

## 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

### 目次

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 コリウムシールド設備概要
- 51-11 その他設備
- 51-12 各号炉の弁名称及び弁番号

51-1  
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(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	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	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		B a	
			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		A b
				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		C a
			関連資料	51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 系統図			

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(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・緩和以外一対象(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					

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	51-3 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)	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	—
		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	—		

51-2  
単線結線図

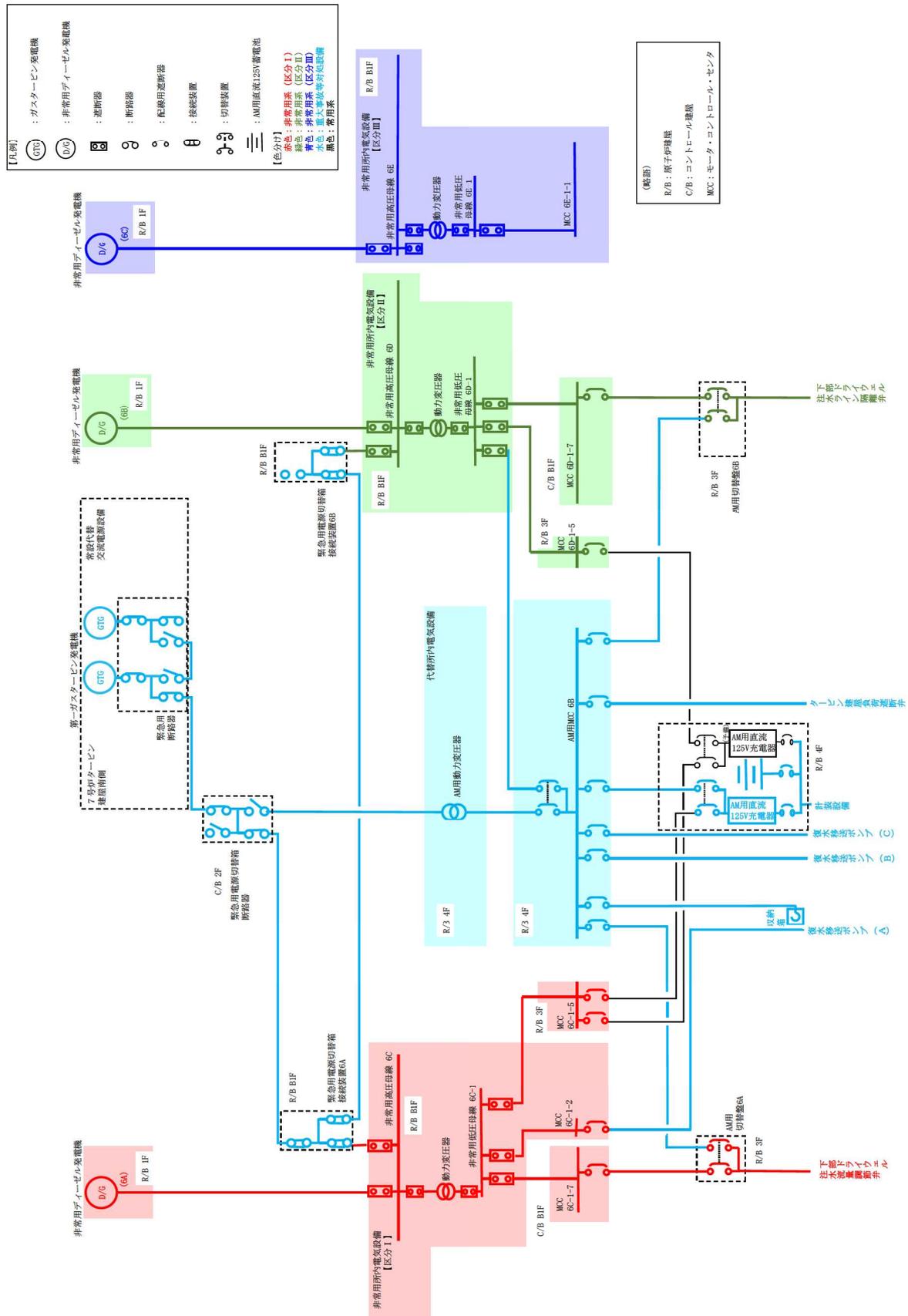


図1 単線結線図 (6号炉)

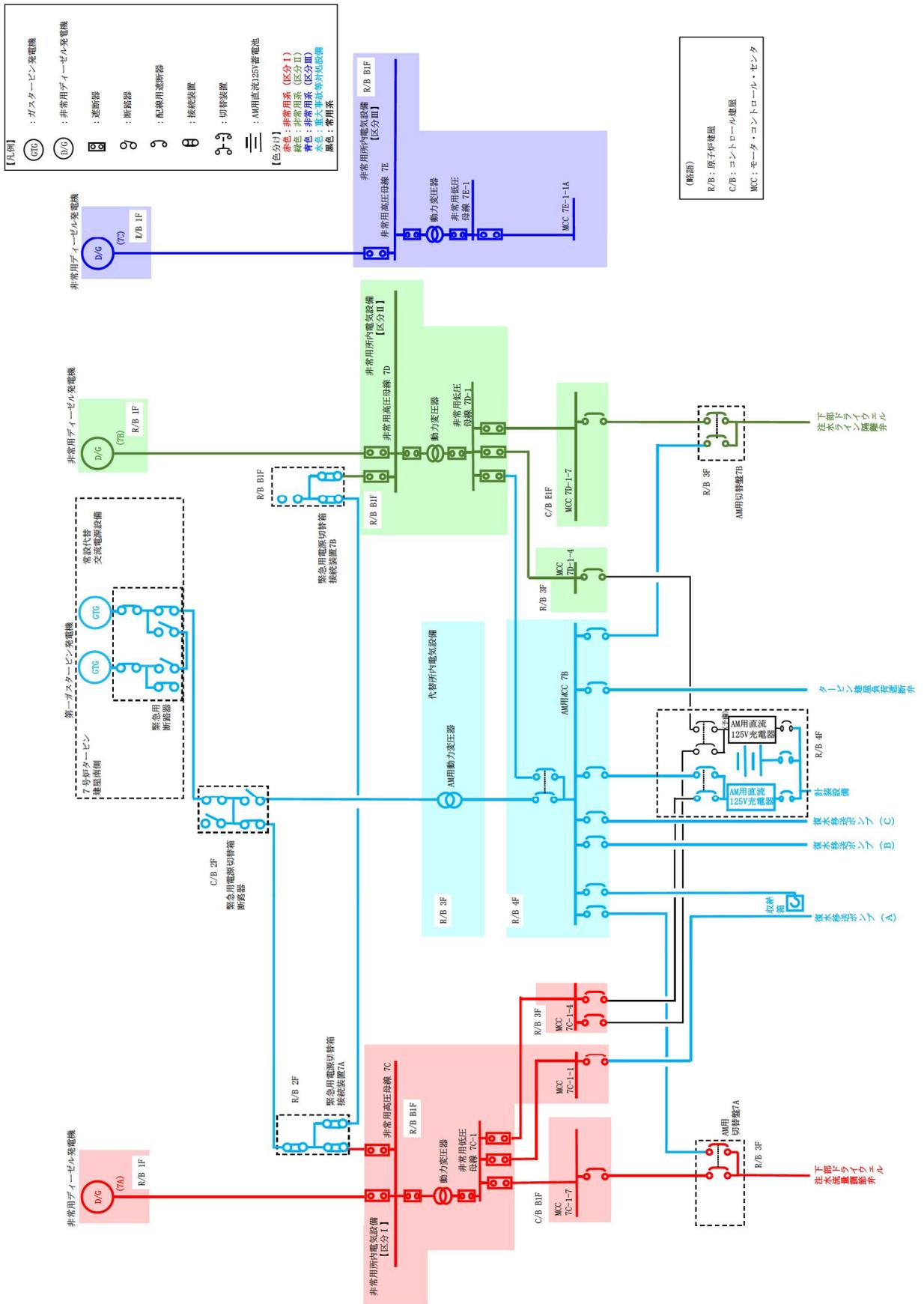


図2 単線結線図 (7号炉)

51-3  
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

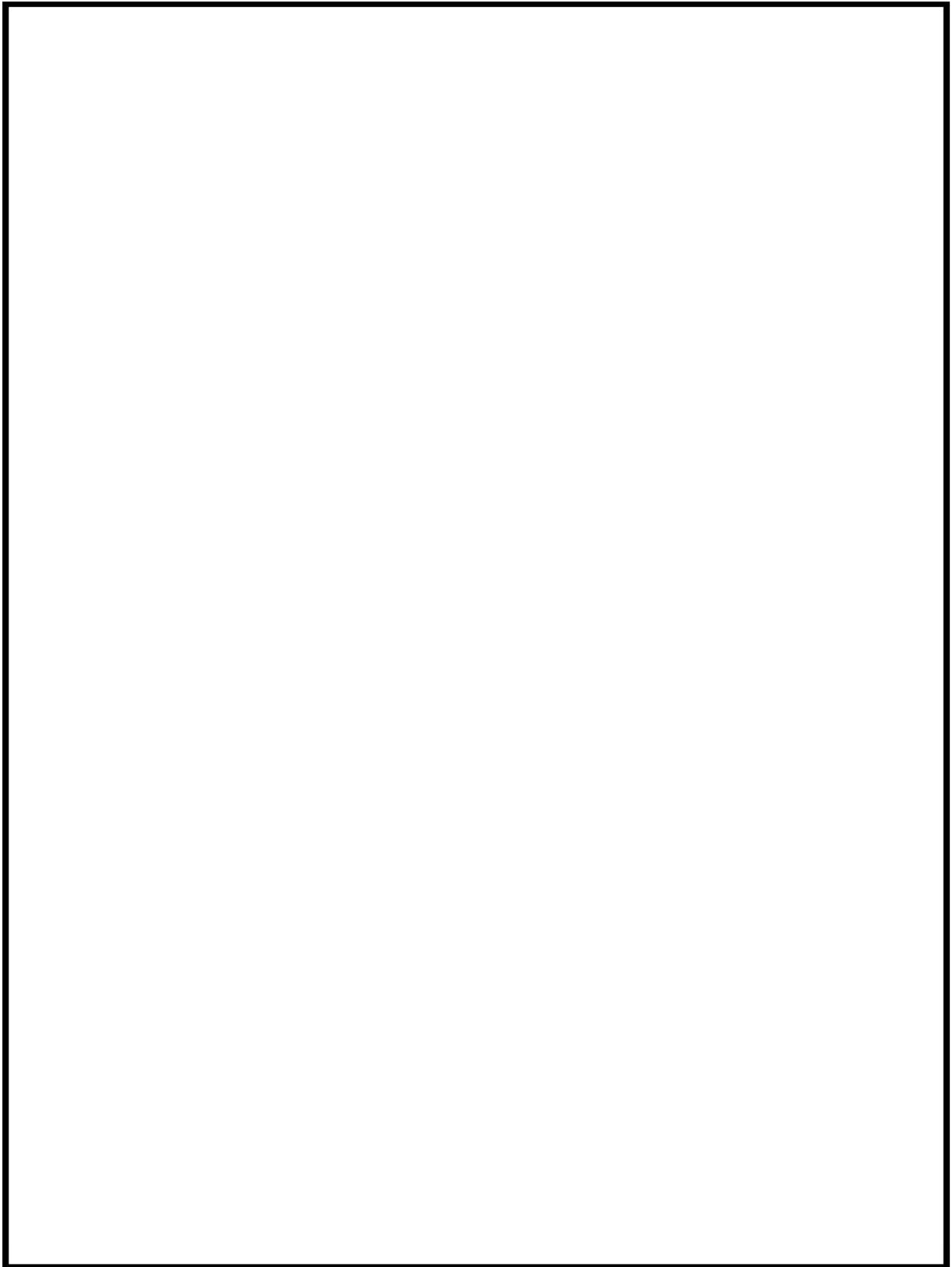


図 1 配置図 (6/7 号炉 中央制御室(コントロール建屋地上 2 階))

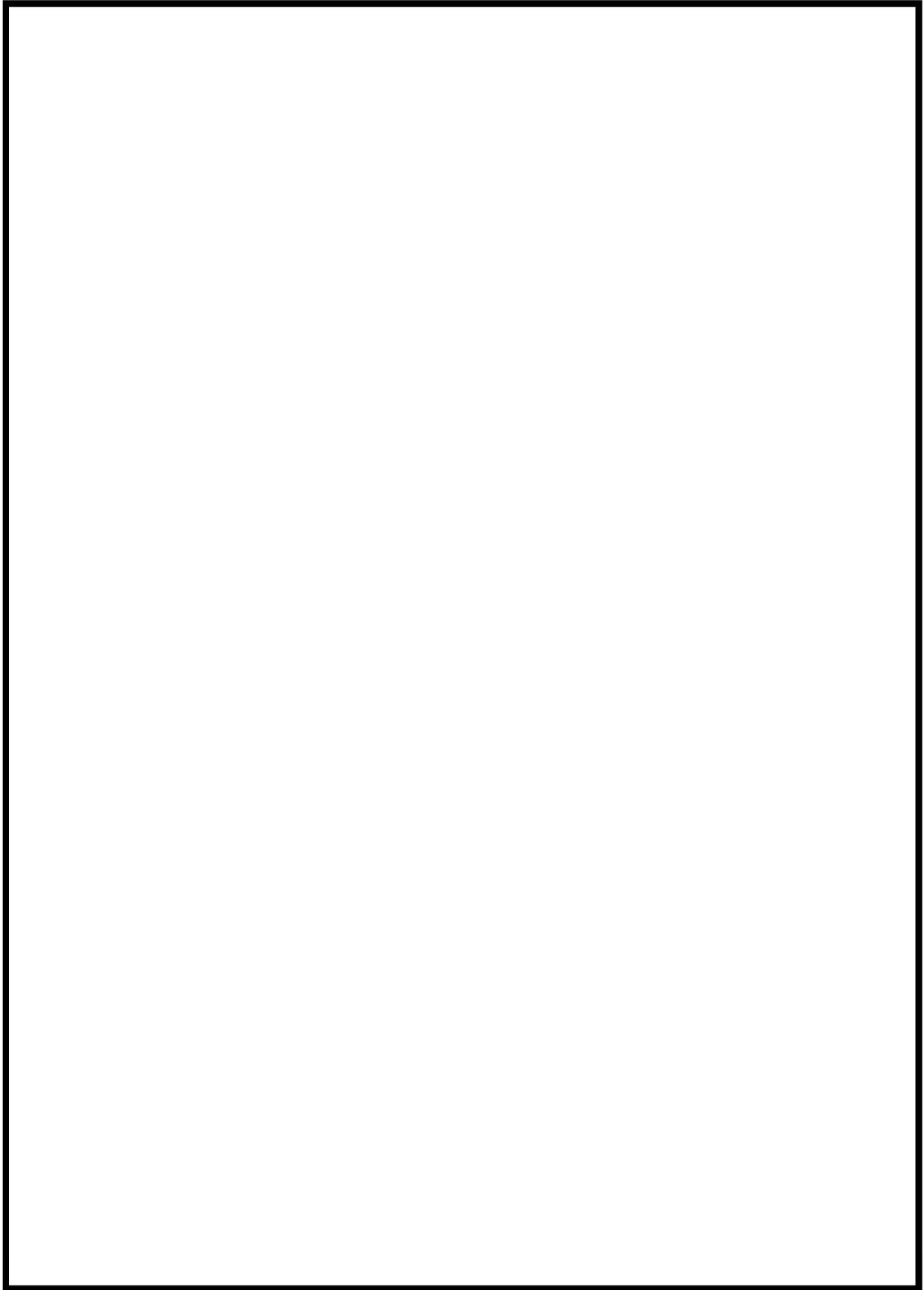


図 2 配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

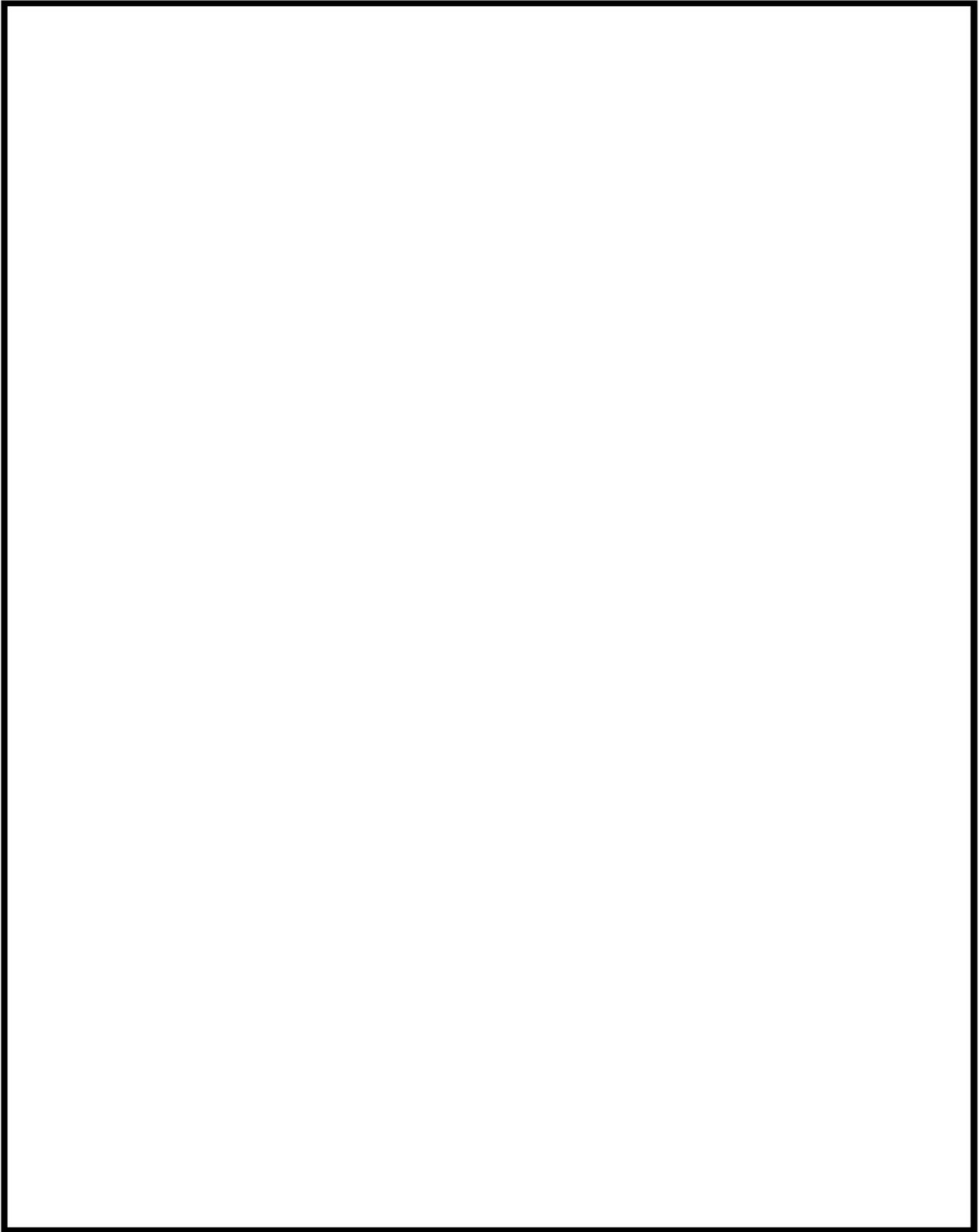


図 3 配置図 (6 号炉 タービン建屋地下中 2 階)

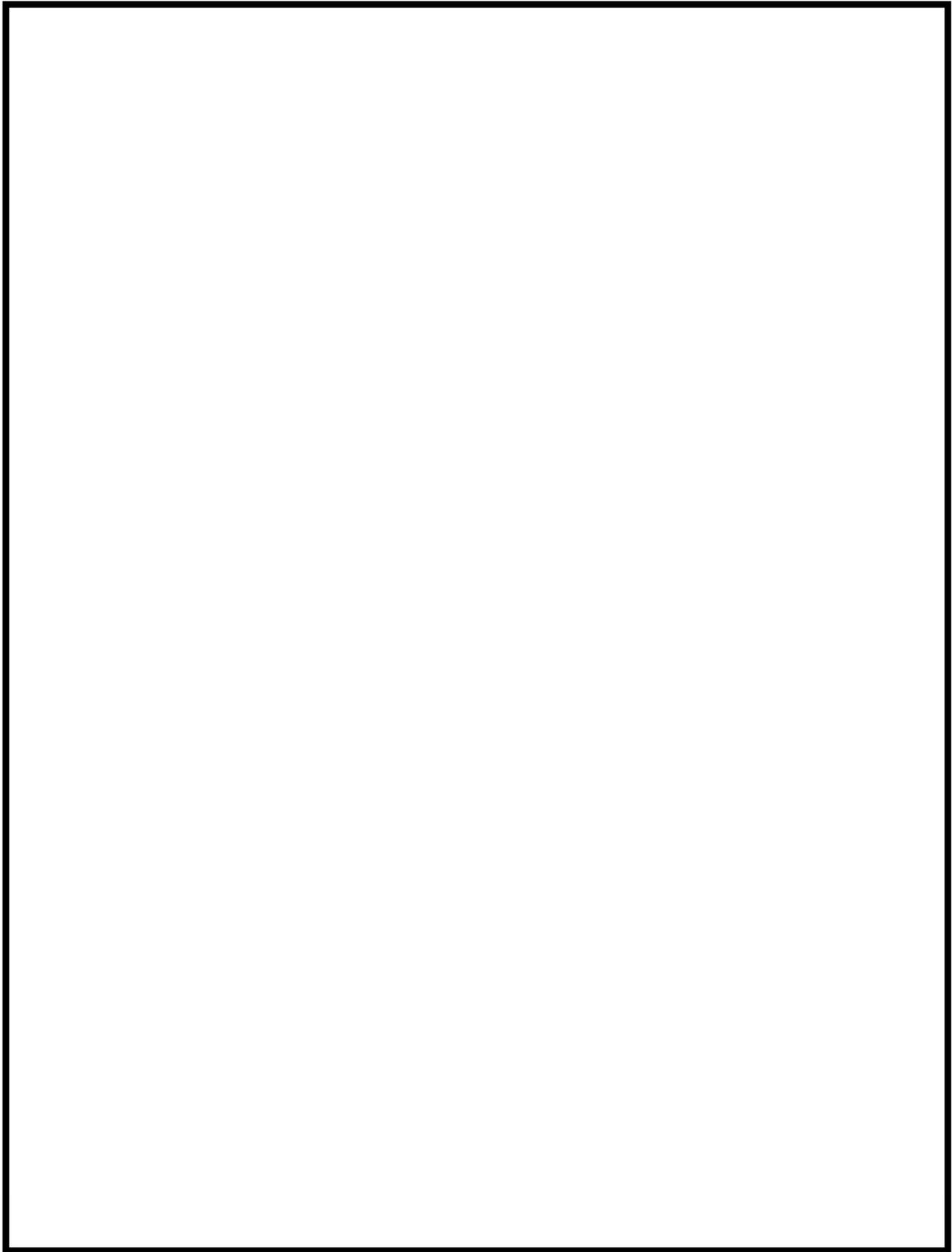


图 4 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

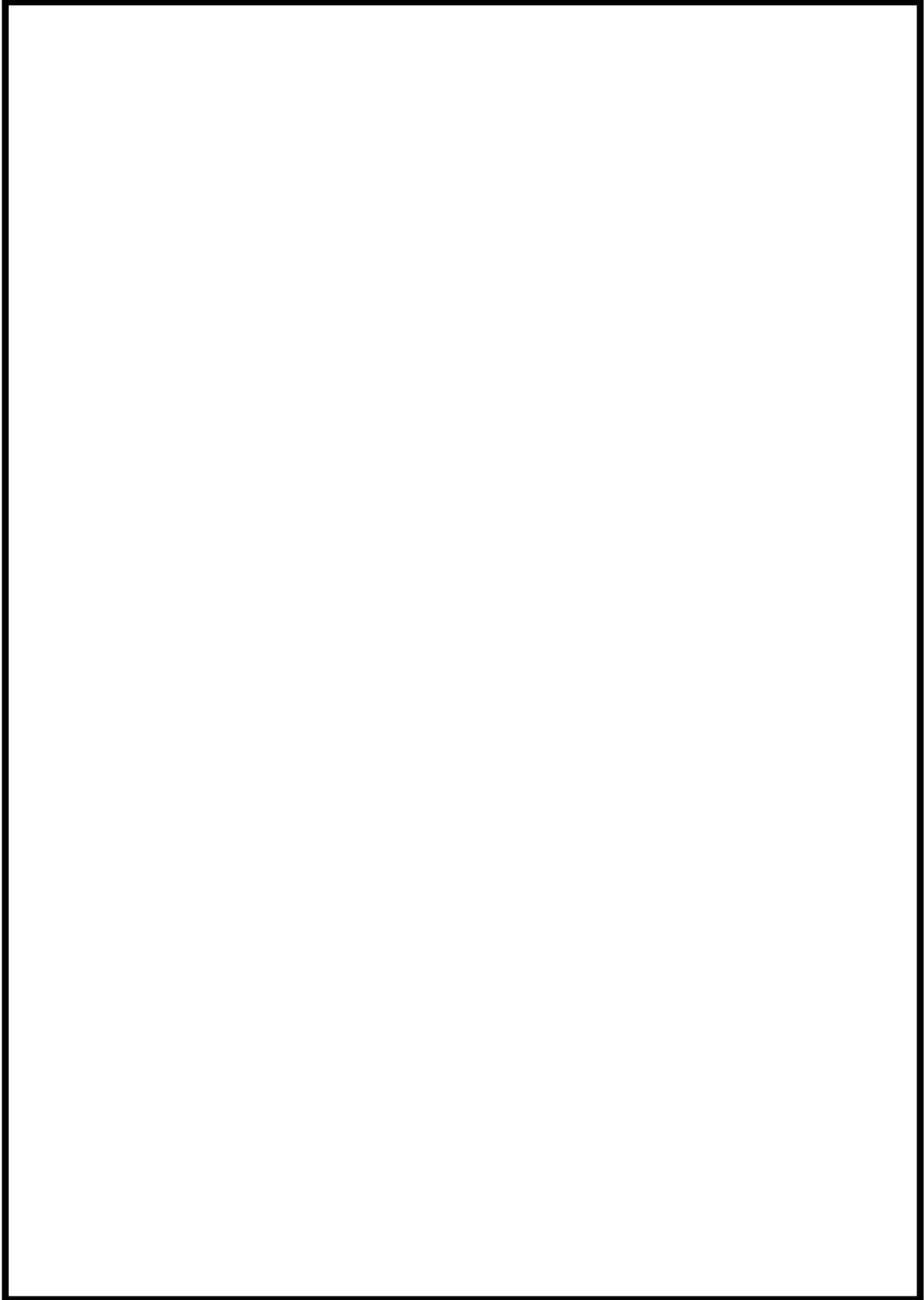


图 5 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

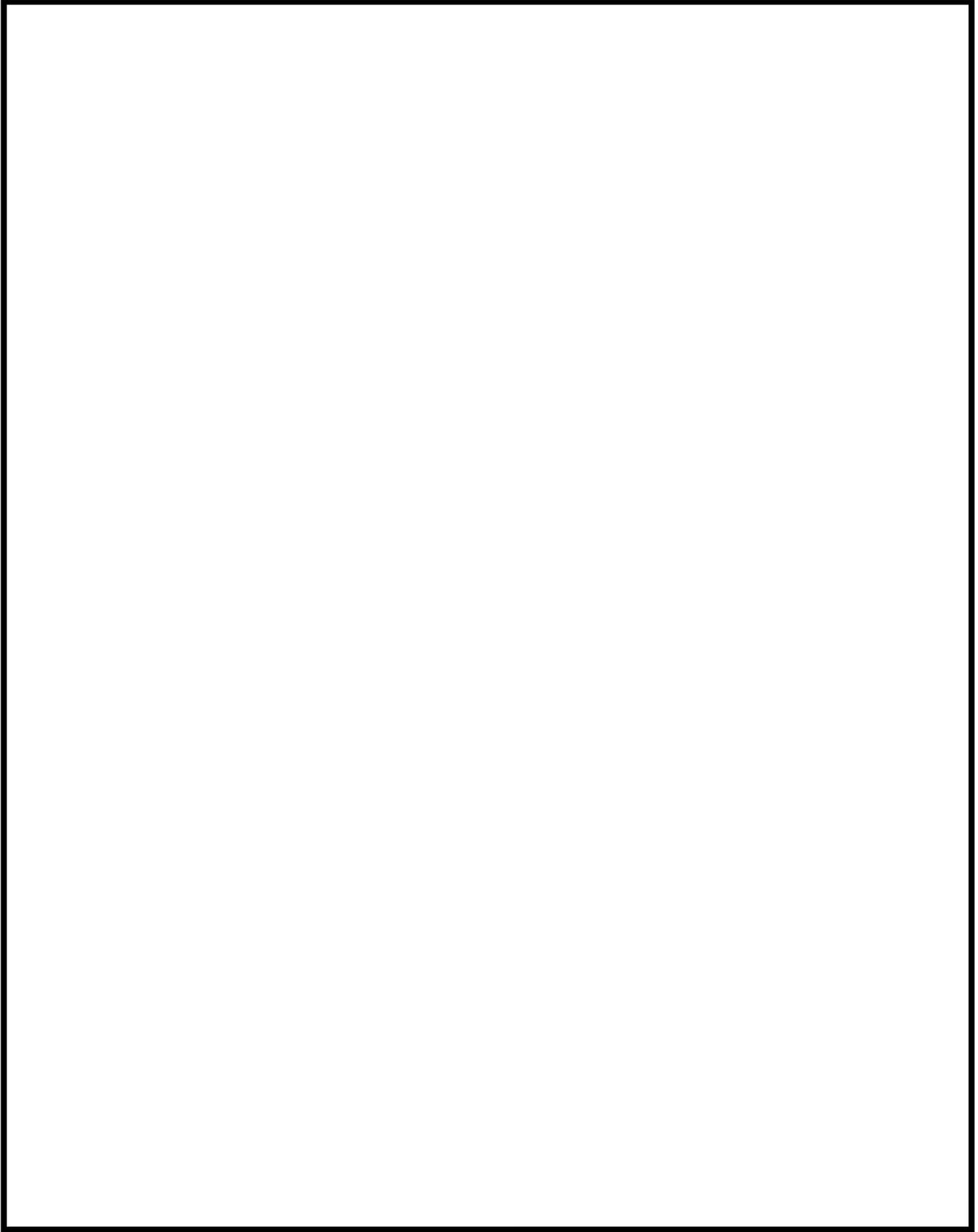


図 6 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

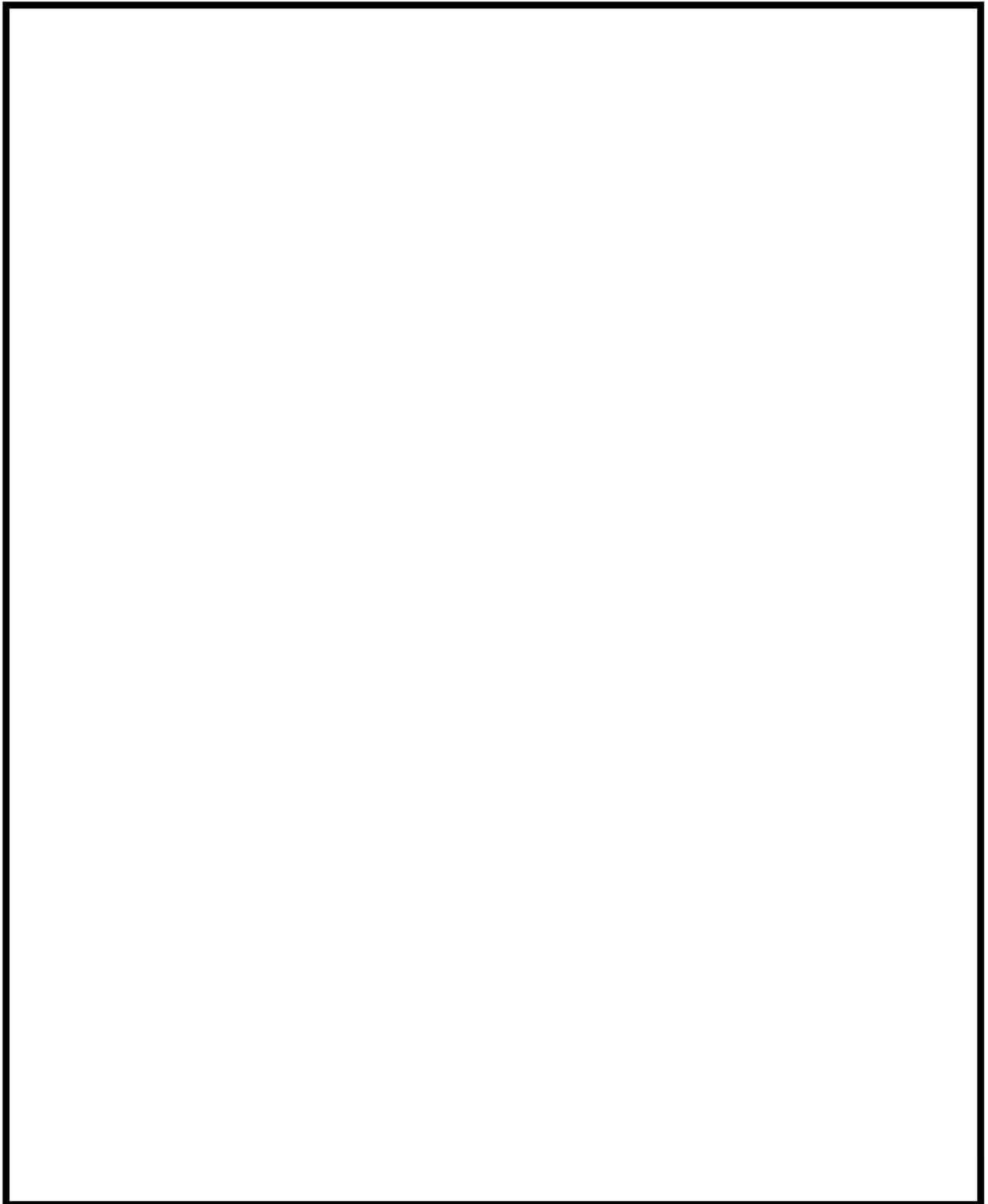


図 7 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

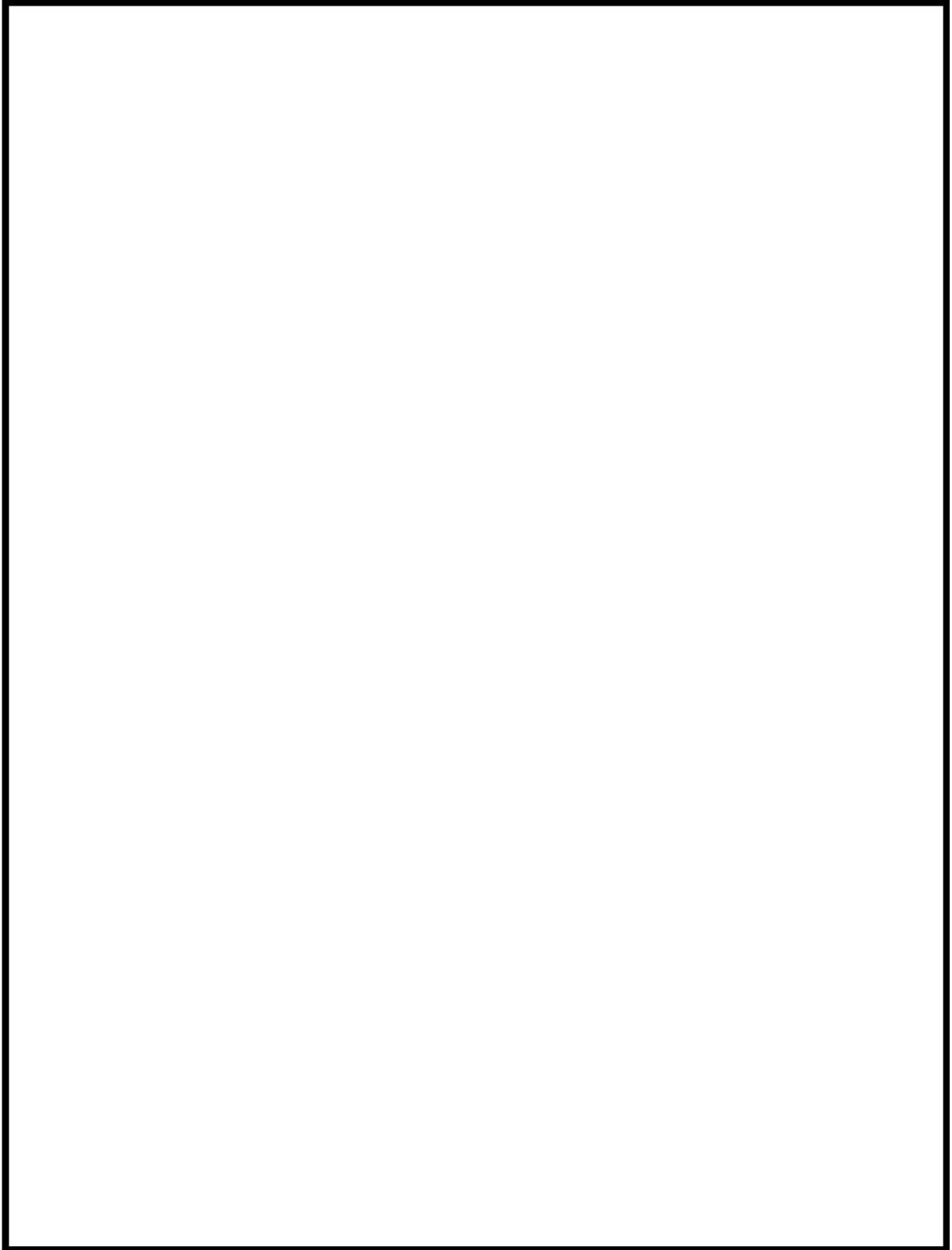


図 8 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 2 階)

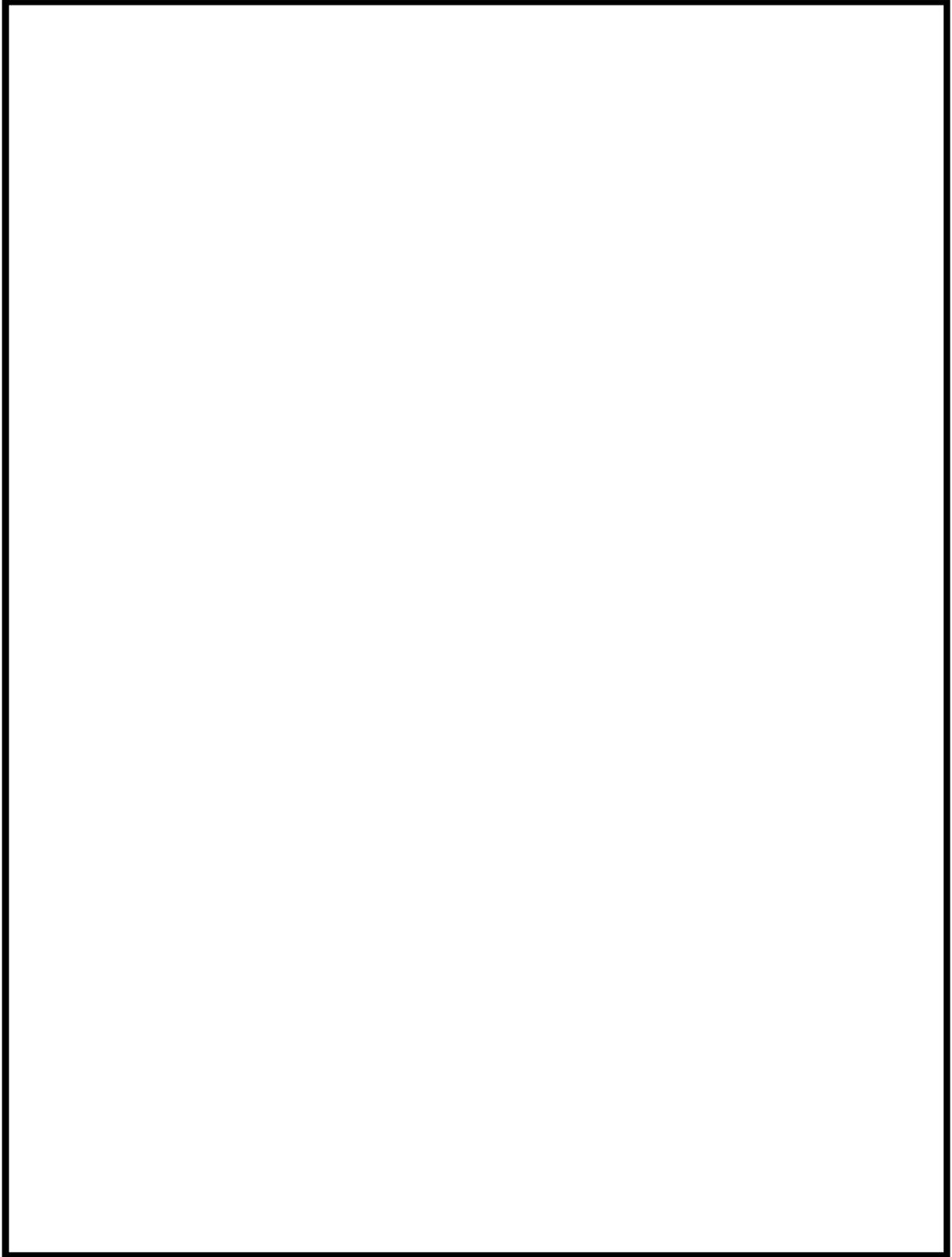


図 9 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 2 階)

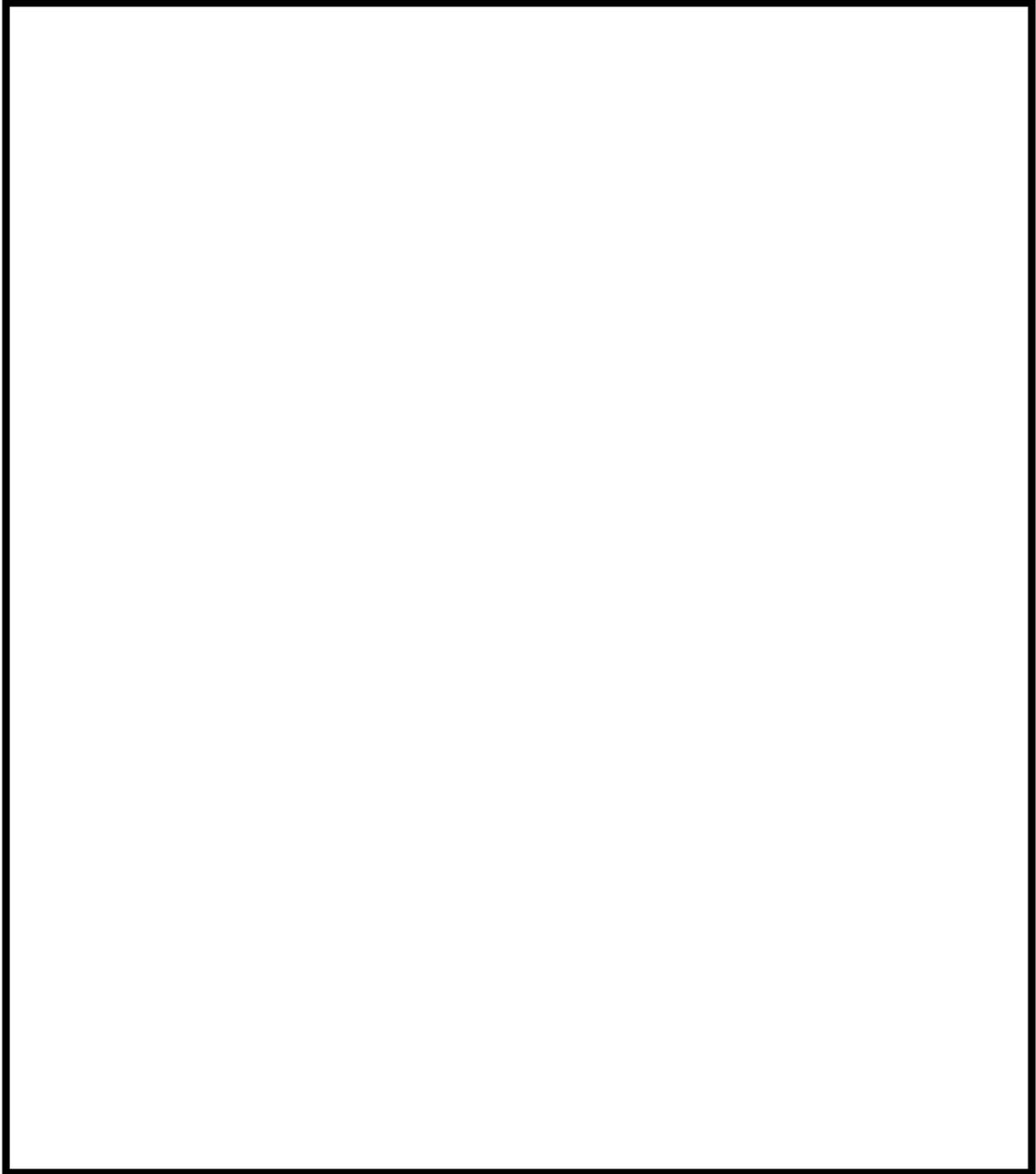


図 10 配置図 (6/7 号炉 原子炉格納容器)

51-4  
系統図

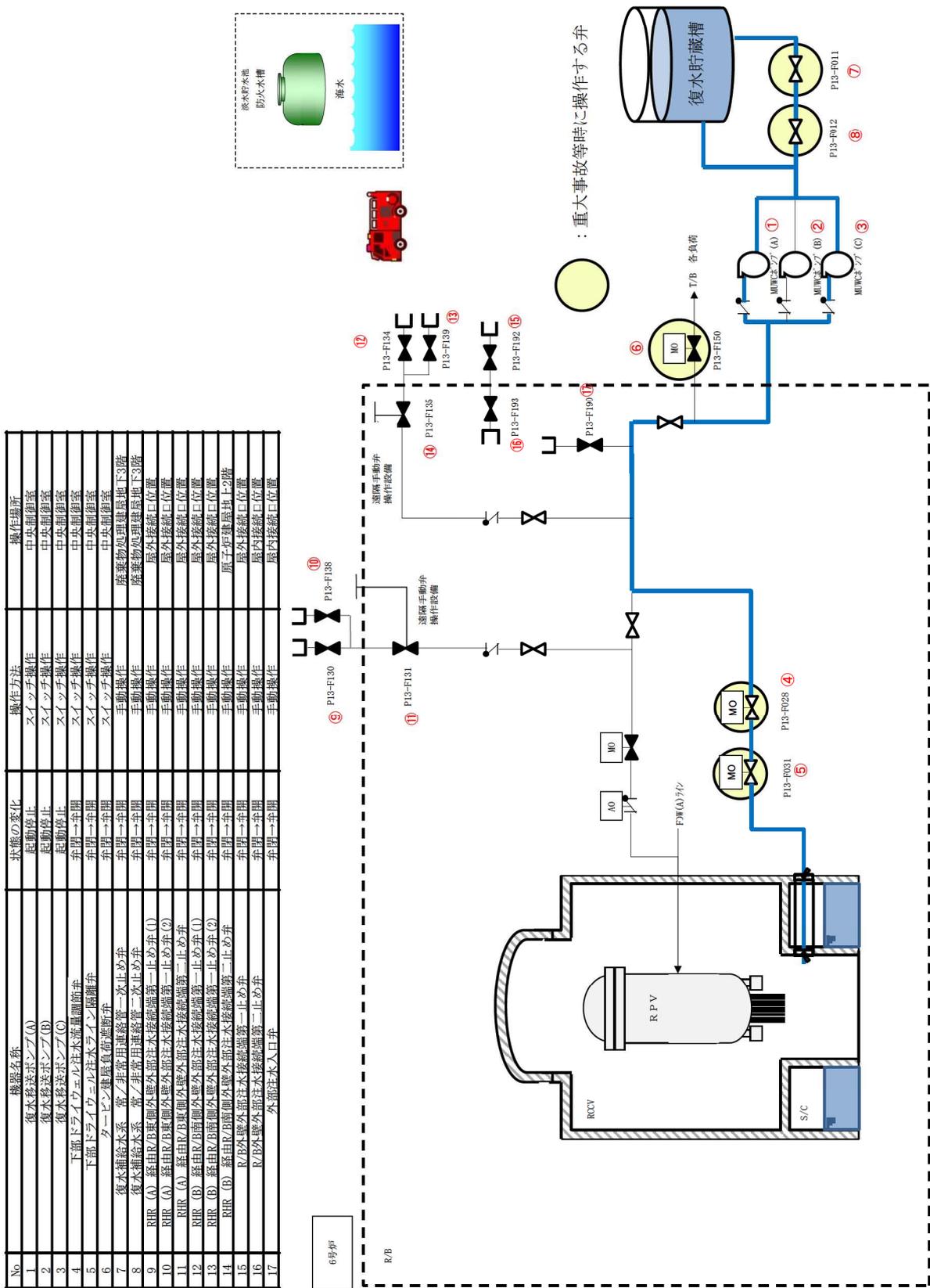


図1 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（6号炉）

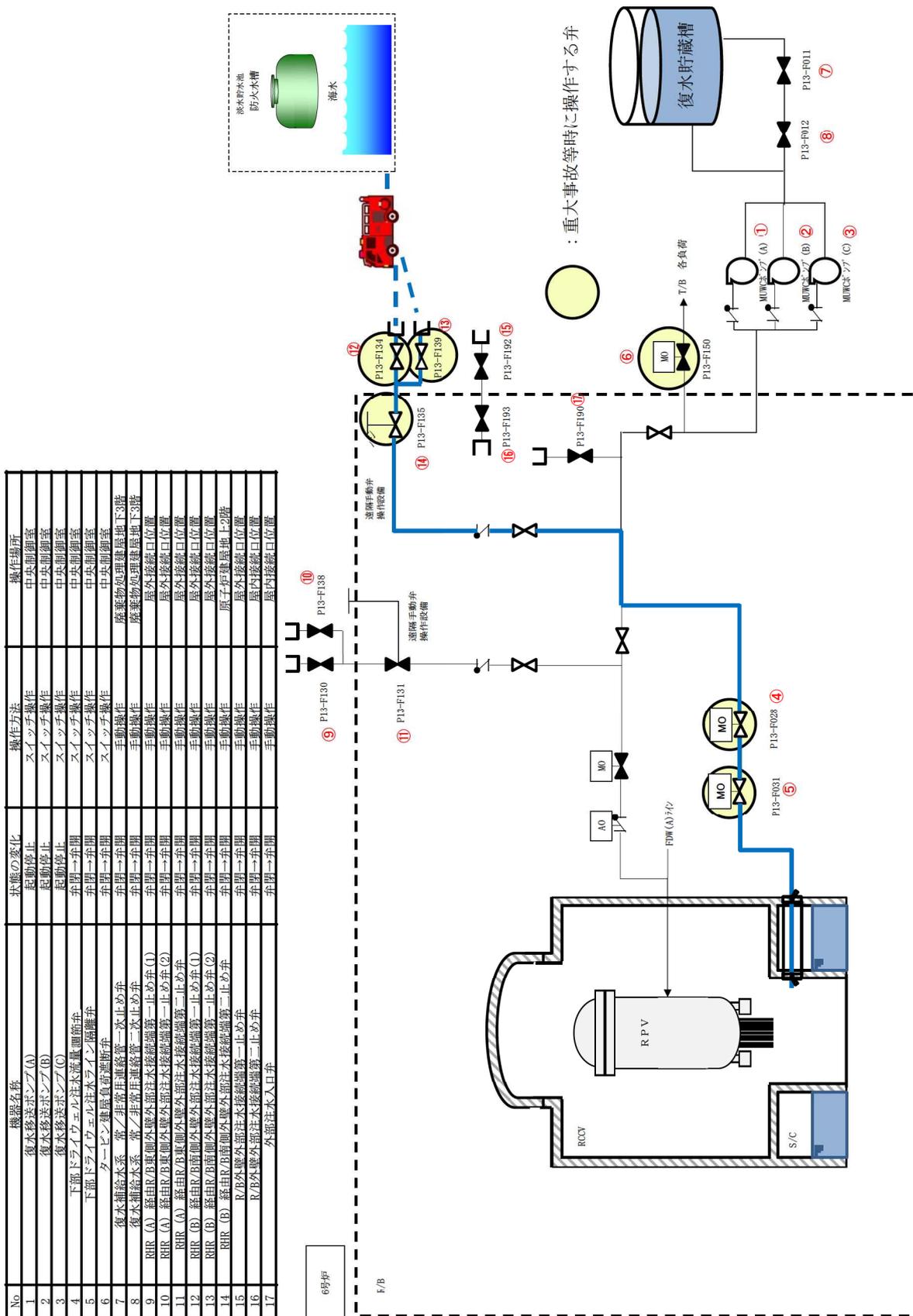


図2 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	復水補給水系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	復水補給水系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
6	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	陸前物処理建屋地下3階 陸前物処理建屋地下3階
8	MWC建屋外側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
9	MWC建屋外側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	MWC建屋内側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	MWC建屋内側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC建屋内北側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC建屋内東側貫通接続口弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC建屋内北側外部送水ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

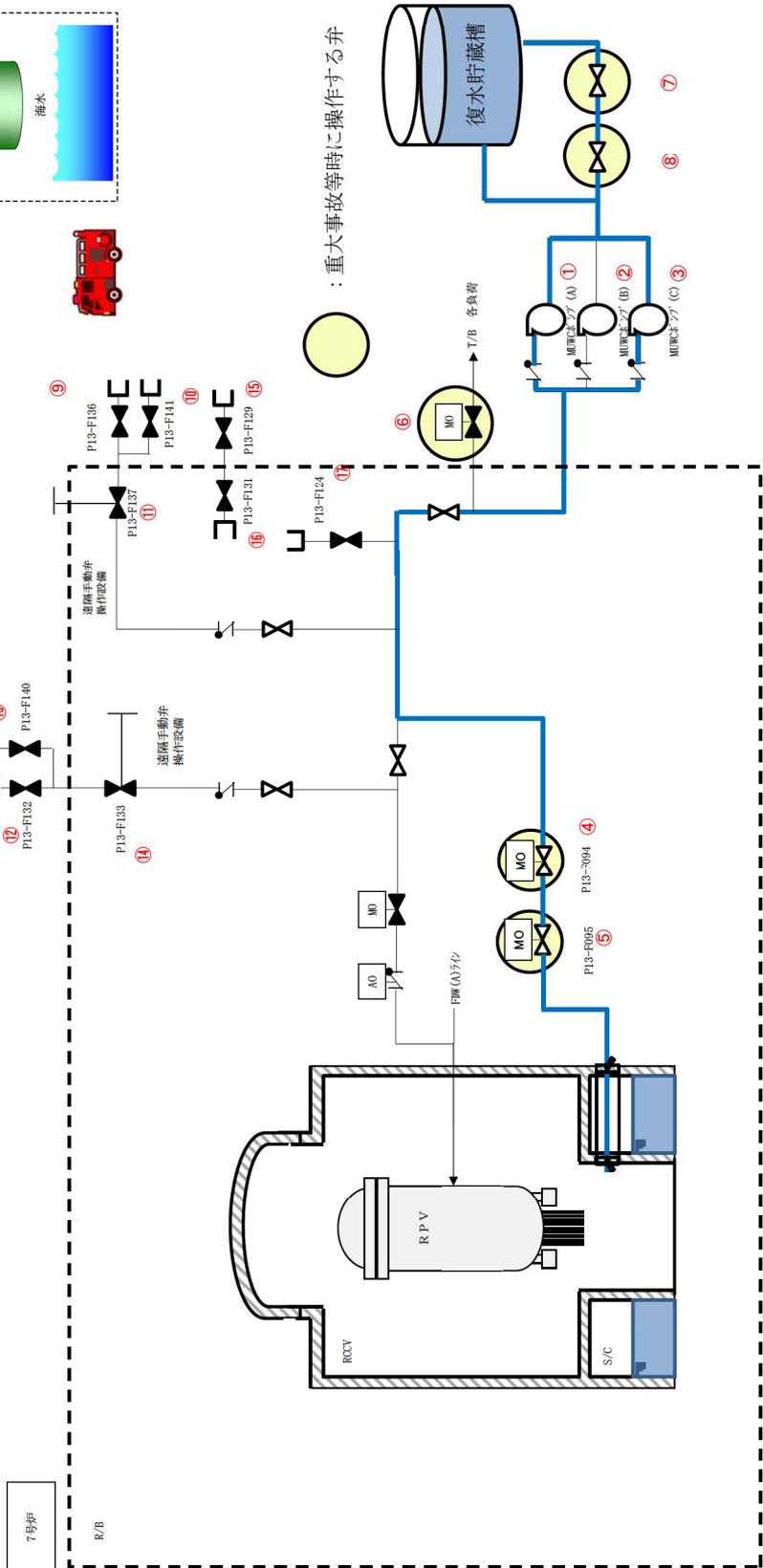
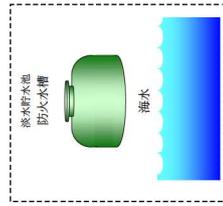


図3 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（7号炉）

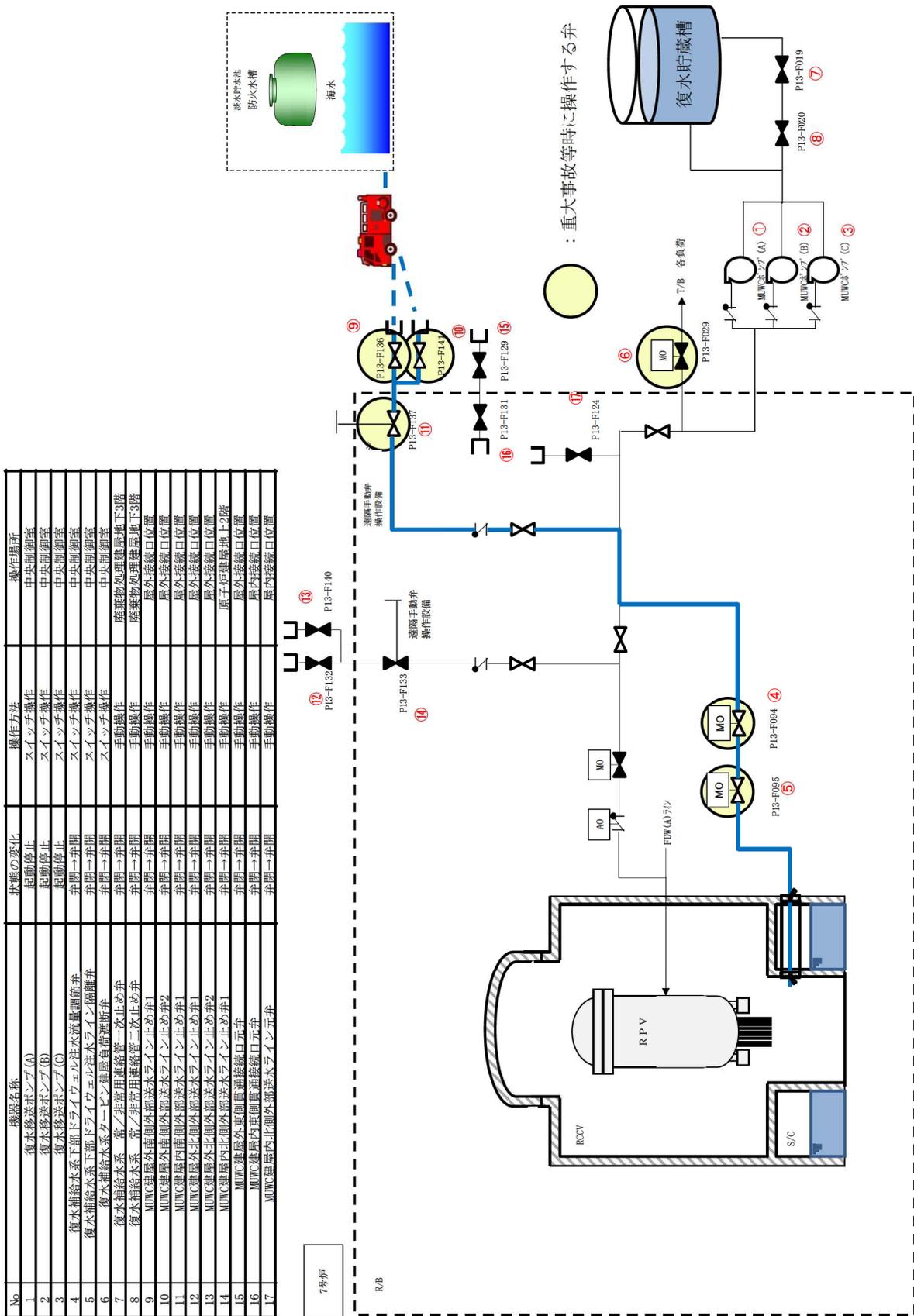


図4 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（7号炉）

51-5  
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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
			簡易点検 (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
			簡易点検 (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
			簡易点検 (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	
復水貯蔵槽	1	開放点検	13.0M	—	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	13.0M (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	13.0M	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	13.0M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (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	13.0M	—	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備検査 (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備検査 (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)

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

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

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 または頻度	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	7.8M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5M	—	定検停止中
	除イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1.04M	—	定検停止中
	除イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1.04M	—	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	
		簡易点検 (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	
		簡易点検 (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	
		簡易点検 (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		
復水貯蔵槽	1	開放点検	1.30M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 (ポロンカーバイト型)	照射量 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)	1.0C	—	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	選択制御棒挿入機密 1式	A	機能・性能試験	1.0C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機密計装 1式	B,C,1	特性試験	1.0C 又は1.3M	—	定検停止中
	代替制御棒挿入機密用電磁弁 1式	A	機能・性能試験	1.0C	—	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1.0C	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	1	機能・性能試験	1.0C	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個 (全数)	1	分解点検	1.30M (2.5%)	制御棒駆動機構分解検査 (ADWR)	定検停止中
		分解点検	1.30M (2.5%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	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 (ADWR)	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

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

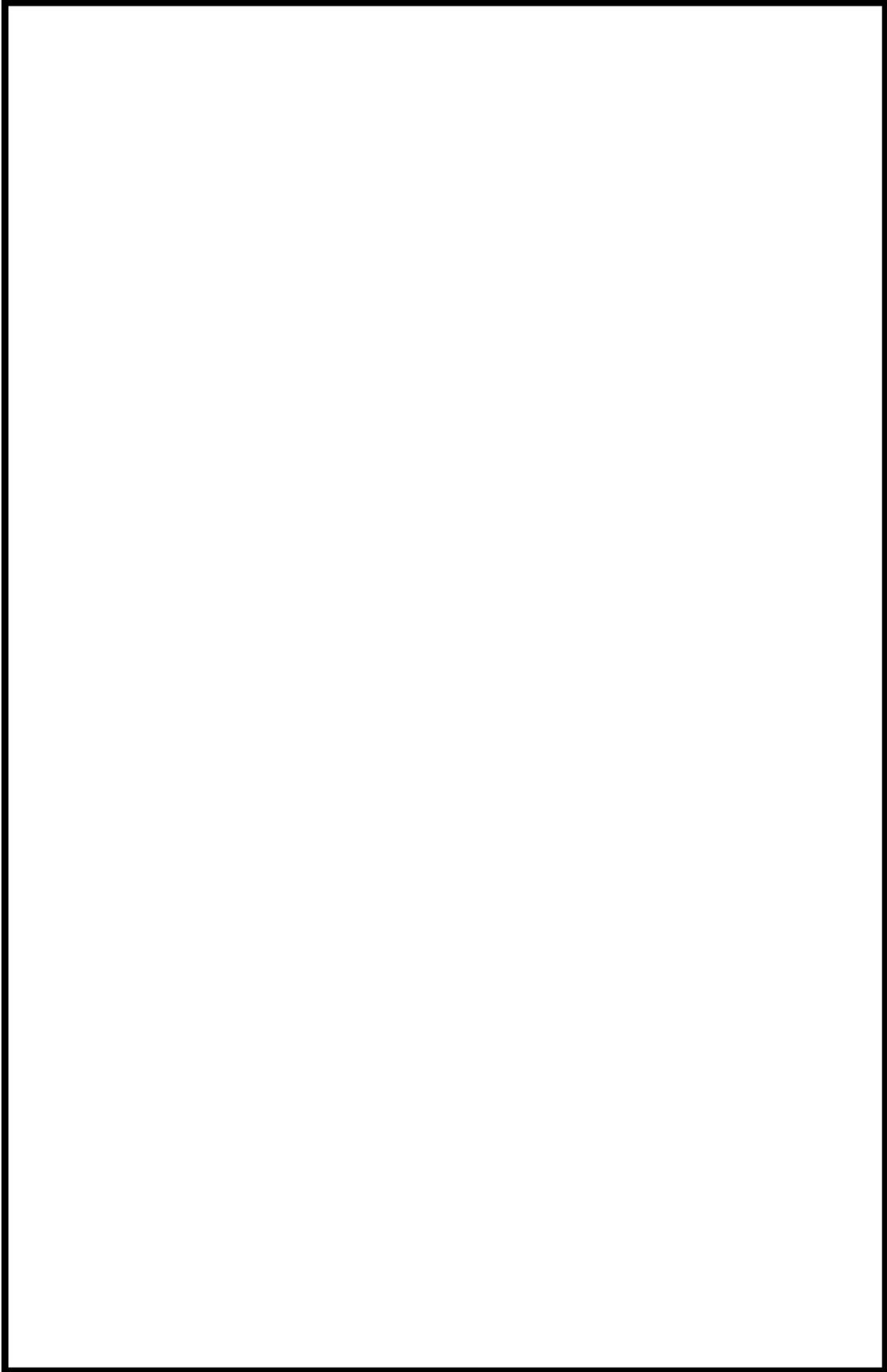


図 1 構造図 (復水移送ポンプ)

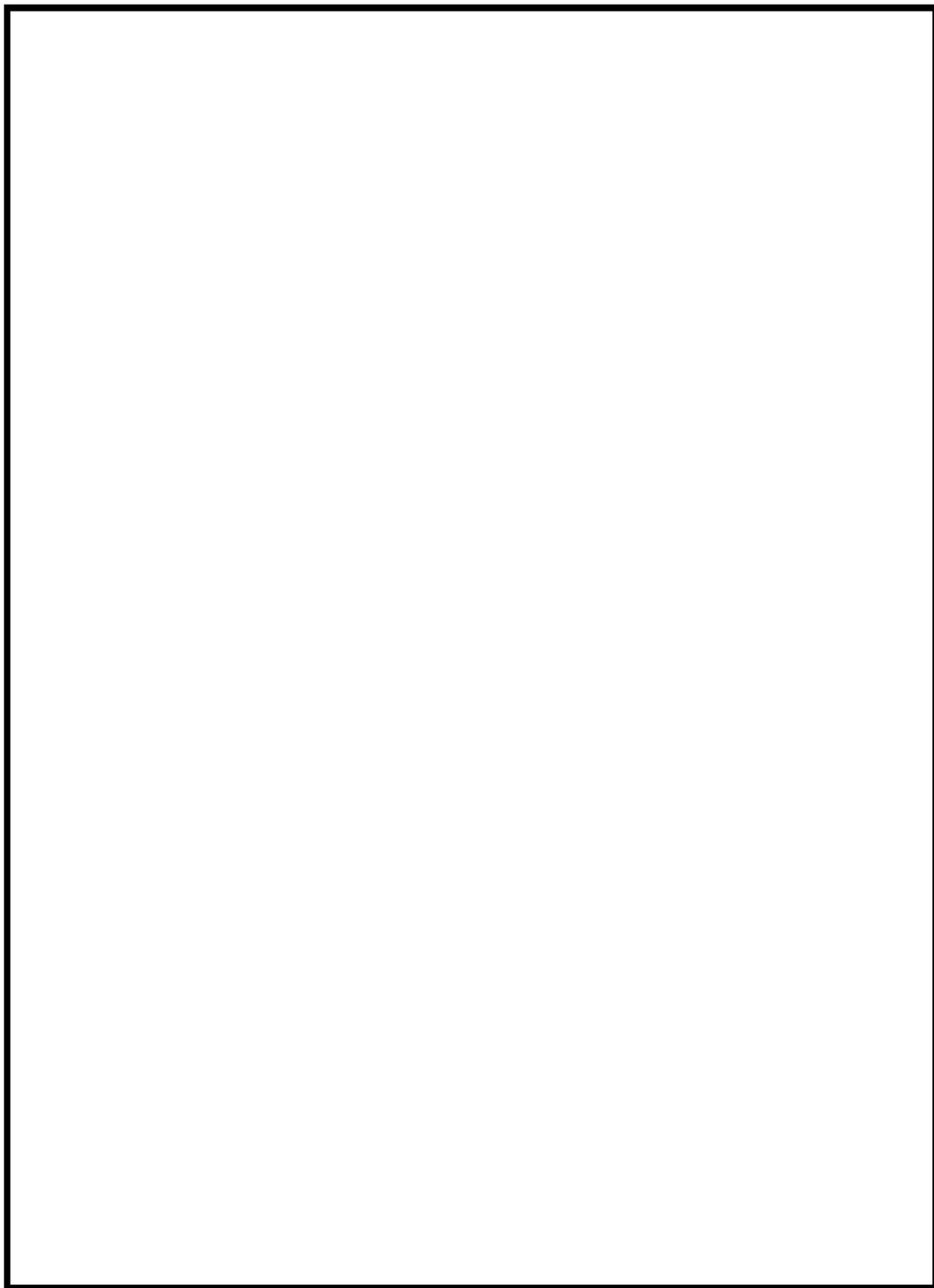


図 2 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（6号炉））

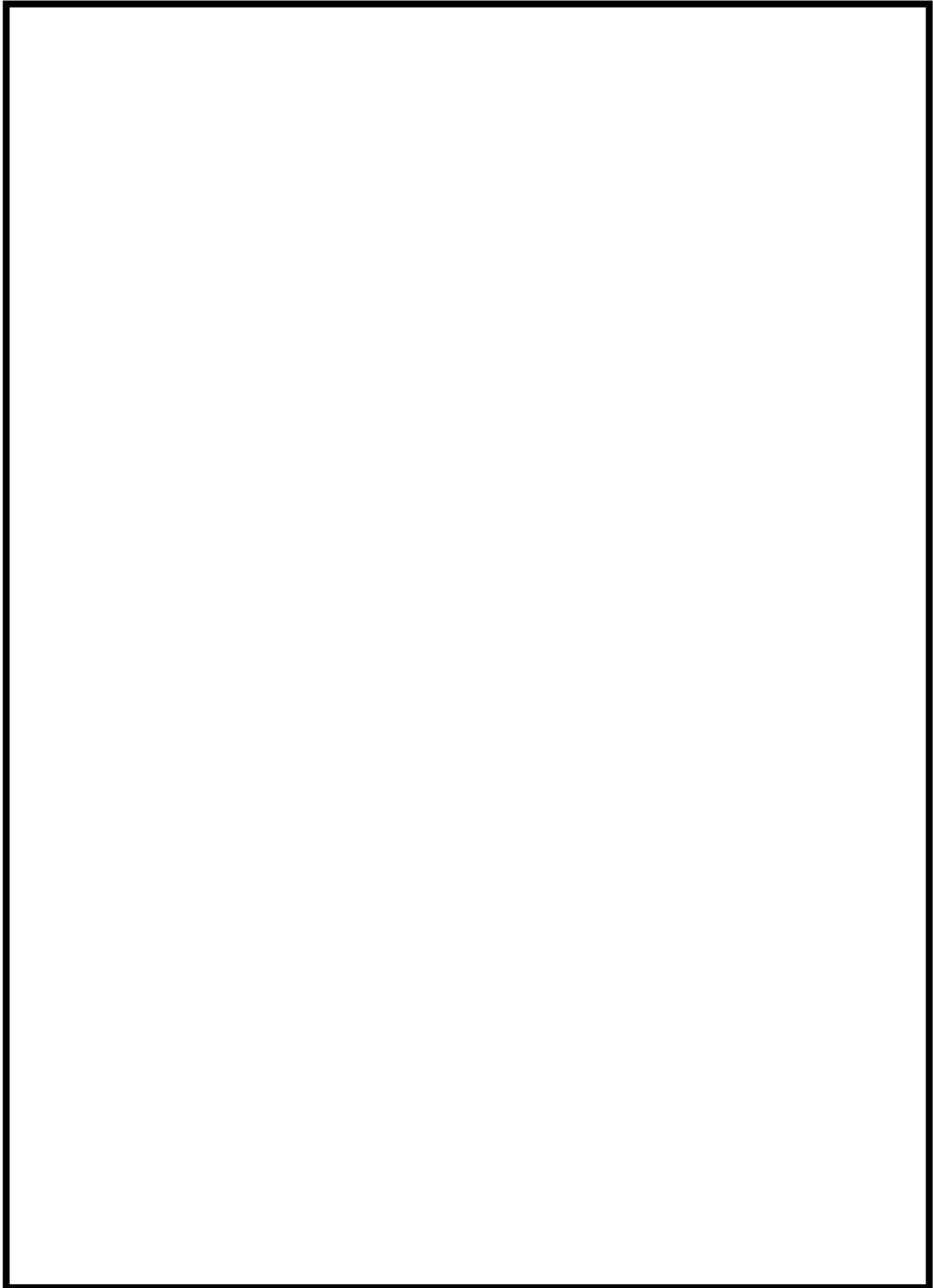


図 3 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（7号炉））

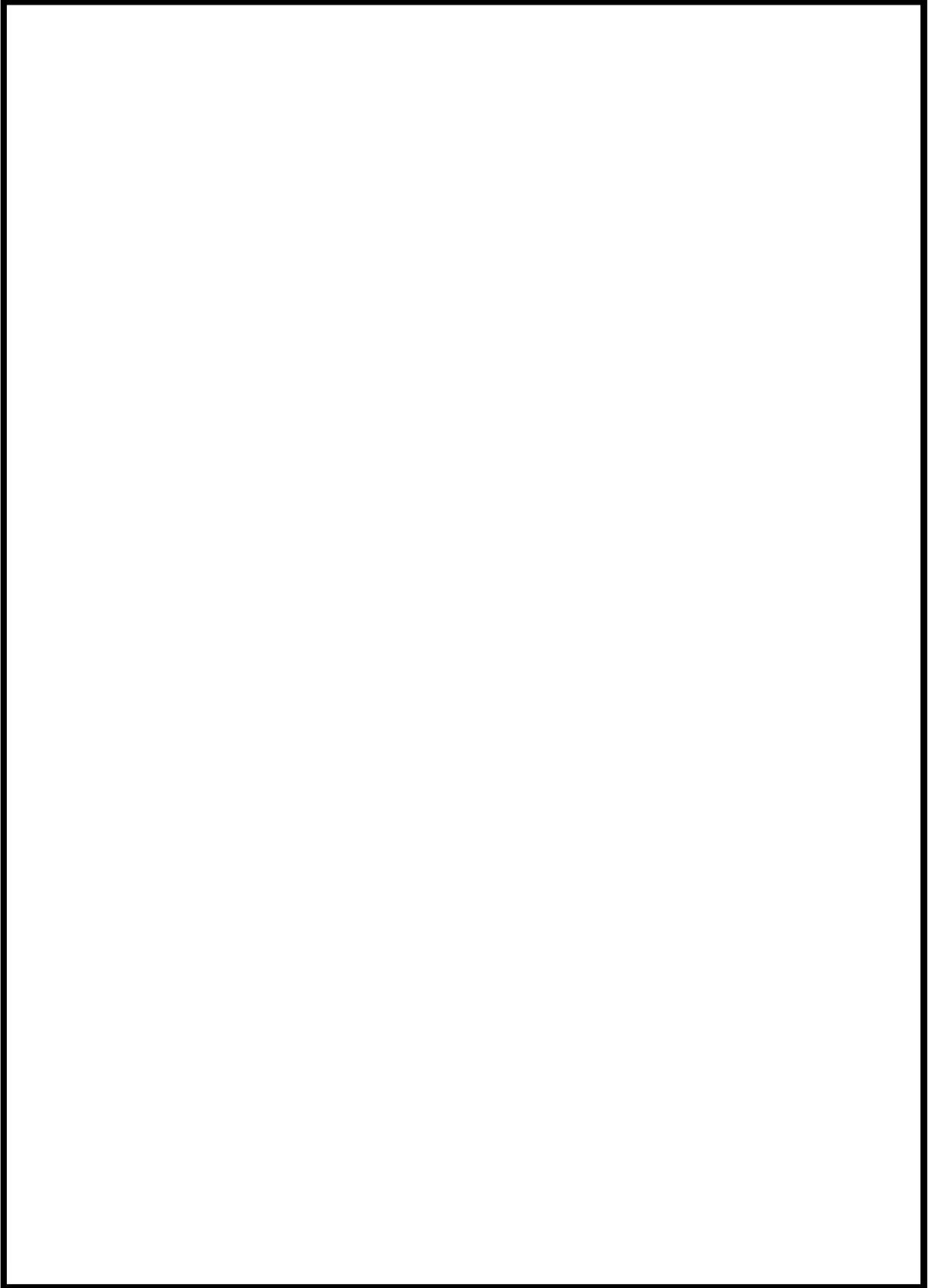


図 4 運転性能検査系統図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉））

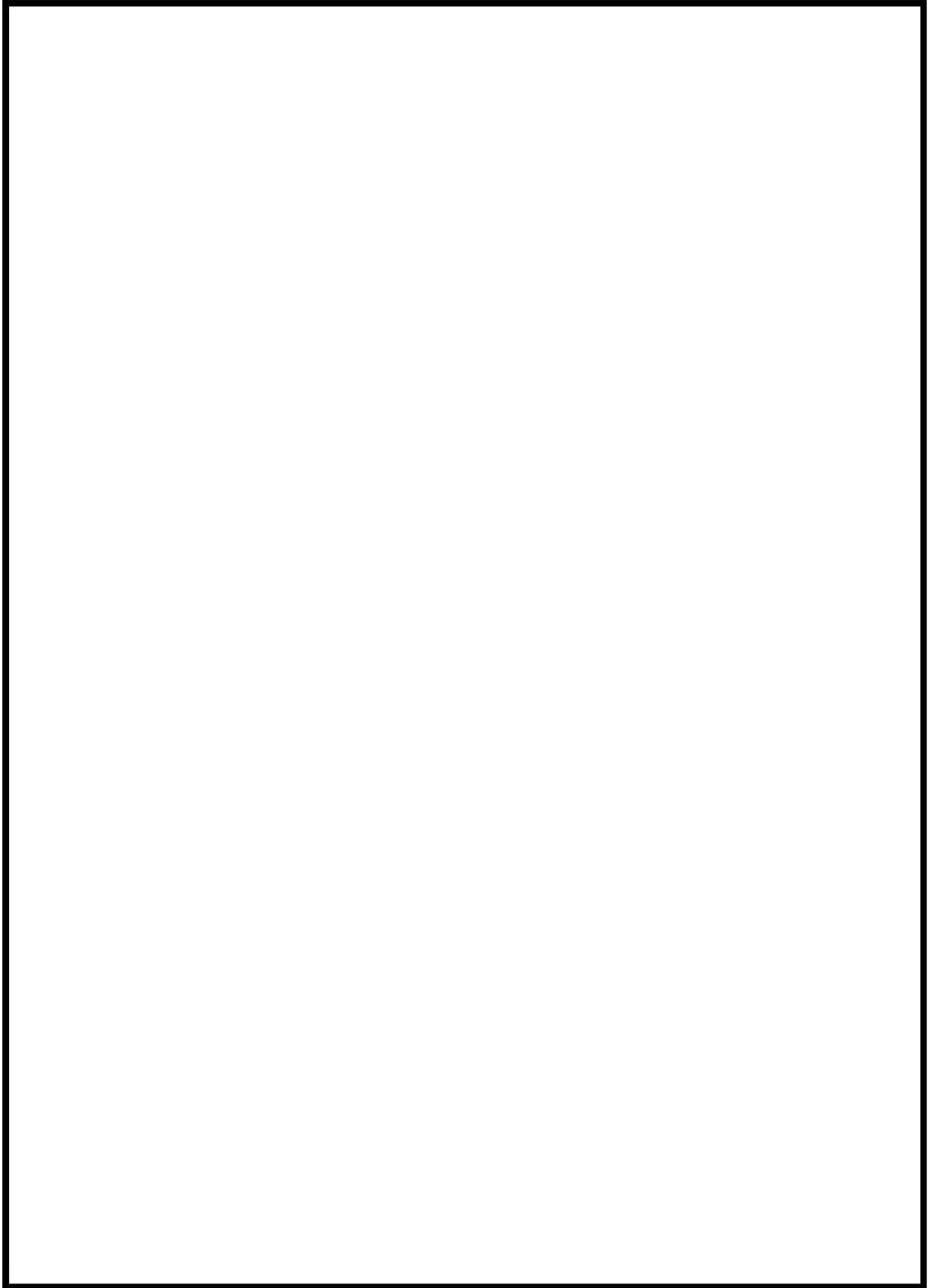


図5 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

51-6  
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (格納容器下部注水系 (常設))
容量	m <sup>3</sup> /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 : <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
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  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>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、熔融し、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熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔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。</p> <p>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。</p>		

1. 容量 90 m<sup>3</sup>/h (注1) (125 m<sup>3</sup>/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180m<sup>3</sup>であることから、1時間あたり90m<sup>3</sup>/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125m<sup>3</sup>/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125m<sup>3</sup>/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

【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 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。

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 90m<sup>3</sup>/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。

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

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 90

H : ポンプ揚程 (m) = 94

$\eta$  : 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))

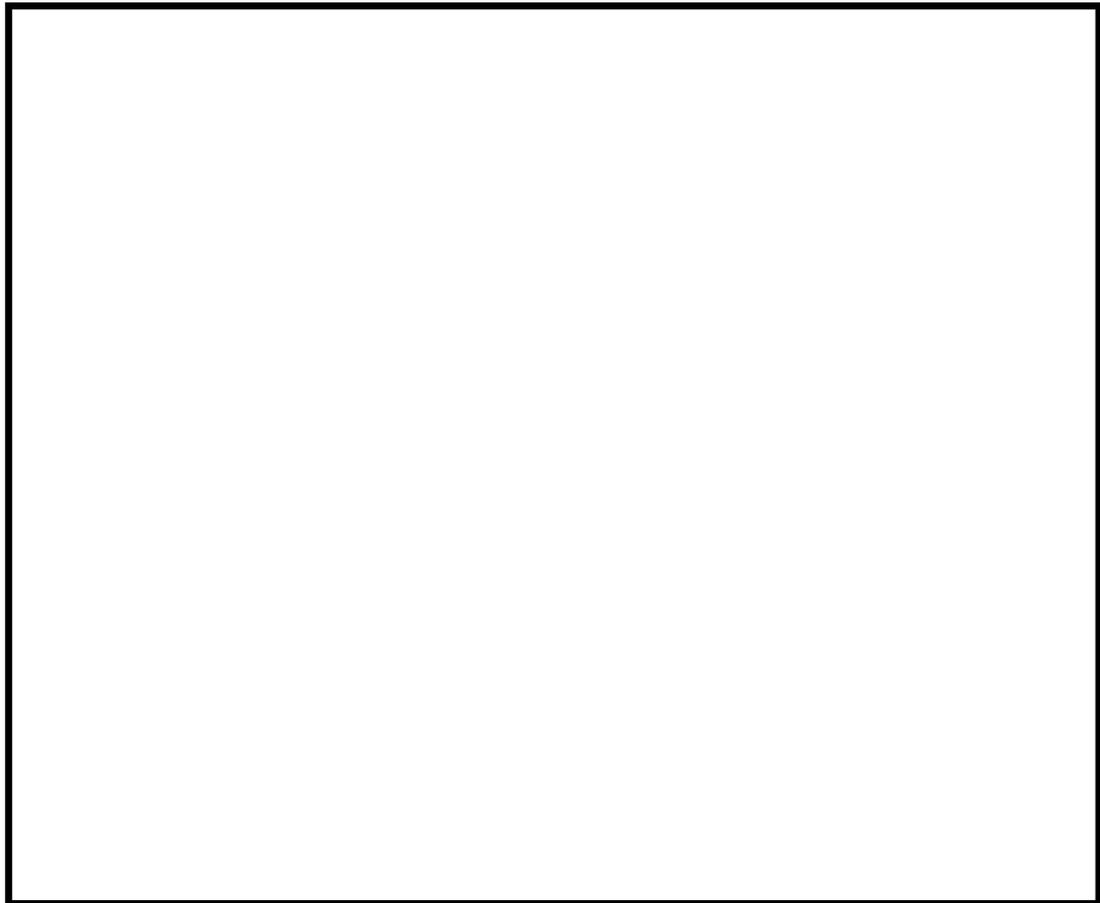


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【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 90m<sup>3</sup>/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。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 93) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 90

H : ポンプ揚程 (m) = 93

$\eta$  : 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 <sup>3</sup> /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

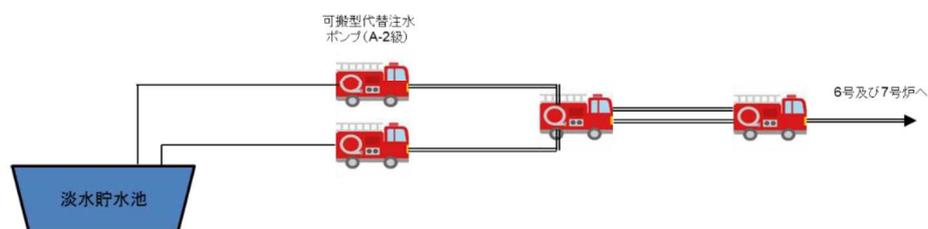
**【設 定 根 拠】**

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。



系統構成概要図

1. 容量 90m<sup>3</sup>/h (注1) / (120m<sup>3</sup>/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 90m<sup>3</sup>/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 120m<sup>3</sup>/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は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

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。

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（90m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（1.67MPa）を満足する 3200rpm とする。



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。

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

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。

$H_n$ ：

$H_s$ ：

$H_1$ ：

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

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

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より, ポンプの必要回転数は, 接続口側 可搬型注水ポンプ (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,  $H_n$  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

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。

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。

## 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

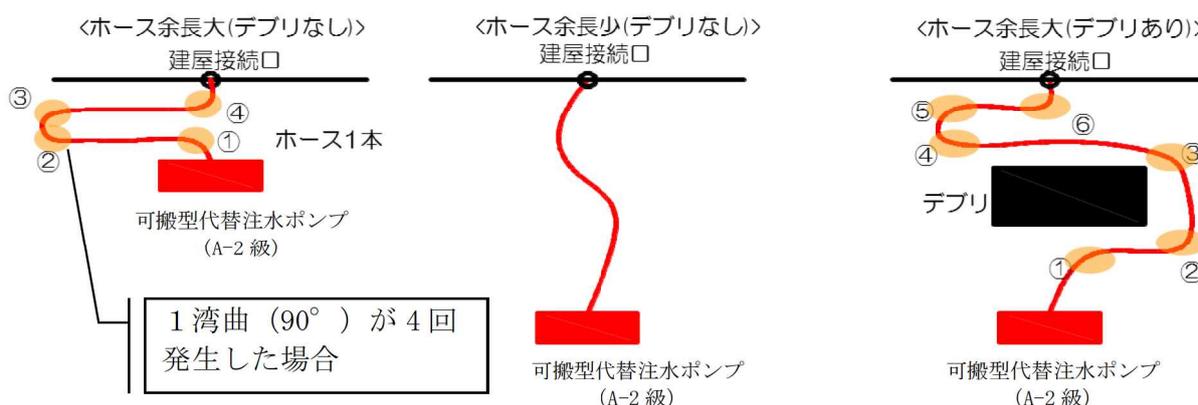


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

<1湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $hc$ >  
 $hc = fc \times v^2 / (2g)$

○損失係数  $fc$

ホースの湾曲による損失係数は新・消防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

$fc = 0.068 \dots (i)$

を引用する。

○流速  $v$

$$v = Q/A$$

・  $Q$  = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

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

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

・  $A$  = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$  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、 $A = 0.00454$  [m<sup>2</sup>]

・流速  $v=Q/A$  より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

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

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$  より, 重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$h_c = 0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

## 格納容器下部注水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行われ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、原子炉压力容器の破損前は、格納容器下部注水系により  $90\text{m}^3/\text{h}$  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  $70\text{m}^3/\text{h}$  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、原子炉压力容器の破損後は、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  $50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が  $465\text{kPa}[\text{gage}]$  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  $130\text{m}^3/\text{h}$  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 で示すとおりに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压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  $50\text{m}^3/\text{h}$  と代替格納容器スプレイ  $130\text{m}^3/\text{h}$  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  $50\text{m}^3/\text{h}$  である場合、原子炉格納容器圧力が  $2\text{Pd}$  ( $620\text{kPa}[\text{gage}]$ ) 時においても、代替格納容器スプレイ（常設）は  $130\text{m}^3/\text{h}$  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
原子炉压力容器の破損前	$90\text{m}^3/\text{h}$	$70\text{m}^3/\text{h}$
原子炉压力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大 $50\text{m}^3/\text{h}$ )	$130\text{m}^3/\text{h}$

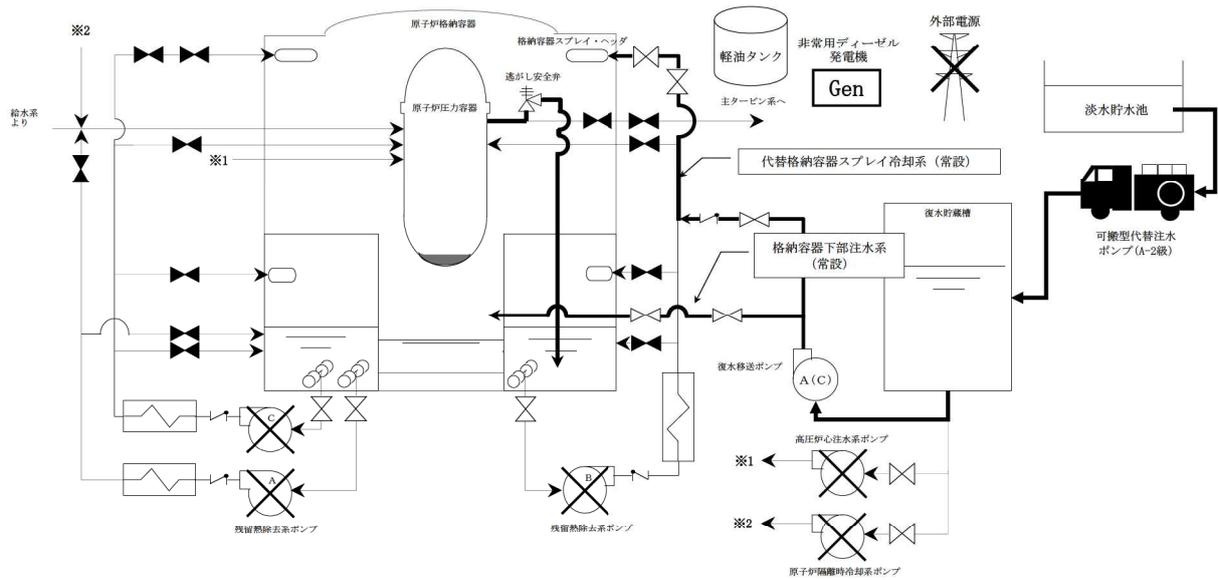


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
 (原子炉压力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

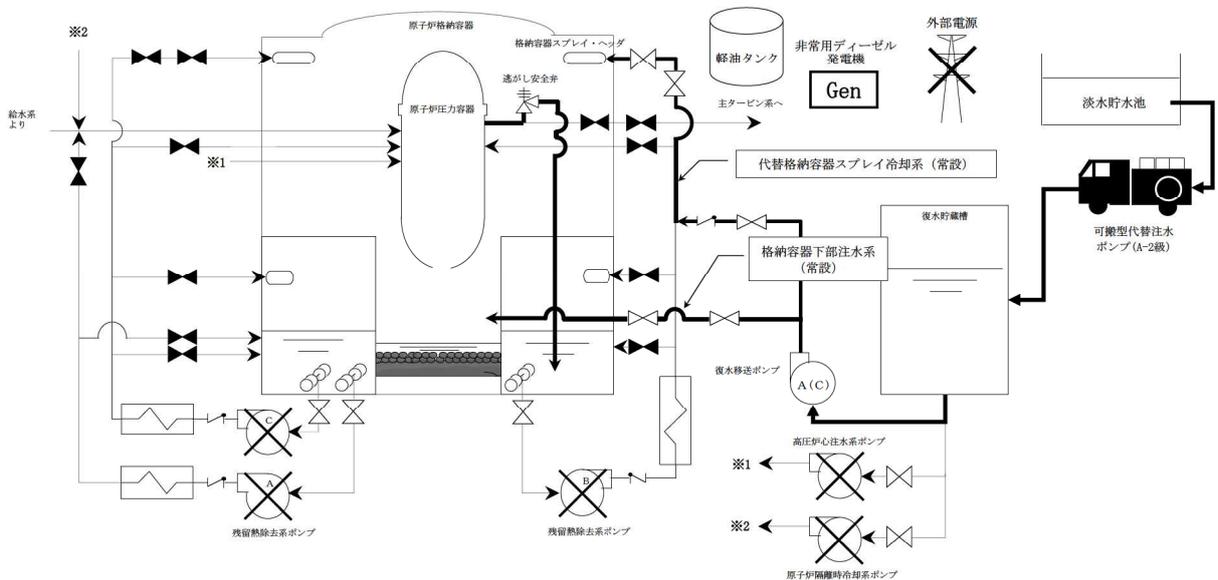


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
 (原子炉压力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

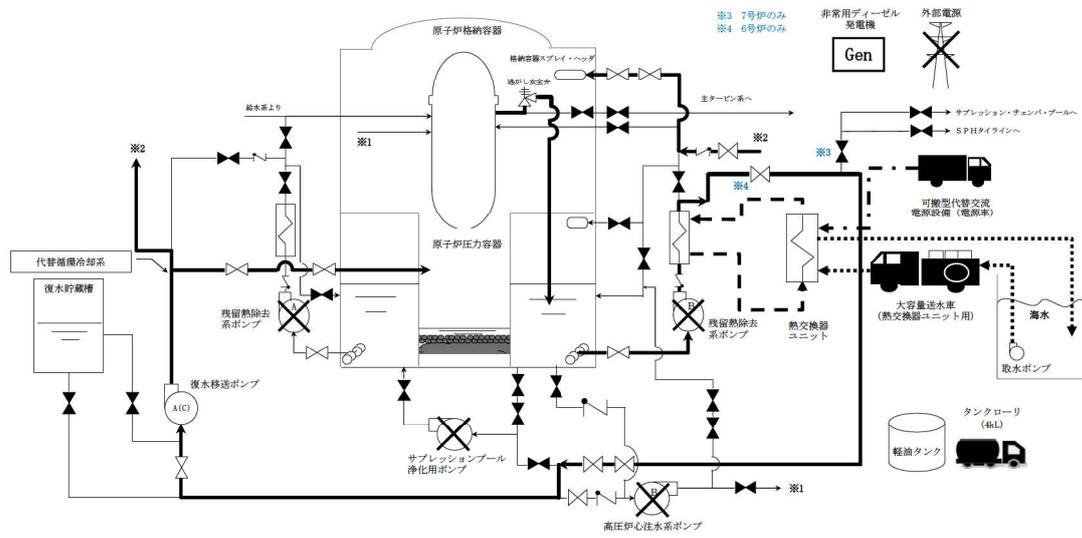


図3 格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の  
重大事故等対処設備の概略系統図  
(代替循環冷却による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)

※復水移送ポンプ2台運転の注水特性

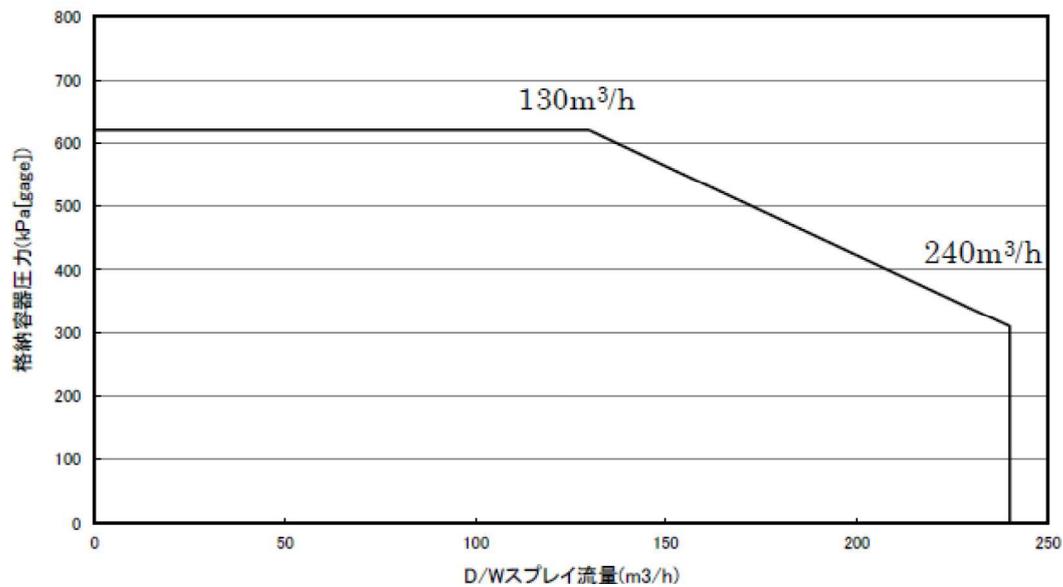


図4 ドライウェルスプレイ注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

51-7  
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

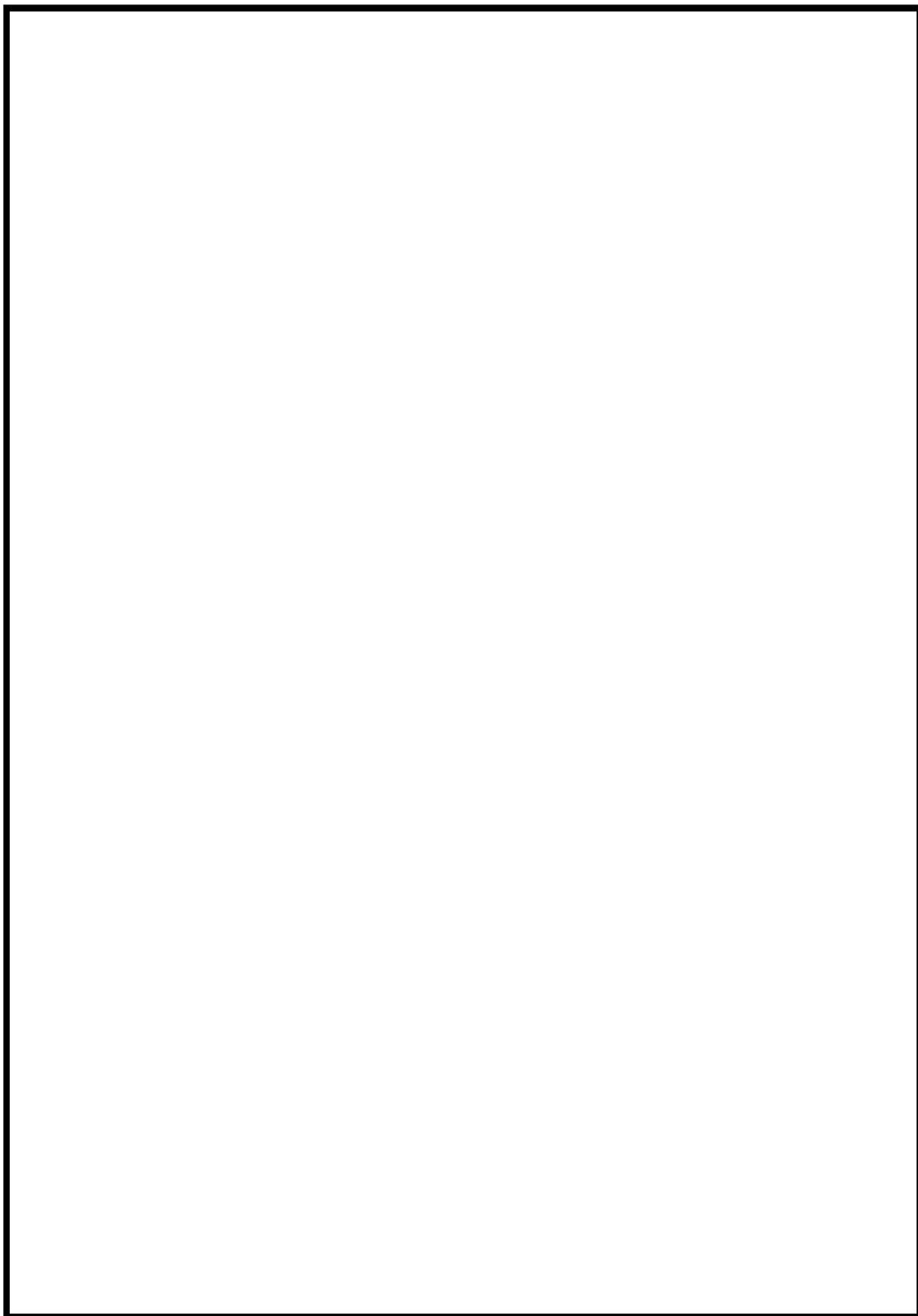


図 1 接続図（淡水貯水池から接続口）

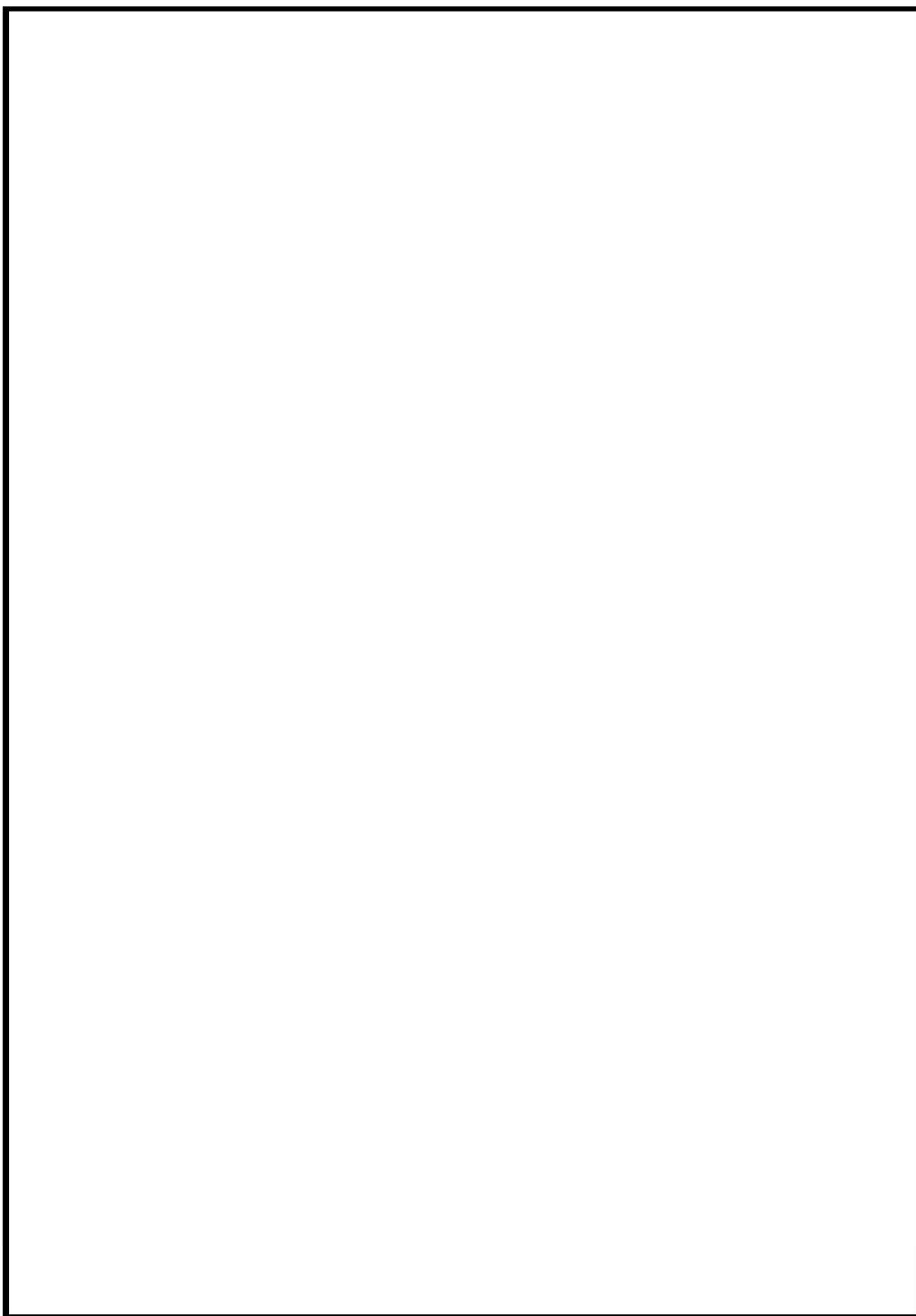


図 2 接続図 (防火水槽から接続口)

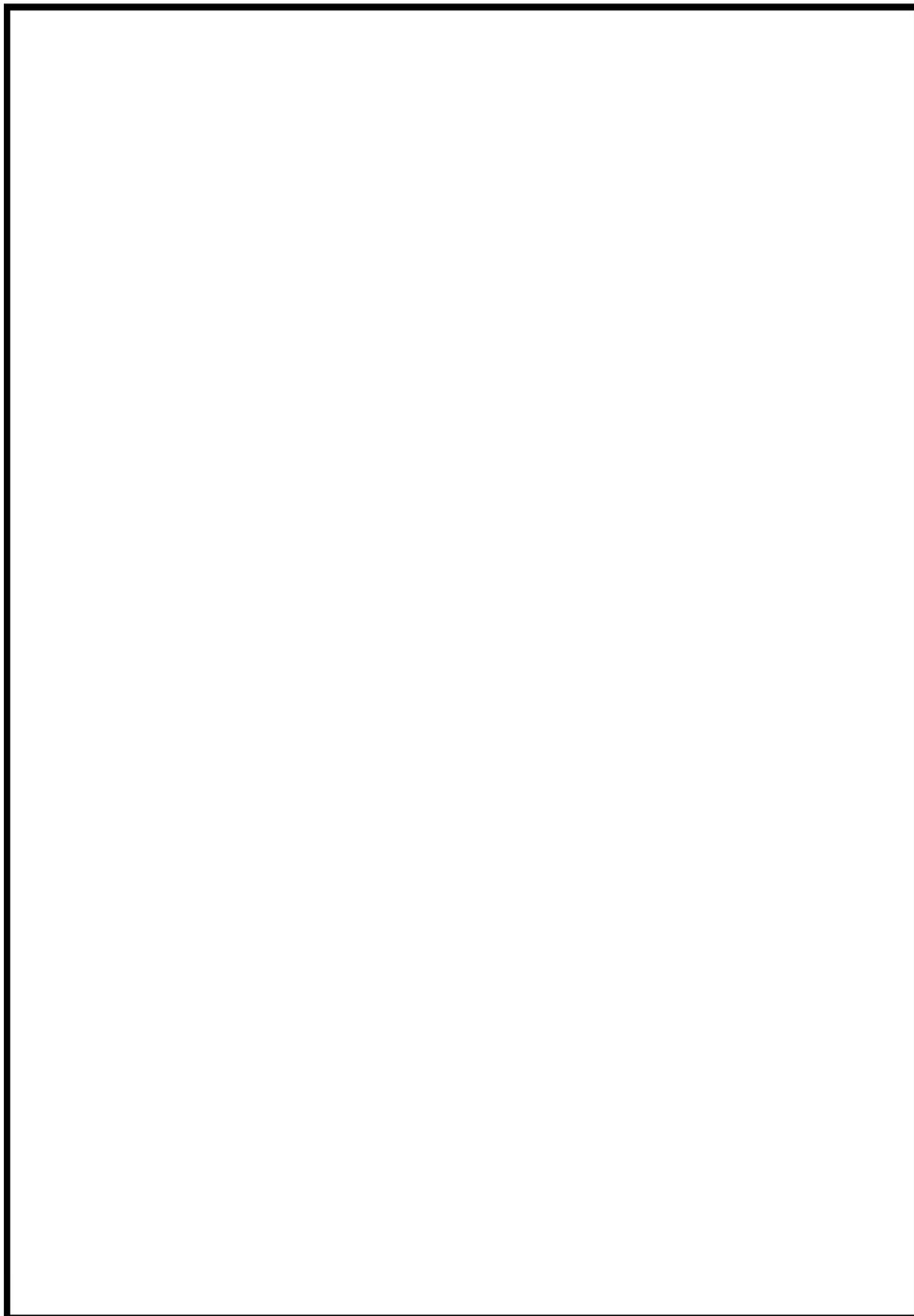


図 3 接続図 (建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上1階)

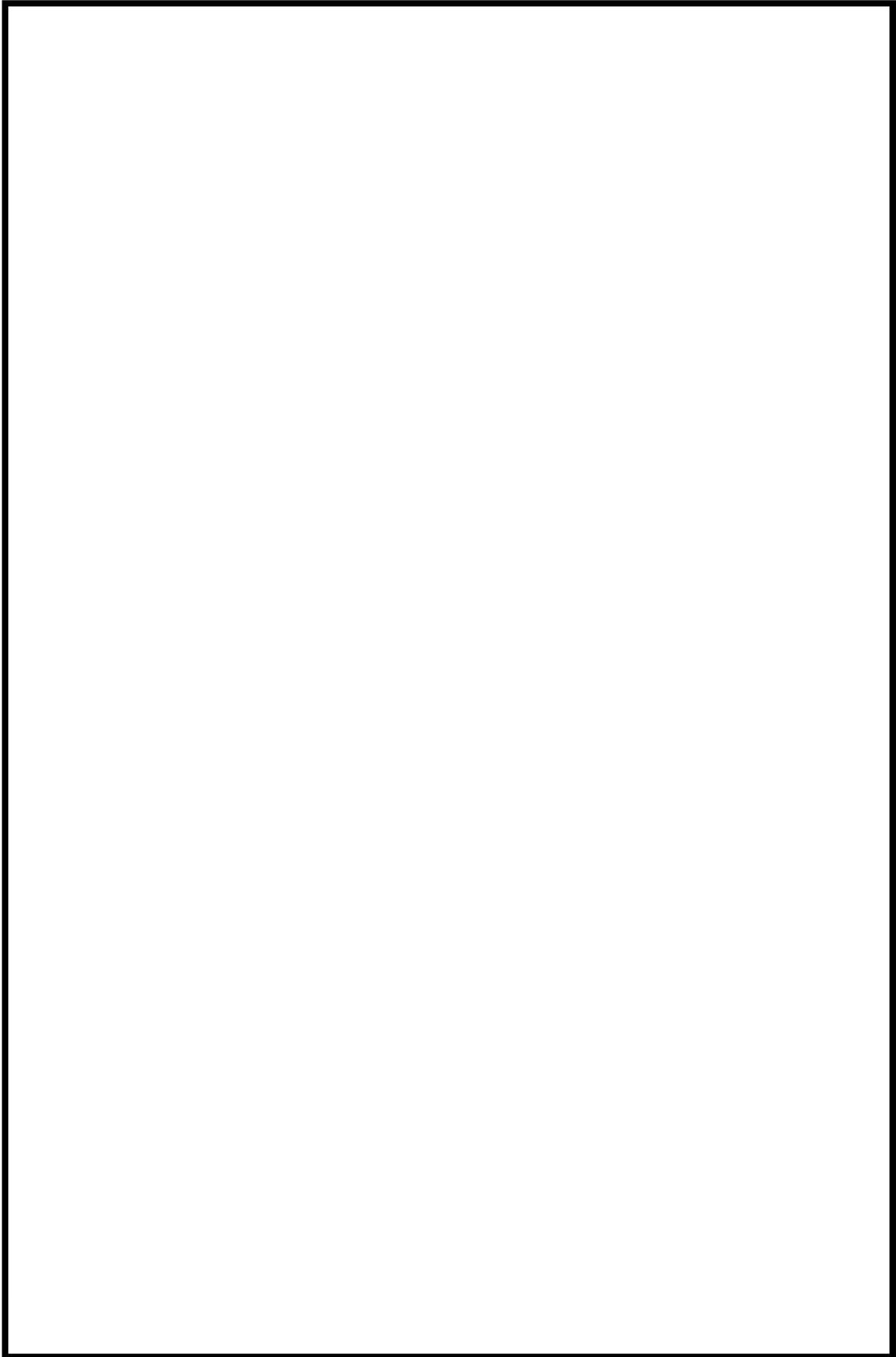


図 4 接続図（建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上2階）

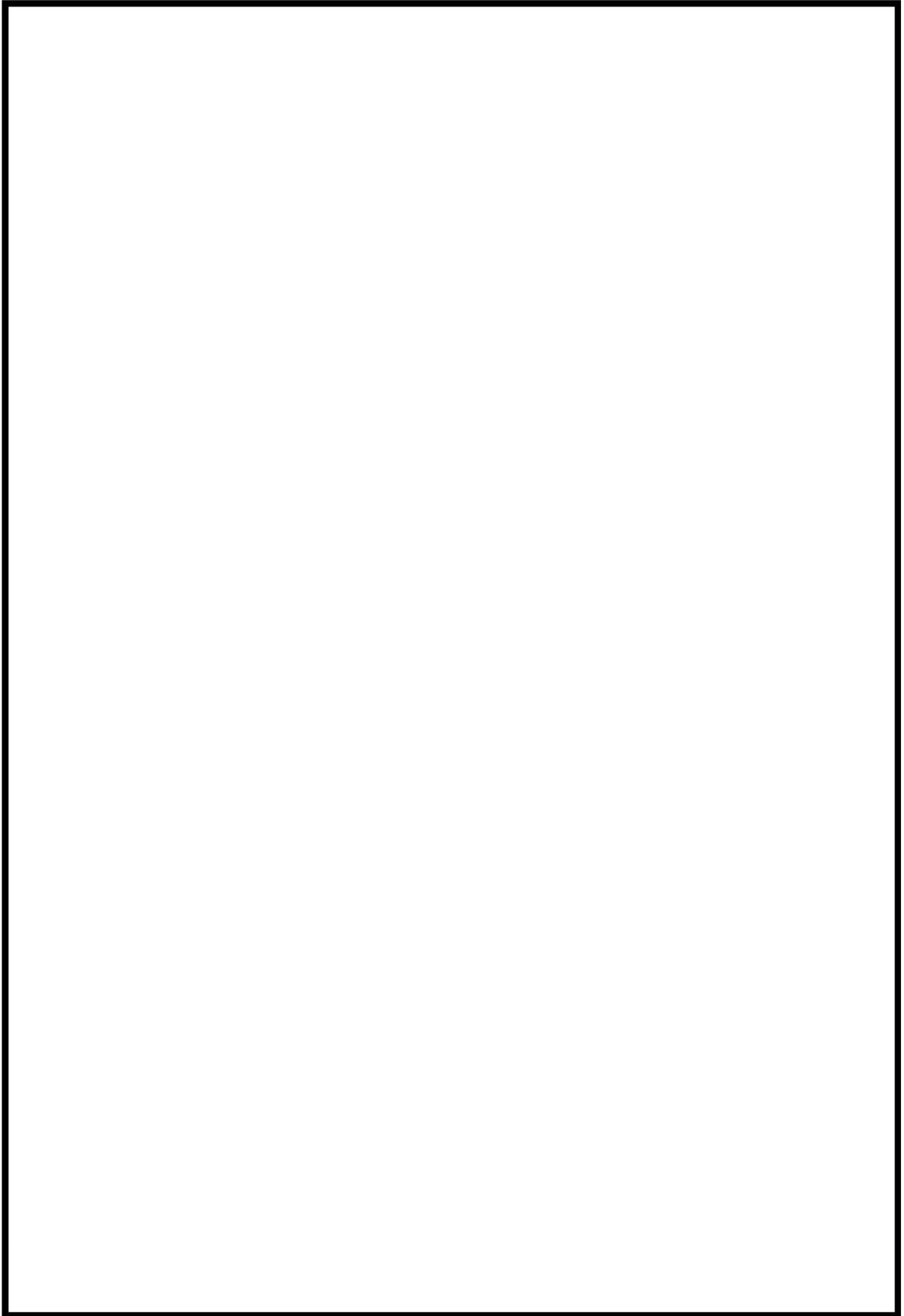


図 5 接続図（建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上1階）

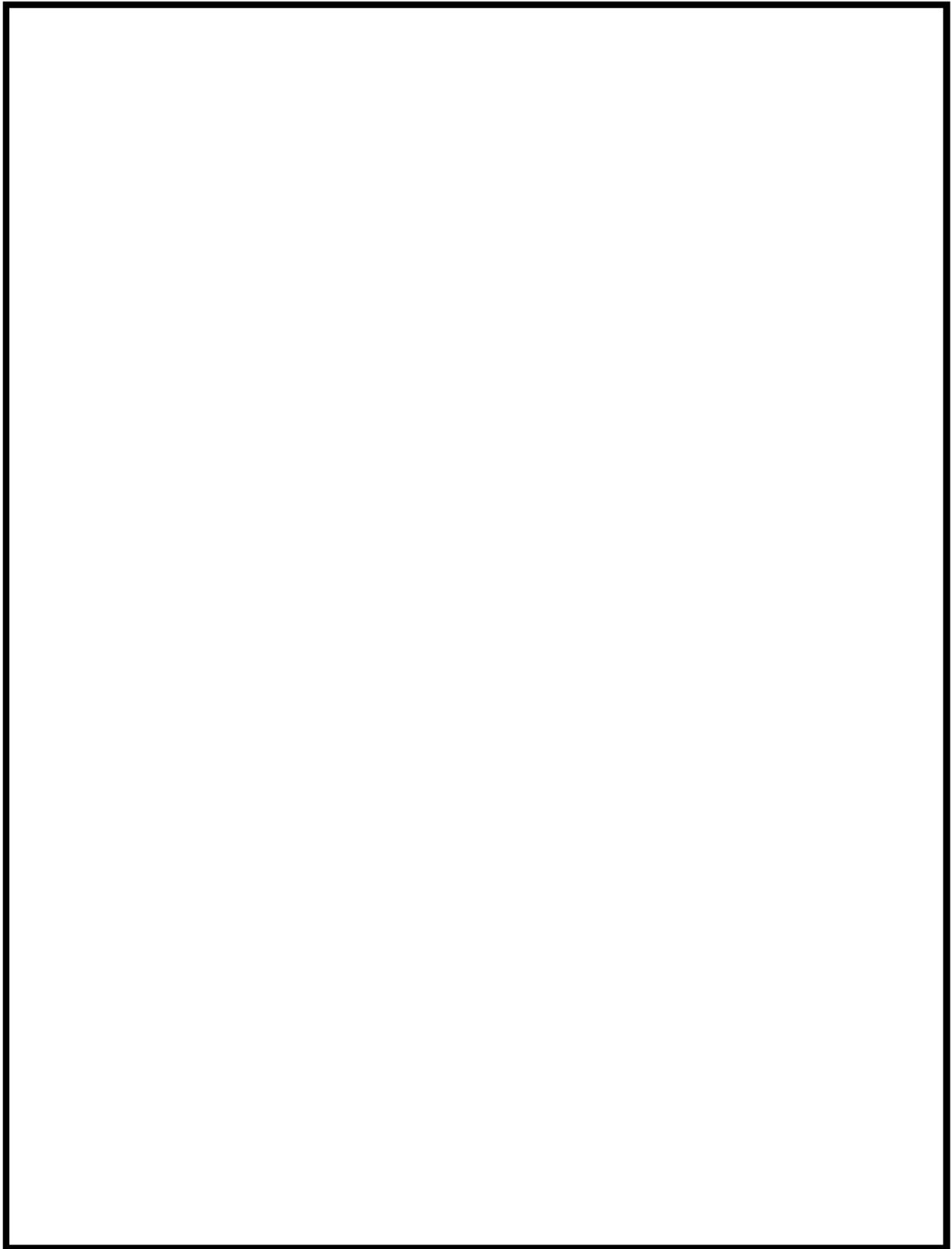


図 6 接続図（建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上2階）

51-8  
保管場所図



图 1 保管場所図(位置の分散)

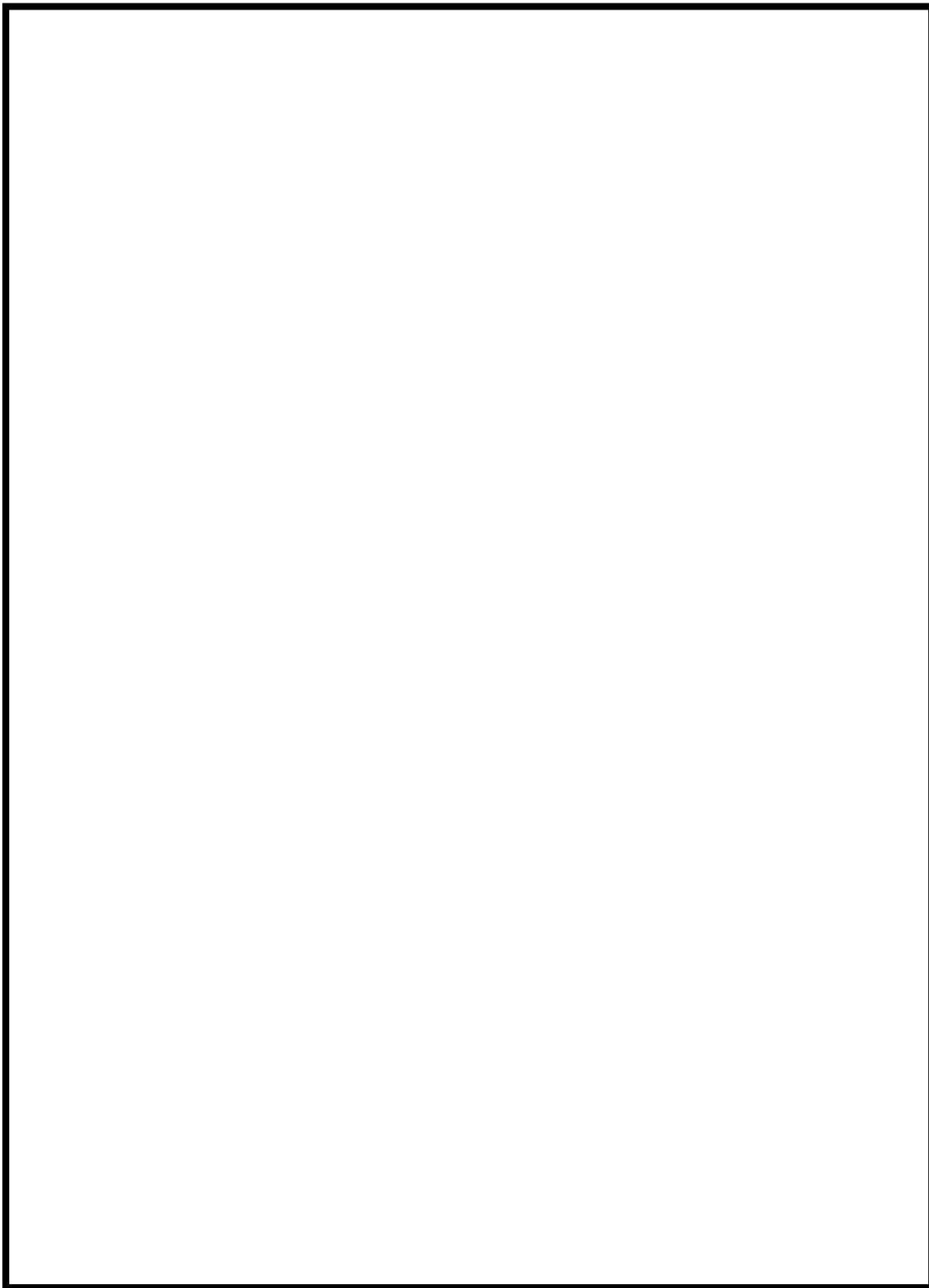


図 2 保管場所図 (機器配置)

51-9  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

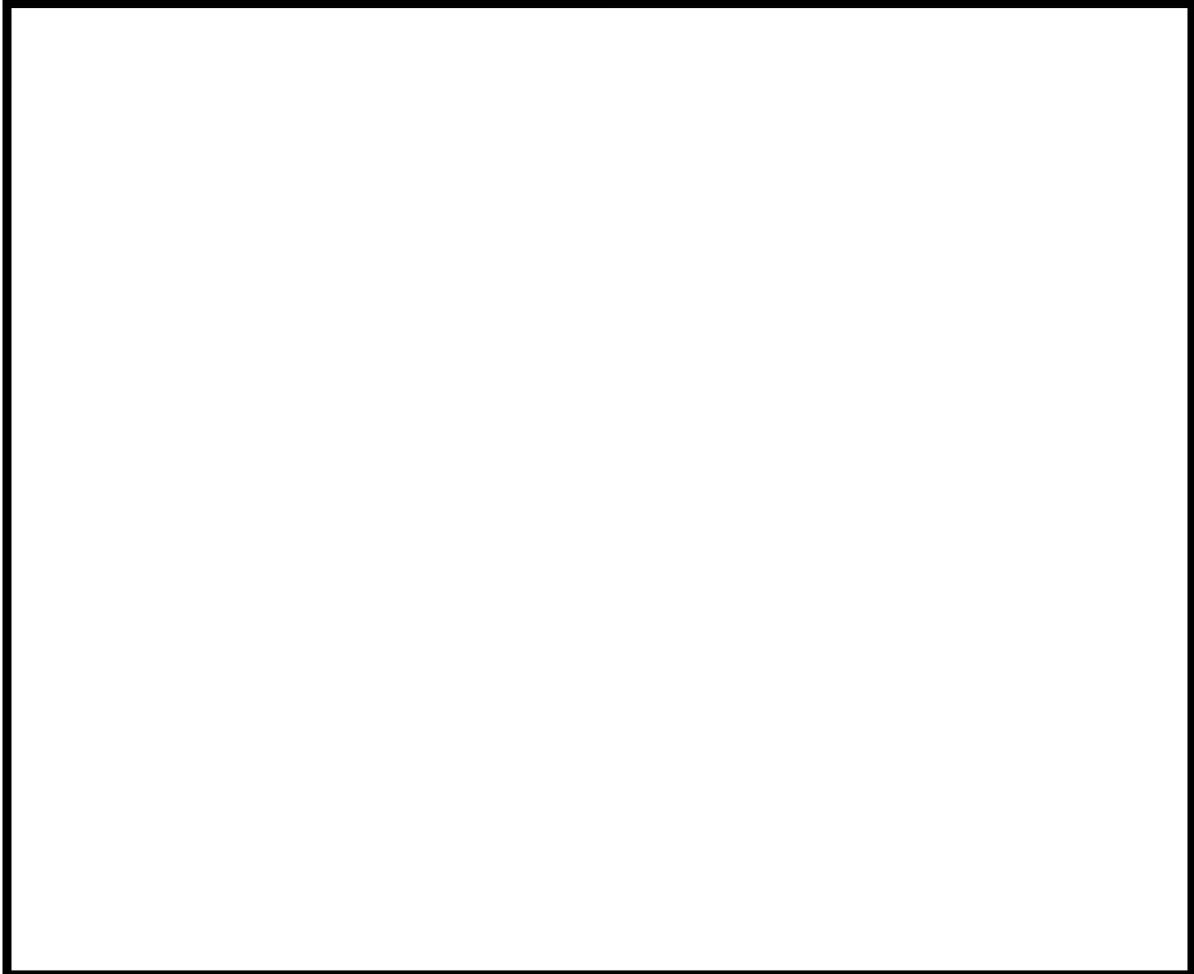


図 1 保管場所及びアクセスルート図

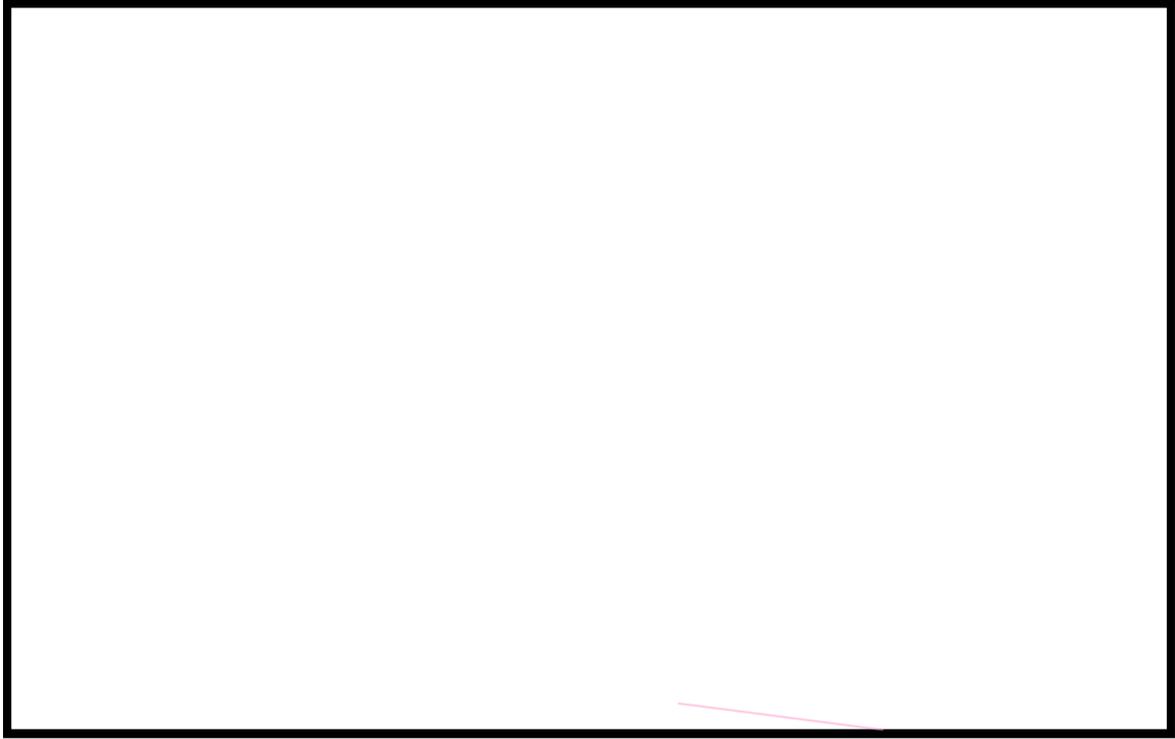


図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図

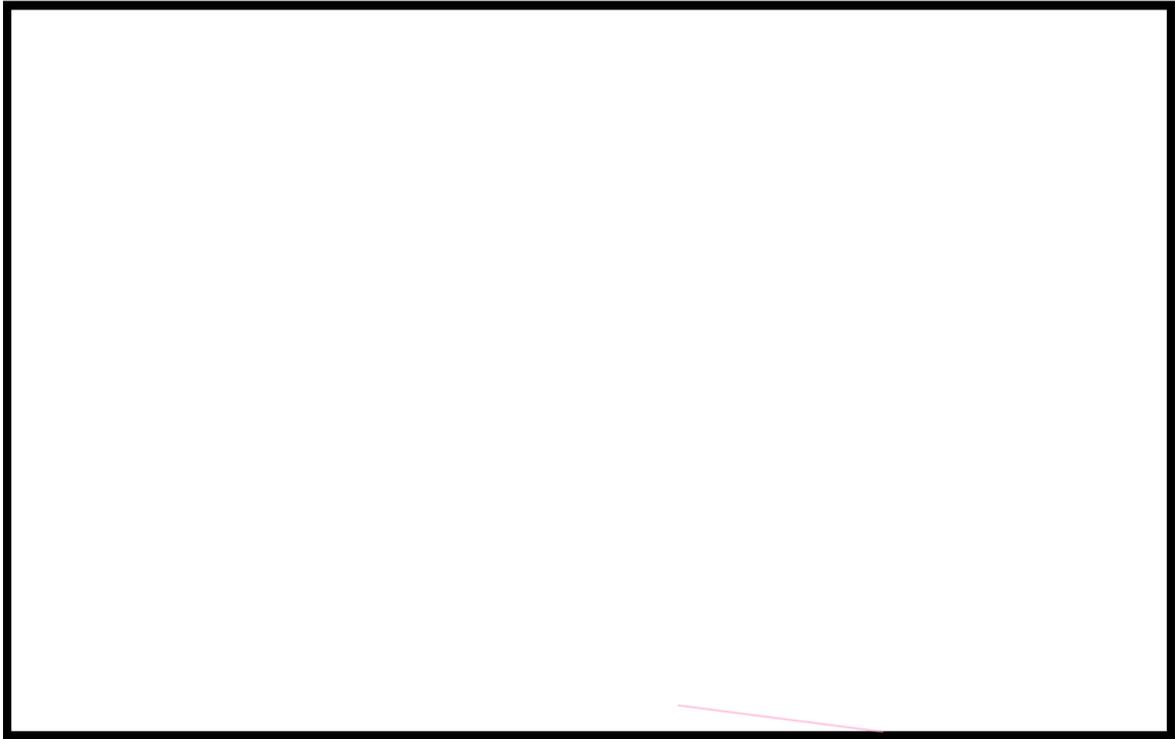


図3 森林火災発生時のアクセスルート図

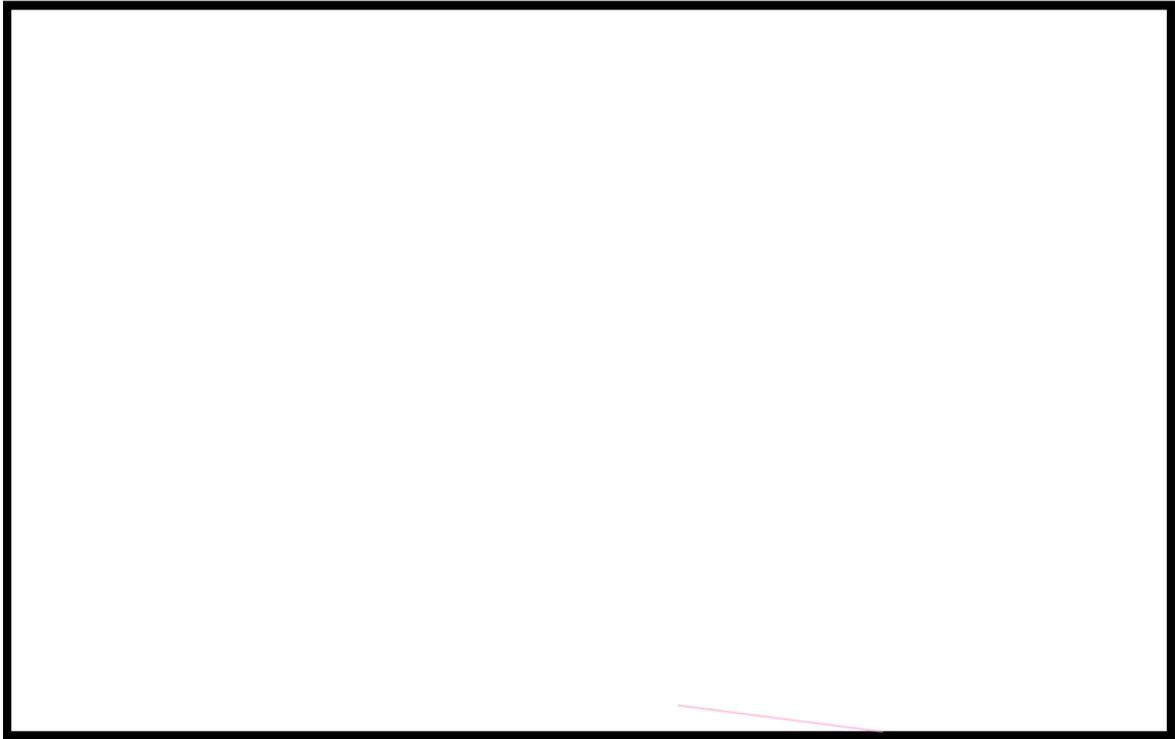


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

51-10

コリウムシールド設備概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部ドライウエルへの熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心が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(以下「ドライウエルサンプ」という。)内に流入する場合、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、サンプ底面コンクリートの浸食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、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熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し、熔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。

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。

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、全熔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、かつコリウムシールドを乗り越えて熔融炉心がサンプへ流入することがない設計としている。

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原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

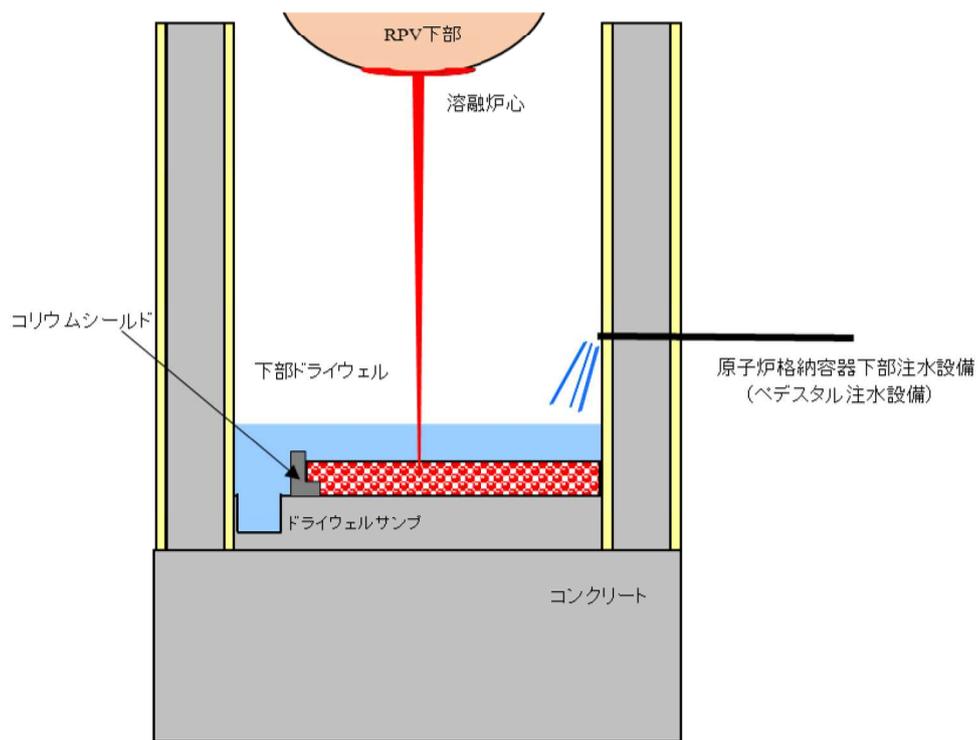


図1 コリウムシールド概要図 (7号炉を例示)

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 <sub>2</sub> )	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )
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。

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。

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。

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 1gpm (0.23 m<sup>3</sup>/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 1gpm 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。

※LBB(Leak Before Brake)の概念より

加えて、スリットが熔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に、スリットに熔融炉心が侵入したとしても、スリット内で熔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、熔融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては、実際に熔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: [ ])

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。

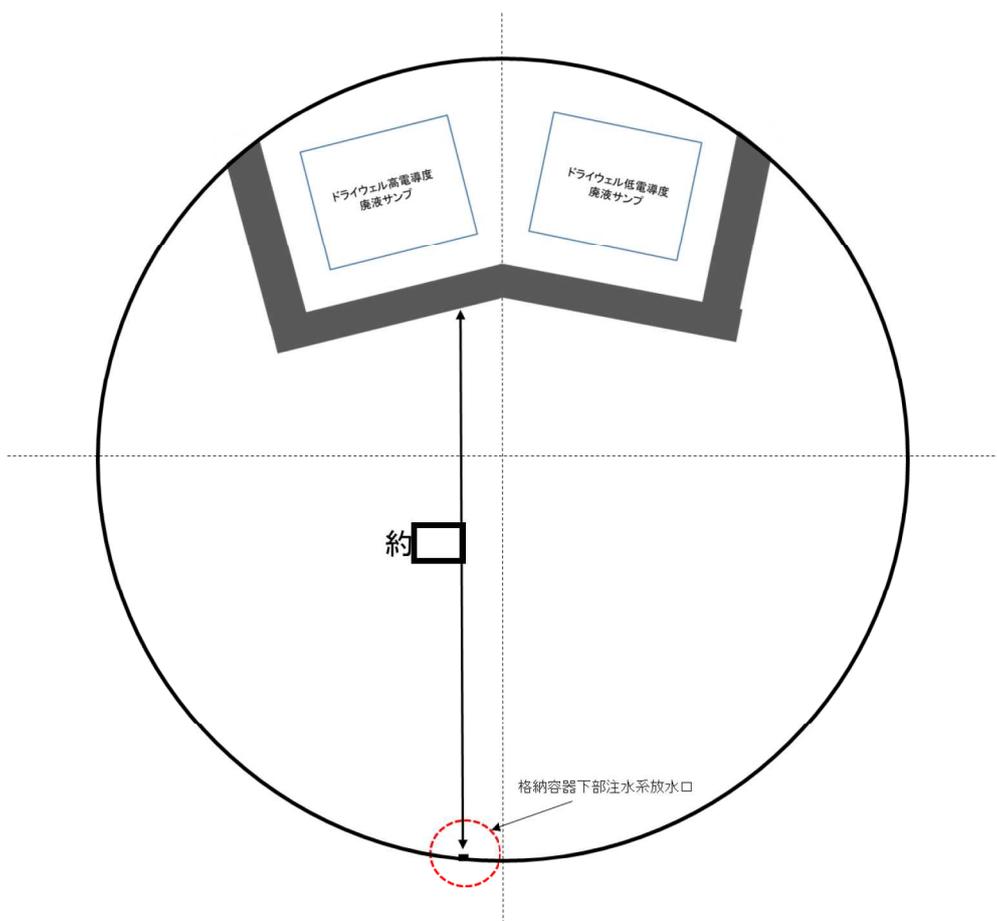


図 2 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との設置位置概要図

51-11  
その他設備

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。

(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、溶融炉心を冷却する機能を有する。

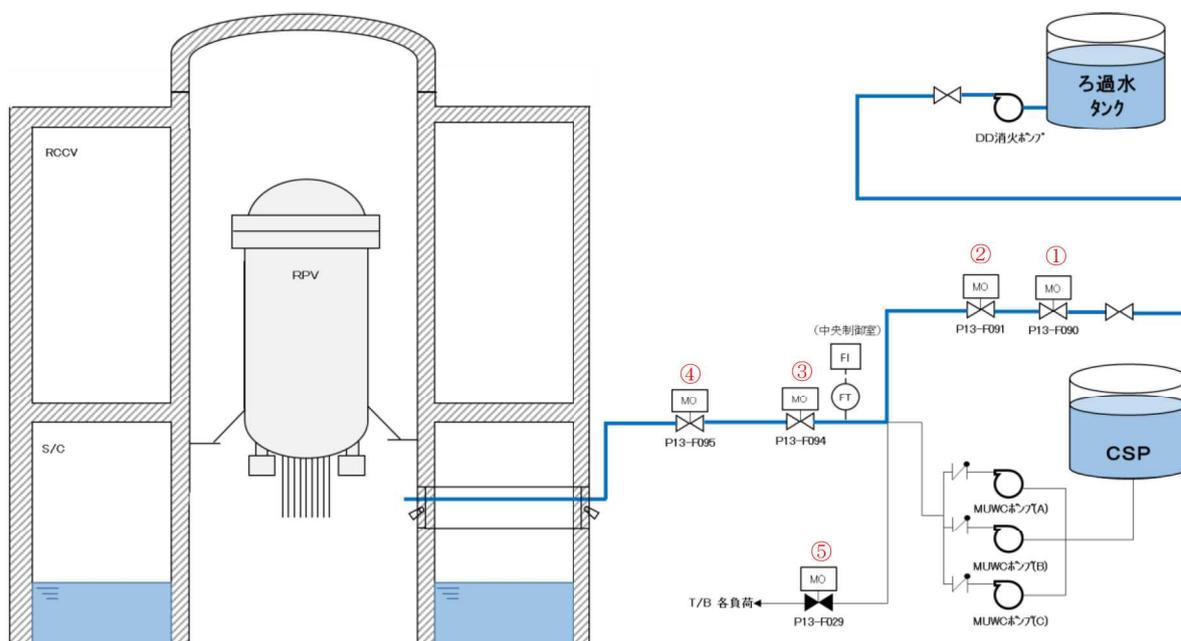


図1 消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要図（7号炉の例）

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

51-12

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

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	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	P13-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	P13-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)	P13-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)	P13-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	P13-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)	P13-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)	P13-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	P13-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	P13-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	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129

## 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

### 目次

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

52-1

SA 設備基準適合性 一覧表

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

		第 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	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		(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	A a	
		関連資料		52-9 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		52-9 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料				52-9 接続図		
第 5 号		保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料		52-10 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料		52-11 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		—	対象外	
		サポート系要因		—	対象外	
	関連資料		—			

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	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	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			

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	A 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				

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		格納容器内水素濃度 (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D B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	

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		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		

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		格納容器内酸素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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		

52-2  
単線結線図

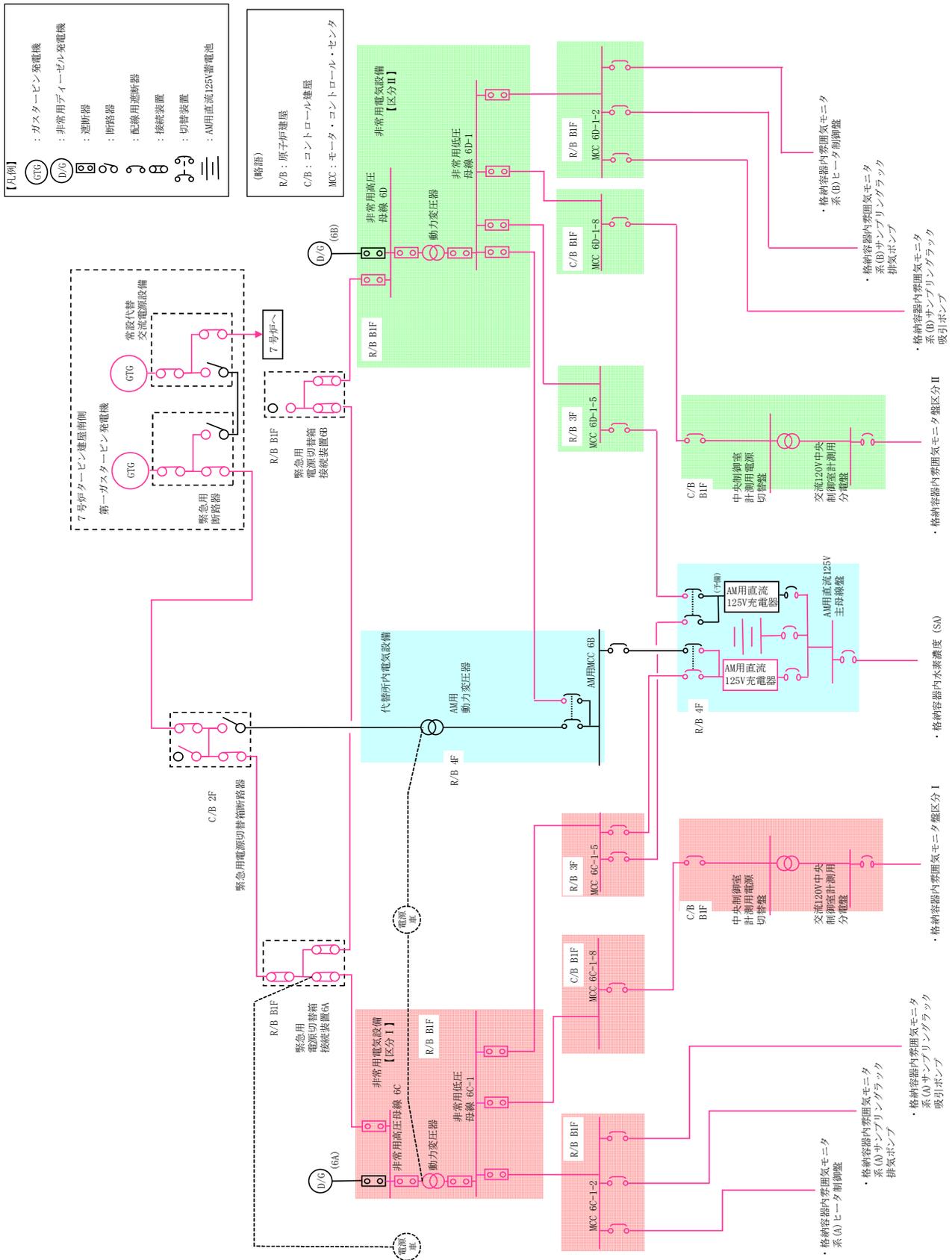


図 52-2-1 計装設備 単線結線図 (6号炉)



52-3  
配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

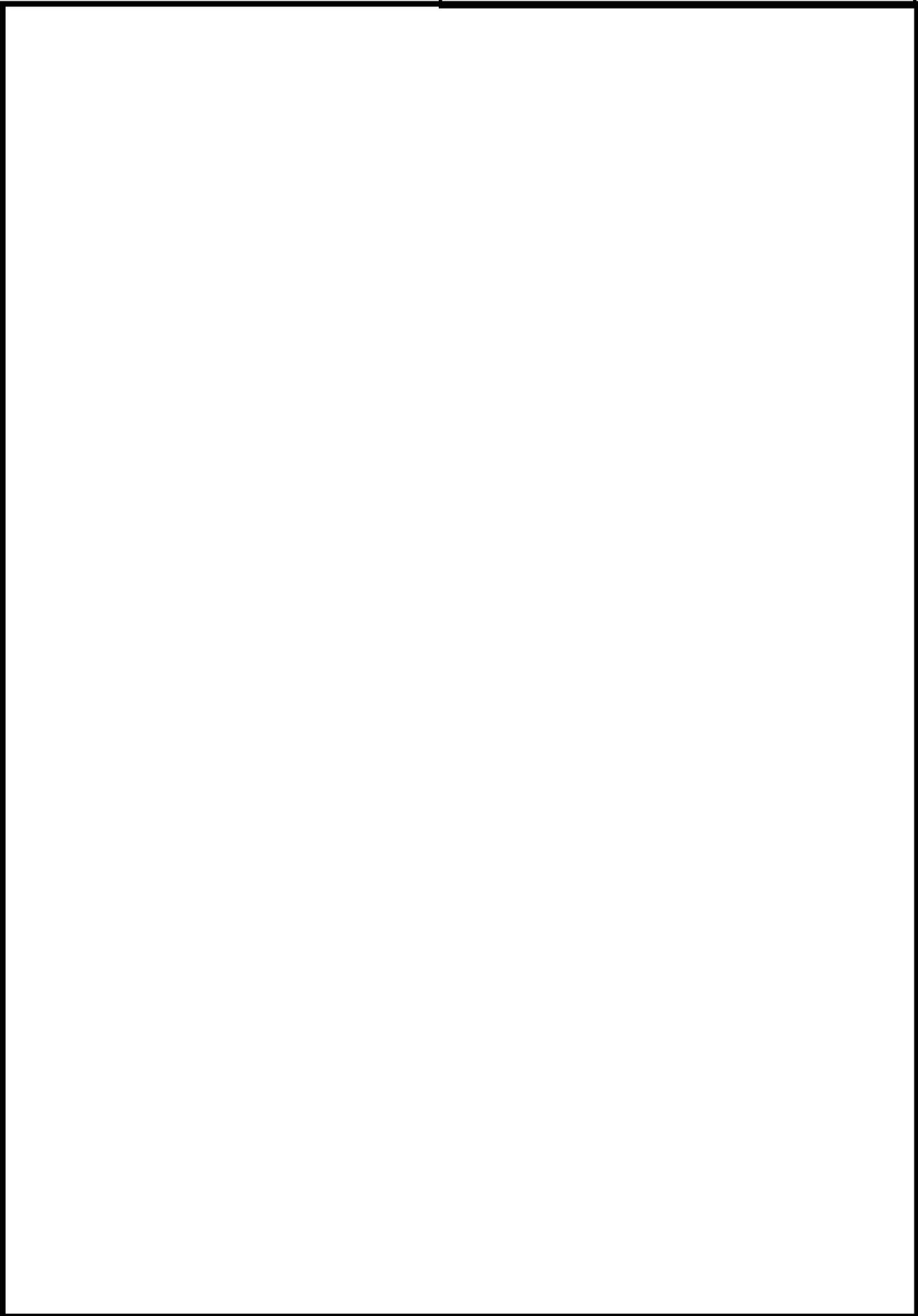


図 52-3-1 サプレッション・チェンバ配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

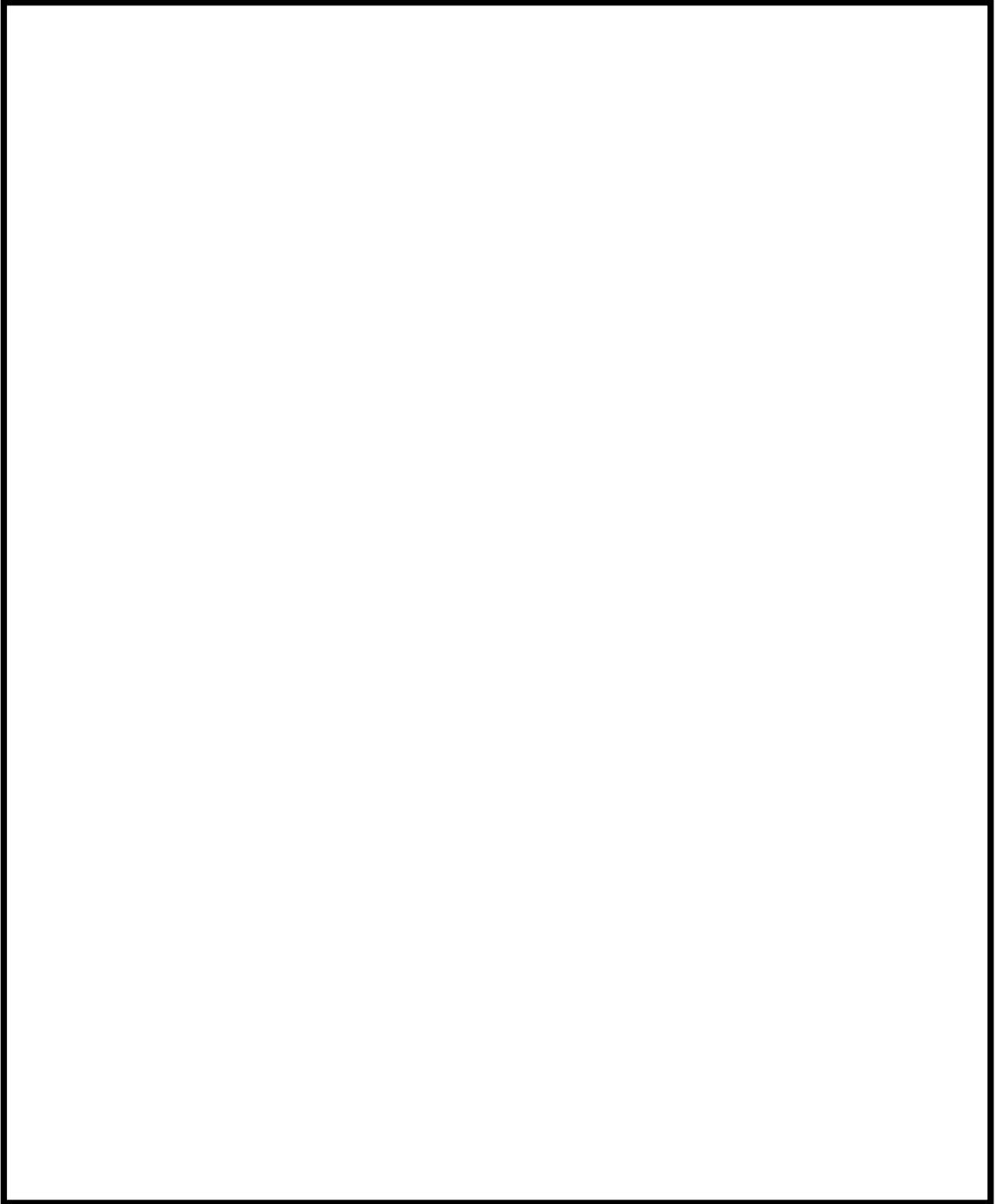


図 52-3-2 サプレッション・チェンバ配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

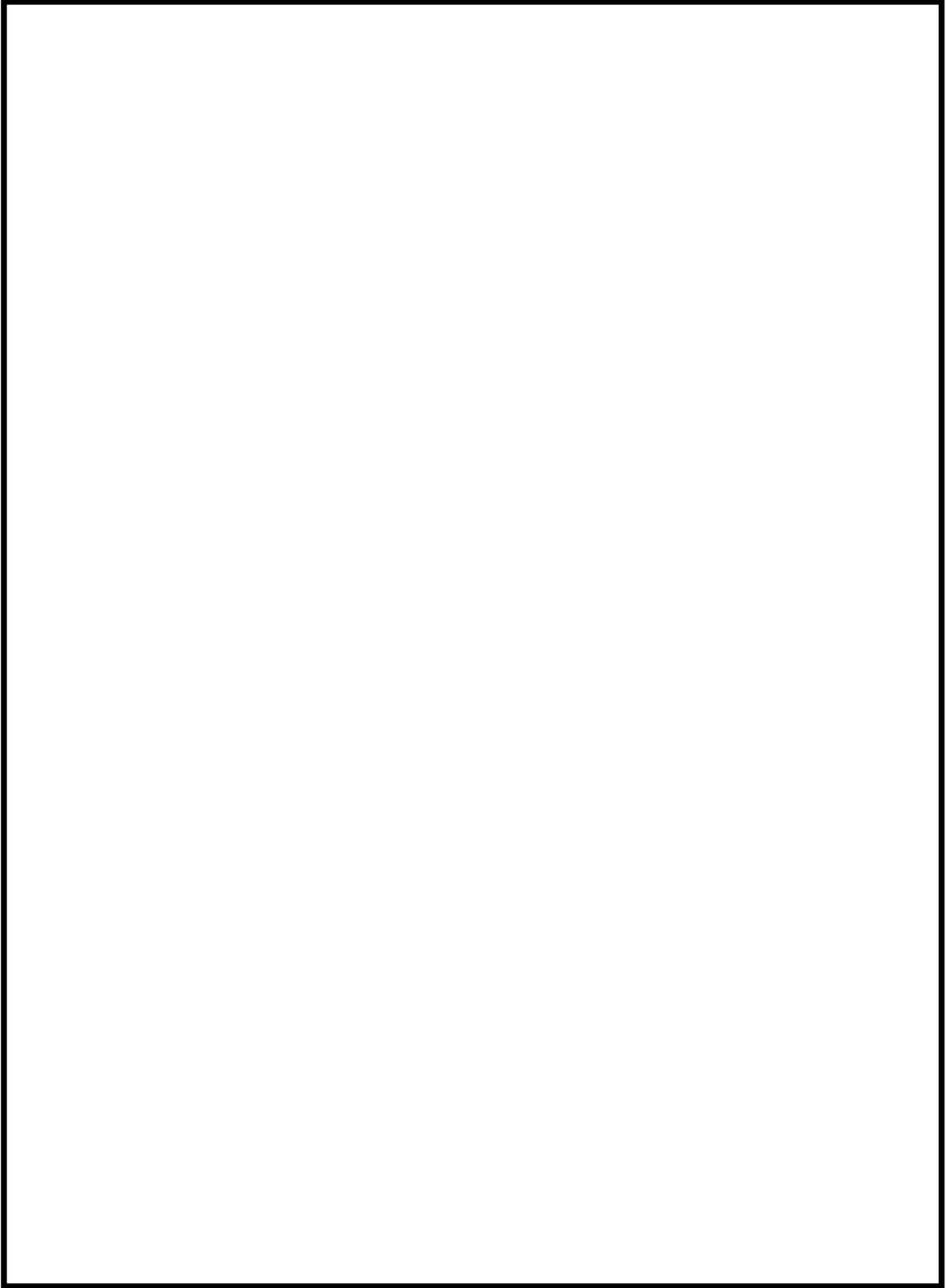


図 52-3-3 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地上1階)

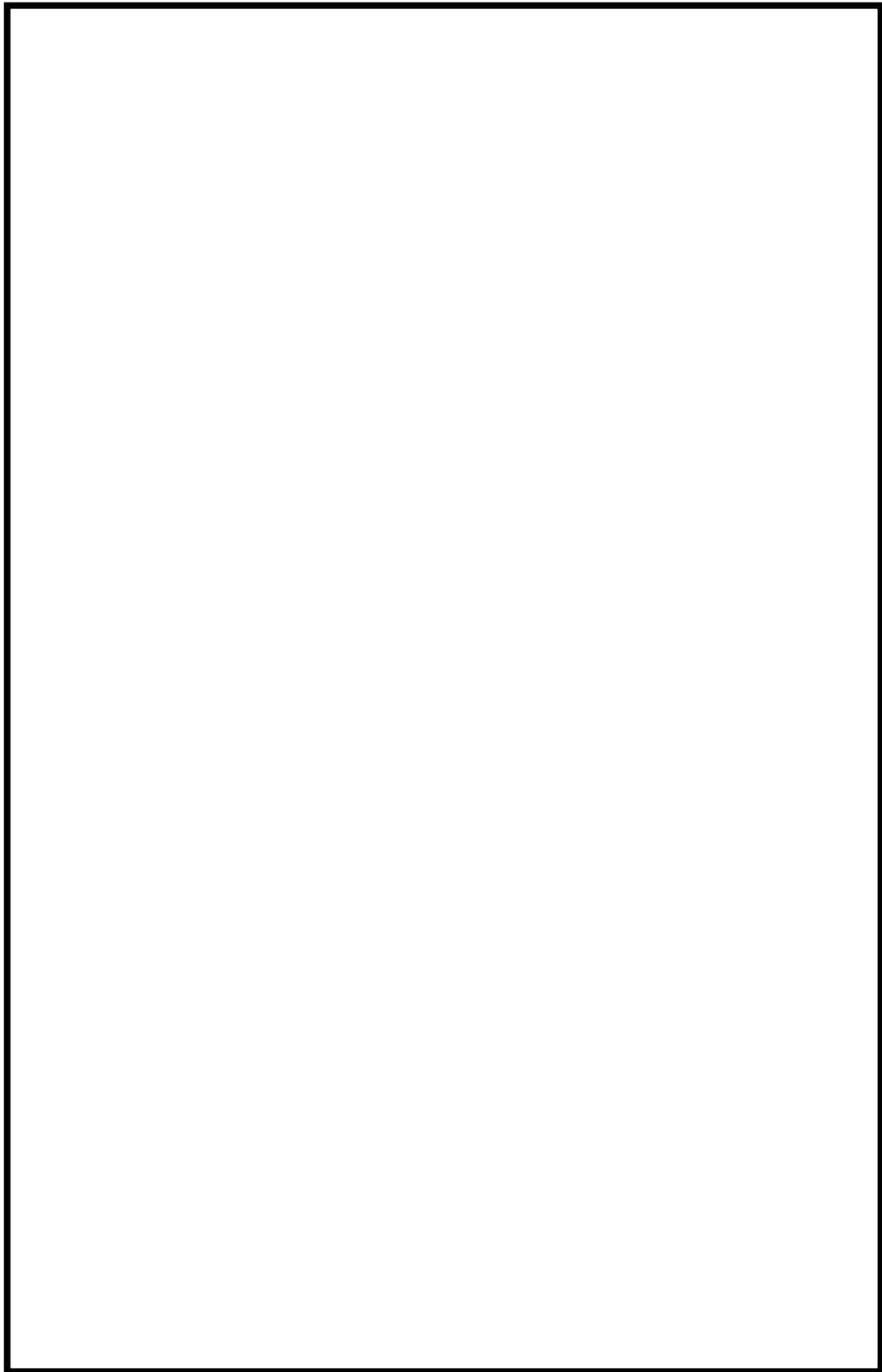
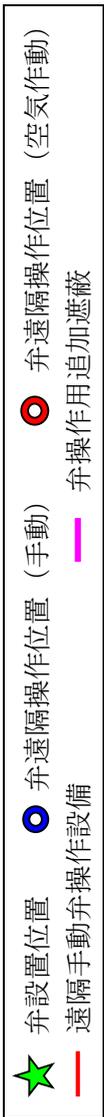


図 52-3-4 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地上3階/地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

- ★ 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

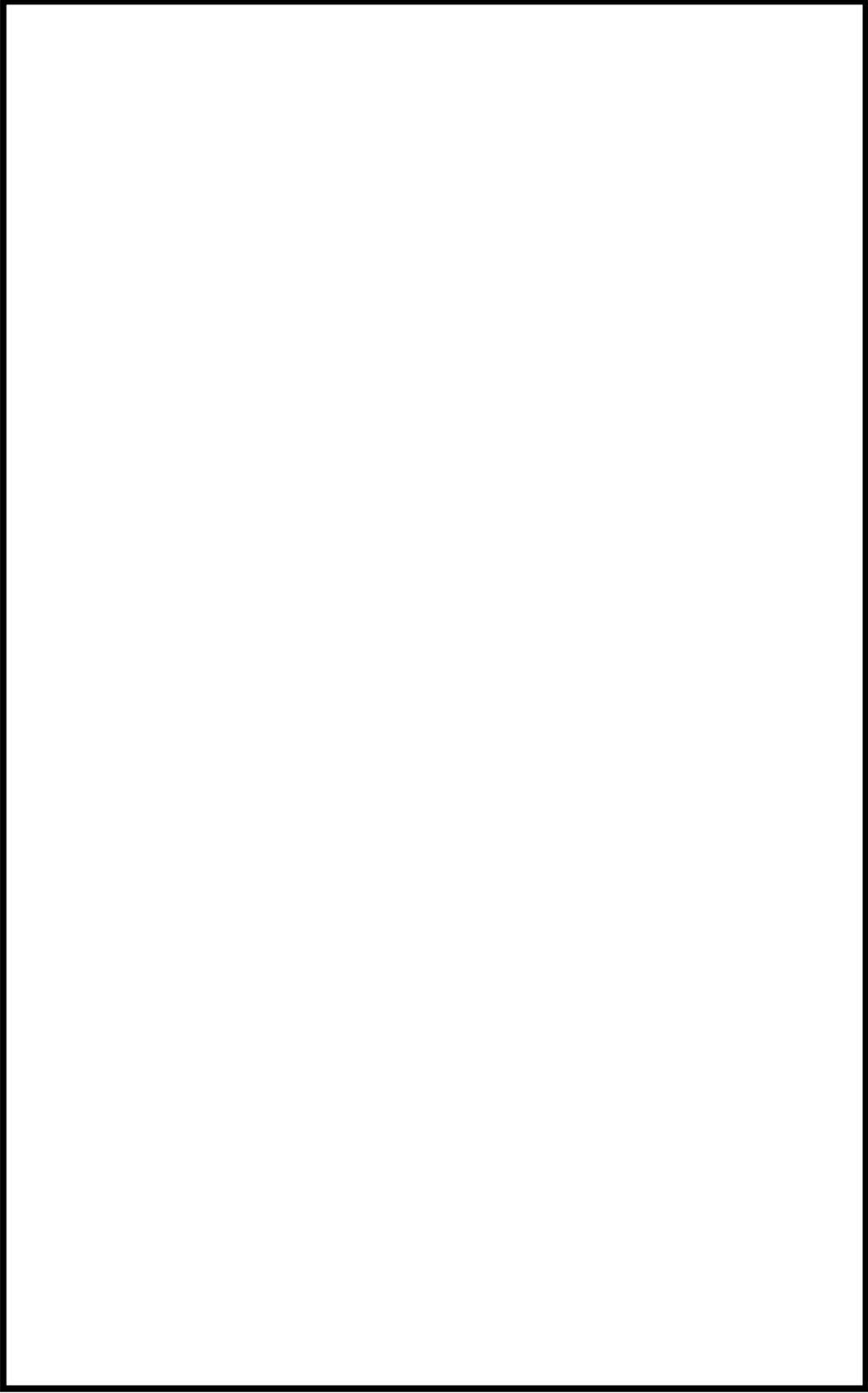


図 52-3-5 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地下中1階/地下1階)

弁設置位置



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

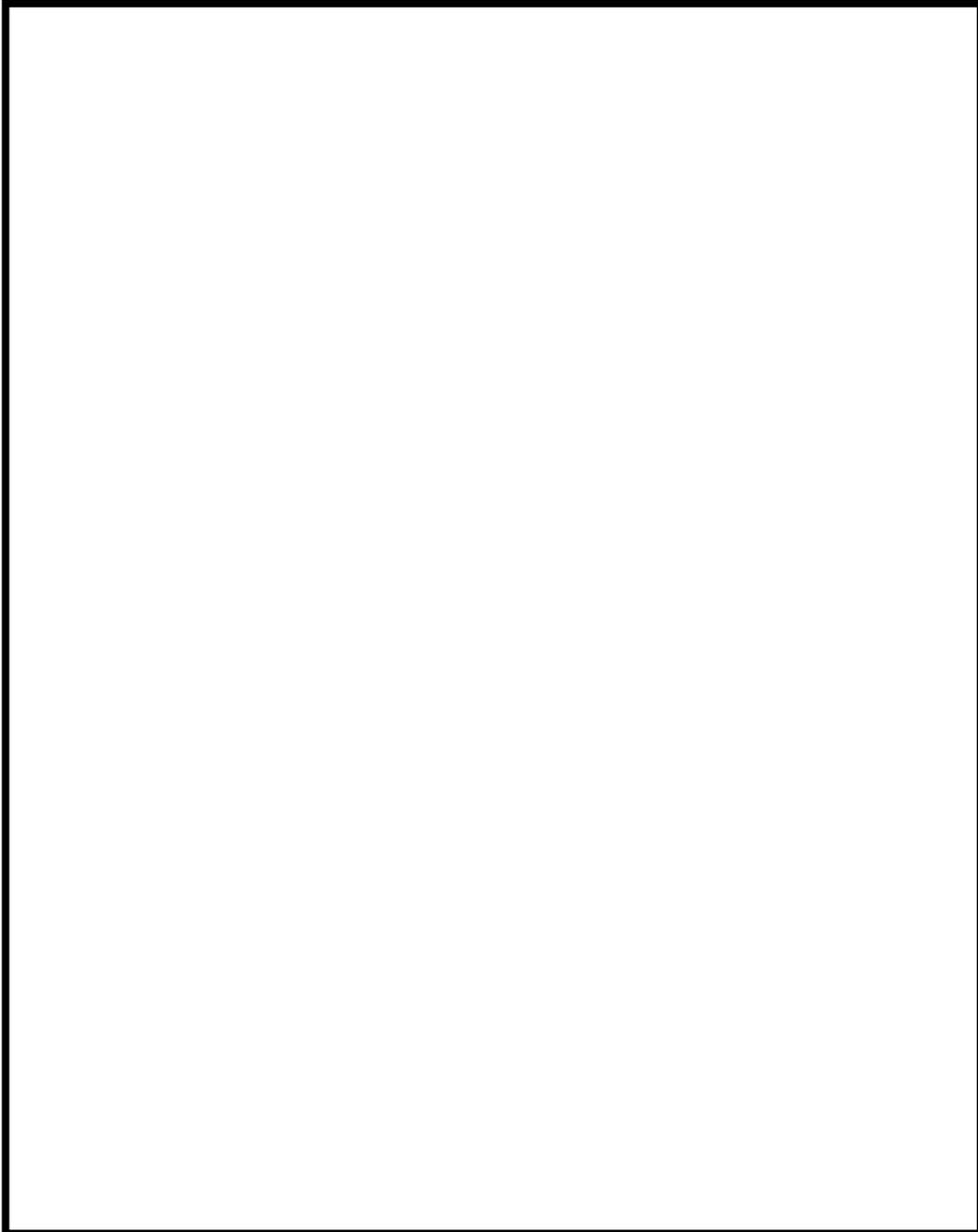


図 52-3-6 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 地上3階)

弁設置位置



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

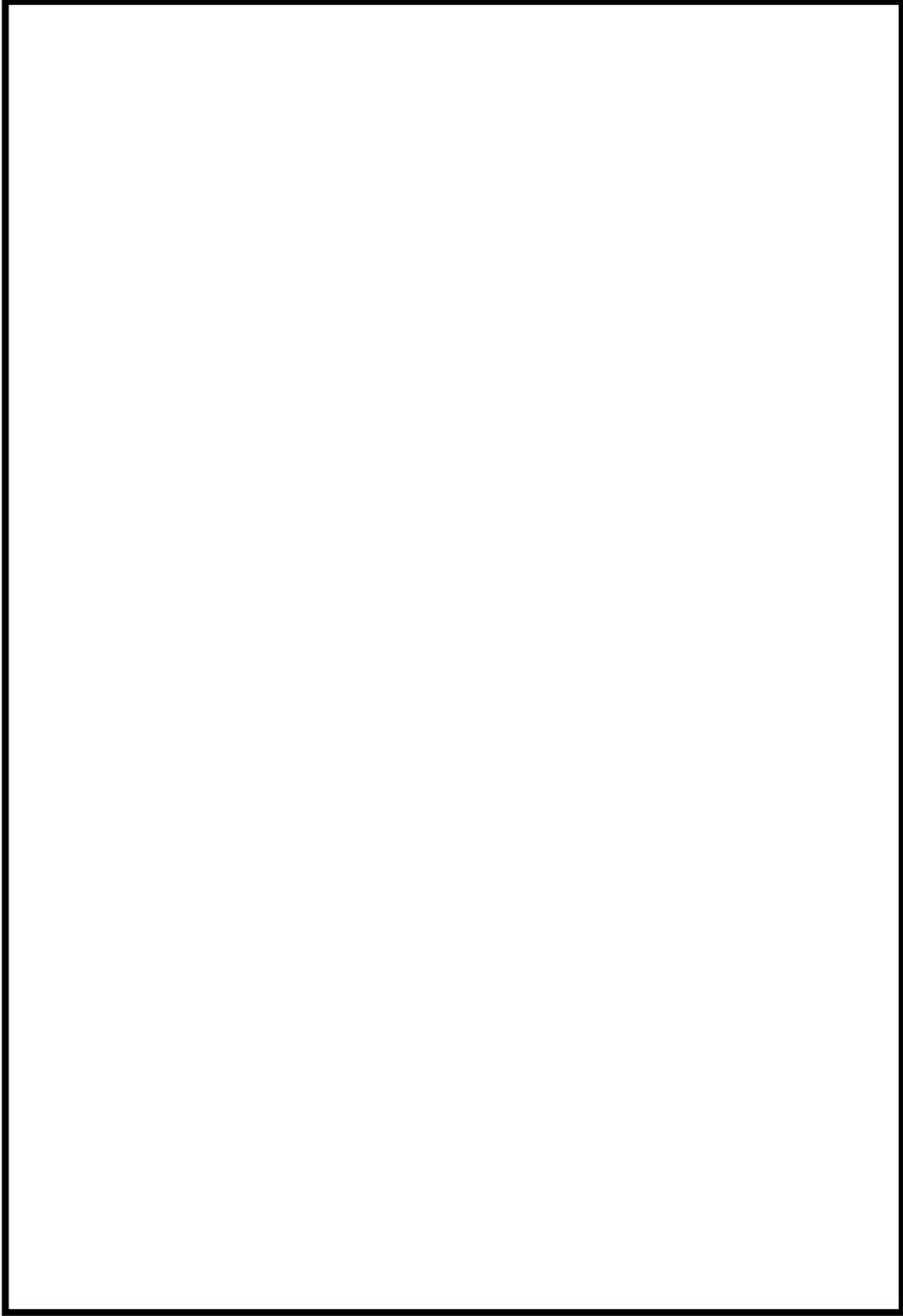


図 52-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋 屋上)

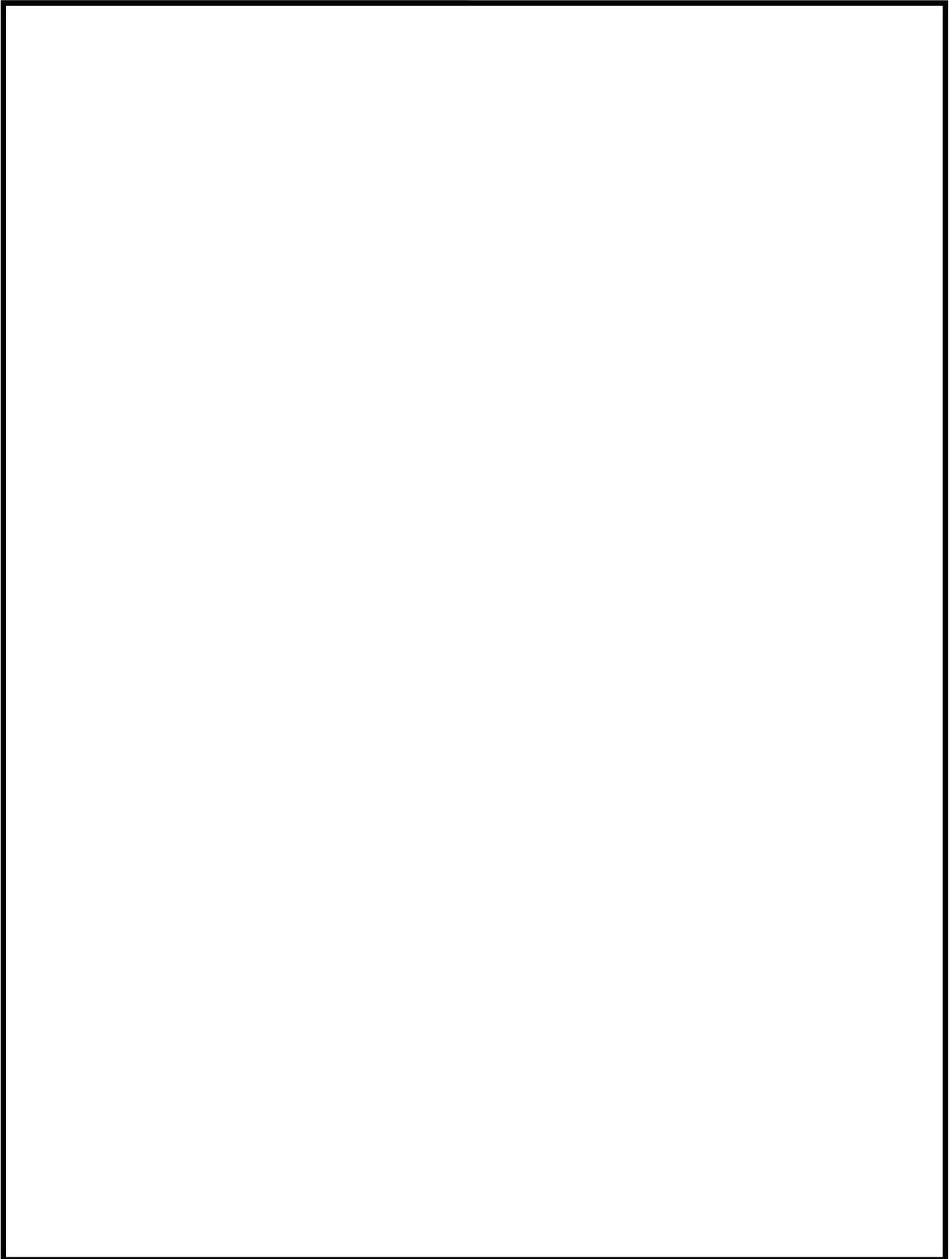


図 52-3-8 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

- ★ 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

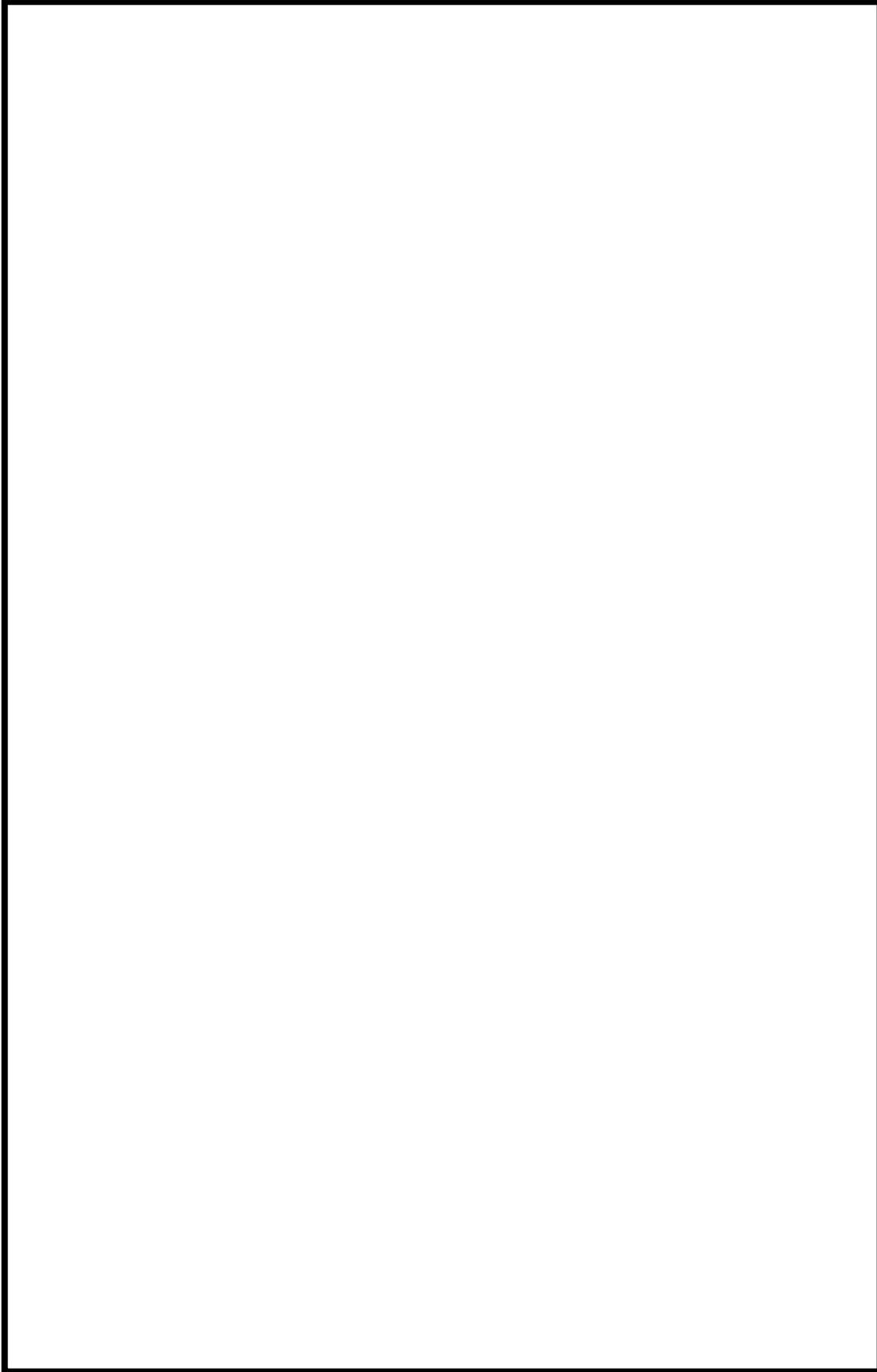


図 52-3-9 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上3階/地上中3階)

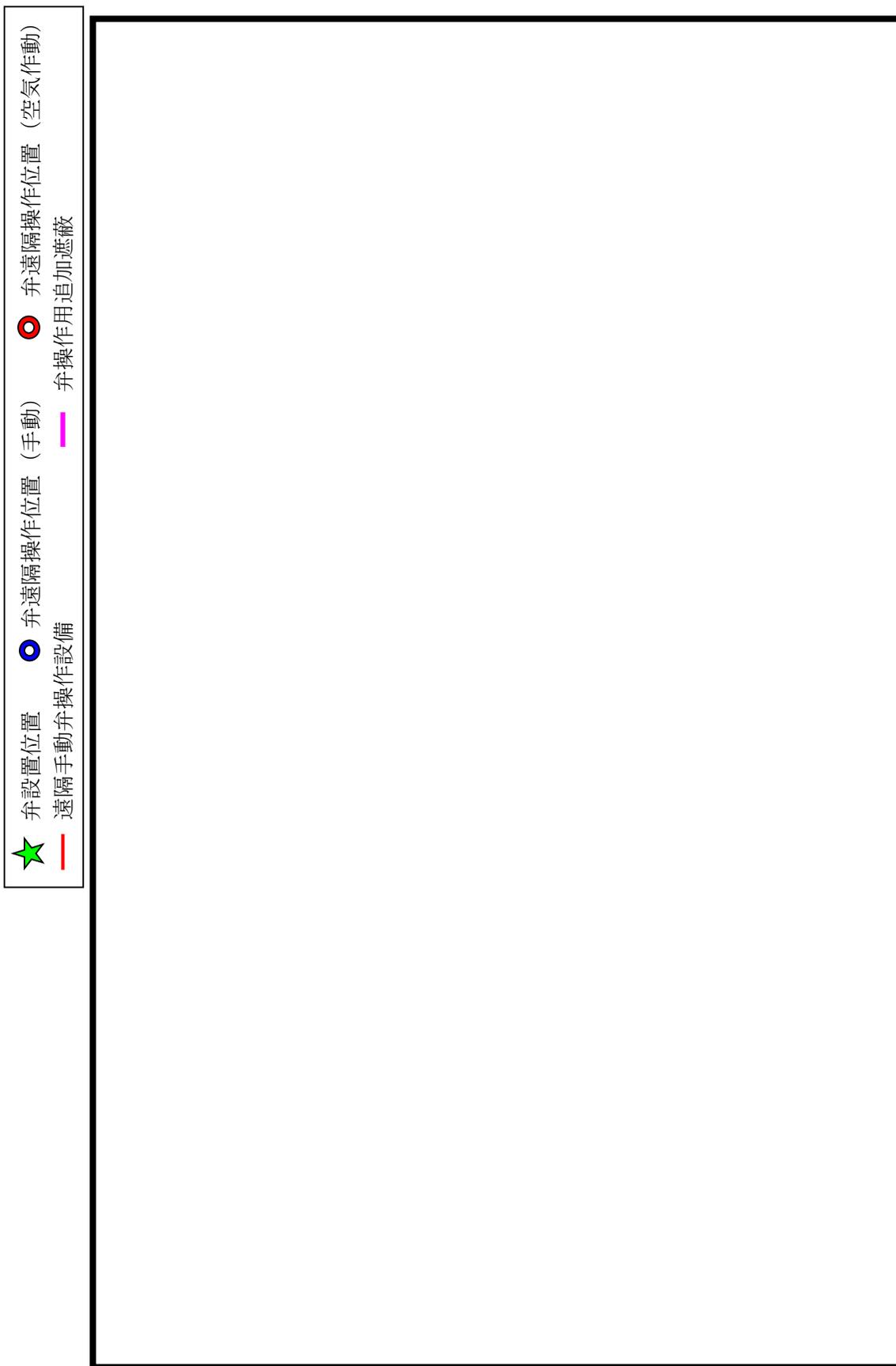


図 52-3-10 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地下1階/地下中1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

★ 弁設置位置

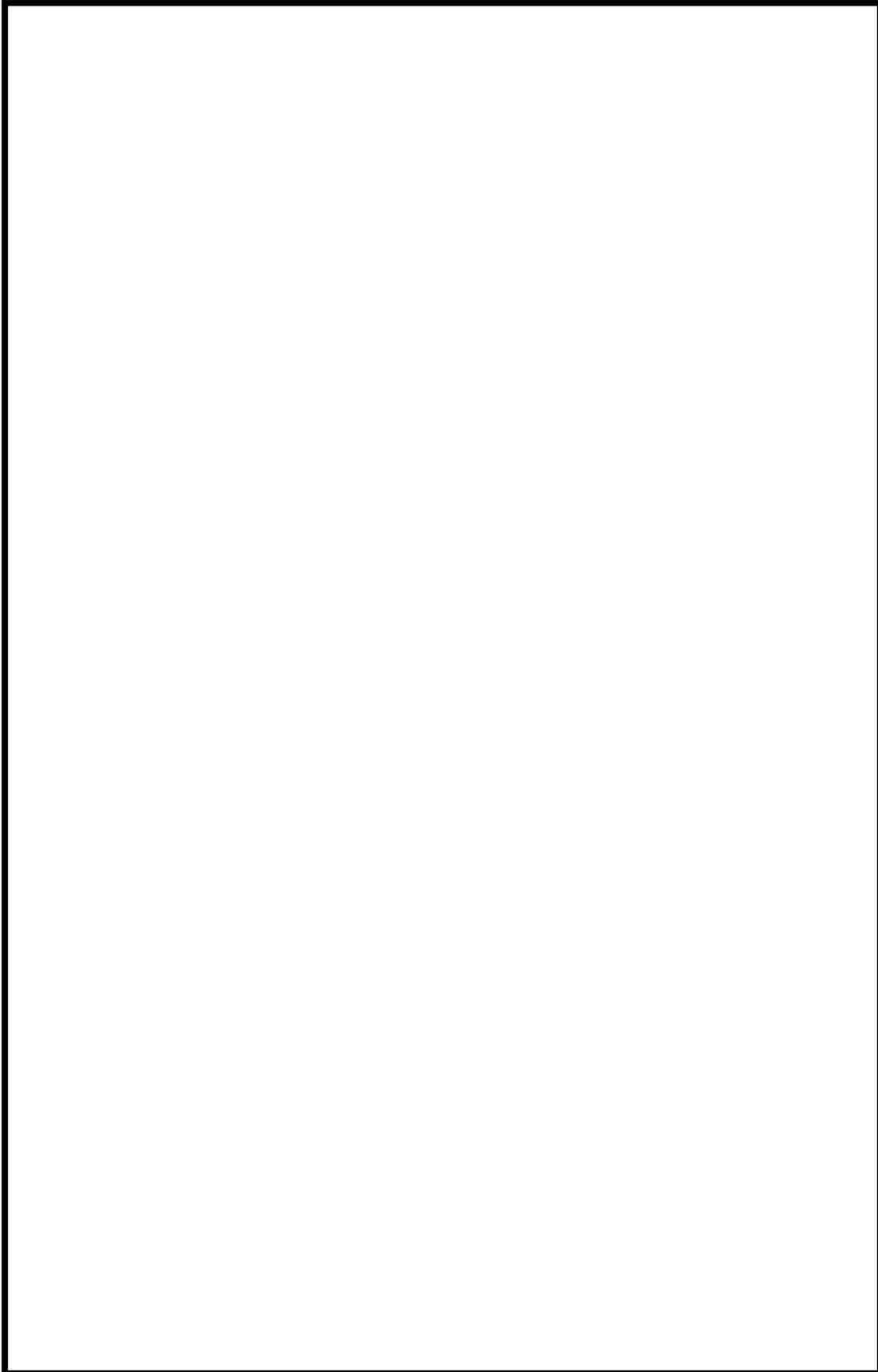


図 52-3-11 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 地上3階/地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

★ 弁設置位置

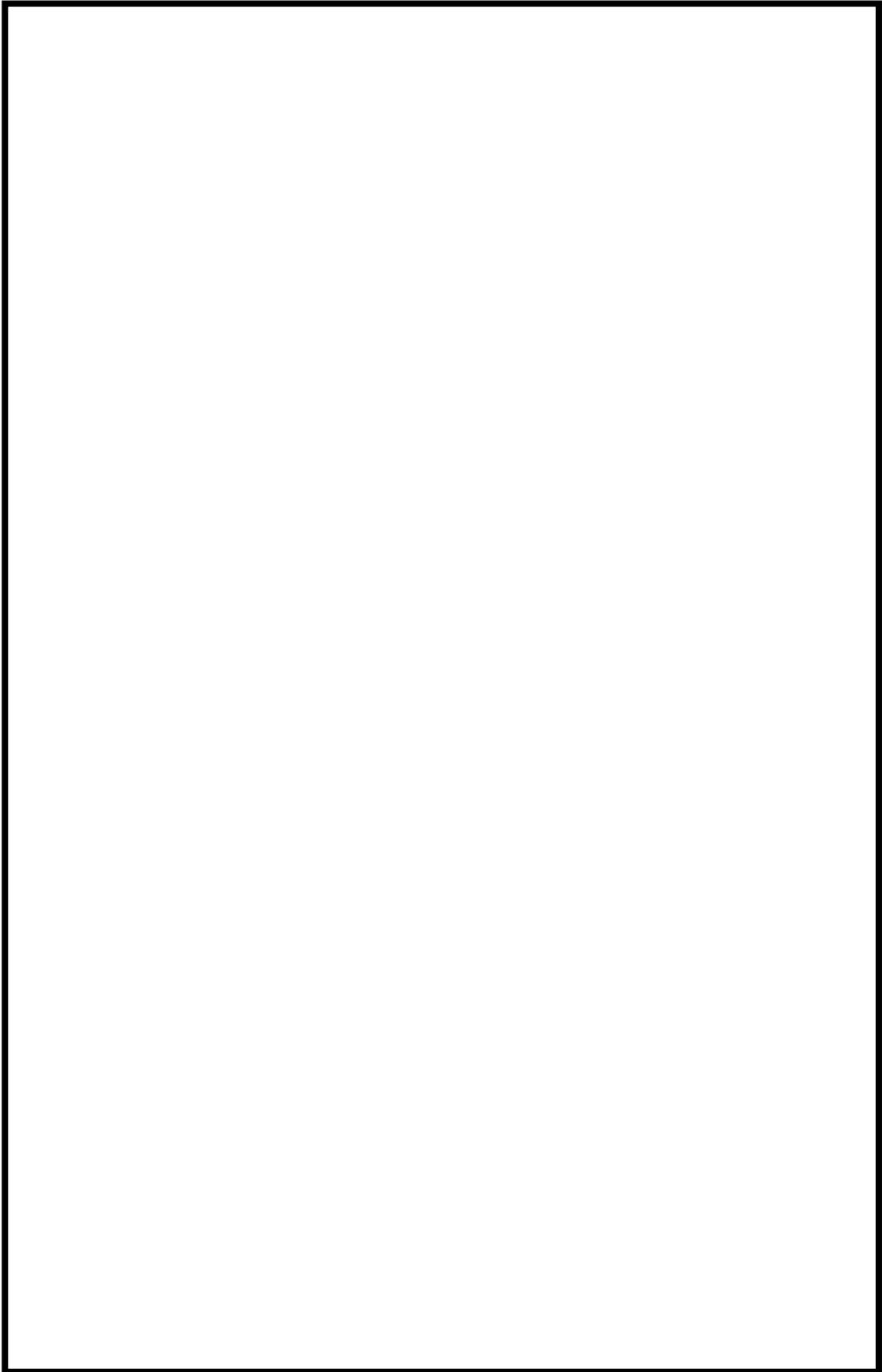


図 52-3-12 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋 屋上)

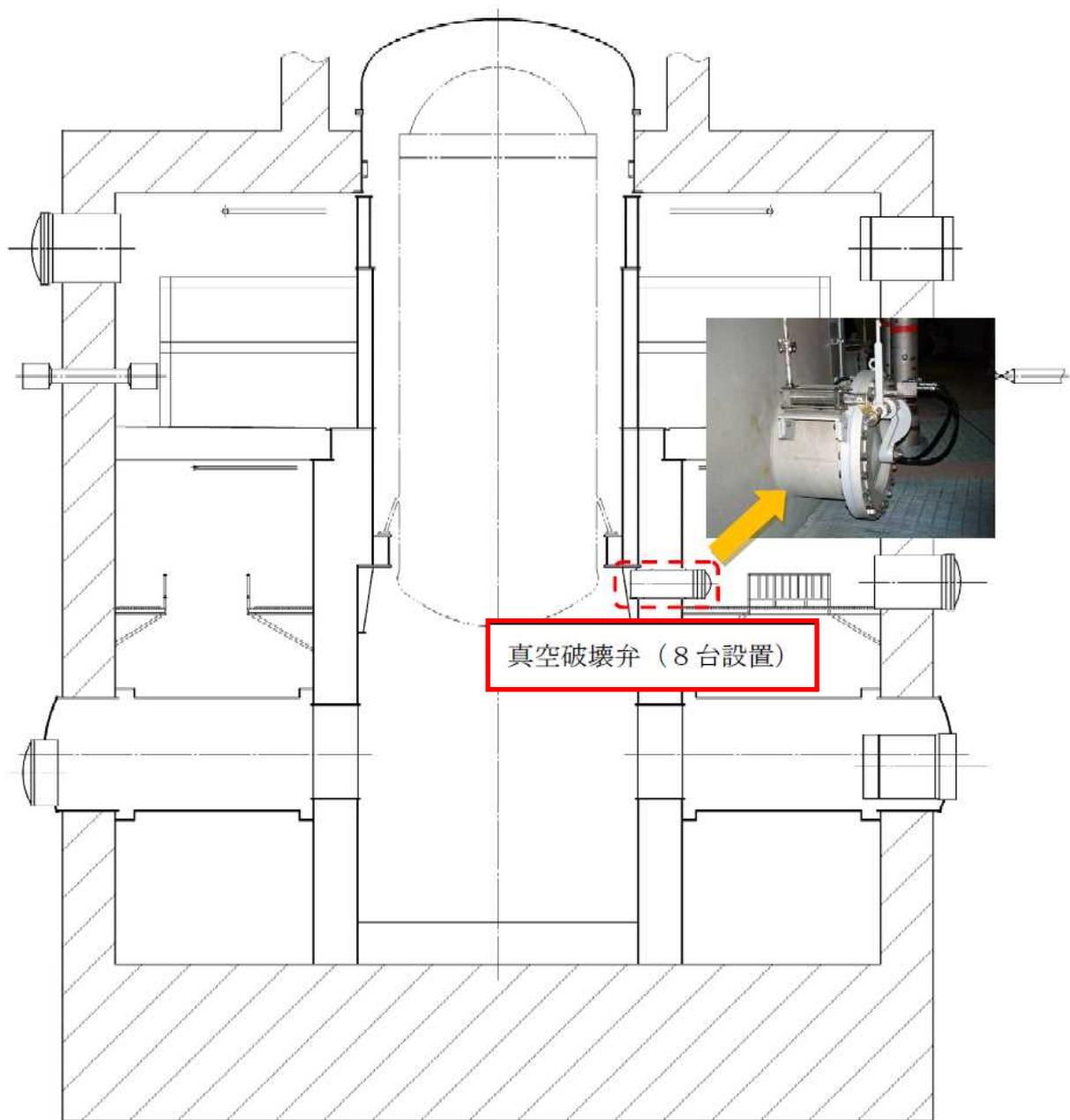


图 52-3-13 6/7号炉 真空破壊弁 設置位置图

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

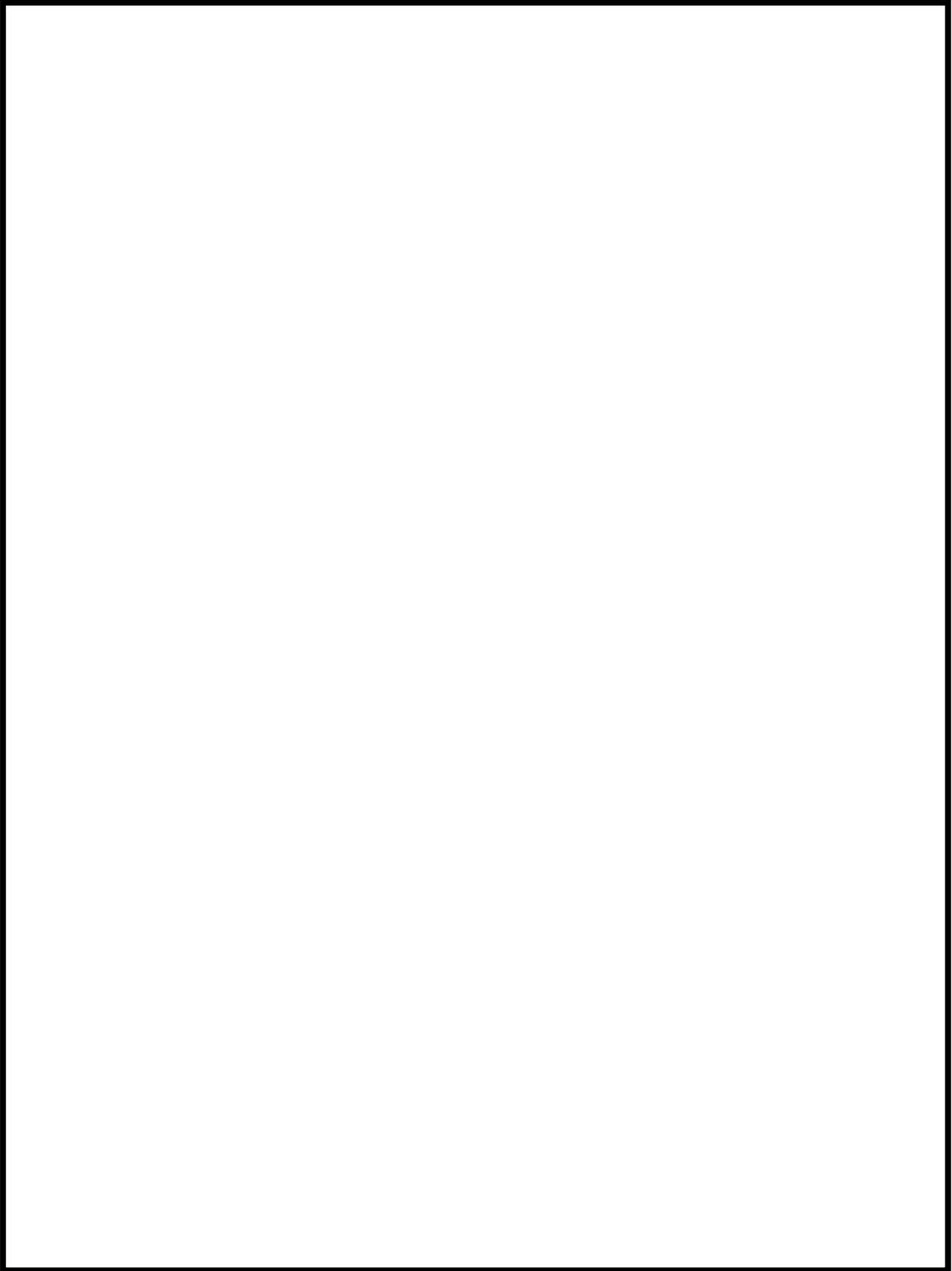


図 52-3-14 6/7 号炉 中央制御室配置図

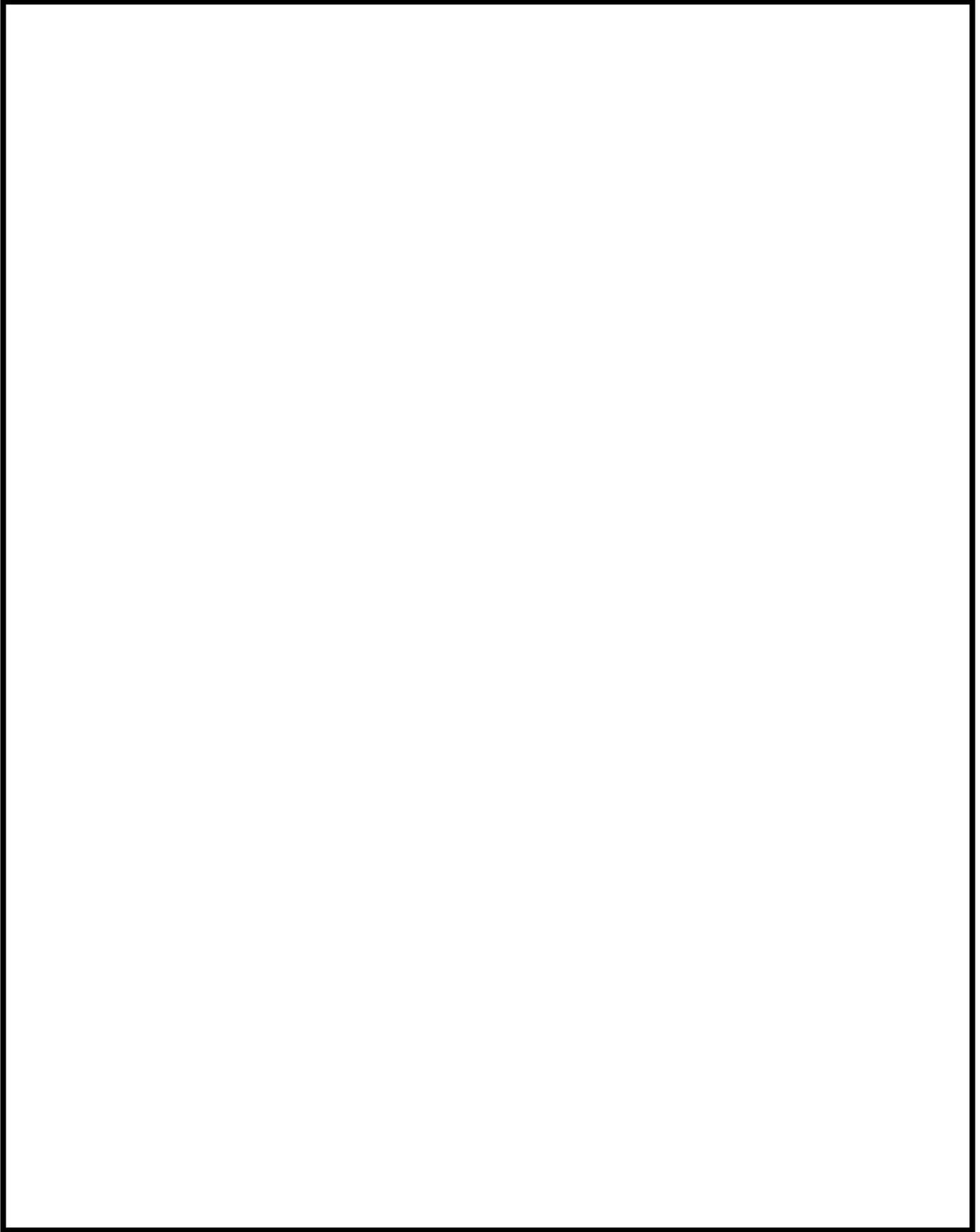


図 52-3-15 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下中1階)

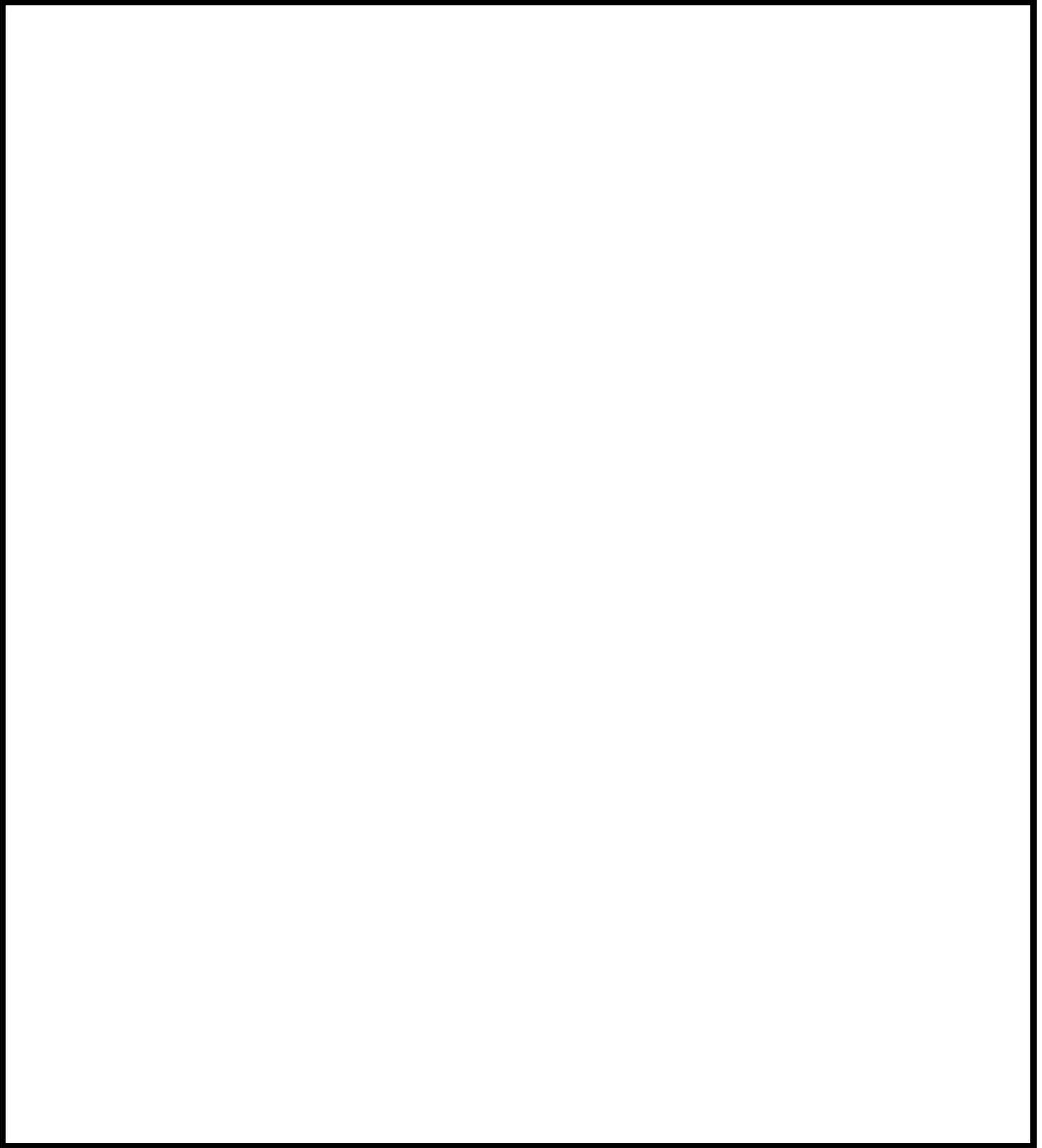


図 52-3-16 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

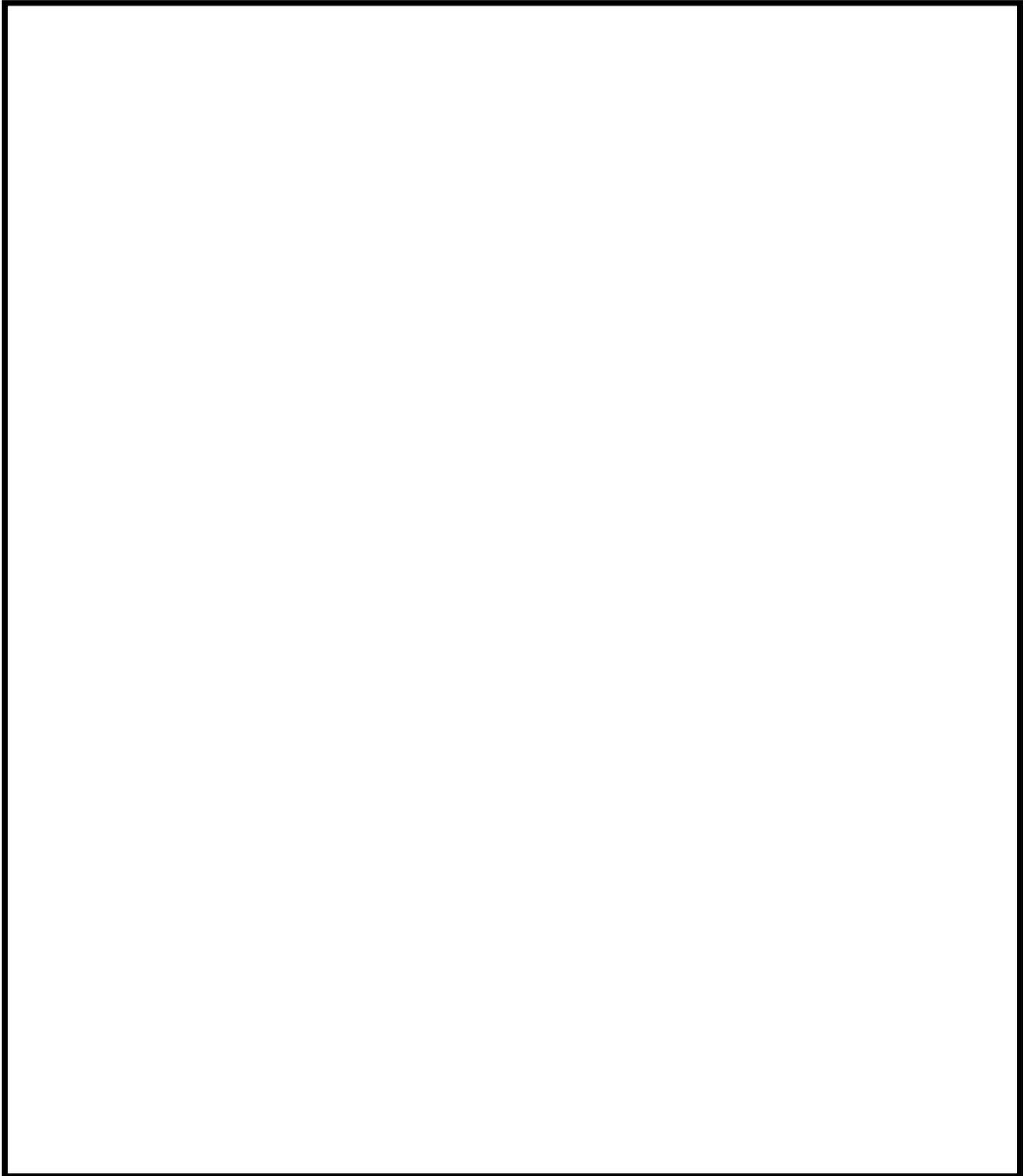


図 52-3-17 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

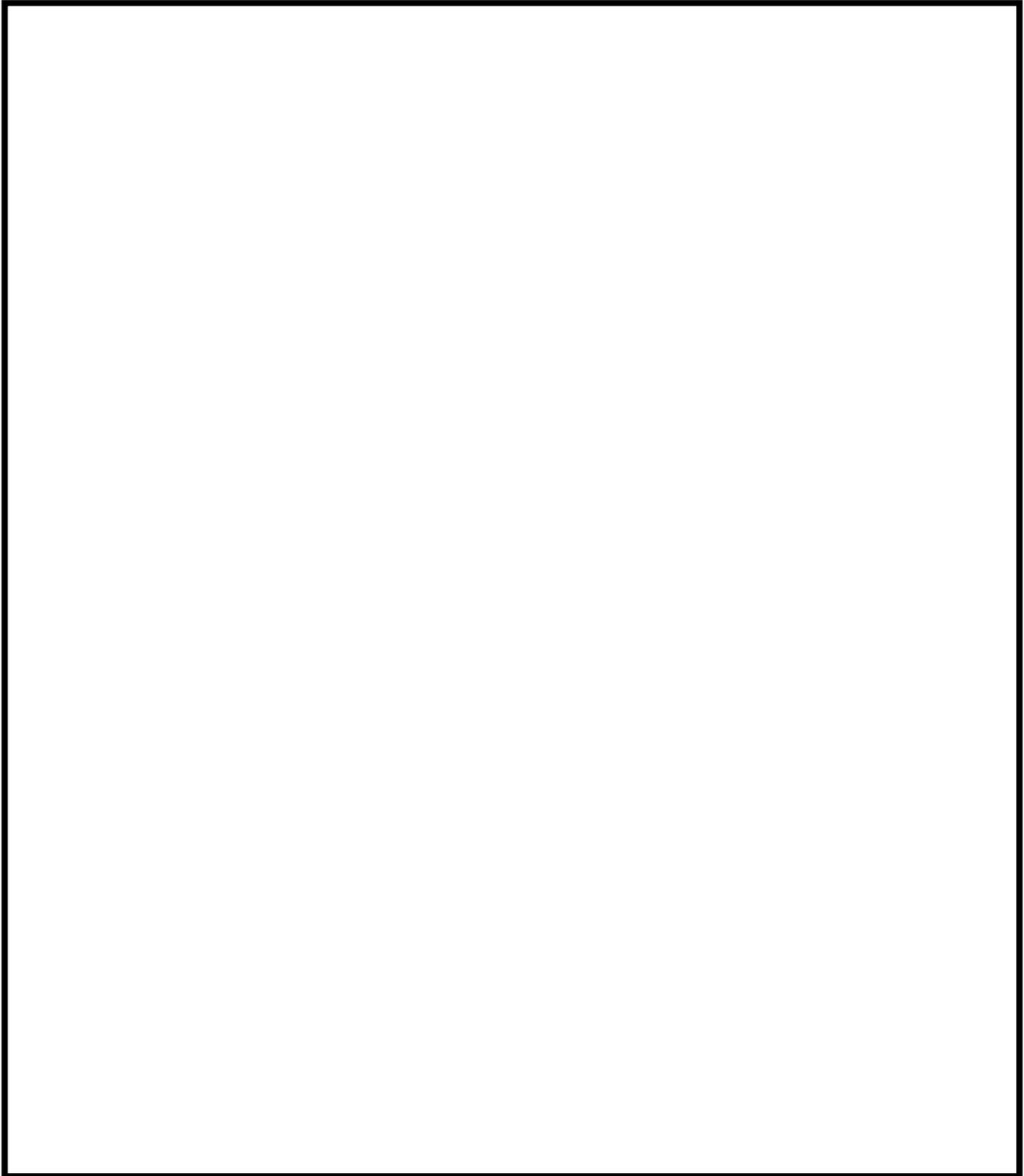


図 52-3-18 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

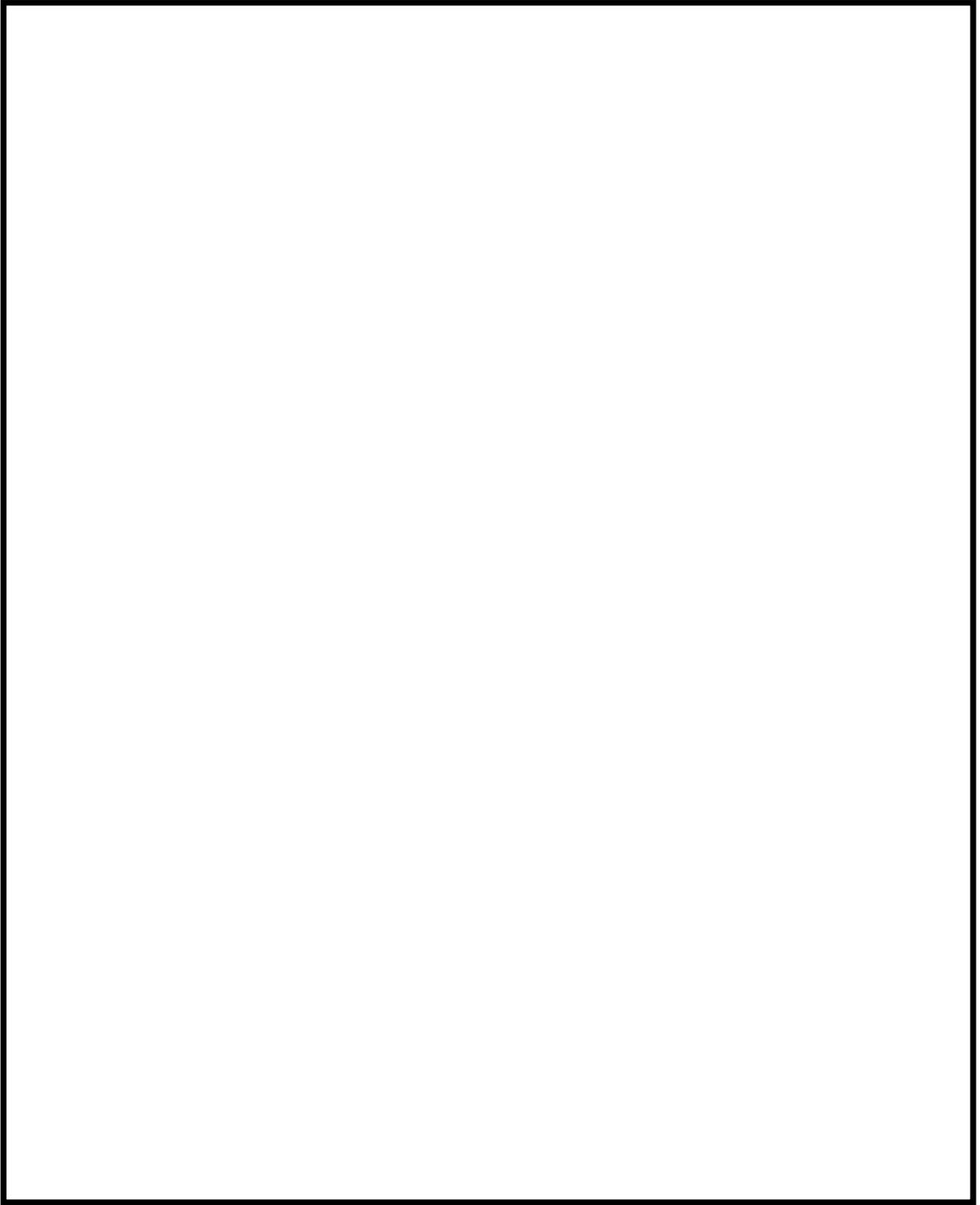


図 52-3-19 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

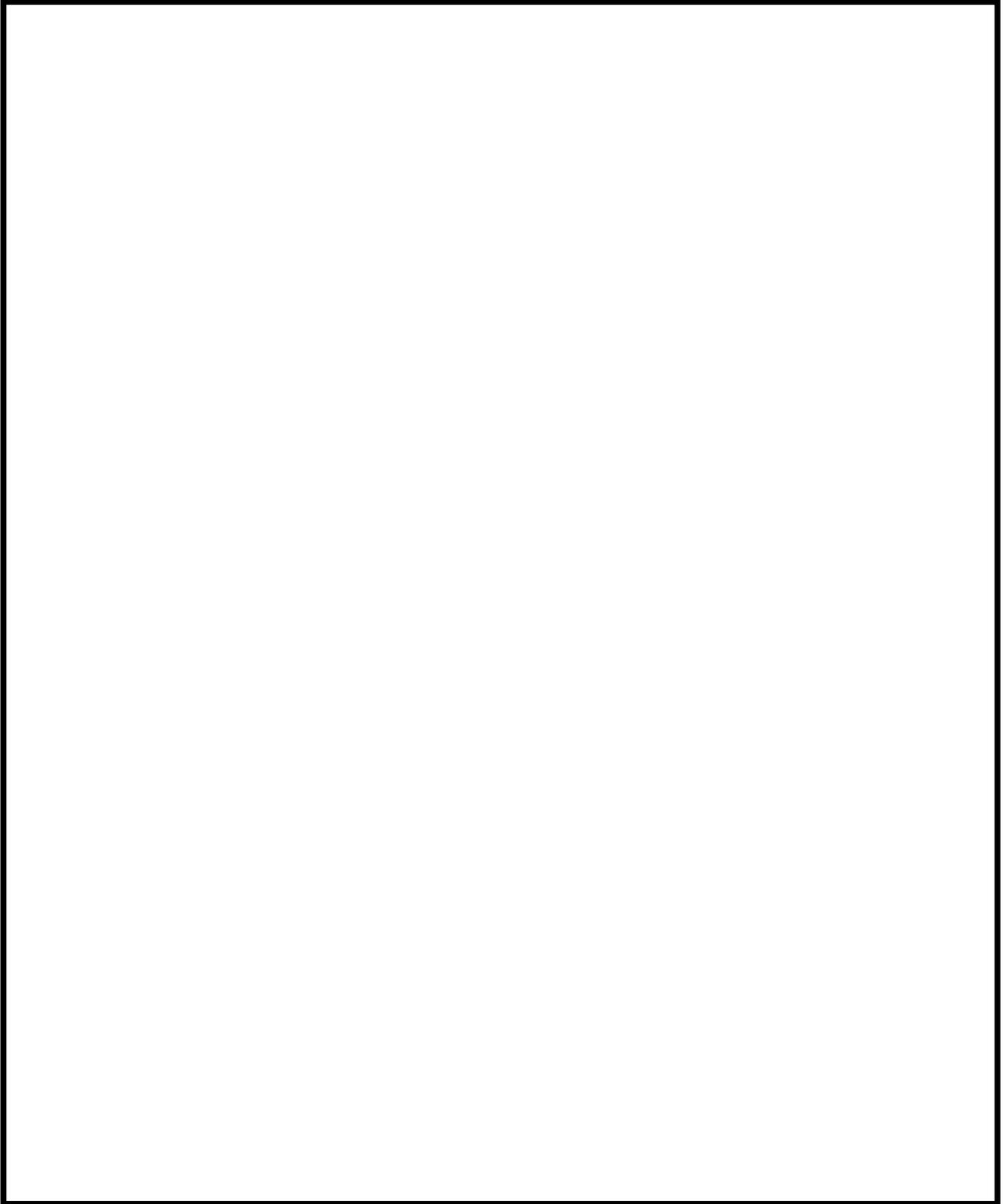


図 52-3-20 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

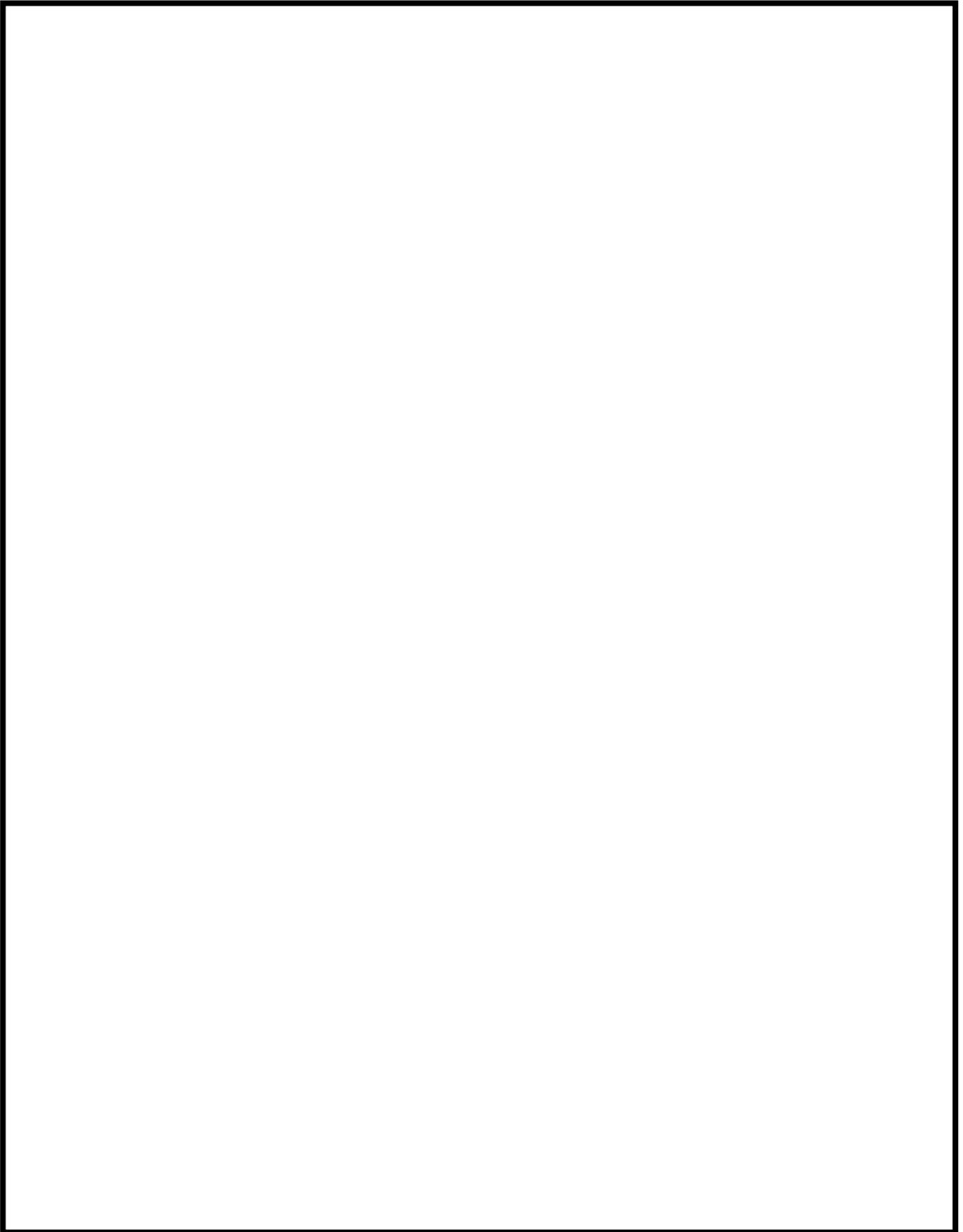


図 52-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

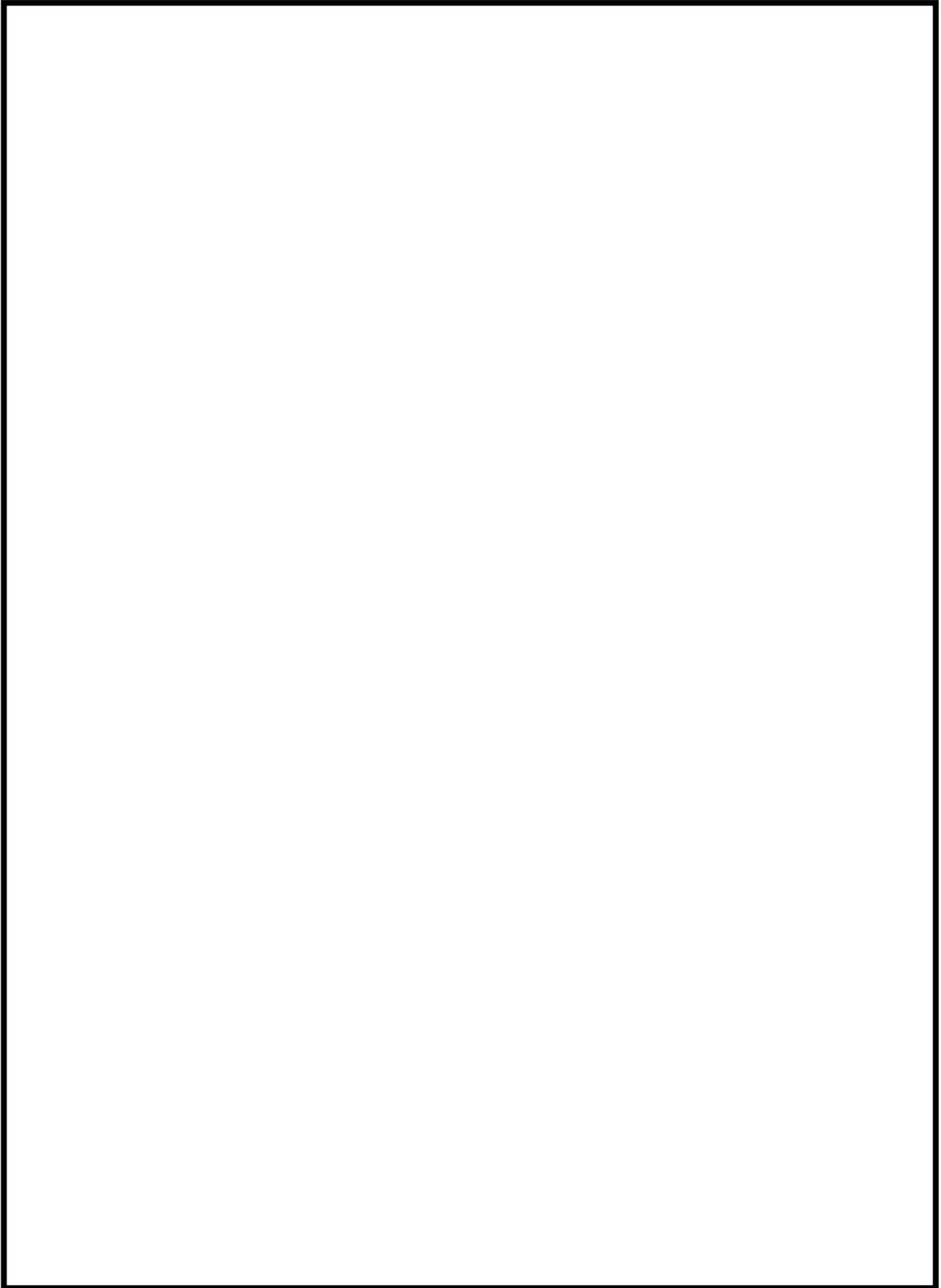


図 52-3-22 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階 中央制御室)

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。

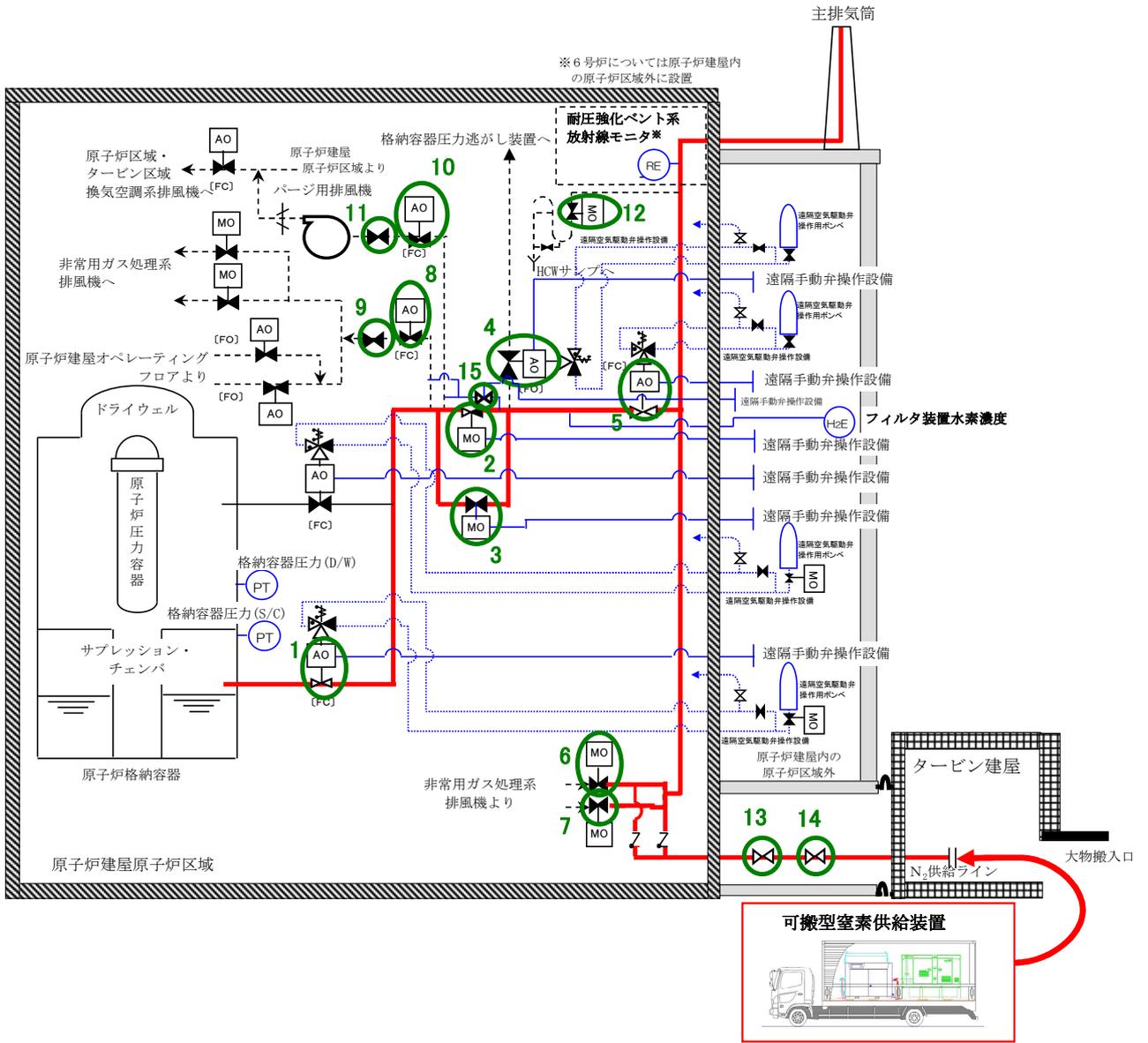


図 52-4-1 耐圧強化ベント系 系統概略図

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 (サプレッション・チェンバ側)
2	二次隔離弁
3	二次隔離弁バイパス弁
4	フィルタ装置入口弁
5	耐圧強化ベント弁
6	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B
8	非常用ガス処理系 第一隔離弁
9	非常用ガス処理系 第二隔離弁
10	換気空調系 第一隔離弁
11	換気空調系 第二隔離弁
12	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
13	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> パージ用元弁(二次格納施設側)
14	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> パージ用元弁(タービン建屋側)
15	水素バイパスライン止め弁

## 2. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水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。

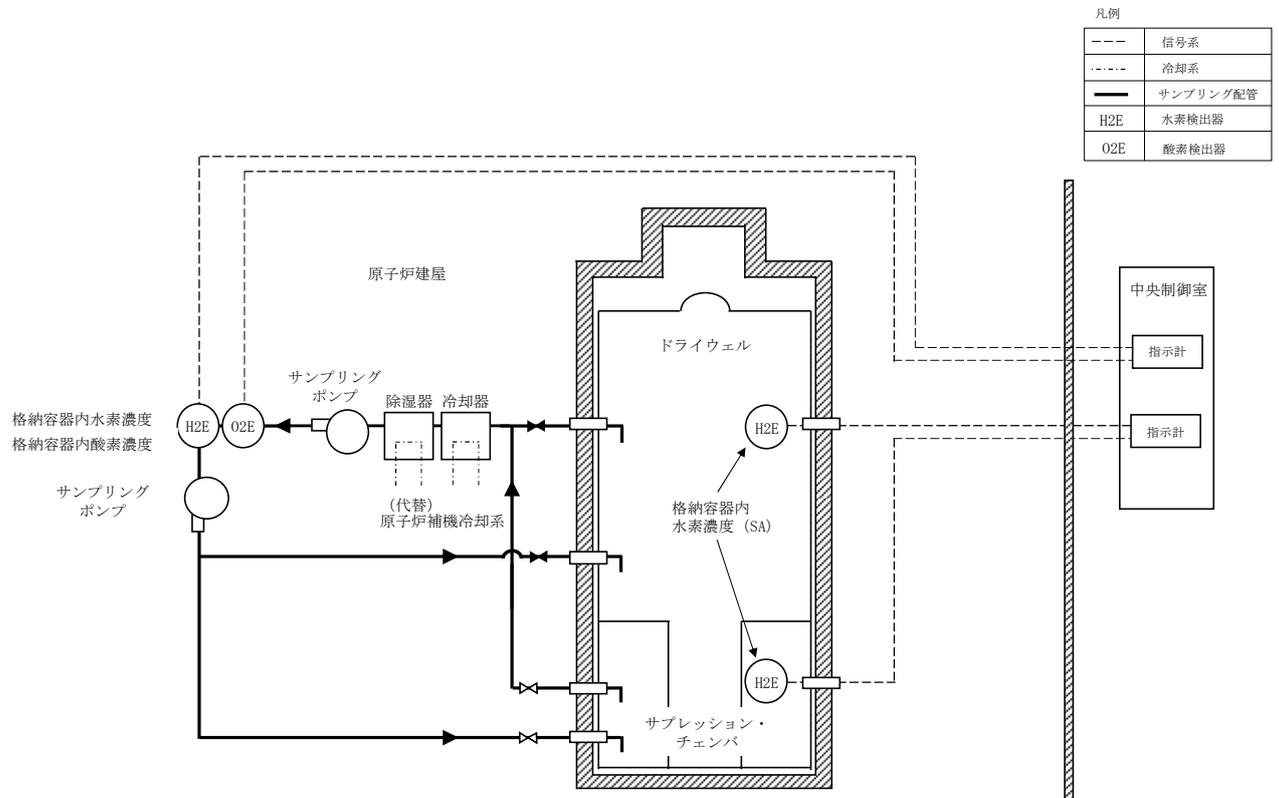
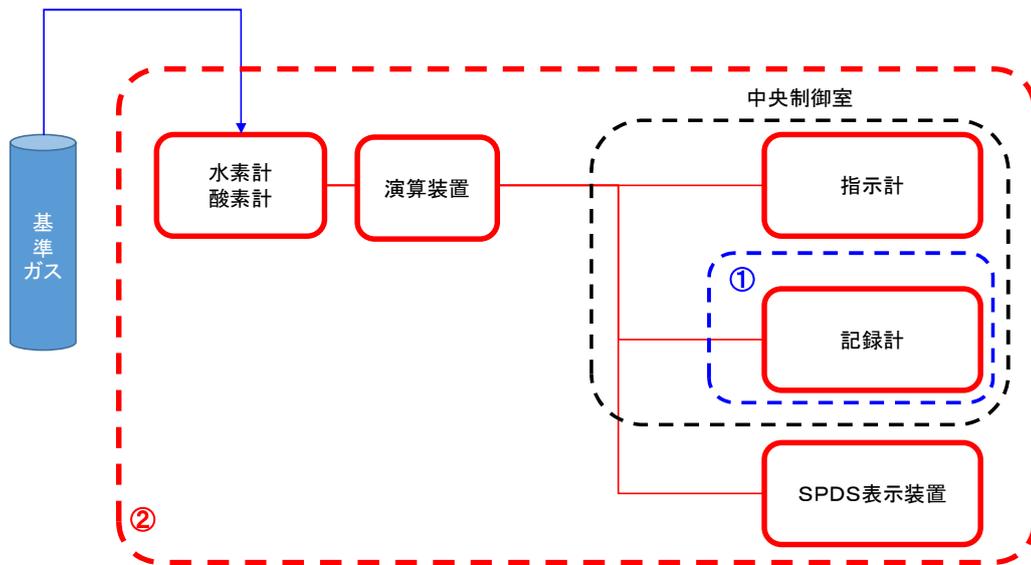
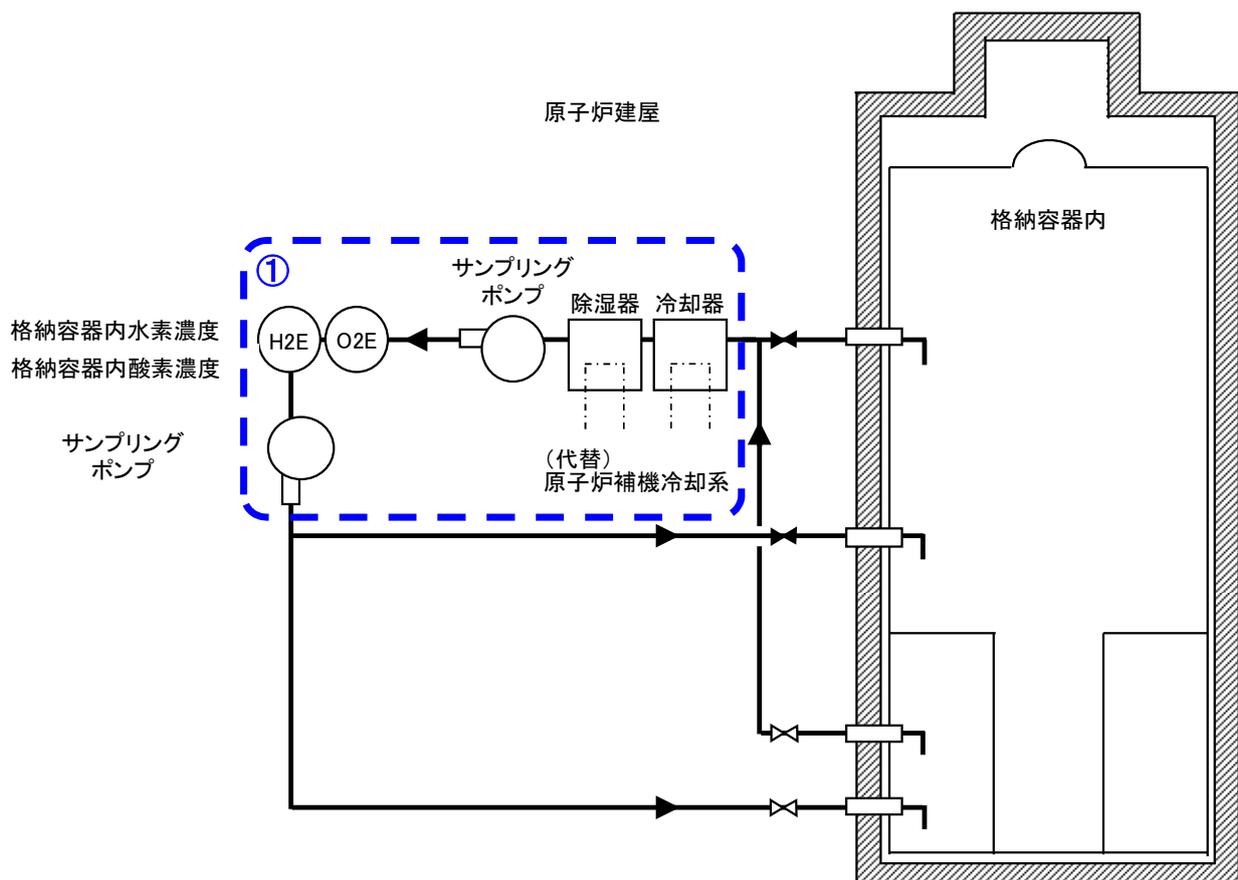


図 52-4-2 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

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

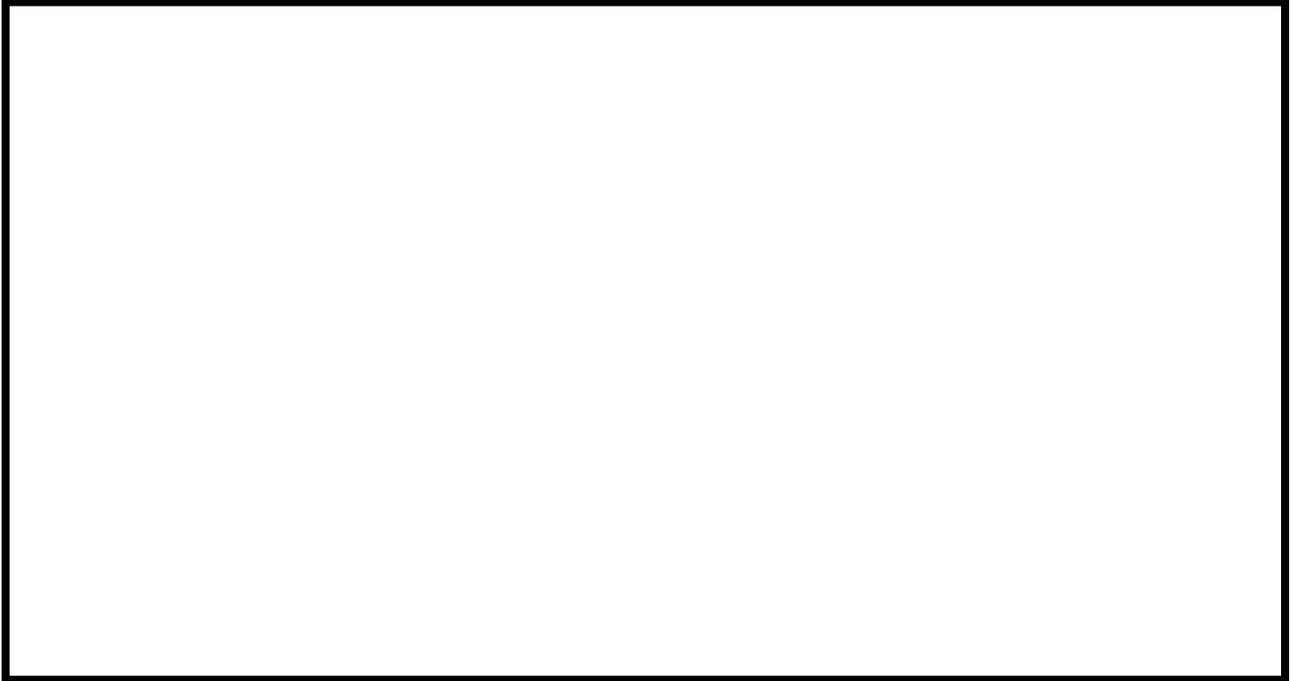


図 52-5-2 可搬型窒素供給装置構造図

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
濃縮廃液ポンプ(B)	濃縮廃液ポンプ(B)	3	分解点検	8.3M※	—	休止設備 ※暦月管理
			簡易点検 (潤滑油交換) (センタリング)	4.7M※	—	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機(A)	3	分解点検	8.3M※	—	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機(B)	3	分解点検	8.3M※	—	休止設備 ※暦月管理
	濃縮廃液タンク(A)	3	開放点検	3.1.1M※	—	※廃液抜き取り後本格点検実施 ※暦月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
濃縮廃液タンク(B)	3	開放点検	3.1.1M※	—	休止設備 ※暦月管理	
		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(A種試験) 1式	1	漏えい試験	1.3M	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	1.3M	—	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系 2.9台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系 2.4台	A	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系 4台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系 8台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系 4台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系 4台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系 2台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系 4台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サブプレッションプール浄化系 3台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁クランド部漏えい処理系 1台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系 4台	A	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系 6台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1.3M	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系 2台	1	機能・性能試験	1.3M	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系 2台	1	機能・性能試験	1.3M	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F051 A	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F051 B	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F052 A	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B21-F052 B	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	1	分解点検	1.30M	—	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F104	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F002	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F003	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F010	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁 T31-F011	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F012	1	分解点検	1.30M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	

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	実地数 (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
C/F 逆流水移送ポンプ (B)	C/F 逆流水移送ポンプ (B)	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			簡易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※毎月管理
	C/F 逆流水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
	C/F 逆流水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
	C/F 逆流水受タンク	3	開放点検	1.3.1M※	—	※毎月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
	C/UW 逆流水移送ポンプ (A)	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			簡易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※毎月管理
	C/UW 逆流水移送ポンプ (B)	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			簡易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※毎月管理
	C/UW 逆流水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
			分解点検	8.3M※	—	※毎月管理
C/UW 逆流水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理	
		分解点検	8.3M※	—	※毎月管理	
C/UW 逆流水受タンク	3	開放点検	1.3.1M※	—	※毎月管理	
		非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査		
原子炉格納容器	原子炉格納容器 (A種試験) 1式	1	漏えい試験	1C	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	1.3M	—	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系 2.9台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	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弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	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	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系 8台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	漏えい検出系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サブプレッションプール浄化系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁グランド部漏えい処理系	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系 4台	2	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系 6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系 2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系 2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B2.1-F051A	1	分解点検	1.3.0M	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 B2.1-F051B	1	分解点検	1.3.0M	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 B2.1-F052A	1	分解点検	1.3.0M	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 B2.1-F052B	1	分解点検	1.3.0M	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 C4.1-F007	1	分解点検	1.3.0M	—	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C4.1-F008	1	分解点検	1.3.0M	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 G3.1-F002	1	分解点検	1.3.0M	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 G3.1-F003	1	分解点検	1.3.0M	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 G3.1-F017	1	分解点検	1.3.0M	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 G3.1-F018	1	分解点検	1.3.0M	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 K1.1-F003	1	分解点検	1.3.0M	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 K1.1-F004	1	分解点検	1.3.0M	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 K1.1-F103	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	



図 52-5-3 電動駆動弁構造図

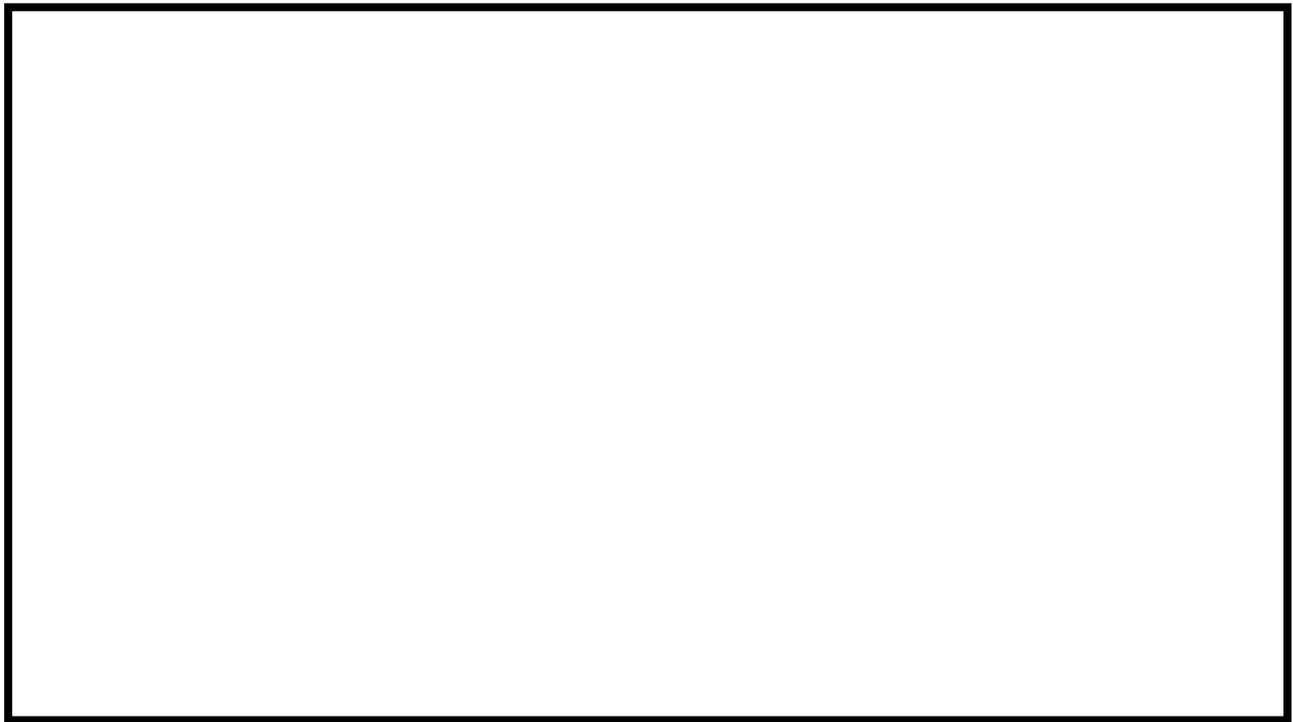


図 52-5-4 空気駆動弁構造図



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）

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。

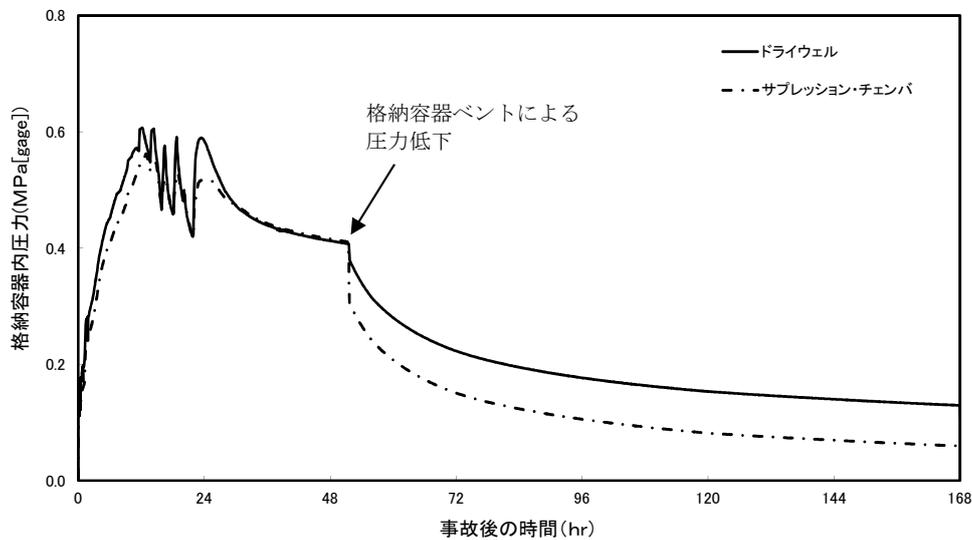


図 52-6-1 原子炉格納容器圧力推移  
(大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

## (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°C 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°C 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°C 以下となる。

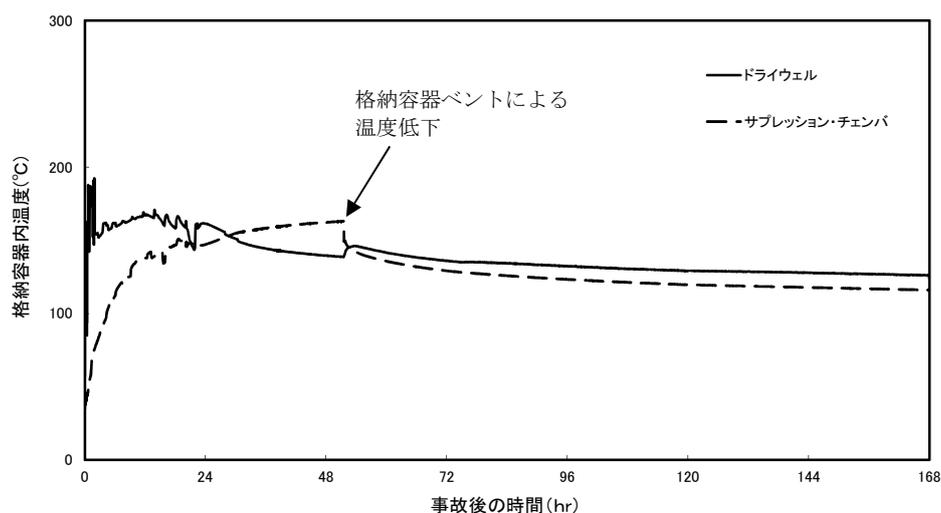


図 52-6-2 原子炉格納容器温度推移  
(大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, 代替循環冷却系使用)

## (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。

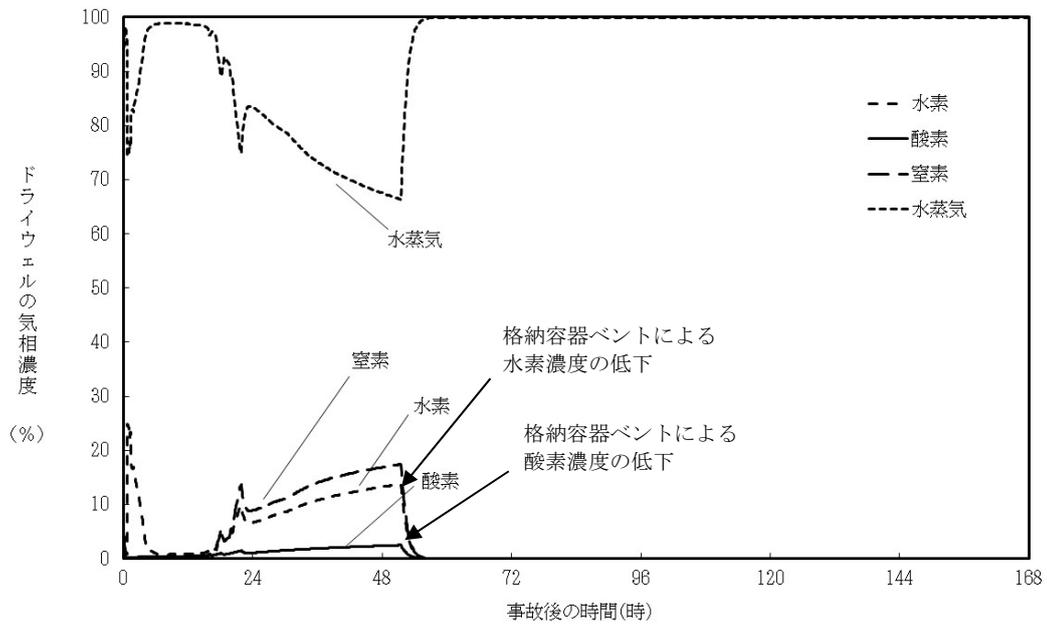


図 52-6-3 原子炉格納容器（ドライウェル）気相濃度  
 （大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

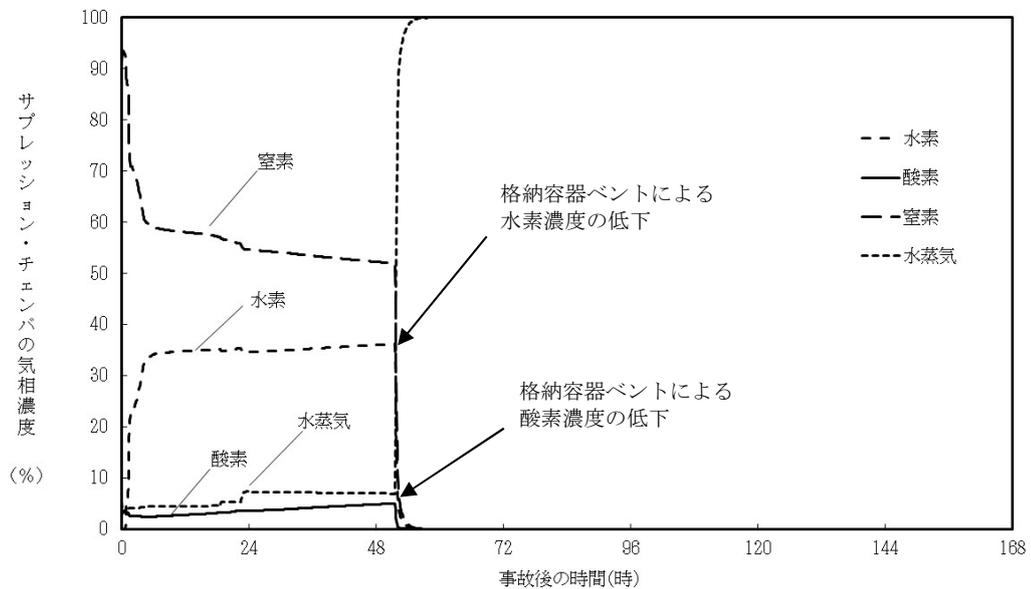


図 52-6-4 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）気相濃度  
 （大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

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

**【設定根拠】**

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

(1) 容量

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

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

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

※ドローダウン水量

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

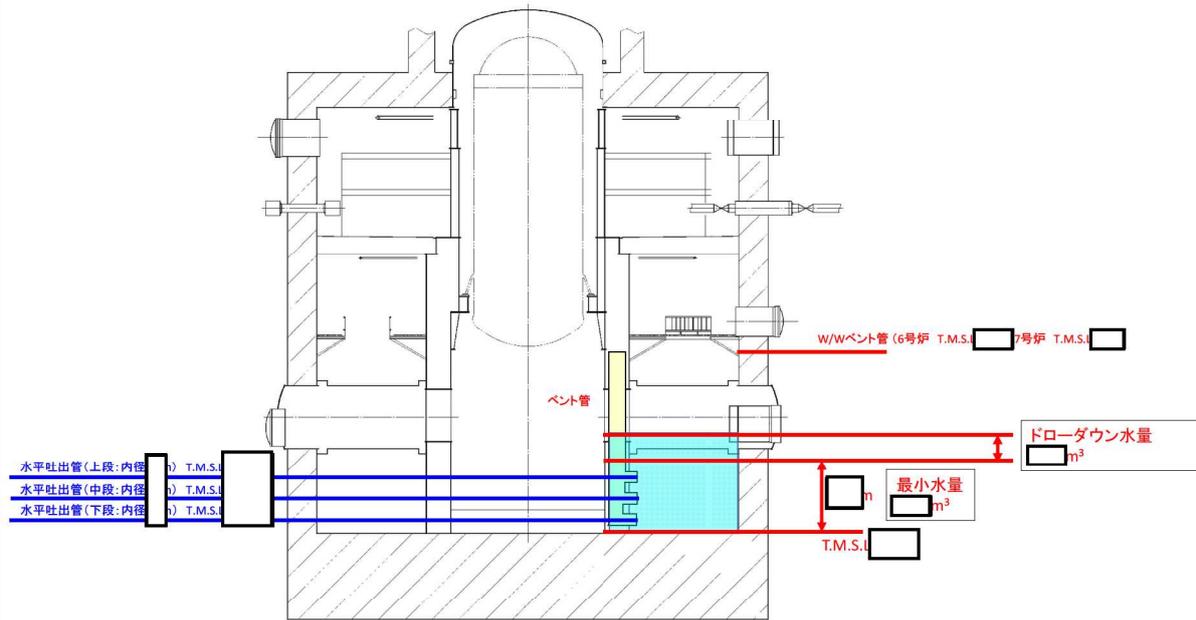


図 52-6-5 サプレッション・チェンバ・プール水量について

(2) 限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 620kPa [gage] とする。

(3) 限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃ とする。

名 称	可搬型窒素供給装置	
容量	Nm <sup>3</sup> /h/台	約 70

**【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。

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。

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。

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）

**【6 号炉】**

耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m<sup>3</sup>

**【7 号炉】**

耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 10m<sup>3</sup>

そのため、これらの排出ラインの窒素ガスパージを短時間で完了させるため、可搬型窒素供給装置の容量を 1 台あたり約 70Nm<sup>3</sup>/h とする。

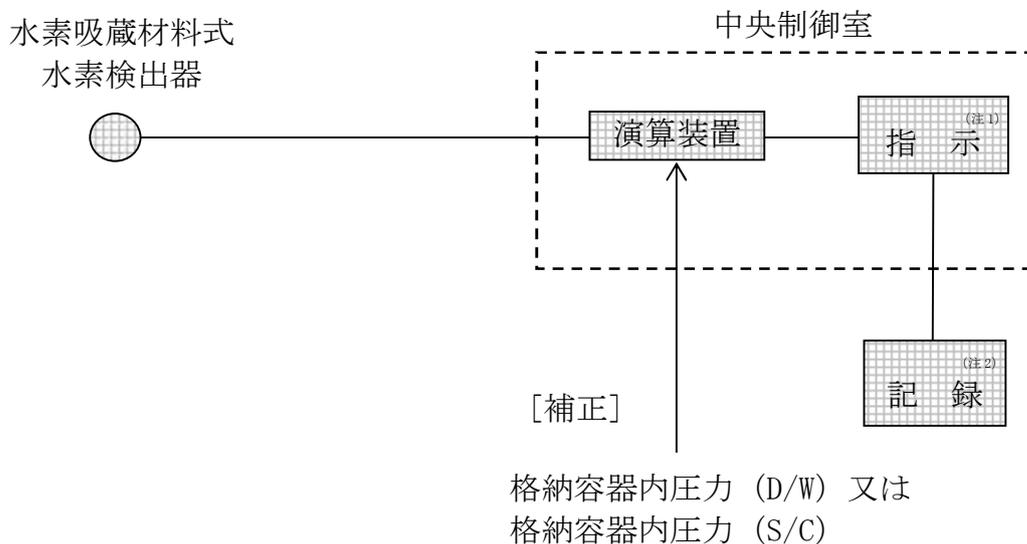
# 1. 格納容器内水素濃度 (SA)

## (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

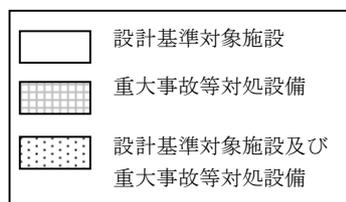


図 52-6-6 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

(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 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度 (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。

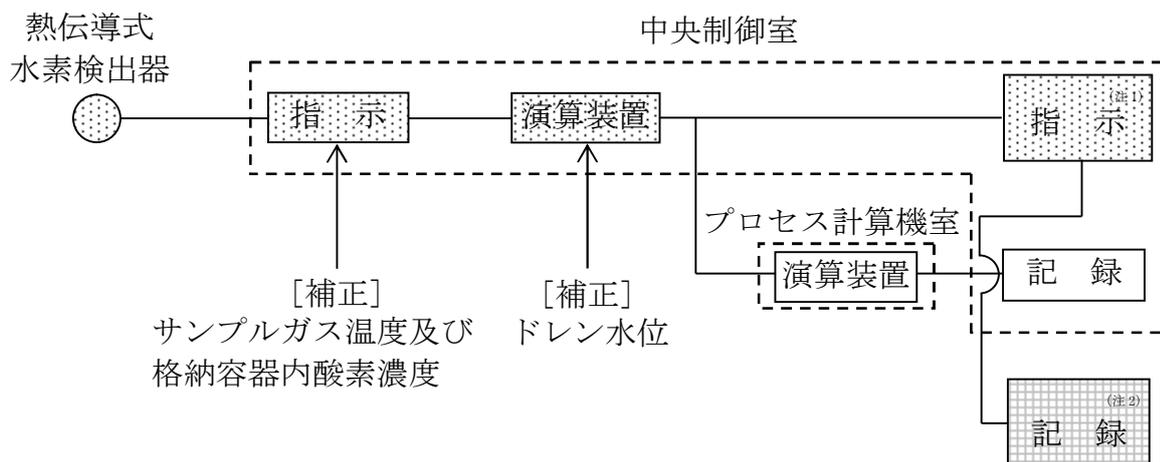
## 2. 格納容器内水素濃度

### (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

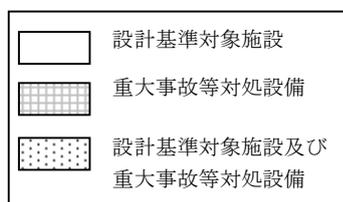
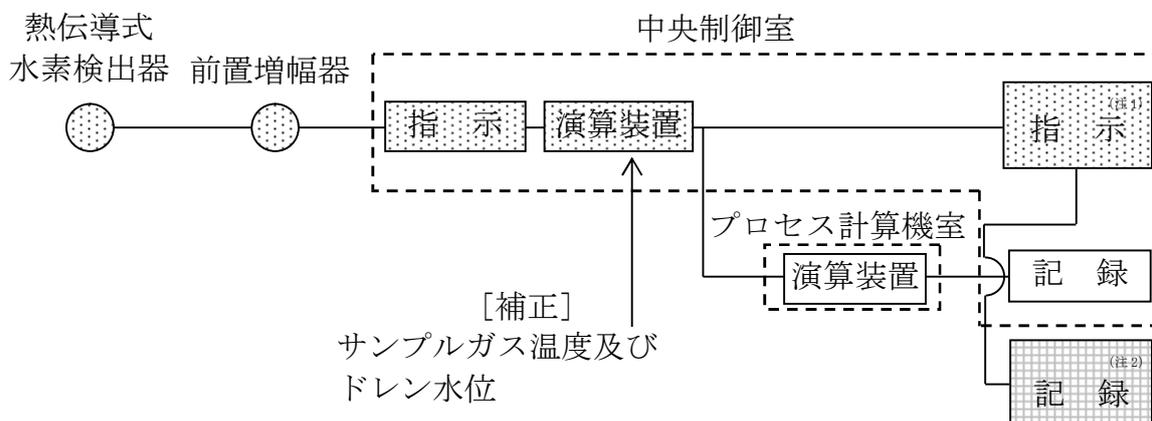


図 52-6-7 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

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



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

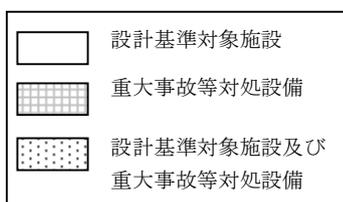


図 52-6-8 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

(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。

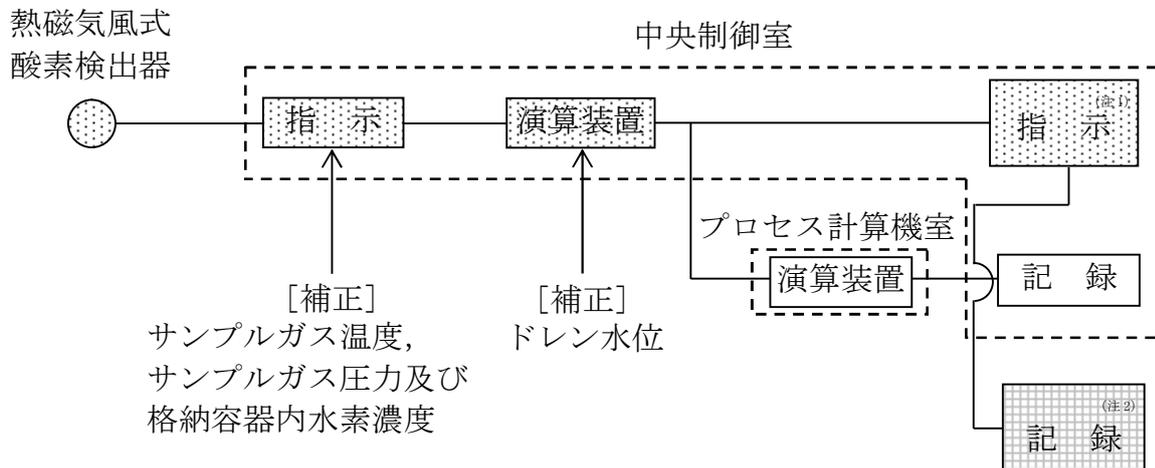
### 3. 格納容器内酸素濃度

#### (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。）



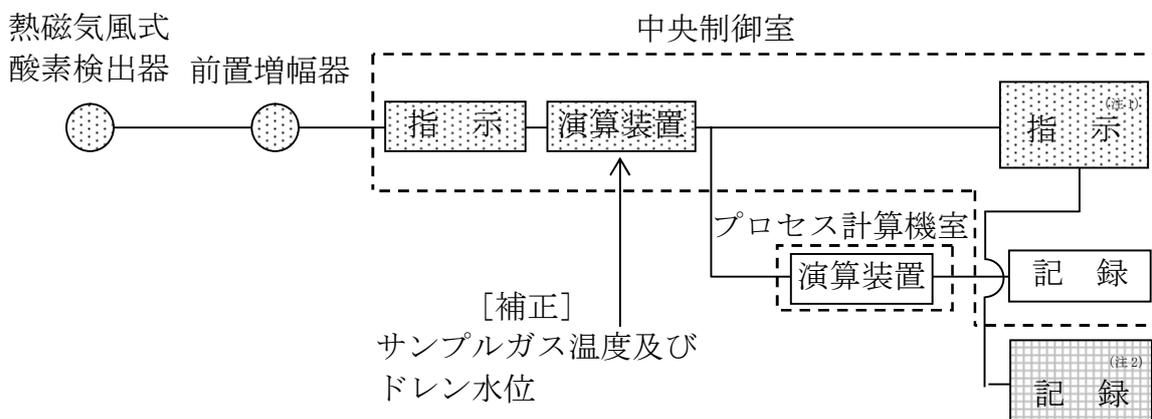
(注 1) 記録計

(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

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

(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) 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)

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。

\*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。

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。

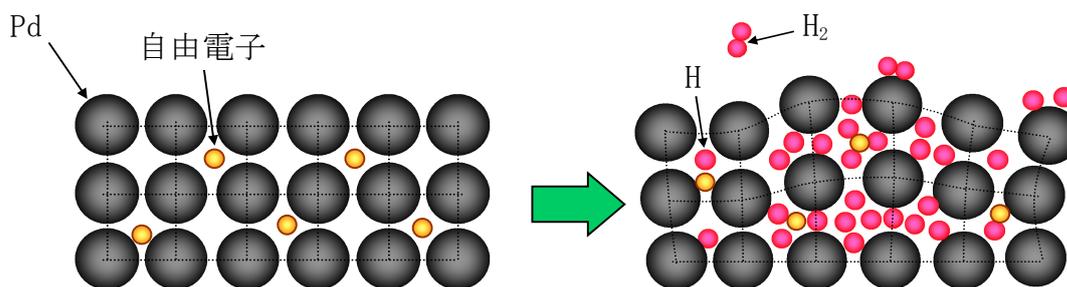


図 52-7-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

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。

### (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。

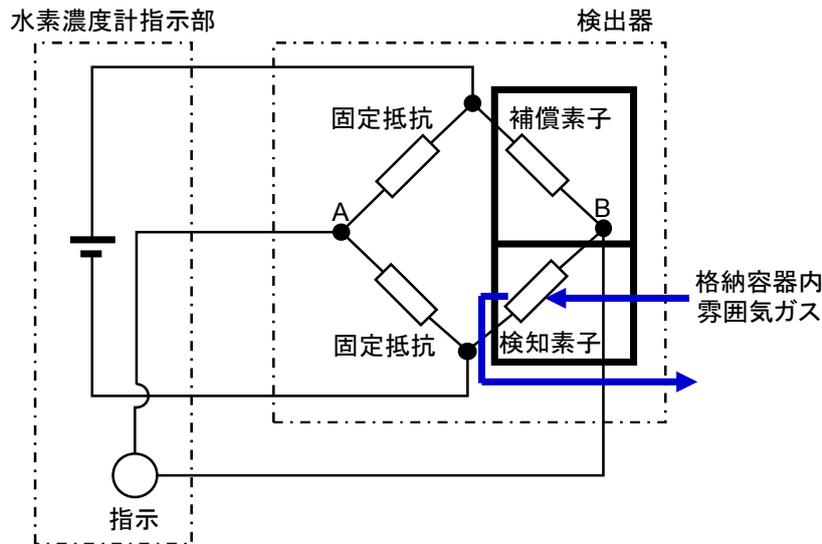


図 52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

(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。

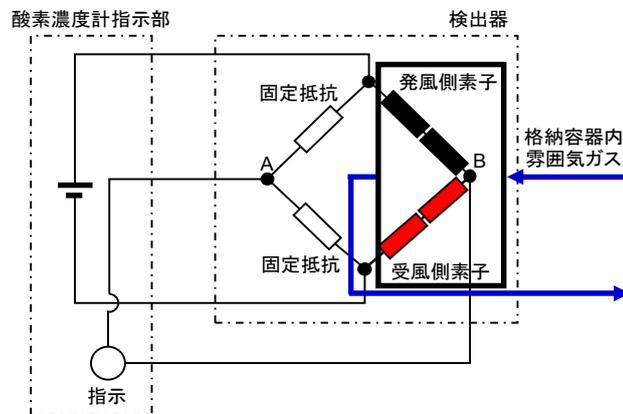


図 52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図

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。

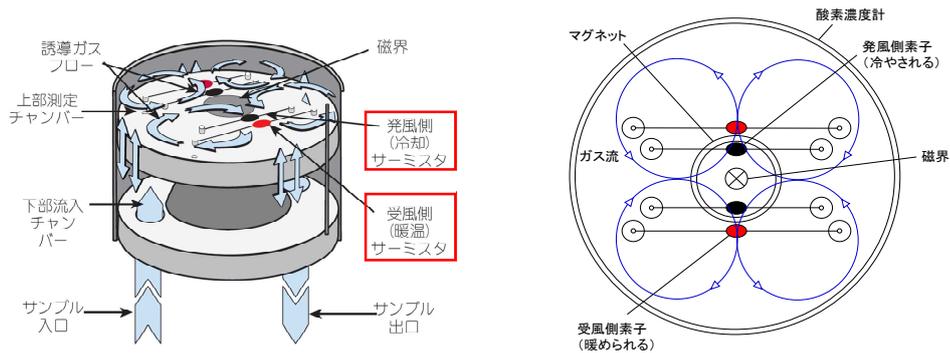


図 52-7-4 酸素含有ガスの流れ

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

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

## 1. サンプルング装置について

## (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

## a) 温度

サンプル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\*、その後の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ル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ルングガスが流れることで、標準空気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。

## b) 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、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ルングガス流量を 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。

## c) 湿度

検出器へ流れるガスサンプル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、サンプル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ル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。

\* 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。

## 2. サンプル装置内における水素ガスの滞留について

### (1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

6号及び7号炉のサンプル装置では、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。

- ・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3.5vol%以下に維持されており、常時サンプリングしていることから、サンプリ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（運転時の異常な過度変化時を含む）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6.2vol%以下、酸素濃度はドライ換算で4.9vol%以下であるため、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3.9vol%以下<sup>\*1</sup>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、図52-7-5の様に水素、空気、水蒸気の3元図が知られている。図52-7-5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、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。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3.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約19vol%以下となる。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。

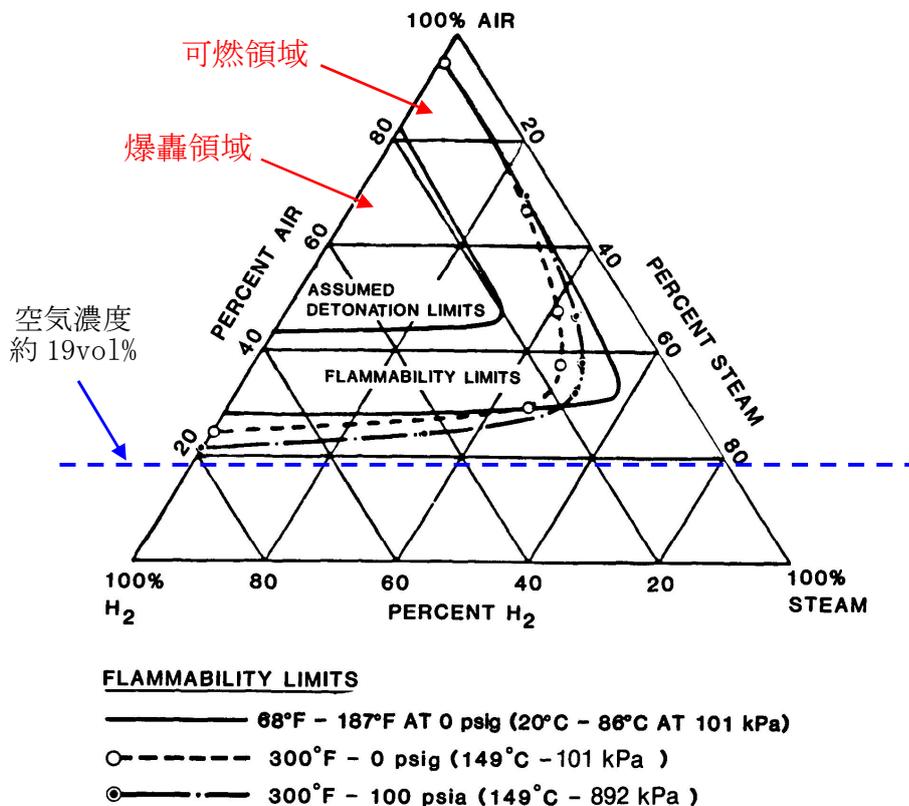


図 52-7-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

\*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

### 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

6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサートする事故後20時間後）は、最大で約162℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器内水素濃度及び原子炉格納容器内酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

ただし、全交流動力電源喪失時においては、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、代替原子炉補機冷却系に頼る必要がある。

ここでは、以上の代替原子炉補機冷却系を用いた場合に、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。

#### (1) 評価条件

- ・ 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：1.49kg/h
- ・ 冷却水入口温度：35℃
- ・ 冷却水出口温度：制約なし
- ・ 冷却水流量：400kg/h

#### (2) 評価条件の根拠

- ・ サンプル側入口温度：170℃  
(根拠) 原子炉格納容器設計限界圧力(0.62MPa)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。
- ・ サンプル側出口温度：40℃  
(根拠) 除湿器の吸込み温度条件(40℃以下)を設定している。
- ・ サンプル側流量：1.49kg/h  
(根拠) 図52-8-1より、原子炉格納容器内の水蒸気割合の最大値85vol%、サンプルガス割合：15vol%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5.67L/minとなることから、全サンプル流量は6.67L/minである。サンプルの比体積：0.2681m<sup>3</sup>/kg(0.62MPa, 170℃における)を用いて、質量流量に換算すると、1.49kg/hとなる。
- ・ 冷却水入口温度：35℃  
(根拠) 重大事故時の代替原子炉補機冷却水温度の最大値35℃を設定している。
- ・ 冷却水出口温度：制約なし  
(根拠) 代替原子炉補機冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。
- ・ 冷却水流量：400kg/h  
(根拠) 代替原子炉補機冷却系による通水流量(0.4m<sup>3</sup>/h)を1L≒1kgで換算。

#### (3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約0.20m<sup>2</sup>を上回る冷却器伝熱面積0.53m<sup>2</sup>を有することを確認した。

#### 4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策

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 に示すと通りの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。

## 5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

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

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

表 52-7-2 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ

号炉	6号炉	7号炉
時間遅れ	約10分	約11分

52-8

水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

## 1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

### (1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

#### a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを選定している。さらに有効性評価では、この「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失を重畳させ、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応を確認している。

よって、この「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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。

#### 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

「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エル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移を図 52-8-1 及び図 52-8-2 に示す。

#### 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

##### ①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4vol%、酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要である。

##### ②測定が必要となる時間

図 52-8-1 及び図 52-8-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

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 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約 38 時間までは、図 52-8-1 及び図 52-8-2 のとおり、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「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、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  $G(H_2)=0.4$ 、 $G(O_2)=0.2$  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、事象発生から約 51 時間後である（図 52-8-3 及び図 52-8-4 参照）。これより、除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては原子炉格納容

器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

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。

### 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。

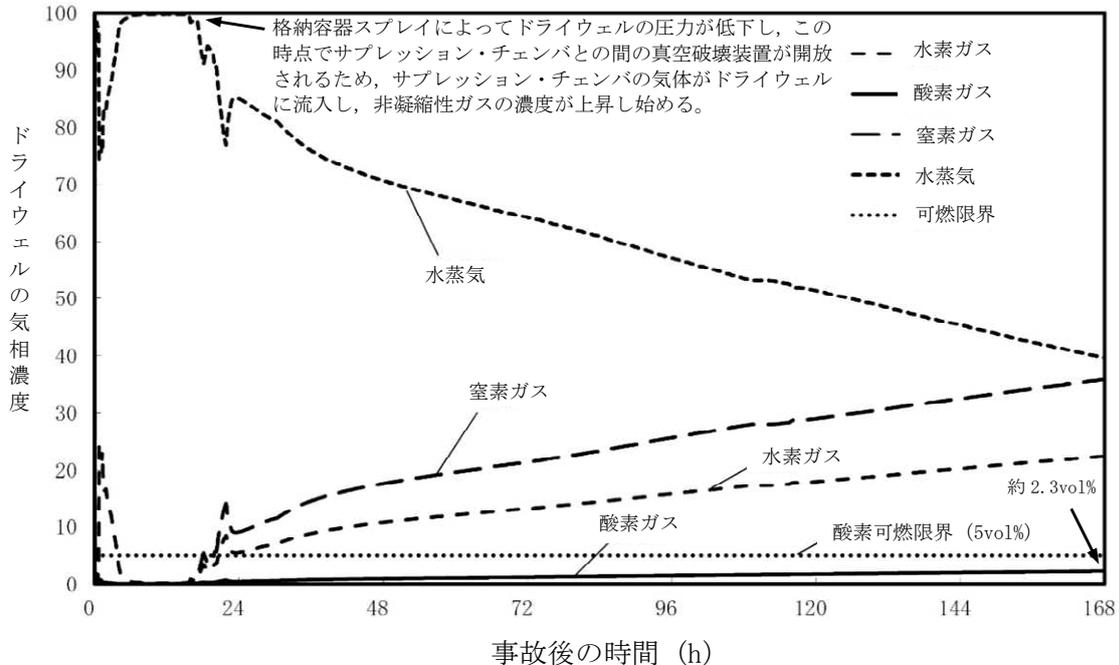


図 52-8-1 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）

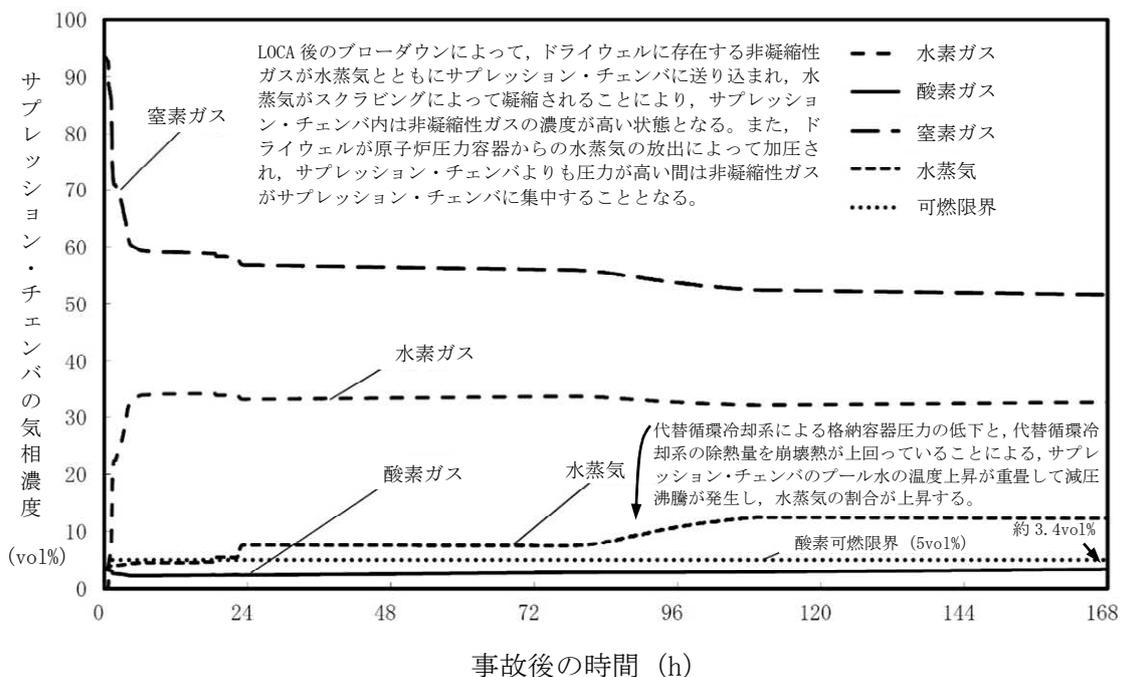


図 52-8-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）

「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  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$  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。

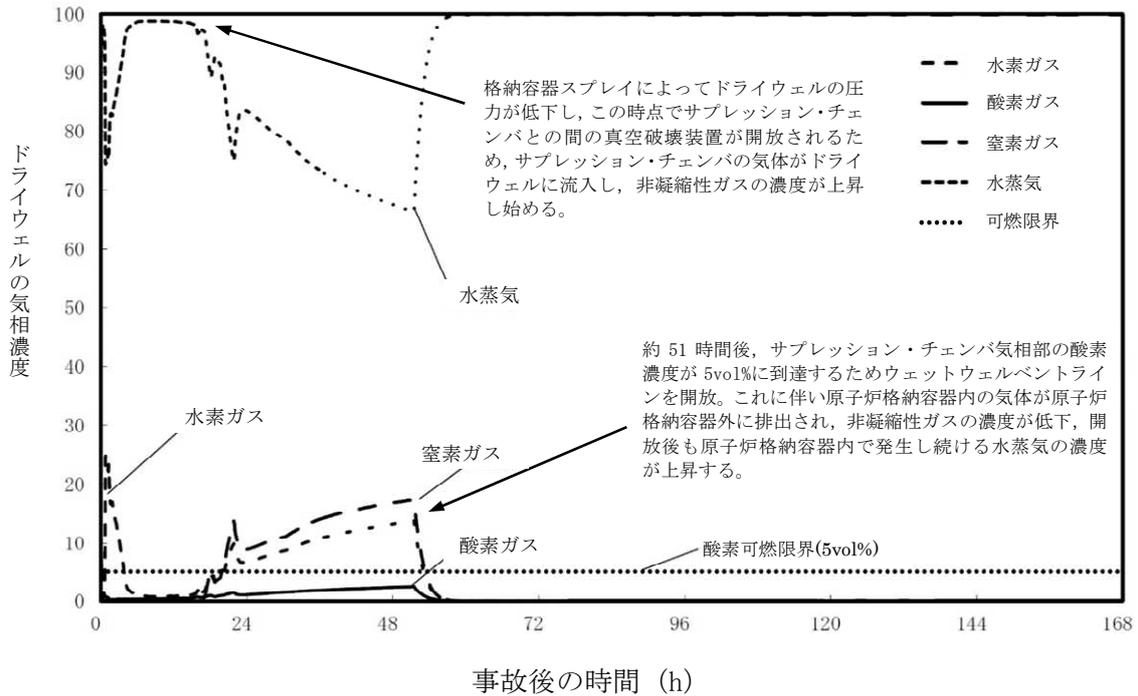


図 52-8-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

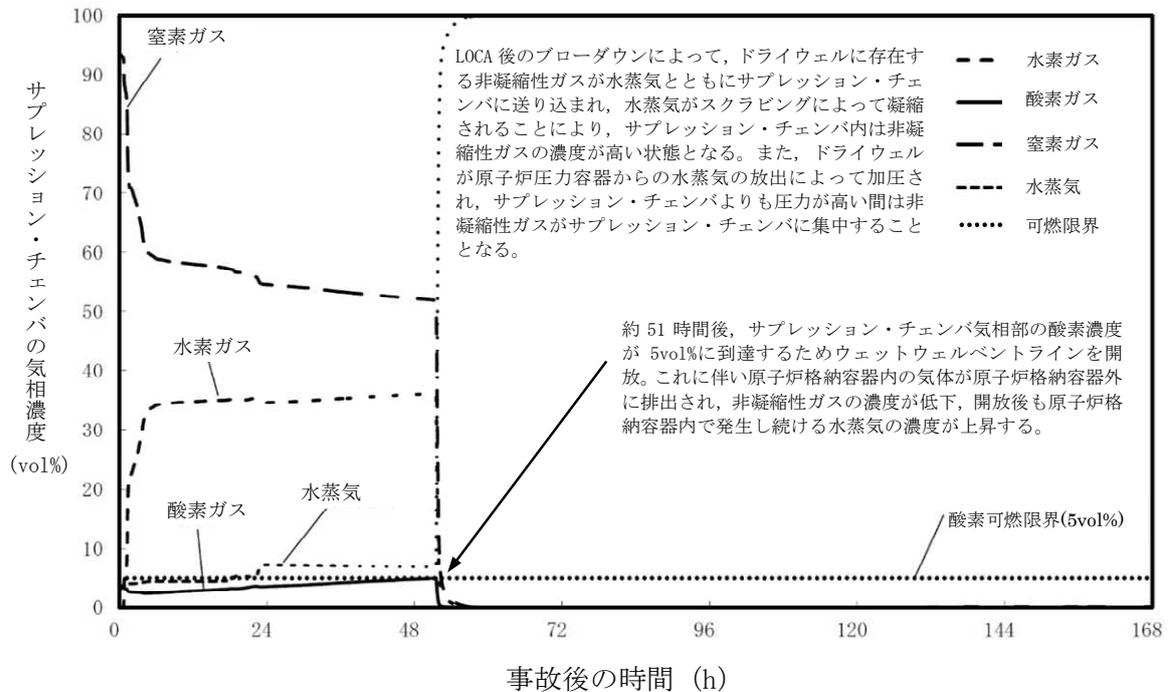


図 52-8-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

## (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）。

### 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。

(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 ( $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$ ) 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%

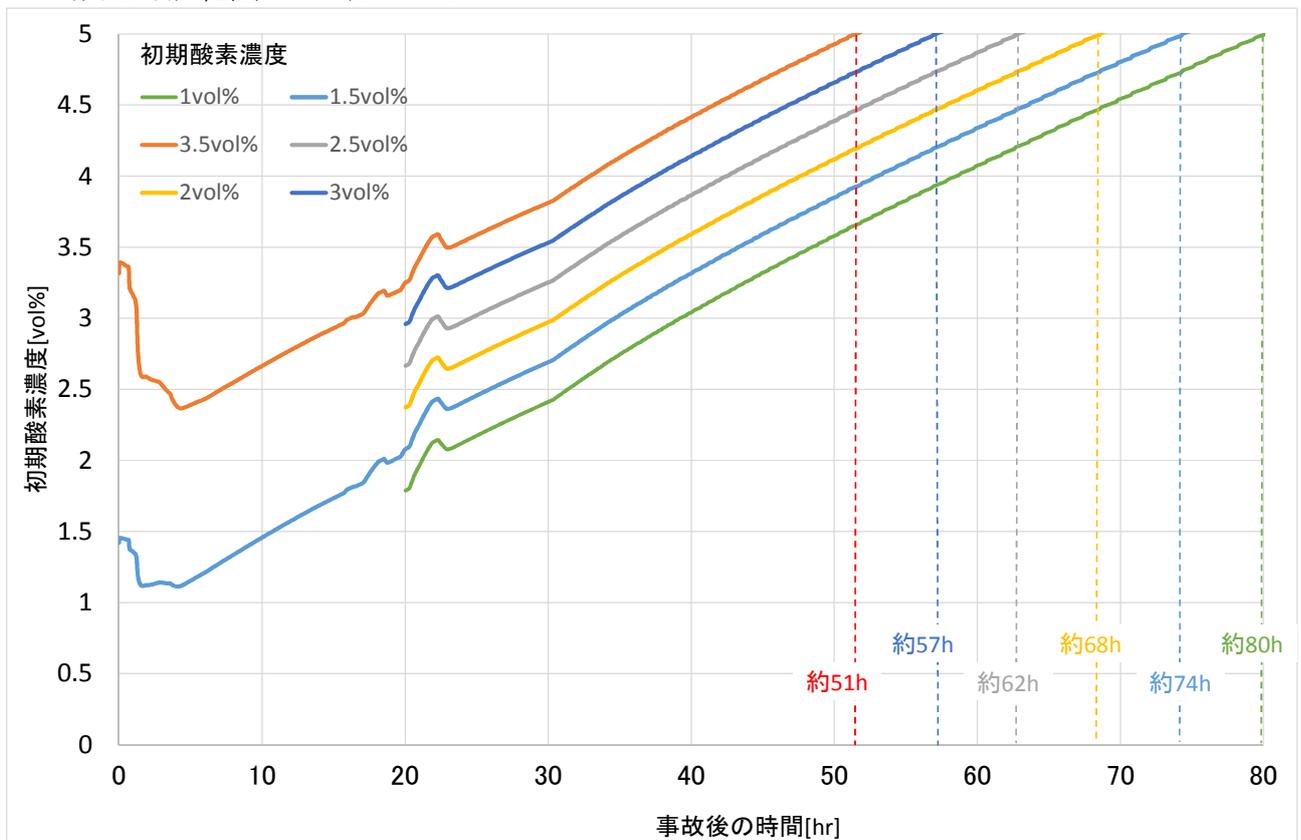


図 52-8-5 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内酸素濃度変化

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。

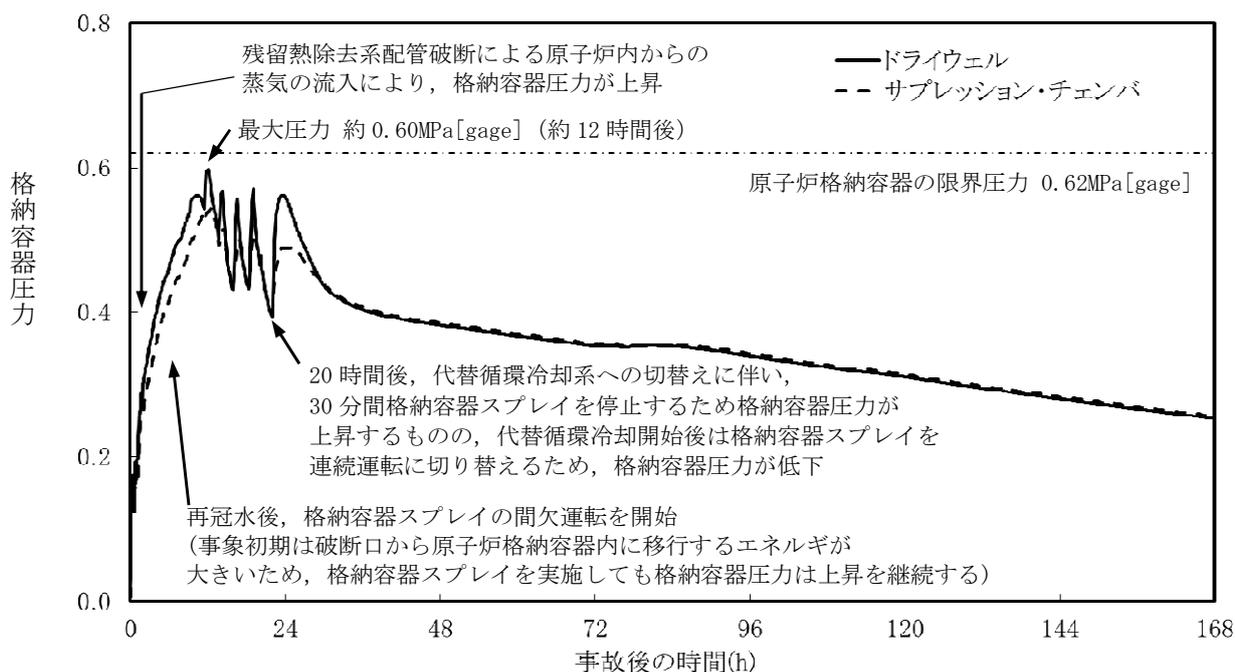


図 52-8-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の推移

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

52-9  
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

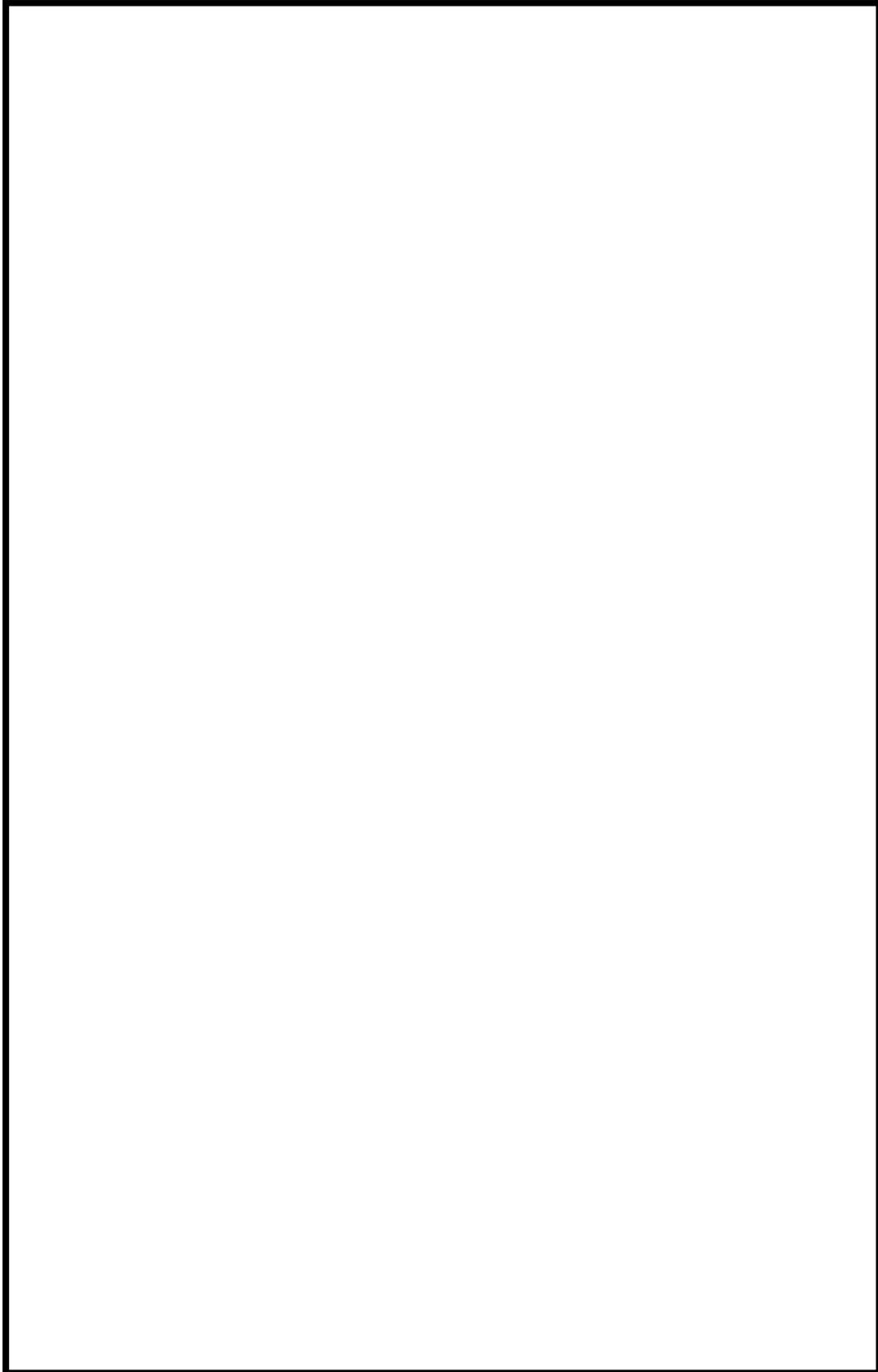


図 52-9-1 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

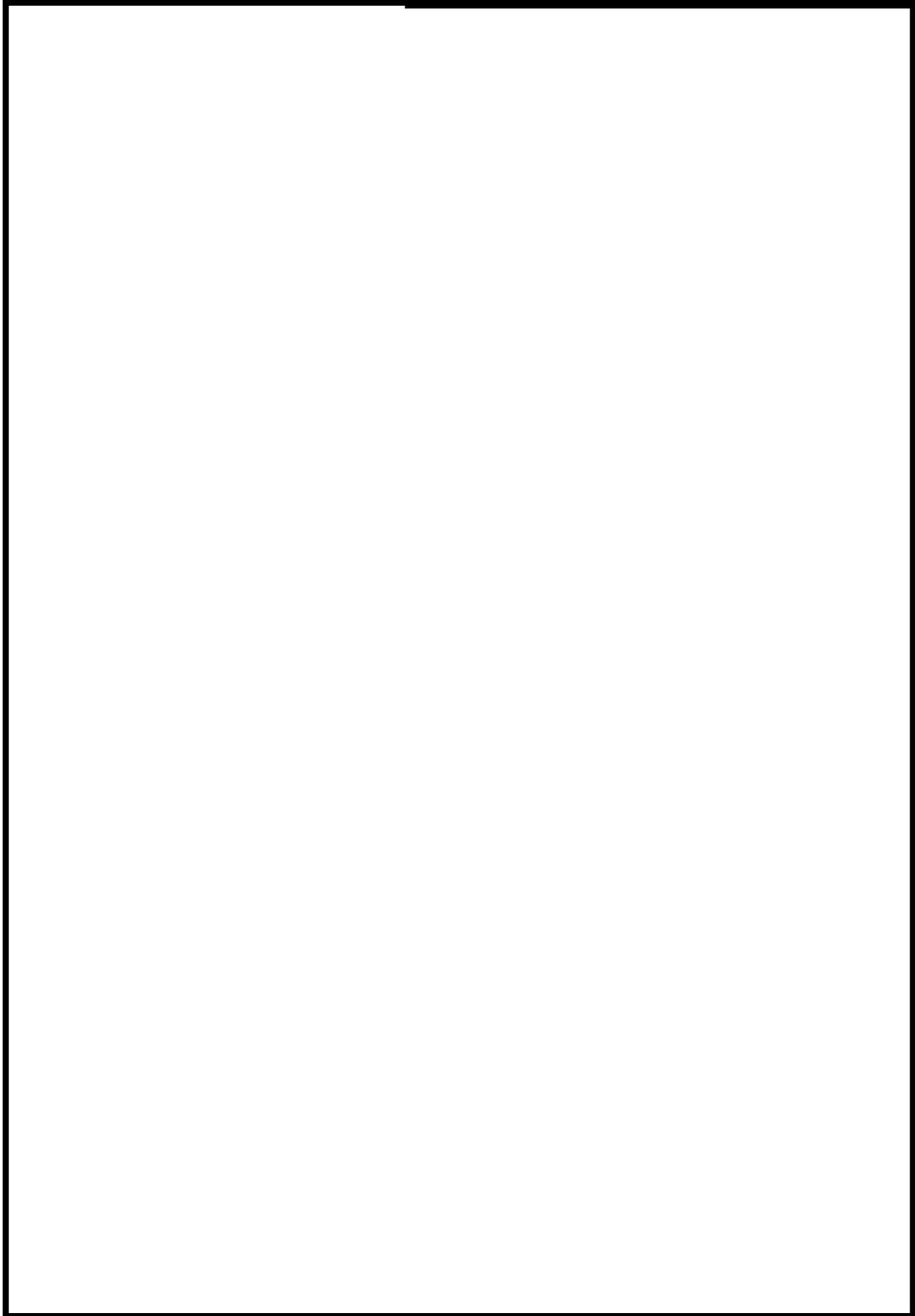


図 52-9-2 接続図(建屋内接続 6/7号炉原子炉建屋2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

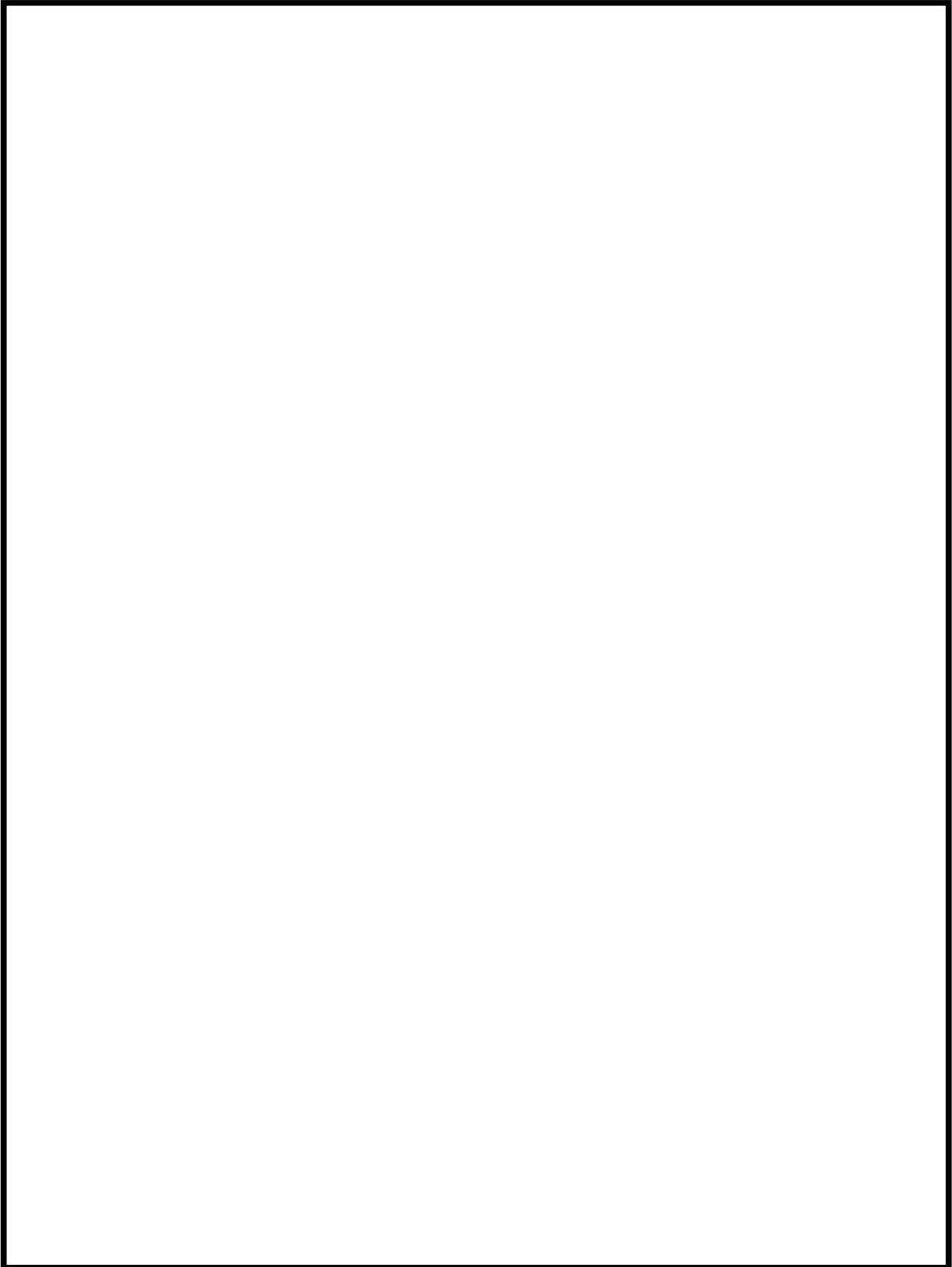


図 52-9-3 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋 3 階)

52-10  
保管場所図

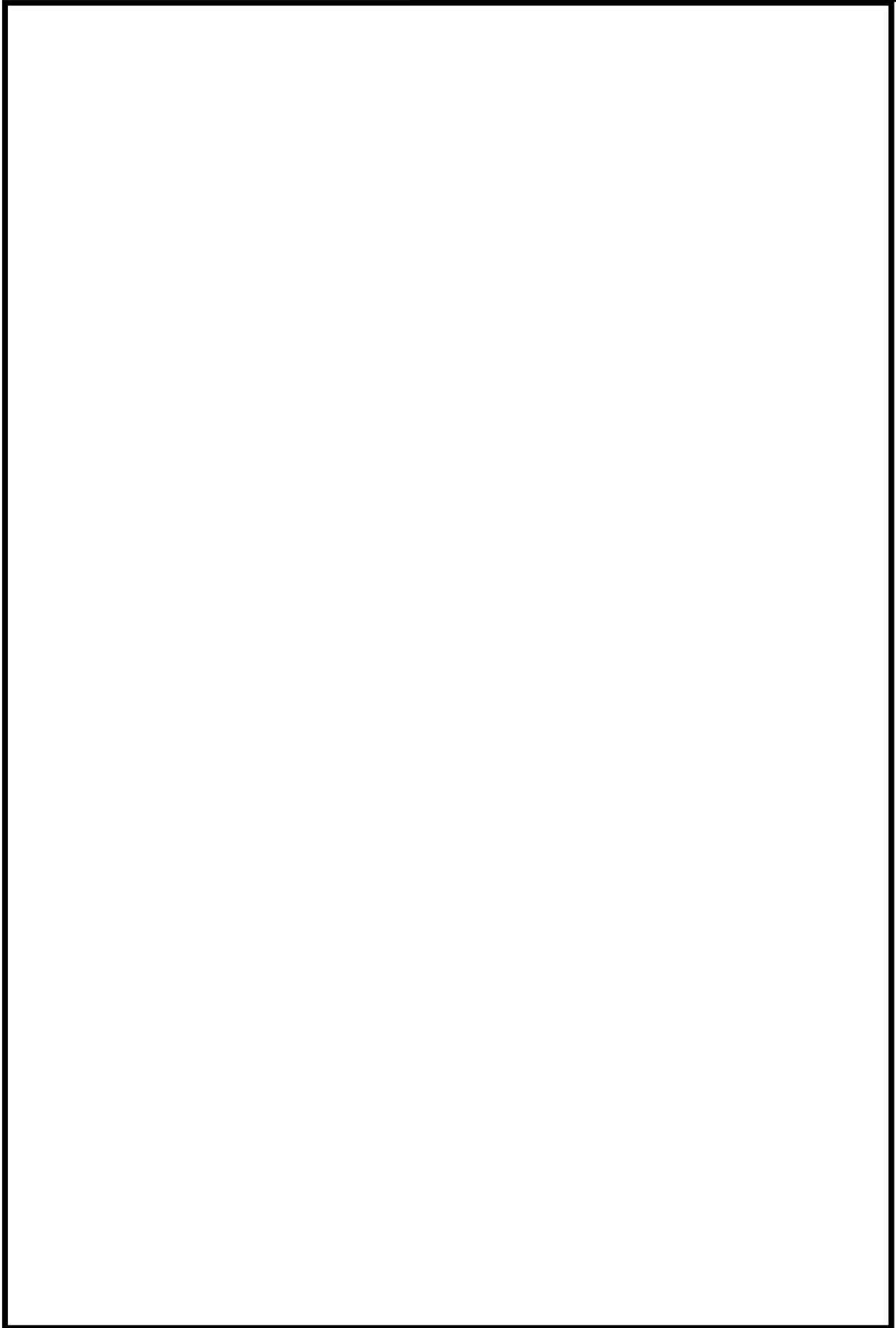


図 52-10-1 屋外保管場所配置図（可搬型窒素供給装置）

52-11  
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

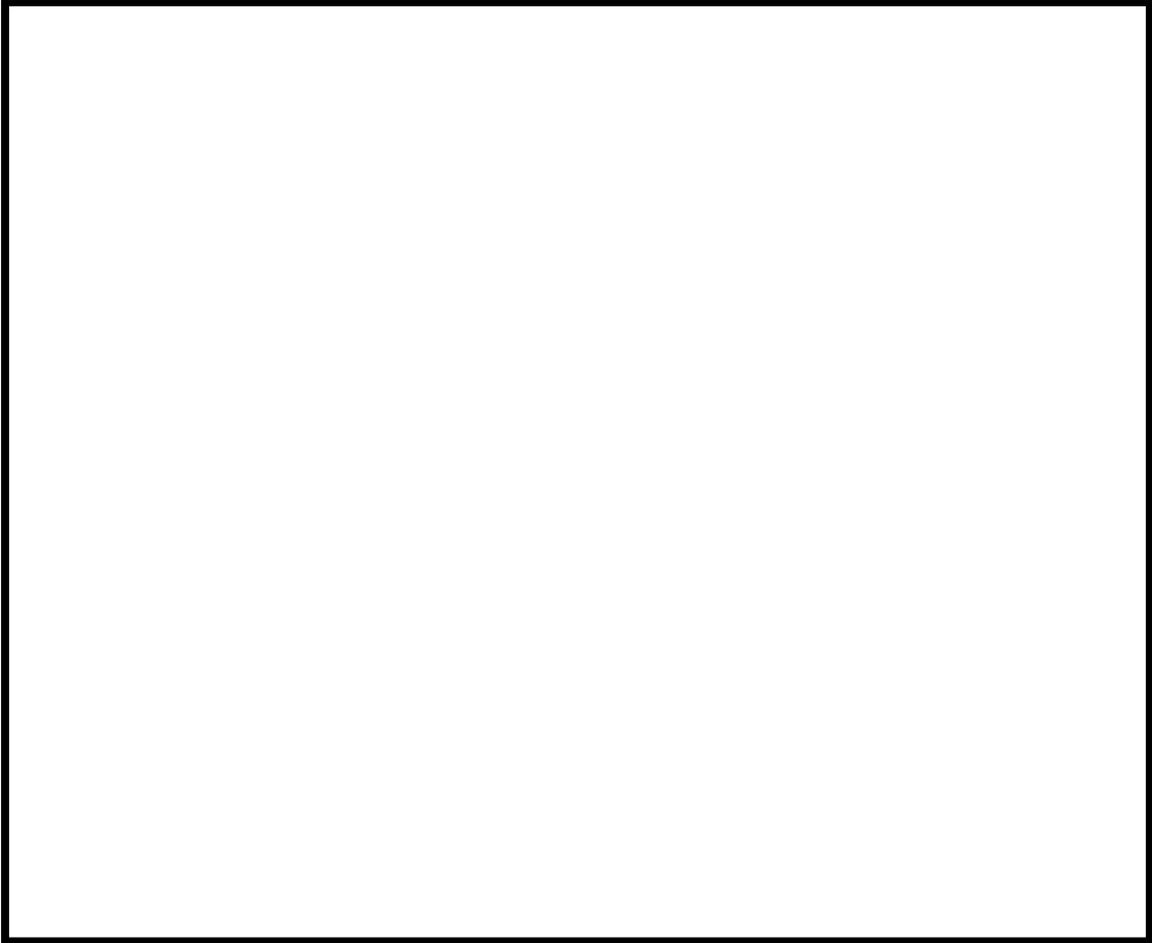


図 52-11-1 保管場所及びアクセスルート図



図 52-11-2 地震・津波発生時のアクセスルート



図 52-11-3 森林火災発生時のアクセスルート



図 52-11-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

52-12  
その他設備

## 【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。

## 【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。

本システムは、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ェ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。

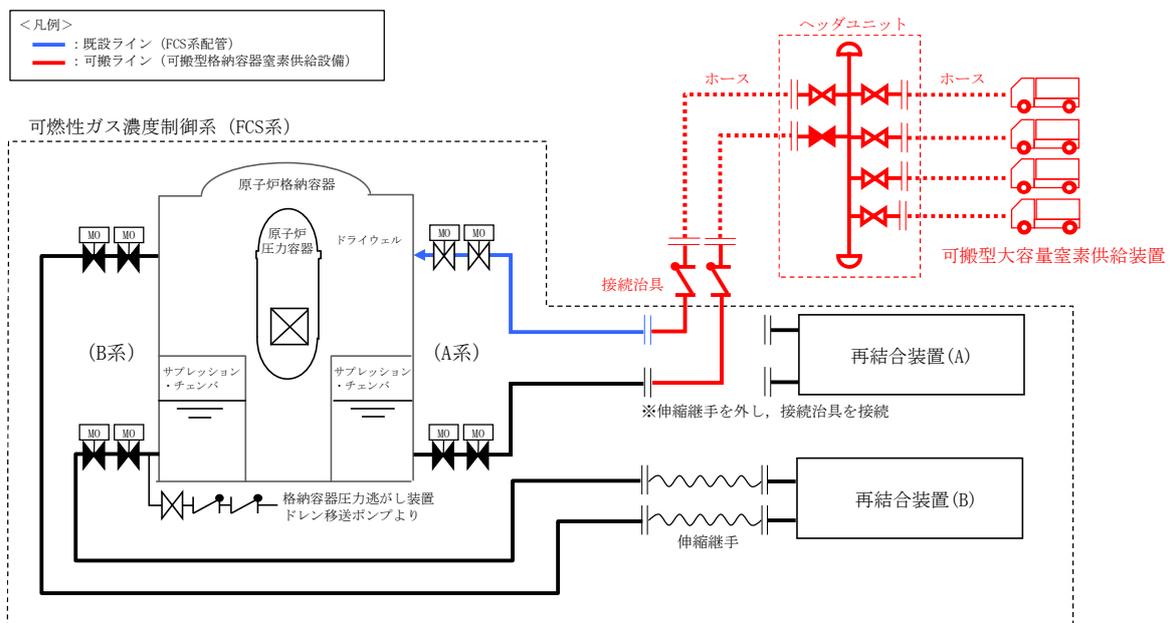


図 52-12-1 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図

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

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
	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (タービン建屋側)	T22-F200
	耐圧強化ベント系 N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	T22-F201	N <sub>2</sub> バージ用元弁 (二次格納施設側)	T22-F201
	水素バイパスライン止め弁	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600
	フィルタベント大気放出ラインドレン弁	FCVS フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	T61-F503	FCVS フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	T61-F503

## 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

### 目次

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

53-1 SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素再結合器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 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)	その他	M	
			関連資料	53-5 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	—			
	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	53-3 配置図		
	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	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	53-3 配置図 53-6 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一対象 (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)	対象外	
			関連資料	—		

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53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素再結合器動作監視装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 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	53-5 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	53-4 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	53-3 配置図 53-6 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	C a	
			関連資料	53-2 単線結線図 53-3 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)

第53条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		原子炉建屋水素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 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	53-5 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	53-4 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	53-3 配置図 53-6 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	C a	
	関連資料		53-2 単線結線図 53-3 配置図			

53-2 単線結線図

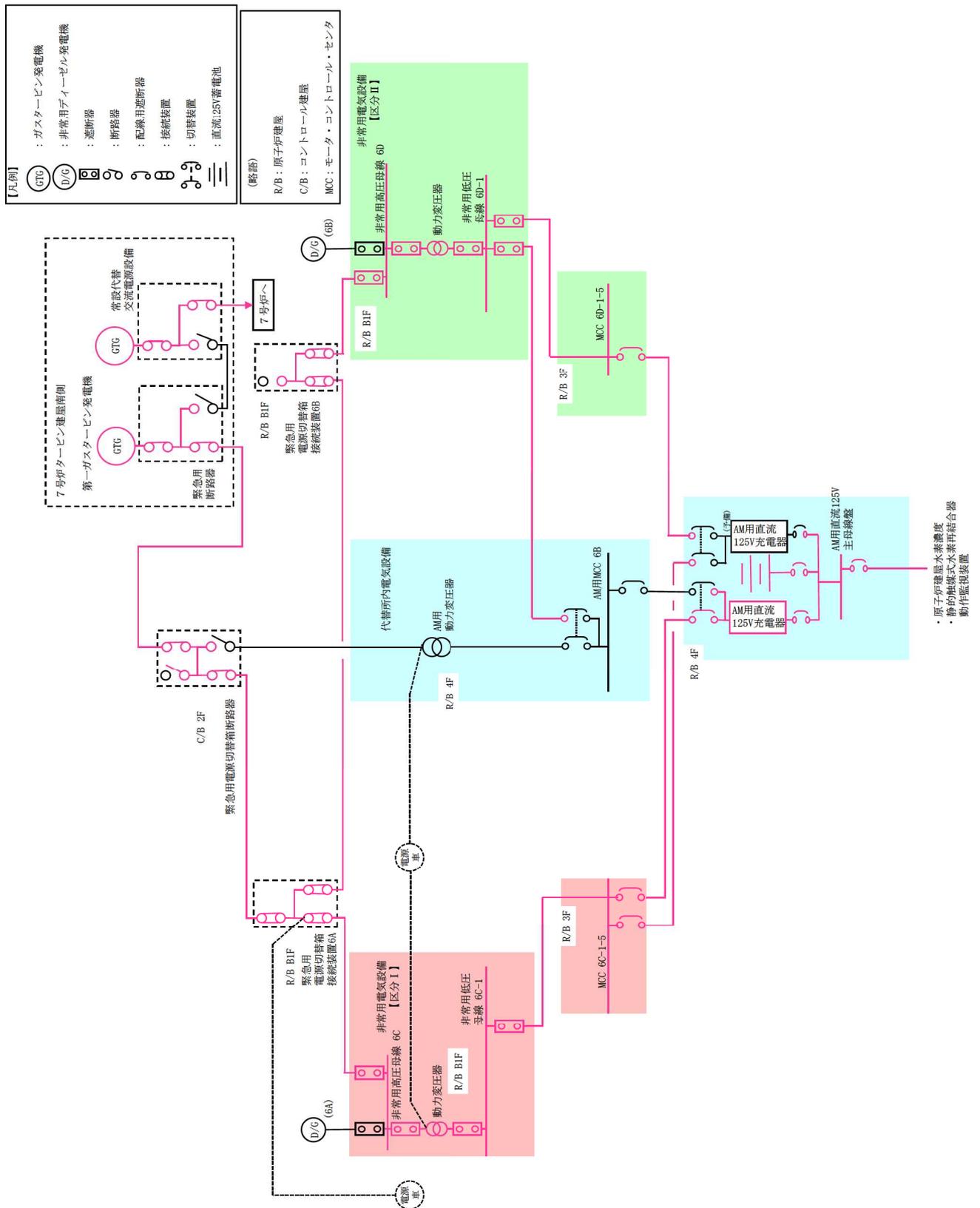


図1 単線結線図 (6号炉)

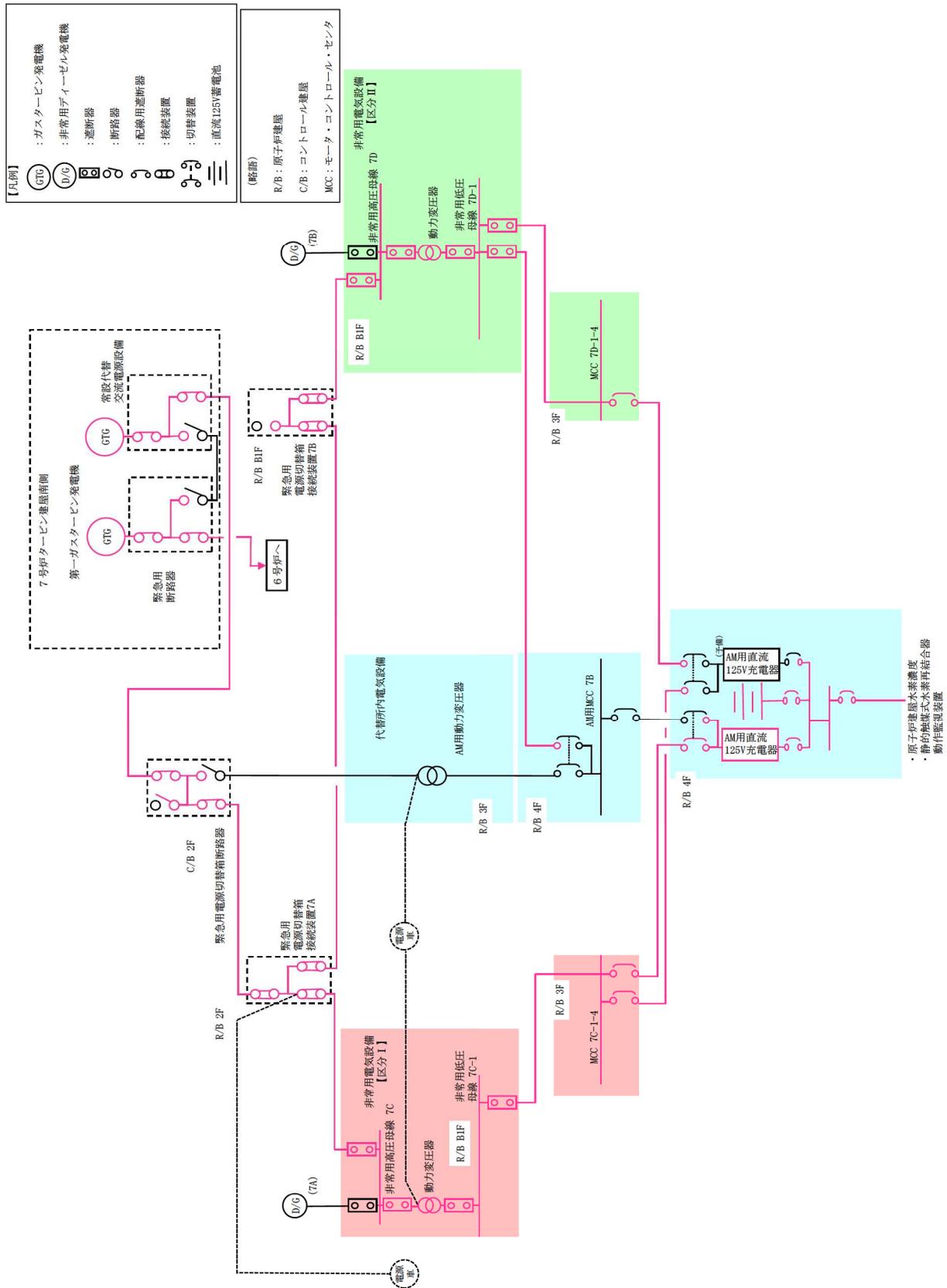


図2 単線結線図 (7号炉)

### 53-3 配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

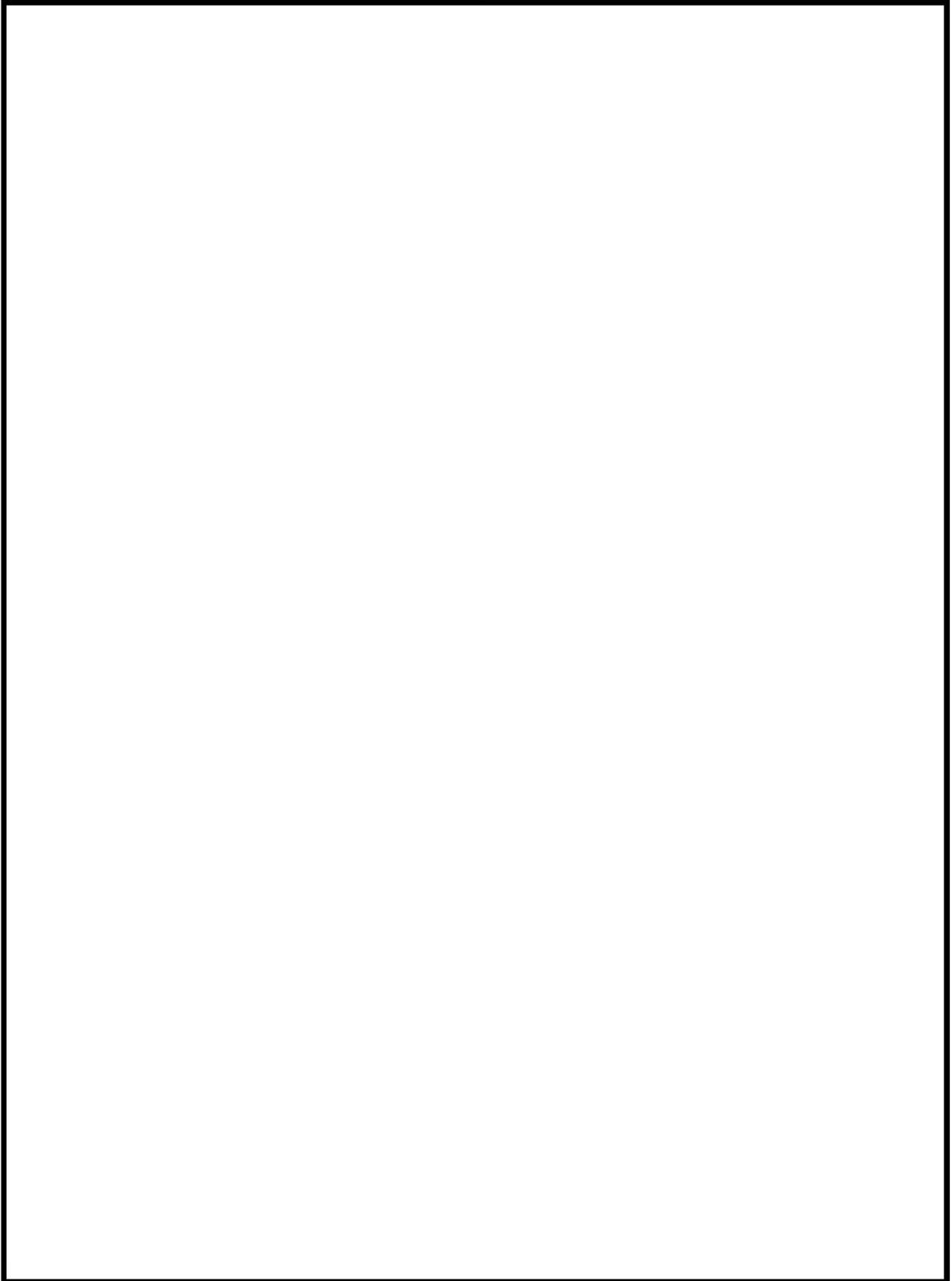


図1 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

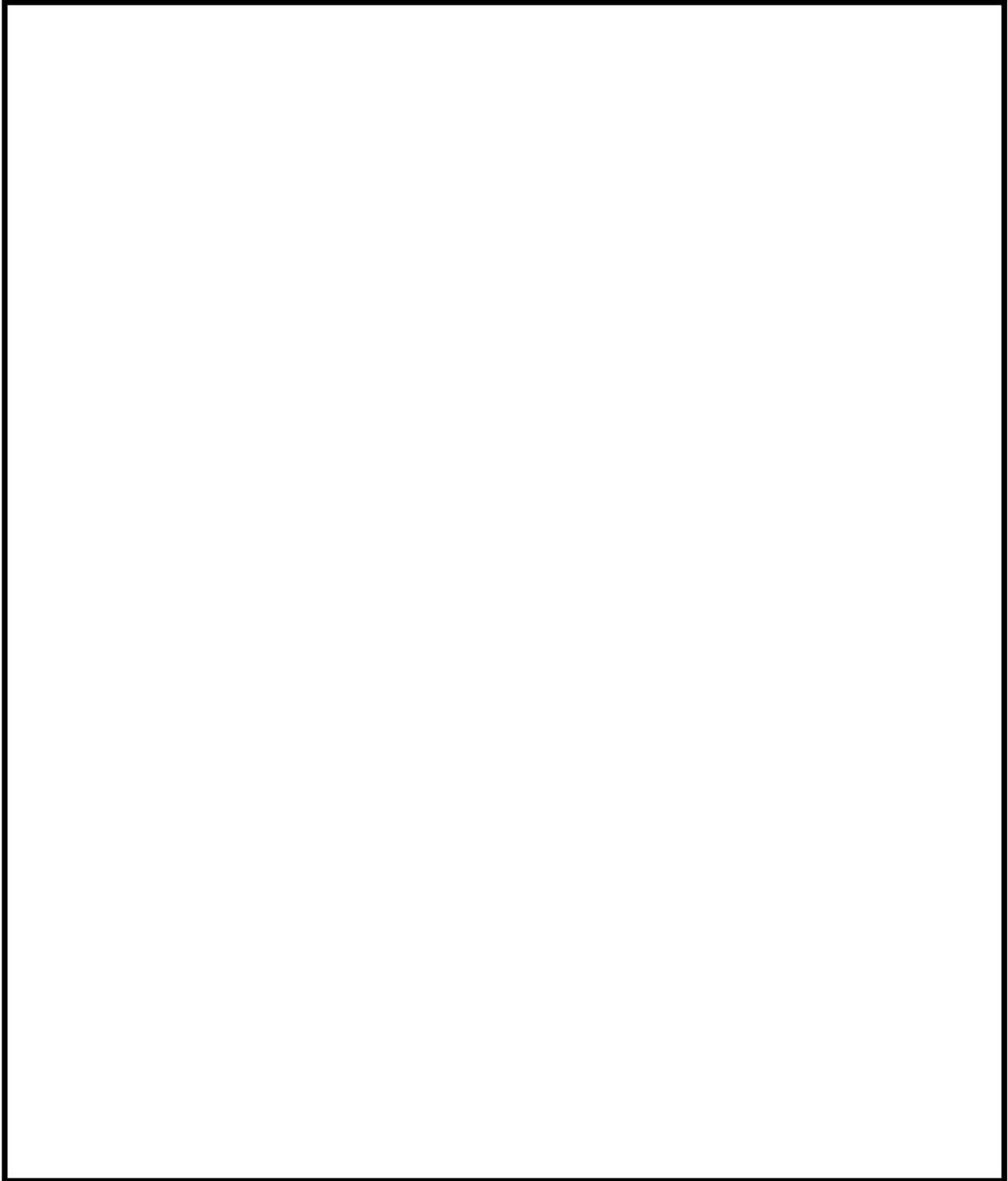


図 2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

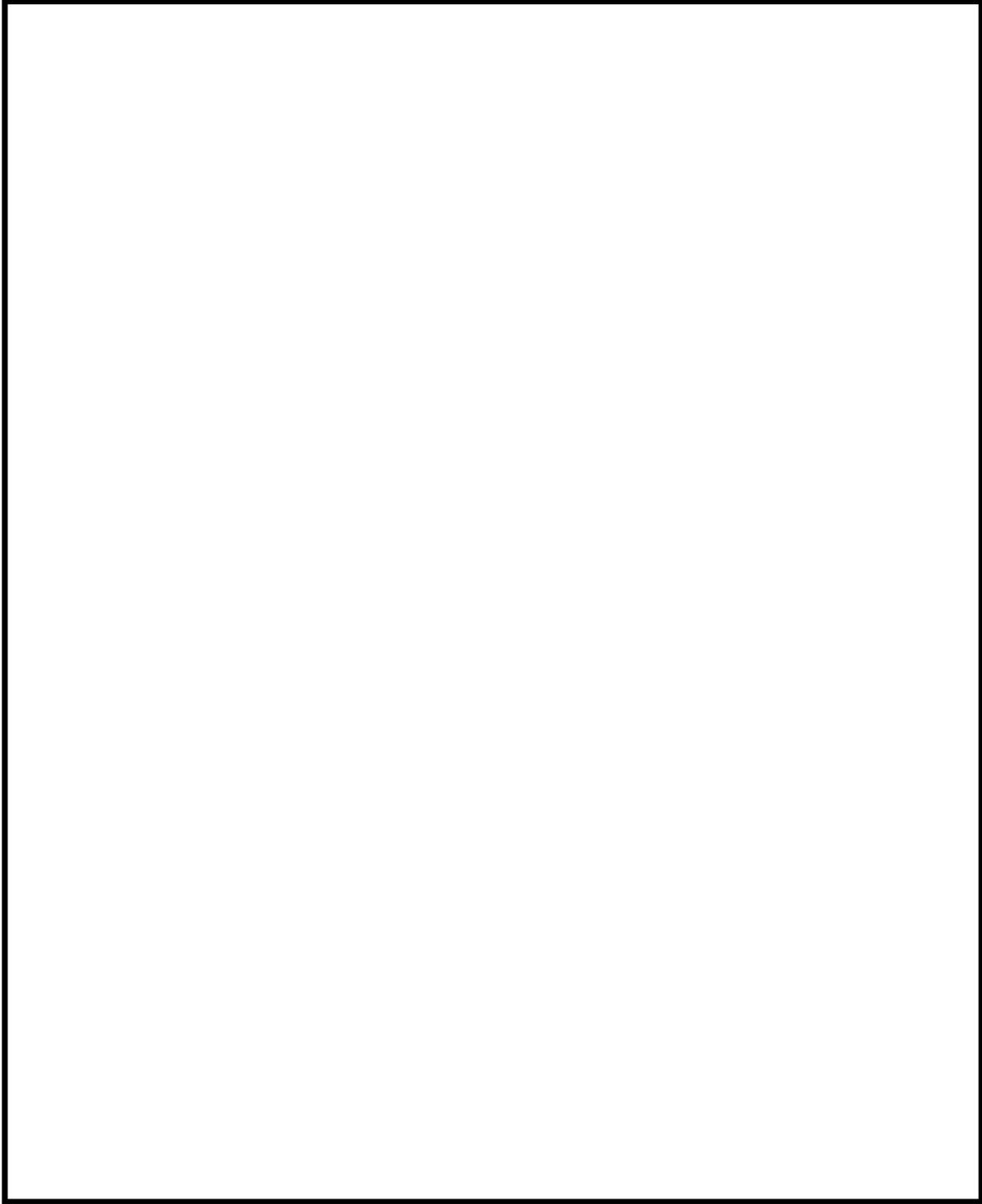


図 3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

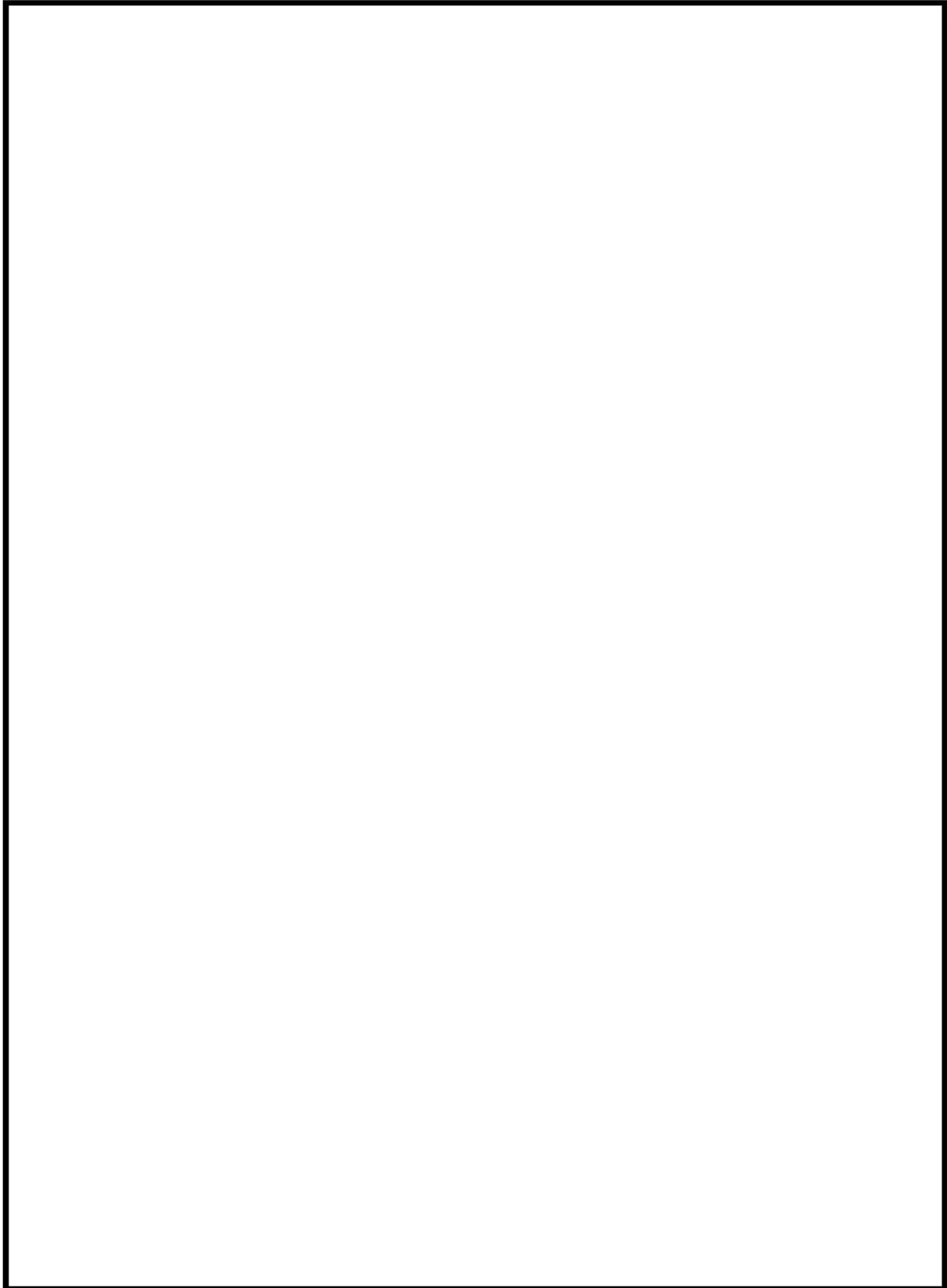


図 4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

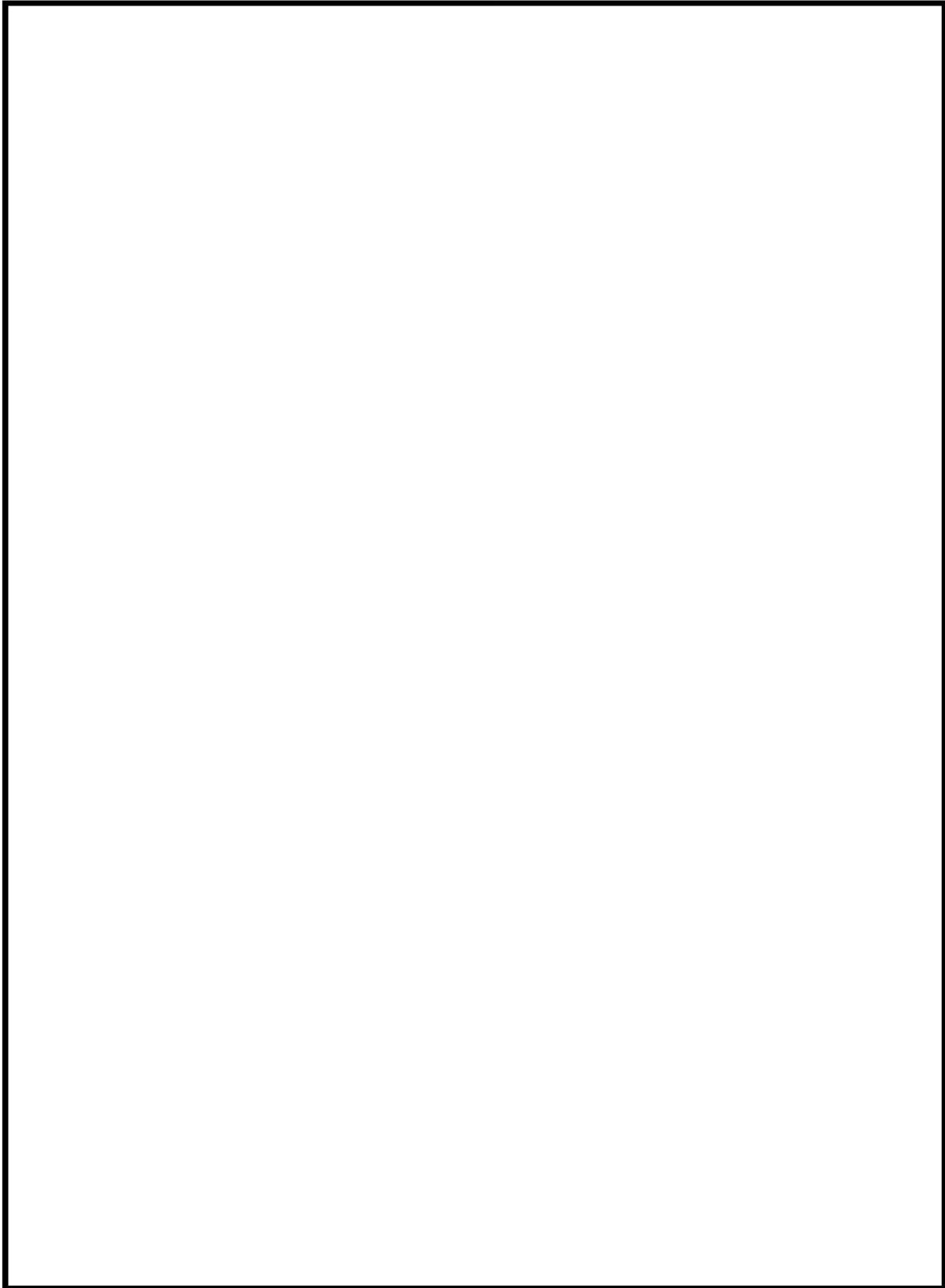


図 5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

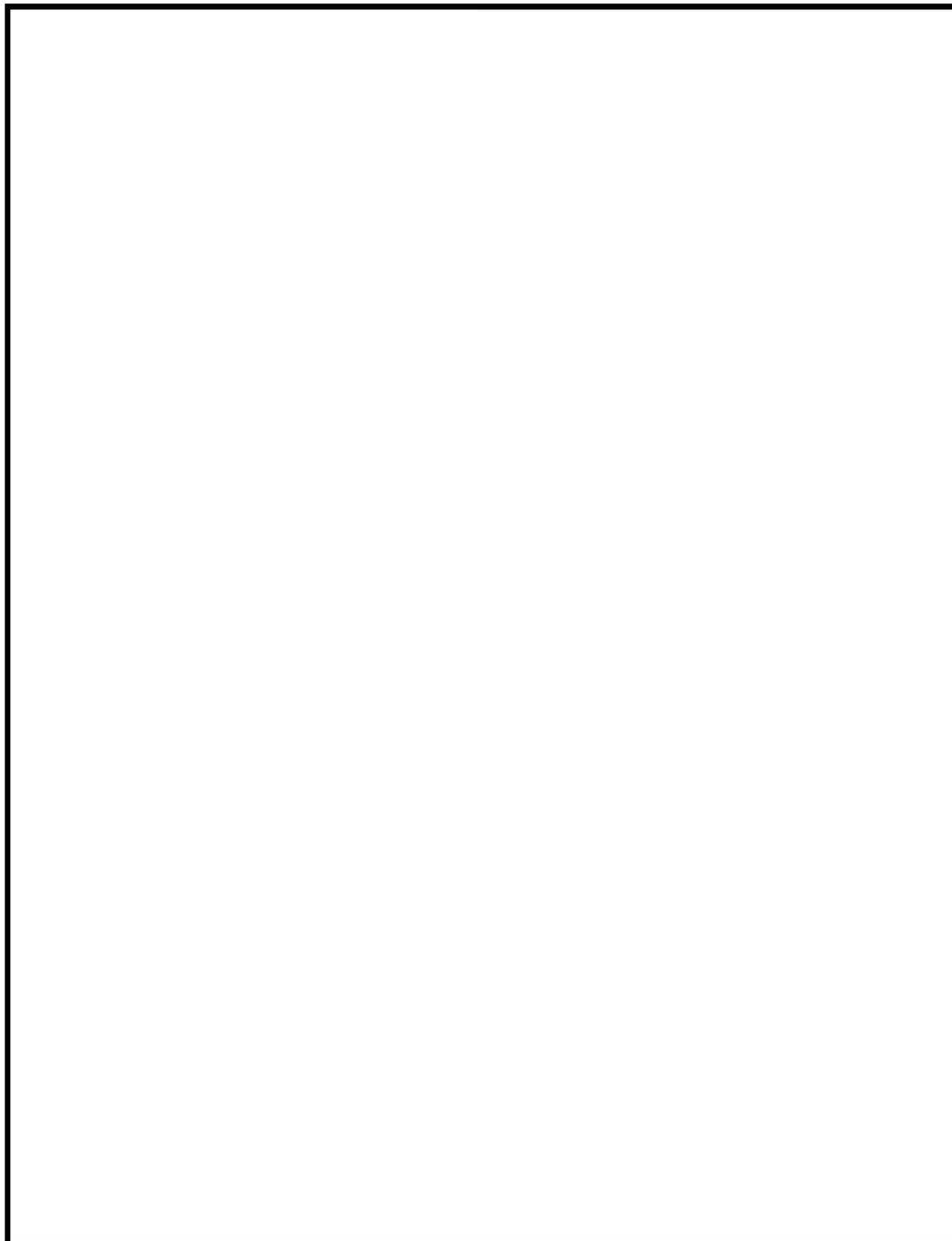


図 6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

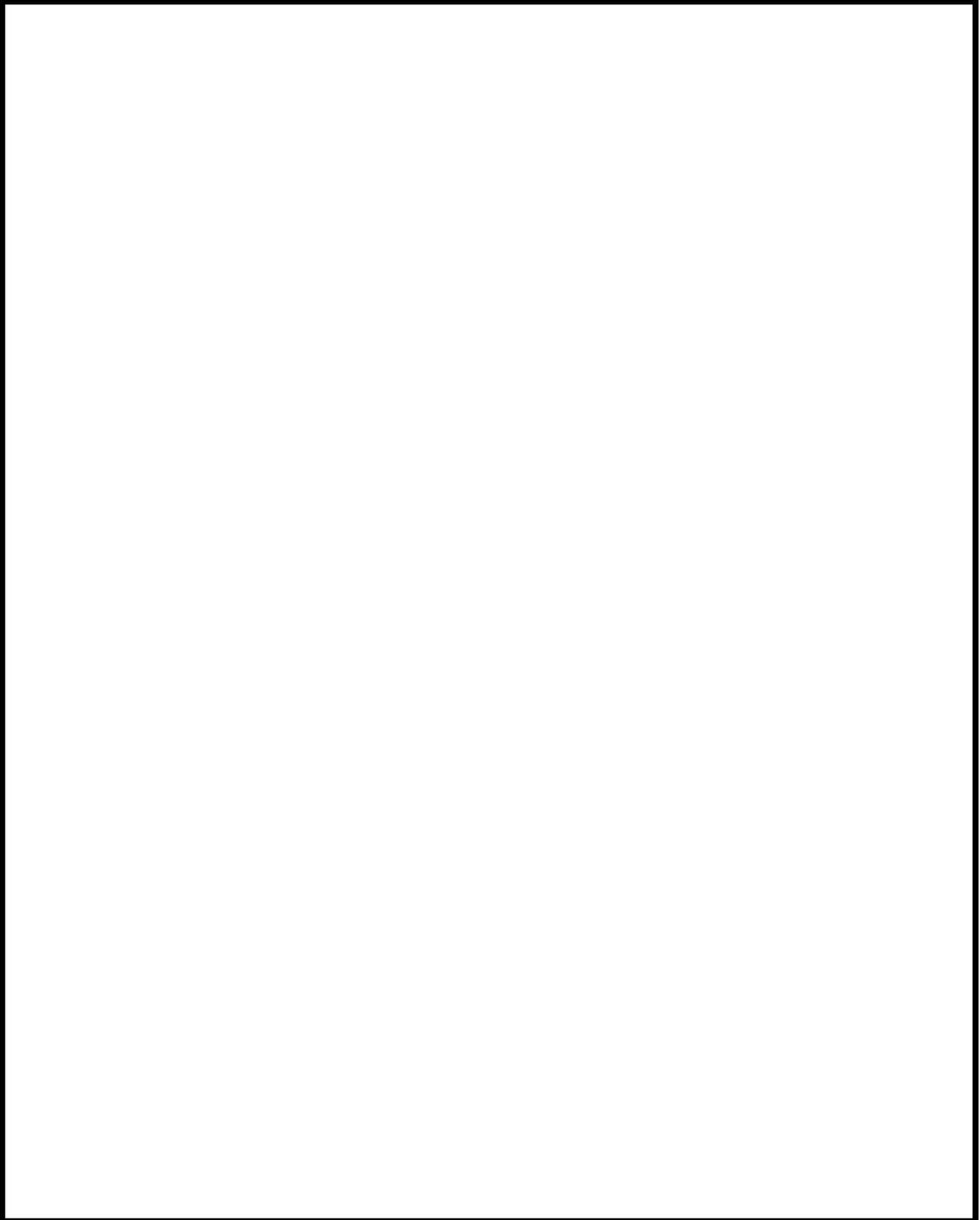


図 7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません



図 8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

53-4 系統図

# 1. 計装設備の系統概要図

静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図 1 及び 2 に示す。

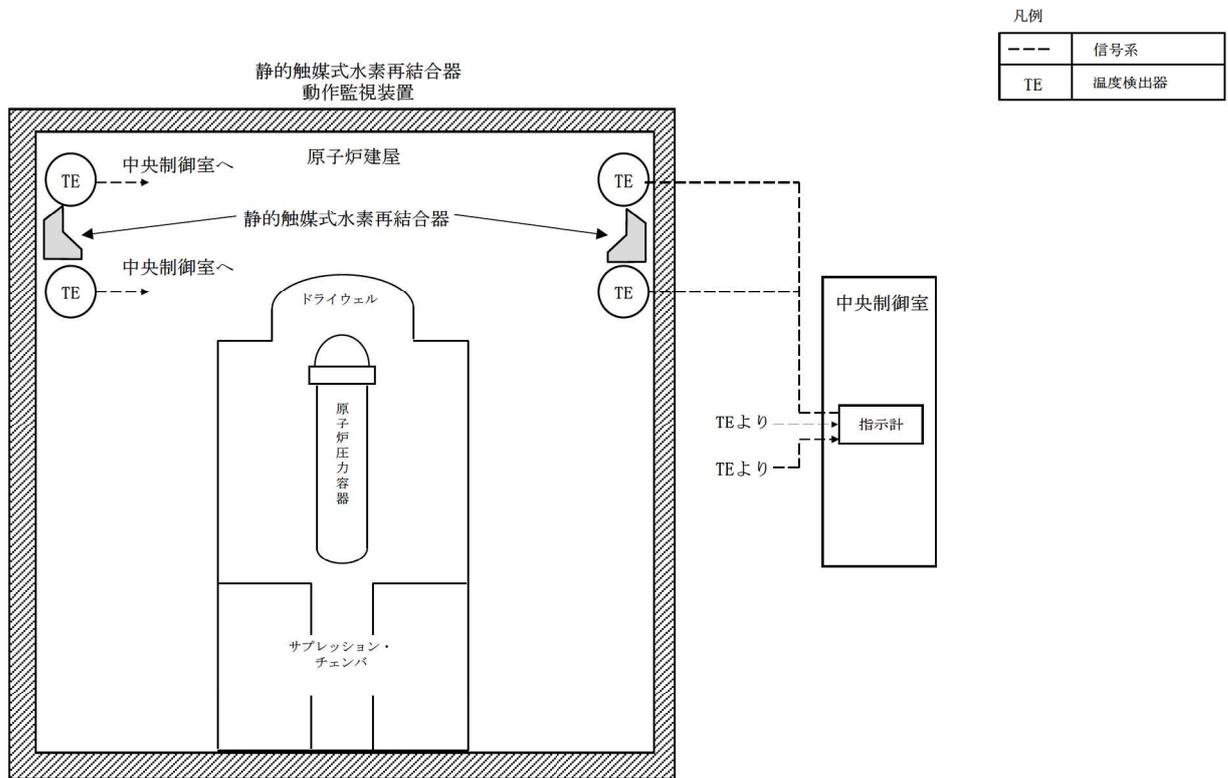


図 1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図

凡例

---	信号系
H2E	水素検出器

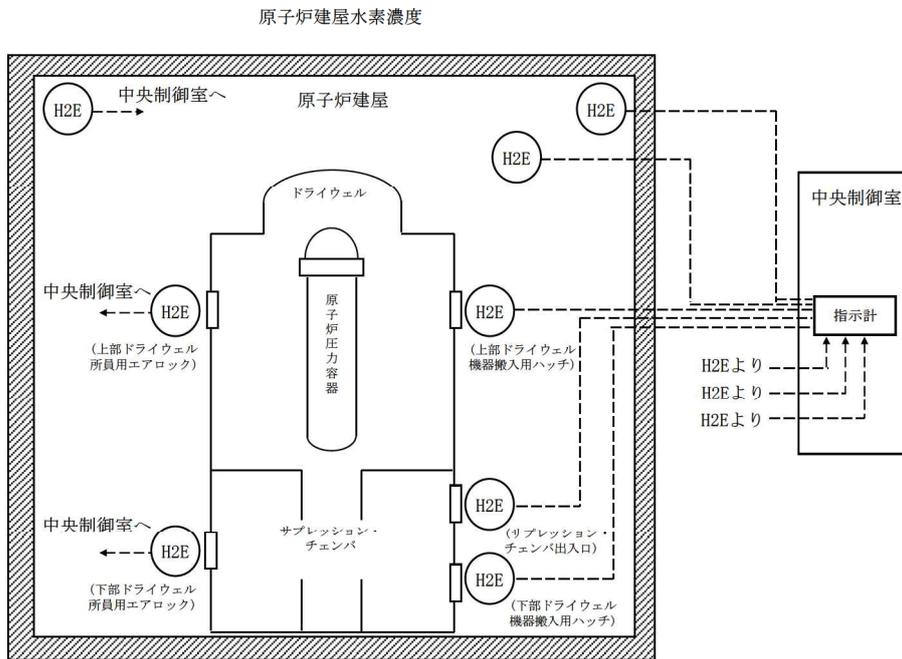


図 2 原子炉建屋水素濃度の系統概要図

53-5 試験及び検査

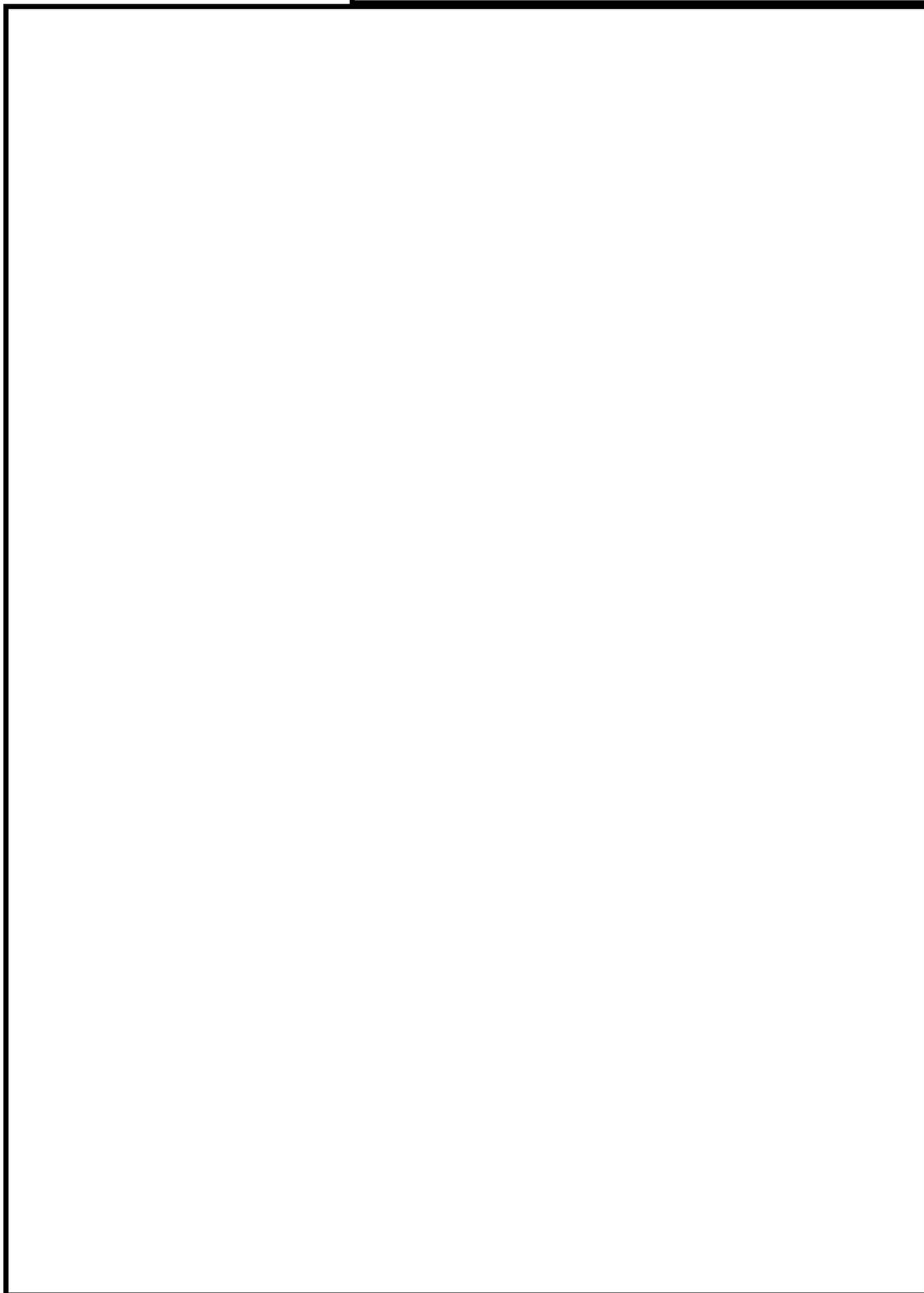


図 1 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査 (6 号炉の例)

○計装設備の試験・検査について

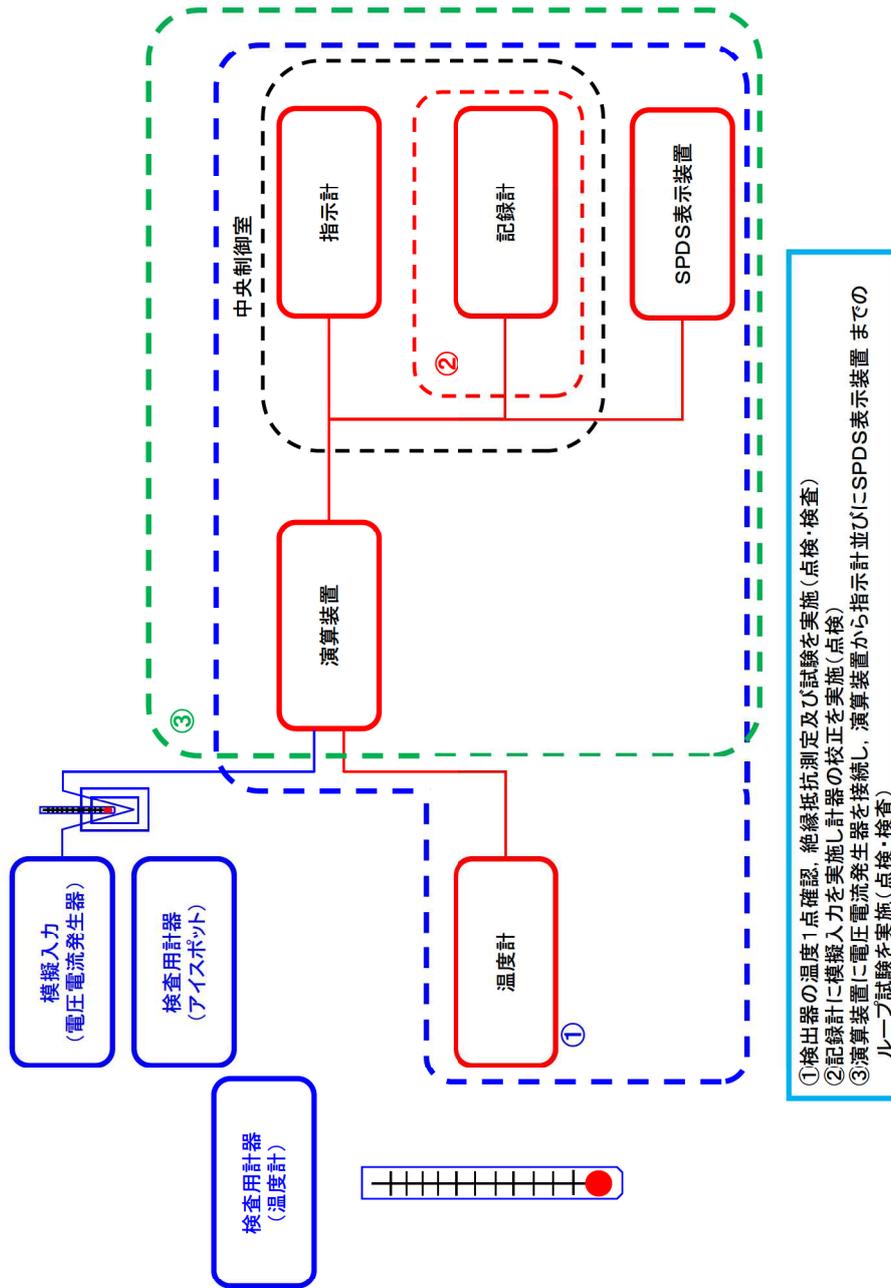
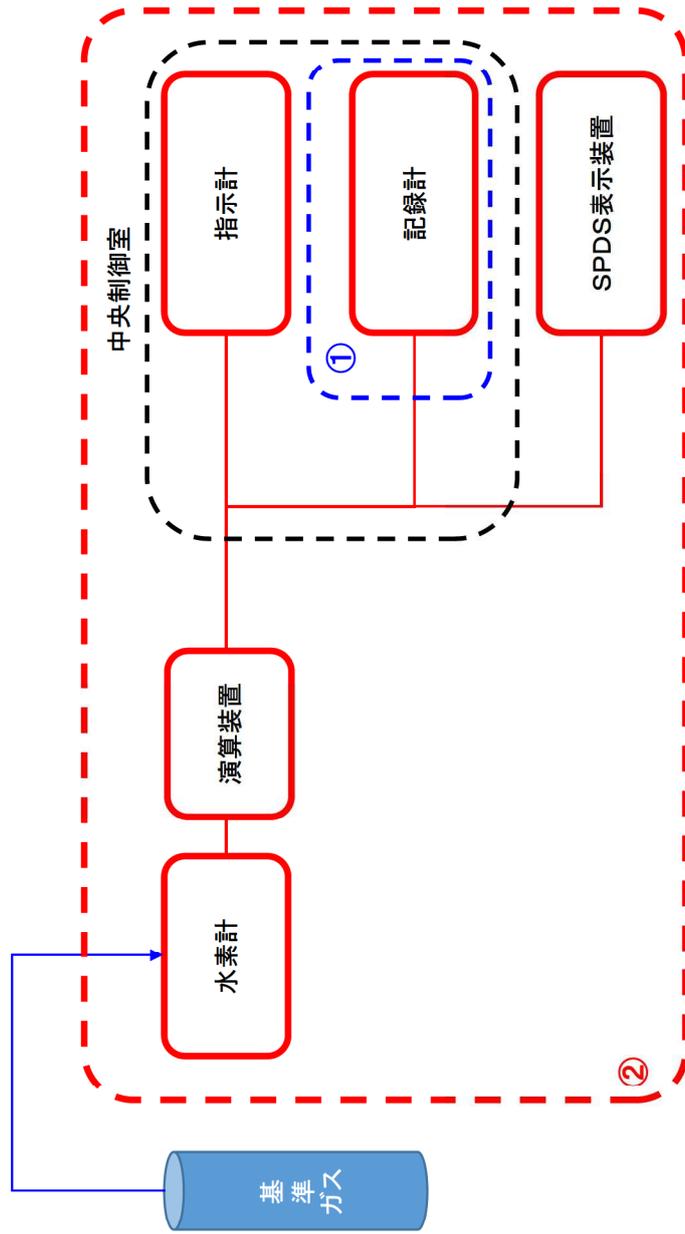


図2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



- 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)

図3 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

・ 静的触媒式水素再結合器

名 称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg/h/個	約0.25 (水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度	℃	300
個数	個	56

**【設 定 根 拠】**

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という）は、常設重大事故等対処設備として設置する。

PARは、重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジがPAR 1台につき11枚設置されるPAR-11タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS社製PARの1個あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

PARの基本性能評価式

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- $C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10<sup>-5</sup>Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

スケールファクターSFについて、6号及び7号炉はPAR-11タイプを採用し、PARには各々11枚の触媒カートリッジが装荷されるため、SF=「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については別添資料-3の「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、PAR の水素処理容量を算出する。

- ・水素濃度  $C_{H_2}$

水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。

- ・圧力  $P$

重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。

- ・温度  $T$

保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、0.25 kg/h/個 (水素濃度 4vol%, 大気圧=1.01325 bar, 温度 100°C=373.15K) となる。

## 2. 最高使用温度

PAR のハウジング、取付ボルトの強度評価を行うため、最高使用温度として 300°Cを設定する。

PAR は水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建屋の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4vol%時における PAR の温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4vol%時における PAR の温度については、Sandia National Laboratory (SNL)における試験を参照する。

詳細は別添資料-3 の「添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について」で示す。

### 3. 個数

実機設計（PARの個数を踏まえた設計）においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状元素によるPARの性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

- $DR$  : 水素処理容量 (kg/h/個)
- $A$  : 定数
- $C_{H_2}$  : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- $P$  : 圧力 ( $10^{-5}$ Pa)
- $T$  : 温度 (K)
- $SF$  : スケールファクター
- $F_{inhibit}$  : 反応阻害物質ファクター (-)
- $F_{lowO_2}$  : 低酸素ファクター (-)

#### 1) 必要個数の計算

原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素ガスの発生量 : 約 1600 kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクター  $F_{inhibit} = 0.5$
- ・ 水素処理量 = 0.25 kg/h/個 × 0.5  
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg × 10%/日) / (24 h/日) / 0.125 kg/h/個  
= 53.3 個

これより、PARの必要台数は54台以上を設置台数とする。なお、実際のPAR設置台数は、余裕を見込み6号炉に56台、7号炉に56台設置する。

#### 2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.1.2 設計仕様」で示す。

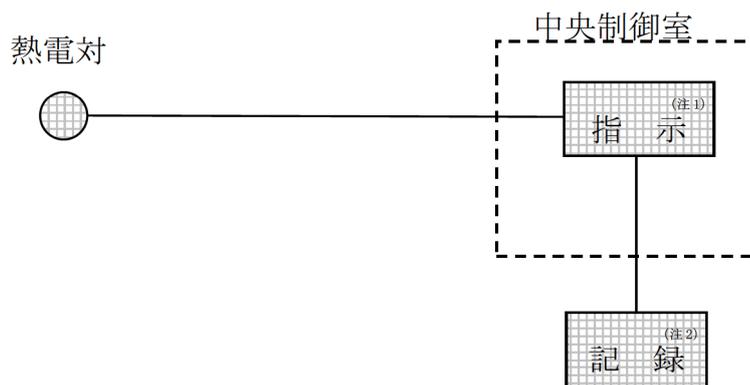
・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的に静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。(図1 「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

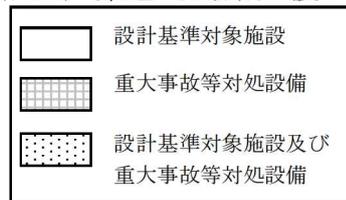


図1 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2基の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個設置

表2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含 む)	重大事故等時*1		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0~300℃	—	—	最大値： 100℃ 以下	最大値： 300℃ 以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

\*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、低温停止、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。

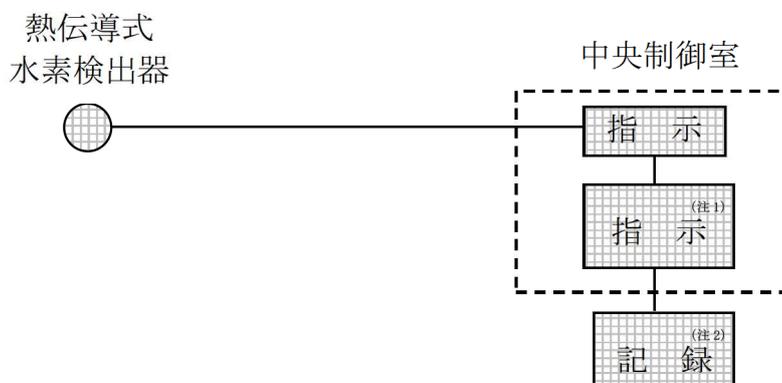
・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建屋水素濃度は、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建屋内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、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、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 2, 3「原子炉建屋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

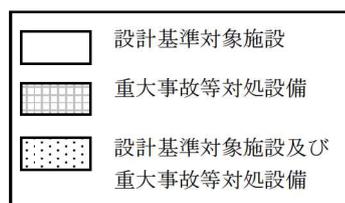


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

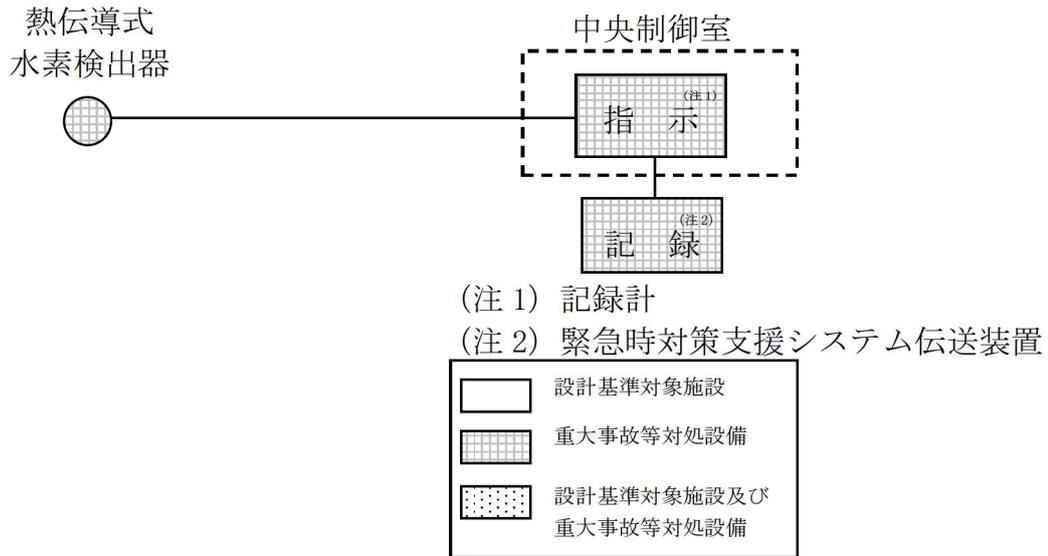


図3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 原子炉建屋水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下2階:2個

表4 原子炉建屋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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋水素濃度	0～20 vol%	—	—	0vol%	2vol% 以下	重大事故等時において、水素ガスと酸素ガスの可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。

\*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。

53-7 その他設備

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

(1) 格納容器頂部注水系の設置

格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部は図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器頂部を外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは重大事故等時の過温、過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できる。

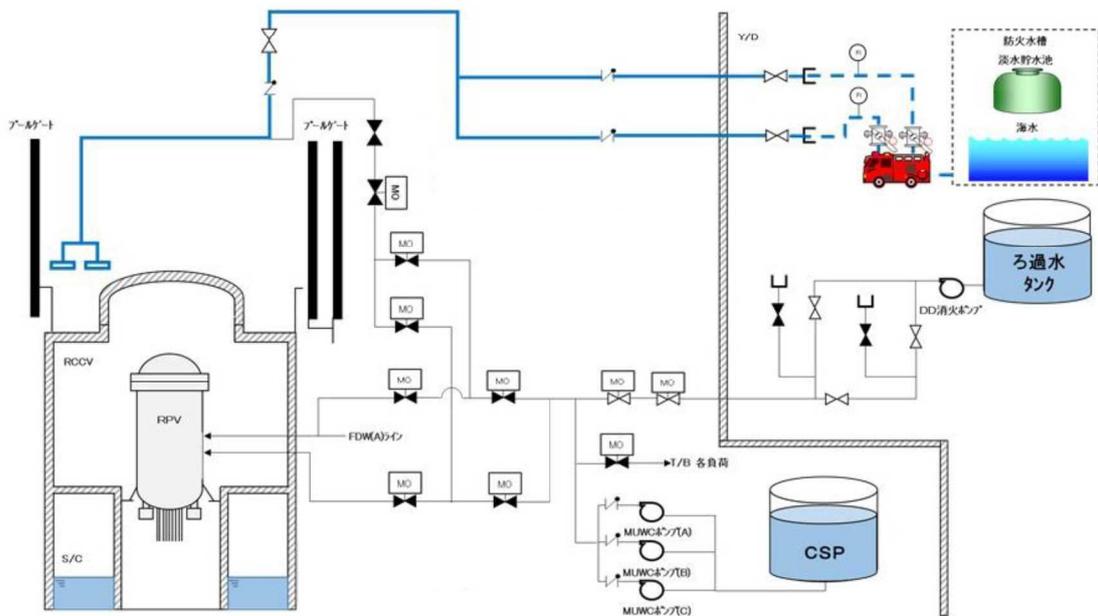


図1 格納容器頂部注水系 概要図

格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、外部接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的に原子炉格納容器頂部が冷却できていることを確認可能である。

## (2) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

サプレッションプール浄化系の本来の主要機能は、ろ過脱塩装置によりサプレッションプール水の浄化を行い、DS ピット及び原子炉ウェルへの水張り水としての水質基準を満足させることである。耐震重要度 S クラスの設備ではないが、重大事故等時において設備が健全であれば、復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで格納容器頂部注水系と同等の効果を期待できる。

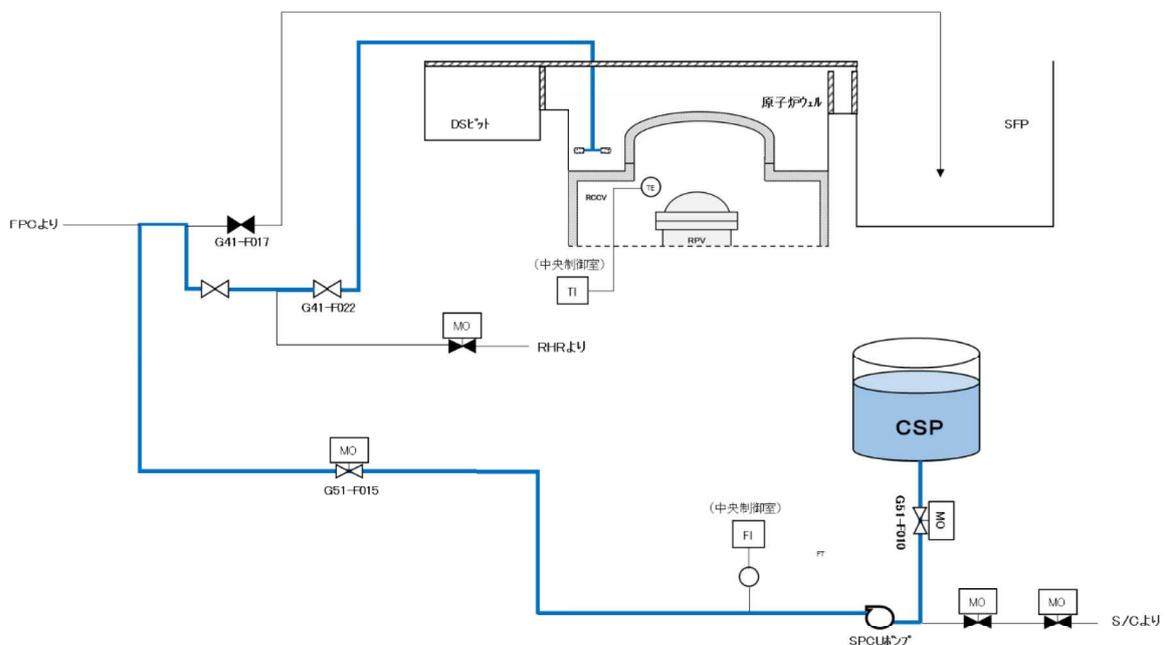


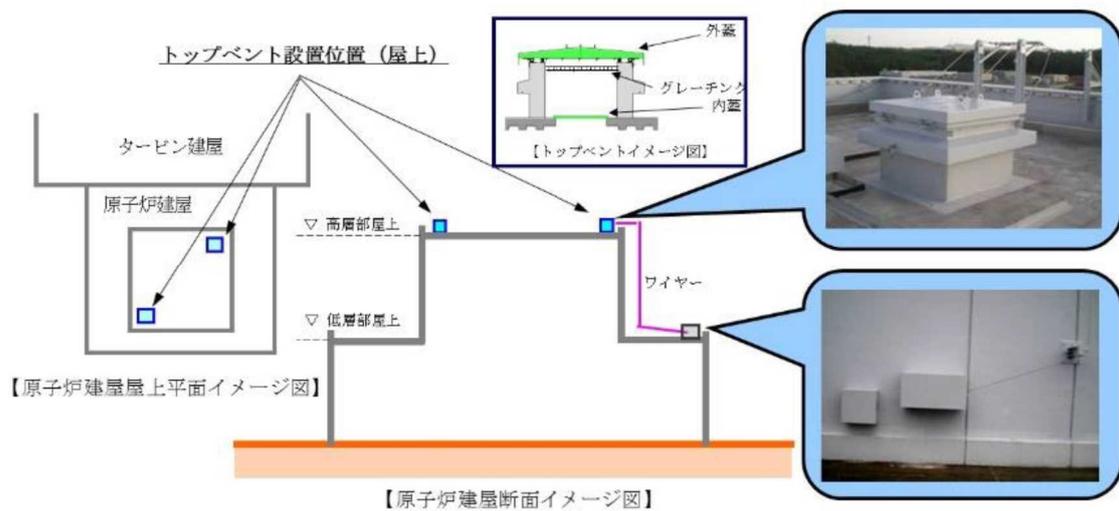
図2 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水 概要図

### (3) 原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し、仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても、オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

原子炉建屋トップベント設備はワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、トップベントを開放する場合は、原子炉建屋外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲による原子炉建屋屋上への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」で示す。



## 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

### 目次

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

54-1

SA 設備基準適合性 一覽表

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

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	54-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	54-9 アクセスルート			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続 作業	Bc, B d, Bf, Bg	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	54-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	54-9 アクセスルート			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

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

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			可搬型スプレイヘッド		類型化区分	
第43条	第1項	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	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 接続作業		B c, B g
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	流路		F
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要		B b
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	—			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続		C
			関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外		対象外
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	その他の処置		—
			関連資料	54-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)		A a
			関連資料	54-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保		A
			関連資料	54-9 アクセスルート		
		第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
サポート系要因				(サポート系なし)	対象外	
関連資料				54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			常設スプレイヘッド		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		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)	流路	F	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	流路, その他設備	対象外
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外 部人為事象、溢水、火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系熱交換器		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共 同 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備有り) —屋内	A a	
			サポート系故障	対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図			

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			熱交換器ユニット		類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-7 接続図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 熱交換器	A, D	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a	
			関連資料	54-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能, 現場(設置場所)で操作可能	A a, B		
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	54-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	54-7 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	54-7 接続図		
		第 5 号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	54-8 保管場所図		
		第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
			関連資料	54-9 アクセスルート図		
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象 D B 設備あり)-屋外	A b
サポート系要因				対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
関連資料			54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

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

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			大容量送水車（熱交換器ユニット用）		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-7 接続図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続 作業		B c, B d, B f
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が不要		B b
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能		A b	
		関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続		C
			関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		A b
			関連資料	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	54-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		B a
			関連資料	54-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保		B
			関連資料	54-9 アクセスルート図		
		第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	
サポート系要因				対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
関連資料			54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			54-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備				使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			54-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			54-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		類型化区分	
第43条	第1項	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ, 弁操作	B d, B f	
			関連資料	54-3 配置図 54-9 アクセスルート図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図 54-9 アクセスルート図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)	A a		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

54-2  
単線結線図





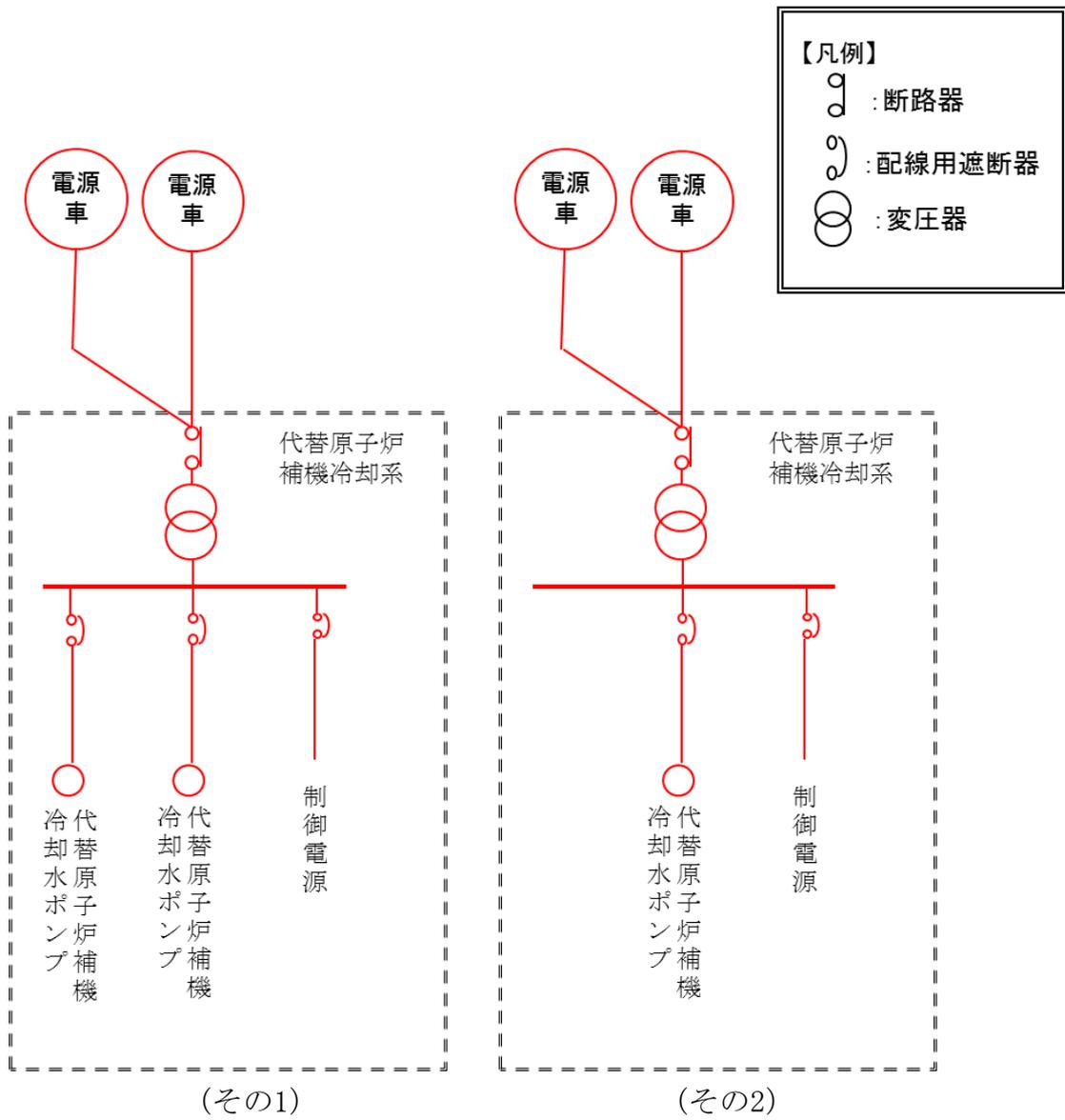


図3 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

54-3  
配置図

	: 設計基準対象施設
	: 重大事故等対処設備を示す。

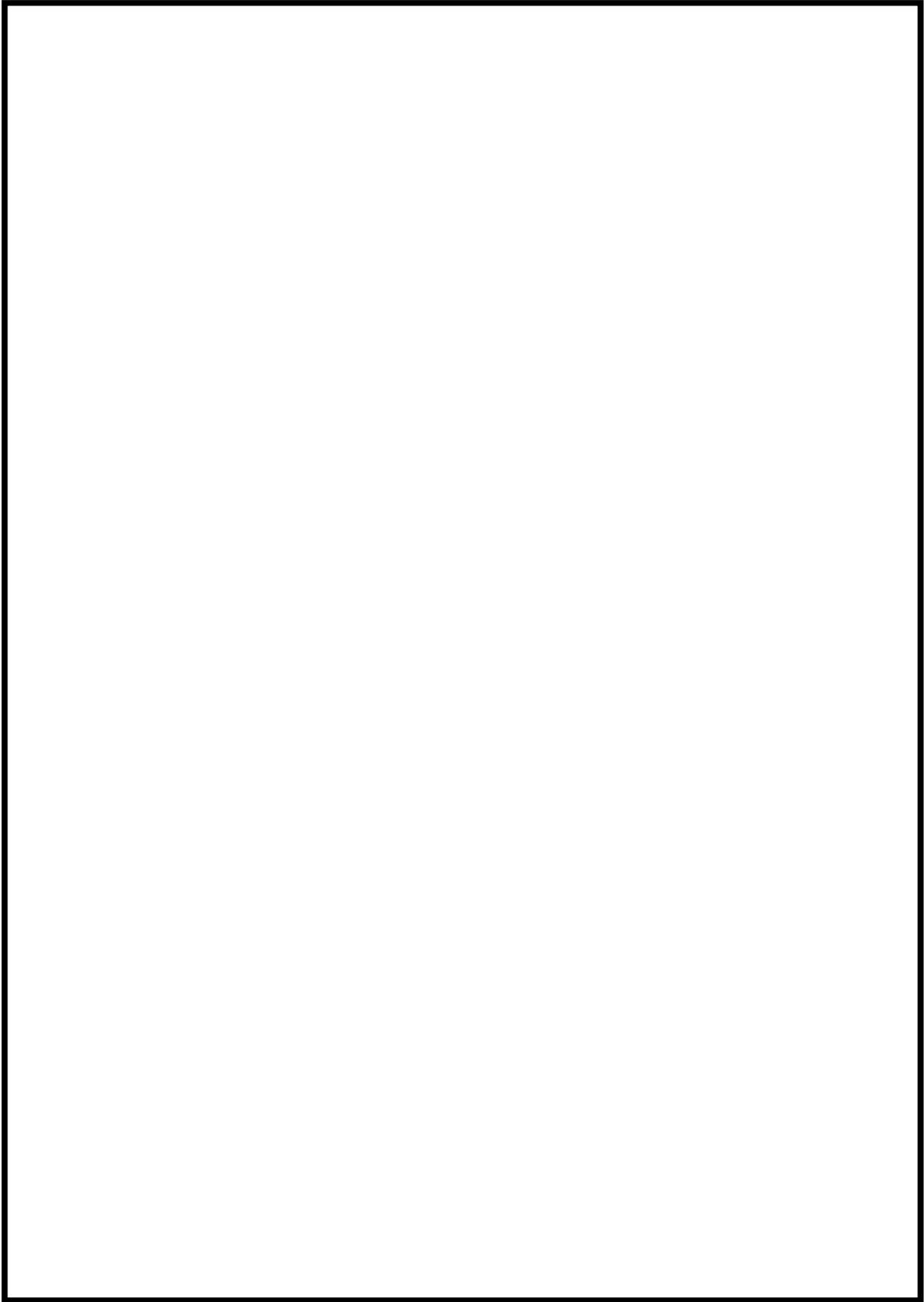


図1 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)  
6号炉 屋内配置図

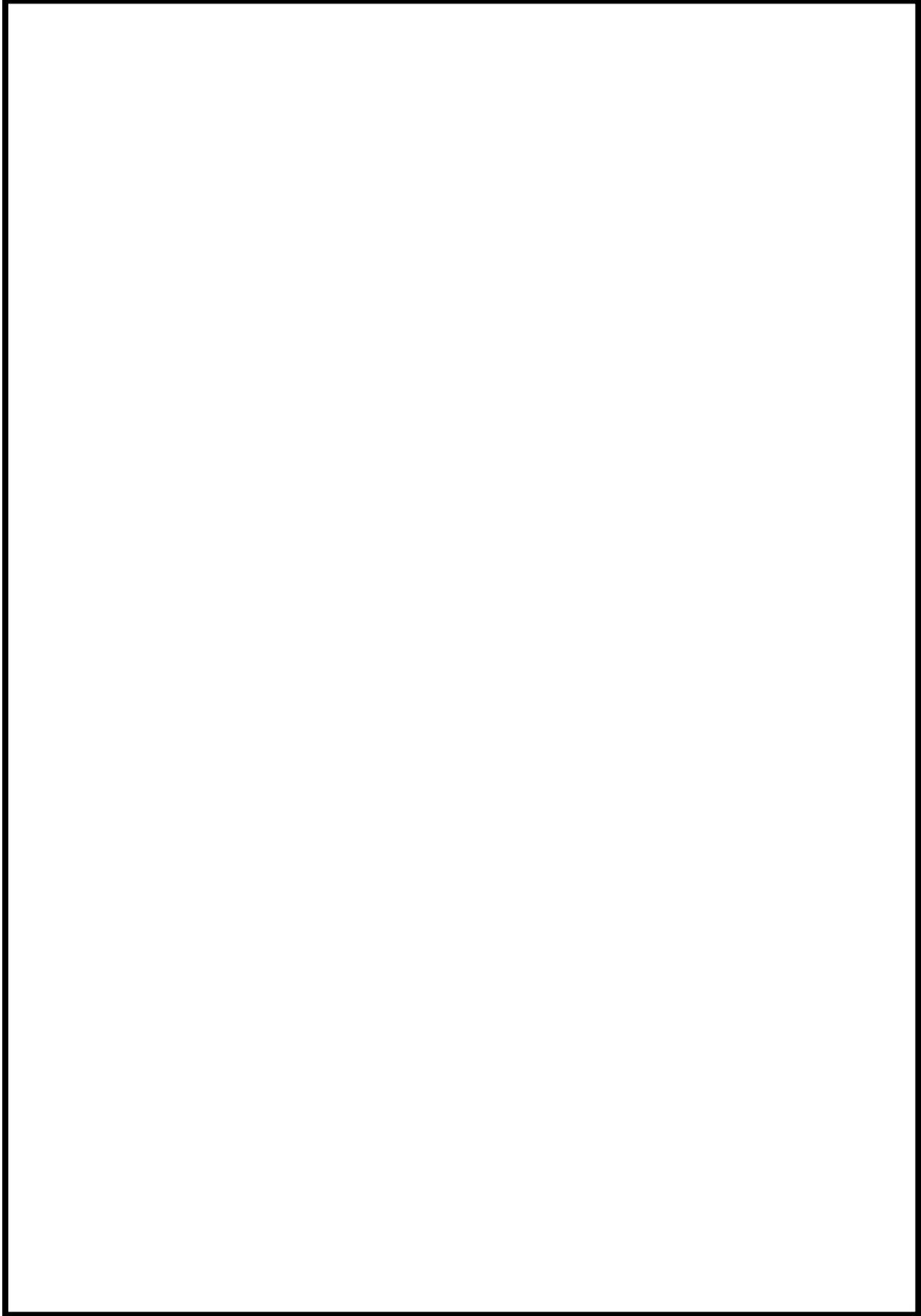


図2 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)  
7号炉 屋内配置図

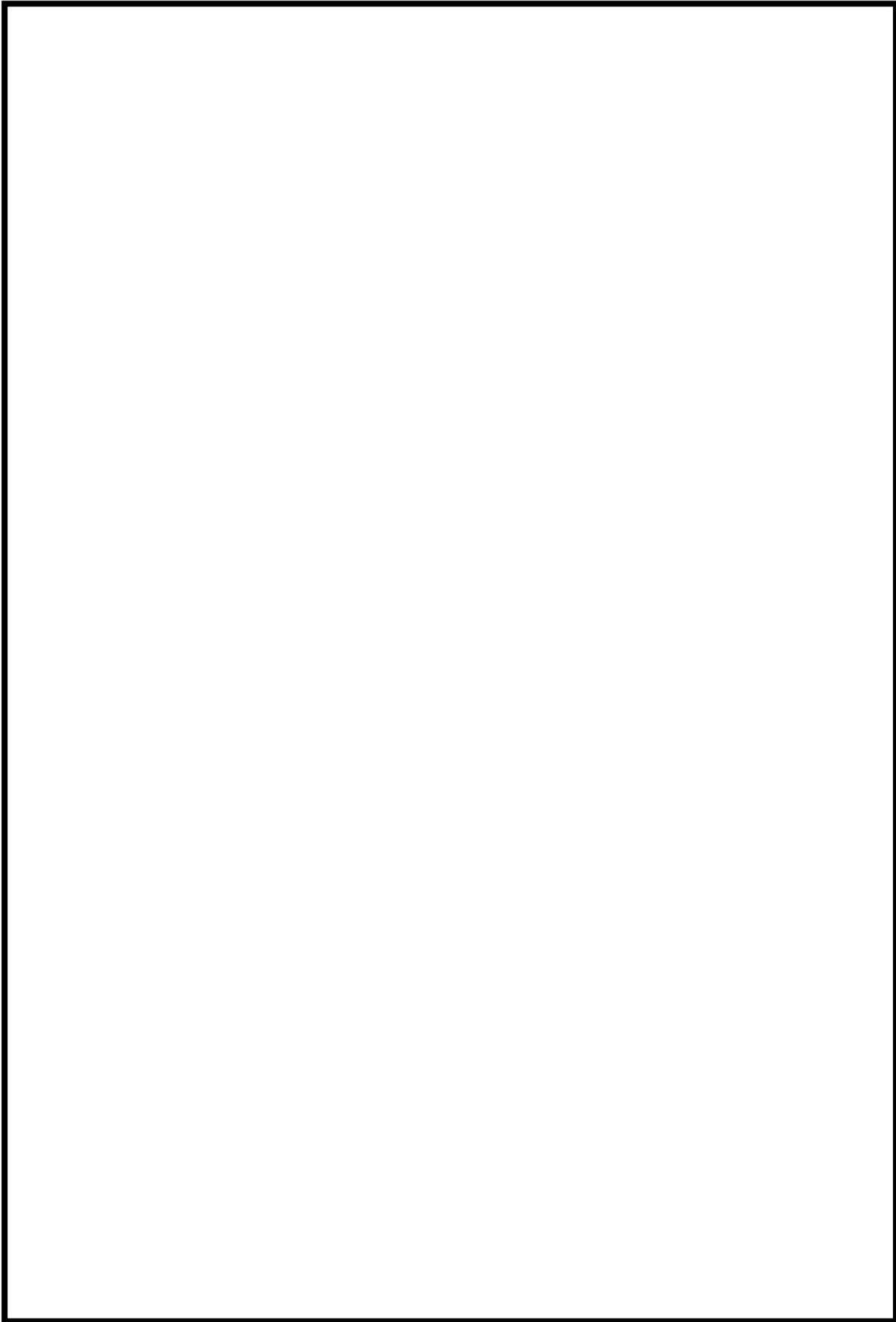


図3 燃料プール冷却浄化系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

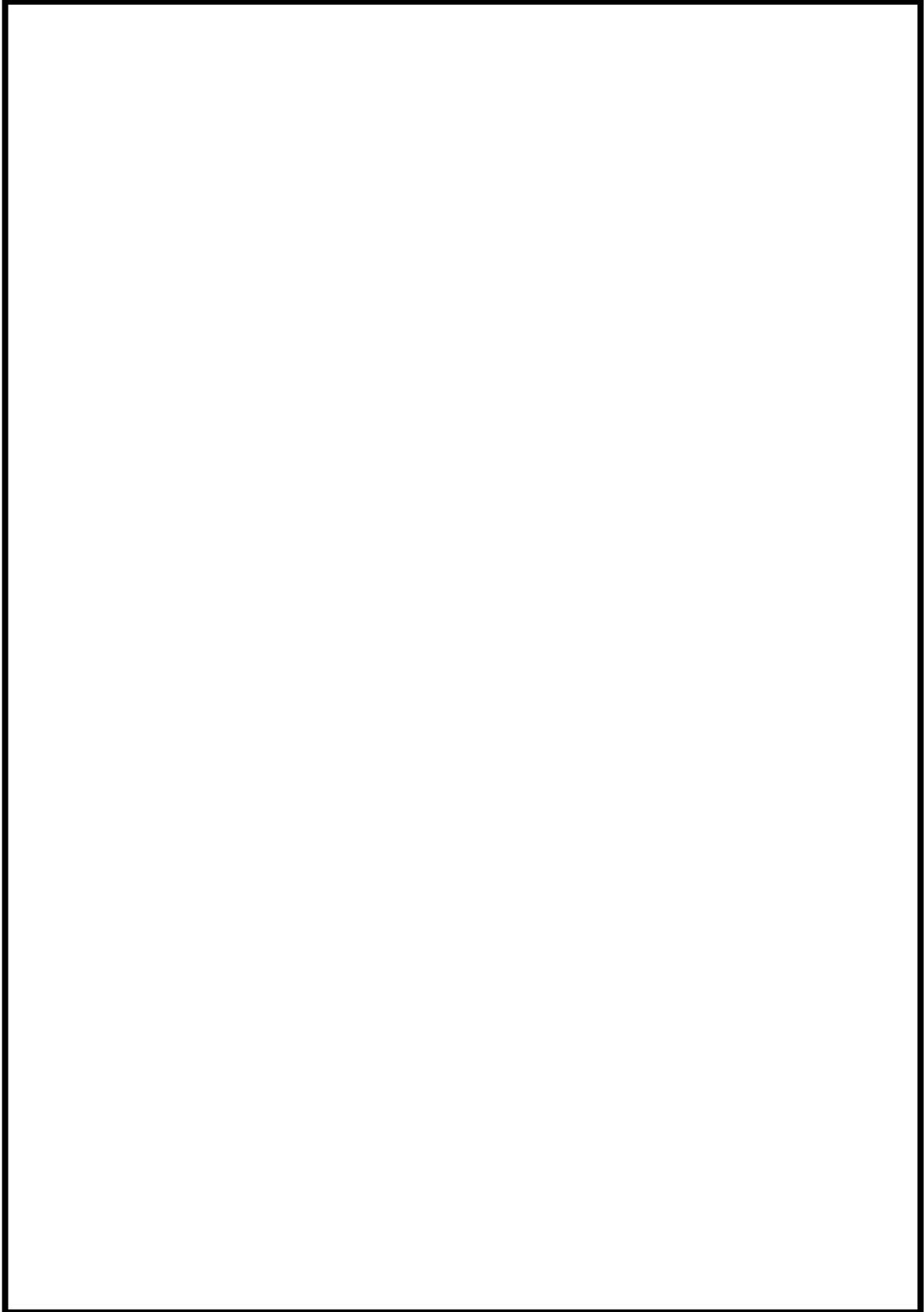


図 4 燃料プール冷却浄化系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

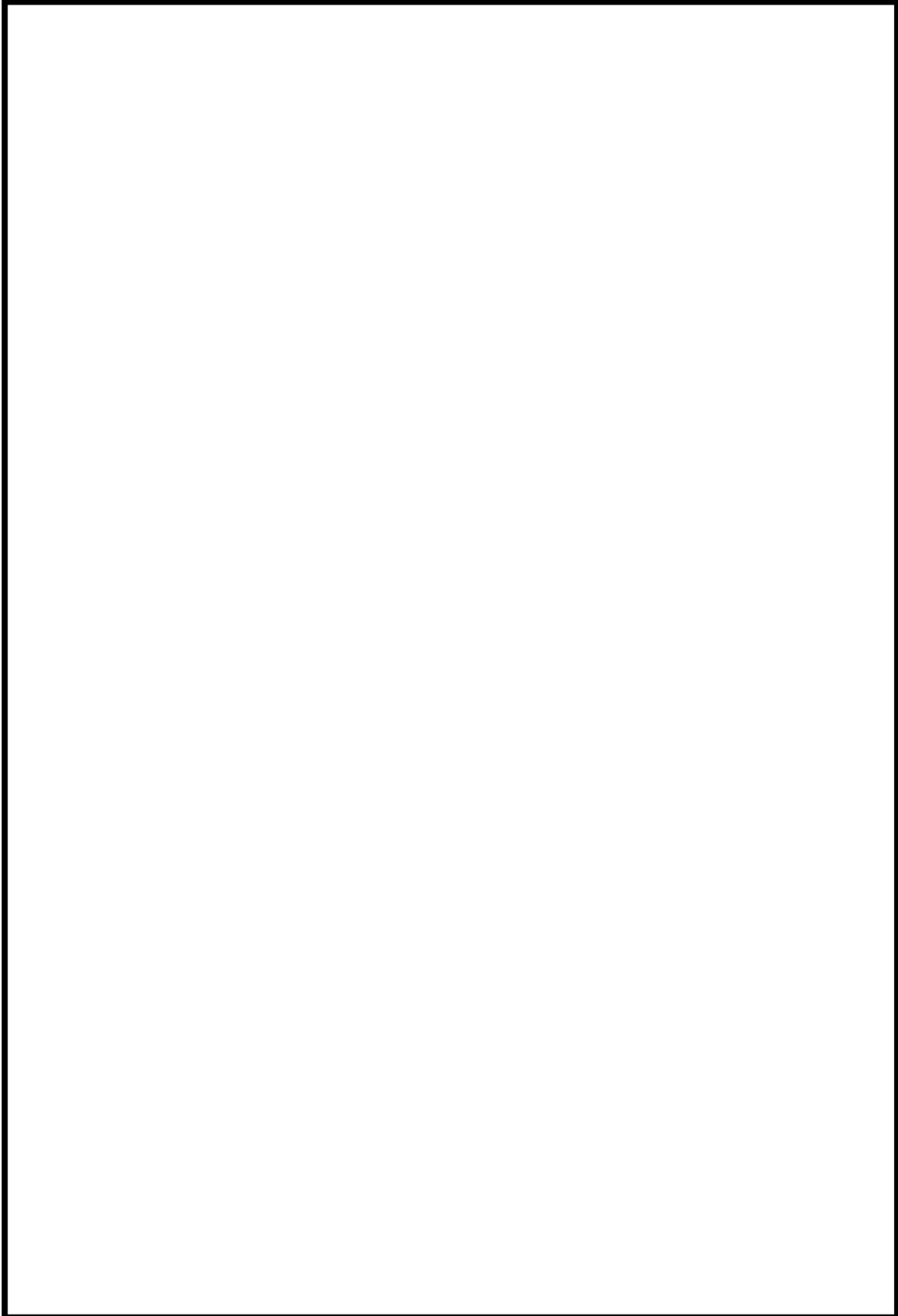


図 5 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)  
54-3-5

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

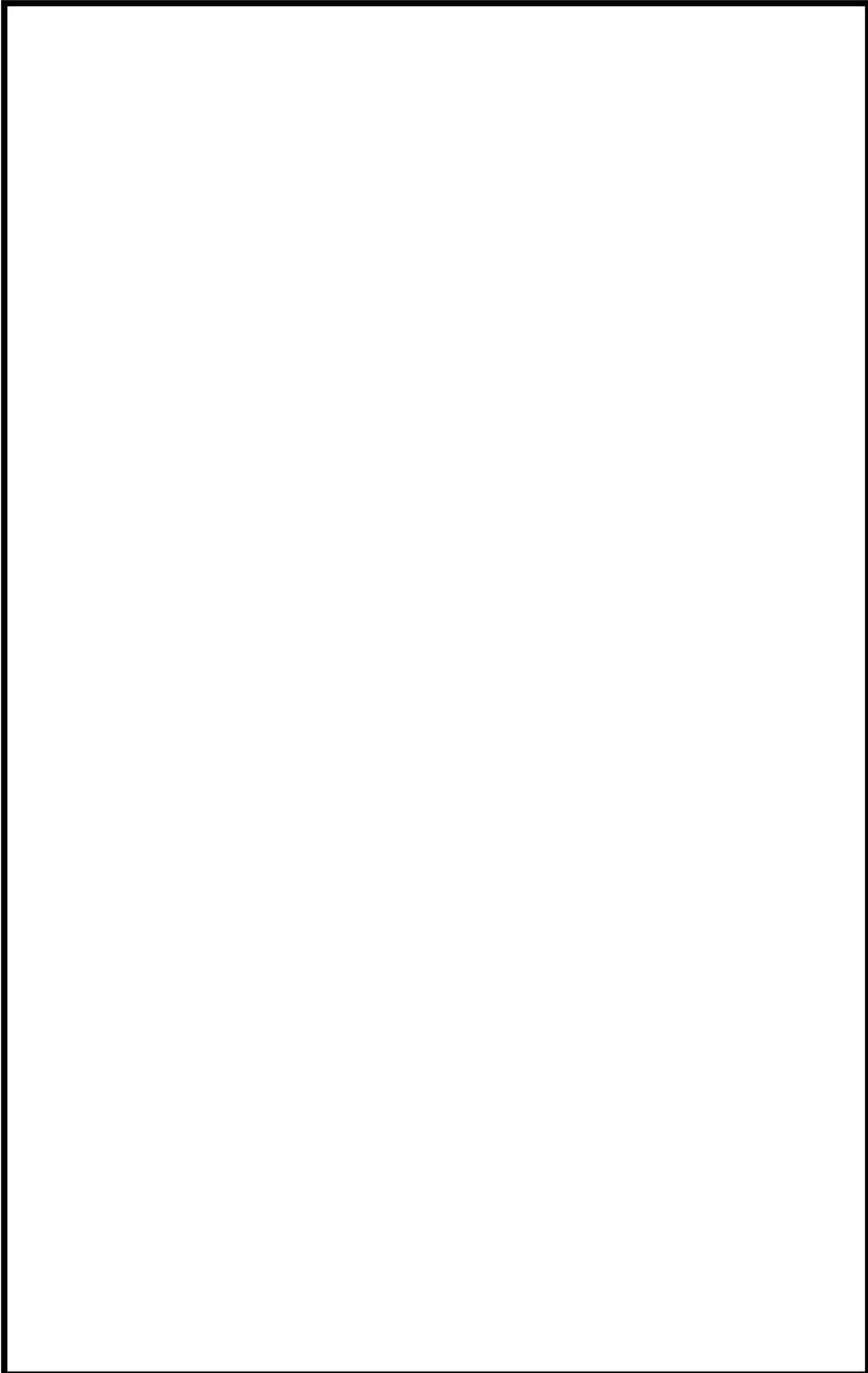


図 6 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上中3階)  
54-3-6

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

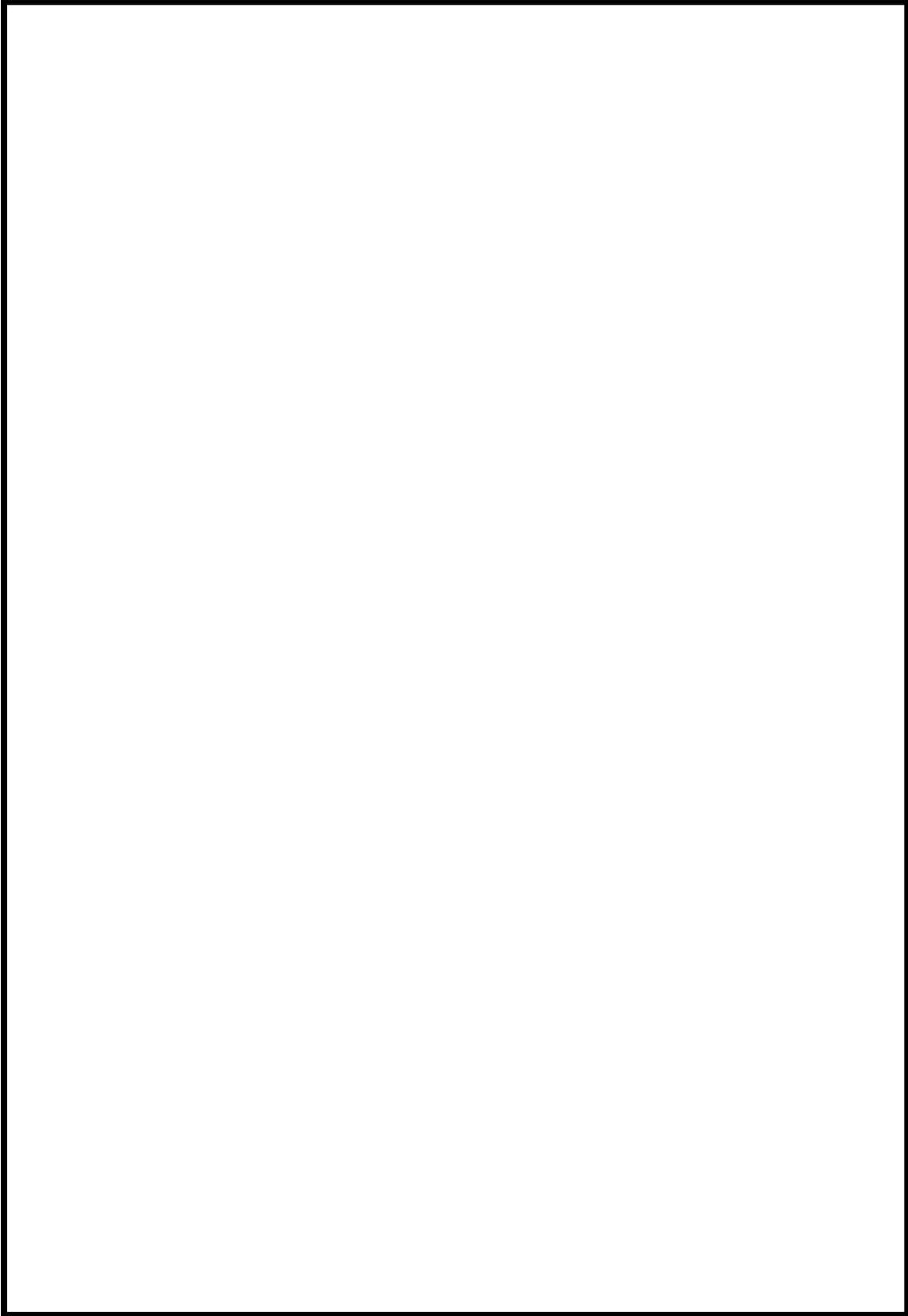


図 7 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上3階)  
54-3-7

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

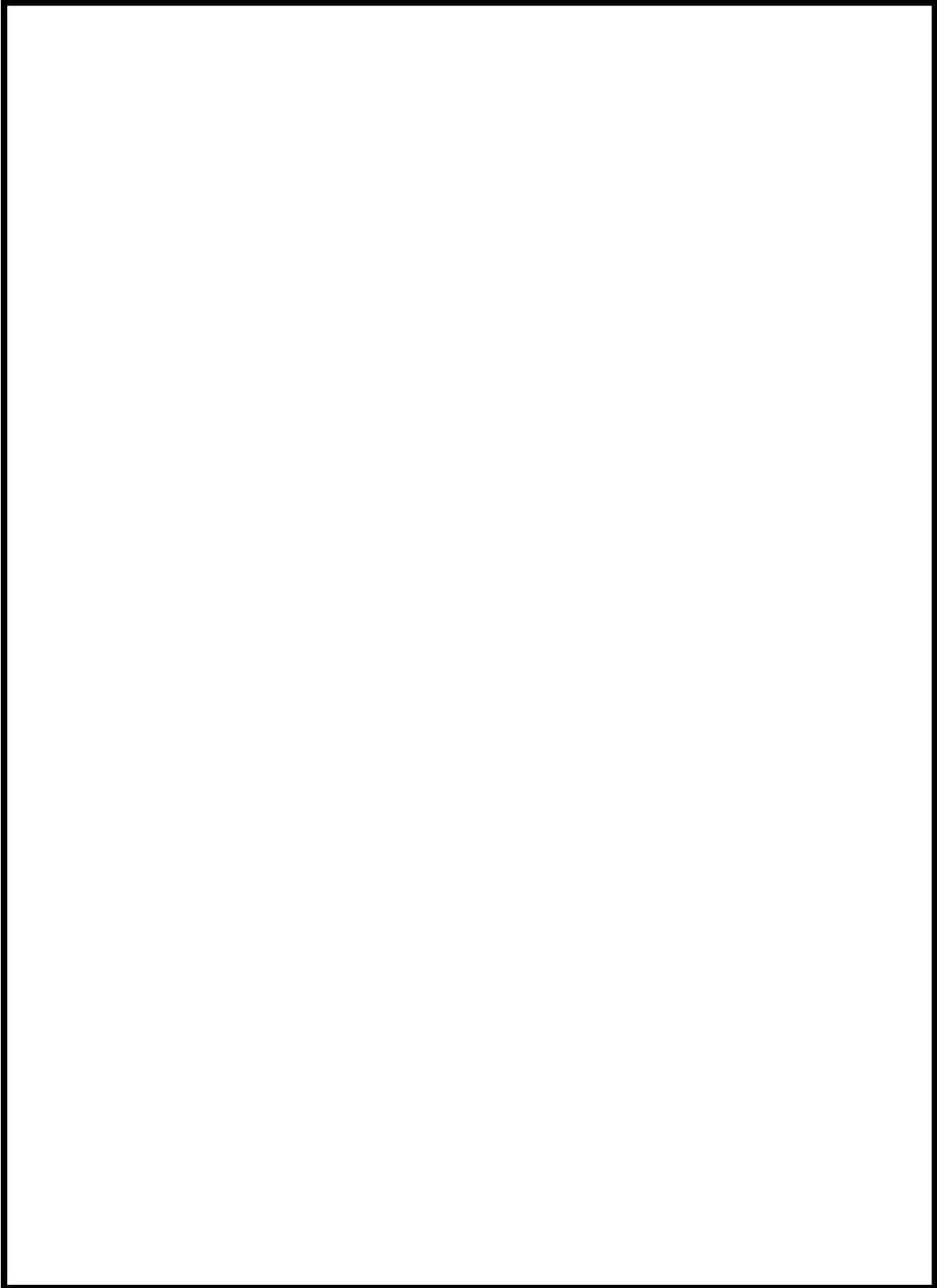


図 8 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

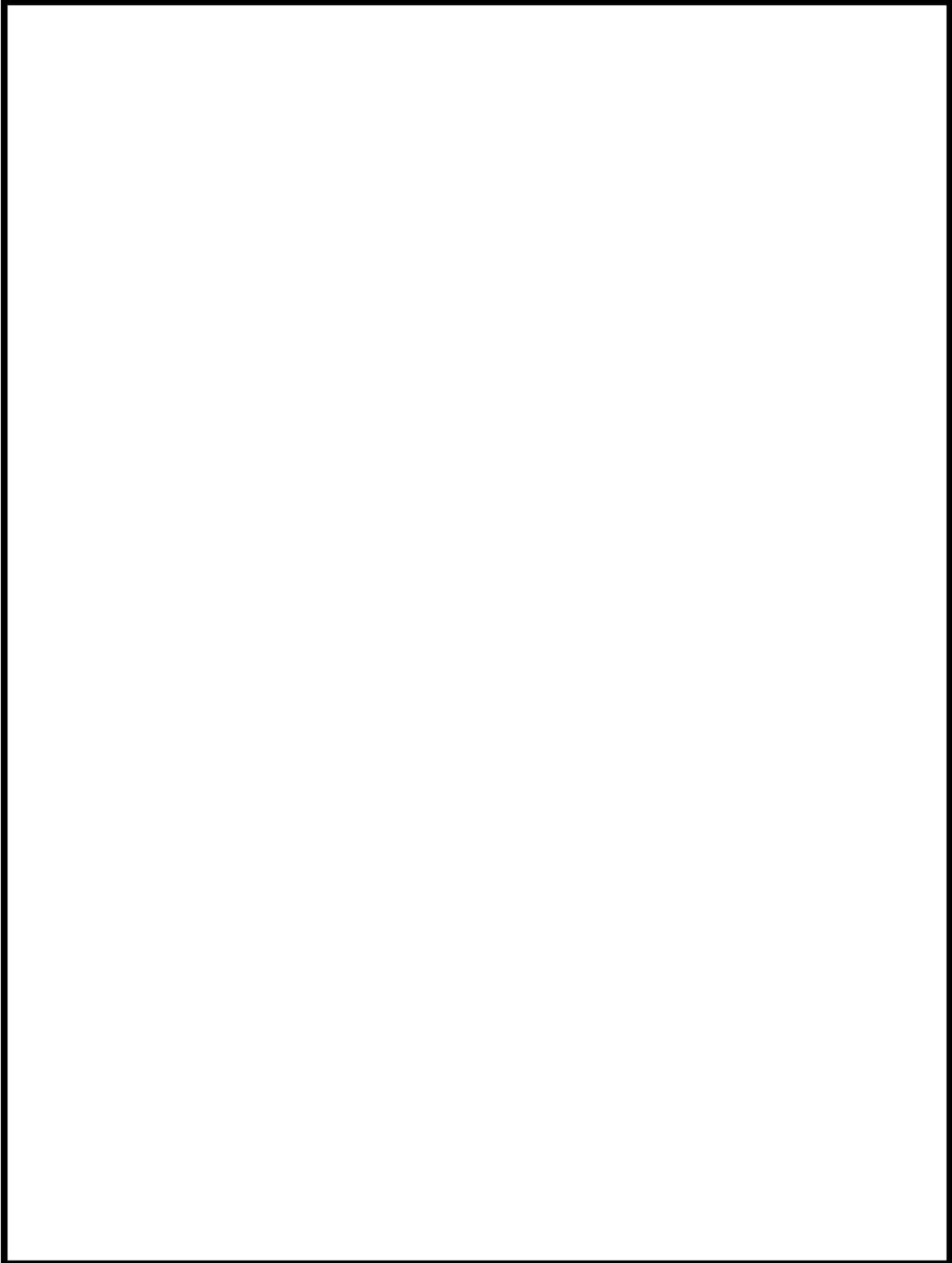


図9 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6号炉原子炉建屋地上1階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

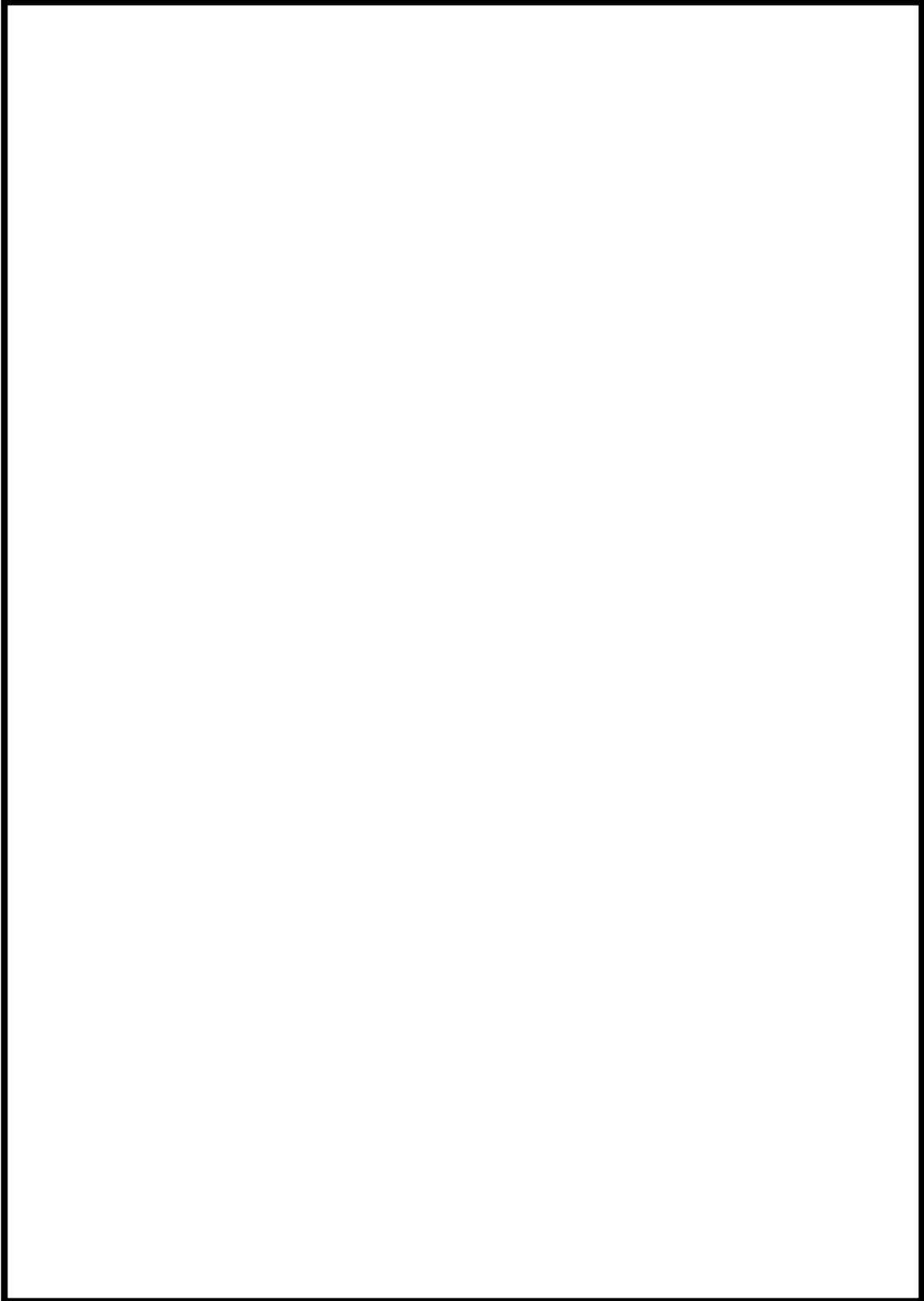


図 10 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)  
54-3-10

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

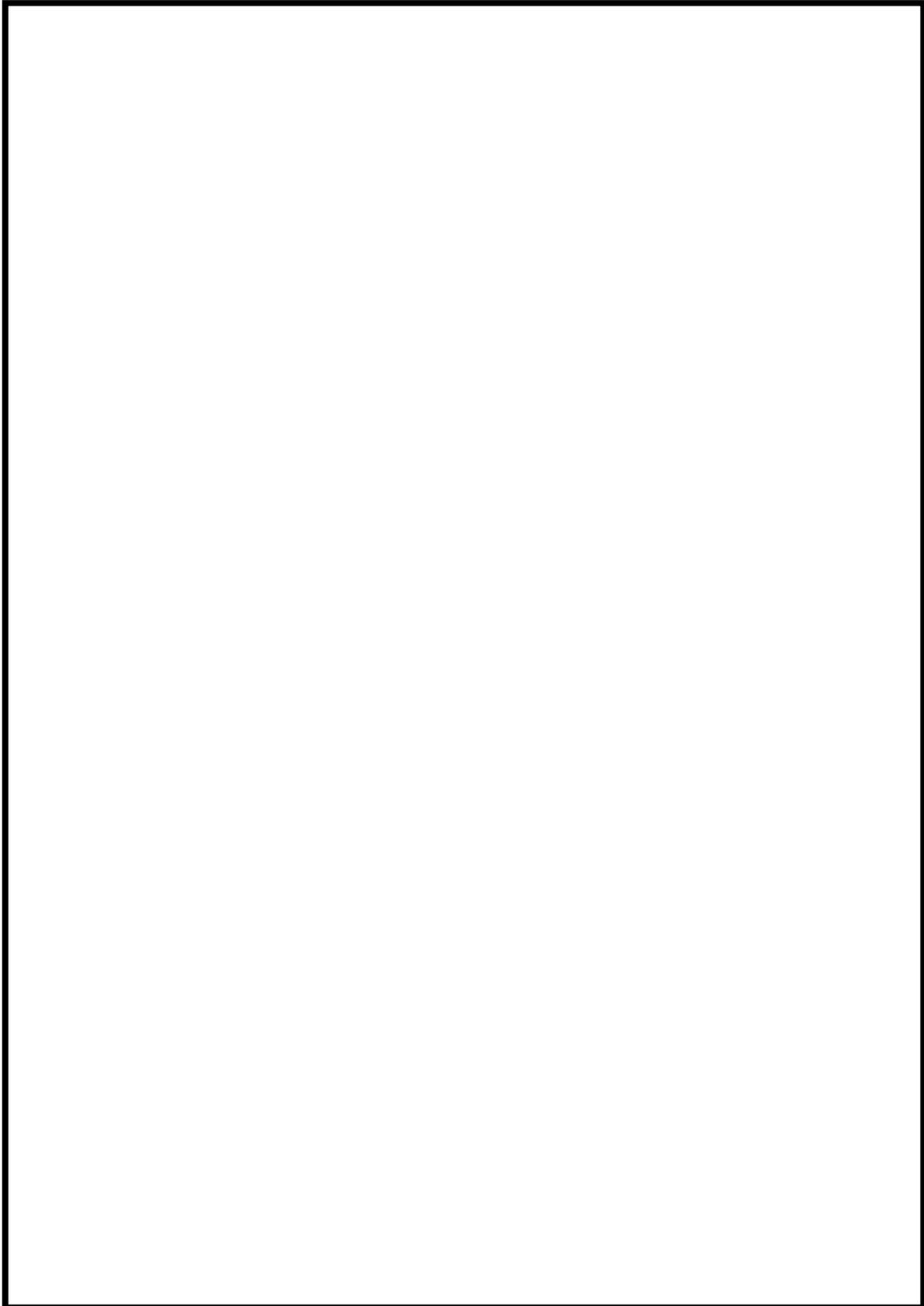


図 11 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

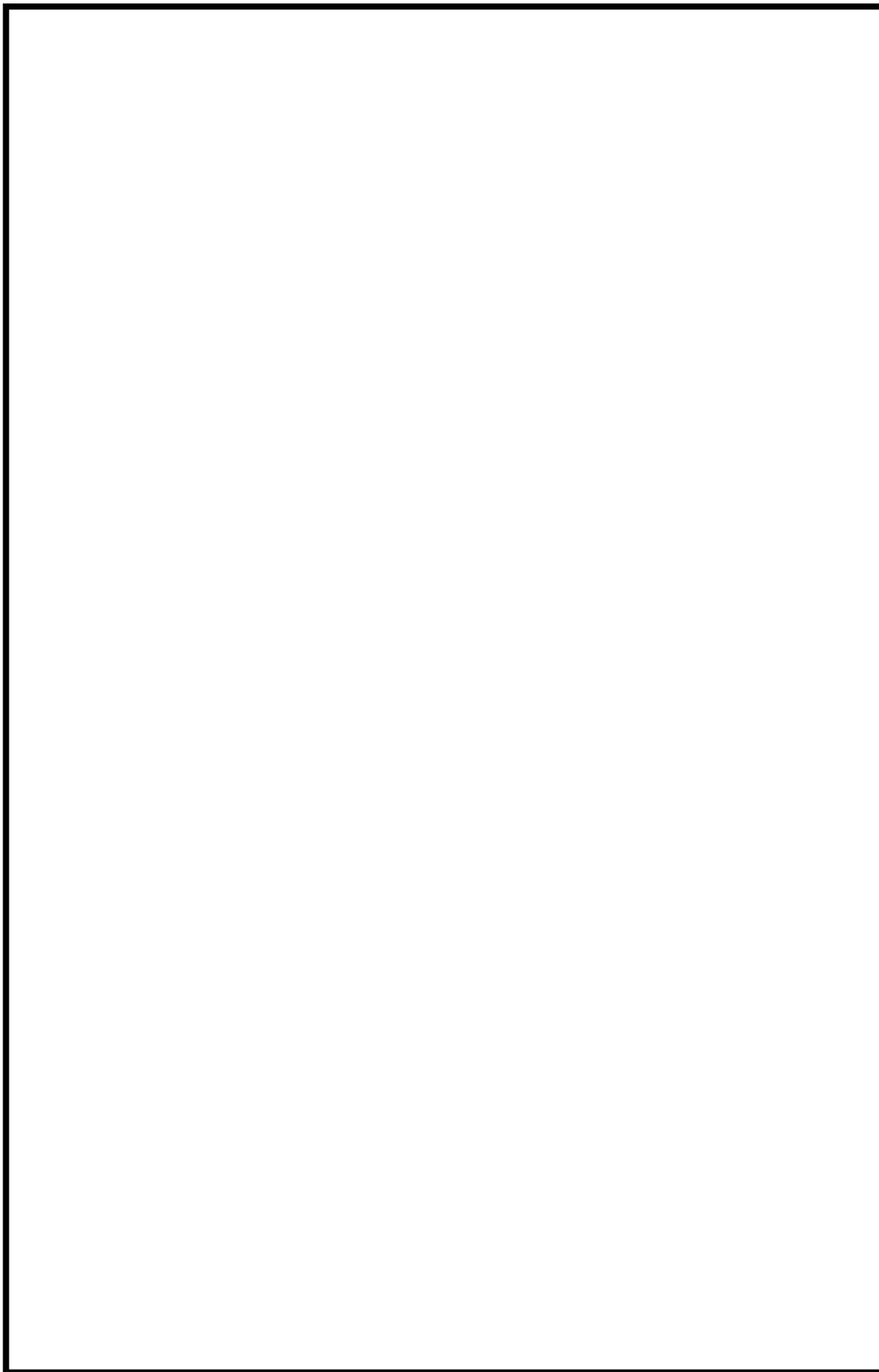


図 12 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉タービン建屋地上1階)  
54-3-12

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

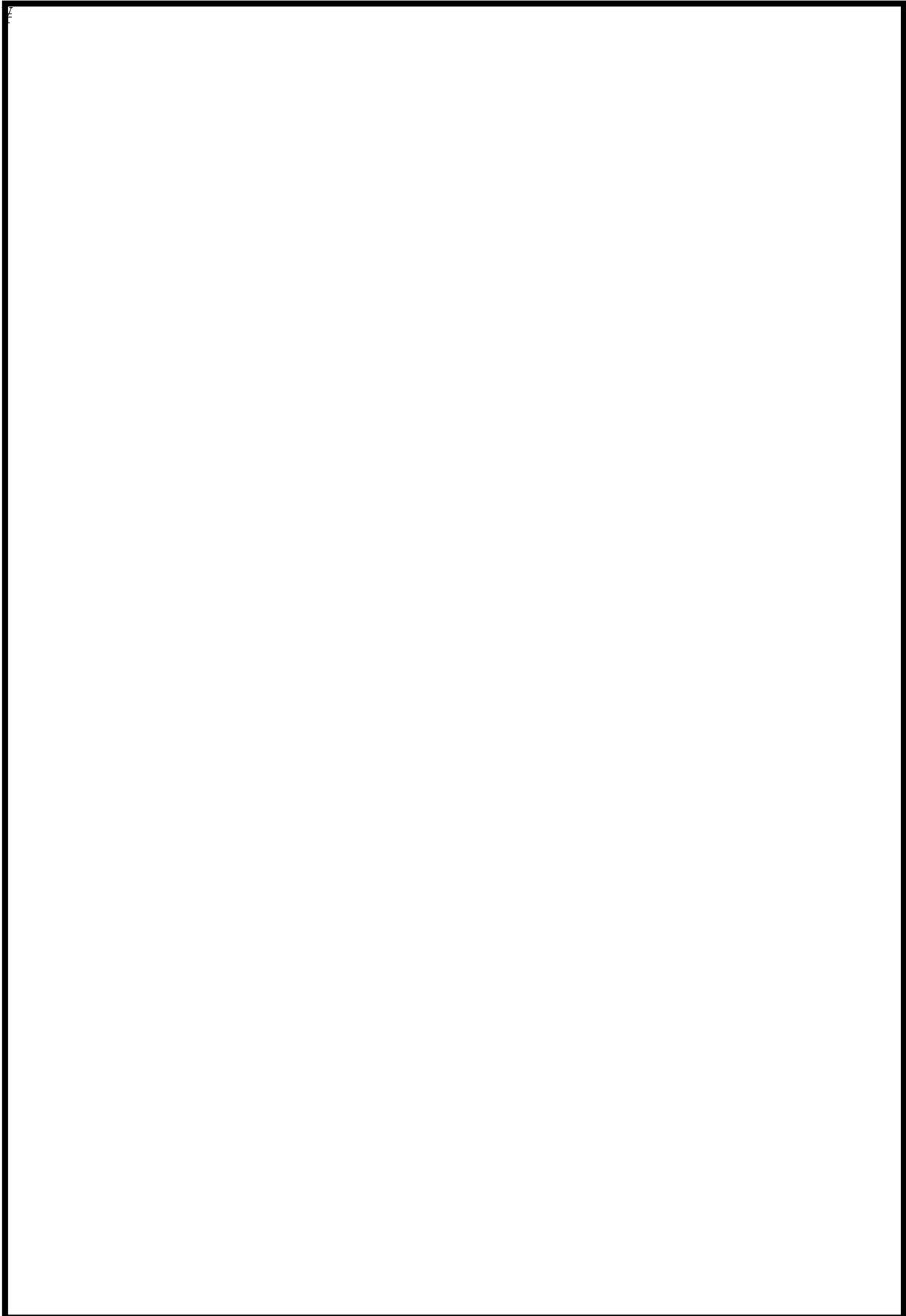


図 13 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6号炉タービン建屋地下1階)  
54-3-13

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

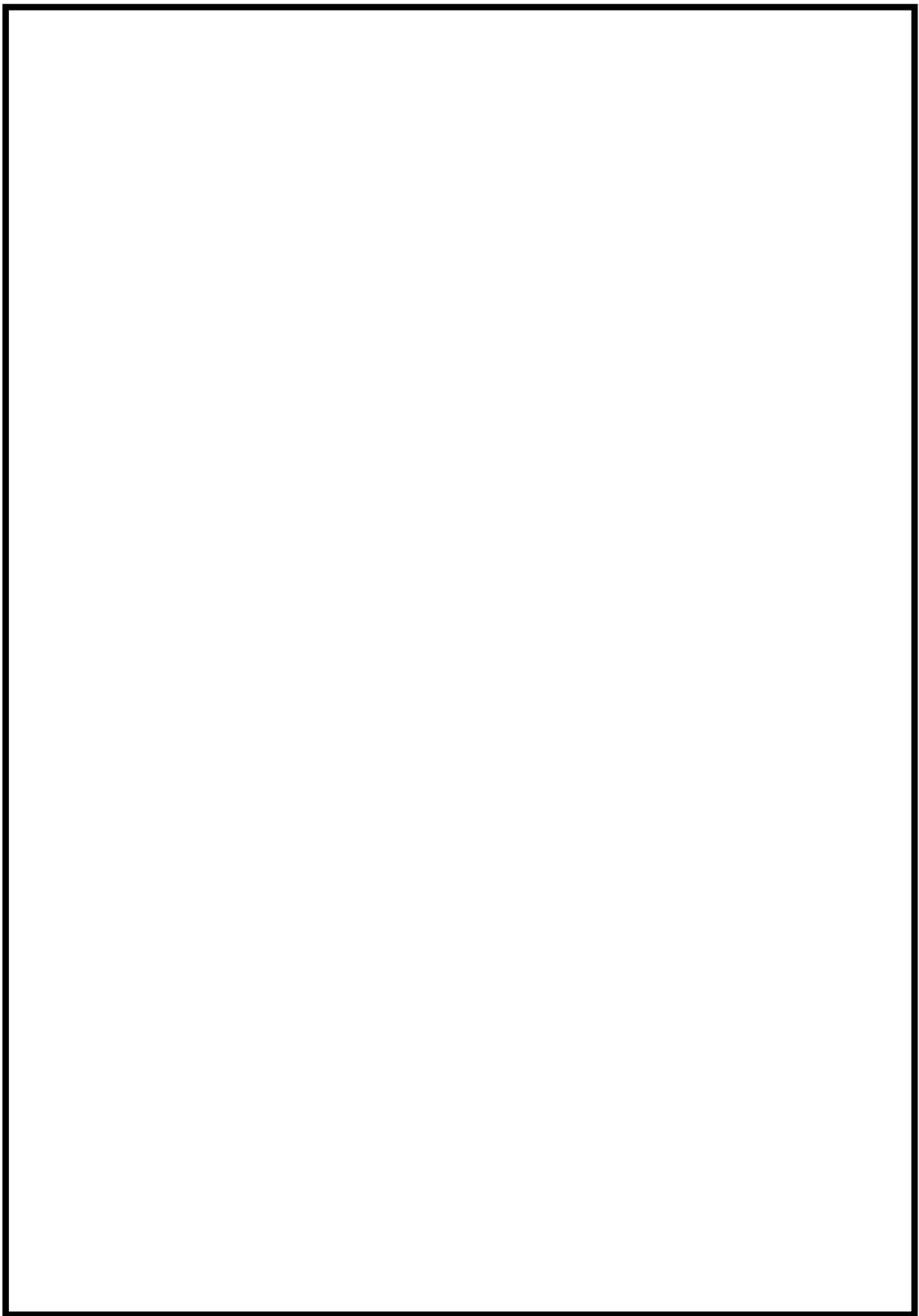


図 14 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)  
54-3-14

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

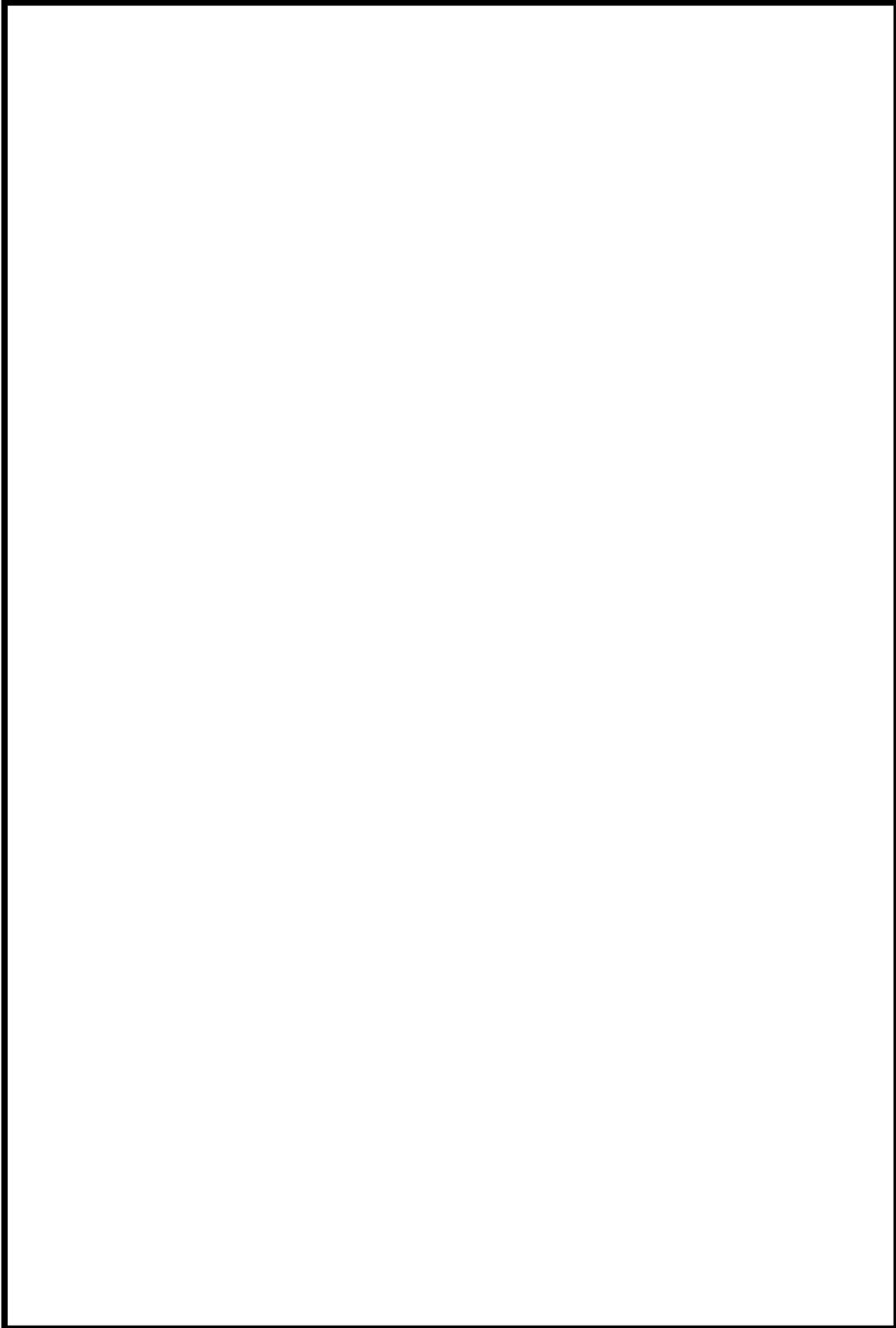


図 15 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

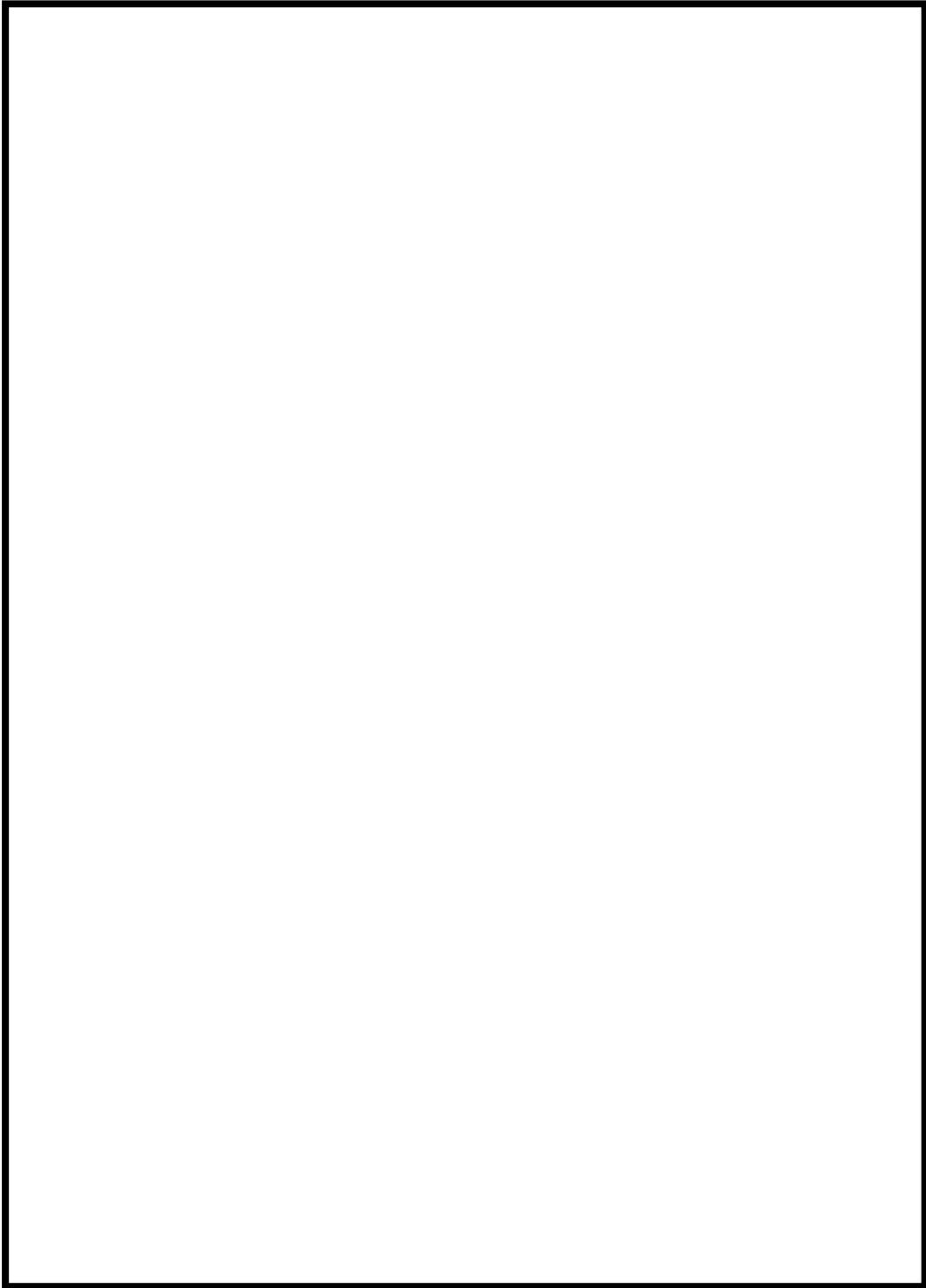


図 16 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上3階)  
54-3-16

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

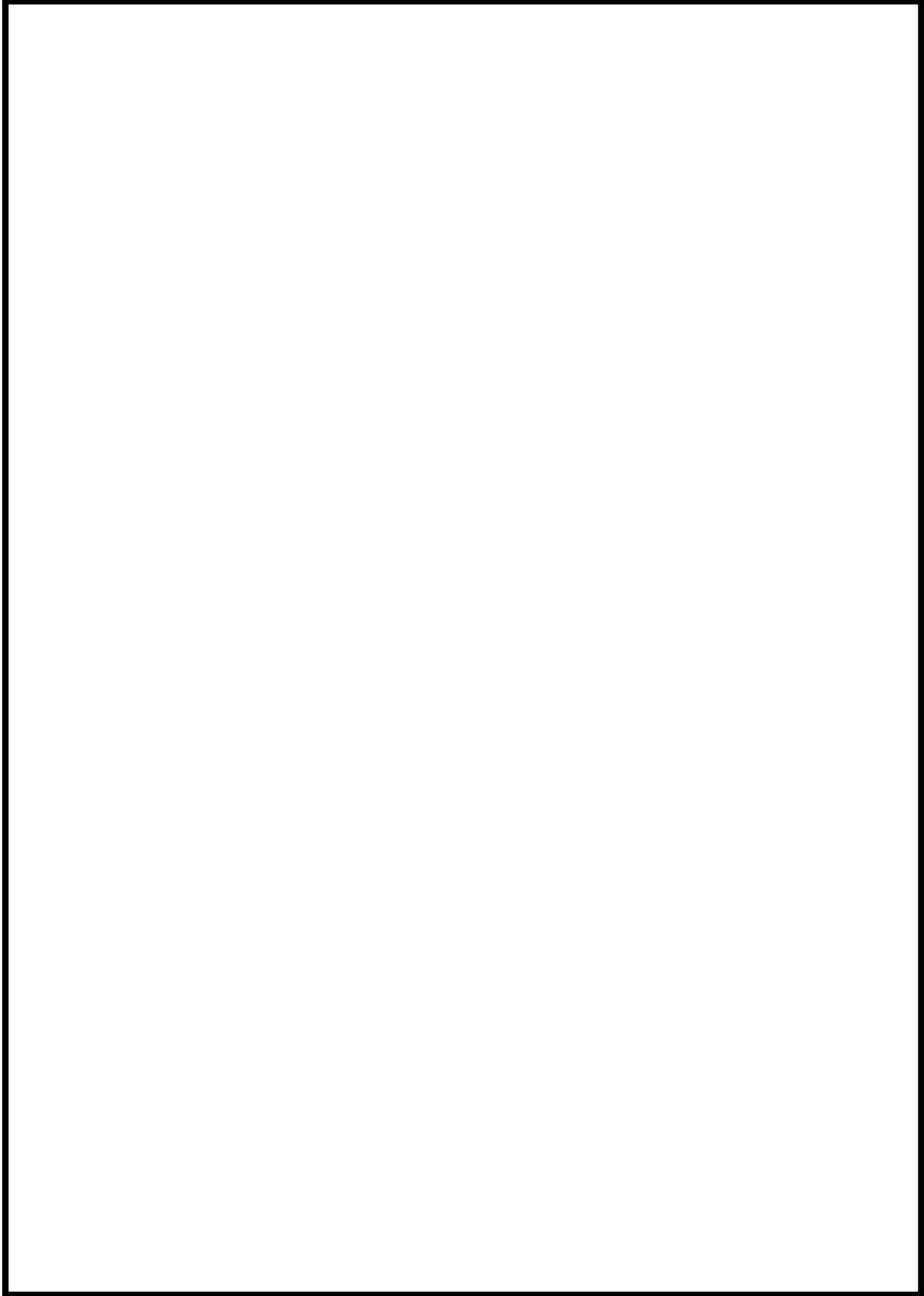


図 17 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)  
54-3-17

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

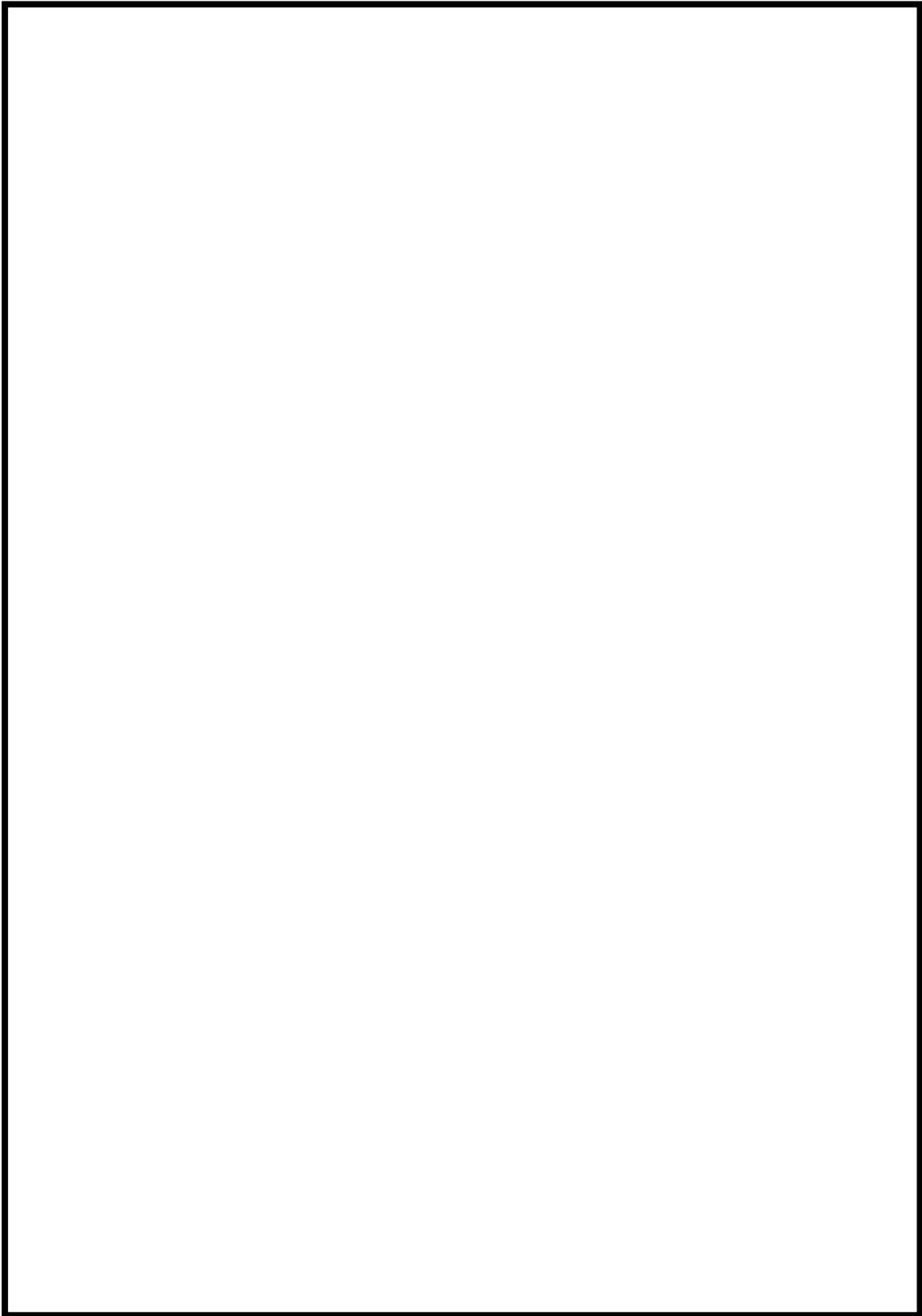


図 18 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上1階)  
54-3-18

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

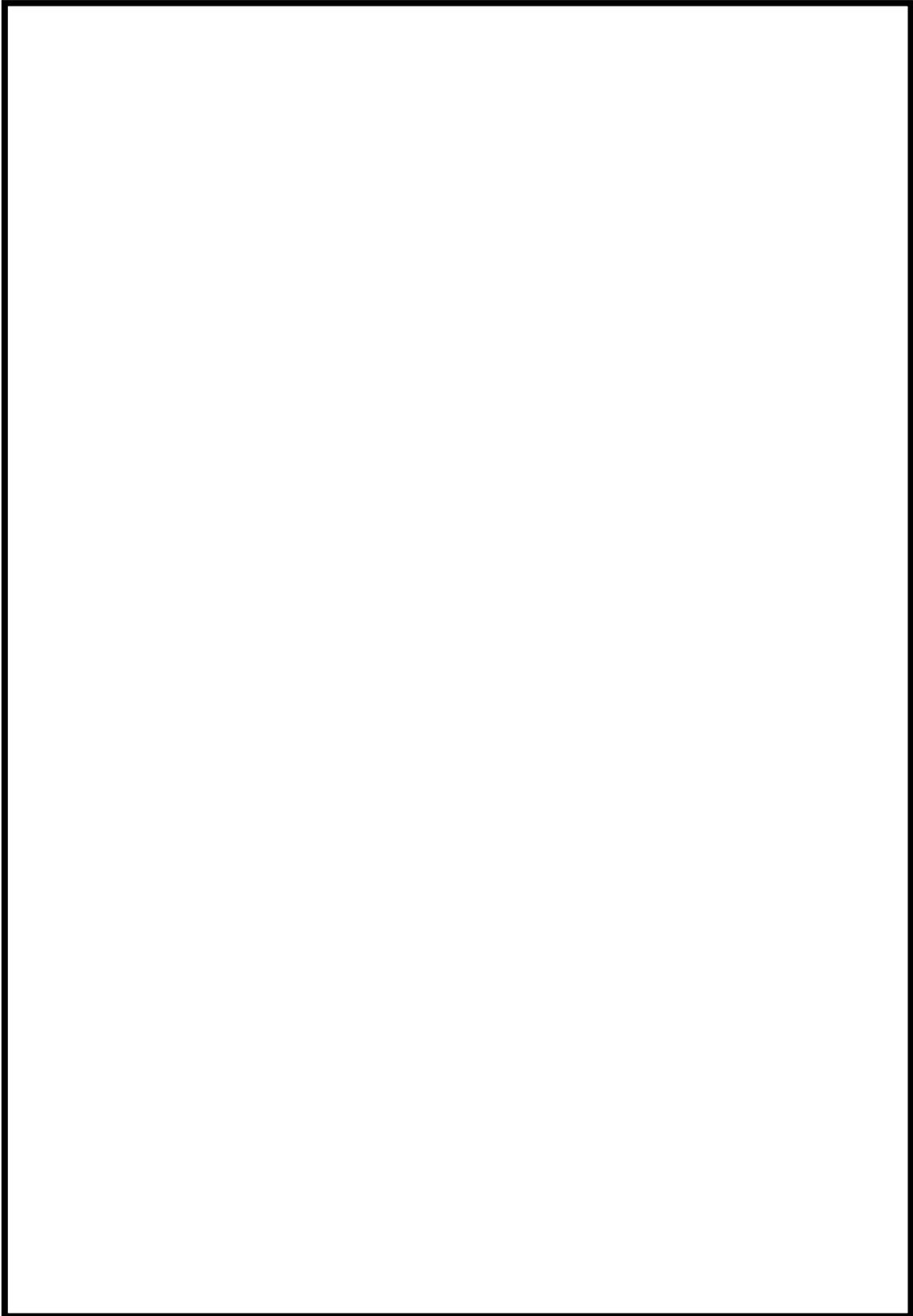


図 19 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)  
54-3-19

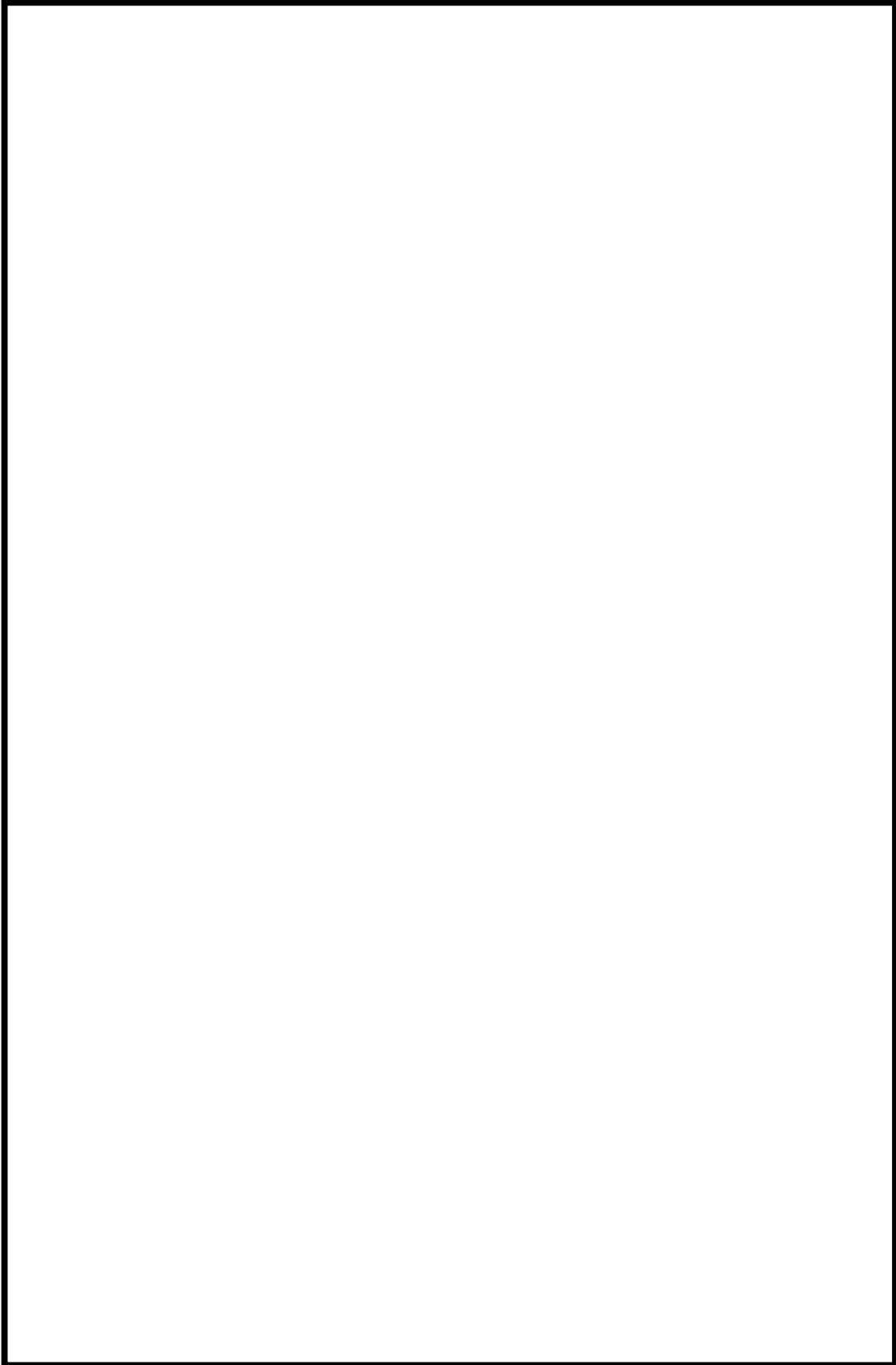


図 20 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

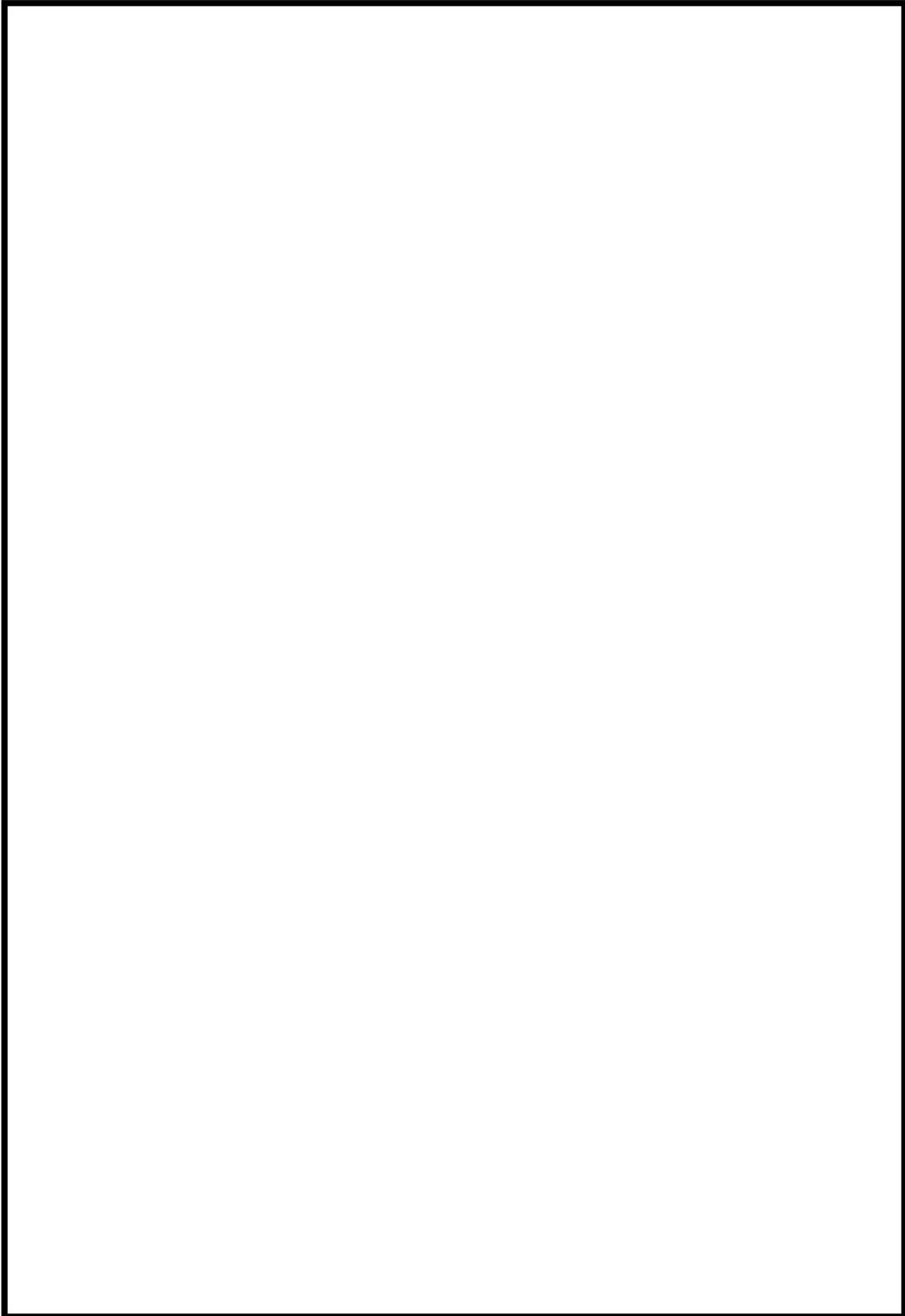


図 21 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉タービン建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

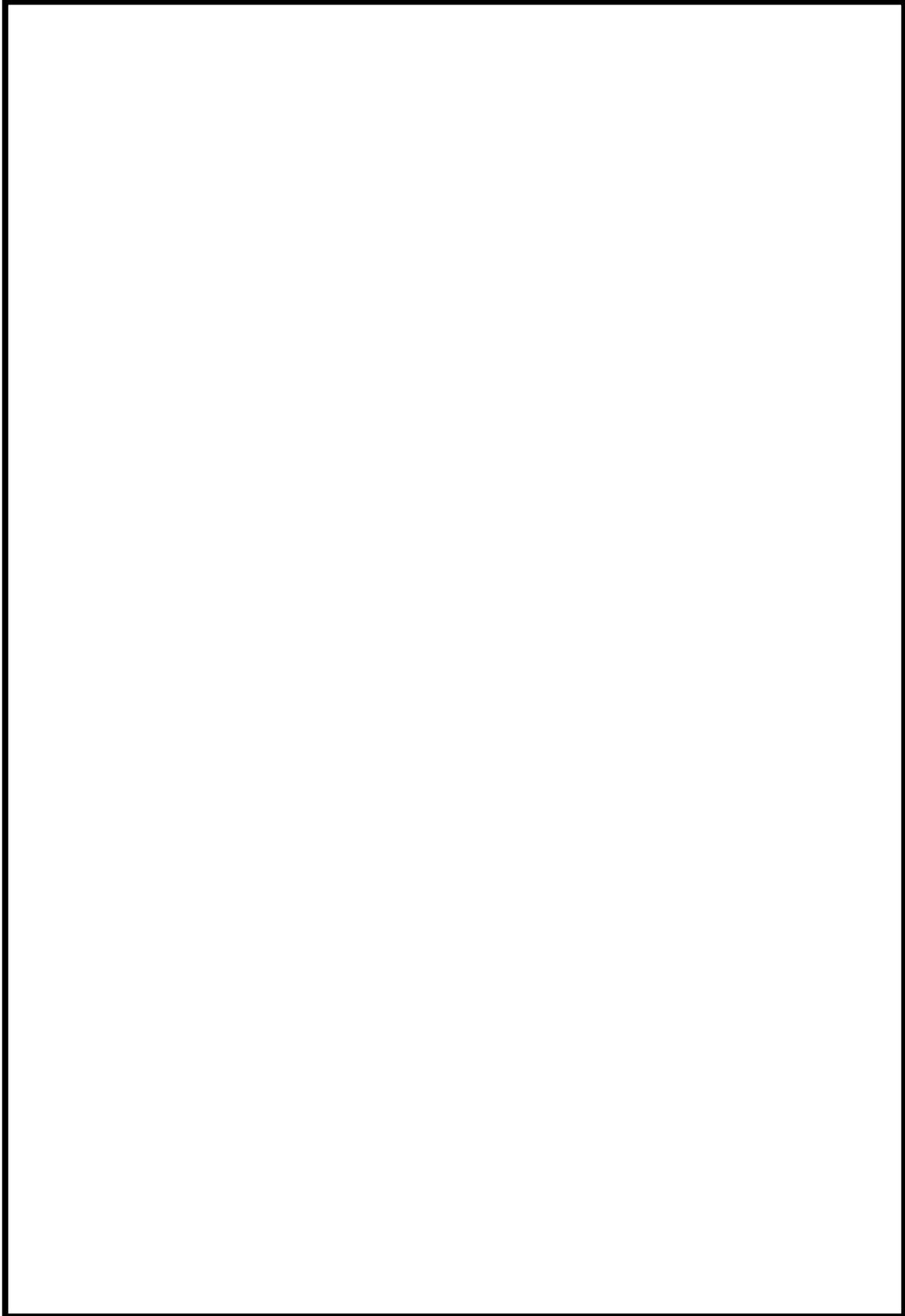


図 22 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (7号炉タービン建屋地下1階)  
54-3-22

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

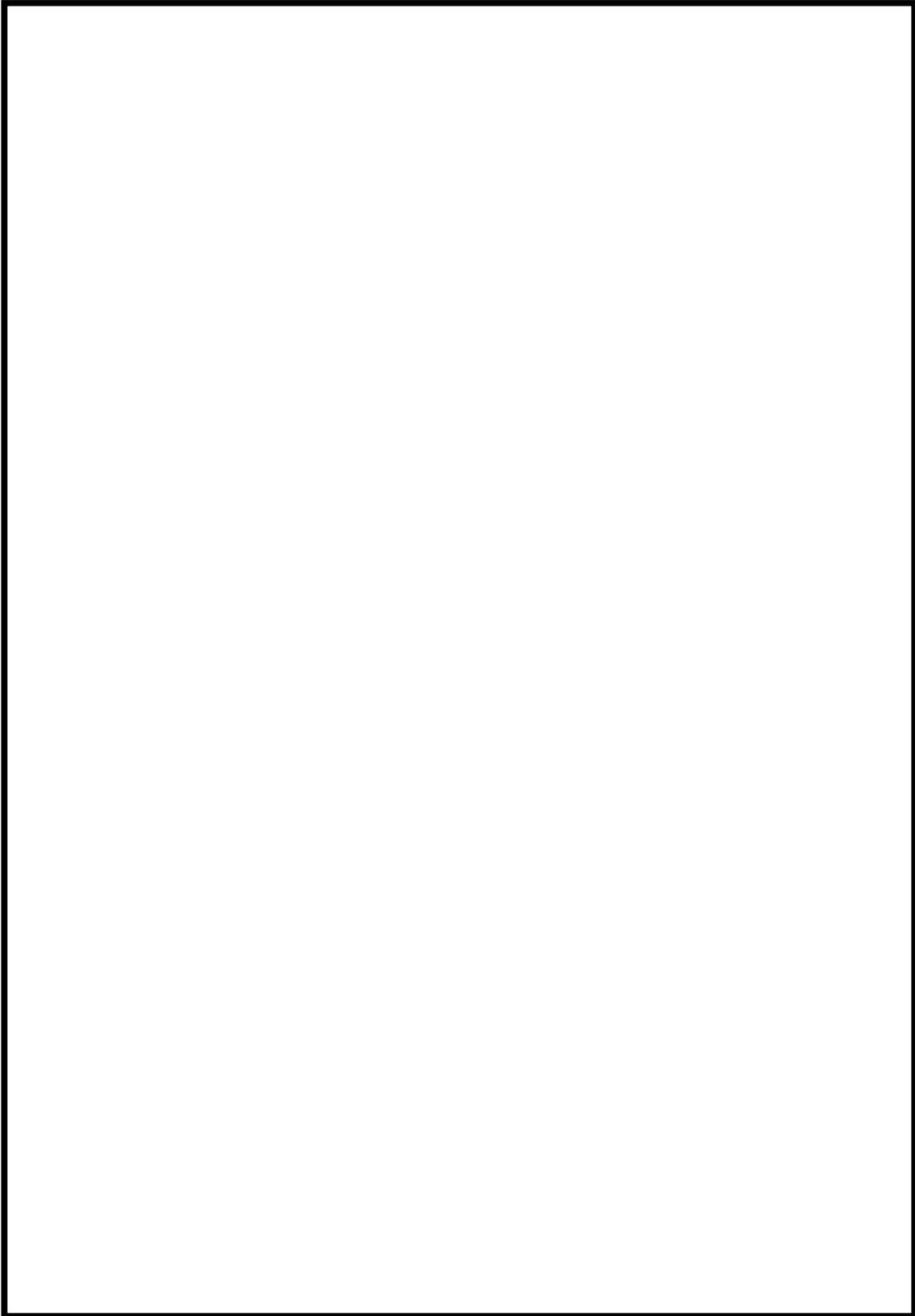


図 23 代替原子炉補機冷却系の機器配置図 (6/7 号炉コントロール建屋地下 2 階)  
54-3-23

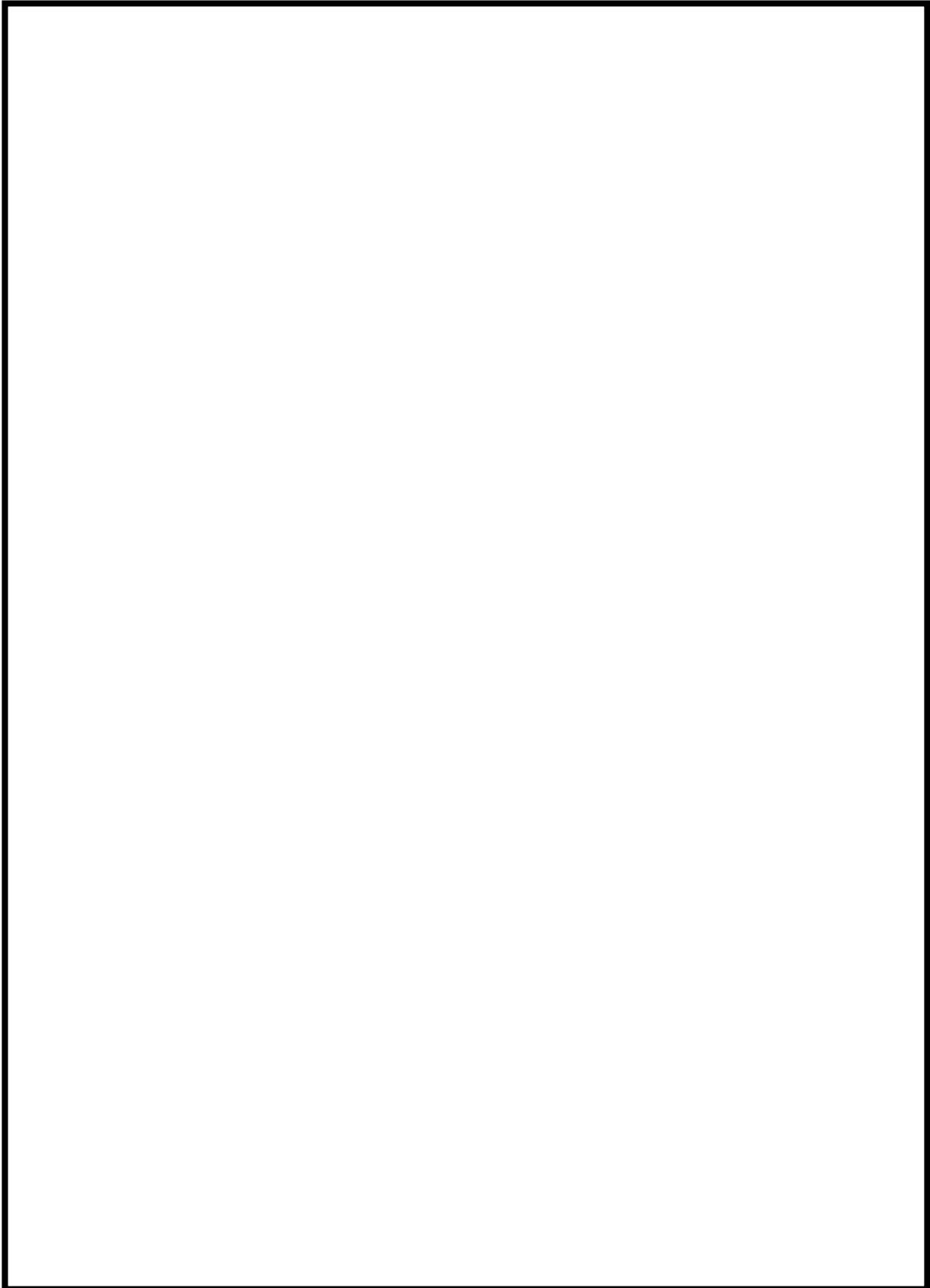


図 24 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

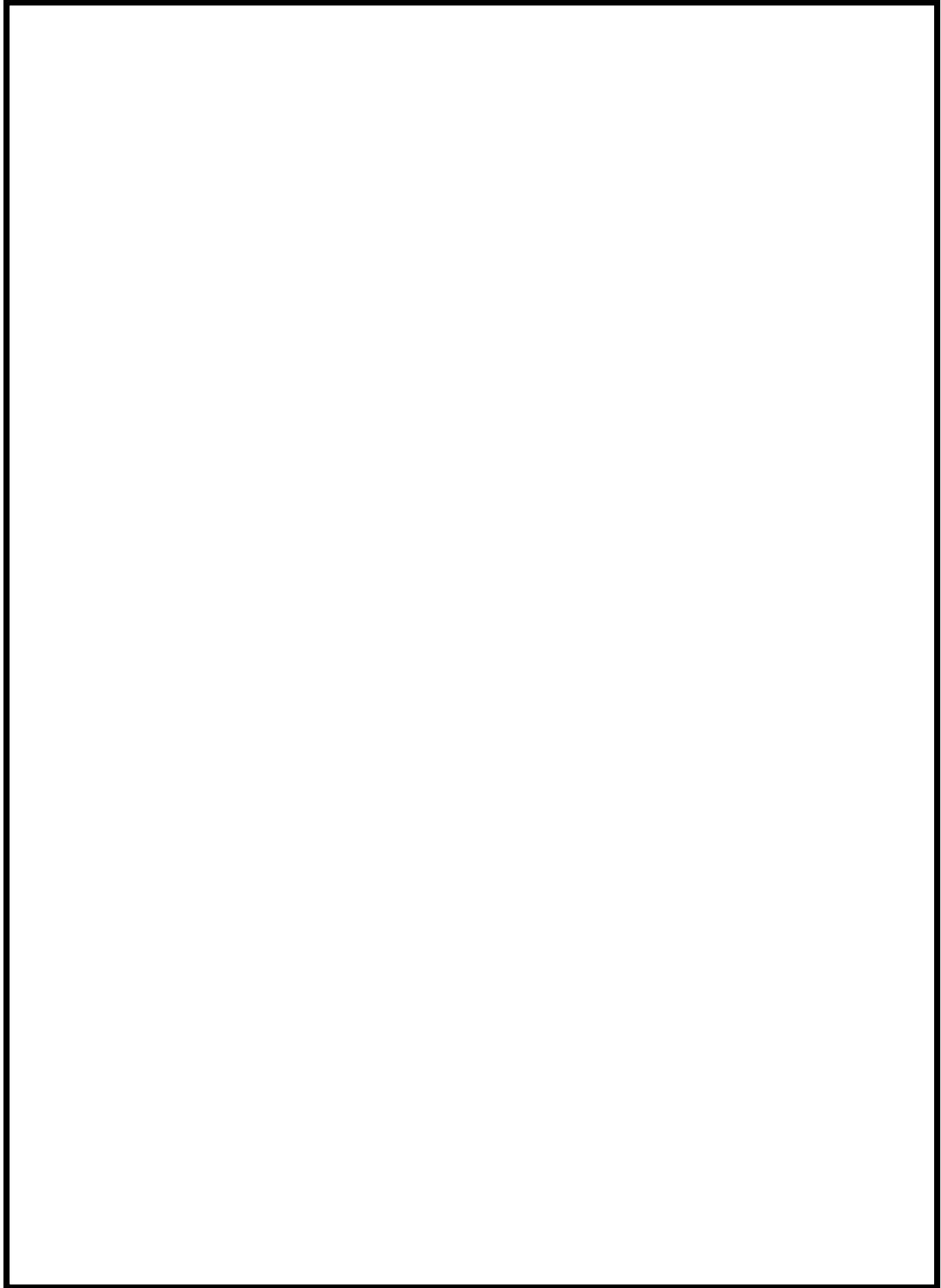


図 25 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

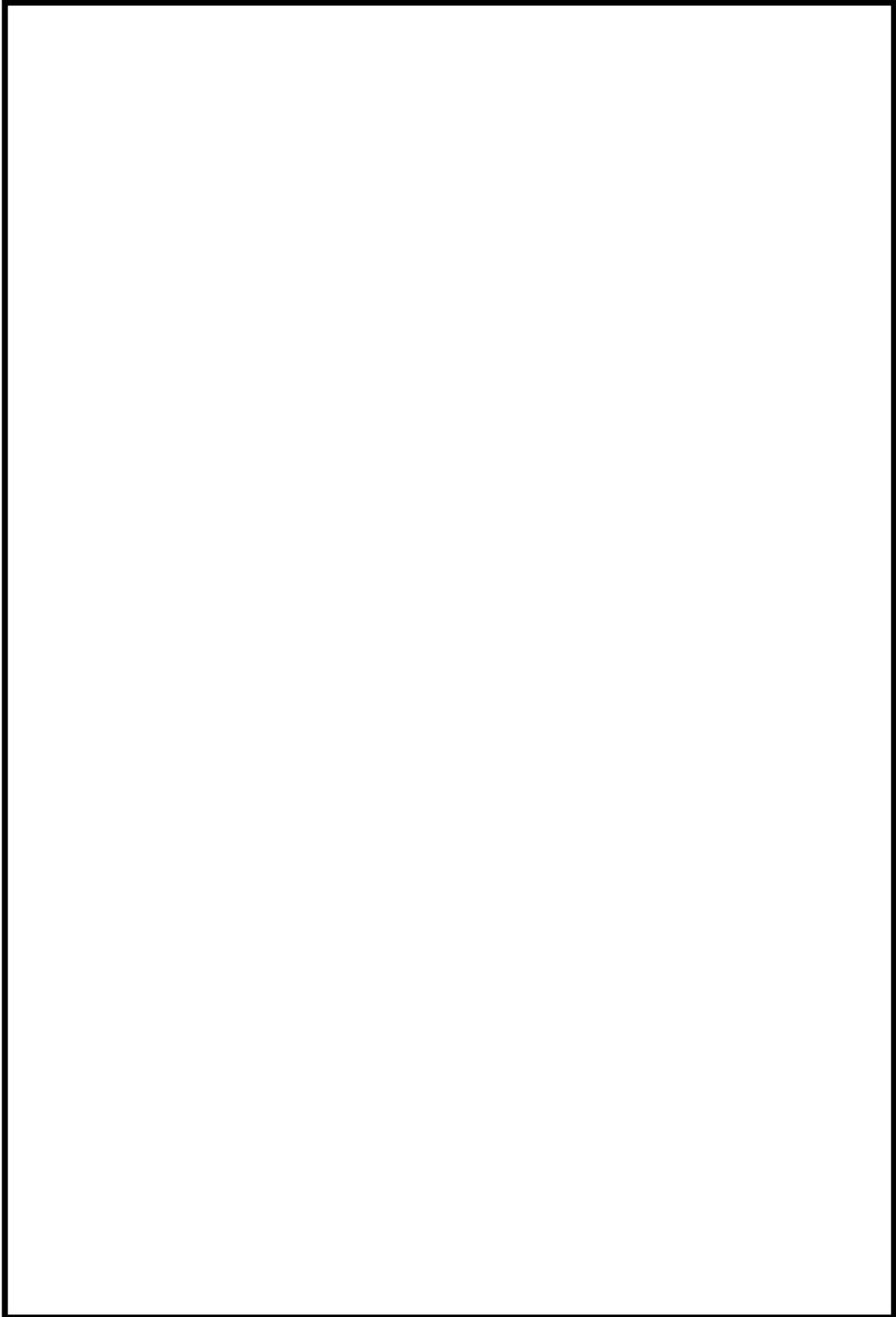


図 26 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

54-4  
系統図

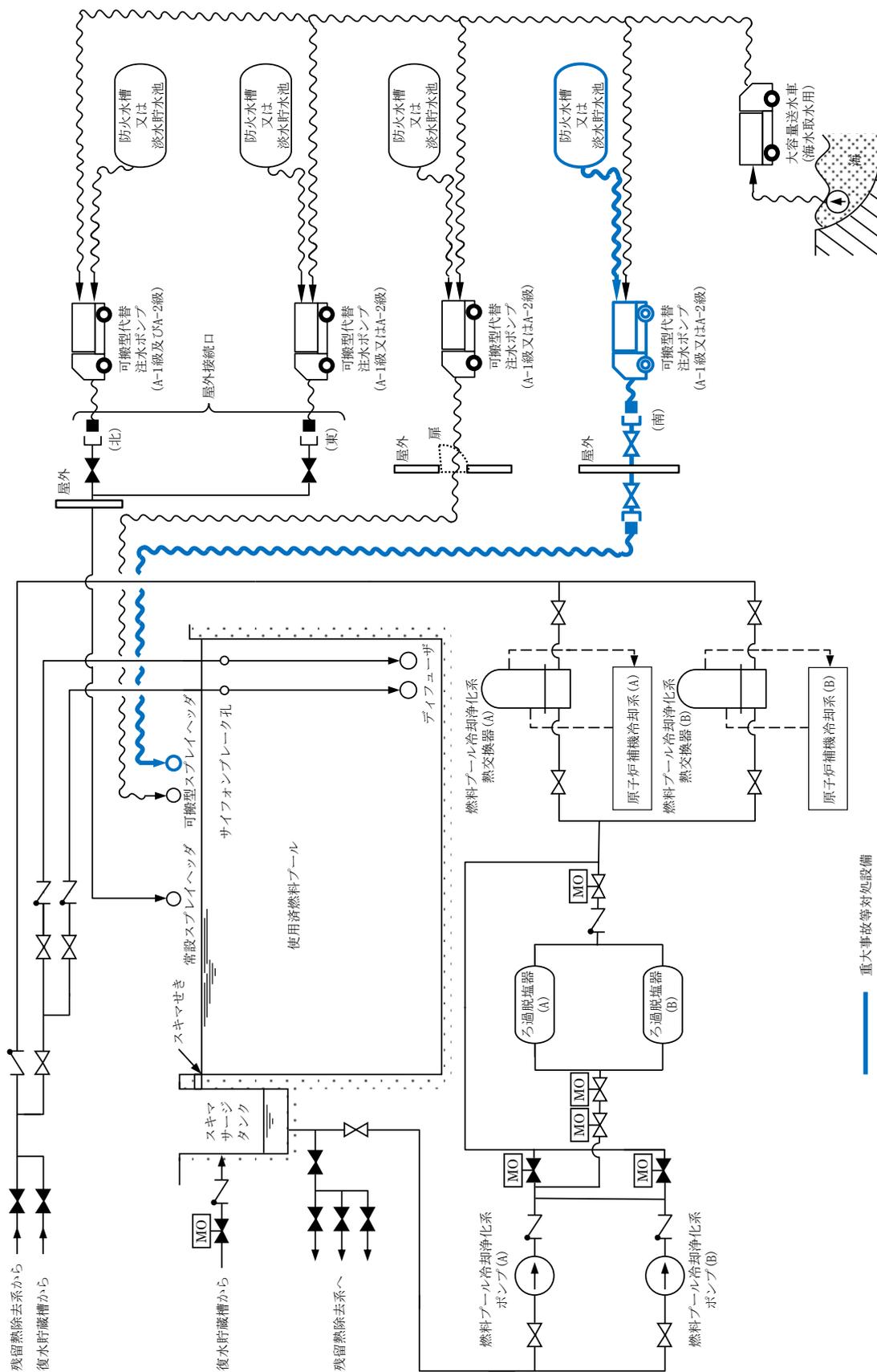


図1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）  
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

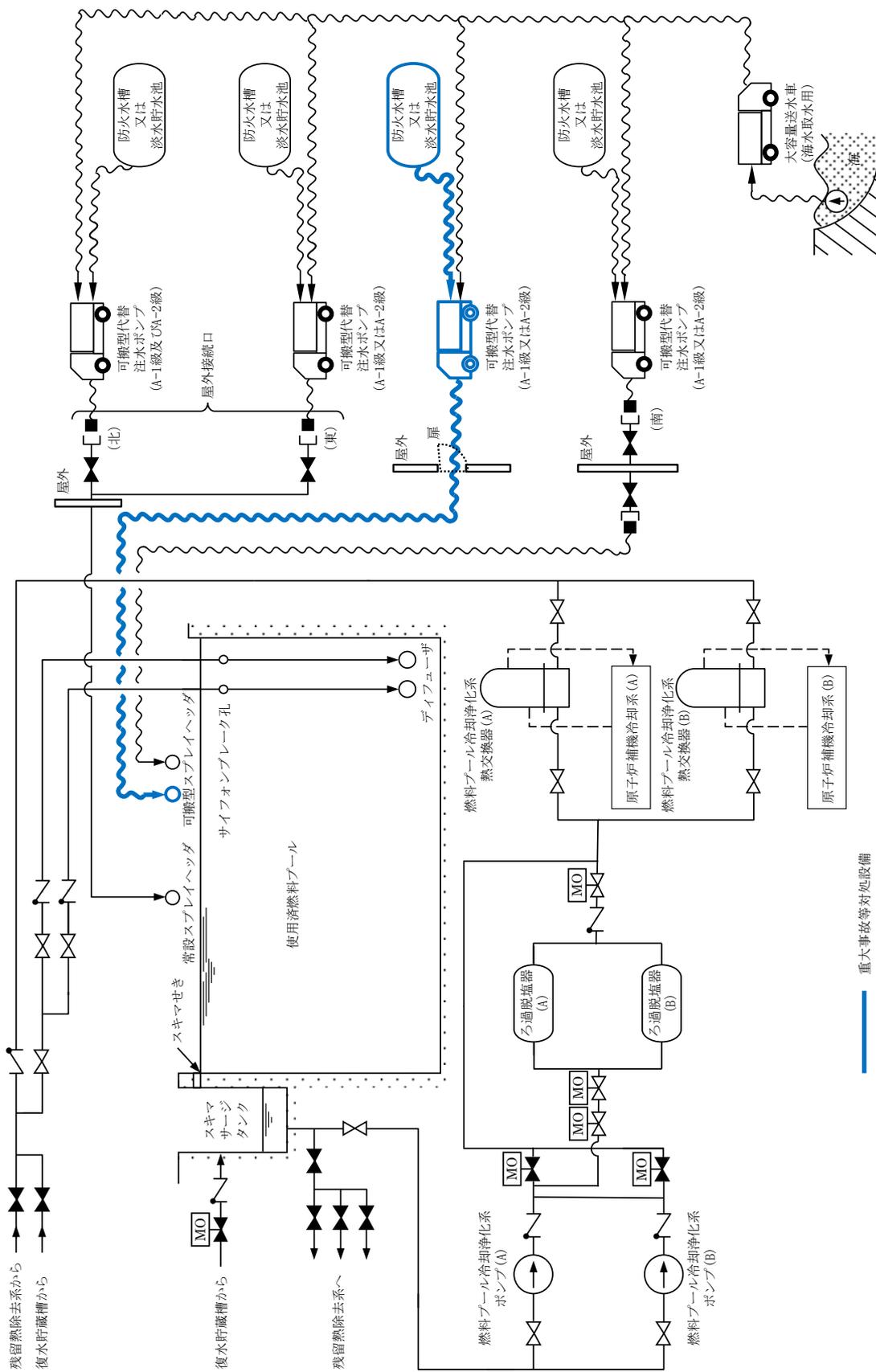


図2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）  
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

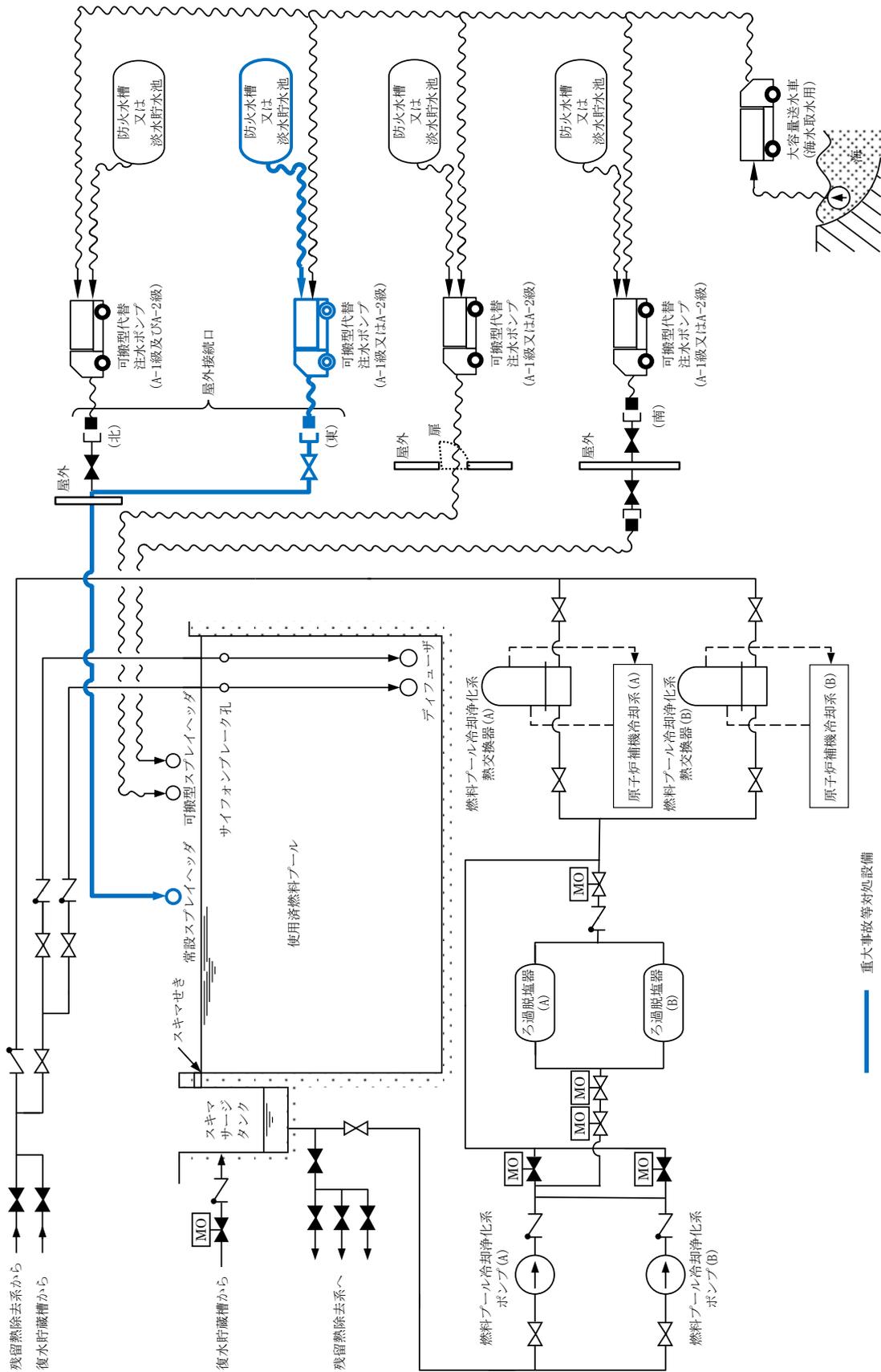


図3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）  
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

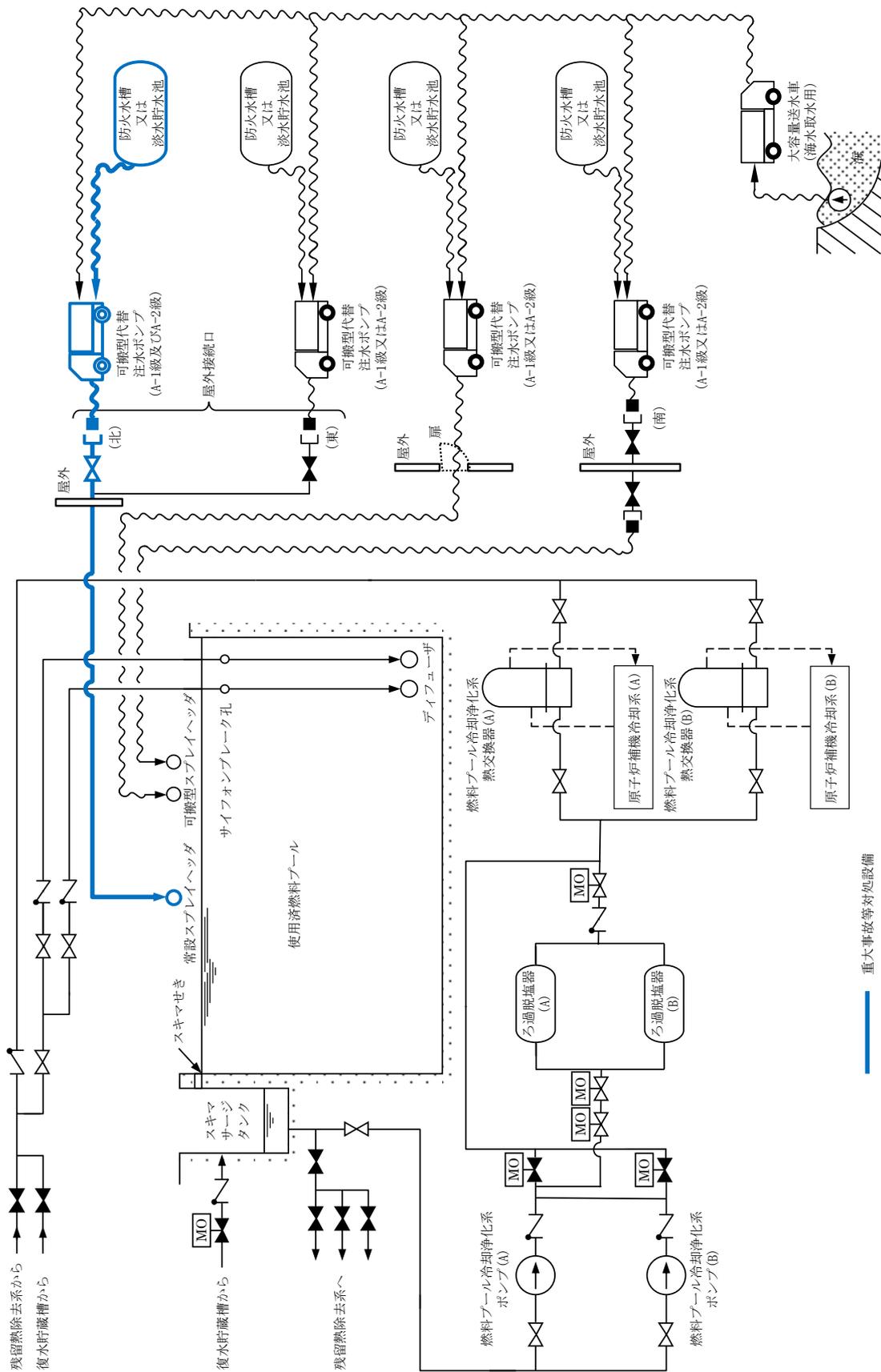


図4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）  
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

重大事故等対処設備

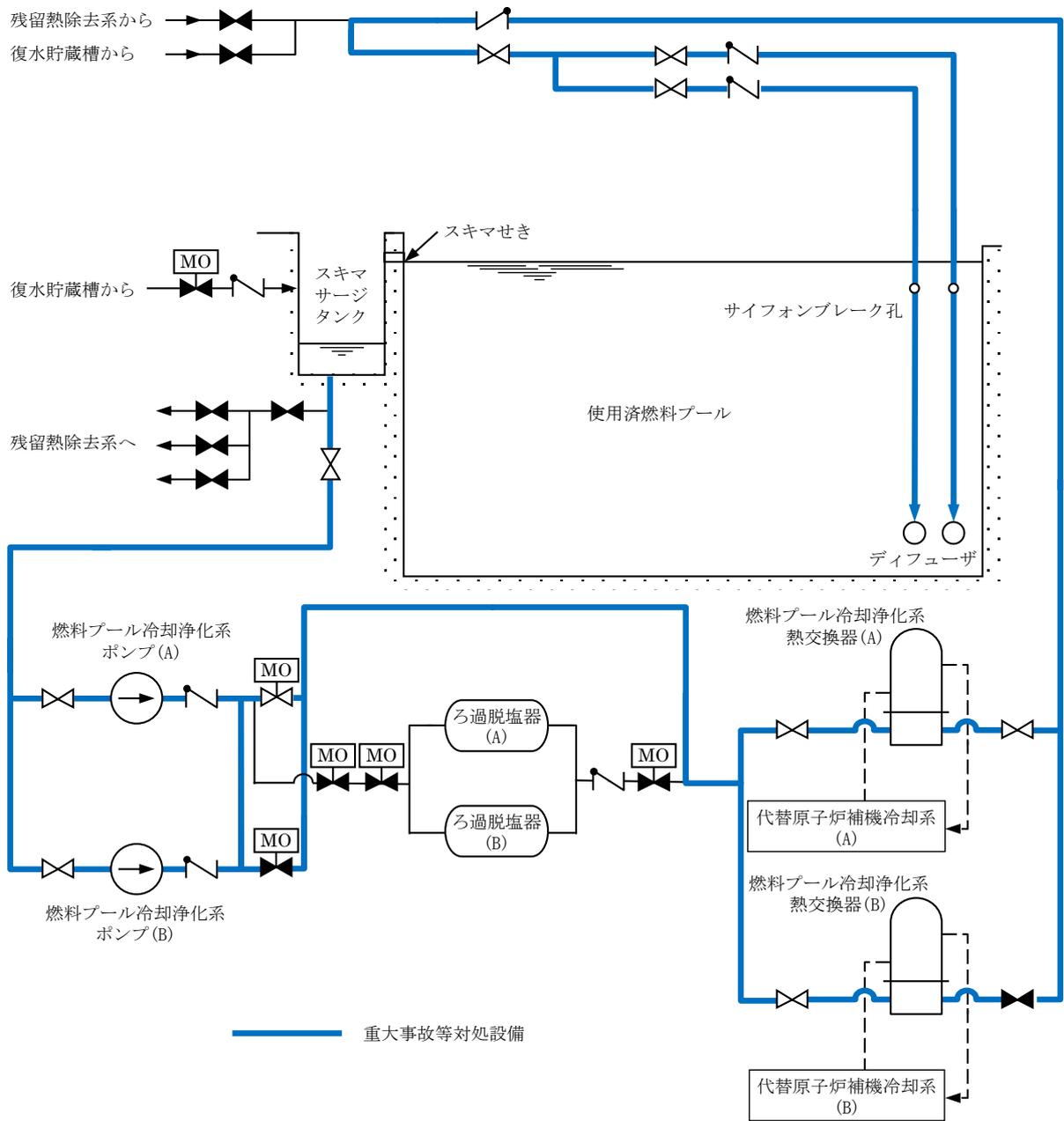


図5 燃料プール冷却浄化系 系統概要図(A系を使用した場合)

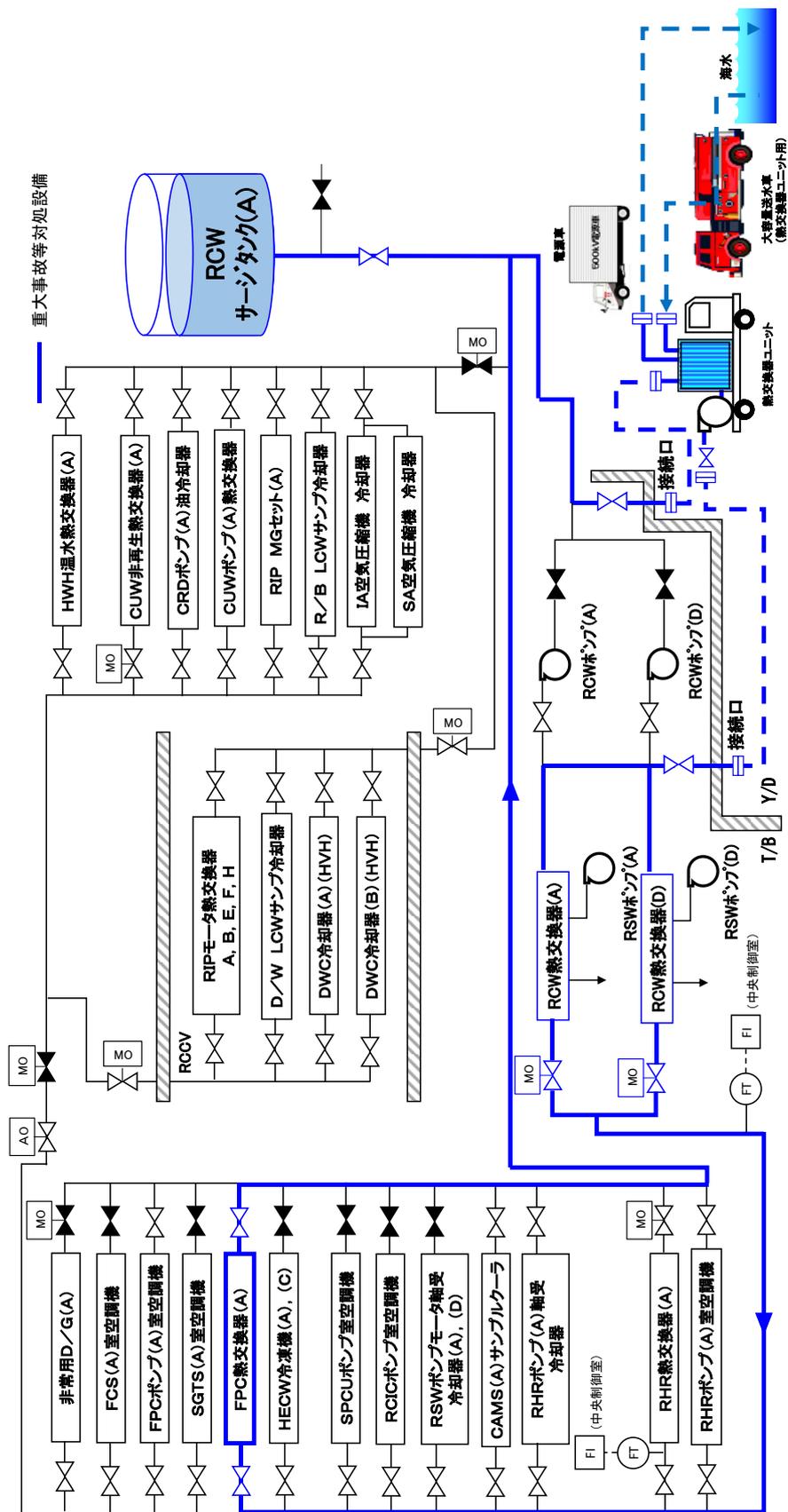


図6 代替原子炉補機冷却系 系統概要図(A系を使用した場合)

凡例

---	信号系
----	冷却空気

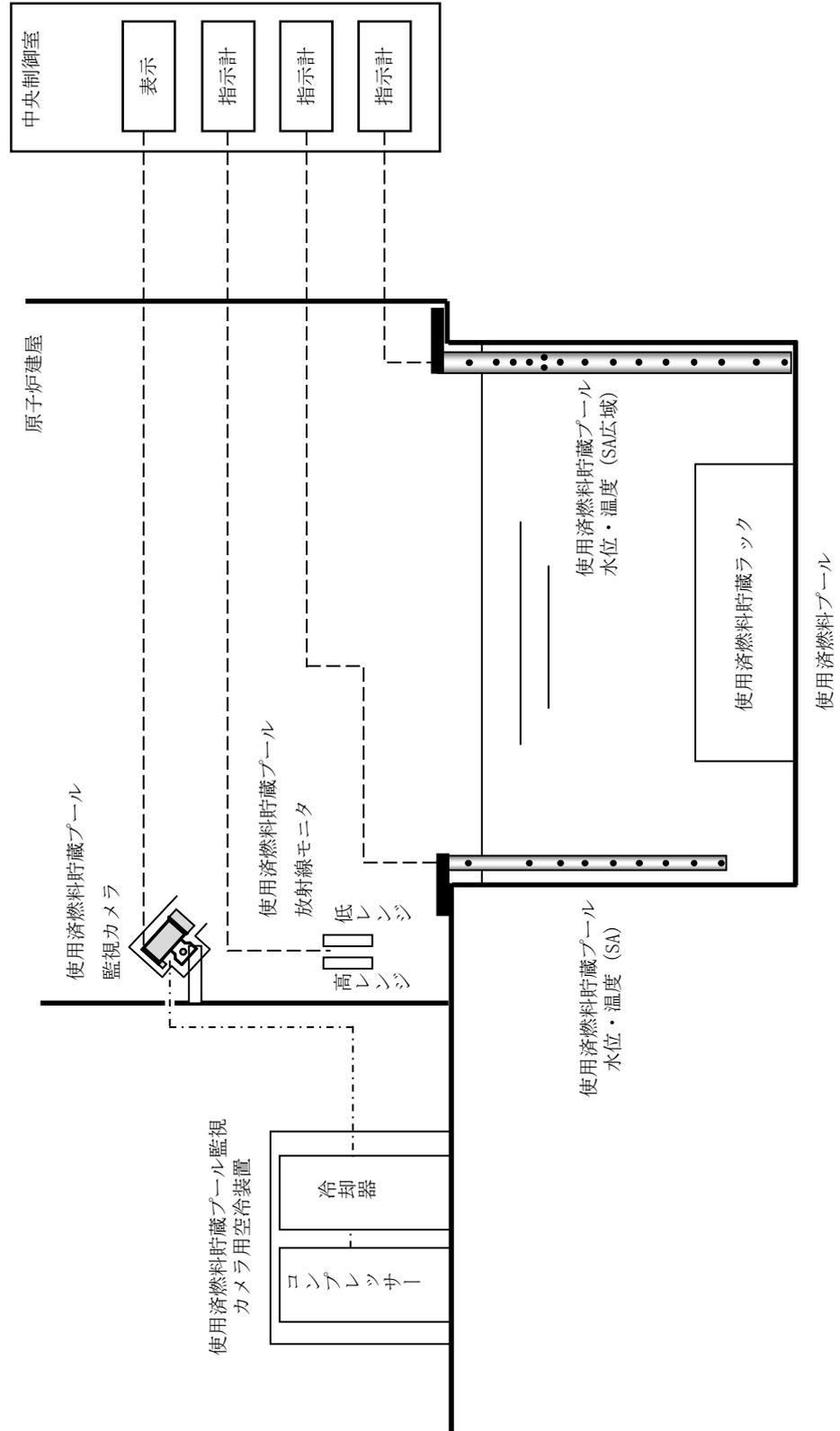


図 7 6号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図

凡例

---	信号系
· · · · ·	冷却空気

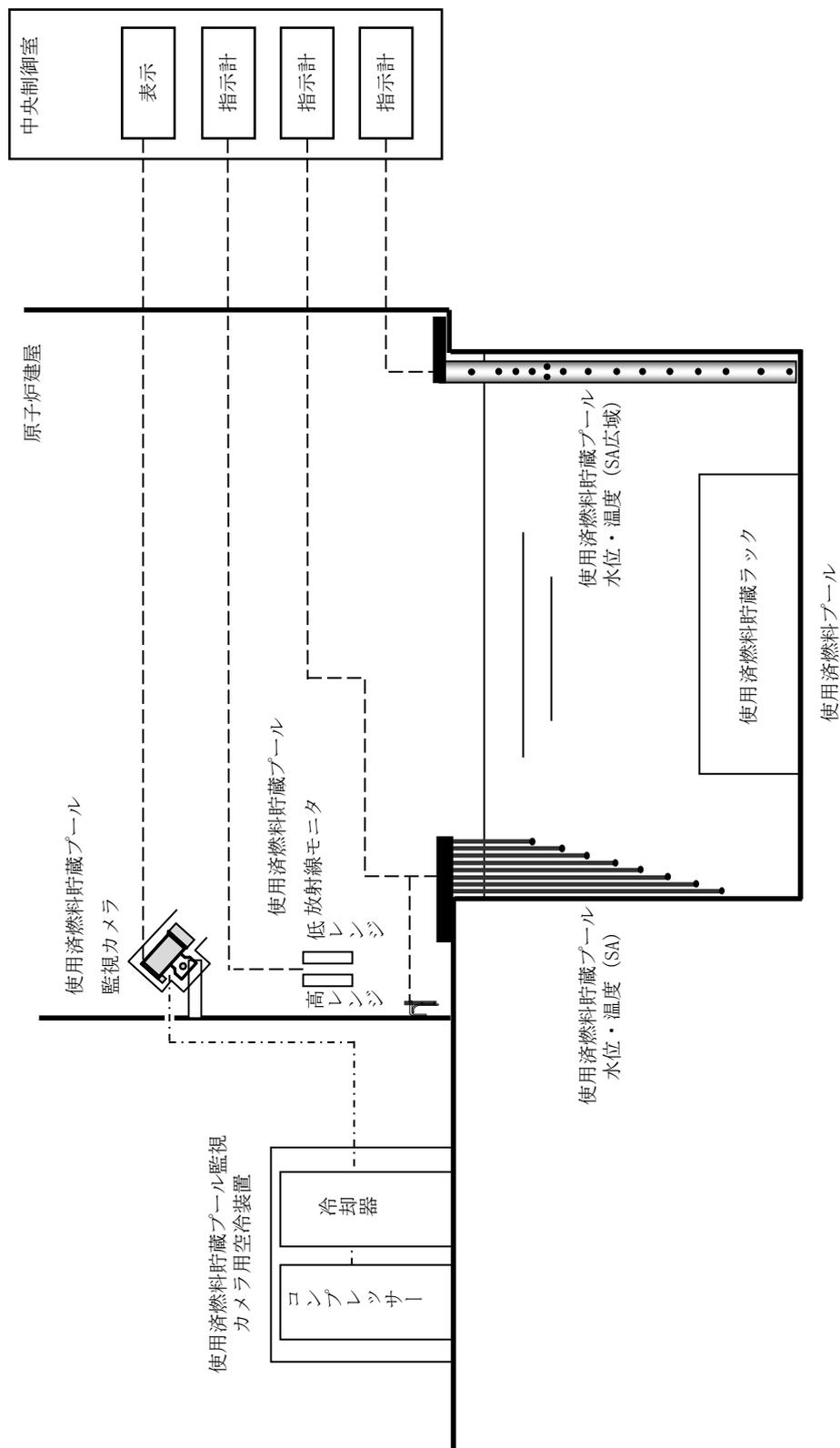


図 8 7号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図

54-5  
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

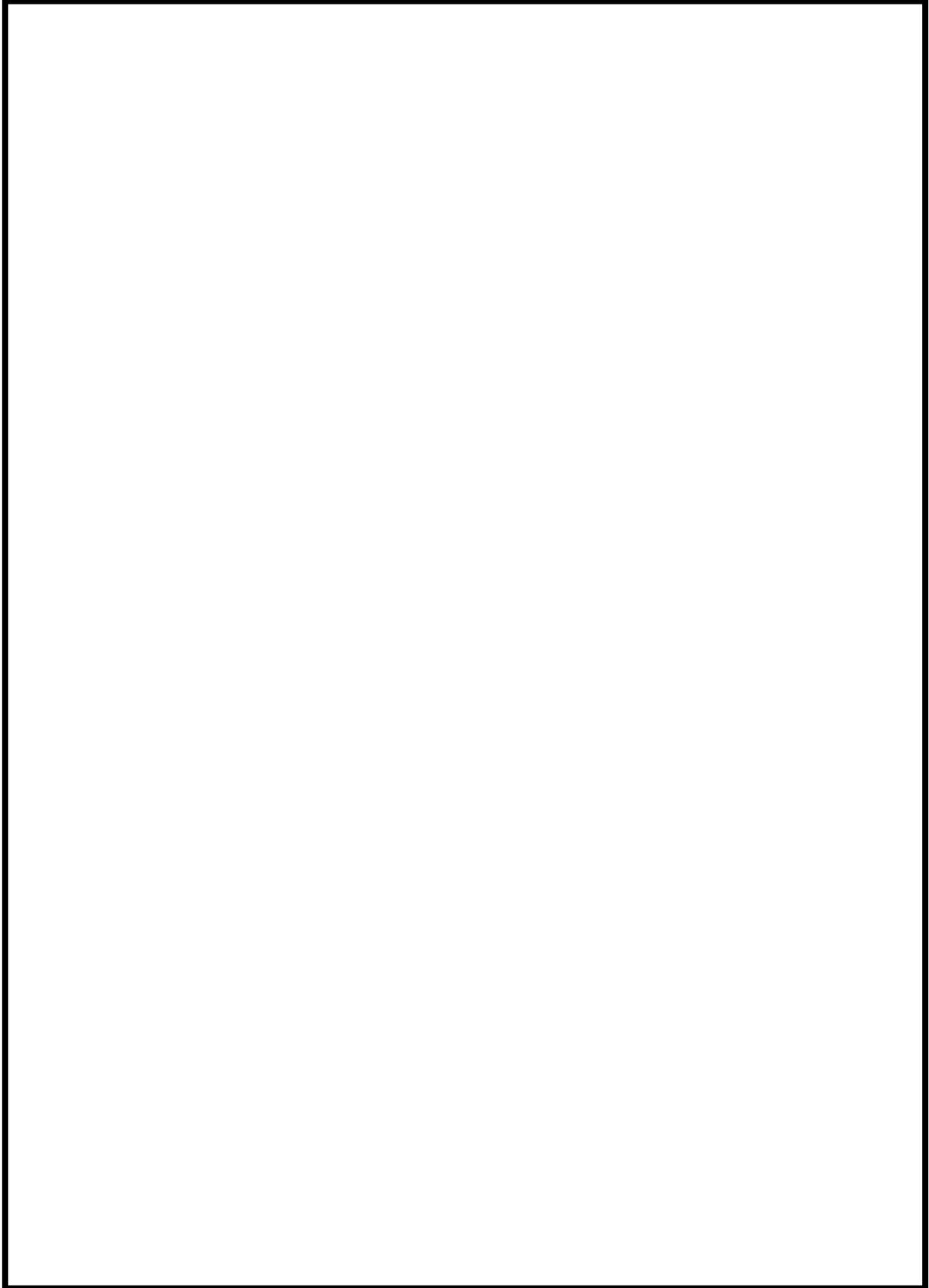


図 1 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級及び A-2 級)の試験及び検査概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

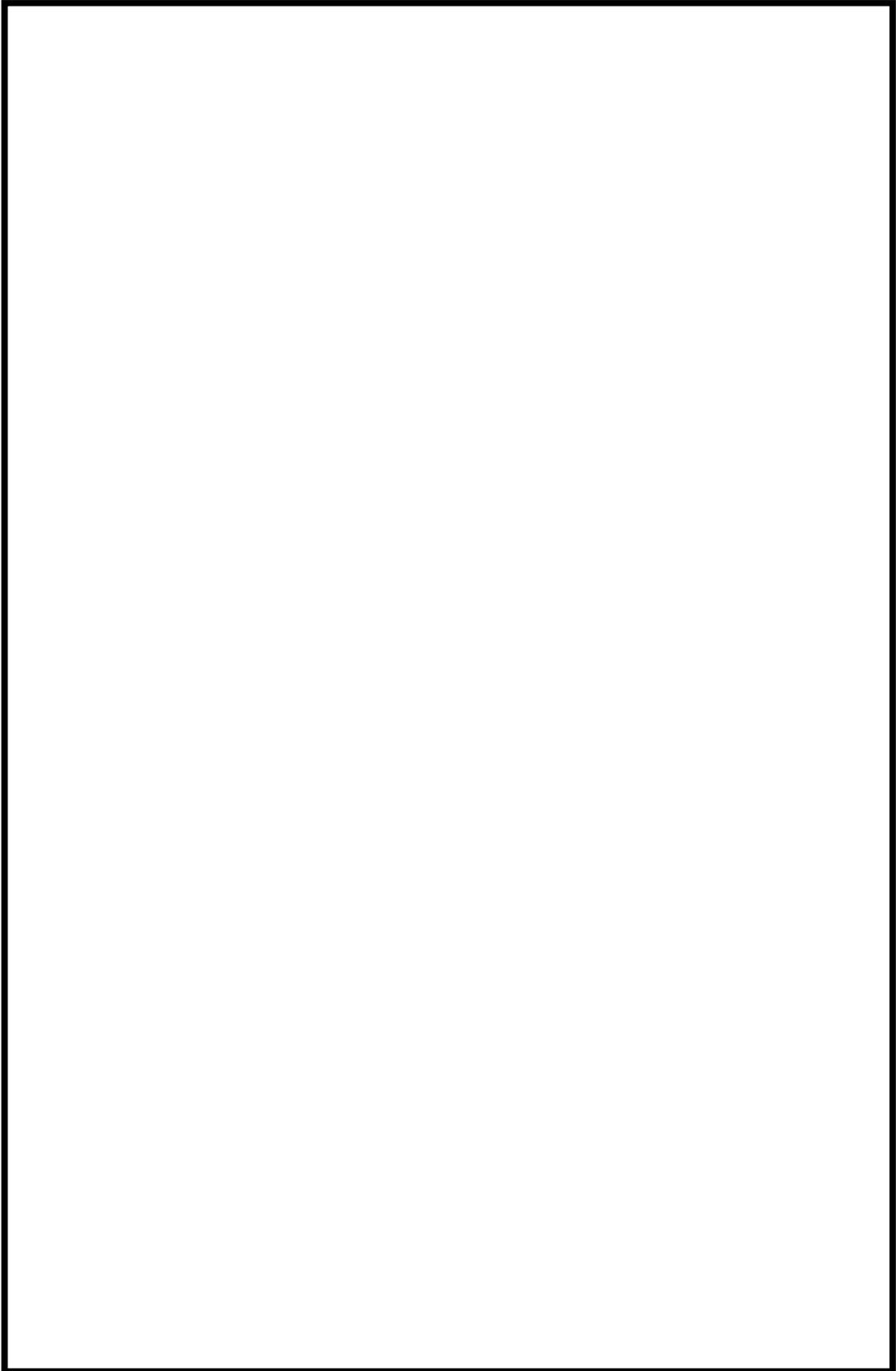


図 2 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

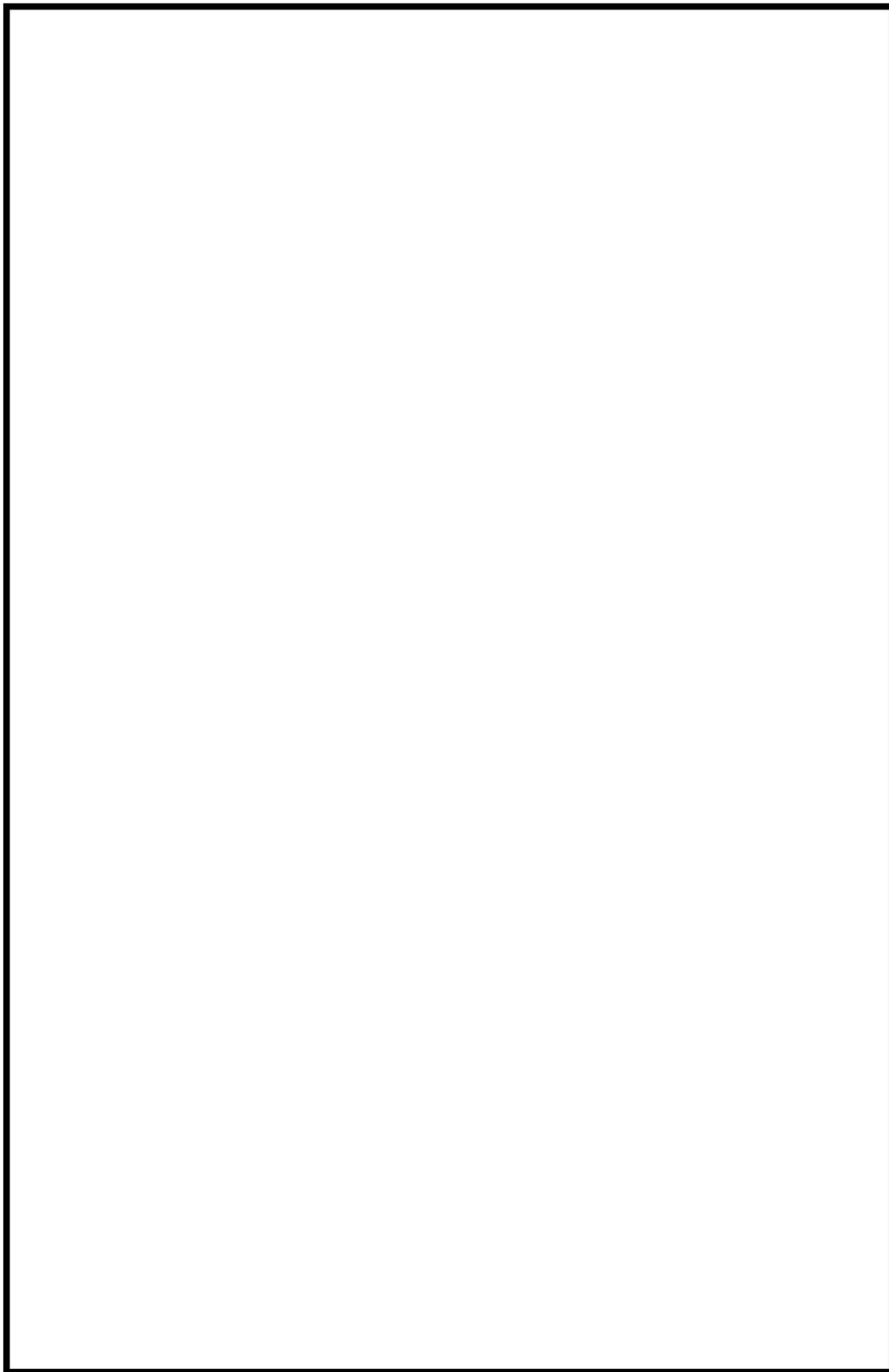


図 3 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

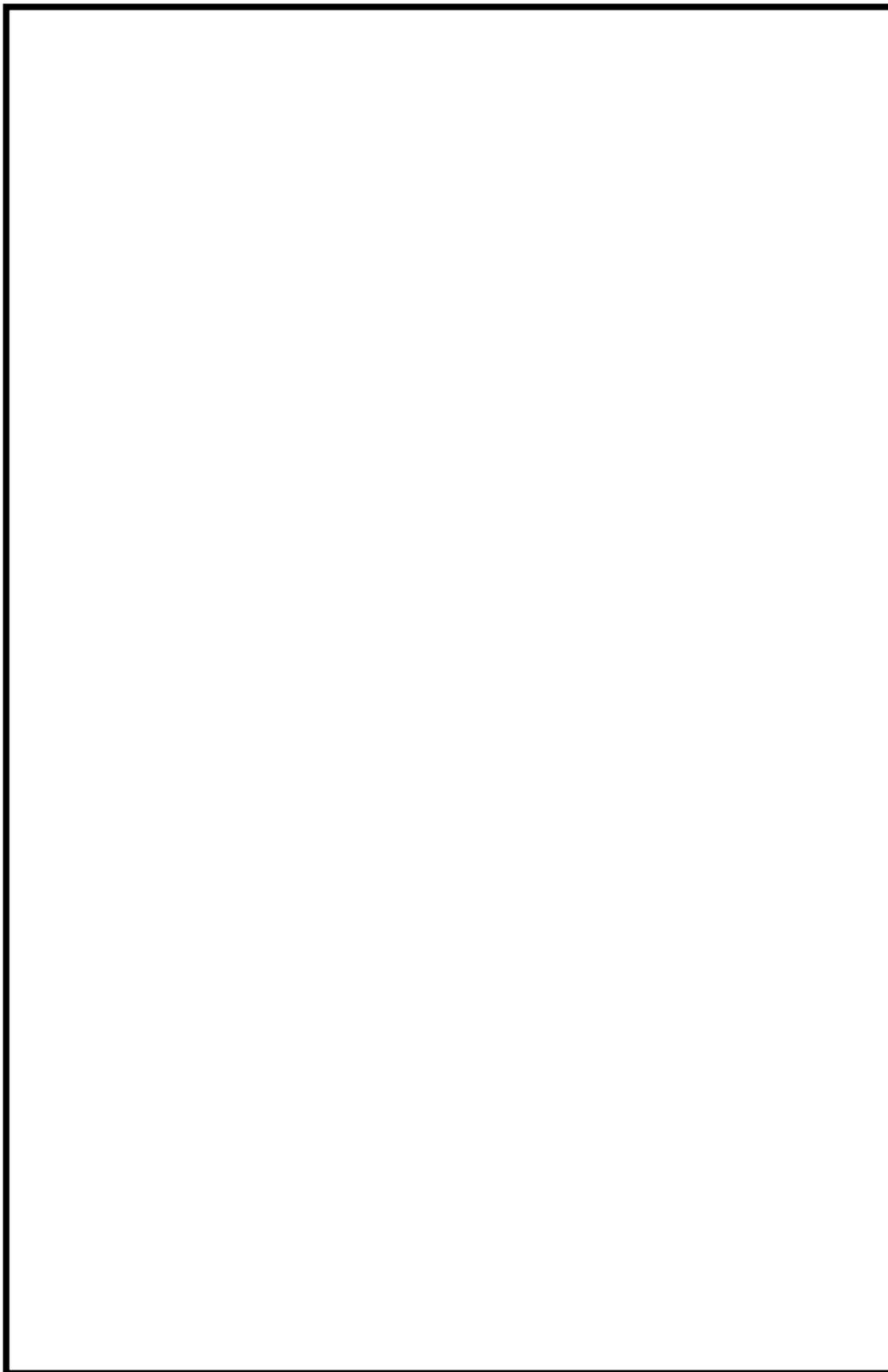


図 4 燃料プール冷却浄化系ポンプ図 (6号炉)

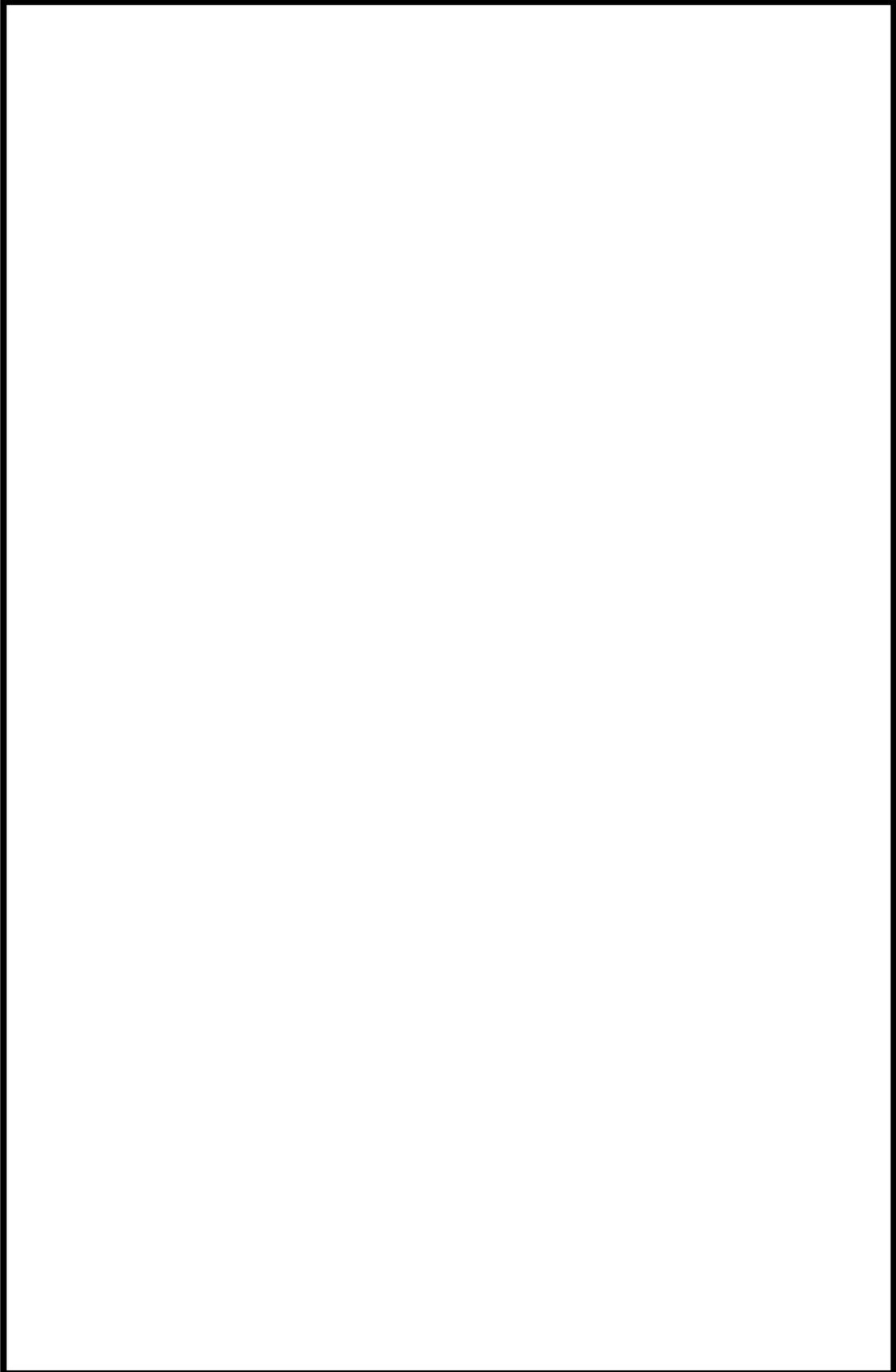


図 5 燃料プール冷却浄化系ポンプ図 (7 号炉)

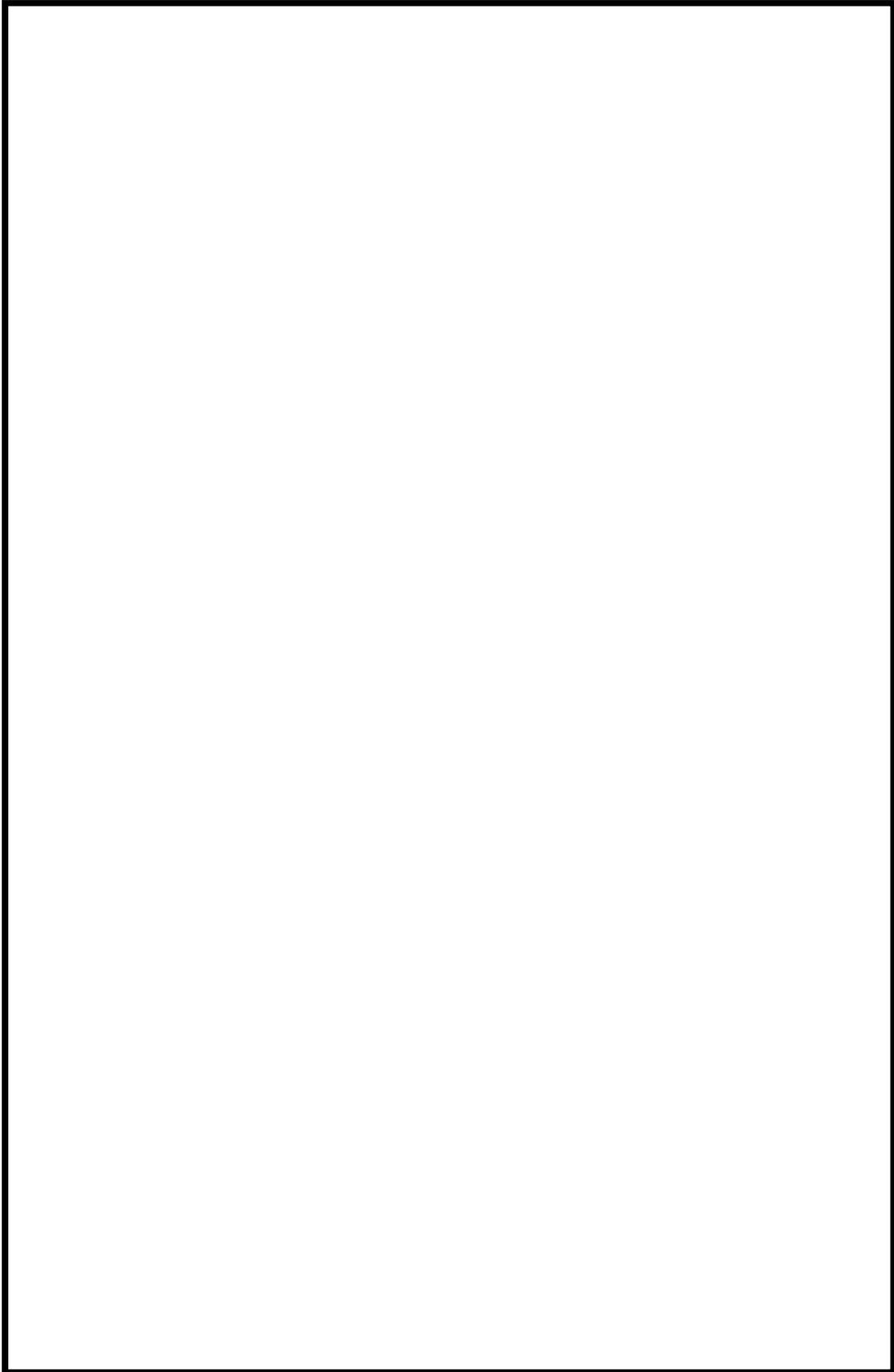


図 6 燃料プール冷却浄化系熱交換器図 (6 号炉)

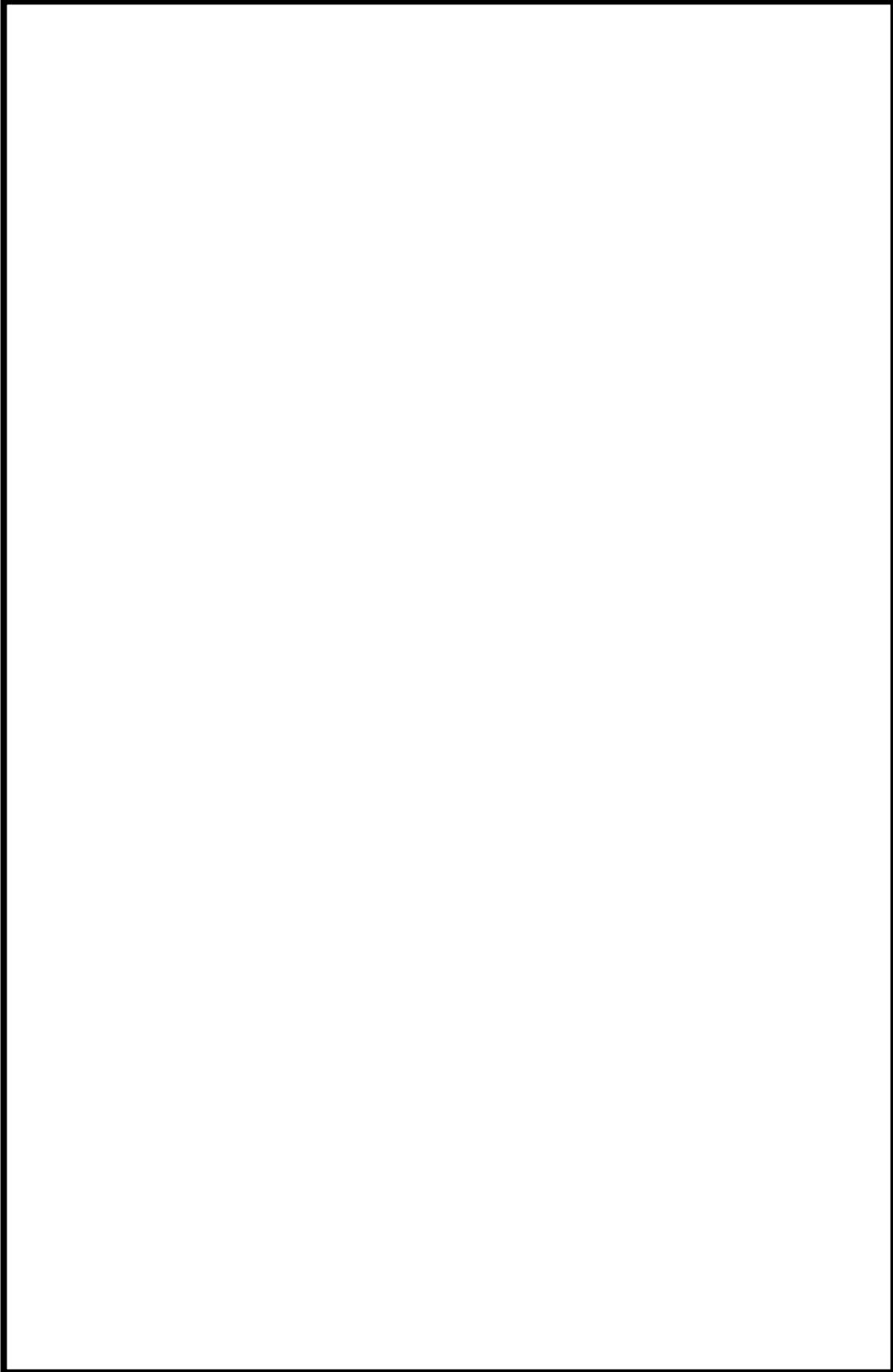


図 7 燃料プール冷却浄化系熱交換器図 (7 号炉)

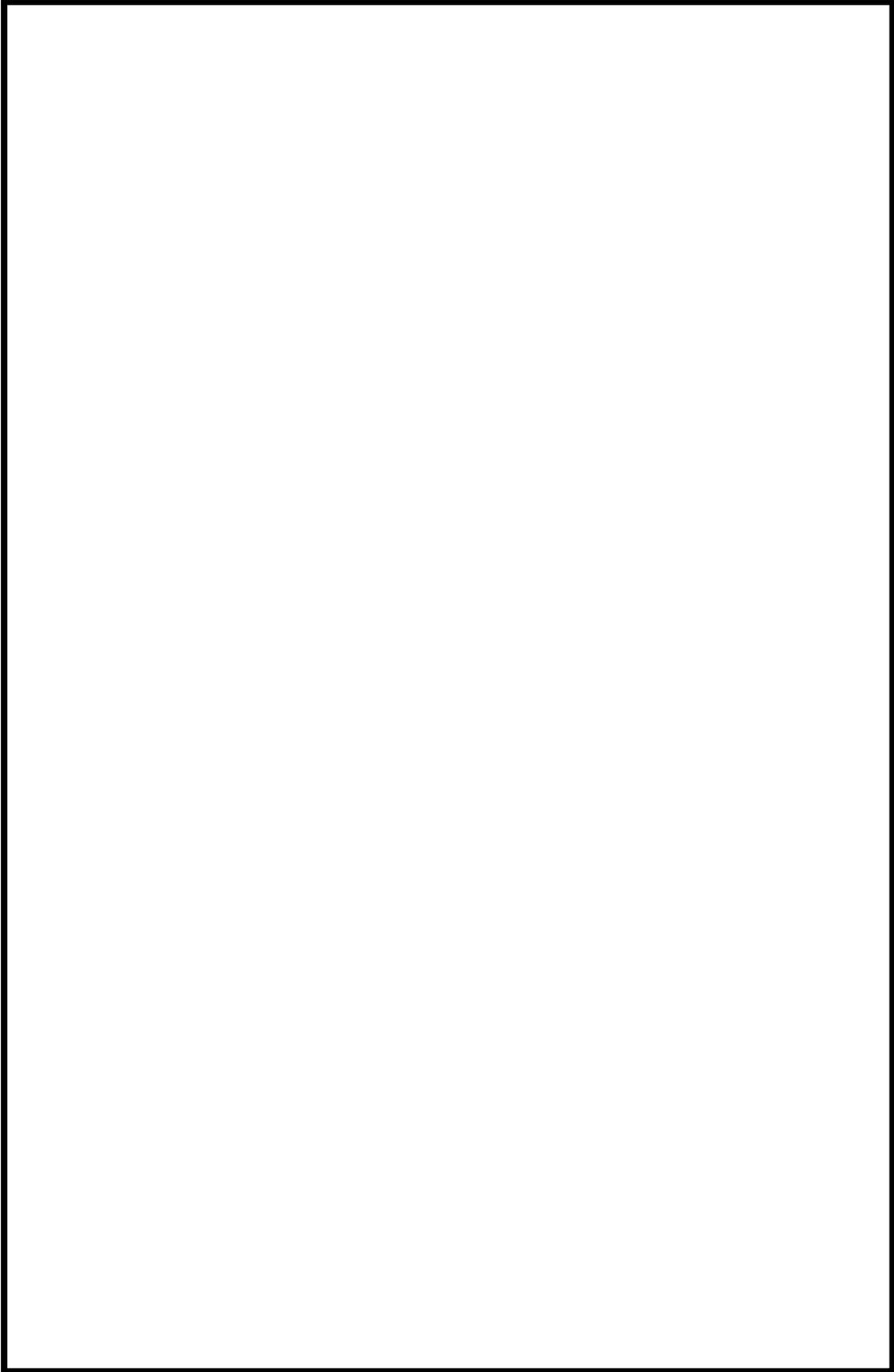


図 8 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その 1))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

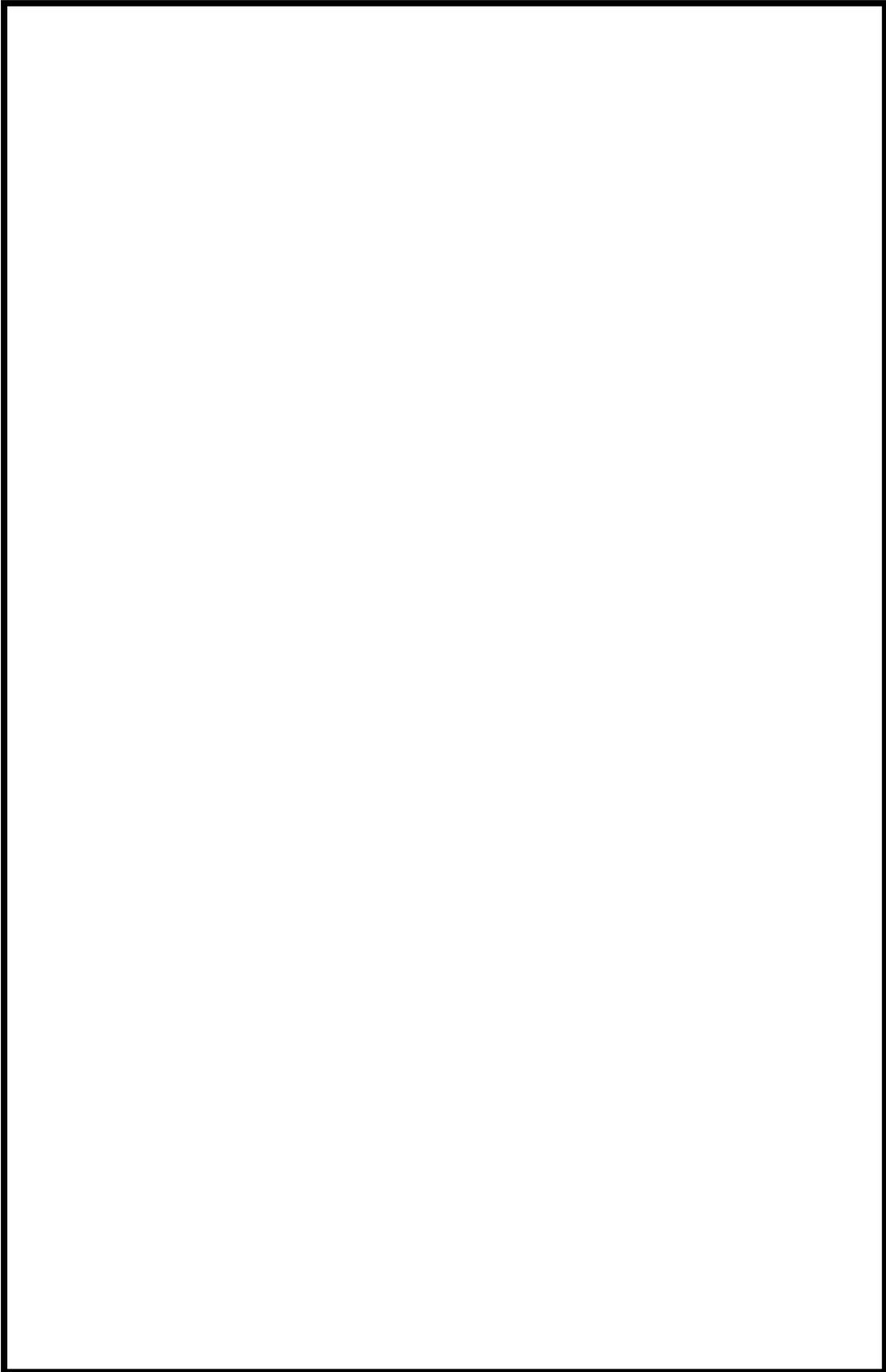


図9 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その1)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

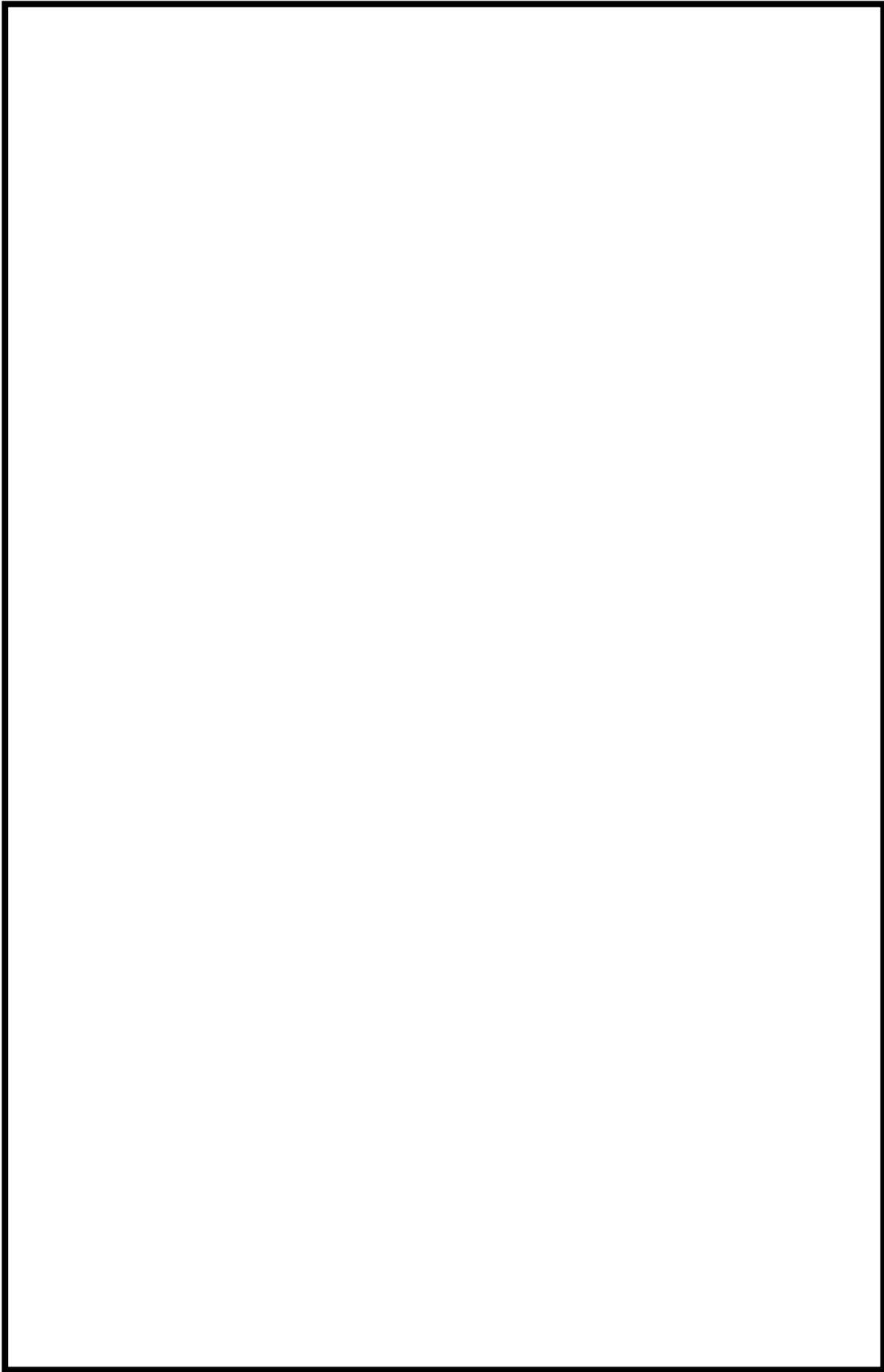


図 10 代替原子炉補機冷却系熱交換器図  
(熱交換器ユニット (その 2))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

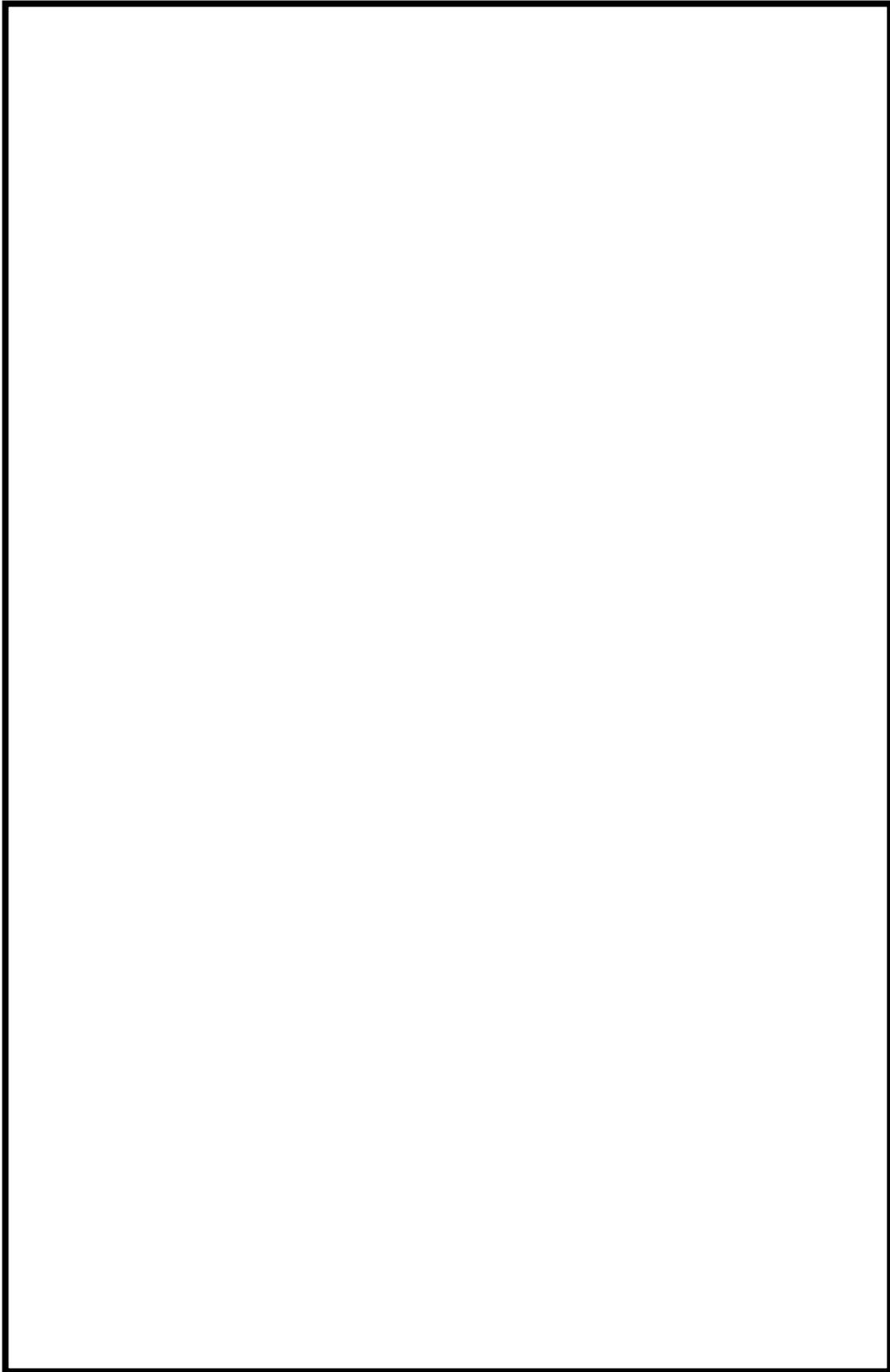


図 11 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その 2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

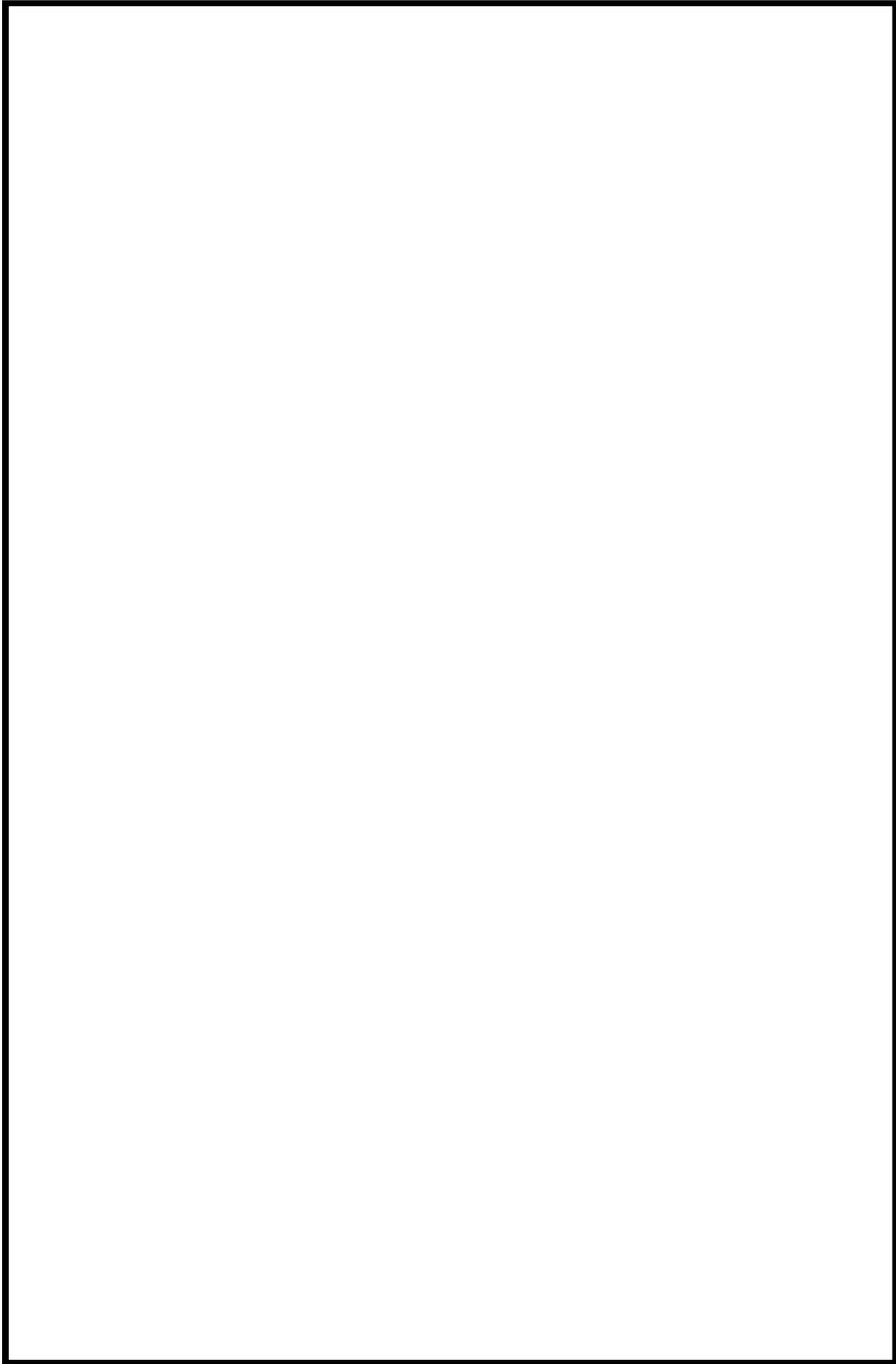


図 12 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

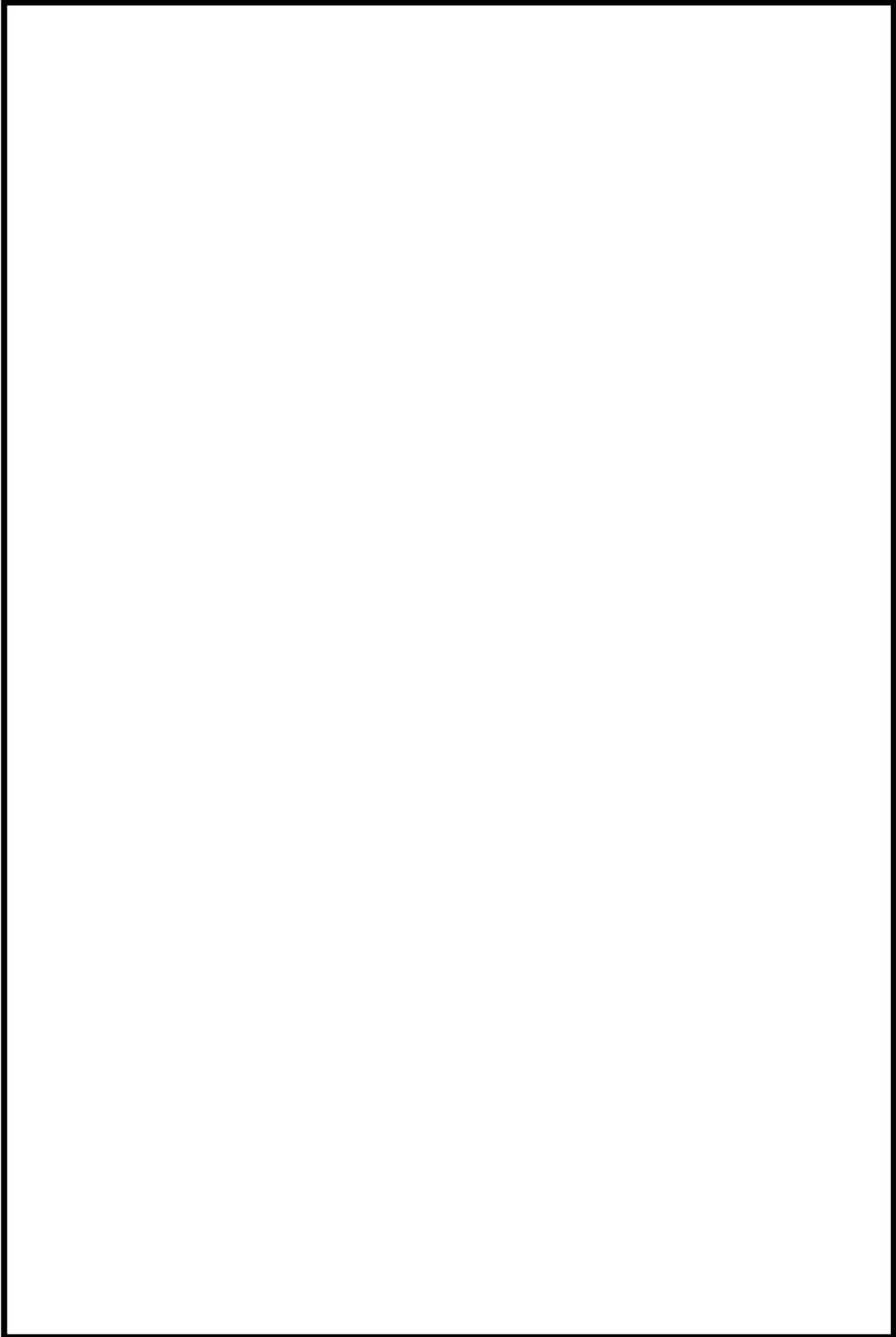


図 13 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

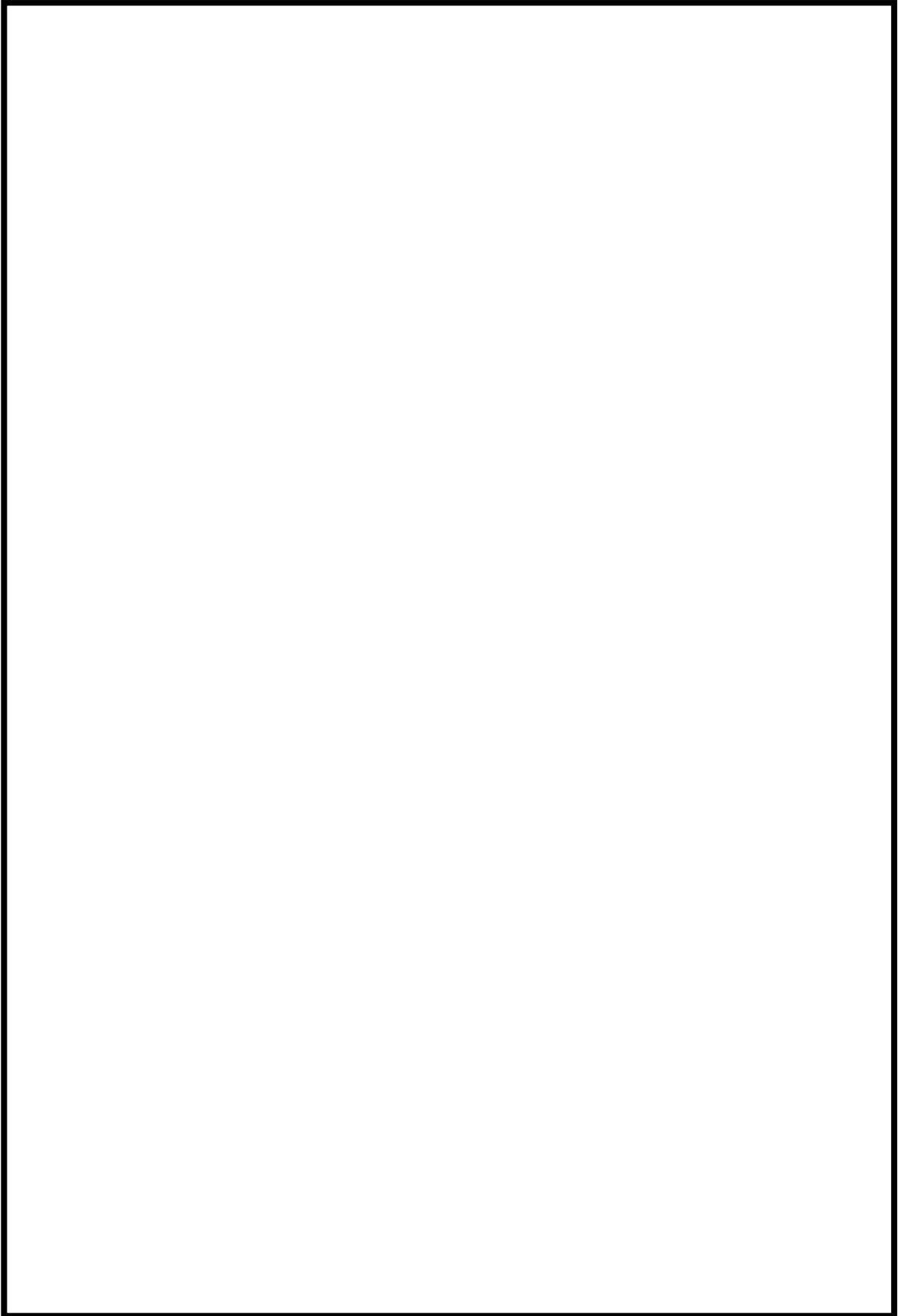


図 14 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉B系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

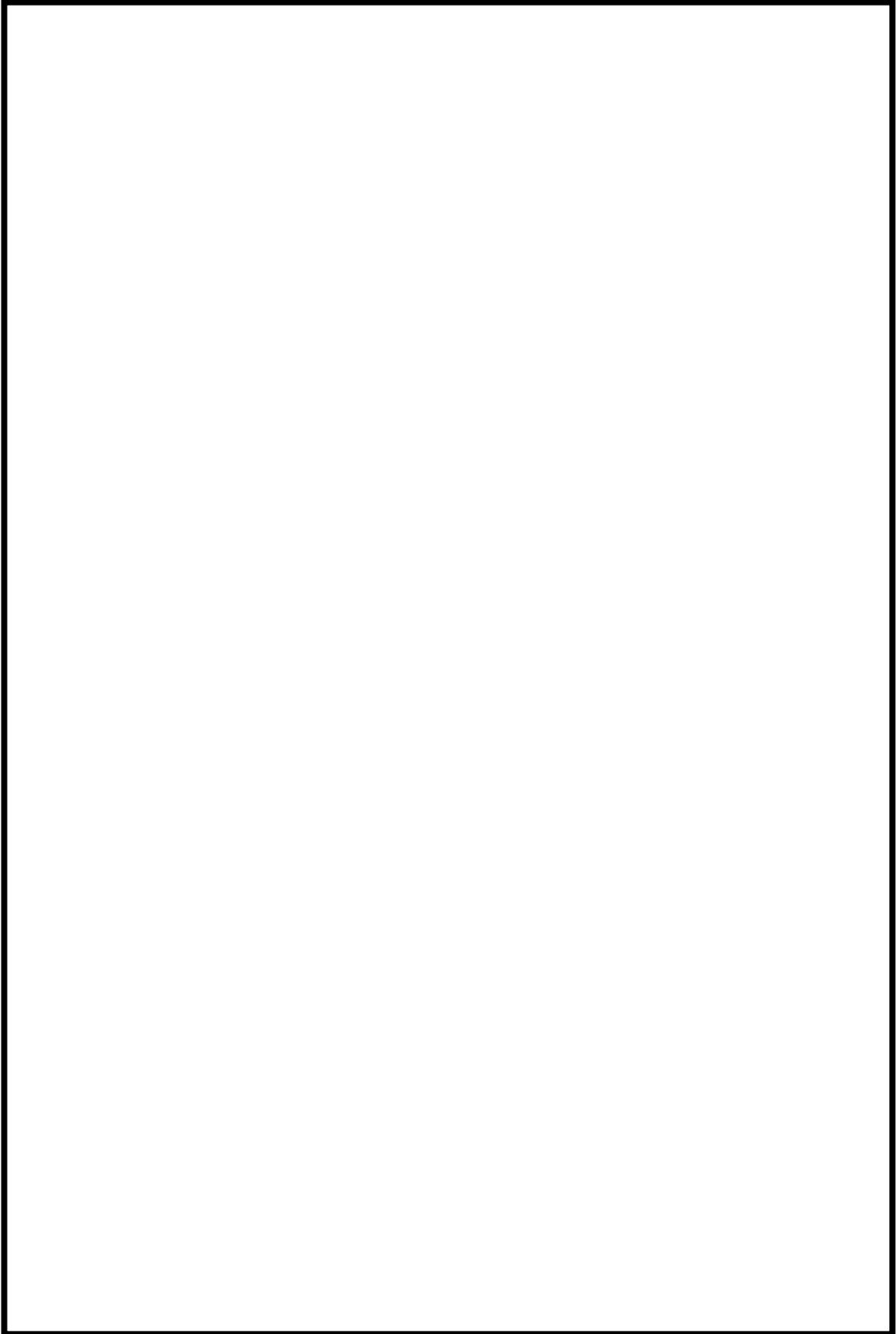


図 15 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7 号炉 A 系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

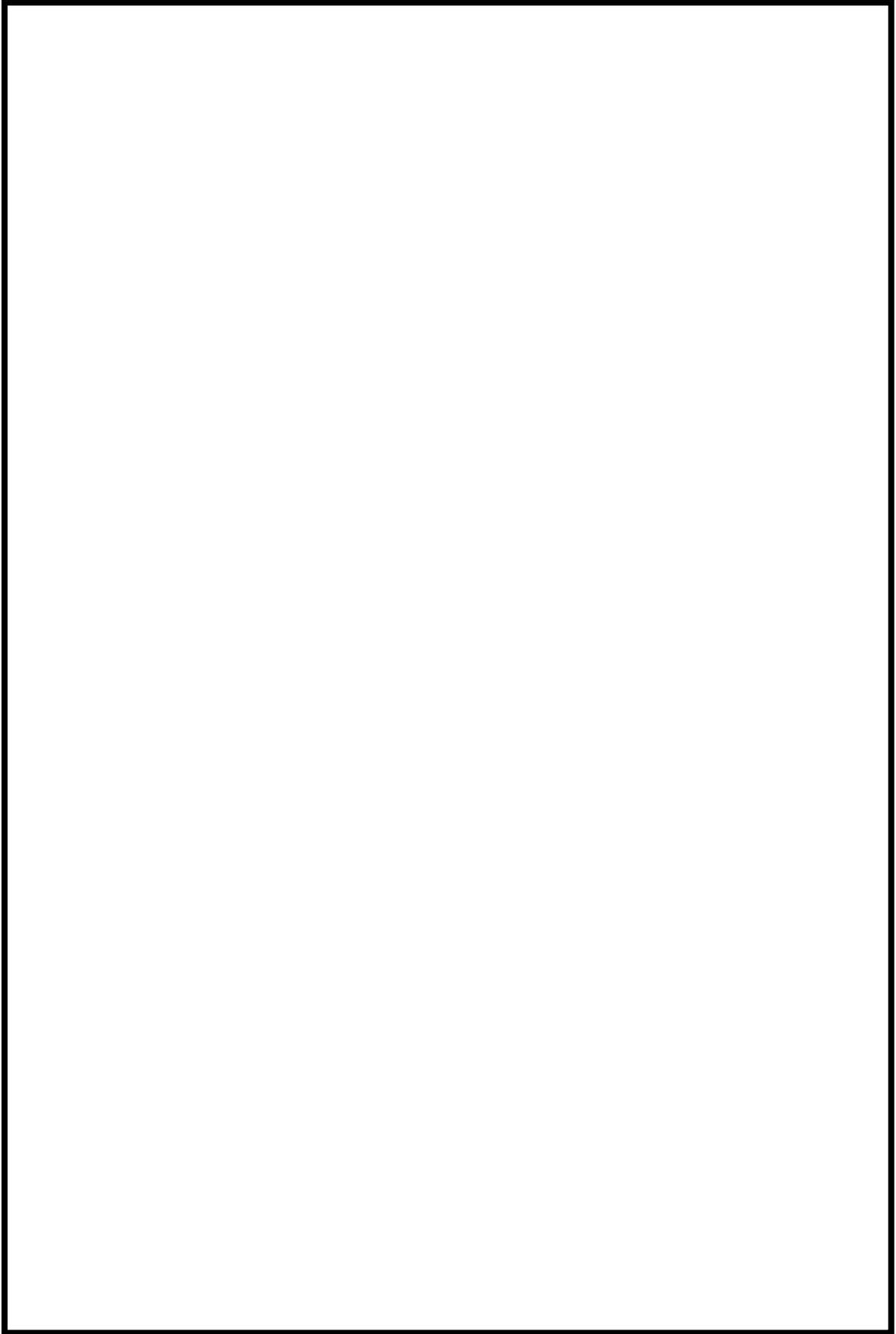


図 16 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉 B系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

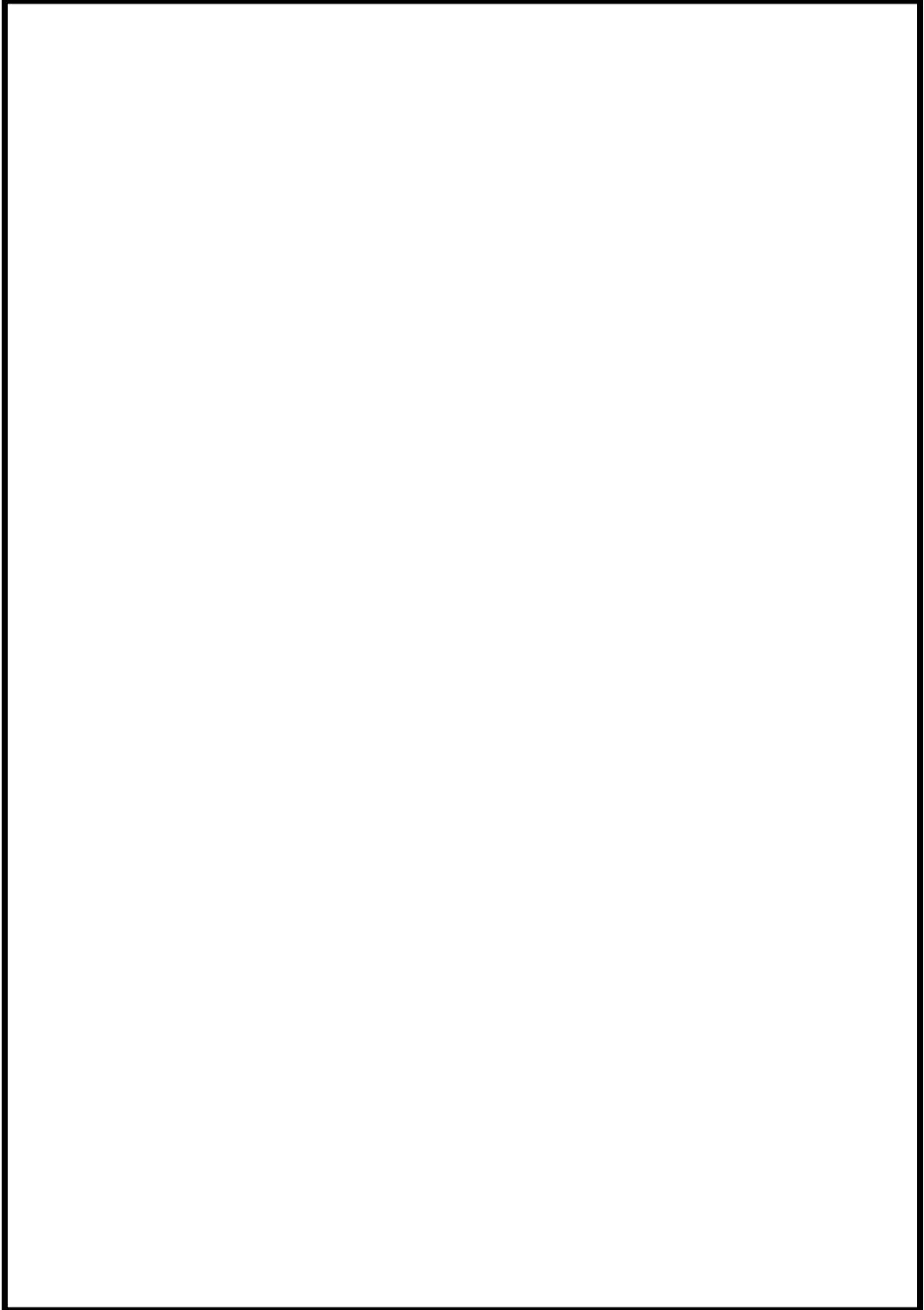


図 17 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査 (6号炉)

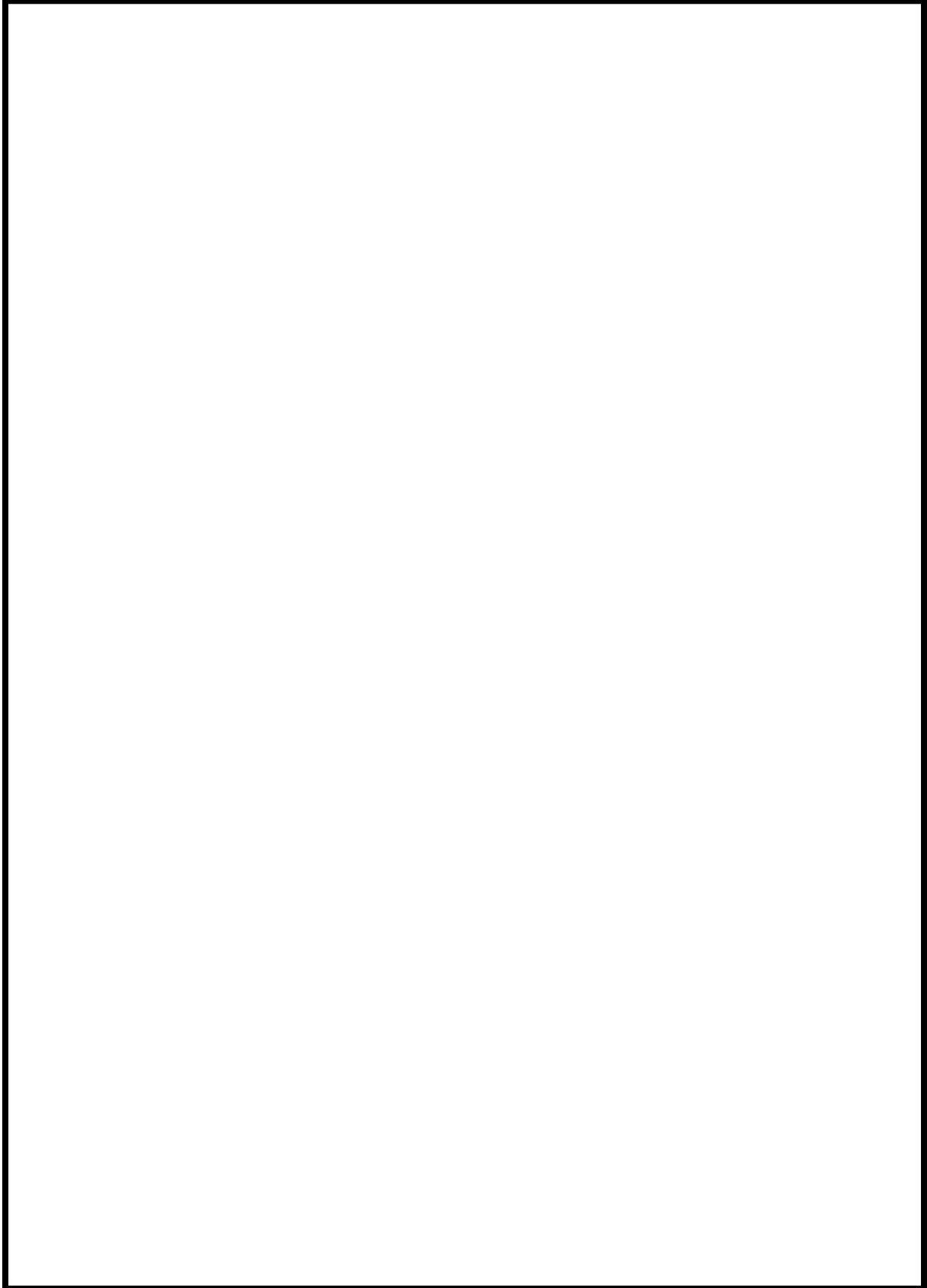


図 18 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査 (7 号炉)

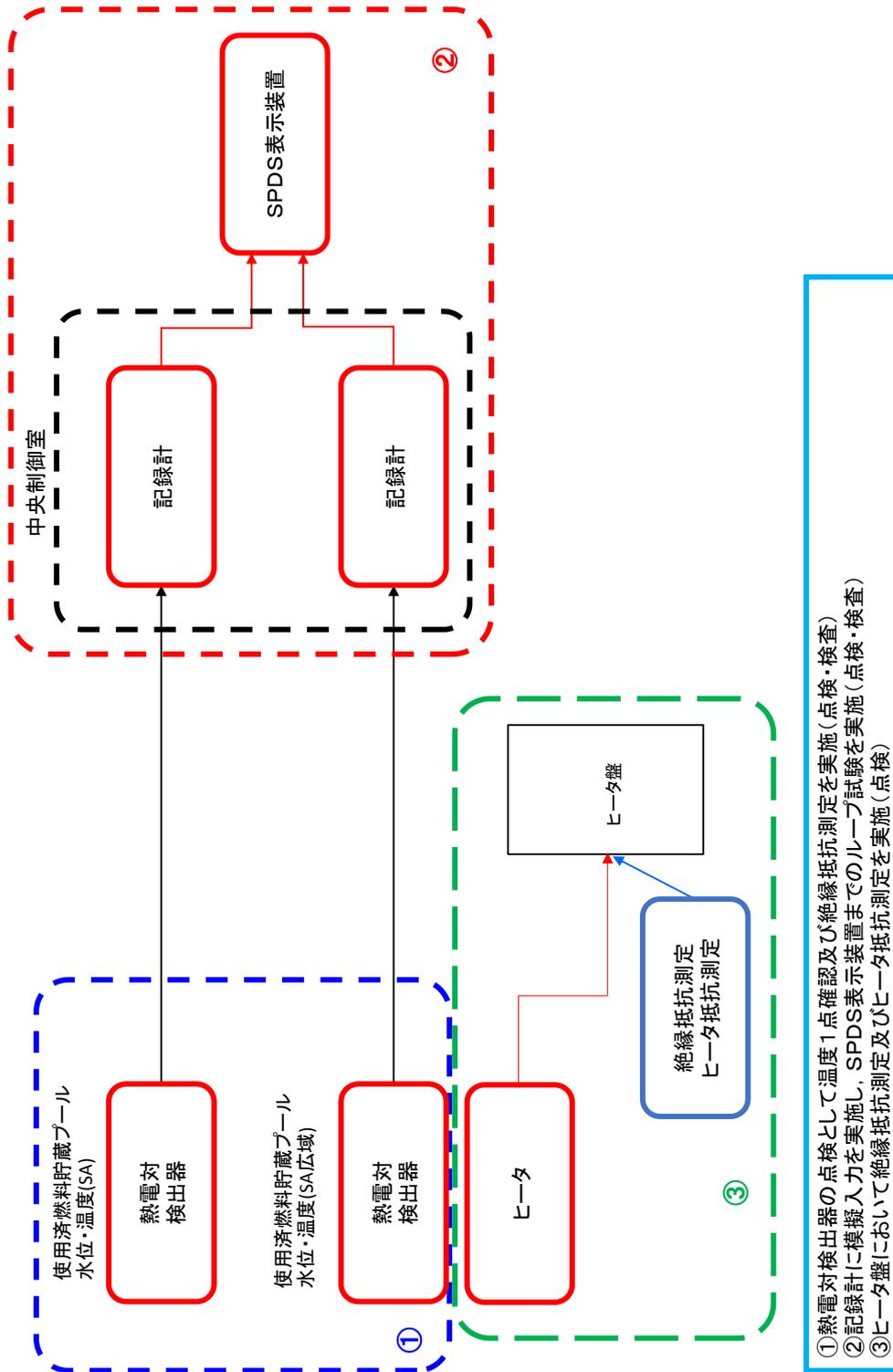


図 19 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域及び SA) の試験及び検査概要図

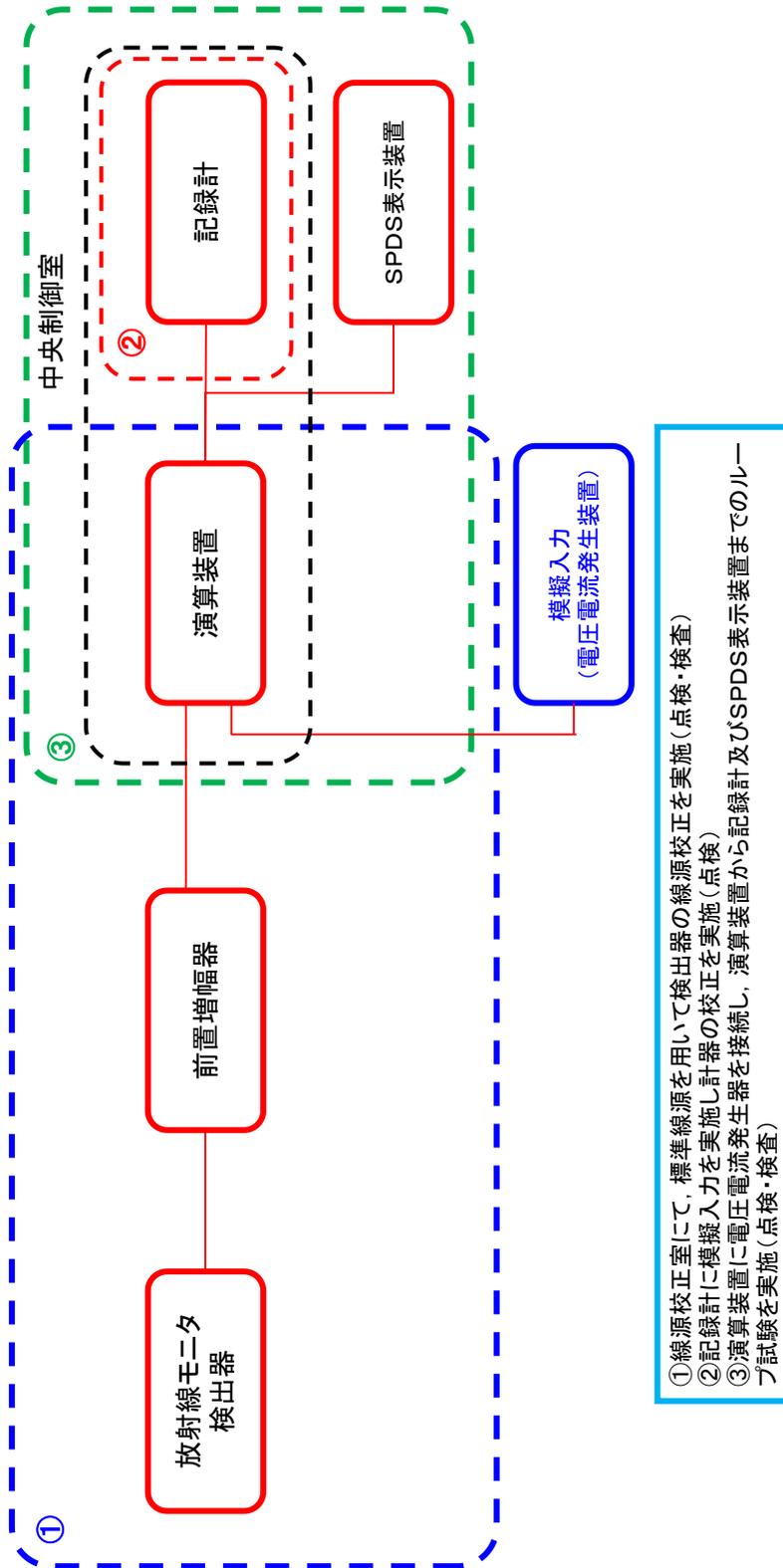


図 20 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の試験及び検査概要図

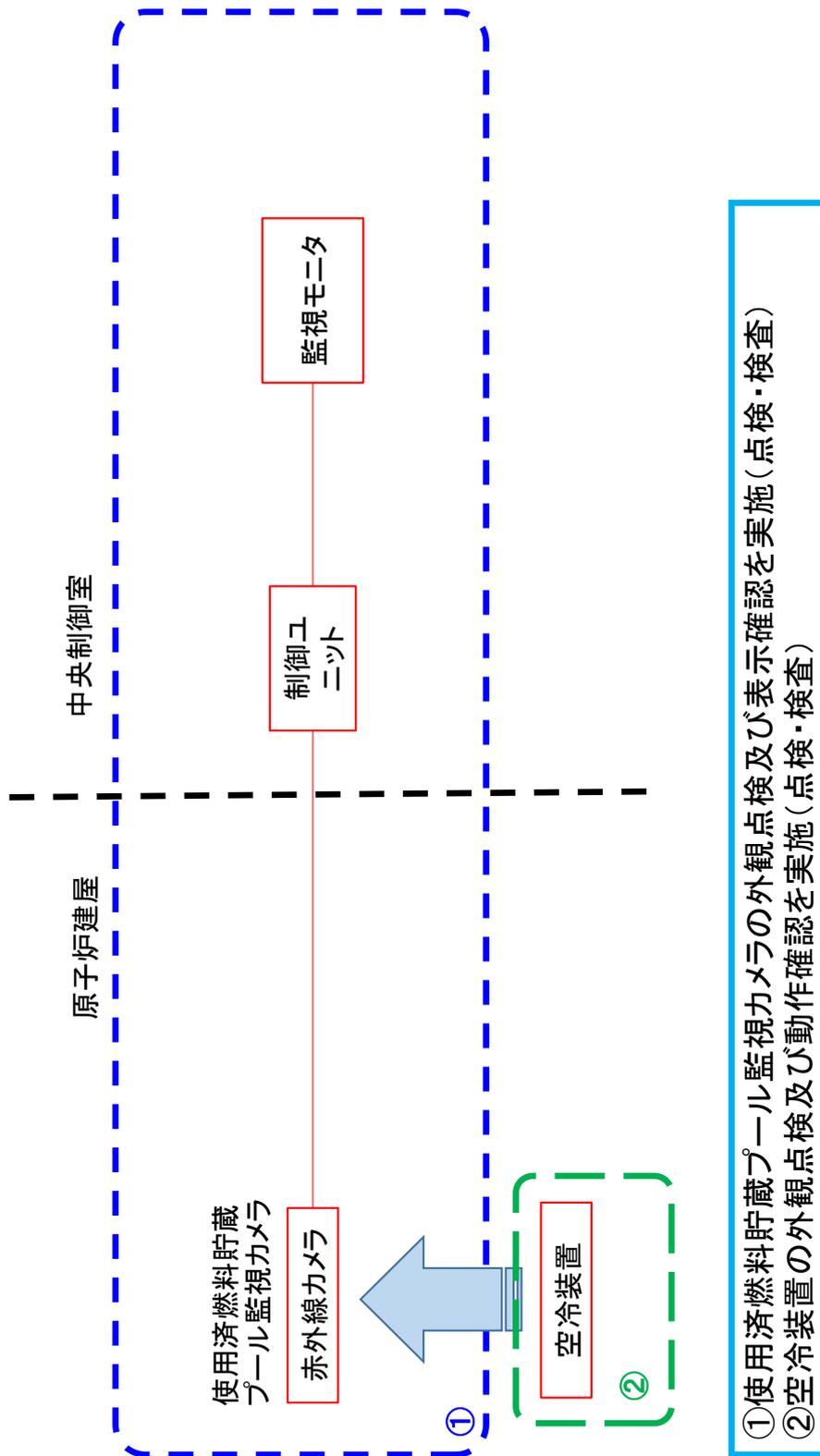


図 21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験 及び検査概要図

54-6  
容量設定根拠

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	147 (注1), (120 (注2))
吐出圧力	MPa[gage]	1.29 (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。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、想定事故 1, 想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする (以下「第 54 条第 1 項対応」という)。

なお、可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用する場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 4 台使用する。

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

なお、可搬型スプレイヘッダを使用する場合においては、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 4 台使用し、常設スプレイヘッダを使用する場合においては、図 2 のとおり可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 3 台として使用する。

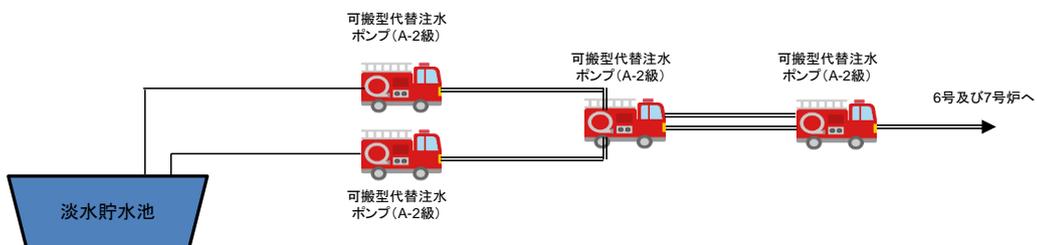


図1 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダ/常設スプレイヘッダ) による注水、  
燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダ) によるスプレイ 系統概要図

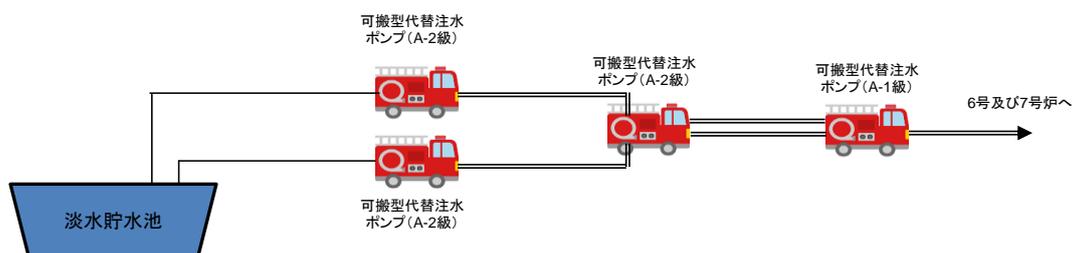


図2 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ 系統概要図

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

第54条第1項対応における可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量の要求値は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量として、可搬型スプレイヘッドを使用する場合及び常設スプレイヘッドを使用する場合ともに、45m<sup>3</sup>/h以上とする。

また、第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」（54-6-18～33）で説明されている容量として、可搬型スプレイヘッドを使用する場合は46m<sup>3</sup>/h以上、常設スプレイヘッドを使用する場合は147 m<sup>3</sup>/hとする。

以上より、必要流量が最大となる第54条2項対応において、常設スプレイヘッドを使用する場合の147 m<sup>3</sup>/hを要求値とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される120m<sup>3</sup>/h以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.29MPa（注1）／0.85MPa（注2）

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力は、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

2.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第54条第1項対応の場合

6号及び7号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭 約	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 0.74MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については54-6-34, 35 参照。

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

2.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合

6号及び7号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、  
を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。（第54条第2項対応における保守的な流量として46m<sup>3</sup>/hを用いて算出する。）

【7号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭 約	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 1.26MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については54-6-34, 35 参照。

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

2.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第1項対応の場合

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、  
を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7号炉原子炉建屋北側接続口の場合】

静水頭	約		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 0.46MPa				

※1 : ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については54-6-34, 35 参照。

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

2.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合

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

【淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合】

静水頭	約		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 1.29MPa				

※1 : ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については54-6-34, 35 参照。

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

2.5 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力

以上より、必要吐出圧力が最大となる第54条2項対応において、常設スプレイヘッドを

使用する場合の約 1.29MPa 以上を要求値とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

図 3 に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

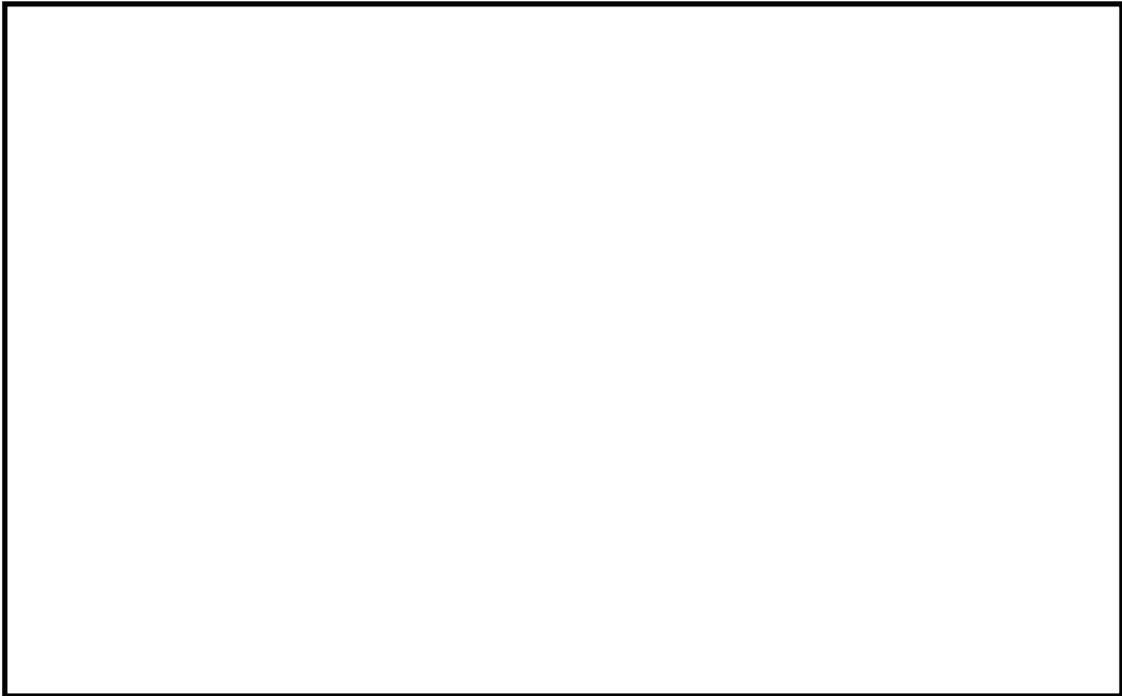


図 3 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

### 3. NPSH 評価

上記の吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSH の評価を行った。

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-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。

#### 3.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合

< 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、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（0.74MPa）を満足する 2400rpm とする。



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。

$H_n$

$H_s$

$H_1$

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

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

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_l &= \text{} \end{aligned}$$

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

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

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_l &= \text{} \end{aligned}$$

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。

### 3.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第 54 条第 2 項対応の場合

＜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、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量（46m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（1.26MPa）を満足する 2800rpm とする。

2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 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。

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

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

＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より、ポンプの必要回転数は、中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要な流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において、必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は、図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域である

ため、保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し  m とする。

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

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_1 &= \text{} \end{aligned}$$

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。

### 3.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

< 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、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m<sup>3</sup>/h）及び吐出圧力（0.46MPa）を満足する 2200rpm とする。

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

$$\begin{aligned} H_n &= \text{} \\ H_s &= \text{} \\ H_1 &= \text{} \end{aligned}$$

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）に必要な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。

$$\begin{aligned} H_n &= [ ] \\ H_s &= [ ] \\ H_l &= [ ] \end{aligned}$$

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

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

< 淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

$$\begin{aligned} H_n &= [ ] \\ H_s &= [ ] \\ H_l &= [ ] \end{aligned}$$

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。

### 3.4 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッダ) 第 54 条第 2 項対応の場合

本評価については、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の容量設定根拠にて行う。

## 4. 最高使用圧力 2.0MPa

燃料プール代替注水系に必要な可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力は 1.29MPa 以上であるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水系 (可搬型) にて要求される吐出圧力 (1.67MPa)

であり、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であるため、60℃とする。

6. 原動機出力 100kW/台

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 100kW とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-1級)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	147 (注1), (168 (注2))
吐出圧力	MPa[gage]	1.95 (注1), (0.85 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	146
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す

**【設 定 根 拠】**

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

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、想定事故 1、想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする (以下「第 54 条第 1 項対応」という)。

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

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は燃料プール代替注水系 (常設スプレーヘッド) 第 54 条第 2 項対応の場合の条件が最も保守的であり、図 5 の通り、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を 1 セット 3 台使用する。

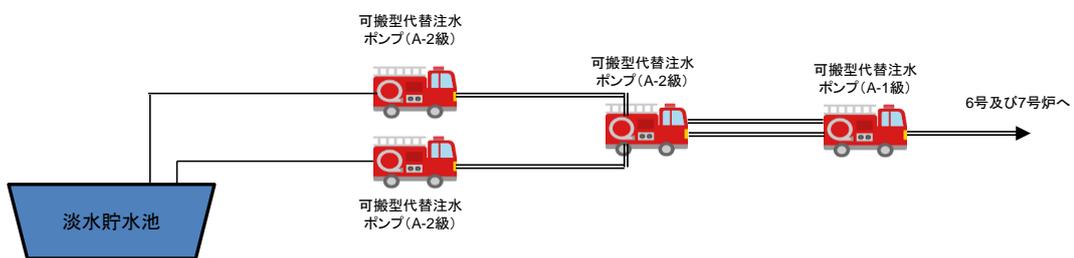


図 5 燃料プール代替注水系 (常設スプレーヘッド) によるスプレーシステム概要図

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

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

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m<sup>3</sup>/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.95MPa (注1) / 0.85MPa (注2)

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の吐出圧力は、静水頭、ホース直接敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、  を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7 号炉 SFP 接続口 (北) の場合】

静水頭	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	MPa	
ホース圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	MPa	

合計 約 1.95MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 54-6-34, 35 参照。

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

以上より、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の吐出圧力の要求値は、約 1.95MPa 以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

図 6 に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。



図 6 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）性能曲線

### 3. NPSH 評価

上記の吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSH の評価を行った。

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

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）>

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

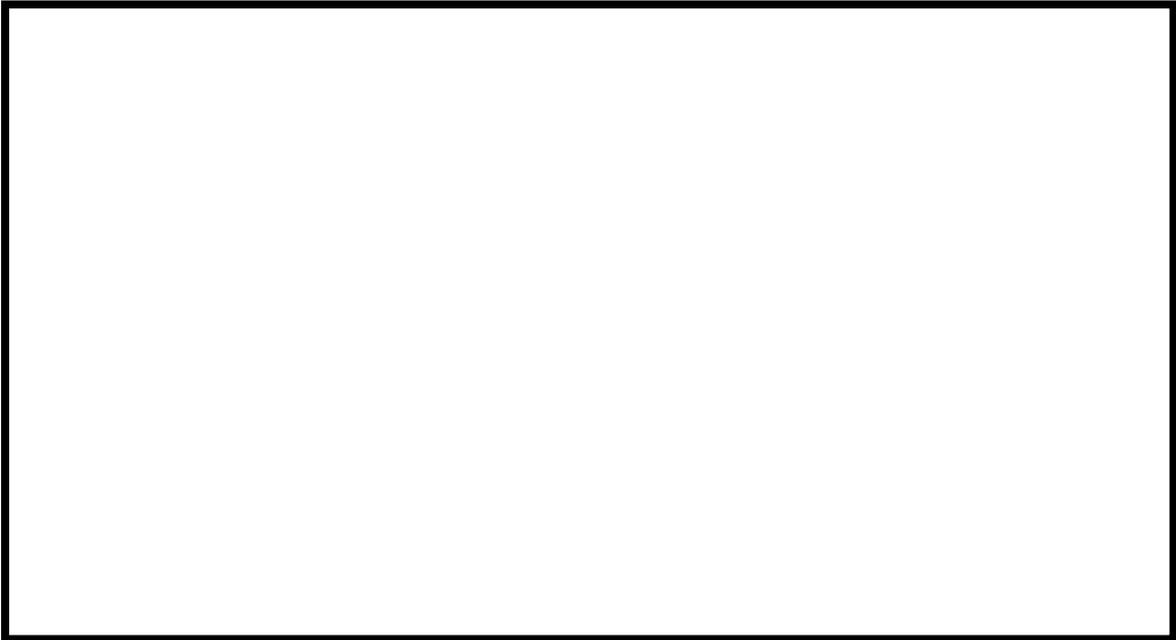


図7 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）NPSH

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

有効NPSHは下記のとおり算出する。

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

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）

$H_l$ ：吸込圧損

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

とする。

①式に以下の値を代入し、有効NPSHを算出すると有効NPSHはとなる。

$H_n$

$H_s$

$H_l$

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、 $H_n$ を設定した。

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

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図 3 より、ポンプの必要回転数は、接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm とする。2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 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 2800rpm となる。2800rpm において、必要流量を確保するための NPSH (必要 NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 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。

4. 最高使用圧力 2.0MPa

燃料プール代替注水系に必要な可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の吐出圧力は 1.95MPa 以上であり、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の最高使用圧力は 1.95MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であるため、60℃とする。

6. 原動機出力 146kW/台

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして146kWとする。

## 使用済燃料プール（SFP）スプレイ設備の冷却能力について

### 1. 概要

SFP スプレイ設備の冷却能力は、SFP 水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として、SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドの冷却能力は下記の設計方針により決定する。

#### (1) 可搬型スプレイヘッド

- ・ SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保
- ・ NEI 06-12 の可搬型スプレイヘッドの必要スプレイ流量を満足すること
- ・ スプレイヘッド 1 台で、SFP 内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲<sup>※1</sup>を確保

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

#### (2) 常設スプレイヘッド

- ・ 必要スプレイ流量として、SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保
- ・ 冷却に寄与するスプレイ流量は、燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする
- ・ スプレイ分布は、燃料集合体とスプレイヘッド配置から定まるスプレイ分布として、取出し直後の燃料集合体を 2 炉心分<sup>※2</sup>保管可能なエリアを確保

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

## 2. 可搬型スプレイヘッドの冷却能力

### (1) 必要スプレイ量の評価

#### a. 評価条件

- SFP 内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。
- 使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- スプレイ水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg(1980 年 JSME 蒸気表)
- スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg(1980 年 JSME 蒸気表)
- 水の比容積は 40℃で 0.00100781m<sup>3</sup>/kg
- 燃料集合体の熱出力 (1～5 号炉) :
- 燃料集合体の熱出力 (6 号及び 7 号炉) :

#### b. SFP 内の合計崩壊熱量

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

- 6 号炉 : 12.039MW
- 7 号炉 : 12.062MW

表1 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (6 号炉)

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表2 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (7 号炉)

取出 号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	合計崩壊熱 [MW]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
7	5	$1.84 \times 10^8$	3	$1.29 \times 10^8$			—
	4	$1.47 \times 10^8$	3	$1.29 \times 10^8$			
	5	$1.84 \times 10^8$	2	$8.57 \times 10^7$			
	4	$1.47 \times 10^8$	2	$8.57 \times 10^7$			
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^7$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^7$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	3	$1.10 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	2	$7.36 \times 10^7$	0	$8.64 \times 10^6$			
6	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
5	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
4	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
3	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
2	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
1	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			号炉間輸送分 (1050 日冷却後)
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^6$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^6$			
合計					3236	12.062	—

c. 必要スプレイ流量の評価式

SFP 内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量  $V_1$  ( $\text{m}^3/\text{h}$ ) は, SFP 内燃料体の崩壊熱  $Q$  による SFP 水の蒸散量に等しいとして, 以下の式を用いて算出した。

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

$Q$  : SFP 内燃料集合体の合計崩壊熱 [kW]

$H_{sh}$  : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

$H_{lh}$  : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

$m$  : 水の比容積 [ $\text{m}^3/\text{kg}$ ]

d. 評価結果

表 3 6号及び7号炉の崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
6号炉 全炉心燃料取出し後	<u>17.412</u> $\text{m}^3/\text{h}$
7号炉 全炉心燃料取出し後	<u>17.446</u> $\text{m}^3/\text{h}$

e. まとめ

SFP の熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に, 当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 6号炉で  $17.412\text{m}^3/\text{h}$ , 7号炉で  $17.446\text{m}^3/\text{h}$  である。

柏崎刈羽 6号及び7号炉において設置する, 可搬型スプレイヘッド 2台により, 上記流量及び NEI106-12 で要求されるスプレイ流量 ( $200\text{gpm} \div 46\text{m}^3/\text{h}$ ) を確保することで, 上記スプレイ流量を, 満足することが可能である。

以上より, 必要スプレイ流量は保守側の 46  $\text{m}^3/\text{h}$  以上とする。

(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について

a. 可搬型スプレイヘッドの放水試験

下記放水条件で放水試験により, 図 5 に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

- ・放水角度 (仰角) :  $30^{\circ}$
- ・旋回角度 :  $\pm 40^{\circ}$
- ・流量 : 800L/min ( $48\text{m}^3/\text{h}$ )
- ・スプレイヘッド元圧 : 0.5MPa
- ・試験時間 : 60sec
- ・ $\phi 210\text{ mm}$ の測定容器を並べ, 放水量を確認

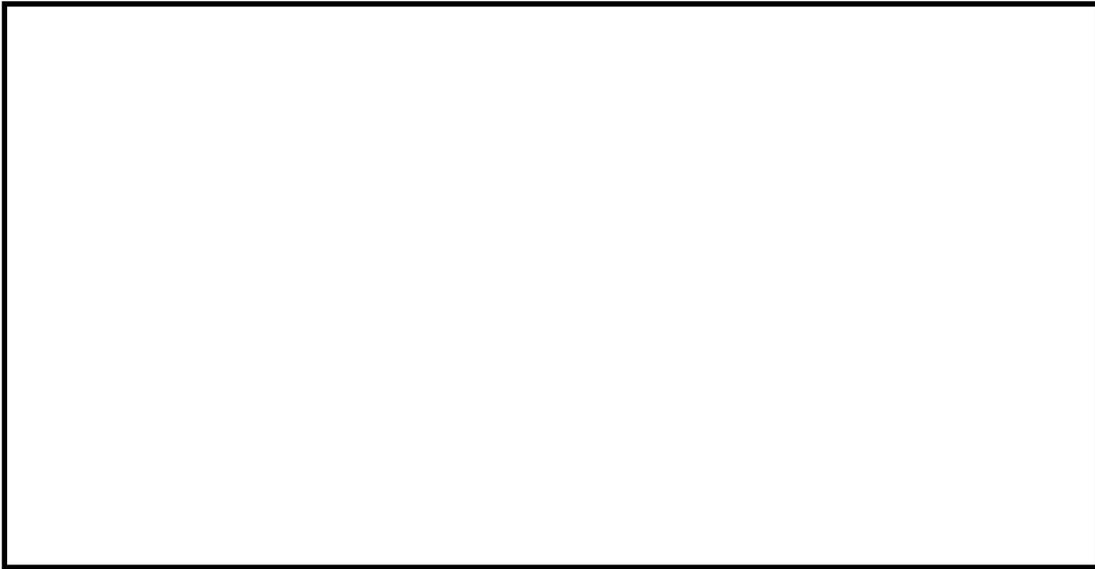


図 8 可搬型スプレイヘッドの放水範囲

b. 使用済燃料プールへの放水範囲

放水試験結果から, 6号及び7号炉では, 通常時, SFP周辺にスロッシング防止用の柵 (高さ約1m), 燃料交換機が配置されているため, 可搬型スプレイヘッドは図9及び図10に示すように2箇所からスプレイすることで可搬型スプレイヘッド1台によりSFP内の燃料集合体全てに対しスプレイすることが可能となる。

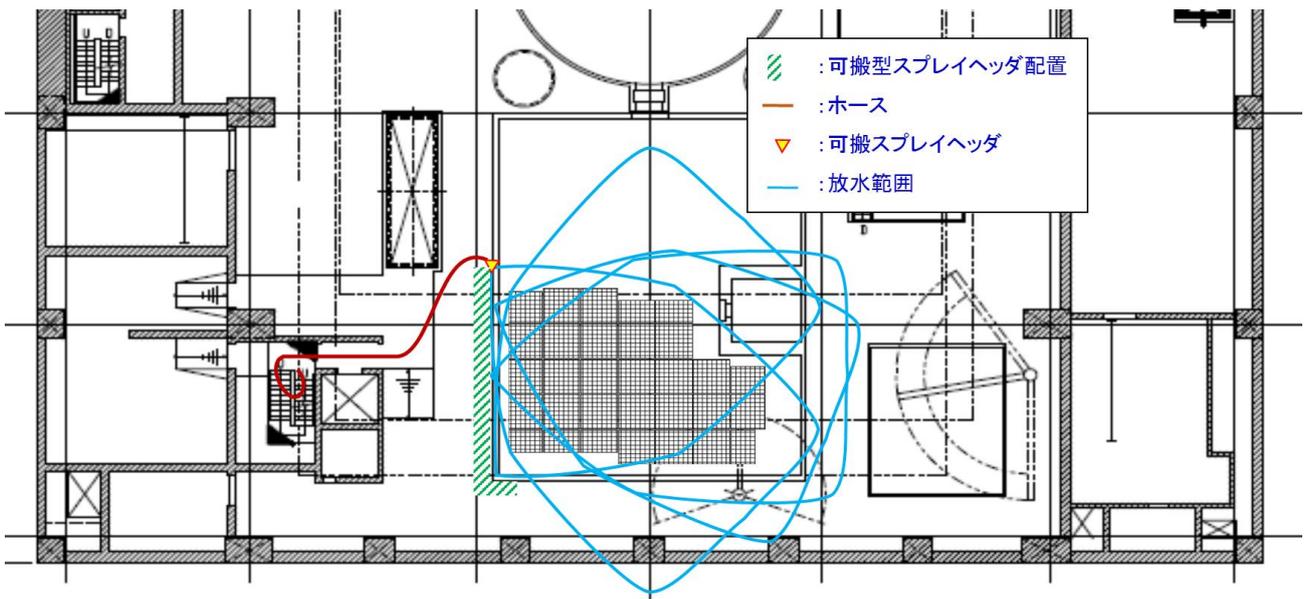


図9 可搬型スプレイヘッドのスプレイ範囲（南面からスプレイする場合）

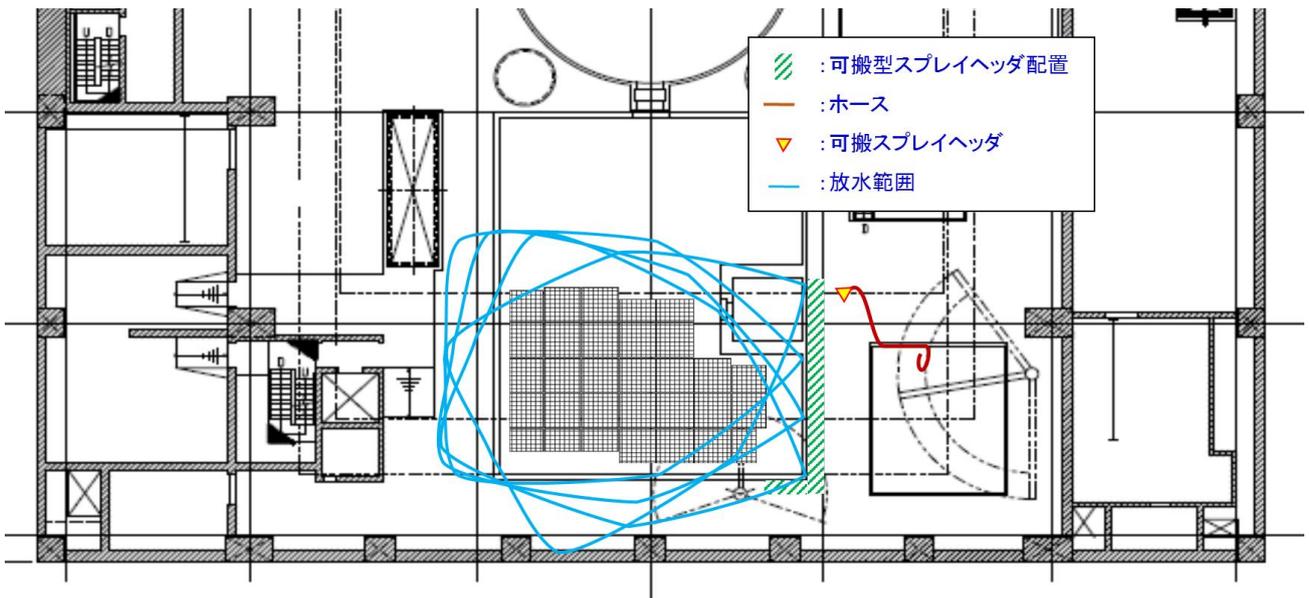


図10 可搬型スプレイヘッドのスプレイ範囲（北面からスプレイする場合）

(5) SFP からの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

SFP からの漏えい時において、可搬型スプレイヘッドを配置する場合、SFP 周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位 - 2.1m）までの水位低下時間とスプレイヘッドを配置する時間の関係を整理した。

通常水位から遮蔽水位までの SFP からの水位低下量は、6 号炉：481m<sup>3</sup>、7 号炉：489m<sup>3</sup>である。

ここで、SFP からの漏えい量を 200gpm (46m<sup>3</sup>/h) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は、6 号炉：10.5 時間、7 号炉：10.6 時間となり、約 10 時間となる。一方で、原子炉建屋 1 階から SFP のある原子炉建屋 4 階まで仮設ホースを配置する時間は、訓練実績として約 30 分であることから、十分な時間的な余裕のある対応が可能である。

### 3. 常設スプレイヘッダの冷却能力

#### (1) 前提条件

##### ①燃料プールの状態

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

##### ②燃料集合体の配置

SFP 内の燃料集合体を取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」、号炉間輸送分を含めたその他の 1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の 2 つのエリアに分け、「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に 2 炉心以上のエリアを確保する。

##### ③燃料集合体の冷却期間

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

##### ④必要スプレイ流量

###### ・単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

###### ・必要スプレイ流量

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

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

(2) SFP 内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・崩壊熱計算：May-Witt を使用
- ・1 炉心取出しまでの期間：10 日間
- ・定期検査期間：70 日
- ・運転期間：426 日
- ・不確定性：May-Witt の不確定性として 10% を考慮
- ・最大照射期間：5 サイクル ( $1.84 \times 10^8$  秒)
- ・燃料集合体の熱出力 (1~5 号炉)：[ ]
- ・燃料集合体の熱出力 (6 号及び 7 号炉)：[ ]

b. 評価結果

SFP 内の崩壊熱量として、6 号炉の評価結果を表 4 に、7 号炉の評価結果を表 5 に示す。  
6 号及び 7 号炉の高温燃料域及び低温燃料域の燃料集合体 1 体当りの最大の崩壊熱量は、  
照射時間及び冷却時間に依存し、下記のとおり 6 号及び 7 号炉で同じ値となる。

- ・高温燃料域：[ ]
- ・低温燃料域：[ ]

表4 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (6 号炉)

取出 号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	1 体当りの崩壊熱 [MW/体]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
6	5	$1.84 \times 10^8$	3	$1.29 \times 10^8$	[Redacted]	[Redacted]	—
	4	$1.47 \times 10^8$	3	$1.29 \times 10^8$			
	5	$1.84 \times 10^8$	2	$8.57 \times 10^7$			
	4	$1.47 \times 10^8$	2	$8.57 \times 10^7$			
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^7$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
	3	$1.10 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
	2	$7.36 \times 10^7$	0	$8.64 \times 10^5$			
7	1	$3.68 \times 10^7$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
5	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
4	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
3	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
2	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			
1	4	$1.47 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
	5	$1.84 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	4	$1.47 \times 10^8$	1	$4.37 \times 10^5$			
	5	$1.84 \times 10^8$	0	$8.64 \times 10^5$			

表5 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量 (7 号炉)

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

(3) 単位面積当たりの必要スプレー流量

a. 評価方法

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

- ・ SFP 内の燃料集合体は全露出している状態を想定
- ・ 崩壊熱の除熱効果は、スプレー水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
- ・ 高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレー水により冷却できる単位面積当たりのスプレー流量を算出

b. 評価条件

- ・ スプレー水の温度は保守的に 40°C と想定
- ・ 水の顕熱は 40°C~100°C で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・ 水の蒸発潜熱は 100°C, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・ 水の比容積は 40°C で 0.00100781m<sup>3</sup>/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・ 6 号及び 7 号炉のチャンネルボックスの面積は
- ・ SFP 面積は 6 号炉 : , 7 号炉 :

c. 評価式

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

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

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

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

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

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

H<sub>lh</sub> : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m<sup>3</sup>/kg]

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

d. 評価結果

表 6 6 号及び 7 号炉の単位面積当たりの必要スプレー流量

	単位面積当たりの必要スプレー流量
高温燃料域 (取出し直後)	
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

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

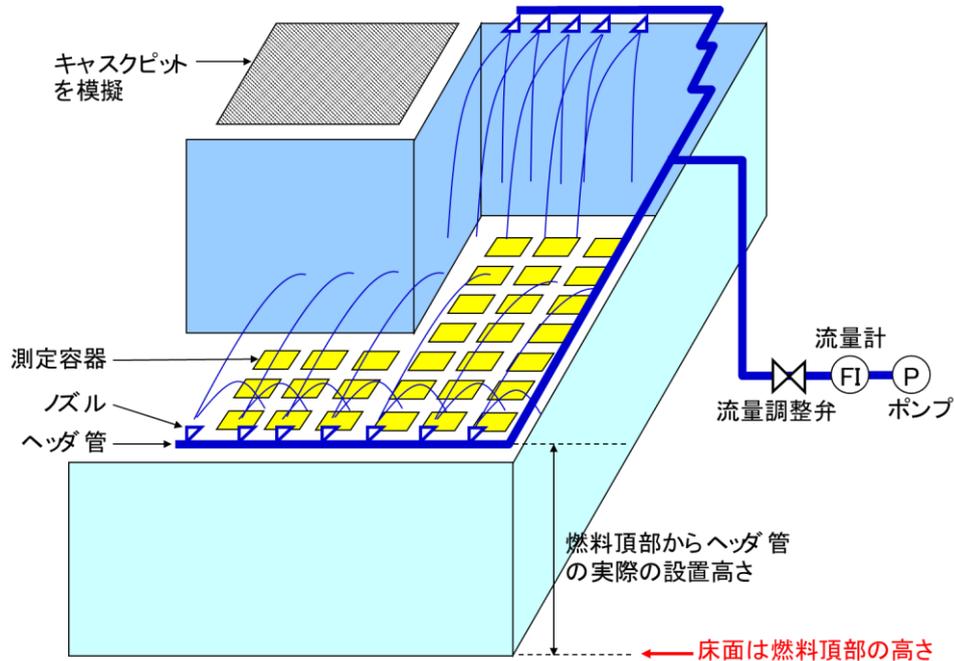


図 11 試験設備概要図

b. 測定条件

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

c. 判定基準

表 7 スプレイ実証試験の判定基準

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

d. 測定結果

①スプレー状態の確認

試験のスプレー状態について、スプレー前の状況を図 12、スプレー状態の状況を図 13 に示す。

図 13 のスプレー状態から、スプレーヘッダの複数のノズルからのスプレー水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。



図 12 スプレー前の状況（スプレー量：0m<sup>3</sup>/h）



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

②必要スプレー流量の測定結果

6号炉の実証試験結果を表8に、7号炉の実証試験結果を表9に示す。

6号及び7号炉ともに、単位面積当たりの必要スプレー流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレー流量を満足することが可能である。

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

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

表8 スプレー実証試験結果 (6号炉)

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

表9 スプレー実証試験結果 (7号炉)

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



図14 使用済燃料プールスプレー時のスプレー分布

## ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

### 消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

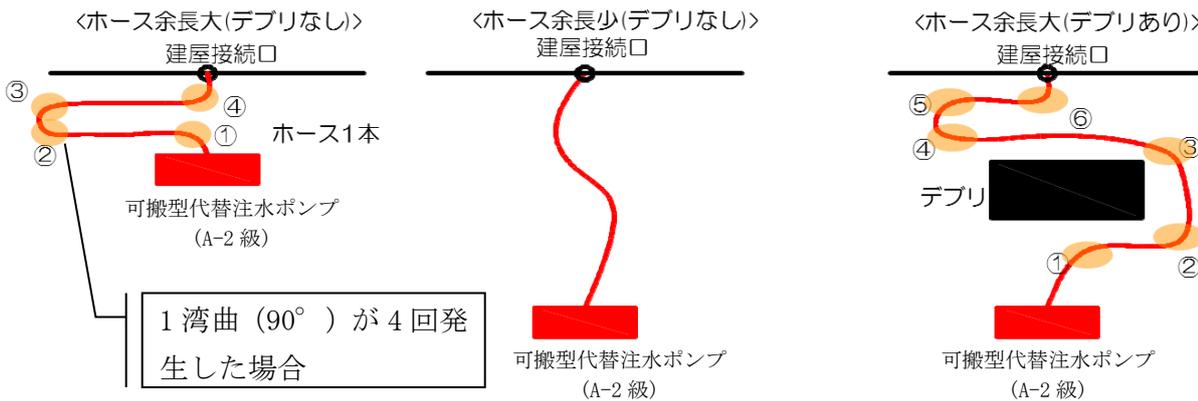


図 15 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

<1湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$ >

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

#### ○損失係数 $f_c$

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

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

を引用する。

#### ○流速 $v$

$$v = Q/A$$

##### ・ $Q$ =流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

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

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

##### ・ $A$ =管路の断面積について

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

・流速  $v=Q/A$  より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

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

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$  より, 重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$h_c = 0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

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

【設定根拠】

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合、燃料プール冷却浄化系はポンプ 1 台で運転し、熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、使用済燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器 1 基あたり約 1.9MW であるが、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は、使用済燃料プール水温が約 77℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 125m<sup>3</sup>/h、代替原子炉補機冷却系側の流量約 110m<sup>3</sup>/h の場合において約 2.6MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約  m<sup>2</sup>、7 号炉約  m<sup>2</sup> に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約  m<sup>2</sup>、7 号炉約  m<sup>2</sup> となるため、燃料プール冷却浄化系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW とする。

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 <sup>2</sup> /式	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1. 個数、容量の設定根拠</p> <p>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。</p> <p>なお、熱交換器ユニット (その 1) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p>		

## 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。

## 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 <sub>a</sub>	: 淡水側流量	= 600m <sup>3</sup> /h
W <sub>b</sub>	: 海水側流量	= 840m <sup>3</sup> /h
T <sub>a1</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T <sub>a2</sub>	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T <sub>b2</sub>	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T <sub>b1</sub>	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ <sub>1</sub>	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m <sup>3</sup>
ρ <sub>2</sub>	: 密度 (海水)	= 1017kg/m <sup>3</sup>
C <sub>1</sub>	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C <sub>2</sub>	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

#### 4.2 対数平均温度差

$$\begin{aligned} \Delta t &= \{(Ta1-Tb2) - (Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\} \\ &= 5.38\text{K} \end{aligned}$$

$\Delta t$  : 対数平均温度差

#### 4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{\phantom{000}} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

#### 4.4 必要伝熱面積

$$\begin{aligned} A_r &= Q / \Delta t / Uc \\ &= 23000 / 5.38 / \boxed{\phantom{000}} / 2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 \div \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$A_r$  : 熱交換器の必要伝熱面積

$$\text{熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, } \boxed{\phantom{000}} \times 2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2$$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, 約  $\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2/\text{式}$  とする。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量(設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m <sup>2</sup> /式	
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1. 個数, 容量の設定根拠</p> <p>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。</p> <p>なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p>		

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

### 2.1 淡水側

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

### 2.2 海水側

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

## 3. 最高使用温度の設定根拠

### 3.1 淡水側

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

### 3.2 海水側

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

## 4. 伝熱面積の設定根拠

### (1) 必要伝熱面積

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

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

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

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

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

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、 × 2 =  m<sup>2</sup>

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

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。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m<sup>3</sup>/h
- ・管側（サプレッション・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 :  m<sup>2</sup>

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。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m<sup>3</sup>/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m<sup>3</sup>/h
- ・管側（サプレッション・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  m<sup>2</sup>

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m <sup>3</sup> /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b>            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。</p> <p>1. 個数、容量の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱（約23MW）を除去するために必要な流量を600m<sup>3</sup>/hとし、容量300 m<sup>3</sup>/hのポンプを2台設置する。            なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオにおいて事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p> <p>2. 揚程の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。  <b>【6号炉のケース】</b>            配管・機器圧力損失：約 <input type="text"/> m</p> <p>上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は75mとする。</p> <p>3. 最高使用圧力の設定根拠            代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力1.37MPa[gage]とする。</p>		

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の最高使用温度は、冷却水の戻り温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）（容量 300m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約  kW となる。

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

- P : 必要軸動力 (kW)
- $\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300
- H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 15 参照)
- $\eta$  : ポンプ効率 (%) =  (図 15 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/台とする。

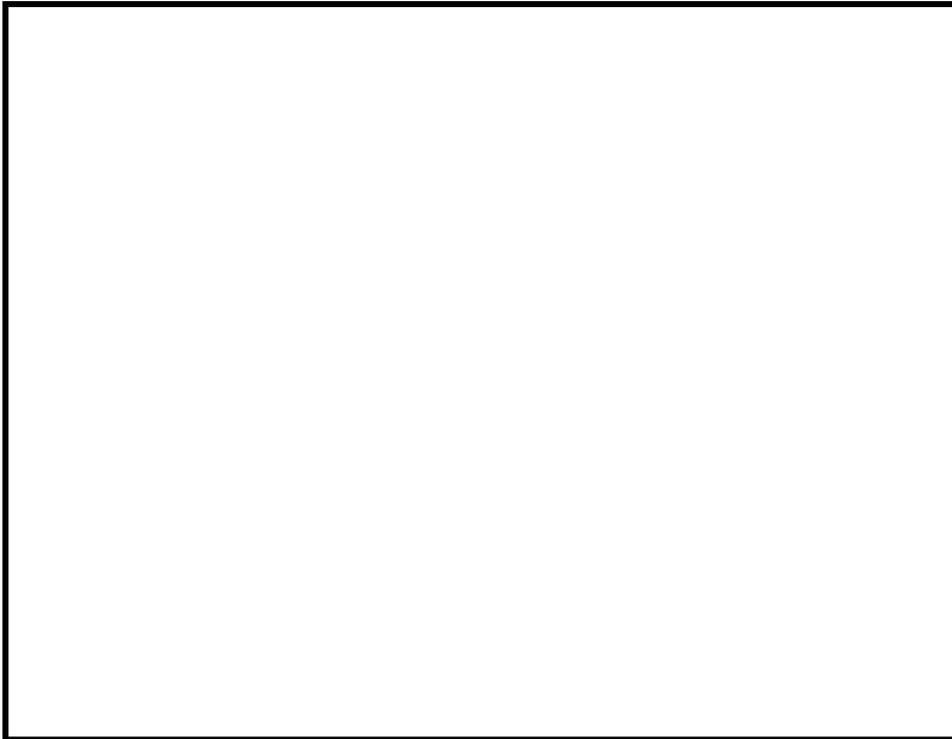


図 16 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m <sup>3</sup> /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b>                  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。</p> <p>1. 個数，容量の設定根拠                  代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱（約23MW）を除去するために必要な流量を600m<sup>3</sup>/hとし，容量600 m<sup>3</sup>/hのポンプを1台設置する。                  なお，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオにおいて事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p> <p>2. 揚程の設定根拠                  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。  <b>【6号炉のケース】</b>                  配管・機器圧力損失： 約 <input type="text"/> 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。</p> <p>3. 最高使用圧力の設定根拠                  代替原子炉補機冷却水ポンプ（その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。</p>		

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

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

- P : 必要軸動力 (kW)
- $\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 600
- H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 16 参照)
- $\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 16 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

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

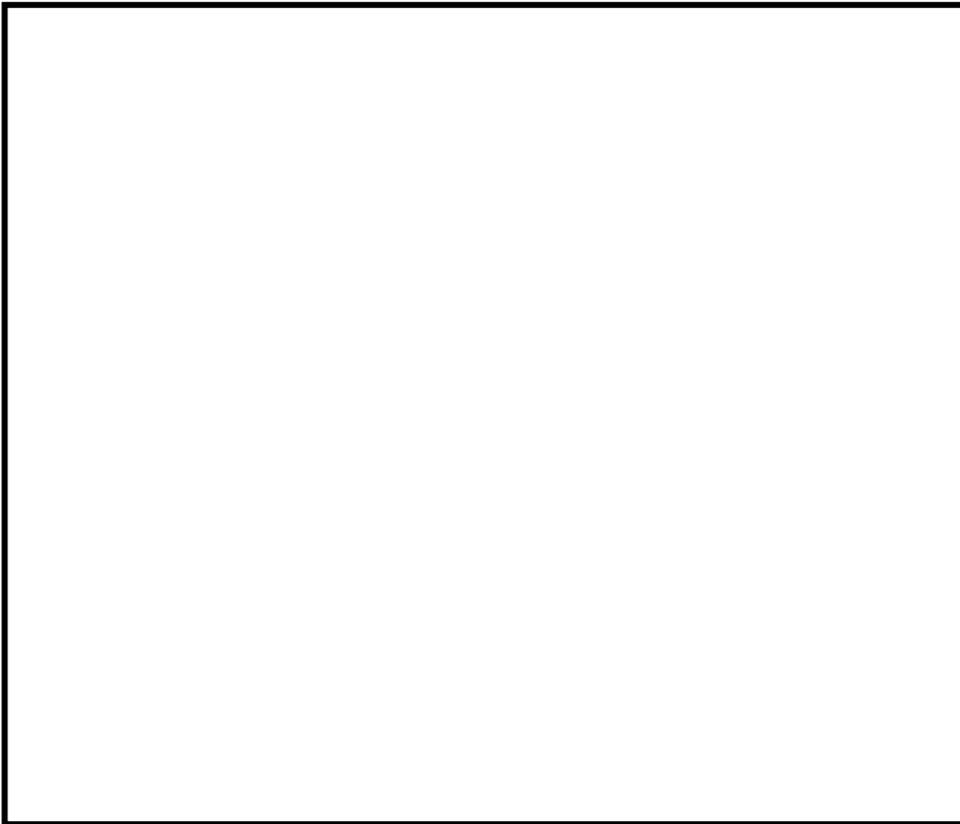


図 17 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）																									
容量	m <sup>3</sup> /h	840 以上（注 1）（900（注 2））																									
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））																									
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3																									
最高使用温度	℃	60																									
原動機出力	kW/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																									
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m<sup>3</sup>/h とし、900m<sup>3</sup>/h とする。</p> <p>なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</p> <p>2. 吐出圧力の設定根拠</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。</p> <p>（6 号炉）</p> <table border="0"> <tr> <td>①熱交換器ユニット内の圧力損失</td> <td>：</td> <td>約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>②ホース直接敷設の圧損</td> <td>：</td> <td>約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>③ホース湾曲の影響</td> <td>：</td> <td>約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>④機器類の圧力損失</td> <td>：</td> <td>約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>①～④の合計</td> <td>：</td> <td>約</td> <td><input type="text"/></td> <td>MPa</td> </tr> </table>			①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約	<input type="text"/>	MPa	②ホース直接敷設の圧損	：	約	<input type="text"/>	MPa	③ホース湾曲の影響	：	約	<input type="text"/>	MPa	④機器類の圧力損失	：	約	<input type="text"/>	MPa	①～④の合計	：	約	<input type="text"/>	MPa
①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約	<input type="text"/>	MPa																							
②ホース直接敷設の圧損	：	約	<input type="text"/>	MPa																							
③ホース湾曲の影響	：	約	<input type="text"/>	MPa																							
④機器類の圧力損失	：	約	<input type="text"/>	MPa																							
①～④の合計	：	約	<input type="text"/>	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。

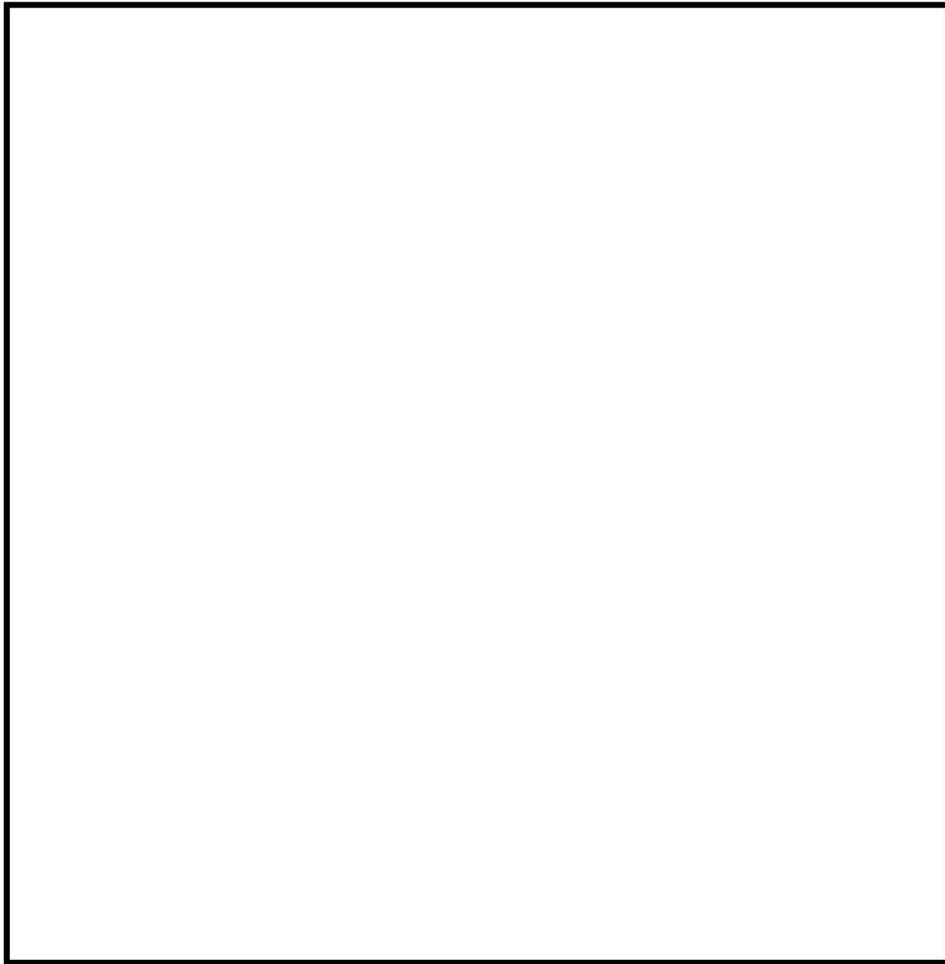


図 18 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

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

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の

配置イメージを図 19 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 23m であることから、ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより、海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約 17.2m 下位）でも、ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。

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

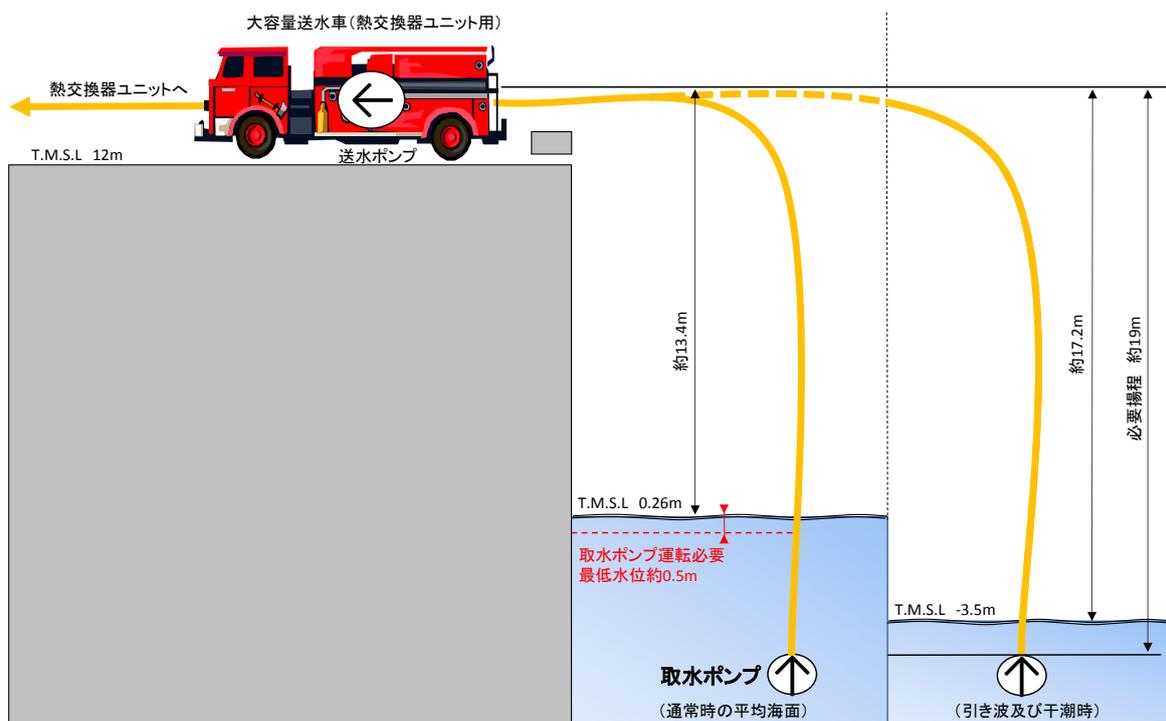


図 19 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

### 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。

## ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

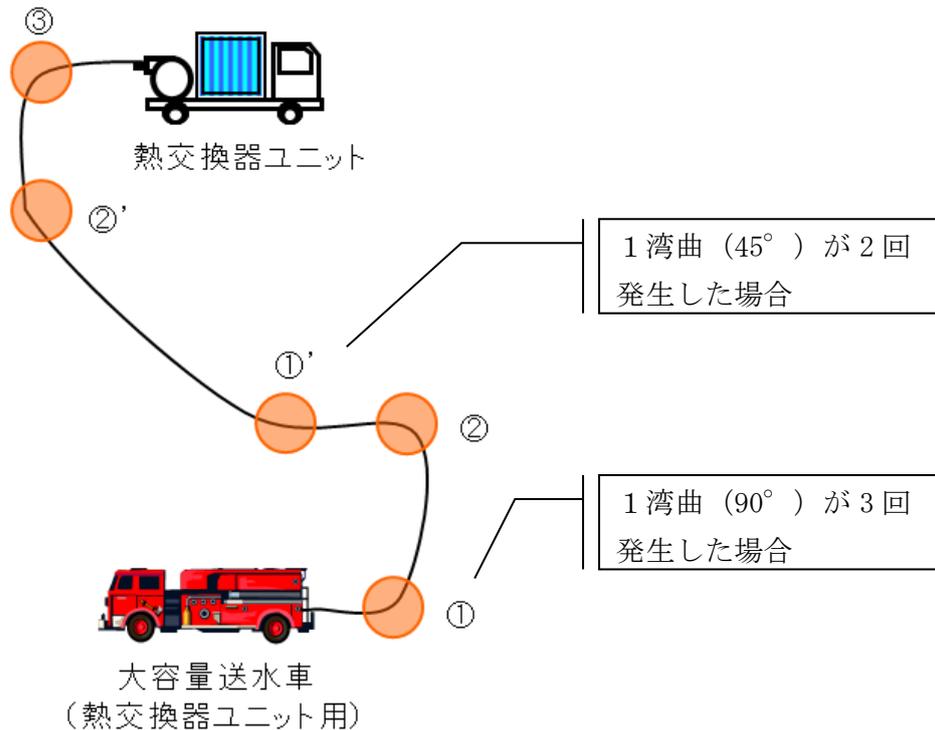


図 20 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$  >

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

○損失係数  $f_c$

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

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

を引用する。

○流速  $v$

$$v=Q/A$$

・  $Q$ =流量について

大容量送水車流量は、 $840\text{m}^3/\text{h}$  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、 $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速  $v=Q/A$  より

$$v=204.8581[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{3.415[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

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

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$  より、重力加速度  $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$  を用いて

$$h_c = 0.068 \times (3.415^2 / (2 \times 9.8))$$

$$= \underline{0.04046[\text{m}]}$$

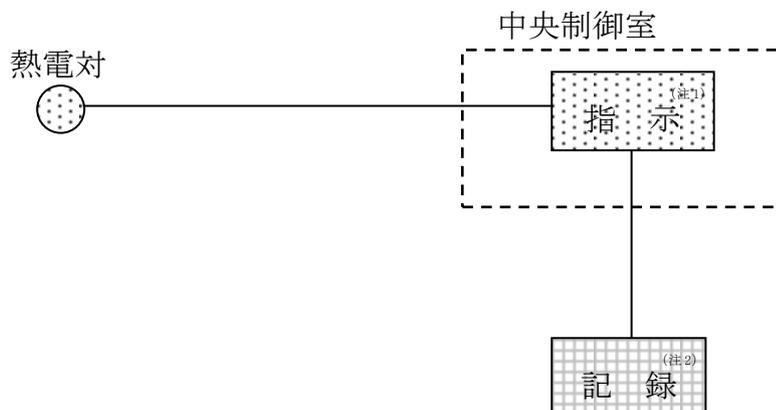
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 21 「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

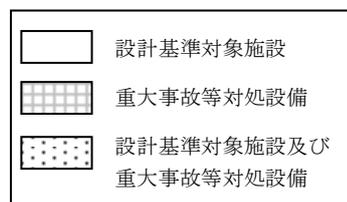


図 21 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 22 「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図」参照）

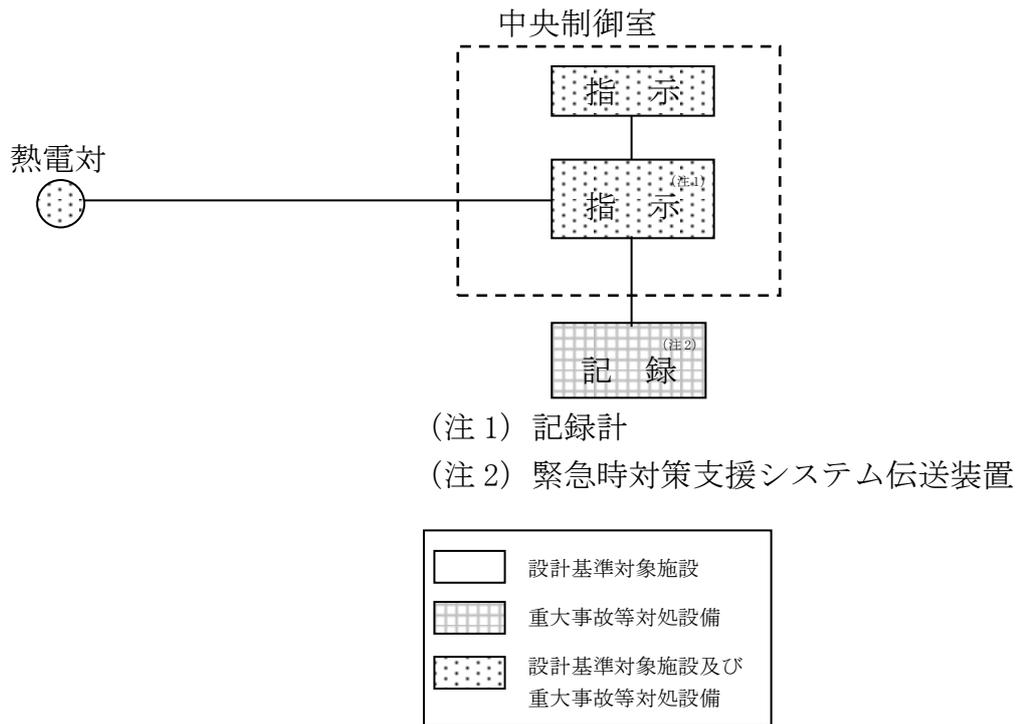


図 22 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(3) 計測範囲

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

表10 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の仕様

名 称	種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA 広域）	熱電対	6 号炉：T. M. S. L. 20180～ 31170mm 7 号炉： T. M. S. L. 20180～ 31123mm	6 号炉：1 (検出点 14 箇所) 7 号炉：1 (検出点 14 箇所)	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		

表 11 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方	
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180～ 31170mm (6号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉)	通常水位から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉)		重大事故等により変動 する可能性のある使用 済燃料プール上部から 底部近傍までの範囲に わたり水位を監視可能。
	T. M. S. L. 20180～ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	T. M. S. L. 31390mm (7号炉) (通常水位付近)	通常水位から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)		
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動 する可能性のある使用 済燃料プールの温度を 監視可能。

\*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。

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

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

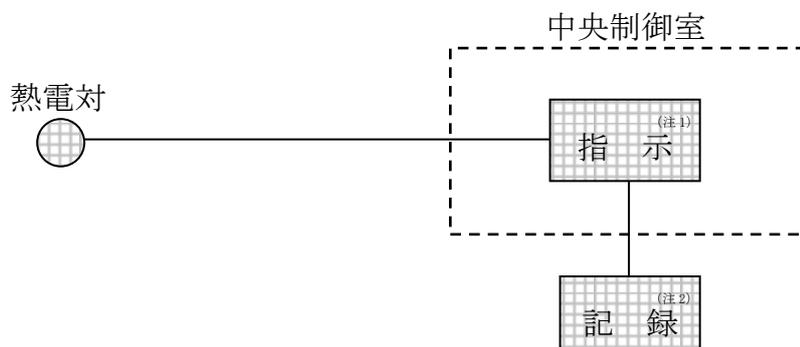
(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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

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



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

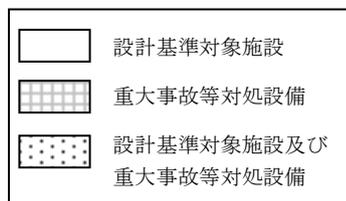


図23 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図

(3) 計測範囲

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

表12 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	熱電対	6号炉： T.M.S.L. 23420～ 30420mm 7号炉： T.M.S.L. 23373～ 30373mm	6号炉：1 (検出点8箇所) 7号炉：1 (検出点8箇所)	原子炉建屋 地上4階
		6号炉：0～150℃ 7号炉：0～150℃		

表 13 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	T.M.S.L. 23420～ 30420mm (6号炉) T.M.S.L. 23373～ 30373mm (7号炉)	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) T.M.S.L. 31390mm (7号炉)	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) T.M.S.L. 31390mm (7号炉) (通常水位付近)	通常水位から-1.2m(T.M.S.L. 30195mm) (6号炉) 通常水位から-1.2m(T.M.S.L. 30190mm) (7号炉)	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		

\*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。

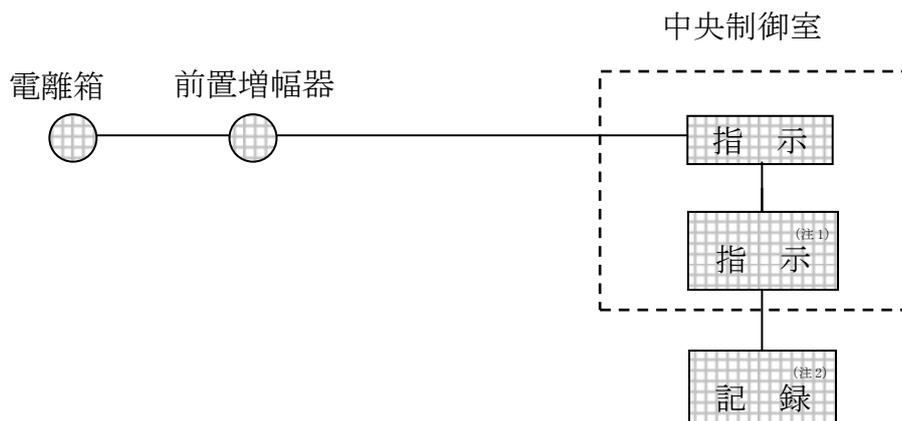
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

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



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

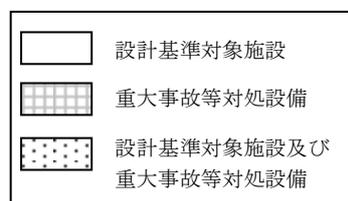


図 24 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様を表 14 に、計測範囲を表 15 に示す。

表14 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様

名 称	種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	電離箱	6号炉： $10^1 \sim 10^6$ mSv/h 7号炉： $10^1 \sim 10^6$ mSv/h	6号炉：1 7号炉：1	原子炉建屋 地上4階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	電離箱	6号炉： $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h 7号炉： $10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	6号炉：1 7号炉：1	原子炉建屋 地上4階

表 15 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの計測範囲

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	$10^1 \sim 10^6$ mSv/h (6号炉) $10^1 \sim 10^6$ mSv/h (7号炉) $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h (6号炉) $10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h (7号炉)	—	—	$1.0 \times 10^{-1}$ mSv/h 以下		重大事故時における使用済燃料プールの変動する範囲 ( $5 \times 10^{-2} \sim 10^7$ mSv/h) について放射線量率を監視可能である。

\*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。

54-7  
接続図

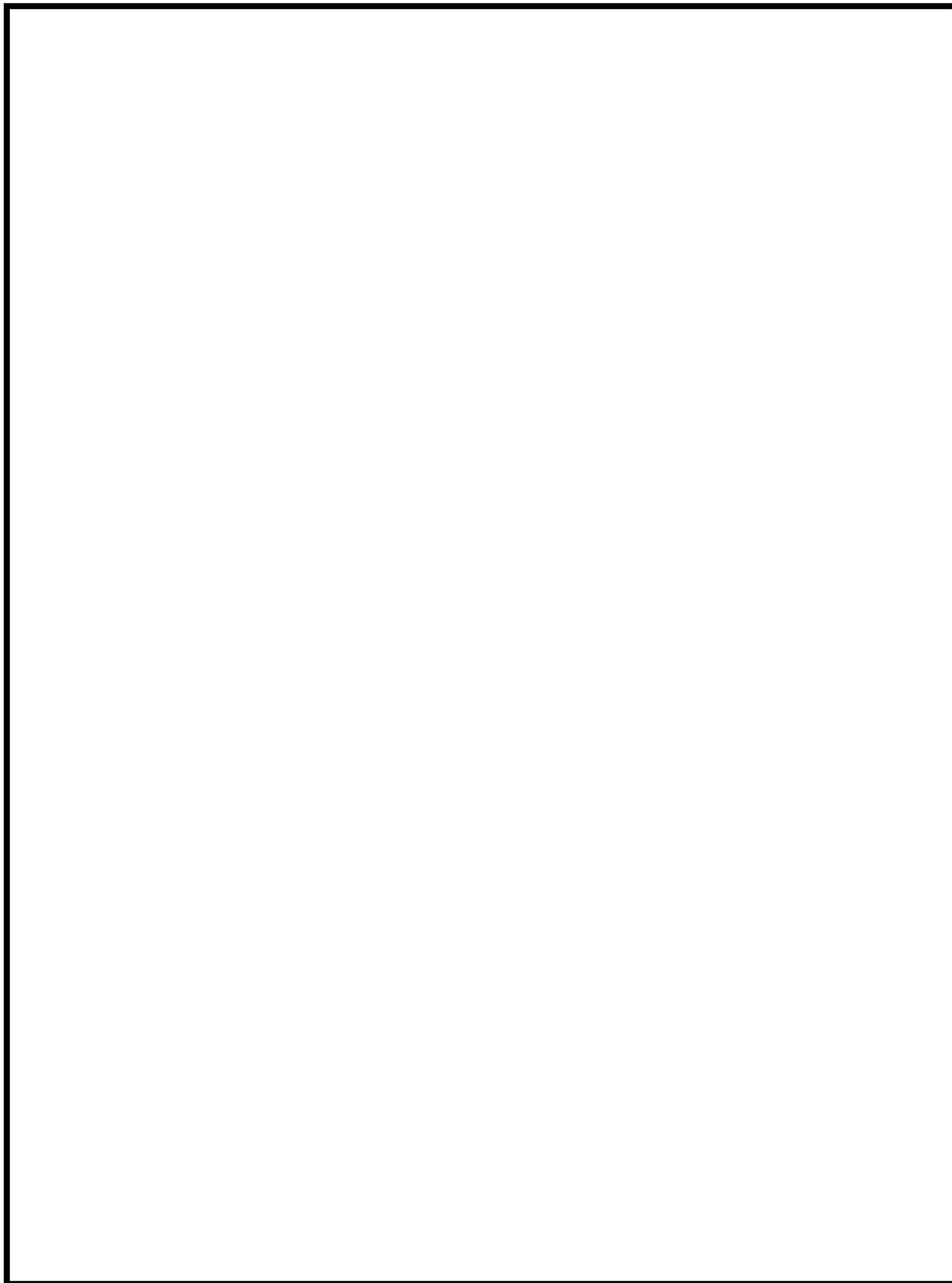


図1 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54条第1項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

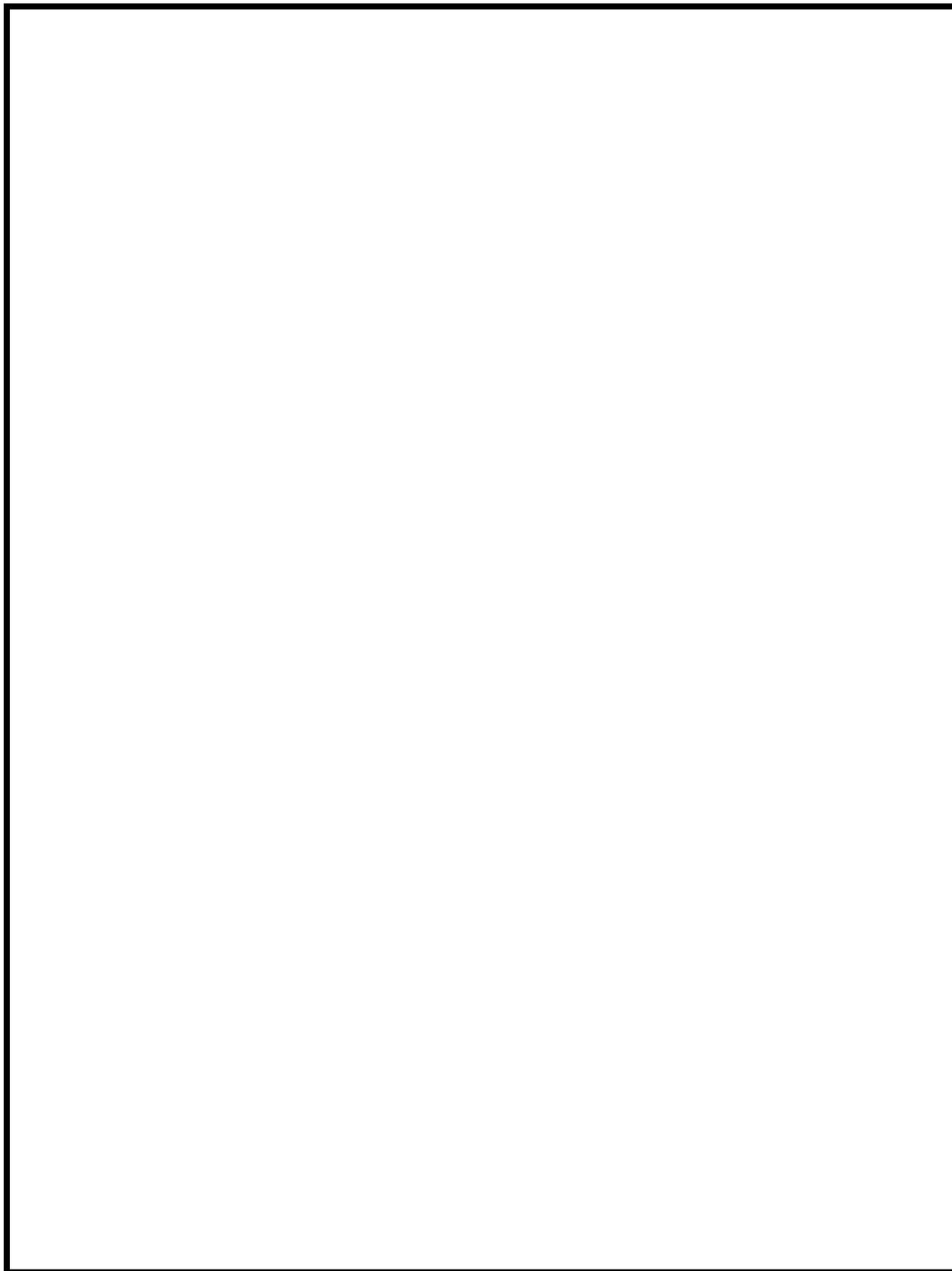


図2 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54条第1項対応 屋外接続図(防火水槽)

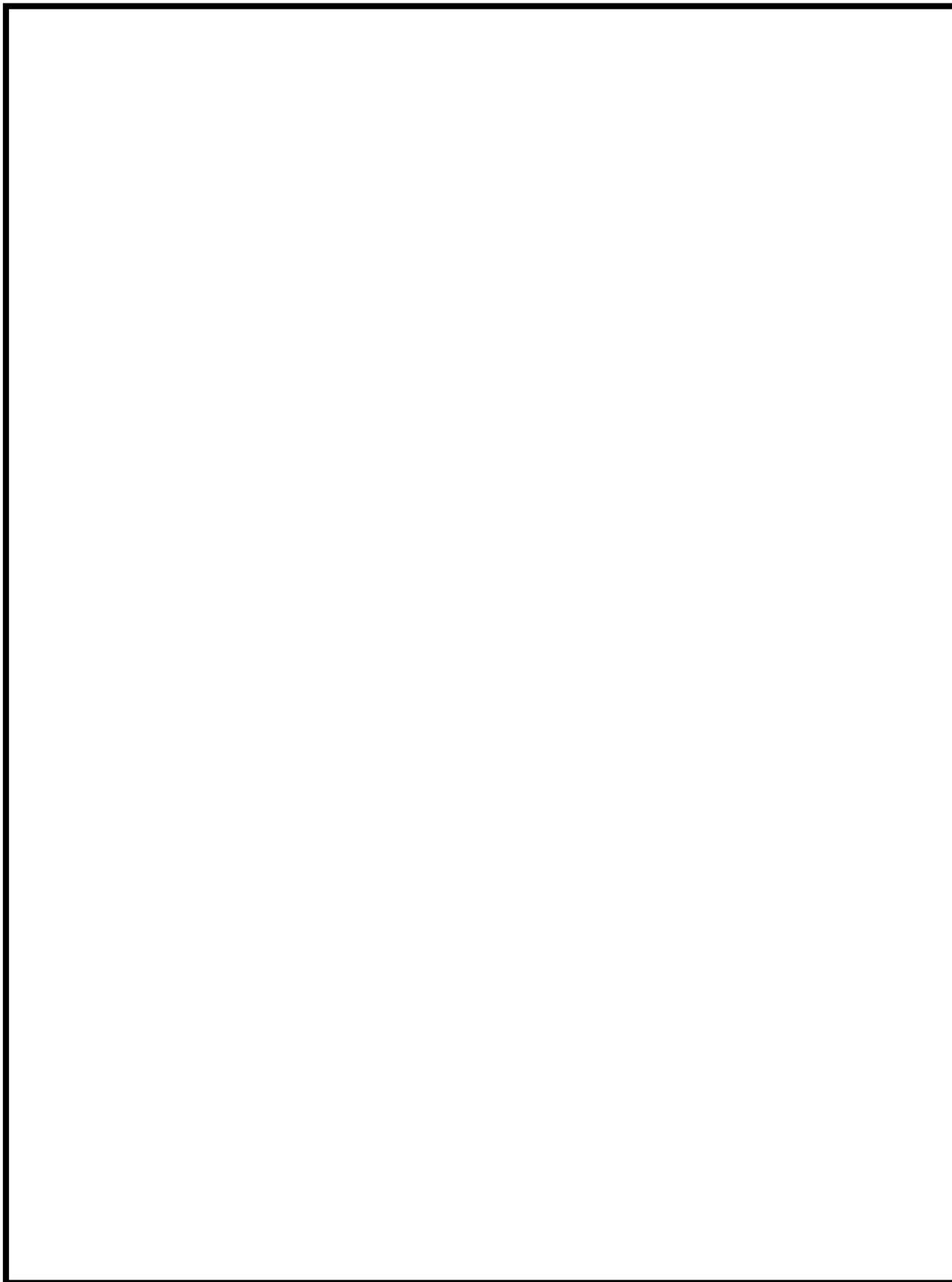


図3 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
第54条第2項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

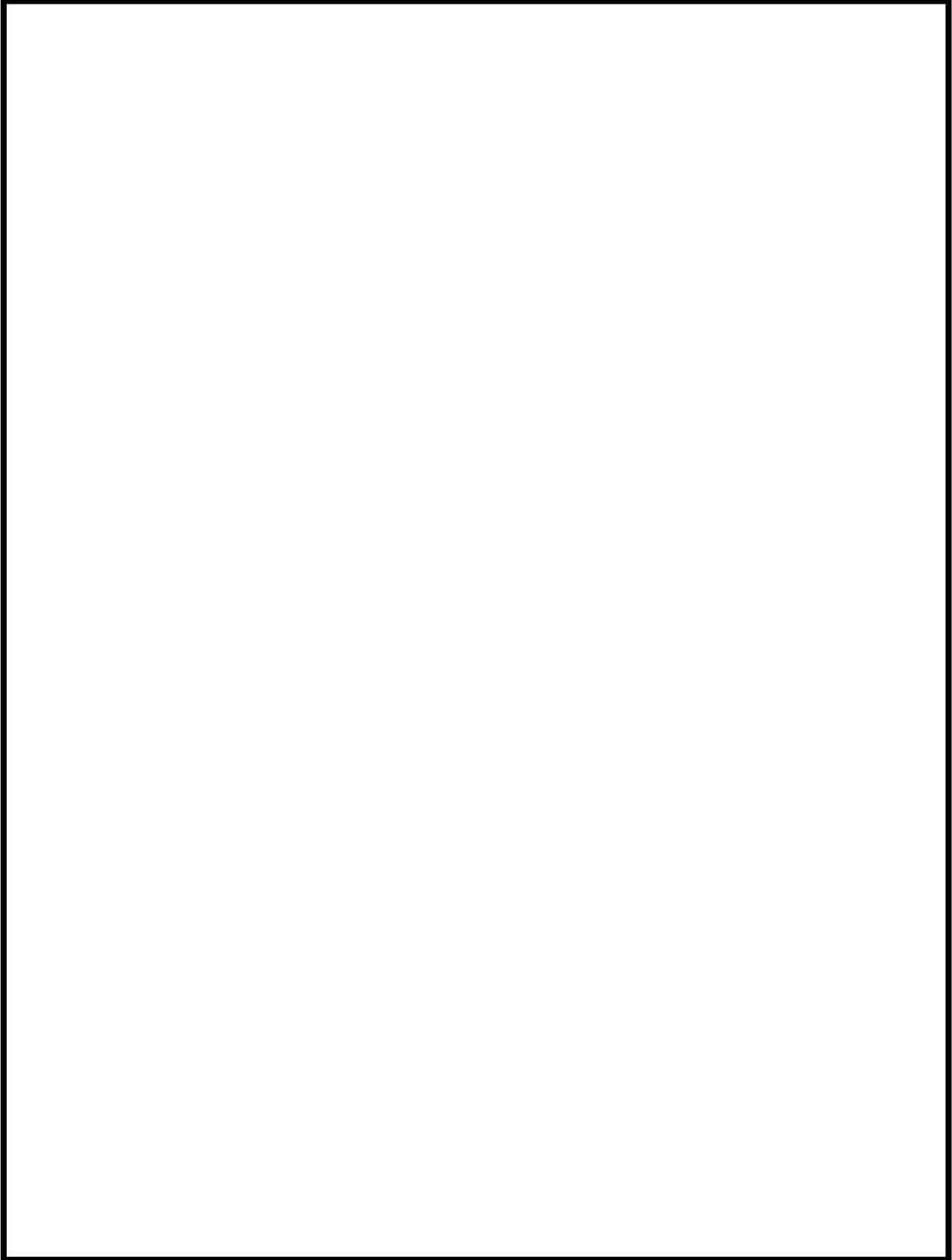


図4 燃料プール代替注水系(可搬スプレイヘッド)  
第54条第2項対応 屋外接続図(防火水槽)

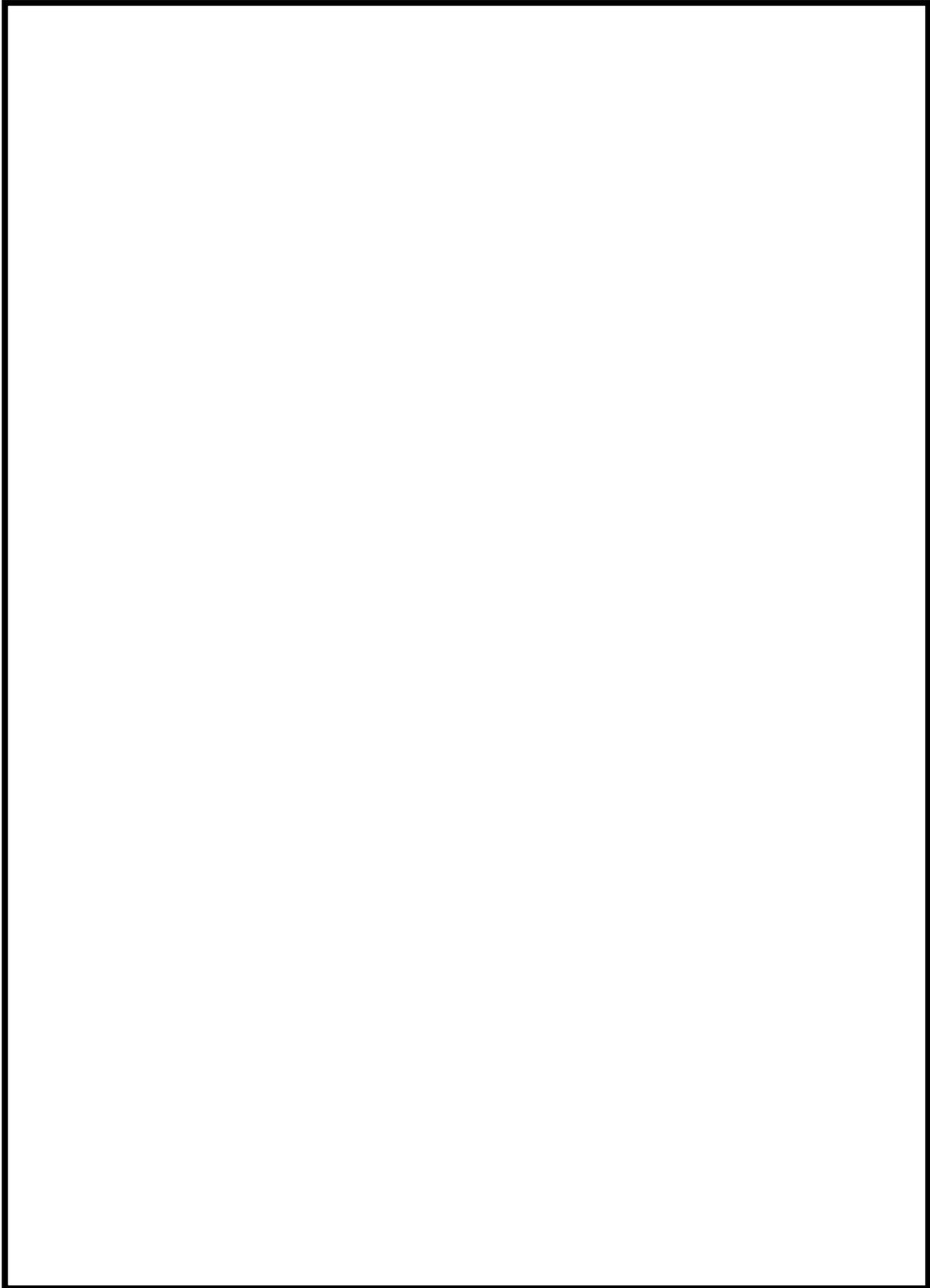


図5 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内接続図(1/3)

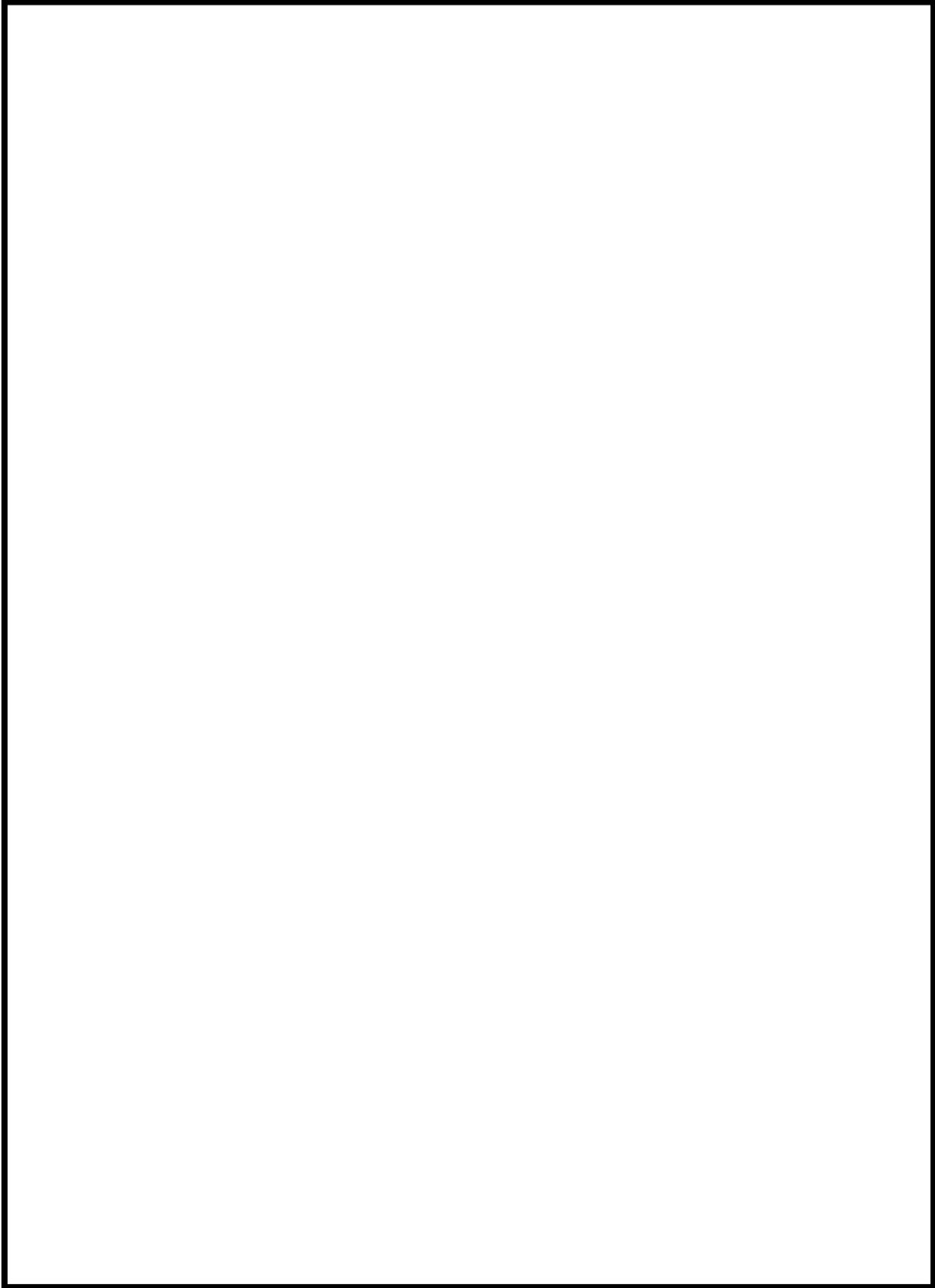


図 6 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内配置図(2/3)

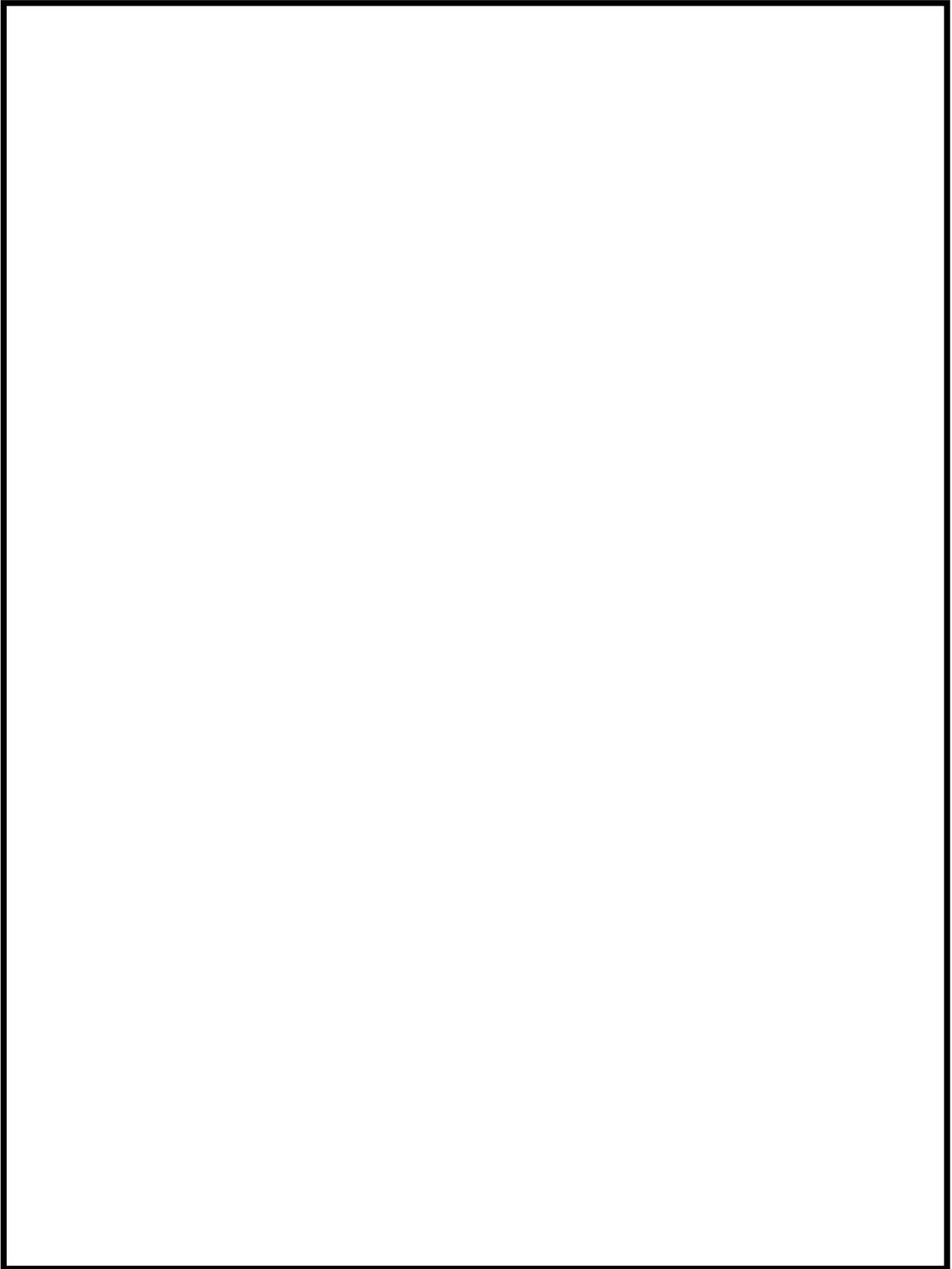


図7 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
6号炉 屋内配置図(3/3)

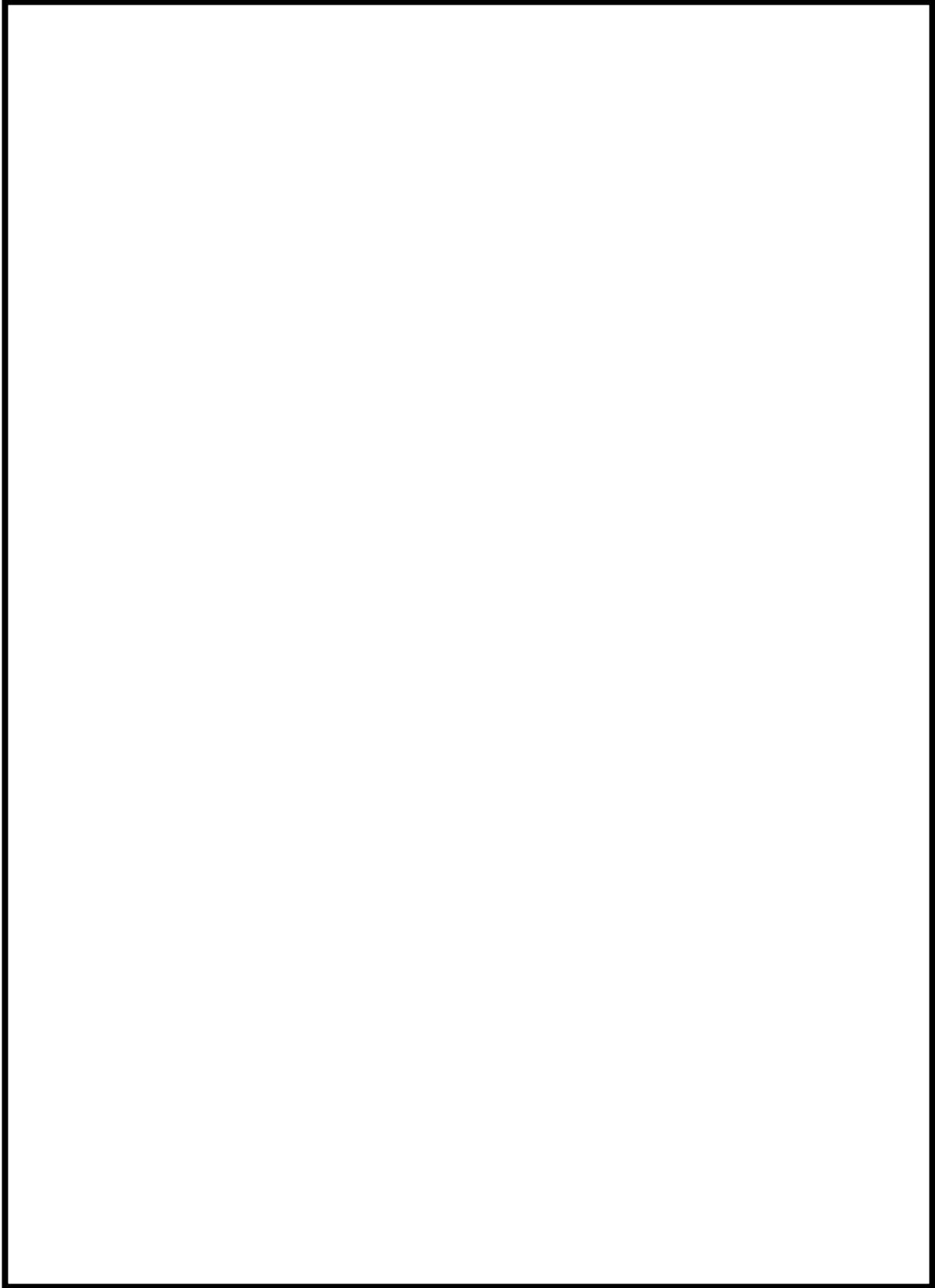


図8 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(1/3)

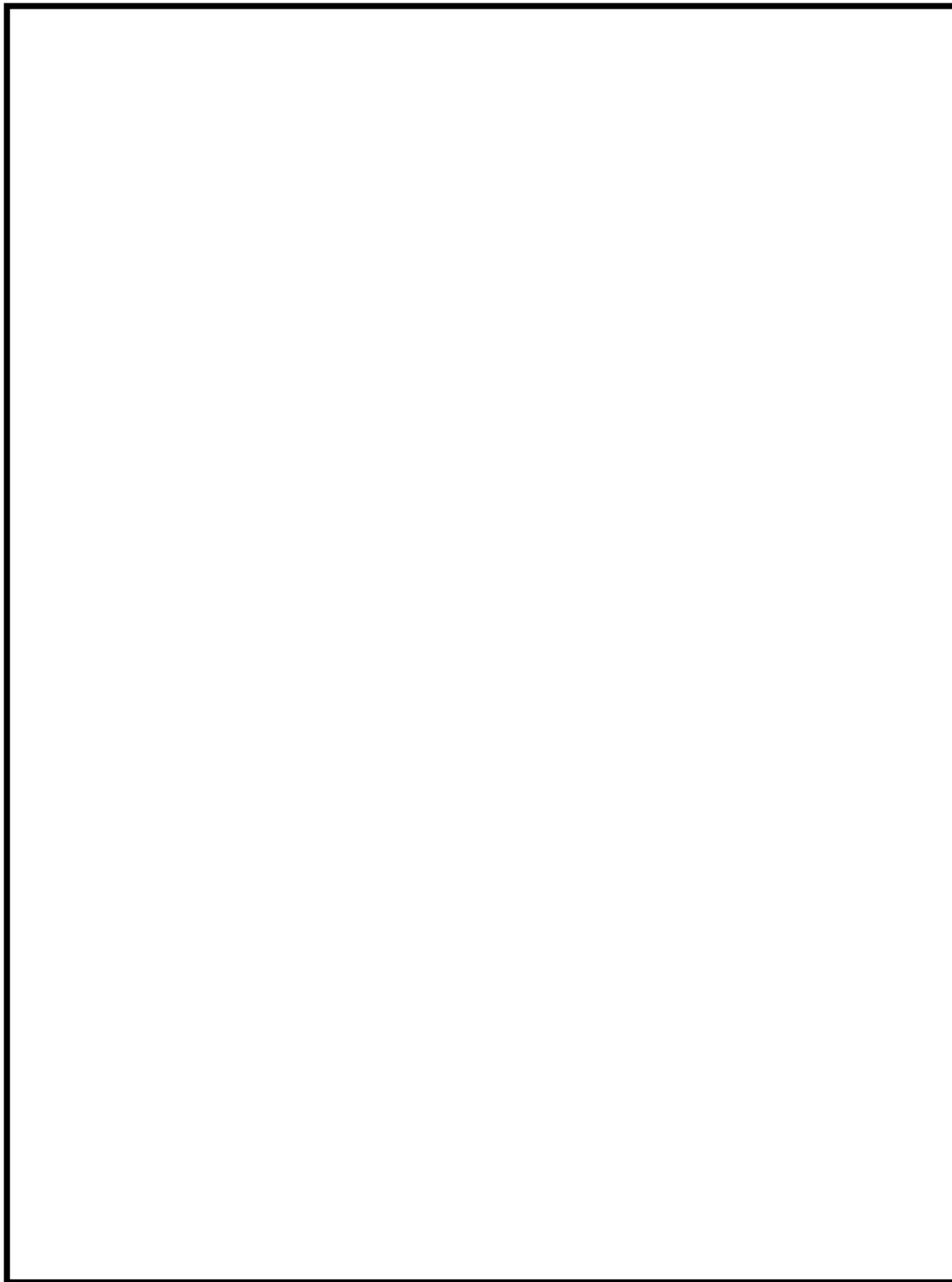


図9 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(2/3)

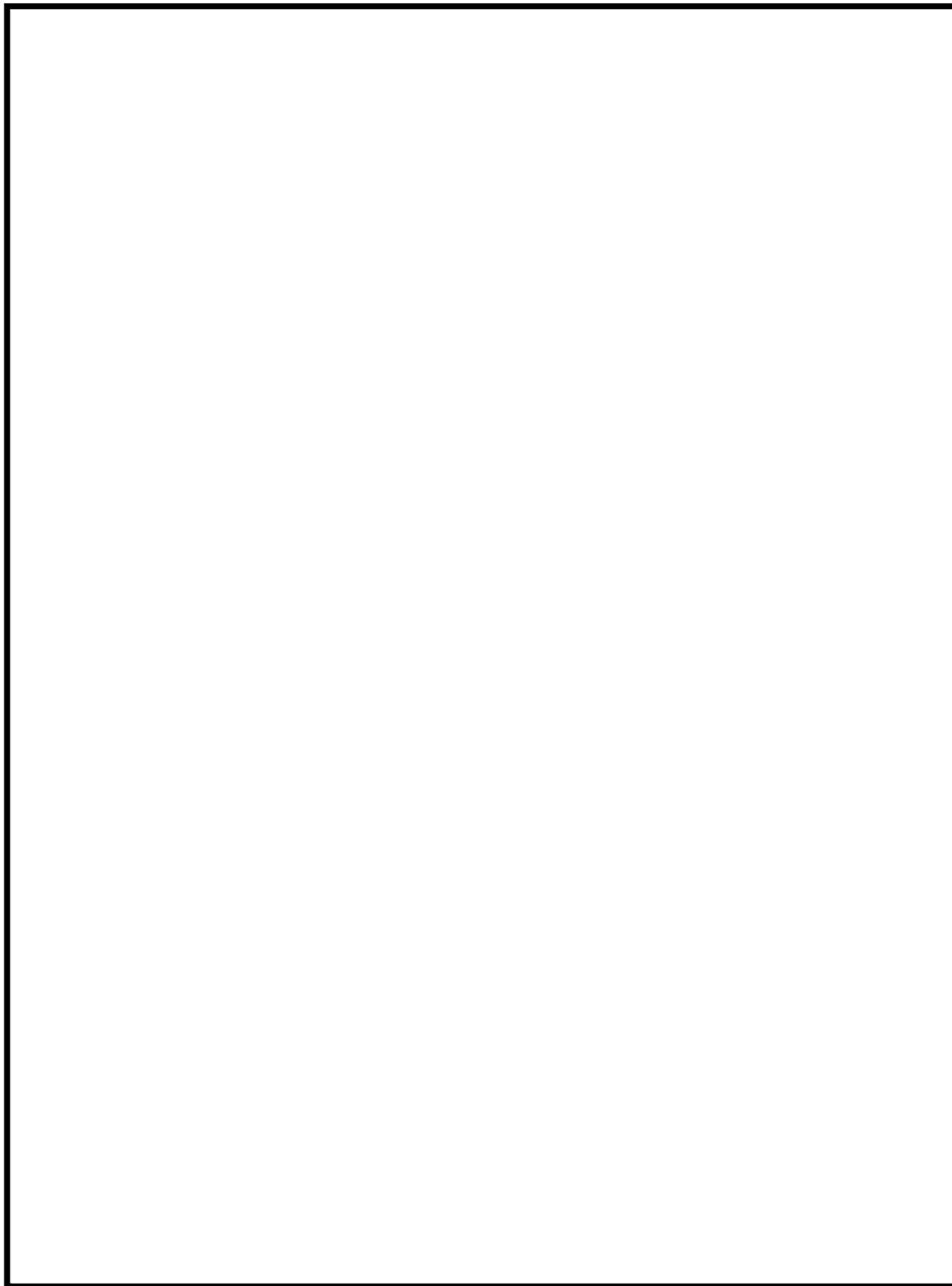


図 10 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)  
7号炉 屋内配置図(3/3)

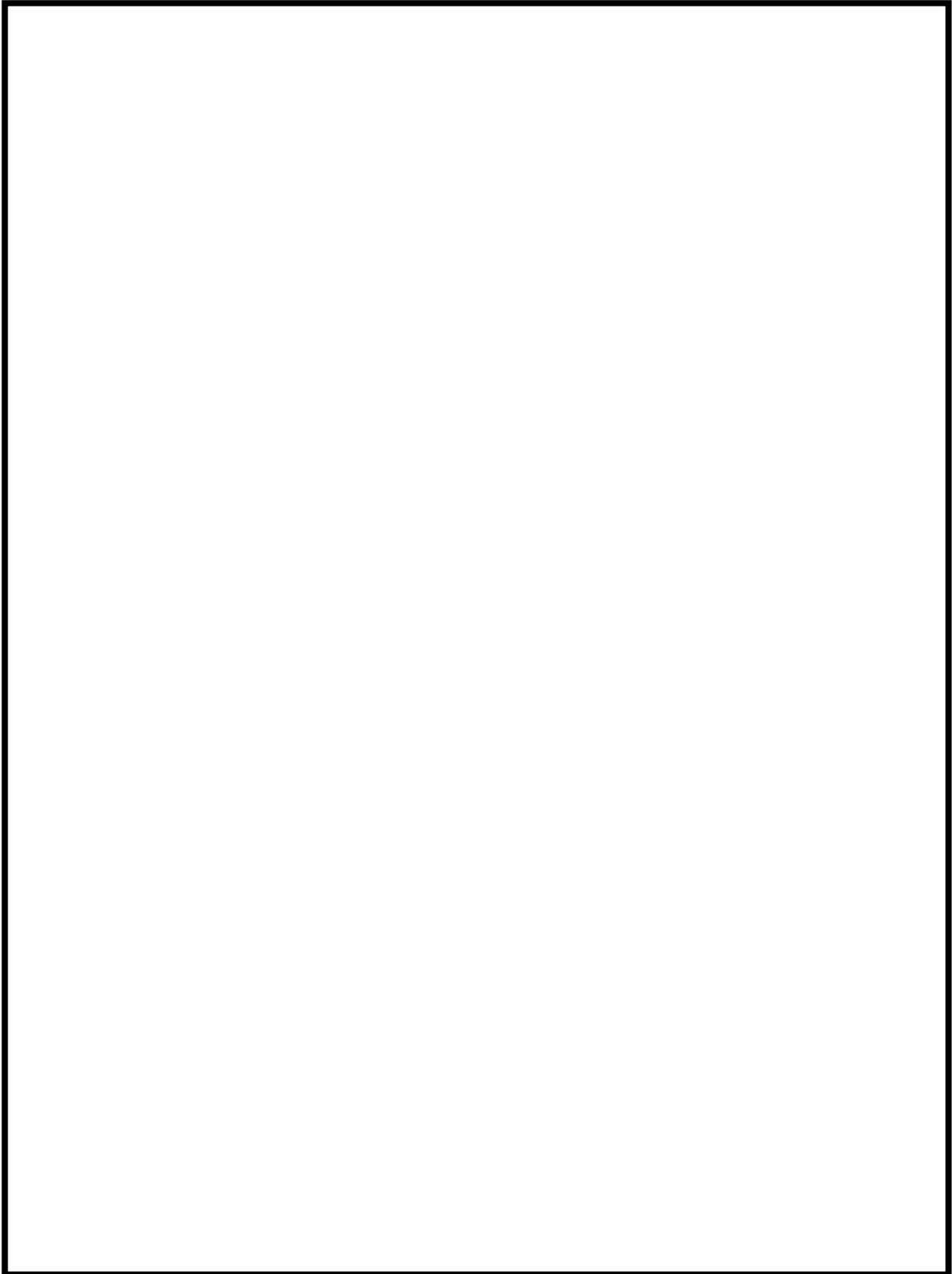


図 11 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第 54 条第 1 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

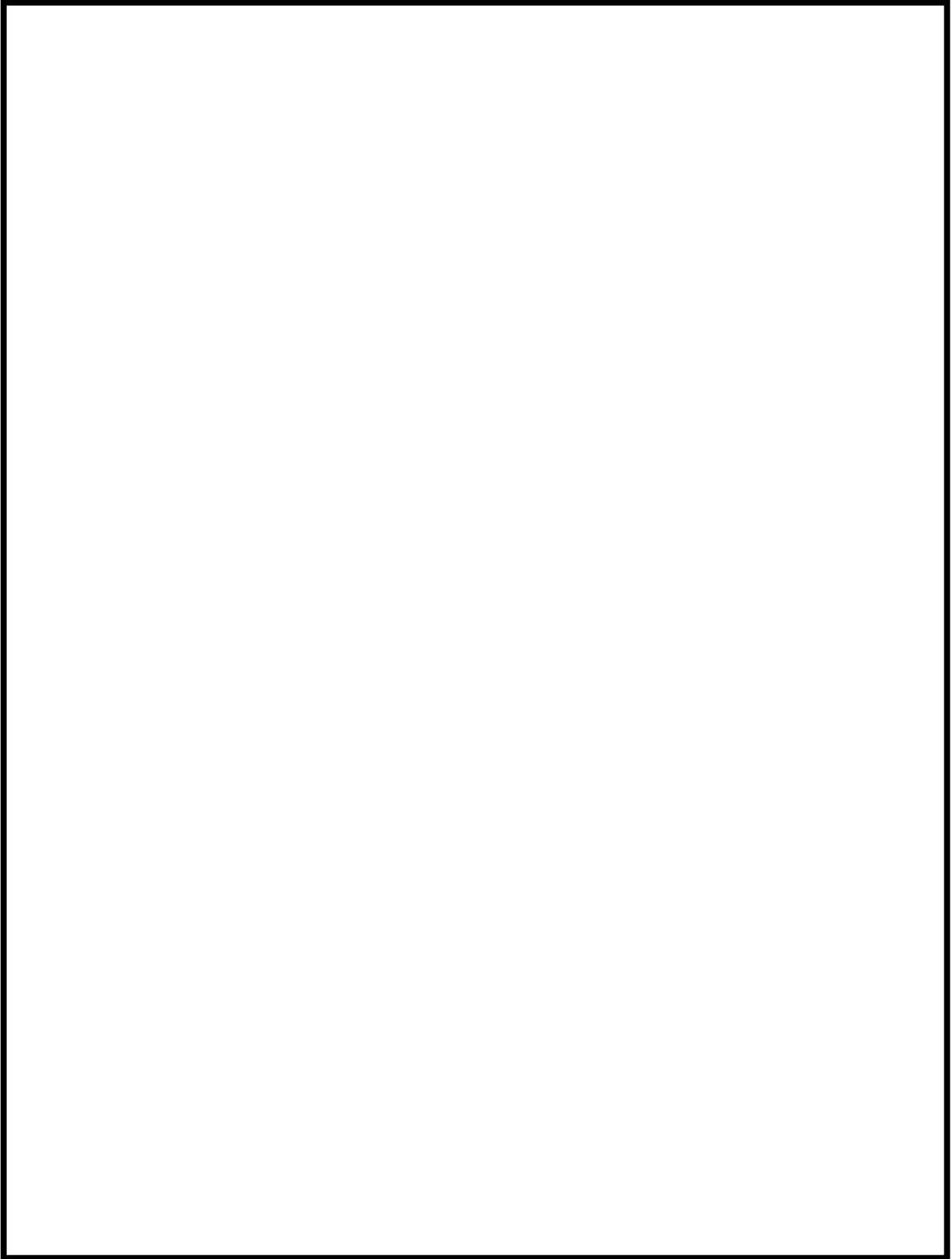


図 12 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第 54 条第 1 項対応 屋外接続図(防火水槽)

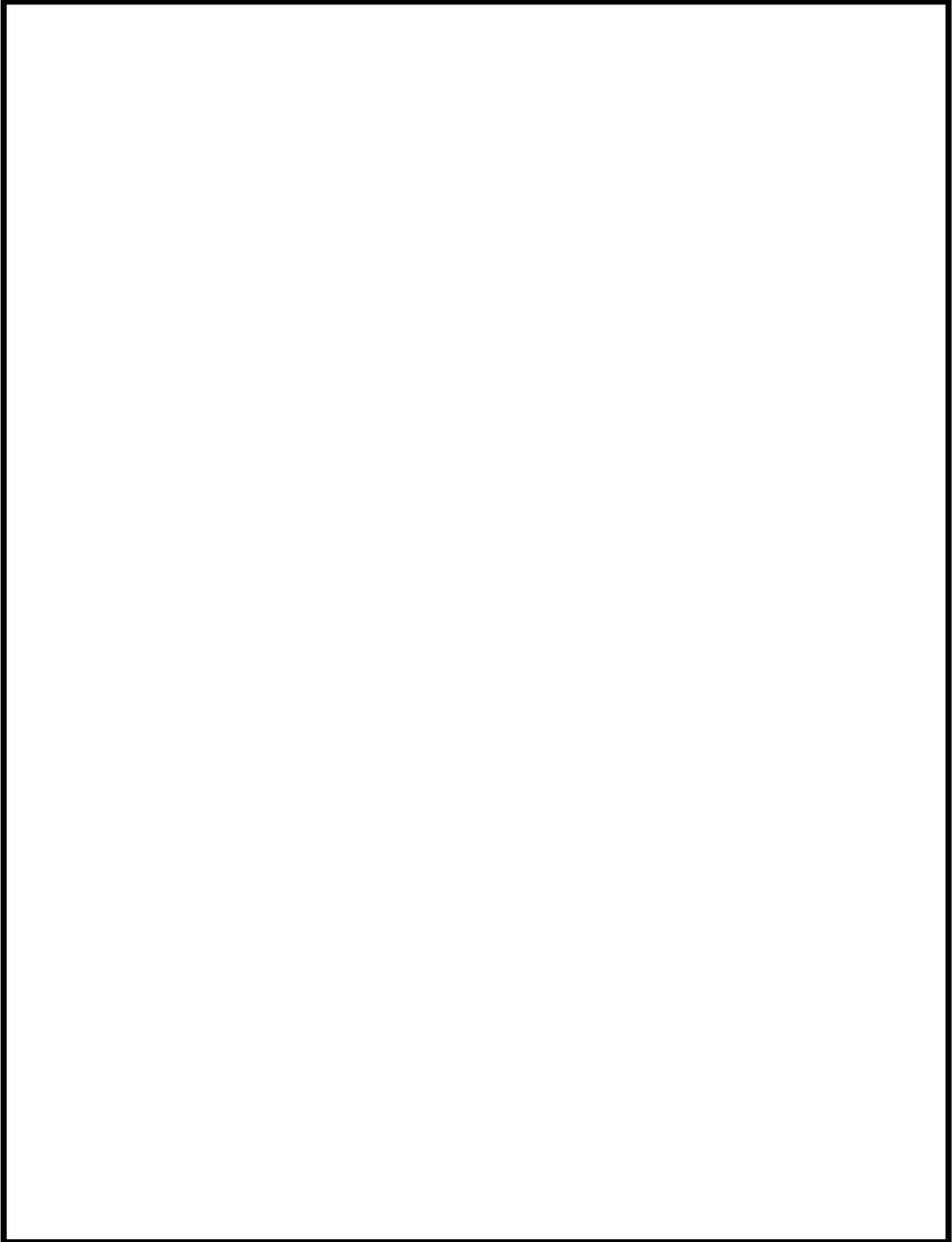


図 13 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第 54 条第 2 項対応 屋外接続図(淡水貯水池)

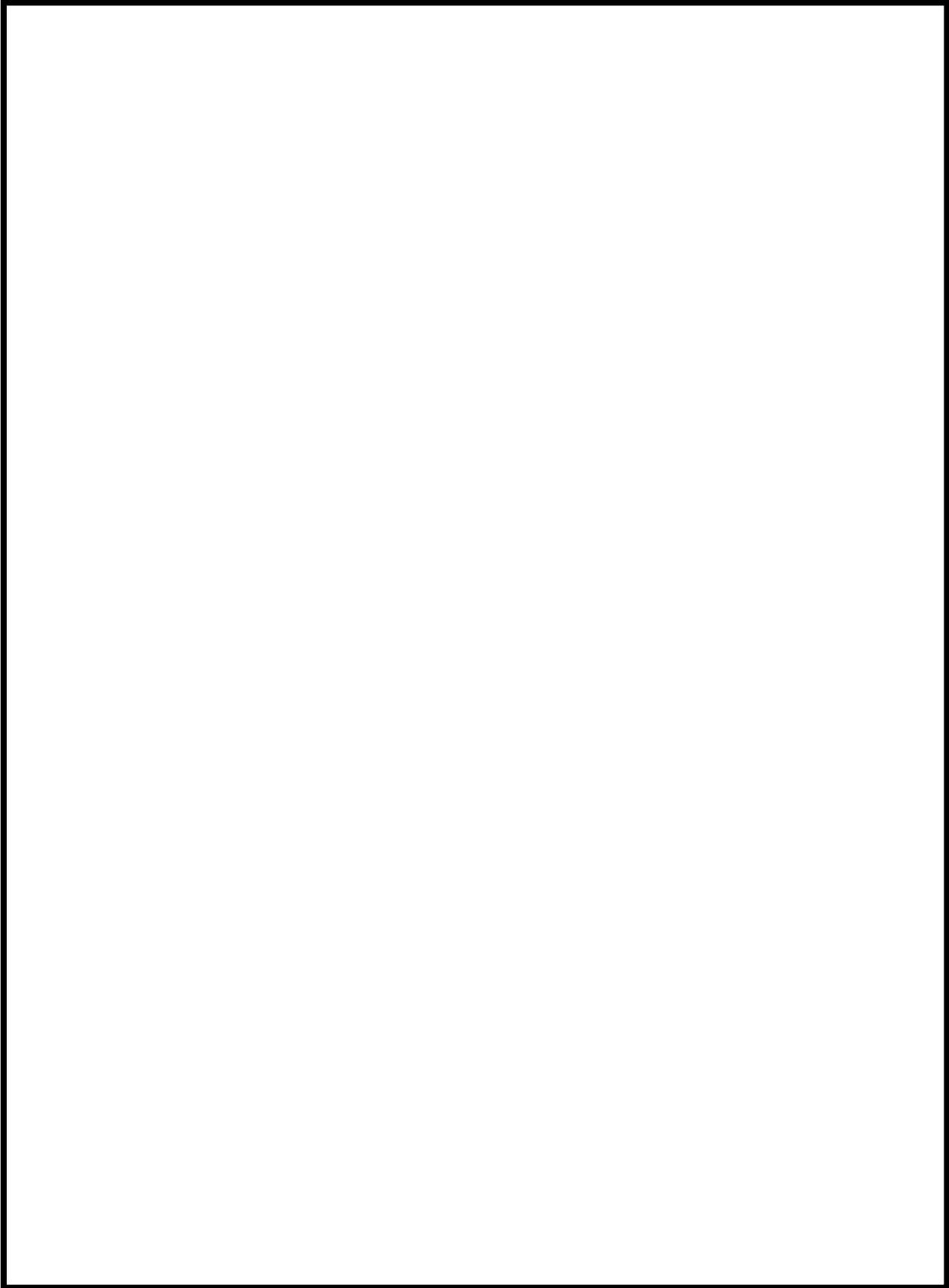


図 14 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)  
第 54 条第 2 項対応 屋外接続図(防火水槽)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

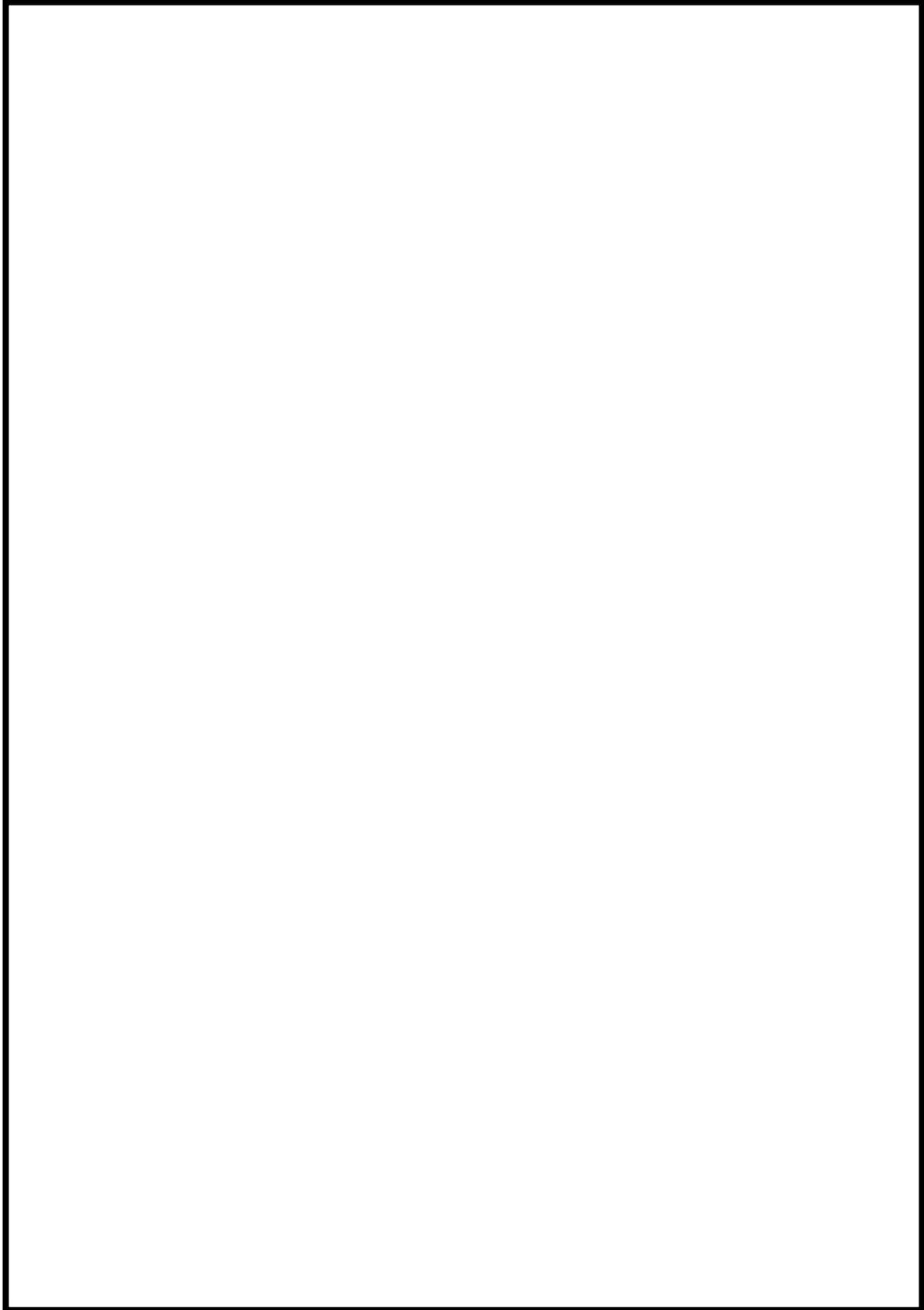


図 15 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）接続図

54-8  
保管場所図

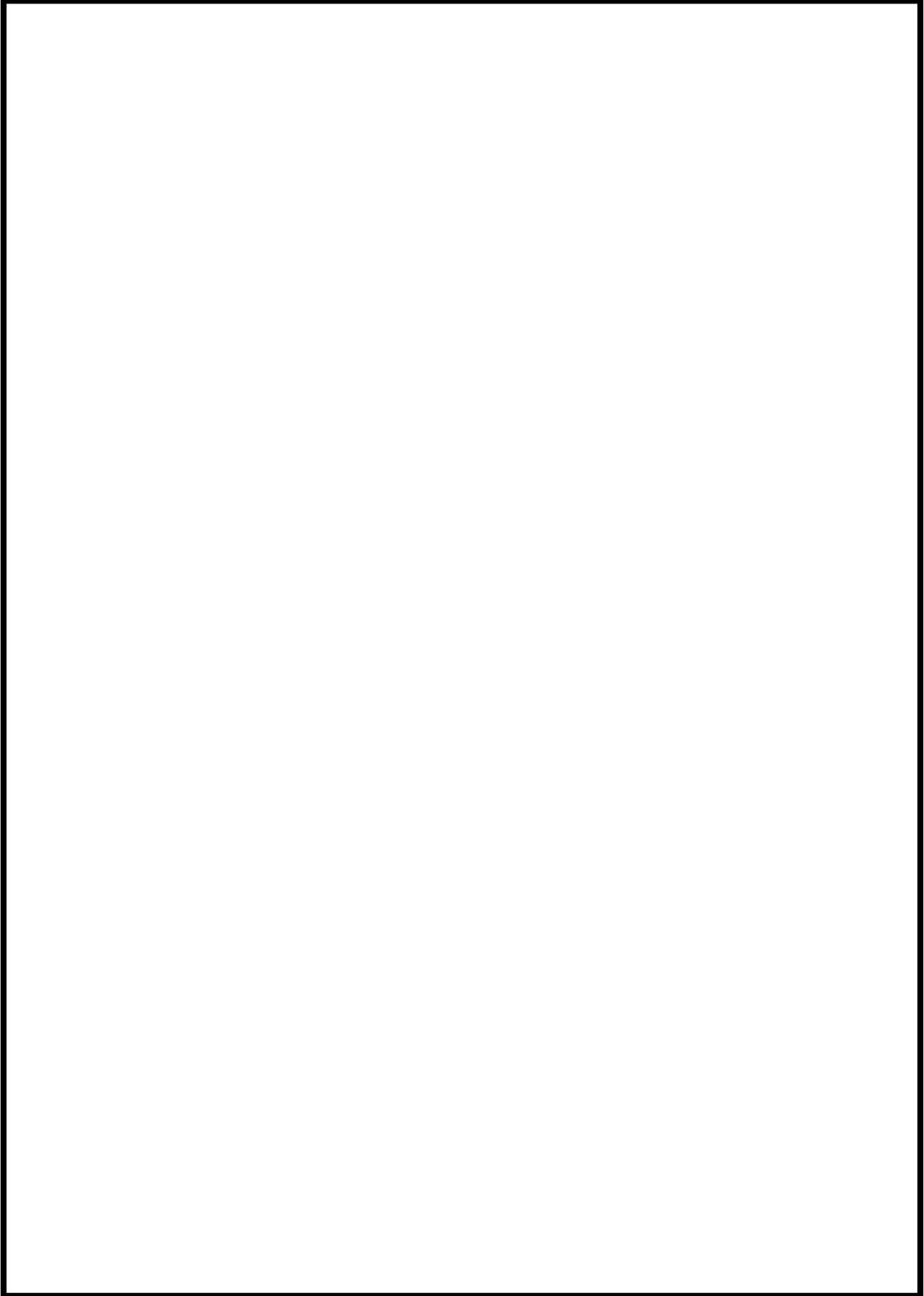


図 1 保管場所図(位置的分散)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

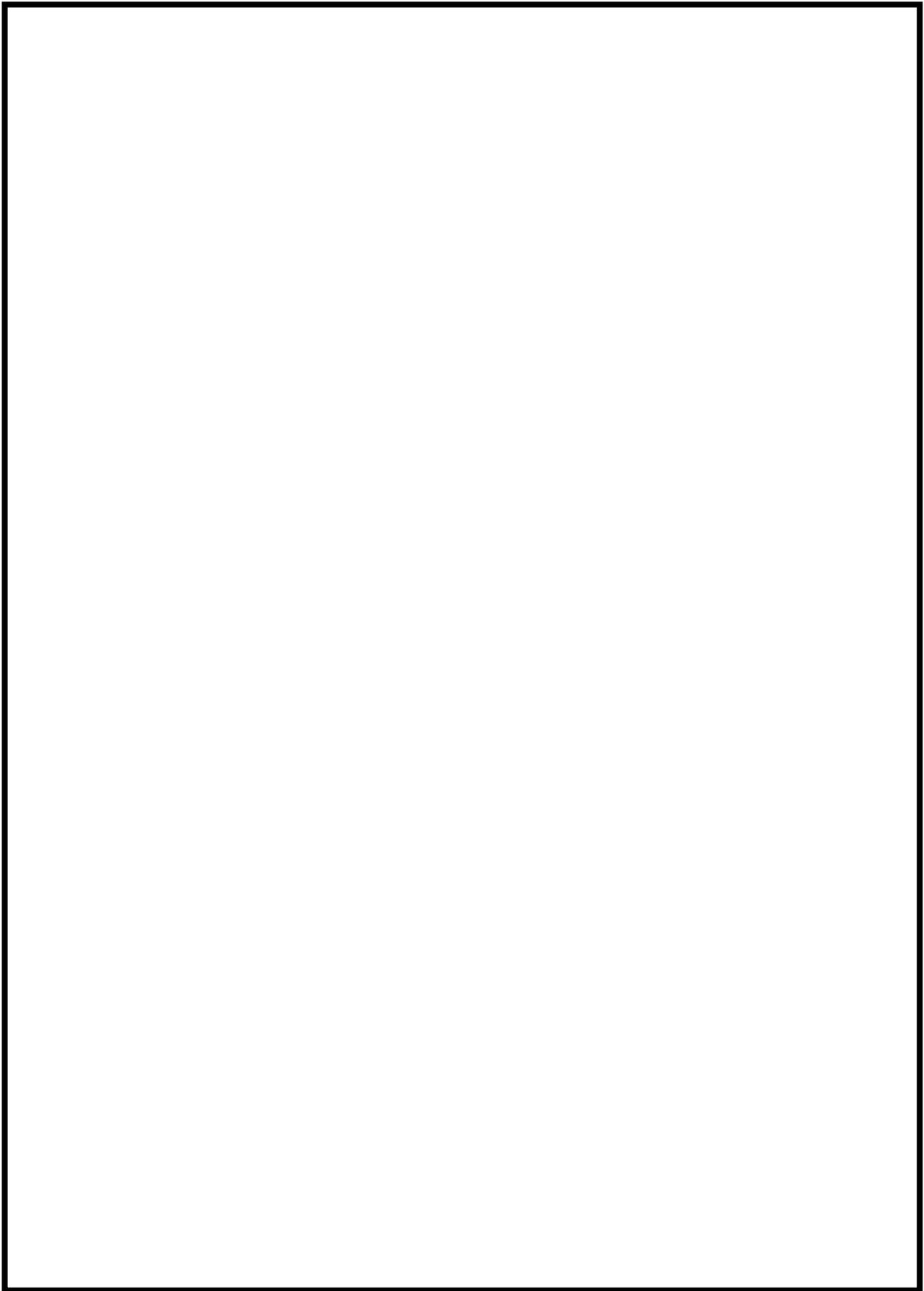


図 2 保管場所図(機器配置) (1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

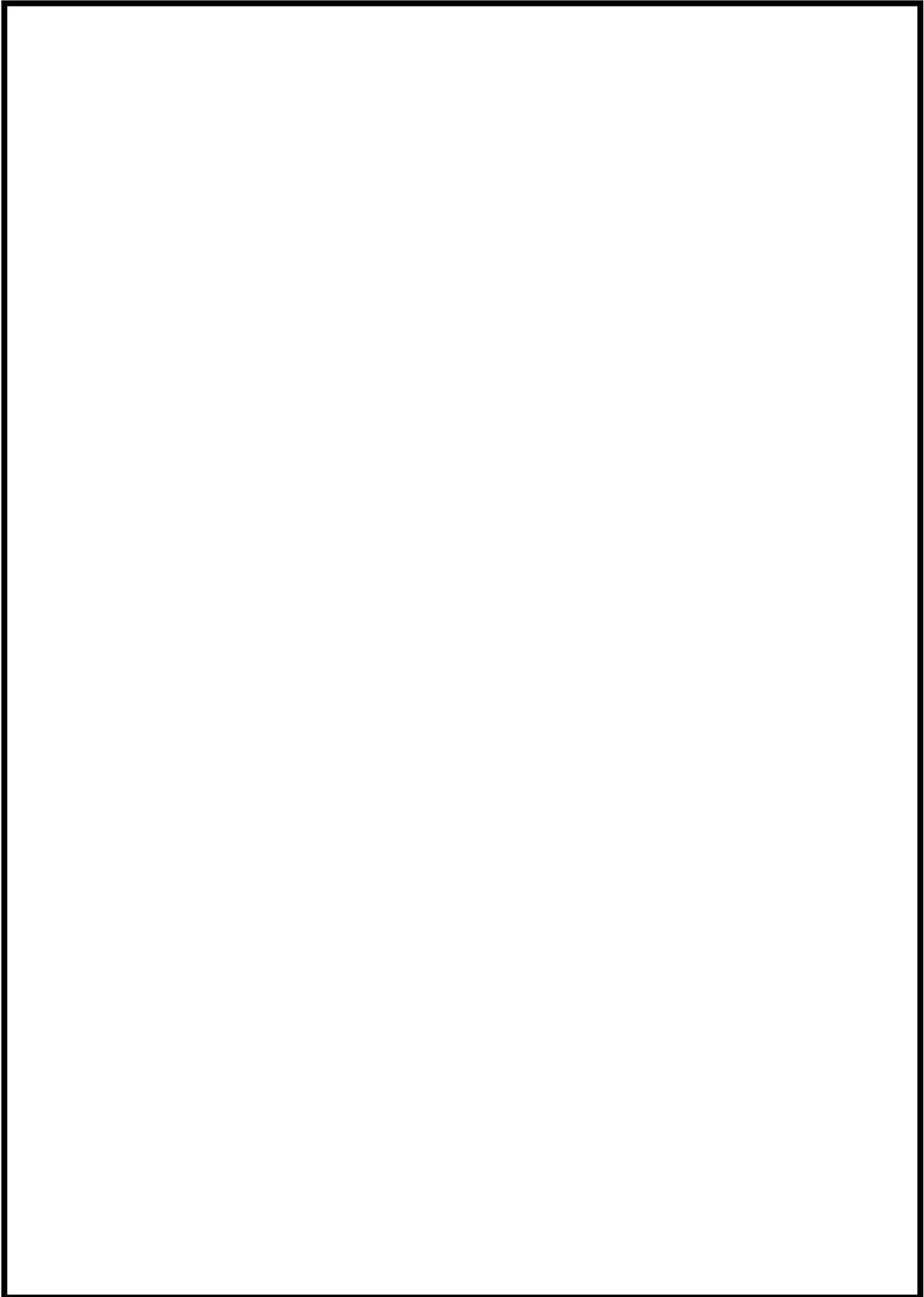


図 3 保管場所図(機器配置) (2/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

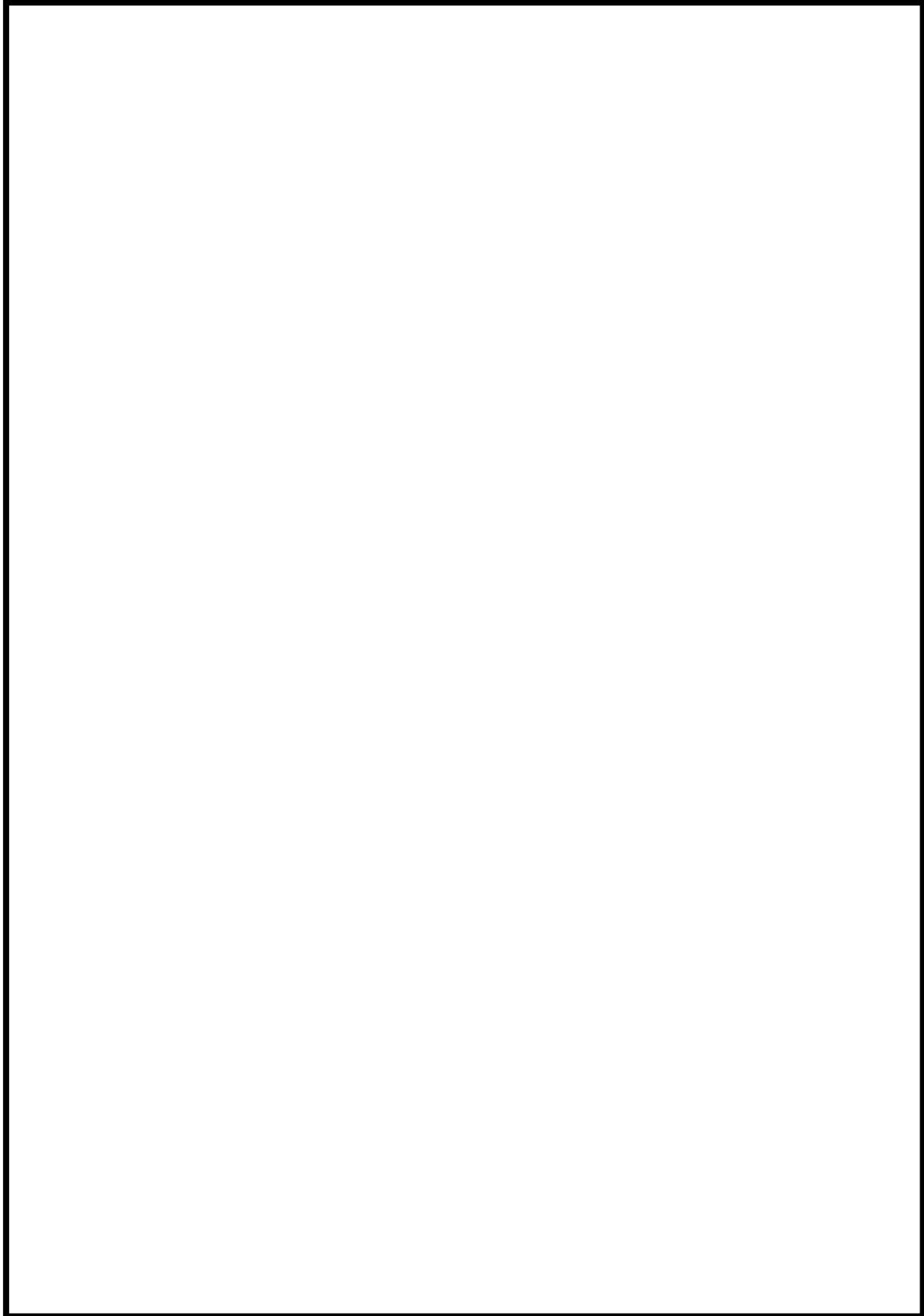


図 4 6号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

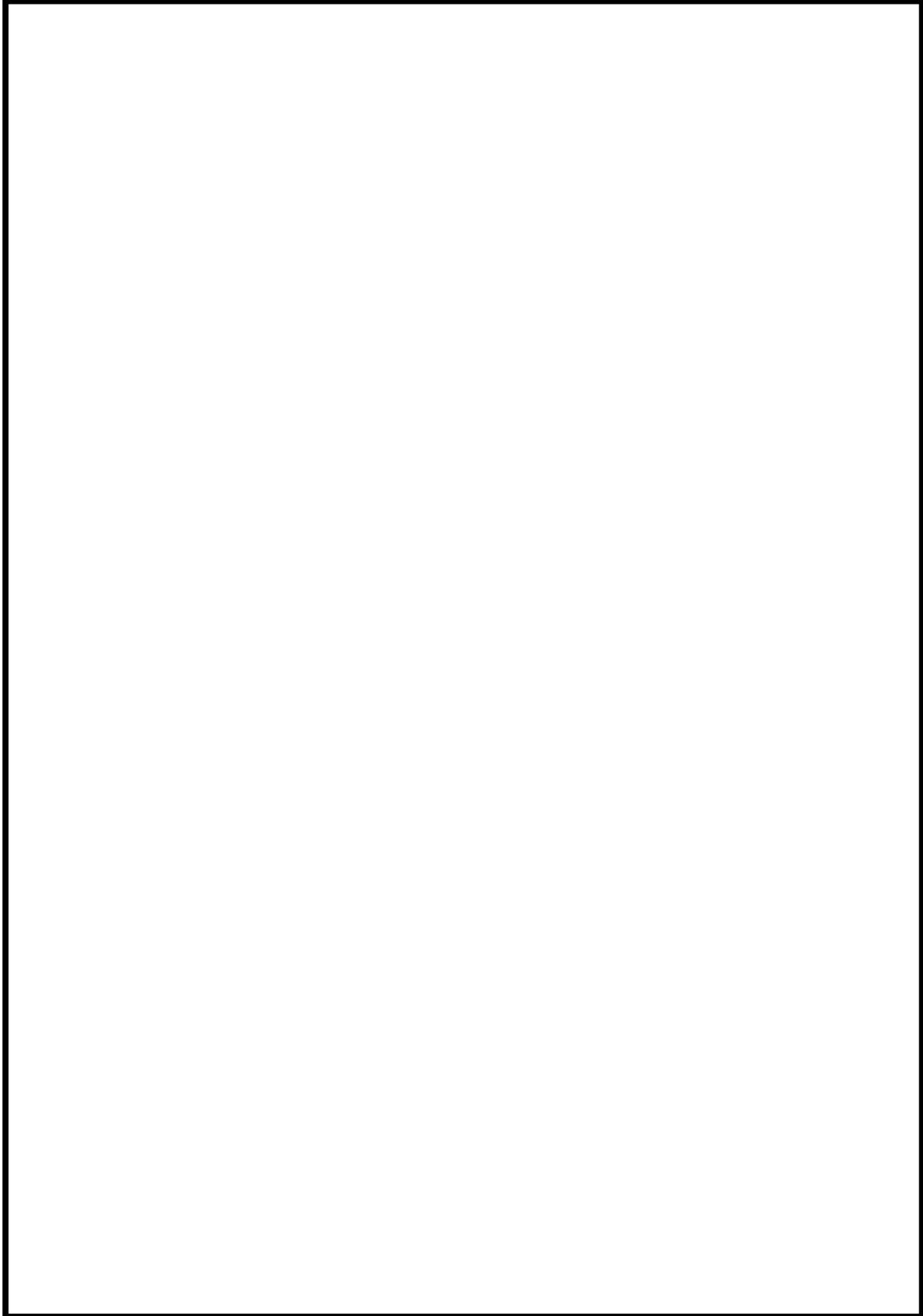


図5 6号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(2/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図6 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

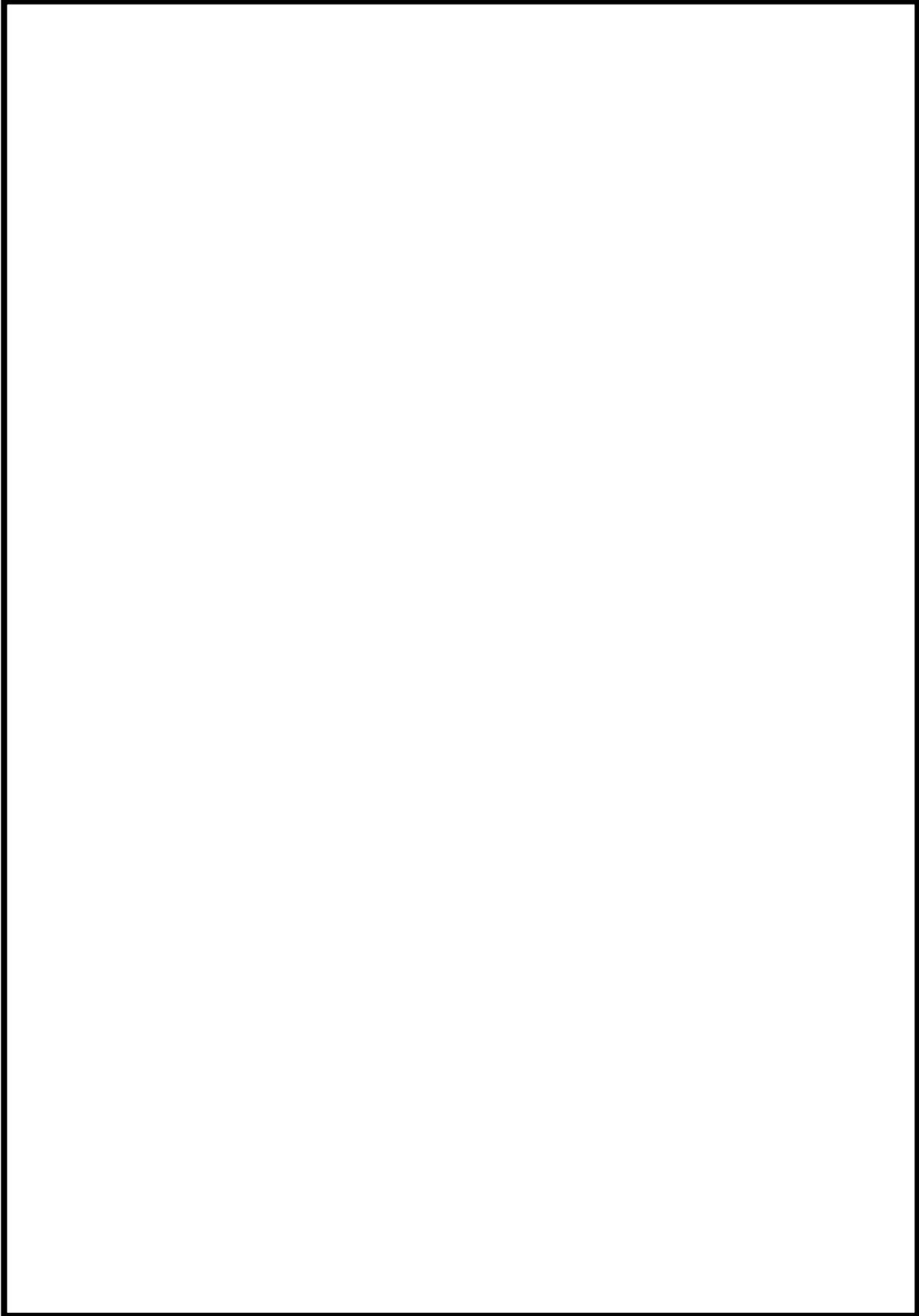


図7 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(2/2)

54-9  
アクセスルート図

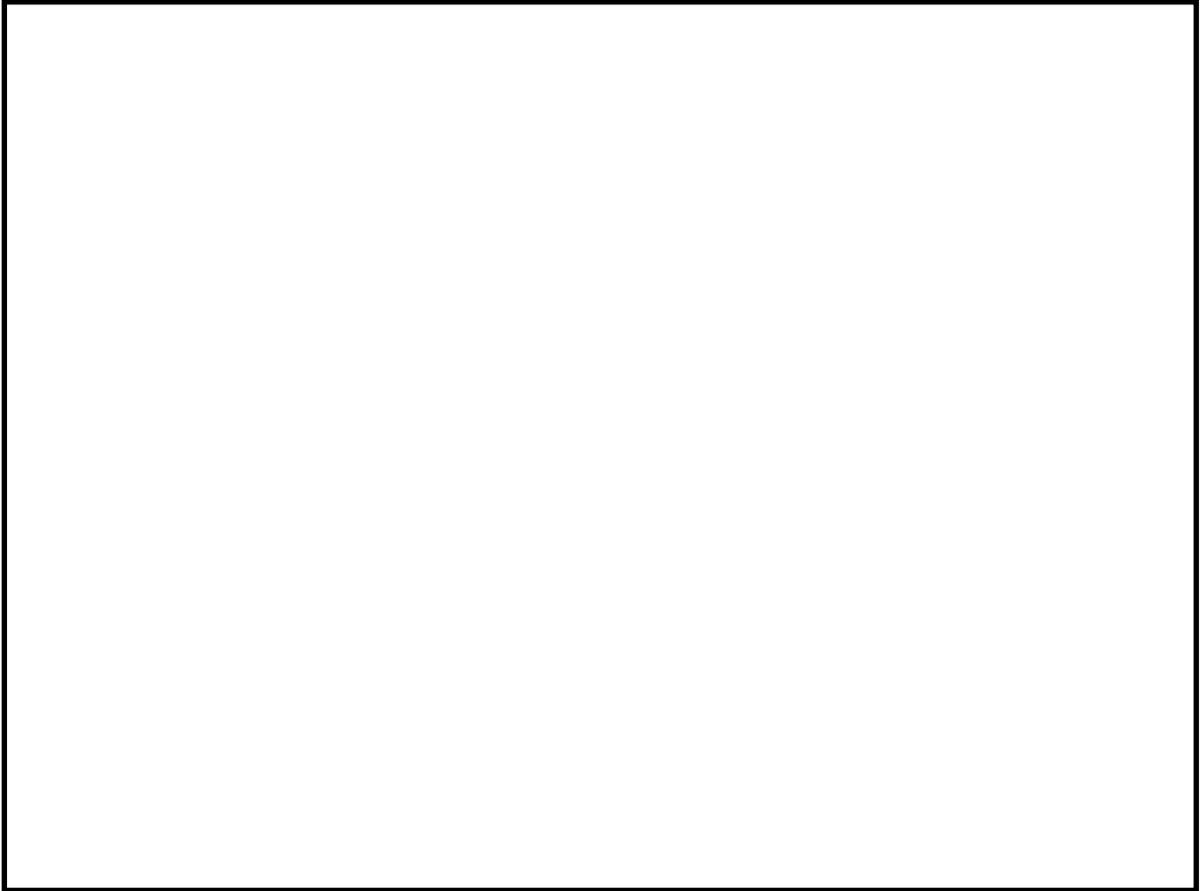


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

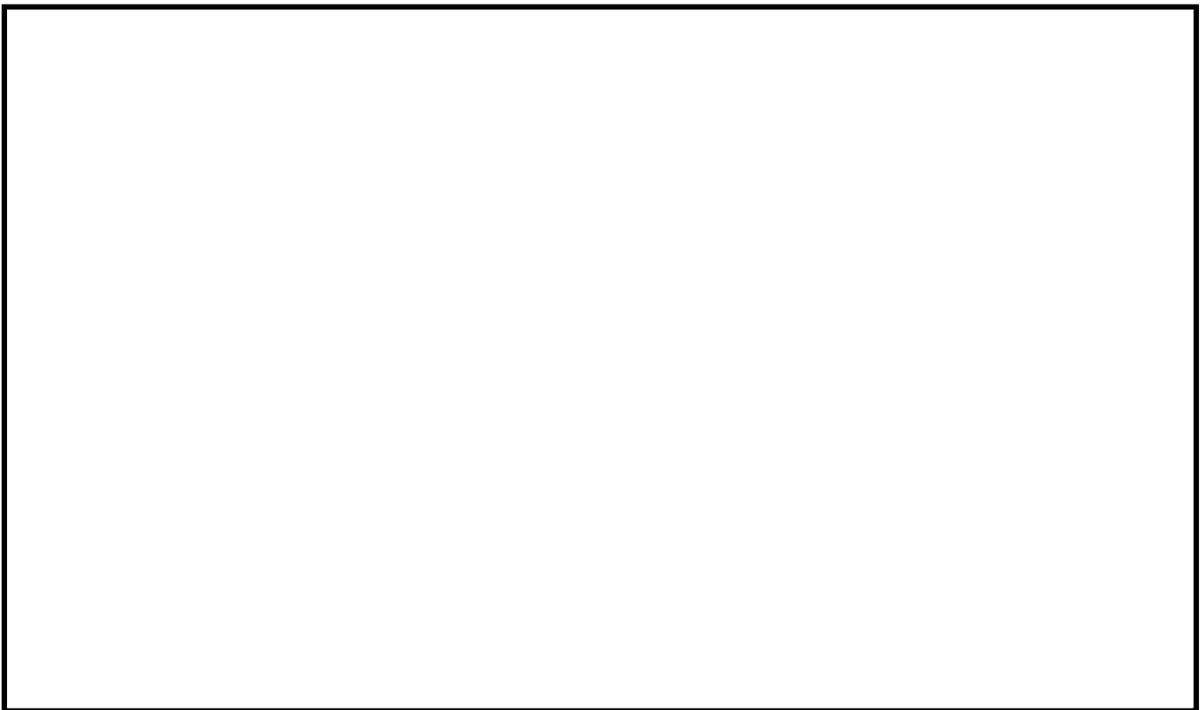


図2 地震・津波発生時のアクセスルート図（屋外）

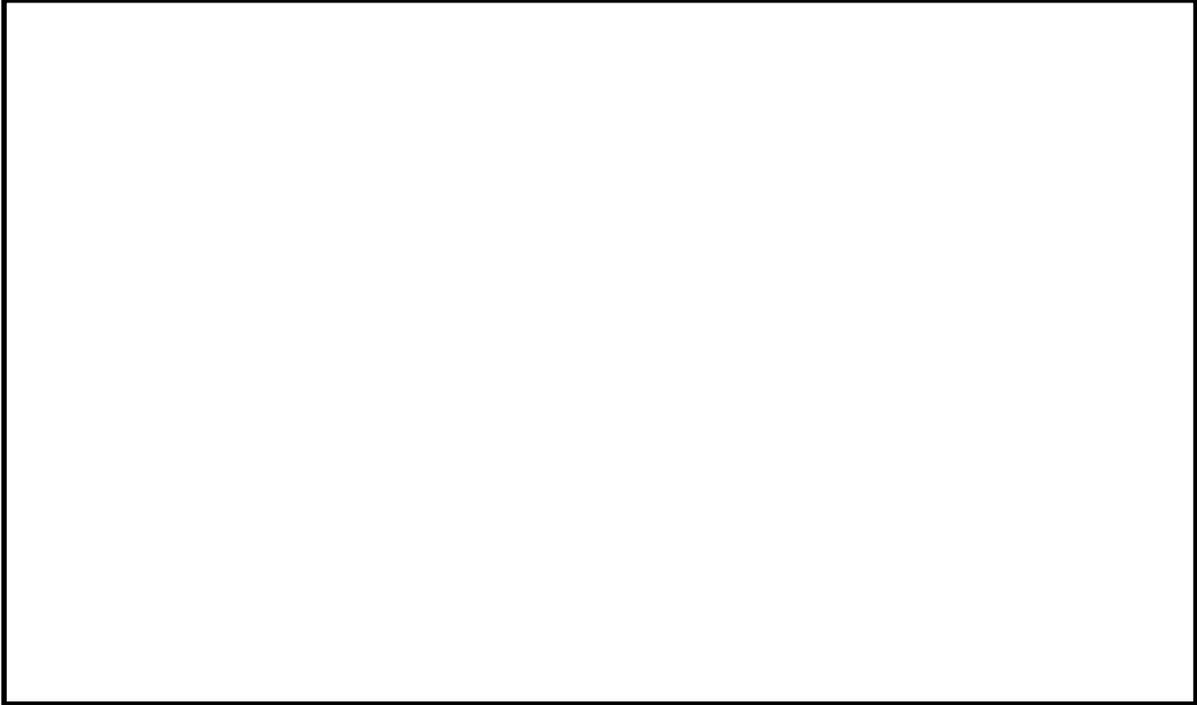


図3 森林火災発生時のアクセスルート図（屋外）

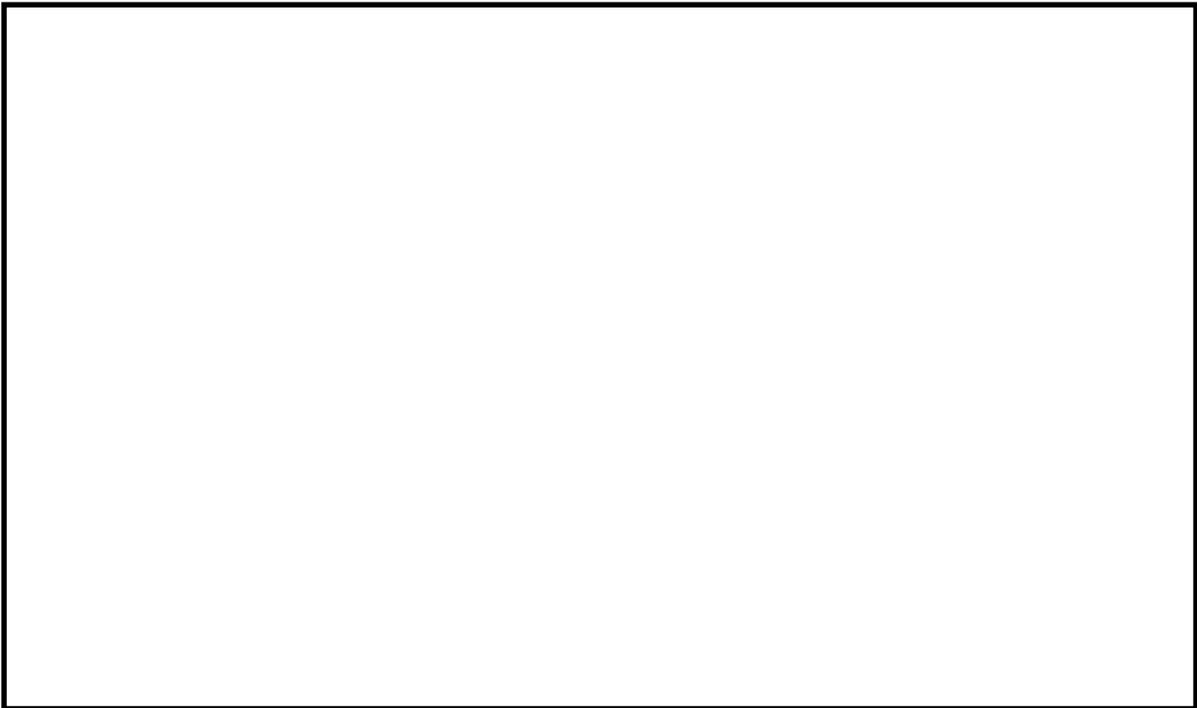


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図（屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

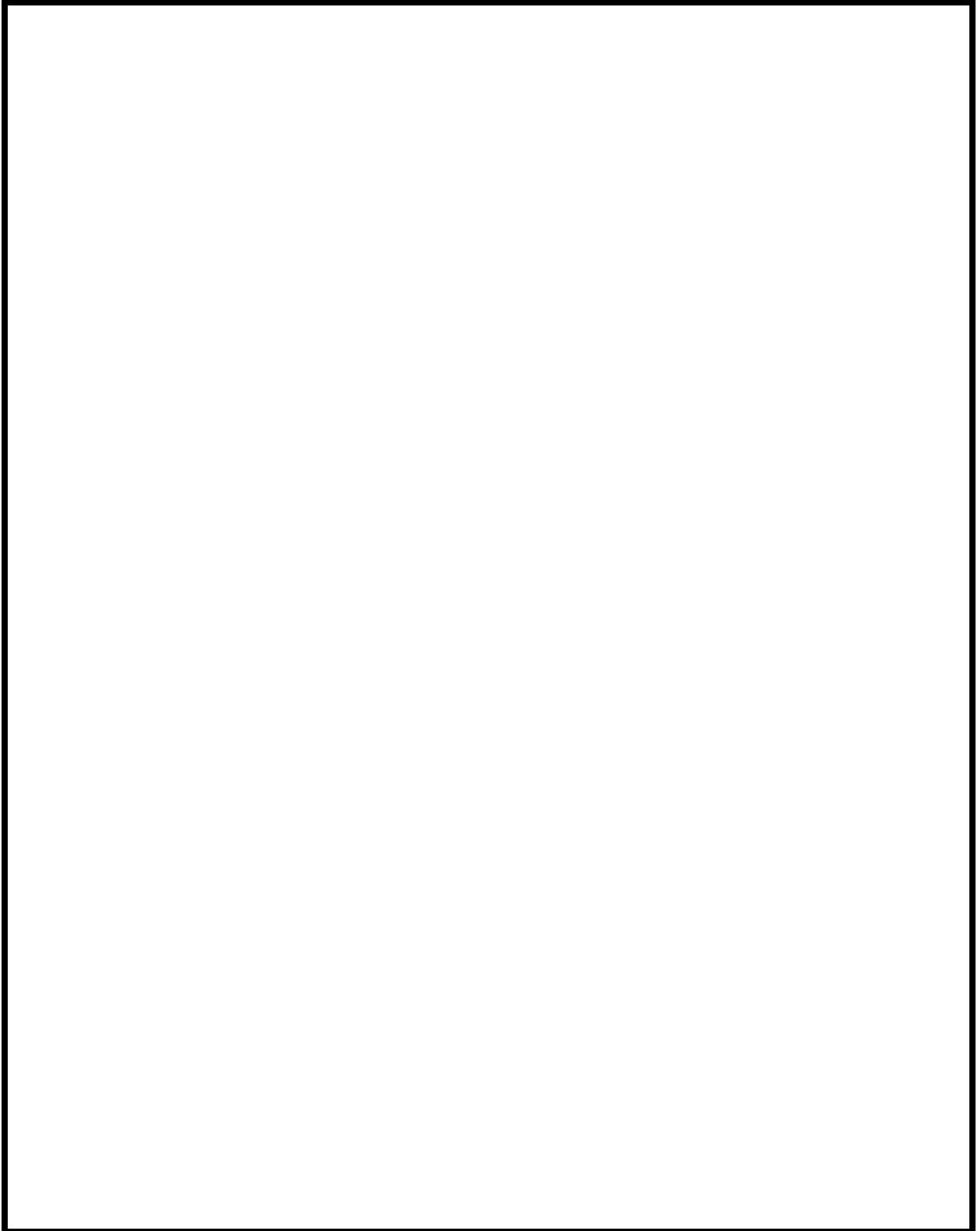


図5 屋内アクセスルート図 (1/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

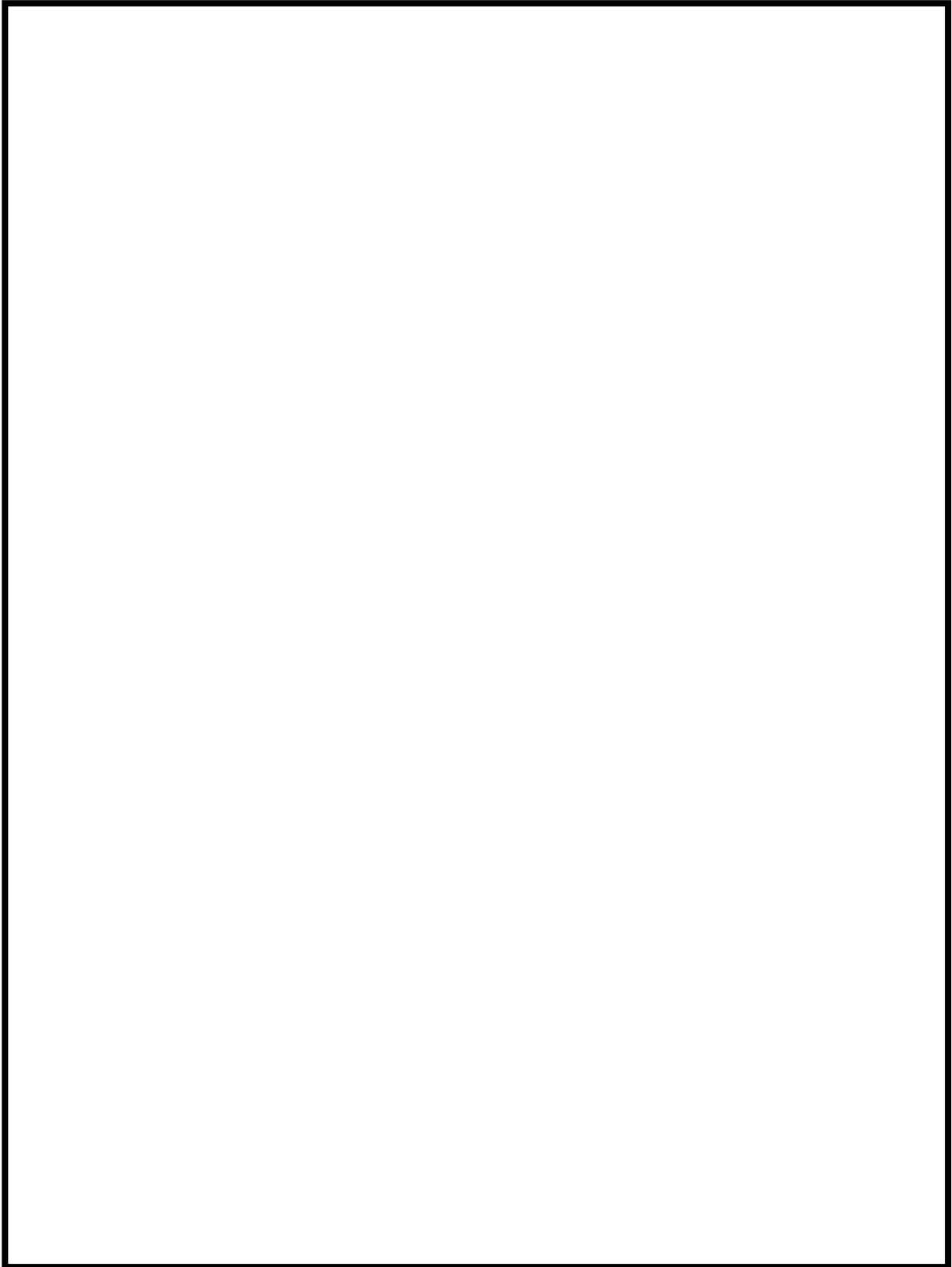


図6 屋内アクセスルート図 (2/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

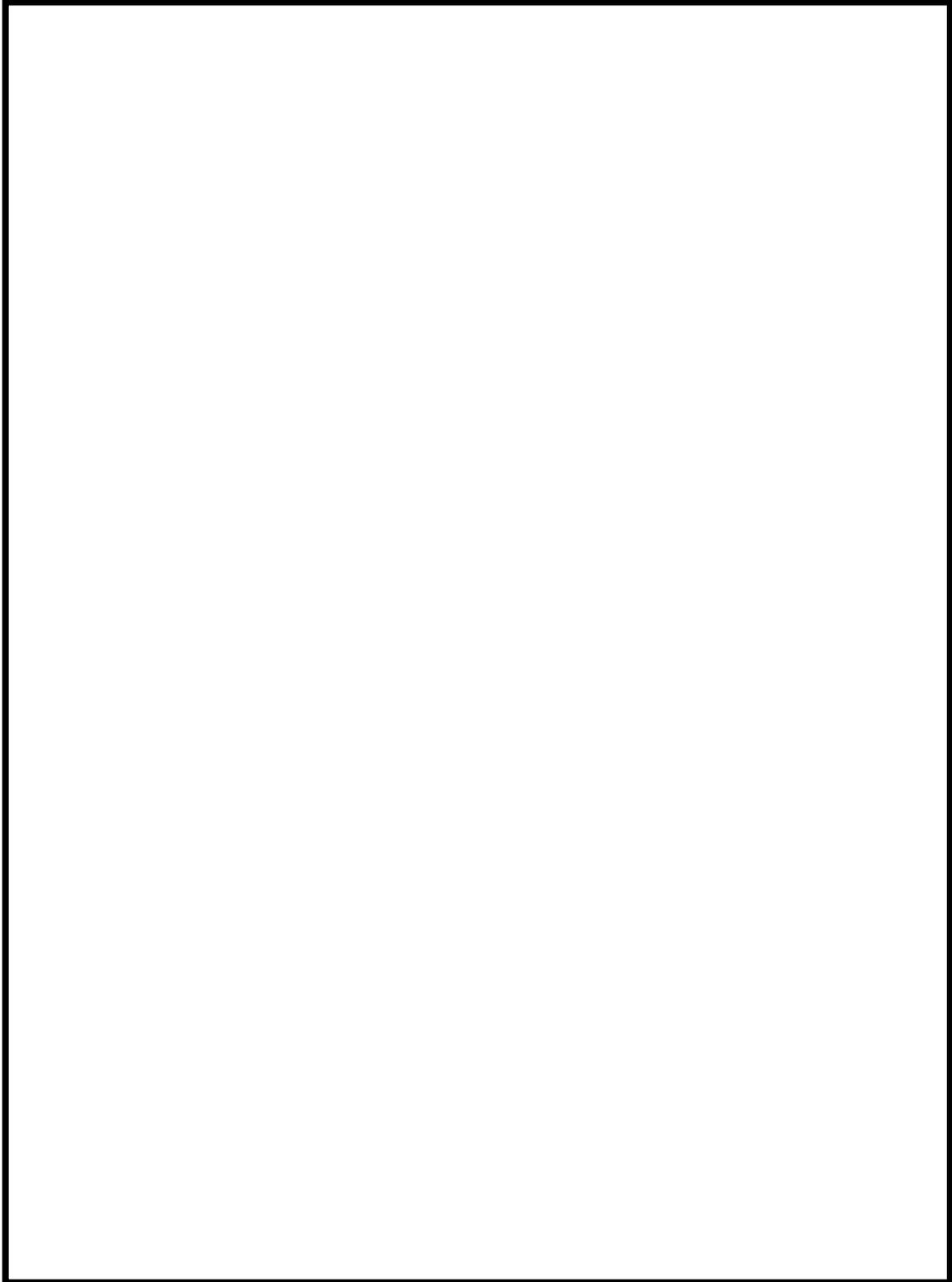


図7 屋内アクセスルート図 (3/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

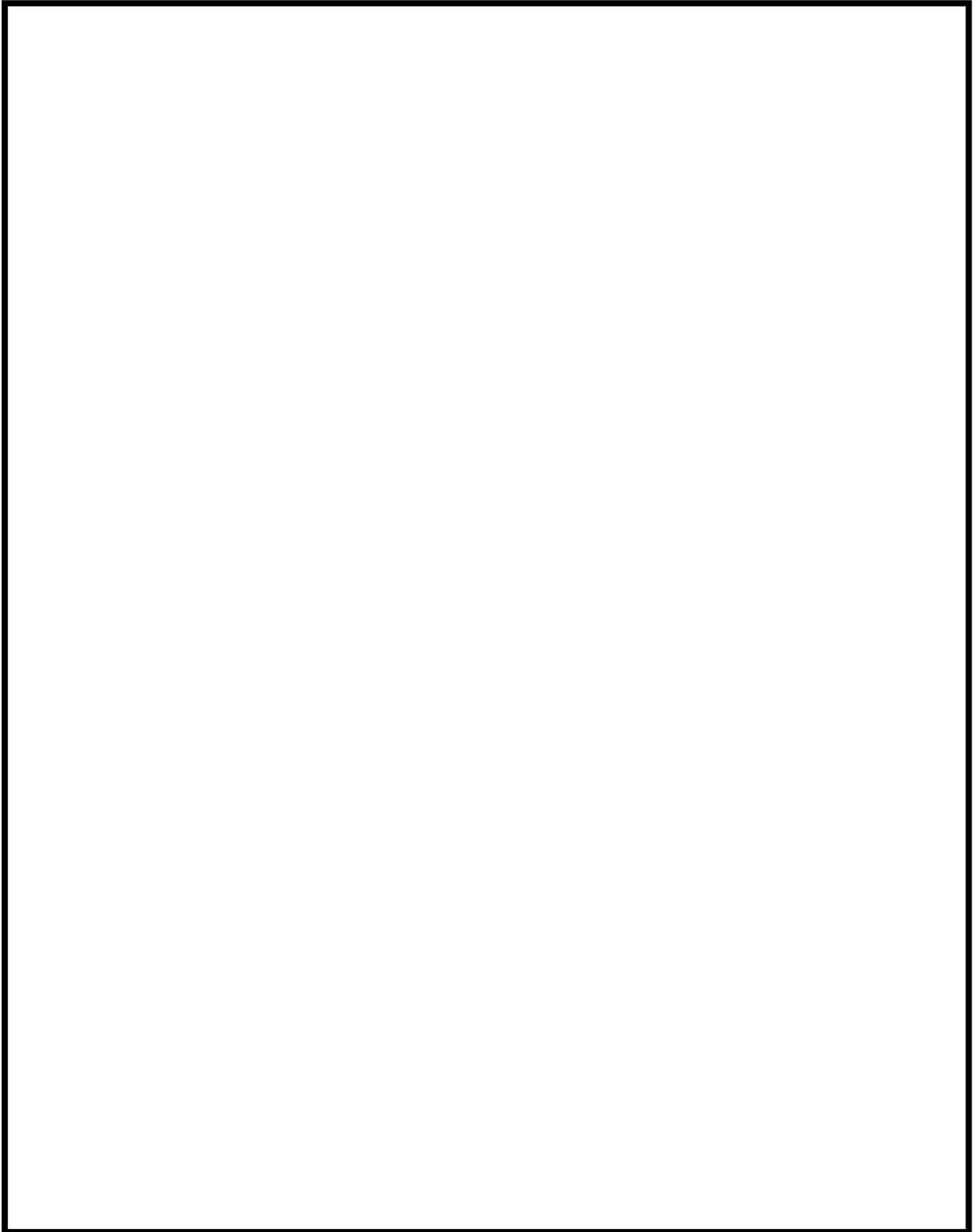


図8 屋内アクセスルート図 (4/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

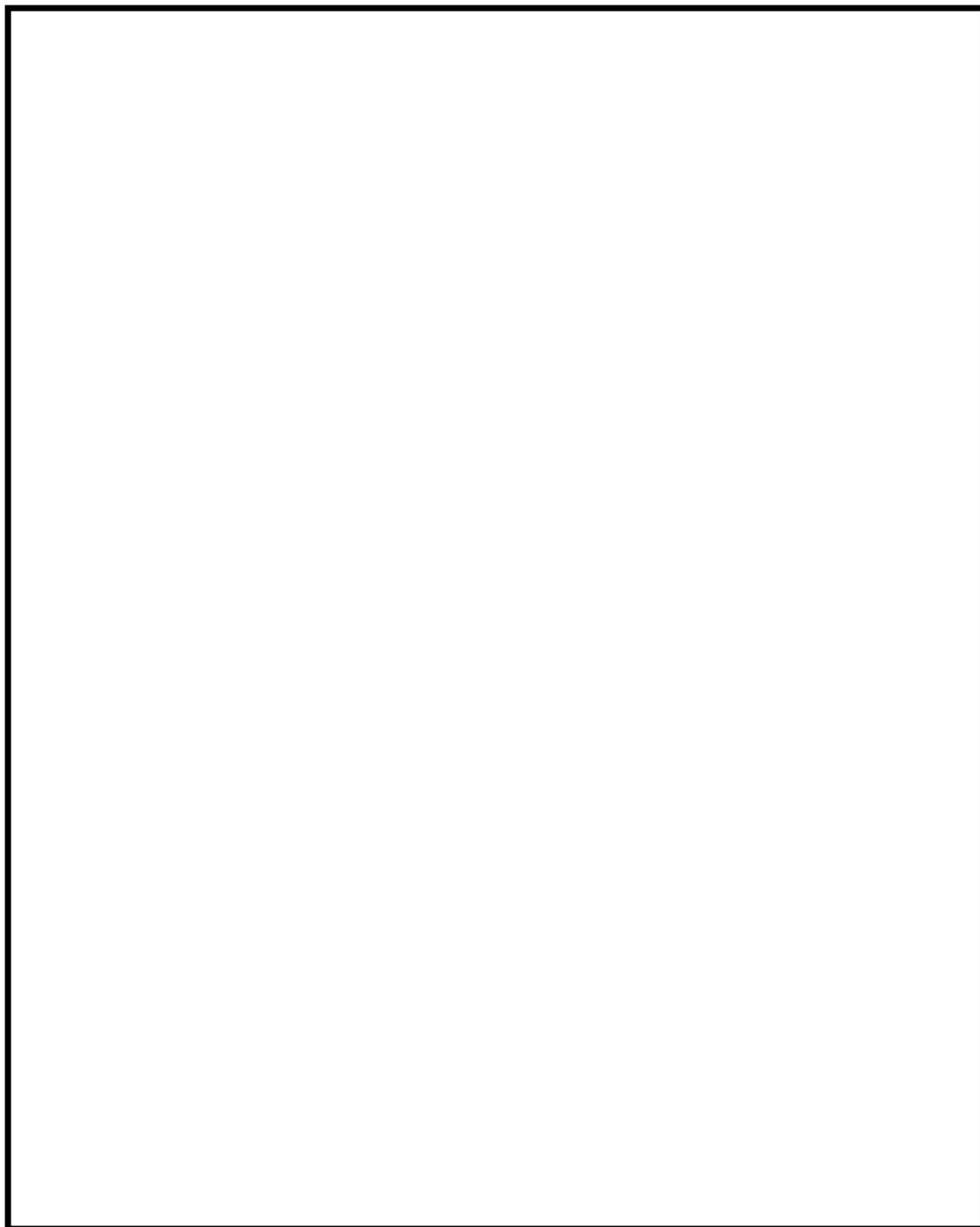


図9 屋内アクセスルート図 (5/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

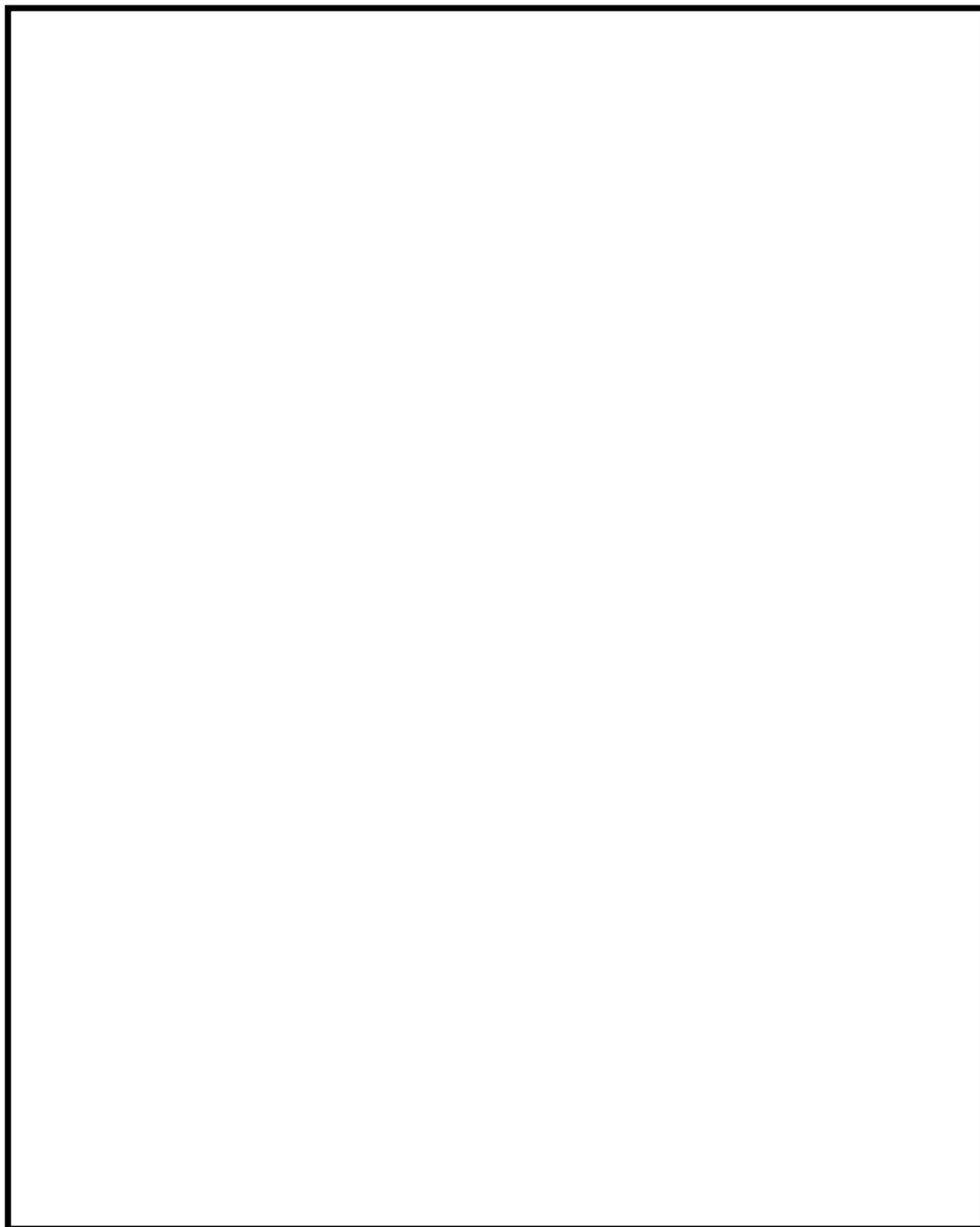


図 10 屋内アクセスルート図 (6/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

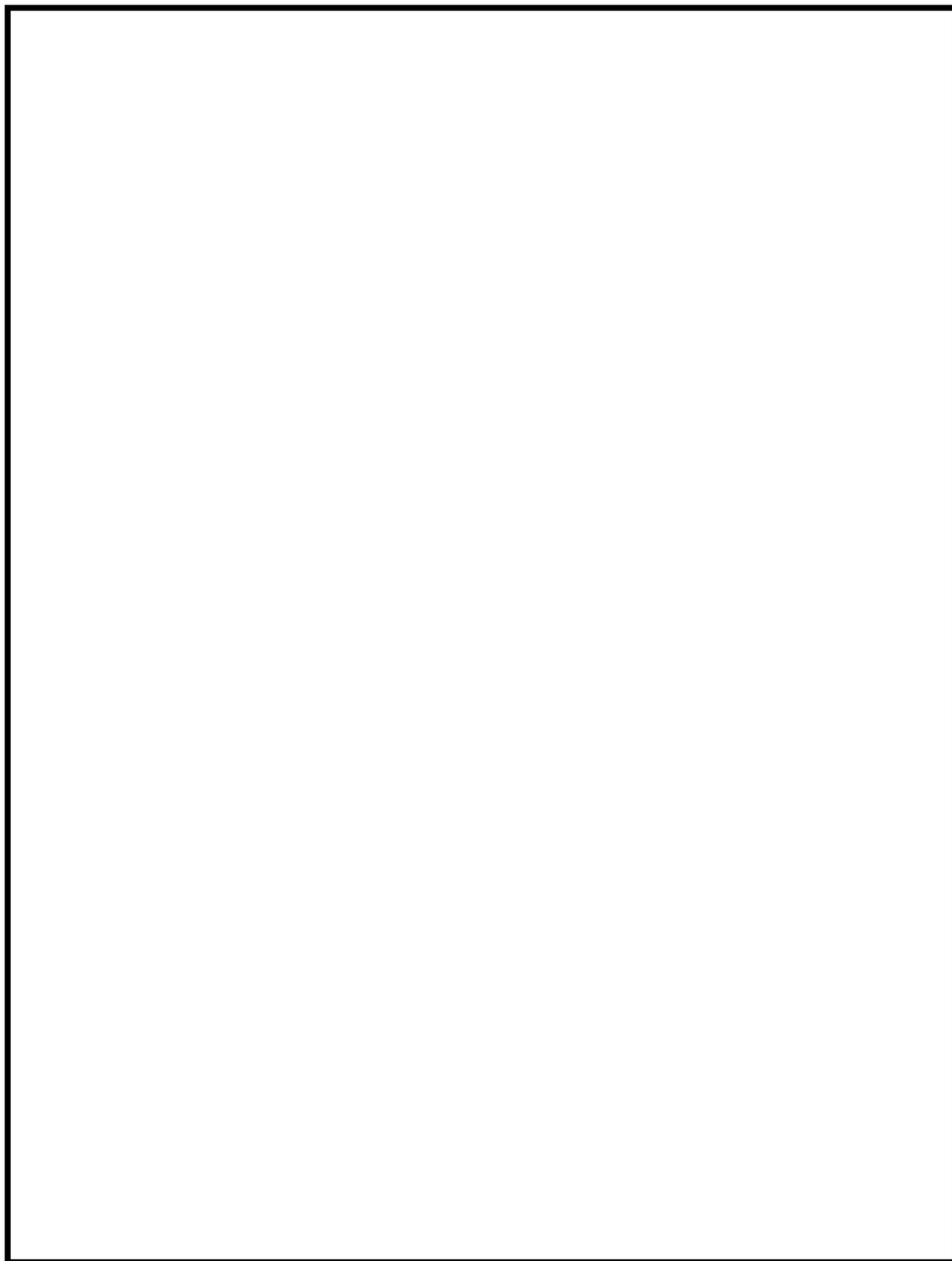


図 11 屋内アクセスルート図 (7/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

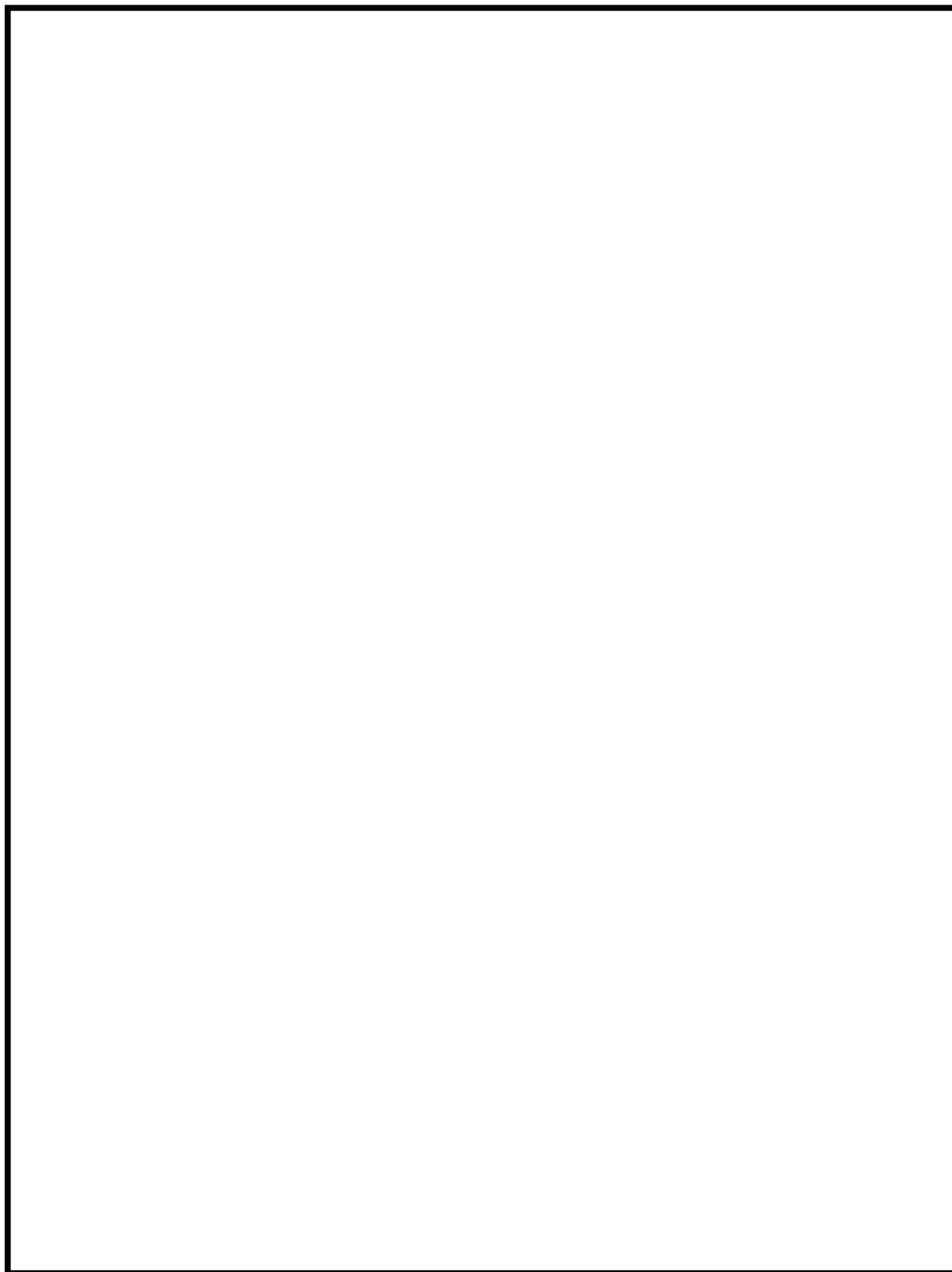


図 12 屋内アクセスルート図 (8/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

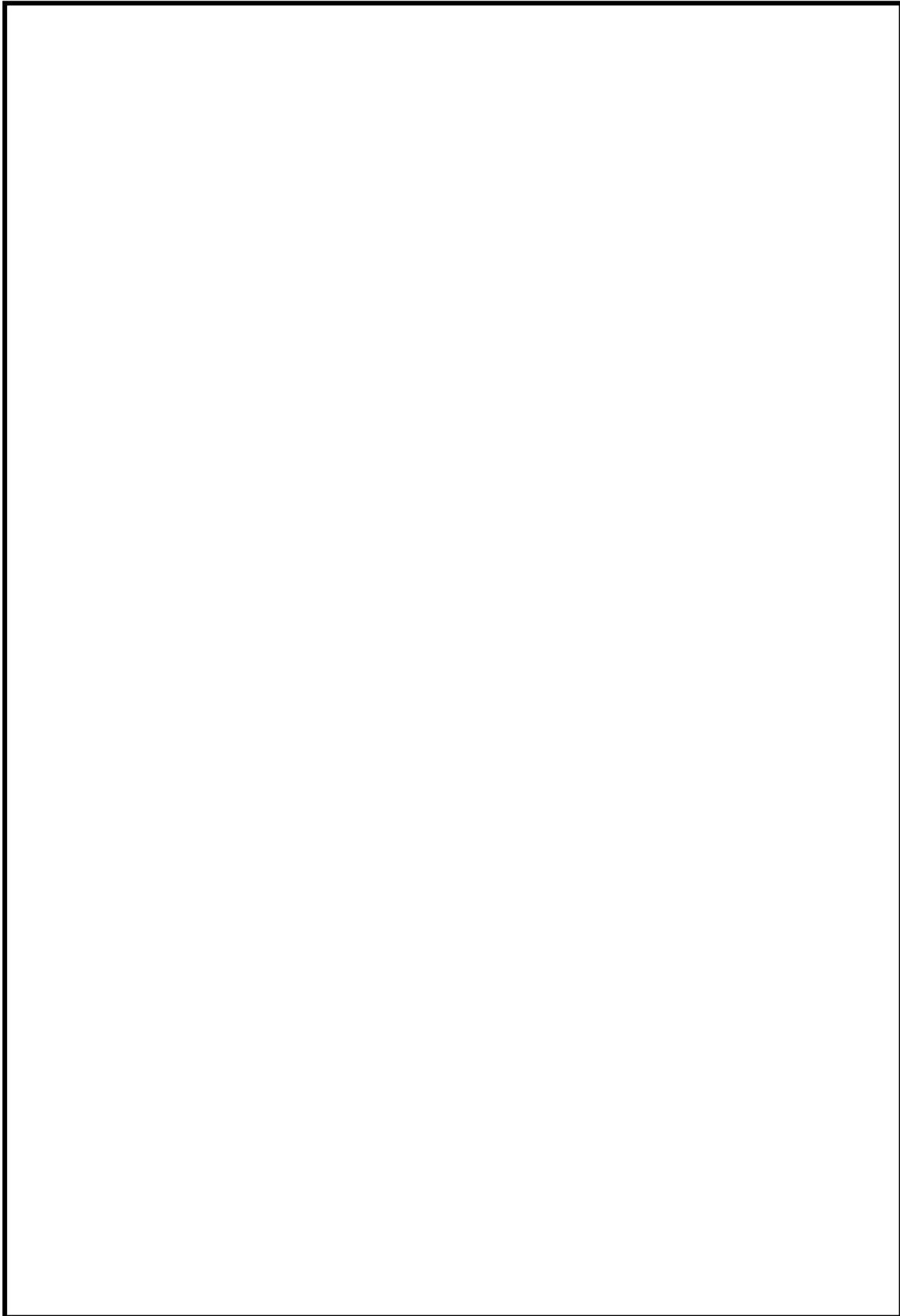


図 13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (1/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

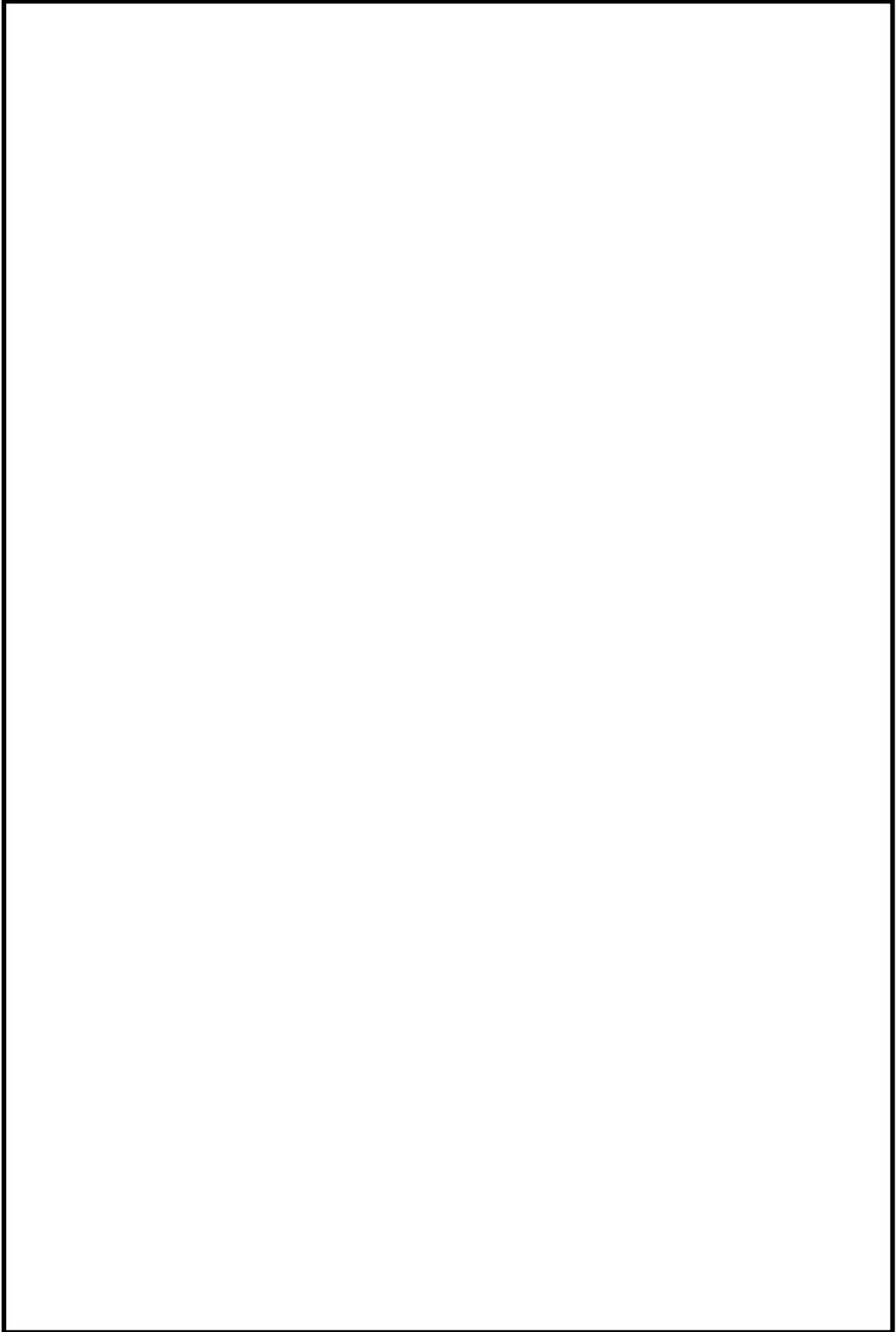


図 14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (2/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

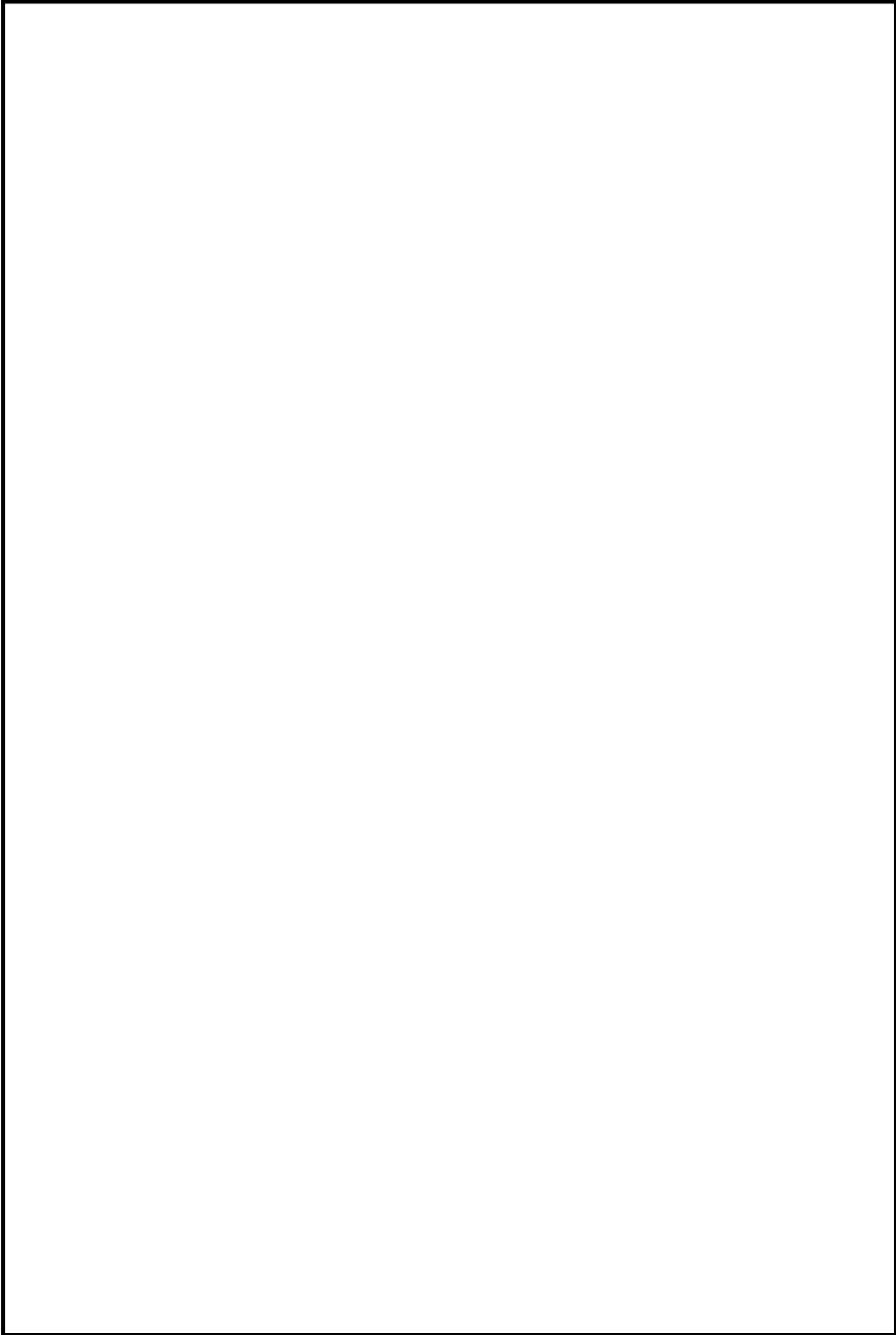


図 15 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (3/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

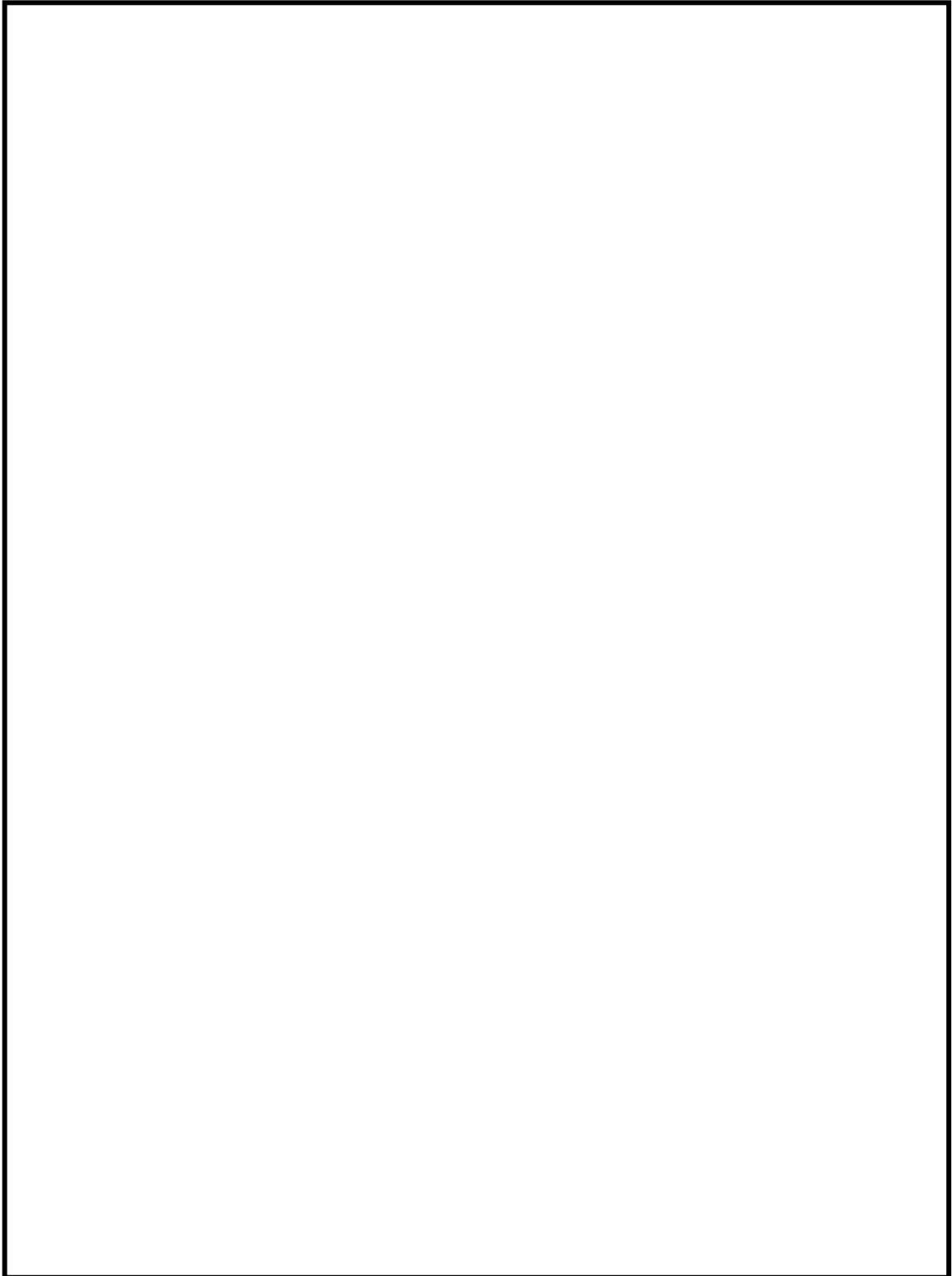


図 17 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (5/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

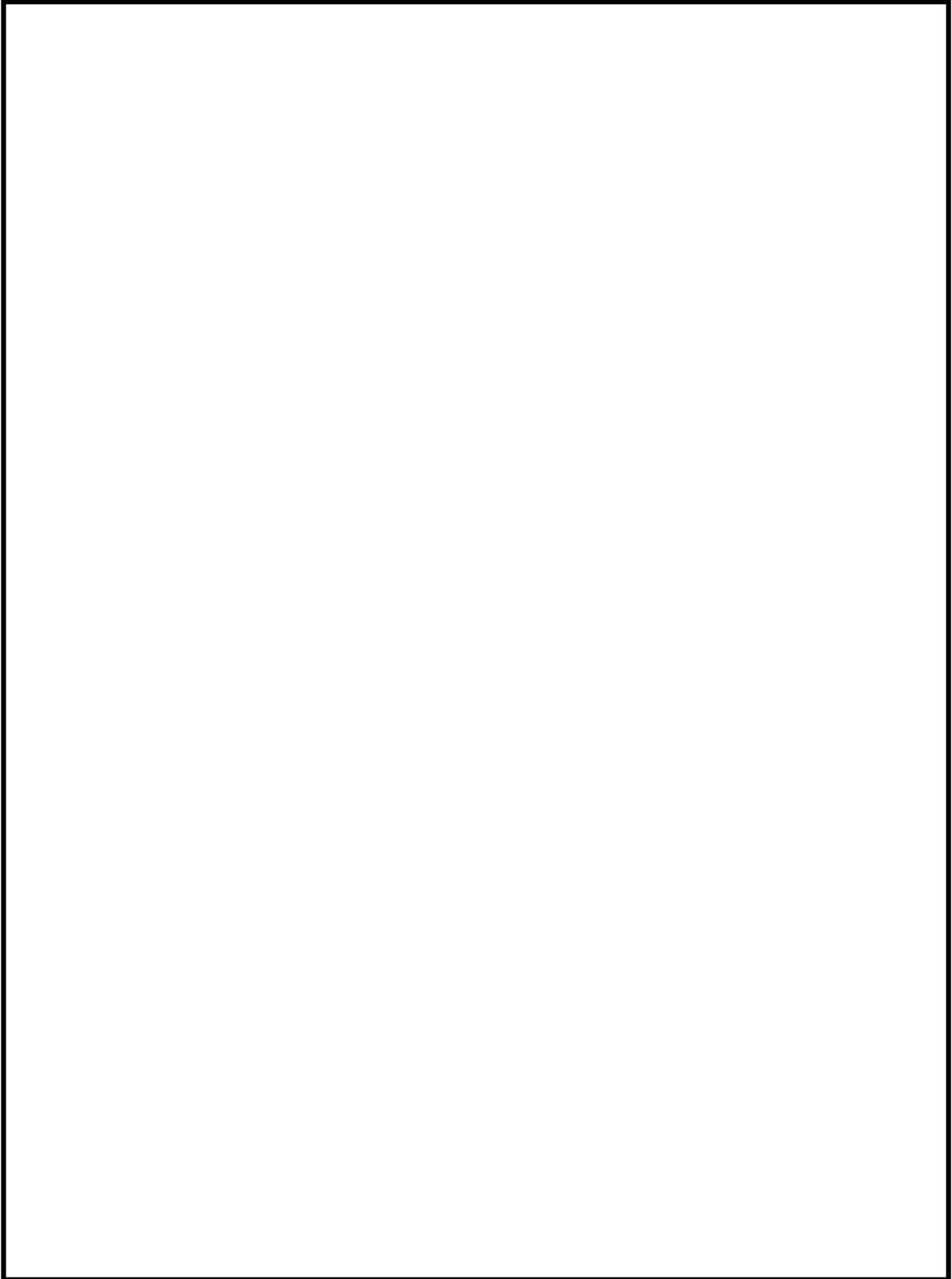


図 18 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (6/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

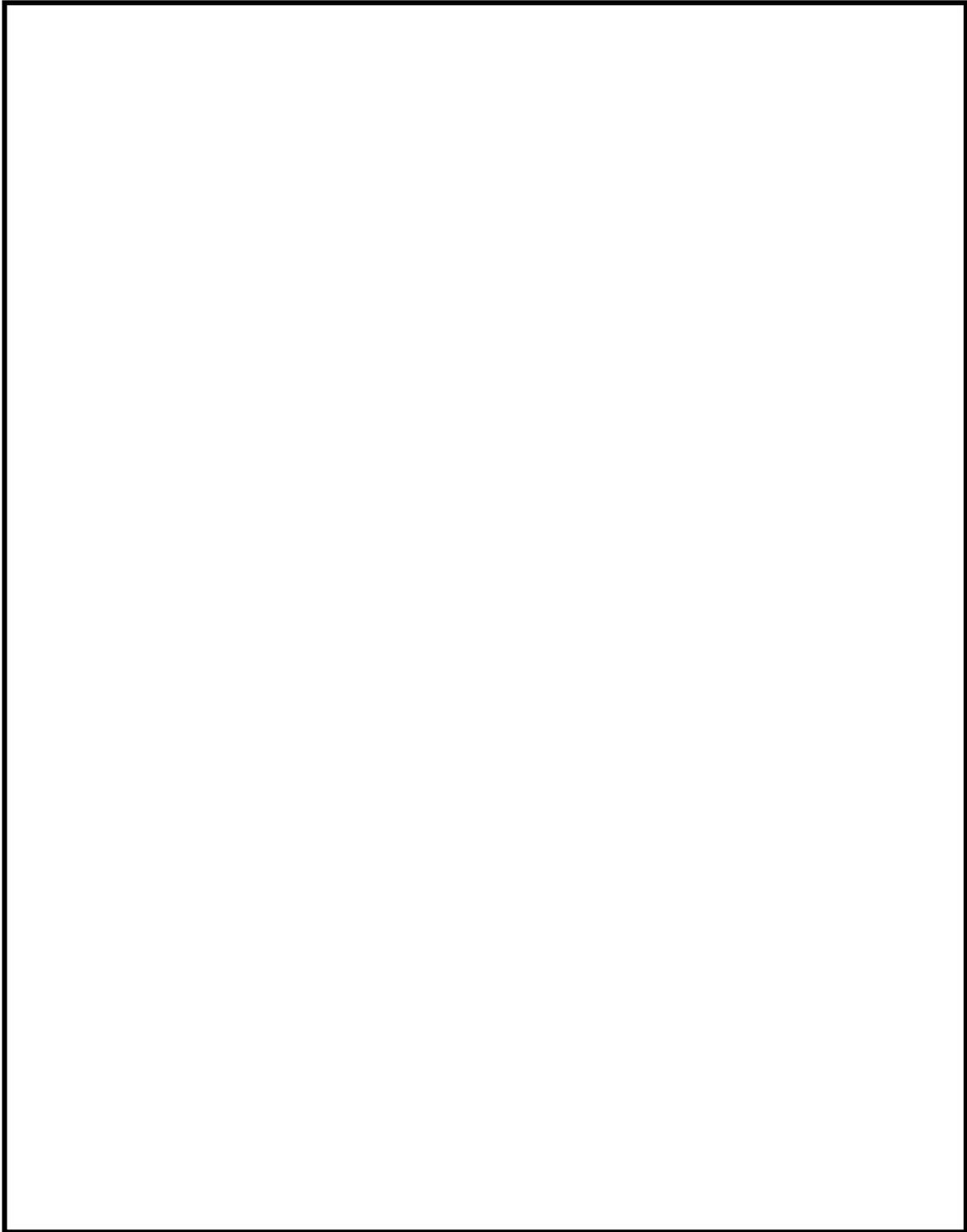


図 19 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (7/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

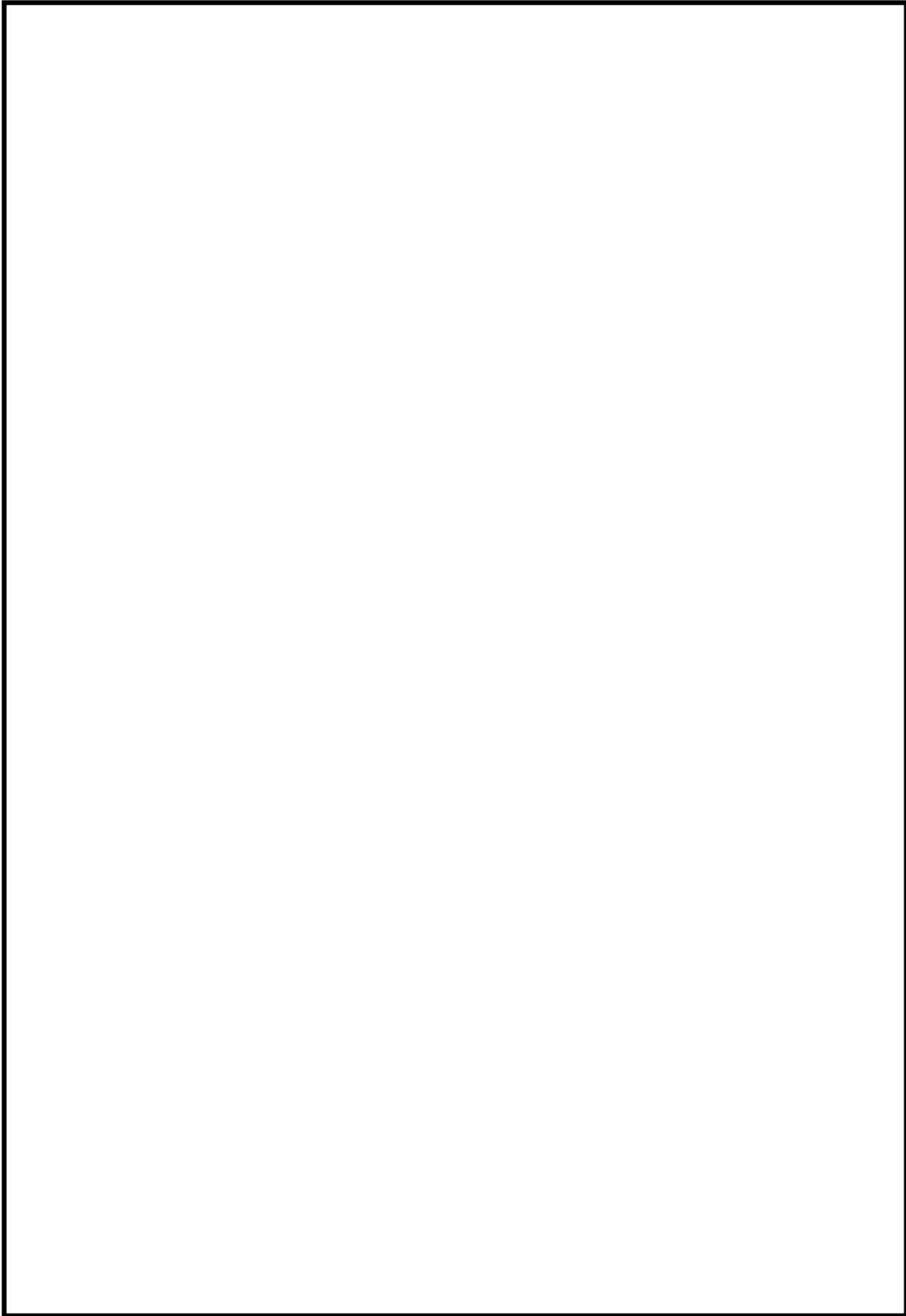


図 20 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (8/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

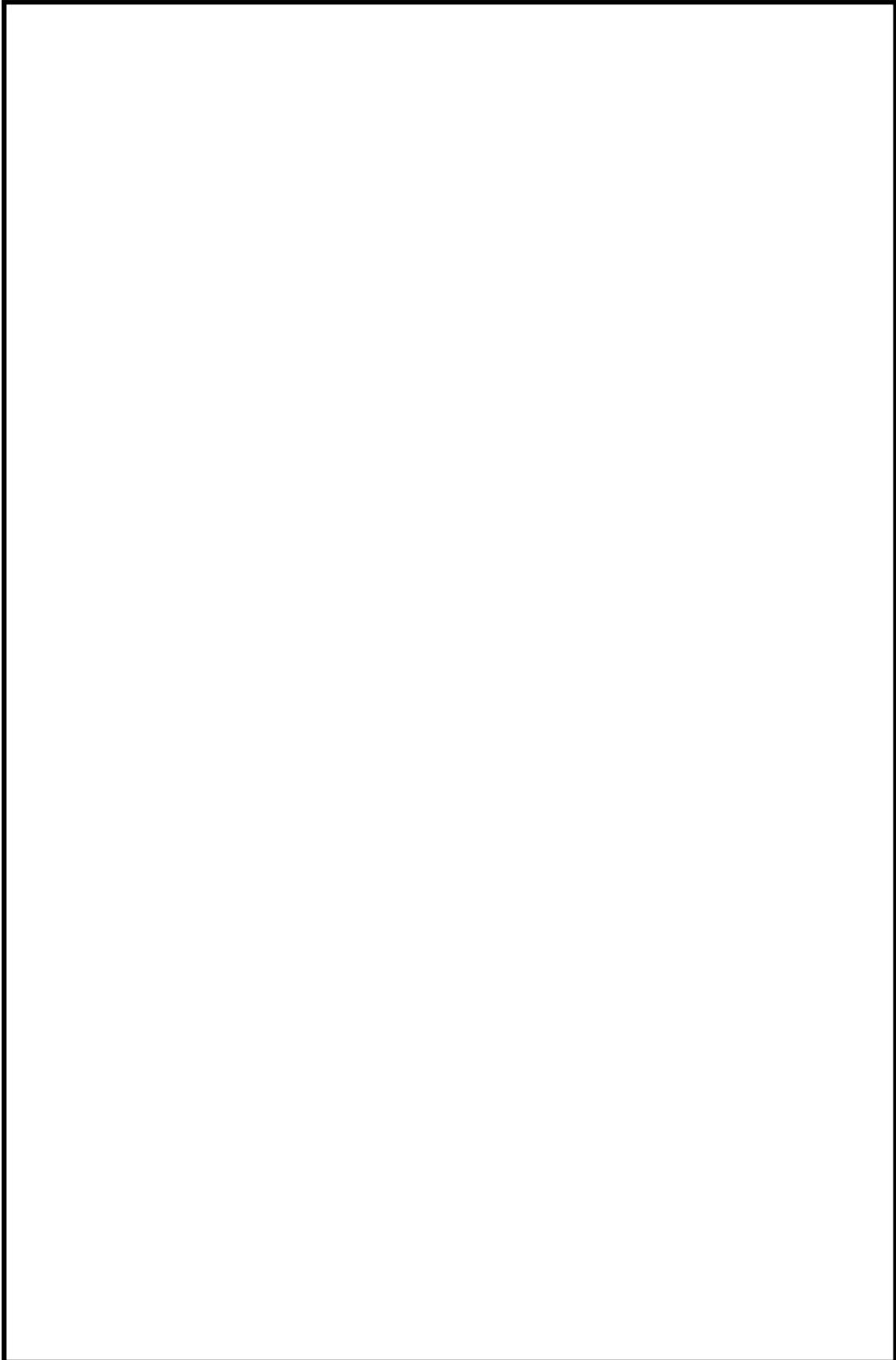


図 21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (9/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

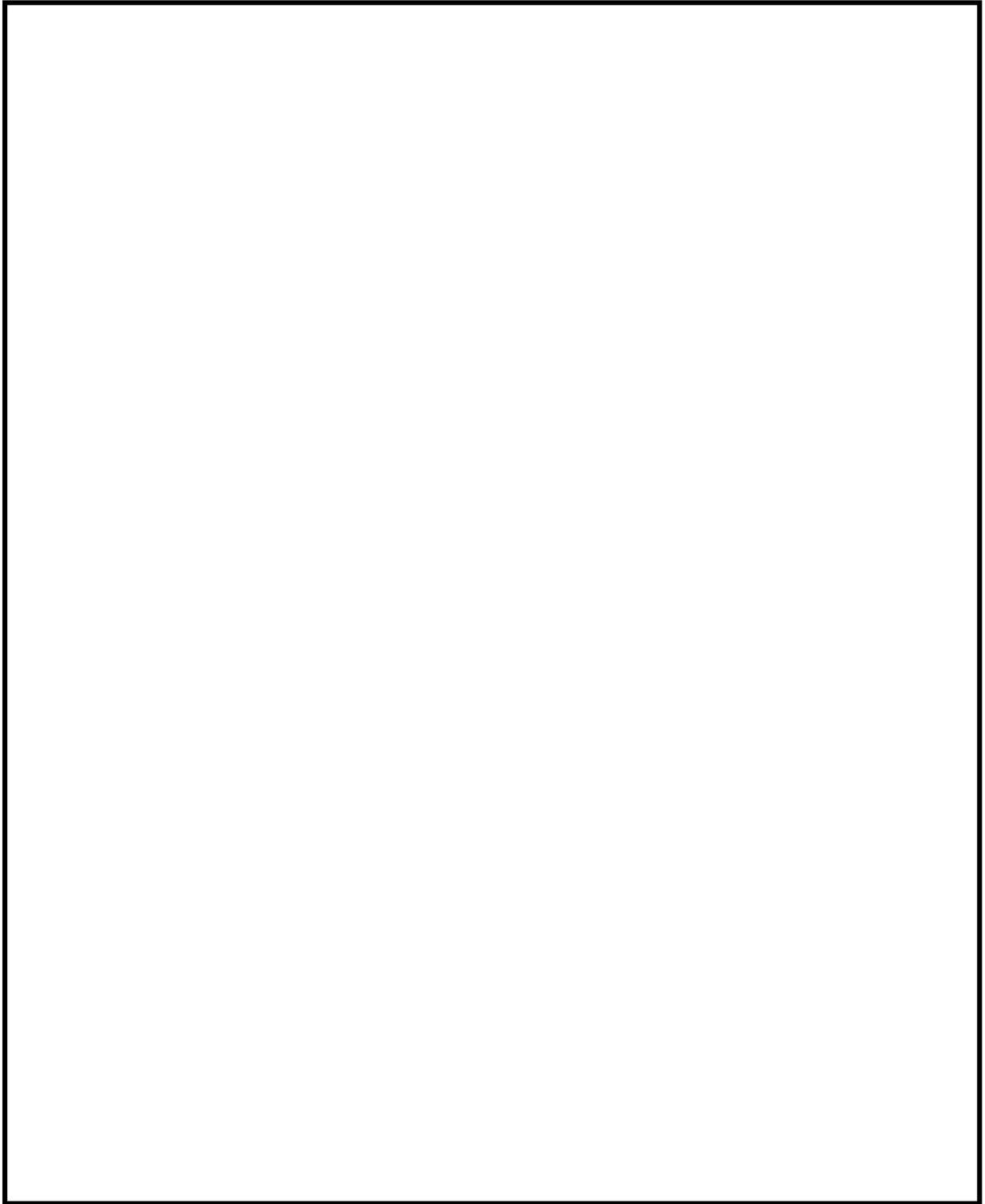


図 22 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (10/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

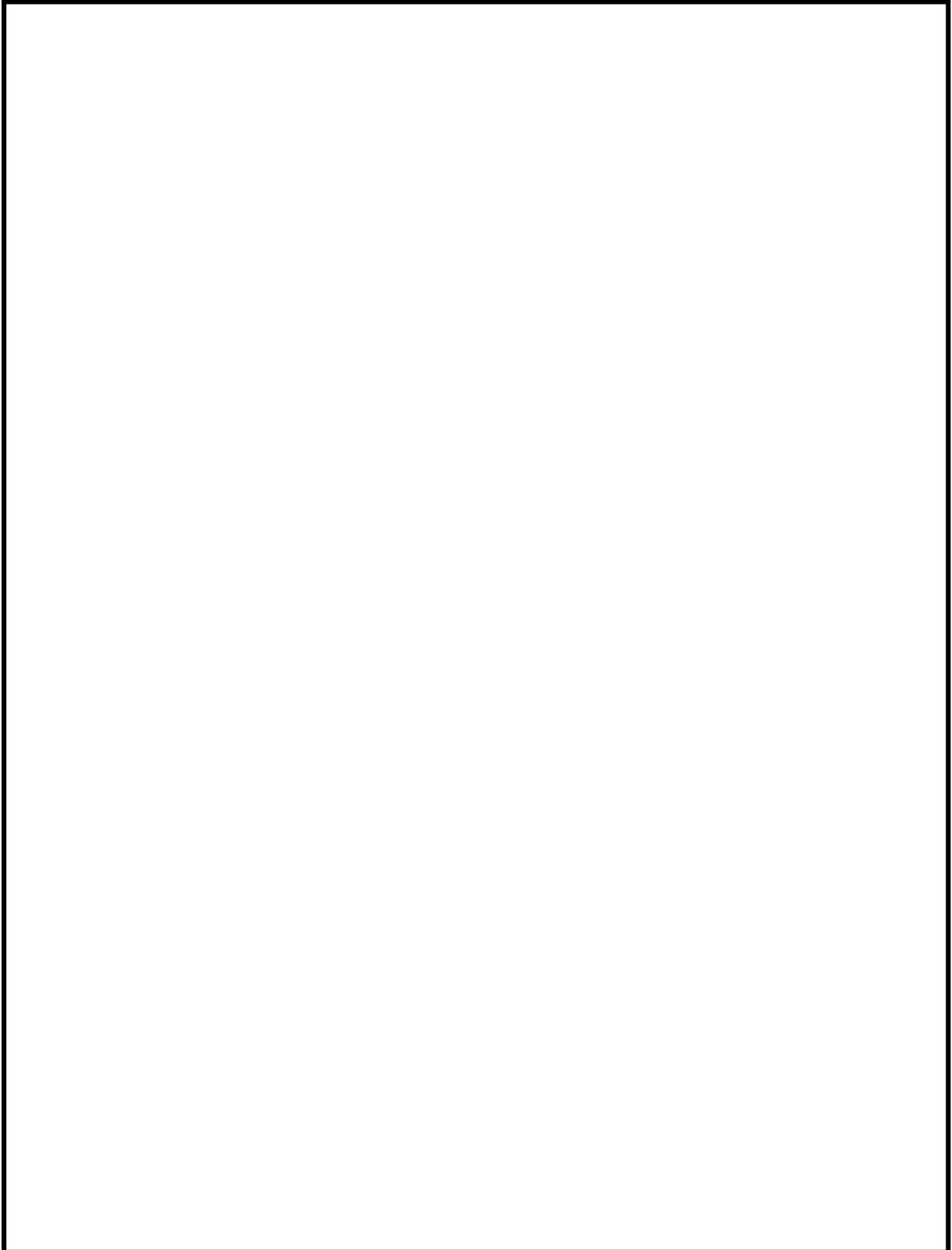


図 23 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (11/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

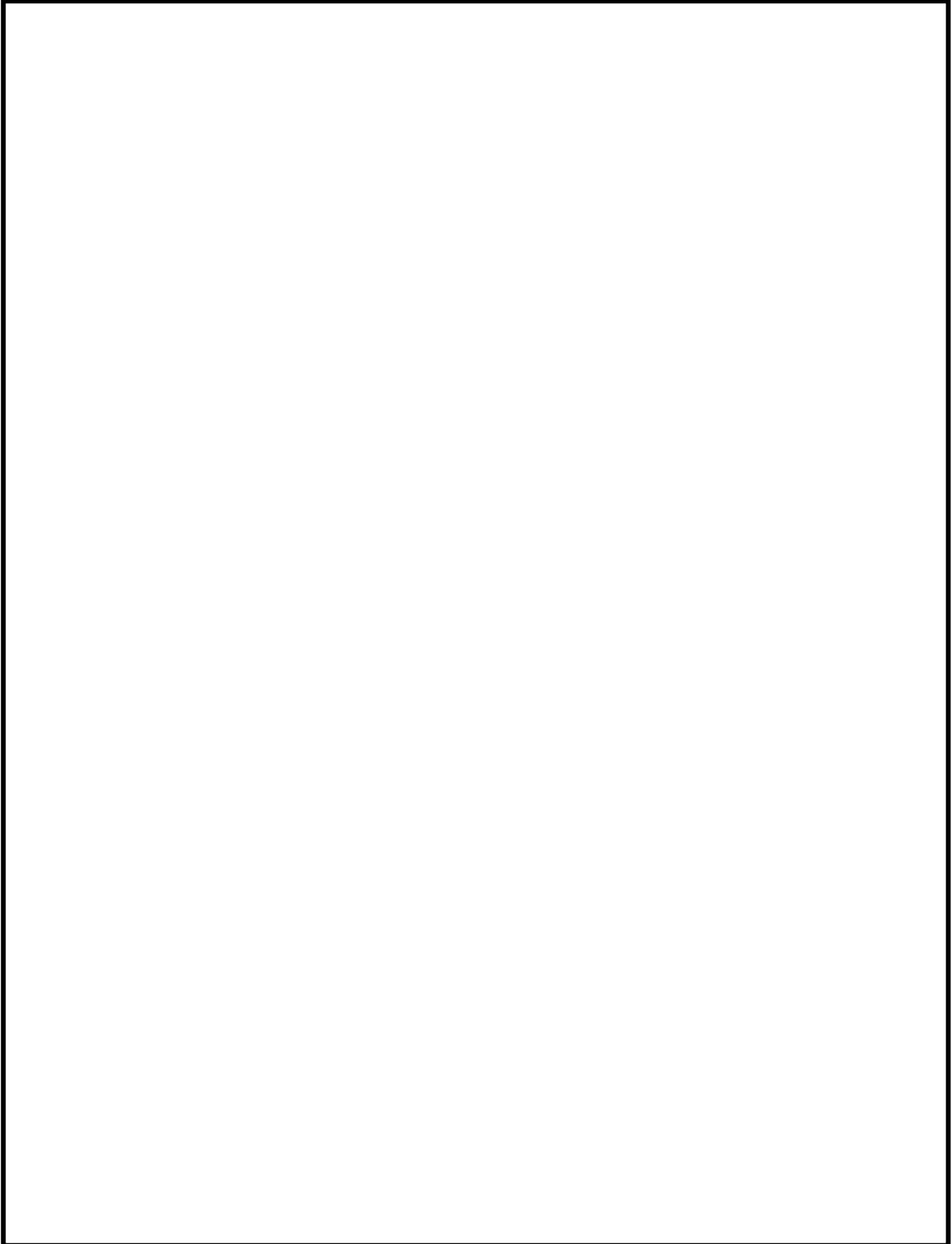


図 24 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (12/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

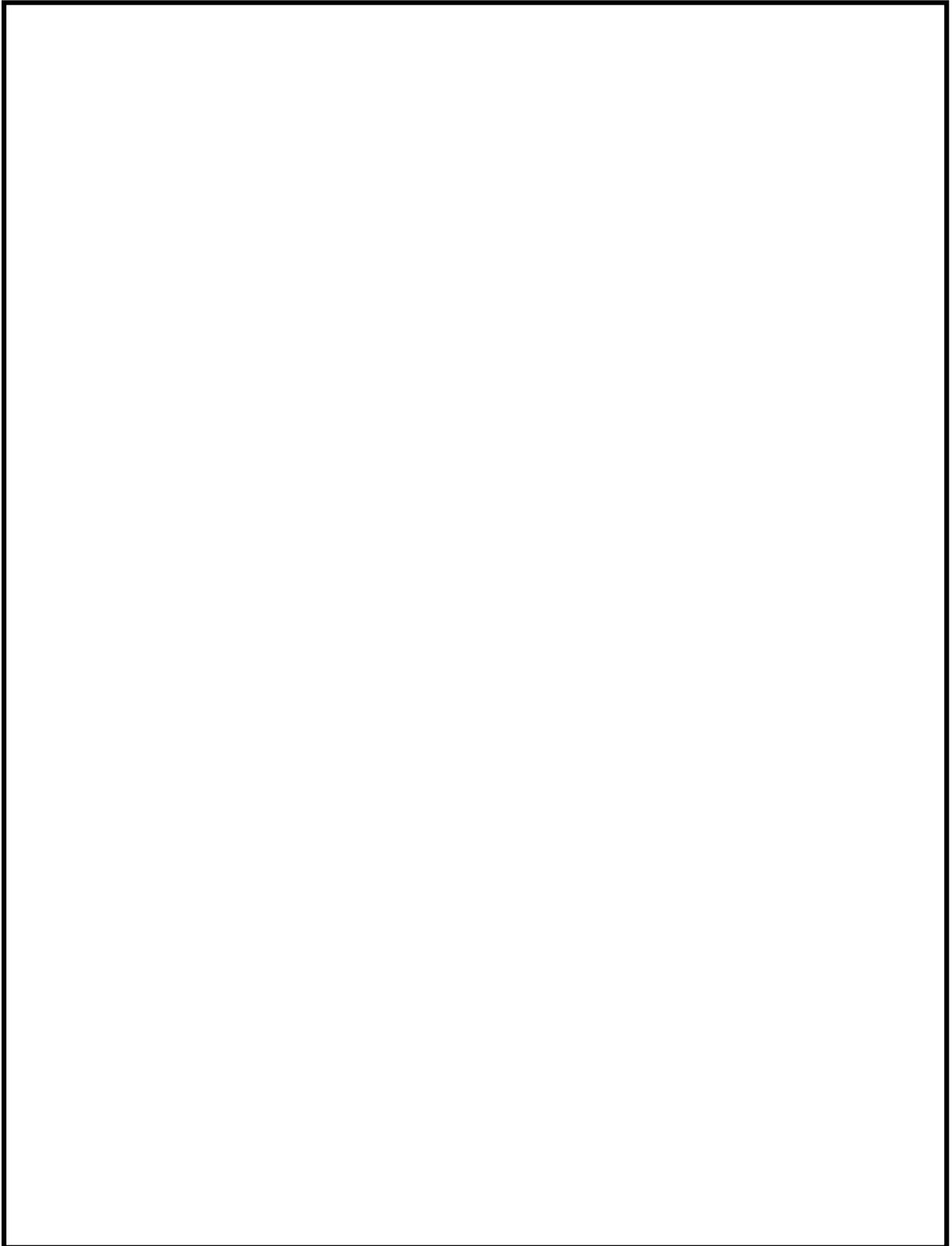


図 25 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (13/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

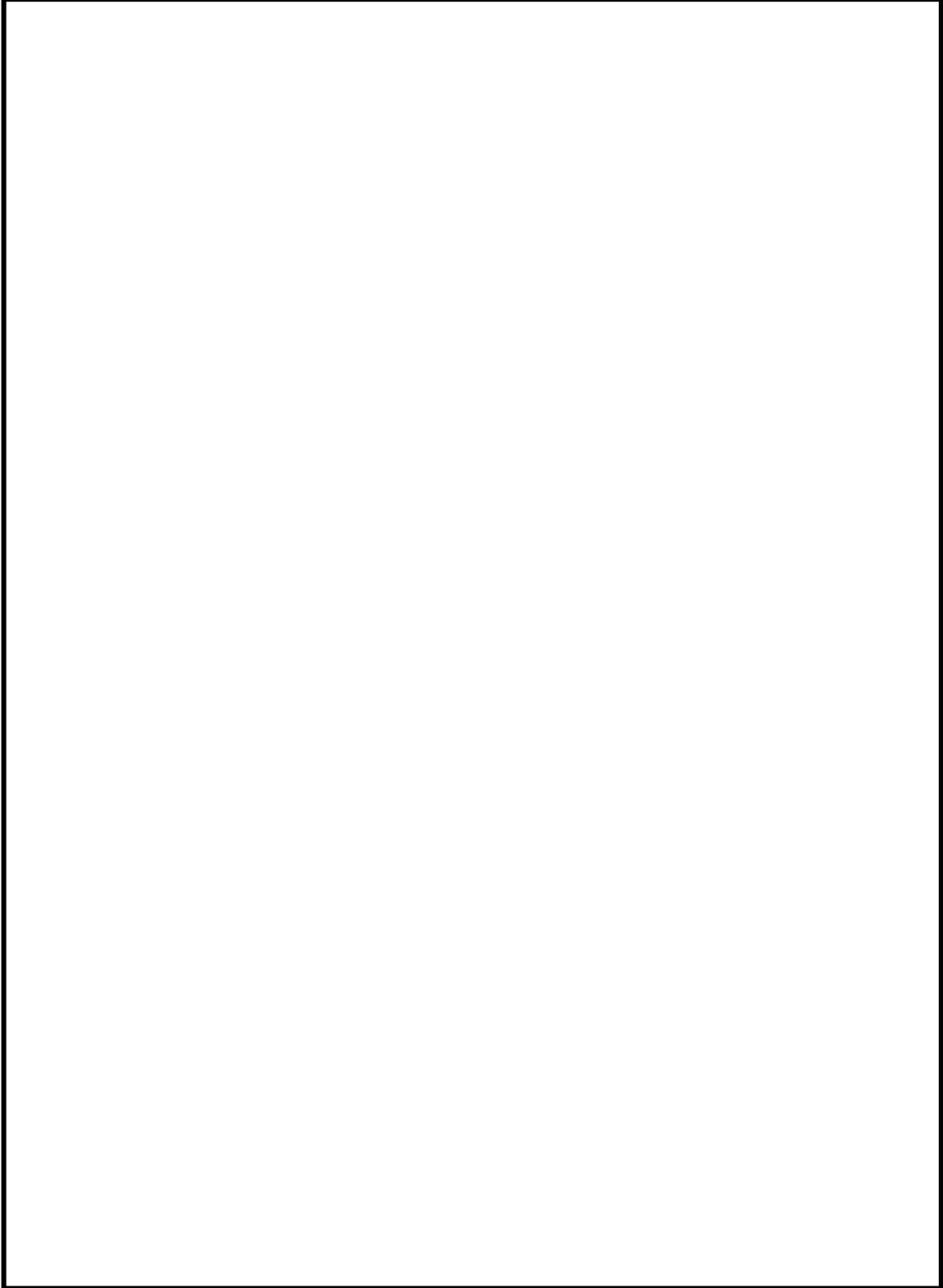


図 26 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (14/14)

54-10

その他の燃料プール代替注水設備について

## 設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、設計基準対処施設、重大事故等対処設備、自主対策設備に分類し、表1にまとめた。以下に、各設備について設備概要を示す。

表1 各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
5	燃料プール代替注水系	—	○	—
6	消火系による燃料プール注水	—	—	○

### (1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を図1に示す。

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

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

### (2) 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の系統概要を図2に示す。

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

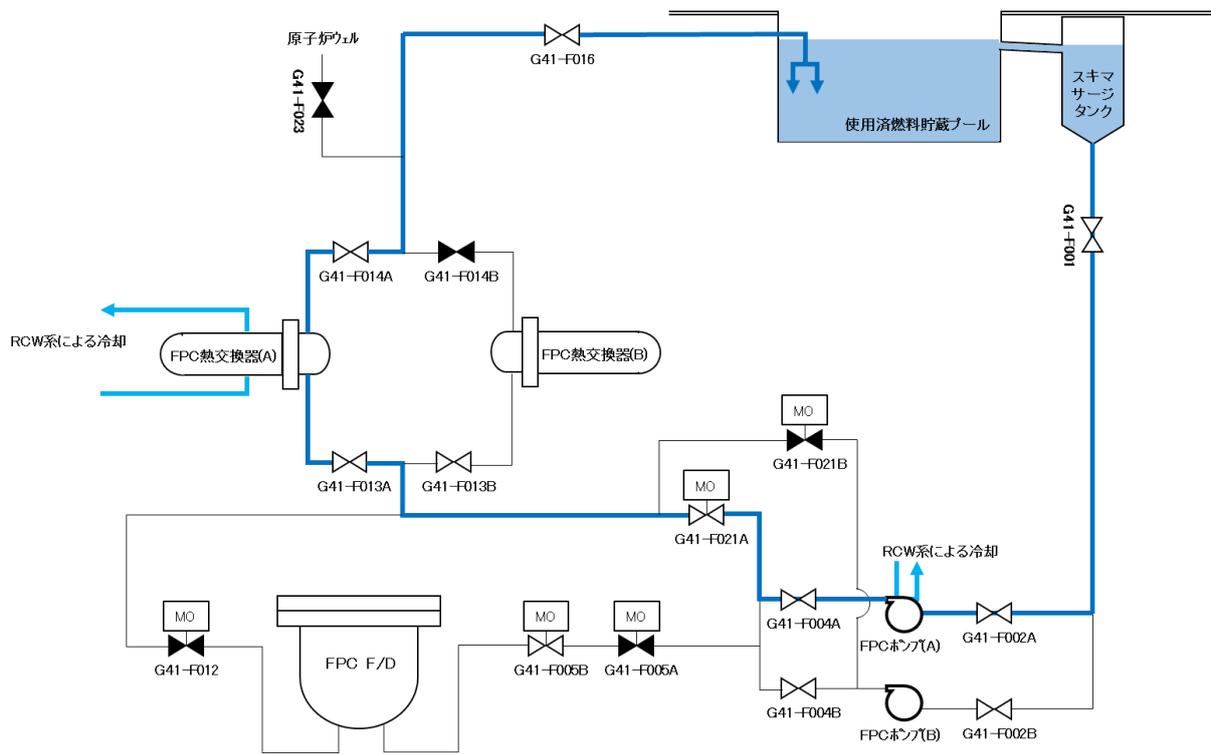


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概要 (6号炉の例)

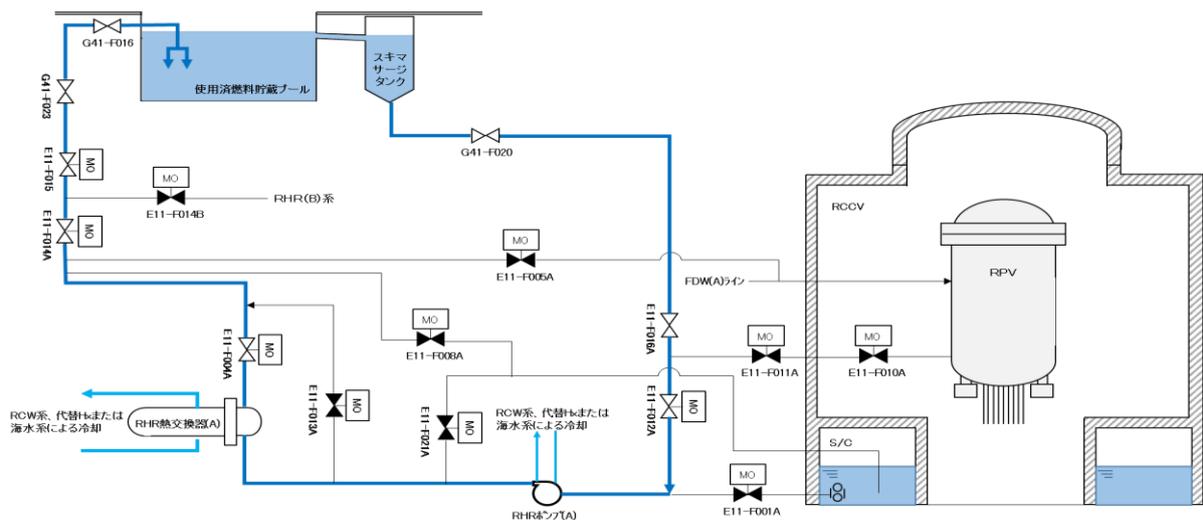


図2 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要（6号炉の例）

### (3) 燃料プール代替注水系【重大事故等対処設備】

燃料プール代替注水系の系統概要を補足説明資料 54-4-2 に示す。

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

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

本系統は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）、計測制御装置、及び水源である防火水槽、淡水貯水池、若しくは海水、流路であるホース、可搬型スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

- ② 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお、燃料損傷時には

使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

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

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）、計測制御装置、及び水源である防火水槽、淡水貯水池、若しくは海水、流路である燃料プール代替注水系配管、常設スプレーヘッド、注入先である使用済燃料プール等から構成される。

#### （4）消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図 3 に示す。

消火系による使用済燃料プールへの注水は、想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流電源が喪失した場合でも、高台に配備した代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管、復水補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する機能を有する。

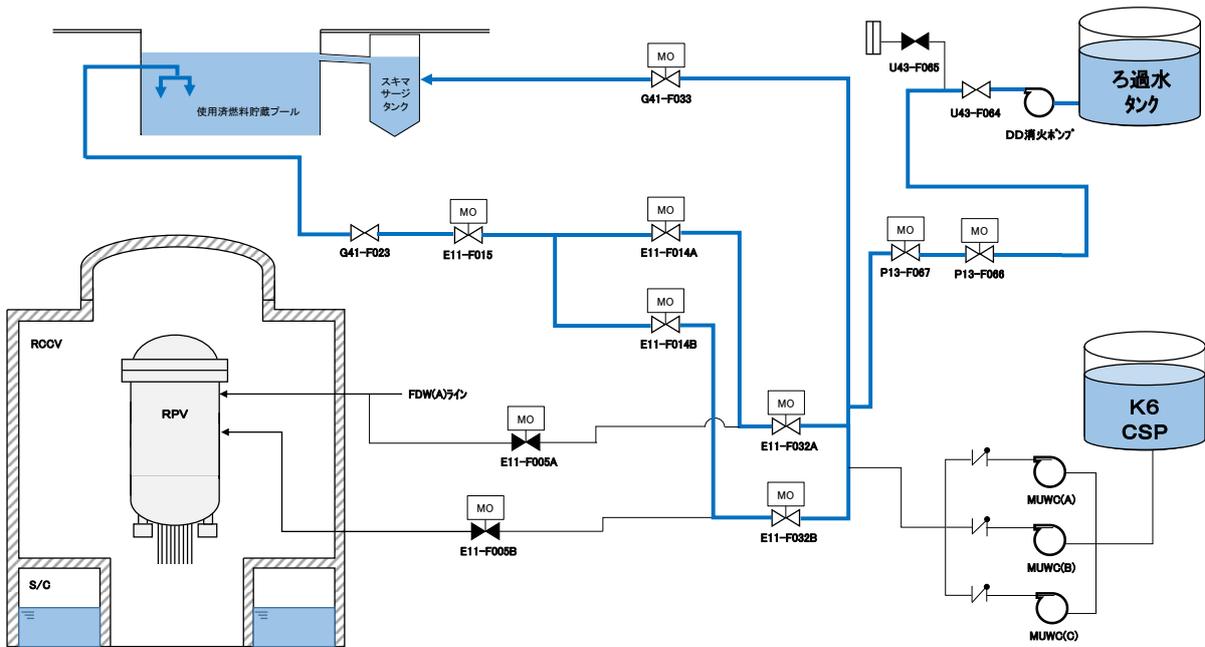


図3 消火系による燃料プール注水 系統概要 (6号炉の例)

54-11 使用済燃料プール監視設備

## 1. 使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度、水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

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

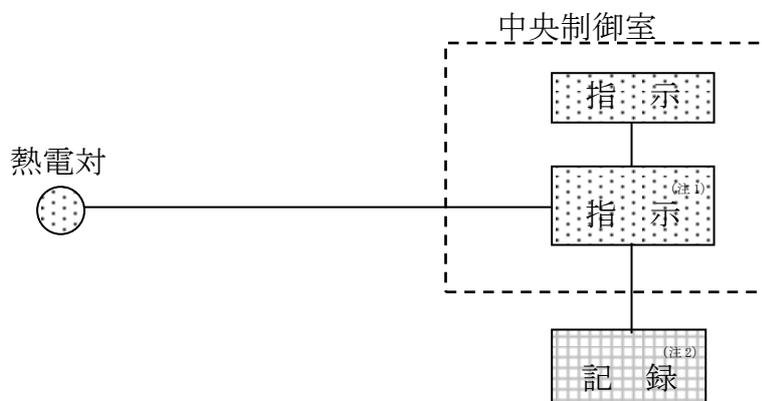
なお、全交流動力電源喪失した場合でも、代替電源設備からの給電を可能とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

## 2. 設備概要について

### 2.1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

#### (1) 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図1 「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図」参照）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

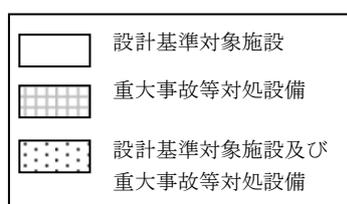


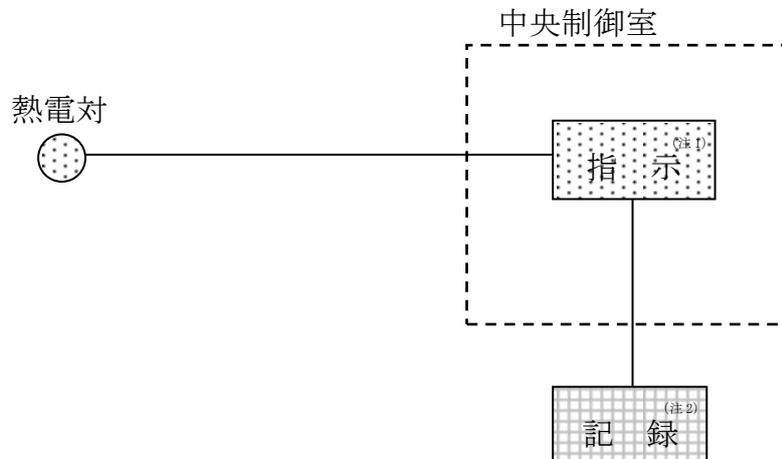
図1 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図



使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料プール底部近傍（6 号炉:T.M.S.L. 20180mm，7 号炉：T.M.S.L. 20180mm）から使用済燃料プール上端近傍（6 号炉：T.M.S.L. 31170mm，7 号炉：T.M.S.L. 31123mm）を計測範囲とする。（図 3 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（6 号炉）」及び図 4 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（7 号炉）」参照）

(2) 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 2 「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

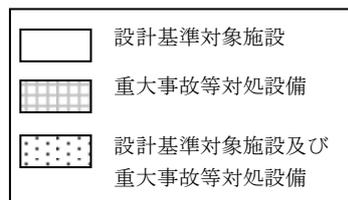


図 2 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 6号炉 0~150℃  
7号炉 0~150℃

個数 : 6号炉 1個 (検出点14箇所)  
7号炉 1個 (検出点14箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価: 使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位 (6号炉: T.M.S.L. 30195mm, 7号炉: T.M.S.L. 30190mm)) においても温度計測できる設置位置とする。また、第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。(図3 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の概略構成図 (6号炉)」及び図4 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の概略構成図 (7号炉)」参照)

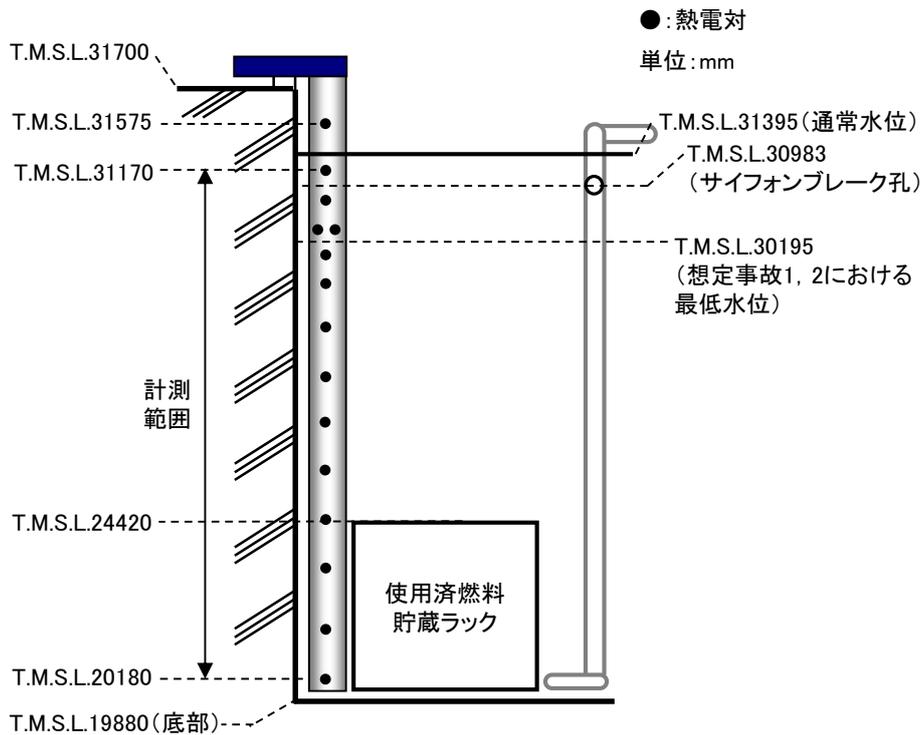


図3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の概略構成図 (6号炉)

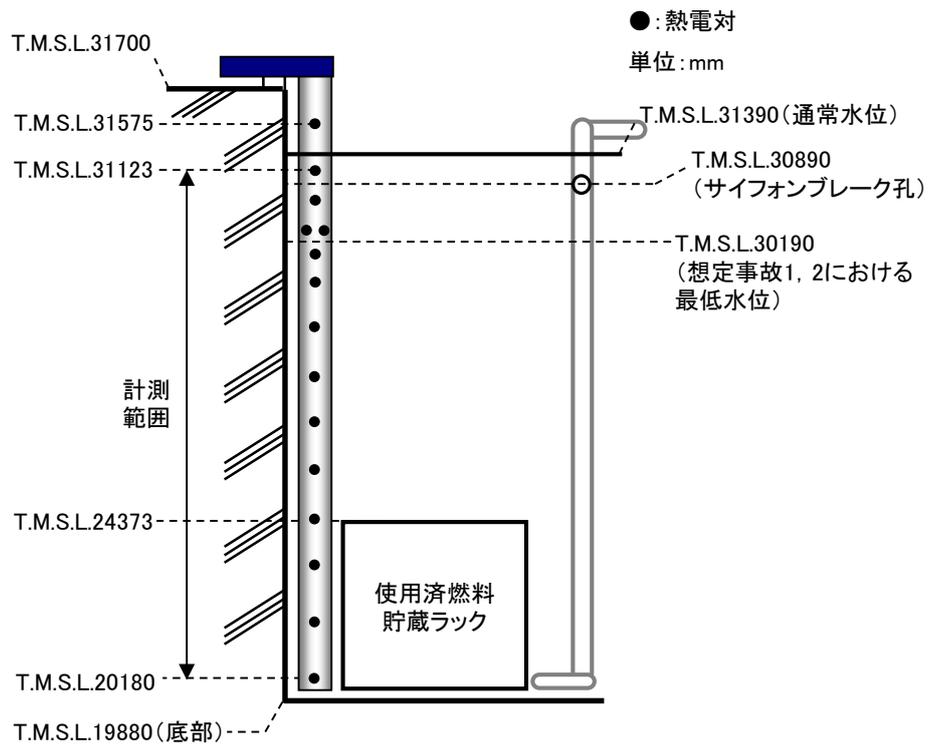


図4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図 (7号炉)

## 2.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

### (1) 水位計測について

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

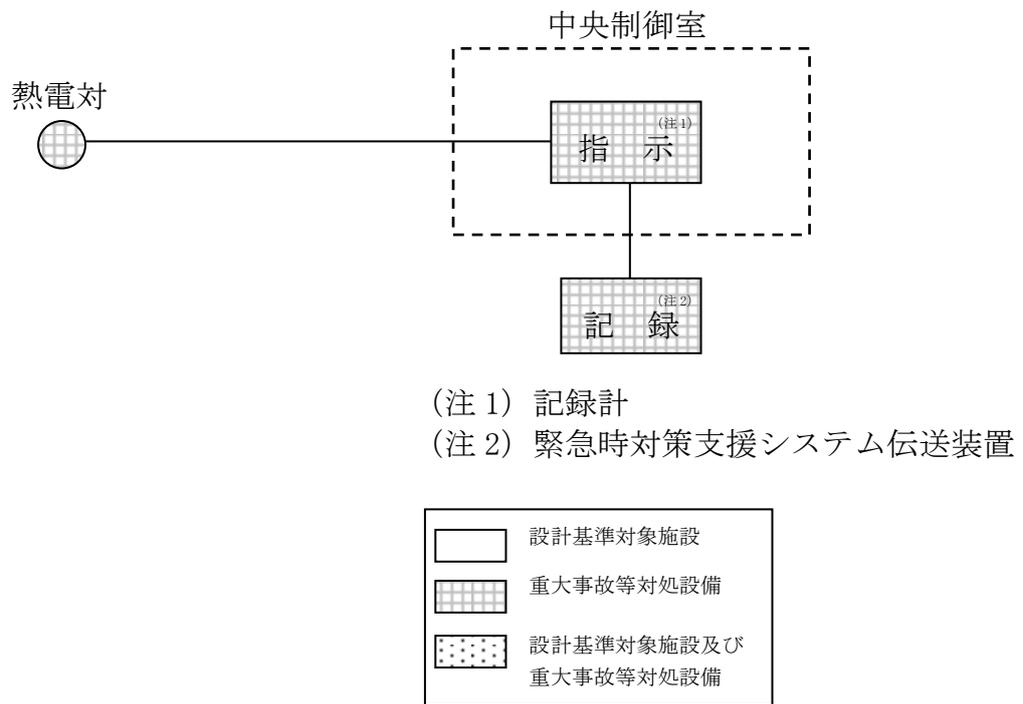


図5 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の概略構成図

### (設備仕様)

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

個数 : 6号炉 1個  
7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、第五十四条第1項で要求される想定事故 (第37条解釈 3-1(a) 想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b) 想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第五十四条第2項

で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック上端付近（6号炉：T.M.S.L. 23420mm，7号炉：T.M.S.L. 23373mm）から使用済燃料プール上端付近（6号炉：T.M.S.L. 30420mm，7号炉：T.M.S.L. 30373mm）を計測範囲とする。（図7 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（6号炉）」及び図8 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（7号炉）」参照）

(2) 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図6 「使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の概略構成図」 参照)

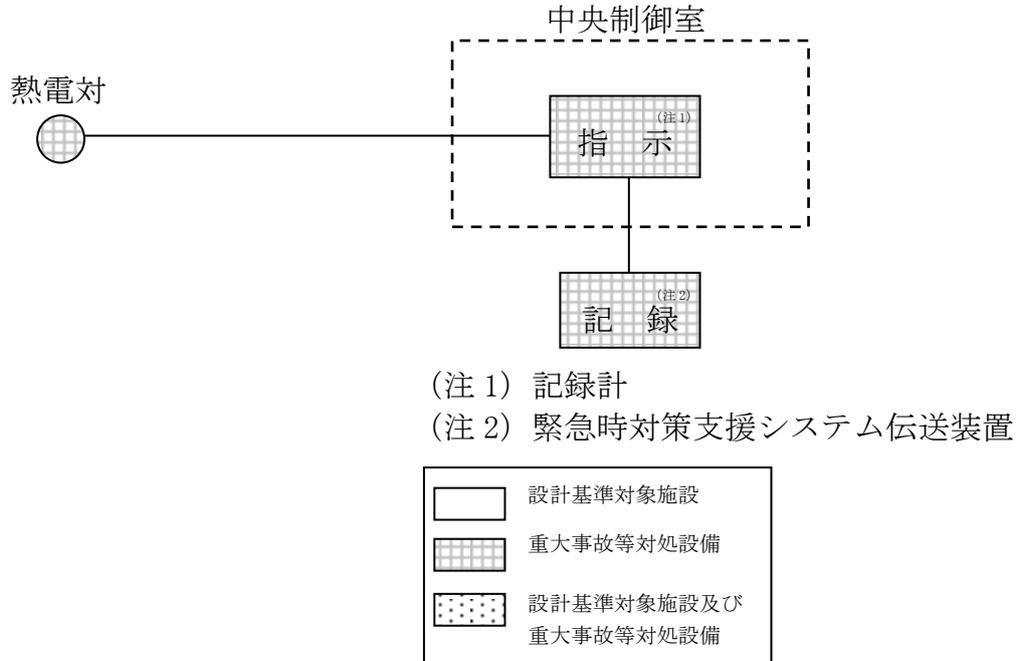


図6 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 6号炉 0~150℃  
7号炉 0~150℃

個数 : 6号炉 1個 (検出点8箇所)  
7号炉 1個 (検出点8箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価: 使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位 (6号炉: T.M.S.L. 30195mm, 7号炉: T.M.S.L. 30190mm) においても温度計測できる設置位置とする。また、第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。(図7 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (6号炉)」 及び図8 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図 (7号炉)」 参照)

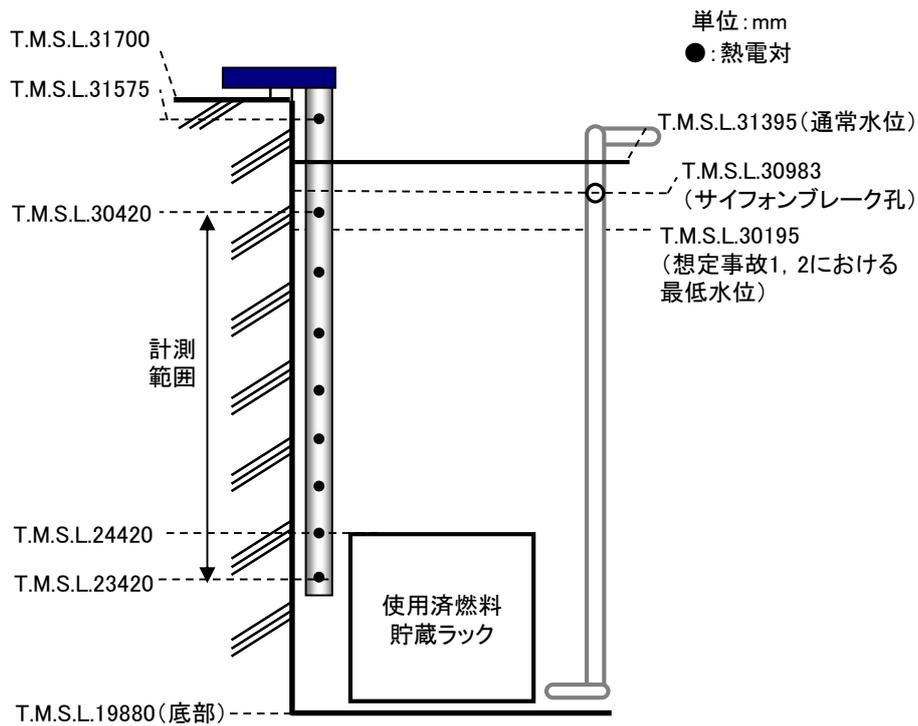


図7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲 (6号炉)

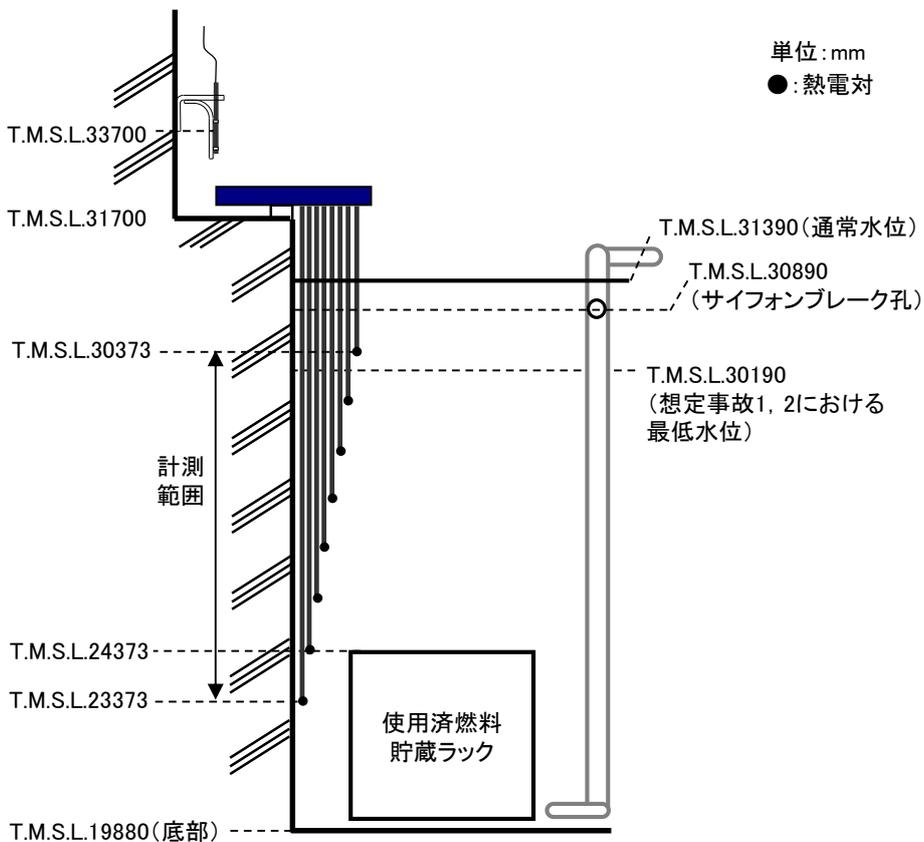


図8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測範囲 (7号炉)

### 2.3 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は、使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。

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

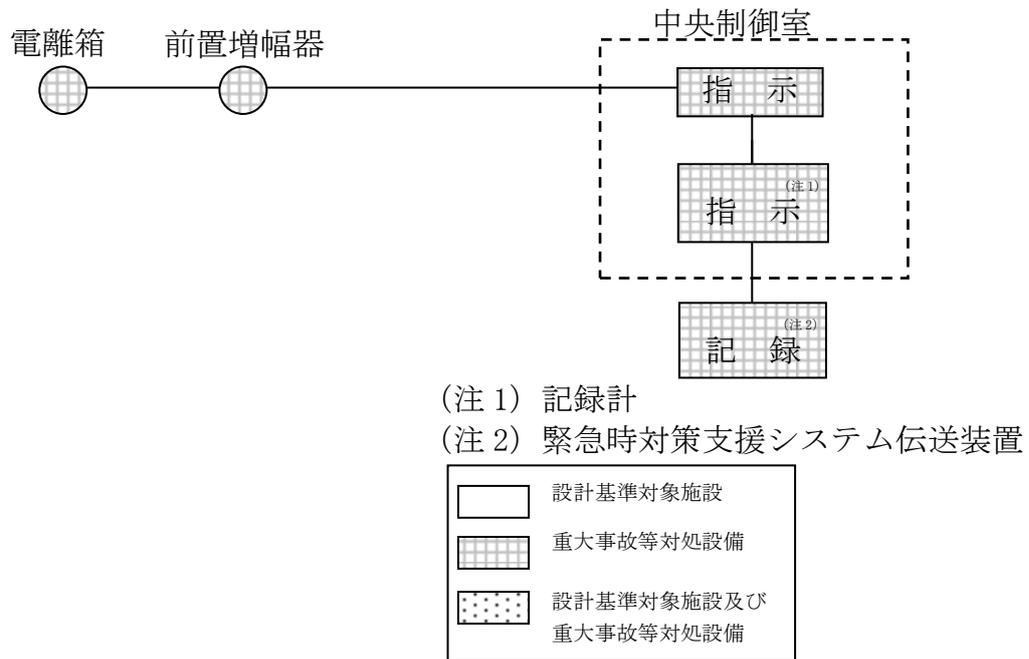


図9 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

(高レンジ)

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

7号炉  $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個数 : 6号炉 1個

7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

(低レンジ)

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

7号炉  $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

個数 : 6号炉 1個

7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上4階

放射線管理用計測装置の計測範囲は、作業従事者に対する放射線防護の観点より、原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階における遮蔽設計区分は、使用済燃料プール区域の遮蔽区分 C ( $C < 0.05 \text{mSv/h}$ ) となりこれらを考慮した計測範囲とする。

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

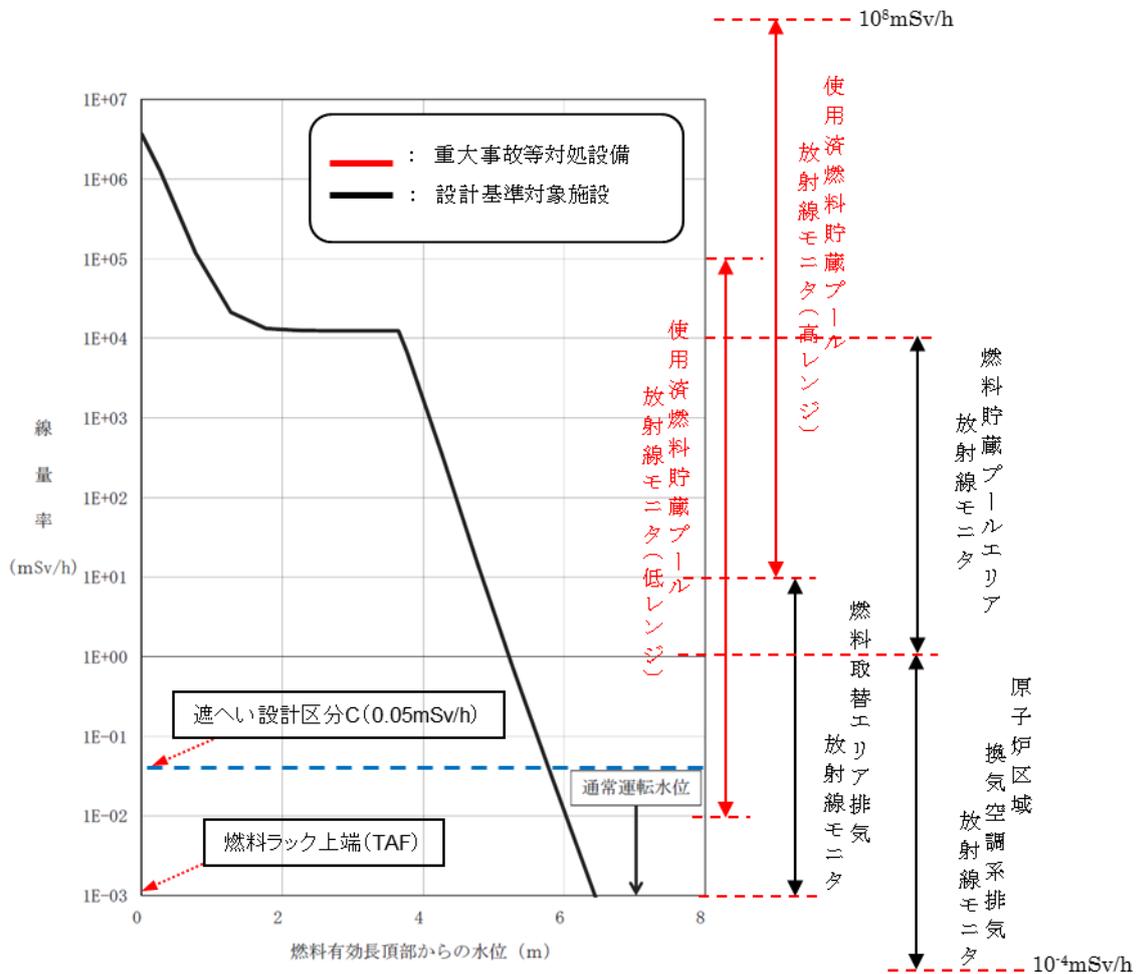


図 10 水位と放射線線量率の関係 (6号炉)

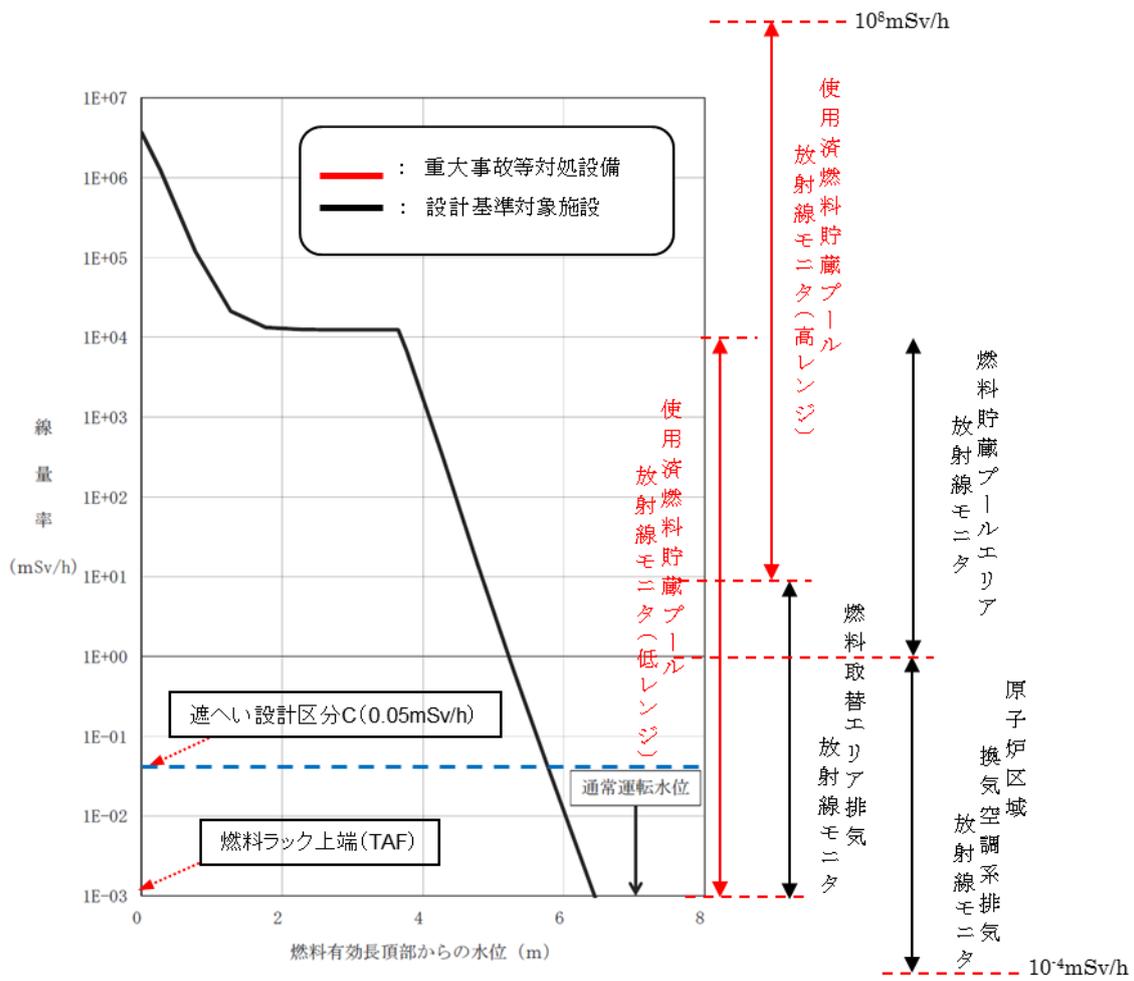


図 11 水位と放射線線量率の関係 (7号炉)

## 2.4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

### (1) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。(図 12 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照)

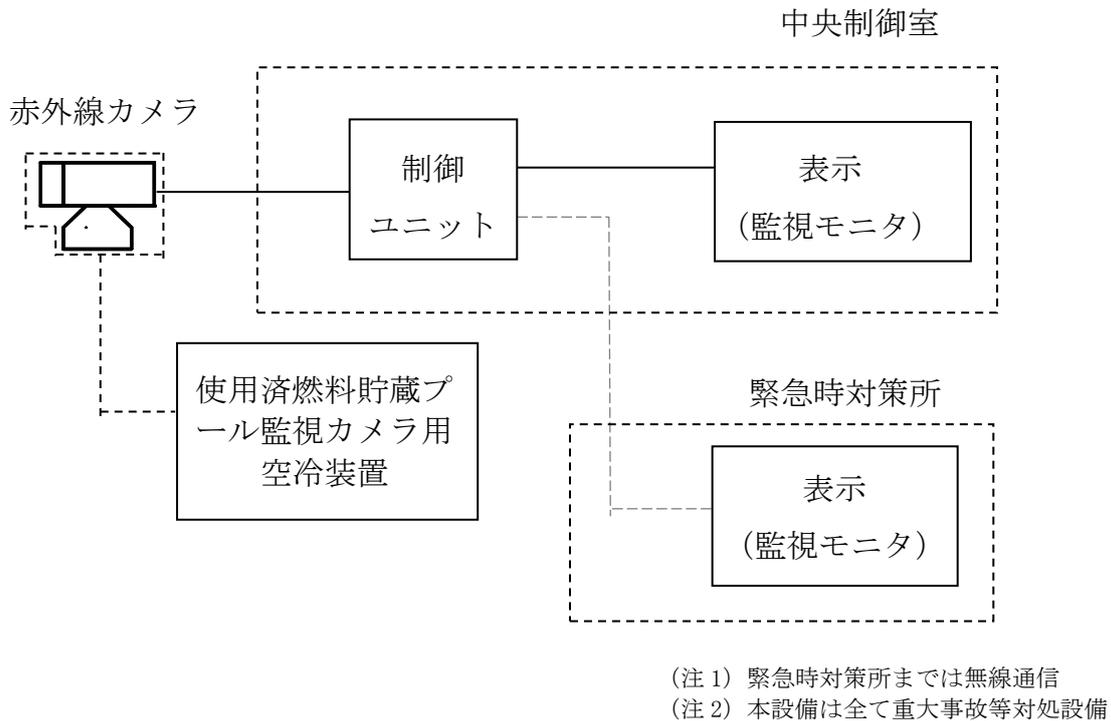


図 12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個  
7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉区域内地上 4階

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

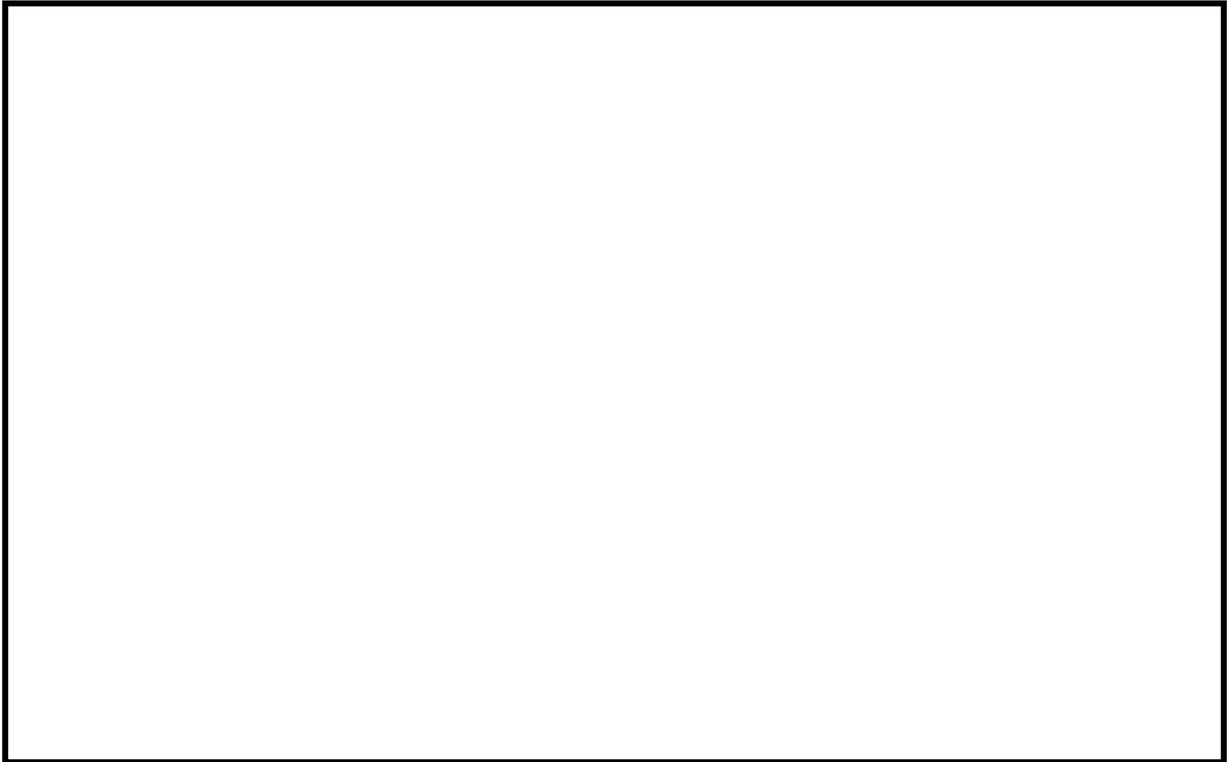


図 13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 14 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図」参照)

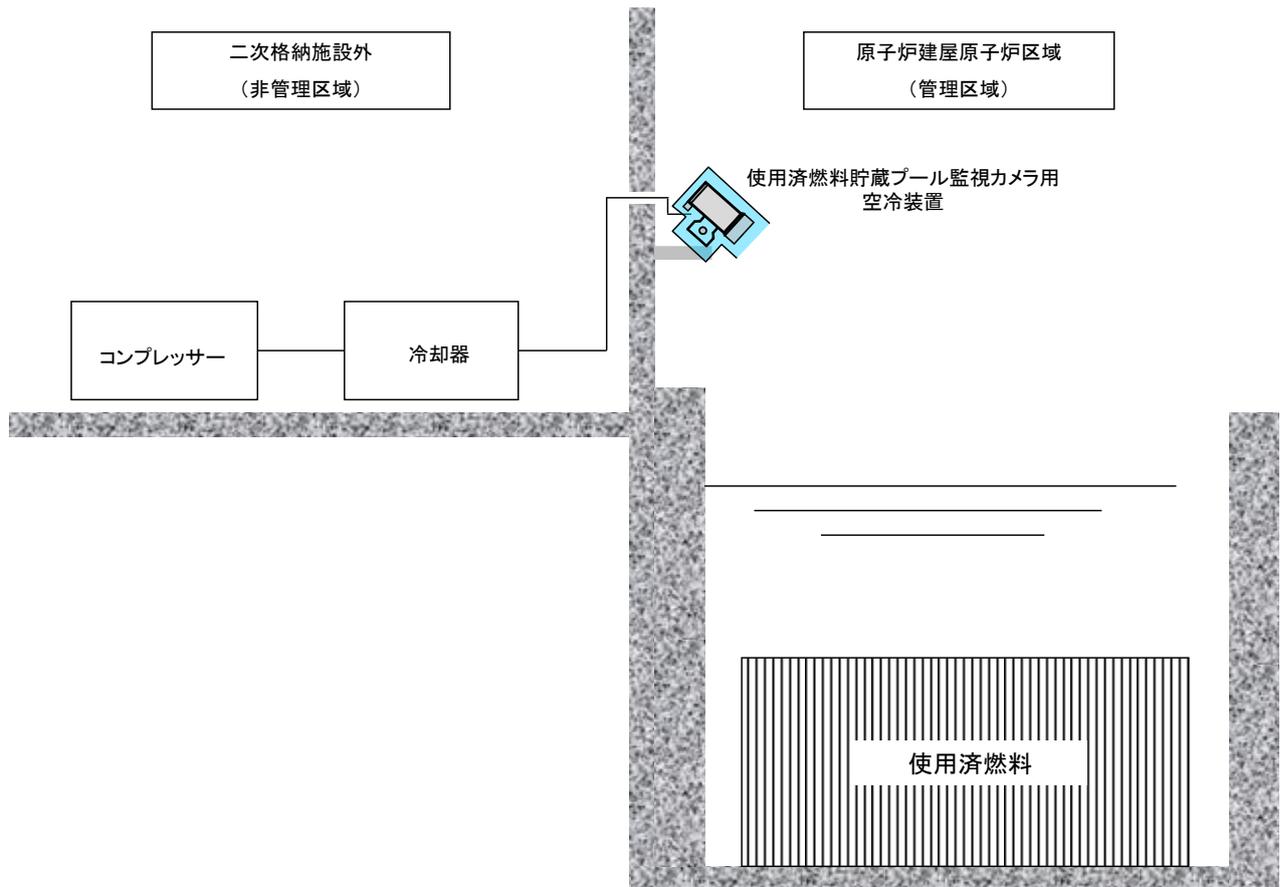


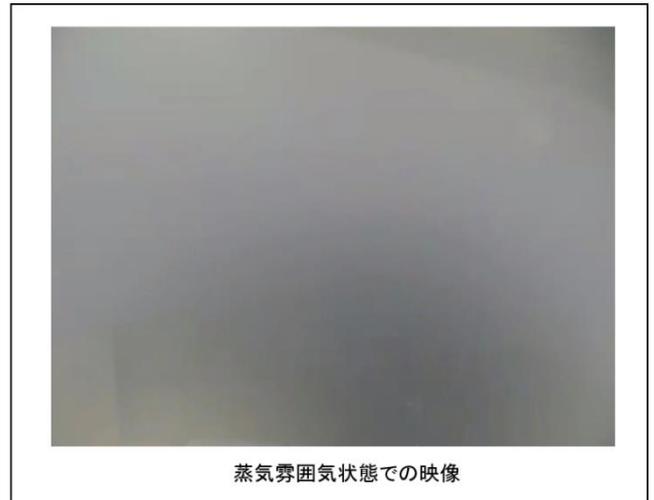
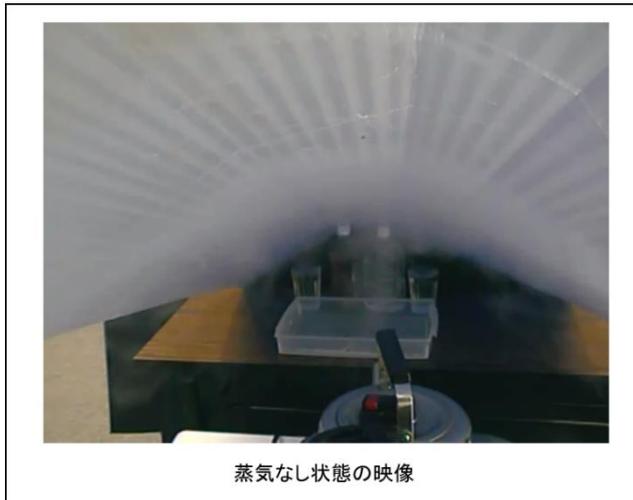
図 14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3) 蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性確認について

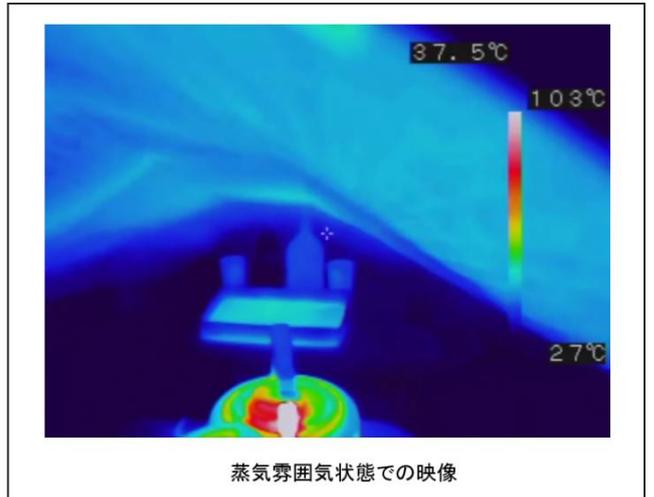
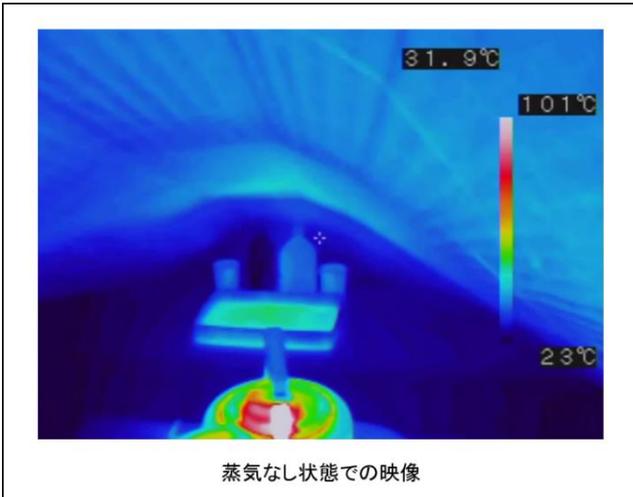
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料貯蔵プール監視カメラが設置されている原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階の温度は 100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（図 15 「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

① 可視カメラ



② 赤外線カメラ



③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬

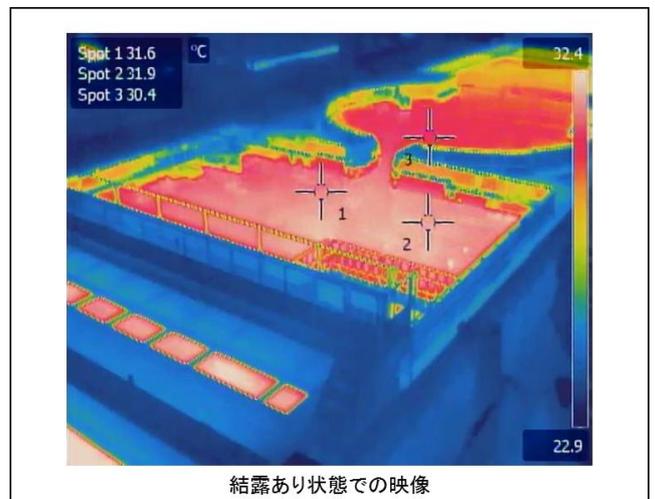
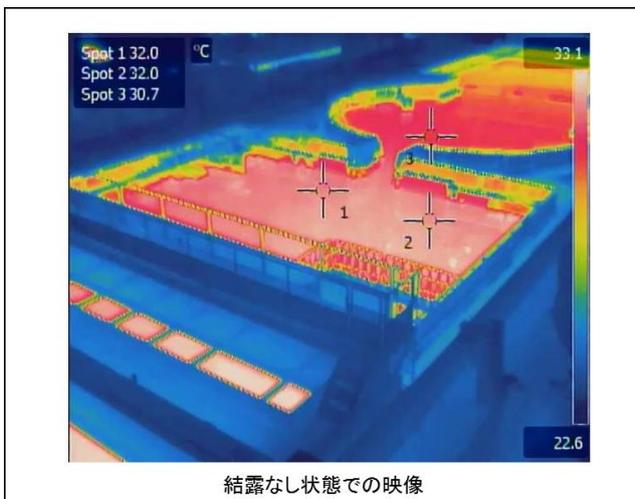


図 15 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度、空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を配備する。
- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については、使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて空間線量率を計測する。

#### 【水位監視】

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

#### 【温度監視】

水位監視を主として、使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

#### 【空間線量率監視】

使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するために線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については（図 16 「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」）に示す。

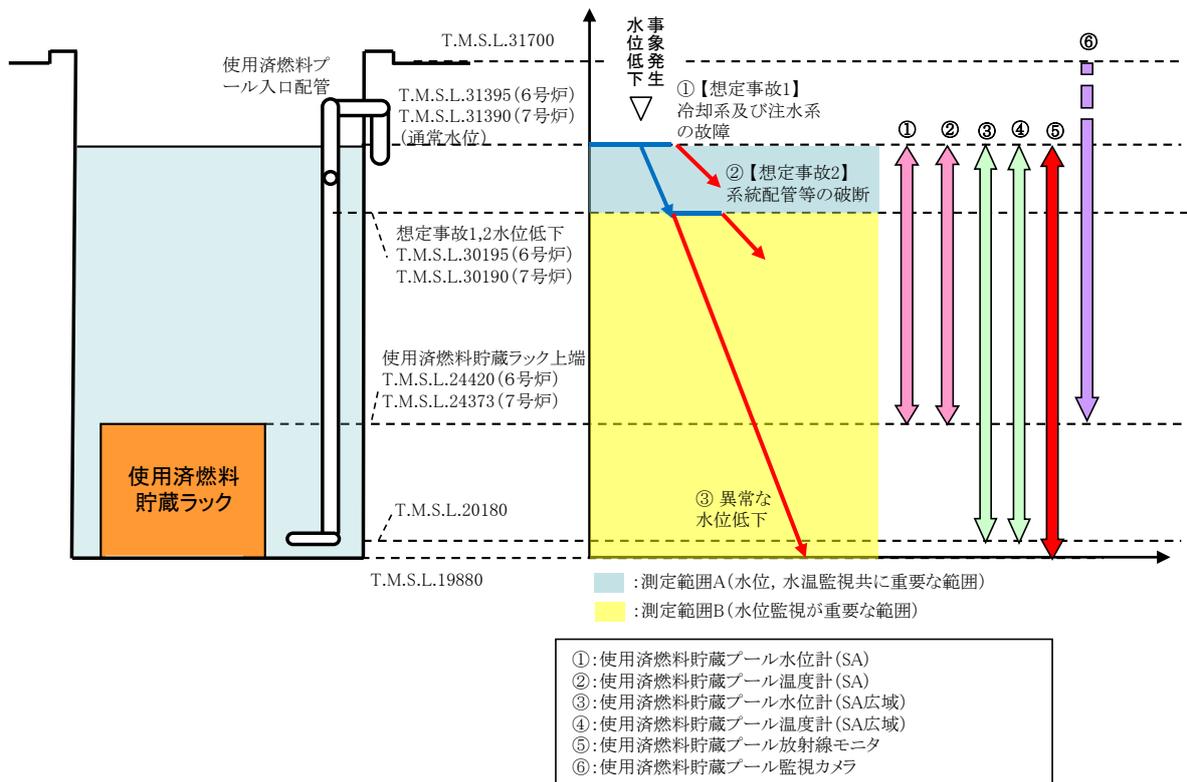


図 16 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

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

##### (1) 使用済燃料プール水位

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

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

##### (2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール水冷却浄化系ポンプ入口温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール温度（SA広域，SA））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

##### (3) 使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

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

これら重大事故等対処設備は，原子炉建屋原子炉区域内地上4階に設置しており，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去されており，ケーブルは電線管により敷設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

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

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

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

（図 17「6号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」及び図 18「7号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」参照。）

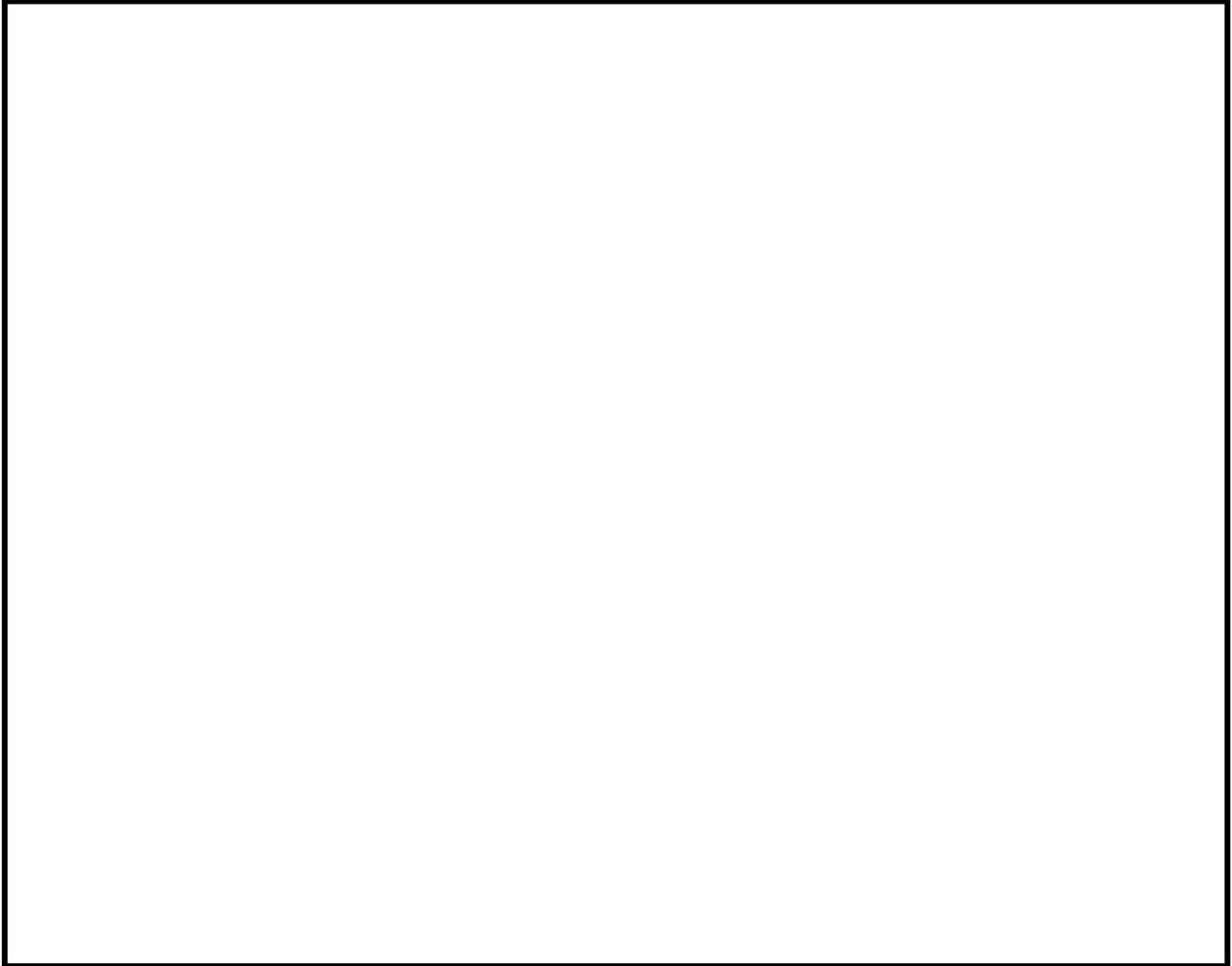


図 17 6号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

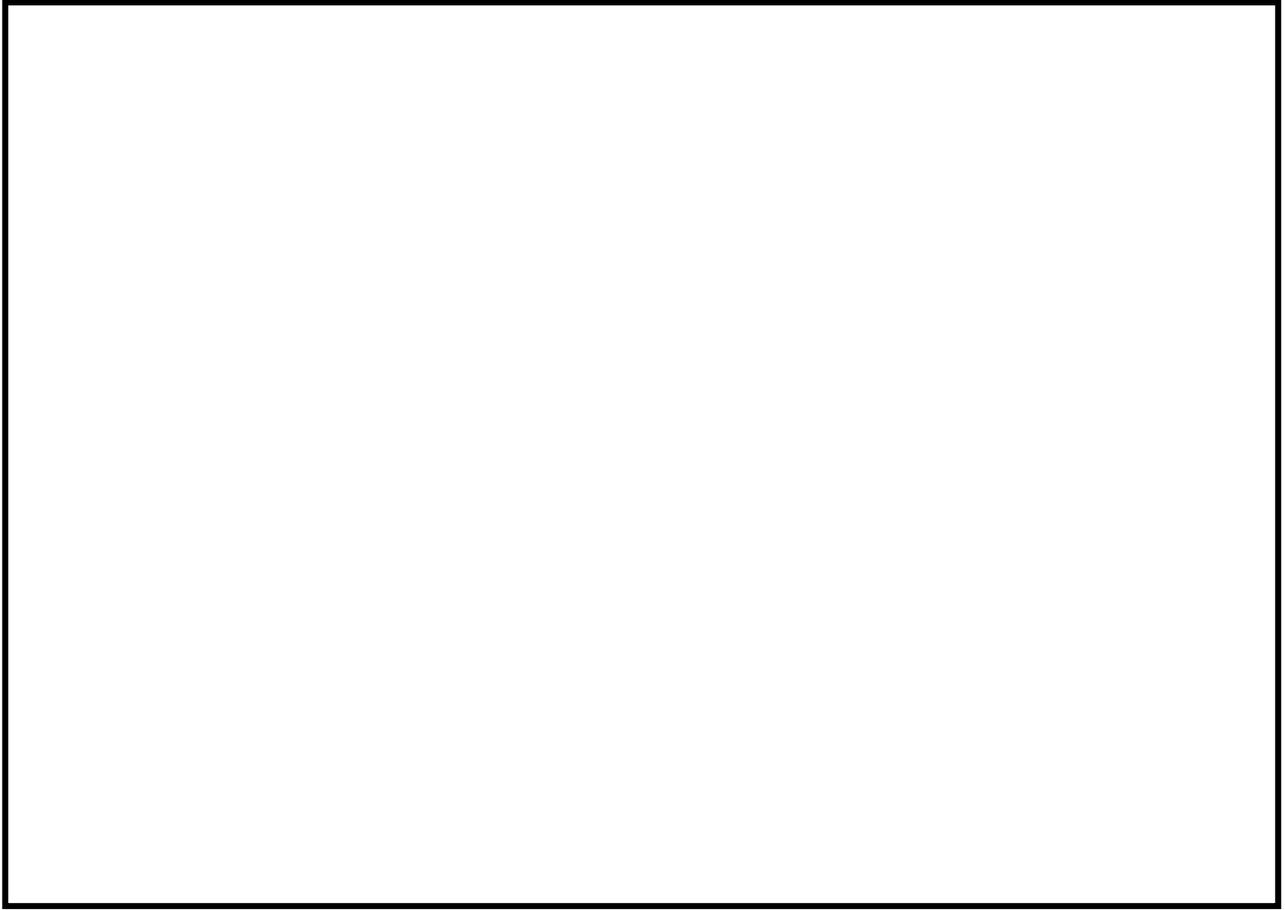


図 18 7号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図

熱電対による水位計測について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にはほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する(図 1)。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

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

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

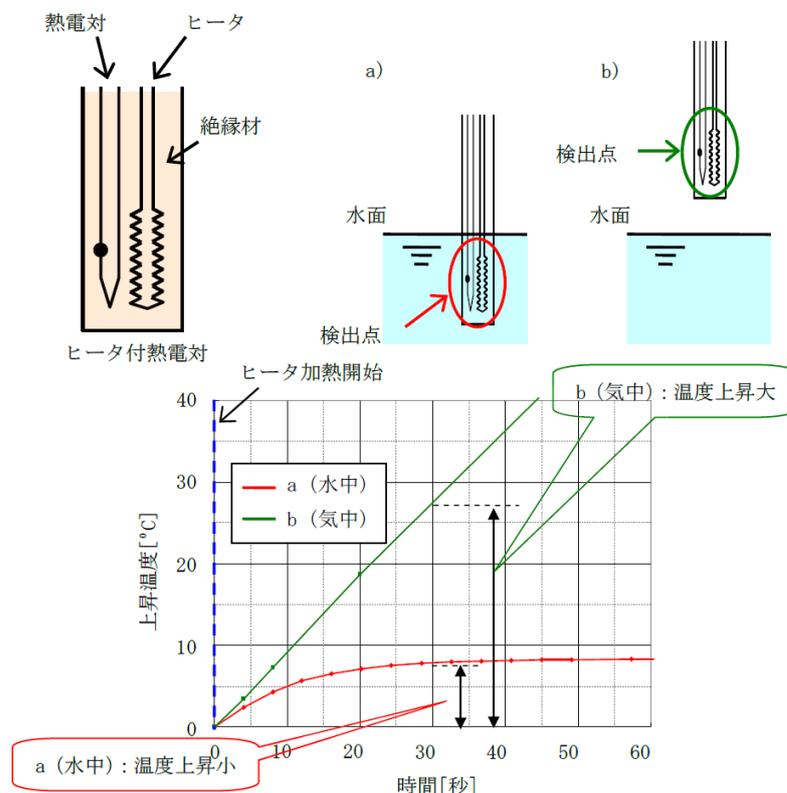


図 1 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

## (2) 事故時の計測性能の信頼性について

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

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

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

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

(図2 「高温状態の試験結果」参照。)

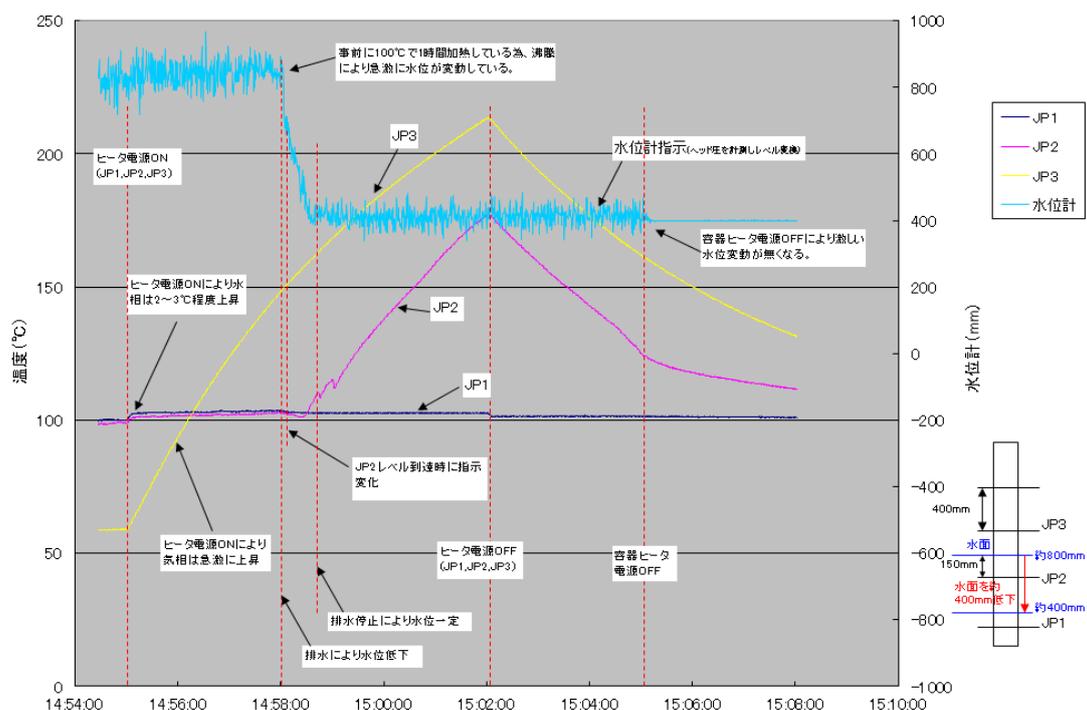


図 2 高温状態の試験結果

## (3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては液相にある 14 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相又は液相にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータ ON/OFF を繰り返して実施することで、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする(14 個の熱電対を上から交互に 2 グループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 7 分で 1 周させる計画)。

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故 (第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) における水位の低下速度は表 1 のとおりと想定しており、上記の計測間隔 (ヒータ ON) で水位をとらえることは問題ないと考える。

表 1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

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

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

## 2. 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について

### (1) 目的

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

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

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

### (2) 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について

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

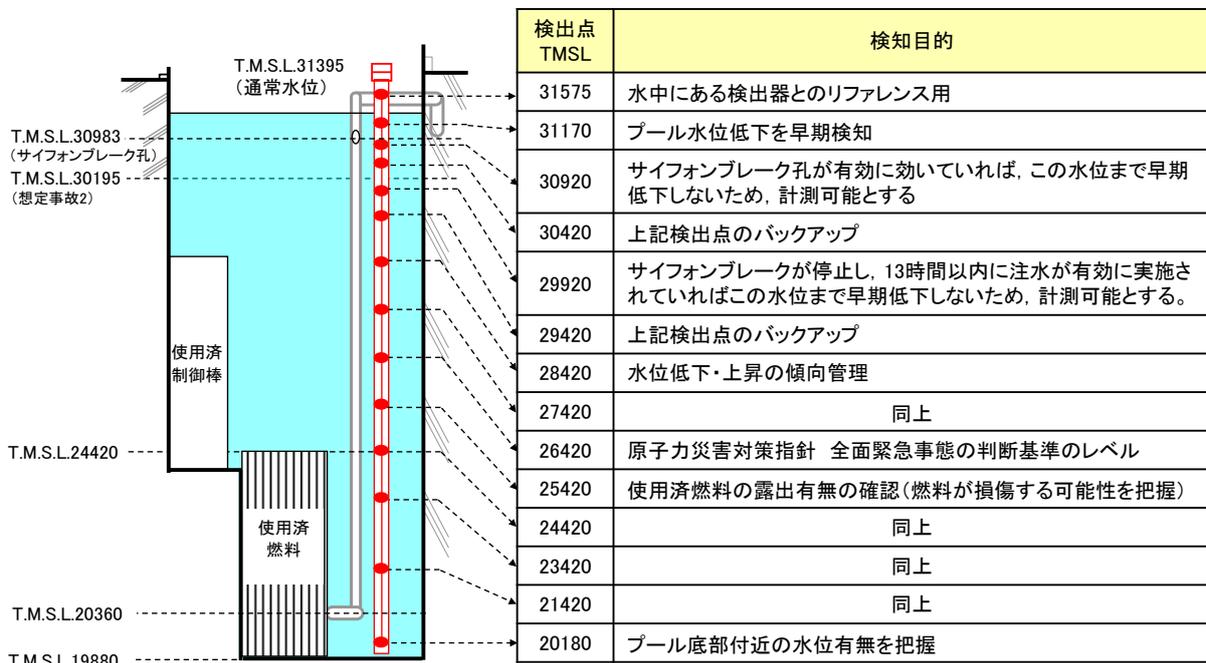


図 3 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）

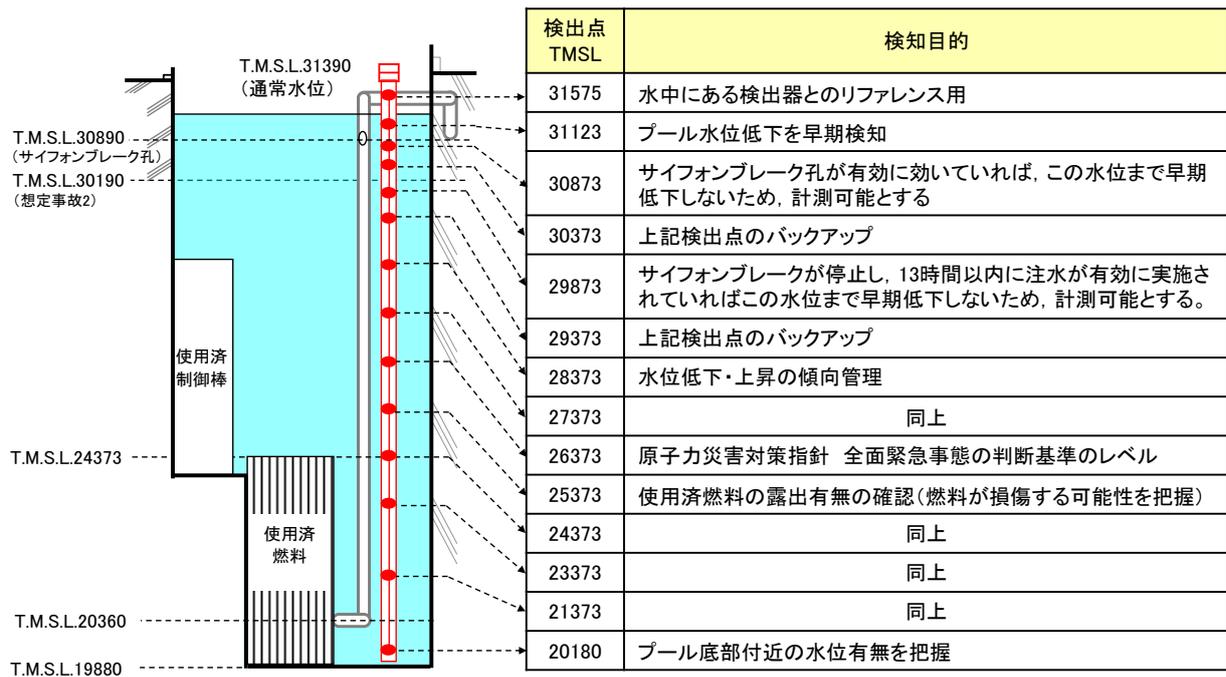


図4 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)

参考資料 2

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの機能健全性を評価する。

表 1 使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	計器仕様		環境条件* [想定変動範囲]	評価	補 足	総合 評価	
水位 水温	使用済燃料貯蔵 プール水位・温度（SA 広域, SA）	温度	100℃	~100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	~100%	○	使用環境にて試験を実施し機能維持確認済。	○
		放射線	—	~480Gy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため、問題ない。	○
空間 線量	使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ（高レ ンジ・低レンジ）	温度	100℃	~100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	~100%	○	耐環境性試験にて蒸気で機能維持確認済。	○
		放射線	~10 <sup>8</sup> mSv/h 1×10 <sup>6</sup> Gy	~480Gy	○	重大事故当時に想定される空間線量率を把握できる。	○
状態 監視	使用済燃料貯蔵 プール監視 カメラ	温度	≤50℃	~100℃	△	耐環境性試験にて <input type="checkbox"/> ℃ で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃ の環境での使用も想定し、空気による冷却等により、耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65： 噴流水に対する保護）	~100%	○	防水機能であり問題ない。	○
		放射線	<input type="checkbox"/>	~480Gy	△	重大事故当時に想定される空間線量での機能健全性を確認済み。なお、重大事故等時の環境条件を考慮し、空冷カバー等の遮蔽効果により、耐環境性向上を図る。	○

\*現時点で想定している変動範囲であり、今後見直す予定あり

表 1 より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題ない。なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境試験の温度条件にて、機能健全性が確認維持されなかったことから、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を設置し、耐環境性の向上を図る。

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について

## 柏崎刈羽 6,7 号炉使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について

### (1) 配管強度への影響について

ディフューザ配管は、設計・建設規格、JSME S NC1-2005 におけるクラス 3 配管に該当する。クラス 3 配管への穴補強の適用の条件は PPD-3422 より、「(1) 平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が 61mm 以下で、かつ、管の内径の 4 分の 1 以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフォンブレイク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。

また、当該配管は耐震 S クラスで設計されていることから、十分な耐震性を有している。

### (2) 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、使用済燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク孔レベルまで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。

### (3) 異物による閉塞について

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

- ・ プール水面上の空気中からの混入物
- ・ プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・ 燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・ 燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・ プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

#### a. スキマサージタンクによる異物除去について

スキマサージタンクには、約 30mm×100mm の異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

#### b. ろ過脱塩器による異物除去について

ろ過脱塩器は、カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩器のエレメントは目開き約 25 $\mu$ m 程度であり、サイフォンブレイク孔の寸法  $\phi$  15mm を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

#### c. 使用済燃料プールの巡視について

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

(4) 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は図 1 に示すとおり，配管鉛直部に設けられており，落下物が直接干渉することはない，サイフォンブレイク孔が変形して閉塞することは考えにくい。

4. サイフォンブレイク孔の健全性確認方法について

サイフォンブレイク孔については，定期的なパトロール（1 回／週）を実施し，目視により穴の閉塞がないことを確認する。

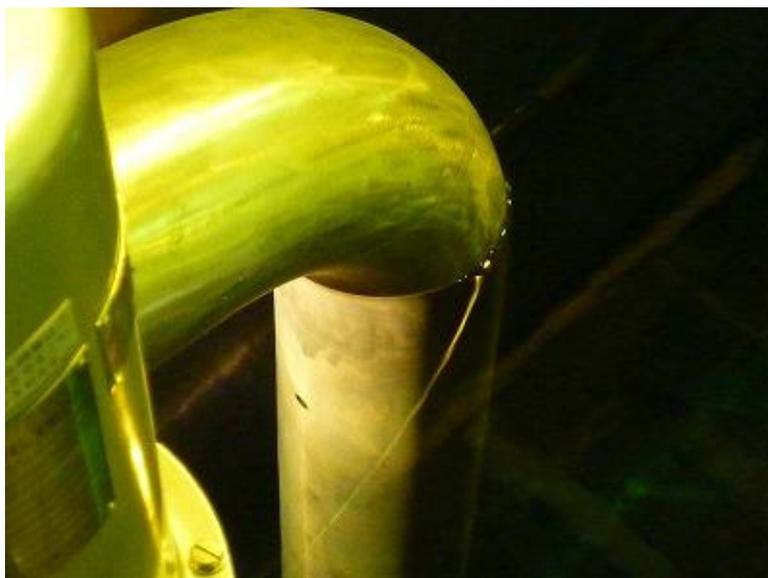


図 1 サイフォンブレイク孔の設置状況

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

## 柏崎刈羽 6, 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

柏崎刈羽 6, 7 号炉の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

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

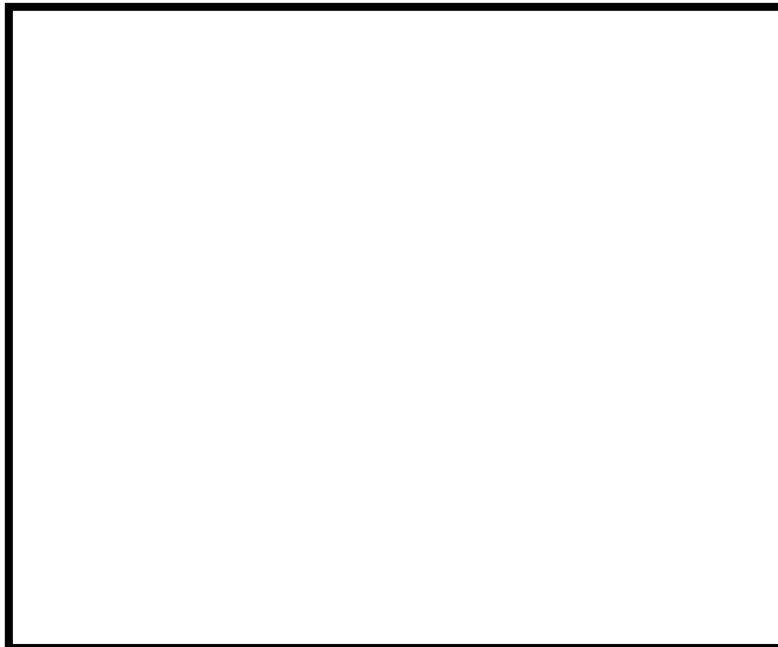
低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質及びピッチの組み合わせによっては通常の状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽 6, 7 号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を  $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$  と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。



柏崎刈羽 6 号炉 角管型ラックの計算体系



柏崎刈羽 6 号炉 格子型ラックの計算体系

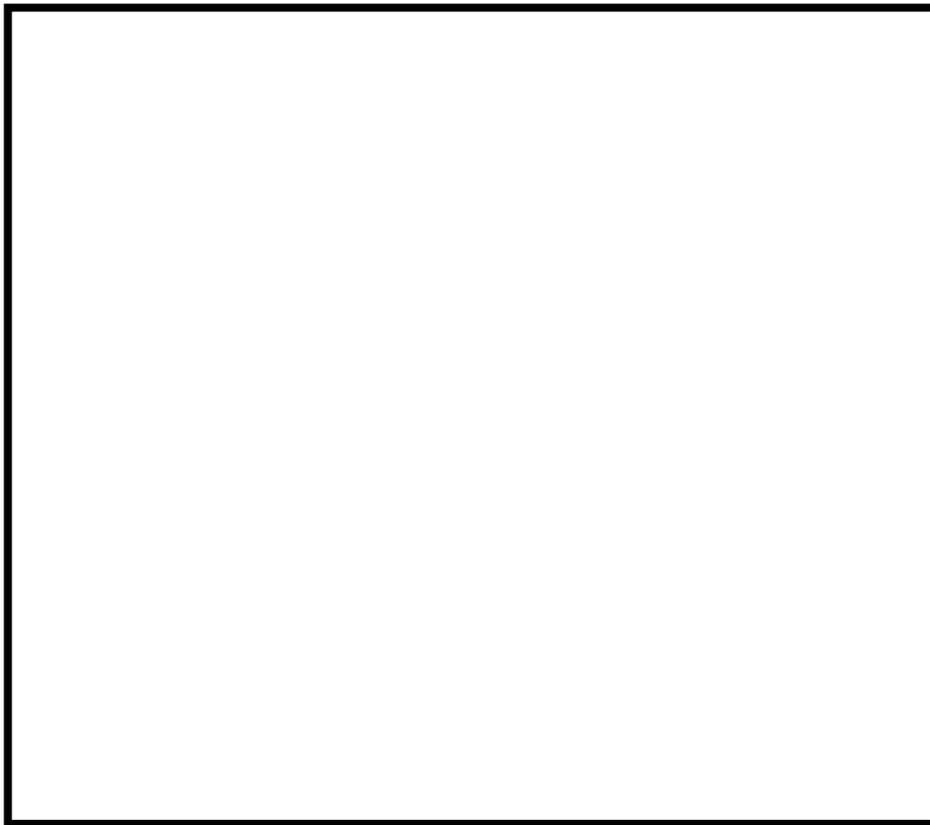
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



柏崎刈羽 7 号炉 角管型ラックの計算体系



実効増倍率の水密度依存性 (柏崎刈羽 6 号炉)



実効増倍率の水密度依存性 (柏崎刈羽 7 号炉)

54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

## 柏崎刈羽 6, 7 号炉燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

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

使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり，燃料プール冷却浄化系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。

- ・注水機能：燃料プール代替注水系
- ・漏えい停止機能：サイフォンブレイク孔，運転員による隔離操作
- ・除熱機能：燃料プール冷却浄化系<sup>※</sup>

※ 重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系を用いて，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

<参考>

1. 有効性評価及び43条1-1での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却浄化系

有効性評価及び43条1-1で想定する重大事故等では、各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており、表1に示すように「想定事故1及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは使用済燃料プール冷却系等を用いた使用済燃料プールの除熱機能に、「想定事故1及び想定事故2」では燃料プール代替注水系等を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

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

なお、取水機能、交流動力電源喪失時において代替原子炉補機冷却系、常設代替交流電源設備を使用する際、燃料プール冷却浄化系についても負荷として考慮しており、発電用原子炉側の事故対応と並行して使用済燃料プールの冷却を行うことが可能である。

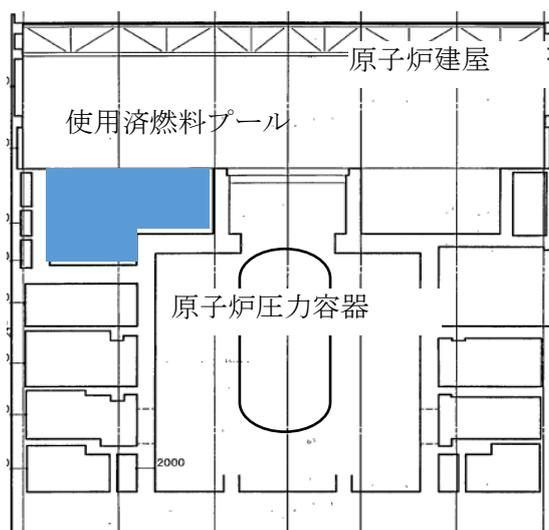


図1. 原子炉建屋内の使用済燃料プールの位置

表 1. 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

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

- ※ 1 使用済燃料プール冷却系 (原子炉補機冷却系, 外部電源又は非常用 D/G)
- ※ 2 使用済燃料プール冷却系, 代替原子炉補機冷却系, 常設代替交流電源設備
- ※ 3 使用済燃料プール冷却系, 代替原子炉補機冷却系, 非常用 D/G
- ※ 4 使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系を用いる

## 2. 使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表 2 に示すとおり、事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失、取水機能喪失により一時的に使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが、使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は代替原子炉補機冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く、原子炉建屋原子炉区域内の環境が悪化する前に使用済燃料プールの冷却開始が可能である。

なお、取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて使用済燃料プール内の温度が上昇する事象後半※に使用する原子炉建屋原子炉区域内の設備の一例として、残留熱除去系ポンプの環境温度を表 3 に示す。

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

表 2. 使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が 65℃※ <sup>1</sup> に到達する時間	使用済燃料プール水温が 77℃※ <sup>2</sup> に到達する時間	使用済燃料プール水温が 100℃に到達する時間
	[MWt]	想定				
原子炉運転中	約 2.6	・直前の定期検査で取り出された燃料(停止 70 日後) ・1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 40℃※ <sup>3</sup>	約 23 時間	約 34 時間	約 56 時間
原子炉停止中(炉心燃料取出前)※ <sup>4</sup>	約 1.6	・1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 45℃※ <sup>5</sup>	約 30 時間	約 49 時間	約 84 時間

- ※ 1 保安規定の運転上の制限
- ※ 2 重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度
- ※ 3 運転中の SFP 水温実績 (32℃～38℃) より 40℃を設定(設備故障等による一時的な温度上昇除く)
- ※ 4 発電用原子炉の状態が燃料交換の場合は想定事故 1, 2 に包絡される。また、起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる
- ※ 5 停止時の SFP 水温実績 (27℃～45℃) より 45℃を設定

表 3. 残留熱除去系ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

「想定事故1及び想定事故2」においては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失に伴い、プール水温が事象発生約7時間後100℃に到達し原子炉建屋原子炉区域内の環境は悪化する。ただし、現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）の注水機能、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また、可搬型スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）においても、現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。

以上より重大事故等の「想定事故1及び想定事故2」について現場環境は悪化するものの、必要な機能は維持され、それ以外の各事故シーケンスグループに対して使用済燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり、原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。

54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

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

【燃料プール代替注水系】

表 1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称及び弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	SFP接続口建屋内元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F199	建屋内南側貫通接続口元弁	P13-F128
	SFP接続口建屋外元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F198	建屋外南側貫通接続口元弁	P13-F126
	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201
	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-M0-F005A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-M0-F005A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-M0-F005B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-M0-F005B
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-M0-F012	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-M0-F013
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	G41-M0-F021A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	G41-M0-F021A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	G41-M0-F021B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	G41-M0-F021B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁(A)	G41-F014A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	G41-F015A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁(B)	G41-F014B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B

【代替原子炉補機冷却系】

表2 機器名称一覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

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

(次頁に続く)

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

(次頁に続く)

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

## 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

### 目次

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

55-1

SA 設備基準適合性 一覧表

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

55条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D		
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—		
			海水	海水を通水又は海で使用	I		
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
		第2号	操作性	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	現場操作（設備の運搬・設置） 現場操作（操作スイッチ操作）	B c B d	
				放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）、放射性物質吸着材	現場操作（設備の運搬・設置） 現場操作（接続作業）	B c B g	
			関連資料	55-3 系統図, 55-6 接続図			
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	ポンプ、ファン、圧縮機	A	
				放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）、放射性物質吸着材	その他	M	
			関連資料	55-4 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)			対象外	
		関連資料	55-3 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		A c	
			その他(飛散物)	—		対象外	
		関連資料	55-3 系統図				
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）			A a	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図				
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他設備		C	
			関連資料	55-5 容量設定根拠			
		第2号	可搬 SA の接続性	常設設備と接続しない			対象外
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	常設設備と接続しない			対象外
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)			—
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備なし)			B b
関連資料			55-2 配置図				
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保			B	
		関連資料	55-7 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	同一機能の設備なし		対象外		
		サポート系要因	サポート系なし		対象外		
	関連資料	本文					

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-2  
配置図

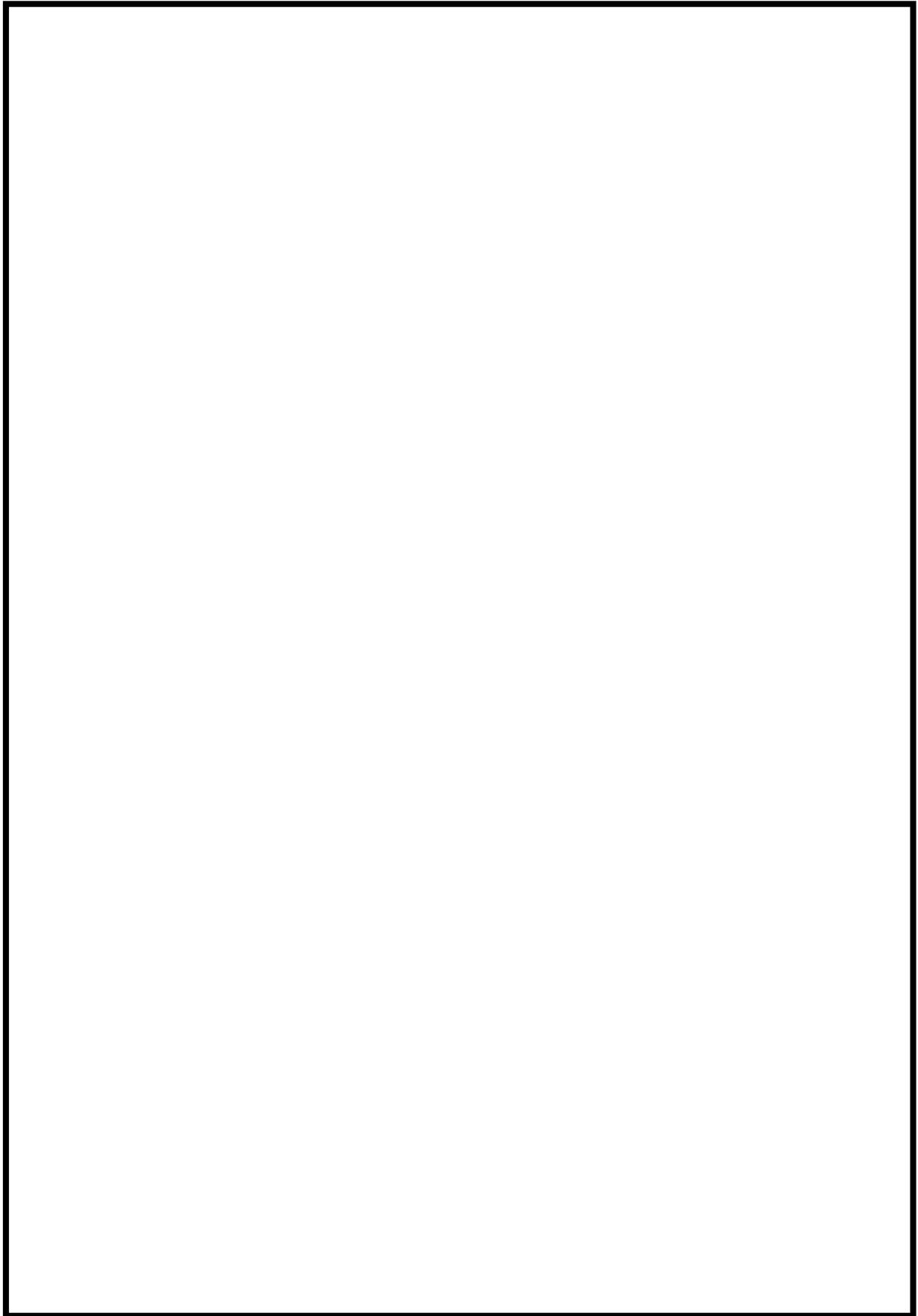


図 2-1 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）配置図

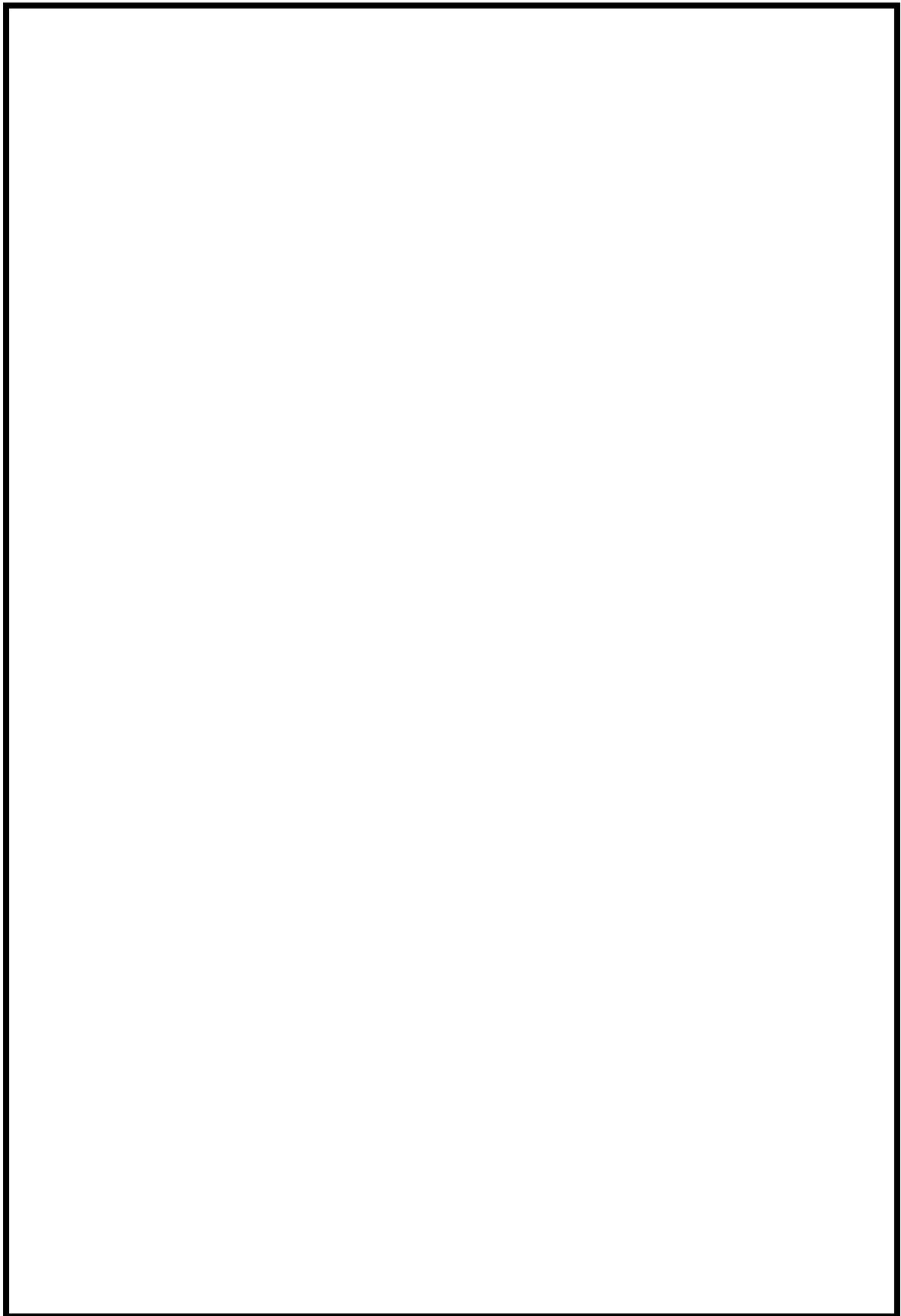


图 2-2 放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図

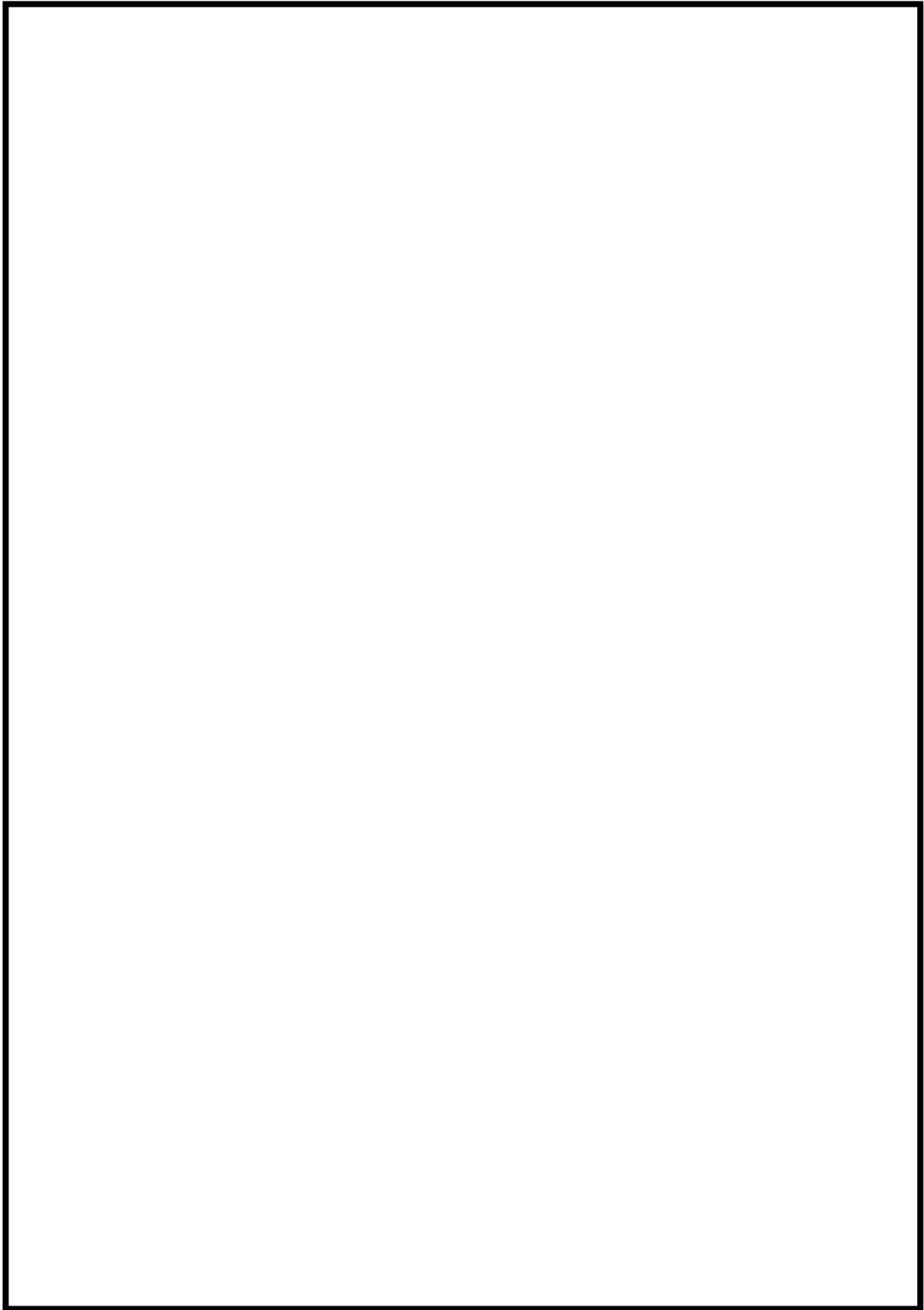


図 2-3 放射性物質吸着材配置図

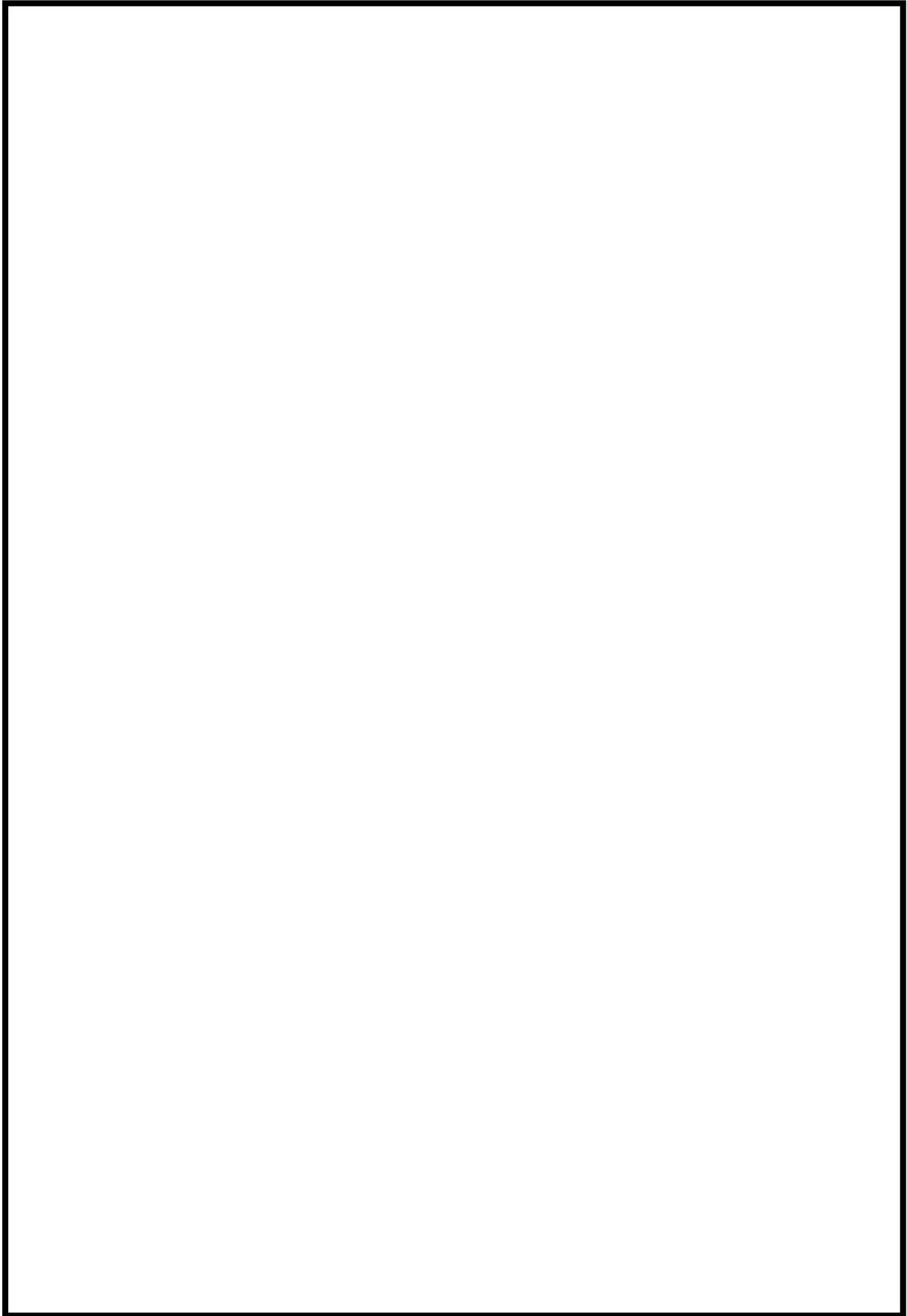


図 2-4 汚濁防止膜・小型船舶（汚濁防止膜設置用）配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-3  
系統図

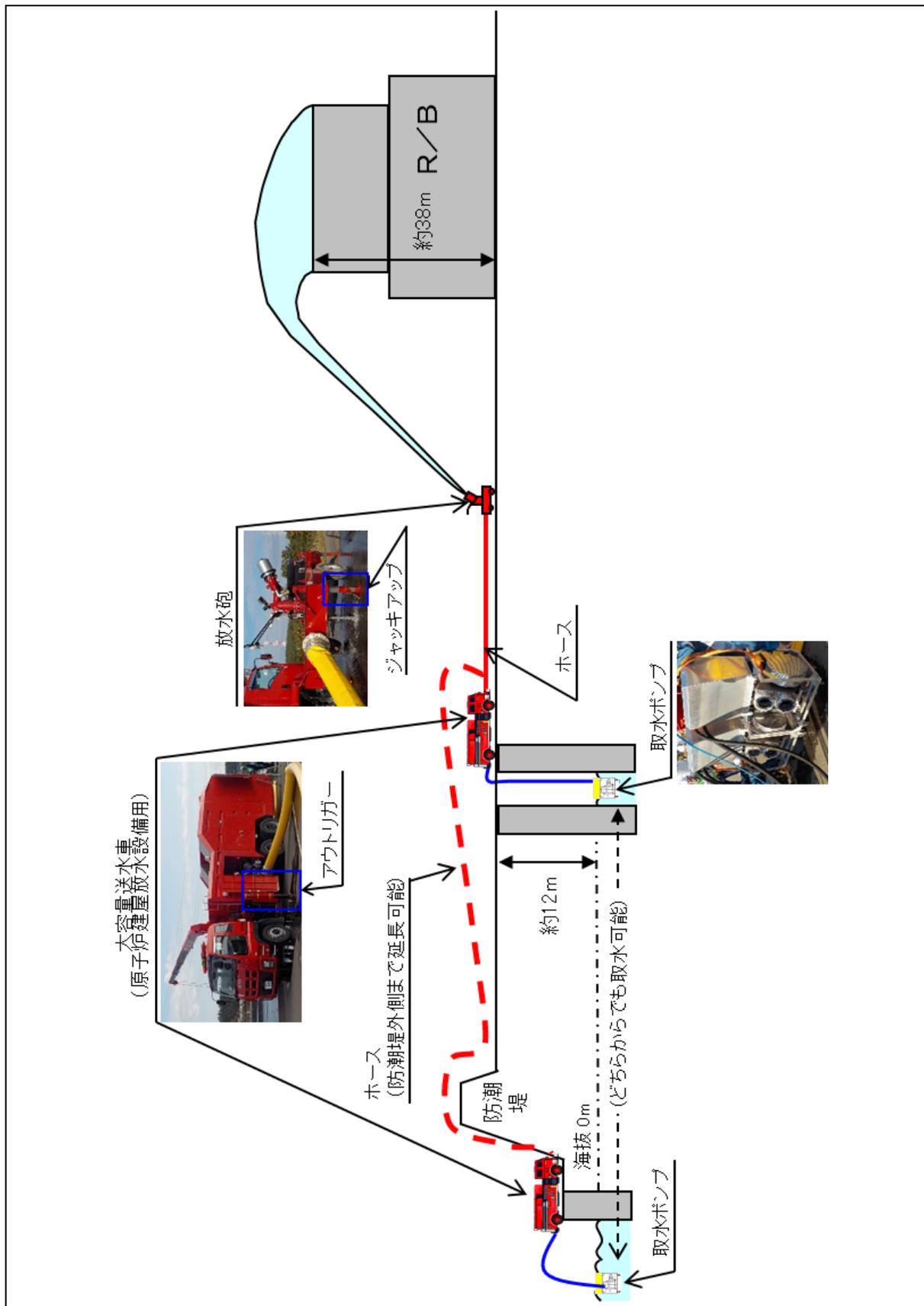


図 3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

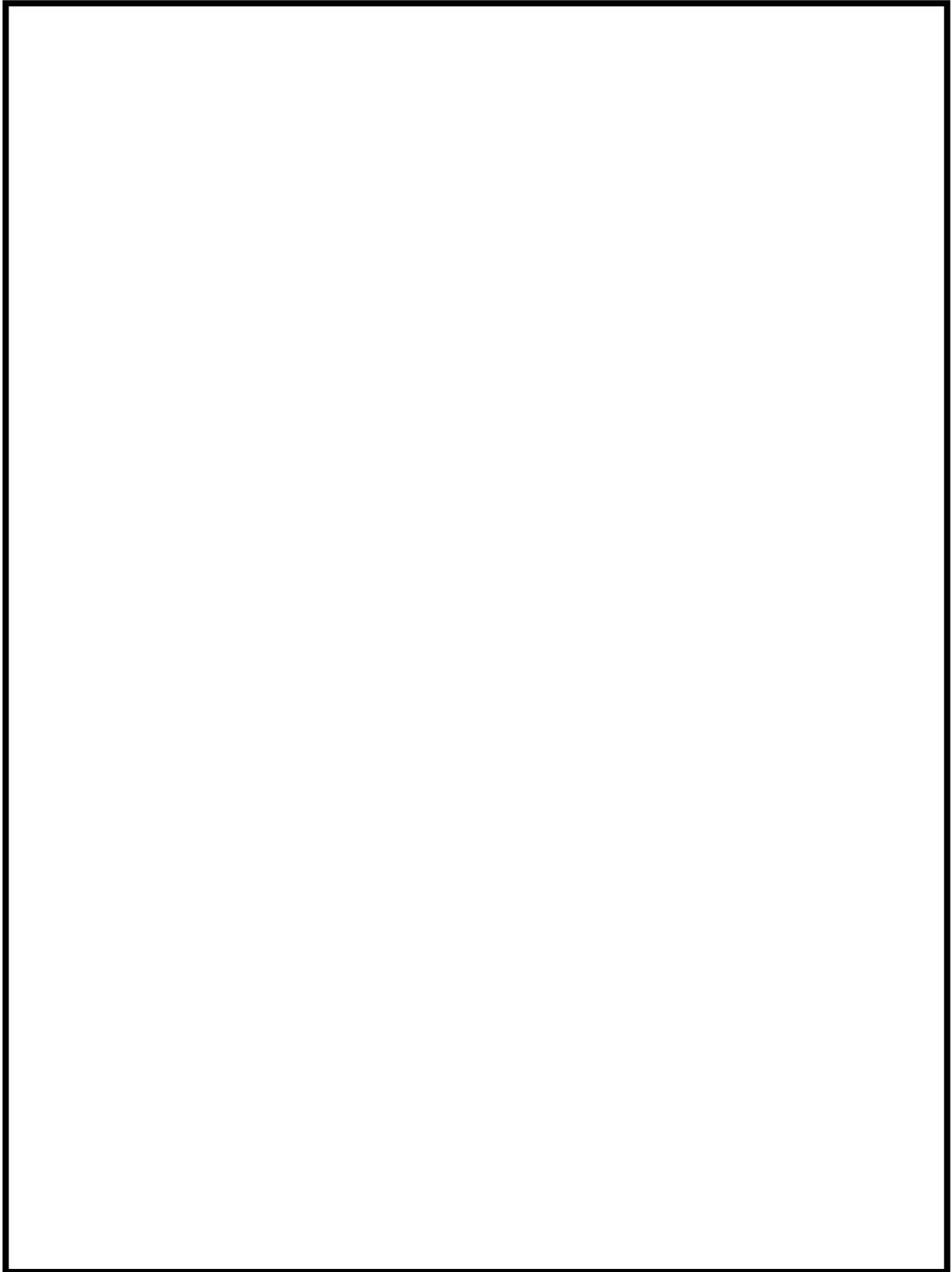


図 3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

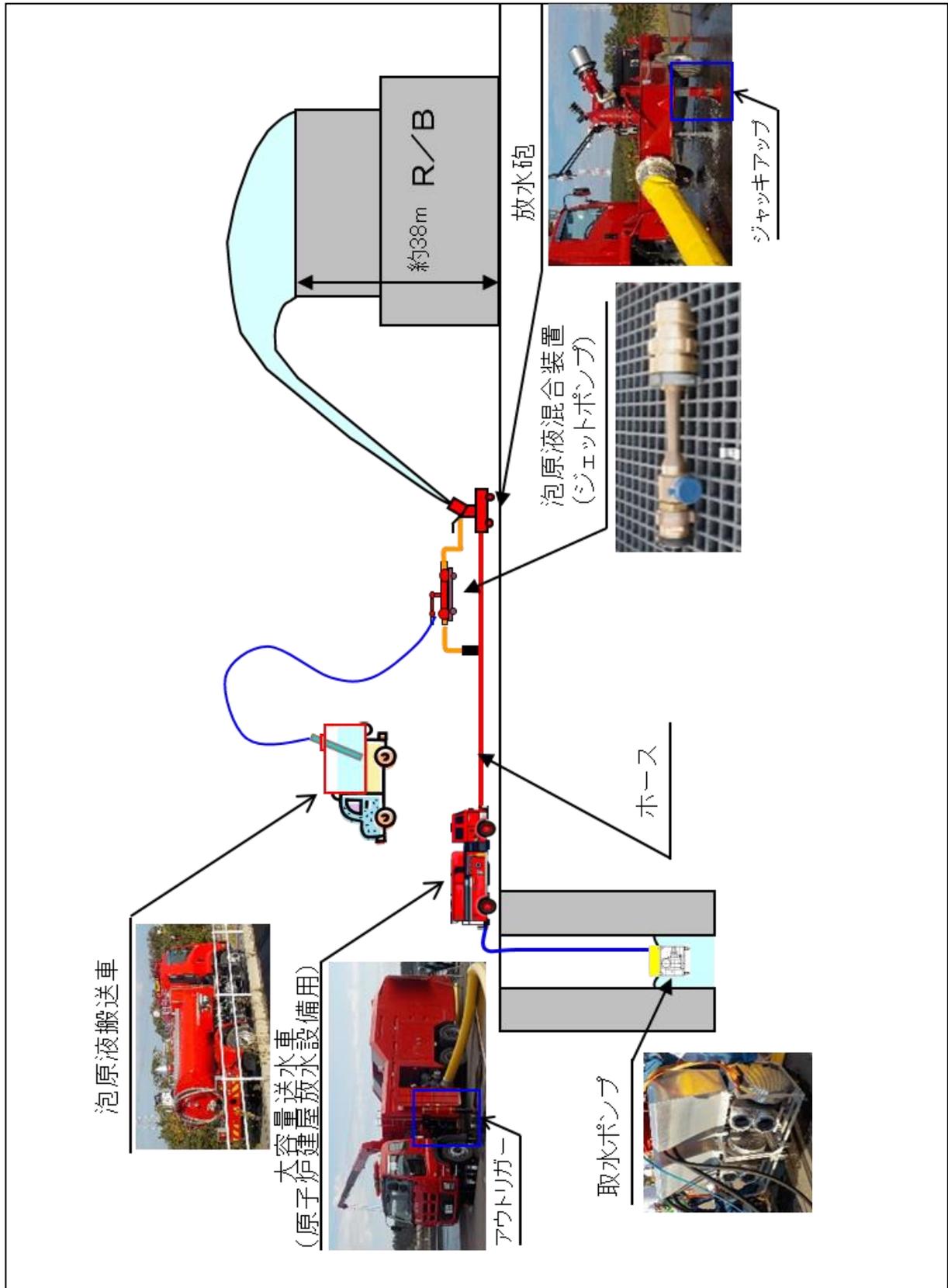


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-4  
試験及び検査

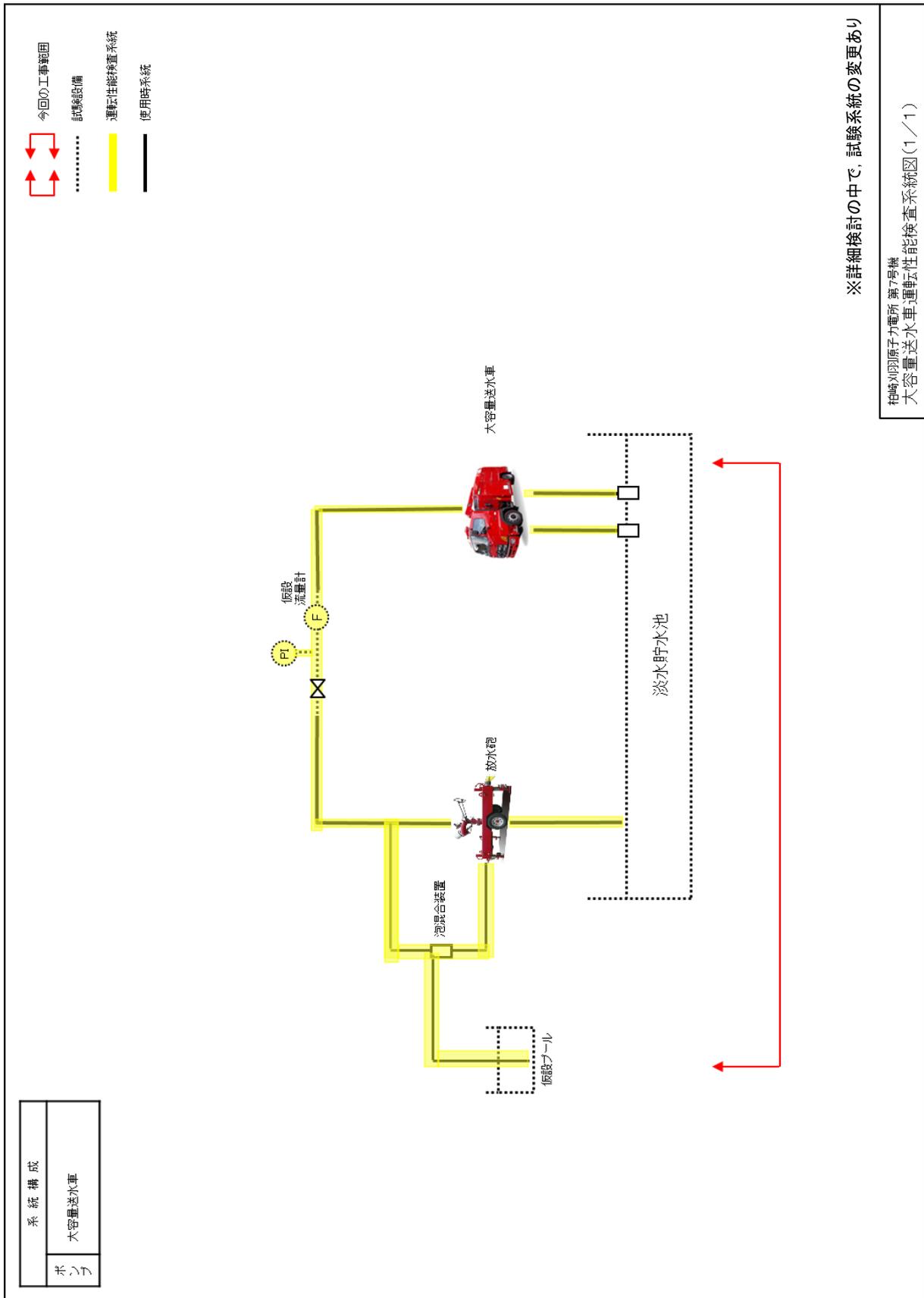


図 4-1 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）・放水砲・泡原液混合装置  
試験系統図

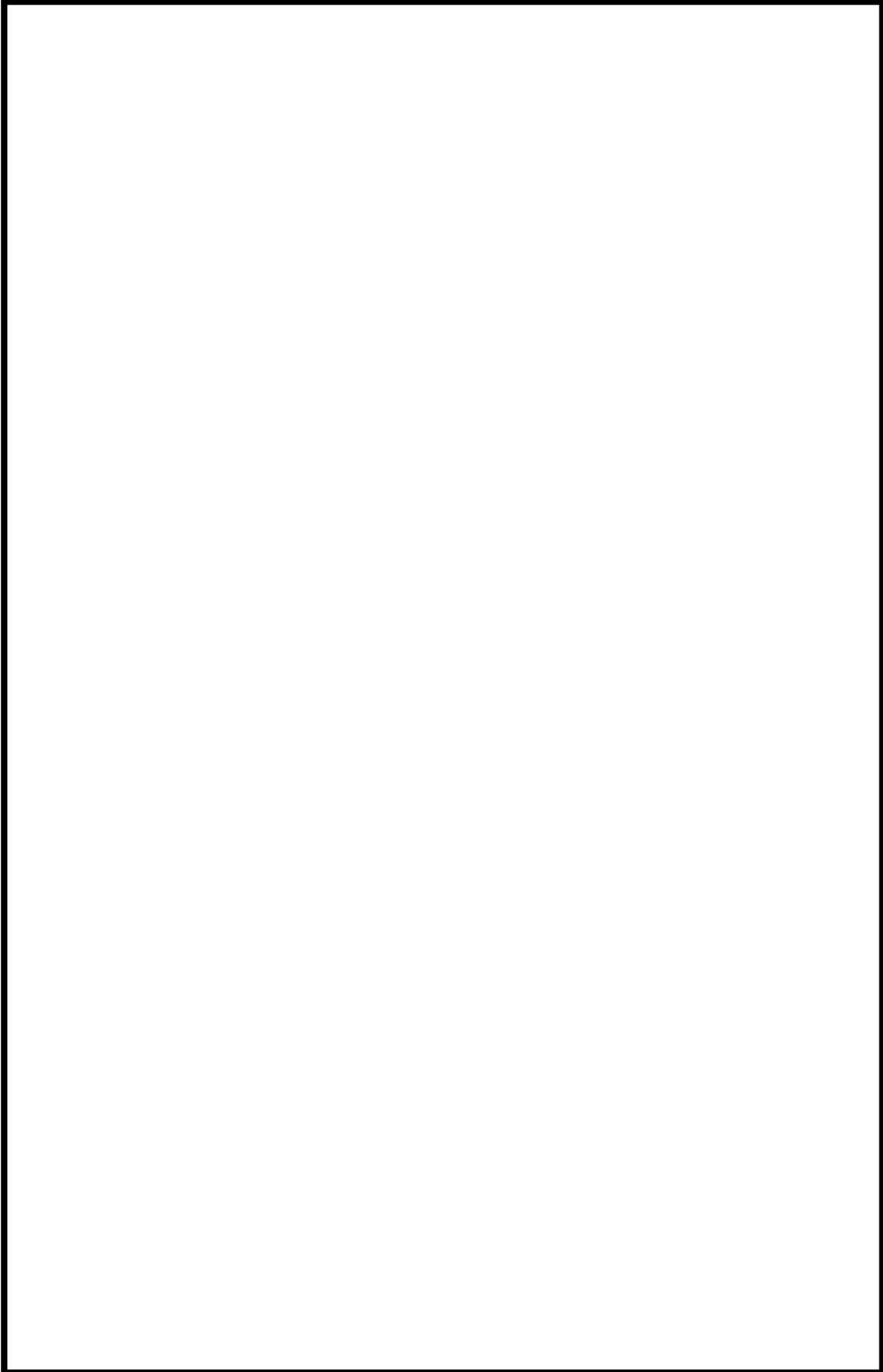


図 4-2 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） 外観図

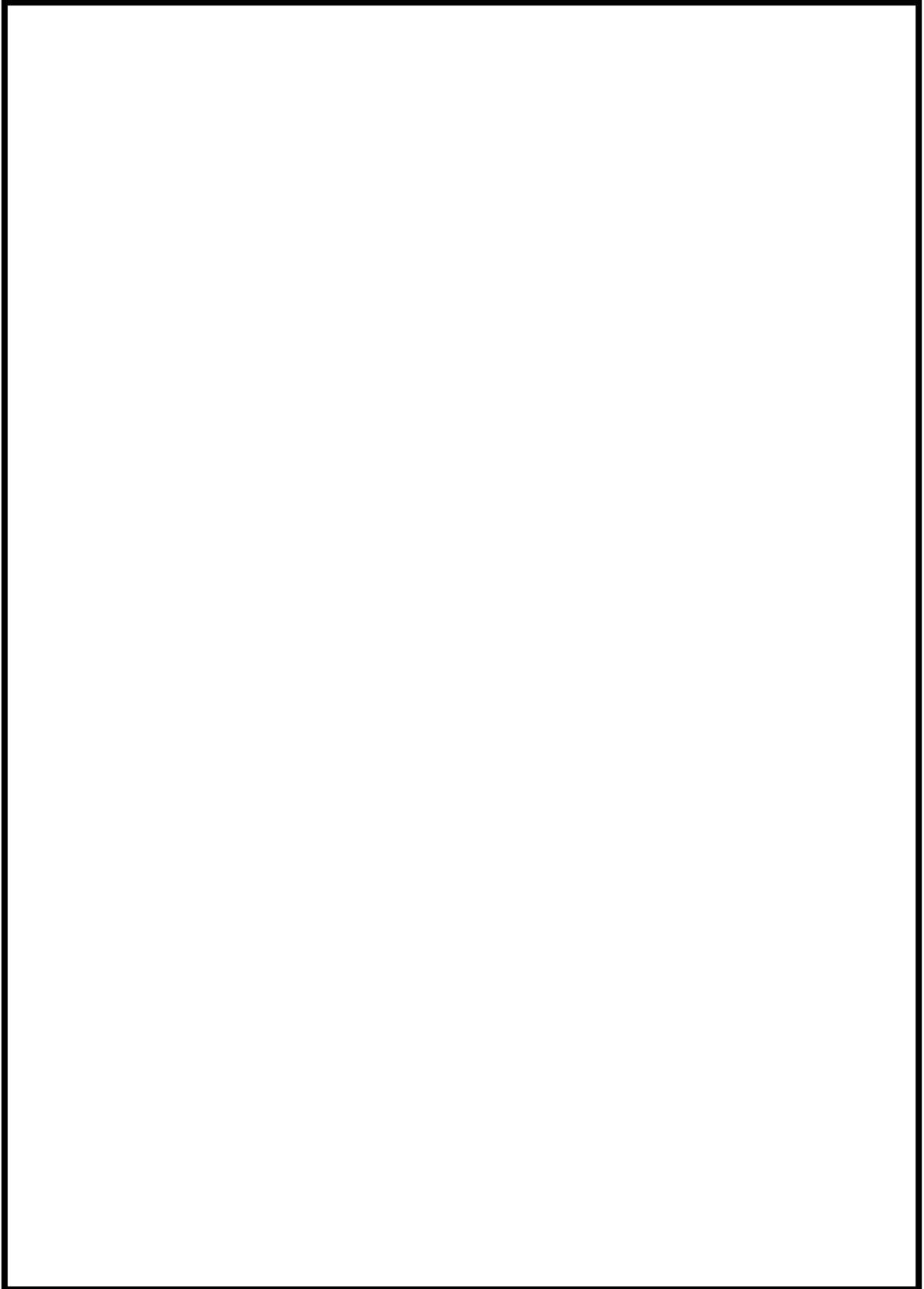


図 4-3 泡原液搬送車 外観図

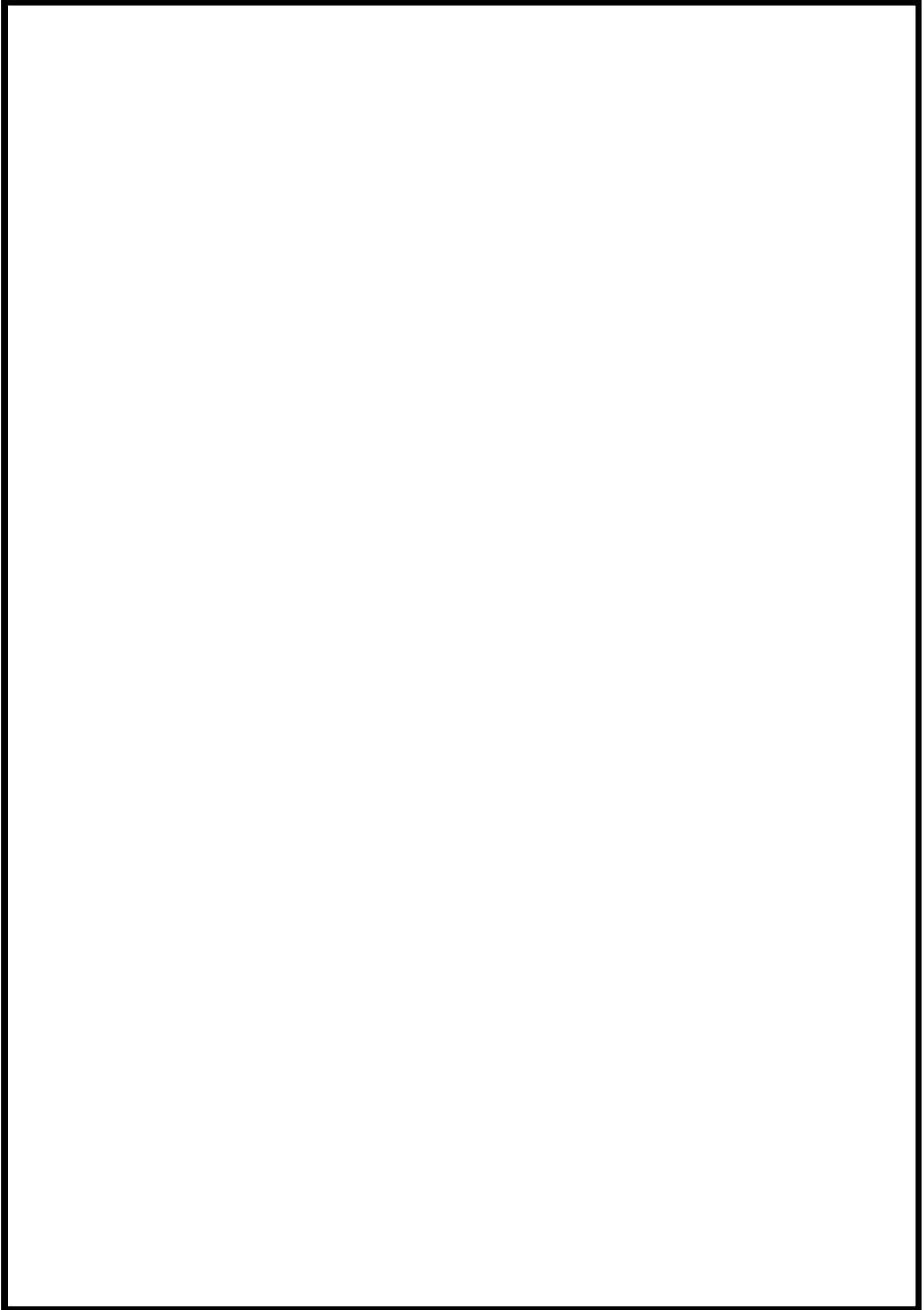


图 4-4 放射性物質吸着材 外觀図

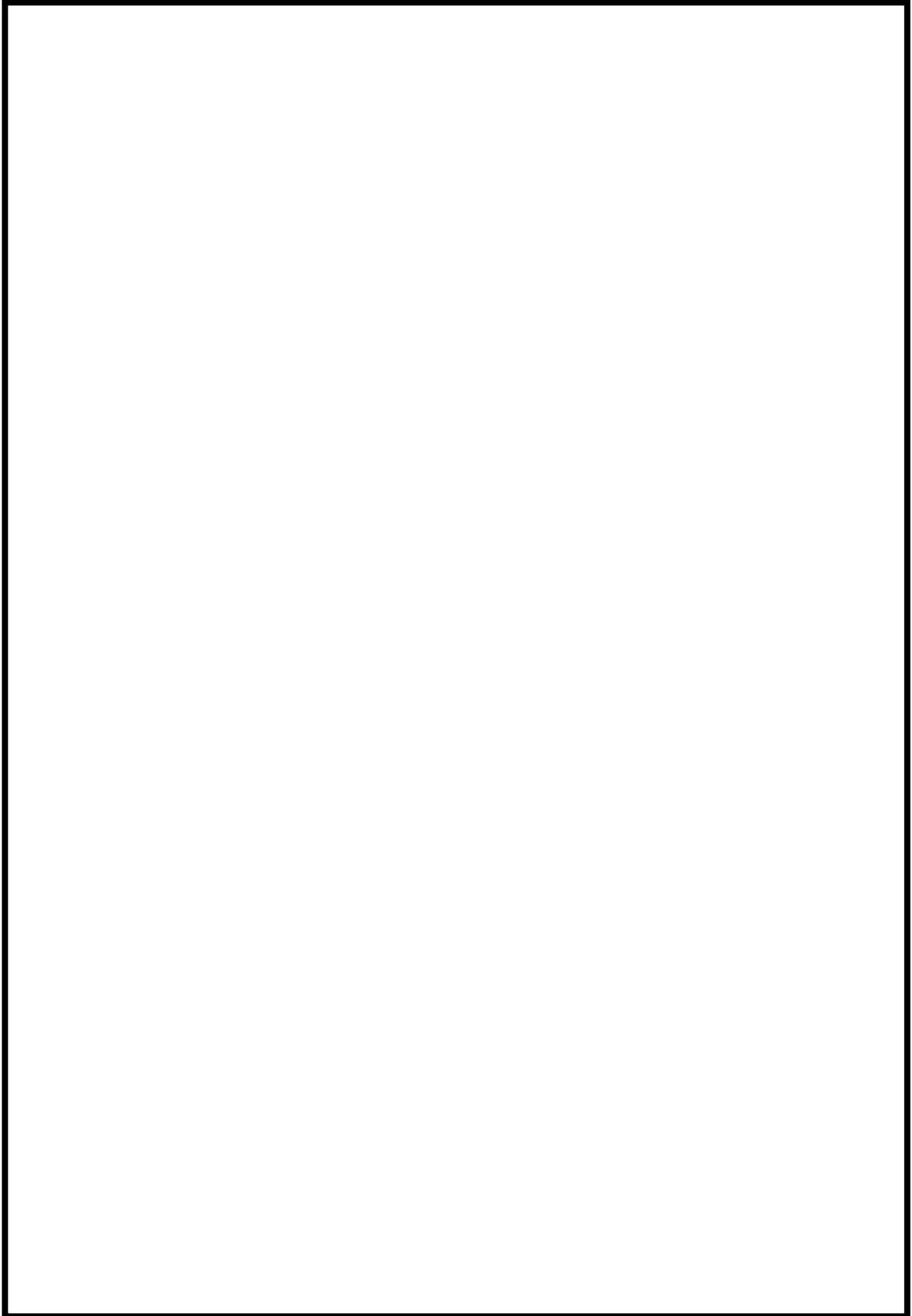


図 4-5 汚濁防止膜 外観図

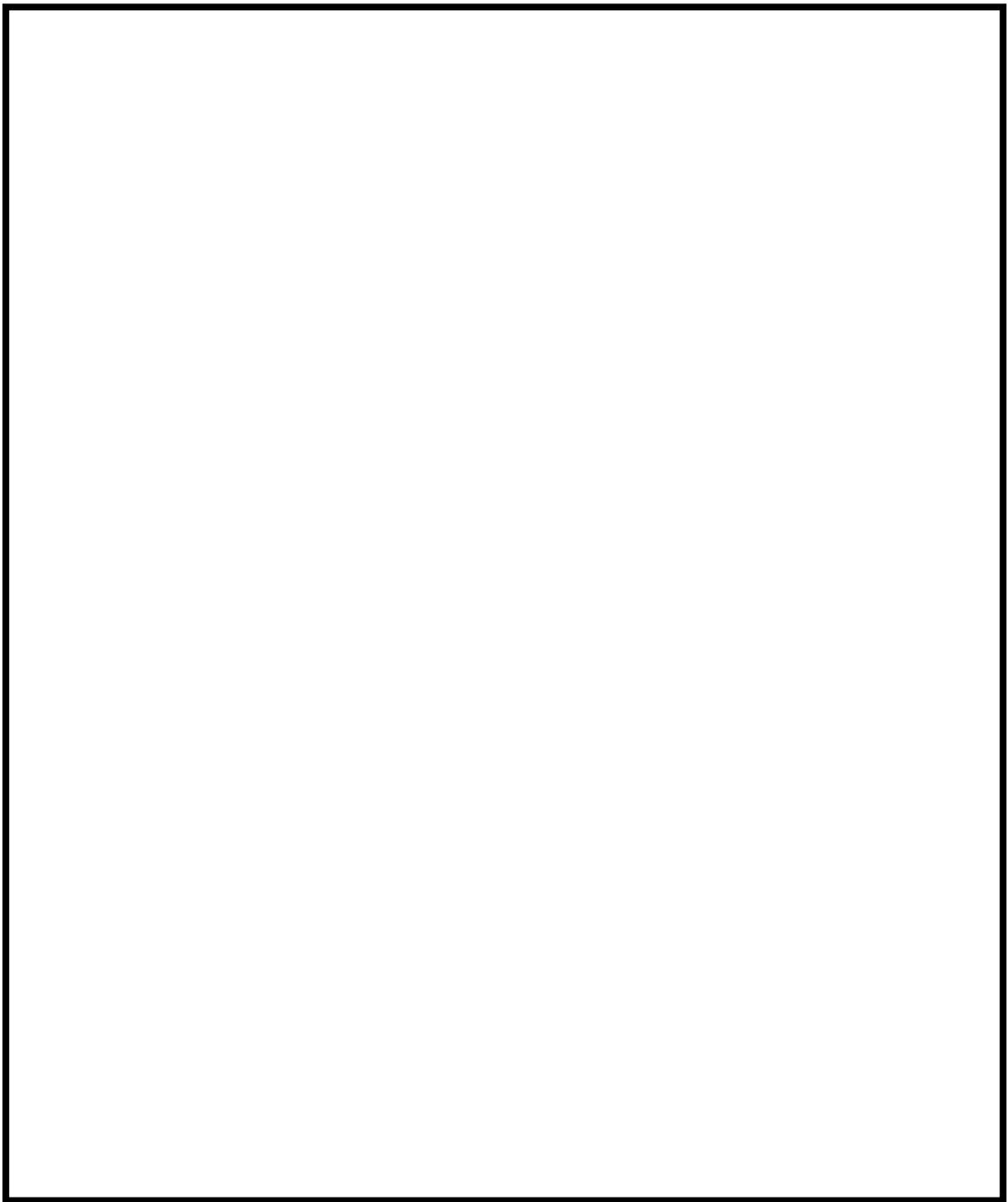


図 4-6 汚濁防止膜 外観写真

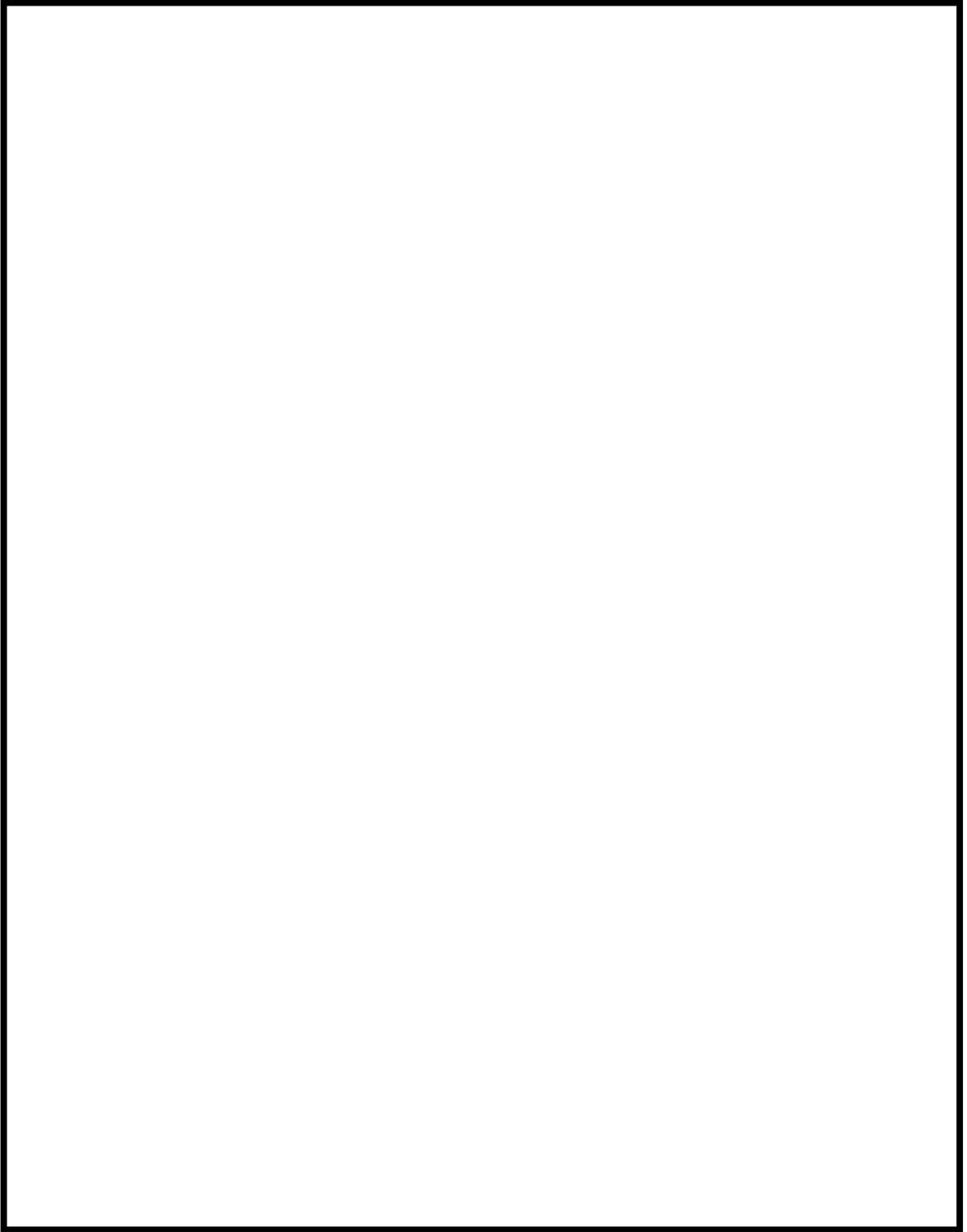


図 4-7 小型船舶（汚濁防止膜設置用） 外観図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-5  
容量設定根拠

名 称		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
流 量	m <sup>3</sup> /h	900（注1）、（900（注2））
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.25（注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
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は以下の機能を有する。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し、ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海を水源として、大容量送水車に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し、ホースにより放水砲及び泡原液混合装置と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。</p> <p>なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p>		

## 1. 圧力・流量

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

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建屋屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要がある。容量設定に当たっては、高所（原子炉建屋屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋屋上（地上高約 [redacted]<sup>\*1</sup>）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力・流量は、[redacted] 900m<sup>3</sup>/h である。



図 5-1 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）



図 5-2 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）（泡消火放水）

※1 : [redacted]

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

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

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

なお、取水箇所の選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると、防潮堤内側から取水することを第一優先として考えるが、万が一、防潮堤内の取水口が使用できない場合も想定し、防潮堤外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

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

(1) 防潮堤内側

防潮堤内側のホース敷設ルートのうち保守的となる、6号炉取水路から取水し、敷地北側を経由して、7号炉原子炉建屋南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×19本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲3回, 45°湾曲4回) ※1
機器類圧損		

合計約 1.212MPa[gage]

(2) 防潮堤外側

防潮堤外側のホース敷設ルートのうち保守的となる、7号炉取水口から取水し、6号炉原子炉建屋付近からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×14本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲4回, 45°湾曲2回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		

合計約 1.247MPa[gage]

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、55-5-6～8 参照。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性、他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

※2：ホースの予備は、ホースの長さごとに各1本以上確保する。

※3：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）設置高さ（T.M.S.L. 3m）と放水砲設置高さ（T.M.S.L. 12m）

の水頭から算出

2. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

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

3. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

4. 原動機出力

原動機出力は，定格流量点  での軸動力を考慮し， とする。

## 1. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

### 1-1. ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

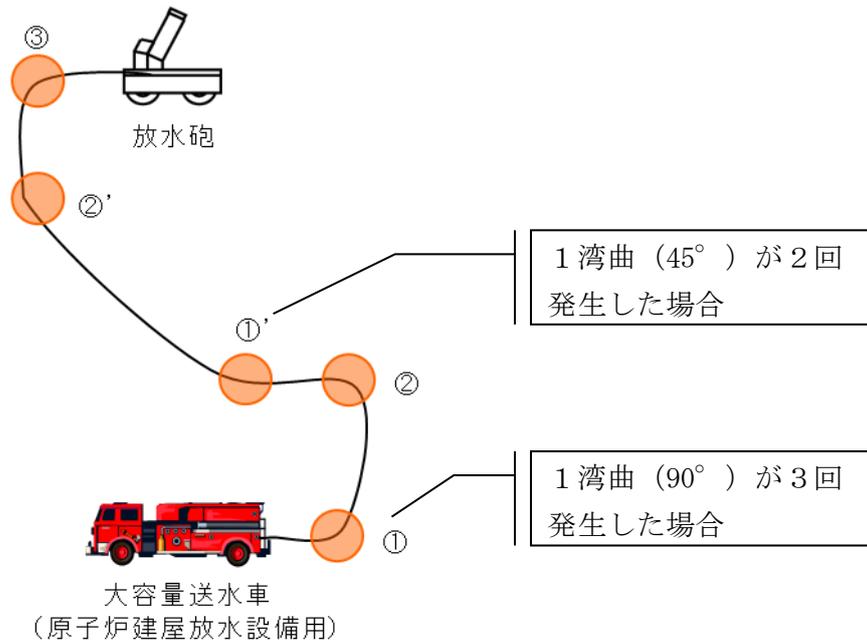


図 5-3 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失  $h_c$  >

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

○損失係数  $f_c$

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

○流速  $v$

$$v = Q / A$$

・  $Q$  = 流量について

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

・  $A$  = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$  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、 $A = 0.06834$  [m<sup>2</sup>]

・流速  $v=Q/A$  より

$$v = 3.659[\text{m/s}] \cdots (ii)$$

○ (i)(ii)より, 1湾曲 ( $90^\circ$ ) あたりの圧力損失を求める

$$\begin{aligned} hc &= f_c \times (v^2 / (2g)) \text{より, 重力加速度 } 9.8[\text{m/s}^2] \text{として} \\ &= 0.068 \times (3.659^2 / (2 \times 9.8)) \\ &= 0.04645[\text{m}] \end{aligned}$$

< 1湾曲 ( $45^\circ$ ) 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・消防便覧上の曲率半径  
1,000mm で  $45^\circ$  における  $f_c=0.034 \cdots (iii)$  を引用する。

○上記(ii)(iii)より, 1湾曲 ( $45^\circ$ ) あたりの圧力損失を求める

$$\begin{aligned} hc &= f_c \times (v^2 / (2g)) \text{より, 重力加速度 } 9.8[\text{m/s}^2] \text{として} \\ &= 0.034 \times (3.659^2 / (2 \times 9.8)) \\ &= 0.02323[\text{m}] \end{aligned}$$

表 5-1 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m <sup>3</sup> /h]		900
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)	圧力損失[MPa]
300A	1 (50m)	0.011
	2 (100m)	0.022
	3 (150m)	0.033
	4 (200m)	0.044
	5 (250m)	0.055
	6 (300m)	0.066
	7 (350m)	0.077
	8 (400m)	0.088
	9 (450m)	0.099
	10 (500m)	0.110
	11 (550m)	0.121
	12 (600m)	0.132
	13 (650m)	0.143
	14 (700m)	0.154
	15 (750m)	0.165
	16 (800m)	0.176
	17 (850m)	0.187
	18 (900m)	0.198
	19 (950m)	0.209
	20 (1000m)	0.220

## 2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

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

原子炉建屋は、原子炉建屋屋上（地上高 [ ]）と原子炉建屋屋上（地上高 [ ]）と高さに違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（図 5-4～10 参照）。以下に、射程距離を整理する。また、原子炉建屋屋上に放水された泡消火薬剤は、原子炉建屋屋上で拡がる効果に期待できる。

- ① 原子炉建屋東側から西向きの放水： [ ]（放水砲から [ ] の範囲）
- ② 原子炉建屋東側から西向きの放水（原子炉建屋屋上（地上高 [ ]））： [ ]  
（放水砲から [ ] の範囲）
- ③ 原子炉建屋北側又は南側からの放水： [ ]（放水砲から [ ] の範囲）

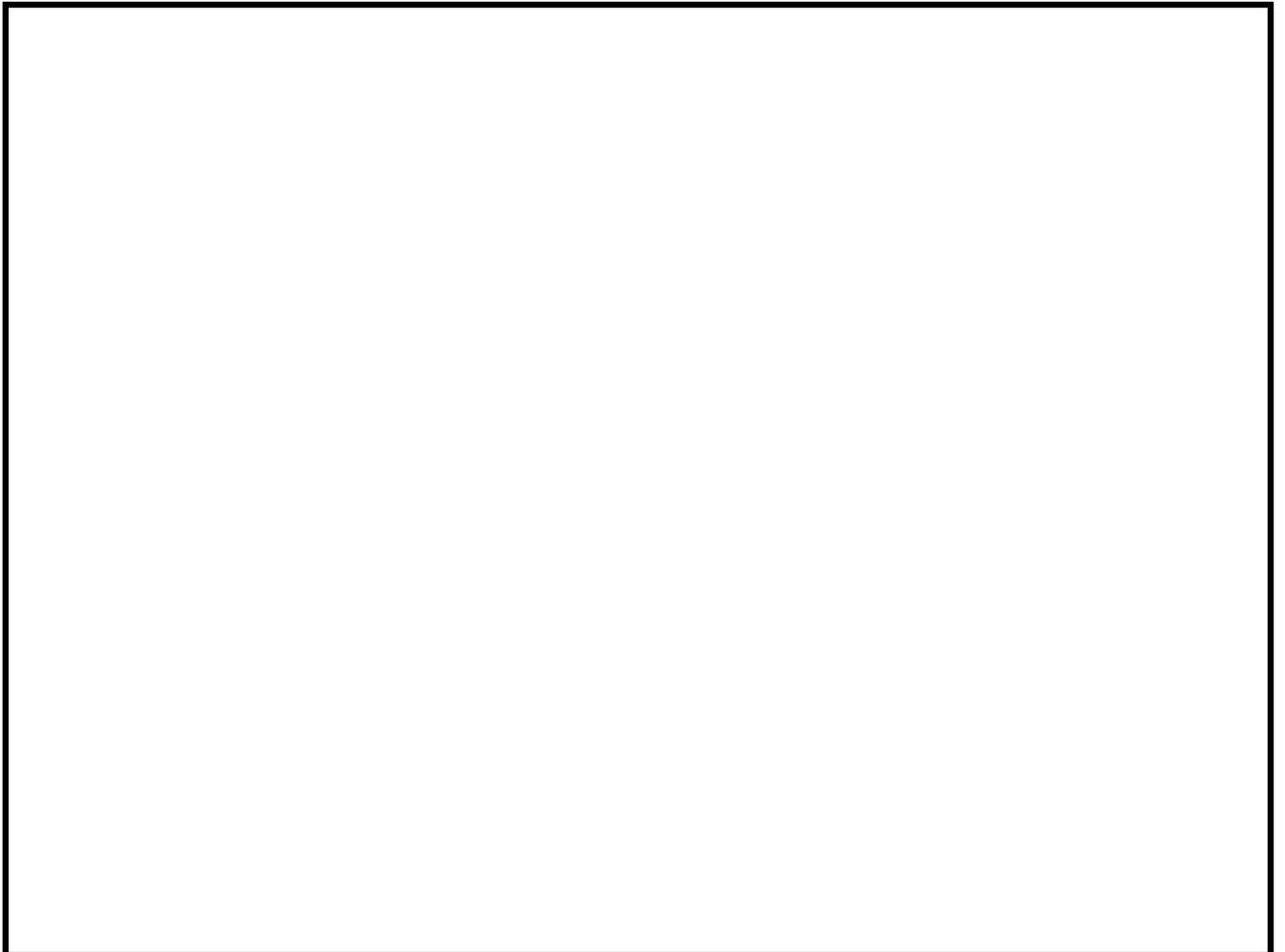


図 5-4 原子炉建屋断面図（6号及び7号炉）

(1) 原子炉建屋に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）

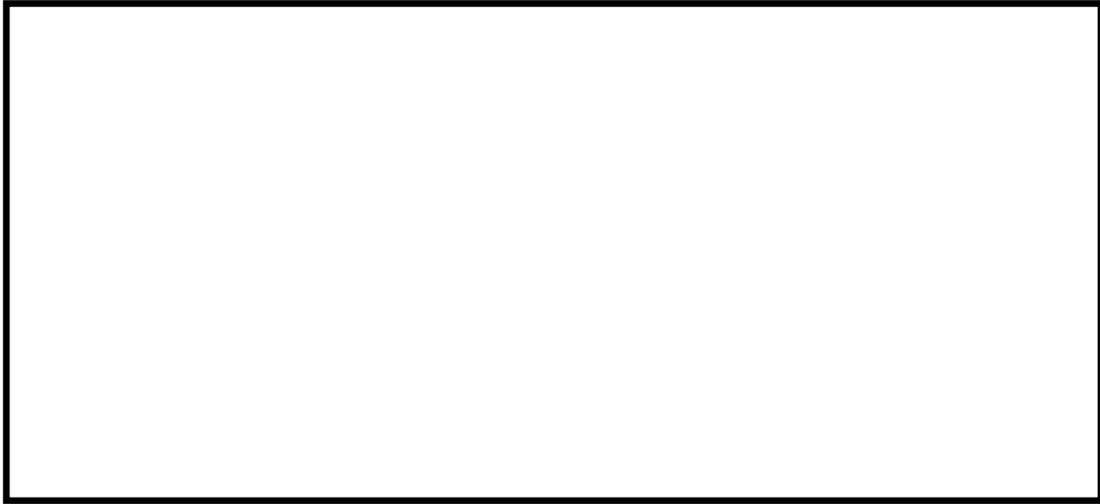


図 5-5 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-6 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高  ）への放水曲線

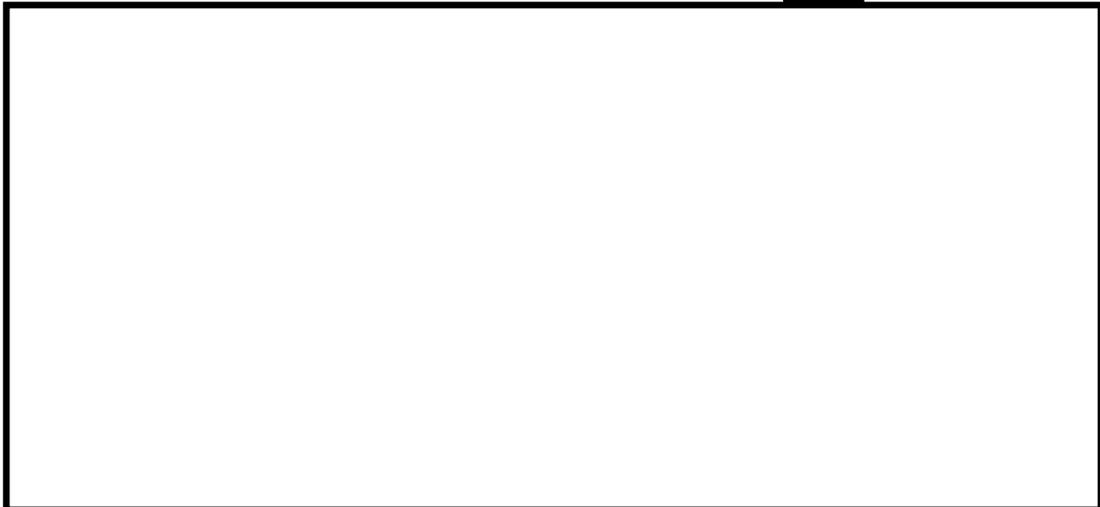


図 5-7 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

(2) 原子炉建屋に対する放水曲線（泡消火）



図 5-8 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-9 原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高 [redacted]）への放水曲線

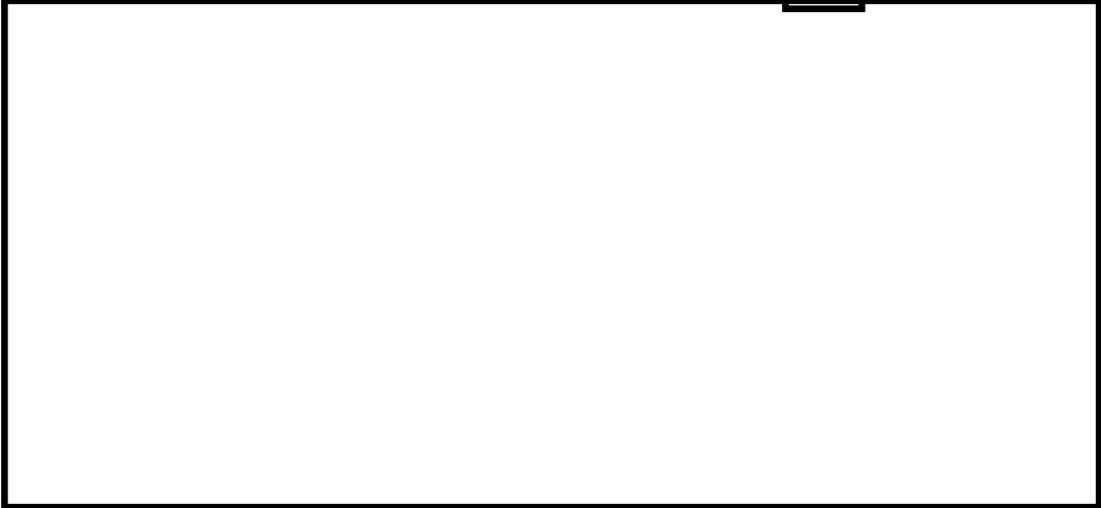


図 5-10 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

上記の検討から、6号及び7号炉の放水範囲を、図5-11に示す。また、放水砲による放水に対して、干渉する可能性がある設備である所内変圧器及び排気筒についても考慮した。所内変圧器の高さは地面から10m程度であることから、放水に対して干渉することはない。また、主排気筒については、放水砲を排気筒と干渉しない位置に設置することで、放水に対する影響はない。以上のことから、原子炉建屋屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。

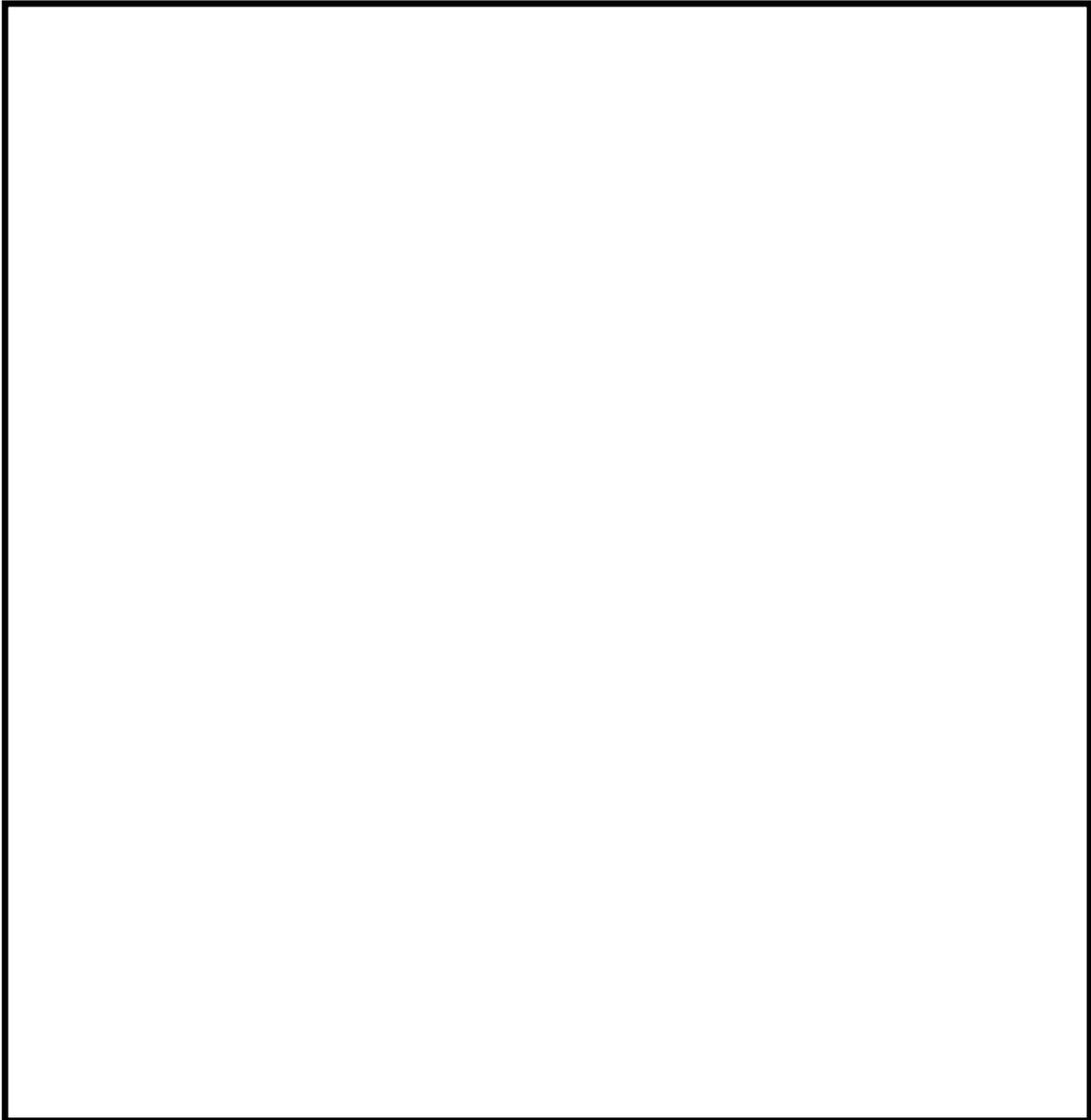


図5-11 6号及び7号炉放水範囲図

名 称		放水砲
最高使用圧力	MPa[gage]	0.9
最高使用温度	℃	60

**【設定根拠】**

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は、以下の機能を有する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散抑制として、放水砲は、ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に接続し、泡原液と混合しながら、原子炉建屋屋上又は周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に合わせて、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 最高使用圧力(0.9MPa[gage])

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上（地上高約38m）への放水が可能な圧力  を満足する値である、メーカーが規定する0.9MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

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

#### 【設 定 根 拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である、取水路及び放水路（一部排水路含む）に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

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

#### 1. 幅

##### (1) 5～7号炉放水口付近

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

##### (2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

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

#### 2. 高さ

##### (1) 5～7号炉放水口付近

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

##### (2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

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

凡例  
汚濁防止膜



図 5-12 取水口の外形図



図 5-13 北放水口の外形図

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

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

1. 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用放射性物質吸着材容量

雨水排水路集水柵に6号及び7号炉で各1箇所を設置する。

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

①設置場所の寸法

6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：2.5，横：2.5，高さ <sup>※1</sup> ：約1.2
-----------------------	------------------------------------

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，セシウムを吸着するプルシアンブルー類縁体の表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は，上記雨水排水路集水柵に設置可能であり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお，この場合の空隙率は，およそ33%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 $5\text{m}^3 \times$ 放射性物質吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ =約 1,000kg / 1箇所
-----------------	---

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 5号炉雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口用放射性物質吸着材容量

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

①設置場所寸法

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

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

## ②放射性物質吸着材の容量

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

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 $2.5\text{m}^3$ × 放射性物質吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $500\text{kg}/1$ 箇所
-----------------	---

※：詳細設計中であり変更の可能性はある。

## 3. 放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

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

※ 測定方法は、セシウムを添加させた水溶液中に放射性物質吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は、Cs 添加濃度 1,000ppm, 固液比 100, 吸着時間 24 時間。運用としては、汚染水が放射性物質吸着材を通過する際に、放射性物質吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は、実際の運用と異なる条件のため、値は参考値として扱う。

名 称		泡原液混合装置
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
<p><b>【設定根拠】</b>  原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液混合装置は、以下の機能を有する。</p> <p>泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲及び泡原液搬送車に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])  泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上(地上高約38m)への放水が可能な圧力 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 以上を満足する値である、メーカーが規定する1.3MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度(60℃)  泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、60℃とする。</p>		

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

**【設 定 根 拠】**

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液搬送車は、以下の機能を有する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 容量(4,000L)

泡原液の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定に当たっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は $672\text{m}^3/\text{h}$ であり、発泡に必要な水の量は $32.3\text{m}^3$ である。

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

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

なお、航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤を1%混合しながら $900\text{m}^3/\text{h}$ で泡消火を実施することから、4,000Lの泡原液で約27分間泡消火が可能である。

2. 最高使用圧力(0.02MPa[gage])

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

3. 最高使用温度(60℃)

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、60℃とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-6  
接続図

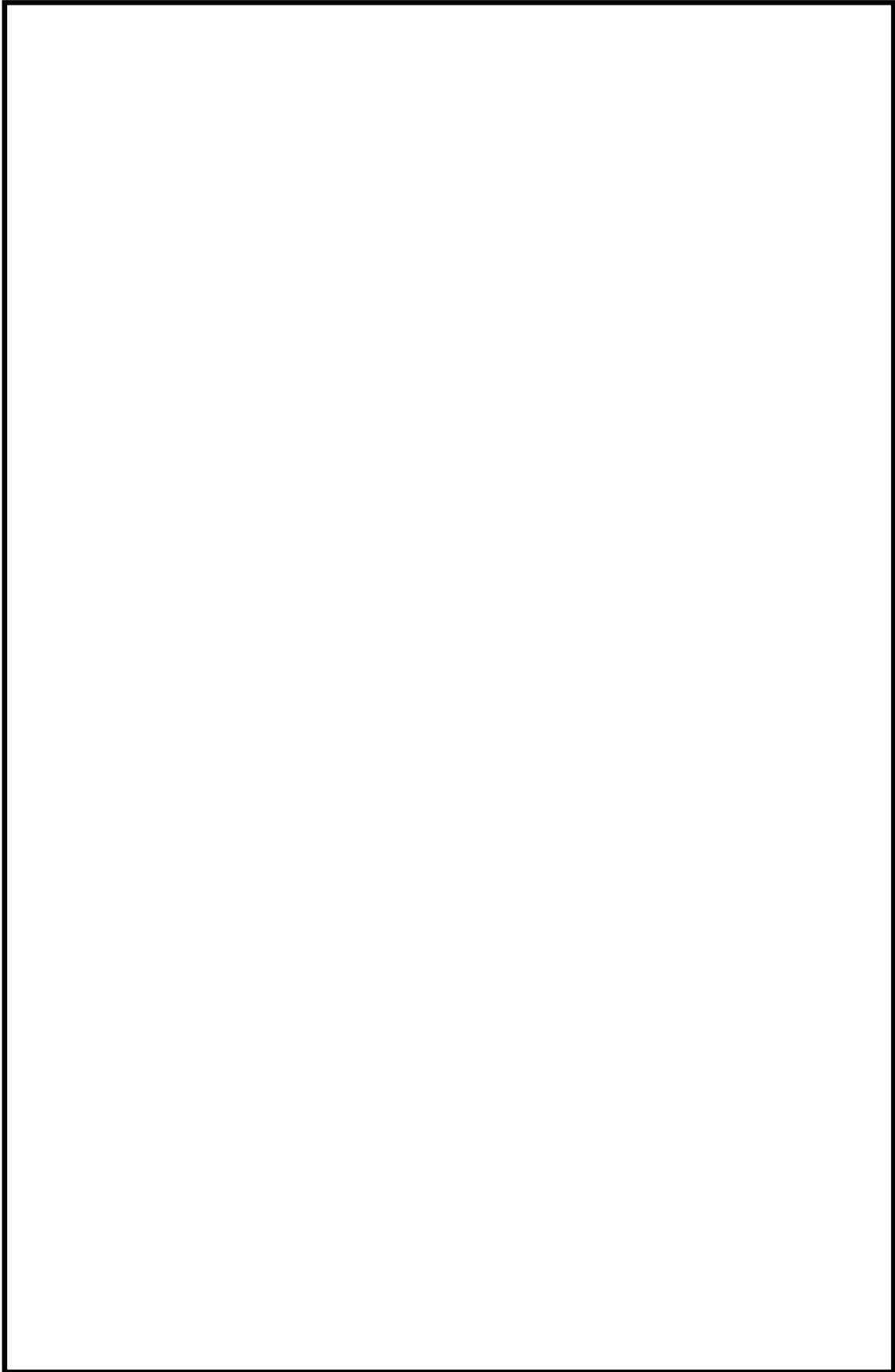


図 6-1 6号炉ホース敷設例

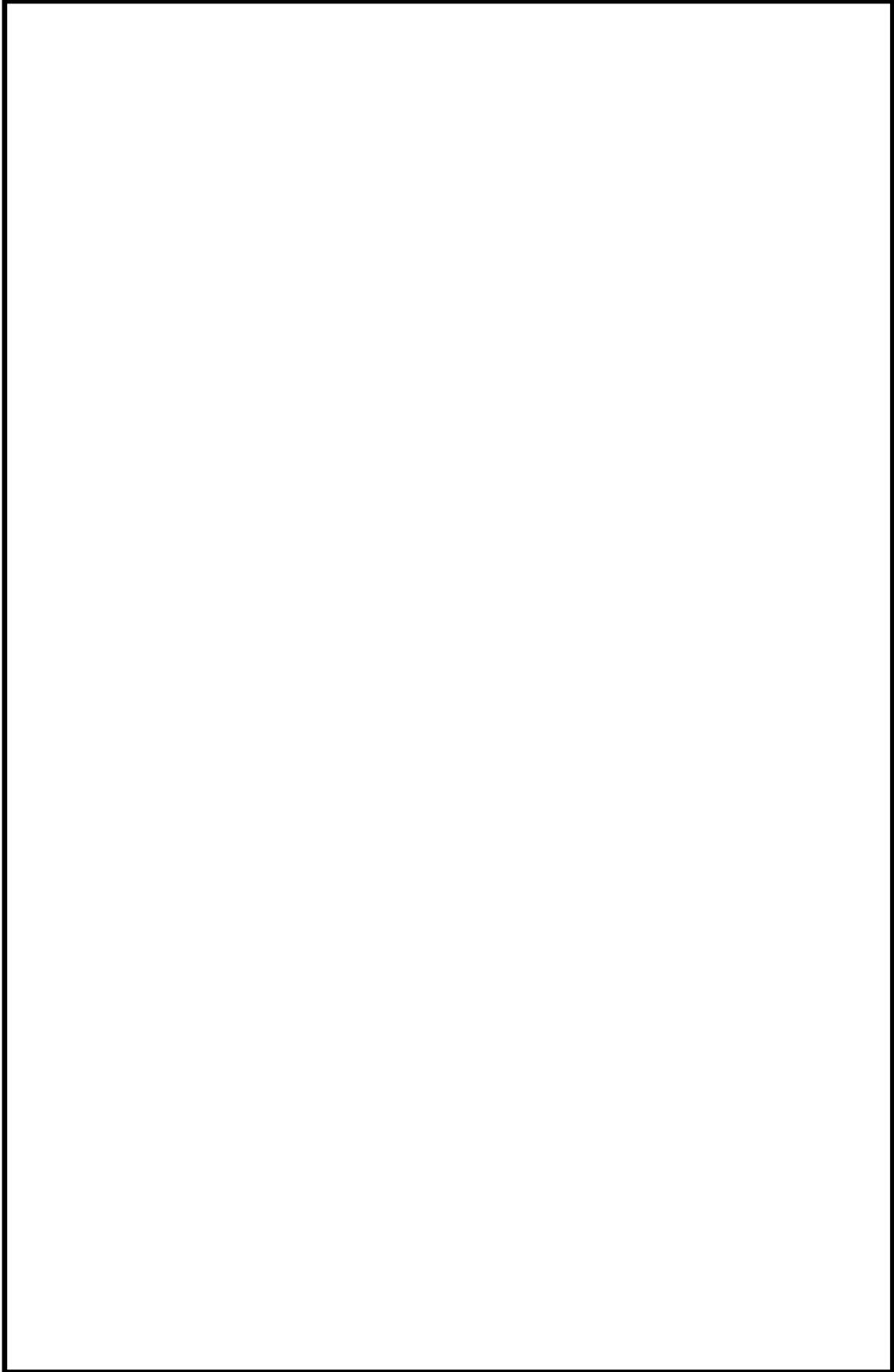


図 6-2 7号炉ホース敷設例

## ○汚染水の流出経路及び対策概要

### 1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、6号及び7号炉の原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を經由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水柵を經由し、北放水口に至る。

その他の海洋への経路の可能性としては、上記雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際に、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを經由し、北放水口及び取水口に通じる経路が想定される。

### 2. 放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため、以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策として用いる放射性物質吸着材及び汚濁防止設置位置を図6-3に、海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを図6-4に示す。

#### (1) 6号及び7号炉雨水排水路集水柵へ放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する必要がある場合は、原子炉建屋への放水により汚染した水が、原子炉建屋雨水路を經由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため、下流の雨水排水路集水柵2箇所を優先させ、放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-①, 図6-4-①)

#### (2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置

(1)のとおり、原子炉建屋への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水柵に放射性物質吸着材を設置することとしているが、当該雨水排水路の損傷等により、汚染水が敷地に溢れた場合に、その他の海洋への経路の可能性もある。具体的流路としては、5号炉の雨水排水路及び防潮堤下部のフラップゲートであるが、5号炉の雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-②, 図6-4-②)

#### (3) 北放水口への汚濁防止膜の設置

その後、汚濁防止膜の設置が可能な状況(大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された)な場合、汚濁防止膜を設置する。なお、6号及び7号炉への放水により発生した汚染水は、各号炉の雨水排水路を經由し、北放水口に導かれるため、北放水口に汚濁防止膜を設置する。

(図6-3-③, 図6-4-③)

#### (4) 取水口への汚濁防止膜の設置

6号及び7号炉雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラッ

プゲートを経由し、北放水口及び取水口に導かれる。また、放水によって、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水は、原子炉建屋からタービン建屋を経由して建屋外へ通じる配管によって、取水及び放水ピットを通じ取水路及び放水路へと流出し、最終的に海洋へ流出する。そのため、前項の対策に加え、取水口へも汚濁防止膜を設置することで、放射性物質の拡散を抑制する。ただし、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは、放射線管理区域と非管理区域の境界壁、原子炉建屋及びタービン建屋の外壁、建屋外へ通じる配管等、複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ、障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

(図 6-3-④, 図 6-4-④)

(5) 北放水口及び取水口への汚濁防止膜の設置 (2 重目)

それぞれ 1 重目の汚濁防止膜を設置完了後、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2 重目の汚濁防止膜を設置する。

(図 6-3-⑤, 図 6-4-⑤)

なお、(2)、(3) の作業は、異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。

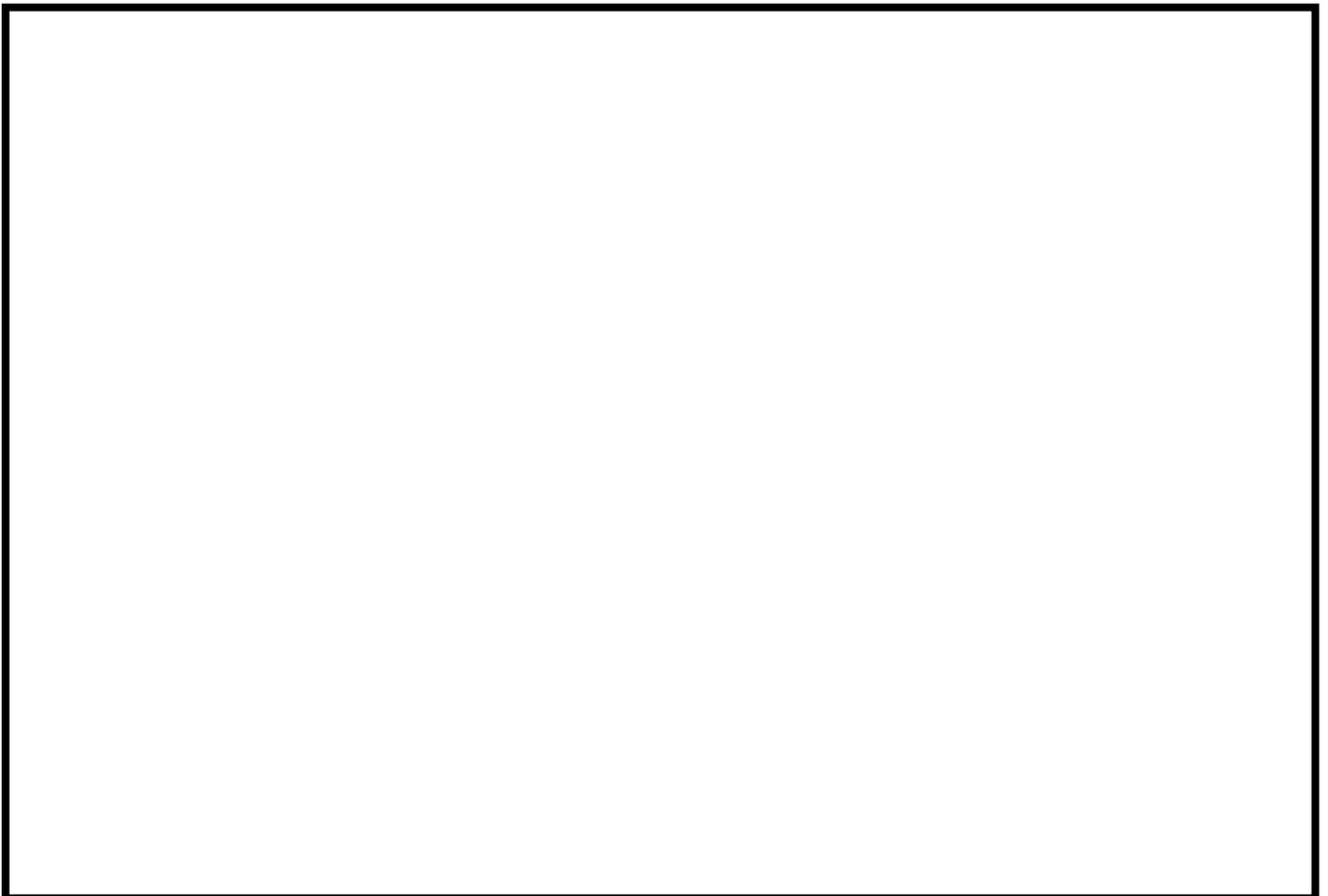
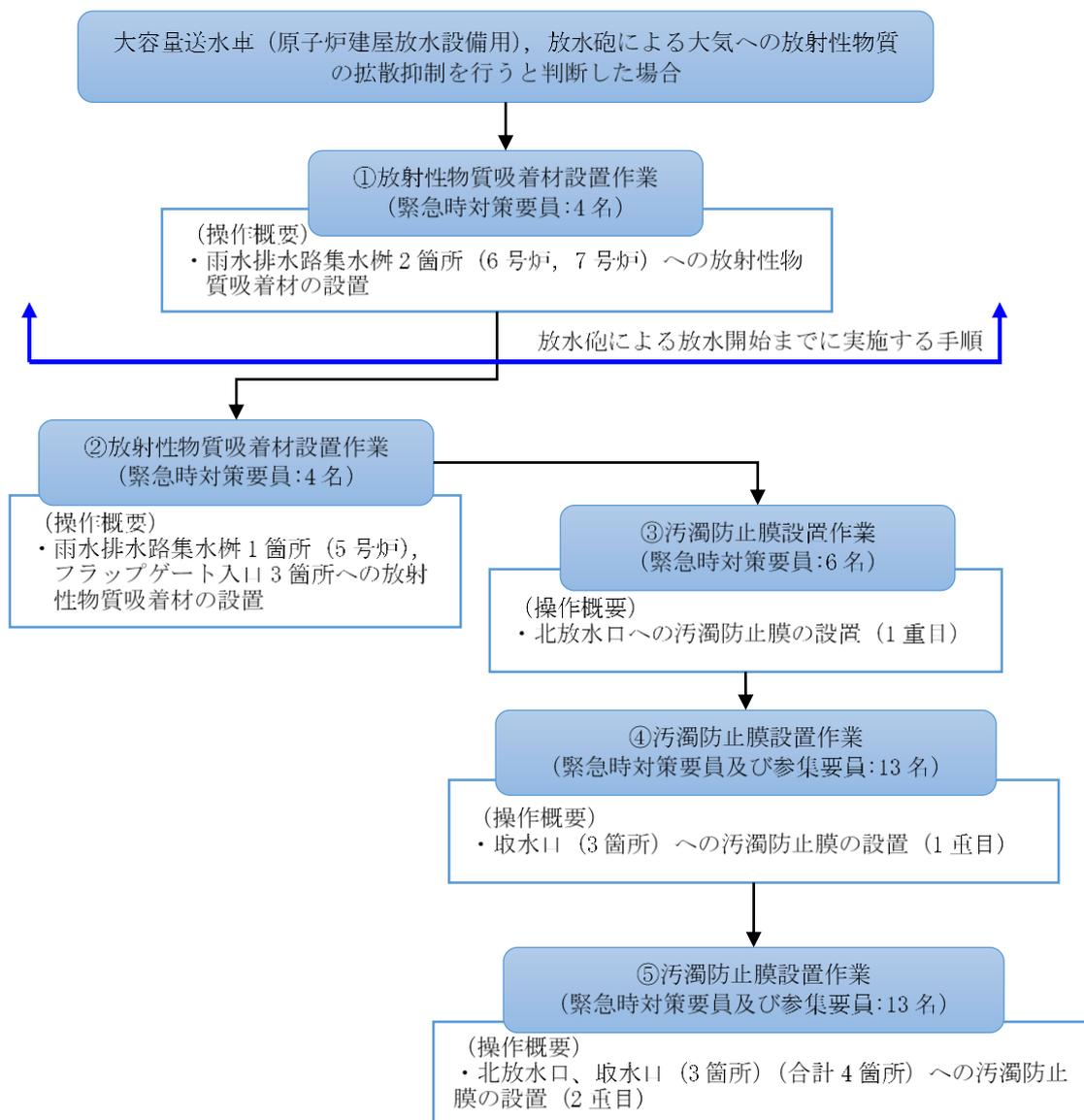


図 6-3 放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置位置図



②、③の作業は、異なる要員で対応できる場合は、並行して実施することが可能。

図 6-4 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-7  
アクセスルート図

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

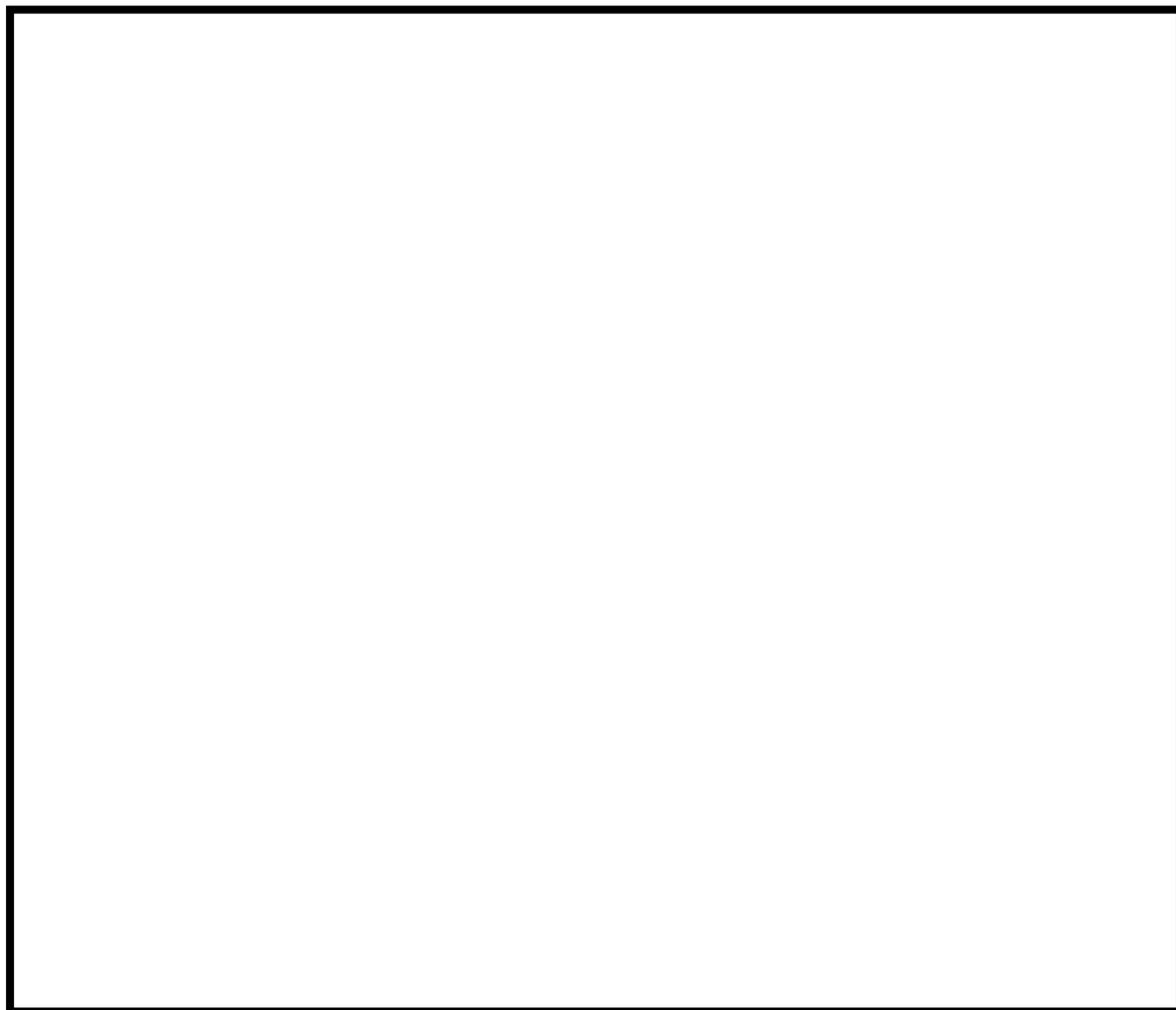


図 7-1 保管場所及びアクセスルート図



図 7-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

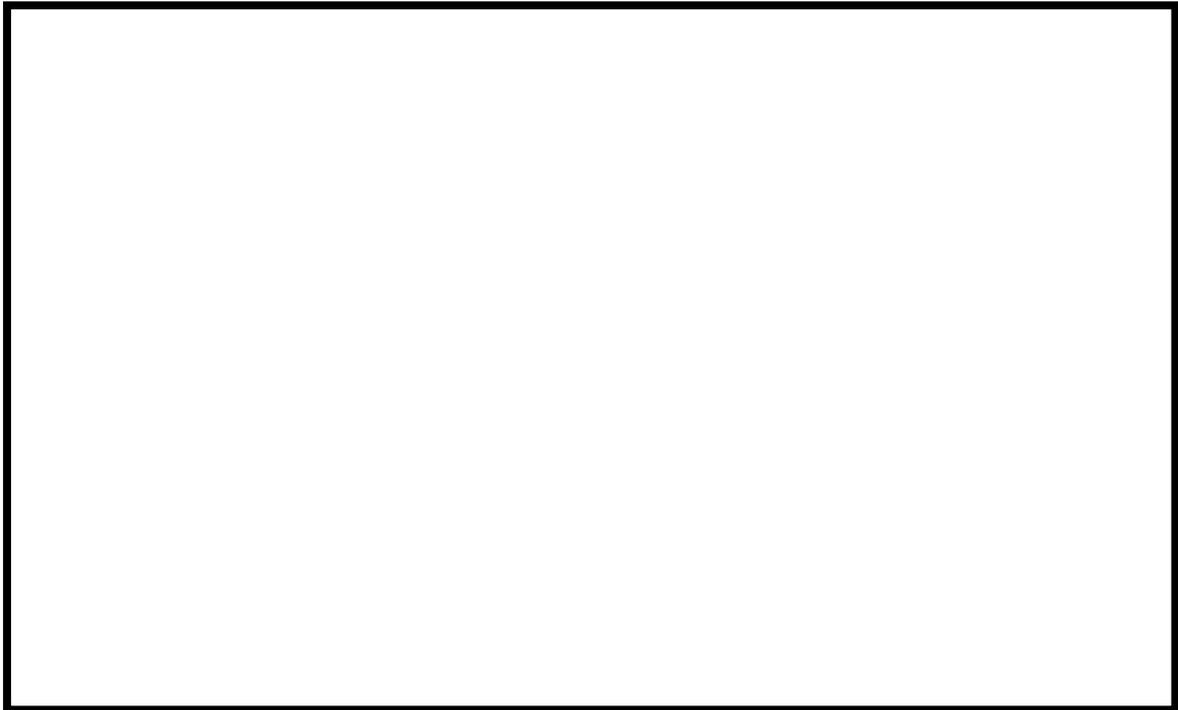


図 7-3 森林火災発生時のアクセスルート図



図 7-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

55-8  
その他設備

## 1. その他設備

### 1.1 原子炉建屋放水設備を使用する際の監視設備

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

### 1.2 航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車により初期対応における延焼防止処置を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を使用する。

大型化学高所放水車を使用する場合は、泡消火薬剤備蓄車を接続するとともに、化学消防自動車又は、水槽付消防ポンプ自動車にて水源から取水し、大型化学高所放水車に送水する。（図 8-1）

化学消防自動車を使用する場合は、単独、又は、泡消火薬剤備蓄車を接続し、化学消防自動車にて水源から取水し、泡消火を実施する。（図 8-2）



図 8-1 大型化学高所放水車による泡消火

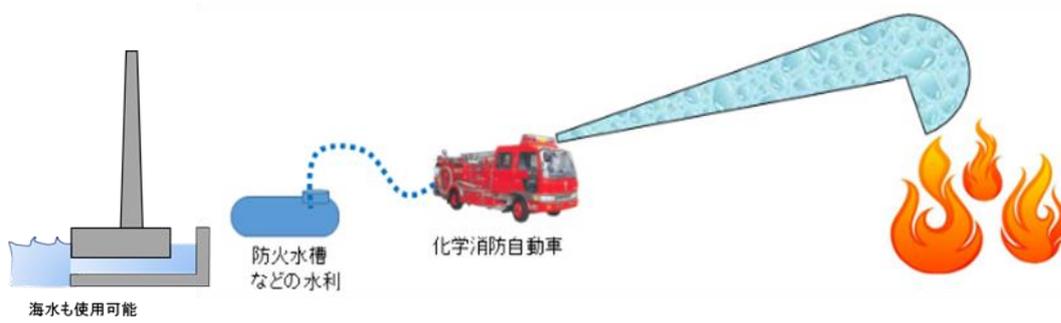


図 8-2 化学消防自動車による泡消火