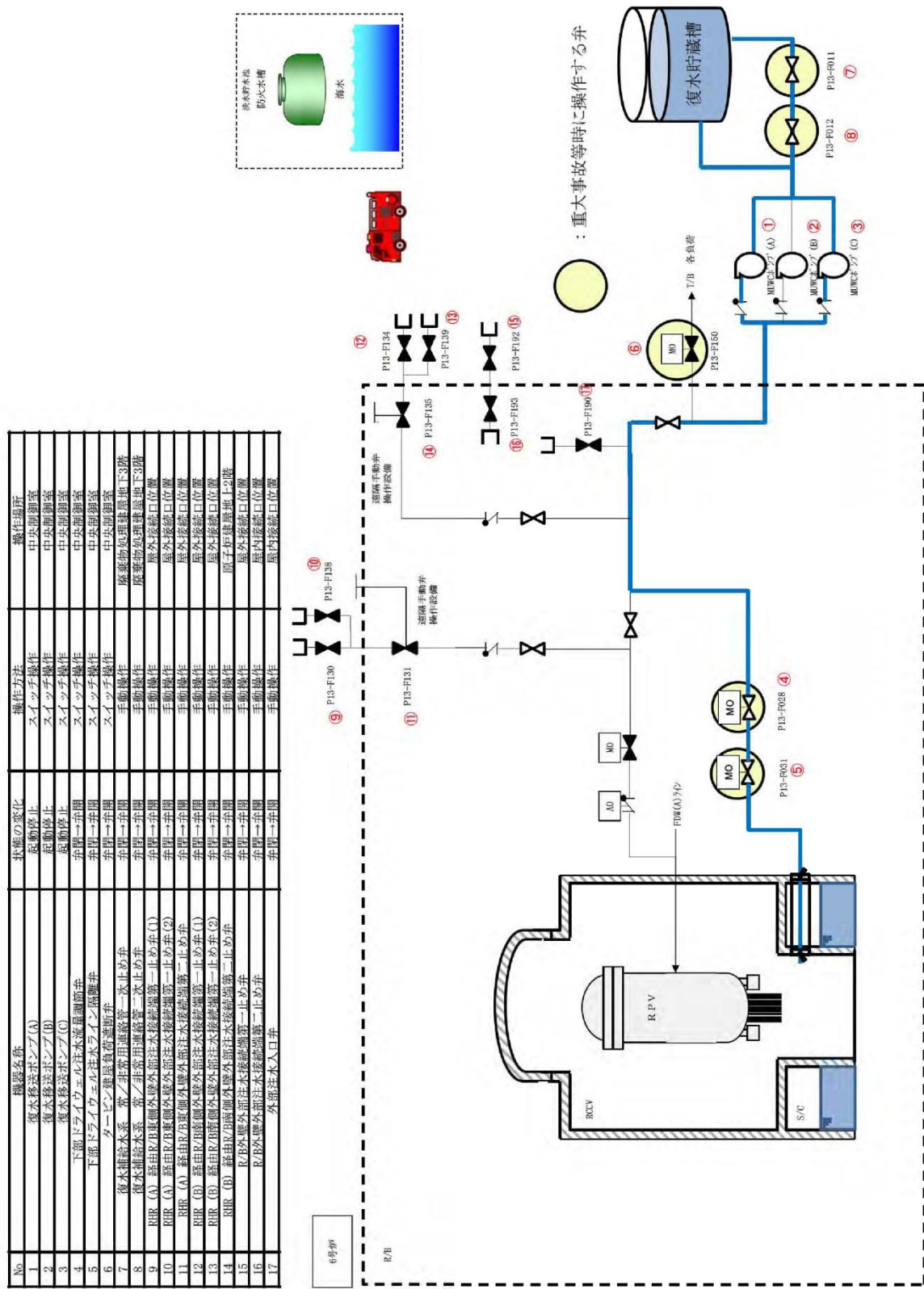


図1 格納容器下部注水系(常設)の系統概要図(6号炉)

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	F L S R注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

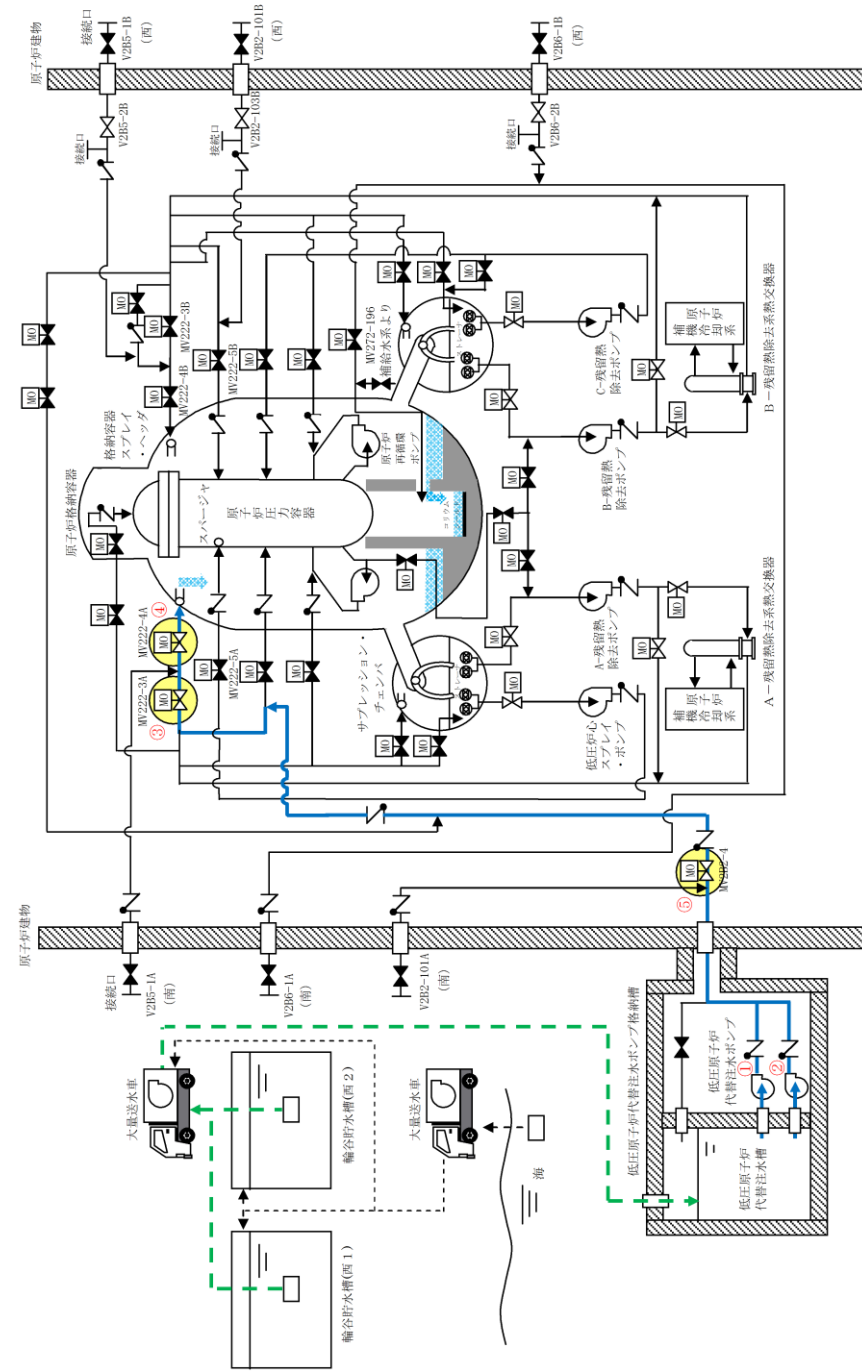


図1 ペDESTAL代替注水系(常設)を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

・設備の相違

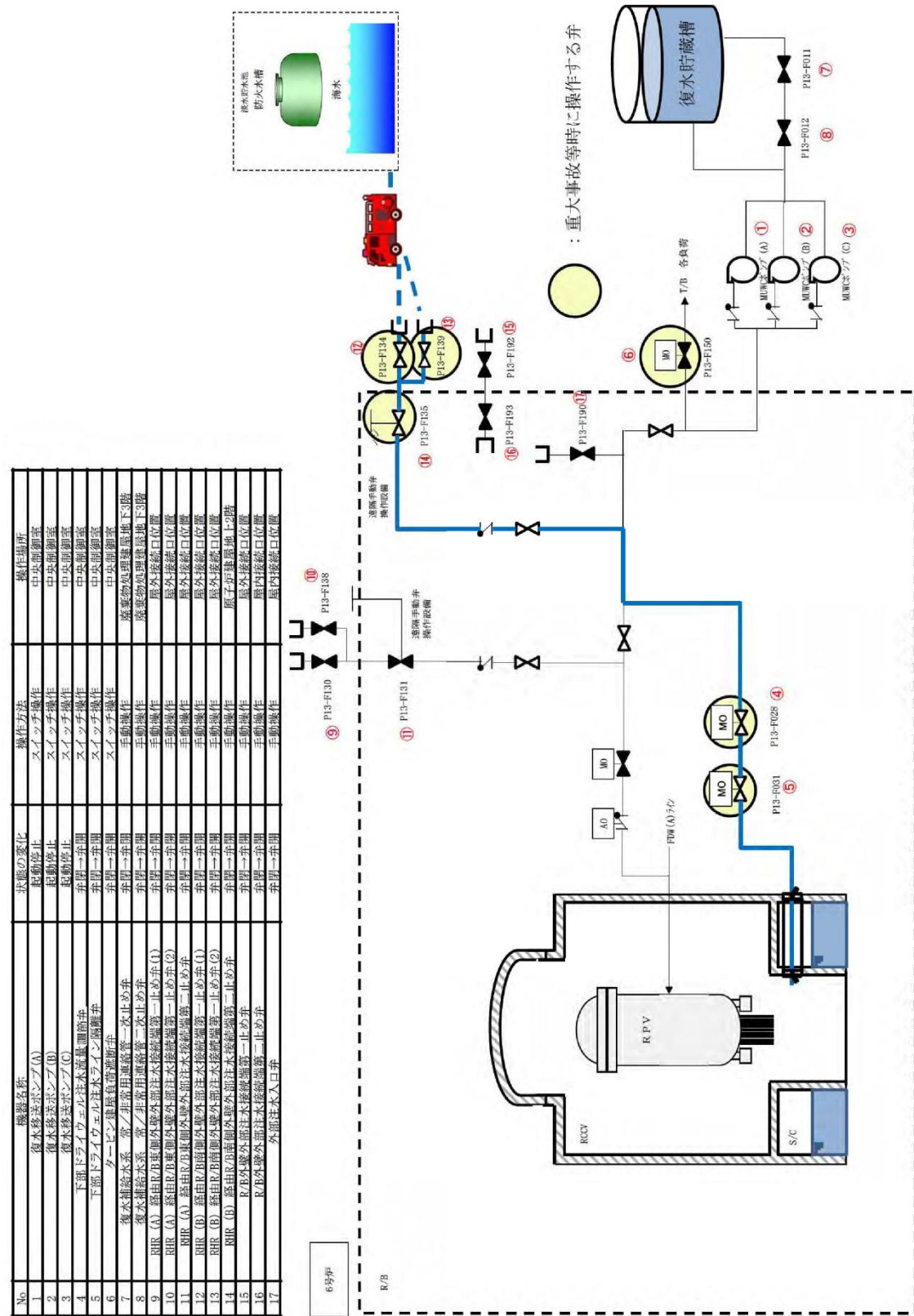


図2 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（6号炉）

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUV PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

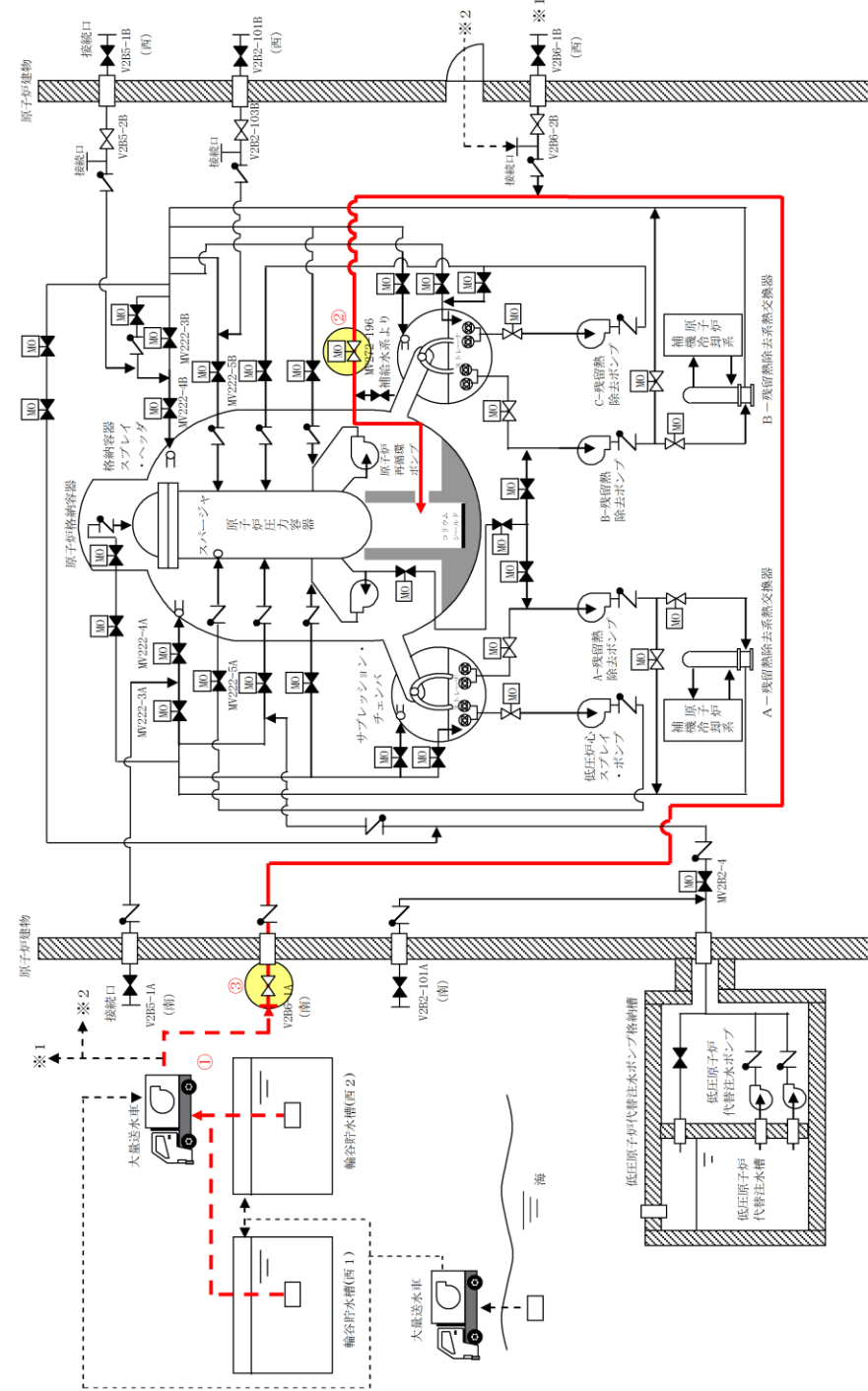


図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

・設備の相違

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

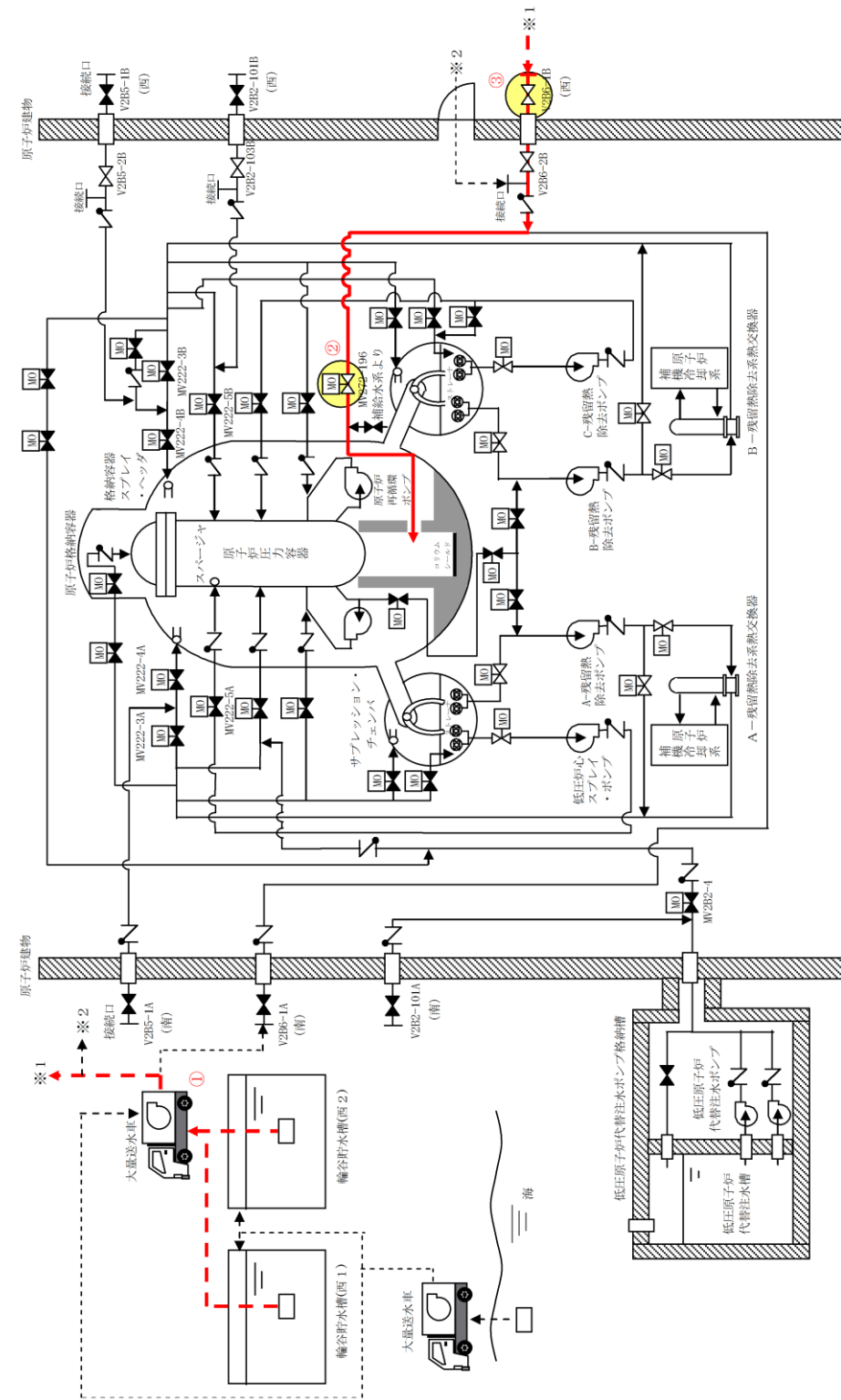


図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

・設備の相違

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUV PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	屋外接続口位置

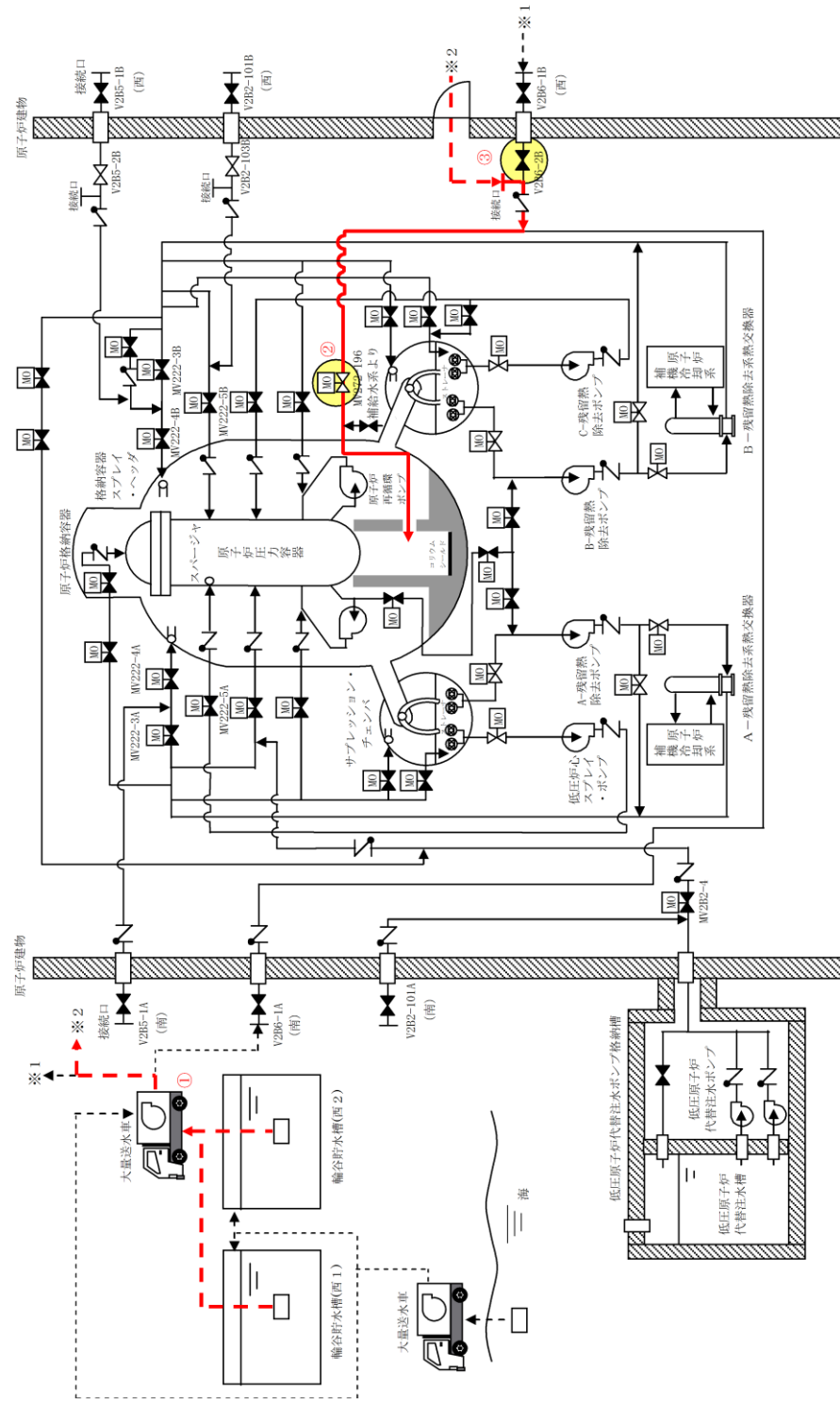


図4 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したPEDESTAL内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）

・設備の相違

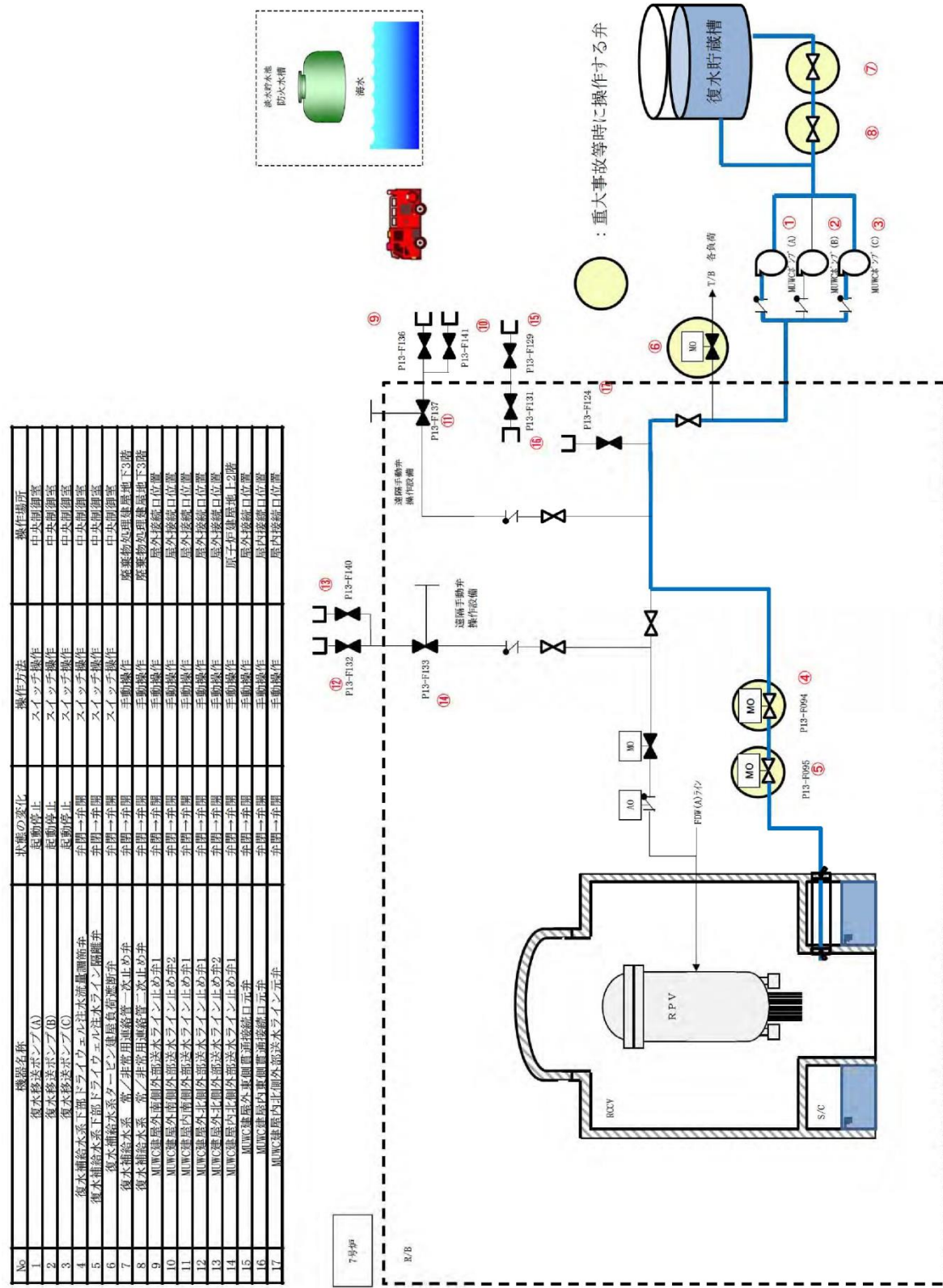


図3 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（7号炉）

・設備の相違

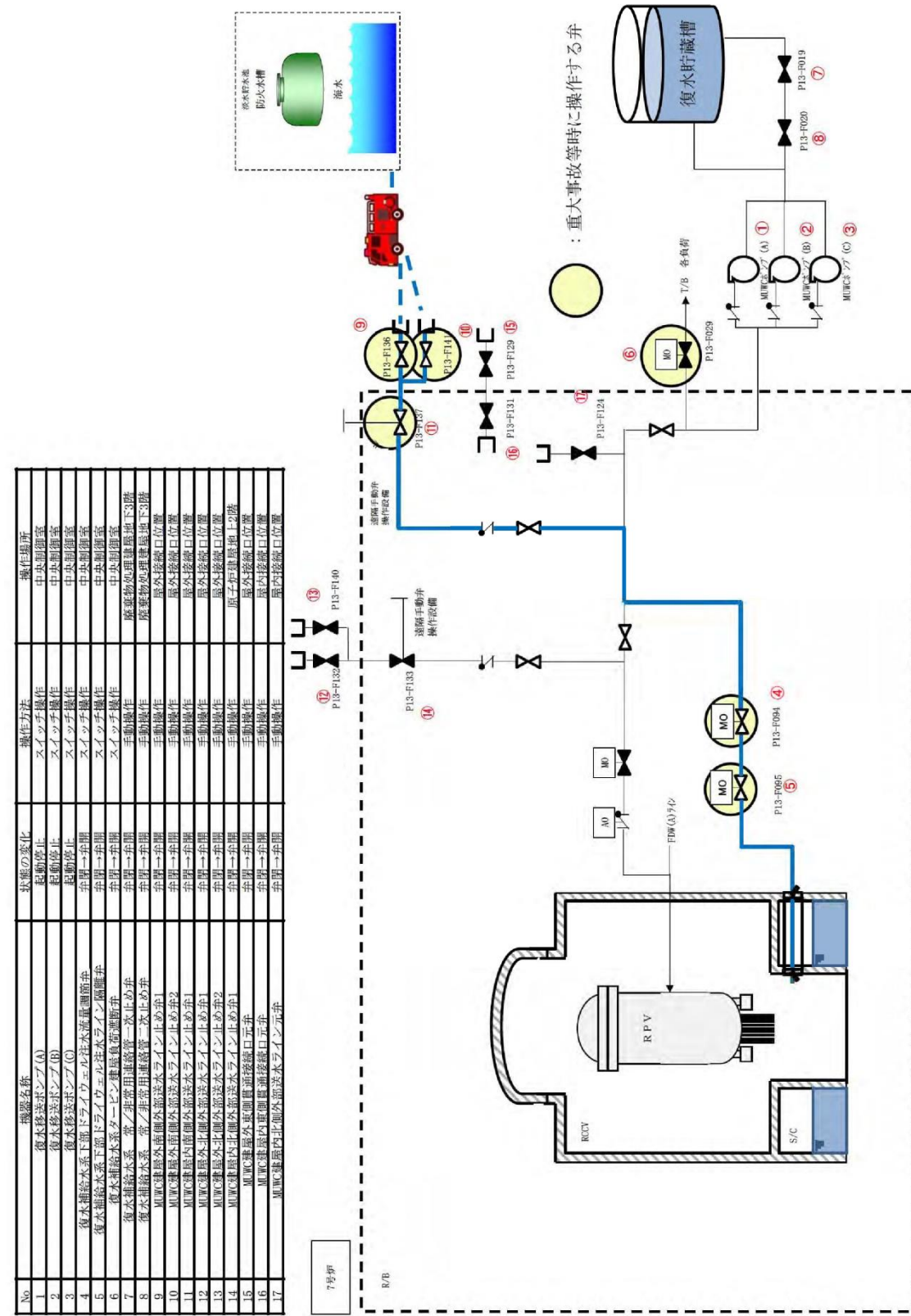


図4 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（7号炉）

・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 style="text-align: center;">51-5 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;">51-5 試験及び検査 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については, 49 条設備であることから, 49 条の補足説明資料に記載している</p>

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)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
陽イオン樹脂再生塔		3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
陰イオン樹脂再生塔		3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
復水脱塩装置再循環ポンプ		3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩装置再循環ポンプ電動機		3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			潤滑点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			潤滑点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			潤滑点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水の減槽	1	開放点検	1.30M	-	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量 による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量 による	-	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1,3	特性試験	1C 又は1.3M	-	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	-	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1.30M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1.30M	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本 (全数)	1	分解点検	1.30M (25%)	制御棒駆動水圧系設置検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機 205台 (全数)	2	分解点検	1.30M	-	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本 (全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設置検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設置検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ (A)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ (B)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)

・設備の相違
島根2号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する

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 style="text-align: center;"> <u>東京電力株式会社</u> <u>柏崎刈羽原子力発電所第6号機</u> <u>第9保全サイクル定期事業者検査要領書</u> </p> <p style="text-align: center;"> 検 査 名 : 原子炉冷却系統設備検査 (その1) 要領書番号 : K6-9-112-C-R </p>		<p> ・設備の相違 島根2号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する </p>

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(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または機度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器 (C)	3	開放点検	7.9M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (A)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (B)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (C)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (D)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (E)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (F)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	復水脱塩器 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1.04M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1.04M	-	定検停止中
	復水脱塩器再生循環ポンプ	3	分解点検	7.9M	-	定検停止中
	復水脱塩器再生循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			緊急点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			緊急点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			緊急点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (駆動診断 1M) (非外線診断 6M)
			構造・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水の減速	1	開放点検	1.30M	-	定検停止中
制御弁	制御弁	A	外観点検 (ボロンカーバイト型)	照付書 による	-	定検停止中
			外観点検 (ハフニウムフラット チューブ型)	1C	-	定検停止中
			取替	照付書 による	-	定検停止中
遠征制御弁挿入	遠征制御弁挿入機組 1式	A	構造・性能試験	1C	遠征制御弁挿入機組検査	定検停止中
	代替制御弁挿入機組計装 1式	B,C,1	性能試験	1C 又は1.9M	-	定検停止中
	代替制御弁挿入機組用電磁弁 1式	A	構造・性能試験	1C	-	定検停止中
制御弁駆動機構	制御弁駆動機構 205本	1	構造・性能試験	1C	制御弁駆動水圧系統検査	定検停止中
	制御弁駆動機構 205本	1	構造・性能試験	1C	制御弁駆動機構構造検査	定検停止中
	制御弁駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1.30M (2.5%)	制御弁駆動機構分解検査 (ASKO)	定検停止中
			分解点検	1.30M (2.5%)	制御弁駆動水圧系統検査 (その1)	定検停止中
	制御弁駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1.30M	制御弁駆動機構分解検査 (ASKO)	定検停止中

・設備の相違
島根2号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する

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 style="text-align: center;"> <u>東京電力株式会社</u> <u>柏崎刈羽原子力発電所第7号機</u> <u>第9保全サイクル定期事業者検査要領書</u> </p> <p> 検 査 名：原子炉冷却系統設備検査（その1） 要領書番号： K7-9-112-C-R </p>		<p> ・設備の相違 島根2号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する </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

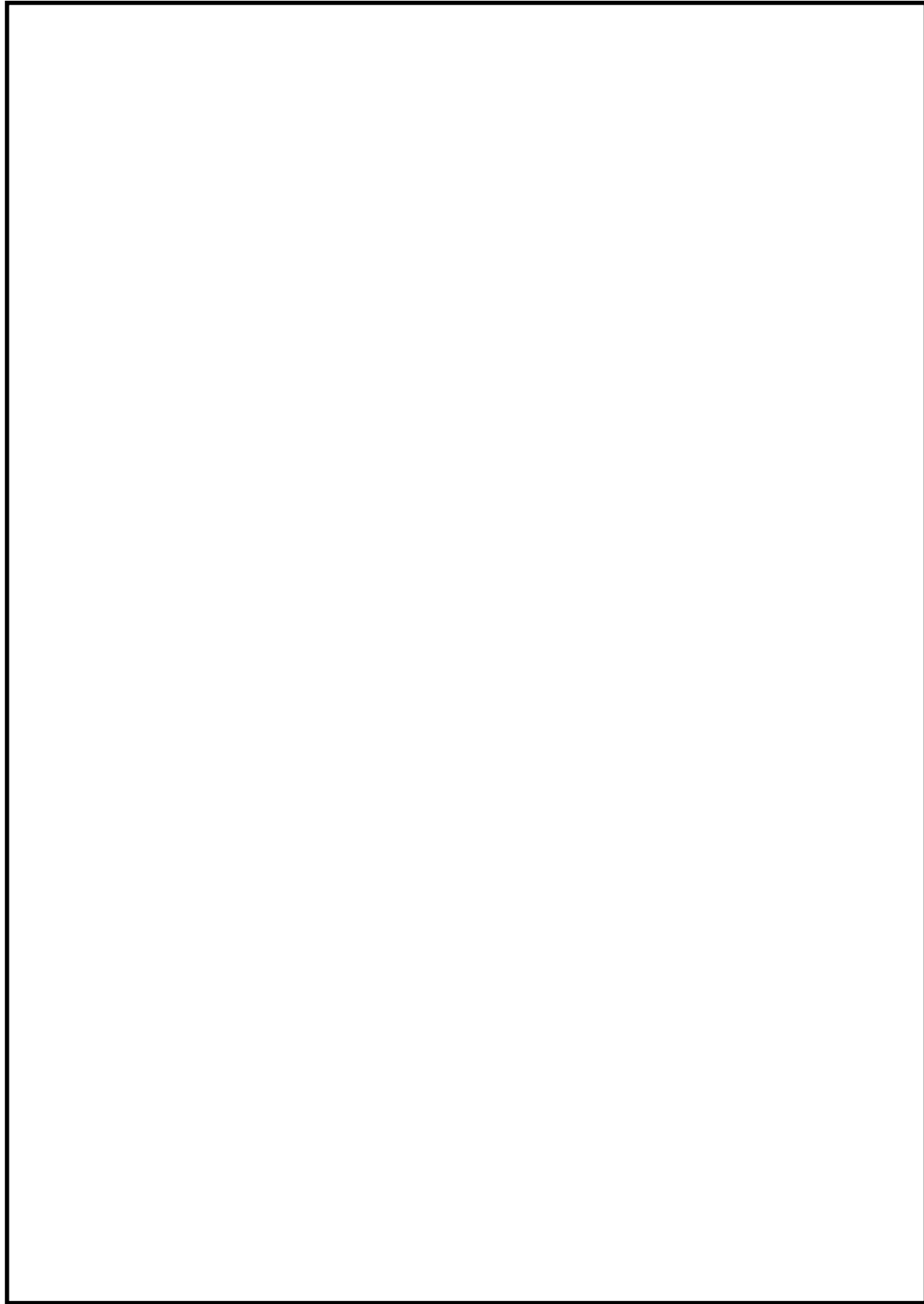


図1 構造図 (復水移送ポンプ)

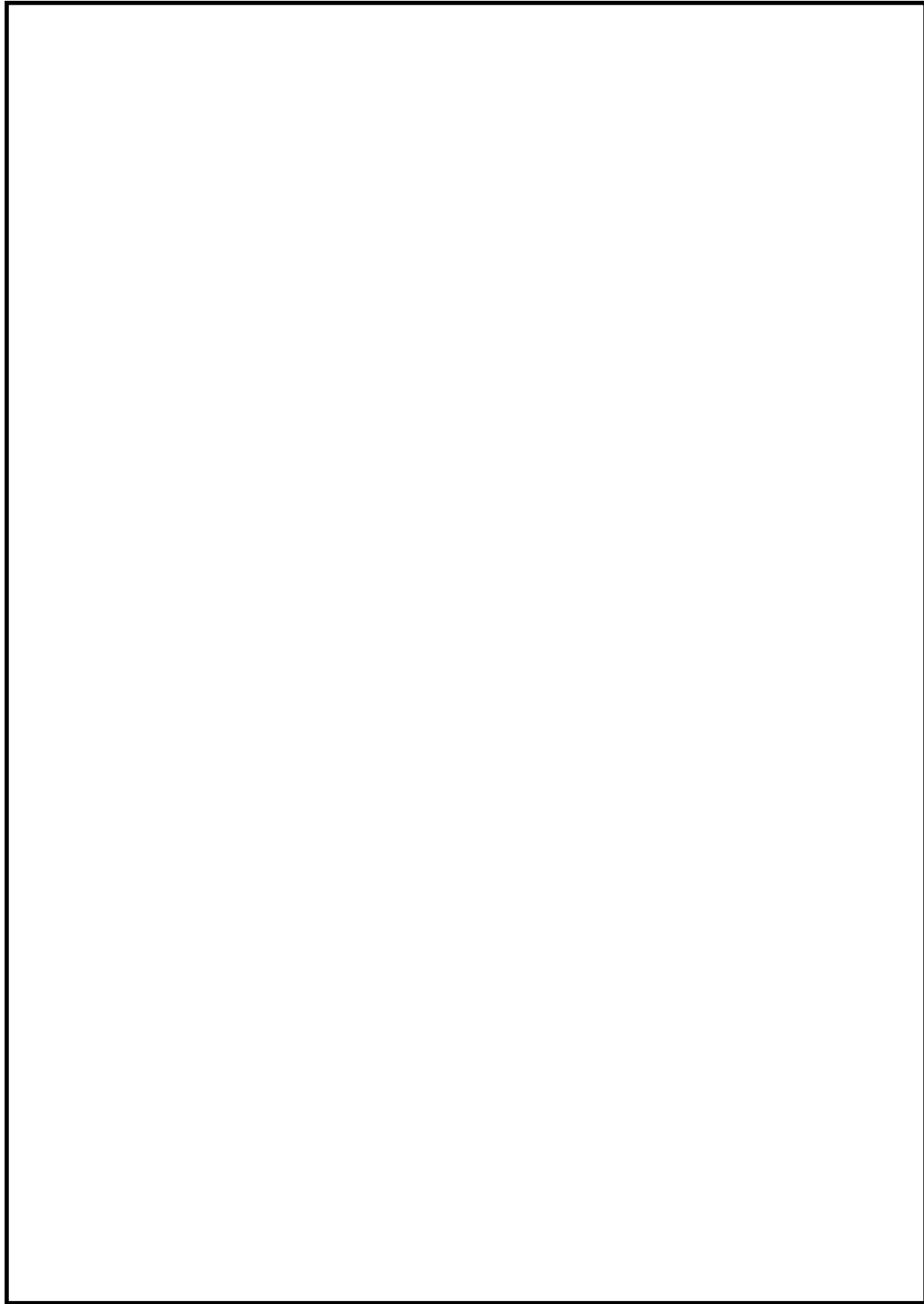


図2 運転性能検査系統図 (格納容器下部注水系 (常設) (6号炉))

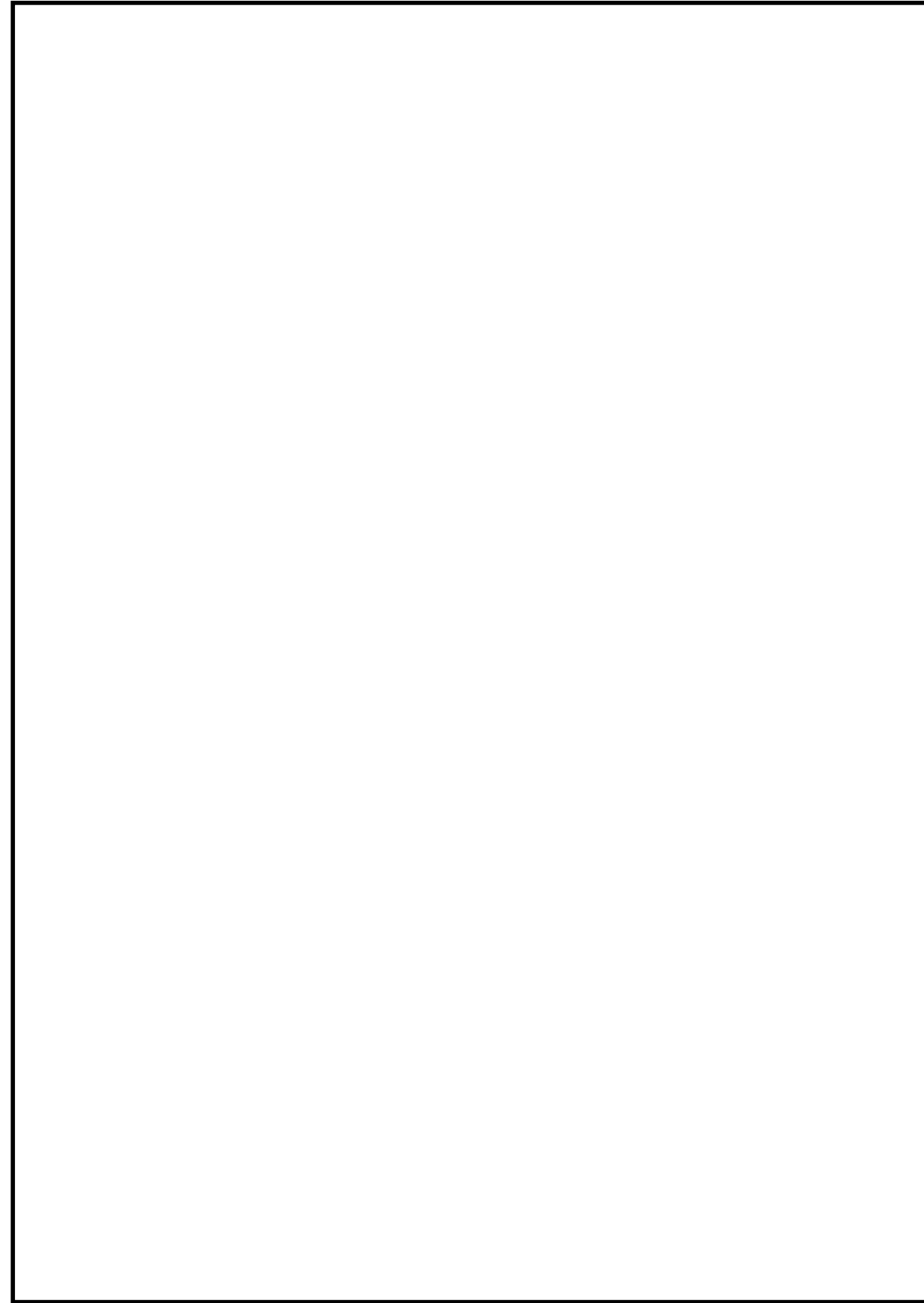


図1 運転性能検査系統図 (ペDESTAL代替注水系 (常設))

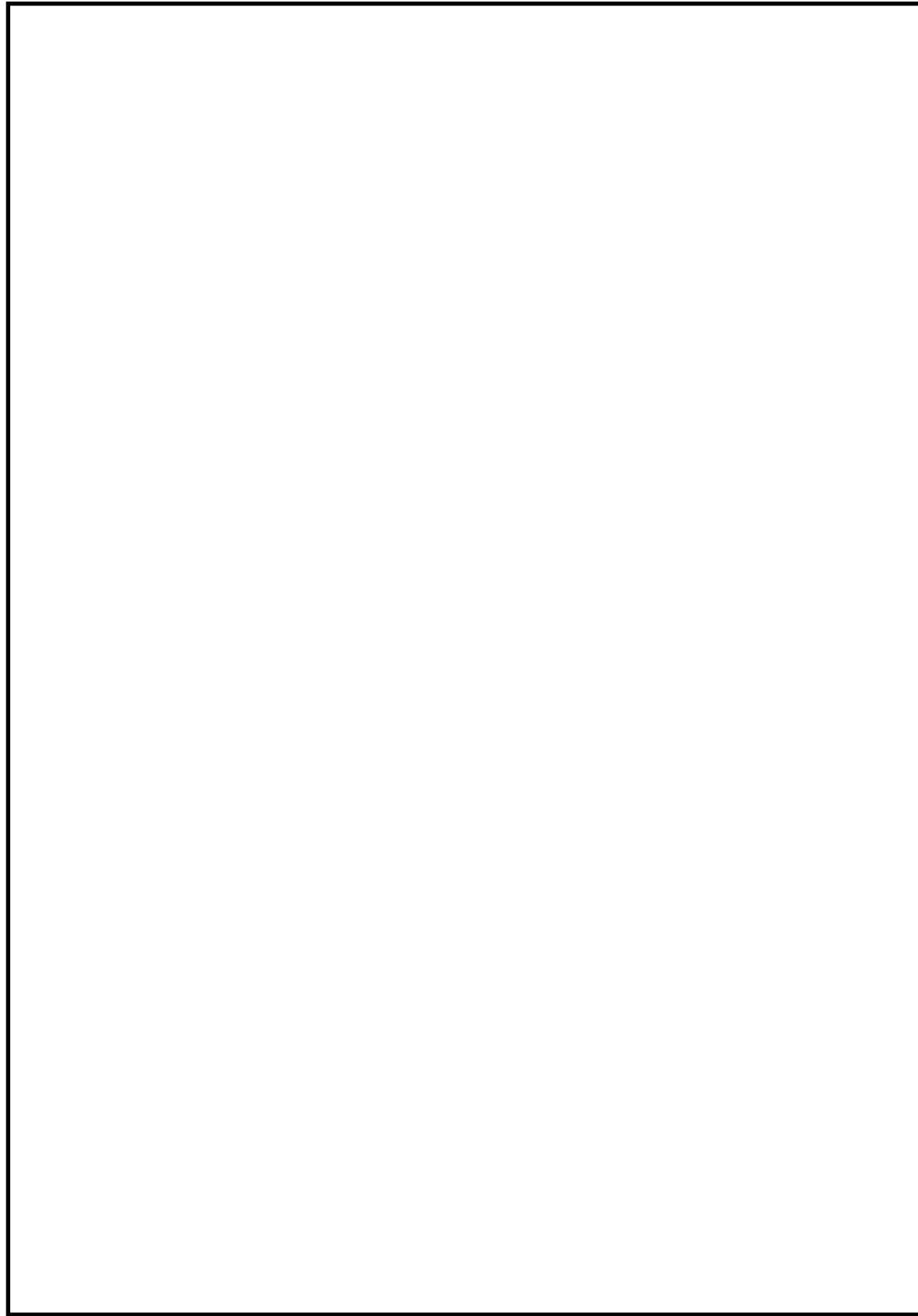


図3 運転性能検査系統図 (格納容器下部注水系 (常設) (7号炉))

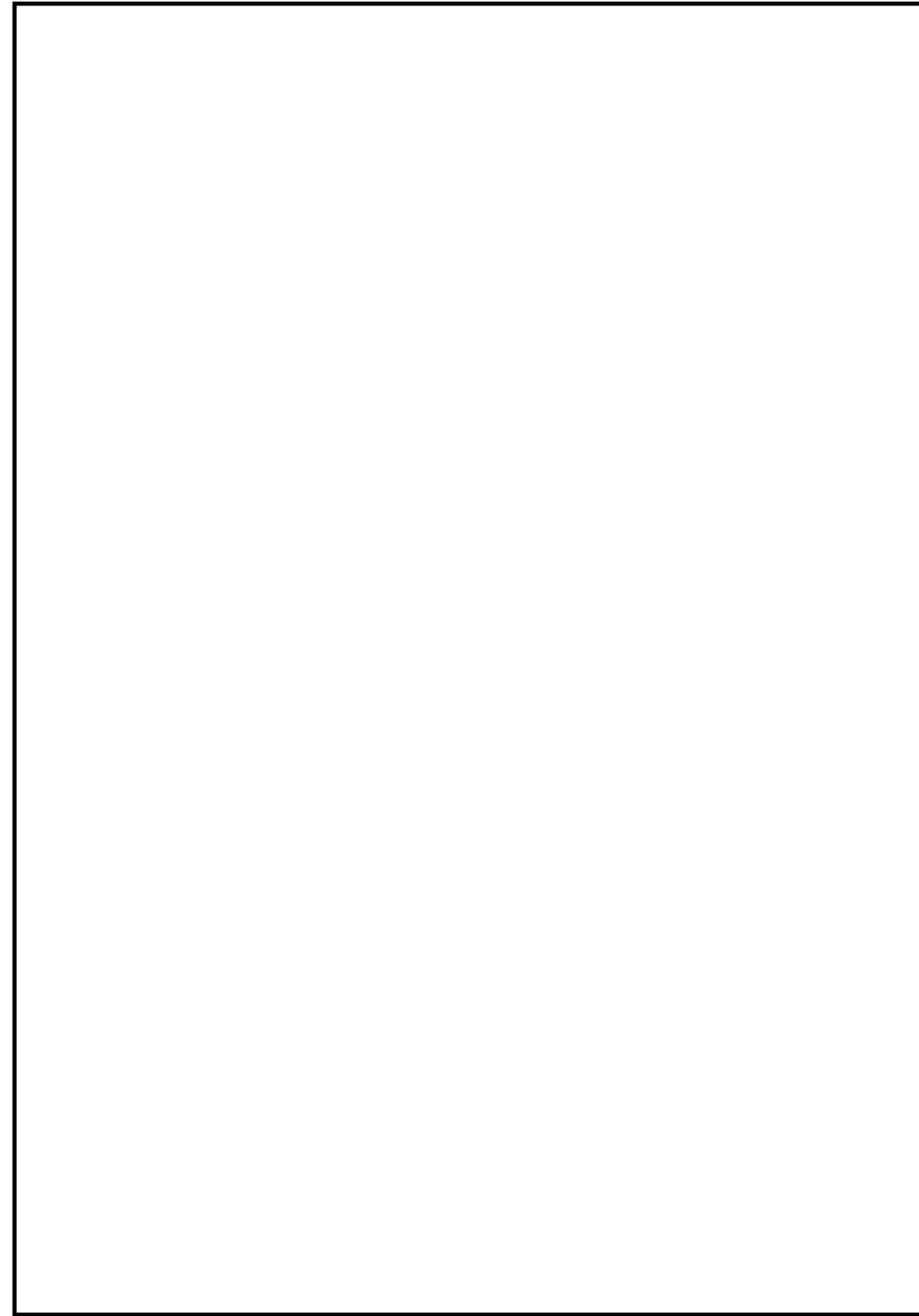


図2 運転性能検査系統図 (ペDESTAL代替注水系 (常設))

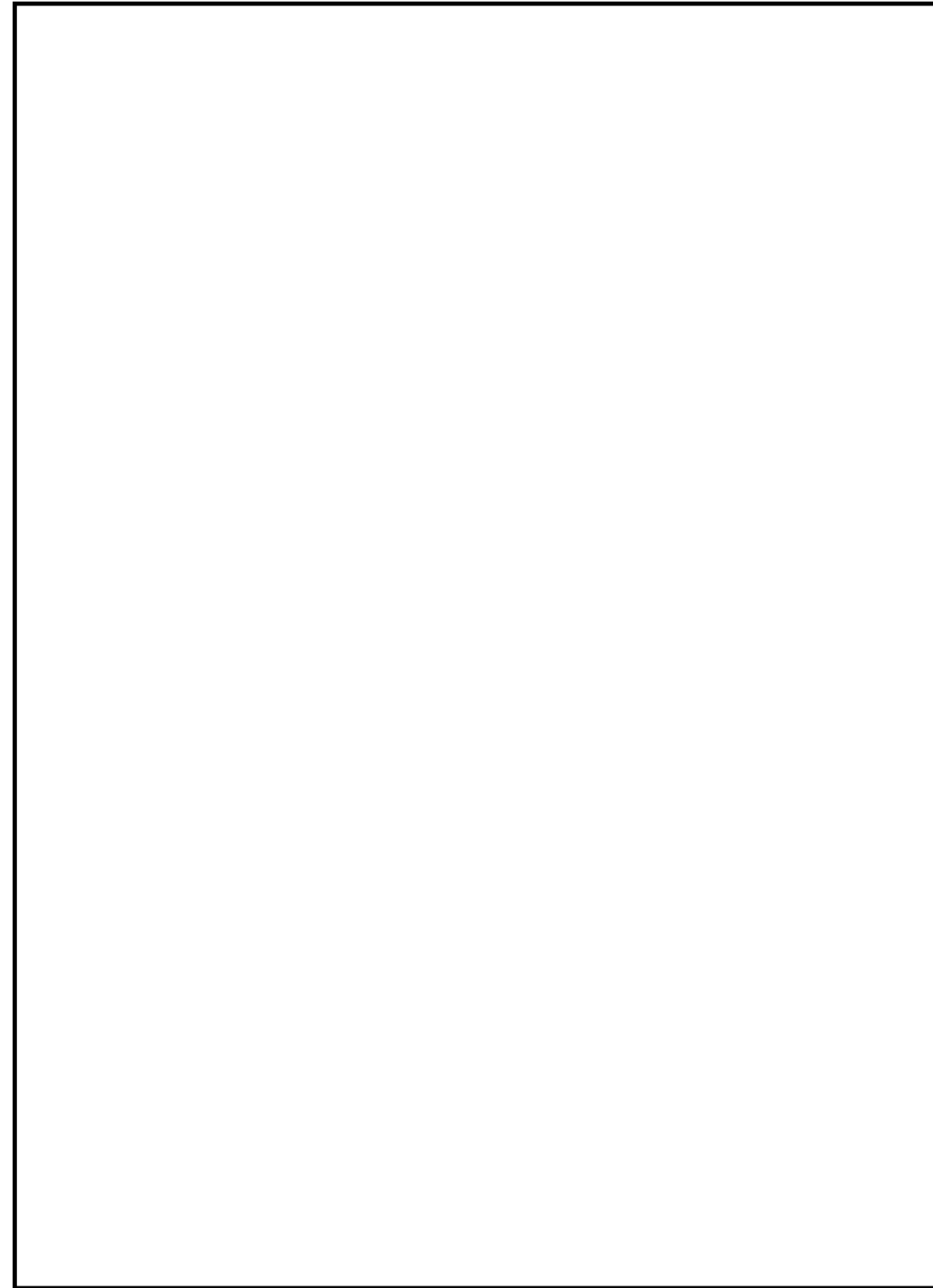


図3 構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ)

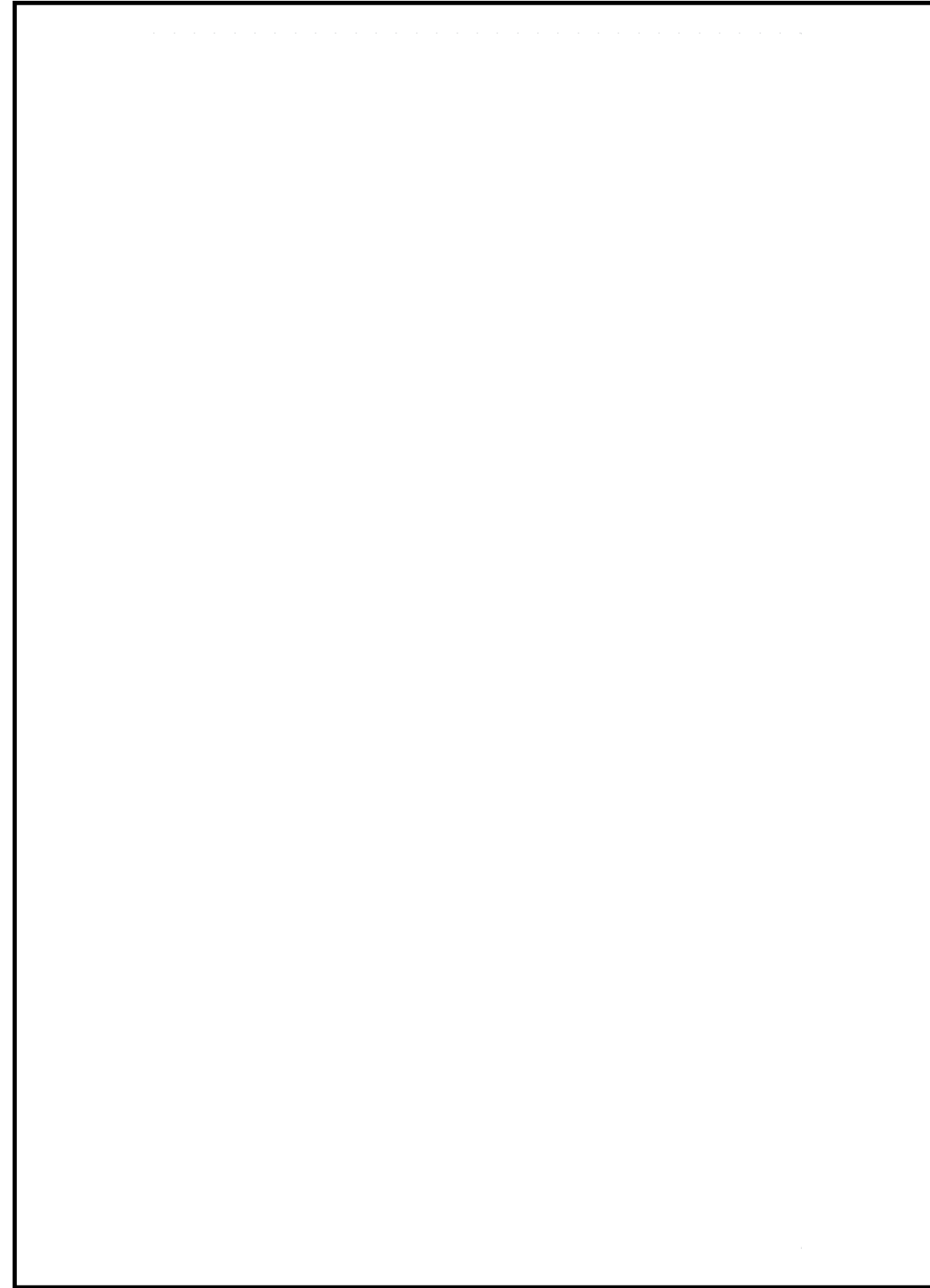
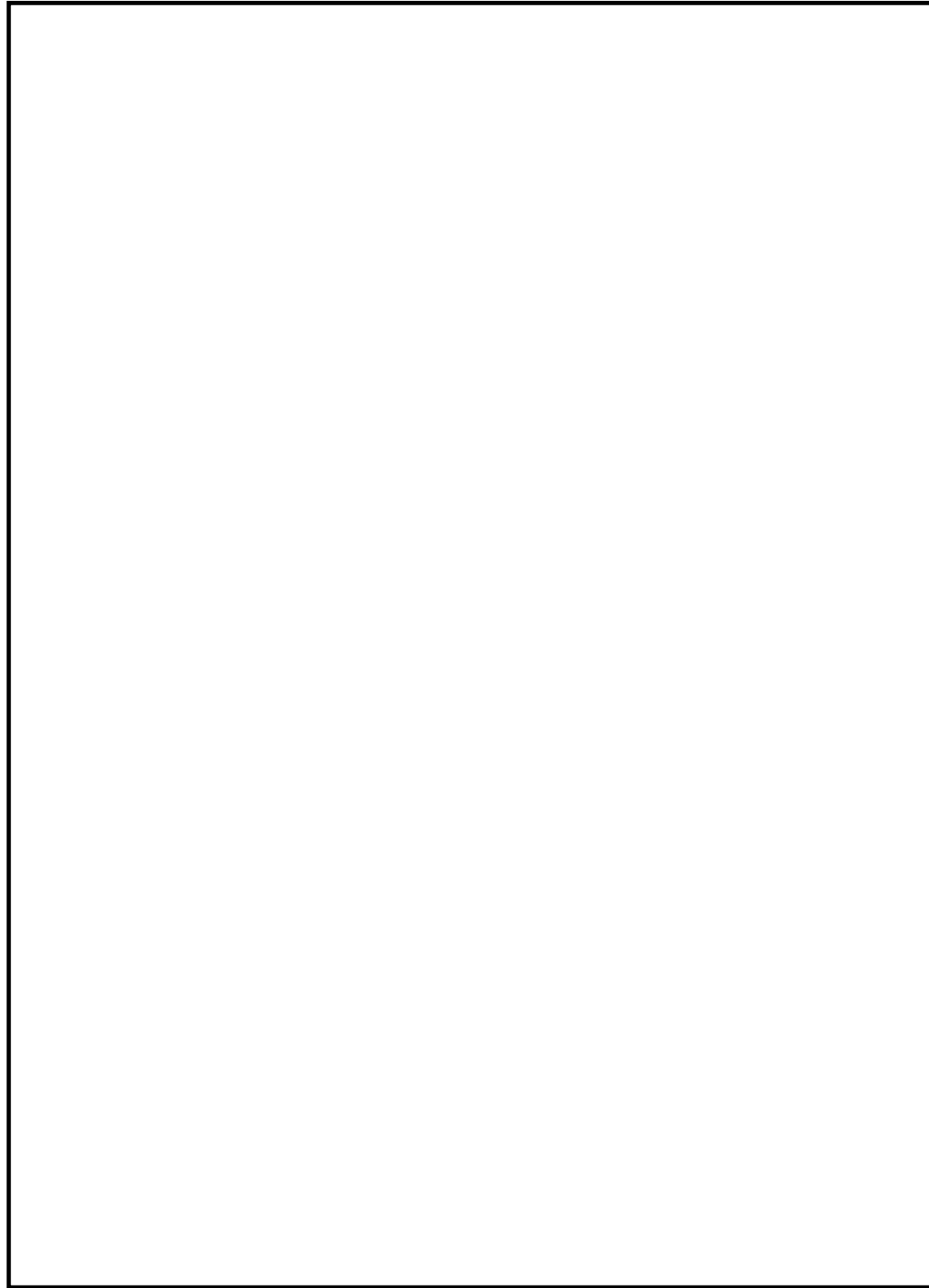


図4 運転性能検査系統図(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6号及び7号炉))

図4 運転性能検査系統図(大量送水車)

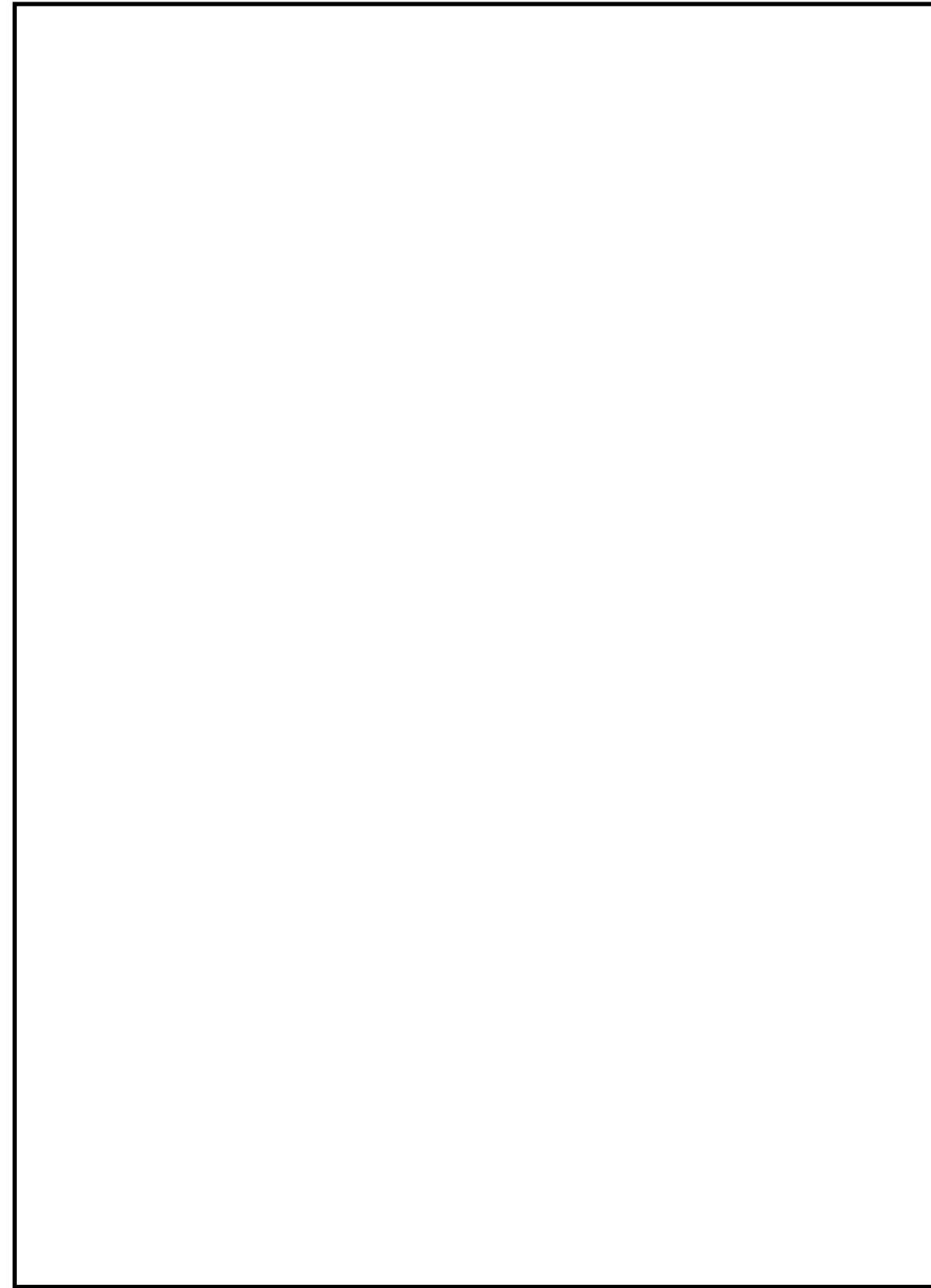


図5 運転性能検査系統図 (ペデスタル代替注水系 (可搬型))

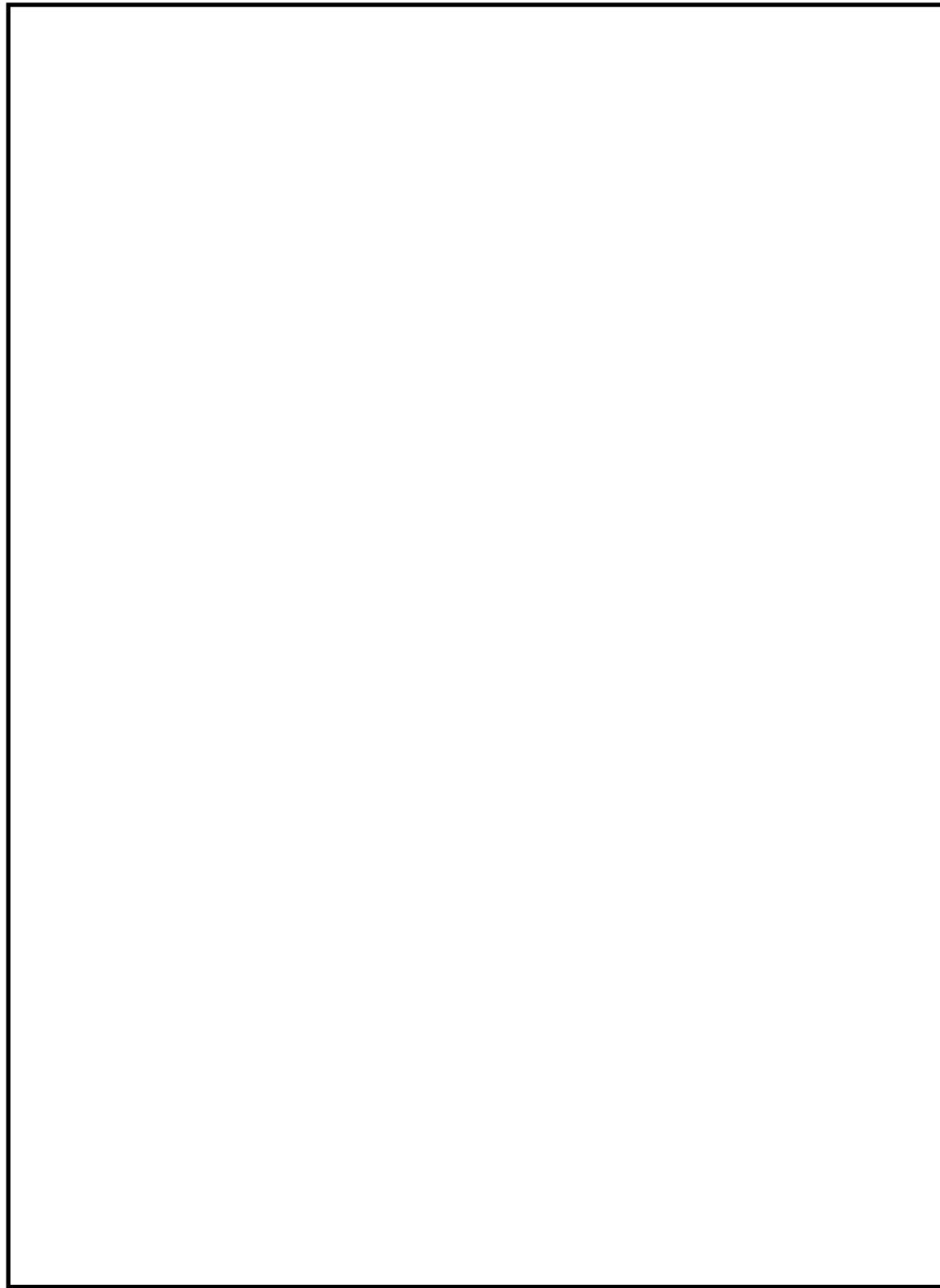


図5 構造図 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級))

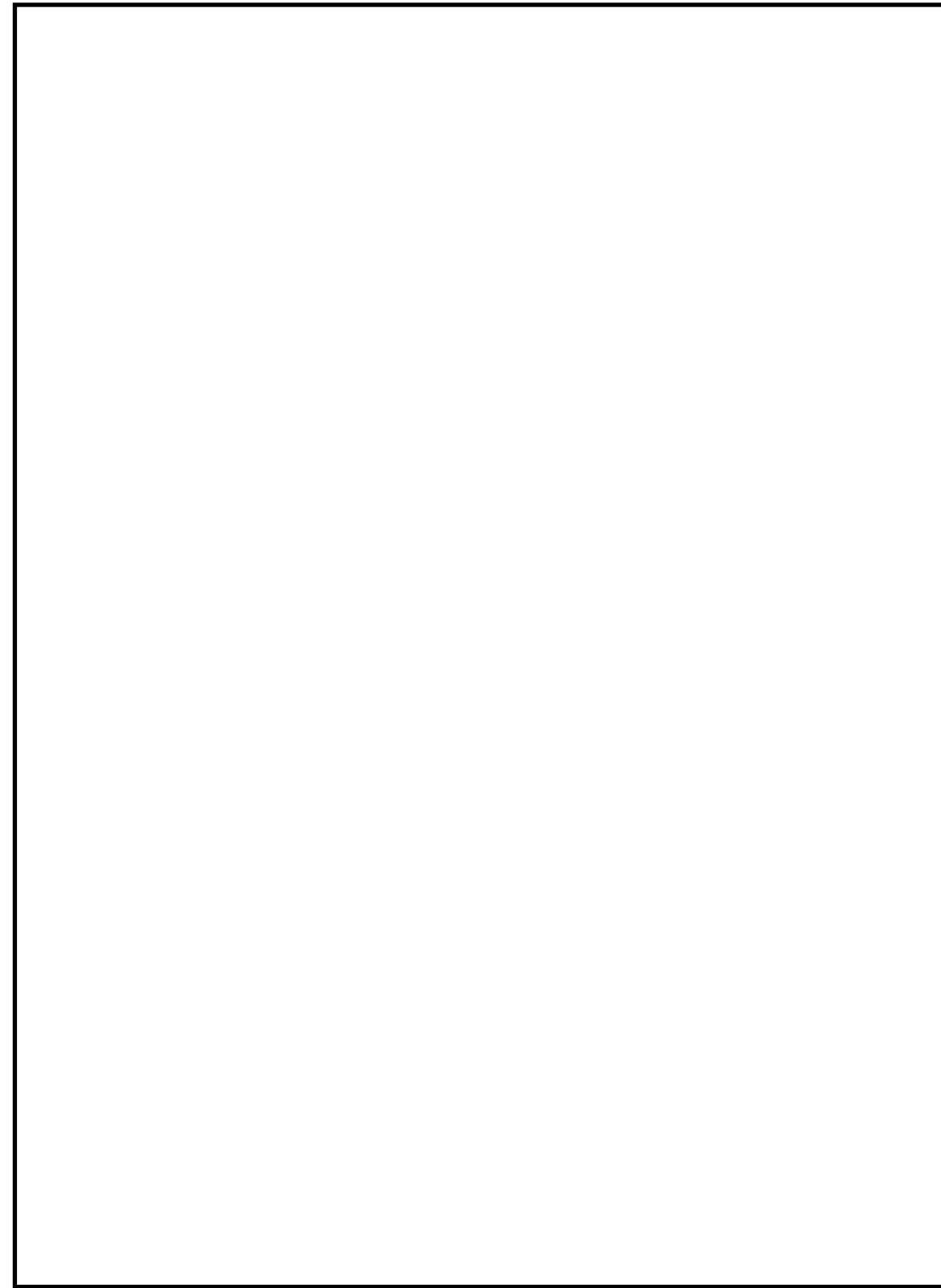


図6 構造図 (大量送水車)

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;">51-6 容量設定根拠</p>	<p style="text-align: center;">51-6 容量設定根拠 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については, 49 条設備であることから, 49 条の補足説明資料に記載している</p>

名称		復水移送ポンプ (格納容器下部注水系 (常設))
容量	m ³ /h/台	90 (注1) (125 (注2))
全揚程	m	6号炉: 82, 7号炉: 74 (注1) (85 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6号炉: □以上, 7号炉: □以上 (注1) (55 (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】
復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお、格納容器下部注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプは、1プラントあたり3台設置しており、このうち必要台数は1台であり、2台を予備として確保する。

名称		低圧原子炉代替注水ポンプ (ペDESTAL代替注水系 (常設))
容量	m ³ /h/台	230以上 (注1) (230 (注2))
全揚程	m	□以上 (注1) (190 (注2))
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	□以上 (注1) (210 (注2))

機器仕様に関する注記
注1: 要求値を示す
注2: 公称値を示す

【設定根拠】
(概要)
低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお、ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2台設置しており、このうち必要台数は1台であり、1台を予備として確保する。

・設備の相違

1. 容量 90 m³/h (注1) (125 m³/h (注2))

格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が約2時間で180m³であることから、1時間あたり90m³/h必要とする。

したがって、設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値125m³/hの内数であることから、原子炉格納容器下部へ注水する場合の公称値も同様に125m³/hとする。

なお、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析において、原子炉格納容器の破損前の0.62MPa(2Pd)を超える前に、原子炉格納容器下部には2mの水位を確保することとしている。

2. 揚程 6号炉:82m, 7号炉:74m (注1) (85 (注2))

原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力差)、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

<格納容器圧力が約2Pd(約0.62MPa)の場合>

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計約 82 m

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) /230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉格納容器下部注水必要容量:200m³/h以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部に注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が120m³/hであることから、1台あたり200m³/h以上を注水可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量:30m³/h/台

以上より、ペDESTAL代替注水系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上(注1) /190m(注2)

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

原子炉格納容器と水源の圧力差 : m
 静水頭 : m
 配管・機器圧力損失 : m

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

【7号炉】

<格納容器圧力が約 2Pd (約 0.62MPa) の場合>

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 74 m

以上より、原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で82m、7号炉で74mである。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ縮切運転時の揚程約 m (約 MPa) に静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37 MPa としており、重大事故等時に格納容器下部注水系 (常設) として原子炉格納容器に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に格納容器下部注水系として原子炉格納容器に注入する場合の温度もこれと同様である。

また、格納容器下部注水系 (常設) は、代替格納容器スプレイ系 (常設) と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「格納容器下部注水系 (常設) と代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の同時使用について」で示す。

【設定根拠】 (続き)

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ縮切運転時の揚程約 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時にペDESTAL代替注水系 (常設) として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

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

5. 原動機出力 210kW/台

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0131 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230 / 3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} = \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

5. 原動機出力 6号炉: kW以上, 7号炉: kW以上 (注1) (55 kW (注2))

【6号炉】

格納容器下部注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h, 揚程 94m のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^7 (-3) \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^7 (-3) \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 94) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 90

H : ポンプ揚程 (m) = 94

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約 (図1参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

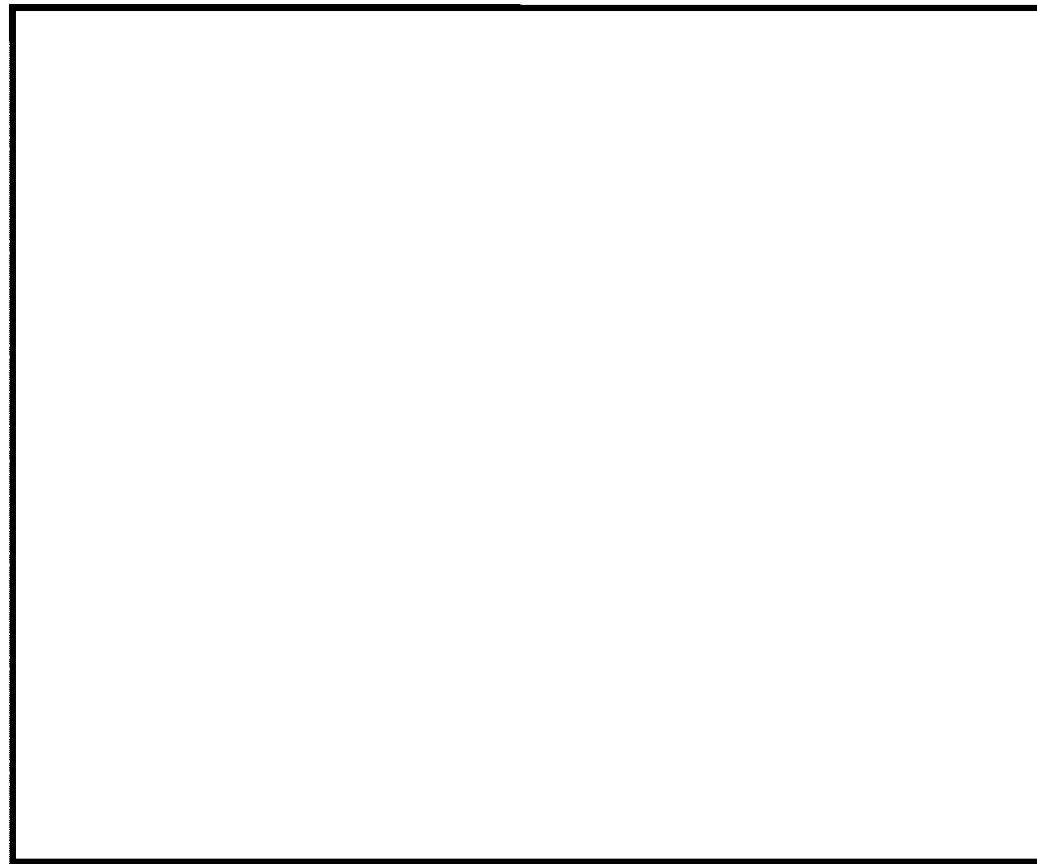


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【設定根拠】(続き)

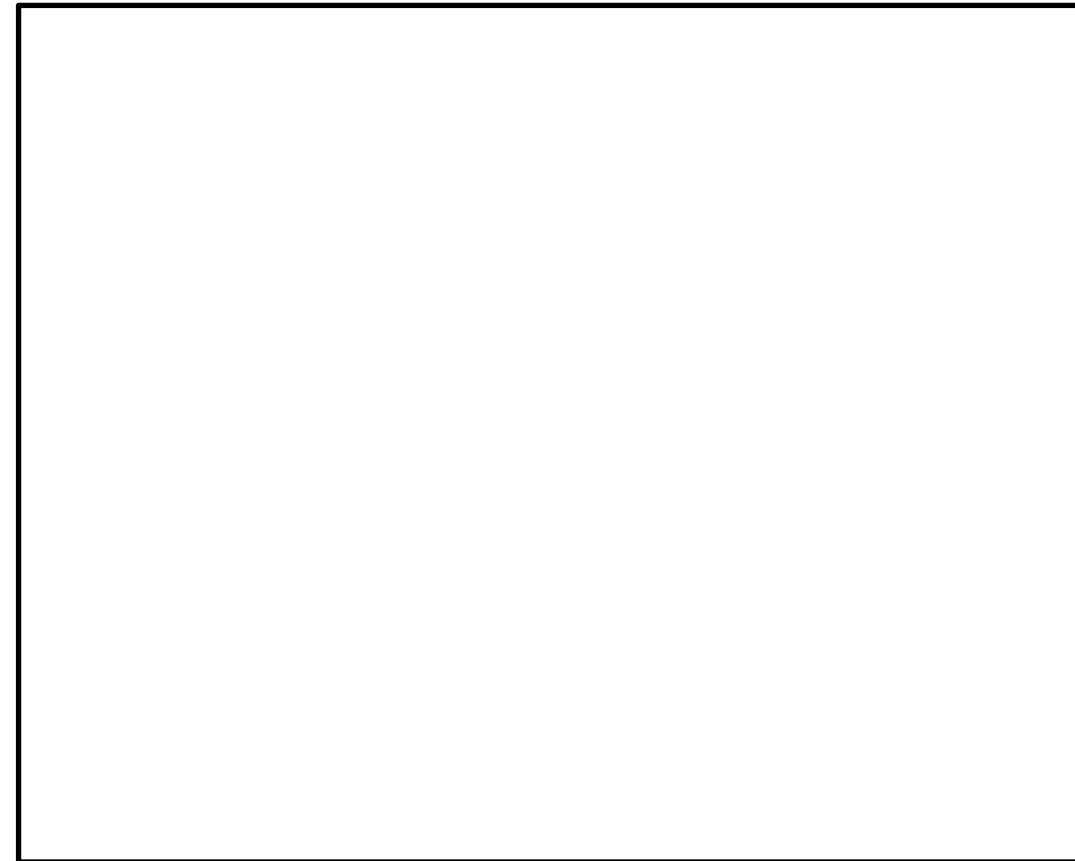


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

【7号炉】

格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h、揚程 93m のときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$P = 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100)$$

$$= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 93) / (\text{} / 100)$$

$$= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/h) = 90
- H : ポンプ揚程 (m) = 93
- η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約 (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

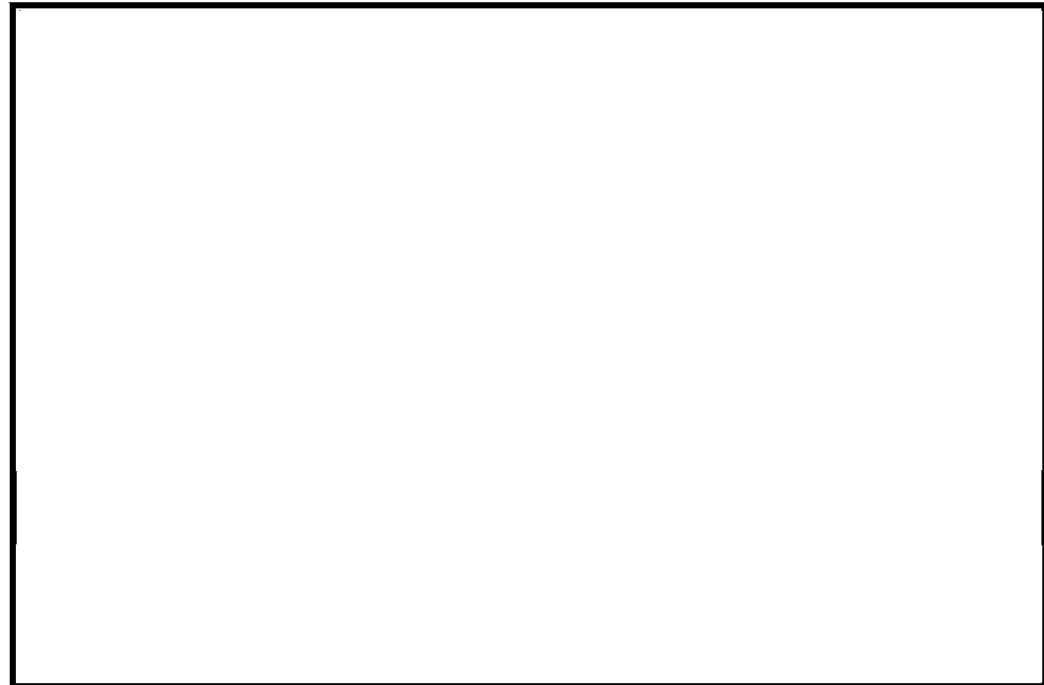


図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの軸動力は、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから、格納容器下部注水系（常設）として使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h	90 (注1), (120 (注2))
吐出圧力	MPa[gage]	1.67 (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	100
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

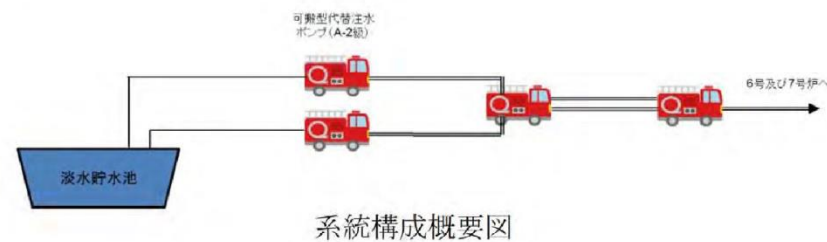
【設定根拠】

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。

格納容器下部注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、複数の代替淡水源 (淡水貯水池又は防火水槽) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系配管及び格納容器下部注水系配管を経由して原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり1セット4台使用する。



名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注1) (168 以上 (注2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.33 以上 (注1) (0.85 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す

【設定根拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

大量送水車は複数の代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2)) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水輸送系配管及び補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

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

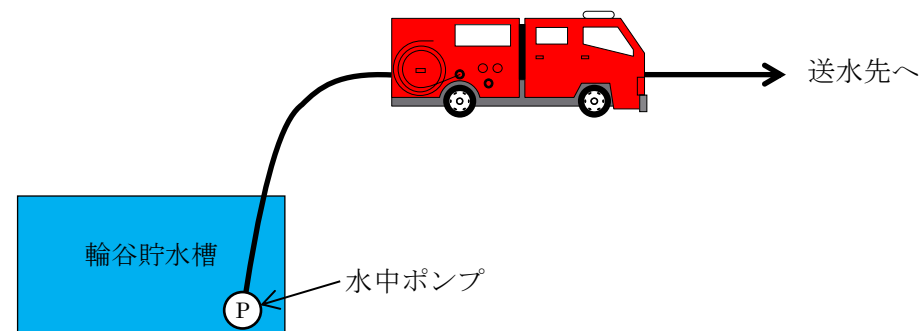


図1 ペDESTAL代替注水系 (可搬型) によるスプレイ システム概要図

・設備の相違

1. 容量 90m³/h (注1) / (120m³/h (注2))

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量の要求値は、運転中の発電用原子炉における重要事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付資料十) において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への必要な注入流量である 90m³/h 以上とする。

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 120m³/h (注2) 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 6号炉: 1.67MPa (注1) / (0.85MPa (注2))

格納容器下部注水系 (可搬型) として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、淡水又は海水を原子炉格納容器に注水する場合の、水源と注水先の圧力差 (大気開放である淡水貯水池等と注水先の圧力)、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。

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、6号炉原子炉建屋東側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を以下に示す。

【6号炉 (東側)】

< 格納容器圧力が約 2Pd (約 0.62MPa) >

・MUWC 可搬式接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

最終吐出端必要圧力	約	MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa※1
ホース湾曲による影響	約	MPa※1
機器類圧損	約	MPa
<hr/>		
合計	約	1.67 MPa

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 51-6-12, 13 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。

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

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入量 120m³/h 以上とする。

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

2. 吐出圧力 1.33MPa 以上 (注1) / 0.85MPa (注2)

ペDESTAL代替注水系 (可搬型) で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差 (大気開放である輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) と注水先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

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

【】の場合

最終吐出端必要圧力	約	MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	MPa
<hr/>		
合計	約	1.33 MPa

※1 : ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 51-6-9, 10 参照。
なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 1.33MPa 以上とする。
なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa を吐出圧力の公称値とする。
図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

以上より、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力の要求値は約 1.67MPa 以上とする。
 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 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) はポンプの回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

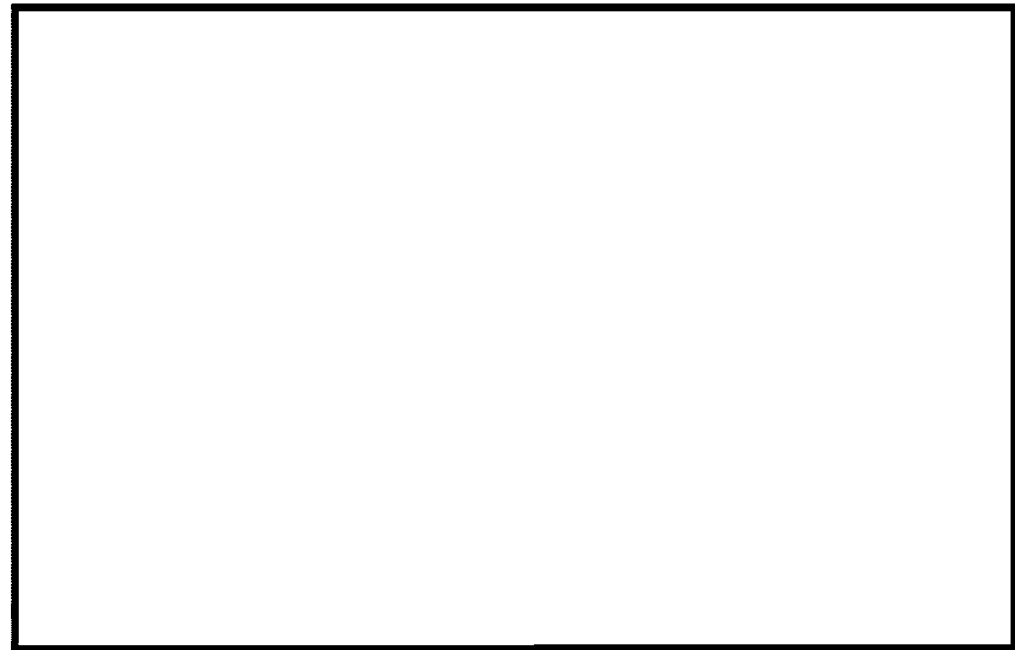


図 3 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 性能曲線

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。

<接続口側 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、格納容器下部注水系 (可搬) を用いる場合の必要流量 (90m³/h) 及び吐出圧力 (1.67MPa) を満足する 3200rpm とする。

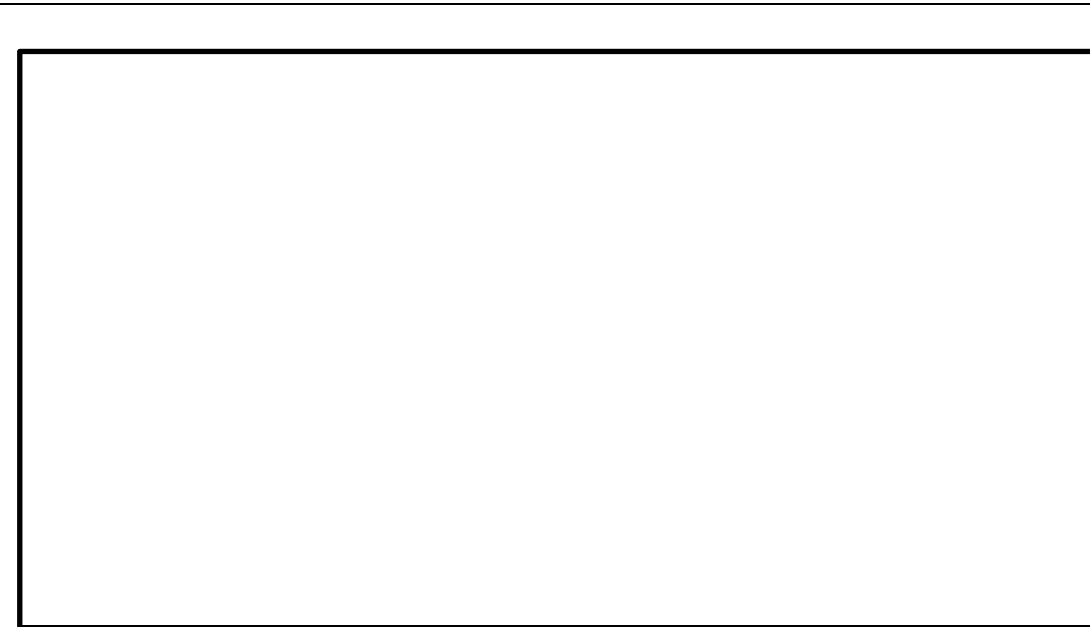


図 2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

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

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

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

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

※内訳は以下のとおり。

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



図4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

3200rpm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とする。

有効NPSHは下記のとおり算出する。

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

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_l : 吸込圧損
 h_s : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40°C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_l :

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_l 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 :
 H_s :
 H_l :

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_l 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。

<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の水頭に余裕を見込み、 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 :
 H_s :
 H_l :

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で、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。

3. 最高使用圧力 2.0MPa

原子炉格納容器下部への注水に必要な吐出圧力は 1.67MPa 以上であり、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、吐出圧が最大となることから、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。

4. 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。

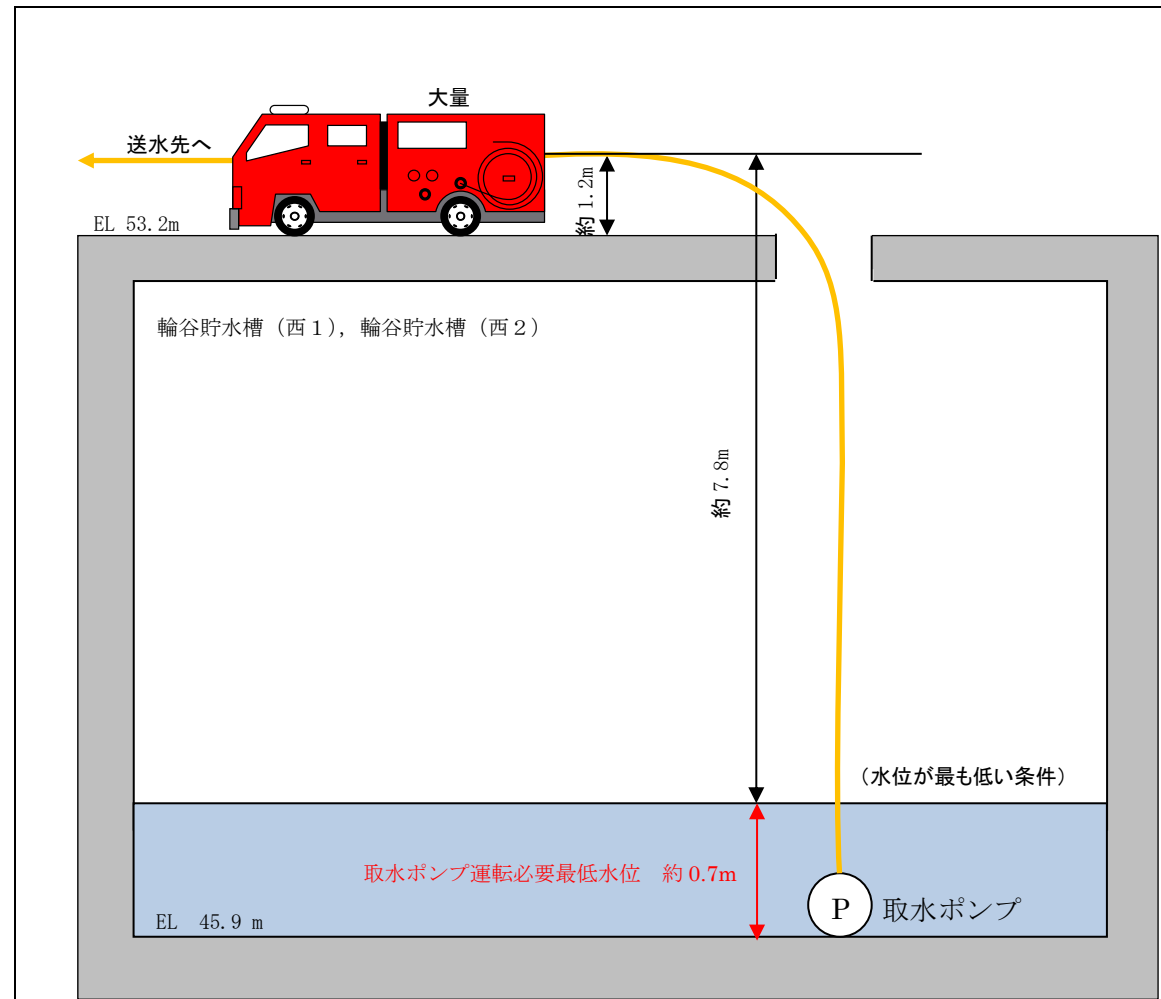


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

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

5. 最高使用温度 40℃

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

6. 原動機出力 230kW/台

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

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="192 262 1222 577" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>5. 原動機出力 100kW/台 格納容器下部注水系（可搬）として使用する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> </div>		

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

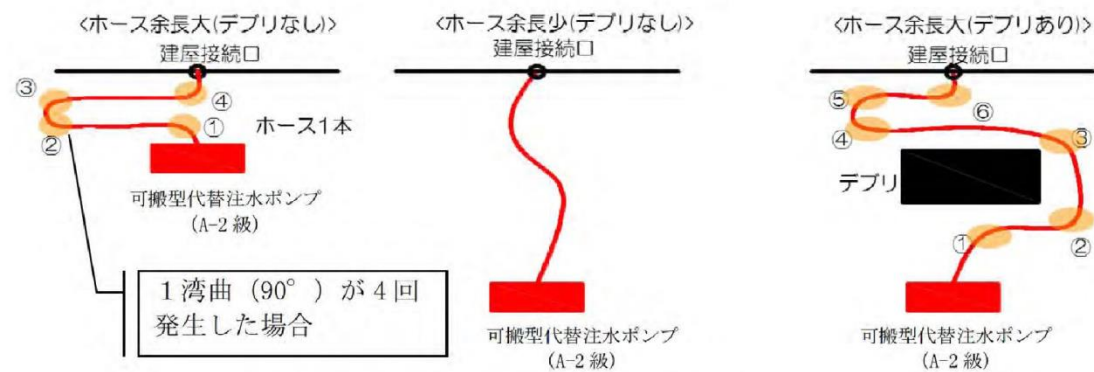


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失hc >

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

○損失係数fc

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

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

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 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース2ラインで送水した場合、1ラインあたり45[m³/h] = 0.75[m³/min] となる。

・A=管路の断面積について

A = πr²であることから、75Aのホースを使用する場合

r = 0.038 [m] となる。よって、A = 0.00454 [m²]

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

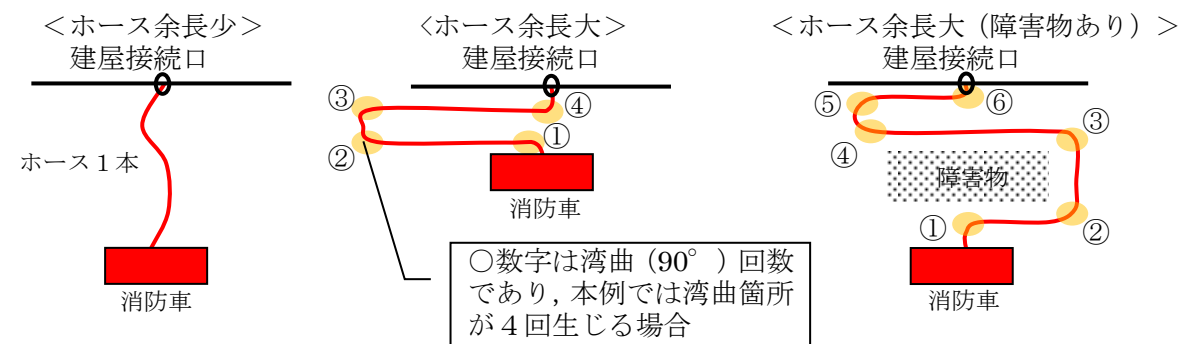


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失: hb >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○fb: 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1のうち数値の大きい方を使用する。

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

表1 ベンド損失係数 fb

壁面 なめらか あり	R/d θ°	1	2	4	6	10
	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.08	0.07
60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.085	0.07
90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.085	0.105
あり	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)

・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>・流速$v=Q/A$より $v=165.1982$ [m/min] $=2.7533$ [m/s] …… (i)</p> <p>○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/s²] を用いて $hc=0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$ $=0.079$ [m]</p>	<p>(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)</p> $f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$ <p>$R/d=6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。</p> <p>式からの計算値 $0.14 >$ 表の値 0.105 であるため $f_b = 0.14$ [MPa] …… (i) とする。</p> <p>○v: 流速 $v=Q/A$ Q: 流量について ペDESTAL代替注水系 (可搬型) で使用する場合は $Q=120$ [m³/h] = 2.0 [m³/min] 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=管内径/2 となり, 管内径 0.1535m より $r=0.07675$ [m] となる。 よって, $A=0.0185057$ [m²]</p> <p>$v=Q/A$ より $=108.074$ [m/min] = 1.8012 [m/s] …… (ii)</p> <p>○上記 (i) (ii) より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。</p> $h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$ $h_b(\text{MPa}) = 0.00023$ [MPa]	

添付(1)

格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について

格納容器下部注水（常設）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイと同時に進行することを想定している。格納容器下部注水（常設）を行う場合において、原子炉圧力容器の破損前は、格納容器下部注水系により90m³/hで格納容器下部に注水し水位2mの水張りを実施し、同時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により70m³/hで原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

また、原子炉圧力容器の破損後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大50m³/h）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が465kPa[gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を130m³/h以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は表1のとおり同時に実施することを考慮している。系統図を図1～2に示すが、いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため、表1で示すとおり格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ（常設）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉圧力容器の破損後のケースを用いる。したがって、格納容器下部注水50m³/hと代替格納容器スプレイ130m³/hの同時注水の成立性を確認するために、復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図3のとおりであり、格納容器下部注水が50m³/hである場合、原子炉格納容器圧力が2Pd(620kPa[gage]) 時においても、代替格納容器スプレイ（常設）は130m³/hでスプレイできることが確認できた。

よって、原子炉格納容器下部への注水時に必要となる格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表1 格納容器下部注水、代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉圧力容器の破損前	90m ³ /h	70m ³ /h
原子炉圧力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大50m ³ /h)	130m ³ /h

・運用の相違
島根2号炉のペデスタル代替注水系（常設）は、他の機能と同時使用は行わない

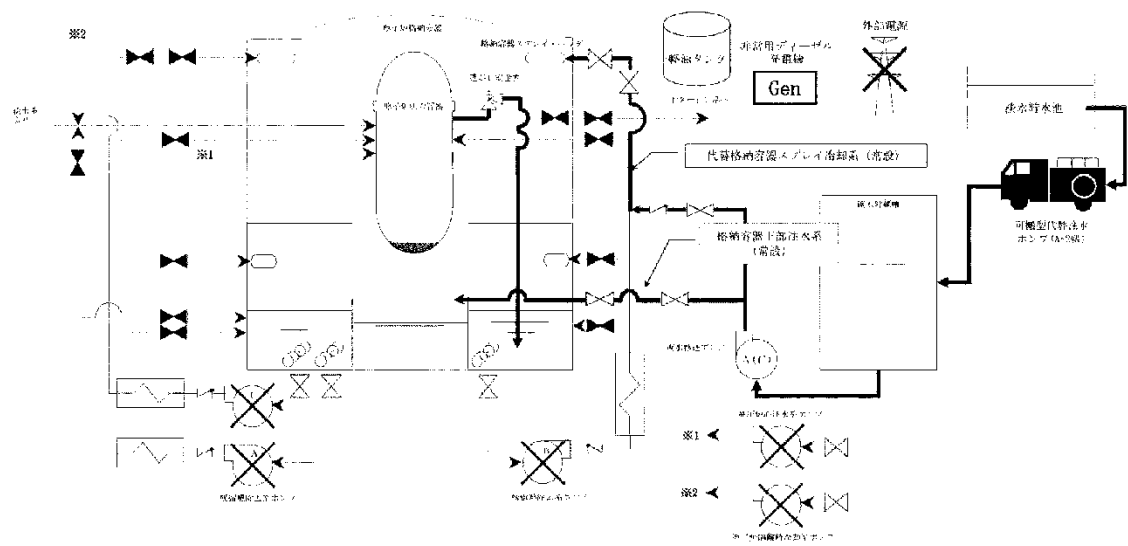


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

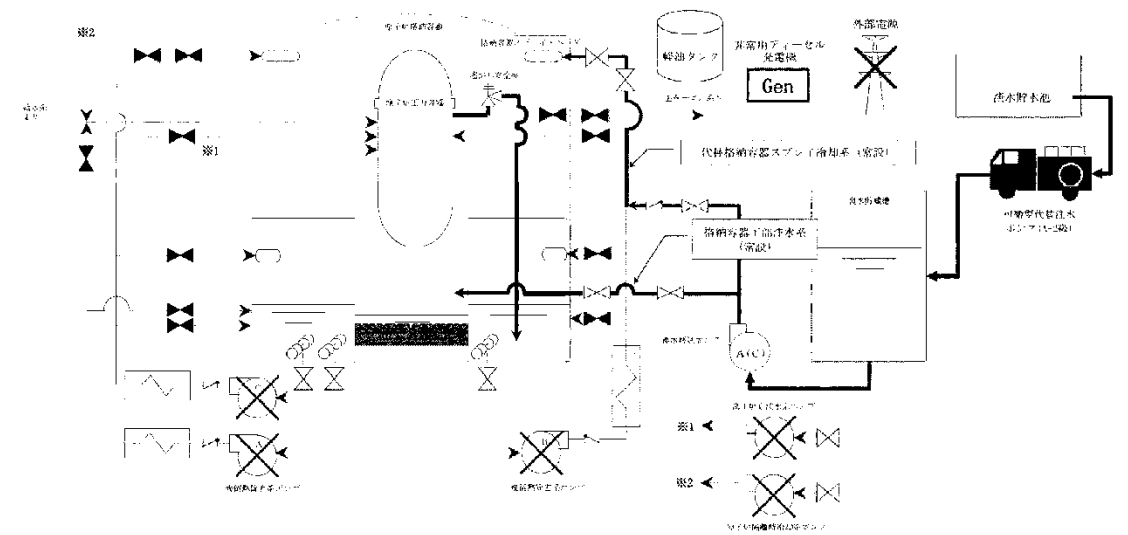


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

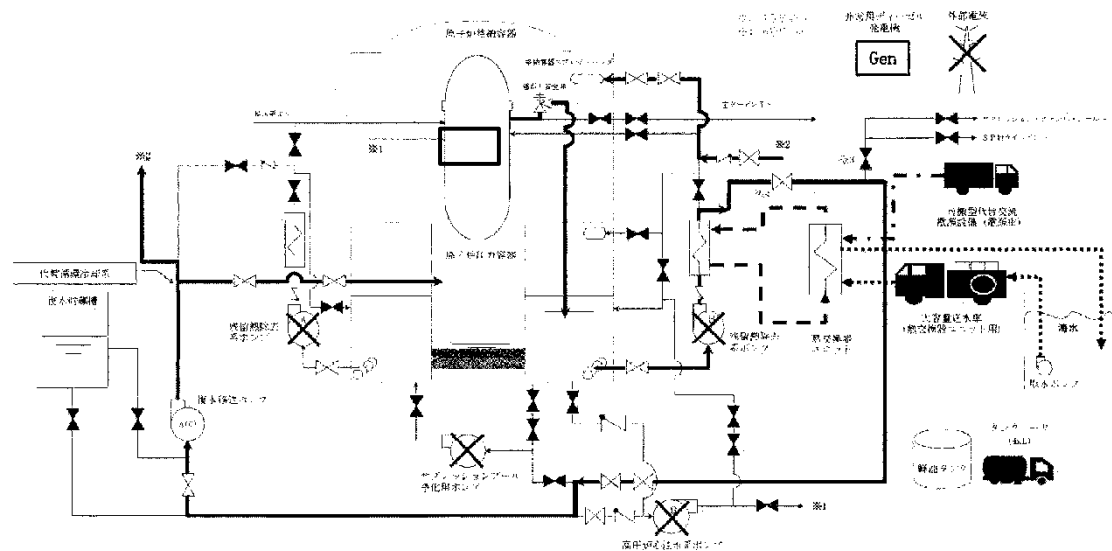


図3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(代替循環冷却による溶融炉心冷却, 原子炉格納容器除熱)

※復水移送ポンプ2台運転の注水特性

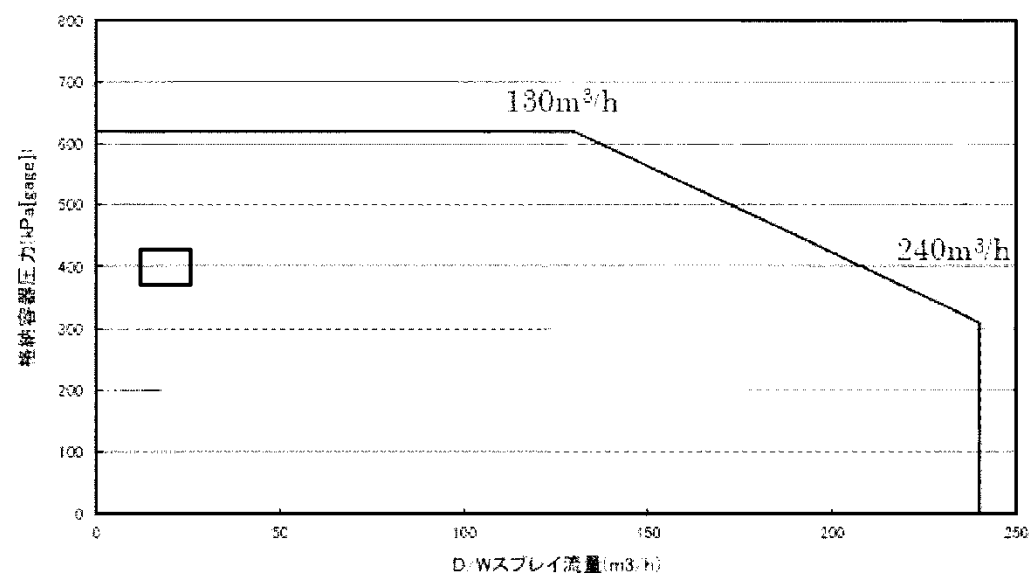


図4 ドライウェルスプレイ注水特性 (ペダスタル50m³/h同時注水時)

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;">51-7 接続図</p>	<p style="text-align: center;">51-7 接続図 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については, 49 条設備であることから, 49 条の補足説明資料に記載している</p>

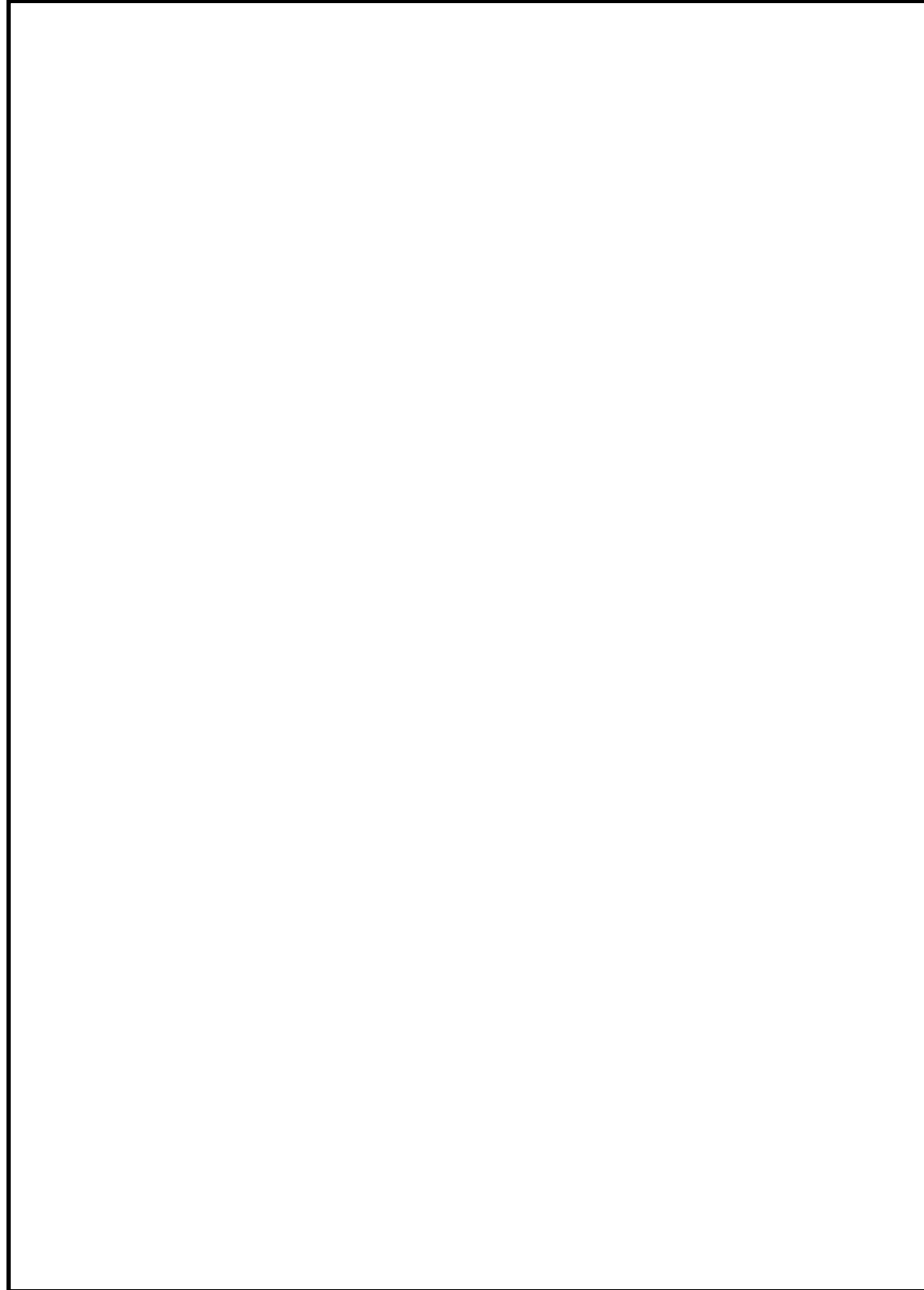


図1 接続図 (淡水貯水池から接続図)

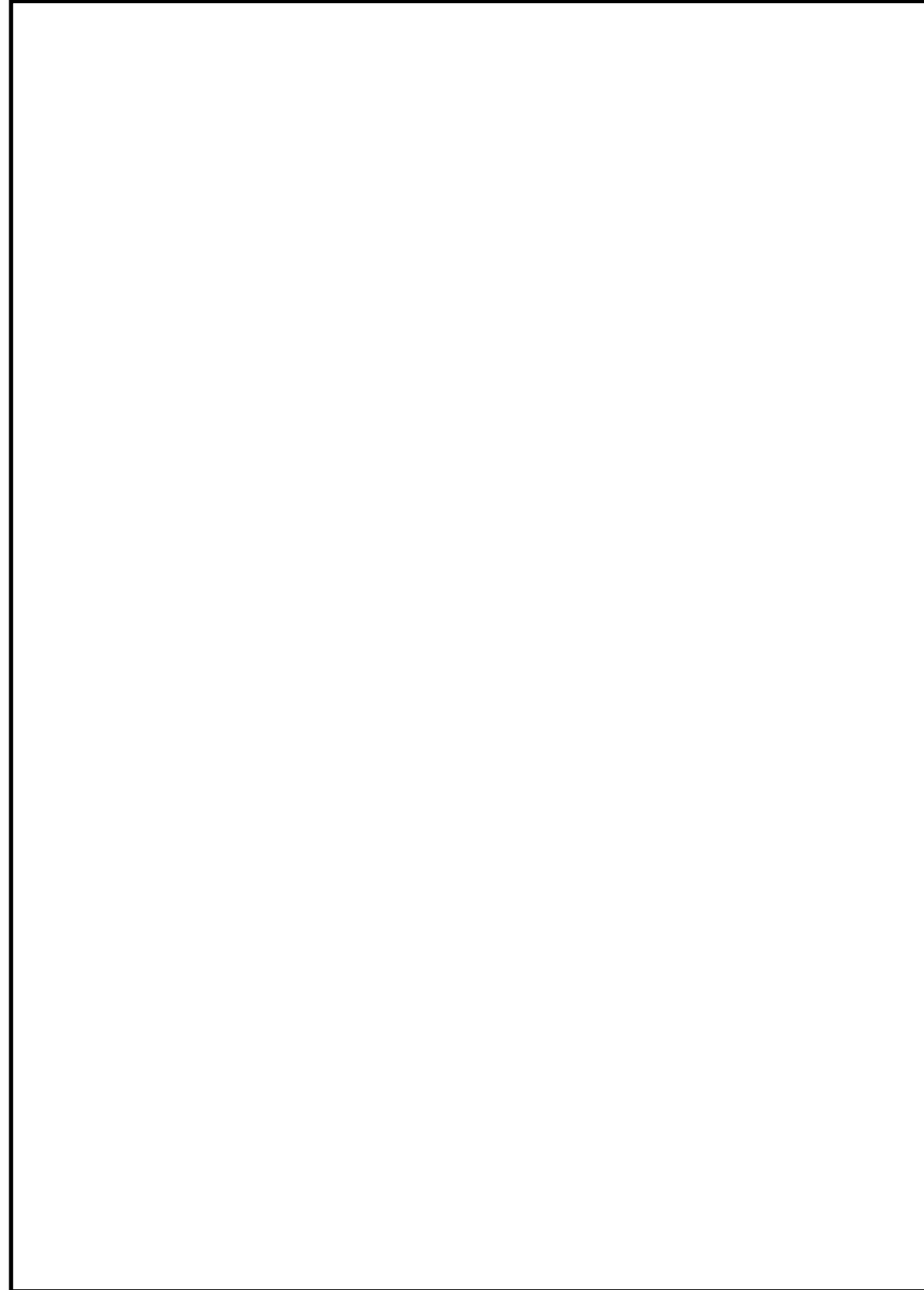


図1 接続図

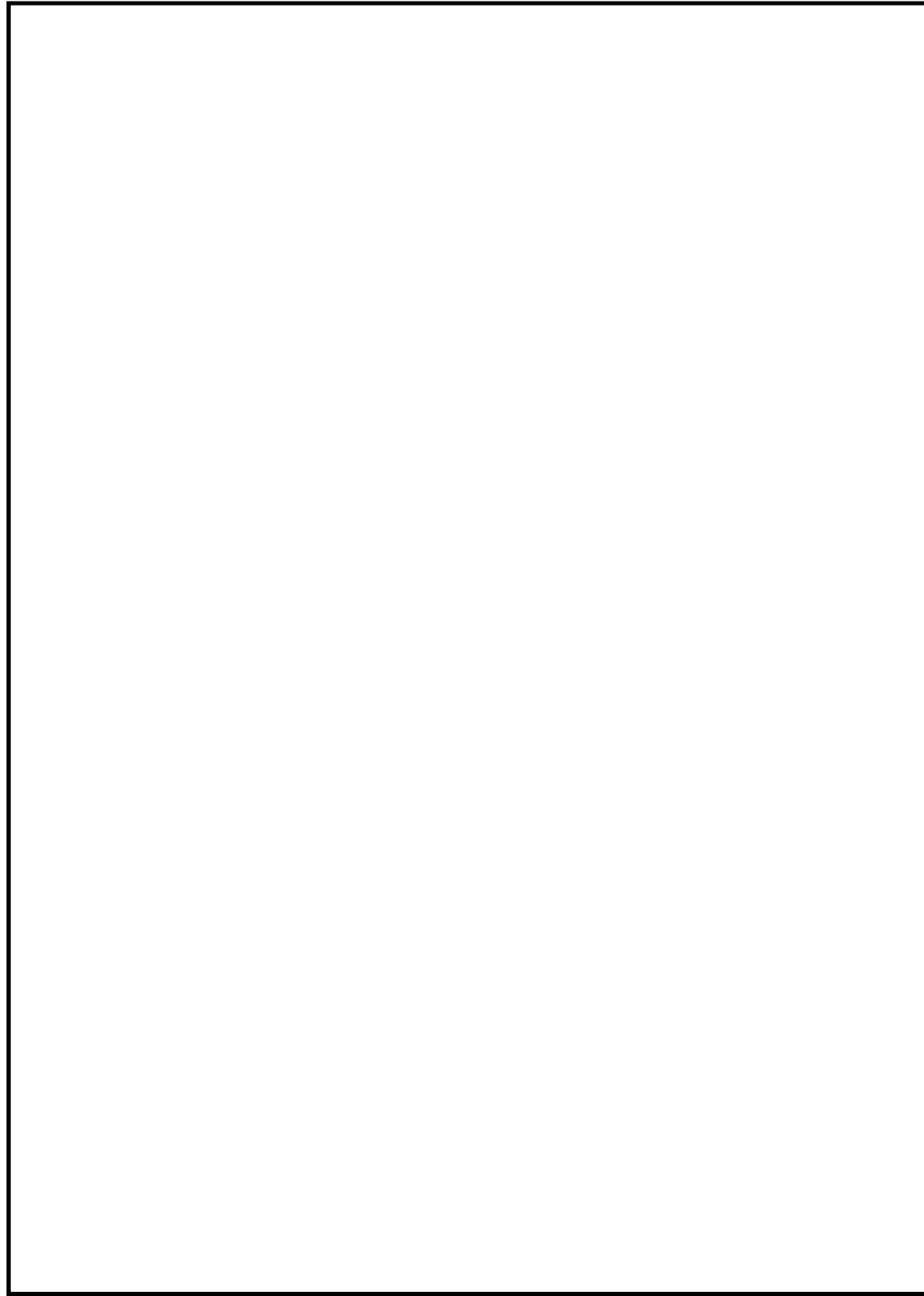


図 2 接続図 (防火水槽から接続口)

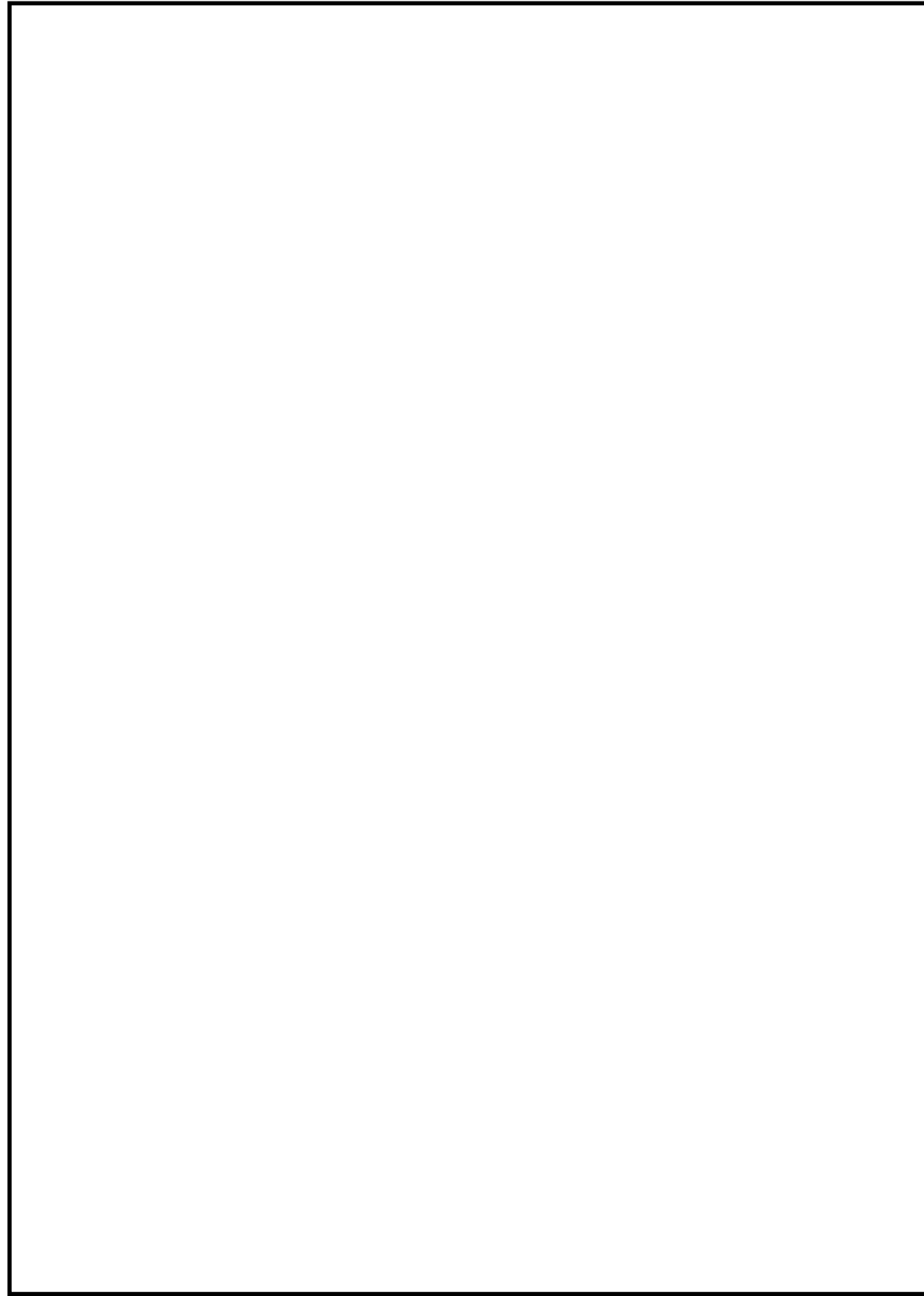


図 2 接続図 (建屋内接続 原子炉建物 1 階)

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

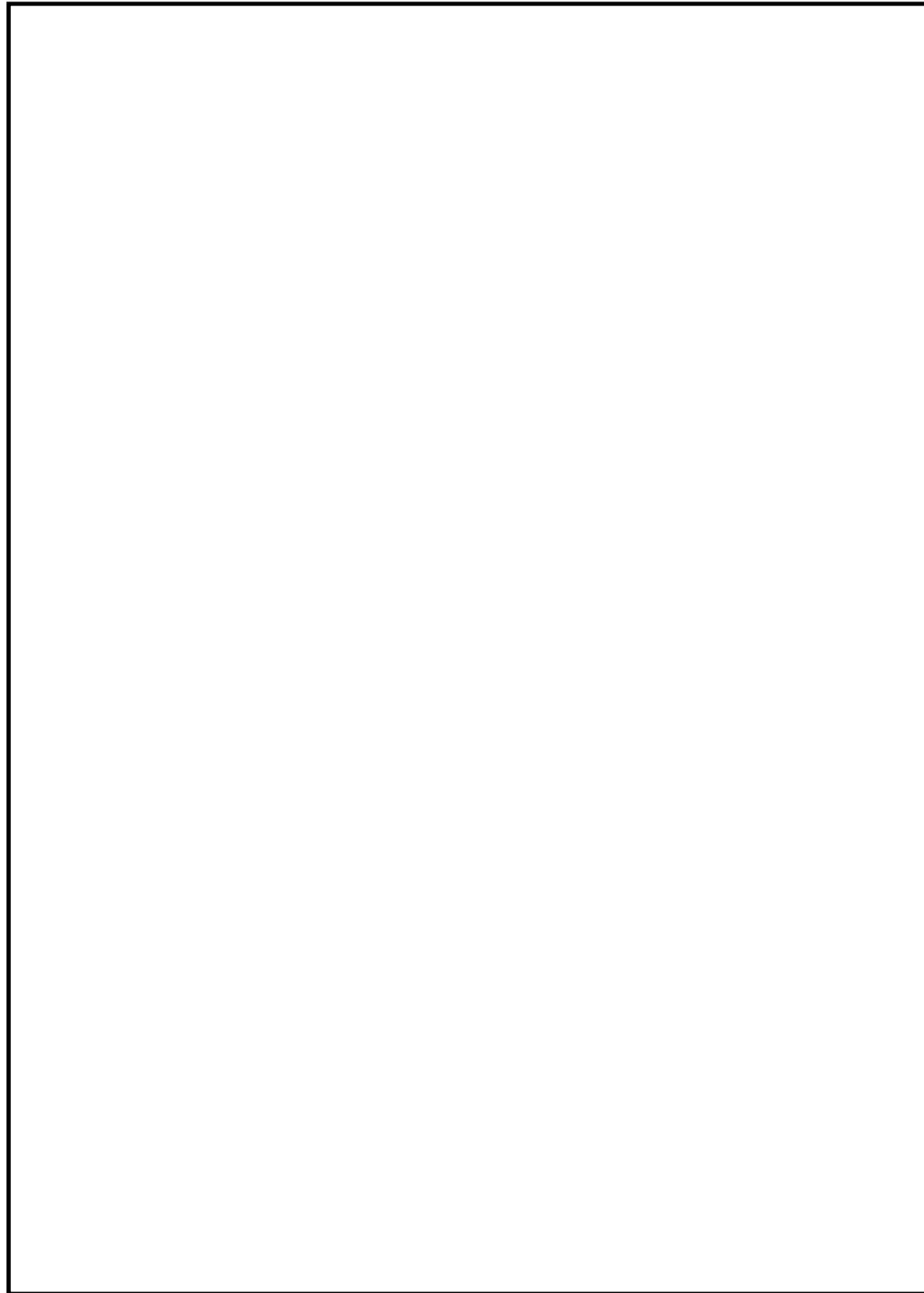


図3 接続図 (建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上1階)

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

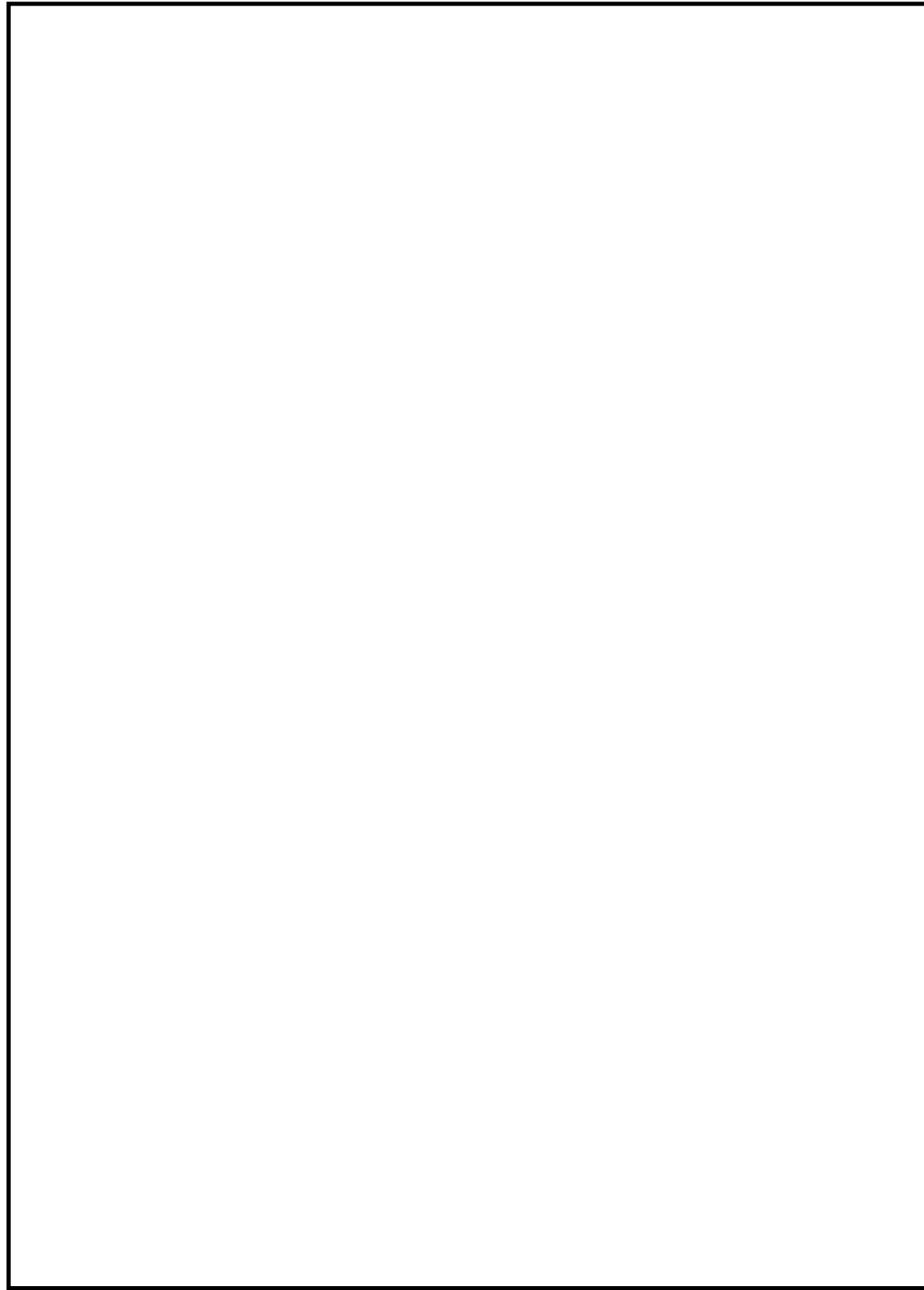


図4 接続図 (建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上2階)

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

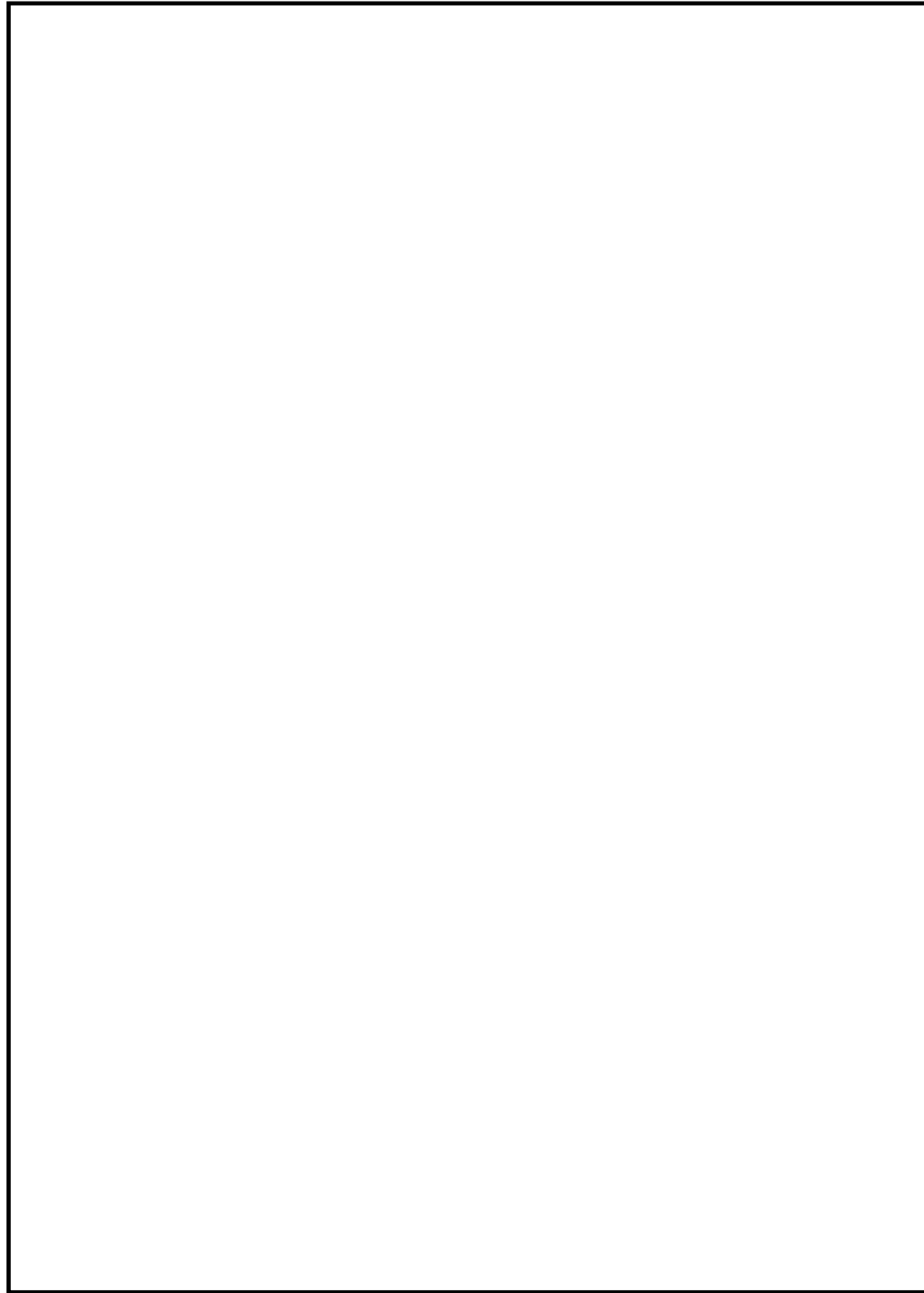


図5 接続図 (建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上1階)

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

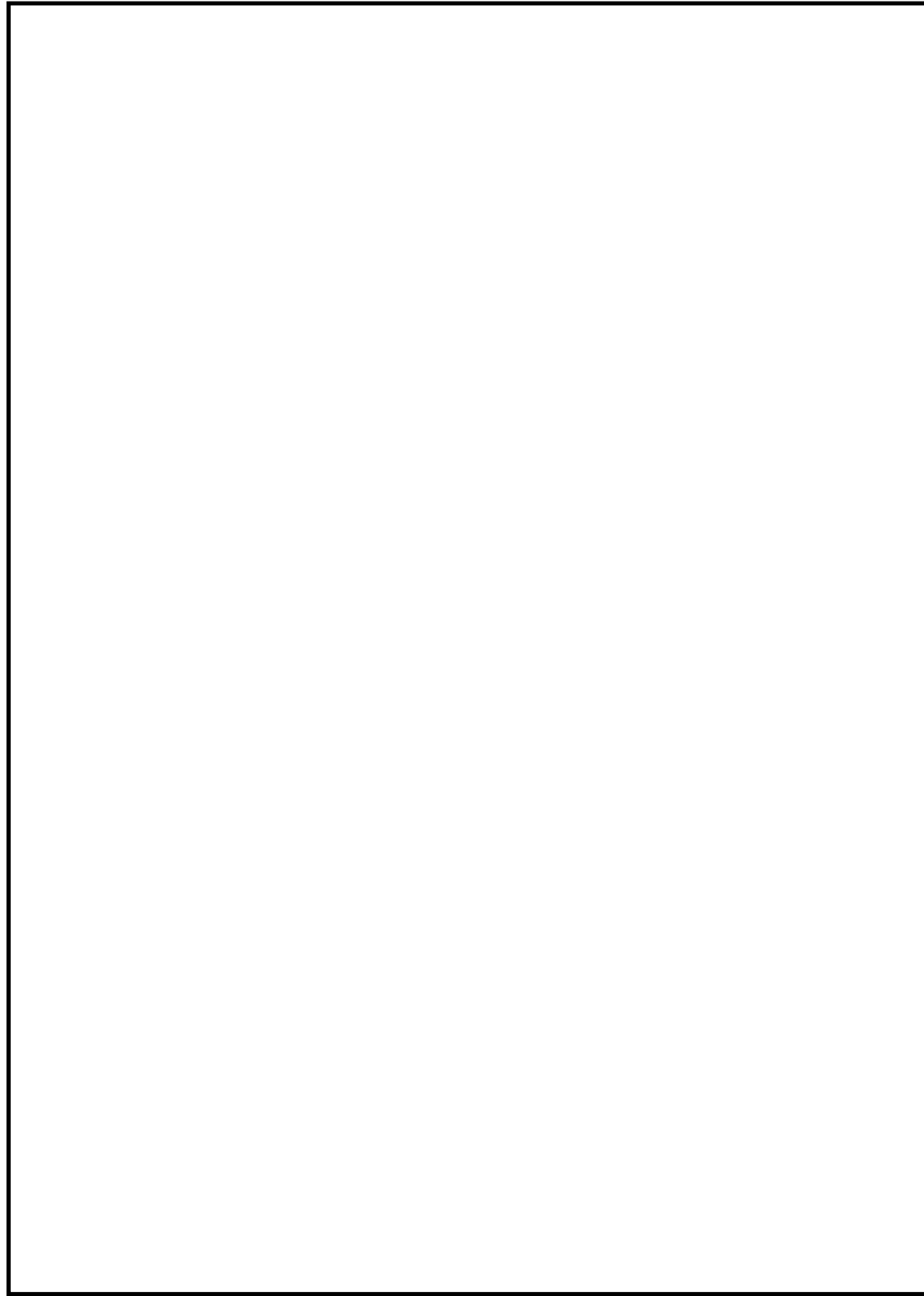


図6 接続図 (建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上2階)

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
<p style="text-align: center;">51-8 保管場所図</p>	<p style="text-align: center;">51-8 保管場所図 <u>(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)</u></p>	<p>・設備の相違 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) については, 49 条設備であることから, 49 条の補足説明資料に記載している</p>

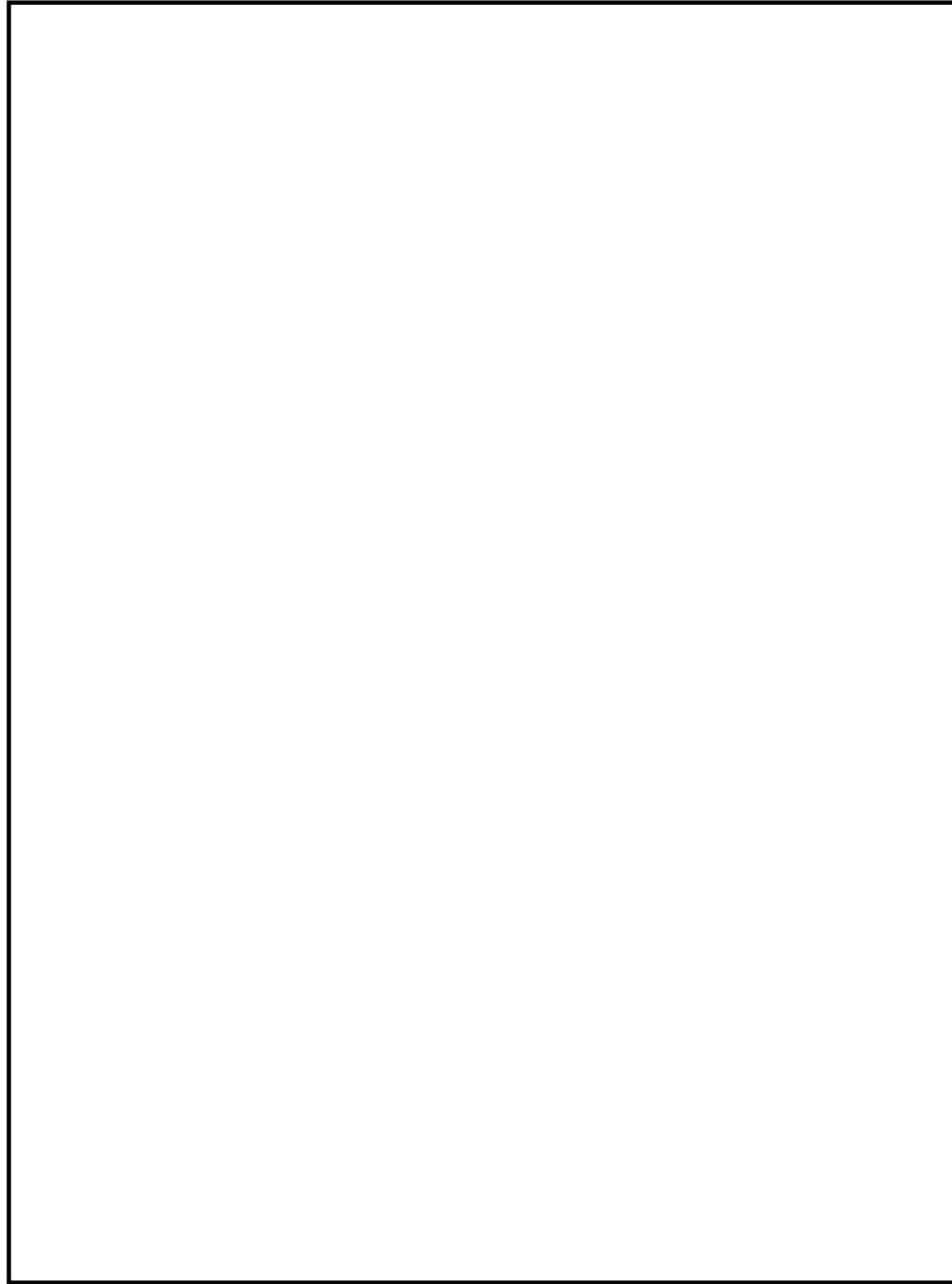


図1 保管場所図 (位置の分散)

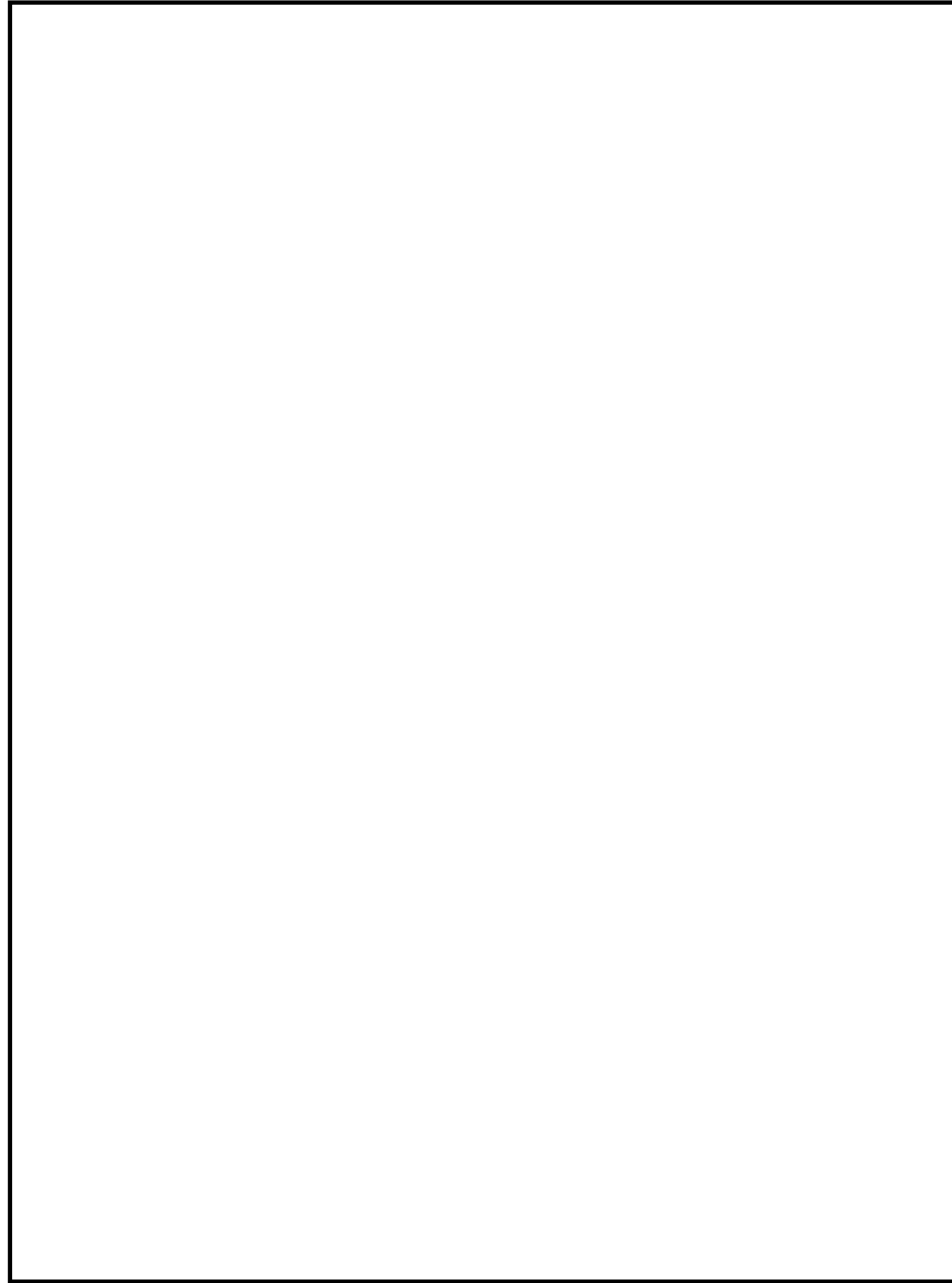


図1 保管場所図 (位置の分散)

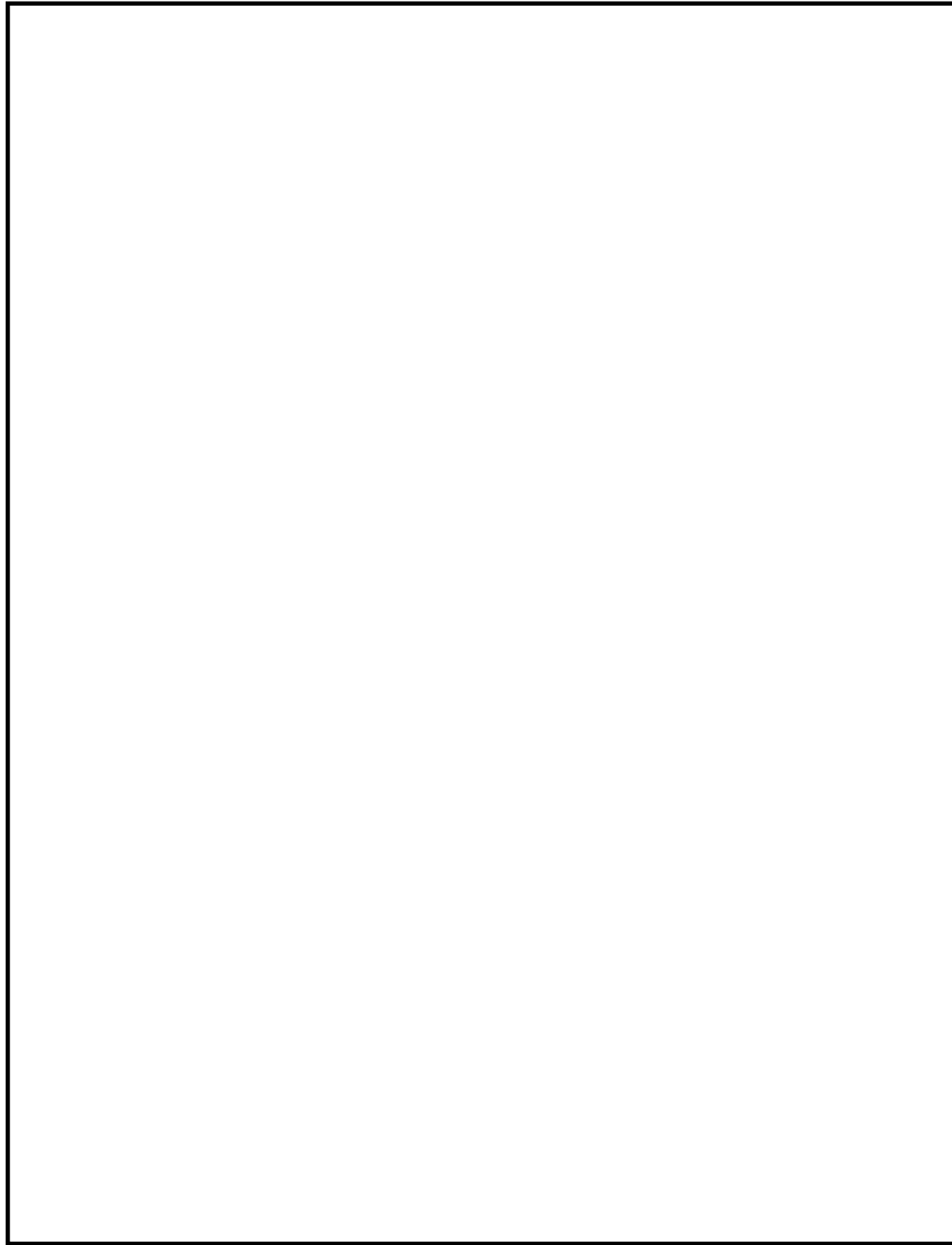


図2 保管場所図 (機器配置)

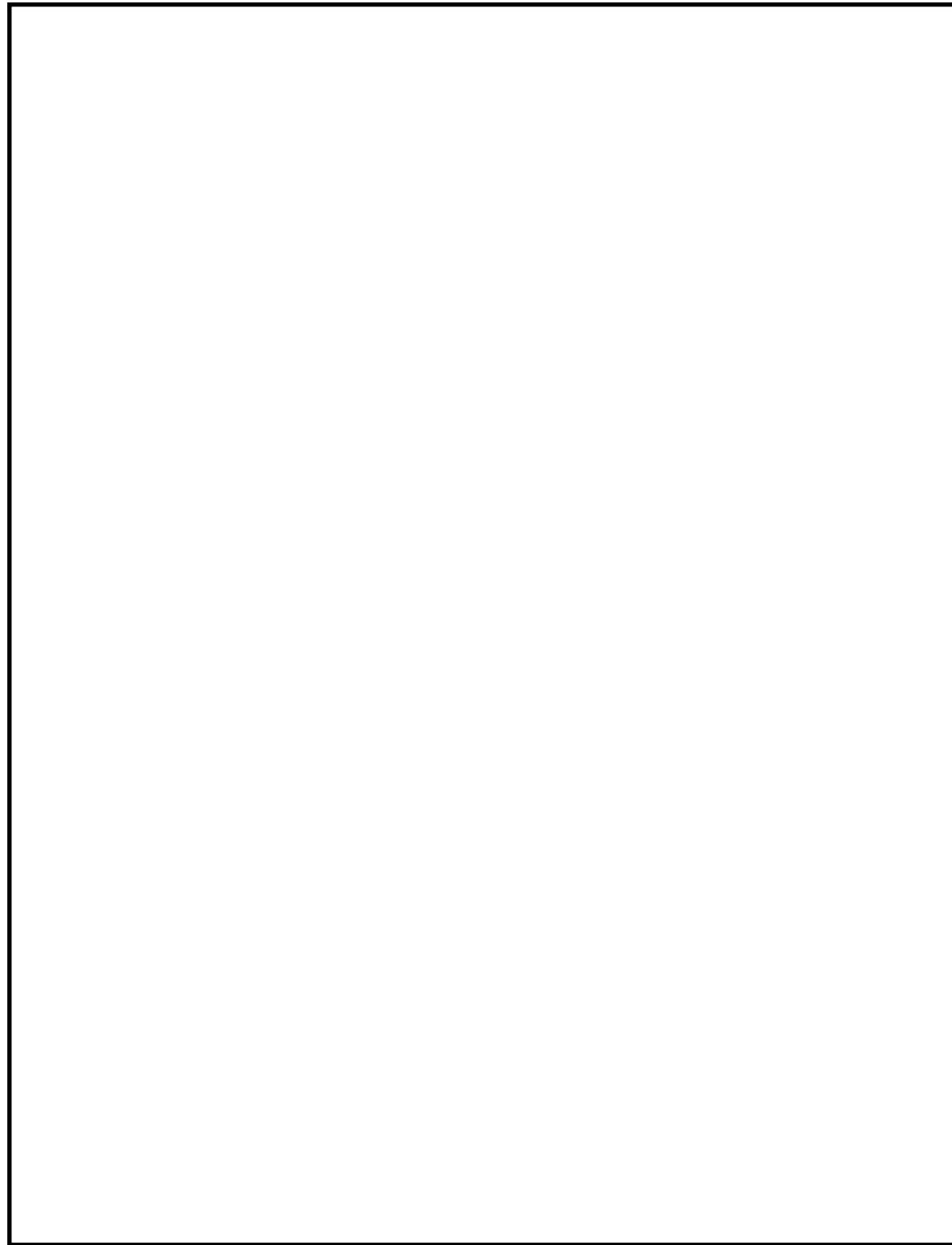


図2 保管場所図 (機器配置)

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
51-9 アクセスルート図	51-9 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="160 254 1264 331">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 data-bbox="1299 254 2415 331">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 data-bbox="486 1602 937 1633">図1 保管場所及びアクセスルート図</p>	<p data-bbox="1644 1602 2065 1633">図1 保管場所及びアクセスルート</p>	

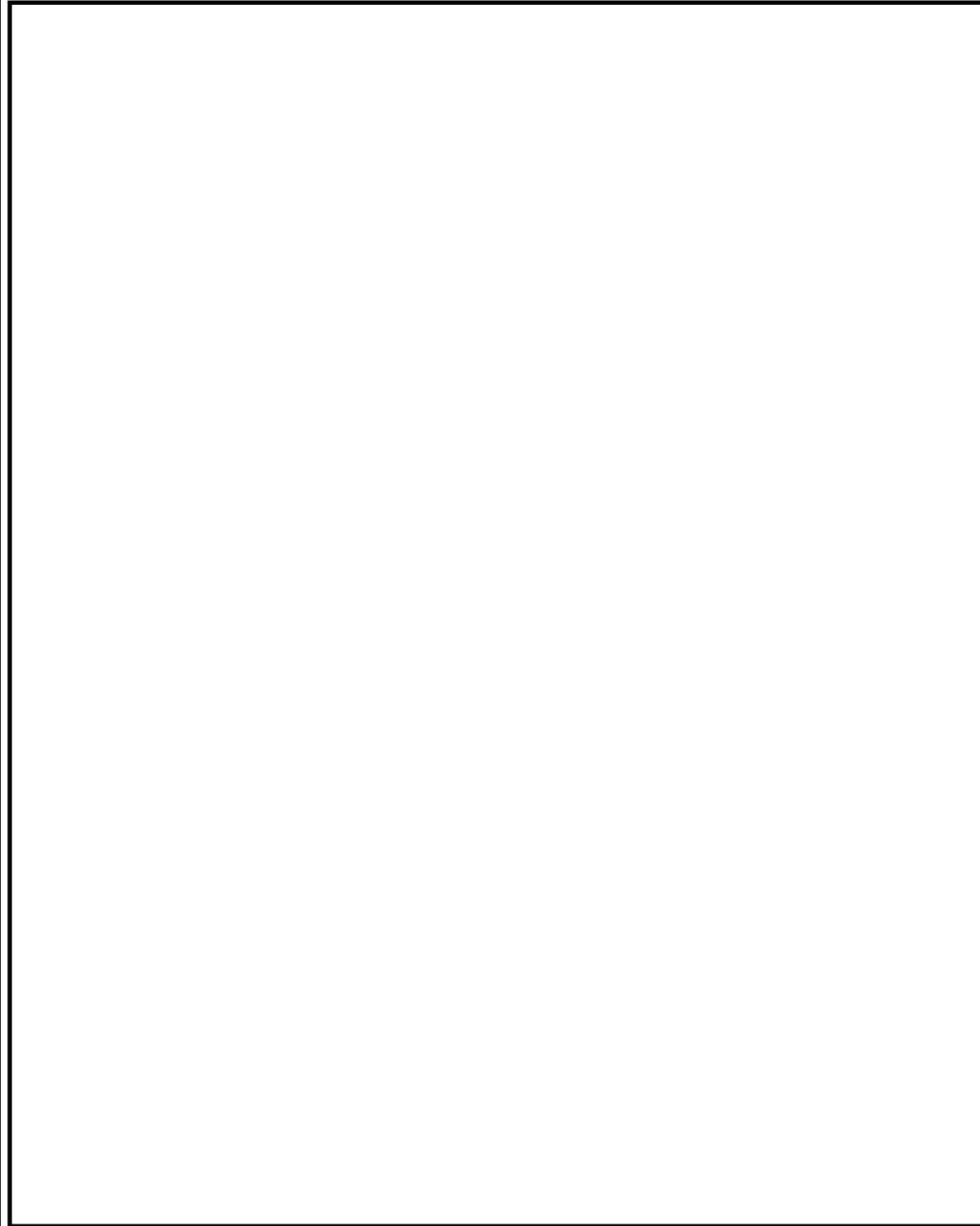


図2 地震・津波発生時のアクセスルート図

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
		
図3 森林火災発生時のアクセスルート図		



図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
<p data-bbox="557 661 866 735">51-10 コリウムシールド設備概要</p>	<p data-bbox="1697 661 2006 735">51-10 コリウムシールド設備概要</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. 設備概要</p> <p>炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、<u>原子炉格納容器下部ドライウエルへの溶融炉心の落下に至り</u>、落下してきた溶融炉心が<u>ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ</u>（以下「ドライウエルサンプ」という。）内に流入する場合、<u>ドライウエルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから</u>、<u>サンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼製ライナに接触し</u>、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を<u>防ぎ</u>、<u>かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて</u>、<u>サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し</u>、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>図1にコリウムシールド概要図を、表1にコリウムシールド仕様を示す。</p> <p>コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約2700℃）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、<u>かつコリウムシールドを乗り越えて溶融炉心がサンプへ流入することがない設計</u>としている。</p> <p>さらに、次項以降に示すとおり、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器並びに<u>原子炉格納容器下部注水設備</u>の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。</p>	<p>1. 設備概要</p> <p>炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、<u>原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り</u>、落下してきた溶融炉心が原子炉格納容器下部の床ファンネルから<u>ドレン配管を経て</u>、<u>ドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプ</u>（以下「ドライウエルサンプ」という。）内に流入する場合、<u>ドライウエルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから</u>、<u>ドライウエルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し</u>、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を<u>抑制し</u>、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>図1に原子炉格納容器下部のドライウエルサンプ概要図、図2にコリウムシールド概要図、表1にコリウムシールド仕様を示す。</p> <p>コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約2,700℃）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、溶融炉心が<u>ドライウエルサンプへ流入することが無い設計</u>としている。</p> <p>さらに、次項以降に示す通り、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器及び<u>ペDESTAL代替注水系</u>の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。</p> <div data-bbox="1335 1428 2315 1785"> </div> <p>図1 ドレンサンプ概要図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 島根2号炉は、原子炉格納容器下部のドレン配管がサンプにつながっているため、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心がドレン配管を通じてサンプへ流出しないようコリウムシールドを設置している。このため、サンプに直接溶融炉心が流出することはない（以下、①の相違） ・資料構成の相違 ・設備の相違 ①の相違 ・設備の相違

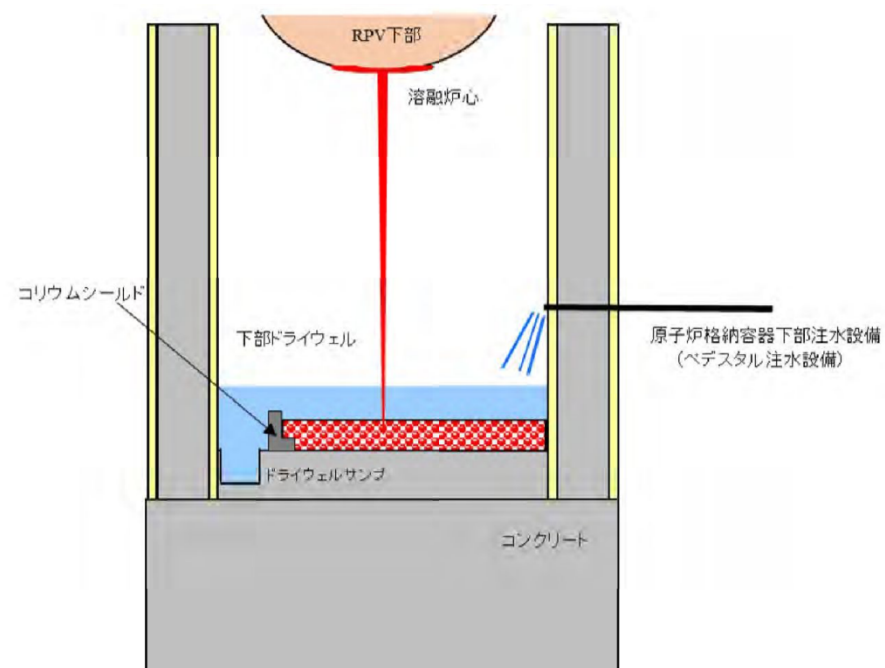


図1 コリウムシールド概要図 (7号炉を例示)

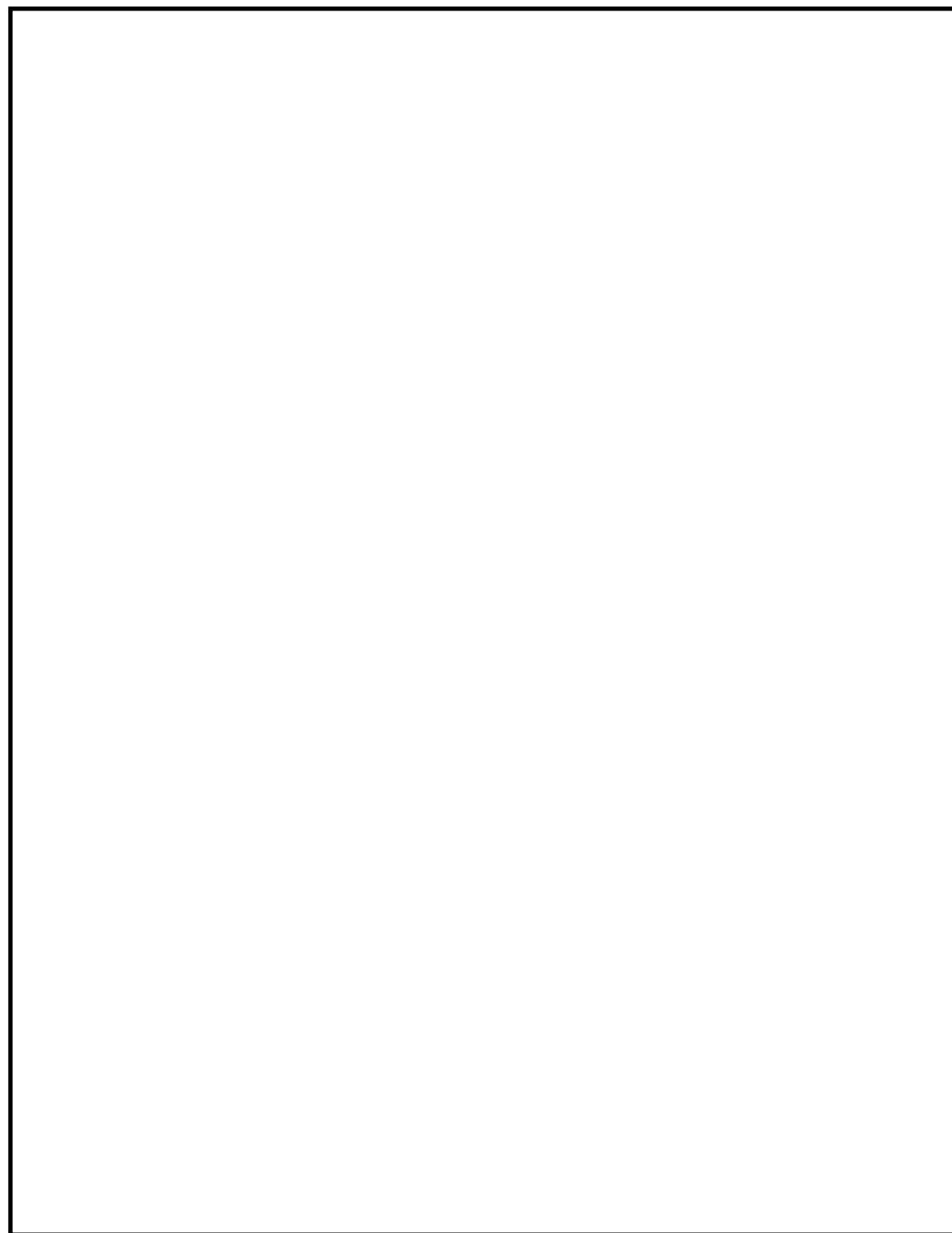


図2 コリウムシールド概要図

表1 コリウムシールド仕様

	6号炉	7号炉
耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)	ジルコニア (ZrO ₂)
高さ	850mm	650mm
厚さ	130mm	130mm

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

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

2.1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2.1.1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

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

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

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

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
厚さ	約130mm以上

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

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

2.1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2.1.1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

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

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

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

・設備の相違

2.1.2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

コリウムシールドは、原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウエル高電導度廃液サンプを囲うように設置され、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表3に示す。

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

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

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは、コリウムシールド下部に、漏えいした原子炉冷却材をドライウエル高電導度廃液サンプへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

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

ドライウエル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が1 gpm (0.23 m³/h) 以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される*設計となっていることから、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで1 gpm以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面高さに□箇所(幅×高さ:□)設置し、かつ、何らかの原因により床面高さのスリットが全て閉塞する場合を鑑み、床面から□上に更に□箇所(幅×高さ:□)を設置する。なお、床面高さのスリットが閉塞し、床面から□上に設置するスリットにて漏えい検出を行う場合の検出遅れ時間は下部ドライウエルへの漏えい水の流入量が漏えい検出限界の1 gpmの場合でも約3時間程度であり、プラントの安全性に影響はない。

ドライウエル床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が1gpm(0.23m³/h)以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される*設計となっていることから、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで1gpm以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面に4箇所(幅×高さ:□)を設置する。

※LBB(Leak Before Brake) の概念より

加えて、スリットが溶融炉心のドライウエル高電導度廃液サンプへの有意な流入経路となることがないよう、スリットに溶融炉心が侵入したとしても、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウエル高電導度廃液サンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお、溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては、実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、純金属の凝固評価を行う□モデル及び□モデル、また合金の凝固評価を行う□モデルを用いて凝固距離評価を行い、各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。(6号炉:□, 7号炉:□)

※LBB(Leak Before Break) の概念より

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

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

2.3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2.3.1 原子炉格納容器下部注水設備への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水設備の放水口が設置されており、コリウムシールド設置により、原子炉格納容器下部注水設備の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い、原子炉格納容器下部注水設備への悪影響がないことを確認した。確認結果を表4に示す。

表4 原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉格納容器下部注水設備機能	悪影響なし	コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口の設置位置は水平方向で約□鉛直方向で約□離れており、コリウムシールドが注水を妨げることはないことから、原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響なし。

2.3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2.3.1 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無について

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

表4 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無確認結果

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

・設備の相違

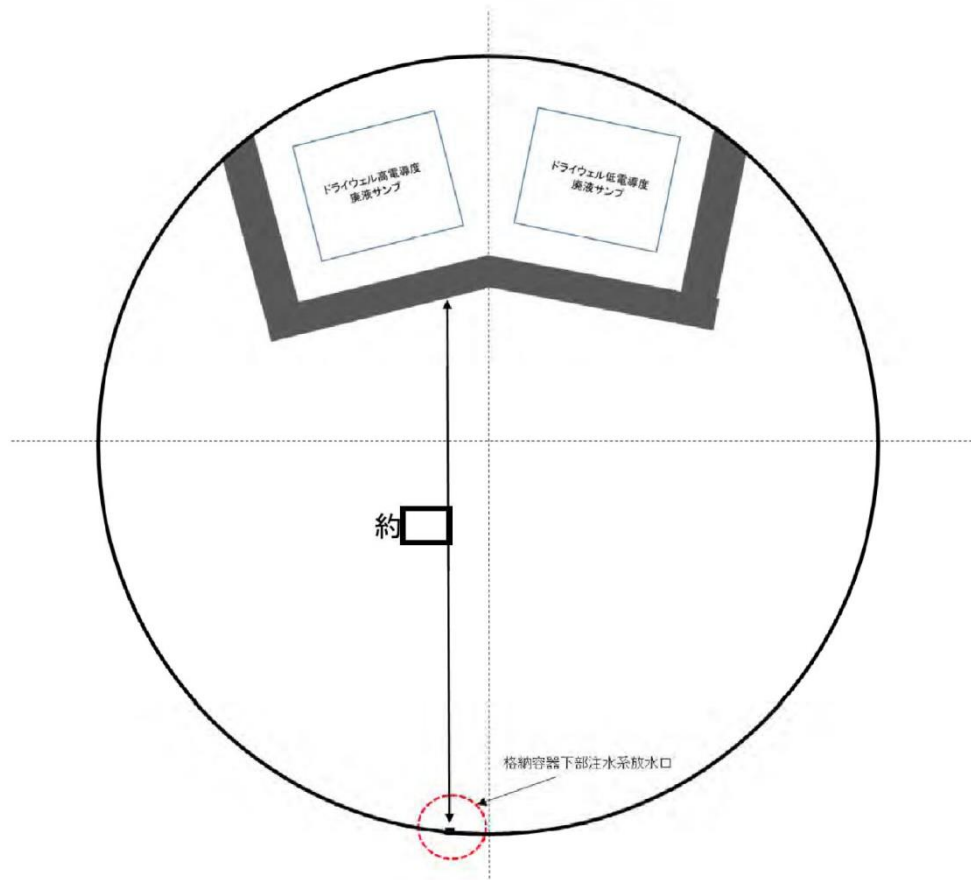


図2 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との設置位置概要図

・資料構成の相違

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="1427 659 2285 688"><u>51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について</u></p>	<p data-bbox="2451 659 2602 688">・設備の相違</p>

格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

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

①の経路について

スプレイ水は、各フロアに滞留するような機器や堰が無いことから、各フロアの床の開口部(グレーチング)より原子炉格納容器最下階のドライウエル床に流下する。ドライウエル床に流下したスプレイ水は、ドライウエル床面を流れ、ドライウエルサンプに流れ込む。その後ドライウエルサンプ水位が上昇し、満水になるとドライウエル床面に水が溜まる。

②の経路について

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

以上より、確実に原子炉格納容器下部に水張りすることが可能である。

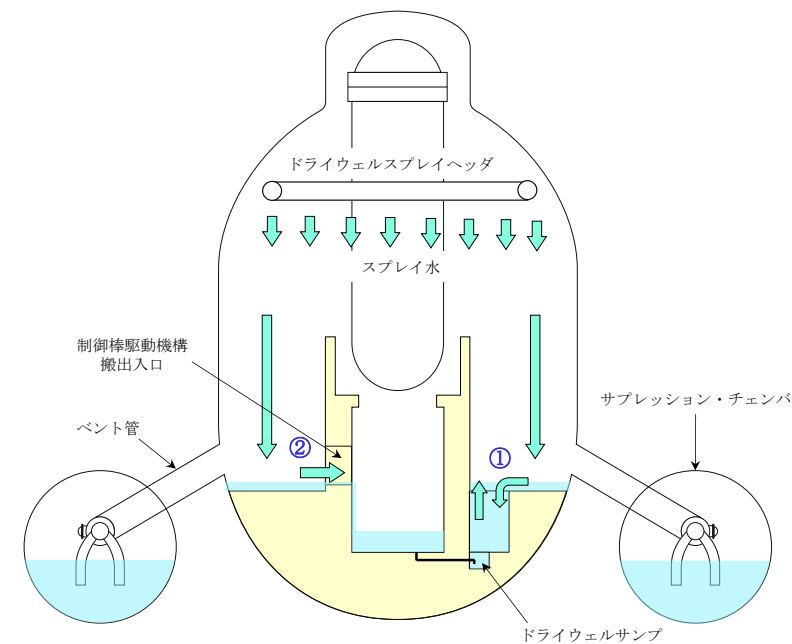


図1 格納容器スプレイの原子炉格納容器下部への流入経路の概要図

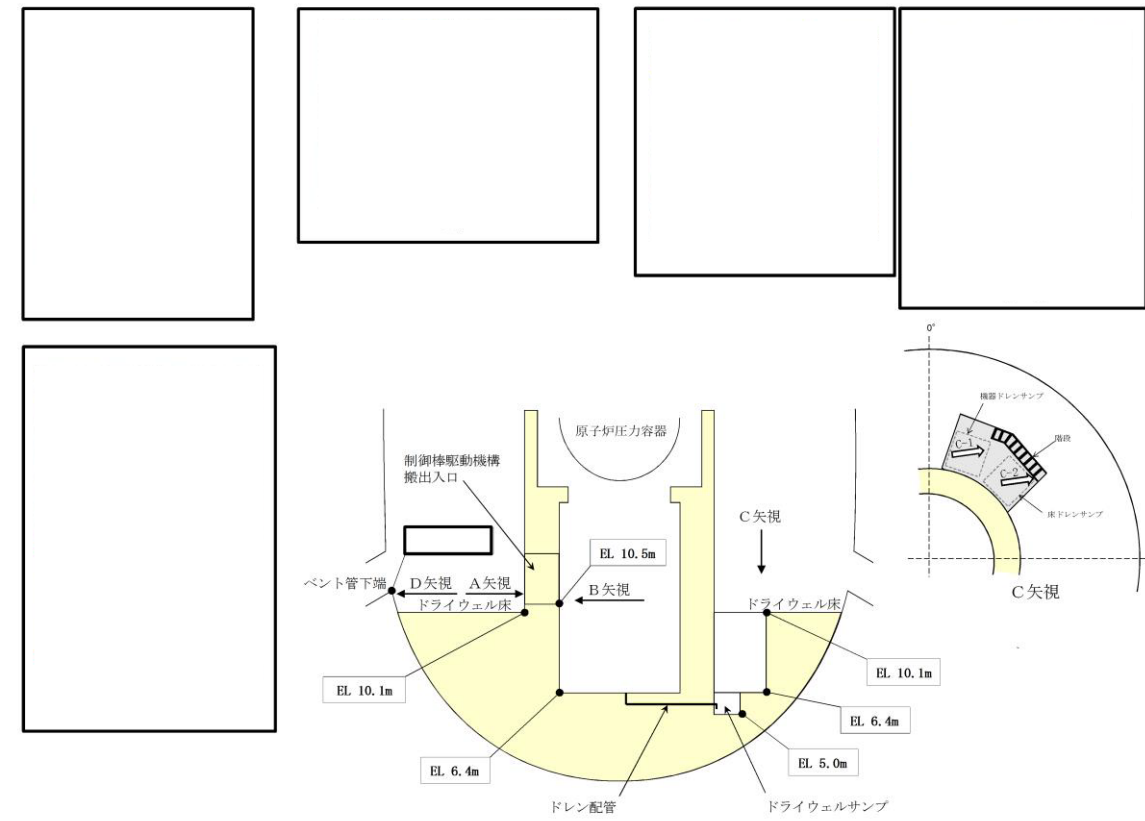


図2 原子炉格納容器 断面図

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="647 659 777 737">51-11 その他設備</p>	<p data-bbox="1748 659 1961 695">51-12 その他設備</p>	

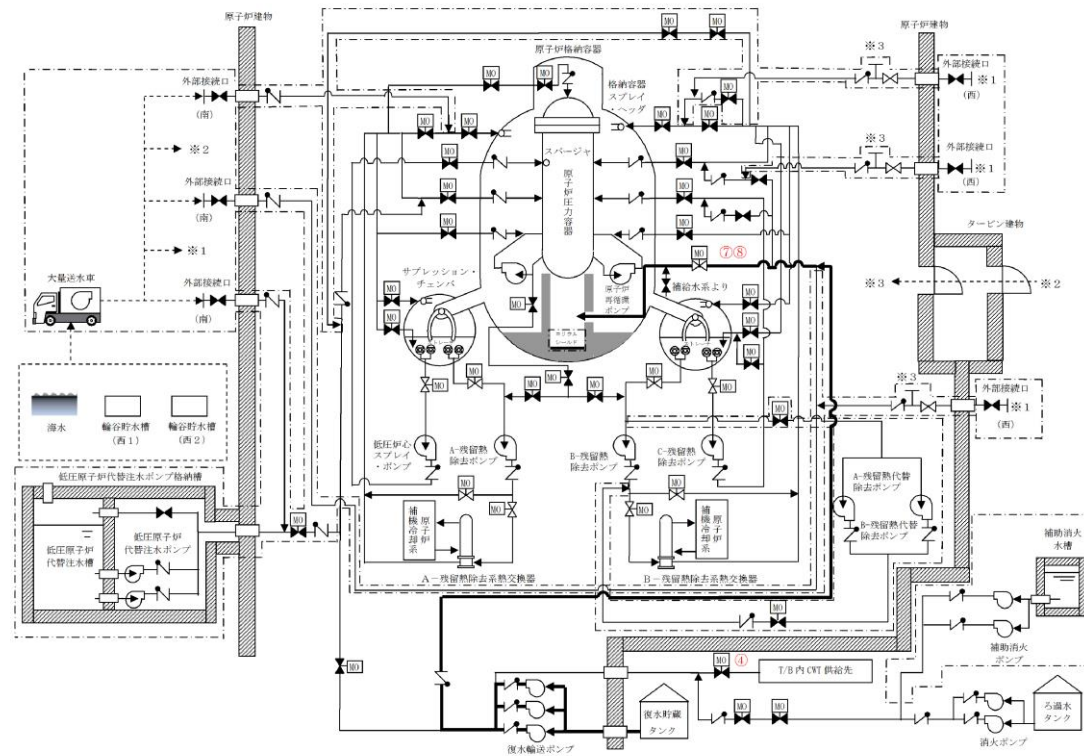
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

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

・設備の相違
島根2号炉は、既設の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL注水配管（補給水系）及びPCVスプレイ管（残留熱除去系）による注水）を自主対策設備とする

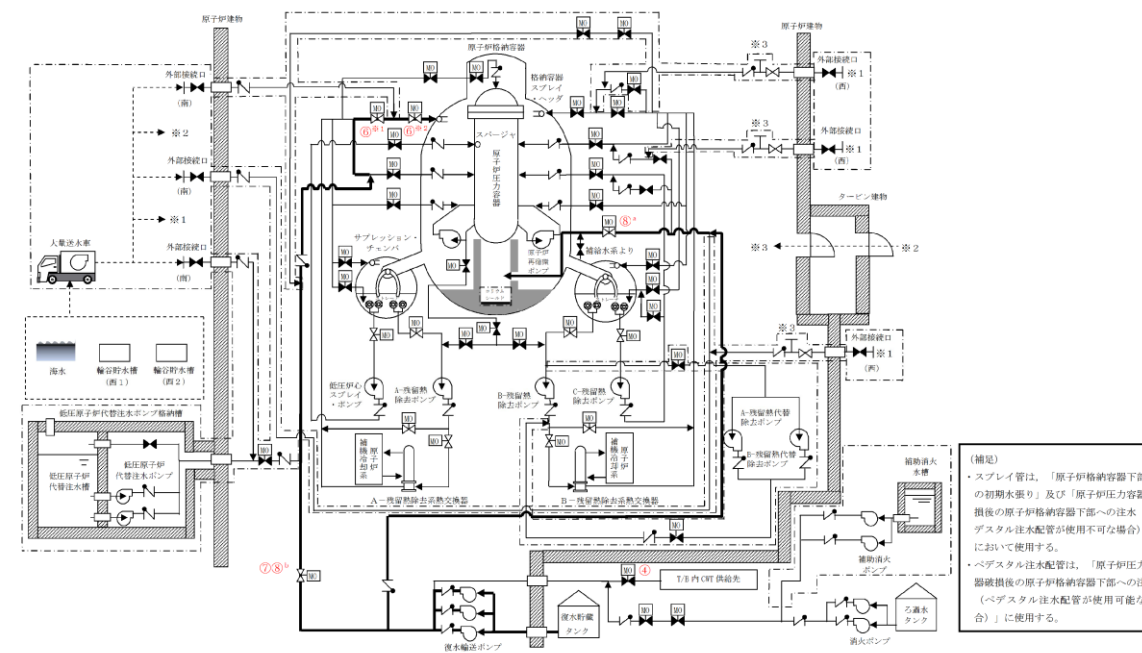


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図1 復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図

・設備の相違



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥*1	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥*2	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図2 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図

・設備の相違

(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により原子炉格納容器下部へ注水する設備概要を図1に示す。

消火系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、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、消火系及び復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

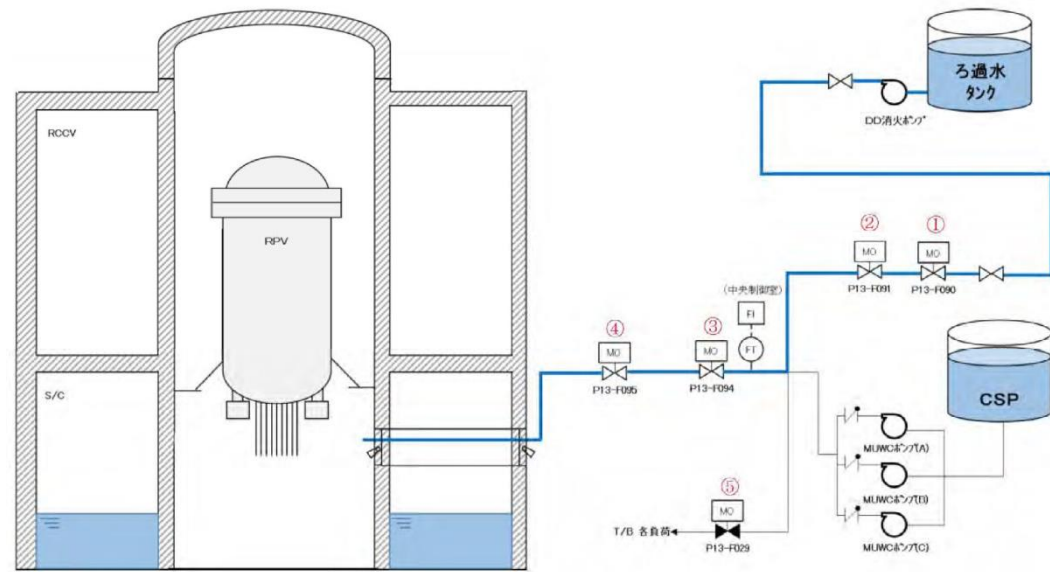
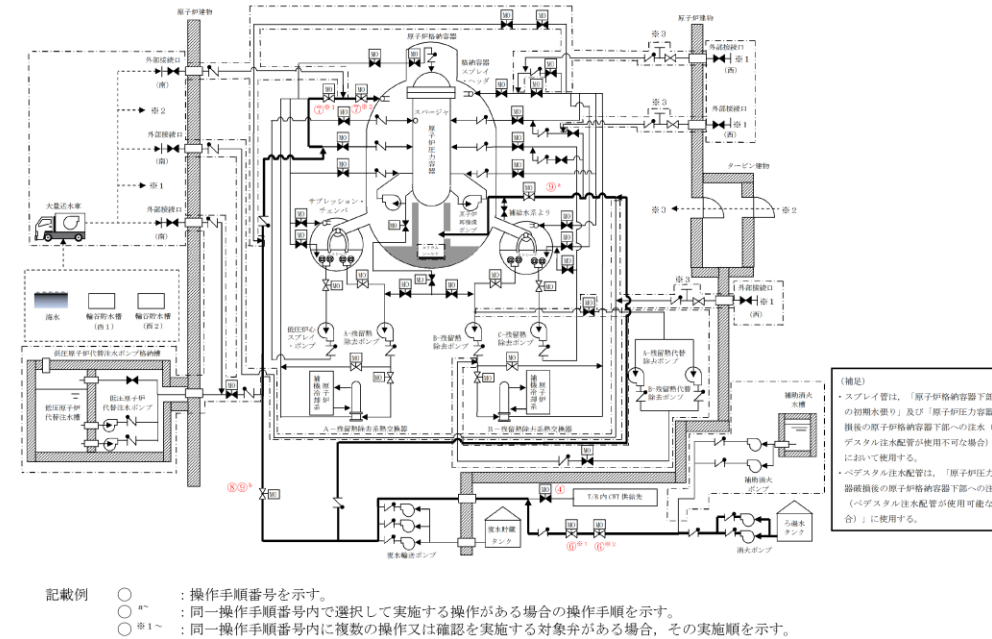


図1 消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要図 (7号炉の例)

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	復水補給水系消火系第1連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	復水補給水系消火系第2連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	タービン建屋負荷遮断弁	全開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室

(2) 消火系による原子炉格納容器下部への注水

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



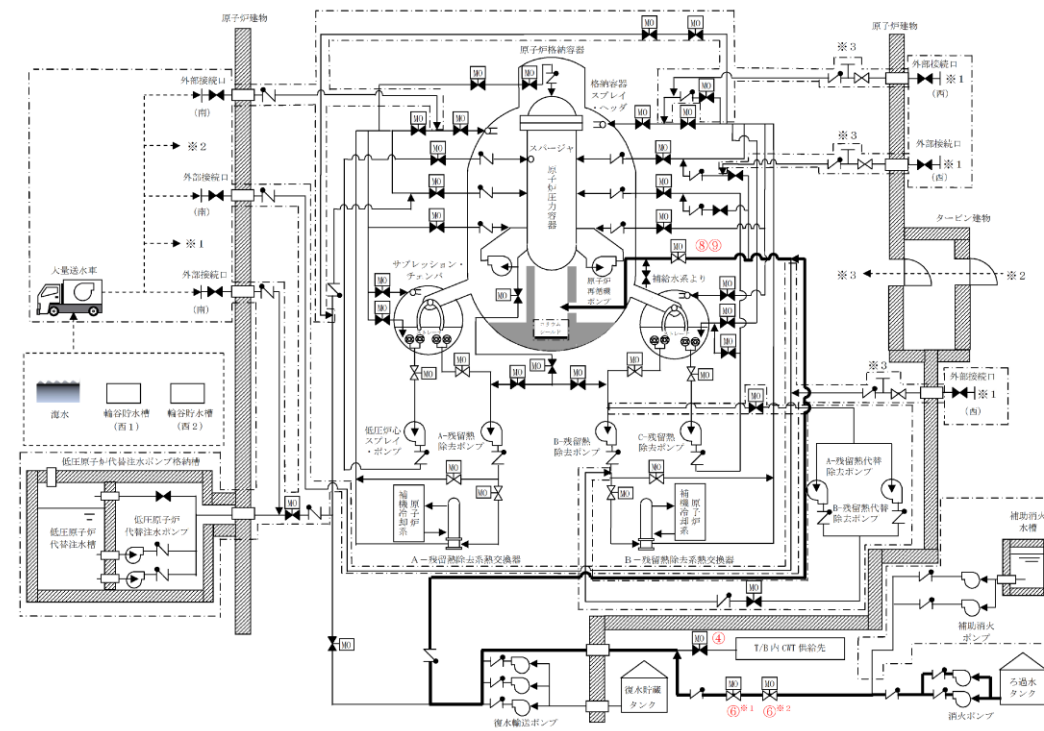
No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※1	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※2	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図3 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図

(消火ポンプを使用した場合)

- ・設備の相違
島根2号炉は、補助消火ポンプ及び補助消火水槽を有しており、当該設備による原子炉格納容器下部への注水も可能である
- ・設備の相違
系統構成の相違
- ・設備の相違
島根2号炉は、既設の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 (ペダスタル注水配管 (補給水系) 及びPCVスプレー管 (残留熱除去系) による注水) を自主対策設備とする

- ・設備の相違



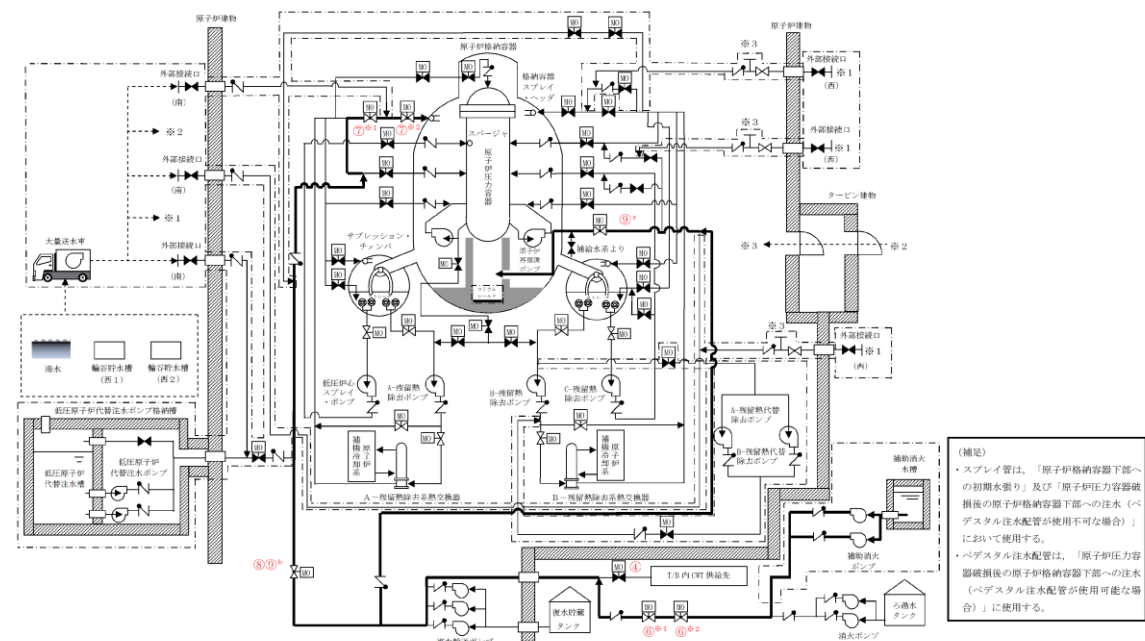
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図4 消火系 (ペダスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水

概略系統図
 (消火ポンプを使用した場合)

・設備の相違



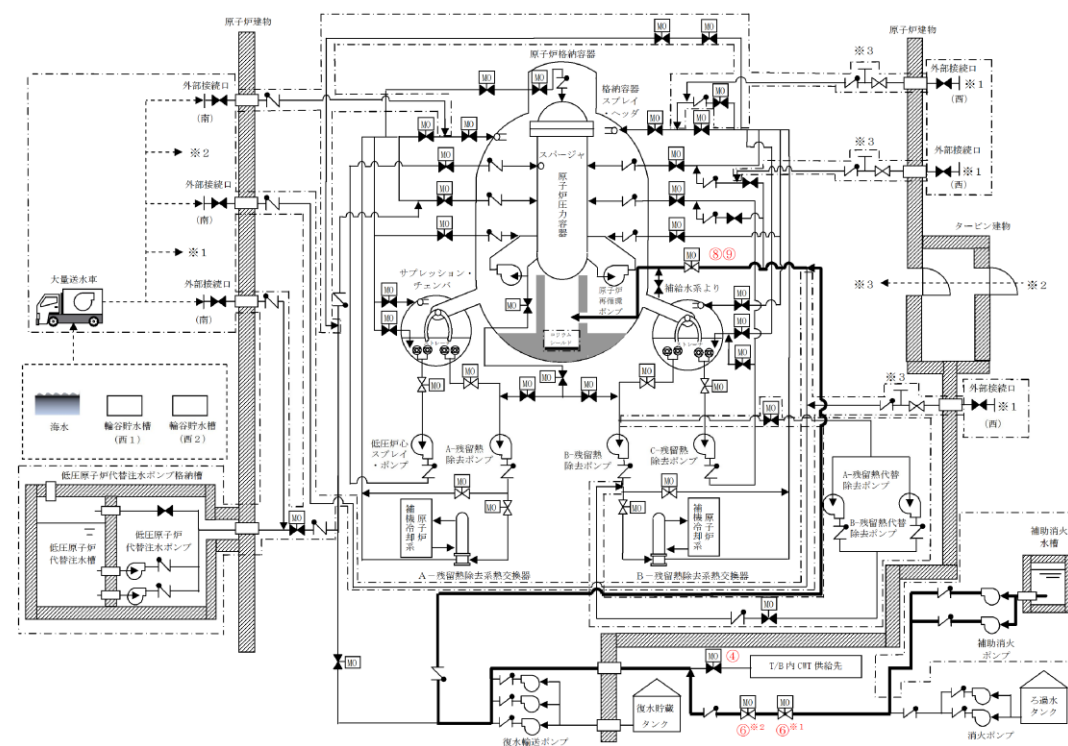
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○^{※1} : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

(補足)
 ・スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベダスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。
 ・ベダスタル注水配管は、「原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベダスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{※1}	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{※2}	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{※1}	A-RHR ドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{※2}	A-RHR ドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図5 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

・設備の相違



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図6 消火系 (ペDESTAL注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水
 概略系統図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

・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 style="text-align: center;"><u>51-13</u> <u>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」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に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。

送水ヘッダはクロス媒介金具を組合わせて構成され、注水においては送水ヘッダを使用せずとも、資機材のホース分岐管のみで同時注水も可能であるが、送水ヘッダを用いることで、作業の効率化および被ばく量の低減が図れるため、資機材として位置付けている。

なお、送水ヘッダの最高使用圧力は、接続するホースと同様1.6MPaであり、クロス媒介金具はホースの保有数に合わせ、2セット分に相当する8個以上を保管する設計とする。

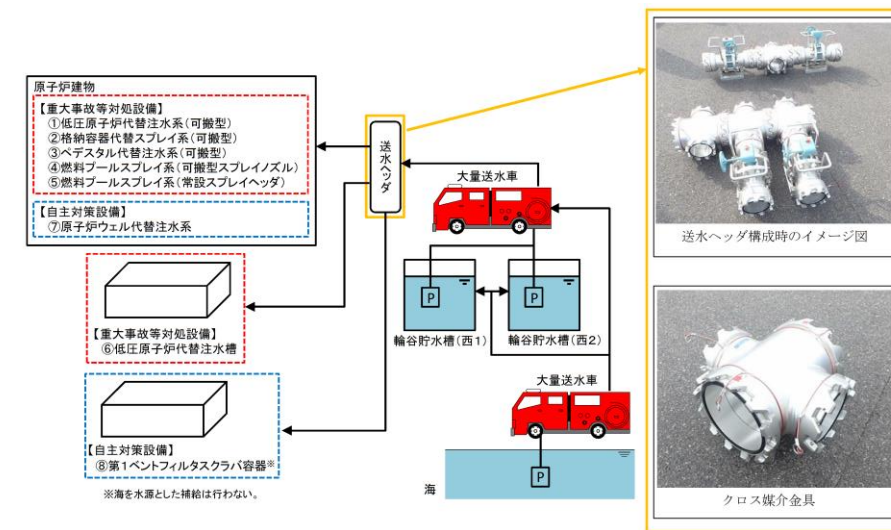


図1 全体系統概要図

2. 送水ヘッダの使用状況

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

表1 送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{※1, 2}							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
高圧・低圧注水機能喪失	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期TB）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（TBU）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（TBD）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（TBP）	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）	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	27h ^{※3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—	—	—	—	—
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	—	—	—	—	—	—	—	—
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故								
想定事故1	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

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

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

※3：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一对一の関係とし、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	原子炉ウエ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原子炉ウエル代替注水系, ⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※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。

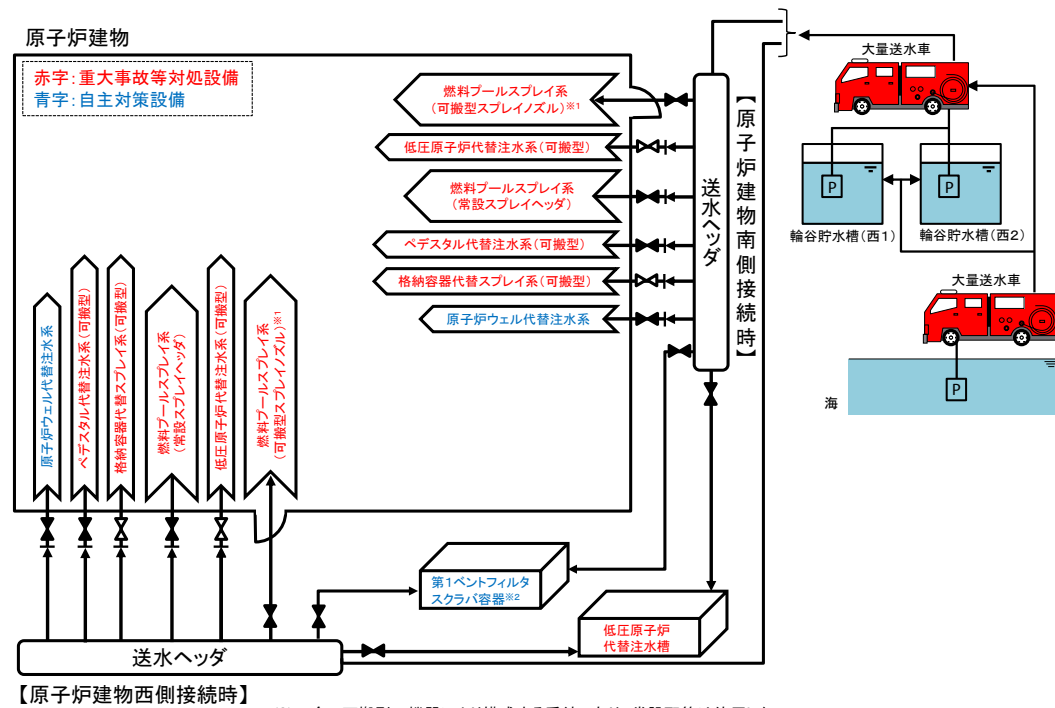


図2 送水ヘッドの接続状態概要図

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、送水ヘッド付属の隔離弁は系統構成時にそれぞれ送水先を識別するタグを設置するとともに、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="290 661 1133 739" style="text-align: center;"><u>51-12</u> <u>機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について</u></p>		<p data-bbox="2457 661 2795 739">・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

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
下部ドライウエル注水流量調節弁	下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F028	復水補給水系下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F031	復水補給水系下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
復水補給水系常/非常用連絡管一次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第一止め弁	F13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡管二次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第二止め弁	F13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
MUWC接続口内側隔離弁(A)	RHR(A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第二止め弁	F13-F131	MUWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
MUWC接続口外側隔離弁1(A)	RHR(A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	F13-F130	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
MUWC接続口外側隔離弁2(A)	RHR(A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	F13-F138	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
MUWC接続口内側隔離弁(B)	RHR(B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	F13-F135	MUWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
MUWC接続口外側隔離弁1(B)	RHR(B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	F13-F134	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
MUWC接続口外側隔離弁2(B)	RHR(B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	F13-F139	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
MUWC可搬式接続口隔離弁2	外部注水入口弁	F13-F190	MUWC建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC可搬式接続口隔離弁3	R/B外壁外部注水接続端第二止め弁	F13-F193	MUWC建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC可搬式接続口隔離弁1	R/B外壁外部注水接続端第一止め弁	F13-F192	MUWC建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129

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

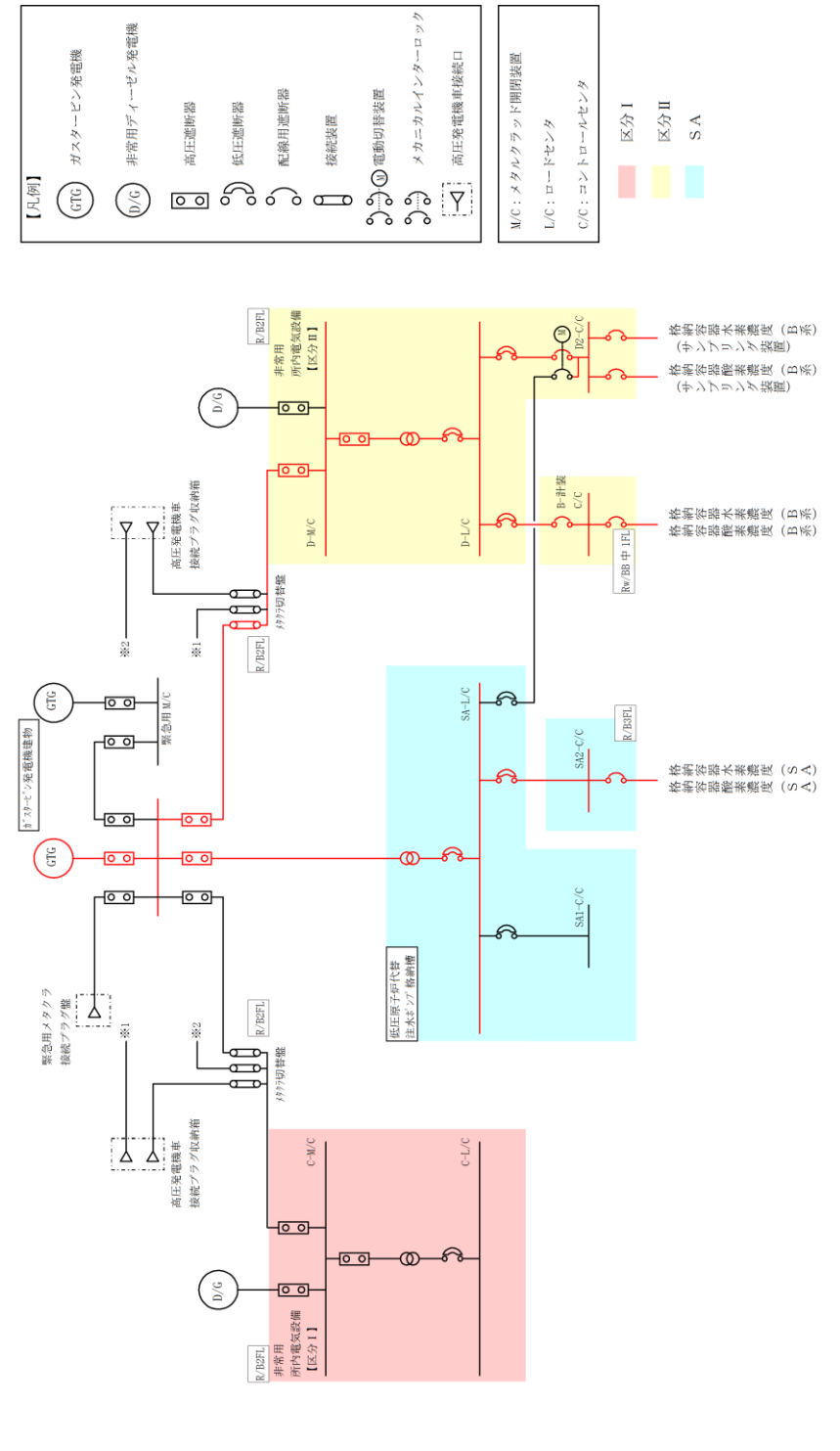
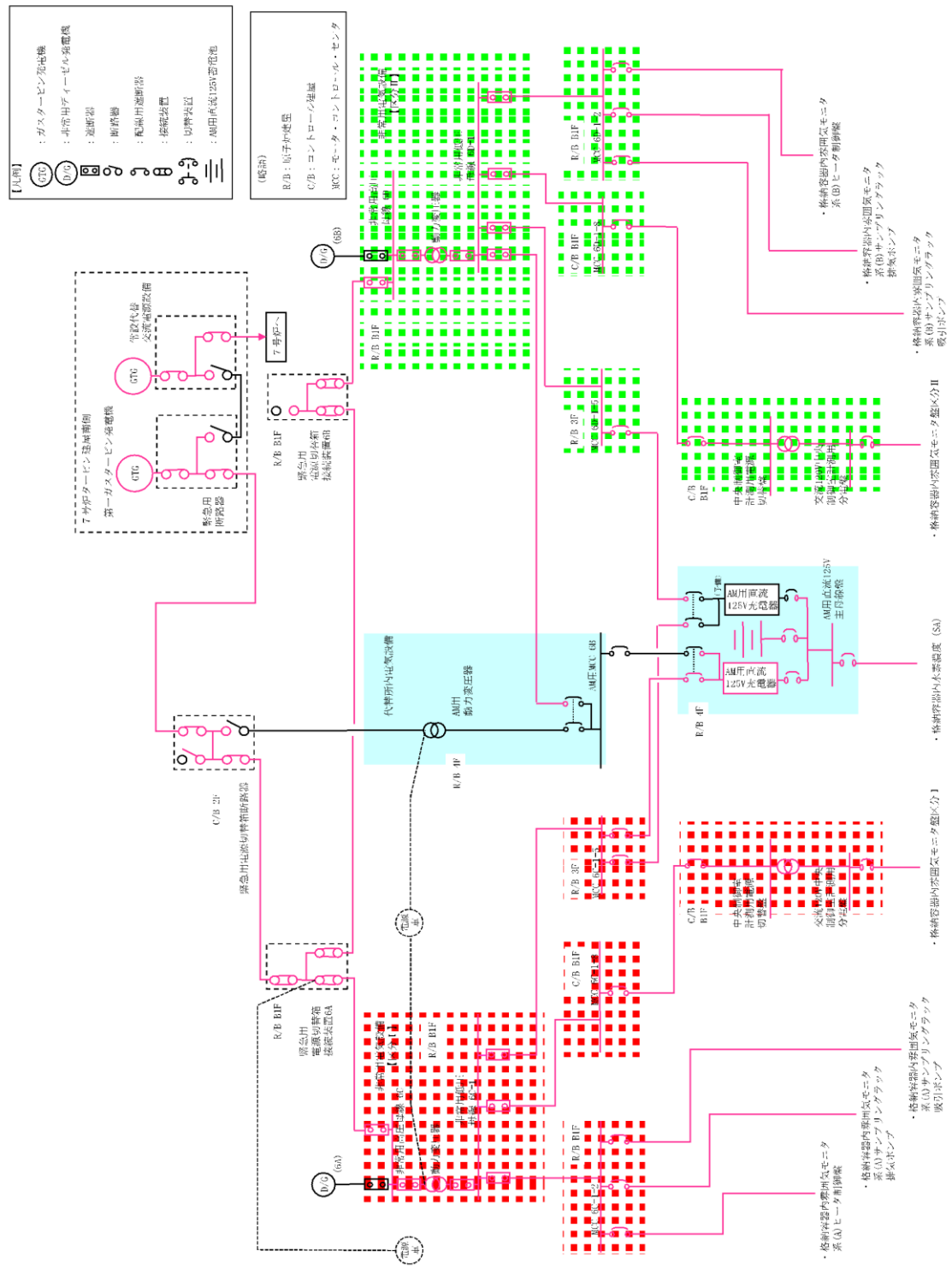
島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・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

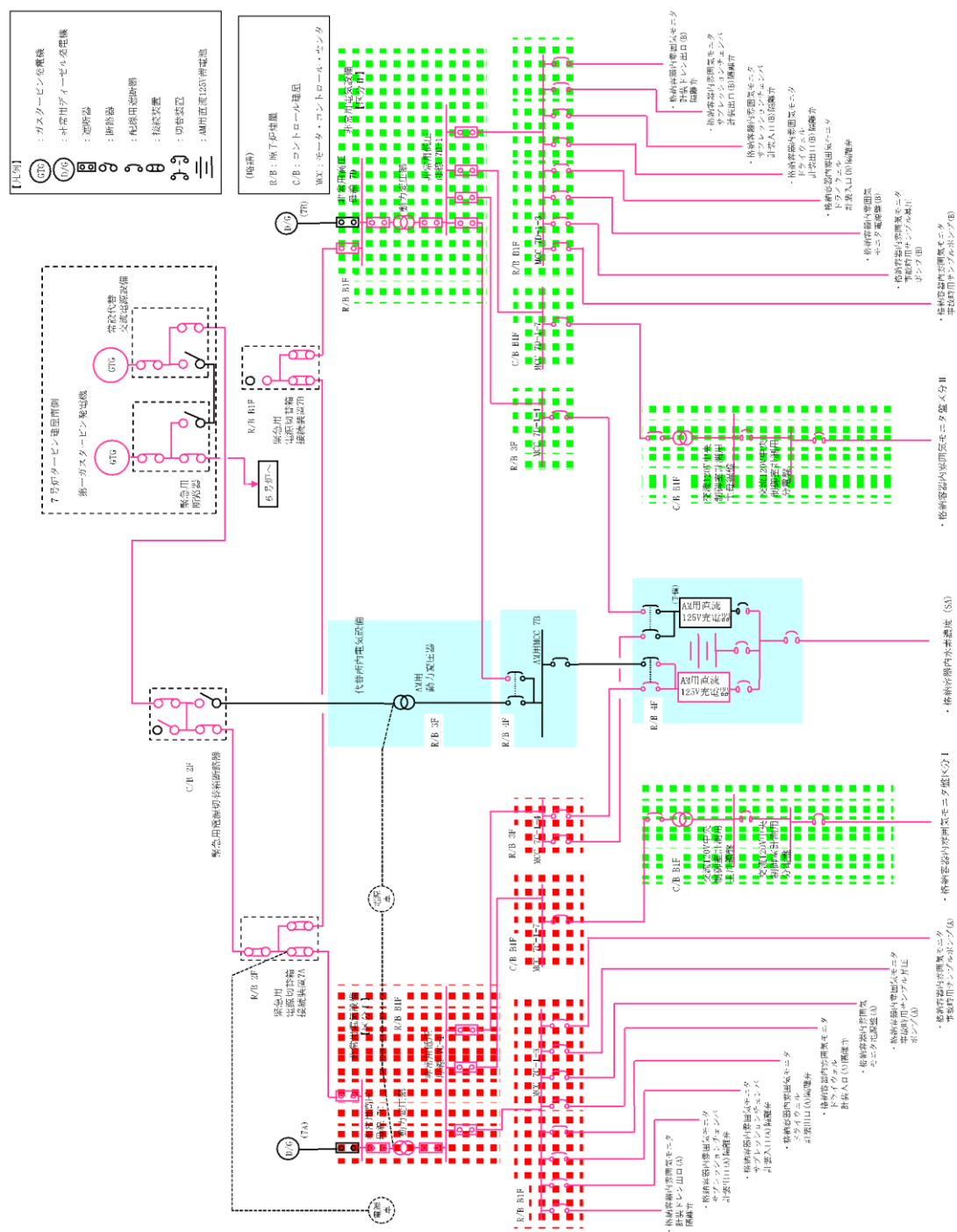


図 52-2-2 計装設備 単線結線図 (7号炉)

・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 1623 1264 1791" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="795 1654 1151 1686"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="795 1728 1181 1759"> : 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="1857 1608 2412 1713" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="1872 1623 2309 1654"> : 設計基準対象施設を示す。</p> <p data-bbox="1872 1665 2338 1696"> : 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

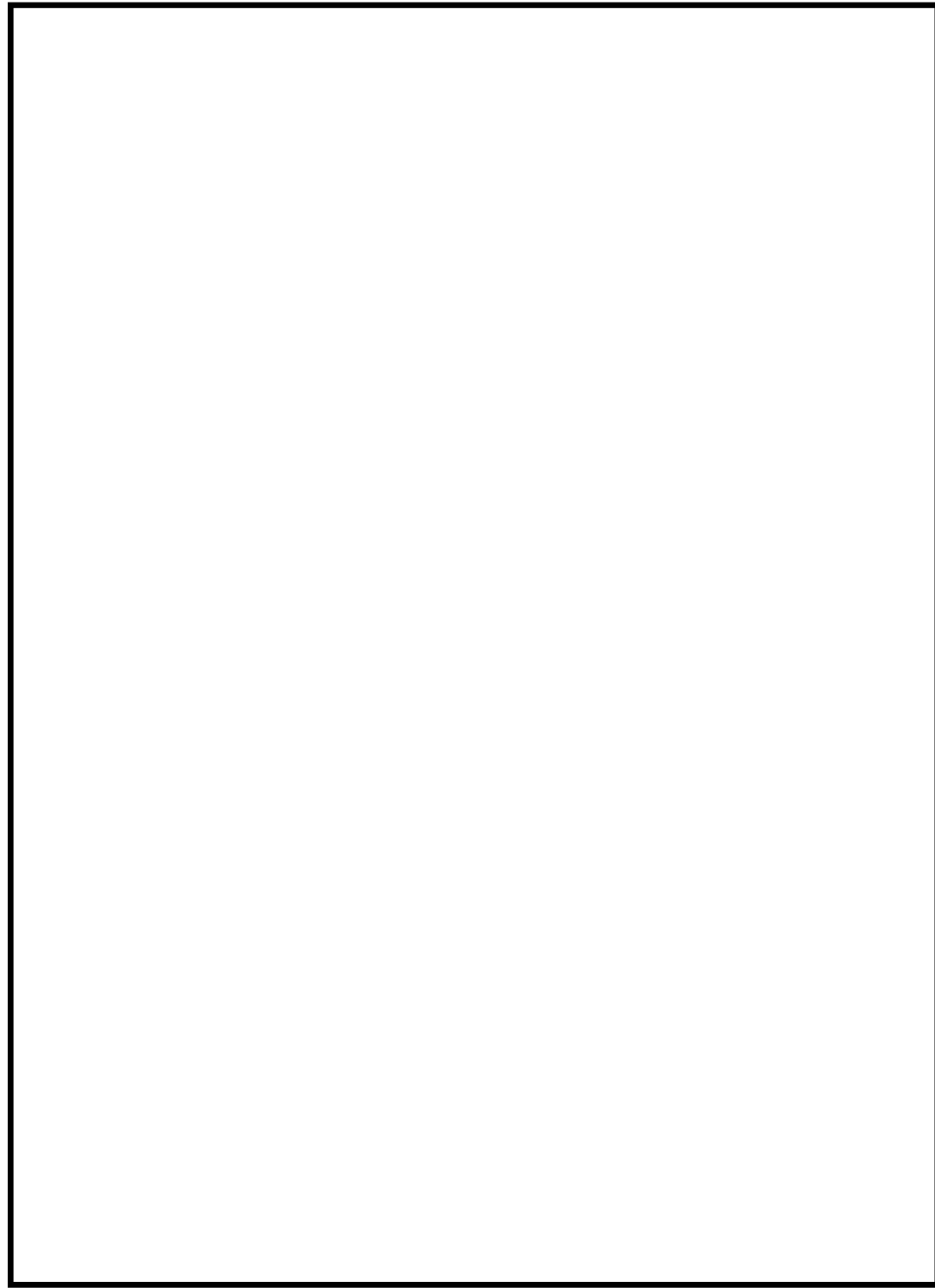


図 52-3-1 サプレッション・チェンバ配置図

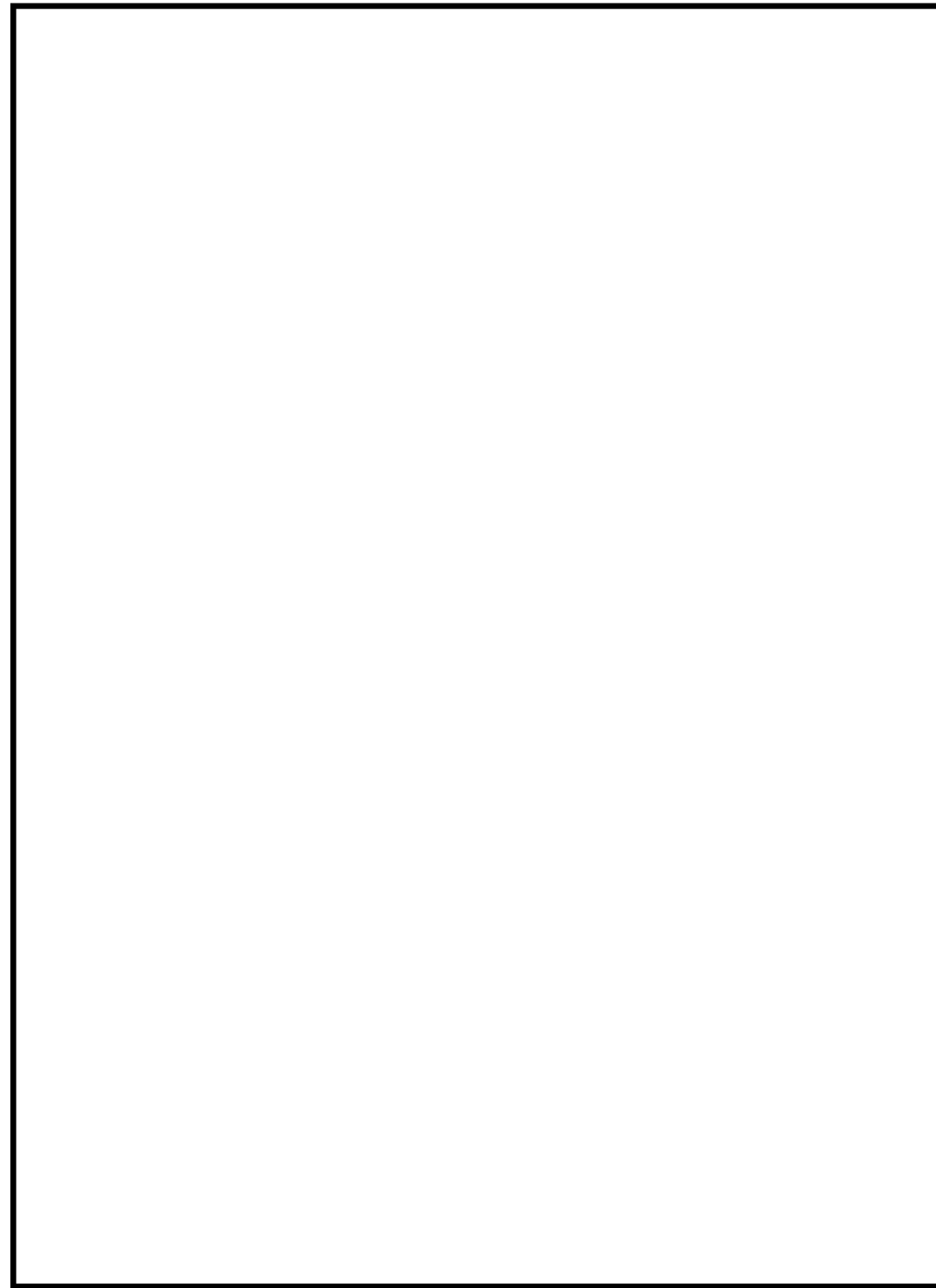


図 52-3-2 サプレッション・チェンバ配置図

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

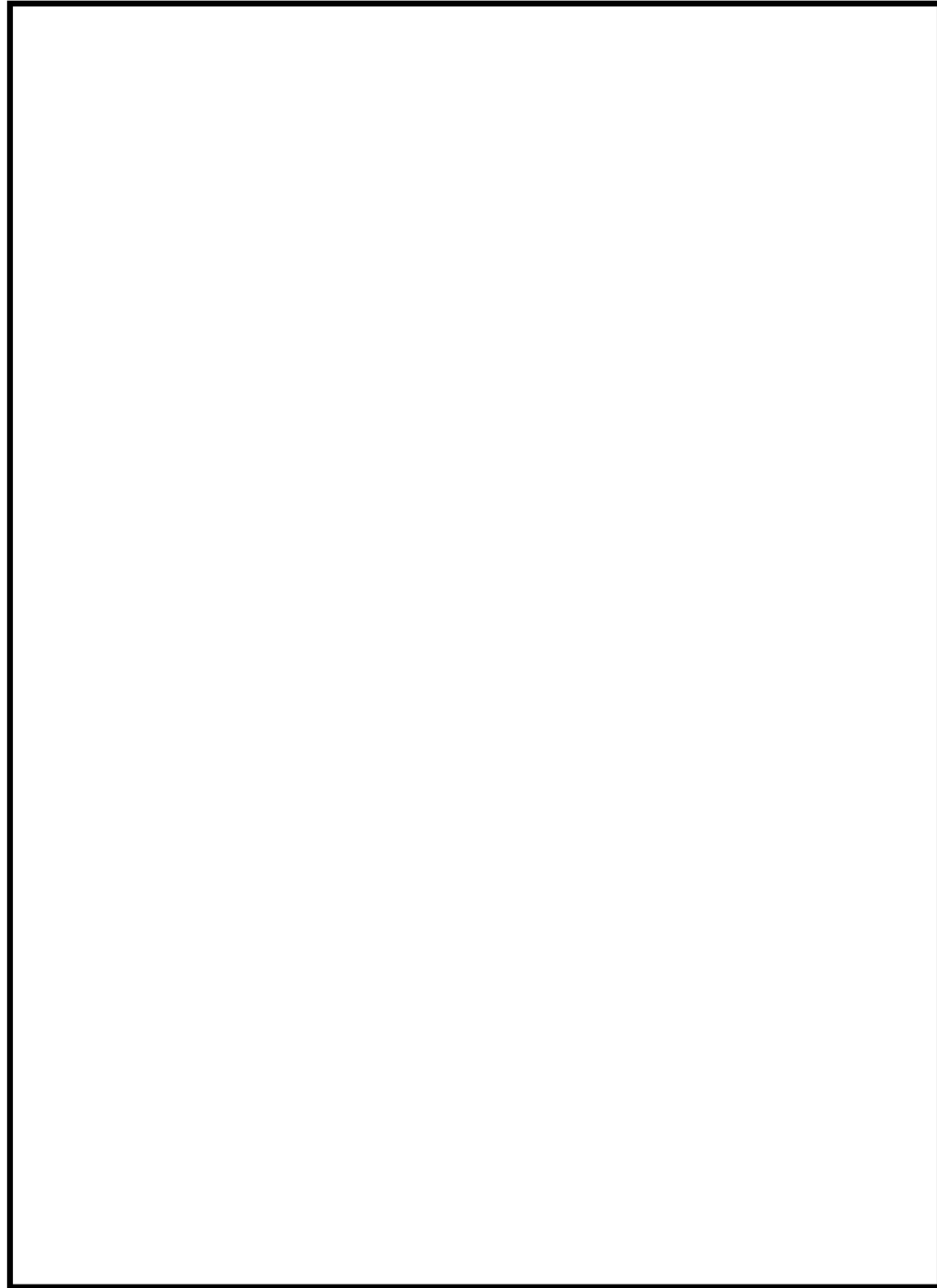


図 52-3-3 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋 地上 1 階)

- ★ 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

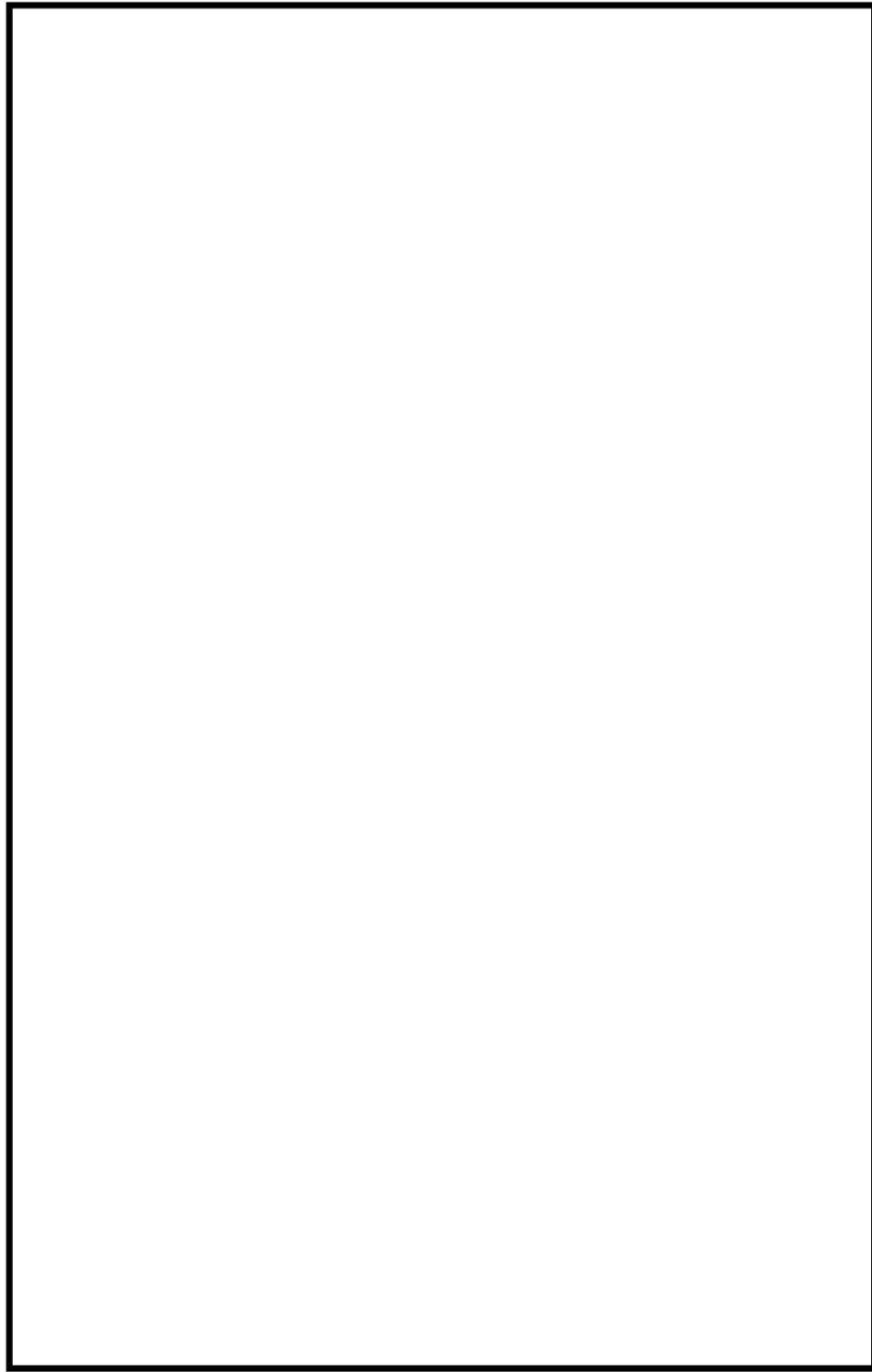


図 52-3-4 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地上3階/地上中3階)

- ★ 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

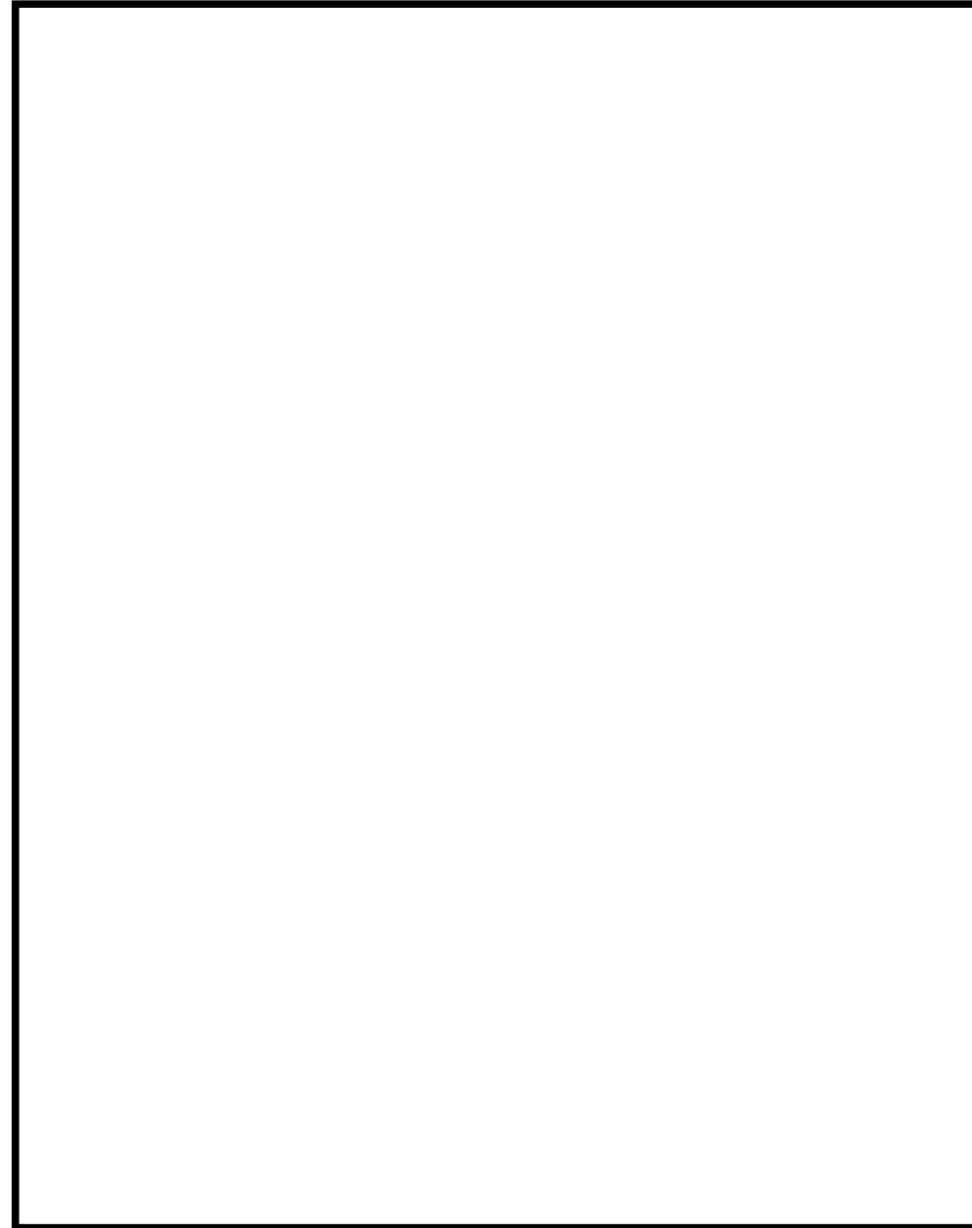


図 52-3-6 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋 地上 3 階)

★ 弁設置位置

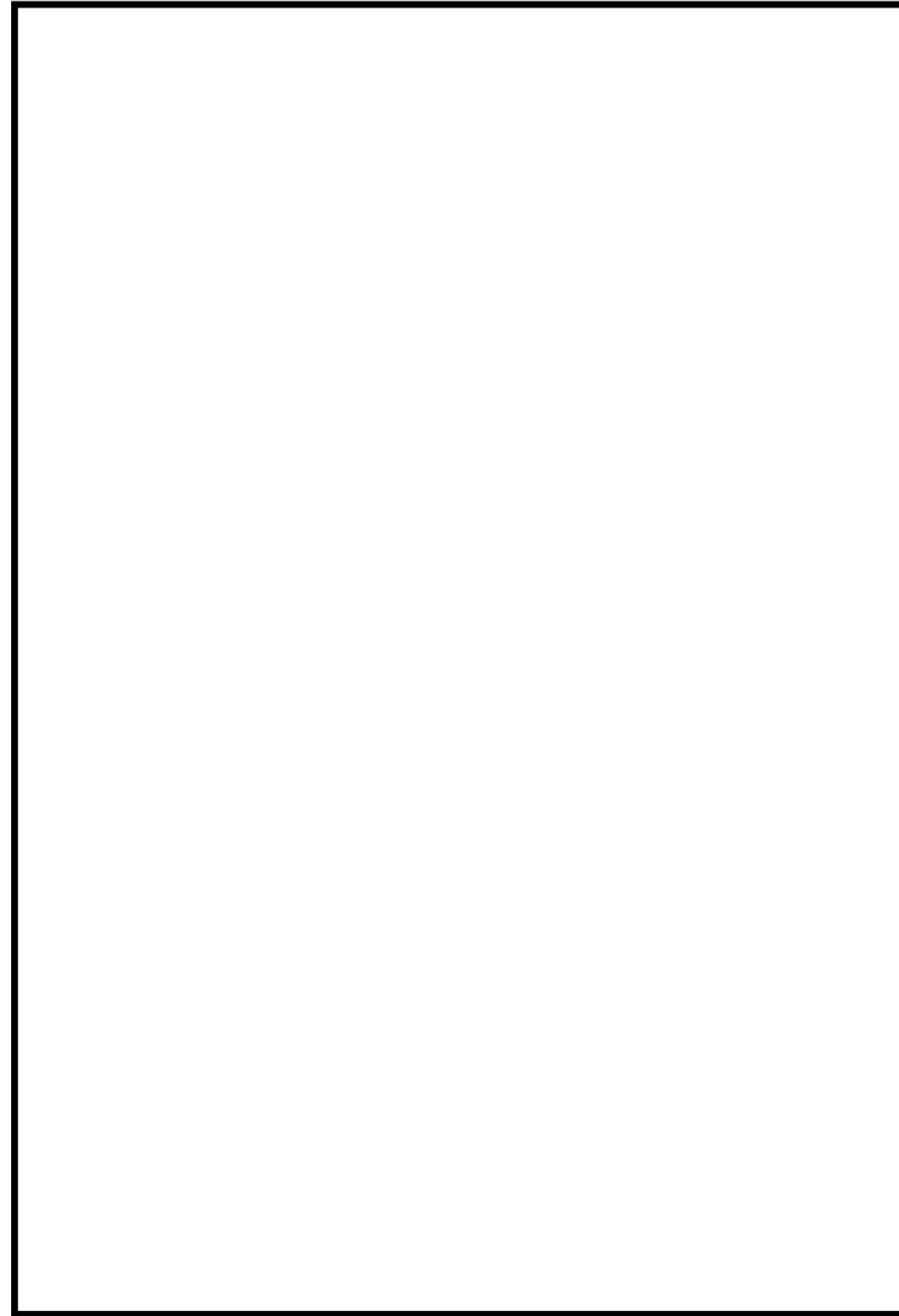


図 52-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 屋上)

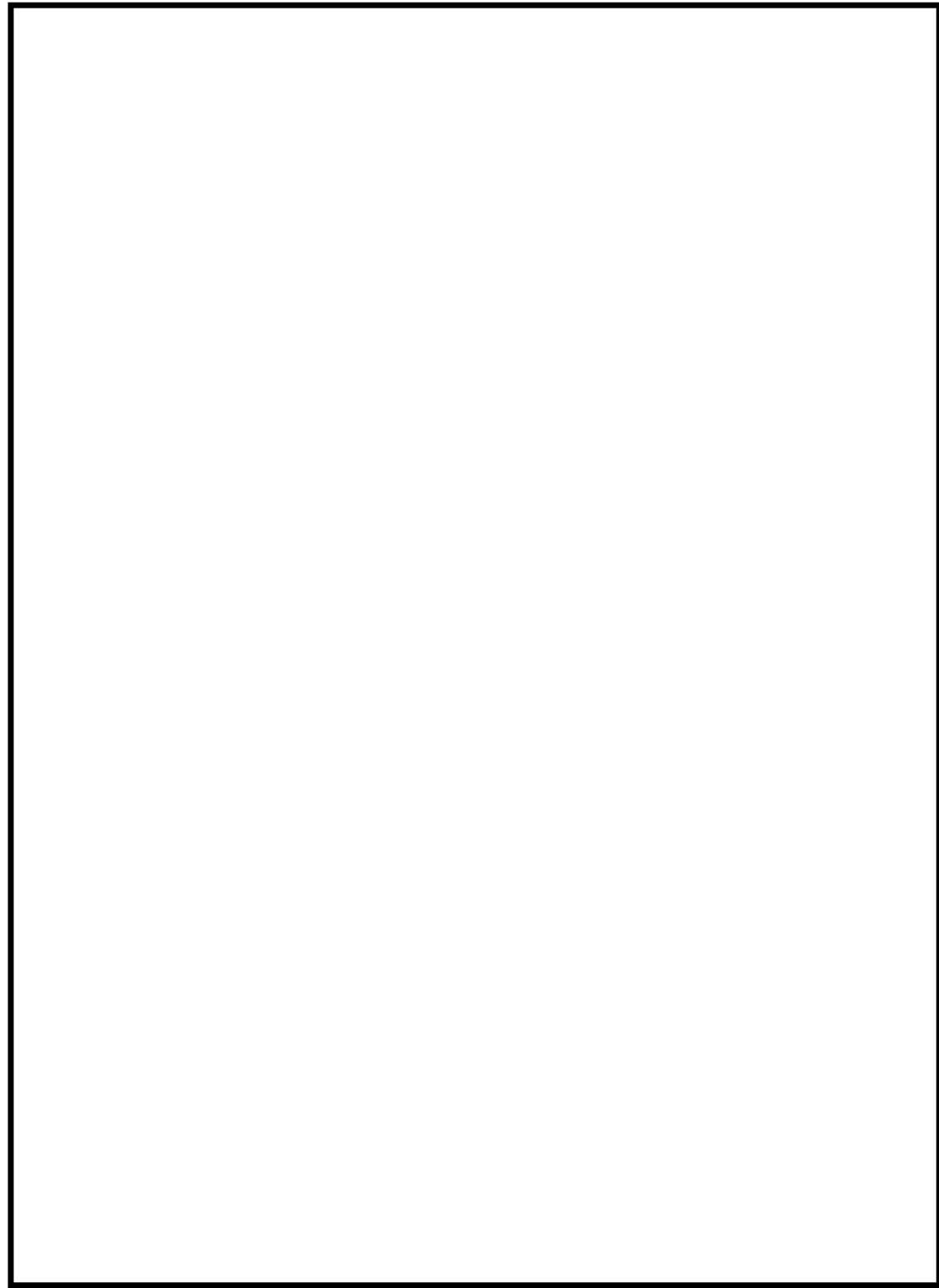


図 52-3-8 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上1階)

- ★ 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

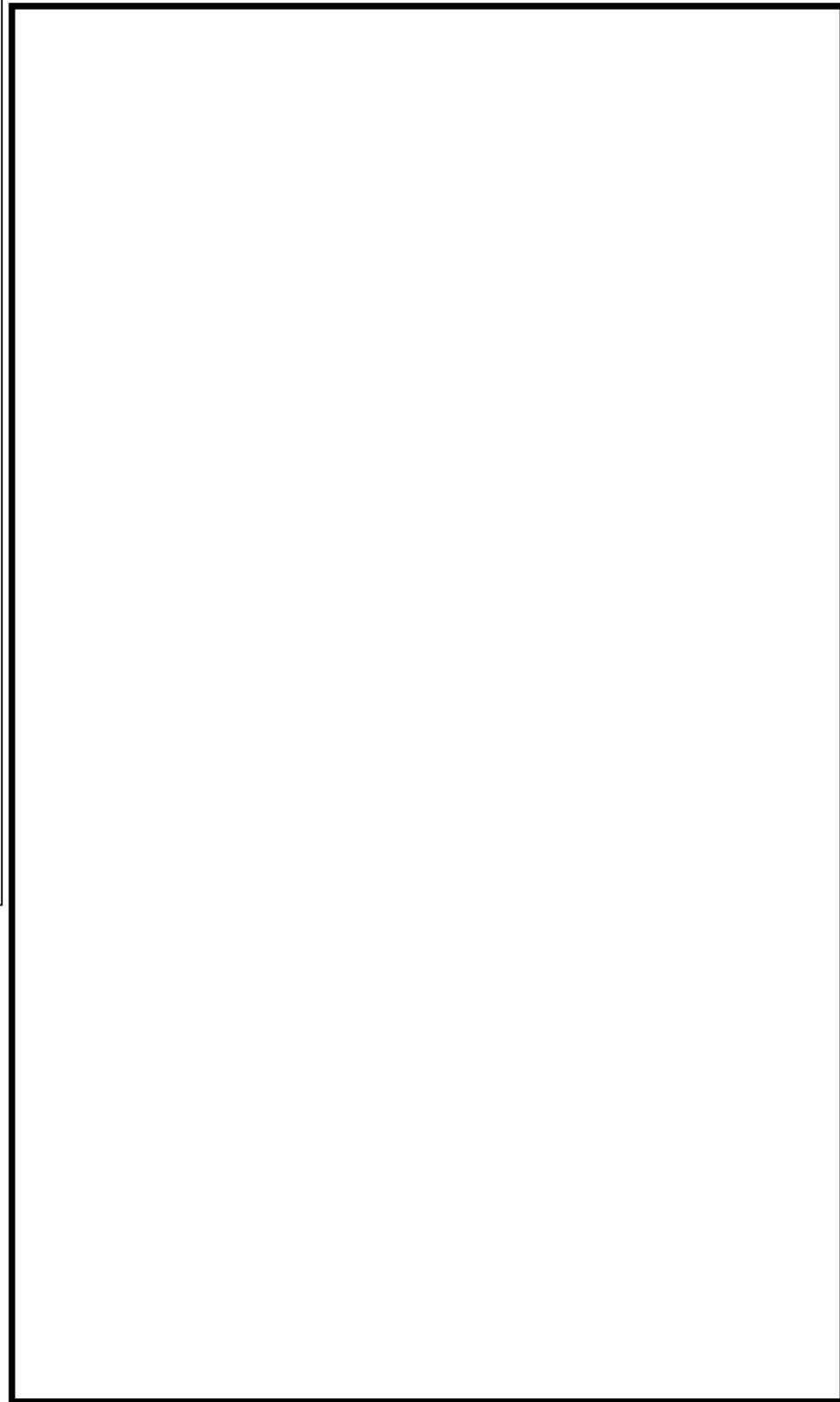


図 52-3-10 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地下1階/地下中1階)

★ 弁設置位置

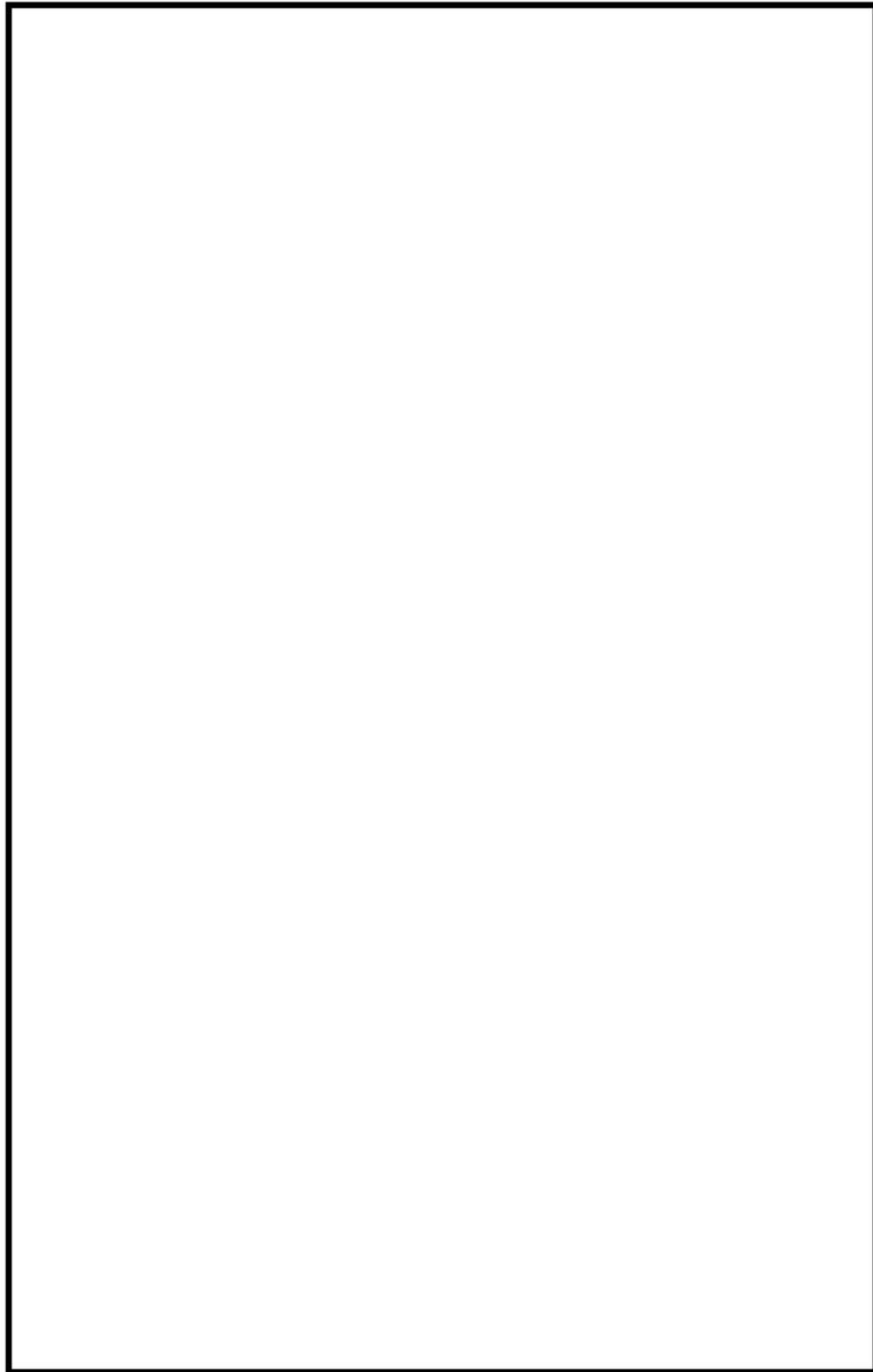


図 52-3-11 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上3階/地上4階)

★ 弁設置位置

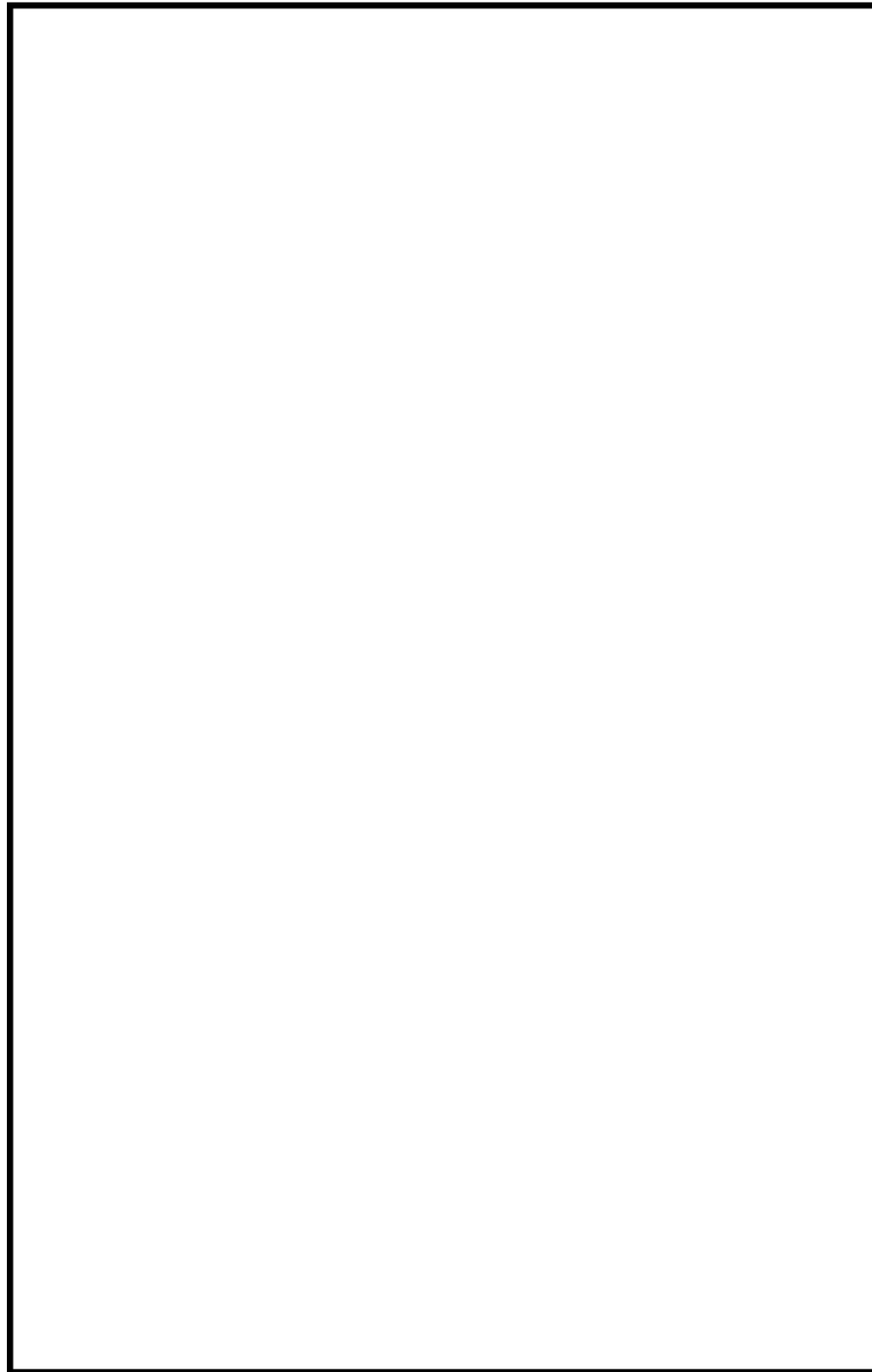


図 52-3-12 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 屋上)

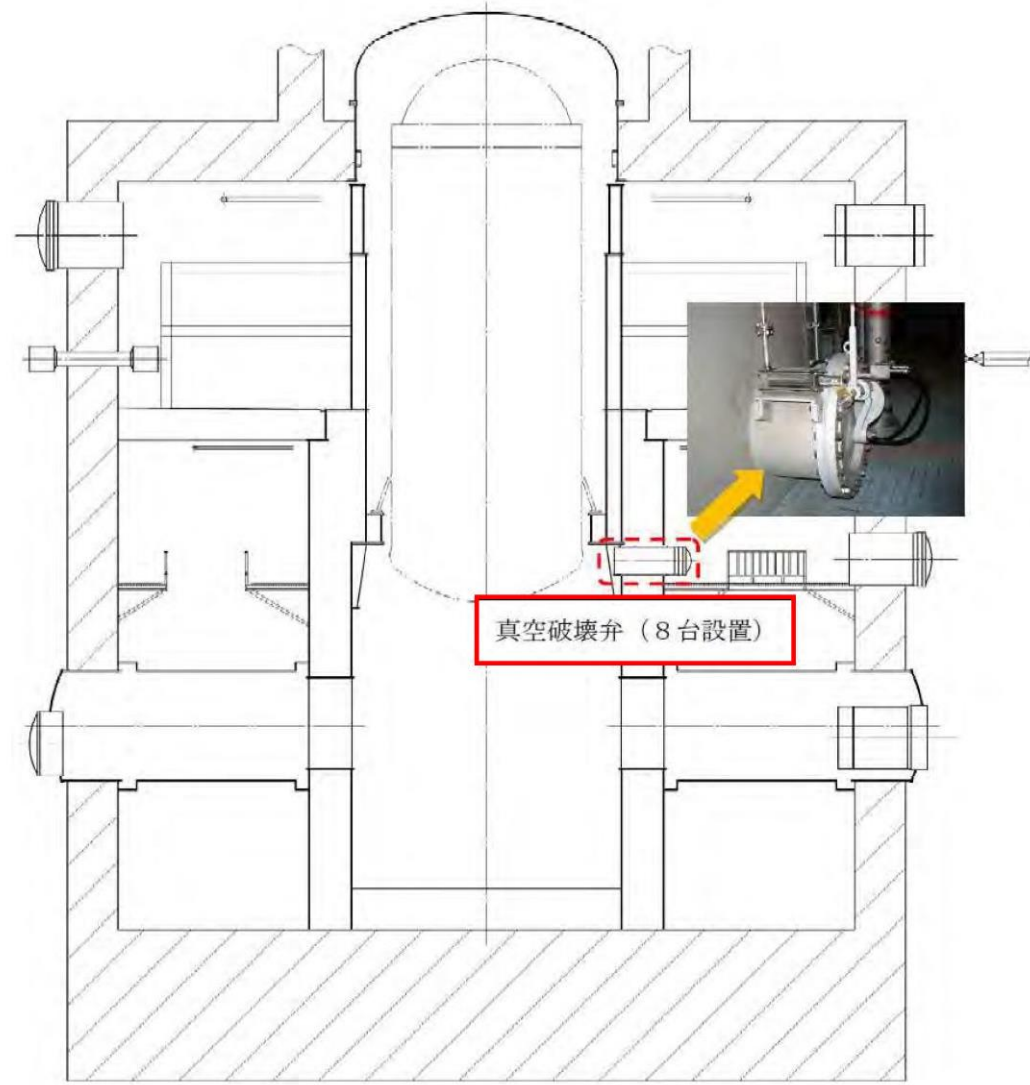


図 52-3-13 6/7 号炉 真空破壊弁 設置位置図

・資料構成の相違

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

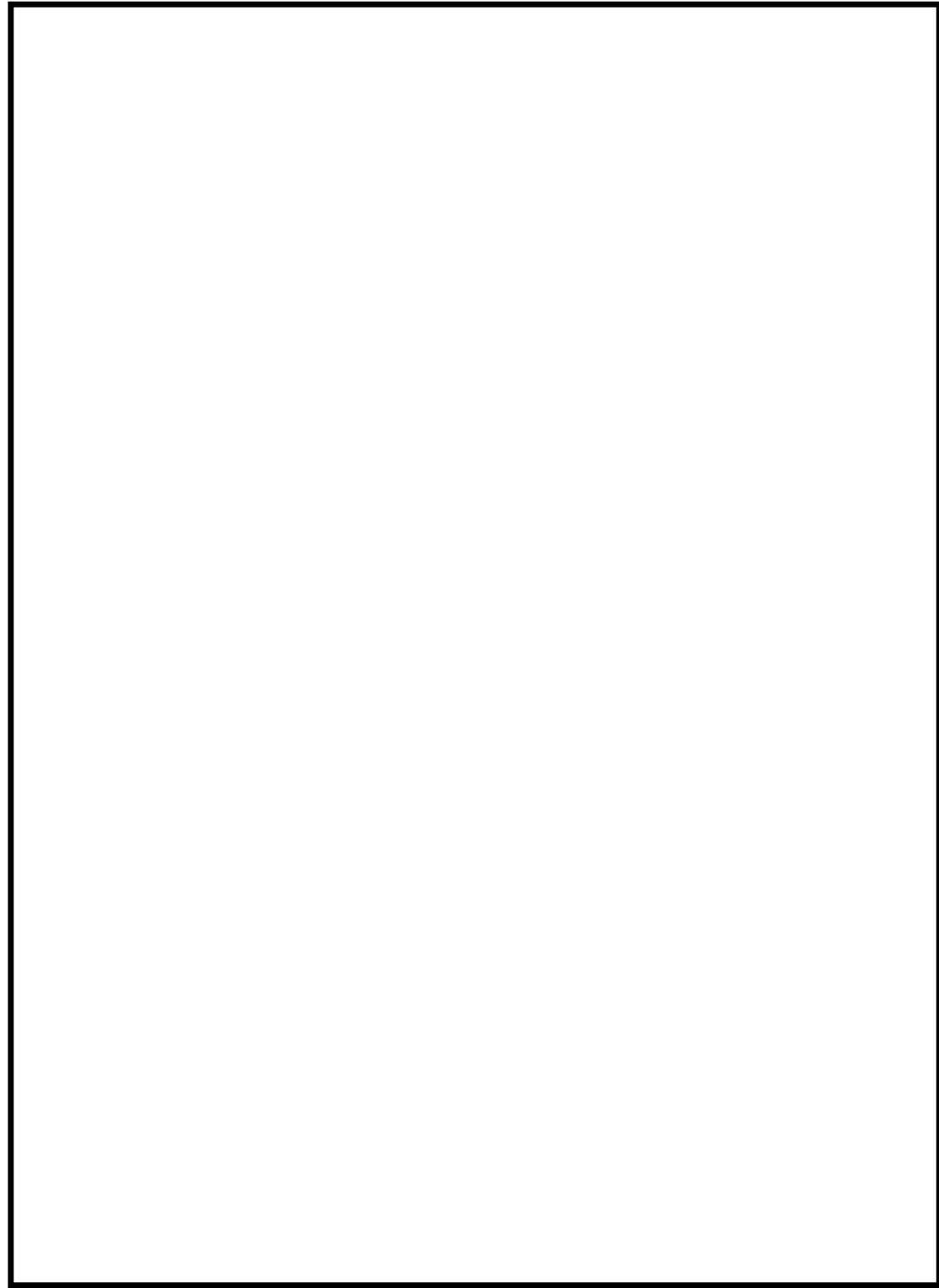


図 52-3-14 6/7 号炉 中央制御室配置図

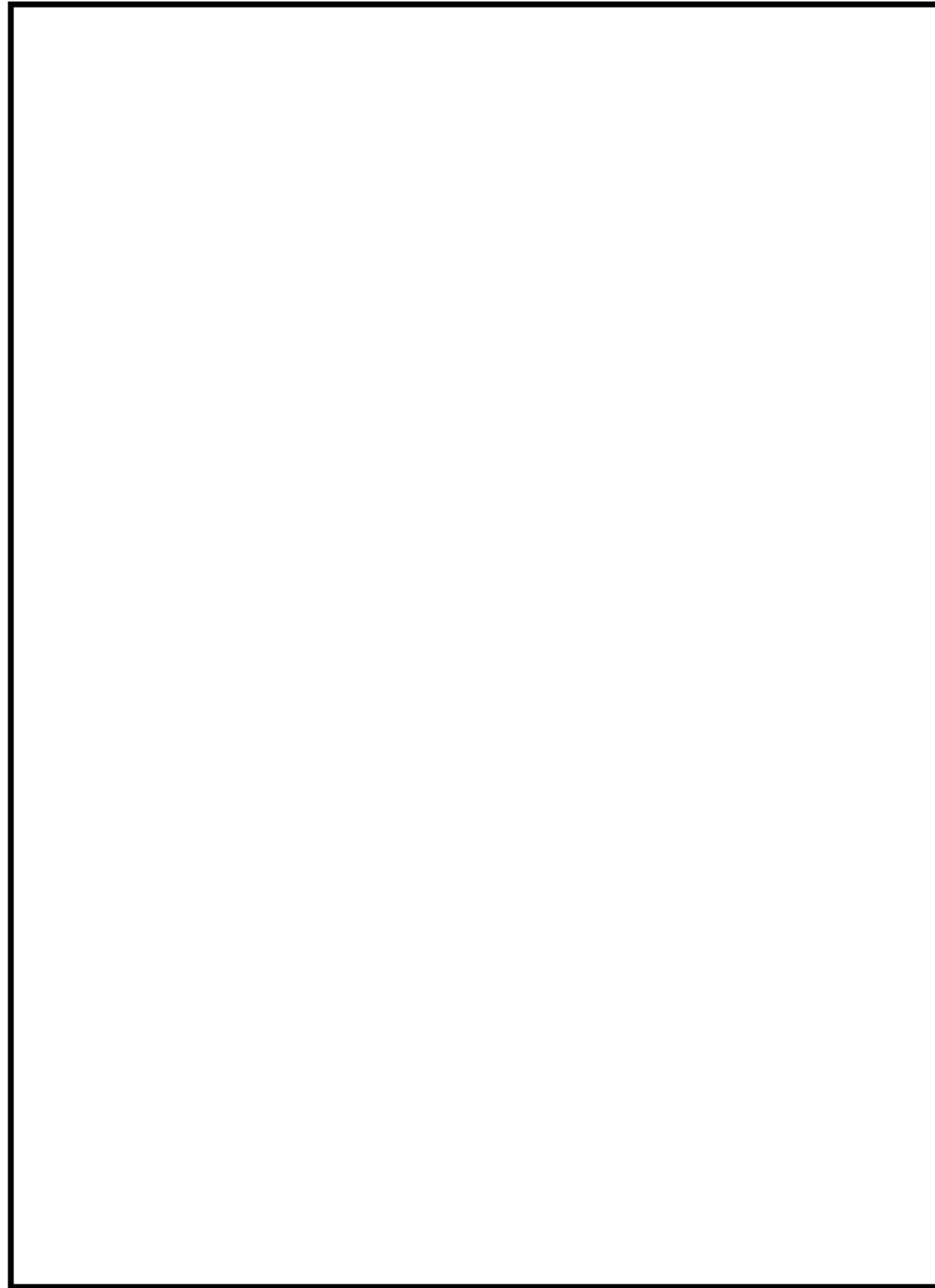


図 52-3-15 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下中1階)



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)

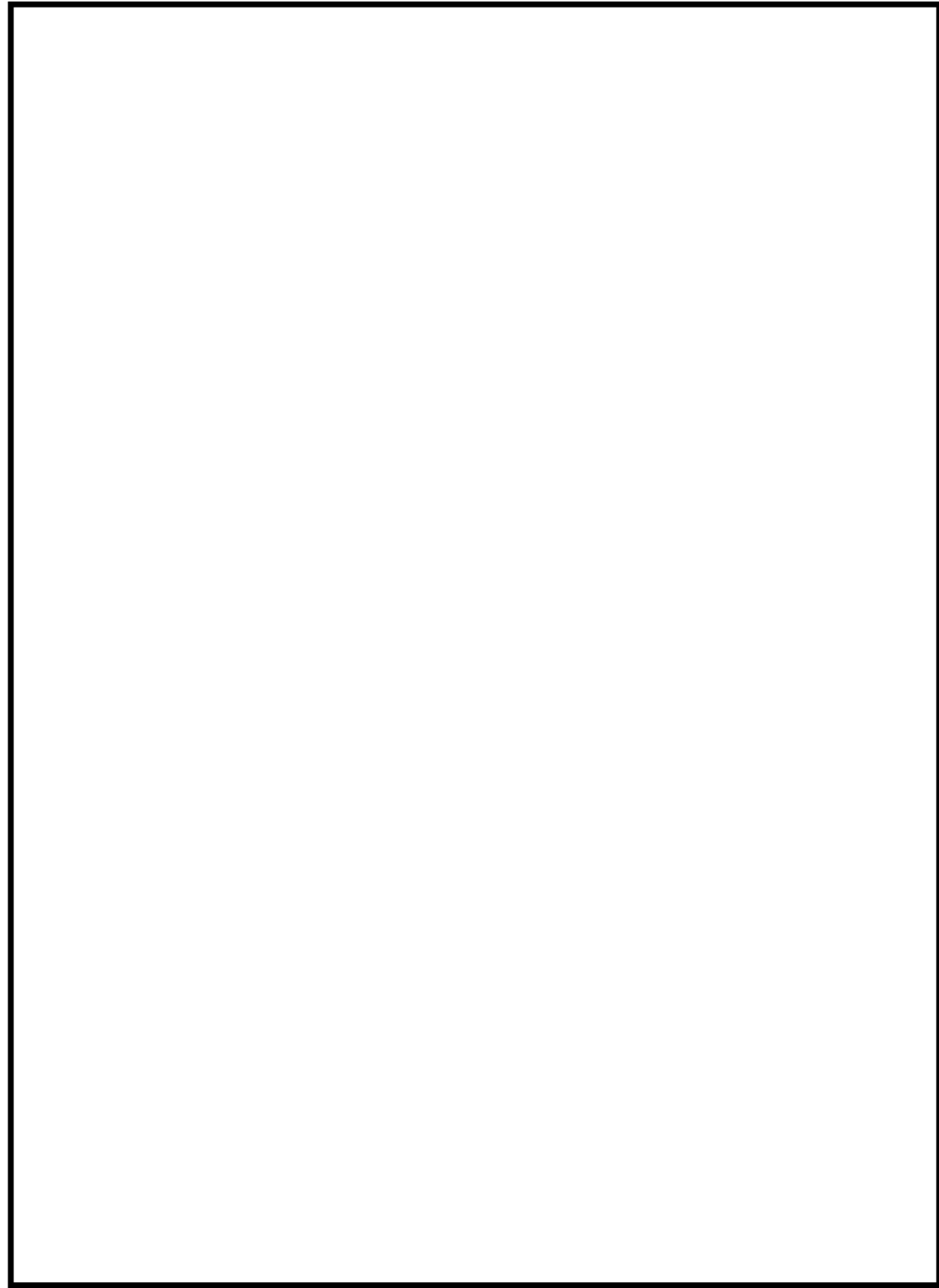


図 52-3-17 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

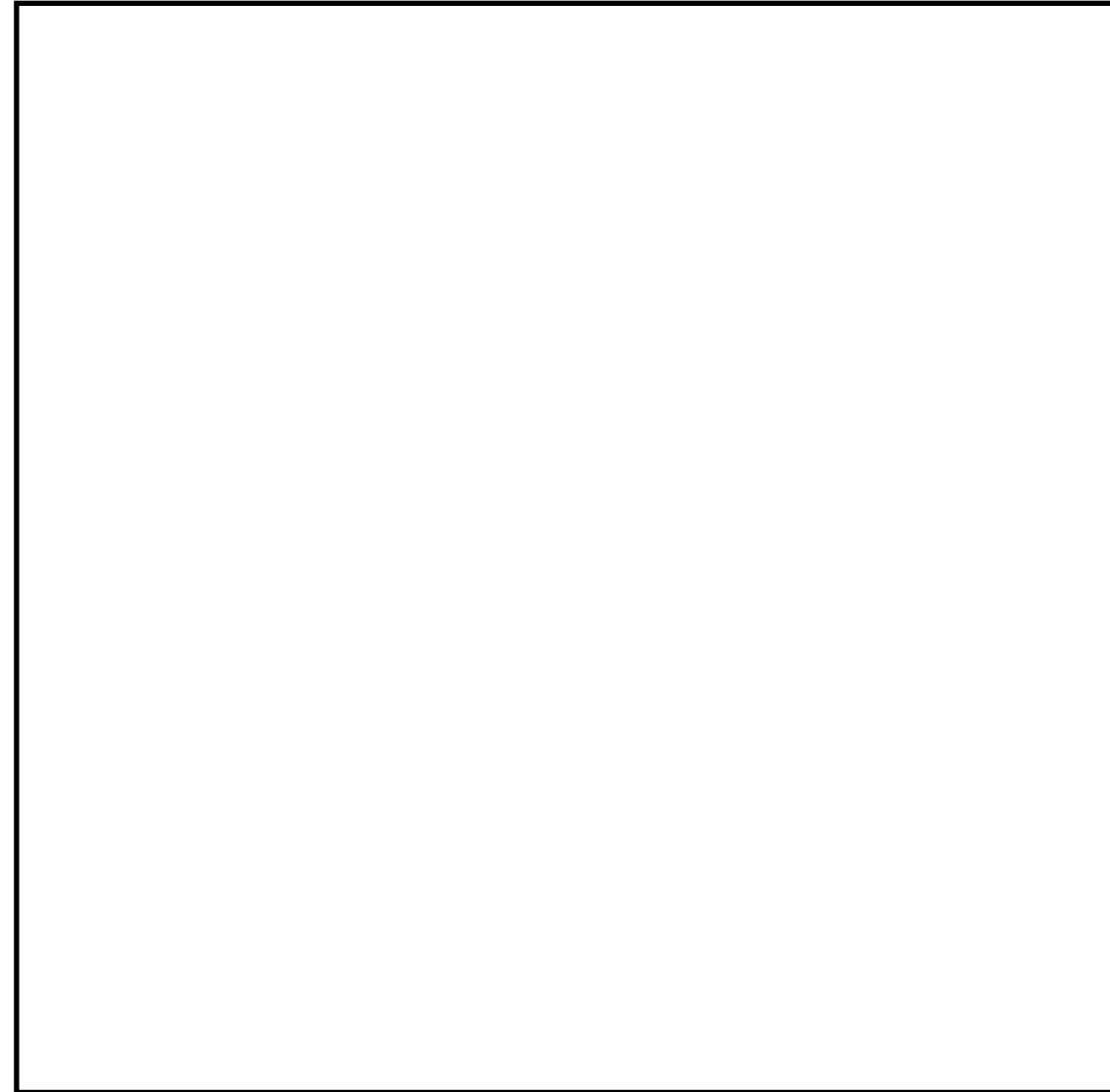


図 2 機器配置図 (原子炉建物中 2 階)

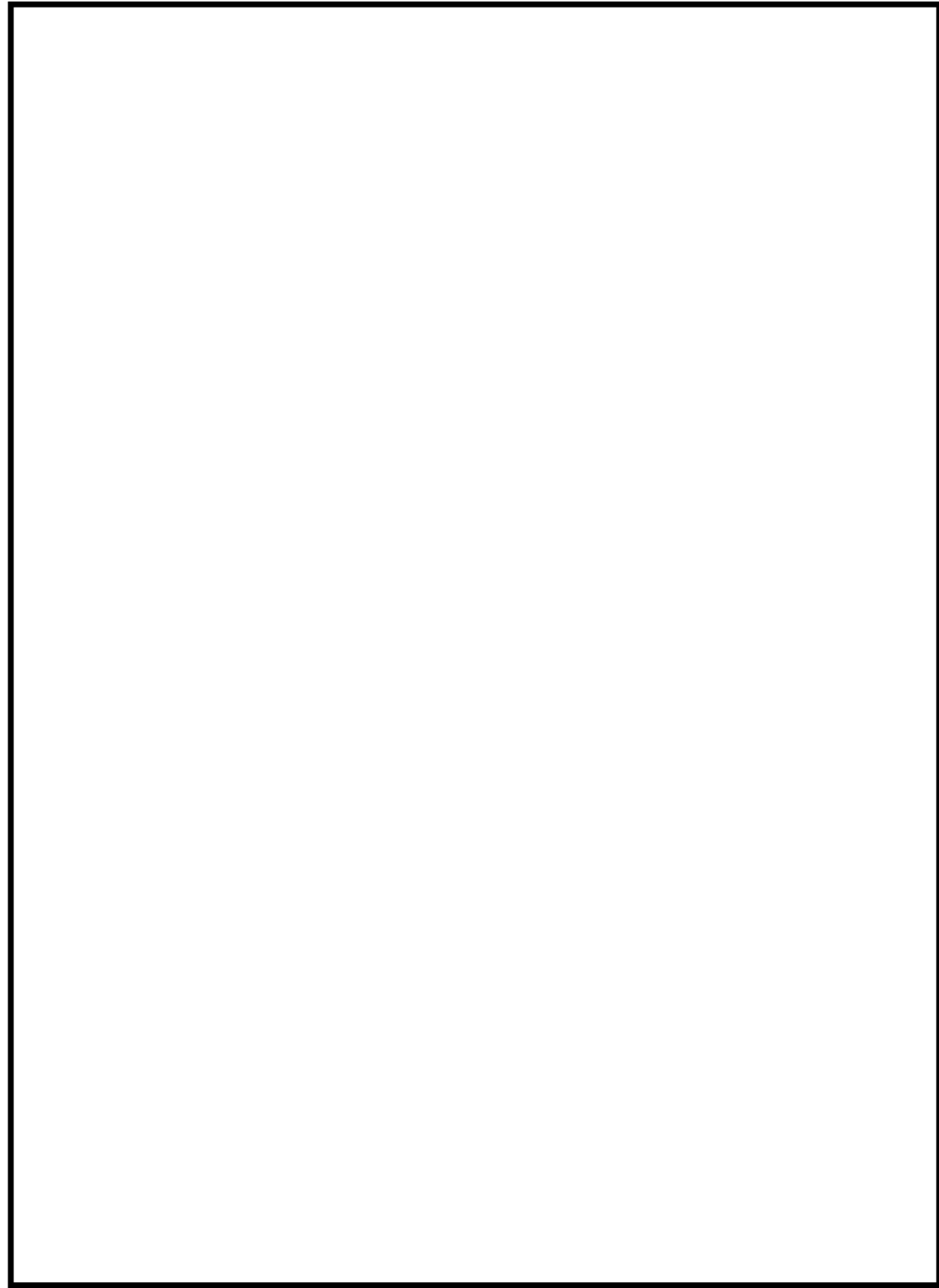


図 52-3-18 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

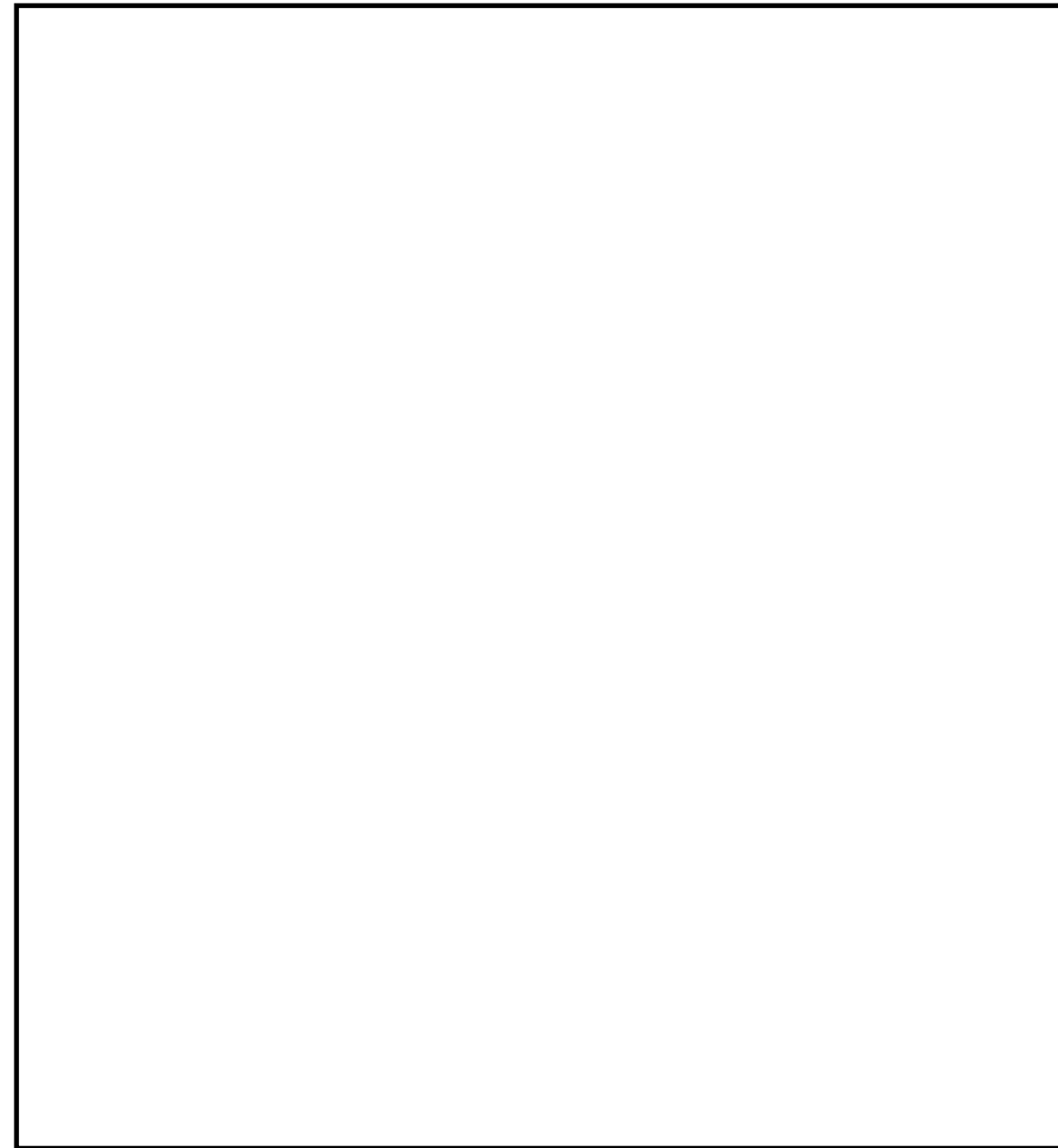


図 3 機器配置図 (原子炉建物3階)

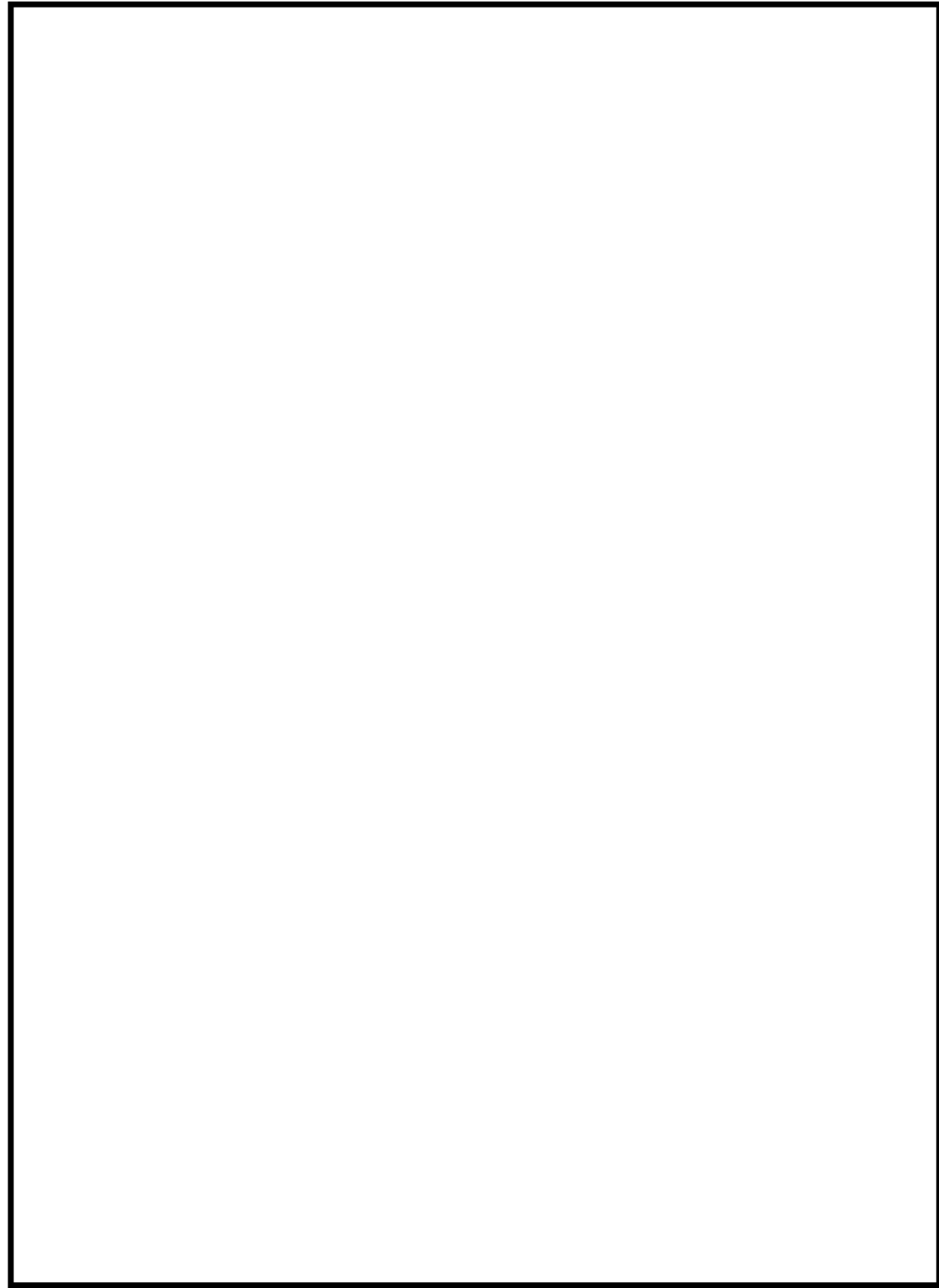


図 52-3-19 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

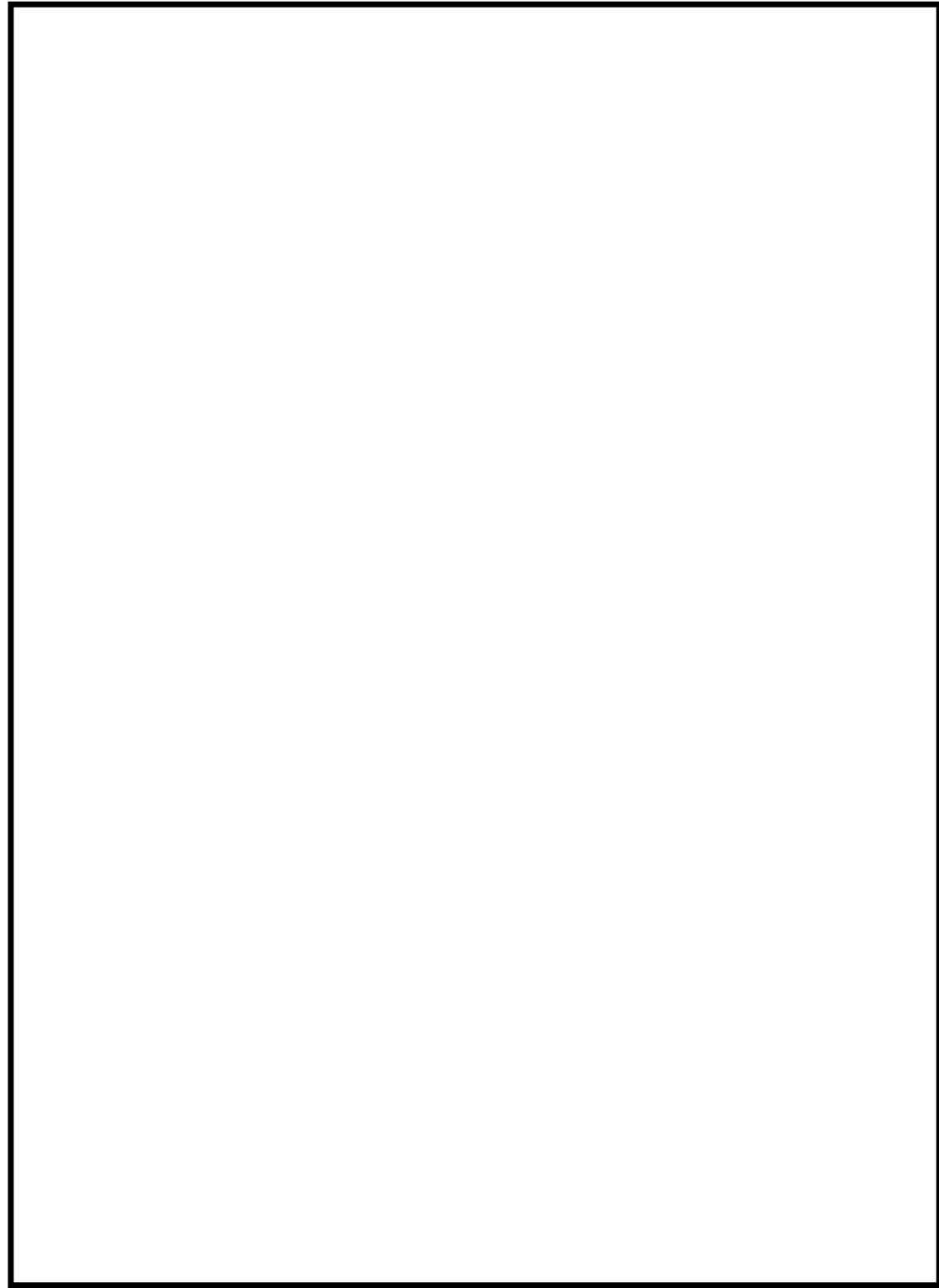


図 52-3-20 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

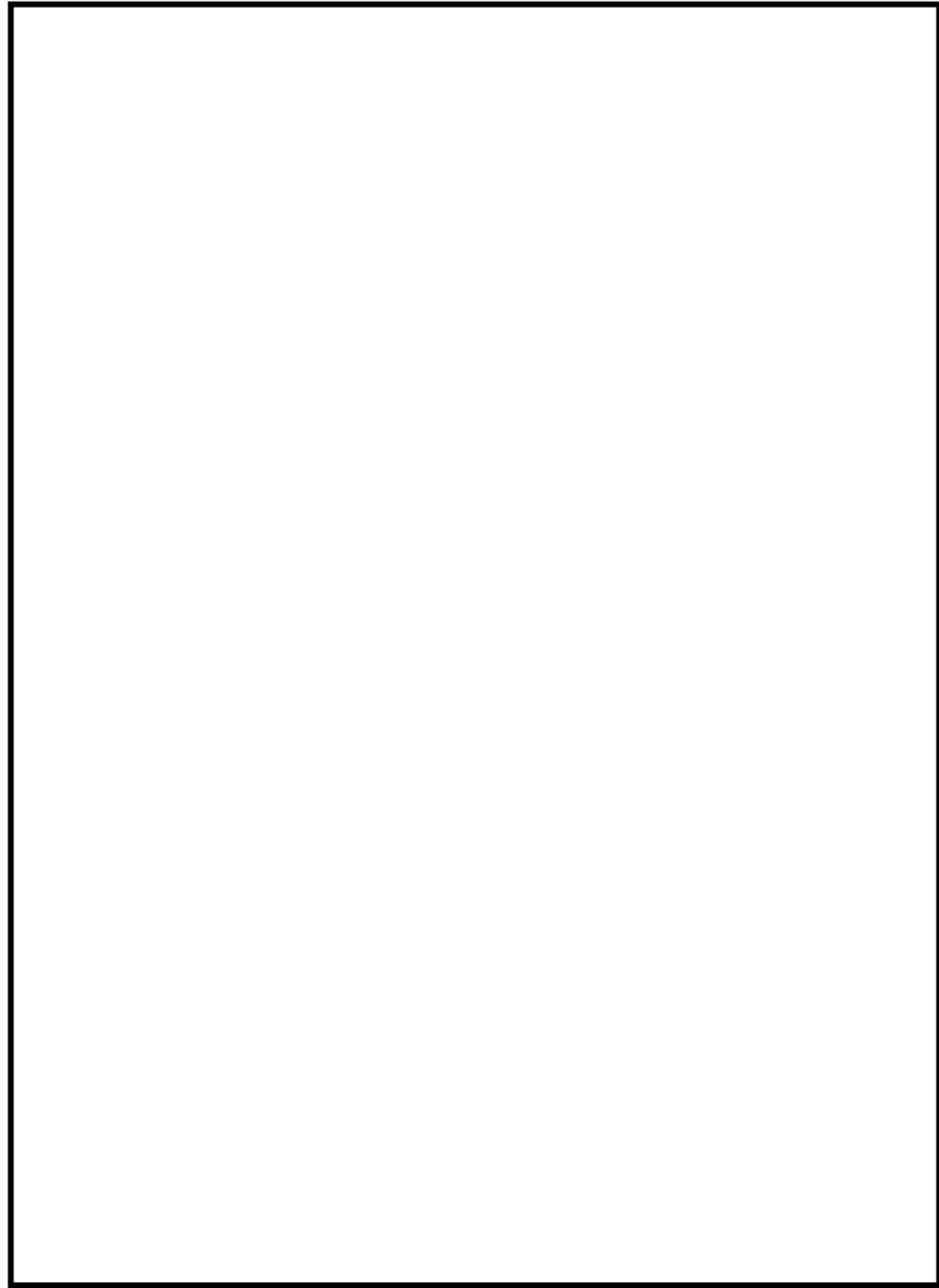


図 52-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

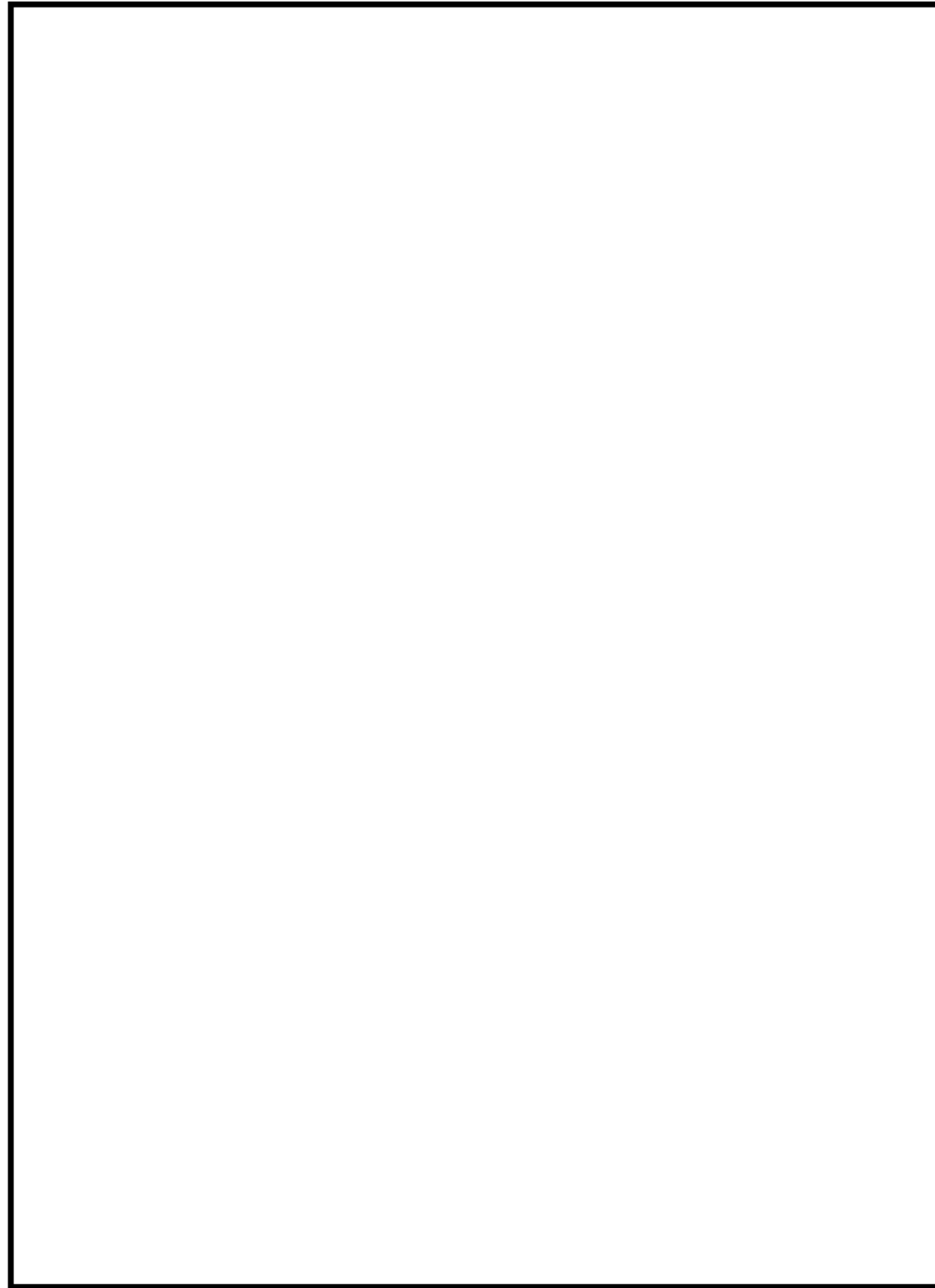


図 52-3-22 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階 中央制御室)

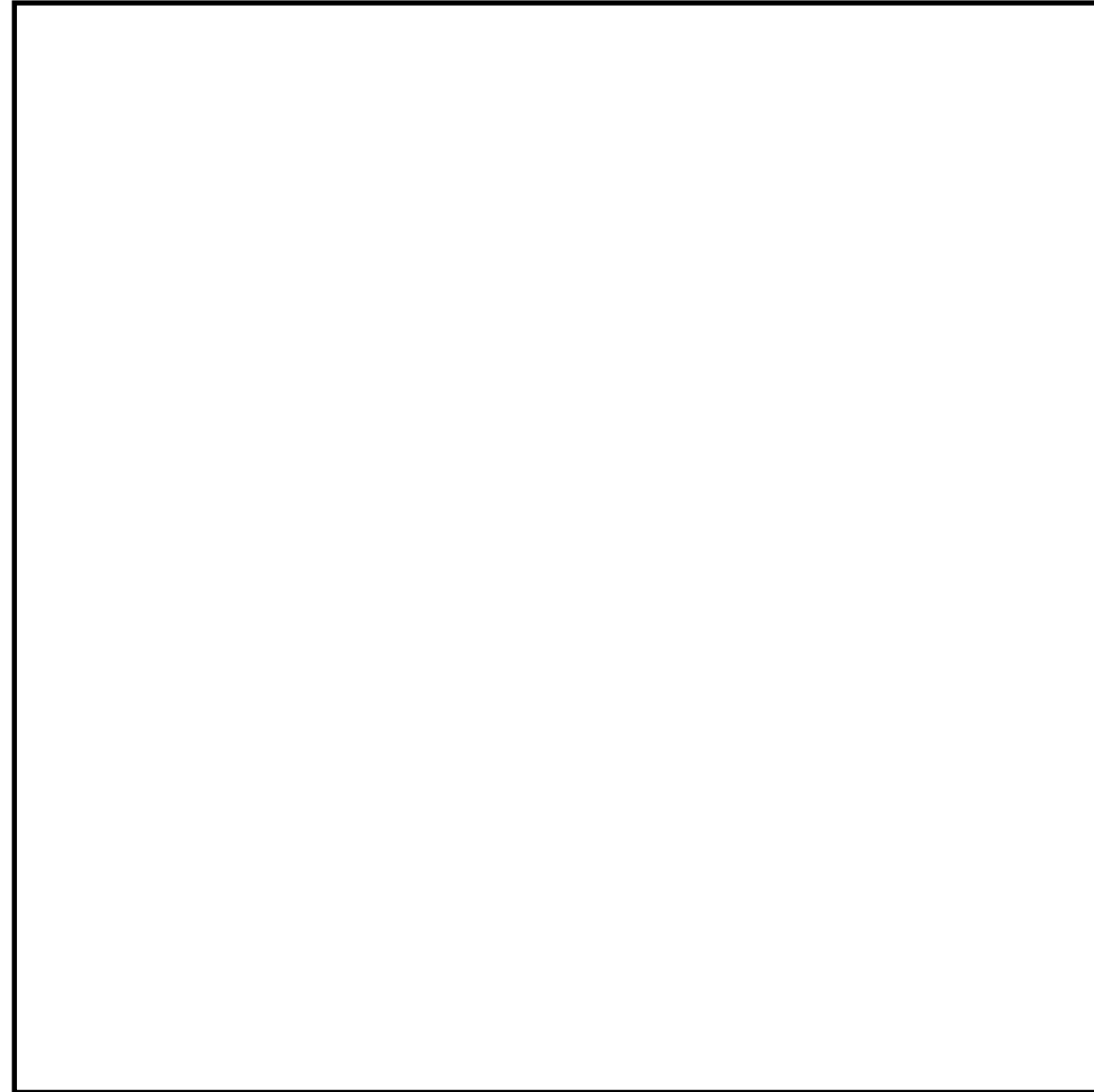


図 4 機器配置図 (中央制御室)

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。

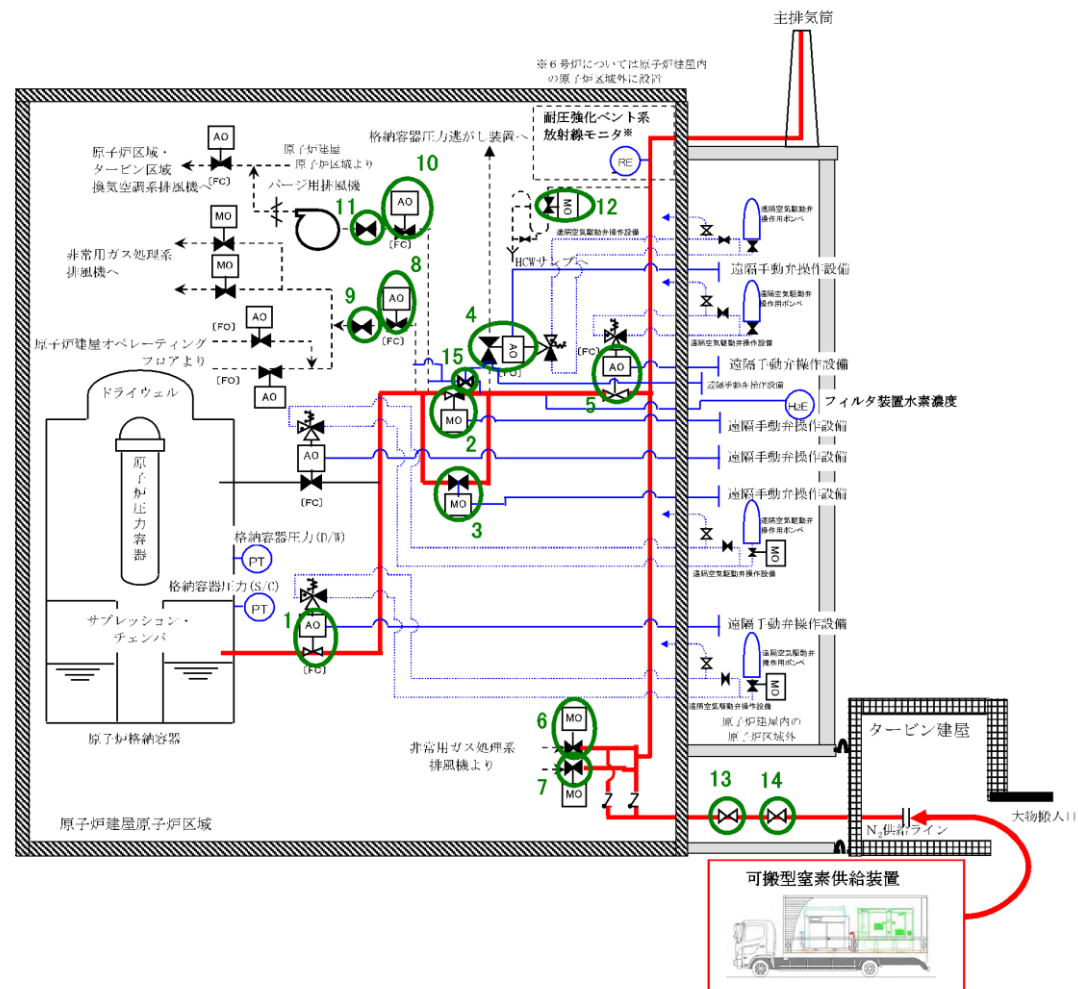


図 52-4-1 耐圧強化ベント系 系統概略図

・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 ₂ パージ用元弁(二次格納施設側)
14	耐圧強化ベント系 N ₂ 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

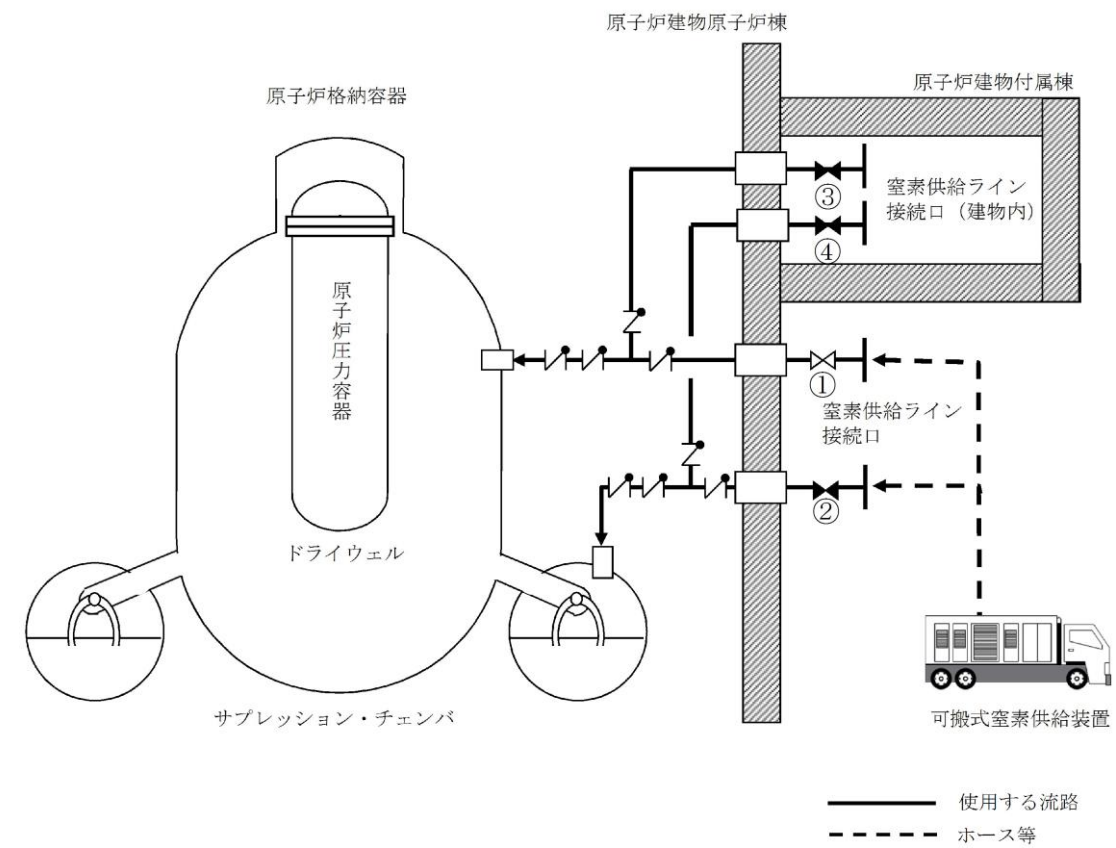


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

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。

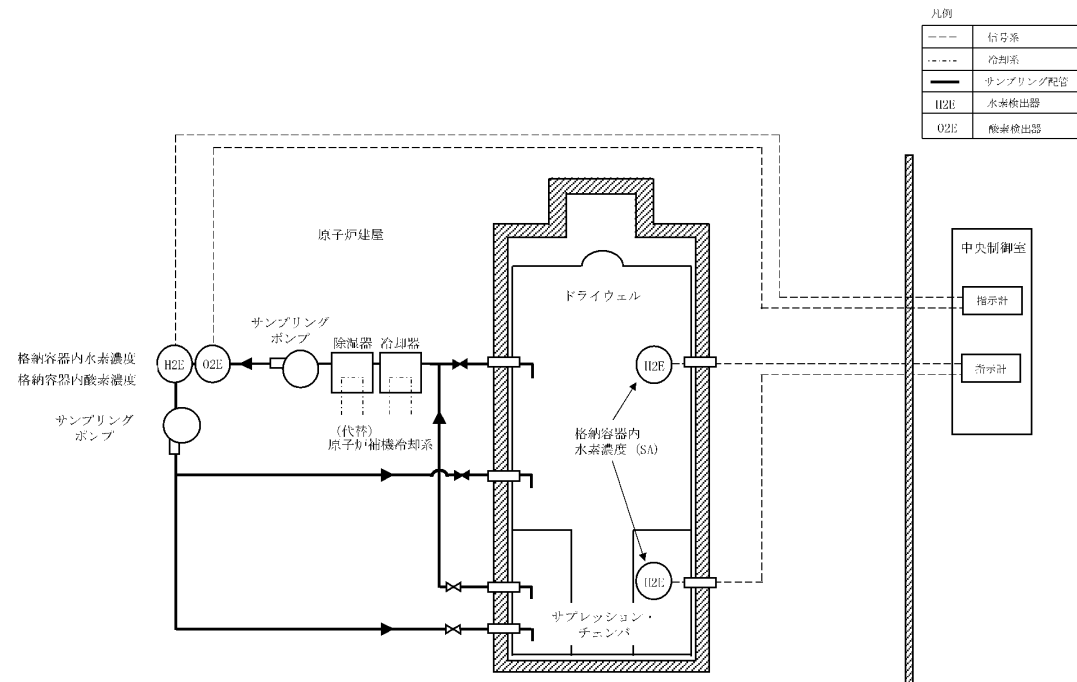


図 52-4-2 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

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。

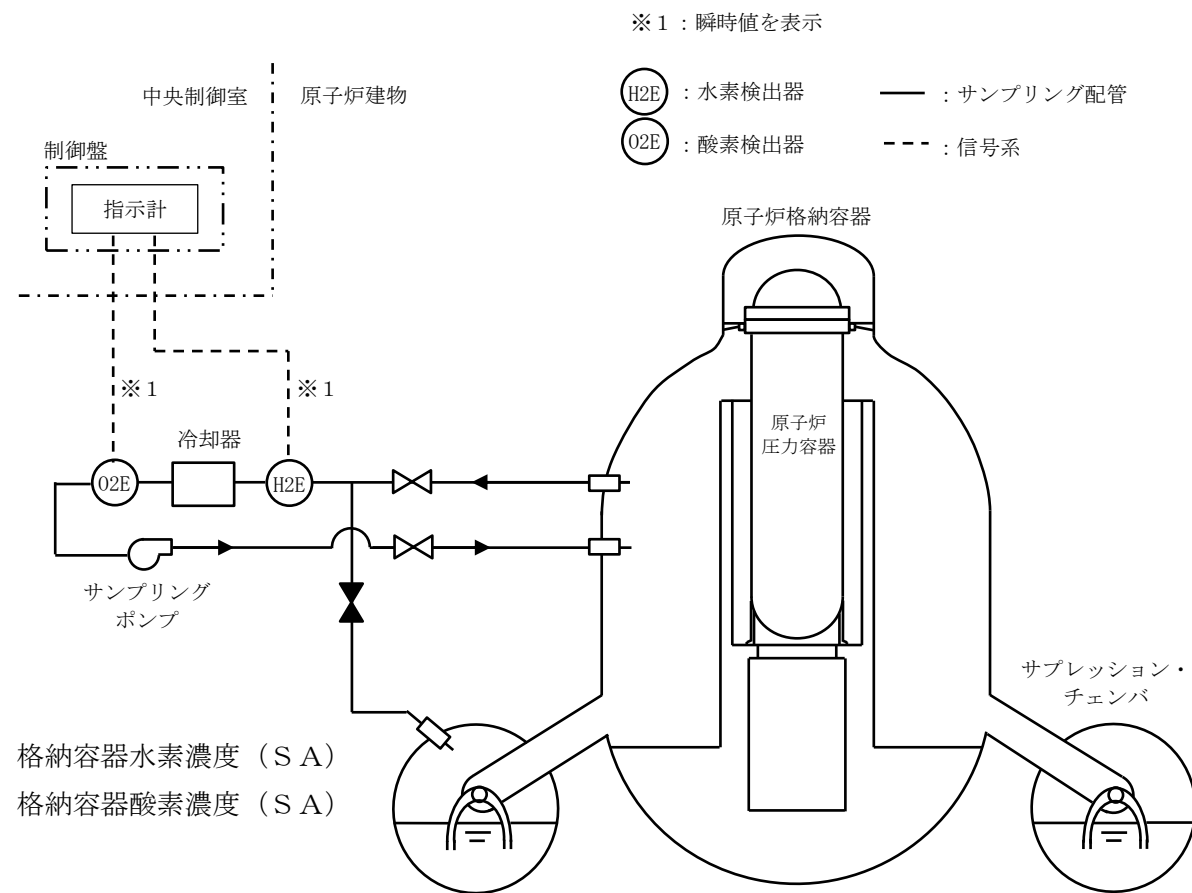
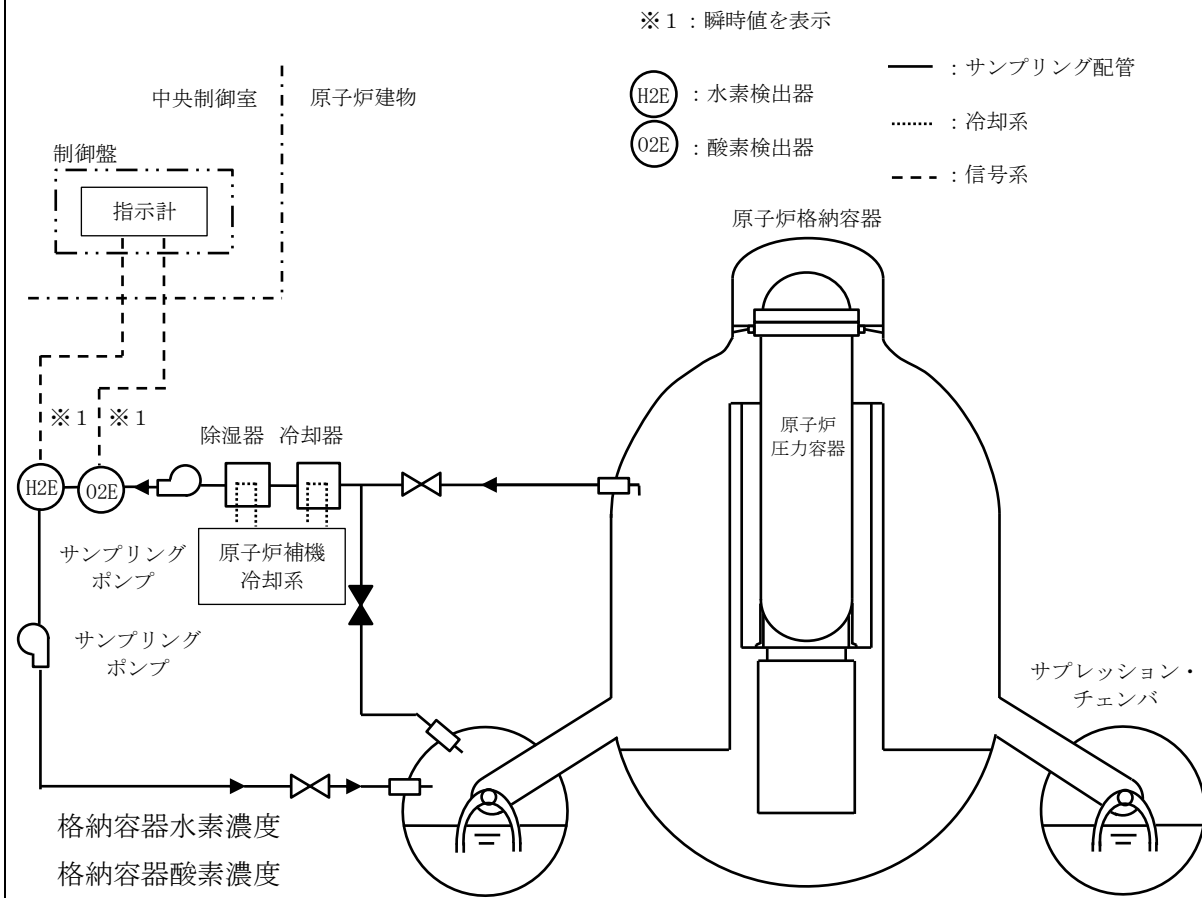


図 2 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) に関する系統概要図

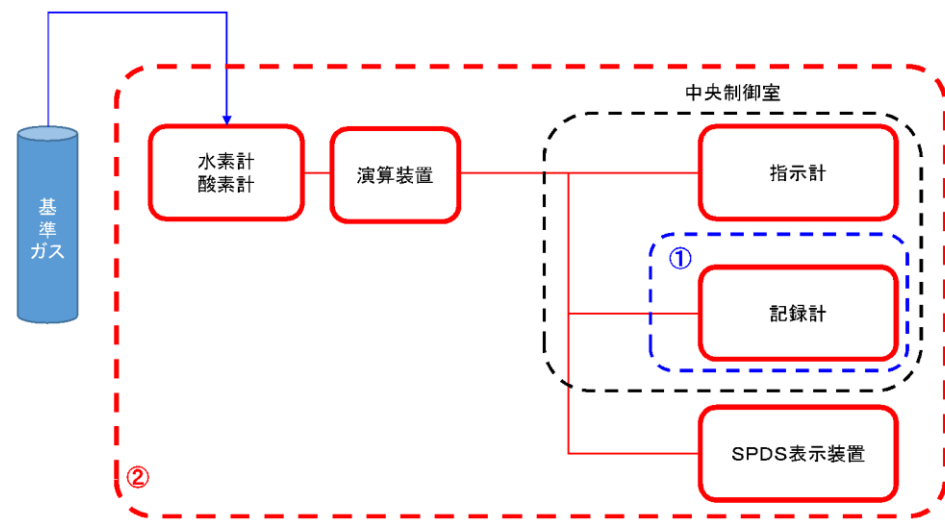
・設備の相違



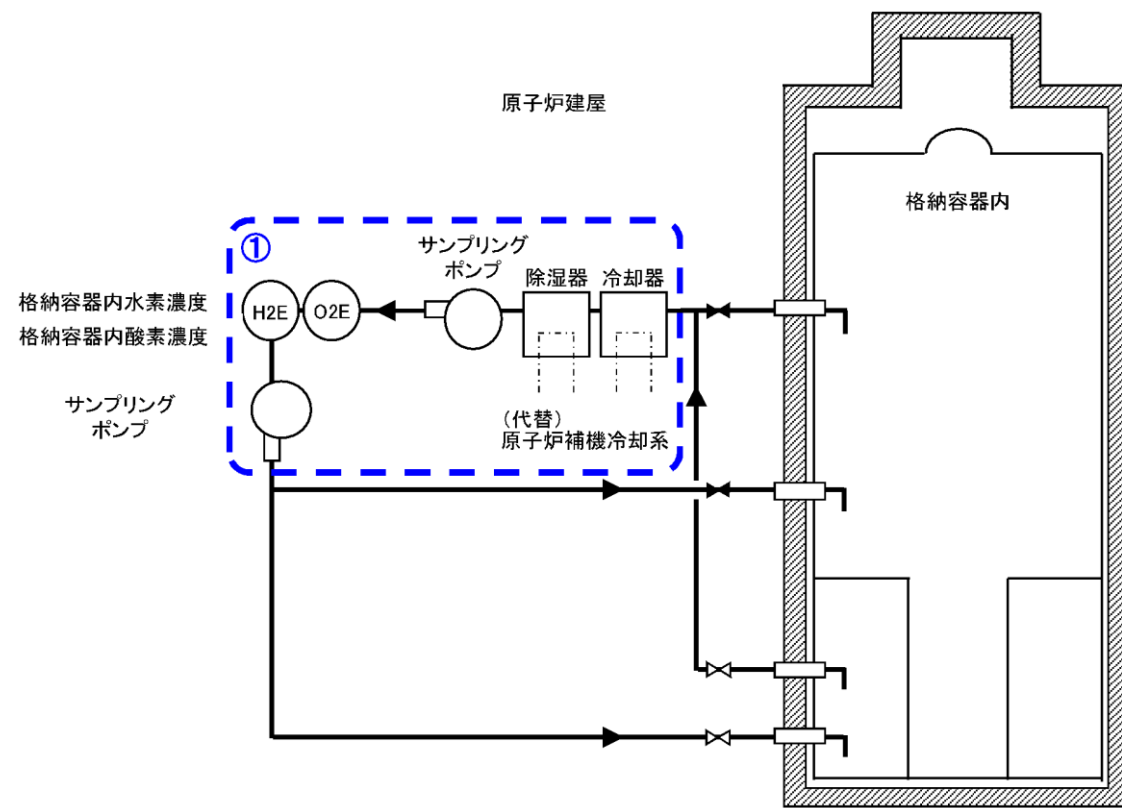
※2系列のうちB系を示す。

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及び図3
 に記載

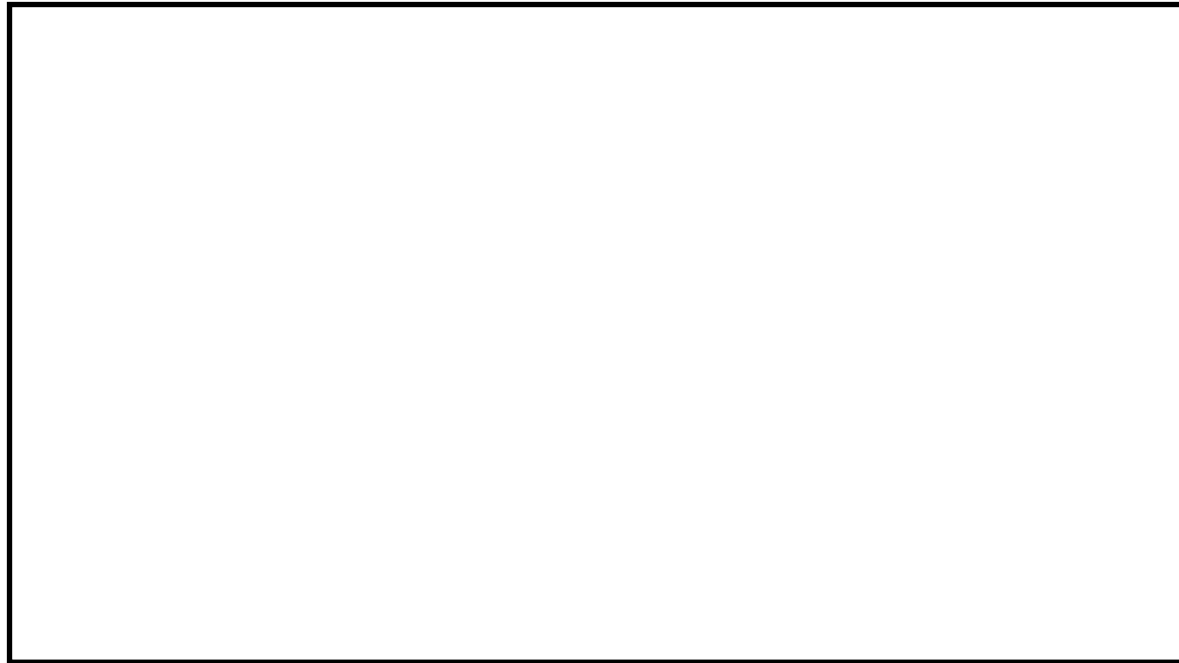


図 52-5-2 可搬型窒素供給装置構造図

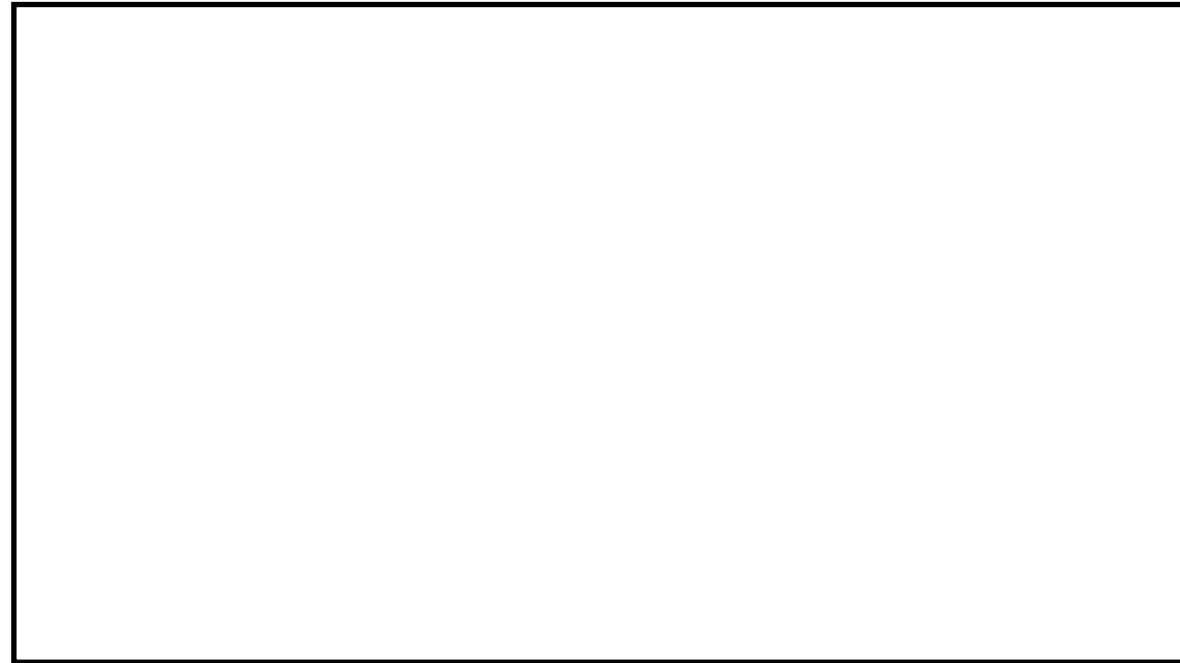


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

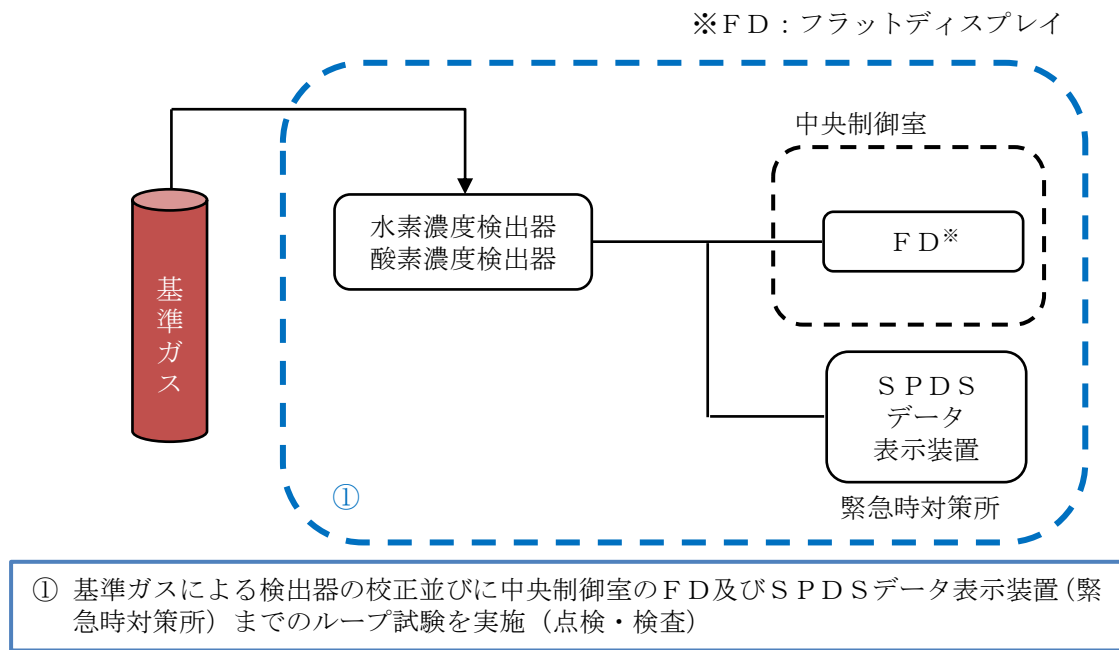
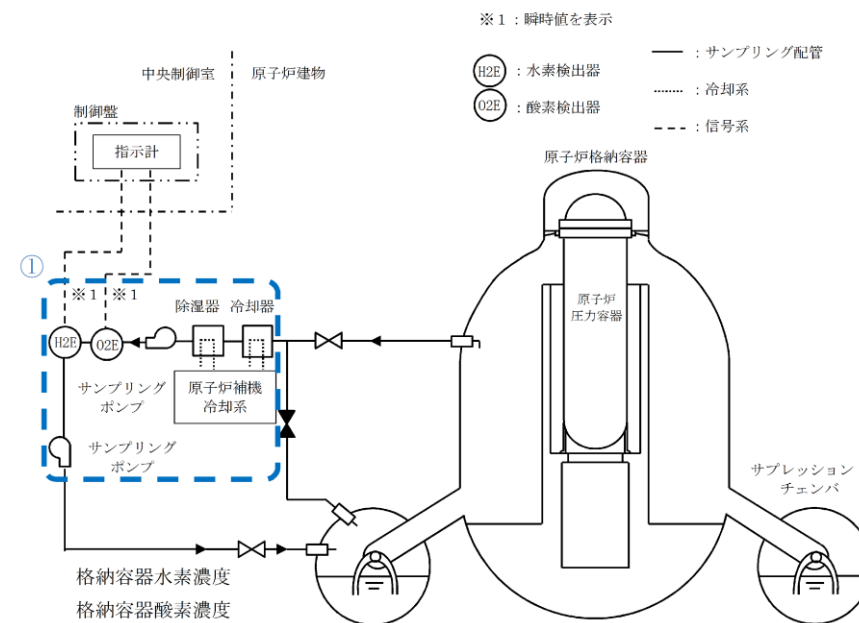
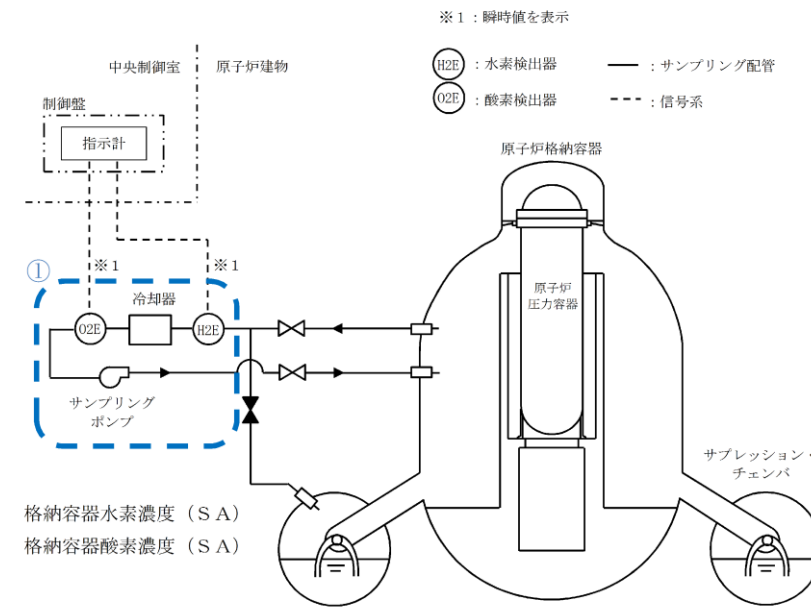


図2 計装設備の試験及び検査①

・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	集合方式または期度	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 ※年月管理
			継目点検 (異音由交換) (センタリング)	4.7M※	—	※年月管理
	濃縮液ポンプ電動機(A)	3	分解点検	8.3M※	—	※年月管理
	濃縮液ポンプ電動機(B)	3	分解点検	8.3M※	—	体止設備 ※年月管理
	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 ※年月管理
			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 ※年月管理
			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 B21-F062	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-F062	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	1.0.1M	—	中継員管理
			非破壊試験	B	同位体異物処理系点検表	
	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	1.0.1M	—	中継員管理	
		非破壊試験	B	同位体異物処理系点検表		
原子炉格納容器	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表	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系	隔離系A系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	定期停止中
	不活性ガス系 1.6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	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系機能検査	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系機能検査	定期停止中
	廃棄物処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	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系機能検査	定期停止中
	廃水処理系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	定期停止中
	移動式貯蔵槽試験系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	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系機能検査	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系機能検査	定期停止中
	ボンプ下流漏えい検出系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	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系機能検査	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系機能検査	定期停止中
	臭気空調機用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離系機能検査	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系	B2.1-F05.1A	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	B2.1-F05.1B	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	B2.1-F05.2A	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	B2.1-F05.2B	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	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系	C4.1-F00.8	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	G3.1-F00.2	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	G3.1-F00.3	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	G3.1-F00.7	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	G3.1-F00.8	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	K1.1-F00.3	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	K1.1-F00.4	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中
原子炉格納容器隔離系	K1.1-F10.3	1	分解点検	1.0.0M	原子炉格納容器隔離系分解検査	定期停止中

・資料構成の相違



図 52-5-3 電動駆動弁構造図

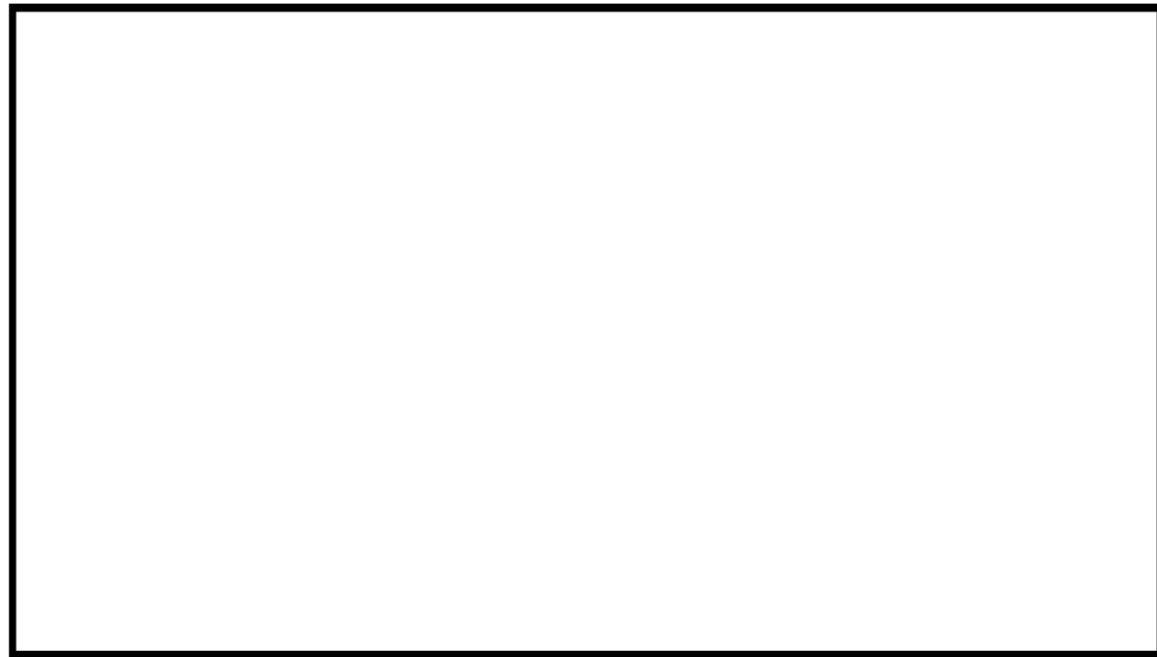


図 52-5-4 空気駆動弁構造図



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。

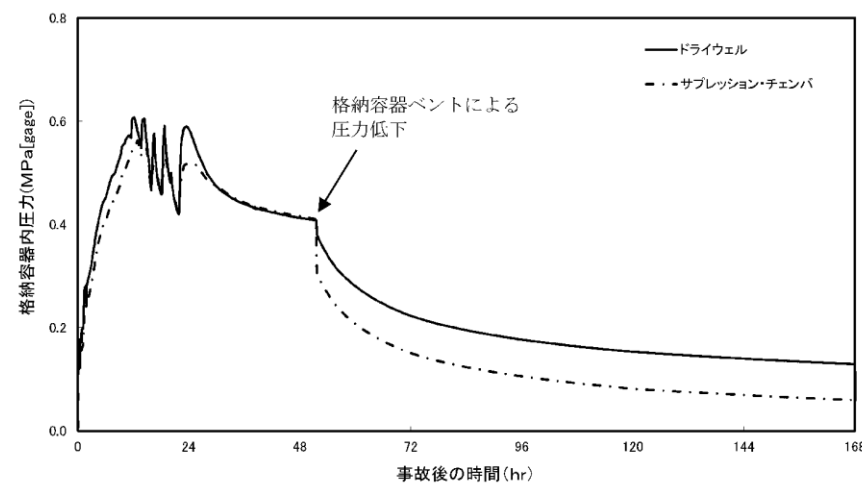


図 52-6-1 原子炉格納容器圧力推移
(大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

・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。

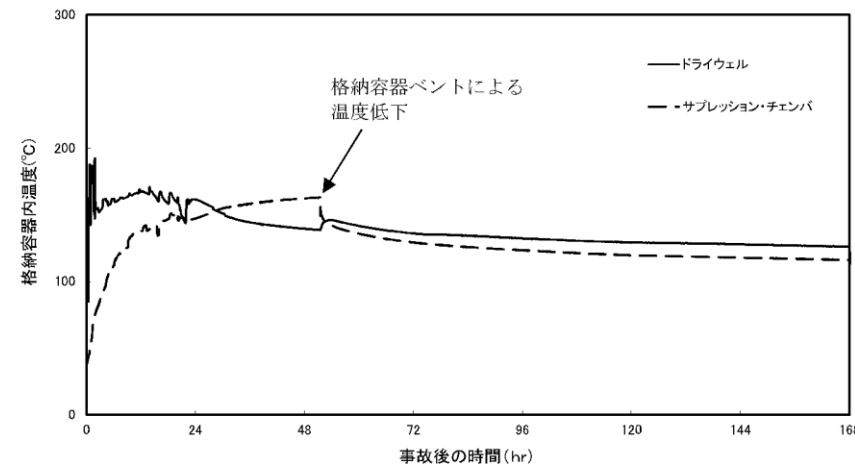


図 52-6-2 原子炉格納容器温度推移
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

(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。

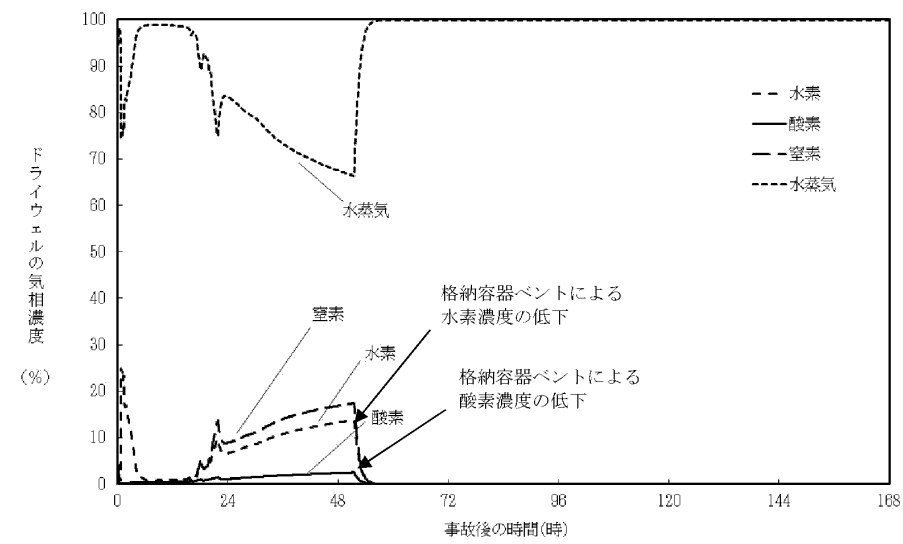


図 52-6-3 原子炉格納容器（ドライウエル）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

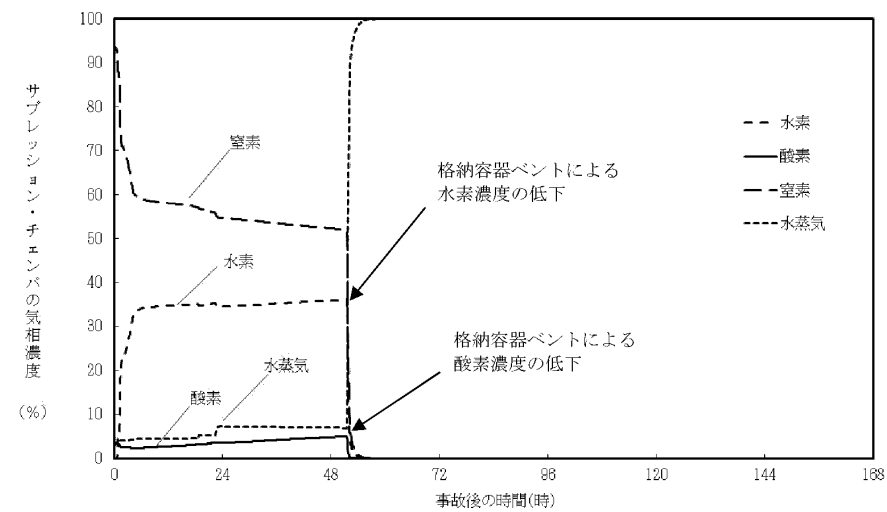


図 52-6-4 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

名 称		サプレッション・チェンバ
容量	m ³	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 m³ 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 m³）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 3600m³（最小水量 \square m³+ドロウダウン水量 \square m³=3580m³）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 3600m³）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 3600m³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

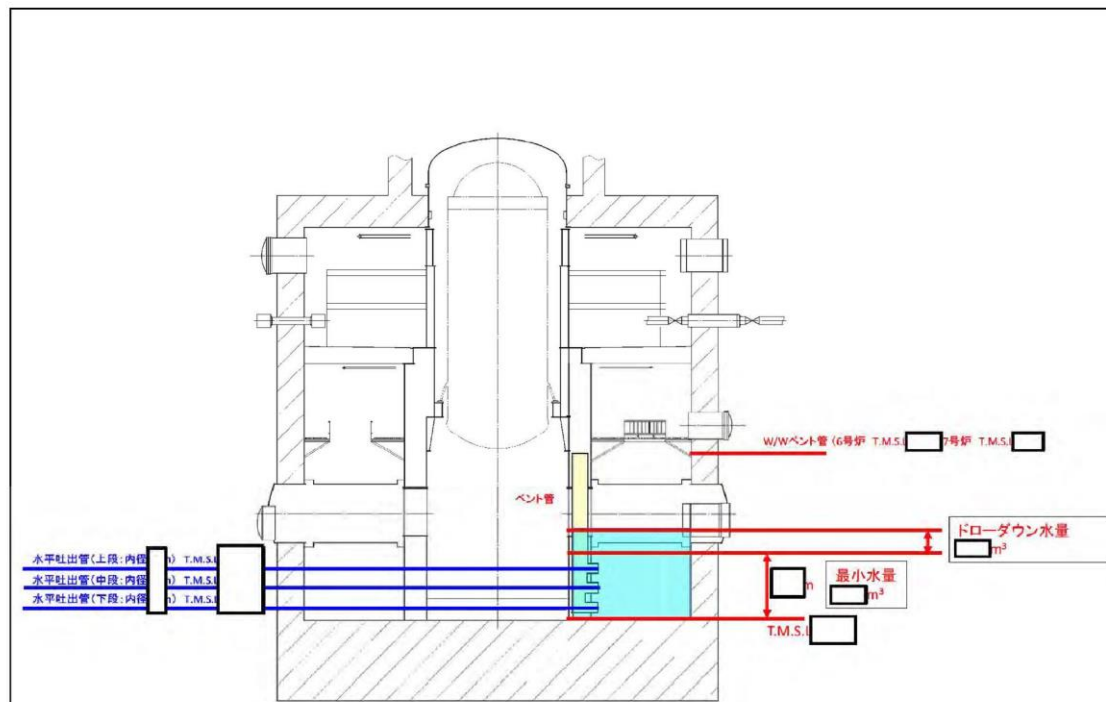


図 52-6-5 サプレッション・チェンバ・プール水量について

(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。

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	可搬型窒素供給装置		・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
容量	Nm ³ /h/台	約 70	
<p>【設定根拠】 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>【6号炉】 耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m³</p> <p>【7号炉】 耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m³</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 70Nm³/h とする。</p>			

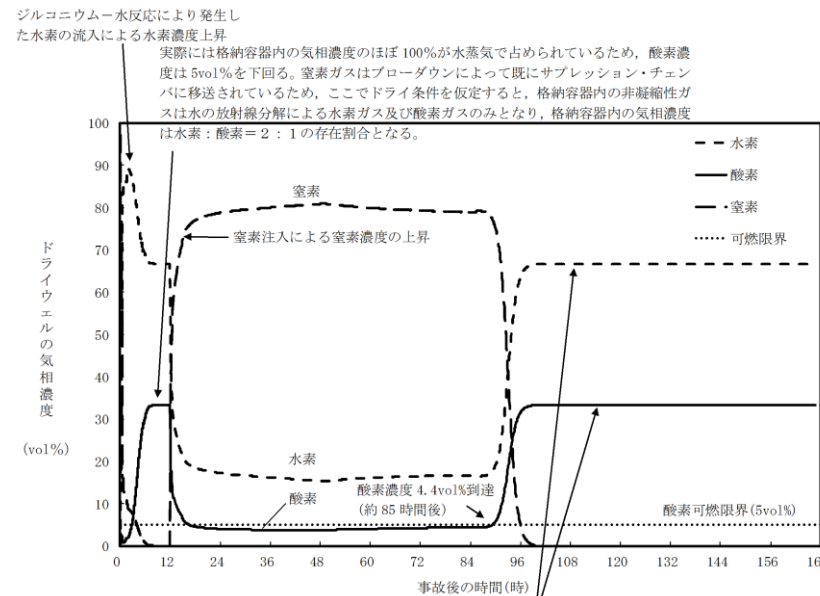
名 称		可搬式窒素供給装置
容 量	m ³ /h[normal]	約 100
窒 素 純 度	Vol%	約 99.9
供 給 圧 力	MPa	0.6 以上

【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、100m³/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

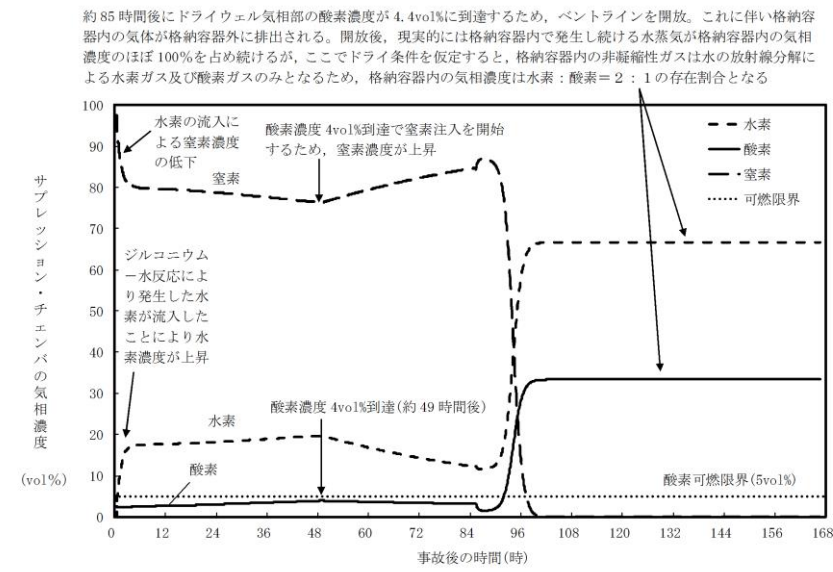


図2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(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。

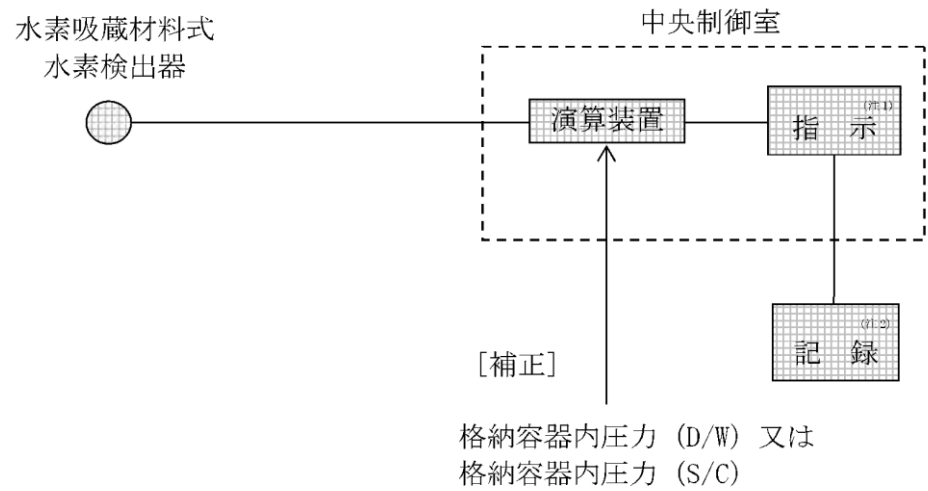
1. 格納容器内水素濃度 (SA)

(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

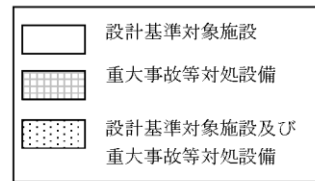


図 52-6-6 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

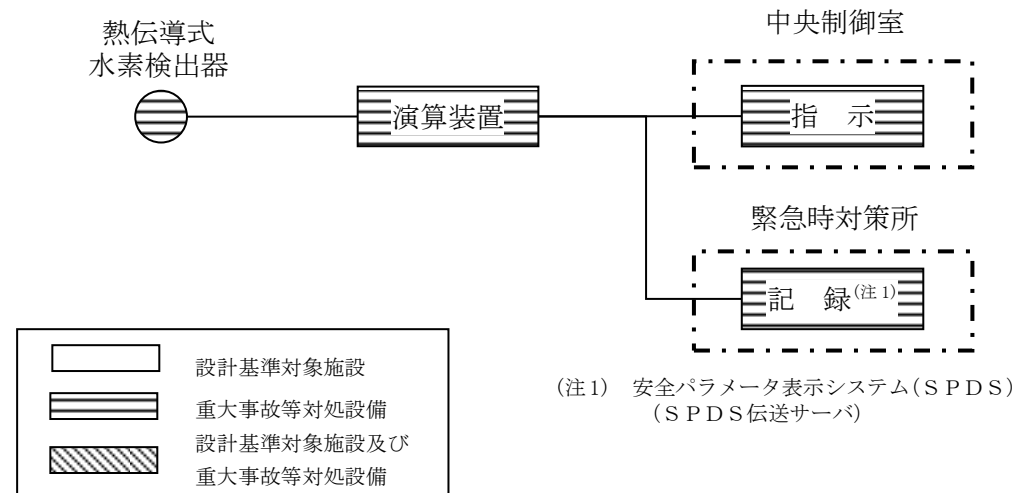
1. 格納容器水素濃度 (SA)

(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。

*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

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	0~100vol%	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)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	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 (0~90.4vol% ^{※2}) 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: 有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

• 設備の相違

• 設備の相違

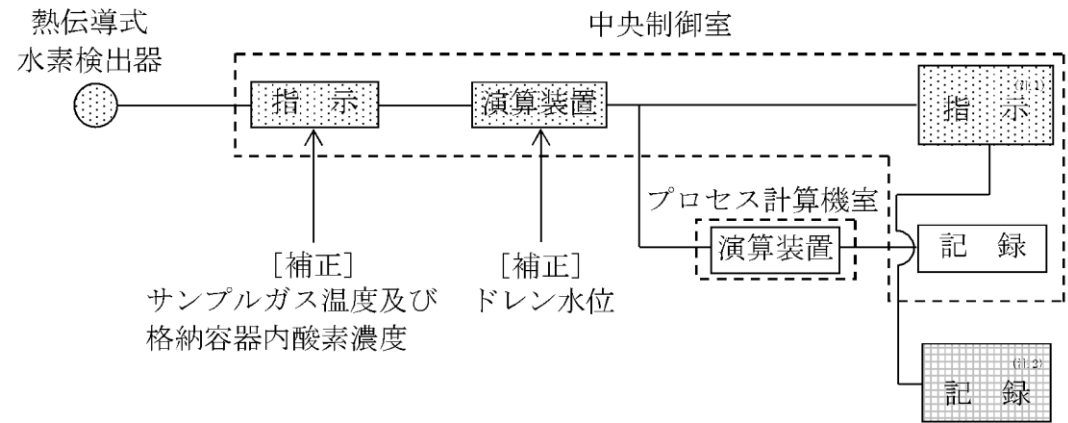
2. 格納容器内水素濃度

(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

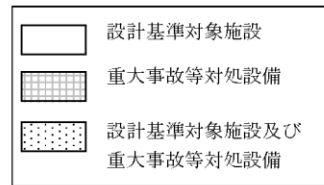


図 52-6-7 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

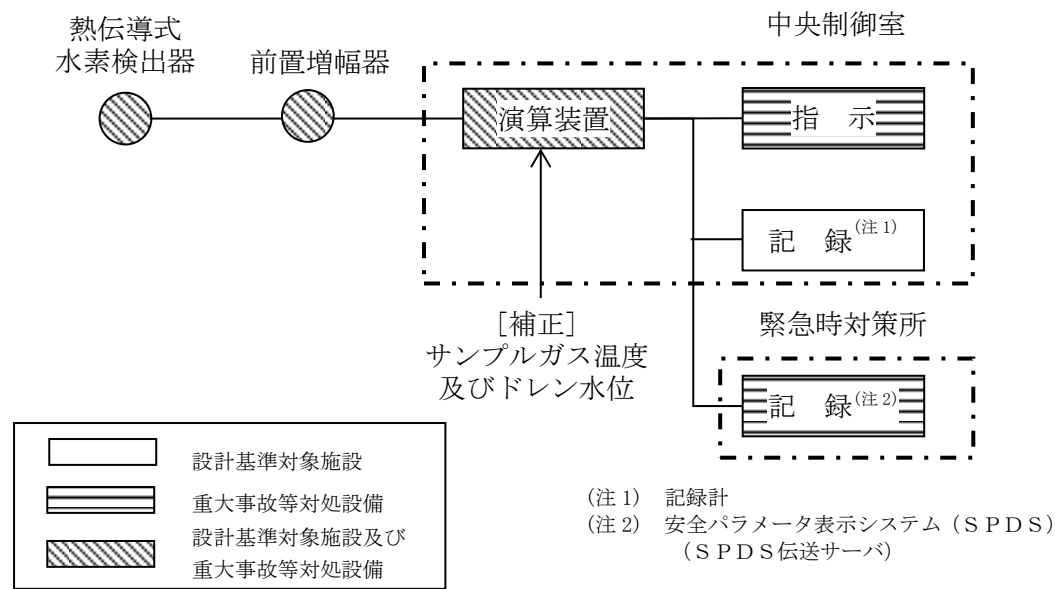
2. 格納容器水素濃度 (B系)

(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)

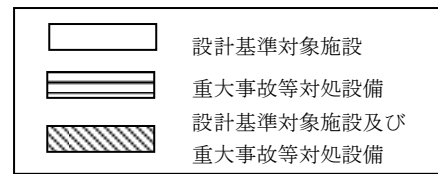


図 2 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図

・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。)

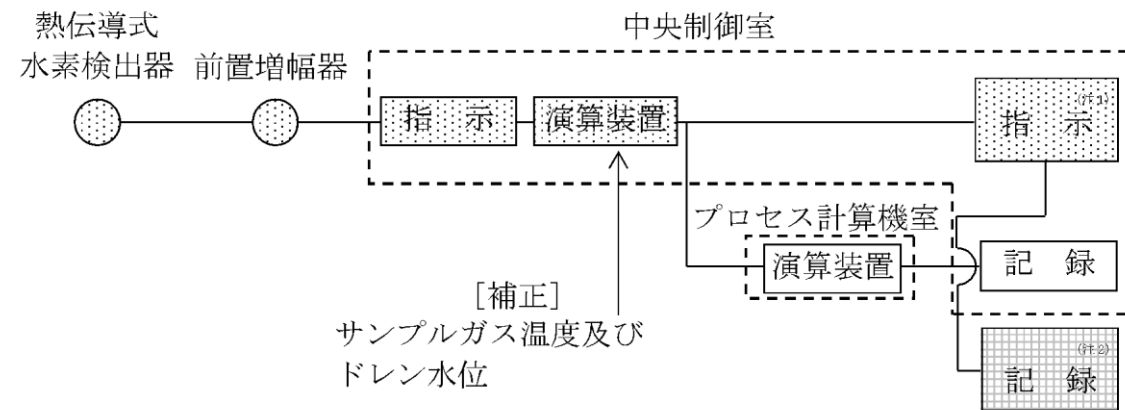


図 52-6-8 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

・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)	熱伝導式水素検出器	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 100 vol%	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 vol% / 0 ~ 100 vol%	0 vol%	0 ~ 2.0 vol%	0 vol%	0 ~ 90.4 vol%	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 ~ 90.4 vol% ^{※2}) 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: 有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

• 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。)

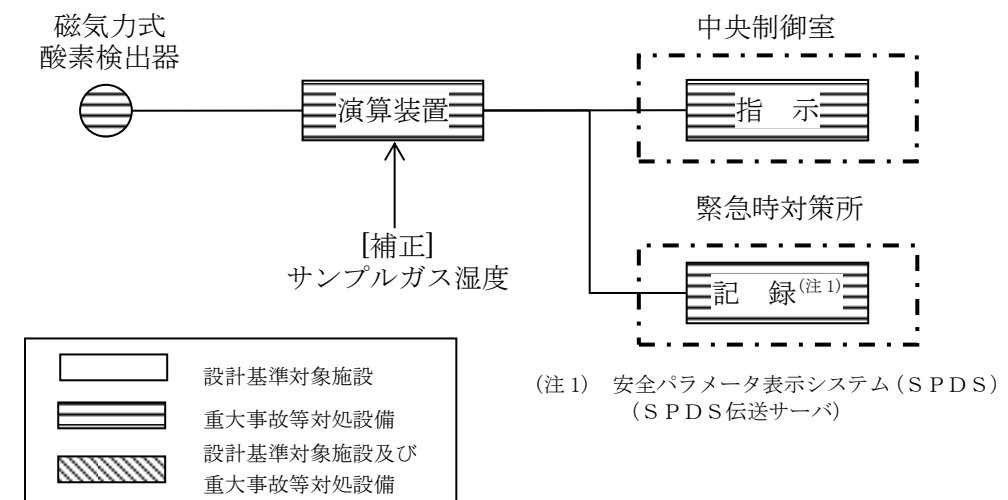


図3 格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図

・設備の相違

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度 (S A) の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度 (S A) の仕様

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

表6 格納容器酸素濃度 (S A) の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方
		通常 運転時	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 (S A)	0~25vol%	2.5vol% 以下	4.3vol%以下	2.5vol% 以下	4.4vol% 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~ 4.4vol% ^{※2}) 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：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

・設備の相違

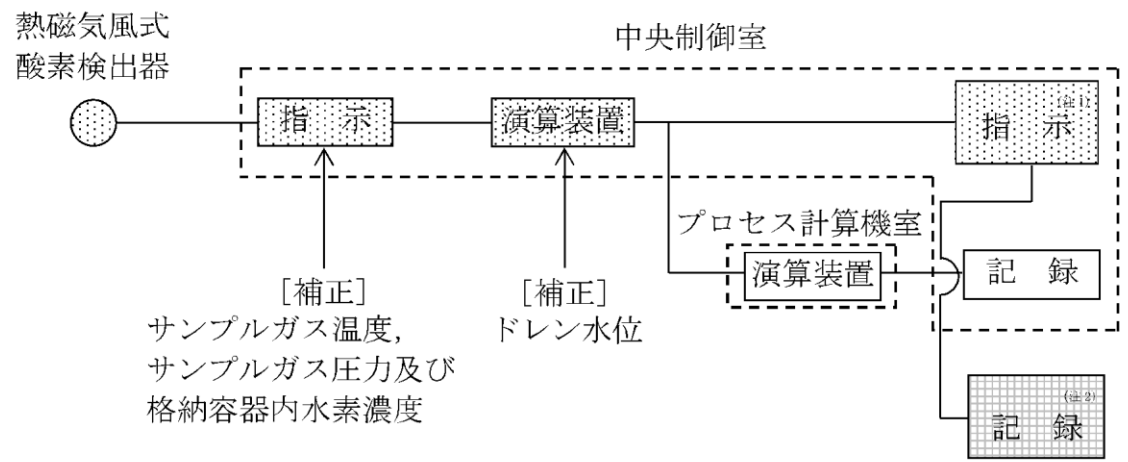
3. 格納容器内酸素濃度

(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

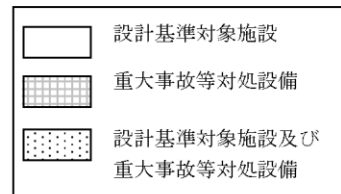


図52-6-9 6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

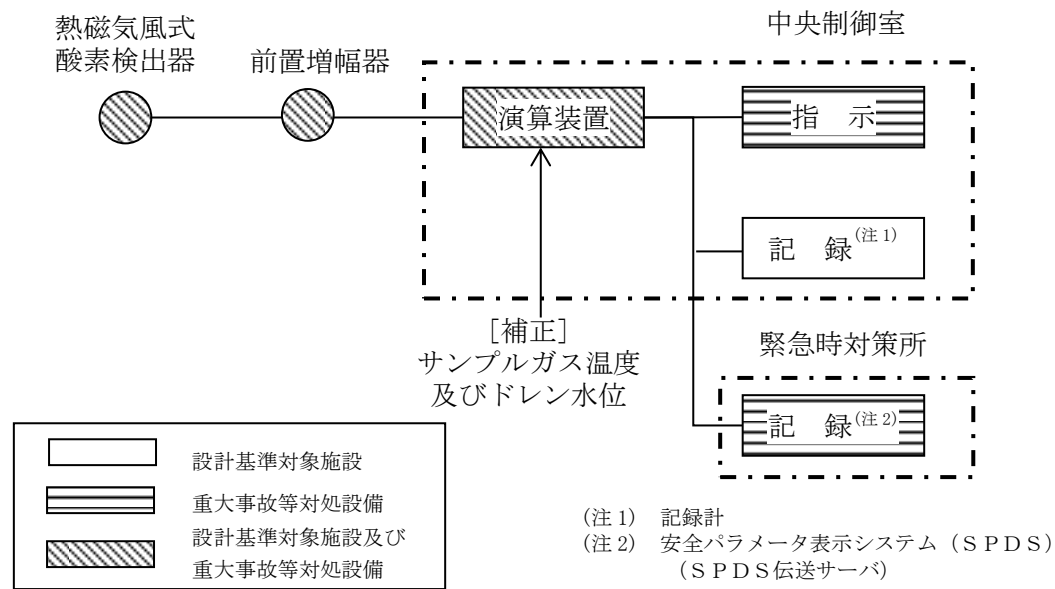
4. 格納容器酸素濃度 (B系)

(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。)

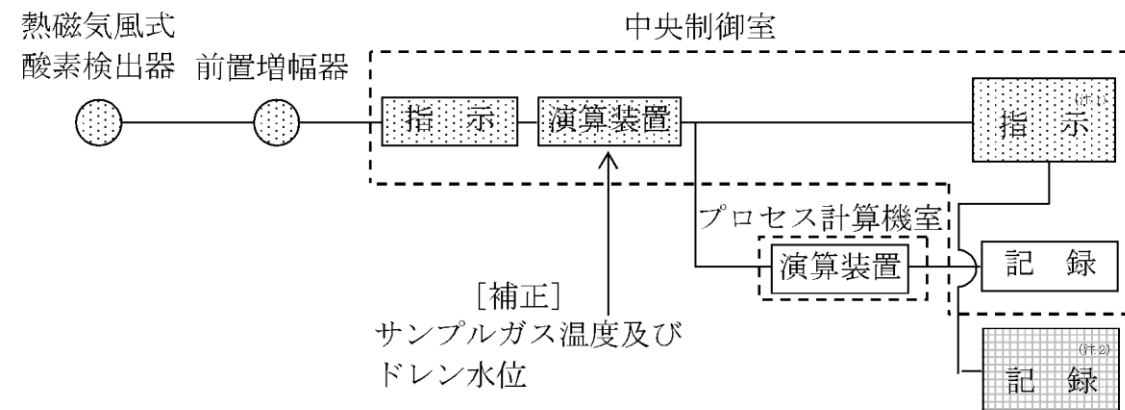


(注1) 記録計
(注2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

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

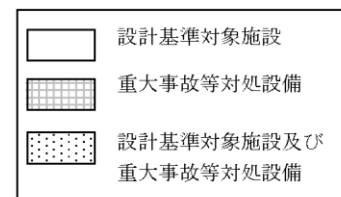


図52-6-10 7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

・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 酸素検出器	0～5 vol% / 0～25vol%	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 vol% / 0～25vol%	2.5vol% 以下	4.3vol%以下	2.5vol% 以下	4.4vol% 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(0～4.4vol% ^{**2})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。

*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: 格納容器ベント実施の判断基準を記載。

• 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
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。

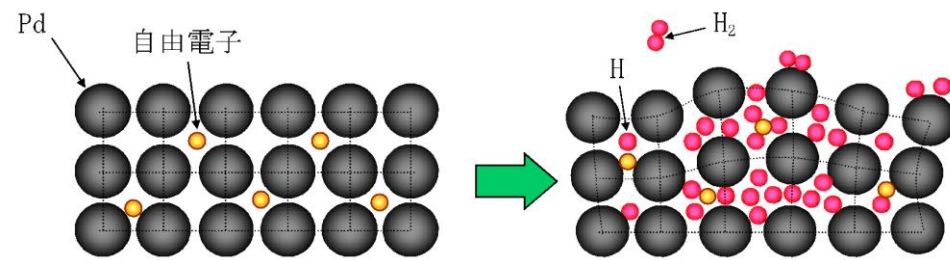


図52-7-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

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。

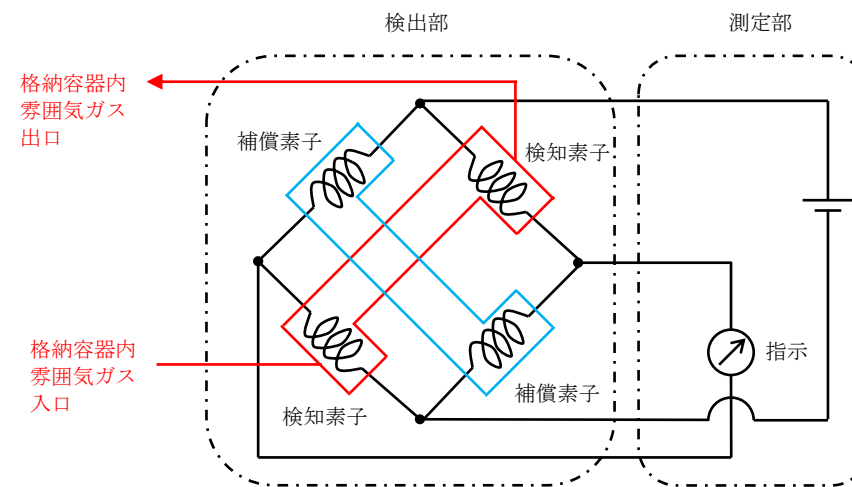


図1 格納容器水素濃度 (SA) 検出回路の概要図

・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。

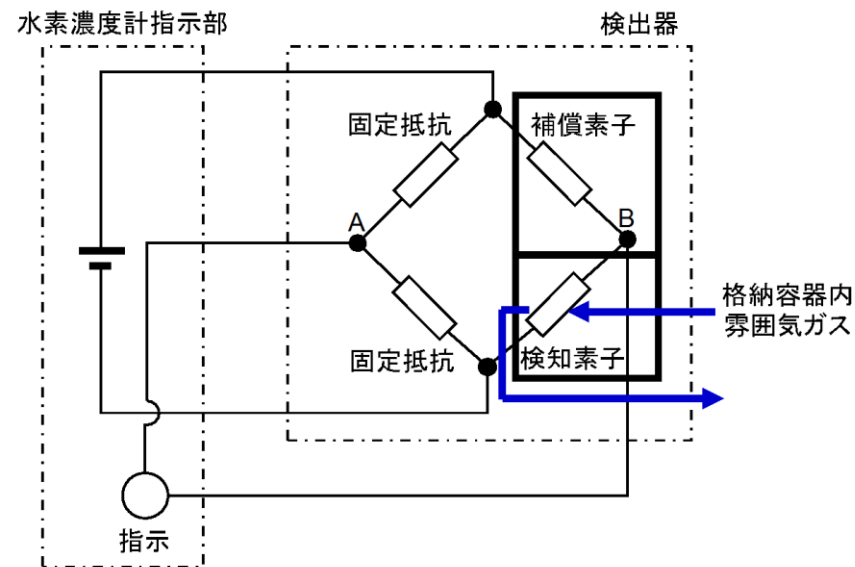


図52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

(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0～5 vol%/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

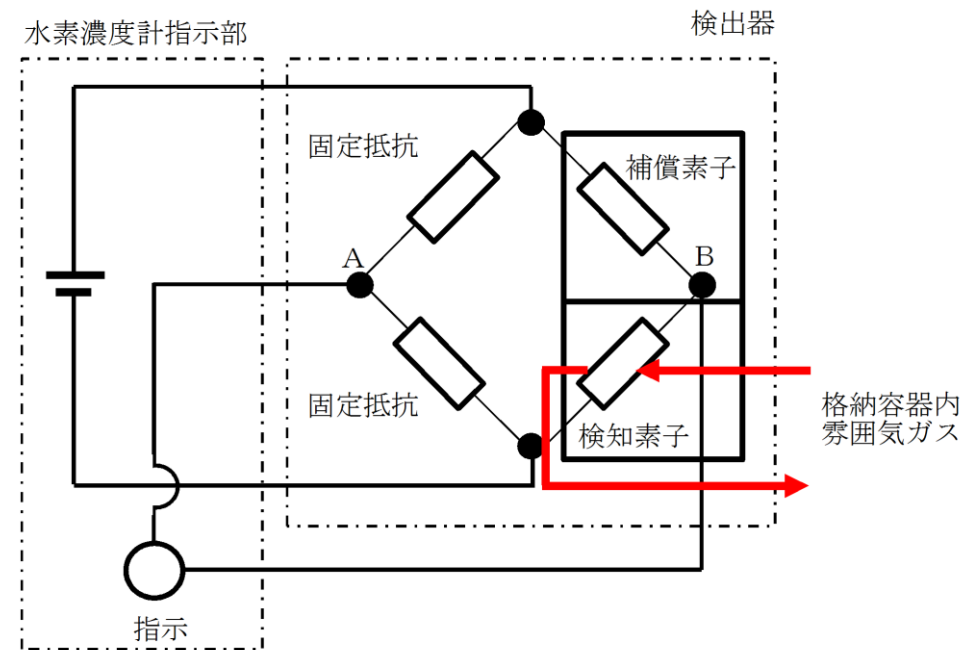


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(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。

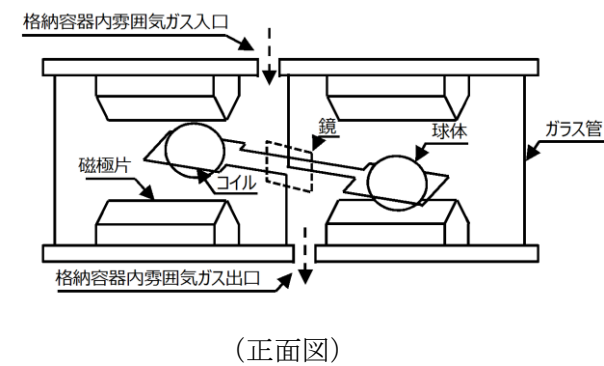
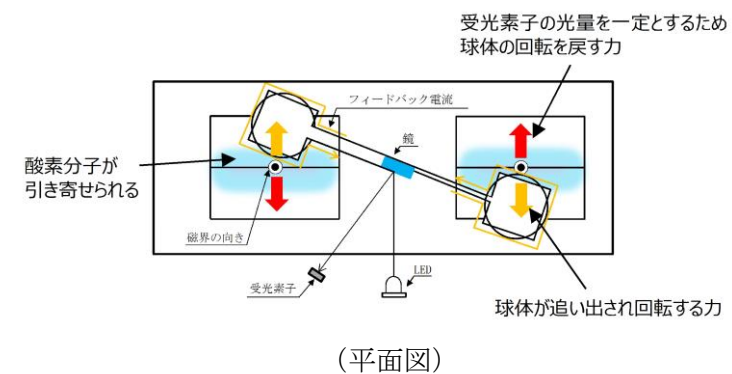


図3 格納容器酸素濃度 (SA) の原理図

・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

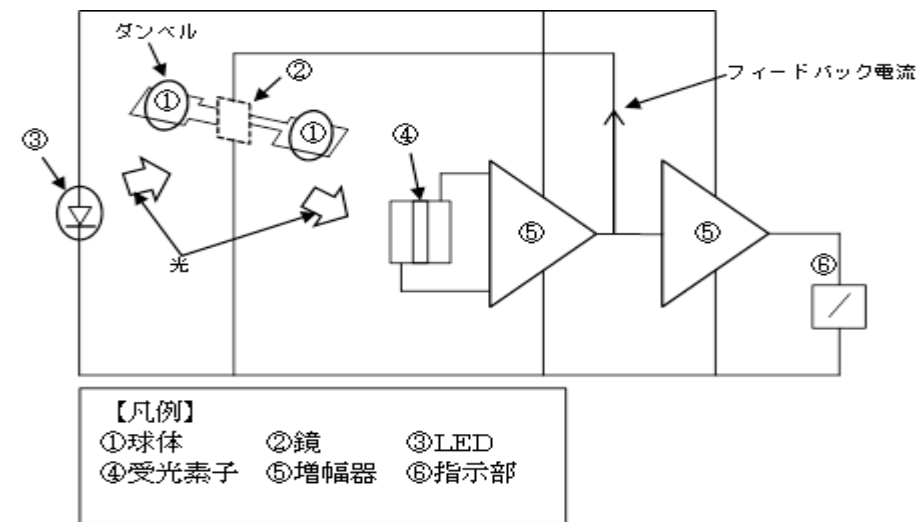


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

・設備の相違

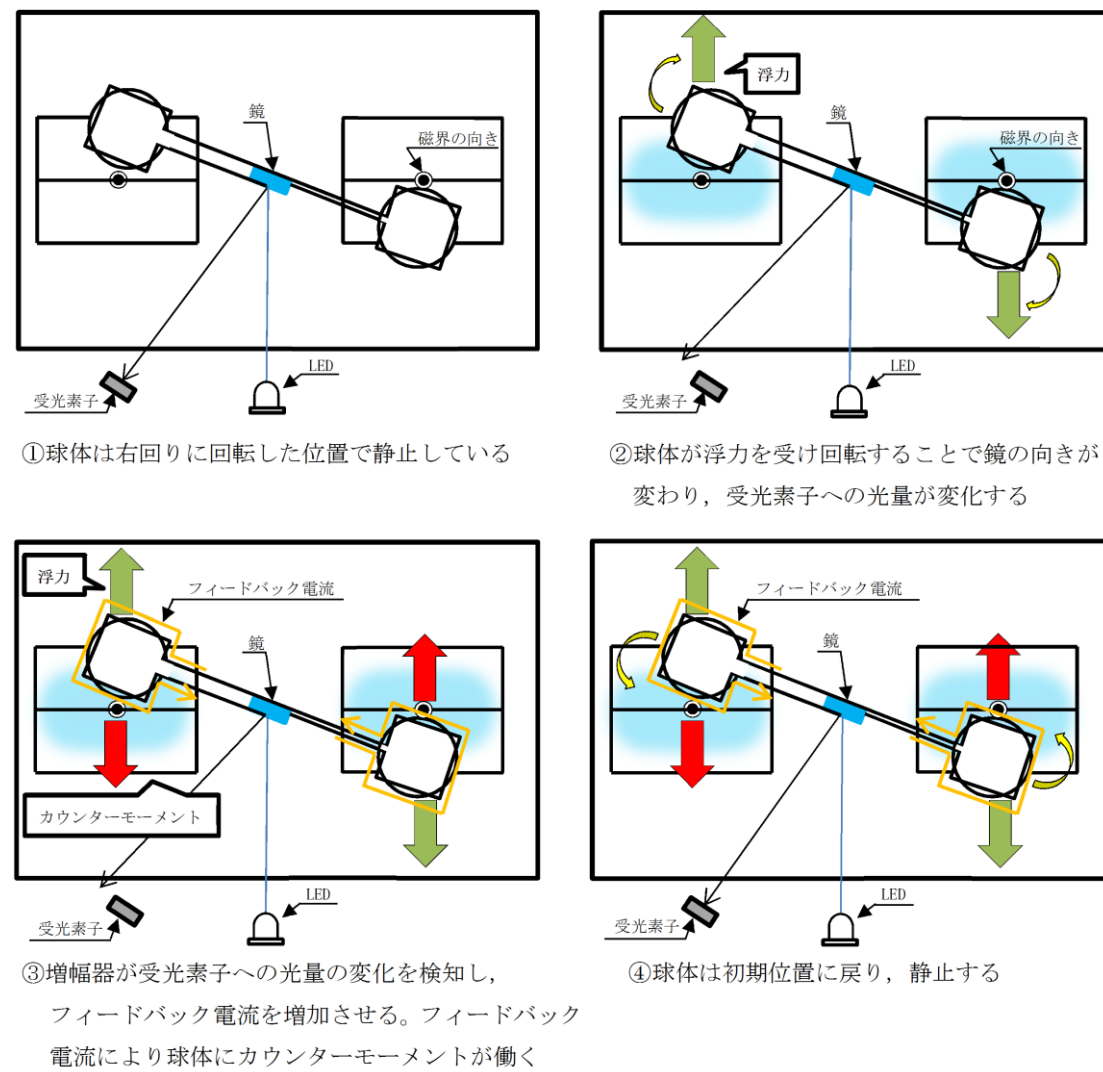


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

・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。

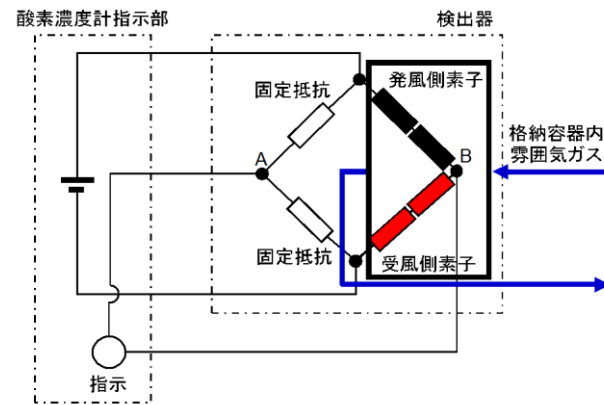


図52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図

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。

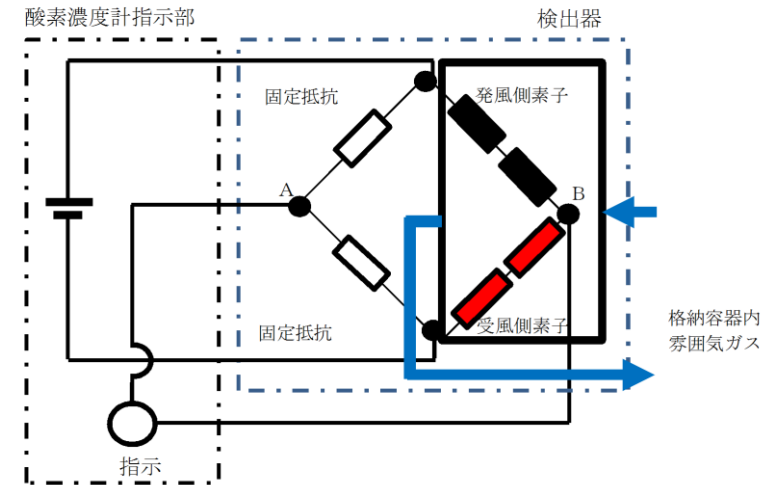


図6 酸素濃度検出回路の概要図

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。

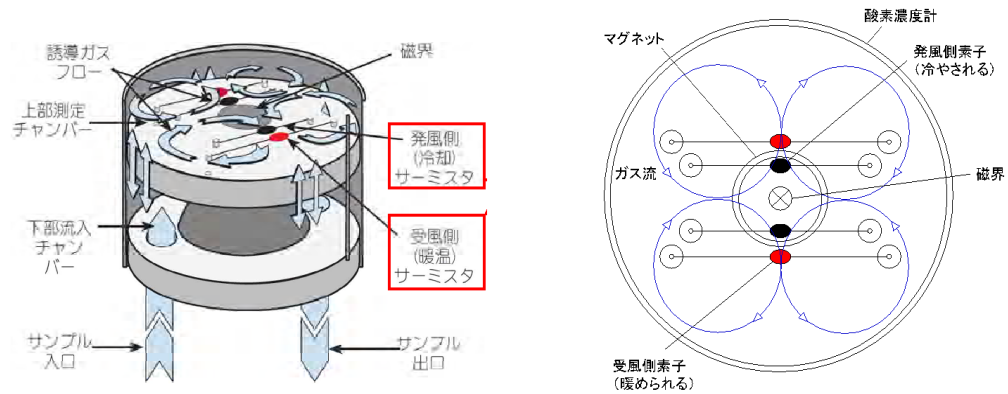


図52-7-4 酸素含有ガスの流れ

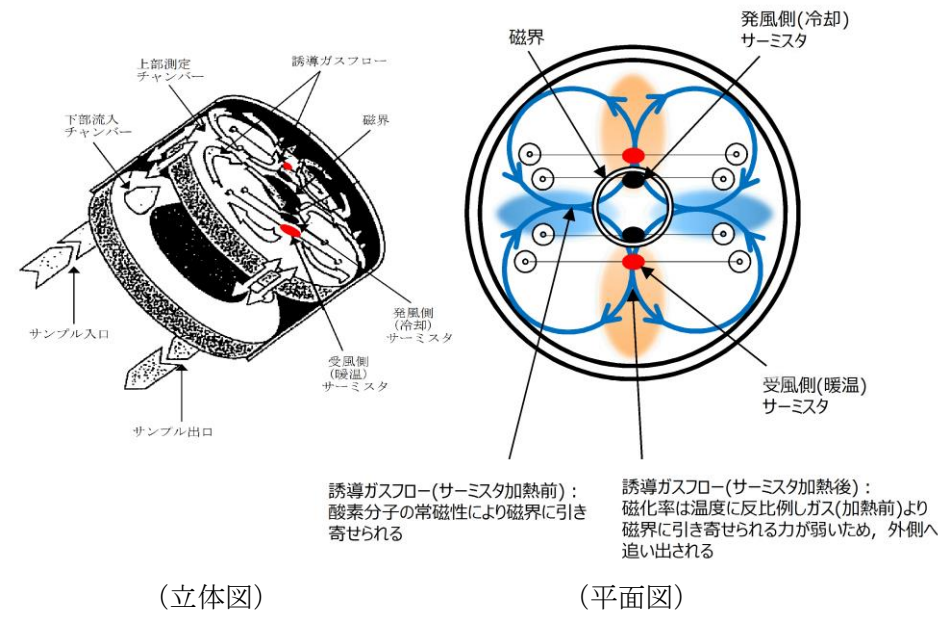


図7 格納容器酸素濃度の原理図

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。

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><u>(6) 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。島根原子力発電所 2 号炉は格納容器酸素濃度 (B 系) と格納容器酸素濃度 (S A) 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 (S A) 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 (S A) は共に計測可能な状態であるため、重大事故等時に相互に代替監視が可能である。</u></p> <p><u>(7) 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 style="text-align: right;">別紙 1</p> <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>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"> ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 	<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"> ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 	<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>

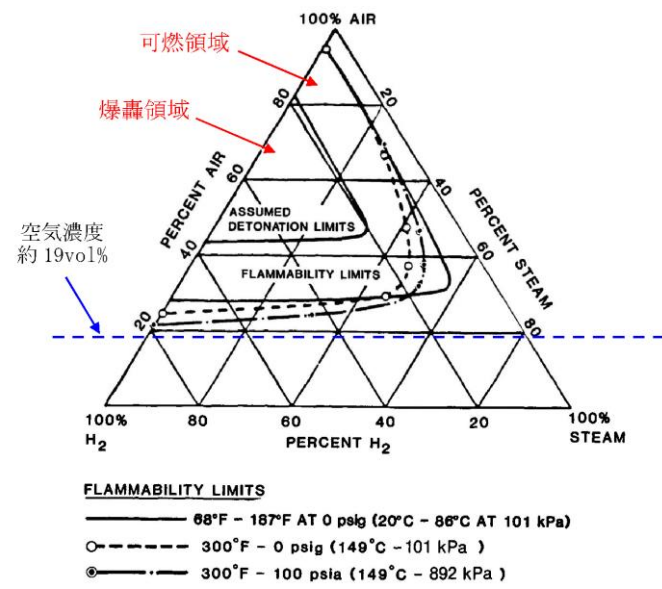


図52-7-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

*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

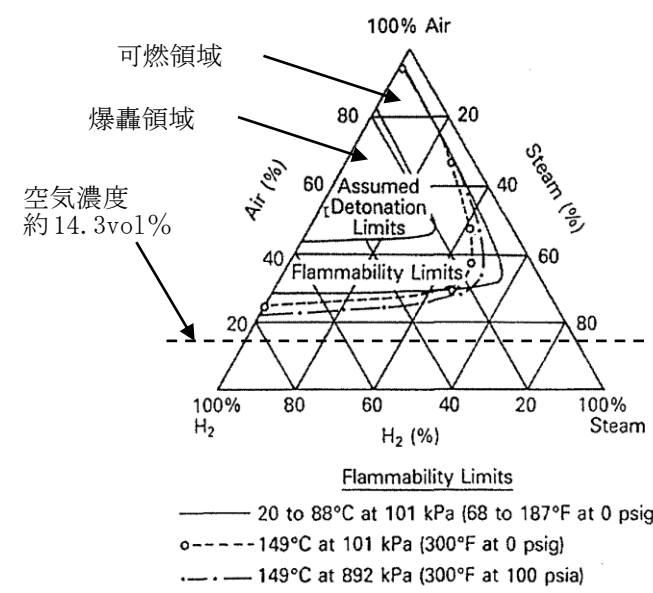


図1 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

*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><u>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)</u>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"> ・サンプル側入口温度：170℃ ・サンプル側出口温度：40℃ ・サンプル側流量：<u>1.49kg/h</u> <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"> ・サンプル側入口温度：170℃ <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"> ・サンプル側出口温度：40℃ <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"> ・サンプル側流量：<u>1.49kg/h</u> <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>0.2681m³/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"> ・冷却水入口温度：35℃ <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"> ・冷却水出口温度：制約なし <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><u>(1) 格納容器水素濃度(B系), 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"> ・サンプル側入口温度：170℃ ・サンプル側出口温度：40℃ ・サンプル側流量：<u>2.37kg/h</u> ・<u>原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%</u> <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"> ・サンプル側入口温度：170℃ <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"> ・サンプル側出口温度：40℃ <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"> ・サンプル側流量：<u>2.37kg/h</u> <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>0.2531m³/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"> ・<u>原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%</u> <p><u>(根拠) 格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が90vol%以下で使用可能となる設備としている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却水入口温度：35℃ <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"> ・冷却水出口温度：制約なし <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>	<ul style="list-style-type: none"> ・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>・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 (0.4m³/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0.20m²を上回る冷却器伝熱面積0.53m²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 (3.2m³/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0.22m²を上回る冷却器伝熱面積0.53m²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0.22m²を上回る0.53m²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"> </div> <p>図2 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界</p>	<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。

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. サンプルング装置の計測時間遅れについて</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : <u>6号炉: 約75m</u> <u>7号炉: 約86m</u> ・ サンプルング配管の断面積 : <u>6号炉: 127mm² (1.27×10⁻⁴m²)</u> <u>7号炉: 127mm² (1.27×10⁻⁴m²)</u> ・ サンプルポンプの定格流量 : <u>約1L/min (約1×10⁻³m³/min)</u> ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : <u>6号炉: 約7.8m/min</u> <u>7号炉: 約7.8m/min</u> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="373 1255 1041 1335"> <thead> <tr> <th>号炉</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時間遅れ</td> <td>約10分</td> <td>約11分</td> </tr> </tbody> </table>	号炉	6号炉	7号炉	時間遅れ	約10分	約11分	<p>5. サンプルング装置の計測時間遅れについて</p> <p>(1) <u>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</u> <u>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ル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。</u></p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="1546 562 2169 611"> <thead> <tr> <th>時間遅れ</th> <th>約3分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) <u>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> <u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : <u>約86m*</u> ・ サンプルング配管の断面積 : 127mm² (1.27×10⁻⁴m²) ・ サンプルポンプの定格流量 : <u>約1L/min (約1×10⁻³m³/min)</u> ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : <u>約7.8m/min</u> <u>※詳細設計により、今後変更となる可能性がある</u> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="1546 1234 2169 1283"> <thead> <tr> <th>時間遅れ</th> <th>約12分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	時間遅れ	約3分			時間遅れ	約12分			<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>
号炉	6号炉	7号炉														
時間遅れ	約10分	約11分														
時間遅れ	約3分															
時間遅れ	約12分															

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 300 2243 327"><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 346 1430 373">a. <u>概要</u></p> <p data-bbox="1389 392 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 1537 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>

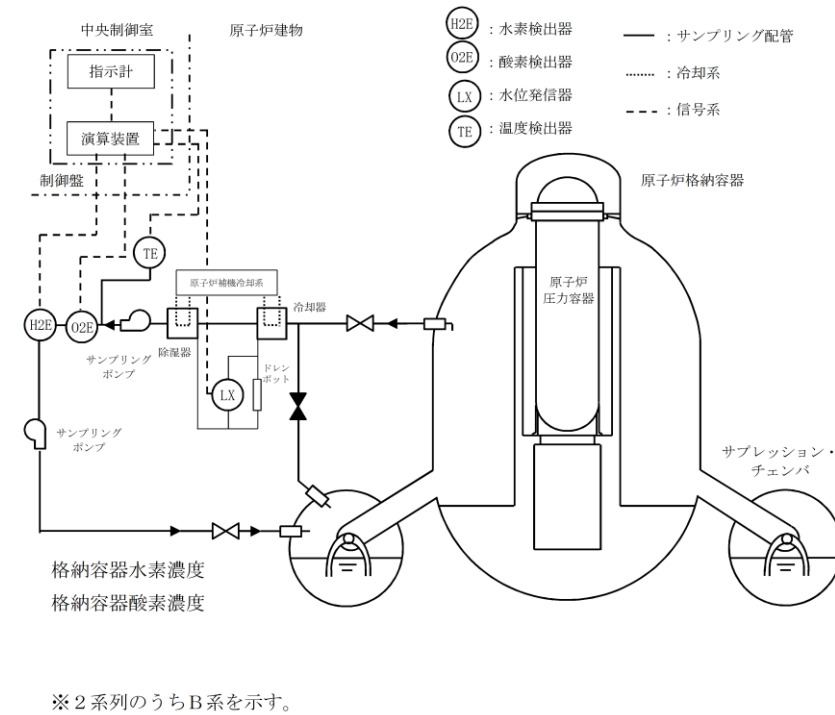


図 3 格納容器水素濃度 (B 系) 及び格納容器酸素濃度 (B 系) 系統概要図

・設備の相違

(2) 格納容器水素濃度 (SA) , 格納容器酸素濃度 (SA) 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。

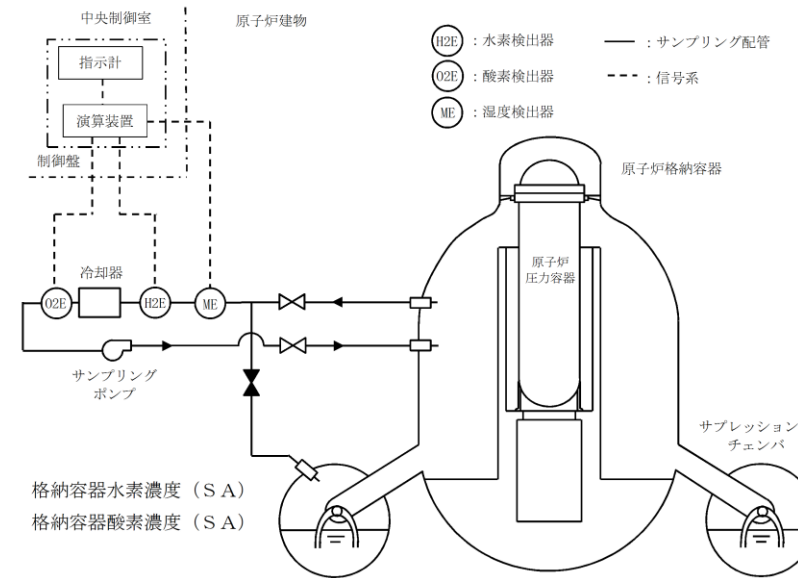


図4 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) 系統概要図

・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ナリオ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ナリオとしては、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」の事故シナリオに対して、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</u>及び<u>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されている。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</u>及び<u>図52-8-2</u>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（<u>代替原子炉補機冷却系</u>）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）。</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ナリオ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ナリオとしては、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</u>及び<u>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されている。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</u>及び<u>図2</u>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、<u>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><u>間後に格納容器ベントを実施</u>。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</u>、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、<u>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(H₂)=0.4, G(O₂)=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</u> (図52-8-3及び図52-8-4参照)。</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</u>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。</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(H₂)=0.4, G(O₂)=0.2, 非沸騰状態:G(H₂)=0.25, G(O₂)=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</u>。また、<u>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)</u>は、<u>事象発生から約49時間後である</u> (図3及び図4参照)。</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</u>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。</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"> ・解析条件の相違 ・運用及び解析結果の相違

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。

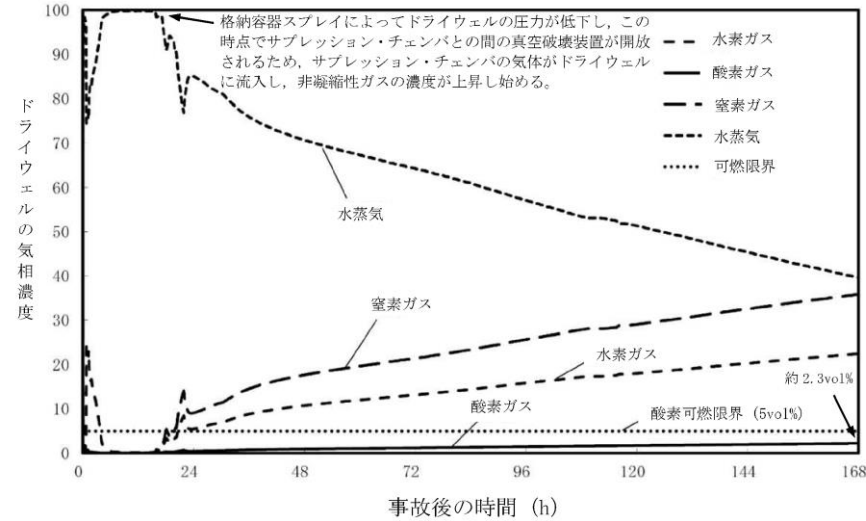


図52-8-1 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

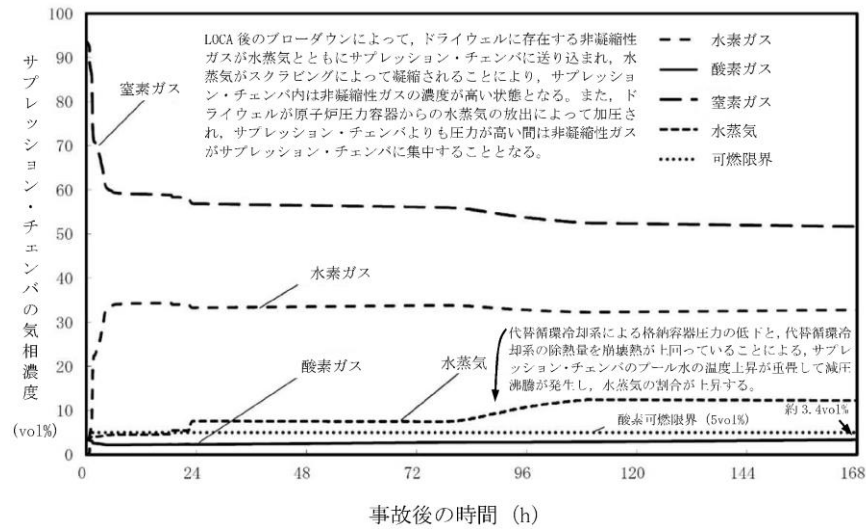
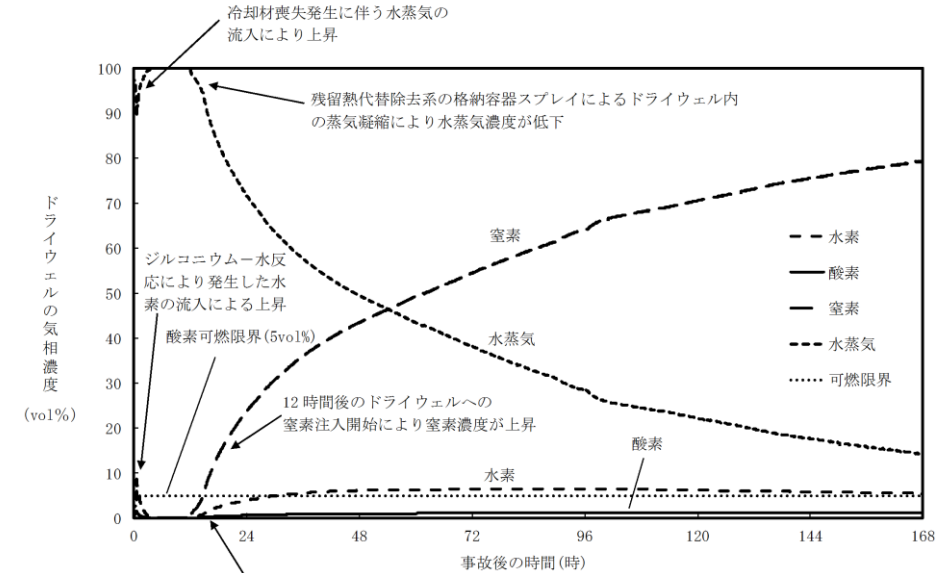


図52-8-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)
格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)



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、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図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))

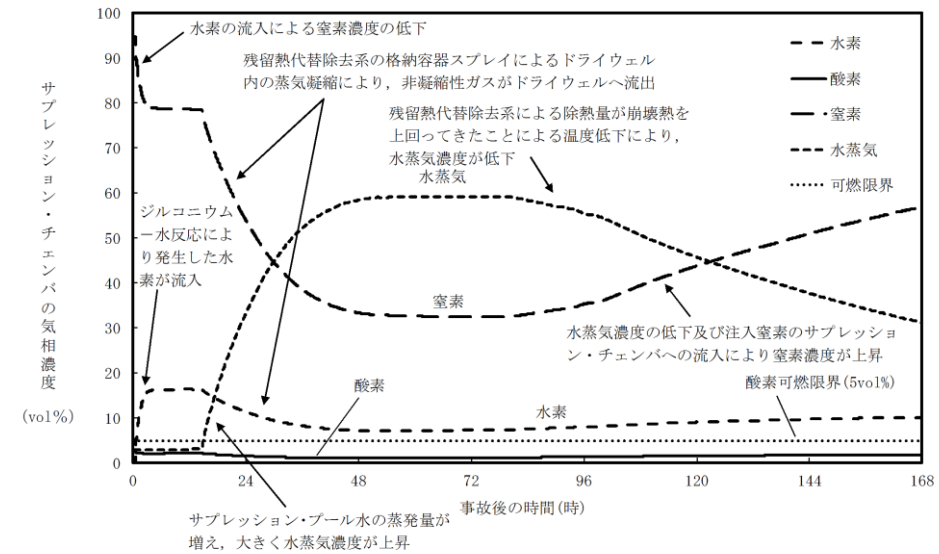


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移(ウェット条件)
(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))

・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

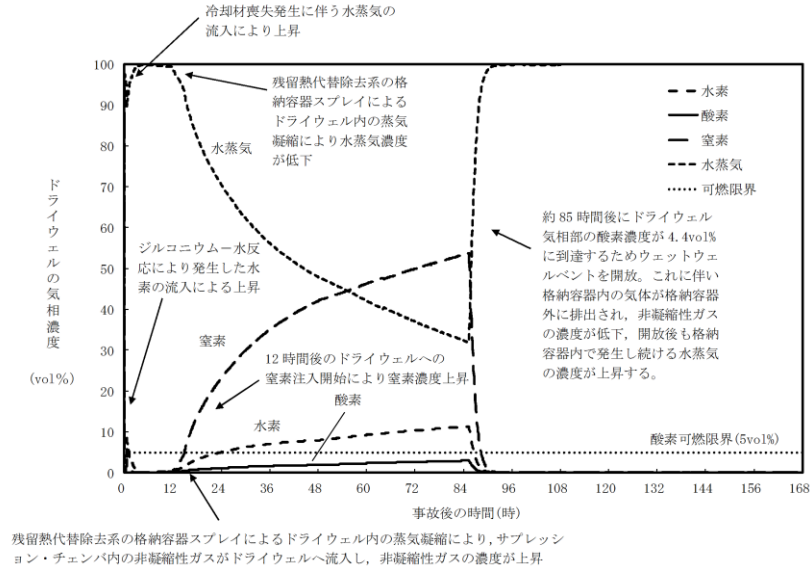
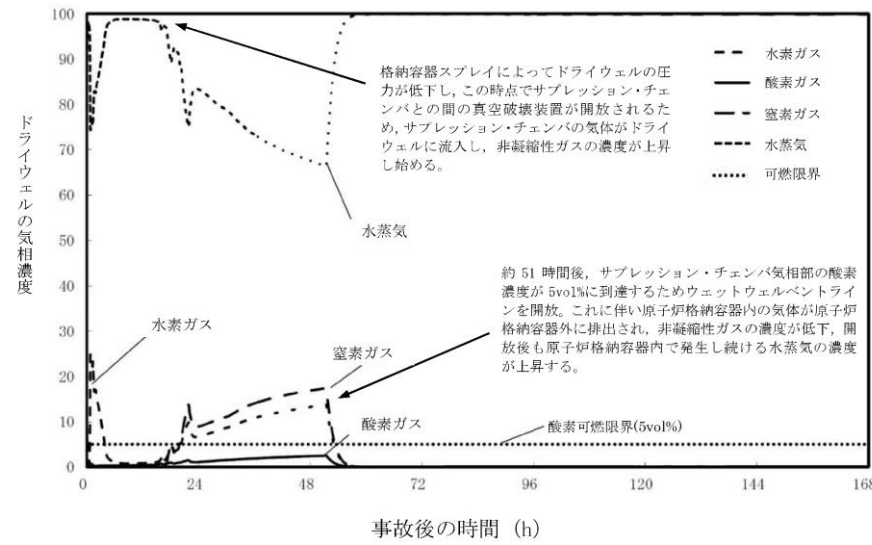


図52-8-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

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

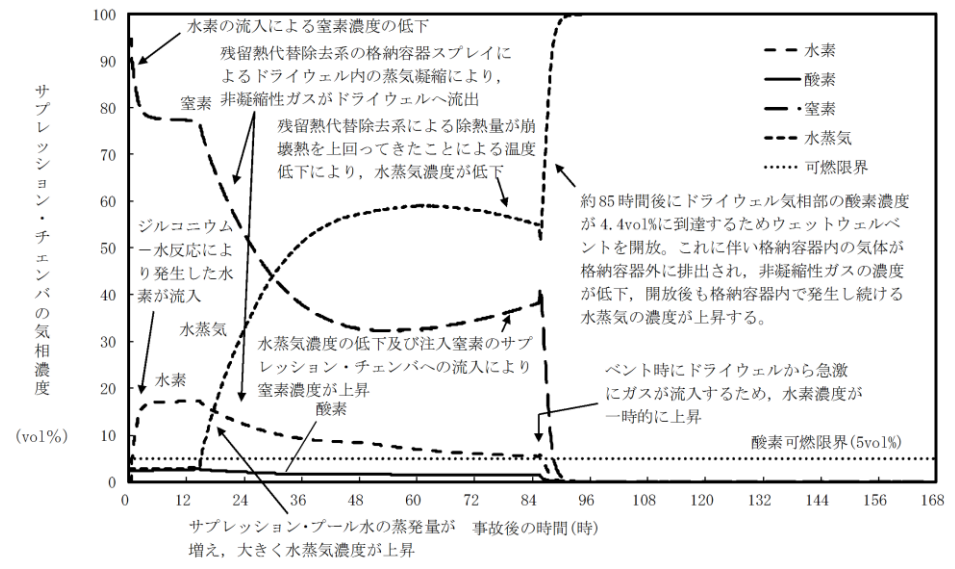
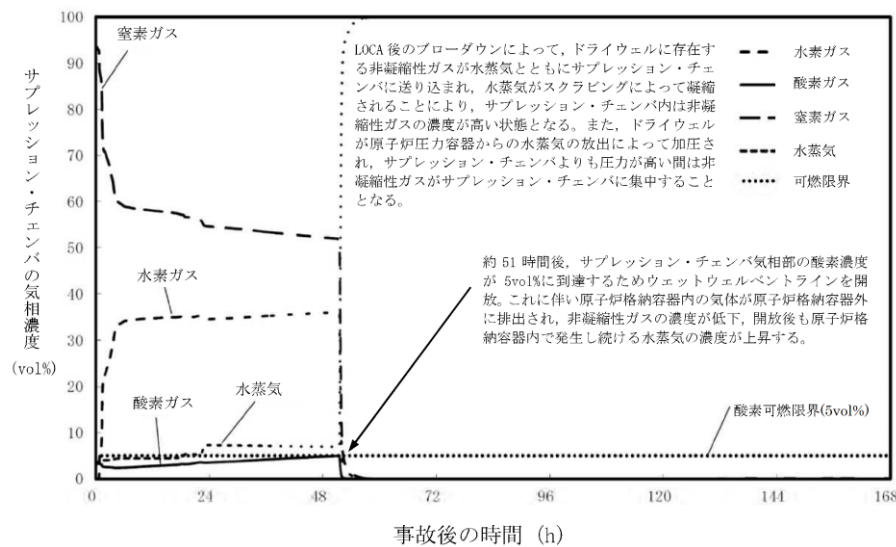


図52-8-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

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 vol%/ 0~100vol%	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 vol%/ 0~25vol%	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%

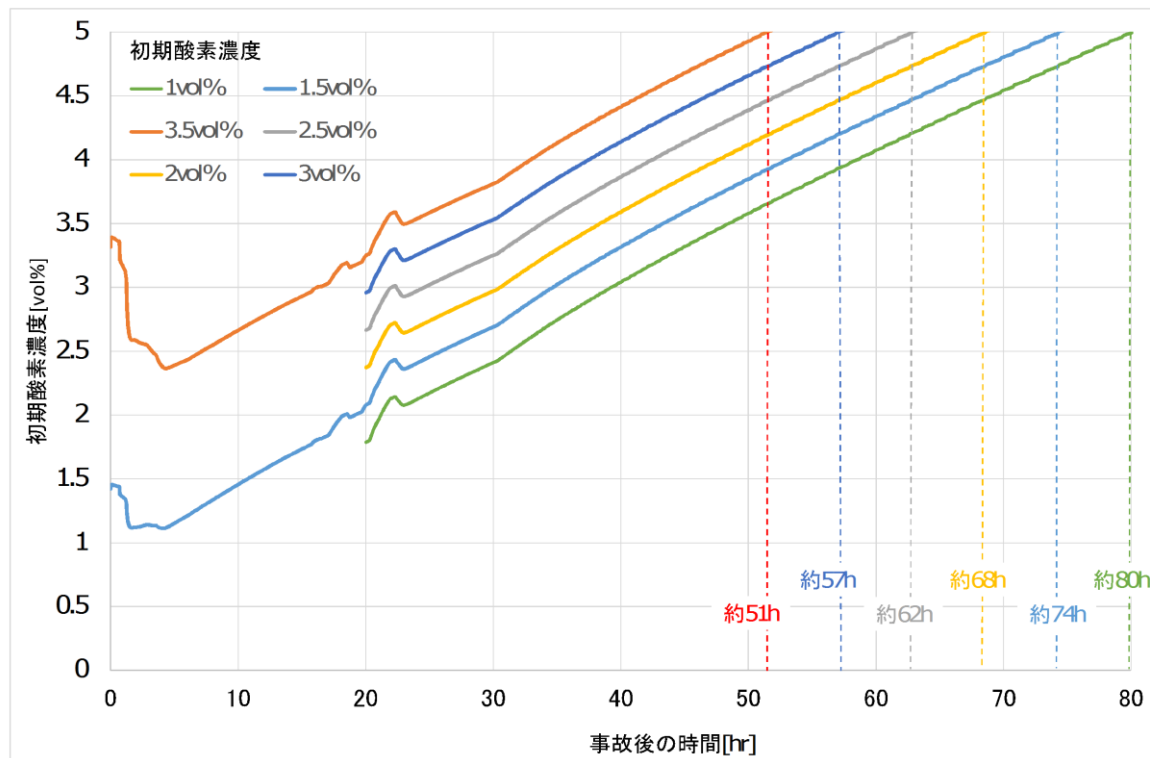


図52-8-5 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)

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。

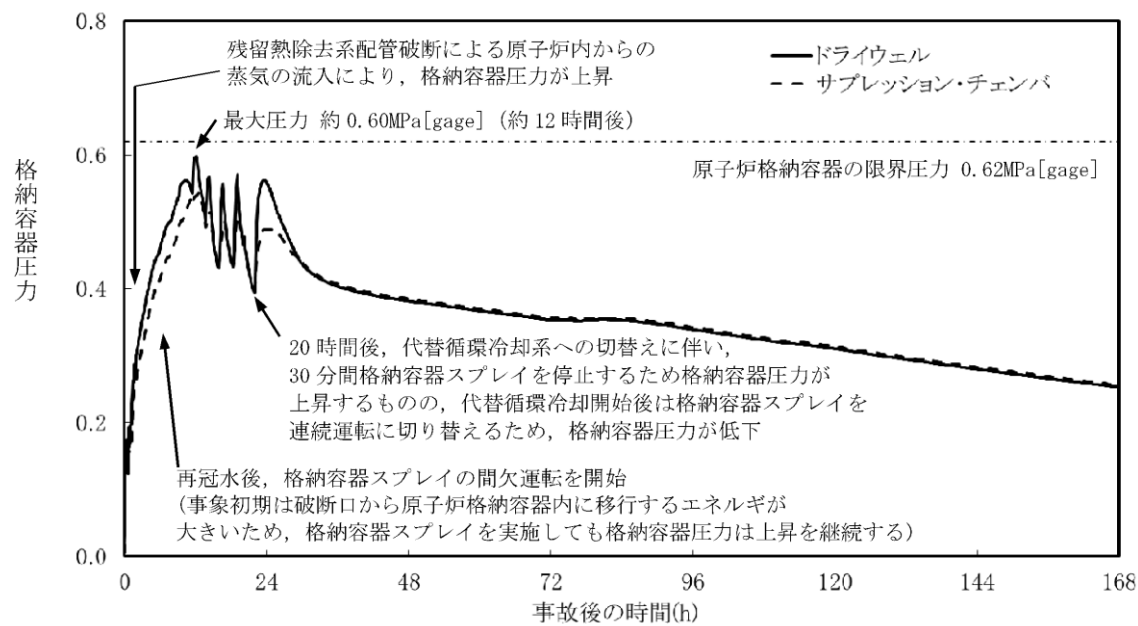


図52-8-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の推移

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：$5.3 \times 10^{N-1}$～1.9×10^NSv/h, N:-2～5, 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差：$5.3 \times 10^{N-1}$～1.9×10^NSv/h, N:-2～5, 格納容器内圧力（D/W）の誤差：± 15kPa, 格納容器内圧力（S/C）の誤差：± 15.6kPa）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	

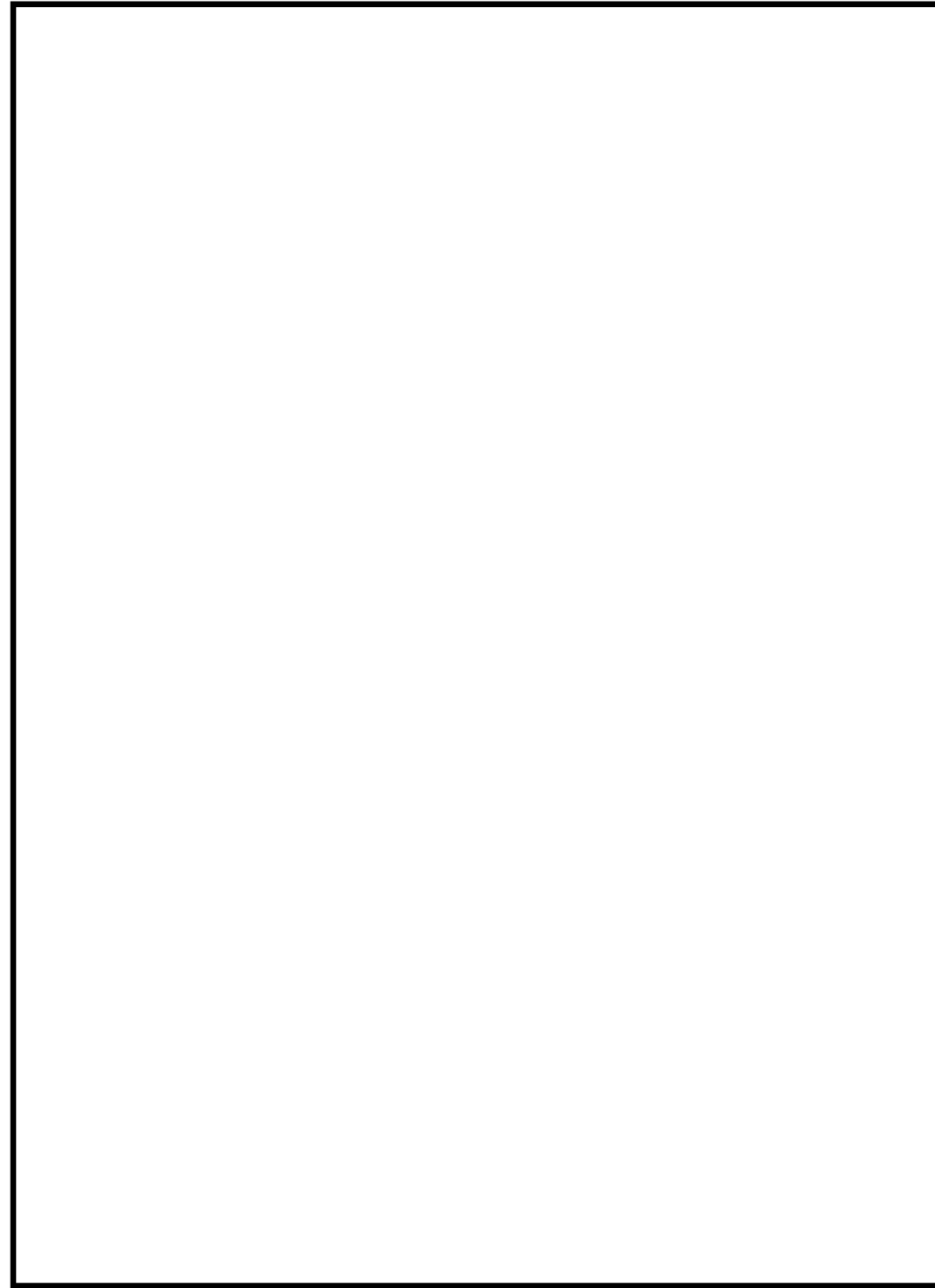


図52-9-1 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋 1 階)

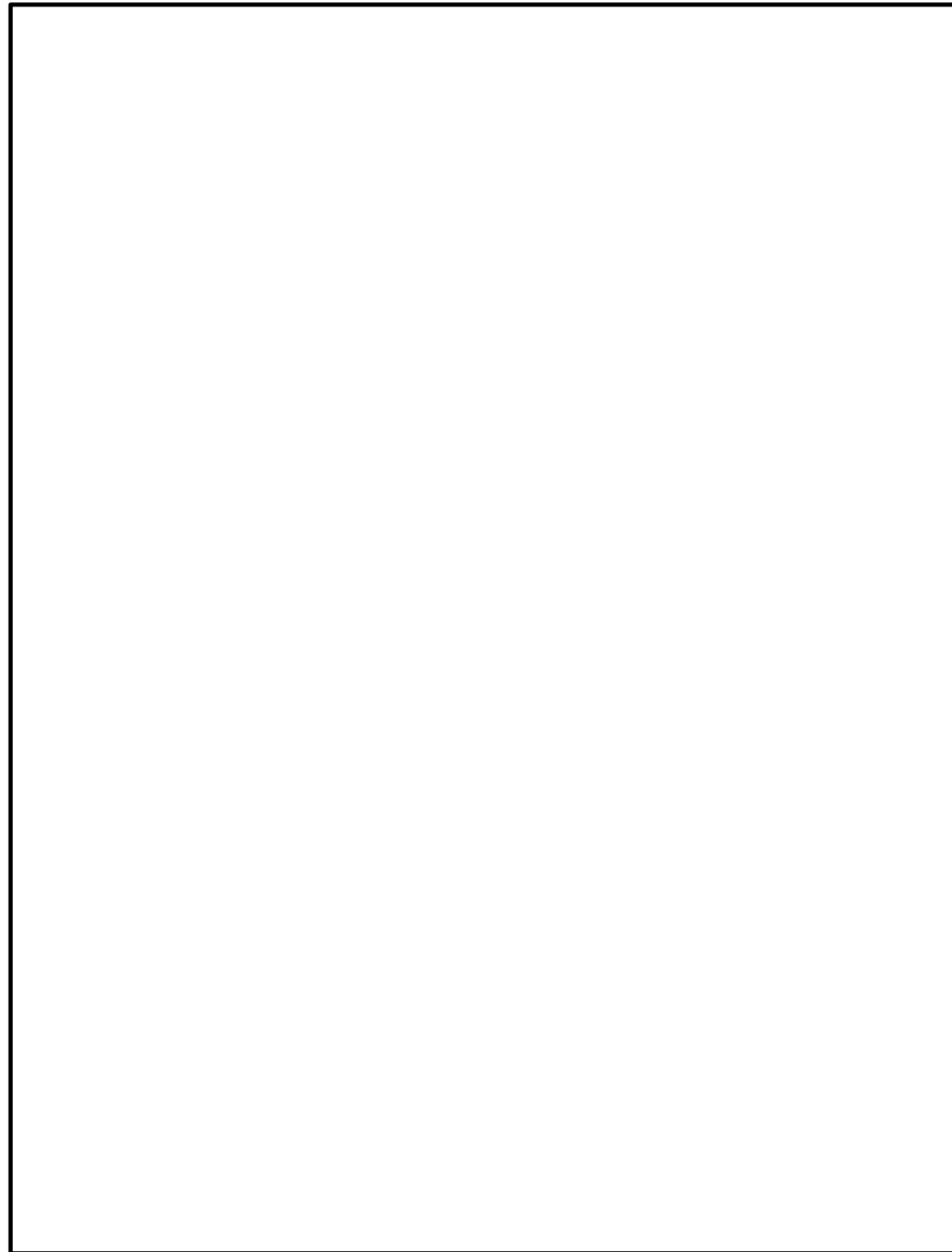


図 1 接続図

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

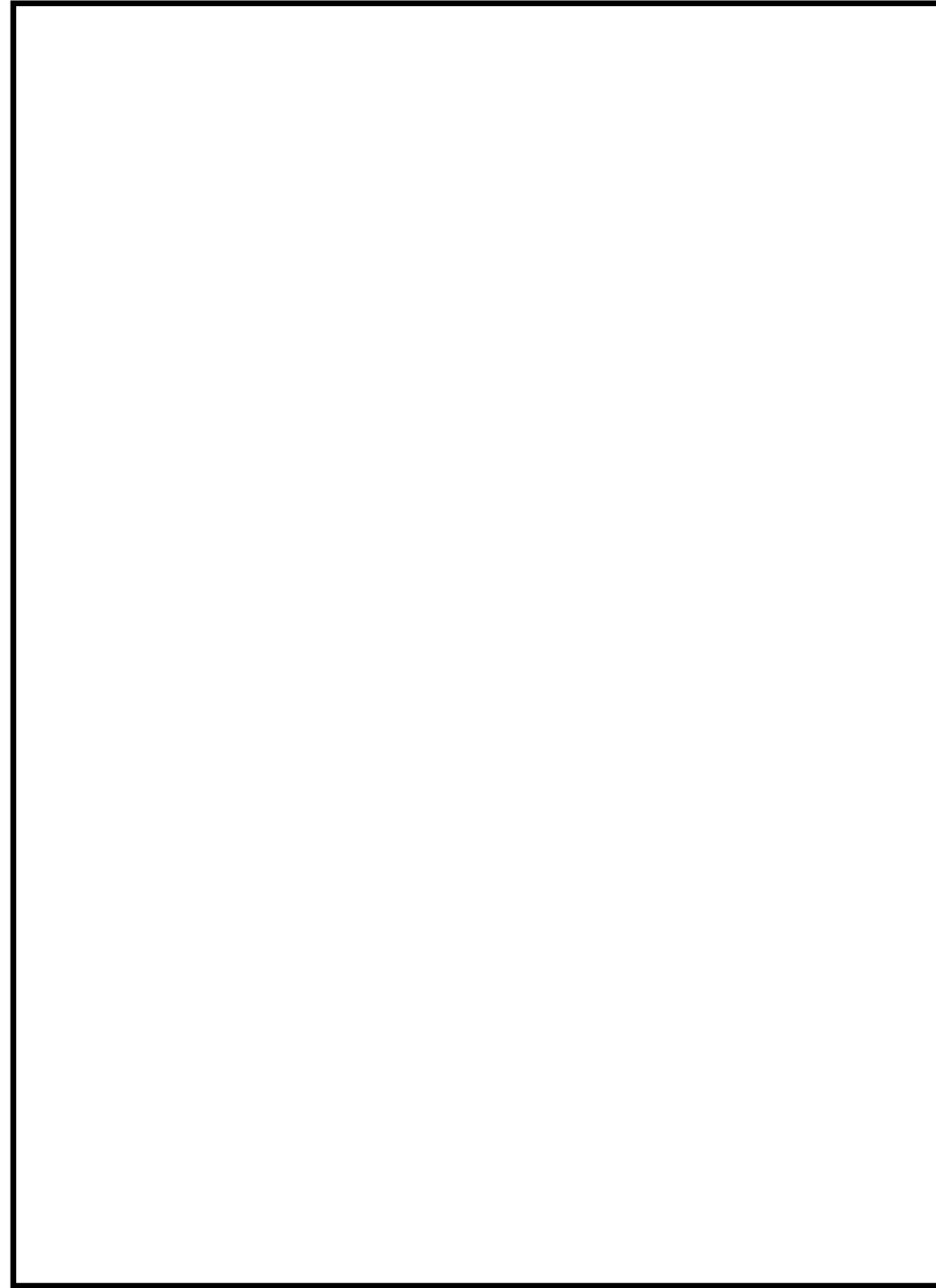


図52-9-2 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋2 階)

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

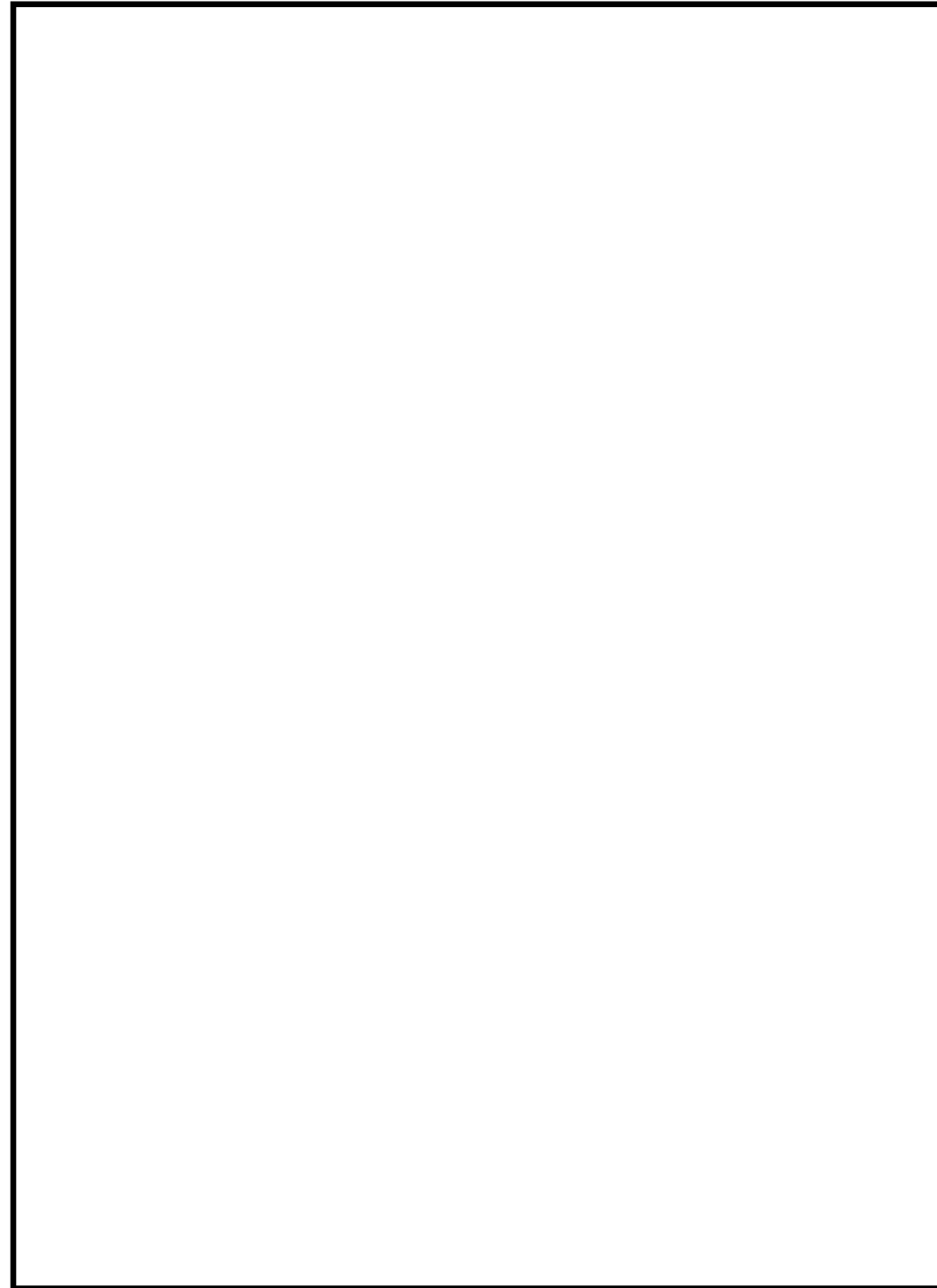


図52-9-3 接続図(建屋内接続 6/7号炉原子炉建屋3階)

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	

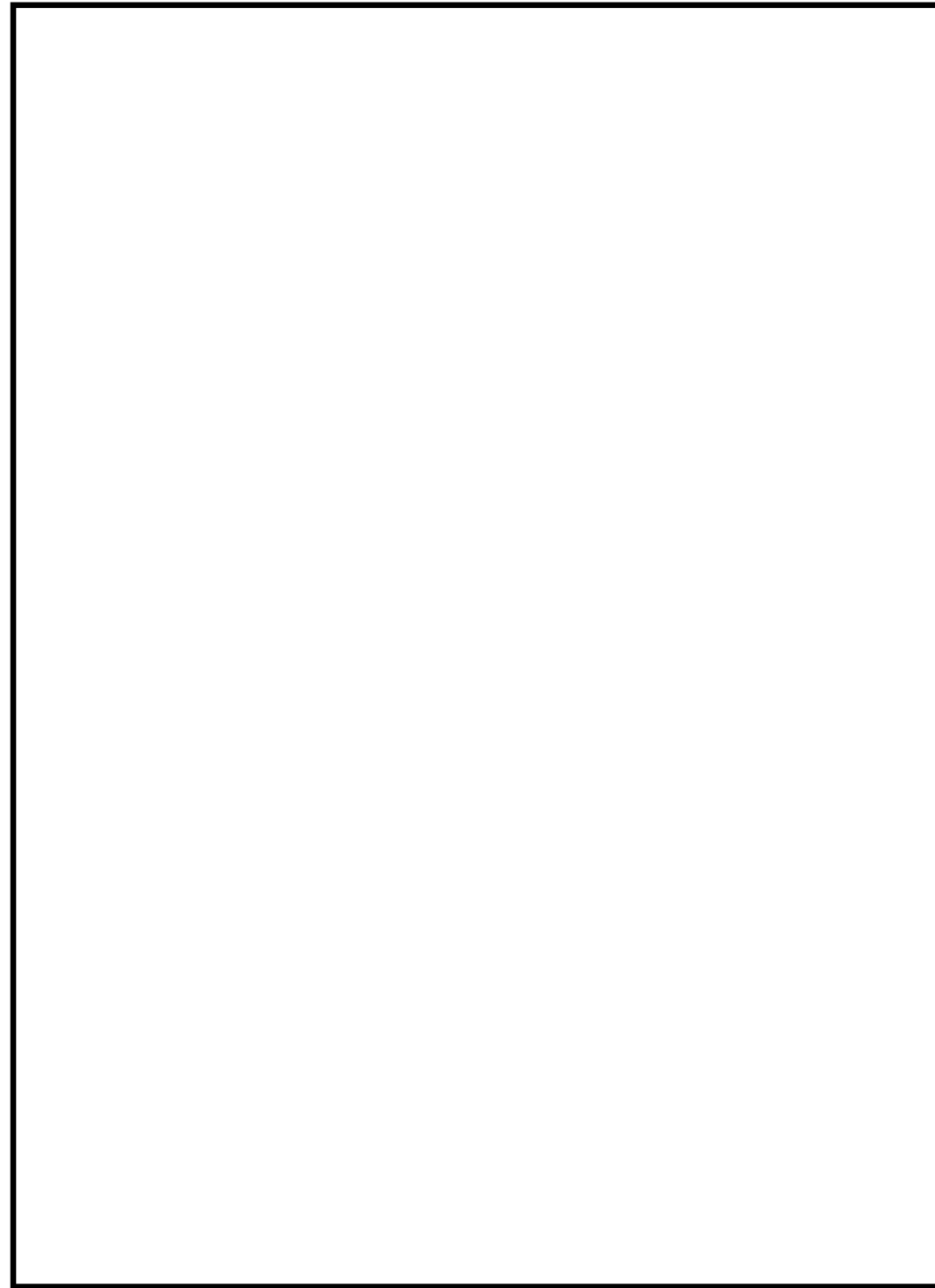


図52-10-1 屋外保管場所配置図 (可搬型窒素供給装置)



図1 屋外保管場所配置図

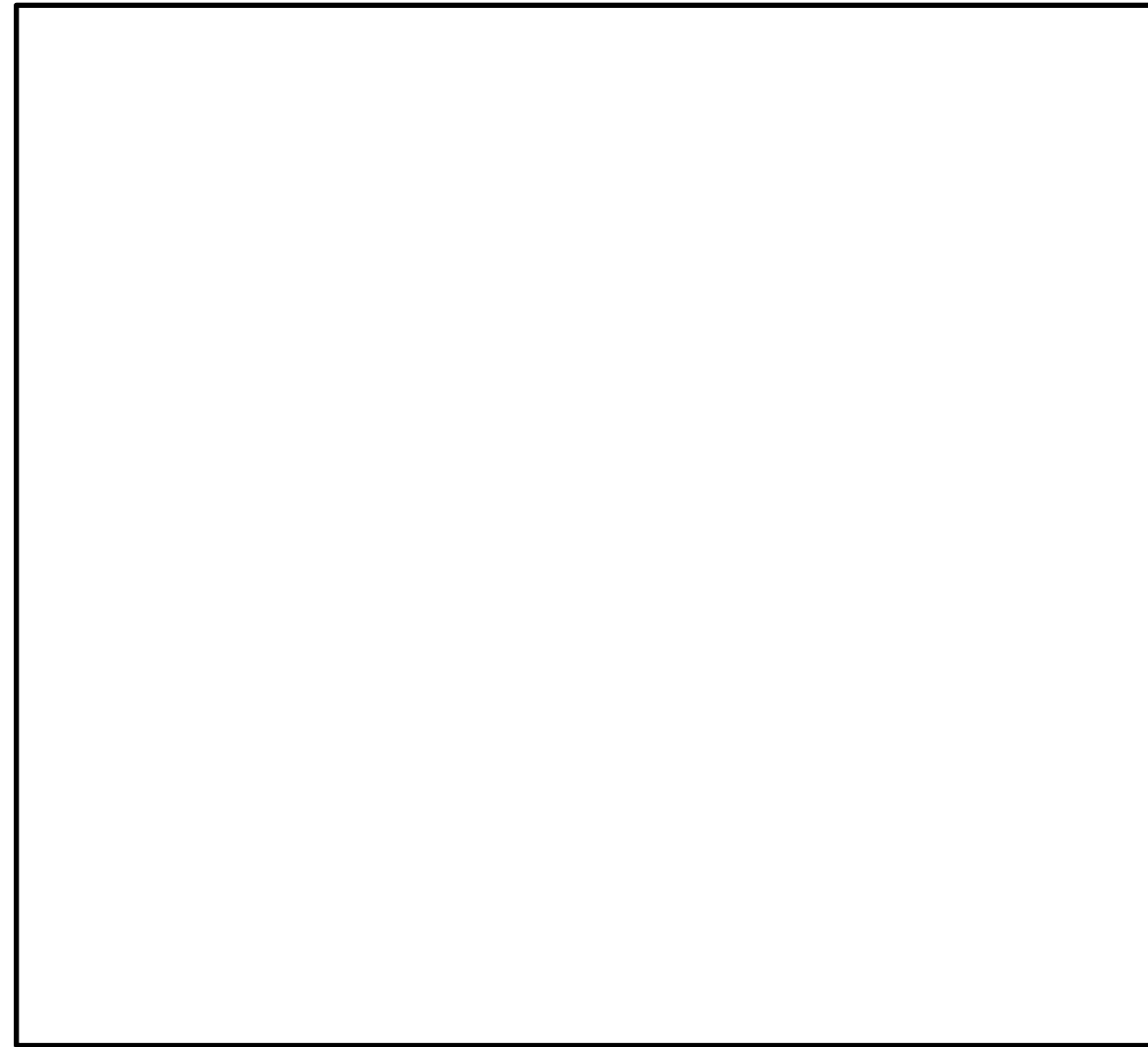


図2 可搬式窒素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

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 1377 976 1409" 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="1308 298 2415 1354" style="border: 1px solid black; height: 503px; width: 373px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1629 1377 2080 1409" 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>		

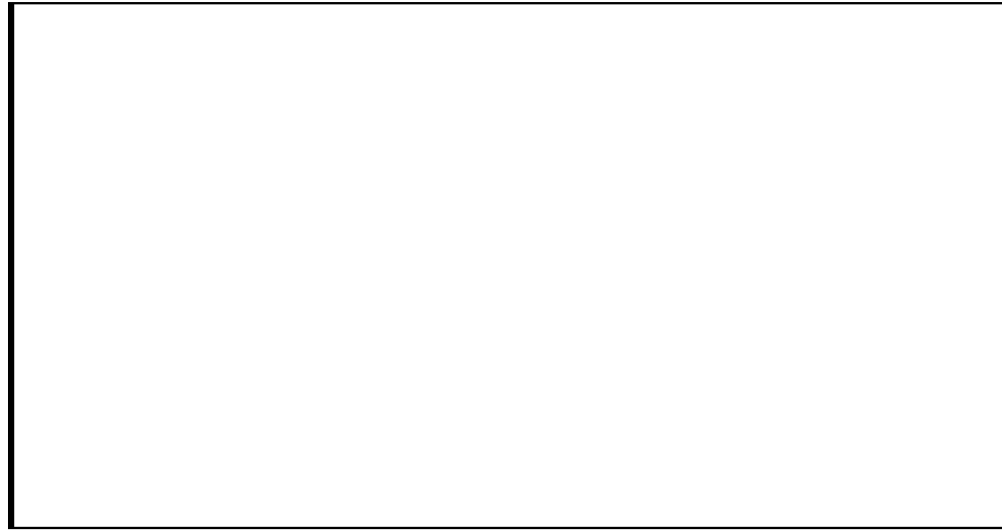


図52-11-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

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	

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，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。

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。

・資料構成の相違

・設備の相違

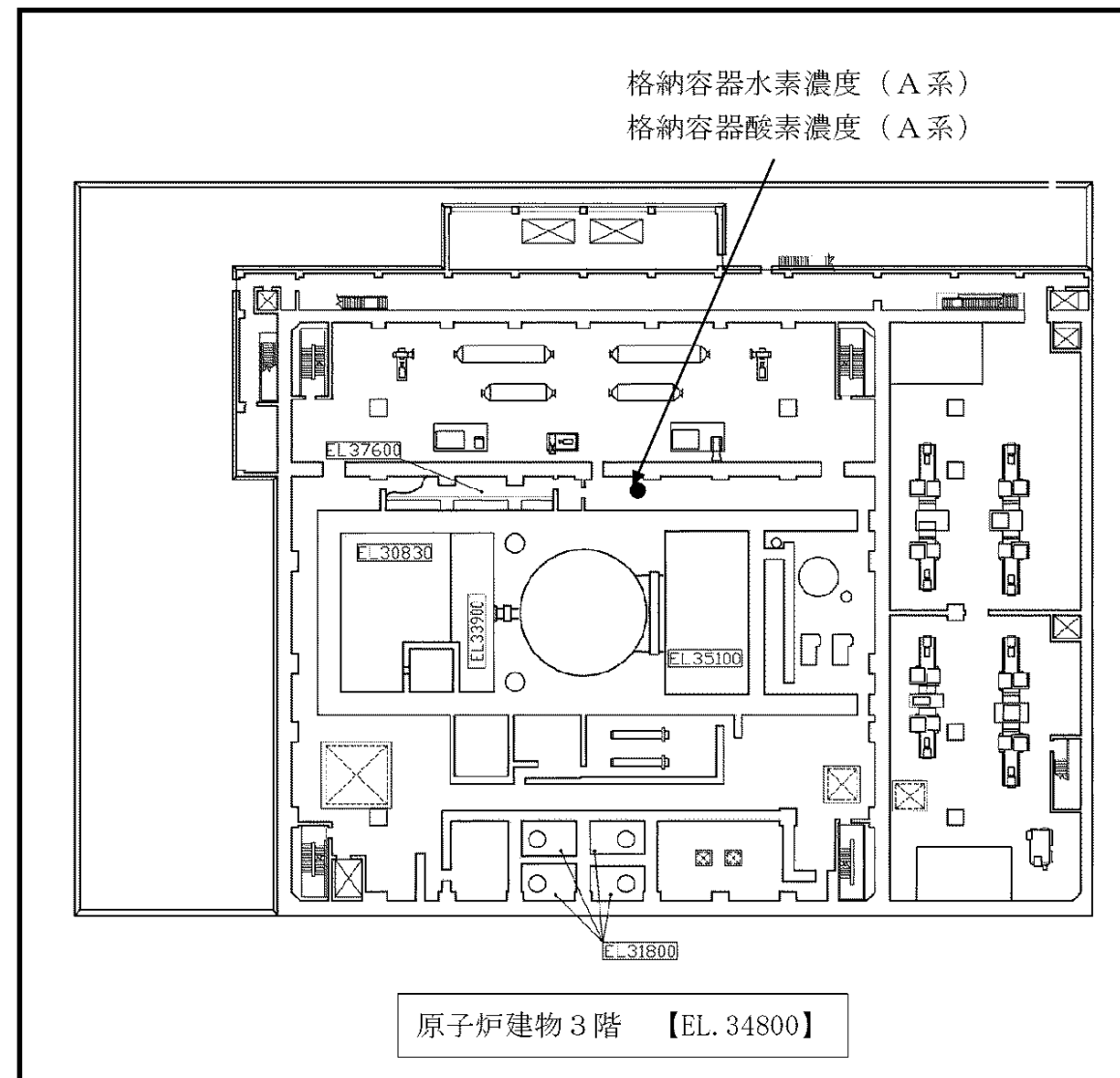


図1 機器配置図（原子炉建物3階）

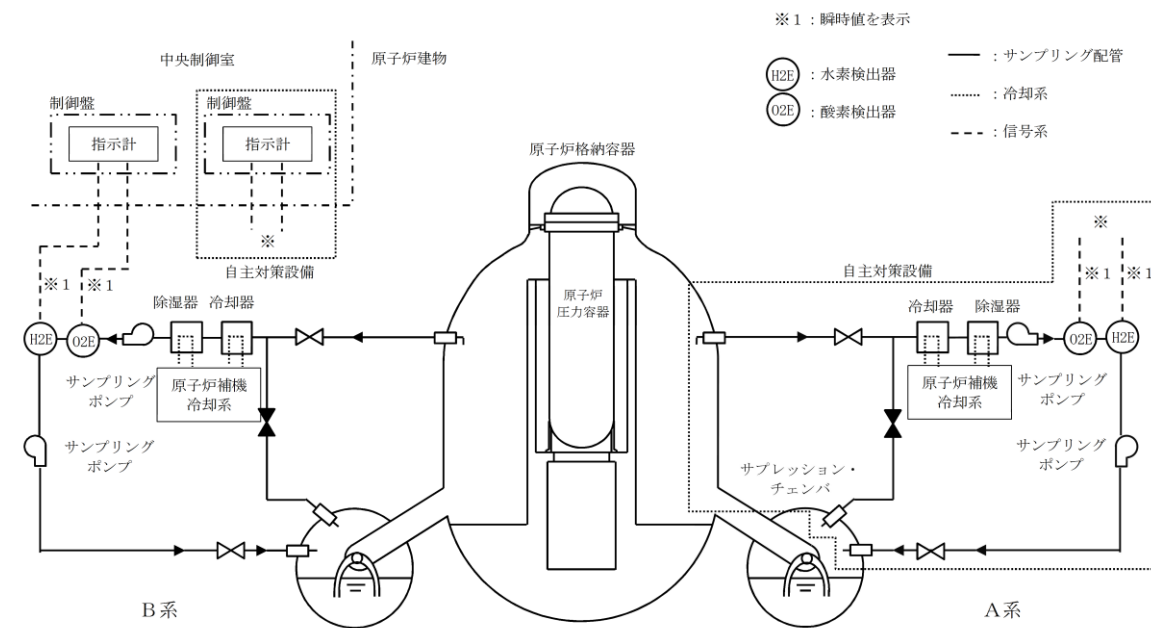


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

【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。

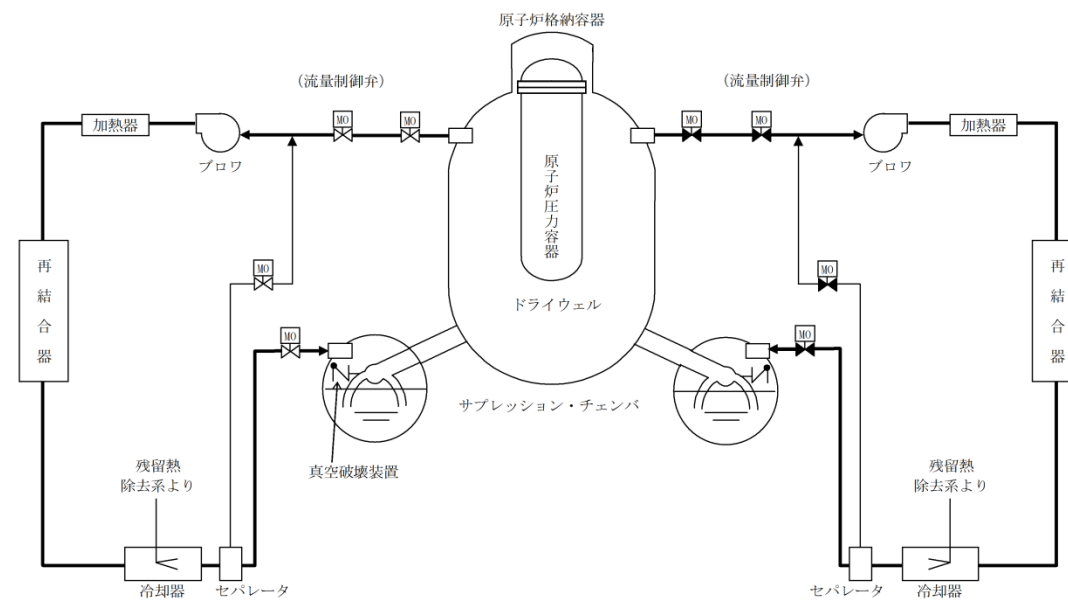


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図

・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。

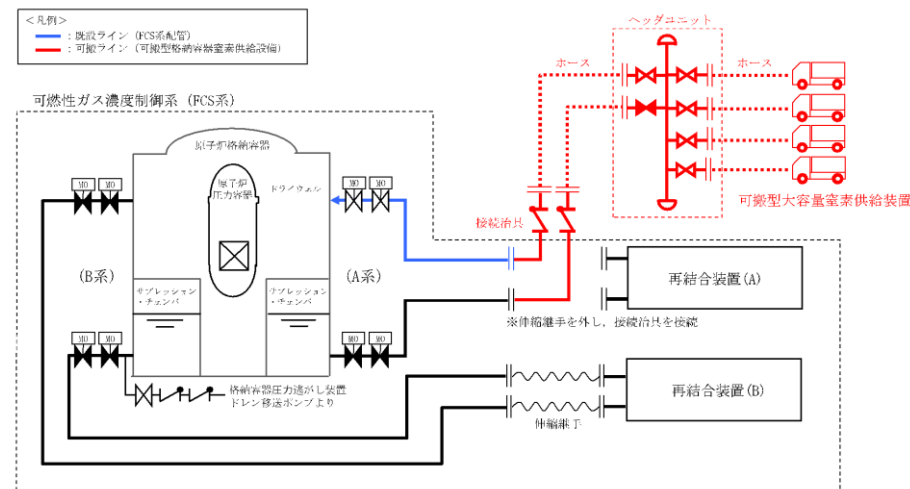


図52-12-1 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図

・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 2813 779">・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。

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 ₂ バージ用元弁 (タービン建屋側)	N ₂ バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200	N ₂ バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200
	耐圧強化ベント系 N ₂ バージ用元弁 (二次格納施設側)	N ₂ バージ用元弁 (二次格納施設側)	T22-F201	N ₂ 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	