

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 [49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>目次</p> <p>49-1 SA設備基準適合性 一覧表</p> <p>49-2 単線結線図</p> <p>49-3 配置図</p> <p>49-4 系統図</p> <p>49-5 試験及び検査</p> <p>49-6 容量設定根拠</p> <p>49-7 接続図</p> <p>49-8 保管場所図</p> <p>49-9 アクセスルート図</p> <p>49-10 その他設備</p> <p><u>49-11 各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>	<p>49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>目次</p> <p>49-1 SA設備基準適合性 一覧表</p> <p>49-2 単線結線図</p> <p>49-3 配置図</p> <p>49-4 系統図</p> <p>49-5 試験及び検査</p> <p>49-6 容量設定根拠</p> <p>49-7 接続図</p> <p>49-8 保管場所図</p> <p>49-9 アクセスルート図</p> <p>49-10 その他設備</p> <p><u>49-11 送水ヘッドについて</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、可搬型代替注水設備による注水及び水の補給において、可搬の送水ヘッドを使用する</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;">49-1 SA設備基準適合性一覧表</p>	<p style="text-align: center;">49-1 SA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 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		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	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	49-3 配置図, 49-4 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, B d, B f
	第2号	関連資料	49-3 配置図, 49-4 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	49-5 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	49-4 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	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A a, B		
		関連資料	49-3 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			49-6 容量設定根拠			
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外		
		関連資料	-			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
	サポート系故障		対象(サポート系有り)異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料		49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 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)

49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化区分			
第43条	第1項	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	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	49-3 配置図, 49-4 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, B d, B f	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 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	49-5 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		49-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 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	49-3 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			49-6 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		49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 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)

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49条: 原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	類型化区分		
第13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	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	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 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	B c, B d	
		関連資料	49-1 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
	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	49-5 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	49-4 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	49-1 系統図, 49-5 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	49-7 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	49-6 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	49-7 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	49-7 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	49-7 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	49-8 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	49-9 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	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		

島根原子力発電所 2号炉

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第49条: 原子炉格納容器内の冷却等のための設備		大量送水車	類型化区分		
第43条	第1項	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	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 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	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図, 49-9 アクセスルート図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁(手動弁, 電動弁)	A, B
			関連資料	49-5 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	49-4 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	49-4 系統図, 49-5 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	49-7 接続図		
	第3項	第1号	可搬型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	49-6 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	49-7 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	49-7 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	49-7 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	49-8 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	49-9 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	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分	
第13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	-	
	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	-		
	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	-		
	第5号	無影響防止	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	-		
	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 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
関連資料			-		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	-
	関連資料		-		

・設備の相違
島根2号炉の原子炉格納容器スプレイは、ドライウェル側へのスプレイの方が効果的なため、有効性評価において、サプレッション・チェンバ内へのスプレイを考慮していない

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49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器（設計基準拡張）	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	—	
	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	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
関連資料			—		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サボート系故障	対象(サボート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
		関連資料	—		

・設備の相違
 島根2号炉の原子炉格納容器スプレイは、ドライウェル側へのスプレイの方が効果的なため、有効性評価において、サプレッション・チェンバ内へのスプレイを考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ポンプ (設計基準拡張)	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
			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	-	-
	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	-	-	
	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	-	-	
	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	-	-	
	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 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
関連資料			-	-	
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去ポンプ (サブプレッション・プール水冷却モード) (設計基準拡張)	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	-	-
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
		関連資料	-	-	
	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	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	-	-	
	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			-	-	
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-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	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	-	-		

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

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49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器（設計基準拡張）	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	-	
			第2号	操作性	操作不要
	第3号	関連資料	-		
	第4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	-		
	第5号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料	-		
	第6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7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 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
関連資料			-		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			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		-		

島根原子力発電所 2号炉

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系熱交換器（サブプレッション・プール水冷却モード）（設計基準拡張）	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	-	
			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)	熱交換器	D	
	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	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	-	
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	-	
		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-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	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	Ca	
		関連資料	-		

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
49-2 単線結線図	49-2 単線結線図	

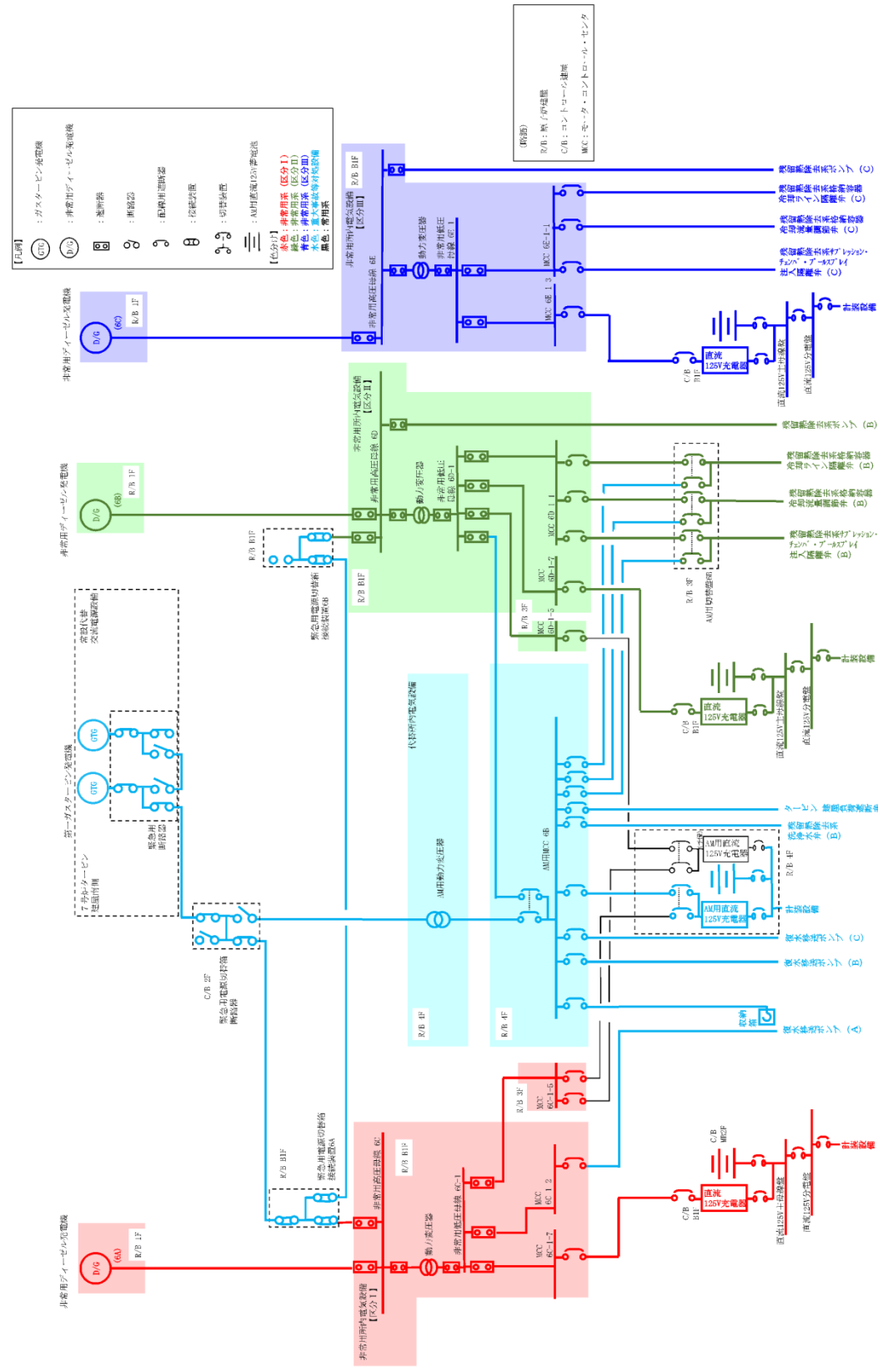


図1 単線結線図 (6号炉)

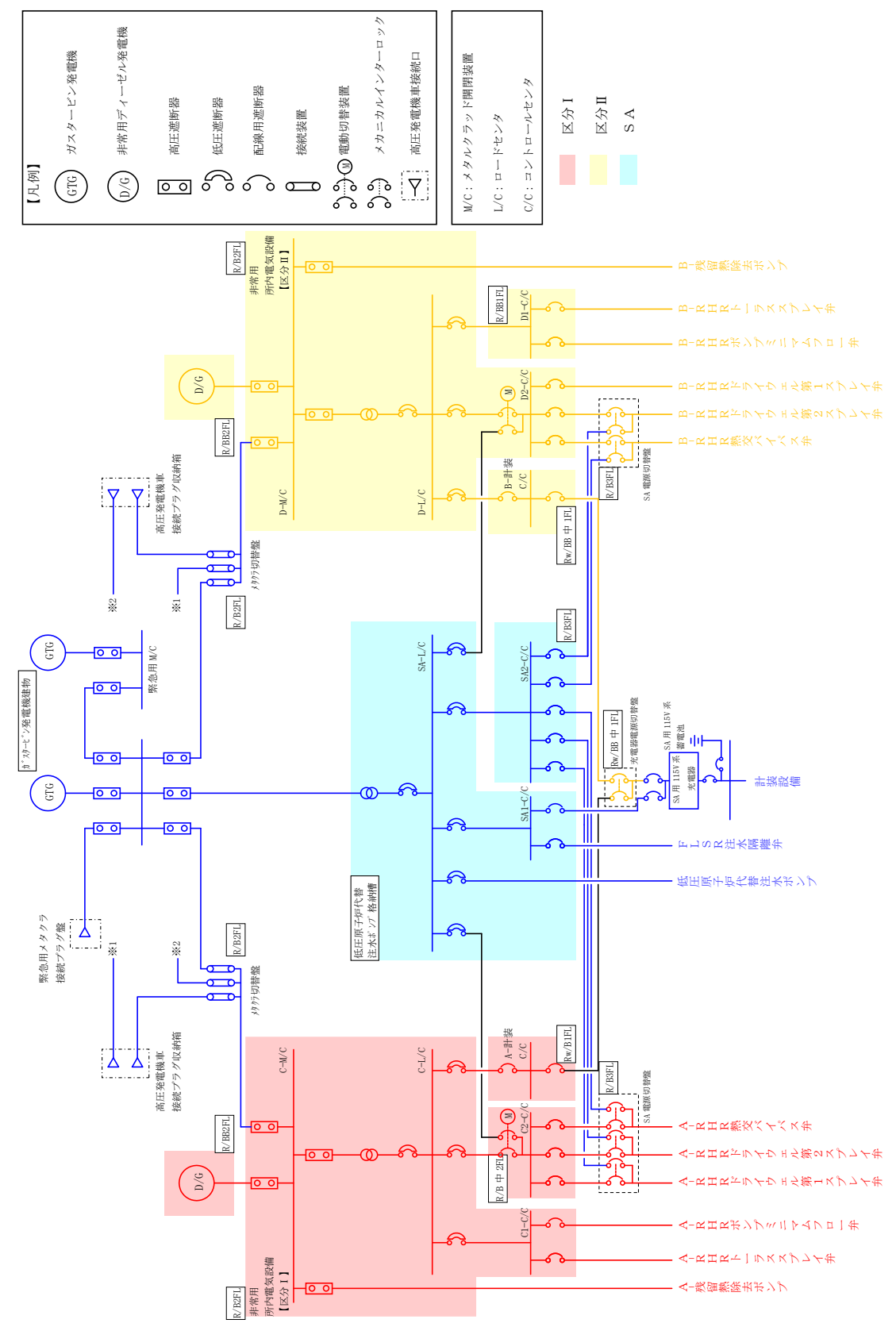


図1 単線結線図

・設備の相違

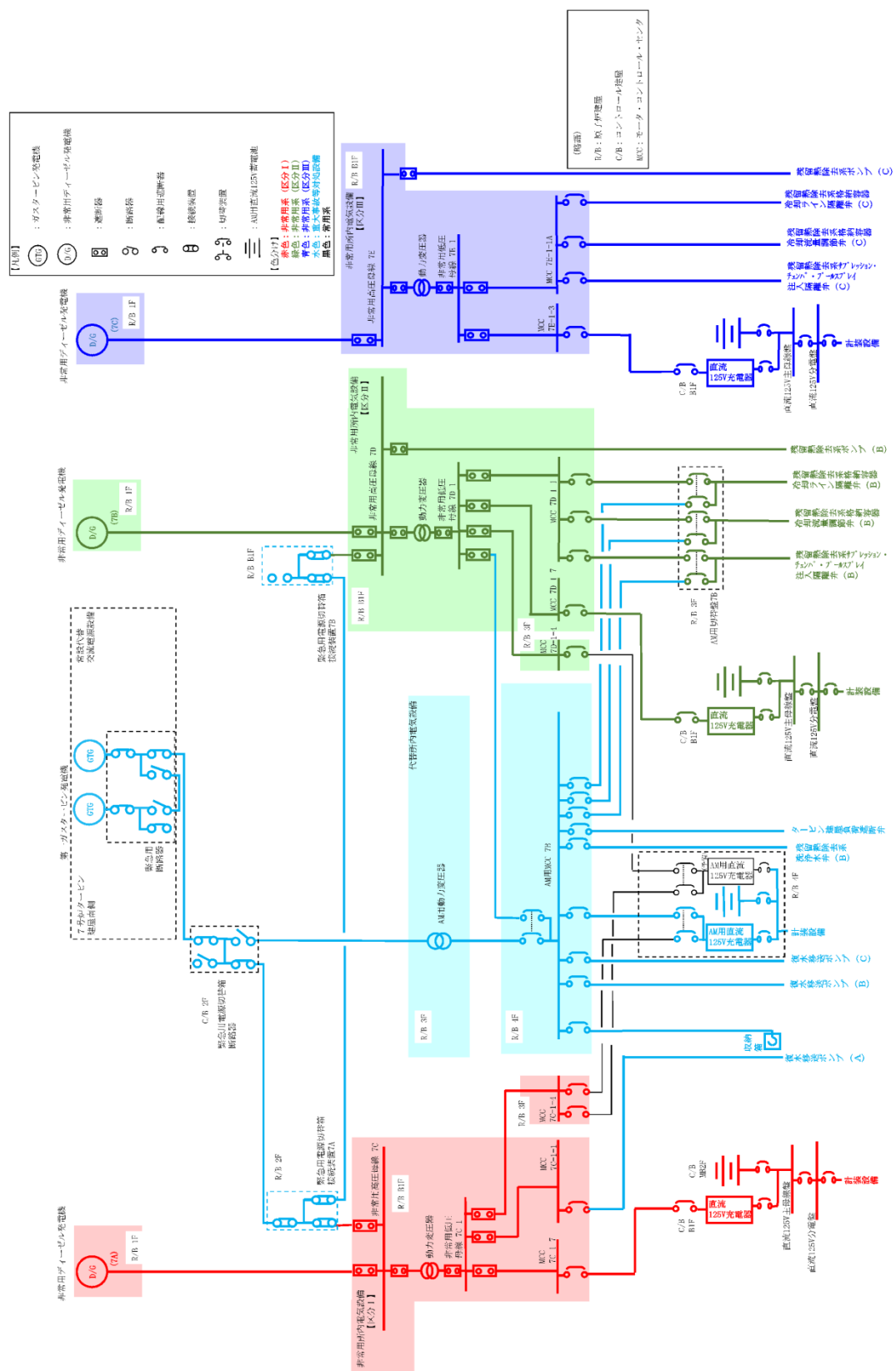


図2 単線結線図 (7号炉)

・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">49-3 配置図</p> <div data-bbox="697 1575 1202 1743" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 200px;"> <p data-bbox="727 1606 1083 1648"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="727 1680 1113 1722"> : 重大事故等対処設備</p> </div>	<p data-bbox="1810 703 1958 735">49-3 配置図</p> <div data-bbox="1958 1575 2359 1753" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 200px;"> <p data-bbox="1988 1606 2329 1648"> : 設計基準対象施設</p> <p data-bbox="1988 1680 2344 1722"> : 重大事故等対処設備</p> </div>	

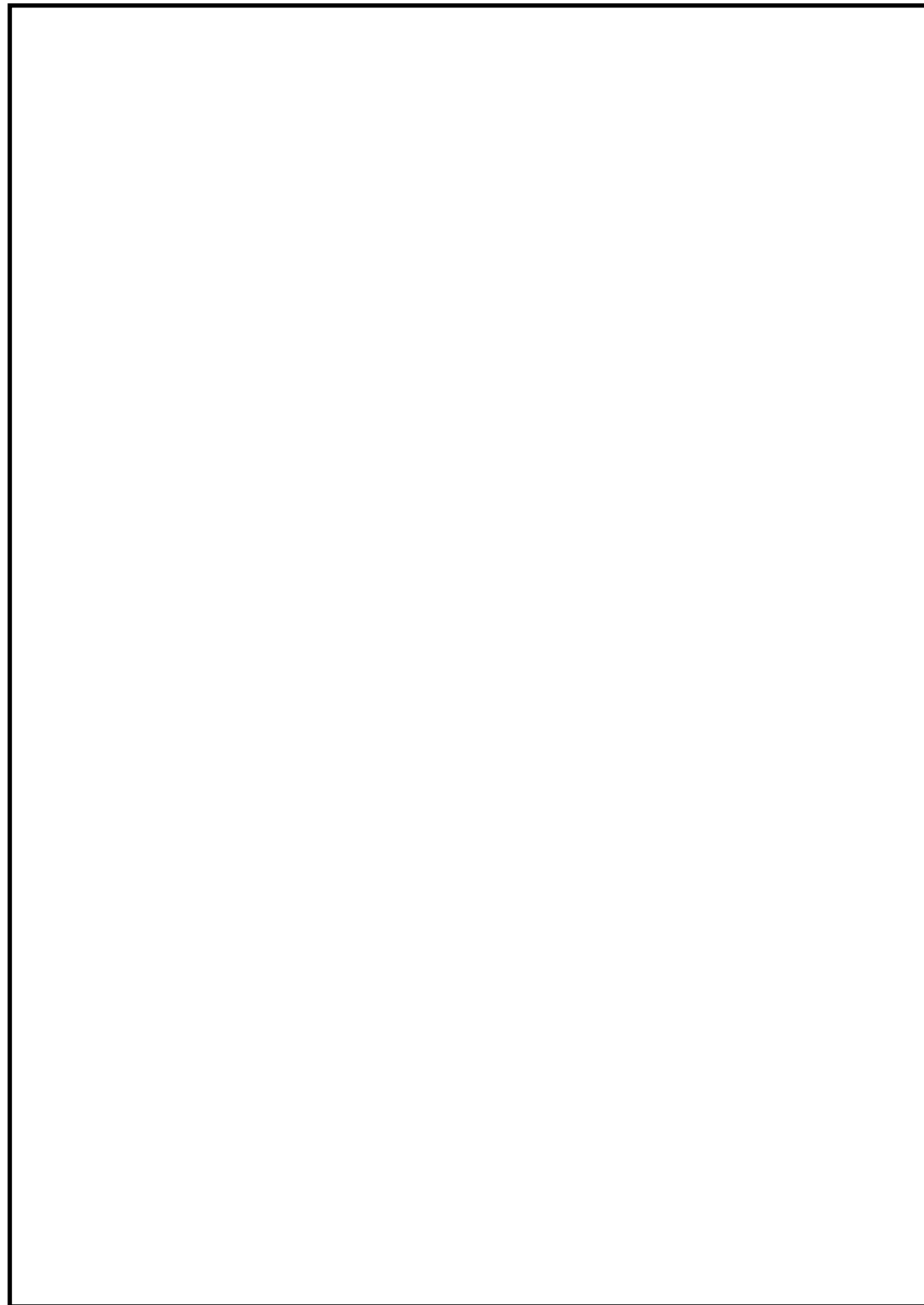


図1 配置図 (6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

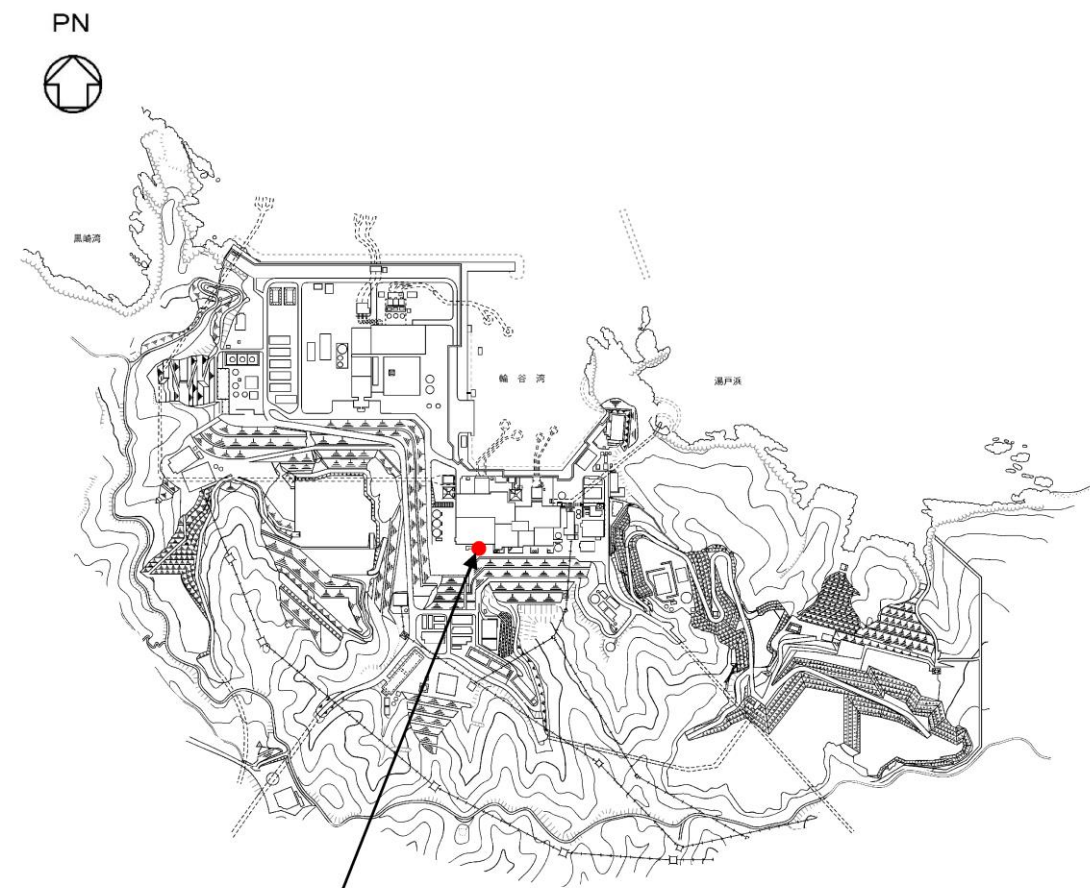


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器 (低圧原子炉代替注水ポンプ) の配置図

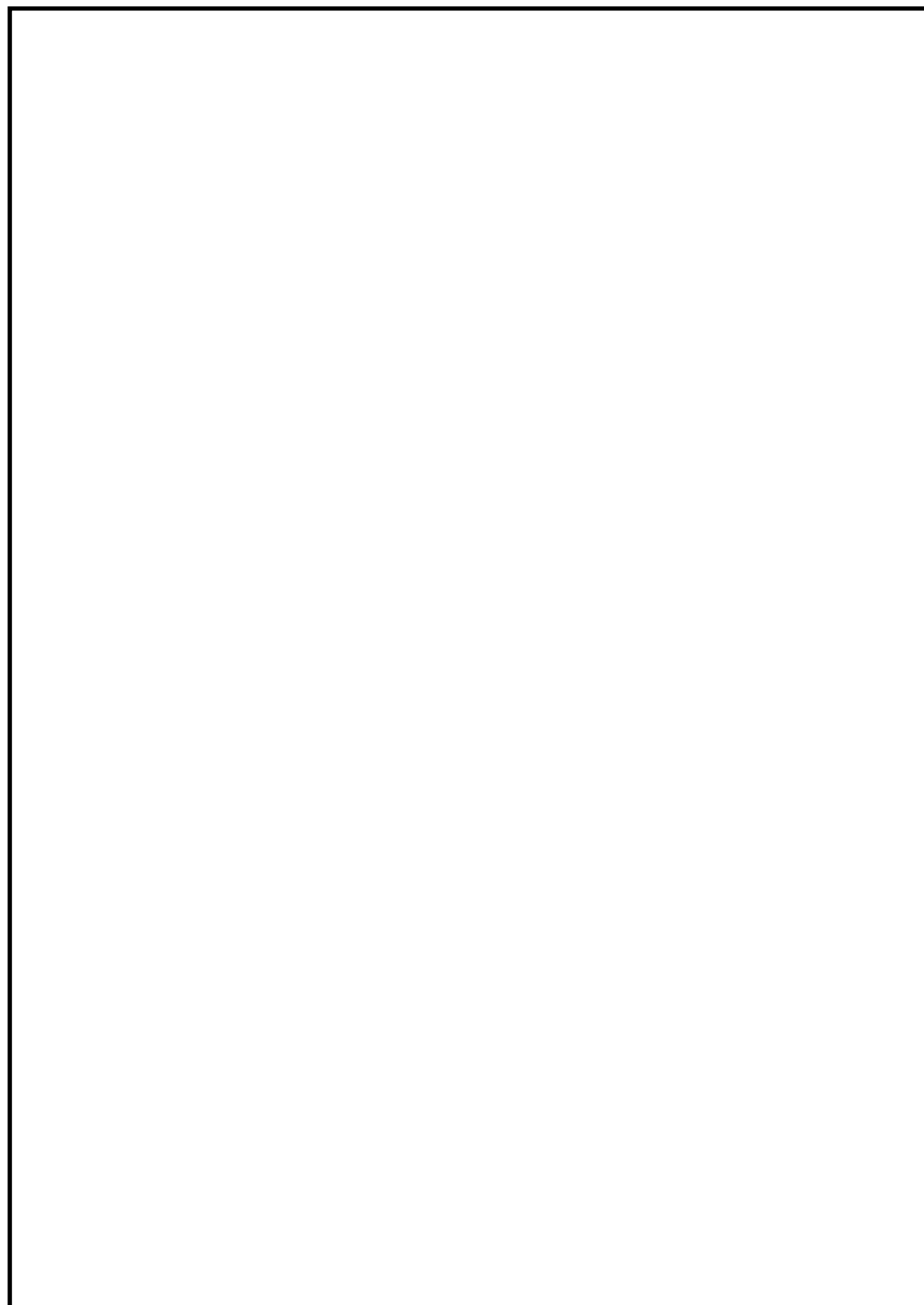

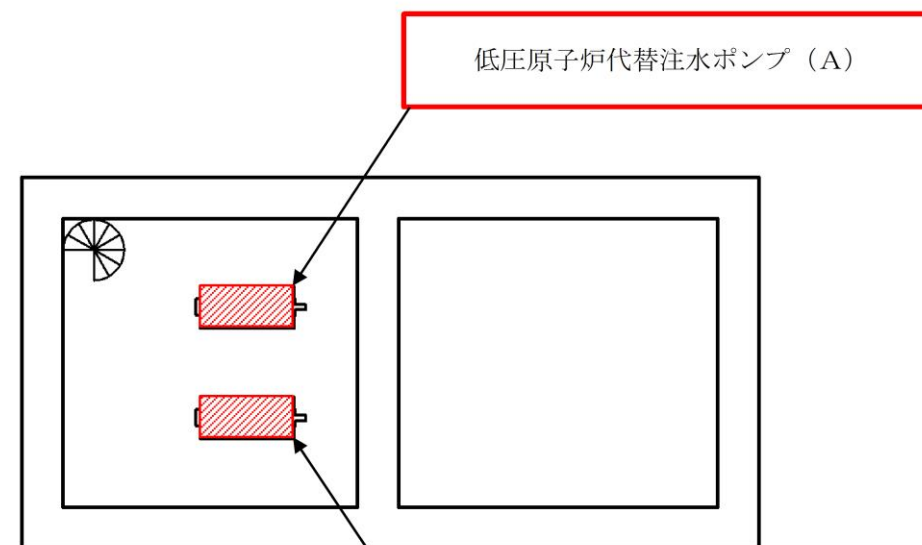


図2 配置図 (6/7号炉 廃棄物処理建屋地下3階)

PN




低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 【EL.700】

図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器 (低圧原子炉代替注水ポンプ) の配置図

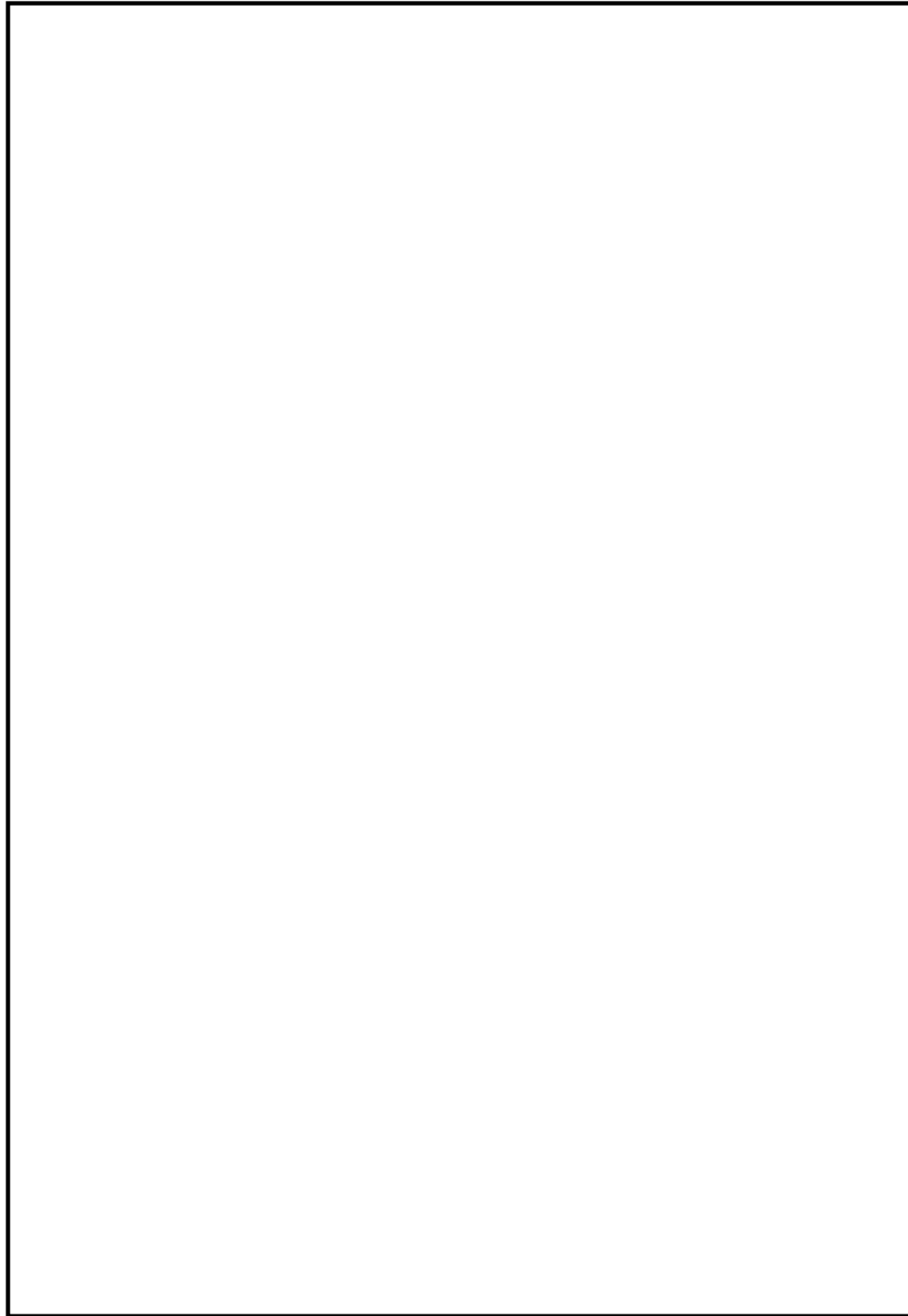
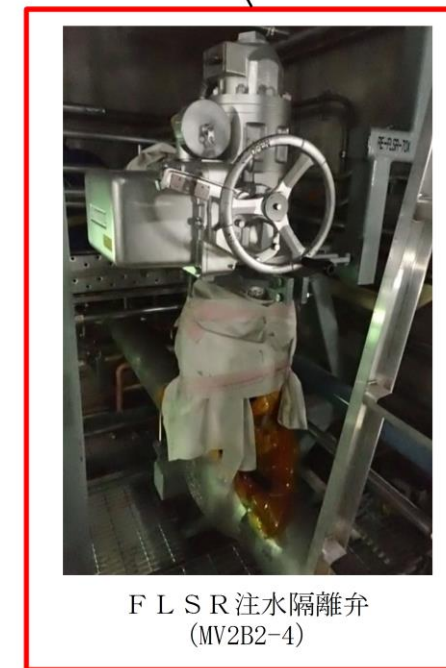
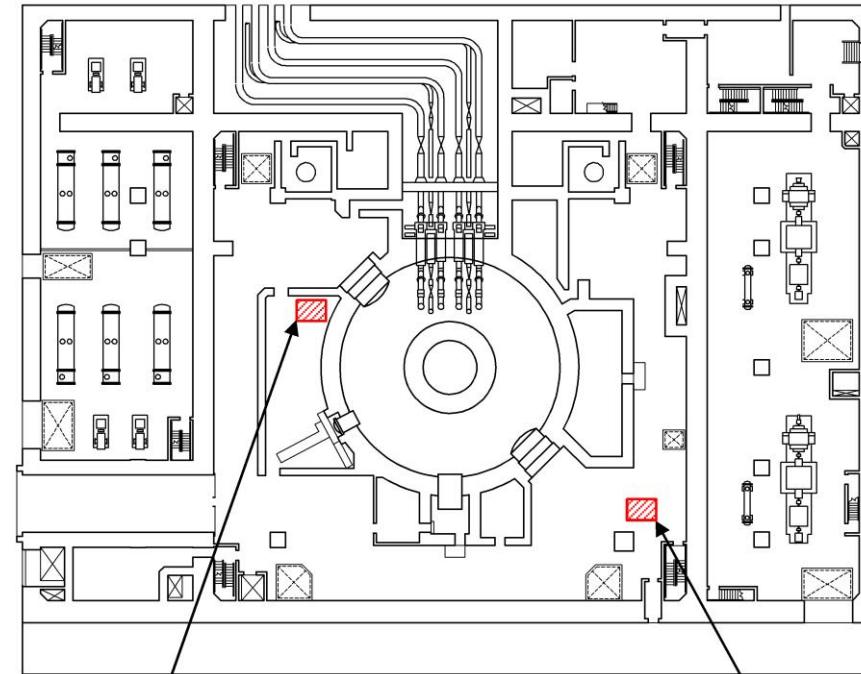


図3 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下3階)

PN



原子炉建物1階 【EL.15300】

図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器 (F L S R注水隔離弁) の配置図
 (原子炉建物1階)

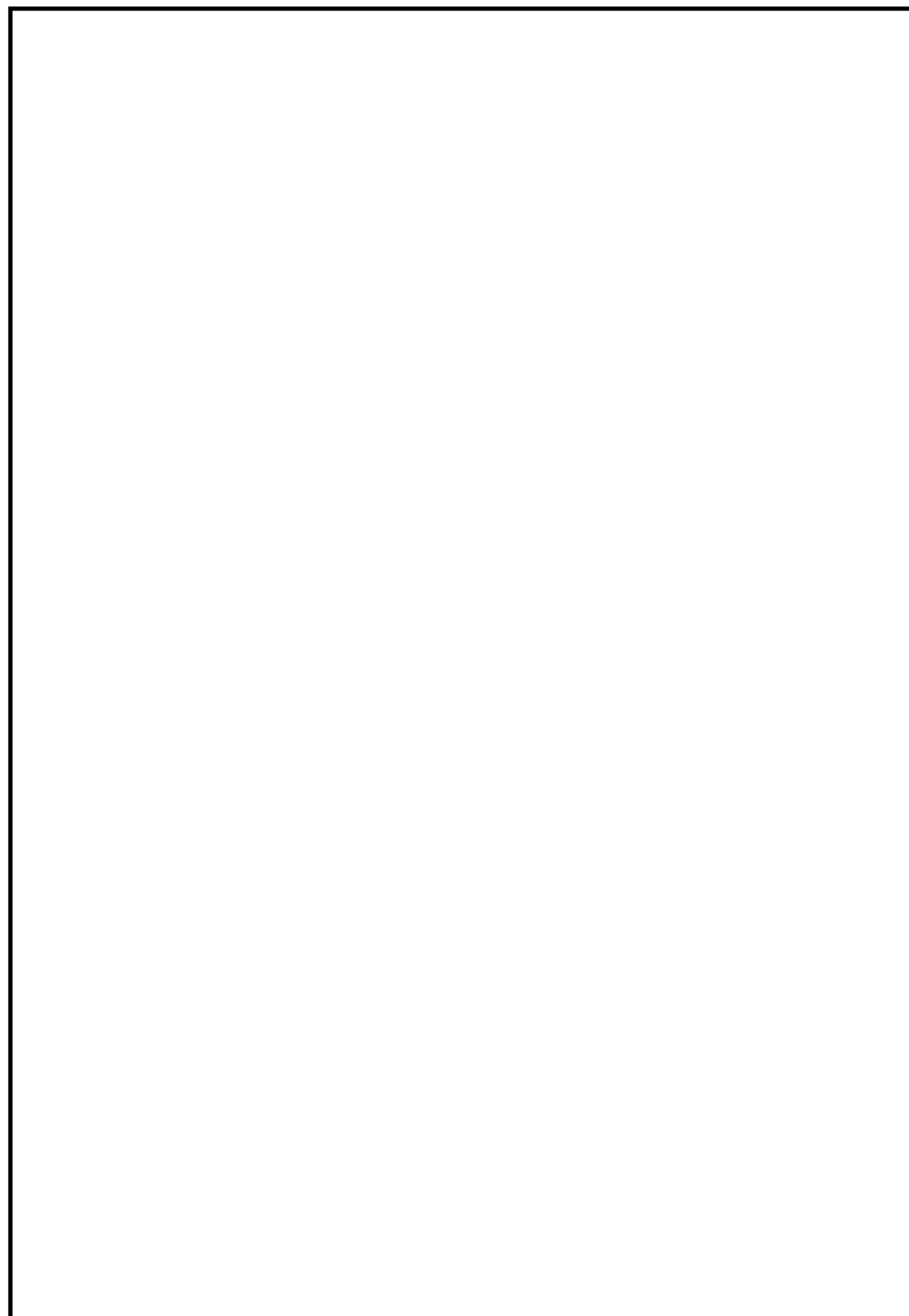
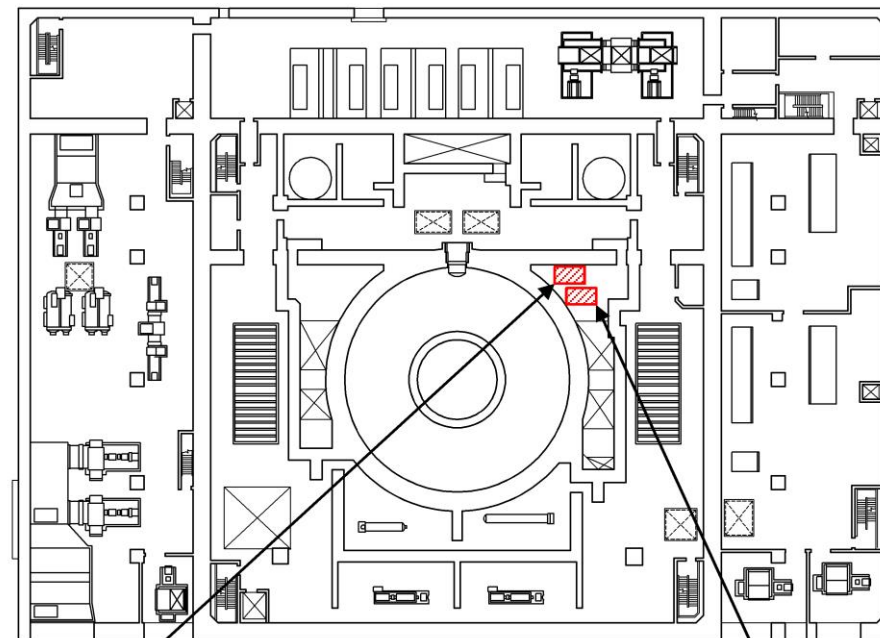


図4 配置図 (7号炉 原子炉建屋地下3階)

PN



原子炉建物2階 【EL.23800】

図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器 (弁) の配置図
 (原子炉建物2階)

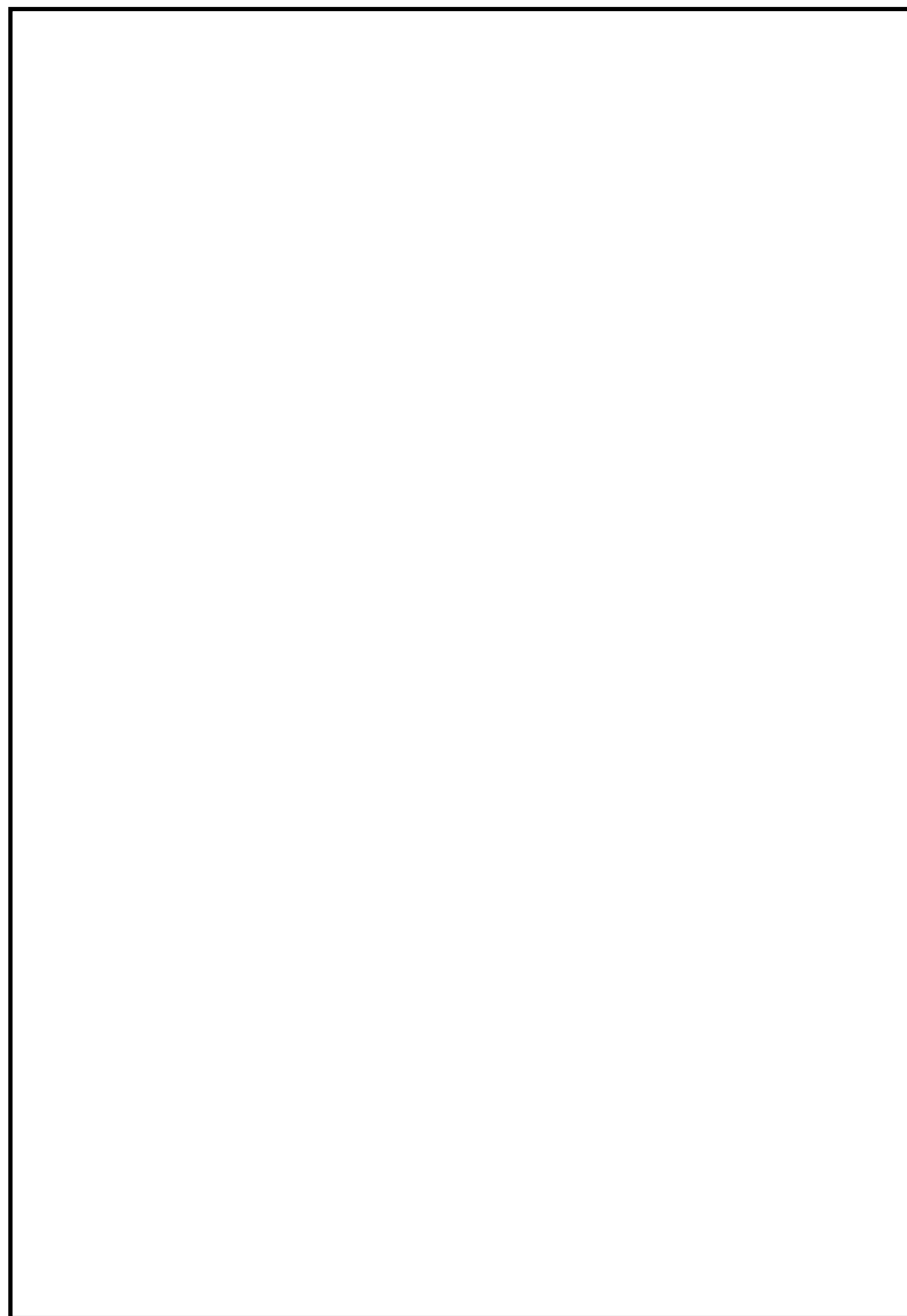
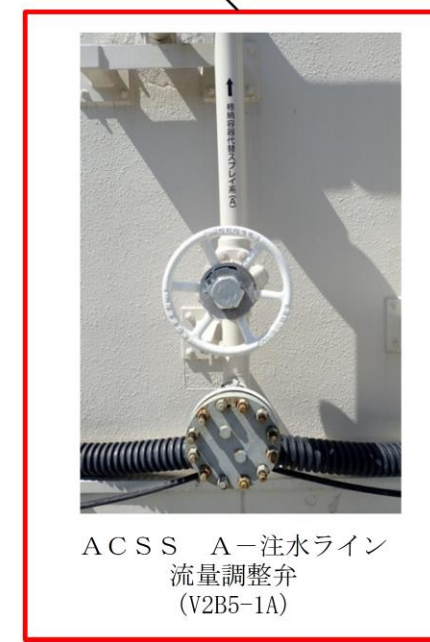


図5 配置図 (6号炉 タービン建屋地下中2階)



ACSS B-注水ライン
流量調整弁
(V2B5-1B)



ACSS A-注水ライン
流量調整弁
(V2B5-1A)

図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器 (弁) の配置図

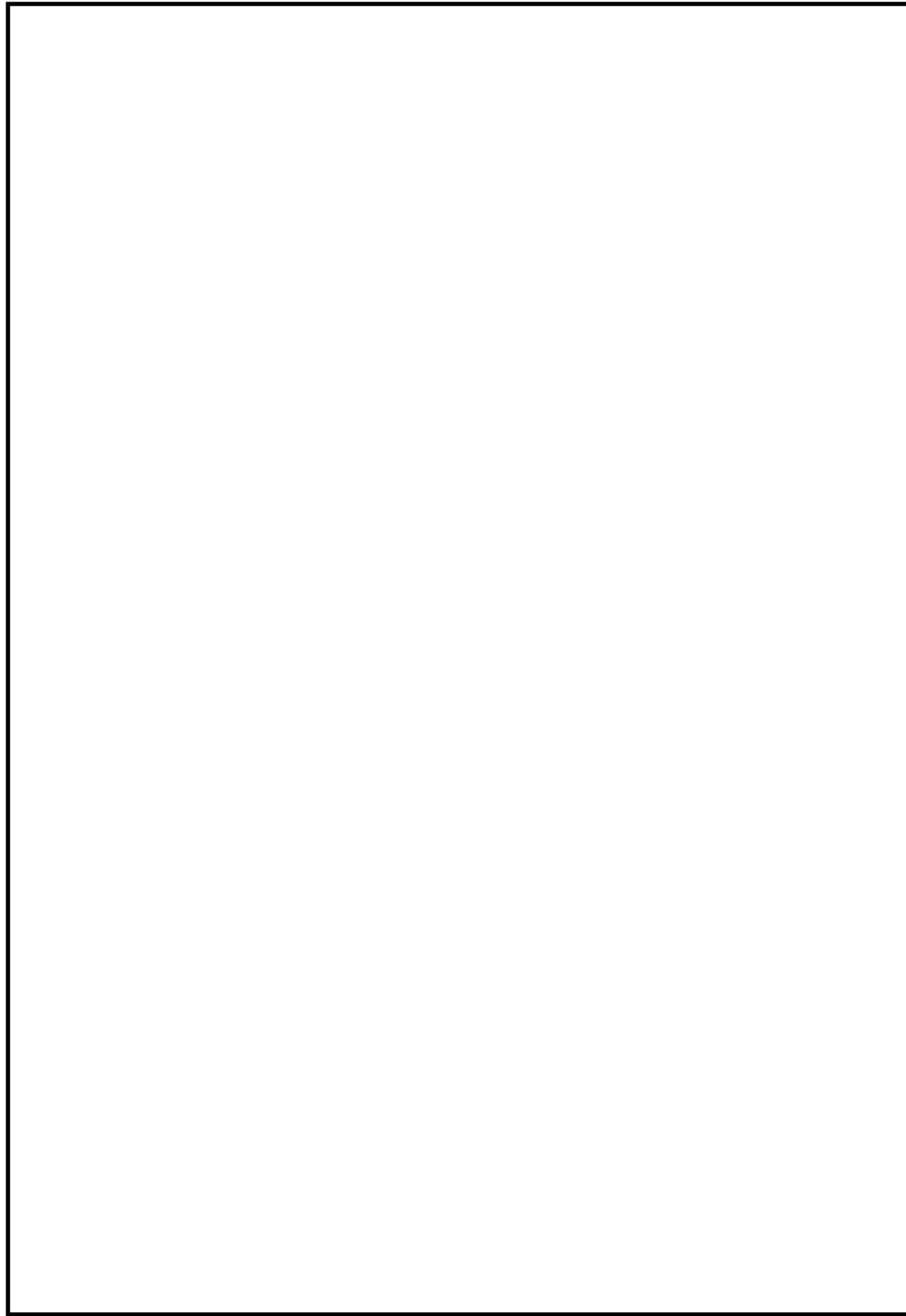


図6 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階)



図6 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物4階)

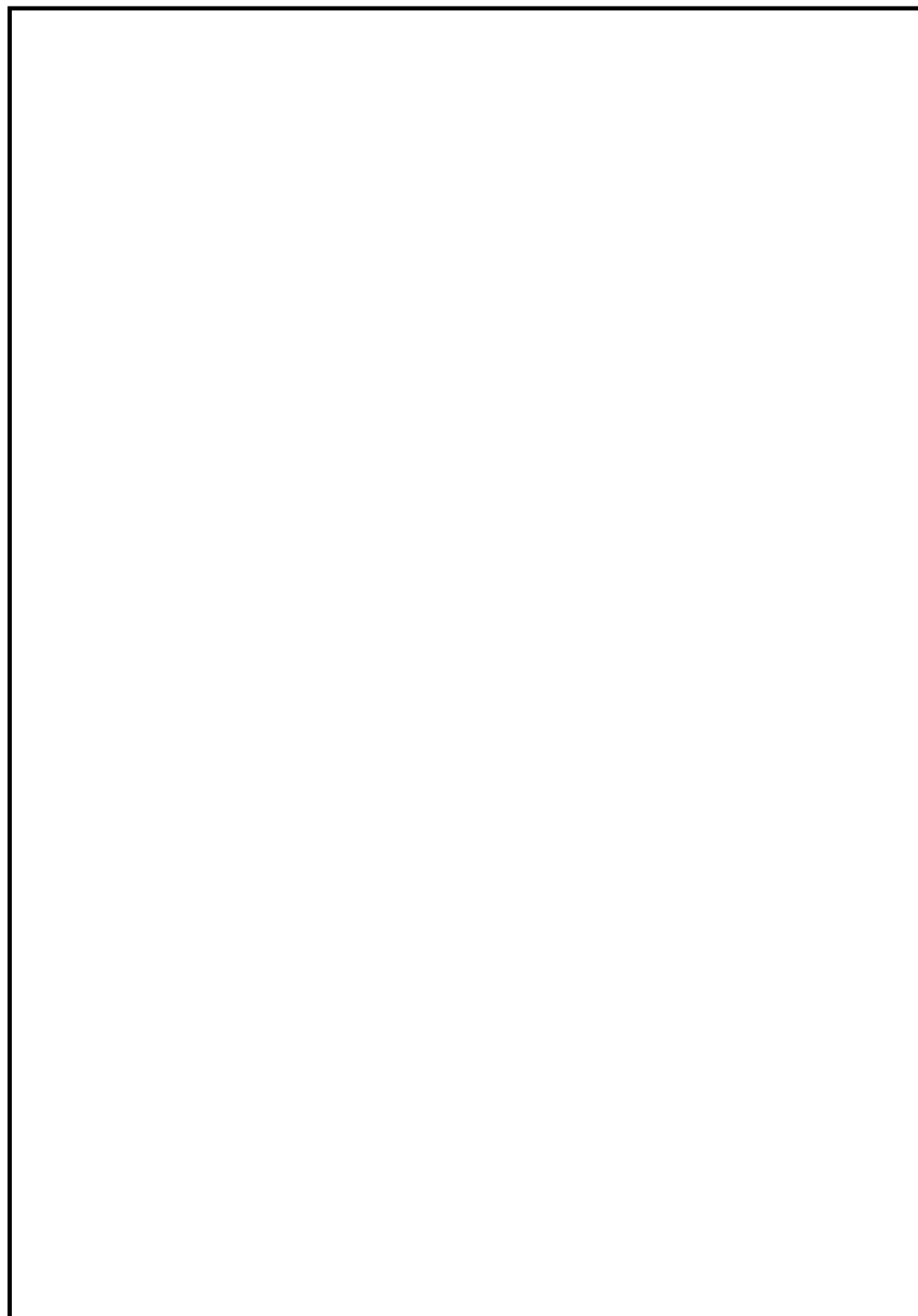

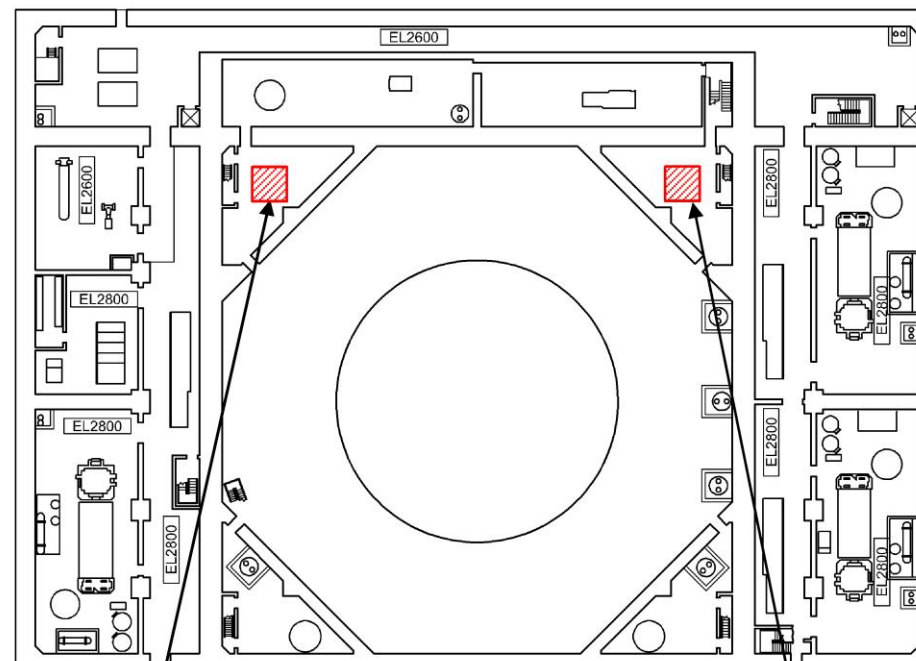


図7 配置図 (7号炉 原子炉建屋地下2階)

PN




B-残留熱除去ポンプ



A-残留熱除去ポンプ

原子炉建物地下2階 【EL.1300】

図7 残留熱除去系に係る機器 (残留熱除去ポンプ) の配置図
(原子炉建物地下2階)

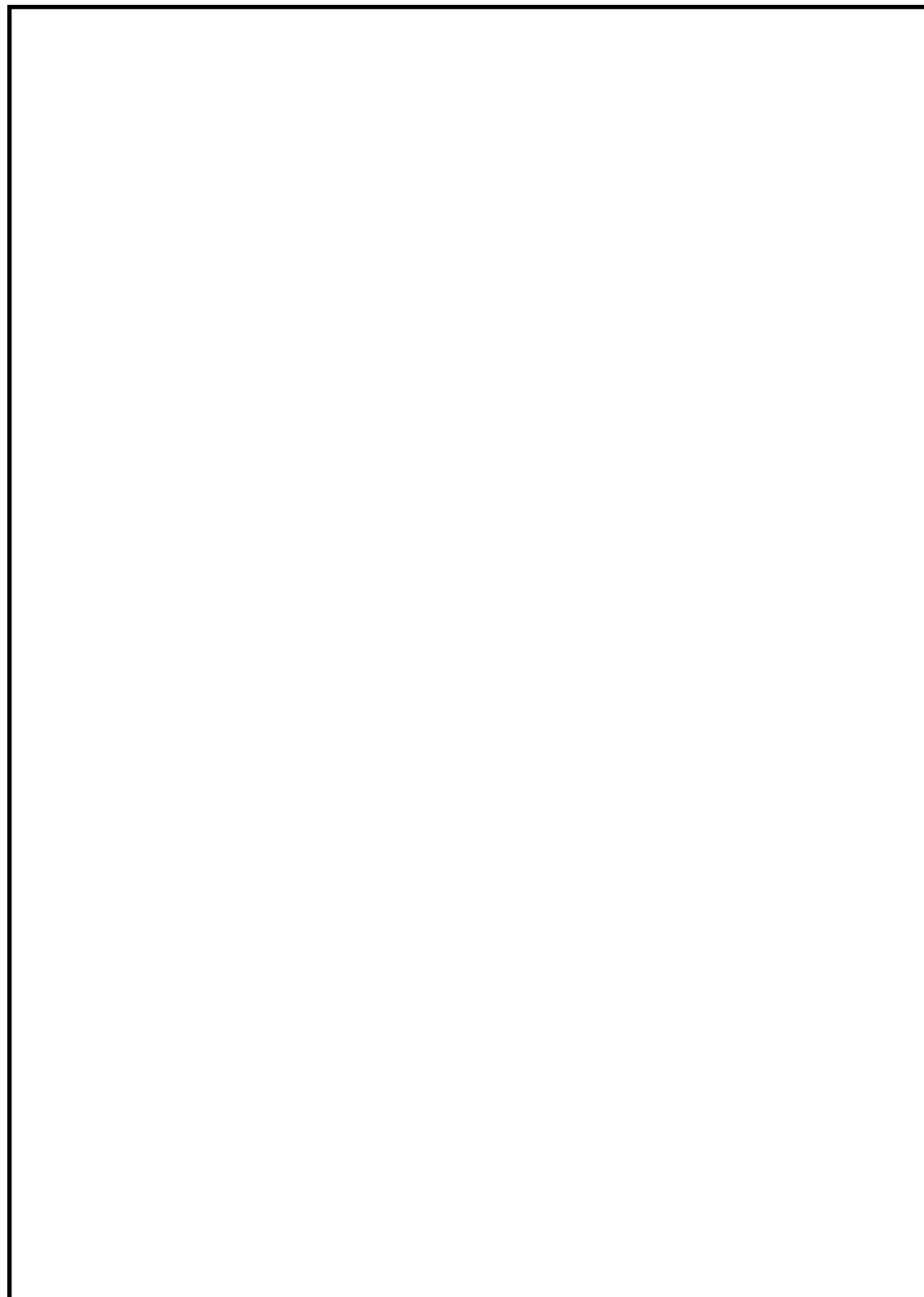


図8 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

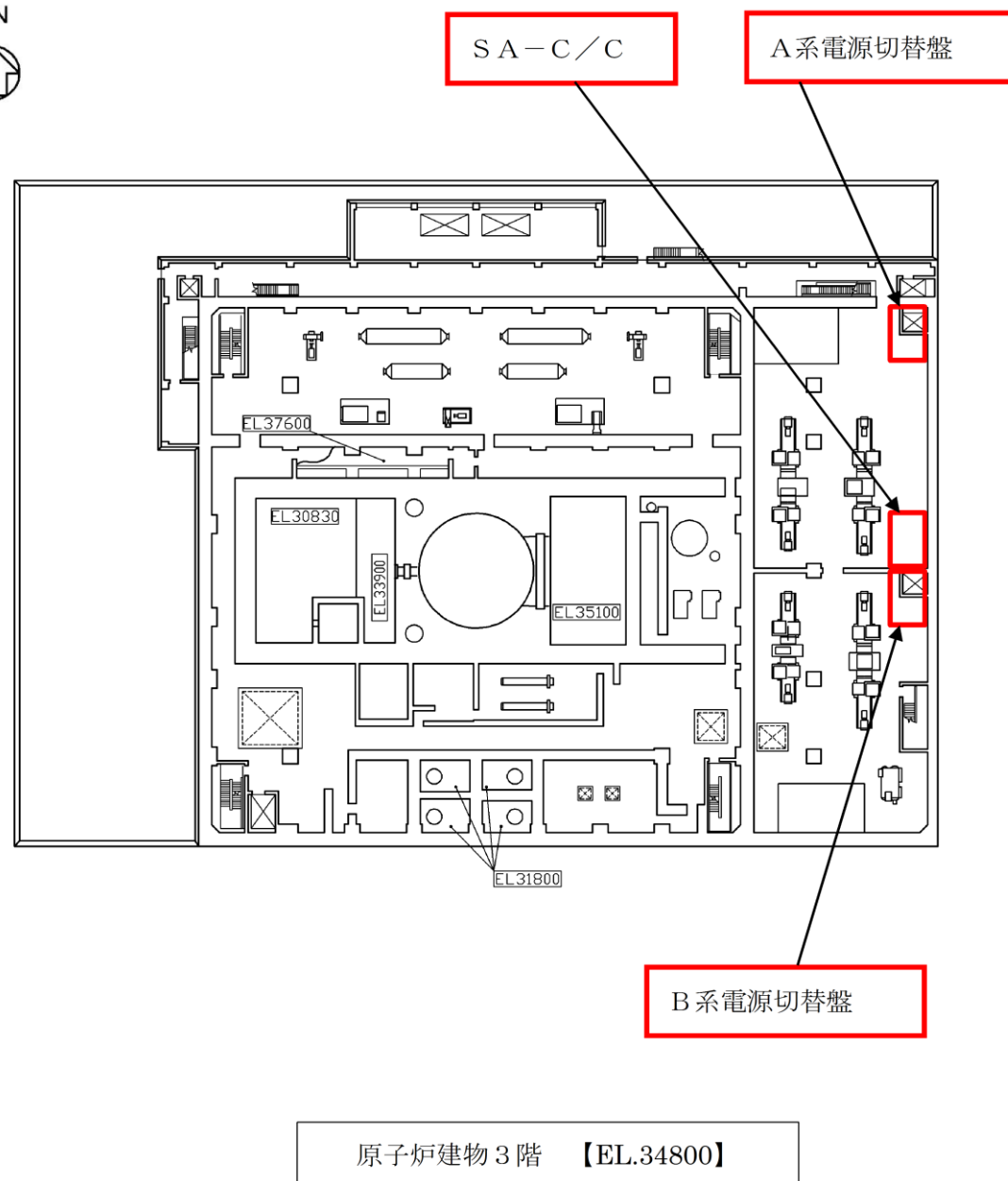
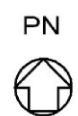


図8 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図
(原子炉建物3階)

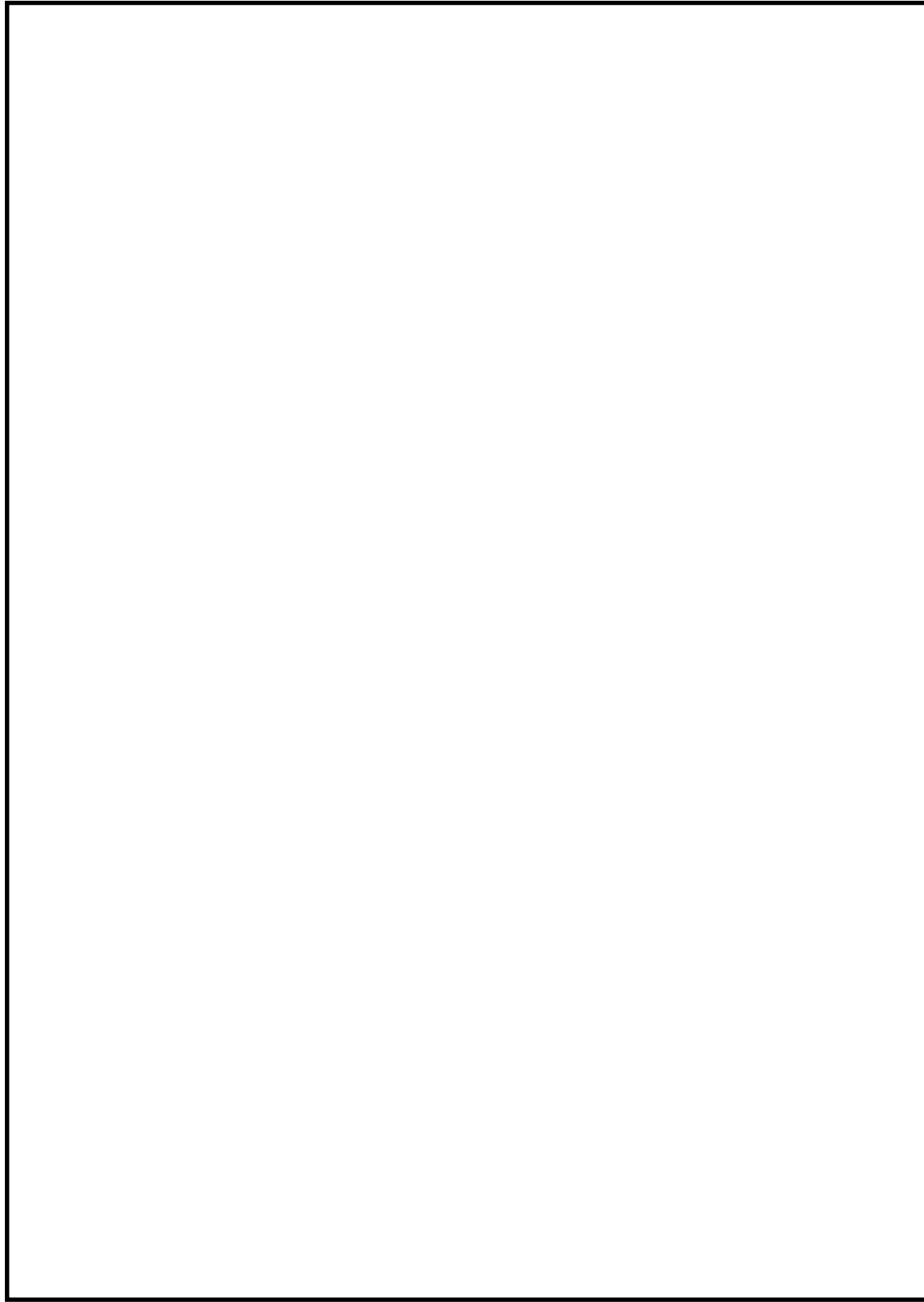


図9 配置図 (7号炉 原子炉建屋地下1階)

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

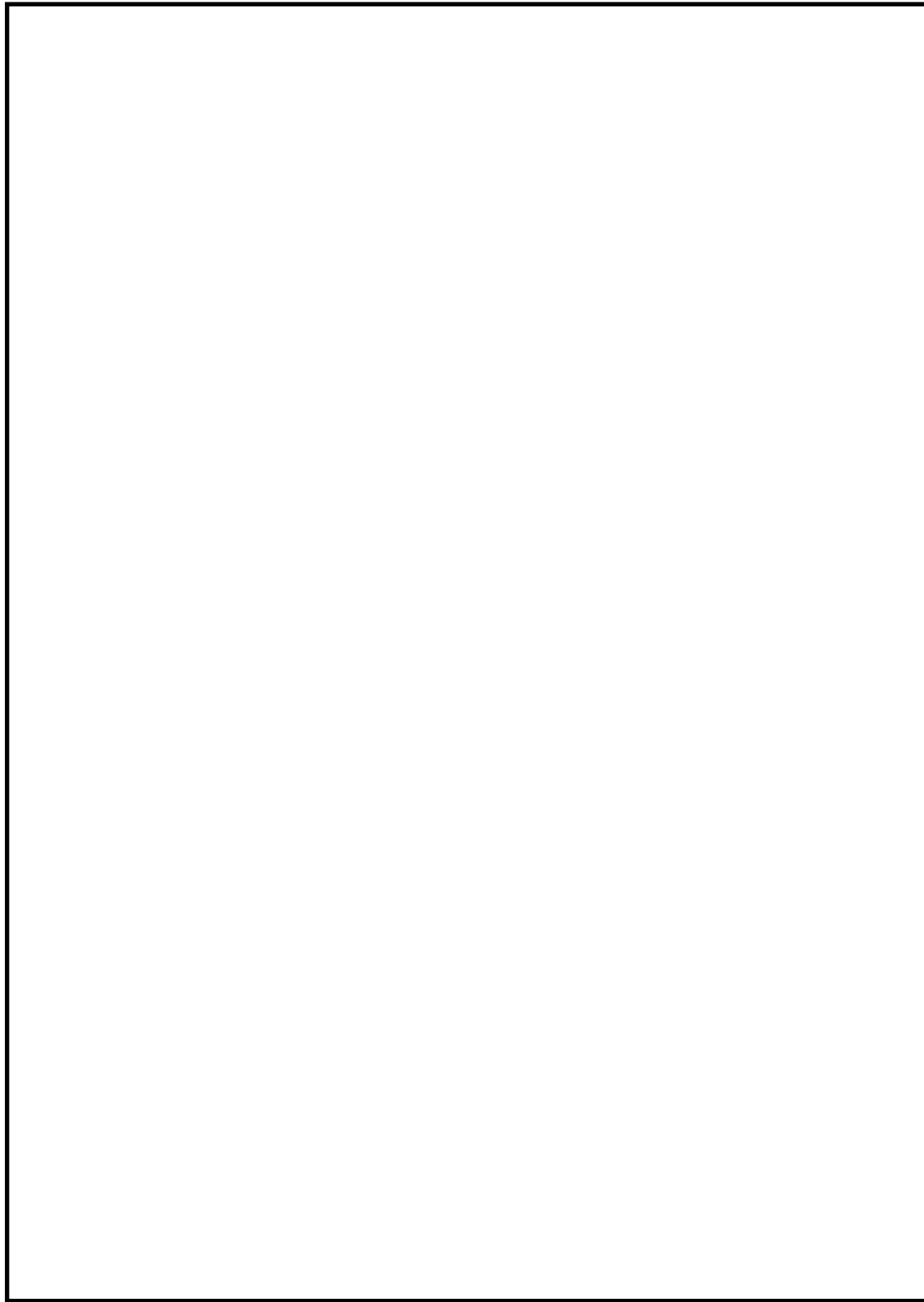


図10 配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)

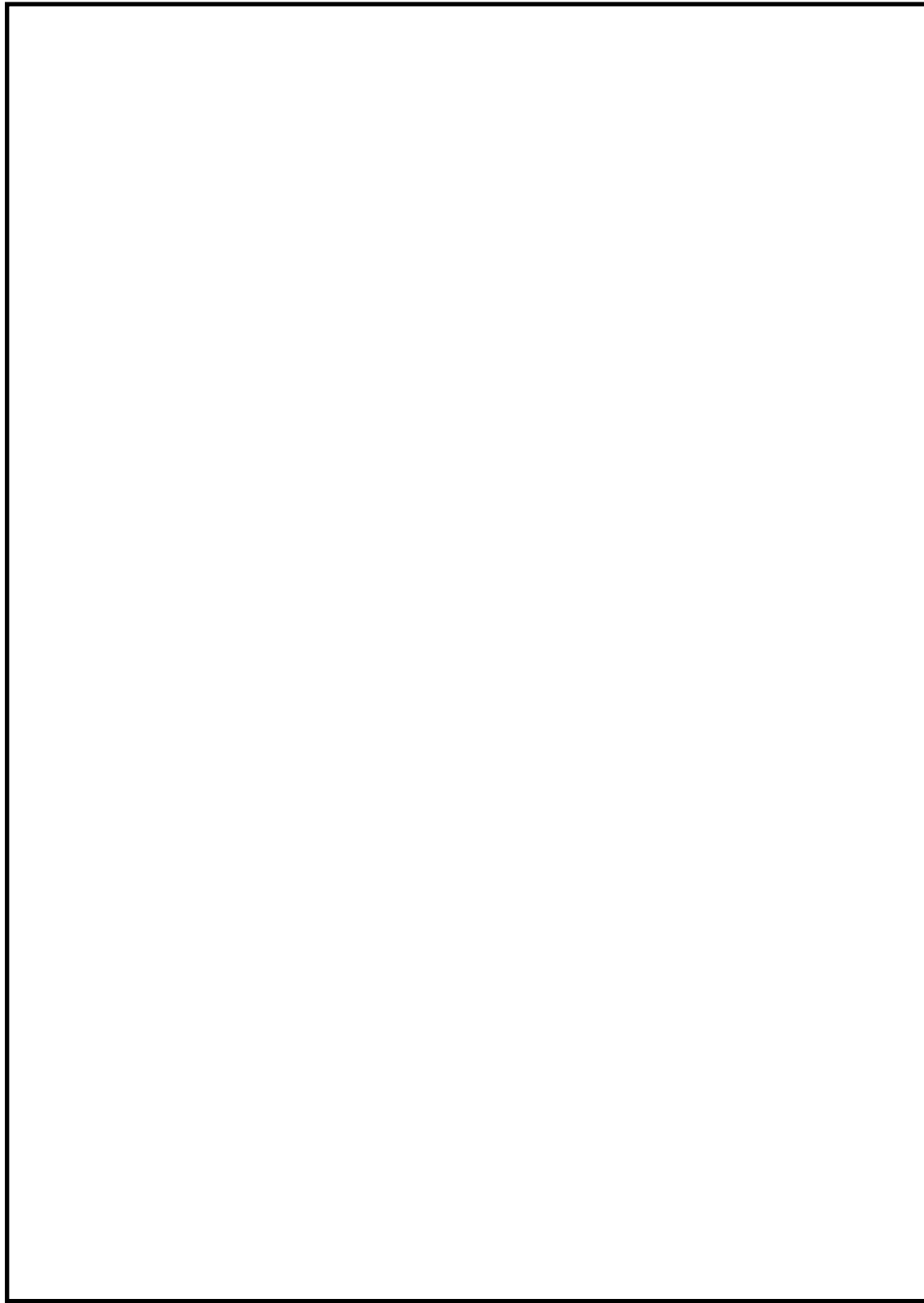


図11 配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

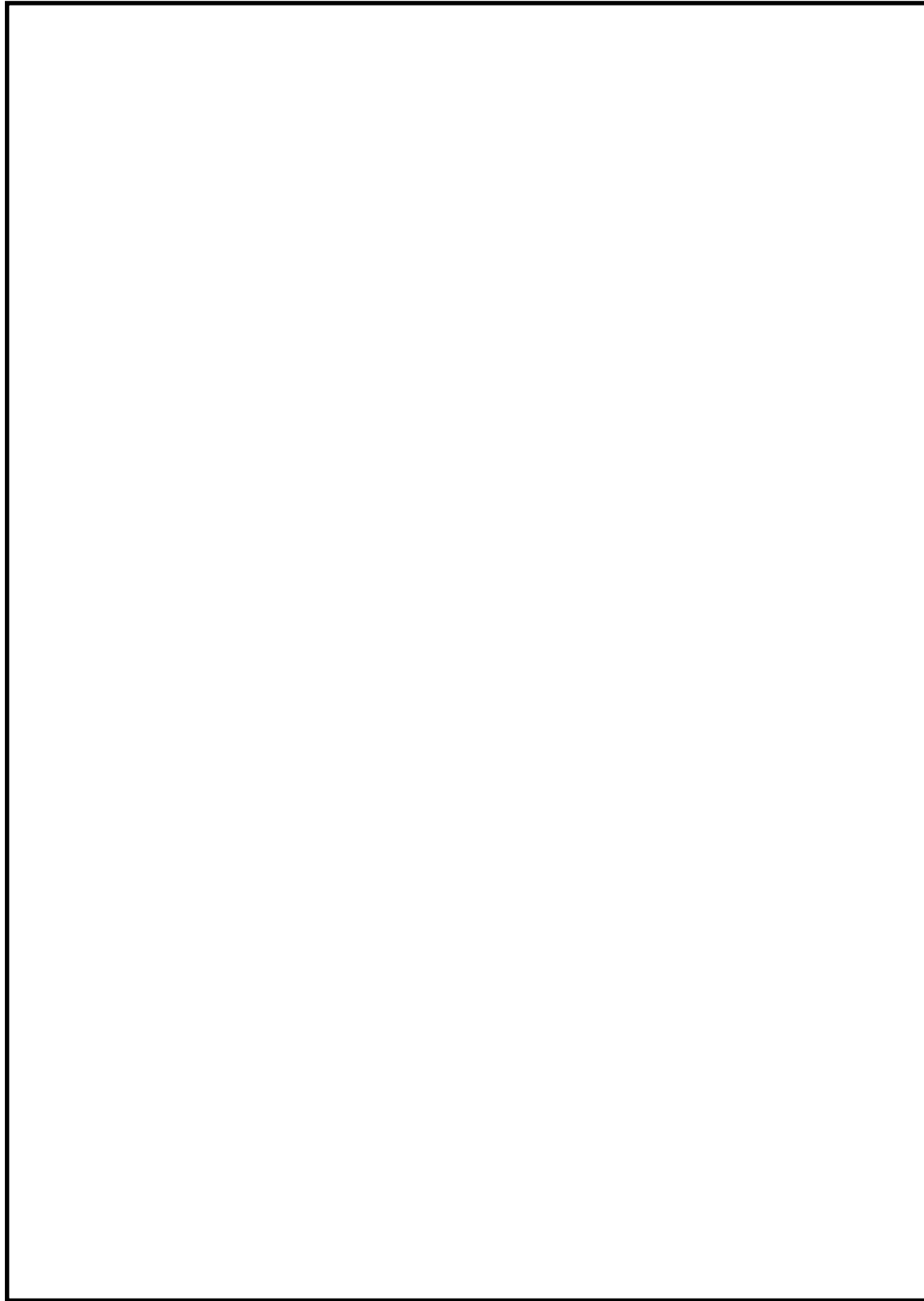


図12 配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

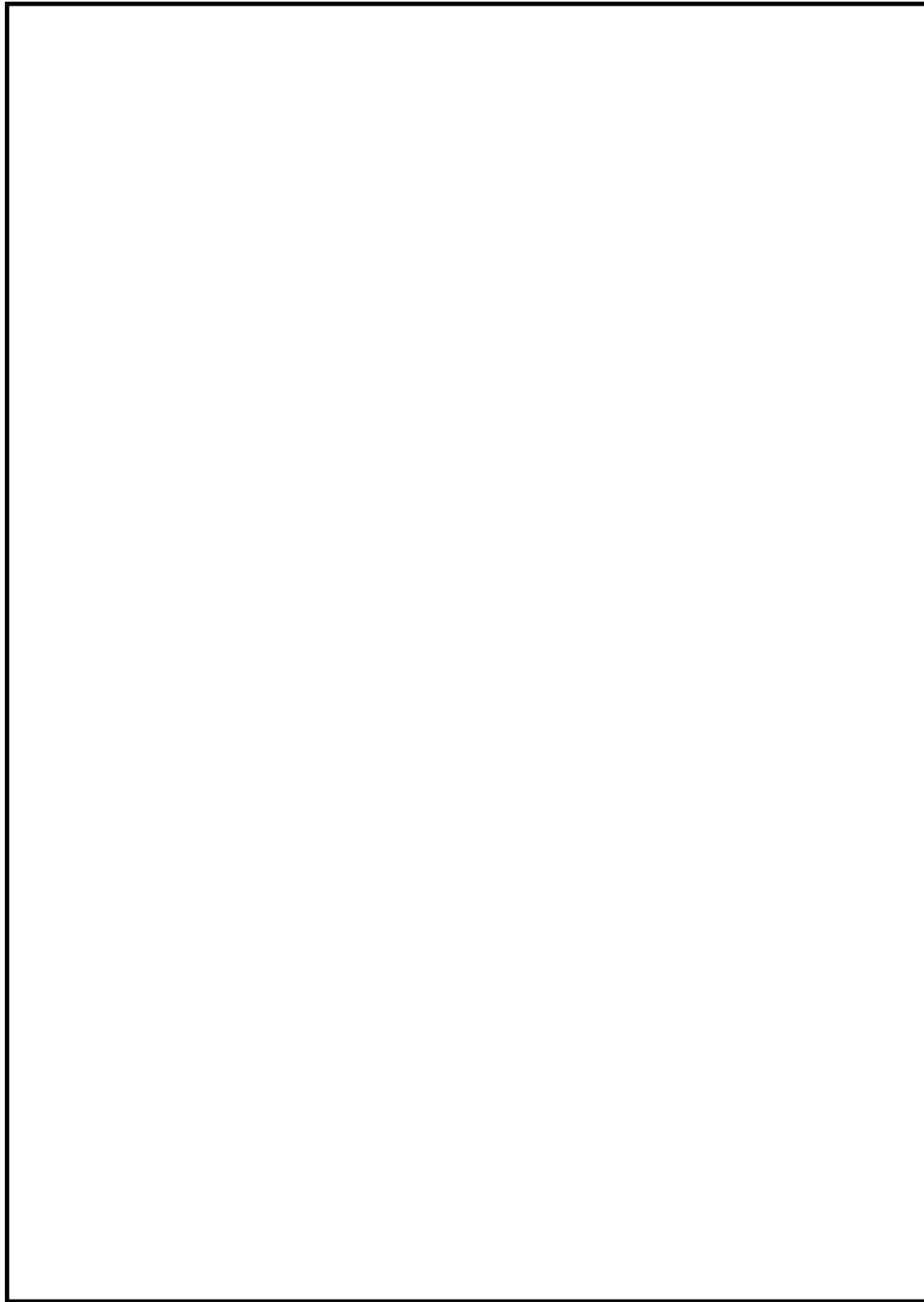


図13 配置図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)

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
49-4 系統図	49-4 系統図	

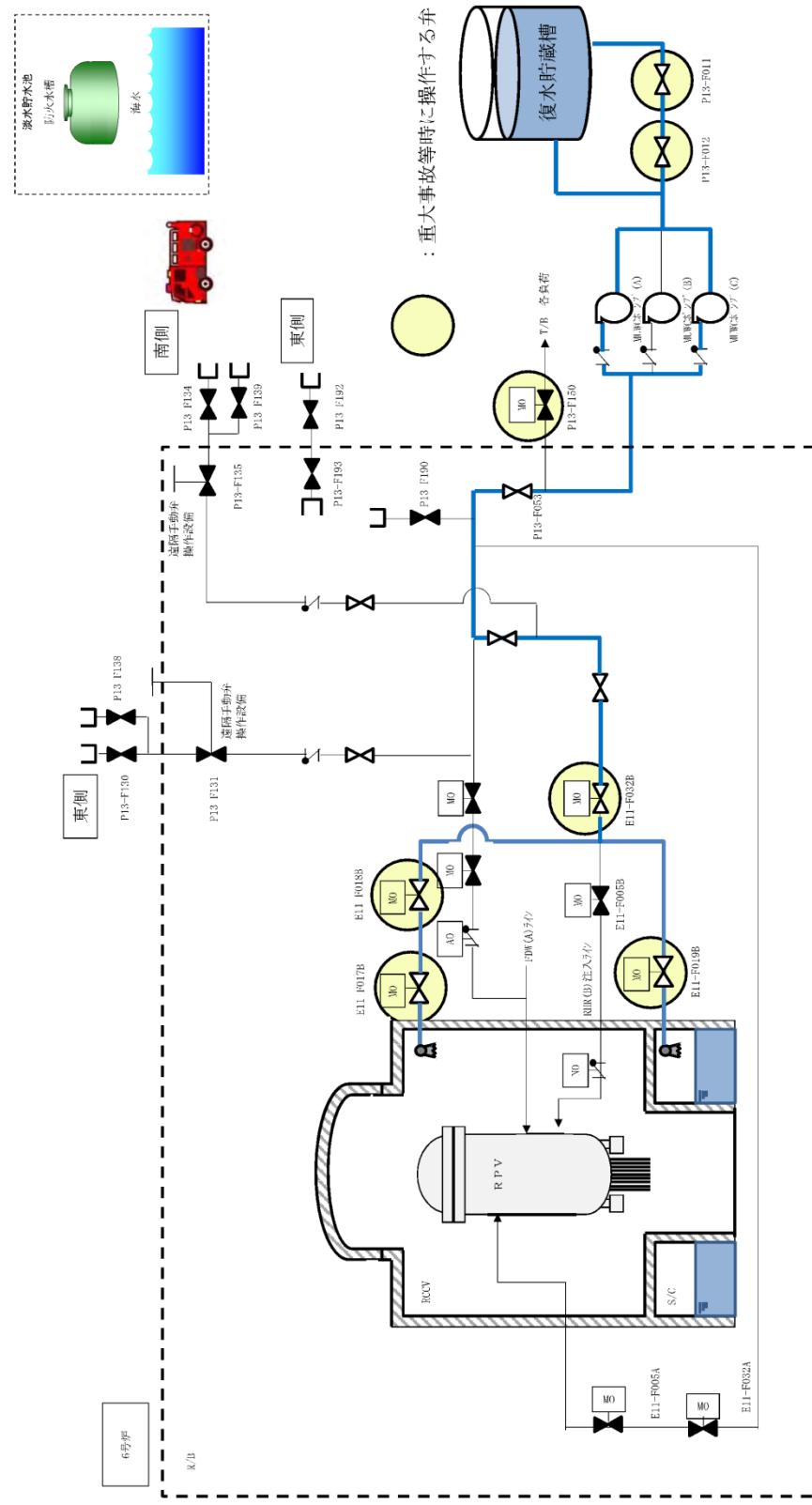


図1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 系統概要図(6号炉)

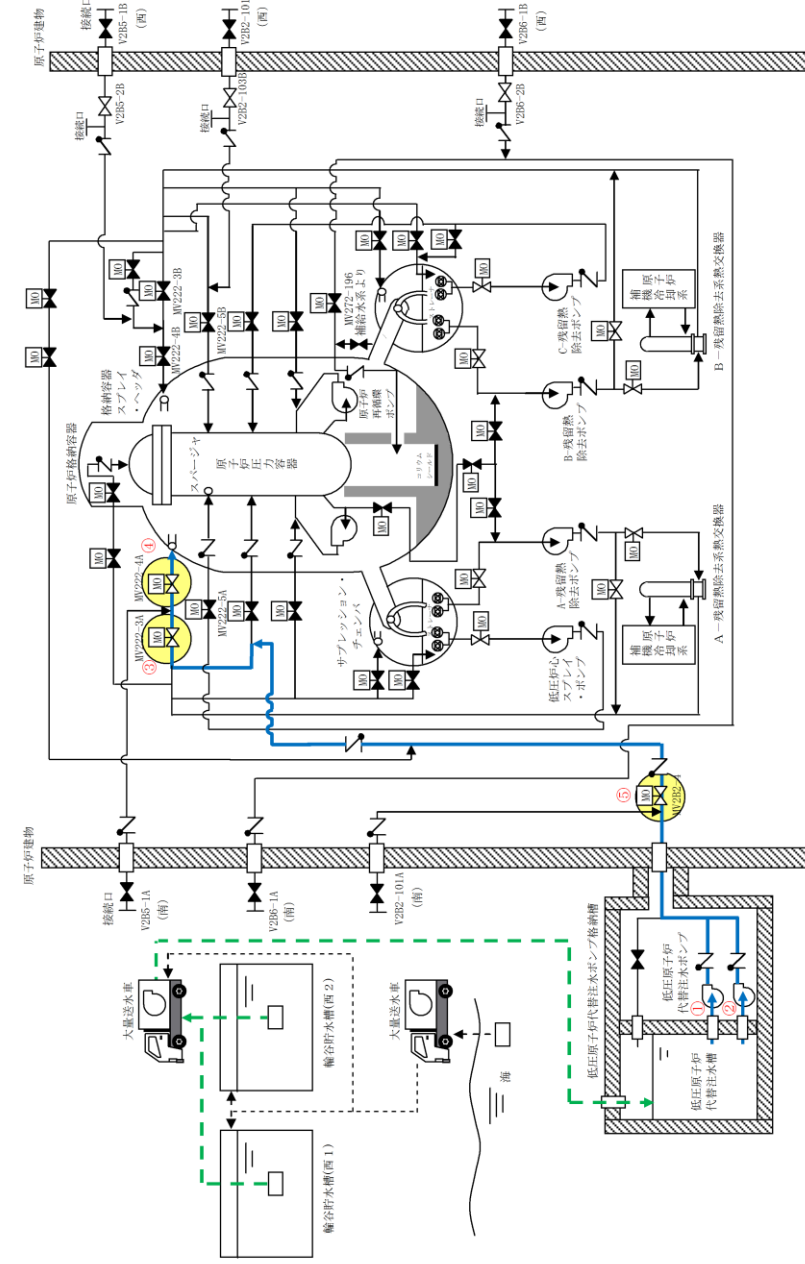


図1 格納容器代替スプレイ系(常設) 系統概要図

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ドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第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

・設備の相違

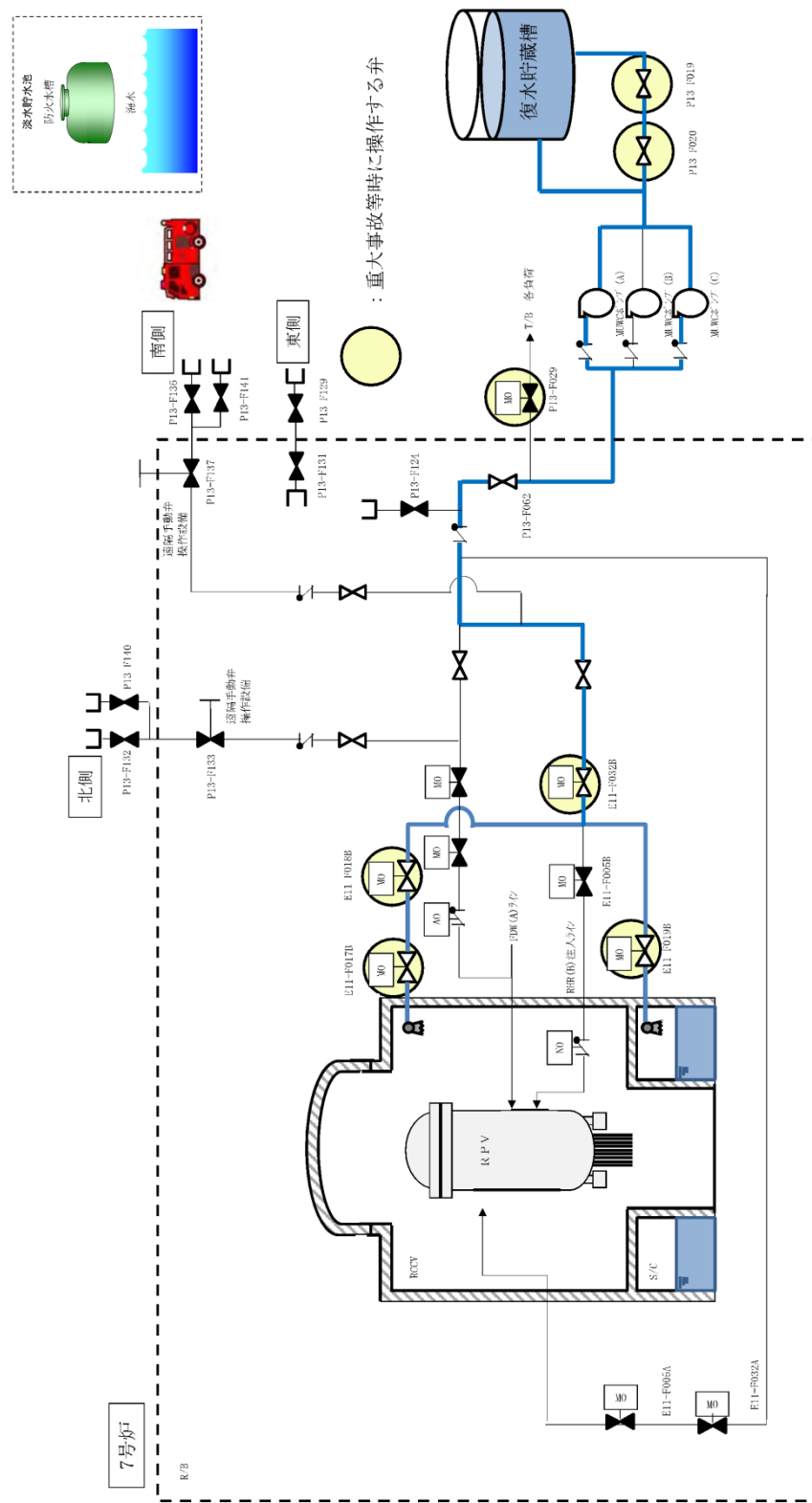


図2 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図（7号炉）

・設備の相違

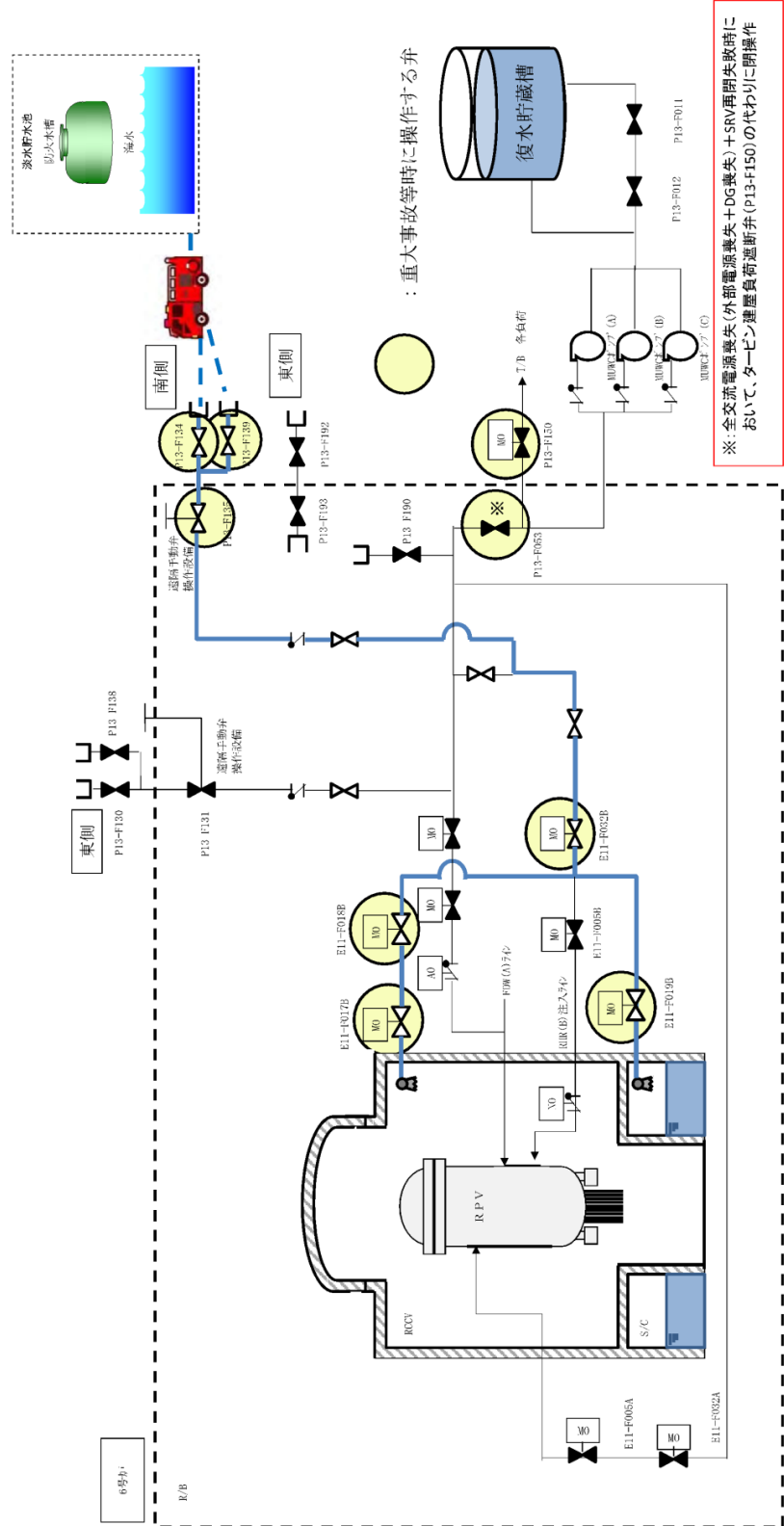


図3 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 系統概要図(6号炉)

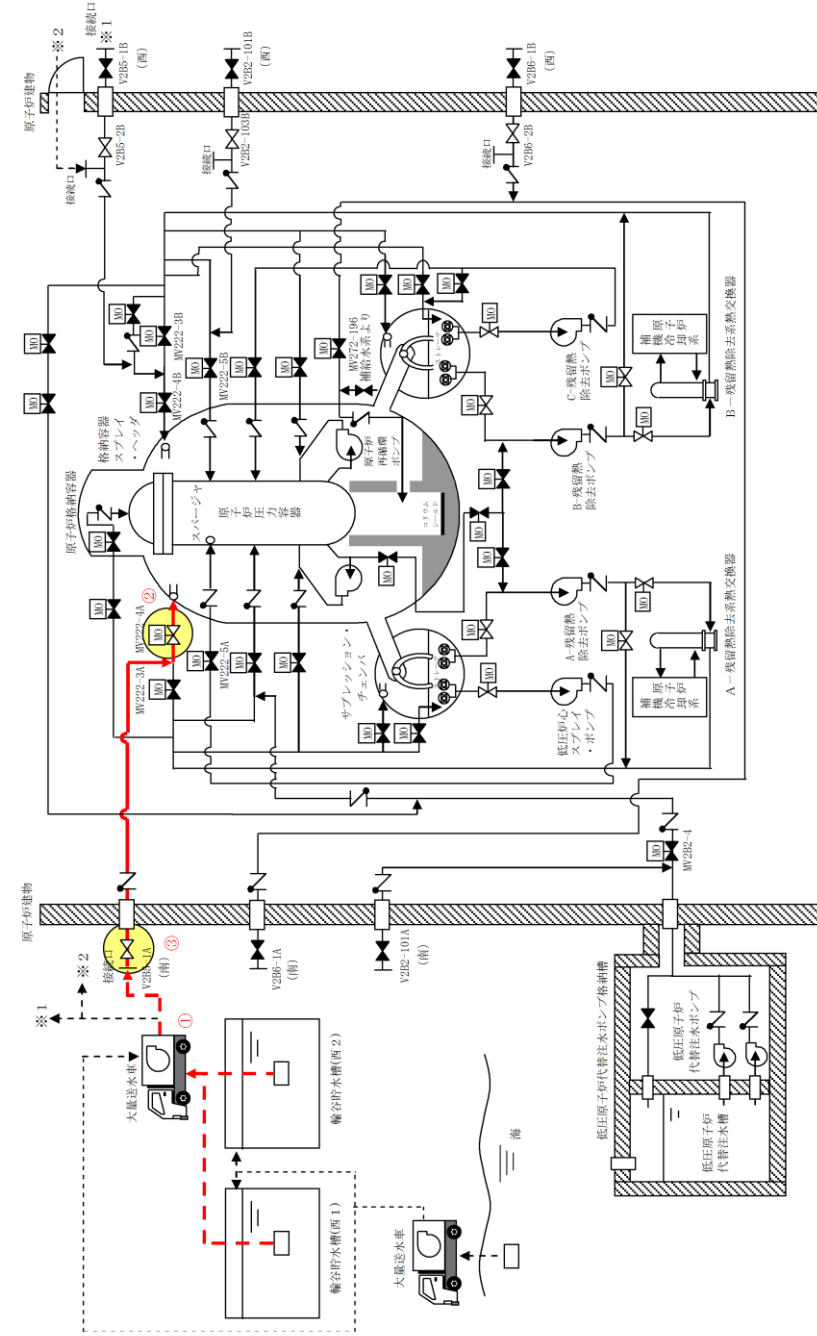


図2 格納容器代替スプレイ系(可搬型) A系 系統概要図

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	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
3	ACSS 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

・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	B-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
3	ACSS 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

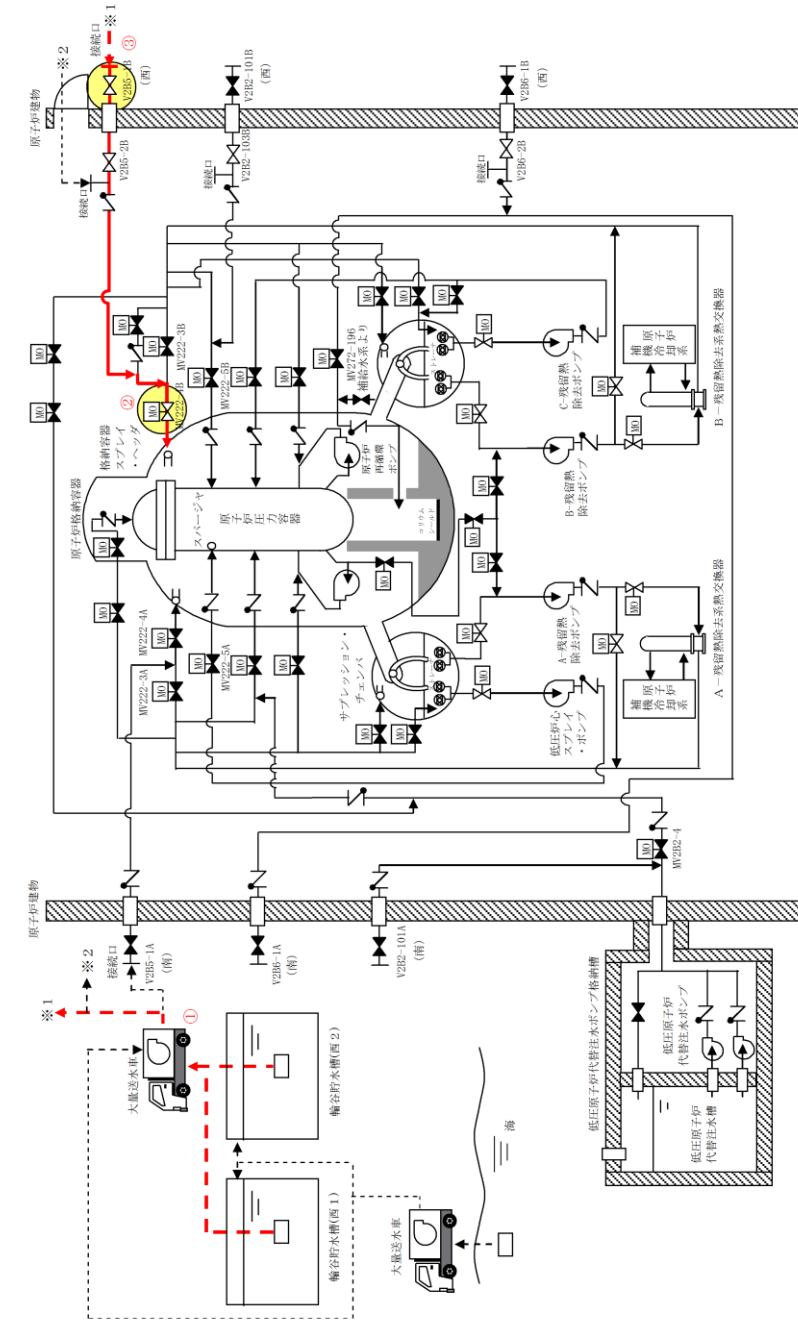


図3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)B系 系統概要図

・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	B-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
3	ACSS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物付属棟1階

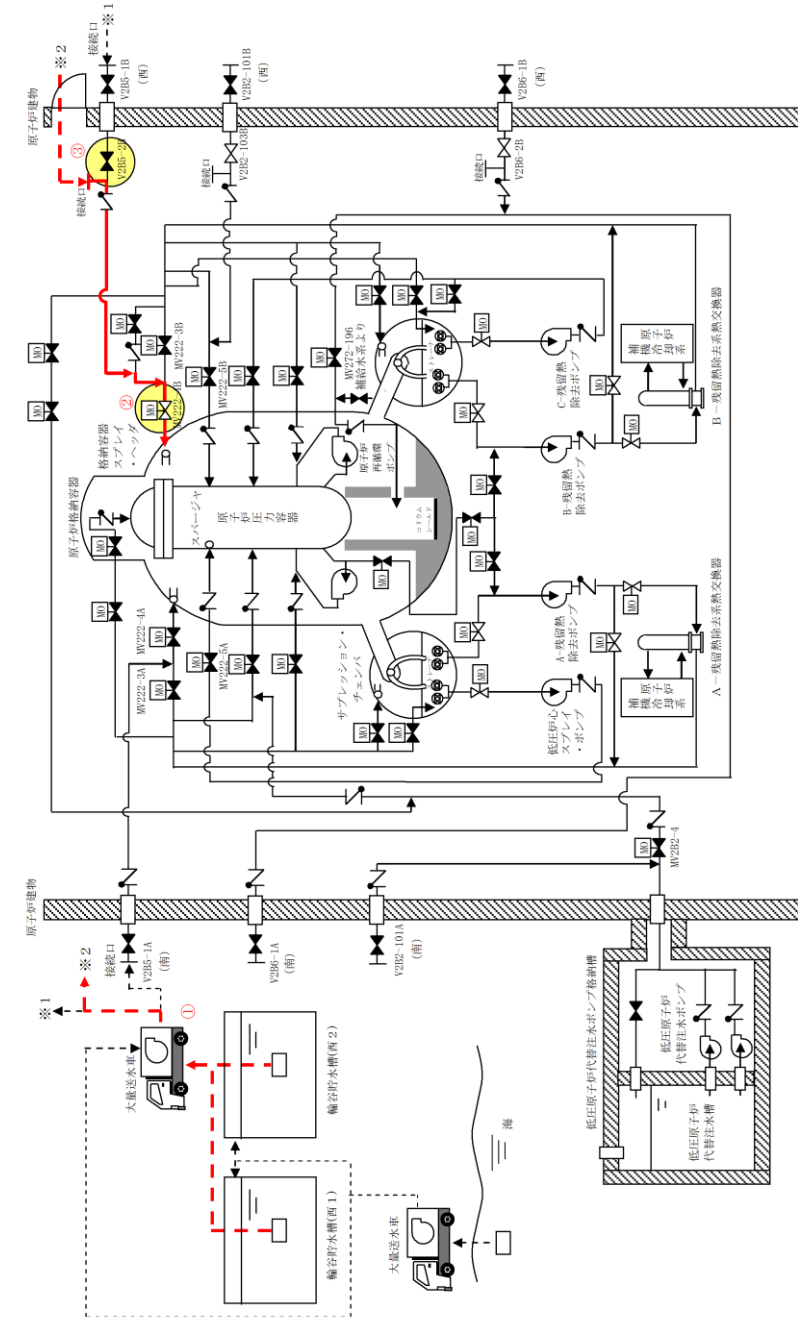
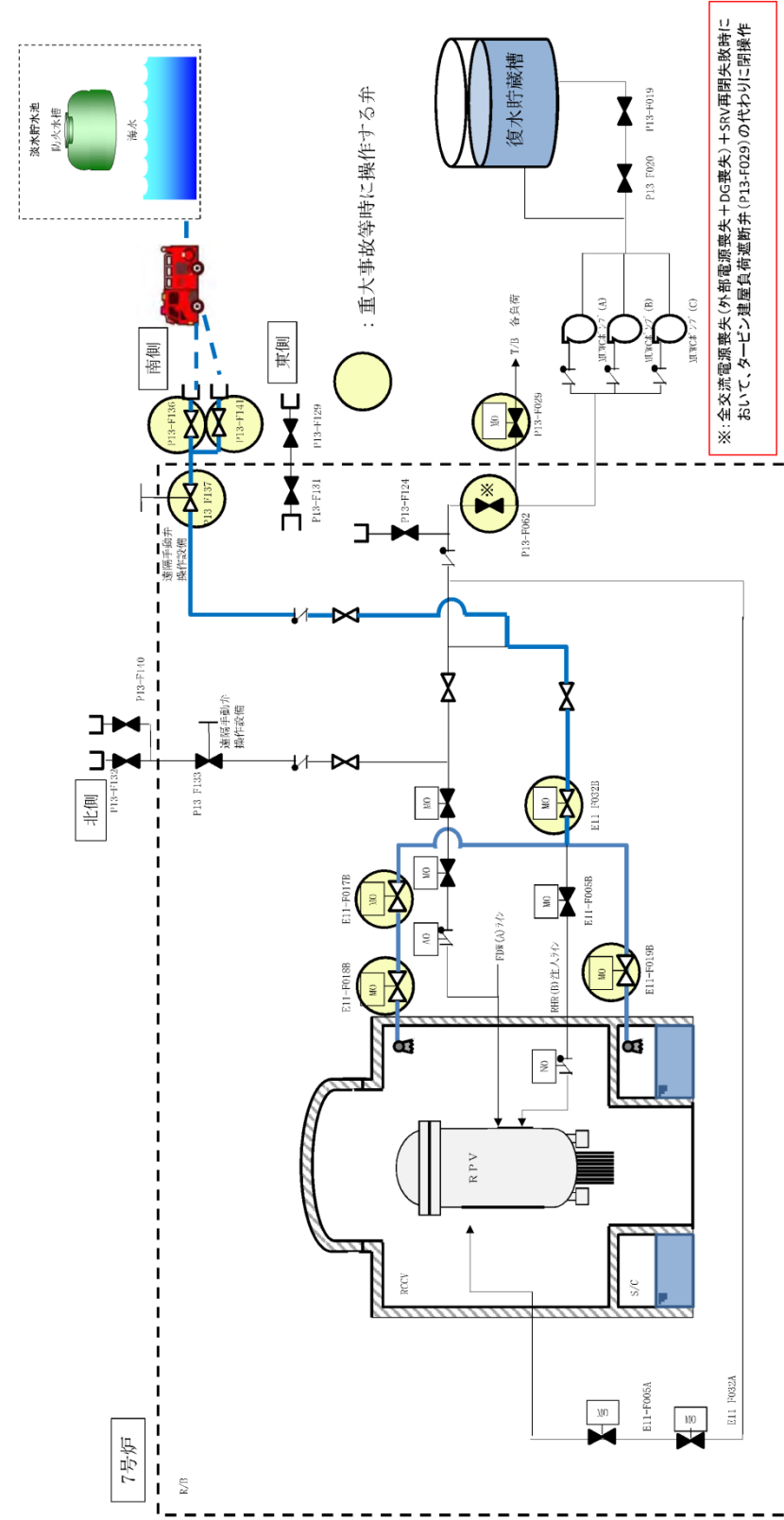


図4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図（屋内接続口使用時）

・設備の相違



※: 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失) + SRV再閉失敗時に
おいて、タービン建屋負荷遮断弁(P13-F029)の代わりに閉鎖作

図4 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 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
49-5 試験及び検査	49-5 試験及び検査	

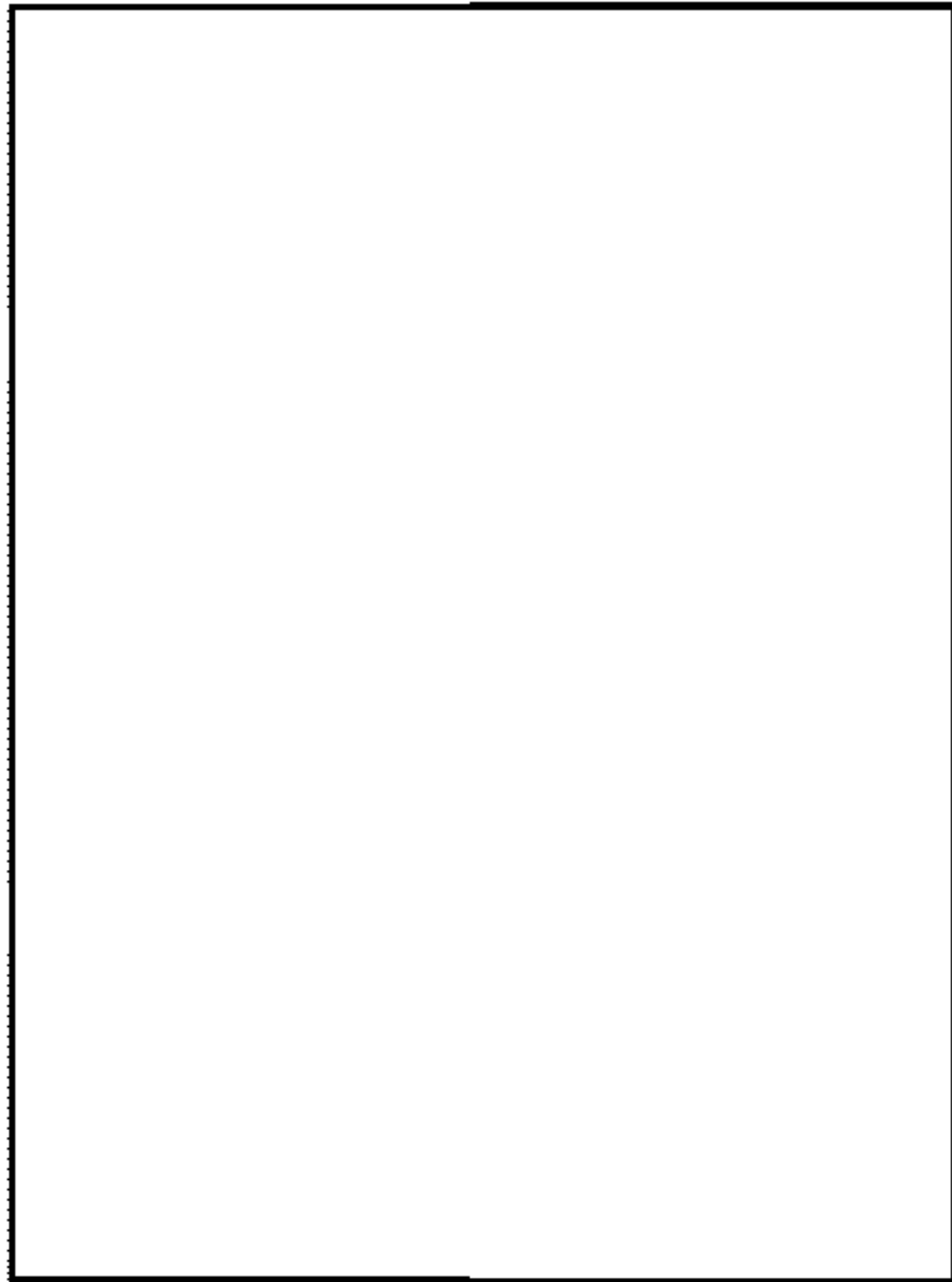


図1 復水移送ポンプ 構造図



図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

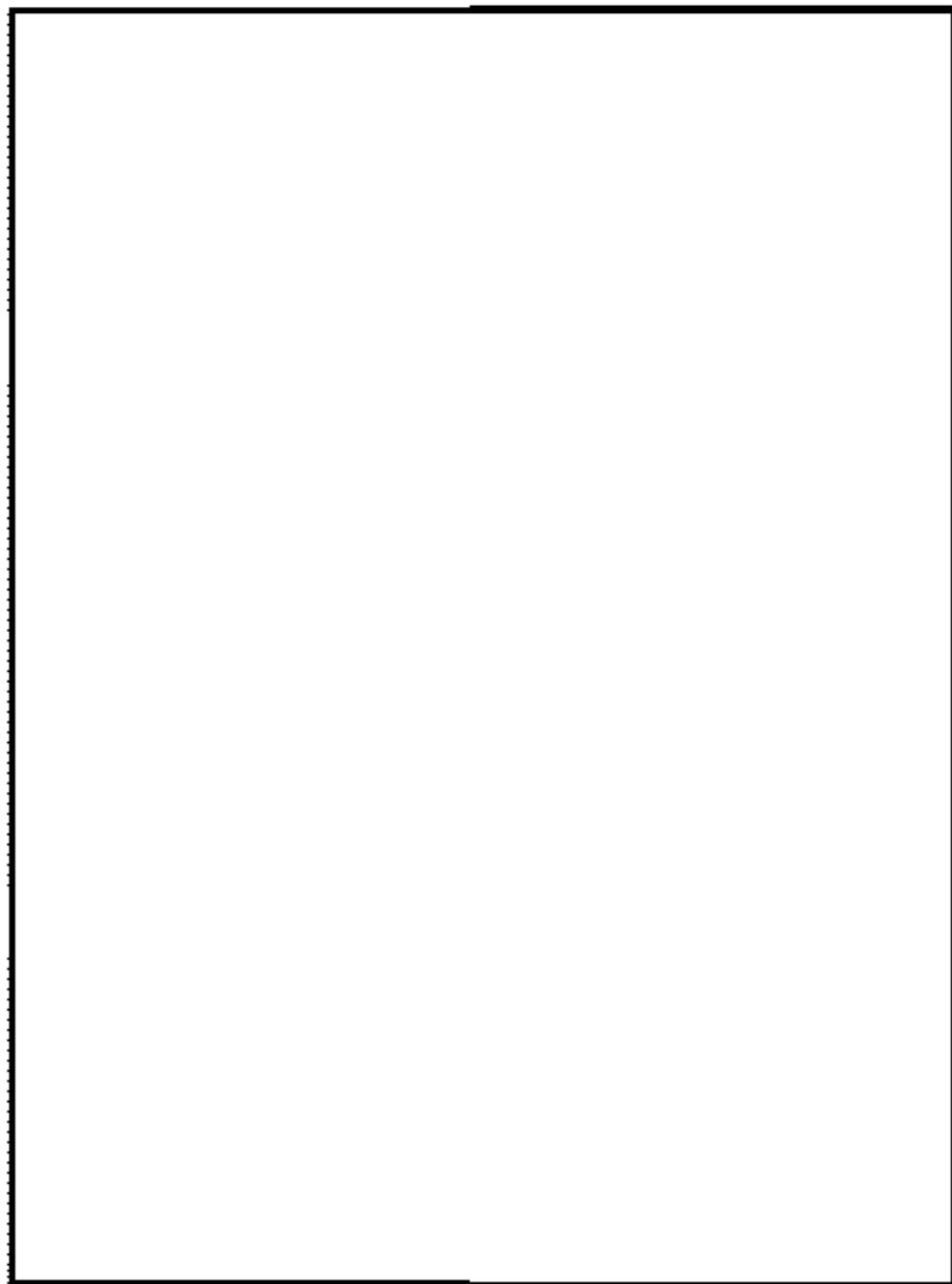


図2 構造図 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級))

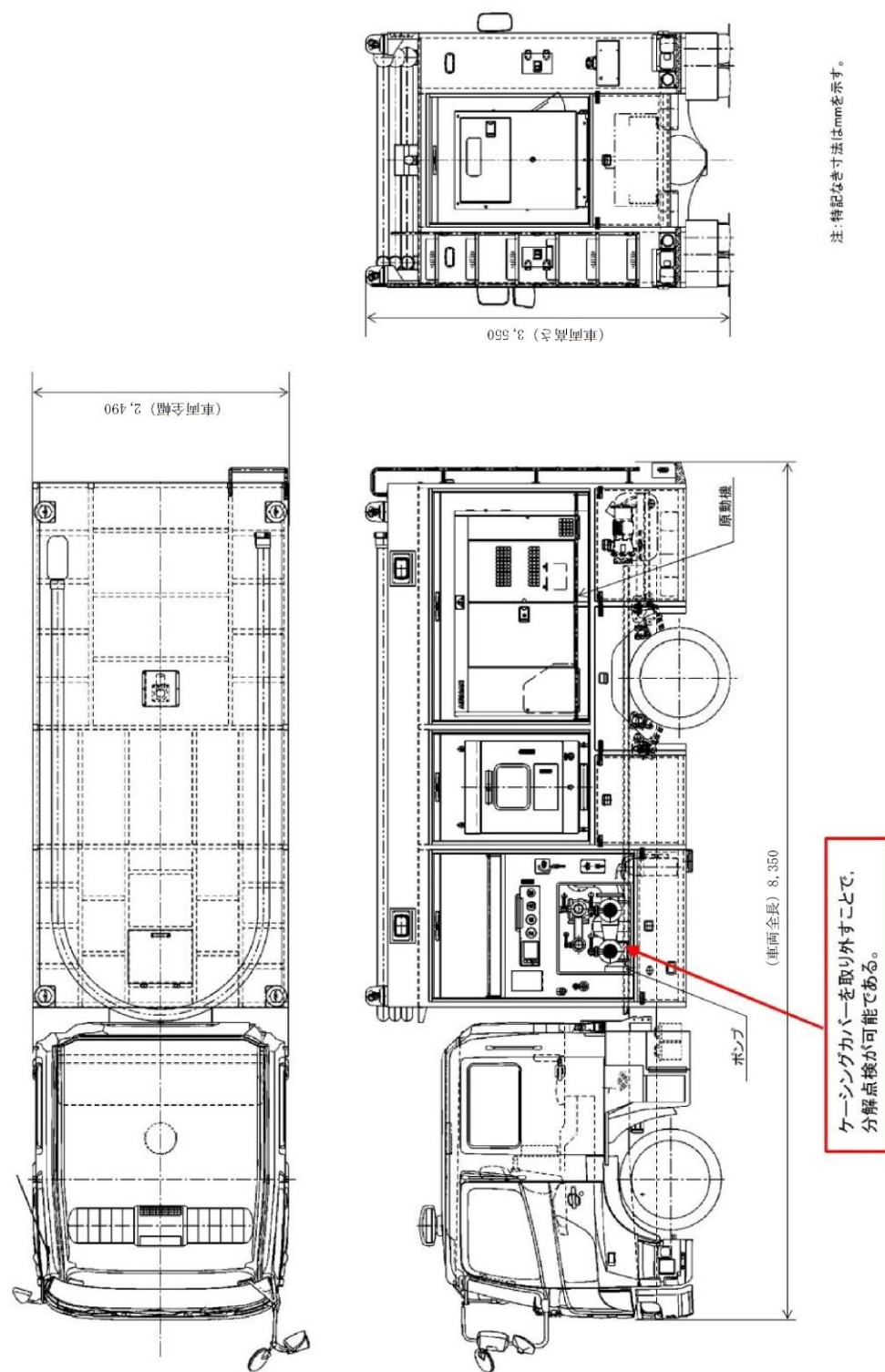


図2 構造図 (大量送水車)



図3 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図 (6号炉)

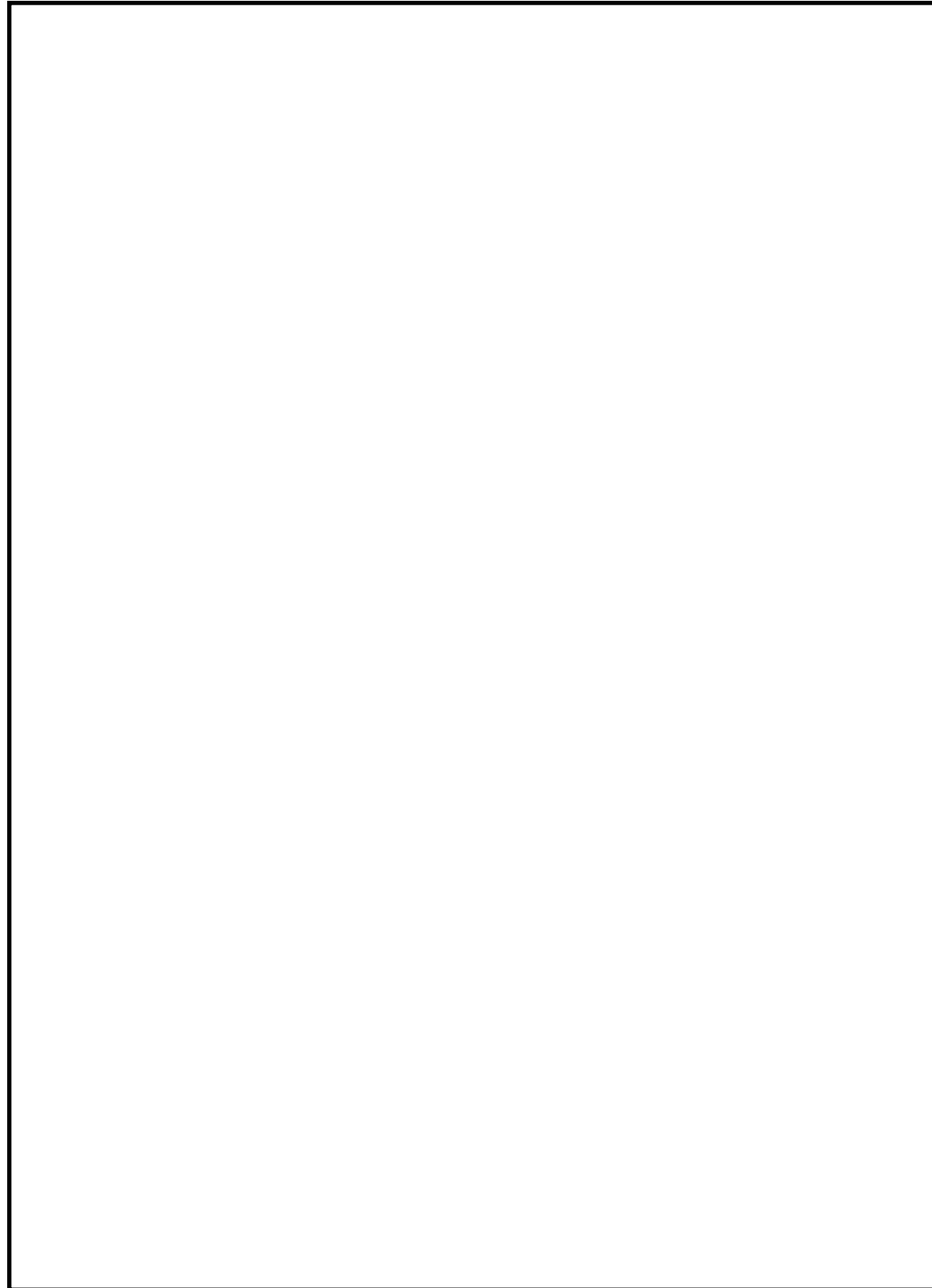


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (1 / 3)



図4 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図 (7号炉)

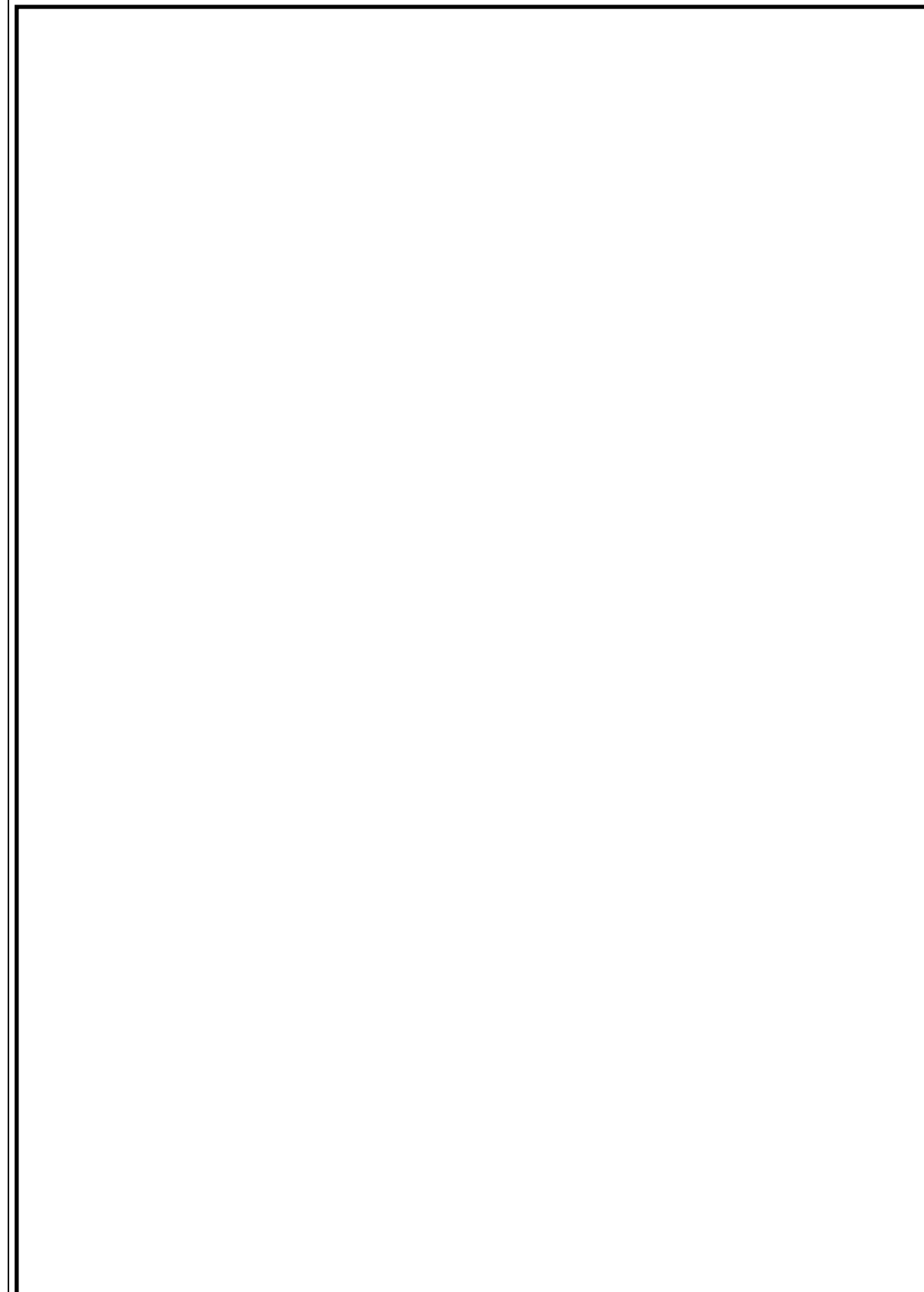


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (2 / 3)



図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

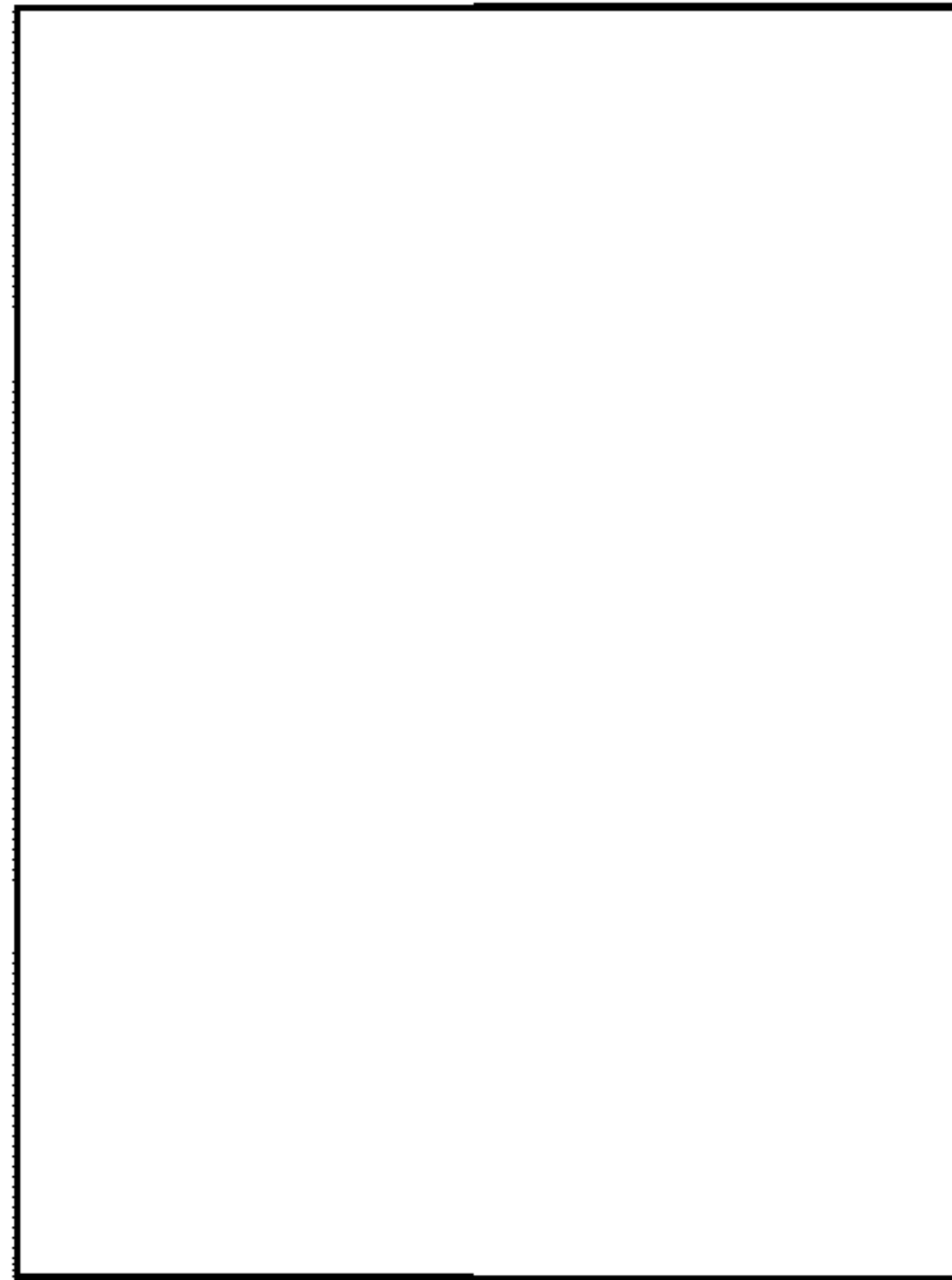


図5 運転性能検査系統図 (6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ(A-2級))

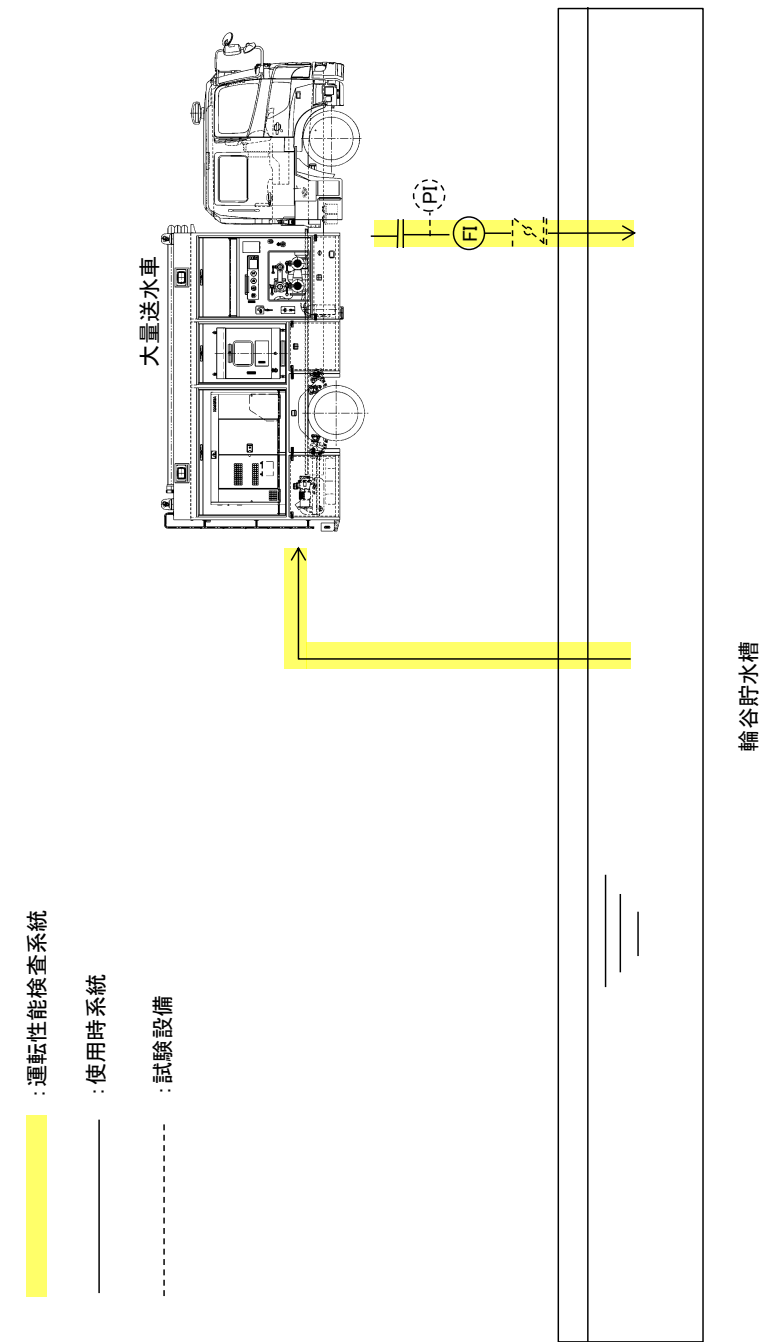


図4 運転性能検査系統図 (大量送水車)

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
49-6 容量設定根拠	49-6 容量設定根拠	

名 称		復水移送ポンプ (代替格納容器スプレイ冷却系 (常設))
容量	m ³ /h/台	70 (注1) (125 (注2))
全揚程	m	6号炉:96以上, 7号炉:93以上 (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: <input type="text"/> 以上, 7号炉: <input type="text"/> 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。

代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

これらの系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系等の配管を経由して、原子炉格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) として使用する復水移送ポンプは、1基あたり3台設置しており、このうち必要台数は最大で2台であり、1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 (格納容器代替スプレイ系 (常設))
容 量	m ³ /h/台	150以上 (注1) (230 (注2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 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	<input type="text"/> 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。

格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対象設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

これらの系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系等の配管を経由して、格納容器スプレイ・ヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系 (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 70m³/h/台 (注1) (125m³/h/台 (注2))

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び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）において、復水貯蔵槽を水源として原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

復水移送ポンプの容量は、上記に示す炉心損傷防止の重要事故シーケンスにおいて 140m³/h(復水移送ポンプ 2 台)の流量にて評価した結果、代替最終ヒートシンクによる原子炉格納容器の除熱手段確立までの間、原子炉格納容器内の圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持することが可能であることから、1 台あたり約 70m³/h とする。

2. 揚程 6号炉：96m、7号炉：93m (注1) (85m (注2))

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の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 0.62 MPa 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】

・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 96 m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 51m

【設定根拠】(続き)

1. 容量 150m³/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) 原子炉格納容器スプレイ必要容量：120m³/h 以上

格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス及び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)(残留熱代替除去系を使用しない場合)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内へのスプレイ流量が 120m³/h であることから、1 台あたり 120m³/h 以上をスプレイ可能な設計とし、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ミニマムフロー流量：30m³/h/台

以上より、格納容器代替スプレイ系(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、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m 以上 (注1) /190m (注2)

原子炉格納容器内にスプレイ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	:	<input type="text"/>	m
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、格納容器代替スプレイ系(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】

・ 移送先の圧力約 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 93 m

・ 移送先の圧力約 0.18MPa 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 48 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で96m、7号炉で93mである。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、格納容器下部注水系（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。

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 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（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℃

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、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の温度もこれと同様である。

【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、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（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 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) = 230 / 3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

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 55kW/台
(6号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)として使用する復水移送ポンプの容量 70m³/h, 揚程 98mのときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kWとなる。

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

$$= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{70}{3,600} \times 98 \right) / \left(\frac{\text{}{100} \right)$$

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

- 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) = 70
- H : ポンプ揚程 (m) = 98 (図 49-6-1 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

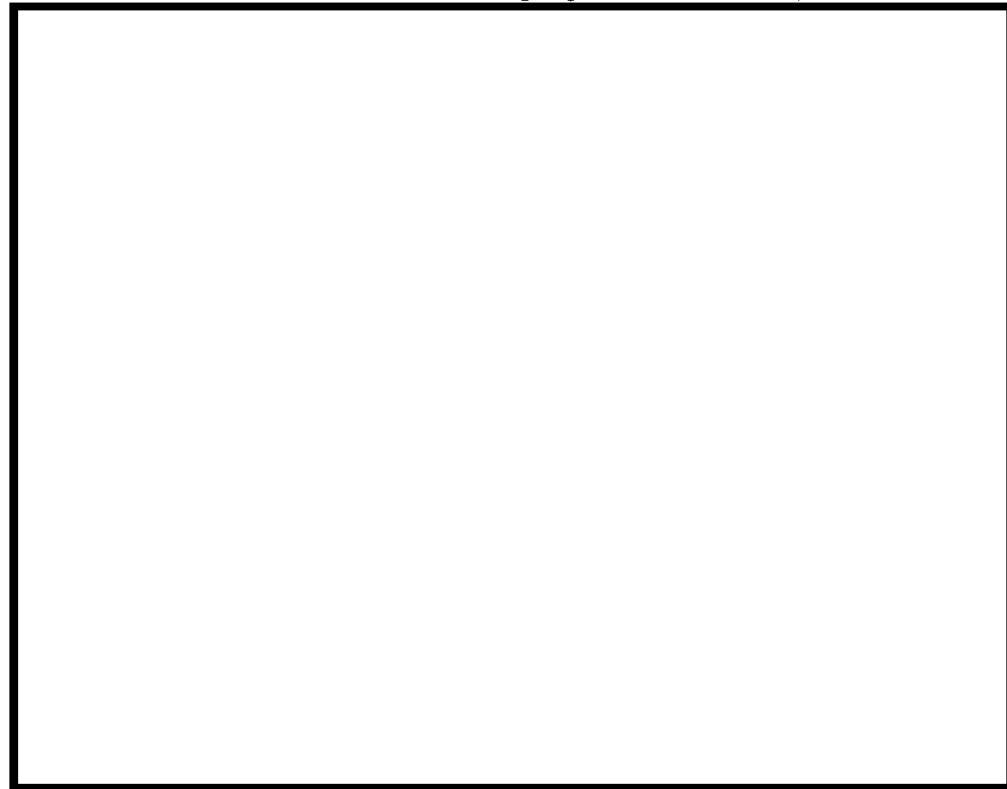


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【設定根拠】(続き)

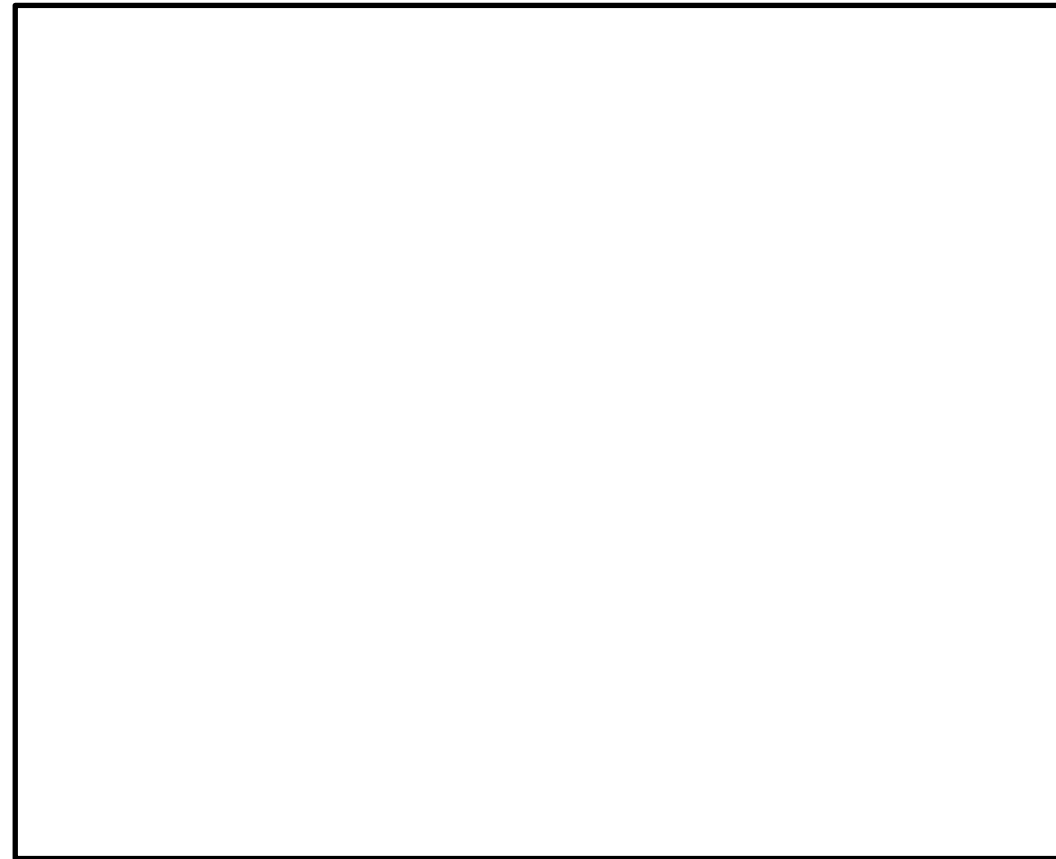


図 1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

(7号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量70m³/h、揚程95mのときの必要軸動力は、以下のとおり約 kWとなる。

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

$$= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{70}{3,600} \times 95 \right) / \left(\frac{\text{}}{100} \right)$$

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

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) = 70

H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系（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、代替格納容器スプレイ冷却系（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。

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

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、格納容器下部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号炉の格納容器代替スプレイ系（常設）は、他の機能と同時使用は行わない

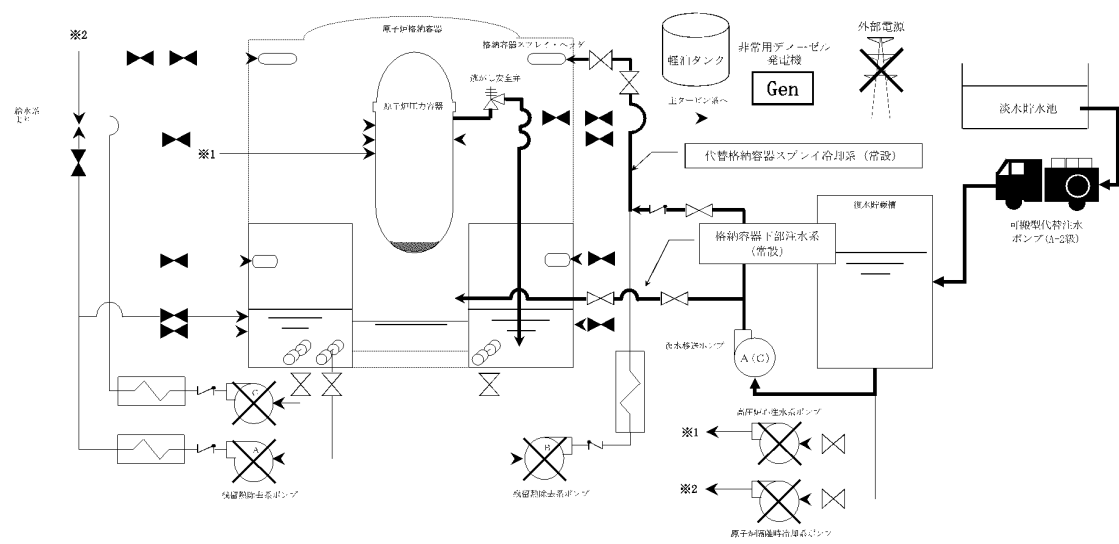


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器の破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

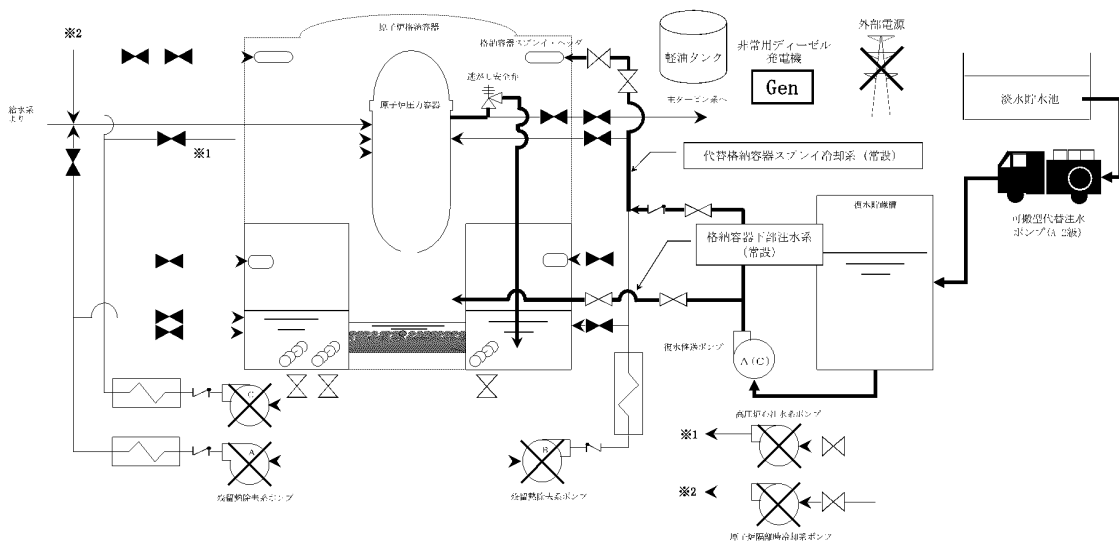


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器の破損後の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

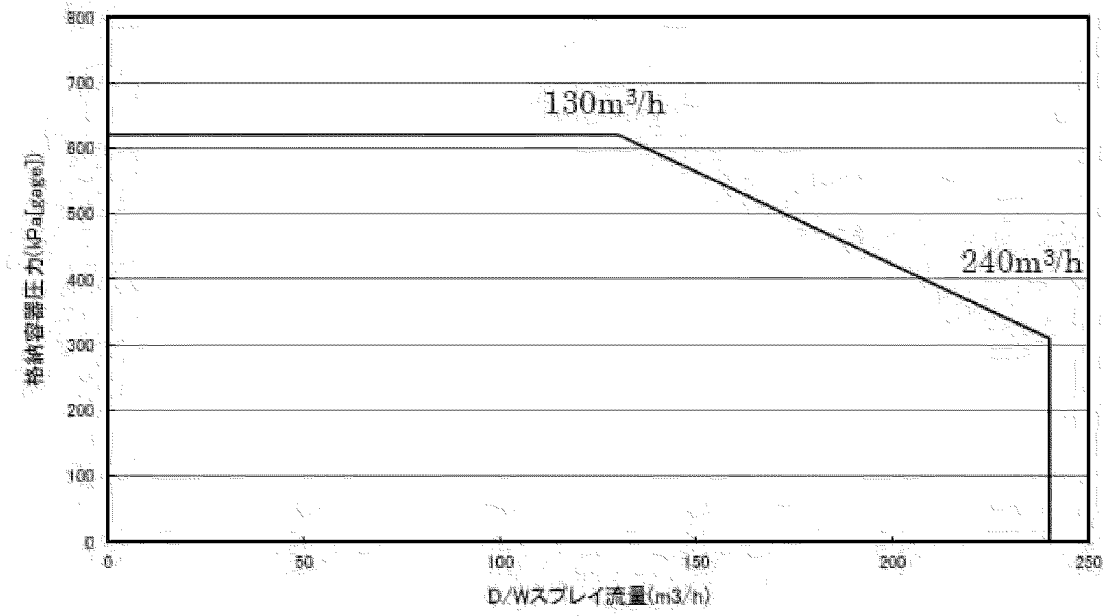


図3 ドライウェルスプレイ注水特性 (ペDESTAL50m³/h同時注水時)

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	80(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.71(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	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】

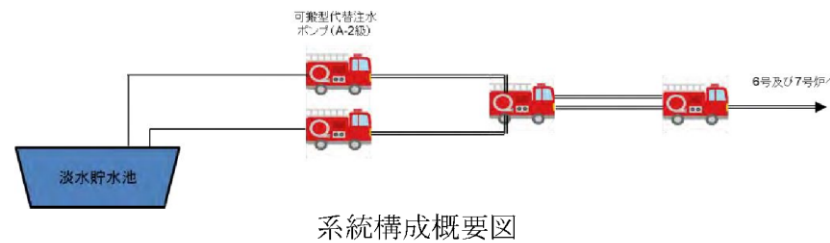
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

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、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

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、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ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]	1.37 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。

格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

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、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ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。

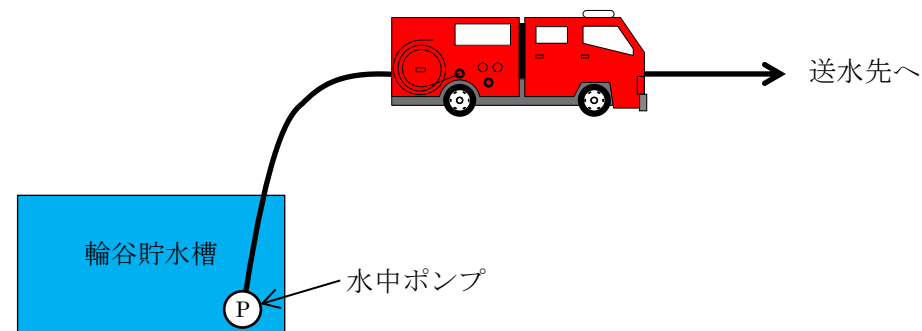


図1 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるスプレイ 系統概要図

・設備の相違

1. 容量 80m³/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、原子炉停止後約9時間後の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量である80m³/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以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.71MPa(注1)/0.85MPa(注2)

原子炉格納容器にスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力は、淡水を原子炉格納容器にスプレイする場合の、水源とスプレイ先の圧力差(大気開放である淡水貯水池等とスプレイ先の圧力差)、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、7号炉原子炉建屋北側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7号炉(東側)】

<残留熱除去系(B)配管からの代替格納容器スプレイ>

・MUWC接続口(北)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	
合計		約 0.71 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49-6-15, 16参照。

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。

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0.71MPa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。

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、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シナリオのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)、LOCA時注水機能喪失の重要事故シナリオ及び格納容器破損防止の重要事故シナリオのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)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内へのスプレイ量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 1.37MPa以上(注1)/0.85MPa(注2)

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

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	
合計		約 1.37 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49-6-9, 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1.37MPa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。

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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いる場合の必要流量（80m³/h）及び吐出圧力（0.71MPa）を満足する2400rpmとする。

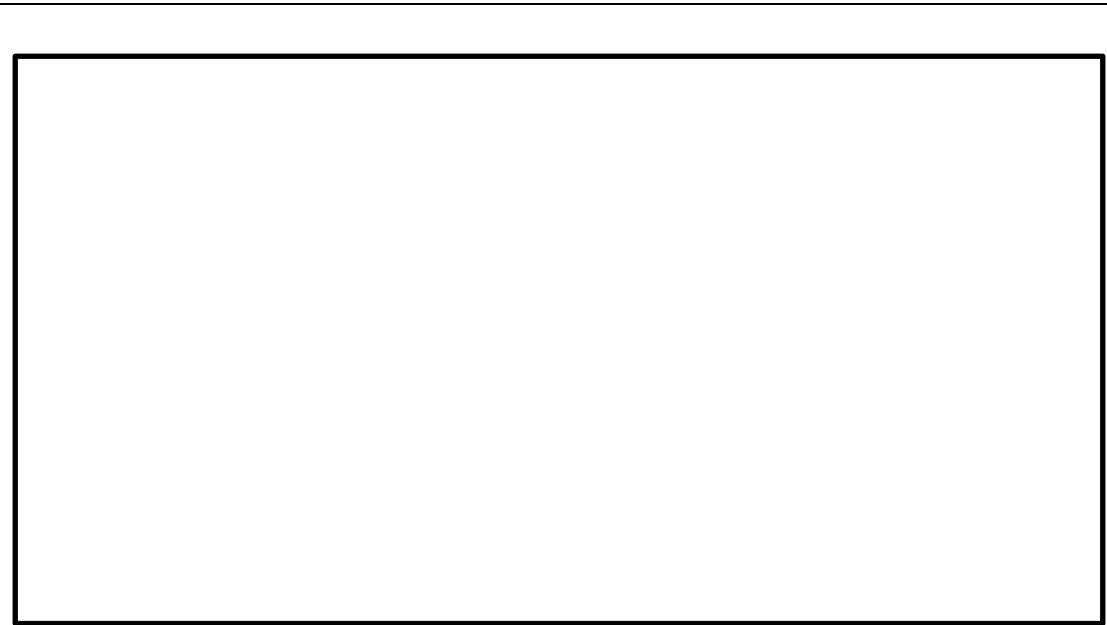


図2 大量送水車性能曲線

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	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

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

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

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

- ここで、 H_a : 大気圧
 H_n : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧
 H_s : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)
 H_1 : 吸込圧損
 h_s : 飽和蒸気圧水頭 (0.8m (0.01MPa) : 水源温度 40℃と想定)

とする。

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

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

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

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

< 中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

$$H_n = \text{}$$

$$H_s = \text{}$$

$$H_l = \text{}$$

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

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

<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 となる。2200rpm において、必要流量を確保するためのNPSH (必要NPSH) は、図4の水頭に余裕を見込み、 mとなる。

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

$$H_n = \text{}$$

$$H_s = \text{}$$

$$H_l = \text{}$$

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

なお、大容量送水車 (海水取水用) から直接、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ送水する場合については、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから、淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) のNPSH 評価に包絡される。

3. 最高使用圧力 2.0MPa

代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) に必要となる吐出圧力は 0.71MPa 以上であるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水系 (可搬型) にて要求される吐出圧力 (1.67MPa) であり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

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。

5. 原動機出力 100kW/台

低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。

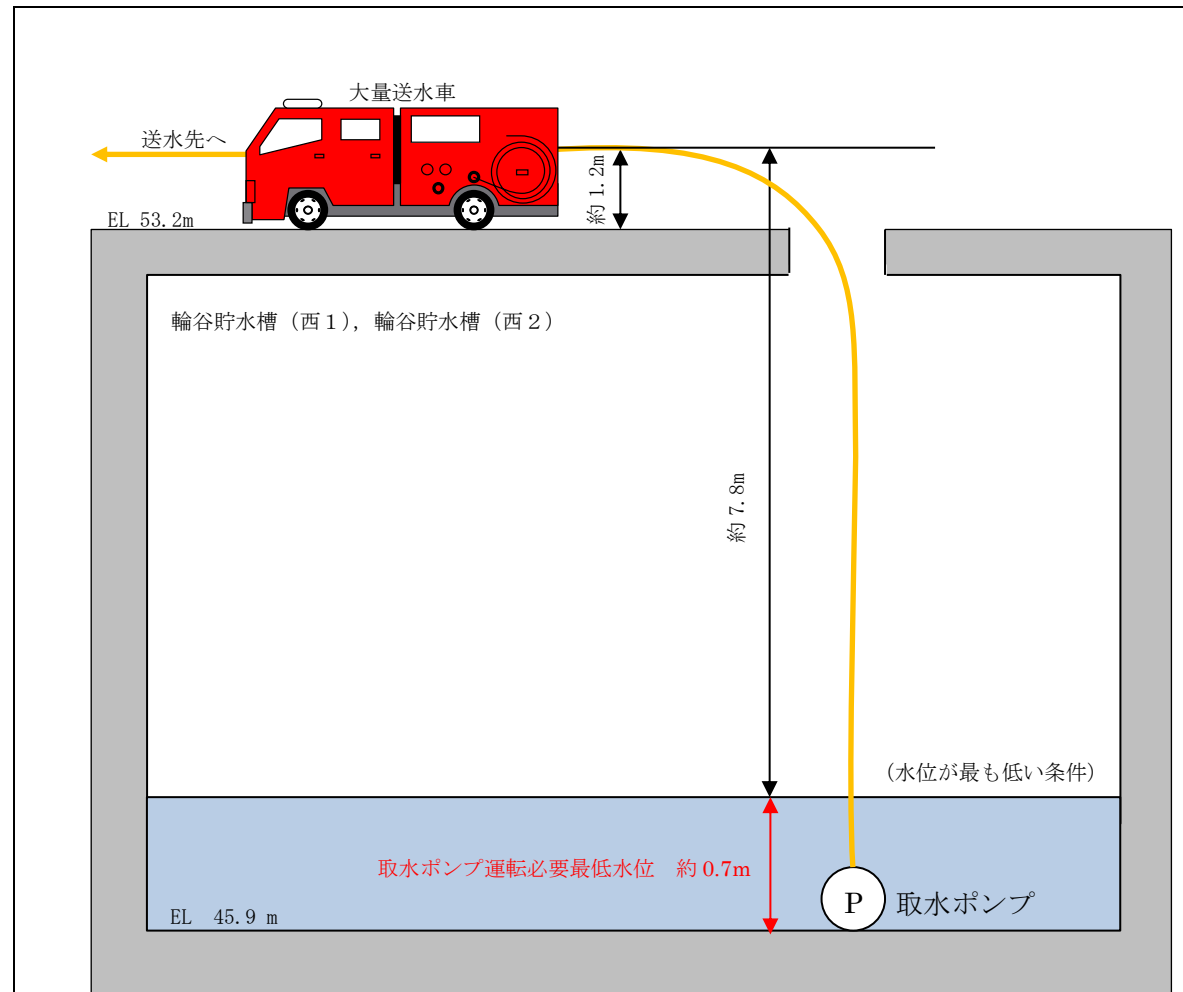


図3 大量送水車設置概要図

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。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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。

ホースの湾曲による圧力損失への影響について

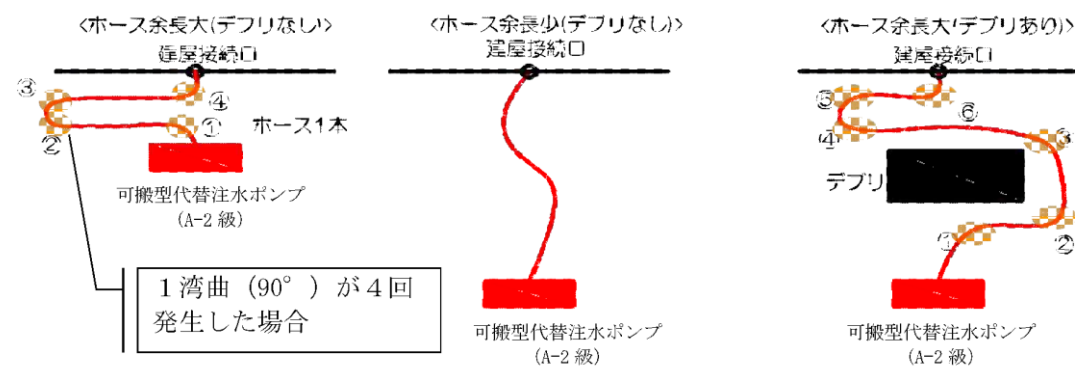


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失hc >

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

○損失係数 f_c

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

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

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

$A = \pi r^2$ 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。

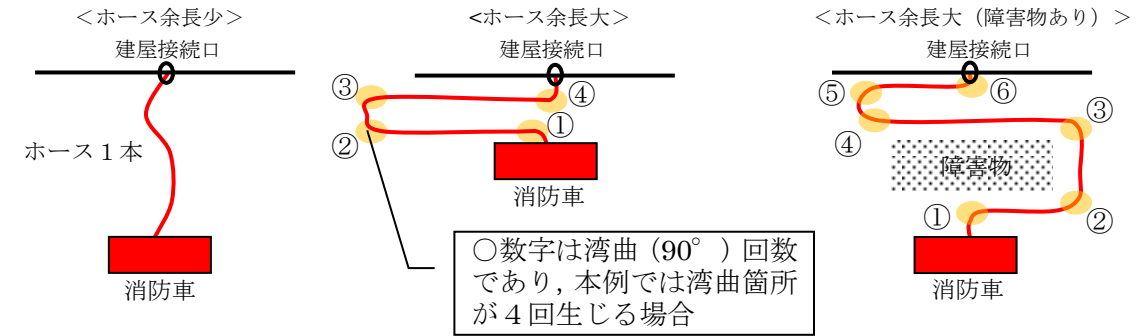


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

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

○ f_b : ベンドの損失係数

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

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

・評価方法の相違

・流速 $v=Q/A$ より
 $v=165.1982$ [m/min]
 $=2.7533$ [m/s] …… (ii)

○上記 (i) (ii) より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。
 $hc=fc \times v^2 / (2g)$ より, 重力加速度 9.8 [m/s²] を用いて
 $hc=0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$
 $=0.079$ [m]

表1 ベンド損失係数 f_b

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

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5, \left(Re \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon / d) \cong 11 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため
 $f_b = 0.14$ [MPa] …… (i) とする。

○v : 流速
 $v=Q/A$
 Q : 流量について
 格納容器代替スプレイ系 (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, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r=0.07675$ [m] となる。
 よって, $A=0.0185057$ [m²]

$v=Q/A$ より
 $=108.074$ [m/min] = 1.8012 [m/s] …… (ii)

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

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

添付(1)

添付(1)

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時使用について

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）の同時使用について

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に進行することを想定している。全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗のシナリオ時に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約9時間後から80m³/hで原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧代替注水系（可搬型）により40m³/hで原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に進行することを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約19時間後から120m³/hで原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により30m³/hで原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）は表1のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図1～2に示すが、いずれの系統も可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いるため、表1で示すとおり代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗のシナリオの条件を用いる。したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）80m³/hと低圧代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の特性と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）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、原子炉格納容器圧力が1Pd（310kPa[gage]）及び原子炉圧力0.8MPaの場合に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量が80m³/h、低圧代替注水系（可搬型）は40m³/hで原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

したがって、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）は表1のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図1～図4に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表1で示すとおり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）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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/hと低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）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6のとおりであり、原子炉格納容器圧力が1Pd（427 kPa[gage]）及び原子炉圧力0.5 MPaの場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は30 m³/hで原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）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。

よって、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）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 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）の必要流量

表1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）
80m ³ /h	40m ³ /h

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

- ・運用の相違
【柏崎 6/7】
同時注水を考慮する事故シーケンスが異なる
- ・運用の相違
【柏崎 6/7】
同時注水を考慮する事故シーケンスが異なり、必要容量も異なる
- ・運用の相違
【柏崎 6/7】
同時注水を考慮する事故シーケンスが異なる
- ・炉型の違い
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7（ABWR）と島根 2号炉（Mark-I 改）の型式の違いによる相違
- ・設備の相違

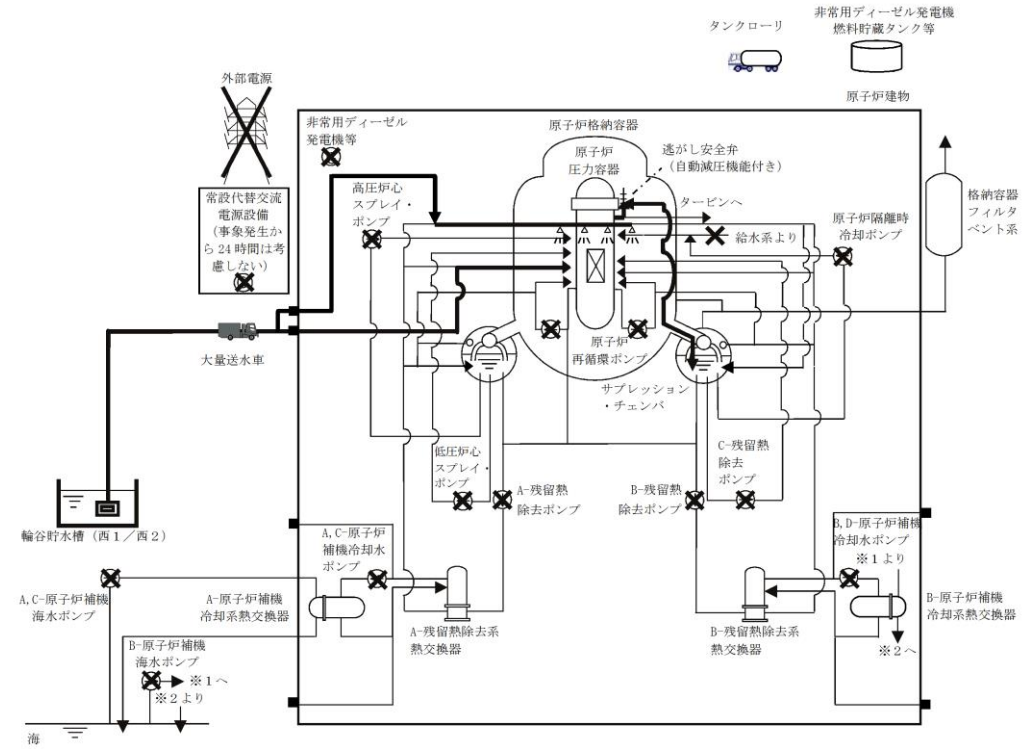


図1 「全交流動力電源喪失（長期T/B）」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

・設備の相違

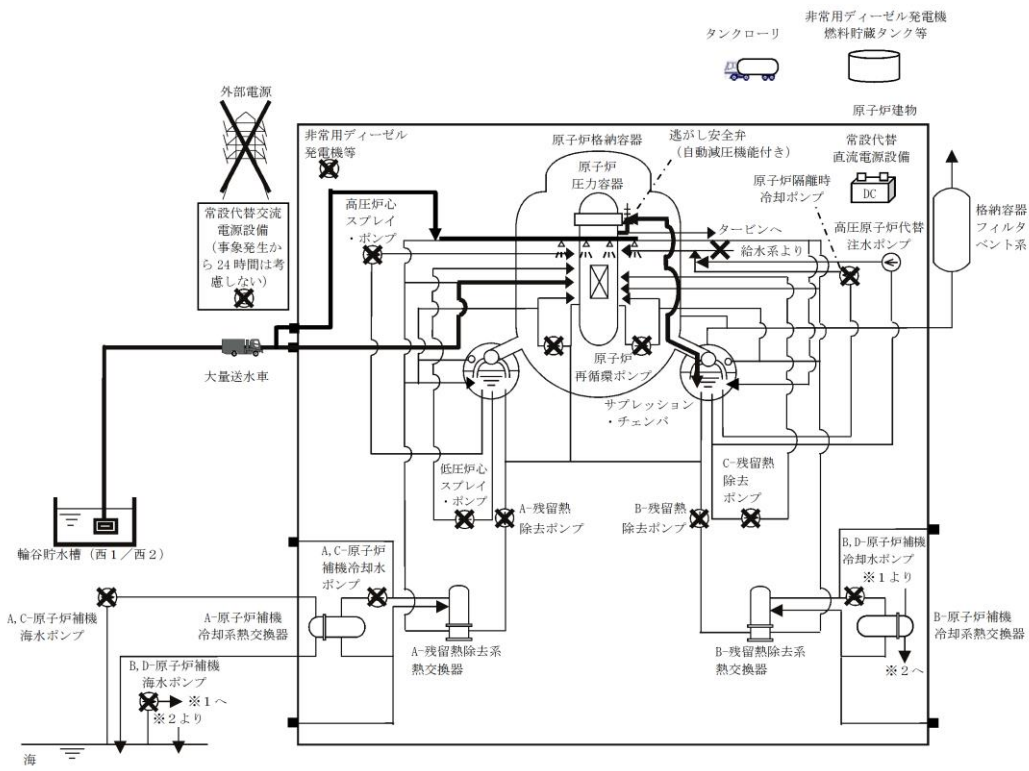


図2 「全交流動力電源喪失（TBU）」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

・設備の相違

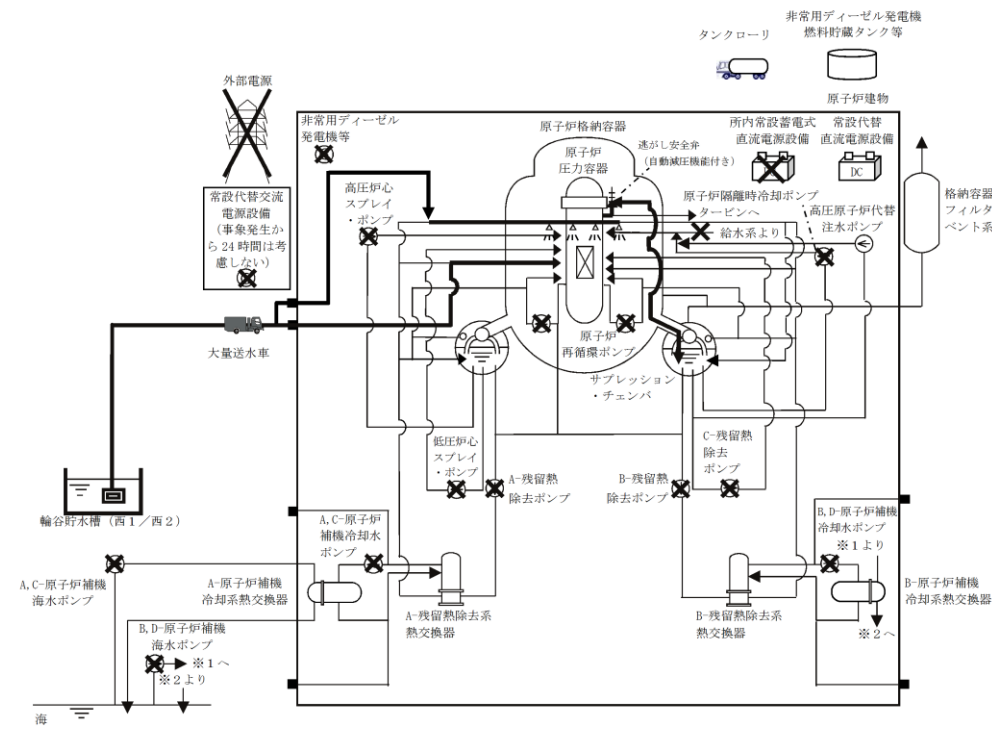


図3 「全交流動力電源喪失 (TBD)」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

・設備の相違

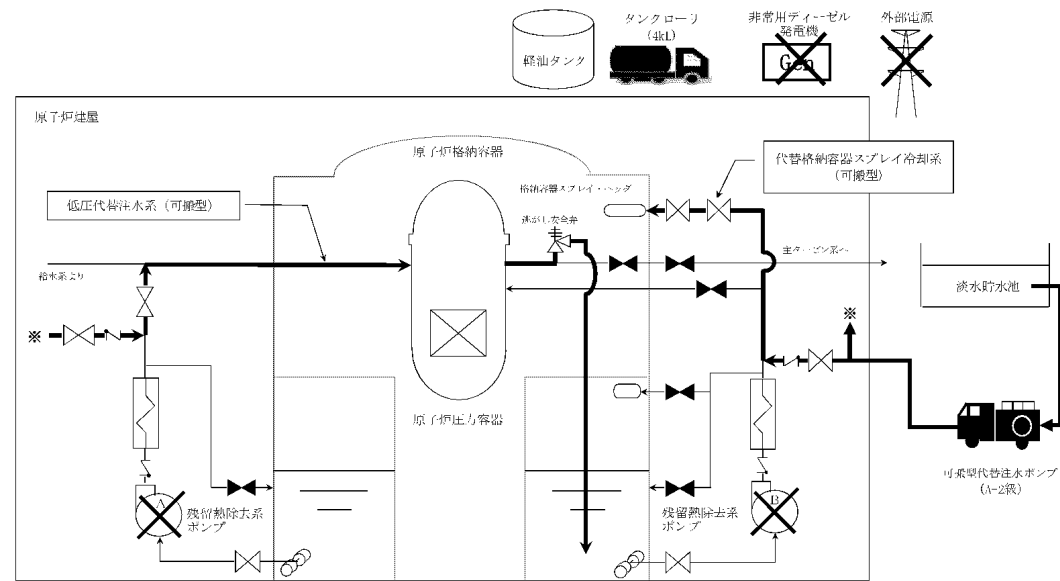


図1 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗」の
重大事故等対策の概略系統図
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

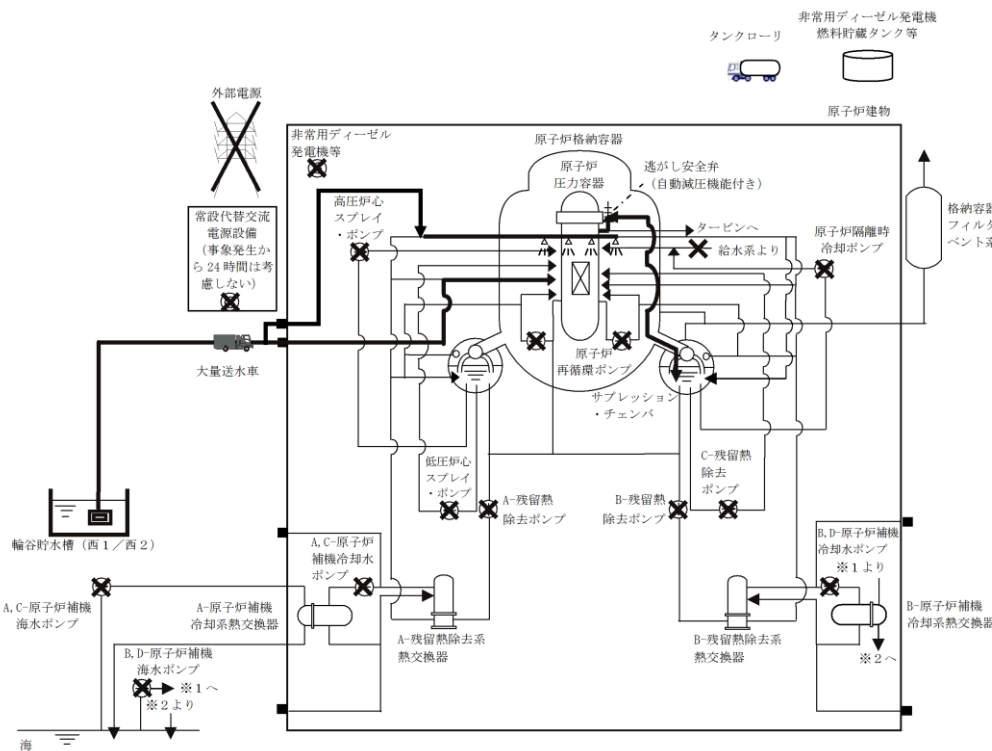


図4 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

・設備の相違

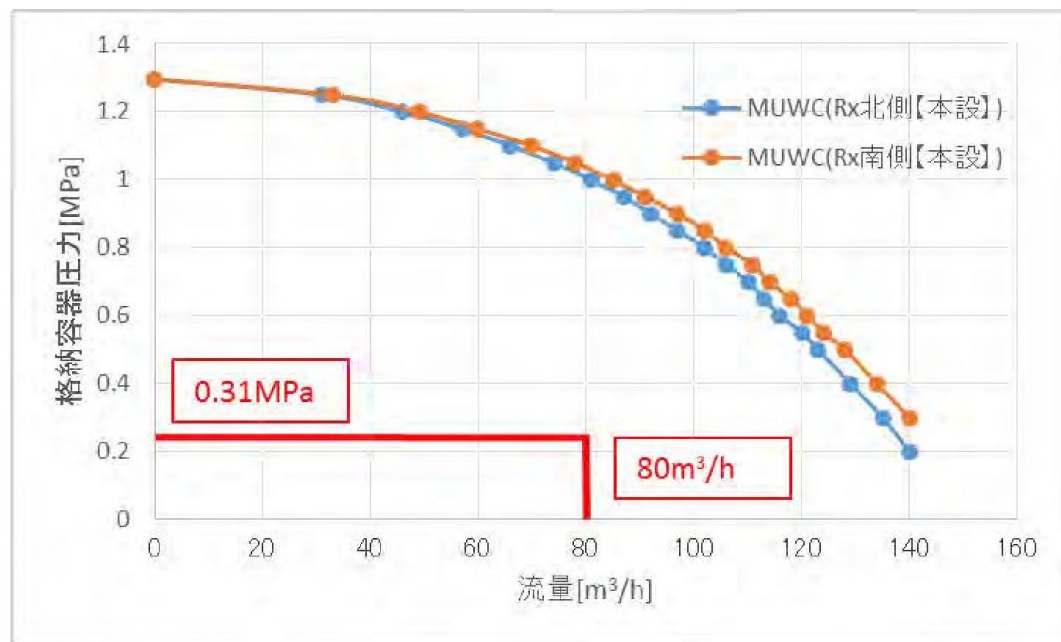


図2 代替格納容器スプレイ注水特性 (低圧代替注水40m³/h同時注水時)

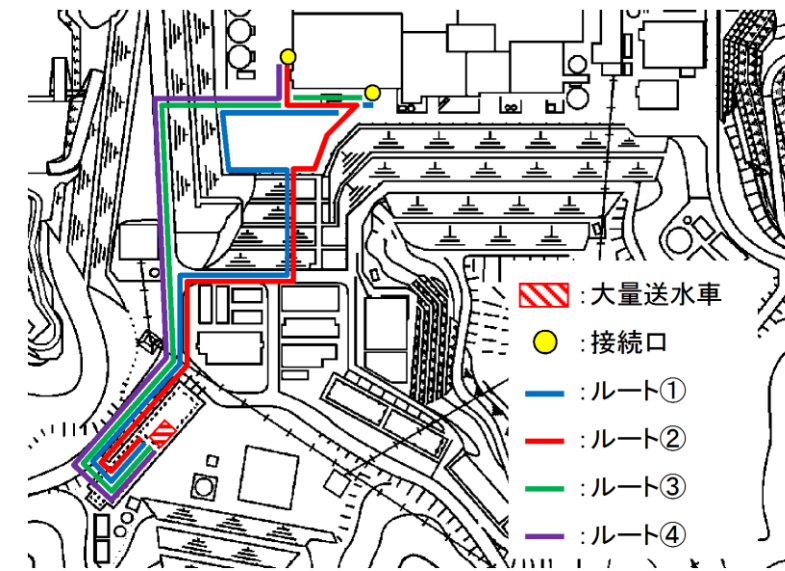


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

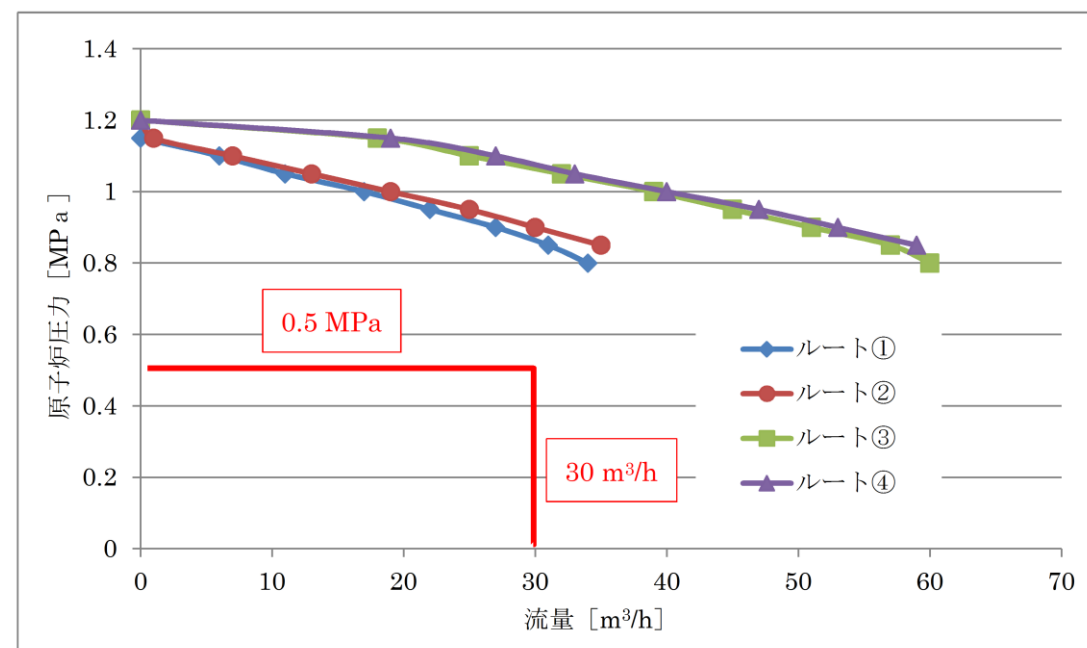


図6 原子炉圧力容器への注水特性 (代替格納容器スプレイ 120m³/h 同時注水時)

・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
49-7 接続図	49-7 接続図	

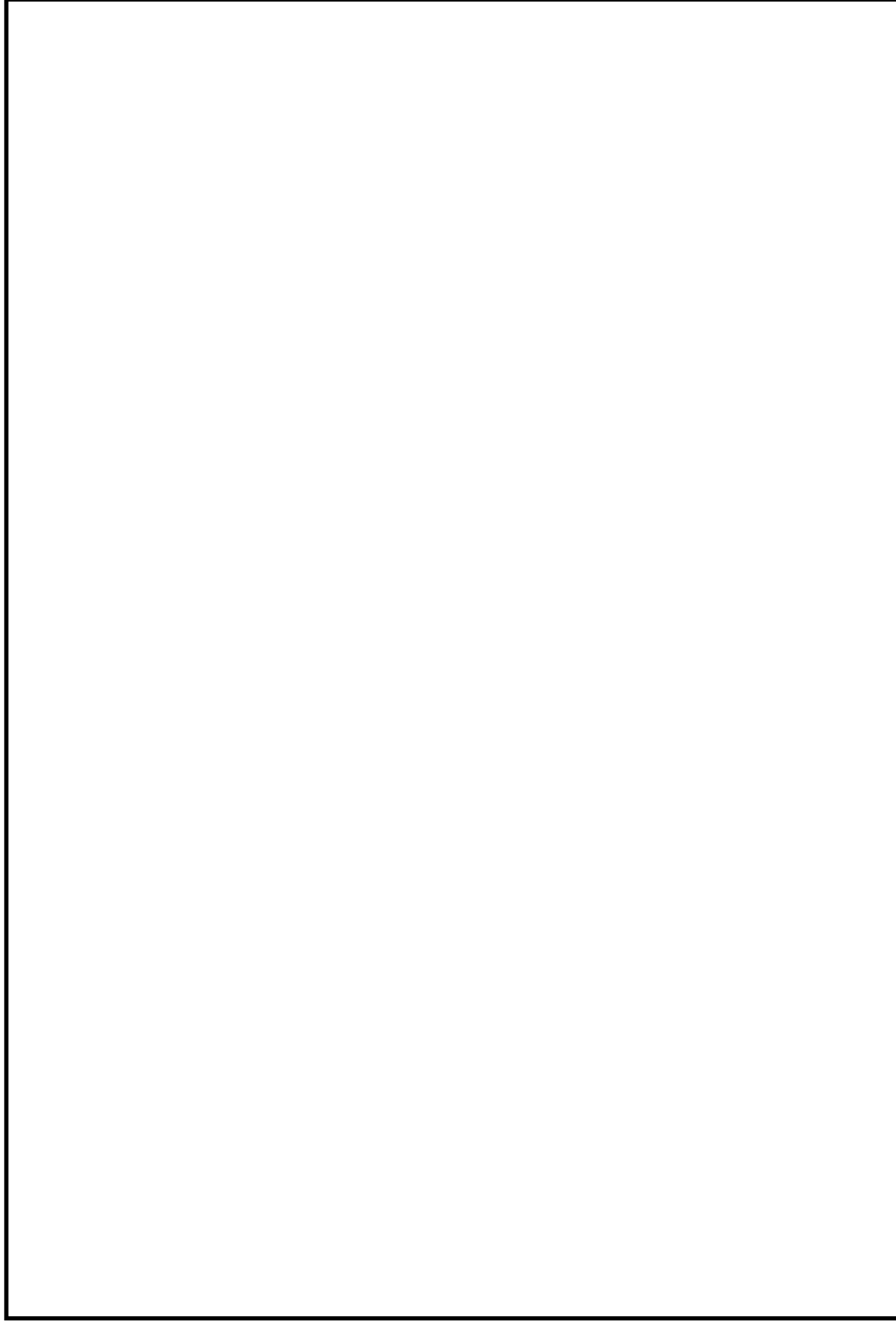


図1 接続図 (淡水貯水池から接続口)

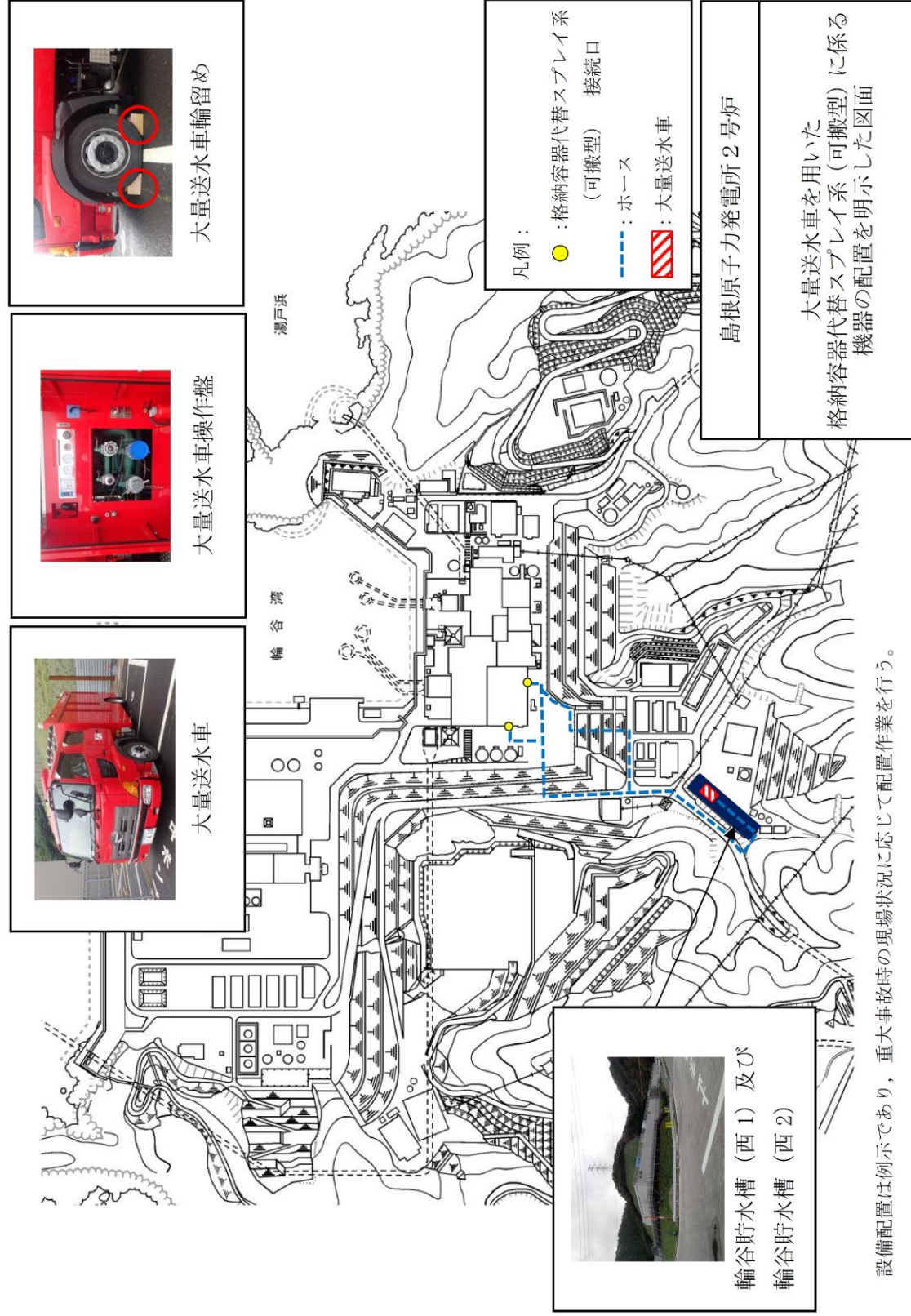


図1 接続図

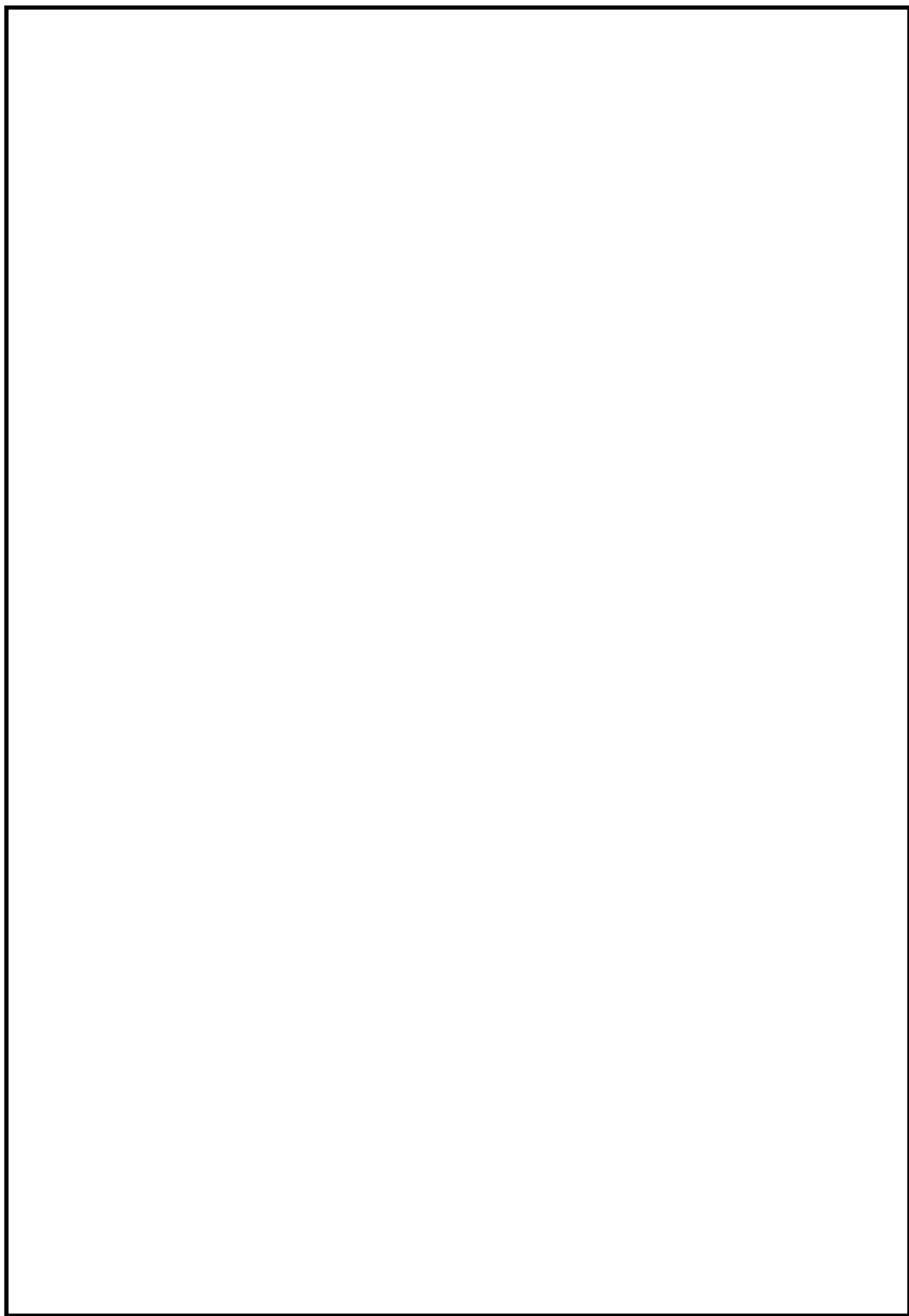


図2 接続図(防火水槽から接続口)

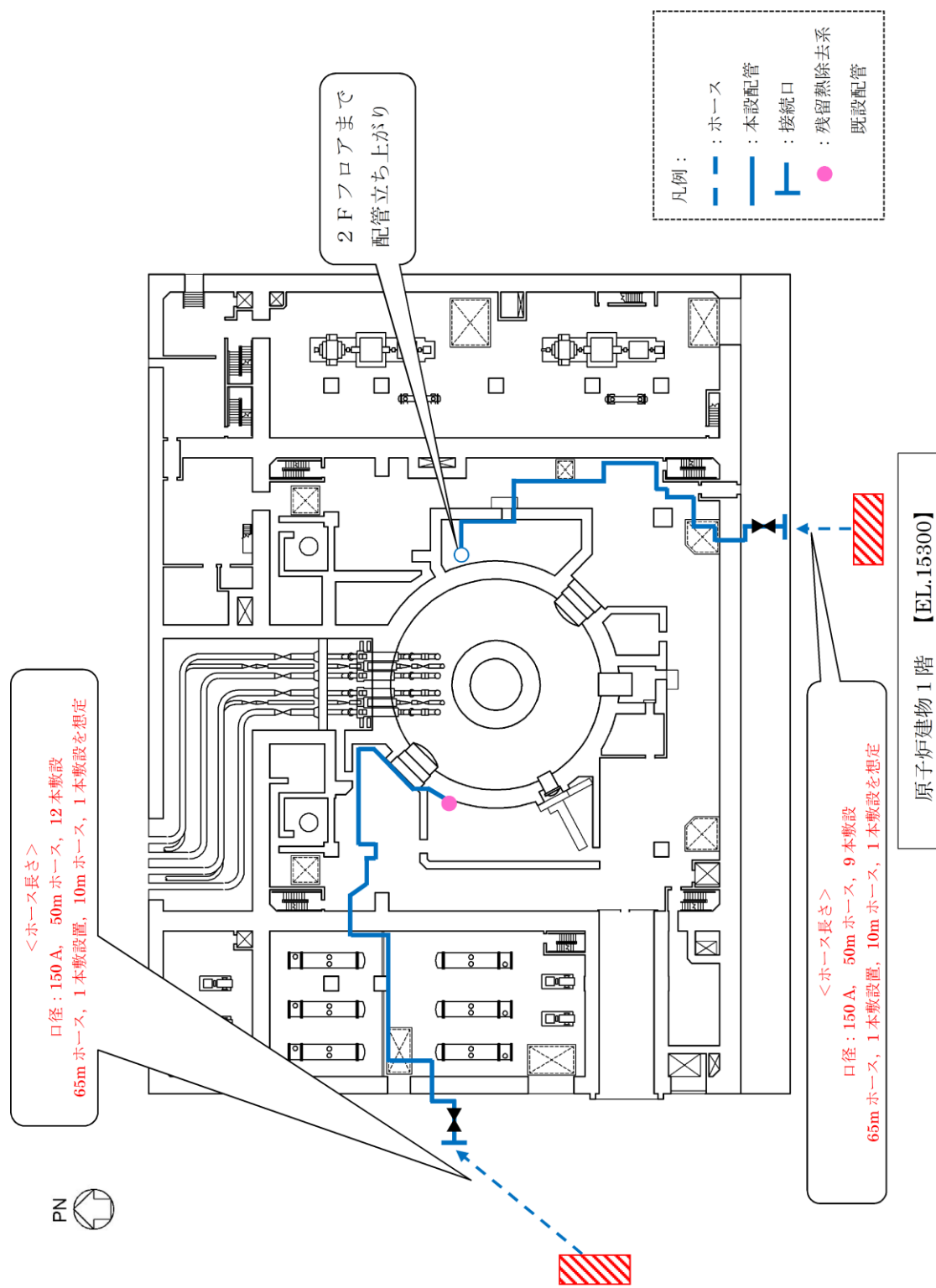


図2 接続図(建物内接続 原子炉建物1階)

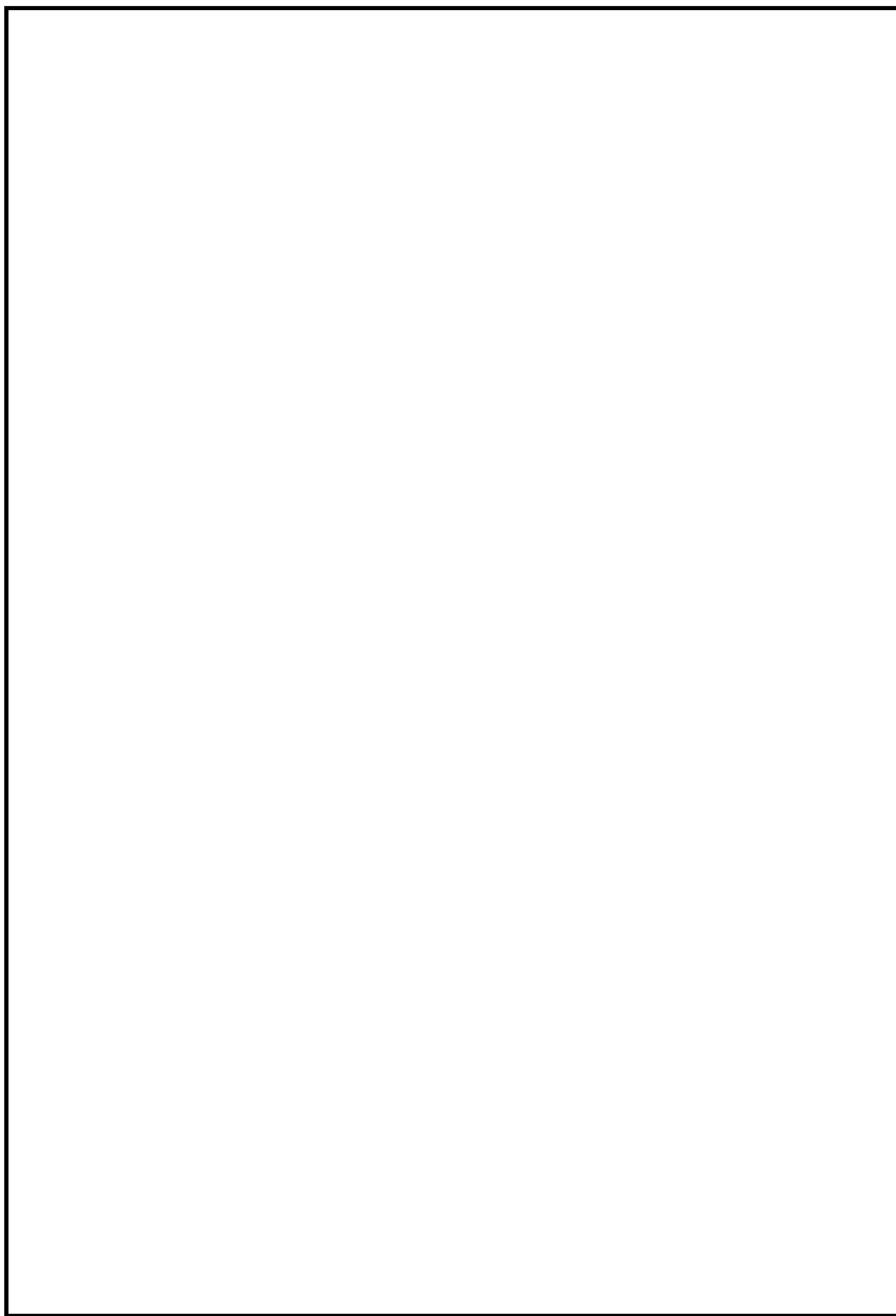


図3 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

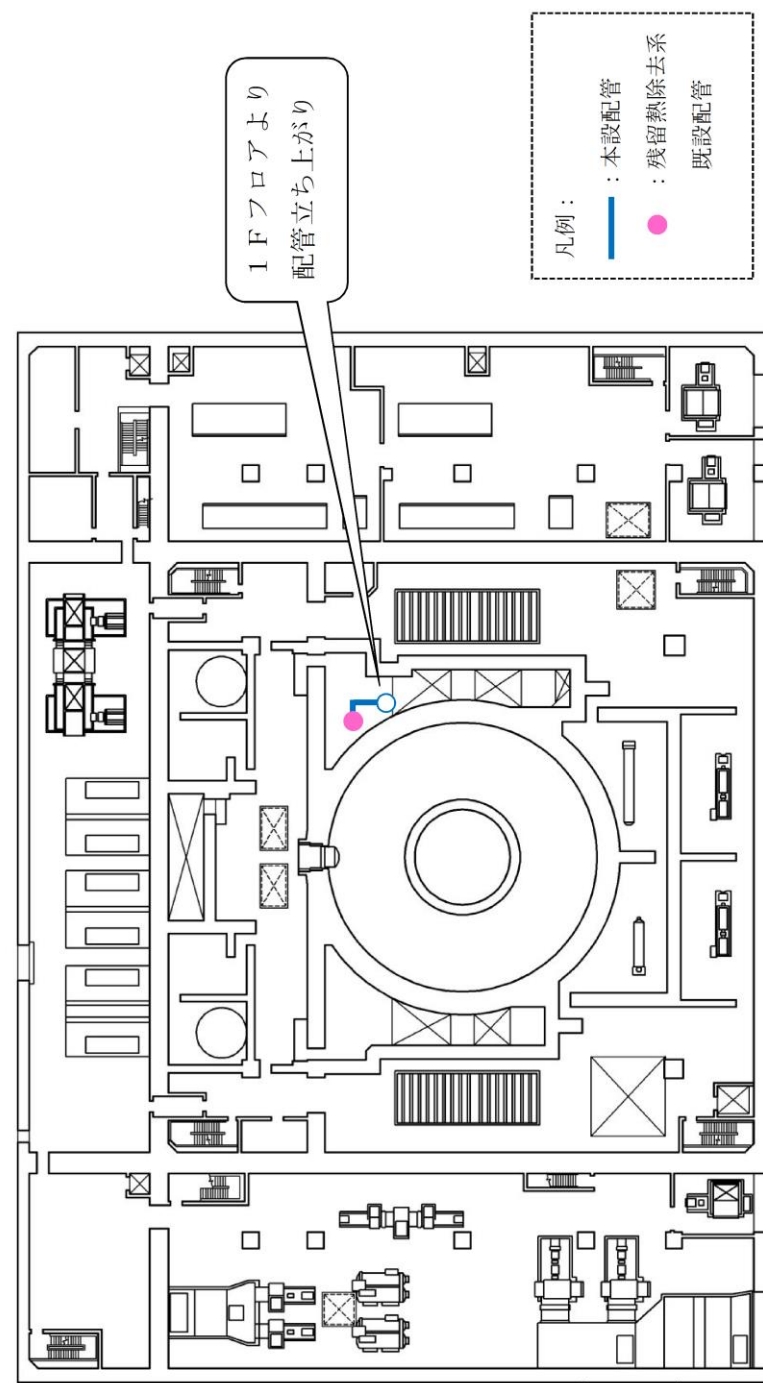


図3 接続図 (建物内接続 原子炉建物2階)

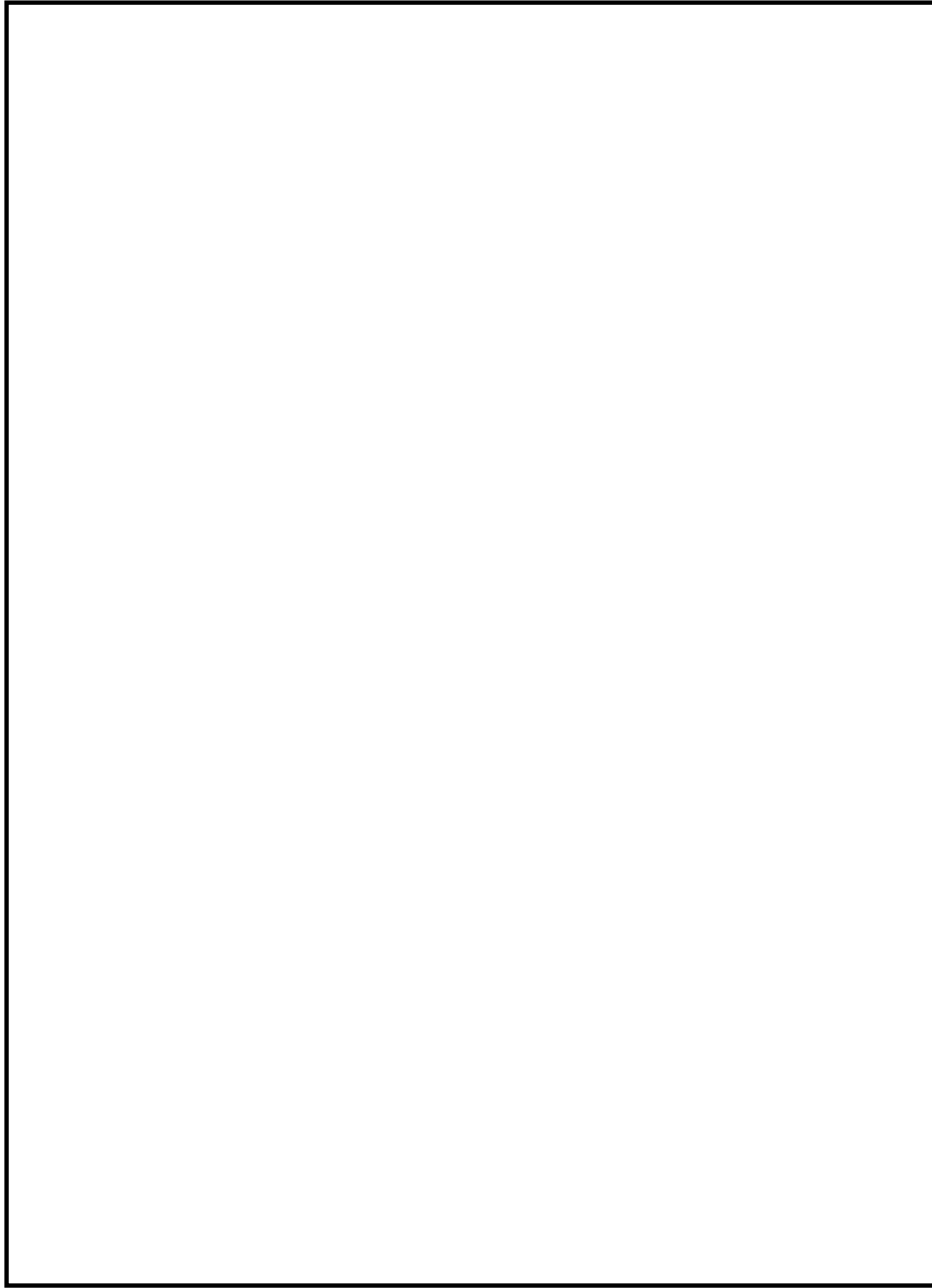


図4 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

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

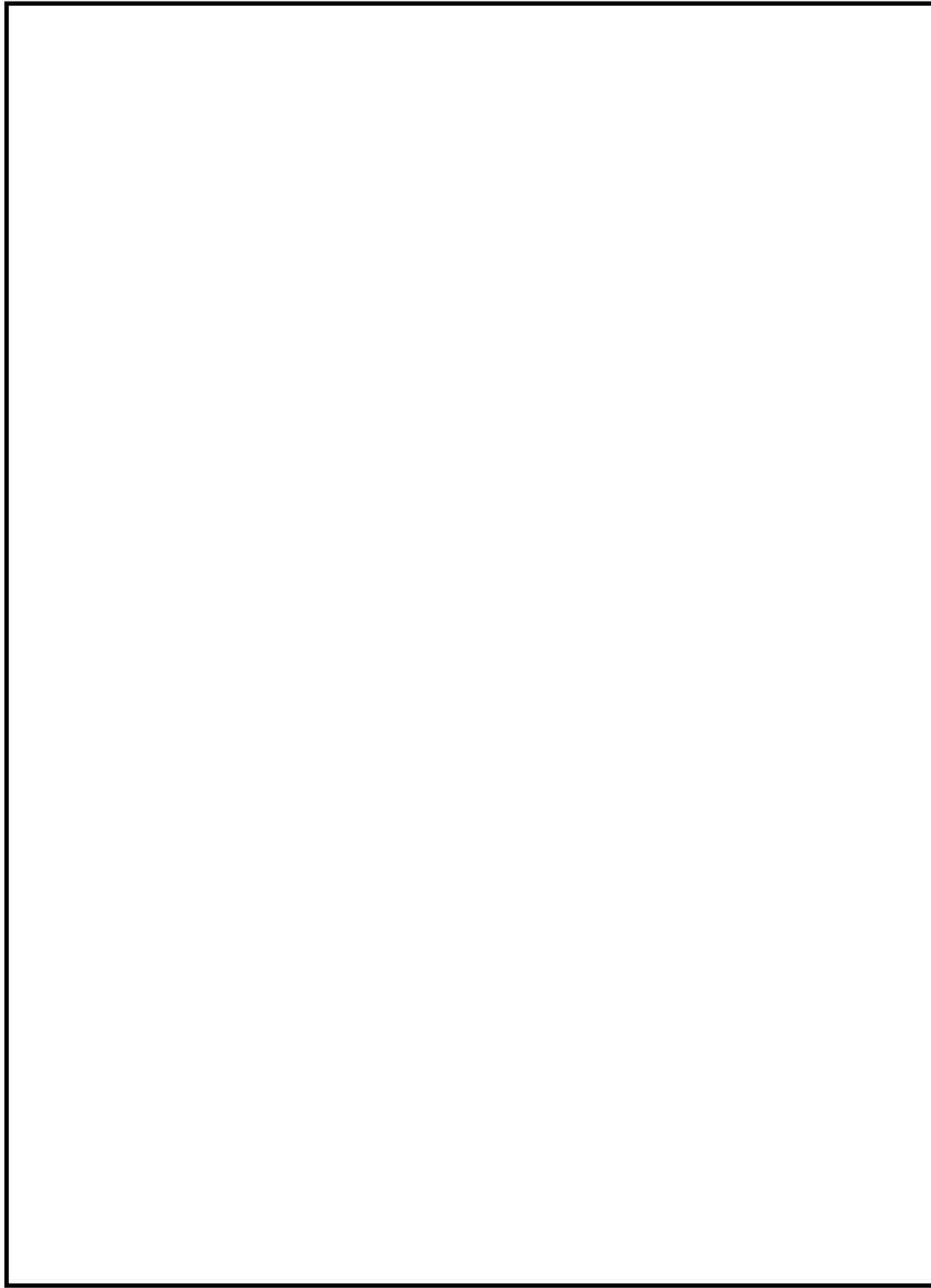


図5 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

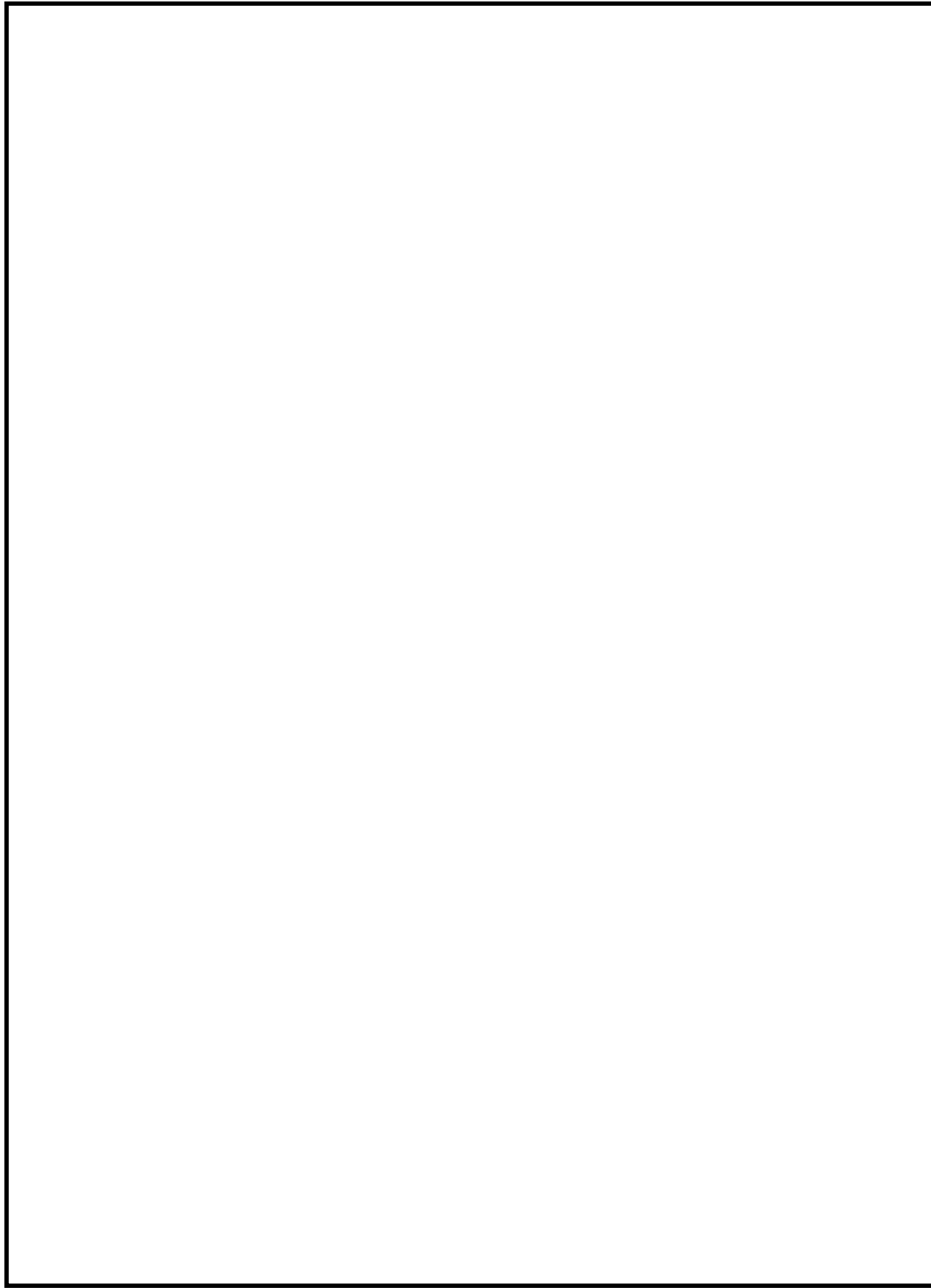


図6 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

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
49-8 保管場所図	49-8 保管場所図	



図1 保管場所図 (位置の分散)

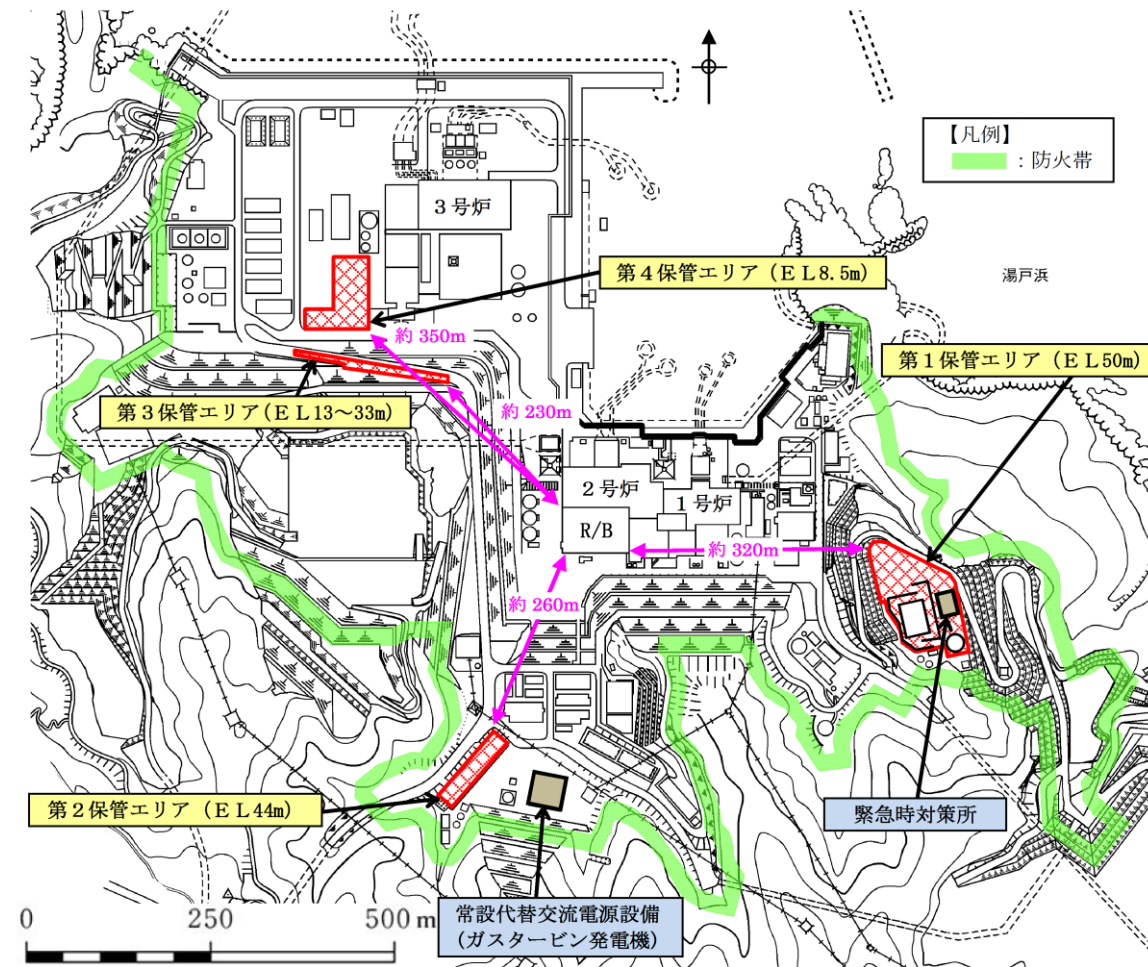


図1 保管場所図 (位置の分散)

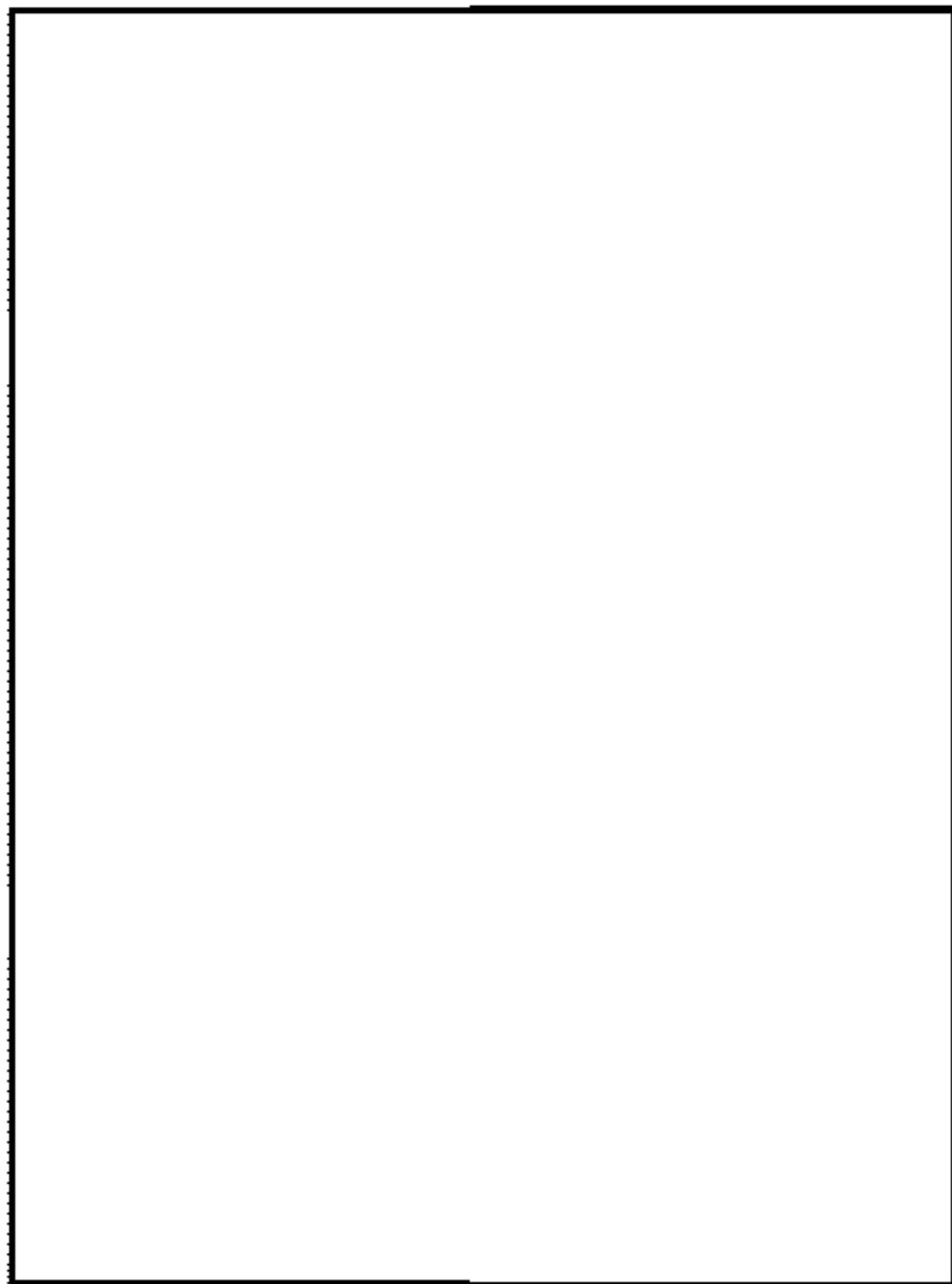


図2 保管場所図 (機器配置)

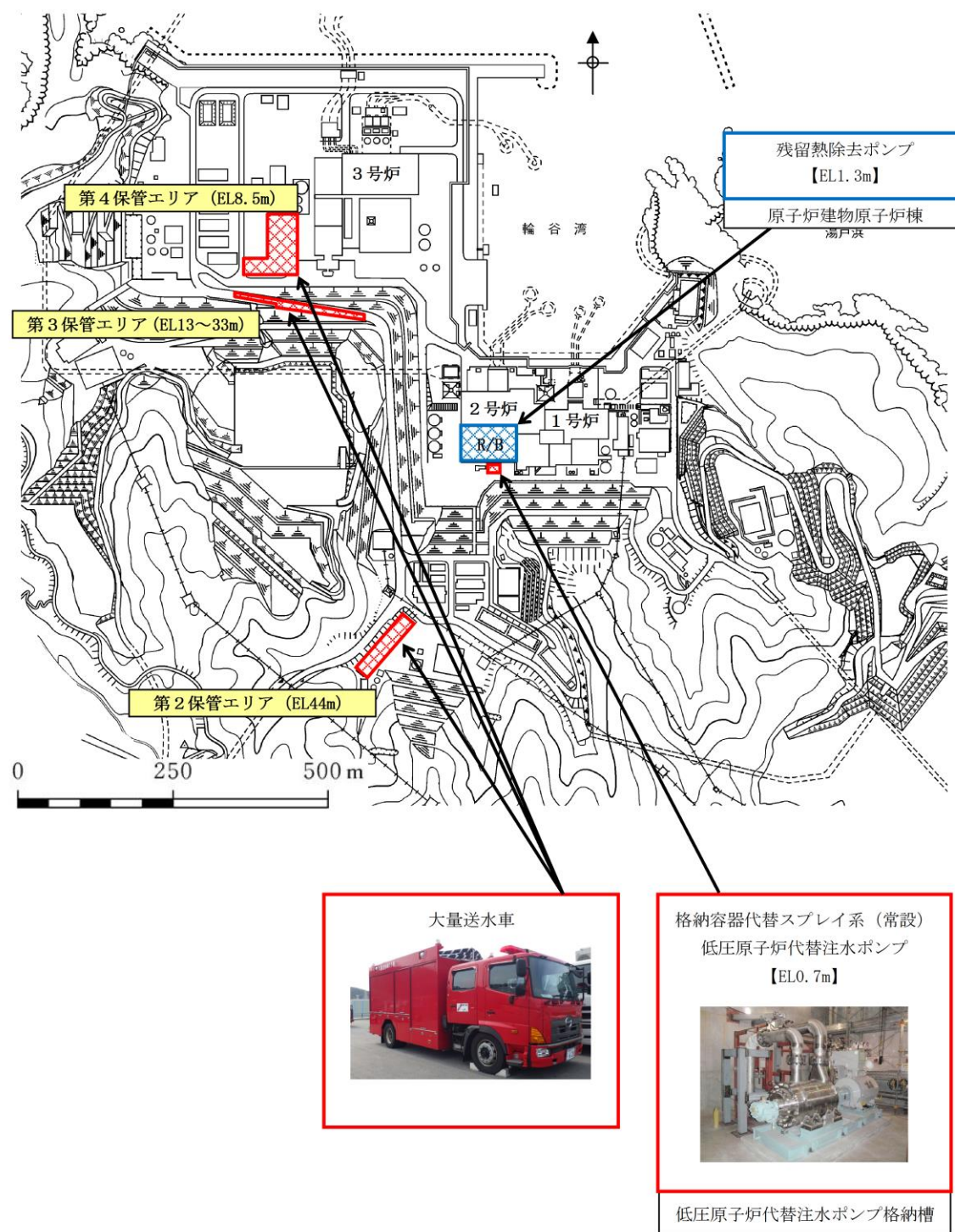


図2 保管場所図 (機器配置)



図3 保管場所図(ホース保管場所 6号炉原子炉建屋地上1階)

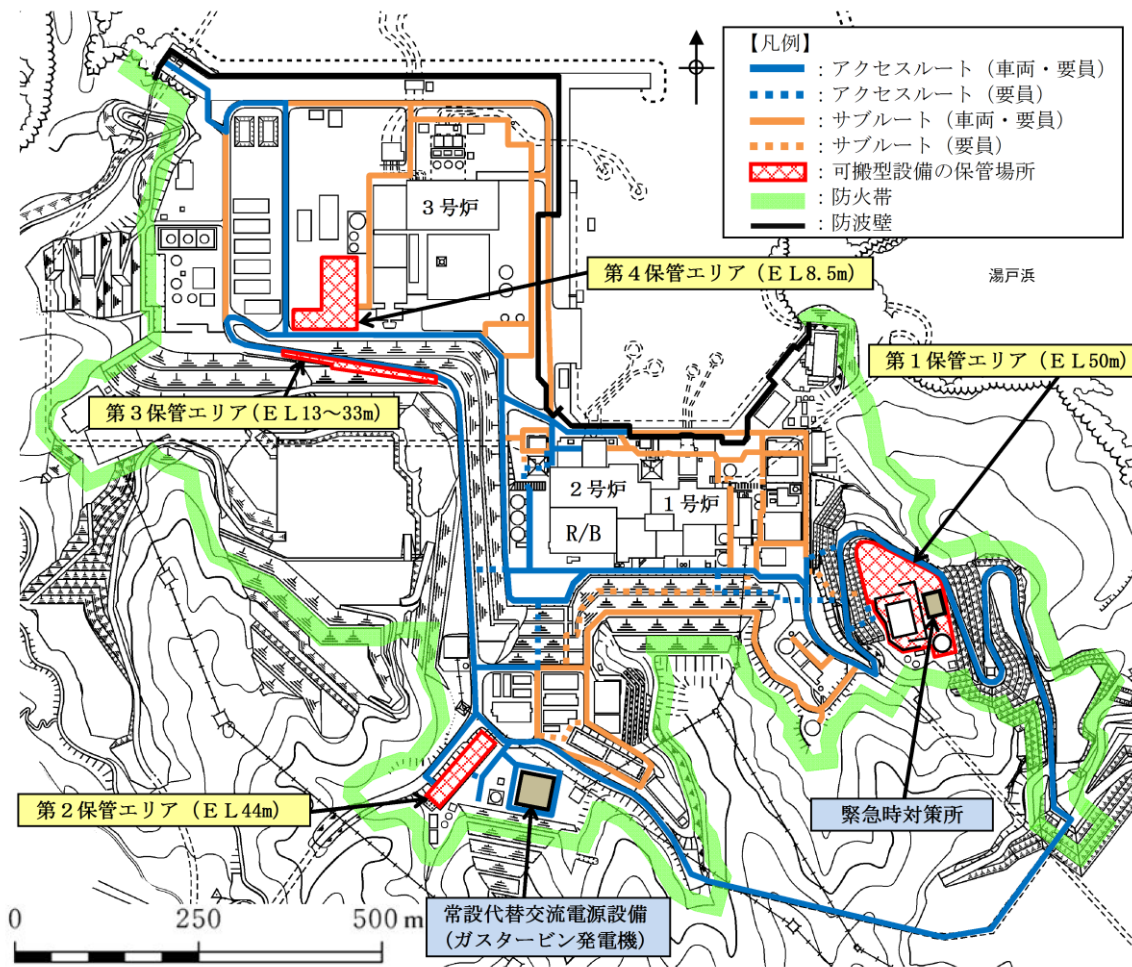
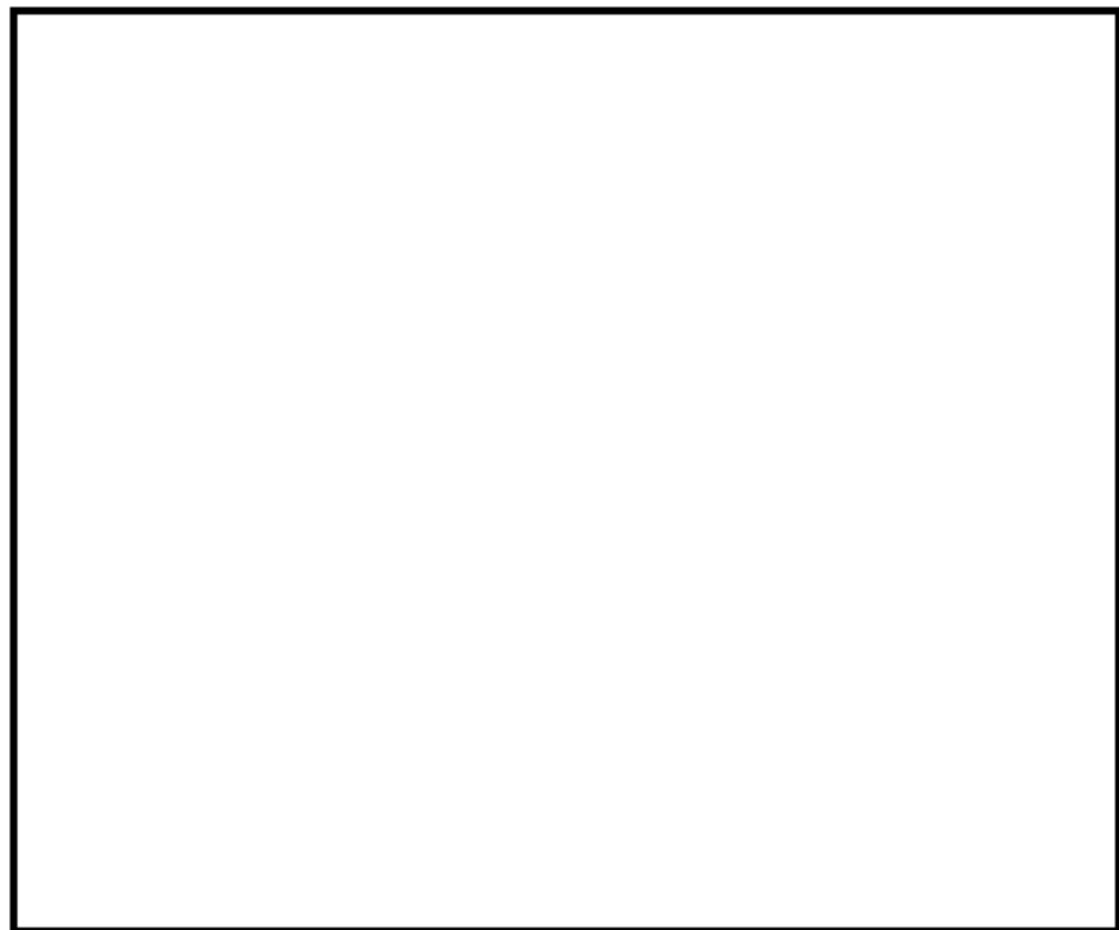


図4 保管場所図(ホース保管場所 7号炉原子炉建屋地上1階)

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
<p style="text-align: center;">49-9 アクセスルート図</p>	<p style="text-align: center;">49-9 アクセスルート図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

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



※ サブルートは、地震及び津波時には期待しない。
 ※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

図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

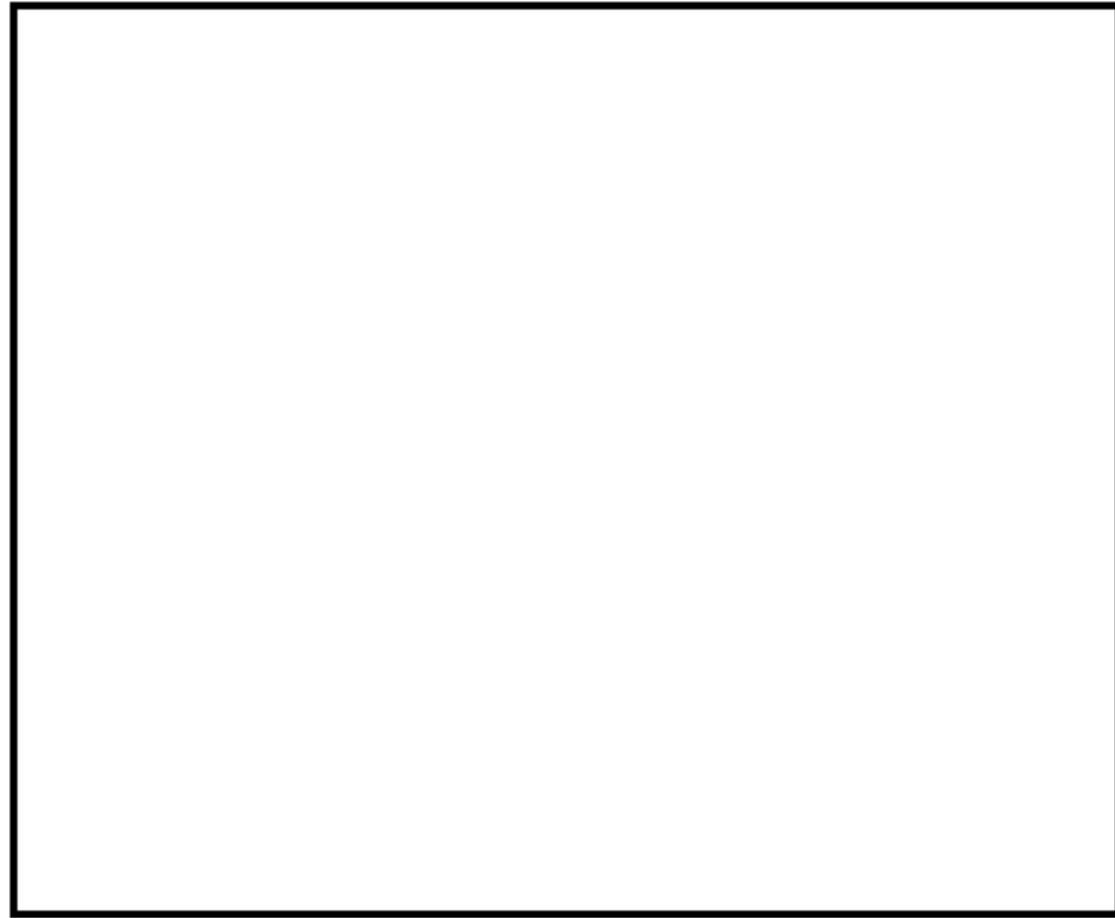


図2 地震・津波発生時のアクセスルート図

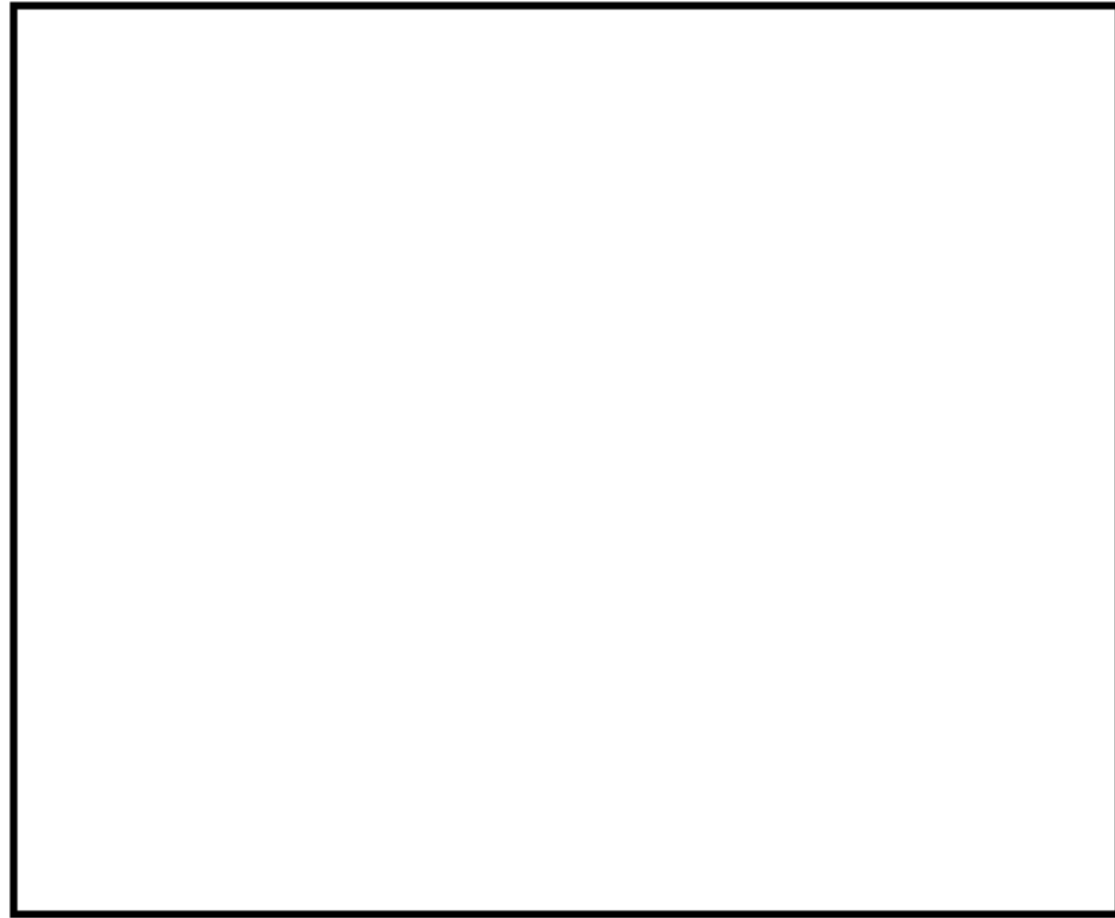


図3 森林火災発生時のアクセスルート図

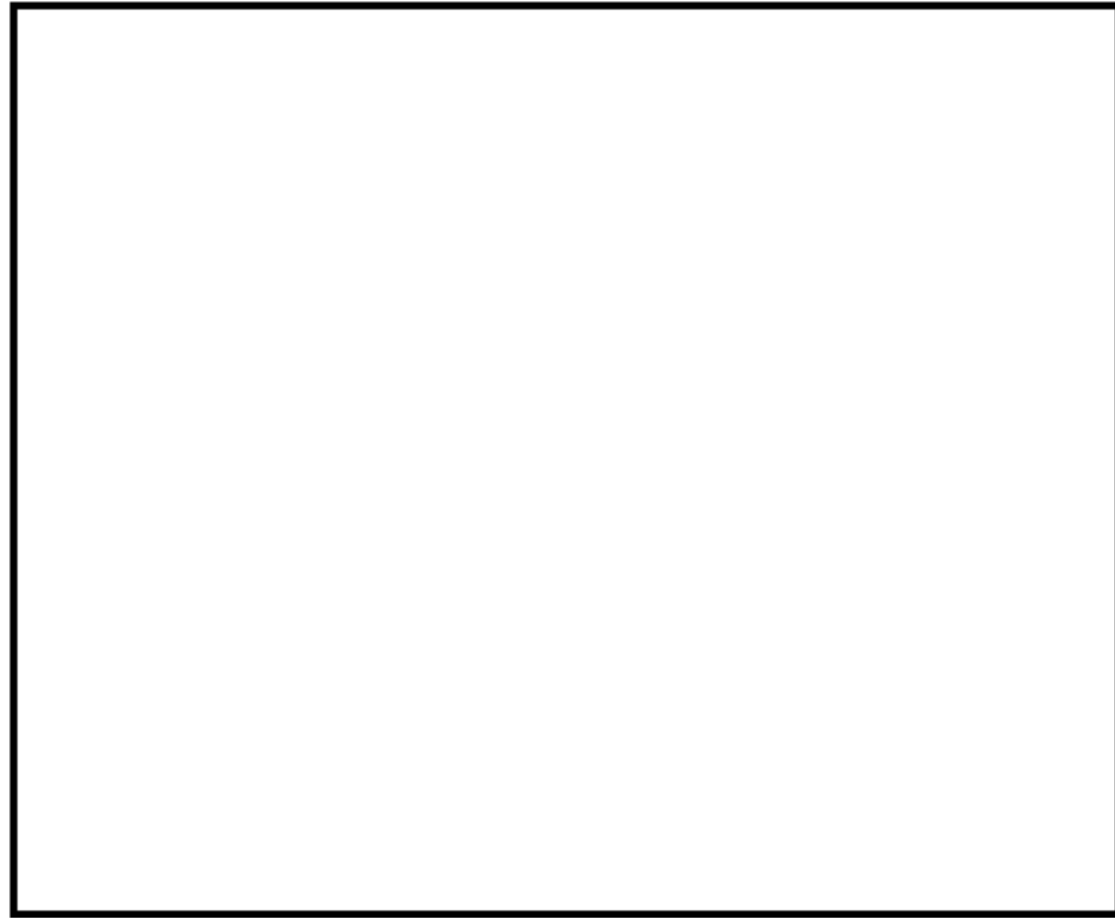


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

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
49-10 その他設備	49-10 その他設備	

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

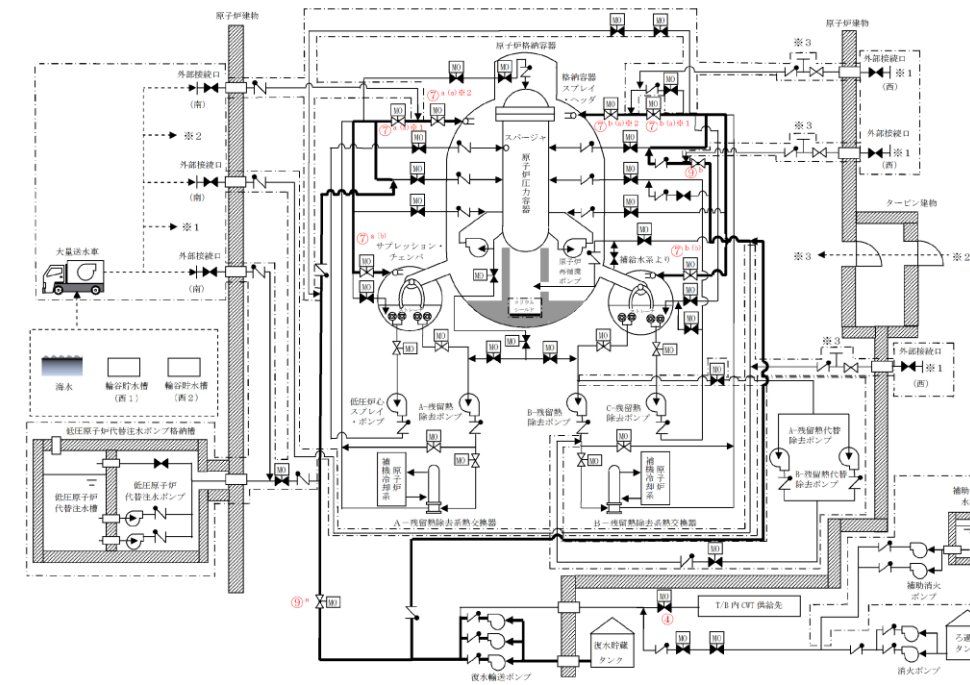
原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(1) 復水輸送系による格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として復水輸送ポンプを用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器冷却モード)、格納容器代替スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、低圧原子炉代替注水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

・設備の相違
島根2号炉は既設の復水輸送系によるスプレイを自主対策設備とする



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○* : 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優先番号を示す。
○*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。

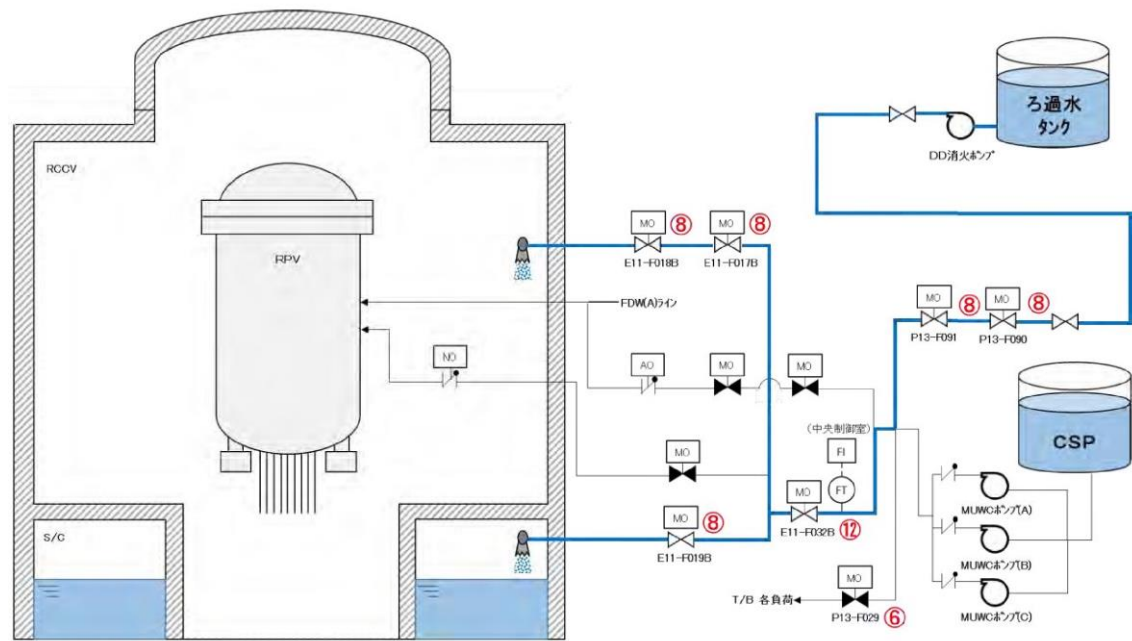
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)*1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)*2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(b)}	A-RHRトーラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)*1}	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)*2}	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(b)}	B-RHRトーラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図1 復水輸送系による格納容器スプレイ 手順の概要図

① 消火系を用いた代替格納容器スプレィ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレィ冷却モード)ポンプ、復水移送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレィ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレィ手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレィ冷却モード)、代替格納容器スプレィ冷却系(常設)とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレィを行う手順を整備している。



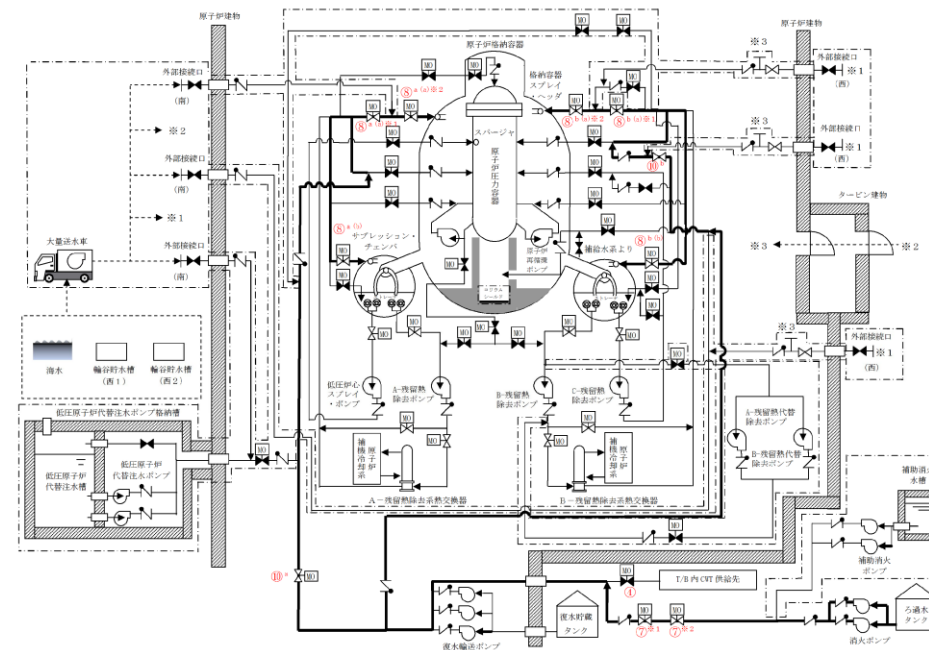
操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑥	P13-MO-F029	タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第1連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第2連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/Pスプレィ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレィ 手順の概要図

(2) 消火系による格納容器代替スプレィ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び復水移送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系による格納容器スプレィ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレィ手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器冷却モード)、格納容器代替スプレィ系とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、格納容器代替スプレィ系(常設)、残留熱除去系を通じて格納容器スプレィを行う手順を整備している。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○* : 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の優先番号を示す。
 ○*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。

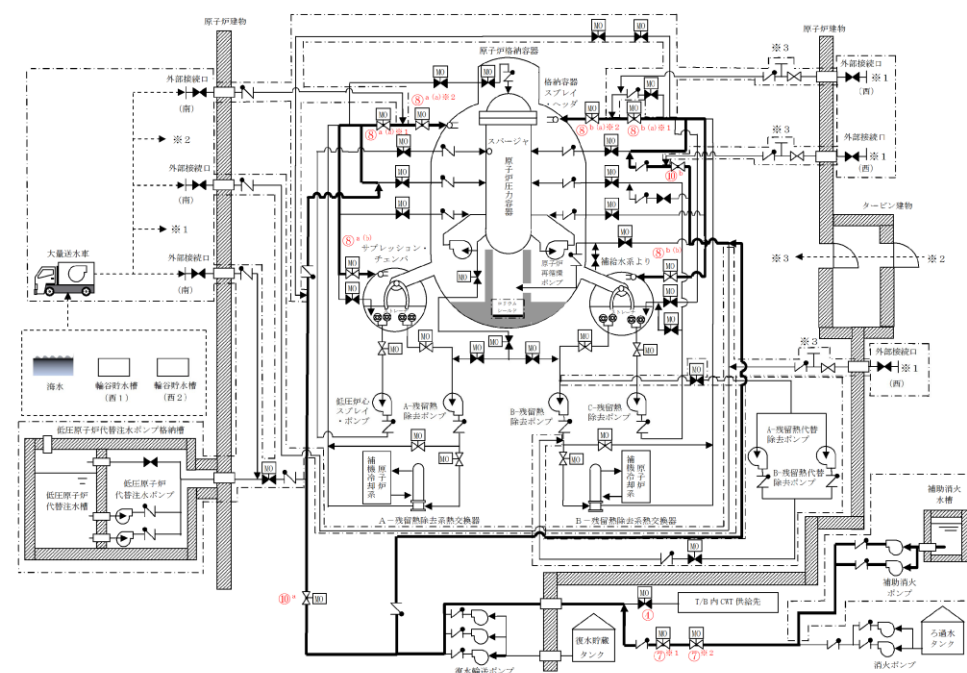
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*1	CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a *1	A-RHRドライウェル第1スプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a *2	A-RHRドライウェル第2スプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (b)	A-RHRトールスプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*1	B-RHRドライウェル第1スプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*2	B-RHRドライウェル第2スプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (b)	B-RHRトールスプレィ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図2 消火系による格納容器スプレィ 手順の概要図

(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、当該設備によるスプレィも可能である
- ・設備の相違
系統構成の相違

- ・設備の相違



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*~ : 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の優先番号を示す。
 ○*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
⑦*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
⑦*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
⑧ ^a (a)*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
⑧ ^a (a)*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
⑧ ^a (b)	A-RHRトラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*1	B-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
⑧ ^b (a)*2	B-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
⑧ ^b (b)	B-RHRトラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図3 消火系による格納容器スプレー 手順の概要図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

・設備の相違

② ドライウェル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ冷却系の実施及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を通水後、ドライウェル送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することができる。

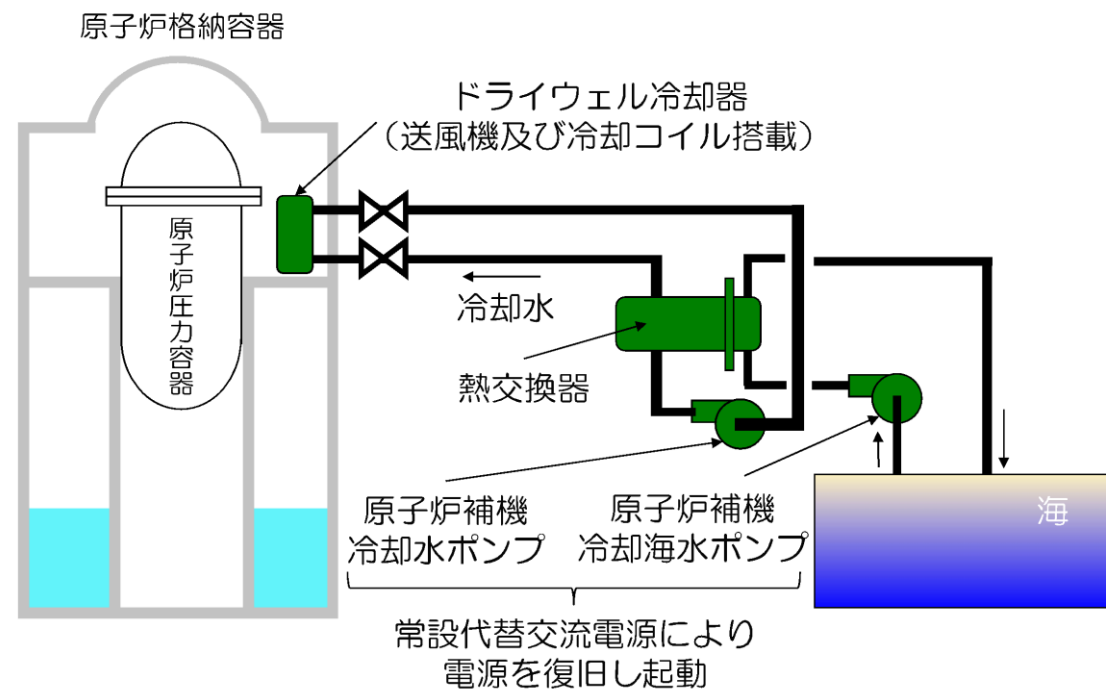


図2 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

(3) ドライウェル冷却系による格納容器内除熱

格納容器代替スプレイ及び残留熱除去ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源(ガスタービン発電機)により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却機装置を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却機装置を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

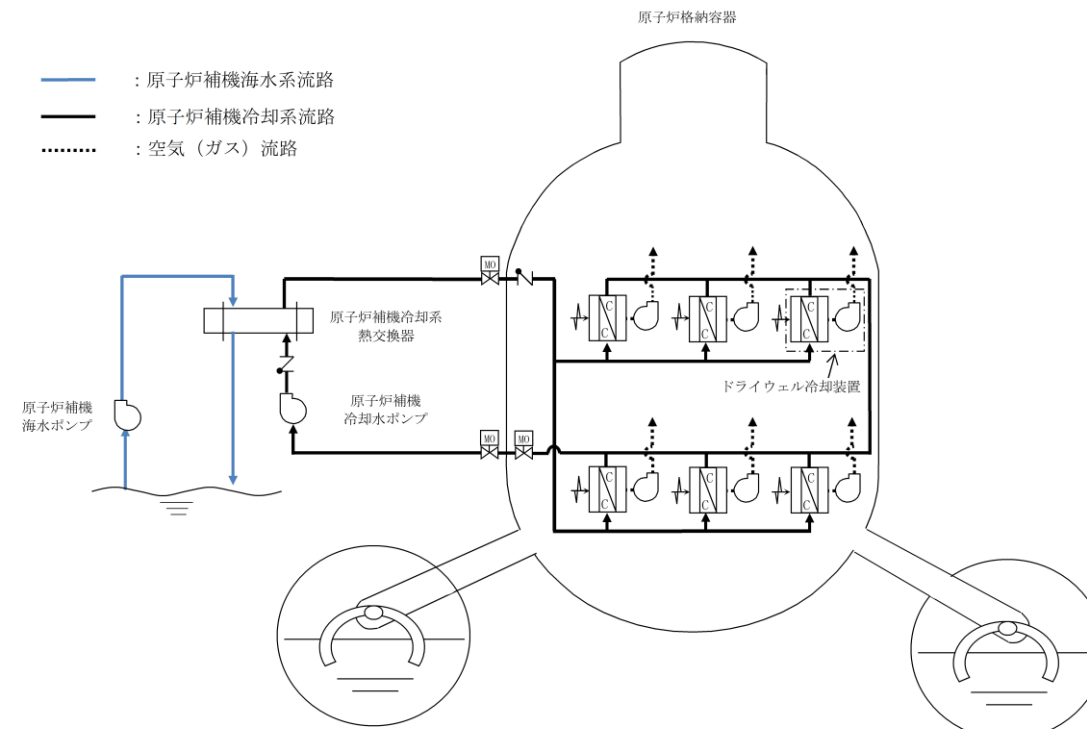


図4 ドライウェル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

・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 style="text-align: center;"><u>49-11</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燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（49-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑦原子炉ウェル代替注水系、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かつ容易に分岐できるよう、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

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。

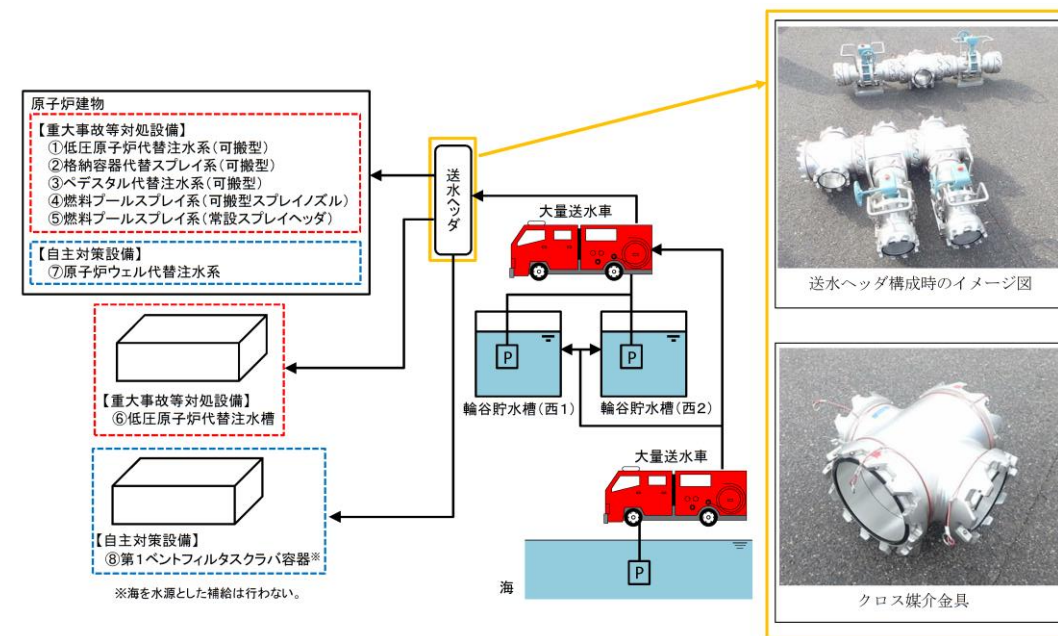


図1 全体系統概要図

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：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。

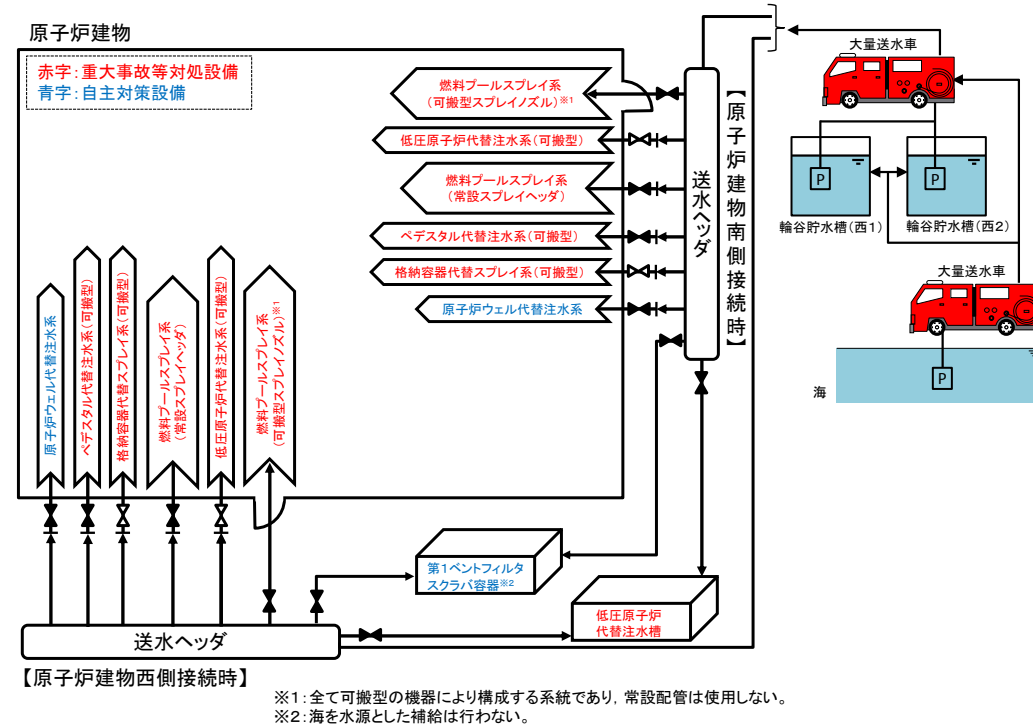


図2 送水ヘッドの接続状態概要図

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 style="text-align: center;"><u>49-11</u> <u>各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>		<p>・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 各号炉の弁名称及び弁番号

統 一 名 称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
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 (R)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (R)	E11-M0-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (R)	E11-M0-F018B
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注水ライン洗浄水弁 (B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注水ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-M0-F032B
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1次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第1次止め弁	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2次止め弁	P13-F012	復水補給水系 常/非常用連絡管 2次止め弁	P13-F020
残留熱除去系サブプレッション・チャンバ・プール スプレイ注入隔離弁 (B)	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-M0-F019B	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-M0-F019B
MWC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1次止め弁 (1)	P13-F134	MWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
MWC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2次止め弁 (2)	P13-F139	MWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
MWC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1次止め弁 (1)	P13-F130	MWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
MWC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2次止め弁 (2)	P13-F138	MWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
MWC可搬式接続口隔離弁1	R/B外壁外部注水接続端第1次止め弁	P13-F192	MWC建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MWC可搬式接続口隔離弁2	外部注水入口弁	P13-F190	MWC建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MWC可搬式接続口隔離弁3	R/B外壁外部注水接続端第2次止め弁	P13-F193	MWC建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MWC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2次止め弁	P13-F135	MWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
MWC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2次止め弁	P13-F131	MWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋復水積算計バイパス弁	P13-F053	復水補給水系 FQT-21バイパス弁	P13-F062