

44-1
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44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		代替制御棒挿入機能		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	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	B, 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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 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り替えが不要	B b	
	関連資料		44-4 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	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 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	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		

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44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能		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	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	B, 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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 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り替えが不要	B b	
	関連資料		44-4 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	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 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	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		

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44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注入系ポンプ	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	二次格納施設内	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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	44-5 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り替えが必要	B a		
		関連資料	44-4 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	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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が十分 (DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				ほう酸水注水系貯蔵タンク	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	二次格納施設内	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	44-3 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)	C	
			関連資料	44-5 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り替えが必要	B a	
			関連資料	44-4 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	44-3 配置図, 44-4 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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2
単線結線図

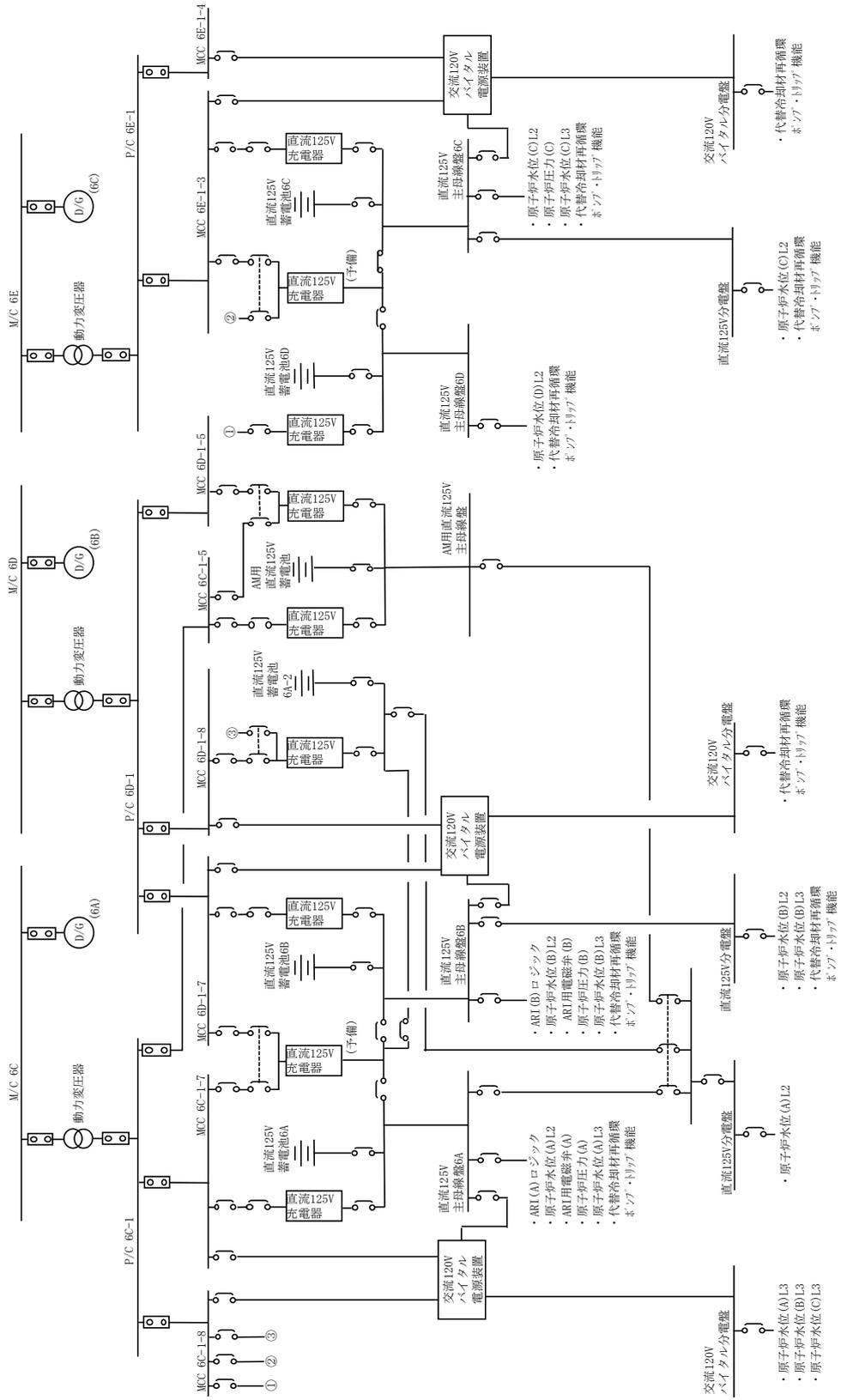
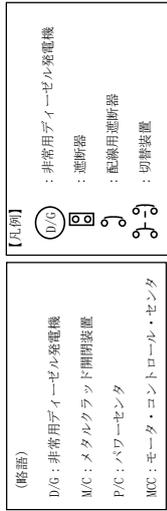


図1 6号炉 単線結線図

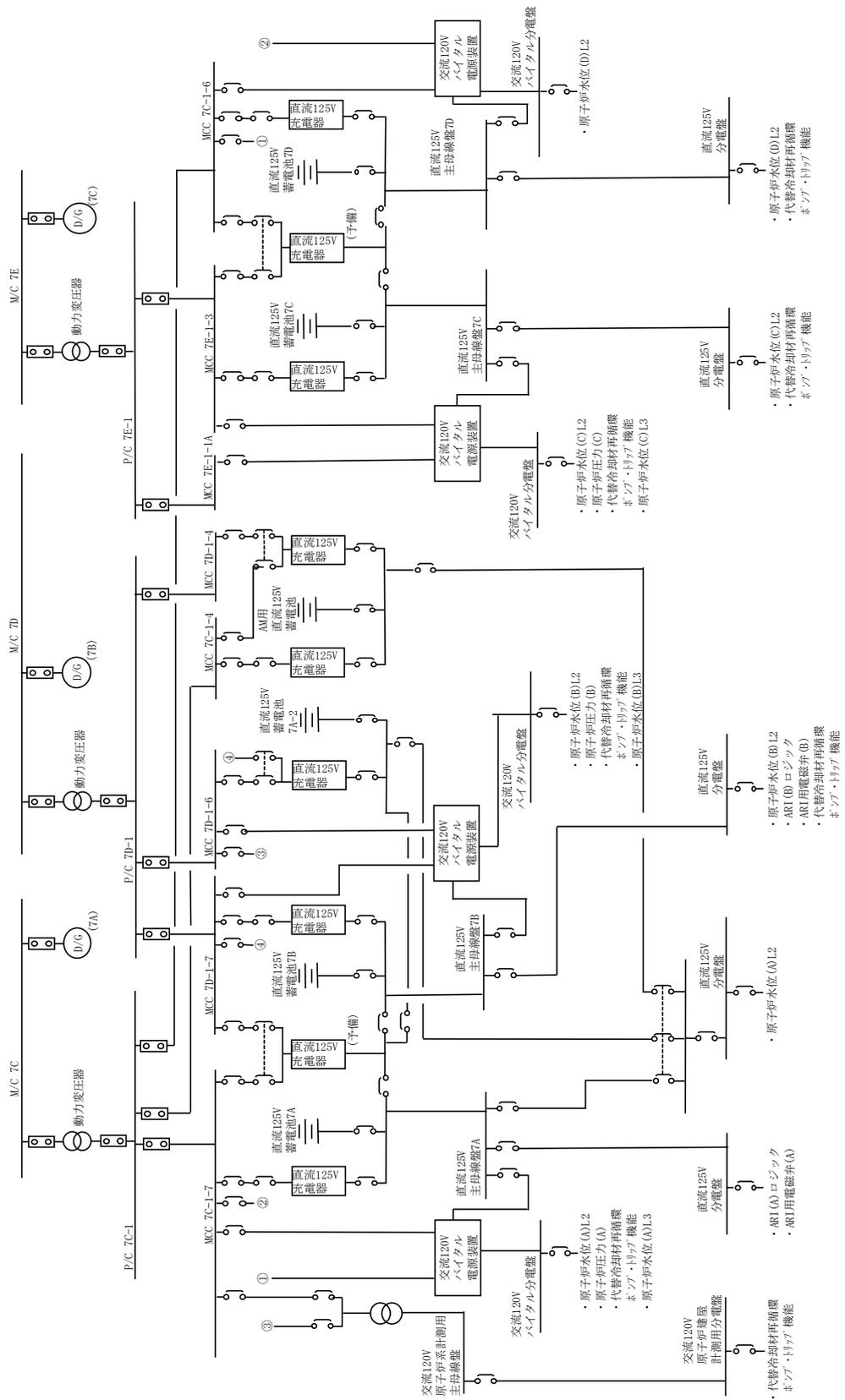
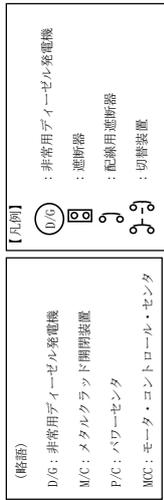


図2 7号炉 単線結線図

(略語)	【凡例】
D/G : 非常用ディーゼル発電機	 : 非常用ディーゼル発電機
M/C : メタルクラッド開閉装置	 : 遮断器
P/C : パワーセンタ	 : 配線用遮断器
MCC : モータ・コントロール・センタ	 : 切替装置

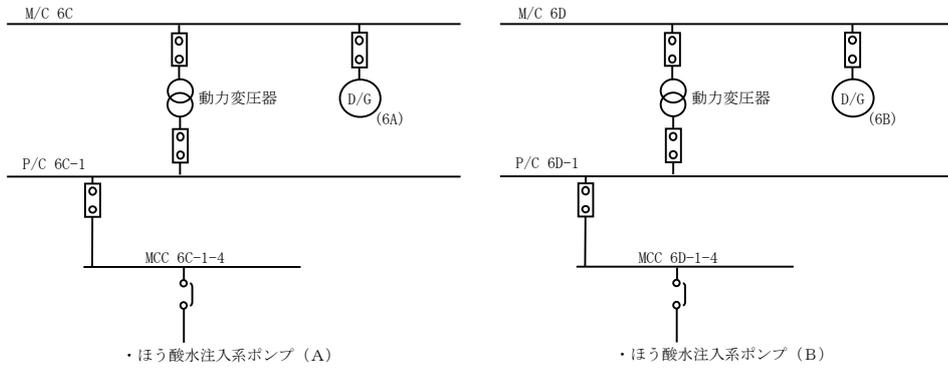


図3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

(略語)	【凡例】
D/G : 非常用ディーゼル発電機	 : 非常用ディーゼル発電機
M/C : メタルクラッド開閉装置	 : 遮断器
P/C : パワーセンタ	 : 配線用遮断器
MCC : モータ・コントロール・センタ	 : 切替装置

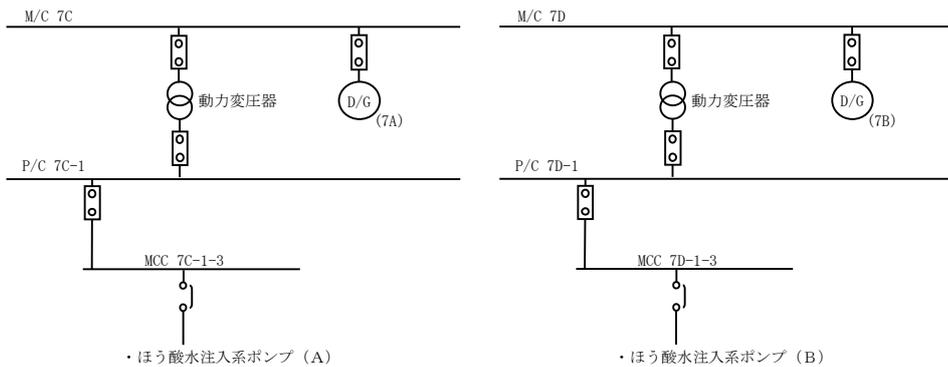
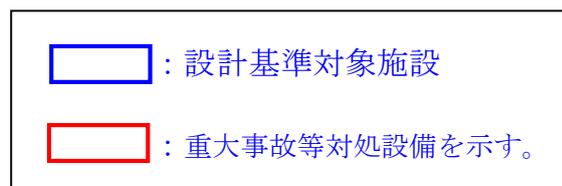


図4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

44-3
配置図



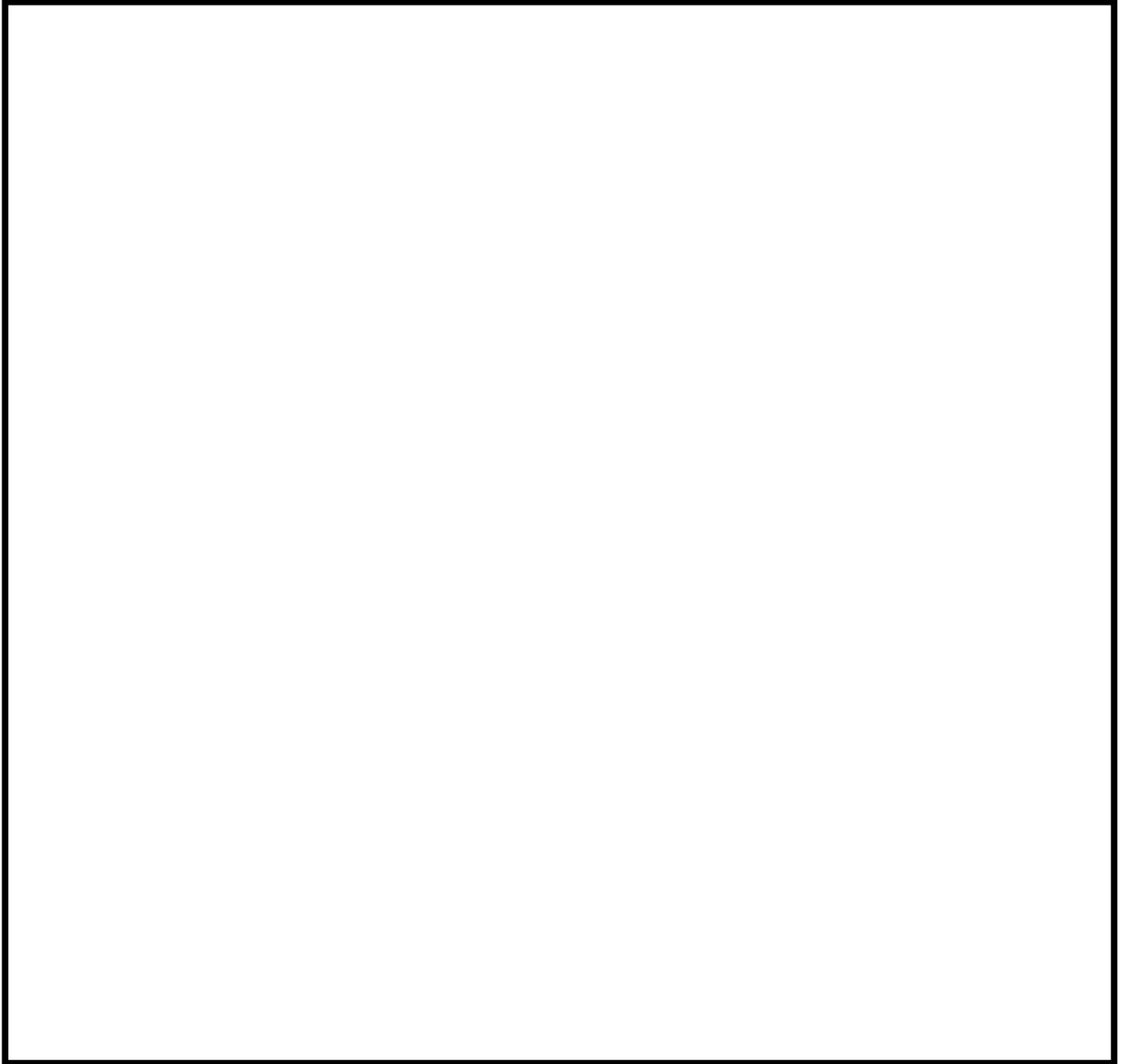


図1 ATWS緩和設備（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

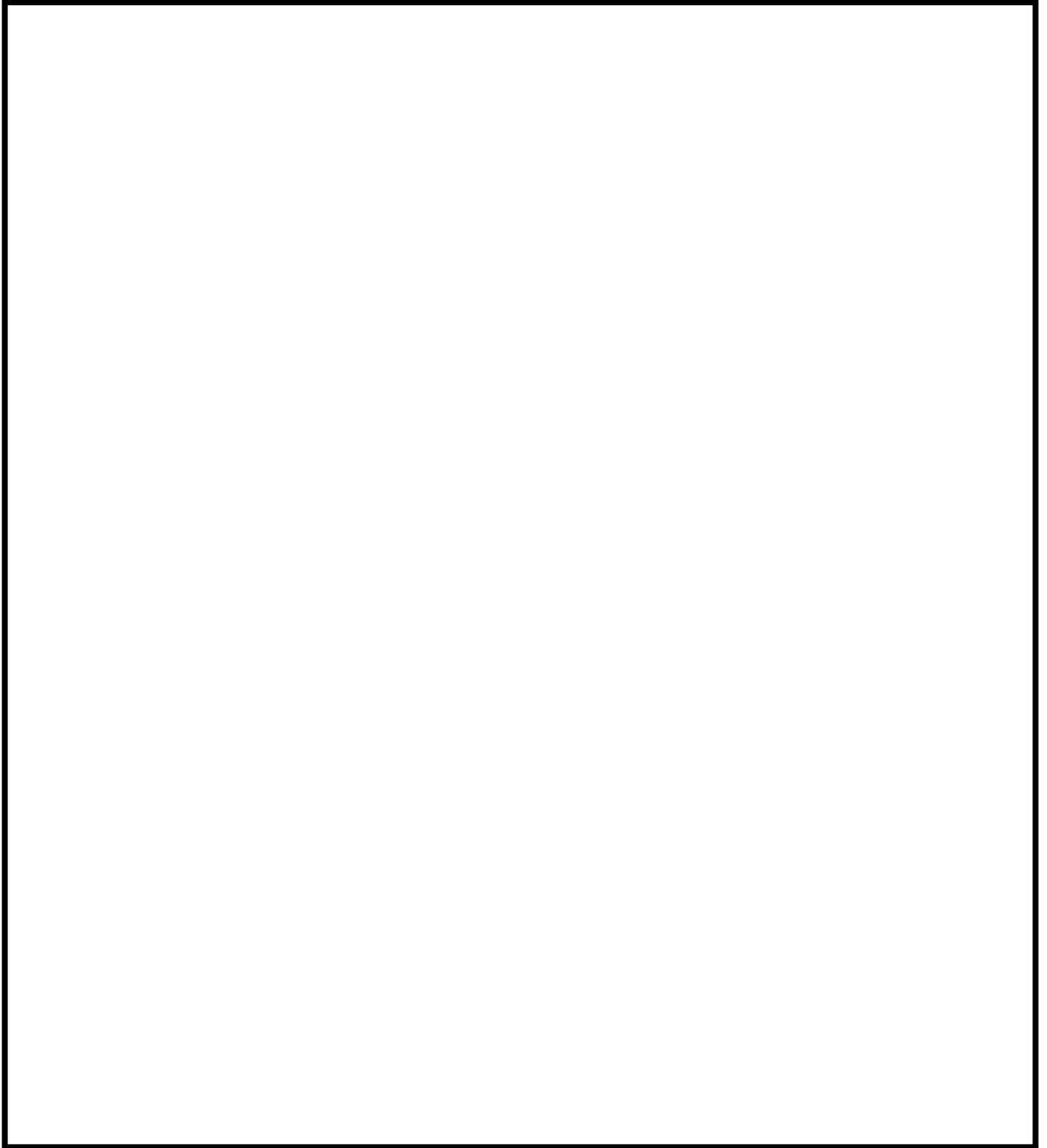


図2 ATWS緩和設備（ARI用電磁弁）の配置図（6号炉 原子炉建屋地下3階）

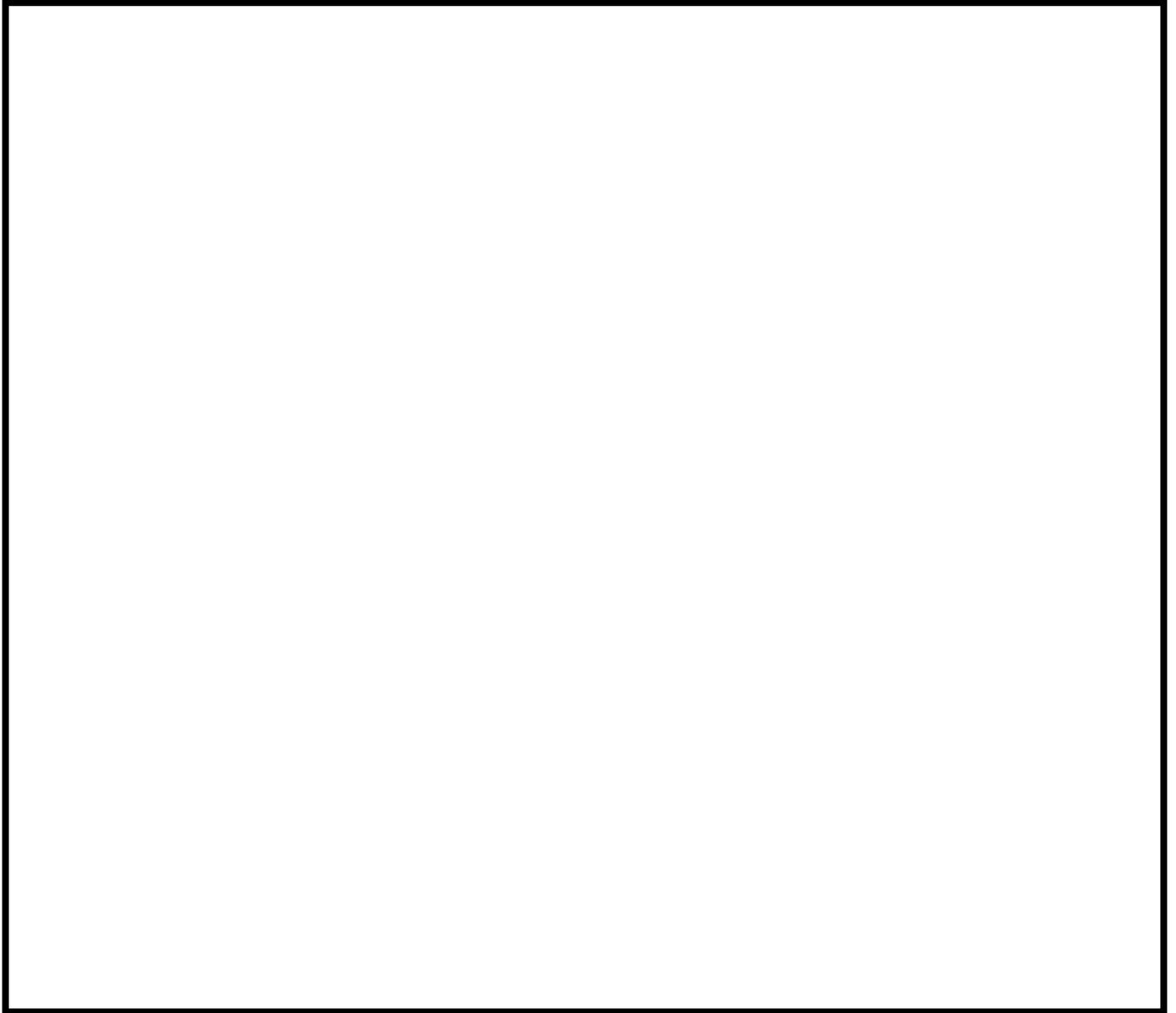


図3 ATWS緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）
の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

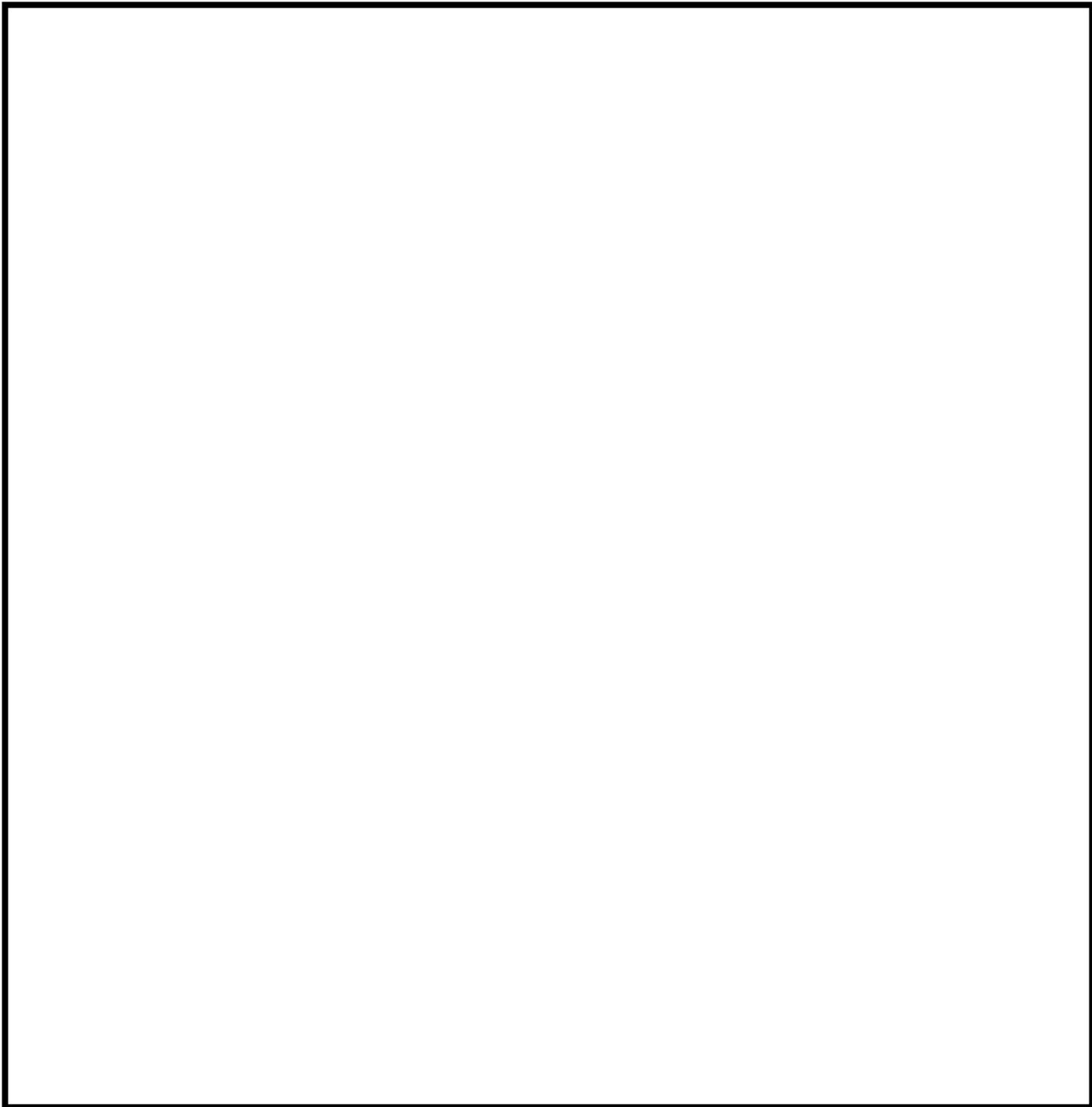


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ、タンク）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

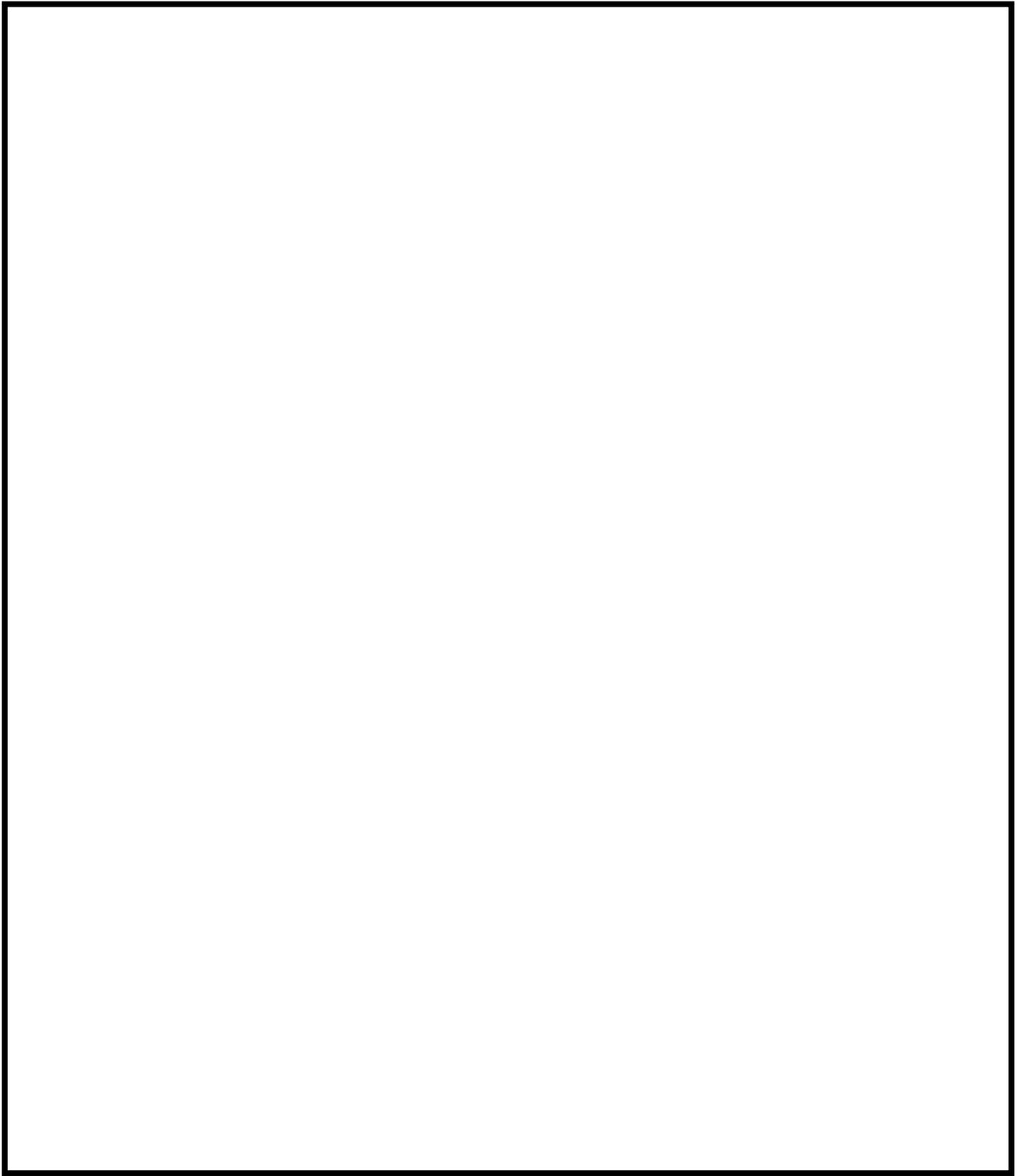


図5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

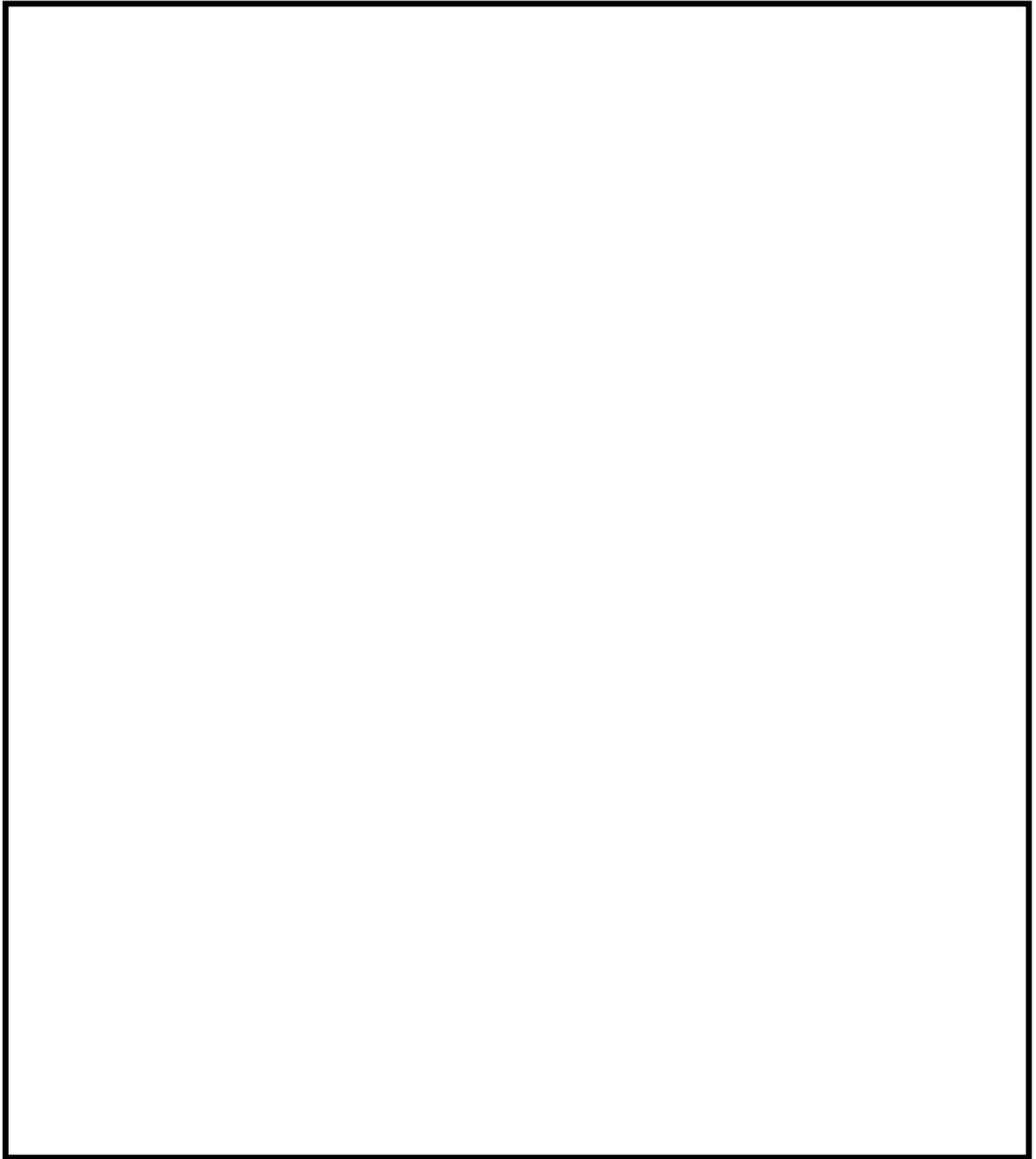


図6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

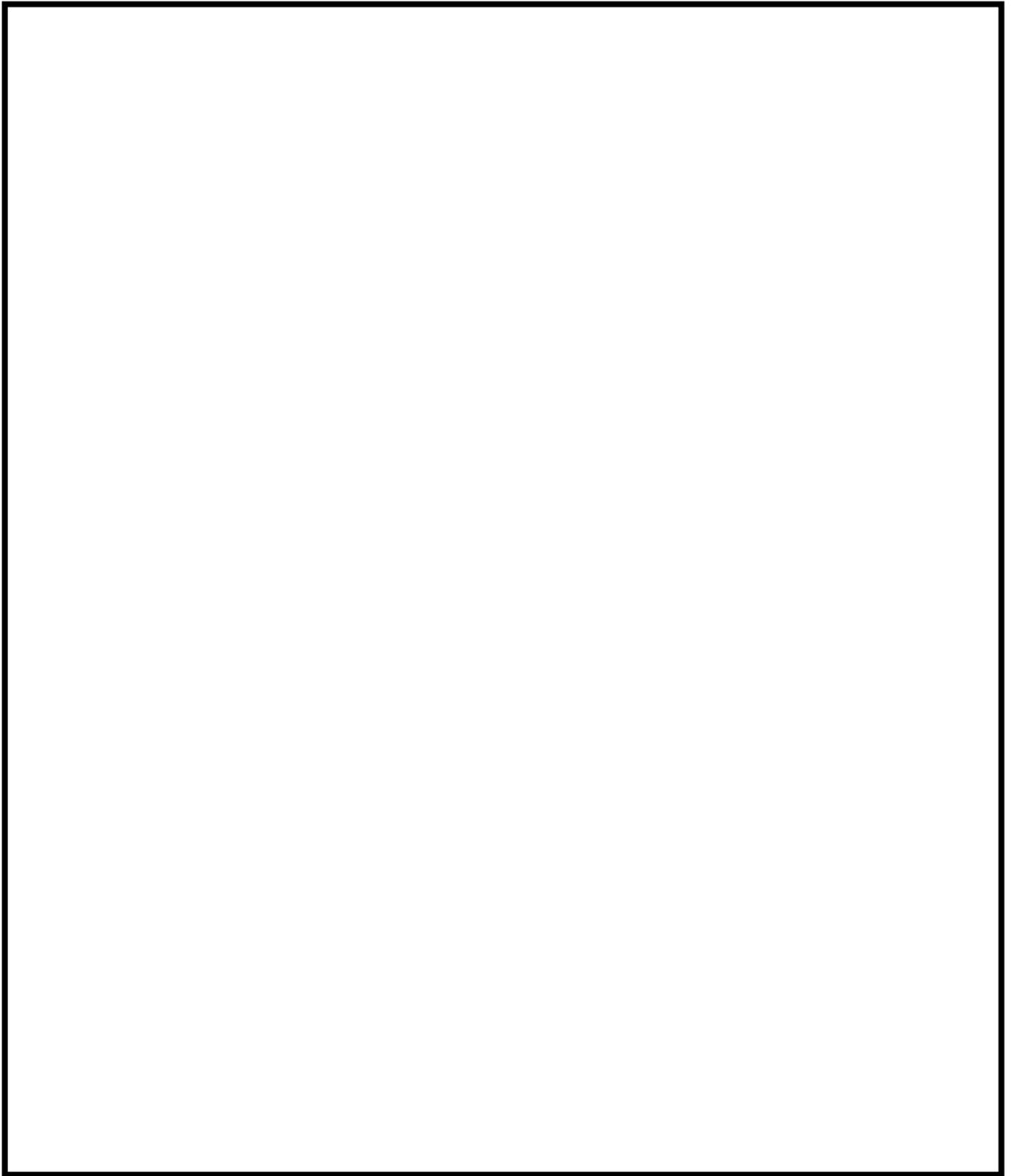


図7 設計基準対象施設の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

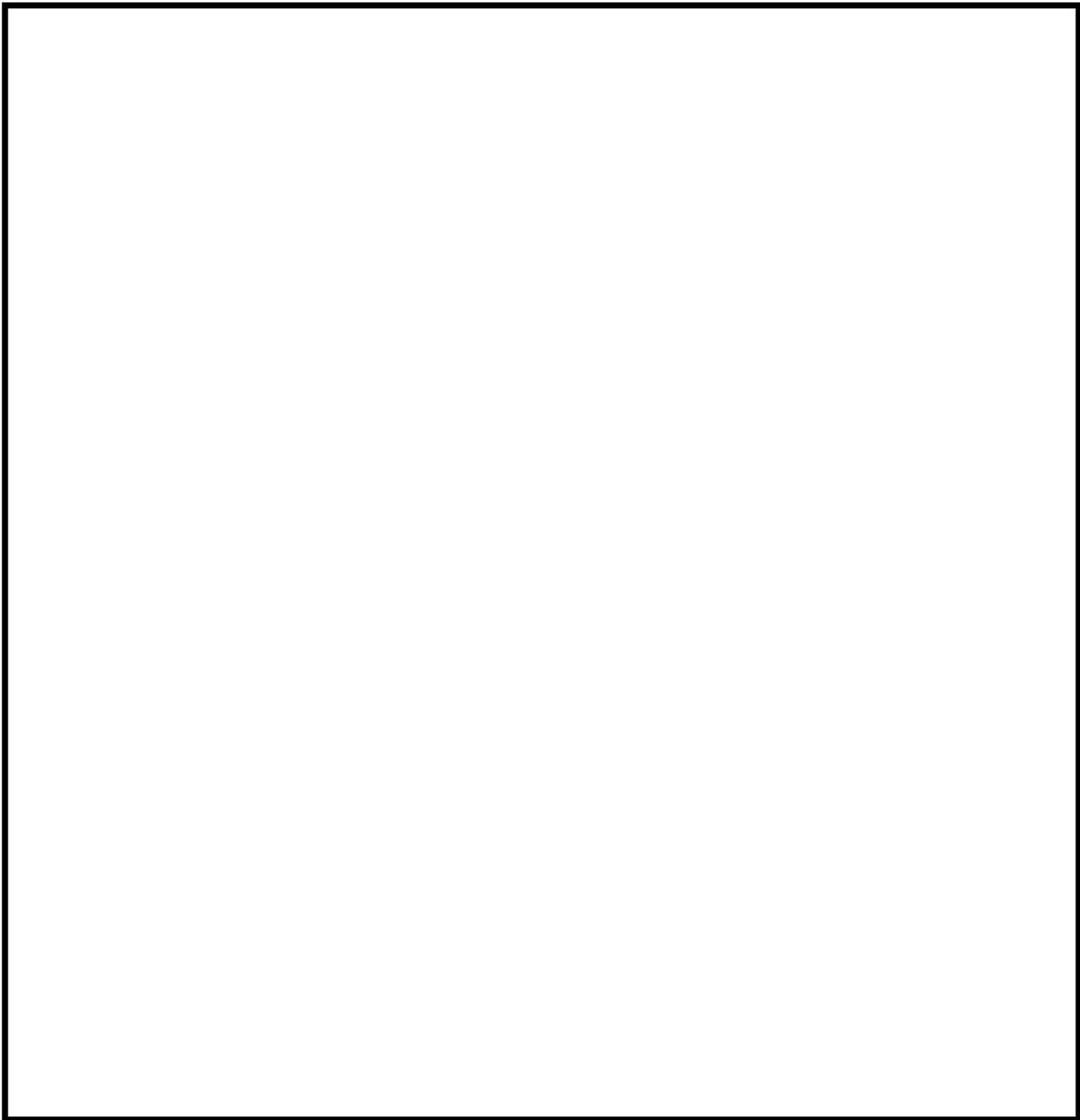


図8 ATWS緩和設備（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

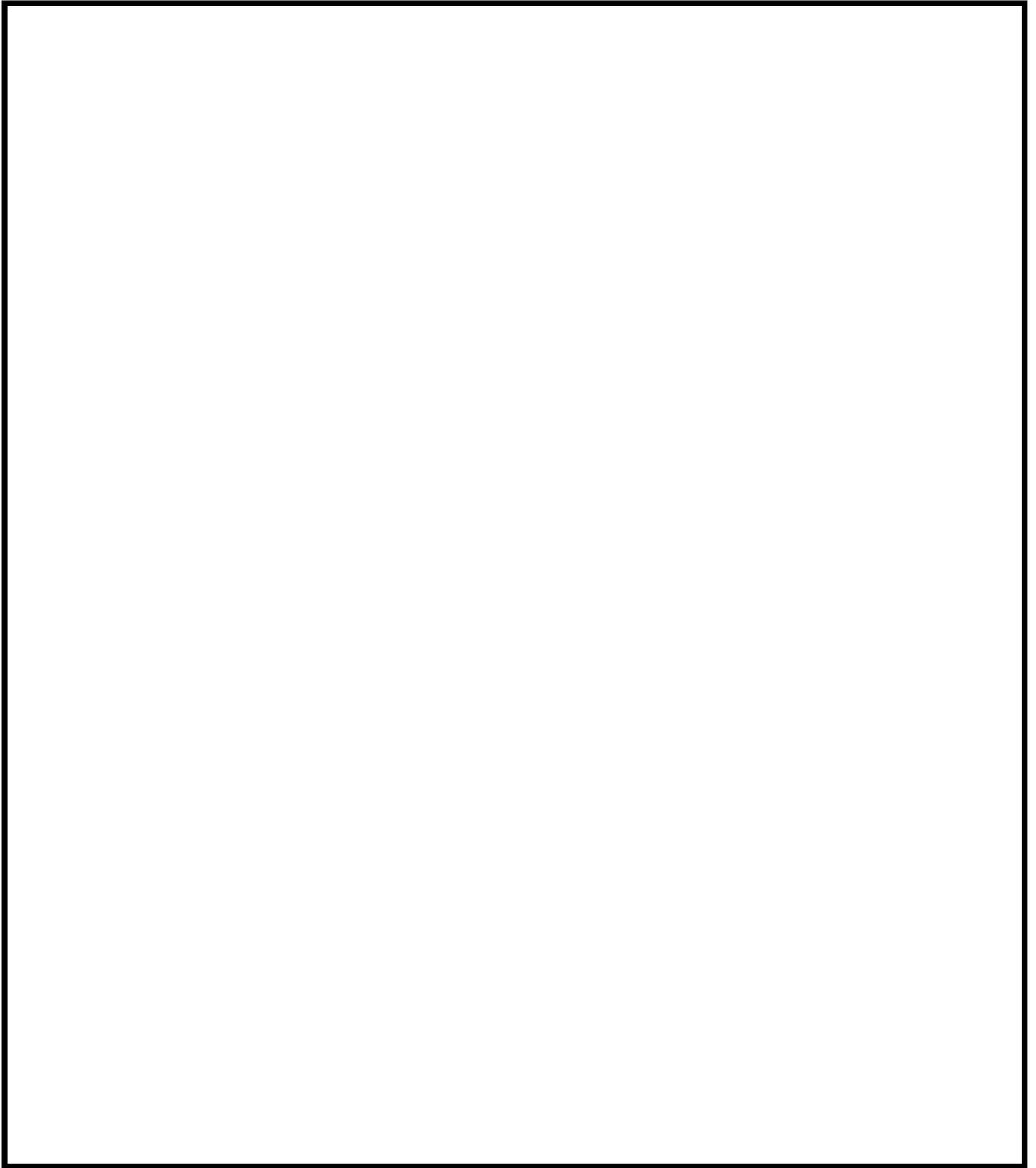


図9 ATWS緩和設備（ARI用電磁弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

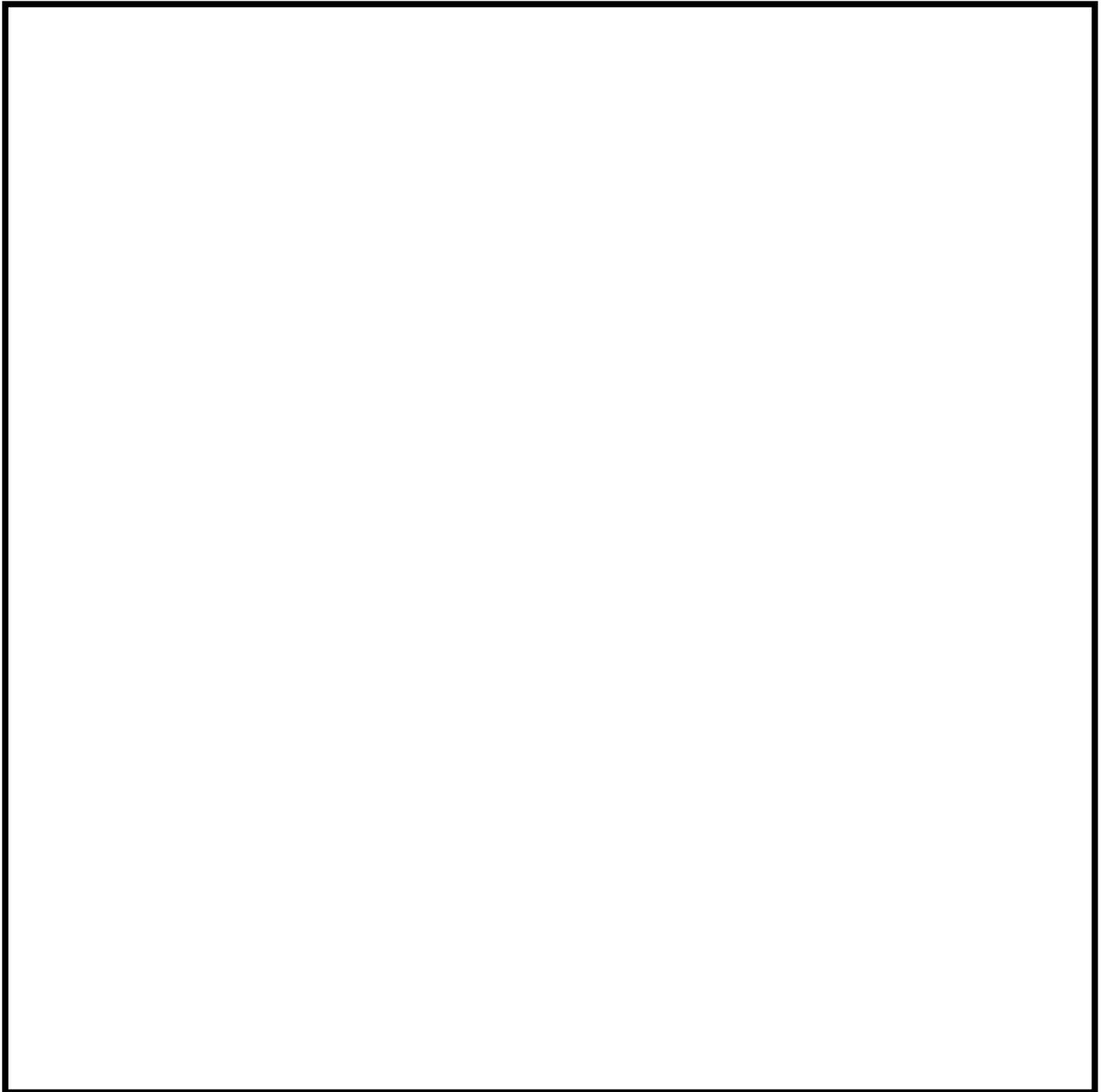


図 1 0 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）
の配置図
（7 号炉 原子炉建屋地下 1 階）

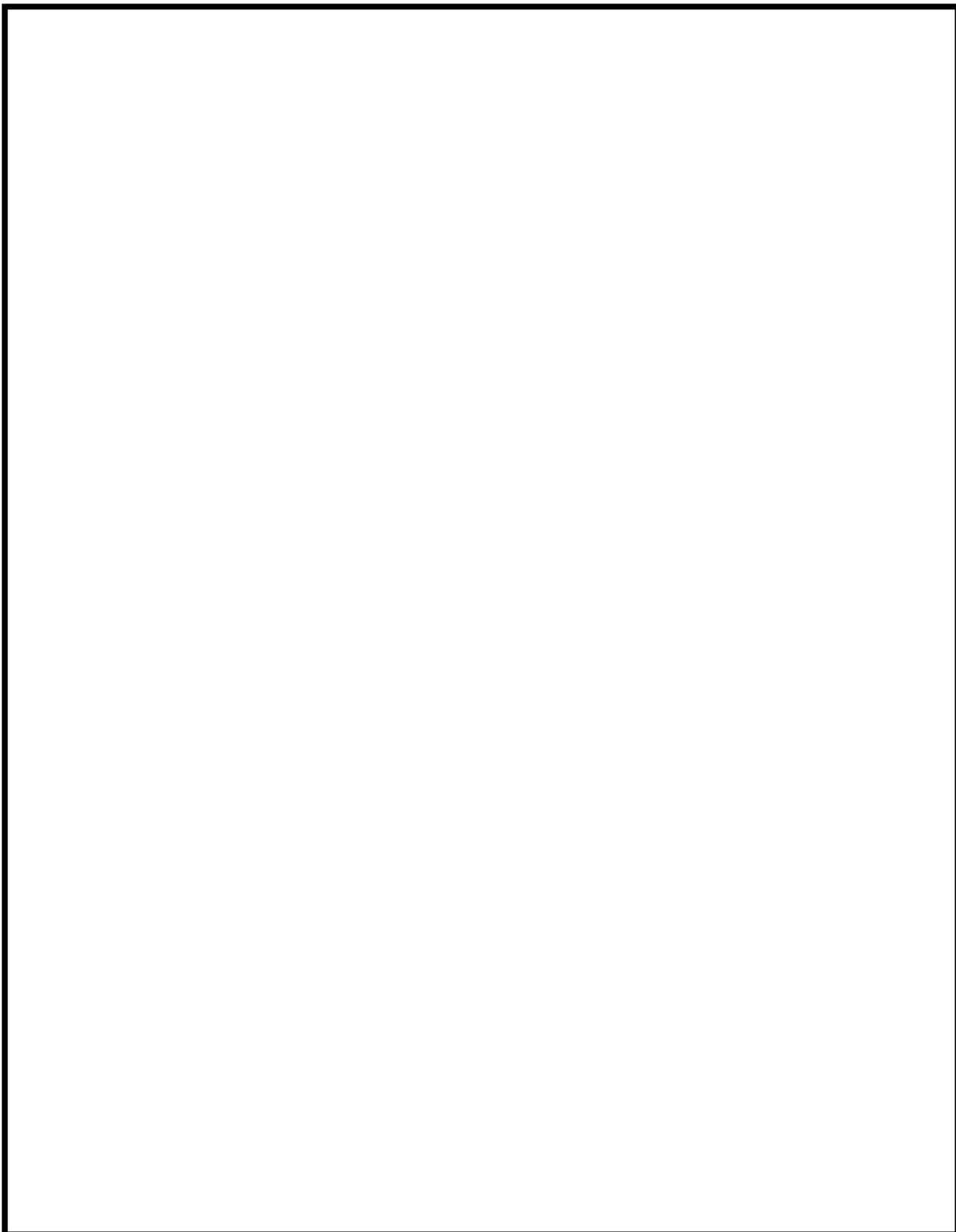


図 1 1 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

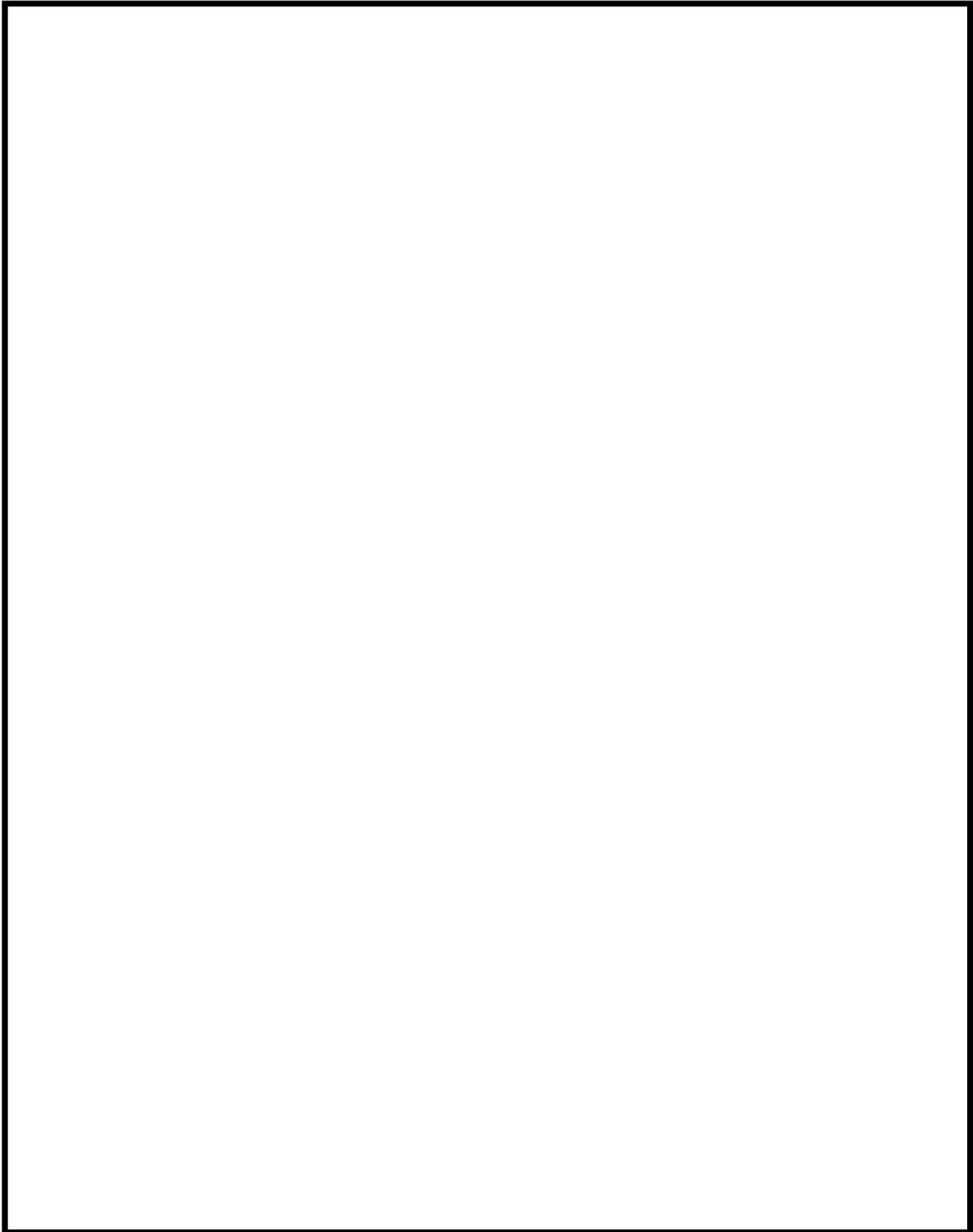


図 1 2 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

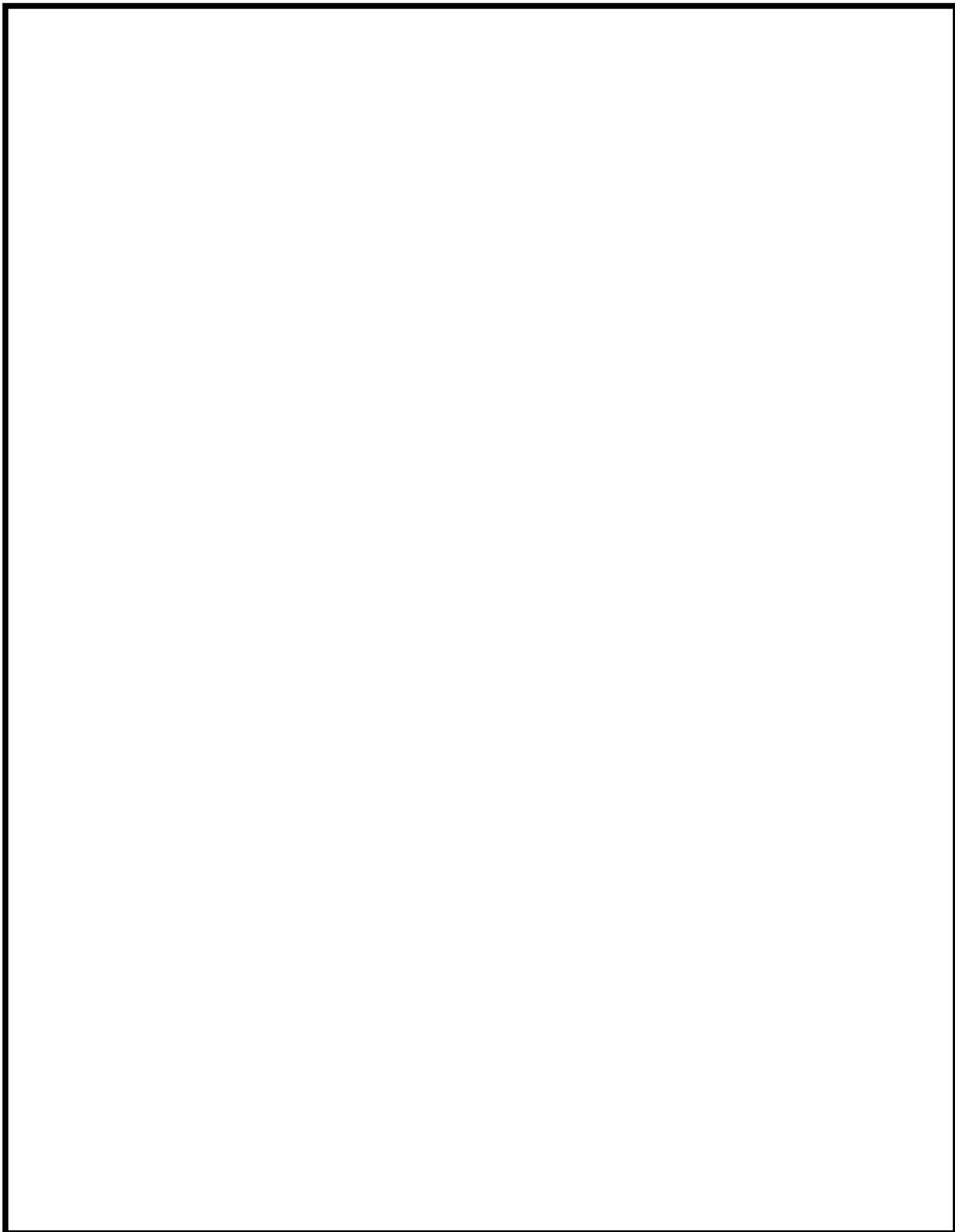


図 1 3 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

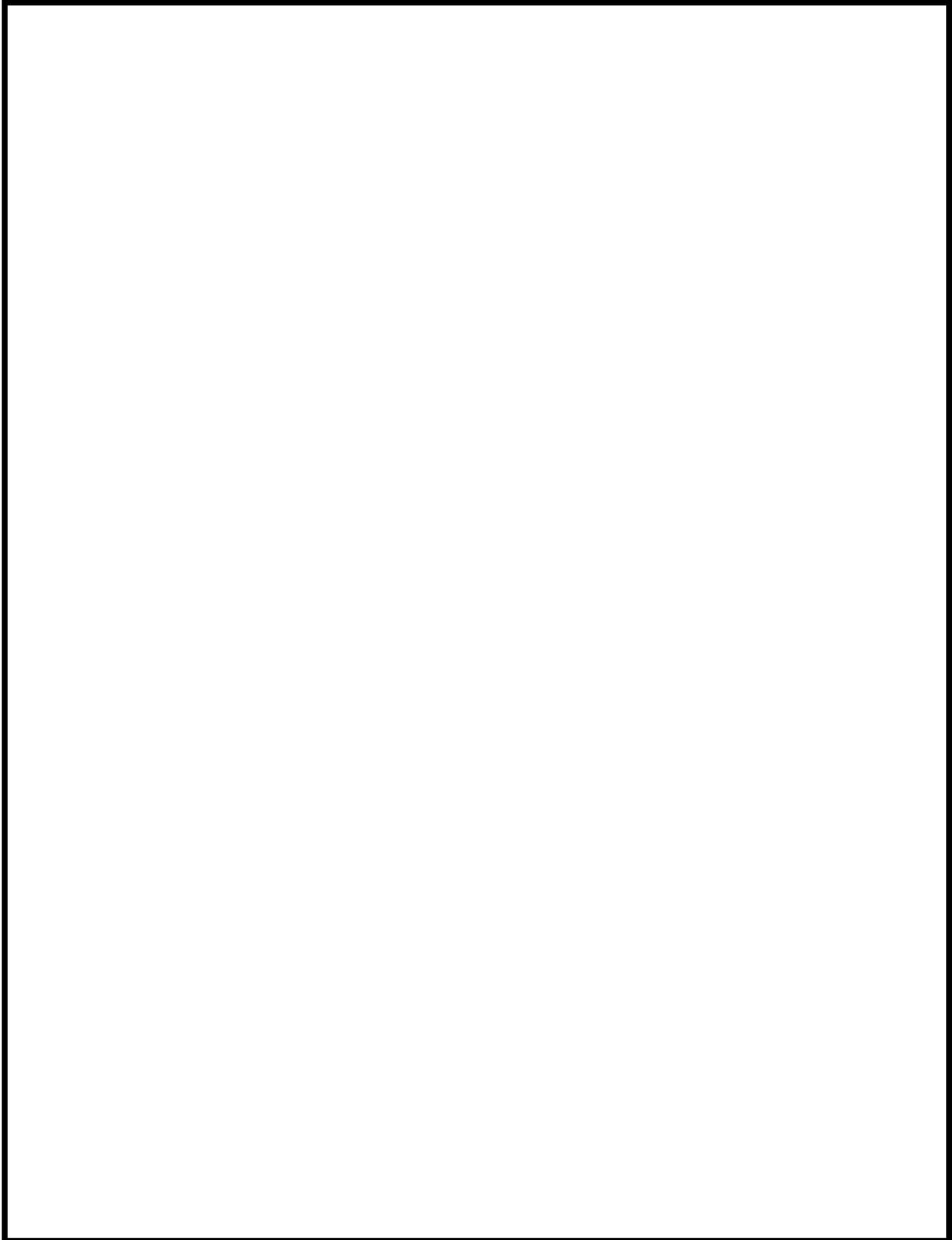


図 1 4 設計基準対象施設の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

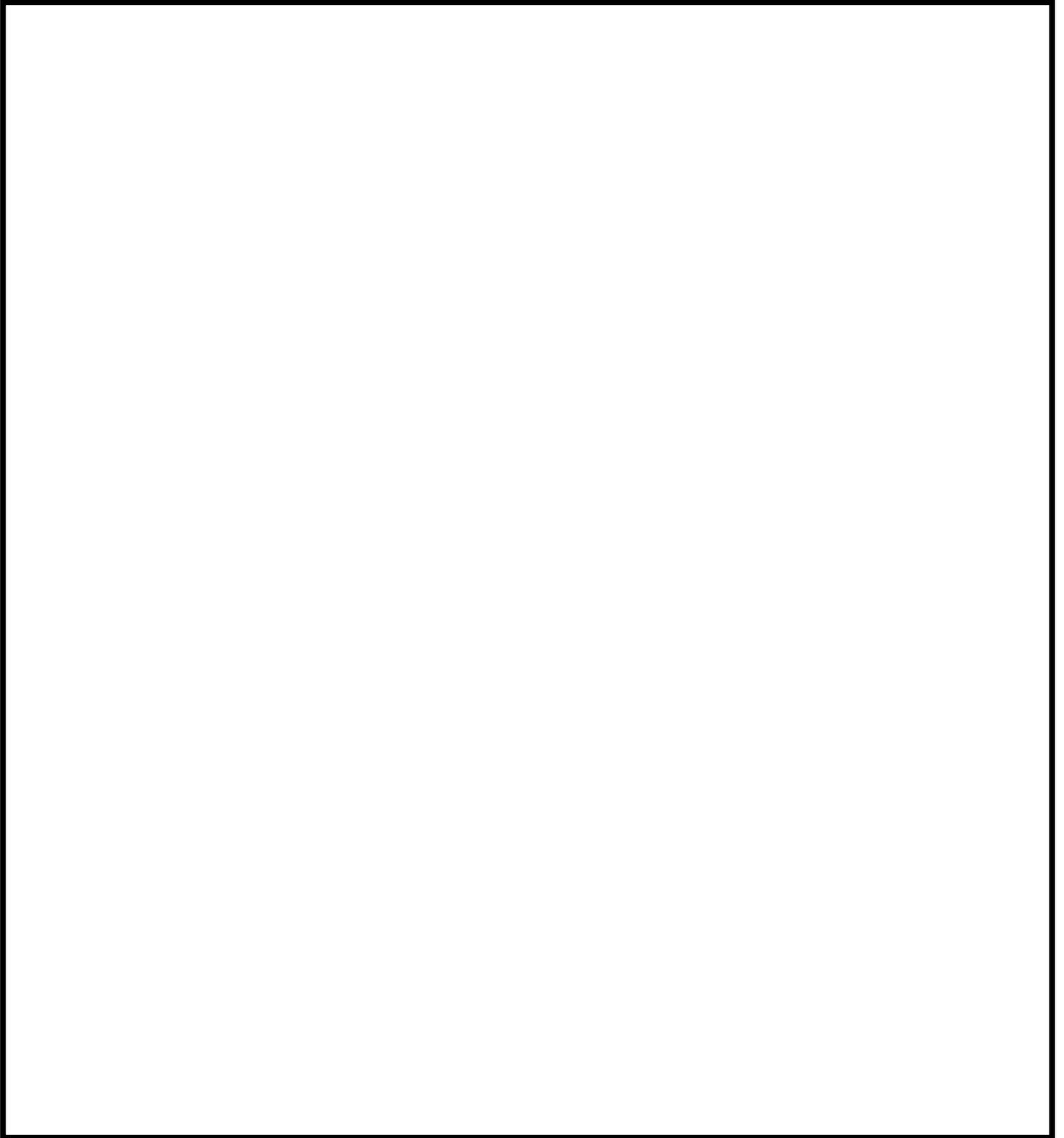


図15 ATWS緩和設備の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

44-4
系統図

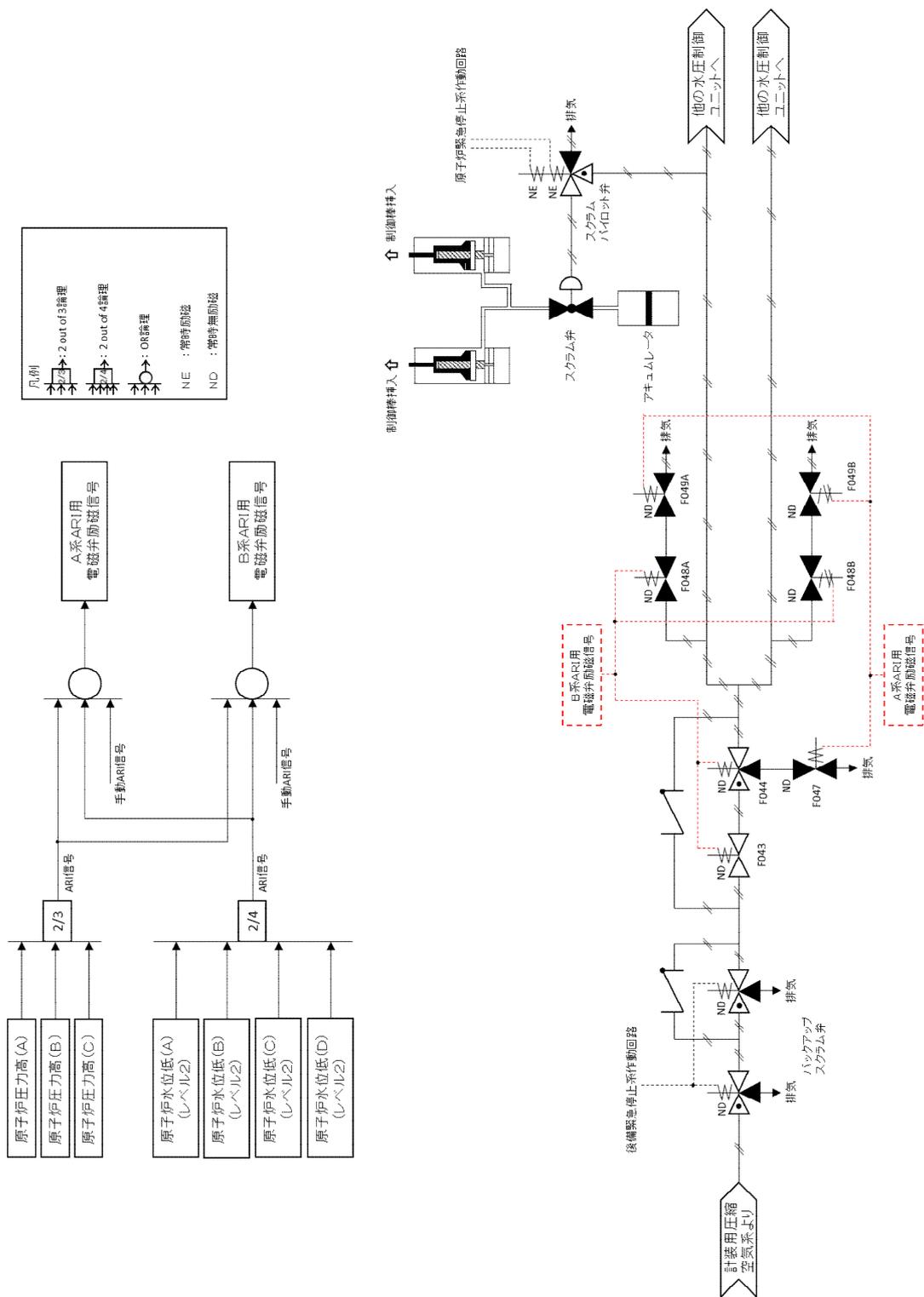


図1 代替制御棒挿入機能の概念図

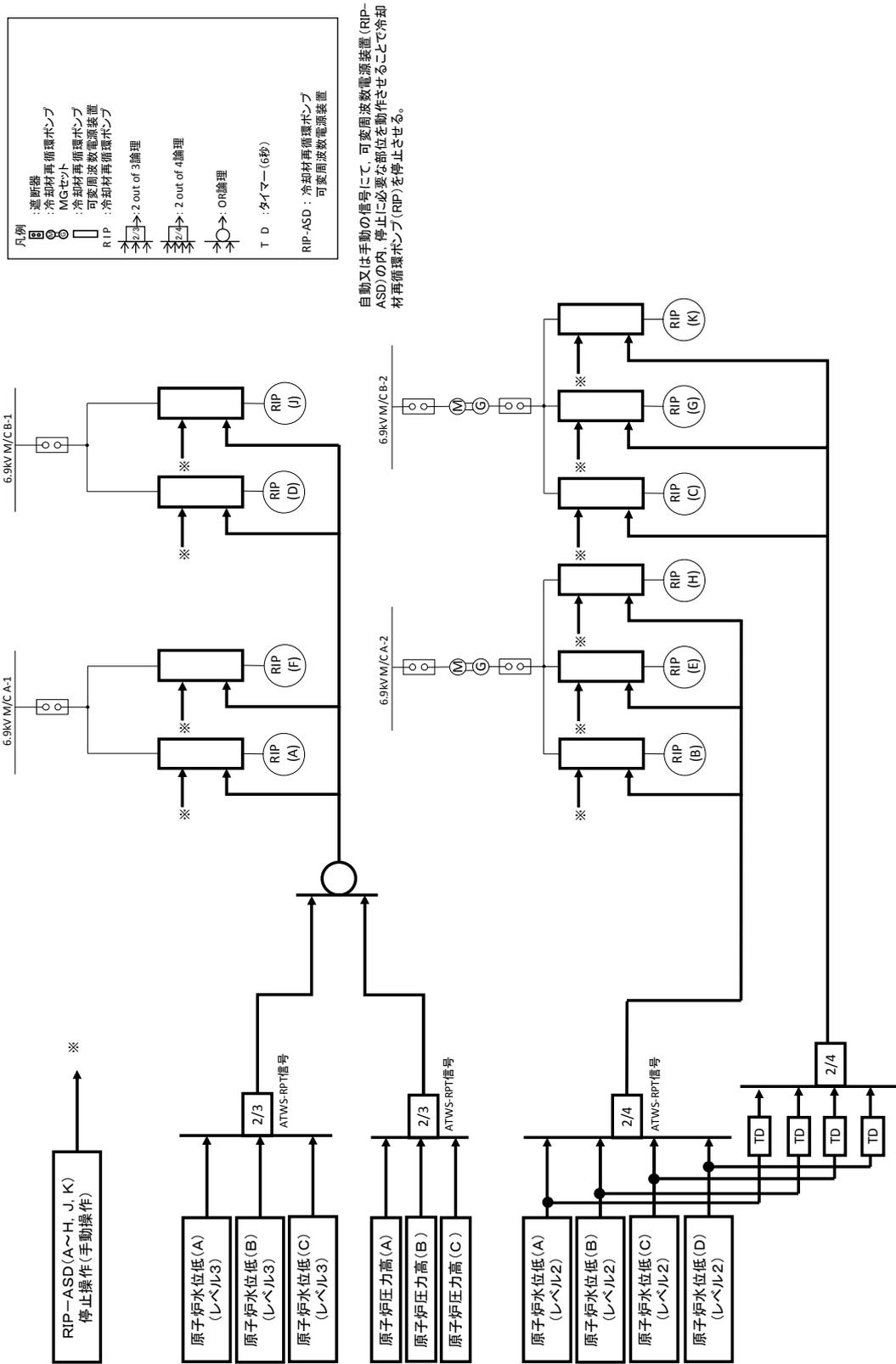


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図

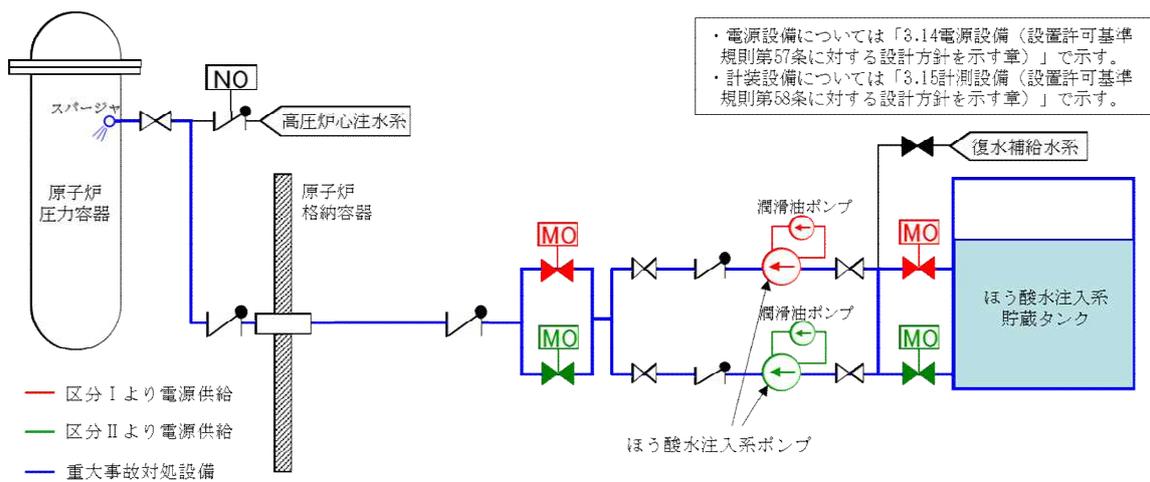


図3 ほう酸水注入系 系統概要図（6号炉）

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

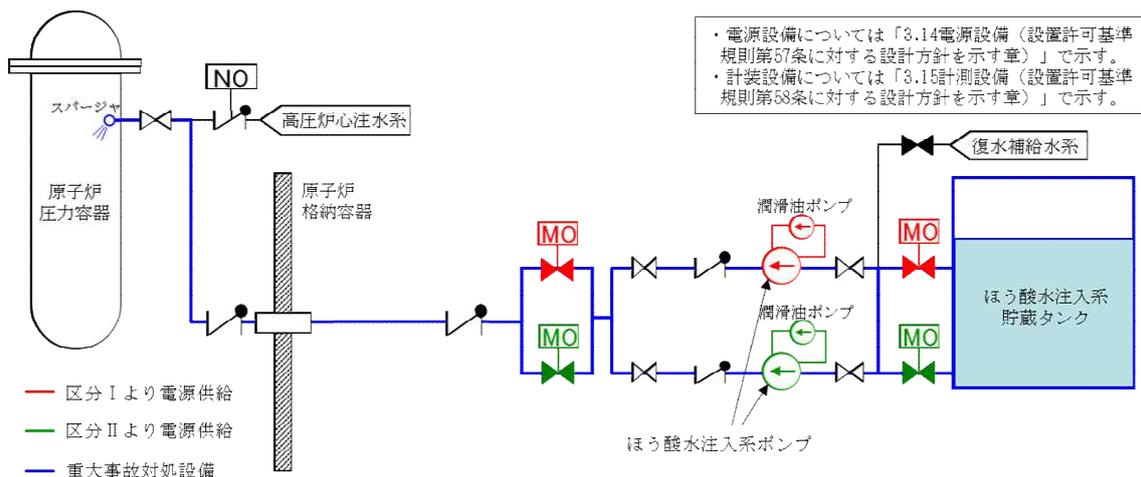


図4 ほう酸水注入系 系統概要図（7号炉）

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)		

44-5
試験及び検査

定期事業者検査対象設備については、既設の設備であり、検査の実績もあることから、定期事業者検査要領書の表紙のみ添付としている。

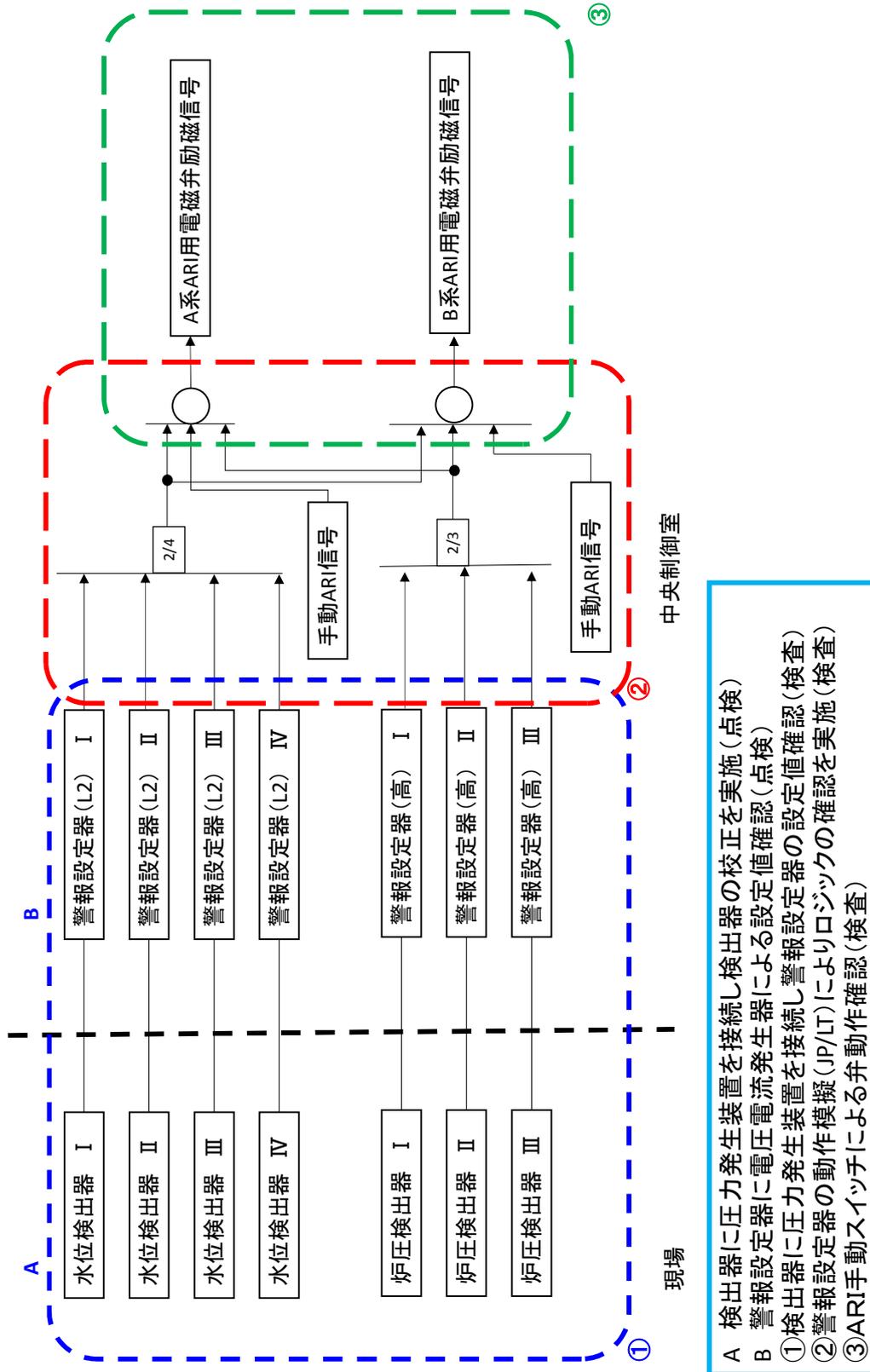


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査

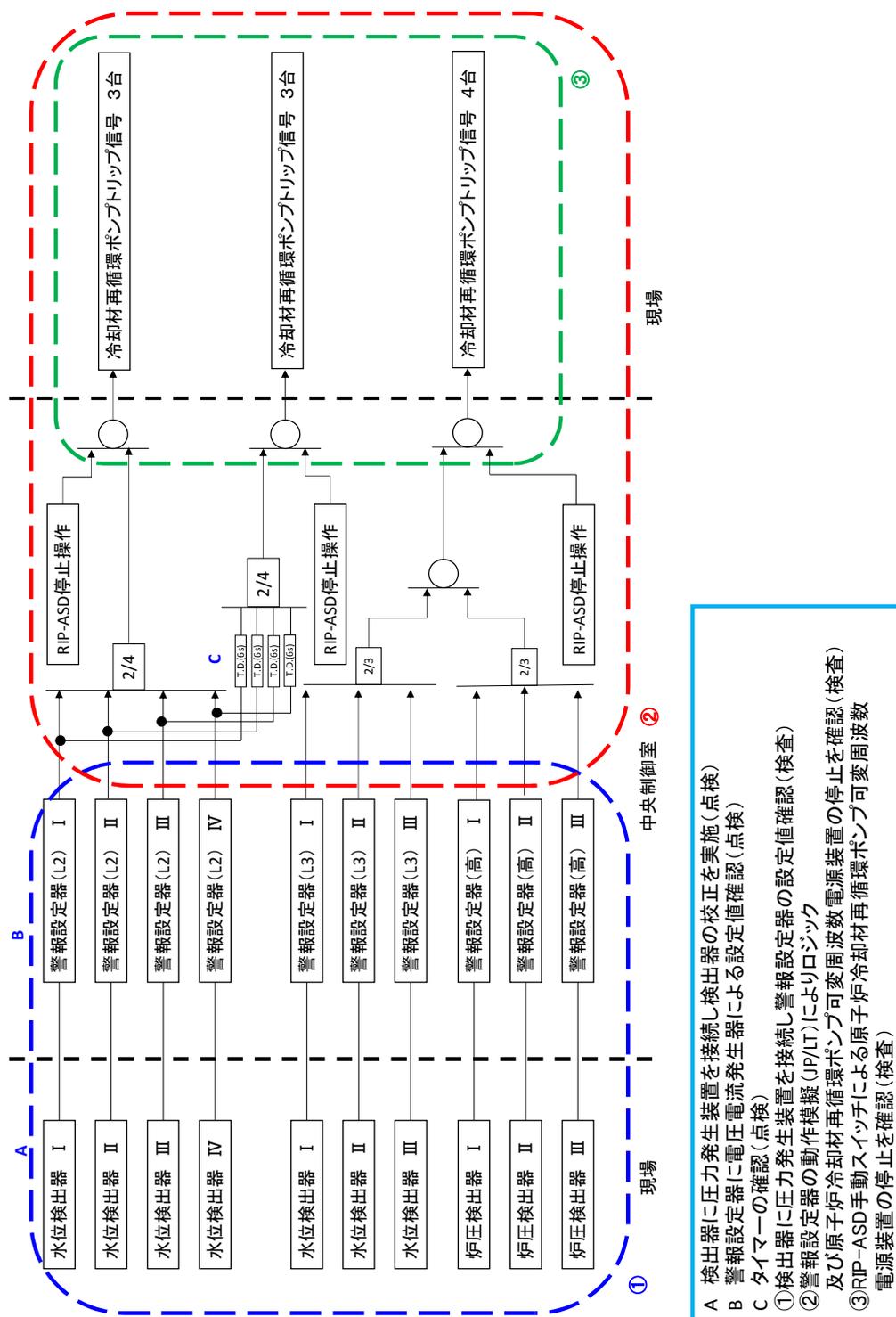


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

A T W S 緩和設備の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、A T W S 緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、A T W S 緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	A T W S 緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。	A T W S 緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
	「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	

3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度*は、又は、と十分に低いことを確認しており、定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

*44-9 参考資料1参照

以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

表2 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

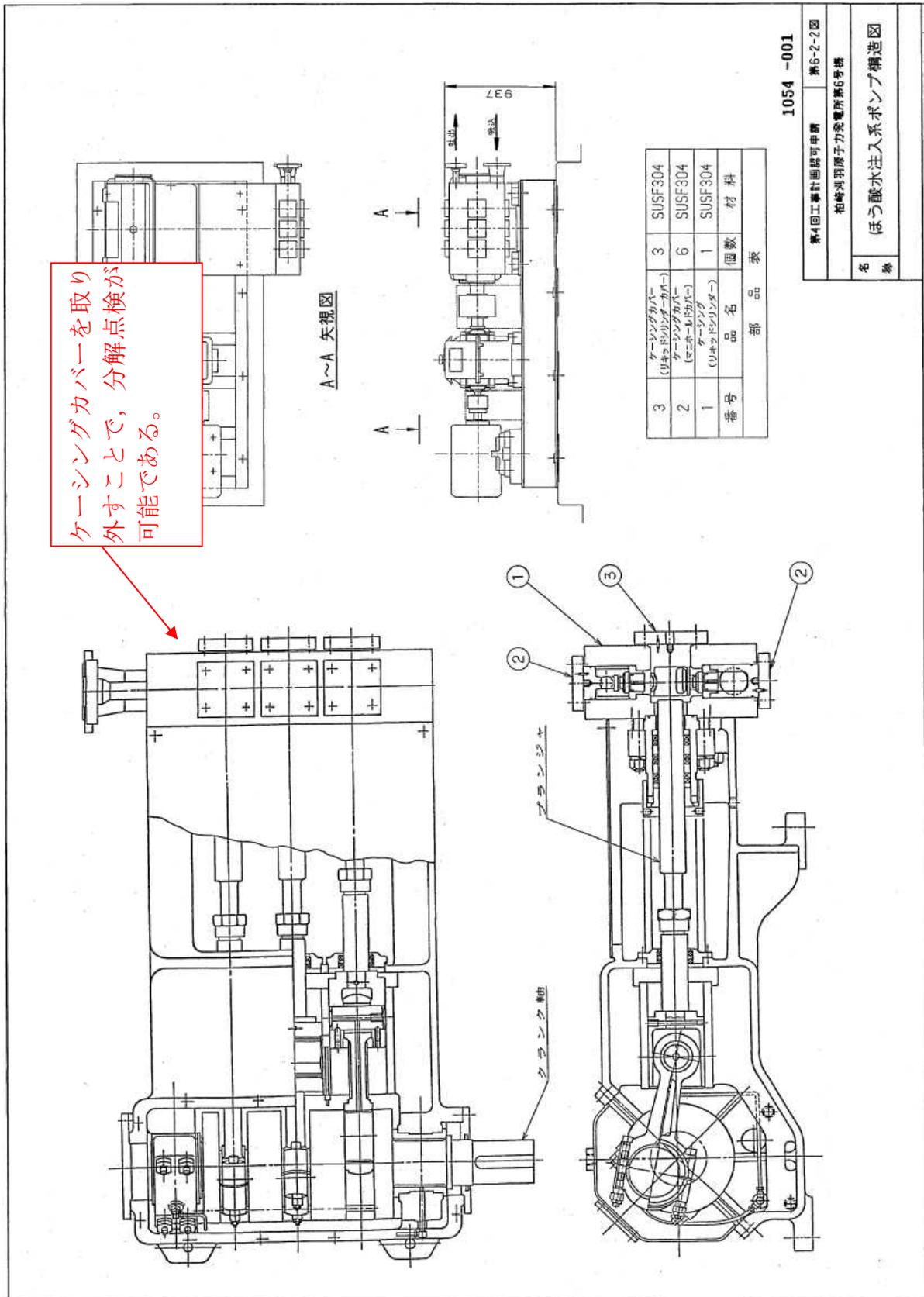
機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ(パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査
要領書番号 : K6-10-37-B-運

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号：K6-8-116-3C-R



第4回工事計画認可申請 第6-2-2図
 和崎河羽原子力発電所第6号機
 ほう酸水注入系ポンプ構造図
 名 称
 2925

図3 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表3 柏崎刈羽原子力発電所 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
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ(パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

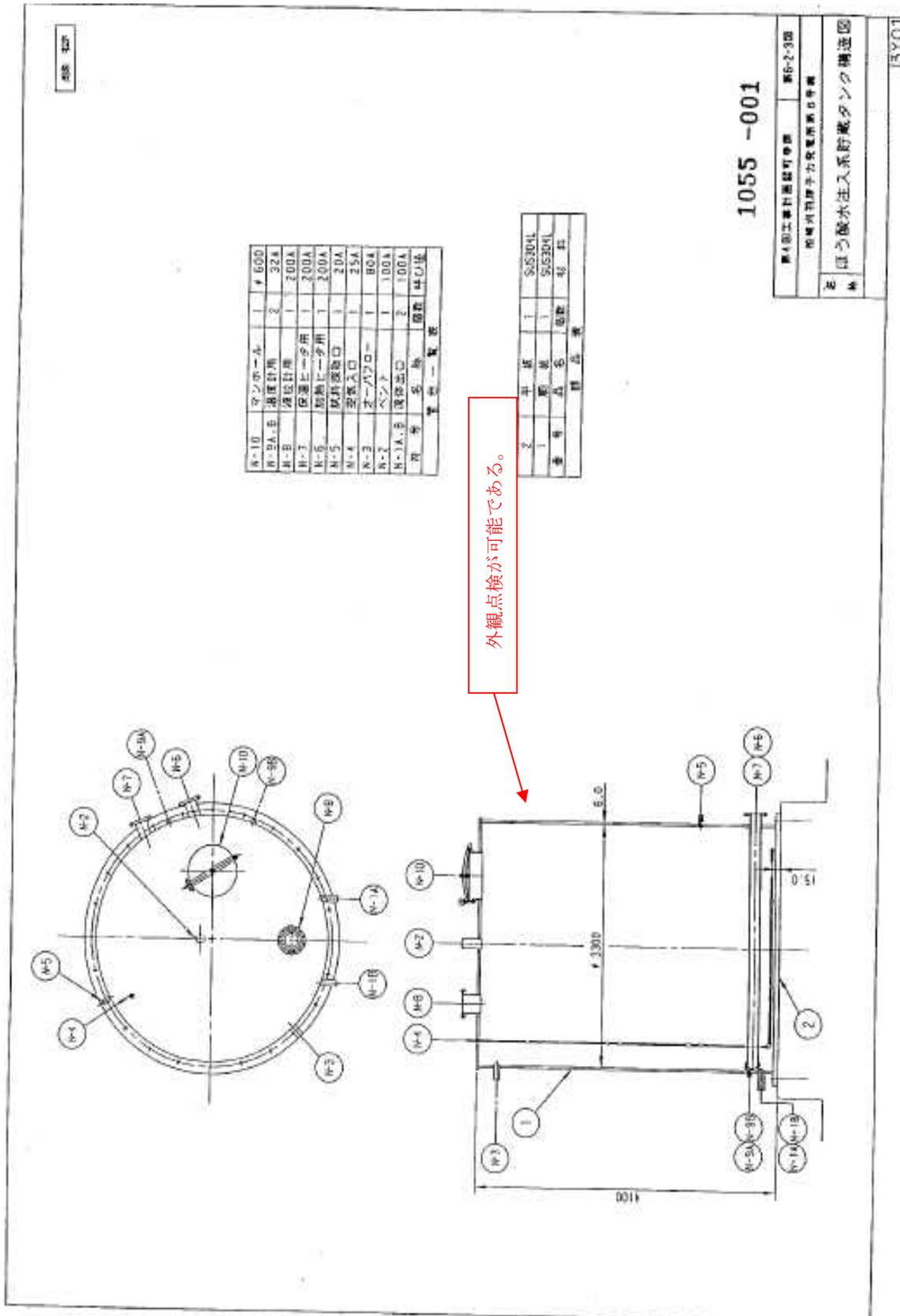
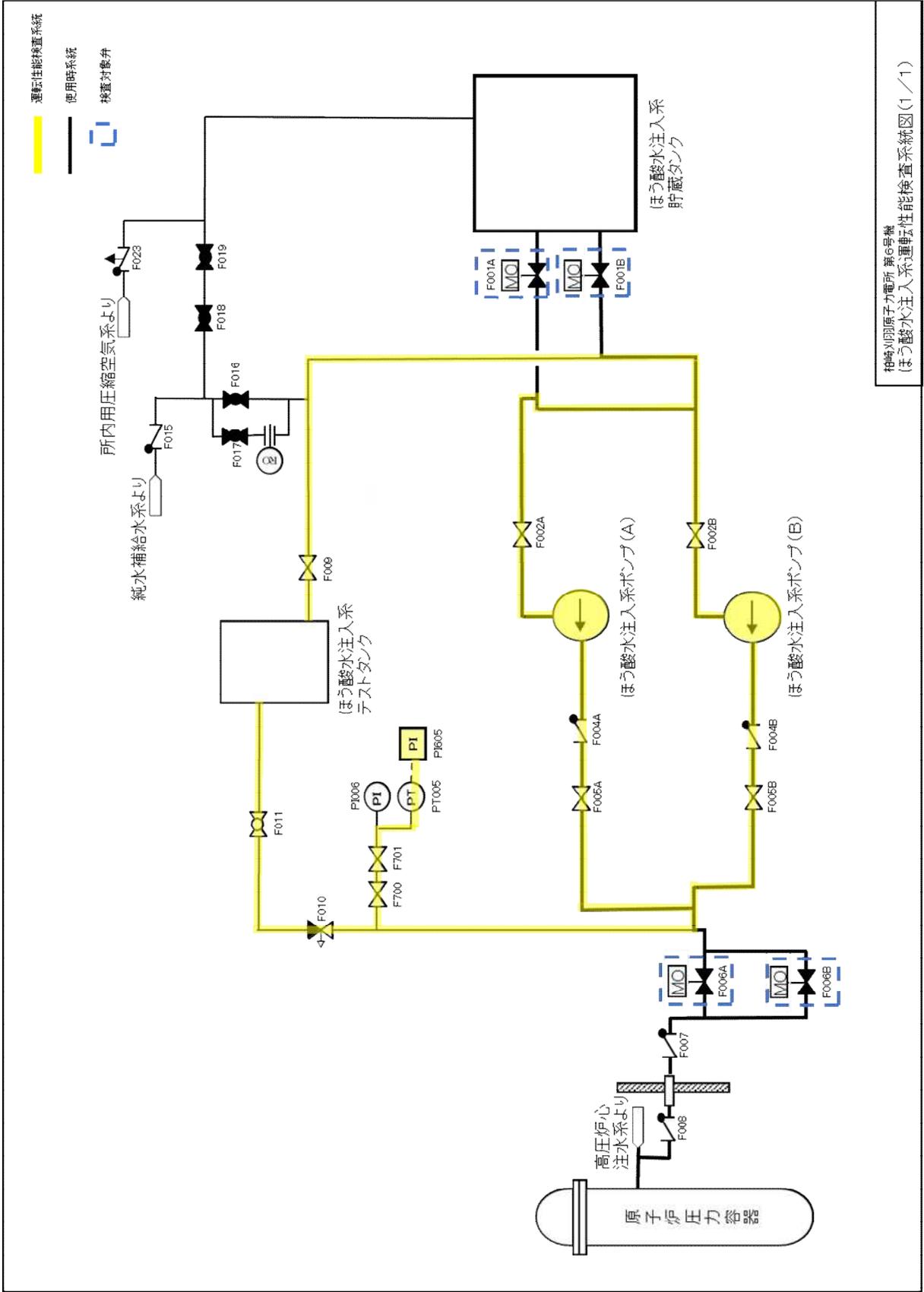


図4 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図5 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表4 柏崎刈羽原子力発電所 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	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	-	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	39M	-	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	39M	-	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(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中	
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中	
	充填水ラインキユムレータ	3	備えい試験	65M	-	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
		ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
				簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ヒーター 1式		3	簡易点検	1C	-	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク		1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中	
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	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10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査
要領書番号：K7-10-37-B-運

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号 : K7-8-116-3C-R

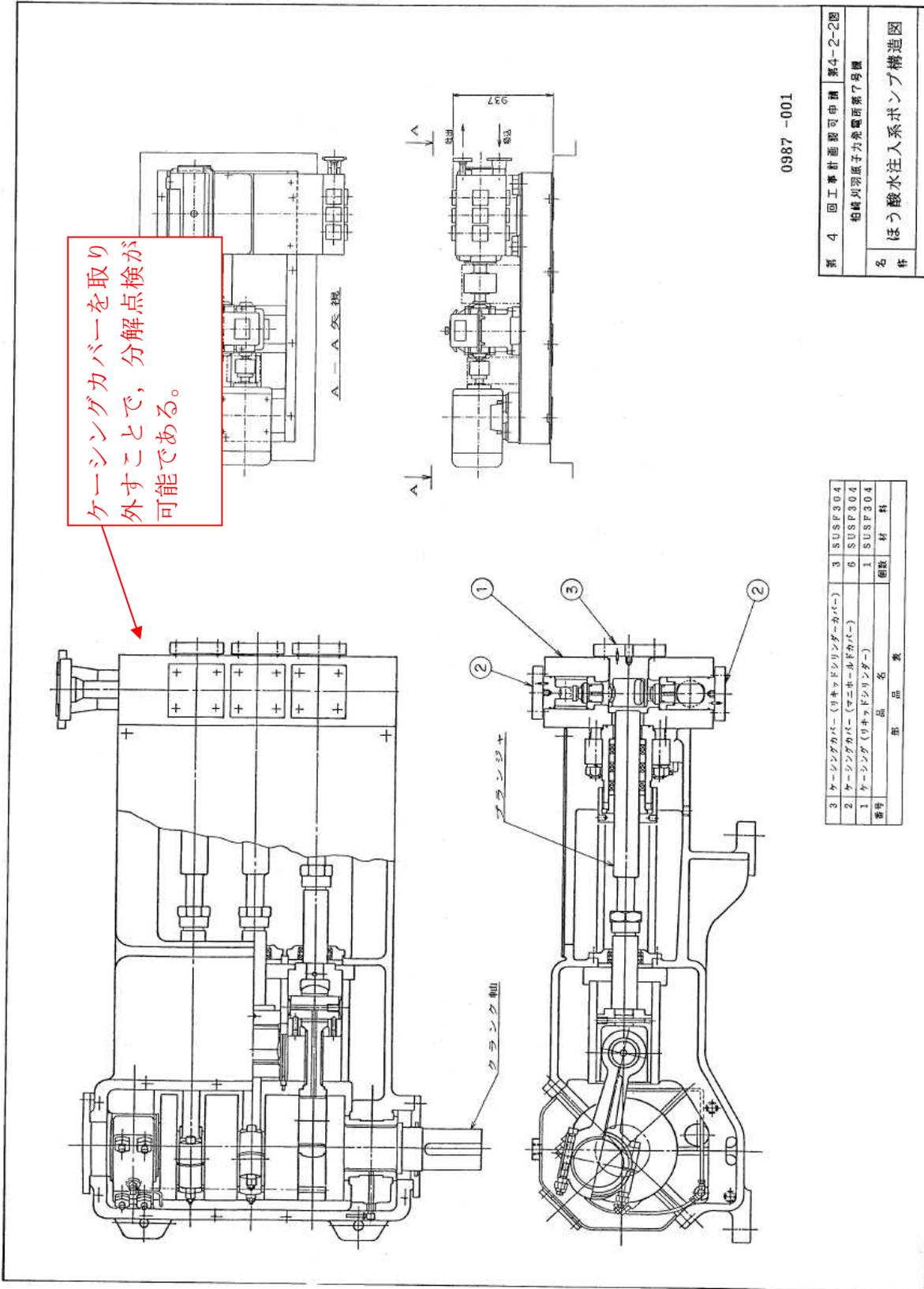


図6 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表5 柏崎刈羽原子力発電所 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	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	—	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	39M	—	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	39M	—	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(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	—	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	フィルタ(バージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	—	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中	
	充填水ラインアキュムレータ	3	漏えい試験	65M	—	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	—	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	—	ほう酸水注入系機能検査
ほう酸水注入系ポンプ(A)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接続部手入れ)	13M	—	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接続部手入れ)	13M	—	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中		
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	

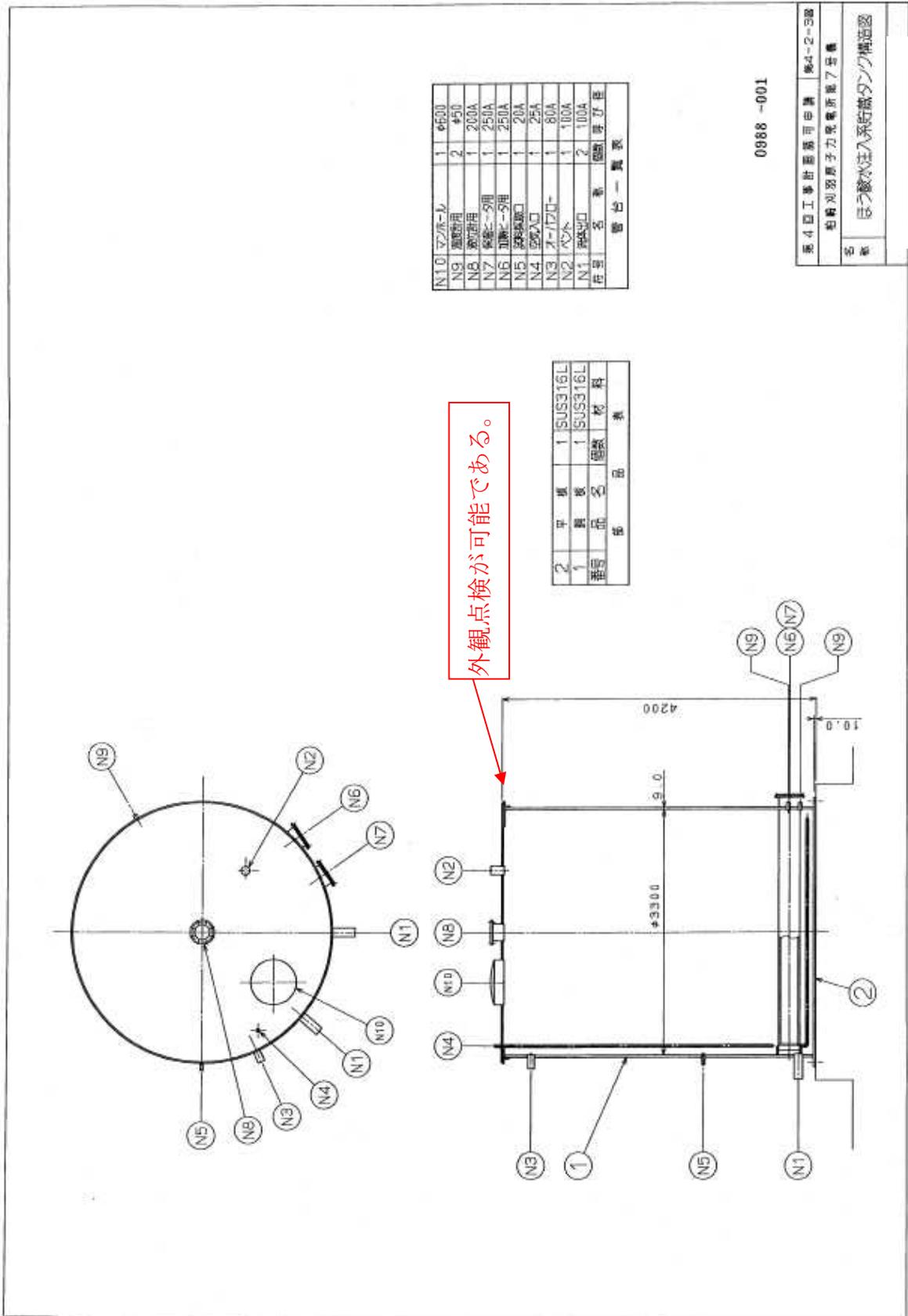
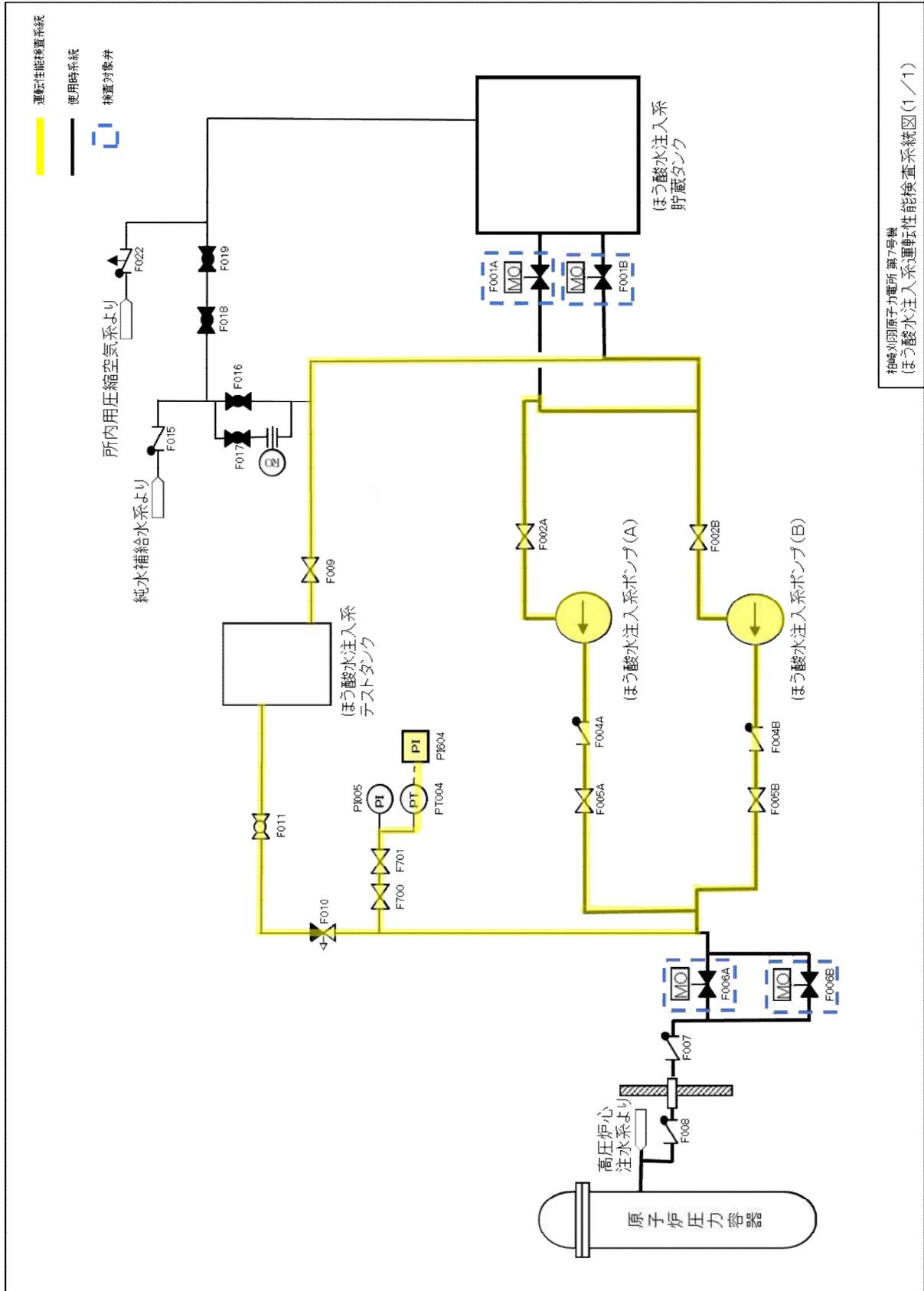


図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図



和崎川別原子力研究所 第7号機
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図 (1/1)

図 8 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6
容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

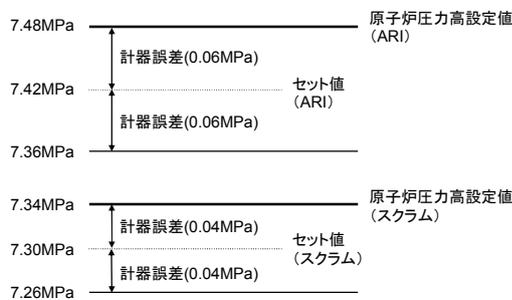
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

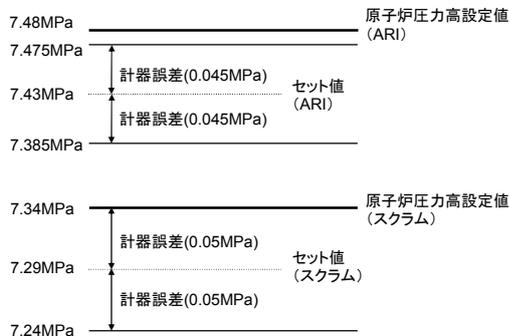


図1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>

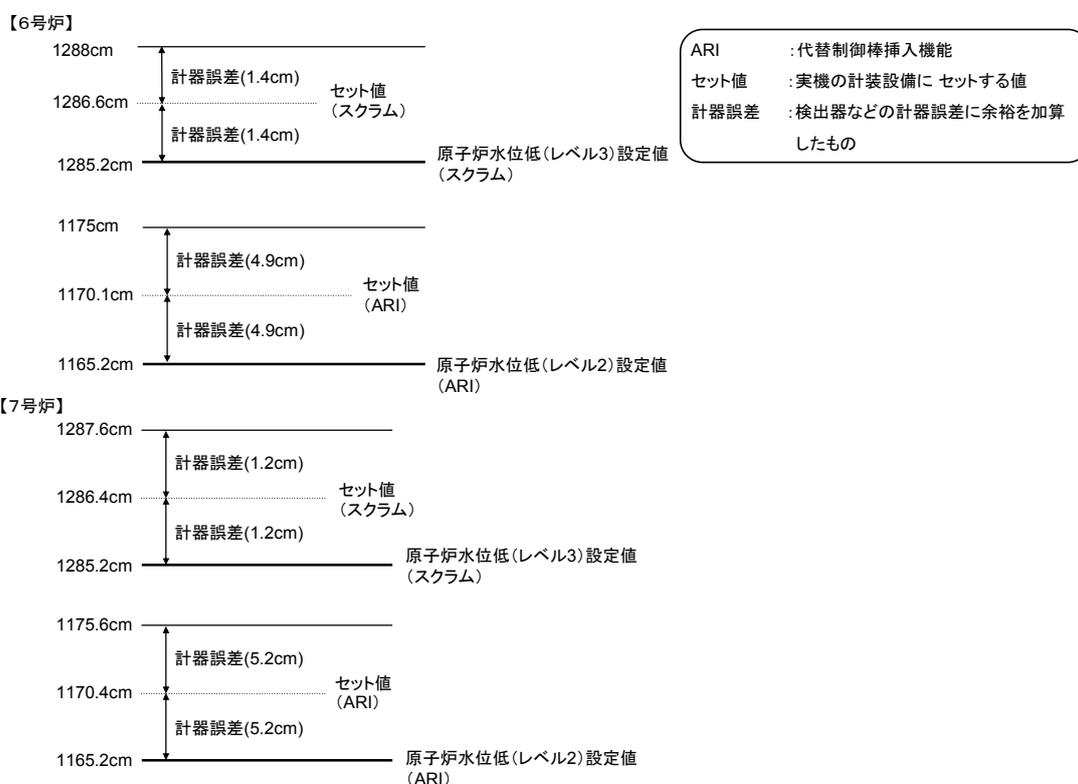


図2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保 護 目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

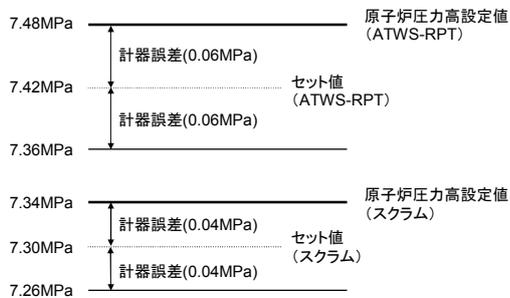
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサブレーションプールへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合，一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa）を超えないようにする。

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

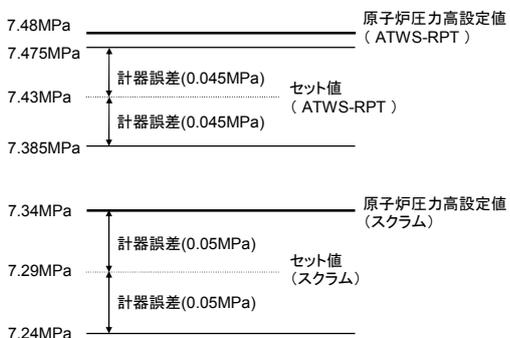


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 3)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

ATWS-RPT：代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 セット値：実機の計装設備にセットする値
 計器誤差：検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

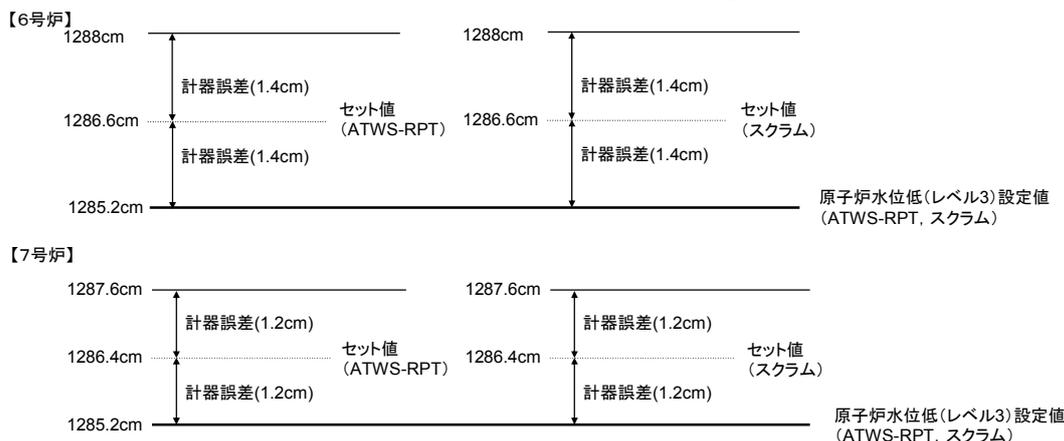


図 4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 2)
保 護 目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ，原子炉出力を低下させる。（原子炉水位低（レベル 3）の信号により，冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。）

<参考>

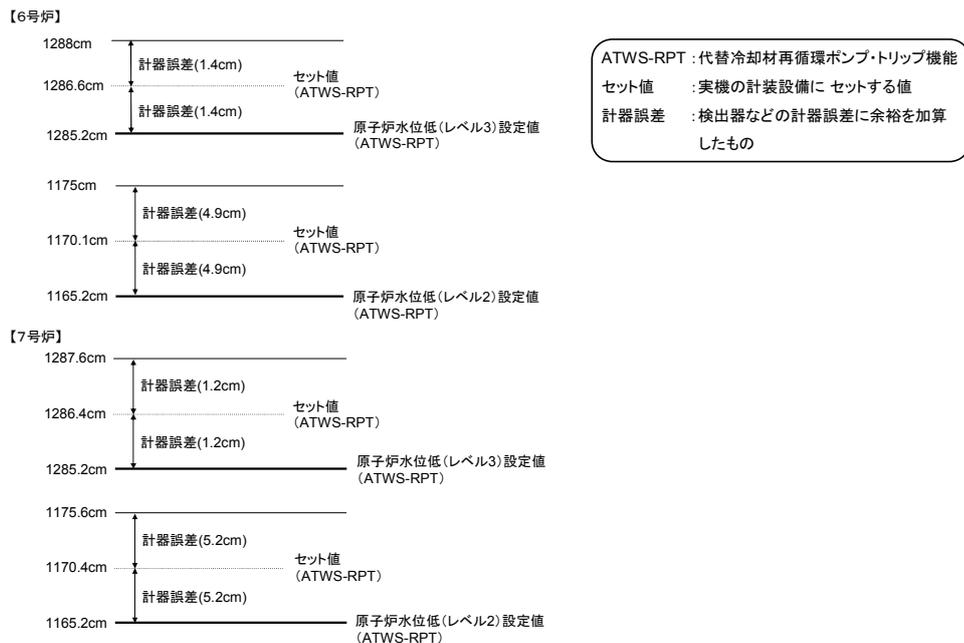


図 5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

・ほう酸水注入系ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1) , (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa	10.8
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	45
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】

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり2台 (予備1台) 設置する。

1. 容 量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、タンク有効容量 m³ (全容量 31.7m³) を設計上の許容注入時間 (設計ボロン濃度 ppm を設計ボロン注入速度 ppm/min^{*} で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度 ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

= タンク容量 (ℓ) / 注入時間 (min)

= / (/)

≒ 174 ℓ / min = 10.44 m³/h

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m³/h/個とする。

2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力 MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa

合計 約 MPa (約 840m)

【7号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa

合計 約 MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

5. 原動機出力

ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

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

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

$$P =$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称	ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)	
容量	m ³ /h/個	約28 (注1), (約30 (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	°C	66
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】

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉1基あたり1基設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下の通り。

原子炉停止時における通常水位までの水量は kg であり、

原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、

× ppm (設計ボロン濃度) = kg

必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量: } B=10.8, H=1, O=16, Na=23)$$

であることから、

$$\frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ kg}$$

上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 (kg) を考慮した、最小必要五ほう酸ナトリウム量 (kg) をほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。

設計飽和温度 15°C の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%における 27°C での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量は m³ となり、タンク無効容量 m³ を考慮し、タンク全容量は 31.7 m³ とする。

2. 最高使用圧力

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常の温度制御範囲（°C）を上回るものとして、66°Cとする。

44-7
その他設備

以下に、原子炉を未臨界に移行するための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下の通りである。

- (1) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (2) 原子炉モードスイッチ
原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (3) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (4) スクラムソレノイドヒューズ
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。

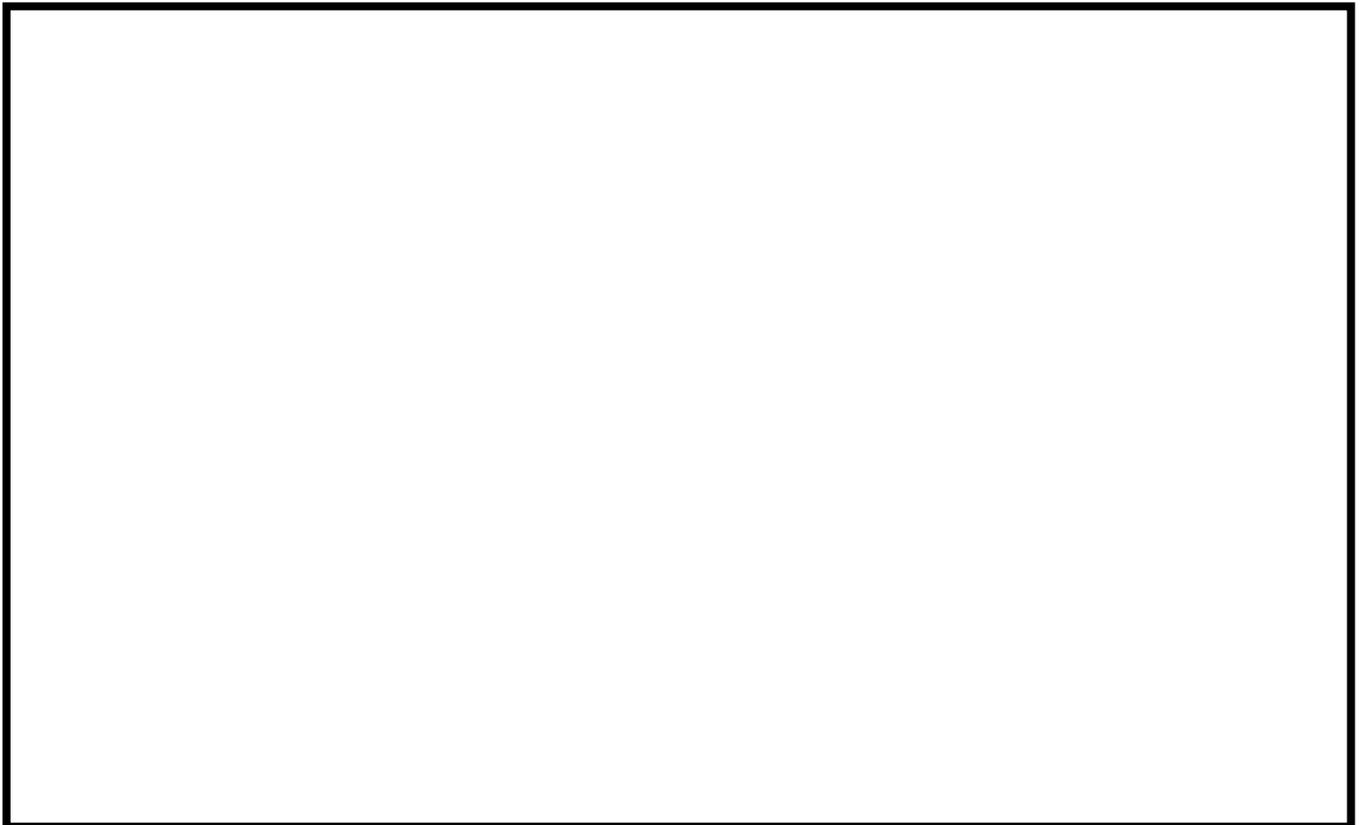


図1 配置図（自主対策設備）

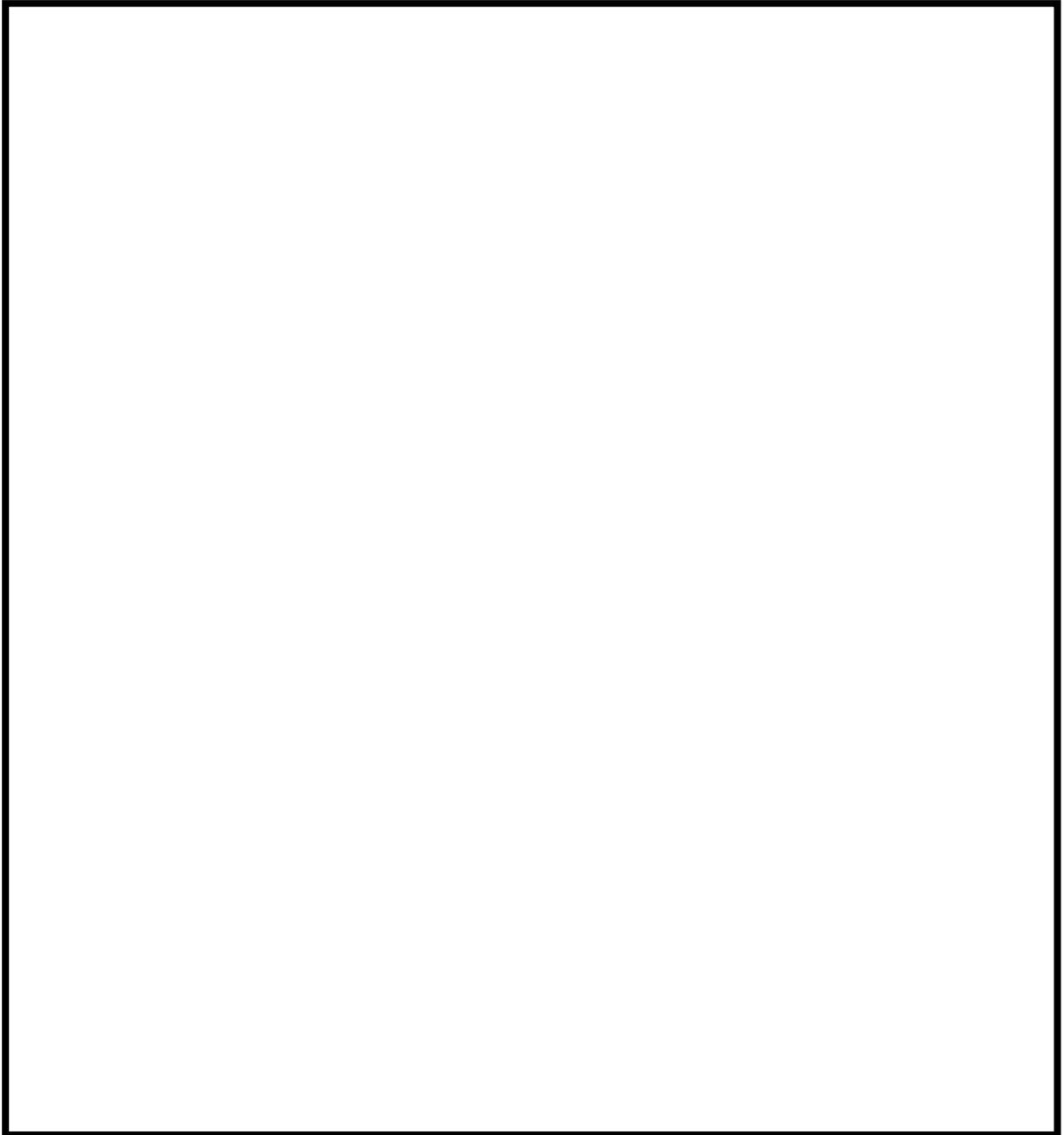


図2 配置図（自主対策設備）

(5) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間，もしくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を挿入する手段として有効である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図4に示す。

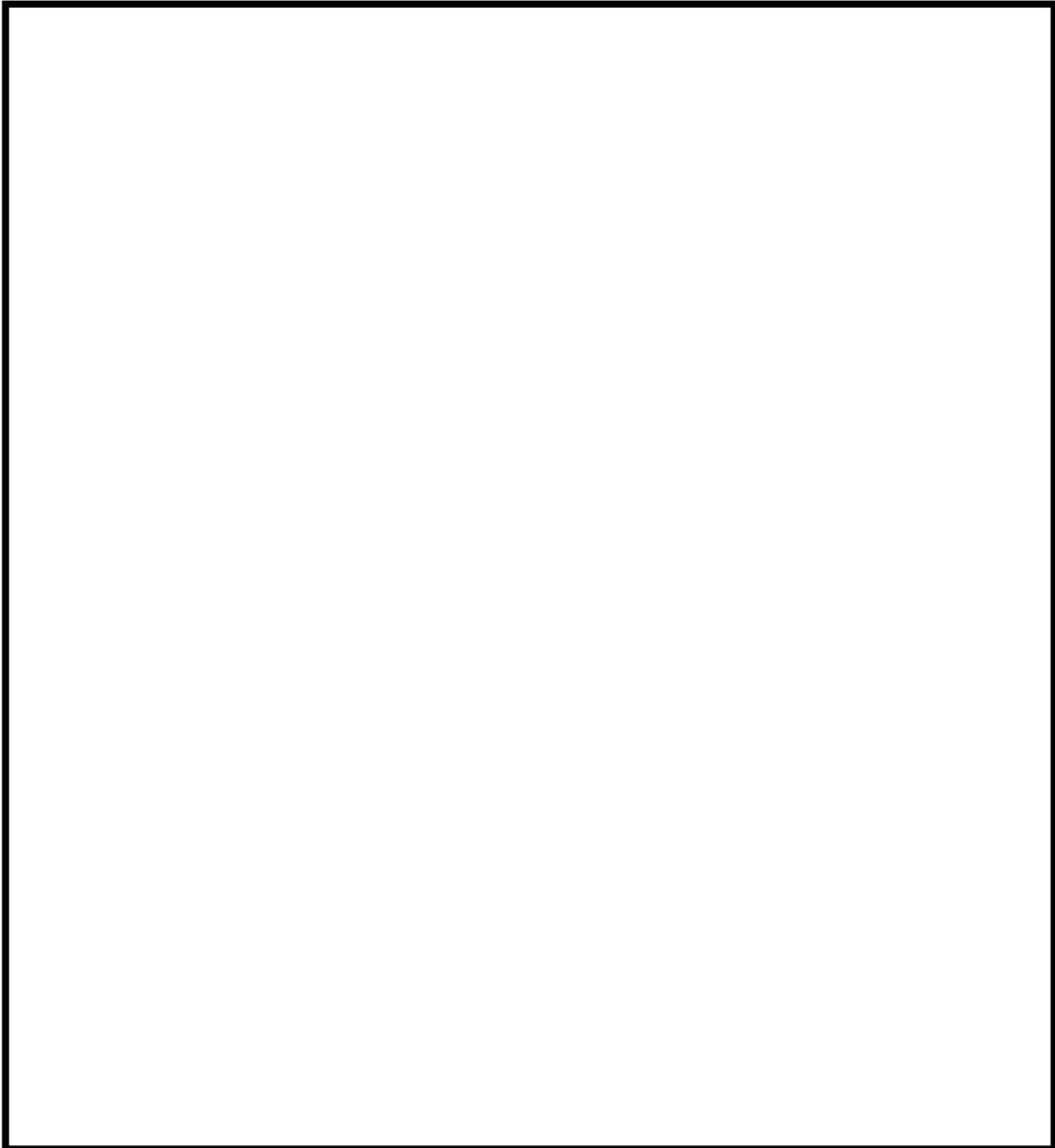


図3 制御棒駆動機構 概要図

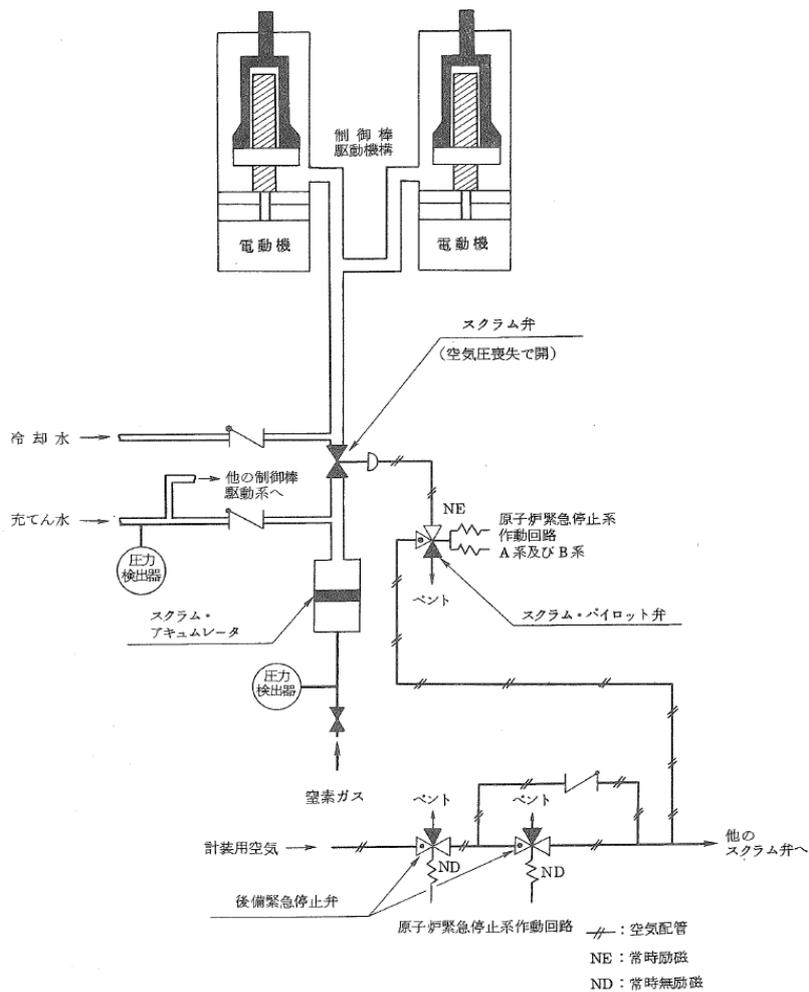


図4 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

(6) 給水制御系，電動駆動原子炉給水ポンプ

電動駆動原子炉給水ポンプによる原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，電動駆動原子炉給水ポンプを整備している。

電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

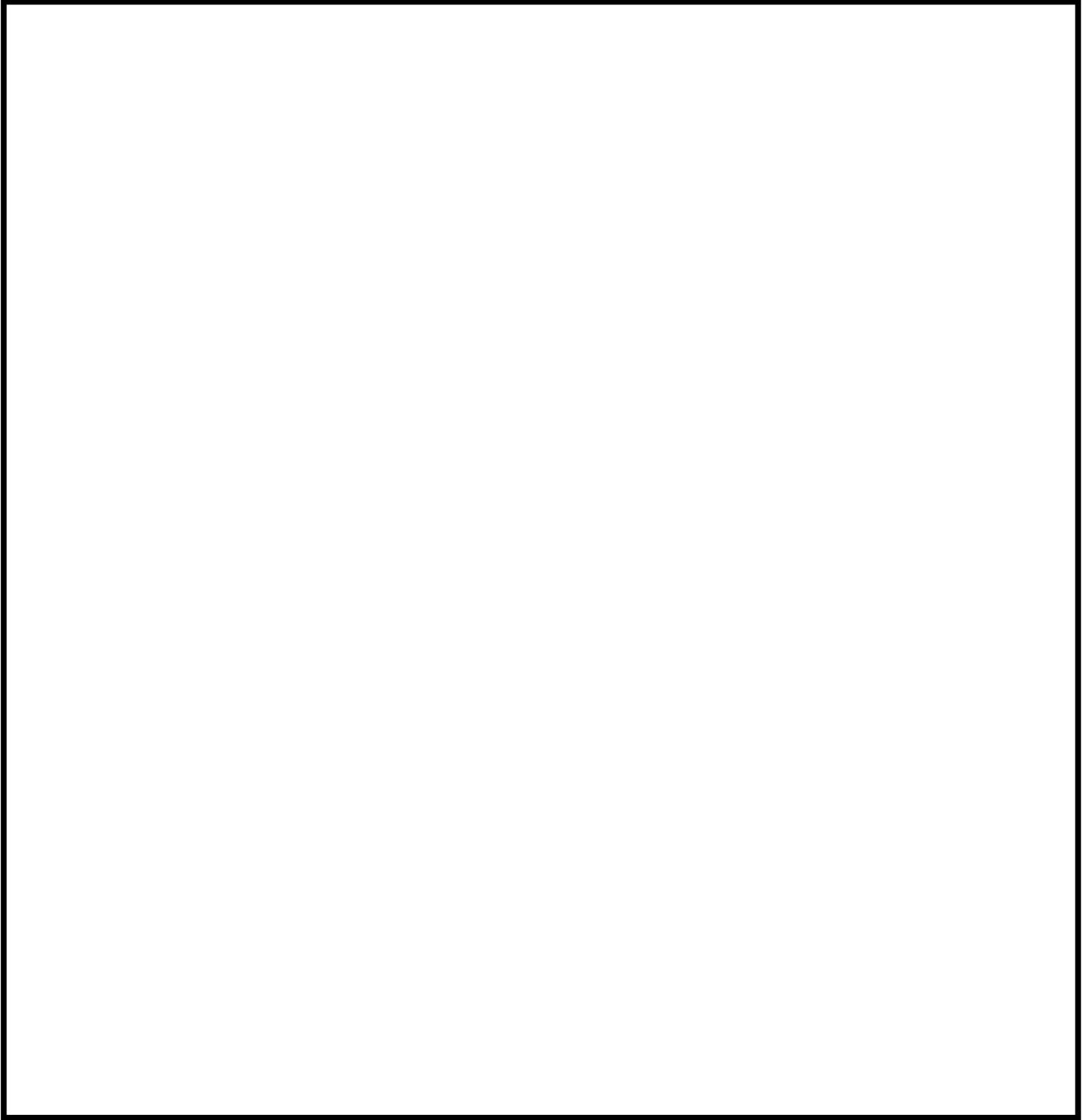


図5 配置図（自主対策設備）

44-8
ATWS緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過度変化時における原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉の運転を緊急に停止できない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により原子炉を未臨界に移行させるとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、「ATWS緩和設備」という。）を設置する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界に移行させる。

3. ATWS緩和設備の設計方針

ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

ATWS緩和設備は、中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室及び二次格納施設内の環境条件（温度、圧力、湿度、放射線及び地震、風（台風）、積雪の影響による荷重、電磁波）において、必要な機能を果たすことができる設計とする。

(2) 操作性

ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、手動によっても操作可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能である。

(3) 悪影響防止

ATWS緩和設備は、原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し、検出器からロジックまで独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

原子炉緊急停止系とATWS緩和設備のロジック回路の電源は、異なるしゃ断器から供給することで原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

なお、ATWS緩和設備で使用する水位検出器は、工学的安全施設作動回路等の検出器と共用しているが、隔離装置（リレー）を用いて信号を分離することで、工学的安全施設作動回路等へ悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

A T W S 緩和設備は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

A T W S 緩和設備は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

A T W S 緩和設備のロジック回路はアナログ回路であるが、原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系のフラグダスパーチャより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（A T W S）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。

5. A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

原子炉緊急停止系と A T W S 緩和設備のロジック回路は図 1 のとおり、検出器からロジックまで、原子炉緊急停止系と A T W S 緩和設備は独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもそれぞれ分離した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

図 2 のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁（ケーブル含む）についても、代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。

原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能（A R I）用の作動電磁弁は、図 3、図 4 のとおり位置的にも分離された構成となっている。

ケーブルについては、現場検出器から中央制御室及び現場作動電磁弁まで、電線管による独立した構成で布設している。

なお、A T W S 緩和設備で使用する水位検出器は、工学的安全施設作動回路等の検出器と共用しているが、図 5 のとおり工学的安全施設作動回路等と隔離装置を用いて電氣的に分離することで、工学的安全施設作動回路等へ悪影響を与えない設計とする。

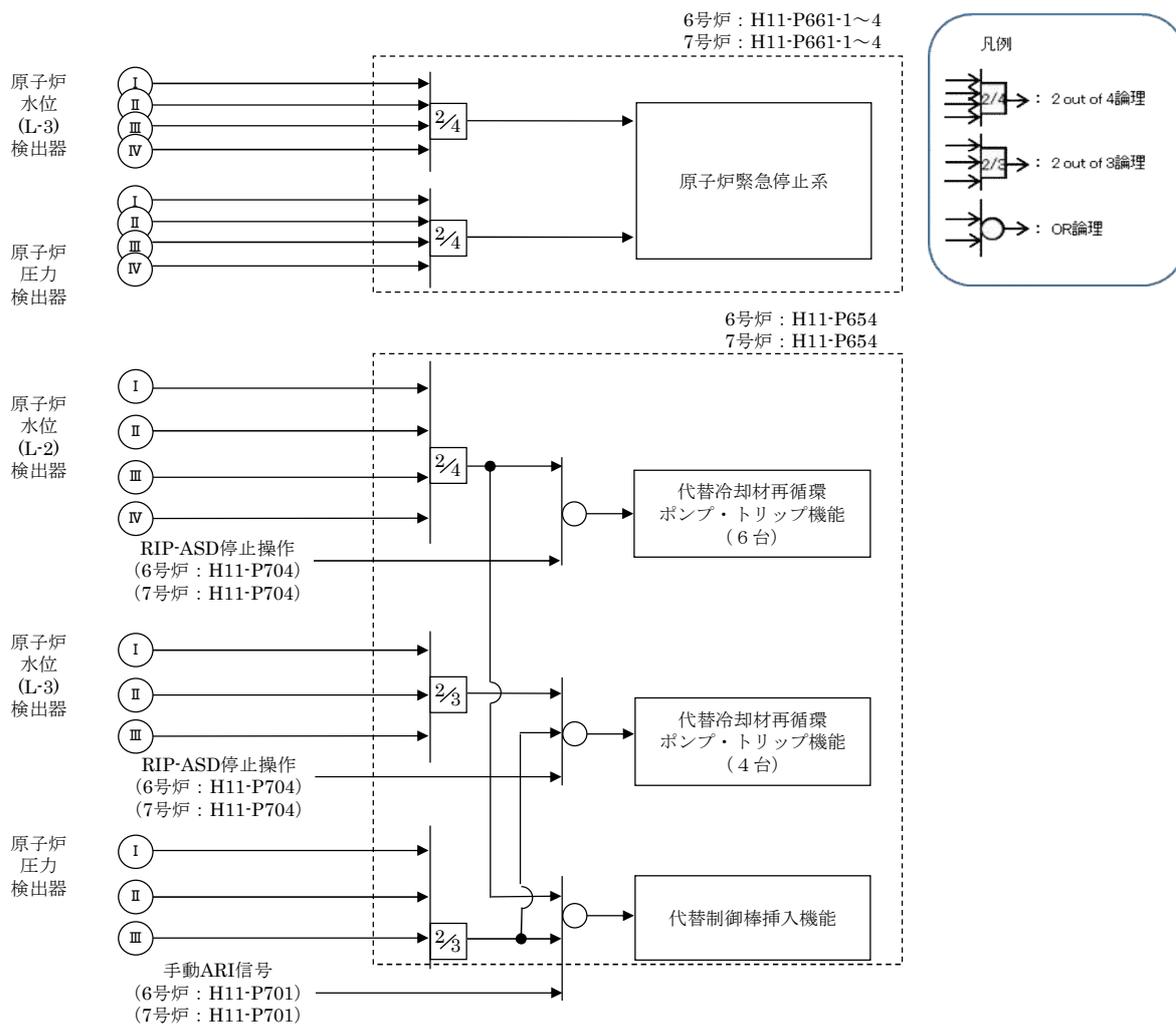


図1 原子炉緊急停止系及びA T W S緩和設備ロジック図

凡例
NE : 常時励磁
ND : 常時無励磁

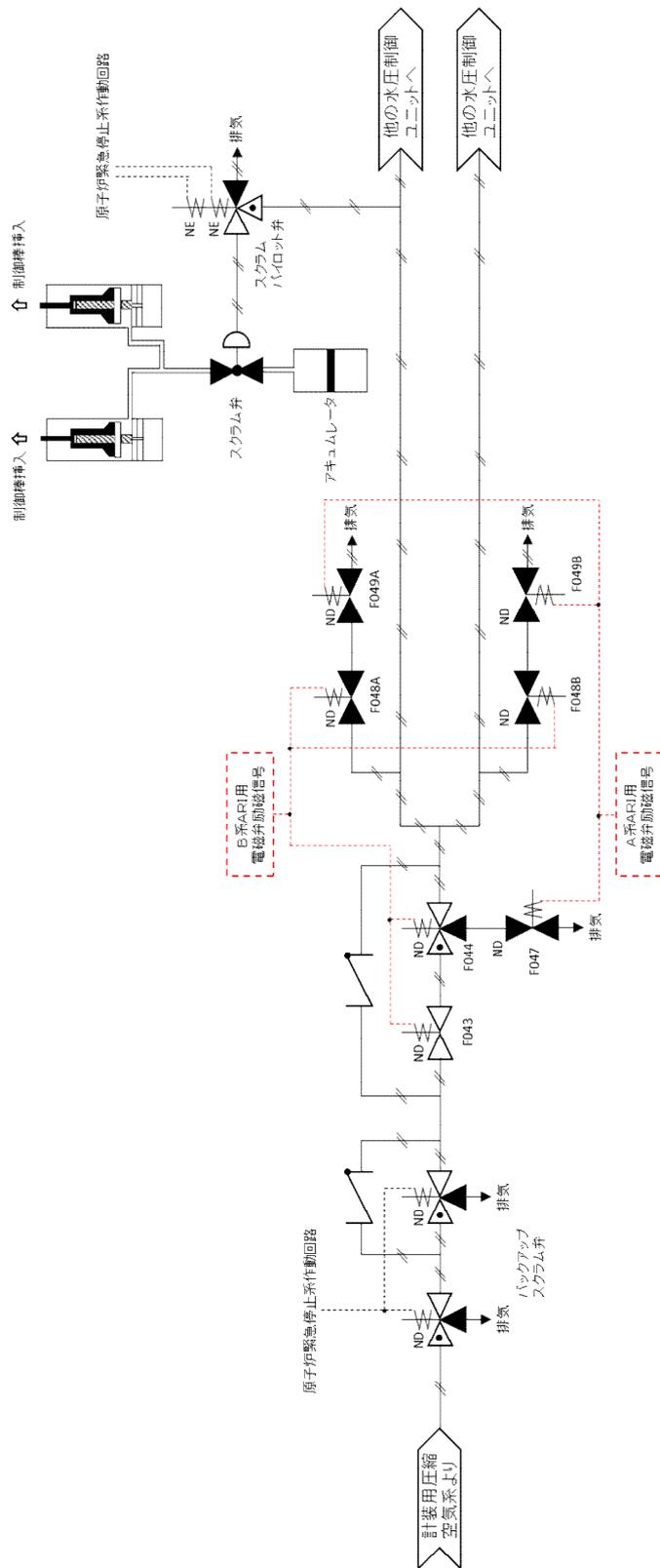


図2 電磁弁の分離について

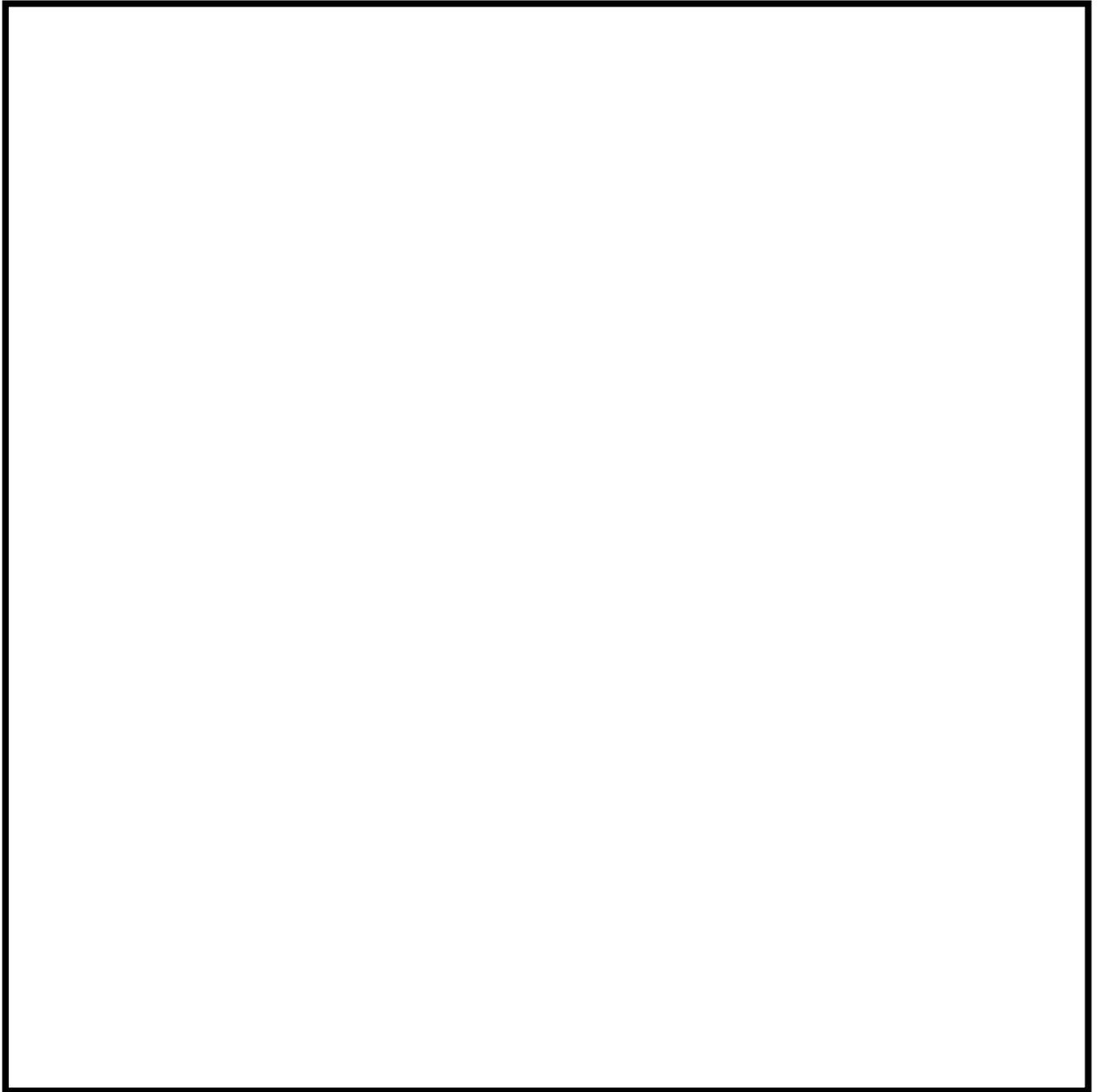


図3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)

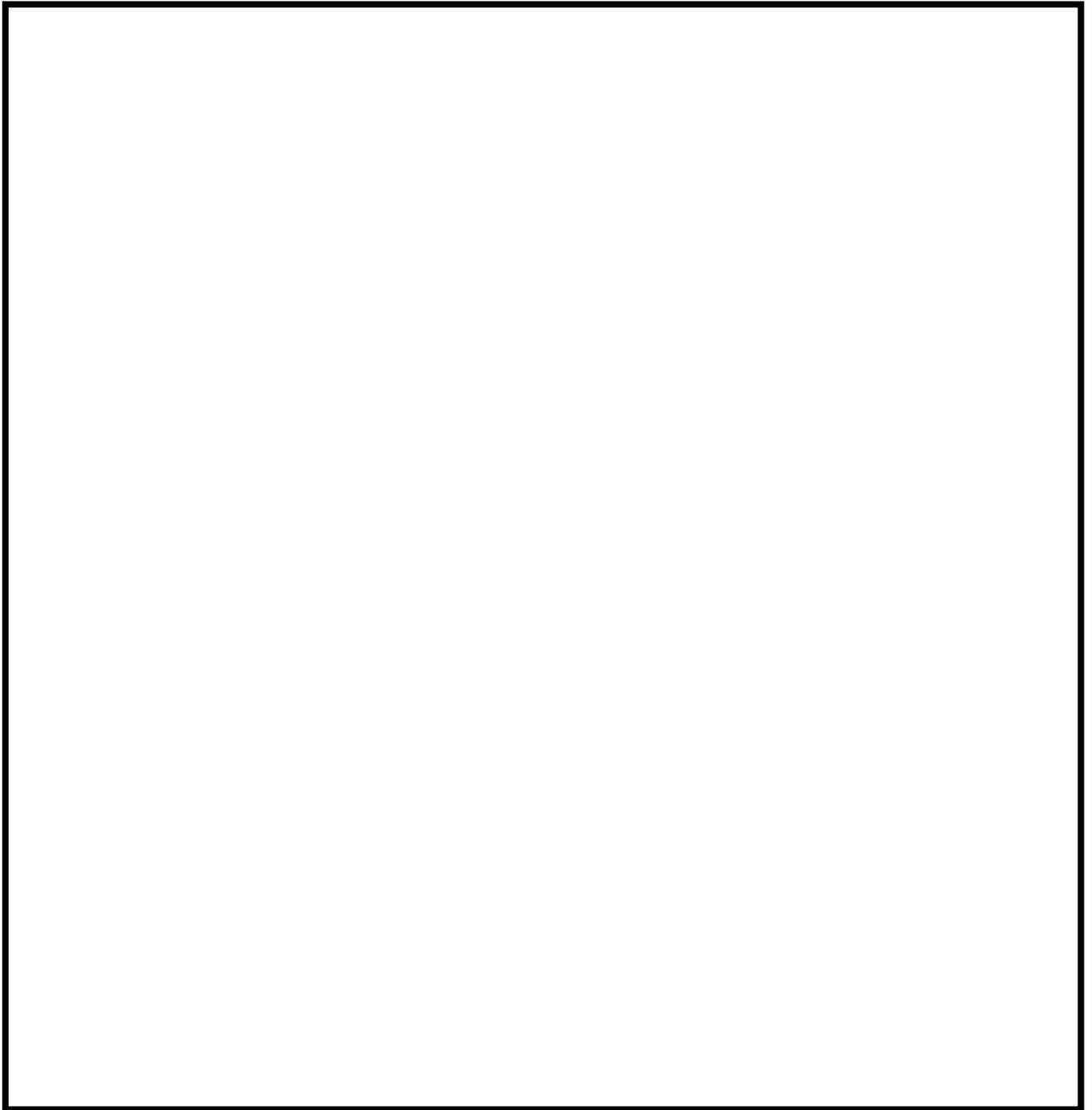


図4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)

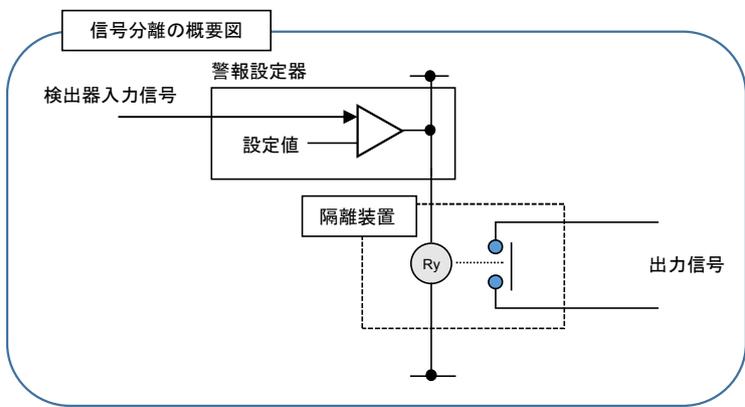
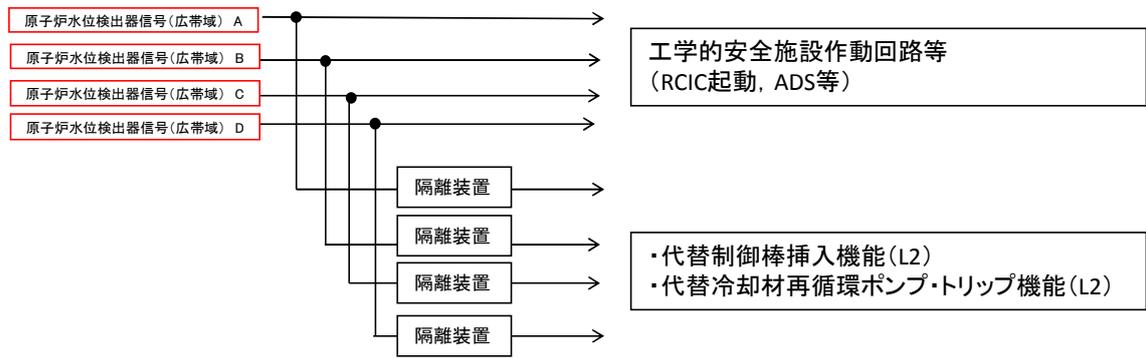


図5 信号の分離について

ATWS/RPT 盤（ATWS 緩和設備）及び安全保護系盤（原子炉緊急停止系）は、ともに図6のとおり中央制御室に設置しているが、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、安全保護系盤と物理的に分離することで位置的分散を図る設計とする。

ATWS/RPT盤は、金属筐体、難燃ケーブルで同盤を構成し、火災の発生を防止する設計とする。仮に、ATWS/RPT盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、内部火災及び内部溢水による影響はない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

以上のことから、ATWS/RPT盤（ATWS 緩和設備）は、多重化された安全保護系盤と位置的分散が図られていることから、地震、火災、溢水の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有しており、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない。

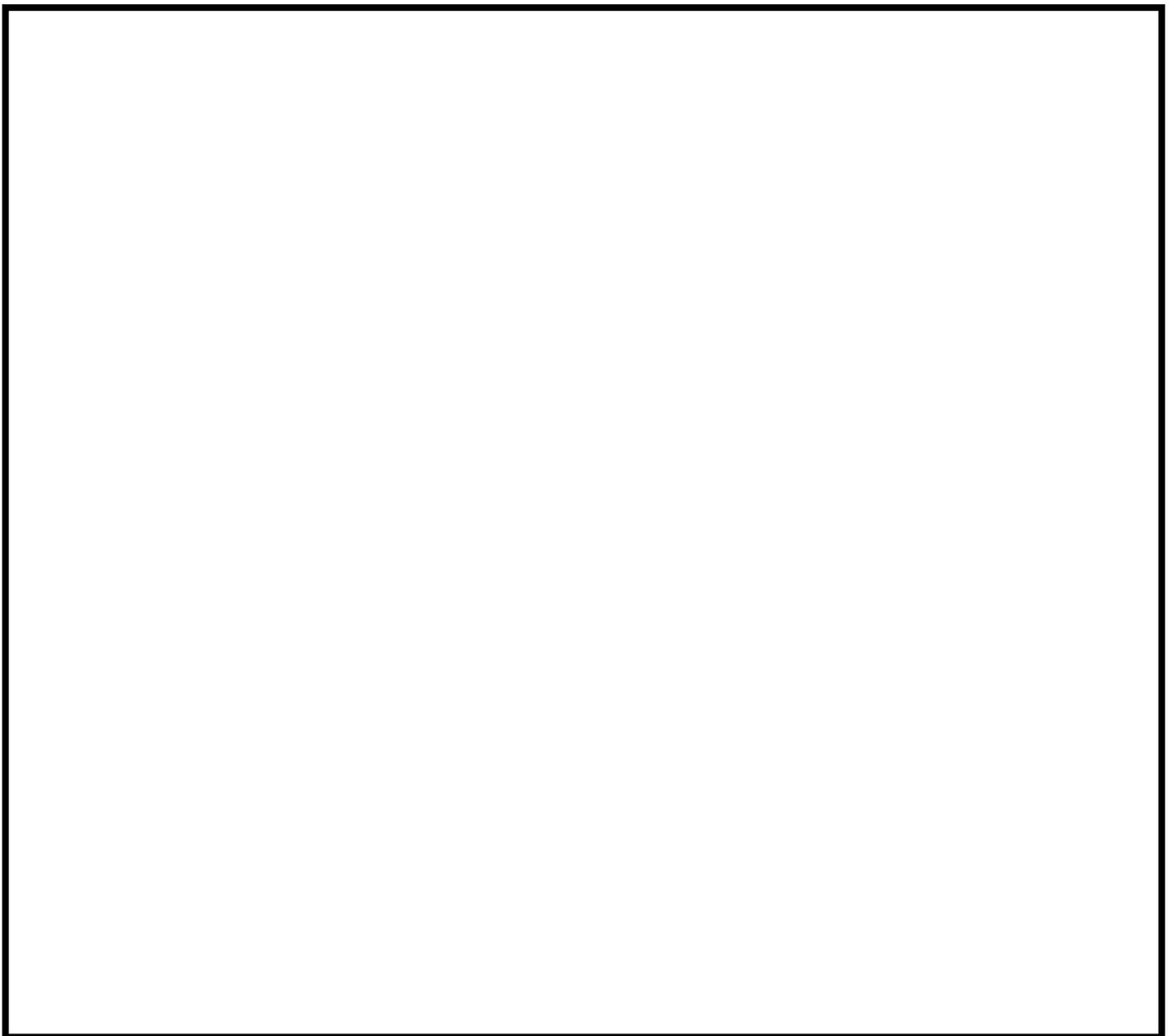


図6 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所

44-9

A T W S 緩和設備に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

A T W S 緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させることを目的とする。

(2) A T W S の発生要因

A T W S の発生要因としては、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) A T W S 緩和設備に要求される機能

A T W S 緩和設備には、①原子炉を未臨界に移行する、②原子炉の加圧を防止することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条 2 (1) に従い、以下の機能を設けている。

a) 代替制御棒挿入機能 (A R I)

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障による A T W S 事象発生時に原子炉を未臨界に移行させる。

b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、A T W S 緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界に移行させるためのほう酸水注入系を第四十四条 2 (1) に従い設けている。

c) ほう酸水注入系 (S L C)

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで、原子炉を未臨界に移行させる。

(4) A T W S 緩和設備の作動ロジック

主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。

このため、A T W S 発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することにより A T W S 緩和設備を作動させるものとする。

A T W S 緩和設備の作動ロジックとしては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、2 out of 4 論理もしくは2 out of 3 論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。

(5) A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

A T W S 緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. A T W S 緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. A T W S 緩和設備はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、A T W S 緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. A T W S 緩和設備は、安全保護系に対して電氣的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) A T W S 緩和設備の信頼性評価

A T W S 緩和設備の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表 1 に示す。表 1 より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料 1 に示す。

表 1 A T W S 緩和設備の信頼性評価結果

	A T W S 緩和設備	
	6 号炉	7 号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：A T W S が発生し，かつA T W S 緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. A T W S 緩和設備

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。A T W S 緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入
- ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入
- ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ

b. A T W S 緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号

設定値：

原子炉圧力高 : 7.48MPa以下

原子炉水位低(レベル3)：原子炉圧力容器零レベル*より1285cm以上

原子炉水位低(レベル2)：原子炉圧力容器零レベル*より1165cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号 : 代替制御棒挿入信号

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号

作動信号を発信させない条件：該当なし

(2) 設定根拠

A T W S 緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

【代替制御棒挿入機能 (A R I)】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

○原子炉水位 (レベル2)

- ・原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+A R I 不作動を仮定した評価を実施している。A

R I 機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、A R I が作動するため、事象発生後 1 分程度で原子炉を未臨界へ移行させる*。(S L C 注入は事象発生から約 11 分後であり、それよりも十分早く未臨界状態へ移行させる)

*44-9 参考資料2参照

【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+A R I 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。

○原子炉水位 (レベル 3)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 3) を設定値とする。

○原子炉水位 (レベル 2)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする*。

* A B W R の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台をトリップさせる設計とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高、原子炉水位低 (レベル 2, レベル 3)) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサプレッションプール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

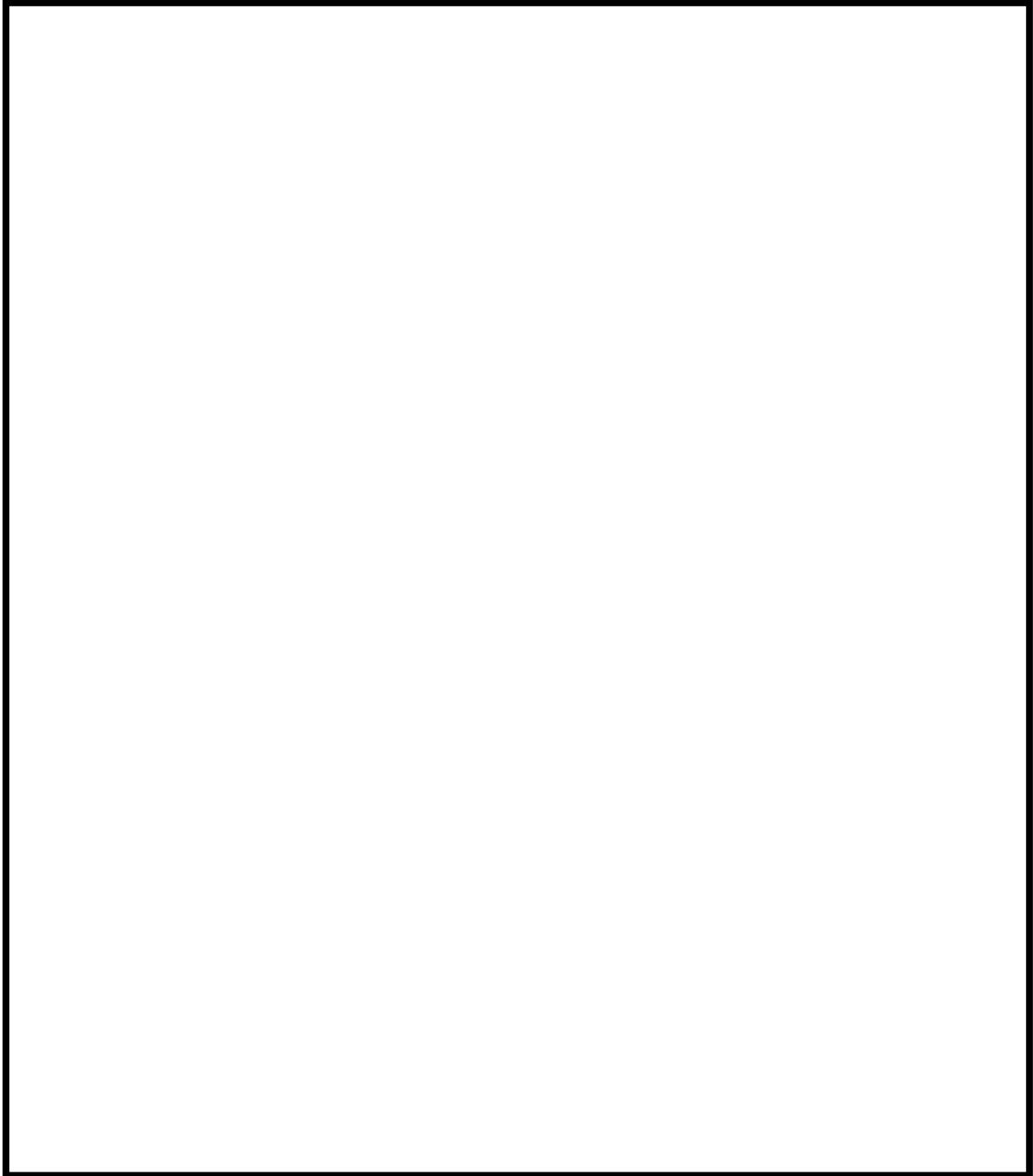


図1 ATWS緩和設備（ATWS／RPT盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とA T W S緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能のロジック回路は、検出器からロジックまで、原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能は独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は「44-8 A T W S緩和設備について
5. A T W S緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低（レベル2）信号

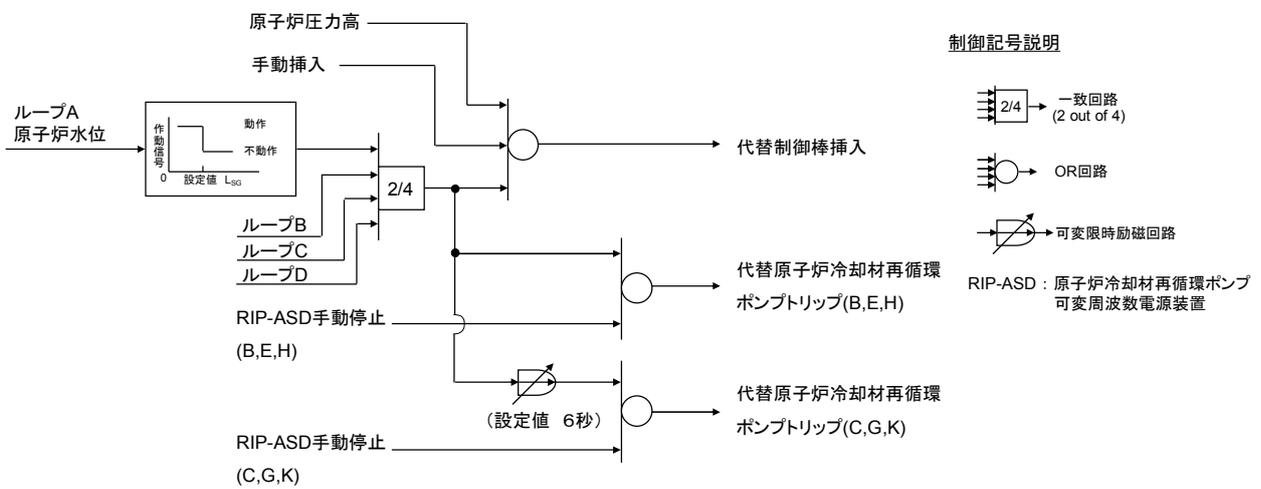


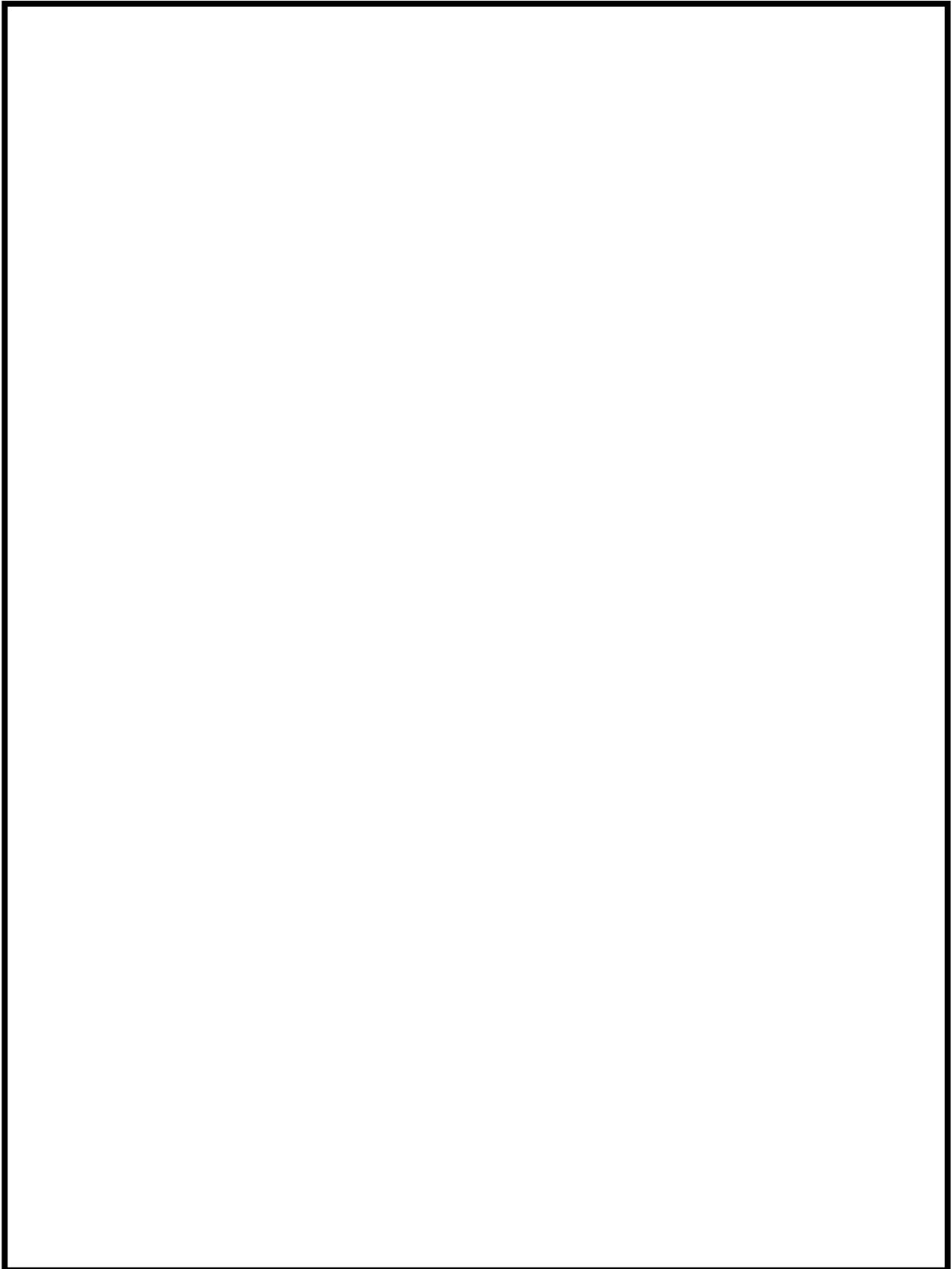
図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図
(原子炉水位低レベル2信号の例)

○タイマー設定根拠

原子炉水位低（レベル2）で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

A B W Rの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

A T W S 緩和設備の信頼性評価





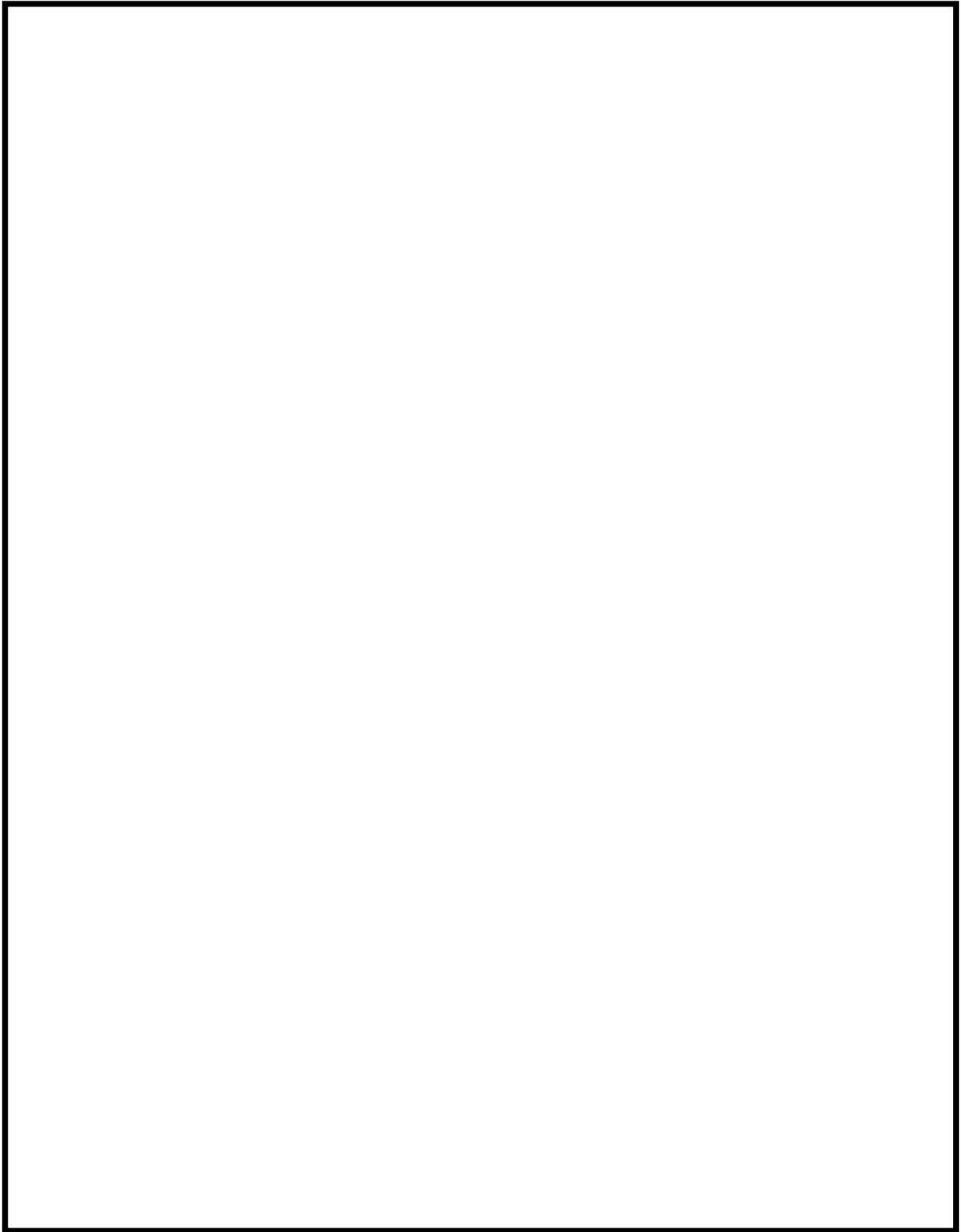
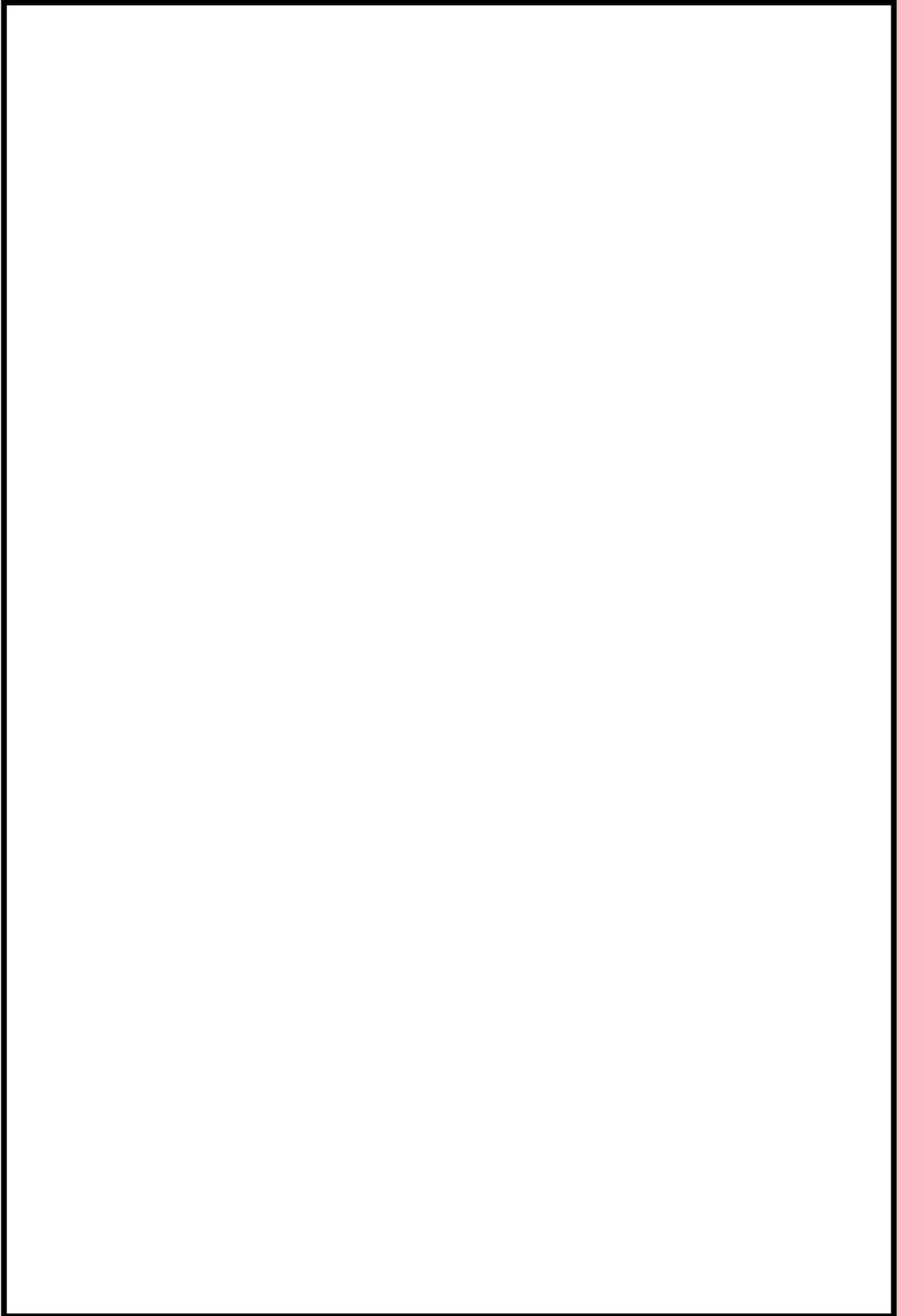
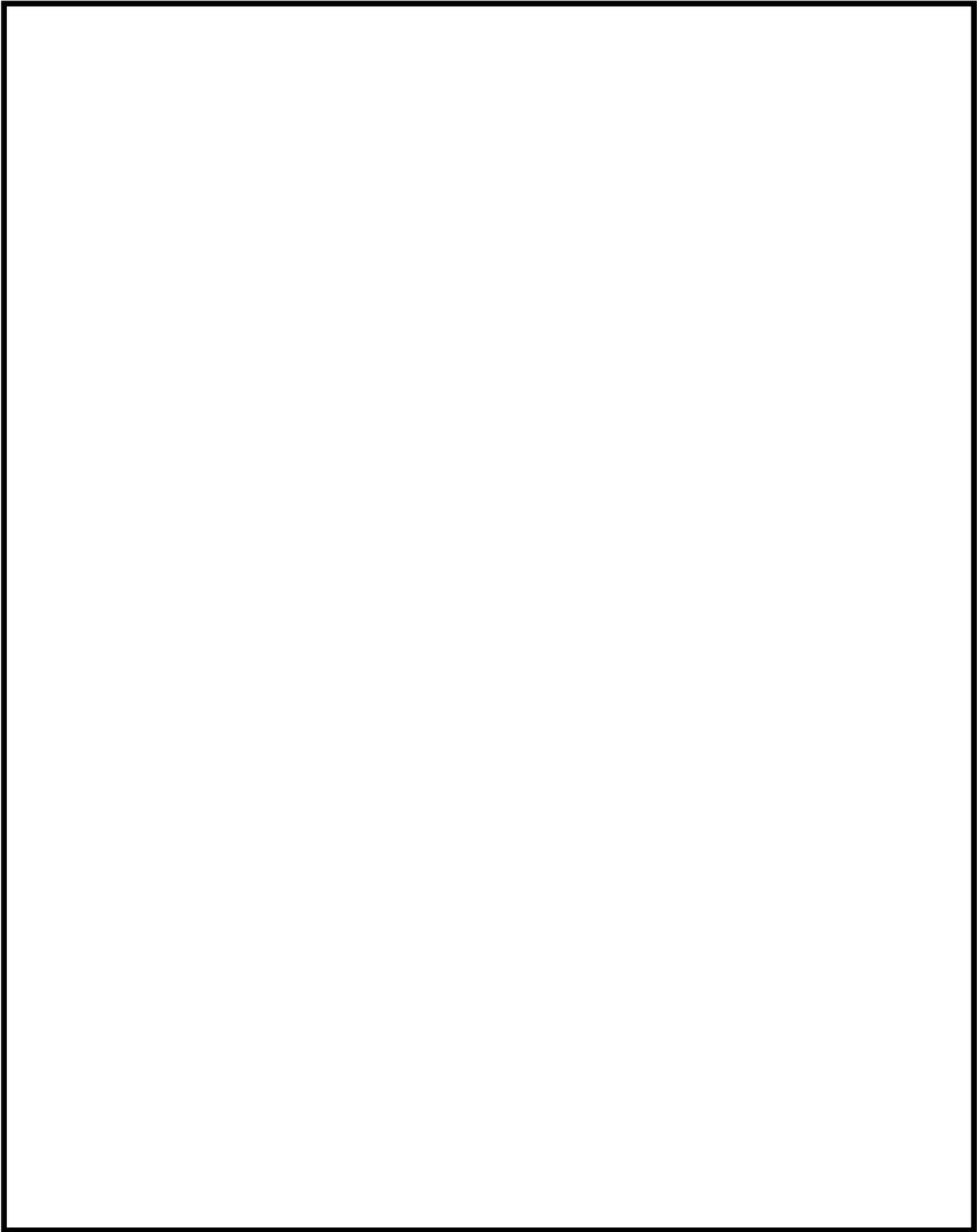


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル



図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー





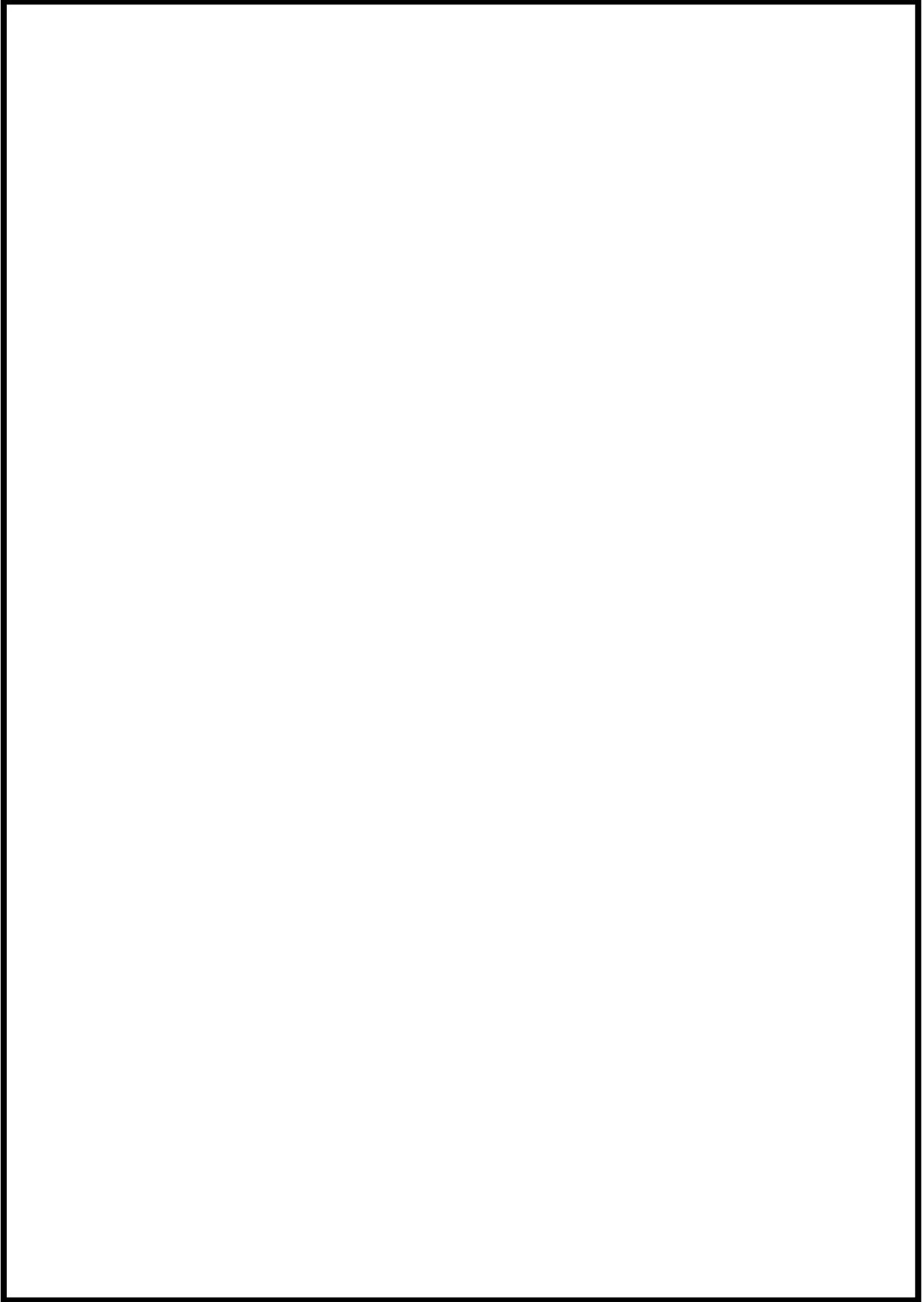


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

代替制御棒挿入機能（A R I）による原子炉停止機能について

1. 代替制御棒挿入機能（A R I）の設計の基本的考え方

プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R Iを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。

A R Iが作動した場合、S L Cを起動させる必要はないため、S L Cを起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。

この要求を満足するためA R Iの設計目標として、

- ① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 15 秒以内に開始されること。
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に完了されること。

の考え方にに基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.48MPa
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

2. A R Iによる原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、A R Iによる原子炉停止機能の確認を行った。

当評価に際して以下を解析条件とする。

- －過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －A R Iは、保守的に上記 1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。
- －代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果の纏めを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴いM C P Rが低下し、事象発生後約 2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で再循環ポンプ（4 台）がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、事象発生後 25 秒にはA R Iによる制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 100 秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒にA R Iによる制御棒挿入が完了する

との前提としたが、約2秒後にはA R I 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (A R I ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920℃ (第4スぺーサー位置)	約 770℃ (第3スぺーサー位置)	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (第3スぺーサー位置)	1%以下 (第3スぺーサー位置)	15%以下

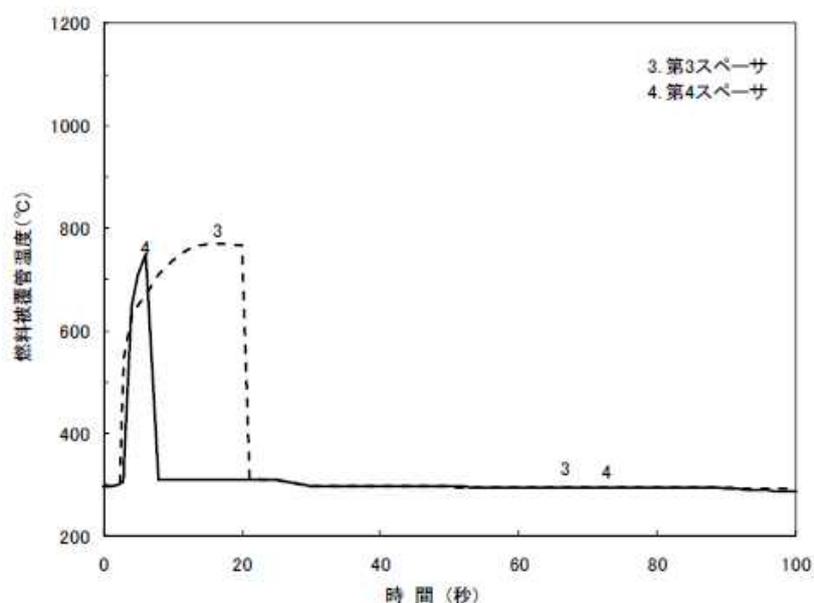


図1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [A R I ケース]）

44-10
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

45-1

SA 設備基準適合性 一覽表

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

		第45条：原子炉冷却材圧力バウダ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		高圧代替注水系ポンプ	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	二次格納施設内	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	45-3 配置図	
				第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作
		関連資料	45-3 配置図			
	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	45-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため，切替操作が必要	A		
		関連資料	45-4 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)	十分な強度をもたせ，タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
			関連資料	45-3 配置図，45-4 系統図，45-7その他設備		
	第6号	設置場所	中央制御室操作，現場操作	A a, B		
		関連資料	45-3 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	45-6 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		45-4 系統図，45-7その他設備			

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

第45条：原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備		原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)		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	二次格納施設内	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		—		
			第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作	A, B
	関連資料		—				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B		
	関連資料		—				
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
	関連資料		—				
	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)		十分な強度をもたせ、タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
			関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作	A a, B		
	関連資料		—				
	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が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(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		—	

柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

		第45条：原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備		高压炉心注水ポンプ (設計基準拡張)	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	二次格納施設内	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	—	
				第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	—				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B		
	関連資料	—				
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(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	—					

45-2
単線結線図

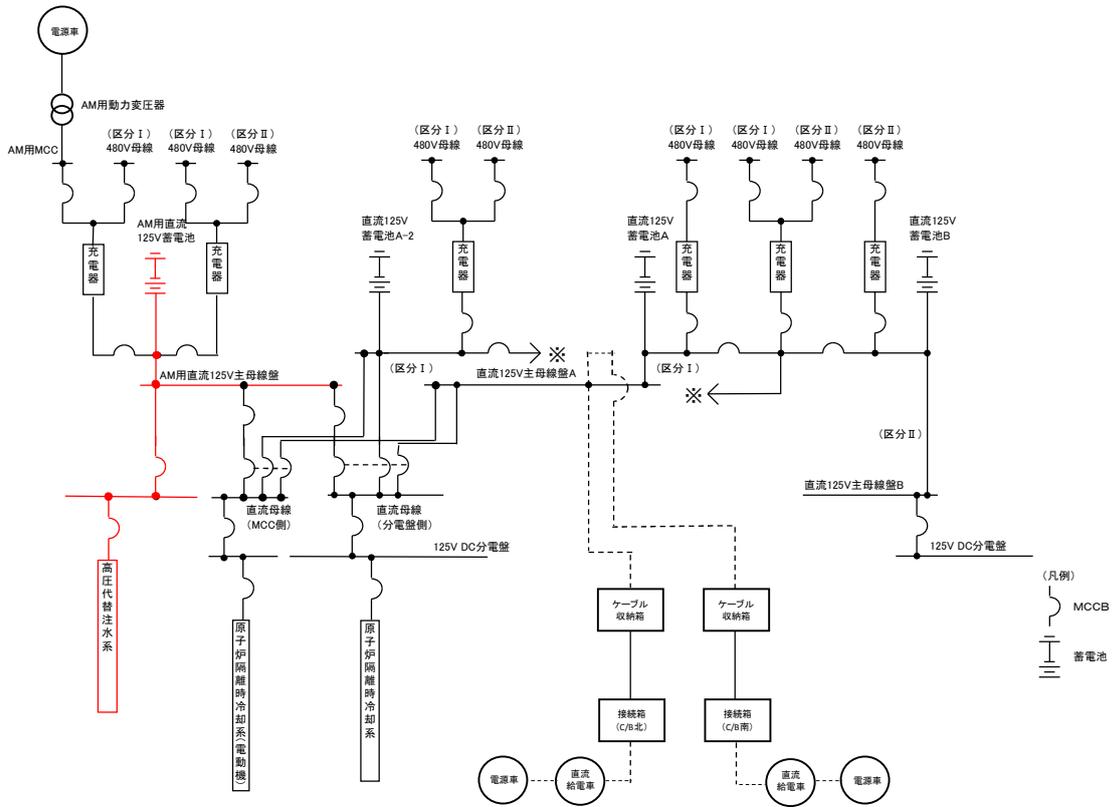


図1 6号炉 高圧代替注水系 単線結線図

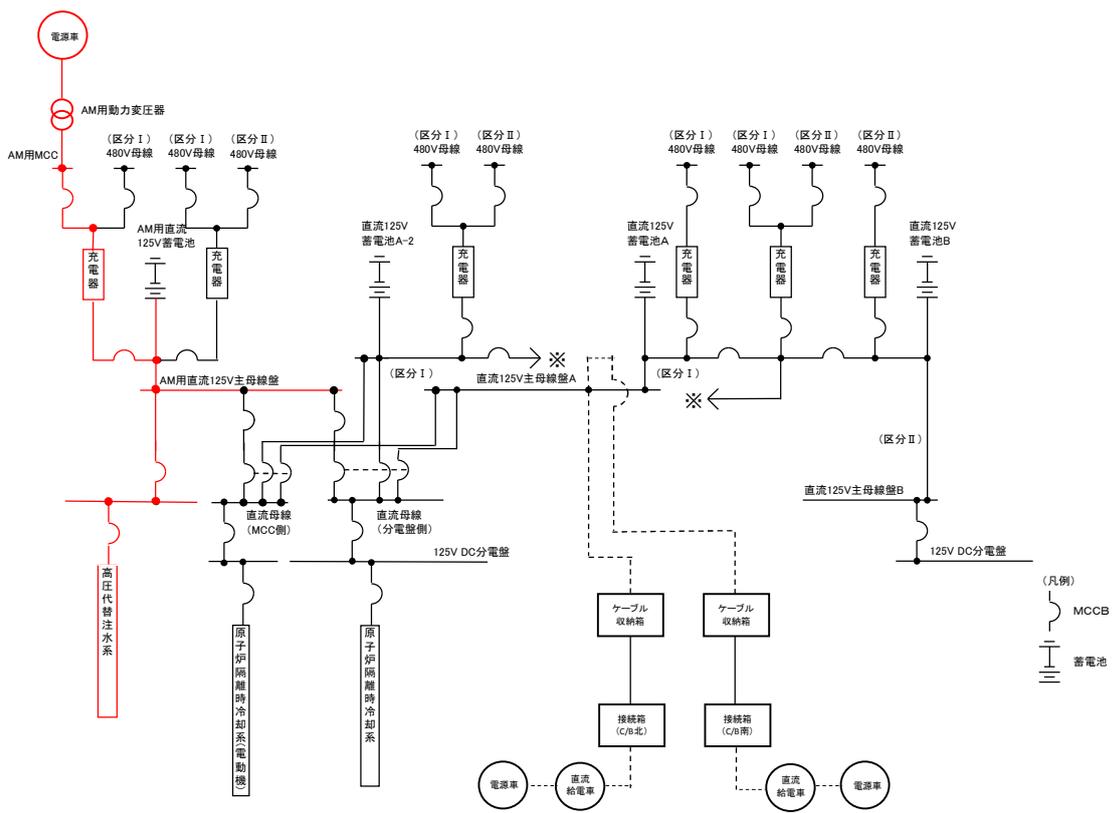


図2 6号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

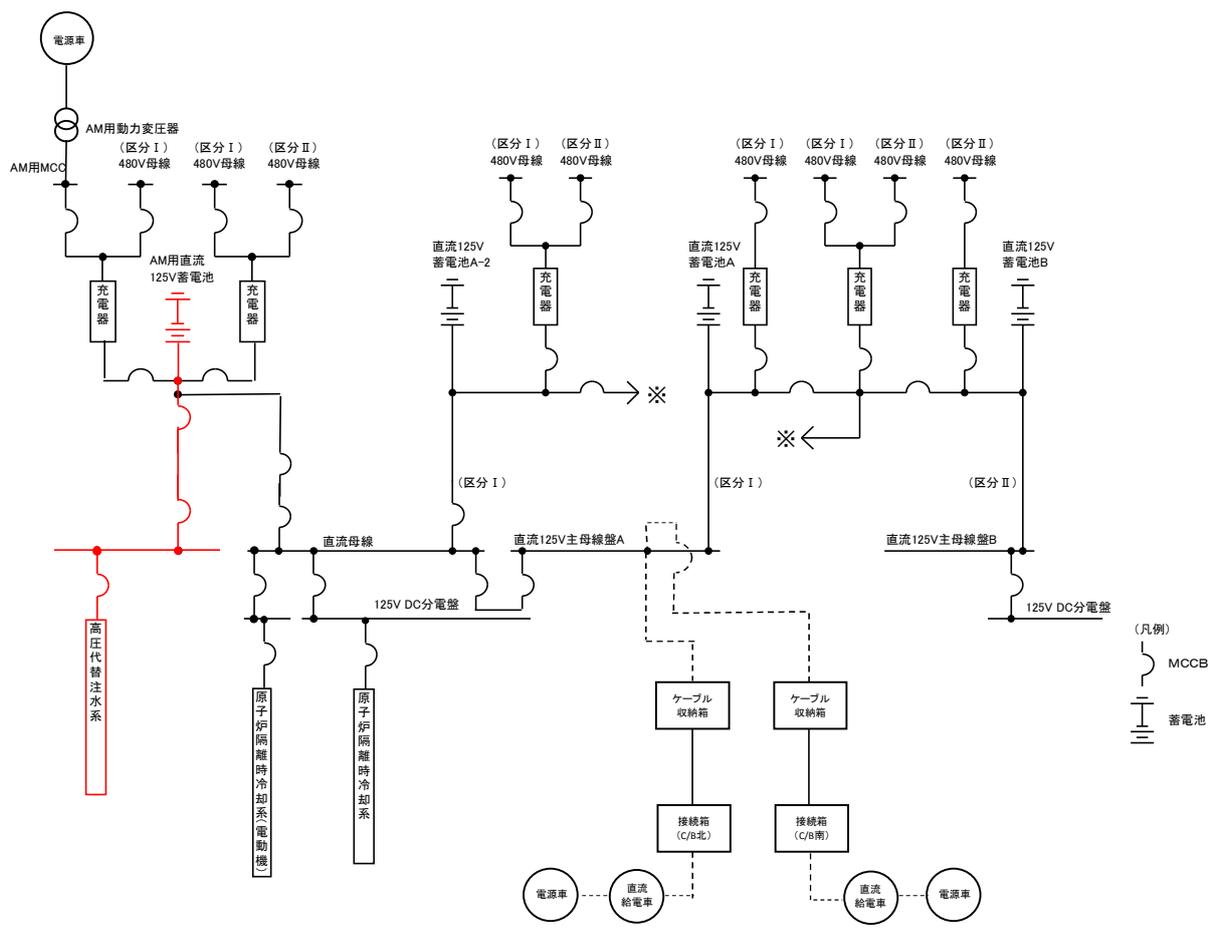


図3 7号炉 高压代替注水系 単線結線図

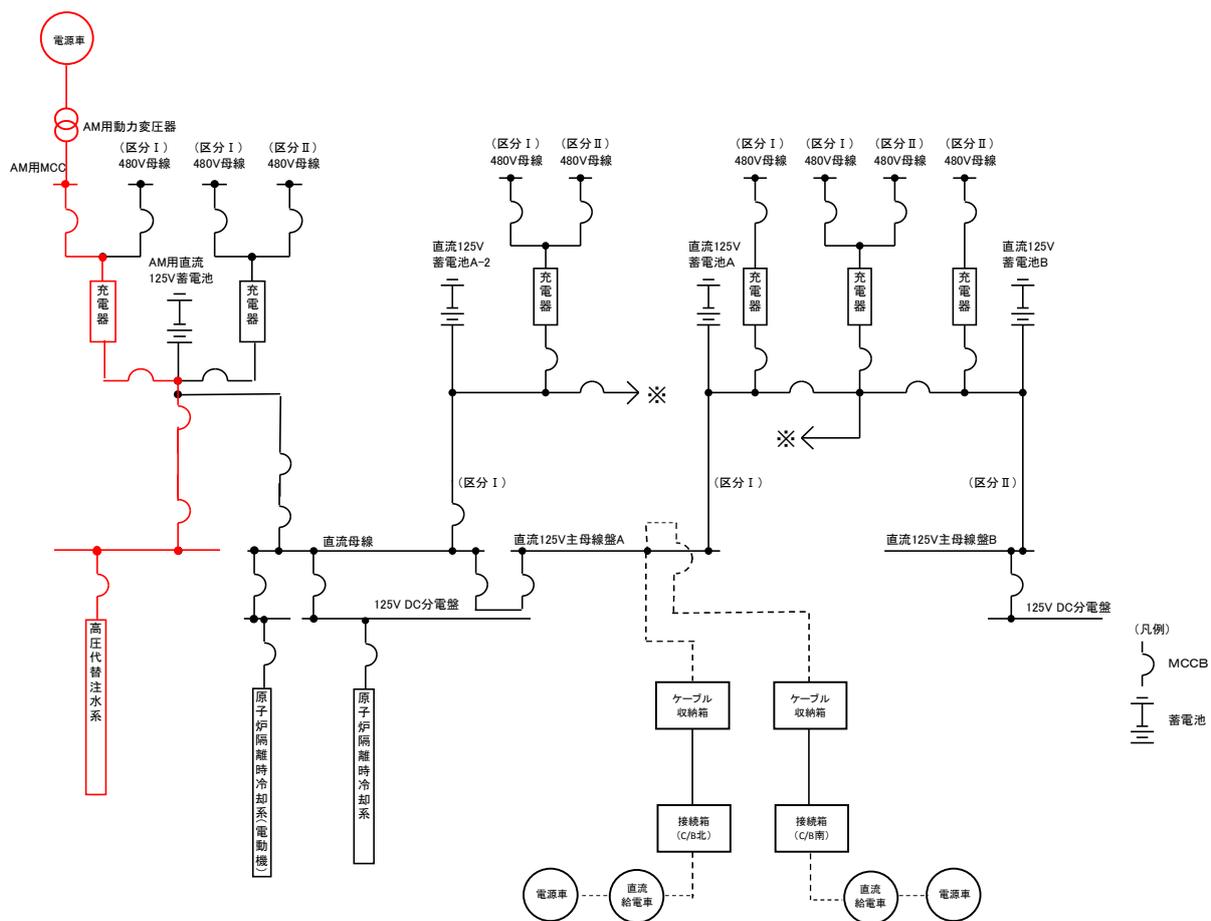


図4 7号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

45-3
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。

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を
使用時に設置する場所

保管場所：可搬型設備を保管している場所

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備を示す。

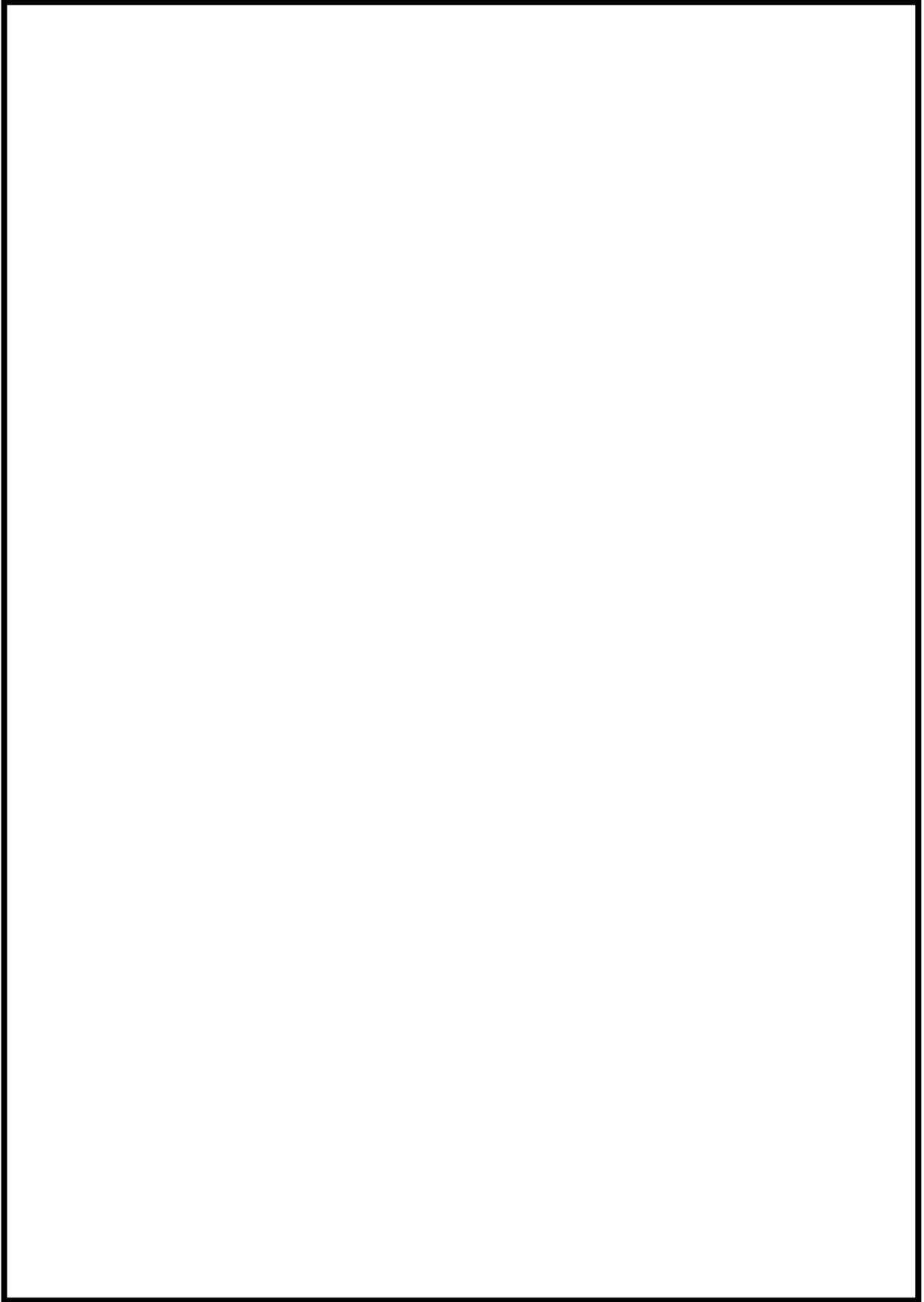


図1 6 / 7号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面 (中央制御室操作スイッチ)

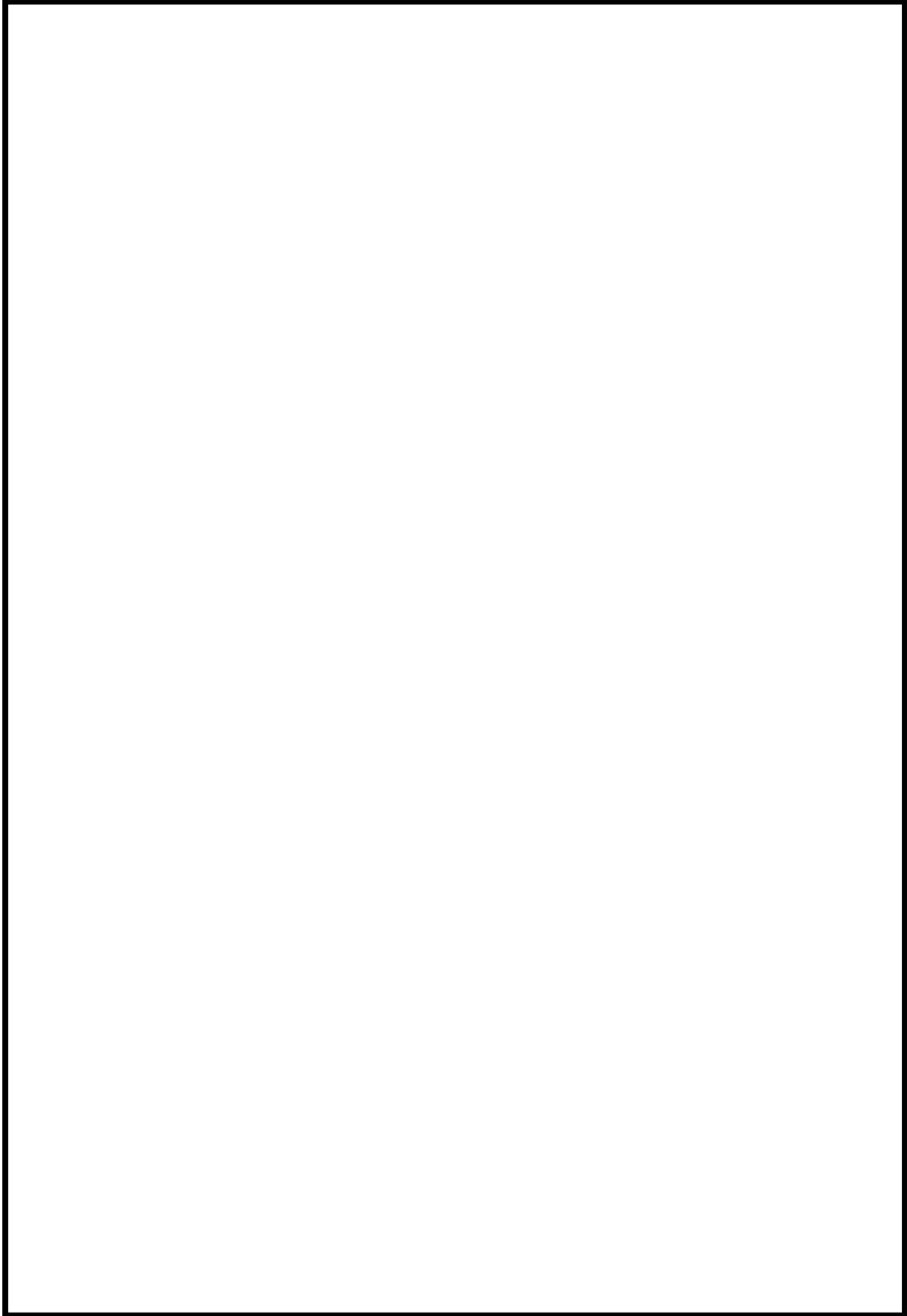


図 2 6号炉 高压代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系現場操作）

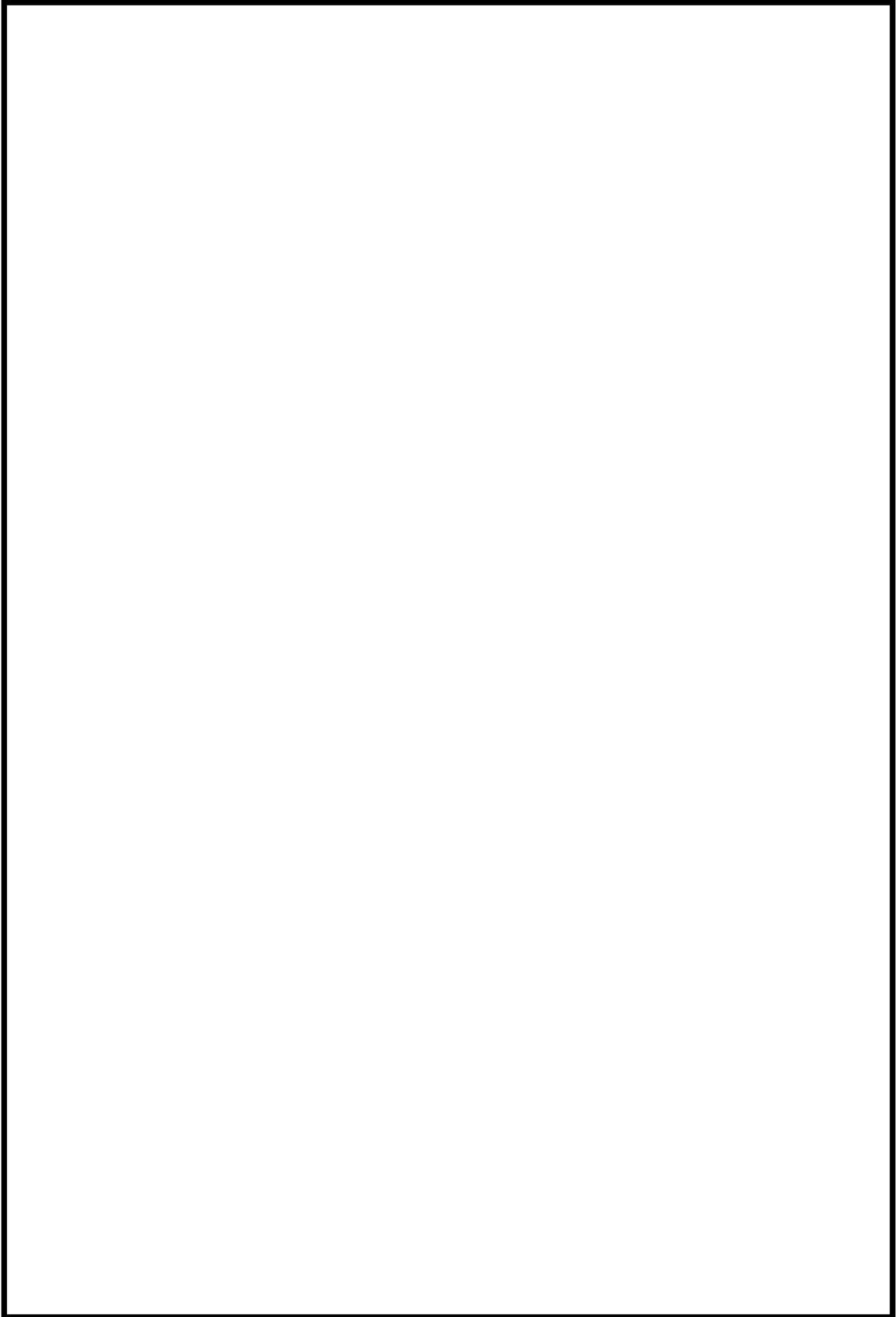


図3 6号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（高圧代替注水系ポンプ）

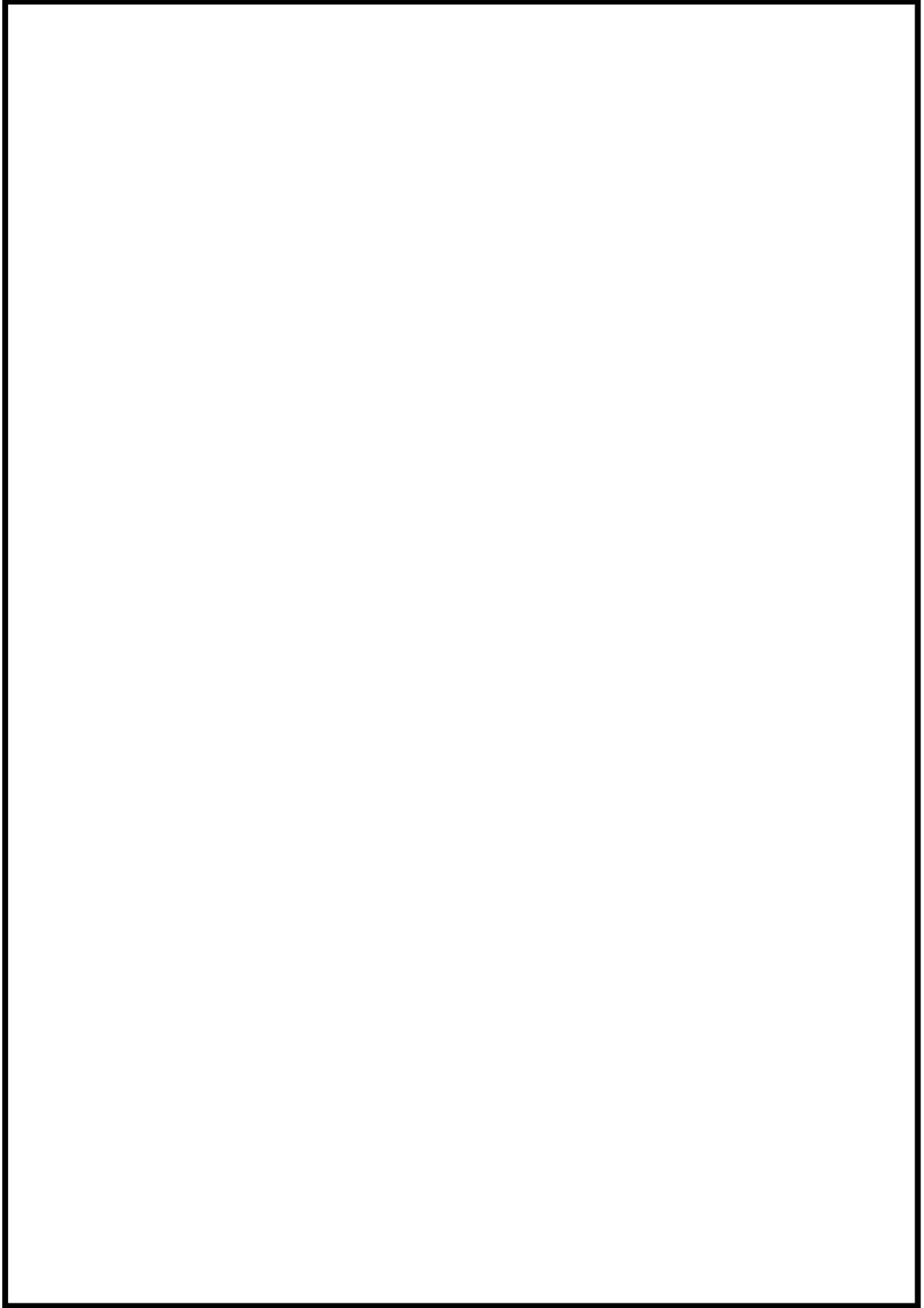


図 4 6号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（操作対象弁）

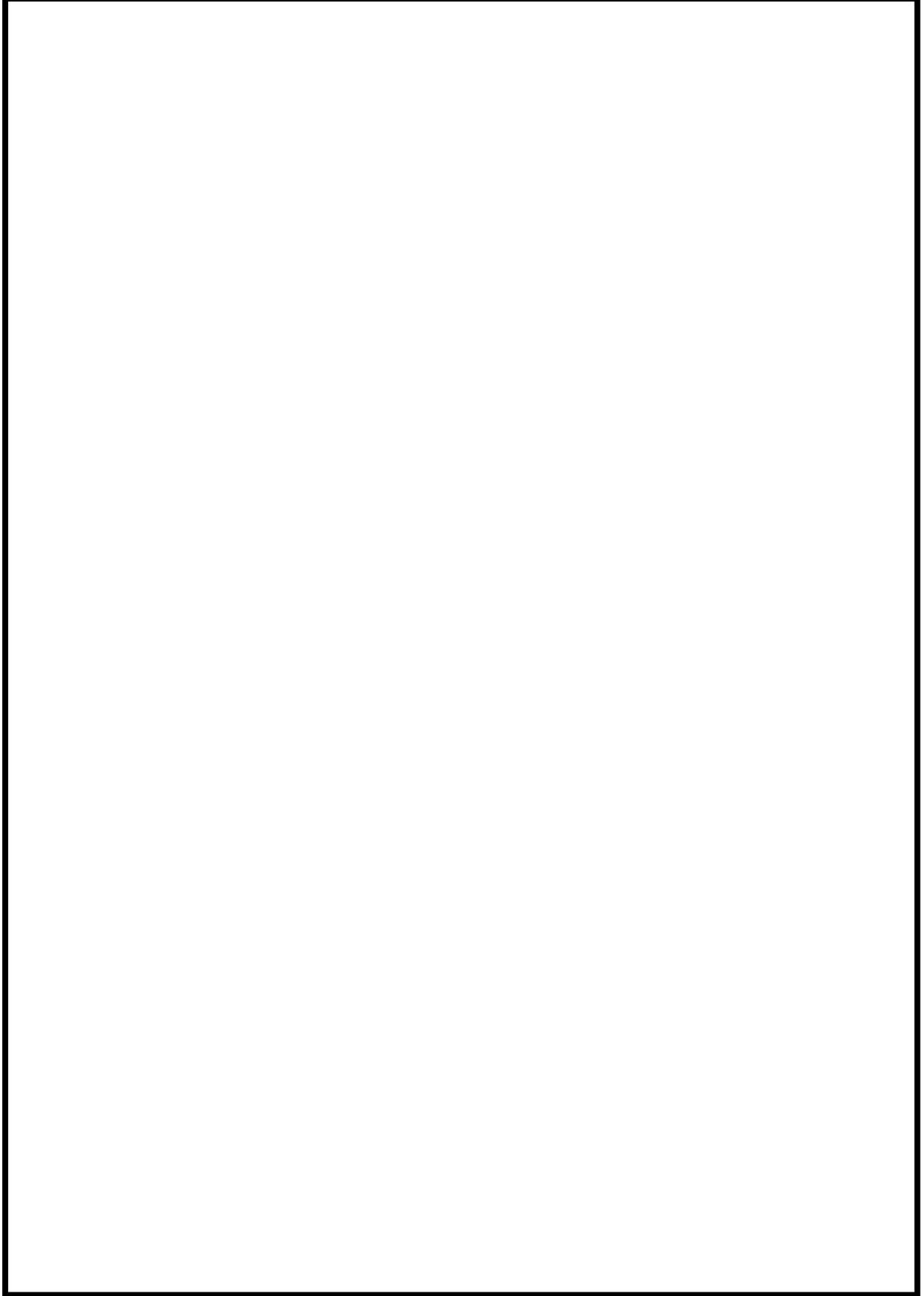


図 5 7号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系現場操作）

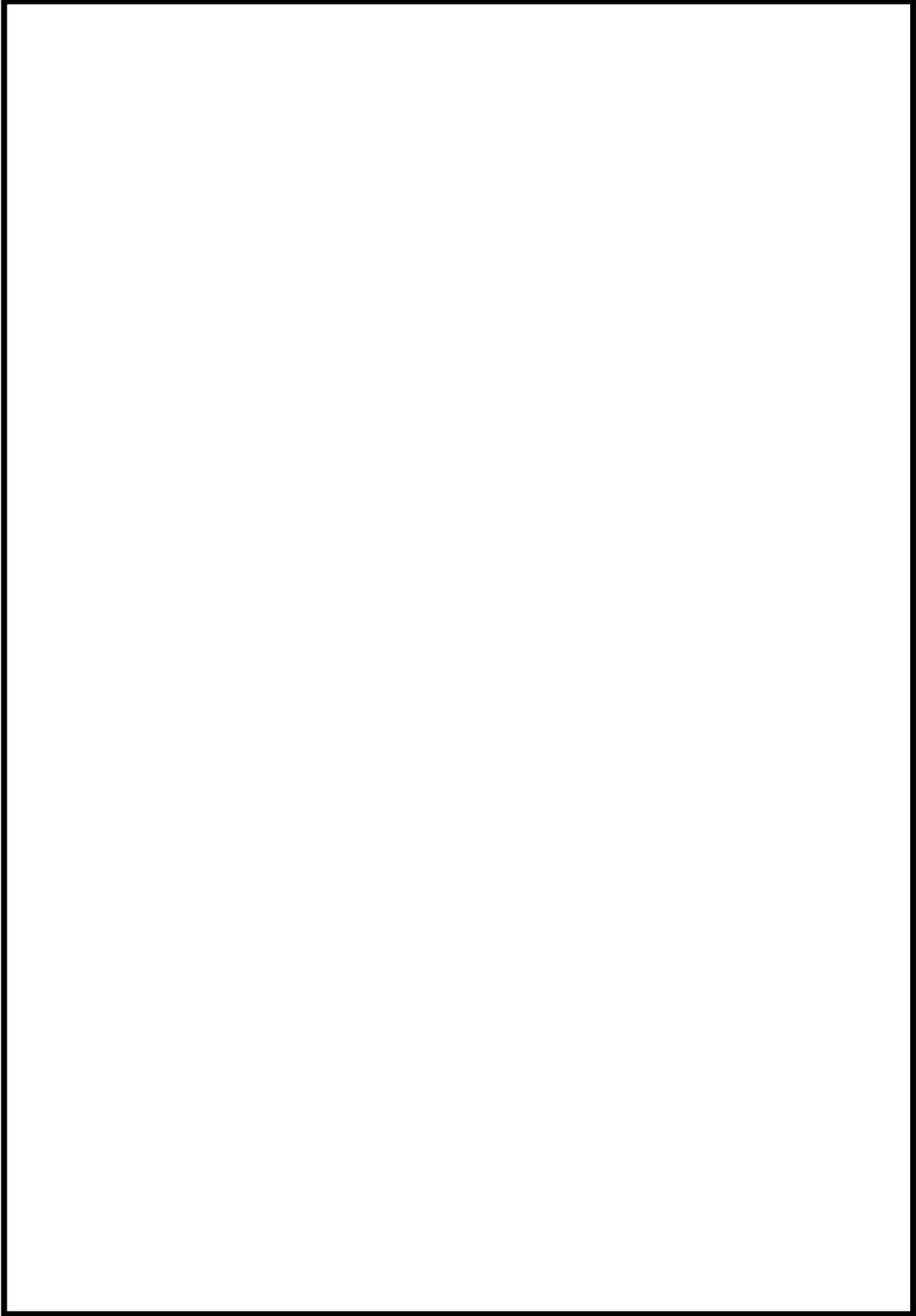


図 6 7号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（高圧代替注水系ポンプ）

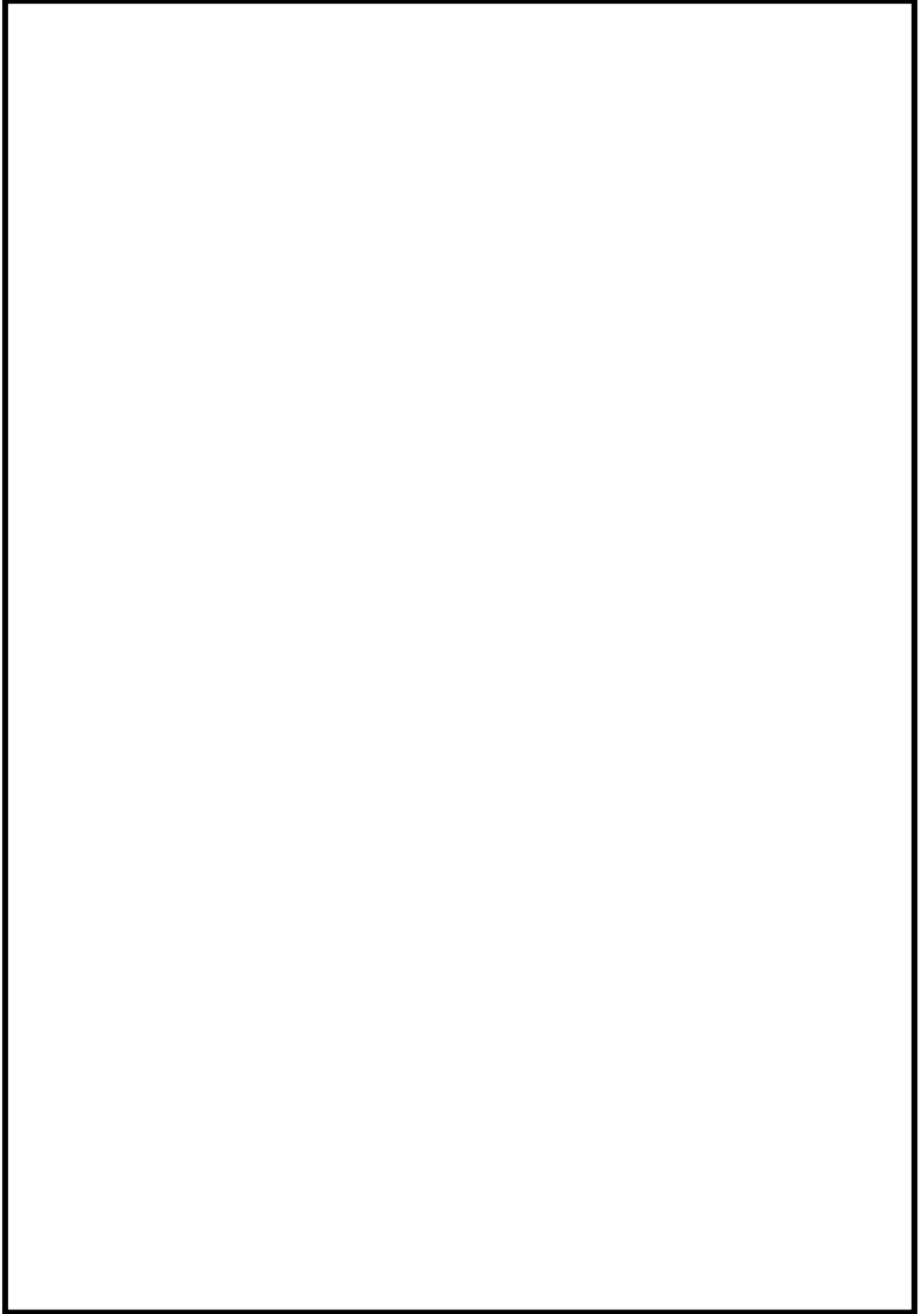


図 7 7号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（操作対象弁）

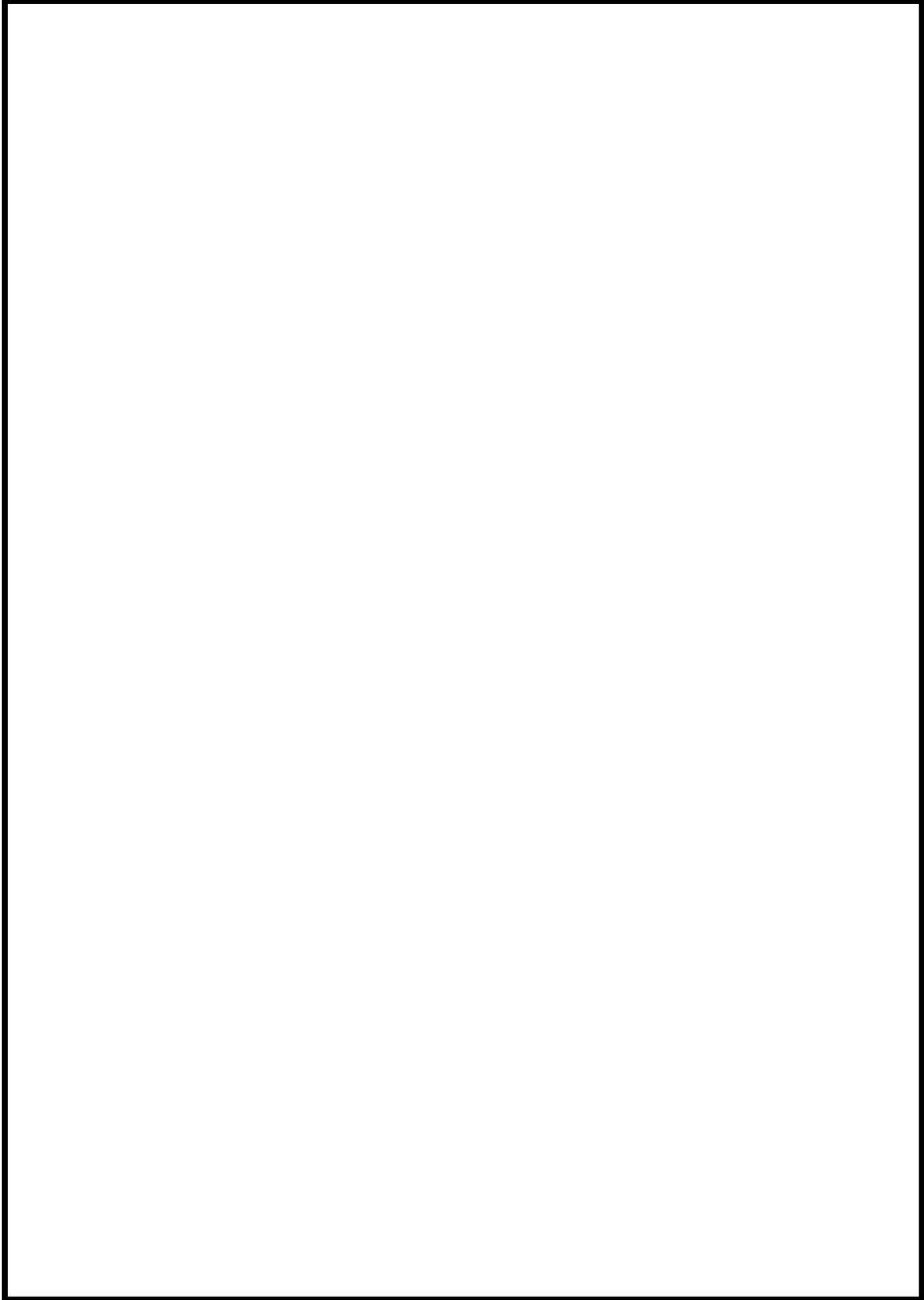


図 8 7号炉高圧代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（操作対象弁）

45-4
系統図

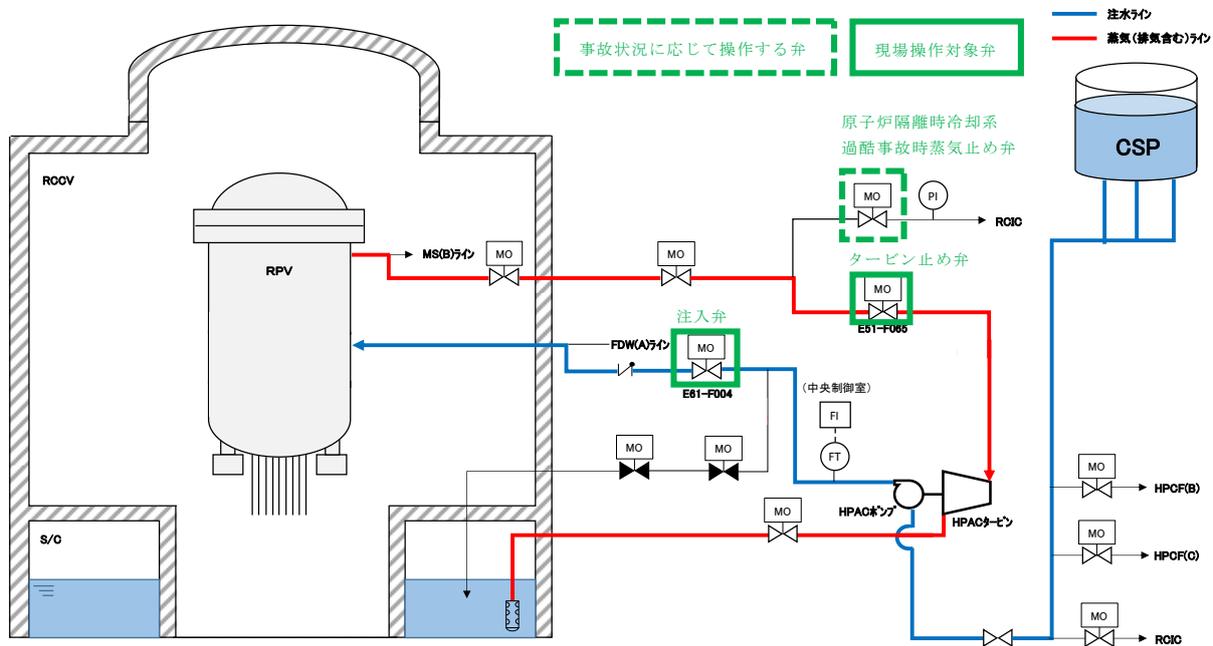


図 1 高圧代替注水系 システム概要

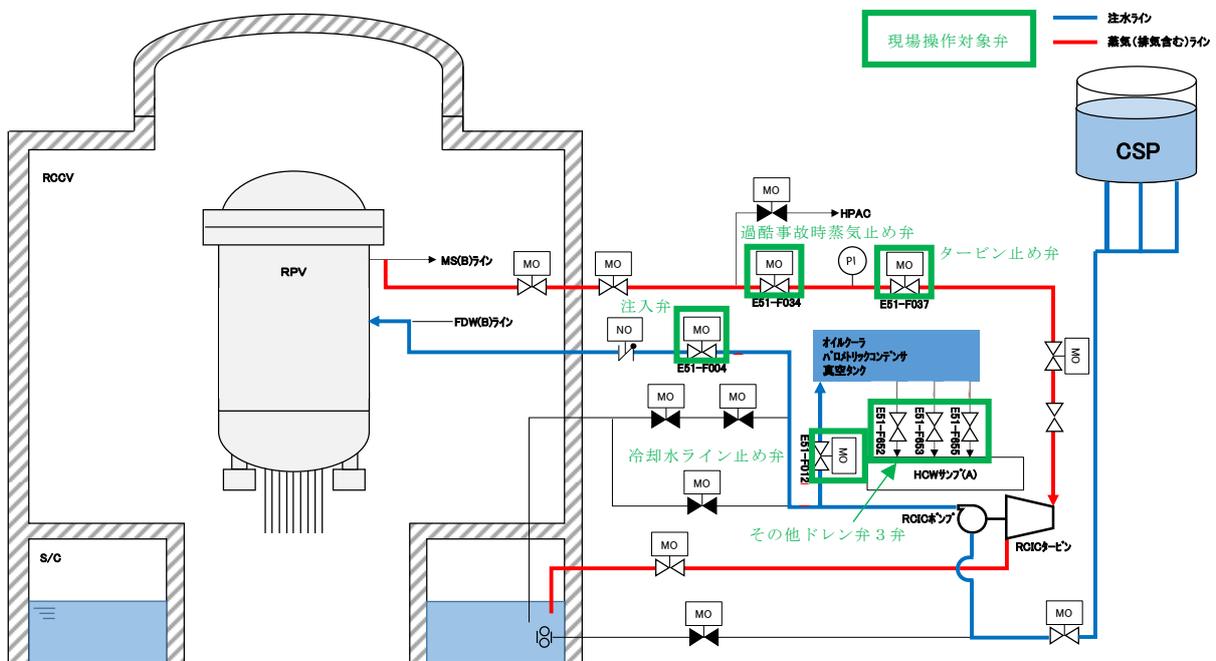


図 2 原子炉隔離時冷却系 システム概要

45-5
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。

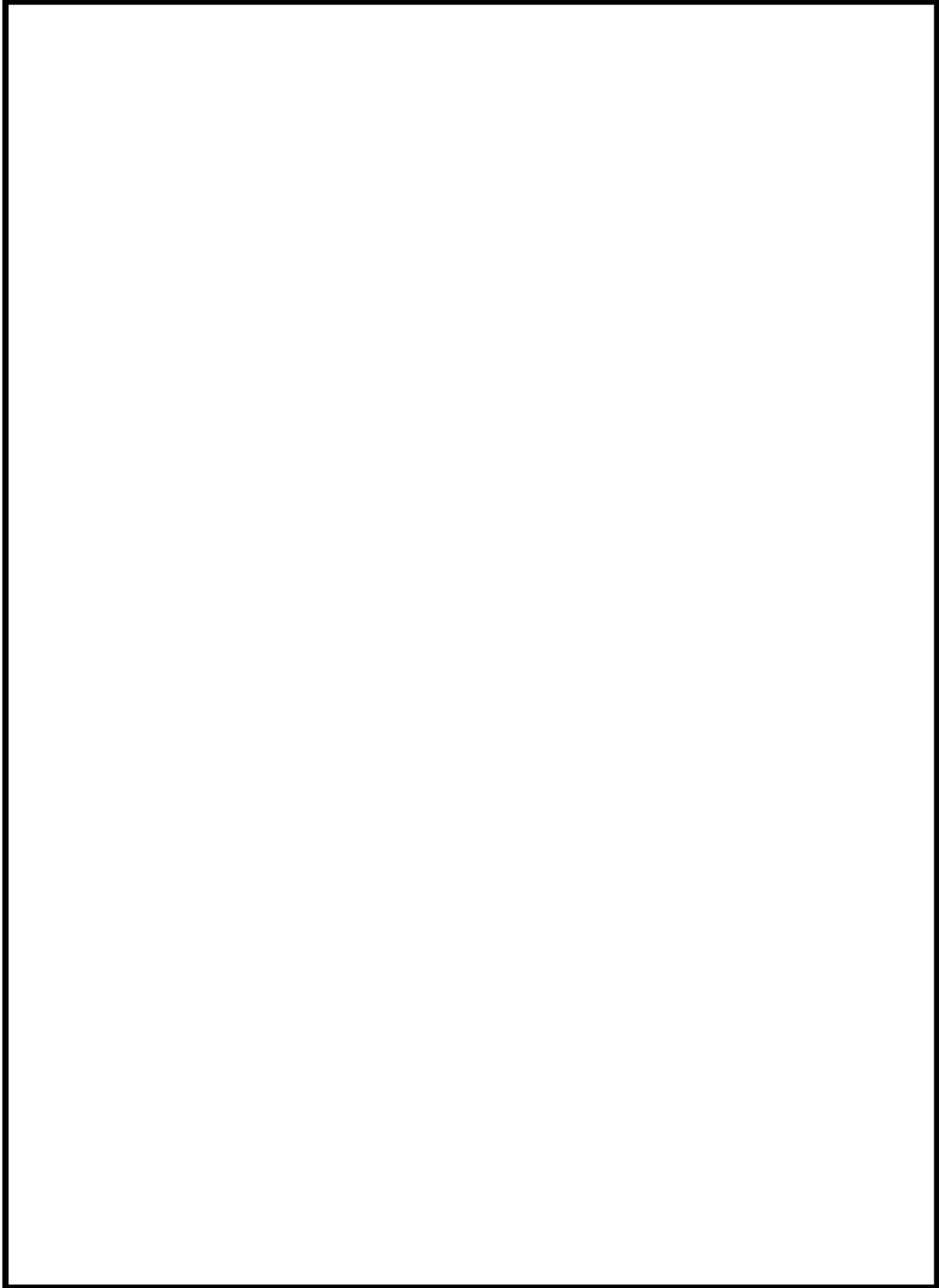


図 1 高压代替注水系運転性能検査系統図（6号炉）

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。

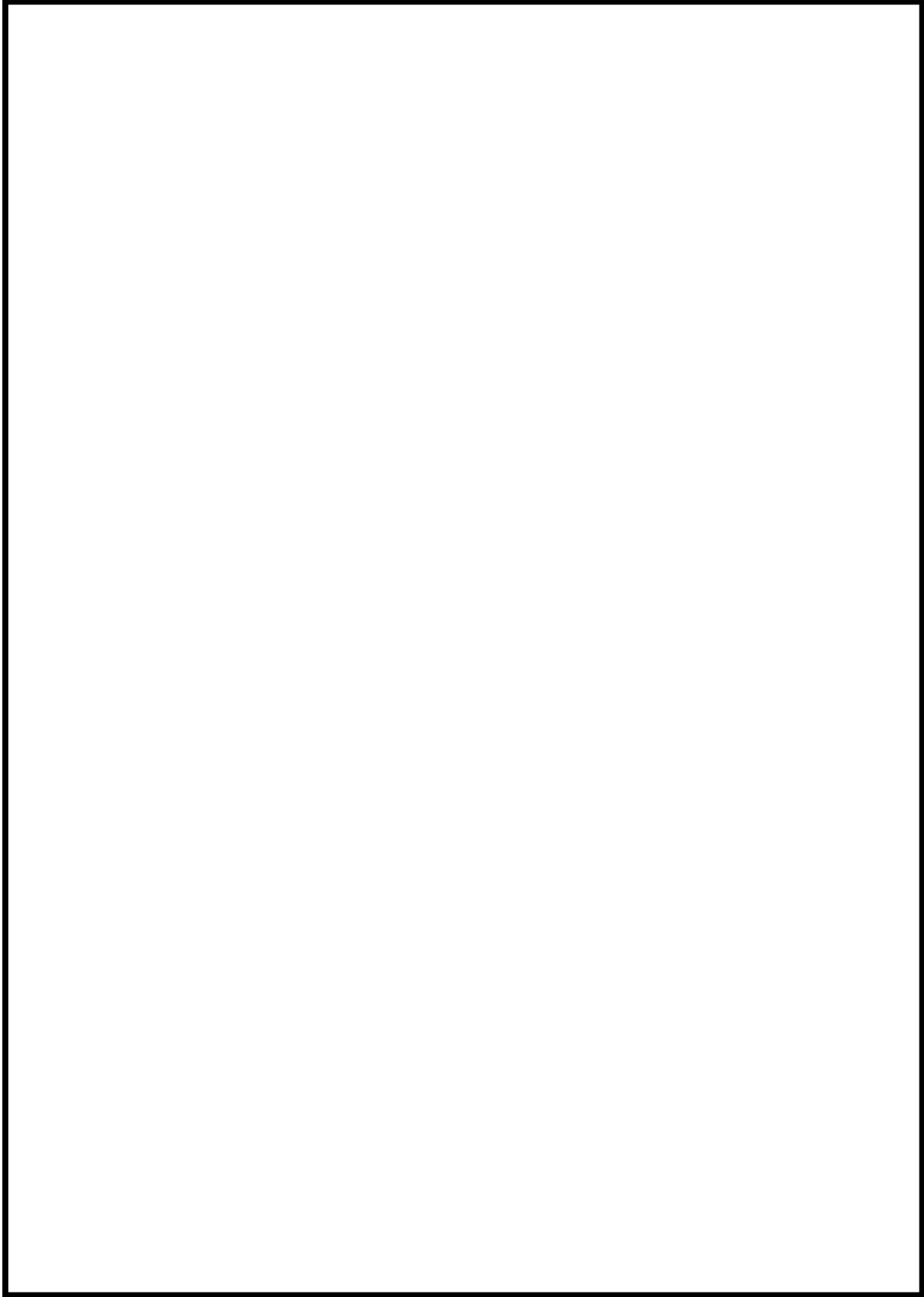


図 2 高压代替注水系ポンプ構造図 (6号炉)

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。

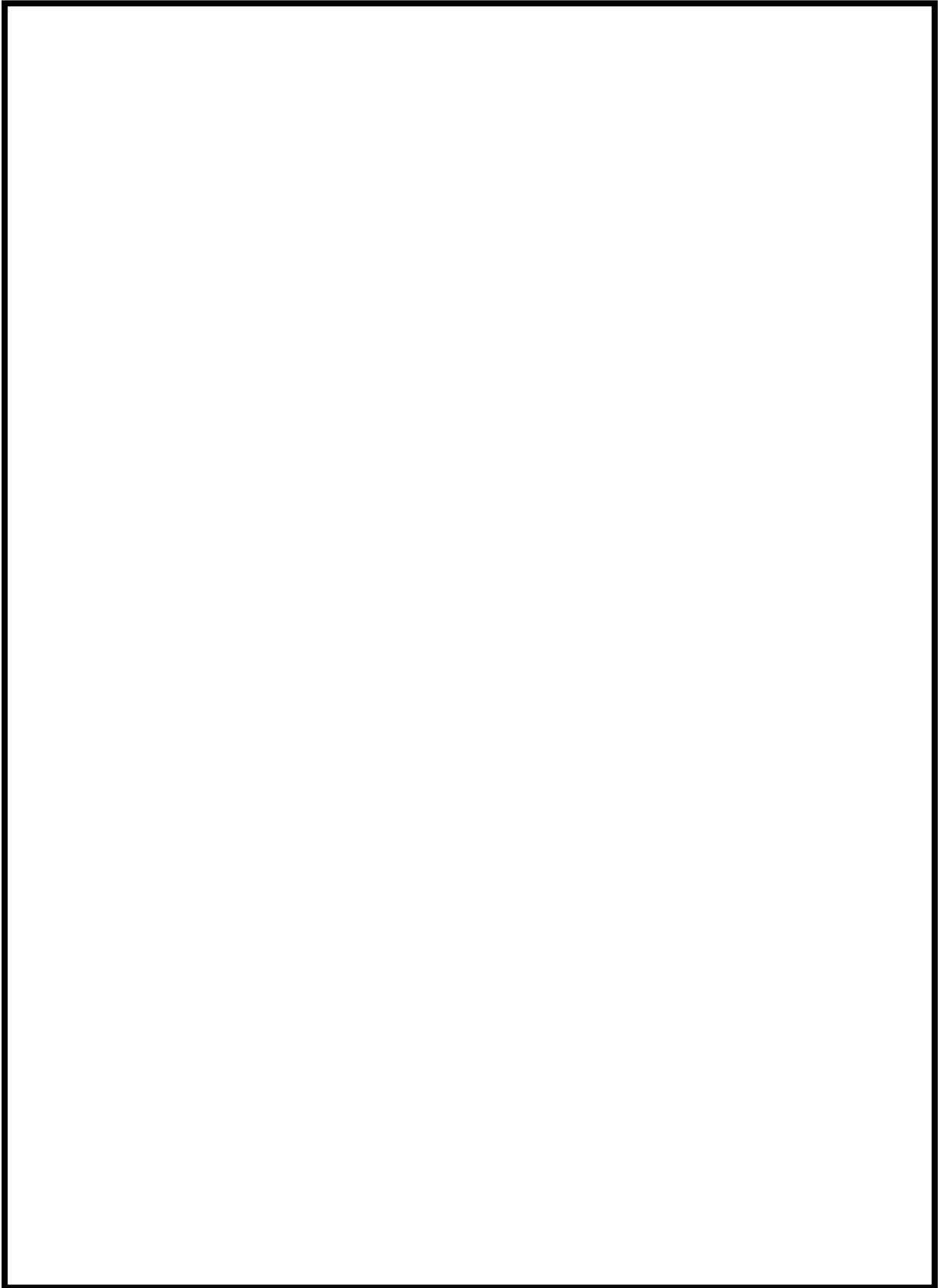


図 3 高圧代替注水系運転性能検査系統図（7号炉）

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。

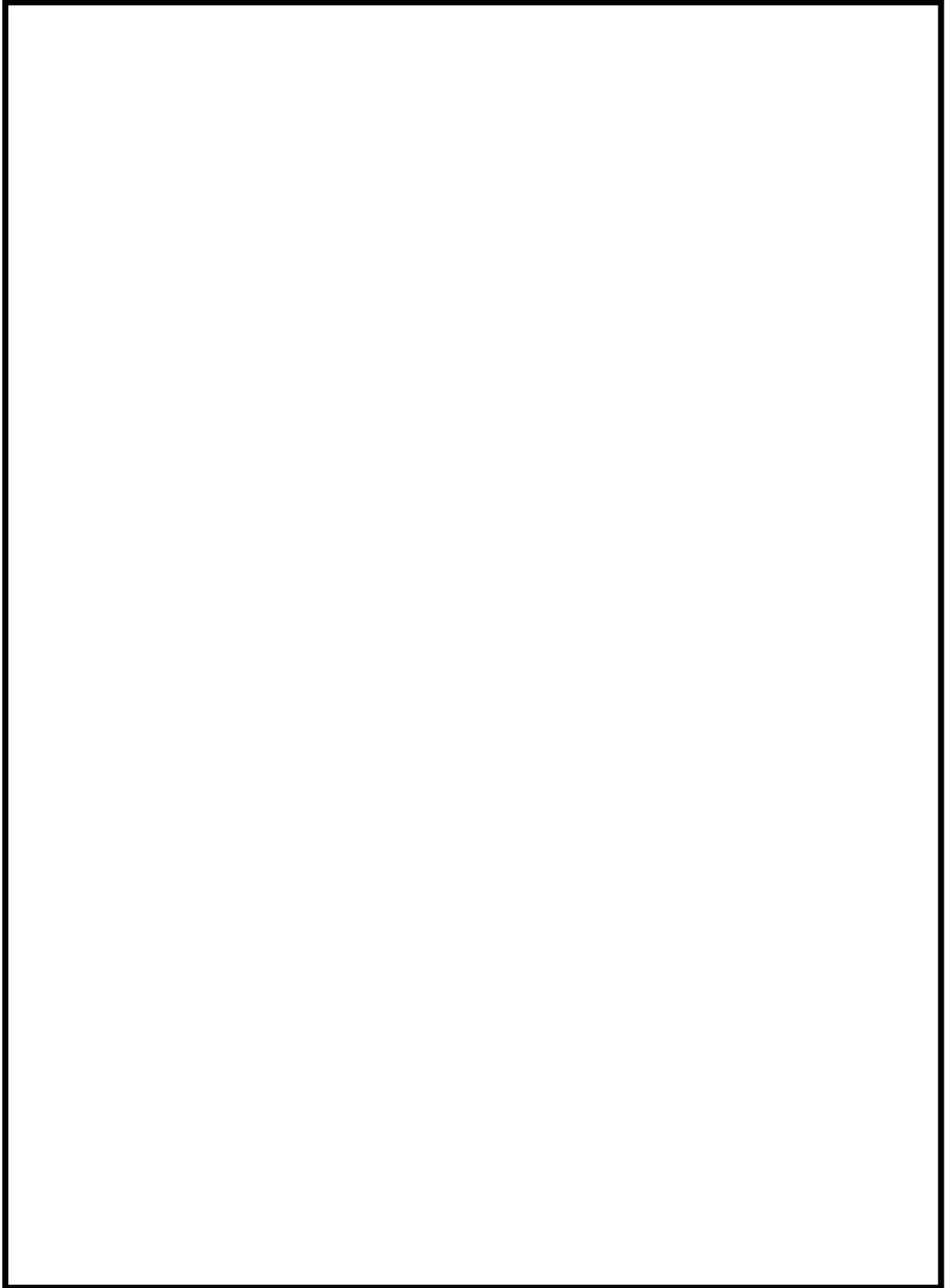


図 4 高圧代替注水系ポンプ構造図（7号炉）

45-6
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		高压代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h	182 以上 (注 1), (182 (注 2))
全揚程	m	900 以上 (注 1), (958 (注 2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
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】

高压代替注水系ポンプは、全交流電源喪失に加えて原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉への注水を行うため設置する。

高压代替注水系は全交流電源喪失した場合でも、高压注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高压代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

1. 容量

高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止 30 分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 114m³/h 以上とし、同じく高压注水系である原子炉隔離時冷却系注水流量の 182m³/h 以上とし、公称値は 182m³/h とする。

2. 全揚程

高压代替注水系は、原子炉と水源の差圧が 8.12MPa のときに原子炉圧力容器に 182m³/h 以上の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵槽の圧力差 :
 - ② 静水頭 :
 - ③ 配管・機器圧力損失 :
 - ④ ①～③の合計 :
-

上記を考慮し、高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却系ポンプに合わせて 900m 以上とし、公称値は 958m とする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

ポンプ吸込側の最高使用圧力は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

(2) ポンプ吐出側

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、下記を考慮する。

- ① 復水貯蔵槽の圧力 :
- ② 静水頭 :
- ③ 締切り揚程 :
- ④ ①～③の合計 :

--

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、④を上回る値とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管と合わせて11.8MPa とする。

4. 最高使用温度

最高使用温度は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用温度 66℃以上とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管に合わせ、77℃とする。

45-7

その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に
発電用原子炉を冷却するための設備について

設備概要（自主対策設備を含む）

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設計基準対処施設、並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備、自主対策設備の設備概要を示す。

（１）高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系(HPAC)の系統概要を 45-4、単線結線図を 45-2 に示す。高圧代替注水系(HPAC)は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。高圧代替注水系は、蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、タービン駆動用蒸気供給ライン、排気ライン、ポンプ吸込みラインは、それぞれ原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気供給ライン、排気ライン、ポンプ吸込みラインから分岐する構造とする。

また、高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し、お互いに異なった設置場所にポンプ、電源を設置する。

高圧代替注水系は、全交流動力電源喪失、常設直流電源喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電、又は、現場での手動操作により、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。さらに、設置許可基準規則第 57 条への適合のため、常設代替直流電源設備が喪失した場合でも、可搬型直流電源設備からの給電により、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。

また、高圧代替注水系ポンプの構造概要を図 1 に示す。高圧代替注水ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、軸封部の無い設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しグラウンドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、高圧代替注水ポンプは機械式ガバナであり、ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプ流量を制御する設計となっており、電源不要のガバナである。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計とな

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。

っている。以上のことから、高圧代替注水ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

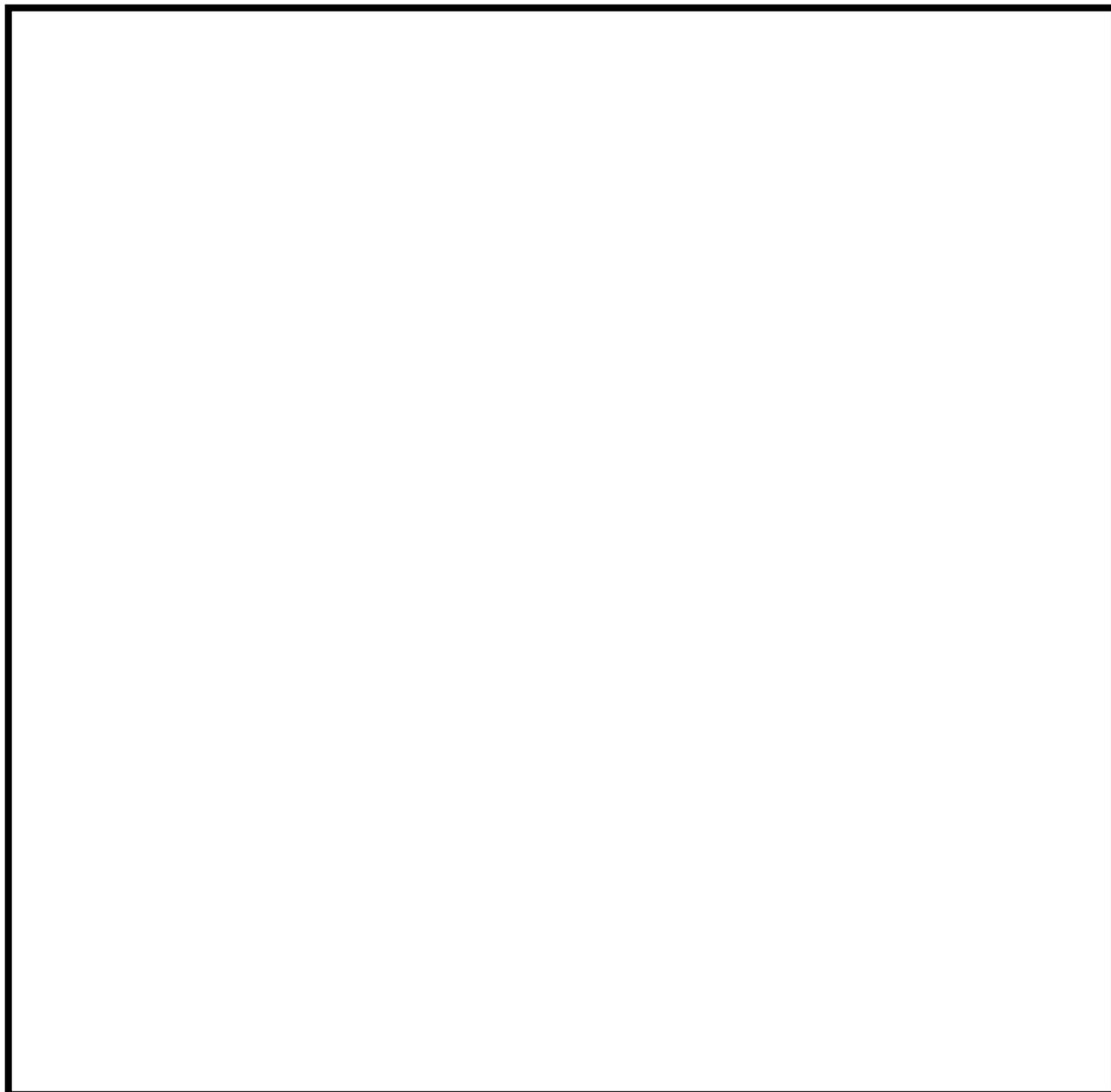


図1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

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。

< 高圧代替注水系ポンプの動翼構造について >

高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。図 2 にタービン構造を示す。

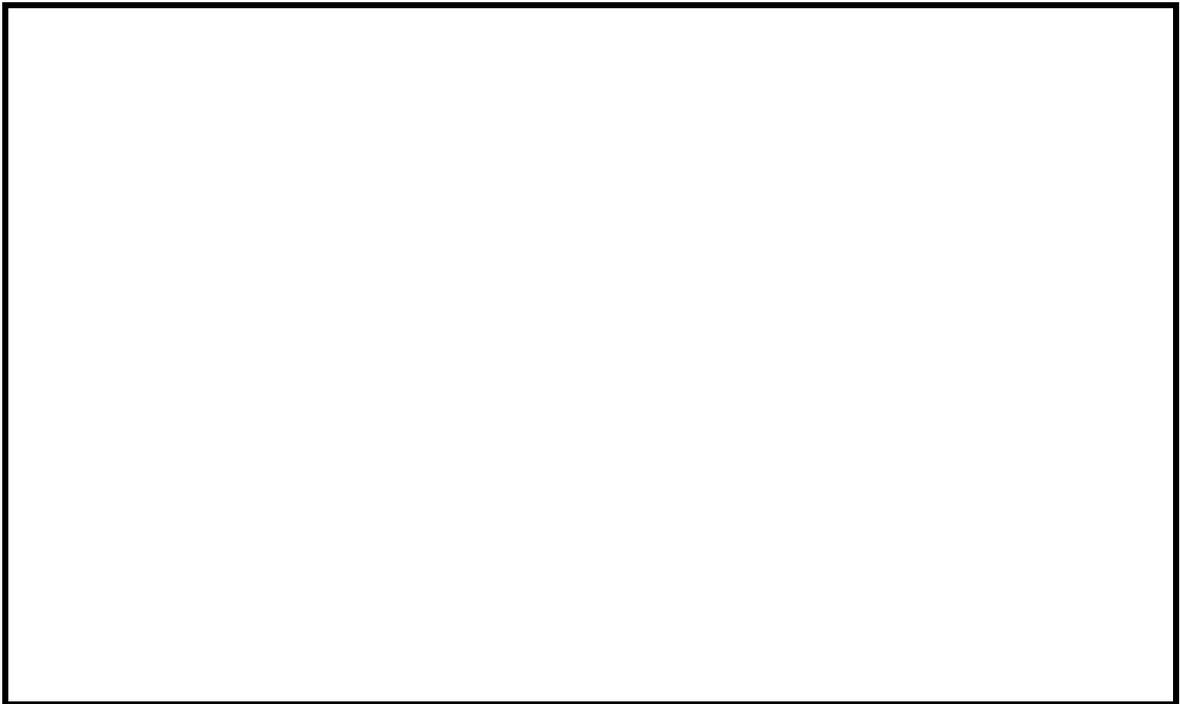


図 2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気ラインからの主蒸気を用いて駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して压力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるように、必要な設備及び手順を整備する（図3参照）。

なお、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

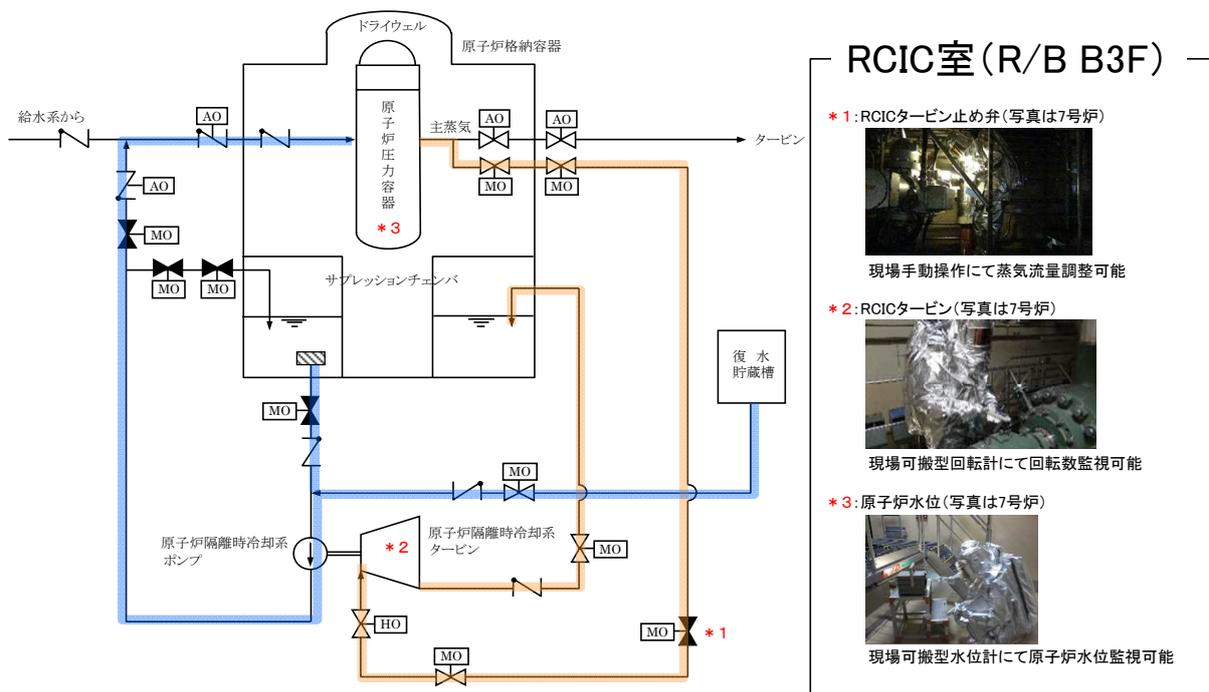


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(3) 高圧炉心注水系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心注水系(HPCF)の設備概要を図4に示す。高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ2台、スパージャ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水する。

ただし、自主対策として、全交流電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する手順（高圧炉心注水系緊急注水）を整備する。

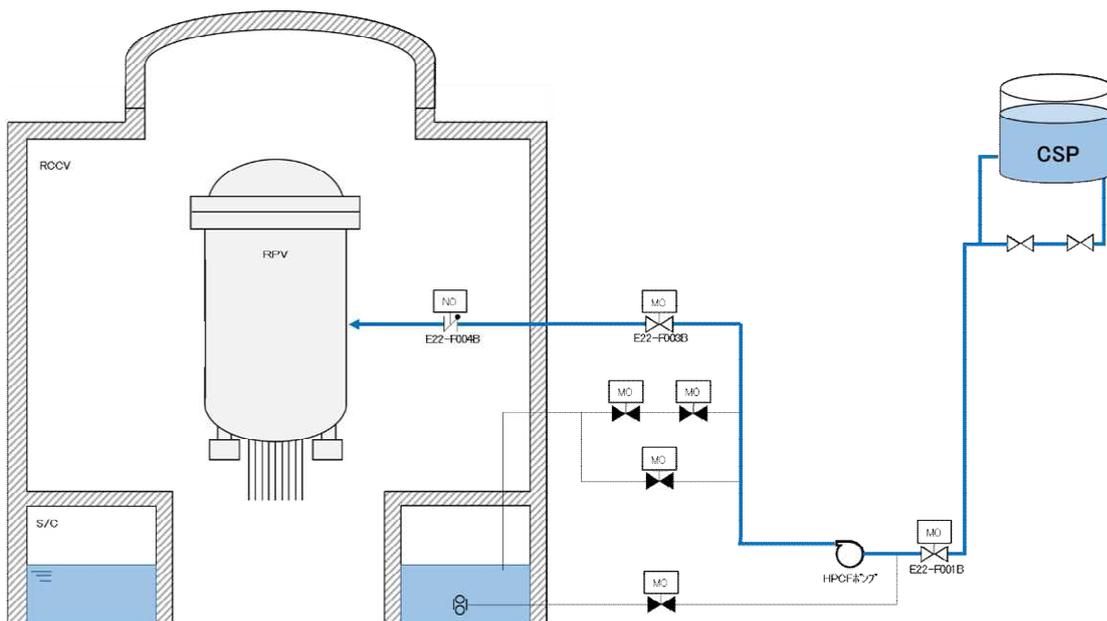


図4 高圧炉心注水系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(4) ほう酸水注入系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、高压炉心注水ノズルから原子炉へ注入することで、原子炉を未臨界に移行させる。ポンプ吐出圧力約8.4MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

重大事故等発生時には、ATWS緩和設備として用いる他、使用可能である場合は、純水補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉へ注水する。また、仮設ホースを用いて接続することで復水補給水系（水源は復水貯蔵槽）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉へ注水する。

なお、ATWS緩和設備については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」にて記載する。

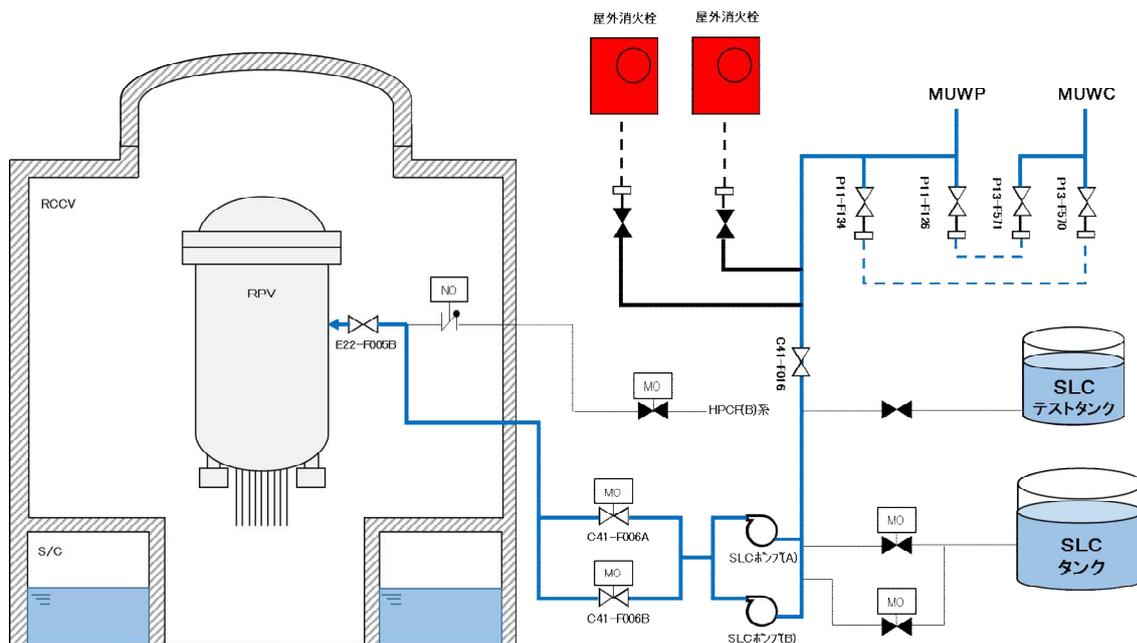


図5 ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(5) 制御棒駆動水系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求】

制御棒駆動水系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵タンク (CSP) の水を制御棒駆動水ポンプ (CRD ポンプ) により加圧し、水圧制御ユニット (HCU) のアキュムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構のパージ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力約 15.3MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵槽 (CSP) の水を制御棒駆動機構のパージラインを通じて原子炉へ注水する。

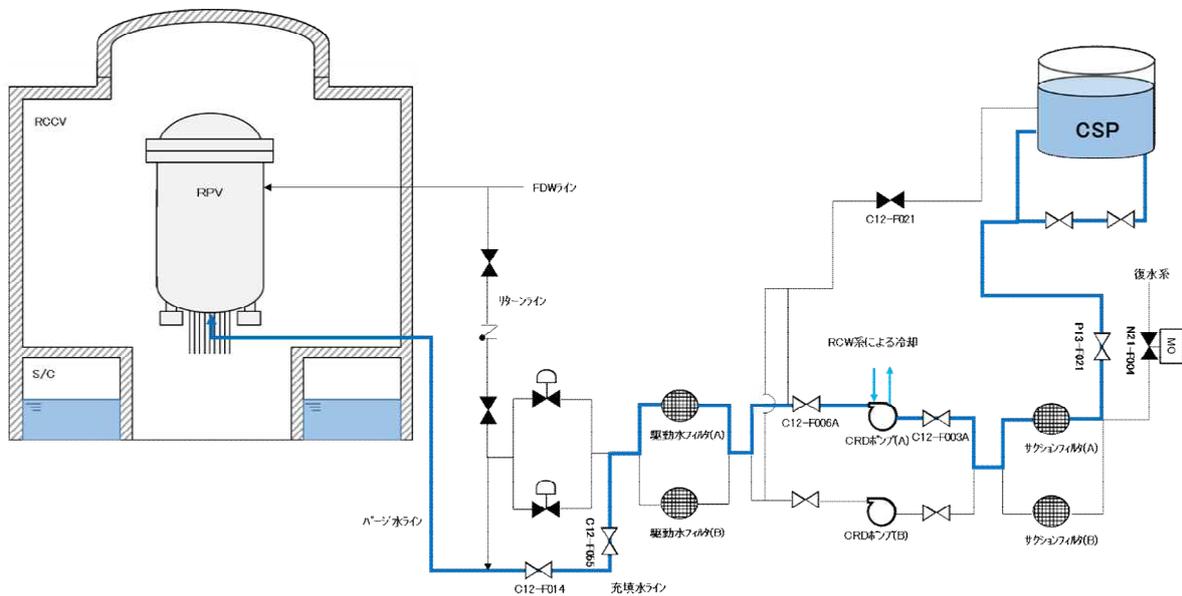


図6 制御棒駆動系ポンプによる原子炉注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(6) 直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復【自主対策】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。

原子炉隔離時冷却系の運転には本来、制御装置及び電動弁操作用の電源が必要であるが、全交流動力電源喪失、常設直流電源喪失した場合でも、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続することができるよう、自主対策として、直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復を整備する。(図7,8参照)。

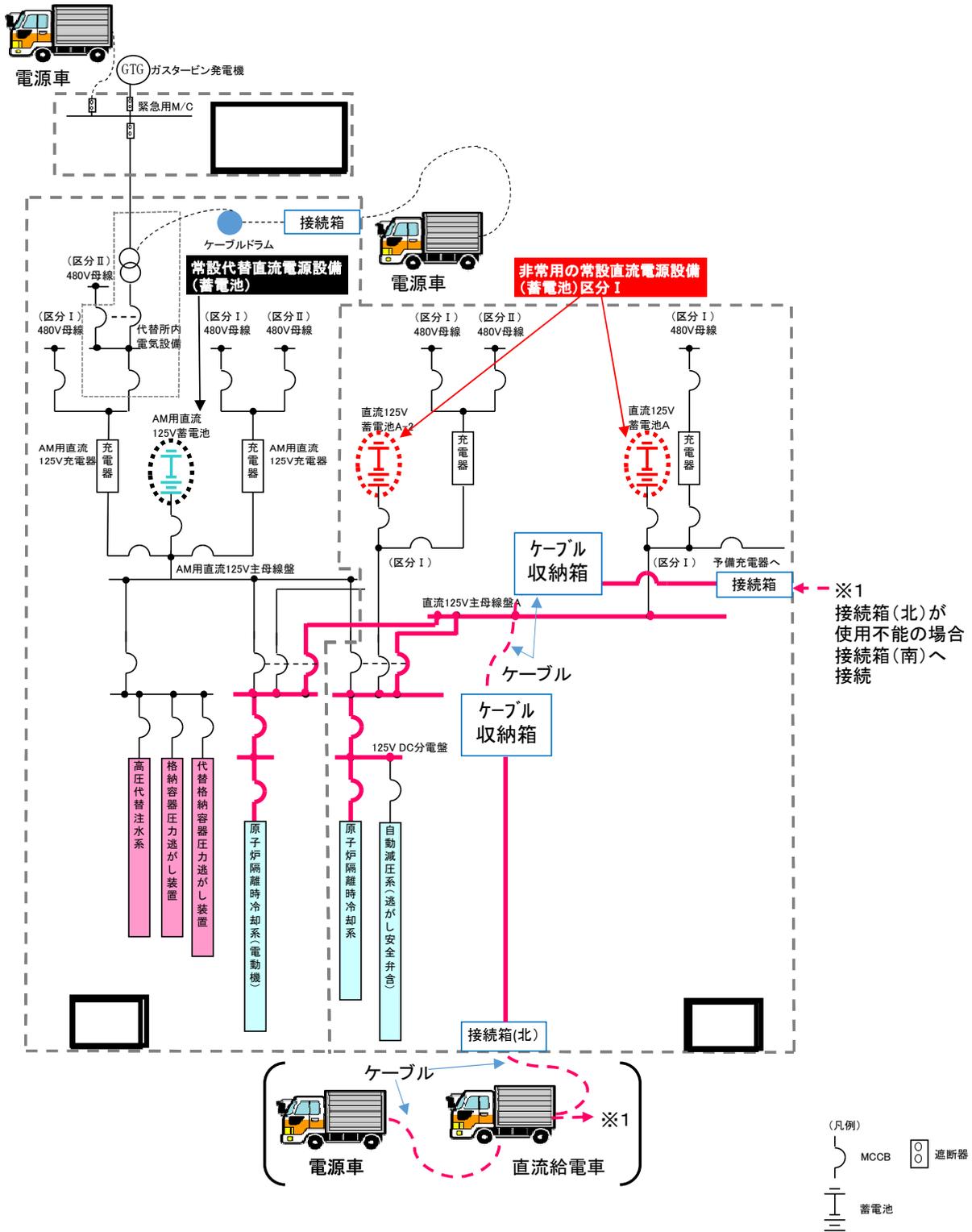


図7 6号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

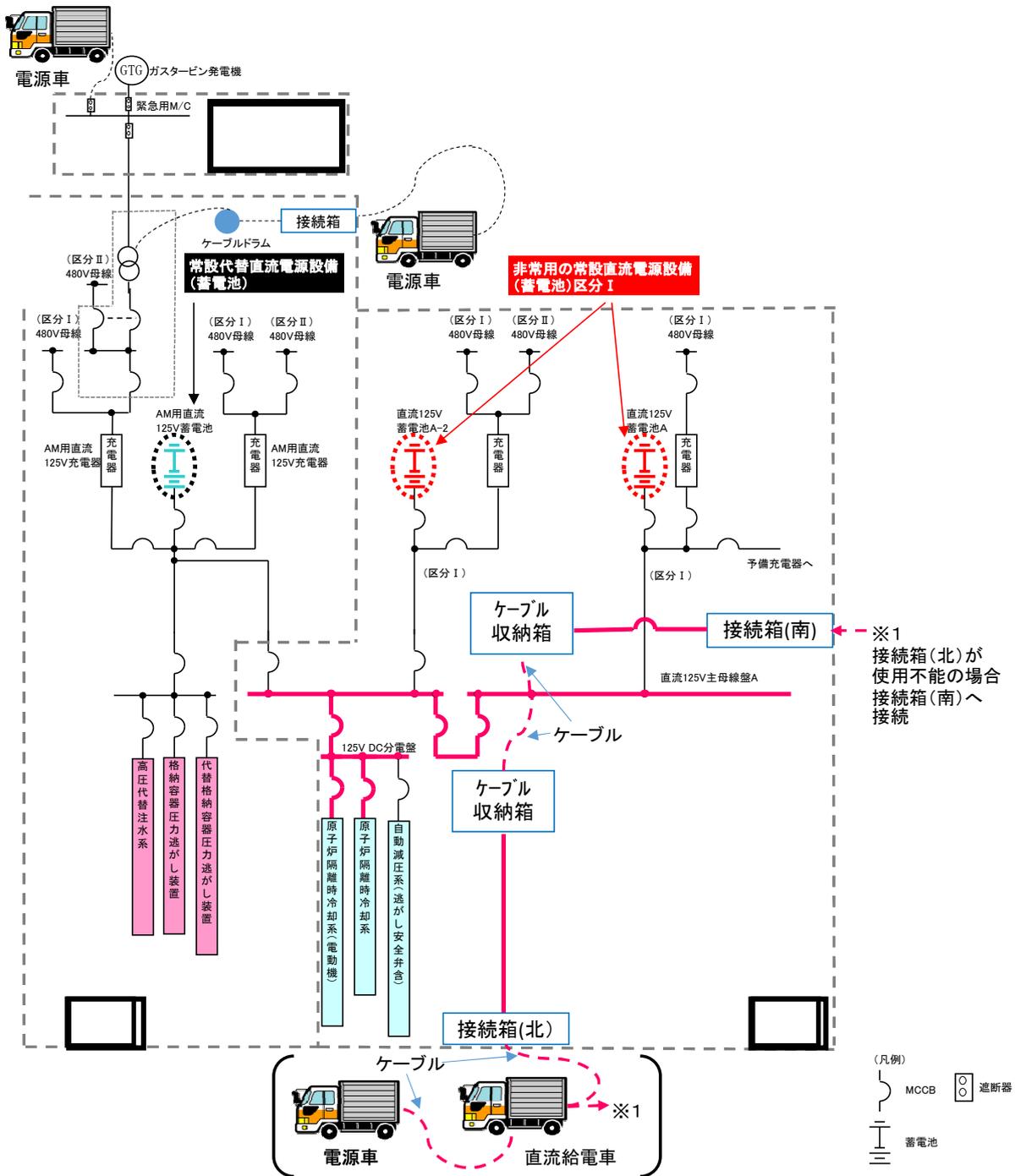


図 8 7号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

45-8

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を下図に示す。蒸気加減弁の弁棒がレバーリンク機構を介して、油圧式アクチュエータに接続されており、開度指令信号が電油変換器を介して油圧式アクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。

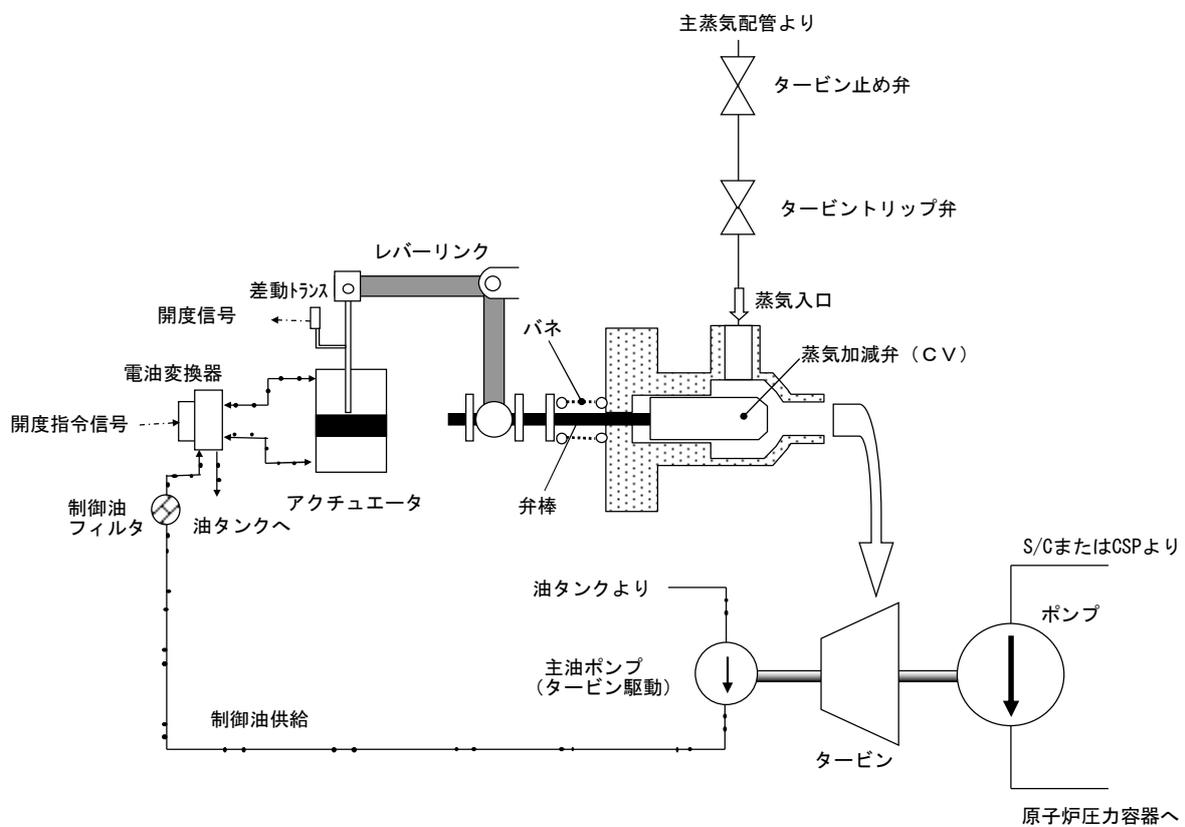


図 1 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

油圧式アクチュエータの作動油はタービン軸直結の主油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が切れることはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、電油変換器内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時、蒸気加減弁は全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うこととする。

45-9

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、表1の通り整理する。

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	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
高压代替注水系 注入弁	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F003	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F004
	原子炉隔離時冷却系 HPAC タービン止め弁	E51 -M0-F080	原子炉隔離時冷却系 HPAC タービン止め弁	E51 -M0-F065
原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F071	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F034
	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004
原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037
	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012
原子炉隔離時冷却系 その他ドレン弁	原子炉隔離時冷却系 潤滑油冷却器出口ドレン弁	E51 -F511	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F652
	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F518	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管ドレン弁	E51 -F653
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 真空ポンプ吐出外ドレン弁	E51 -F519	原子炉隔離時冷却系 セパレータードレン弁	E51 -F655

46-1
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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁		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	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)	B	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 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	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 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が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)	B
	関連資料			46-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		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	二次格納施設内, その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	B, 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		46-3 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		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料		—		
		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		46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
		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				46-6 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		46-11 代替自動減圧機能について			

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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む） （中央制御室）	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	46-3 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）	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のスイッチで設計）	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（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		46-11 代替自動減圧機能について		

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)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池	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（原子炉建屋の二次格納施設を含む）	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作—接続作業	B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	46-3 配置図			
	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	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 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	(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	46-3 配置図			
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	46-3 配置図			
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	46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所			

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46条: 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				AM用切替装置 (SRV)	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 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	46-3 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	46-3 配置図, 46-4 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)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				高压窒素ガスポンペ	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(原子炉建屋の二次格納施設外を含む)	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		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
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	46-3 配置図			
	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	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 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	(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	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
		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			46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	サポート系なし	対象外	
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備			

46-2
単線結線図

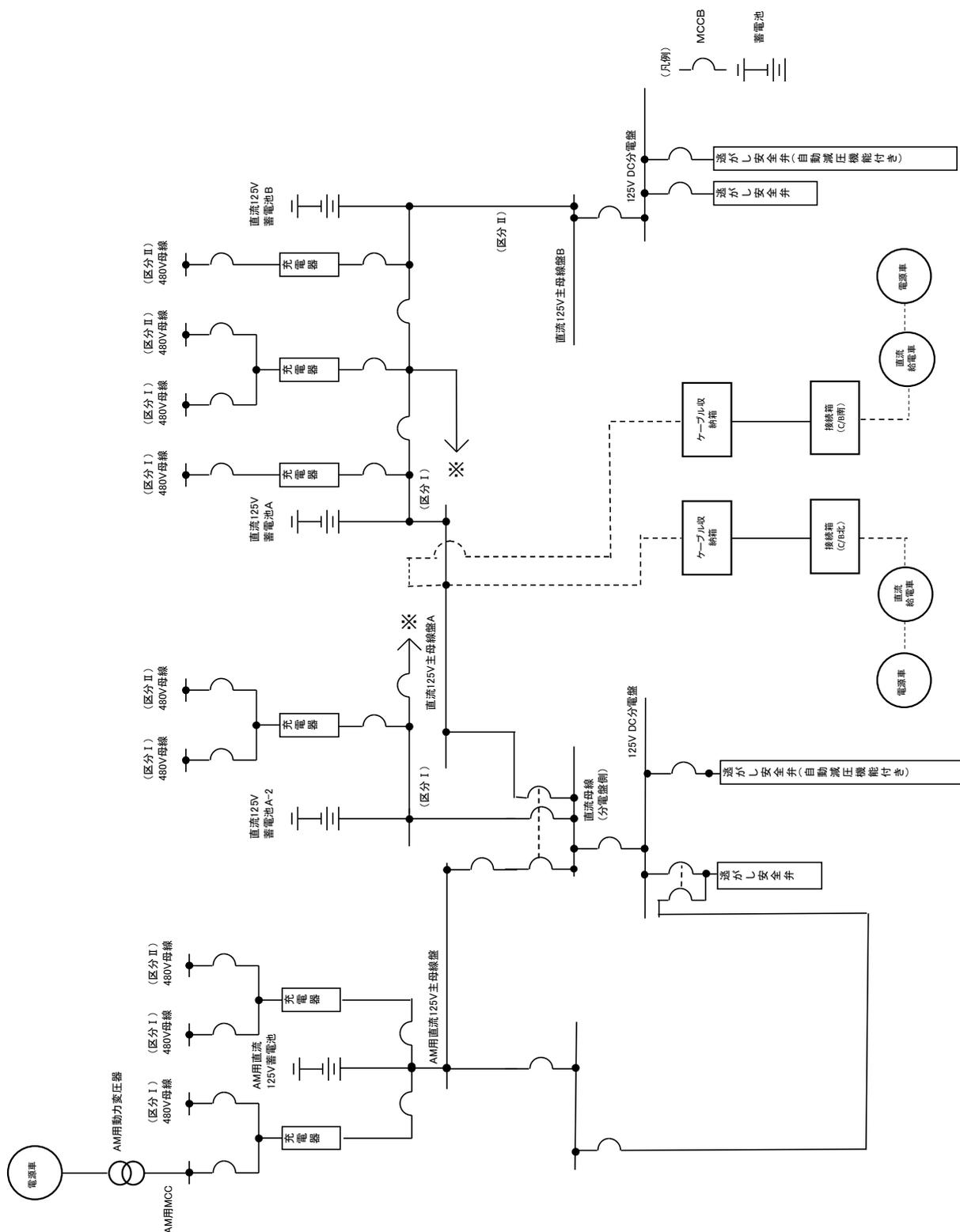


図1 6号炉 直流電源単線結線図

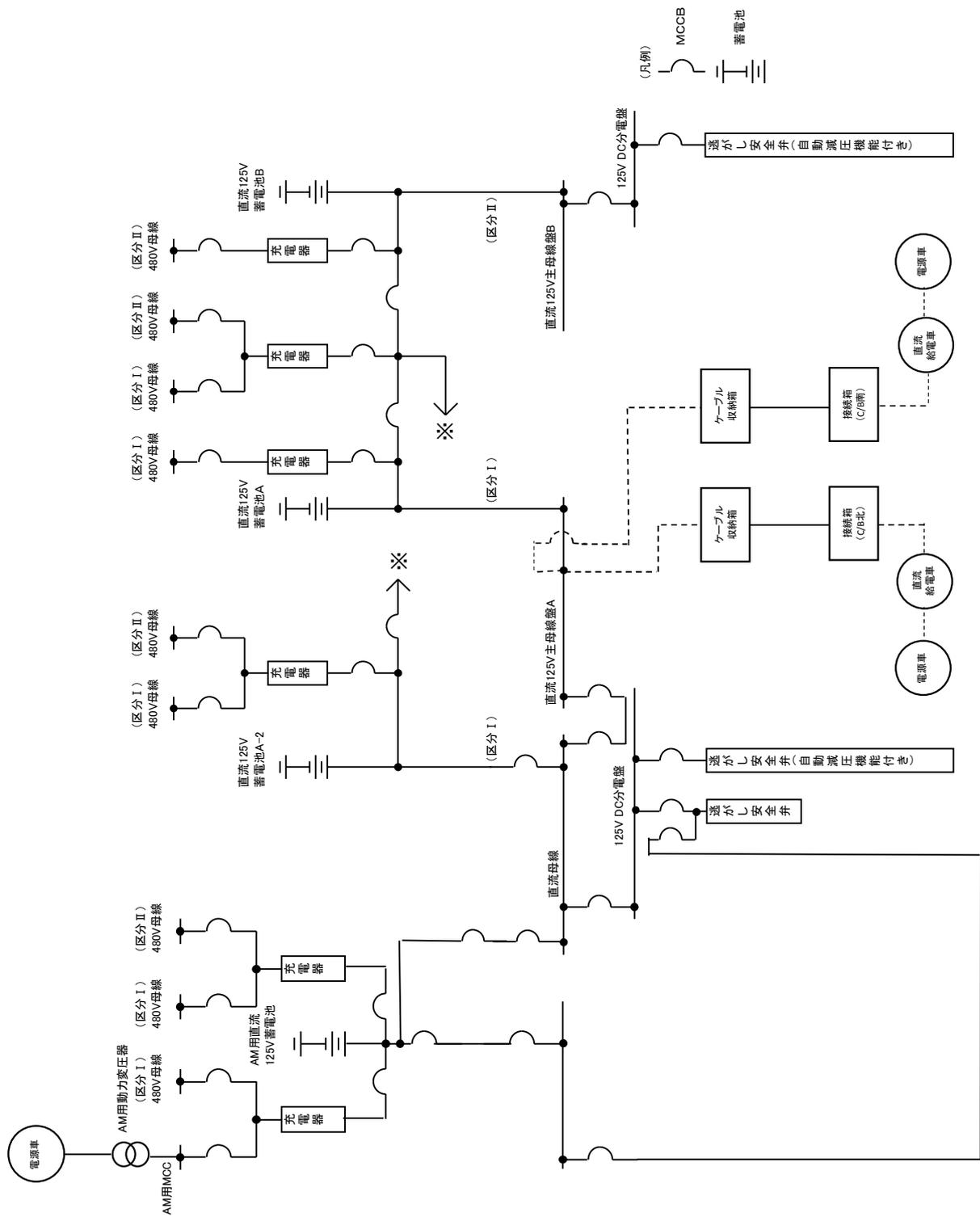


図2 7号炉 直流電源単線結線図

(略語)
 D/G：非常用ディーゼル発電機
 M/C：メタルカッタード開閉装置
 P/C：パワーセンタ
 MCC：モータ・コントロール・センタ

【凡例】
：非常用ディーゼル発電機
：遮断器
：配線用遮断器
：切替装置

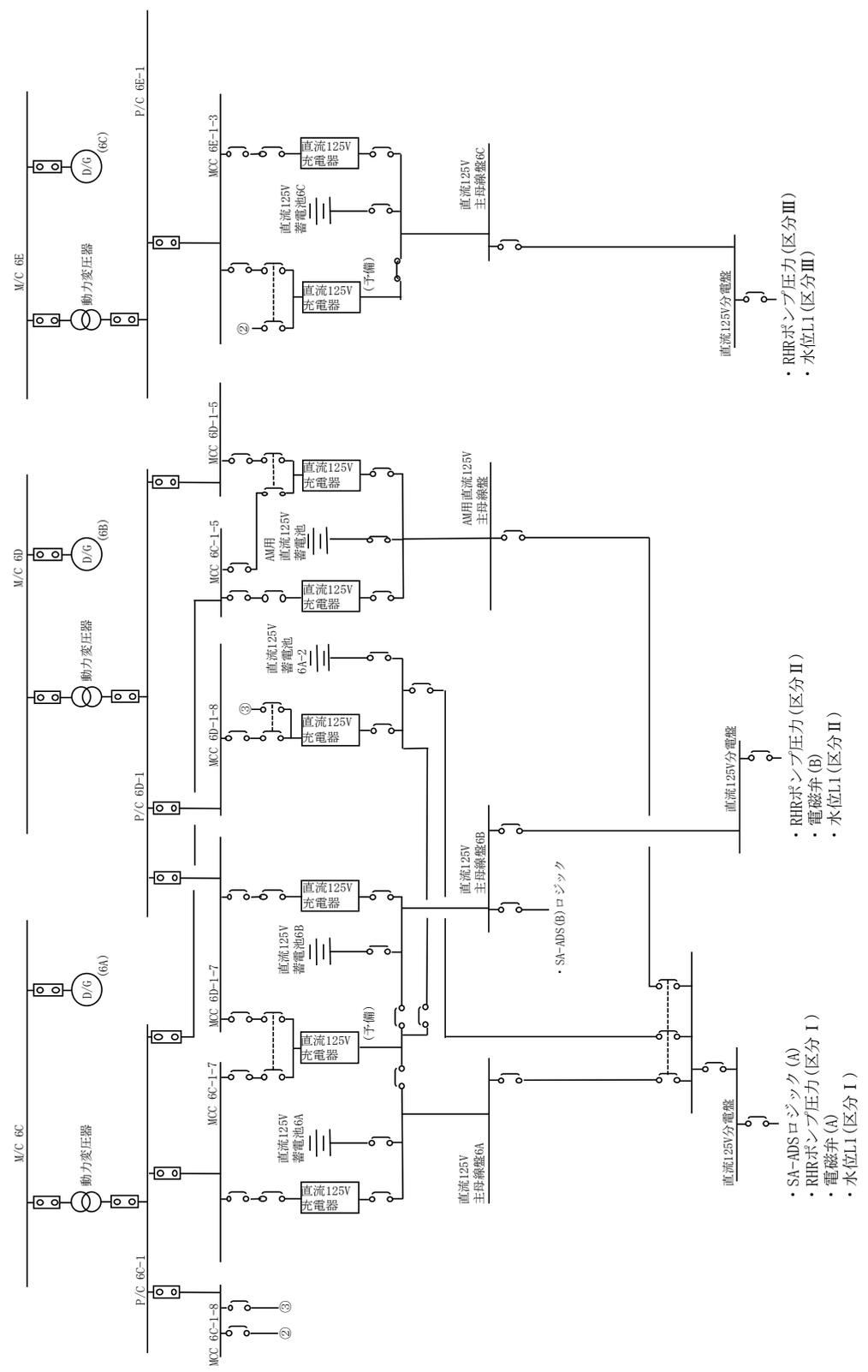


図3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

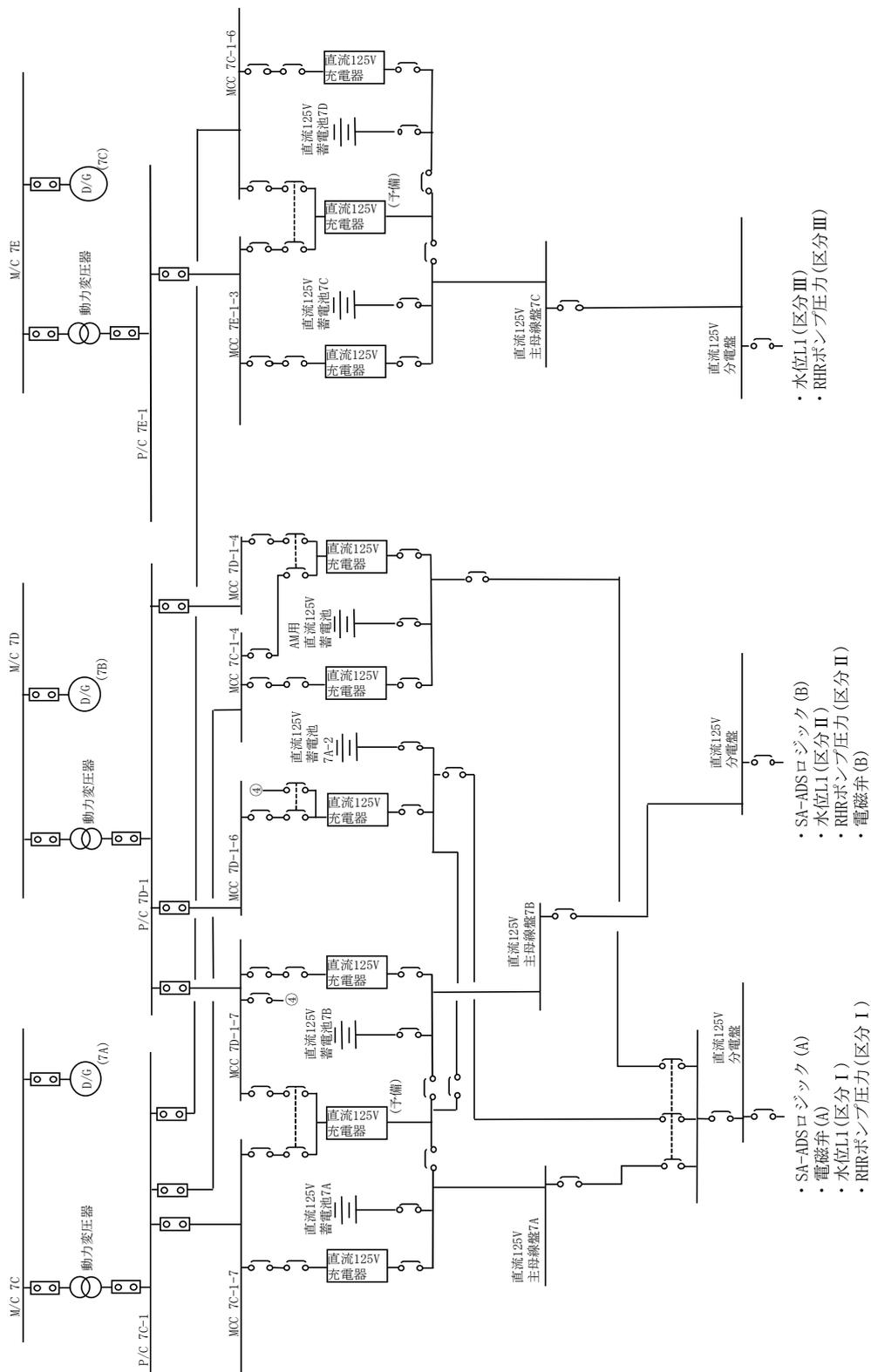
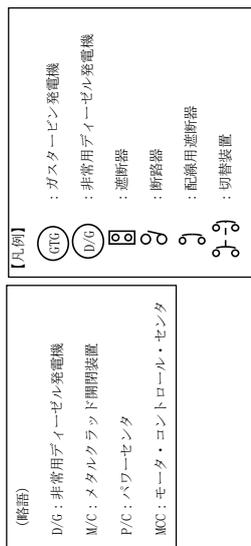
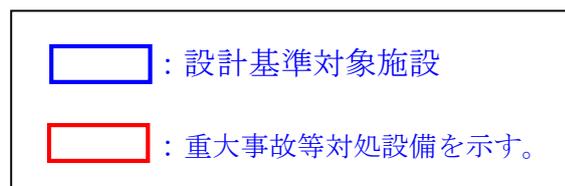


図4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

46-3
配置図



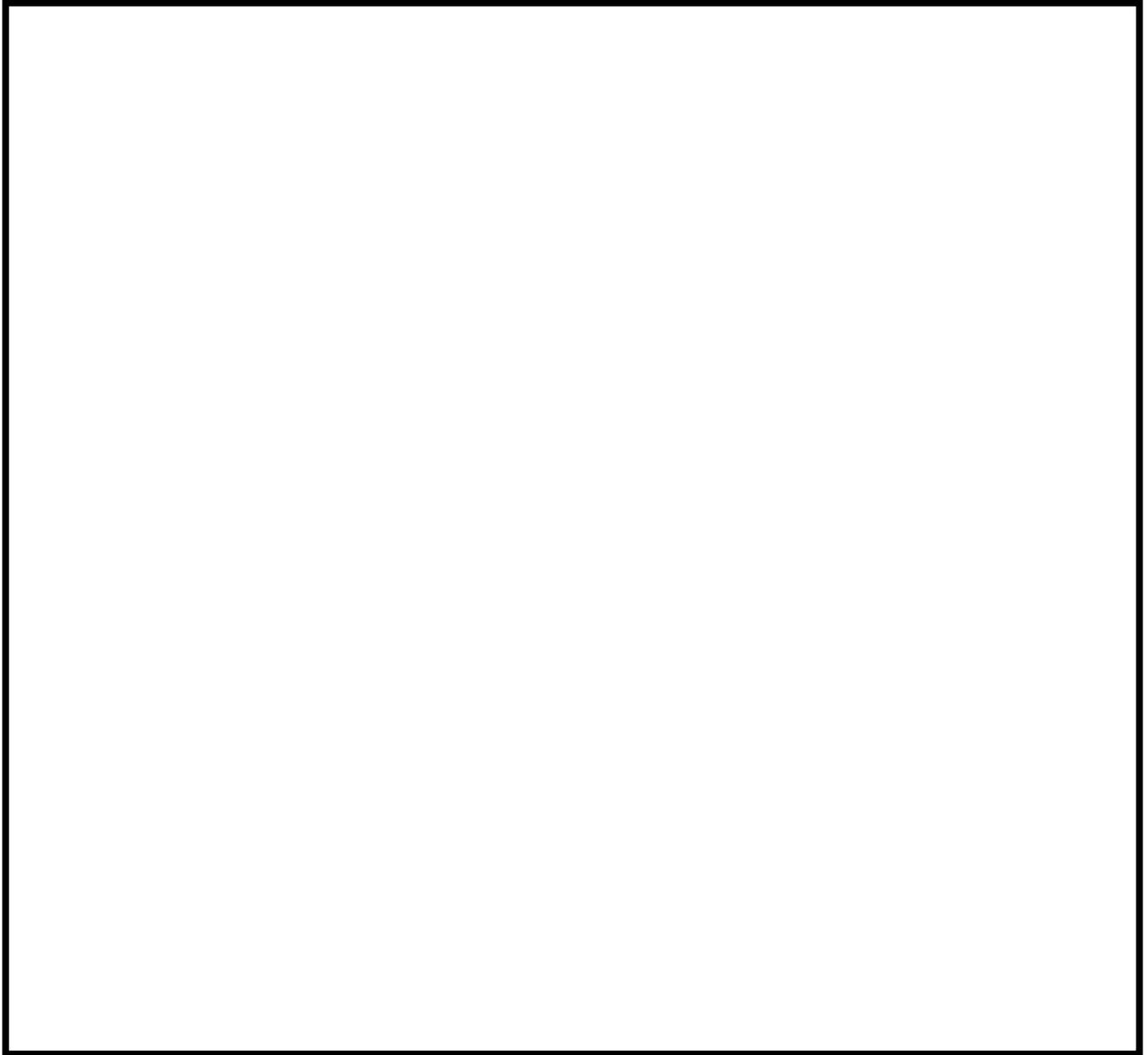


図1 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

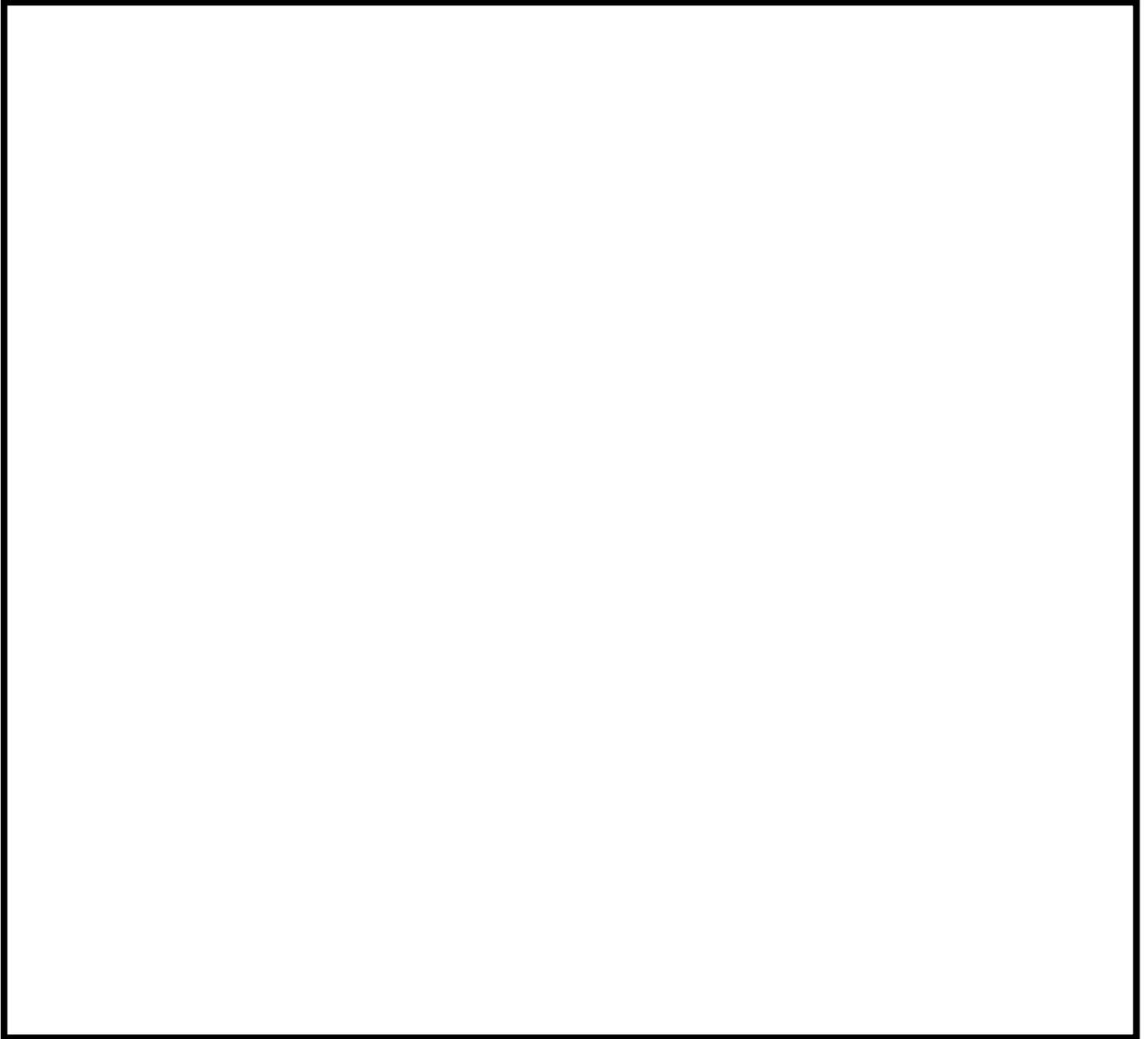


図2 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

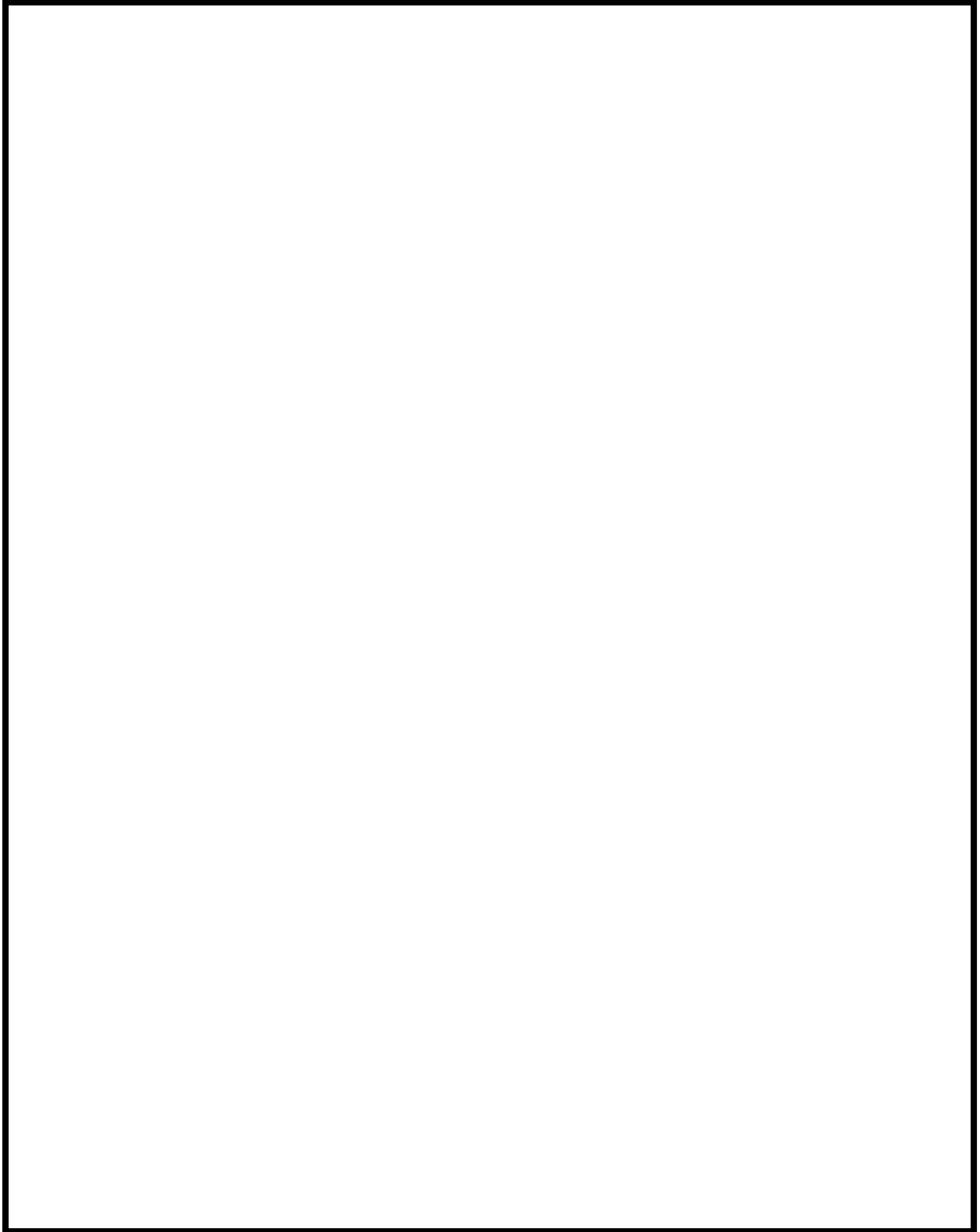


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

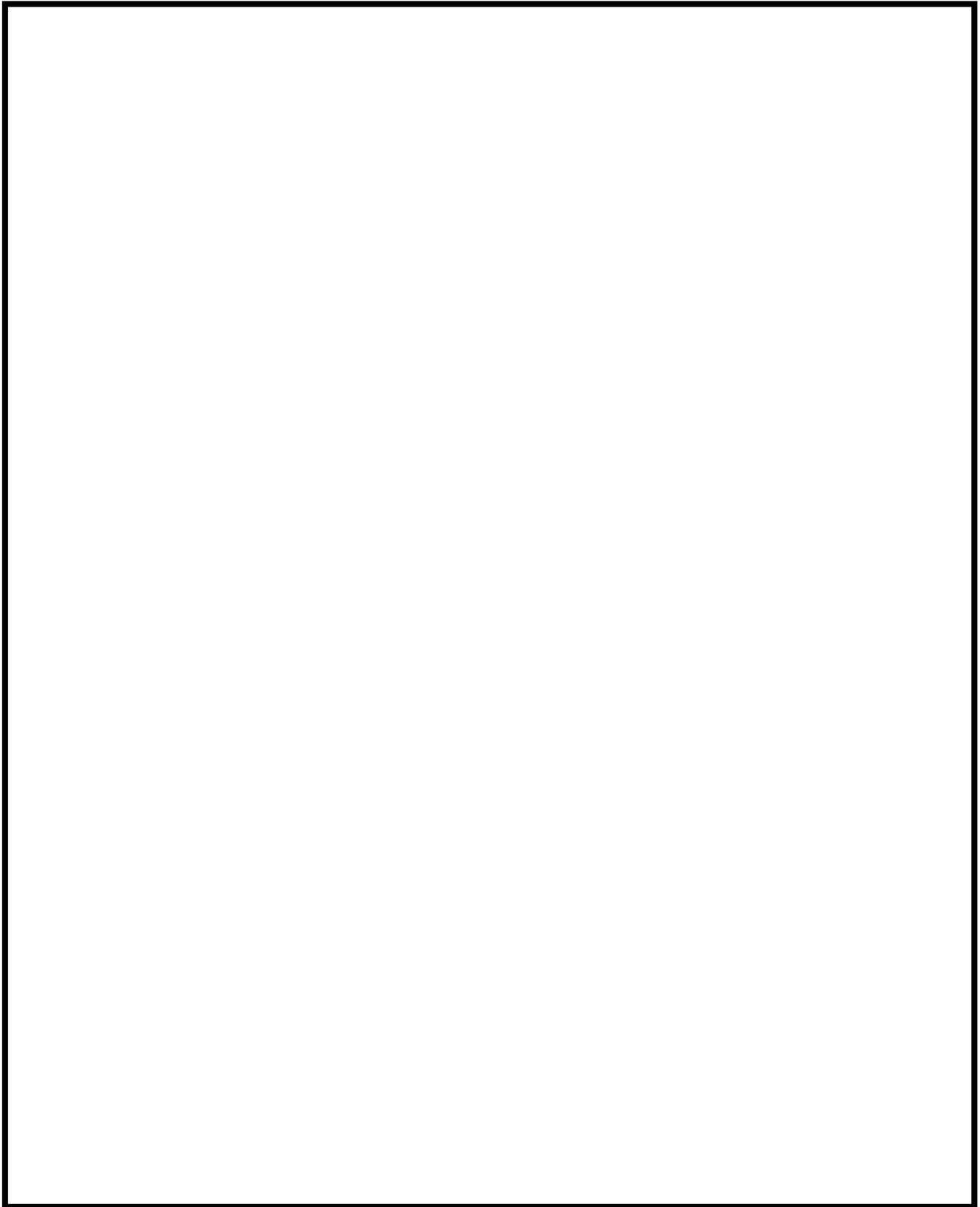


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンベ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）



図5 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベラック）の配置図

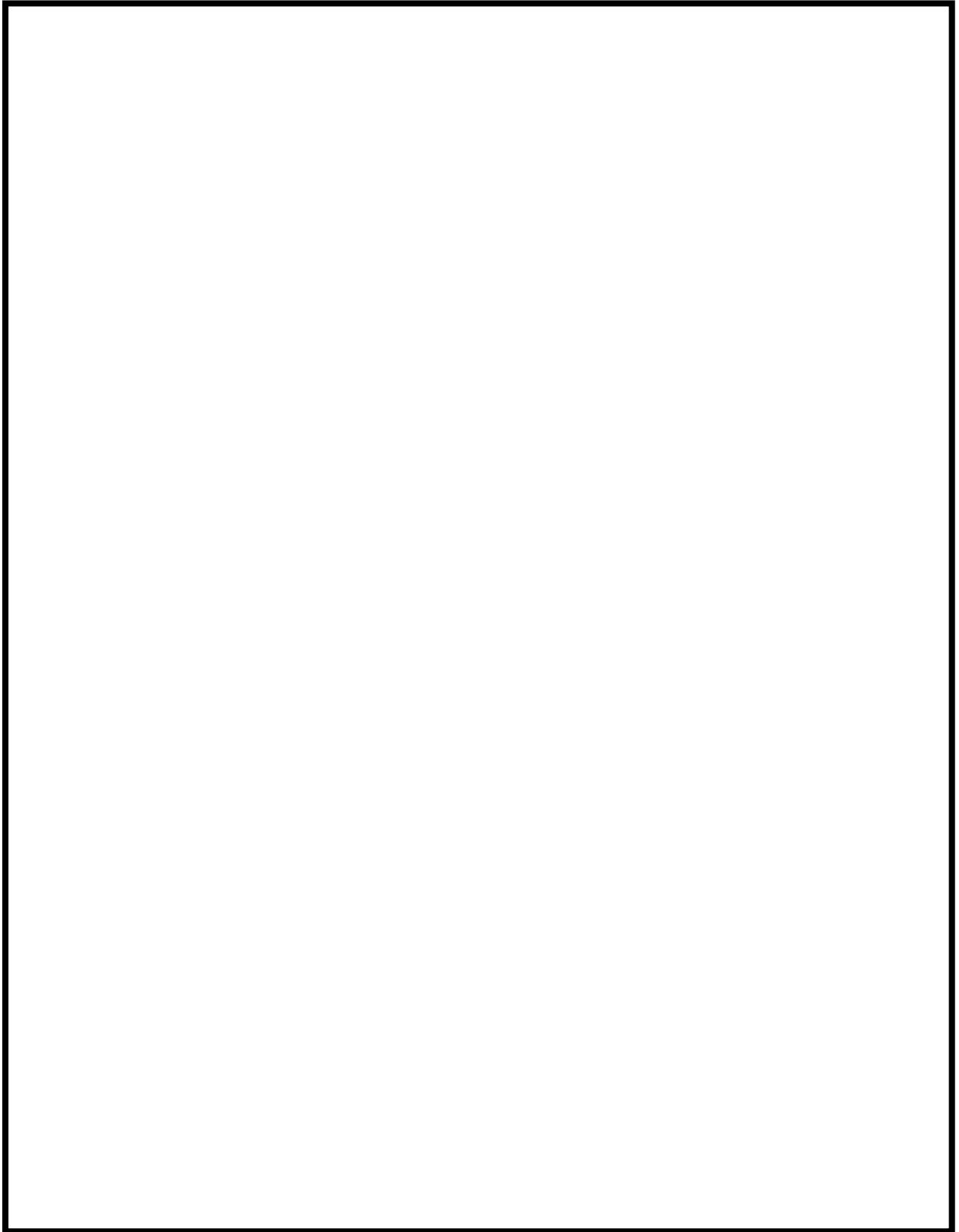


図6 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

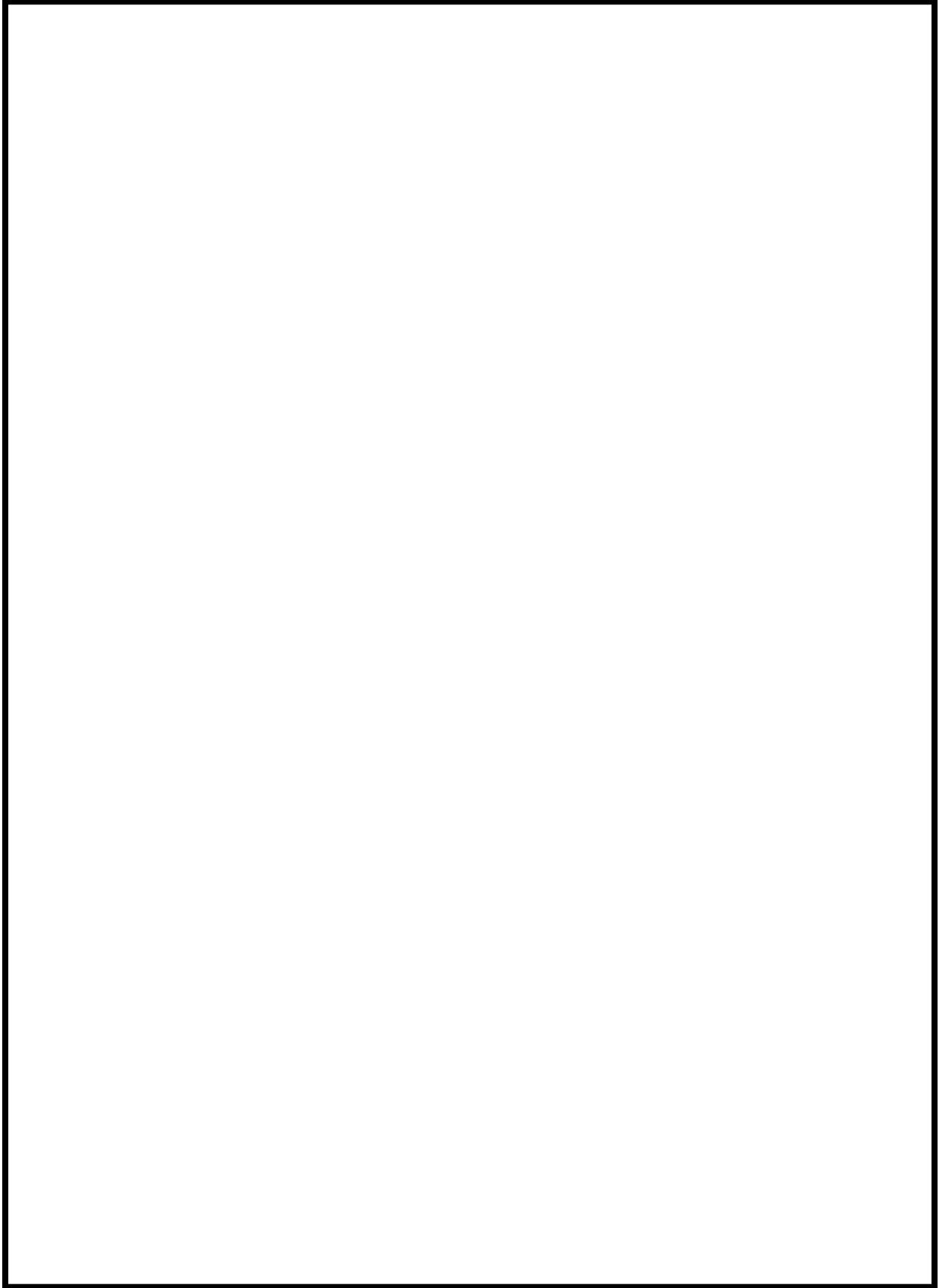


図7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

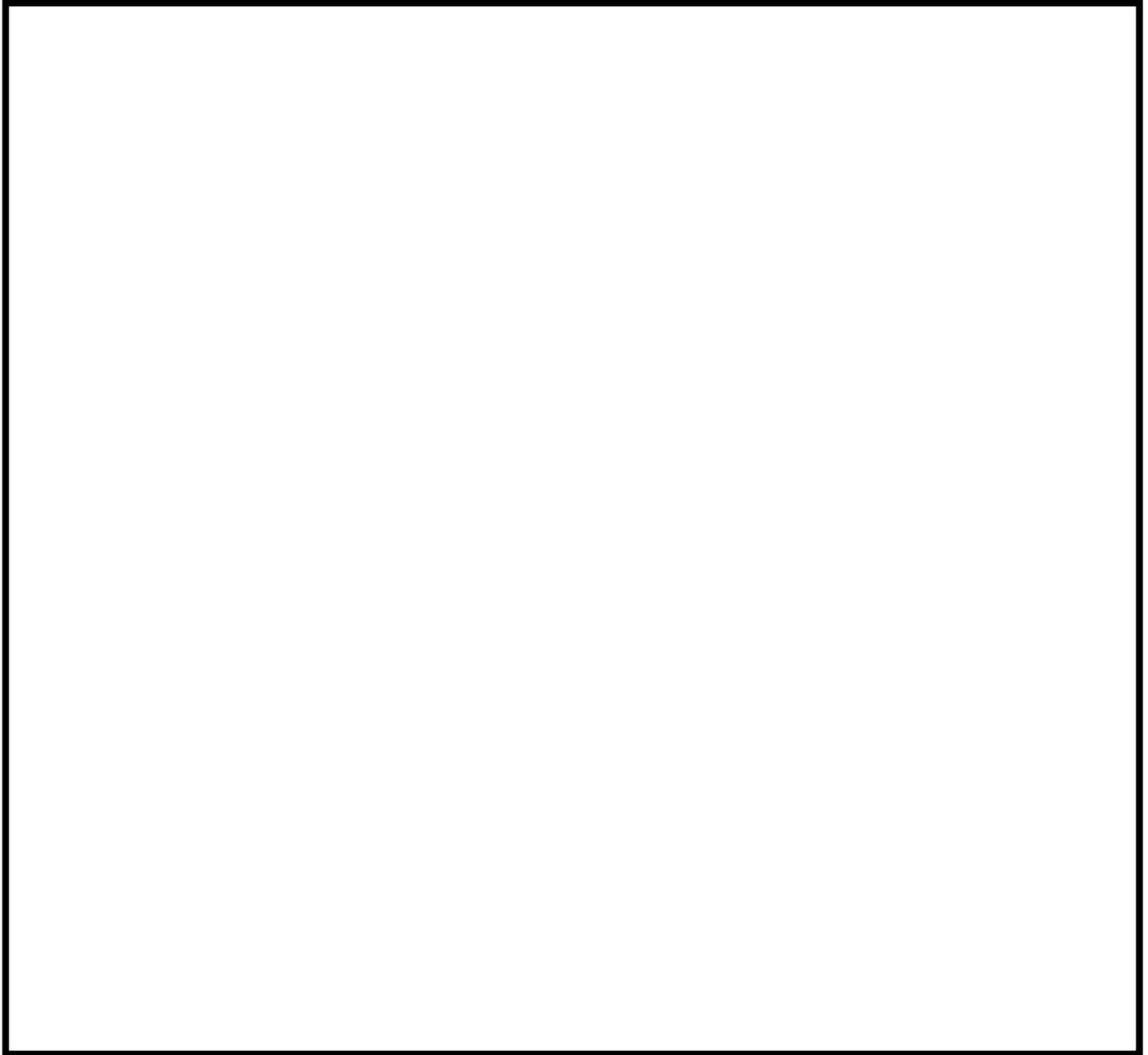


図 8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

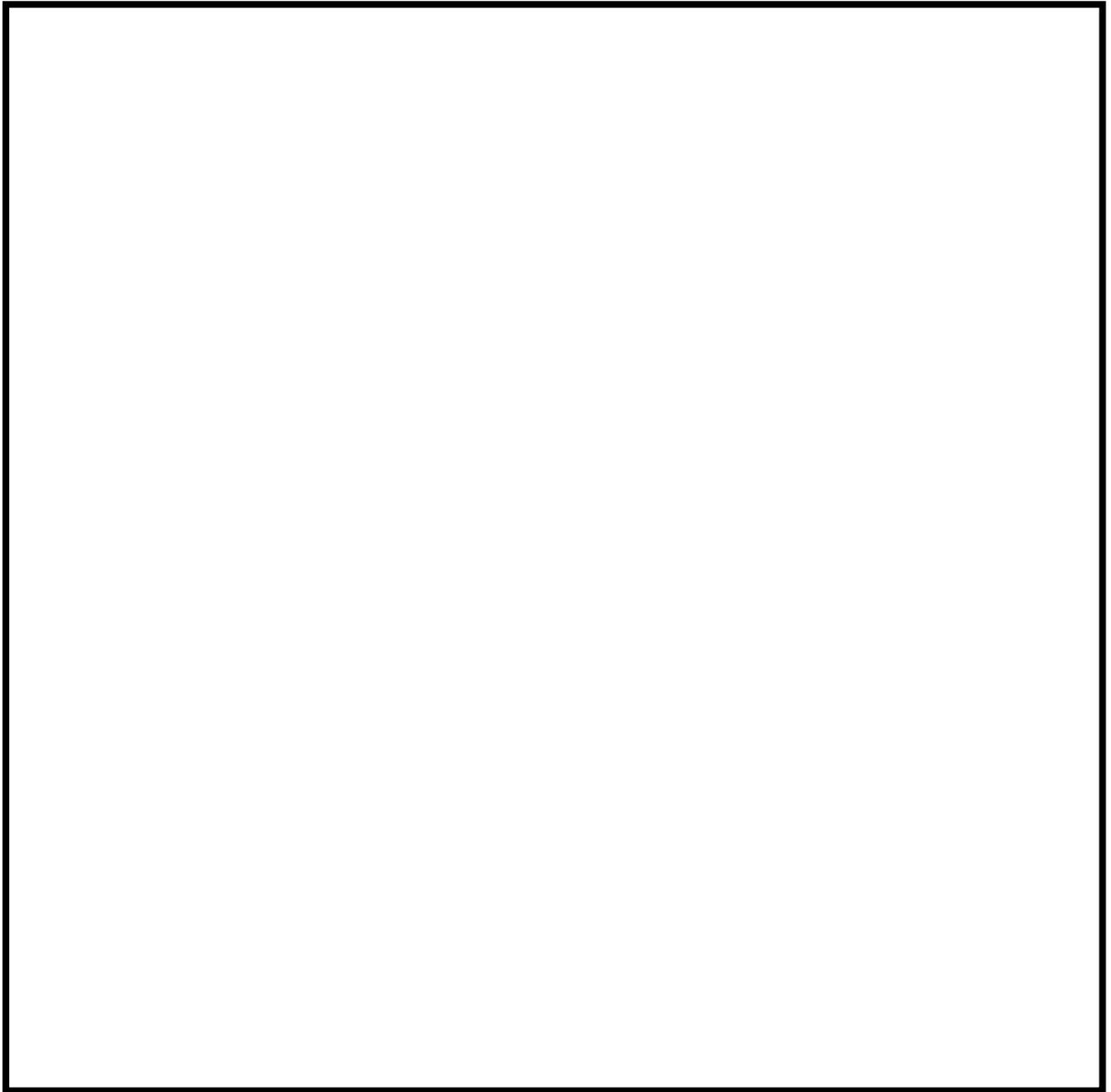


図9 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

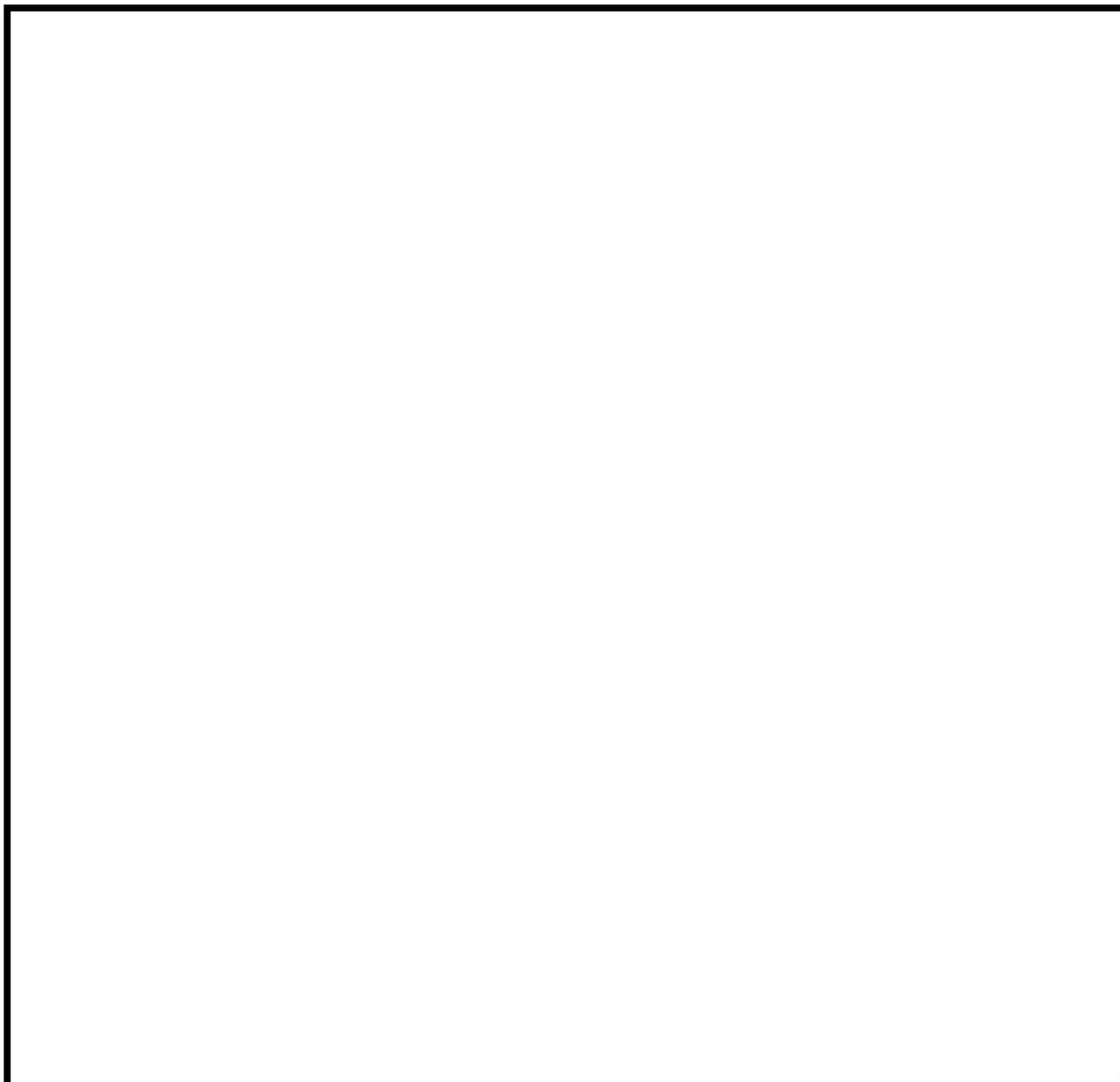


図10 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

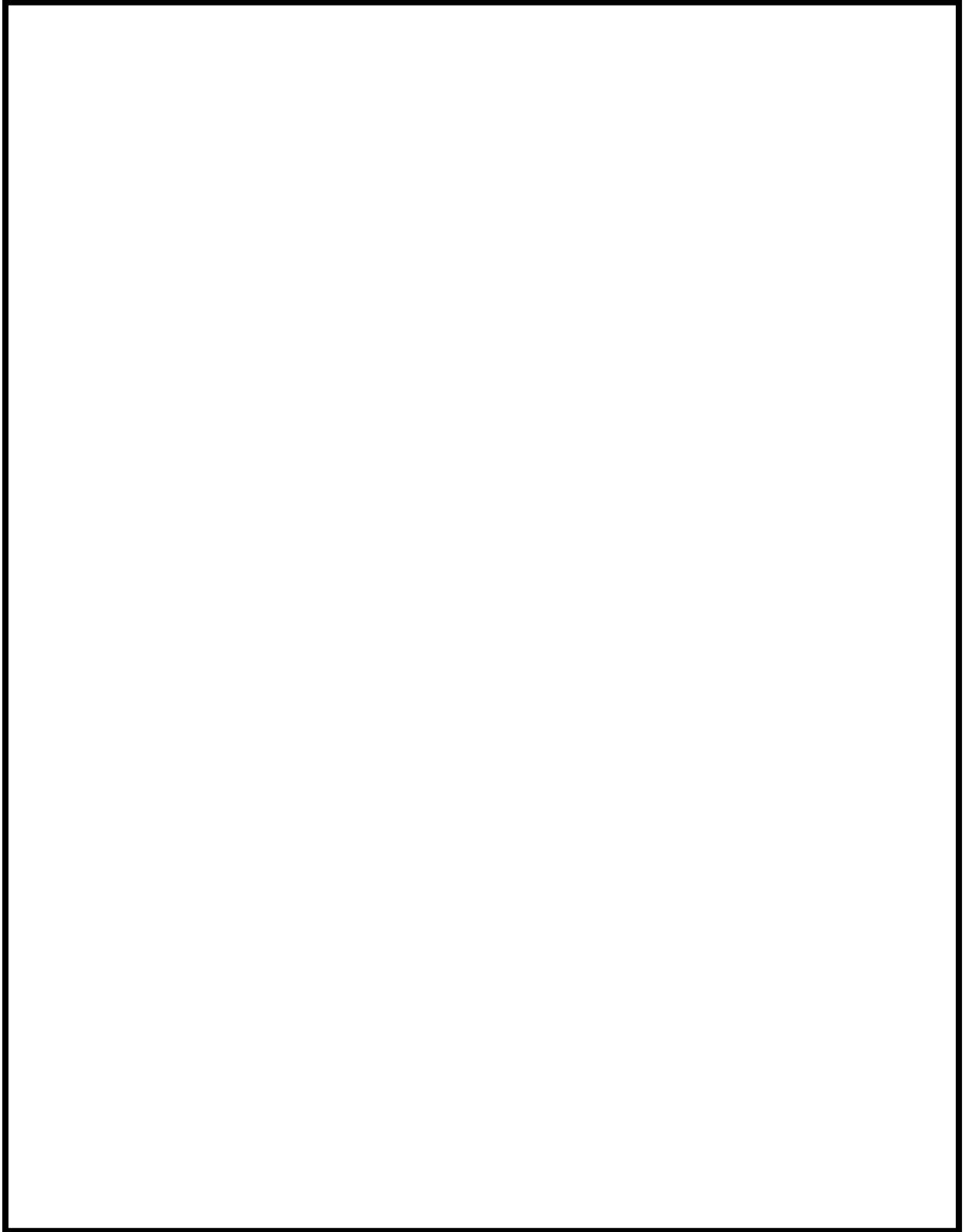


図 1 1 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

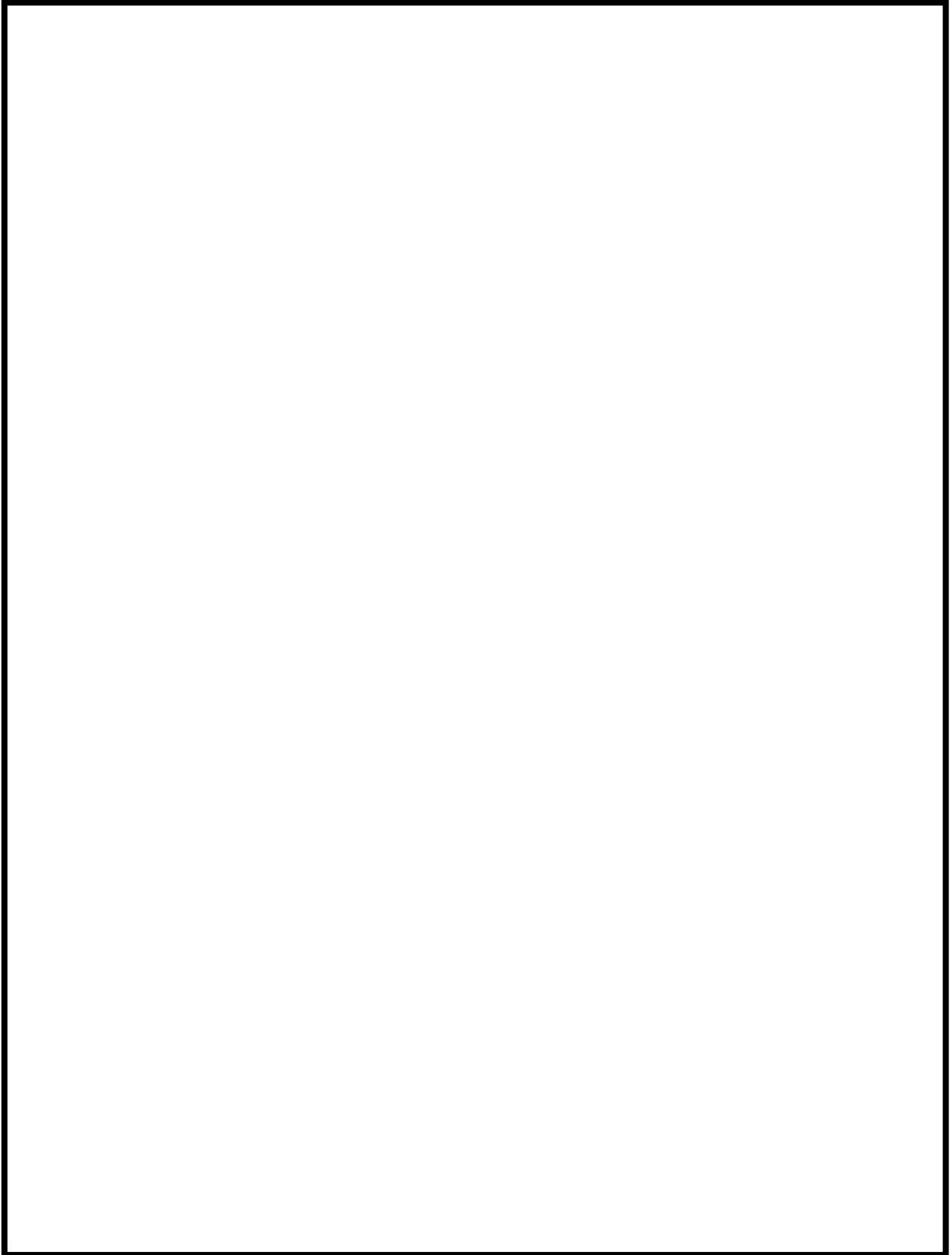


図 1 2 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

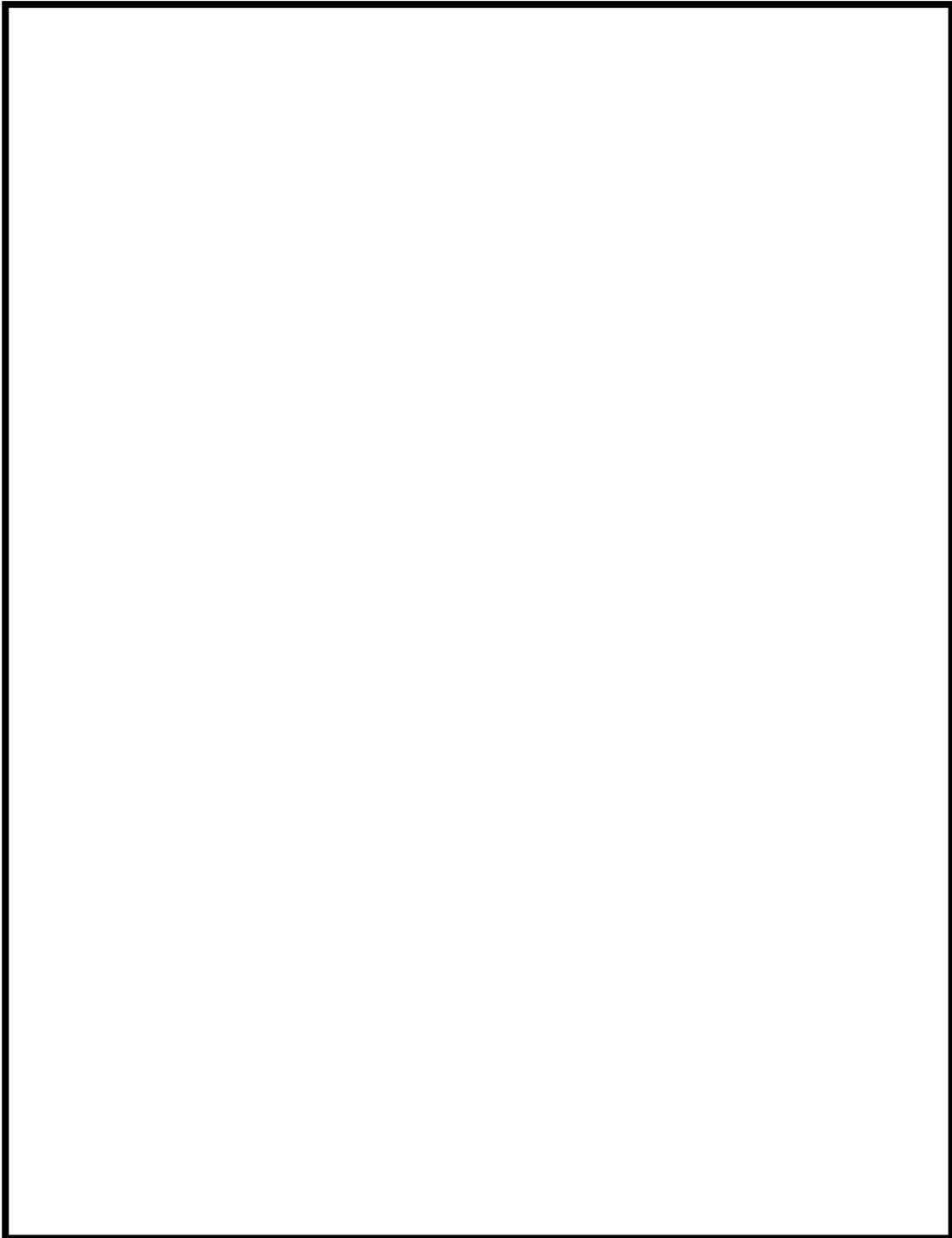


図 1 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベラック）
の配置図

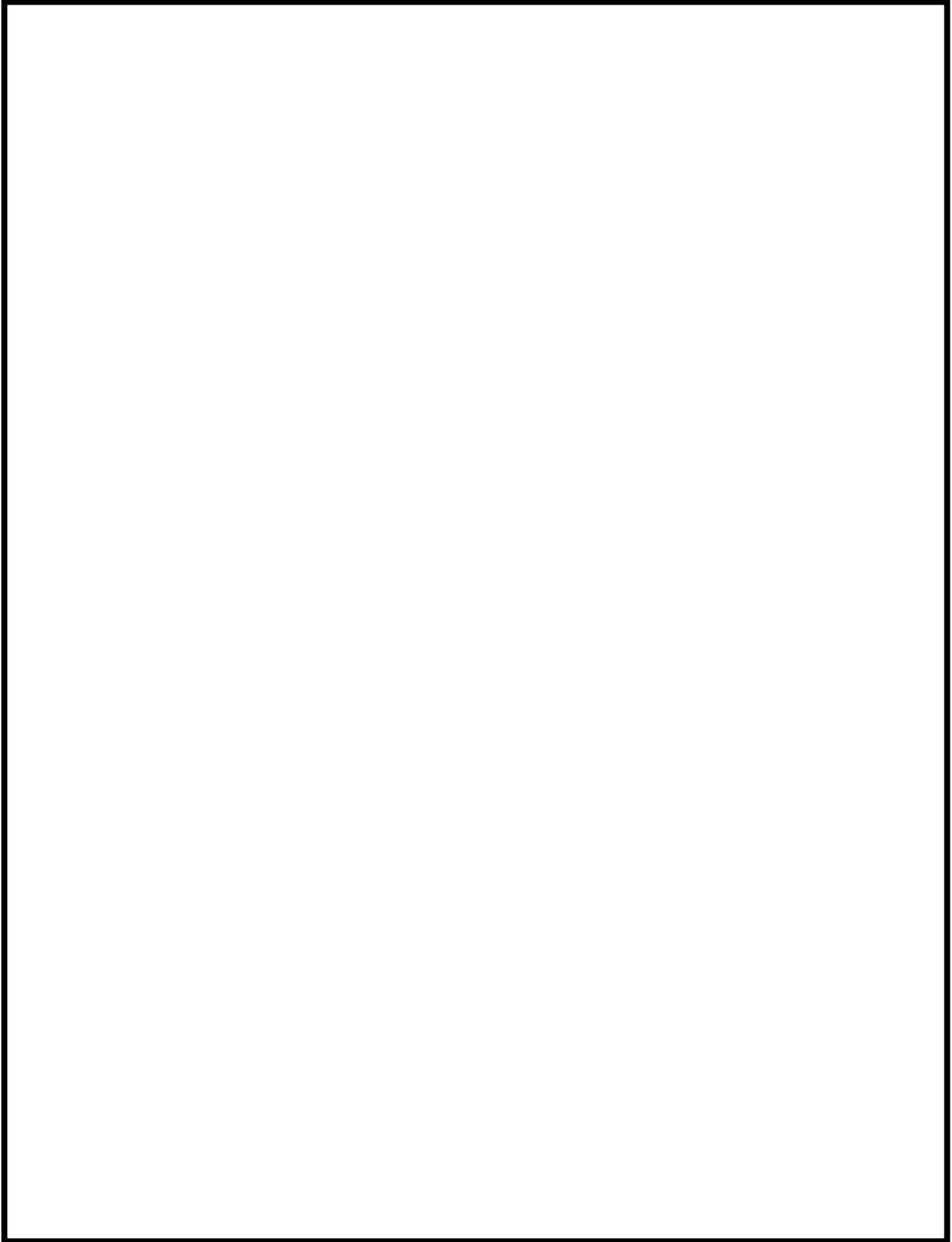


図 1 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

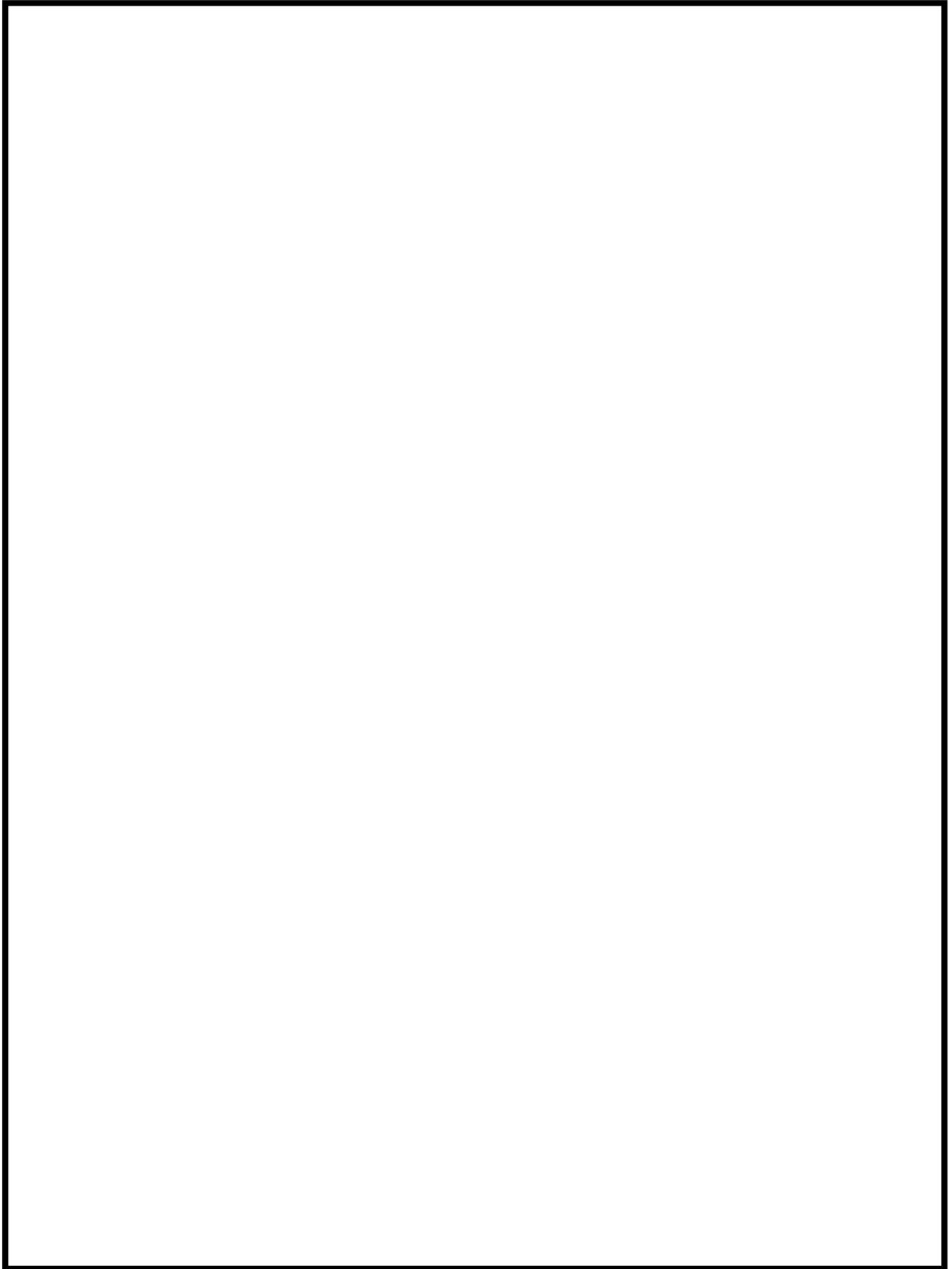


図 1 5 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

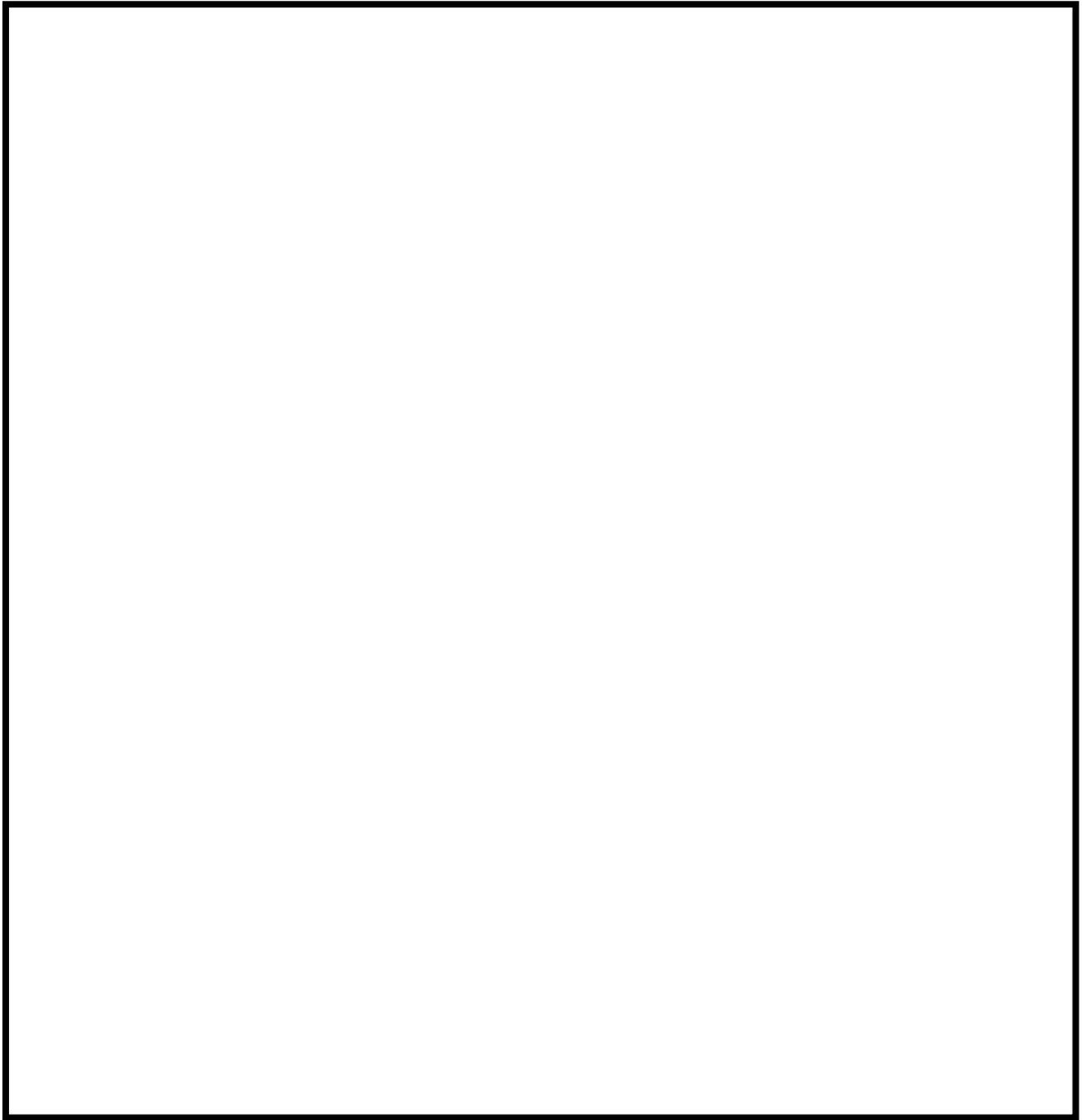


図 1 6 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

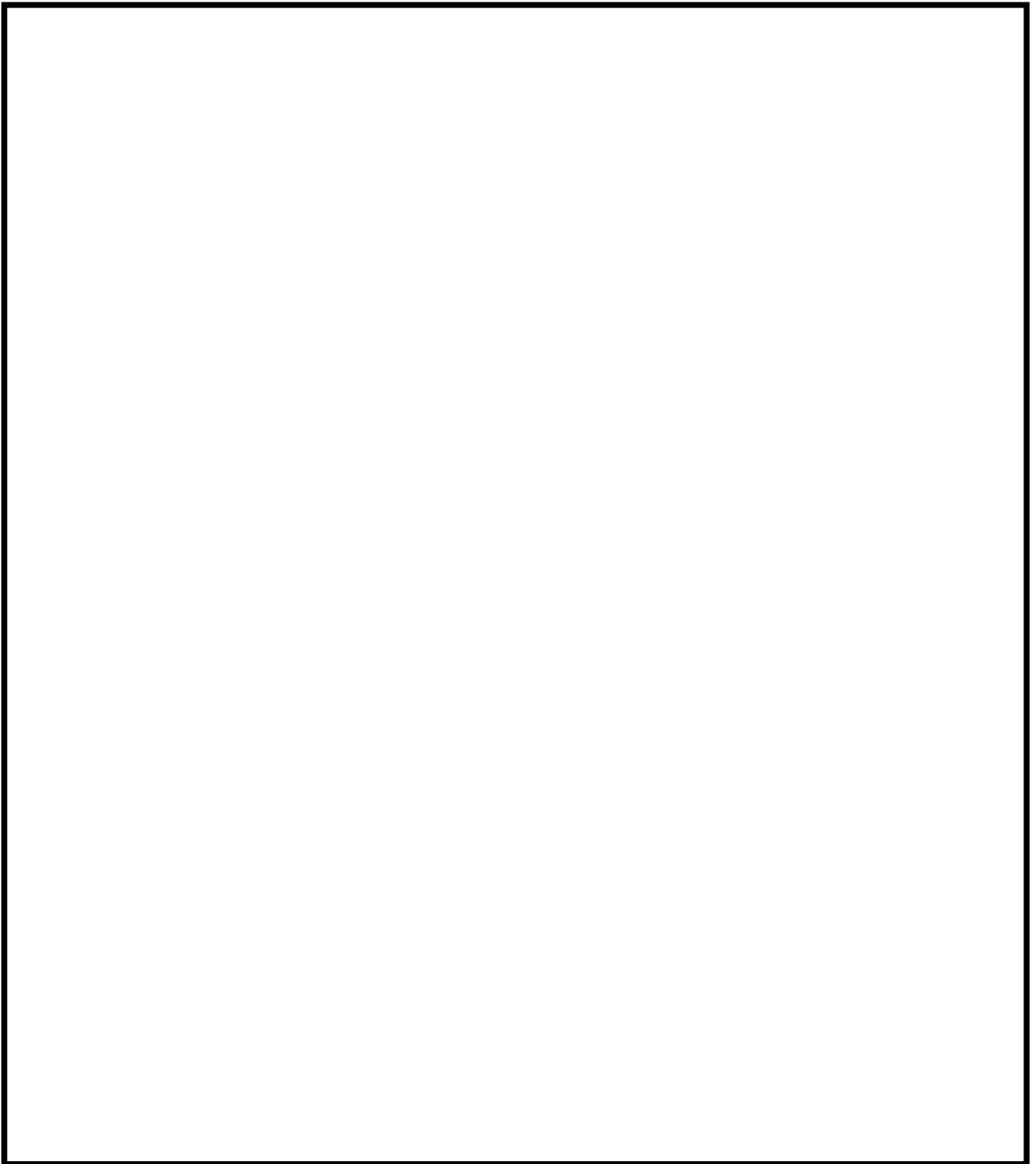


図 1 7 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図
（6 / 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階）

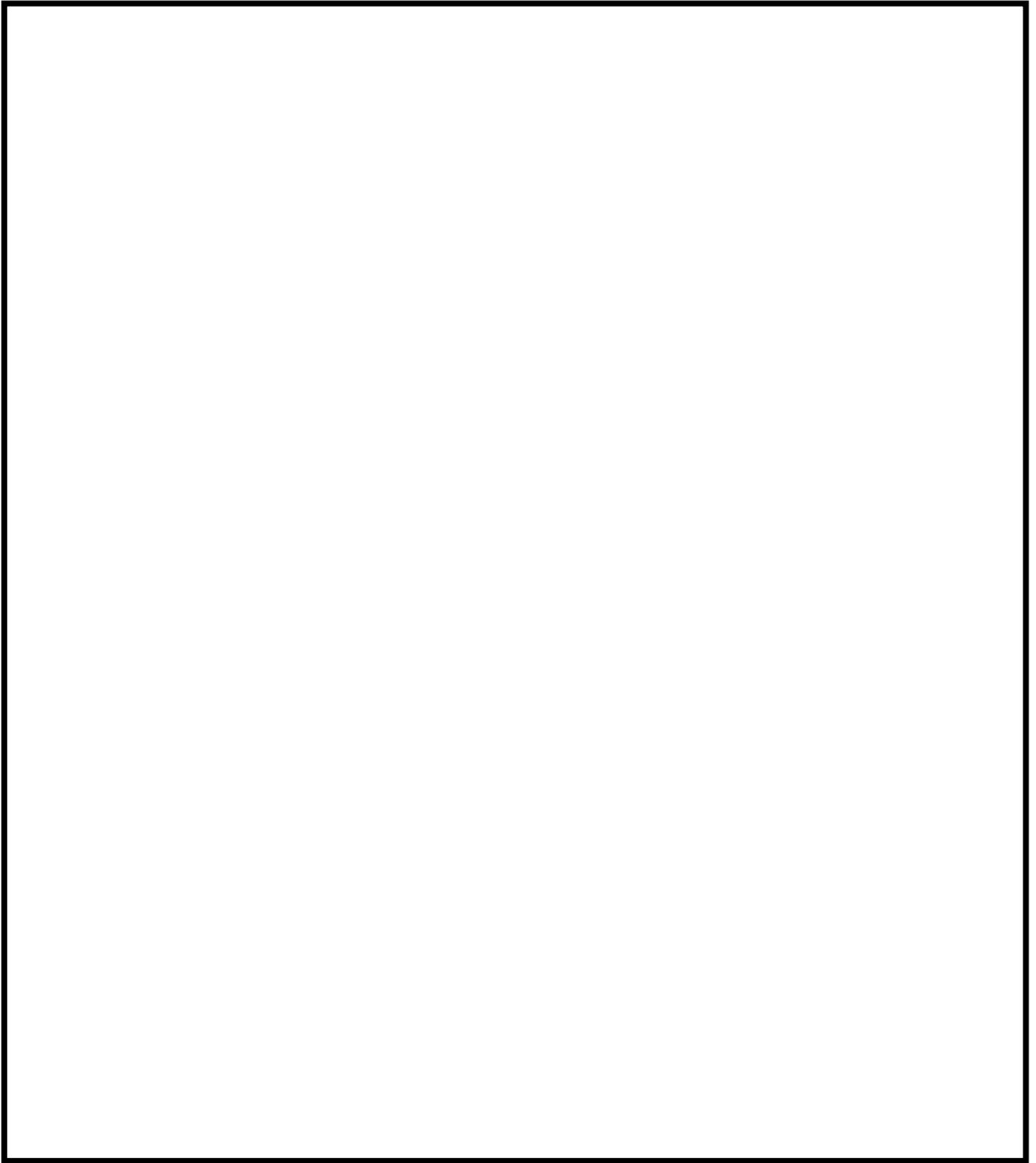


図 1 8 AM 用切替装置の配置図
(6 / 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

46-4
系統図

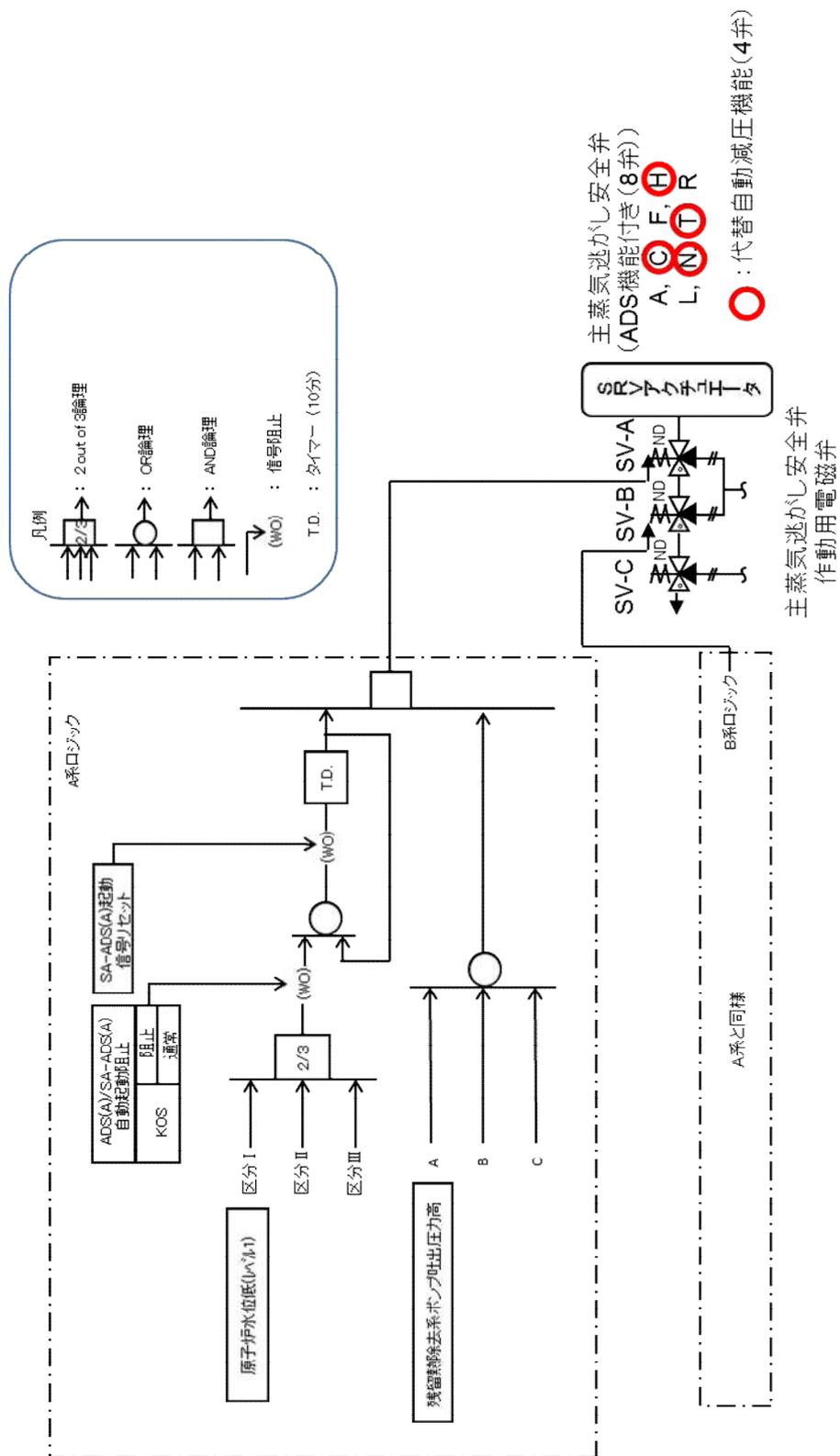


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

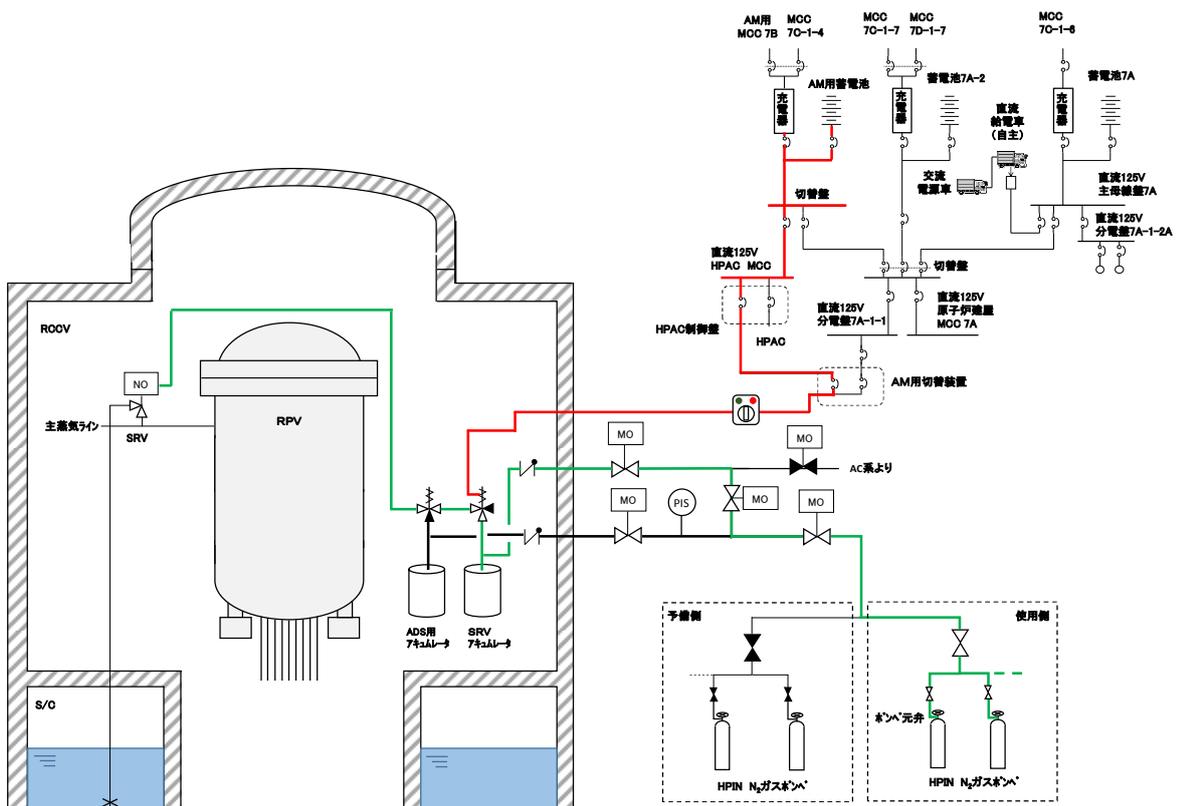


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

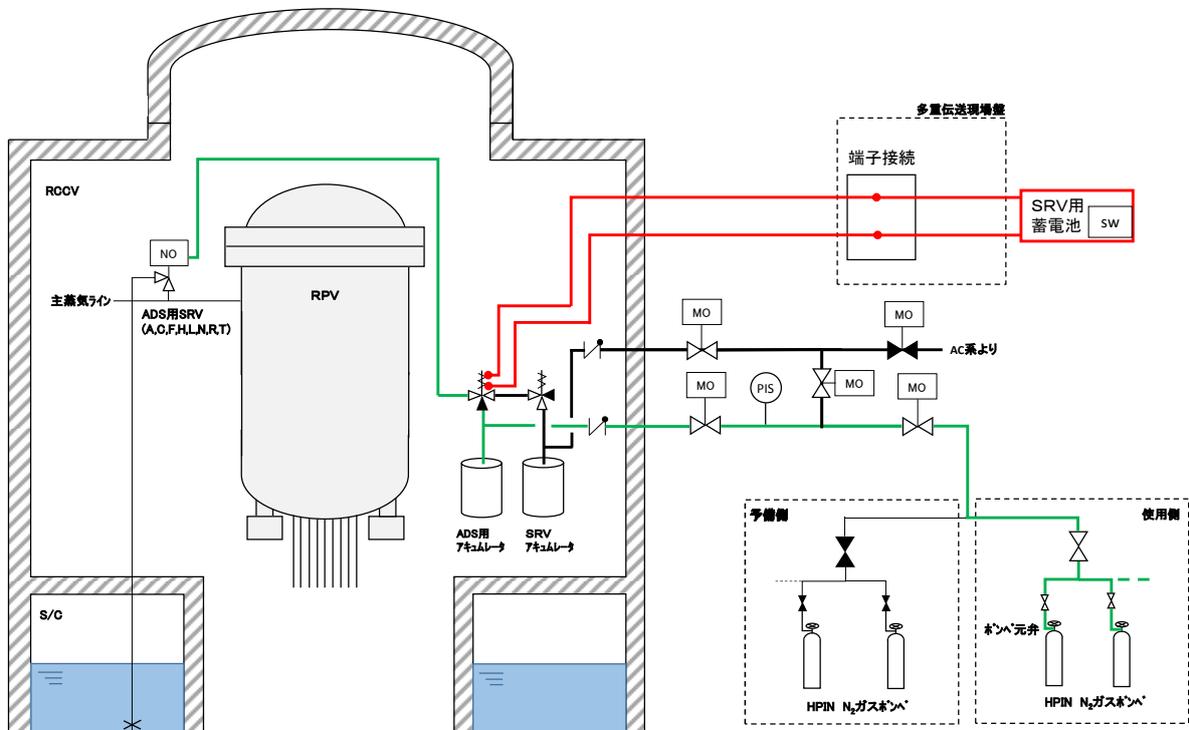


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

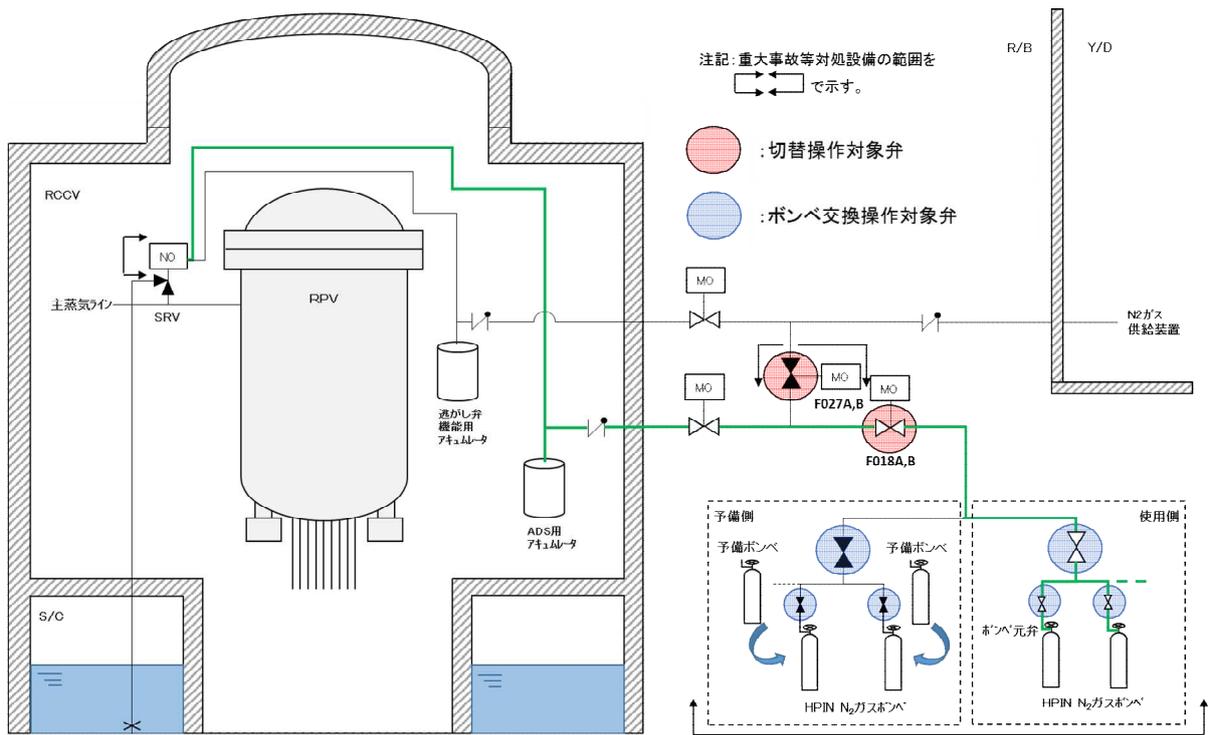


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（6号炉）

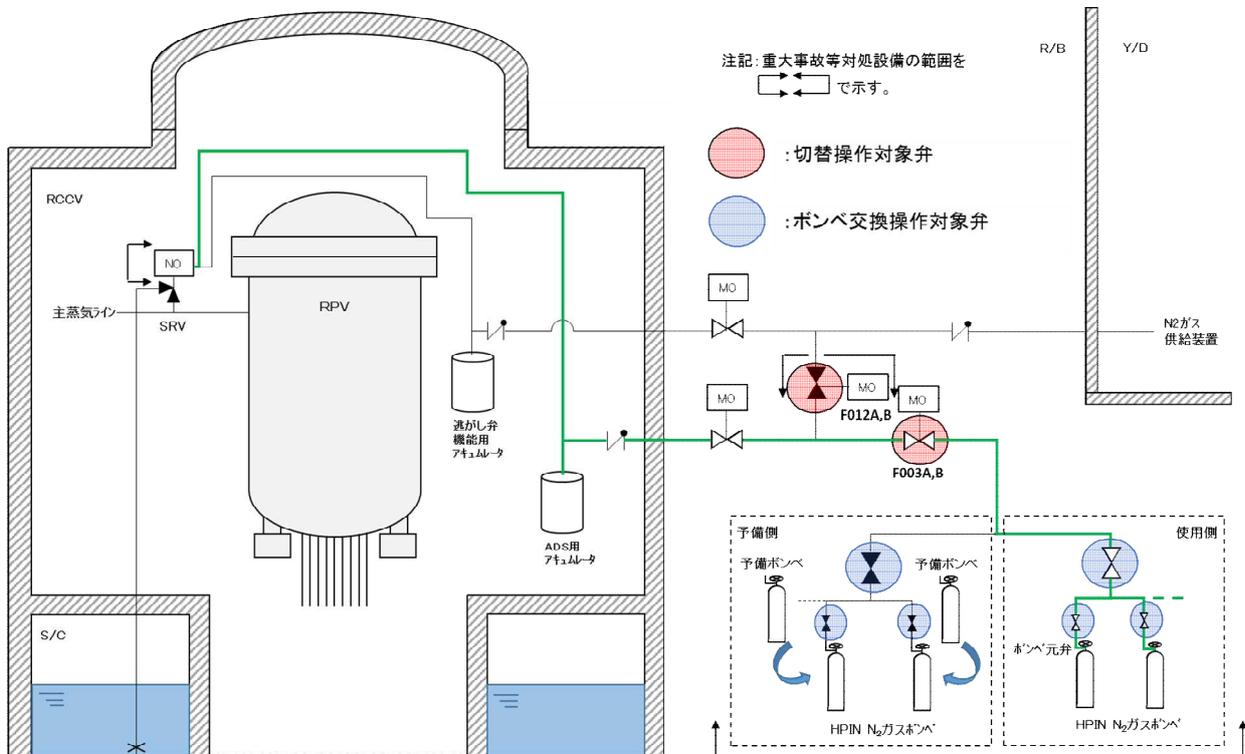


図5 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（7号炉）

表1 6号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F027A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-M0-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベラック元弁	P54-F017A, C	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F017B, D	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F016 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
(ボンベ元ラック弁)	(A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外

表2 7号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F012A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁	P54-F002A, C	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F002B, D	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口弁	P54-F001 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
(ポンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
		ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設

46-5
試験及び検査

定期事業者検査対象設備については、既設の設備であり、検査の実績もあることから、定期事業者検査要領書の表紙のみ添付としている。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1. 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
原子炉冷却材パウンダリ(クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	-	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	1	開放点検	13M	-	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U (I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧カスリッパ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U (I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	-	定検停止中
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁 18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	-	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：K6-10-8-B-R

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：安全弁検査（その2）
要領書番号：K6-9-152-C-R2

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : K 6 - 9 - 9 - B - M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K6-10-10-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：自動減圧系機能検査

要領書番号：K6-10-32-A-運

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 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
原子炉冷却材バウンダリ (クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器、原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	—	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	A	開放点検	1C	—	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 1S1プログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 1S1プログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(1, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中	
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(1, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	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10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：K7-10-8-B-R

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：安全弁検査（その1）
要領書番号：K7-9-152-C-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : K7-10-9-B-M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K7-10-10-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：自動減圧系機能検査
要領書番号：K7-10-32-A-運

代替自動減圧機能の試験・検査

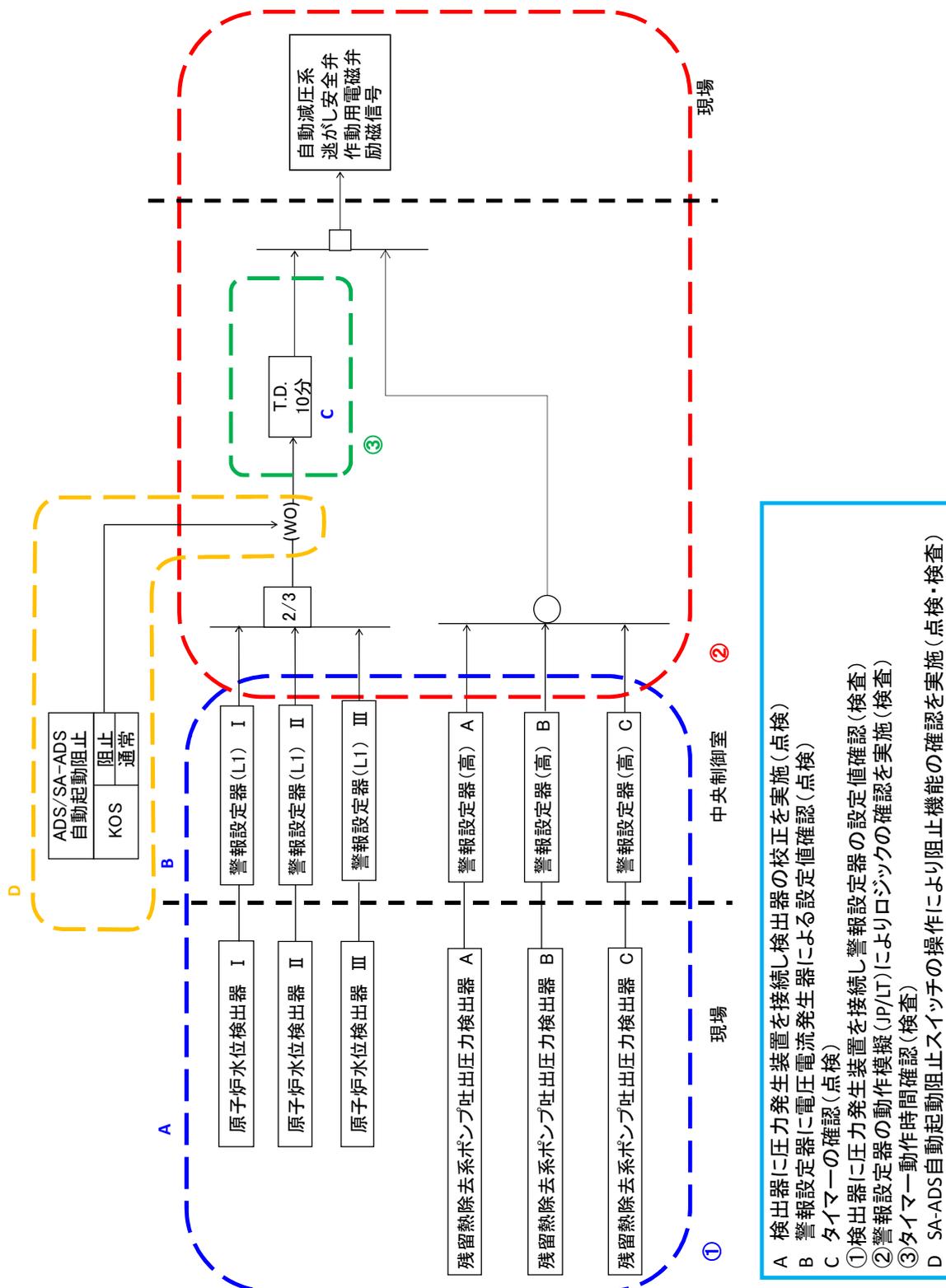


図1 代替自動減圧機能の試験及び検査

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、代替自動減圧機能については、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表2 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある為、停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験が	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

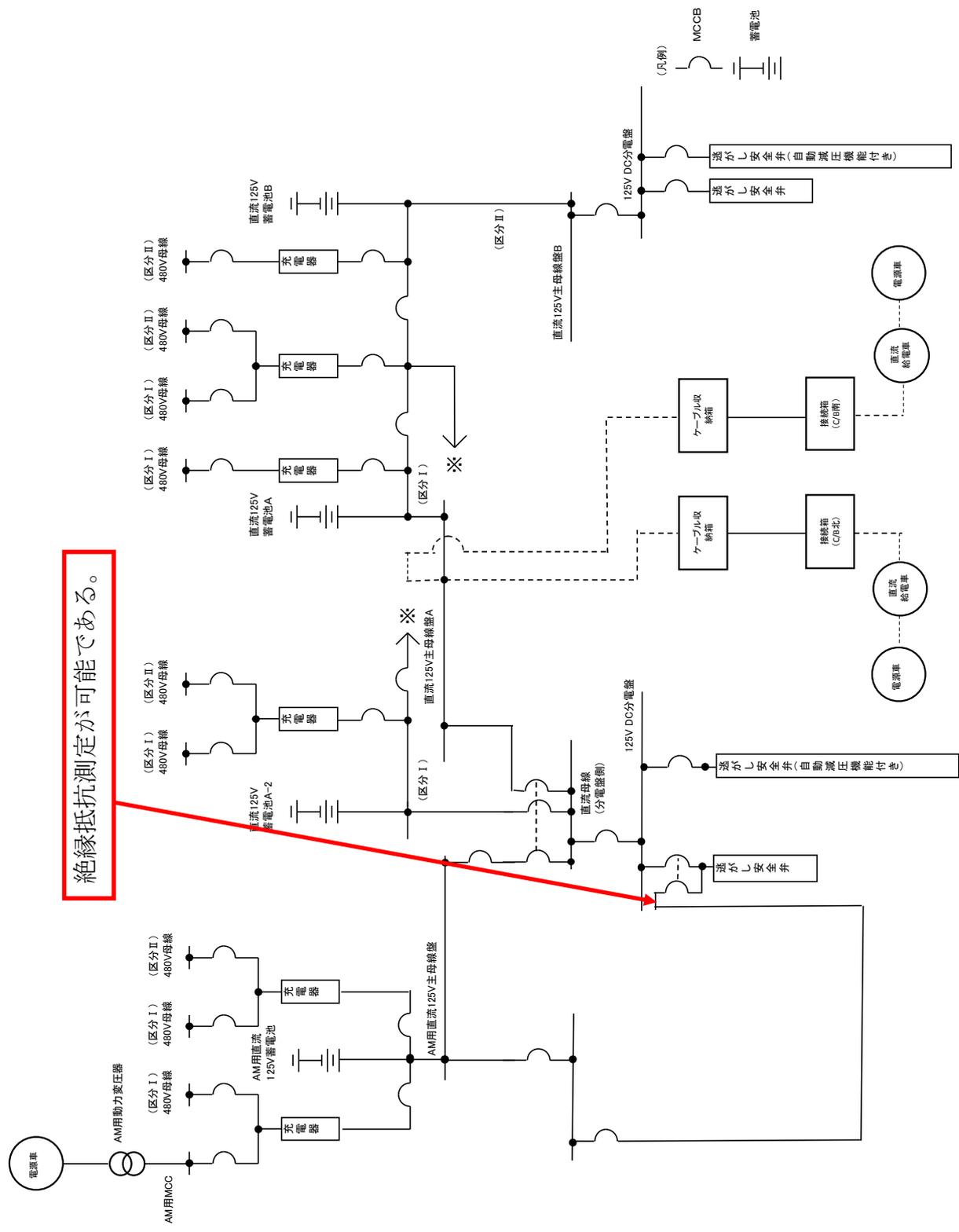
第十二 条解釈	要求事項	適合性の整理
	できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない状態が発生する頻度*は、又はと十分に低いことを確認しており、定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

*46-12 参考資料参照

以上のことから、代替自動減圧機能は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。



絶縁抵抗測定が可能である。

図2 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (6号炉)

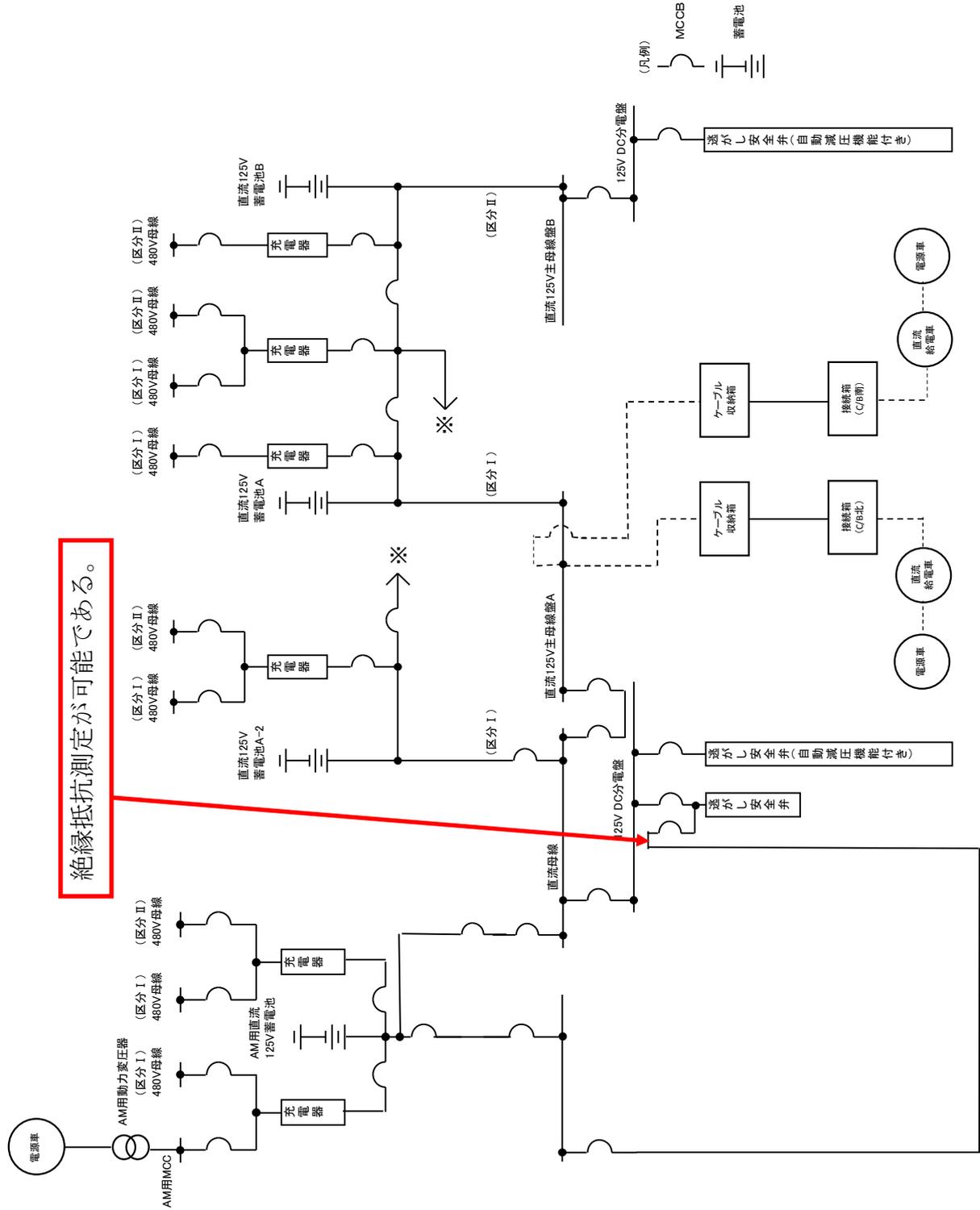


図3 AM用切替装置(SRV)の試験及び検査(7号炉)

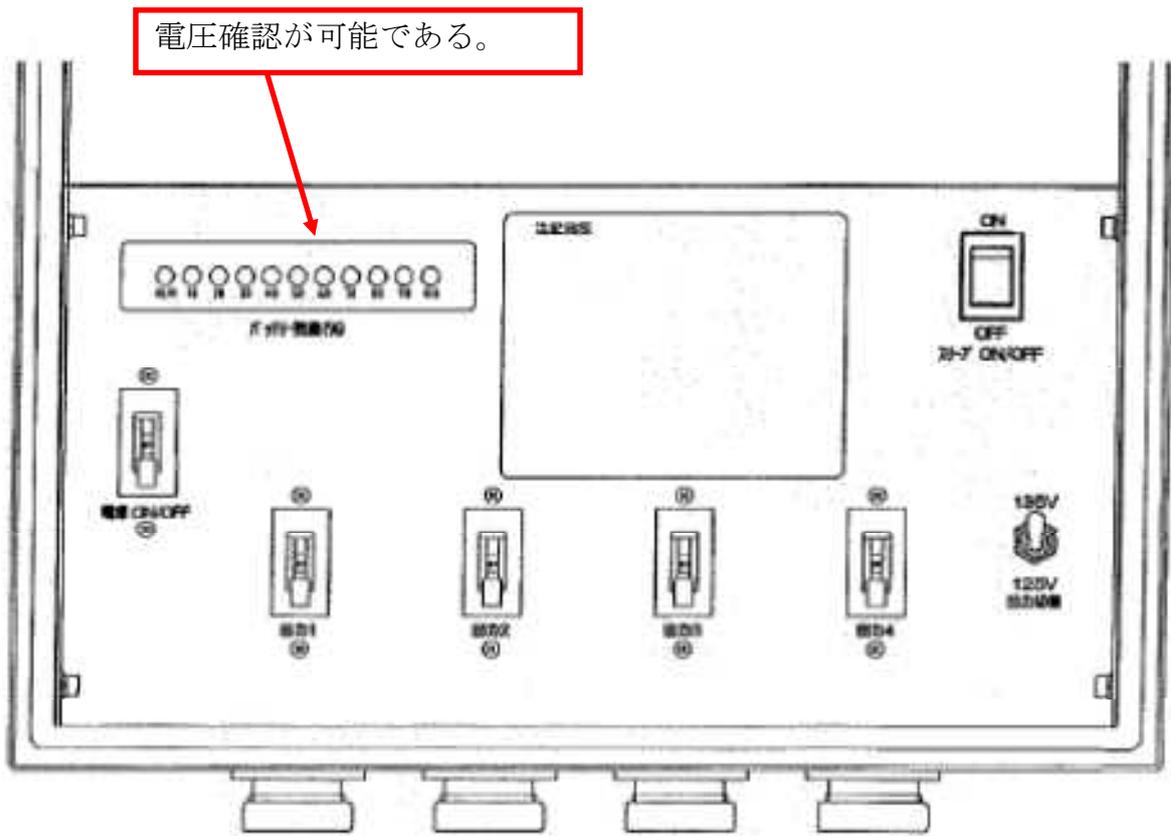
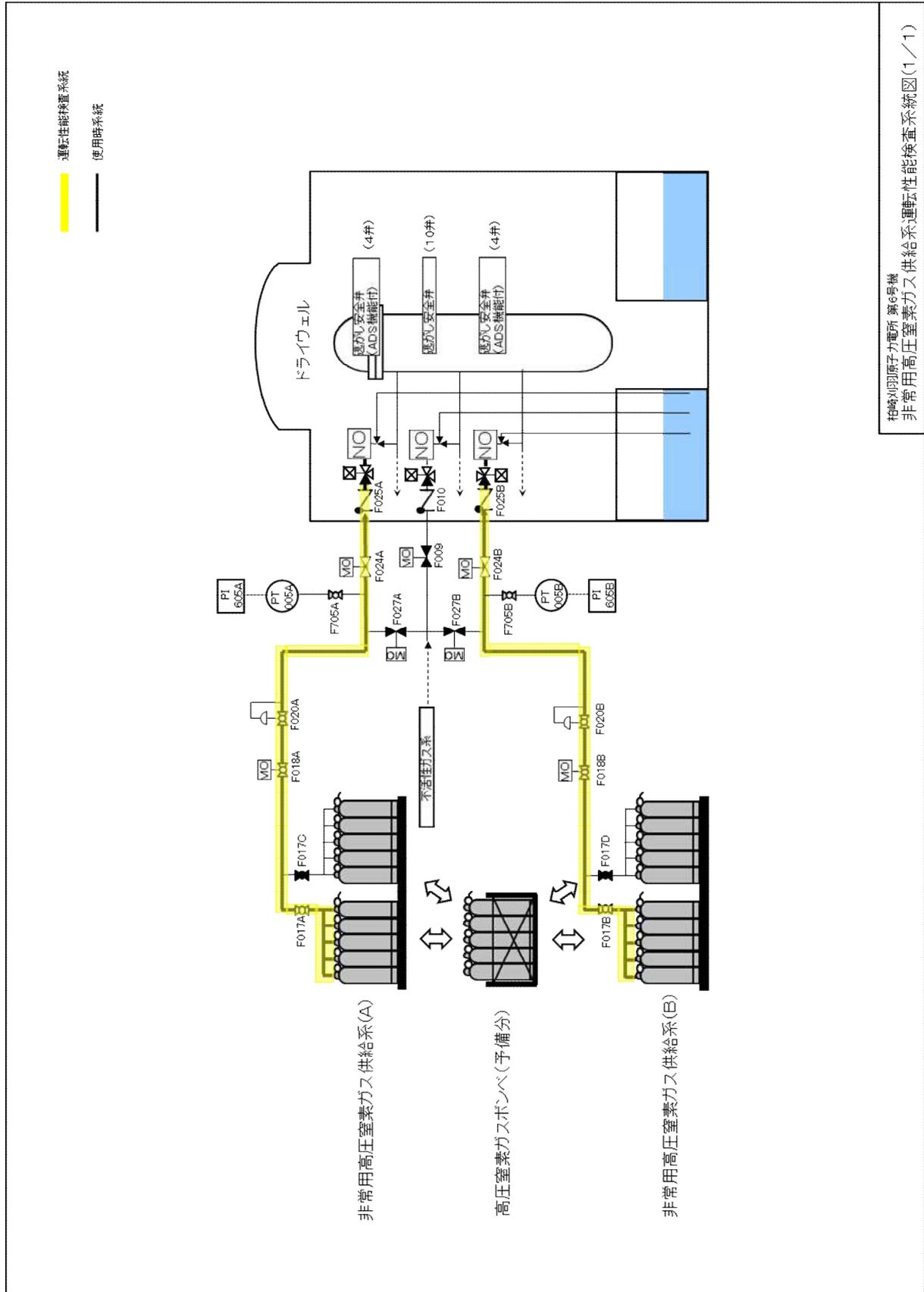
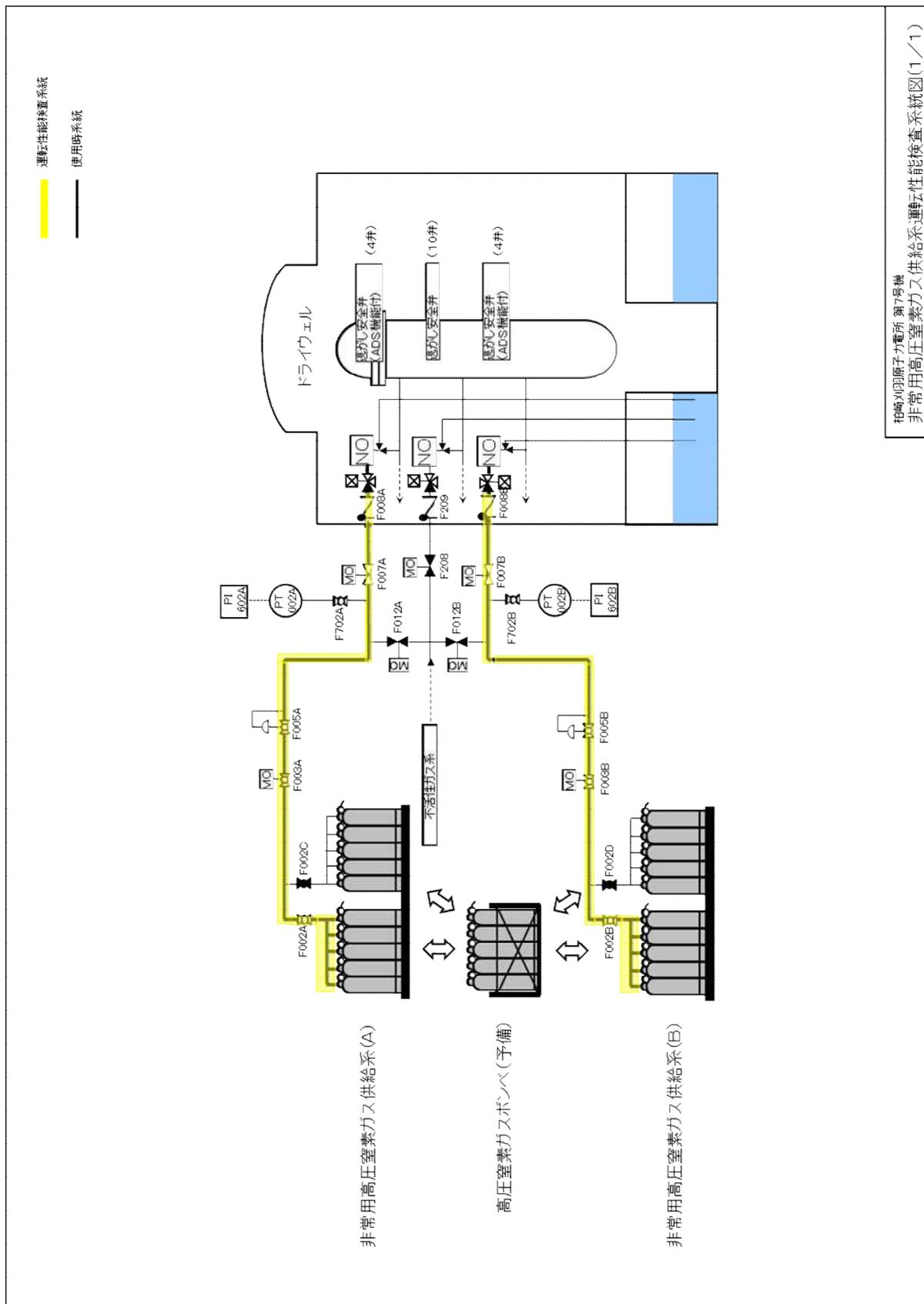


図4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
非常用高圧窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図5 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（6号炉）



和歌山原子力発電所 7号炉
非常用高压窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図6 高压窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（7号炉）

46-6
容量設定根拠

・逃がし安全弁

名 称		逃がし安全弁
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

原子炉圧力高の信号により、アクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)
逃がし 弁機能	1	363
	1	367
	4	370
	4	373
	4	377
	4	380

逃がし安全弁は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表1の通りであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。

・代替自動減圧機能

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル1)
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上

【設定根拠】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1,224 cm下

<補足>

- ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。

<参考>

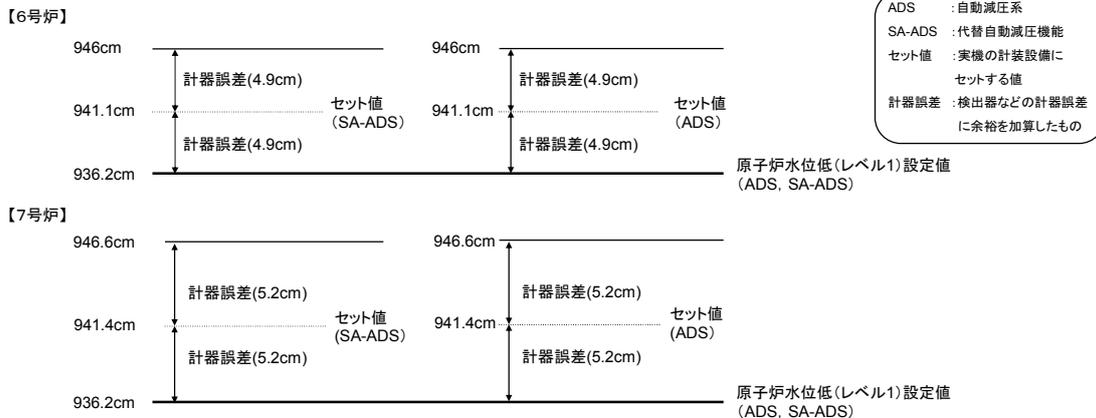


図1 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

・逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個 数	個	2 (予備 1)
容 量	Wh/個	2072

【設定根拠】

常設直流電源が喪失した場合、逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。

1. 容量

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。

逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は、直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。

$$C = \frac{P_1 \times 2 \times t}{\eta} + P_2$$

ここで

C :24時間での必要容量[Wh]

P_1 : 逃がし安全弁用電磁弁(1個)の消費電力[Wh] = 30

P_2 : 逃がし安全弁用可搬型蓄電池内部消費電力[Wh] = 45

t : 逃がし安全弁用電磁弁への給電時間[h] = 24

η : DC/DCコンバータ変換効率 = 0.8

$$\begin{aligned} C &= \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45 \\ &= 1845Wh \end{aligned}$$

以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1845Wh に対し十分な余裕を有する 2072Wh とする。

・ 高圧窒素ガスポンベ

名 称		高圧窒素ガスポンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15 ^{注1}

【設 定 根 拠】

高圧窒素ガスポンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 容量

高圧窒素ガスポンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を7日間、開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

1.1 窒素ガス消費量

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を 重大事故等の供給圧力まで加圧するた めの消費量	:	<input type="text"/>	[NL]
高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4 弁を開動作するための消費量	:	<input type="text"/>	[NL]
高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4 弁を7日間開保持するための消費量	:	<input type="text"/>	[NL]
		合計 :	<input type="text"/> [NL]

注1 最高充填圧力を示す。

1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{(P_1[\text{MPa(abs)}] - P_2[\text{MPa(abs)}])}{P_N[\text{MPa(abs)}]} \times V_b[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{[\][\text{MPa(abs)}] - [\][\text{MPa(abs)}]}{0.1013 [\text{MPa(abs)}]} \times 46.7[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= [\][\text{NL/本}] \times M[\text{本}] \end{aligned}$$

ここで

S_b : ポンベによる供給量[NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = $[\]$ [MPa(abs)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = $[\]$ [MPa(abs)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa(abs)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7[L/本]

M : 必要ポンベ本数[本]

開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 (S_b) が必要であり,

$$S_b > [\]$$

上記の関係式より

$$[\] \times M > [\]$$

$$M > [\]$$

よって、必要ポンベ本数は、1基当たり5本(約47L/本)/セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1基当たり1セットに、6号及び7号炉それぞれで故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ5本以上を加え、保守的に25本(予備20本)を保有する。

2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPaとする。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

名 称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa	<input type="text"/> 以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「<input type="text"/>MPa以上」とする。</p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²] F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 <math>F_R = \text{<input type="text"/>}</math> [N] ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。 n：レバー比 <math>n = \text{<input type="text"/>}</math> F_{S2}：シリンダスプリング荷重 <math>F_{S2} = \text{<input type="text"/>}</math> [N] F_V：可動部重力 <math>F_V = \text{<input type="text"/>}</math> [N] F_P：格納容器圧力によるピストン押下げ力 $F_P = P_p \times S_2$ P_p：格納容器圧力（2Pd= 0.620 [MPa]を想定する） F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 <math>F_{S1} = \text{<input type="text"/>}</math> [N] F_F：ピストンOリング摩擦力 <math>F_F = \text{<input type="text"/>}</math> [N]</p>		

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開条件が成立する。

したがって、高圧窒素ガス供給系圧力が \square [MPa] 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍の圧力であっても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は開可能である。

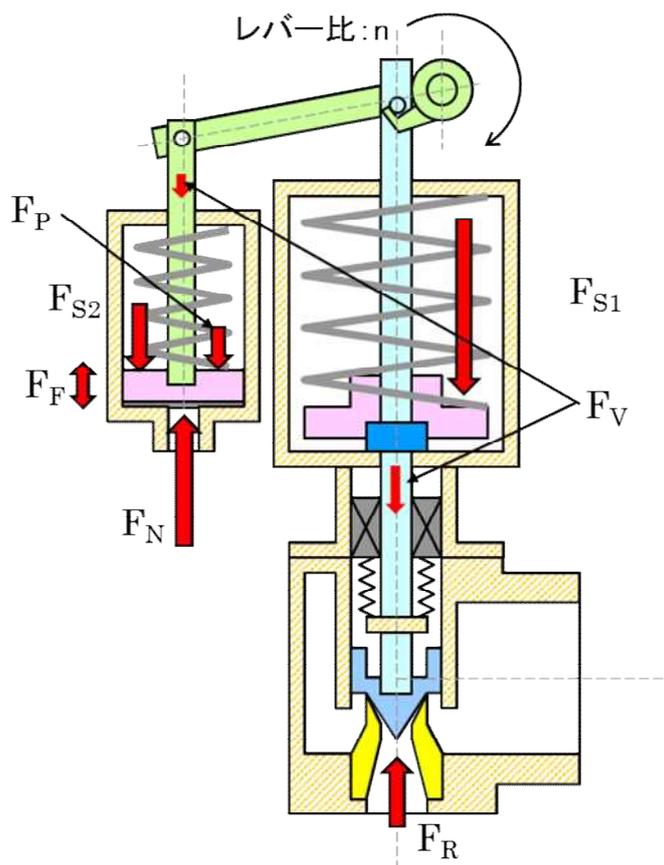


図2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7
接続図

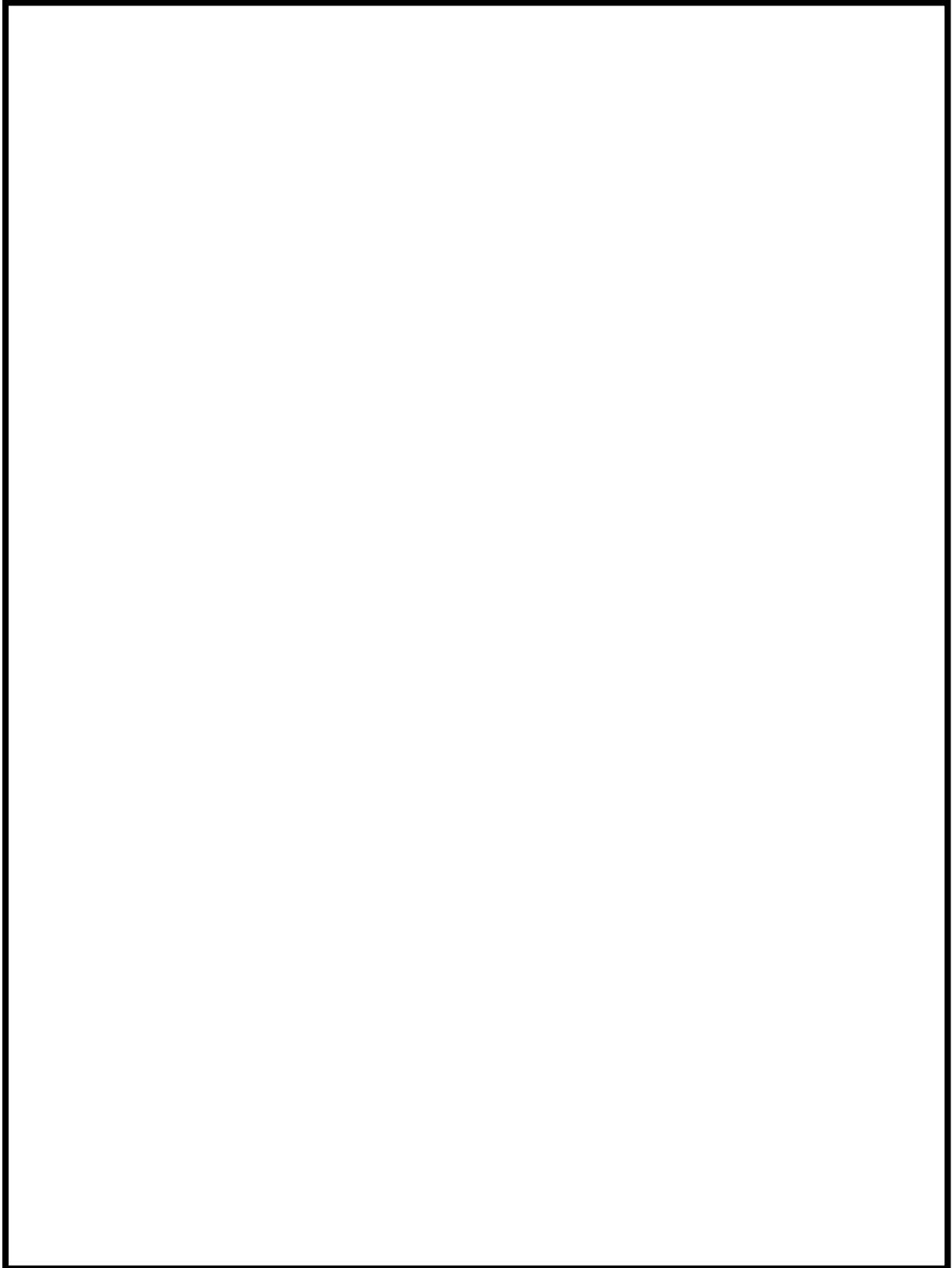


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図（6号炉）

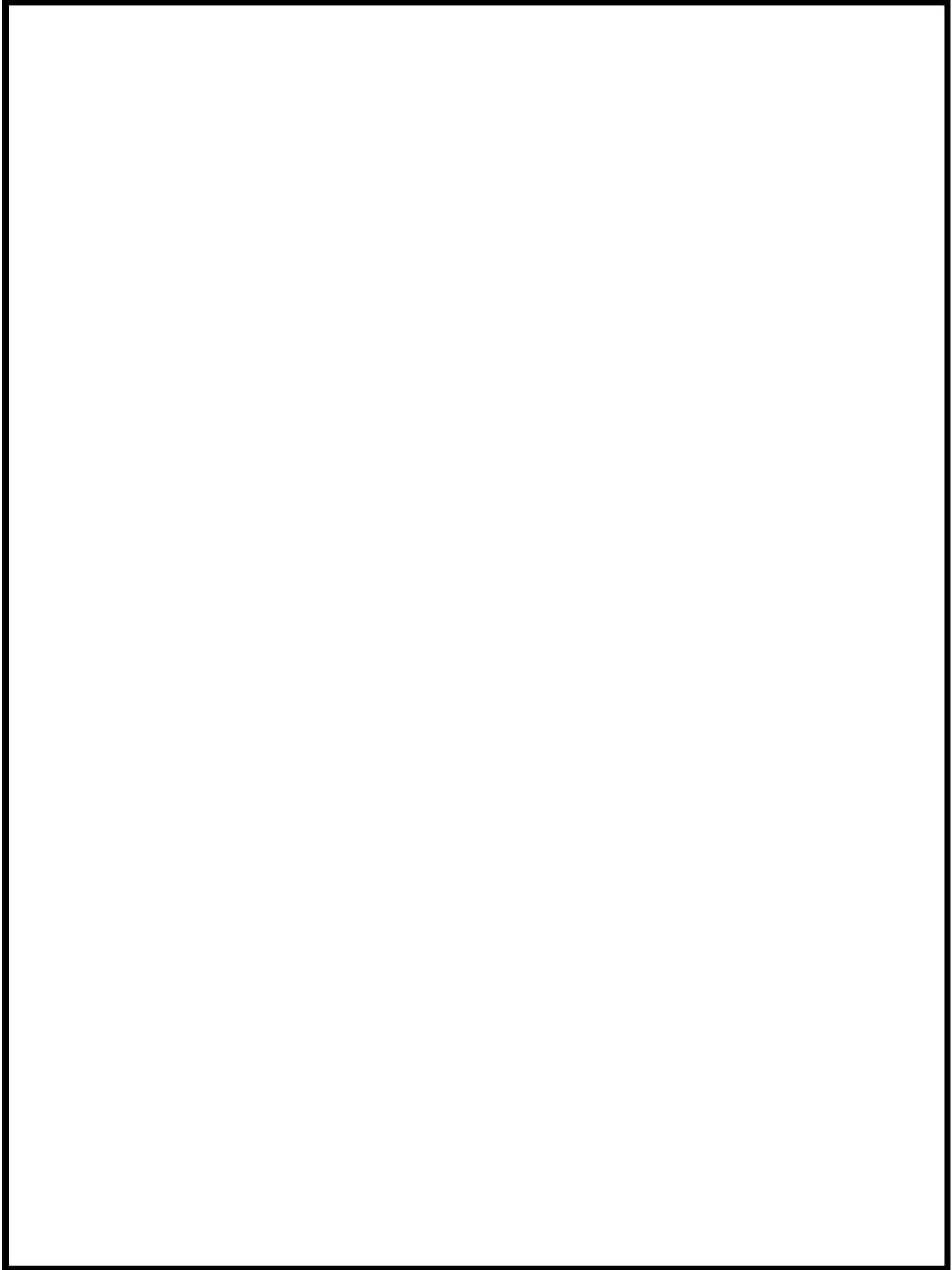


図2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図（7号炉）

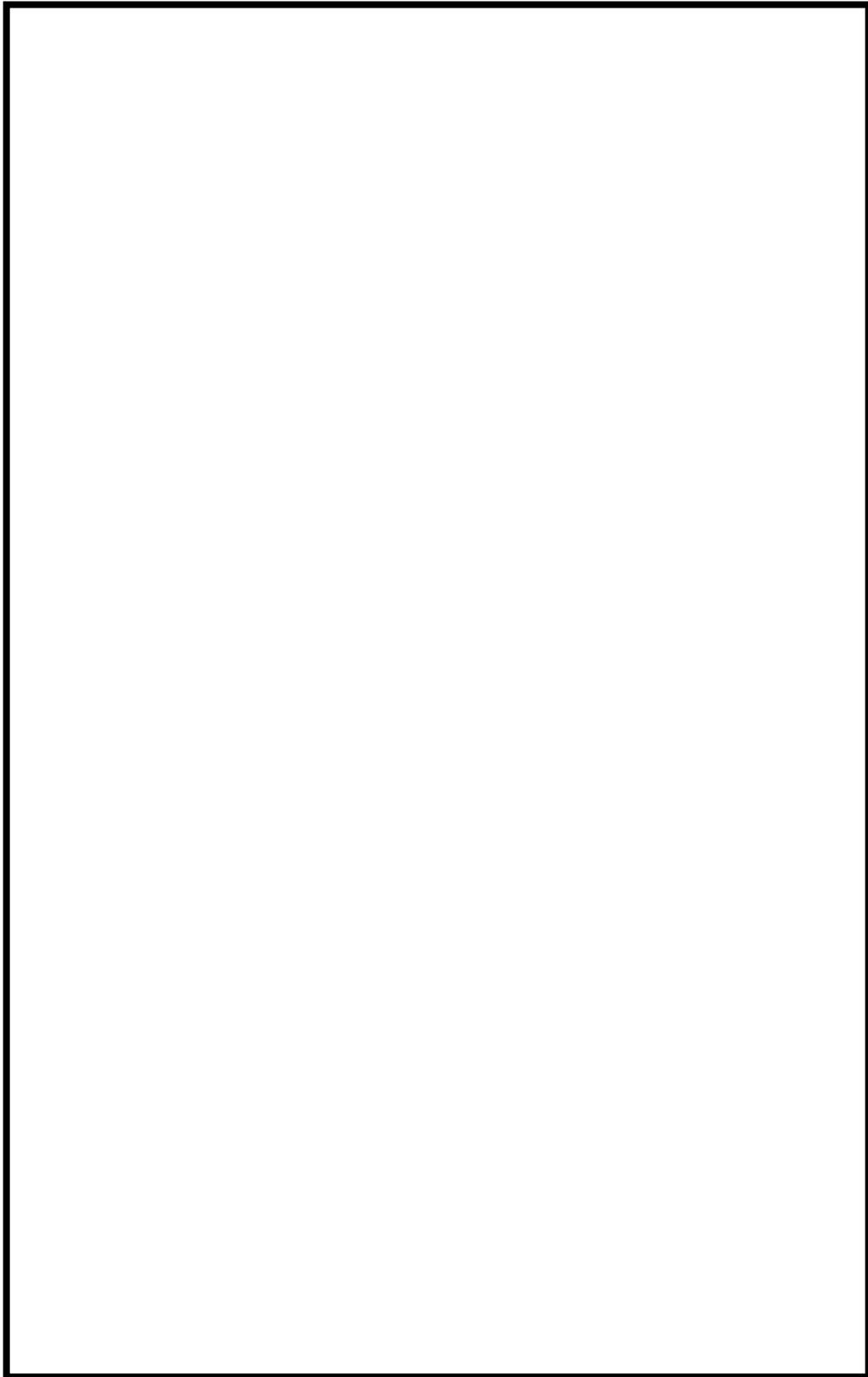


図3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

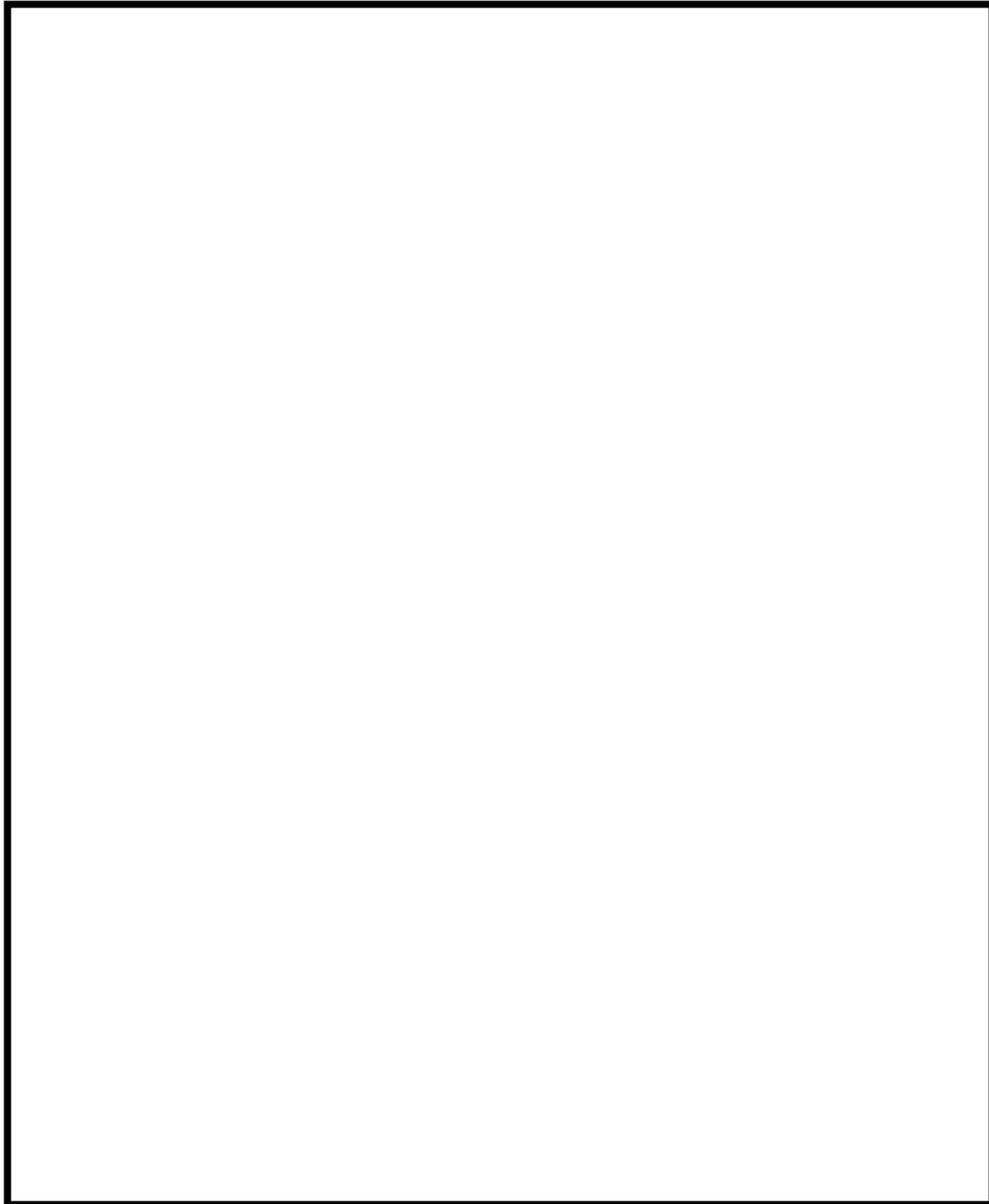


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

46-8
保管場所図

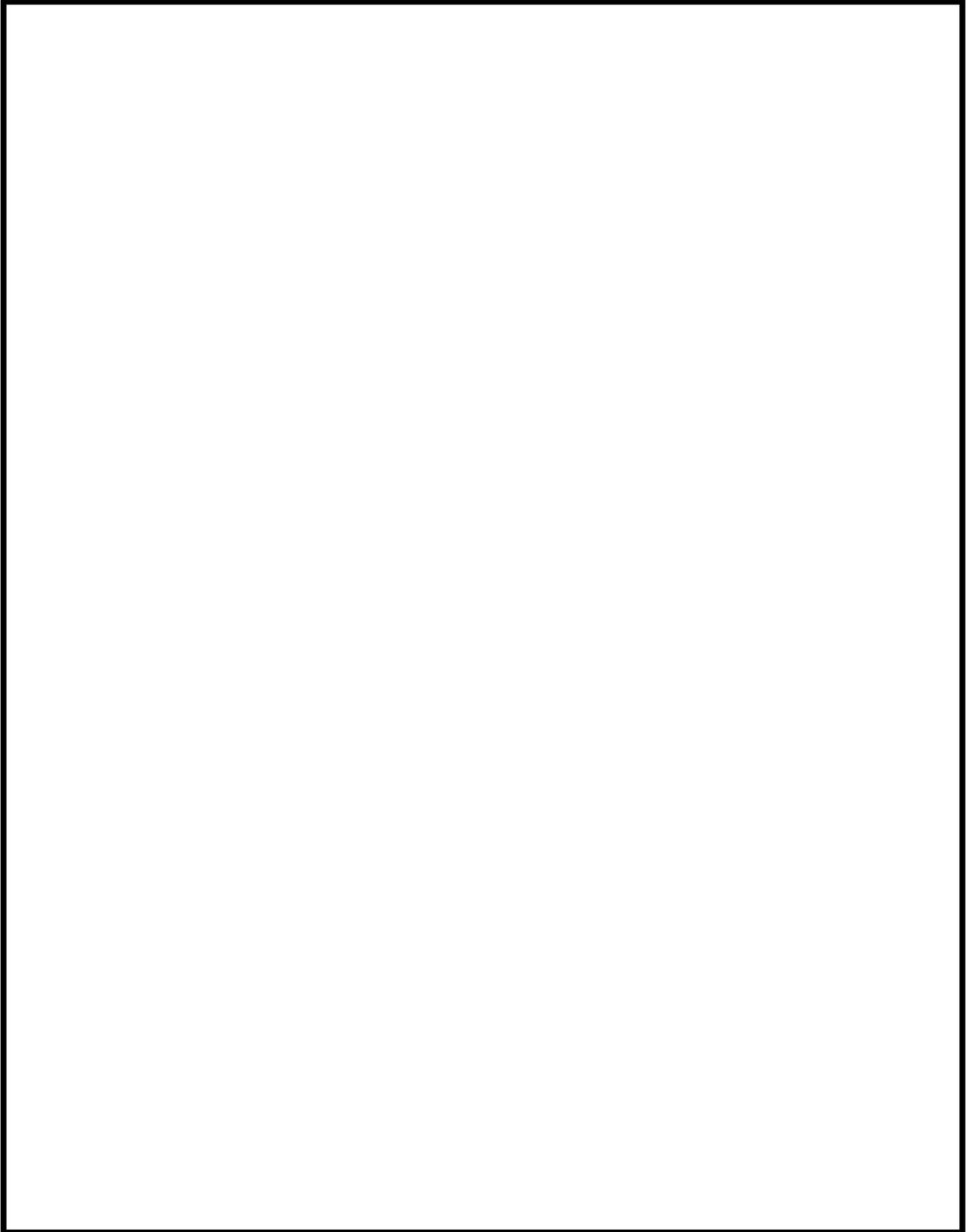


図1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

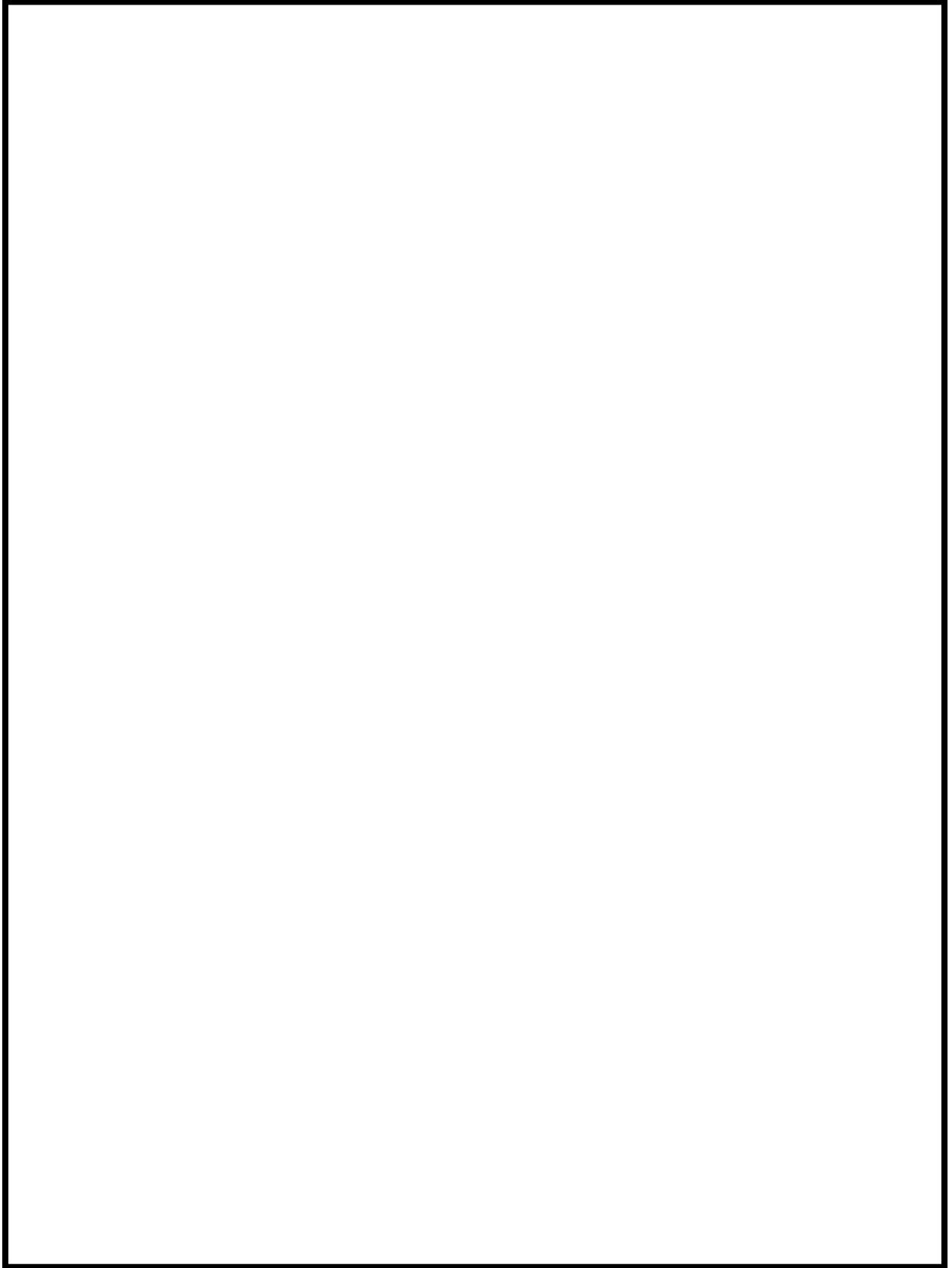


図2 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

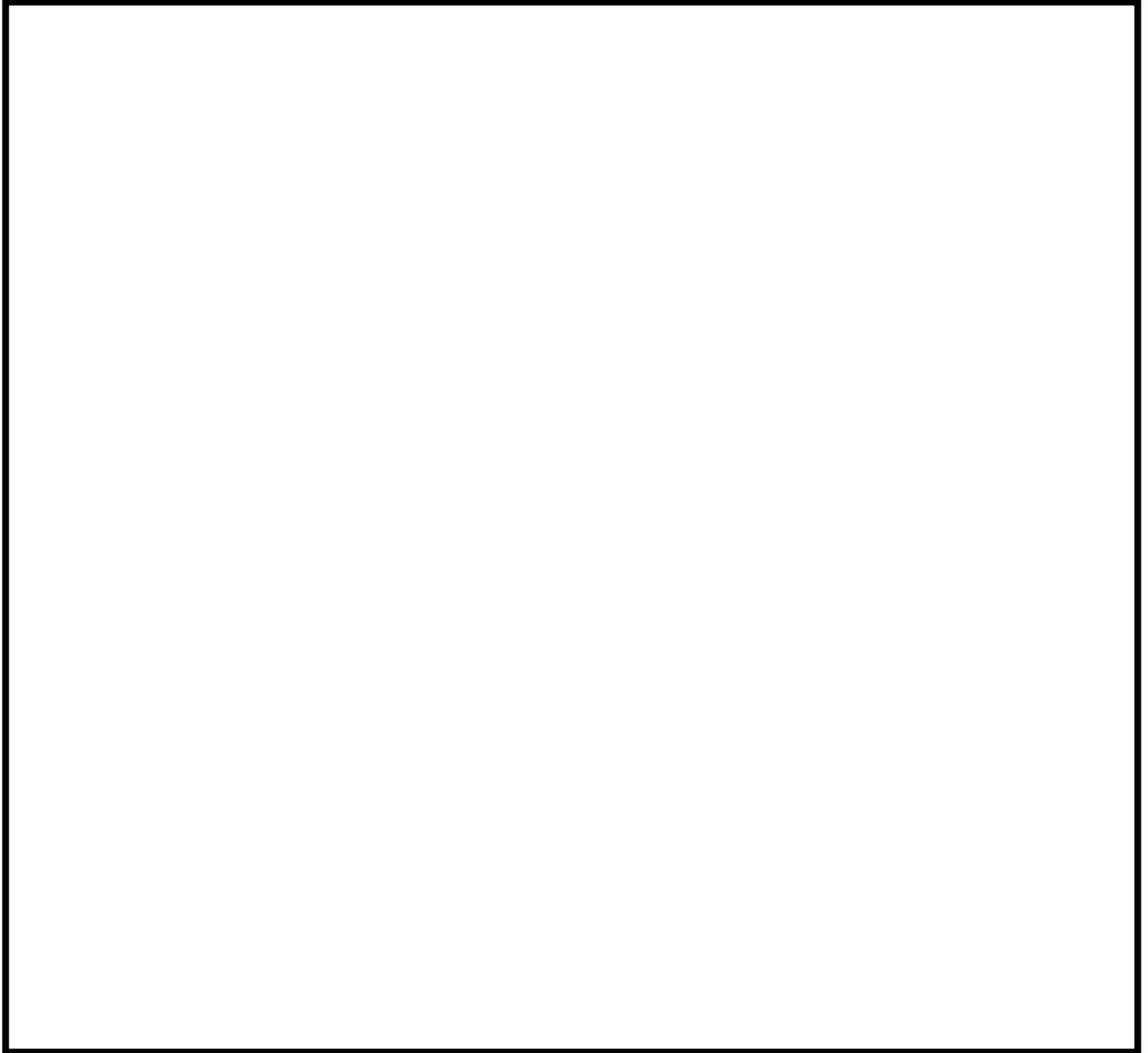


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

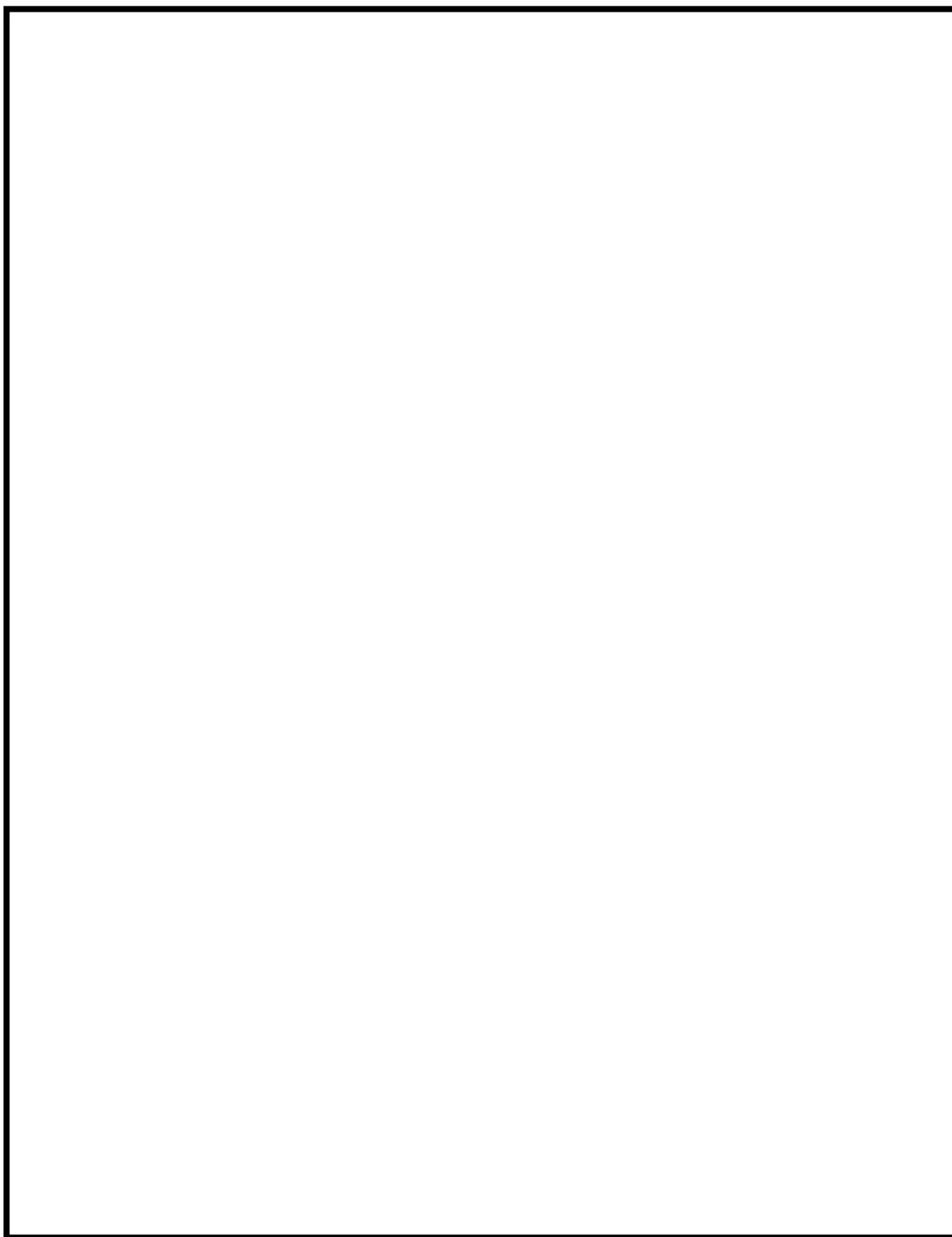


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

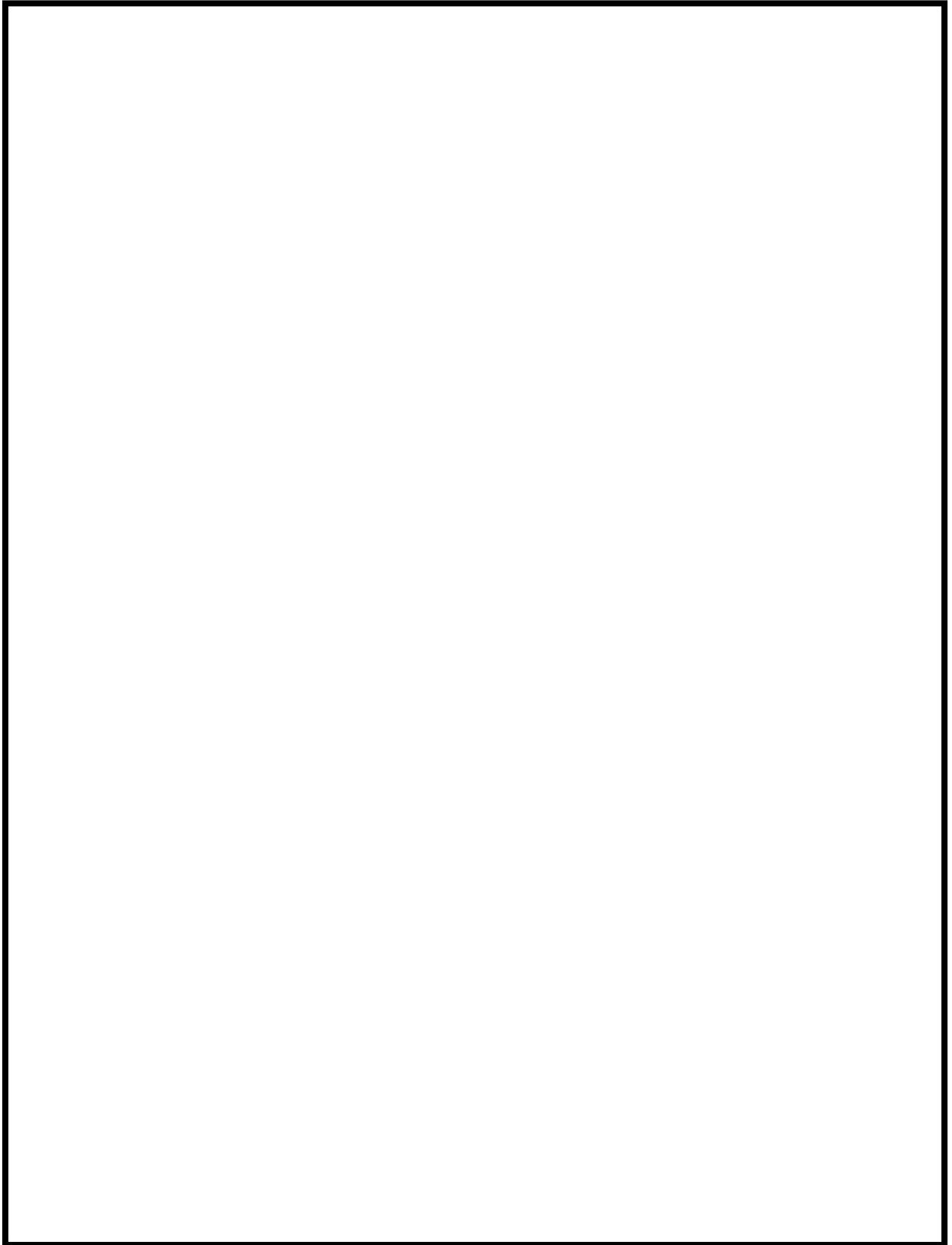


図5 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

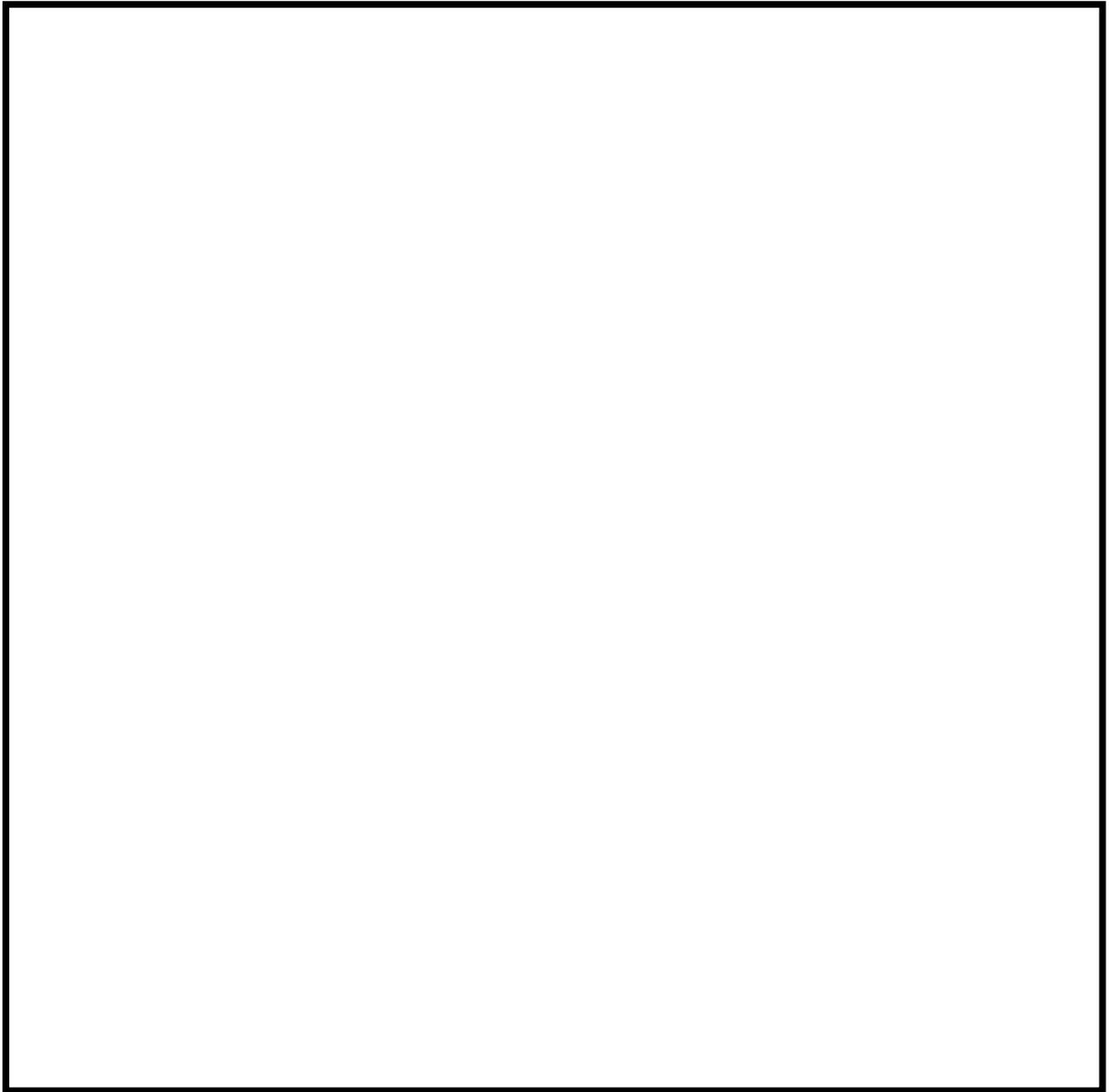


図6 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9
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

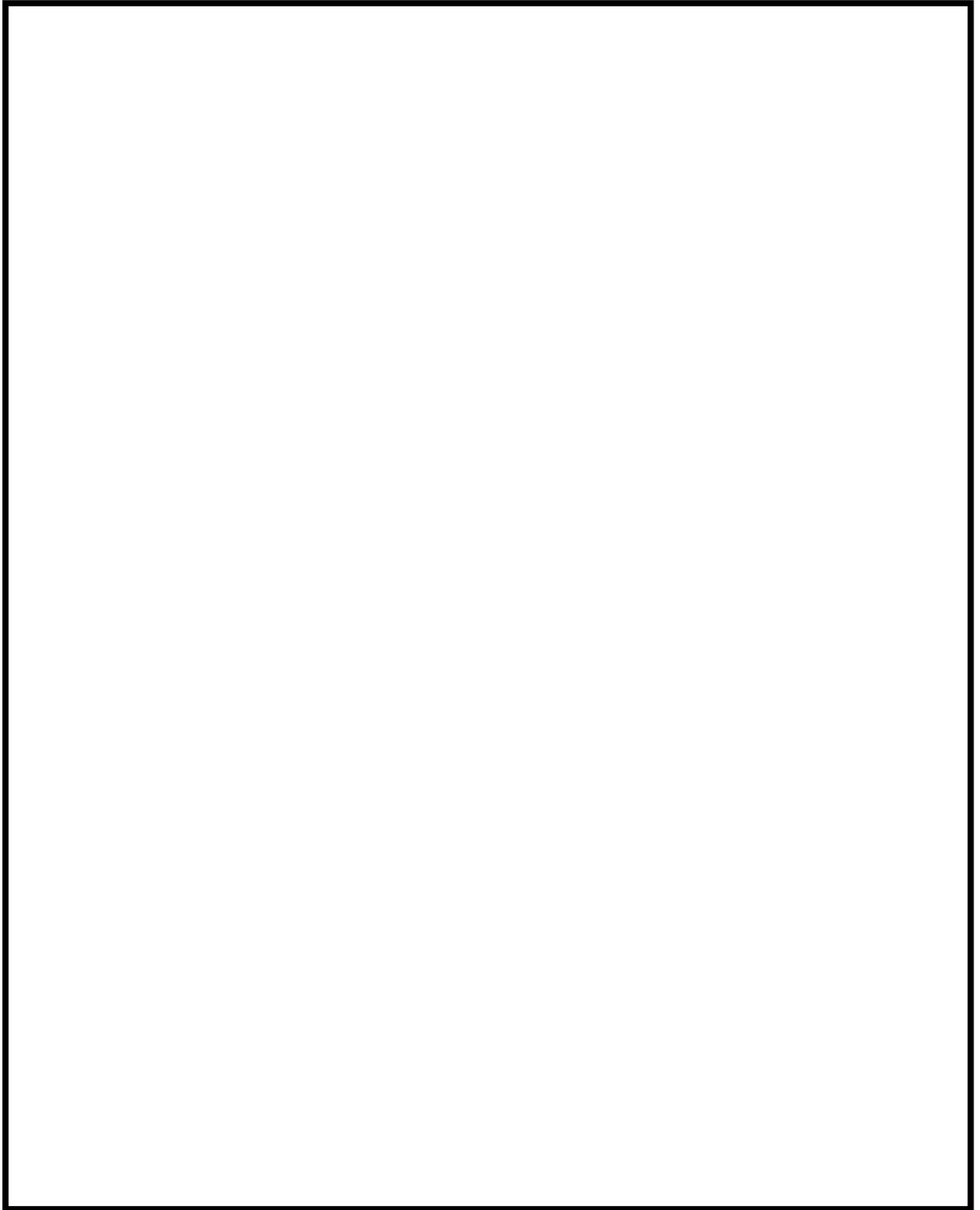


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

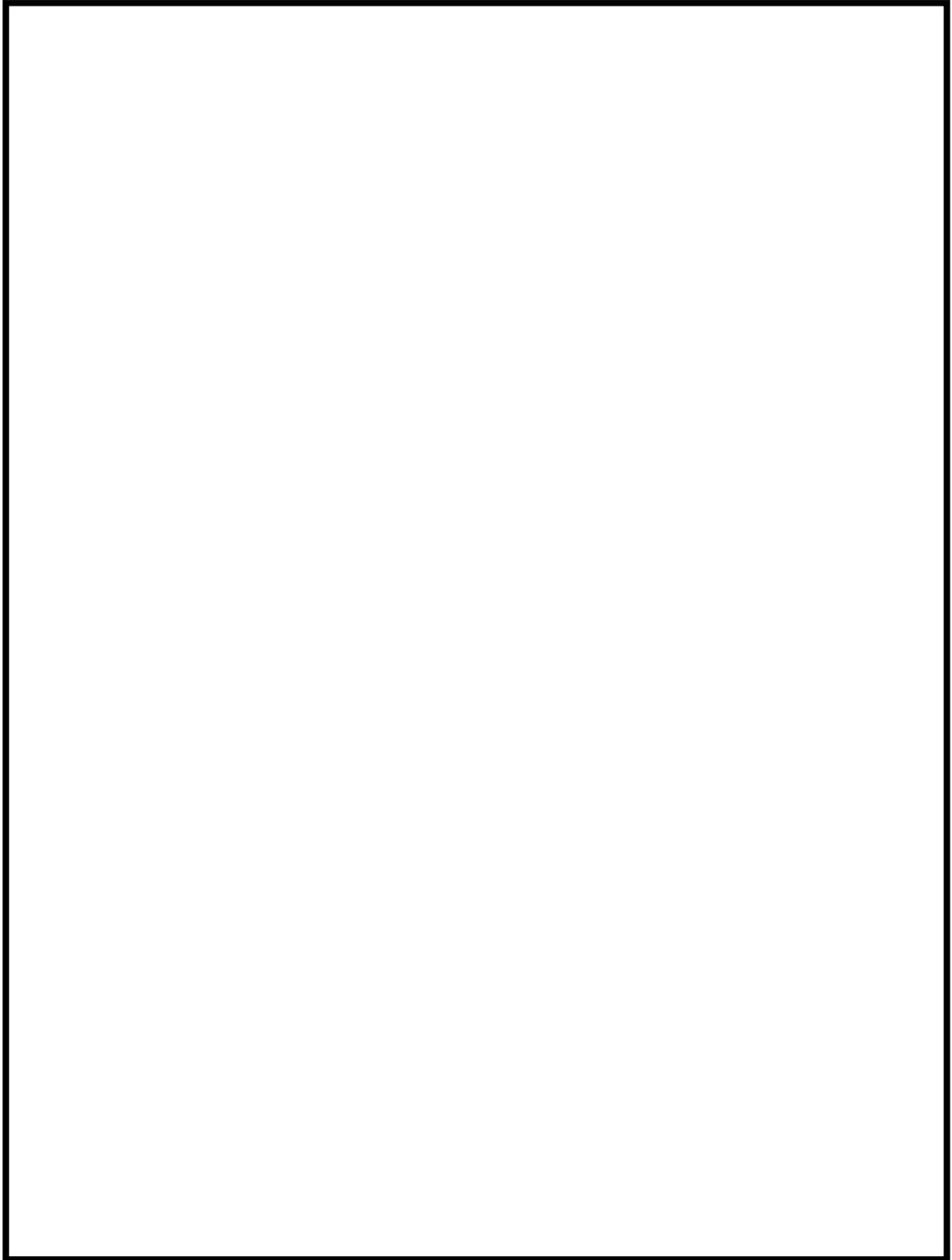


図 2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)

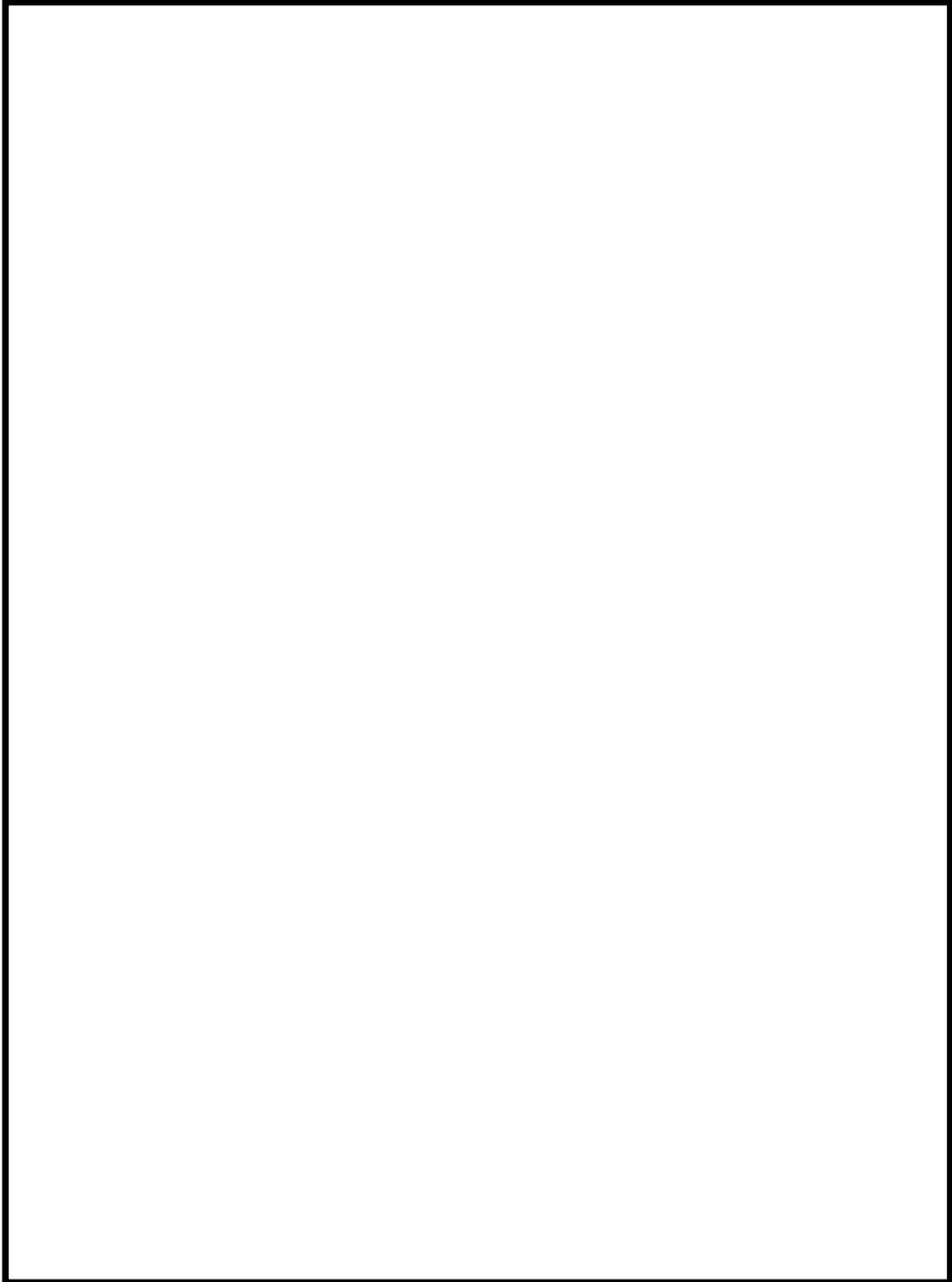


図3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

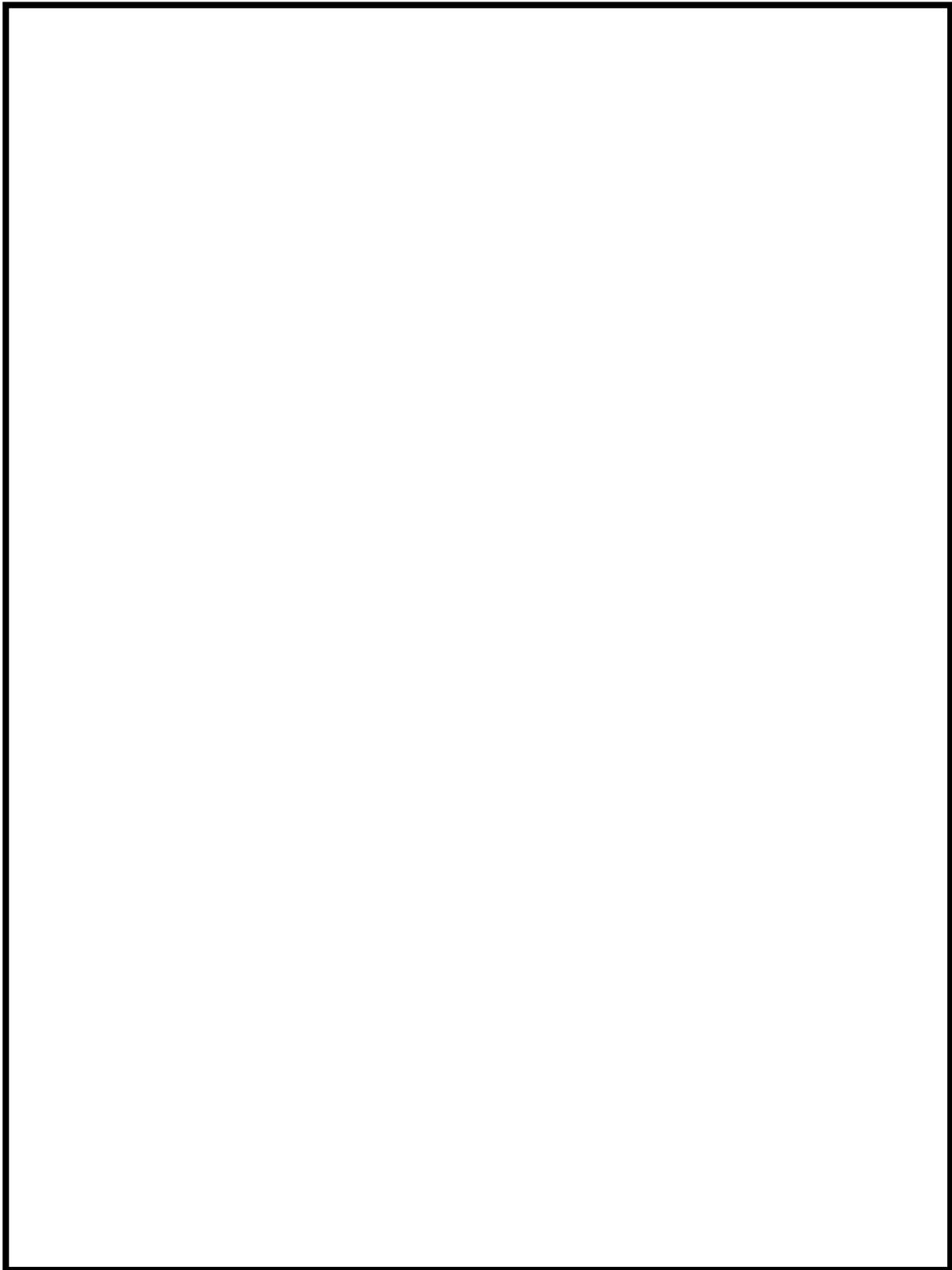


図4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

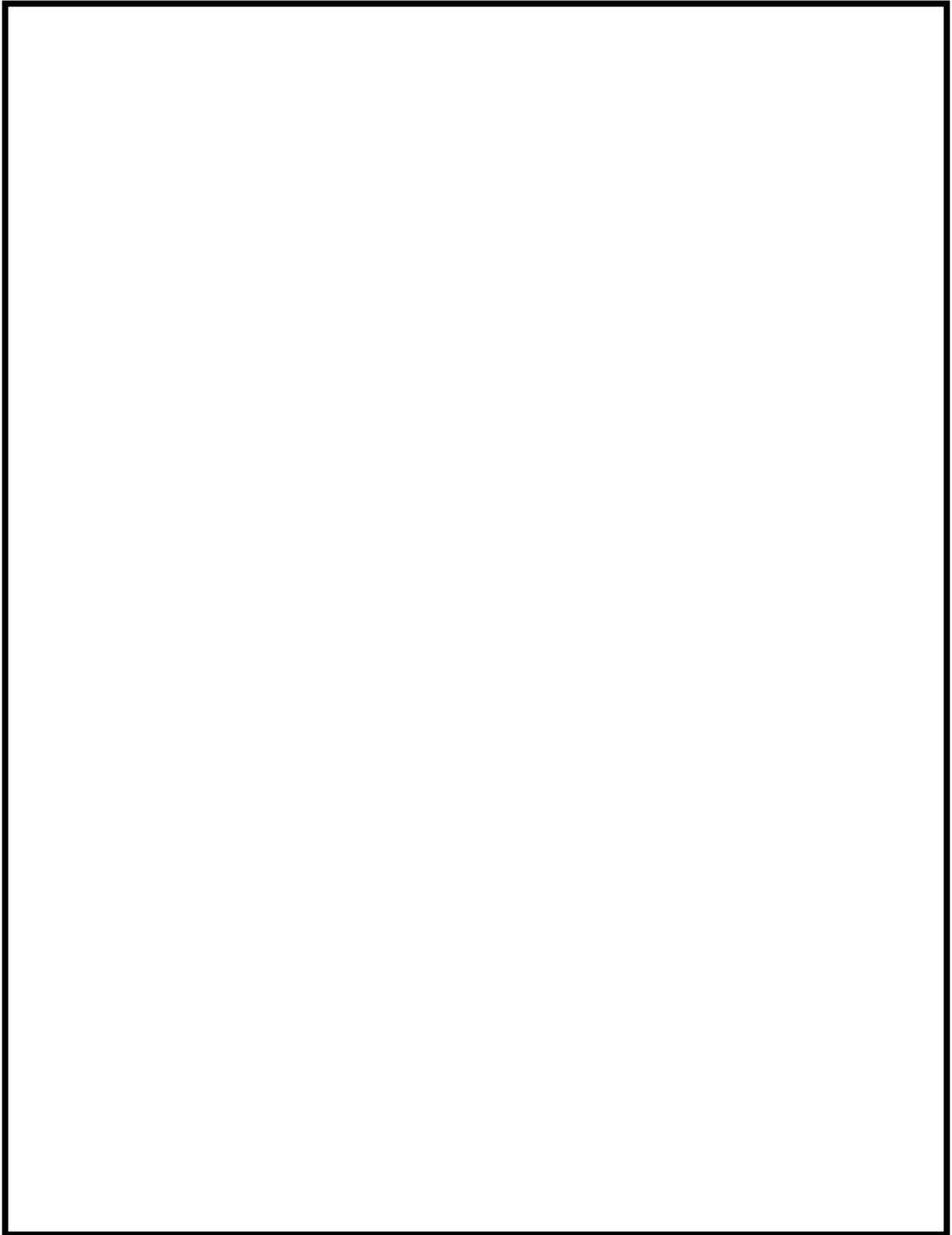


図5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

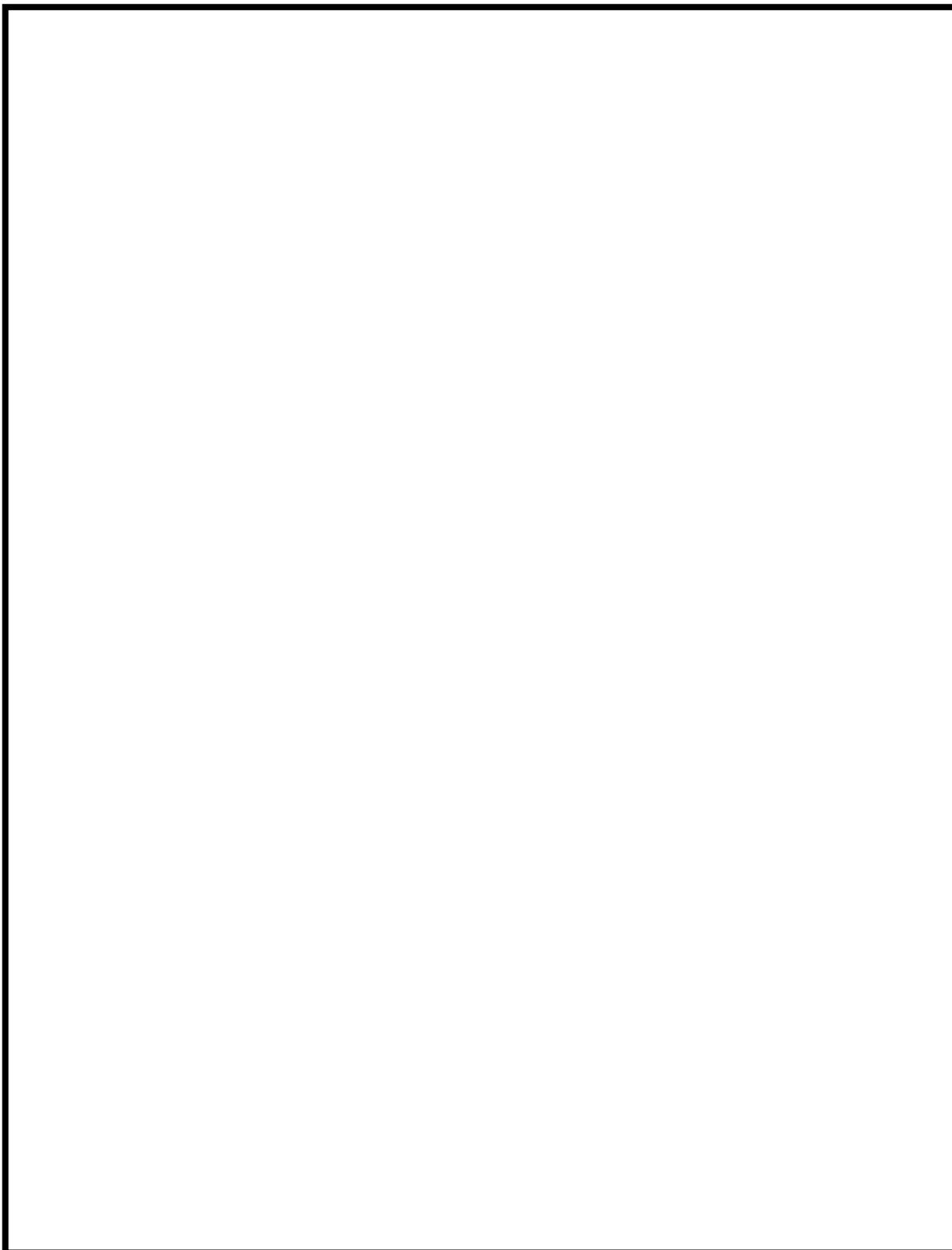


図6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

46-10
その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器真空が維持できている場合に，タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。



図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

代替逃がし安全弁駆動装置は，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても，逃がし安全弁の開操作を可能とし，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，窒素ガス供給を行うことができる。

本システムは，高圧窒素ガスポンプ，減圧弁等により構成する。また，高圧窒素ガスは，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの 4 個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ供給される。

なお，本システムは，既設の高圧窒素ガス供給系とは別に，高圧窒素ガスポンプを配備する。

本システムは，電磁弁操作を必要とせず，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に，

自動減圧機能なしの4個(6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U) へ, 高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを減圧し, 供給を行う。また, 設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし, 電源に依存しないものとする。

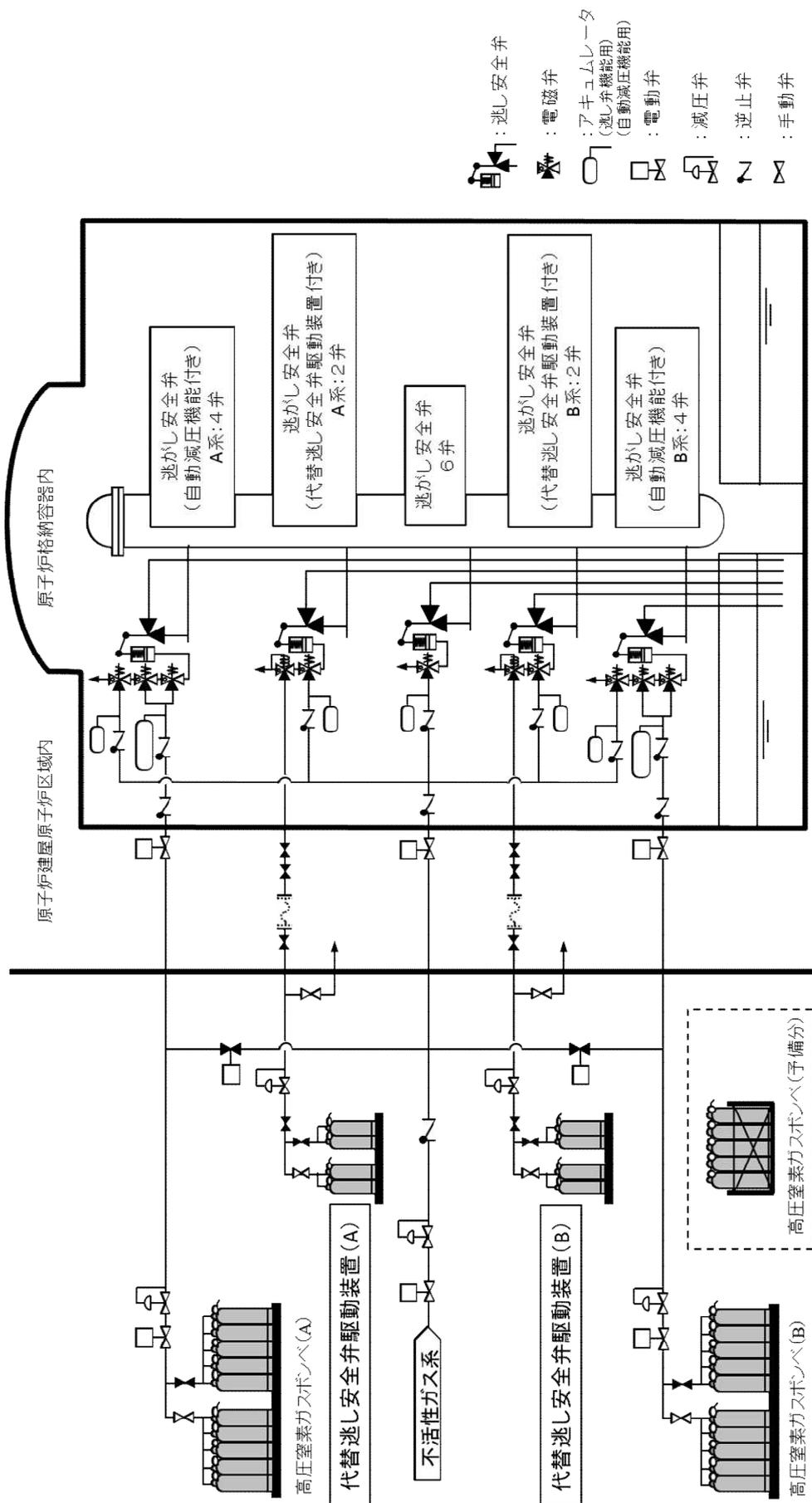


図 3 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(参考)

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下3つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

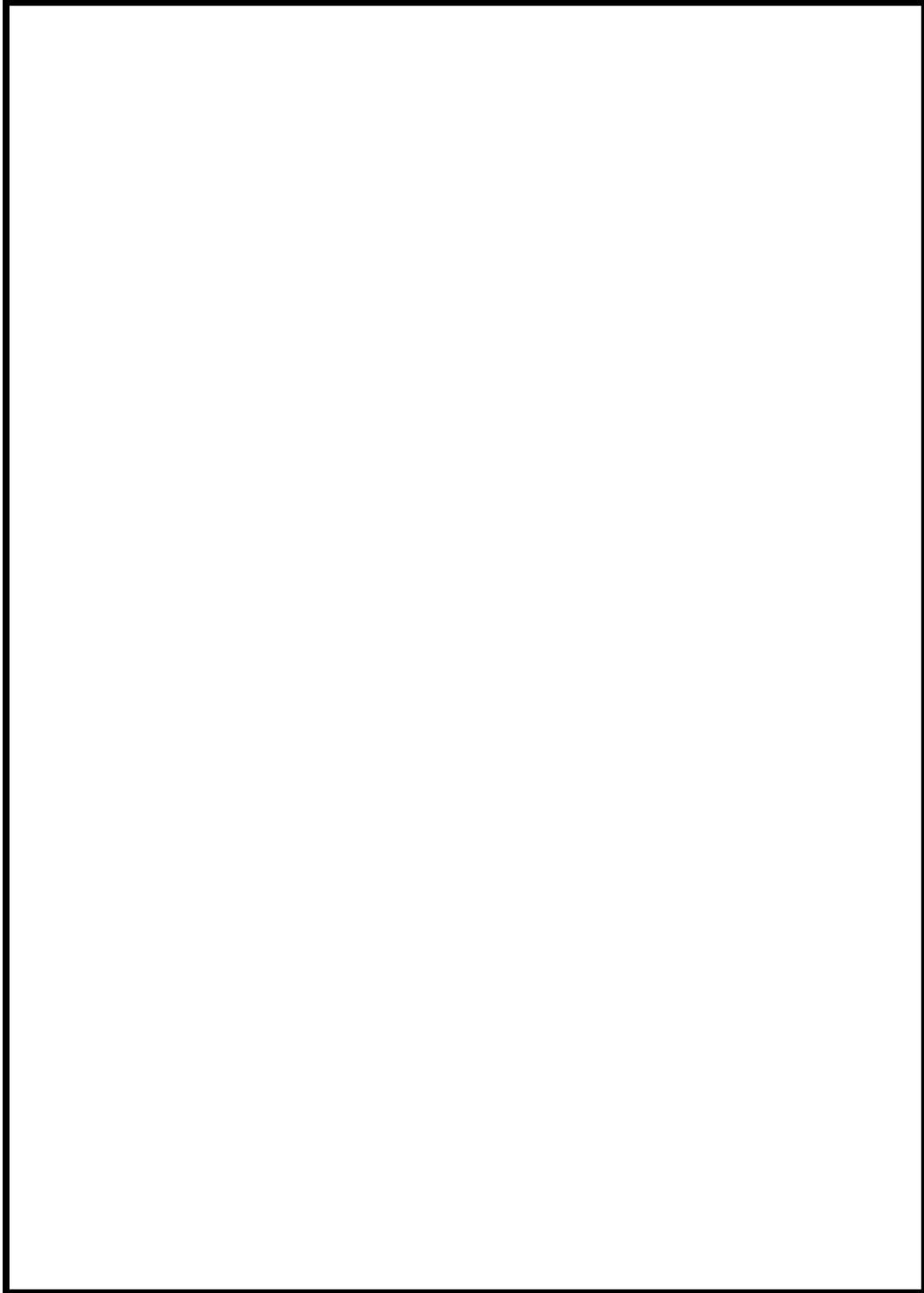
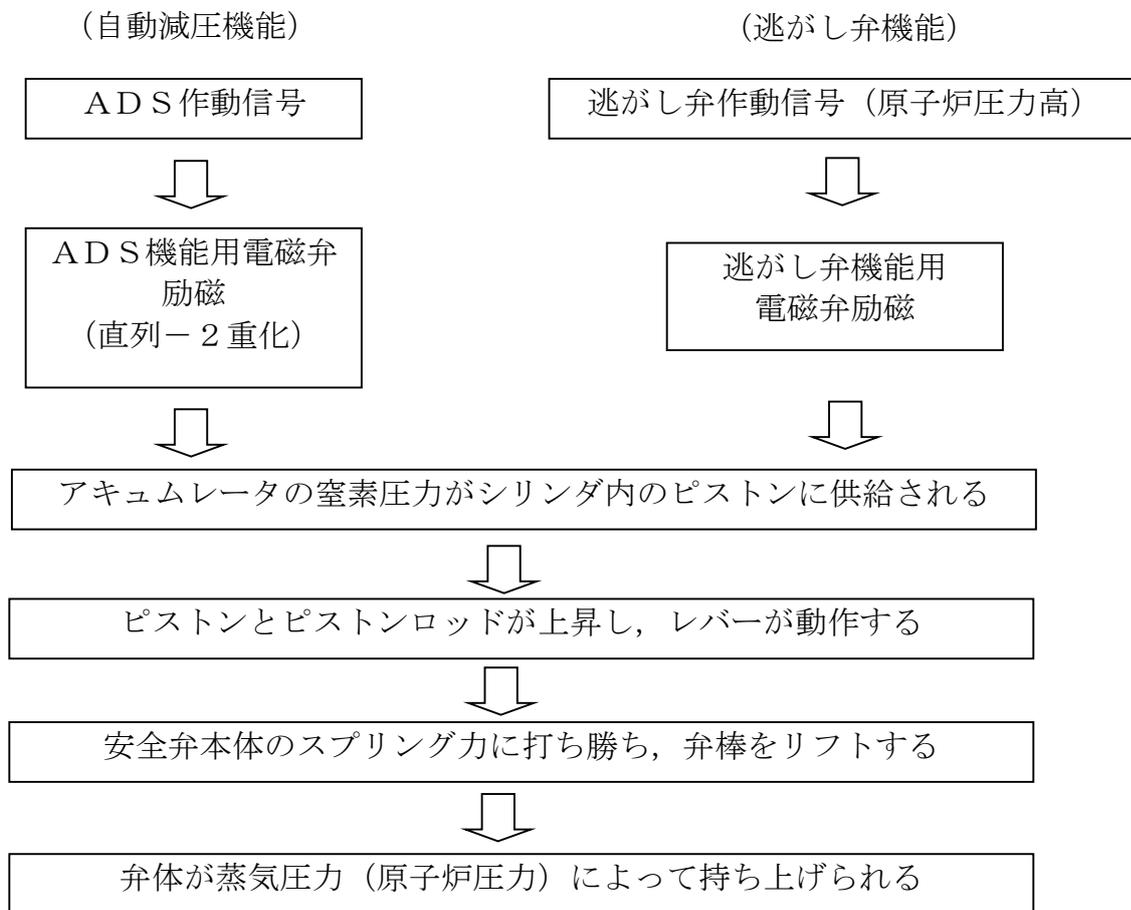


図3 逃がし安全弁 設備概要図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。

46-11
代替自動減圧機能について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備（以下、「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、想定される重大事故（原子炉減圧機能喪失）が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、重大事故に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、自動減圧系と隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、万が一故障が生じて、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路の電源は、それぞれ分離されており自動減圧系に悪影響を与えない設計とする（遮断器によって分離を実施）。

なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

自動減圧機能ロジック回路

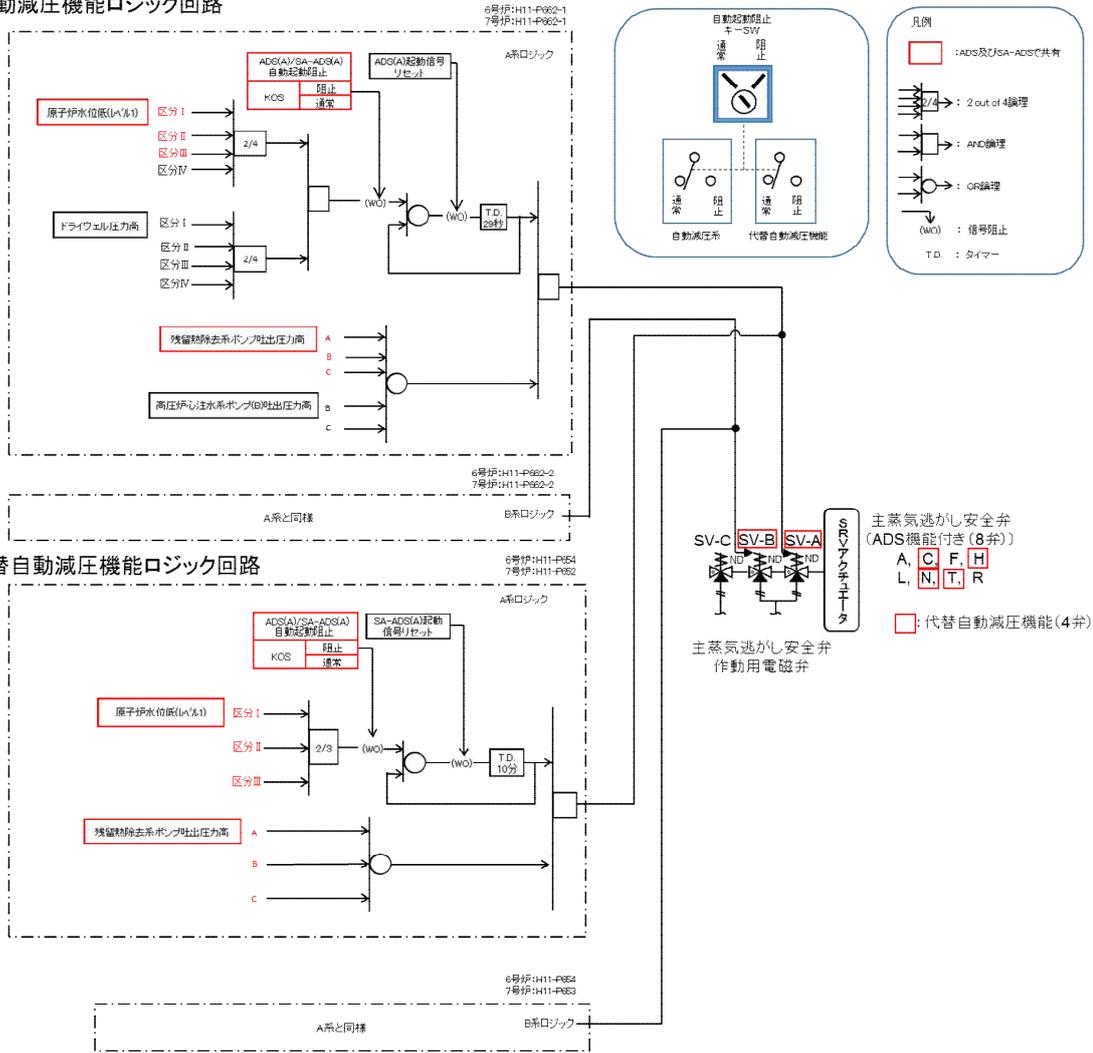


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能のロジック回路

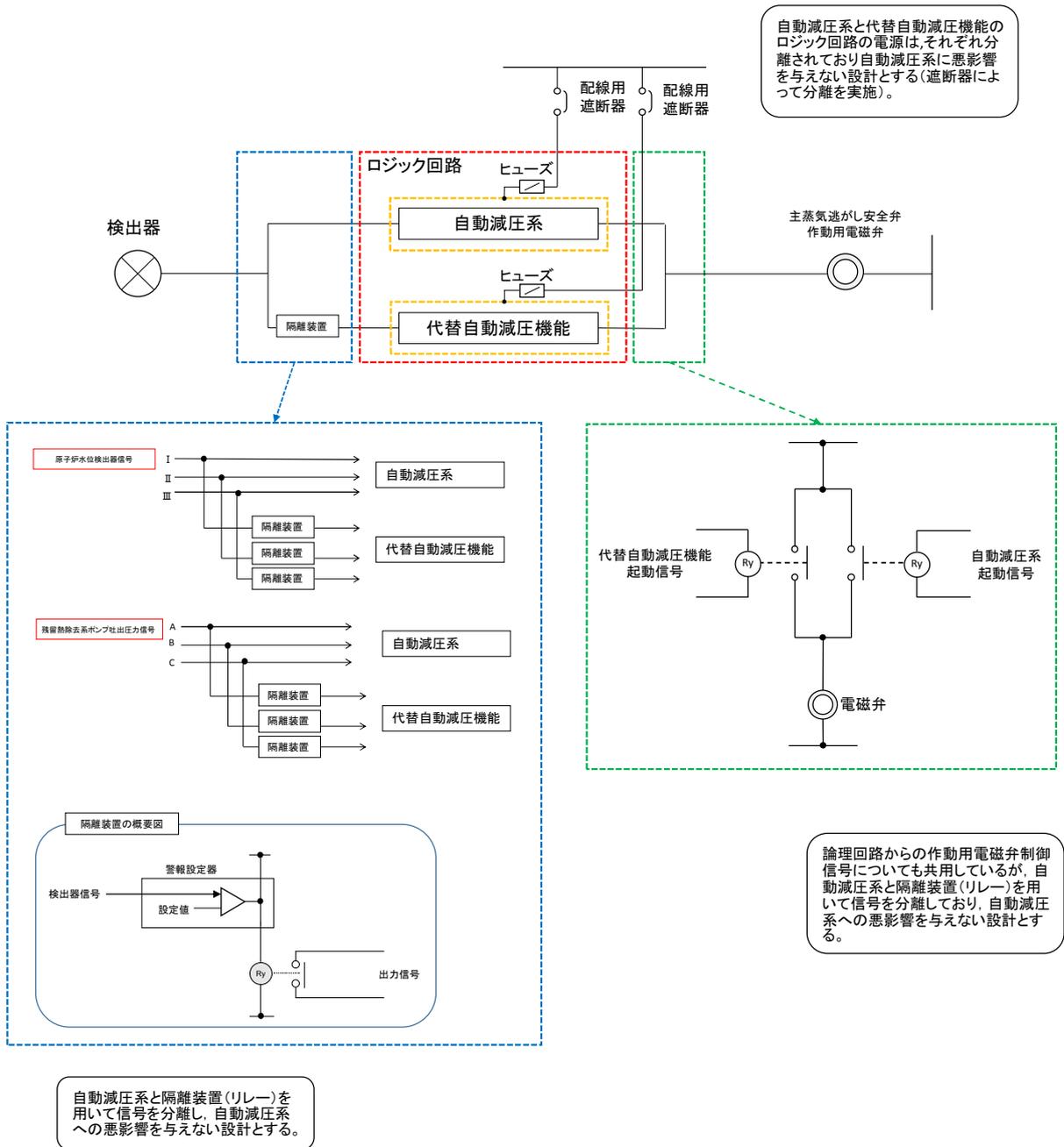


図2 信号の分離について

代替自動減圧機能の盤及びE S F盤（自動減圧系）は、ともに図3のとおり中央制御室に設置しているが、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、E S F盤と物理的に分離する設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、金属筐体、難燃ケーブルで同盤を構成し、火災の発生を防止する設計とする。仮に、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、内部火災及び内部溢水による影響はない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

以上のことから、代替自動減圧機能は、多重化されたE S F盤と位置的分散が図られていることから、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有しており、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない。

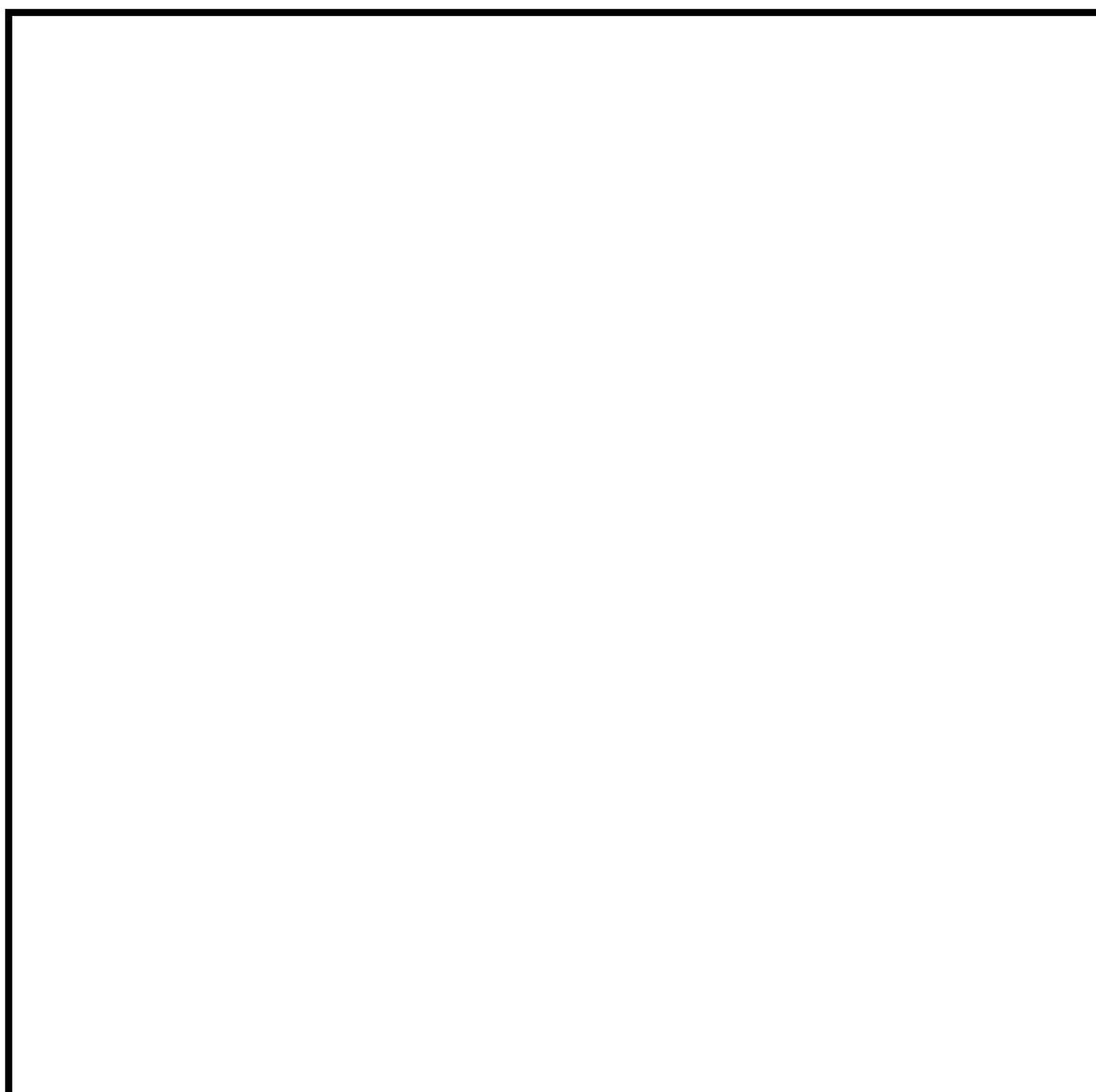


図3 代替自動減圧機能及びE S F盤の設置場所

46-12

代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失を想定する。

(3) 代替自動減圧機能に要求される機能

代替自動減圧機能には、原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十六条1（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

- ・代替自動減圧機能

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の 2 out of 3 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- 代替自動減圧機能はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- 代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、

高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表 1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ代替自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁4弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去系ポンプ運転中における

原子炉水位低（レベル1）の“2 out of 3”信号

設定値：

原子炉水位低（レベル1）：原子炉圧力容器零レベル*より936cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号：代替自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低（レベル1）

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値（レベル1）が動作してから10分後で逃がし安全弁4弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

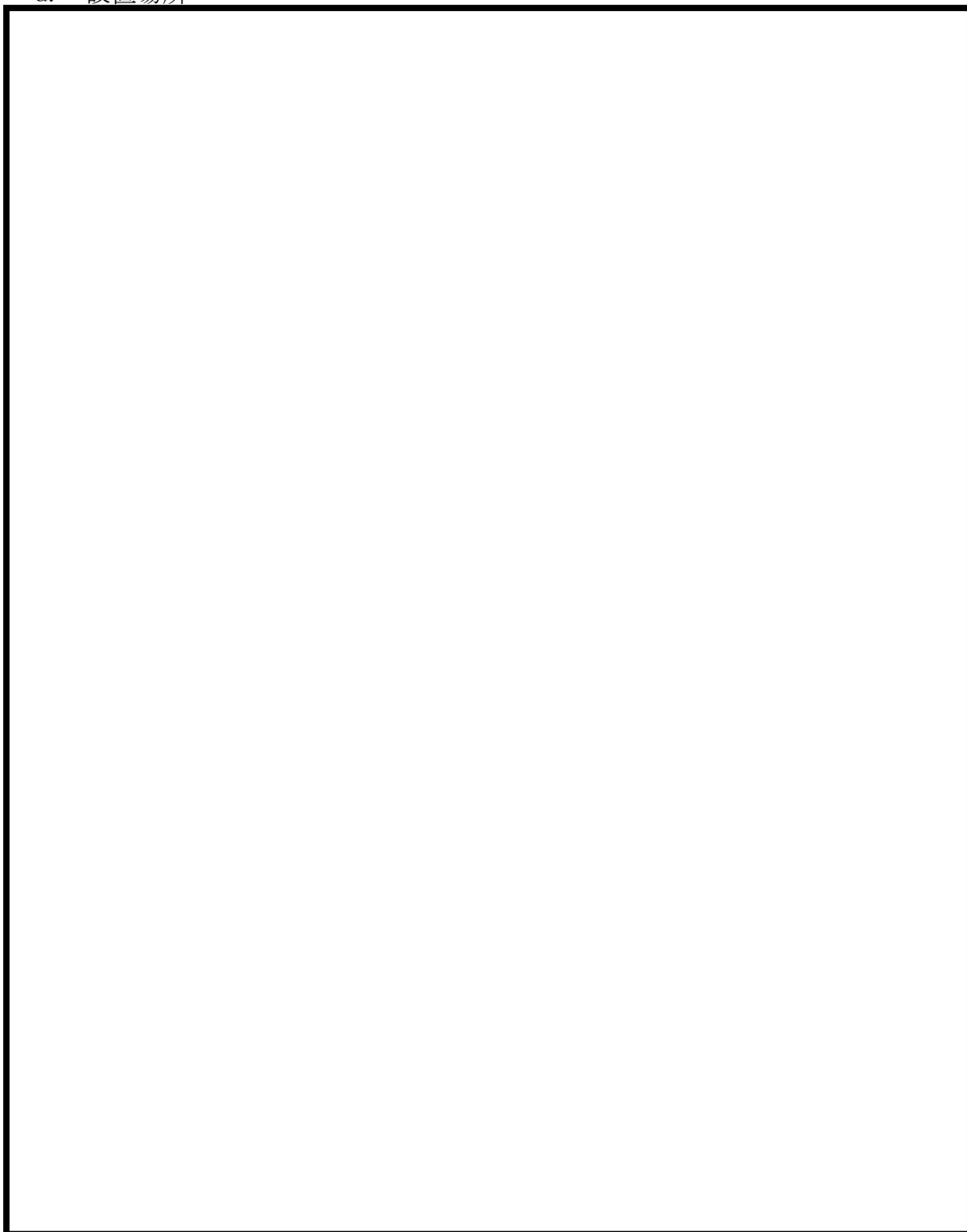


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能のロジック回路は、信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧機能について 4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

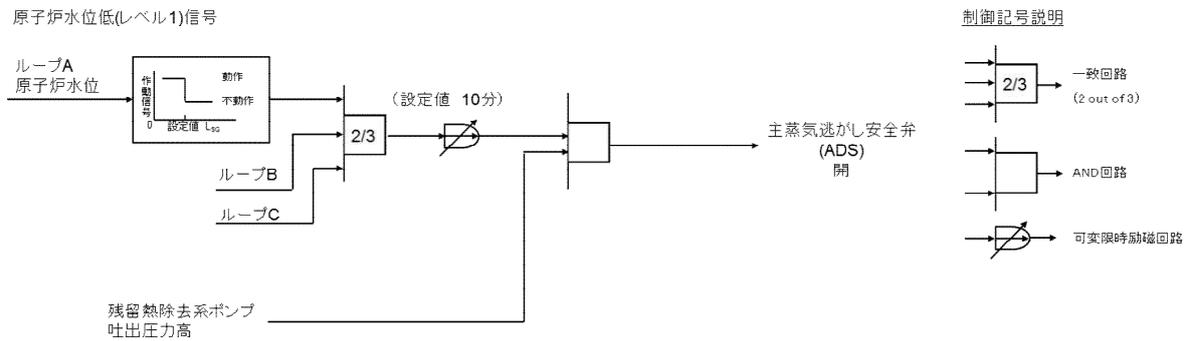


図2 タイマー設定根拠

代替自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

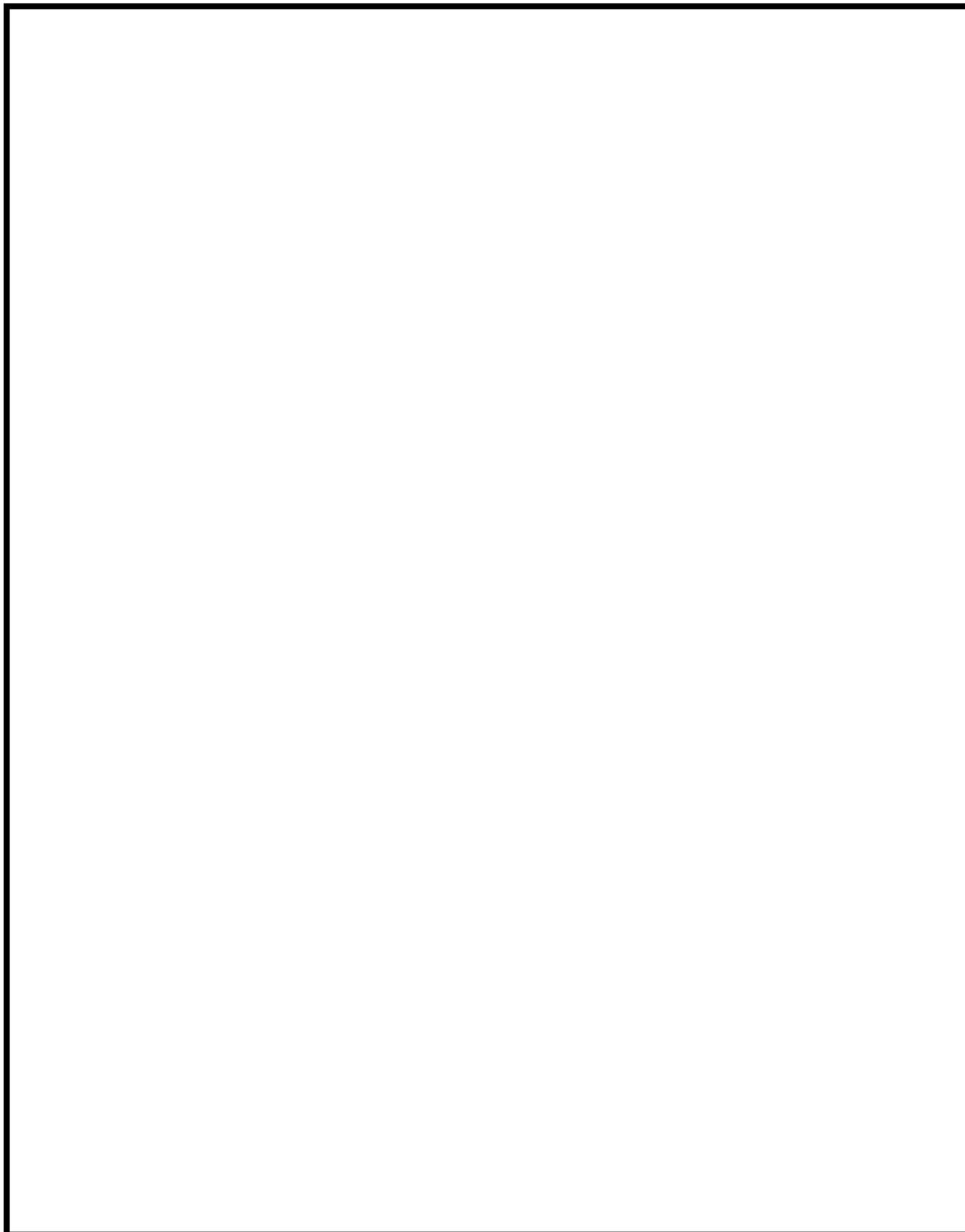
自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後29秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能ロジック回路タイマー設定値は10分とする。なお、事象発生から10分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低压注水系により十分な炉心冷却が可能である。

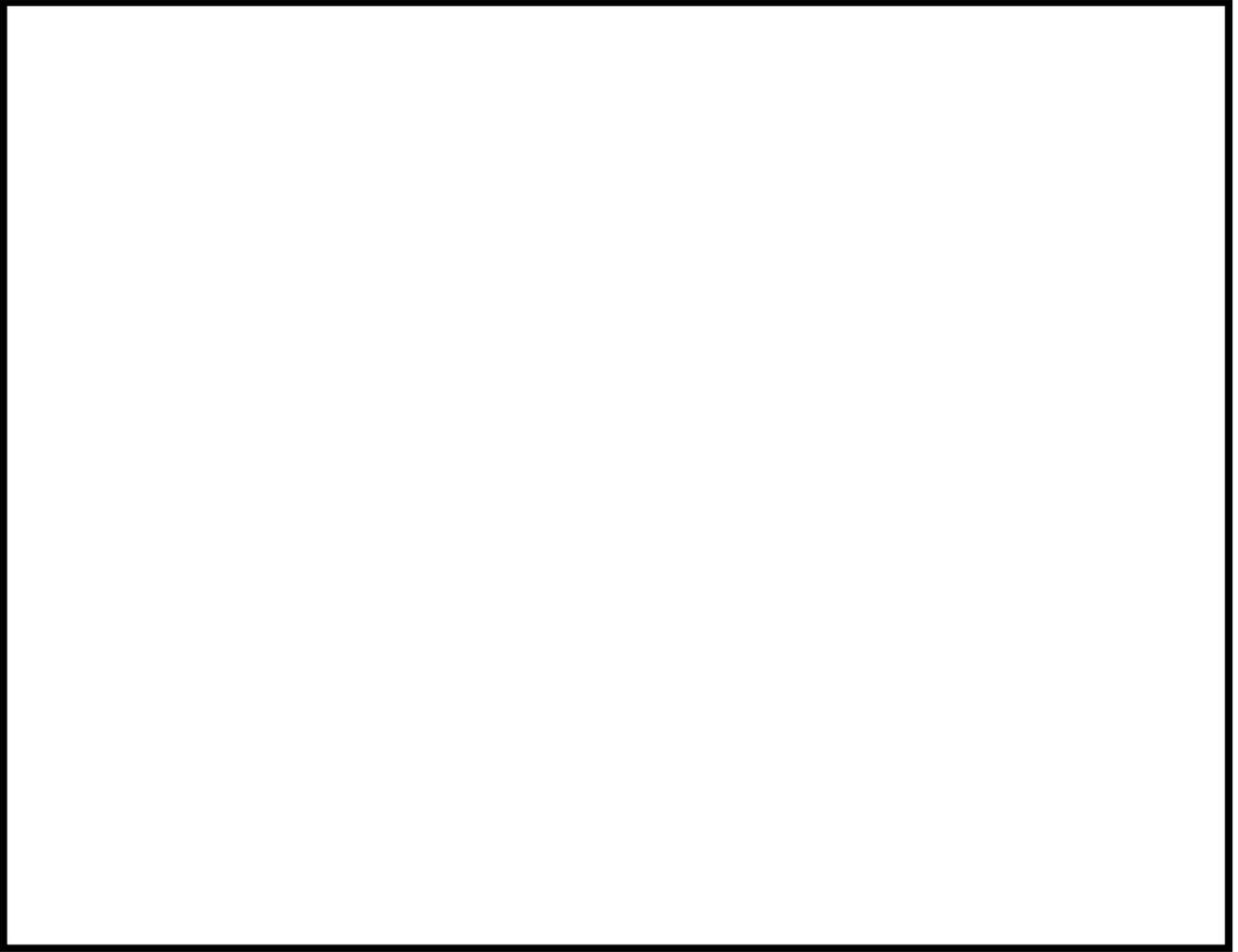
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS起動遅延
自動減圧系自動起動信号	29秒*
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

※：低压注水ポンプの確立に要する時間を考慮

代替自動減圧機能の信頼性評価





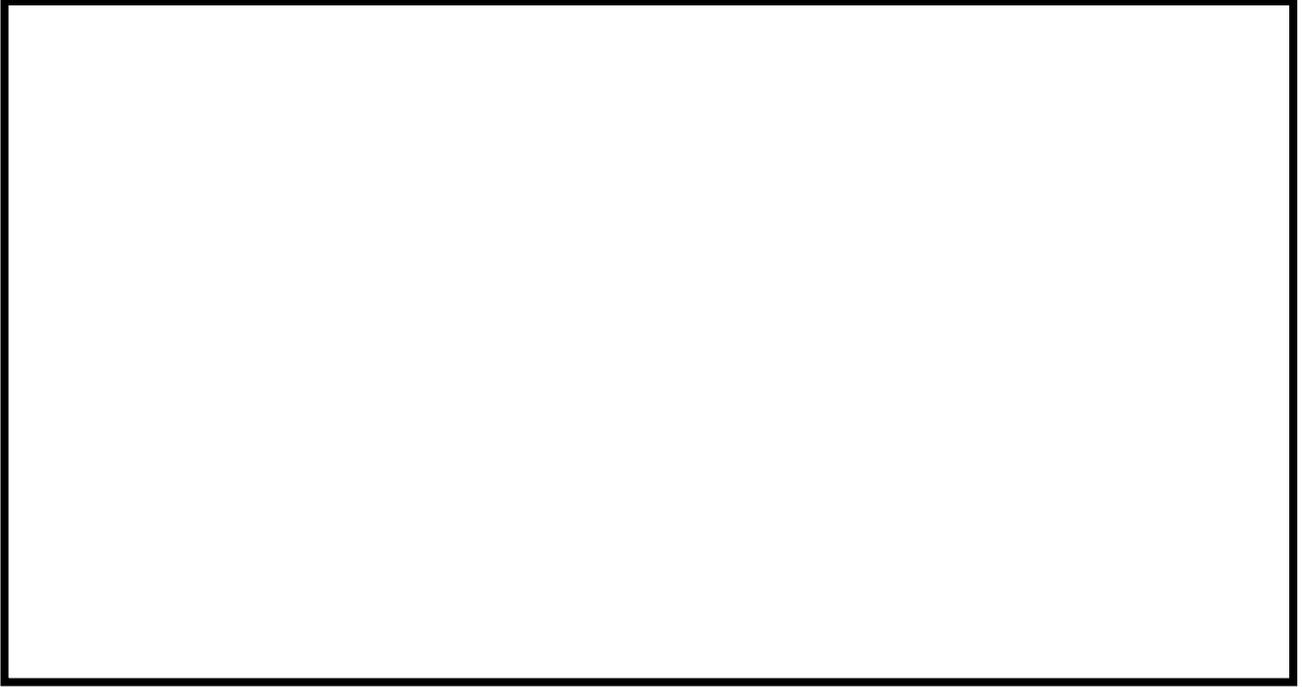
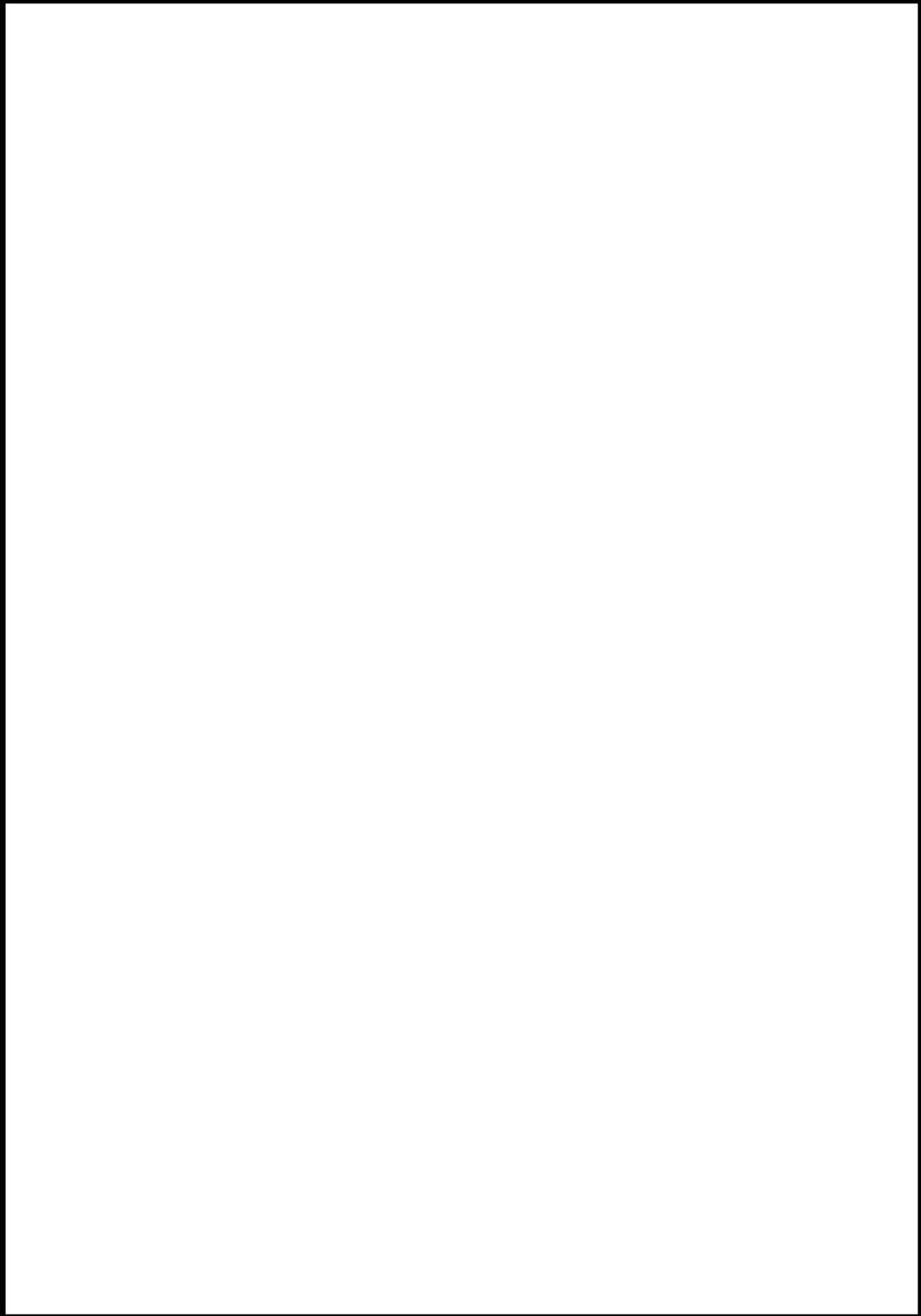
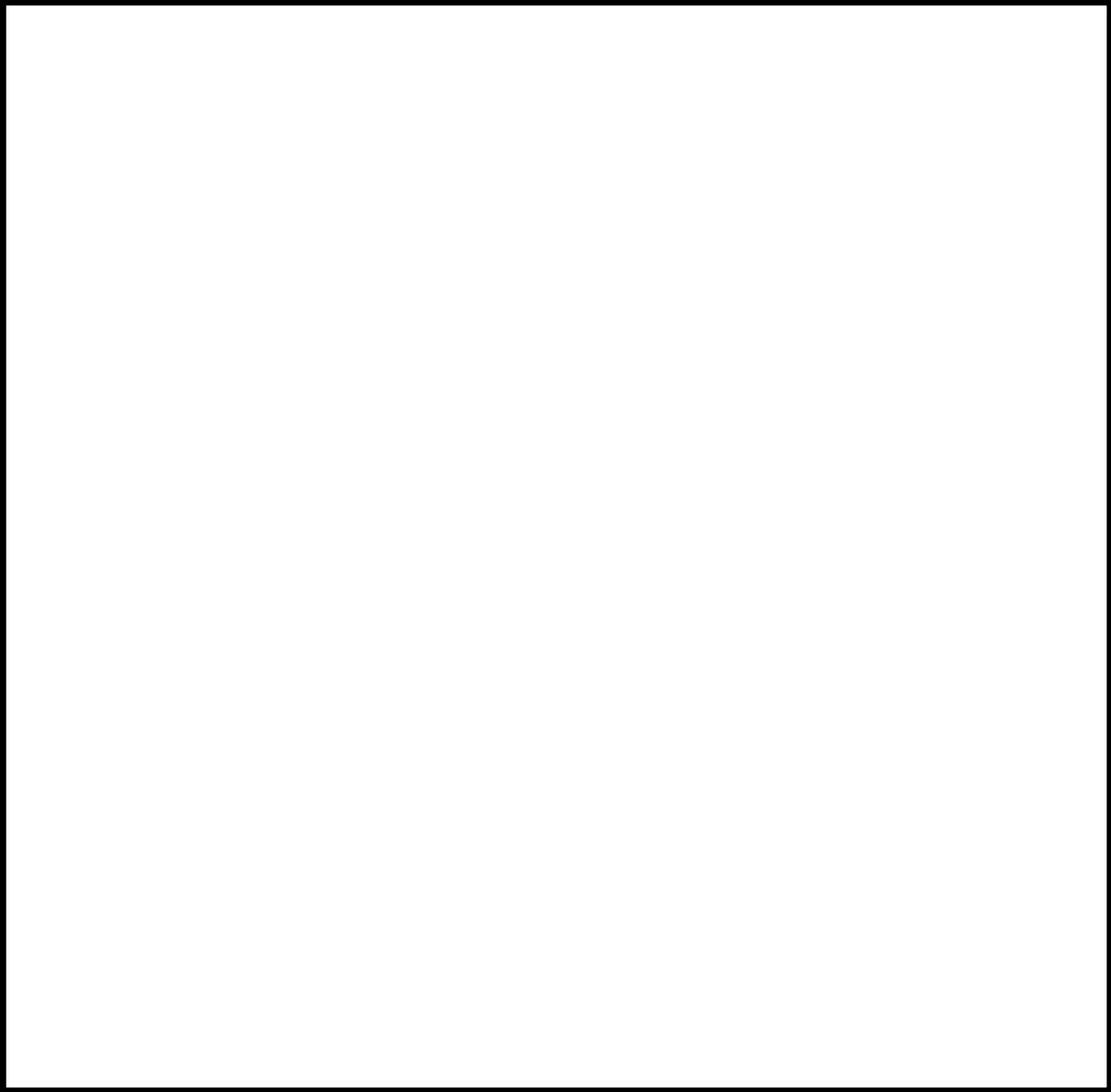


図1 誤動作率評価モデル



図2 誤動作率評価フォルトツリー





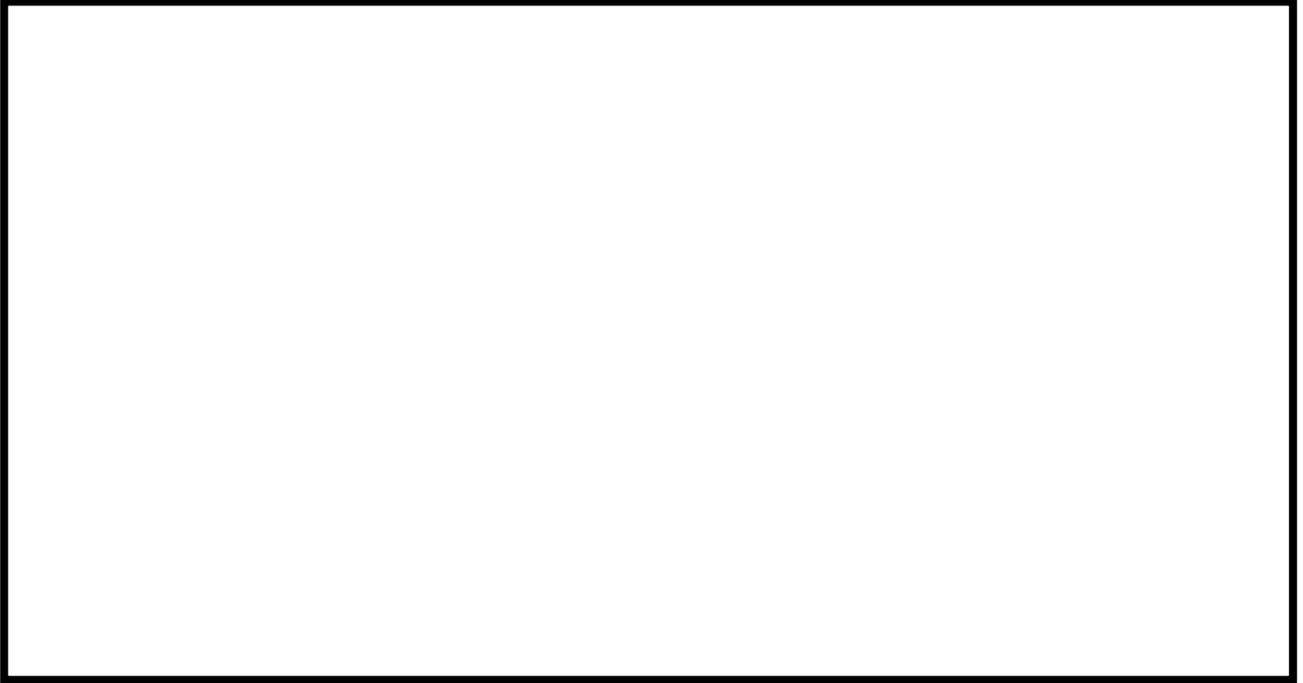


図3 アンアベイラビリティ評価モデル

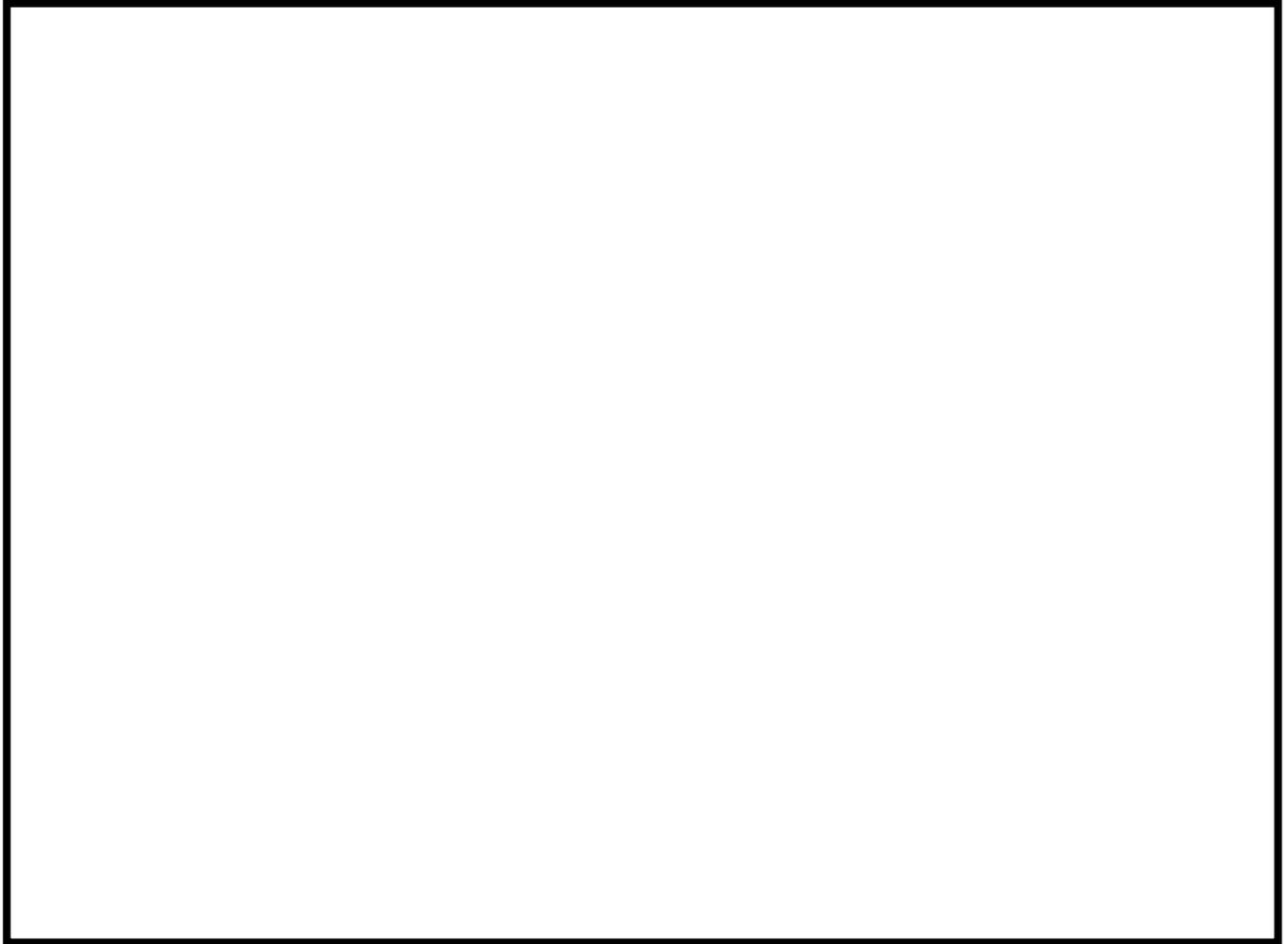


図4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

47-1
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 47 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	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	47-3 配置図、47-8 保管場所図、47-10 その他設備		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (操作スイッチ操作)		A Bd	
			関連資料	47-4 系統図、47-7 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	47-5 試験・検査説明資料			
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
			関連資料	47-4 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	47-4 系統図			
		第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A, B	
			関連資料	47-3 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が十分		B
	関連資料			47-6 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	本文		

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47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	47-3 配置図、47-8 保管場所図、47-10 その他設備		
		第2号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (操作スイッチ操作)	Bc Bd	
			関連資料	47-4 系統図、47-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、ファン、圧縮機	A	
			関連資料	47-5 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	47-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	—	対象外
			関連資料	47-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	47-3 配置図			
	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	47-6 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	47-7 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	47-3 配置図		
		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	47-3 配置図		
		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	47-8 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	47-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	本文			

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47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系（低圧注水モード） （設計基準拡張）		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	二次格納施設内	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		－		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		－			
		第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		ポンプ、弁	A, B	
		関連資料		－			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
	関連資料		－				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）		対象外	対象外	
		関連資料		－			
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
	関連資料		－				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様の容量で設計）	B	
			関連資料		－		
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	
			関連資料		－		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(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				－			

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47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (設計基準拡張)		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	二次格納施設内	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		-		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
	関連資料		-				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B		
	関連資料		-				
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
	関連資料		-				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		-		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
	関連資料		-				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		-		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(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		-		

47-2
単線結線図

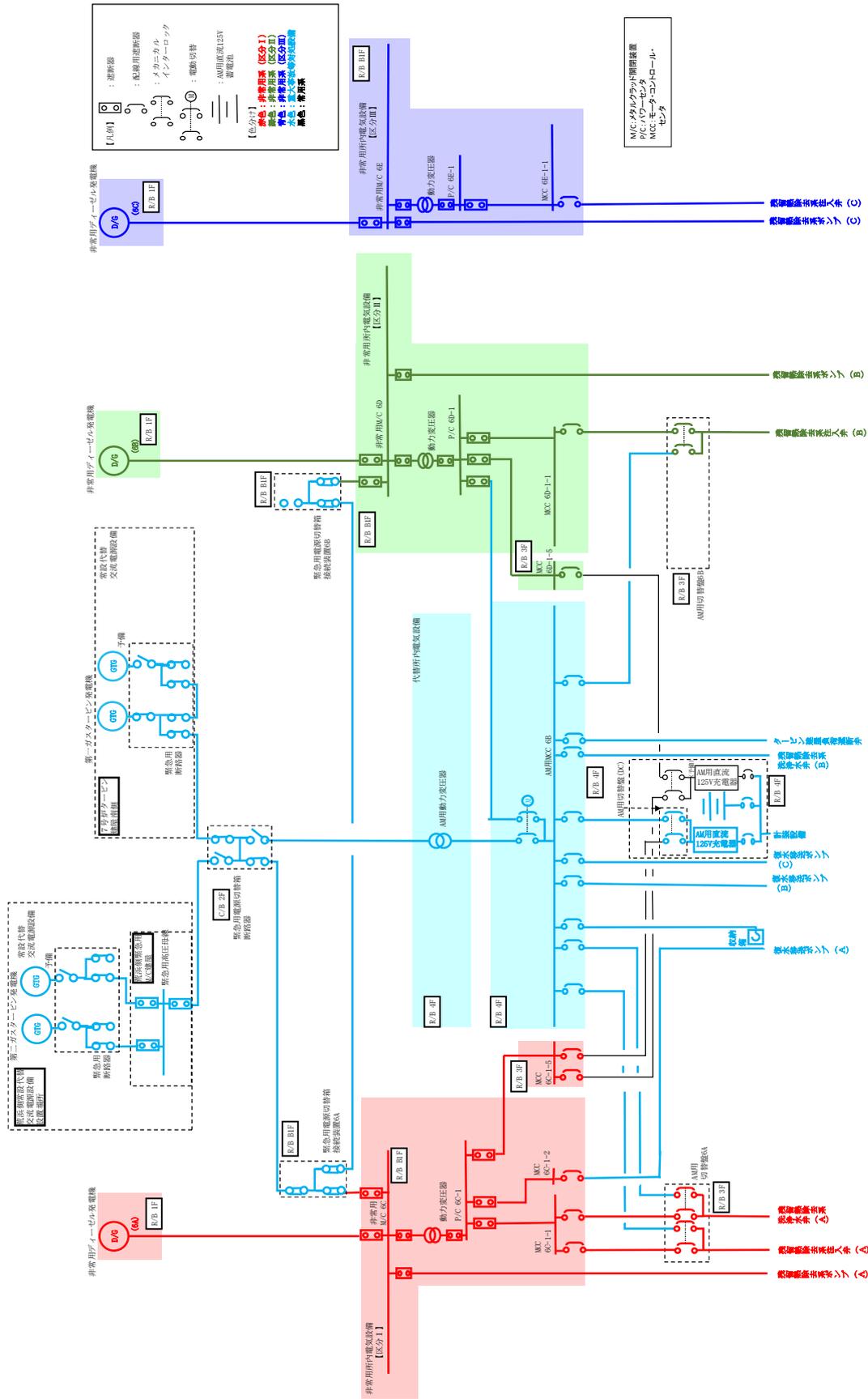


図1 単線結線図 (6号炉)

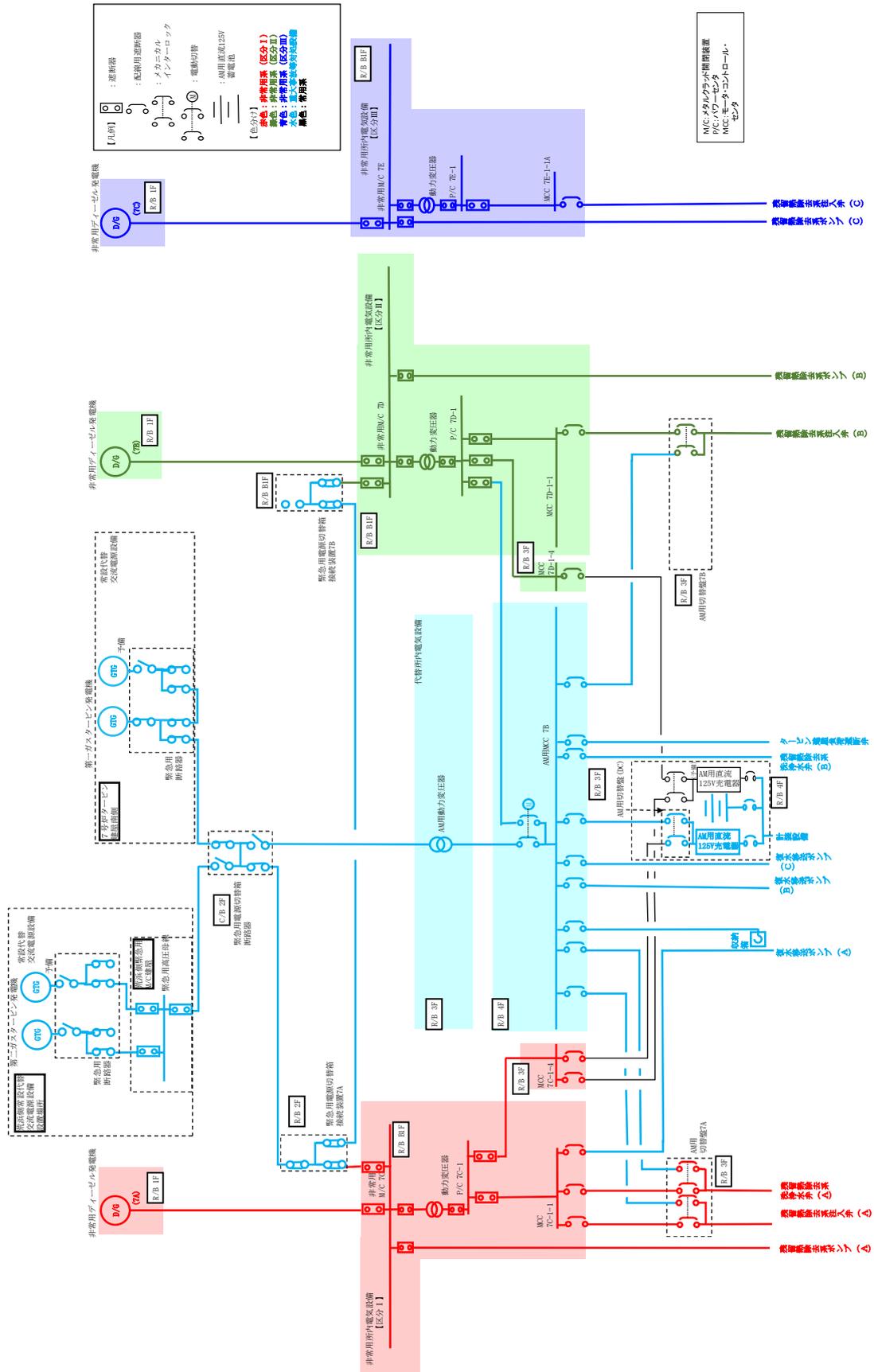


図2 単線結線図 (7号炉)

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す。

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。

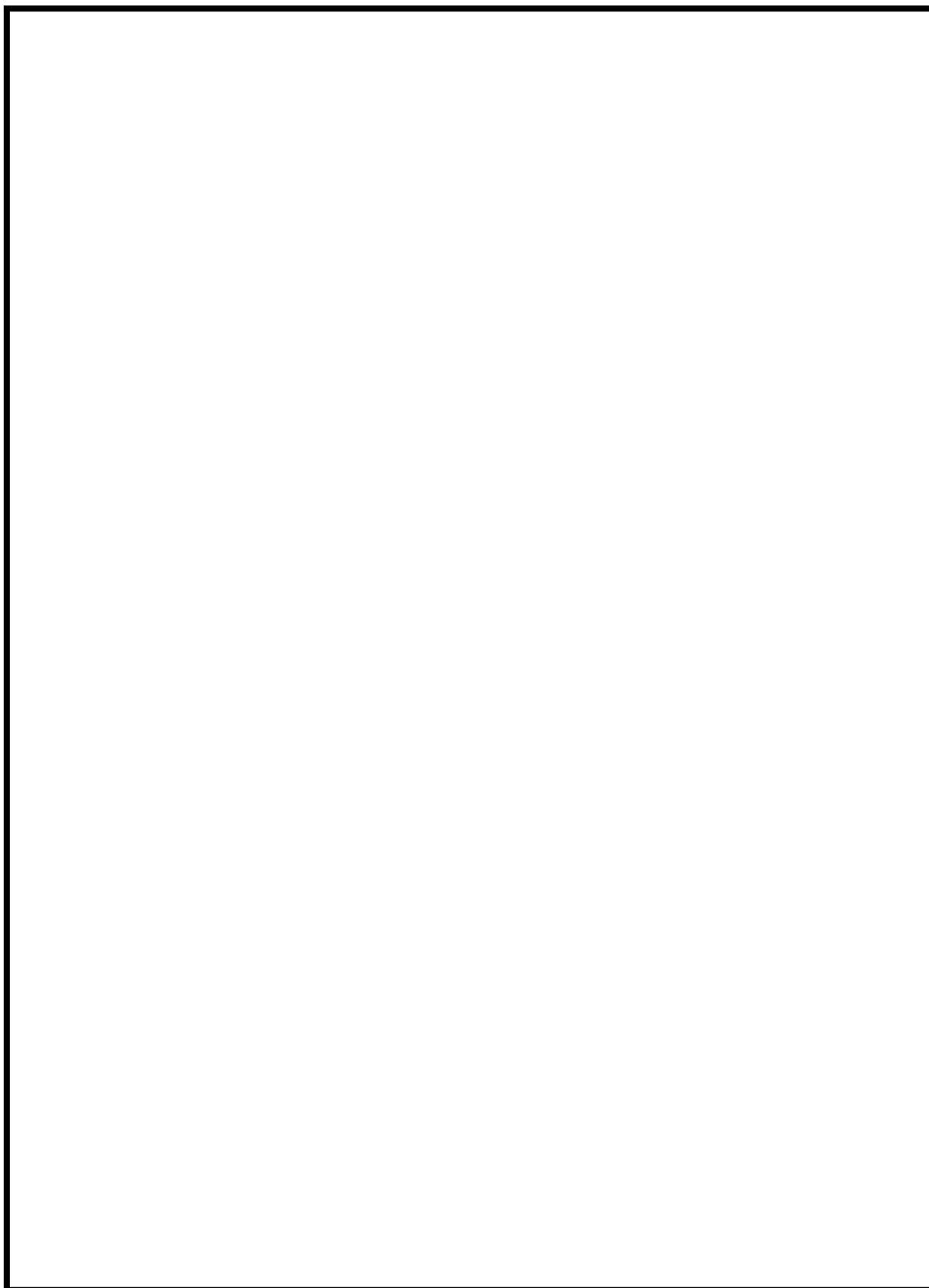


图 1 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

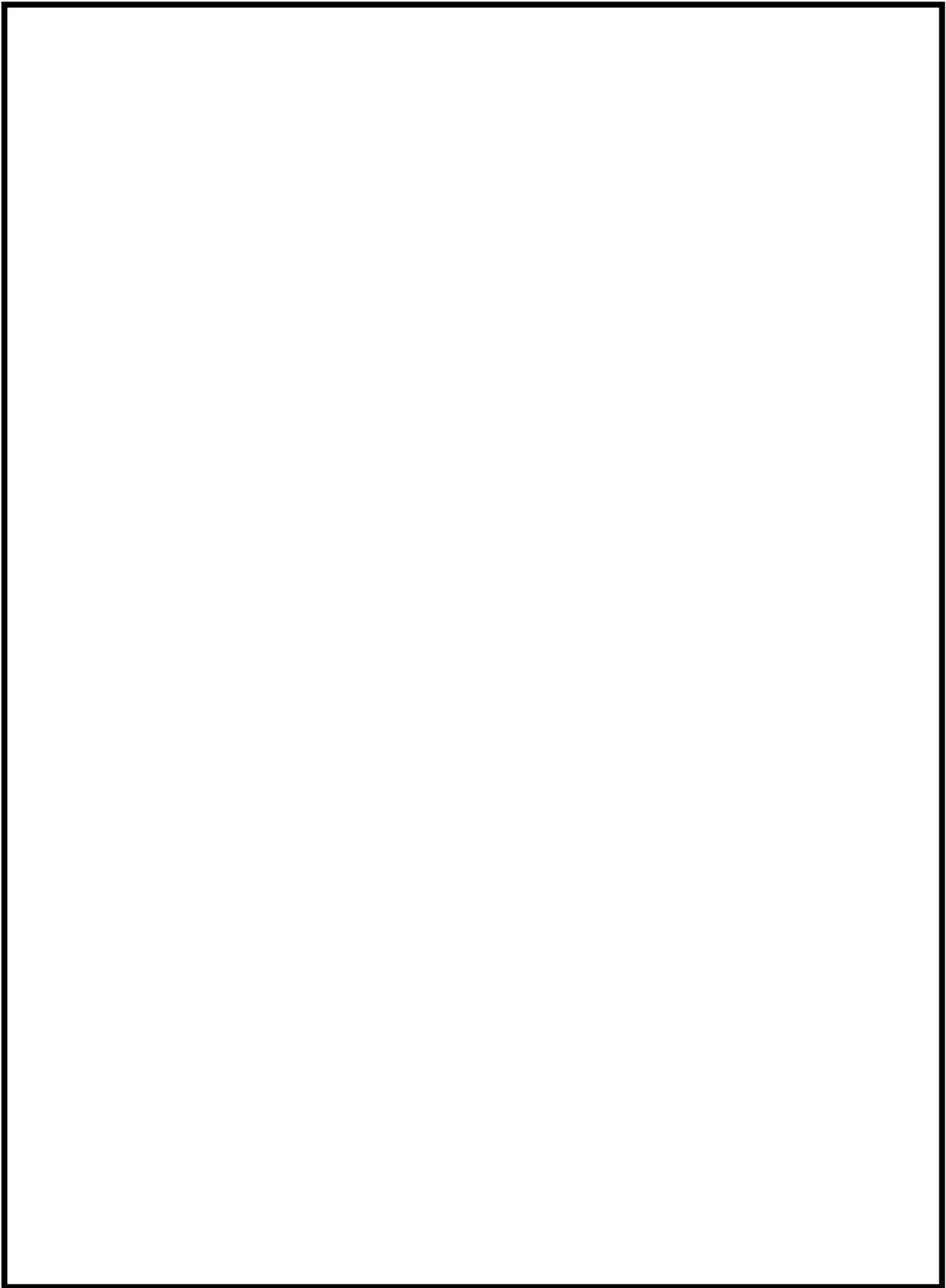


图 2 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

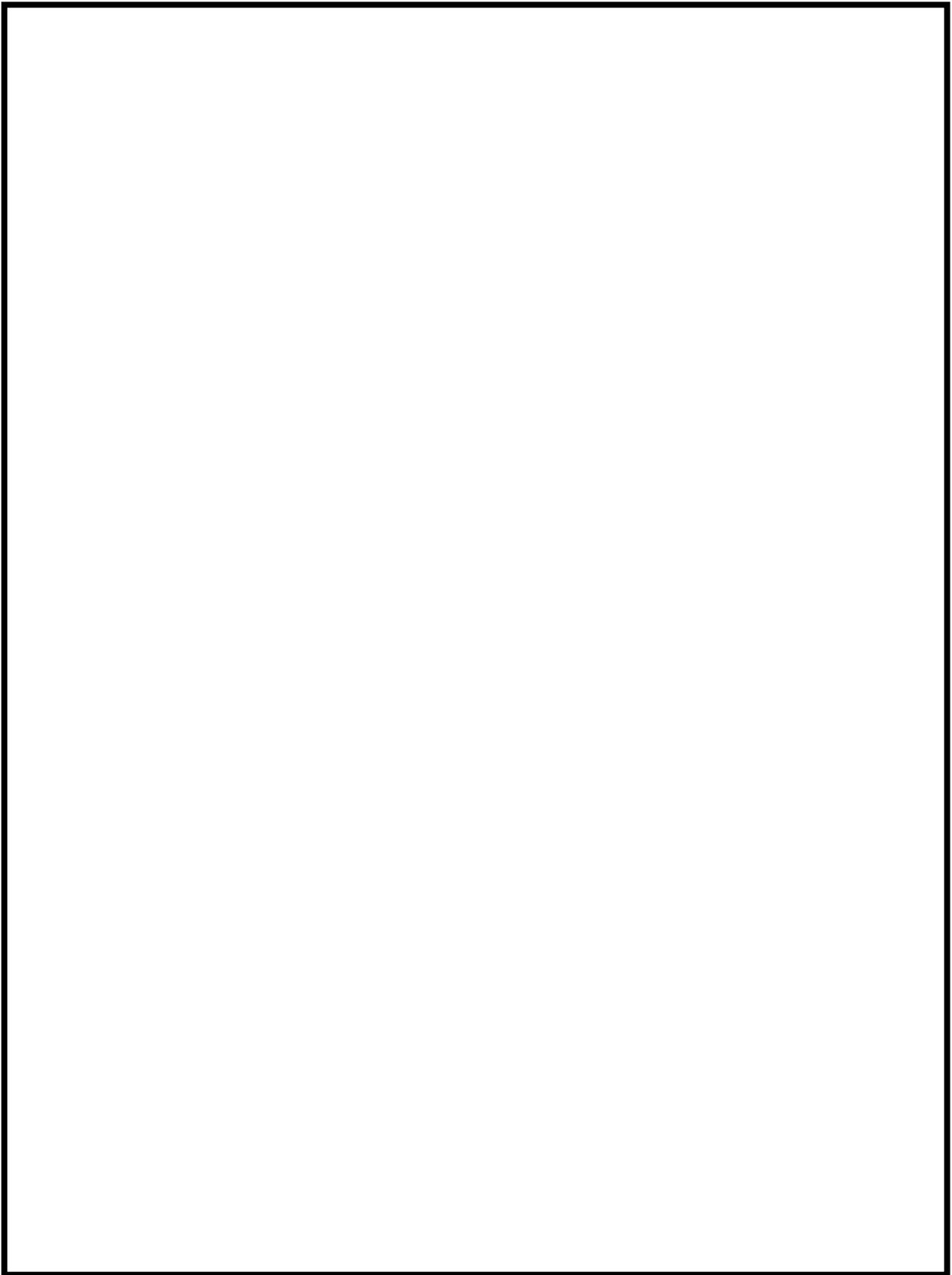


図3 配置図 (6/7号炉 中央制御室(コントロール建屋2階))

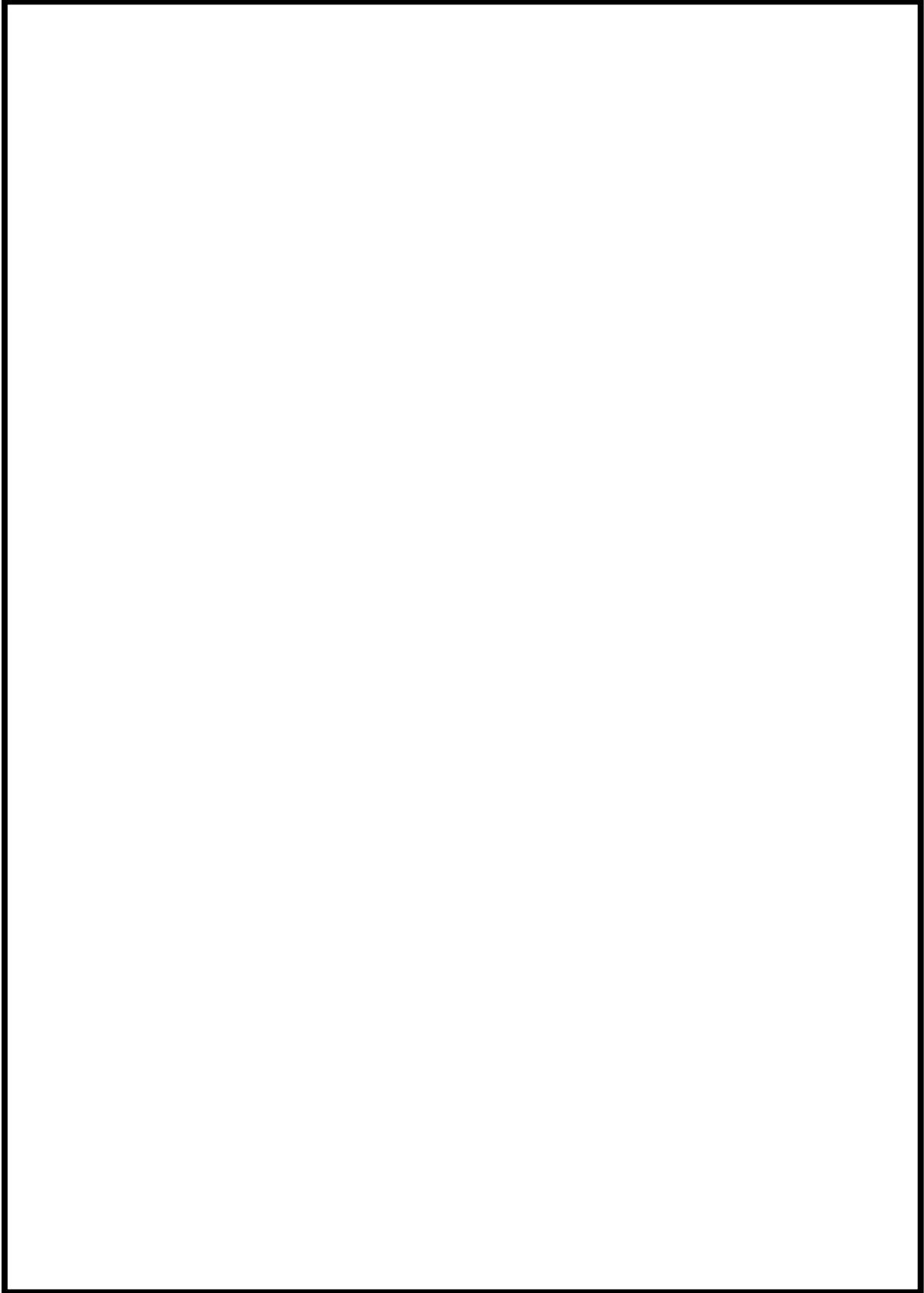


图 4 配置图 (6/7 号炉 废弃物处理建屋地下 3 階)

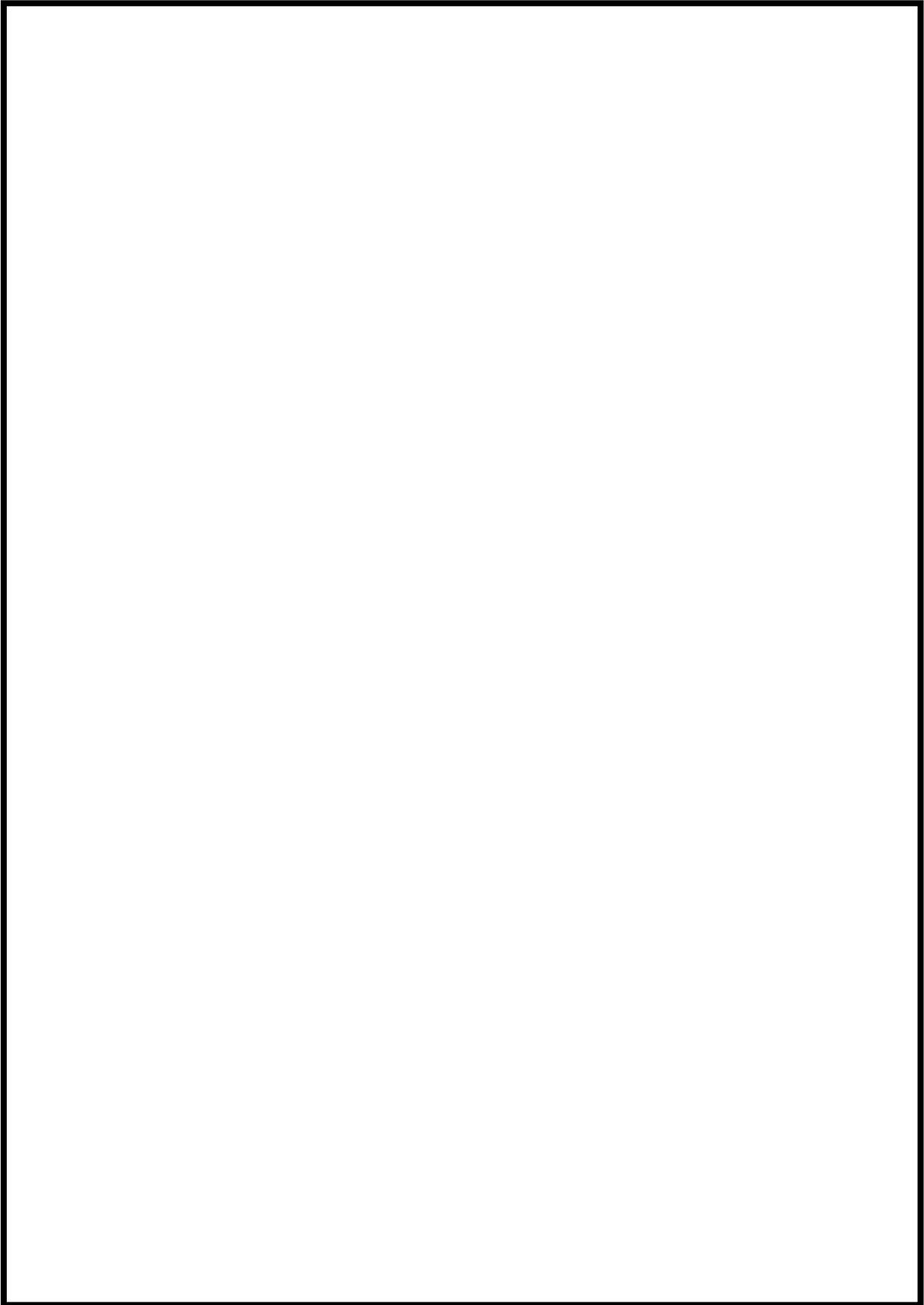


图 5 配置图 (6 号炉 原子炉建屋 1 階)

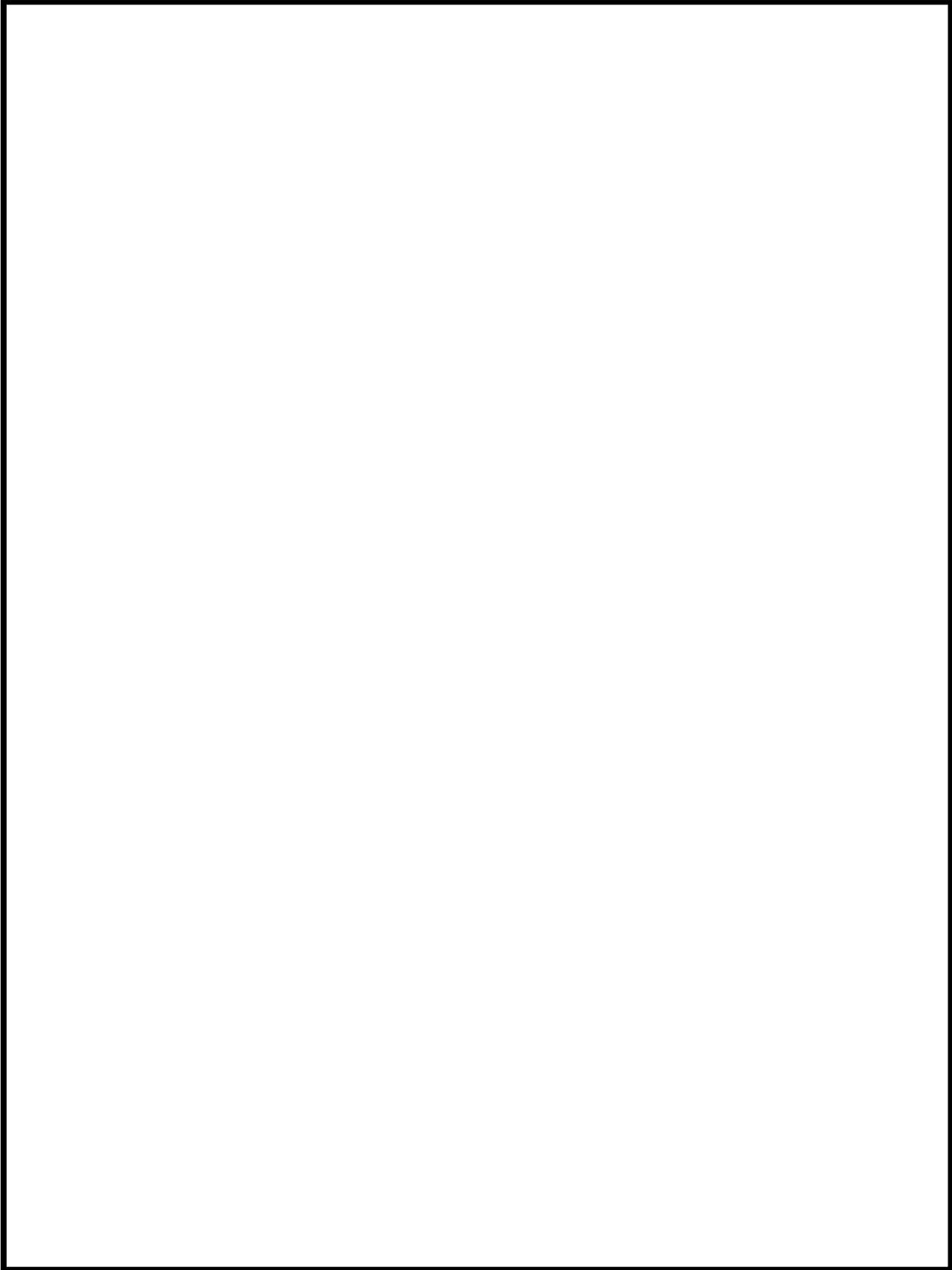


图6 配置图 (7号炉 原子炉建屋1階)

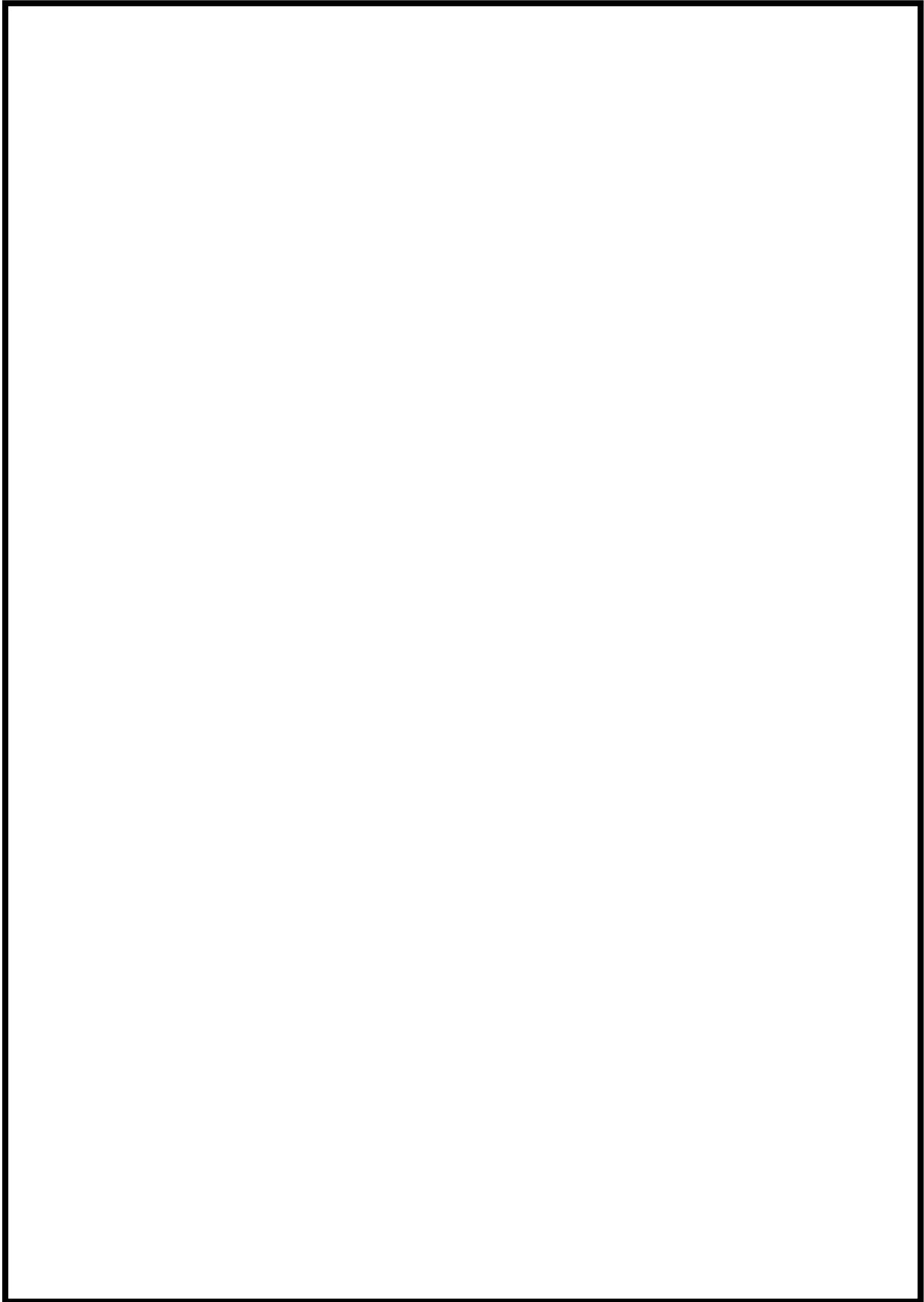


图 7 配置图 (6/7 号炉 废弃物处理建屋地下 3 階)

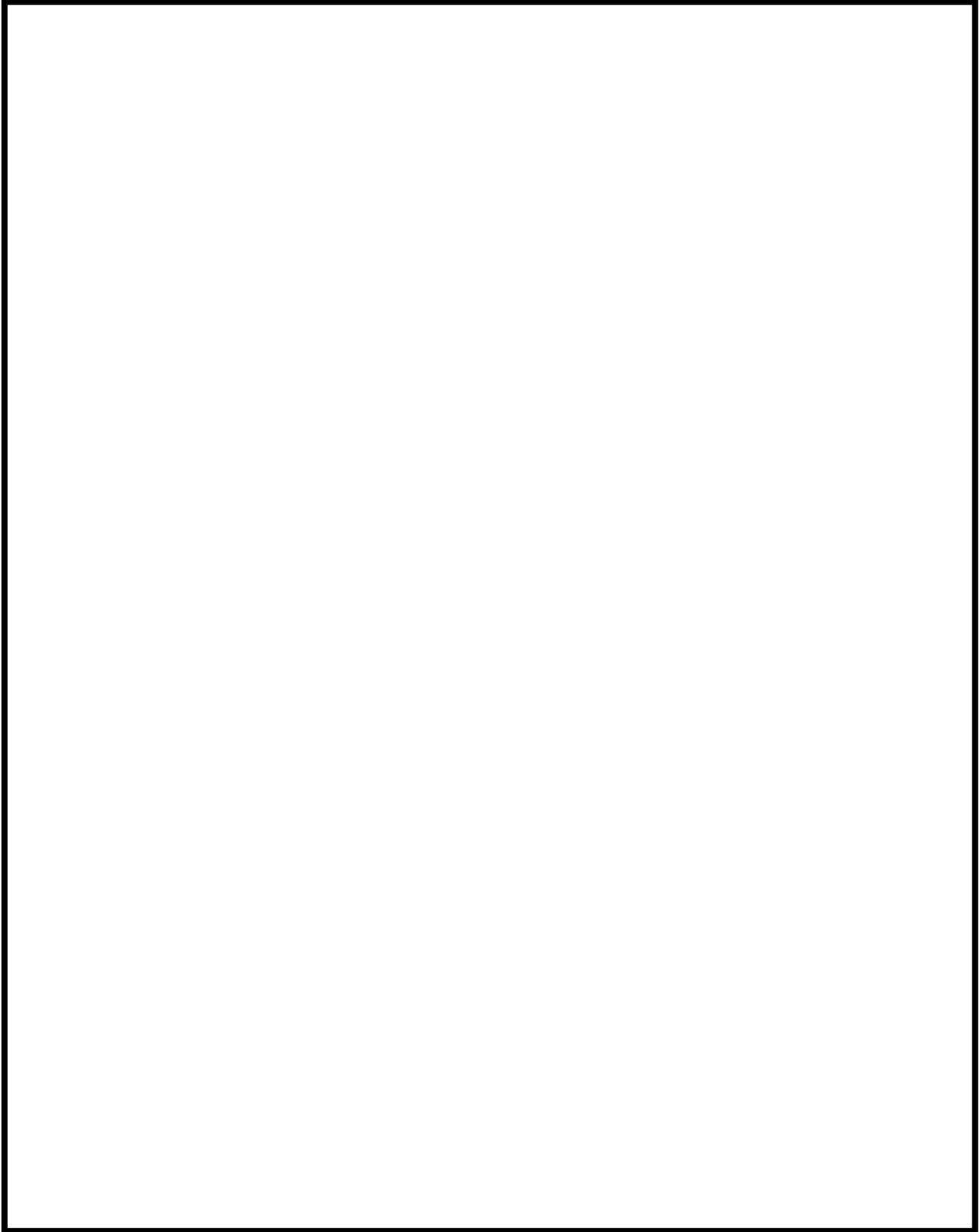


図8 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階)

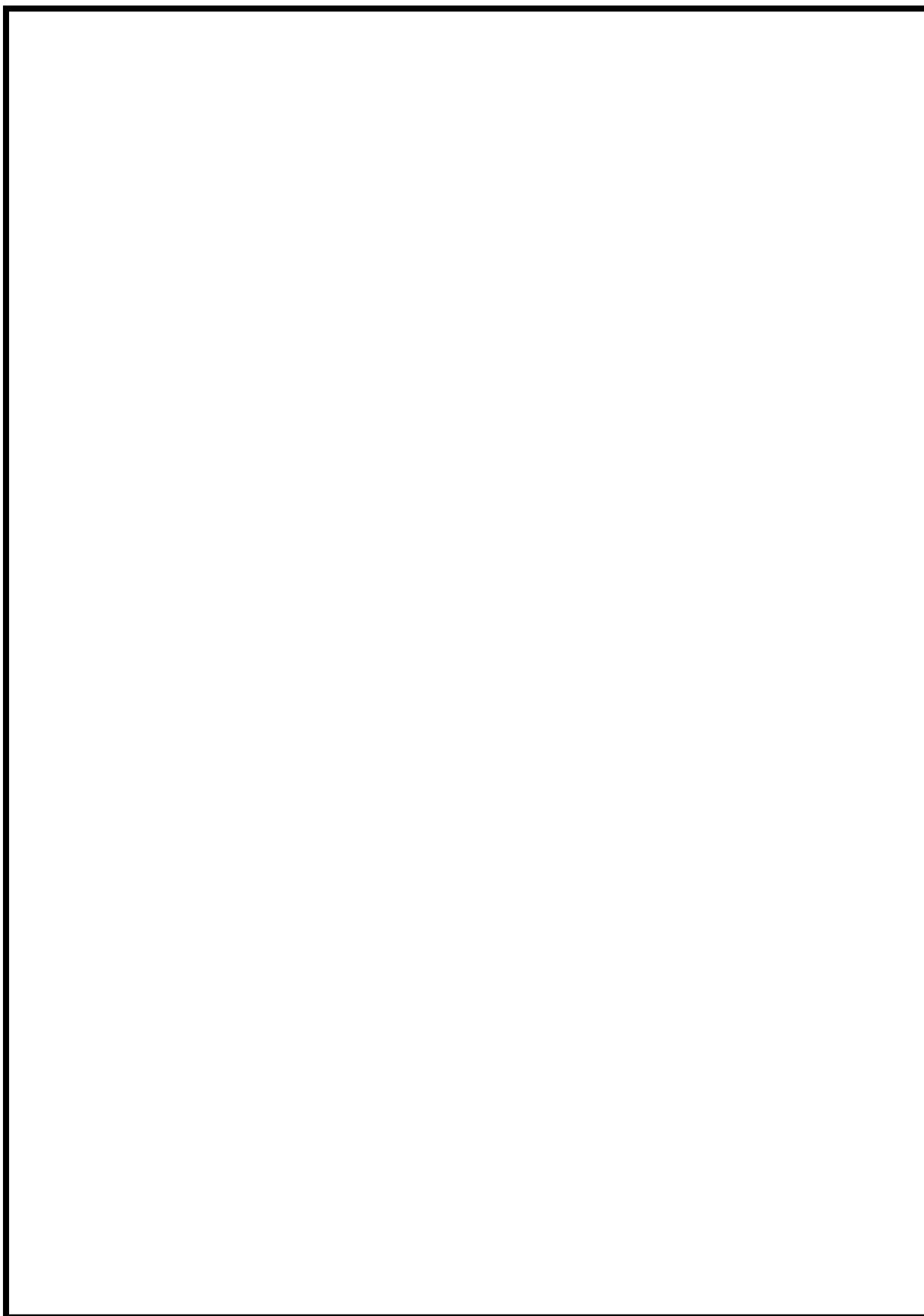


图9 配置图 (6/7号炉 废弃物处理建屋地下3階)

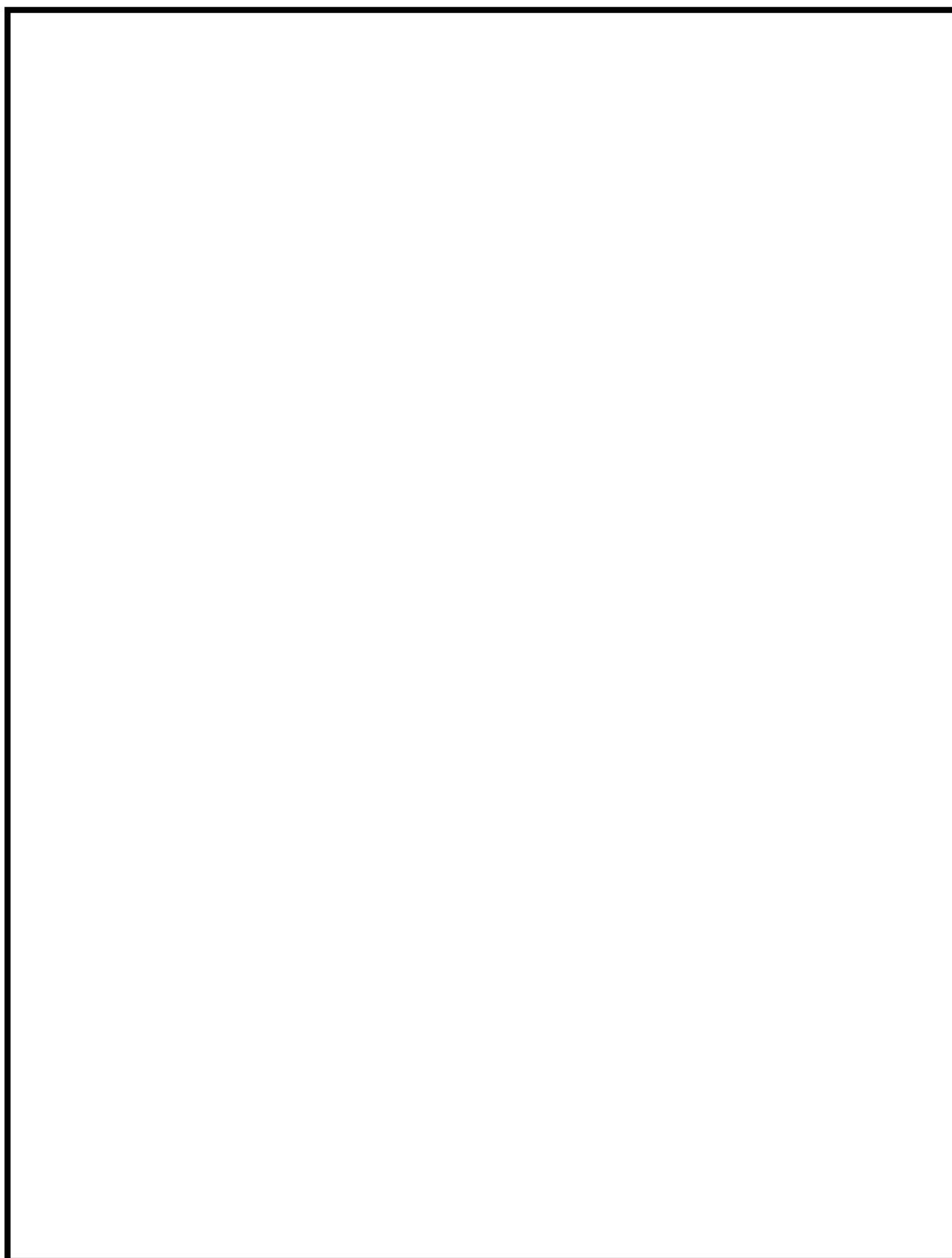


图 1 0 配置图 (6 号炉 原子炉建屋 3 階)

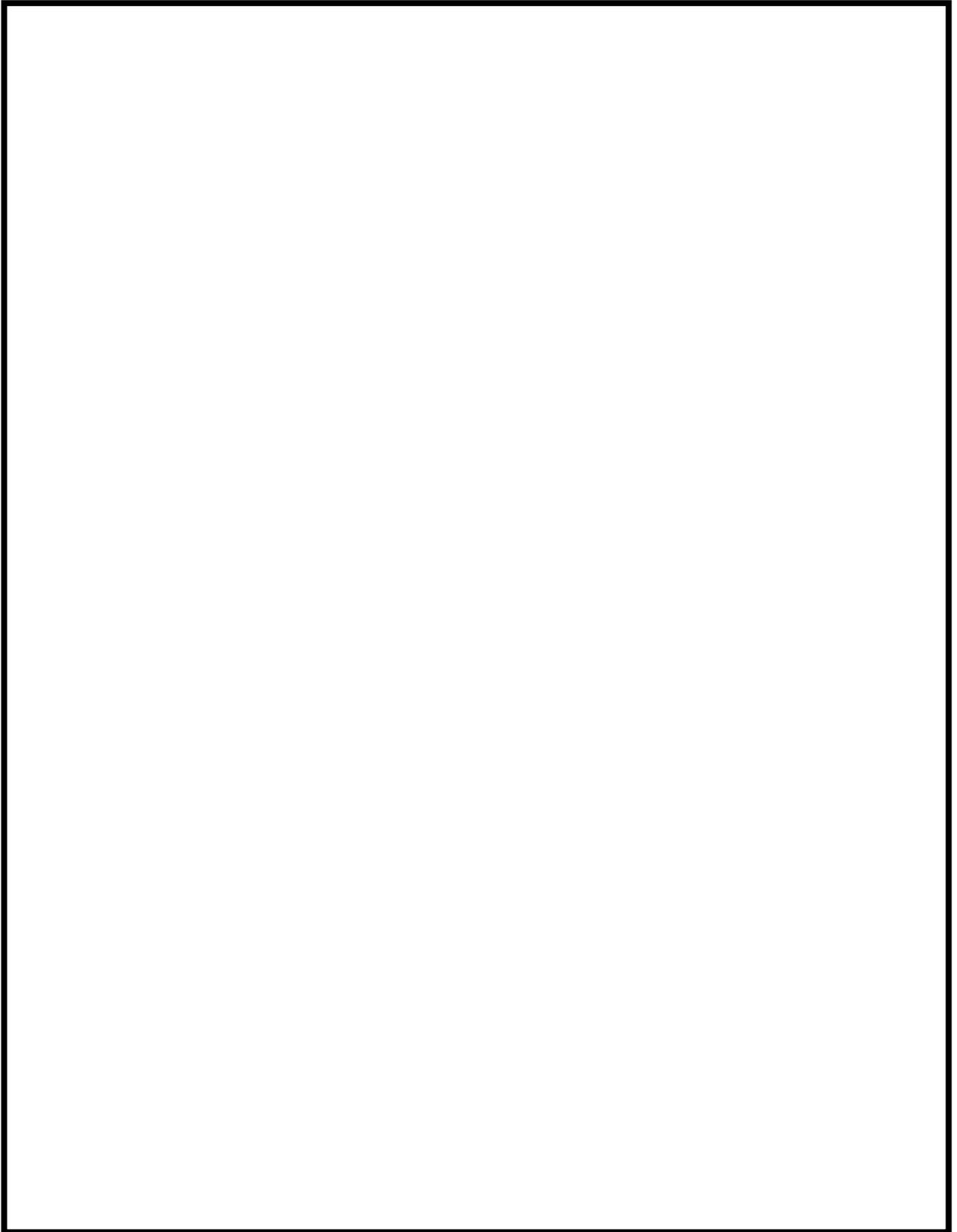


图 1 1 配置图 (7 号炉 原子炉建屋 3 階)

47-4
系統図

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系管/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系管/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

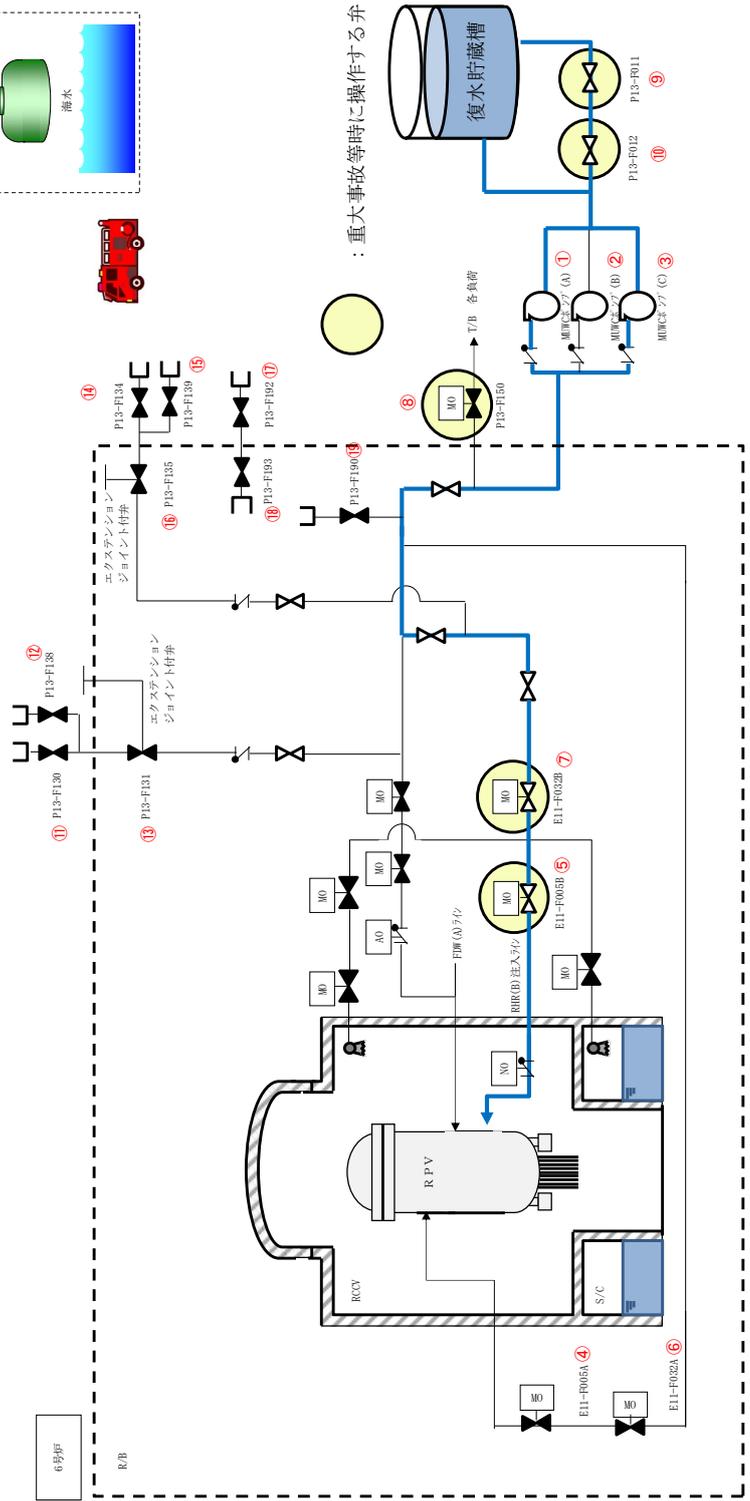
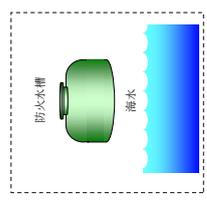


図1 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (6号炉)

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

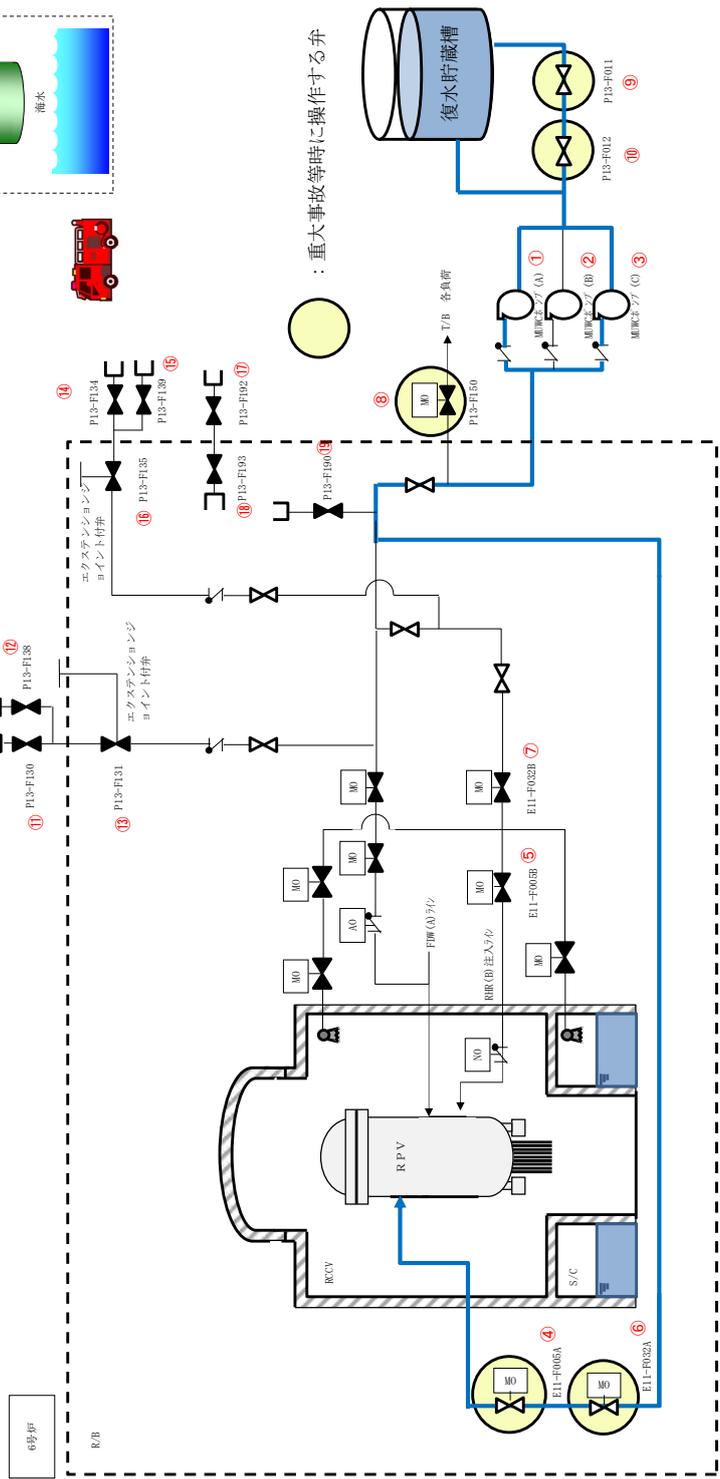
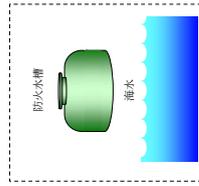


図2 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (6号炉)

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

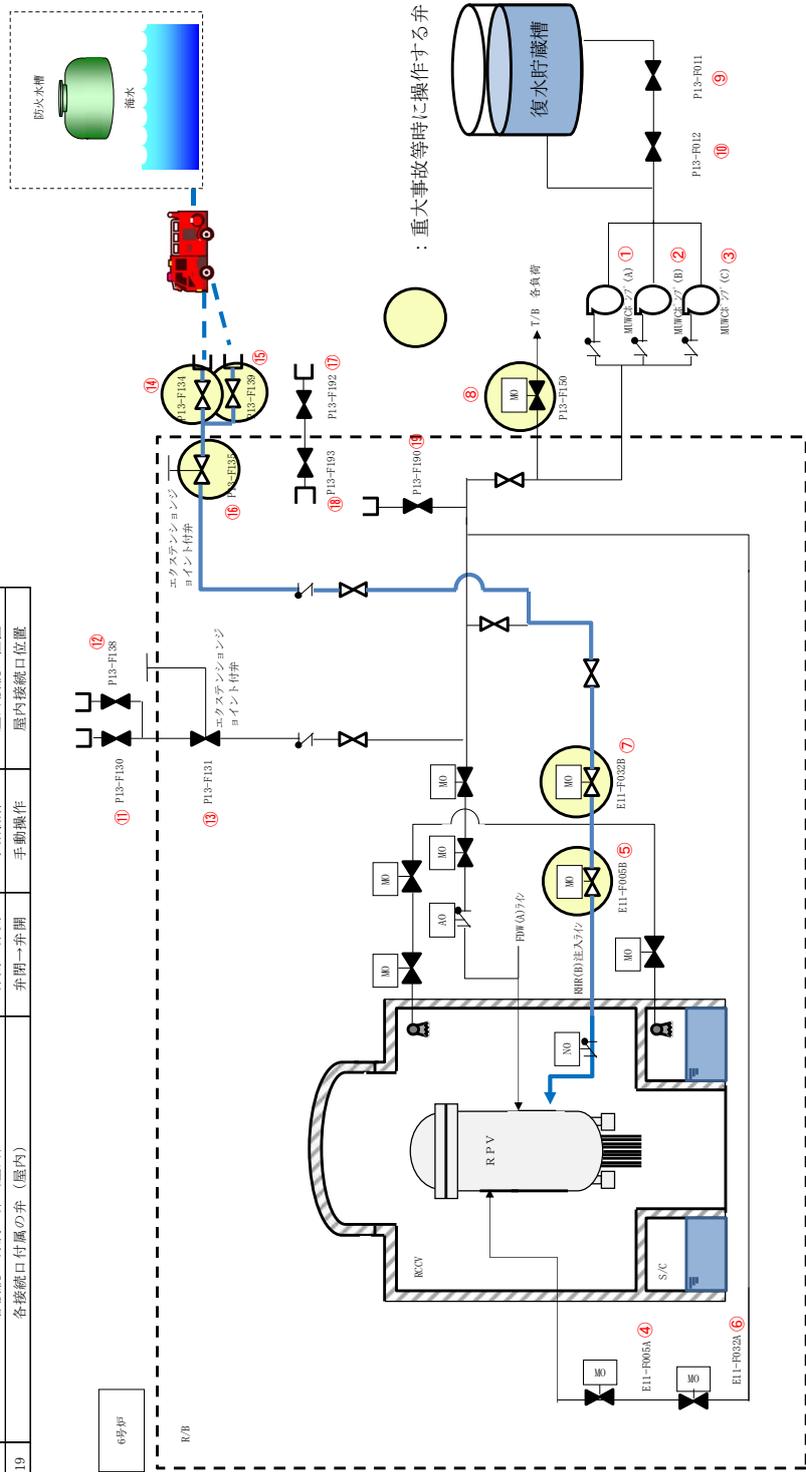


図3 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (B) ラインからの低压代替注水（6号炉）

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

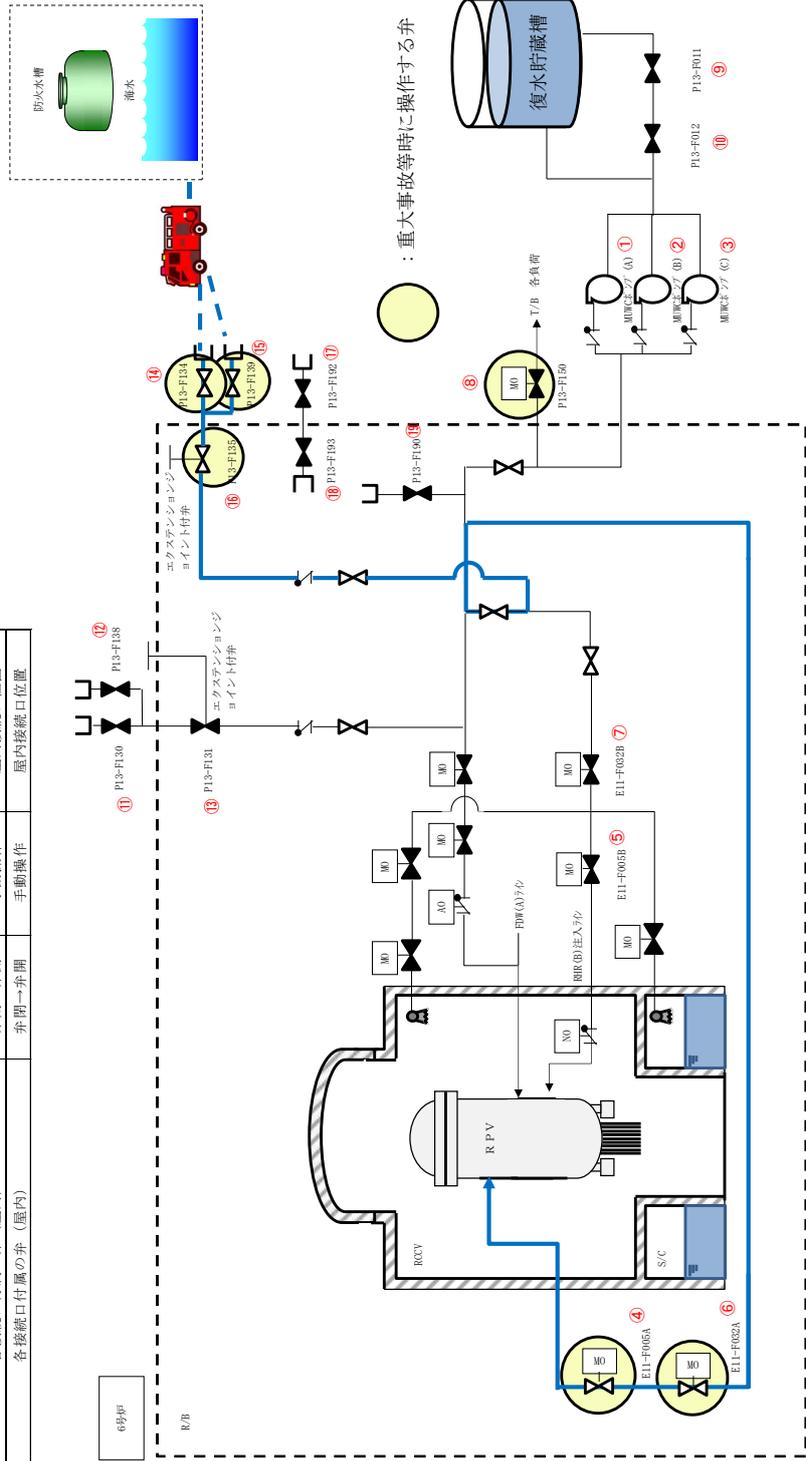


図4 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水（6号炉）

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

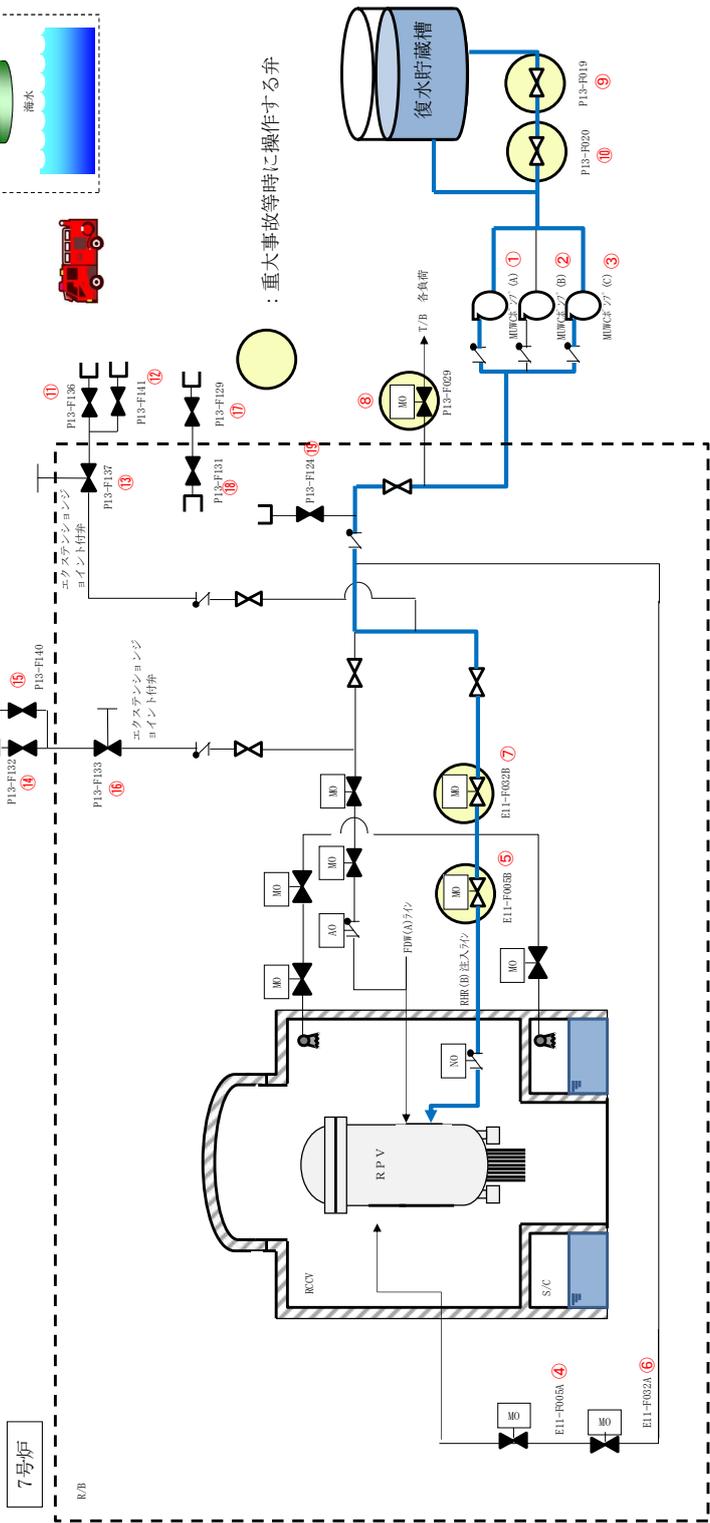
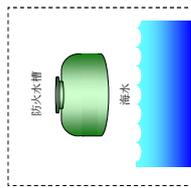


図5 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

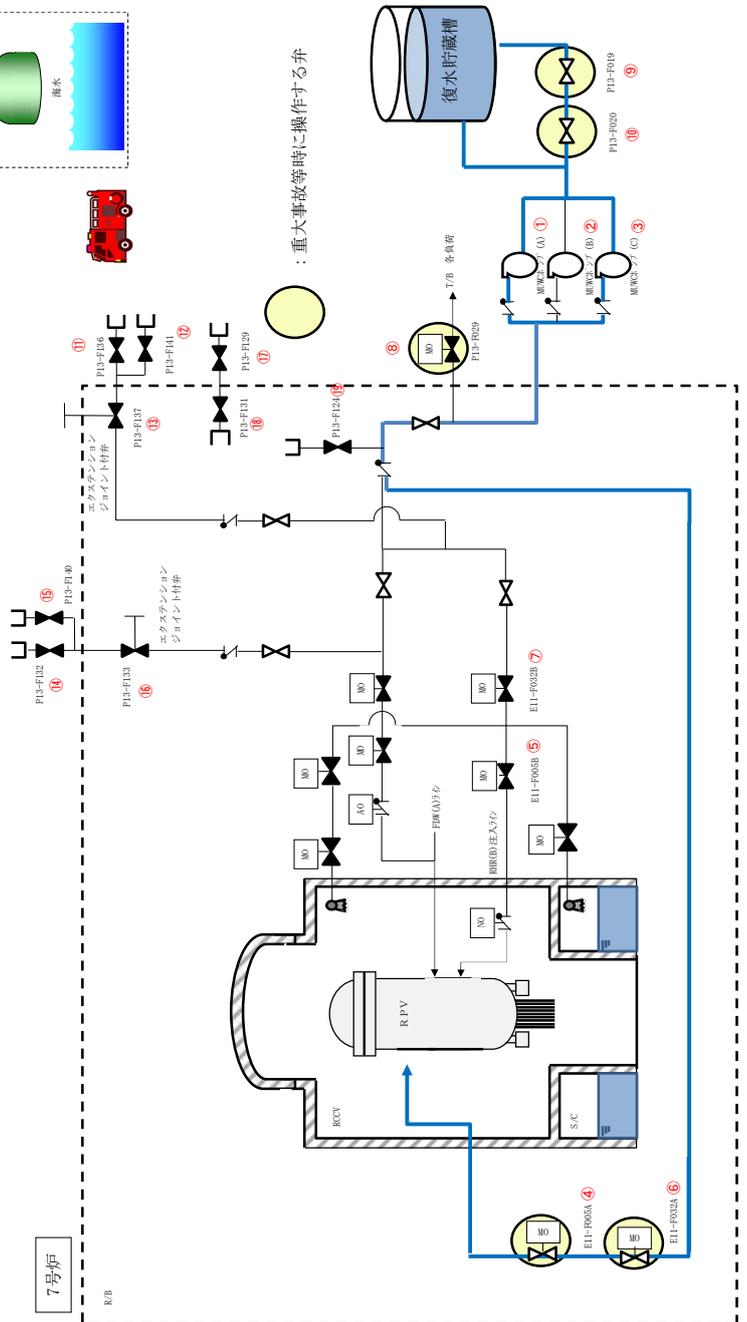
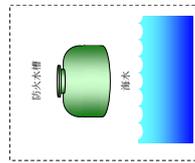


図6 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (7号炉)

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

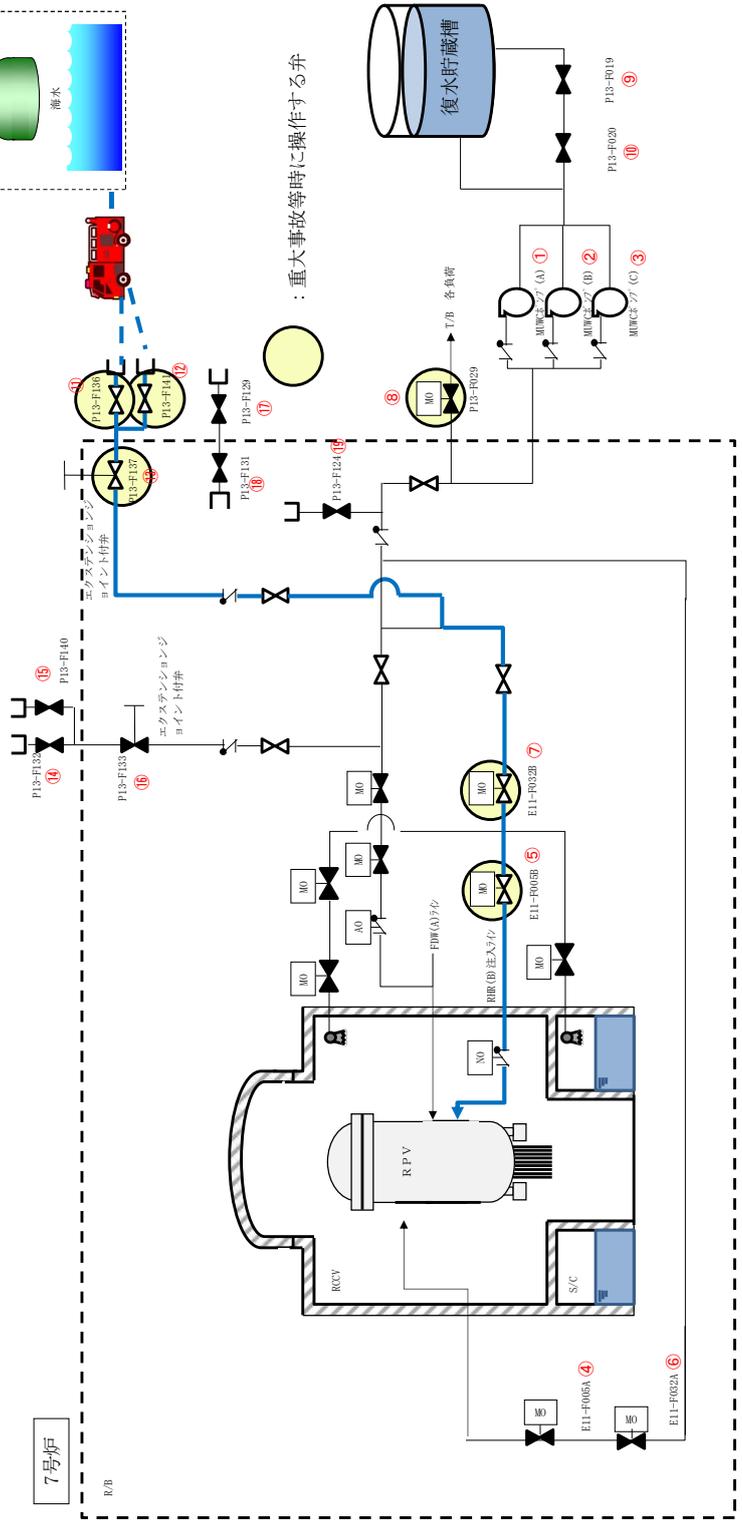


図7 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

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	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上3階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

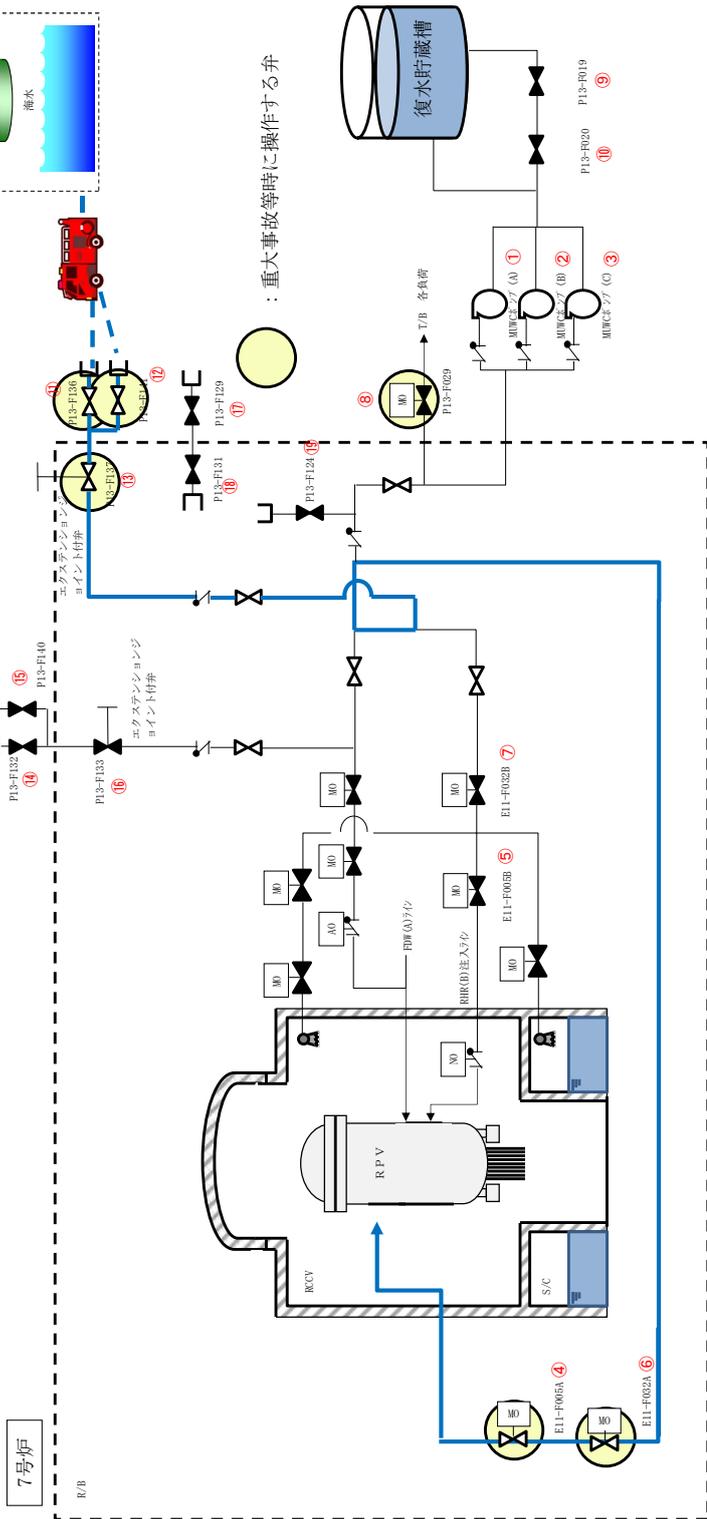


図8 低圧代替注水系（可搬）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

・復水移送ポンプを用いた確実な注水について

復水移送ポンプを用いた低圧代替注水については、多岐に分岐した復水補給水系を流路として使用することから、バイパス流を防止する必要がある。低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

以下に、代替循環冷却運転時の回り込み防止対策として、復水補給水系弁の閉止可否検討の結果を示す。本対策は、代替循環冷却系の回り込み防止対策だけでなく、低圧注水系としての回り込み防止対策にもなる。

<代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について>

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図9、図10、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォータハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

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。

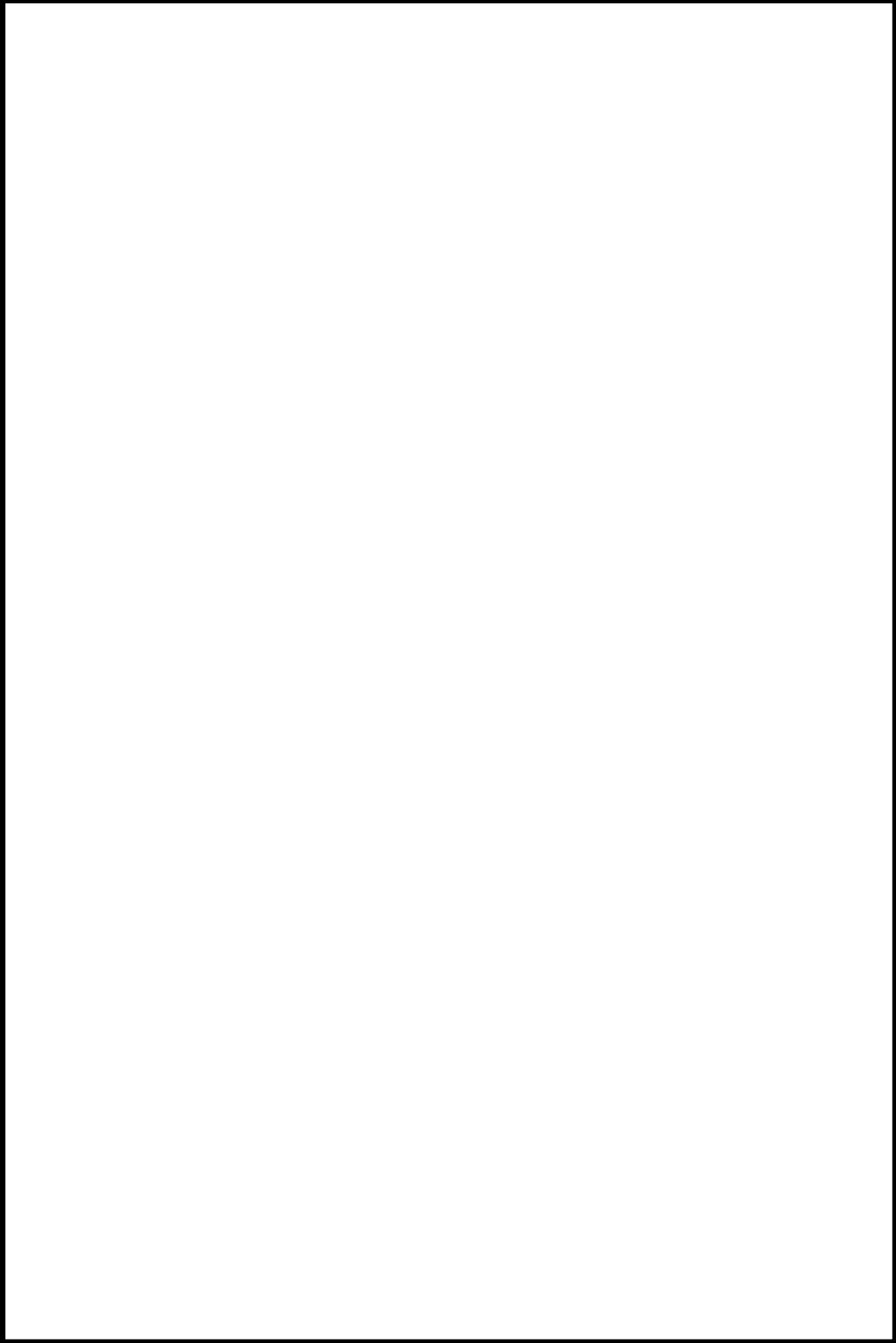


図 9 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

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。

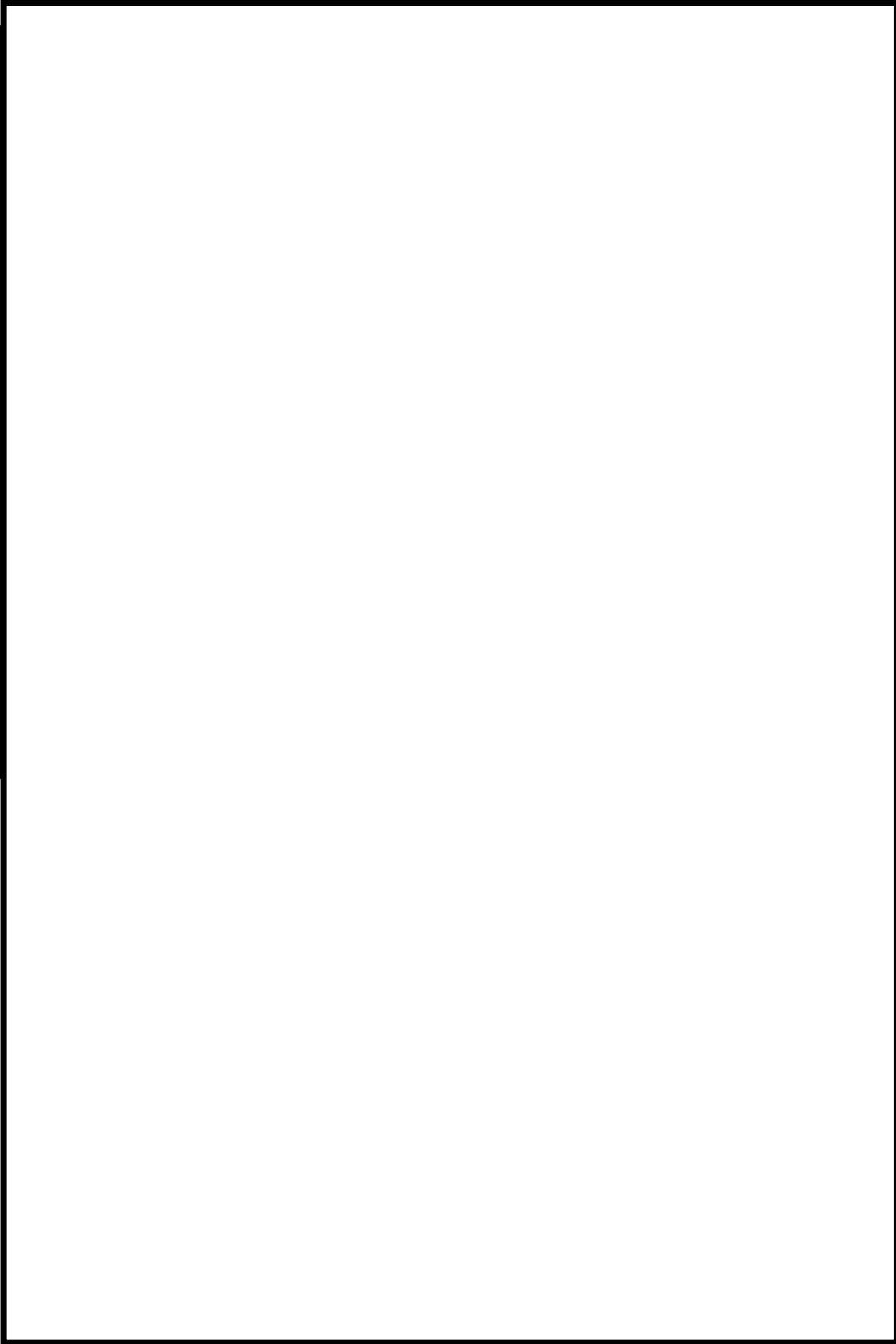


図 10 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	C U Wろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	D/W H C W サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	C U W 逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	C R D 補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	M U W C サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	T/B 負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	S P C U 系 C S P 側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	R w/B 復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	C R D 復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.*	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	FP系連絡弁後弁	SA時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	RCIC系洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC封水ライン
20	P13-F058	RHR(B)系洗浄用等復水元弁	SA時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	RHR(A)(C)系洗浄用復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク(B)積算流量計入口弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	SPCU系MUWC封水弁	SPCUを用いたSFP注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	HPCF(B)系封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-F001B	HPCF系CSP側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
26	E22-F030	HPACポンプ吸込弁	HPAC吸込みライン(水源)
27	E51-F001	RCIC系CSP側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
28	E22-F001C	HPCF系CSP側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
01	P13-F087	MUWC CUWろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
02	P13-F721	HUWC復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
04	P13-F105	MUWC 蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
05	P13-F110	MUWC R/B運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
06	P13-F722	HUWC復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
07	P13-M0-F029	MUWC T/B負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
08	G51-M0-F010	S P C U C S P側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
09	P13-F021	MUWC CRD駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	MUWC CUWろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	MUWC CUW逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	MUWC RO-D032 入口弁	HPCF(C)封水ライン
18	P13-F093	MUWC 格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	MUWC P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	MUWC-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	MUWC-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF(B)封水ライン
22	E22-F001B	HPCF CSP 側吸込弁 (B)	HPCF(B)吸込みライン (水源)
23	E22-F023	HPCF HPAC 冷却水ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-F001	RCIC CSP 側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-F001C	HPCF CSP 側吸込弁 (C)	HPCF(C)吸込みライン (水源)
26	P13-F084	MUWC RO-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。

47-5
試験及び検査

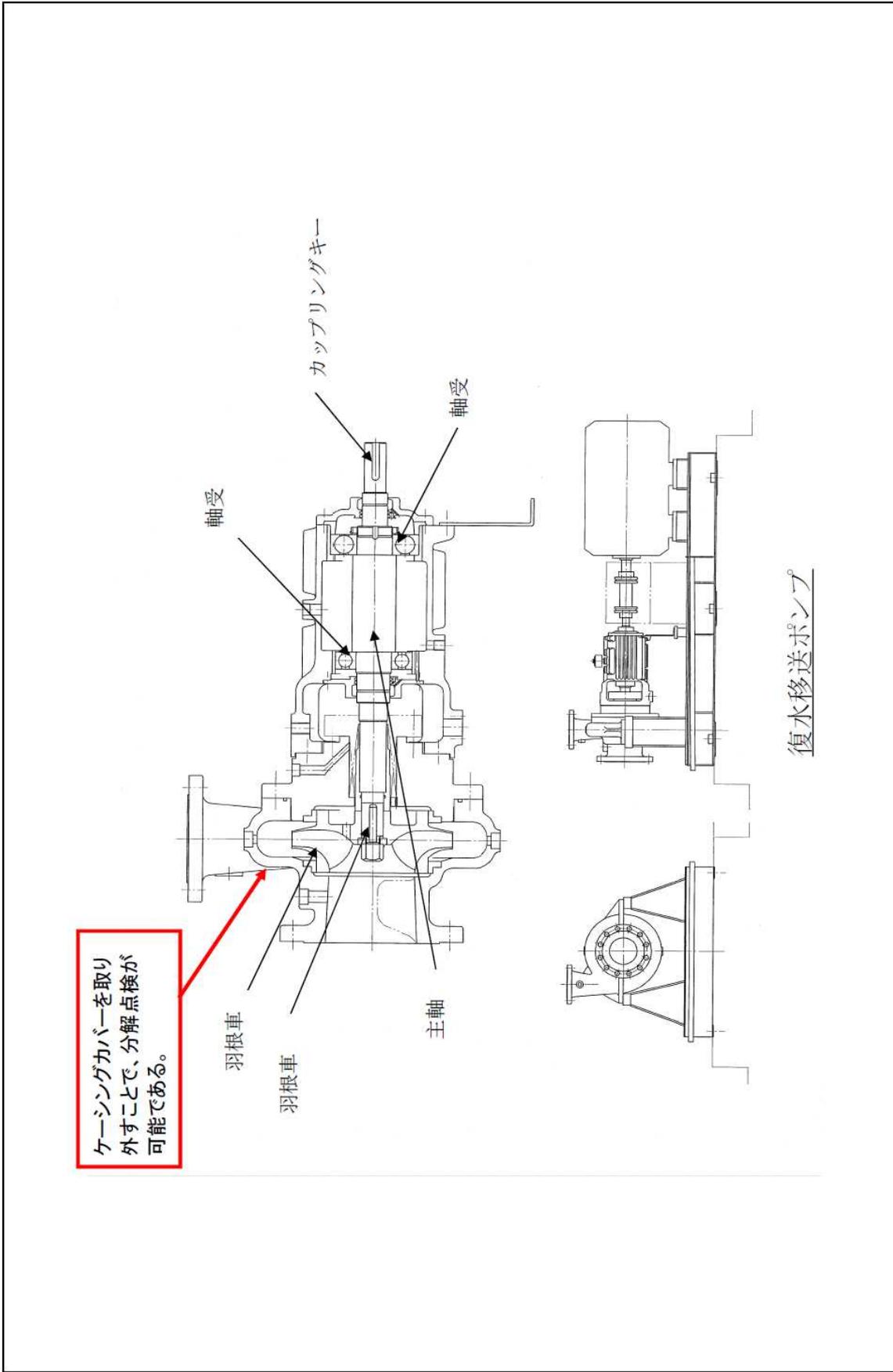


図1 構造図（復水移送ポンプ）

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。

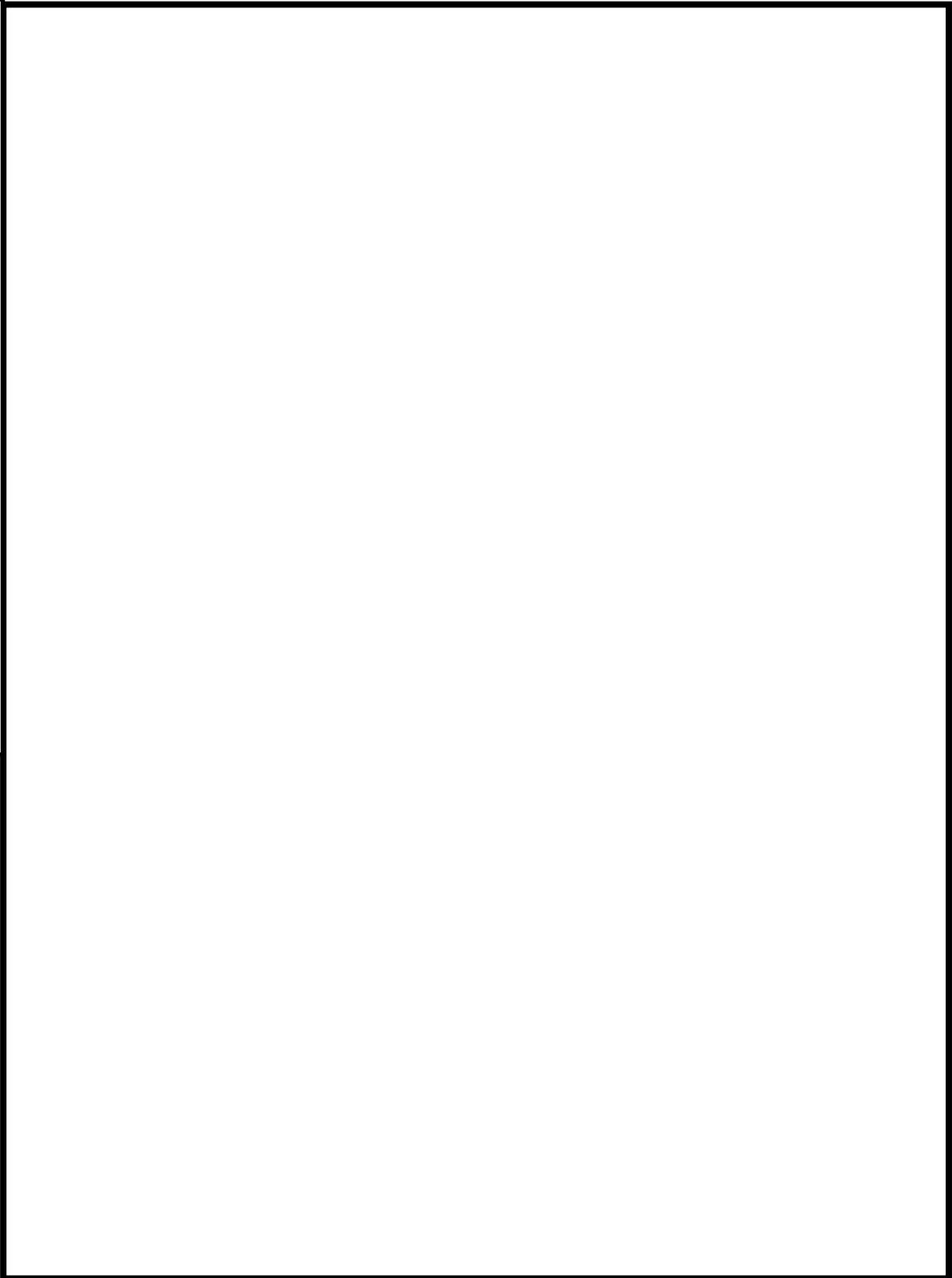


図2 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (6号炉))

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。

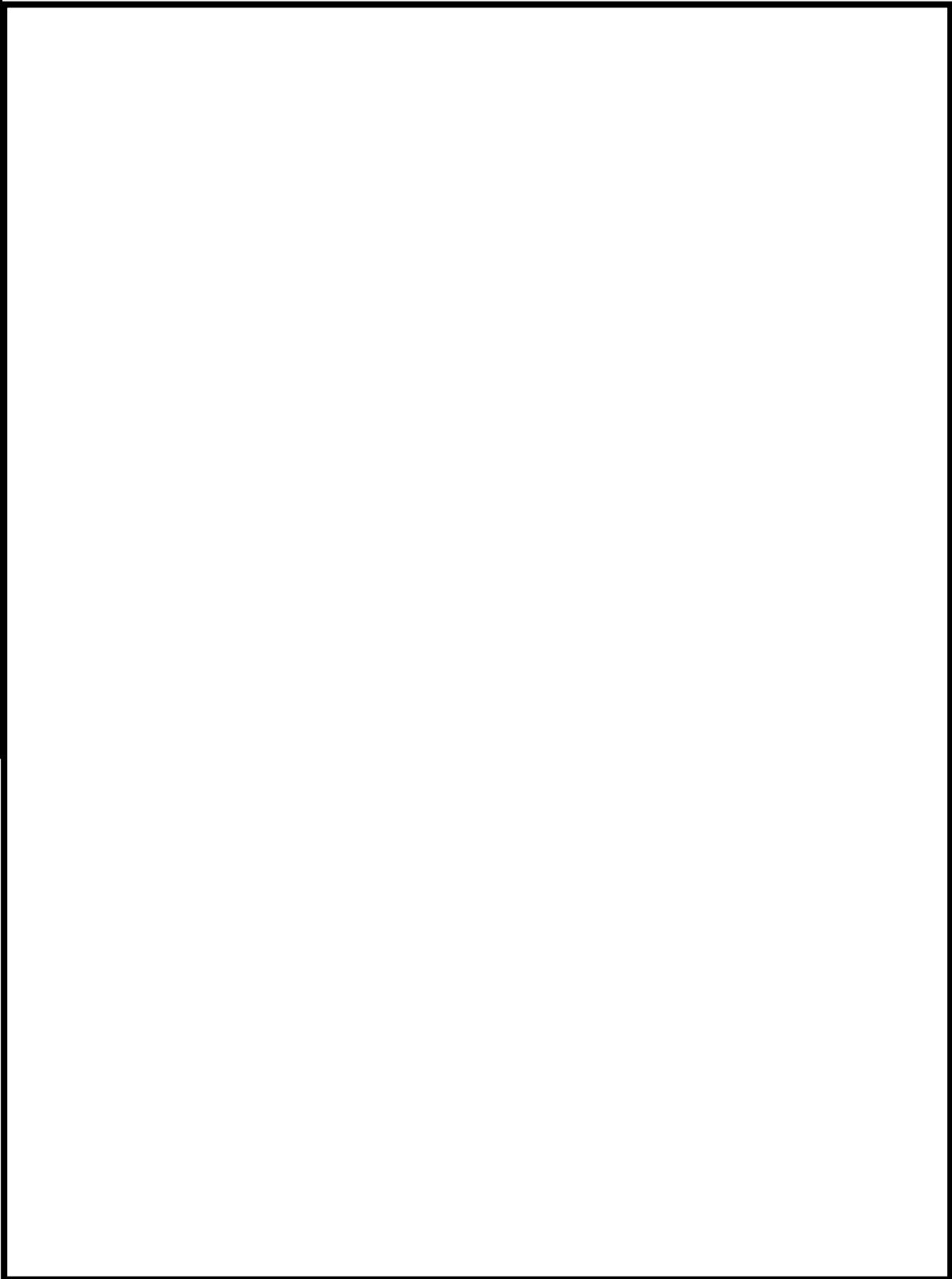


図3 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (6号炉))

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。

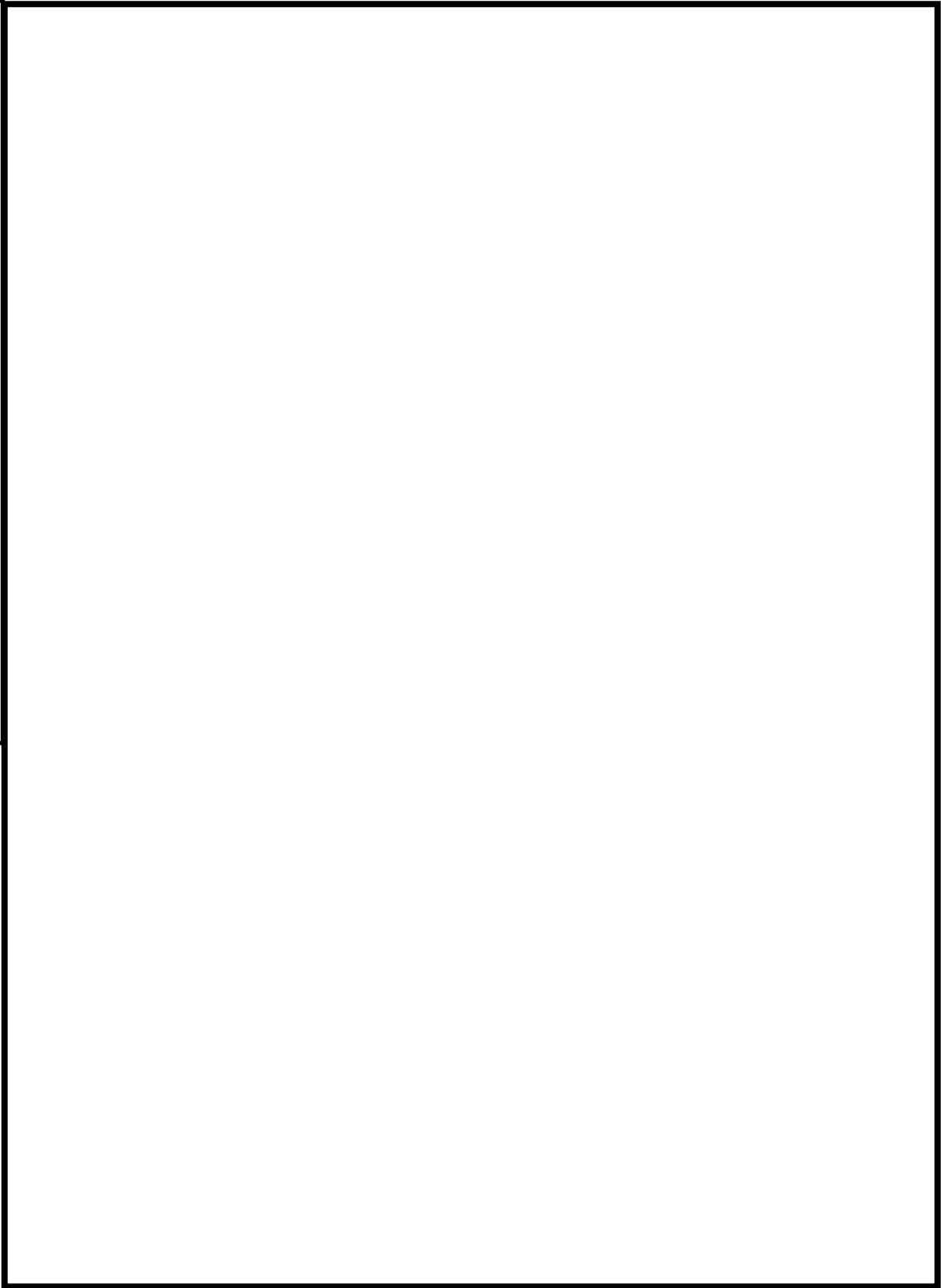


図 4 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (7 号炉))

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。

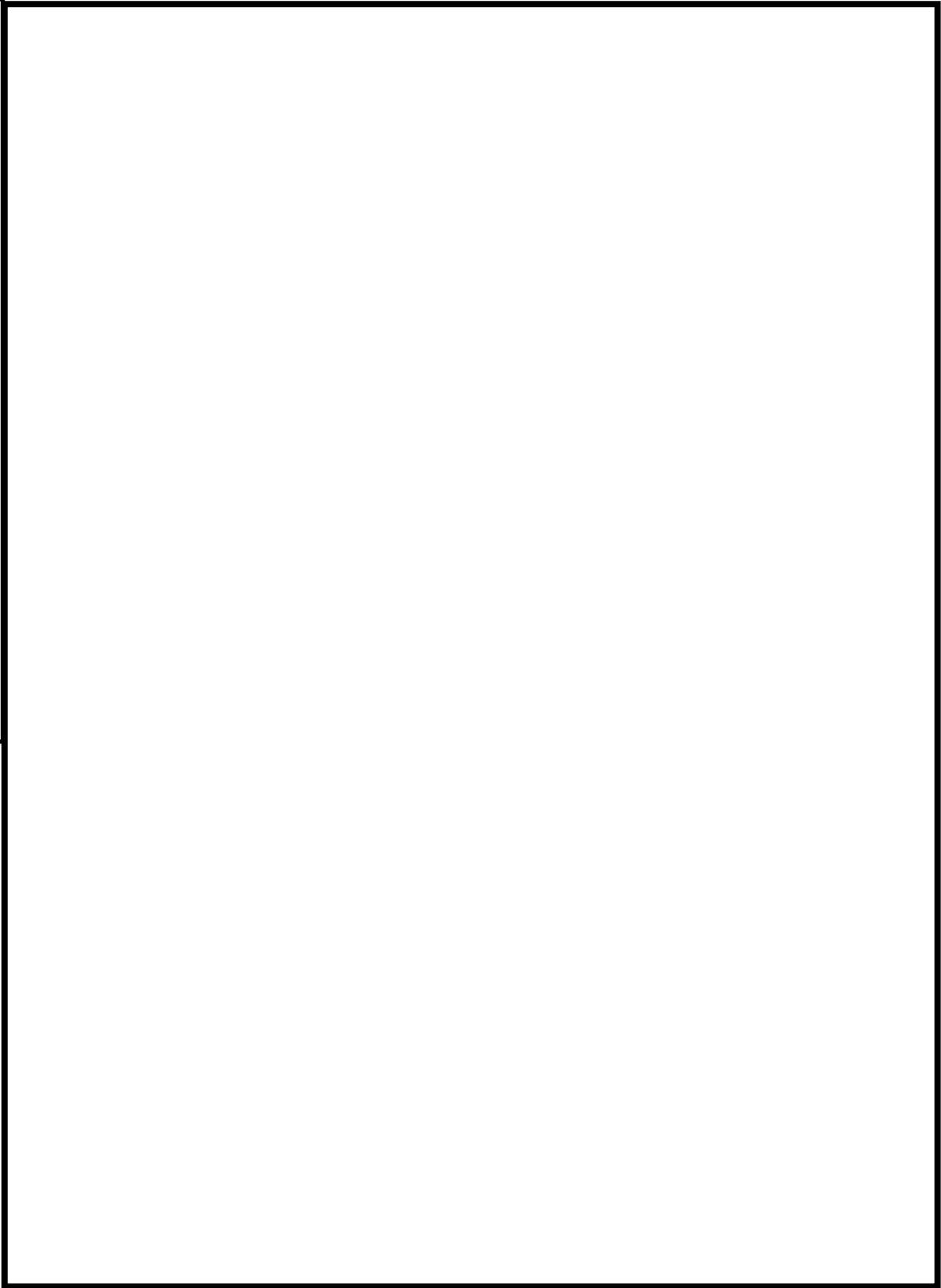
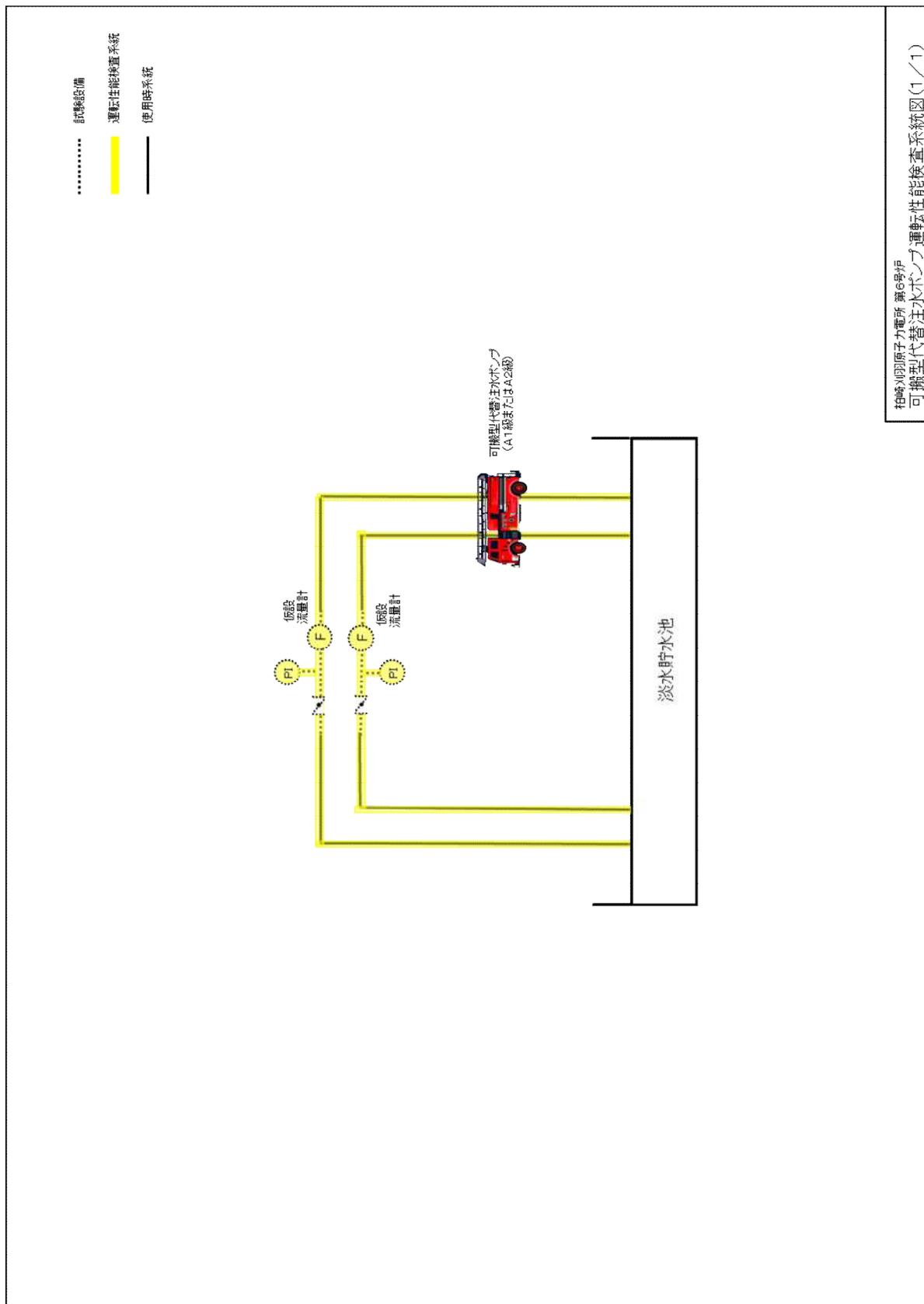
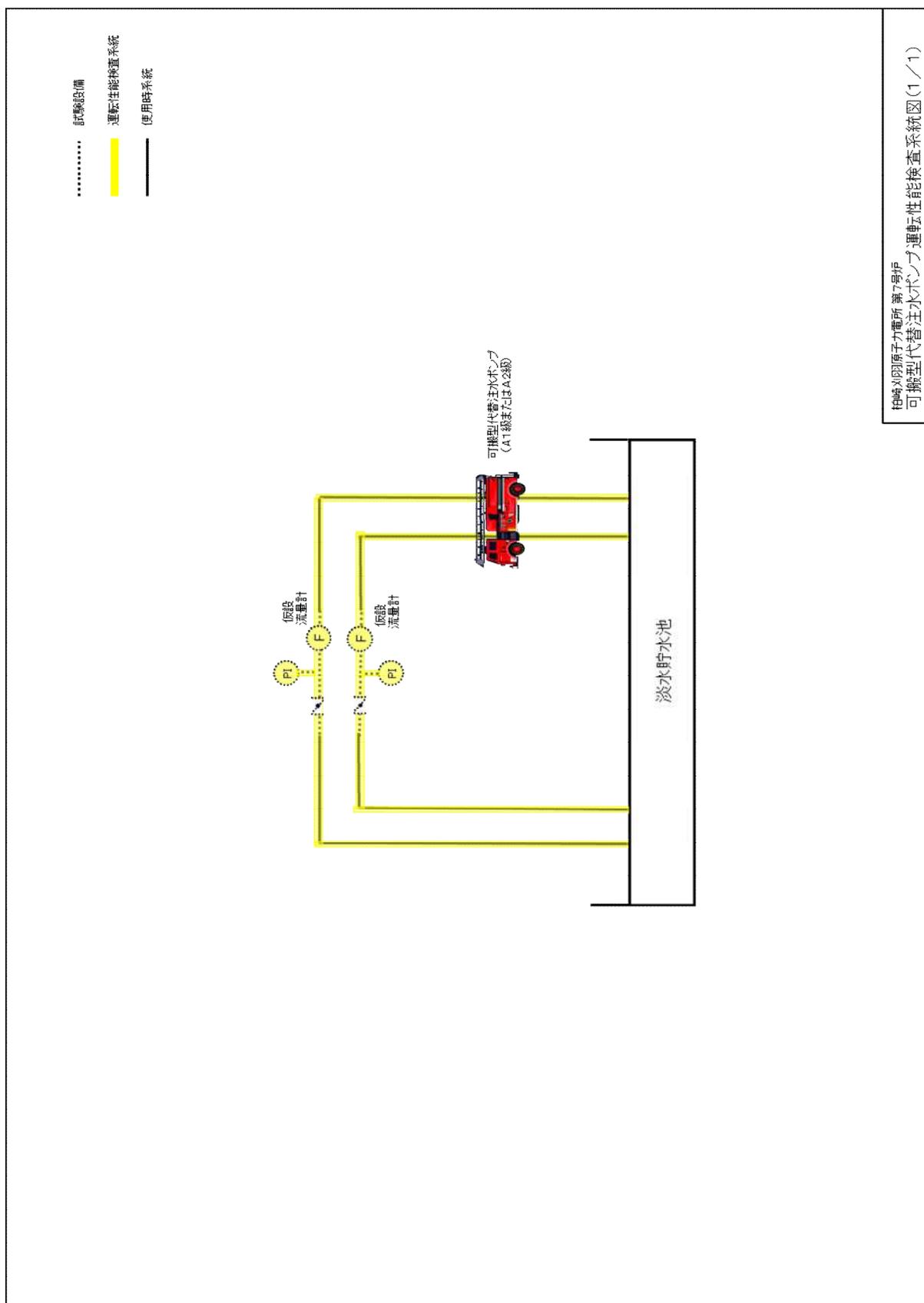


図5 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (7号炉))



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図6 運転性能検査系統図 (6号炉可搬型代替注水ポンプ)



柏崎刈羽原子力発電所 第7号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図7 運転性能検査系統図 (7号炉可搬型代替注水ポンプ)

47-6
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 (低圧代替注水時)
容量	m ³ /h/台	150 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:79 以上, 7 号炉:67 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	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

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために使用する。

系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉へ注入することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、1 基あたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。

1. 容量 150 m³/h/台 (注1) /125 m³/h/台 (注2)

復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (B) から原子炉へ注入する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失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、復水移送ポンプ2台で最大約 300 m³/h であることから、1台あたり約 150m³/h を必要とする。

また、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (A) から原子炉へ注入する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失(長期 TB, TBU, TBD)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、事象発生から 24 時間後の代替原子炉補機冷却系運転開始後であることから、24 時間後の崩壊熱相当量を注水すれば冠水を維持することが可能である。そのときの崩壊熱相当量は保守的に見ても約 35m³/h 程度であることから、重大事故等時における低圧代替注水系(常設)として必要とされる最大流量としては、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (B) から原子炉へ注入する場合であり、1台あたり約 150m³/h とする。

2. 揚程 6号炉:79m, 7号炉:67m (注1) /85m (注2)

原子炉に注入する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉に注入する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

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。

【6号炉】

＜残留熱除去系（B）配管からの低压代替注水＞

・移送先の圧力約 0.1MPa（300m³/h 注入可能な炉圧）の場合

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

合計 約 79 m

【7号炉】

＜残留熱除去系（B）配管からの低压代替注水＞

・移送先の圧力約 0.1MPa（300m³/h 注入可能な炉圧）の場合

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

合計 約 67 m

以上より、原子炉に注入する場合の復水移送ポンプの揚程は 6号炉で 79m、7号炉で 67m 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、ポンプ締め切り運転時の揚程約 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 1.37MPa としており、重大事故時に低压代替注水系として原子炉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、重大事故等時に低压代替注水系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

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

【6号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h, 揚程 79m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 79) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
- H : ポンプ揚程 (m) = 79 (図1参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図1参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

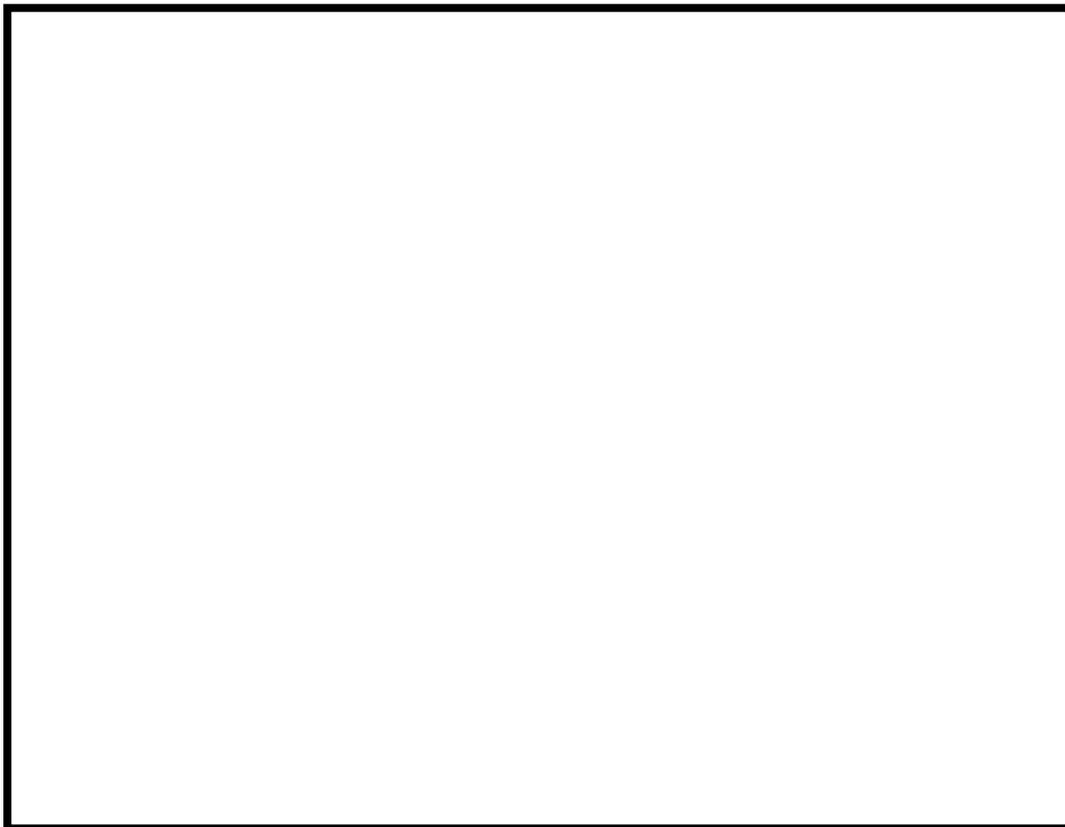


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【7号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h、揚程 84m、のときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 84) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
H : ポンプ揚程 (m) = 84 (図 2 参照)
η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(IIS B 0131-2002))



図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、設計基準対処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は 55kW/個であり、低圧代替注水系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/個とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	45(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa	1.32(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/台	110
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、重大事故時等に以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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残留熱除去系配管を経由して、原子炉へ注入することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は 1 基あたり 2 セットで 6 号炉及び 7 号炉を合わせて 8 台と、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 (共用) の合計 9 台を分散して保管する。

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。

1. 容量 45m³/h(注1)／120m³/h(注2)

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量は、原子炉停止後 8 時間後の崩壊熱除去に必要な注水量として 45m³/h 以上とする。

これを上回るものとして、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 120m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 揚程 1.32MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉に低圧注水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の揚程は、淡水又は海水を原子炉に注入する場合の、水源と移送先の圧力差 (大気開放である防火水槽等と移送先の圧力 MPa の圧力差)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲の影響、配管及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

<残留熱除去系 (B) 配管からの低圧代替注水>

・MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

水源と移送先の圧力差 約	<input type="text"/>	m
静水頭 約	<input type="text"/>	m
ホース直線敷設の圧損 約	<input type="text"/>	m(75A:20m×5本を2ライン)
ホース湾曲の影響 約	<input type="text"/>	m(90℃湾曲×10回を想定)
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	m

合計 約 128.48 m

【7号炉】

<残留熱除去系 (B) 配管からの低圧代替注水>

・MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

水源と移送先の圧力差 約	<input type="text"/>	m
静水頭 約	<input type="text"/>	m
ホース直線敷設の圧損 約	<input type="text"/>	m(75A:20m×3本を2ライン)
ホース湾曲の影響 約	<input type="text"/>	m(90℃湾曲×10回を想定)
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	m

合計 約 136.56 m

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。

6号炉は128.48mの約1.26MPa、7号炉は136.56mの約1.34MPaであることから、これを上回るものとして、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を容量の公称値とする。

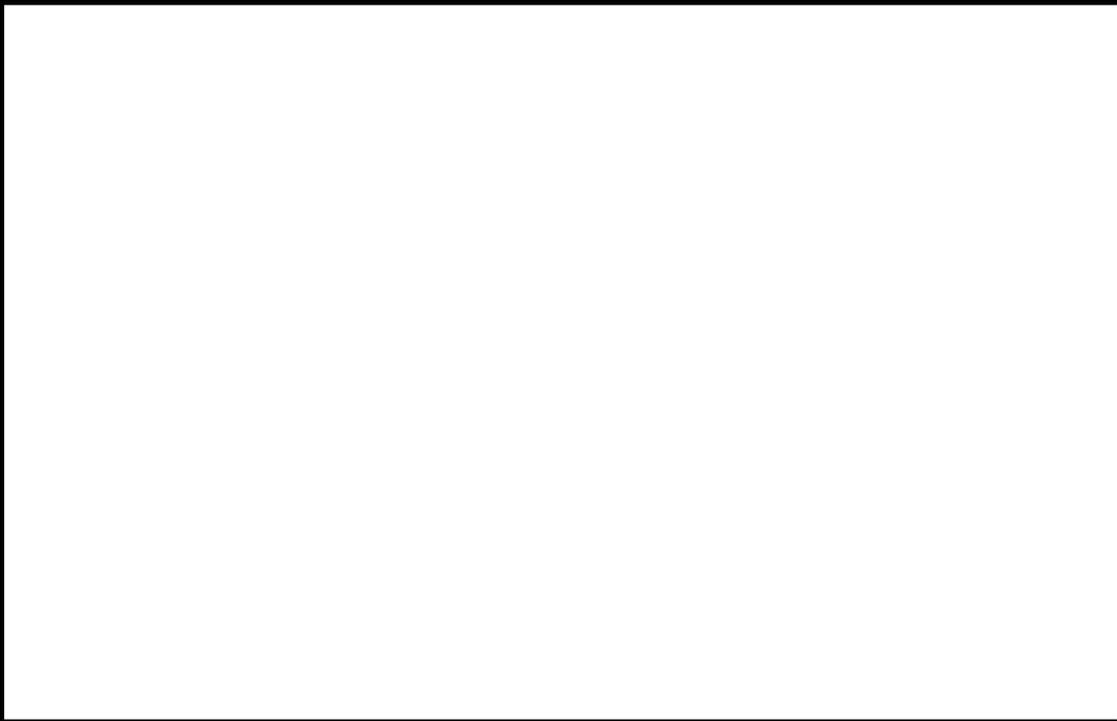


図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

3. 最高使用圧力 1.37MPa

接続先の系統最高使用圧力と同等とすることから、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度 50℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として50℃とする。

5. 原動機出力 約110kW/台

低圧代替注水系（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約110kW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

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）における理論値に、裕度を見込み3倍した値をホースの圧力損失として使用する。

1-1. 消防用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

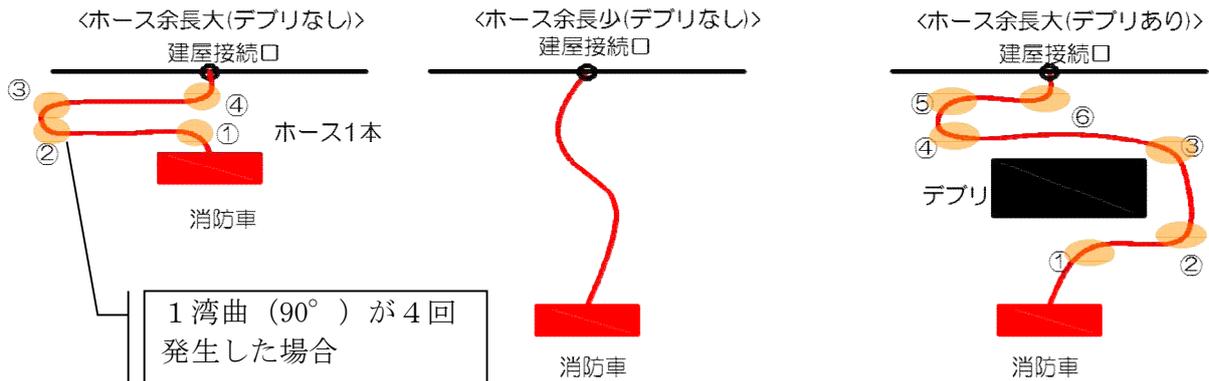


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ図）

< 1湾曲（90°）あたりの圧力損失 h_c >

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

○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 $1m90^\circ$ における $f_c = 0.068 \dots (i)$ を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

低圧代替注水系（可搬）で使用する場合は $45m^3/h$ であるのでホース2線であることから、1線あたり $22.5[m^3/h] = 0.375[m^3/min]$ 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、 r = 管内径/2 となり、管内径 $0.076m$ より、 $r = 0.038$ 。よって、 $A = 0.00454[m^2]$

・ 流速 $v = Q/A$ より

$$v = 82.5991[m/min]$$

$$= 1.3767[m/s] \dots (ii)$$

○上記(i)(ii)より、1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める

$$\begin{aligned}
 hc &= fc \cdot (v^2 / (2 \cdot g)) \text{より、重力加速度 } 9.8 [\text{m/s}^2] \text{として} \\
 &= 0.0068 \cdot (1.3767^2 / (2 \cdot 9.8)) \times 3 \\
 &= \underline{0.002 [\text{MPa}]}
 \end{aligned}$$

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の公称値としては高圧放水圧力時は1.4MPaとしている。低圧代替注水型として可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合の必要揚程は1.29MPaである。ここで、仮に90°の湾曲を10回加味した場合の圧力損失は0.02MPaを加えても、影響が極めて小さいことから、注水することが可能である。

また、ホース長さに対する圧力損失の関係は以下の表のとおり。



図2 2線送水イメージ

表1 ホース長さの圧力損失の関係

		単位:[MPa]
送水流量[m ³ /h]		45
使用ホース口径	ホース連結本数(送水距離)	2線送水
75A	1 (20m)	0.018
	2 (40m)	0.036
	3 (60m)	0.054
	4 (80m)	0.072
	5 (100m)	0.090
	6 (120m)	0.108
	7 (140m)	0.126
	8 (160m)	0.144
	9 (180m)	0.162
	10 (200m)	0.180
	11 (220m)	0.198
	12 (240m)	0.216
	13 (260m)	0.234
	14 (280m)	0.252
	15 (300m)	0.270

47-7
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。

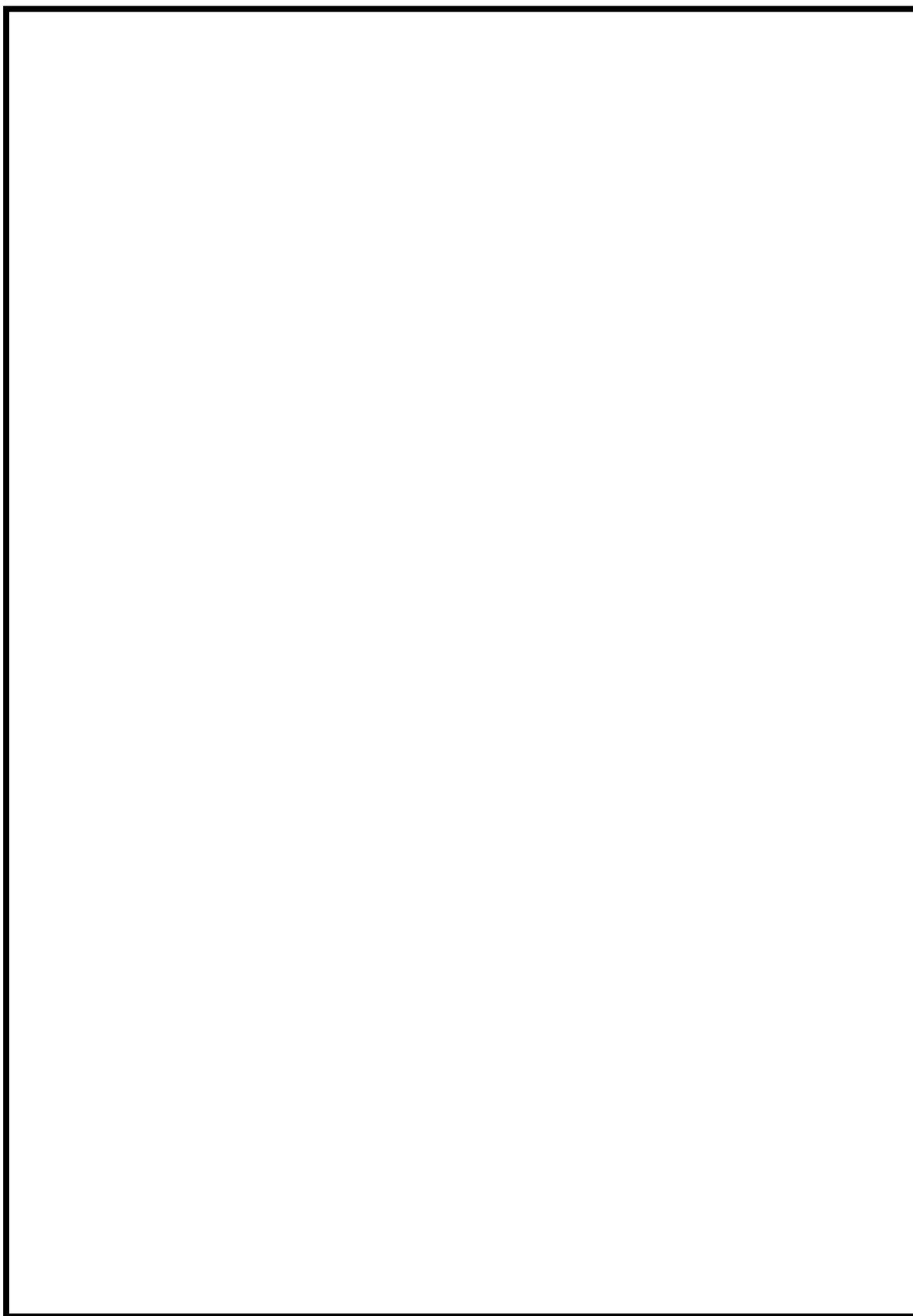


図1 接続図(防火水槽から接続口)

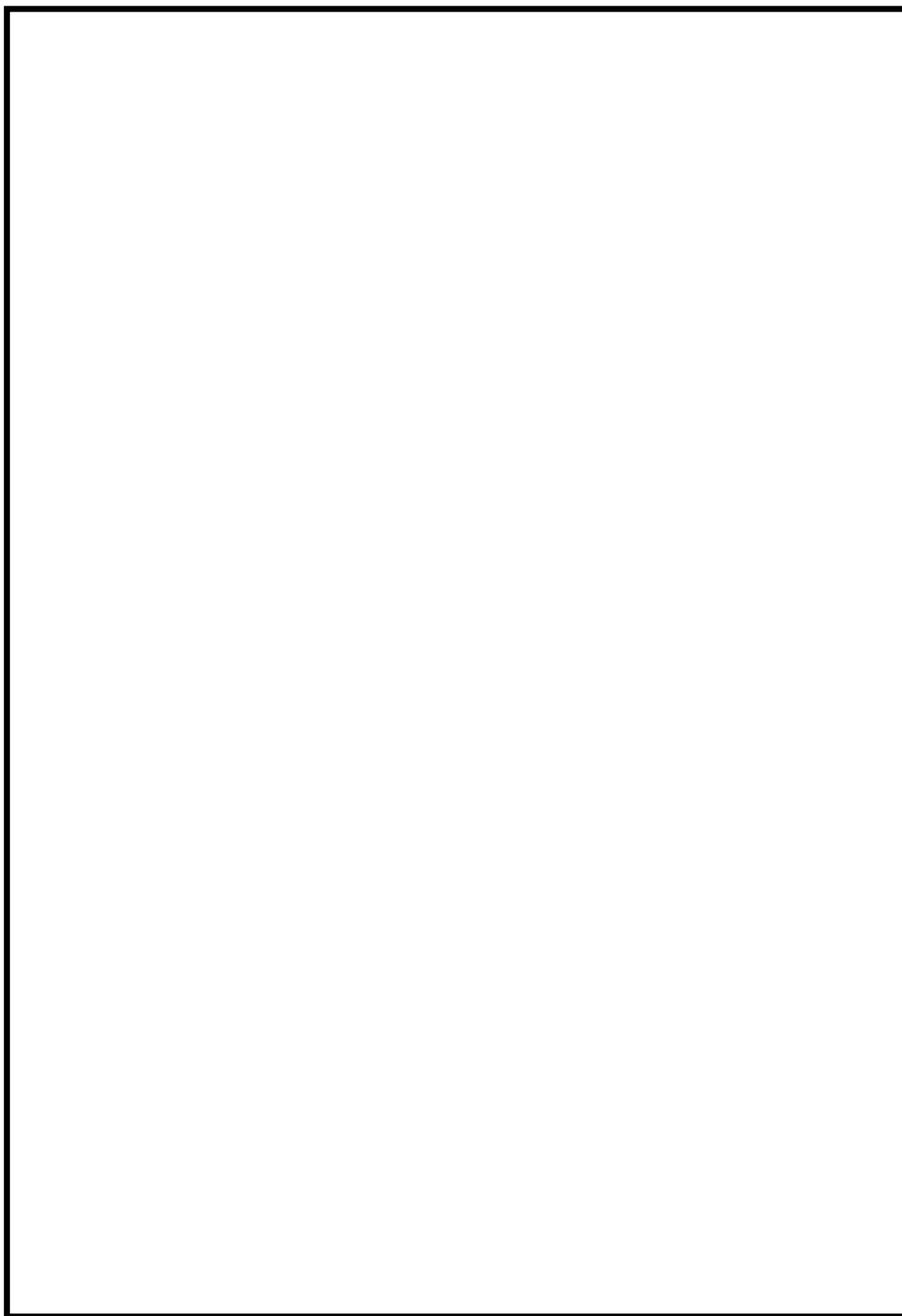


図 2 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋1階)

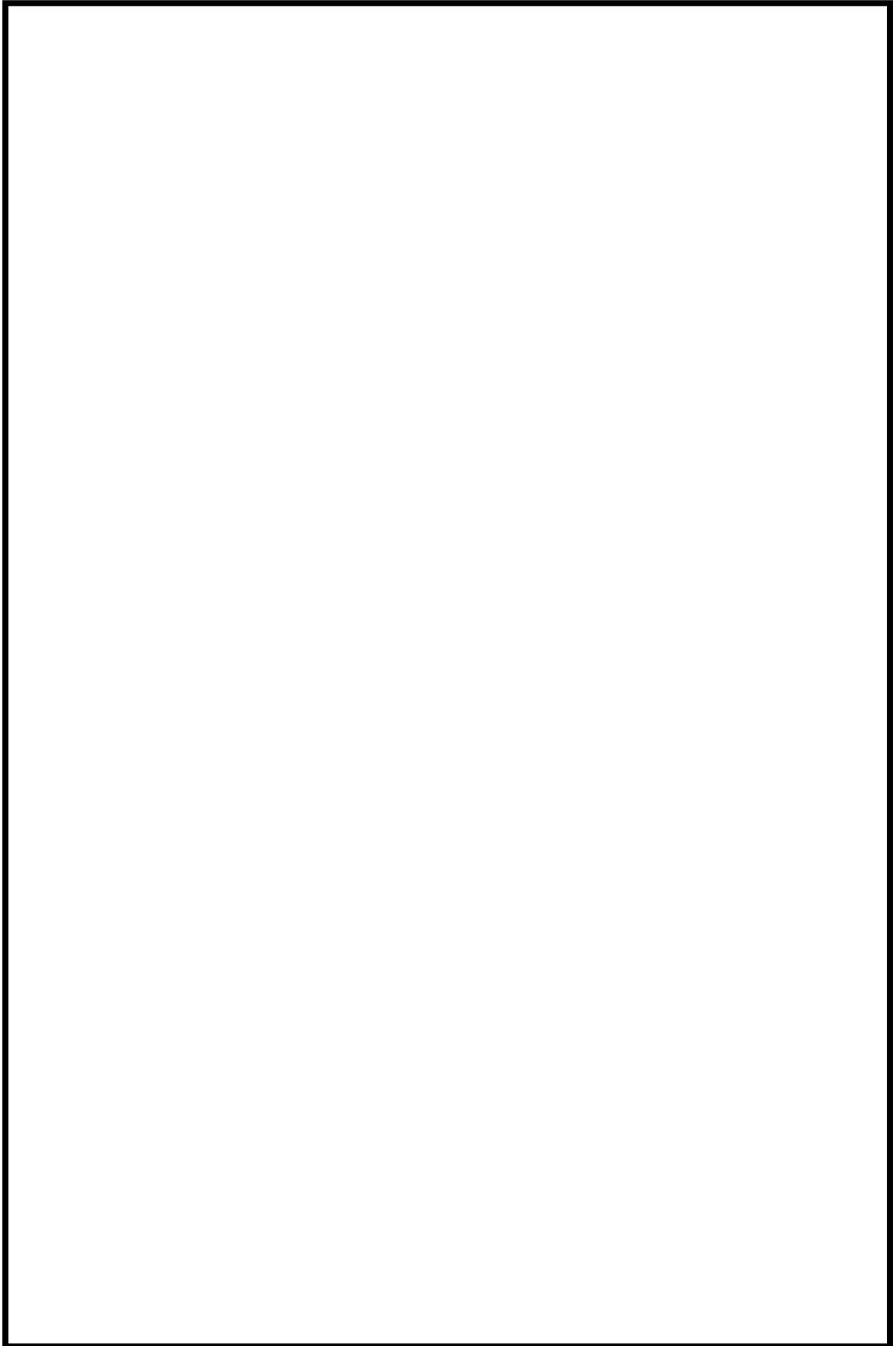


図3 接続図(建屋内接続 建屋内接続 6号炉原子炉建屋2階)

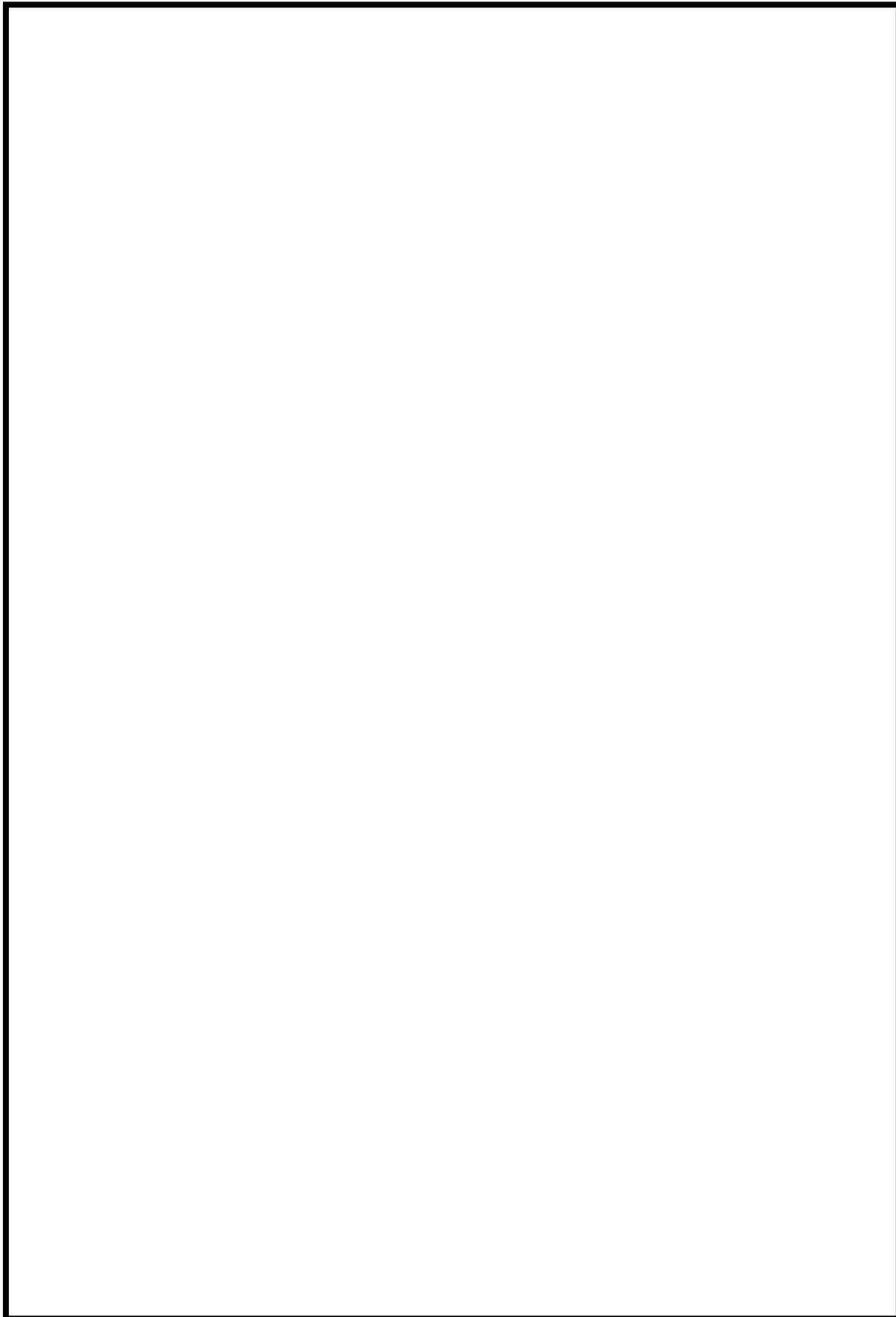


図4 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋1階)

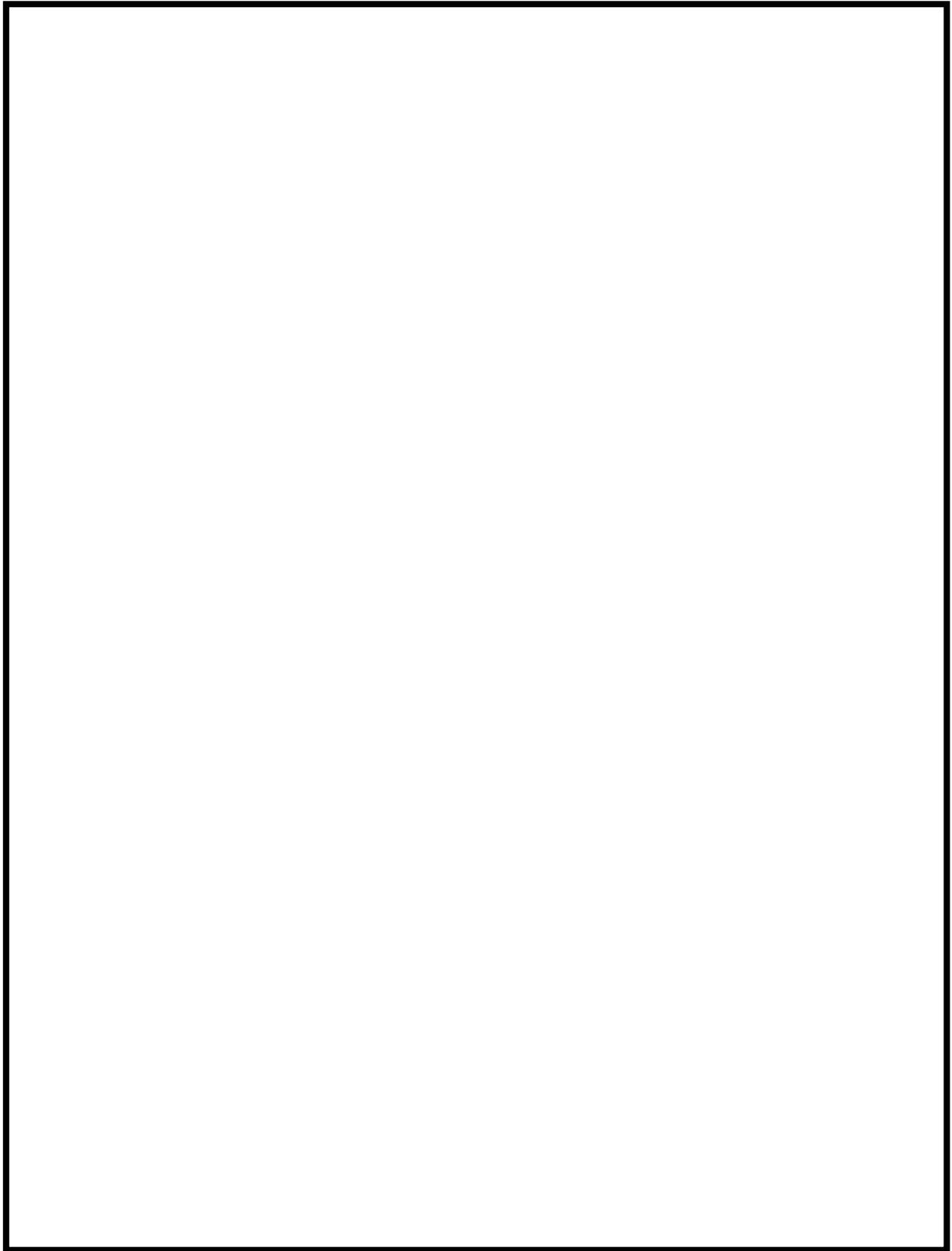


図5 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋2階)

47-8
保管場所図

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。

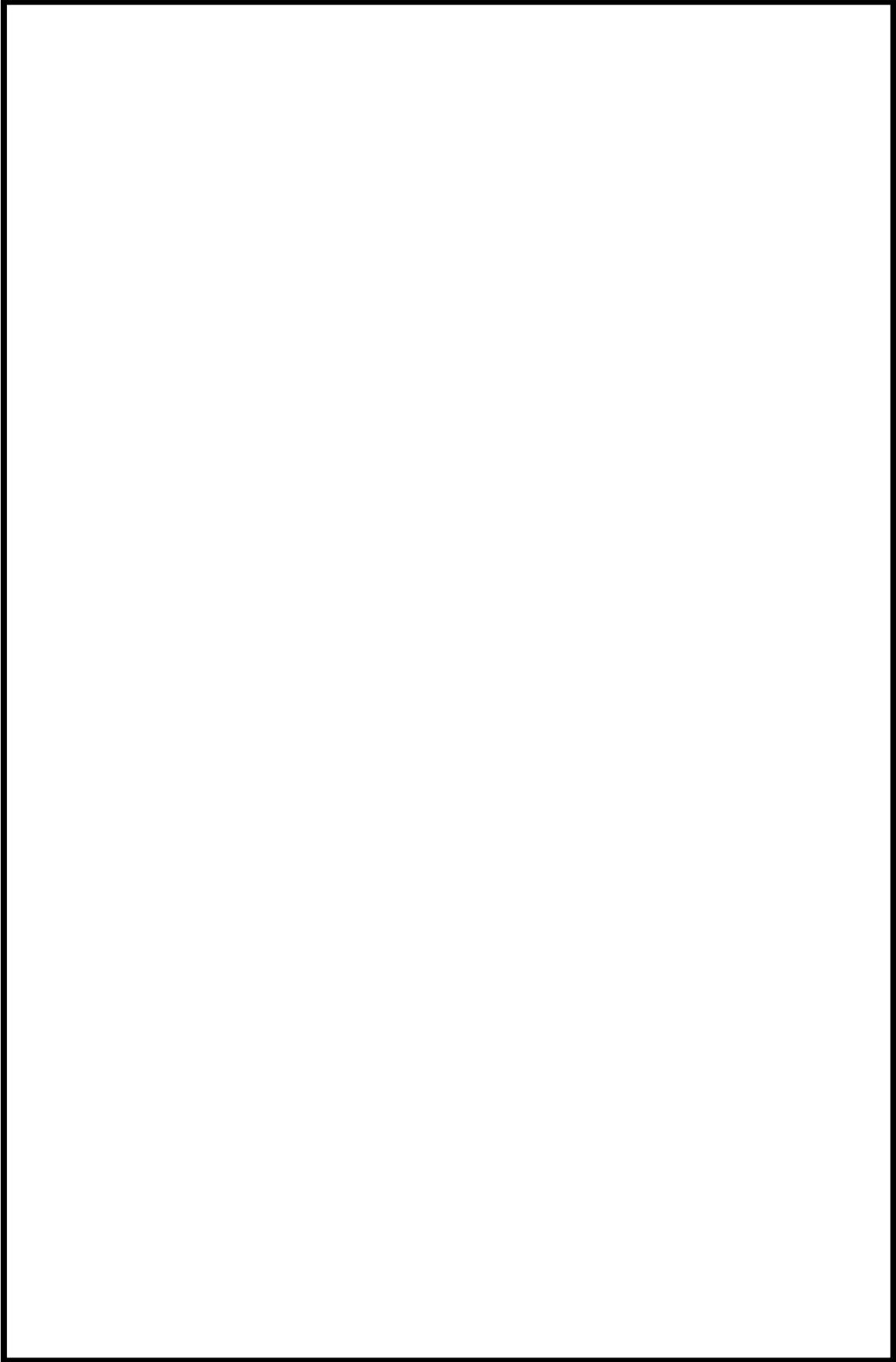


图 1 保管場所图(位置の分散)

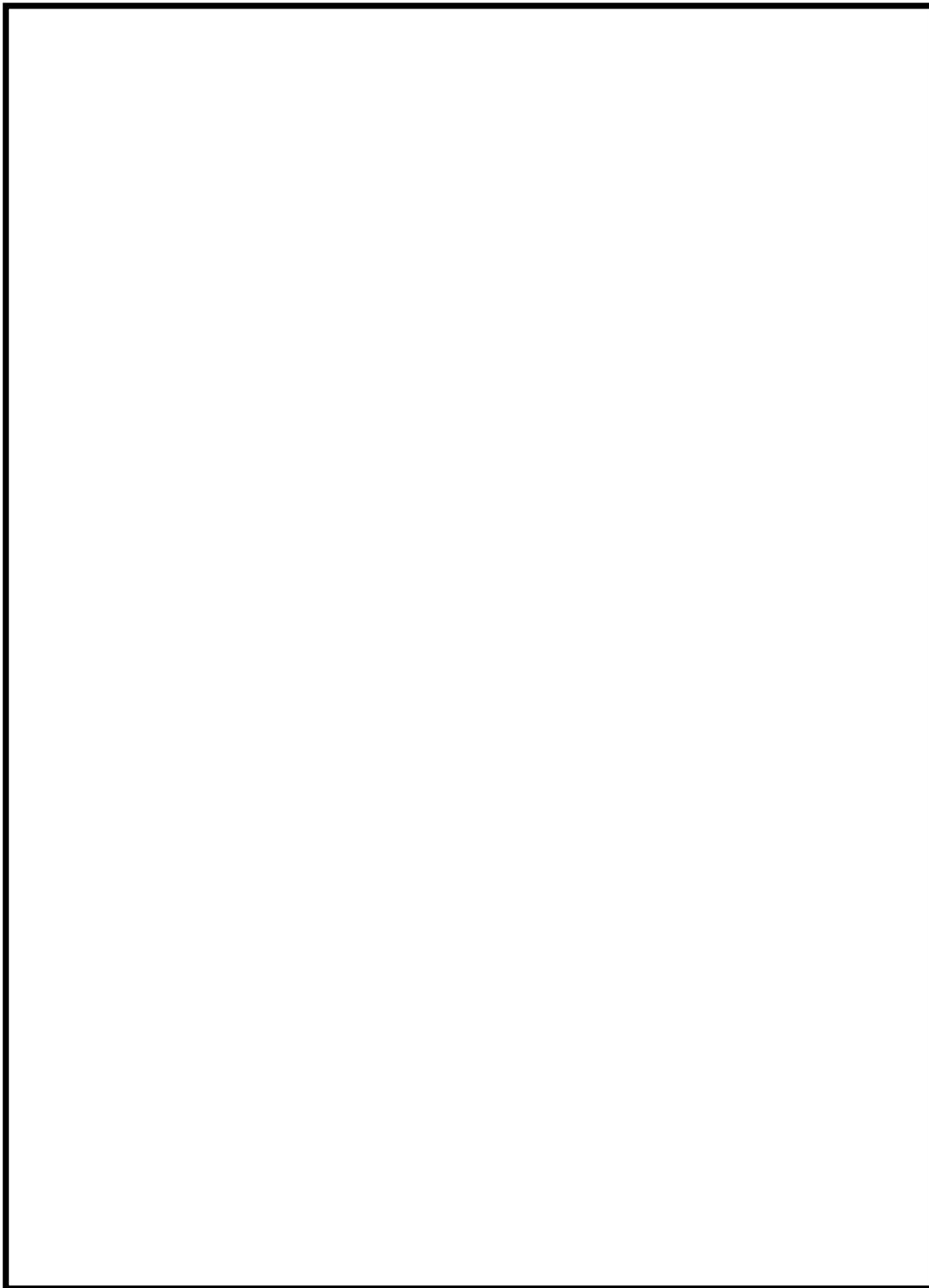


図2 保管場所図（機器配置）

47-9
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 保管場所およ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3 森林火災発生時のアクセスルート



図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

47-10
その他設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

- ① 他系の残留熱除去系配管または高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施
設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が喪失し、残留熱除去系（A）注入ラインまたは残留熱除去系（B）注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として残留熱除去系（C）注入ライン等の他系の残留熱除去系配管，または高圧炉心注水系配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

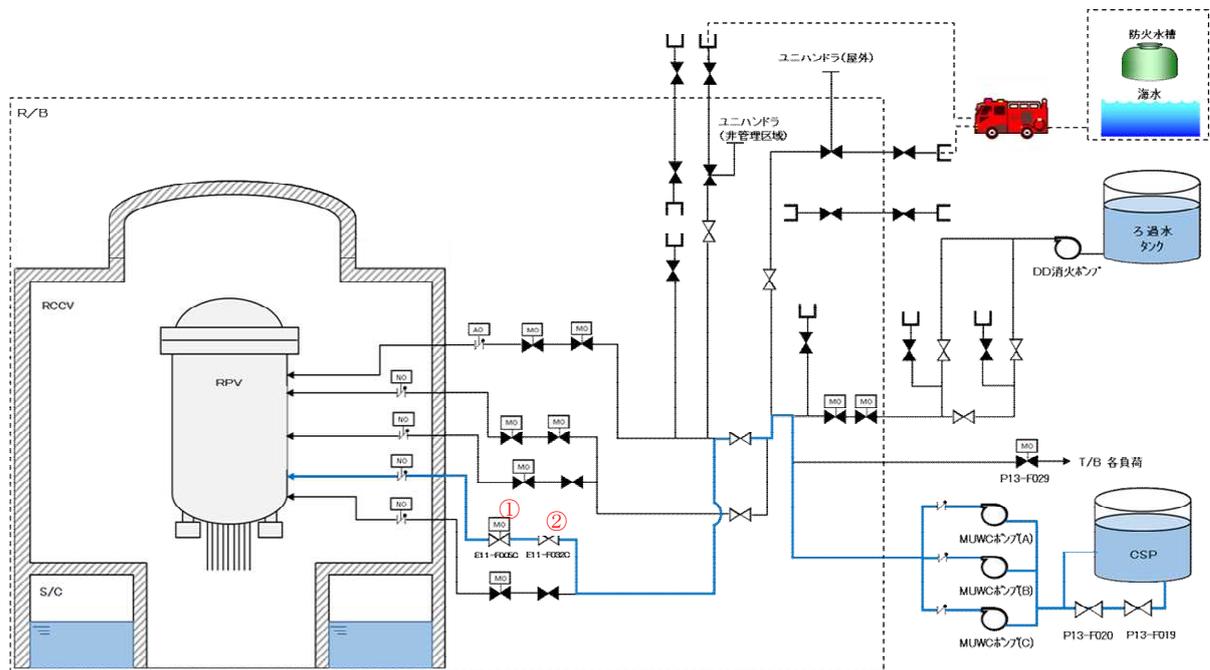


図1 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要図
（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	残留熱除去系注入弁（C）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	残留熱除去系洗浄水弁（C）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階（管理区域）

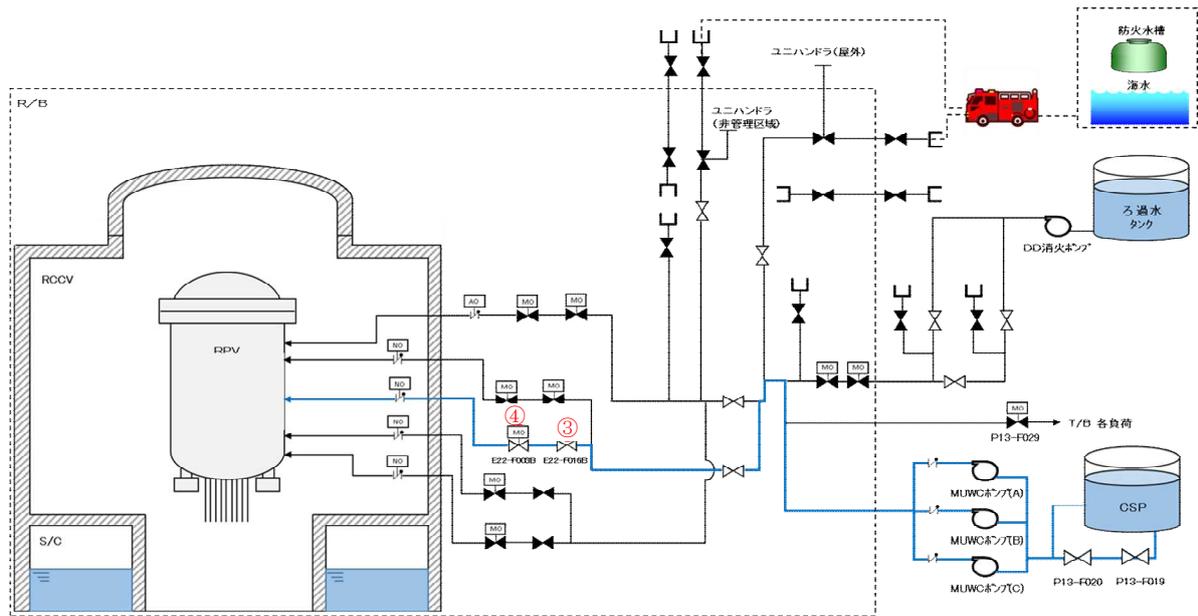


図2 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 （高圧炉心注水系(B)注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	高圧炉心注水去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

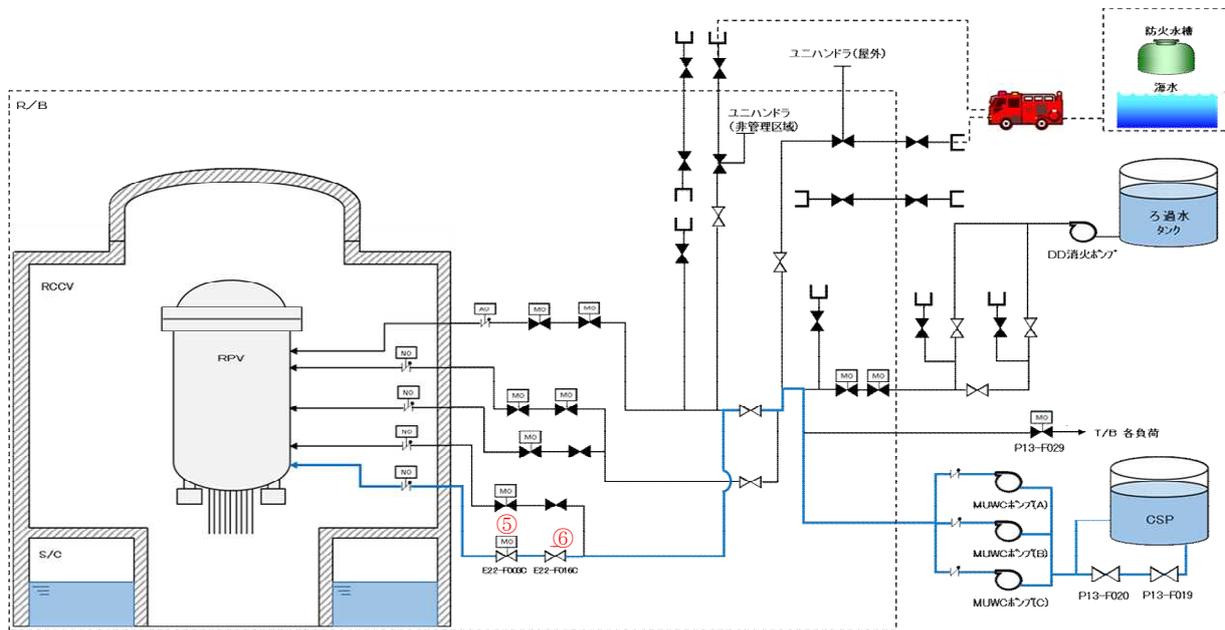


図3 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑤	高圧炉心注水去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

② 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて原子炉へ注水する。

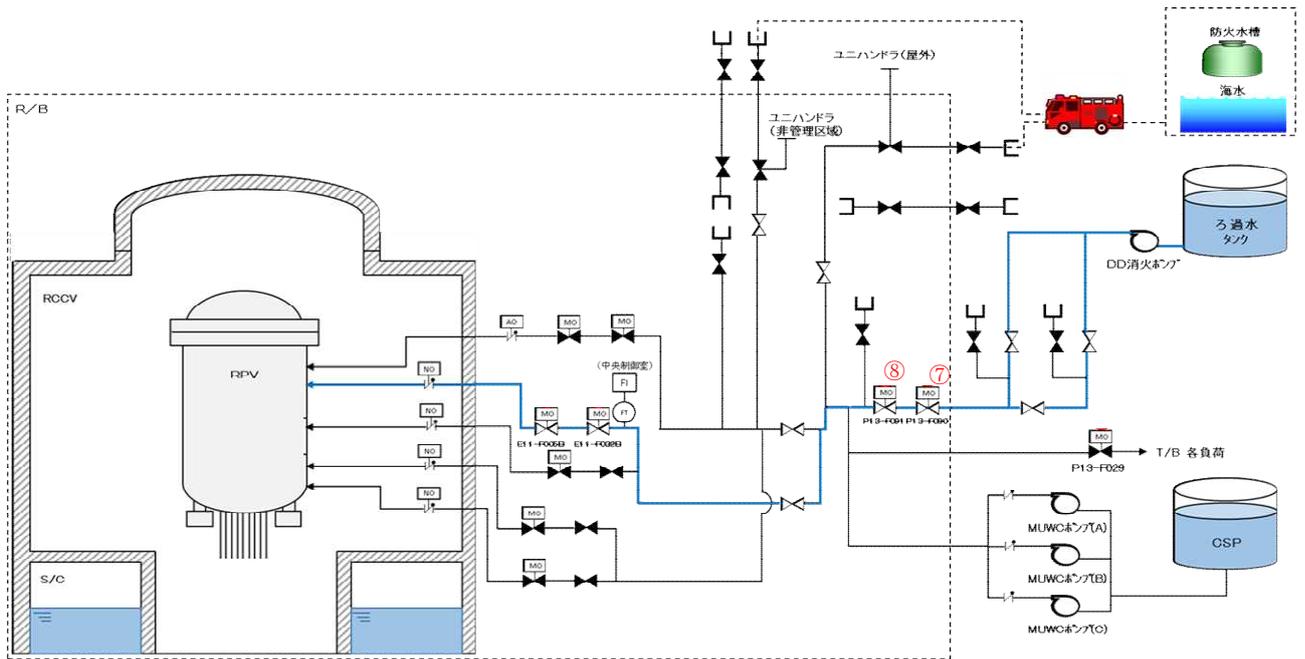


図4 消火系による原子炉注水（残留熱除去系(B)注入配管使用）手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑦	復水補給水系消火系第二連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	復水補給水系消火系第一連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

47-11
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、下表の通り整理する。

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
残留熱除去系注入弁 (A)	RHR 注入弁 (A)	E11-MO-F005A	RHR 注入隔離弁 (A)	E11-MO-F005A
残留熱除去系注入弁 (B)	RHR 注入弁 (B)	E11-MO-F005B	RHR 注入隔離弁 (B)	E11-MO-F005B
残留熱除去系洗浄水弁 (A)	RHR 系 LPFL 注入ライン洗浄弁 (A)	E11-MO-F032A	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (A)	E11-MO-F032A
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	RHR 系 LPFL 注入ライン洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F150	MUWC T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	MUWC 常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	MUWC 常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F130	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F136
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 2	P13-F141
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F134	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F132
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 2	P13-F140
各接続口付属の弁 (屋外)	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
各接続口付属の弁 (屋外)	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部注水ライン元弁	P13-F124
各接続口付属の弁 (屋外)	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
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F137
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F133

48-1
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（可搬型）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		代替原子炉補機冷却海水ポンプ		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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	補足説明資料4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B
			関連資料	補足説明資料4 配置図	
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
			関連資料	補足説明資料6 試験・検査性説明資料	
		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	補足説明資料5 系統図	
	第5号	悪影響 防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器	B a	
		関連資料	補足説明資料5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
		関連資料	補足説明資料4 配置図		
	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	補足説明資料7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C
			関連資料	補足説明資料4 配置図	
		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	補足説明資料8 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料			補足説明資料4 配置図		
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	補足説明資料9 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	補足説明資料10 アクセスルート図		
第7号		共通要因 故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-別的手段	C b	
		関連資料	本文		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分		
第1項 第43条	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
		荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
		海水		海水を通水又は海で使用	I	
		他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料		補足説明資料4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作	A, B
	関連資料		補足説明資料4 配置図			
	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		補足説明資料6 試験・検査性説明資料			
	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		補足説明資料5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器	B a
		関連資料		補足説明資料5 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作	A, B	
	関連資料		補足説明資料4 配置図			
	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		補足説明資料7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続より簡単な接続	B, C
			関連資料		補足説明資料4 配置図	
		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		補足説明資料8 接続図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料				補足説明資料4 配置図		
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		補足説明資料9 保管場所図		
第6号		アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料		補足説明資料10 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
			サポート系要因		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
	関連資料		本文			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	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	[配置図] 48-4		
			操作性	中央制御室操作 現場操作	A B	
		関連資料	[配置図] 48-4			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	—	—	
		関連資料	[試験・検査説明資料] 48-6 (主要設備ではない設備について記載)			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料	[系統図] 48-5			
	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	[系統図] 48-5			
	第6号	設置場所	現場操作-放射線量が高くなるおそれが少ない 中央制御室操作	A a B		
		関連資料	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5			
	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	[容量設定根拠] 48-7		
		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	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ		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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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	－		
		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	A		
	関連資料	－				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	－				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	－	対象外	
		関連資料	－			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	－				
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	－		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	－		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象（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		－			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

		第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 海水ポンプ	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			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	—		
		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	A	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	—	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（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	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備			原子炉補機冷却系 熱交換器	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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	—		
			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	—				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	—	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象（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			—		

48-2
単線結線図

【代替原子炉補機冷却系】

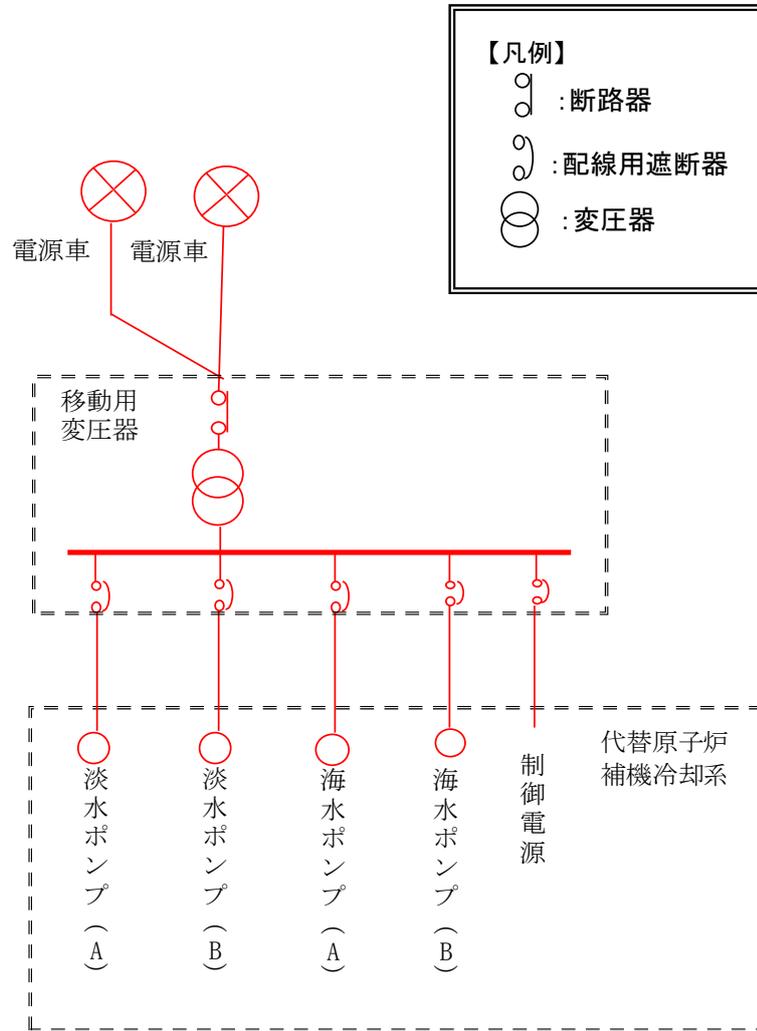


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

【耐圧強化ベント系】

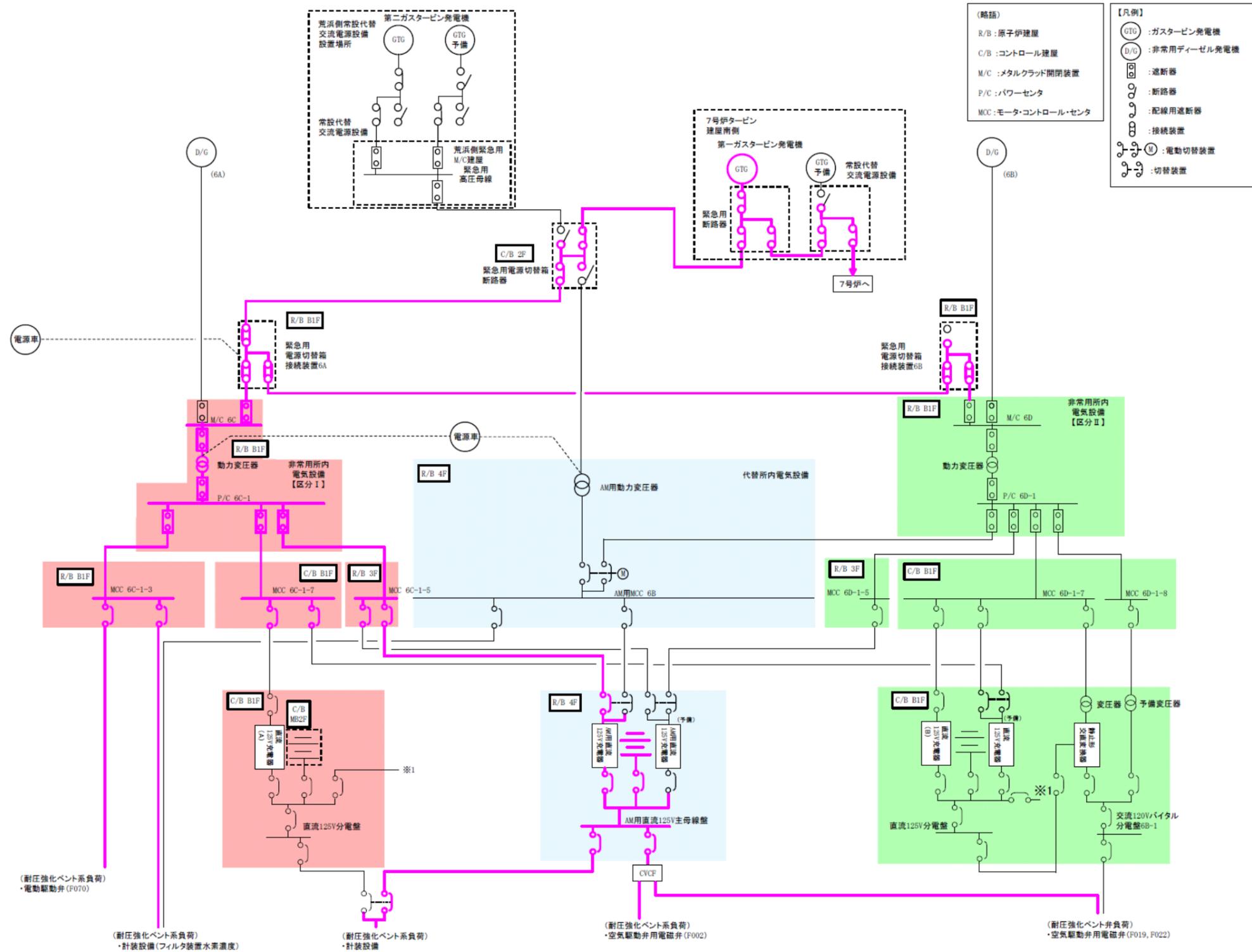


図 48-2-2 耐圧強化ベント系 単線結線図 (6号炉)

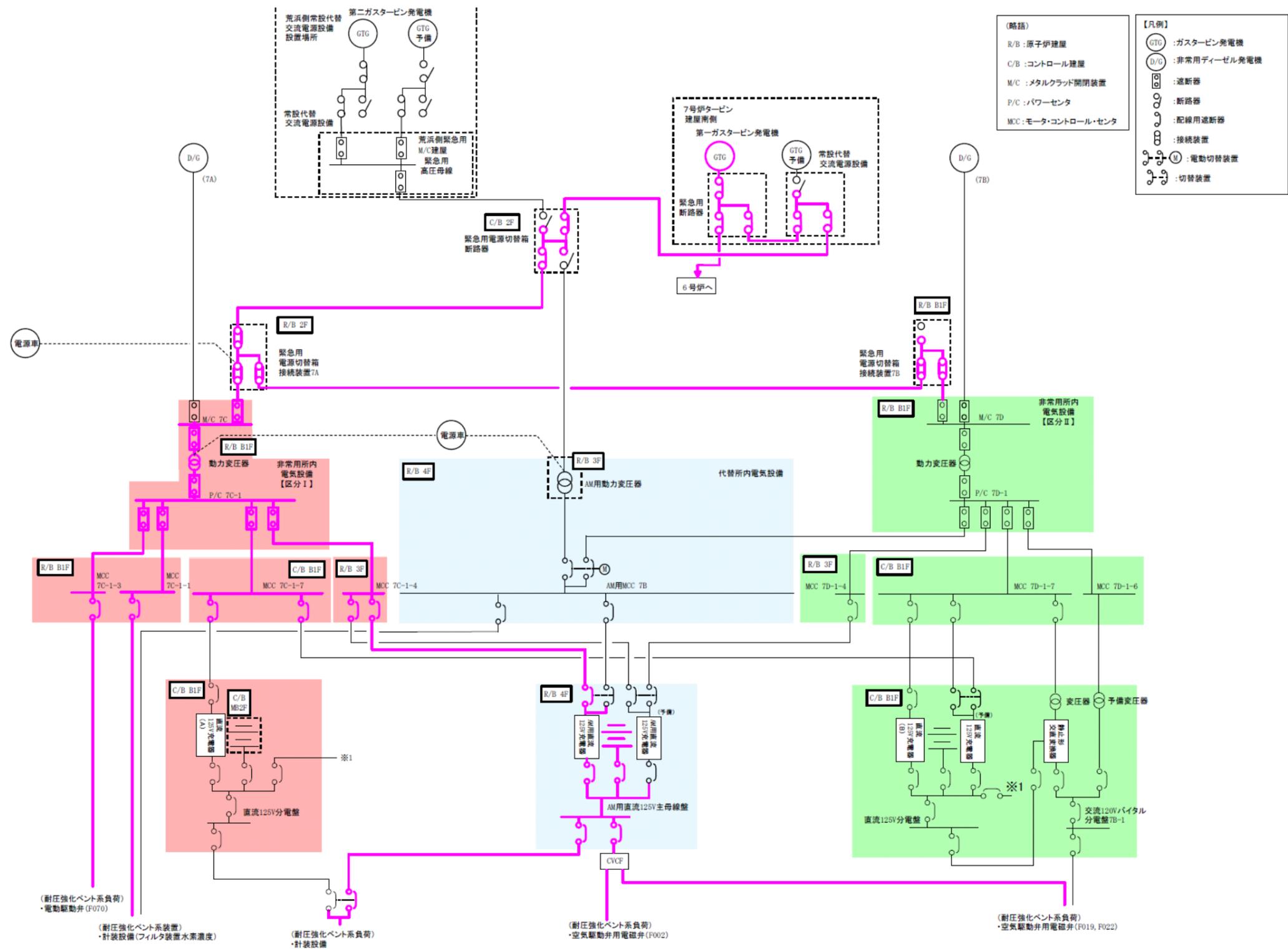


図 48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

48-3
計測制御系統図

【耐圧強化ベント系】

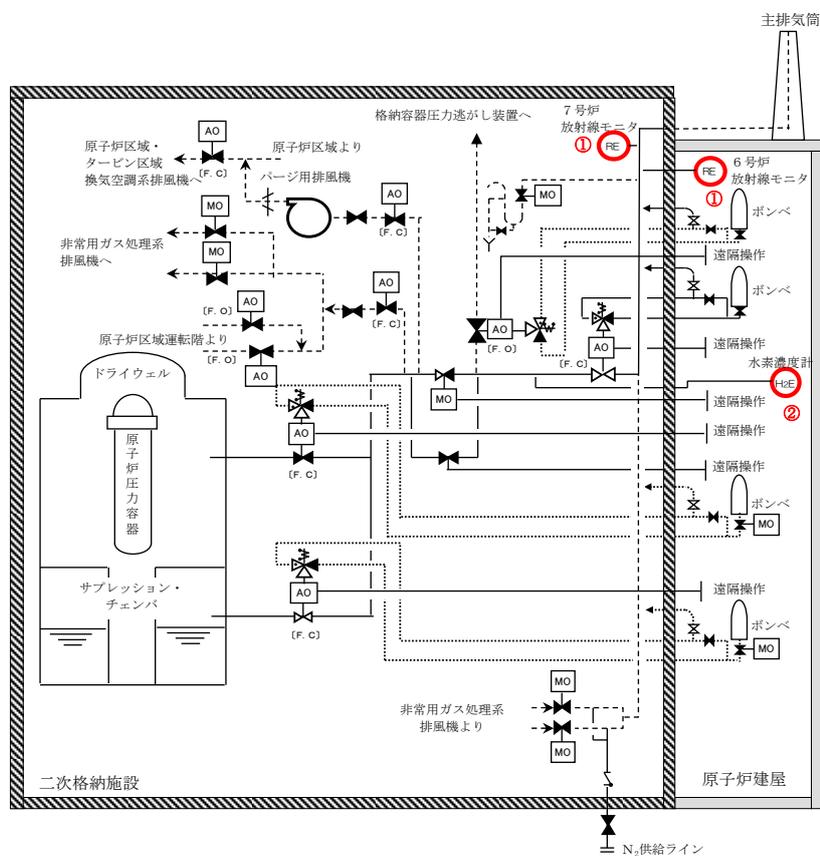


図 48-3-1 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

表 48-3-1 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① 耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2
② フィルタ装置水素濃度※1	0~100%	1

※1 フィルタ装置水素濃度については、52条において格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

48-4
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。

【代替原子炉補機冷却系】

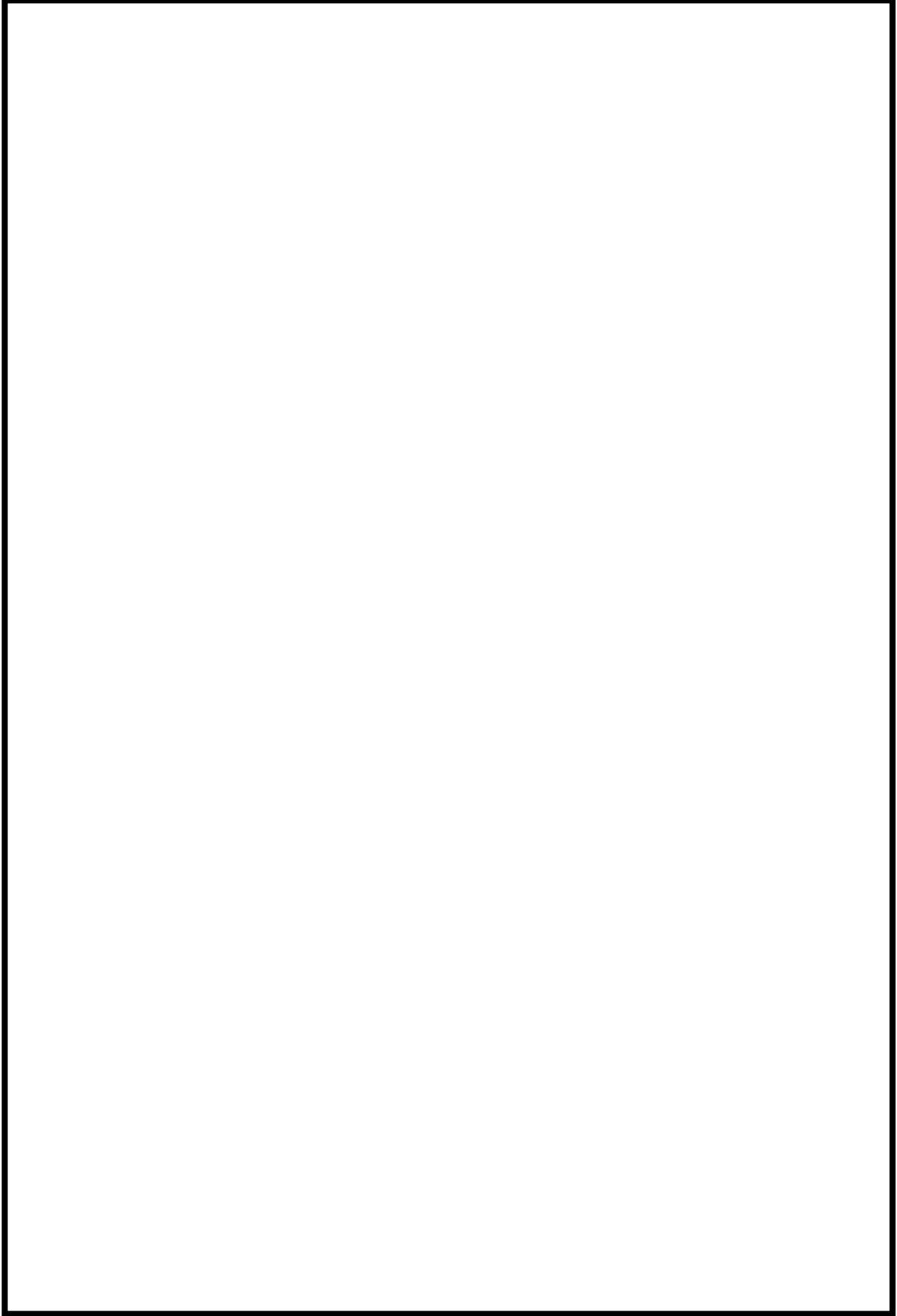


図 48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

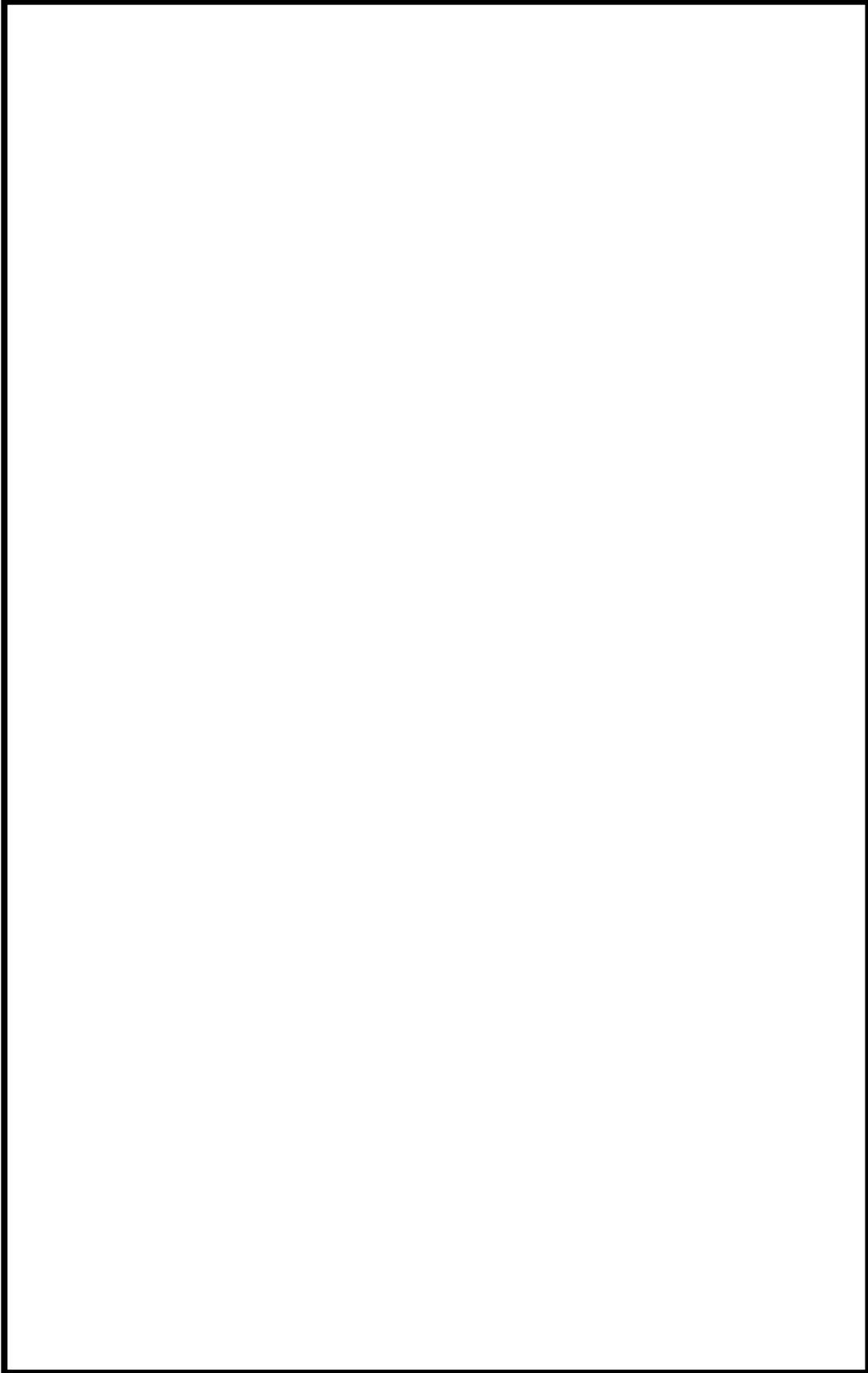


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

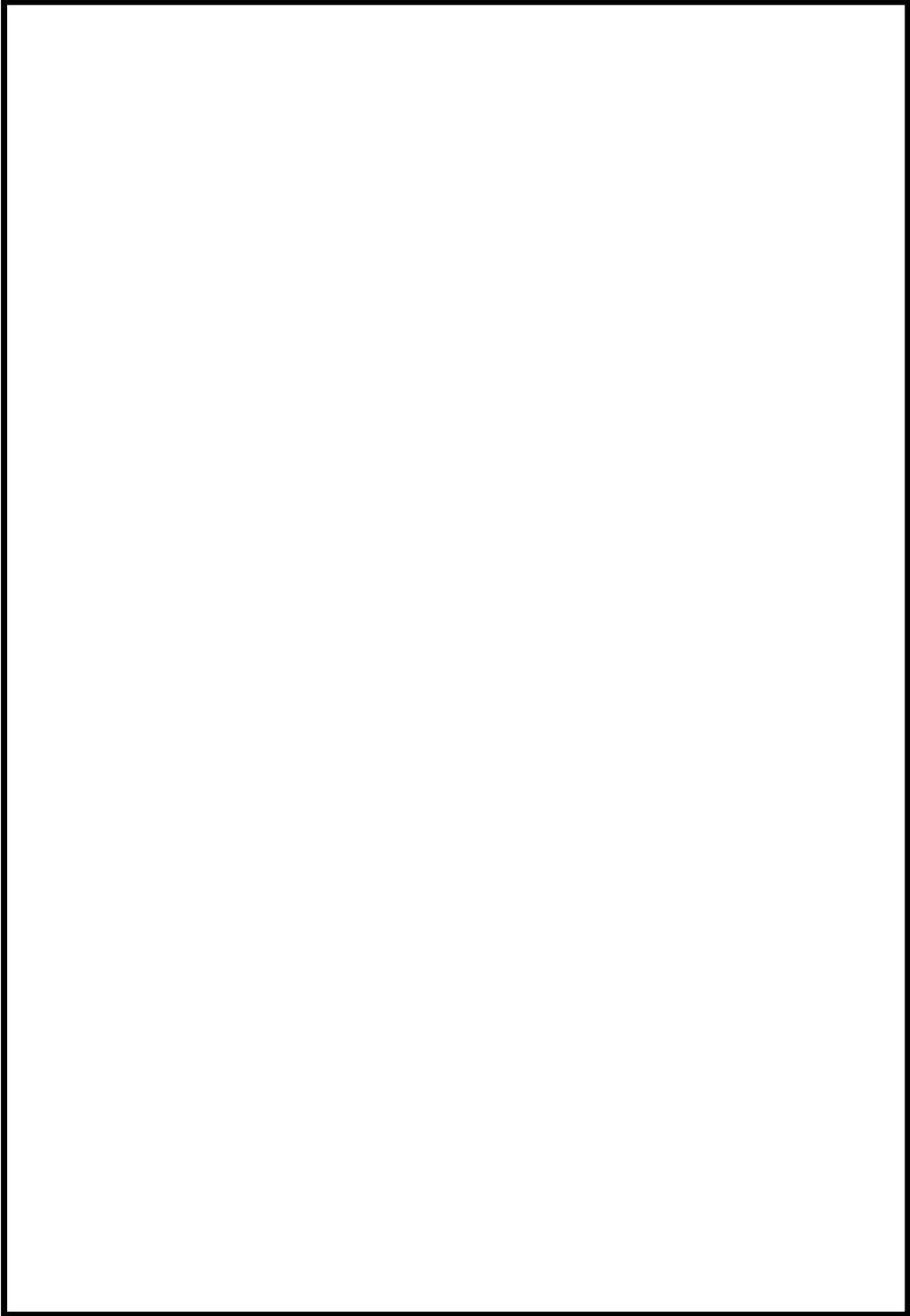


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

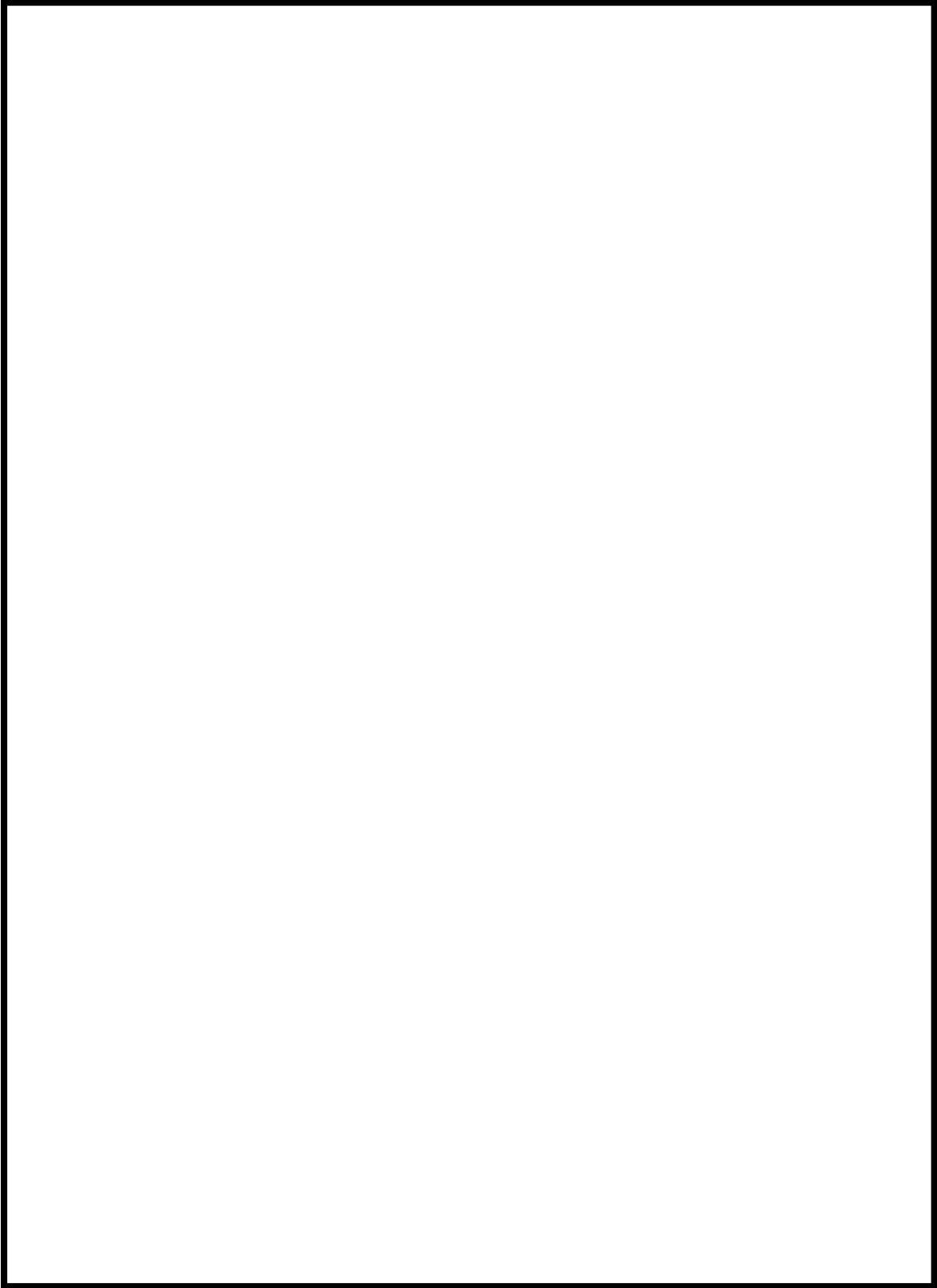


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階

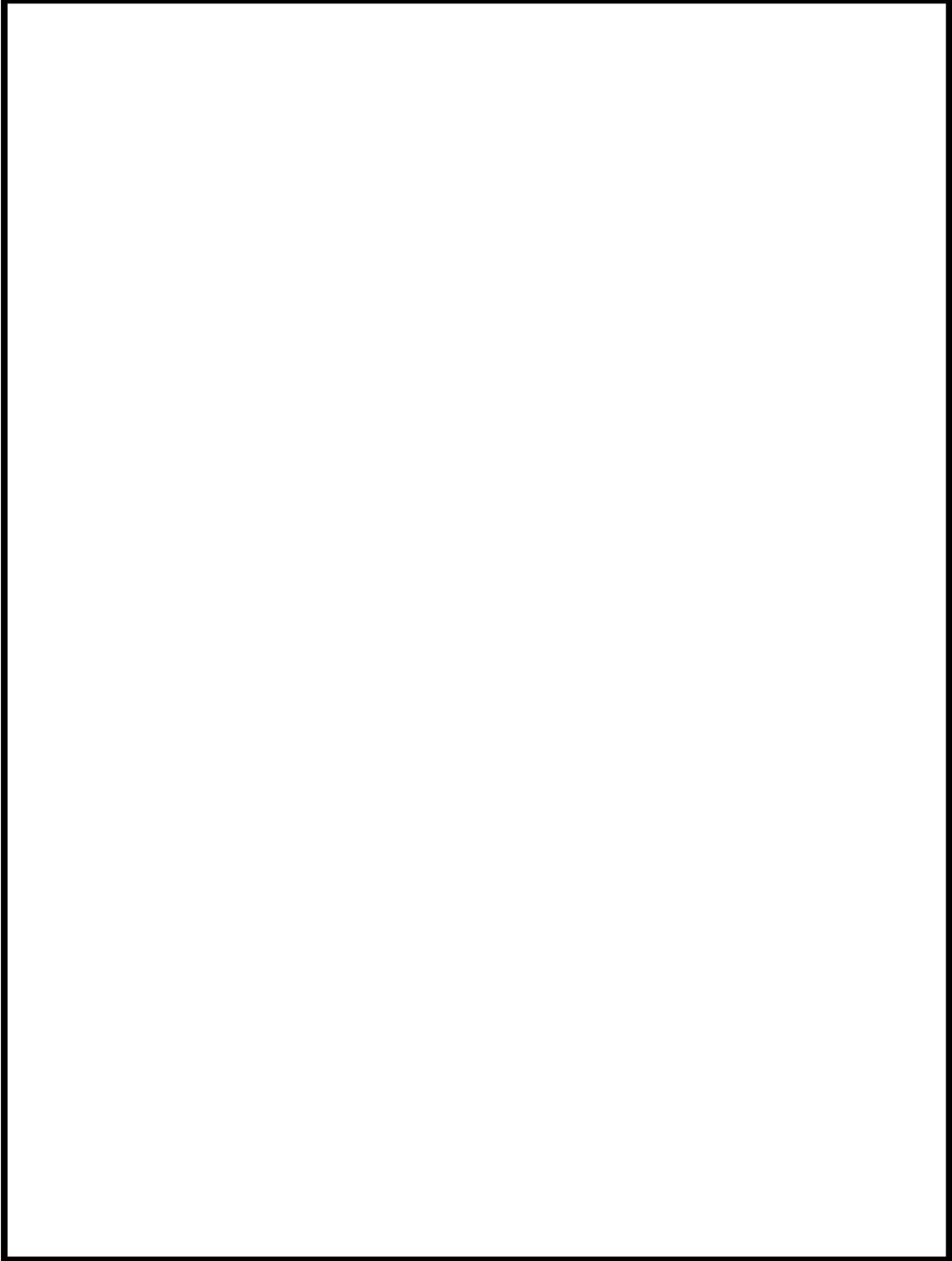


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

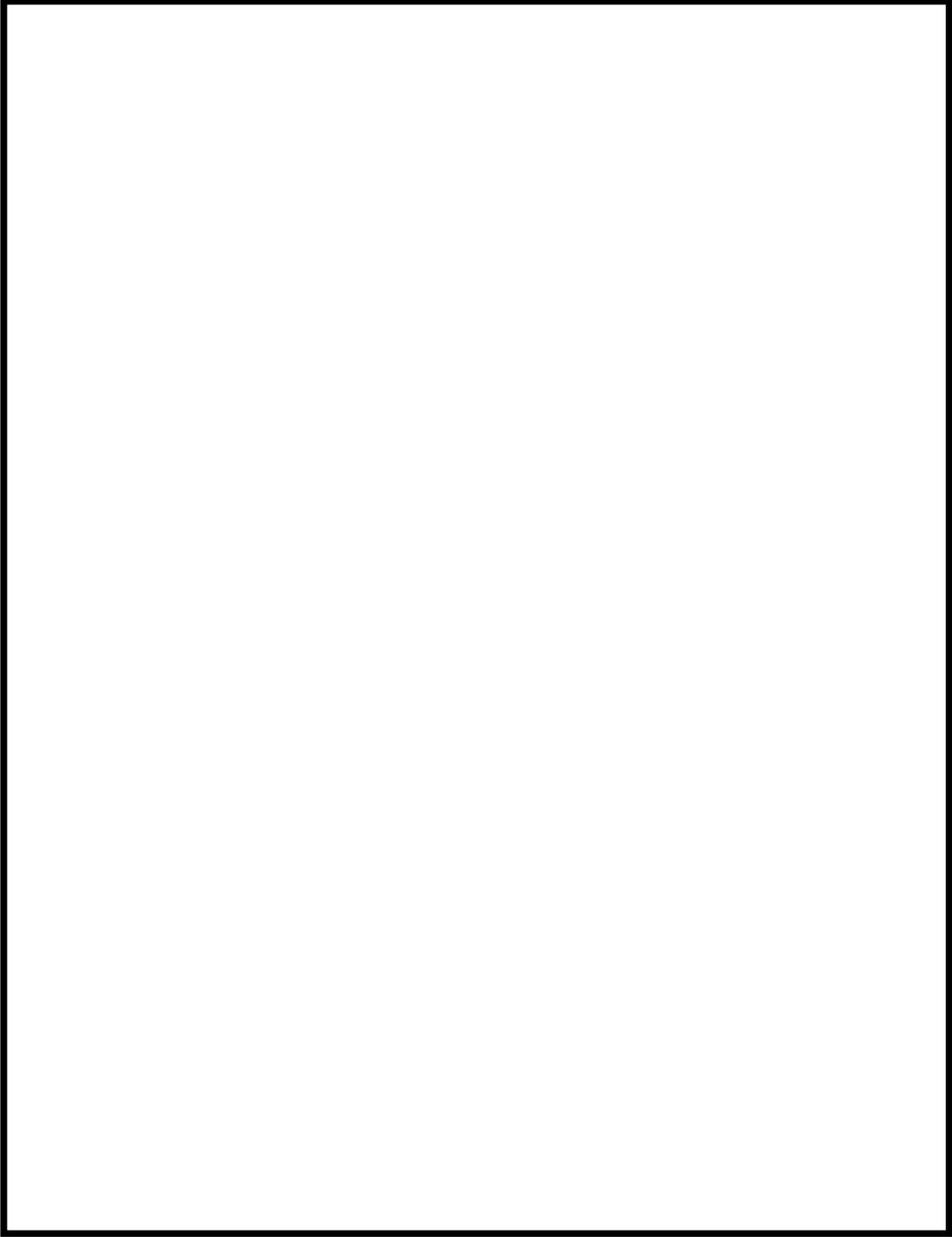


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

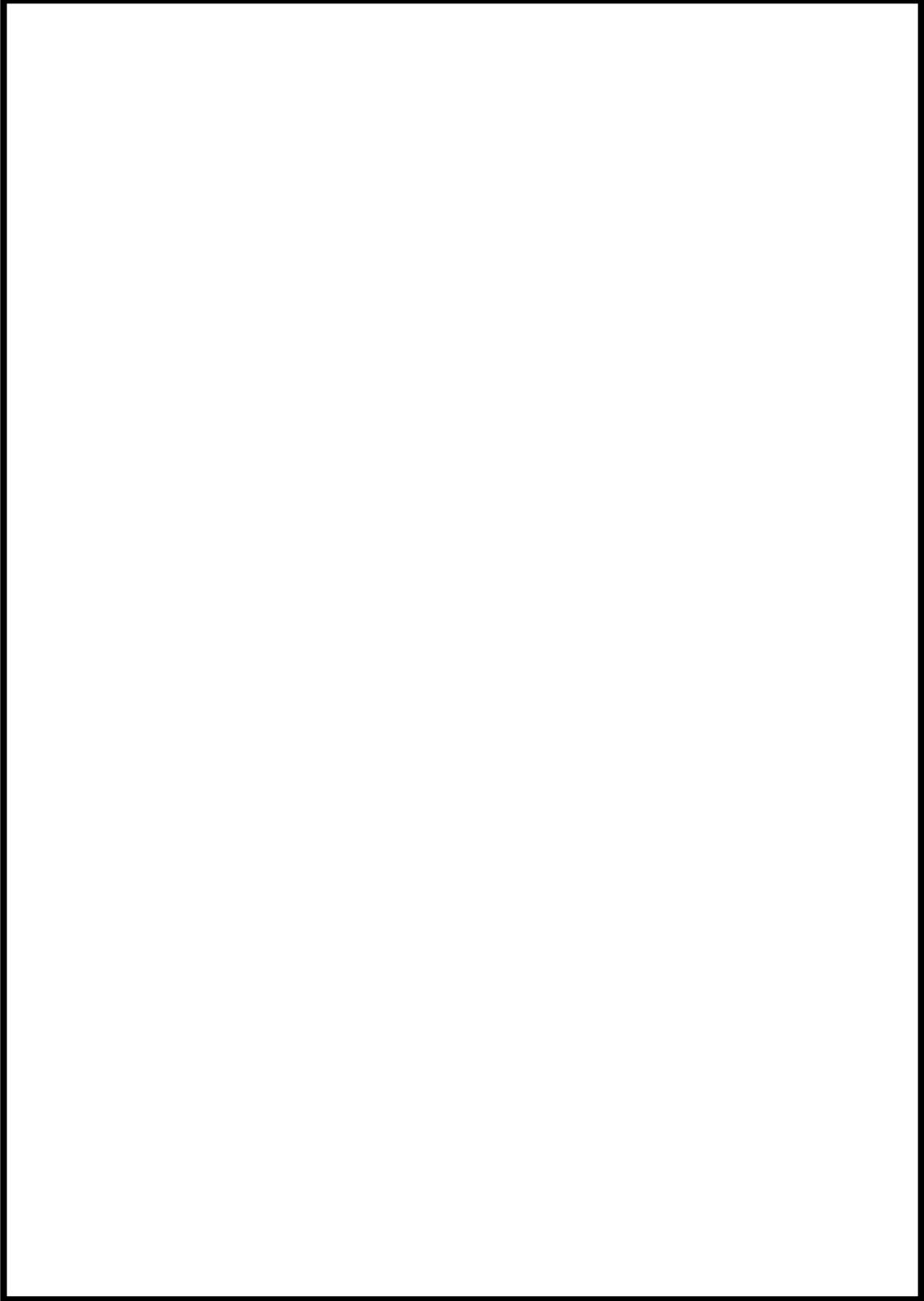


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

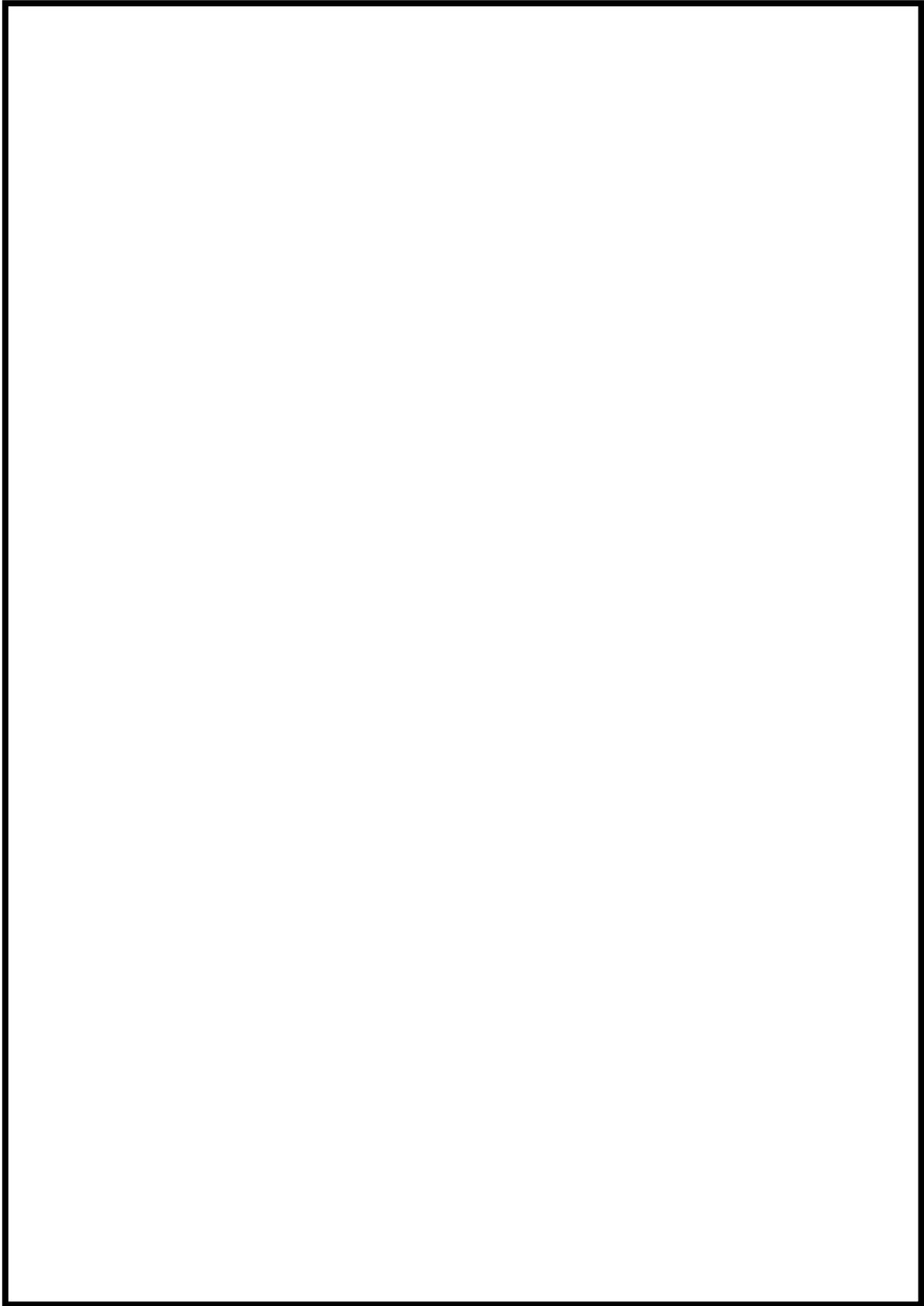


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

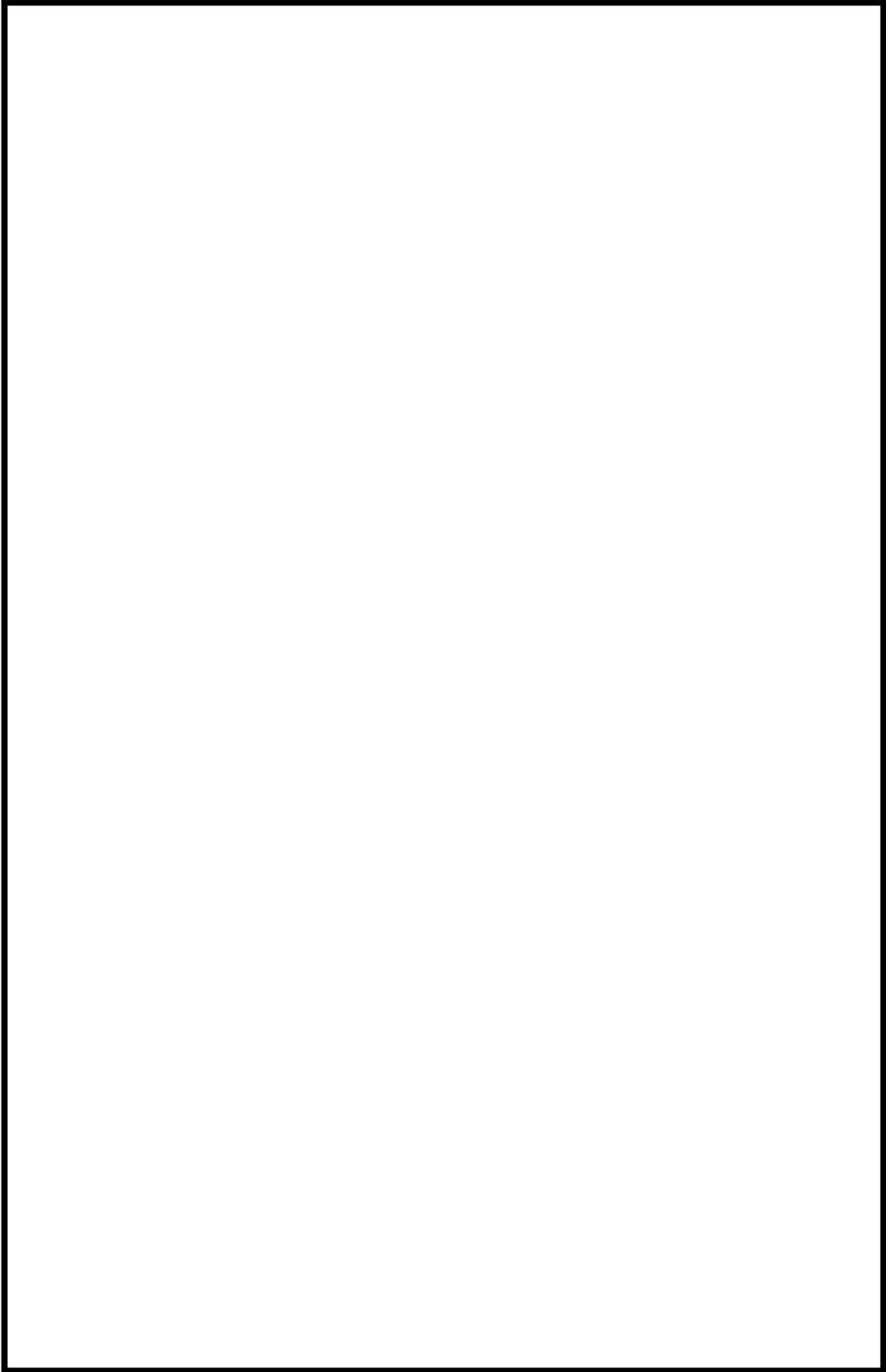


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

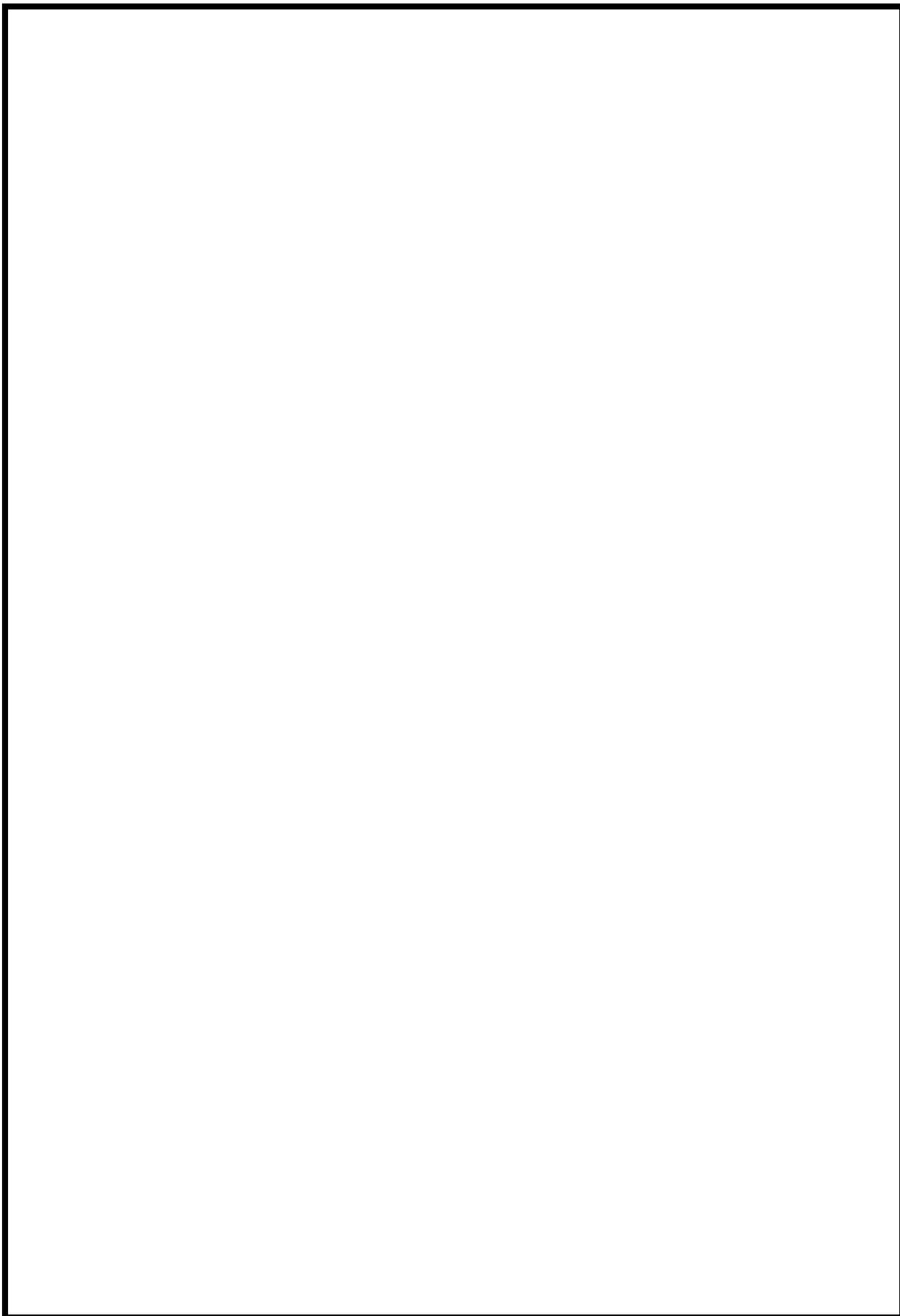


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

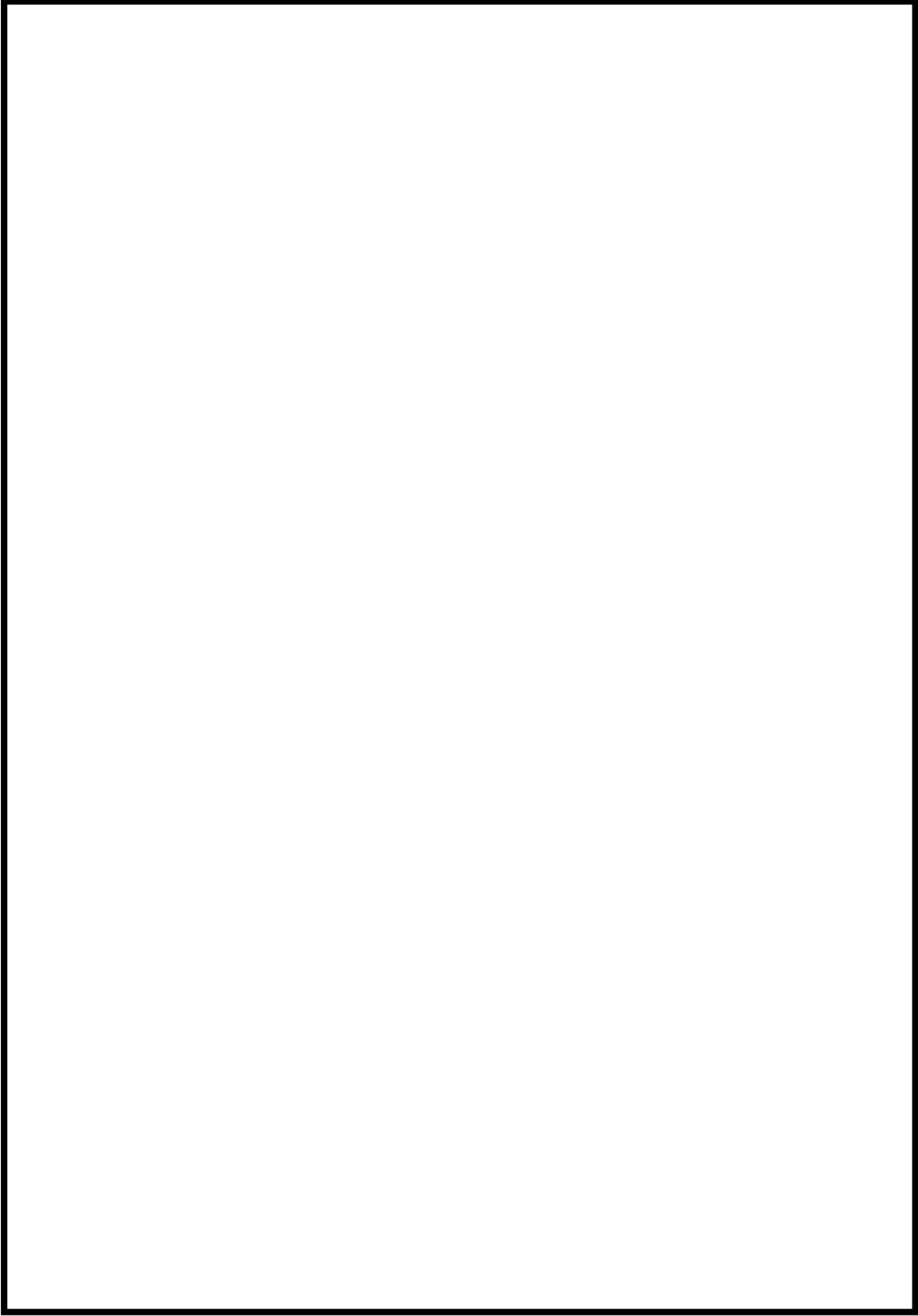


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階

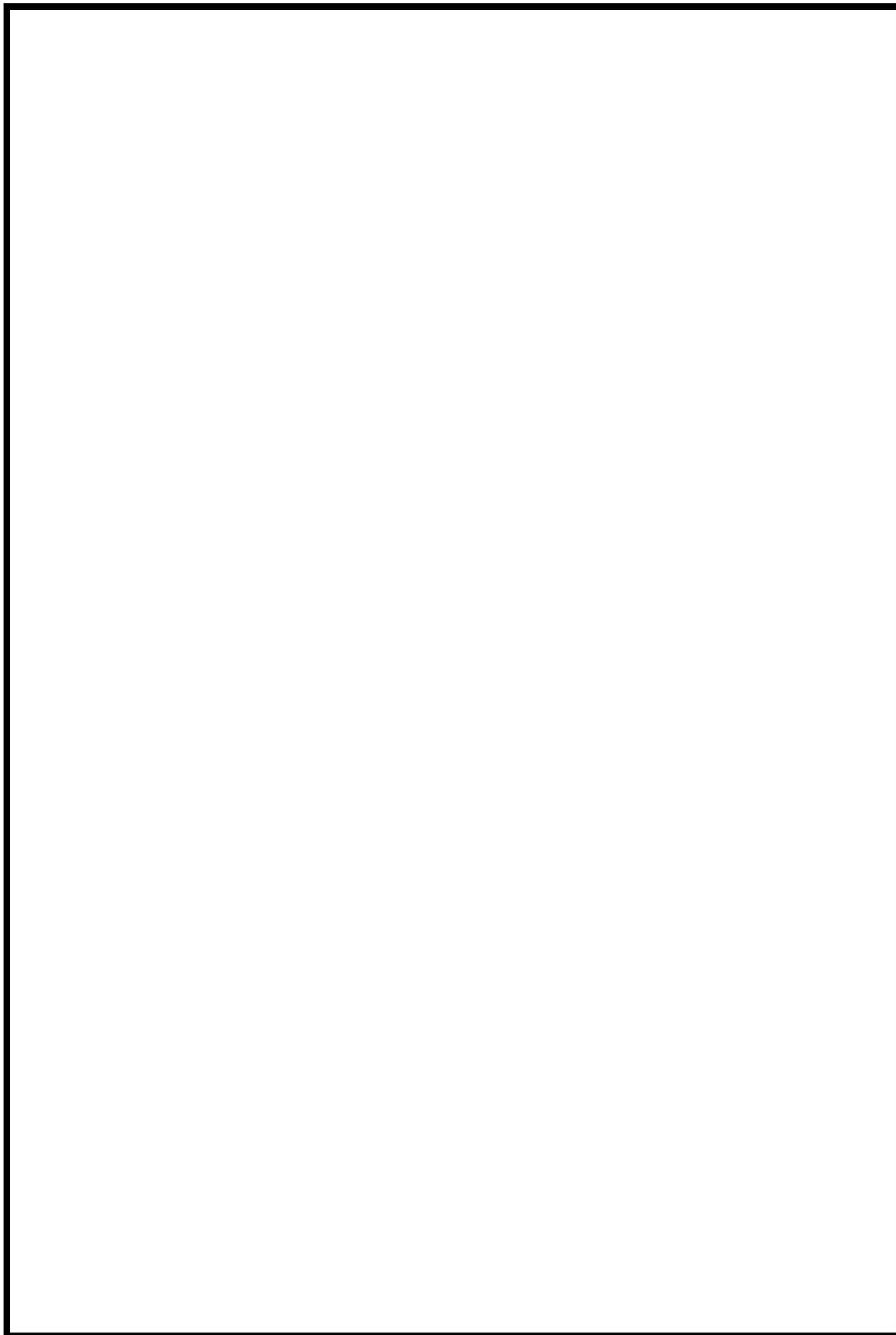


图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 4 階

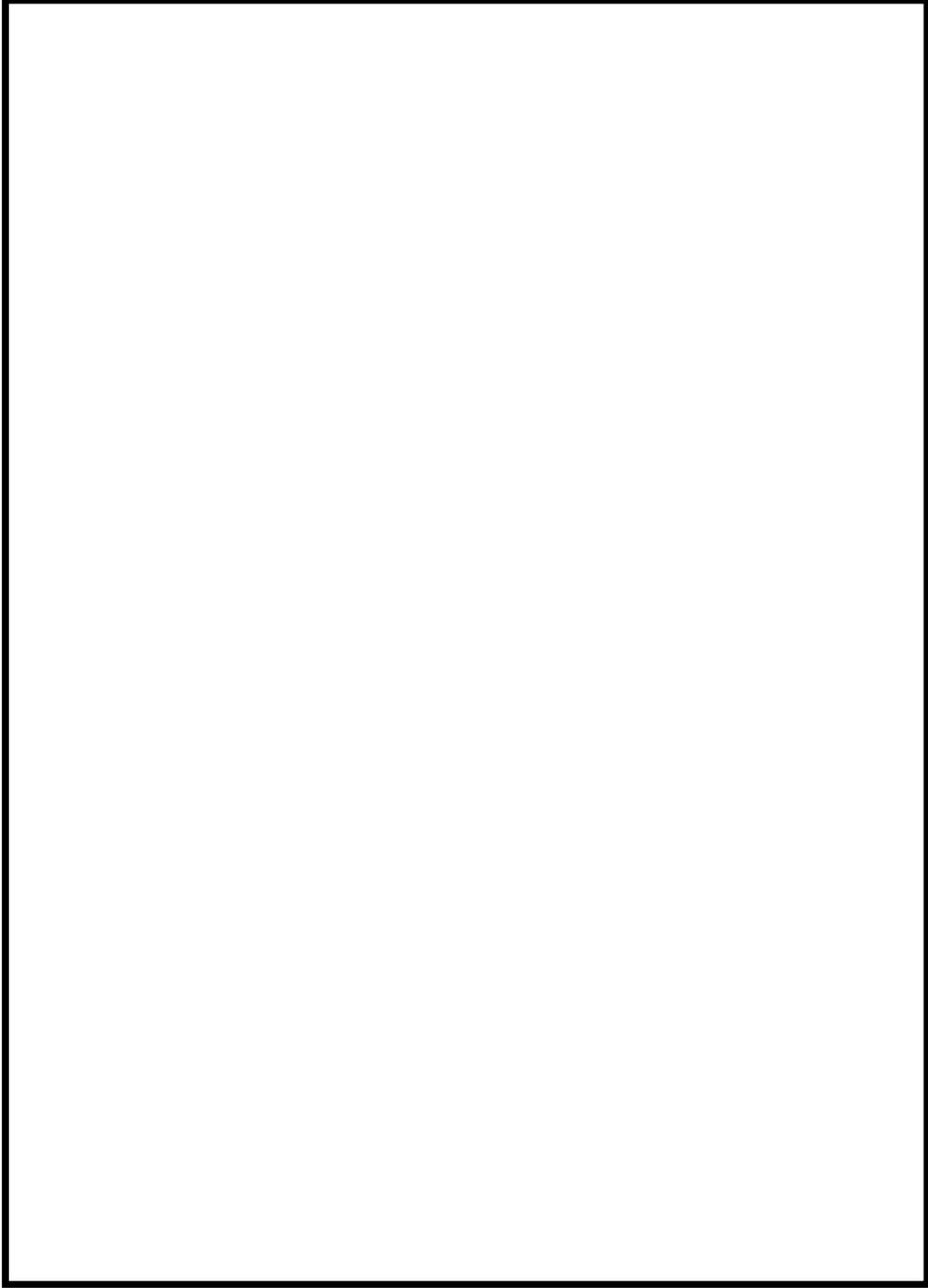


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

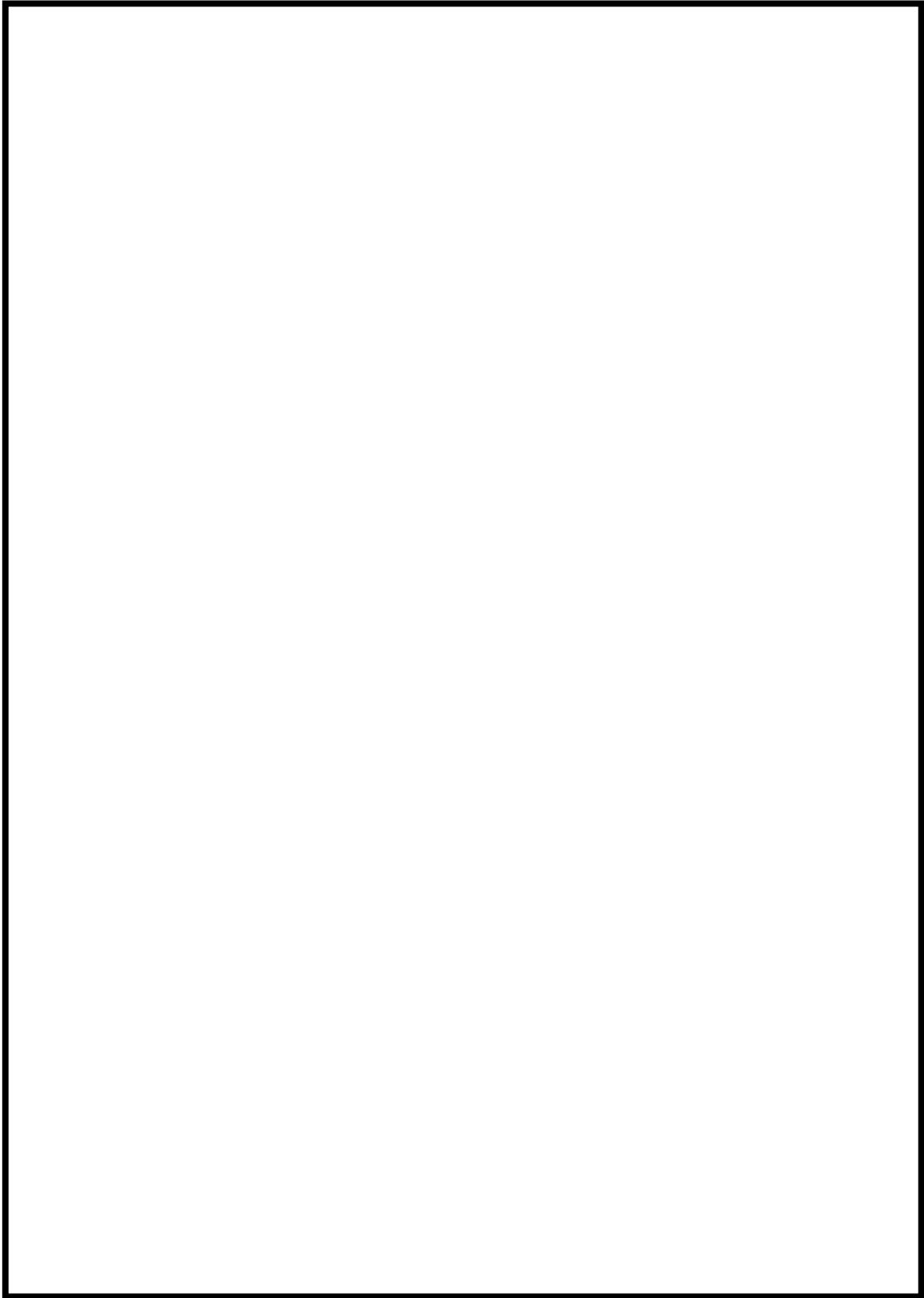


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階



图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

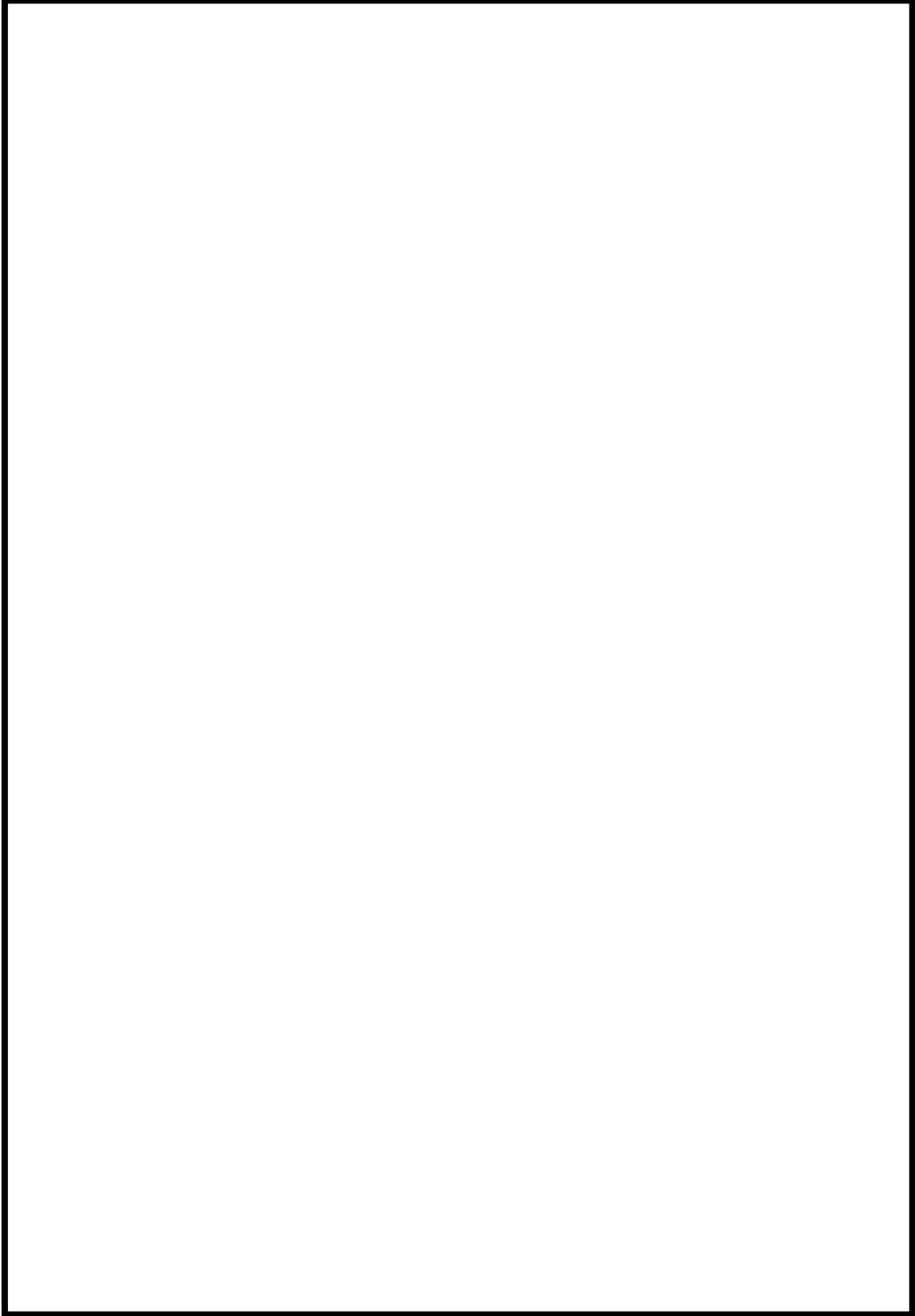


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

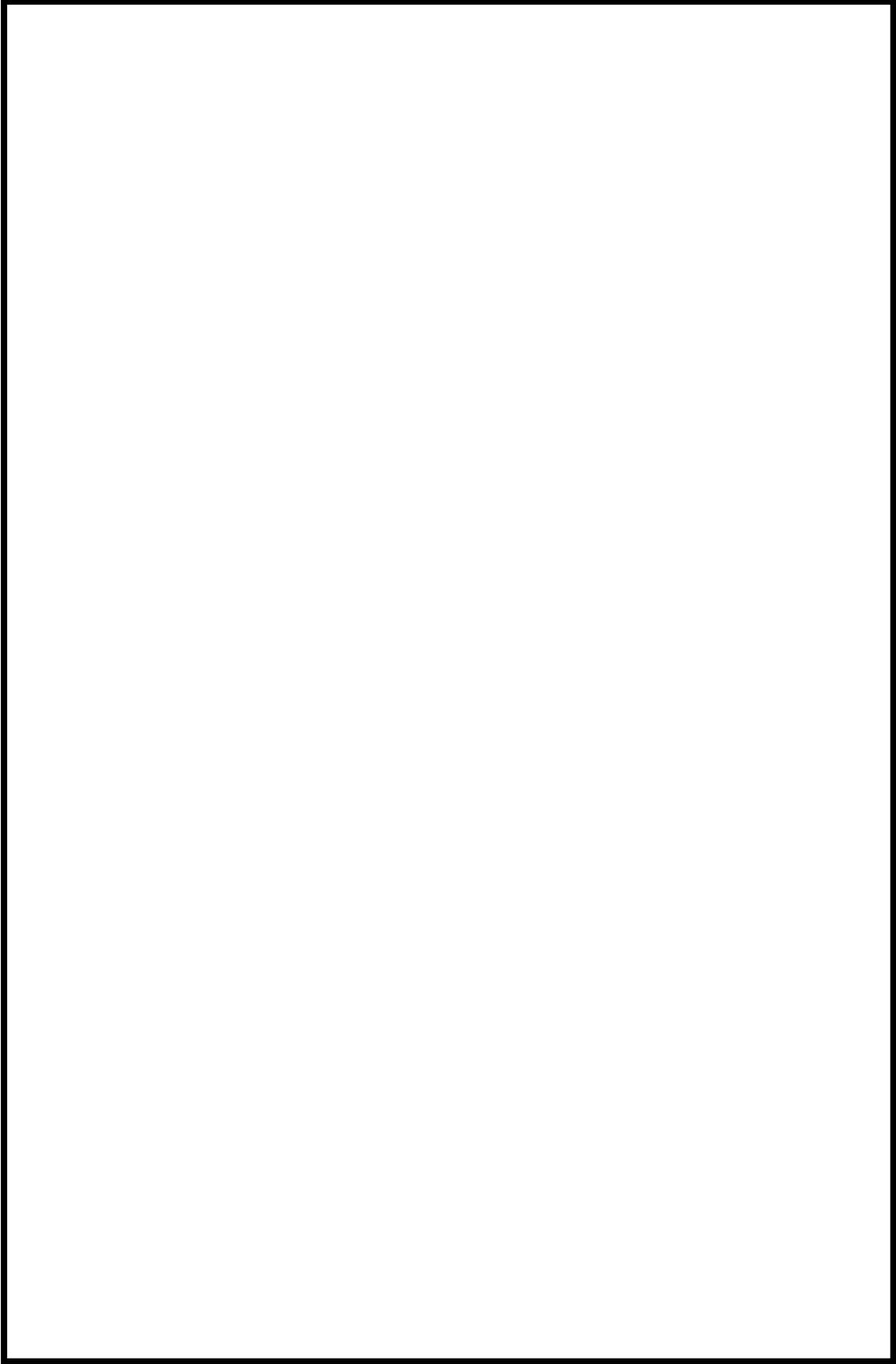


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

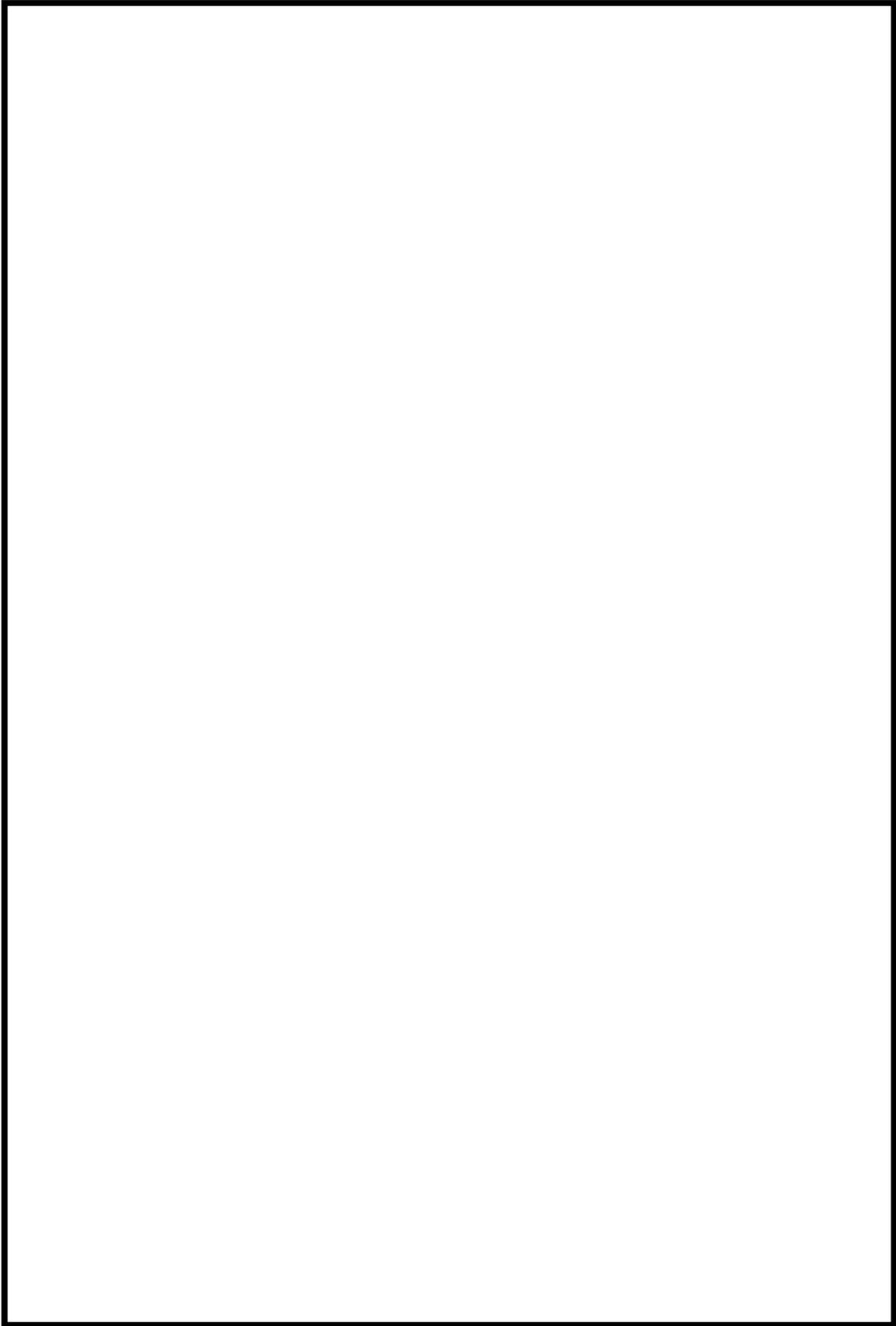


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

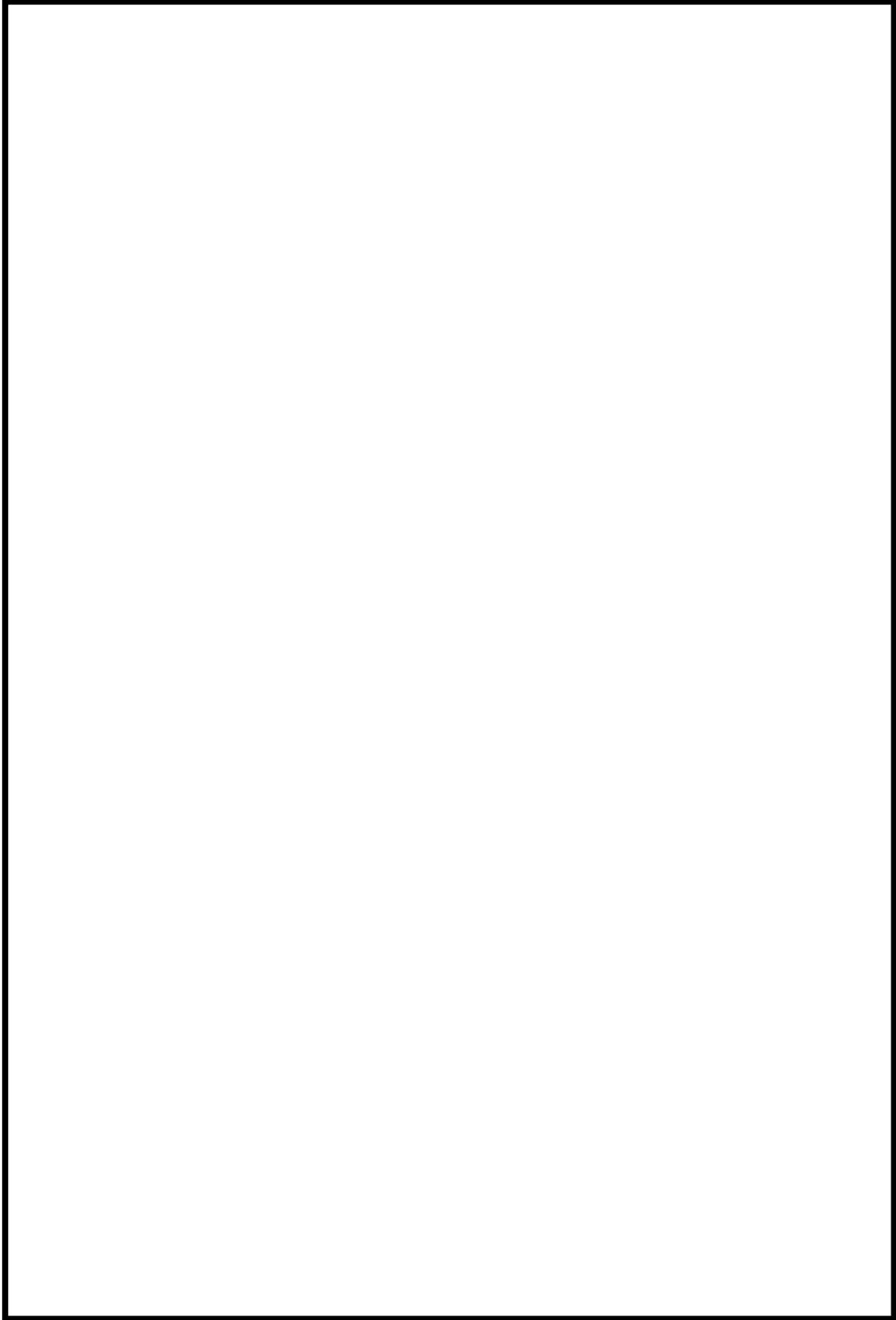


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階



図 48-4-20 6 / 7 号炉コントロール建屋地下 2 階

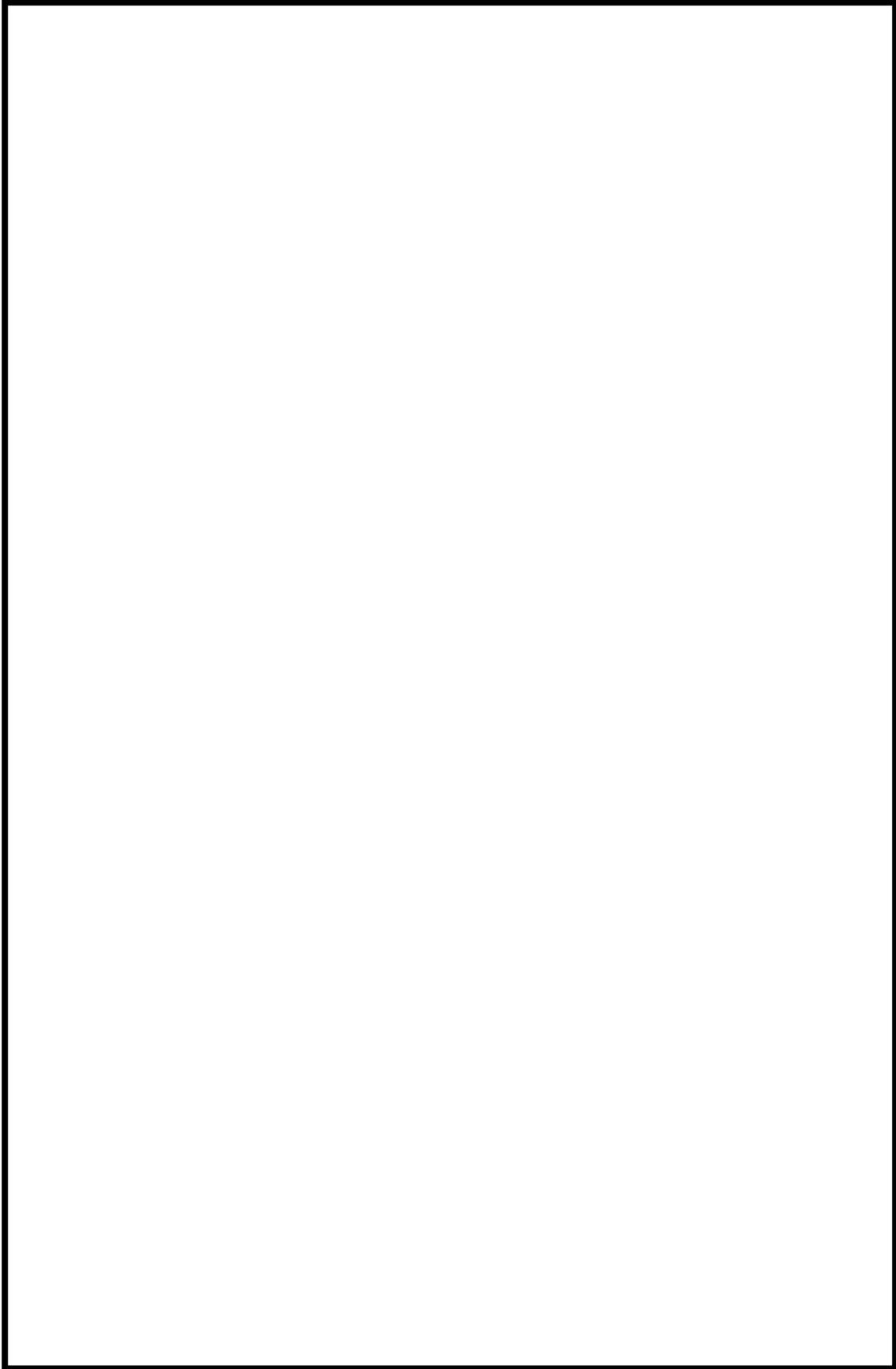


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系】

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作追加遮へい

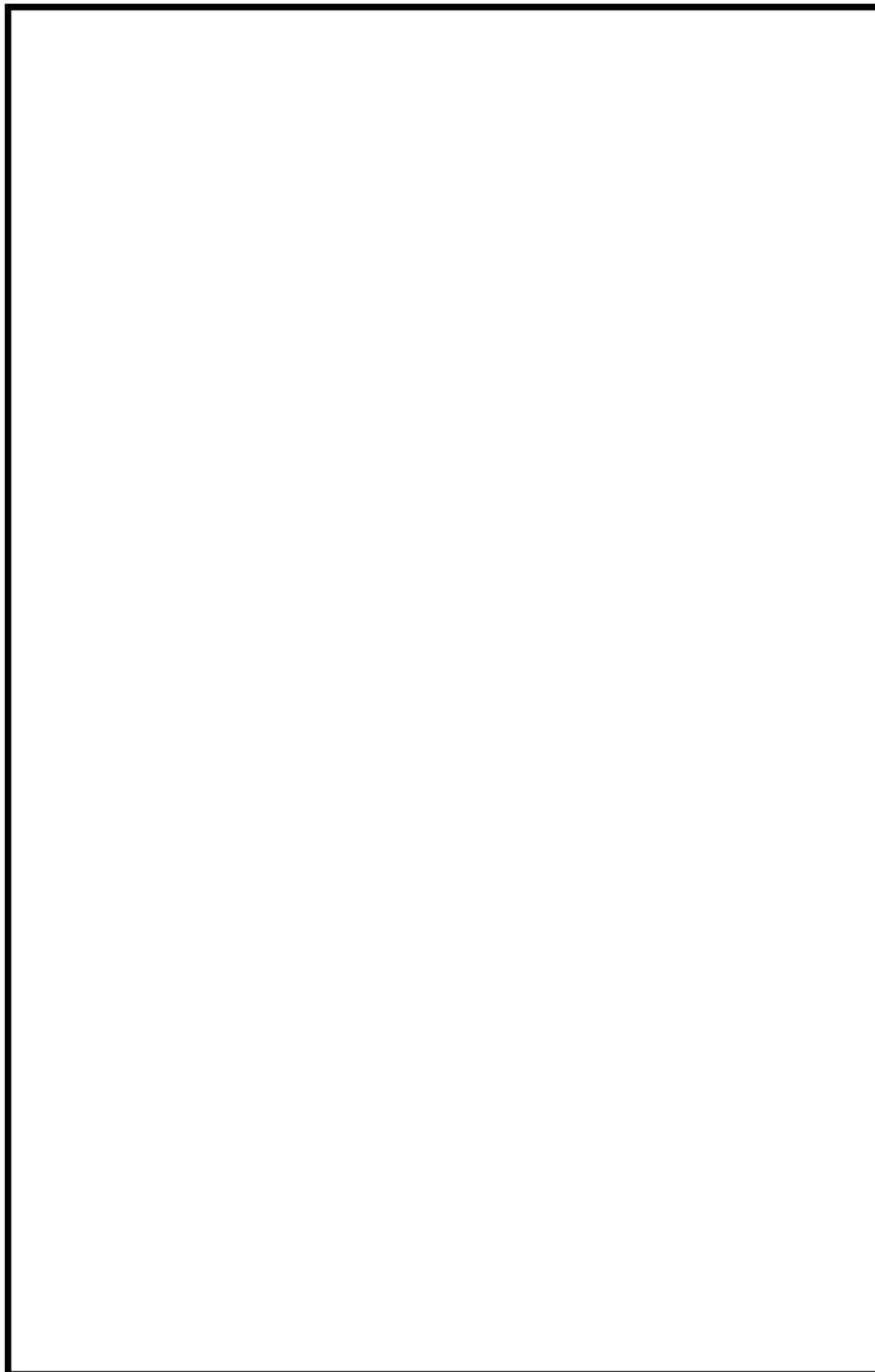


図 48-4-22 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 1 / 3

- ★ 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)
- エクステンションジョイント
- 弁操作追加遮へい

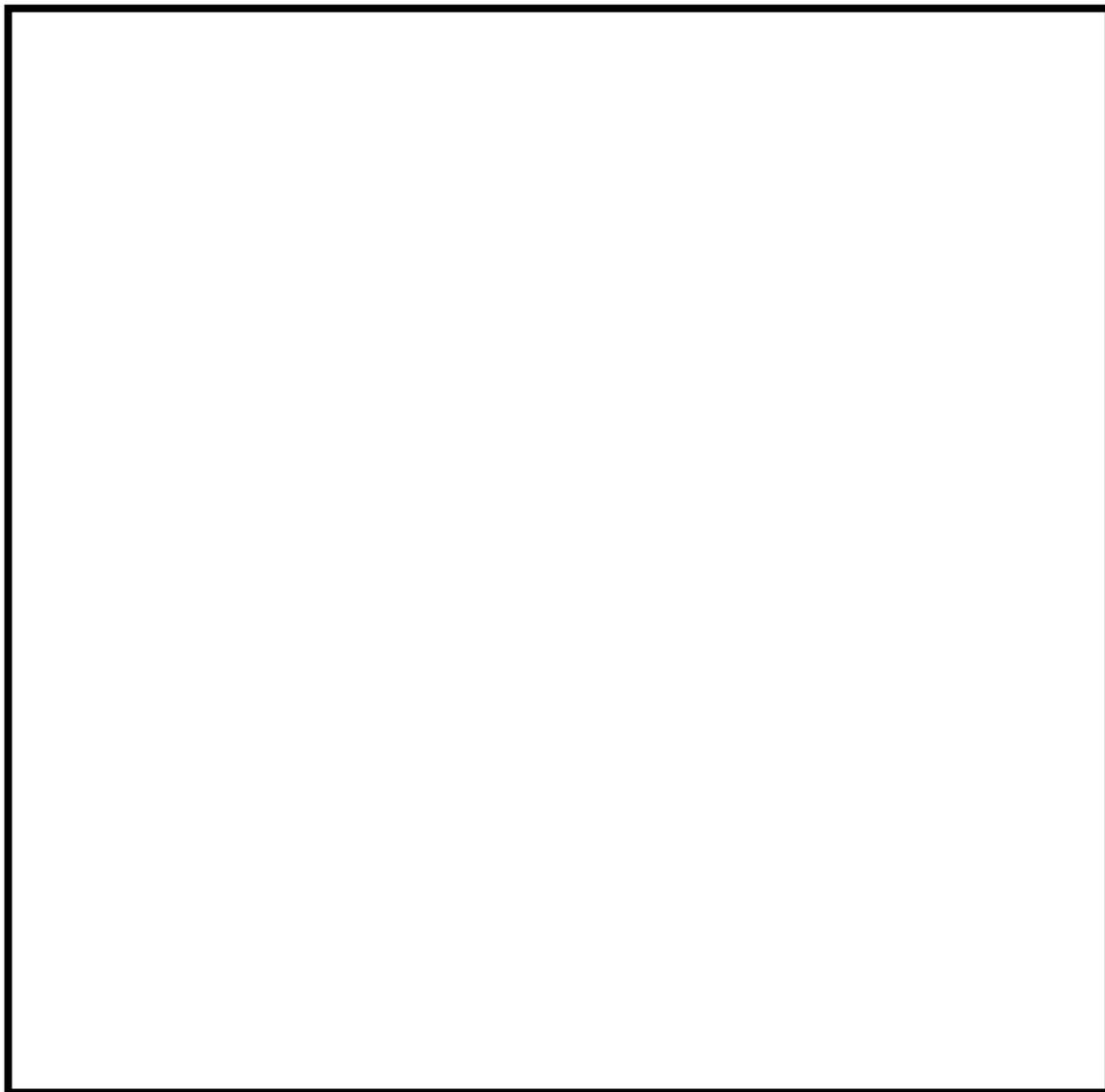


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2 / 3

★	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)
—	エキステンションジョイント	—	弁操作追加遮へい		

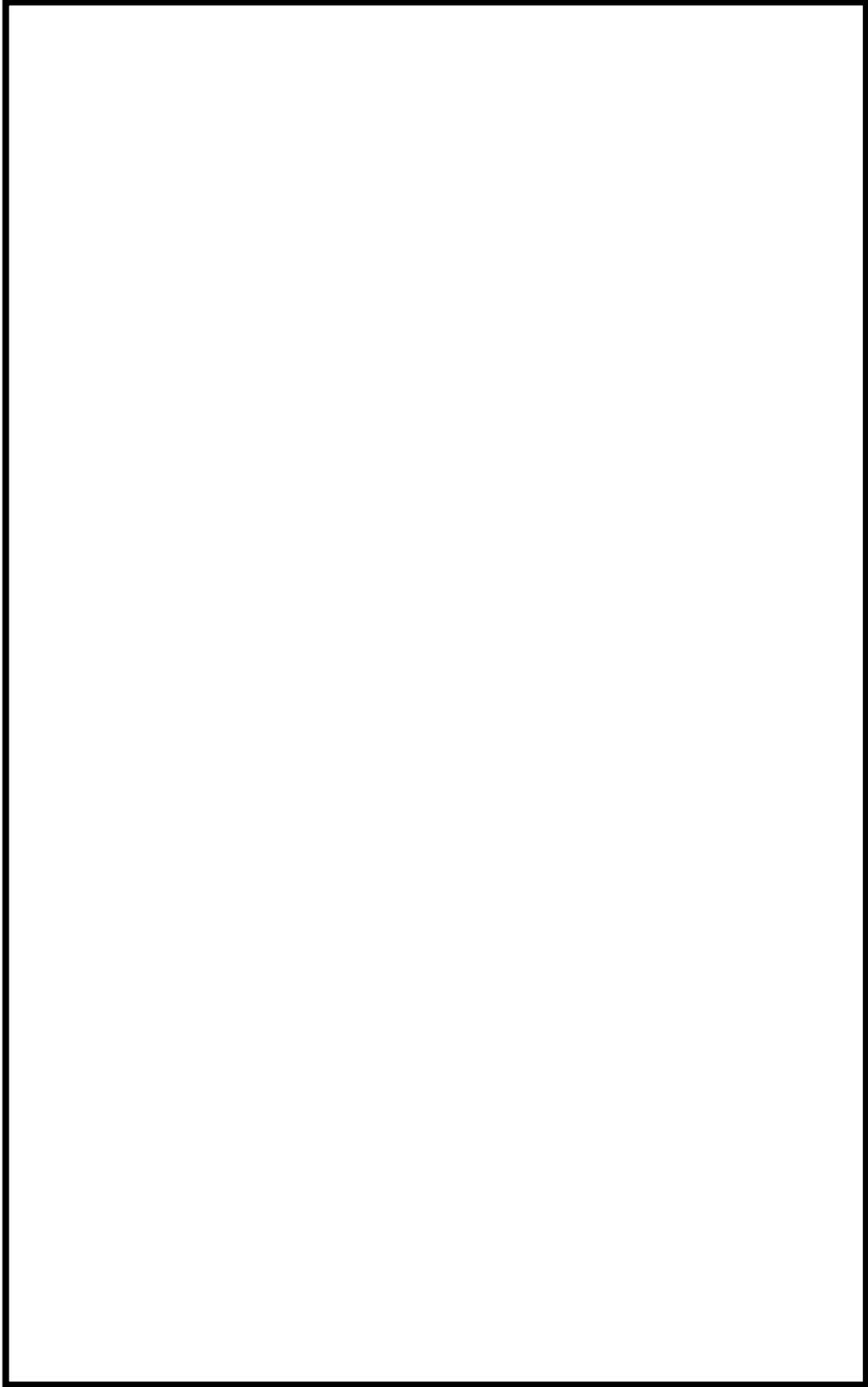


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3 / 3

★ 弁設置位置



図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 1 / 4

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁操作追加遮へい
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)

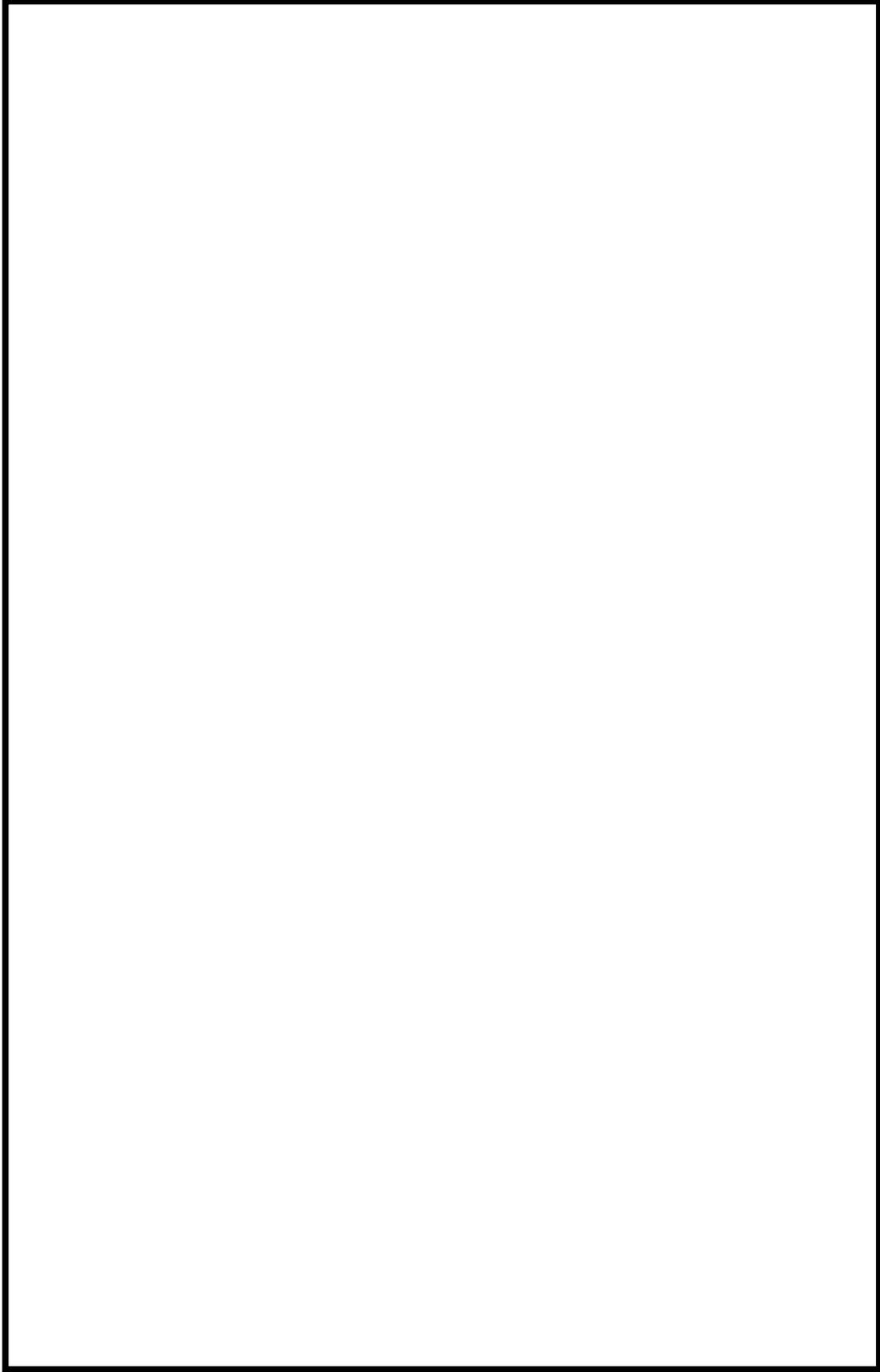


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2 / 4

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作用追加遮へい

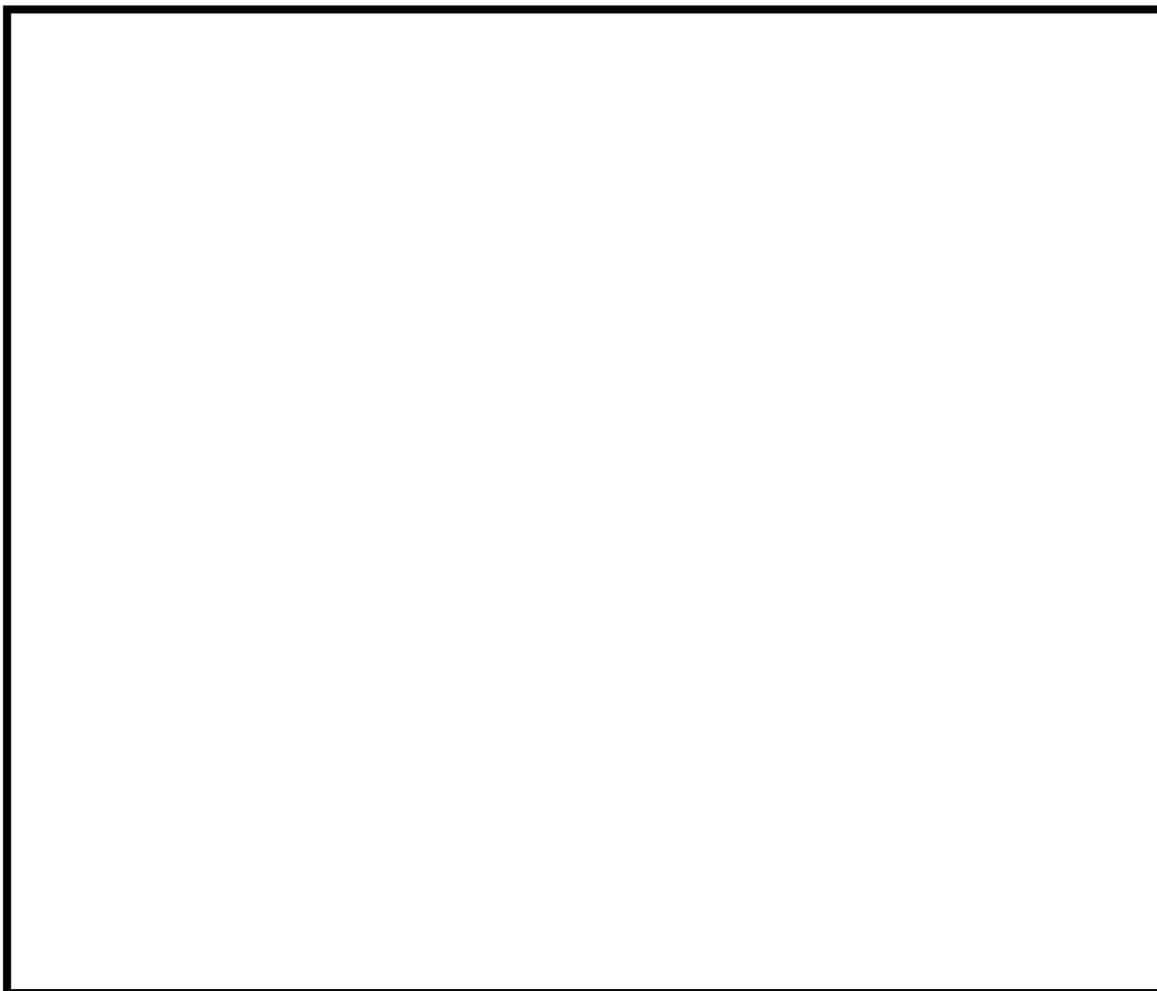


図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 3 / 4

- ★ 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)
- エクステンションジョイント
- 弁操作追加遮へい

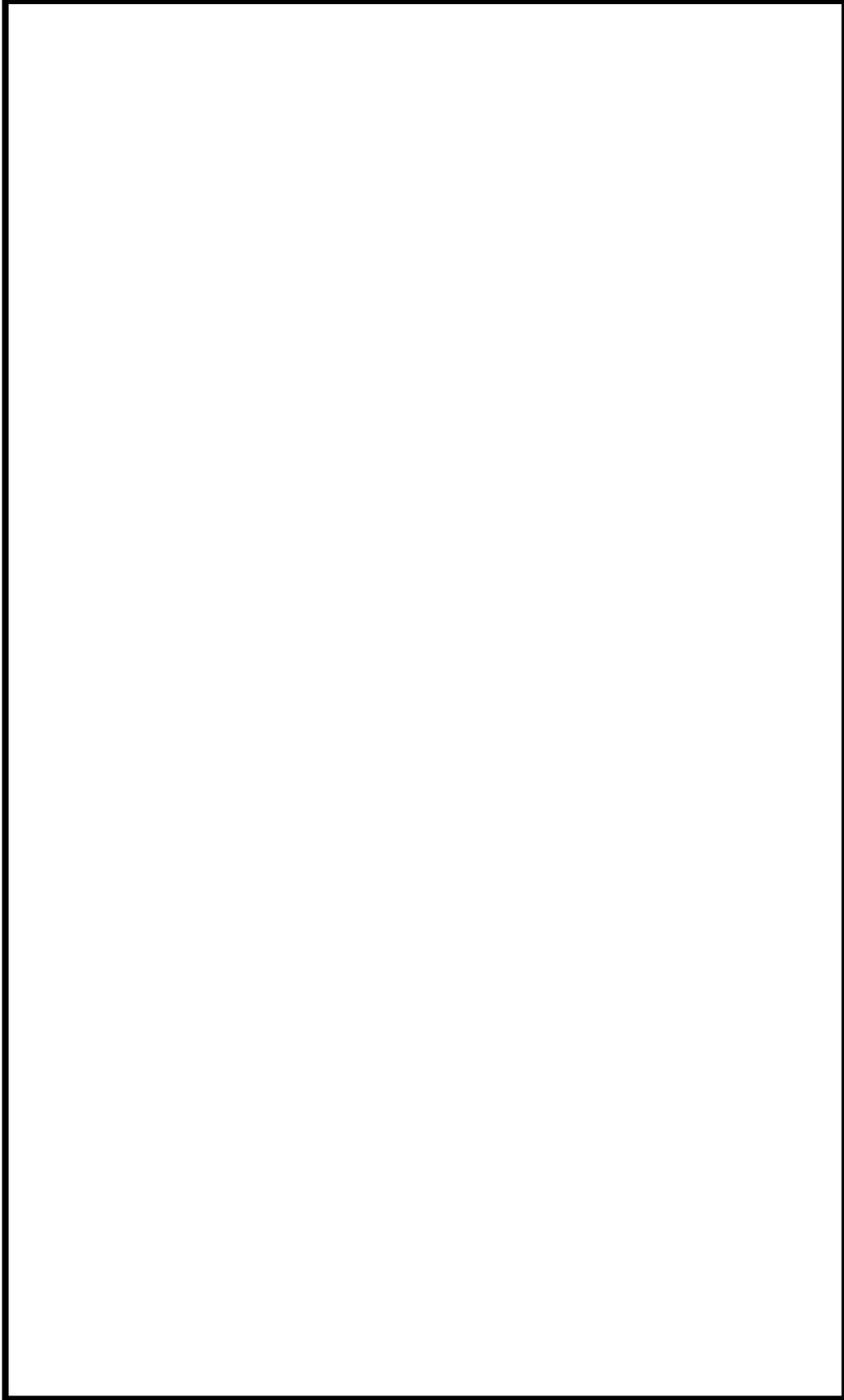


図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 4 / 4

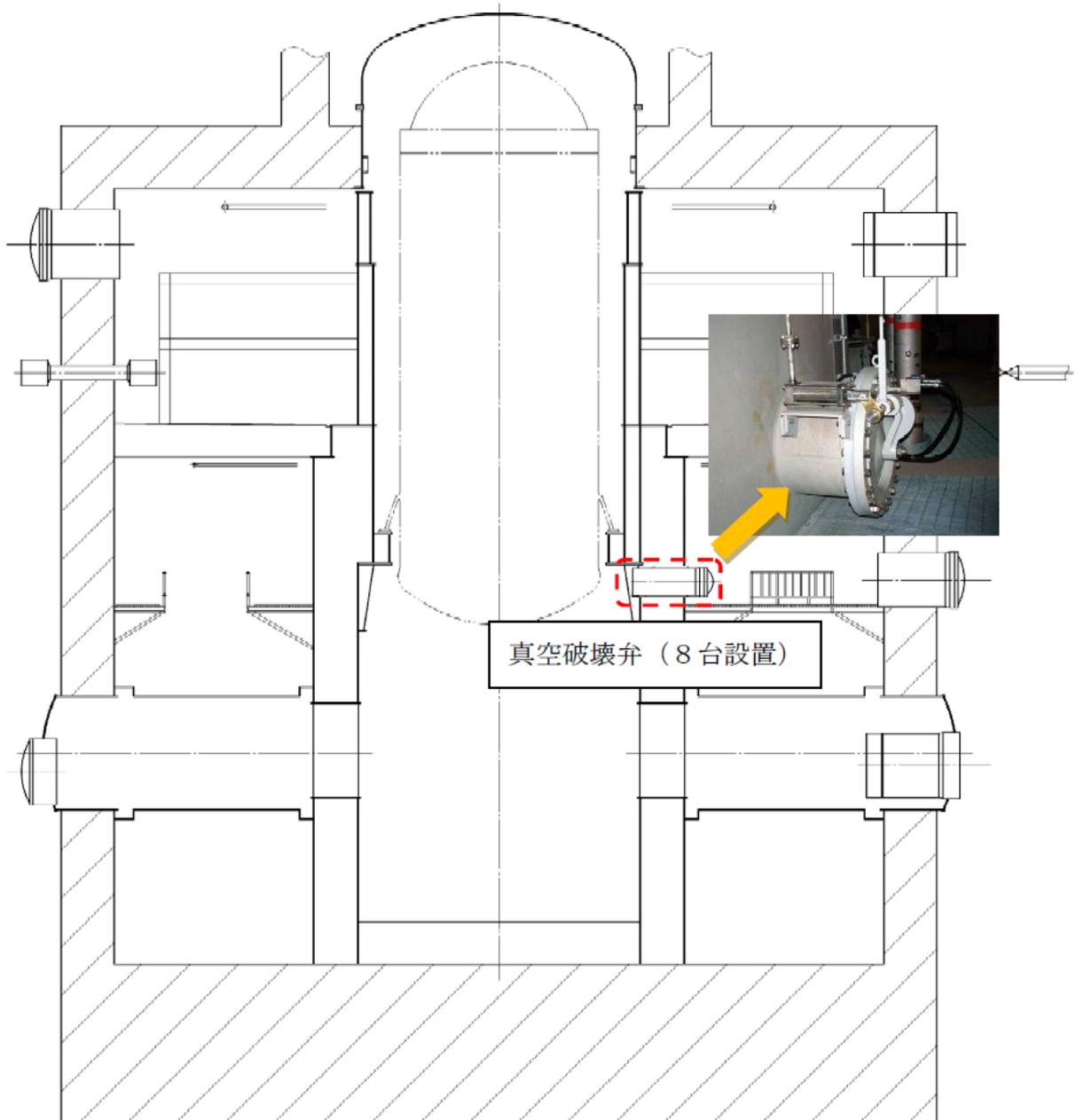


図 48-4-29 6/7号炉 真空破壊弁設置位置図

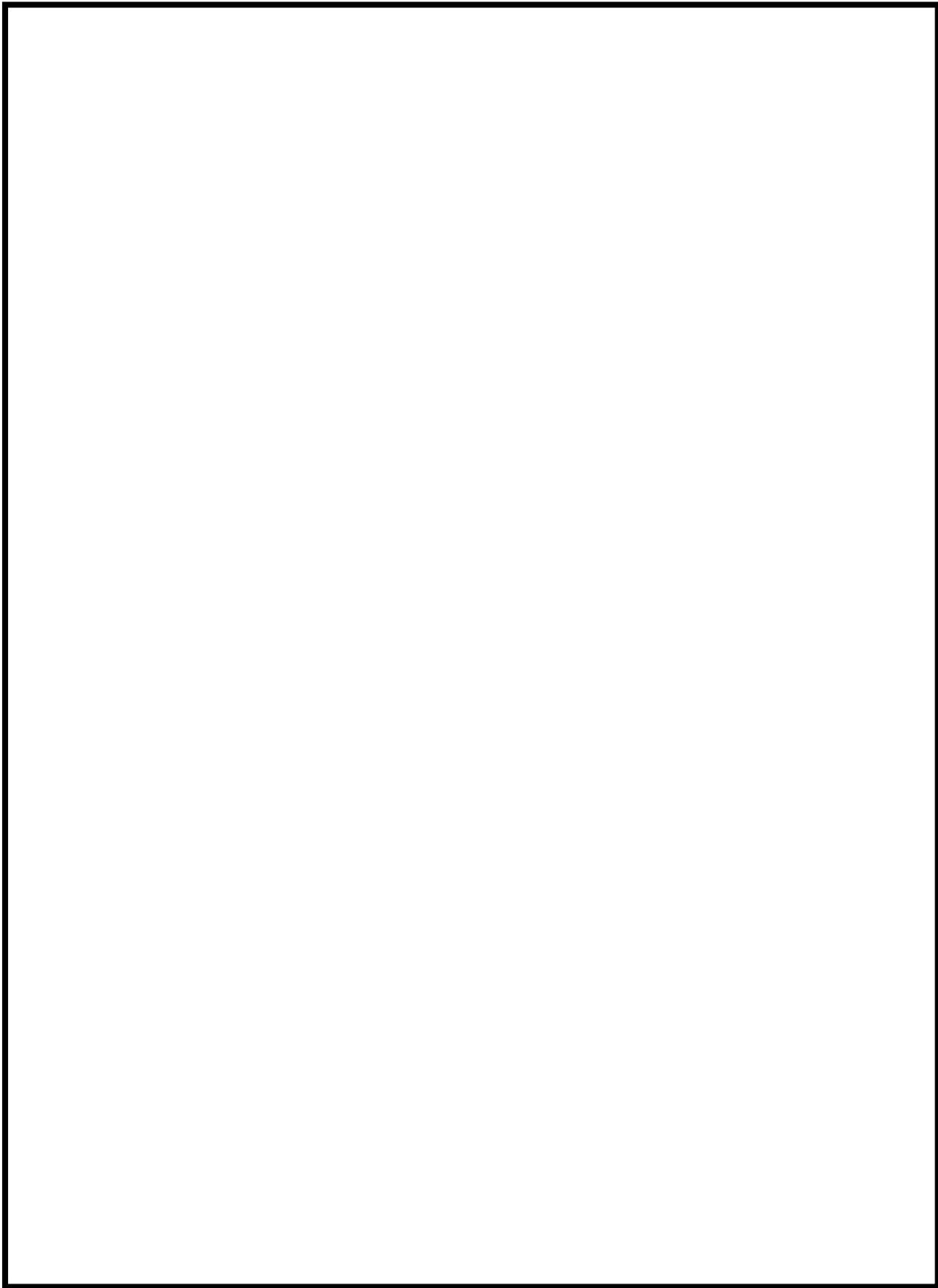


图 48-4-30 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

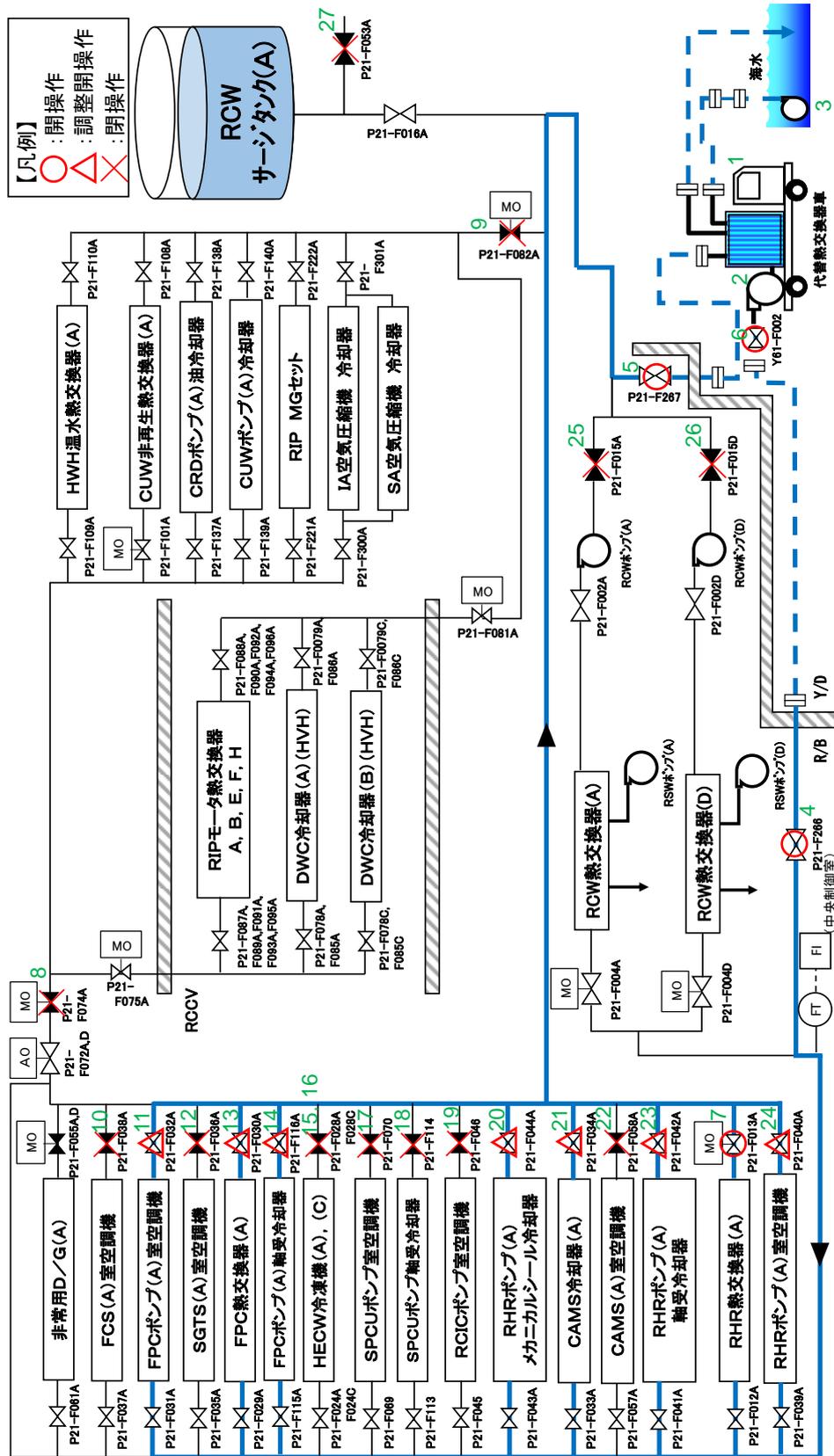


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (6号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)
6	代替冷却システム流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換機(A)冷却水出口弁
14	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
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁
17	サ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
18	サ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
19	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁
20	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
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水ポンプ(A)吸込弁
26	原子炉補機冷却水ポンプ(D)吸込弁
27	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

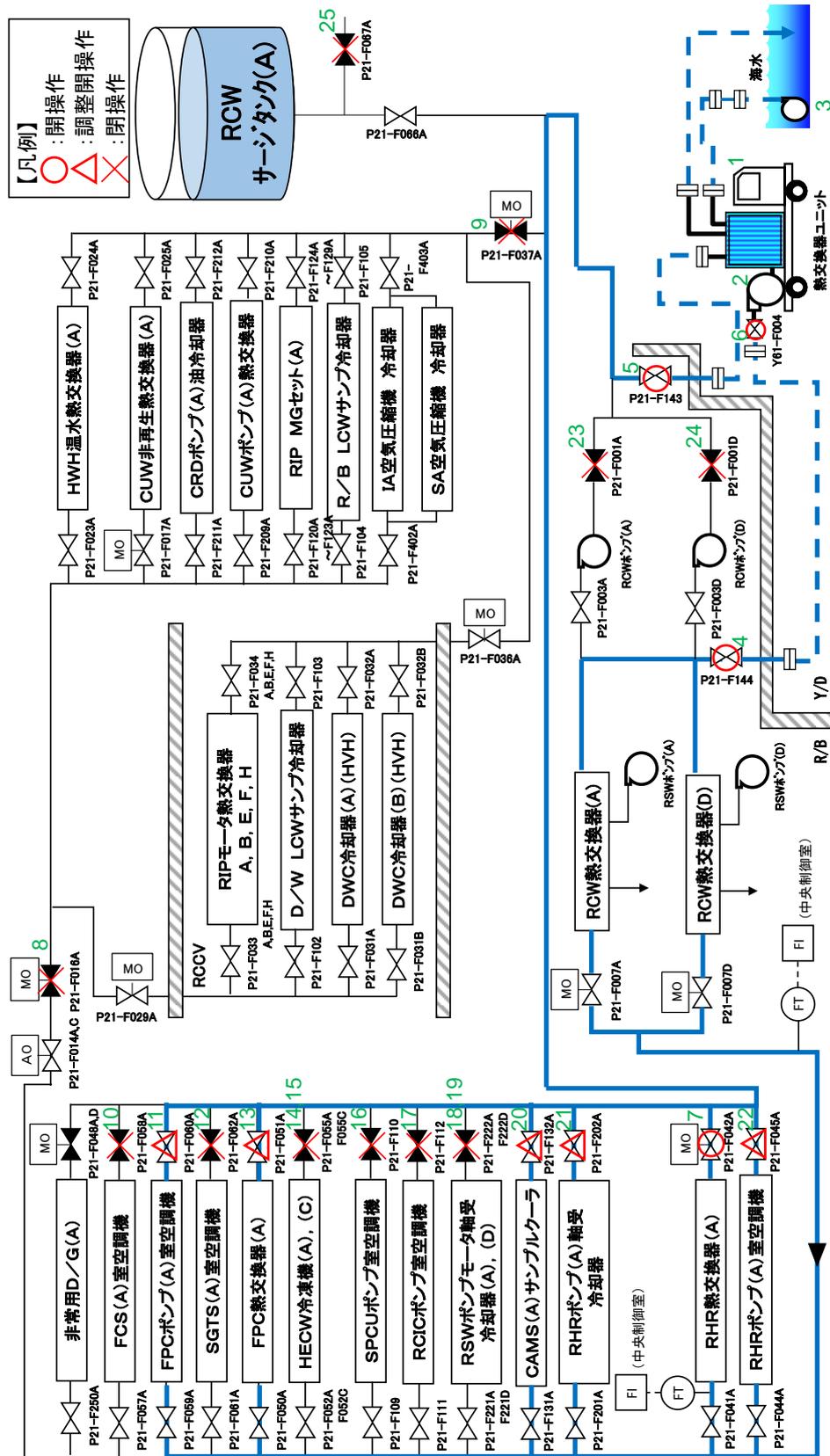


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉 A系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (7号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却水供給止め弁(A)
5	代替冷却水戻り止め弁(A)
6	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
14	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
15	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
16	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
17	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁
20	格納容器内雰囲気モニタラック(A)出口弁
21	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
25	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

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

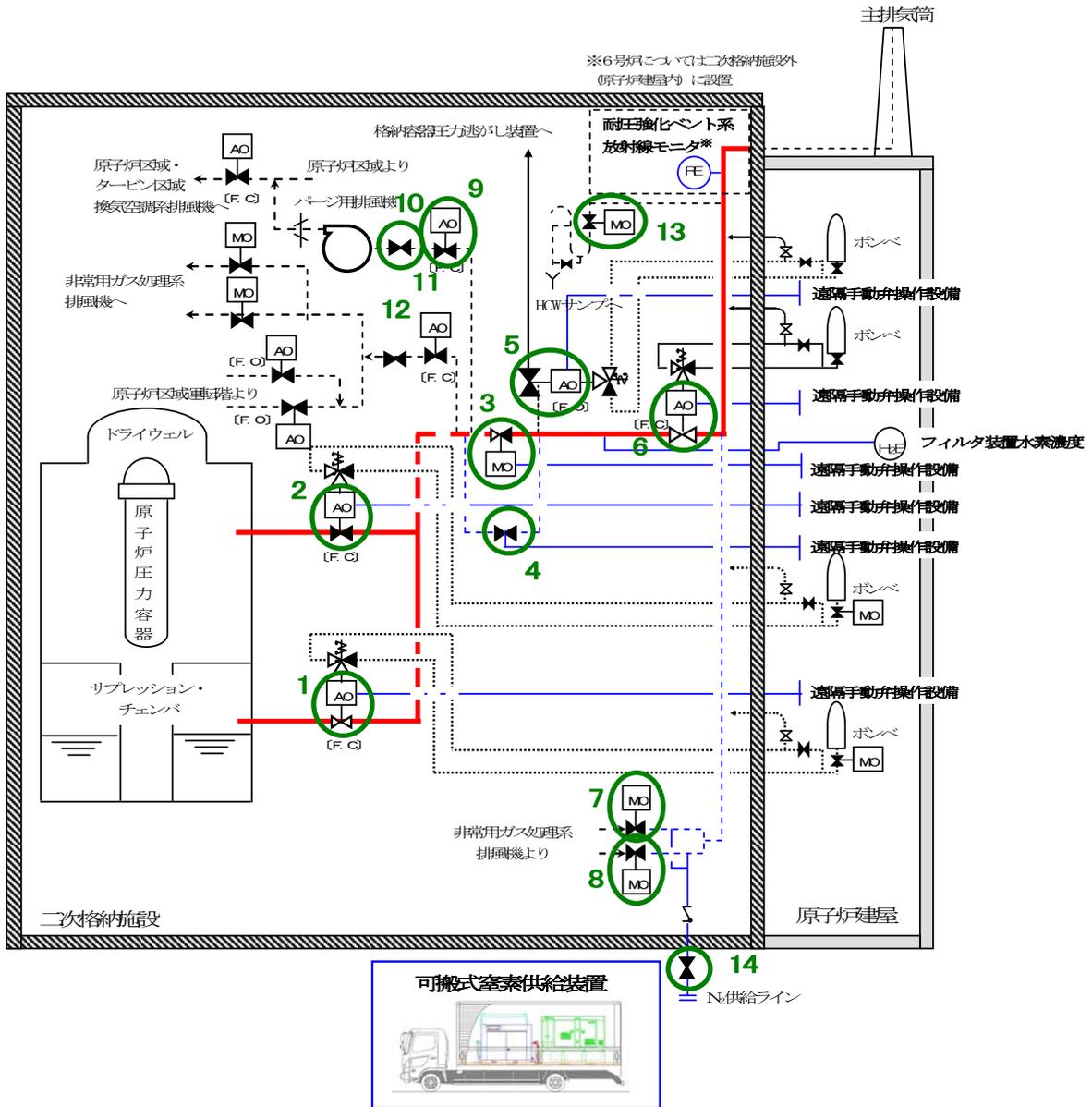


図 48-5-3 耐圧強化ベント系 概略構成図

表 48-5-3 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	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁

48-6
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。

【代替原子炉補機冷却系】

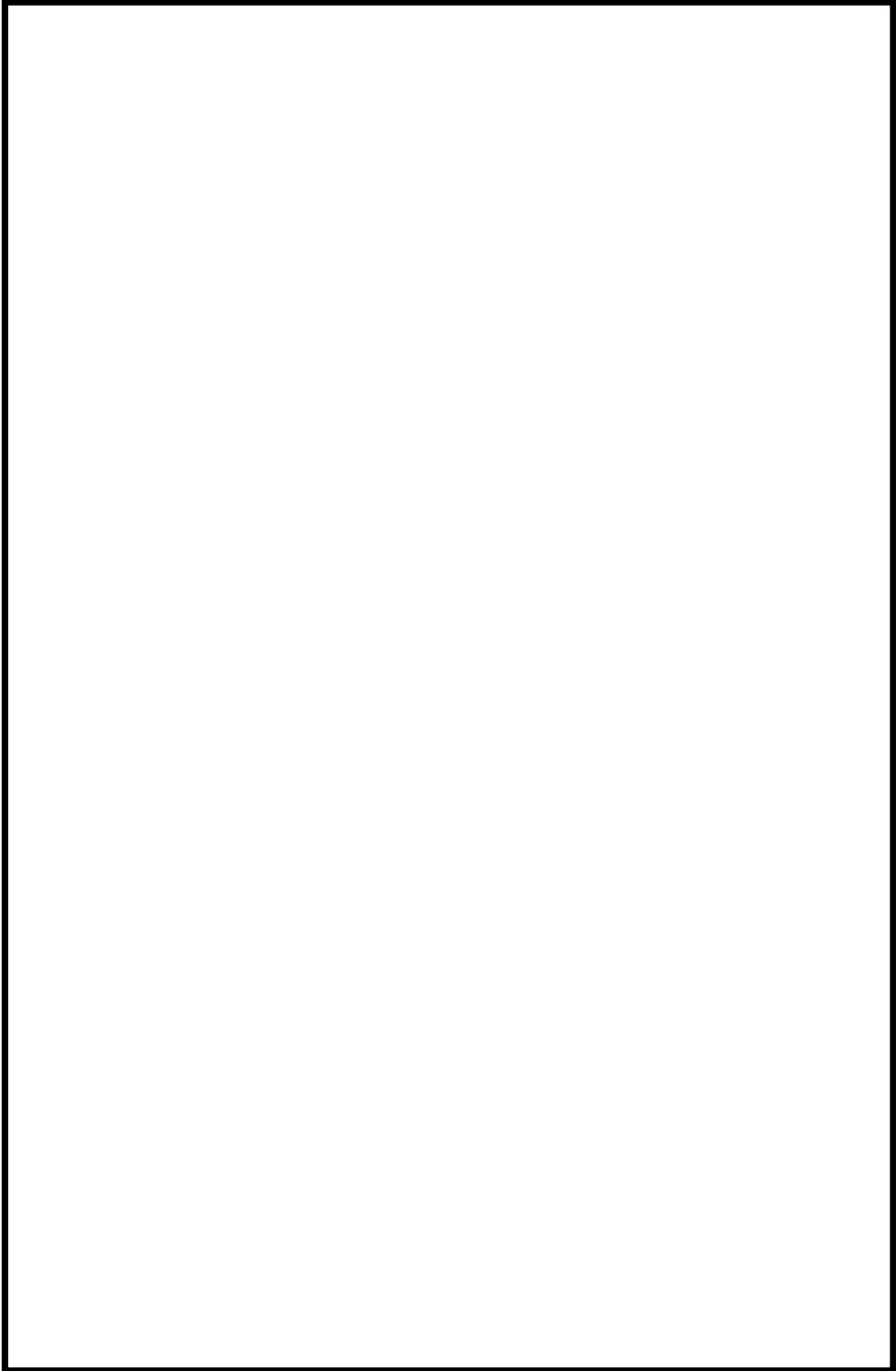


図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

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。

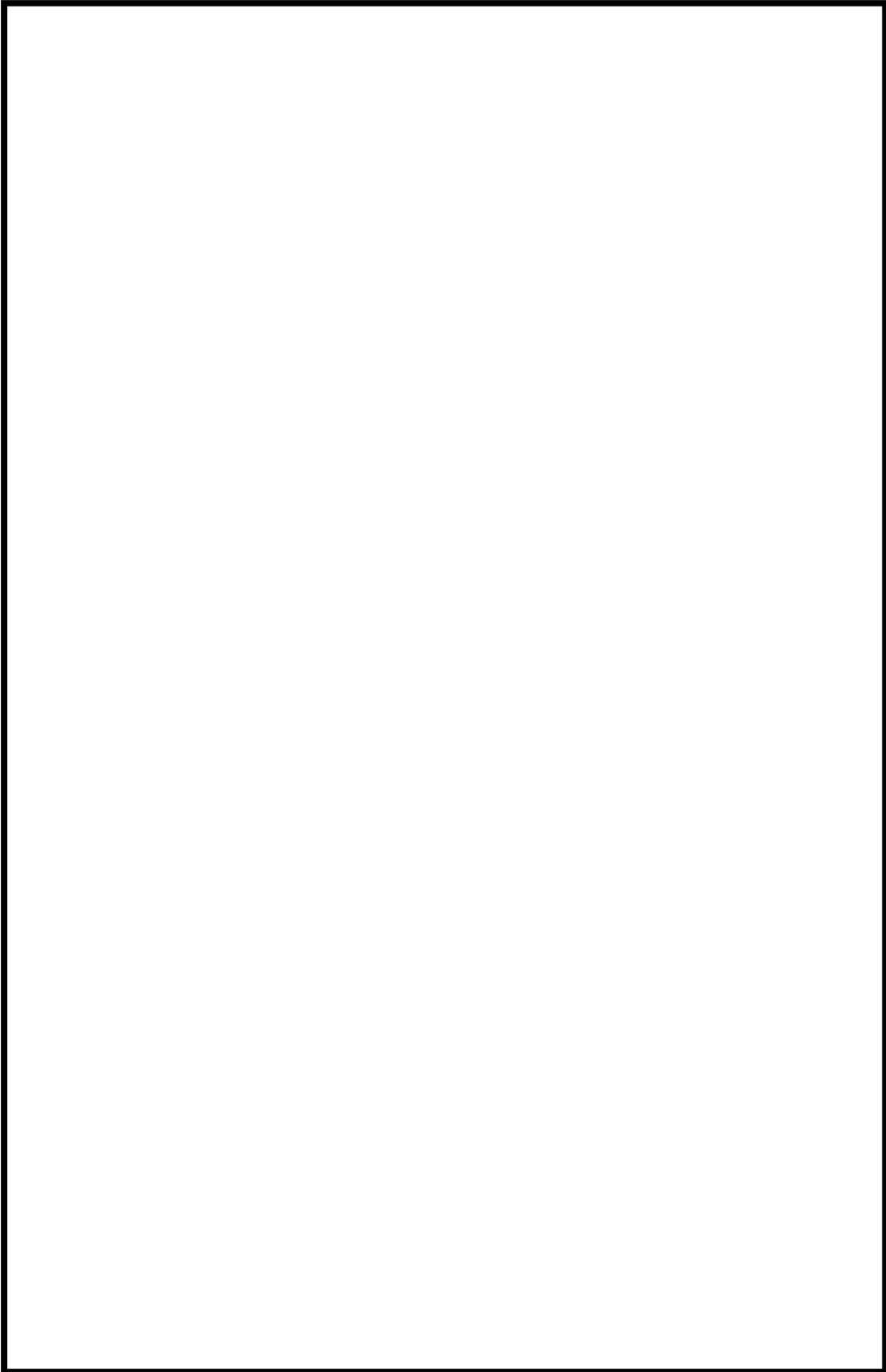


図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

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。

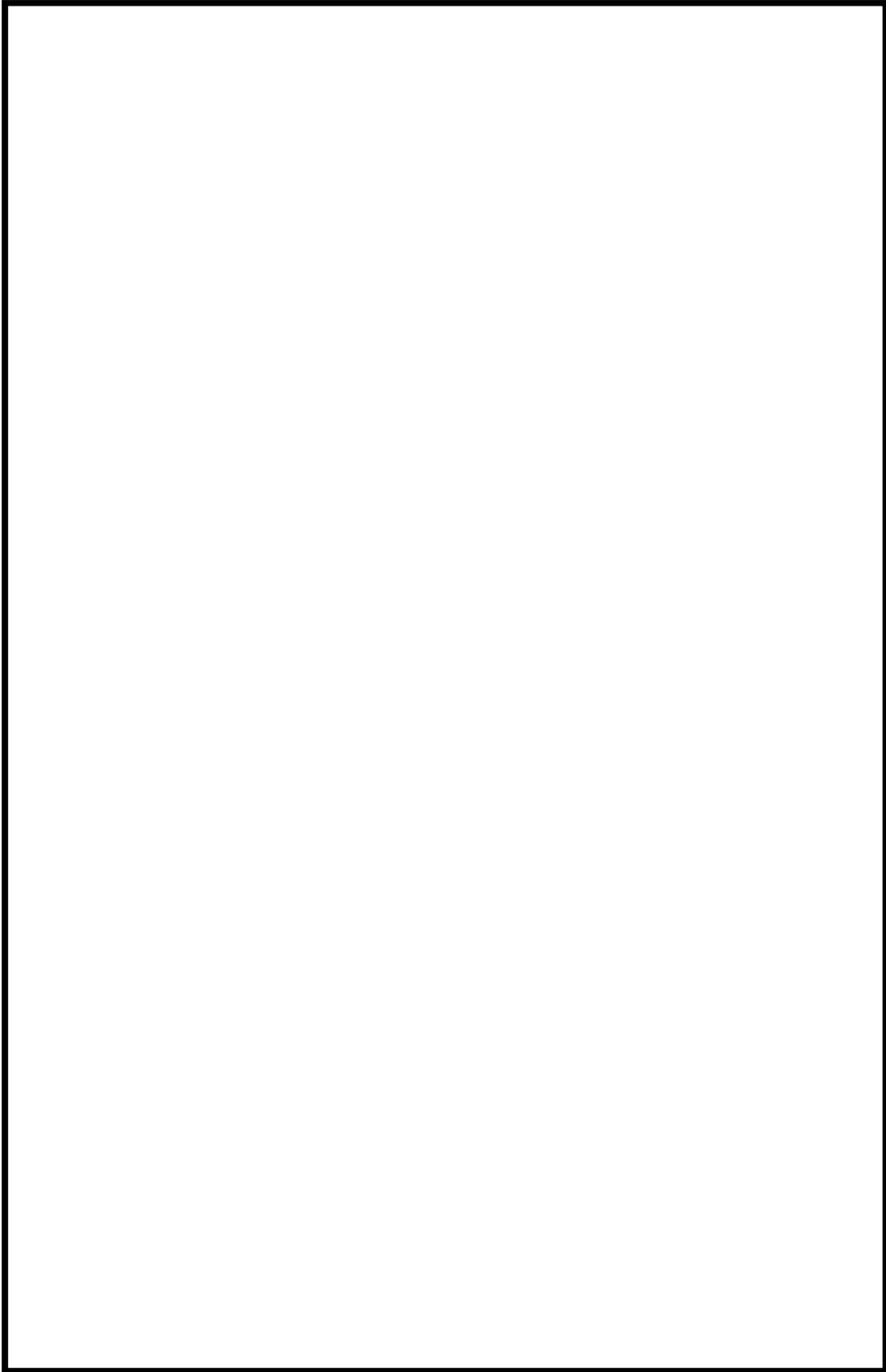


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7号炉)

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。

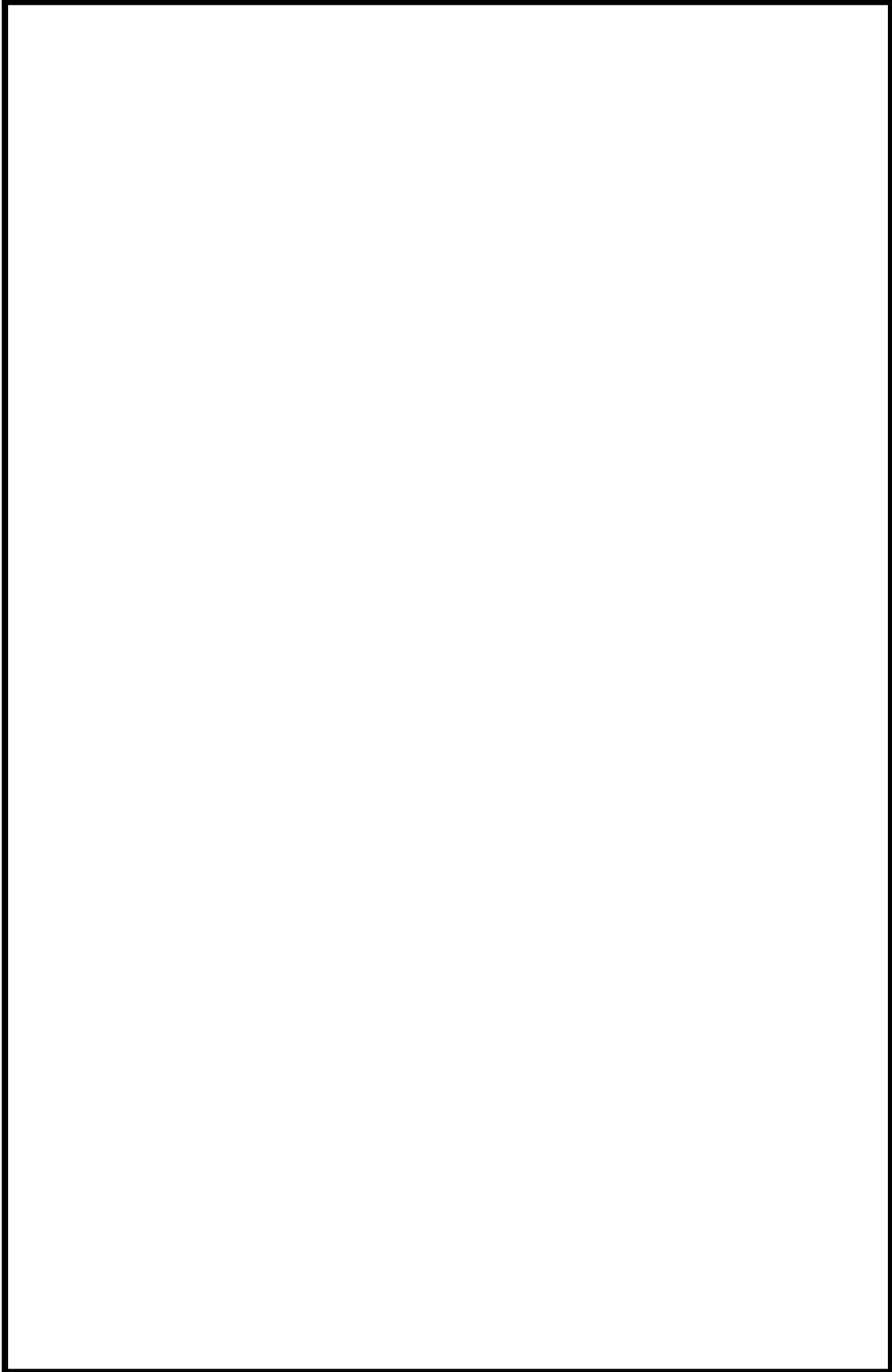


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

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。

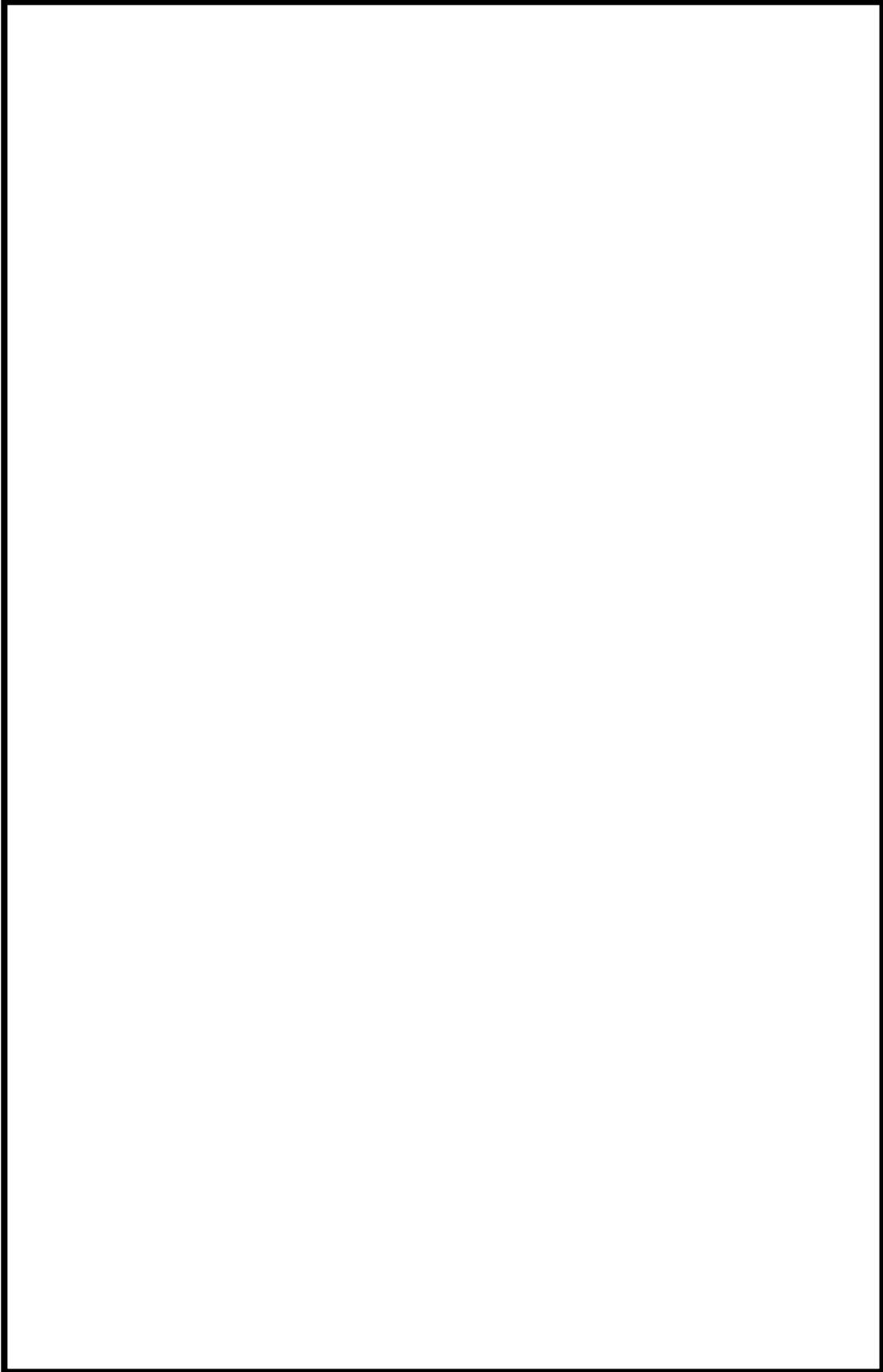


図 48-6-5 代替原子炉補機冷却海水ポンプ図

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。

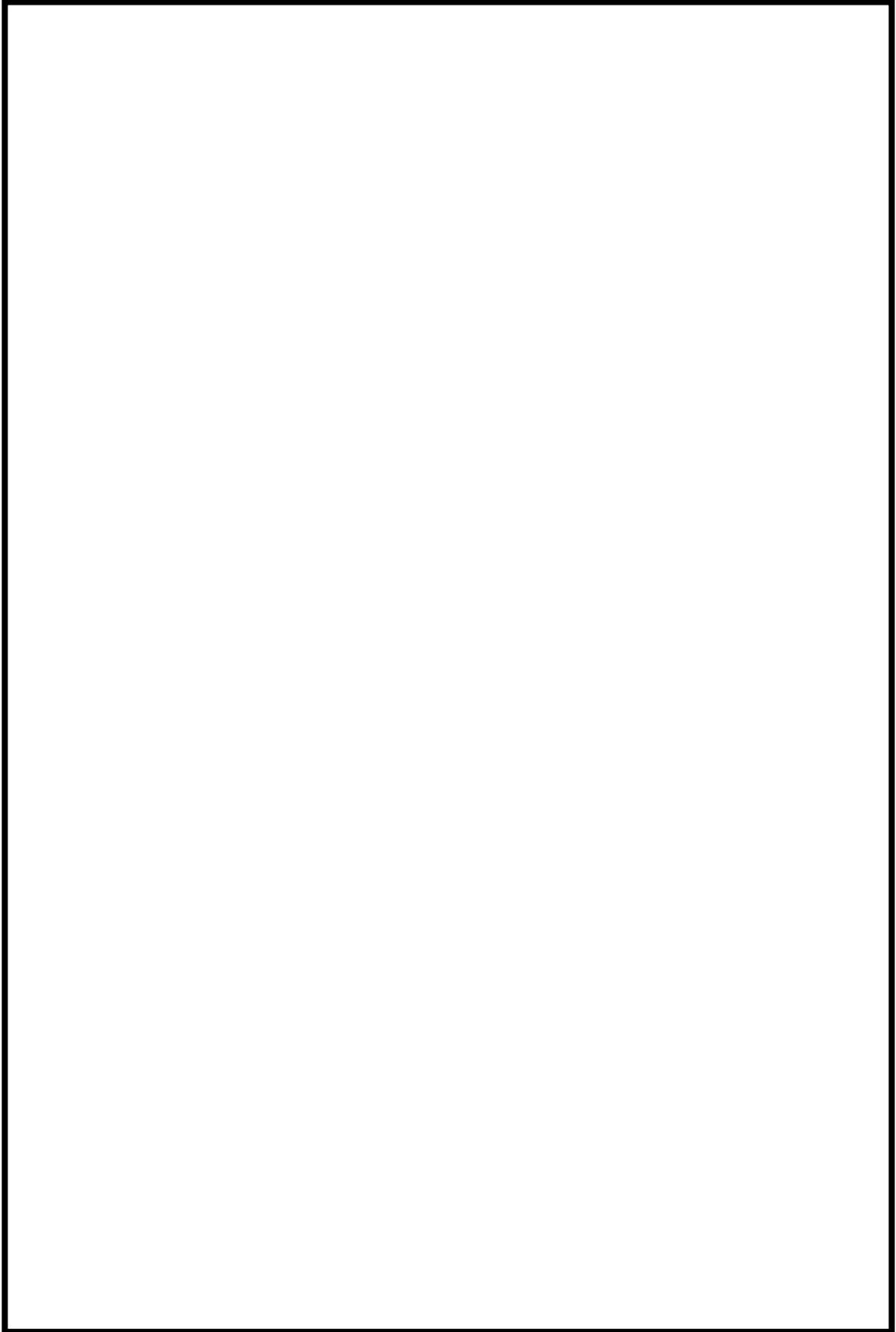


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 A系)

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。

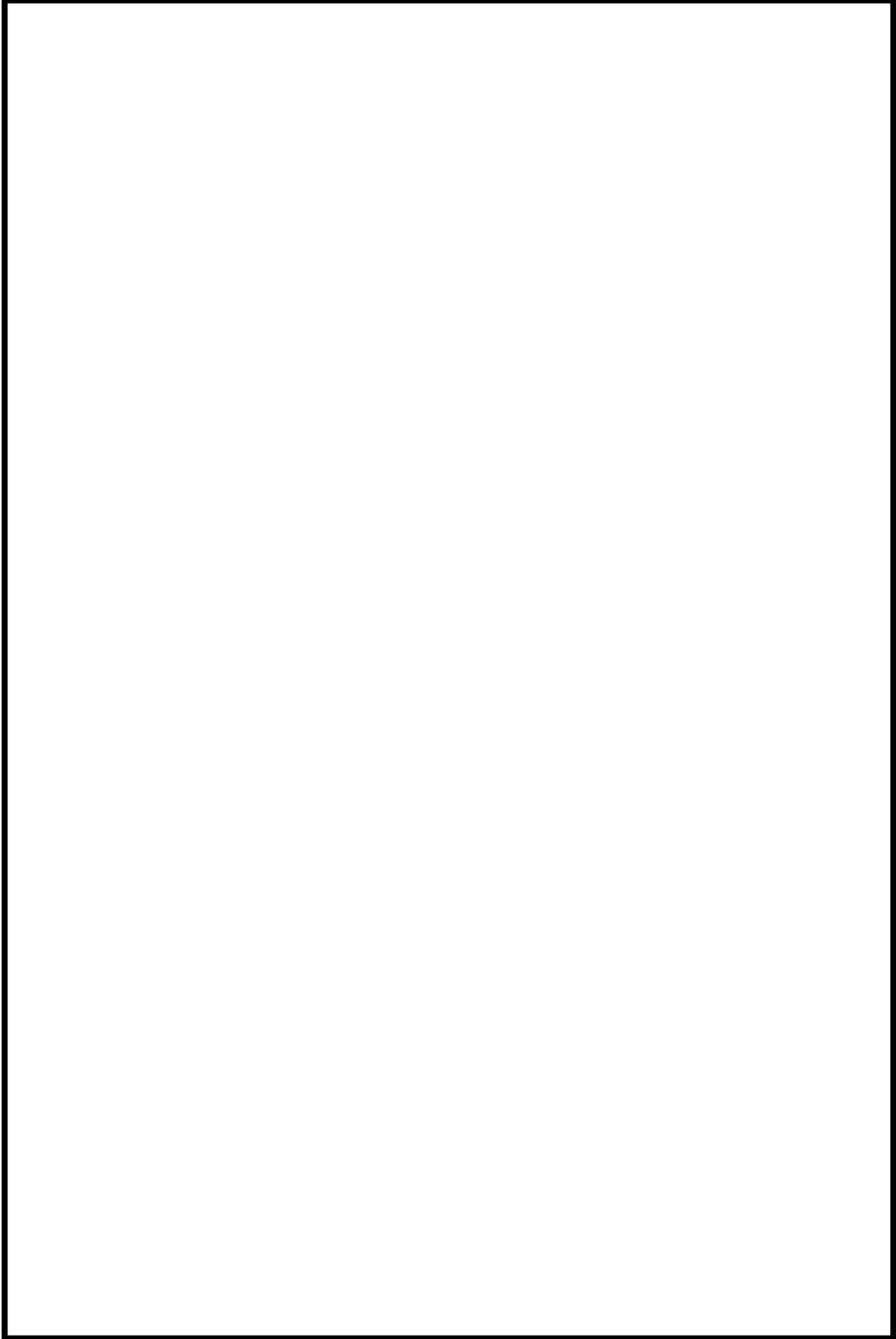


図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉B系)

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。

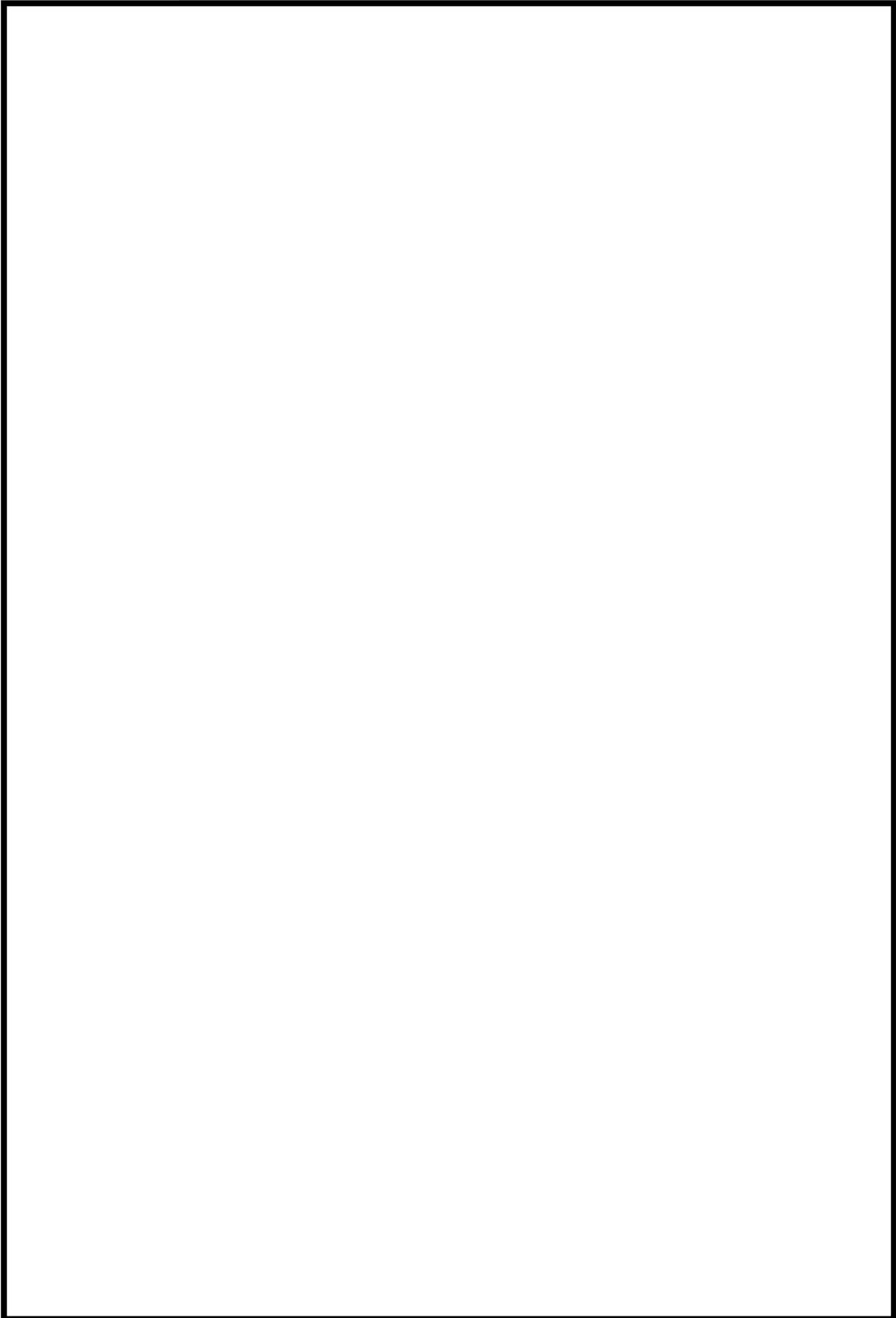


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 A系)

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。

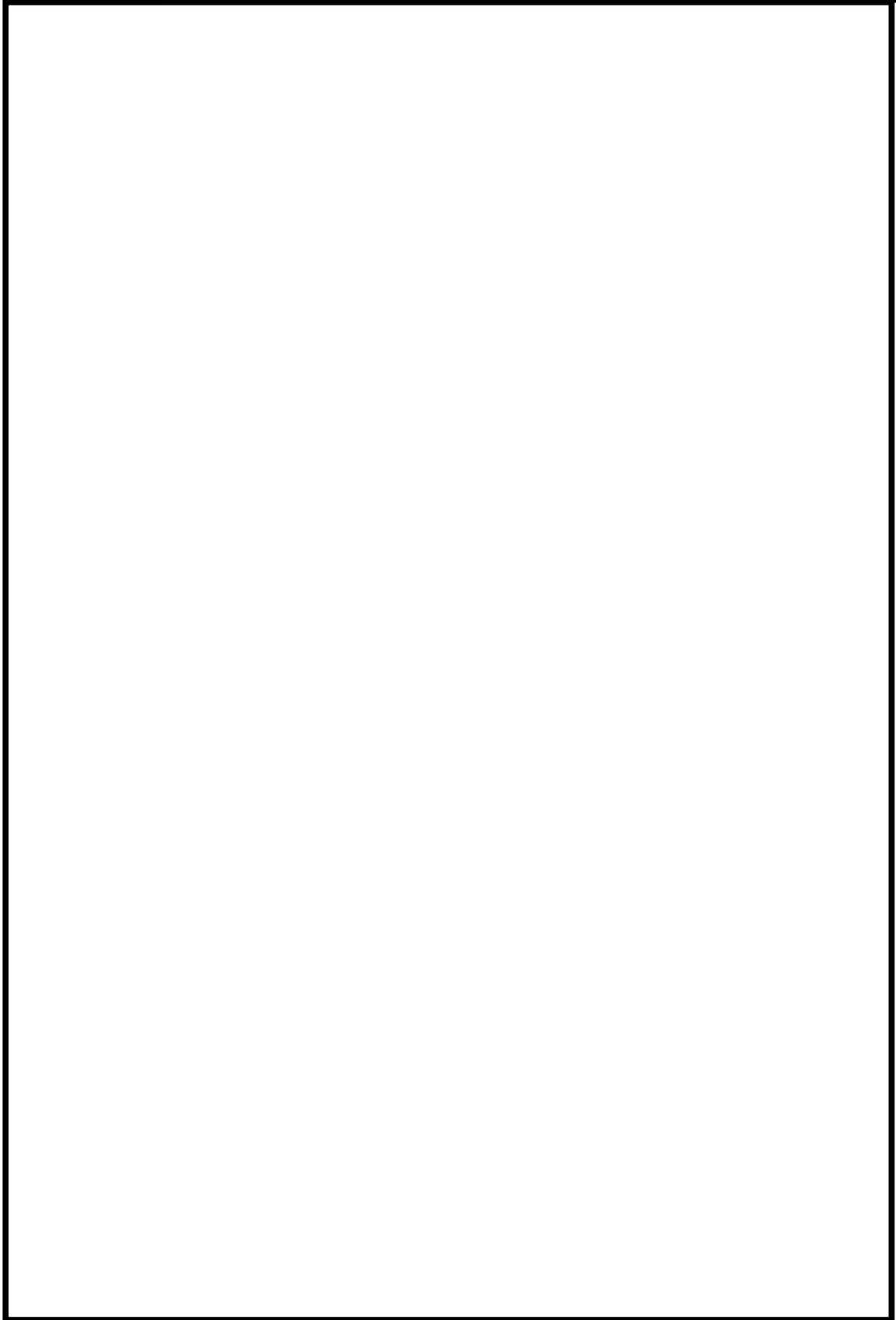


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 B系)

【耐圧強化ベント系】

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表 48-6-1 のとおりである。

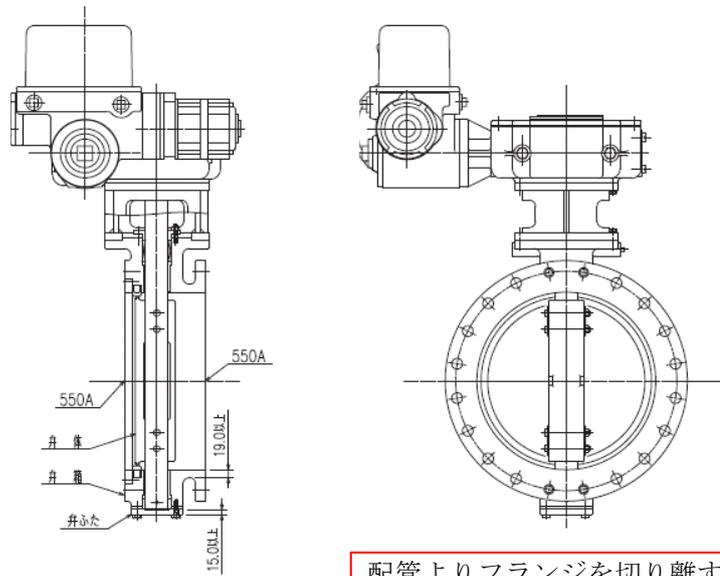
表 48-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)
可搬式窒素供給装置	1. 本体	a. 工場点検	—
	2. 機能確認	a. 試運転	a. 試運転

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は, 簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

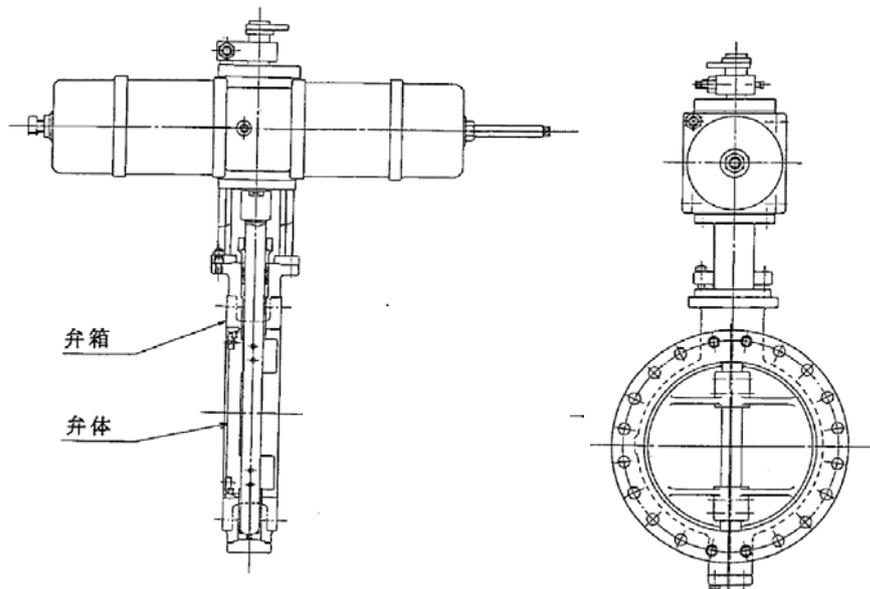
※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に, 空気駆動弁『開』保持状態(駆動空気を供給している状態)において, 駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。



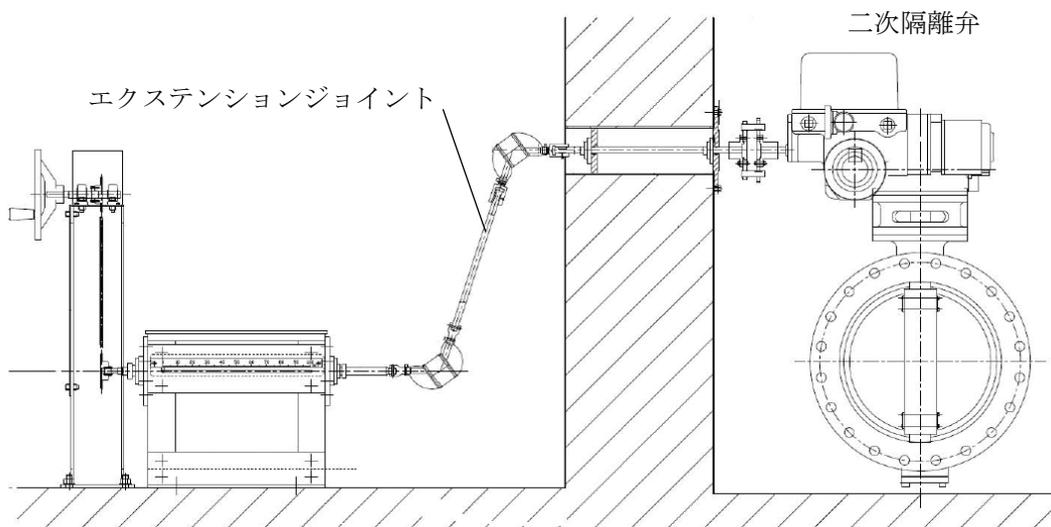
配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 48-6-10 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 48-6-11 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉 二次隔離弁)

車載機器（窒素発生装置，ディーゼル発電機，空気圧縮機）については個別に点検することが可能

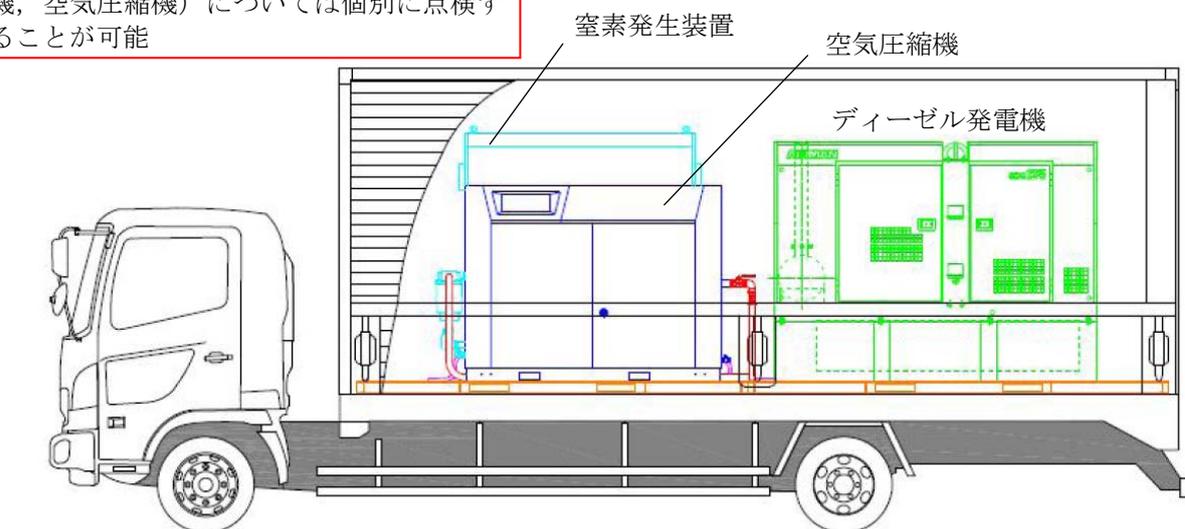


図 48-6-13 可搬式窒素供給装置構造図

48-7
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		熱交換器ユニット (6号炉)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 0.6
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 50
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニットは、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニットは1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

熱交換器ユニットの容量は、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、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図48-7-1に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

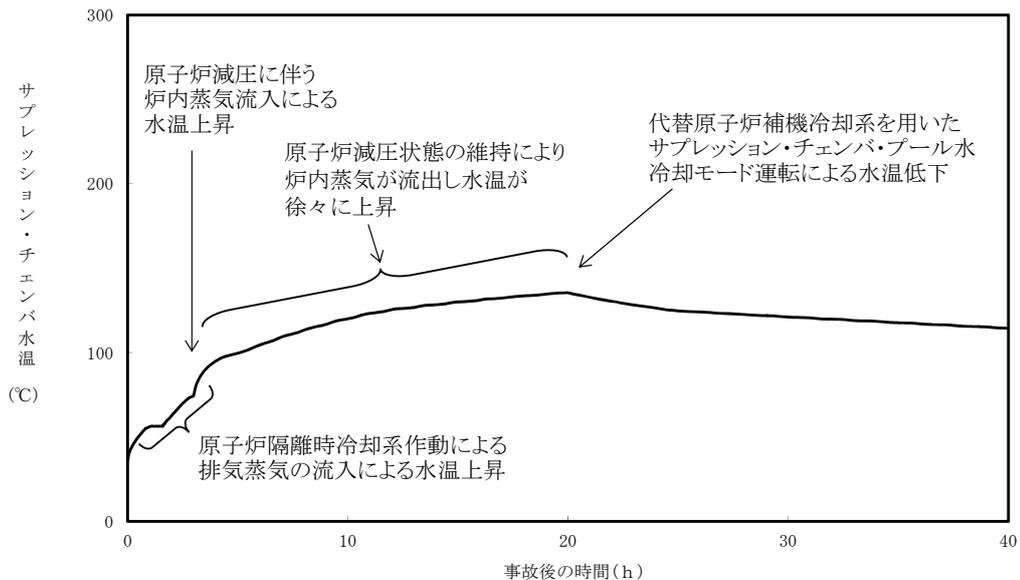


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニットの海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの締切揚程を考慮し、0.6MPa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

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 1 基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

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

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

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

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

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\} / \ln \{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \doteq \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

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

以上より, 熱交換器ユニットの伝熱面積は, $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ 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。

名 称		熱交換器ユニット (7号炉)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 40
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニットは、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニットは1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

熱交換器ユニットの容量は、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、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。

具体的には、図48-7-2に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

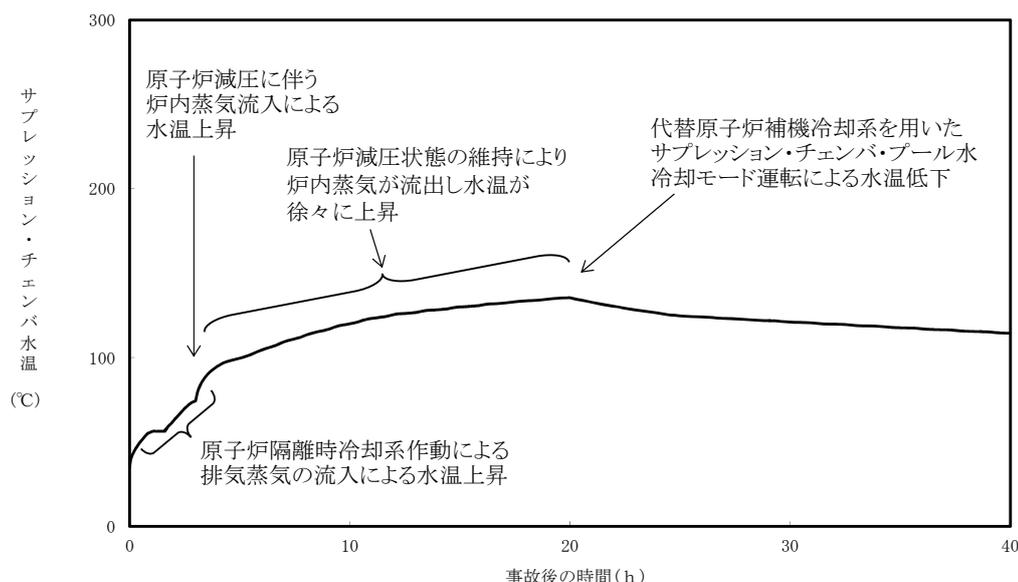


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニットの海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力以上とし、1.4MPa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

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 1 基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量 11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

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

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

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

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²·K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニットの伝熱面積は、 m²/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，原子炉補機冷却水系，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 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・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 : m²

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 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・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 : m²

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		代替原子炉補機冷却水ポンプ (6号炉)
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300以上 (注1) (300 (注2))
全揚程	m	□以上 (注1) (75 (注2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	□以上 (注1) (110 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱(約23MW)を除去するために必要な流量を600m³/hとし、容量300 m³/hのポンプを2台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。具体的には、図48-7-1に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉】

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプの揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの最高使用圧力1.37MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、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（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300
H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-3 参照)
η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-3 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の原動機出力は 110kW/台とする。

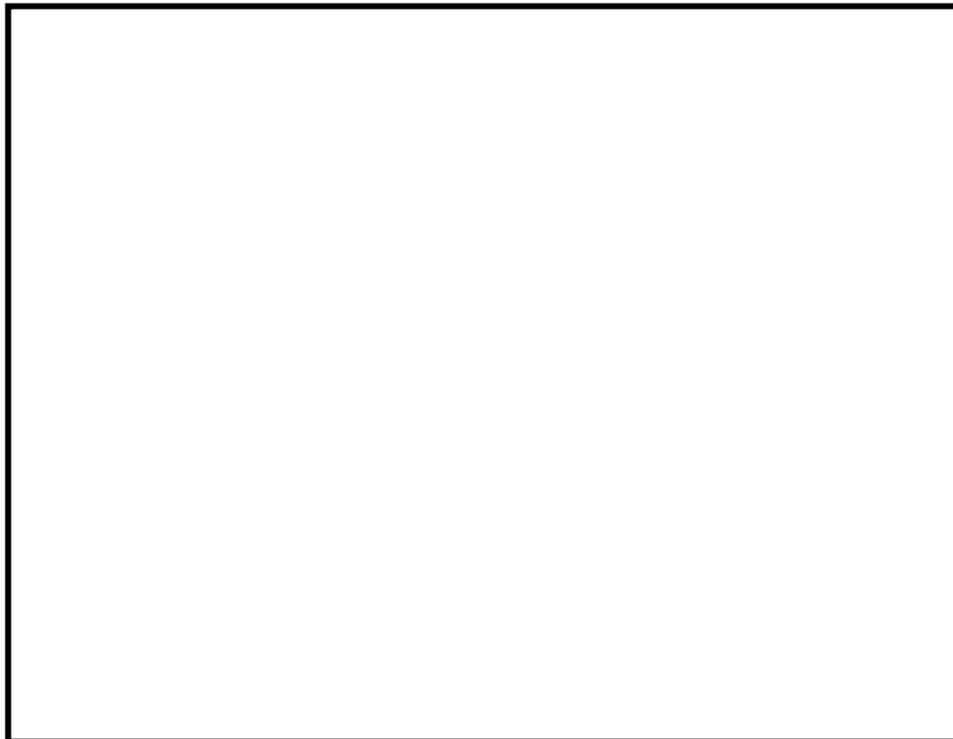


図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ性能曲線 (6号炉)

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		代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号炉)
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上 (注1) (600 (注2))
全揚程	m	<input type="text"/> 以上 (注1) (55 (注2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注1) (132 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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は1台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱(約23MW)を除去するために必要な流量を600m³/hとし、容量600 m³/hのポンプを1台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。具体的には、図48-7-2に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプの揚程は m 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニット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（容量 600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 55) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 55 (図 48-7-4 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 48-7-4 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の原動機出力は 132kW/台とする。

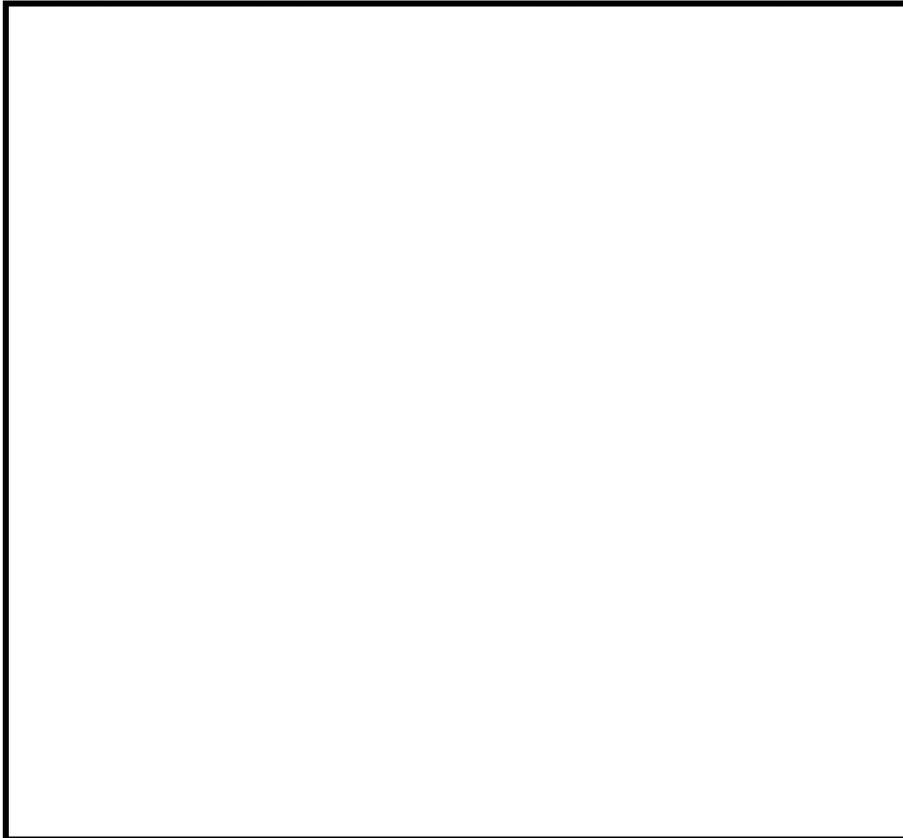


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ性能曲線 (7号炉)

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		代替原子炉補機冷却海水ポンプ
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	420 以上 (注 1) (420 (注 2))
全揚程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (35 (注 2))
最高使用圧力	MPa	0.5
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注 1) (75 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却海水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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海水ポンプは 2 台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、容量 420 m³/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の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

(6 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

(7 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

上記から、代替原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は m 以上とし、35m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切圧力を考慮し、0.5MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、下記式よりポンプの軸動力を考慮し、選定する。

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = L_w / L \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8301(1990)「遠心ポンプ，斜流ポンプ及び軸流ポンプの試験及び検査方法」)

L_w : 水動力 (kW)

L : ポンプ軸動力 (kW)

ρ : 揚液の密度 (kg/m³) = 1026

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.81

Q : 吐出量 (m³/min) = 420 / 60

H : 全揚程 (m) = 35 (図 48-7-5 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-5 参照)

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times 1026 \times 9.81 \times (420 / 60) \times 35 = 41.0990$$

$$L = L_w / \eta \times 100 = 41.0990 / \times 100 = \div kW$$

従って、代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、ポンプ軸動力を上回る出力とし、75kW/台とする。

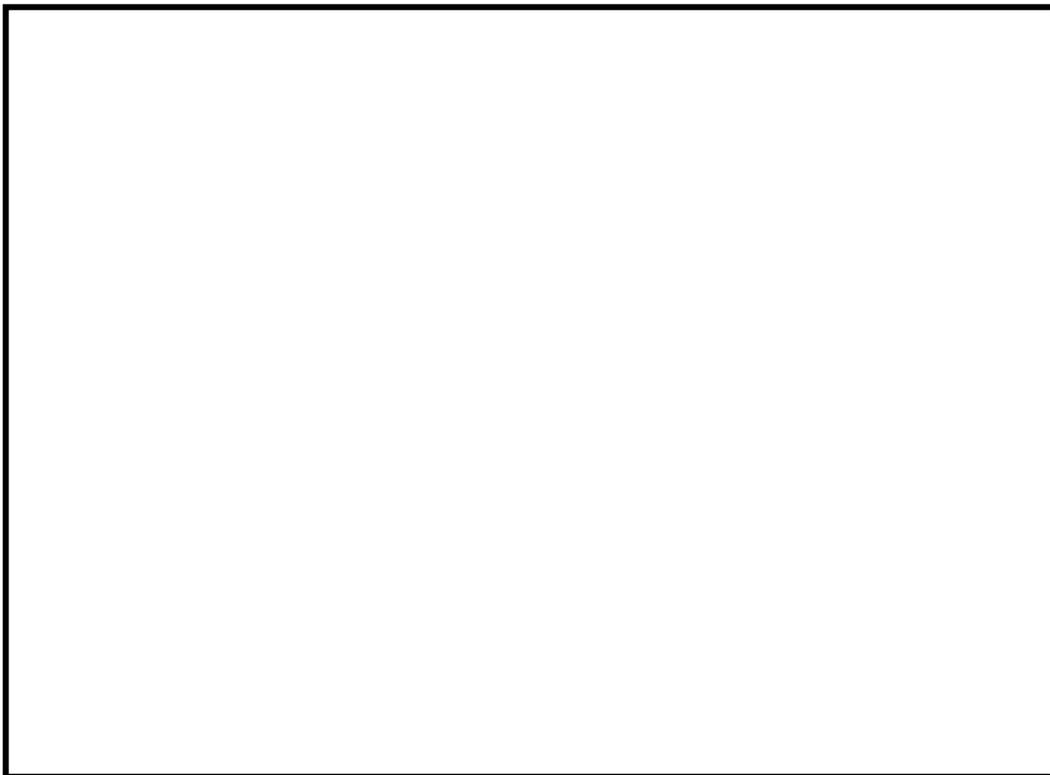


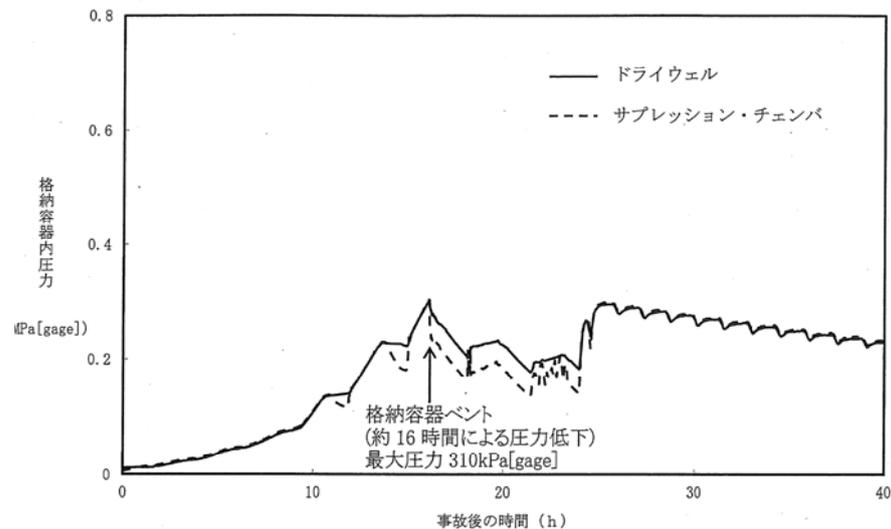
図 48-7-5 代替原子炉補機冷却海水ポンプ性能曲線

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	MPa	0.62
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である310kPaに到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa[gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

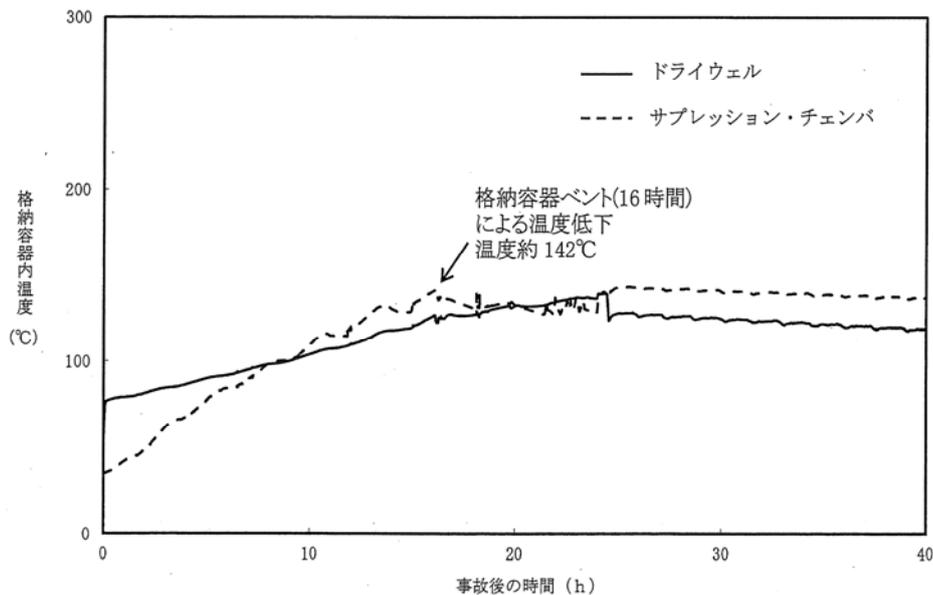


第6図 格納容器圧力推移 (全交流電源喪失)

(2) 最高使用温度

格納容器の最高使用圧力である171℃とする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の格納容器内雰囲気温度は171℃以下となることを確認している(第7図参照)。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171℃以下となる。



第7図 格納容器温度推移（全交流電源喪失）

(3) 設計流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、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。

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

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約16時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8
接続図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

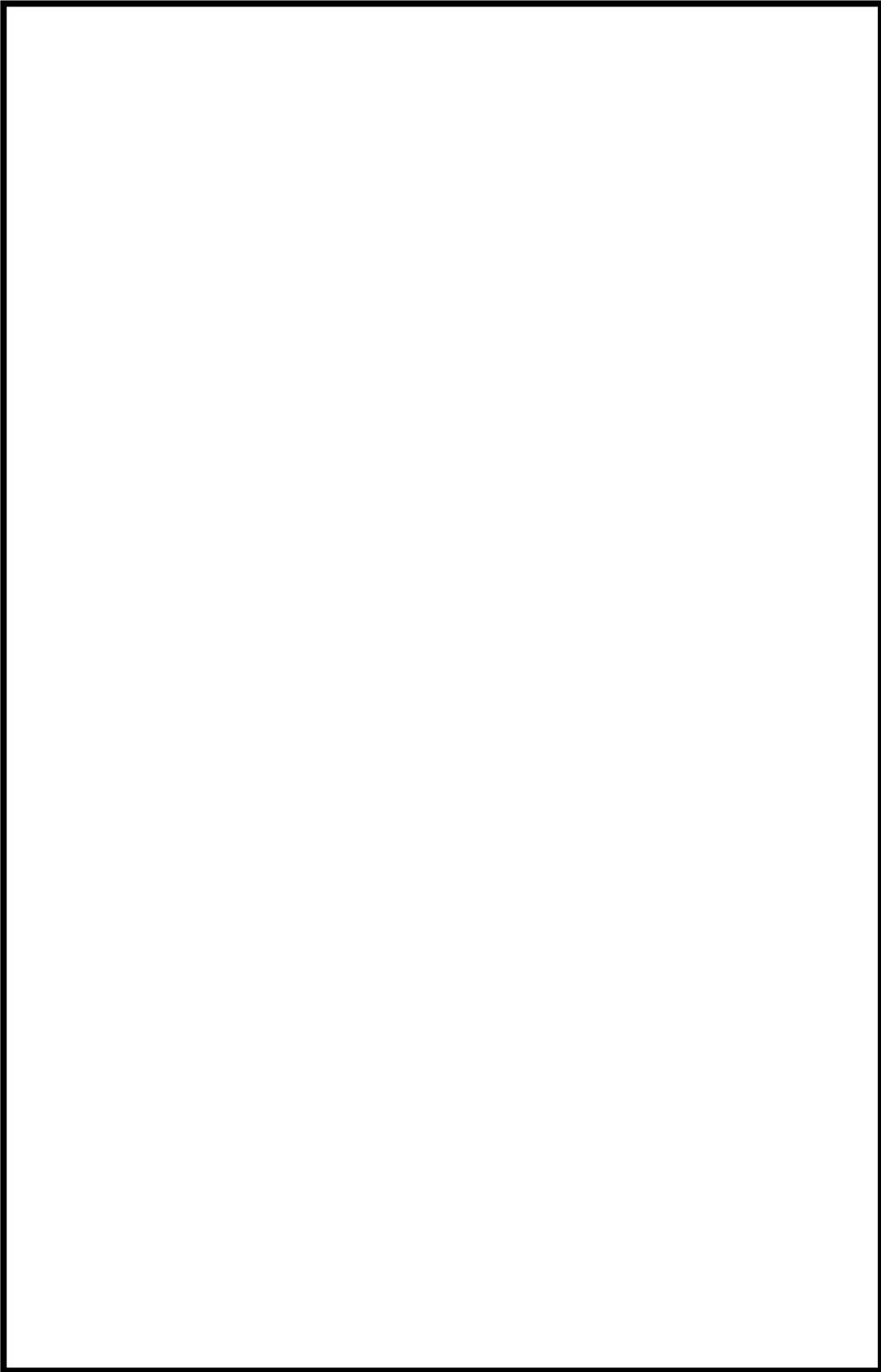


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9
保管場所図

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。

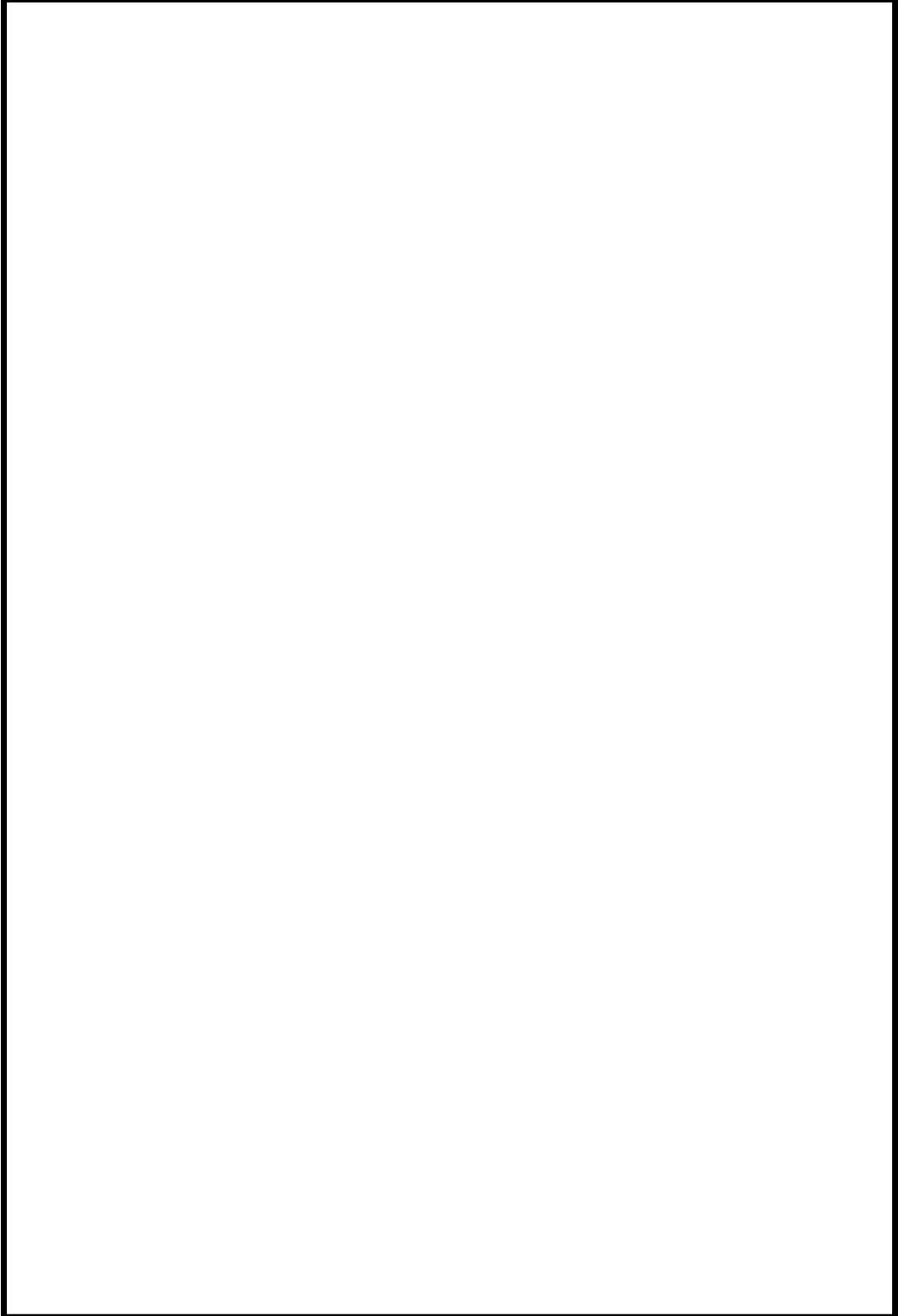


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

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。

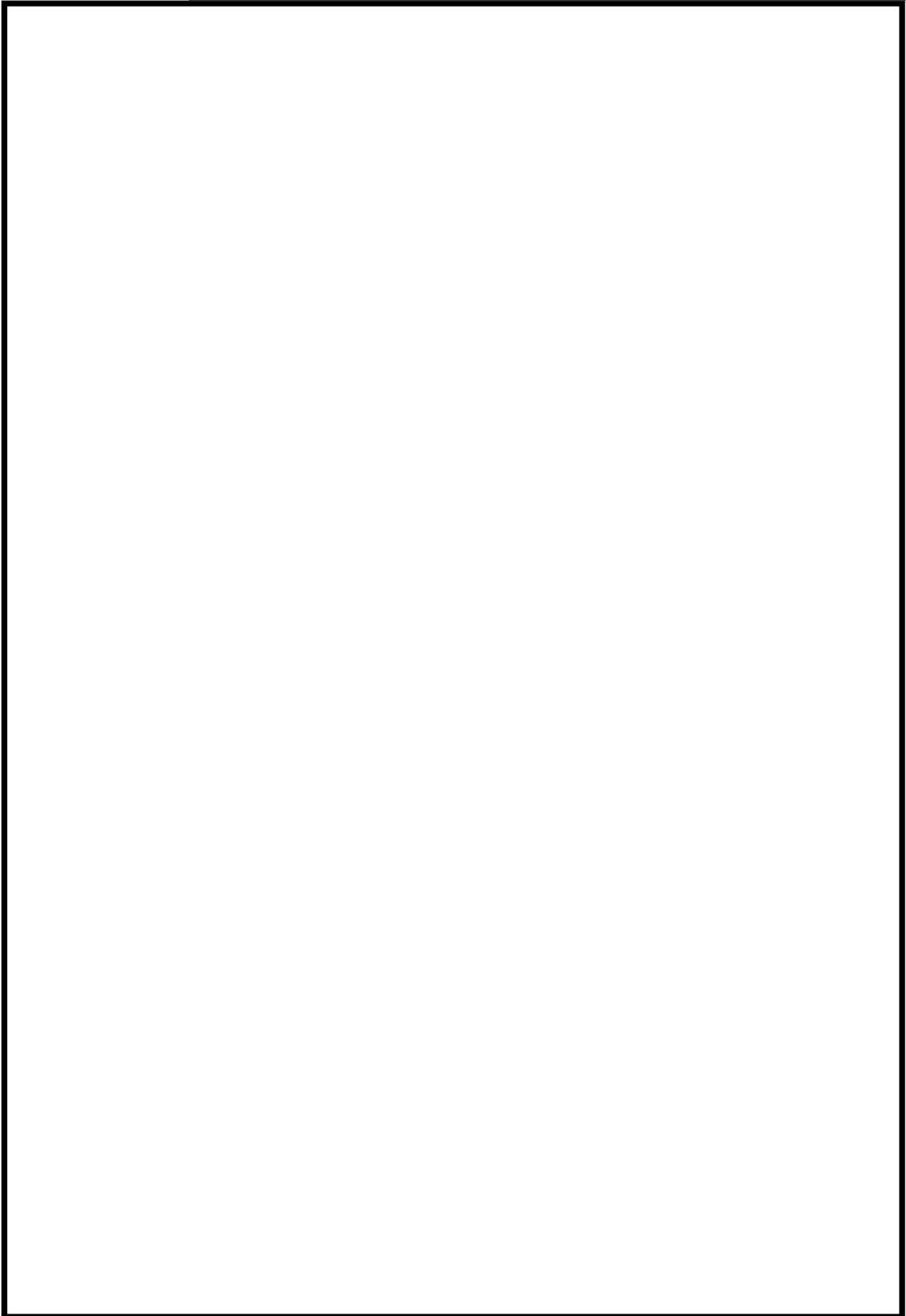


図 48-9-2 屋外保管場所配置図（耐圧強化ベント系）

48-10
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

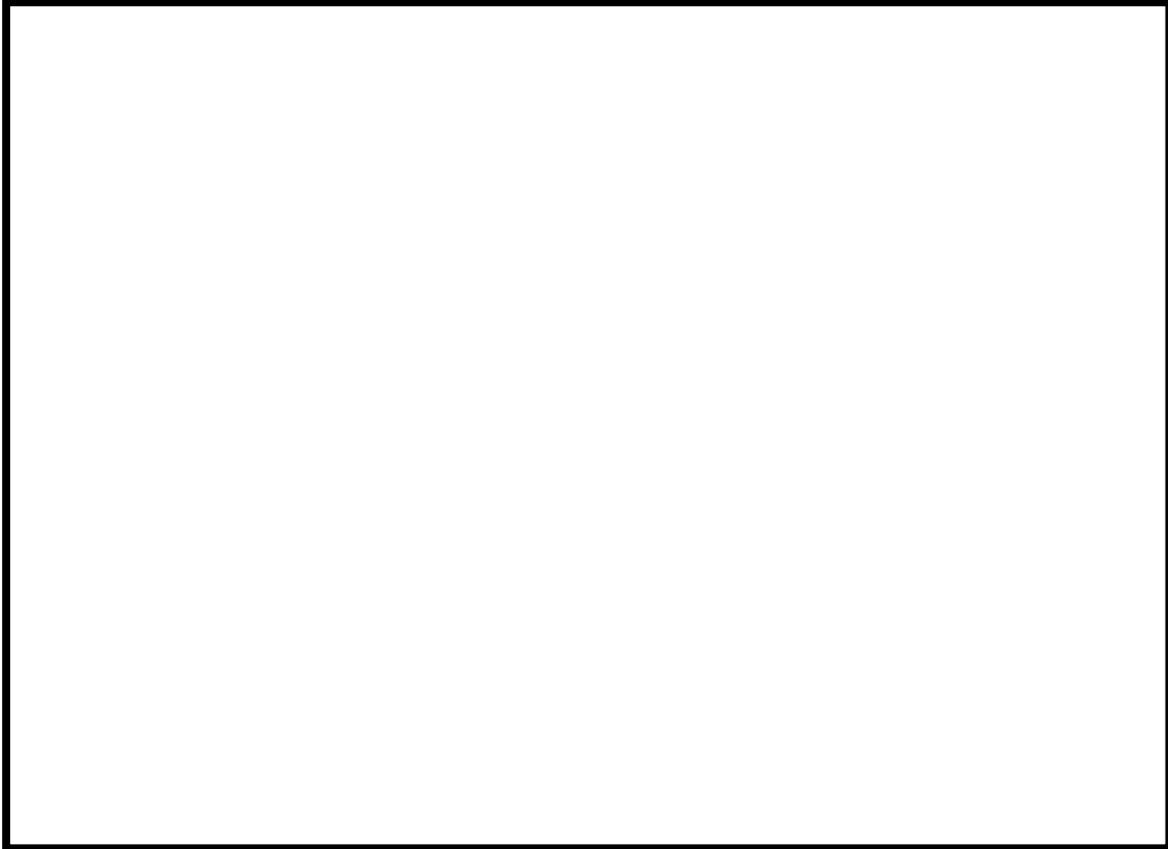


図 48-10-1 保管場所およびアクセスルート図

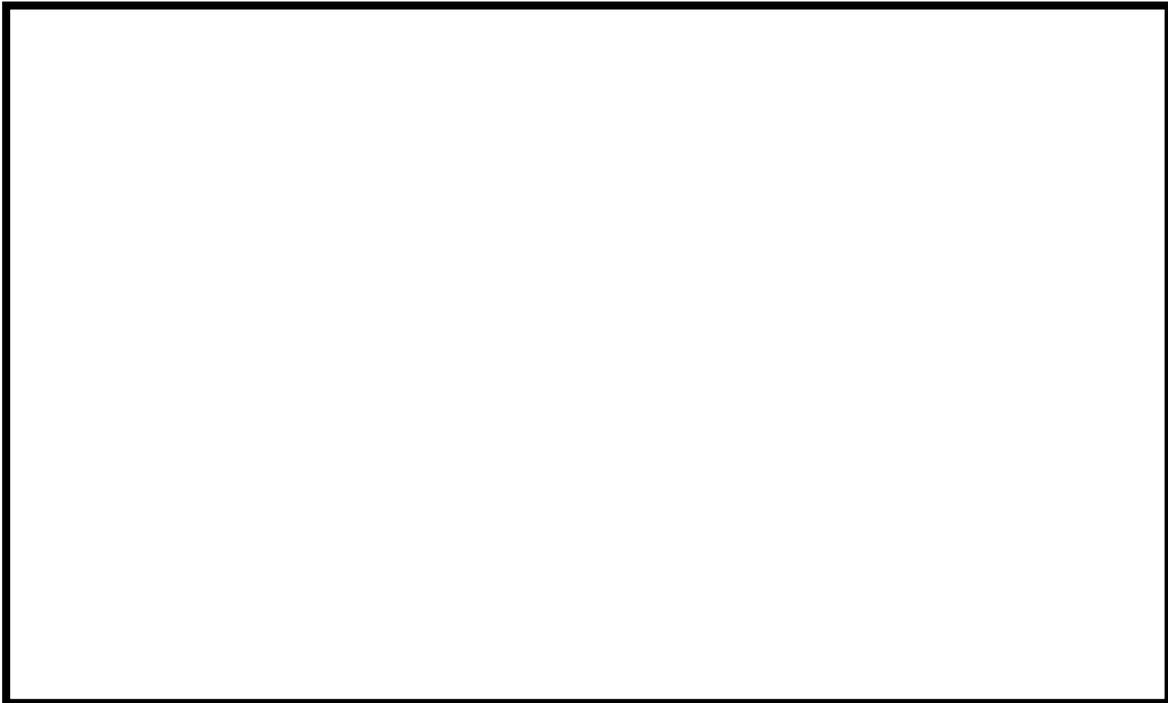


図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート

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。

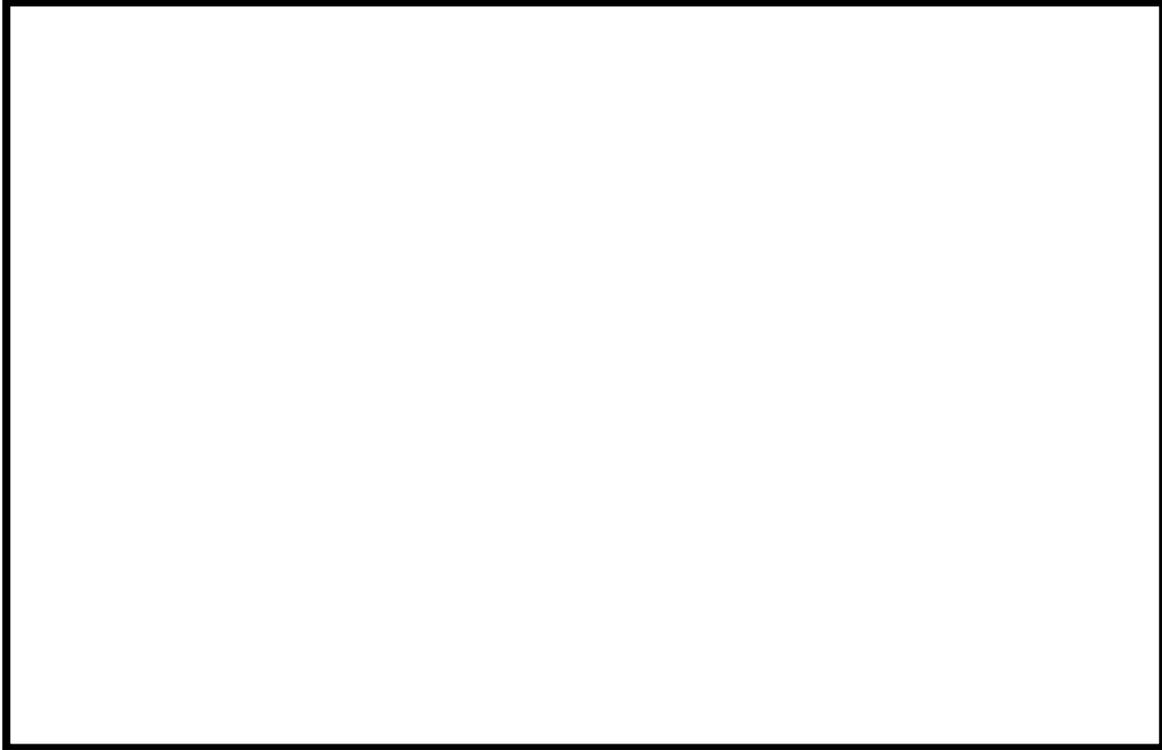


図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート

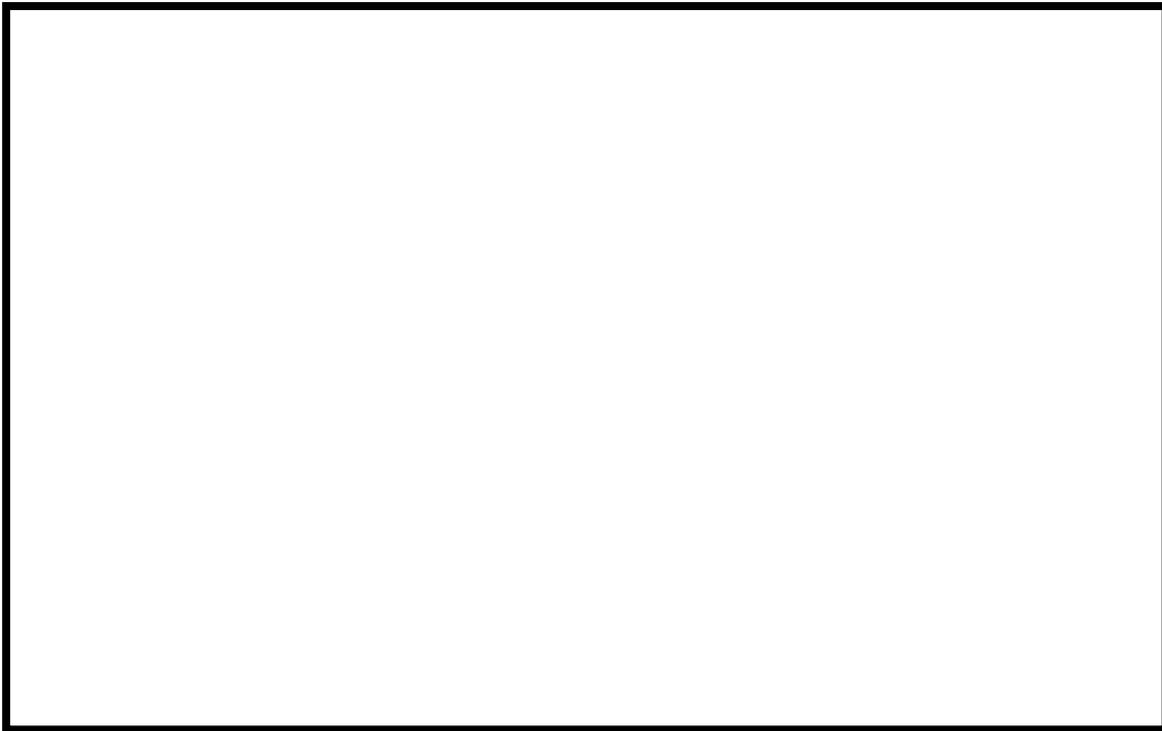


図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

48-11
その他設備

【自主対策設備】

代替原子炉補機冷却系海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を、外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

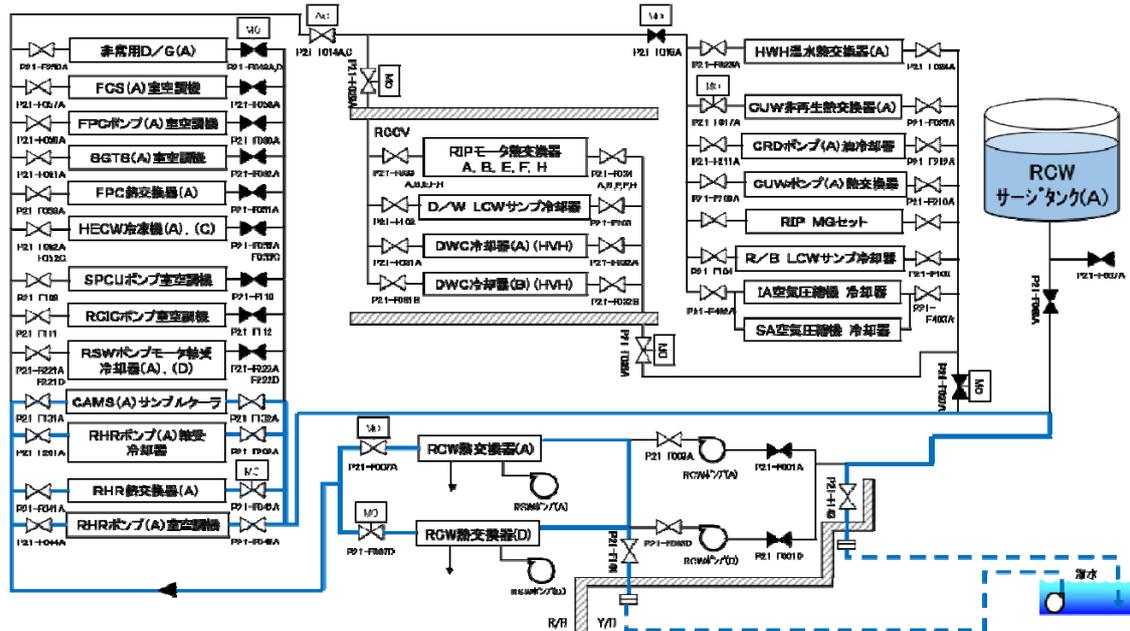


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

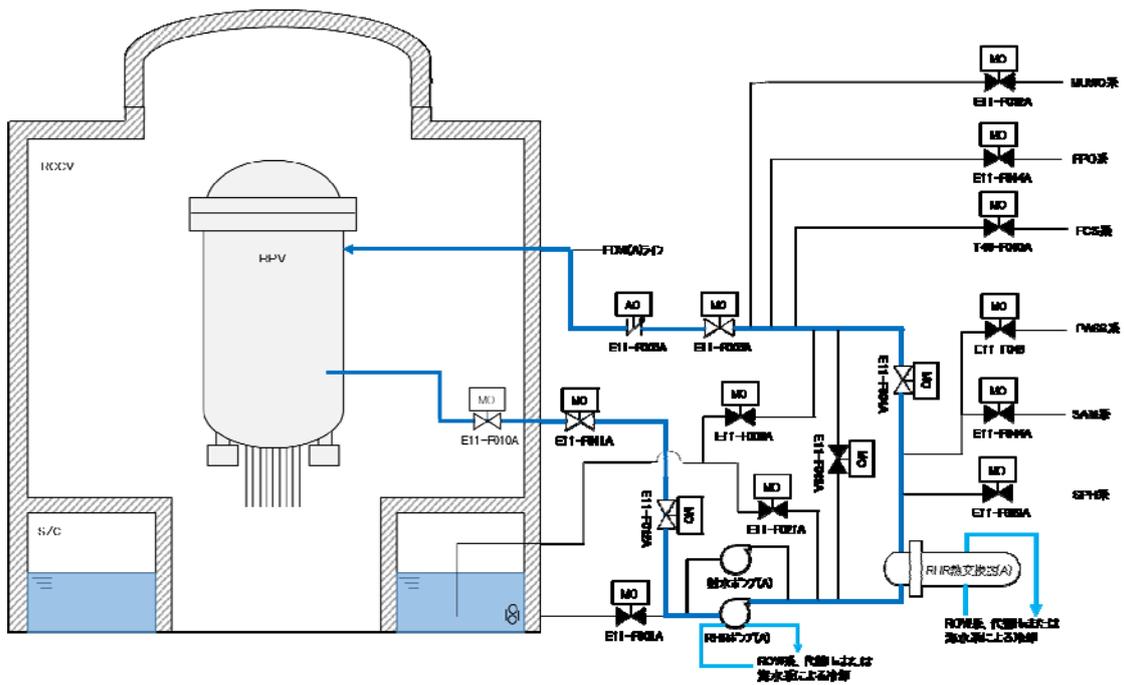


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図

熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系（図 48-11-3）の熱交換器ユニットは、図 48-11-4 で示す通りポンプ 2 台，熱交換器 2 基，ストレナーナ 2 基で構成される。熱交換器は，代替原子炉補機冷却海水ポンプにより通水した海水により冷却される。

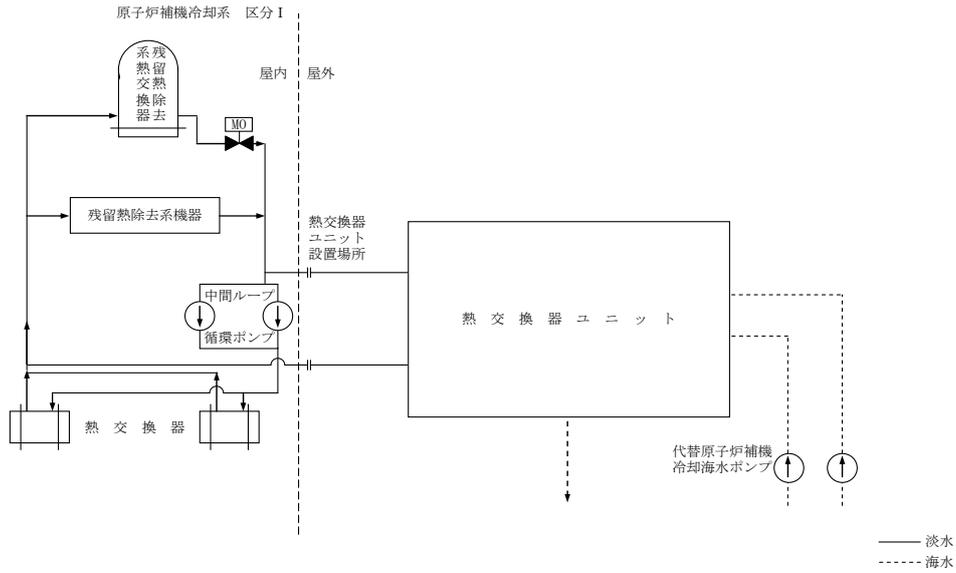


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

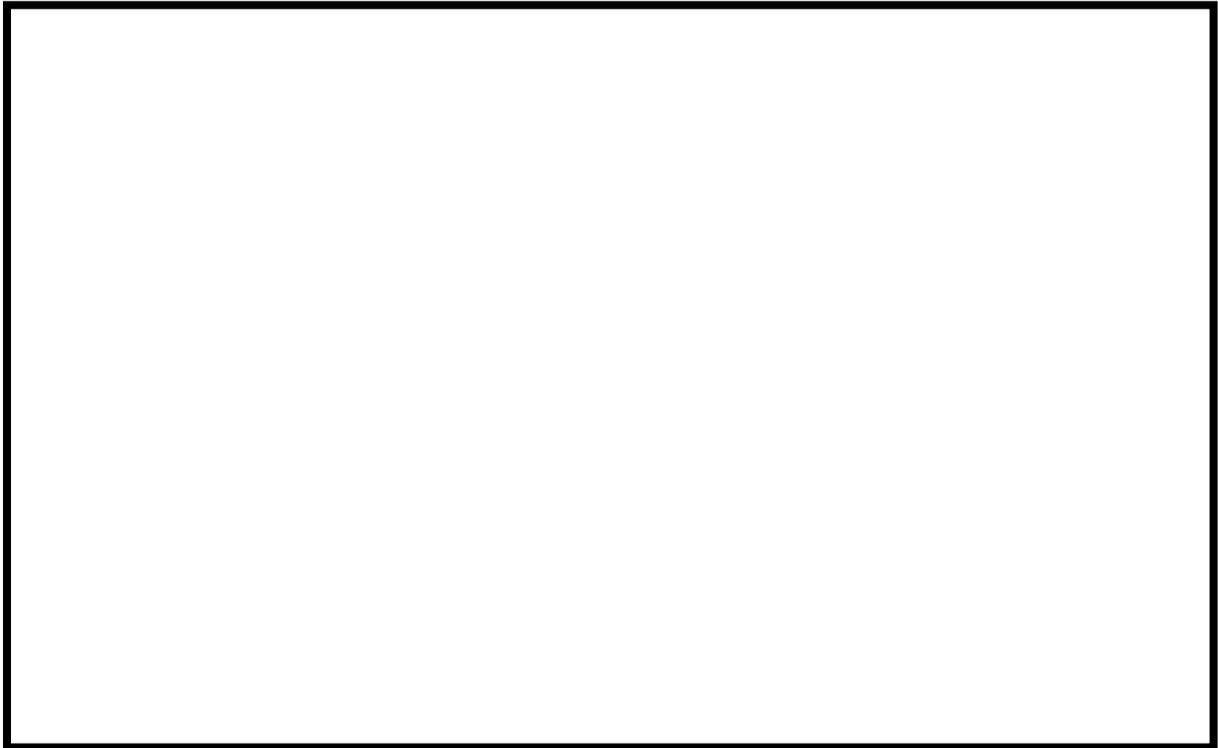


図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

48-12

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、下表の通り整理する。

【代替原子炉補機冷却系】

表 48-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48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(A)	P21-F144
	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	代替冷却水戻り止め弁(A)	P21-F143
	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F262	-	-
	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F265	-	-
	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	代替冷却システム流量調整弁	Y61-F002	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	Y61-F004
	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-F070A	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
48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系ラック(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
	高压炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高压炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高压炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
	高压炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高压炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高压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
48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

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

表 48-12-2 機器名称一覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48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-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-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-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-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-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-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側隔離弁	T61-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-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-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-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-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-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-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-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-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-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-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-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-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-F511
	耐圧強化ベント系 N2パーヅ用 元弁	SGTS PCVベントライン耐圧強 化ベント側N2パーヅ用管理区 域連絡通路側元弁	T22-F200	SGTS PCVベントライン耐圧強 化ベント側N2パーヅ用管理区 域連絡通路側元弁	T22-F200
耐圧強化ベント系 N2パーヅ用 元弁	SGTS PCVベントライン耐圧強 化ベント側N2パーヅ用原子炉 建屋側元弁	T22-F201	SGTS PCVベントライン耐圧強 化ベント側N2パーヅ用原子炉 建屋側元弁	T22-F201	

49-1

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 49 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		復水移送ポンプ		類型化区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	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	49-3 配置図、49-7 その他設備		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作，現場操作		A， B	
			関連資料	49-4 系統図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ，弁		A， B	
			関連資料	49-5 試験・検査説明資料			
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため，切替操作が必要		A	
			関連資料	49-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成		A a	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	49-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作，現場操作		A， B		
		関連資料	49-3 配置図				
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	D B 施設の系統及び機器の容量が十分		B	
			関連資料	49-6 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B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	本文		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） （設計基準拡張）	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	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	—	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B	
		関連資料	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(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	—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） （設計基準拡張）	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	二次格納施設内	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	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ、弁	A, B	
			関連資料	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様の容量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			—			

49-2
単線結線図

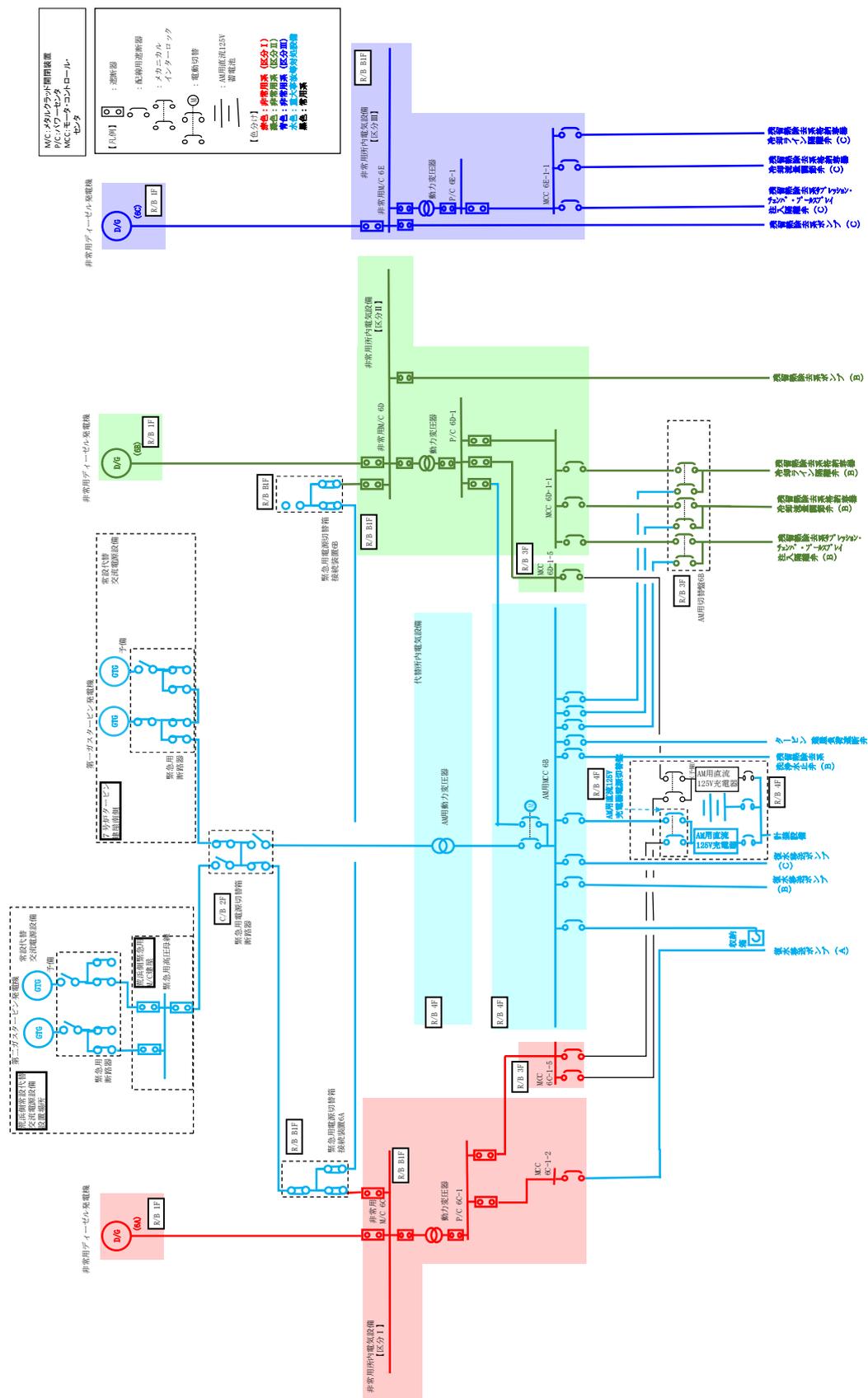


図1 単線結線図 (6号炉)

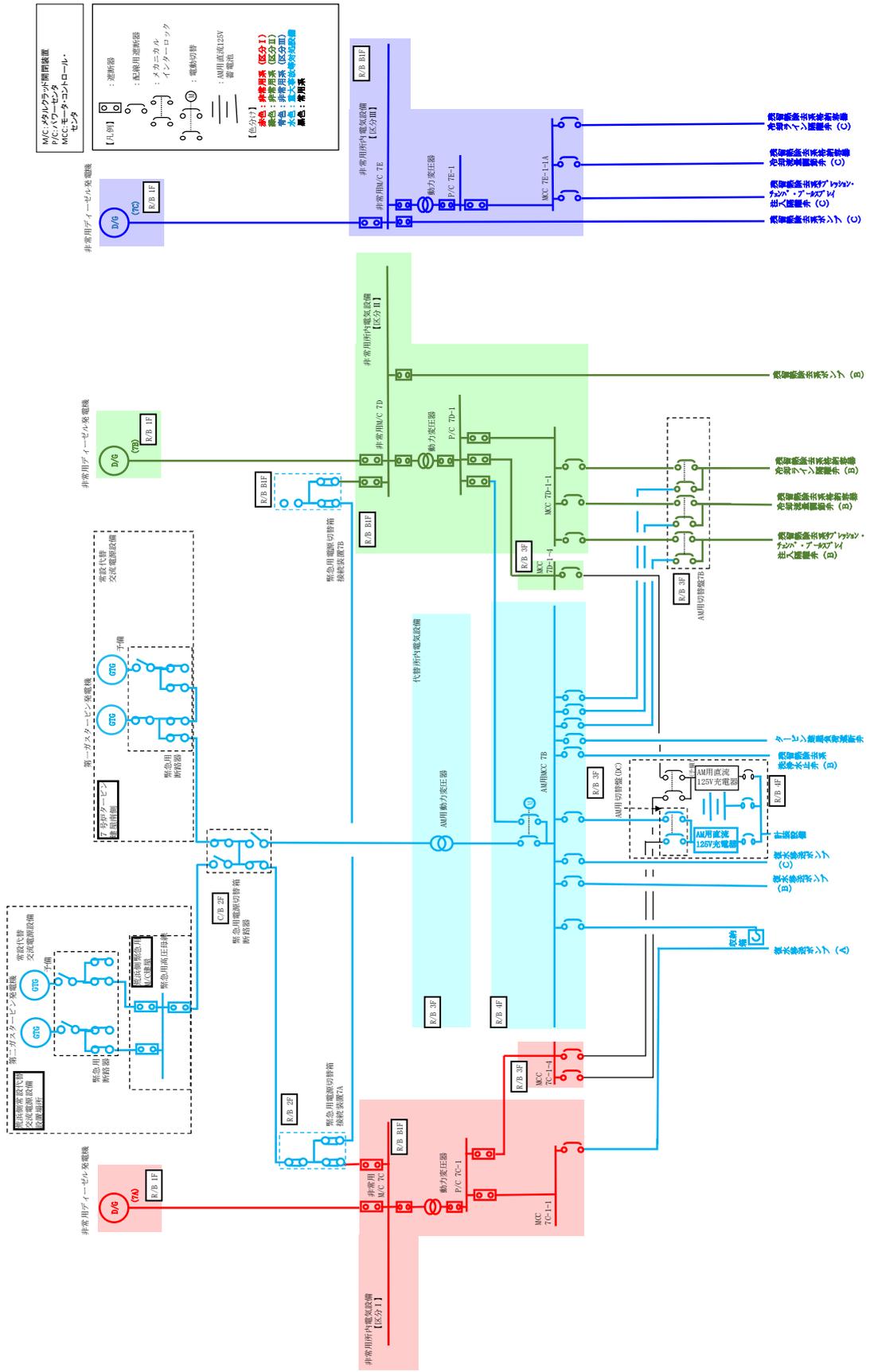


図2 単線結線図 (7号炉)

49-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す

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。

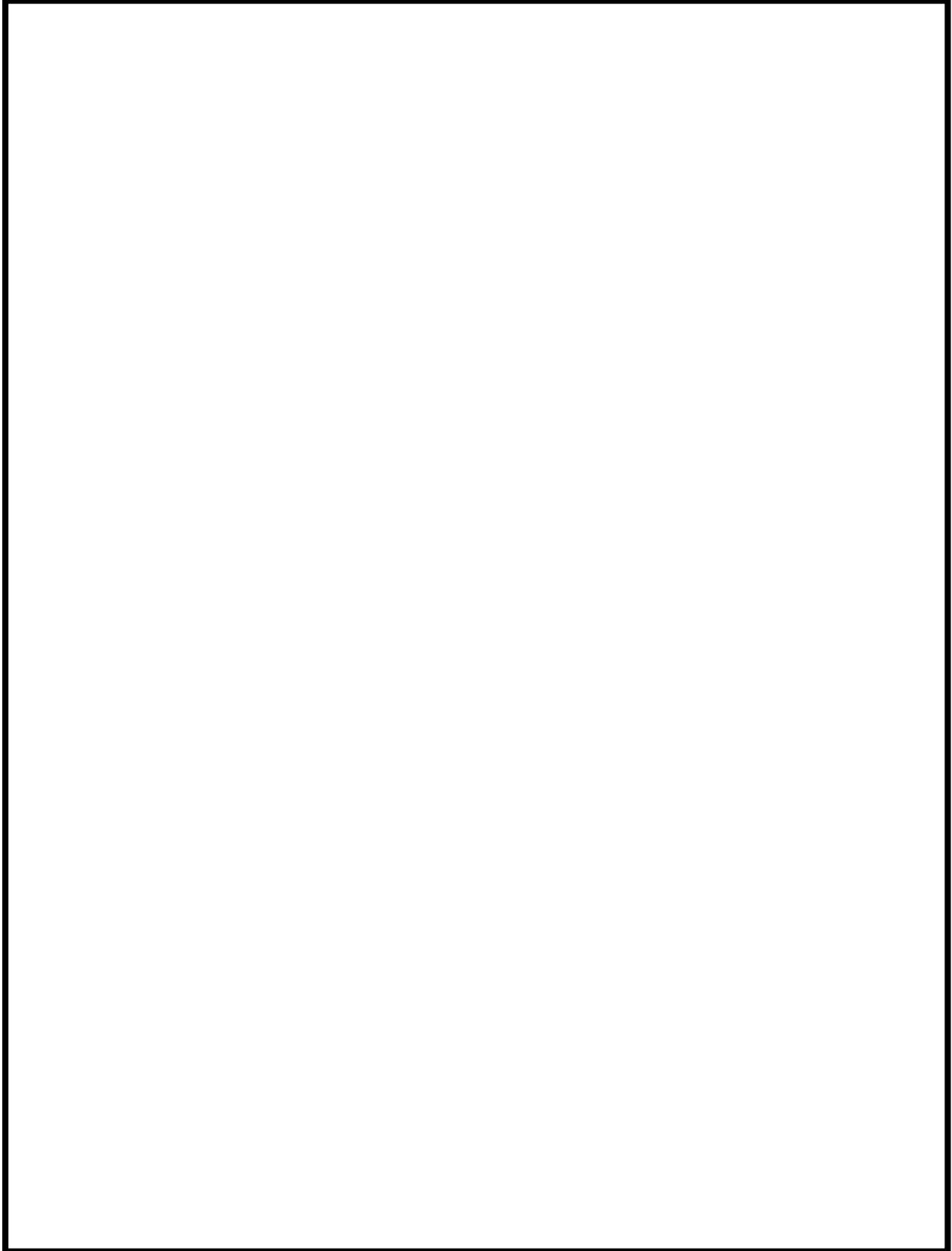


図1 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（復水移送ポンプ）の配置図
（6 / 7号炉 廃棄物処理建屋地下3階）

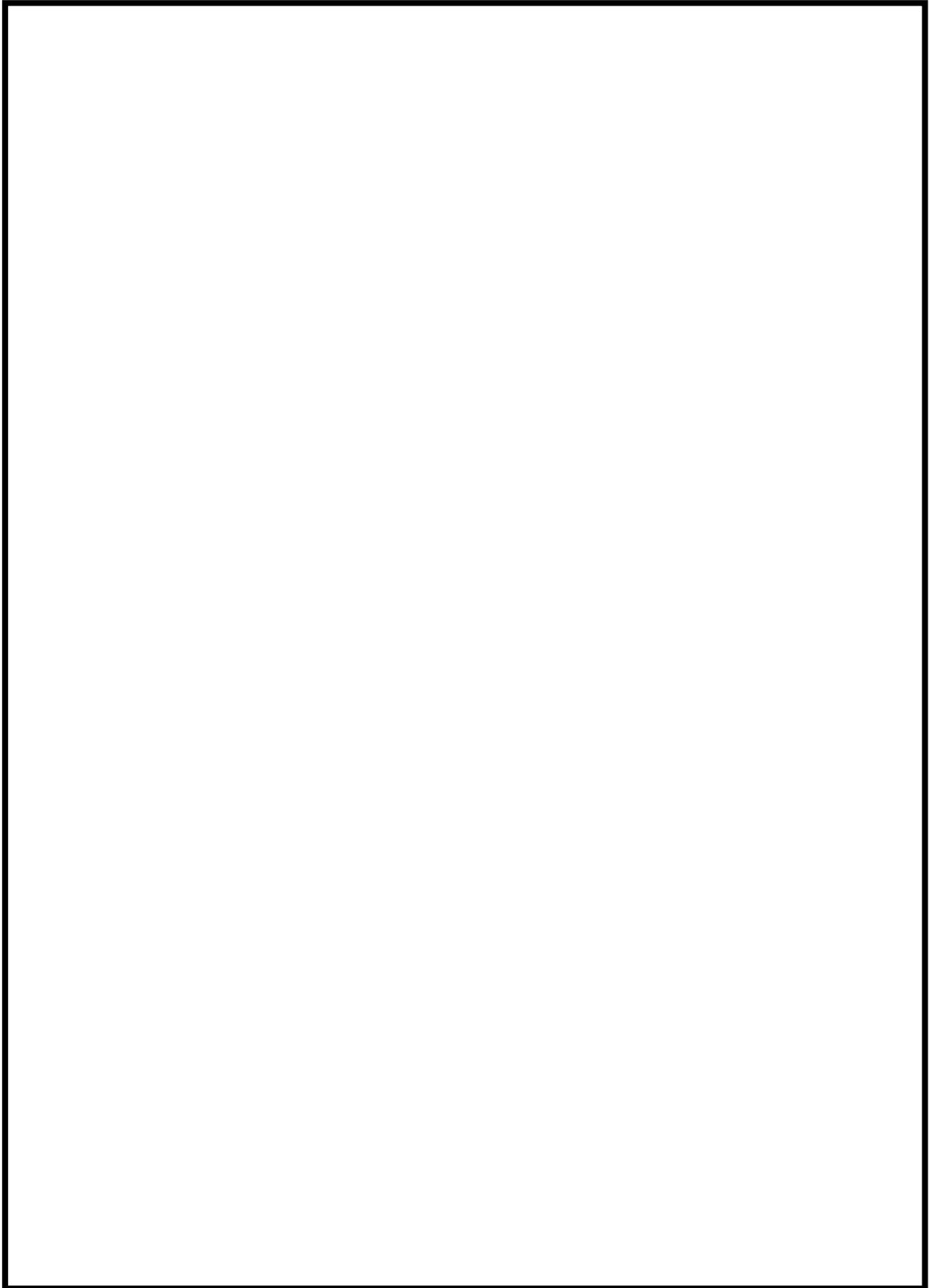


図2 代替格納容器スプレイ冷却系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

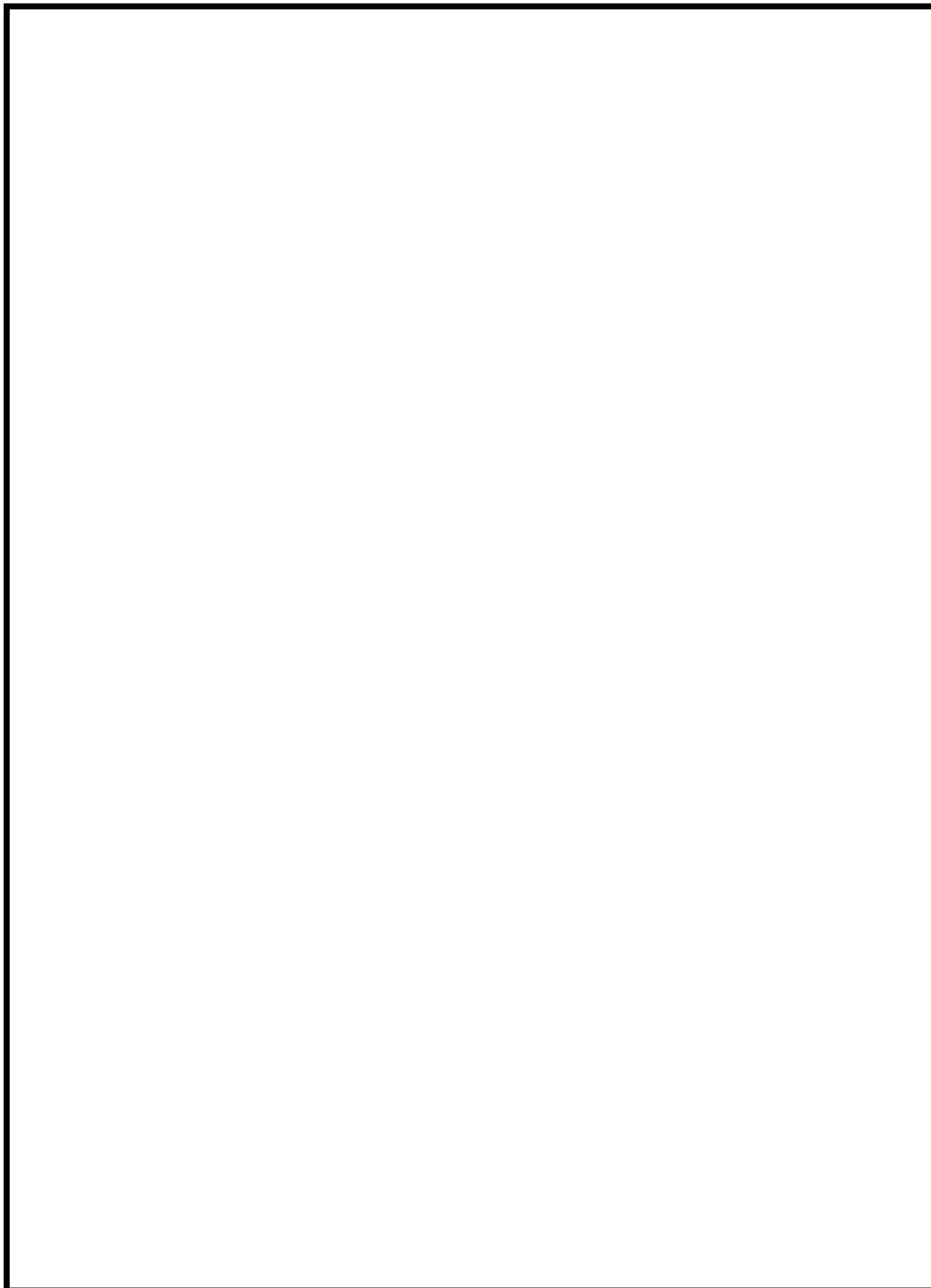


図3 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上1階）

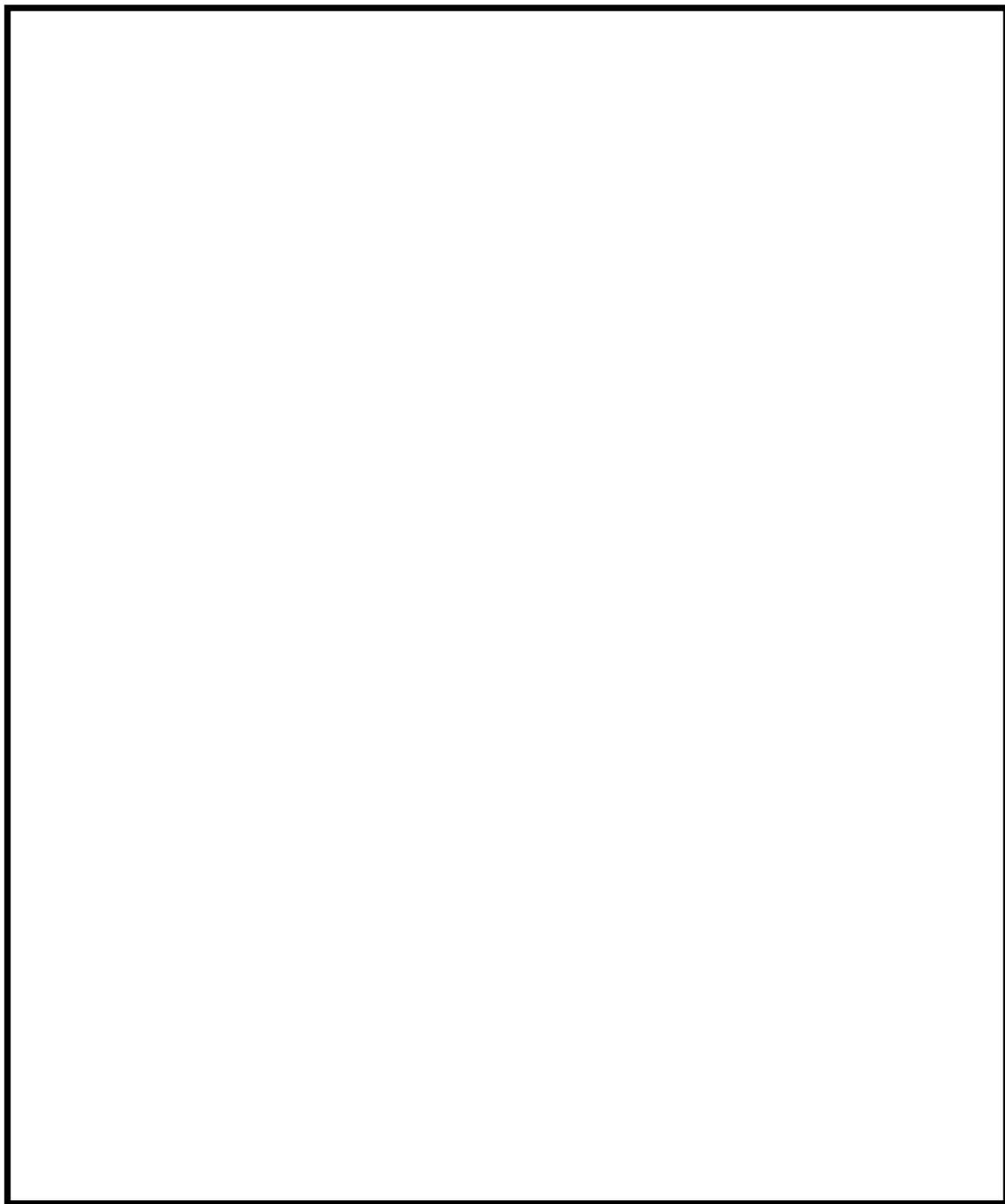


図3 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

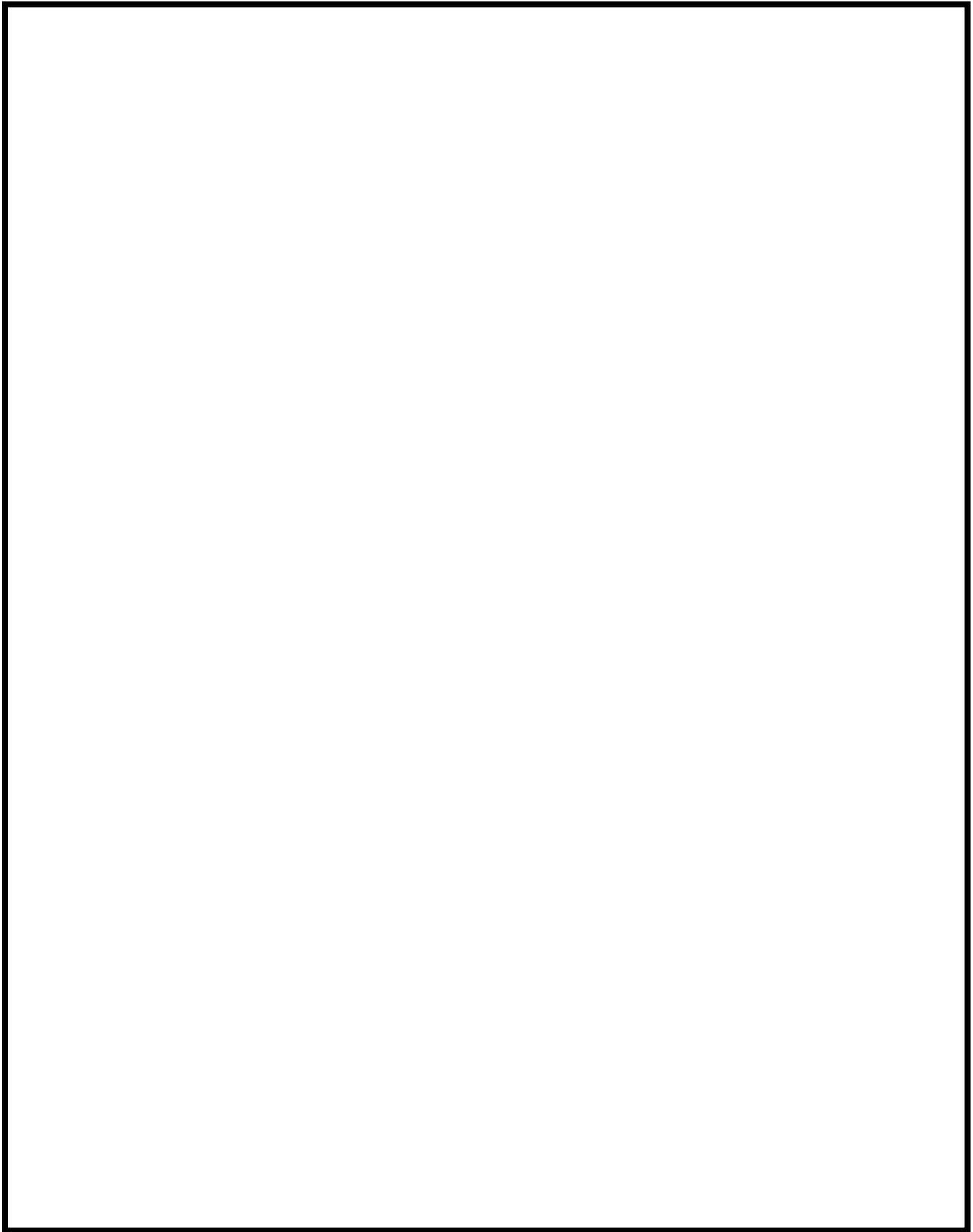


図4 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上1階）

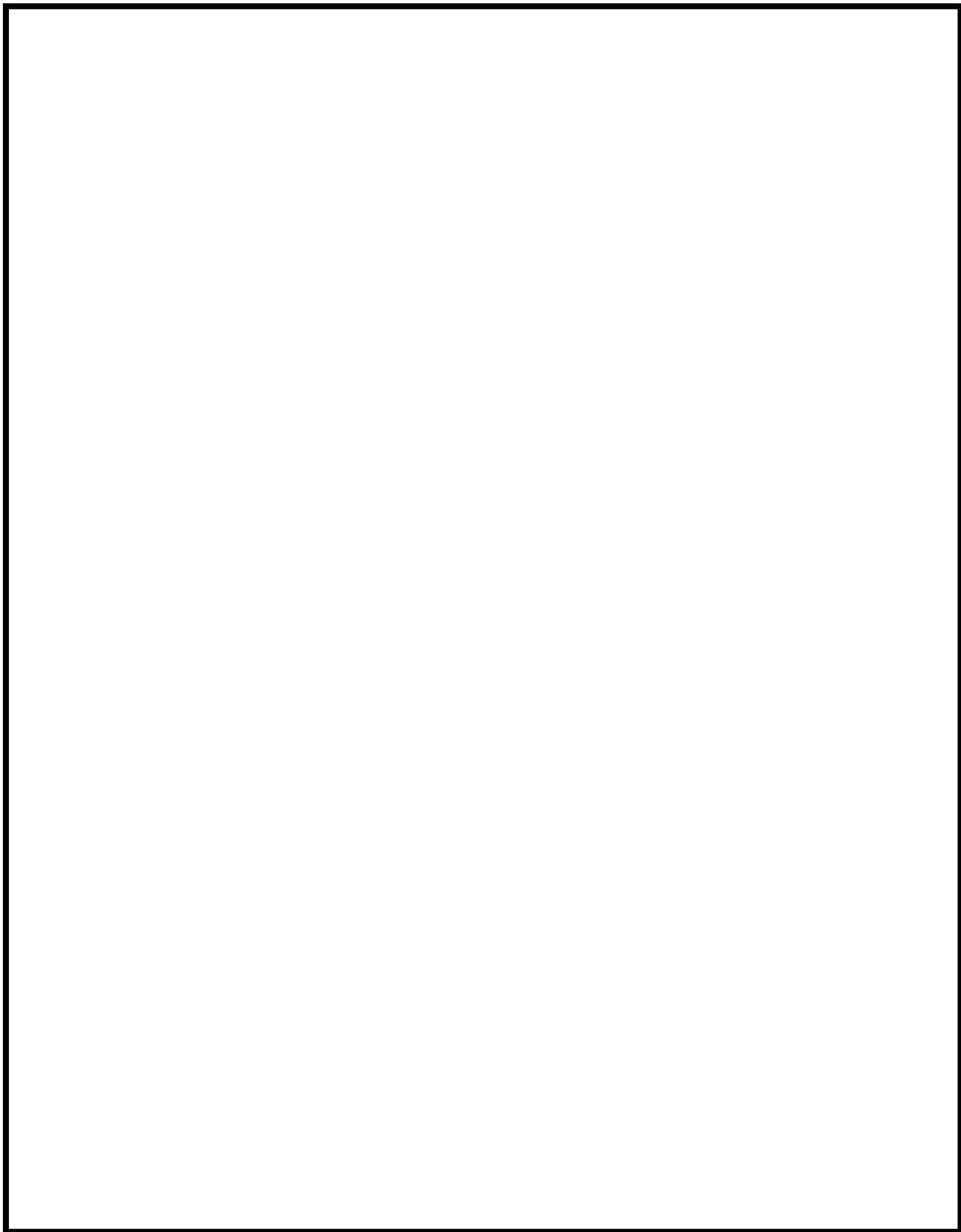


図5 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

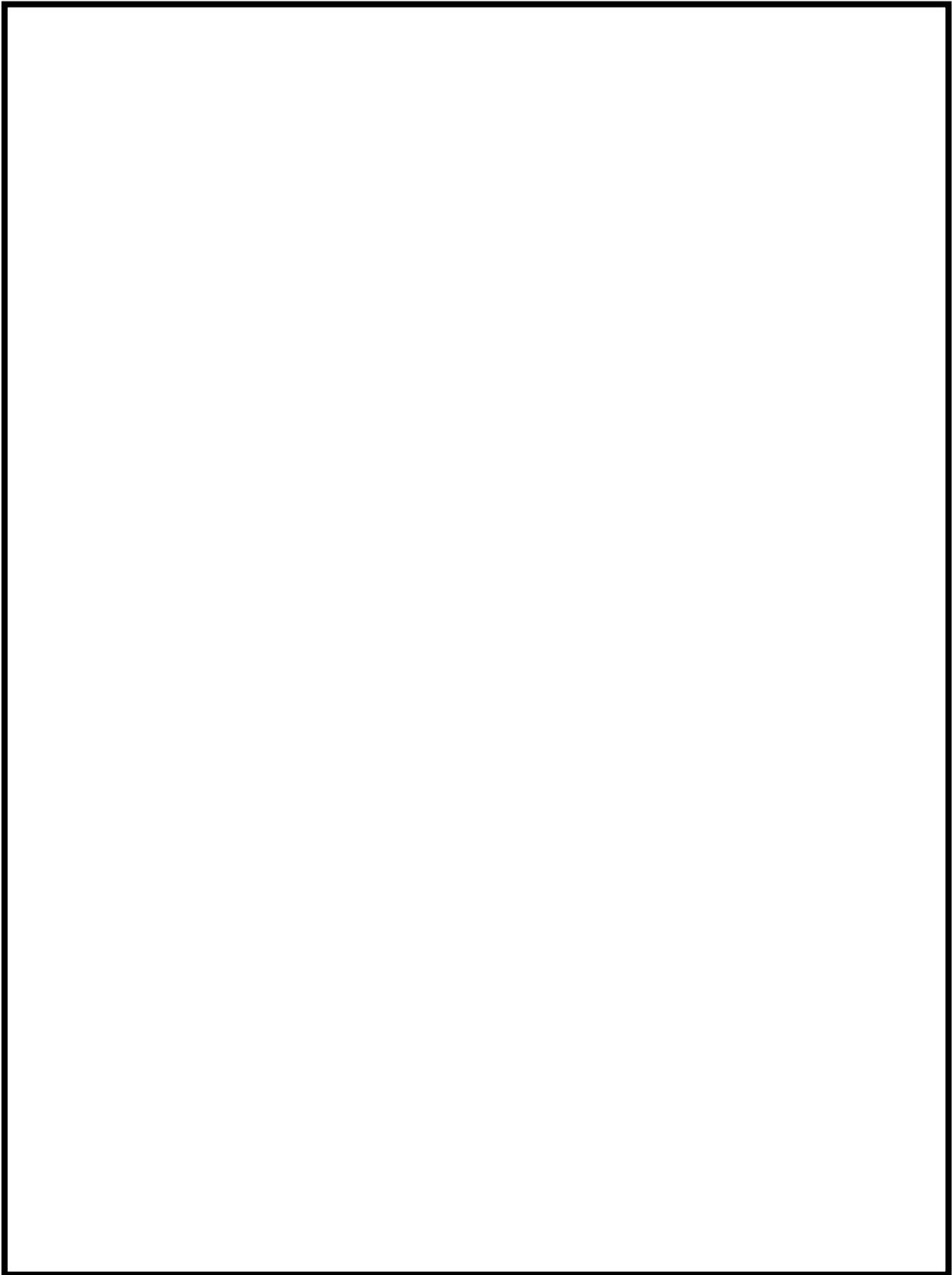


図6 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去系ポンプ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

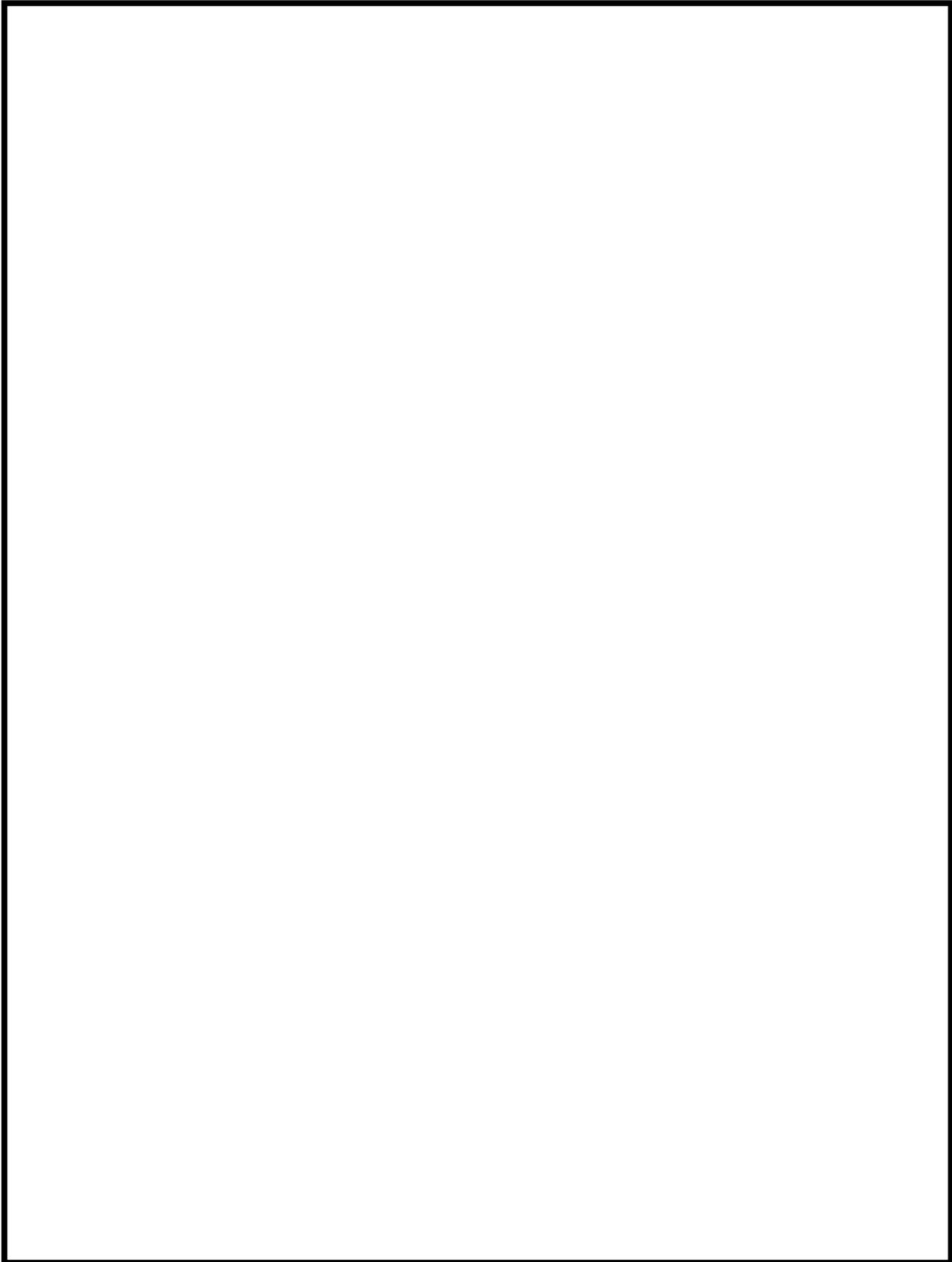


図7 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去系ポンプ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

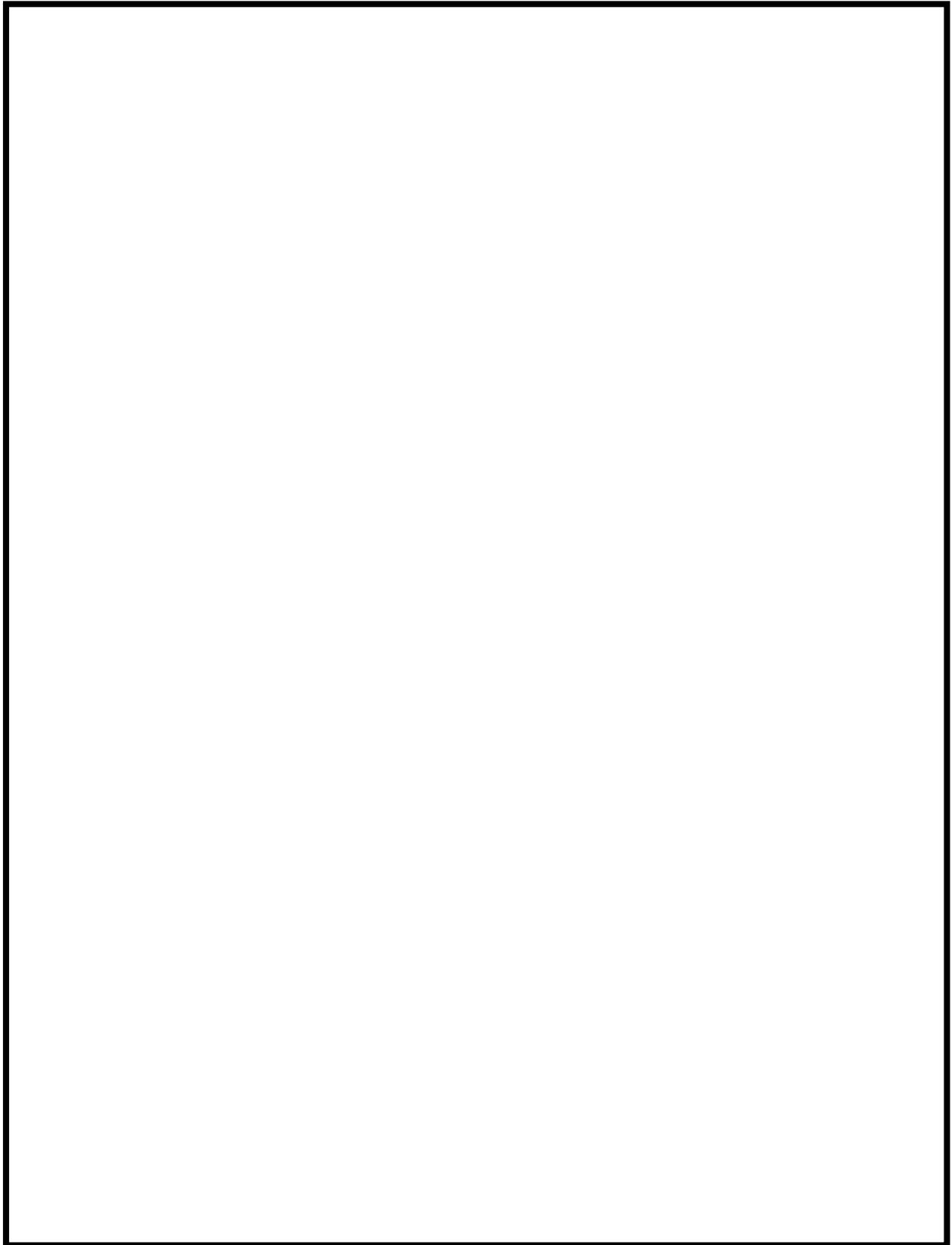


図8 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6 / 7号炉 廃棄物処理建屋）

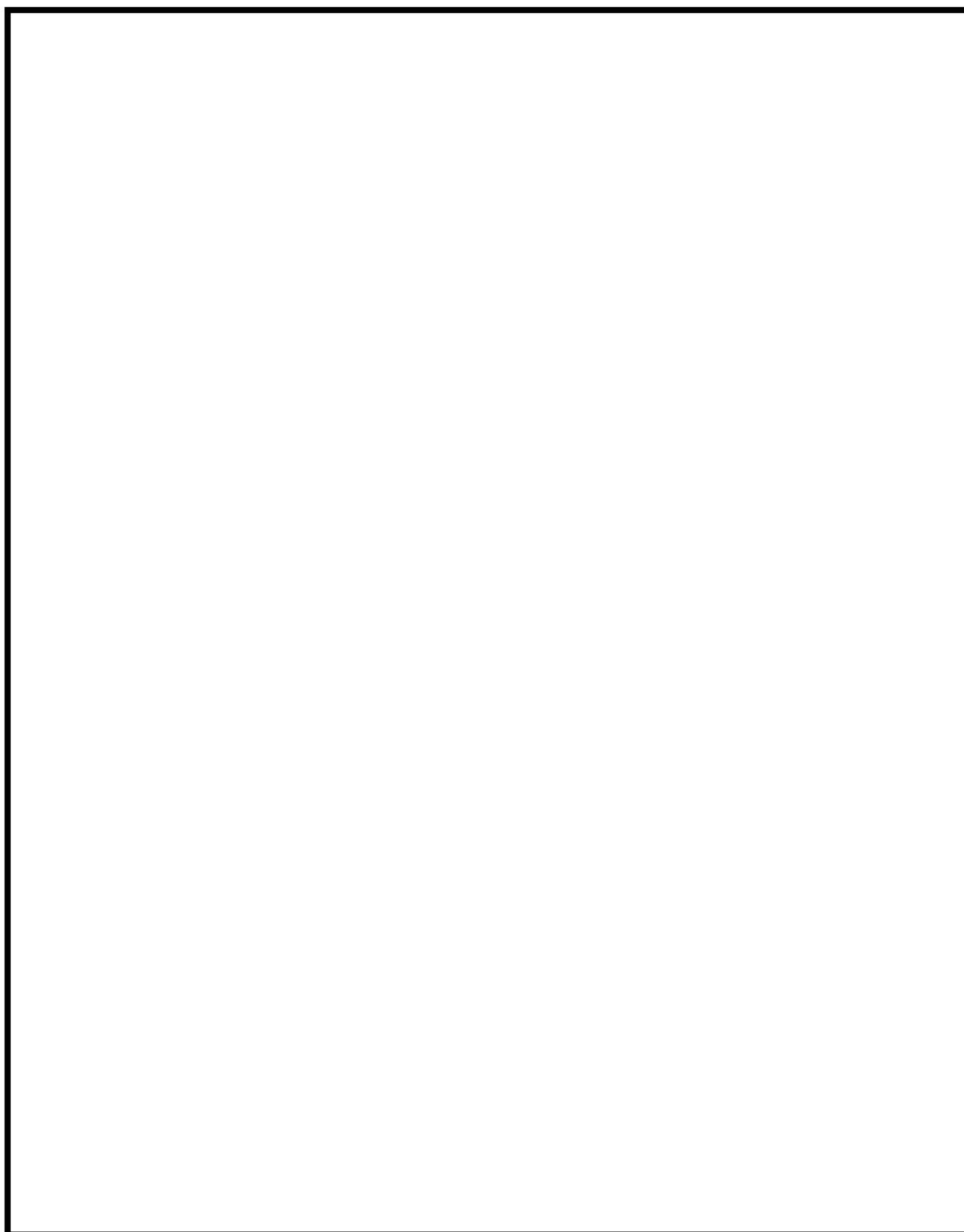


図9 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（AM用切替盤，AM用操作箱）の配置図（6号炉 原子炉建屋地上3階）

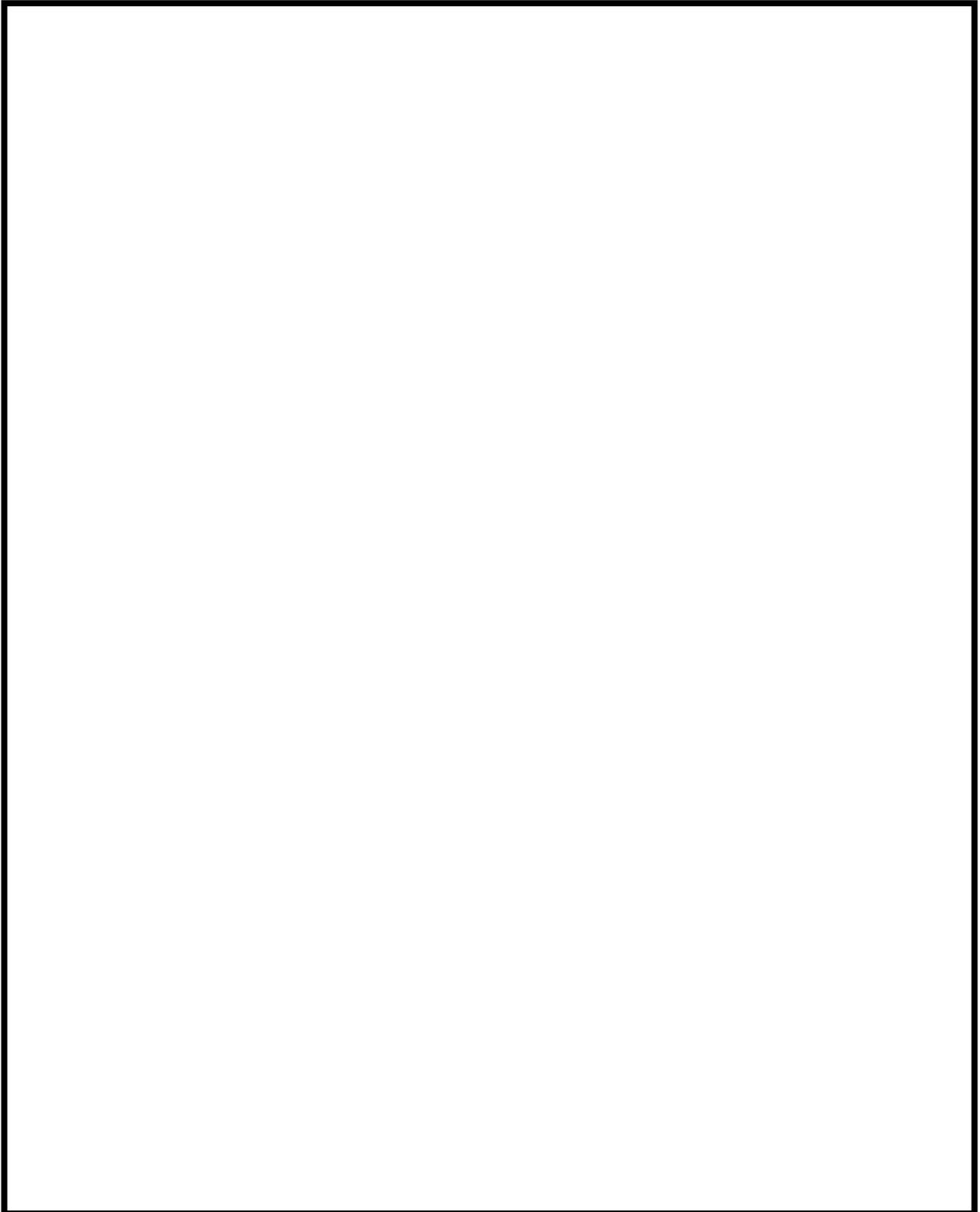


図 1 0 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（AM用切替盤，AM用操作箱）の配置図（7号炉 原子炉建屋地上3階）

49-4
系統図

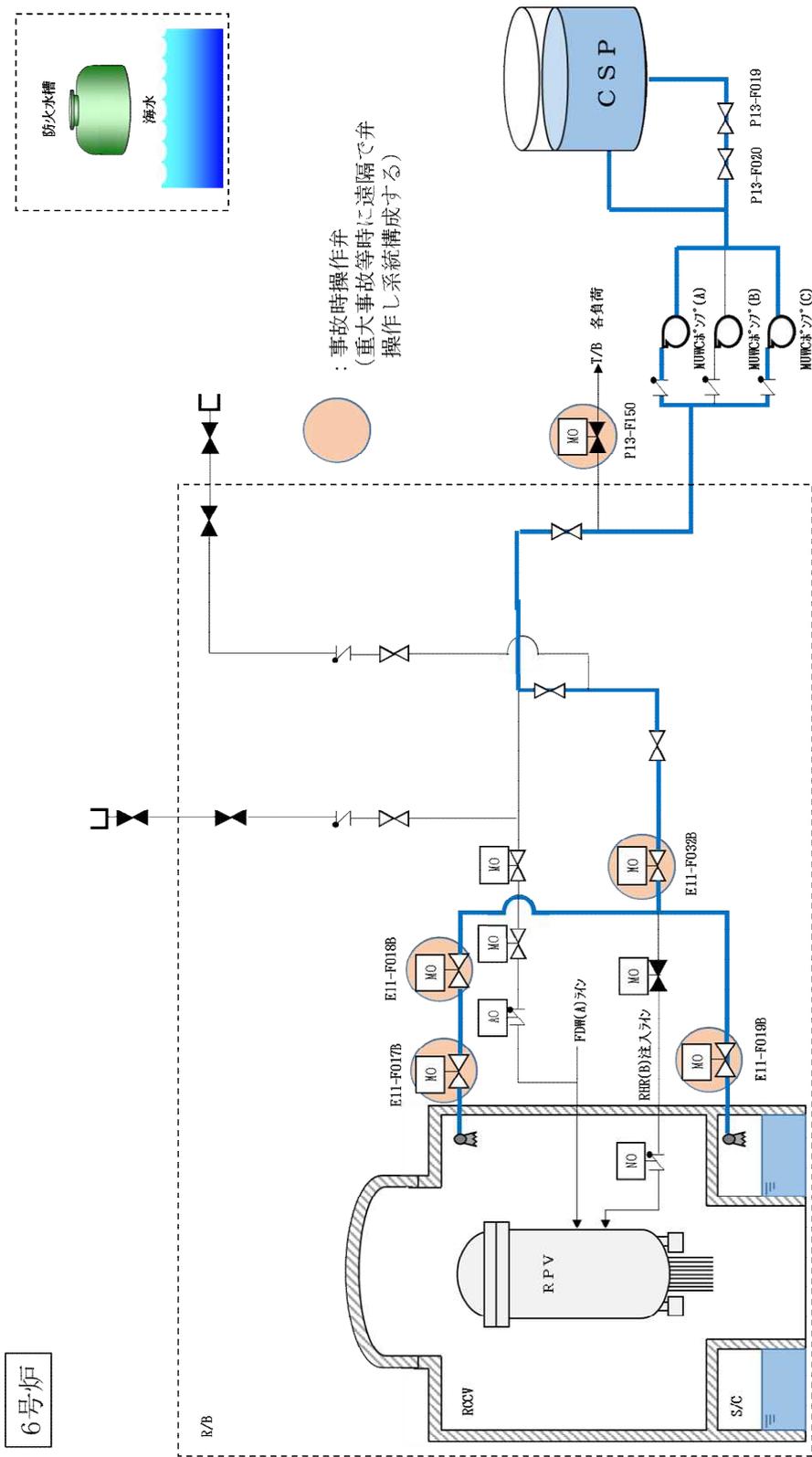


図1 代替格納容器スプレイ冷却系 系統概要図 (6号炉)

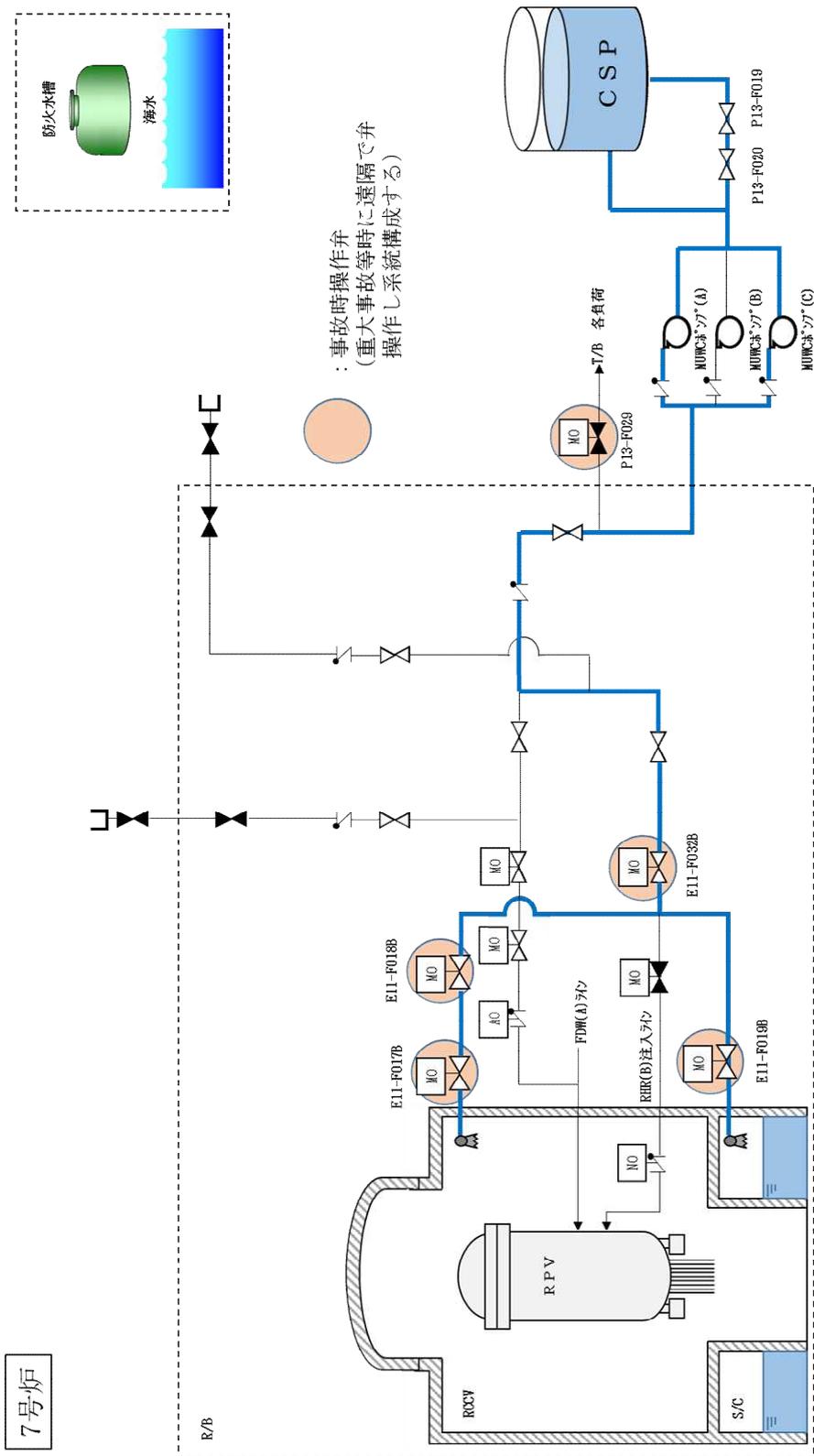


図2 代替格納容器スプレイ冷却系 系統概要図 (7号炉)

49-5
試験及び検査

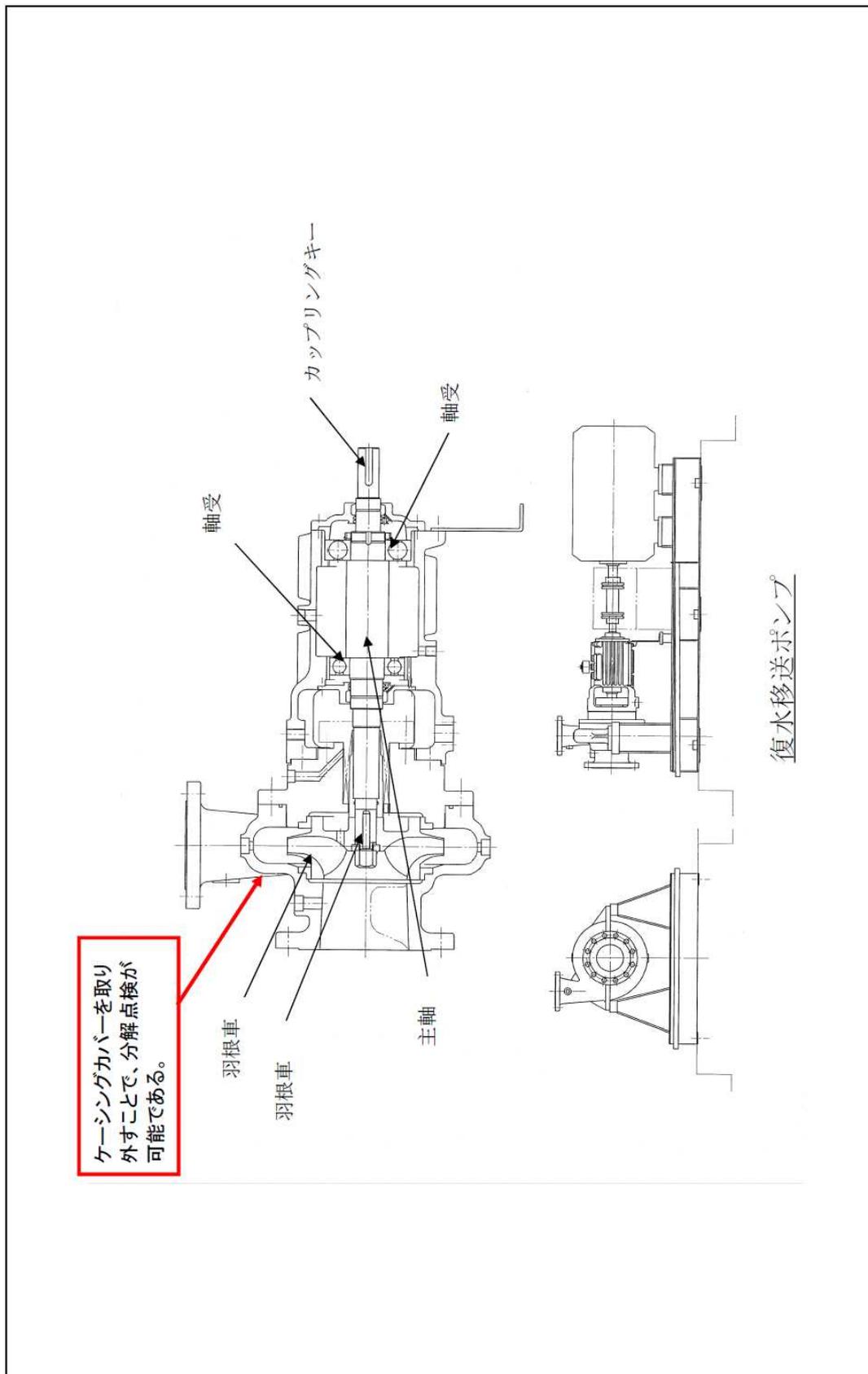


図1 復水移送ポンプ 構造図

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。

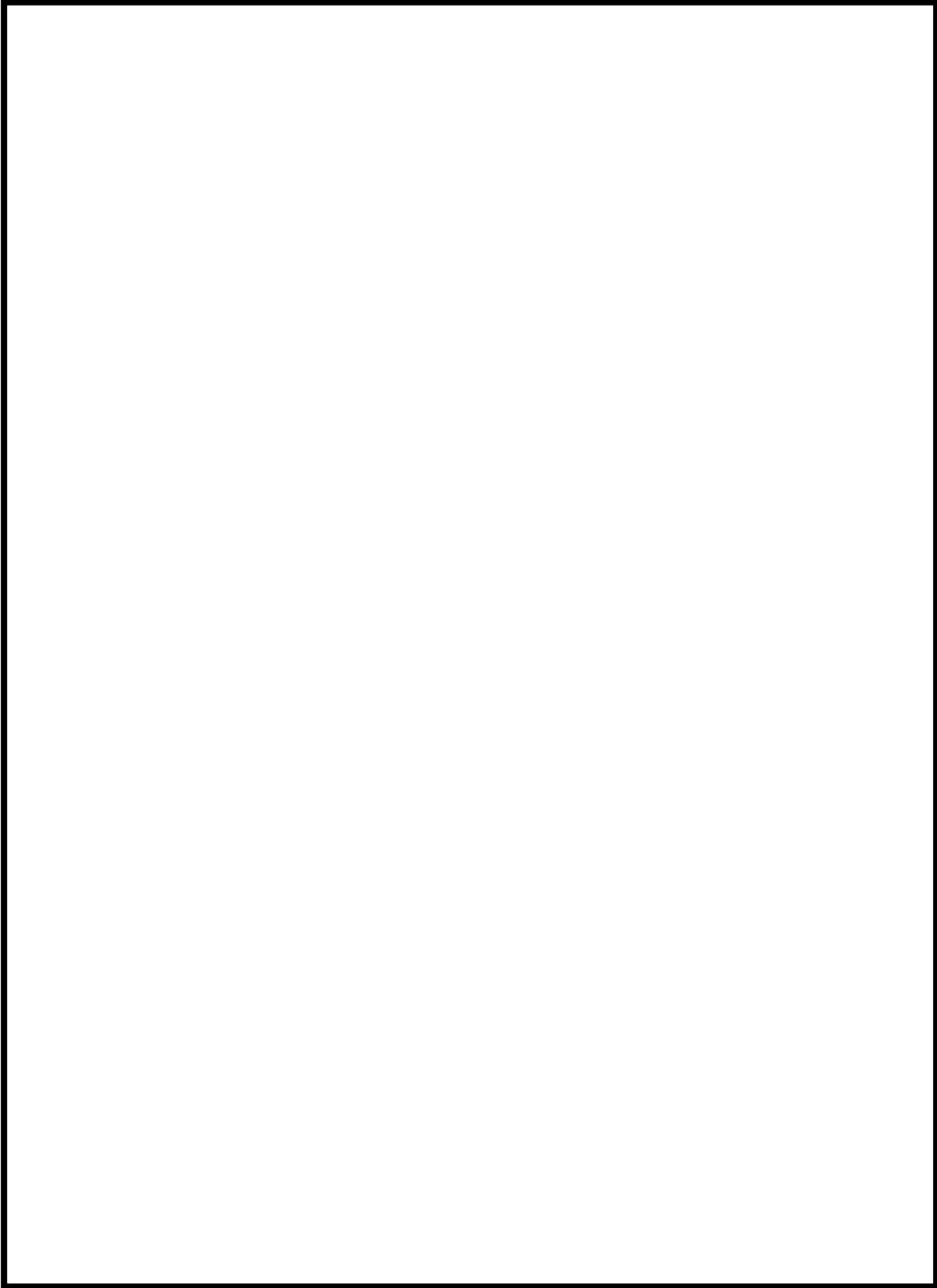


図2 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（6号炉）

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。

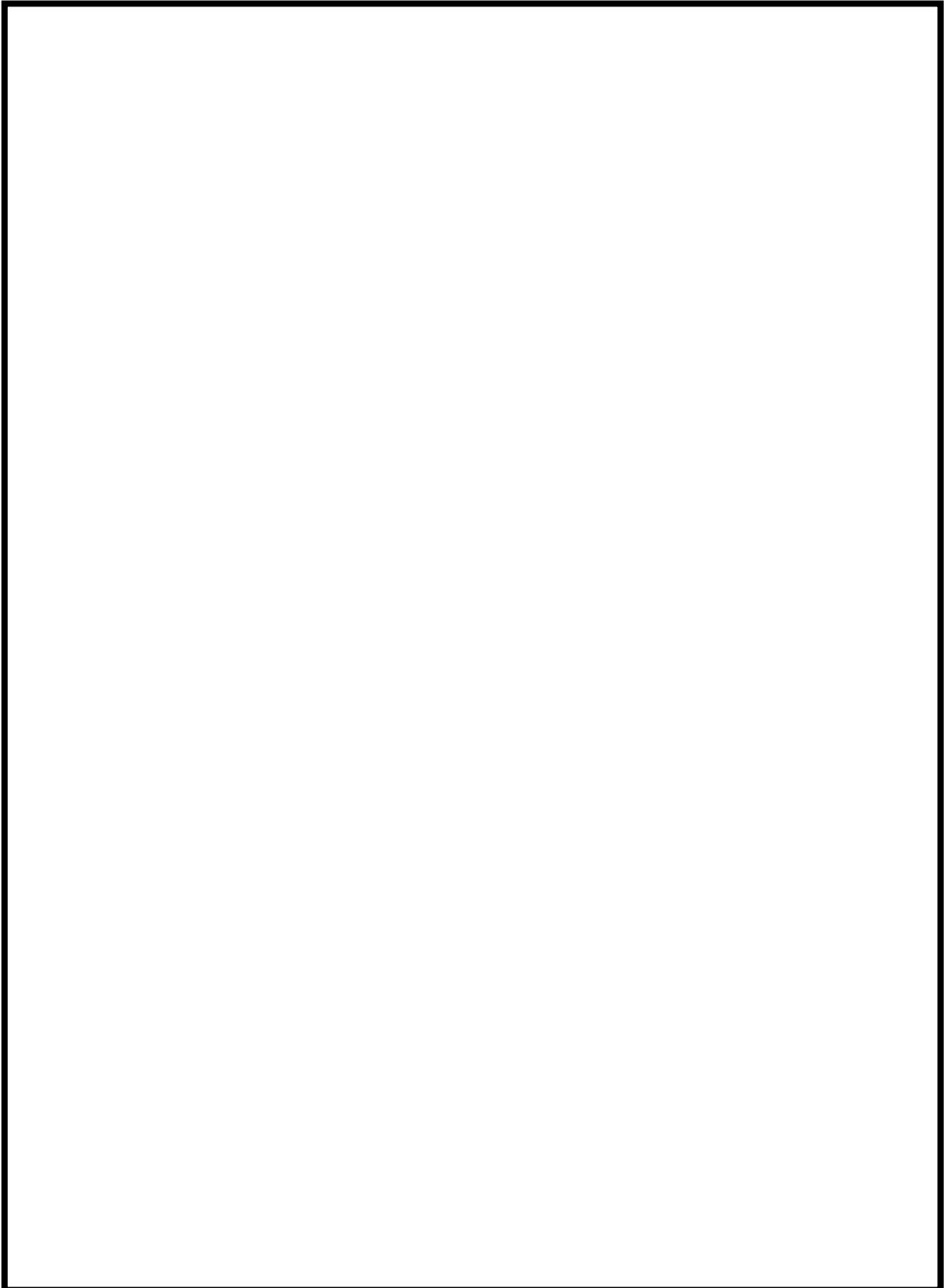


図3 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（7号炉）

49-6
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 (代替格納容器スプレイ冷却系時)
容量	m ³ /h/台	70 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:98 以上, 7 号炉:94 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	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

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

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

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

なお、重大事故防止設備の代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、1 基あたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。

1. 容量 約 125m³/h/台 (約 70m³/h/台)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失、RHR 機能喪失）、中小 LOCA+ECCS 機能喪失や、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、過温・過圧破損、水素燃焼において、復水貯蔵槽から、復水、淡水又は海水を原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

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

2. 揚程 約 85m (6 号炉:98m, 7 号炉:94m)

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

【6 号炉】

・移送先の圧力約 0.62Pa の場合

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

合計 約 98m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

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

合計 約 53m

【7号炉】

- ・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

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

合計 約 94m

- ・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

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

合計 約 49m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で98m、7号炉で94mである。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、格納容器下部注水系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と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について」で示す。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程約 [] に静水頭 [] を加えた約 [] を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉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、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 55kW/台

(6号炉)

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

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 98) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70

H : ポンプ揚程 (m) = 98 (図 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

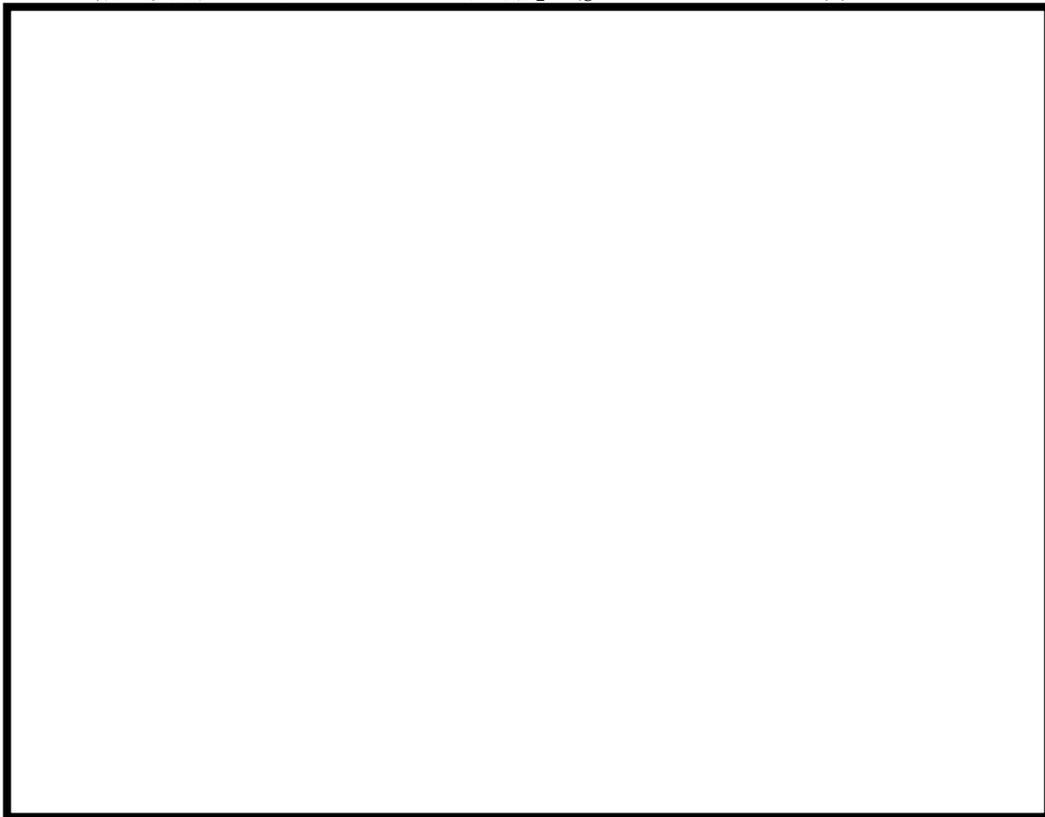


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

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

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 95) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
 - ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
 - g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 - Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70
 - H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)
 - η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-2 参照)
- (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より, 設計基準対処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は 55kW/台であり, 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/台とする。

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

格納容器下部注水は、代替格納容器スプレイ冷却系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。

従って、格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイは表 1 の通り同時に注水することを考慮している。注水系統図を図 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 で示す通りに格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイを同時に注水する能力があることを評価により確認する。評価にあたっては、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。従って、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及び代替格納容器スプレイ系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 の通りであり、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 2Pd ($620\text{kPa}[\text{gage}]$) 時においても、代替格納容器スプレイは $130\text{m}^3/\text{h}$ でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ系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 $50\text{m}^3/\text{h}$)	$130\text{m}^3/\text{h}$

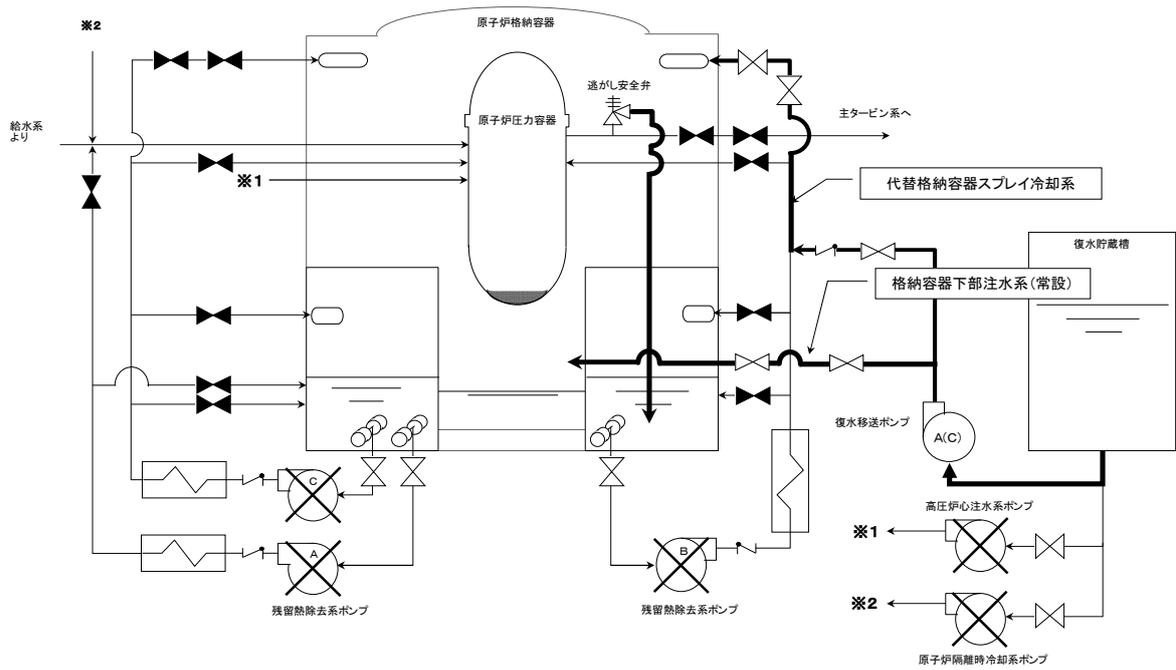


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

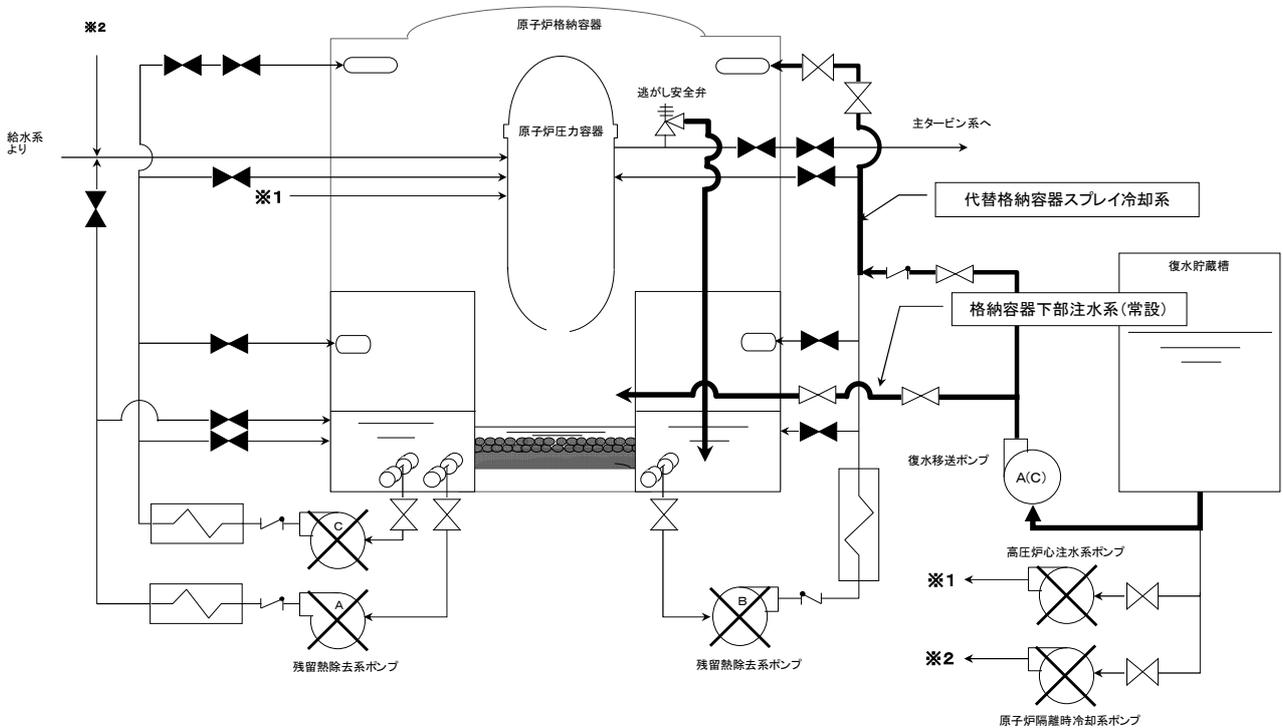


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

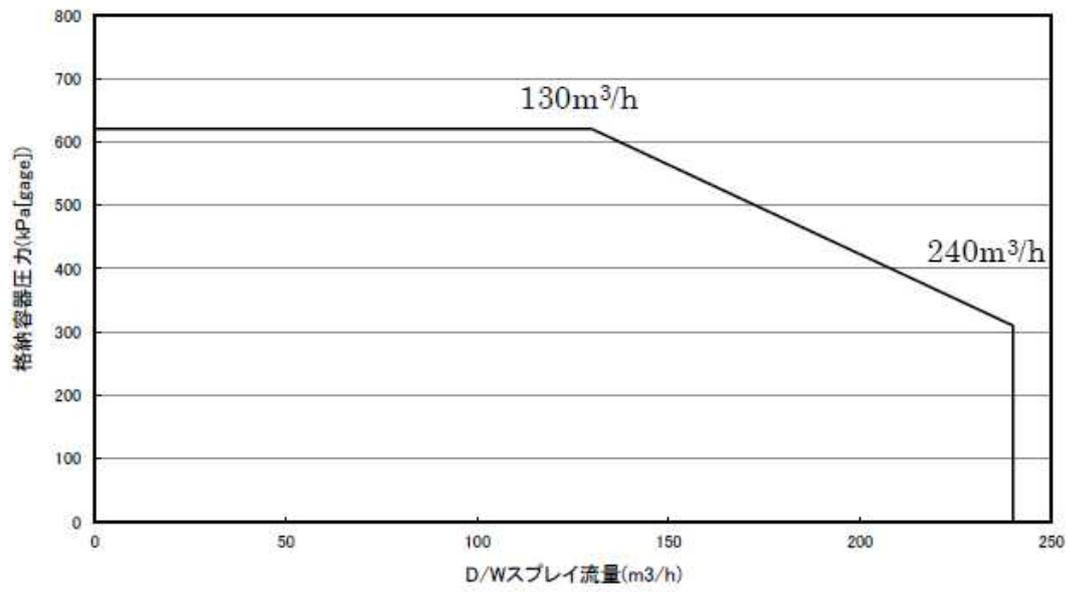


図3 D/W スプレイ注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

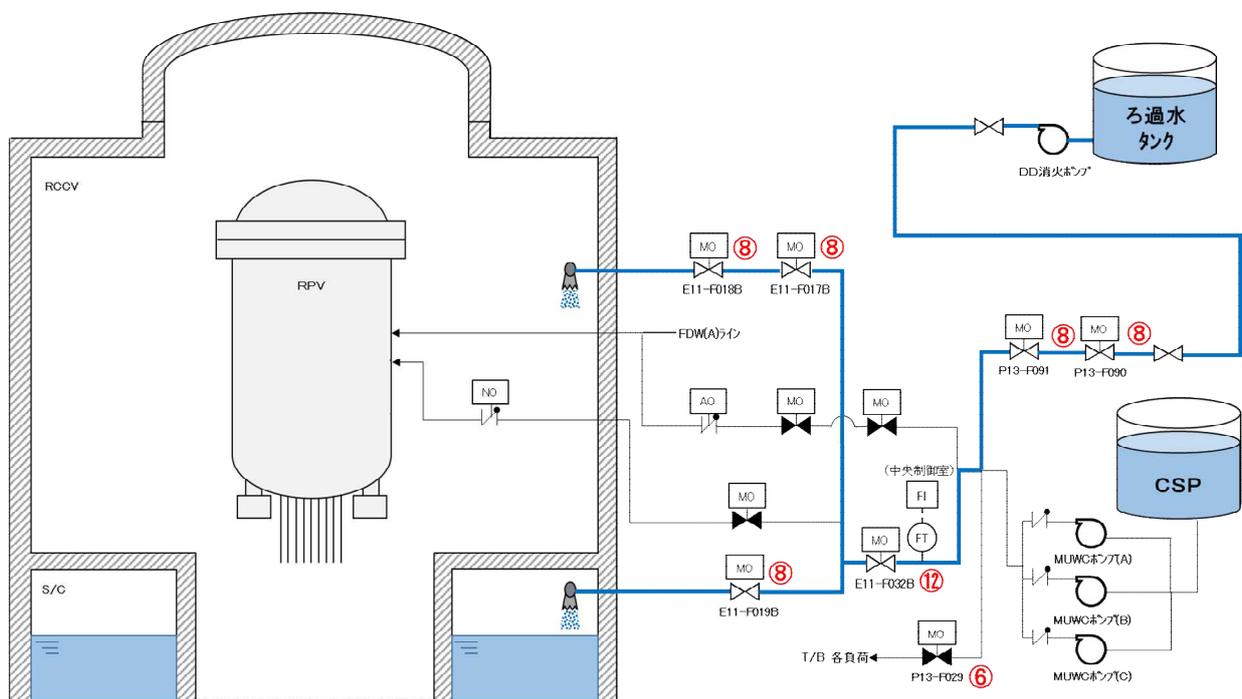
49-7
その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

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

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



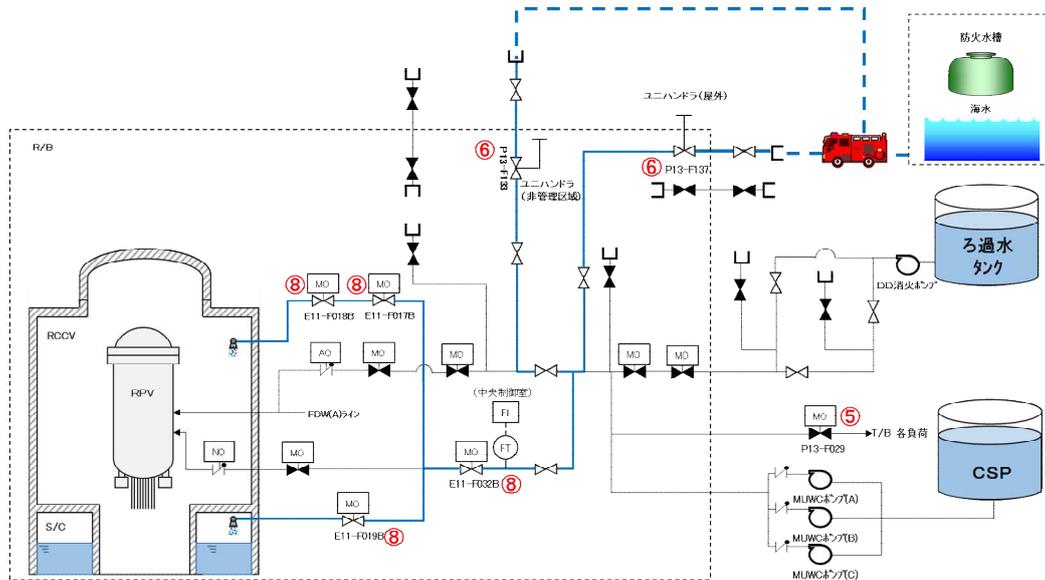
操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑥	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第一連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第二連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図

② 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）、復水移送ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる防火水槽又は淡水貯水池を水源として復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑤	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑥	P13-F137	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋1階(管理区域)
⑥	P13-F133	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋2階(管理区域)
⑧	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室

図2 消防車による格納容器スプレイ 手順の概要図

③ドライウェル冷却系による格納容器除熱

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

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

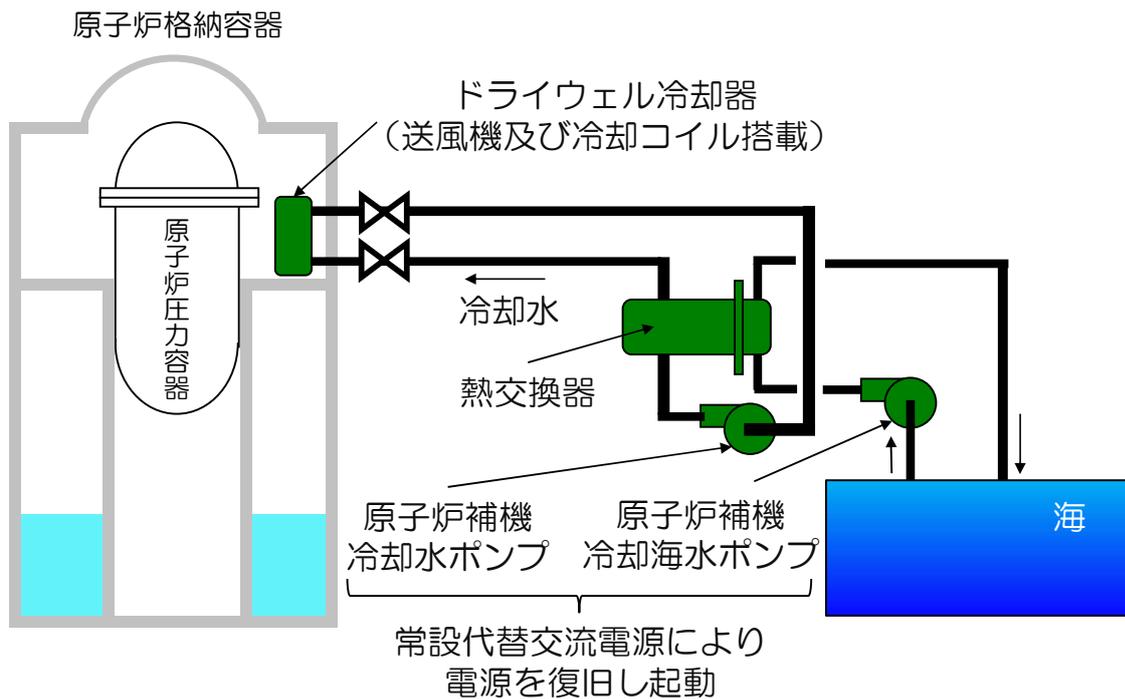


図3 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

49-8

各号炉の弁名称及び弁番号

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

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号機		7号機	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	RHR 系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B	RHR 格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	RHR 系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	RHR 系 LPFL 注入ライン洗浄水弁 (B)	E11-MO-F032B	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
復水補給水系 常/非常用連絡 1 次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	MUWC 常/非常用連絡管 1 次止め弁	P13-F019
復水補給水系 常/非常用連絡 2 次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	MUWC 常/非常用連絡管 2 次止め弁	P13-F020
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F150	MUWC T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F029

50-1
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（常設）

		第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置	類型化区分			
第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		[配置図] 50-4			
			第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作	A B	
		関連資料		[配置図] 50-4				
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C		
		関連資料		[試験・検査説明資料] 50-6				
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料		[系統図] 50-5				
		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		[系統図] 50-5		
		第6号	設置場所		現場操作-放射線量が高くなるおそれがある 中央制御室操作	A b B		
		関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5				
		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		[容量設定根拠] 50-7		
			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				[配置図] 50-4 [系統図] 50-5		

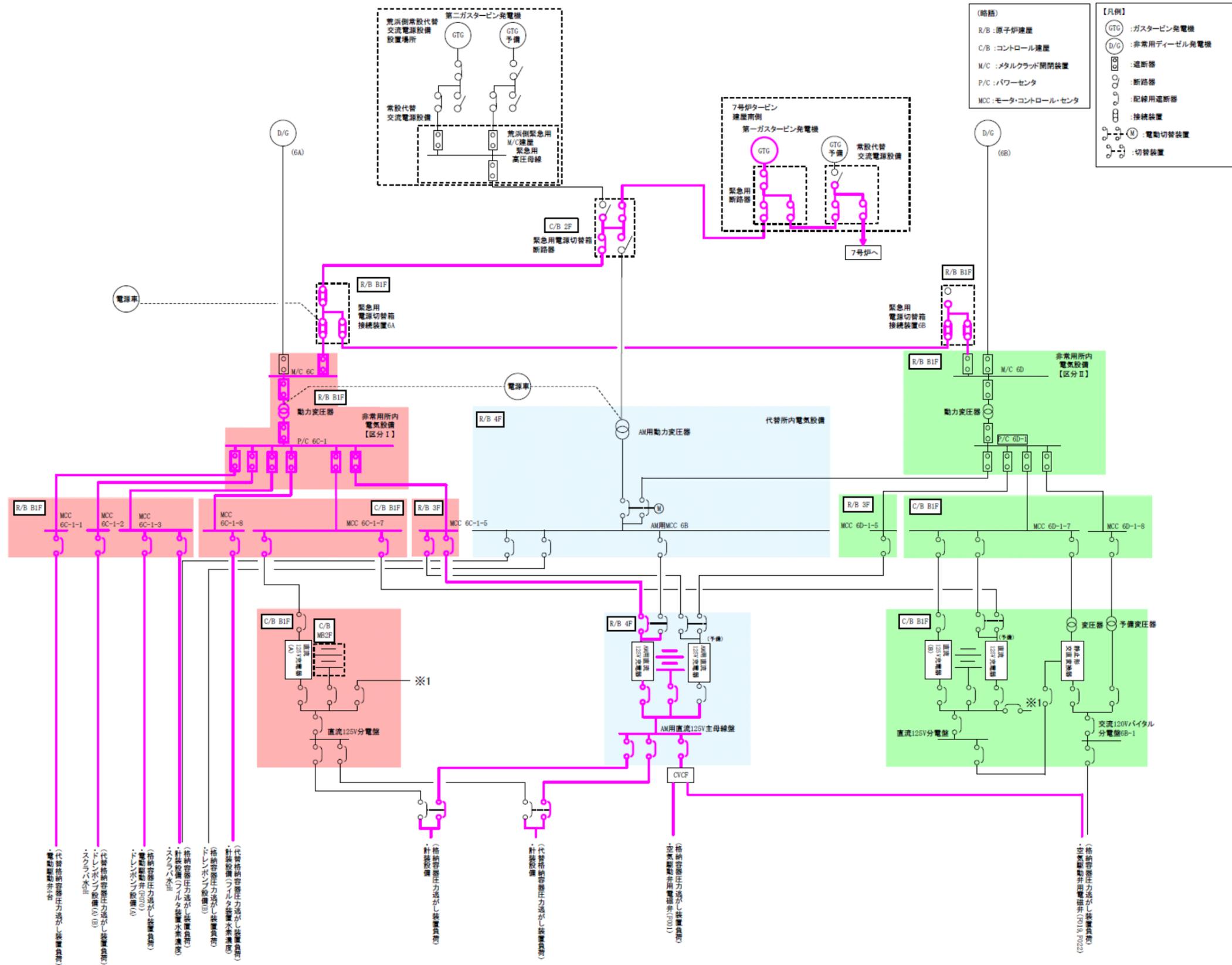
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

		第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		よう素フィルタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		[配置図] 50-4		
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作	A B	
		関連資料		[配置図] 50-4			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C	
		関連資料		[試験・検査説明資料] 50-6			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
	関連資料		[系統図] 50-5				
	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		[系統図] 50-5			
	第6号	設置場所		現場操作-放射線量が高くなるおそれがある 中央制御室操作	A b B		
	関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5				
	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		[容量設定根拠] 50-7		
		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			[配置図] 50-4 [系統図] 50-5				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		復水移送ポンプ		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	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)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能を損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図、50-9 保管場所図、50-11 その他設備		
		第2号	操作性		中央制御室操作，現場操作	A, B	
		第2号	関連資料		50-5 系統図、50-8 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ，弁	A, B	
		第3号	関連資料		50-6 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため，切替操作が必要	A	
		第4号	関連資料		50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		50-5 系統図		
		第6号	設置場所		中央制御室操作，現場操作	A, B	
		第6号	関連資料		50-4 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分	B
	関連資料				50-7 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		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		本文			

50-2
単線結線図



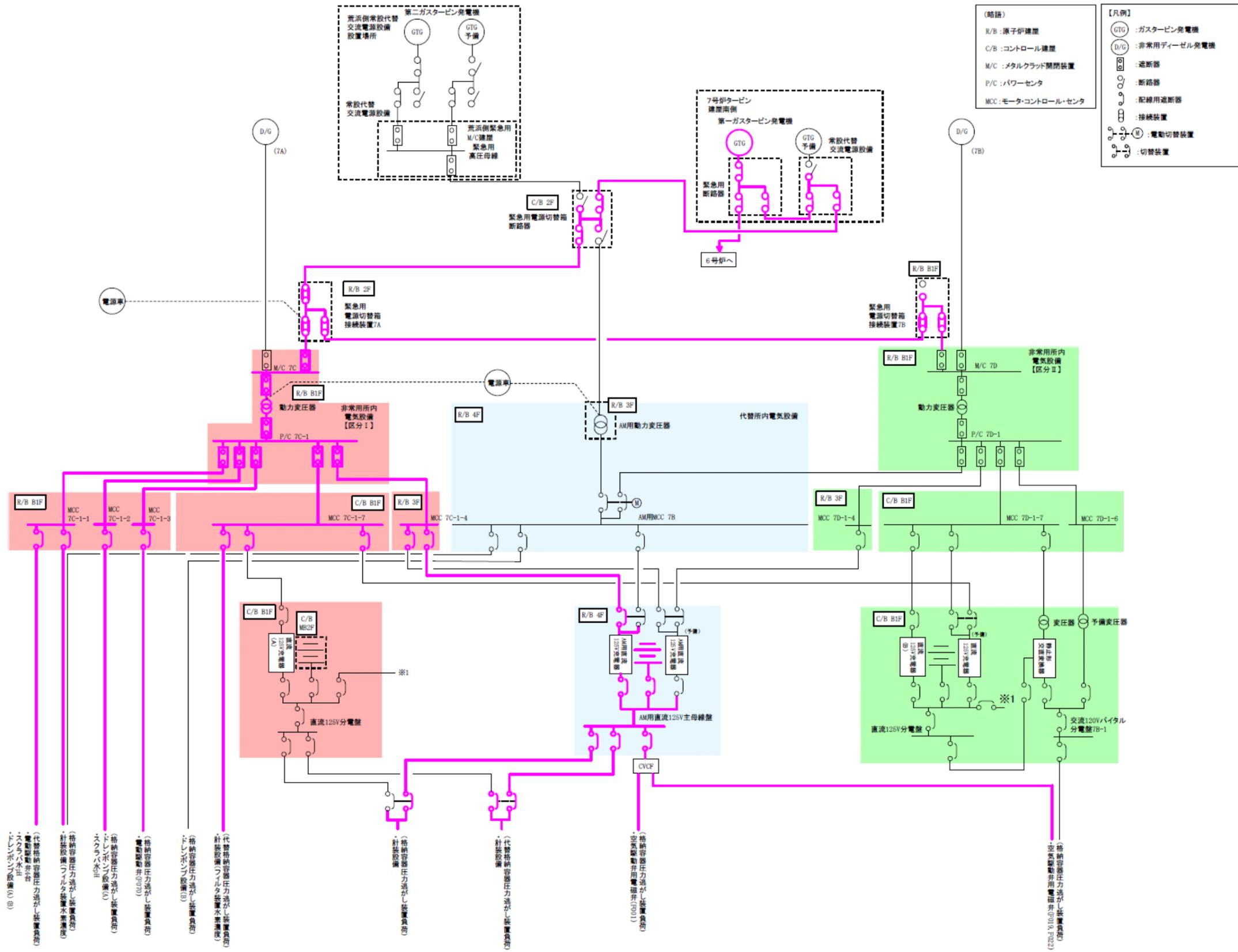


図 50-2-2 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置
単線結線図 (7号炉)

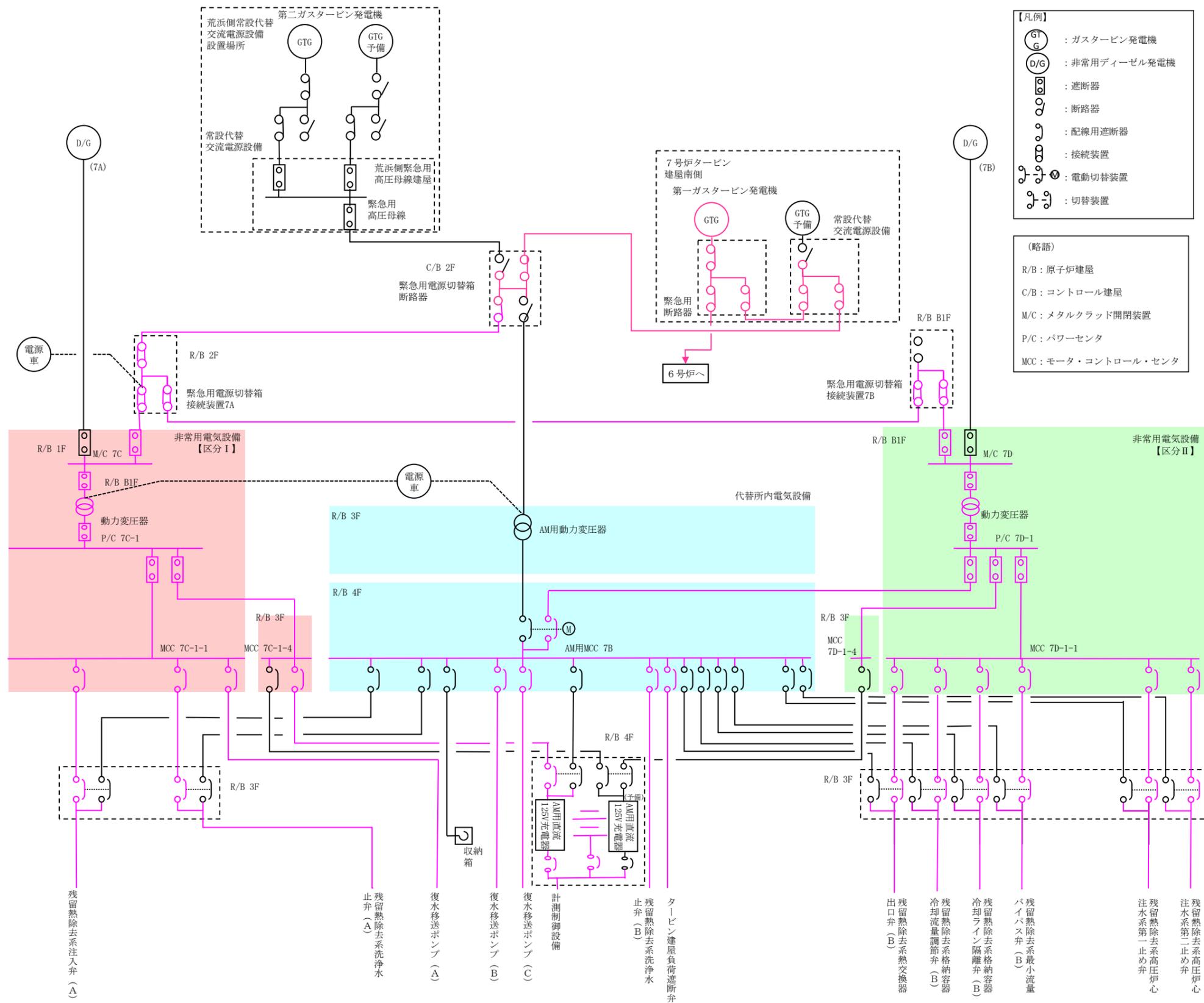
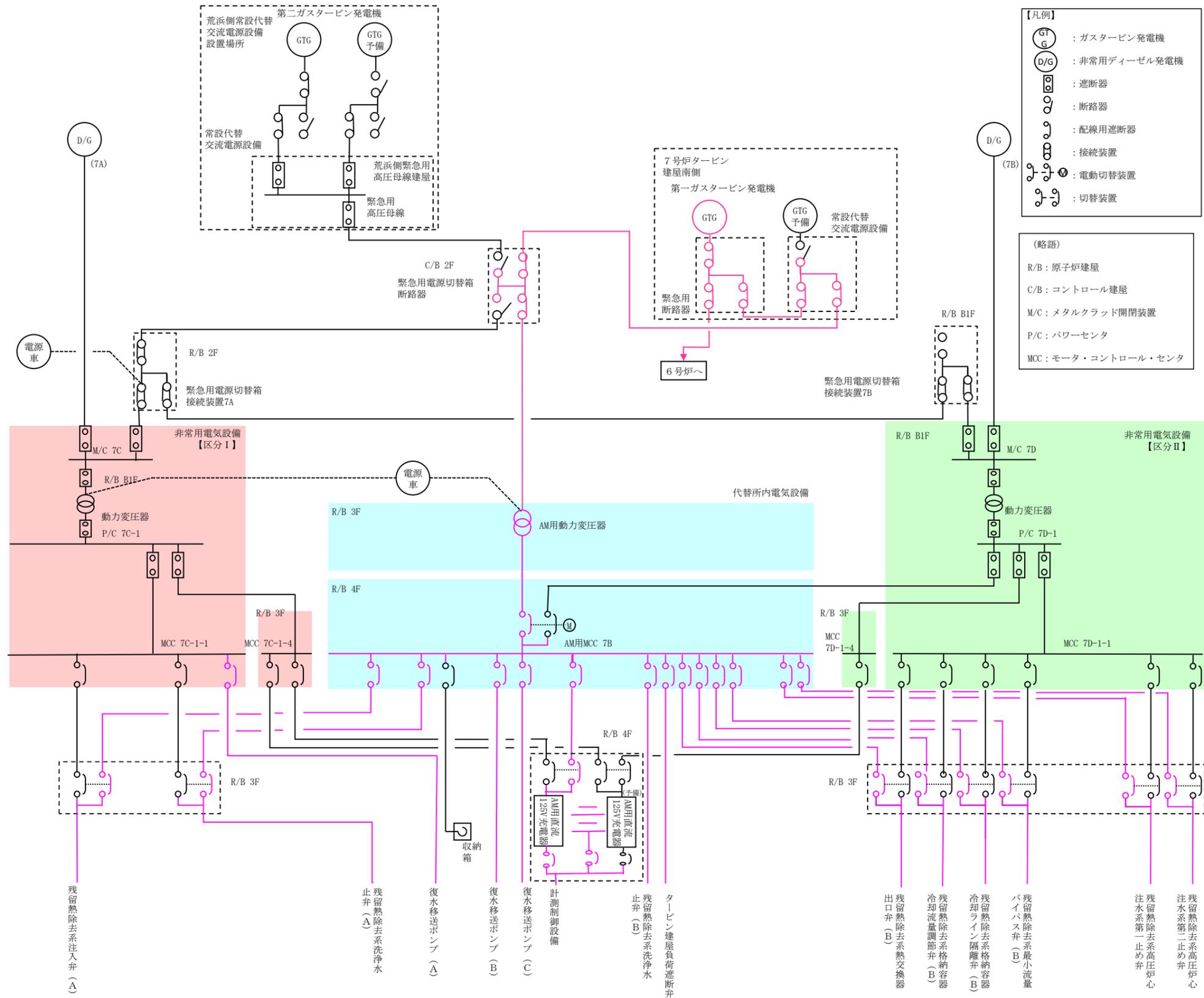


図 50-2-3 代替循環冷却の単線結線図 (代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時)



50-3
計測制御系統図

表 50-3-1 格納容器逃がし装置 主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的
主要設備	フィルタ装置 よう素フィルタ	フィルタ装置水位	フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間であることを確認することで、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
		フィルタ装置入口圧力	フィルタ装置使用時において、フィルタ装置入口圧力の挙動により、フィルタ装置（主要設備）が閉塞していないことを把握すること
		金属フィルタ差圧	フィルタ装置使用時において、金属フィルタ差圧の挙動により、フィルタ装置内の金属フィルタが閉塞していないことを把握すること
		フィルタ装置出口放射線モニタ	フィルタ装置使用時において、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置（主要設備）が閉塞していないことを把握すること 最終放出ラインとして放射線量を把握すること
		フィルタ装置水素濃度	ベント停止後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握すること
		フィルタ装置スクラバ水 pH	水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を とする必要があり、フィルタ装置スクラバ水 pH にて、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
附属設備	ドレンポンプ	フィルタ装置ドレン流量	ドレンポンプ設備（附属設備）の運転状態の監視目的
	ドレンタンク	ドレンタンク水位	ドレンタンク（附属設備）の水位監視目的
	圧力開放板 可搬式窒素供給装置	フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置出口配管圧力	可搬式窒素供給装置（附属設備）による窒素供給の把握 点検後の可搬式窒素供給装置（附属設備）による窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口の圧力開放板（附属設備）の設定圧力（0.1MPa[gage]）を超えないことの監視目的
	スクラバ水 pH 制御設備	—	—
	遠隔手動弁操作設備	—	—
	フィルタ装置遮へい壁 配管遮へい壁	—	—

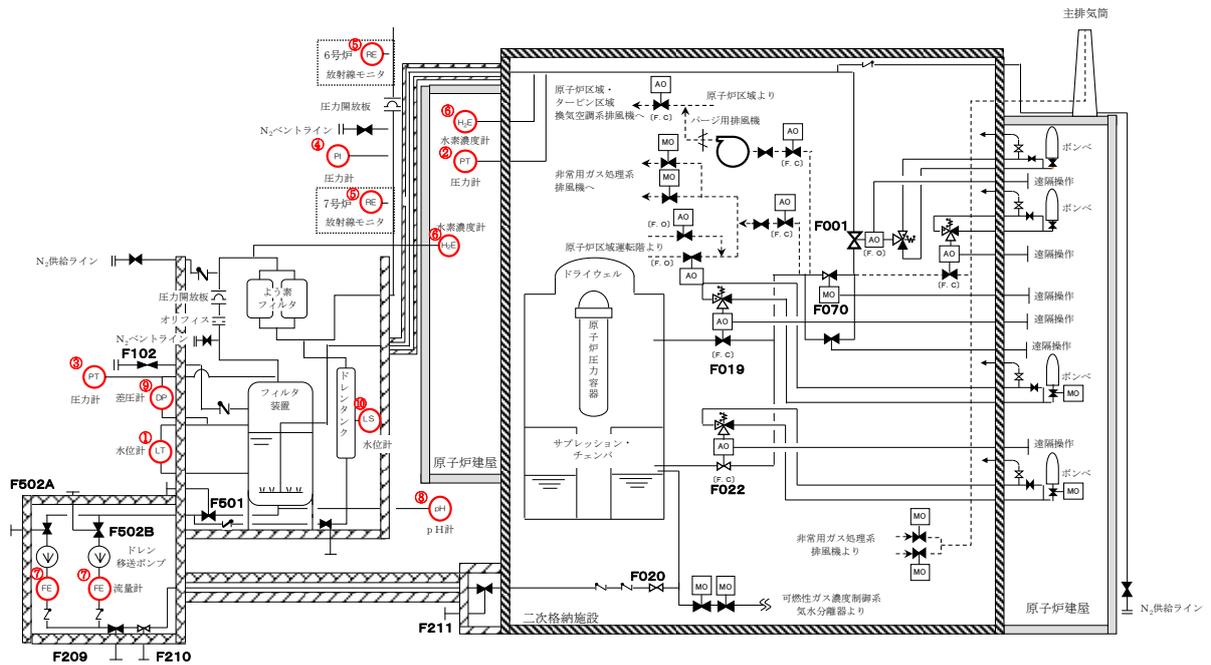


図 50-3-1 格納容器圧力逃がし装置 計測制御系統図

表 50-3-2 格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様

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

※1 監視パラメータの数字は第1図の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ1個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個

※4 ドレンポンプ2台に対してそれぞれ1個

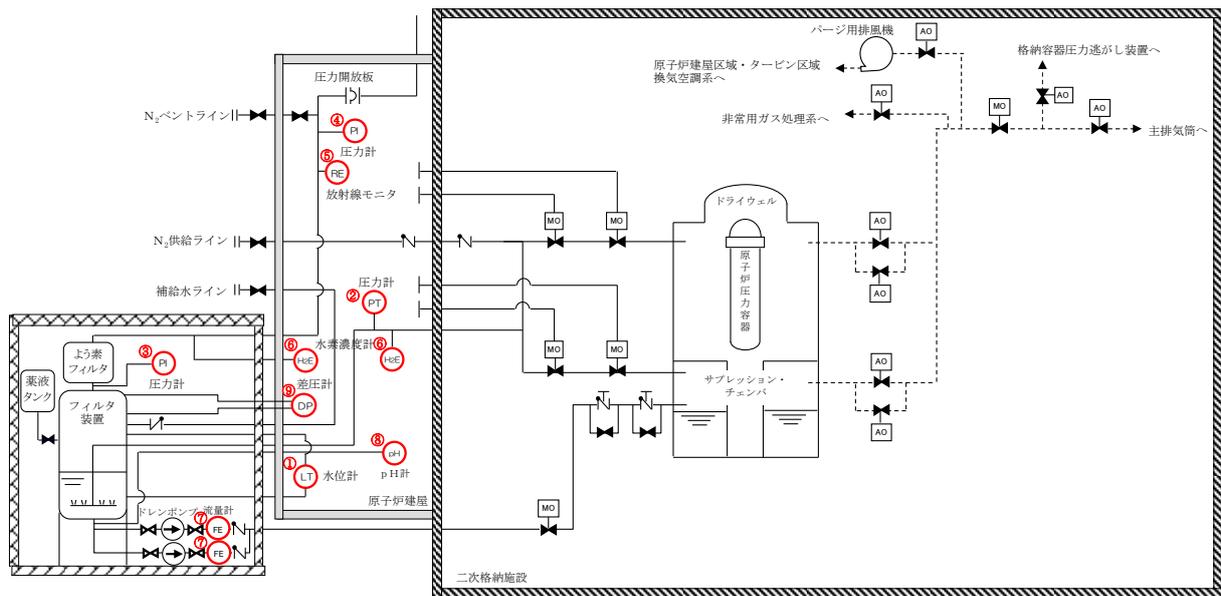


図 50-3-2 代替格納容器圧力逃がし装置 計測制御系統図

表 50-3-3 代替格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① フィルタ装置水位	0～7000mm	2
② フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa[gage]	2*2
③ フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa[gage]	1
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa[gage]	1
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	2
⑥ フィルタ装置水素濃度	0～100%	2*3
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0～30m ³ /h	2*4
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	1
⑨ 金属フィルタ差圧	0～50kPa	1

※1 監視パラメータの数字は第2図の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ1個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個

※4 ドレンポンプ2台に対してそれぞれ1個

格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。

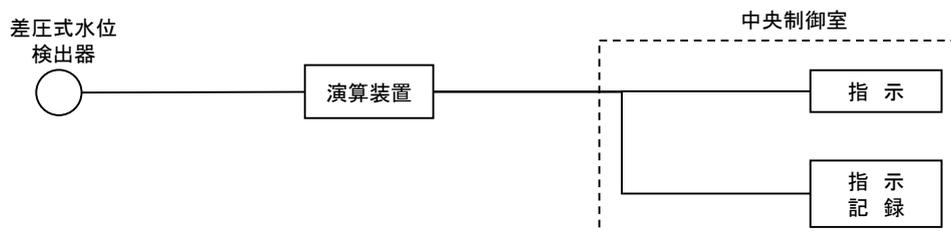


図 50-3-3 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。また、現場（原子炉区域を除く原子炉建屋内）にて監視可能な設計としている。

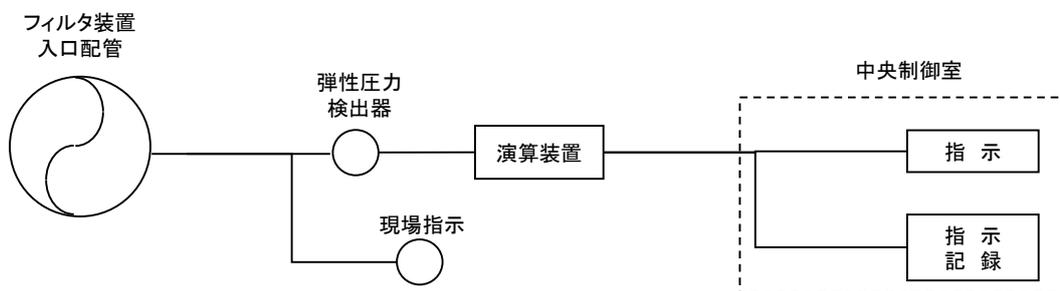


図 50-3-4 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し、記録する。

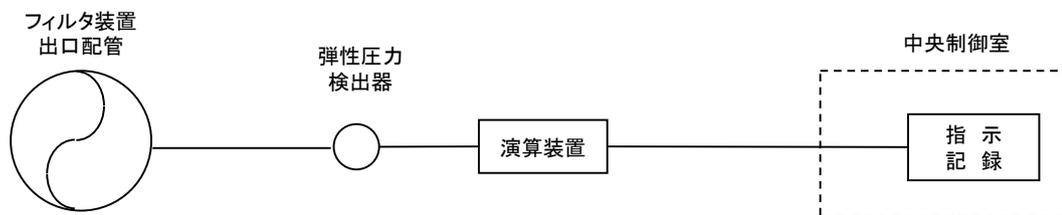


図 50-3-5 フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力は、機械式圧力検出器を用いて現場（原子炉建屋4階屋上）で監視可能な設計としている。

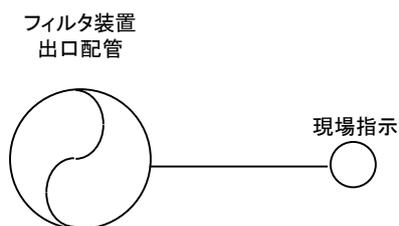


図 50-3-6 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行い、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

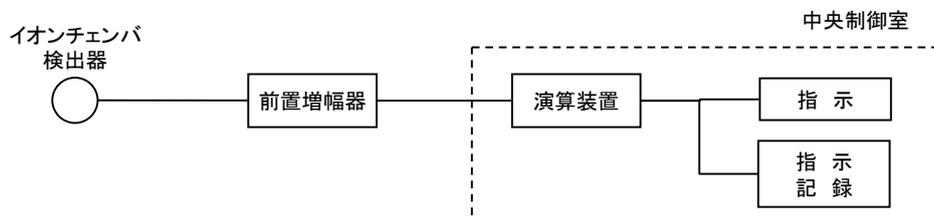


図 50-3-7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、冷却器・除湿器でガスを処理した後、熱伝導式水素測定素子により計測する。水素濃度計測は、熱伝導式水素測定素子にて水素濃度を電気信号へ変換した後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。また、現場（原子炉区域を除く原子炉建屋内）にて監視可能な設計としている。

なお、出口側配管に設置する水素濃度計についても、同様の設計とする。

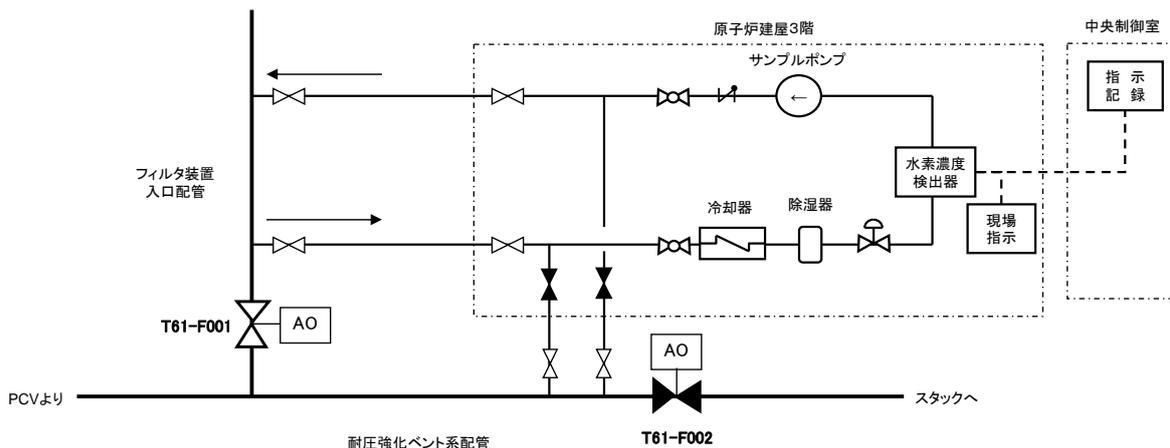


図 50-3-8 フィルタ装置水素濃度 システム概要図

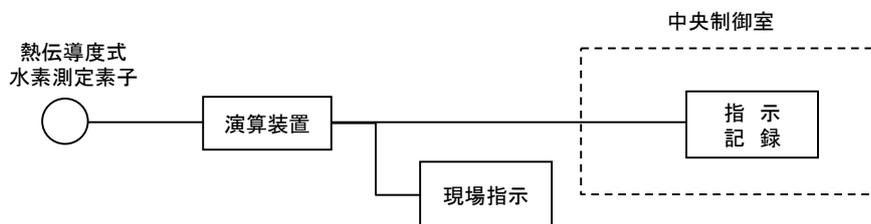


図 50-3-9 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置ドレン流量

フィルタ装置ドレン流量の検出信号は、電磁流量計検出器にて流量を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置ドレン流量を現場（フィルタベント遮へい壁附室内）に指示する。

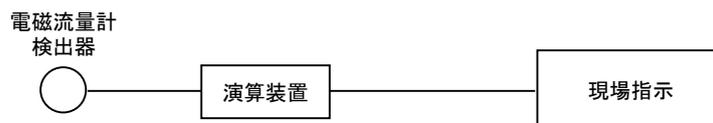


図 50-3-10 フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、フィルタ装置内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH 検出器により計測する。pH の計測は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。また、現場（フィルタベント遮へい壁附室内）にて監視可能な設計としている。

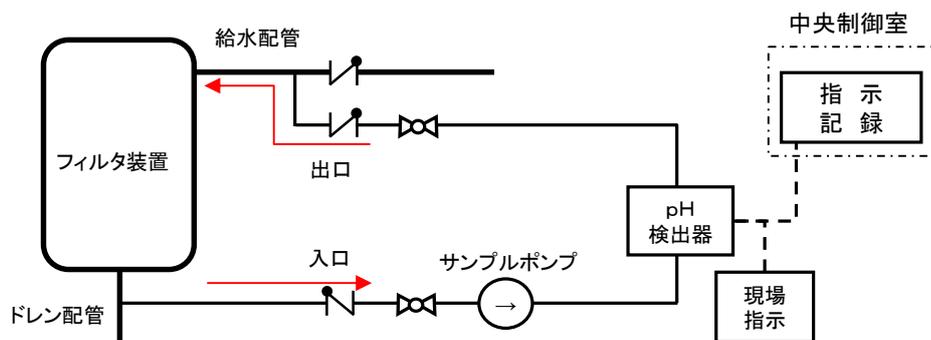


図 50-3-11 フィルタ装置スクラバ水 pH システム概要図

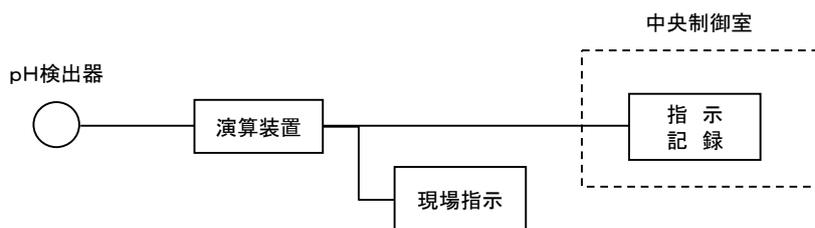


図 50-3-12 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(9) 金属フィルタ差圧

金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。

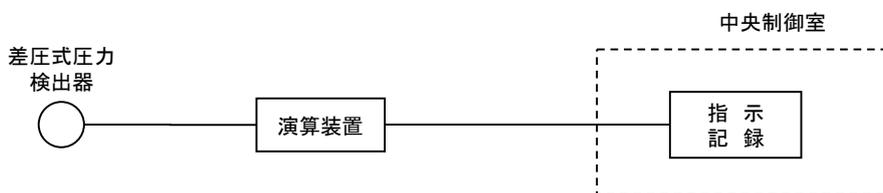


図 50-3-13 金属フィルタ差圧の概略構成図

(10) ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は、フロート式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に接点が動作することで水位を電気信号に変換し、中央制御室に表示し、記録する。また、現場（フィルタベント遮へい壁附室内）にて表示可能な設計としている。



図 50-3-14 ドレンタンク水位の概略構成図

50-4
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。

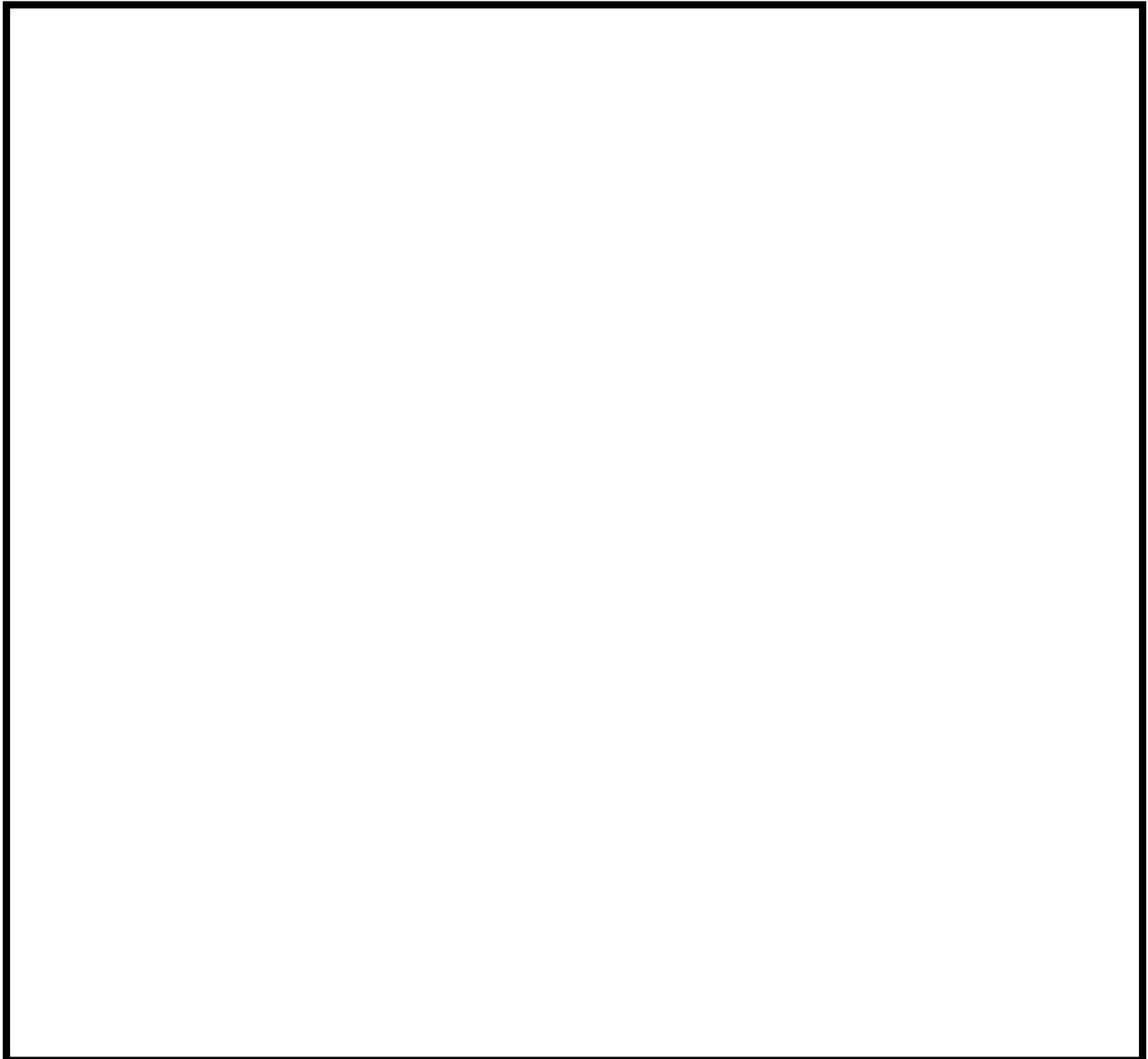


図 50-4-1 格納容器圧力逃がし装置 主配管ルート図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)

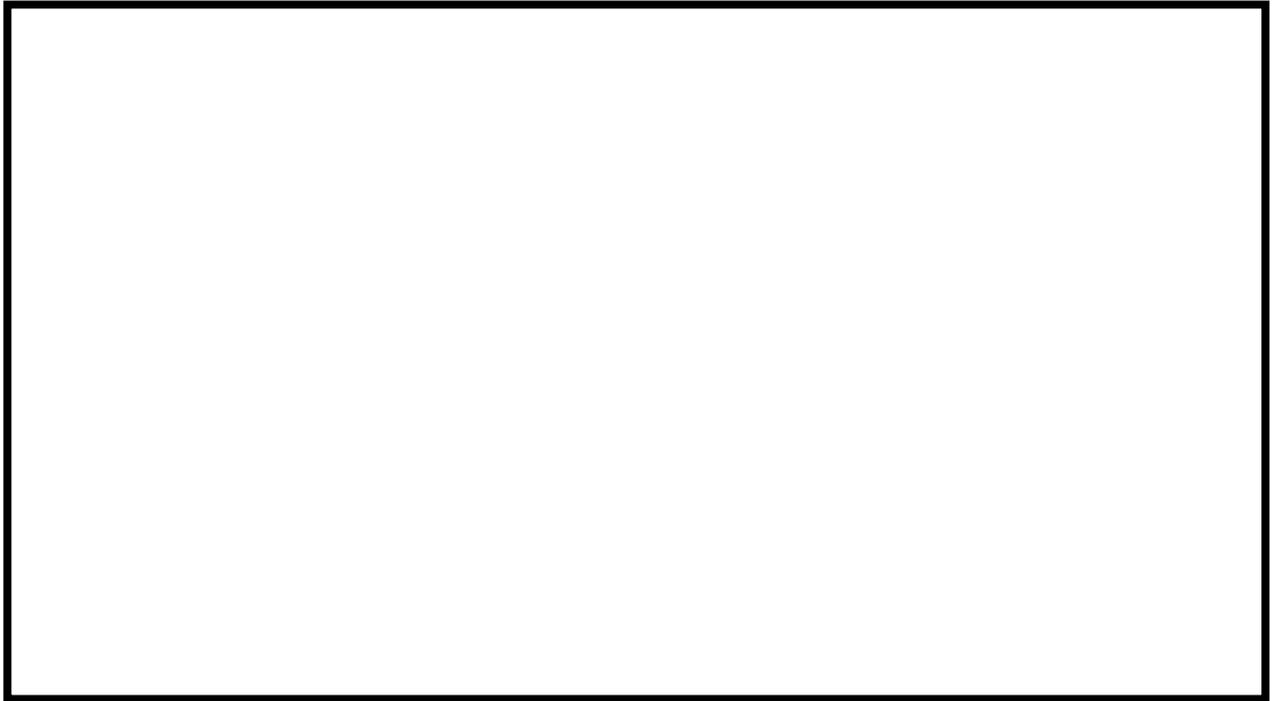


図 50-4-2 格納容器圧力逃がし装置 主配管ルート図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

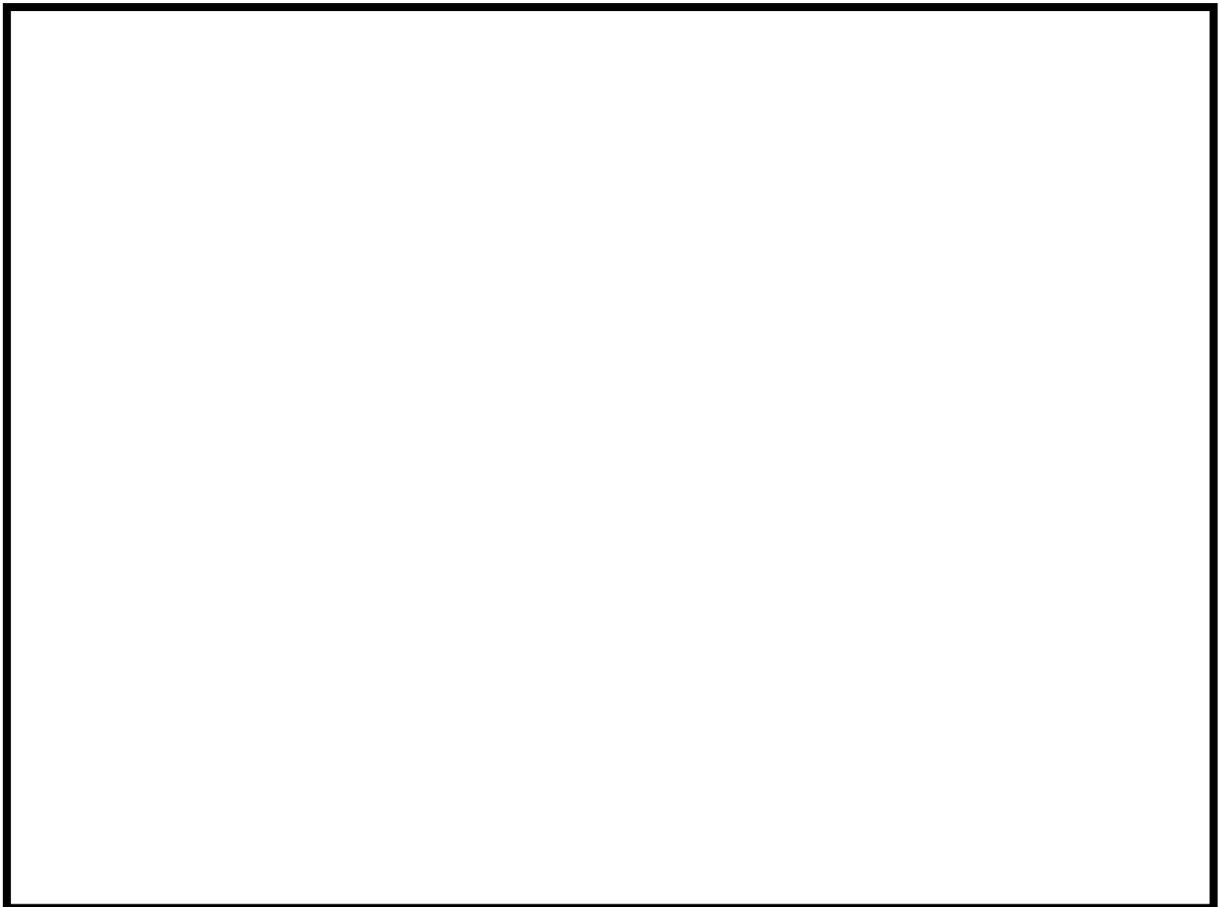


図 50-4-3 主配管ルート図 (6号炉 屋外)

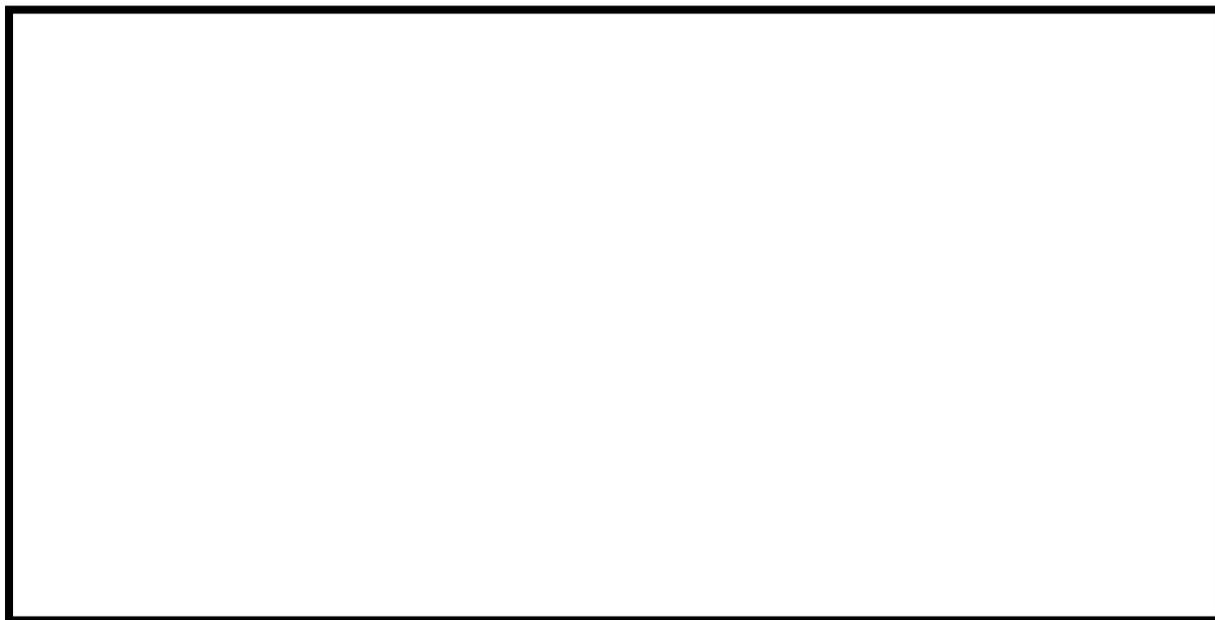


図 50-4-4 主配管ルート図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)



図 50-4-5 主配管ルート図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

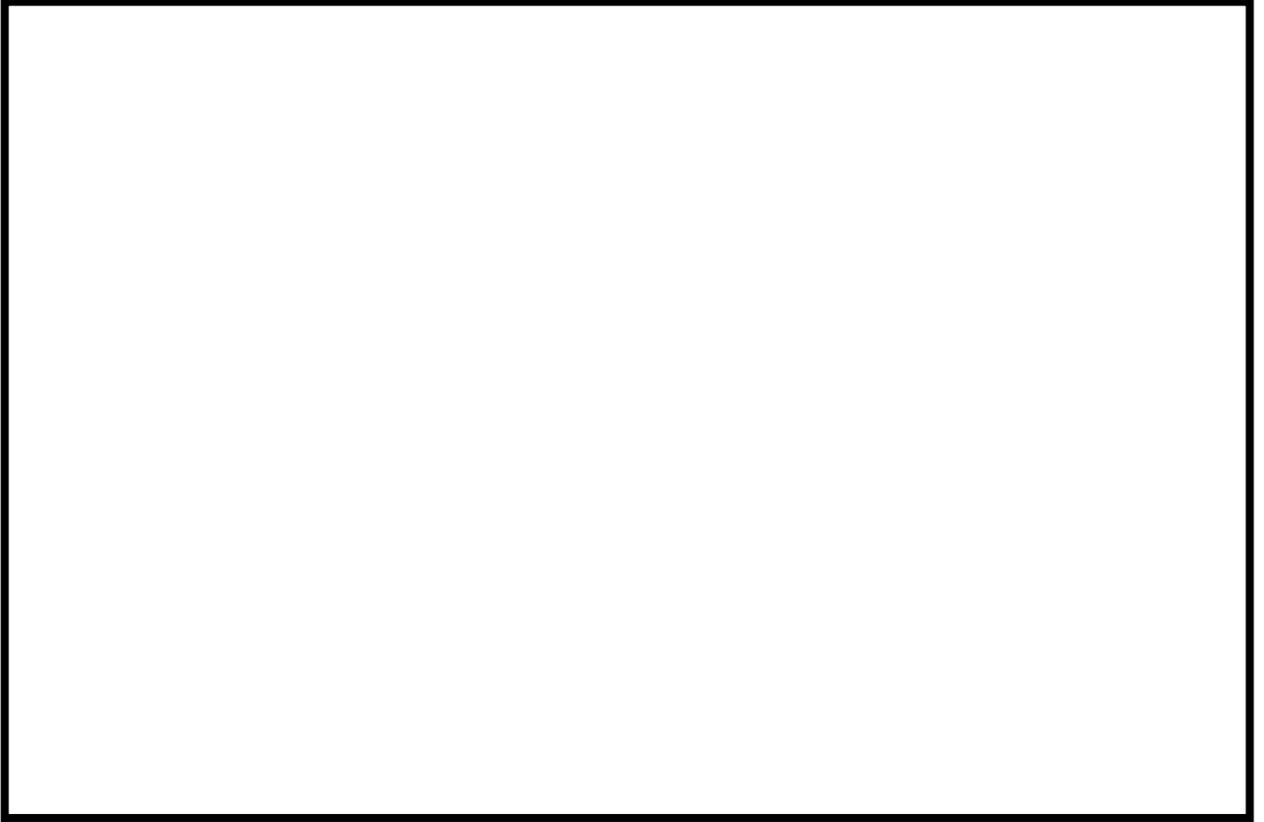


図 50-4-6 主配管ルート図 (7号炉 屋外)

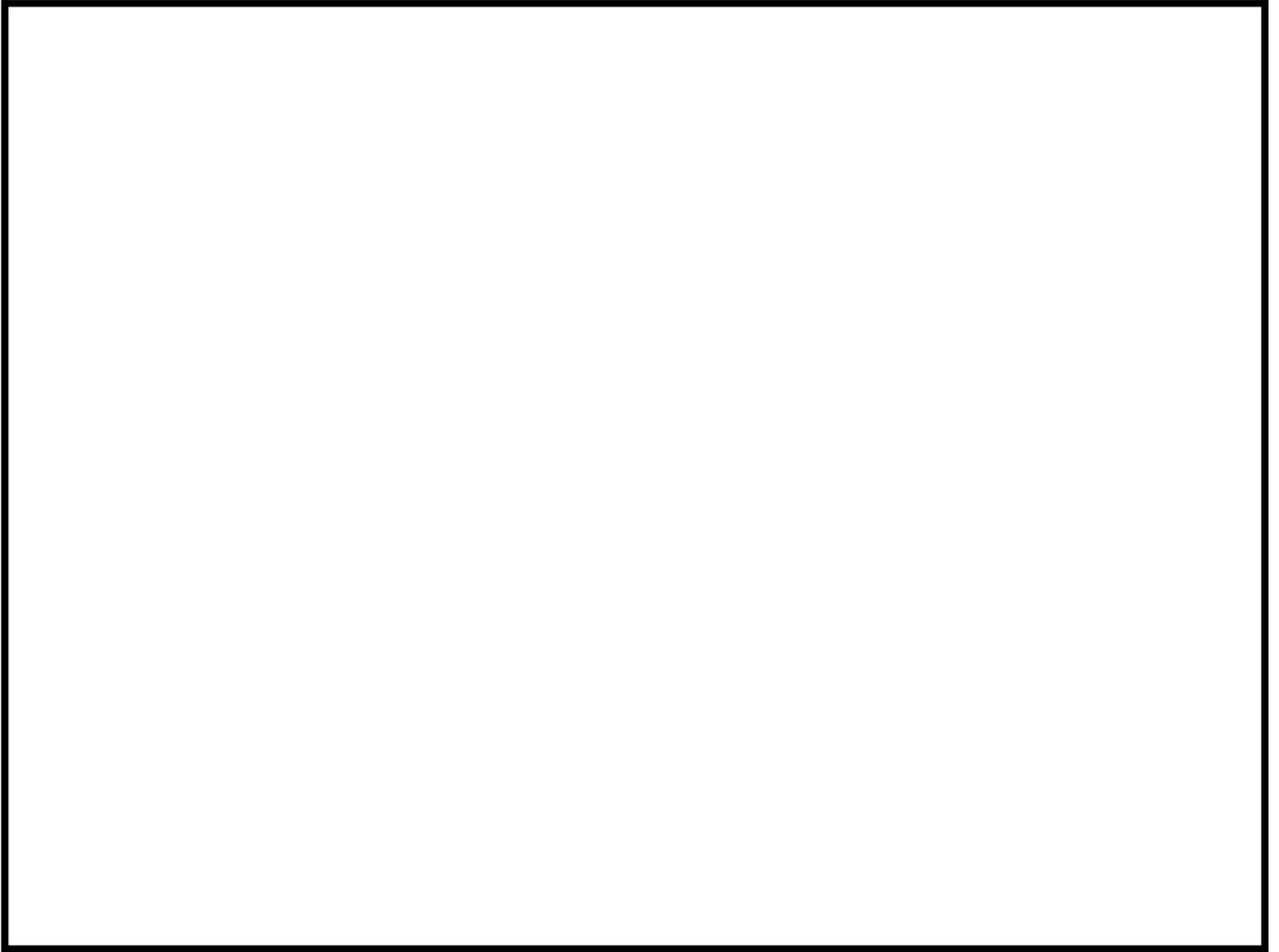


图 50-4-7 主配管鳥瞰图 (6 号炉)



图 50-4-8 主配管鳥瞰图 (7 号炉)

★	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)
—	エクステンションジョイント	—	弁操作追加遮へい		

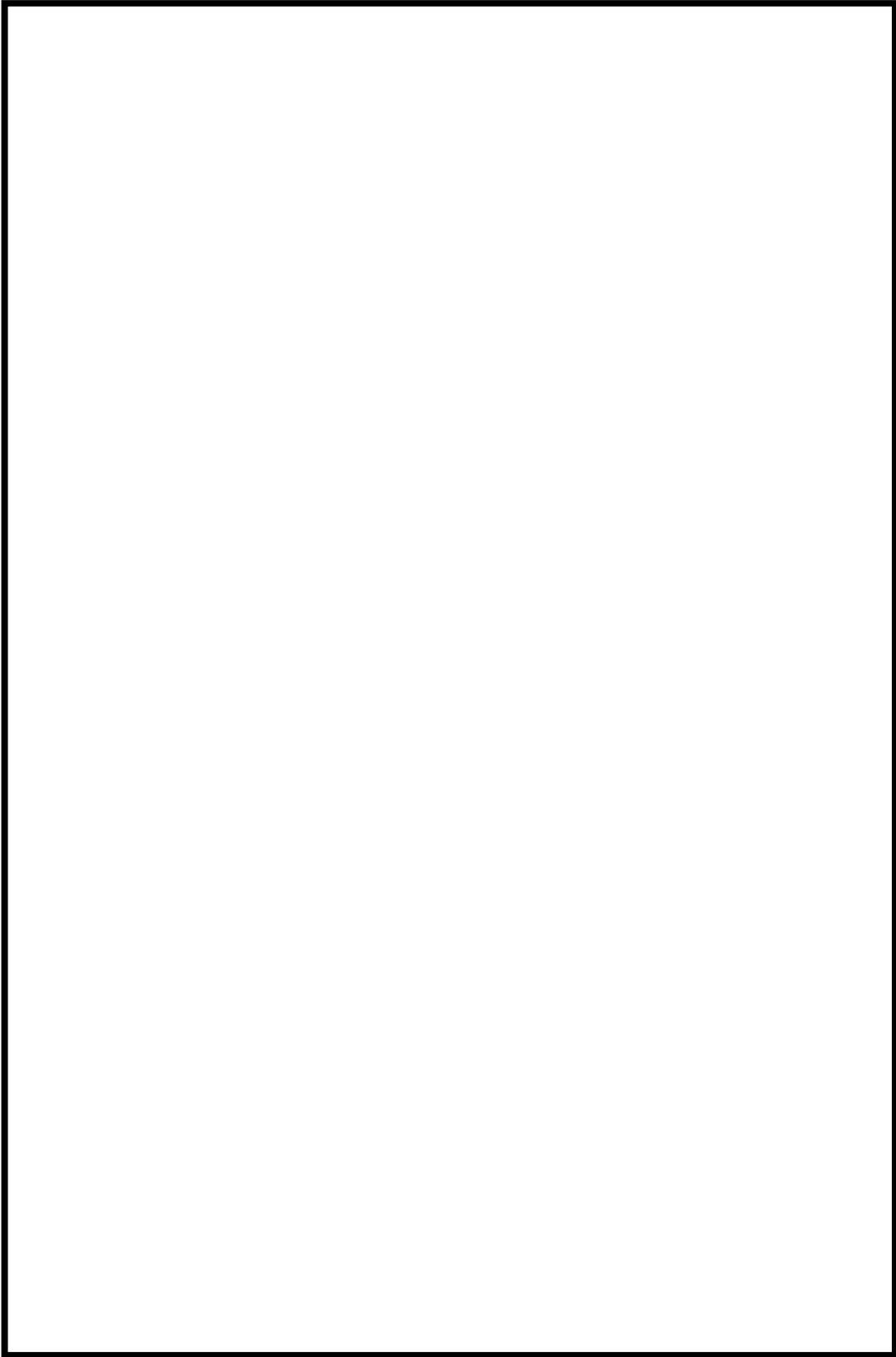


図 50-4-9 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 1/3

★	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)
—	エクステンションポイント	—	弁操作追加遮へい		

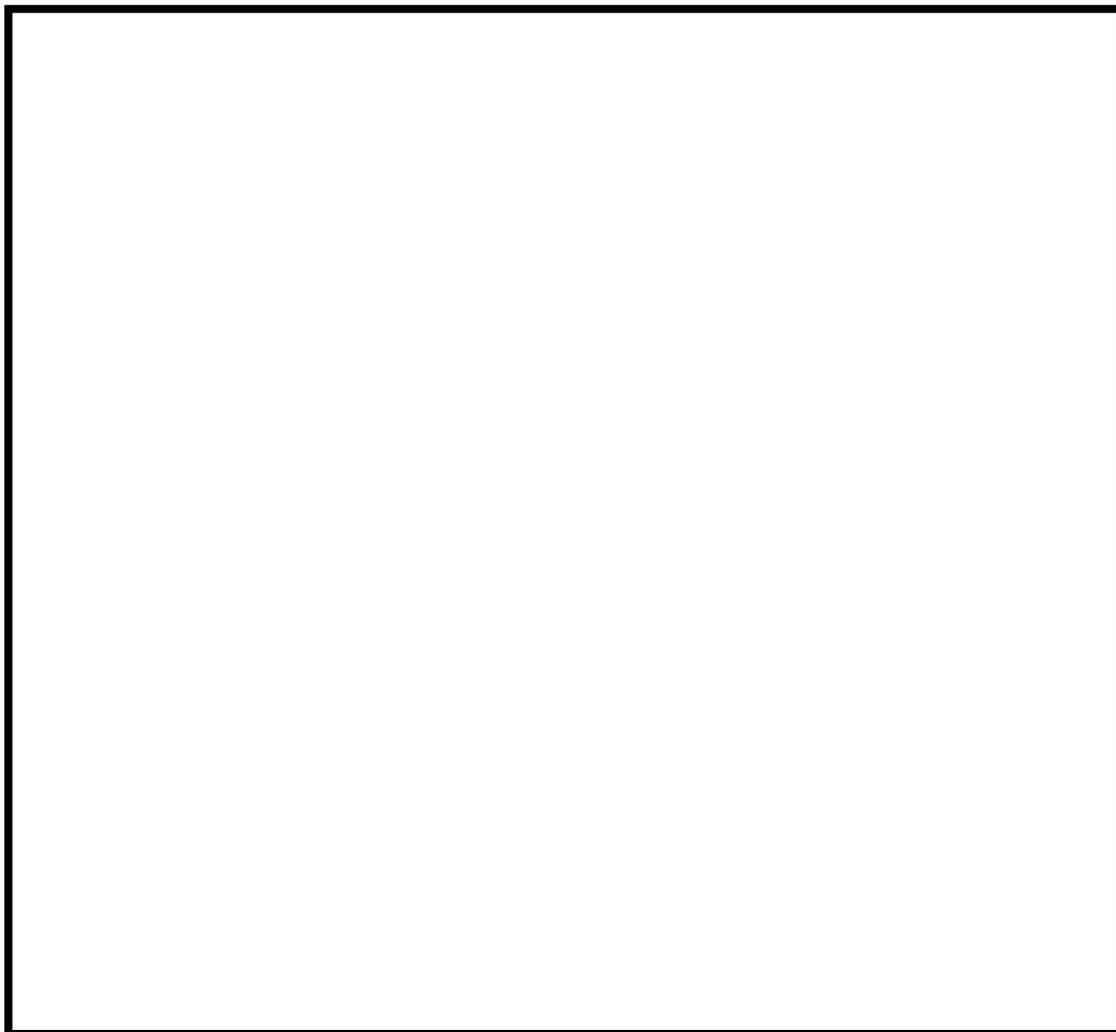


図 50-4-10 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 2/3

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁操作追加遮へい
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)



図 50-4-11 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 3/3

★	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)
—	エキステンションジョイント	—	弁操作追加遮へい		



図 50-4-12 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 1/3

弁設置位置
 エクステンションジョイント
 弁遠隔操作位置 (手動)
 弁遠隔操作位置 (空気作動)
 弁操作追加遮へい

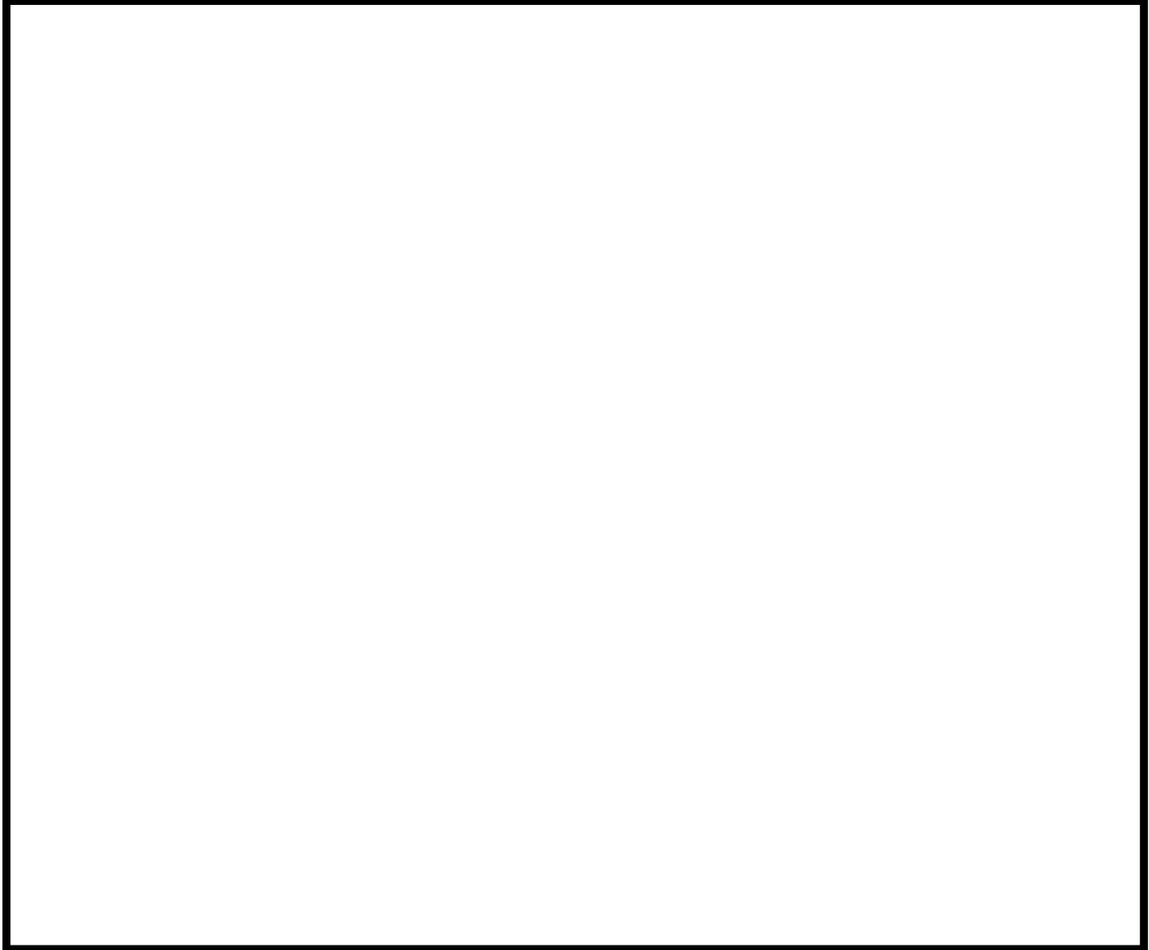


図 50-4-13 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 2/3

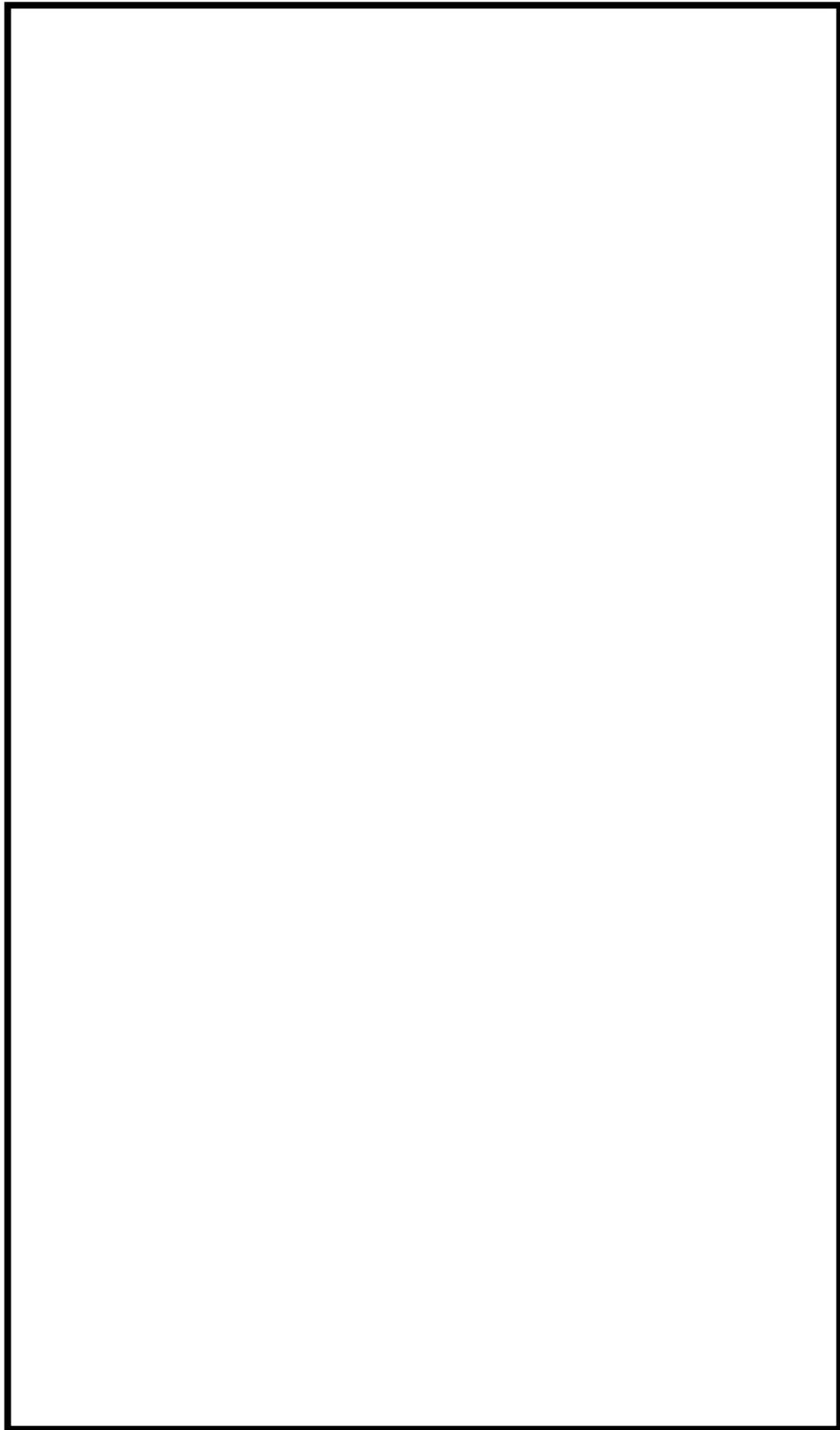
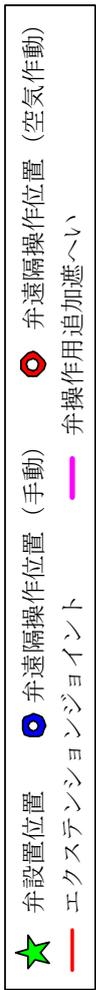


図 50-4-14 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 3/3

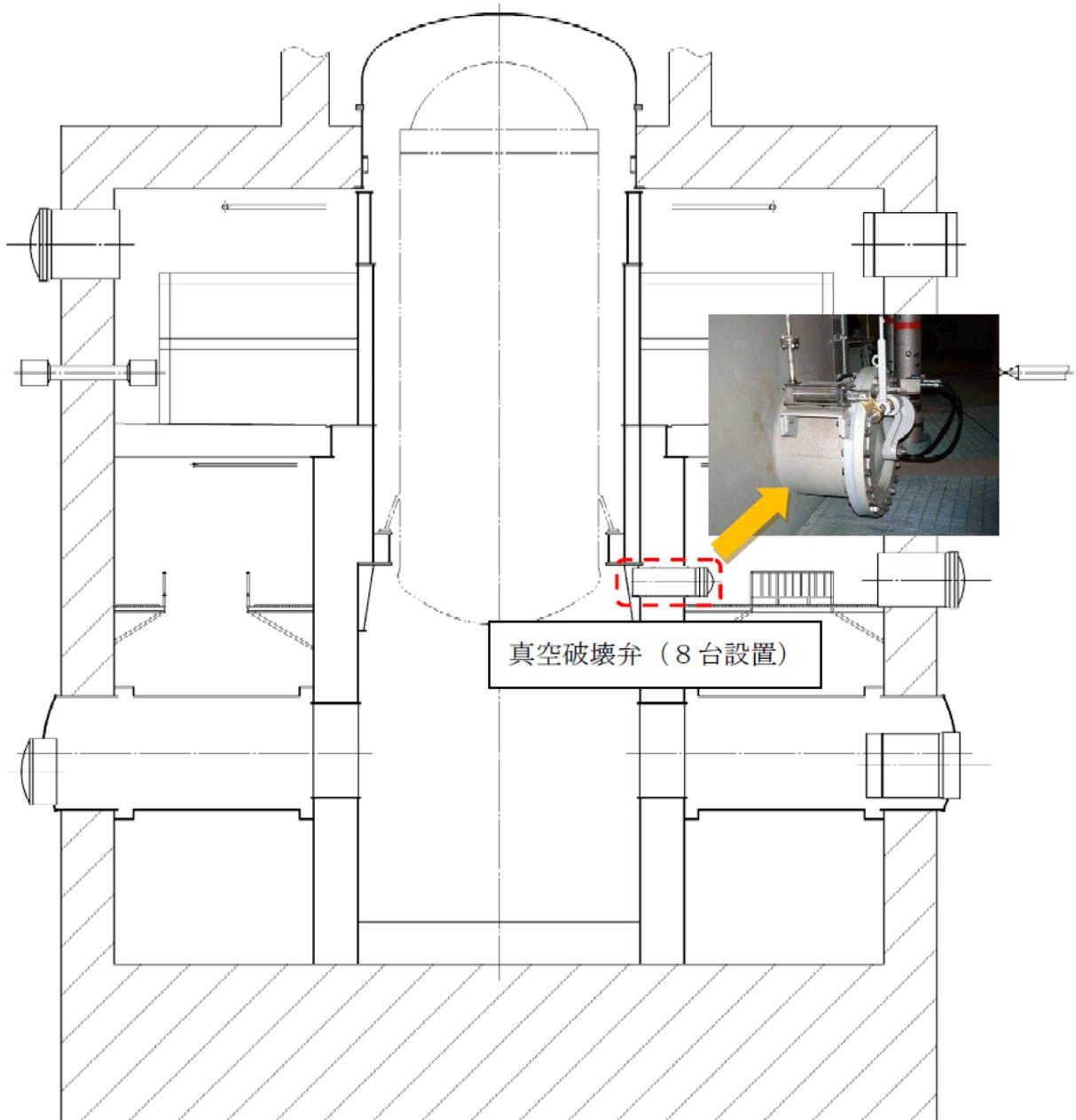


図 50-4-15 6/7号炉 真空破壊弁設置位置図

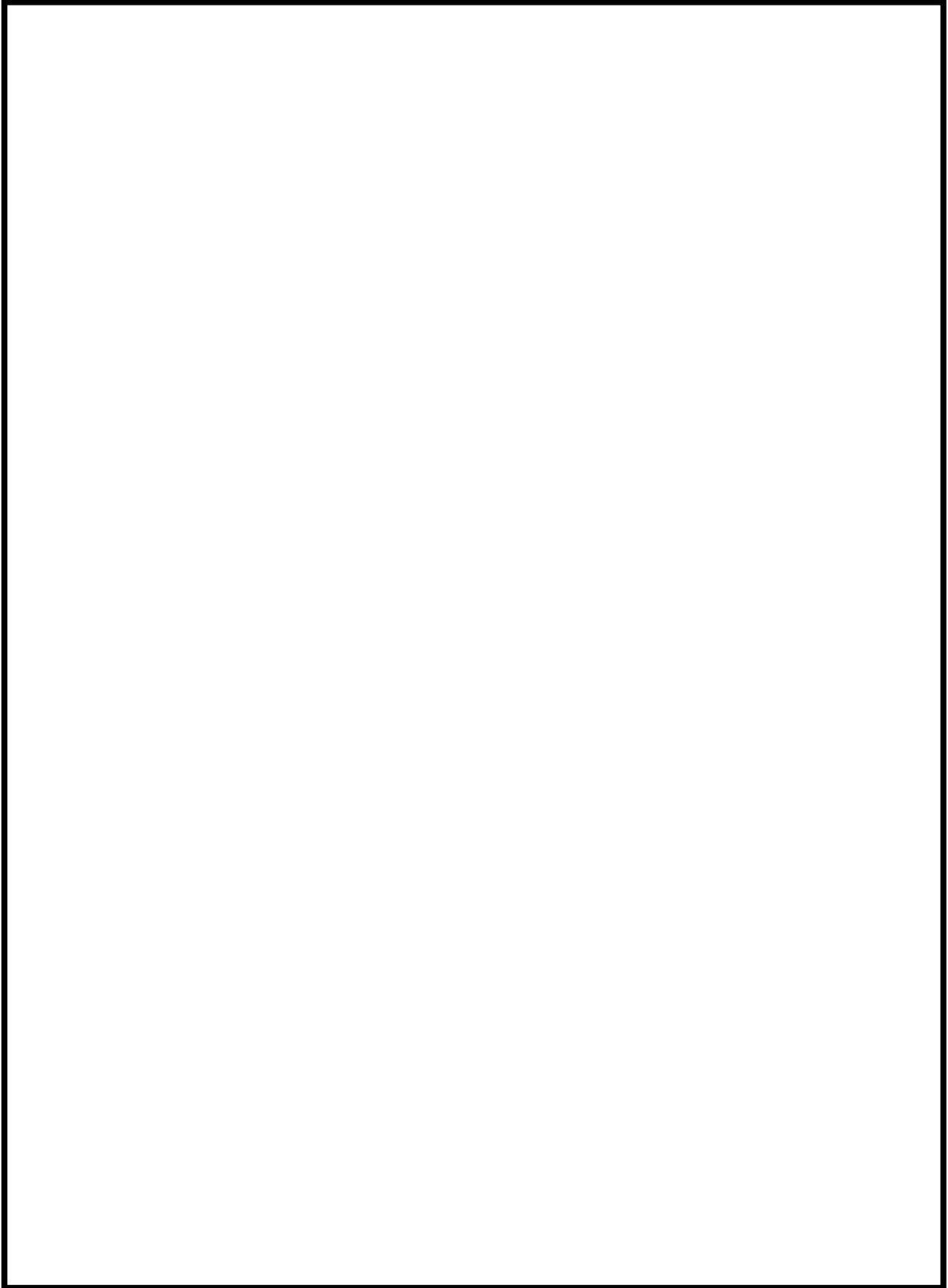


图 50-4-16 6/7 号炉 中央制御室配置图

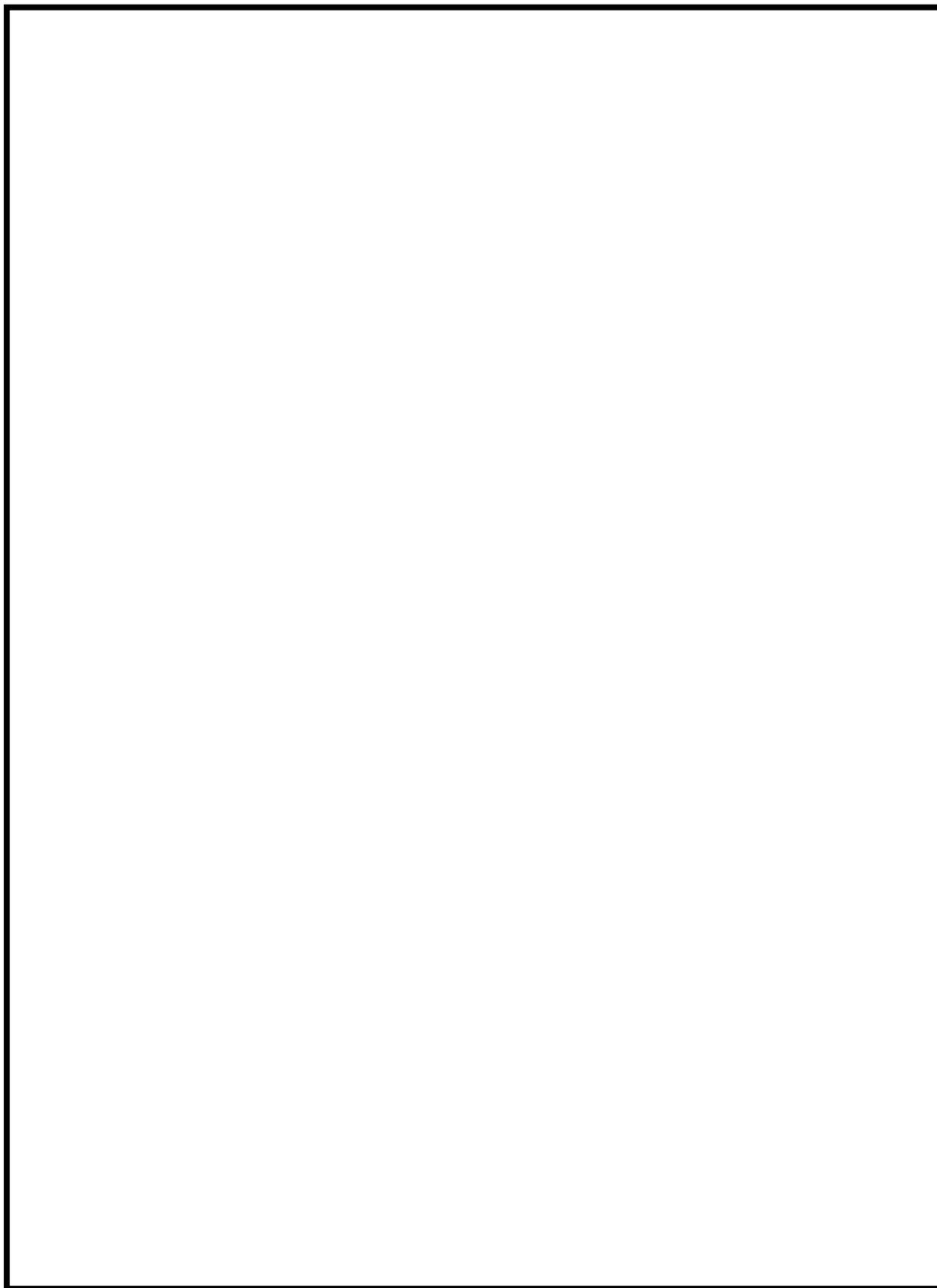


图 50-4-17 6/7 号炉 中央制御室配置图

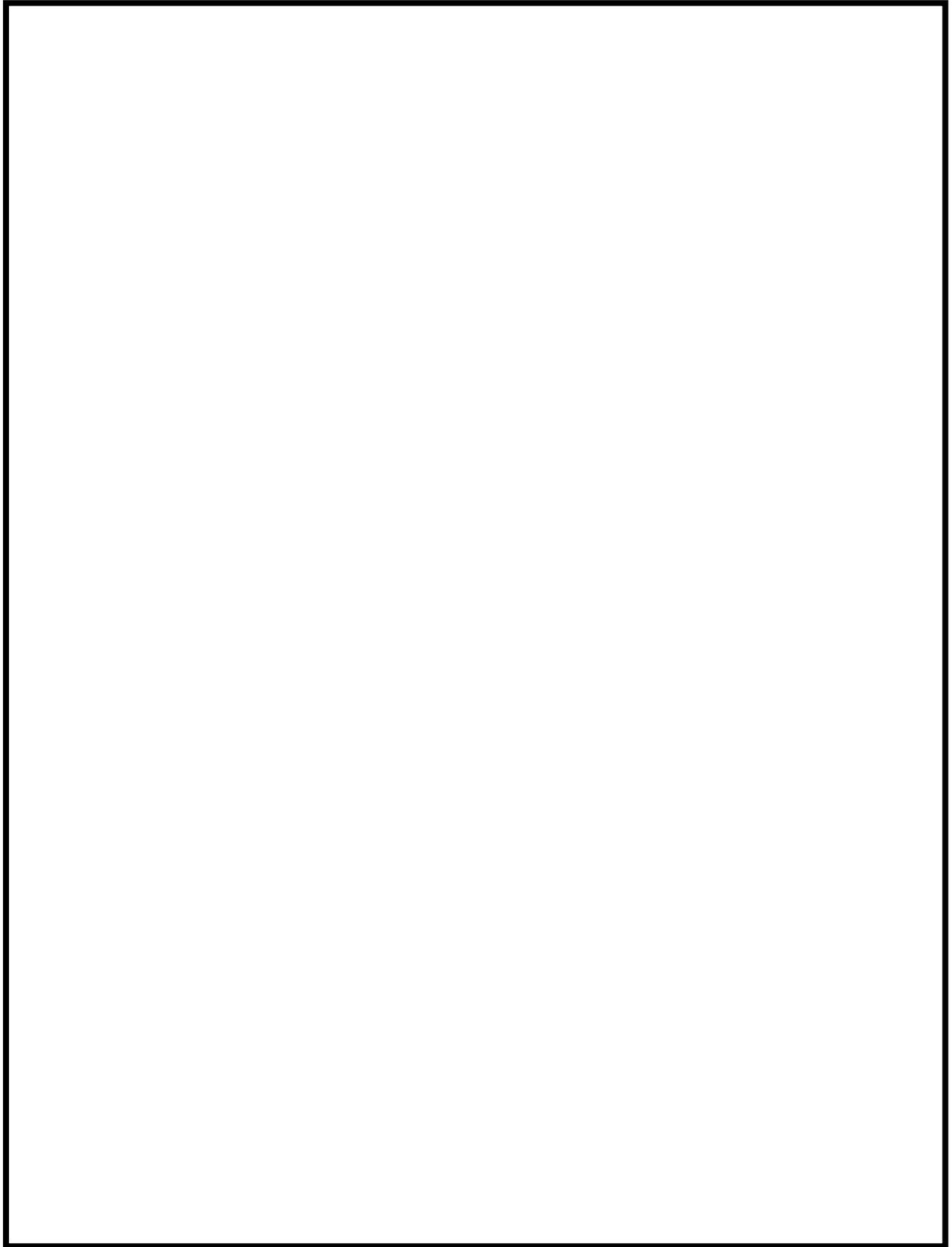


图 50-4-18 機器配置图(6号炉原子炉建屋地下3階)

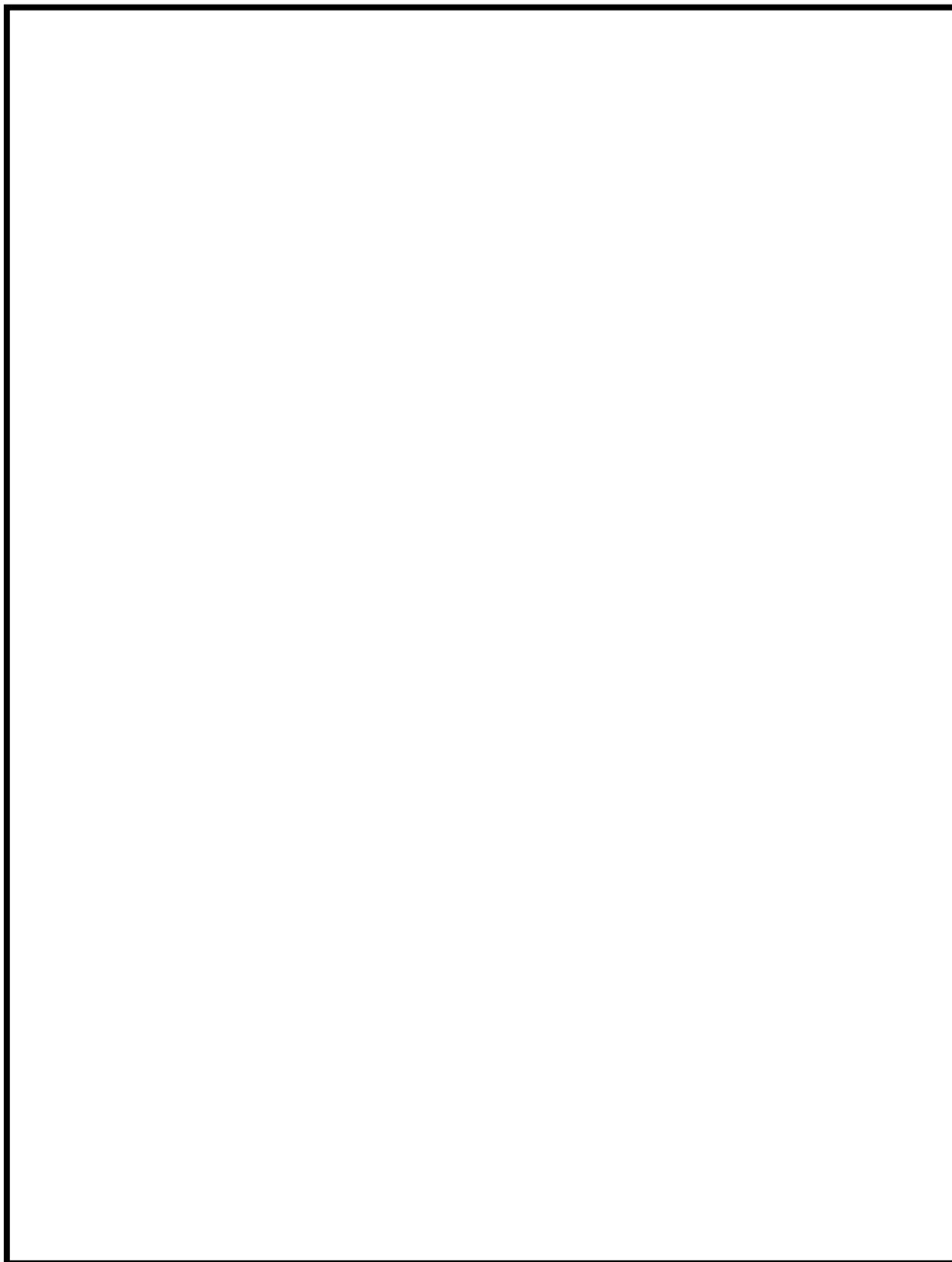


図 50-4-19 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下3階)

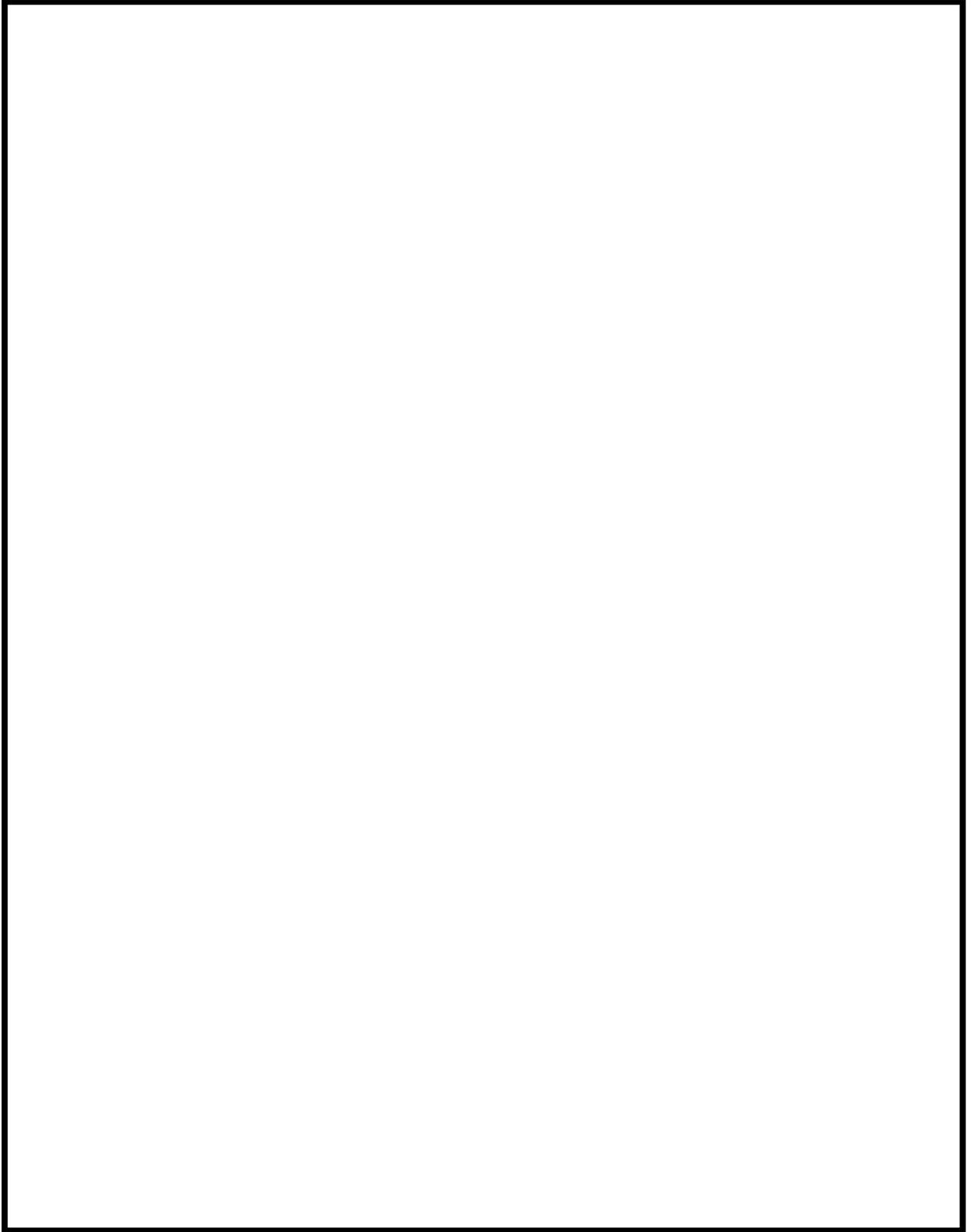


図 50-4-20 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下2階)

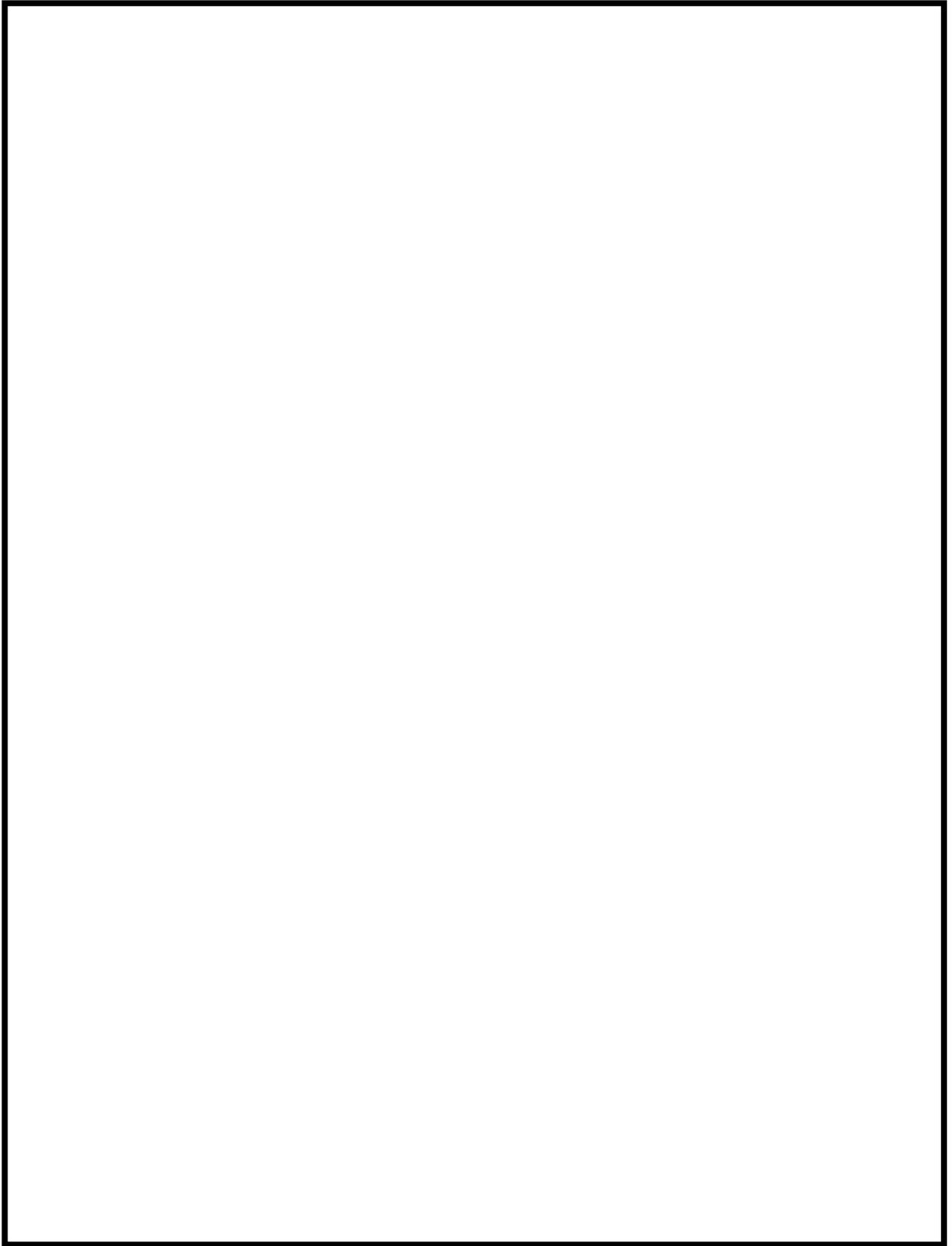


図 50-4-21 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下2階)

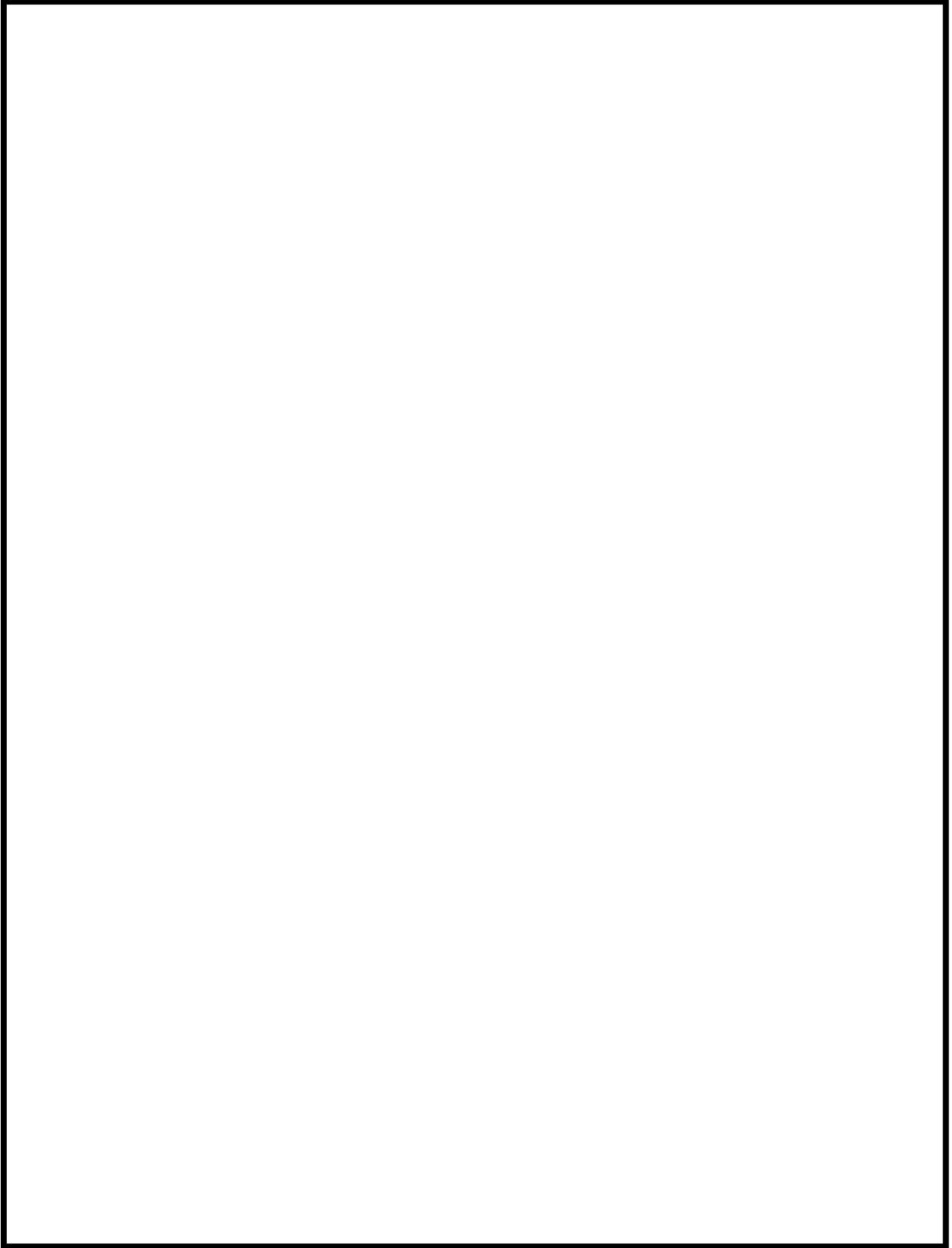


図 50-4-22 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上1階)

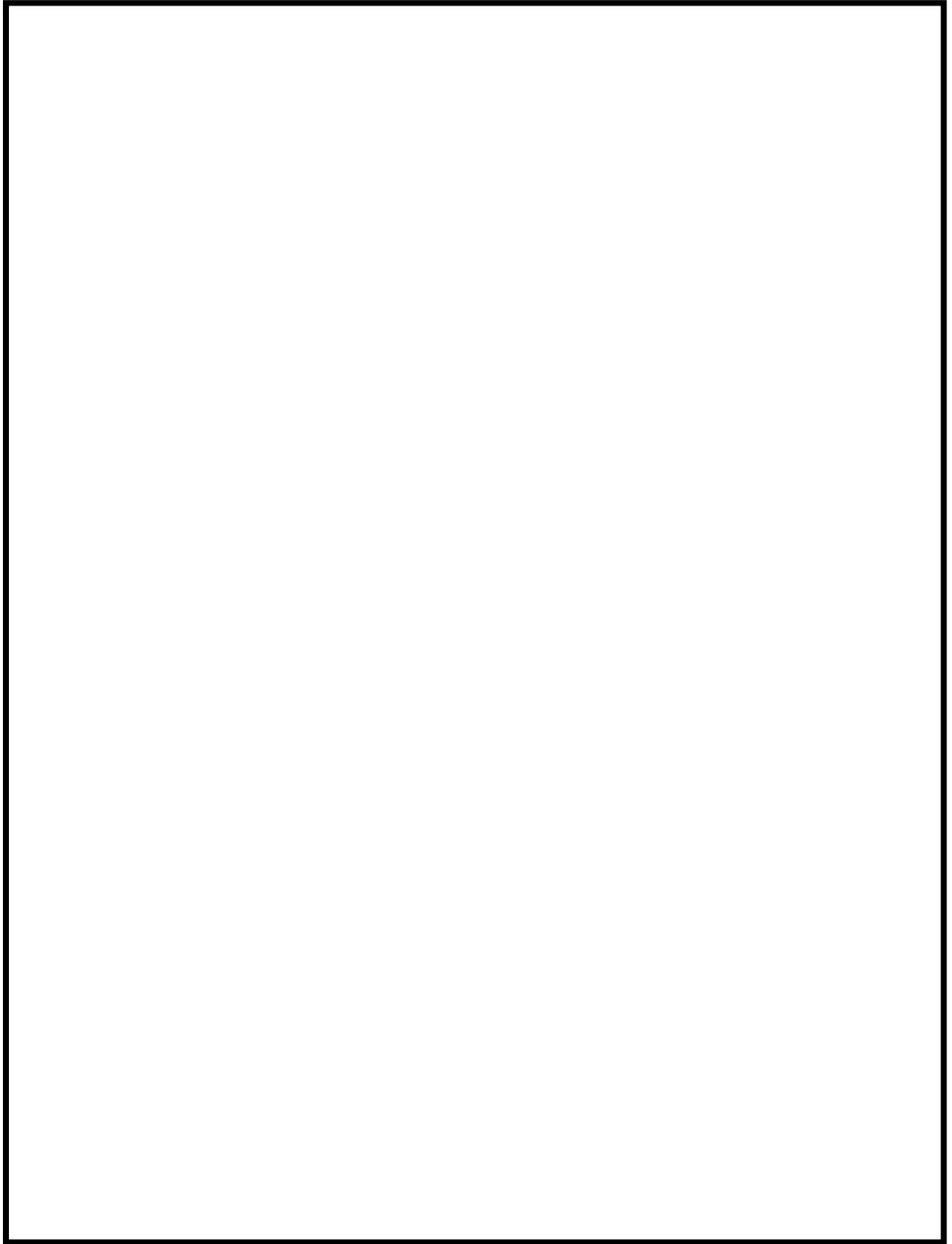


図 50-4-23 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上1階)

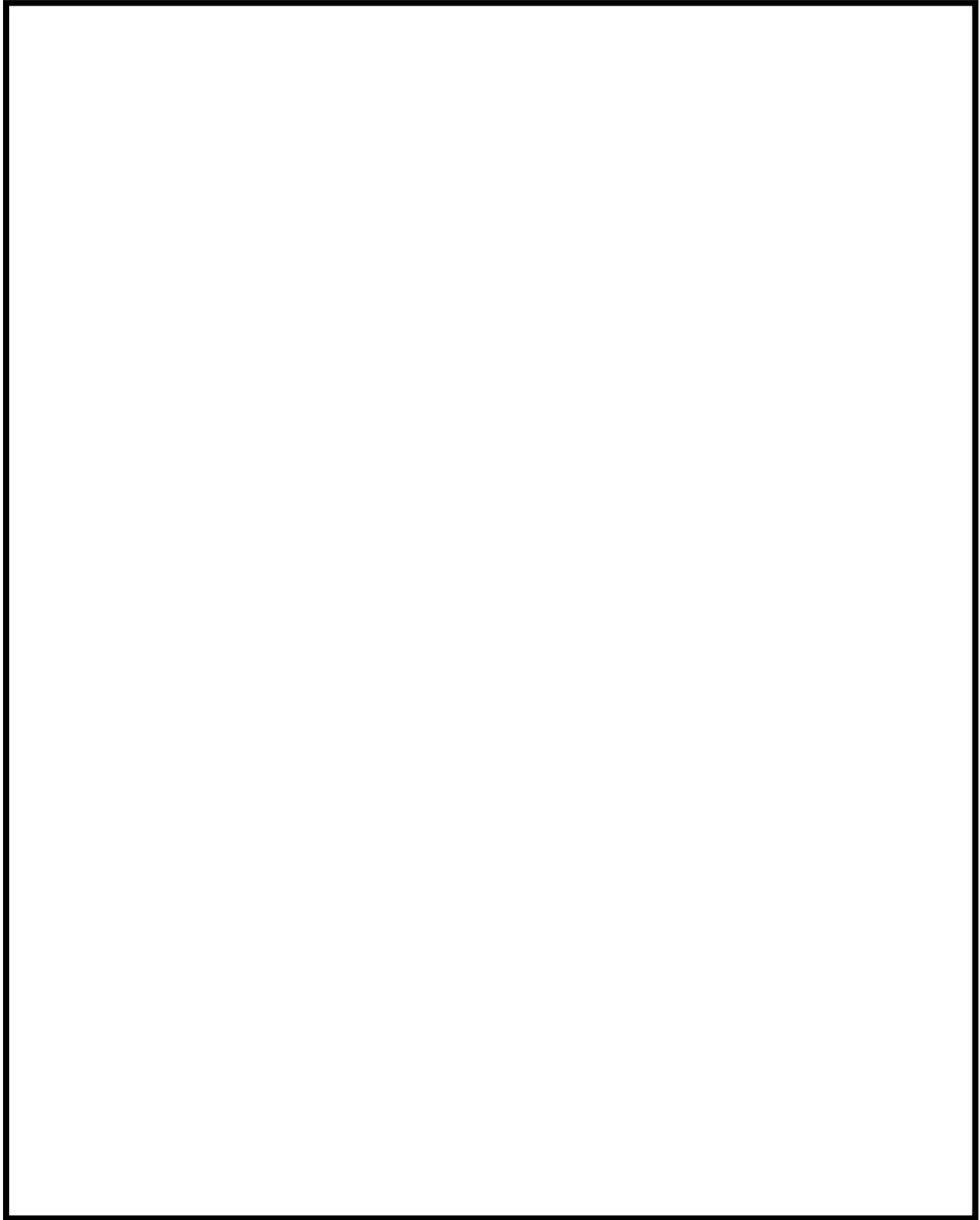


図 50-4-24 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上3階)

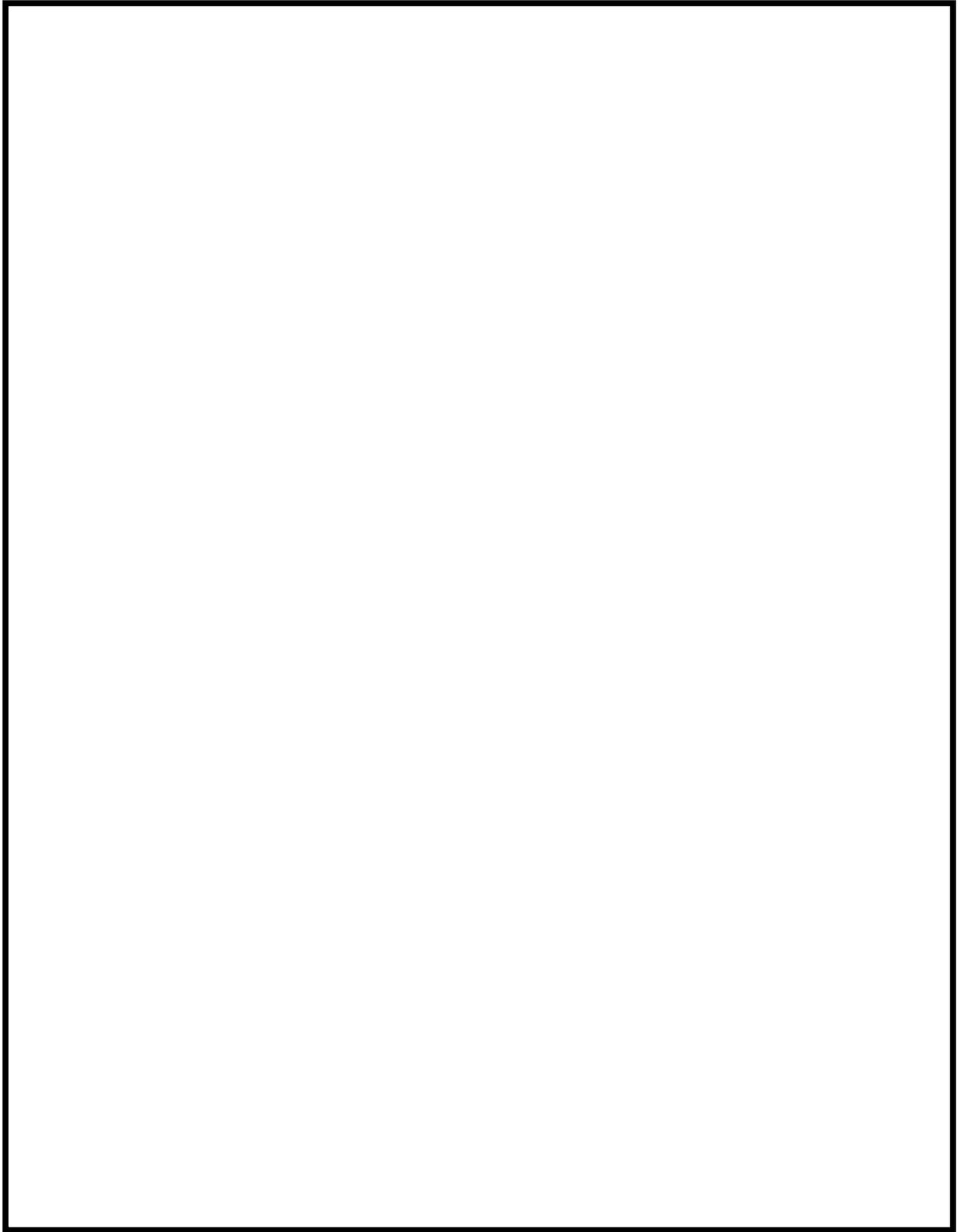


图 50-4-25 機器配置图(7号炉原子炉建屋地上3階)

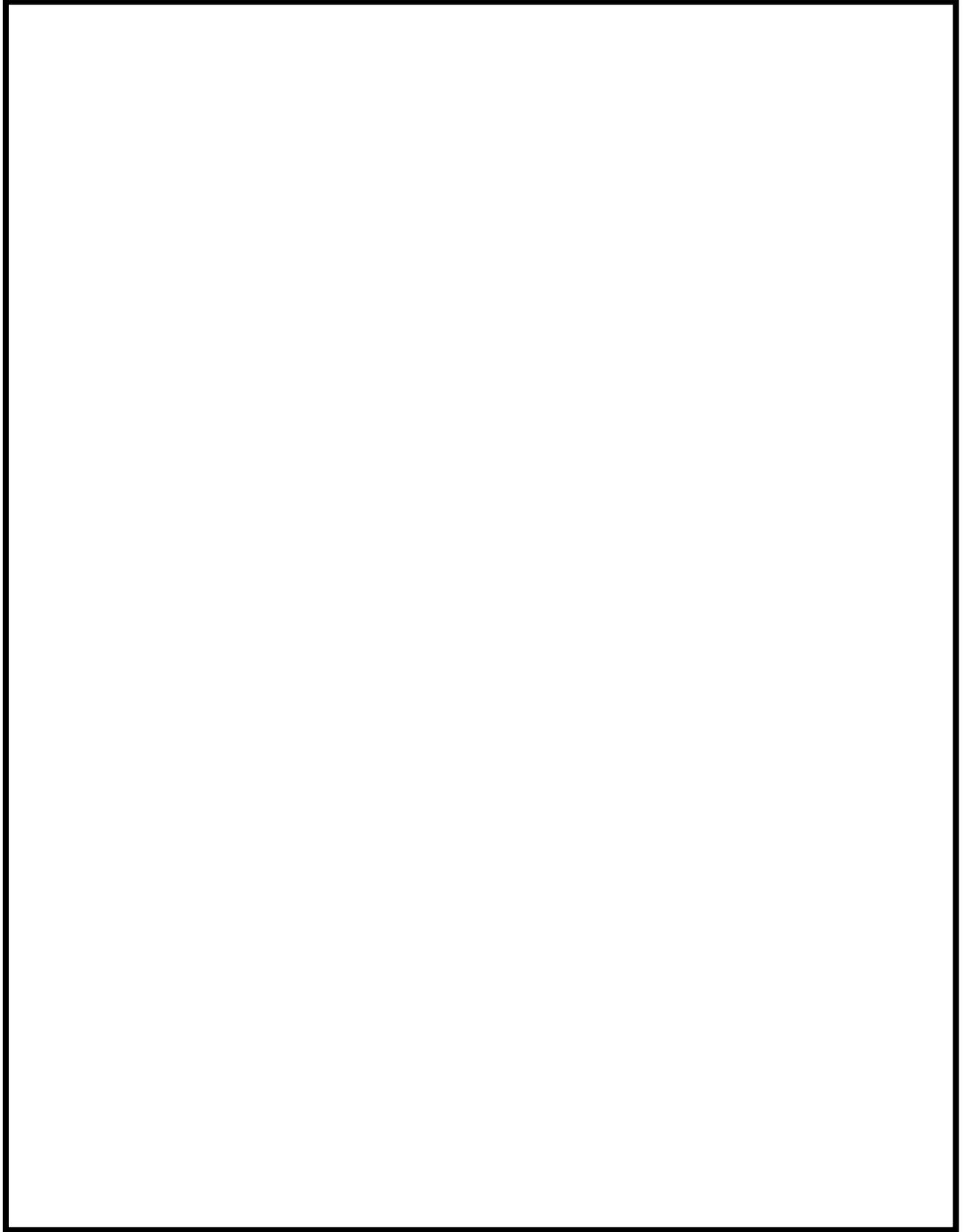


図 50-4-26 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

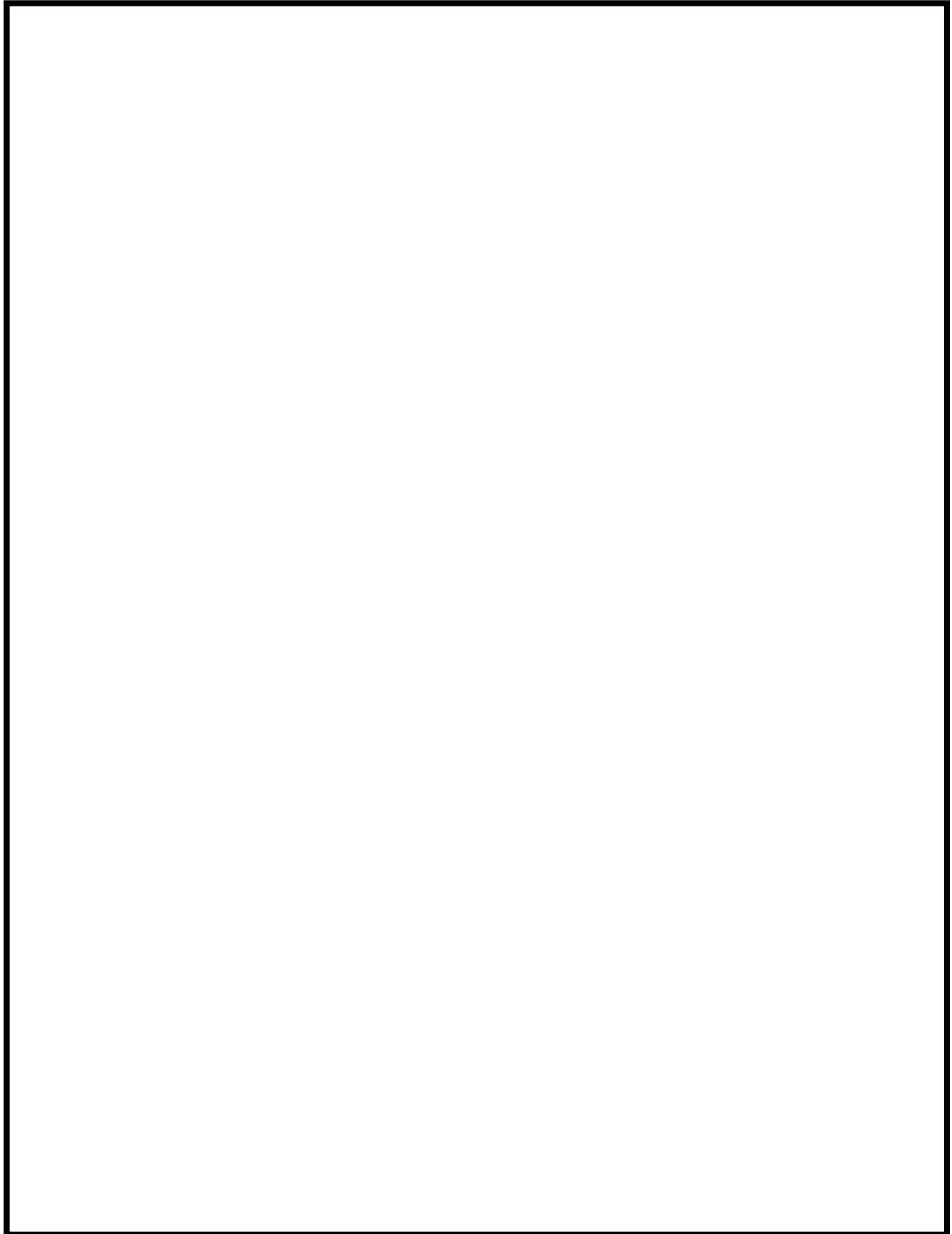


図 50-4-27 機器配置図(6/7号炉廃棄物処理建屋地下3階)

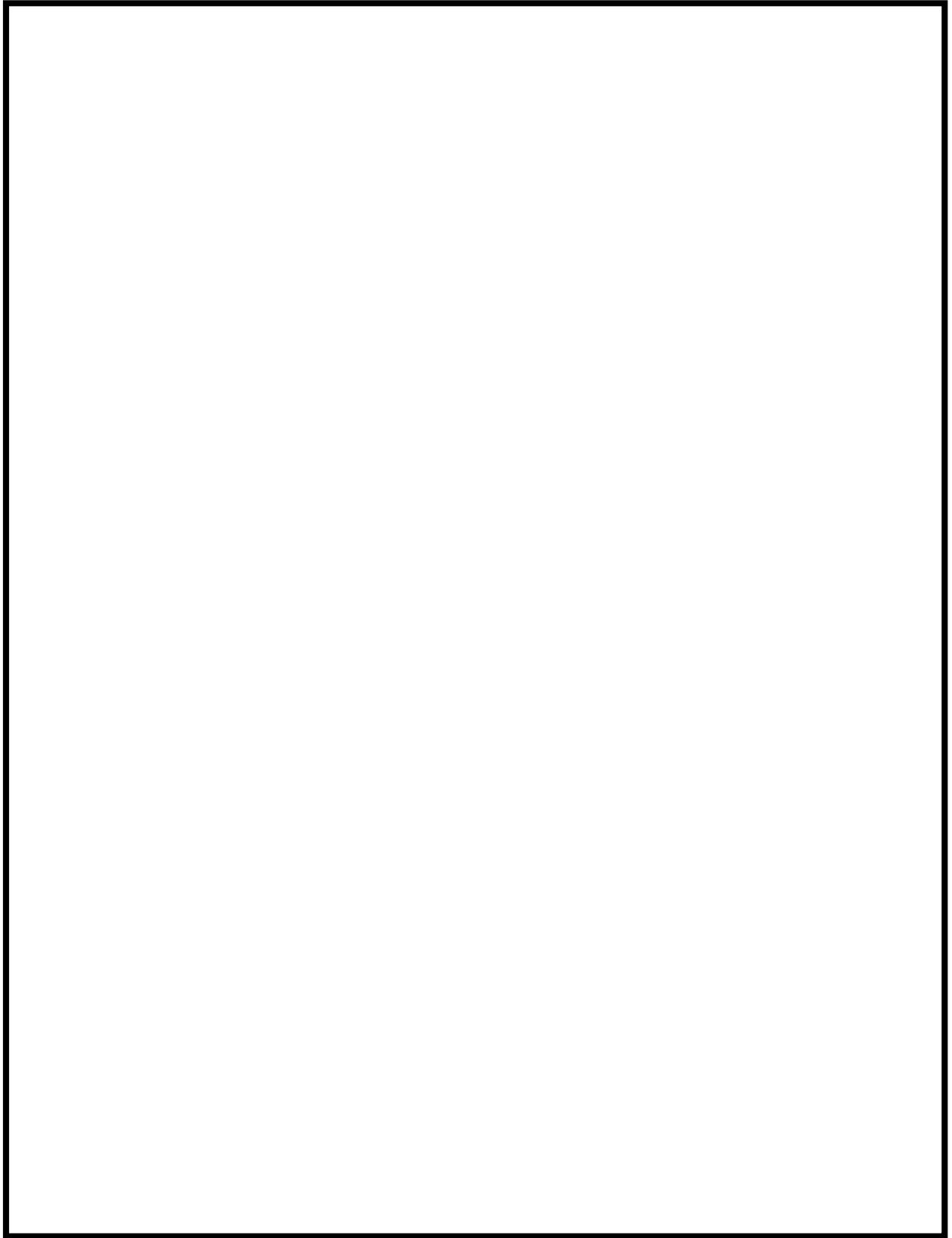


図 50-4-28 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

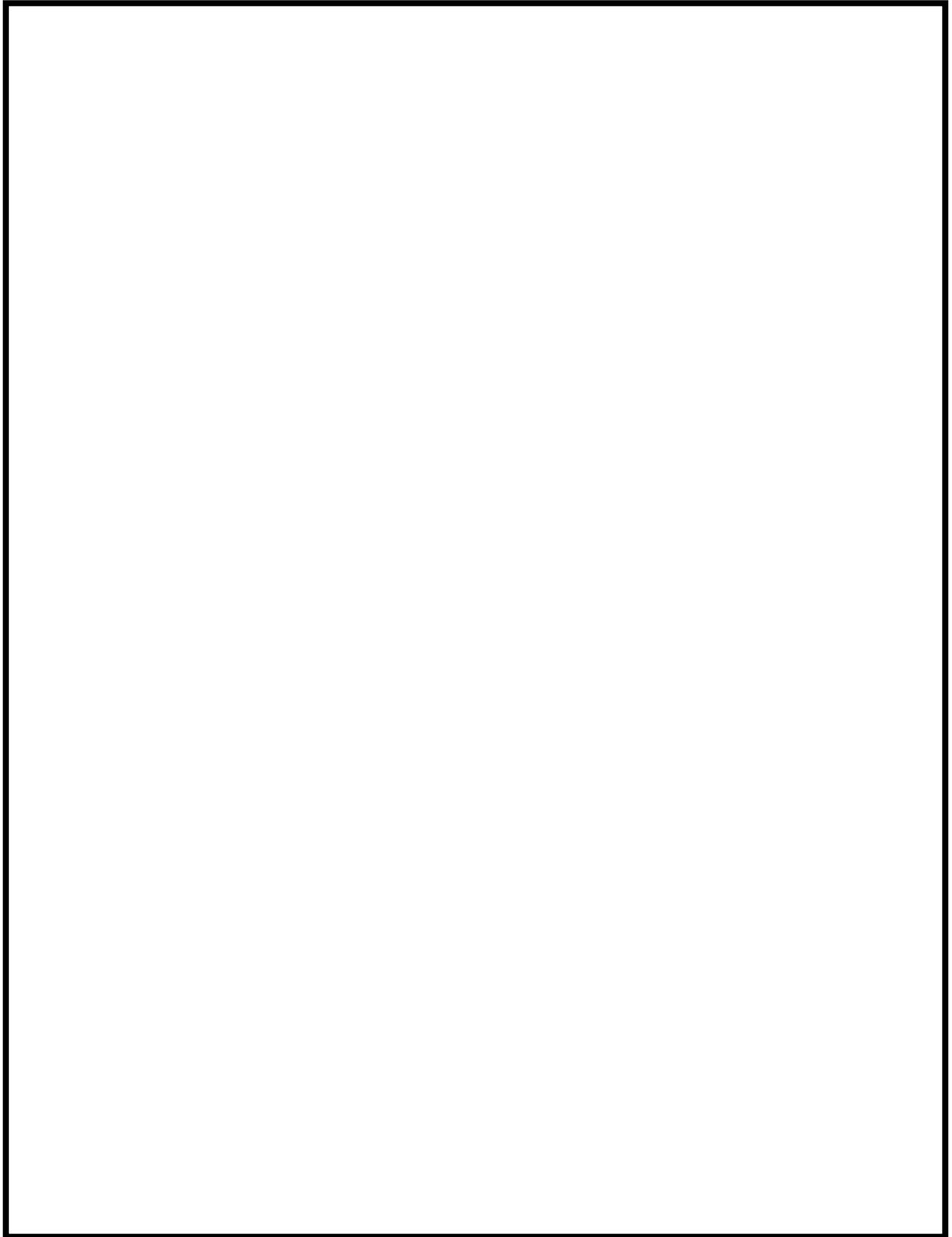


図 50-4-29 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 2 階)

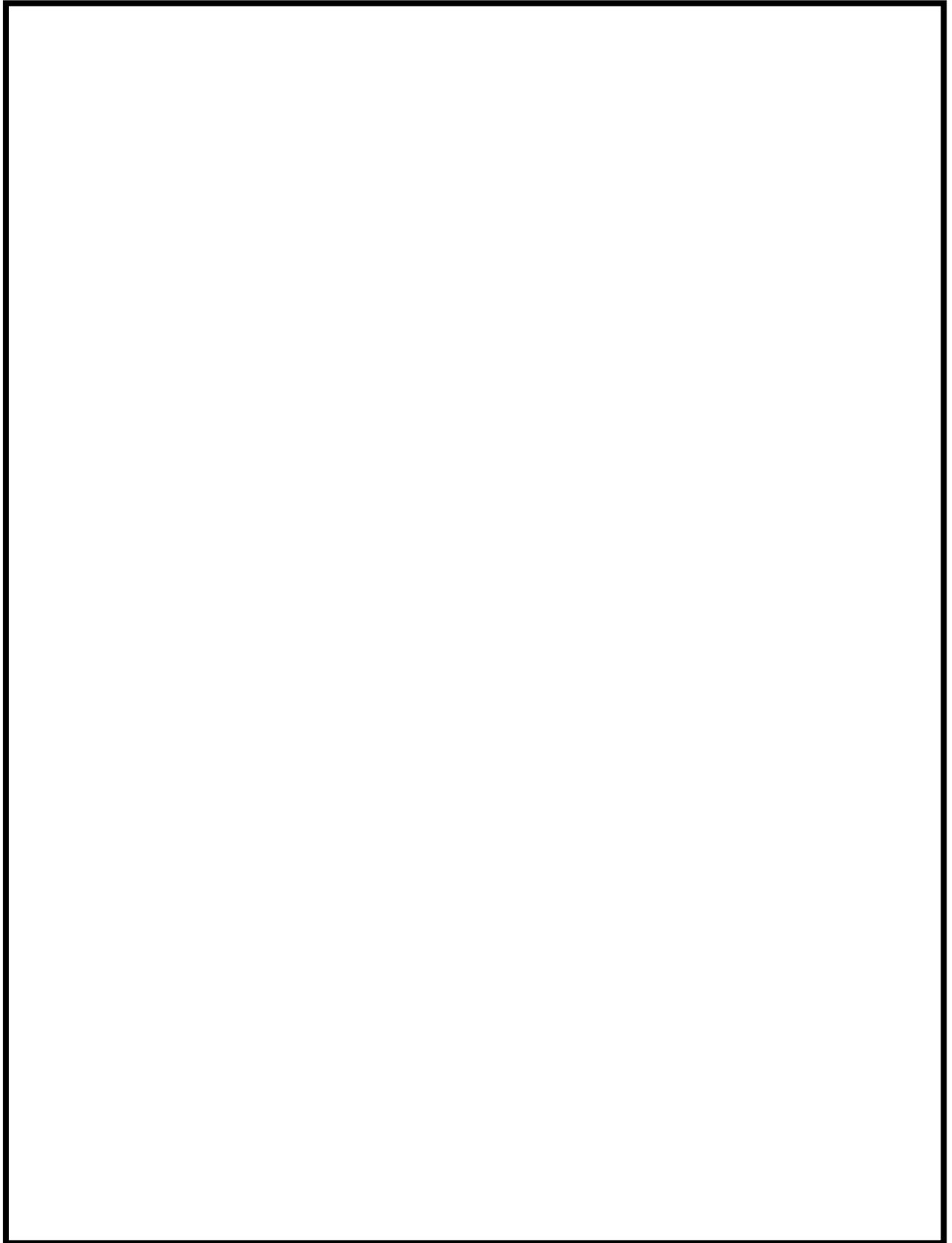


図 50-4-30 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下中2階)

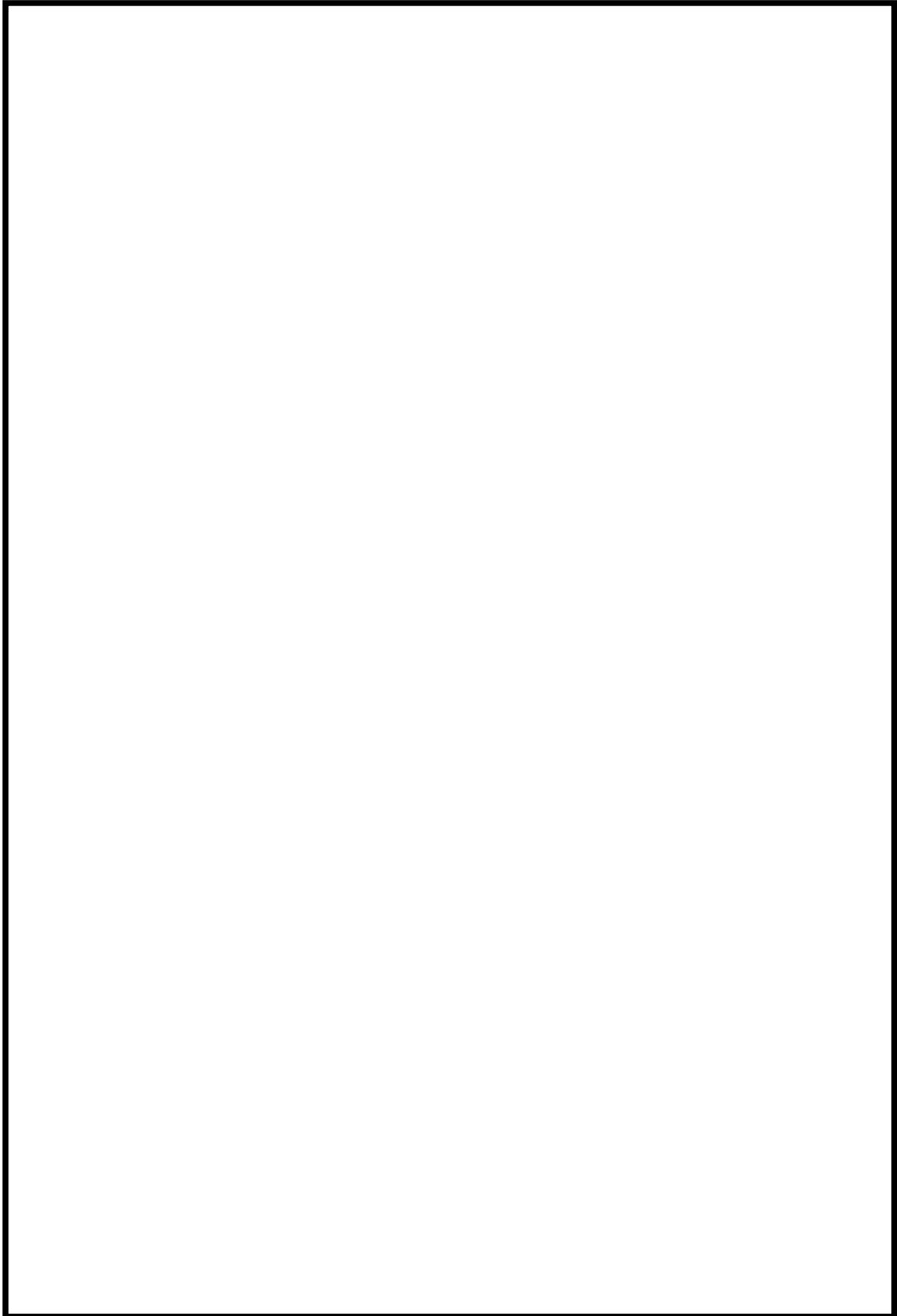


图 50-4-31 代替原子炉補機冷却系 接続口配置图 (6/7 号炉)

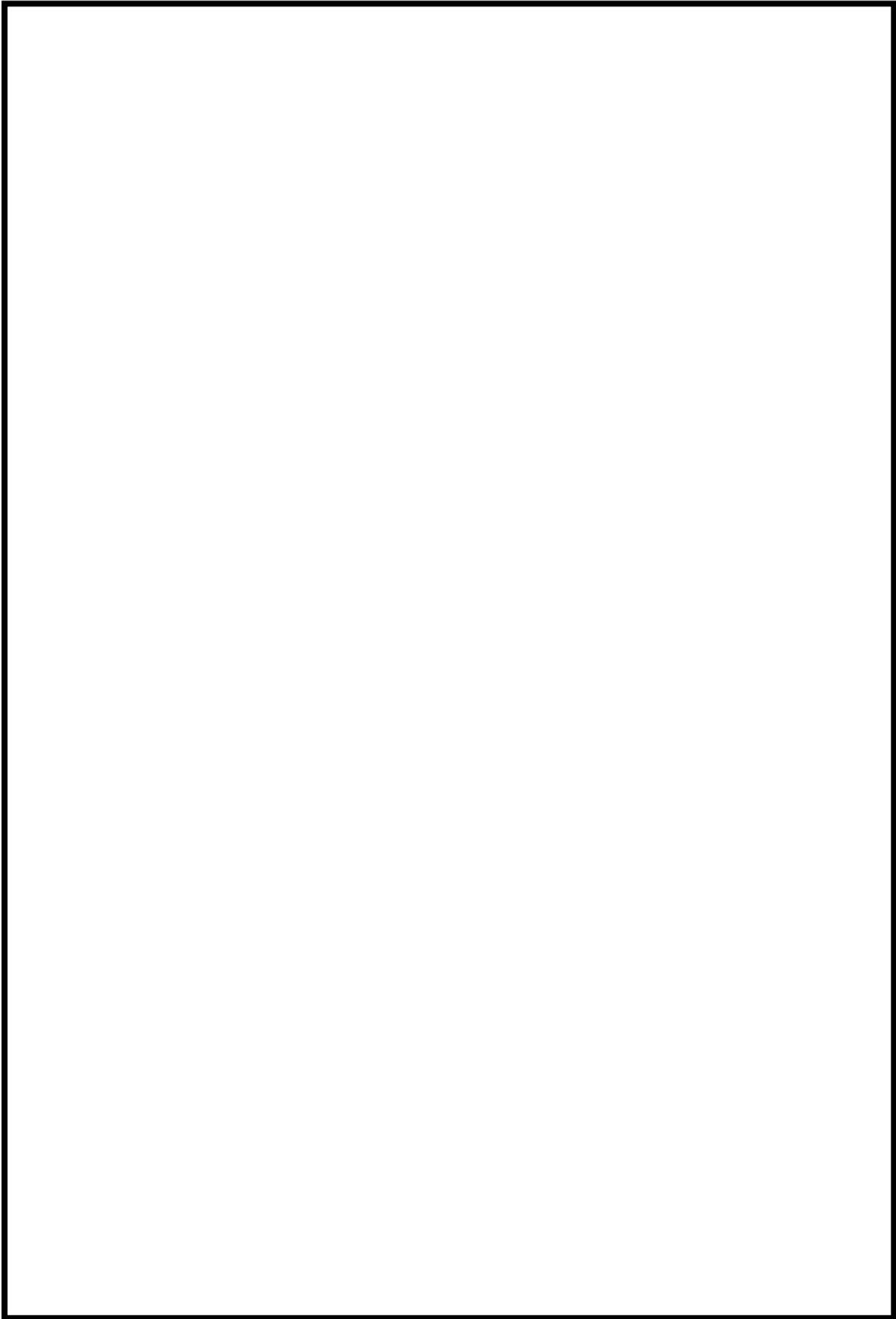


图 50-4-32 機器配置图(6号炉原子炉建屋地下2階)

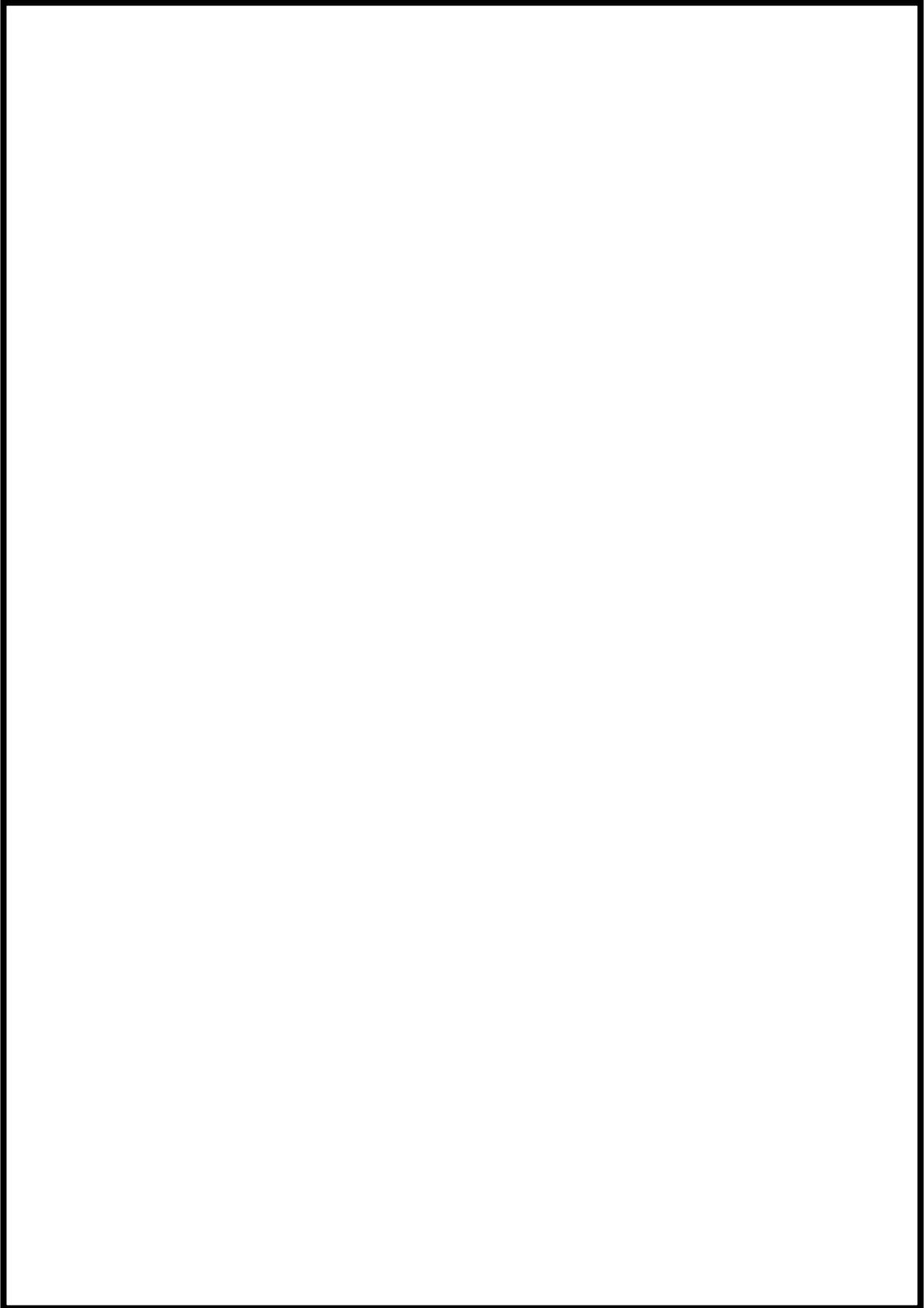


図 50-4-33 機器配置図 (6号炉タービン建屋地上1階)

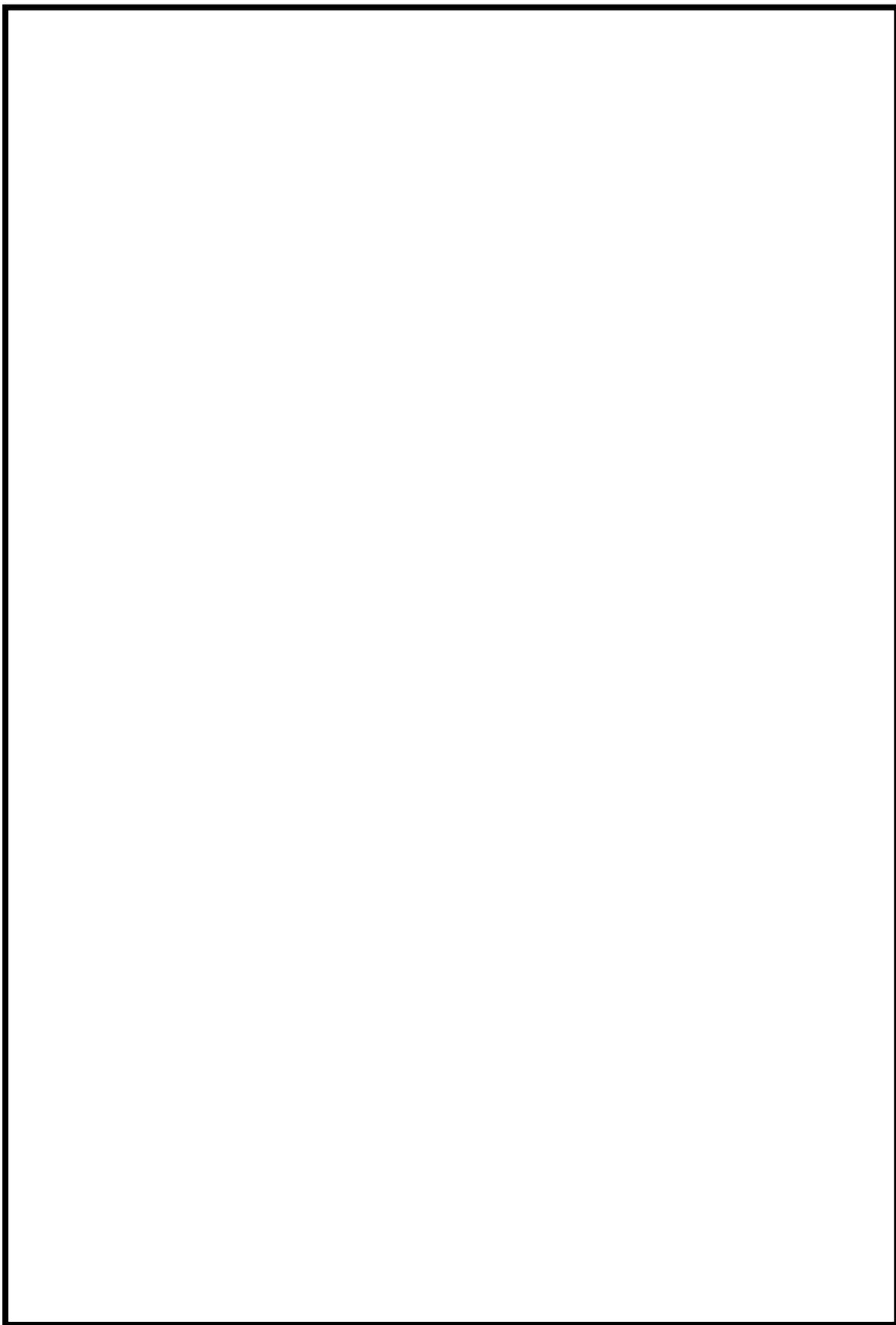


図 50-4-34 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下1階)

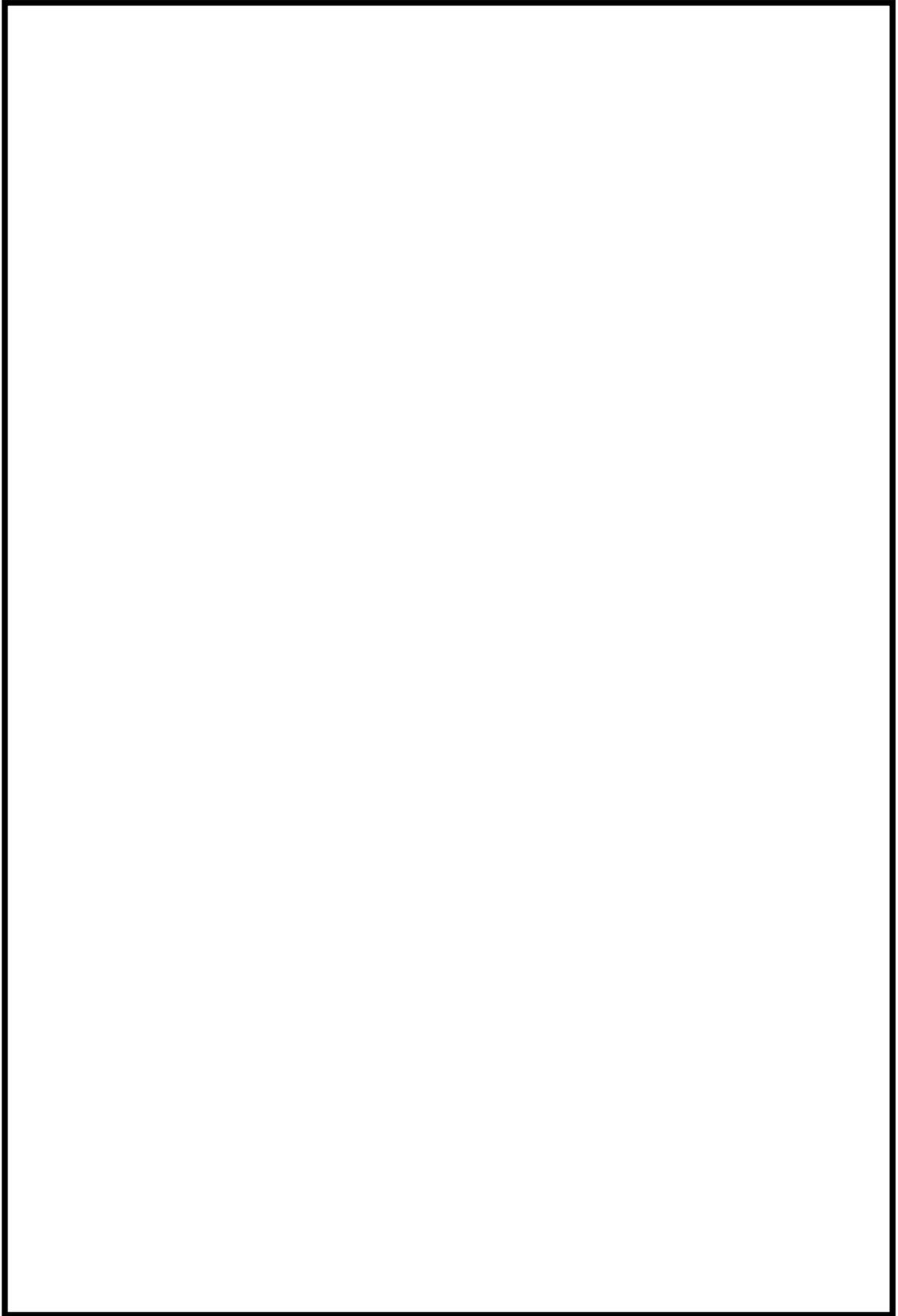


图 50-4-35 機器配置图(7号炉原子炉建屋地下2階)

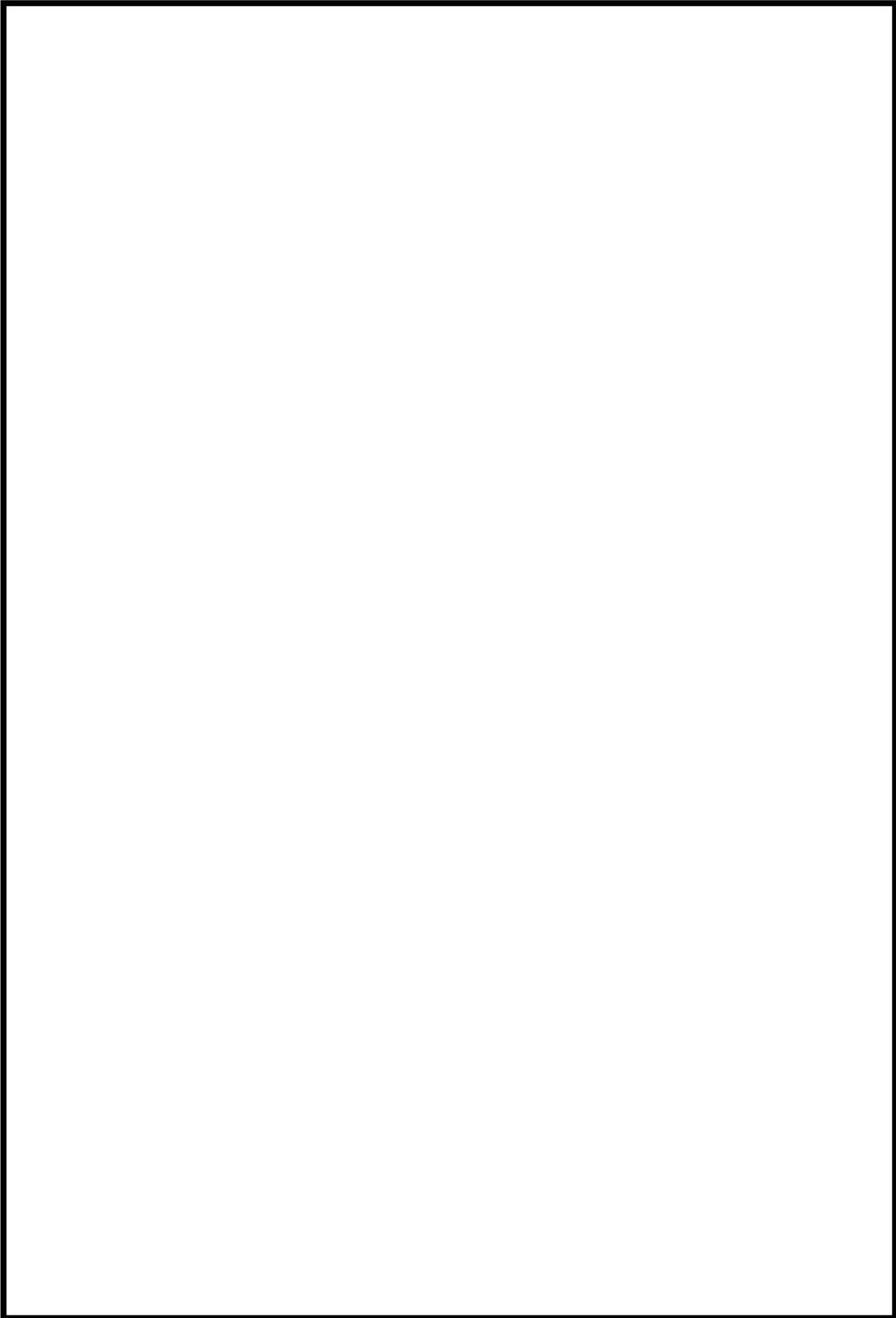


図 50-4-36 機器配置図 (7号炉タービン建屋地上1階)

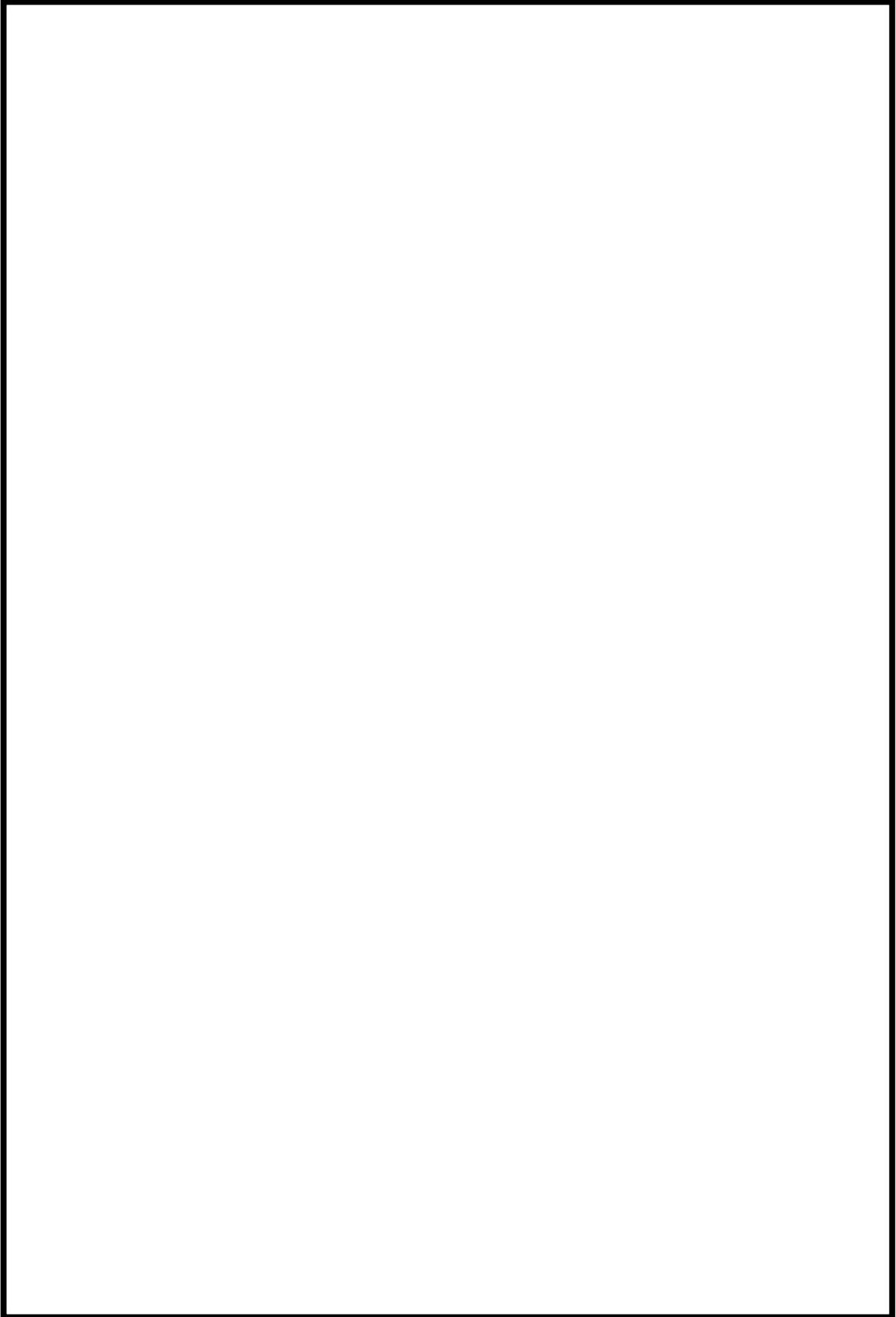


図 50-4-37 機器配置図 (7号炉タービン建屋地下1階)

50-5
系統図

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

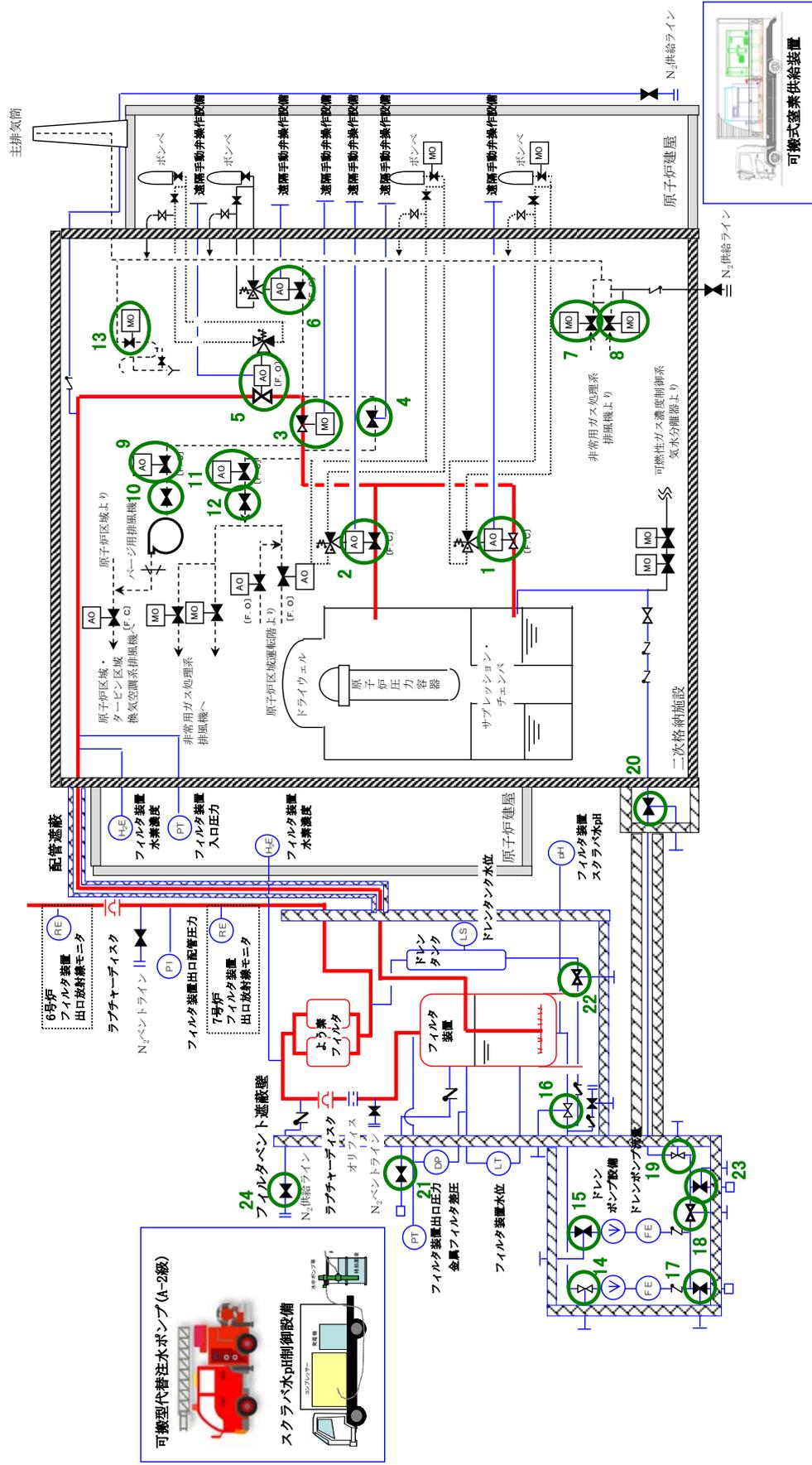
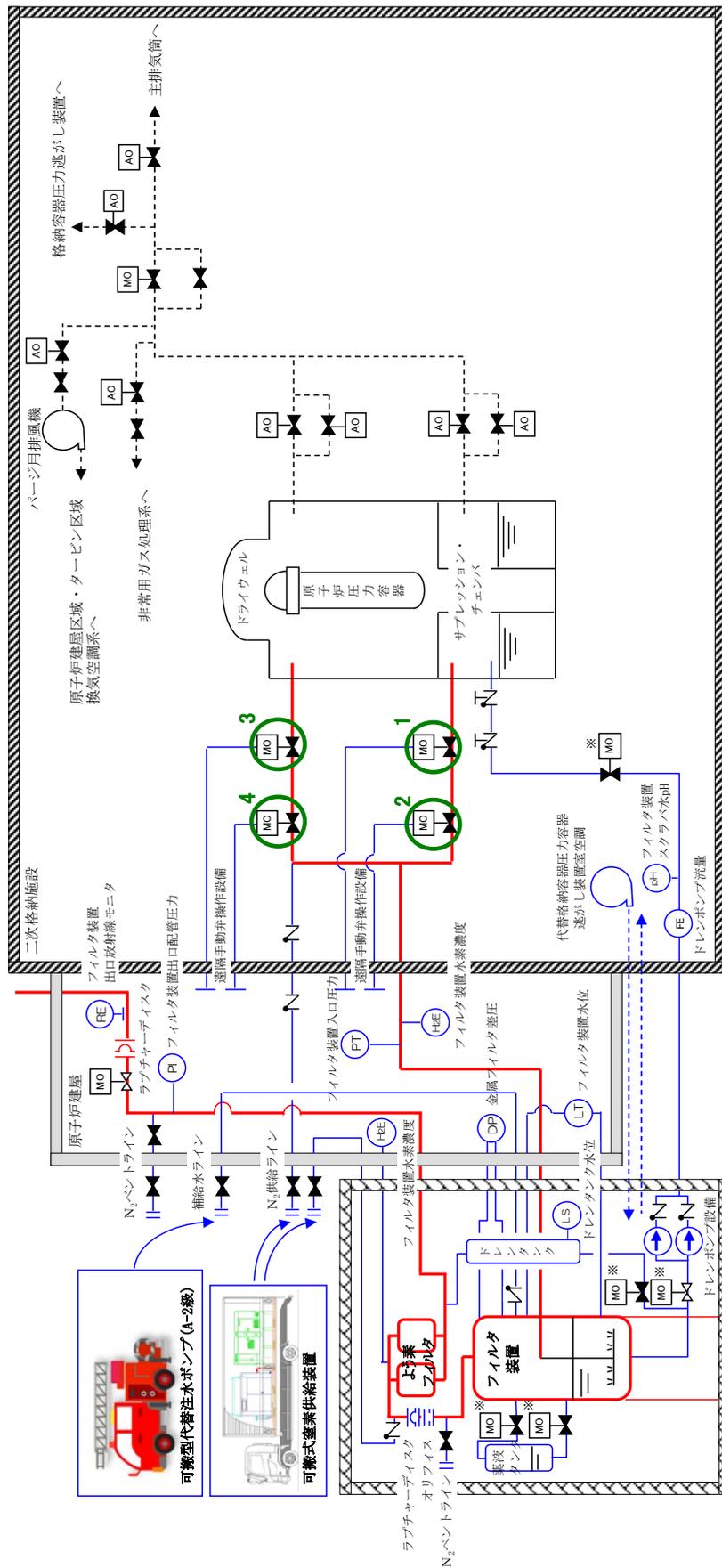


図 50-5-1 格納容器圧力逃がし装置 概略構成図

表 50-5-1 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
2	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A
15	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B
16	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
17	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁
18	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
19	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
20	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
21	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁
22	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁
23	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N ₂ パージ用元弁
24	FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N ₂ パージ用元弁

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



※ 電動弁を並列に二台設置することにより、信頼性の向上を図る

図 50-5-2 代替格納容器圧力逃がし装置 概略構成図

表 50-5-2 代替格納容器圧力逃がし装置 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（サプレッション・チェンバ側）
3	一次隔離弁（ドライウエル側）
4	二次隔離弁（ドライウエル側）

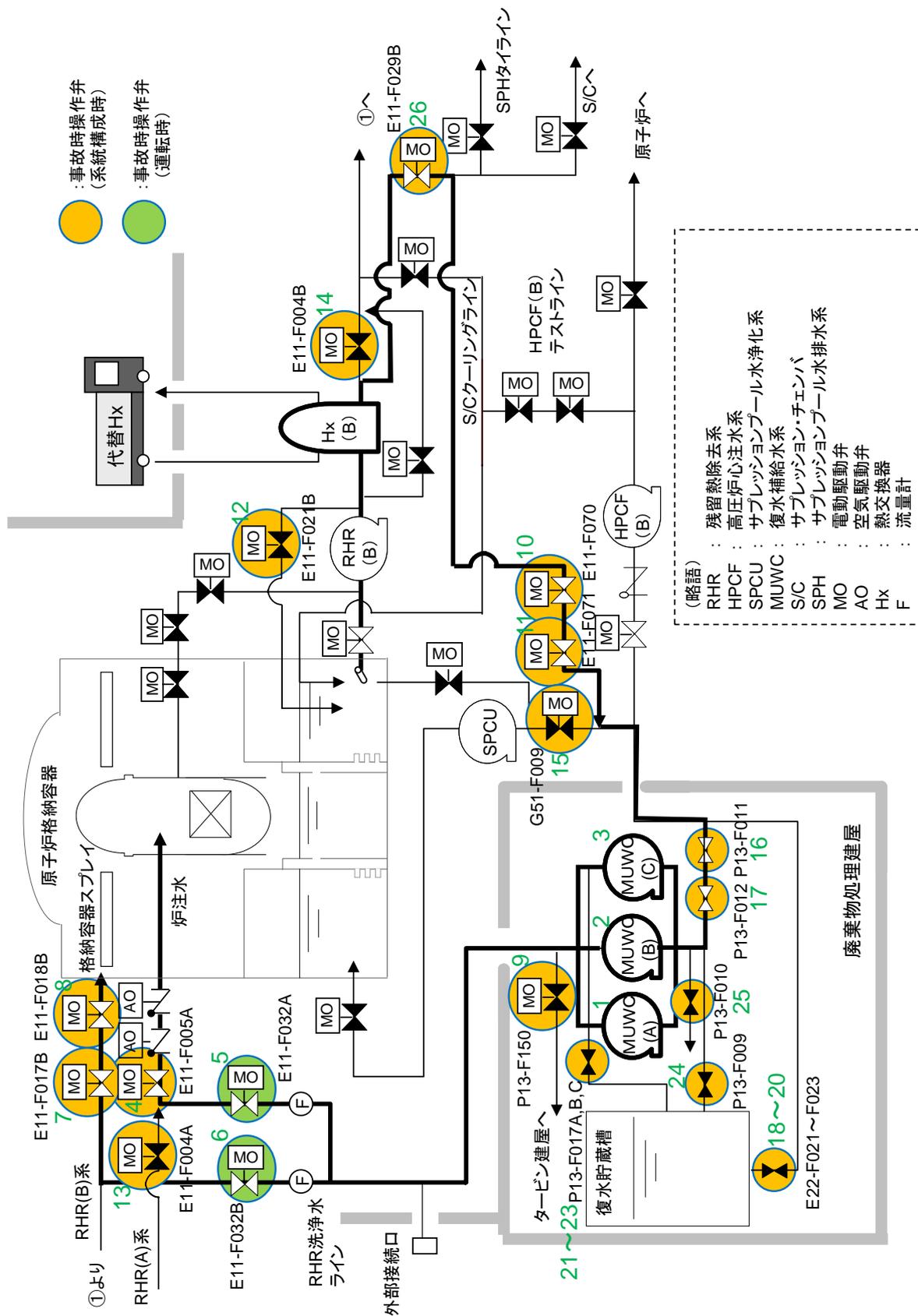


図 50-5-3 代替循環冷却系 系統概要図 (6号炉)

表 50-5-3 代替循環冷却系 弁リスト (6号炉)

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

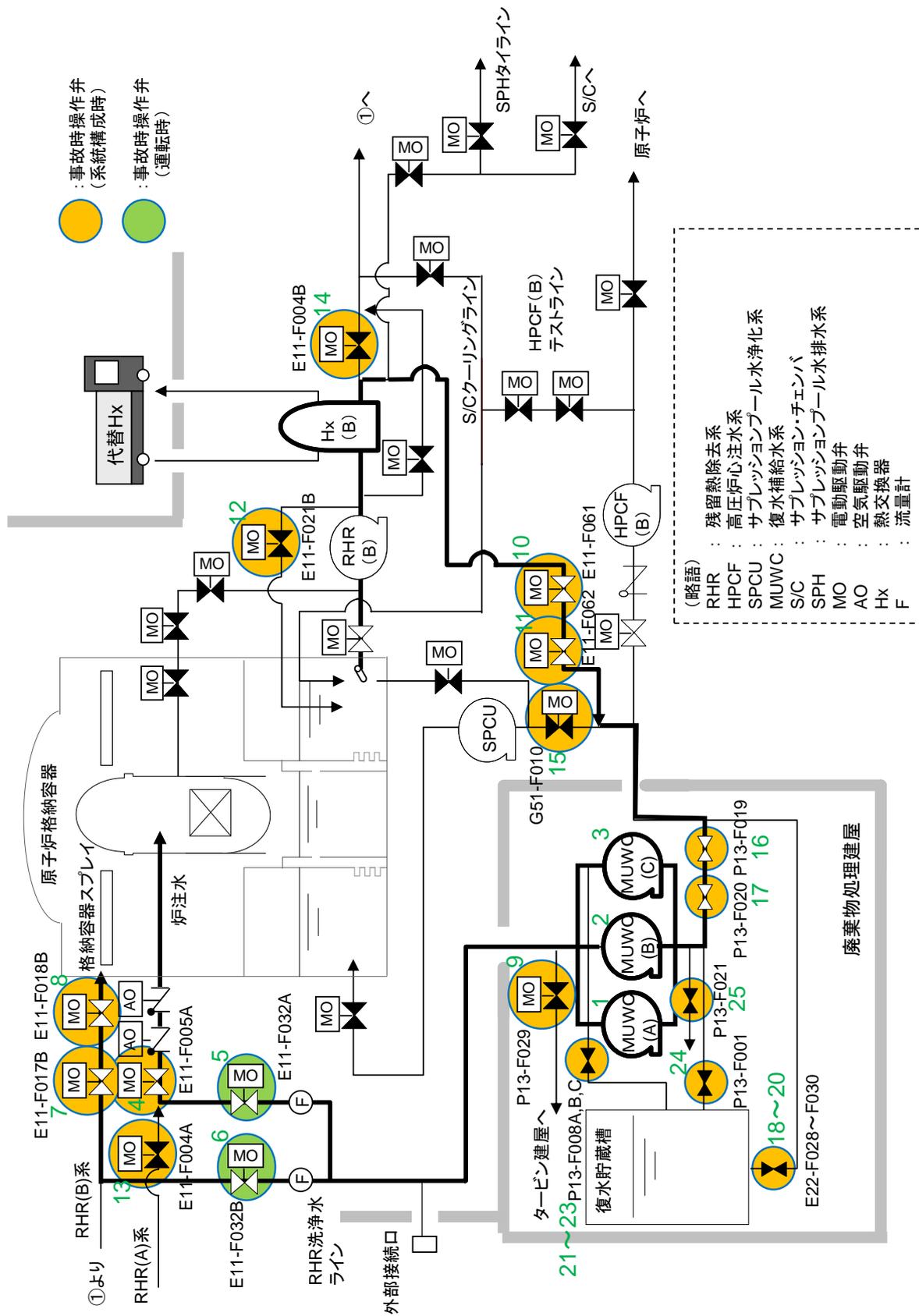


図 50-5-4 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉)

表 50-5-4 代替循環冷却系 弁リスト (7号炉)

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

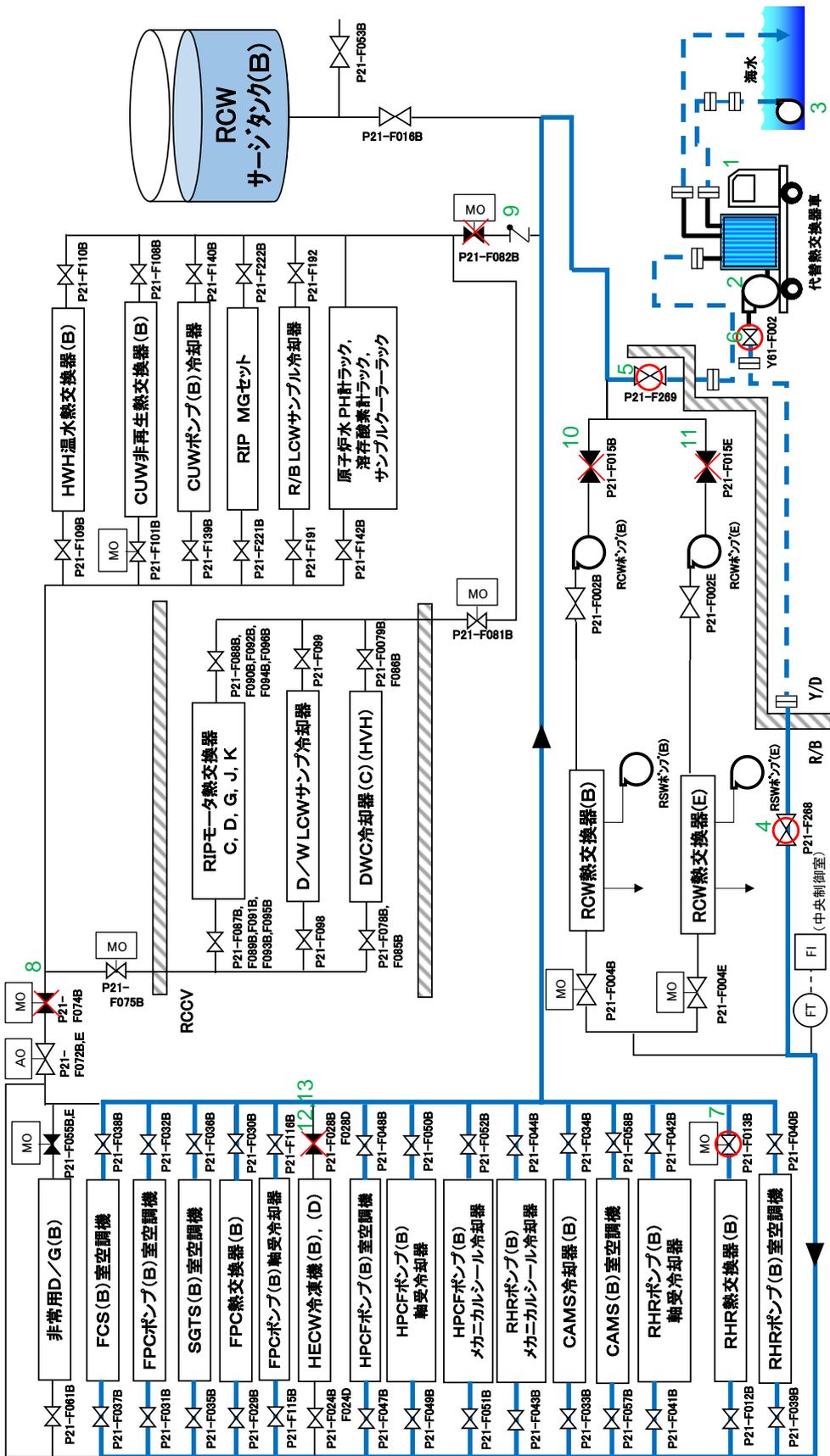


図 50-5-5 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉)

表 50-5-5 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (6号炉)

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

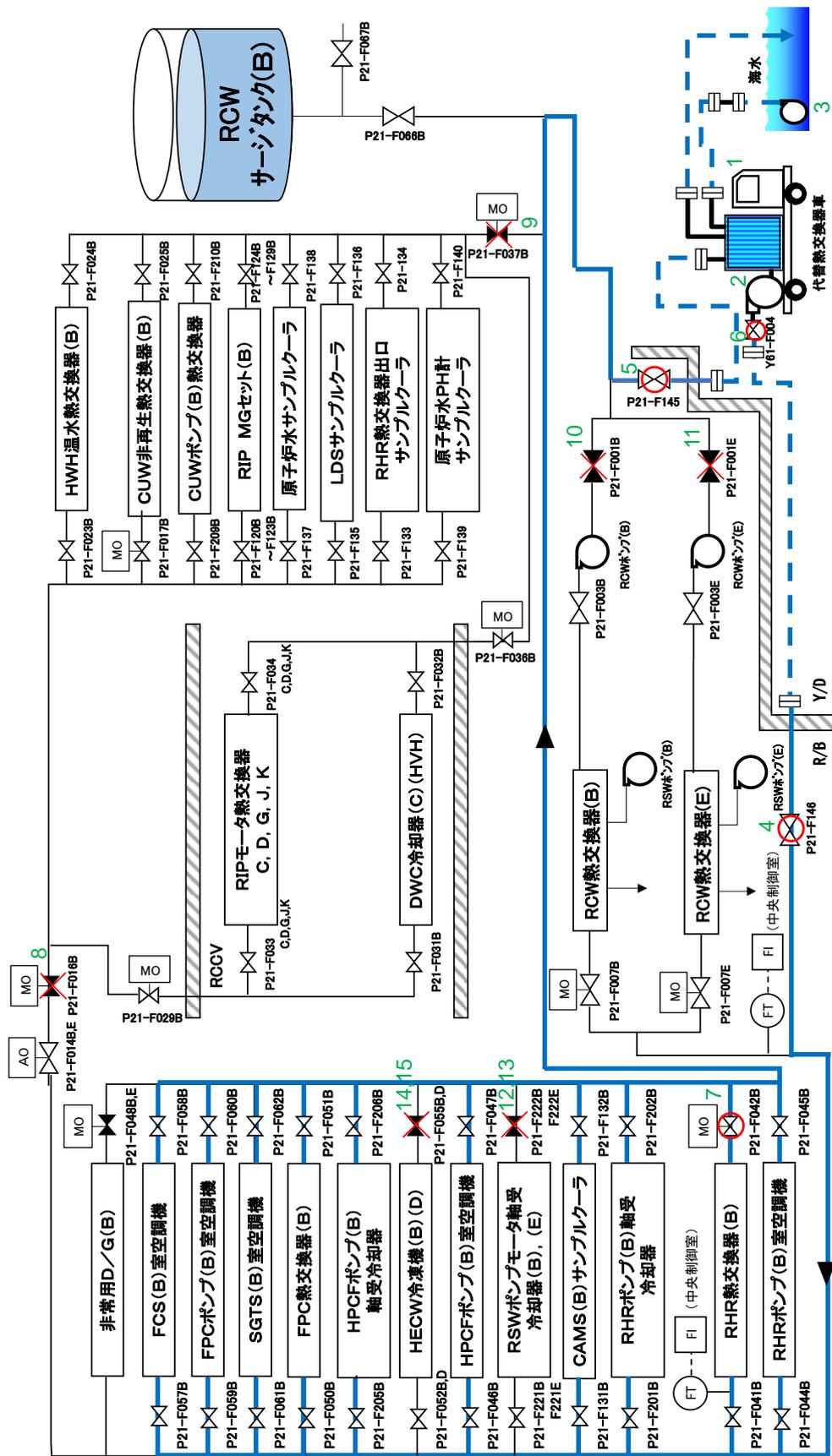


図 50-5-6 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉)

表 50-5-6 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (7号炉)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却水供給第二止め弁(B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁(B)
6	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁
13	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁

50-6
試験及び検査

1. 格納容器圧力逃がし装置の試験・検査について

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表50-6-1のとおりである。

表 50-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
フィルタ装置	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
フィルタ装置内部構造物 ・スクラパノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ	1. 本体	a. 外観点検	—
よう素フィルタ本体	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
よう素フィルタ本体 内部構造物 ・整流板 ・吸着塔	1. 本体	a. 外観点検	—
よう素フィルタ内部構造物 ・銀ゼオライト	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレンポンプ設備 (キャンド型)	1. 本体	a. 下記の部分の点検手入 ・ケーシング, リアカバー ・インペラ ・キャン, ローター	a. 外観点検
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
ドレンタンク	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検 b. カバー取替	—
	2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}	—
オリフィス	1. 本体	a. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}
ラプチャーディスク	1. 本体	a. 圧力開放板取替 b. フランジ面手入れ	—
	2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)
可搬式窒素供給装置	1. 本体	a. 工場点検	—
	2. 機能確認	a. 試運転	a. 試運転
スクラバ水 pH 制御装置	1. 本体	—	a. 外観点検
	2. 機能確認	—	a. 動作試験

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は、簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に、空気駆動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において、駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。

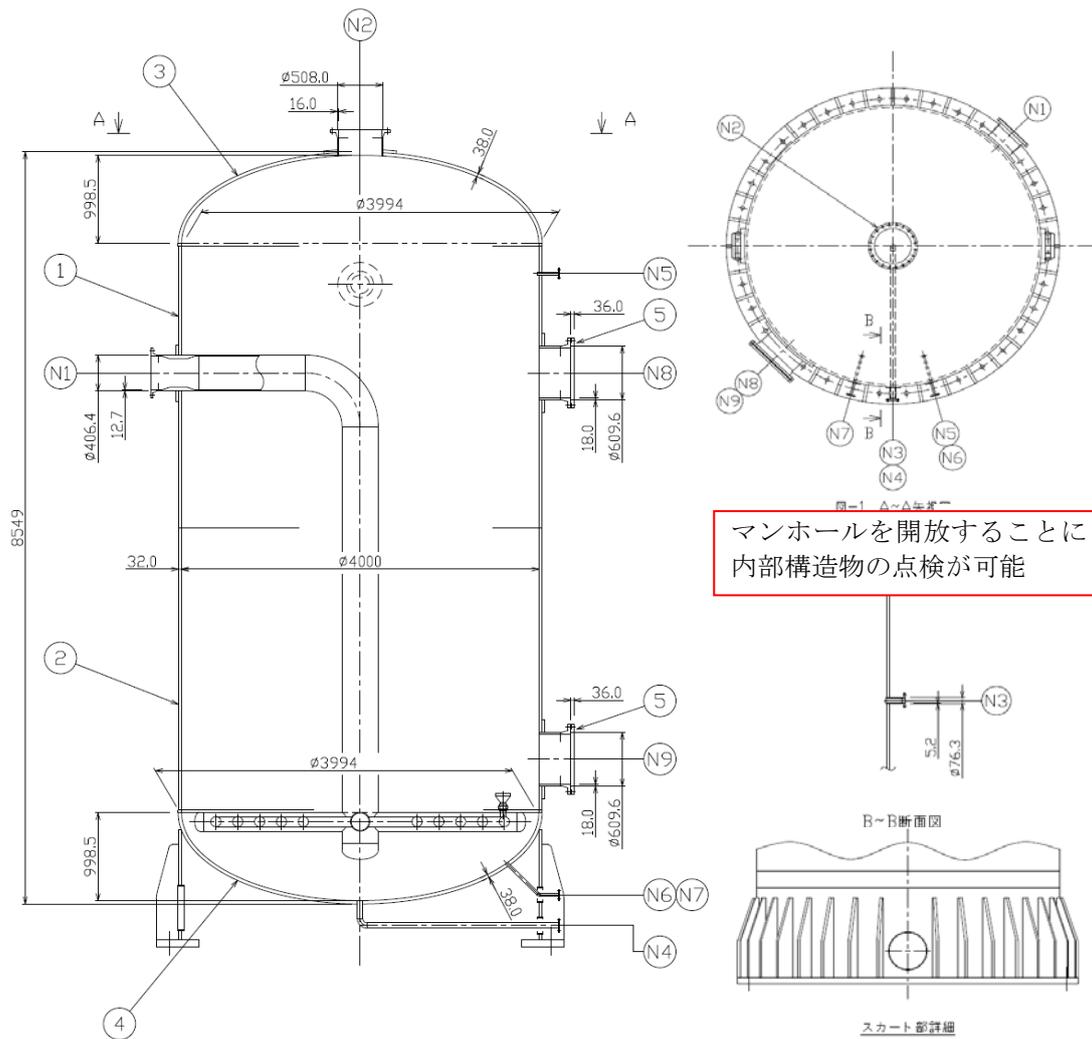


図 50-6-1 格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置構造図

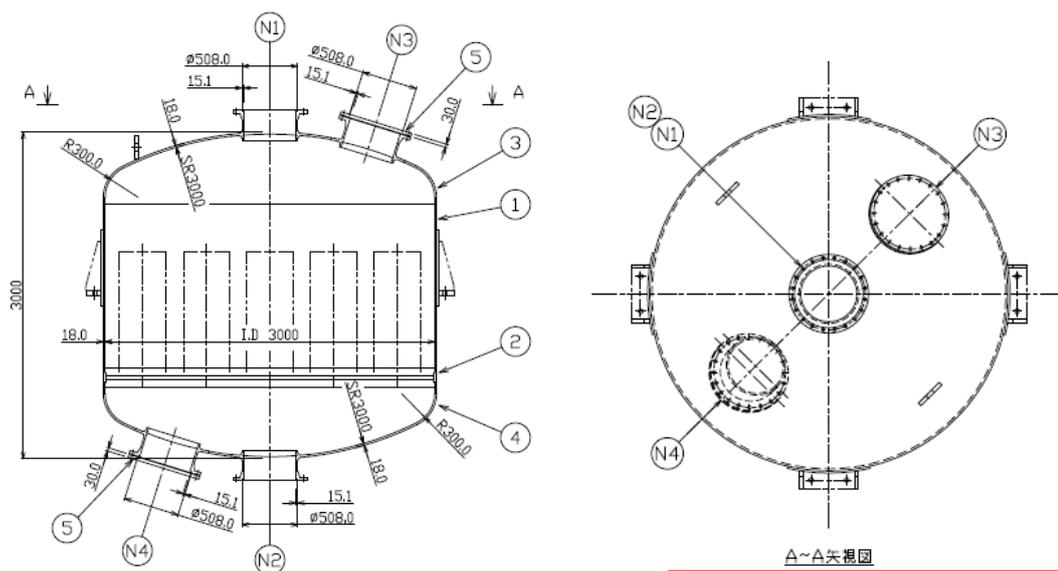
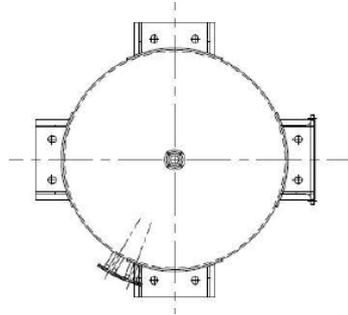
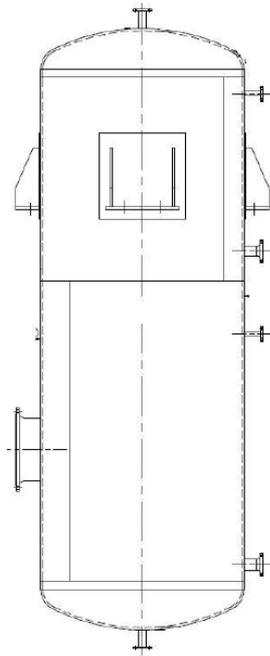
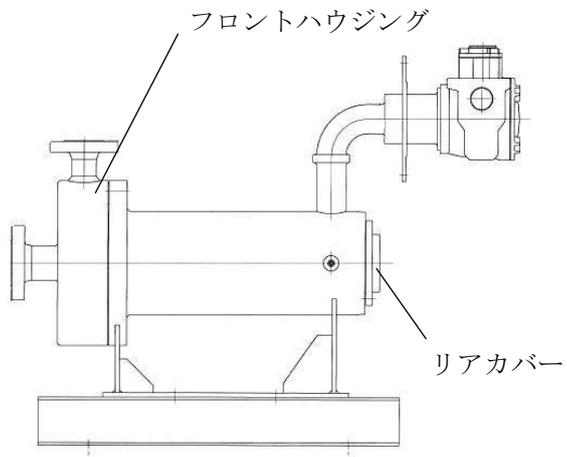
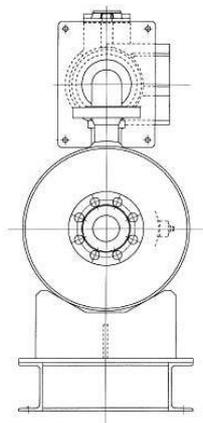


図 50-6-2 よう素フィルタ本体構造図



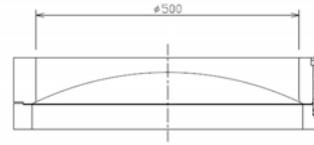
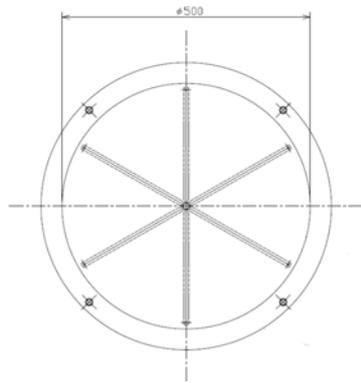
マンホールを開放することにより
内部構造物の点検が可能

図 50-6-3 ドレンタンク構造図



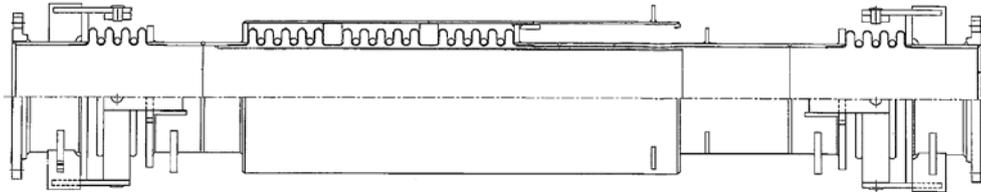
フロントハウジング及びリアカバーを
開放することにより、インペラ及びキャン、
ローターの点検が可能

図 50-6-4 ドレンポンプ設備構造図

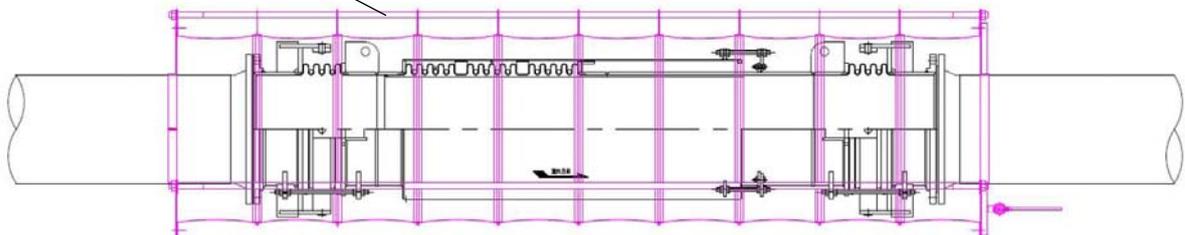


ホルダーから取外して定期的に交換可能な構造とする

図 50-6-5 ラプチャーディスク構造図

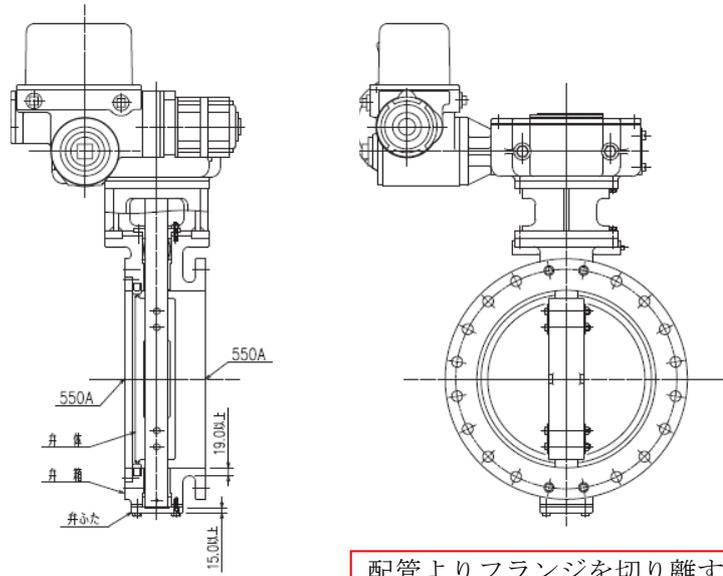


伸縮継手カバー



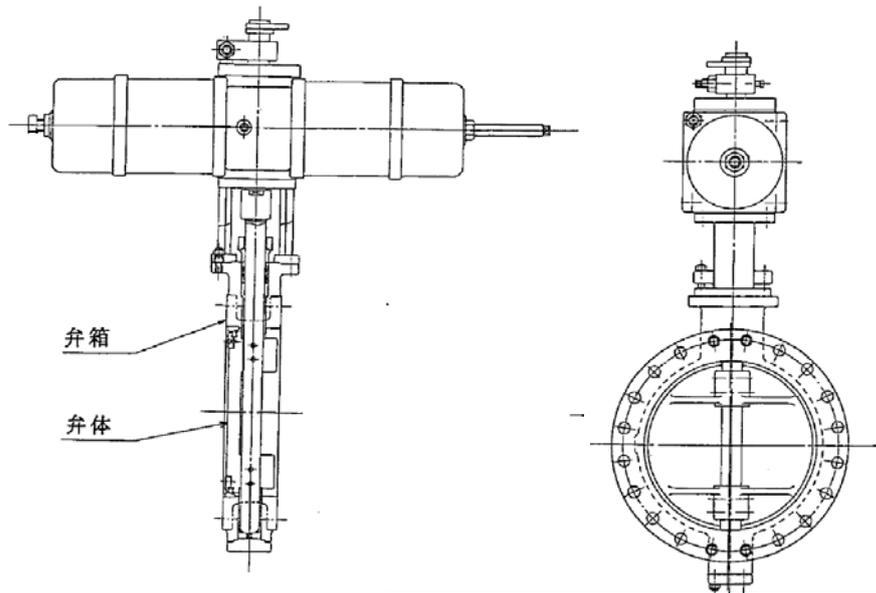
系統内圧を高めに設定しておくことにより、伸縮継手に損傷があった場合には、内圧が伸縮継手カバー内に漏えいしてカバーが膨らむことで漏えいを検知可能
また、伸縮継手カバーは定期的に交換する

図 50-6-6 伸縮継手構造図



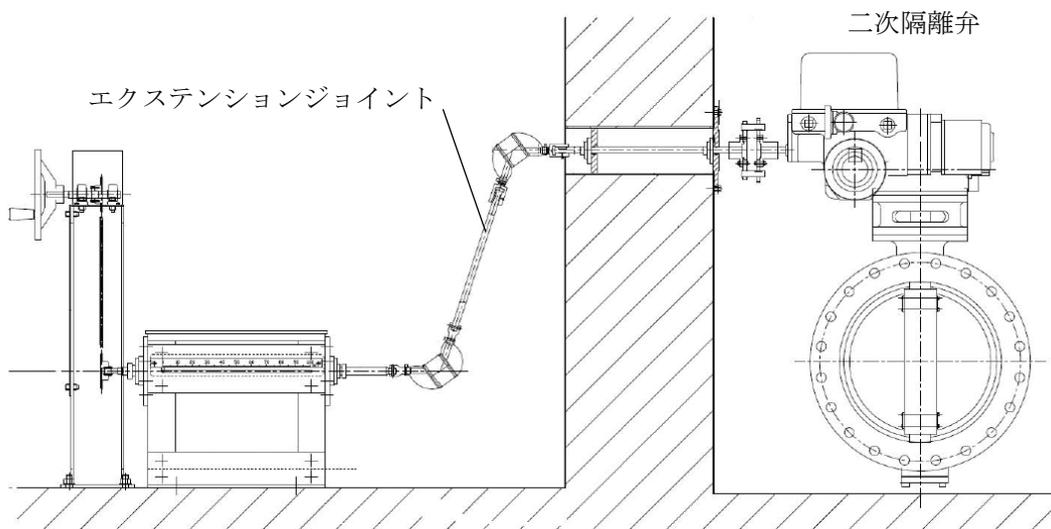
配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 50-6-7 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 50-6-8 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 50-6-9 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉 二次隔離弁)

車載機器 (窒素発生装置, ディーゼル発電機, 空気圧縮機) については個別に点検することが可能

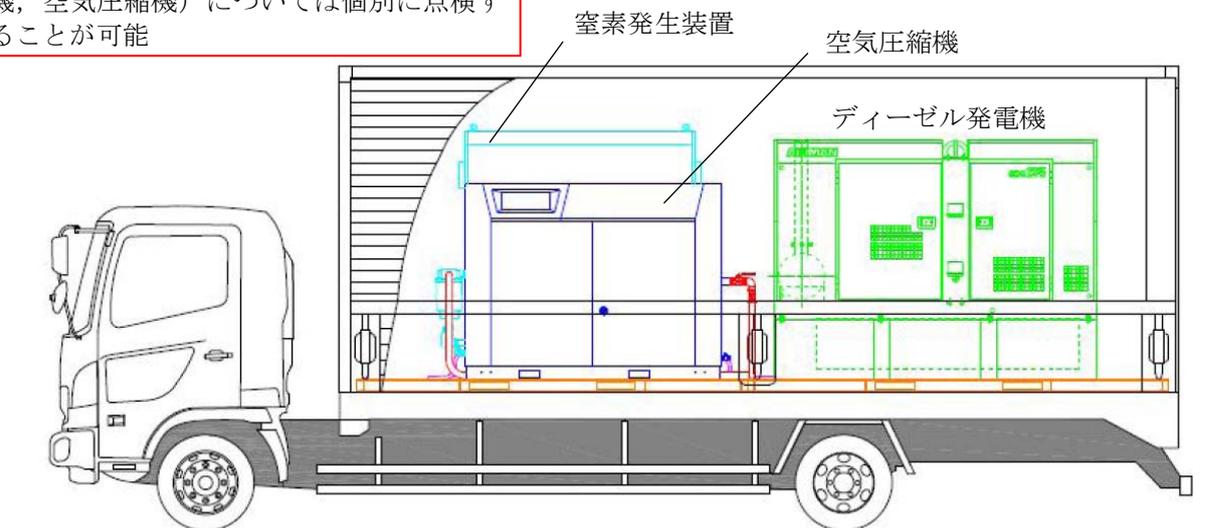


図 50-6-10 可搬式窒素供給装置構造図

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。

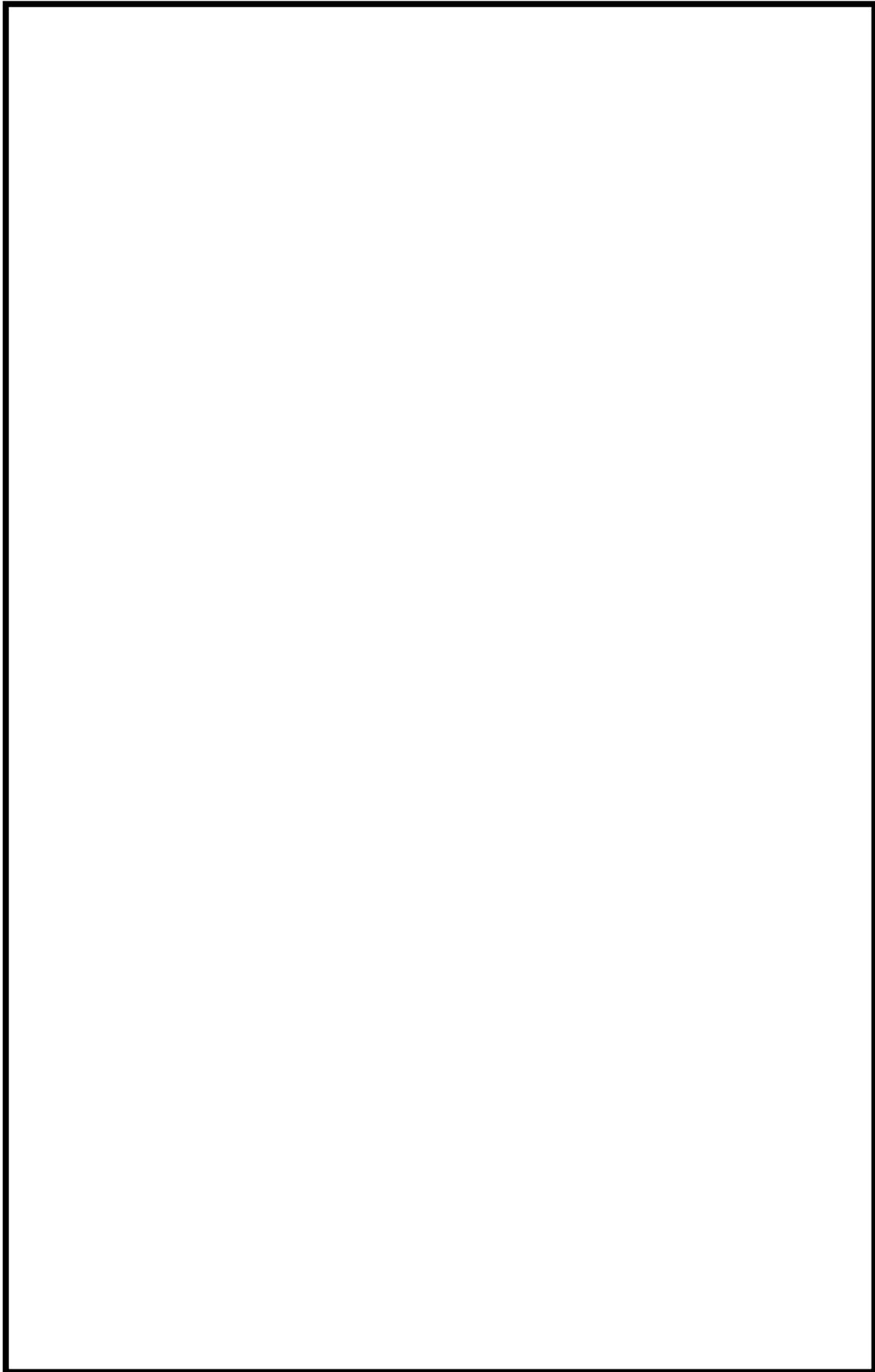


図 50-6-11 復水移送ポンプ図
50-6-9

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。

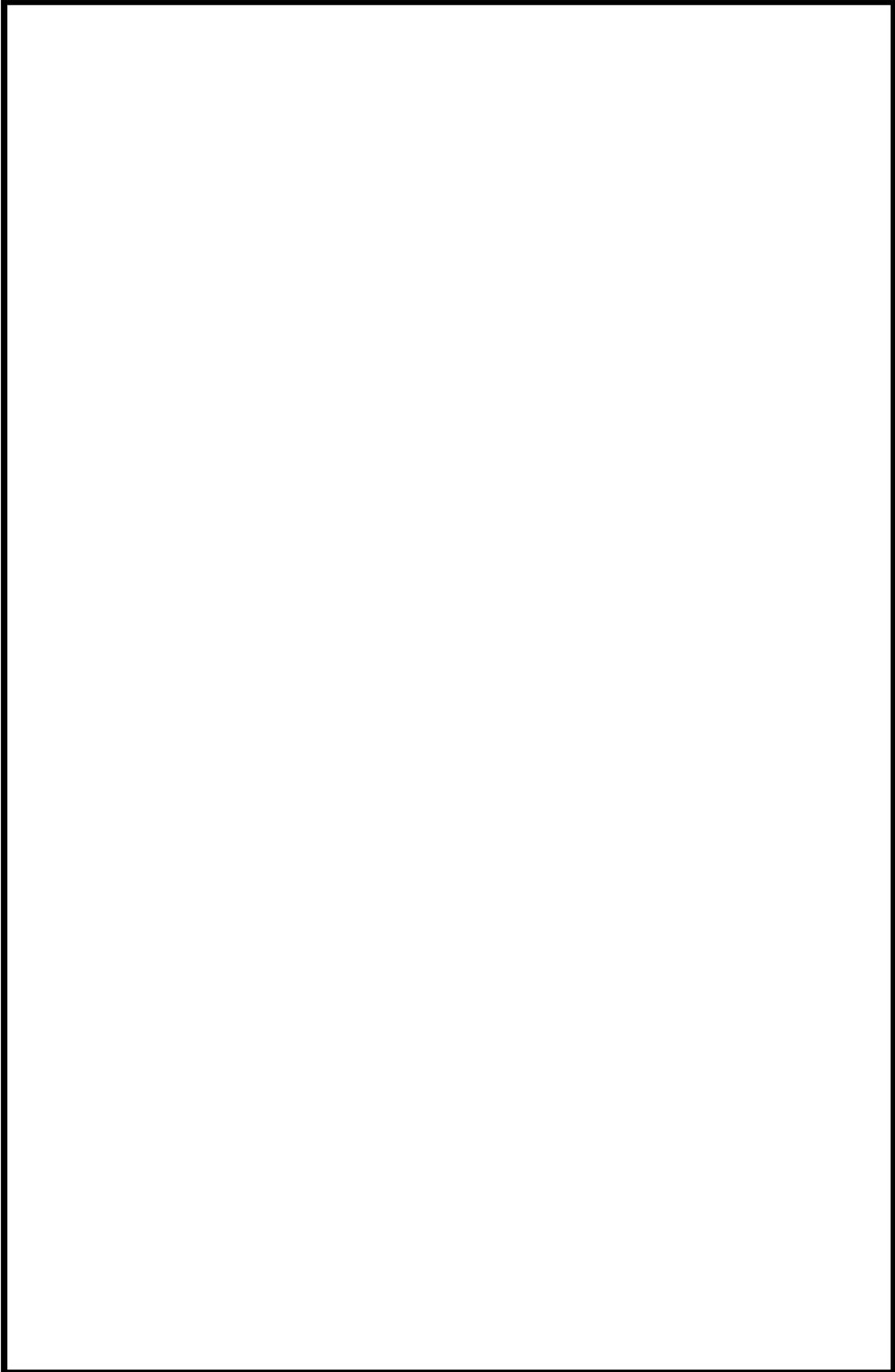


図 50-6-12 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

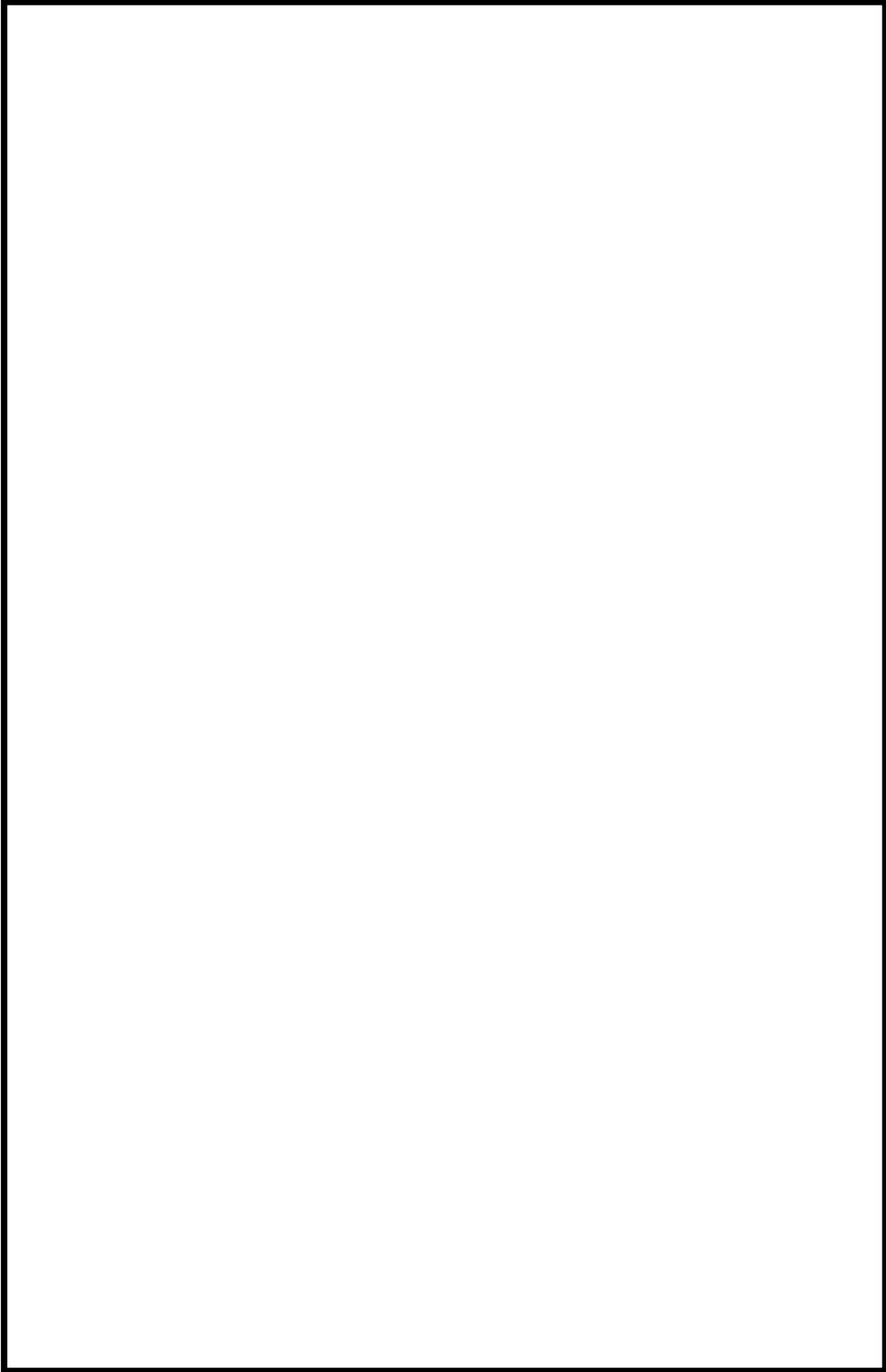


図 50-6-13 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

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。

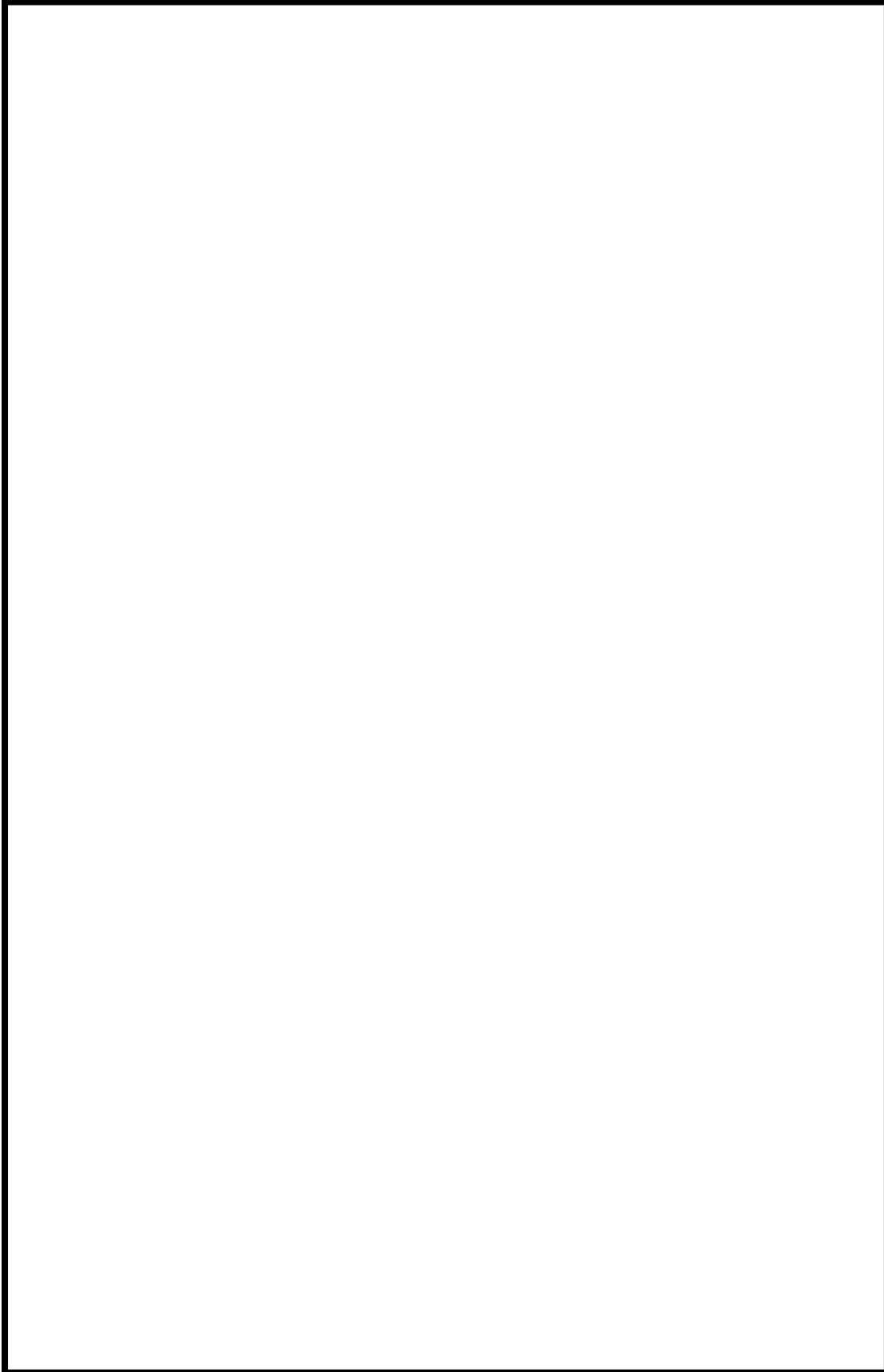


図 50-6-14 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7号炉)

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。

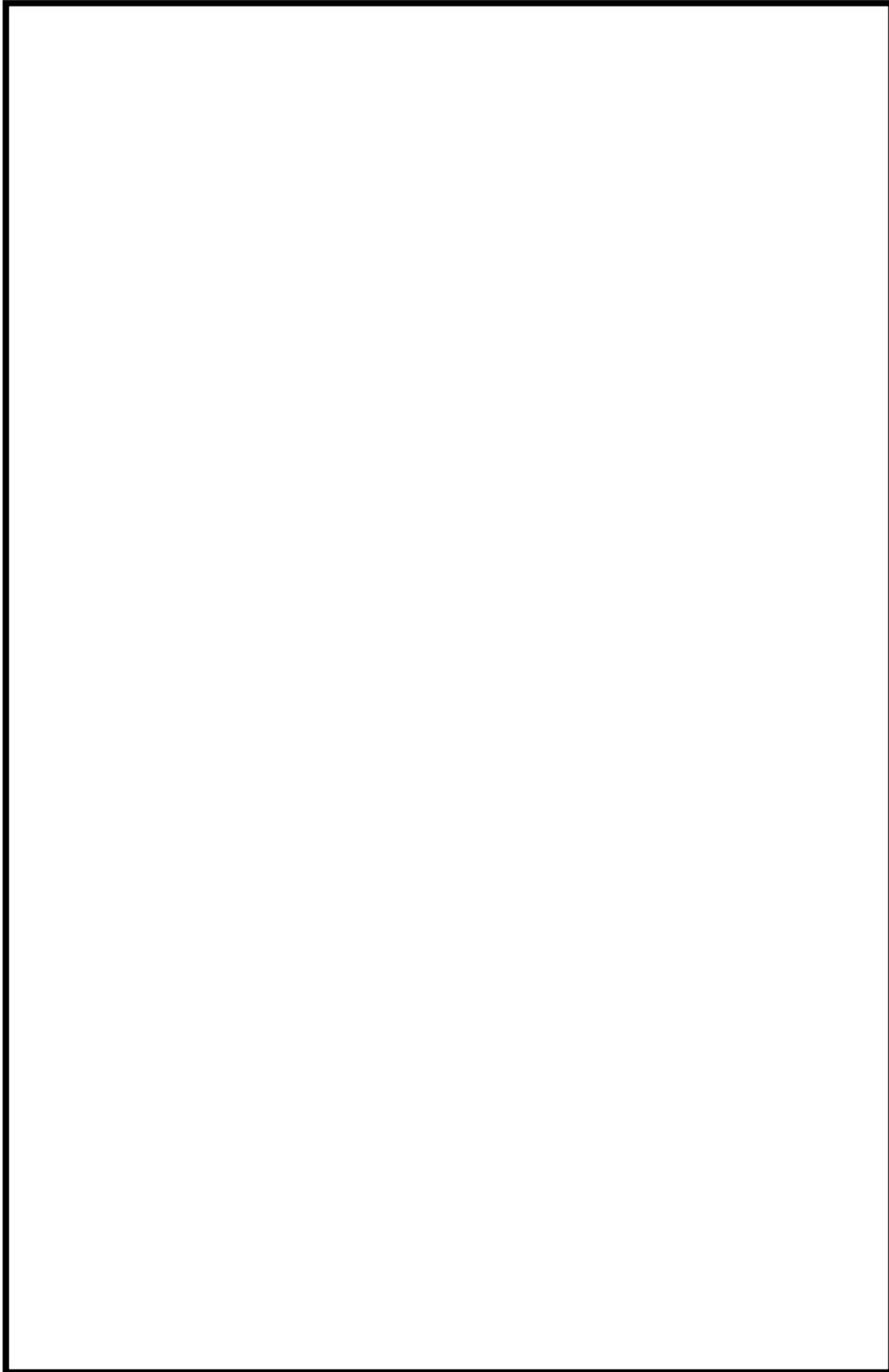


図 50-6-15 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

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。

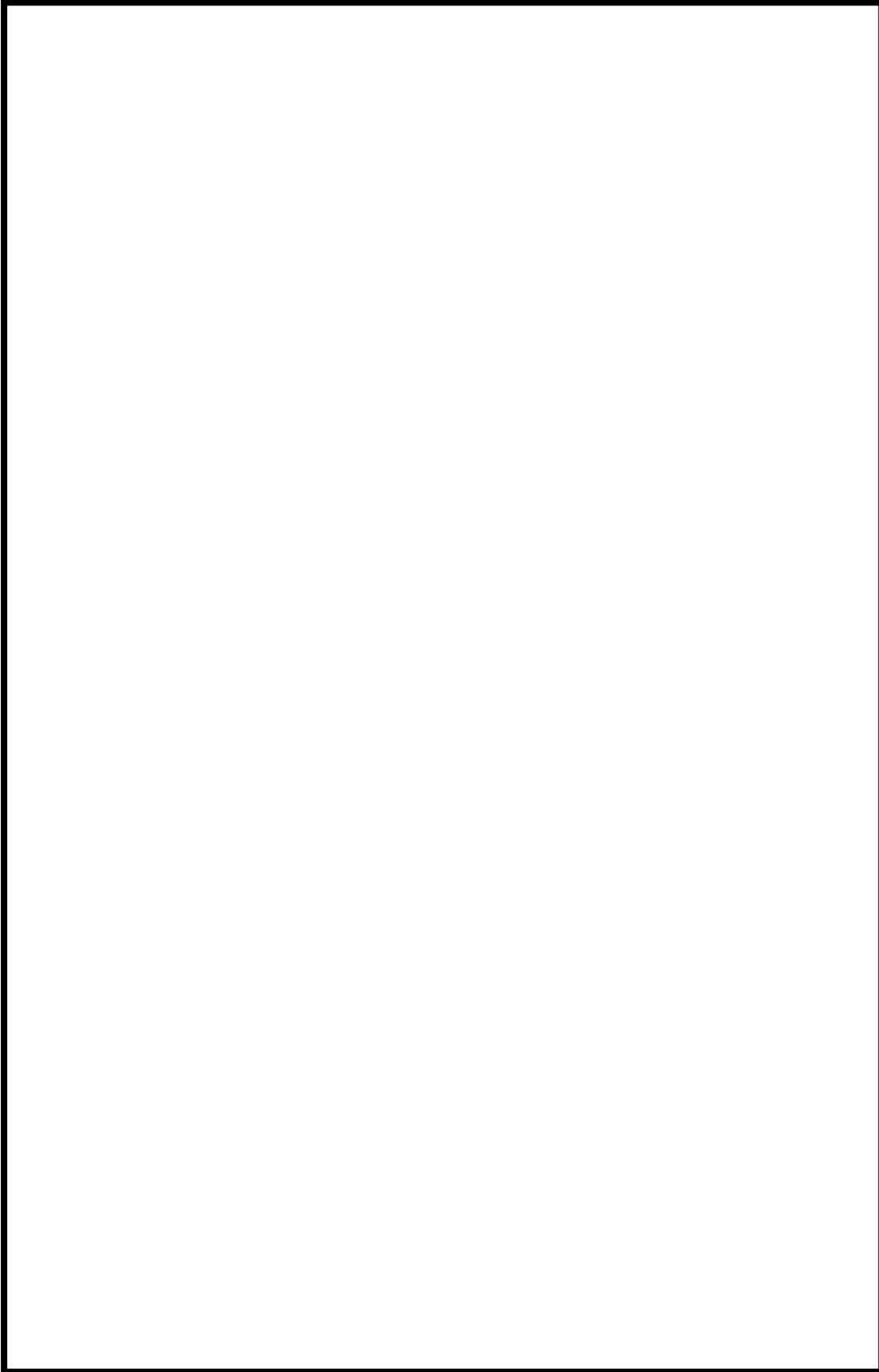


図 50-6-16 代替原子炉補機冷却海水ポンプ図

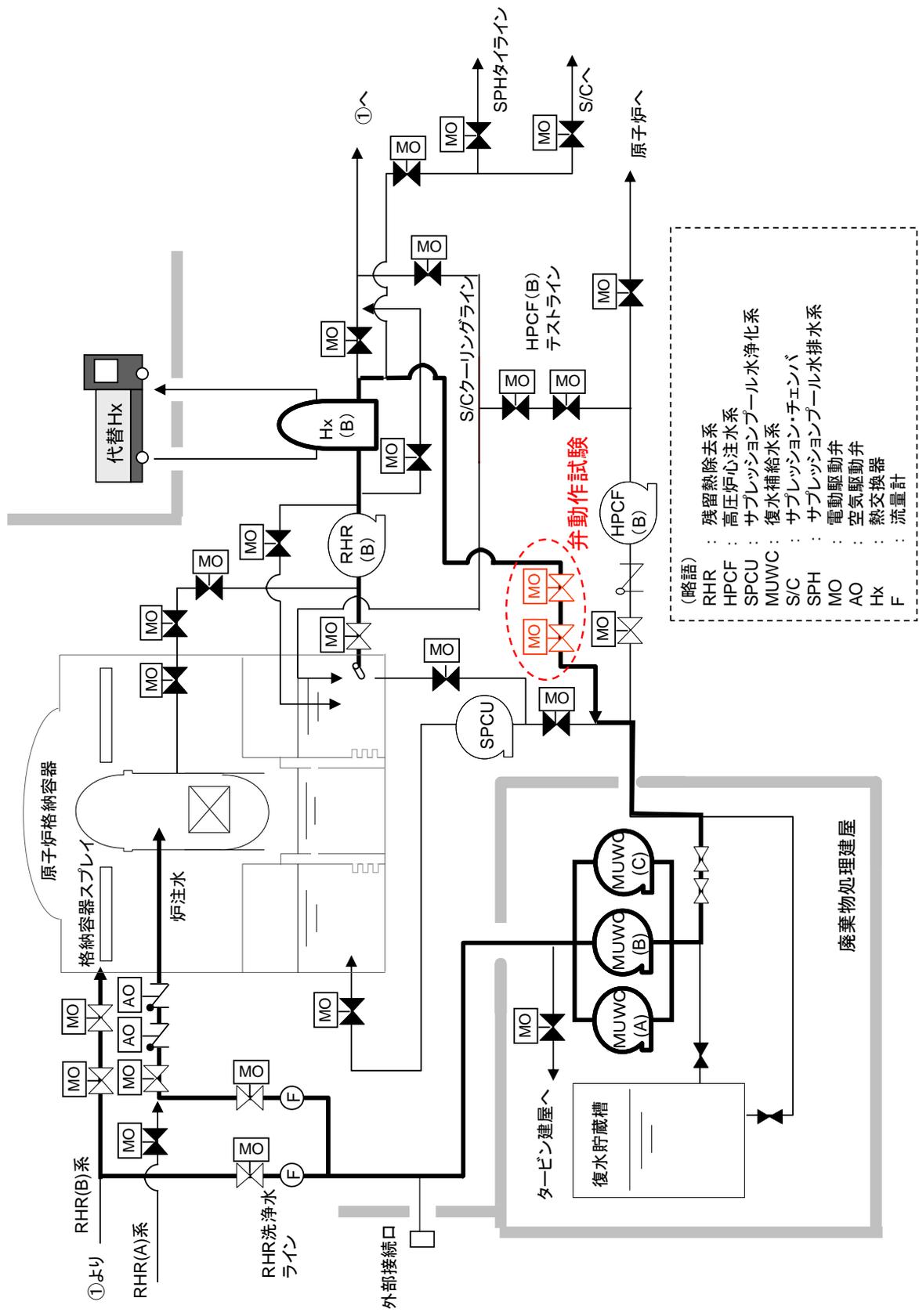


図 50-6-17 代替循環冷却 弁動作試験

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。

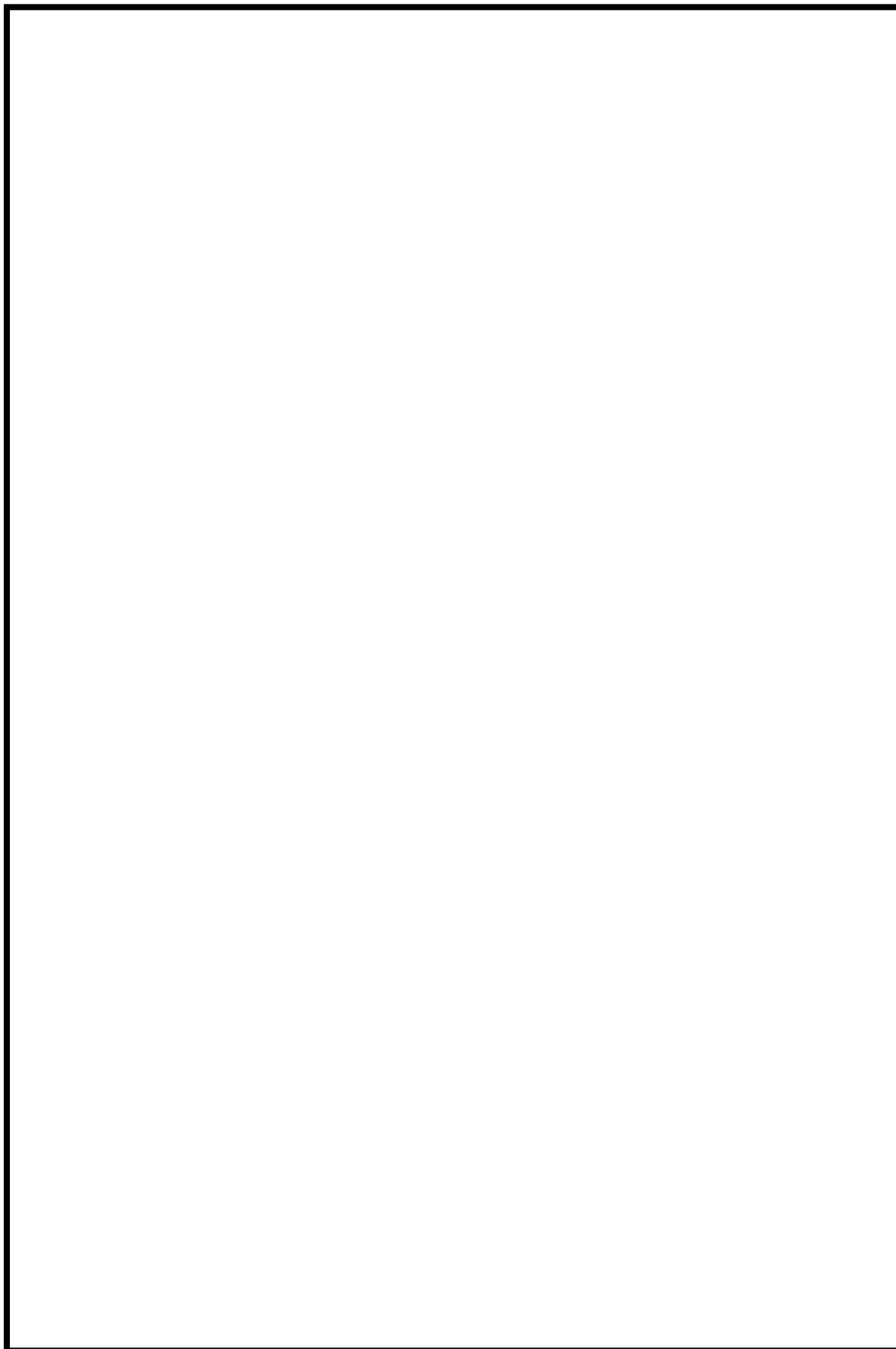


図 50-6-18 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉)

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。

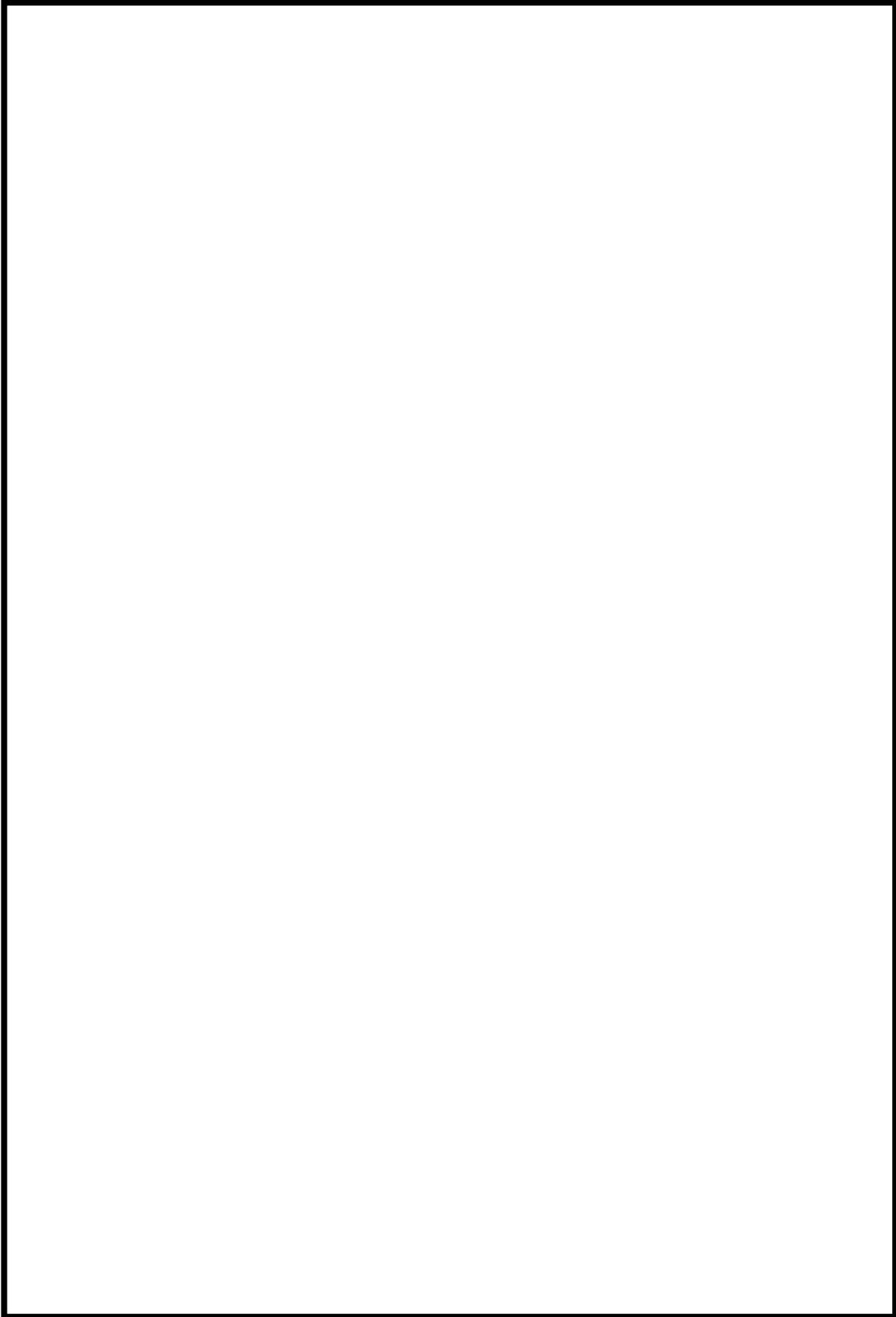


図 50-6-19 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉)

50-7
容量設定根拠

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	MPa	0.62 (原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャディスクまで)
		0.25 (よう素フィルタ上流側ラプチャディスクから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	31.6

(1) 最高使用圧力

【原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャディスク】

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

【よう素フィルタ上流側ラプチャディスクから排気口】

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

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

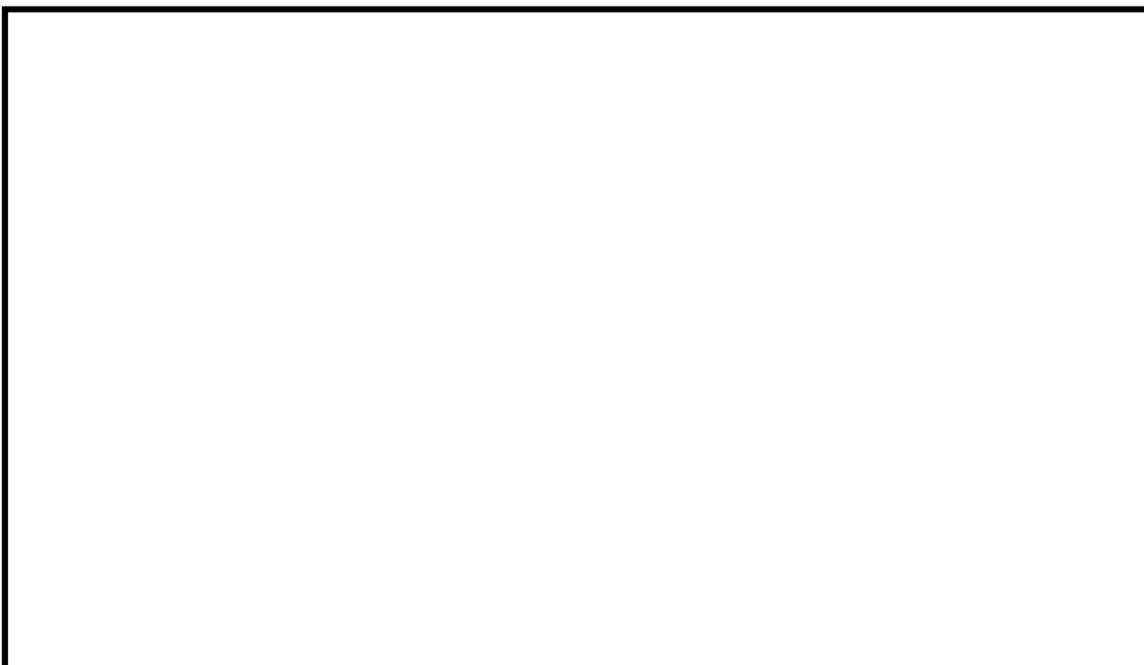


図50-7-1 6号炉 系統圧力損失評価結果
(格納容器圧力620kPa(gage), 全弁全開)

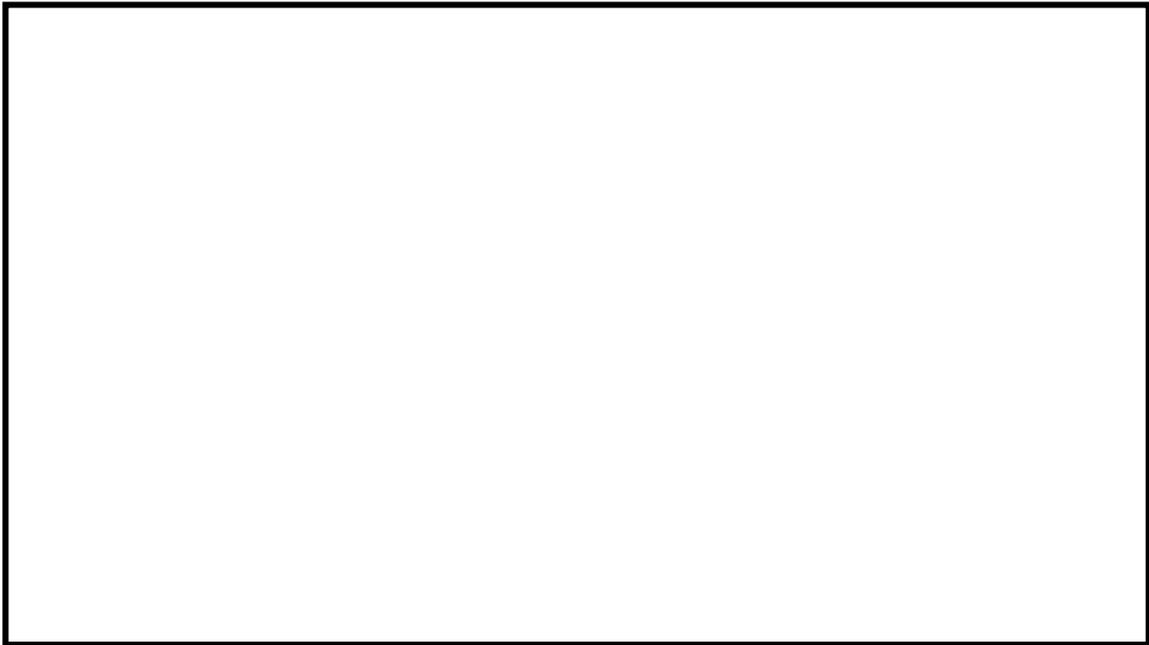


図 50-7-2 7号炉 系統圧力損失評価結果
(格納容器圧力 620kPa(gage), 全弁全開)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

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

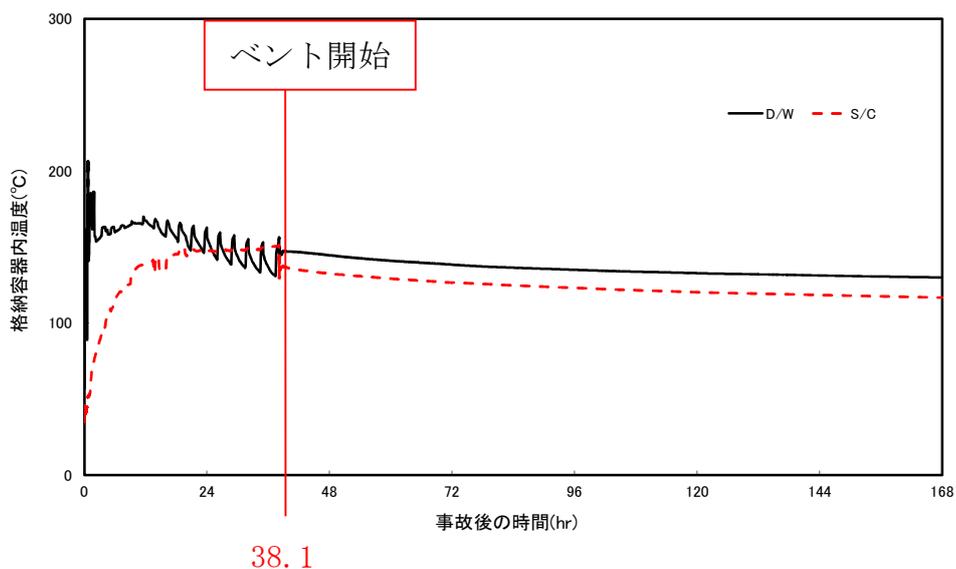


図 50-7-3 格納容器温度推移(大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

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

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

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

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

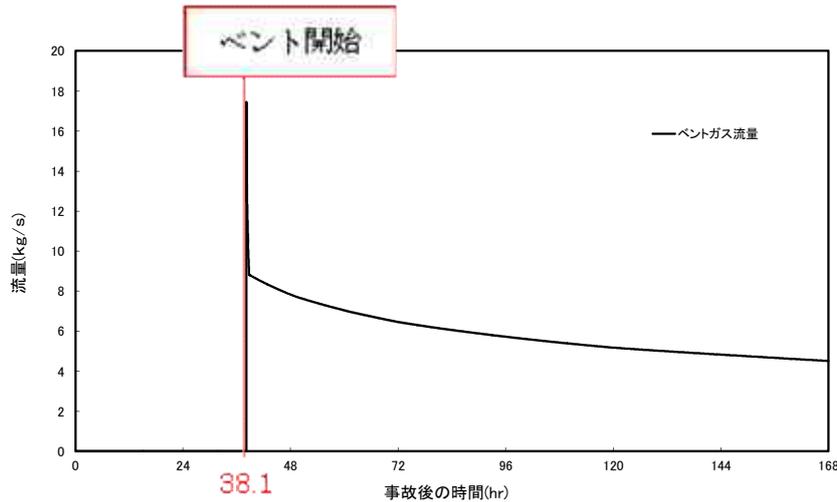


図 50-7-4 ベントガス流量推移 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

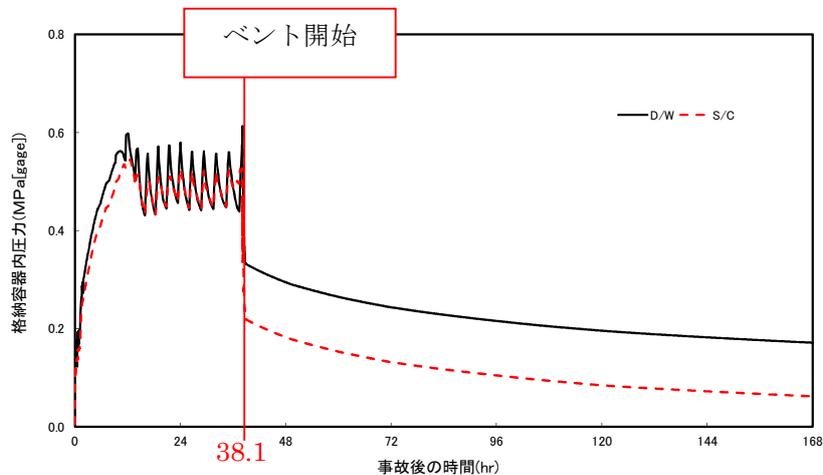


図 50-7-5 格納容器圧力推移 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラバ水 待機時薬液添加濃度	wt%	0.5
金属フィルタ 許容エアロゾル量	cm ³	約 1900 (最小流量相当時)
		約 770 (2Pd 相当流量時)

(1) スクラバ水 待機時薬液添加濃度

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

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

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

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

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

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

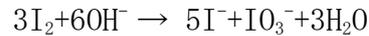
【水酸化物イオン消費・希釈量評価】

- ① 格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

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

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載の通り、1[mo1]の無機よう素を捕捉するためには、2mo1の水酸化化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、5.22[mo1]^{※2}と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化化物イオン 10.44[mo1]が消費される。

③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており、水量は 23670[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38750[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23670/38750=0.61 倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を [] [wt%] であり、スクラバ水の初期量は 23670[l] であるため、添加する NaOH の量は $23670 \times [] = []$ [kg] = [] [mo1] となる。

上記の①及び②による水酸化化物イオンの消費量は $330+10.44=340.44$ [mo1] であるため、これらの反応後、水酸化化物イオンの残存量は $[] - 340.44 = []$ [mo1] となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38750[l] である。そのため、水酸化化物イオン濃度は $[] / 38750 = []$ [mo1/l] となり、pH は [] となる。

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

(2) 金属フィルタ許容エアロゾル量

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

金属フィルタの許容エアロゾル量は、フィルタ装置内を通気されるガスの体積流量により変わり、格納容器圧力が 2Pd におけるガス流量（以下、「2Pd 相当流量」）に対する許容エアロゾル量は約 770cm³、事故後約 1 週間後のガス流量（以下、「最小流量相当」）に対する許容エアロゾル量は約 1900cm³である。

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

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

評価の手順は、以下の通りである。

【金属フィルタへのエアロゾル流入量評価】

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

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

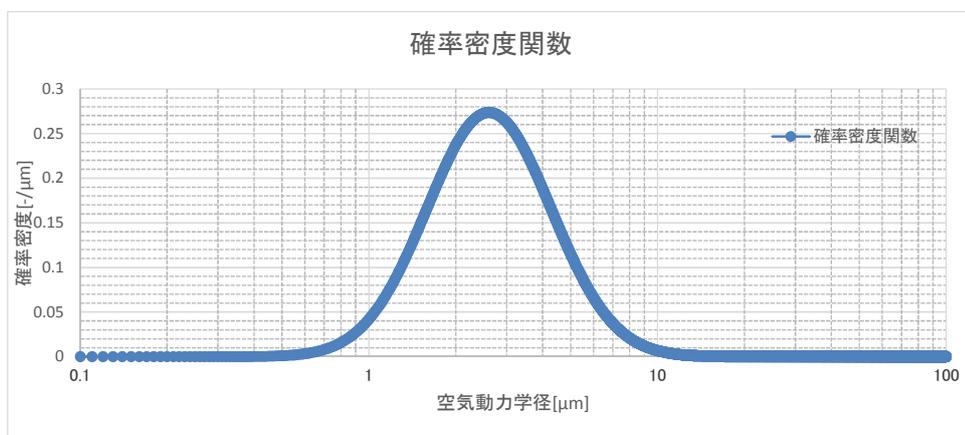


図 50-7-6 エアロゾル粒子径分布（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失，D/W ベント）

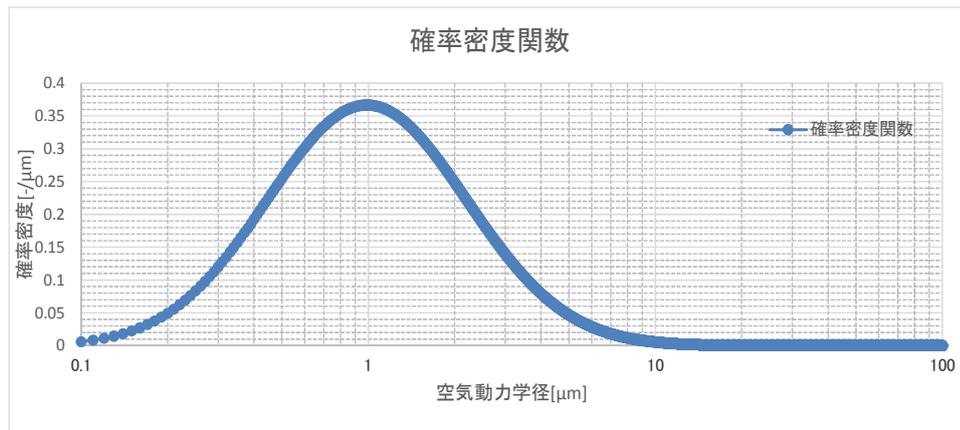


図 50-7-7 エアロゾル粒子径分布 (高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント)

表 50-7-1 エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント	569.48 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	10203.38 cm ³

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

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

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

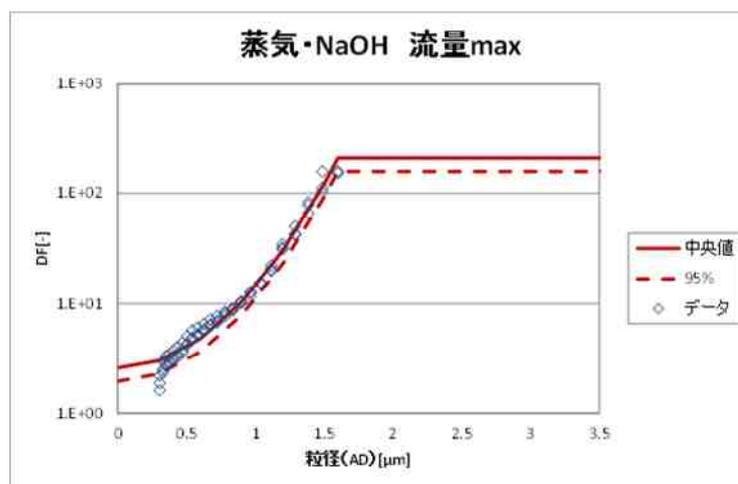


図 50-7-8 水スクラバ性能試験結果 (2Pd 相当流量)

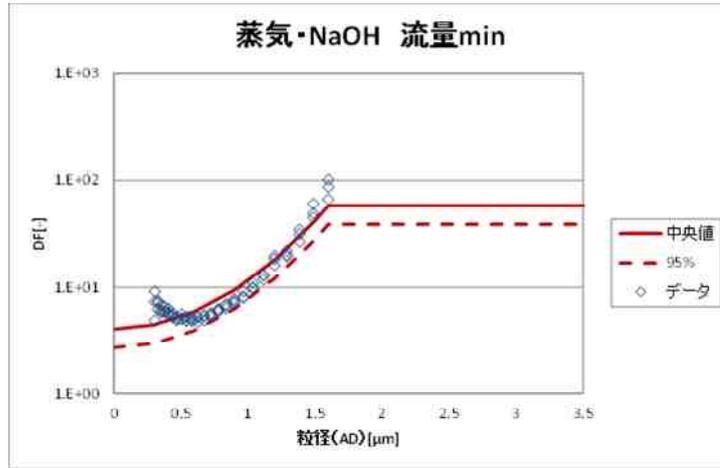


図 50-7-9 水スクラバ性能試験結果（最小流量相当）

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

[オーバーオール DF 評価式]

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p}$$

DF(D_p)は，粒径 D_p における水スクラバの DF

M(D_p)は，フィルタ装置に流入する粒径 D_p のエアロゾルの総質量

表 50-7-2 水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ 金属フィルタに流入するエアロゾルの量の算出

フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スクラバのオーバーオール DF②より、金属フィルタに流入するエアロゾル量は表 50-7-3 の通り評価することができる。

表 50-7-3 金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	金属フィルタに流入するエアロゾル量
大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	4.95 cm ³
	最小流量相当	16.75 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	680.23 cm ³
	最小流量相当	850.29 cm ³

評価結果より、いずれのシナリオにおいても、金属フィルタに流入するエアロゾル量は、許容エアロゾル量である約 770cm³ (2Pd 相当流量)、約 1900cm³ (最小流量相当) よりも小さい。そのため、これらのシナリオでフィルタ装置を使用した場合、金属フィルタの差圧は設定上限値まで到達はしない。

よって、エアロゾル流入量に対する金属フィルタの容量は十分である。

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

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

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

表 50-7-4 銀ゼオライト性能試験条件

項目		条件
試験ガス露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> • 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C]) • 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])
接触時間	露点温度差 5 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差 10 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成		• 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		• 放射性ヨウ化メチル (I-131)

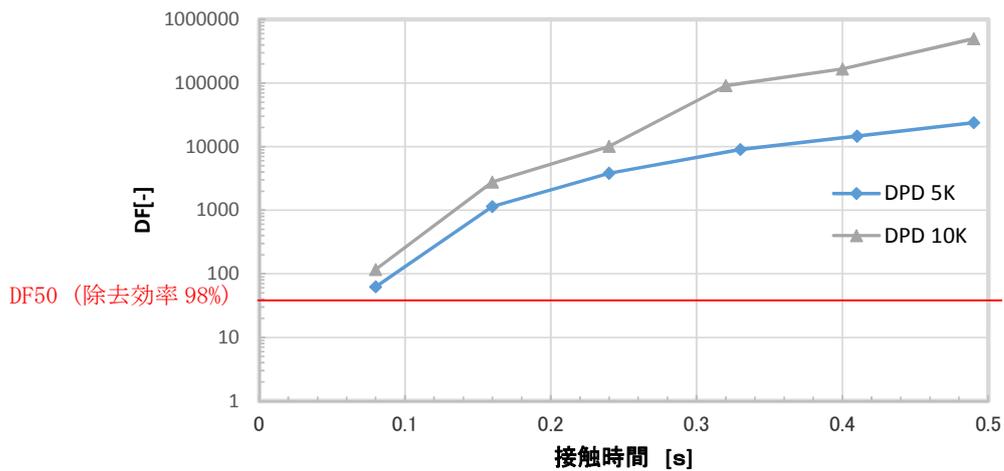


図 50-7-10 より、よう素フィルタの有機よう素除去性能を 98%以上とするためには、露点温度差 5K 以上にて、ベントガスと吸着材の接触時間を約 0.08s 以上確保する必要がある。

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

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

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

$$(\text{吸着層総有効面積}) = [] \quad (1)$$

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

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

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

表 50-7-5 実機運転範囲

PCV 圧力: 2Pd 二次隔離弁: 中間開		ベントガス質量 流量: 4.5 [kg/s] ^{※2} 二次隔離弁: 中間開	ベントガス質量 流量: 2.5 [kg/s] ^{※3} 二次隔離弁: 中間開
6号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]		
	ベントガス 露点温度差 [K]		
	接触時間 [s]		
7号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]		
	ベントガス 露点温度差 [K]		
	接触時間 [s]		

※1 ベントガス組成は 100%水蒸気とする
 ※2 事故発生 1 週間後に格納容器内にて発生する蒸気量
 ※3 事故発生 1 か月後に格納容器内にて発生する蒸気量

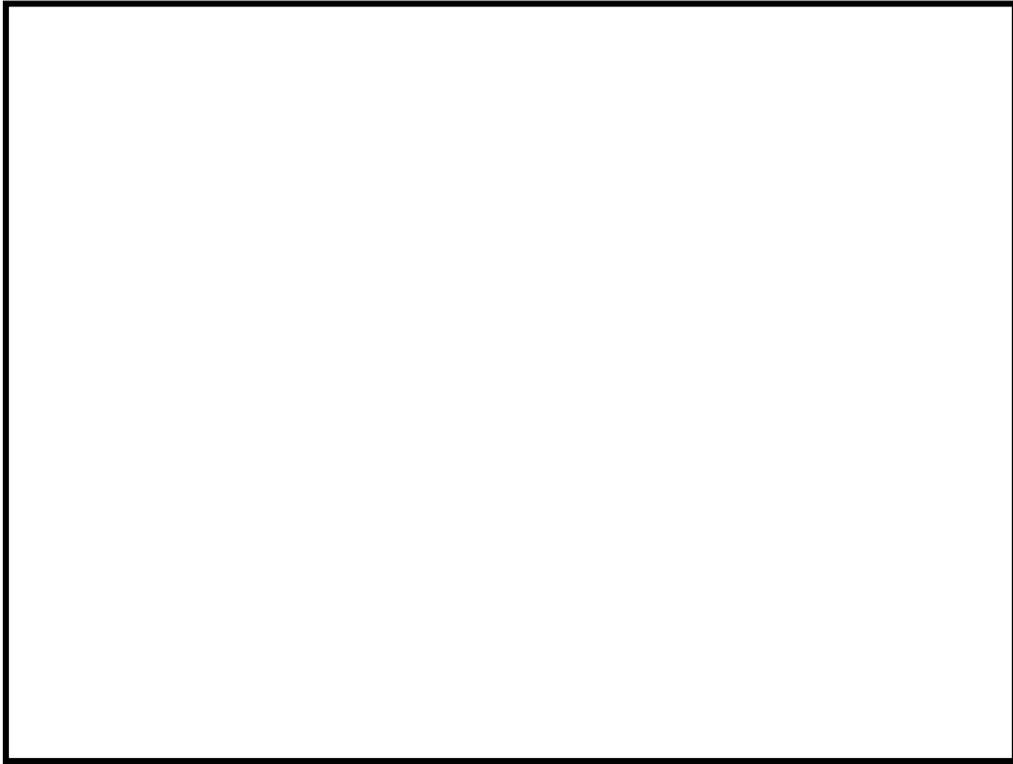


図 50-7-11 金属フィルタ断面図

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

【よう素フィルタ運転範囲】



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

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

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (ラプチャーディスク容量)
破裂圧力	kPa	100

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスクの破裂圧力については、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するよう設定してある。

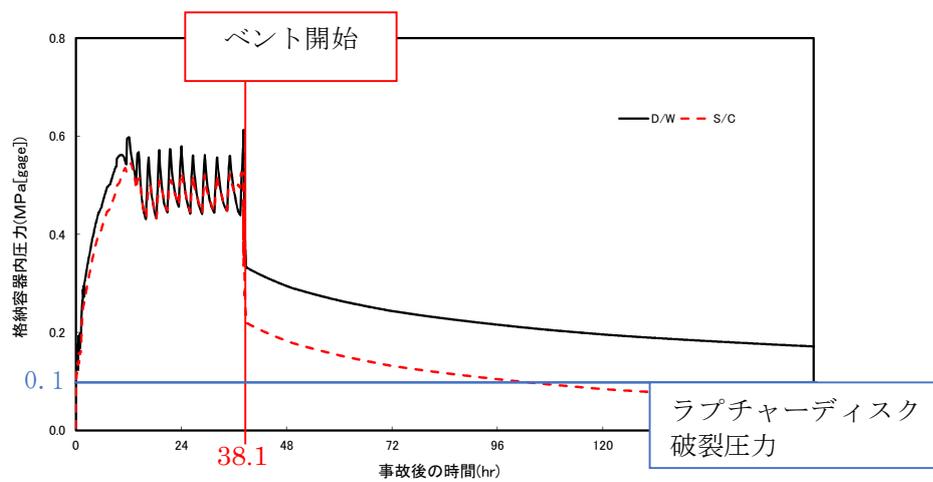


図 50-7-12 格納容器圧力推移 (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失)

名 称		復水移送ポンプ (代替循環冷却時)
容量	m ³ /h/台	95 以上 (注 1), 125 (注 2)
全揚程	m	6 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上 85 (注 2)
最高使用圧力	MPa	1.37(1.7)
最高使用温度	℃	66(85)
原動機出力	kW	6 号炉 <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) 55 (注 2)
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>() 内は代替循環冷却時の使用条件を示す。</p> <p>【設 定 根 拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・チェンバを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を經由して、原子炉への注入並びに原子炉格納容器へのスプレーにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力 (200℃・2Pd) を超えないよう格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却として使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設として設置している 3 台のうち、2 台を重大事故防止設備とし、1 台を予備として使用する。</p>		

1. 容量

1.1 代替循環冷却する場合の容量 125m³/h

代替循環冷却する場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている循環流量が約 190 m³/h（原子炉への注入流量が約 90 m³/h、格納容器へのスプレイ流量が約 100 m³/h）（復水移送ポンプ 2 台）であることから、1 台あたり約 95 m³/h 必要とする。

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

2. 揚程

2.1 代替循環冷却する場合の揚程 85m

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

【6号炉】



【7号炉】

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

3. 最高使用圧力 1.7MPa

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、

1.37MPa としているが、代替循環冷却として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、

1.7MPa とする。

4. 最高使用温度 85℃

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

5. 原動機出力 55kW

(6号炉)

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

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 93 (図 50-7-13 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-13 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

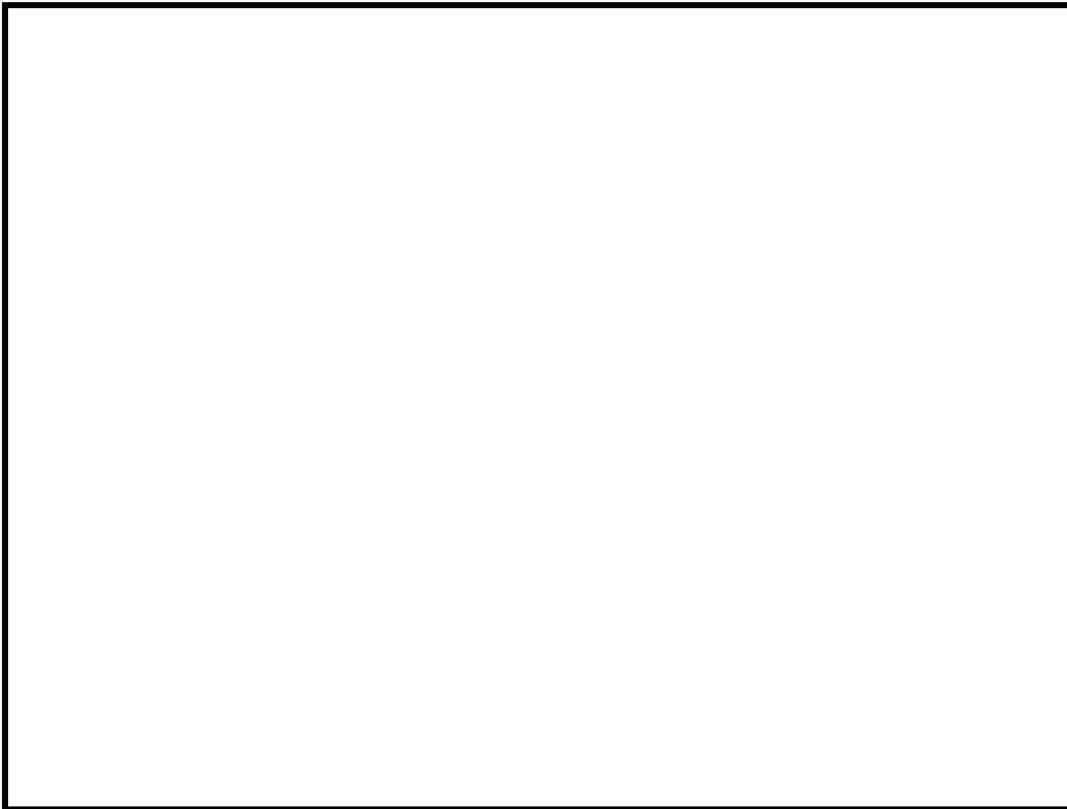


図 50-7-13 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

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

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 92 (図 50-7-14 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-14 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

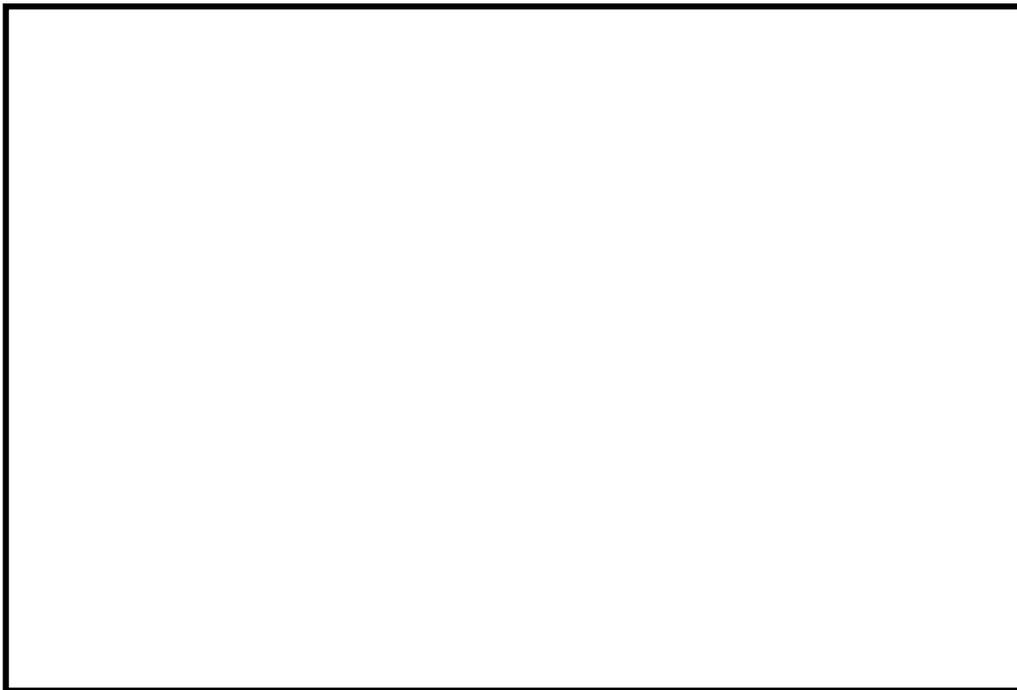


図 50-7-14 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、設計基準対処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は 55kW であり、代替循環冷却として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW とする。

名 称		熱交換器ユニット (6号炉)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 0.6
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニットは、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニットは1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

熱交換器ユニットの容量は、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、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで、事故発生22.5時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-15に有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却を使用した原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

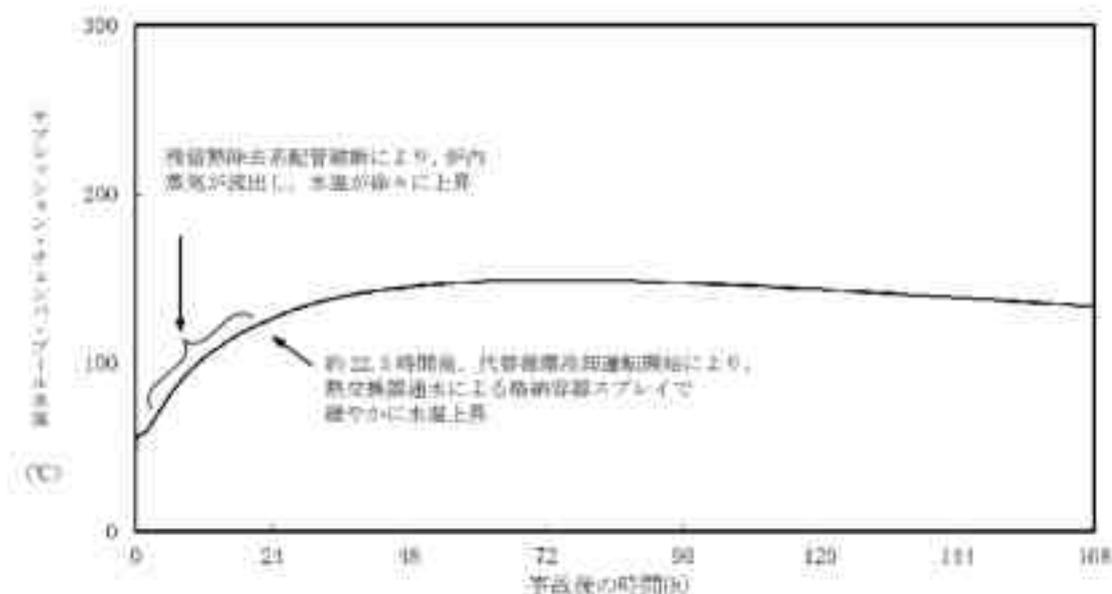


図 50-7-15 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニットの海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの締切揚程を考慮し、0.6MPa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

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 1 基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

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

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

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

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

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

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

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \doteq \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

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

以上より, 熱交換器ユニットの伝熱面積は, $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

名 称		熱交換器ユニット (7号炉)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニットは、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニットは1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

熱交換器ユニットの容量は、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、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで、事故発生22.5時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-16に有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却を使用した原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

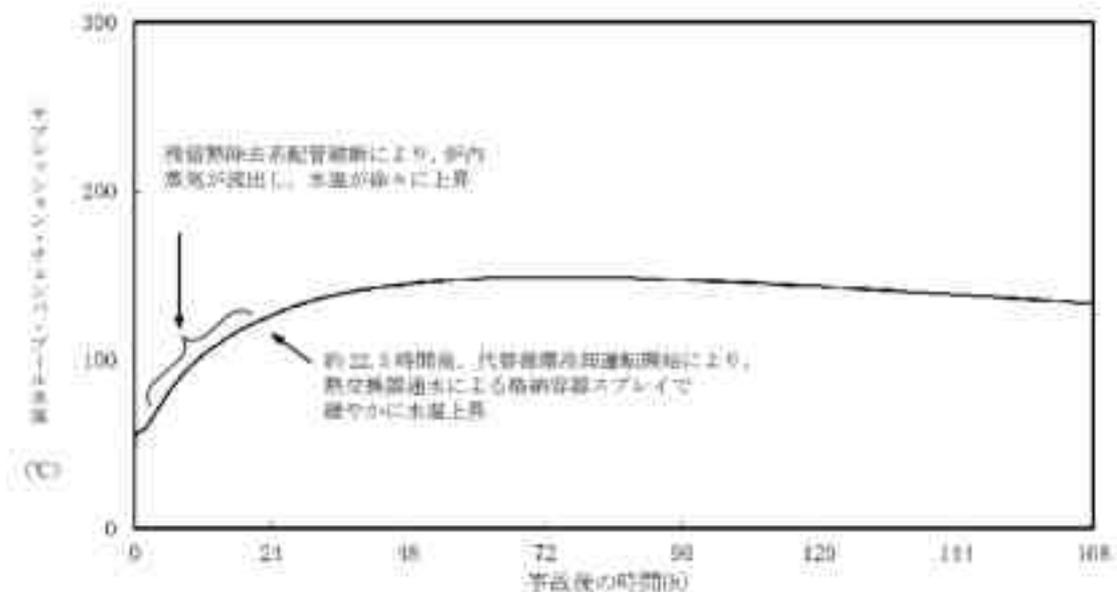


図 50-7-16 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニットの海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力以上とし、1.4MPa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

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 1 基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量 11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

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

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

Q : 設計熱交換量 (W) =11.602×10⁶ (=11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²・K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) =8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニットの伝熱面積は、 m²/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、原子炉補機冷却水系、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 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・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 : m²

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 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・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 : m²

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (6号炉)
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2))
全揚程	m	□以上 (注1) (75 (注2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□以上 (注1) (110 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱(約23MW)を除去するために必要な流量を600m³/hとし、容量300 m³/hのポンプを2台設置する。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで、事故発生22.5時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-15に有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却を使用した原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉】

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプの揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの最高使用圧力1.37MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、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（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

- P : 必要軸動力 (kW)
 - ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
 - g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 - Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300
 - H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-17 参照)
 - η : ポンプ効率 (%) = (図 50-7-17 参照)
- (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は 110kW とする。

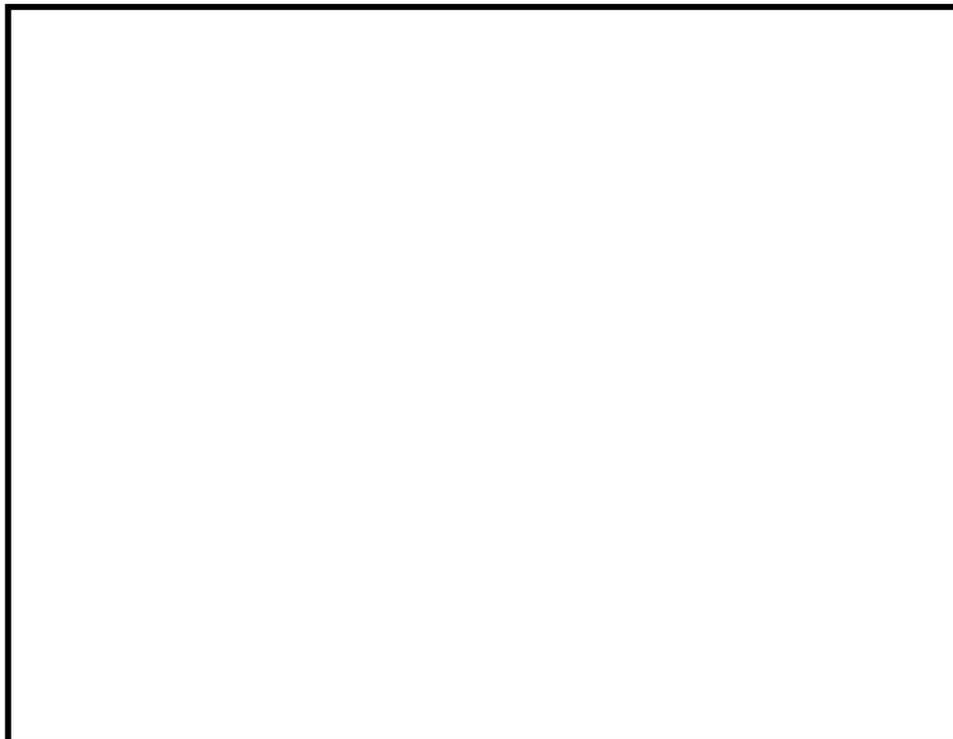


図 50-7-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ性能曲線 (6号炉)

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号炉)
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上 (注1) (600 (注2))
全揚程	m	□ 以上 (注1) (55 (注2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□ 以上 (注1) (132 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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は1台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱(約23MW)を除去するために必要な流量を600m³/hとし、容量600 m³/hのポンプを1台設置する。

なお、熱交換器ユニットの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで、事故発生22.5時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-16に有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却を使用した原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプの揚程は55m以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニット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（容量 600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 55) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 55 (図 50-7-18 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-18 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は 132kW とする。

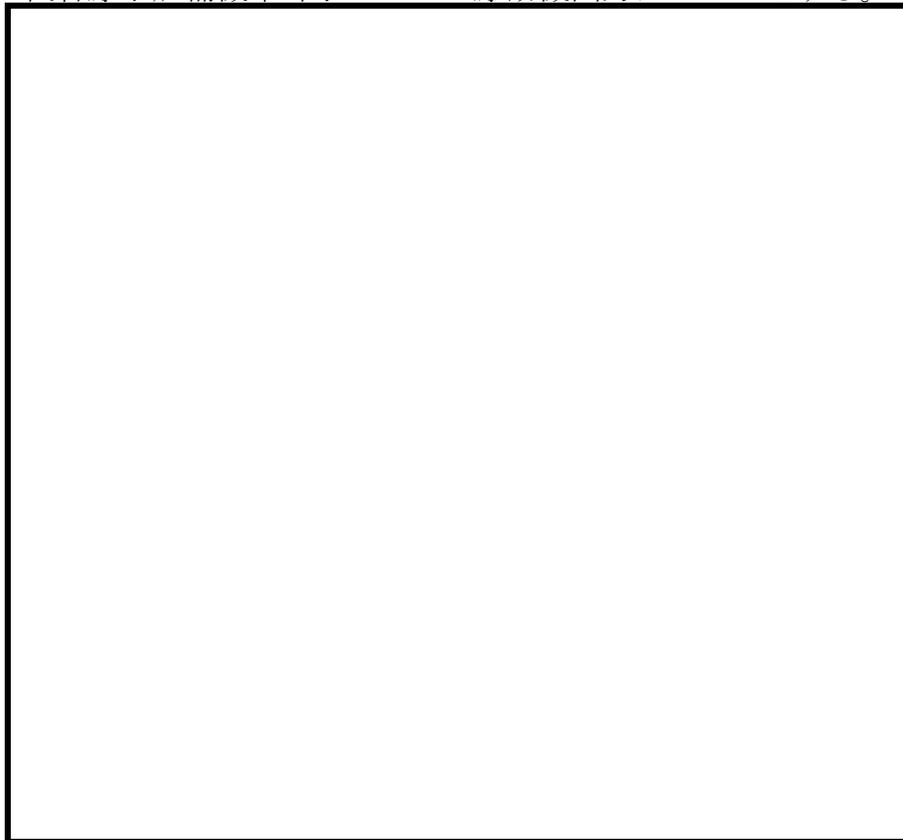


図 50-7-18 代替原子炉補機冷却水ポンプ性能曲線 (7号炉)

名 称		代替原子炉補機冷却海水ポンプ
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	420 以上 (注 1) (420 (注 2))
全揚程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (35 (注 2))
最高使用圧力	MPa	0.5
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW	<input type="text"/> 以上 (注 1) (75 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却海水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、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海水ポンプは 2 台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、容量 420 m³/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の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた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で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

(6 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

(7 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

上記から、代替原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は m 以上とし、35m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切圧力を考慮し、0.5MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、下記式よりポンプの軸動力を考慮し、選定する。

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = L_w / L \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8301(1990)「遠心ポンプ、斜流ポンプ及び軸流ポンプの試験及び検査方法」)

L_w : 水動力 (kW)

L : ポンプ軸動力 (kW)

ρ : 揚液の密度 (kg/m³) = 1026

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.81

Q : 吐出量 (m³/min) = 420/60

H : 全揚程 (m) = 35 (図 50-7-19 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 50-7-19 参照)

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times 1026 \times 9.81 \times (420 / 60) \times 35 = 41.0990$$

$$L = L_w / \eta \times 100 = 41.0990 / \times 100 = \div \text{ kW}$$

従って、代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、ポンプ軸動力を上回る出力とし、75kW とする。

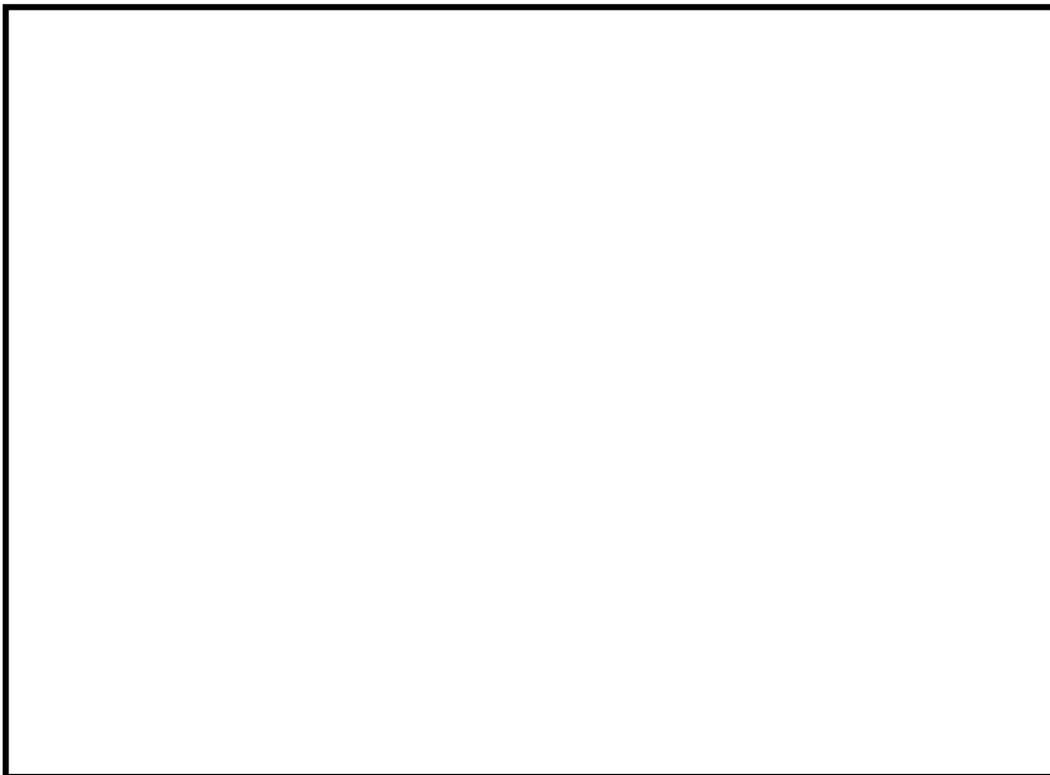


図 50-7-19 代替原子炉補機冷却海水ポンプ性能曲線

50-8
接続図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

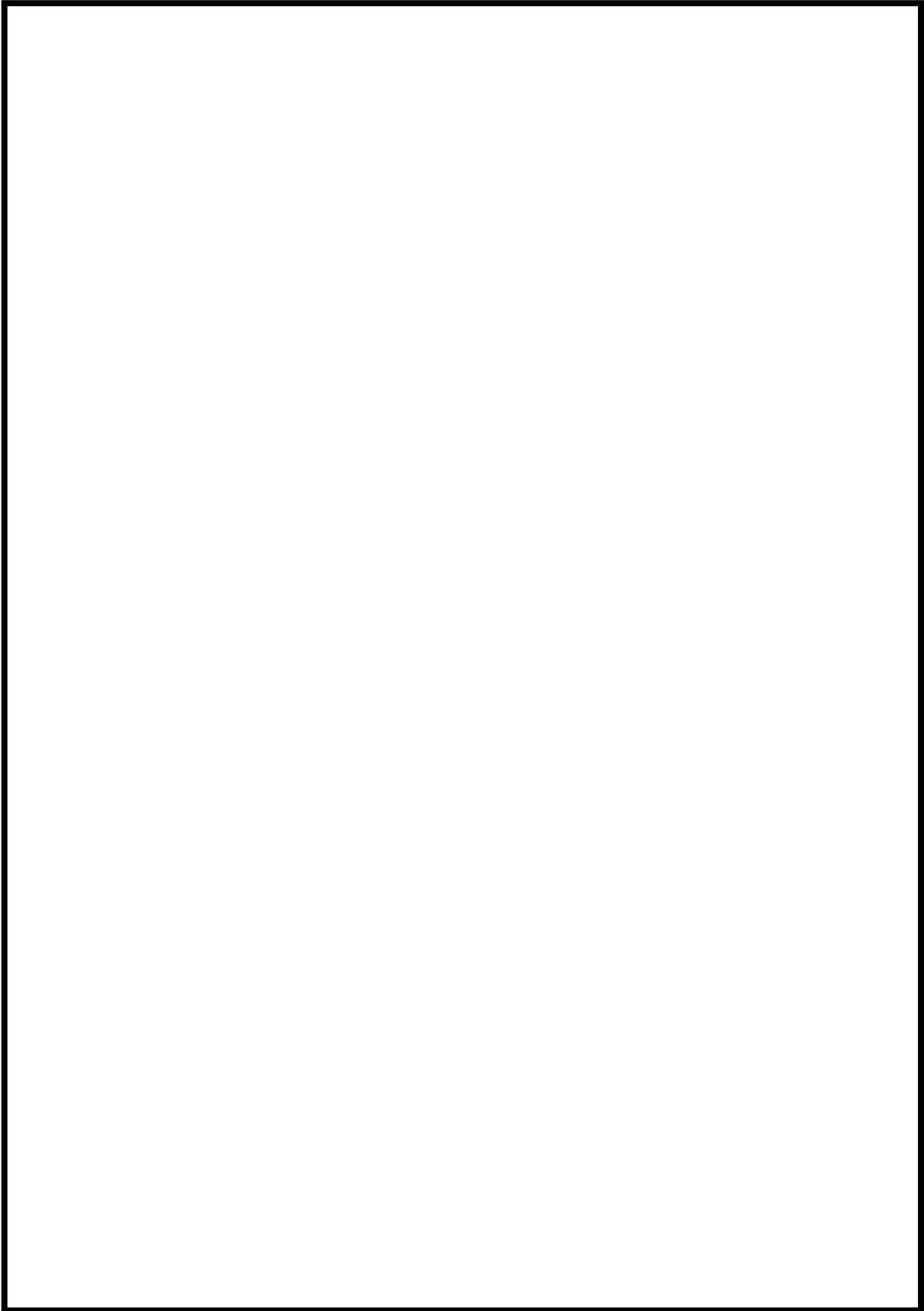


図 50-8-1 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

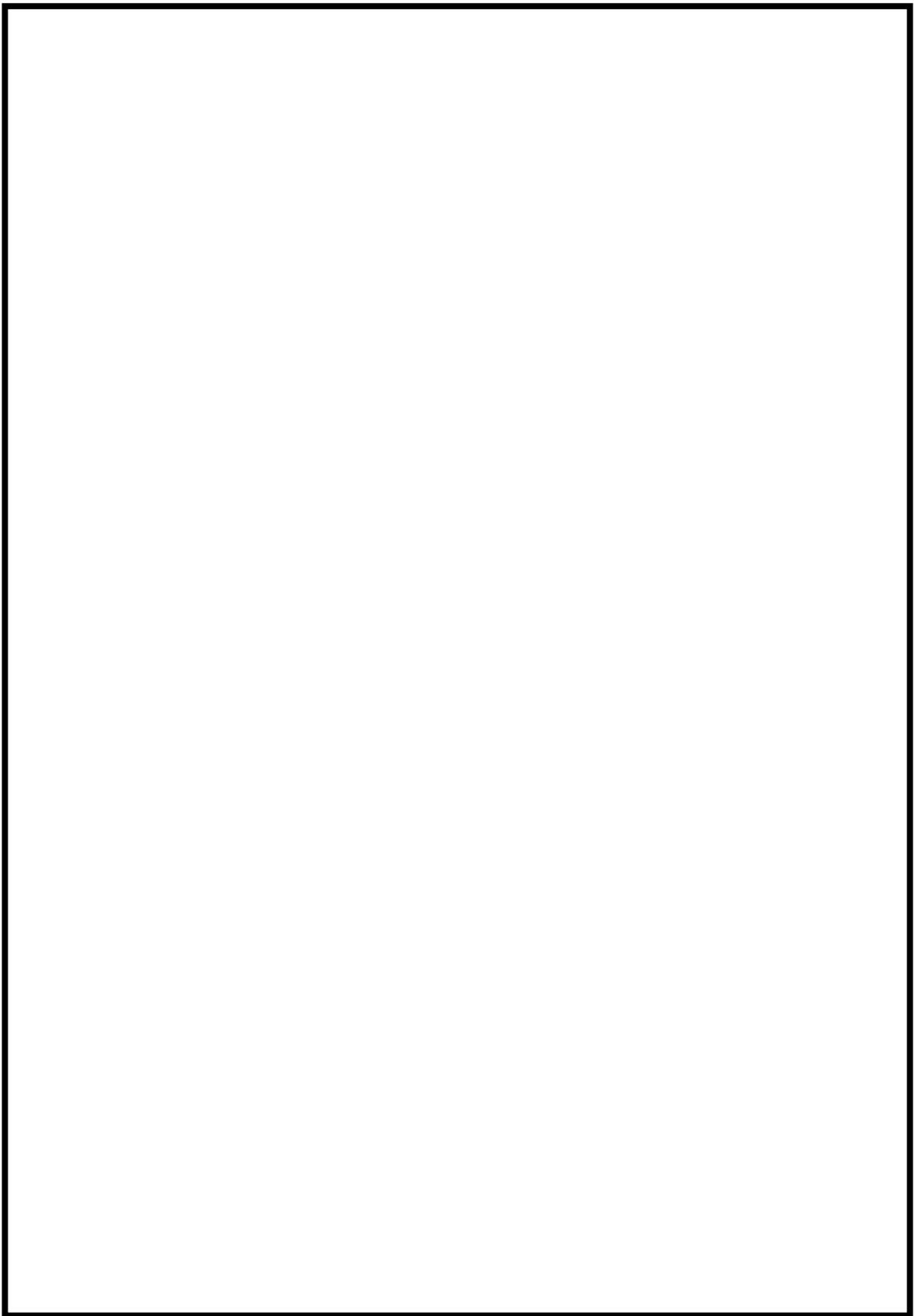


図 50-8-2 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

50-9
保管場所図

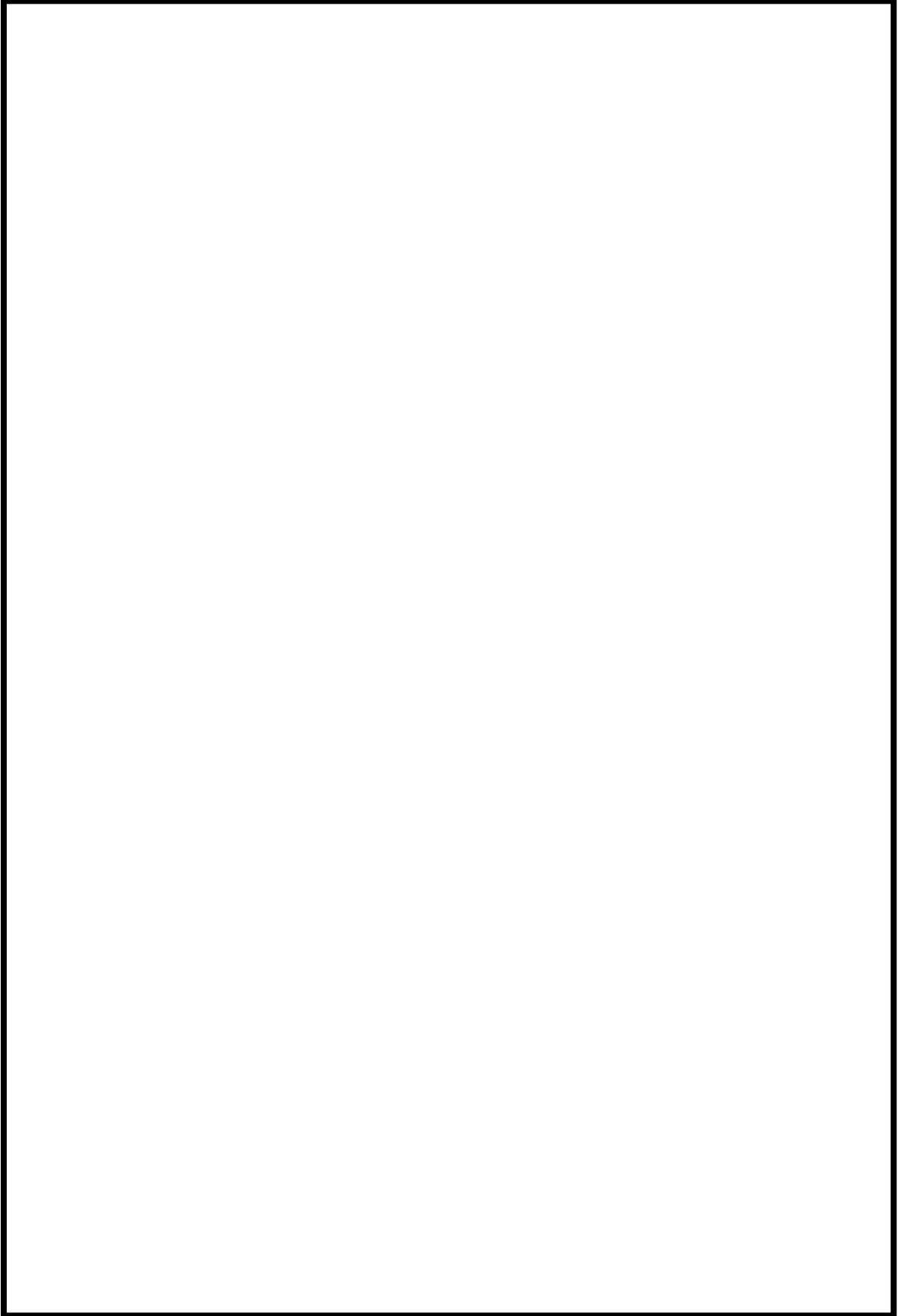


図 50-9-1 屋外保管場所配置図 (代替循環冷却)

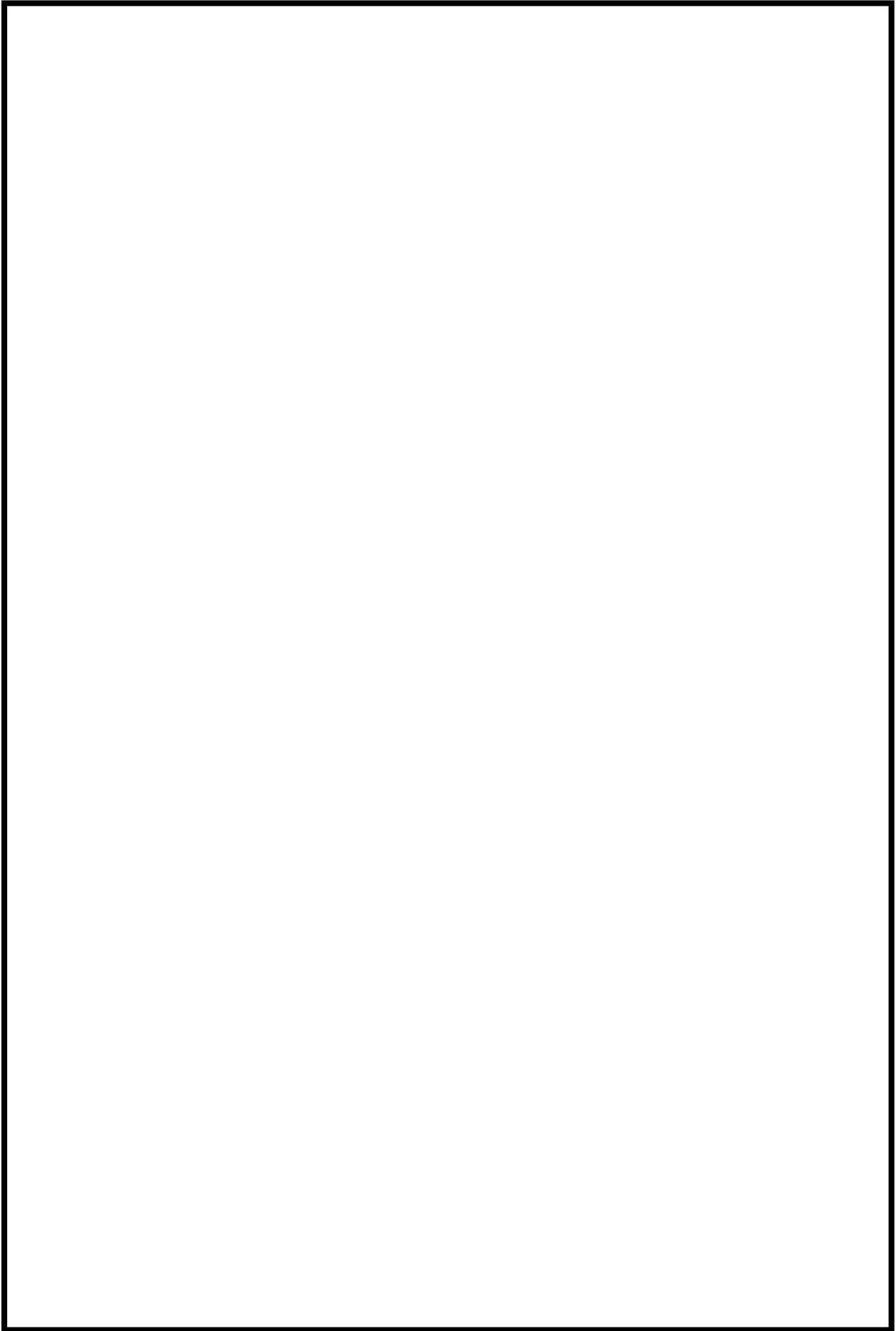


図 50-9-2 屋外保管場所配置図 (格納容器圧力逃がし装置)
50-9-3

50-10
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

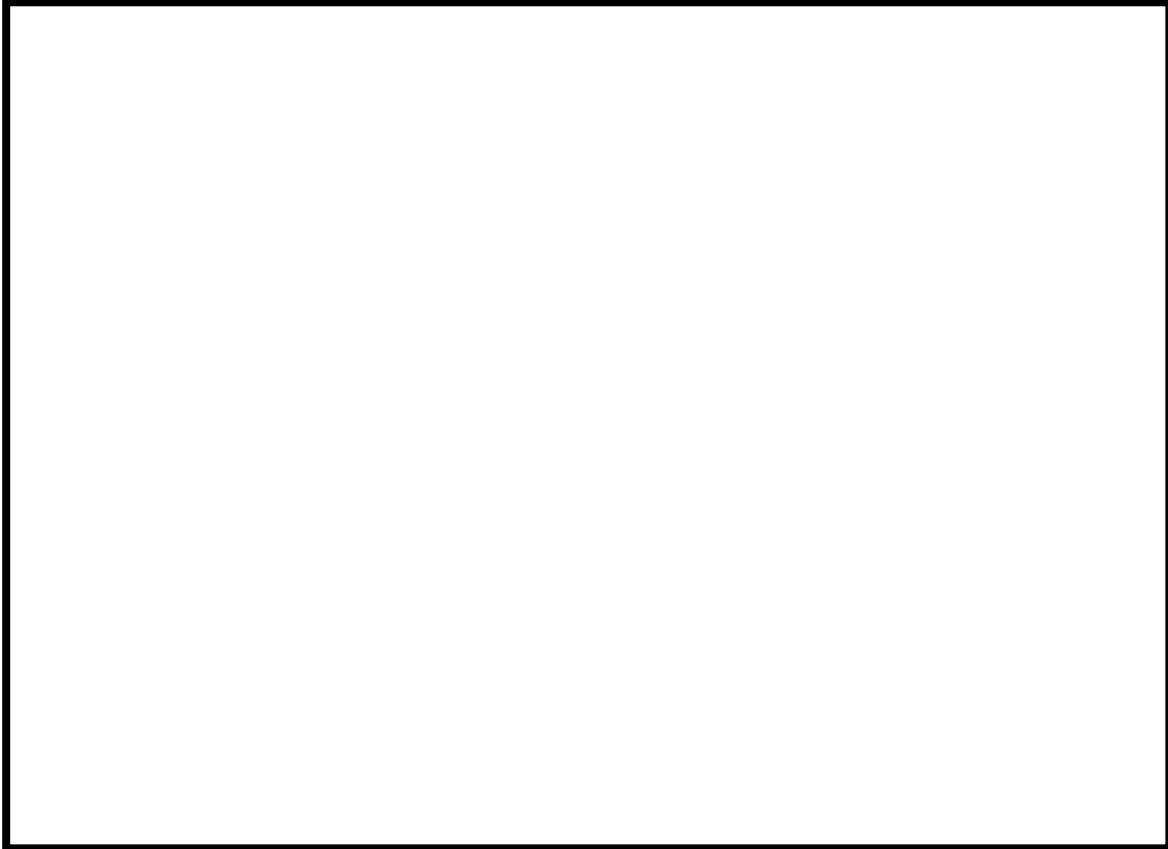


図 50-10-1 保管場所およびアクセスルート図

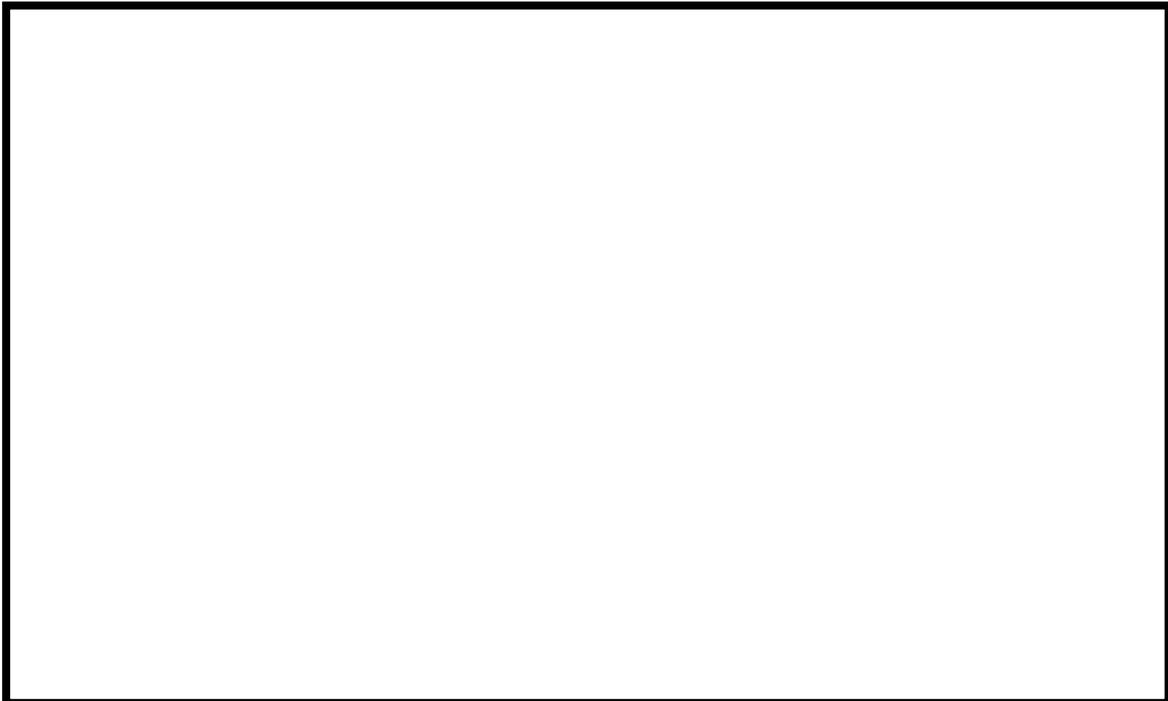


図 50-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート

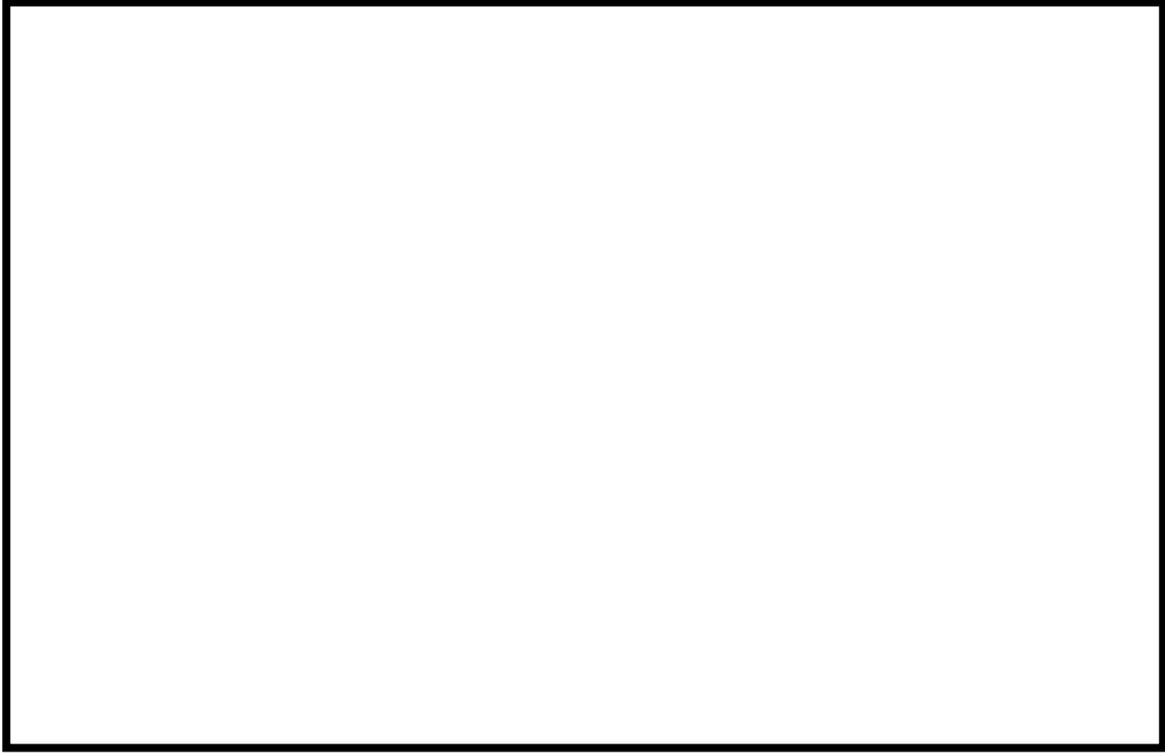


図 50-10-3 森林火災発生時のアクセスルート



図 50-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

50-11
その他設備

【格納容器 p H制御設備】

1. 設備概要

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中にイオン素を捕捉することでイオン素の放出量を低減するために、格納容器 p H制御設備を設ける。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。

本システムは、図 50-11-1 に示すように、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバースプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

格納容器 p H制御設備は、他号炉とは共用しない設計とする。また、格納容器 p H制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し、格納容器 p H制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

更に、次項に示す通り、格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

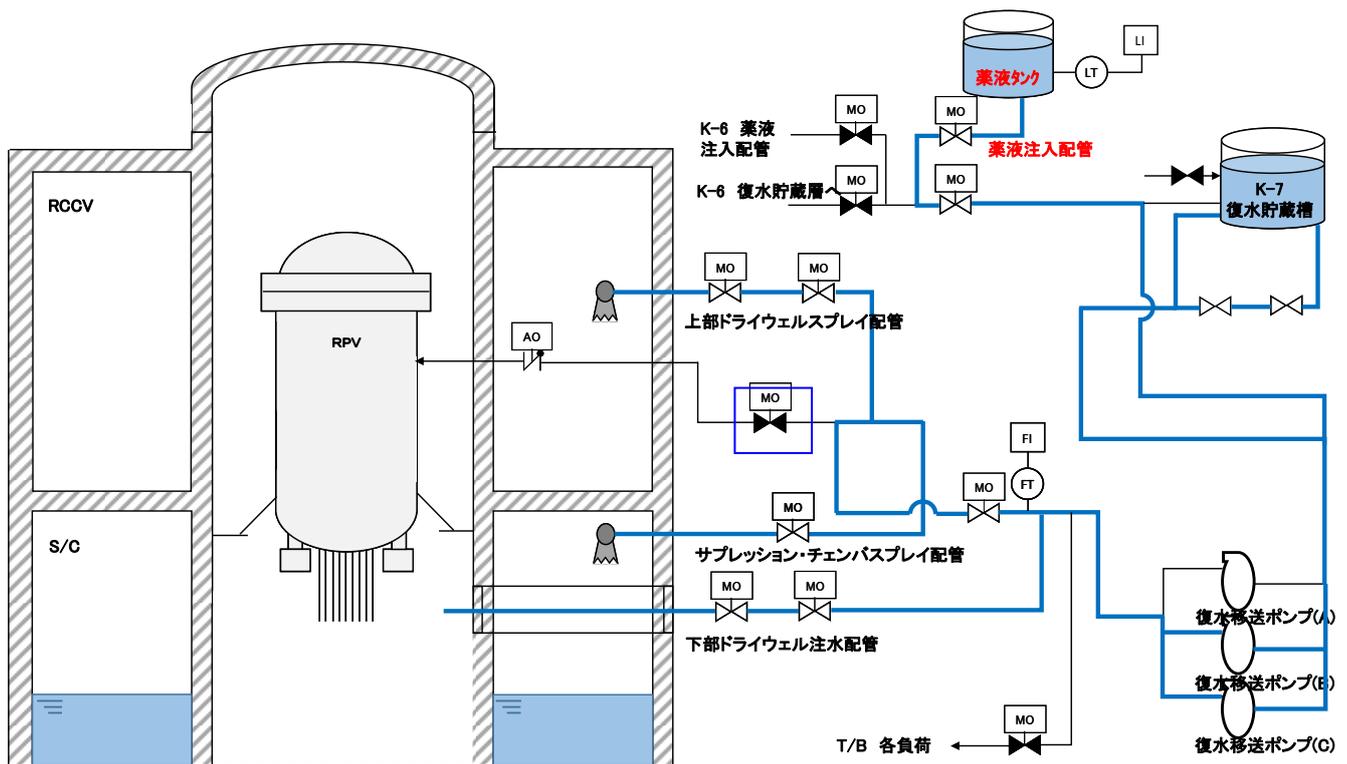


図 50-11-1 格納容器 p H制御設備 系統概要図

2. 格納容器 pH制御による格納容器への悪影響の確認について

2. 1 格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は格納容器内の上部ドライウエル，下部ドライウエル，サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが，それらは連通孔やベント管等で接続されており，最終的にはサプレッション・プールに流入する。その場合，サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [] [wt%]，pHは約 [] となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は，薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため，薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 50-11-2，図 50-11-3 に示すが，pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。

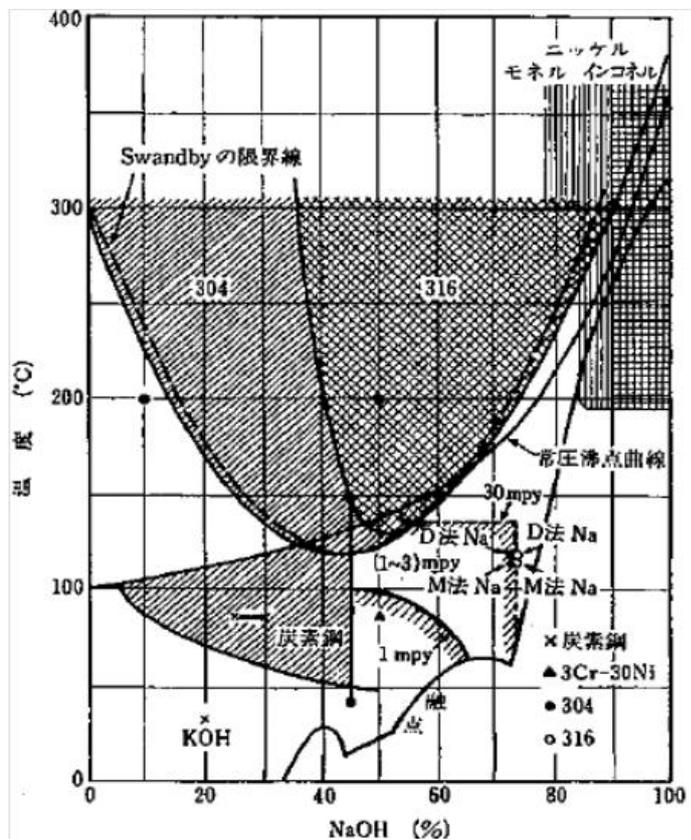


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

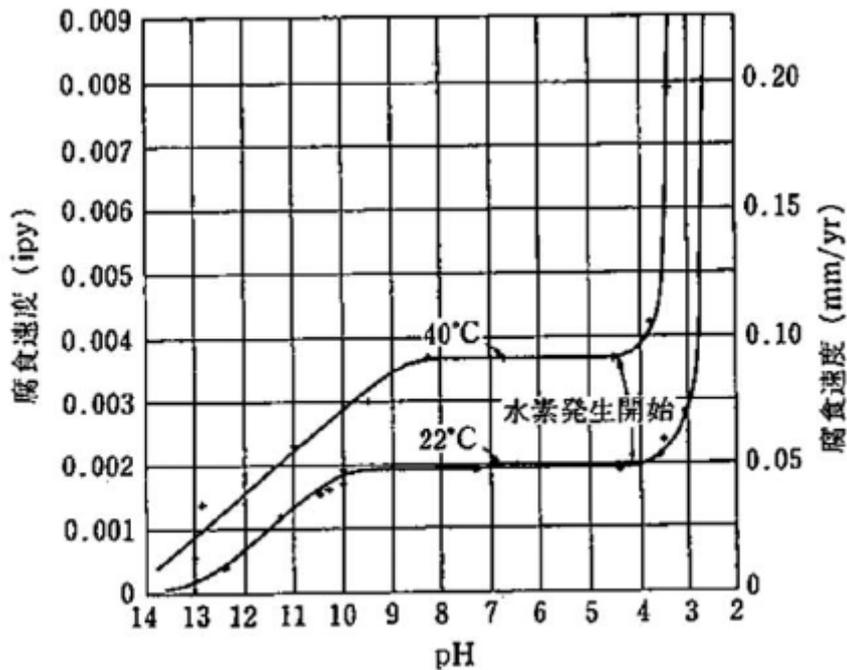


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

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

表 50-11-1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

--

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

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

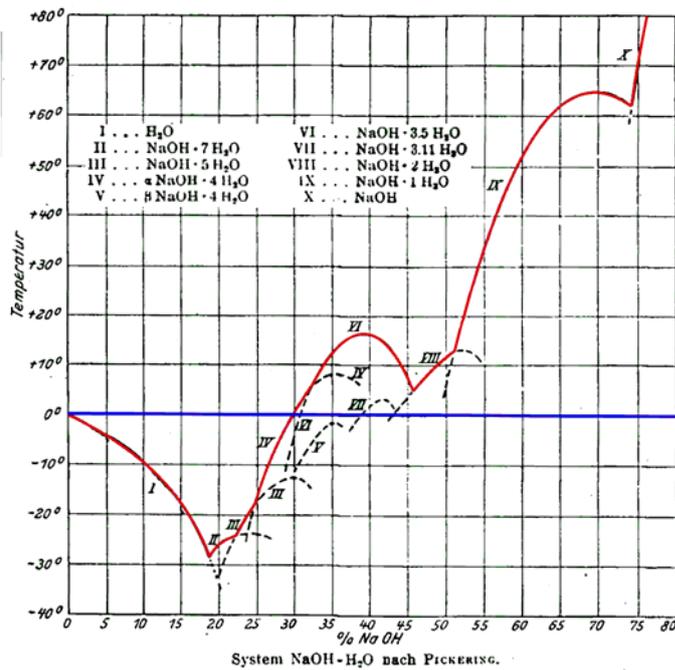


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

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

2. 2 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



2. 2. 1 アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より，アルミニウム量は [] [kg] となる。そして，式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素の発生量は約 [] [kg] となる。

2. 2. 2 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し，アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より，亜鉛量はドライウェルで [] [kg]，サブプレッション・チェンバで [] [kg] となり，合計で [] [kg] となる。そして，式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約 [] [kg] となる。

2. 2. 3 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大LOCAシナリオで592[kg]であり，薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

これらのことから，pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても，影響はないものとする。

2. 3 代替循環冷却系運転時の影響について

格納容器 pH制御設備は事故後早期に薬液を格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に代替循環冷却系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、代替循環冷却系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2. 1で示す通り pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また代替循環冷却系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材がSUS316Lで構成されており、図50-11-2に示す通り炉内が高温度になったとしても腐食することはない。

【代替循環冷却 残留熱除去系吸込ストレーナ】

1. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号および 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(ケイ酸カルシウム等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA 時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、代替循環冷却を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

苛酷事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL に蓄積することからサプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTAL からのオーバフローや、ベント管を通じてサプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約 1~2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果を言う。

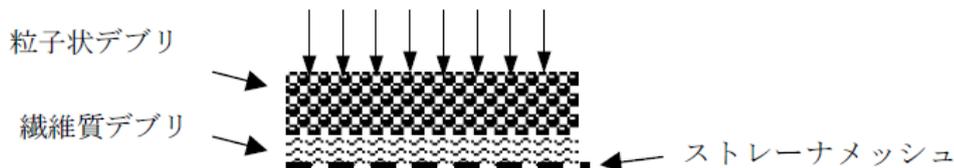


図 50-11-5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下

回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

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

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

※2：代替循環冷却の使用開始は事故後約 20 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機 (H21.3) , PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7 号炉の例, 250m³/h の時) 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3：ABWR は RPV 破損後の溶融炉心の落下先は下部ペデスタルであり、代替循環冷却の水源となるサブプレッション・プールへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペデスタルへ落下し、下部ペデスタル床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサブプレッション・プールへ流入することとなる（図 50-11-6 参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペデスタル内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペデスタルから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナ

まで到達するとは考えにくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

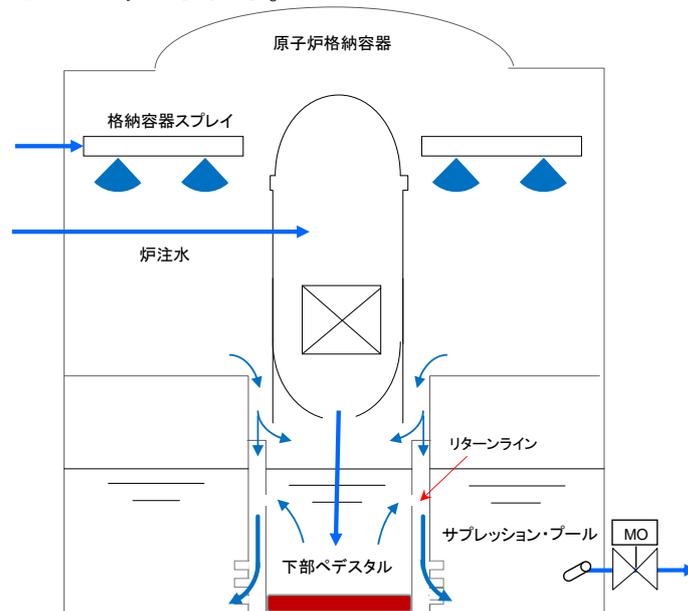


図 50-11-6 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 50-11-7 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 50-11-8 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

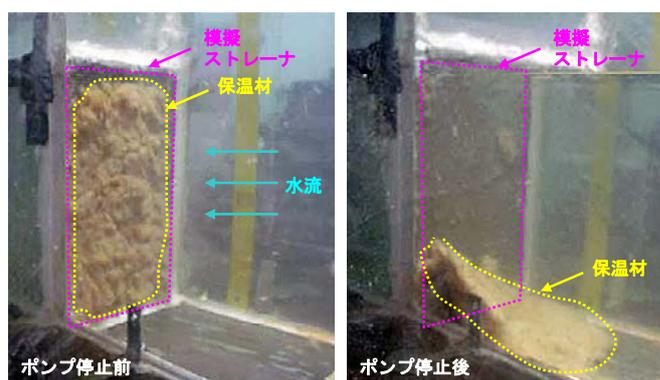
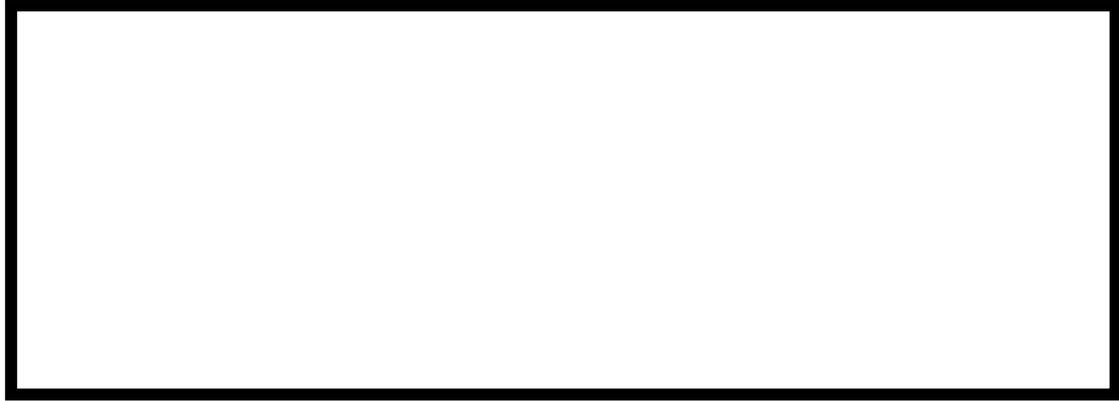


図 50-11-7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号機残留熱除去系ストレーナ図

7号機残留熱除去系ストレーナ図

図 50-11-8 ABWR において設置されているストレーナ

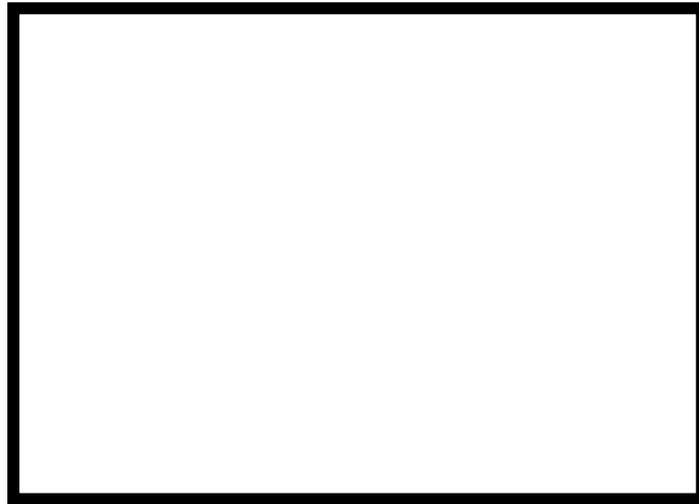


図 50-11-9 6号機残留熱除去系 (B) ストレーナ (据付状態)

2. 閉塞時の逆洗操作について

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

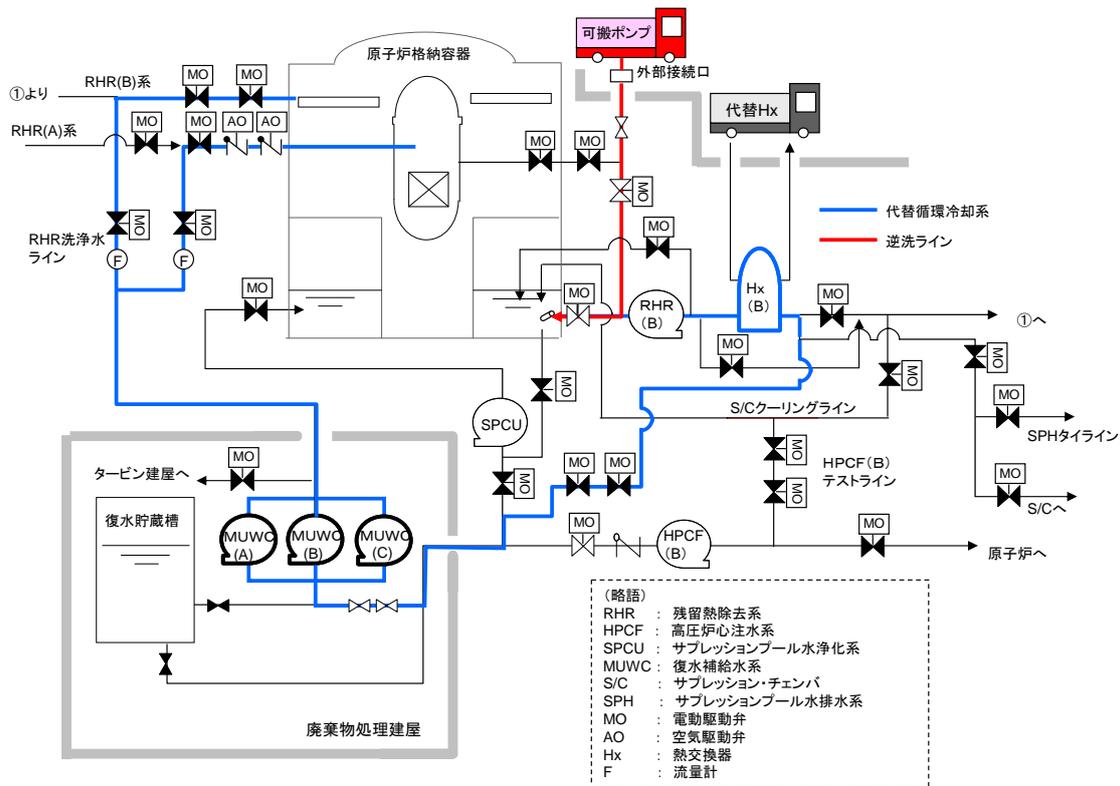


図 50-11-10 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

50-12

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、下表の通り整理する。

表 50-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について
(格納容器圧力逃がし装置)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	一次隔離弁（サブプレッショ ン・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-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-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-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-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-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側隔離弁	T61-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-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-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-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-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-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-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-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-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-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-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-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-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-F511

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B
	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F212	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F212
	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	T61-F102	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	T61-F102
	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521
	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	T61-F213	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	T61-F213
	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	T61-F205	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	T61-F205

表 50-12-2 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
(代替循環冷却)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
	残留熱除去系洗浄水弁(A)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(A)	E11-M0-F032A
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-M0-F032B
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B
	タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-F150	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F070	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F061
	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F071	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F062
	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B
	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A
	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B
	残留熱除去系圧力抑制室ブル水排水系第一止め弁(B)	残留熱除去系圧力抑制室ブル水排水系第一止め弁(B)	E11-M0-F029B	-	-
	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F010
	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F028
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F029
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F030
	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(A) 最小流量出口弁	P13-F017A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008A

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008B
	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008C
	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	P13-F009	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001
	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	制御棒駆動系復水入口弁	P13-F010	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021
	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	代替冷却システム流量調整弁	Y61-F002	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁	Y61-F004
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	P21-F222B
	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(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

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 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む)	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		51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-10 その他設備		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		51-4 系統図, 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・検査説明資料		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A	
			関連資料		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 a
				その他 (飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		51-4 系統図		
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	A	
			関連資料		51-3 配置図		
		第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	対象外
		関連資料		本文			

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		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		51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-10 その他設備	
		第2号	操作性		現場操作	B
			関連資料		51-4 系統図, 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, ファン, 圧縮機	A
			関連資料		51-5 試験・検査説明資料	
		第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外
		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)	—	対象外	
			関連資料	51-4 系統図		
	第6号	設置場所		現場操作	A	
		関連資料		51-3 配置図		
	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		より簡単な接続	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		51-3 配置図		
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		51-3 配置図		
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		屋内アクセスルートの確保	A		
	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		同一機能の設備なし又は代替対象DB設備なし	対象外	
		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	対象外	
		関連資料		本文		

51-2
単線結線図

51-3
配置図

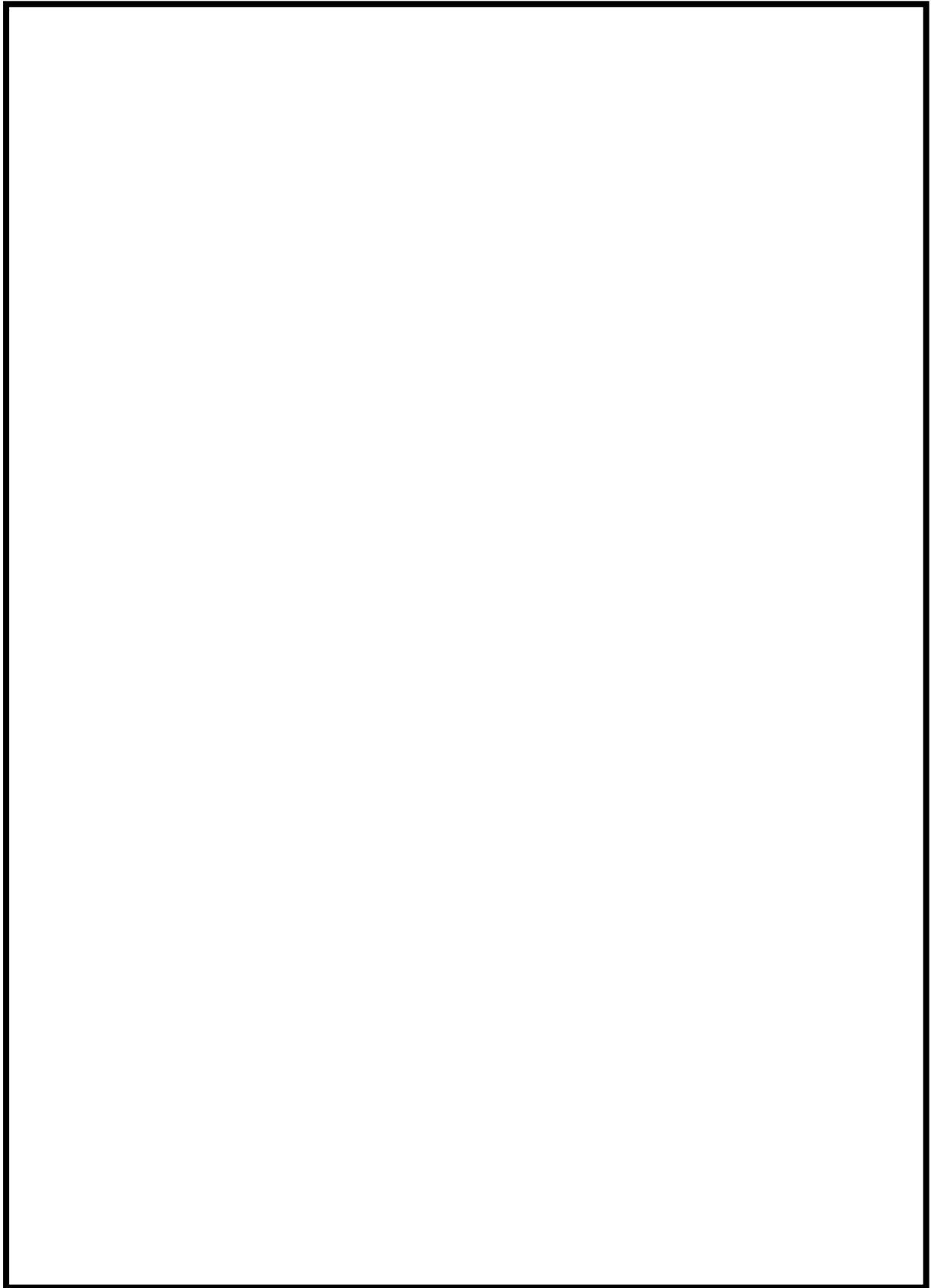


図 1 配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

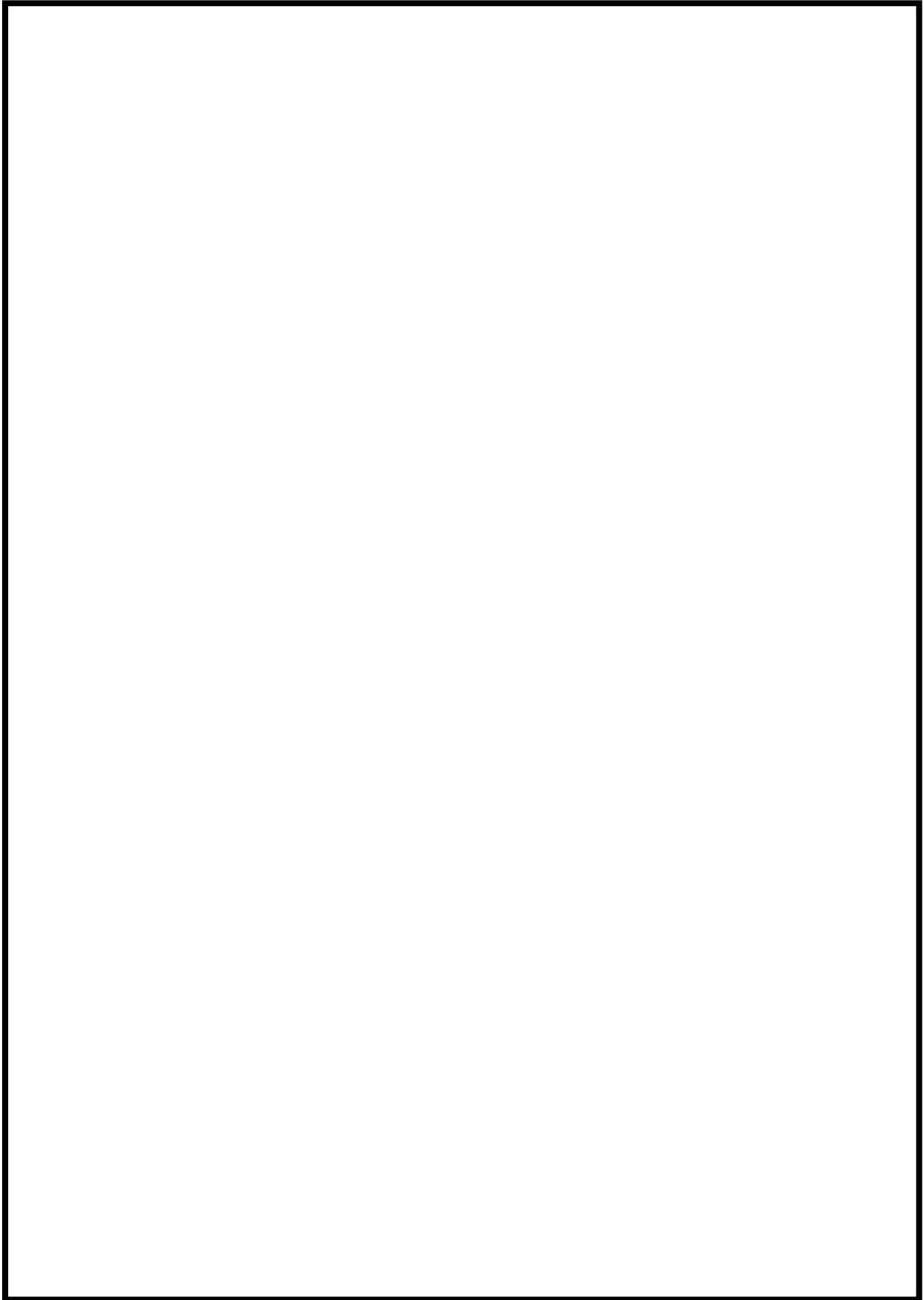


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

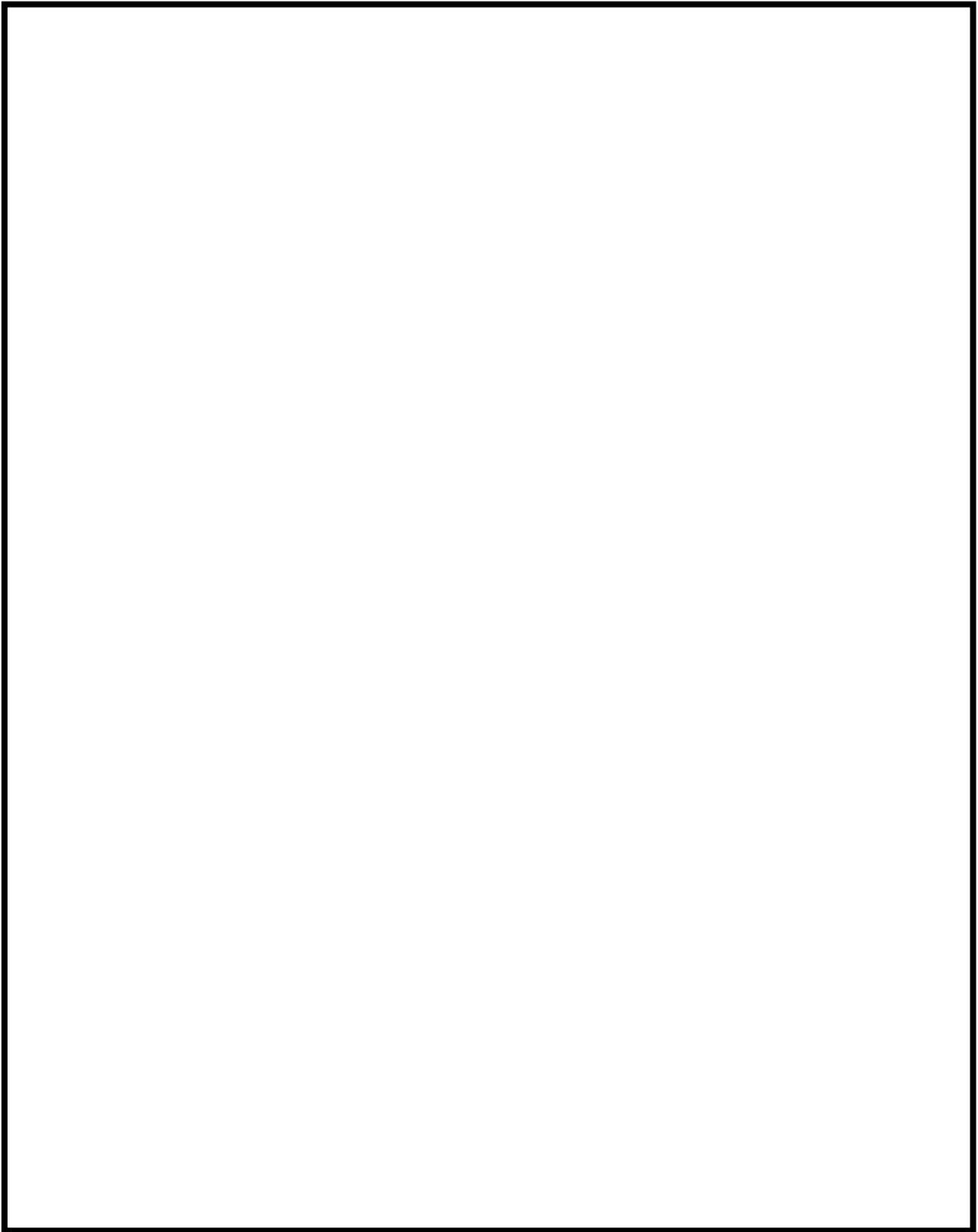


図3 配置図 (6号炉 地下2階)

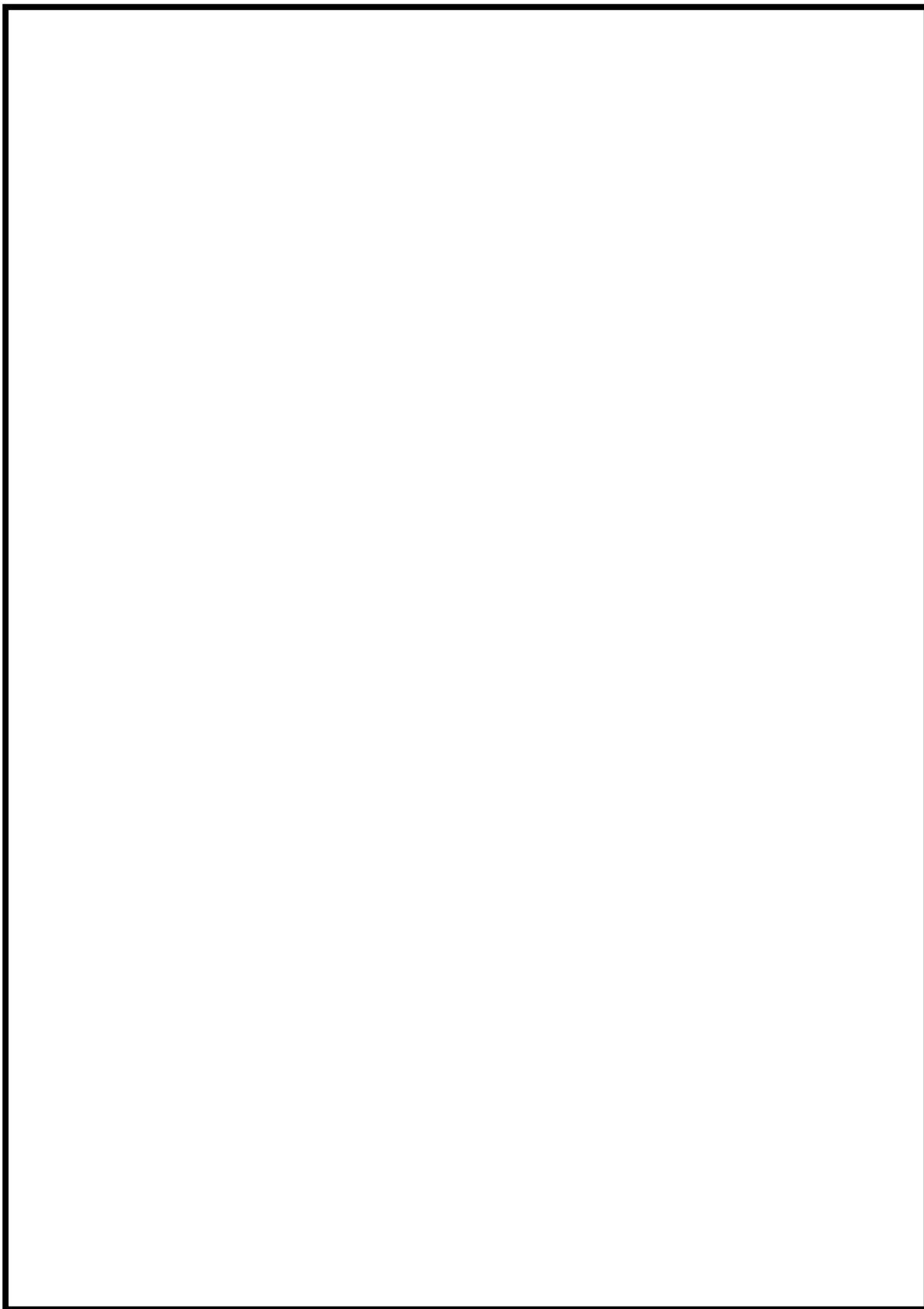


图 4 配置图 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

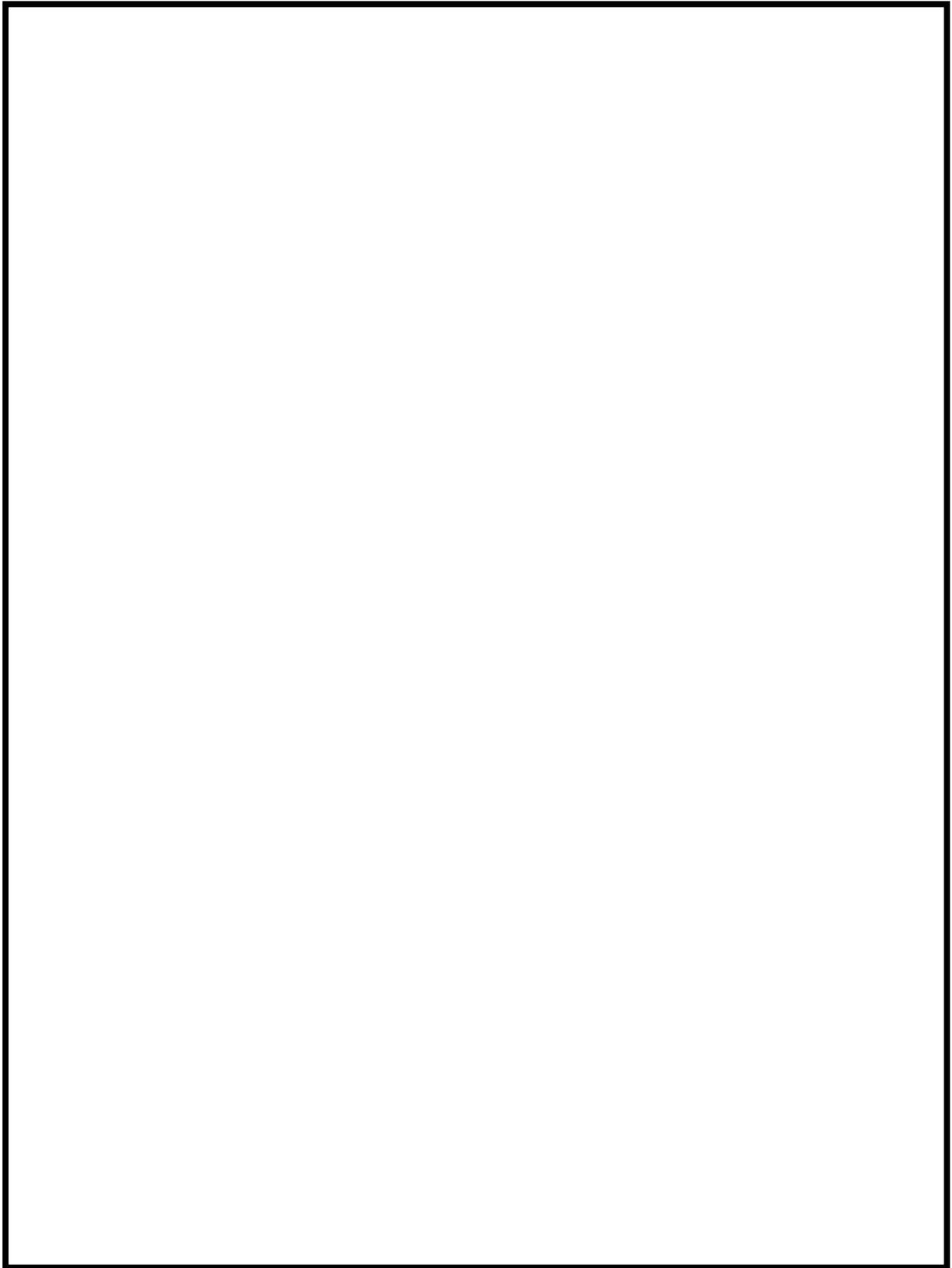


図5 配置図 (6/7号炉 中央制御室(コントロール建屋地上2階))

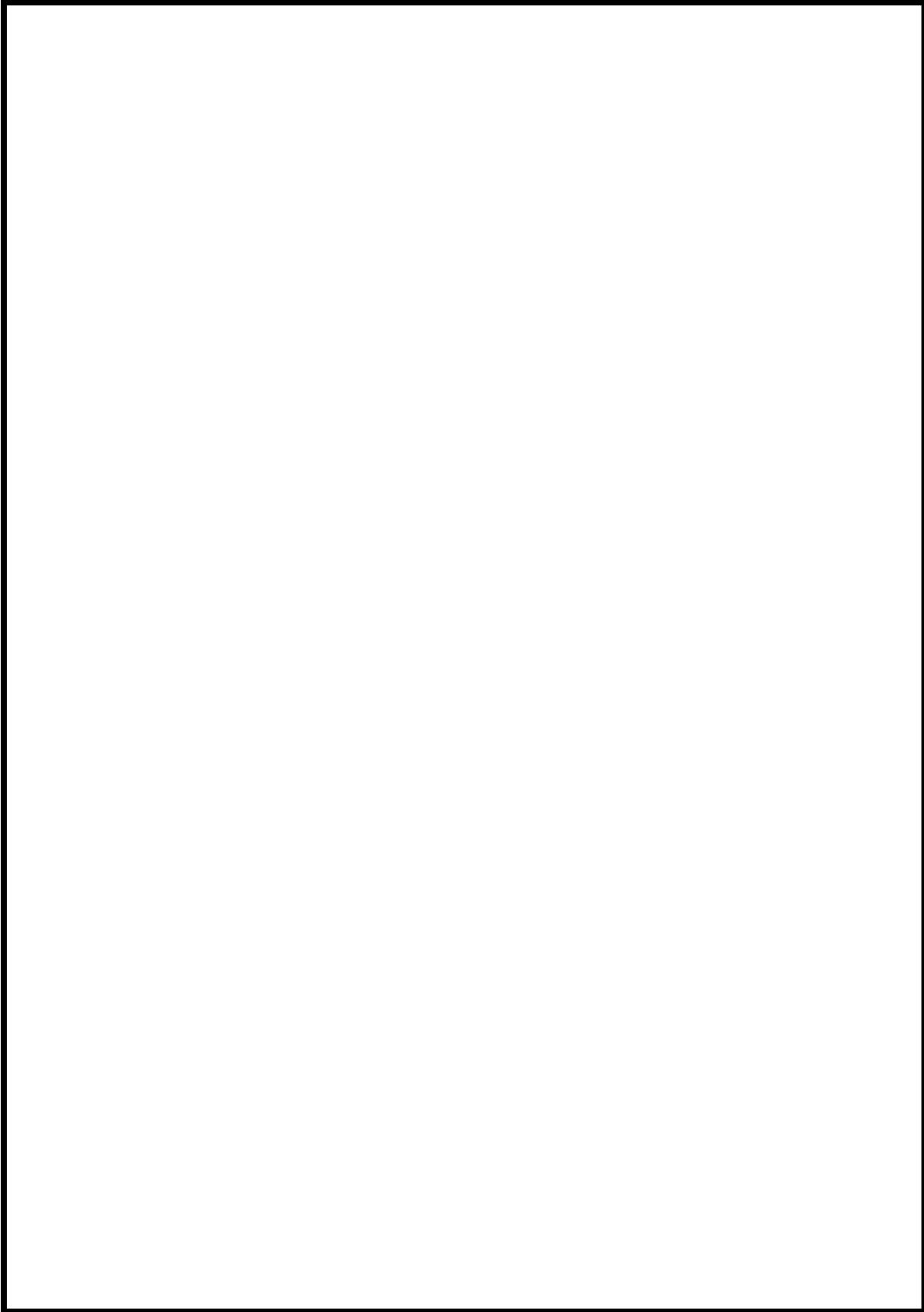


图6 配置图 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

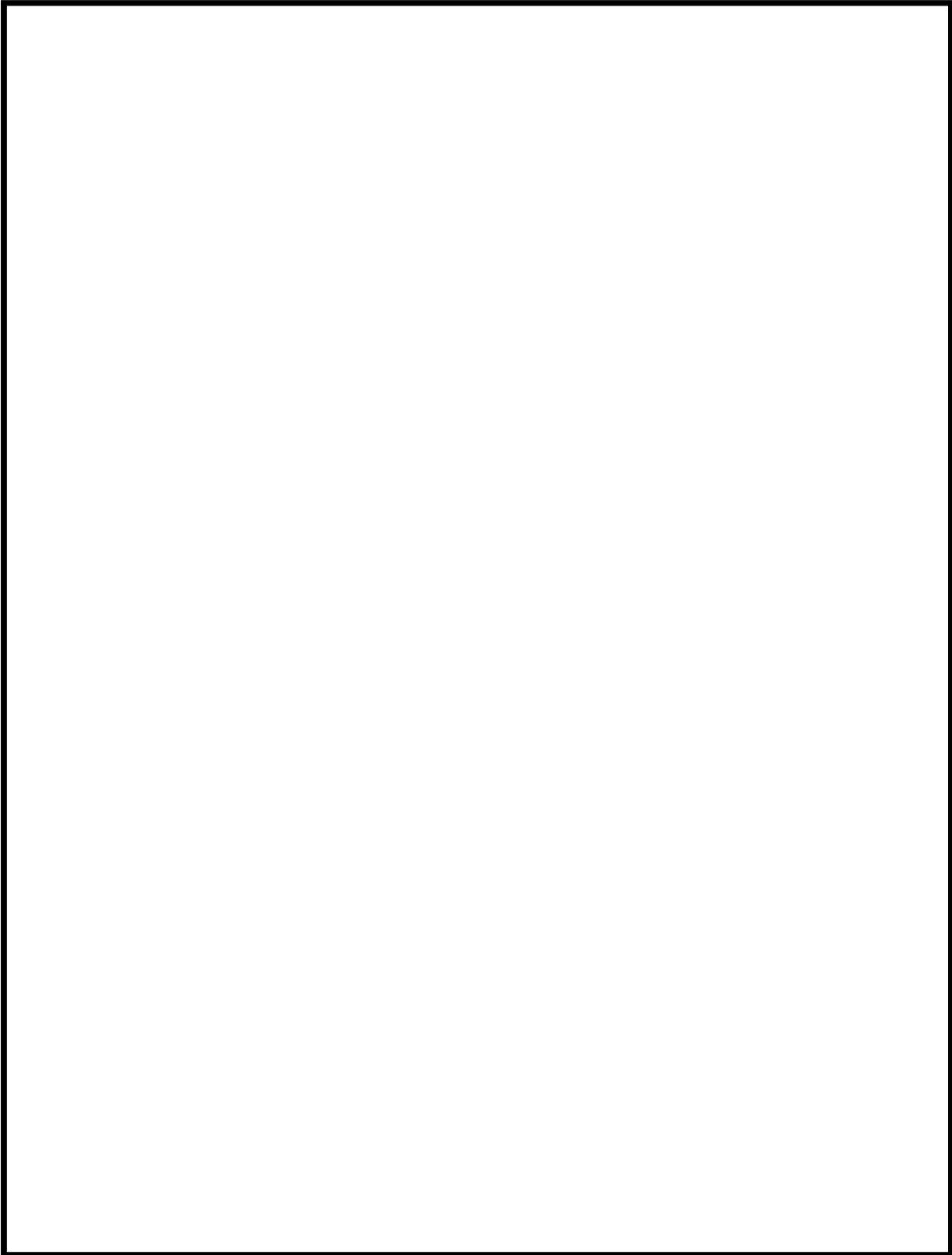
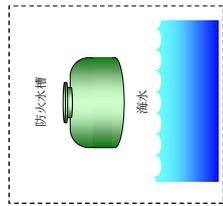


图 7 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

51-4
系統図

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	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライオン属離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置



6号炉

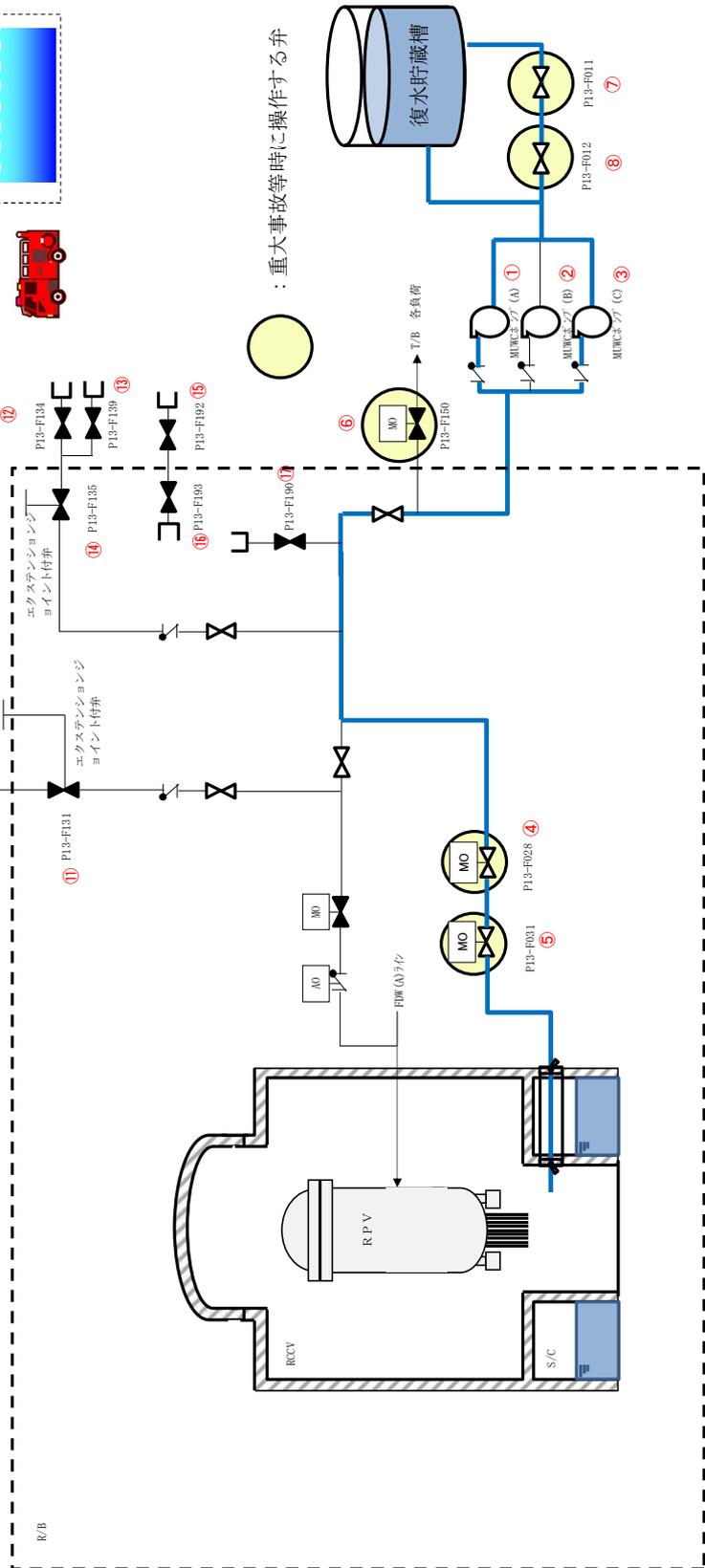


図1 原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（6号炉）

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	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	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンション付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンション付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

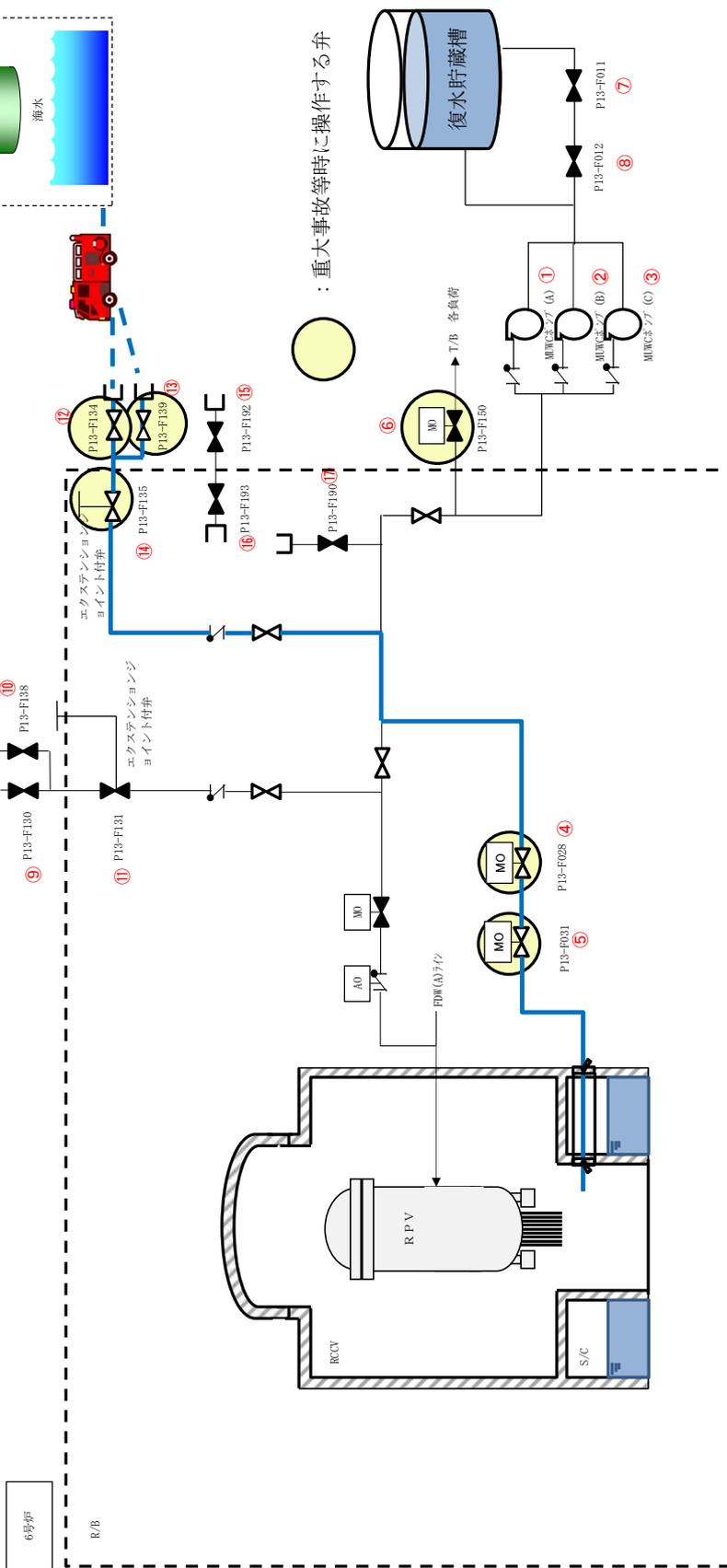
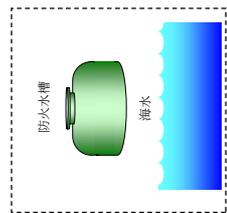


図2 原子炉格納容器下部注水系 (可搬) の系統概要図 (6号炉)

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	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口エクステンションの弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションの弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

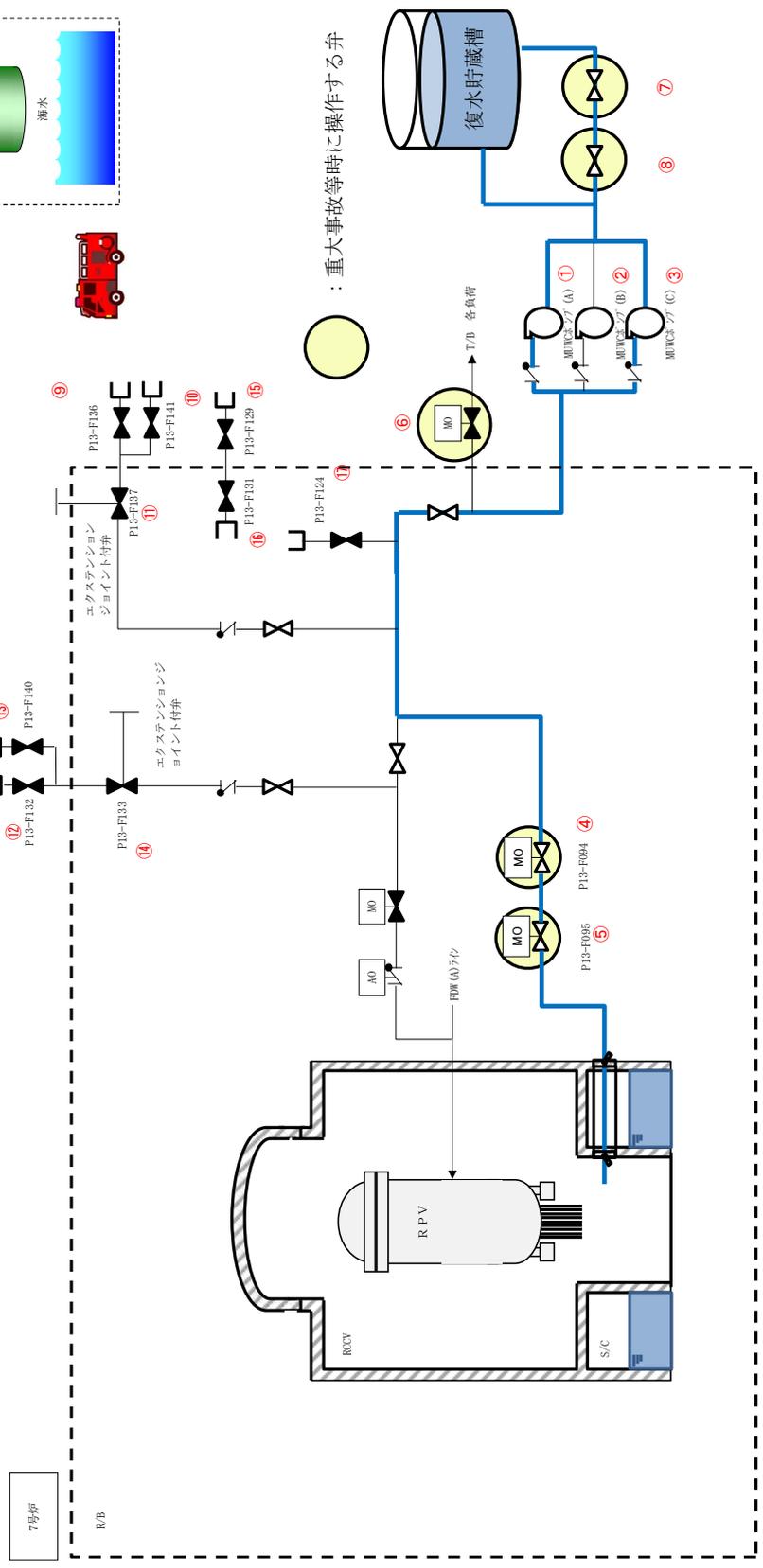
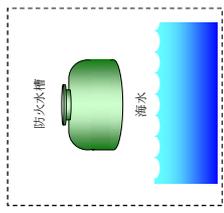


図3 原子炉格納容器下部注水系 (常設) の系統概要図 (7号炉)

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	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

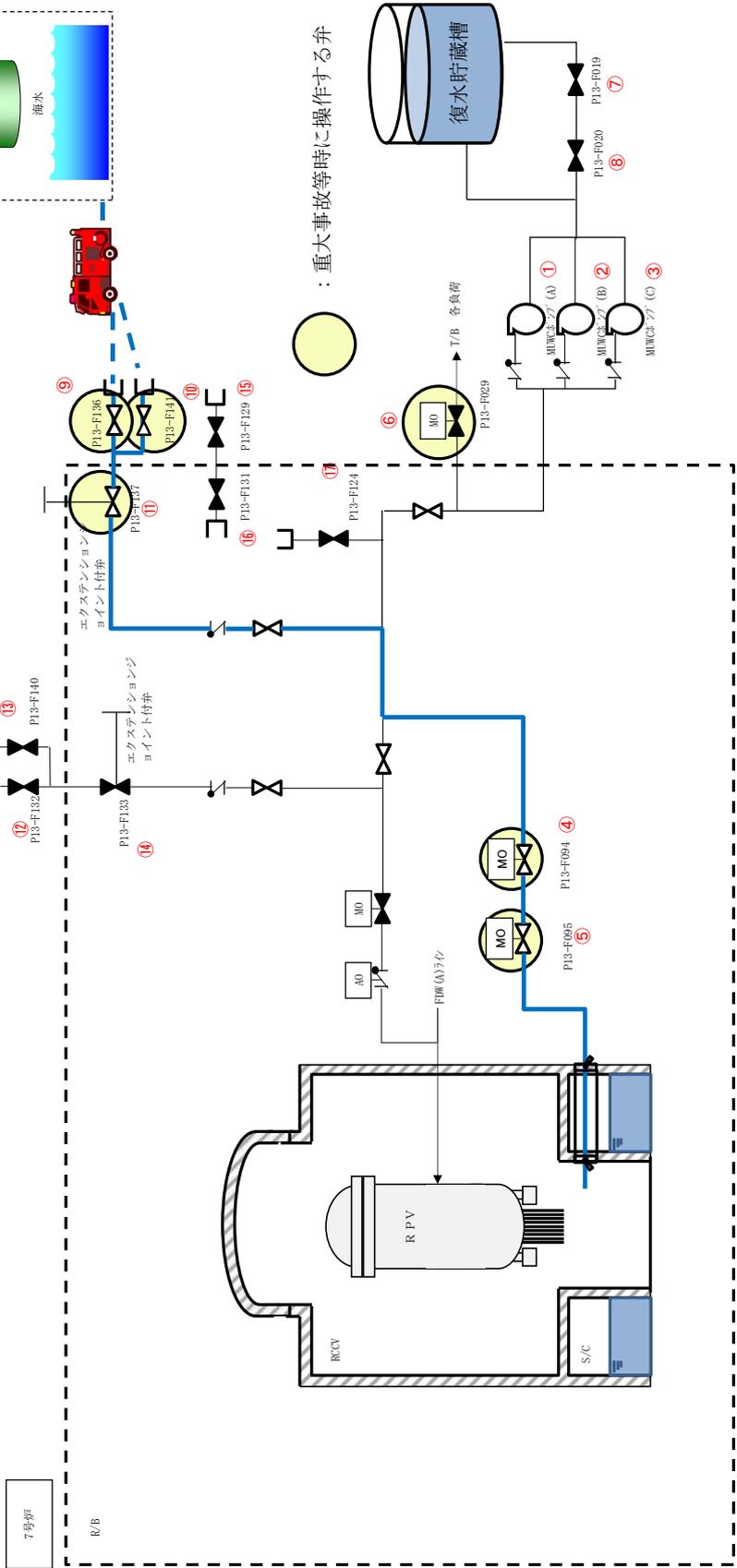


図4 原子炉格納容器下部注水系（可搬）の系統概要図（7号炉）

51-5
試験及び検査

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
			取替	照射量による	-	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
			取替	照射量による	-	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	
		取替	照射量による	-	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)
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	10.4M	—	定検停止中
	除イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	—	定検停止中
	復水脱塩装置循環ポンプ	3	分解点検	7.8M	—	定検停止中
	復水脱塩装置循環ポンプ電動機	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 (ボロンカーバイト型)	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)	1C	—	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	1C	選択制御棒挿入機密検査	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	1C 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	1C	—	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	1C	制御棒駆動水圧系統機密検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機密検査	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 (2.5%)	制御棒駆動機構分解検査 (ADRK)	定検停止中
			分解点検	13.0M (2.5%)	制御棒駆動水圧系統設備検査 (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	13.0M	制御棒駆動機構分解検査 (ADRK)	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

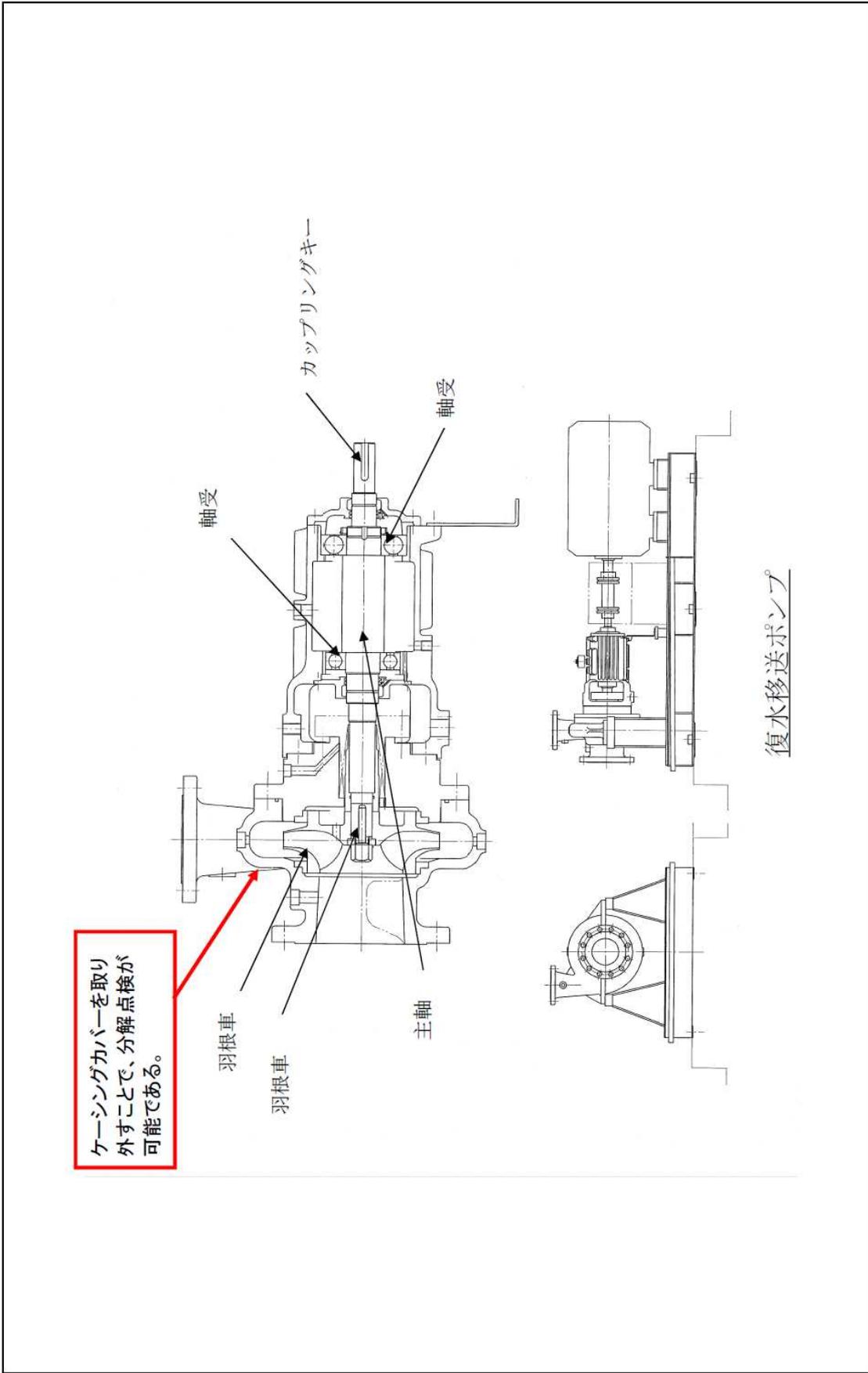


図1 構造図（復水移送ポンプ）

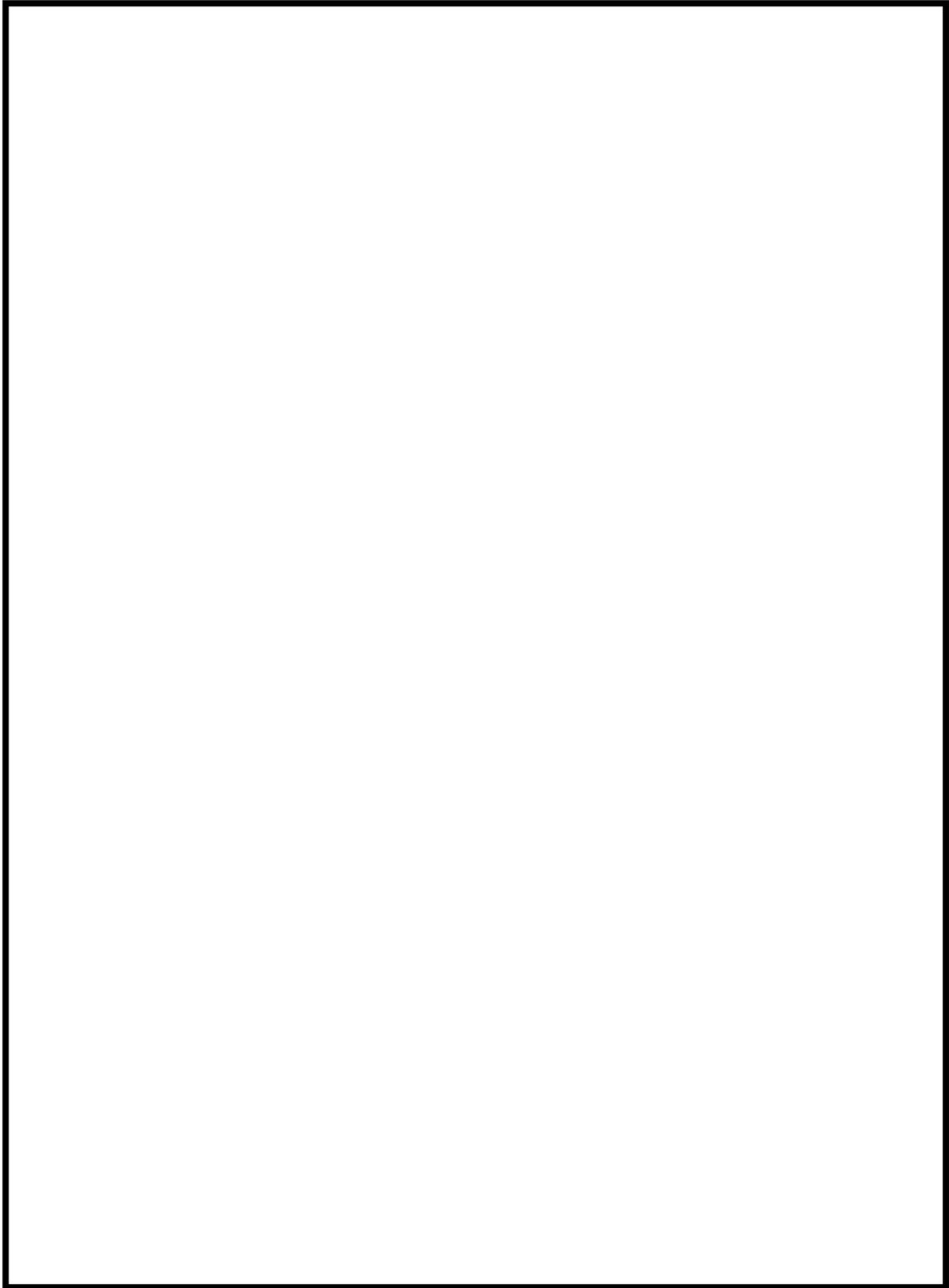


図2 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（6号炉））

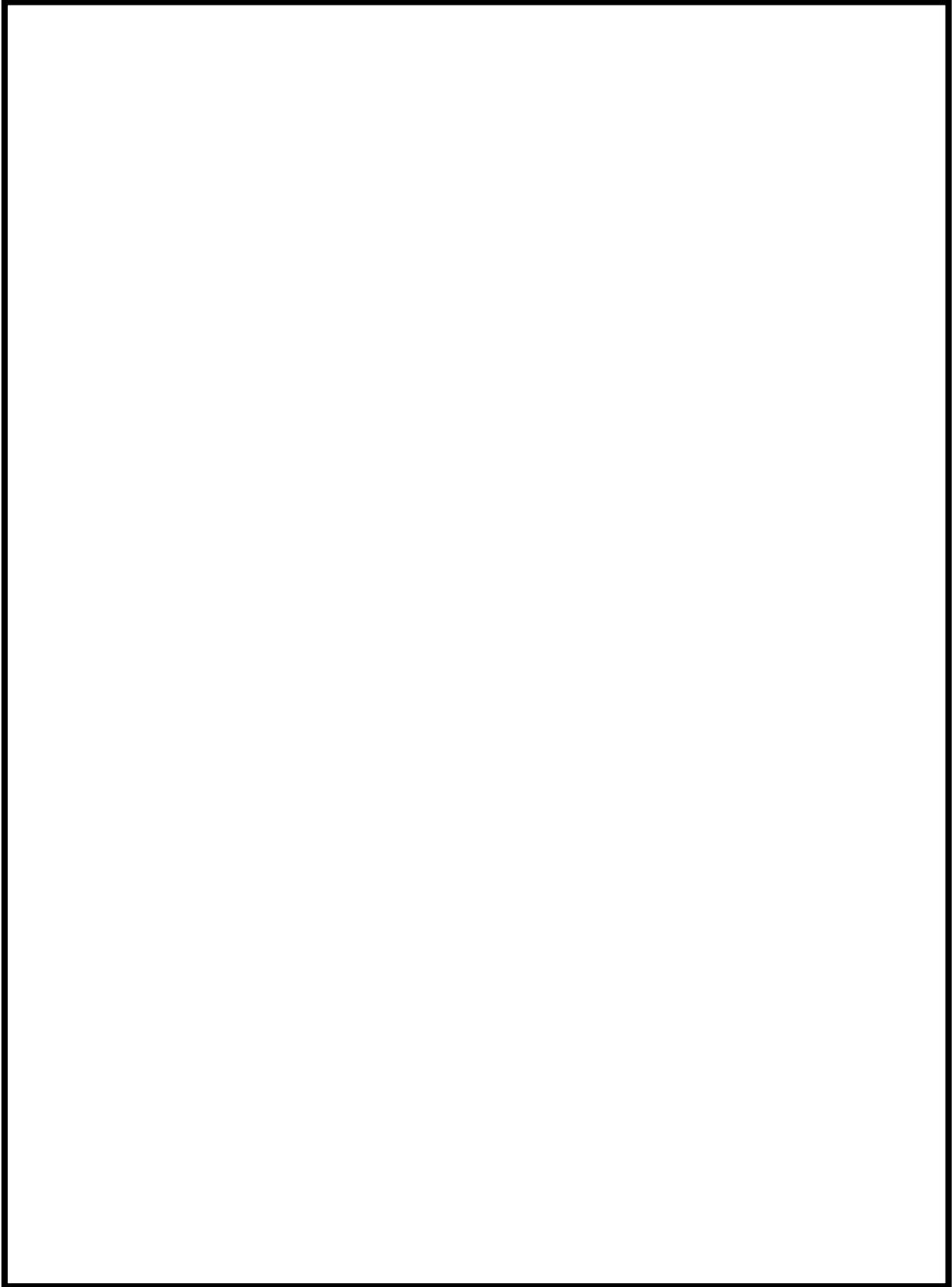


図3 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（7号炉））

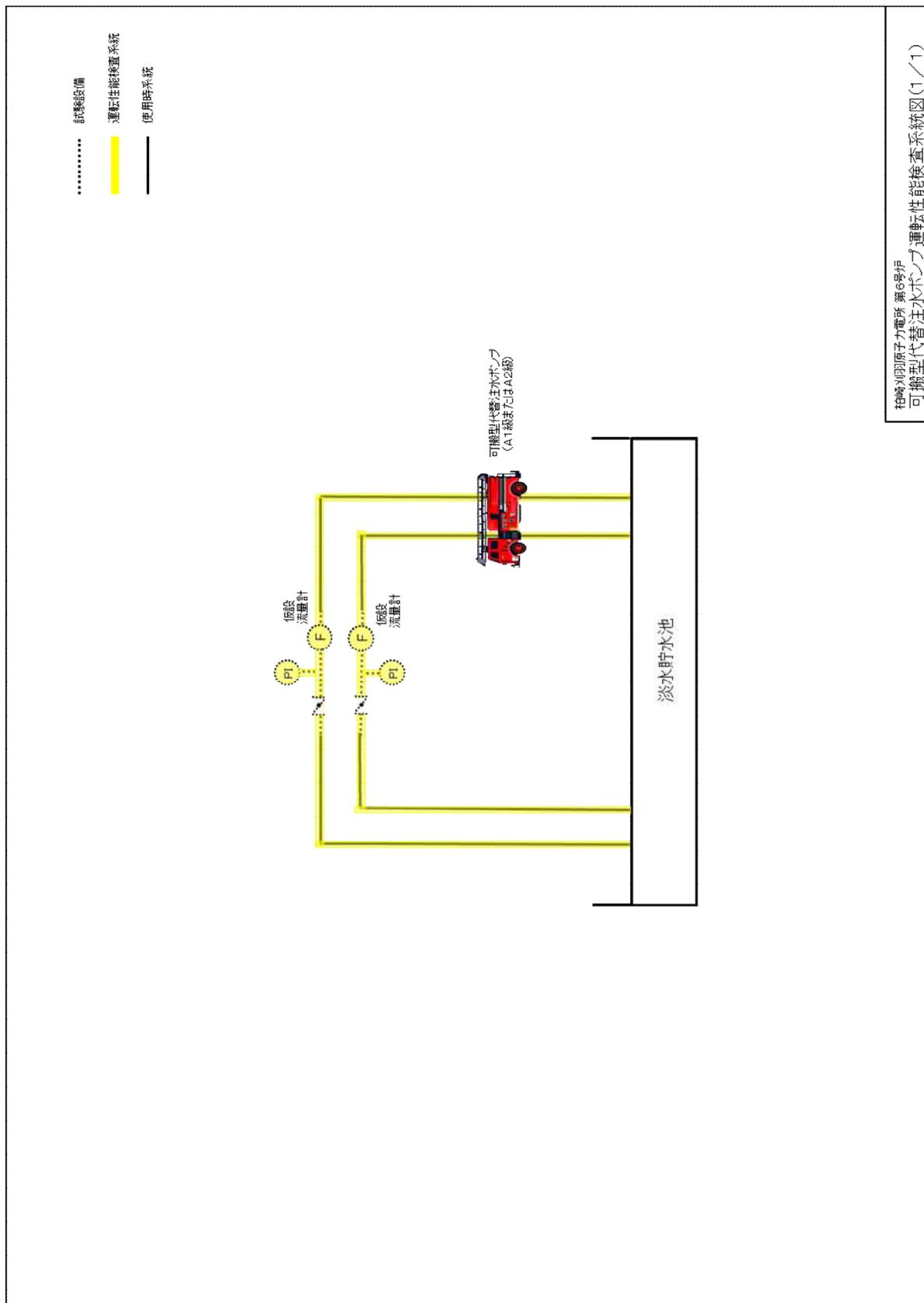
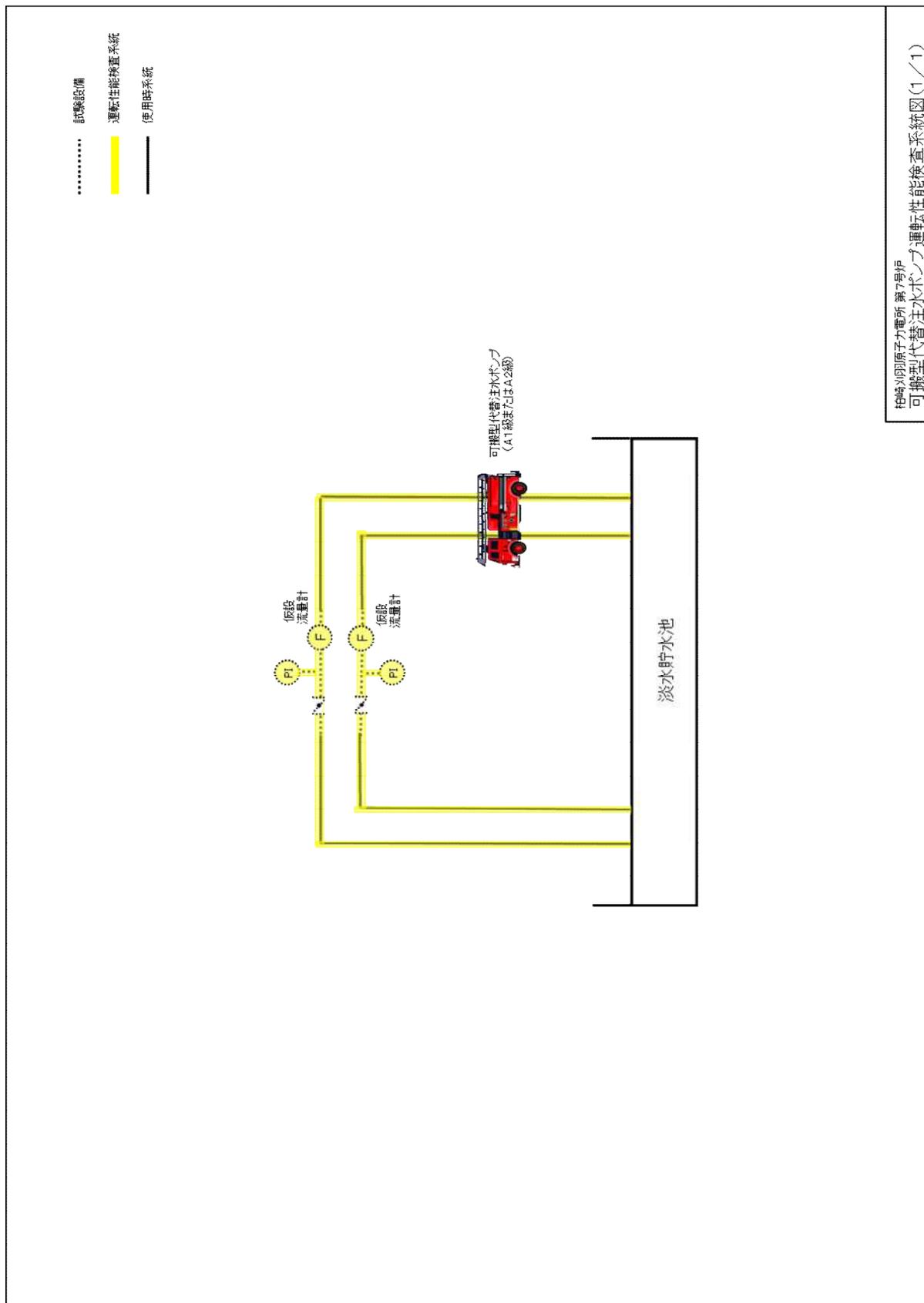


図4 運転性能検査系統図 (6号炉可搬型代替注水ポンプ)



柏崎刈羽原子力発電所 第7号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図5 運転性能検査系統図 (7号炉可搬型代替注水ポンプ)

51-6
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h	90 以上 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉 : 82 以上, 7 号炉 : 74 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW	6 号炉 : 42 以上, 7 号炉 : 42 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>() 内は格納容器下部注水時の使用条件を示す。</p> <p>【設 定 根 拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>格納容器下部注水系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対処設備を設置する。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 m³/h 以上 (注1) (125 m³/h (注2))

格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が約2時間で180m³であることから、1時間あたり90m³/h必要とする。

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

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、原子炉格納容器破損前の0.62MPa(2Pd)を超える前に、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、格納容器下部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、ポンプ締め切り運転時の揚程約□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1.37MPaとしており、重大事故時に原子炉格納容器下部注水系として原子炉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、重大事故等時に原子炉格納容器下部注水系として原子炉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は、代替格納容器スプレイ系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と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について」で示す。

5. 原動機出力 6号炉：42kW以上，7号炉：42kW以上（注1）（55kW（注2））

【6号炉】

格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの容量90m³/h，揚程82m，
のときの必要軸動力は，以下のとおり約□ kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 82) / \square / 100 \\ &= \square \text{ kW} = \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P：必要軸動力（kW）

ρ ：流体の密度（kg/m³） = 1,000

g：重力加速度（m/s²） = 9.80665

Q：ポンプ容量（m³/h） = 90

H：ポンプ揚程（m） = 82

η ：ポンプ効率（%）（設計計画値） = 約□（図1参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

以上より，設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の
公称値は55kWであり，格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの
揚程はこの内数であることから同様の55kWとする。

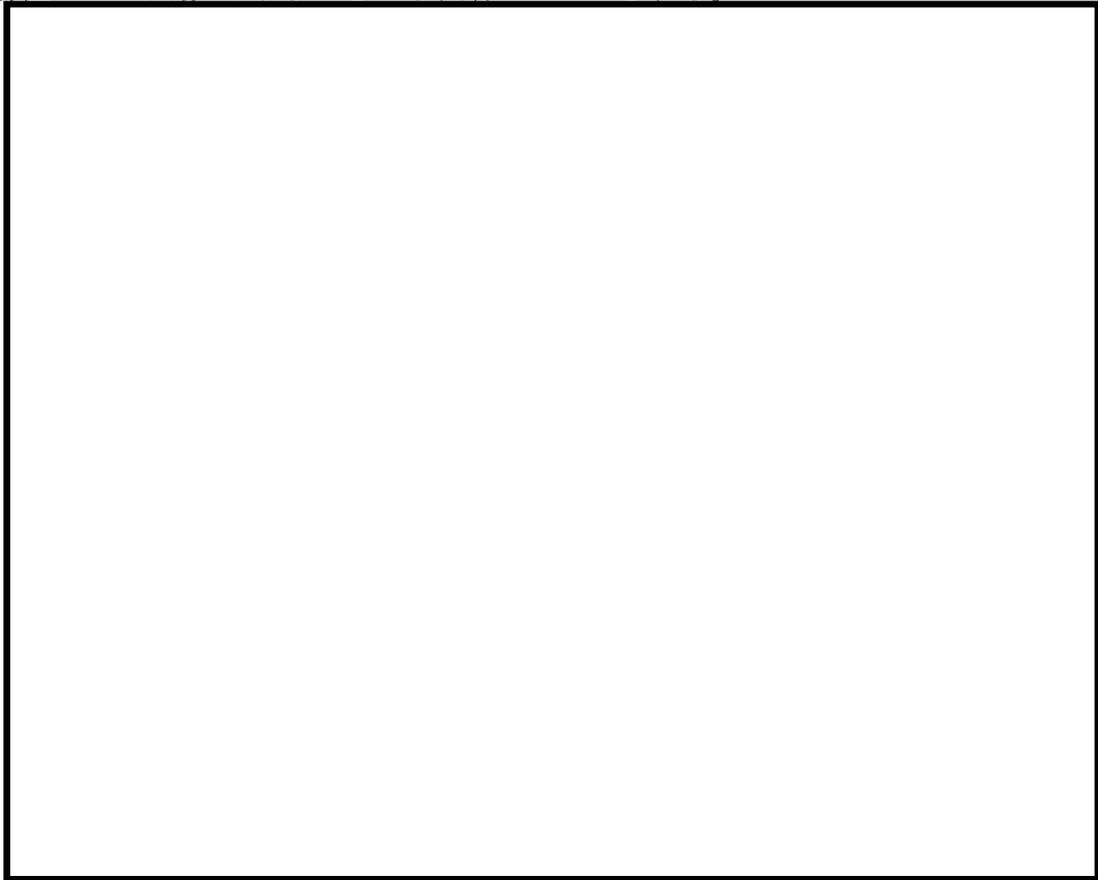


図1 復水移送ポンプ性能曲線（6号炉）

【7号炉】

格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの容量90m³/h, 揚程74m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 74) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 90
H : ポンプ揚程 (m) = 74
η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約 (図1参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より, 設計基準対処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は55kWであり, 格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の55kWとする。

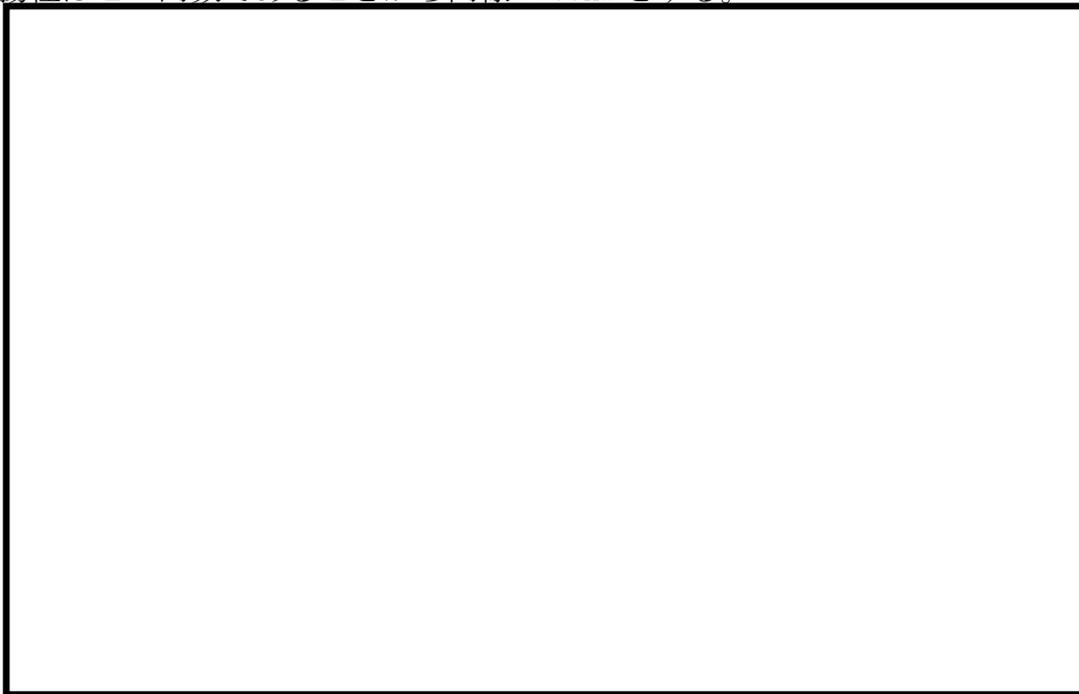


図2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h	90 以上 (注 1) (120 (注 2))
吐出圧力	MPa	6 号炉 : 1.34 以上, 7 号炉 : 1.20 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW	110
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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は, 重大事故時等に以下の機能を有する。

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) 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対処設備を設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。

なお, 原子炉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) の設置台数は 2 プラント合計で 8 台, 予備として 1 台を保有し, 保守・故障時用を考慮しても十分に余裕のある台数とする。

1. 容量 90 m³/h (注1) (120 m³/h (注2))

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用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 90m³/h である。

これを上回るものとして、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 120m³/h (注2) 以上とする。

2. 吐出圧力 6号炉 : 1.34 MPa, 7号炉 : 1.20 MPa (注1)
(0.85 (注2))

原子炉格納容器下部注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の揚程は、淡水又は海水を原子炉に注入する場合の、水源と移送先の圧力差 (大気開放である防火水槽等と移送先の圧力の圧力差)、静水頭、ホース圧損、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) >

・MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

水源と移送先の圧力差	約	63	m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m (75A:20m×5本を2ライン)
配管及び弁類圧損	約		m
<hr/>			
合計	約	137.2	m

【7号炉】

<格納容器圧力が約 2Pd (約 0.62MPa) >

・MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

水源と移送先の圧力差	約	63	m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m (75A:20m×3本を2ライン)
配管及び弁類圧損	約		m
<hr/>			
合計	約	122.1	m

6号炉は137.2mの約1.34MPa,7号炉は122.1mの約1.20MPaであることから、これを上回るものとして、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(注2)とする。

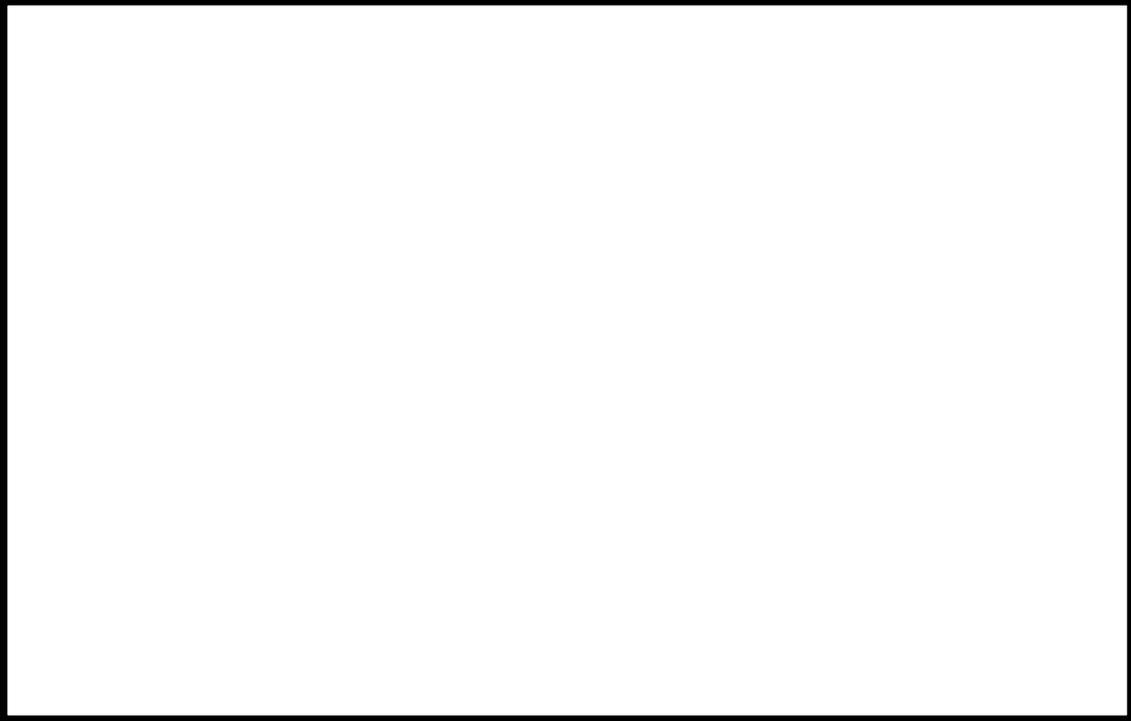


図3 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)性能曲線

3. 最高使用圧力 1.37MPa

接続先の系統最高使用圧力と同等とすることから、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度 50℃

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として50℃とする。

5. 原動機出力 約110kW/台

原子炉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約110kWとする。

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

格納容器下部注水は、代替格納容器スプレイ冷却系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。

従って、格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイは表 1 の通り同時に注水することを考慮している。注水系統図を図 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 で示す通りに格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイを同時に注水する能力があることを評価により確認する。評価にあたっては、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。従って、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及び代替格納容器スプレイ系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 4 の通りであり、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 2Pd ($620\text{kPa}[\text{gage}]$) 時においても、代替格納容器スプレイは $130\text{m}^3/\text{h}$ でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ系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。

なお、代替循環冷却による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱も可能であり、図 3 に注水系統図を示す。この場合、代替循環冷却ラインの循環流量は、原子炉格納容器上部に約 $140\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉格納容器下部に約 $50\text{m}^3/\text{h}$ でそれぞれ連続スプレイ及び連続注水する必要があり、これらの流量についても注水可能な設計とする。

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 $50\text{m}^3/\text{h}$)	$130\text{m}^3/\text{h}$

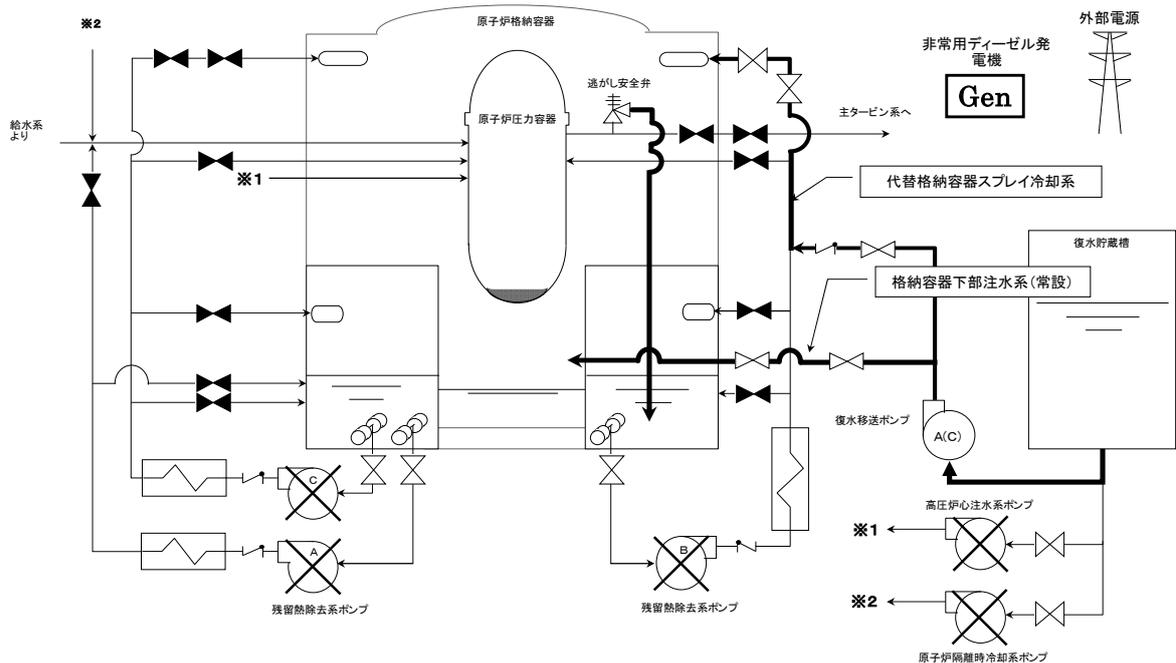


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

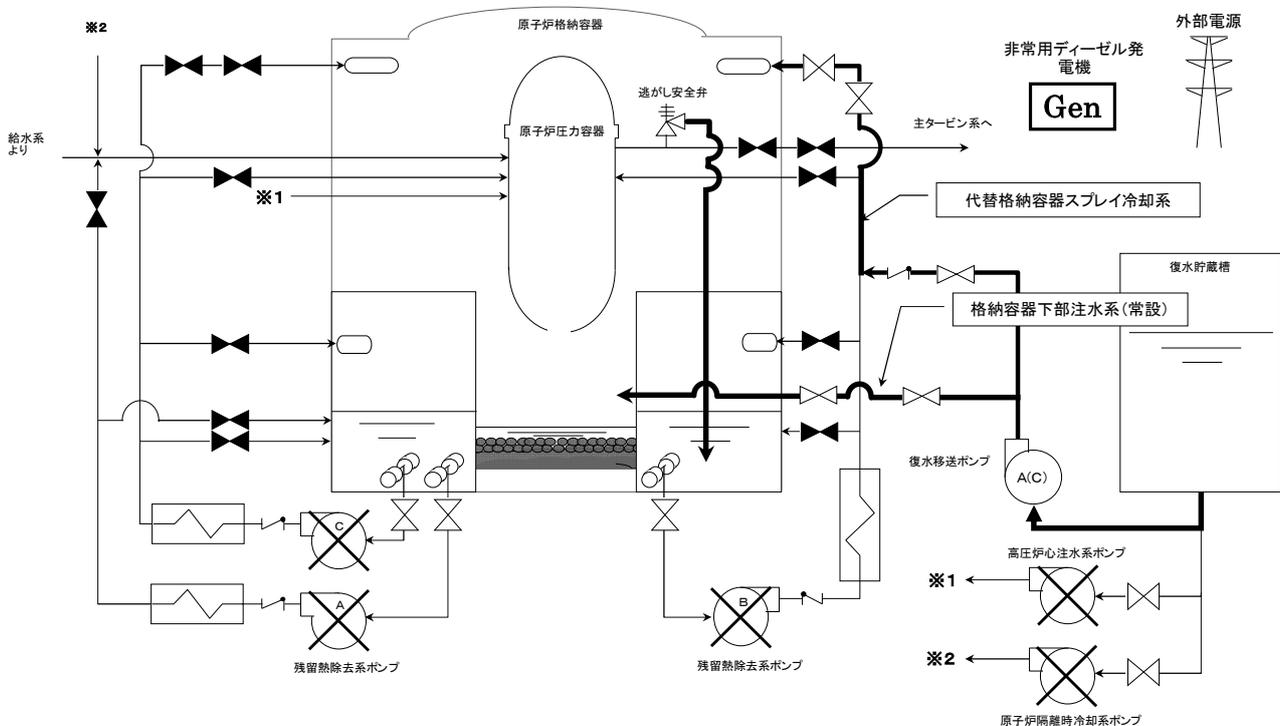


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

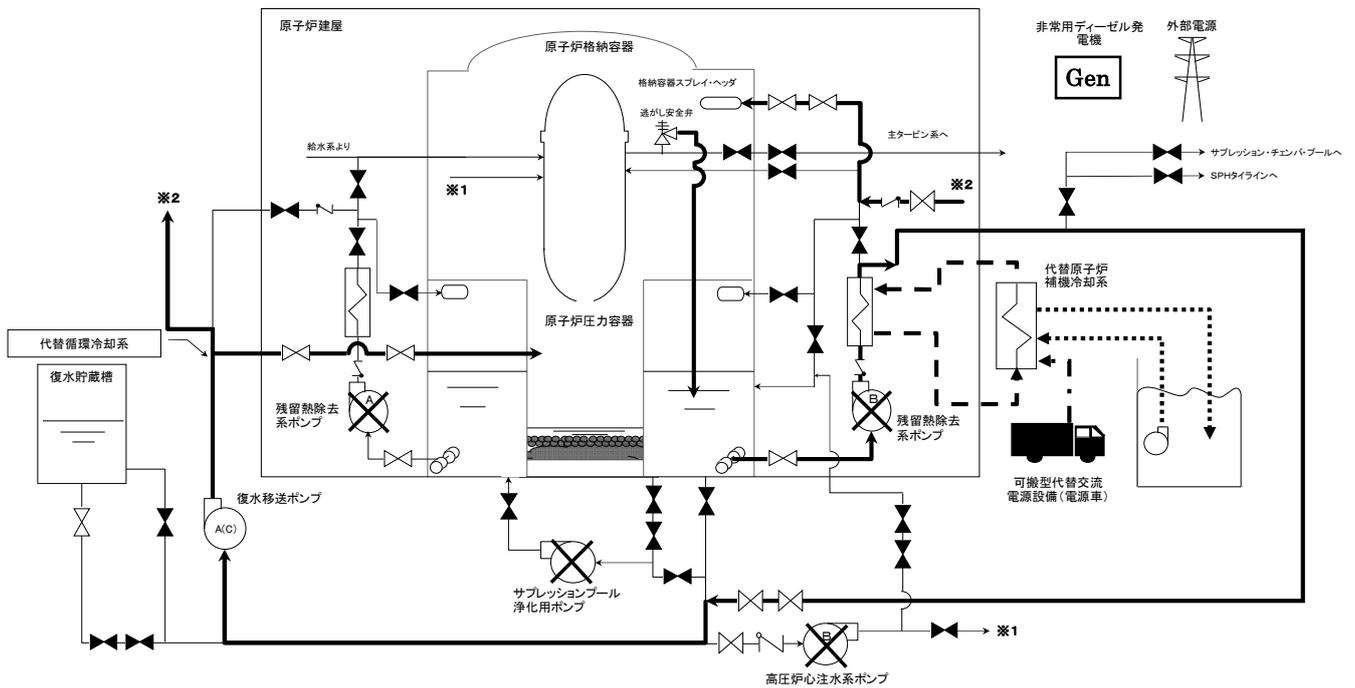


図3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(代替循環冷却による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)

※復水移送ポンプ2台運転の注水特性

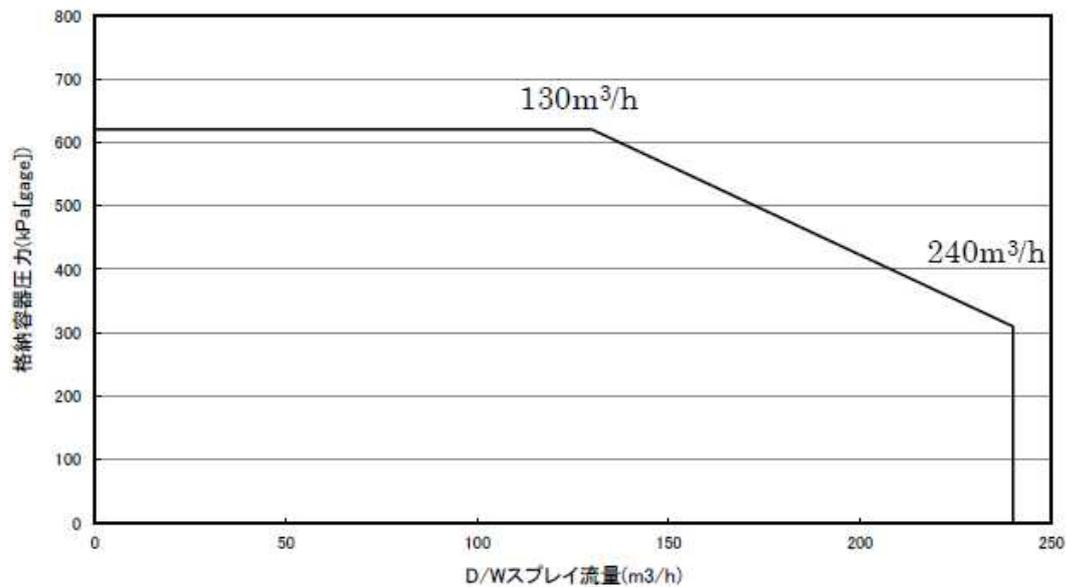


図4 D/W スプレイ注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

51-7
接続図

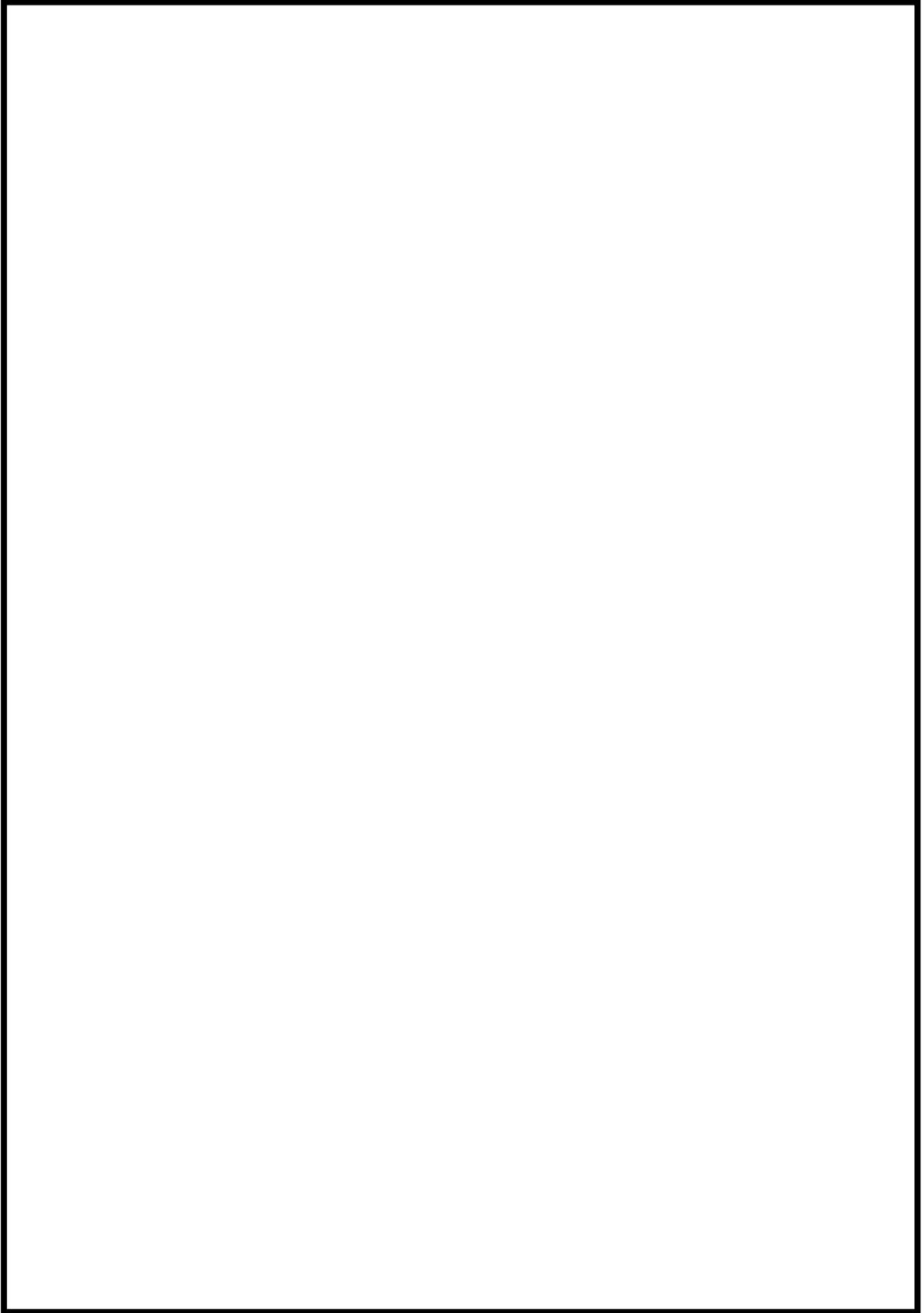


図1 接続図 (防火水槽から接続口)

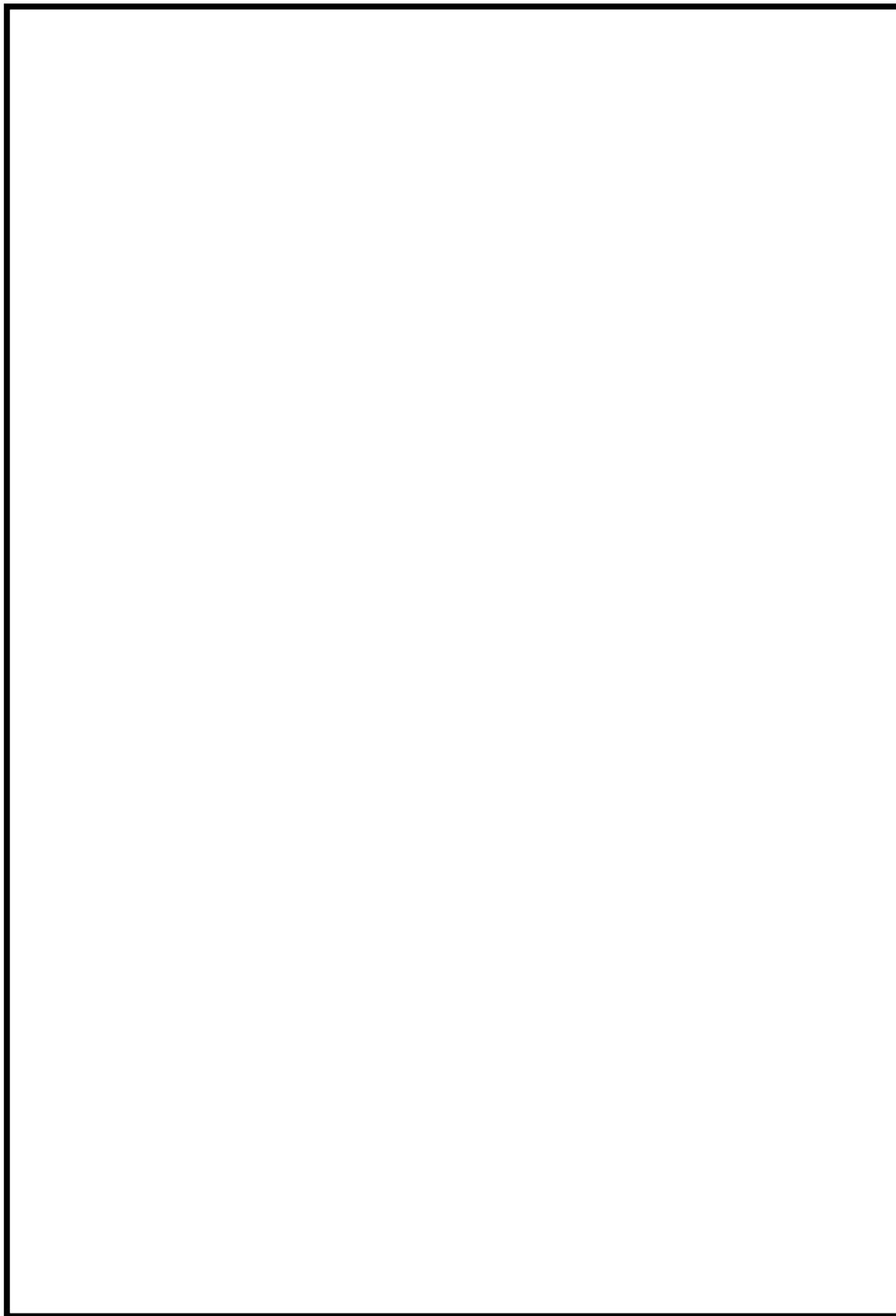


図 2 接続図 (建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上1階)

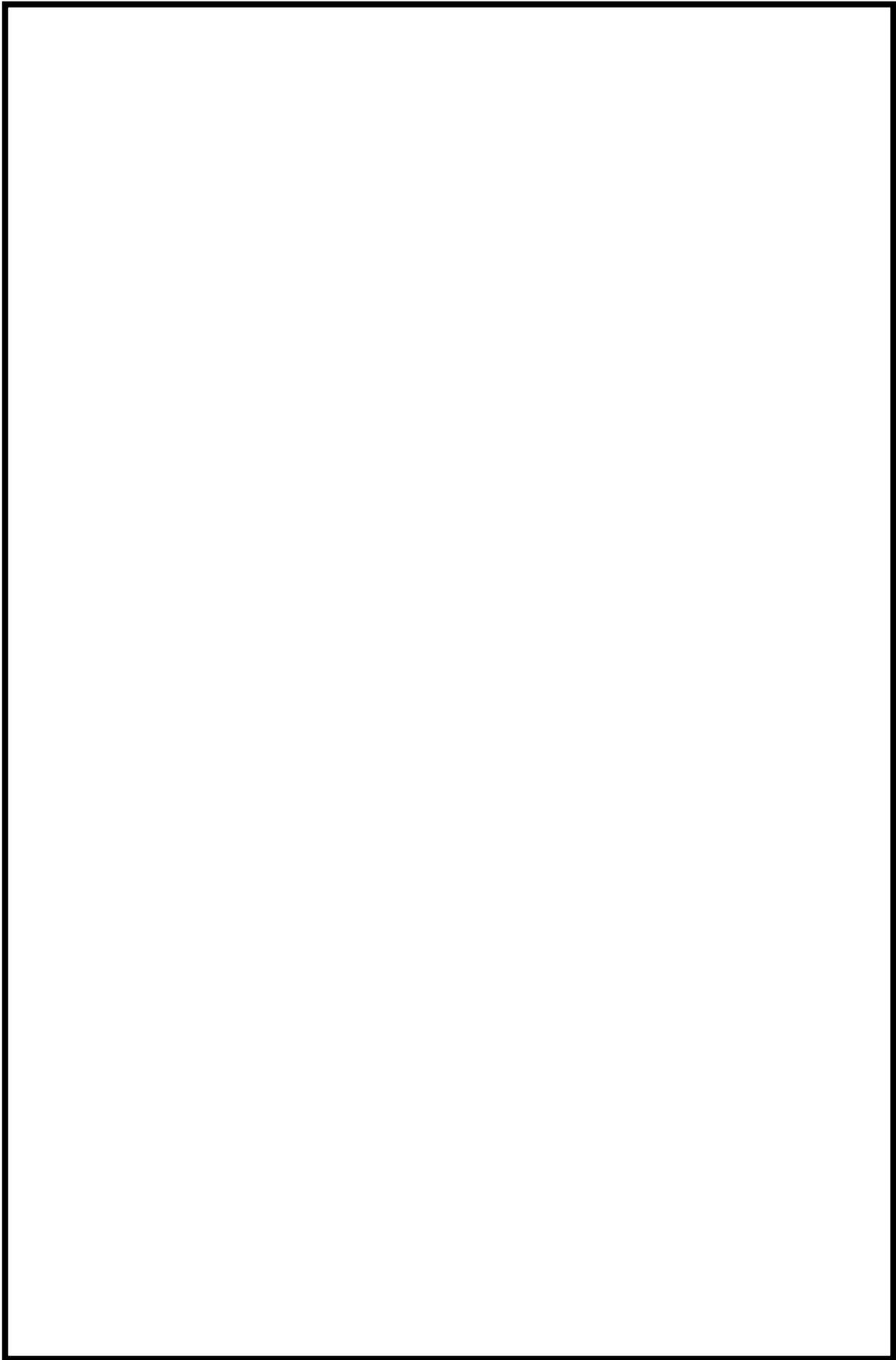


図3 接続図（建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上2階）

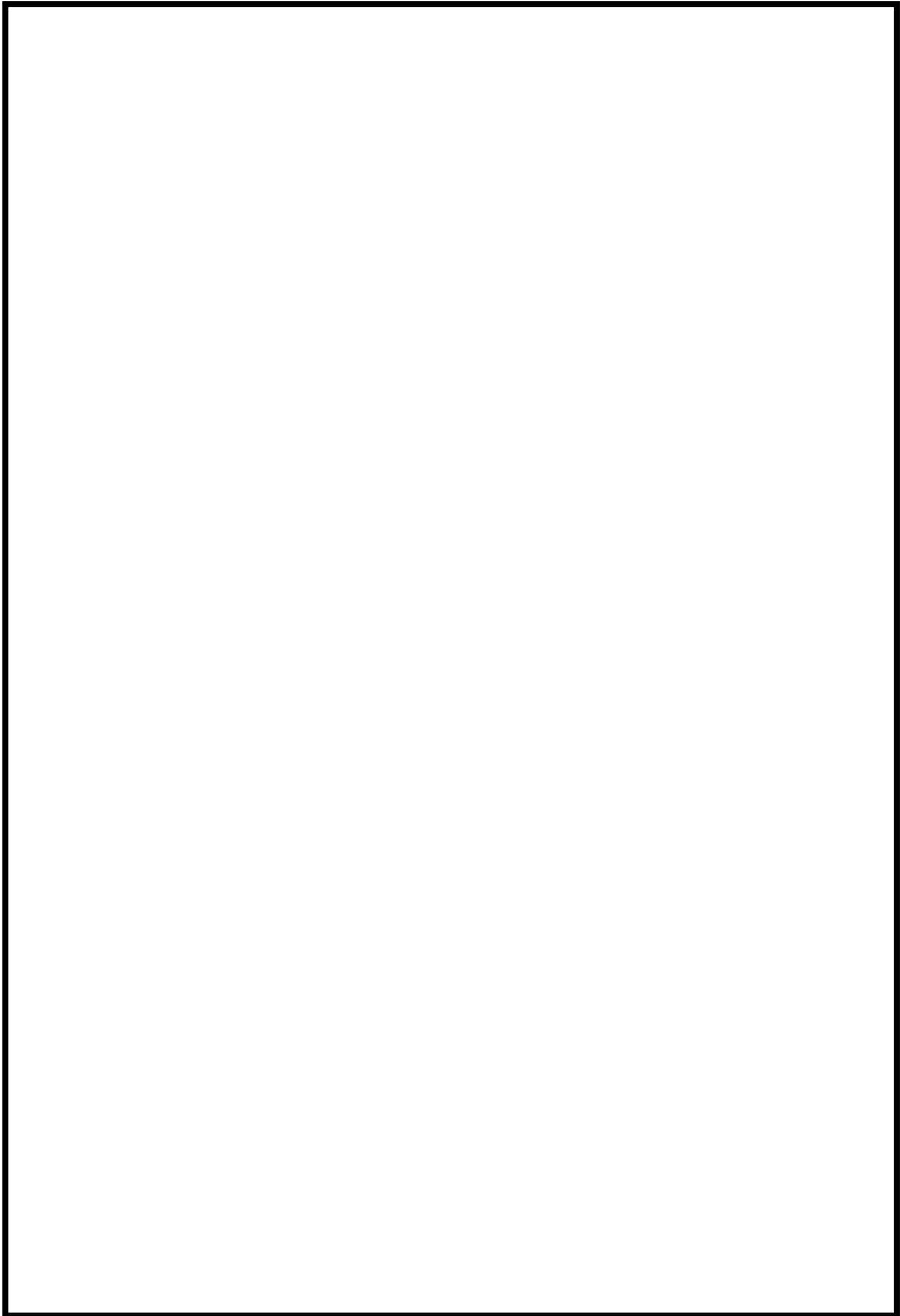


図 4 接続図 (建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上1階)

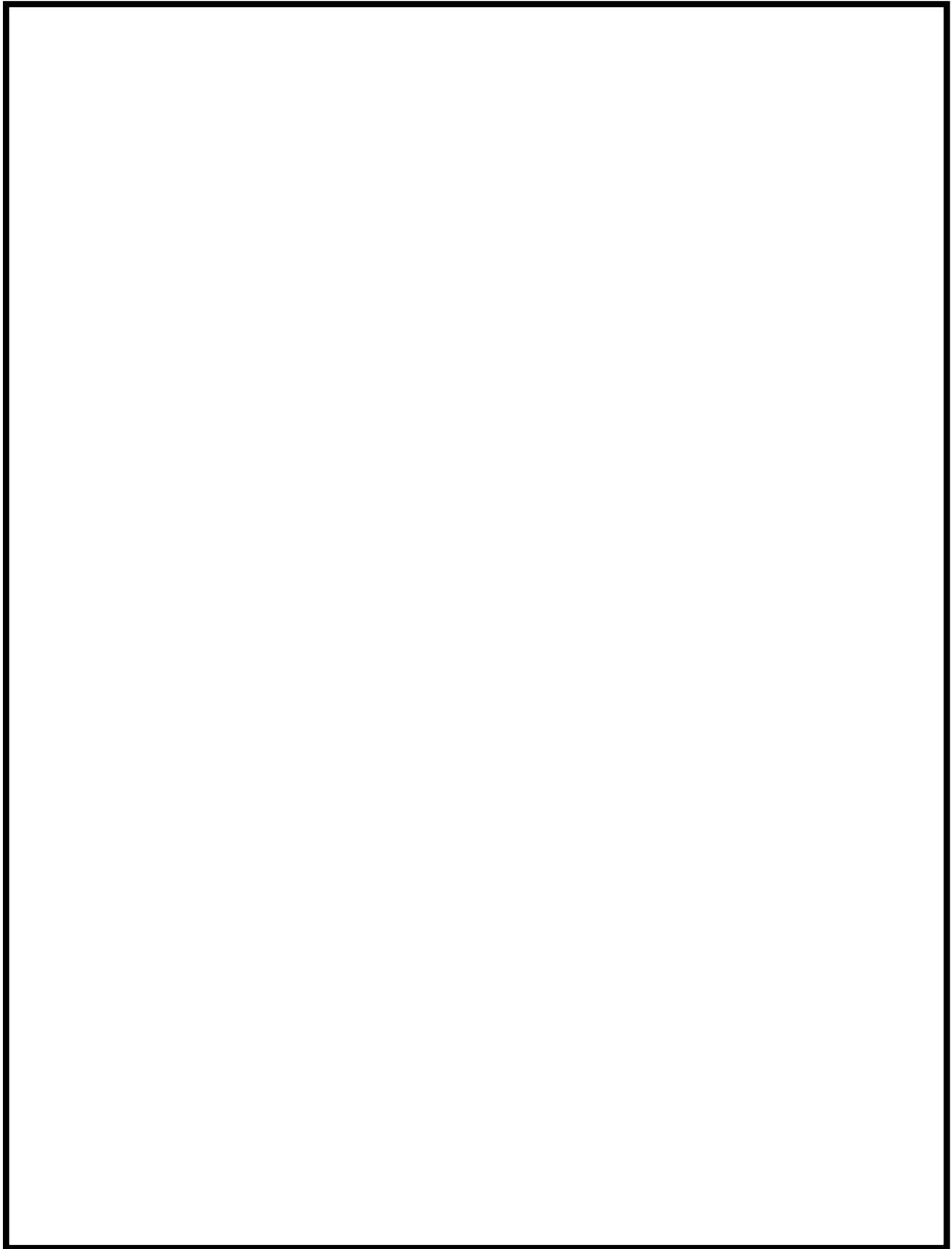


図5 接続図（建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上2階）

51-8
保管場所図

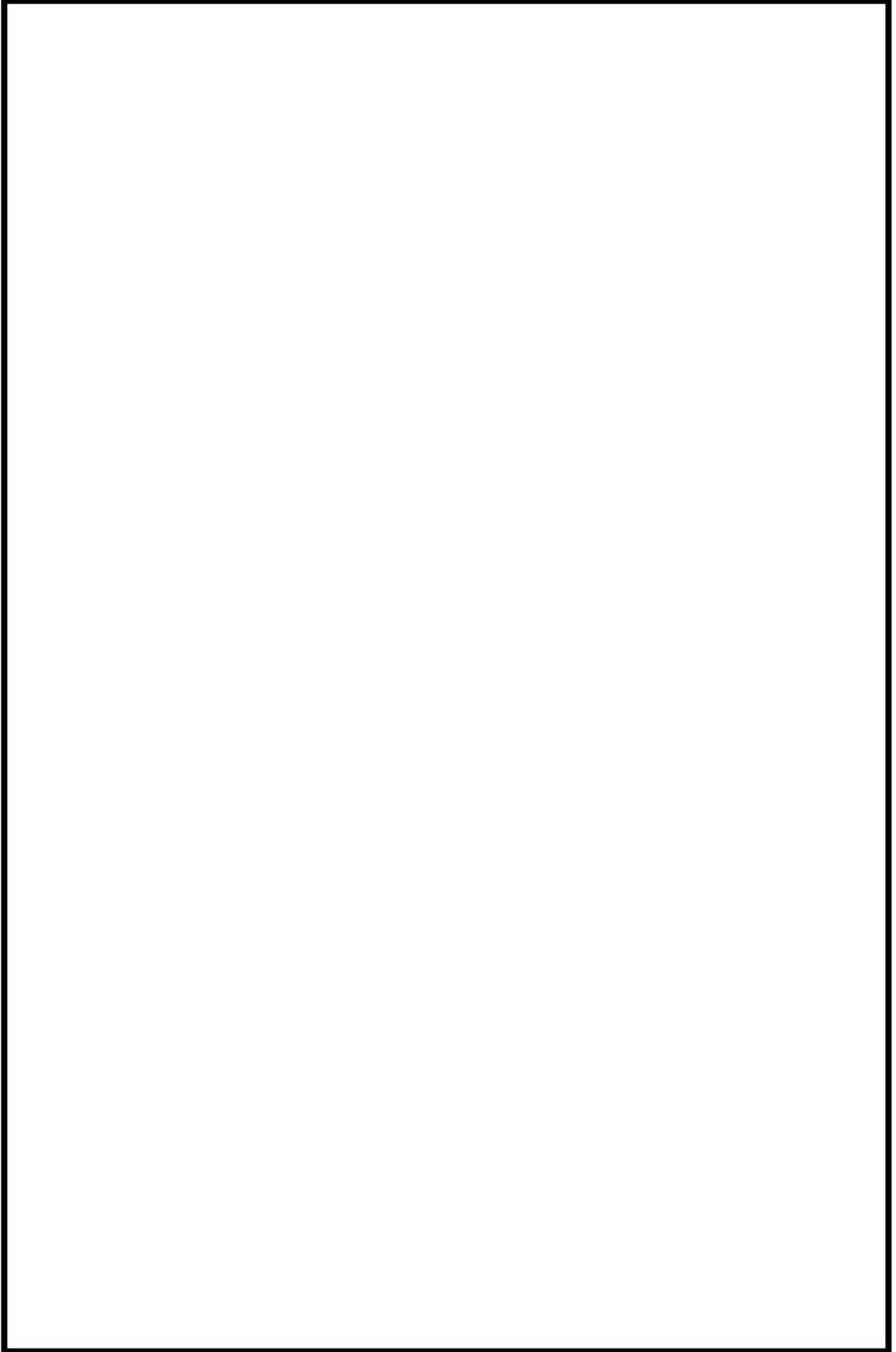


图 1 保管場所图(位置的分散)

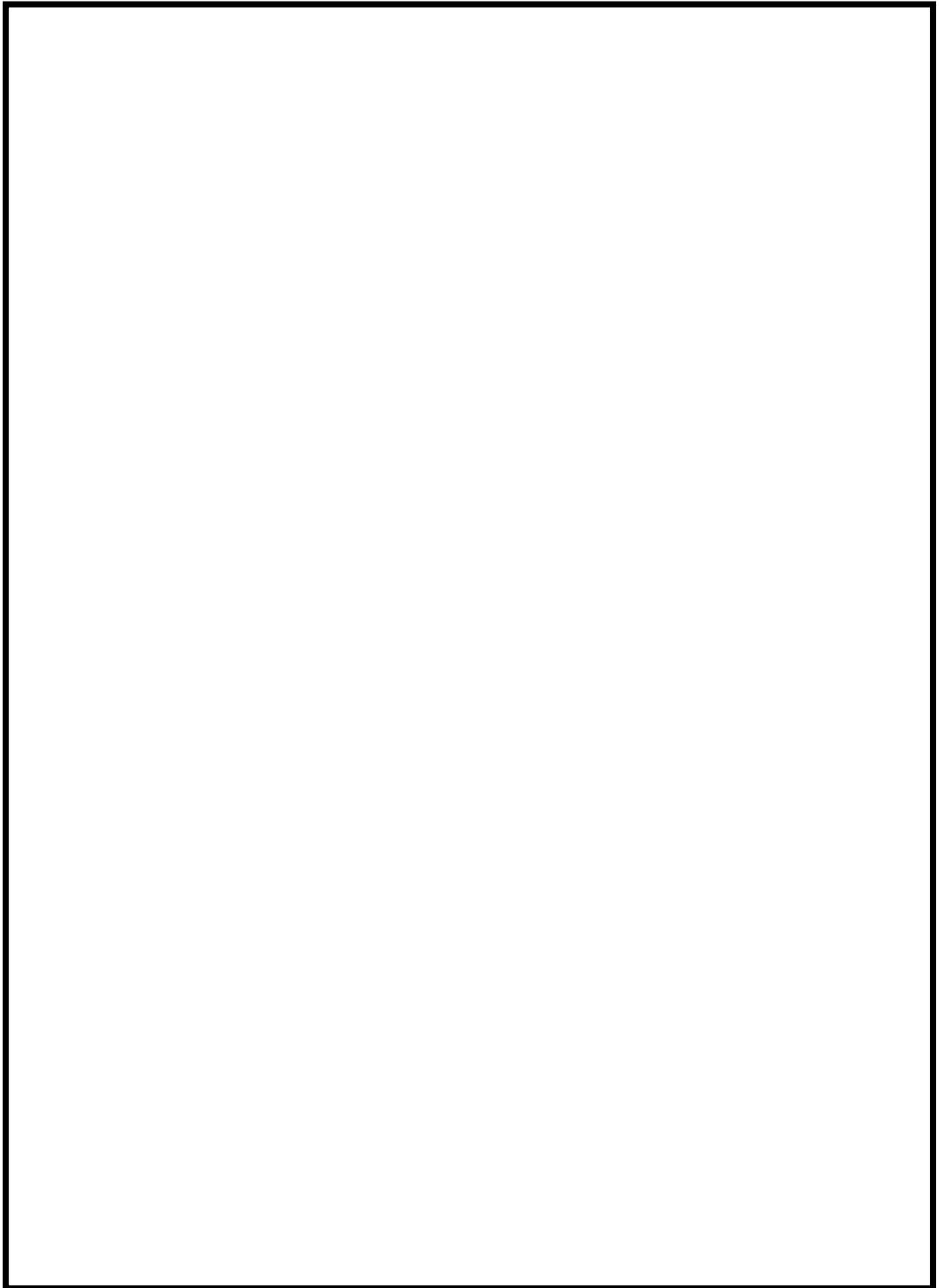


図2 保管場所図（機器配置）

51-9
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 (KK67-0035 改 04)』(H27. 11. 5 提出版) より抜粋



図 1 保管場所およ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

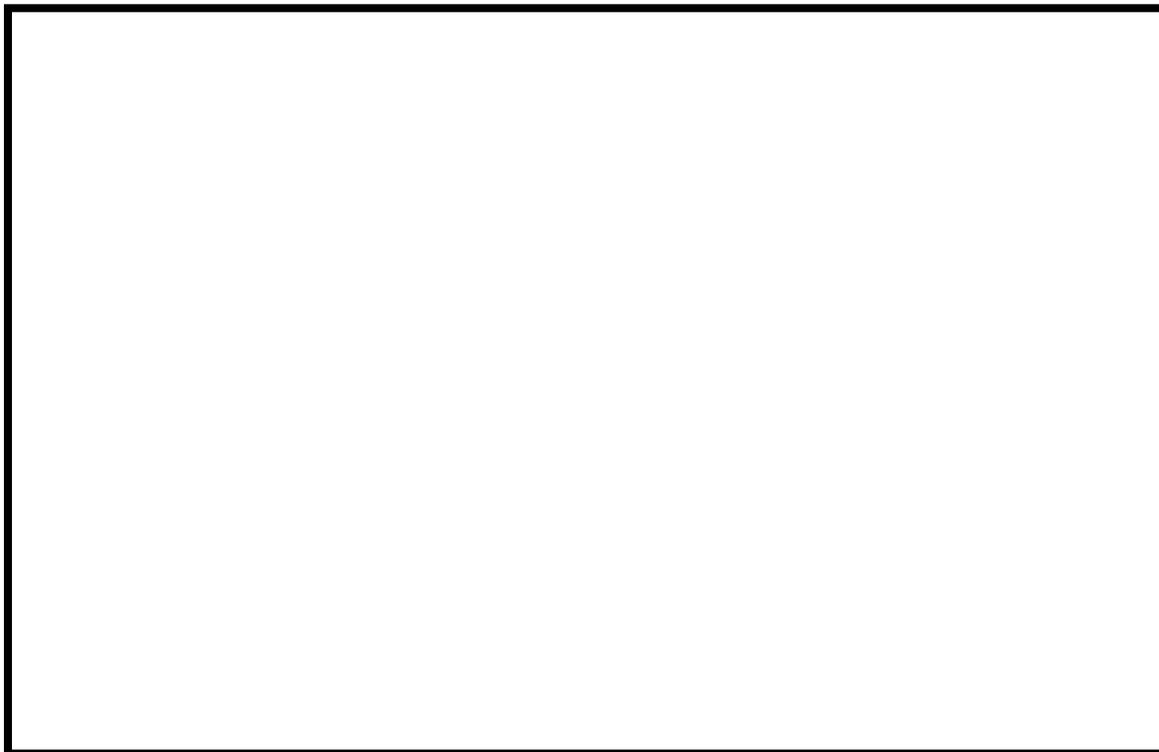


図3 森林火災発生時のアクセスルート



図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

51-10
その他設備

以下に、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定にあたっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断，漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は，新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

1. 設備概要（自主対策設備）

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の自主対策設備として、表1に纏めた。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

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系（常設）	－	－	○	－
格納容器下部注水系（可搬型）	－	－	○	－
ディーゼル駆動消火ポンプ	－	－	－	○
コリウムシールド	－	－	－	○

(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、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、消火系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

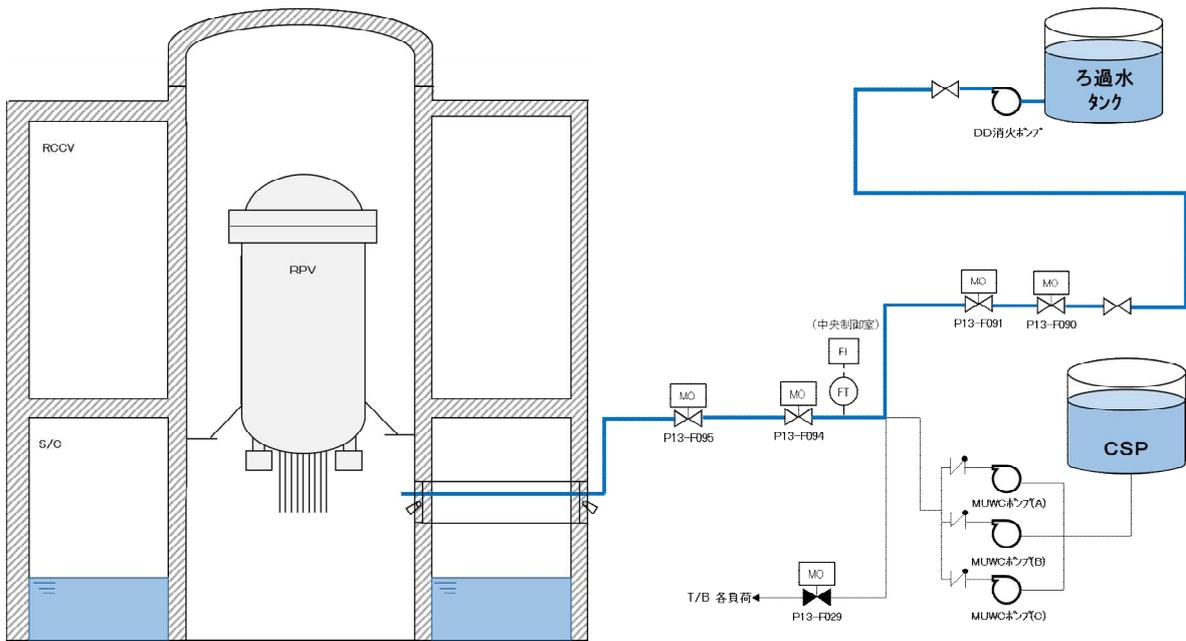


図1 消火系によるデブリ冷却手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(2) コリウムシールド

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ェルへの溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプル(以下、「ドライウェルサンプル」という。)内に流入する場合、ドライウェルサンプル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、サンプル底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼製ライナに接触し、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。ドライウェルサンプルへの溶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、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、自主対策設備として原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図2にコリウムシールド概要図を、表2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、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、かつコリウムシールドを乗り越えて溶融炉心がサンプルへ流入することがない設計としている。

更に、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無いことを確認している。

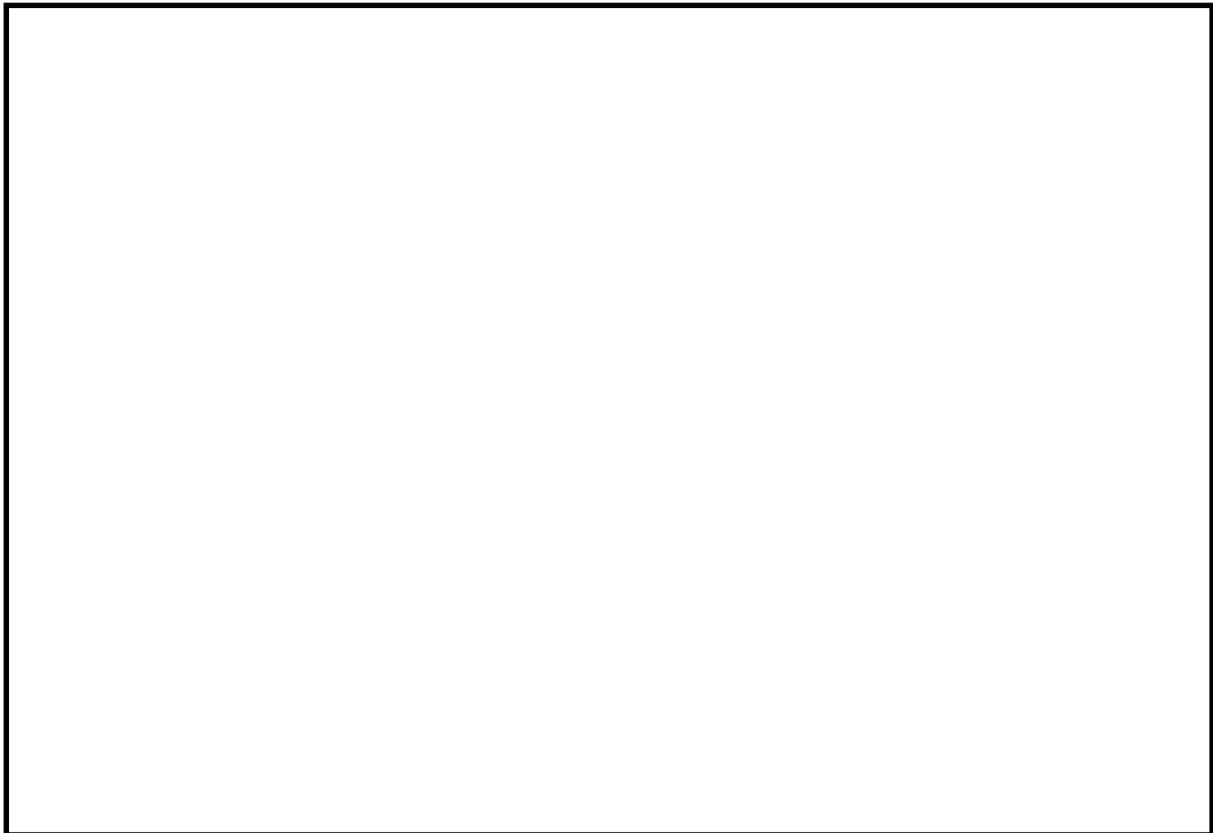
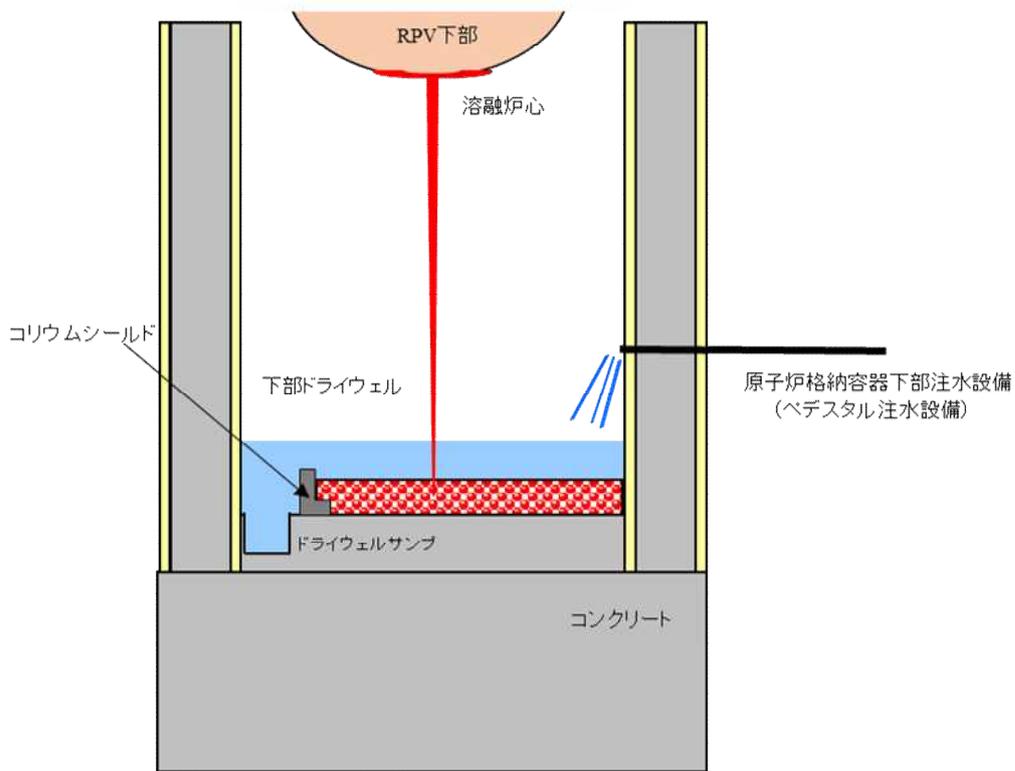


図2 コリウムシールド概要図 (7号炉を例示)

表2 コリウムシールド仕様

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

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3に示す。

表3 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	
フランジ部 開口量	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。
		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4に示す。

表4 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 [] 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 [] 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： []）を [] 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 [] 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あたっては、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5に示す。

表5 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。

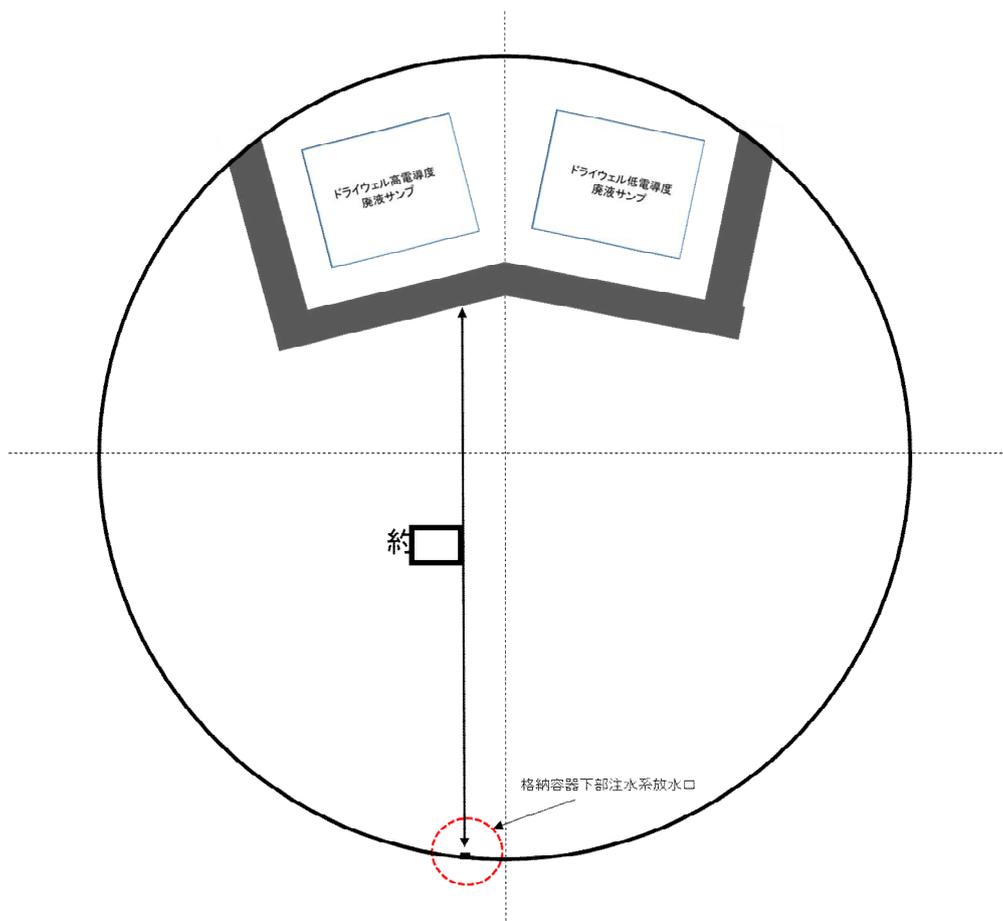


図3 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との設置位置概要図

51-11

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、下表の通り整理する。

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 D/W 注水流量調節弁	P13-M0-F028	下部 D/W 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 D/W 注水ライン隔離弁	P13-M0-F031	下部 D/W 注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-M0-F150	MUWC T/B 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	MUWC 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	MUWC 常／非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外）	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 建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
各接続口付属の弁（屋外）	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 建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
	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 建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）	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 建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
各接続口付属の弁（屋外）	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 建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
	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 建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
各接続口付属の弁（屋内）	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
	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
各接続口付属の弁（屋外）	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

52-1
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	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	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	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要		B b
		関連資料	52-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	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	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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	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		格納容器内水素濃度		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	二次格納施設内	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	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	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	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	DB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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				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		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	二次格納施設内	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	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	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要		B b	
		関連資料	52-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		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	DB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設備なし)		対象外
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
	関連資料		—			

52-2
単線結線図

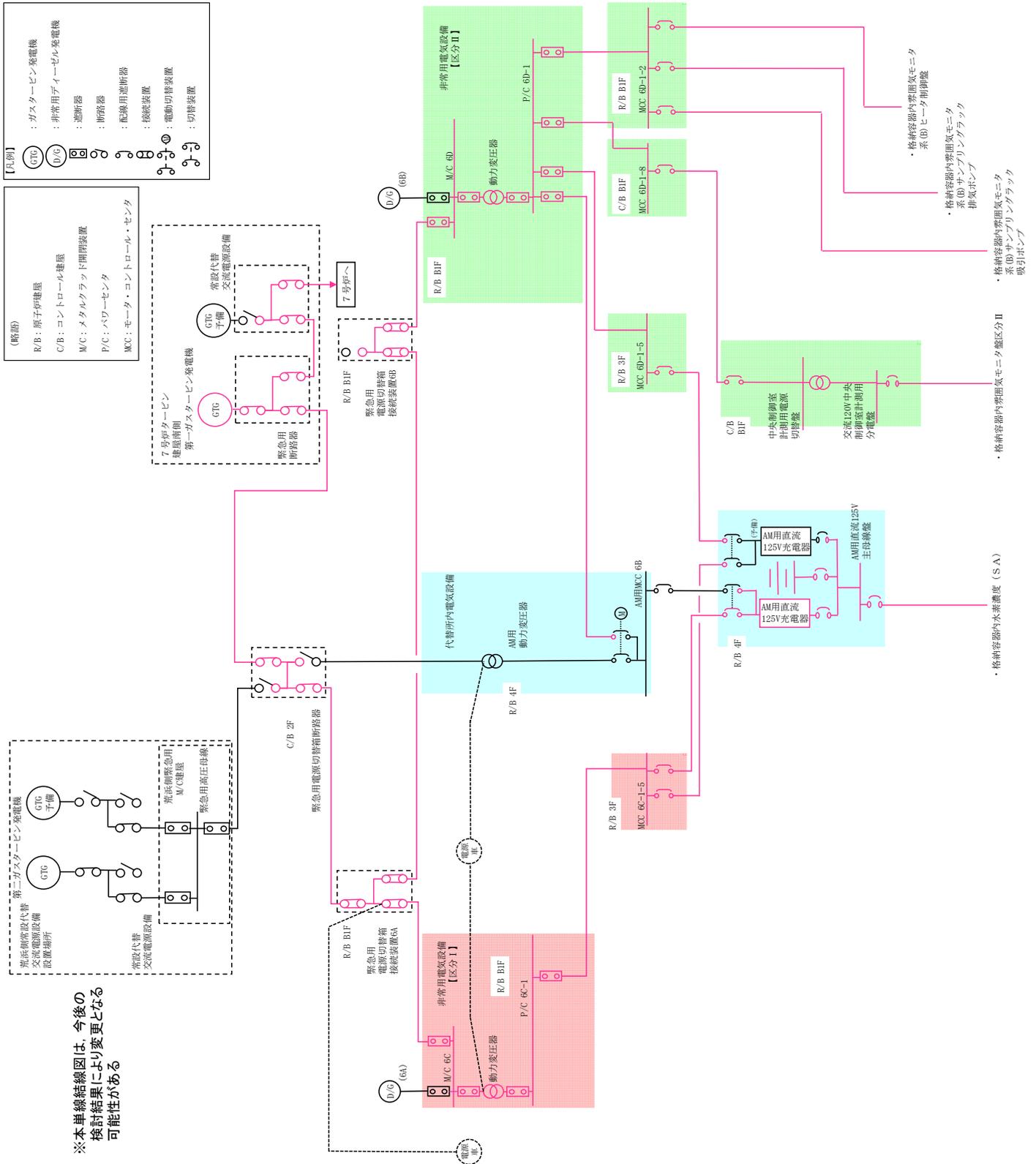


図 52-2-1 単線結線図 (6号炉)

52-3
配置図

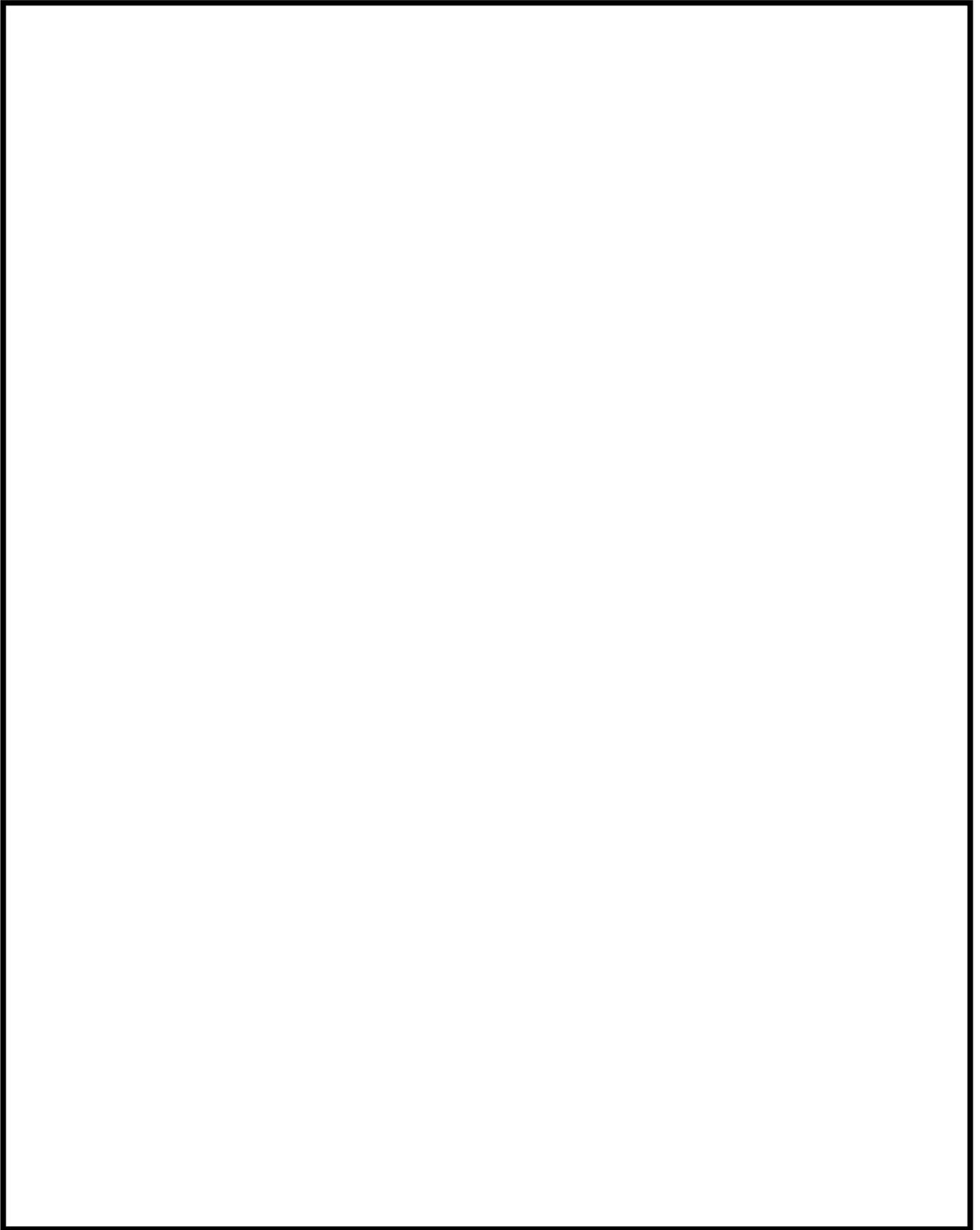


図 52-3-1 機器配置図 (6号炉地下中1階)

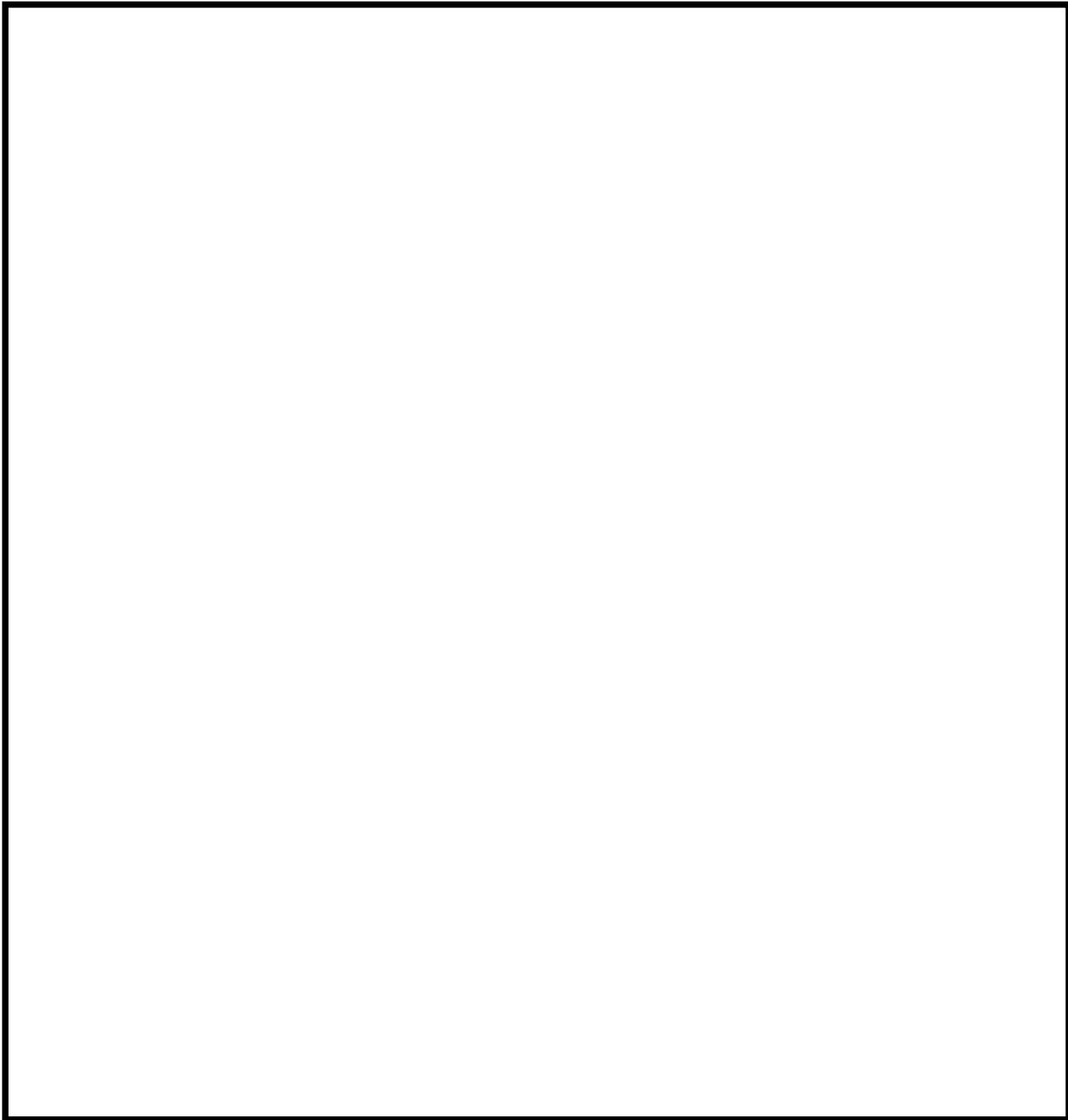


图 52-3-2 機器配置图 (6 号炉地上 2 階)

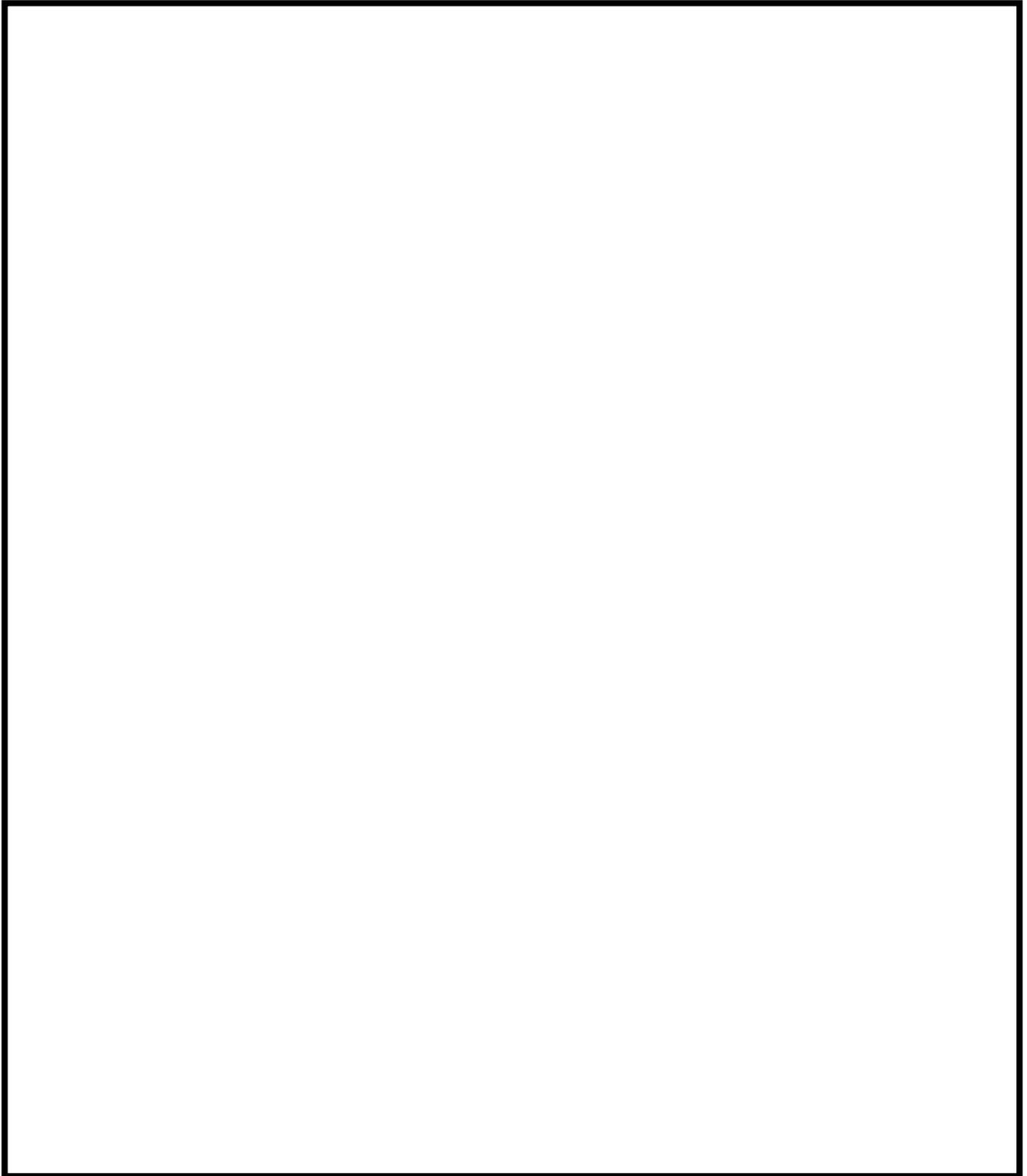


图 52-3-3 機器配置图 (6 号炉地上 3 階)

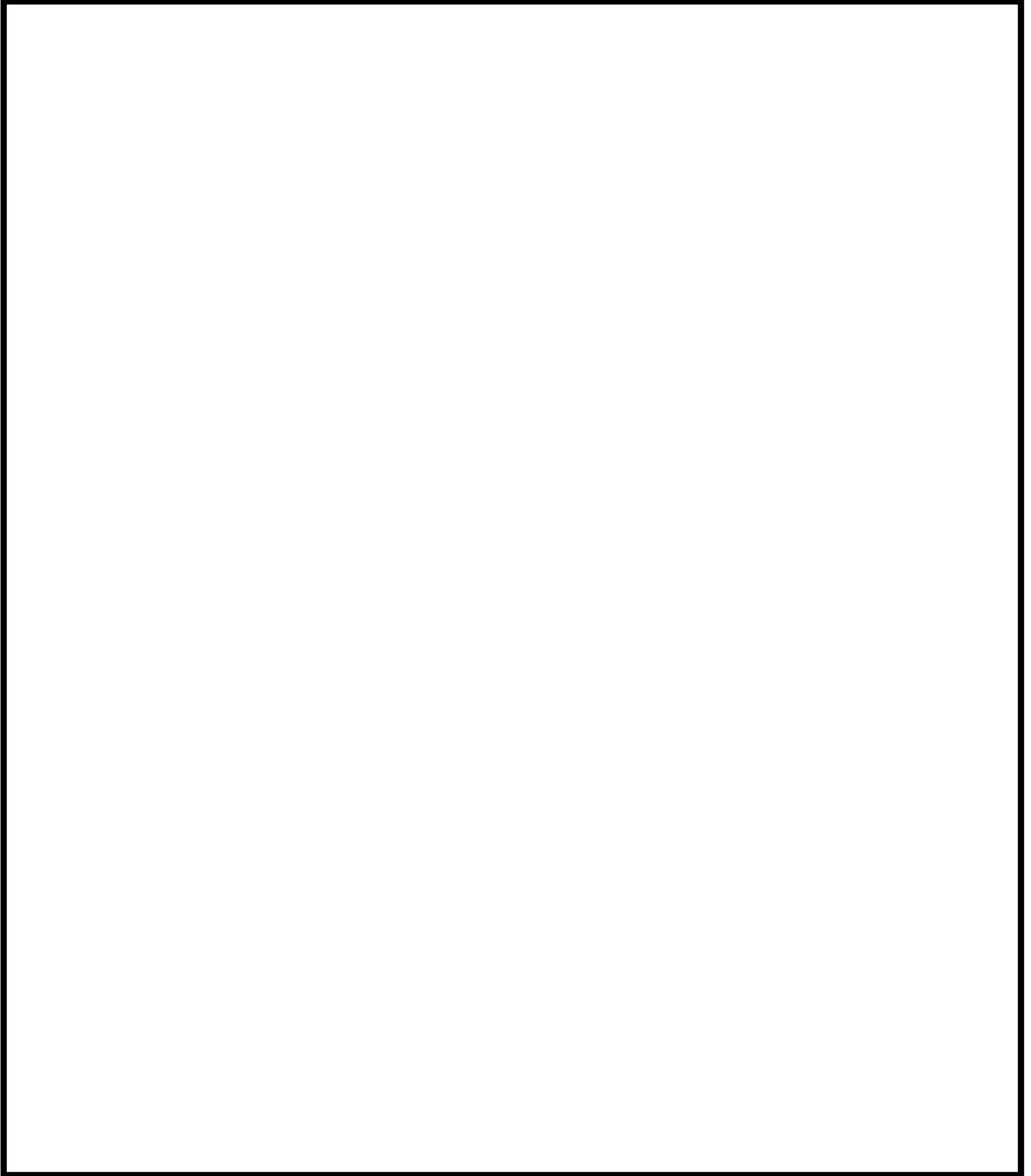


図 52-3-4 機器配置図 (7号炉地下1階)

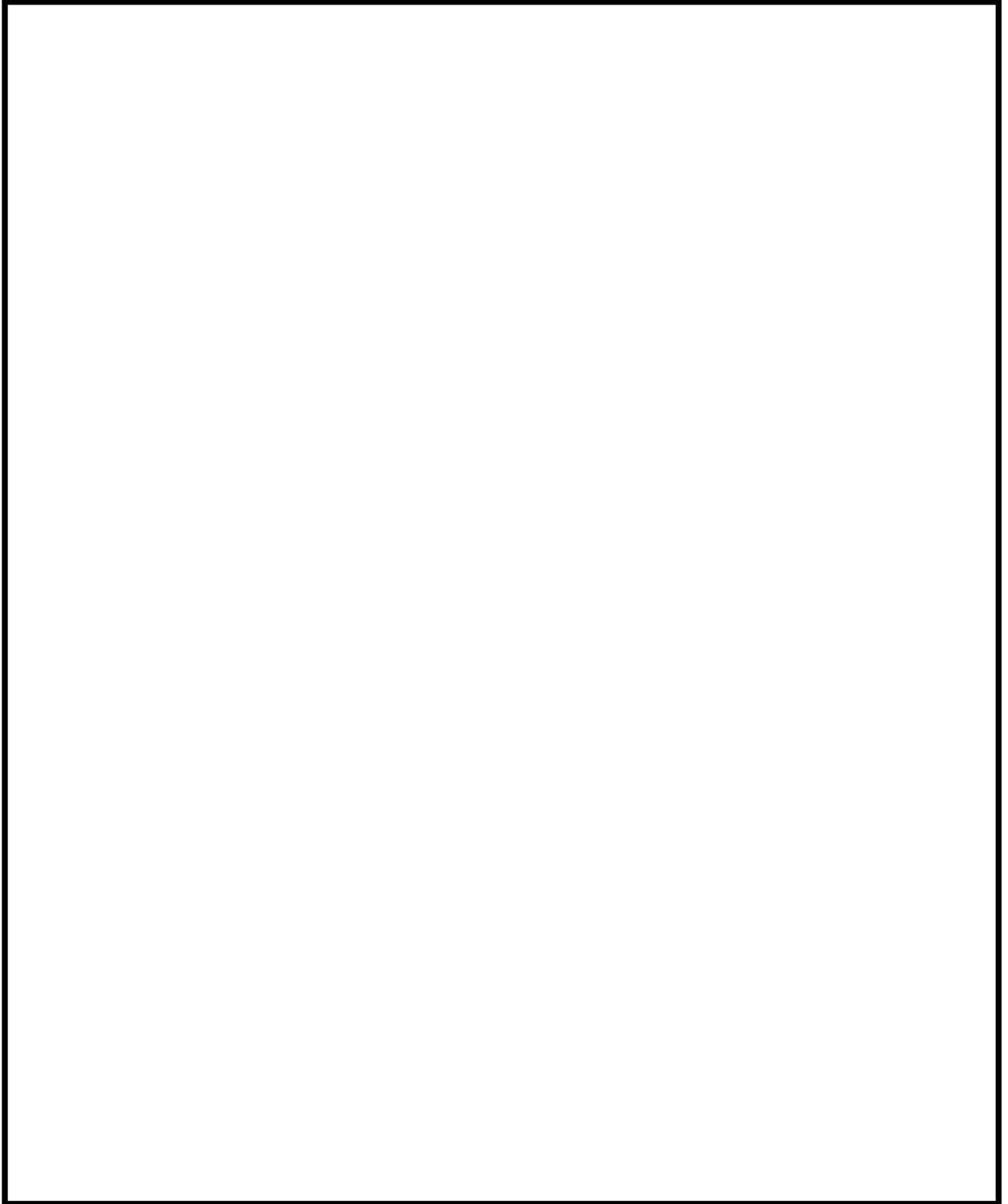


図 52-3-5 機器配置図 (7号炉地上1階)

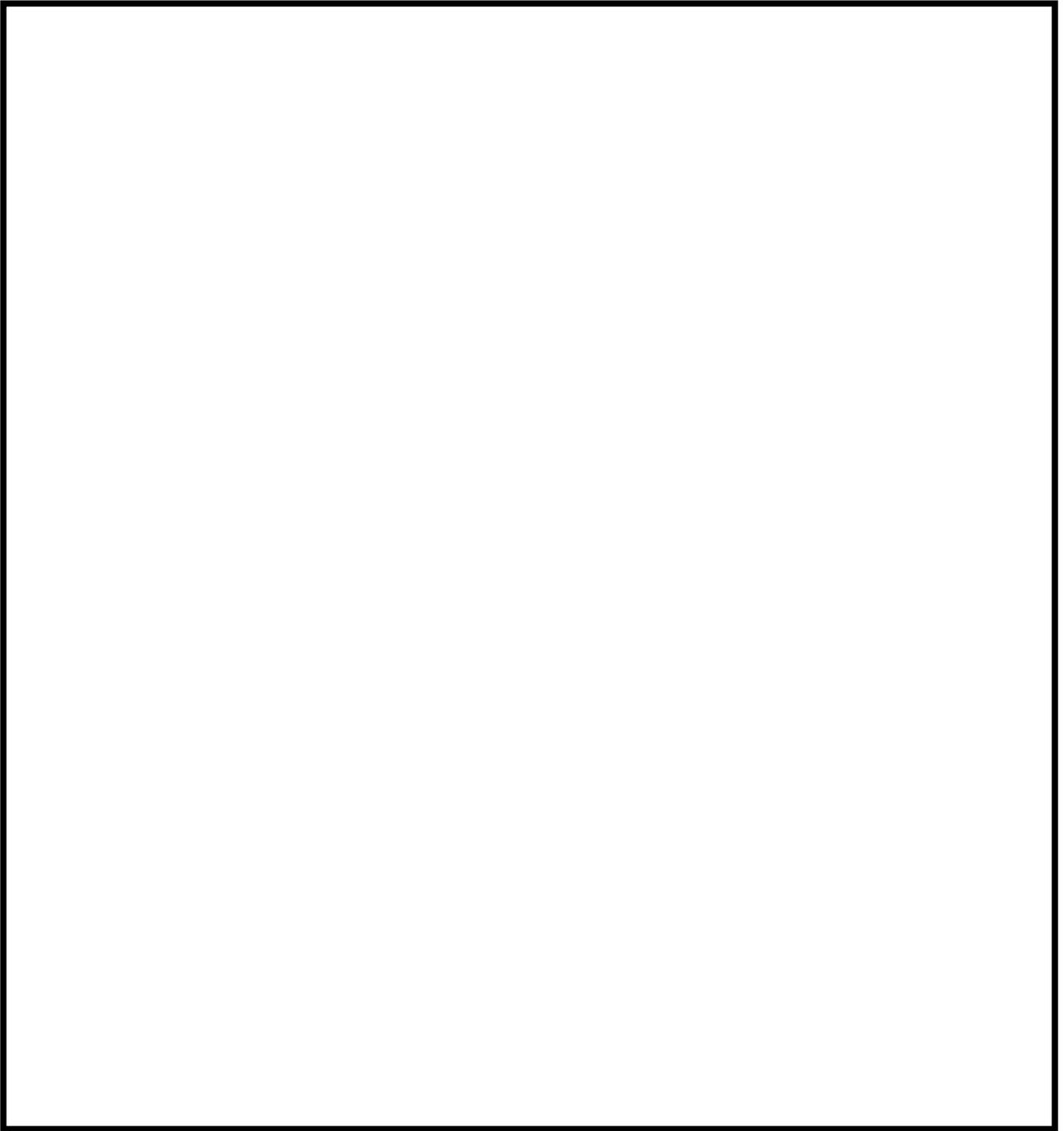


図 52-3-6 機器配置図 (7 号炉地上中 3 階)

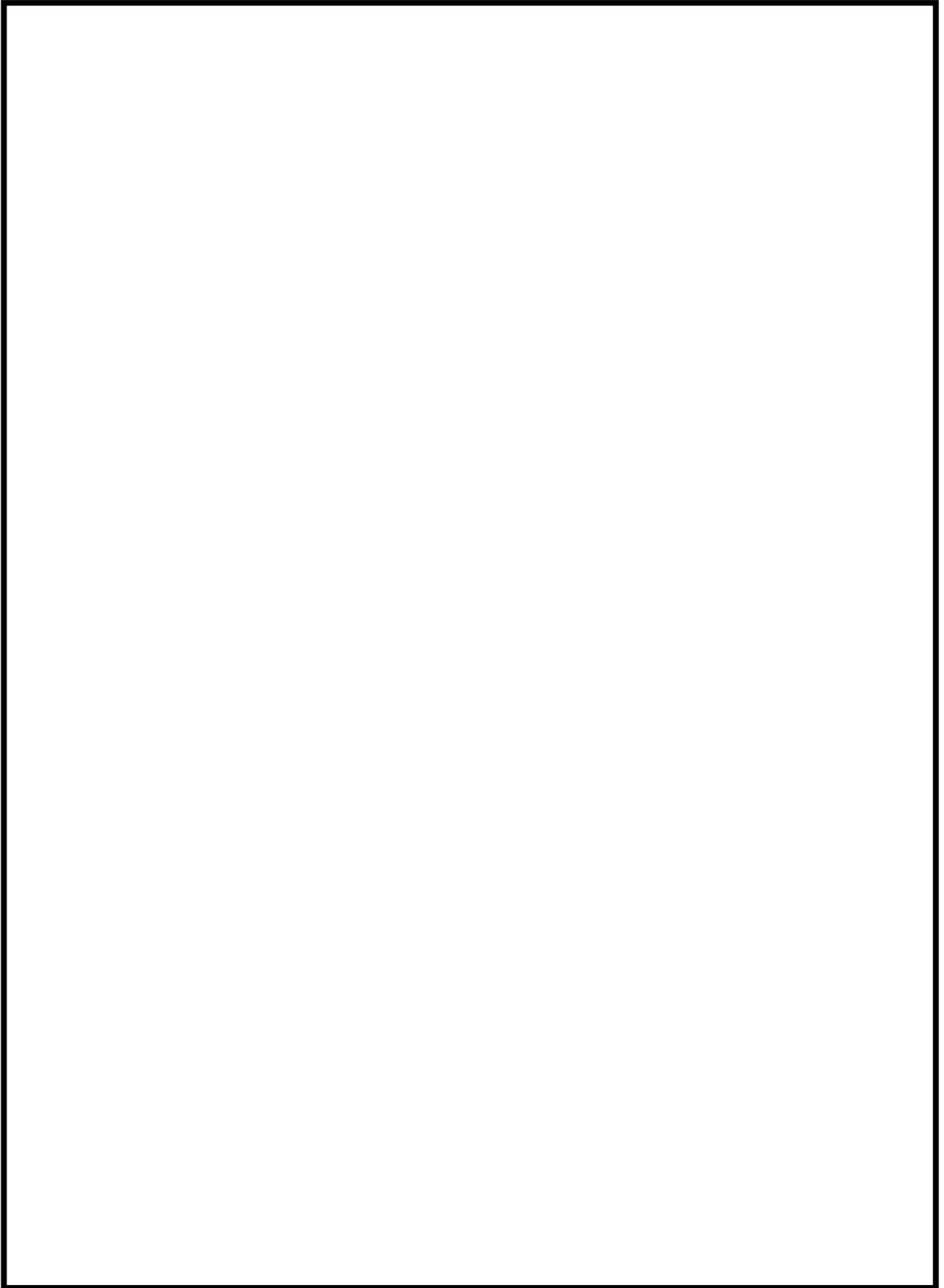


図 52-3-7 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階) 中央制御室

52-4
系統図

1. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度（S A），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 52-4-1 に示す。

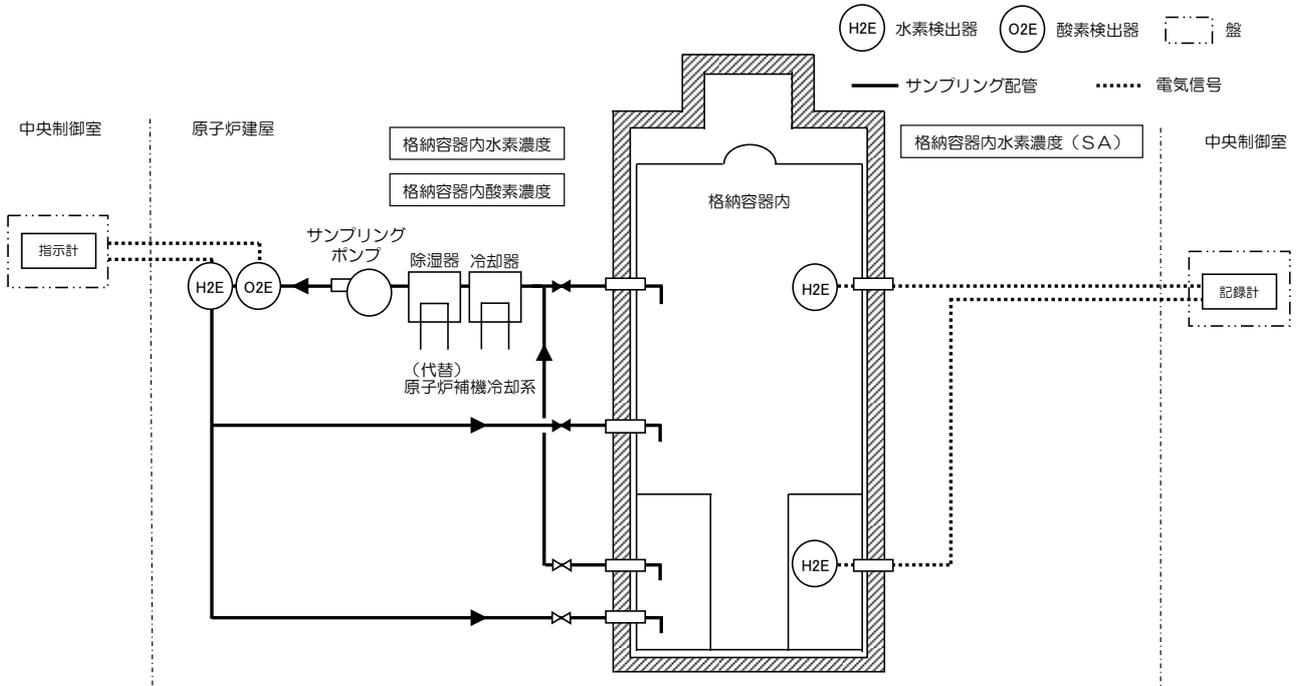
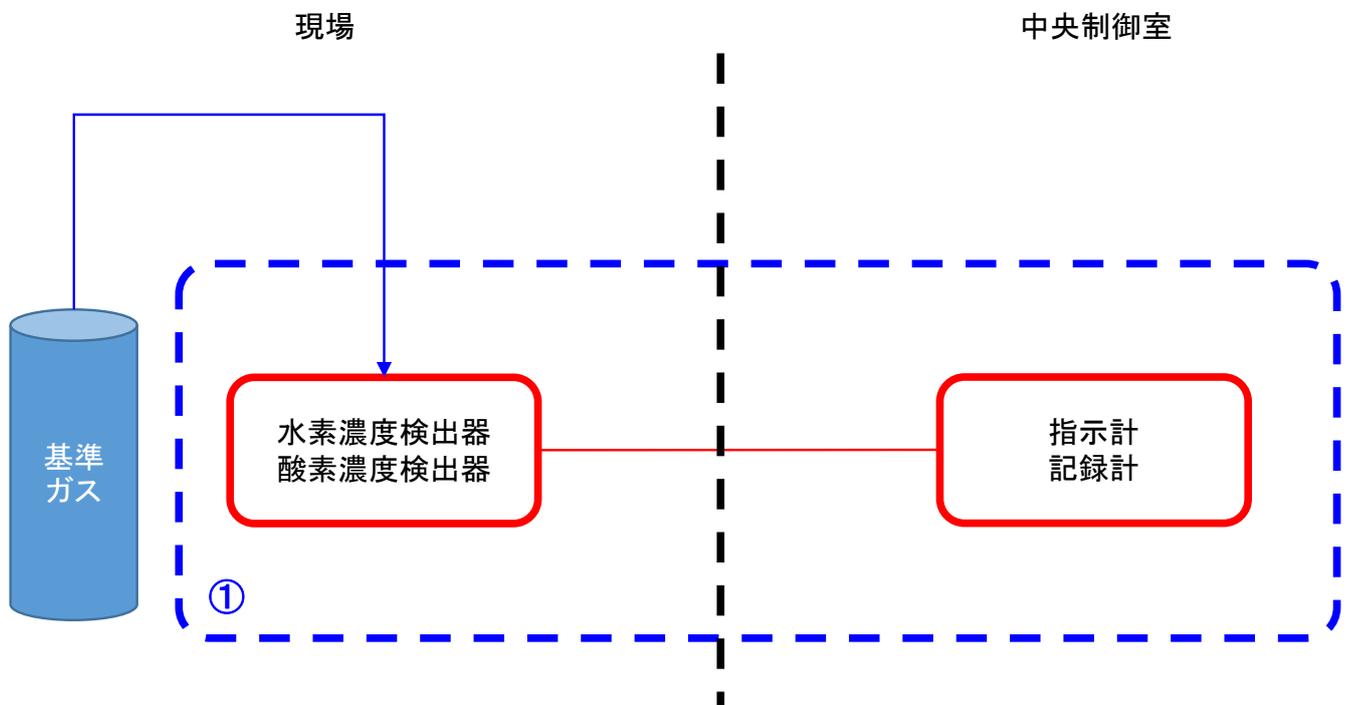


図 52-4-1 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査



①模擬入力(基準ガス)により検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施(点検・検査)

図 52-5-1 計装設備の試験及び検査

52-6
容量設定根拠

1. 格納容器内水素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷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（S A）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（S A）の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、記録する。（図 52-6-1「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

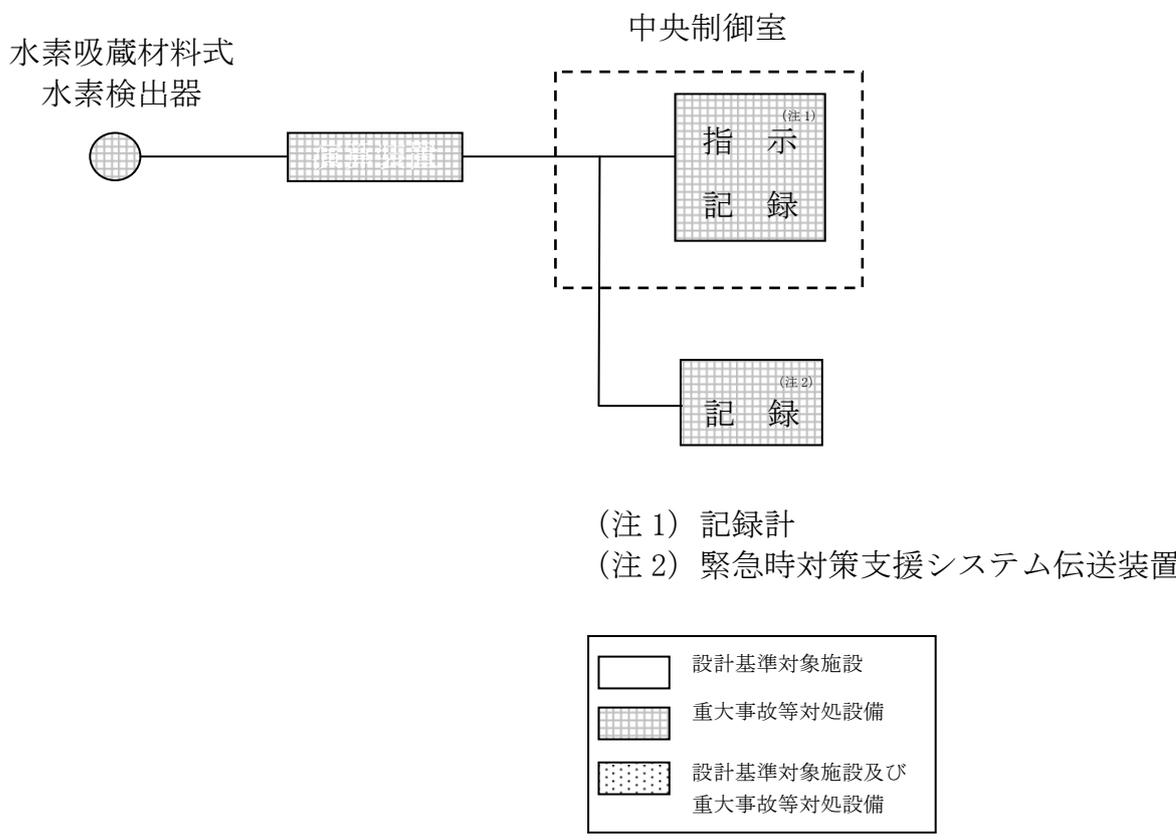


図 52-6-1 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（S A）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（S A）の仕様

名 称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（S A）	水素吸蔵材料式	0～100%	2	原子炉格納容器

表 52-6-2 格納容器内水素濃度（S A）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 (S A)	0～100%	—	6.2%以下	—	38%以下	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度の変動する可能性のある範囲（0～100%）を計測可能な範囲とする。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・ 重大事故等時：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。

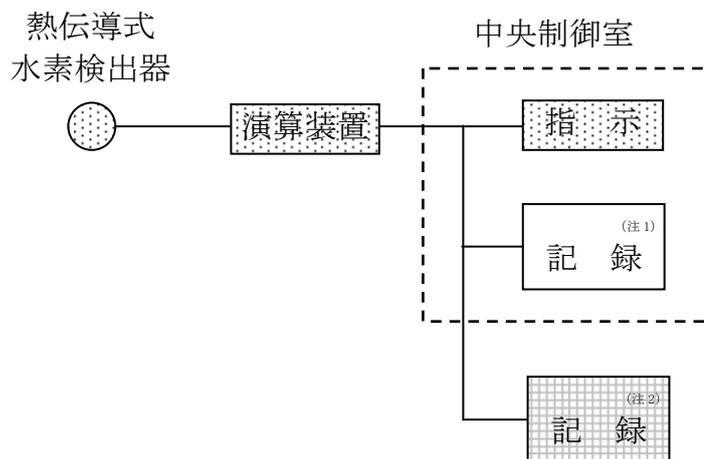
2. 格納容器内水素濃度

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度は、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合、格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器内が水素爆発することを防止するため、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二次格納施設内に検出器を設置し、格納容器内のガスをサンプリングすることで格納容器内の水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

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にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気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 52-6-2「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

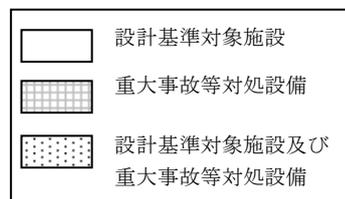


図 52-6-2 格納容器内水素濃度の概略構成図

(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	0～30%(6号炉) 0～20%/0～100%(7号炉)	1	原子炉建屋地上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	0～30% (6号炉) 0～20% /0～100% (7号炉)	0%	6.2%以下	—	38%以下	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4%)を把握する上で監視可能である。

*1: プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時: 計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時: 原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・ 重大事故等時: 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。

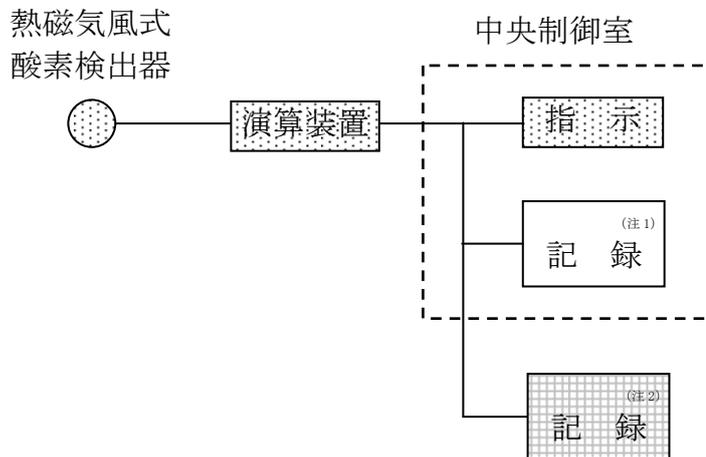
3. 格納容器内酸素濃度

(1) 設置目的

格納容器内酸素濃度は、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合、格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器内が水素爆発することを防止するため、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二次格納施設内に検出器を設置し、格納容器内のガスをサンプリングすることで格納容器内の酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

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にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気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 52-6-3「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

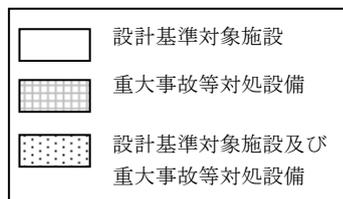


図 52-6-3 格納容器内酸素濃度の概略構成図

(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	0～30%(6号炉) 0～10%/0～30%(7号炉)	1	原子炉建屋地上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		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内酸素濃度	0～30% (6号炉) 0～10%/0～30% (7号炉)	3.5%以下	4.9%以下	3.5%以下	3.9%以下	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5%)を把握する上で監視可能である。

*1: プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時: 計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時: 原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 設計基準事故時: 「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・ 重大事故等時: 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。

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 (S A)

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 (S A) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

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

水素吸蔵材料式の測定原理は、図 52-7-1 の通りである。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。

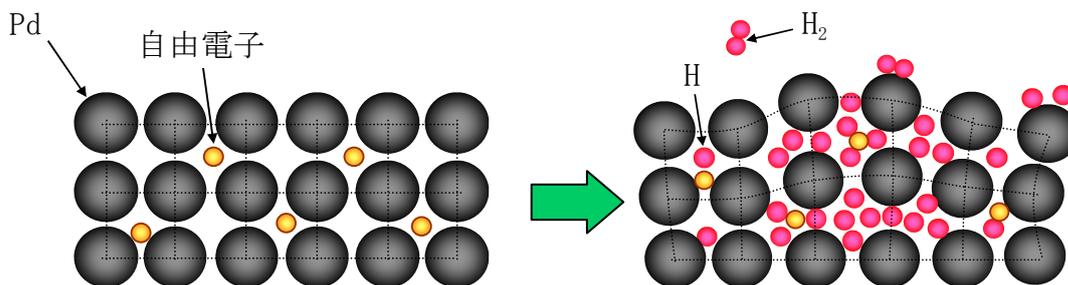


図 52-7-1 格納容器内水素濃度 (S A) の測定原理

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 (S A) の計測範囲 0~100% において、計器仕様は最大±2% 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、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

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

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120℃ 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、測定ガスが熱をうばい、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 A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~30% (6 号炉), 0~20%/0~100% (7 号炉) において、計器仕様は最大±0.6% (6 号炉), ±0.4%/±2.0% (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、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。

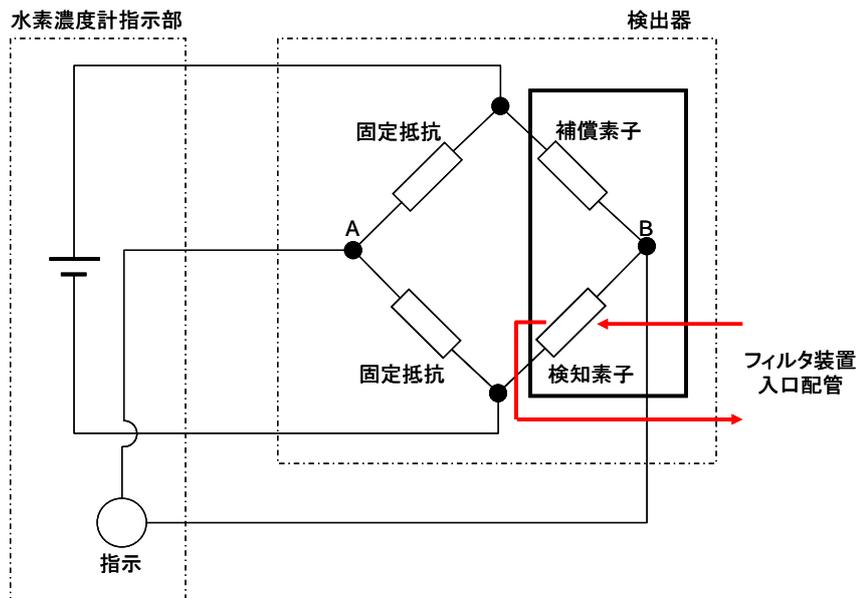


図 52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

(3) 格納容器内酸素濃度

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 に示す通り、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。

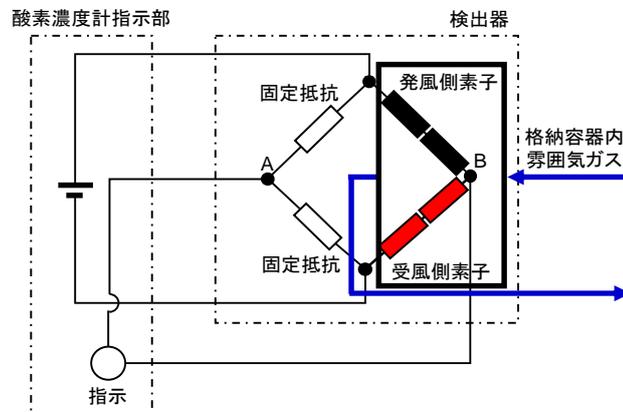


図 52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図

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。

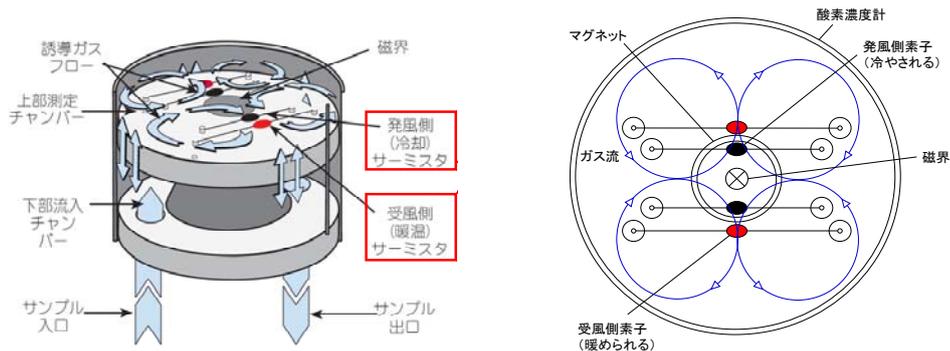


図 52-7-4 酸素含有ガスの流れ

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 0～30% (6 号炉), 0～10%/0～30% (7 号炉) において、計器仕様は最大±0.6% (6 号炉), ±0.2%/±0.6% (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、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通り、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 30%又は酸素濃度 30%）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3.5%以下に維持されており，常時サンプルしていることから，サンプル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通り，水素濃度はドライ換算で6.2%以下，酸素濃度はドライ換算で4.9%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通り，水素濃度はドライ換算で13%を上回るが，酸素濃度はドライ換算で3.9%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。
- 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，水蒸気の三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3.9%である。一般に空気中の酸素の割合が約21%であることから，酸素濃度が約3.9%以下に対応する空気の濃度を考えると約19%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。

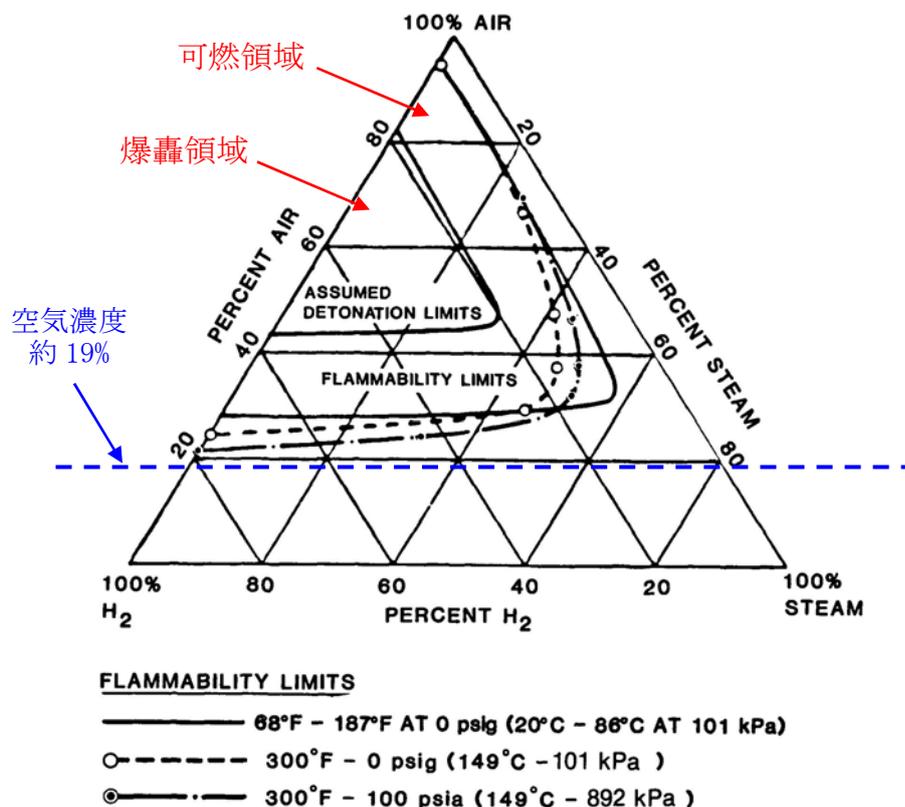


図 52-7-5 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

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雰囲気温度（サンプリング装置をインサービスする事故後20時間後）は、最大で約162℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器内水素濃度及び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水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纏める。

(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：3200kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・ サンプル側入口温度：170℃
（根拠）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、格納容器内の水蒸気割合の最大値85%、サンプルガス割合：15%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：0.2681m³/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）代替補機冷却水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：3200kg/h
（根拠）代替補機冷却水系による通水流量（3.2m³/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0.20m²を上回る冷却器伝熱面積0.53m²を有することを確認した。

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。

4. サンプルング設備の計測時間遅れについて

サンプルング設備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通りである。

- 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： $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
7号炉： $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
- サンプルポンプの定格流量：約1L/min（約 $1 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{min}$ ）
- 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

水素及び酸素発生時の対応について

1. 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素及び酸素発生量

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 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを抽出している。更に有効性評価では、この「大 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、SBO を重畳させ、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応を確認している。

よって、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応の中で想定される水素及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b) 重大事故時の格納容器内の環境と水素及び酸素濃度

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「格納容器過圧・過温破損」における審査において示した通りである。これに加え、必要な水素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格納容器内の気体の組成の推移を図 52-8-1 及び図 52-8-2 に示す。

c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5%以上の酸素と共に水素が存在する場合、水素濃度 4%で燃焼、13%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 4%、酸素濃度は 5%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 の通り、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 5%を超えることは無く、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は可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）の復旧がされない場合、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原子炉格納容器圧力は上昇し、原子炉格納容器限界圧力（2Pd）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 の通り、水の放射線分解によって発生する酸素は緩やかな上昇であることから、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5%）に到達するおそれはない。

なお、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時において、G 値を設計基準事故対象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、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5%）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格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5%）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 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」 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。

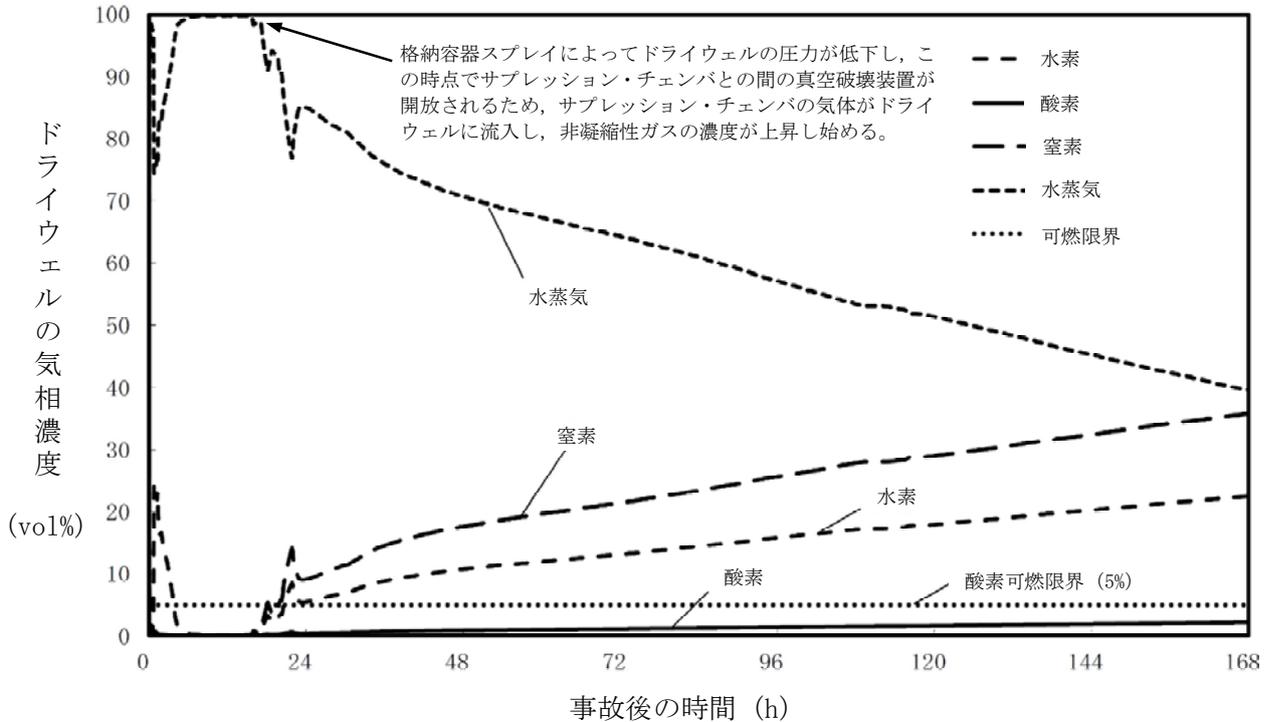


図 52-8-1 ドライウェル内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

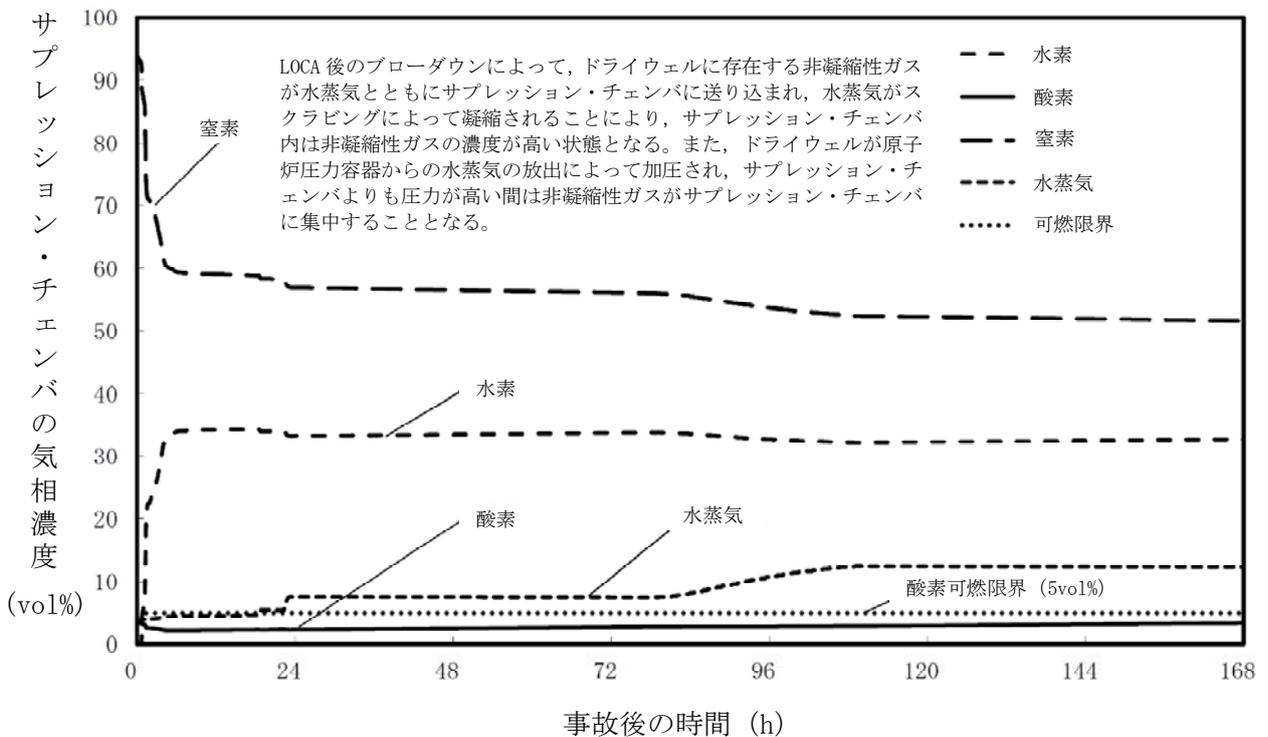


図 52-8-2 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時において、設計基準事故対象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 (5%) に至るのは約 51 時間後となる。

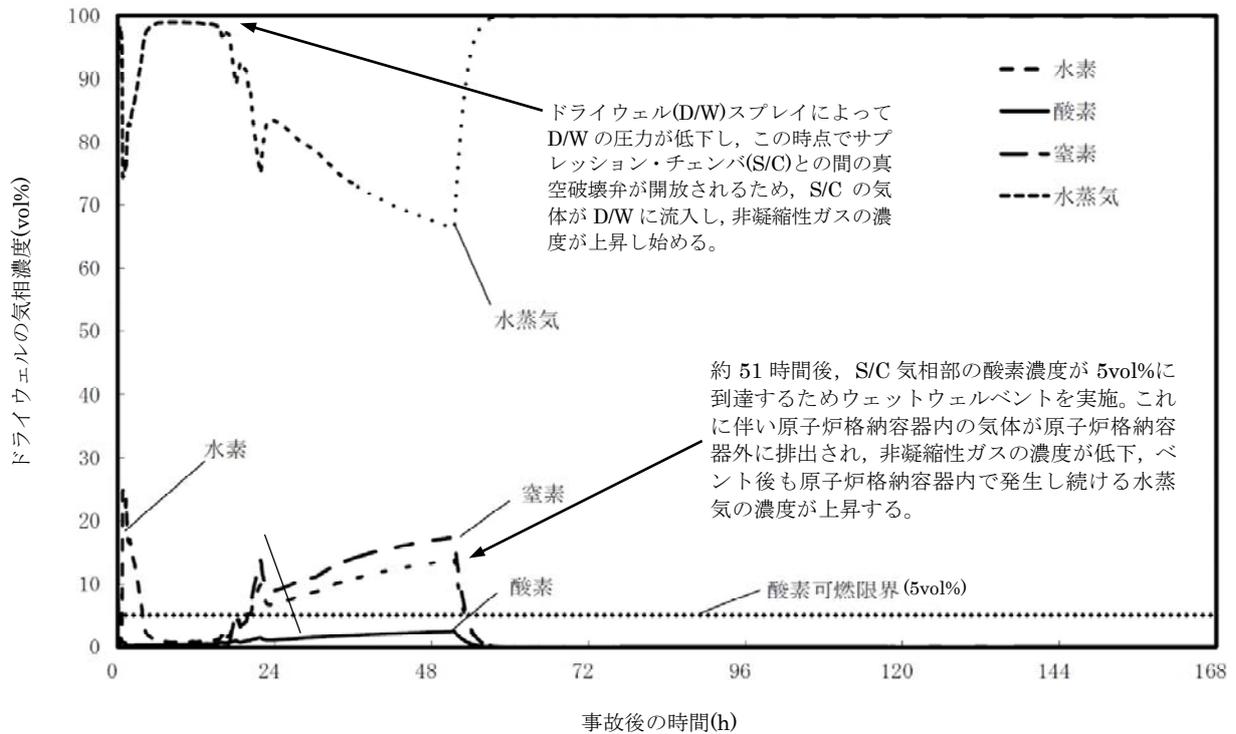


図 52-8-3 ドライウェル内の気体組成の推移 (大 LOCA シナリオ)

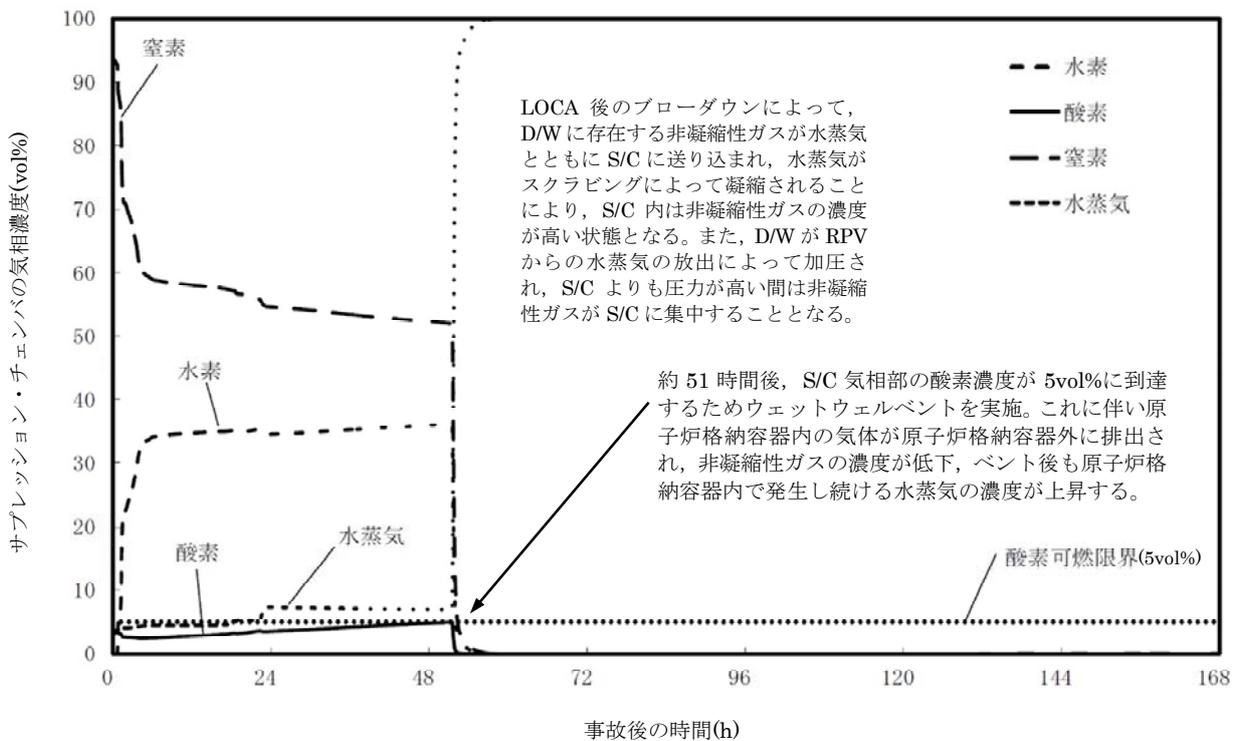


図 52-8-4 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移 (大 LOCA シナリオ)

(2) 水素及び酸素の監視方法

水素濃度は4%、酸素濃度は5%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 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」における格納容器内の水素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	0~100%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0~30%(6号炉) 0~20%/0~100% (7号炉)	1	原子炉建屋地上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	0~30%(6号炉) 0~10%/0~30%(7号炉)	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(3) 水素及び酸素の処理方法

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、過酷事故環境下における G 値に基づき、7 日間以内に水素と酸素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 日間以内に水素と酸素の両方の濃度が可燃限界に到達した場合と7 日間以降の水素及び酸素の扱いについて以下に示す。

a) 7 日間以内に水素と酸素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、格納容器内の水素及び酸素を処理する方法は格納容器ベントによって格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の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5%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、格納容器内に残る水素及び酸素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 3.4.5 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) 7 日間以降の水素及び酸素の処理方法

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、水素及び酸素の処理については多様な手段を有する。

(4) 代替補機冷却系復旧以前における格納容器内の酸素濃度の推定

格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素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 時間以前に格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5%）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。

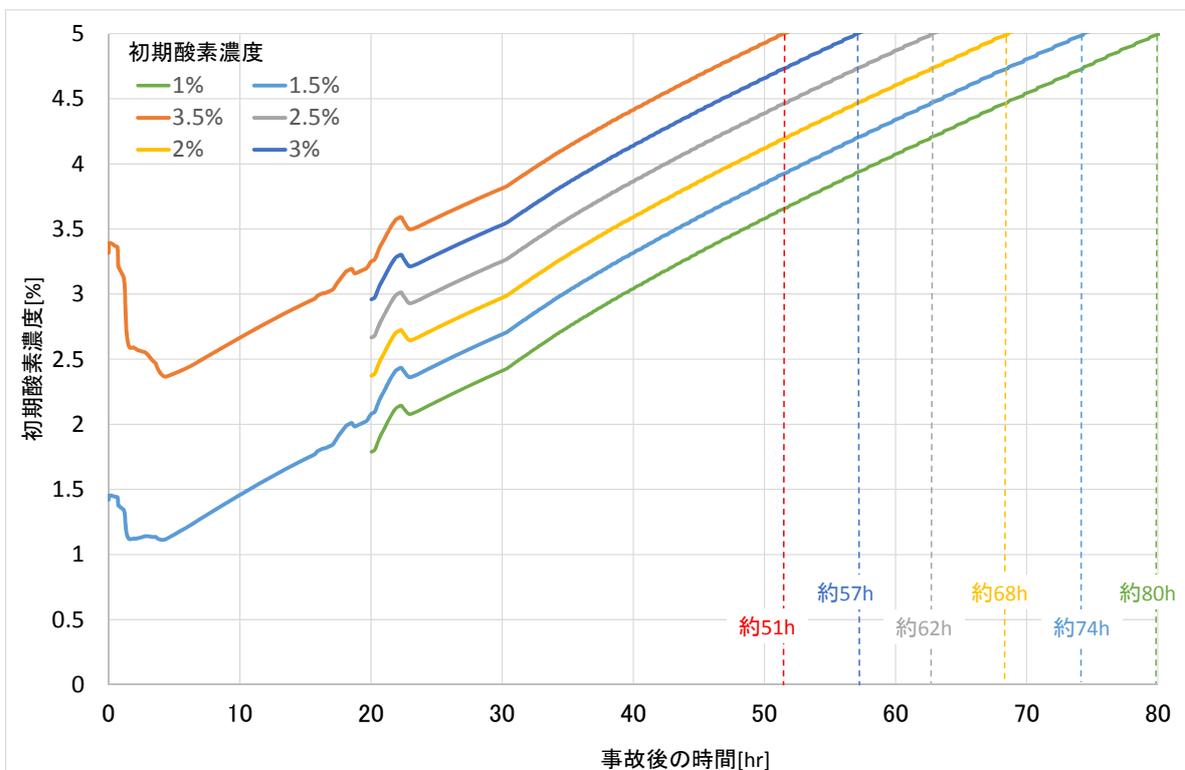


図 52-8-5 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内酸素濃度変化

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）及び格納容器内圧力が 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・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）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。

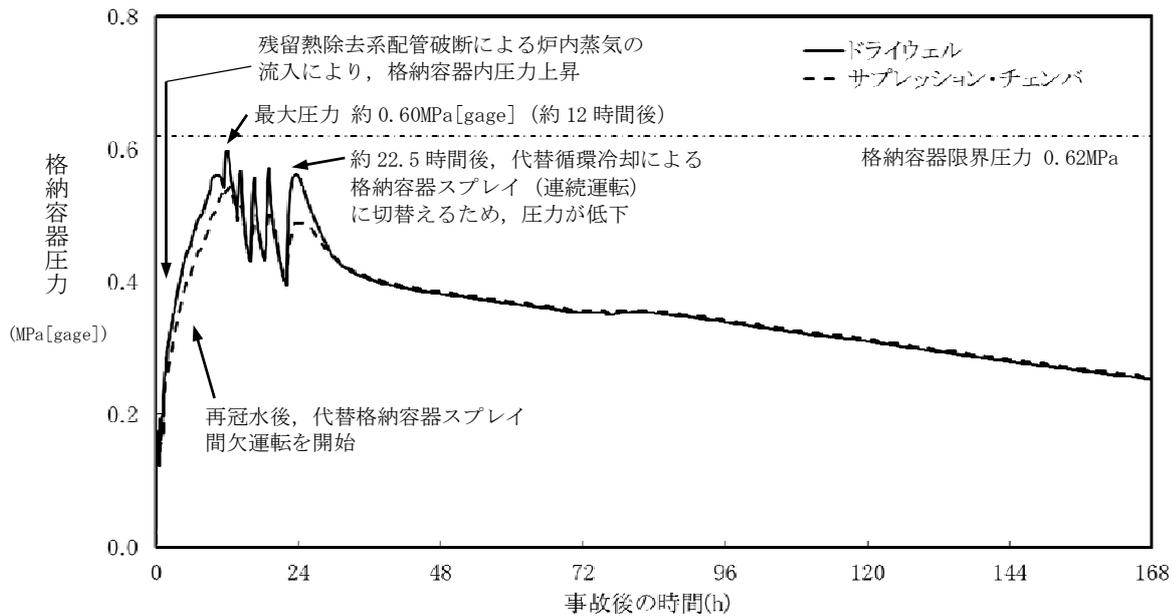


図 52-8-6 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）
の格納容器内圧力変化

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。

53-1 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	二次格納施設内	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	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(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	二次格納施設内	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	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	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 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	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	二次格納施設内	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	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	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 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	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

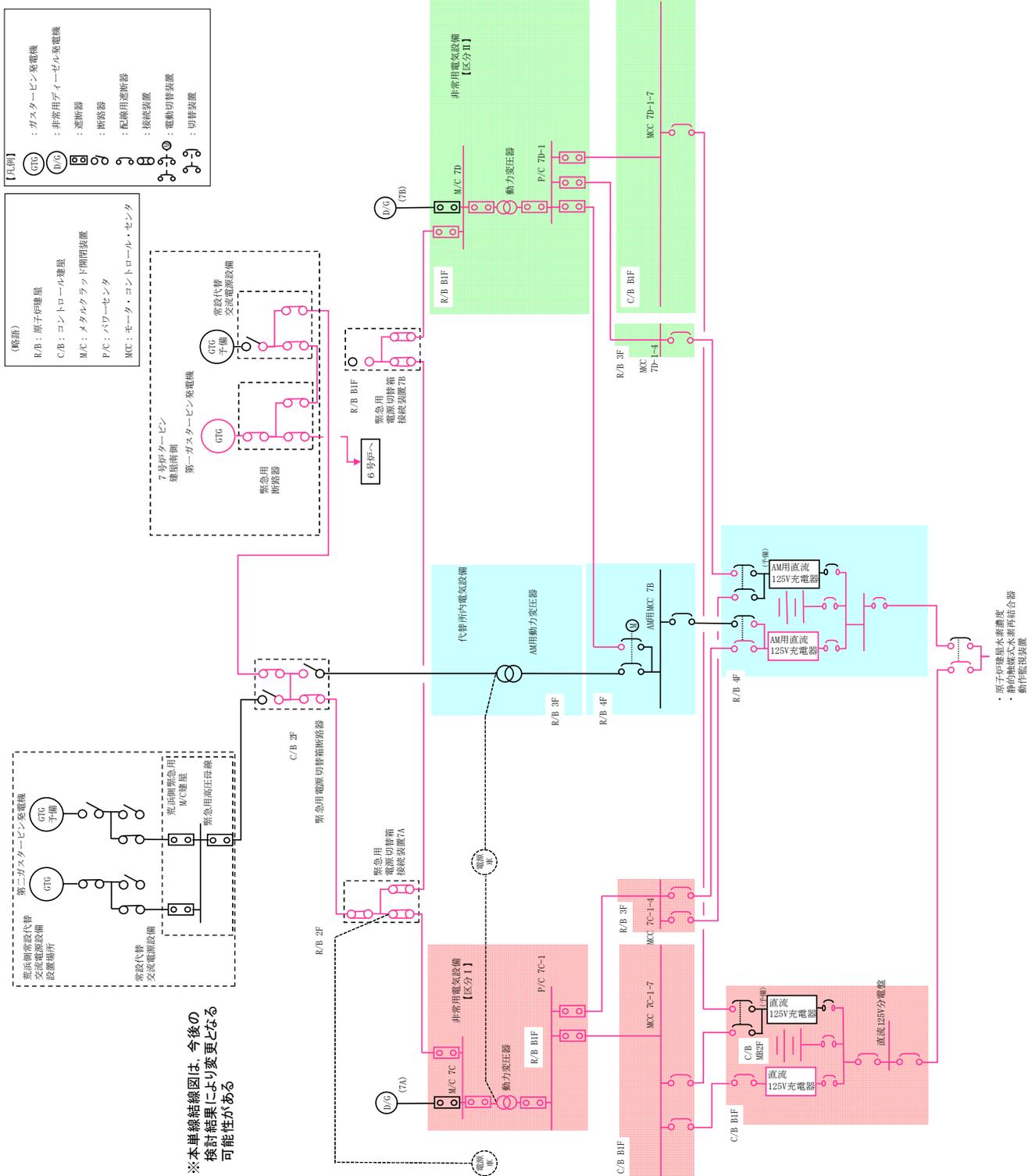


図2 単線結線図（7号炉）

53-3 配置図

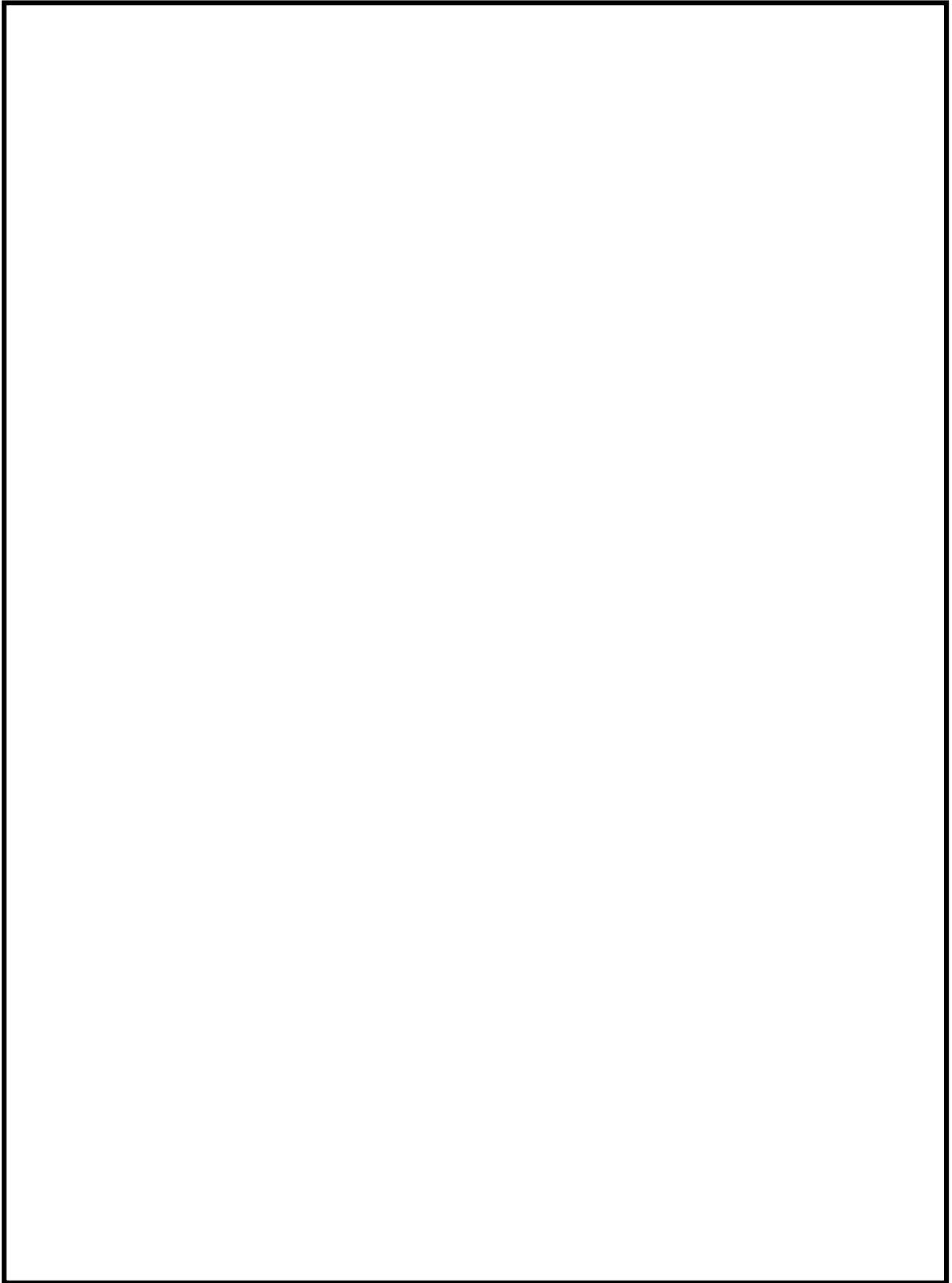


図1 機器配置図 (6号炉地上4階)



図 2 機器配置図 (6号炉地上2階)

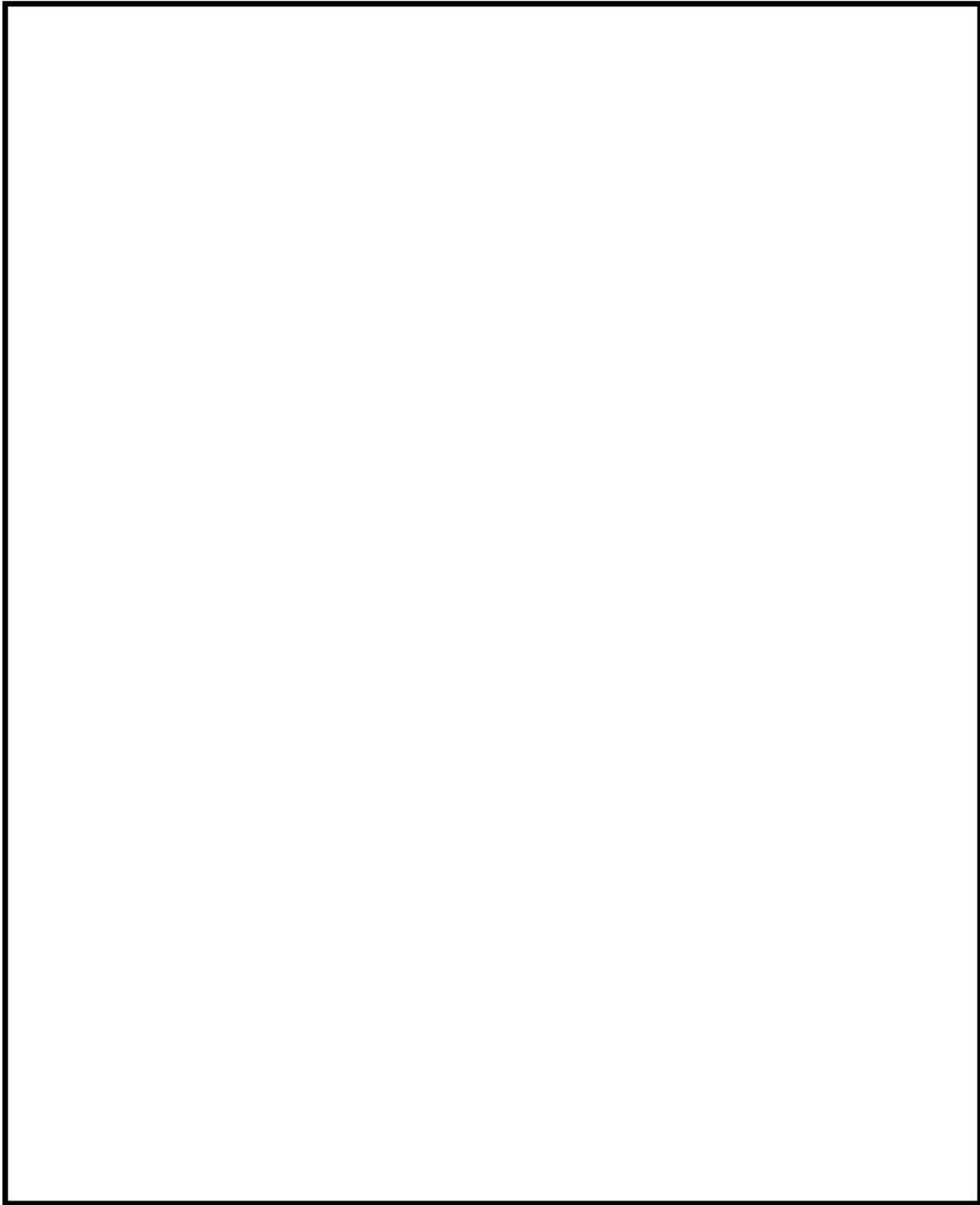


図 3 機器配置図 (6 号炉地下 1 階)

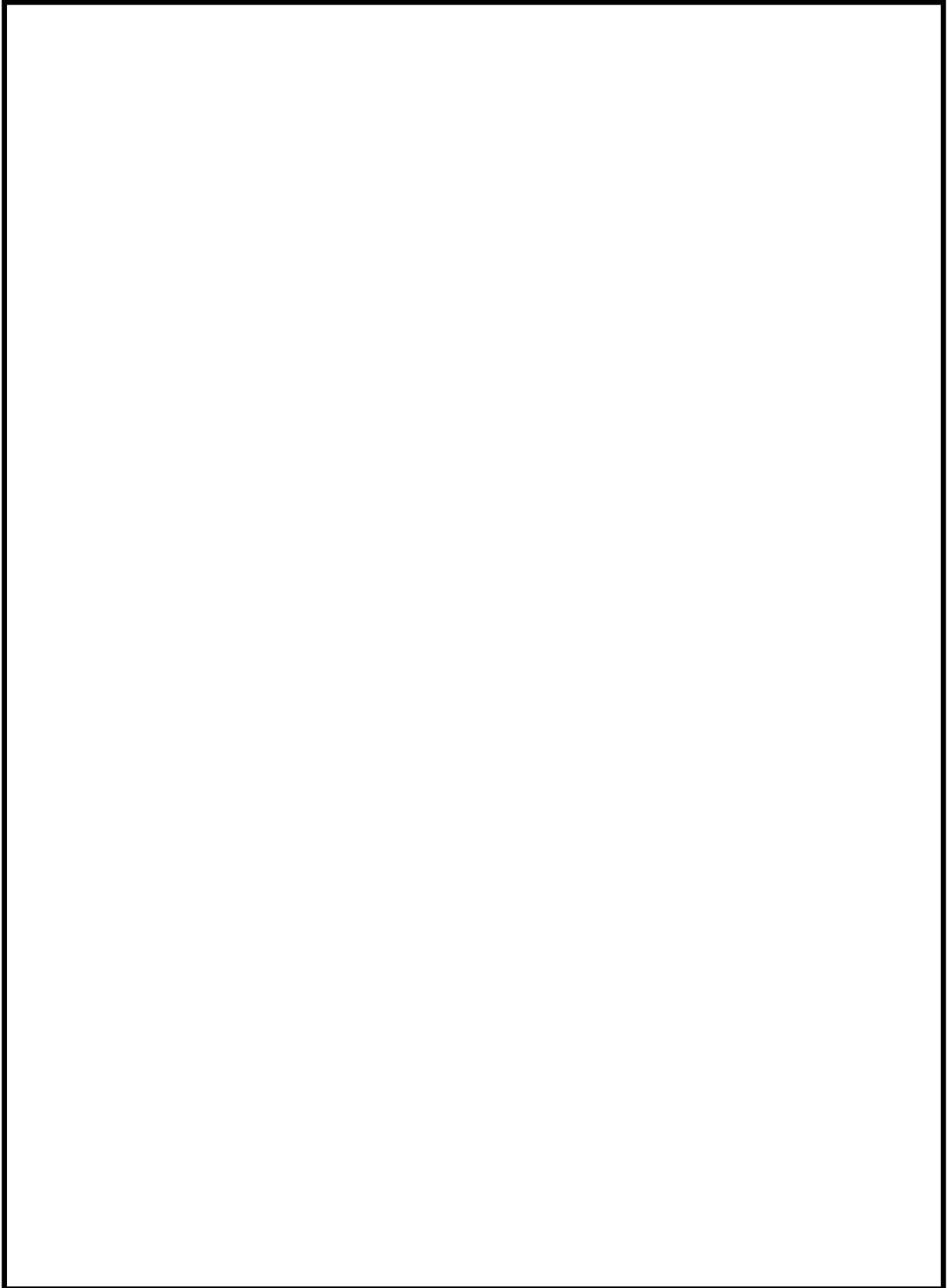


図 4 機器配置図 (6 号炉地下中 2 階及び地下 2 階)

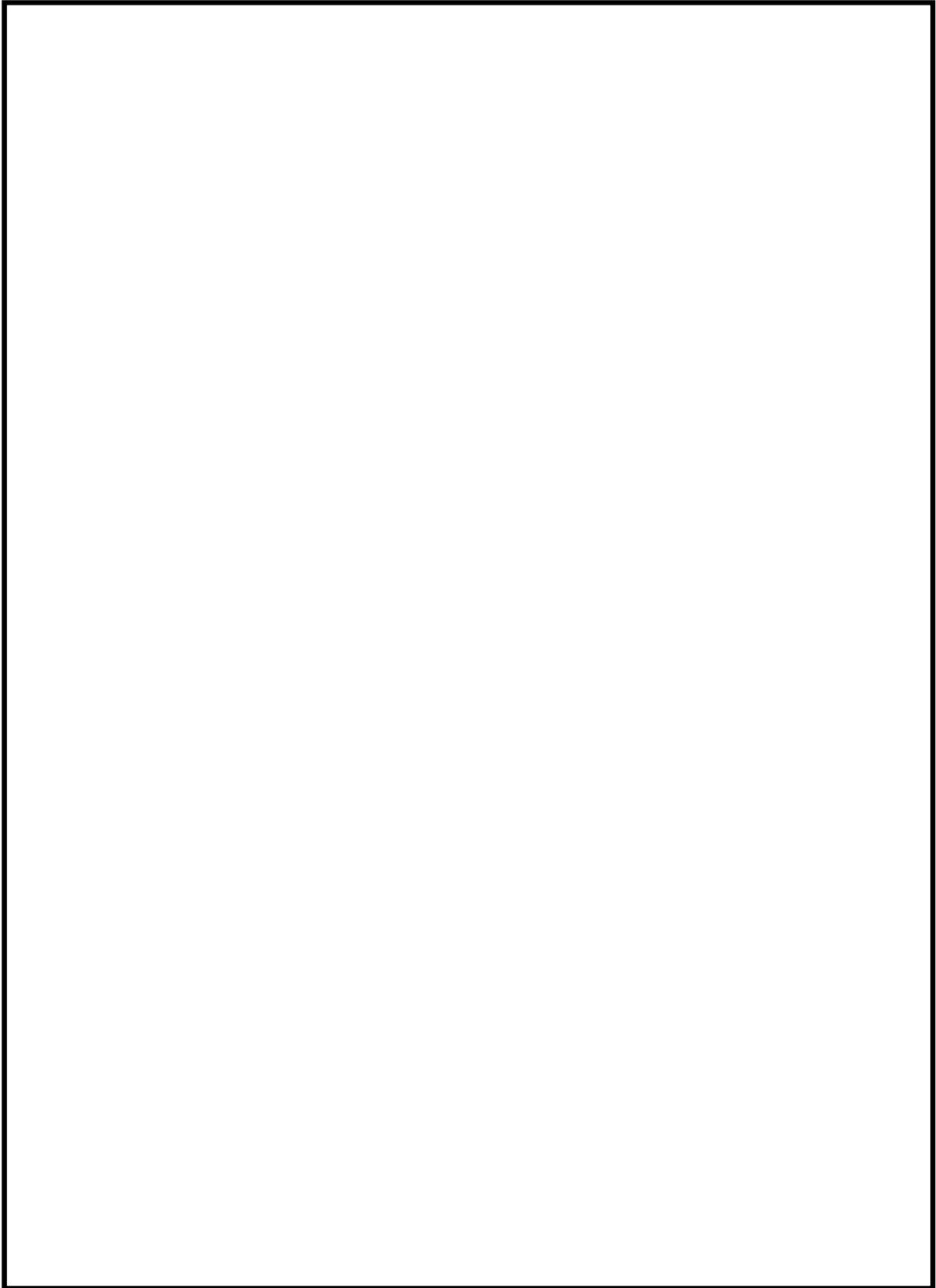


図 5 機器配置図 (7 号炉地上 4 階)

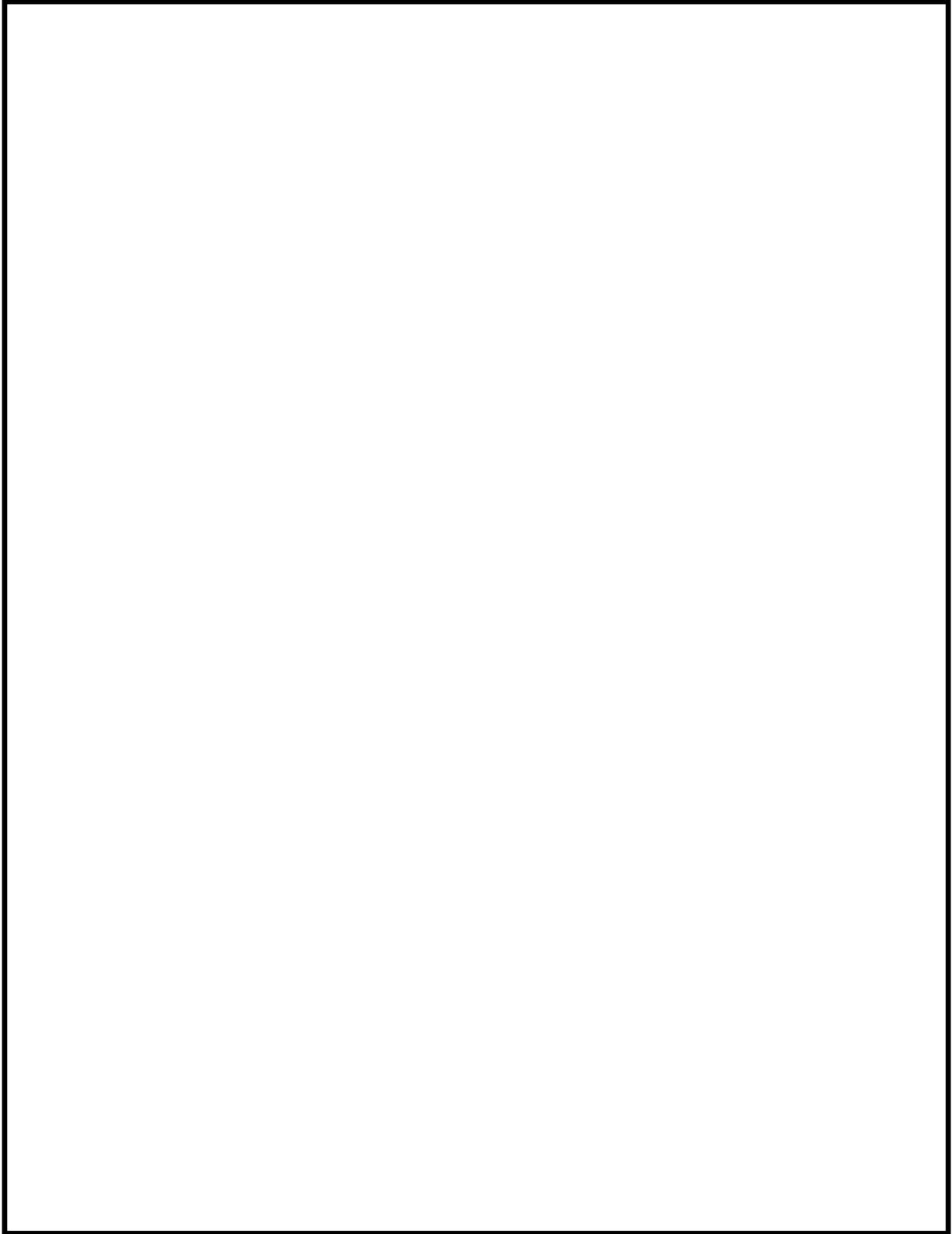


図 6 機器配置図 (7 号炉地上 2 階)



図 7 機器配置図 (7号炉地下1階)

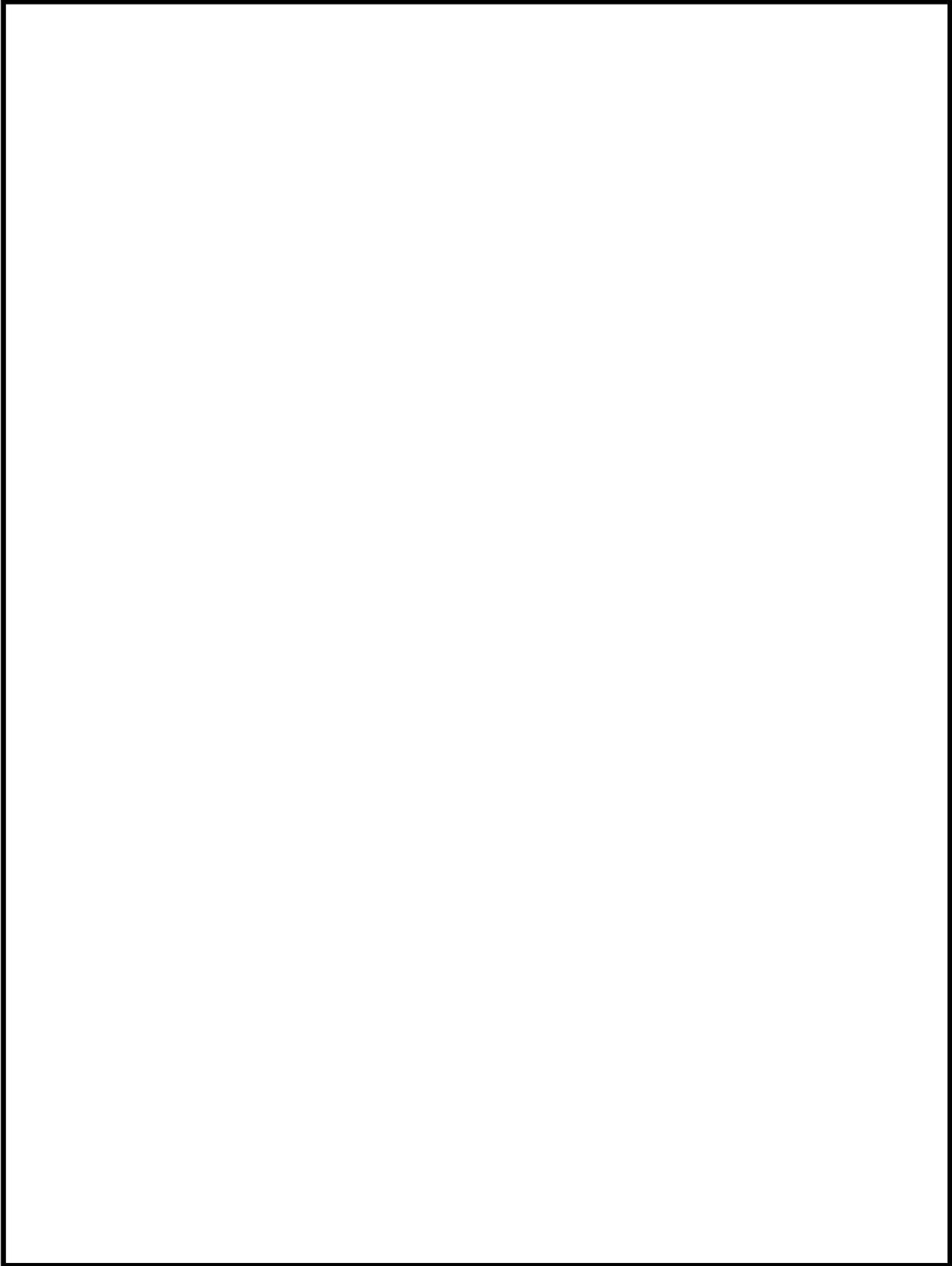
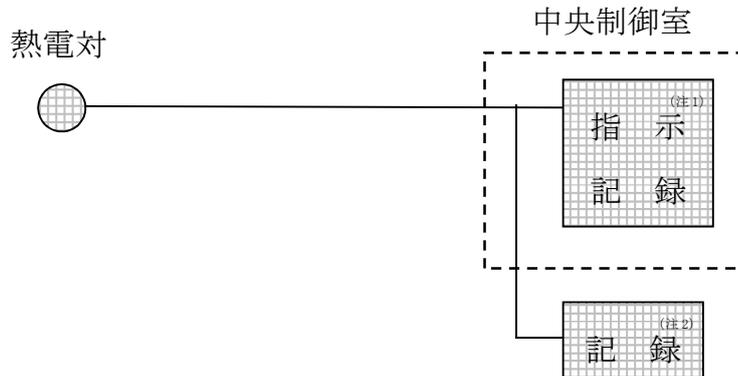


図 8 機器配置図 (7 号炉地下中 2 階及び地下 2 階)

53-4 系統図

(1) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

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、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、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) SPDS 表示装置

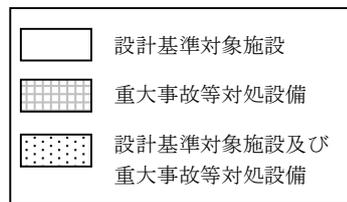


図1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(2) 原子炉建屋水素濃度

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にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気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。）

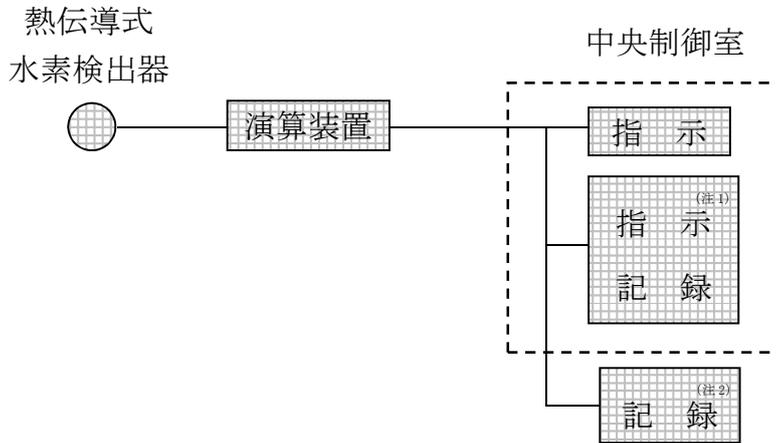
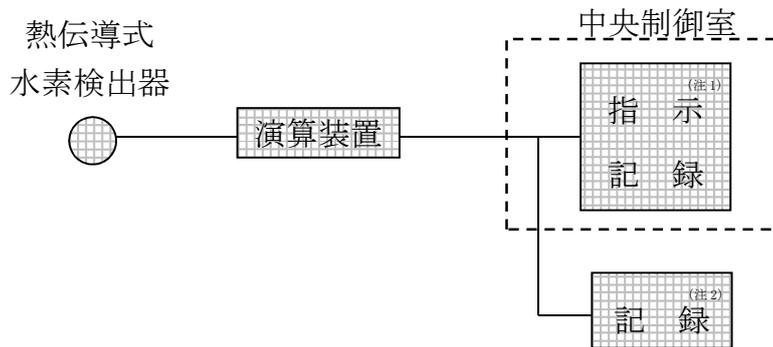


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

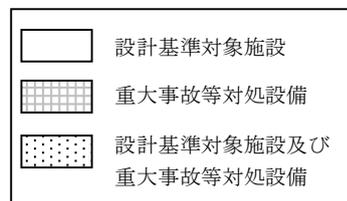
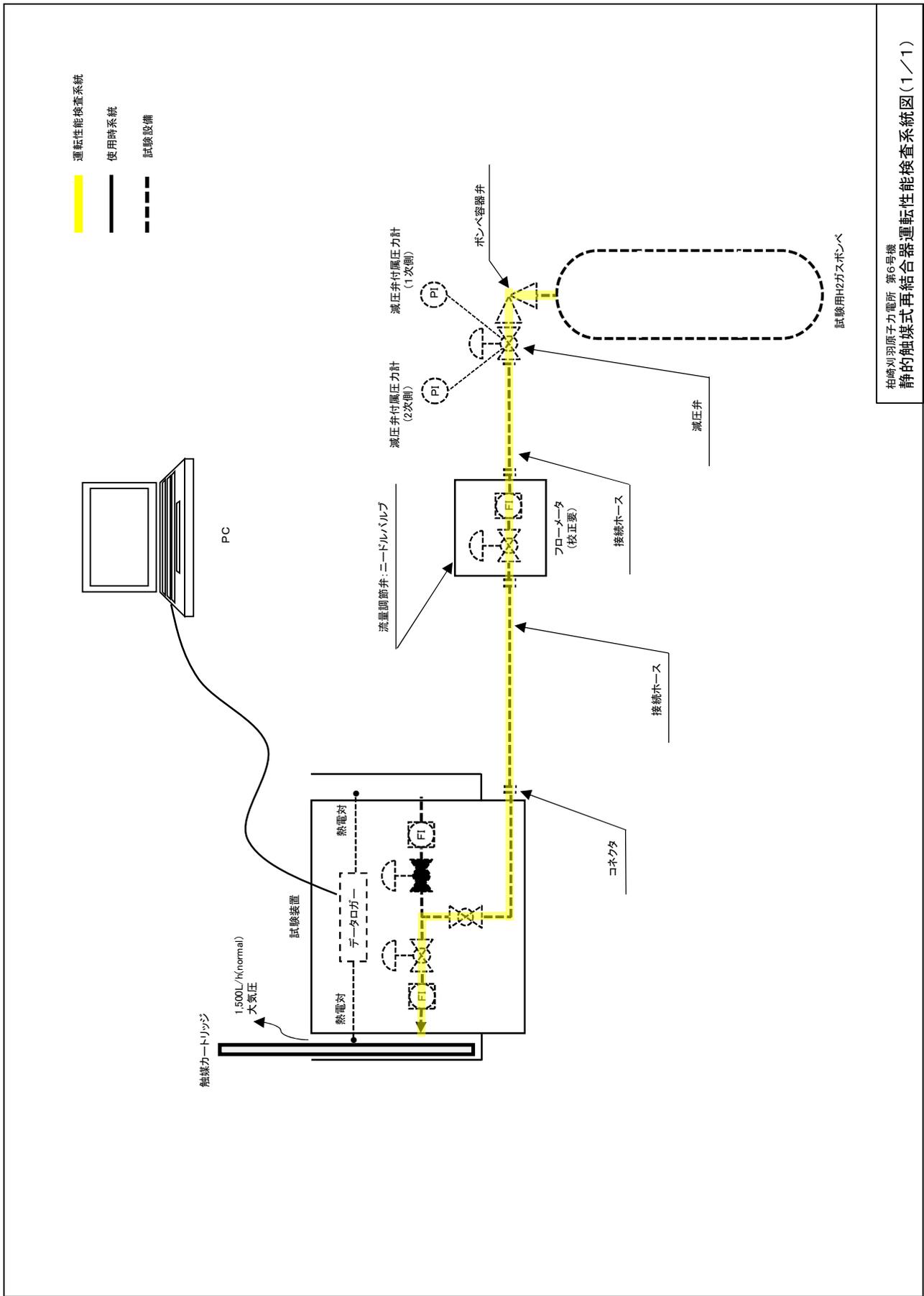


図 3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

53-5 試験及び検査



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
 静的触媒式再結合器運転性能検査系統図(1/1)

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

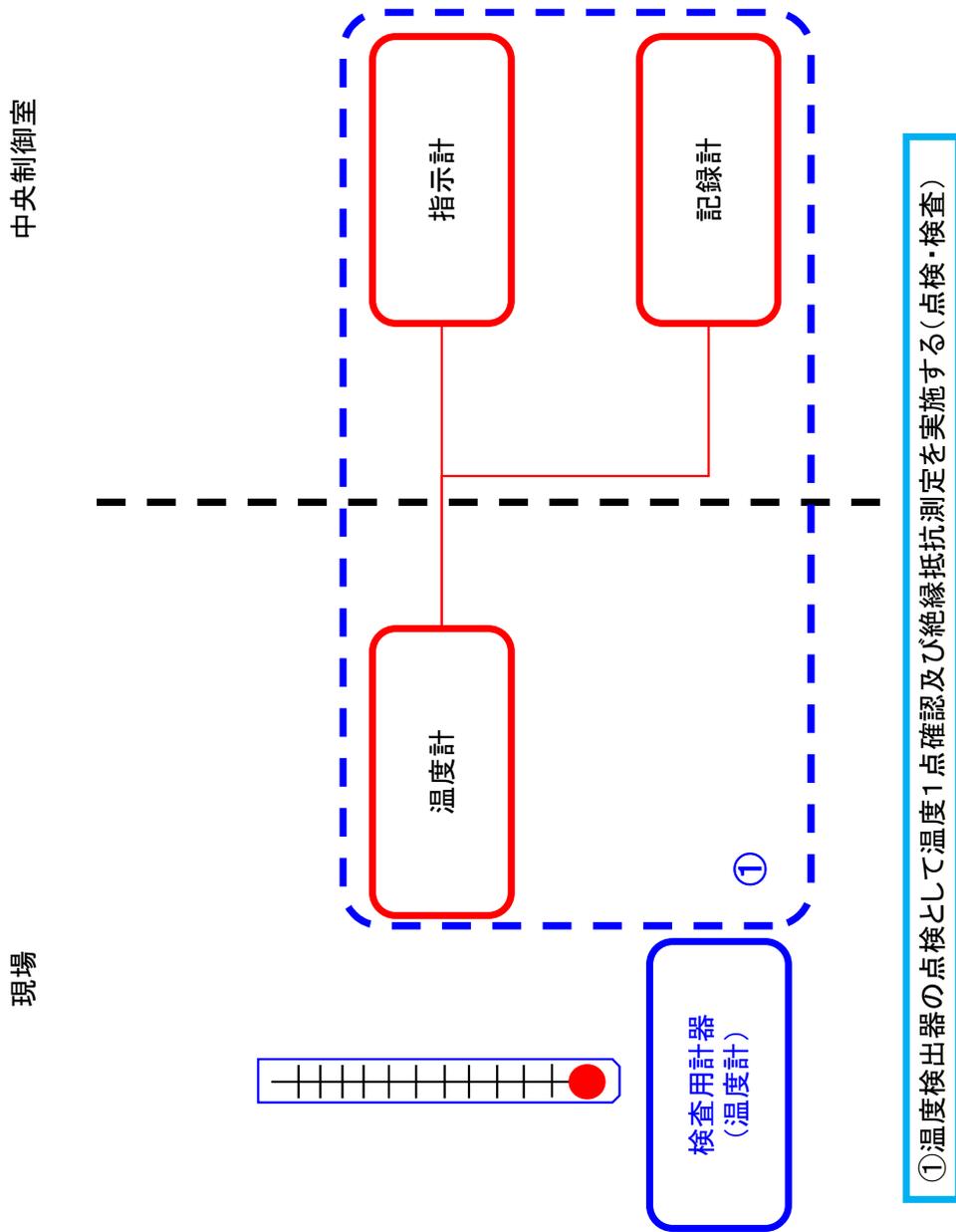
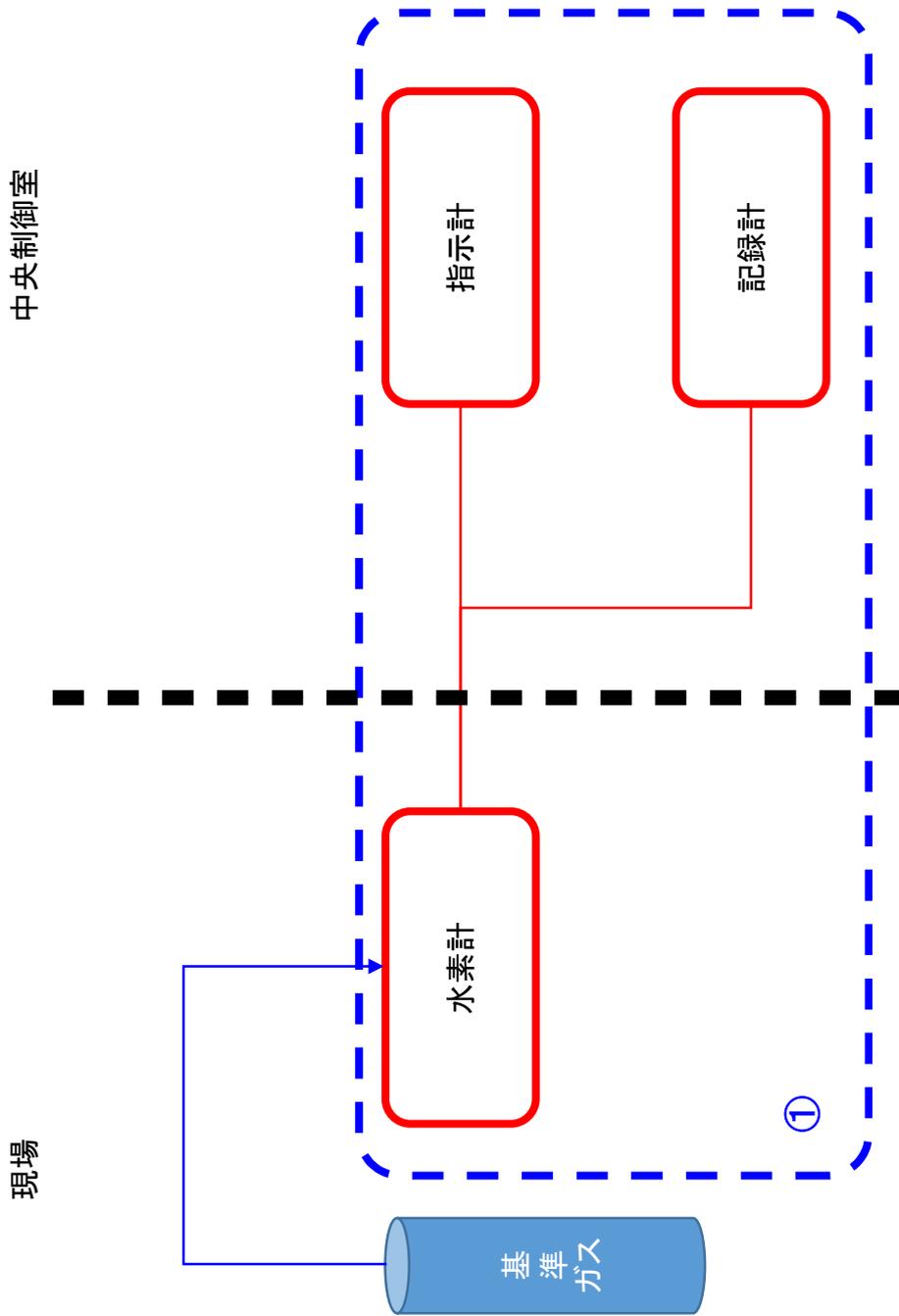


図2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



①検出器の点検として水素濃度1点の確認を基準ガスによる校正により実施する(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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、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

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : PAR入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁻⁵Pa)
- 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}
水素の可燃限界濃度 4%未満に低減するため、4%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 4%, 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、水素の可燃限界濃度である 4%時における PAR の温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4%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、重大事故時に格納容器内に存在するガス状水素による 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 (-)

1) 必要個数の計算

格納容器からの水素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 \times 0.5
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg \times 10 %/日) \div (24 h/日) \div 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。

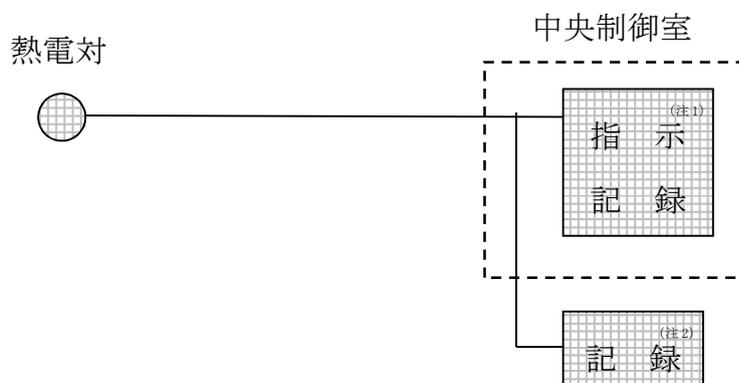
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(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、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、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) SPDS 表示装置

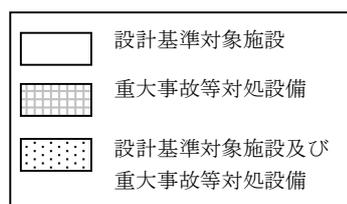


図1 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(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	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	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃ 以下	重大事故時において、静 的触媒式水素再結合器の 最高使用温度（300℃） を監視可能である。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・ 重大事故等時：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。

・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷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にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気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。）

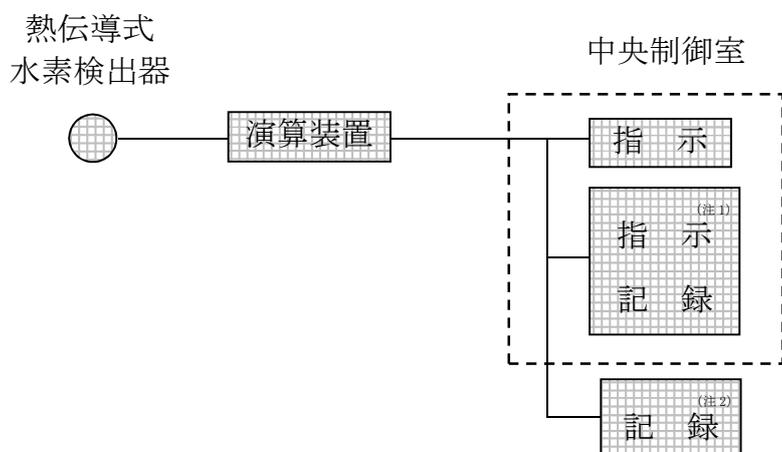
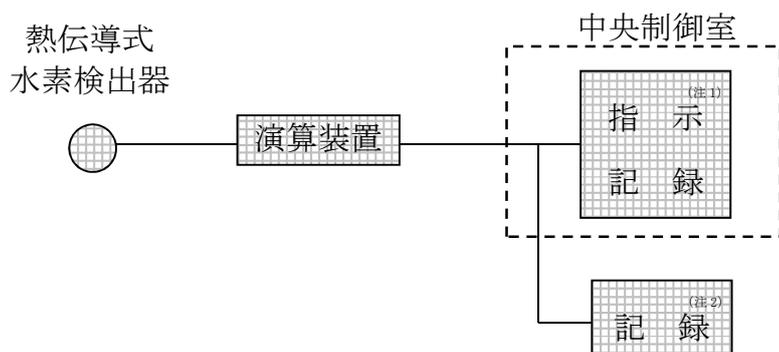


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) SPDS 表示装置

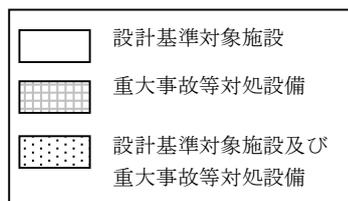


図 3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(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	熱伝導度方式	0～20%	7	原子炉建屋地上4階:2個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下中2階:1個 原子炉建屋地下2階:1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	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	
原子炉建屋水素濃度	0～20%	—	—	—	2%以下	重大事故時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4%）を監視可能である。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・ 重大事故等時：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。

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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。格納容器頂部は図1に示すように、原子炉ウェルに水を注水することで、格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温、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、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、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閉じ込め機能強化を図る。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、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

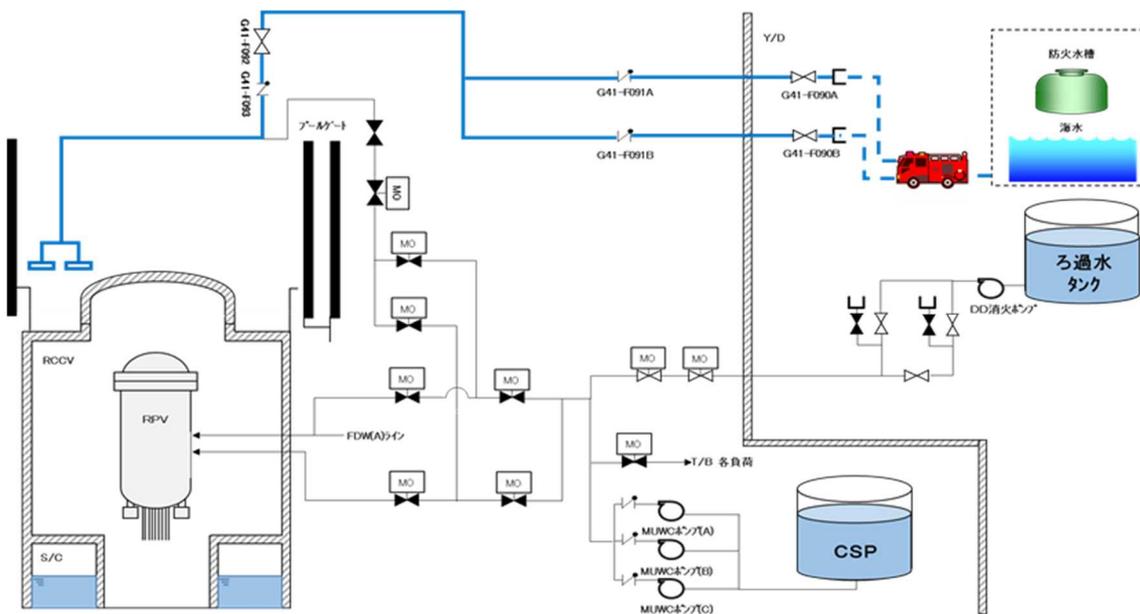


図1 格納容器頂部注水系 概要図

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、重大事故等発生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、ドライウェルヘッド雰囲気温度計の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的に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) 圧力抑制室プール水浄化系による原子炉ウェル注水の整備

圧力抑制室プール水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漏えいを抑制する。

圧力抑制室プール水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、機器仮置きプール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、炉心の著しい損傷が発生した場合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。

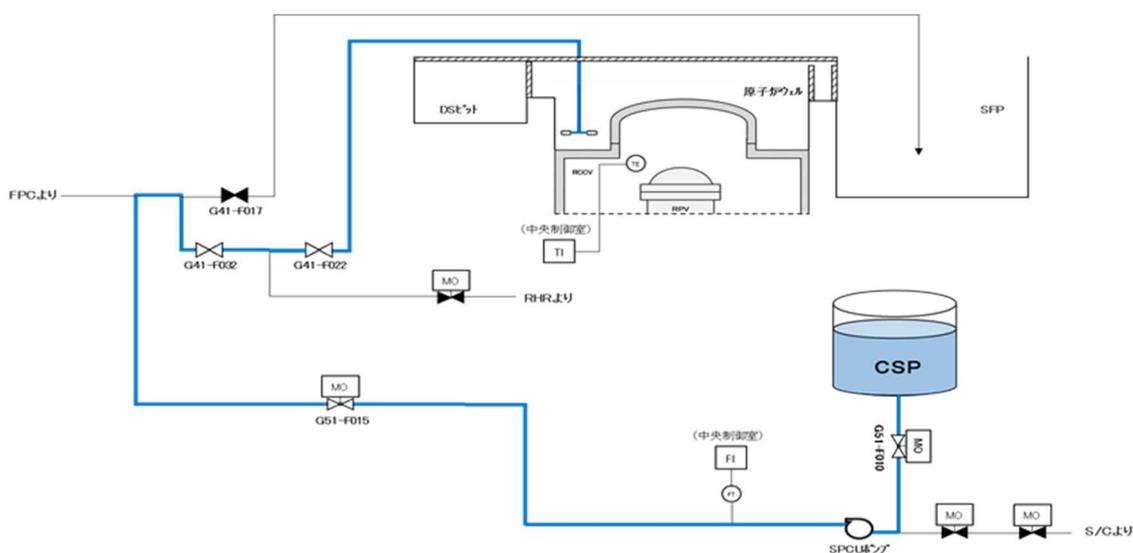


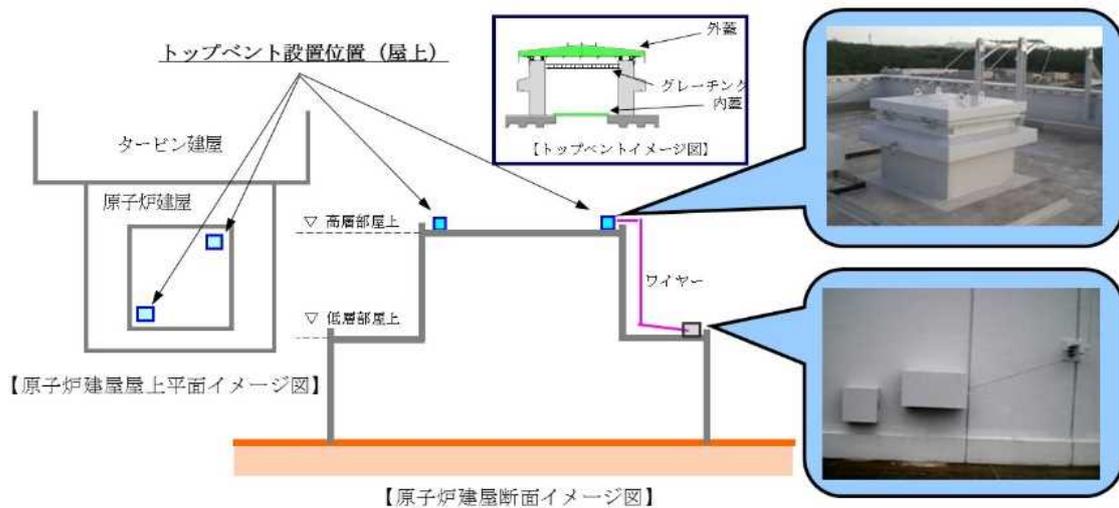
図2 圧力抑制室プール水浄化系による原子炉ウェル注水 概要図

(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を外部へ排出することで、水素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 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第55条に対する設計方針を示す章）」で示す。



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	54-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B	
			関連資料	54-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、ファン、圧縮機	A	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2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		
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設備有り)-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	—		

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	54-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B	
			関連資料	54-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、ファン、圧縮機	A	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2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		
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設備有り)-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	—		

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	二次格納施設内	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	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)	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)	対象外	
			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	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)	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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	(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	二次格納施設内	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	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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器, ヒューズによる分離を行う)	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 54-11 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	二次格納施設内	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	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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器, ヒューズによる分離を行う)	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D B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 54-11 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	二次格納施設内	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	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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器, ヒューズによる分離を行う)	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D B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 54-11 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	二次格納施設内	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	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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	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	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		54-2 単線結線図 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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	B d, Bf
			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		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
			関連資料		54-4 系統図 54-9 アクセスルート図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	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)で操作可能	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
	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	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		54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備		

54-2
単線結線図

54-3
配置図

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を
使用時に設置する場所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
：設計基準対象施設
：重大事故等対処設備を示す。

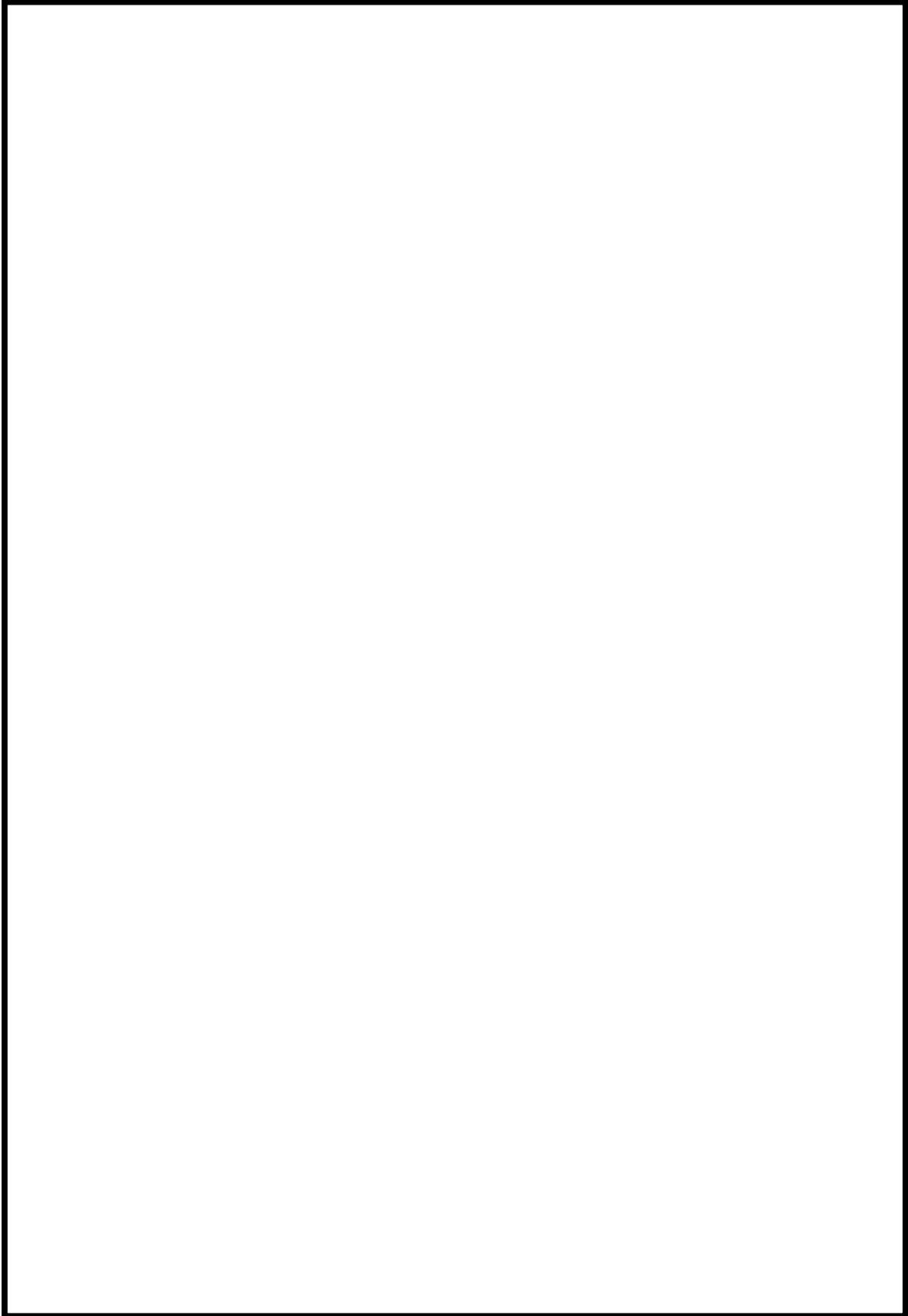


図1 燃料プール代替注水系 構内全体配置図

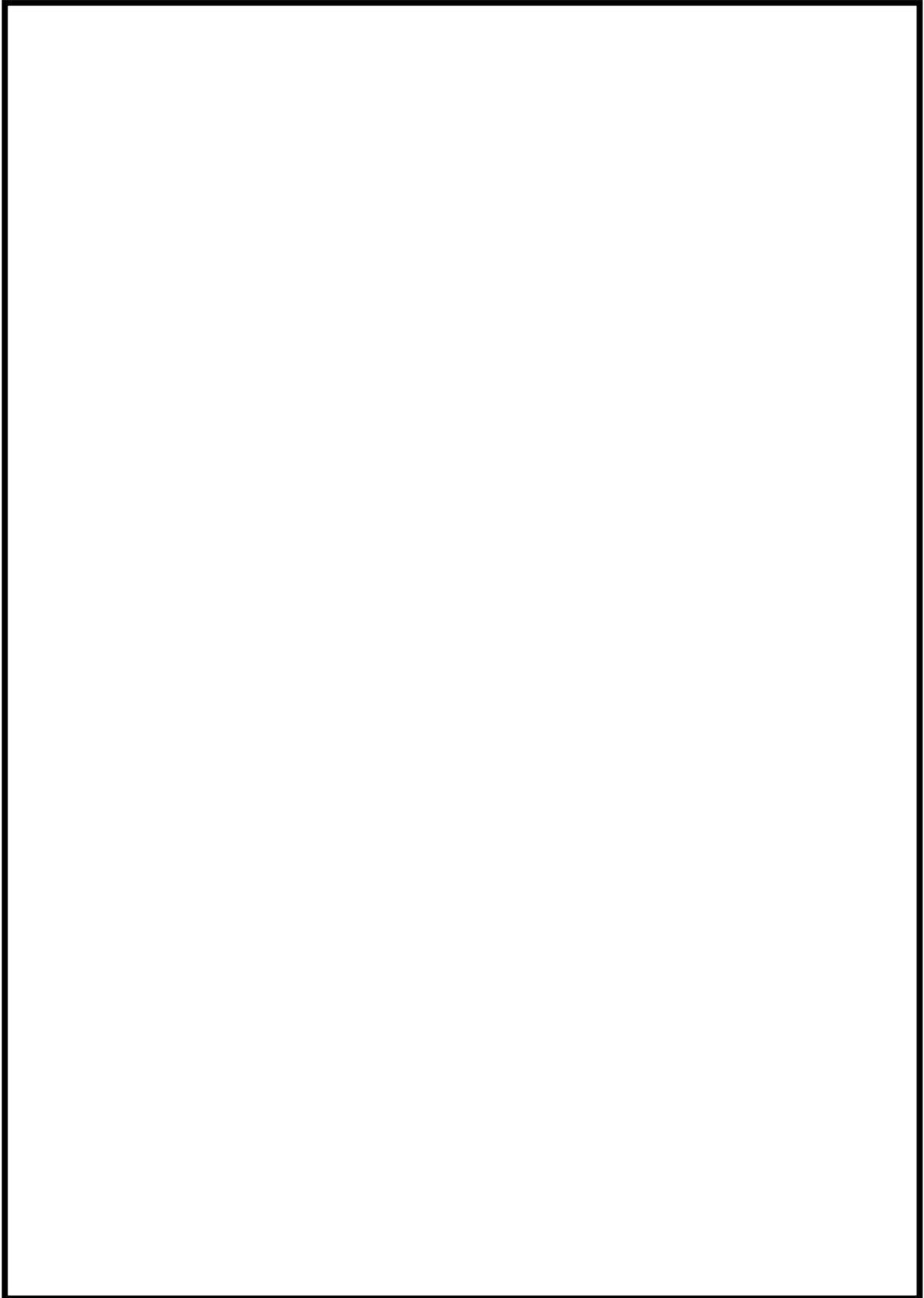


図 2 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
第 54 条第 1 項対応 屋外配置図 (例)

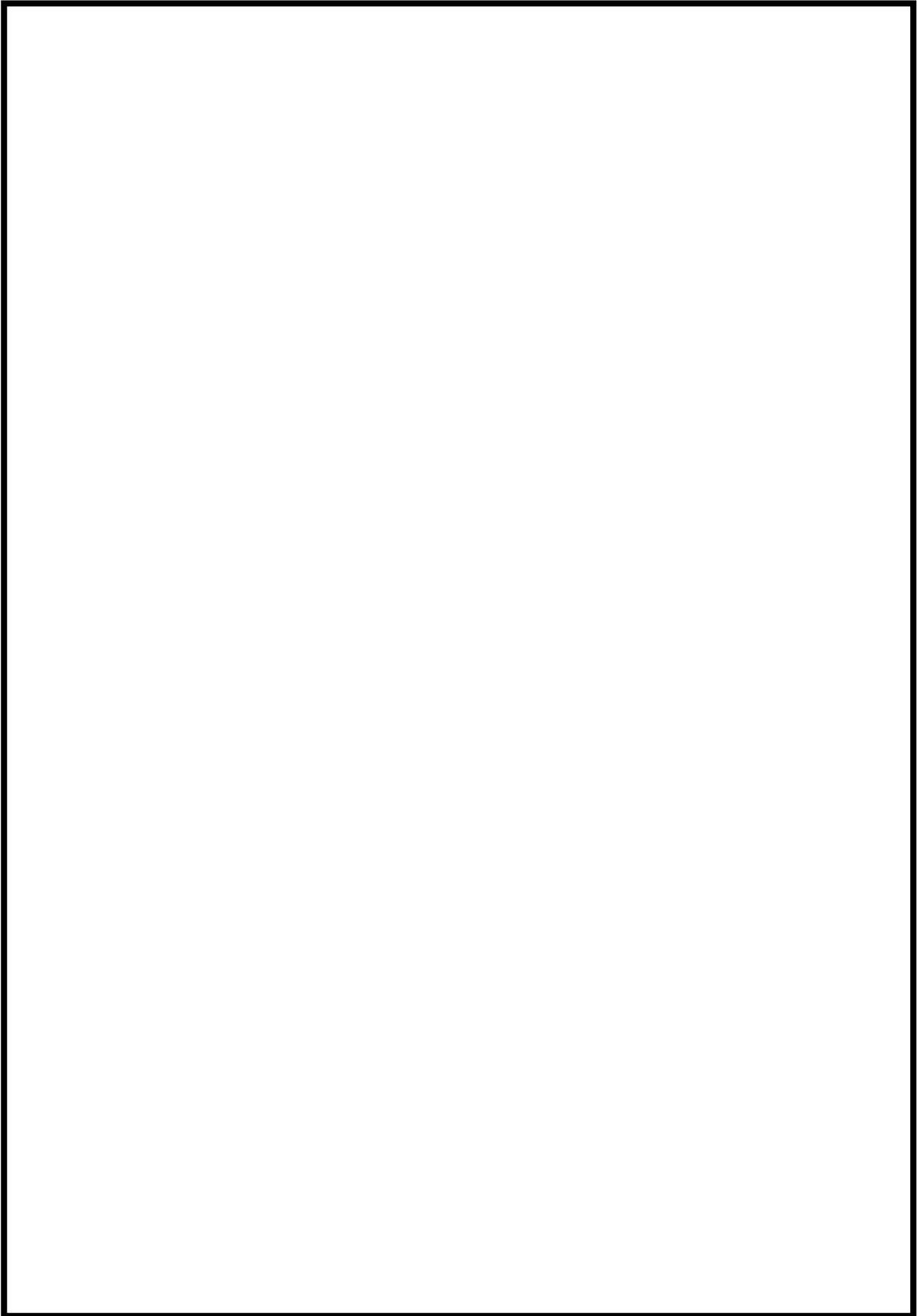


図3 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
第54条第2項対応 屋外配置図(例)

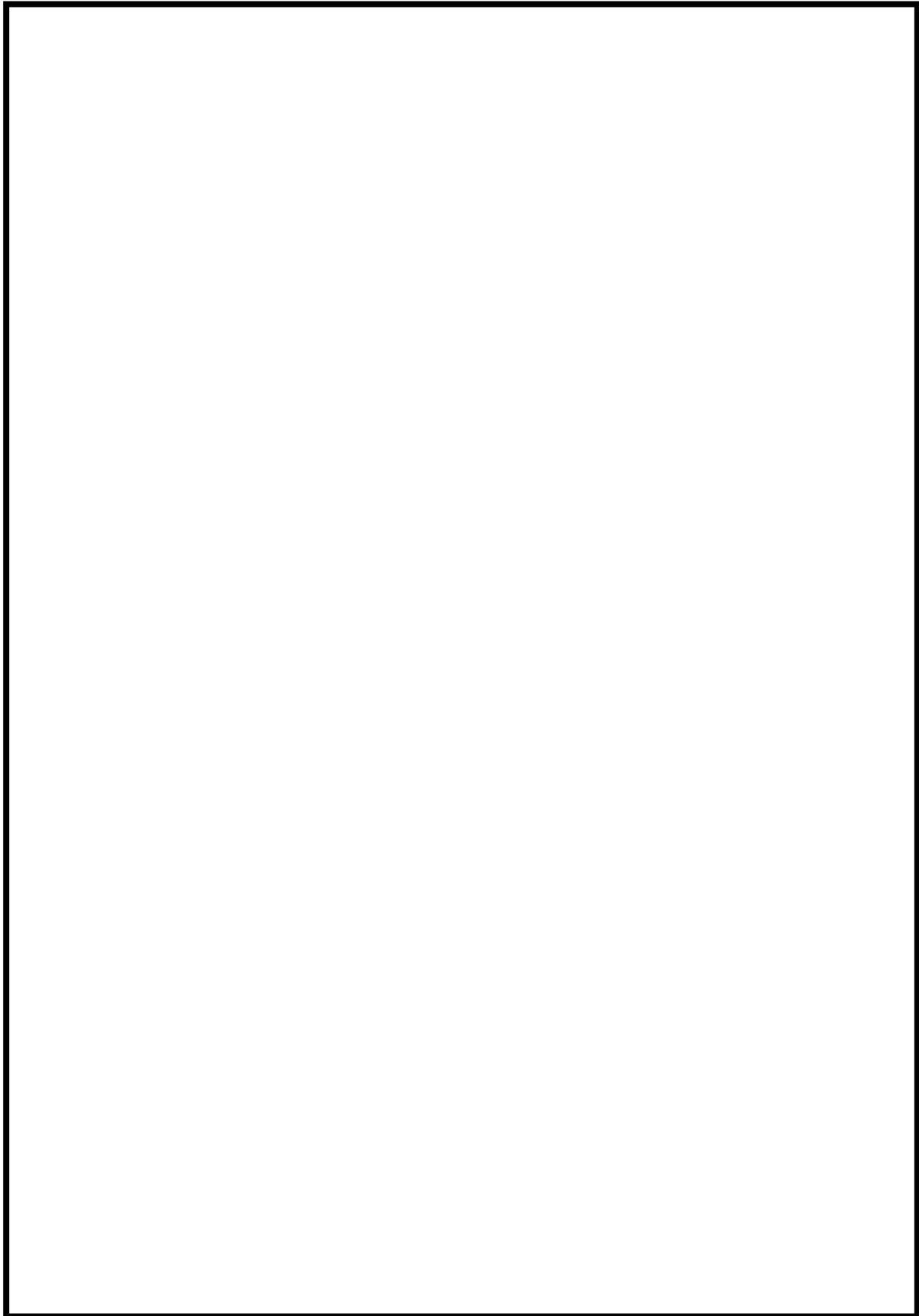


図 4 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
6号炉 屋内配置図(1/3)

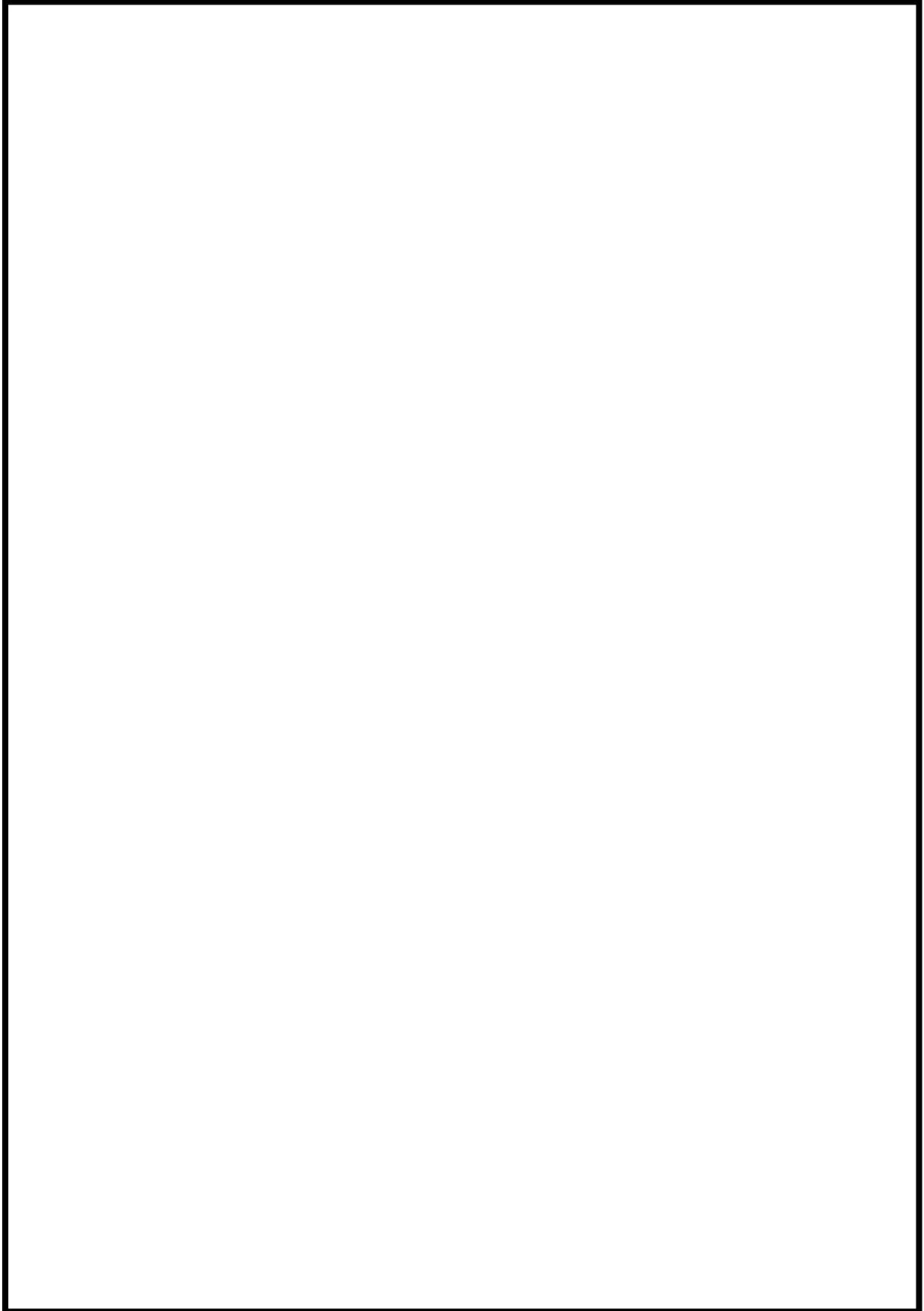


図 5 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
6号炉 屋内配置図(2/3)

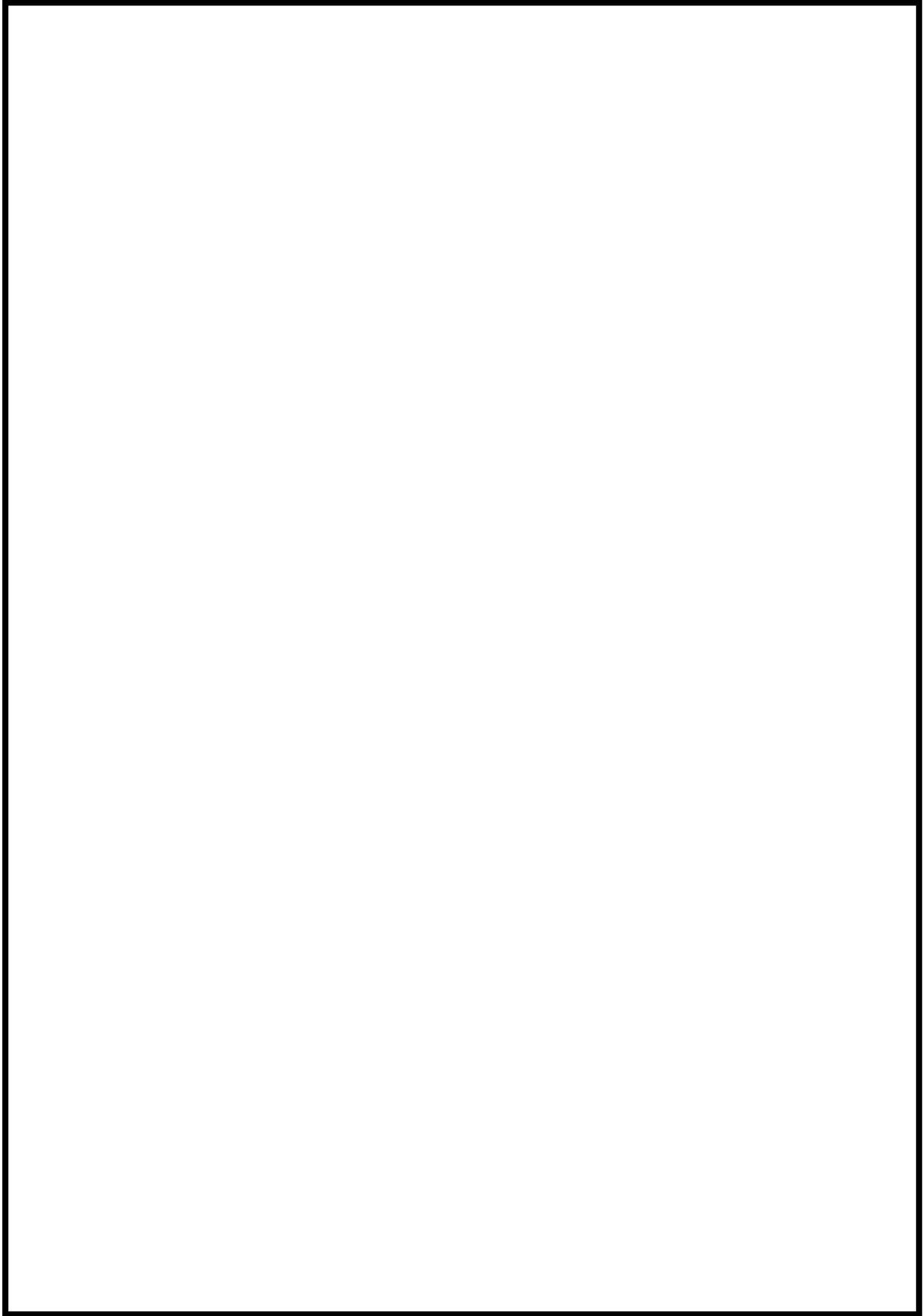


図 6 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
6号炉 屋内配置図(3/3)

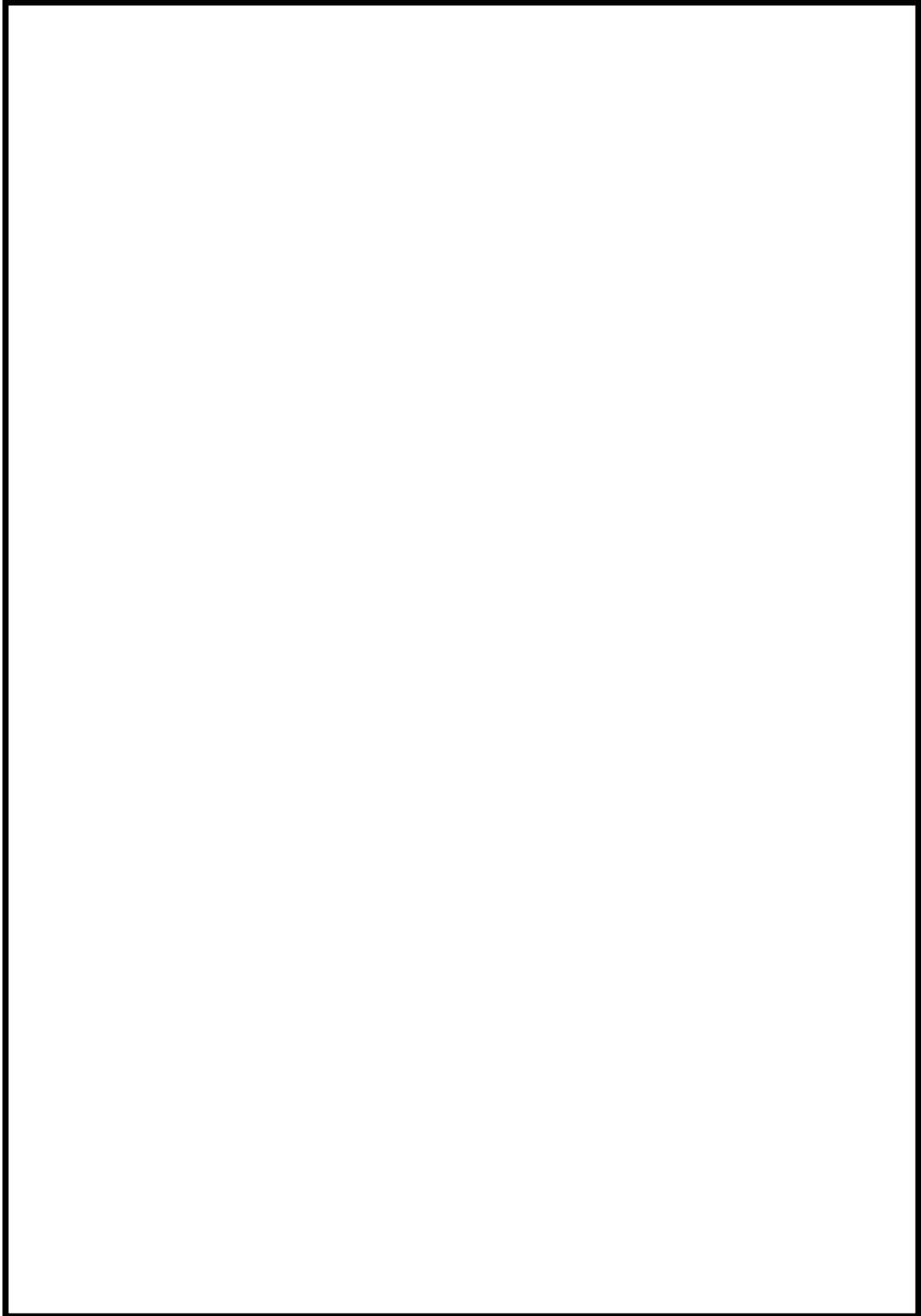


図 7 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
7号炉 屋内配置図(1/3)

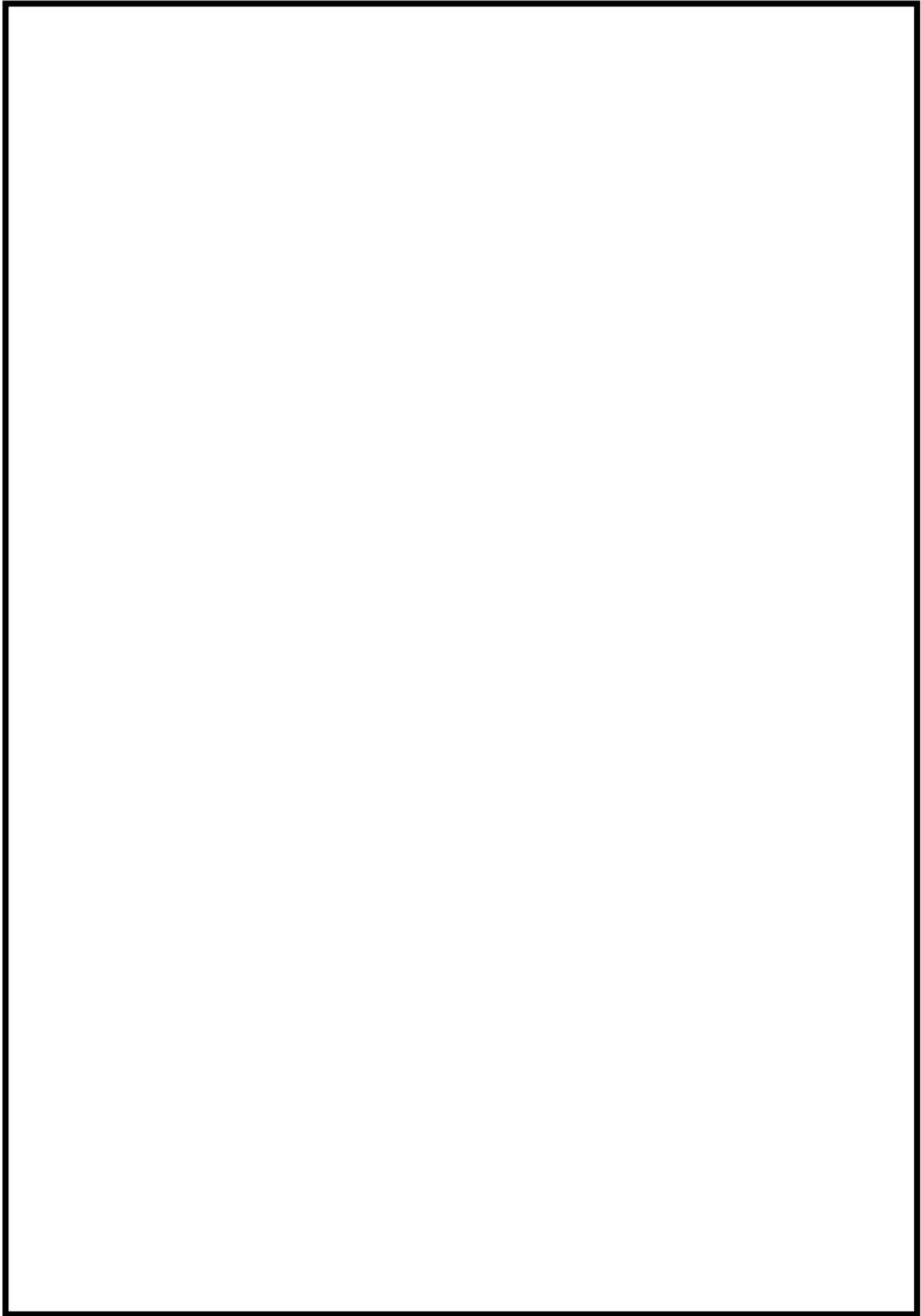


図 8 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
7号炉 屋内配置図(2/3)

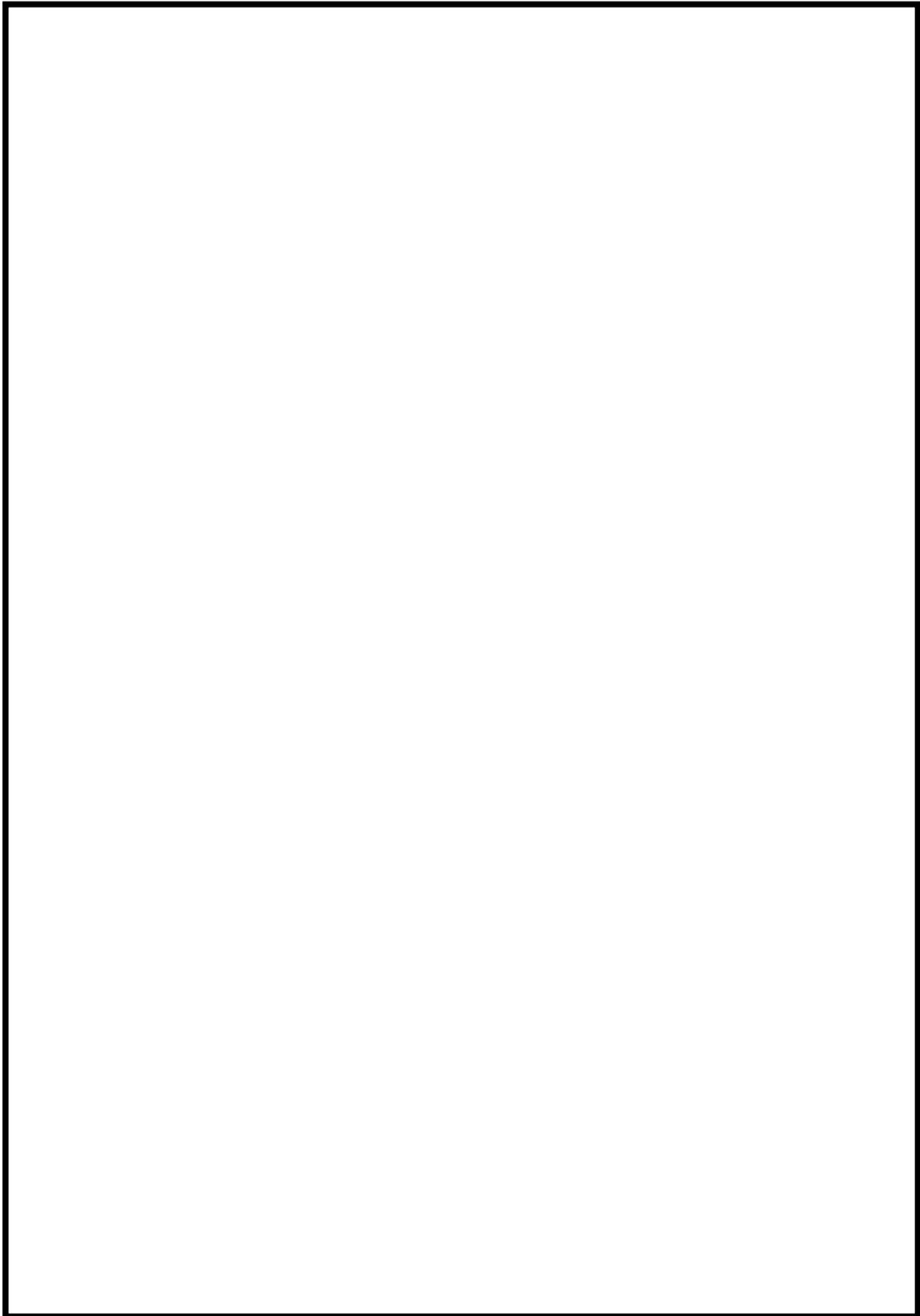


図9 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)
7号炉 屋内配置図(3/3)

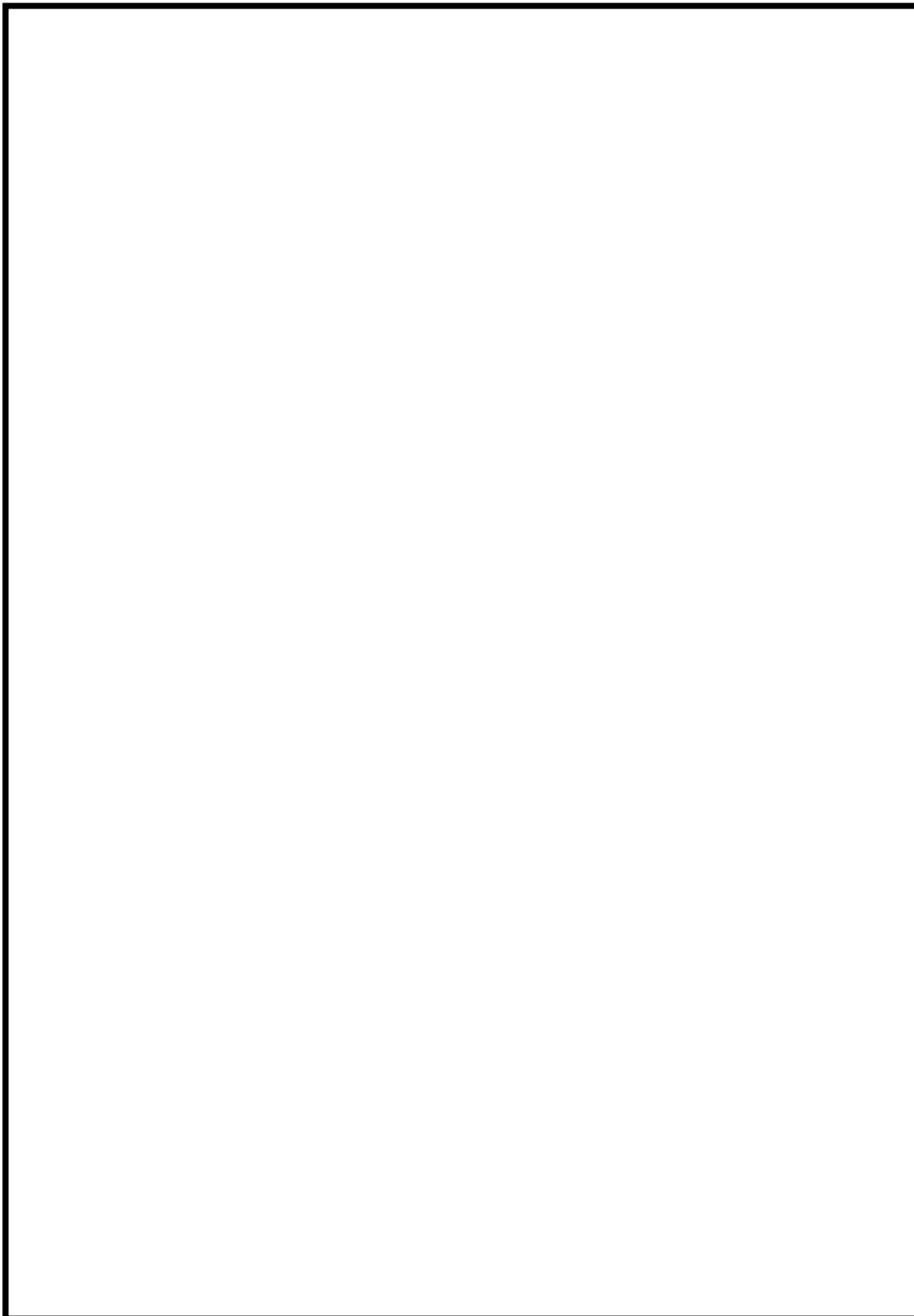


図 10 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 1 項対応 屋外配置図 (例)

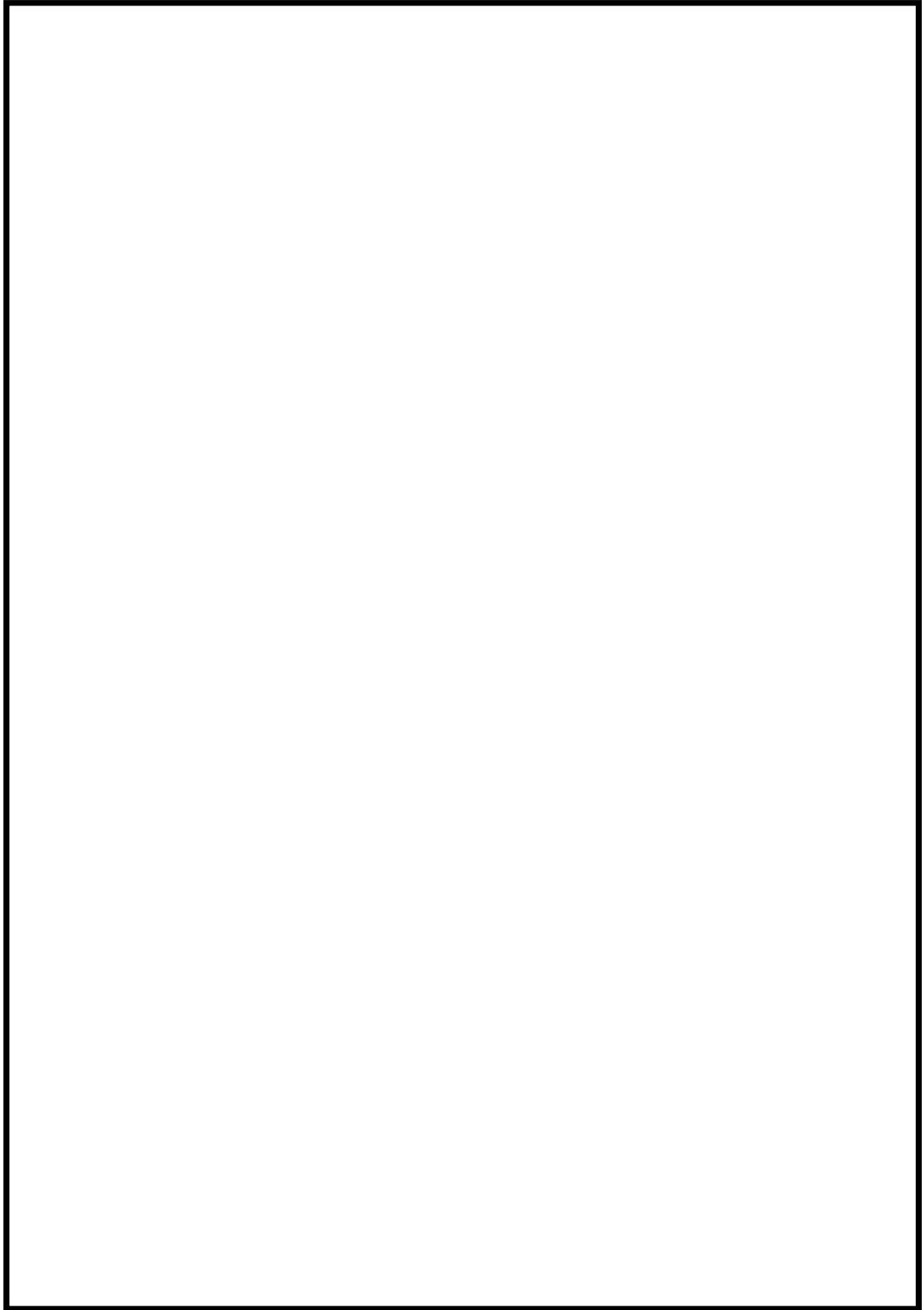


図 11 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 2 項対応 屋外配置図 (例)

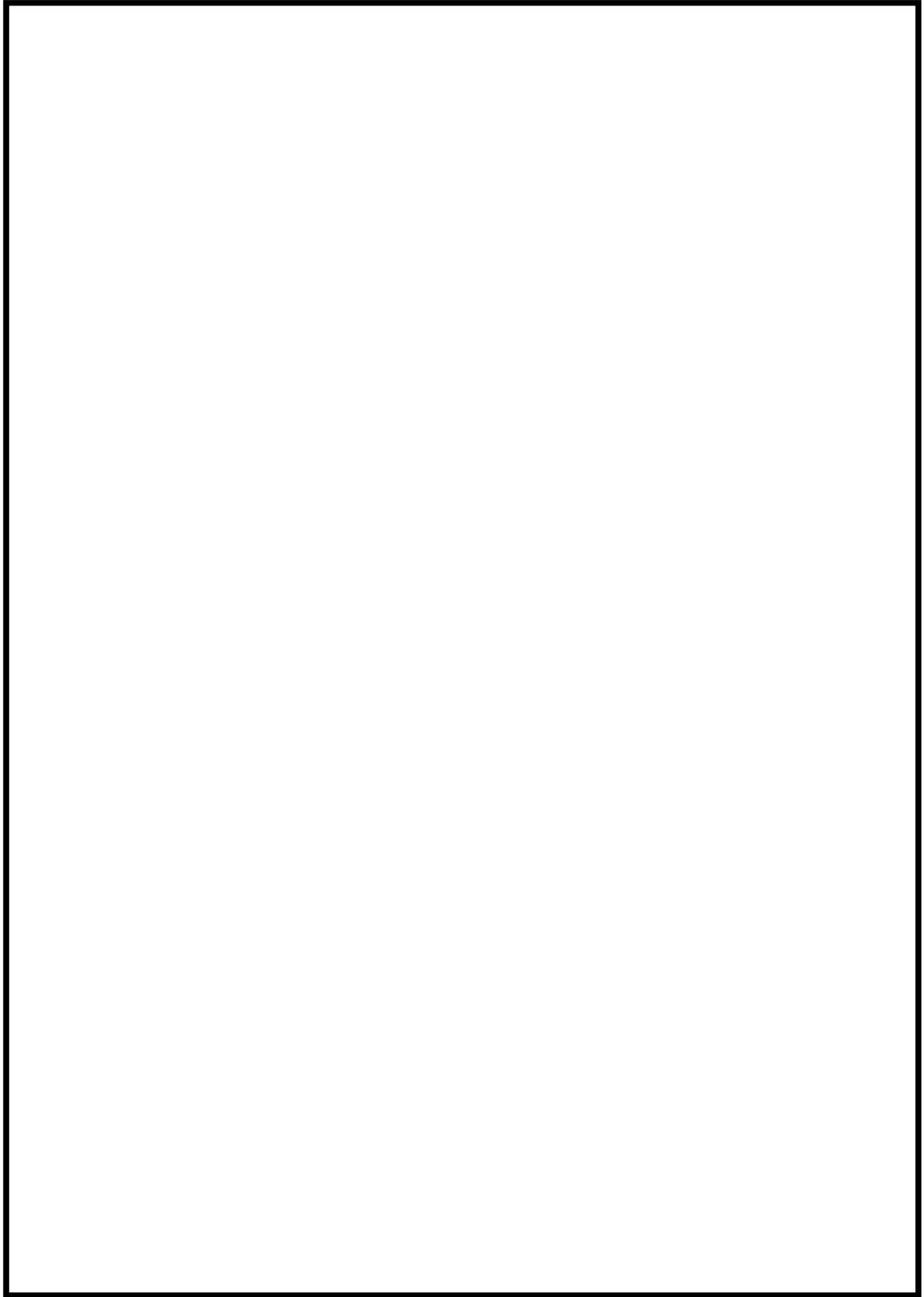


図 12 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
6号炉 屋内配置図

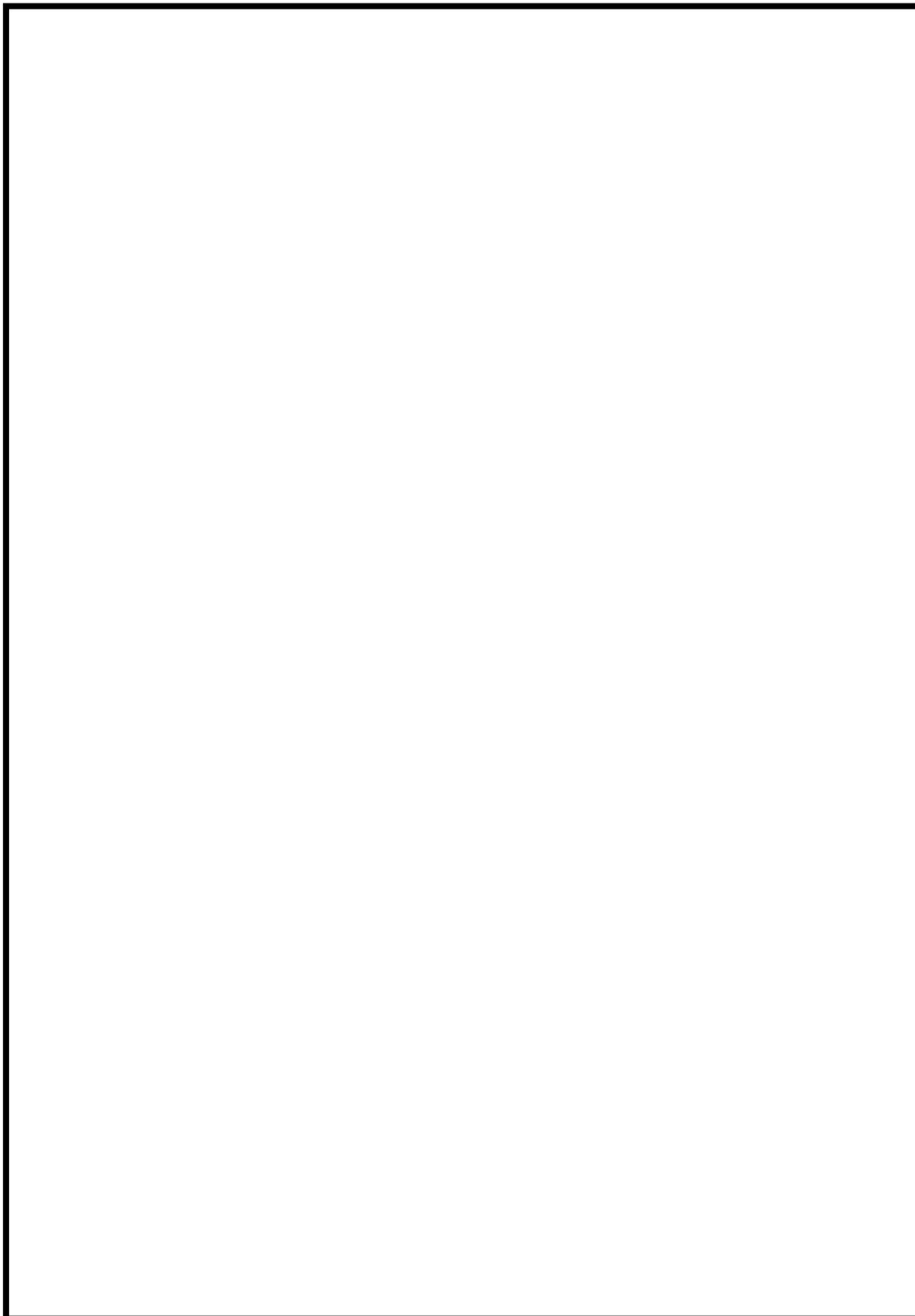


図 13 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
7号炉 屋内配置図

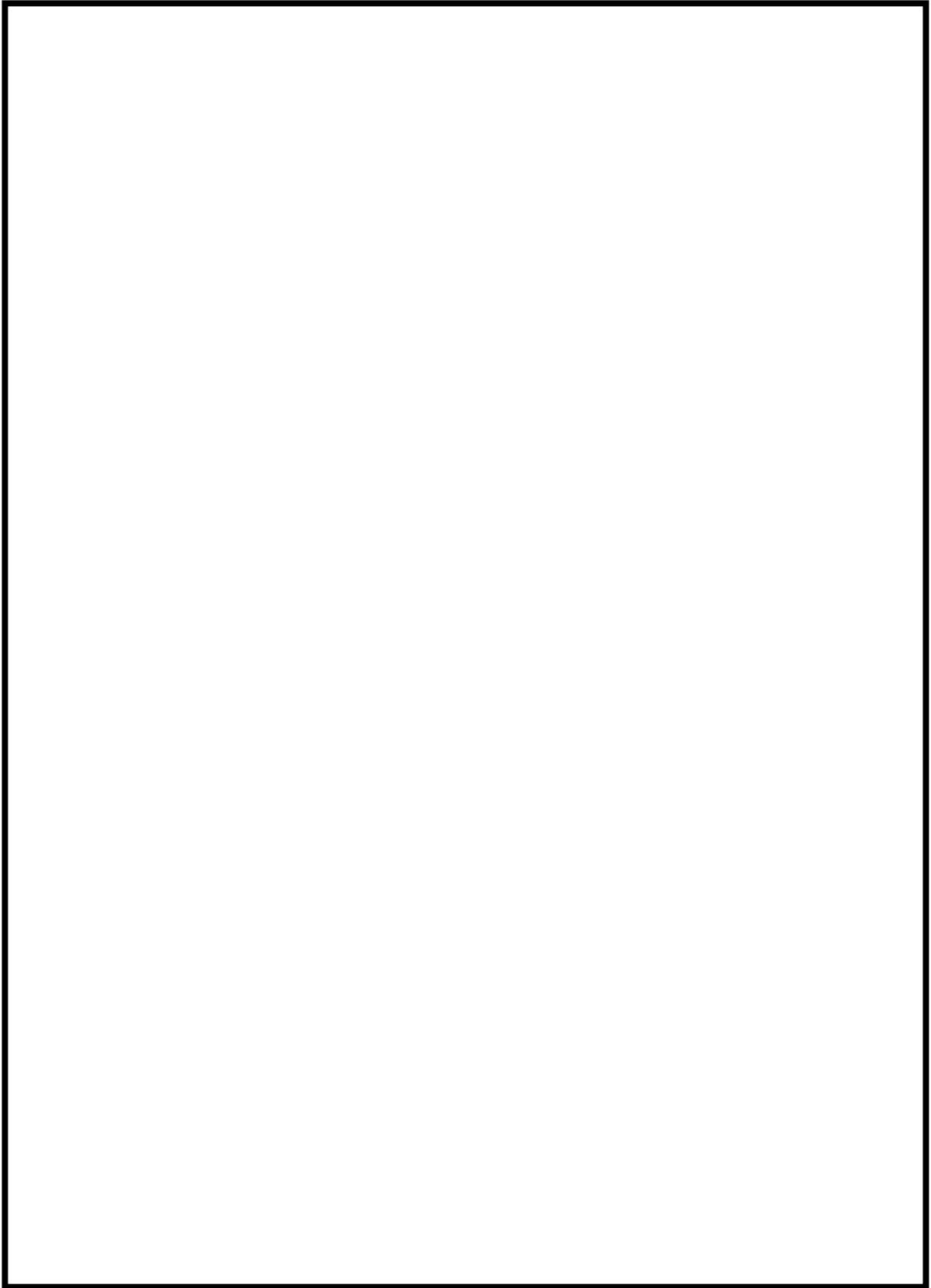


図 14 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (6 号炉地上 4 階)

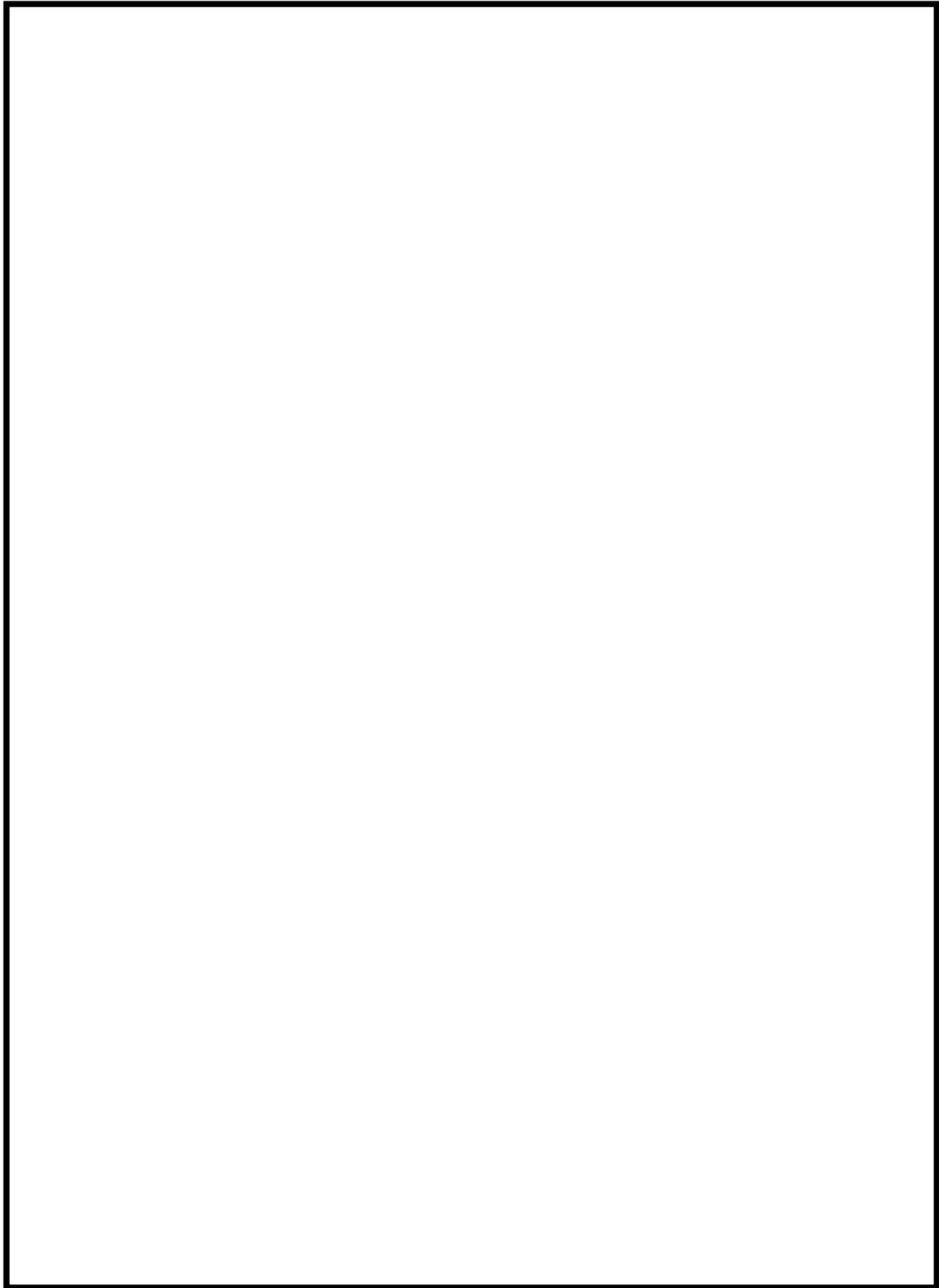


図 15 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (7号炉地上4階)

54-4
系統図

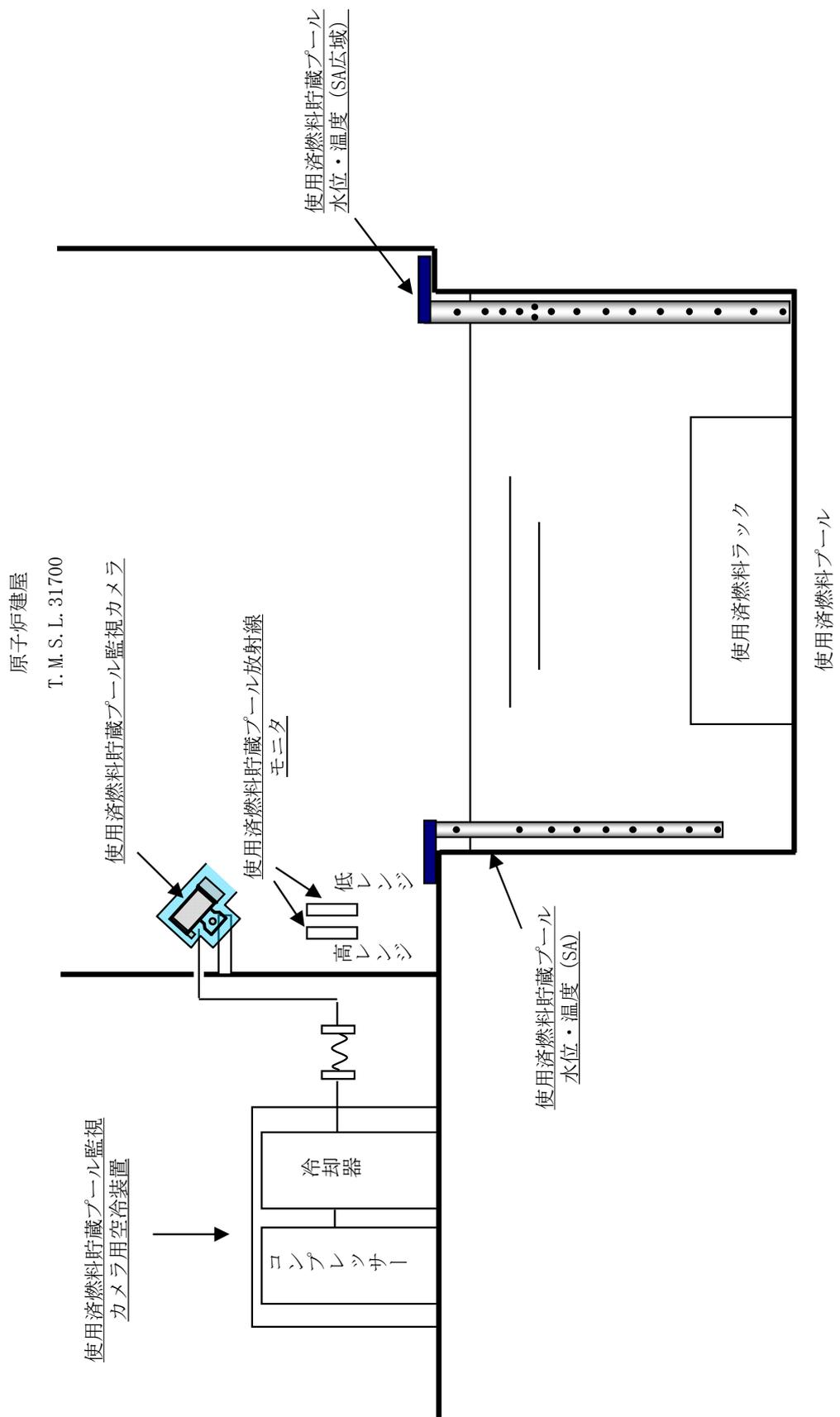


図 2 6号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

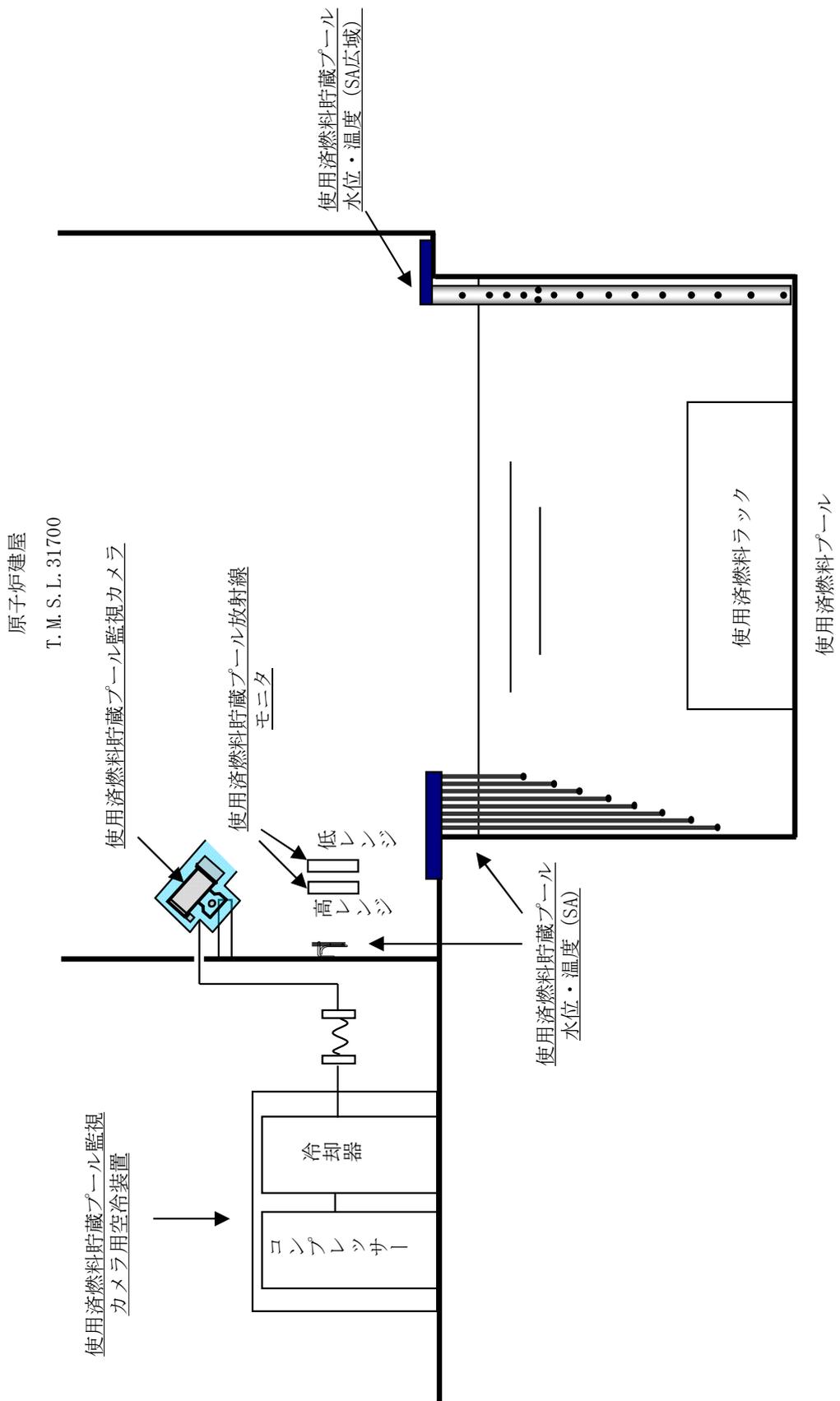


図 3 7号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

54-5
試験及び検査

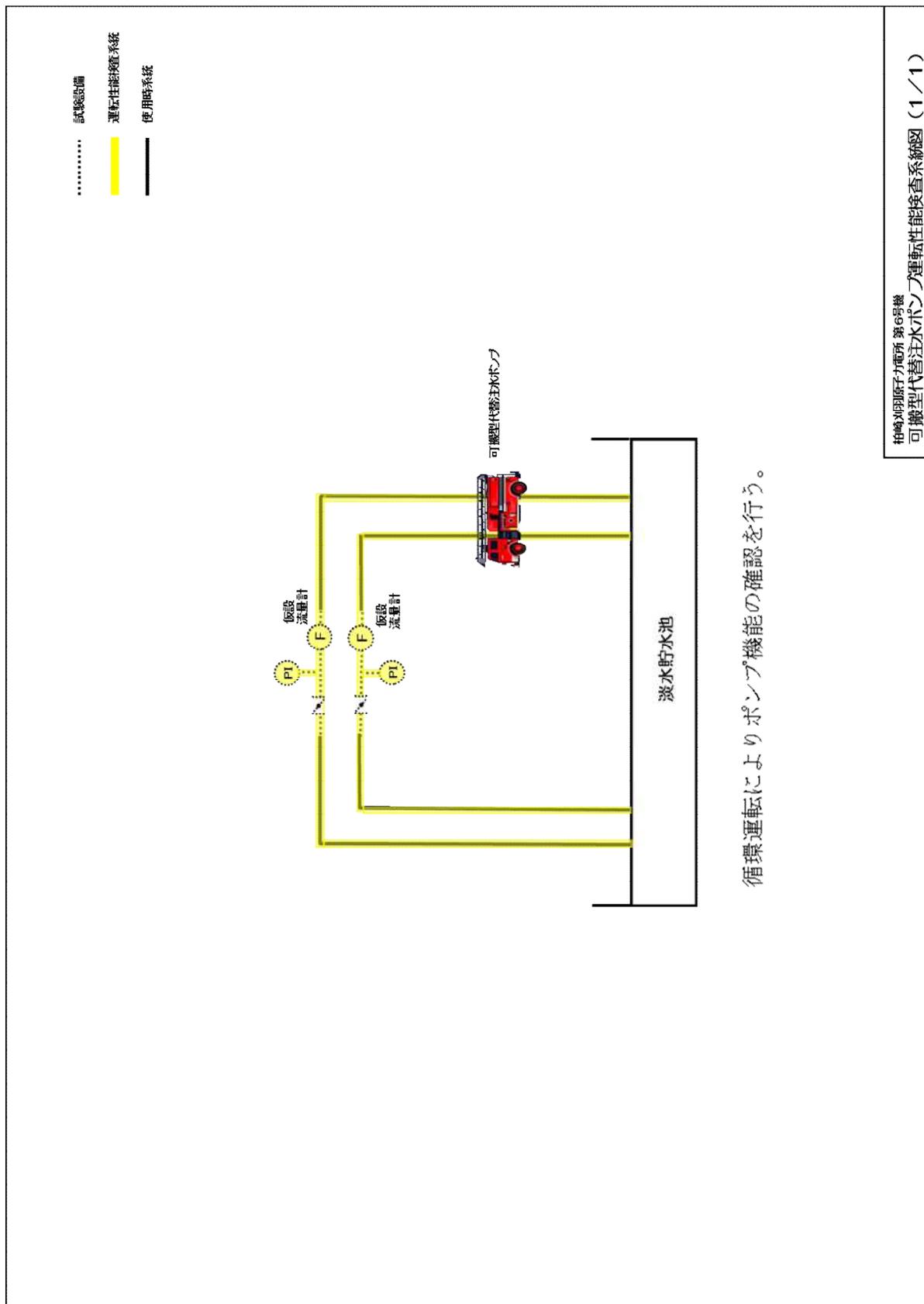


図1 可搬型代替注水ポンプの試験及び検査概要図 (その1)

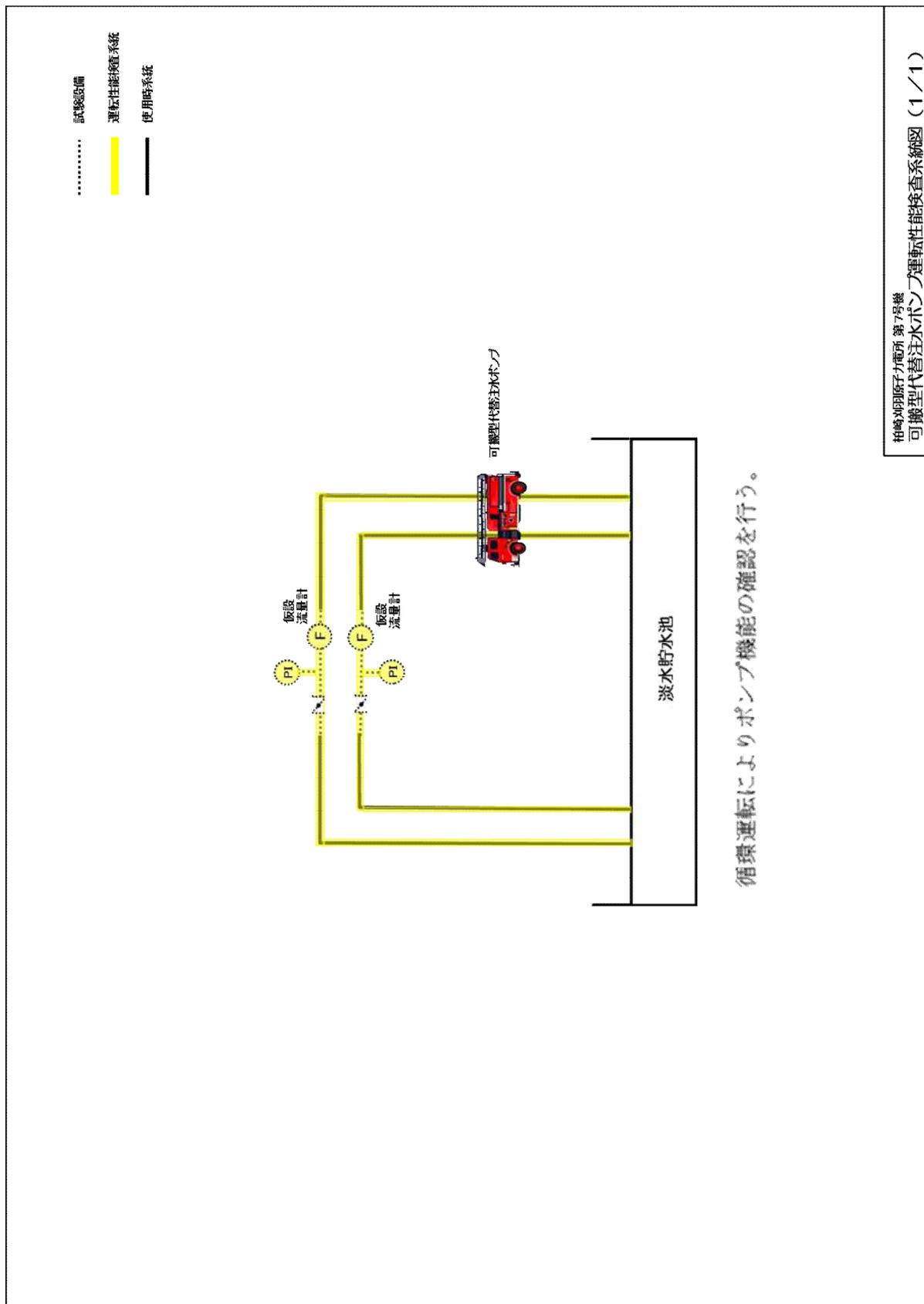


図2 可搬型代替注水ポンプの試験及び検査概要図 (その2)

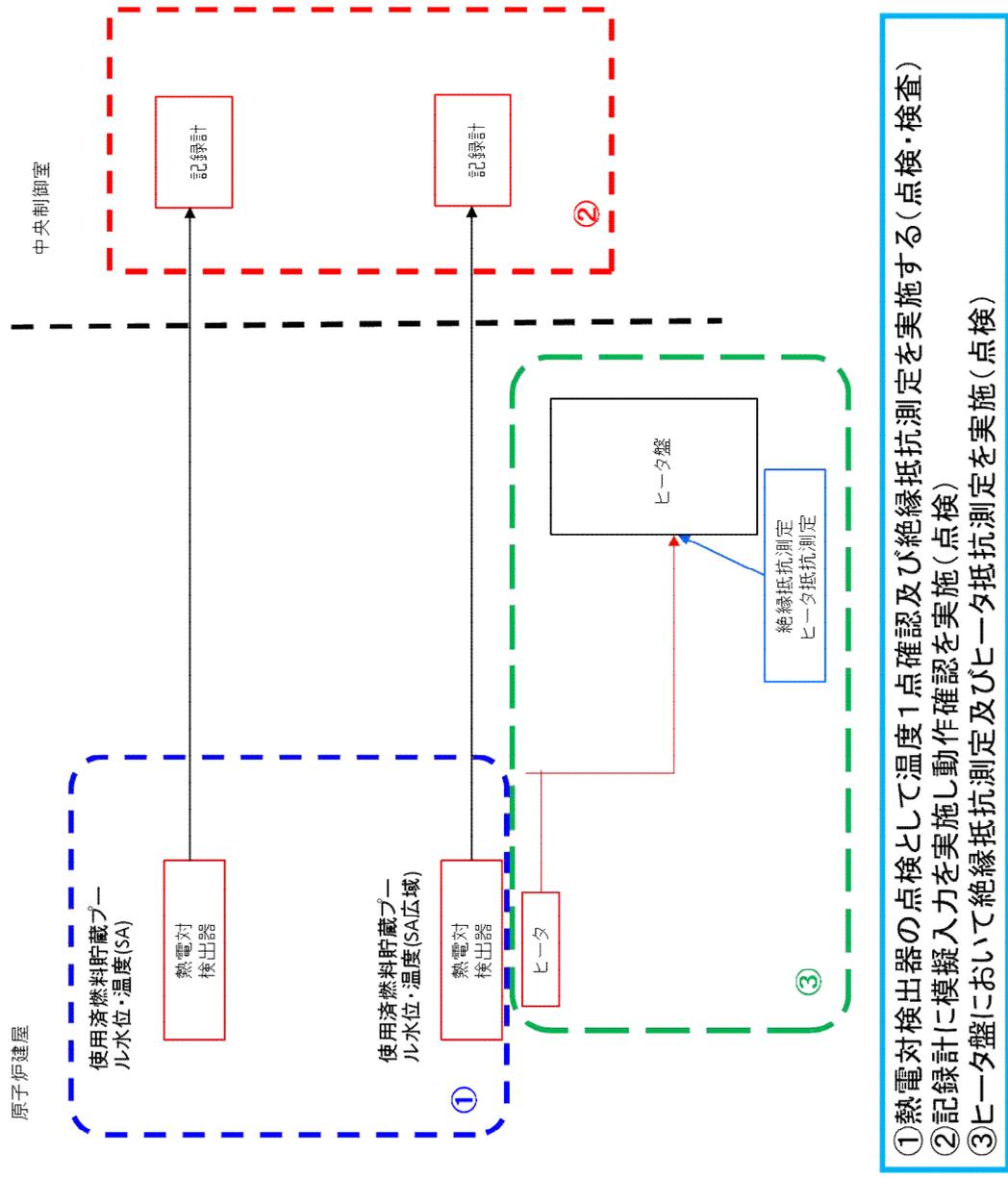


図 3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域及び SA) の試験及び検査概要図

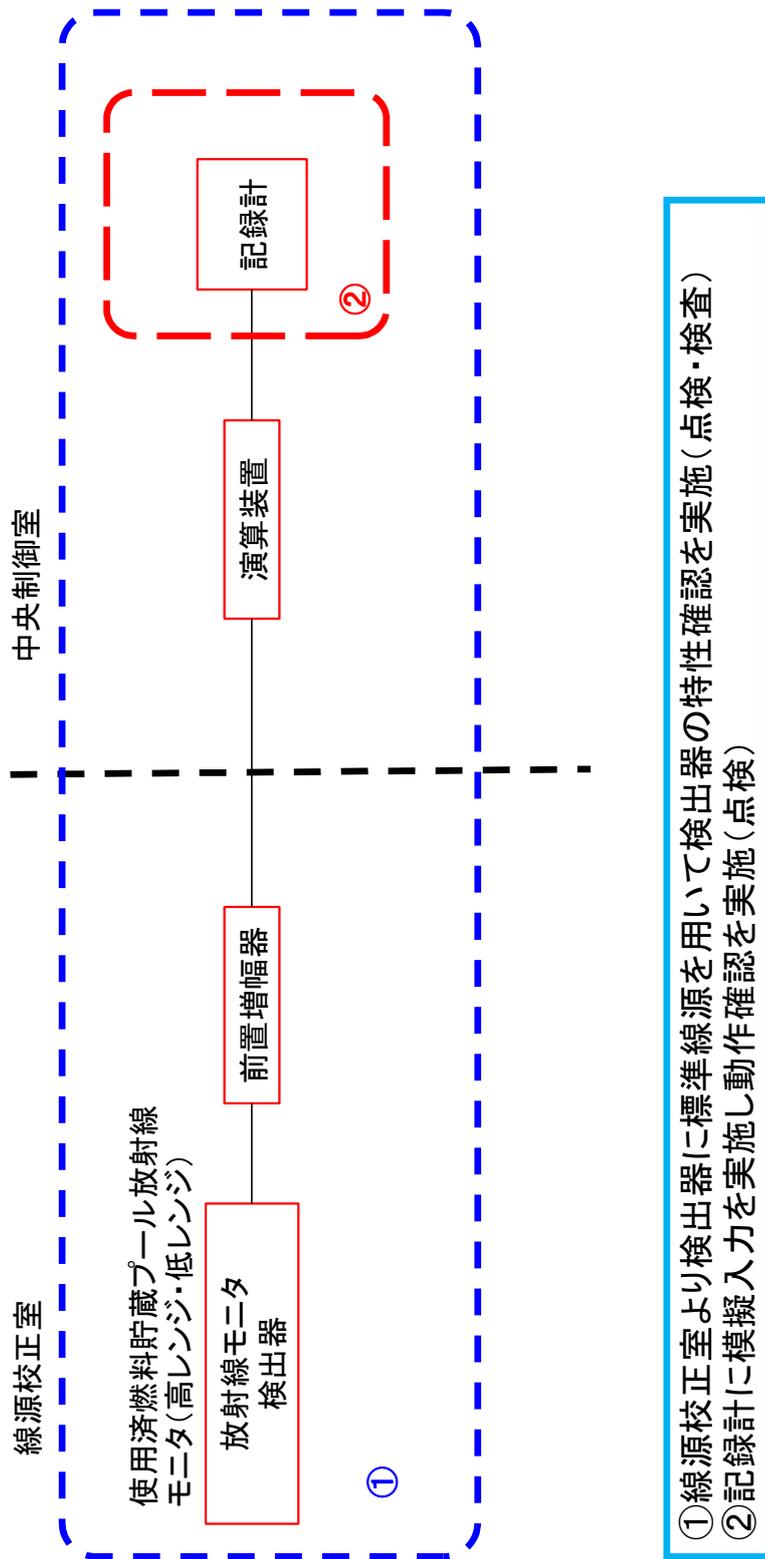


図4 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の試験及び検査概要図

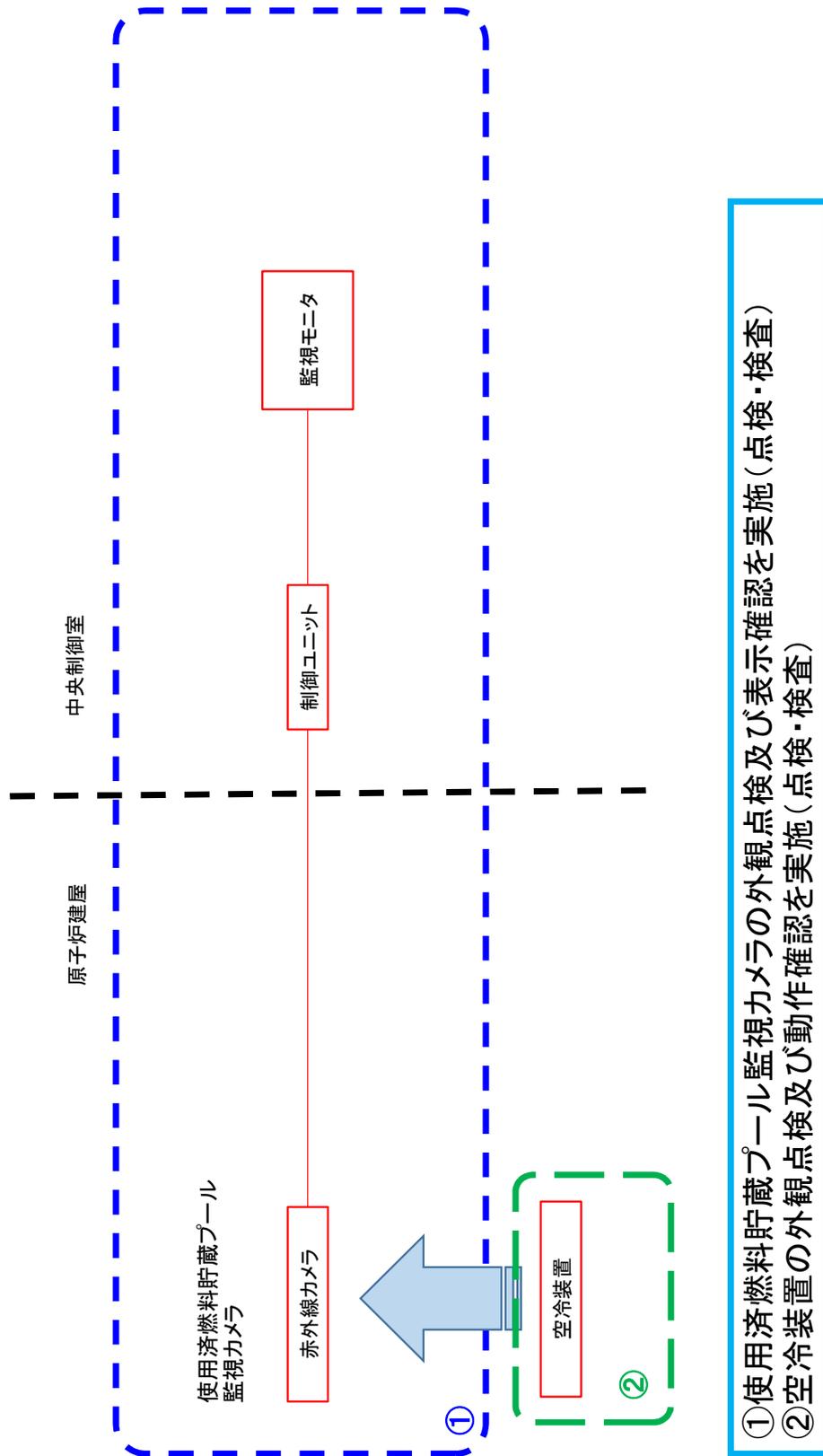


図5 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査概要図

54-6
容量設定根拠

54-6-1

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	80 (注 1), (120 (注 2))
吐出圧力	MPa	1.92 (注 1), (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	50
出力	kW	110
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>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, 使用済燃料プールの水位を維持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 1 項対応」という)。</p> <p>また, 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも, 使用済燃料に直接スプレイすることで, 燃料損傷を緩和するとともに, 環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする (以下、「第 54 条第 2 項対応」という)。</p> <p>なお, 第 54 条第 1 項対応として確保する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の必要台数は 2 基合計で 2 台であるが, 1 基あたり 2 セットに加え, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し, 合計 9 台を確保する。第 54 条第 2 項対応として確保する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の必要台数はこれに内包される。</p> <p>1. 容量 80 (注 1), (120 (注 2))</p> <p>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) の必要容量は, 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資料十) 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の注水容量である 80m³/h とする。</p> <p>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」(54-6-10~25)で説明されている容量として, 45.4m³/h 以上とする。</p> <p>これを上回るものとして, 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 120m³/h 以上 (規格放水量) を容量の公称値とする。</p>		

2. 吐出圧力 1.92 (注1), (0.85 (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) の必要吐出圧力は、ポンプ設置位置から注水先である使用済燃料プールまでの実揚程、ホース圧損及び配管・機器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 号炉及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。

実揚程 約		
ホース直接敷設の圧損 約		(75A 屋外 2 ライン屋内 1 ライン 300m) ※1
ホース湾曲の影響 約		(90° 湾曲 100 回を想定) ※1
機器類圧損 約		
合計 約 1.92MPa		

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 号炉及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。(第 54 条第 2 項対応における必要容量を上回る流量として 48m³/h※2 を用いて算出する。)

スプレイヘッド必要圧力 約		※2
実揚程 約		
ホース圧損 約		(75A 屋外 2 ライン屋内 1 ライン 160m) ※1
ホース湾曲の影響 約		(90° 湾曲 100 回を想定) ※1
機器類圧損 約		
合計 約 1.24MPa		

※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 54-6-26, 27 参照。

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

※2：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」(54-6-10~25)より、プール内の全燃料集合体が包含されるスプレイ範囲であることを確認した試験での実績値。

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号炉及び7号炉の複数ある接続口のうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。

揚程	約	
ホース直接敷設の圧損	約	(75A 2ライン 200m) ※ ¹
ホース湾曲の影響	約	(90° 湾曲 100回を想定) ※ ¹
配管・機器類圧損	約	

合計 約 1.36MPa		

※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 54-6-26, 27 参照。

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

2.4 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

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応として可搬搬型代替注水ポンプ（A-2級）は使用しない。

2.5 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力

可搬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（規格放水圧力）を吐出圧力の公称値とする。

ただし、可搬搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、回転数を調整することで2.1～2.3の必要吐出圧力を確保可能である。

3. 最高使用圧力

接続先のホースと同等とすることから、2.0MPaとする。

4. 最高使用温度

可搬搬型代替注水ポンプ（A-2級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、50℃とする。

5. 原動機出力

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約 110kW とする。

6. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の性能曲線

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の性能曲線を以下に示す。

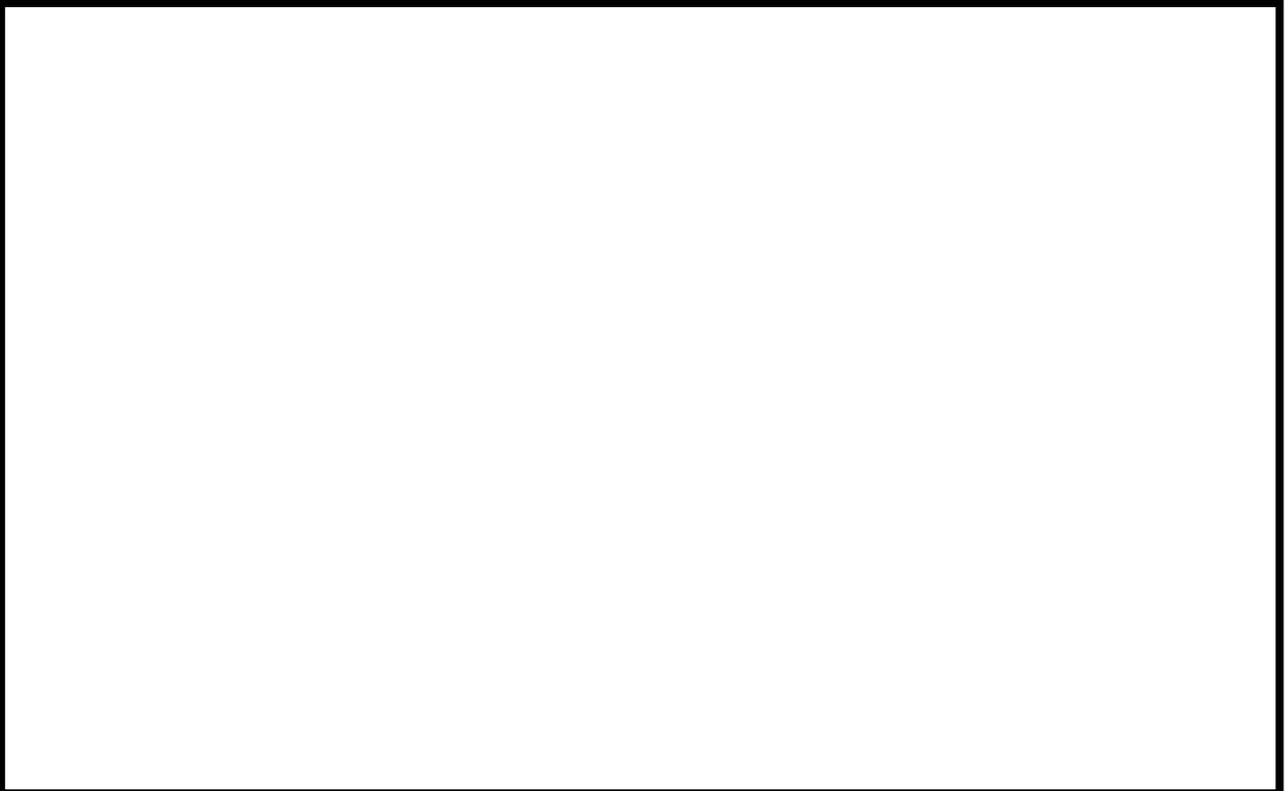


図 1 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)
容量	m ³ /h/台	147 (注1), (168 (注2))
吐出圧力	MPa	1.97 (注1), (0.85 (注2))
最高使用圧力	MPa	2.0
最高使用温度	℃	50
出力	kW	160
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】

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、使用済燃料プールの水位を維持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 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、第 54 条第 1 項対応として確保する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) のみで必要台数を確保するため制限を設けず、第 54 条第 2 項対応として確保する可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) は、1 台でプラント 1 基の使用済燃料プールのスプレー冷却が可能のため、2 基合計で 2 台を確保する。

1. 容量 147 (注1), (168 (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-1 級) の必要容量は、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資料十) 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の注水容量である 80m³/h 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) スプレー設備の冷却能力について」(54-6-10~25) で説明されている容量として、可搬型スプレーヘッドを使用する場合は 45.4m³/h 以上、常設スプレーヘッドを使用する場合は 132~147m³/h とする。

これを上回るものとして、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 168m³/h 以上 (規格放水量) を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.97 (注1), (0.85 (注2))

燃料プール代替注水系で使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の必要吐出圧力は、ポンプ設置位置から注水先である使用済燃料プールまでの実揚程、ホース圧損及び配管・機器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 号炉及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。

実揚程 約		
ホース直接敷設の圧損 約		(75A 屋外 2 ライン 屋内 1 ライン 300m) ※ ¹
ホース湾曲の影響 約		(90° 湾曲 100 回を想定) ※ ¹
機器類圧損 約		
合 計 約 1.92MPa		

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 号炉及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。(第 54 条第 2 項対応における必要容量を上回る流量として 48m³/h※²を用いて算出する。)

スプレイヘッド必要圧力 約		※ ²
実揚程 約		
ホース圧損 約		(75A 屋外 2 ライン 屋内 1 ライン 160m) ※ ¹
ホース湾曲の影響 約		(90° 湾曲 100 回を想定) ※ ¹
機器類圧損 約		
合 計 約 1.24MPa		

※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 54-6-26, 27 参照。

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

※²: 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」(54-6-10~25) より、プール内の全燃料集合体が包含されるスプレイ範囲であることを確認した試験での実績値。

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号炉及び7号炉の複数ある接続口のうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。

揚程	約		
ホース直接敷設の圧損	約		(75A 2ライン 200m) ※1
ホース湾曲の影響	約		(90° 湾曲 100回を想定) ※1
配管・機器類圧損	約		
合計			約 0.98MPa

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

6号炉及び7号炉の複数あるホース敷設ルートのうち最も保守的な、を使用する場合の必要吐出圧力を以下に示す。

スプレイヘッド必要圧力	約		※3
実揚程	約		
ホース圧損	約		(75A 2ライン 100m) ※1
ホース湾曲の影響	約		(90° 湾曲 100回を想定) ※1
機器類圧損	約		
合計			約 1.97MPa

※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54-6-26, 27参照。

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

※3：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」(54-6-10~25)より、燃料ラック内に入るスプレイ水のみを考慮し、プール内の全燃料集合体の崩壊熱を除去可能なスプレイ容量を確保可能であることが確認された圧力。

2.5 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の吐出圧力

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（規格放水圧力）を吐出圧力の公称値とする。

ただし、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）は、回転数を調整することで2.1~2.4の必要吐出圧力を確保可能である。

3. 最高使用圧力

接続先のホースと同等とすることから、2.0MPa とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、50℃とする。

5. 原動機出力

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約 160kW とする。

6. 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の性能曲線

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の性能曲線を以下に示す。

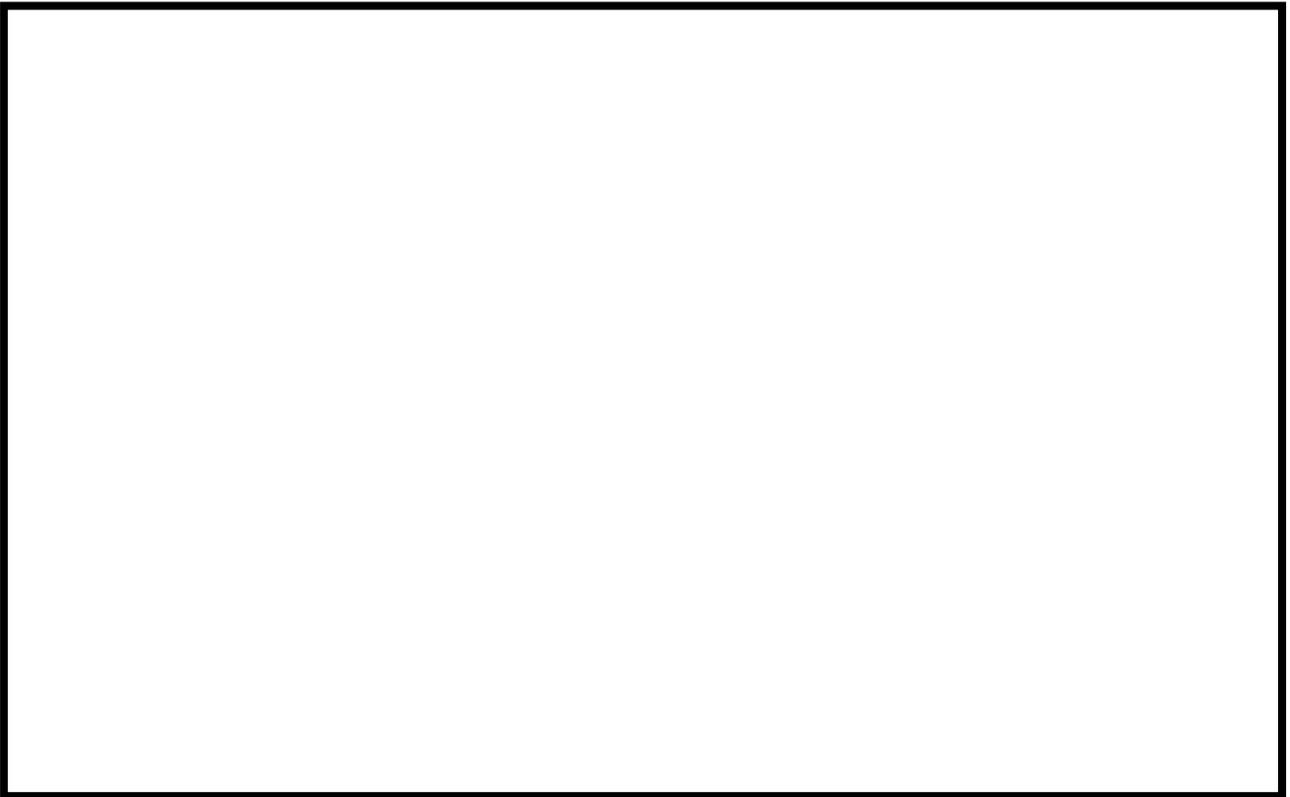


図 2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）性能曲線

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^{※1}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を用いる。

(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^{※2}保管可能なエリアを確保

※2：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 2516.6kJ/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 0.00100781m³/kg
- 燃料集合体の熱出力 (1～5 号炉) :
- 燃料集合体の熱出力 (6 号炉及び 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通りとなる。

- 6 号炉 : 12.039MW
- 7 号炉 : 12.062MW

表1 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（6号炉）

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

表2 燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（7号炉）

取出 号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数 [体]	合計崩壊熱 [MW]	備考
	サイクル	時間 [s]	サイクル	時間 [s]			
7	5	1.84×10^8	3	1.29×10^8			—
	4	1.47×10^8	3	1.29×10^8			
	5	1.84×10^8	2	8.57×10^7			
	4	1.47×10^8	2	8.57×10^7			
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^7			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^7			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
	3	1.10×10^8	0	8.64×10^6			
	2	7.36×10^7	0	8.64×10^6			
6	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
5	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
4	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
3	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
2	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
1	5	1.84×10^8	1	4.37×10^6			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^6			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^6			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^6			
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 (m^3/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 [m^3/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>9.128</u> m^3/h
7号炉	全炉心燃料取出し後	<u>9.168</u> m^3/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 $9.128\text{m}^3/\text{h}$, 7号炉で $9.168\text{m}^3/\text{h}$ である。

柏崎刈羽6号炉及び7号炉において設置する, 可搬型スプレイヘッダ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 ($200\text{gpm} \doteq 46\text{m}^3/\text{h}$) 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 m^3/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 1 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°
- ・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 1 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号炉及び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 2 及び図 3 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。

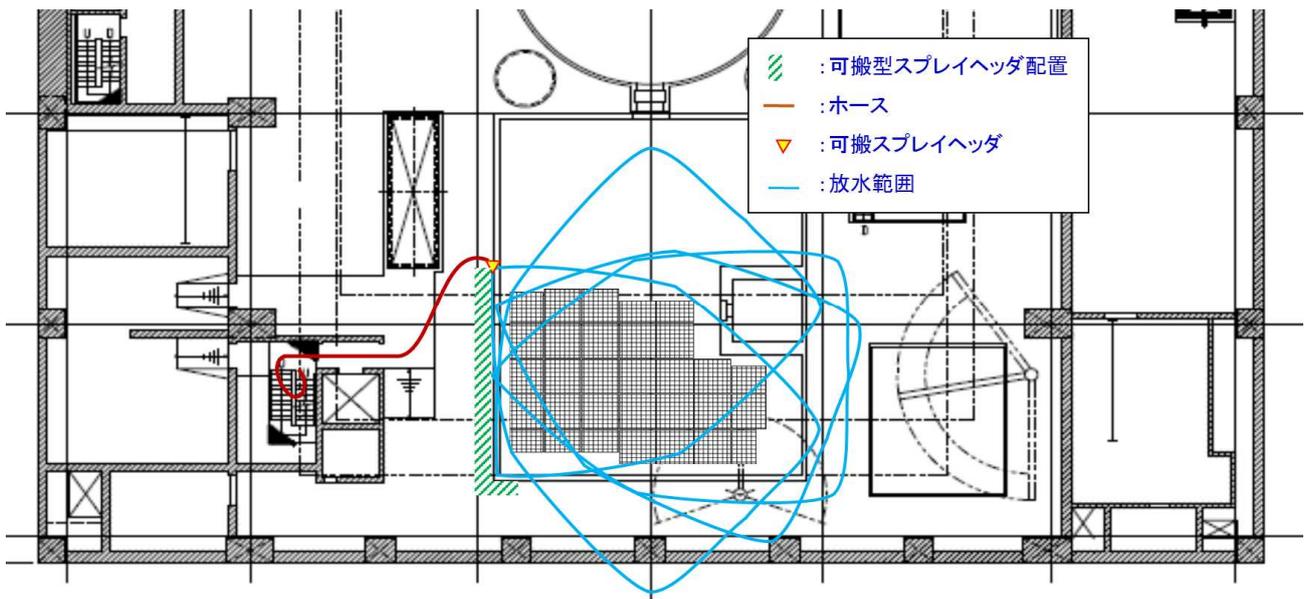


図2 可搬型スプレイヘッドのスプレイ範囲（南面からスプレイする場合）

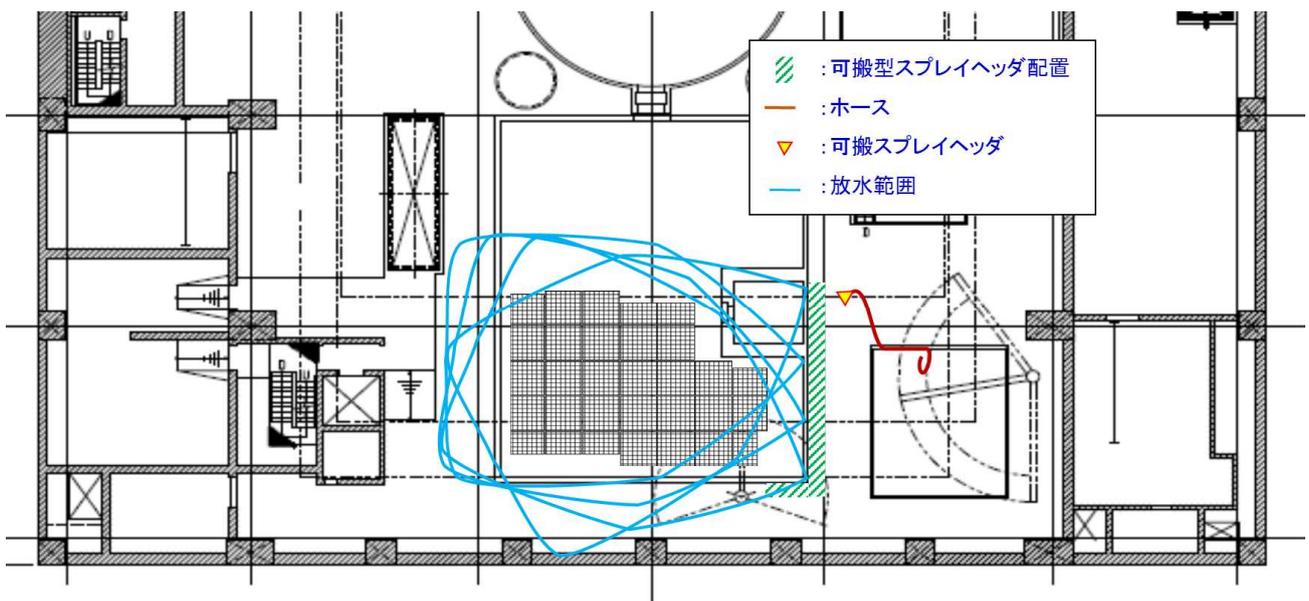


図3 可搬型スプレイヘッドのスプレイ範囲（北面からスプレイする場合）

(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 NWL - 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。

NWL から遮蔽水位までの SFP からの水位低下量は、6 号炉：483m³、7 号炉：504m³である。

ここで、SFP からの漏えい量を 200gpm (46m³/h) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は、6 号炉：10.6 時間、7 号炉：11.1 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、原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で、号機間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。

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」、号機間輸送分を含めたその他の 1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の 2 つのエリアに分け、「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に 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
- ・定検期間：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 (1.84×10^8 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 本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、下記の通り 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	1.84×10^8	3	1.29×10^8			—
	4	1.47×10^8	3	1.29×10^8			
	5	1.84×10^8	2	8.57×10^7			
	4	1.47×10^8	2	8.57×10^7			
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^7			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			
	3	1.10×10^8	0	8.64×10^5			
	2	7.36×10^8	0	8.64×10^5			
7	1	3.68×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
5	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
4	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
3	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
2	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
1	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			

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	1.84×10^8	3	1.29×10^8			—
	4	1.47×10^8	3	1.29×10^8			
	5	1.84×10^8	2	8.57×10^7			
	4	1.47×10^8	2	8.57×10^7			
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^7			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			
	3	1.10×10^8	0	8.64×10^5			
	2	7.36×10^8	0	8.64×10^5			
6	1	3.68×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
5	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
4	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
3	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
2	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			
1	4	1.47×10^8	0	8.64×10^5			号機間輸送分 (1050日冷却後)
	5	1.84×10^8	1	4.37×10^5			
	4	1.47×10^8	1	4.37×10^5			
	5	1.84×10^8	0	8.64×10^5			

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

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

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

b. 評価条件

- ・ スプレイ水の温度は保守的に 40°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 0.00100781m³/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・ 6 号及び 7 号炉のチャンネルボックスの面積は
- ・ SFP 面積は 6 号炉 : 7 号炉 :

c. 評価式

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

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

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

Q_H : 高温燃料の 1 本当りの最大崩壊熱[kW/本]

Q_L : 低温燃料の 1 本当りの最大崩壊熱[kW/本]

H_{sh} : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 体当りの面積[m²/本]

d. 評価結果

表 6 6 号及び 7 号炉の単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

(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4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。

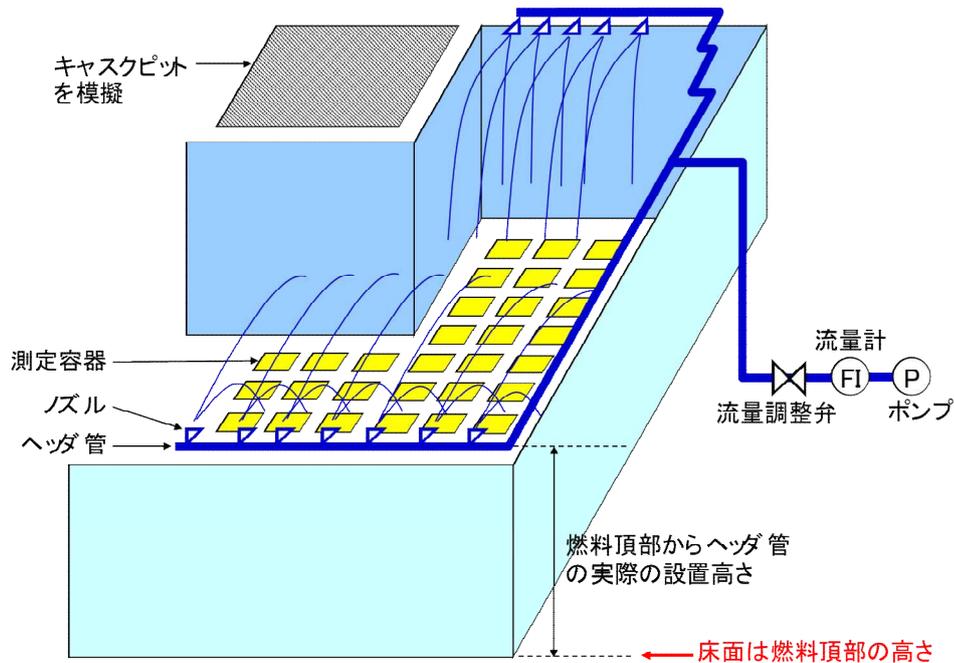


図4 試験設備概要図

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5、スプレー状態の状況を図6に示す。

図6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を確認できる。



図5 スプレー前の状況（スプレー量：0m³/h）



図6 スプレー状態の試験状況（スプレー量：132m³/h）

②必要スプレイ流量の測定結果

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

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

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表8 スプレイ実証試験結果（6号炉）

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

表9 スプレイ実証試験結果（7号炉）

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

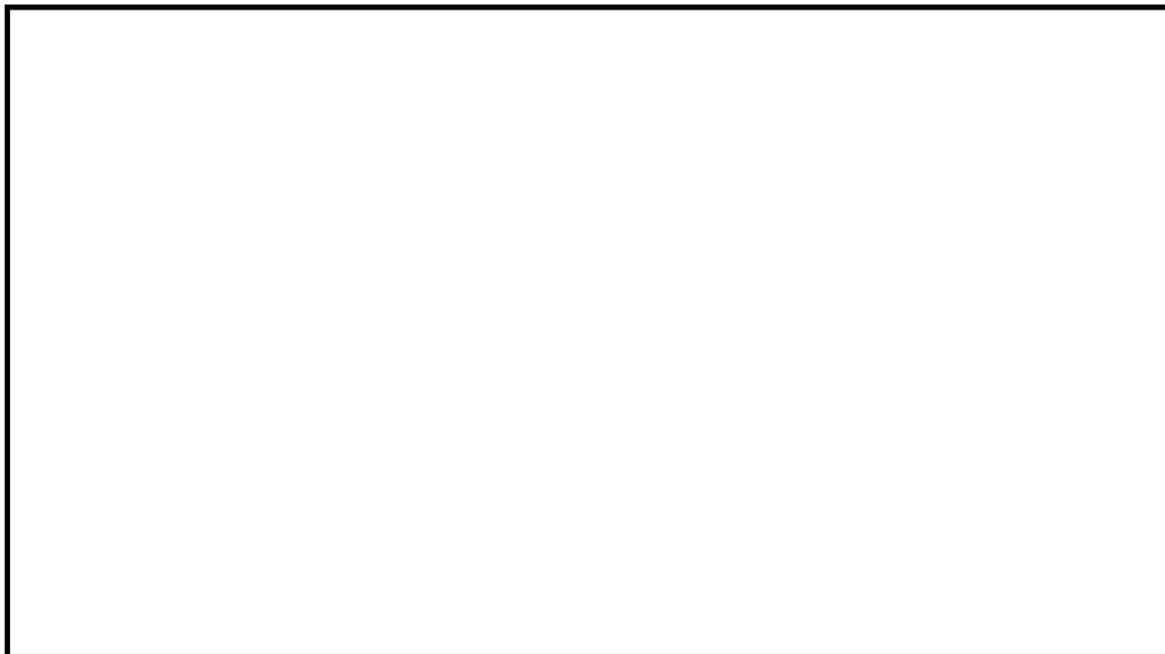


図7 使用済燃料プールスプレイ時のスプレイ分布

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

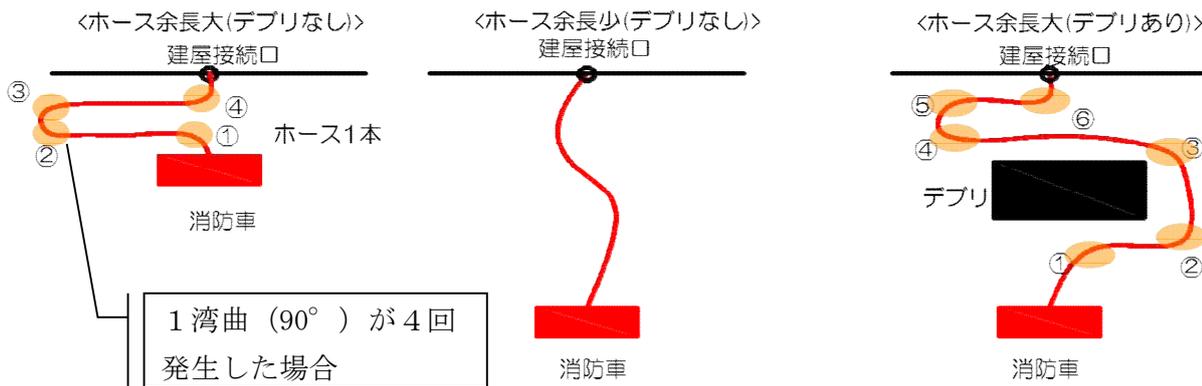


図8 想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ図）

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 hc >

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

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧上の曲率半径 1000mm90° における $fc = 0.068 \cdots (i)$ を引用する。

○流速 v

$$v = Q / A$$

・ Q = 流量について

格納容器下部注水系（可搬）で使用する場合は 90m³/h であるのでホース 2 線であることから、1 線あたり 45[m³/h] = 0.75[m³/min] となる。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、 r = 管内径/2 となり、管内径 0.076m より、 $r = 0.038$ 。よって、 $A = 0.00454[m^2]$

・ 流速 $v = Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 165.1982[m/min] \\ &= \underline{2.7533[m/s]} \cdots (ii) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める

$$h_c = f_c \cdot (v^2 / (2 \cdot g)) \text{より, 重力加速度 } 9.8 [\text{m/s}^2] \text{として}$$

$$= 0.068 \cdot (2.7533^2 / (2 \cdot 9.8))$$

$$= 0.026 [\text{m}]$$

なお, ホース長さに対する圧力損失の考え方(2線送水の場合)として, 以下の表のとおり。



図9 2線送水イメージ

表10 ホース長さと圧力損失の関係

単位: [MPa]

送水流量[m ³ /h]		45
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)	2線送水
75A	1 (20m)	0.006
	2 (40m)	0.012
	3 (60m)	0.018
	4 (80m)	0.024
	5 (100m)	0.030
	6 (120m)	0.036
	7 (140m)	0.042
	8 (160m)	0.048
	9 (180m)	0.054
	10 (200m)	0.060
	11 (220m)	0.066
	12 (240m)	0.072
	13 (260m)	0.078
	14 (280m)	0.084
	15 (300m)	0.090

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）

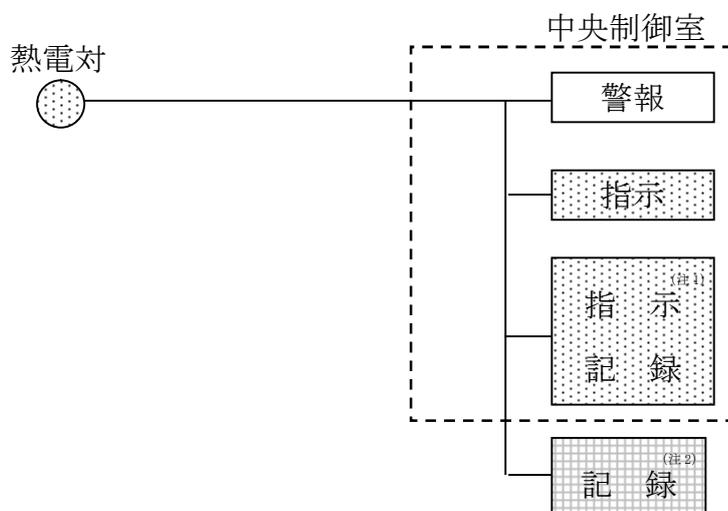
(1) 設置目的

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（S A広域）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度（S A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（S A広域）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域）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（S A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にて温度を電気信号に変換した後、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 0 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A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

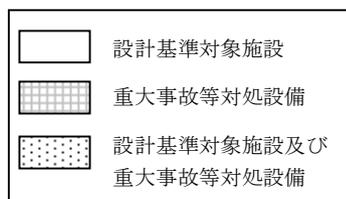


図 1 0 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）の仕様を表 1 1 に、計測範囲を表 1 2 に示す。

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

表 1 2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A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	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	
使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (S A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)	N.W.L から-1.2m(T.M.S.L. 30195mm) (6号炉)		重大事故時における使用 済燃料プールの変動する 範囲について水位及び温 度を監視可能である。
	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) (N.W.L 付近)	N.W.L から-1.2m(T.M.S.L. 30190mm) (7号炉)		
	0～150℃ (6号炉)	52℃以下 (6号炉)	66℃以下 (6号炉)	0～100℃		
	0～150℃ (7号炉)	52℃以下 (7号炉)	66℃以下 (7号炉)			

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
 - ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
 - ・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- 重大事故等時：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。

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）

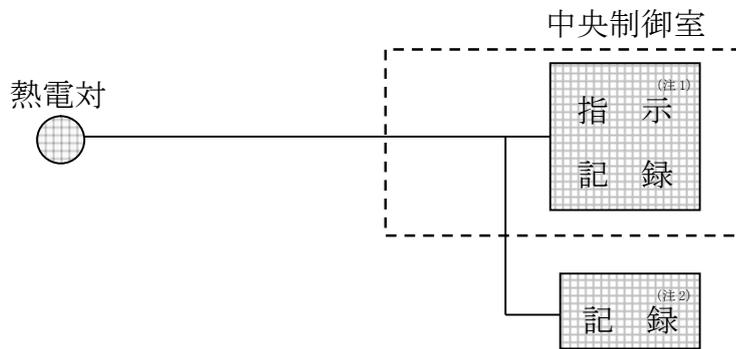
(1) 設置目的

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（S A）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度（S A）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（S A）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度（S A）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（S A）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にて温度を電気信号に変換した後、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1-1 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）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

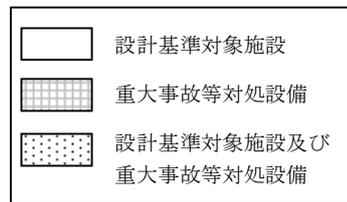


図1-1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）の仕様を表 1 3 に、計測範囲を表 1 4 に示す。

表 1 3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）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（S A）	熱電対	6 号炉： T. M. S. L. 23420～ 30420mm	6 号炉： 1 (検出点 8 箇所)	原子炉建屋 地上 4 階
		7 号炉： T. M. S. L. 23373～ 30373mm		
		6 号炉： 0～150℃ 7 号炉： 0～150℃		

表 1 4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）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
使用済燃料 貯蔵プール 水位・温度 (S A)	T. M. S. L. 23420～ 30420mm (6 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉)	-	N. W. L から-1. 2m(T. M. S. L. 30195mm) (6 号炉)		重大事故時における使用 済燃料プールの変動する 範囲について水位及び温 度を監視可能である。
	T. M. S. L. 23373～ 30373mm (7号炉)	T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)		N. W. L から-1. 2m(T. M. S. L. 30190mm) (7 号炉)		
	0～150℃ (6 号炉)	52℃以下 (6 号炉)	-	0～100℃		
	0～150℃ (7 号炉)	52℃以下 (7 号炉)				

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
- ・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
重大事故等時：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。

・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、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図12 「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照）

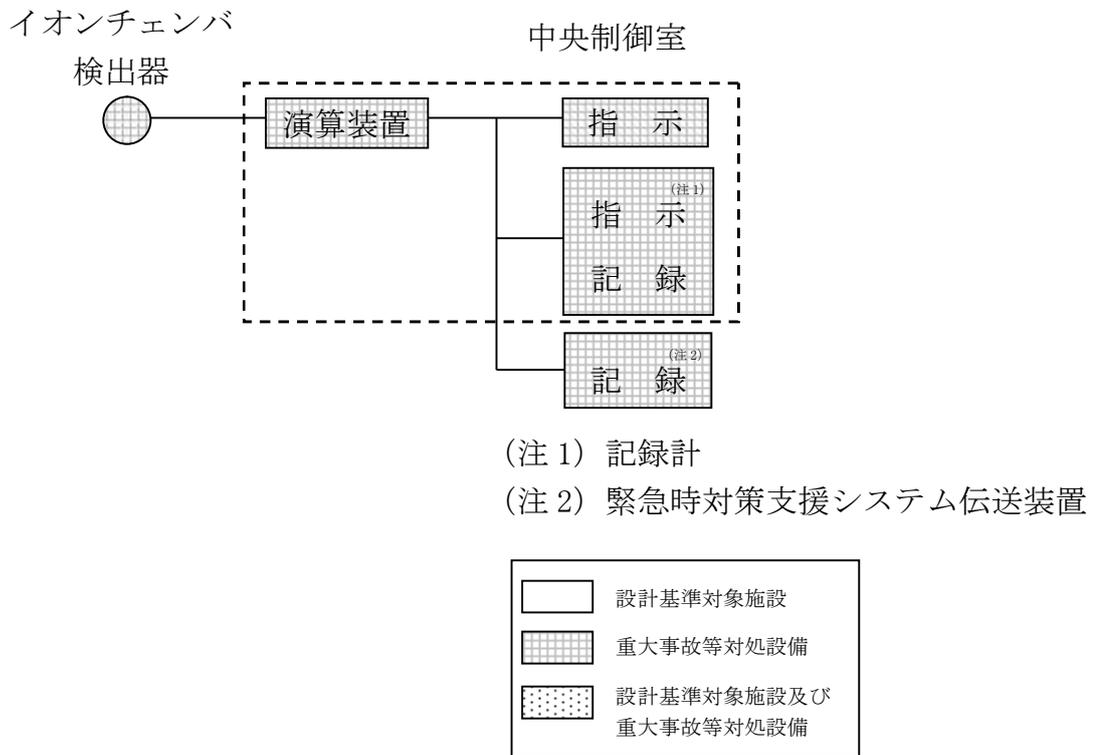


図12 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(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15に、計測範囲を表16に示す。

表15 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	イオン	6号炉: $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	6号炉: 1	原子炉建屋
	チェンバ	7号炉: $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	7号炉: 1	地上4階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	イオン	6号炉: $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	6号炉: 1	原子炉建屋
	チェンバ	7号炉: $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	7号炉: 1	地上4階

表16 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	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
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ (6号炉) $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ (7号炉) $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$ (6号炉) $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ (7号炉)	バックグラウンドレベル	—	$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ 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について放射線量を監視可能である。

*1: プラント状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時: 計画的に行われる起動, 停止, 出力運転, 高温停止, 冷温停止, 燃料取替等の原子炉施設の運転であって, その運転状態が所定の制限内にあるもの。
 - 運転時の異常な過渡変化時: 原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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。
 - 設計基準事故時: 「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって, 発生する頻度は希であるが, 原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- 重大事故等時: 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。

54-7
接続図

54-7-1

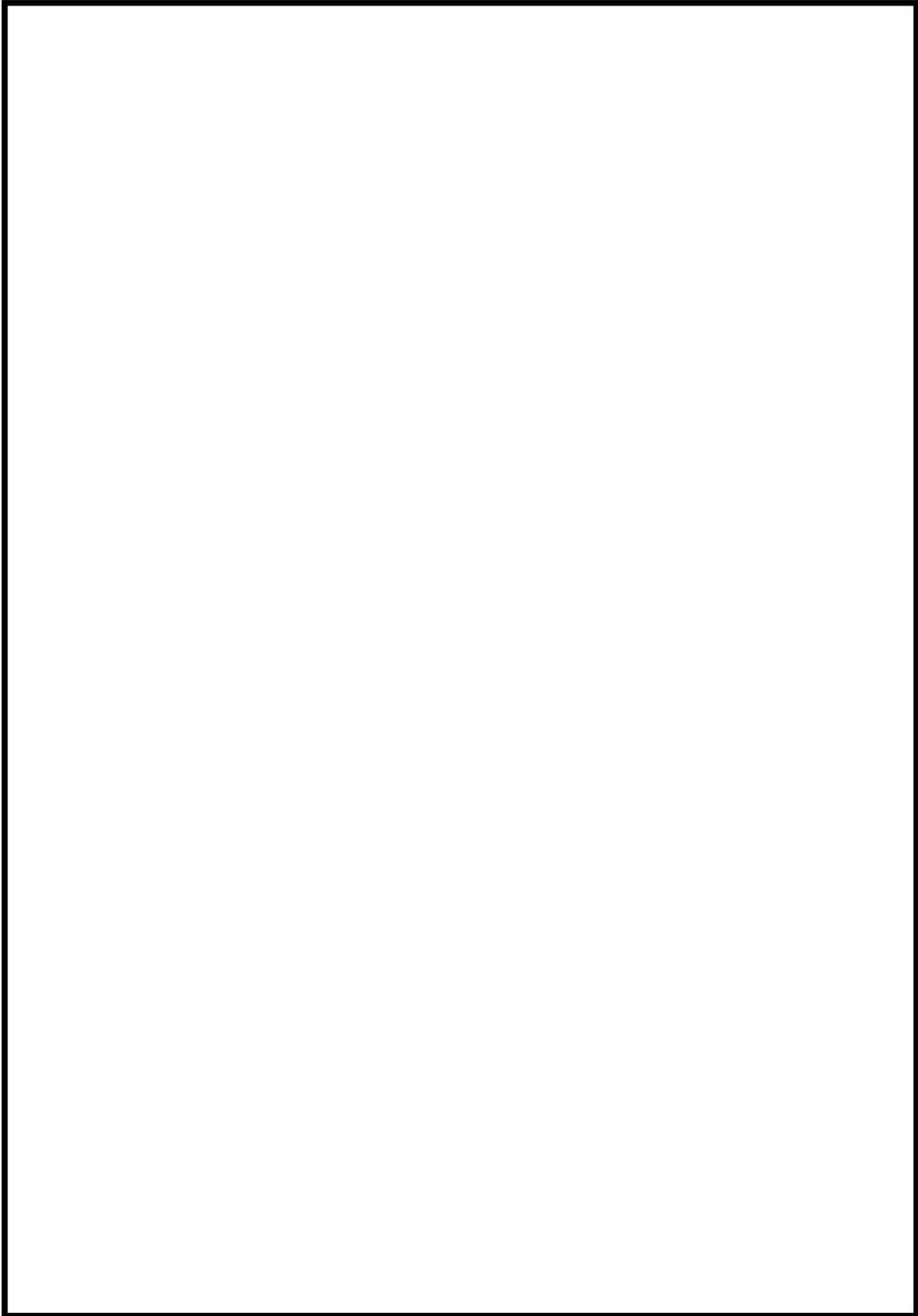


図1 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド) 6号炉 接続図

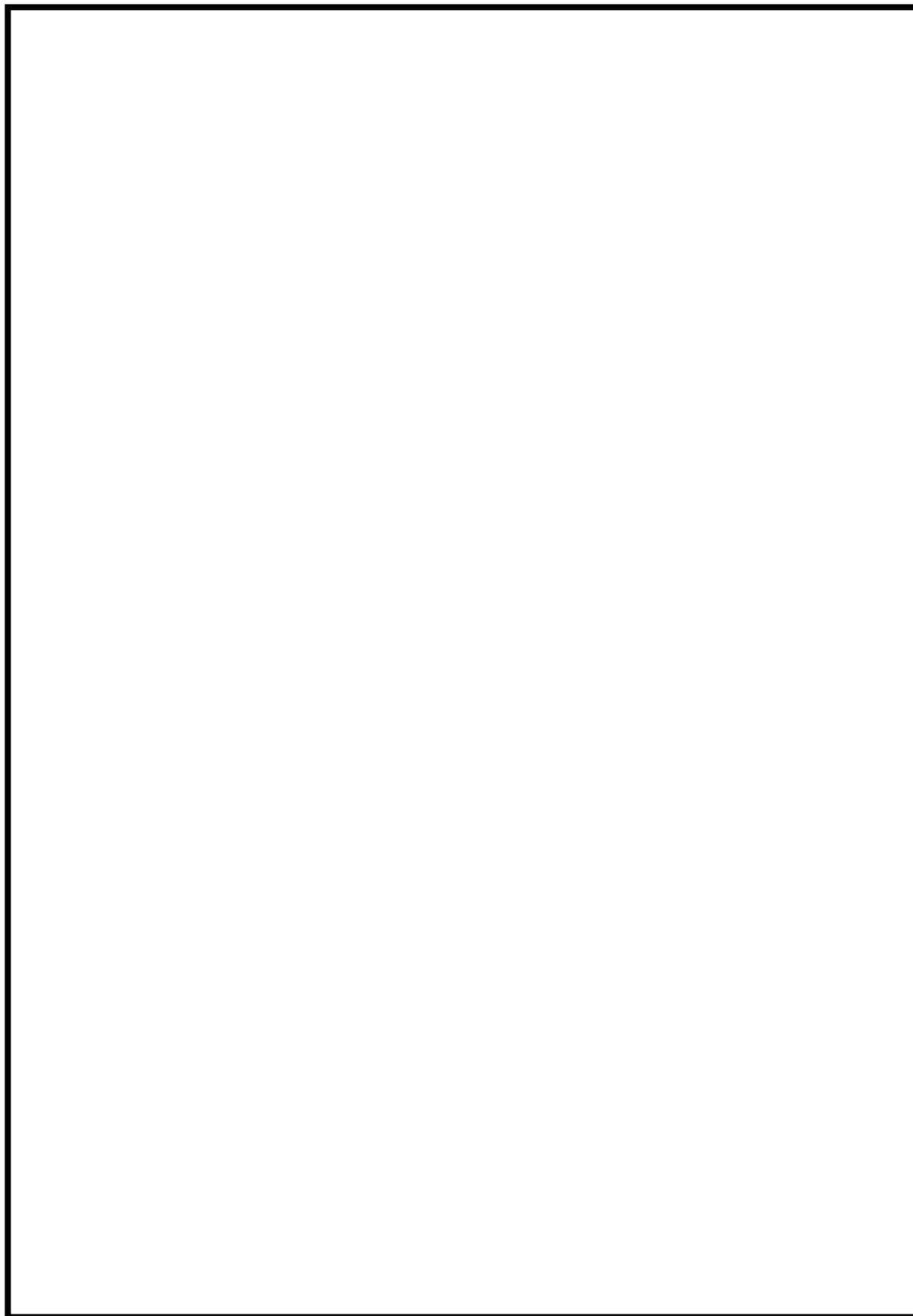


図 2 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド) 7号炉 接続図

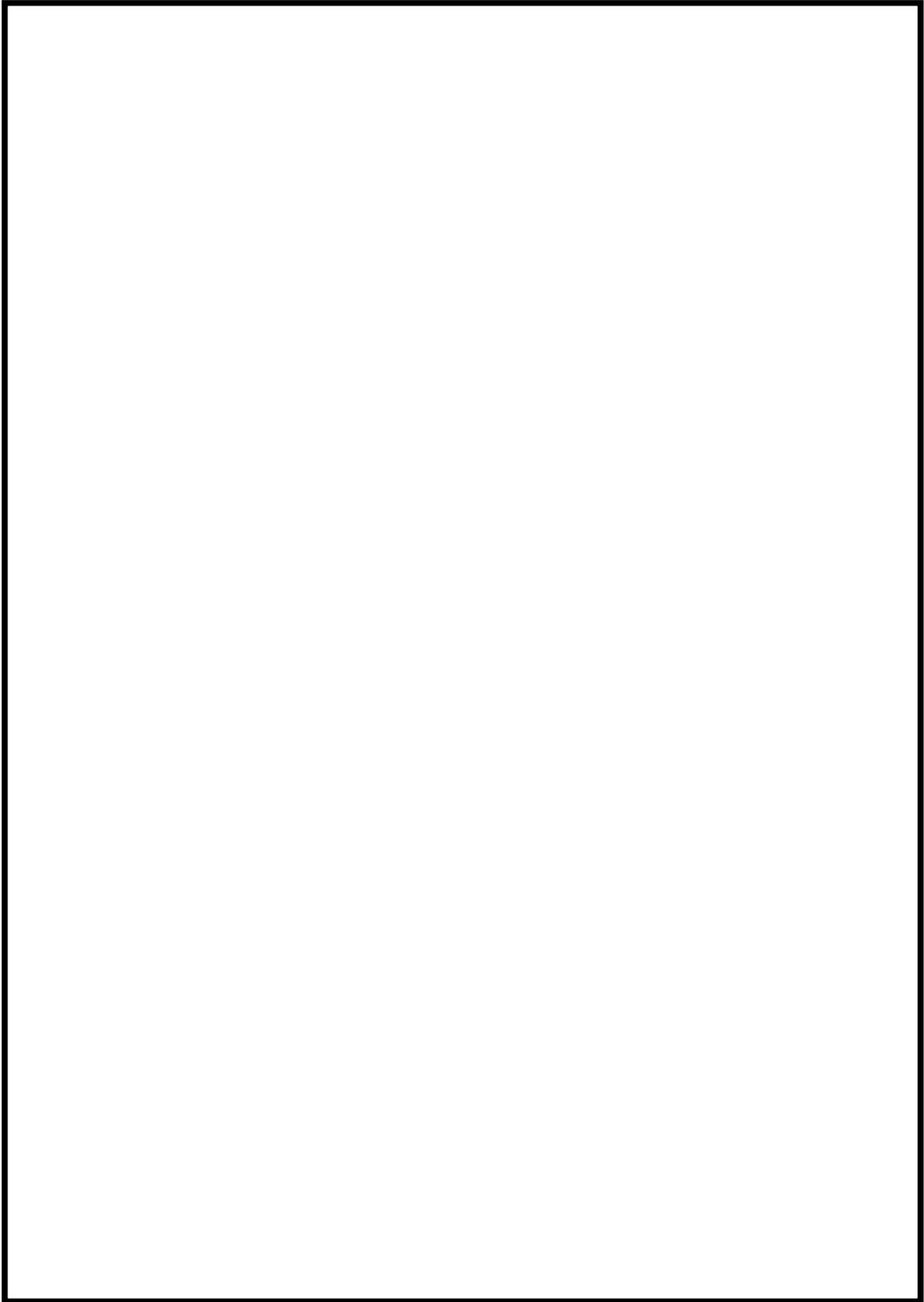


図3 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド) 6号炉 接続図

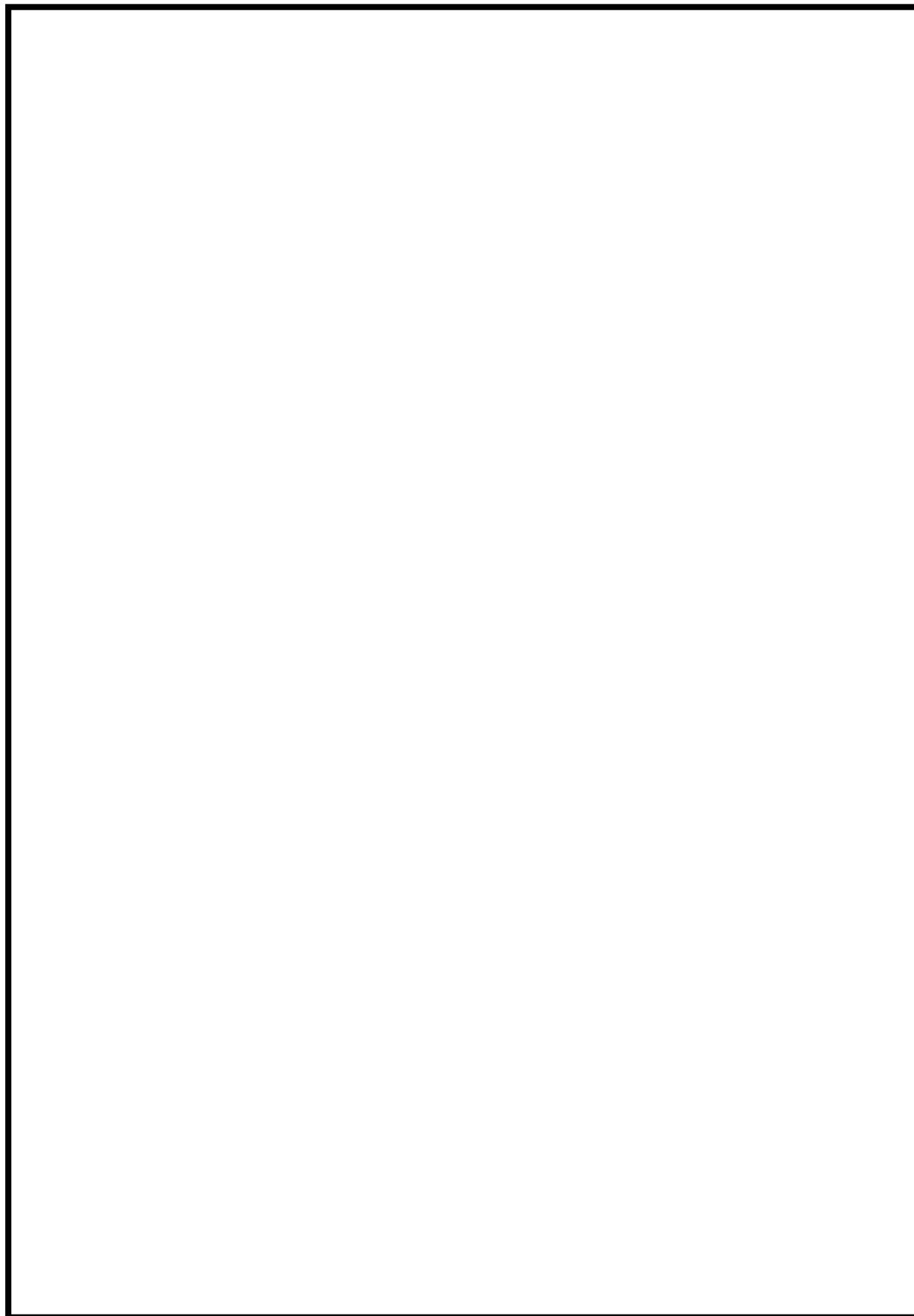


図4 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド) 7号炉 接続図

54-8
保管場所

54-8-1

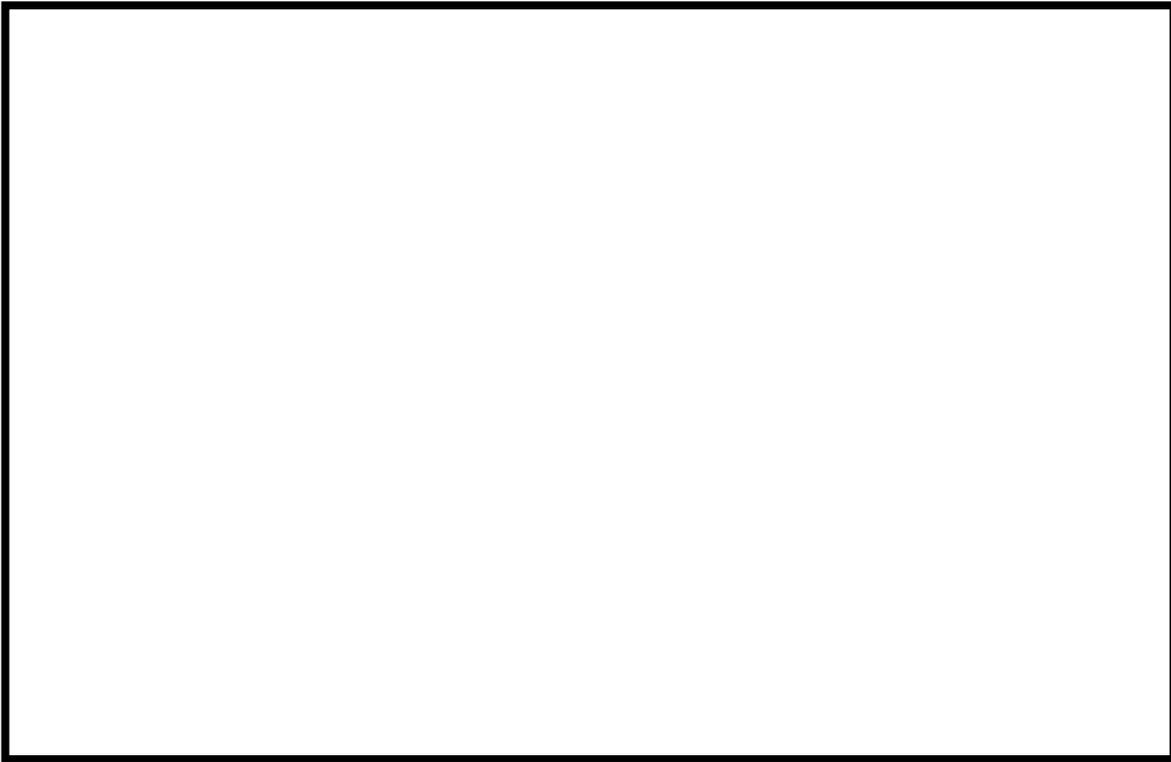


図1 可搬型代替注水ポンプの保管場所

可搬型代替注水ポンプの保管場所

燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準対象施設の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台に複数箇所に分散して配置する設計とする。

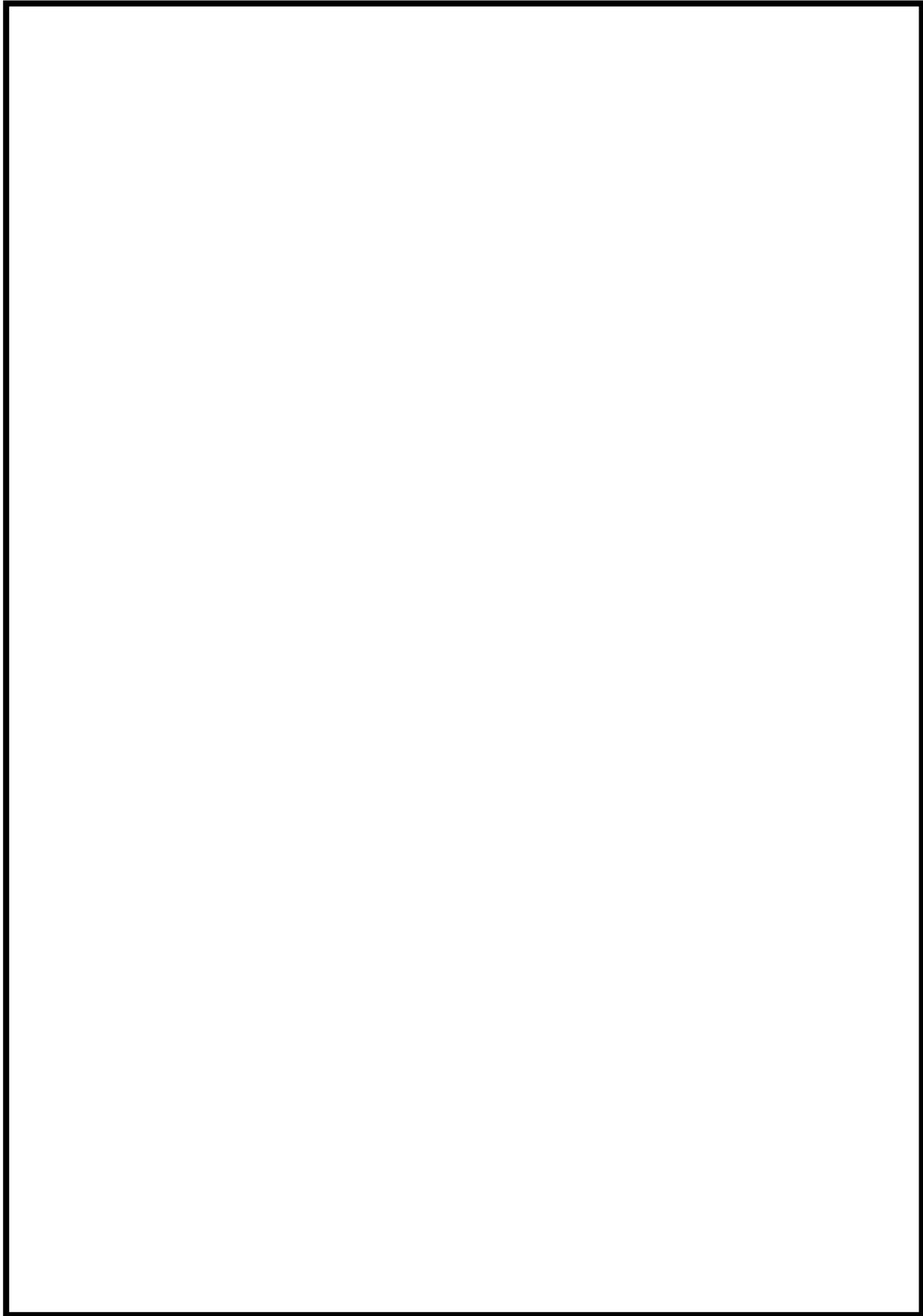


図2 6号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

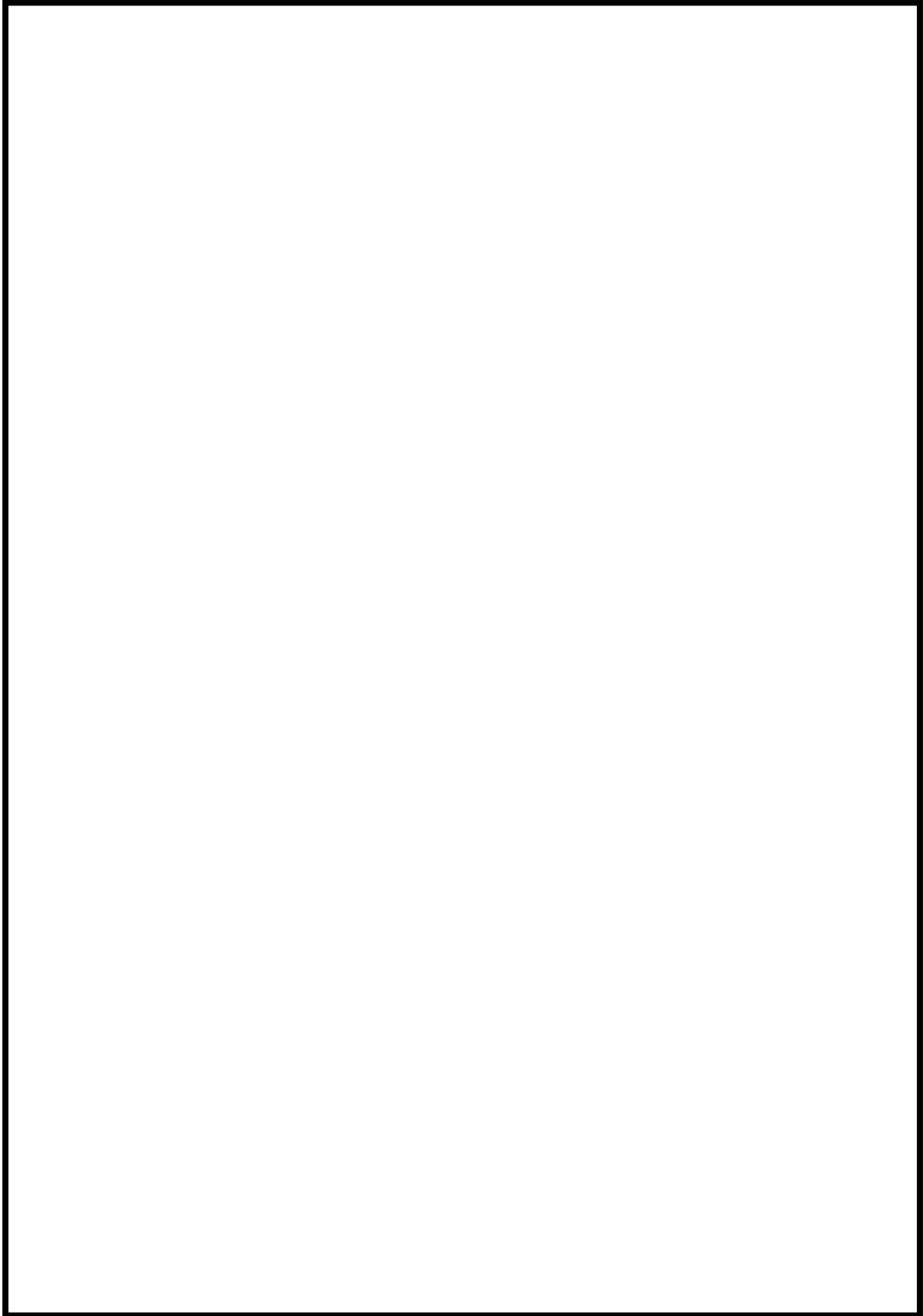


図3 6号炉 可搬型スプレイヘッドの保管場所(2/2)

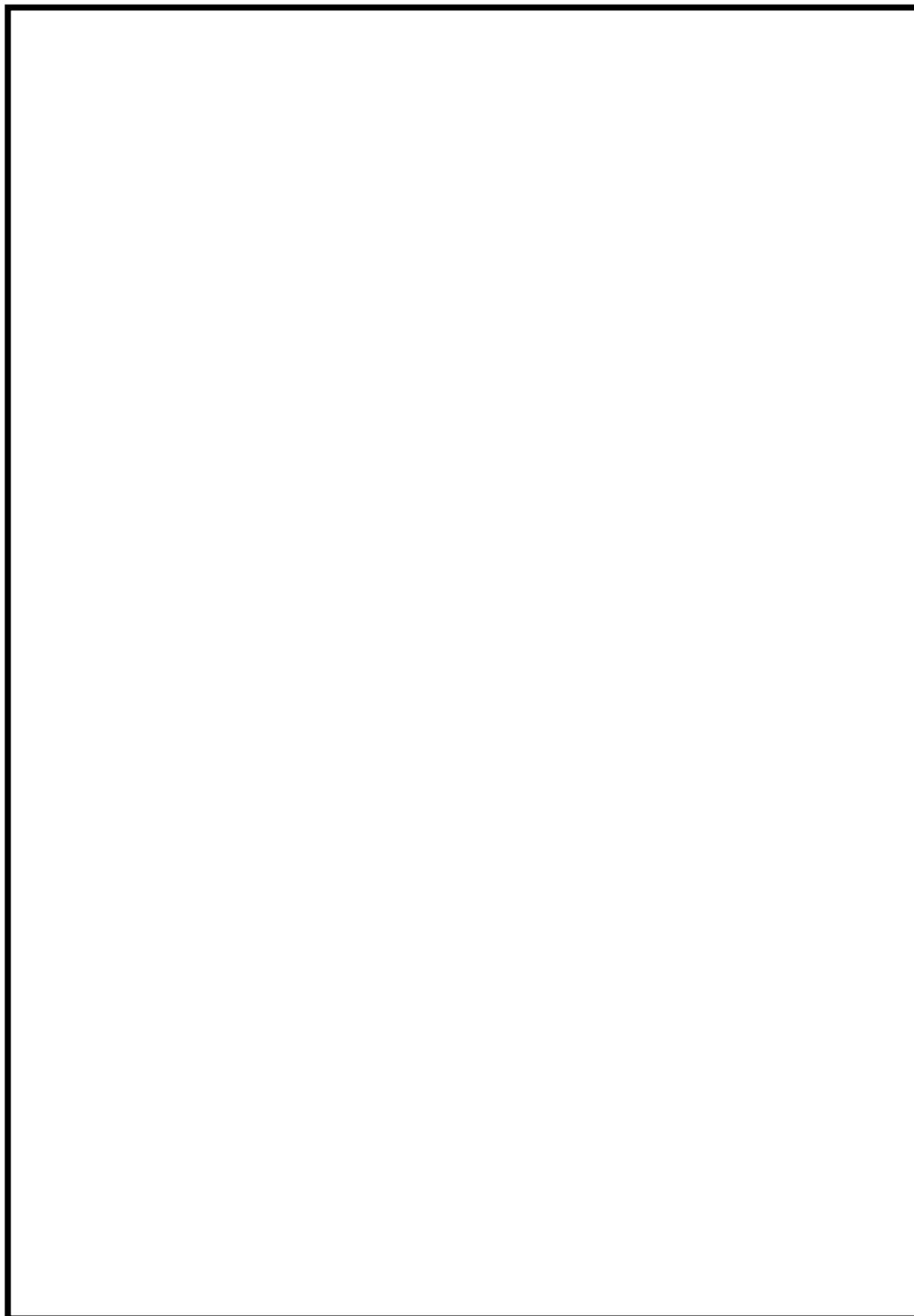


図 4 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(1/2)

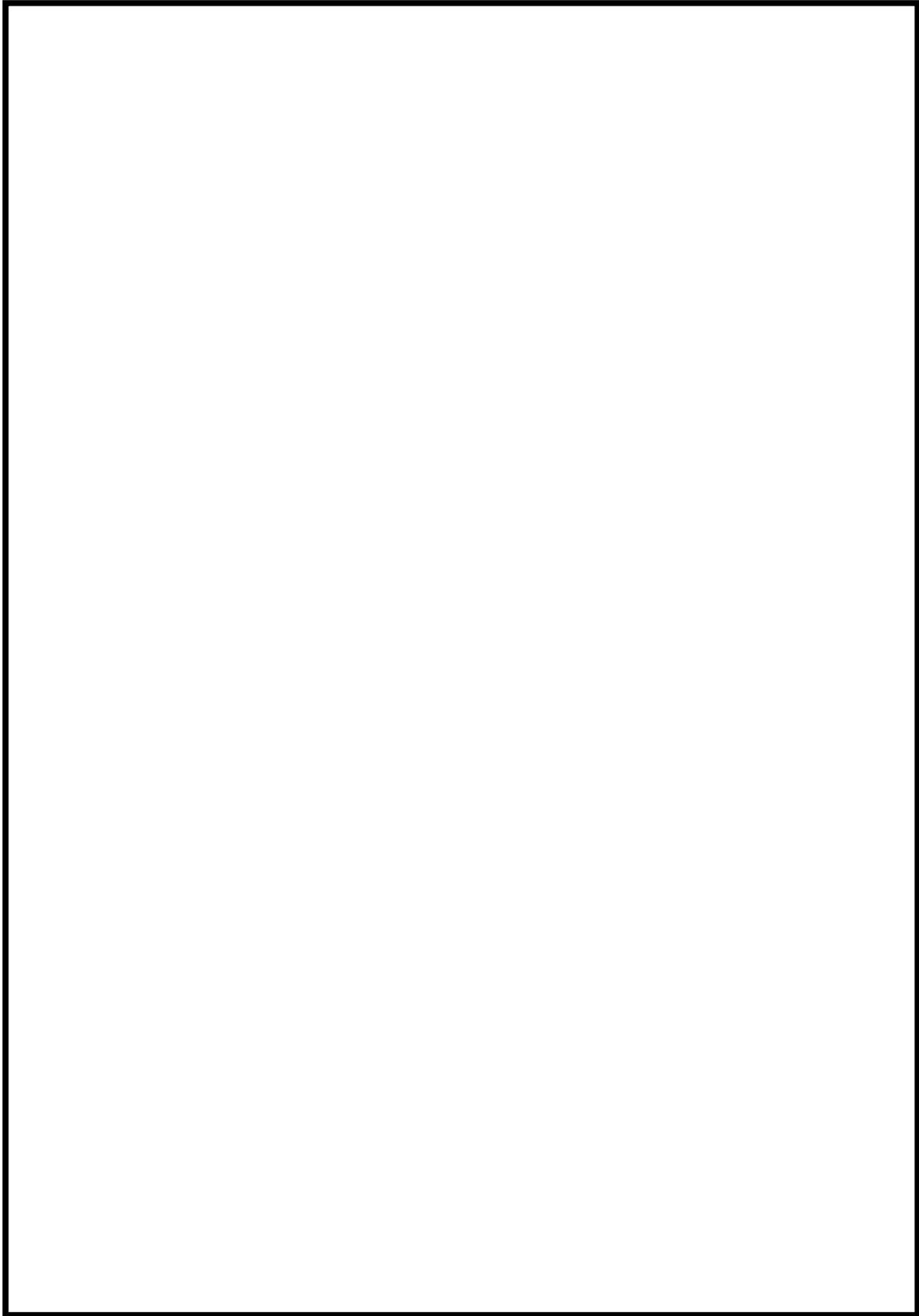


図5 7号炉 可搬型スプレイヘッド・ホースの保管場所(2/2)

54-9
アクセスルート図

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 保管場所およびアクセスルート（屋外）

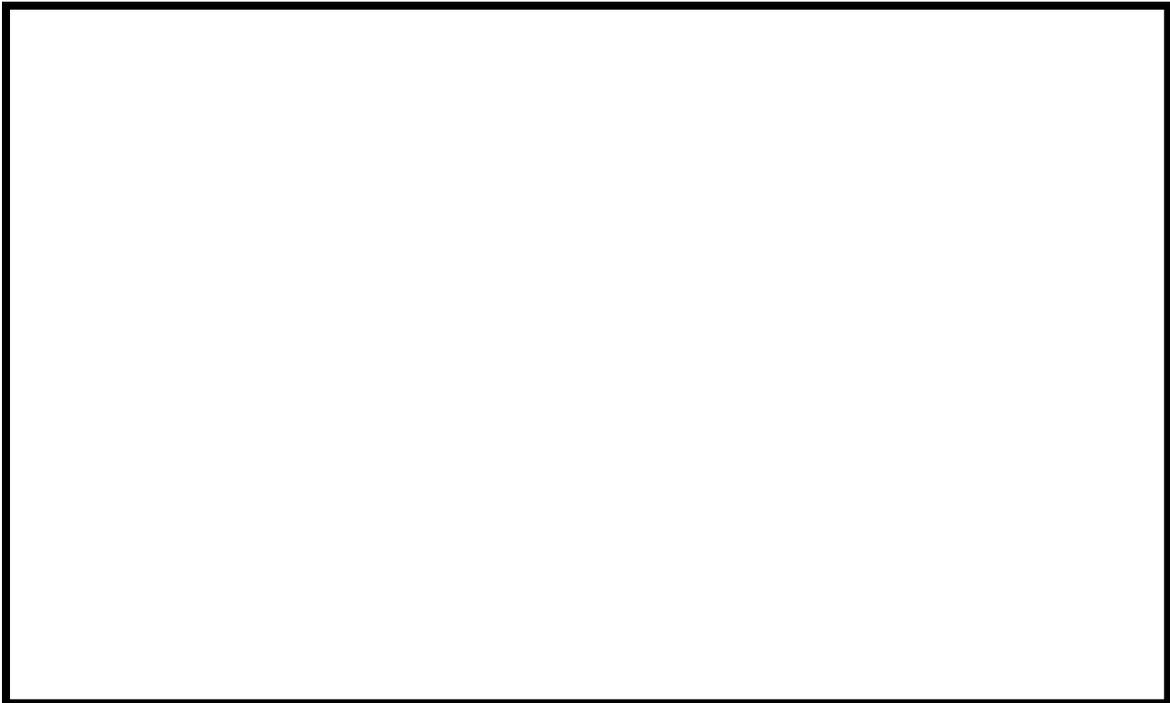


図2 地震・津波発生時のアクセスルート（屋外）



図3 森林火災発生時のアクセスルート（屋外）

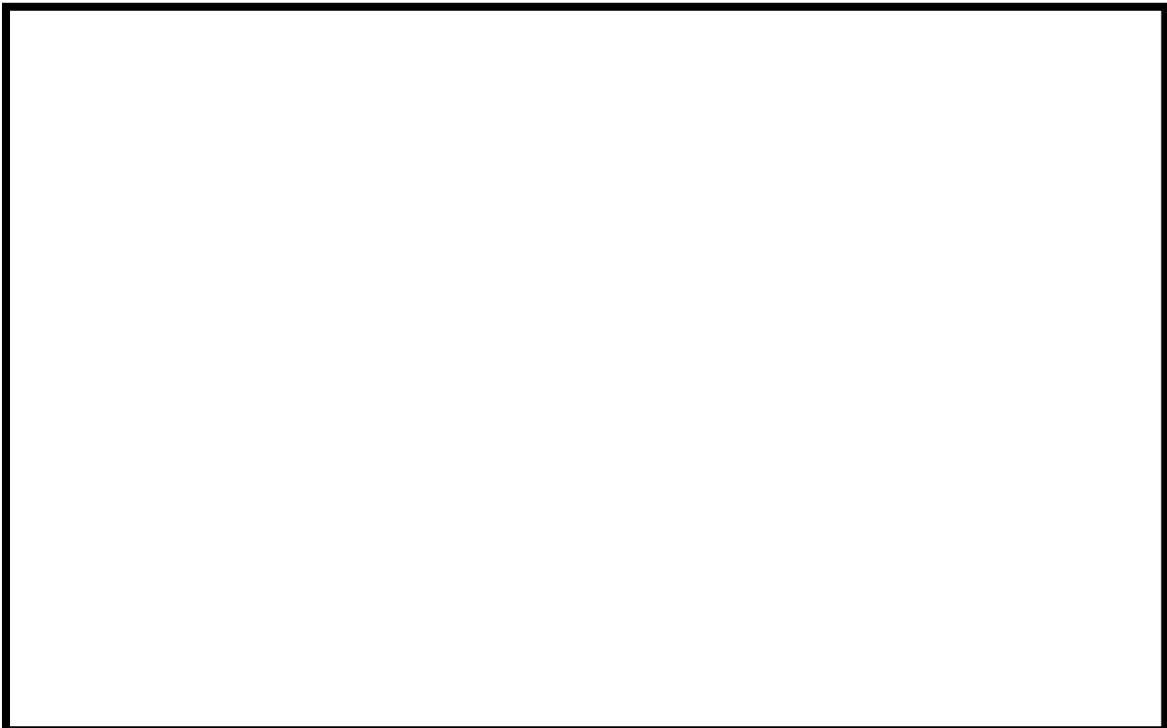


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート（屋外）

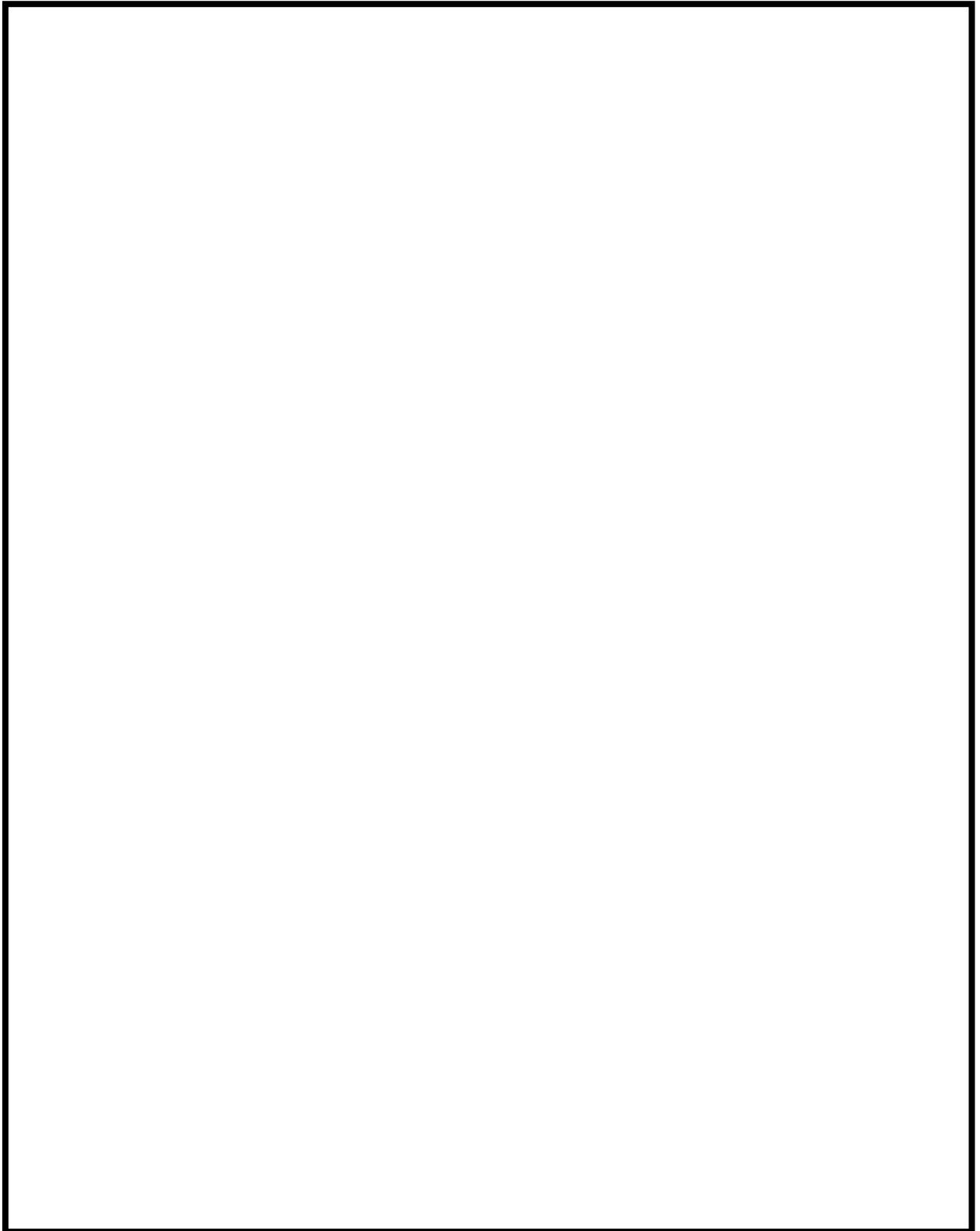


図5 屋内アクセスルート ルート図 (1/5)

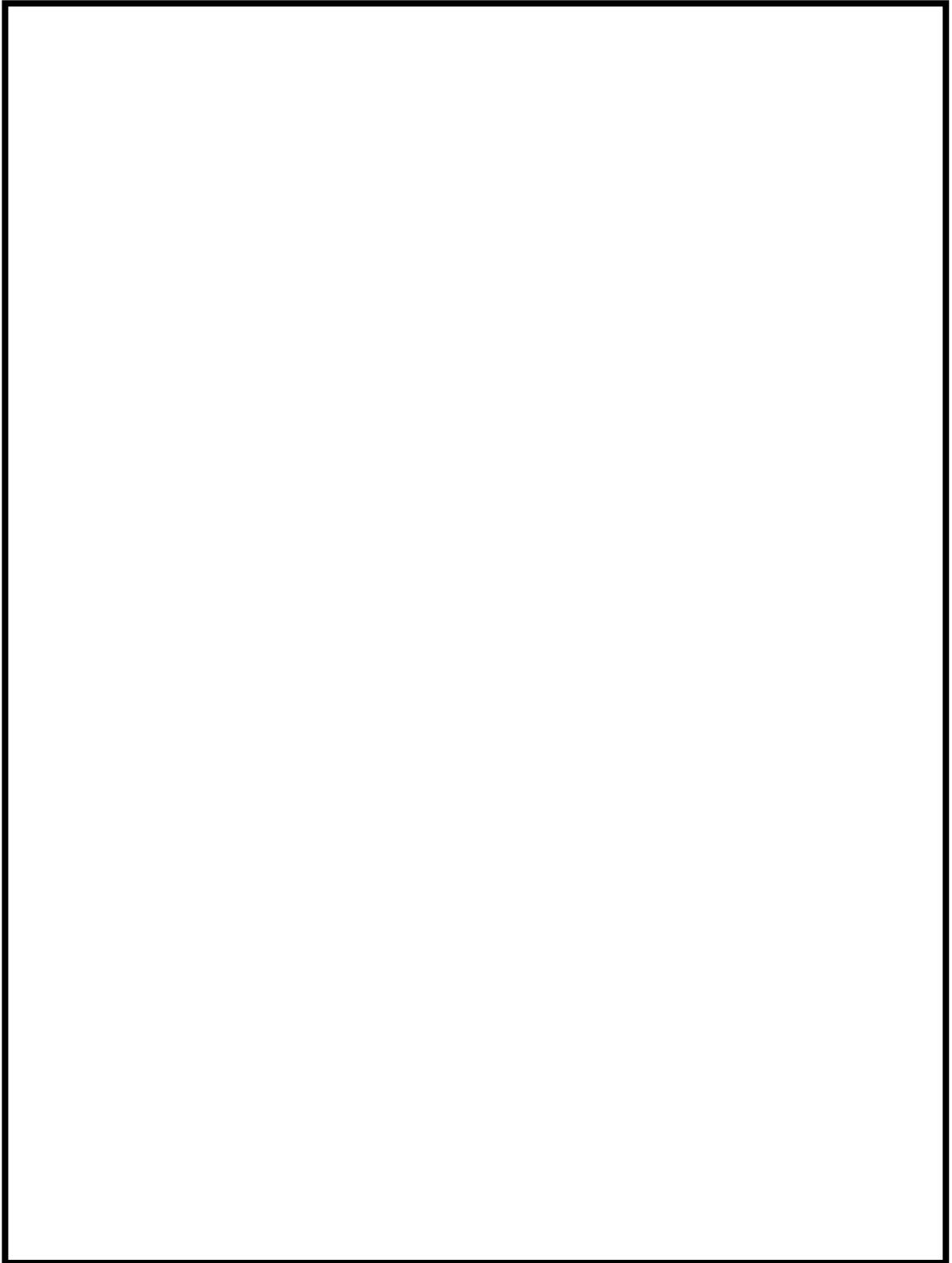


図6 屋内アクセスルート ルート図 (2/5)

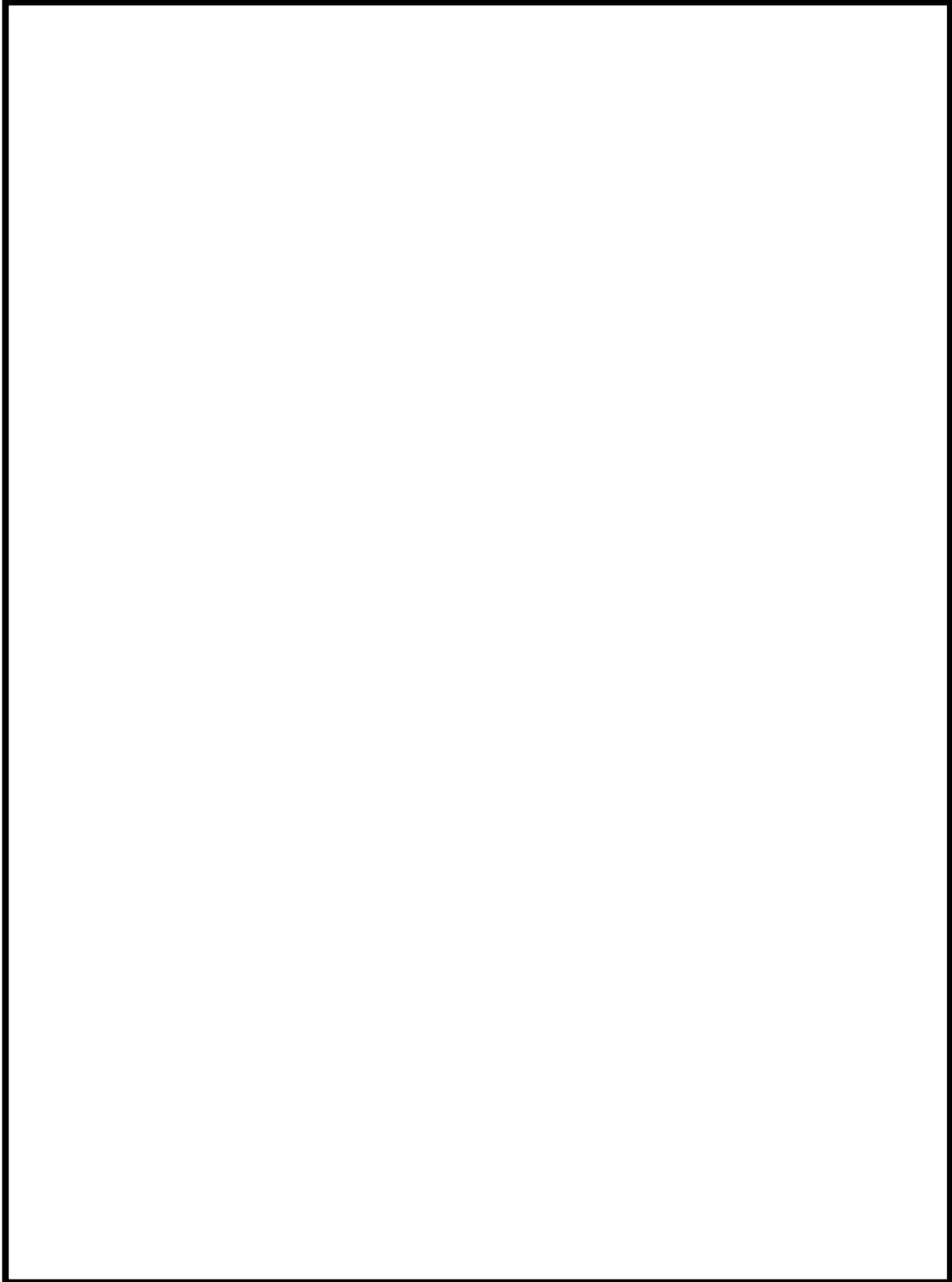


図7 屋内アクセスルート ルート図 (3/5)

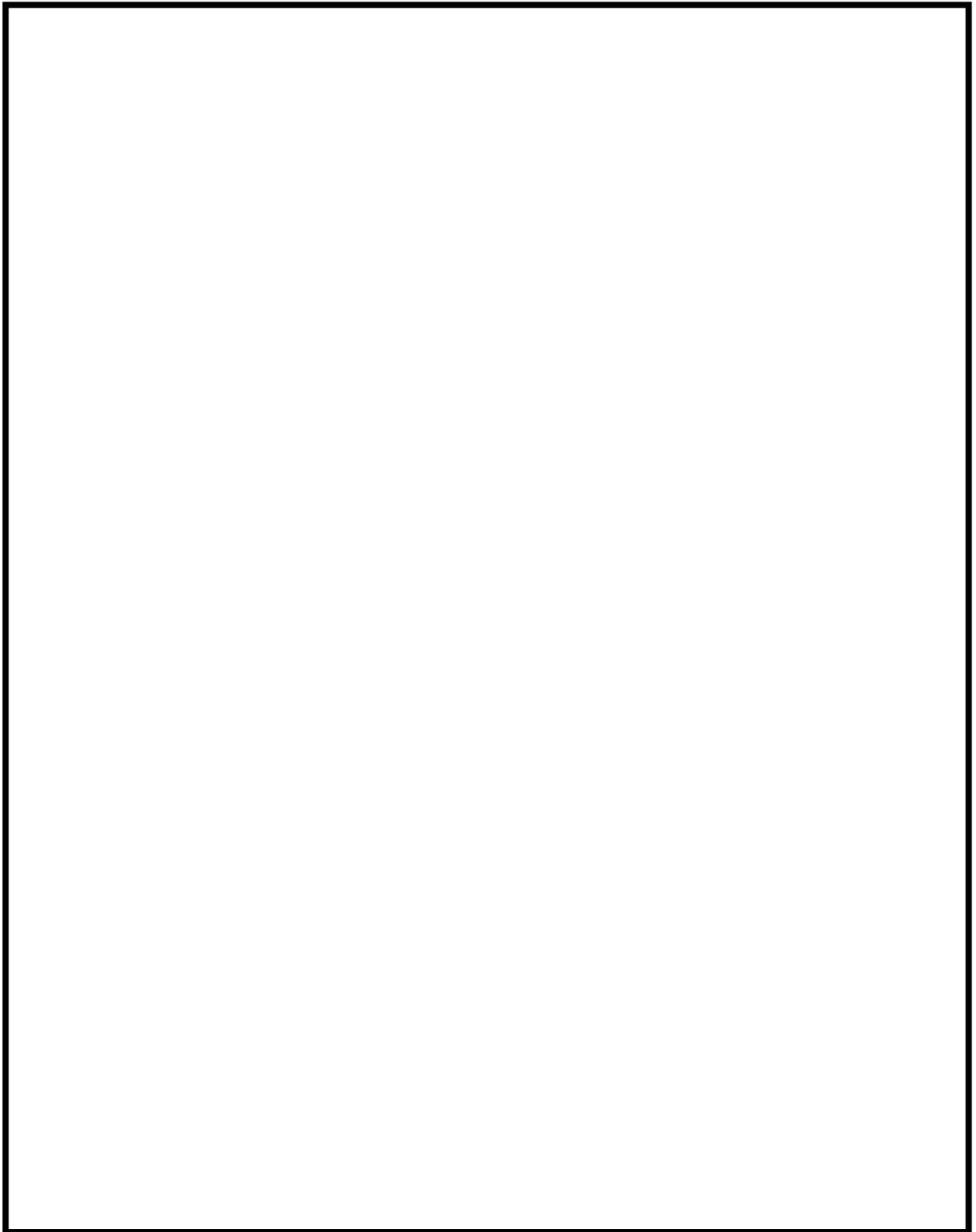


図8 屋内アクセスルート ルート図 (4/5)

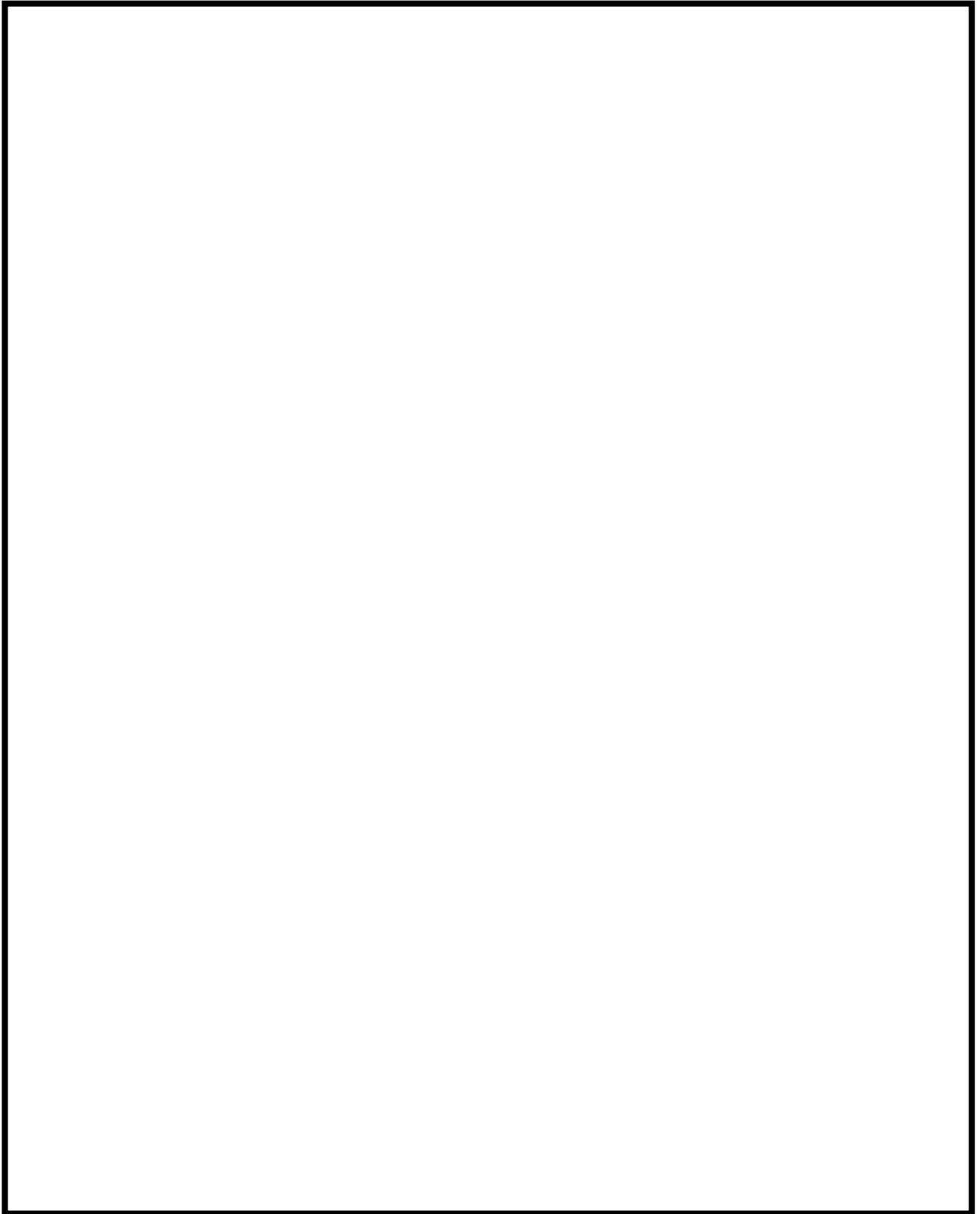


図9 屋内アクセスルート ルート図 (5/5)

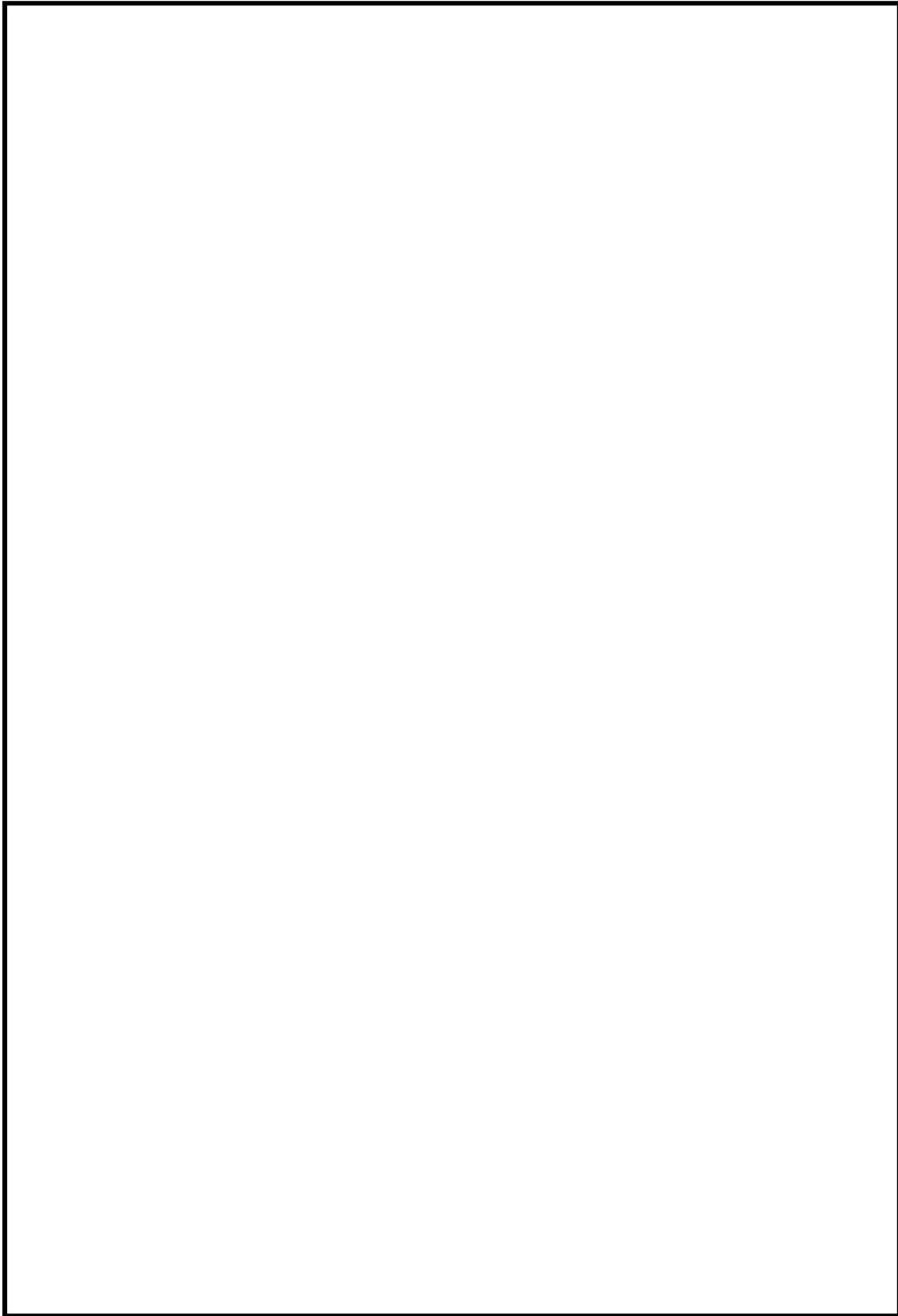


図 1 0 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (1/14)

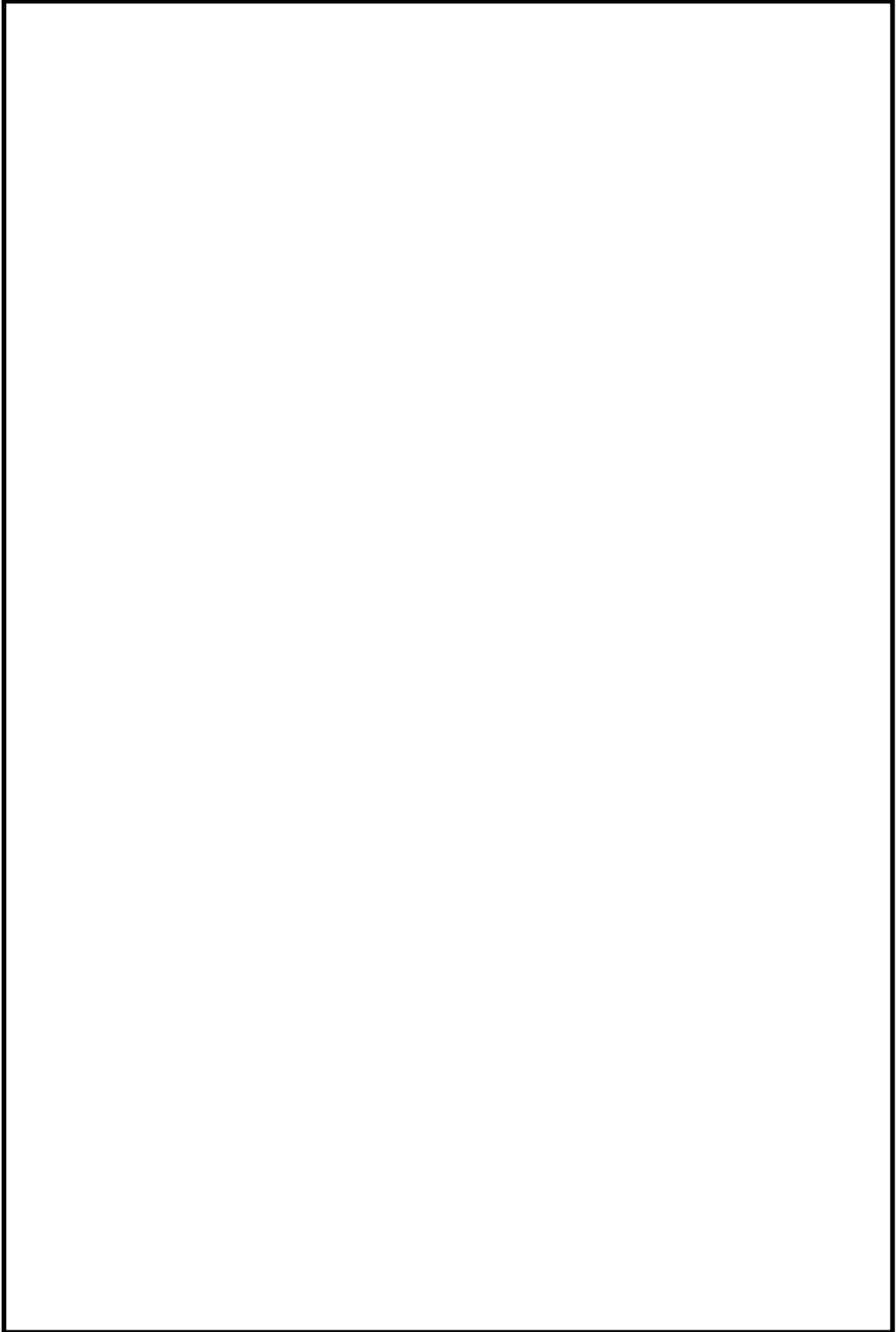


図 1 1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (2/14)

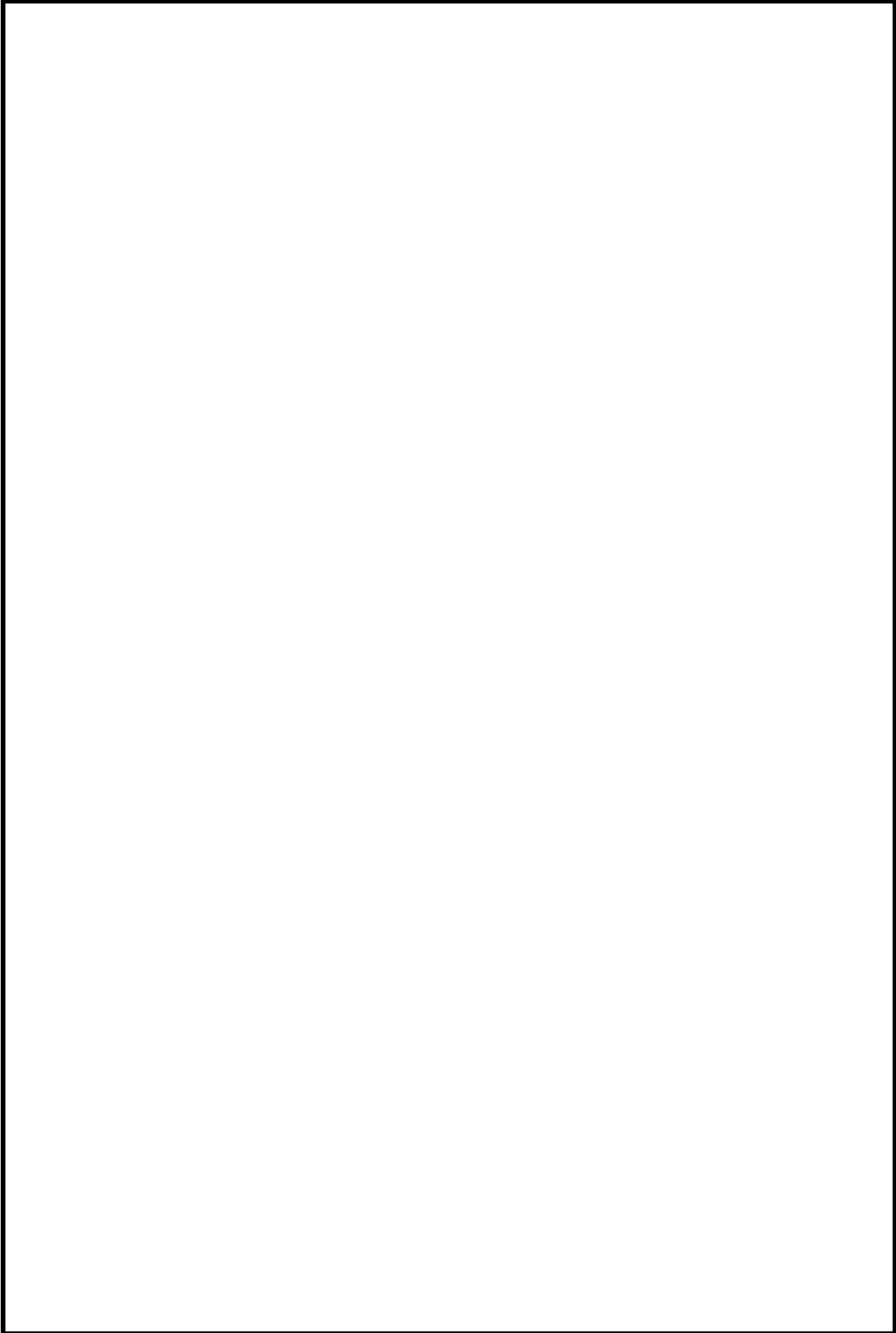


図 1 2 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (3/14)

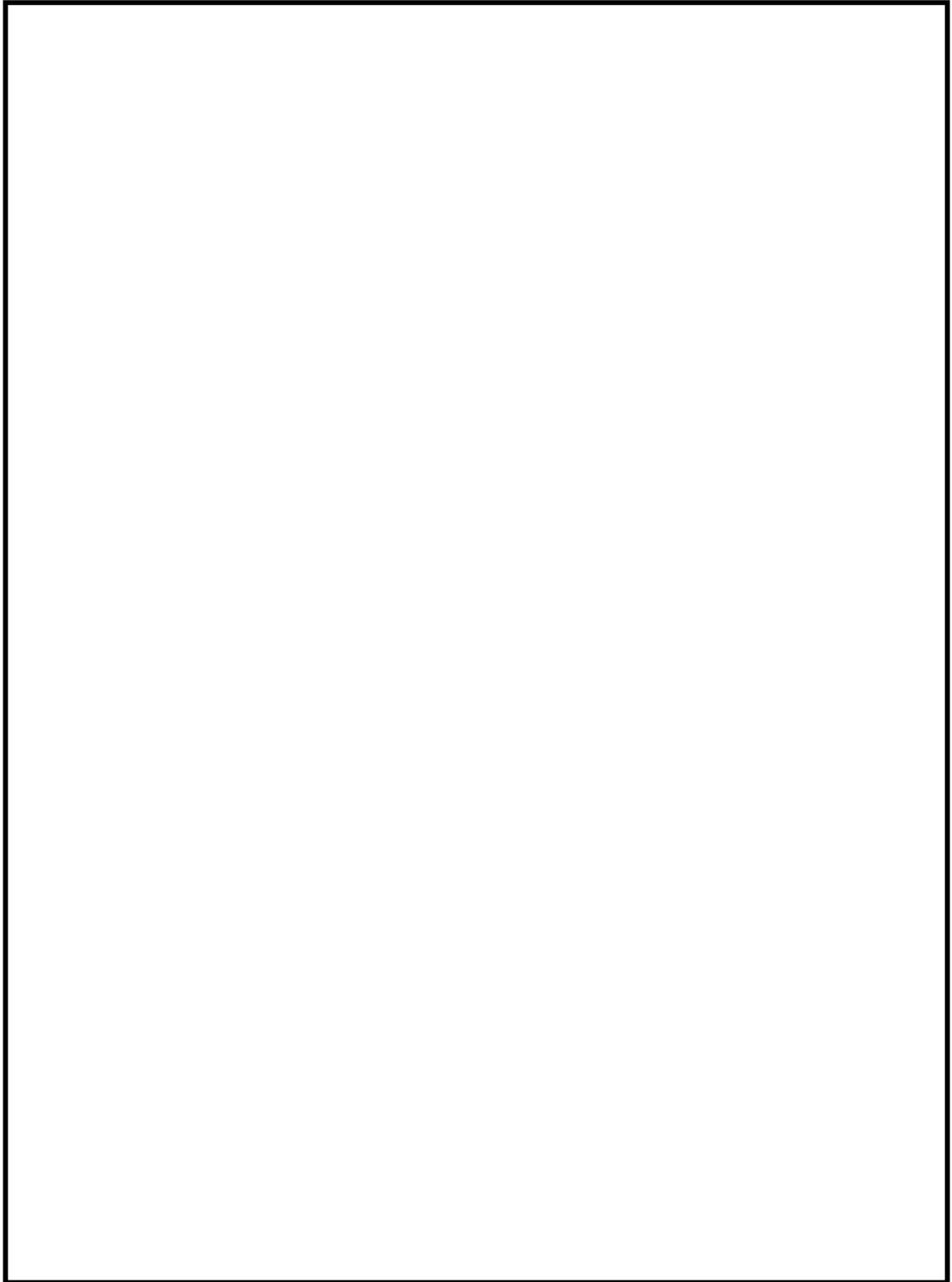


図 1 3 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (4/14)

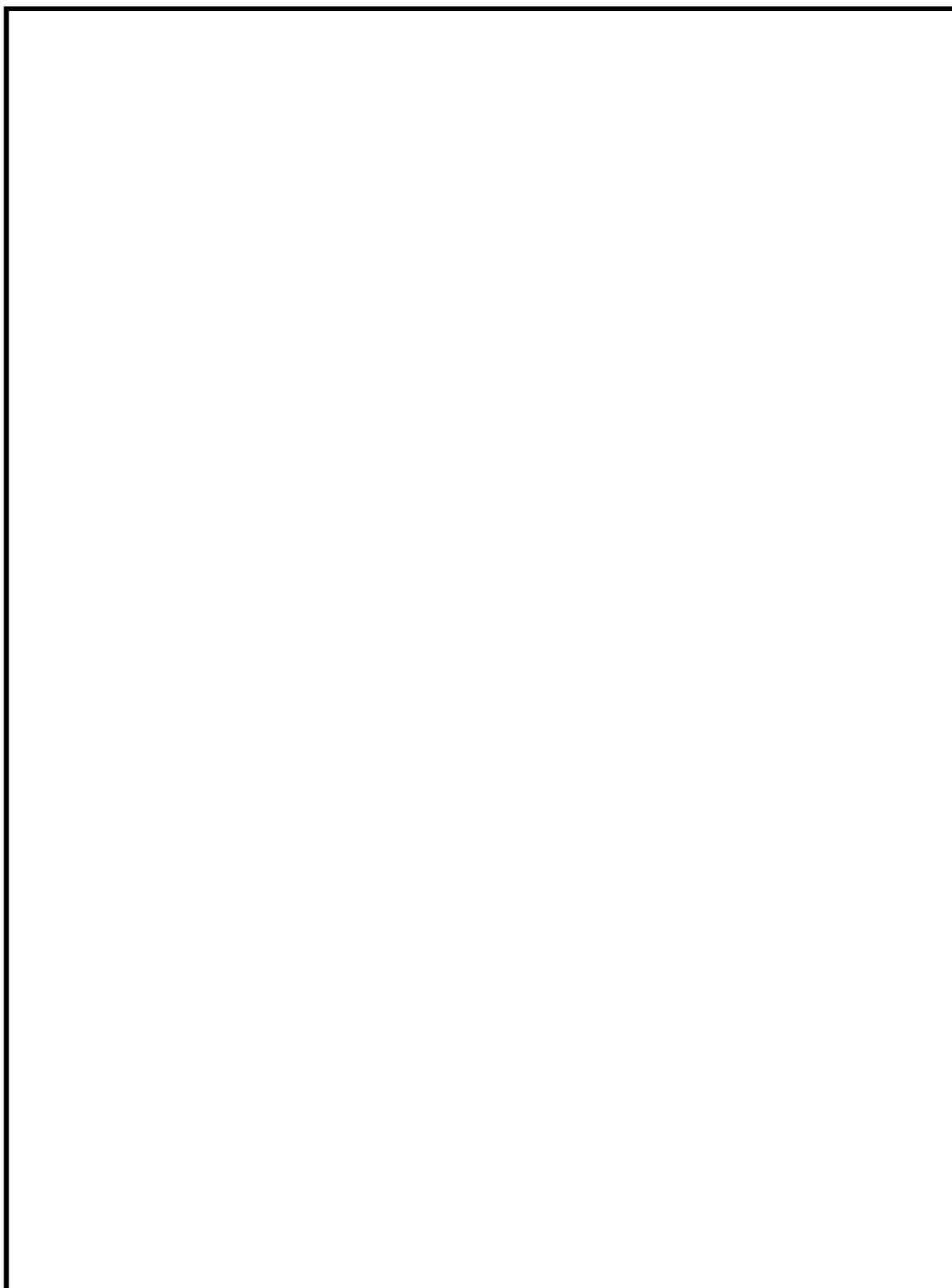


図 1 4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (5/14)

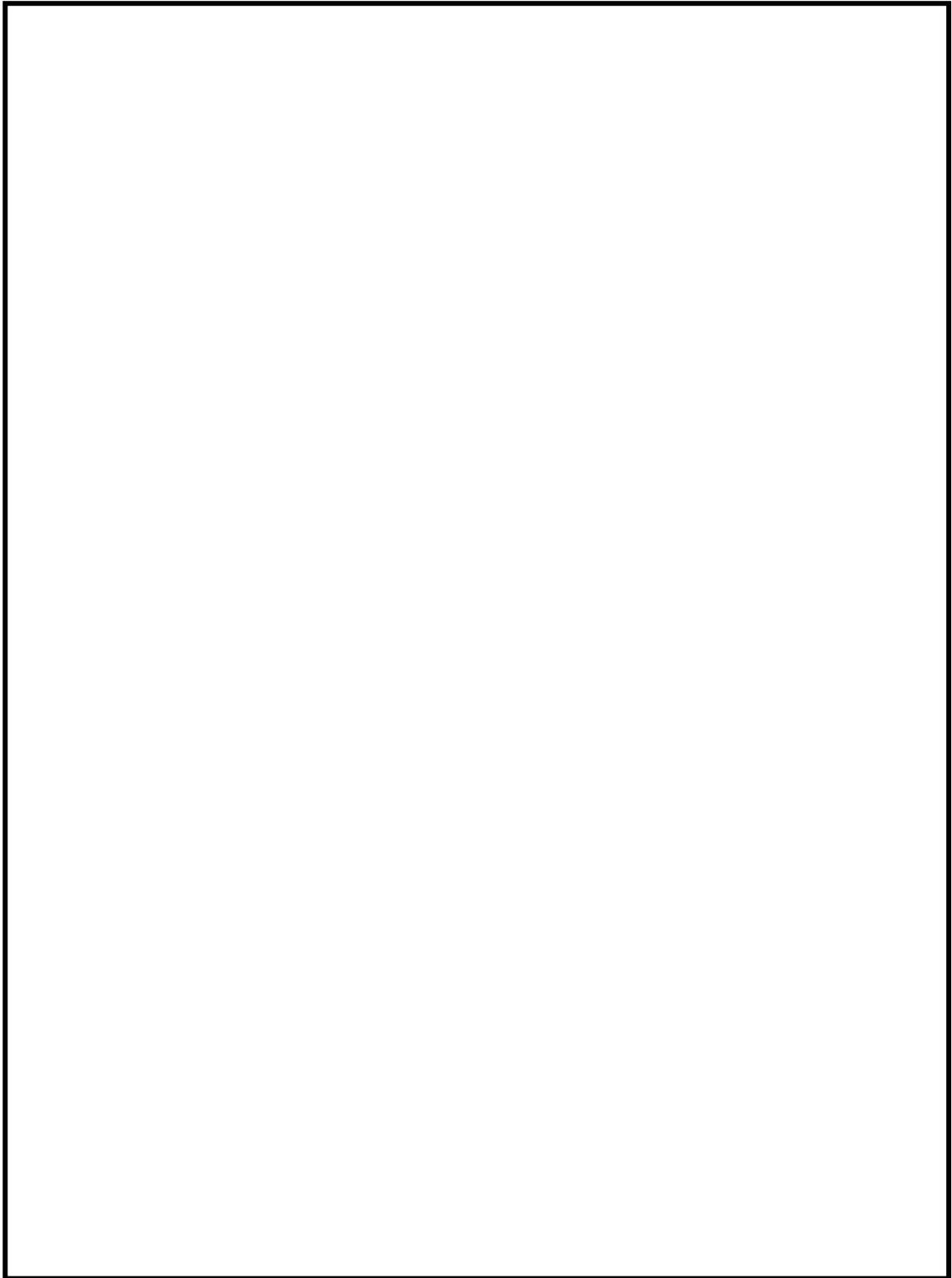


図 1 5 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (6/14)

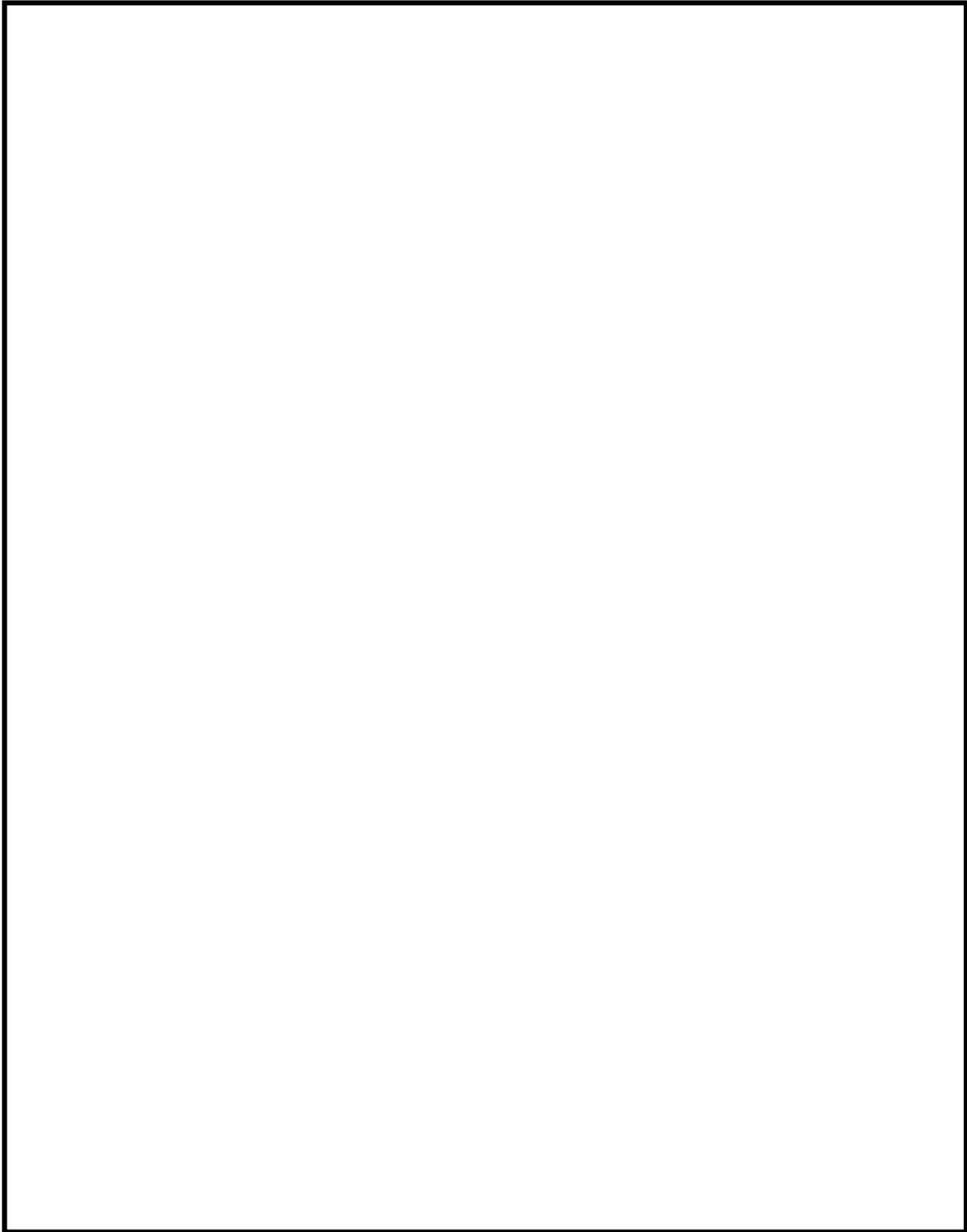


図 1 6 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (7/14)

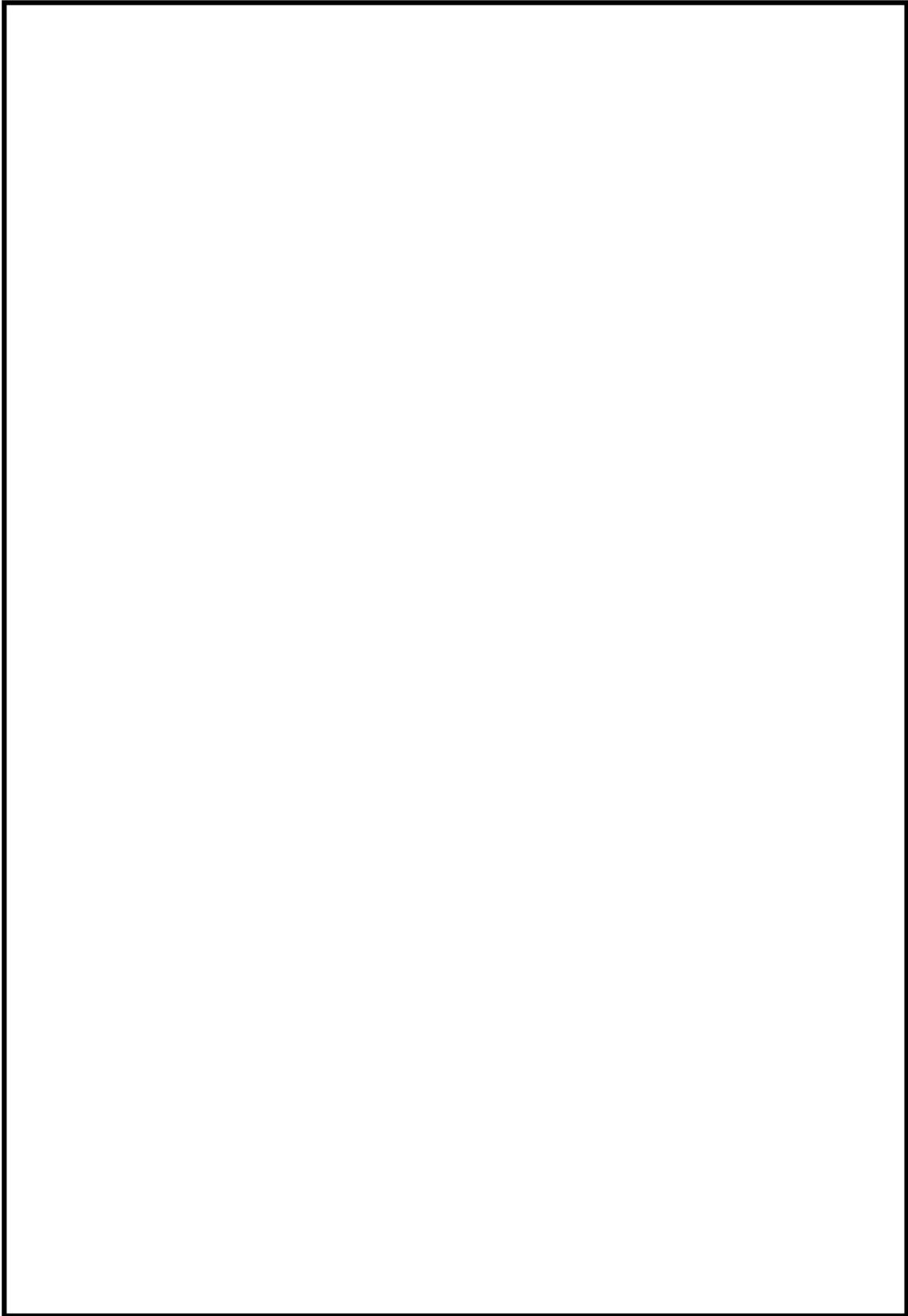


図 1 7 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (8/14)

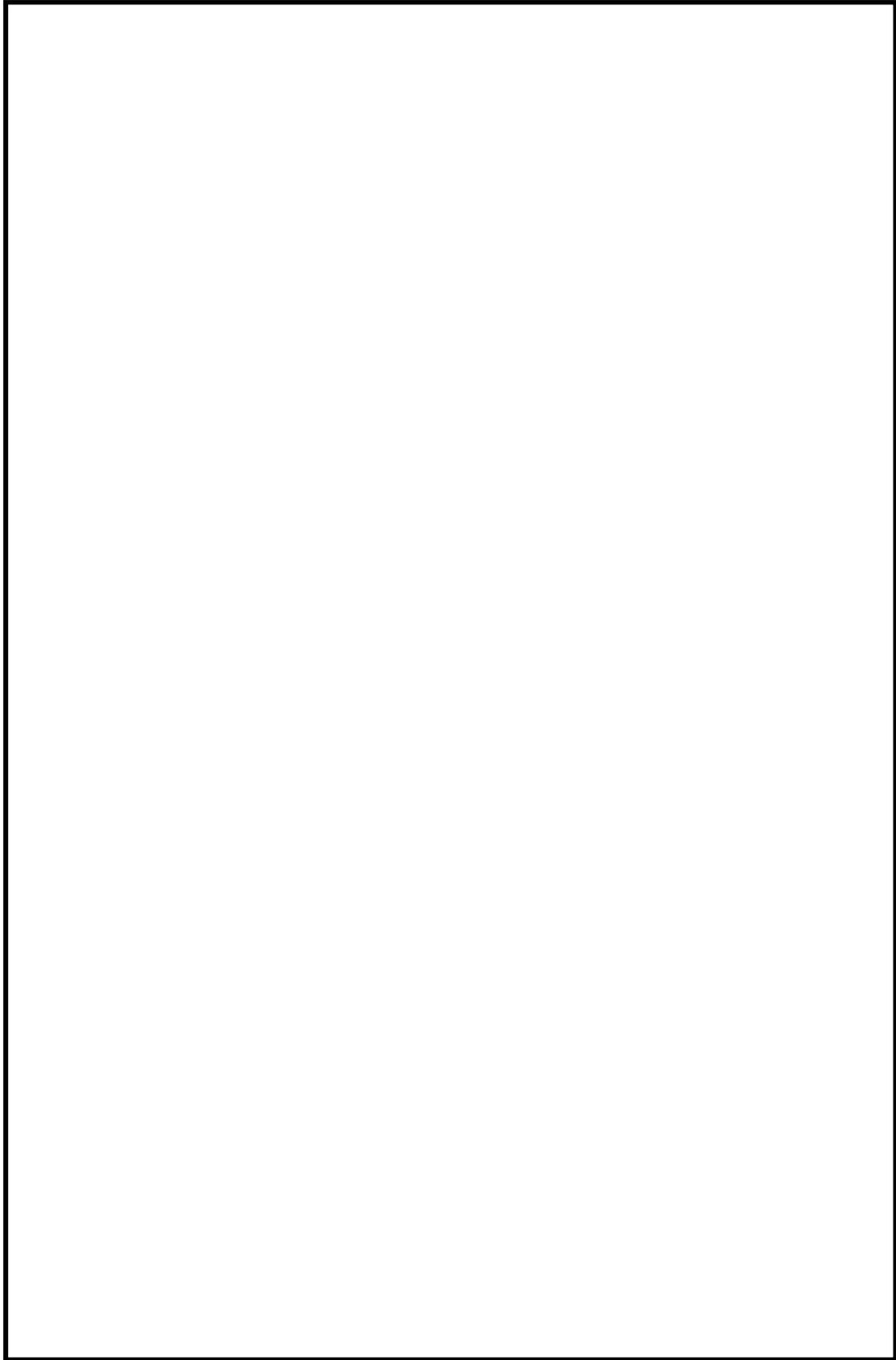


図 1 8 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (9/14)

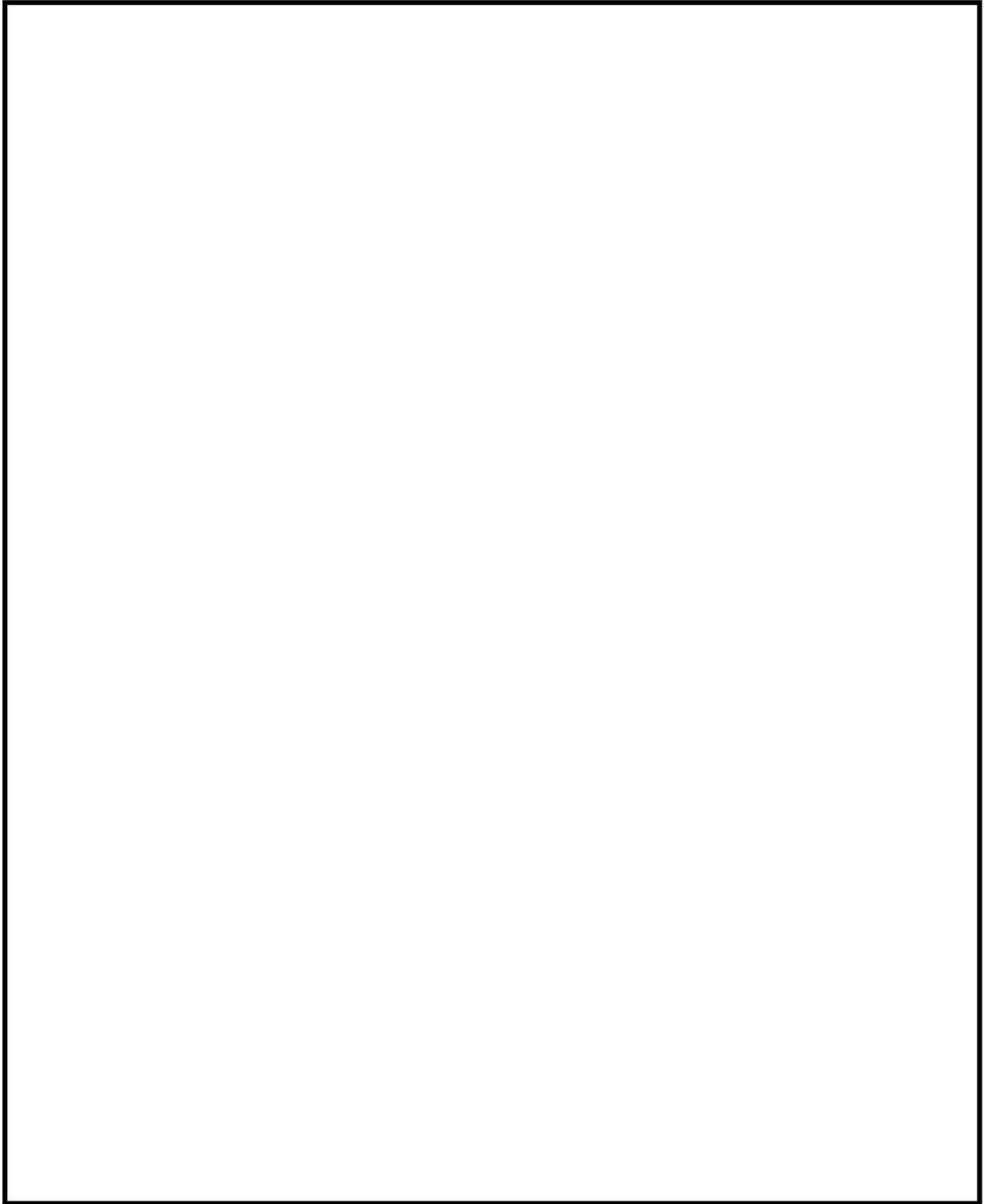


図 1 9 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (10/14)

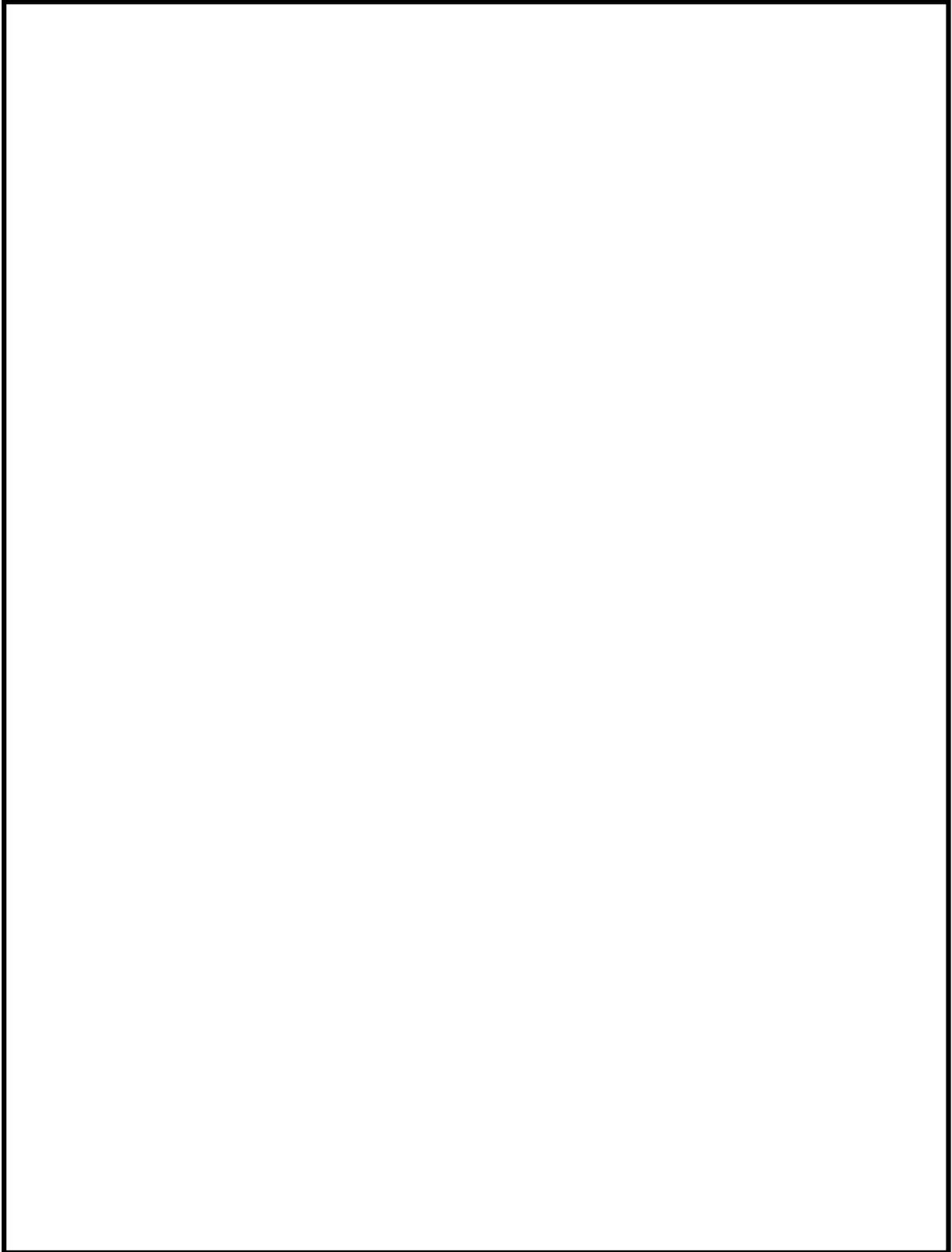


図 2 0 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (11/14)



図 2 1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (12/14)

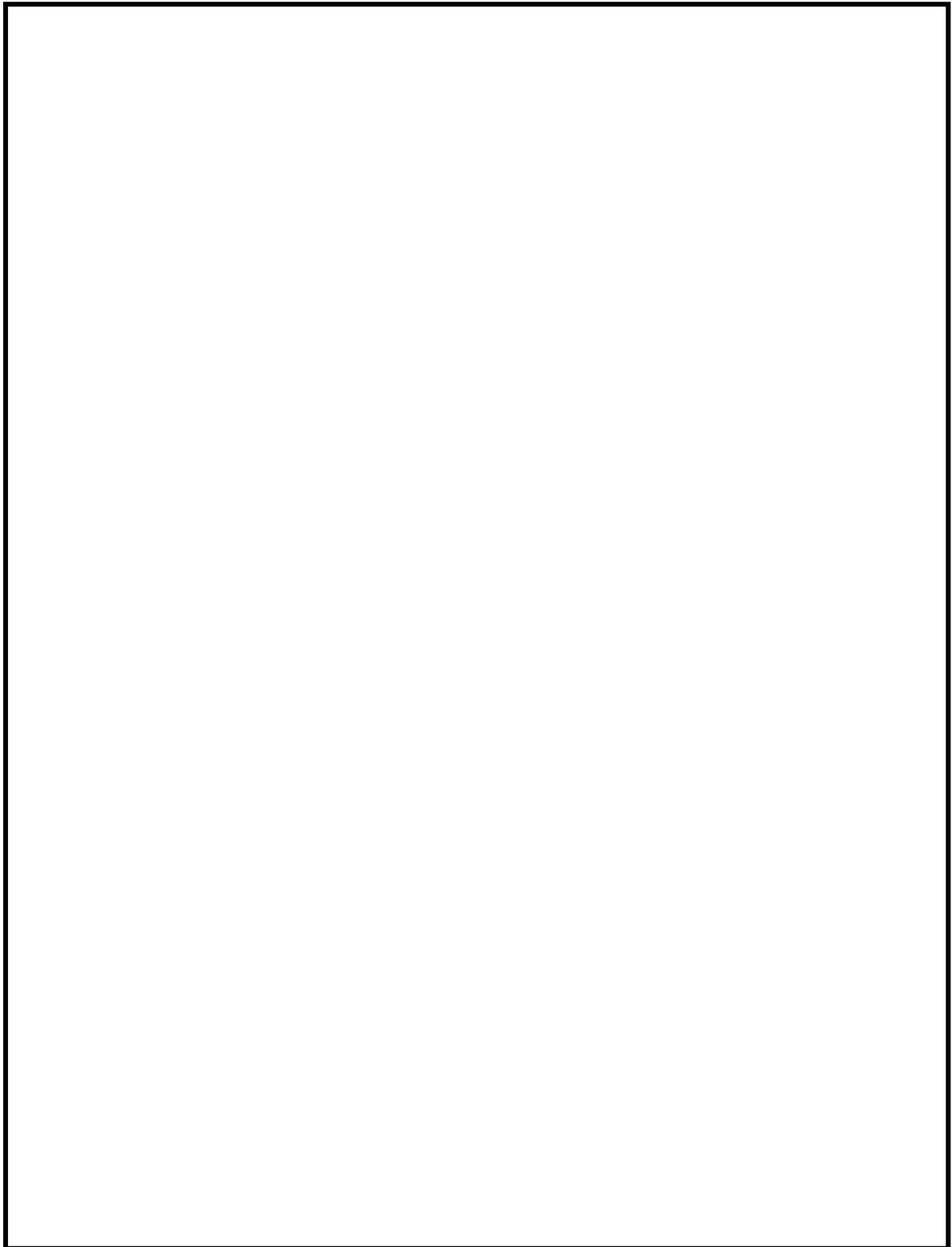


図 2 2 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (13/14)

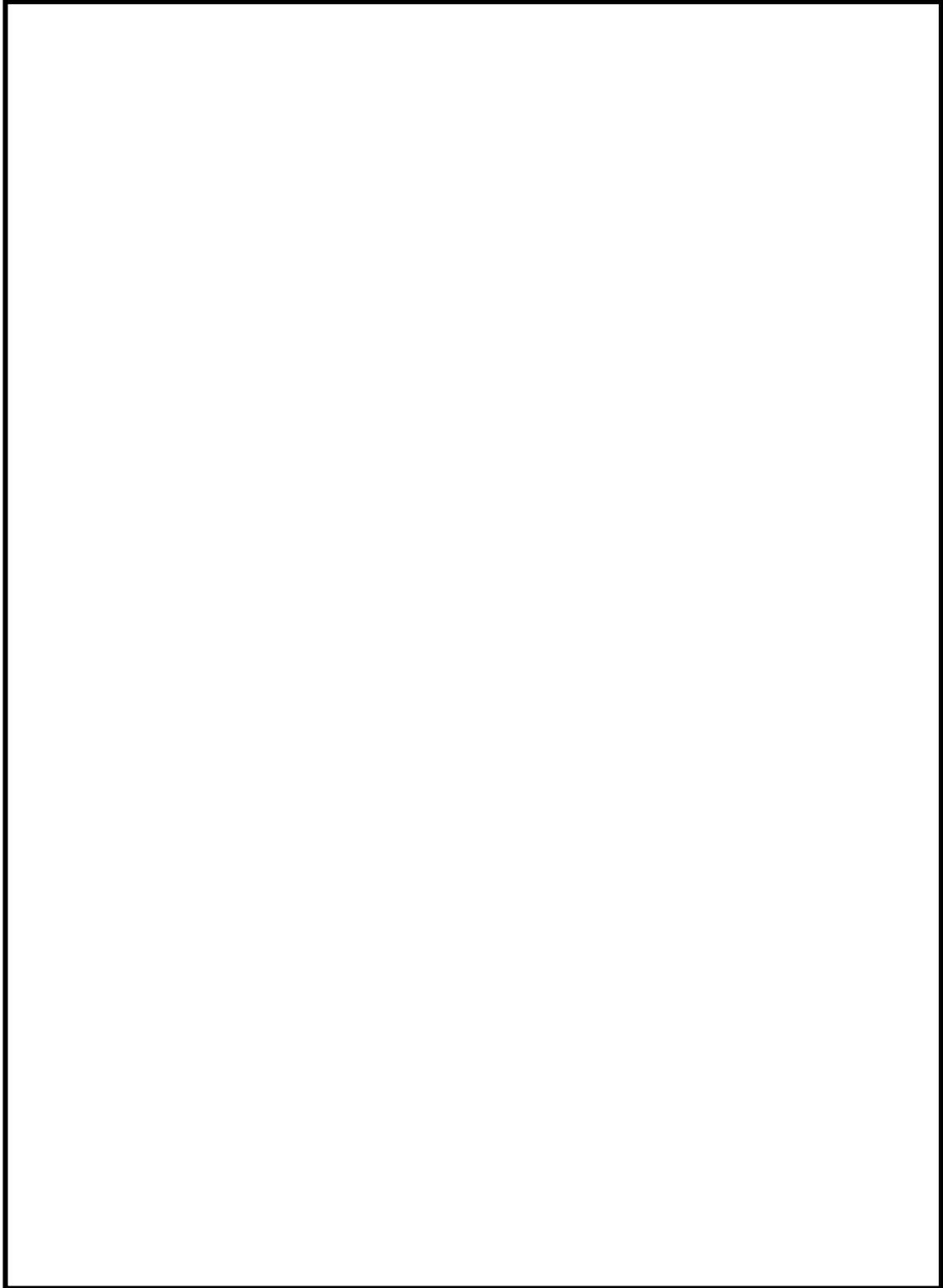


図 2 3 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図 (14/14)

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貯蔵槽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 に纏めた。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，スキマーサージタンク 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 プール水はスキマー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ずるため，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。

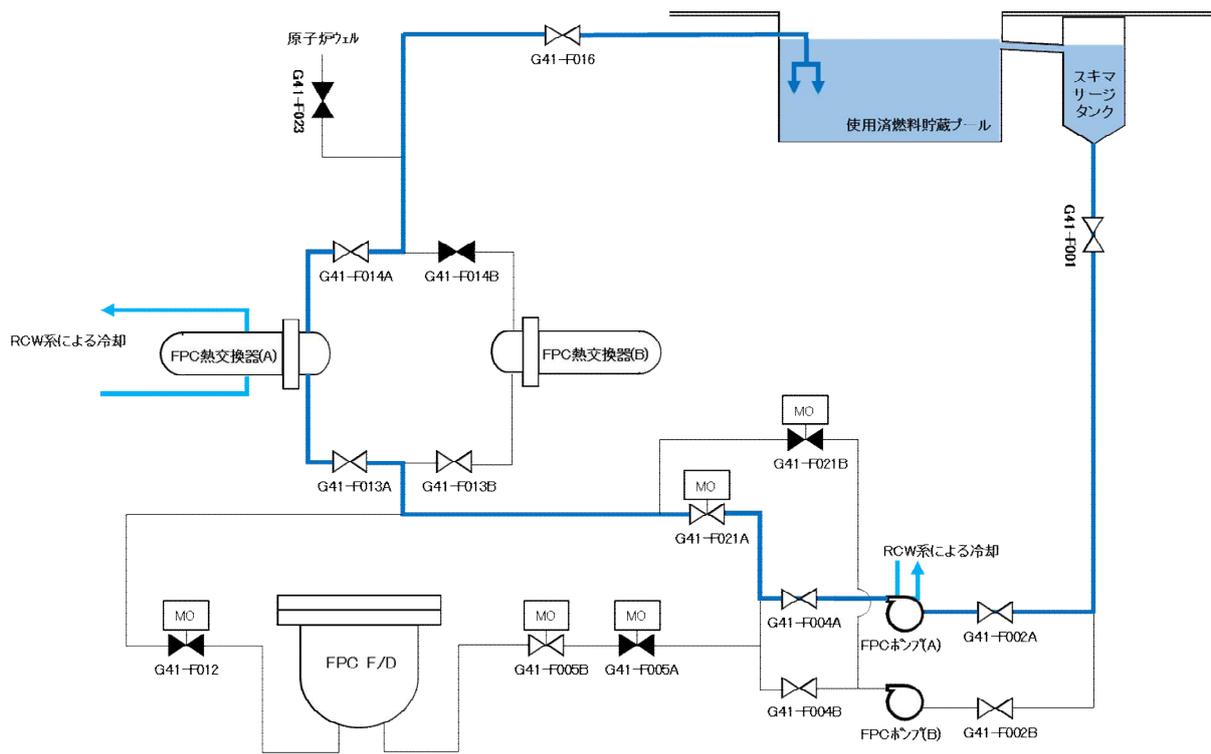


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概要 (6号炉の例)

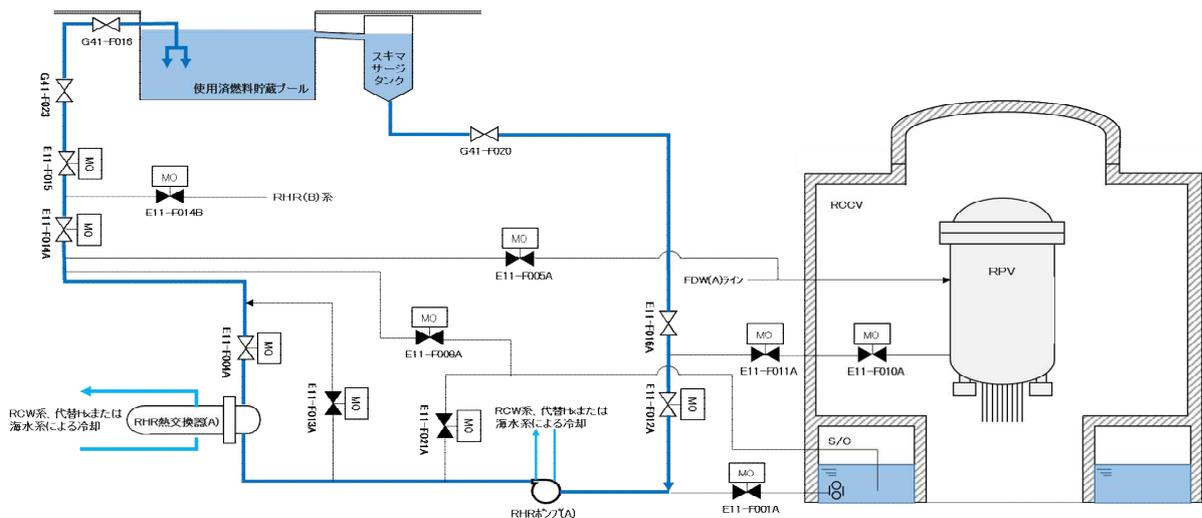


図2 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要（6号炉の例）

(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設営資料 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（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、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。

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（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、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。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）、計測制御装置、

及び水源である防火水槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路である燃料プール代替注水系配管，常設スプレイヘッド，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

(4) 消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図3に示す。

消化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，ディーゼル駆動消化ポンプ等を用い，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，濾過水タンクを水源として，消化系配管，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。

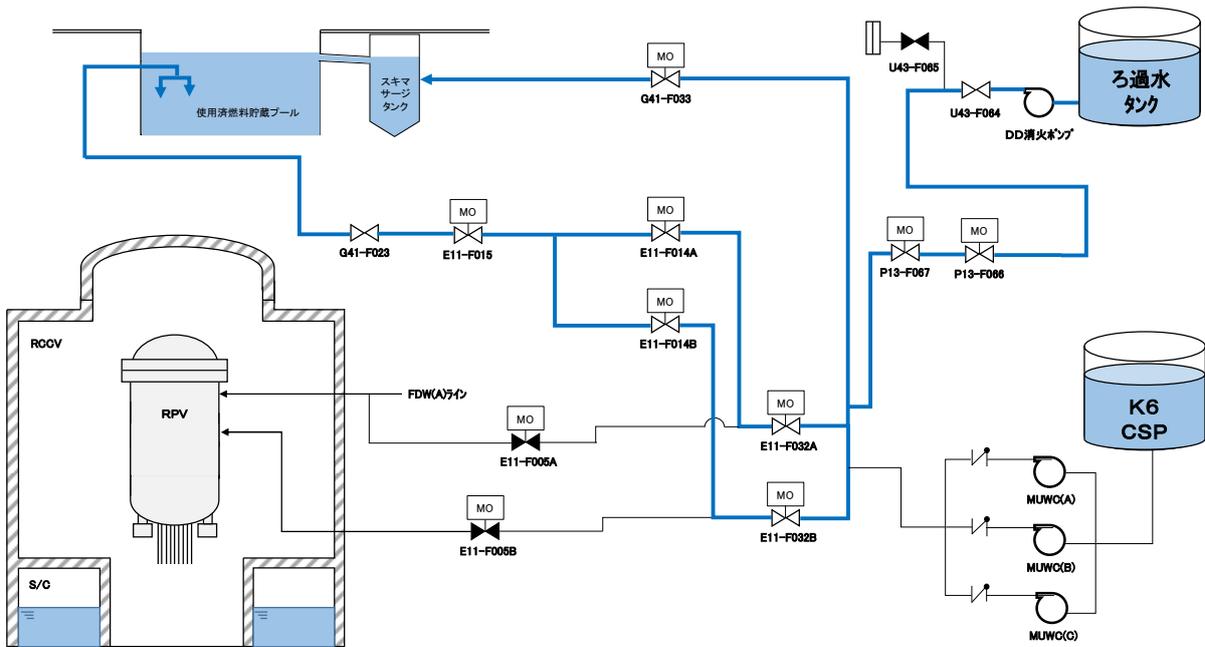


図3 消火系による燃料プール注水 系統概要 (6号炉の例)

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（S A広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）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。

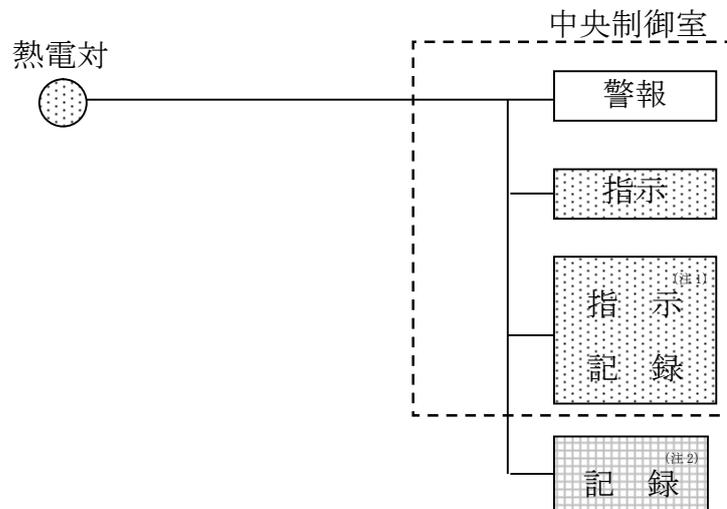
2. 設備概要について

2.1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）

(1) 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位（S A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にて温度を電気信号に変換した後、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（S A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

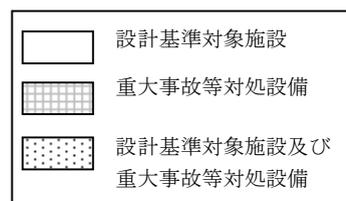
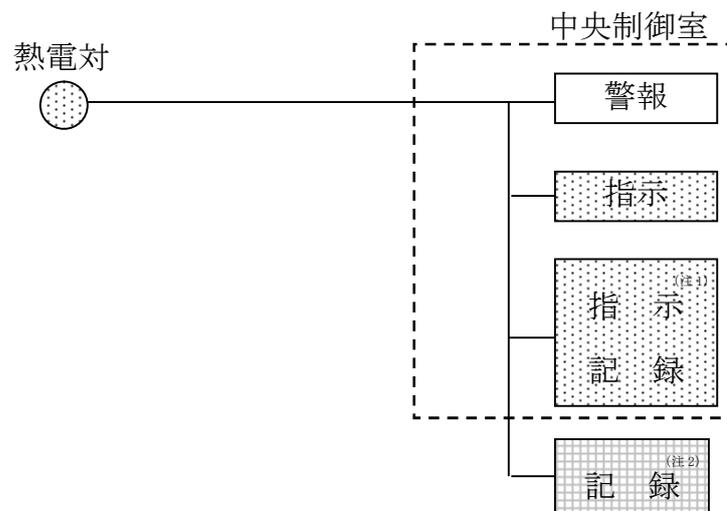


図1 使用済燃料貯蔵プール水位（S A広域）の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位（S A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（S A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（S A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（S A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（S A広域）の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，使用済燃料貯蔵プール温度（S A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（S A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

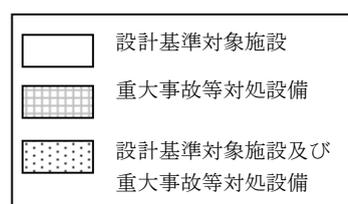


図2 使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域）の概略構成図

(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)

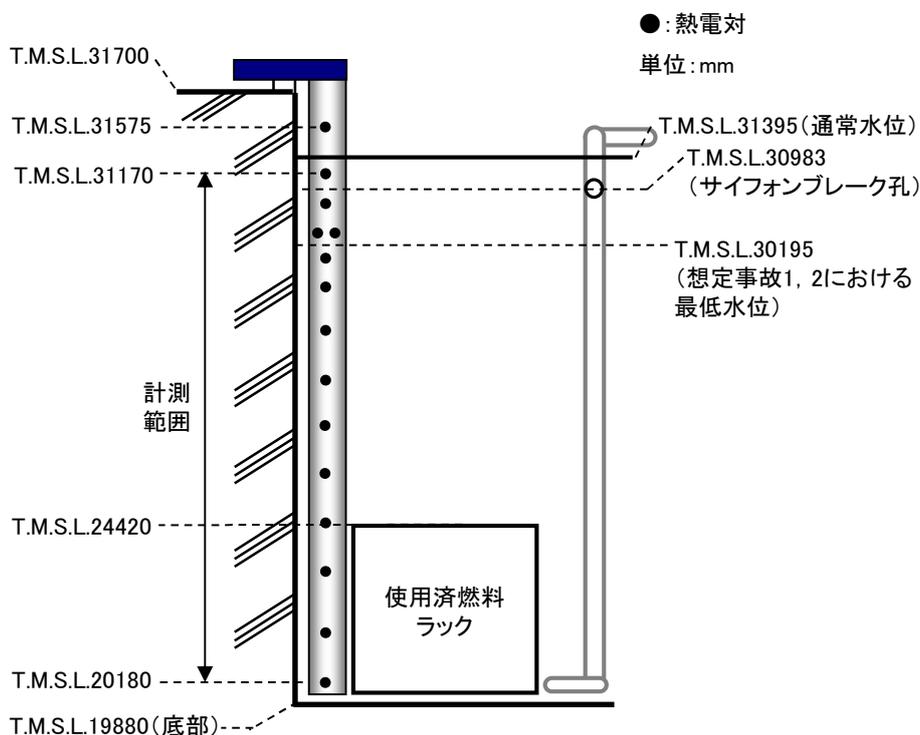


図3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の概略構成図 (6号炉)

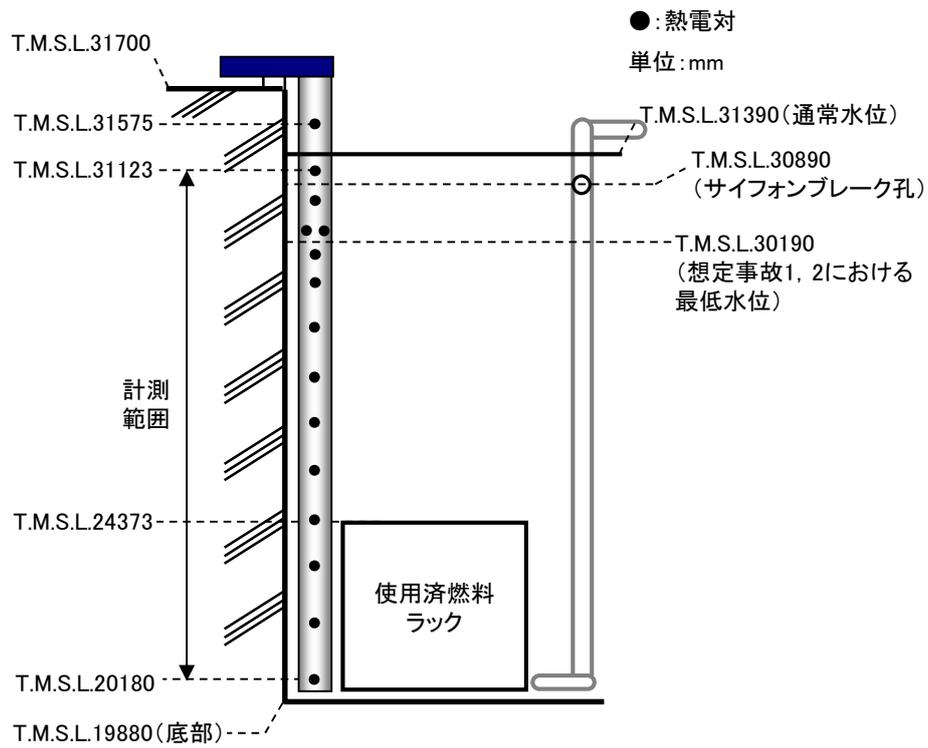
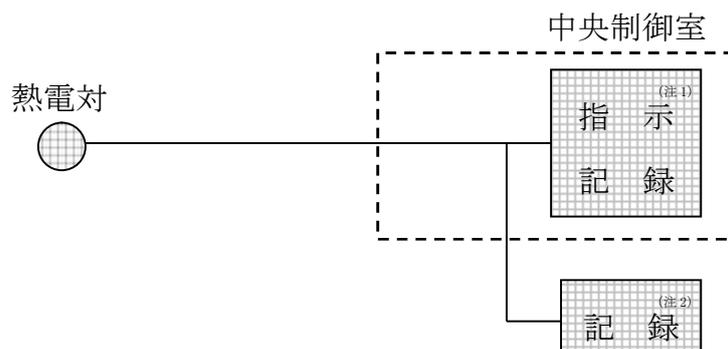


図4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）の概略構成図（7号炉）

2.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）

(1) 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、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にて温度を電気信号に変換した後、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（S A）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

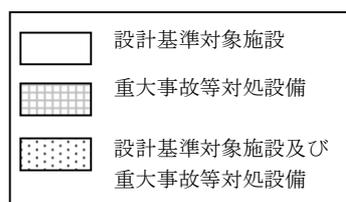


図5 使用済燃料貯蔵プール水位（S A）の概略構成図

(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

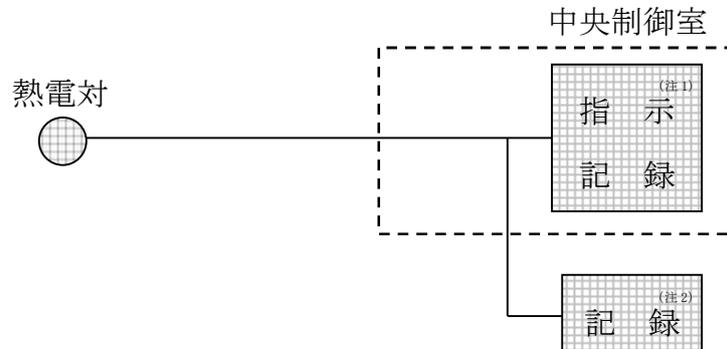
使用済燃料貯蔵プール水位（S A）は、第五十四条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1(a)想定事故1(冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)及び(b)想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)）及び第五十四条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料ラック上端

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（S A）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（S A）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 (S A) 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 (S A) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (S A) 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 (S A) 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

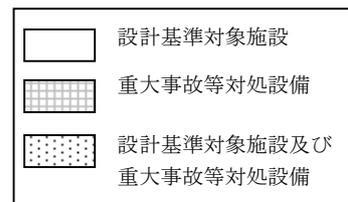


図6 使用済燃料貯蔵プール温度 (S A) の概略構成図

(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 (S A) 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 (S A) の概略構成図 (7号炉)」参照)

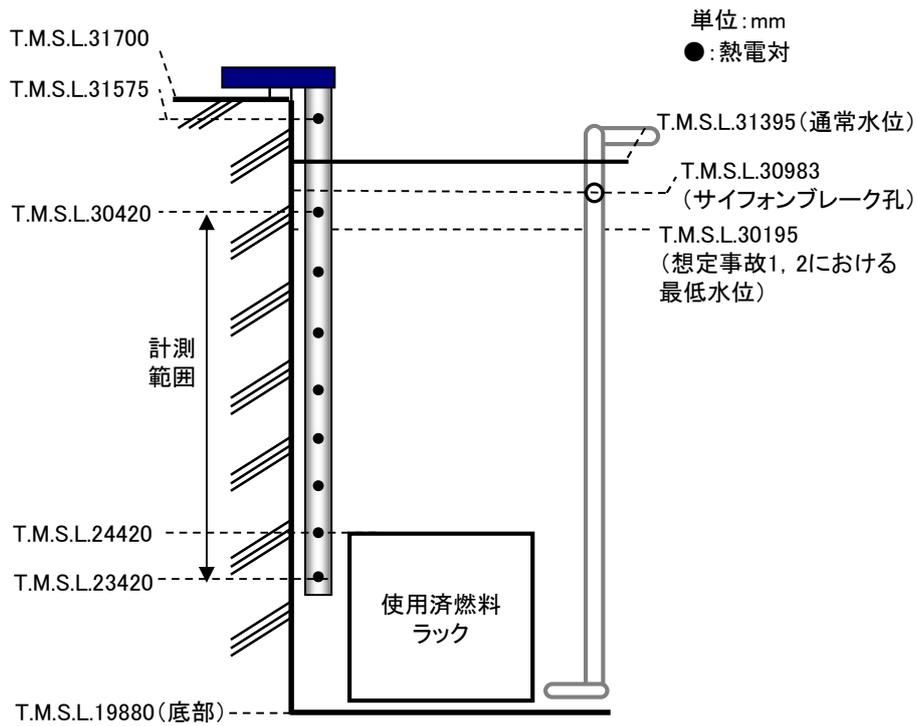


図7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) の計測範囲 (6号炉)

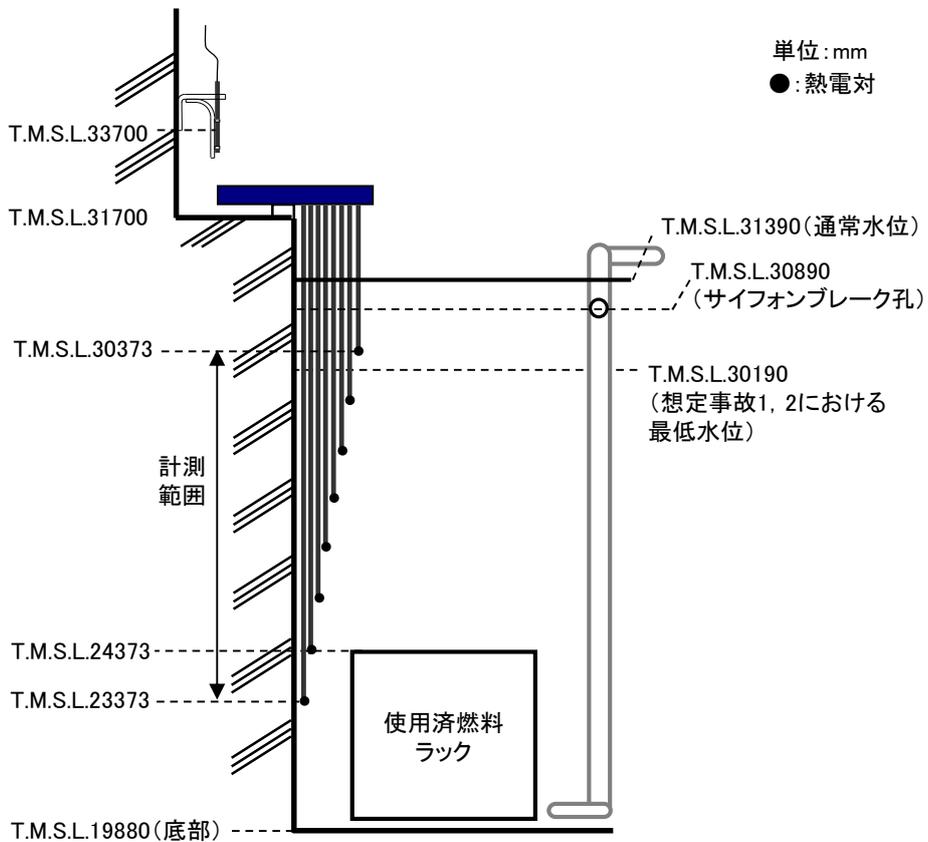
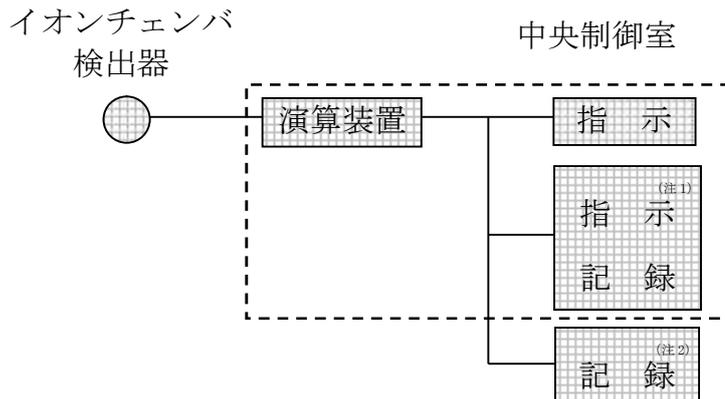


図8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) の計測範囲 (7号炉)

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、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、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）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

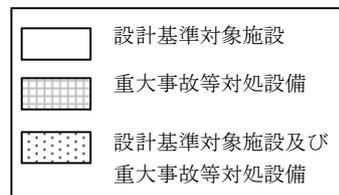


図9 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(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階における遮へい設計区分は、使用済燃料プール区域の遮へい区分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へい区分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)

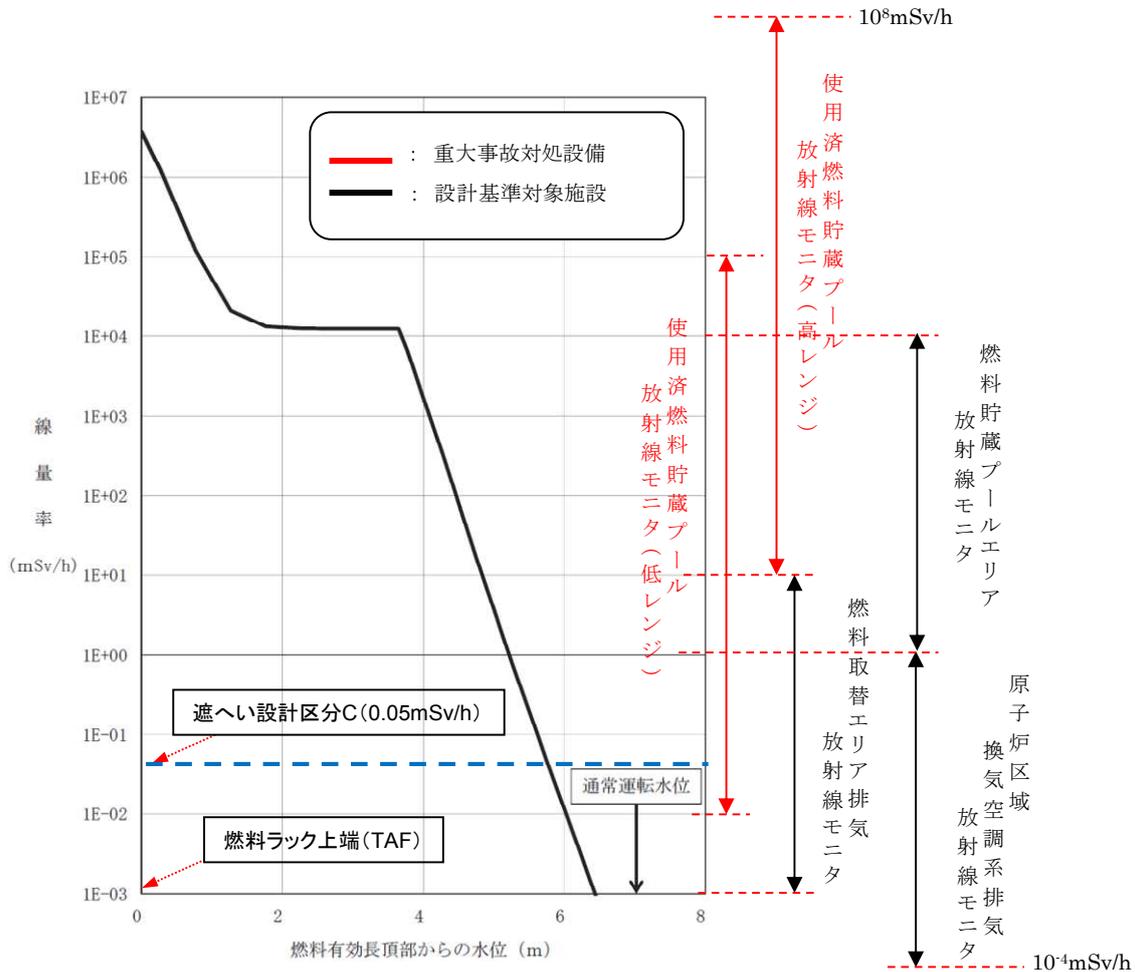


図10 水位と放射線線量率の関係(6号炉)

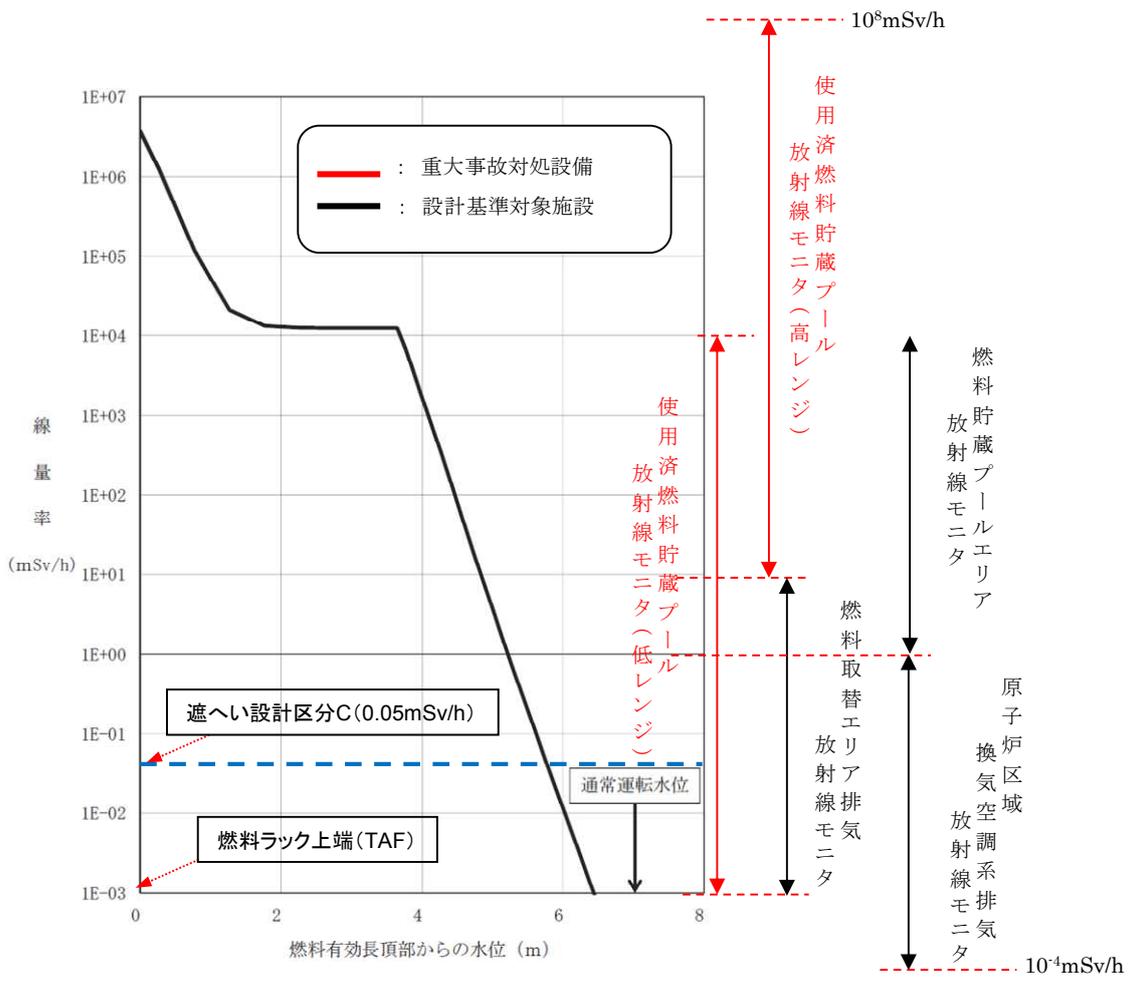


図 1 1 水位と放射線線量率の関係 (7号炉)

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に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)

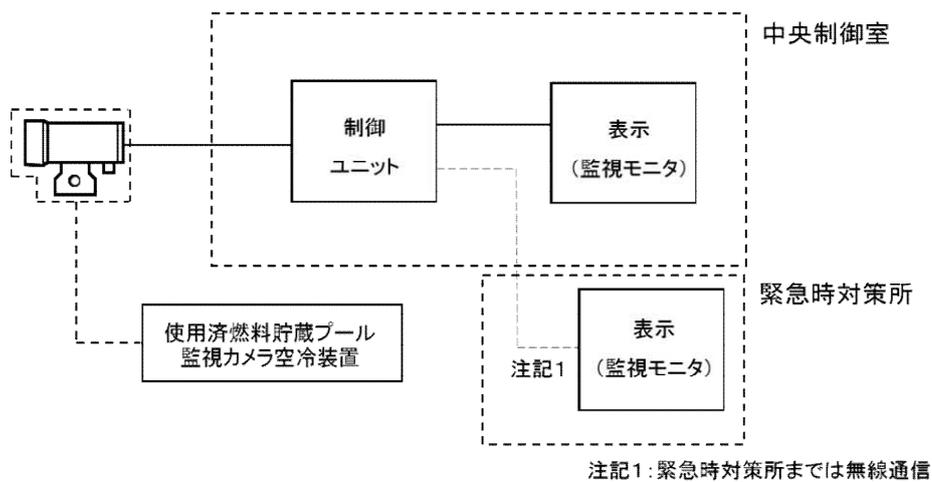


図12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(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)

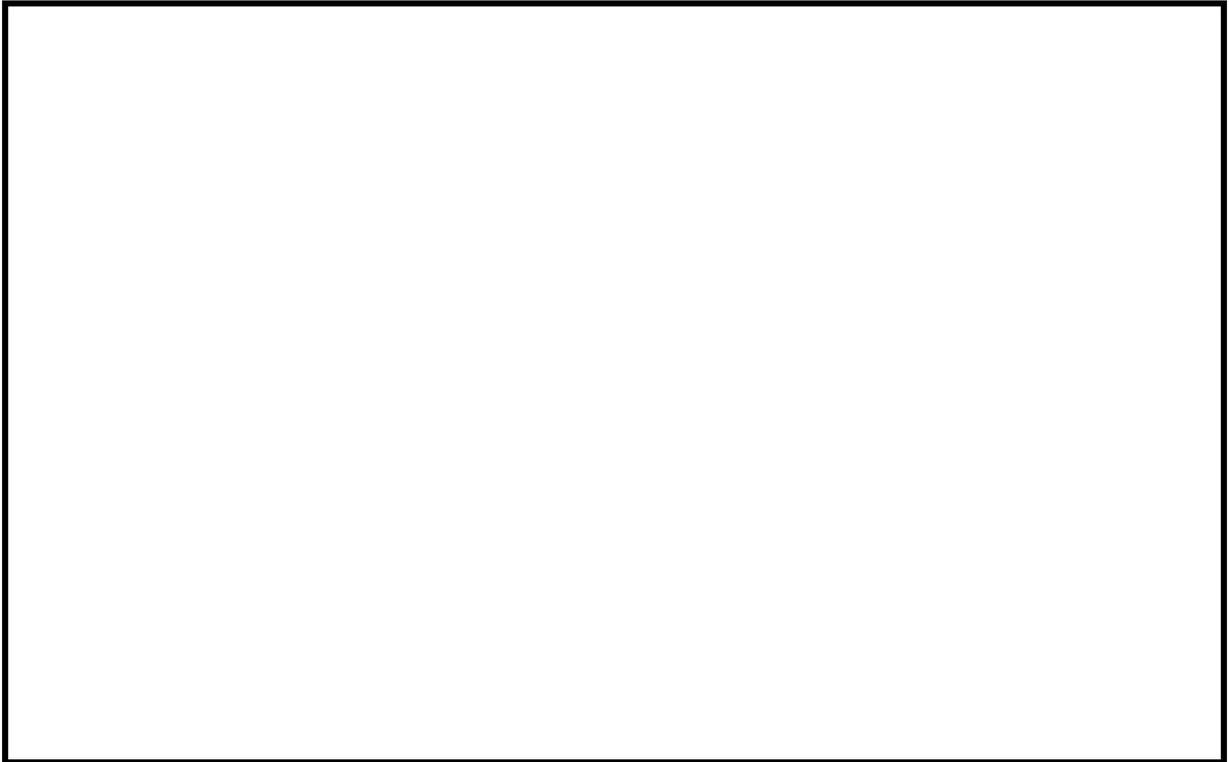


図 1 3 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図

(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 1 4 「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)

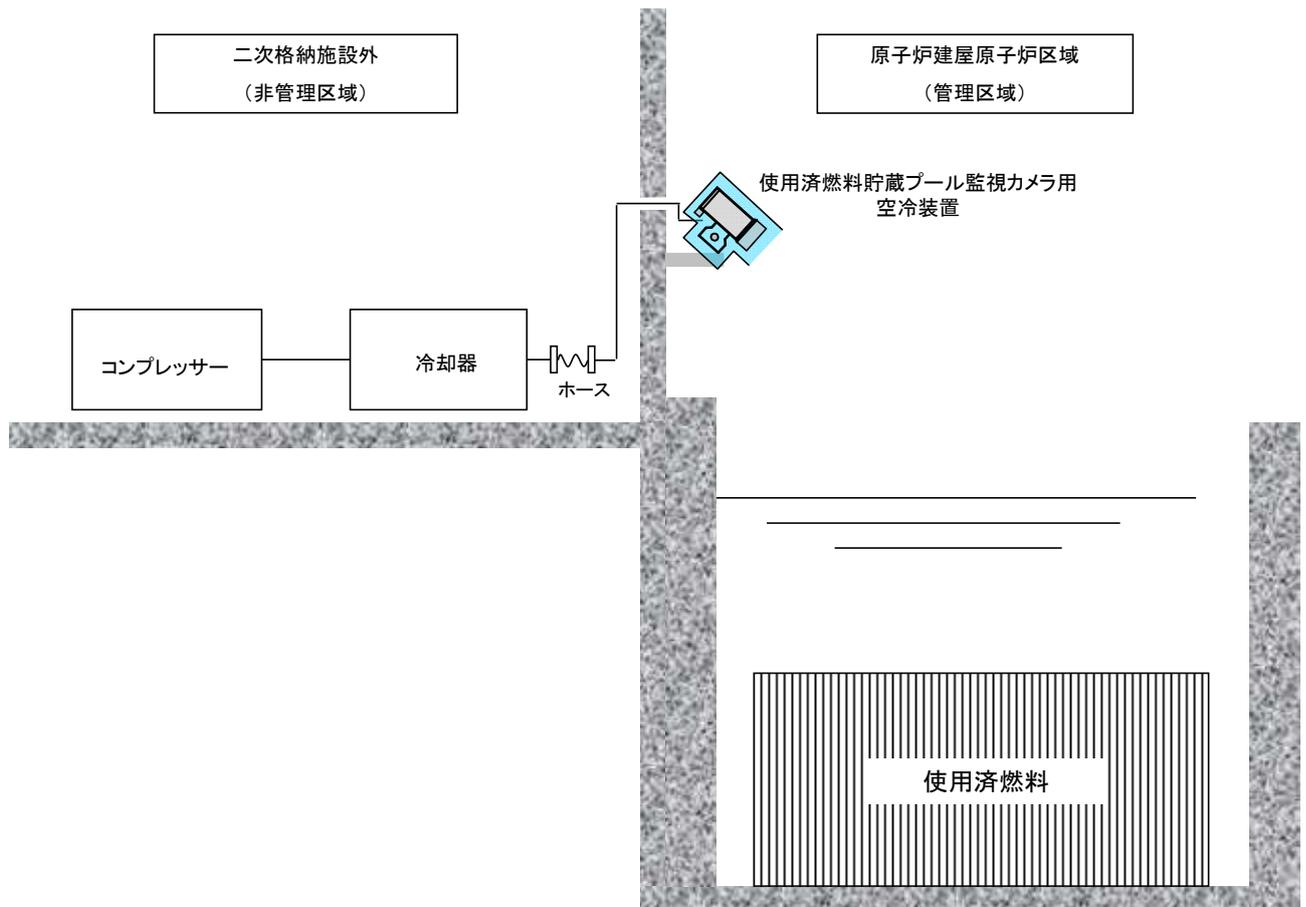


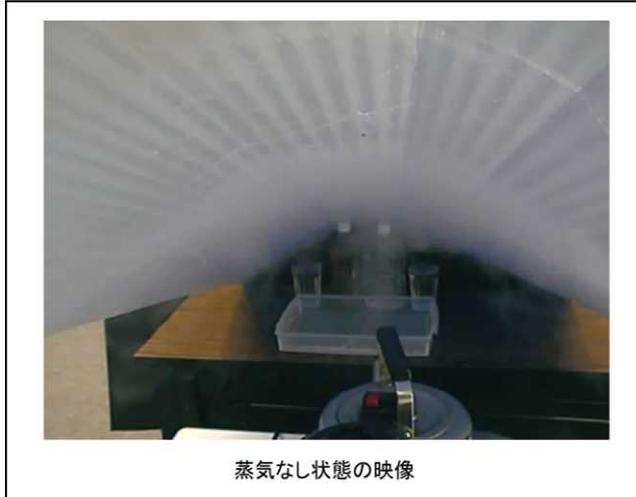
図 1 4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(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

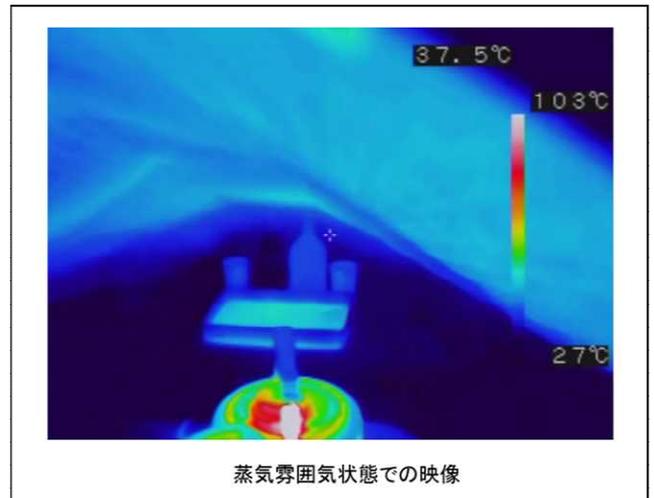
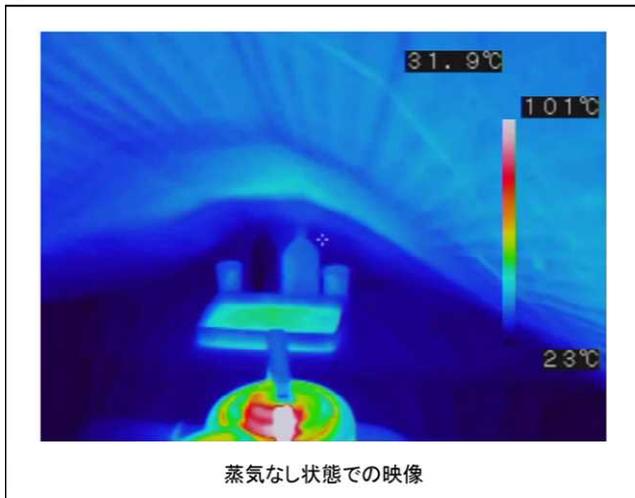
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

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無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 1 5 「可視カメラと赤外線カメラの状態監視およ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

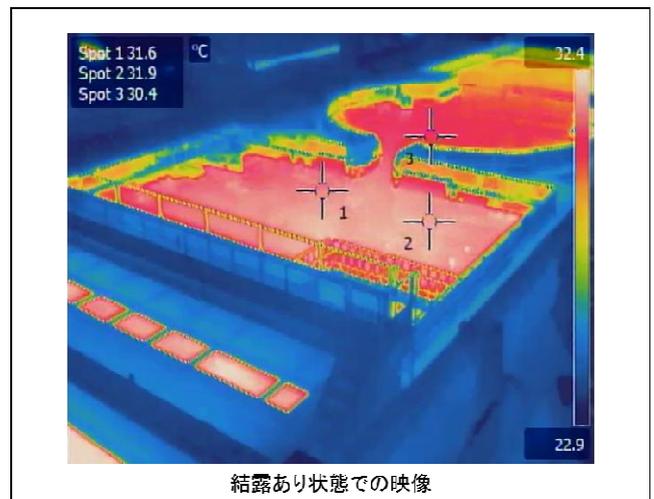
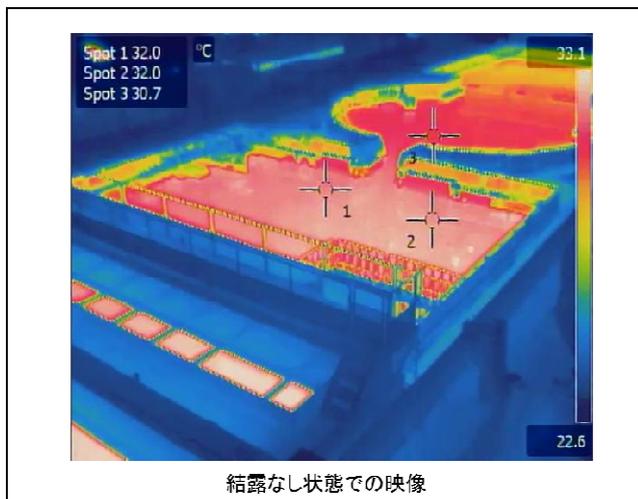


図 1 5 可視カメラと赤外線カメラの状態監視および結露発生状態での状態監視

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（S A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係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（S A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1 6「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。

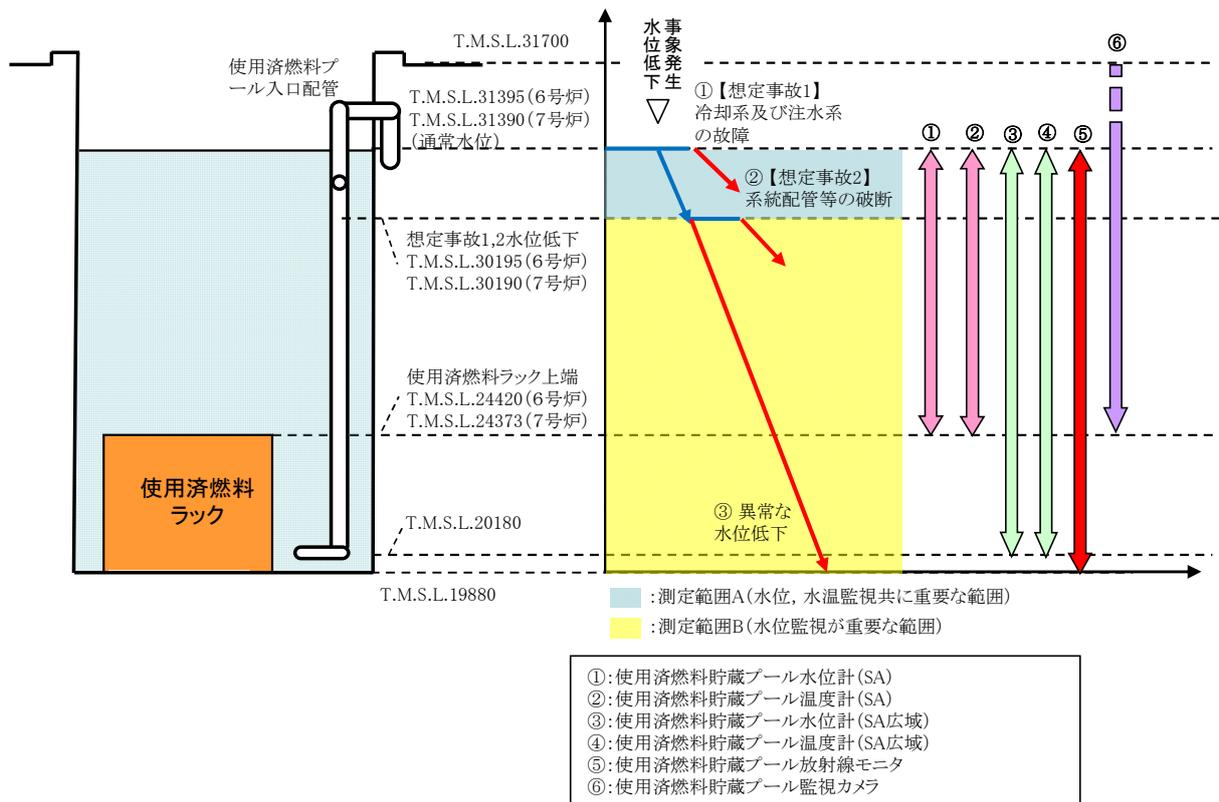


図 1 6 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

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）と重大事故対処設備（使用済燃料貯蔵プール水位（S A広域，S A）は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故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，電源についてもしゃ断器及びヒューズによって分離を実施する設計とする。

重大事故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布設する設計とする。

(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）と重大事故対処設備（使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域，S A）は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故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，電源についてもしゃ断器及びヒューズによって分離を実施する設計とする。

重大事故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布設する設計とする。

(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，電源についてもしゃ断器及びヒューズによって分離を実施する設計とする。

重大事故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布設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故対処設備は，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布設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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

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

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

重大事故対処設備は、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。）

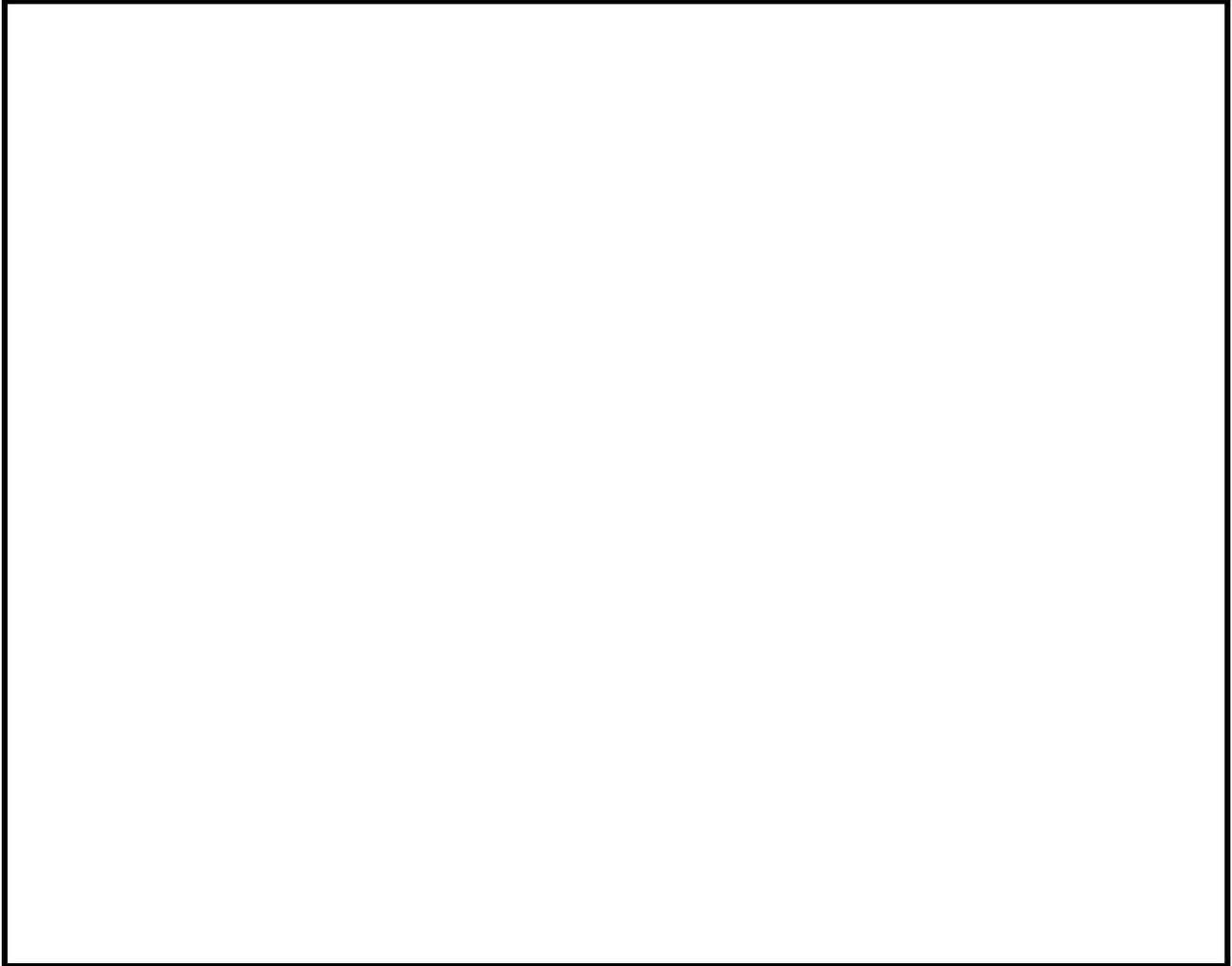


図17 6号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図

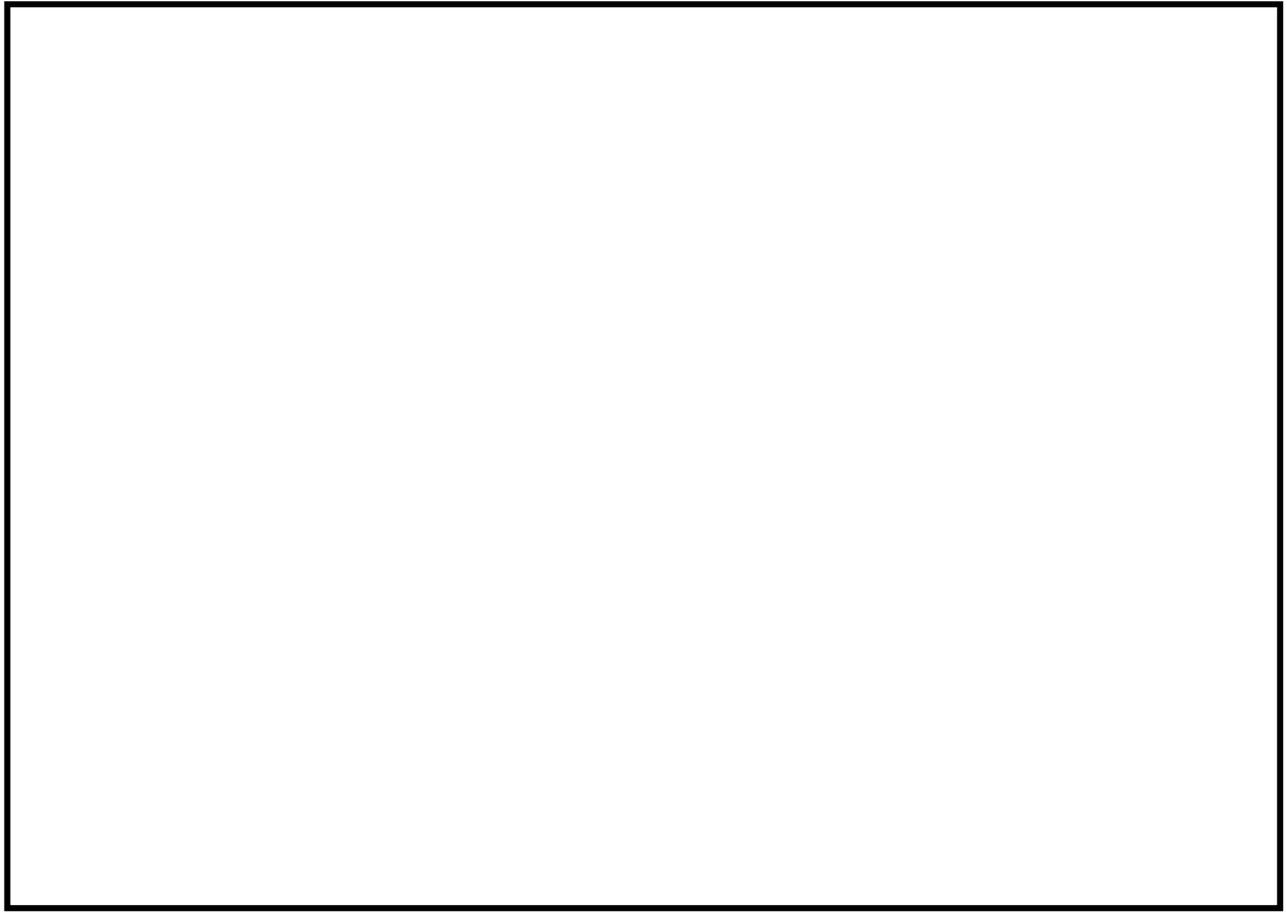


図 1 8 7 号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図

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（S A広域）の計測性能

(1) 検出原理

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

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

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

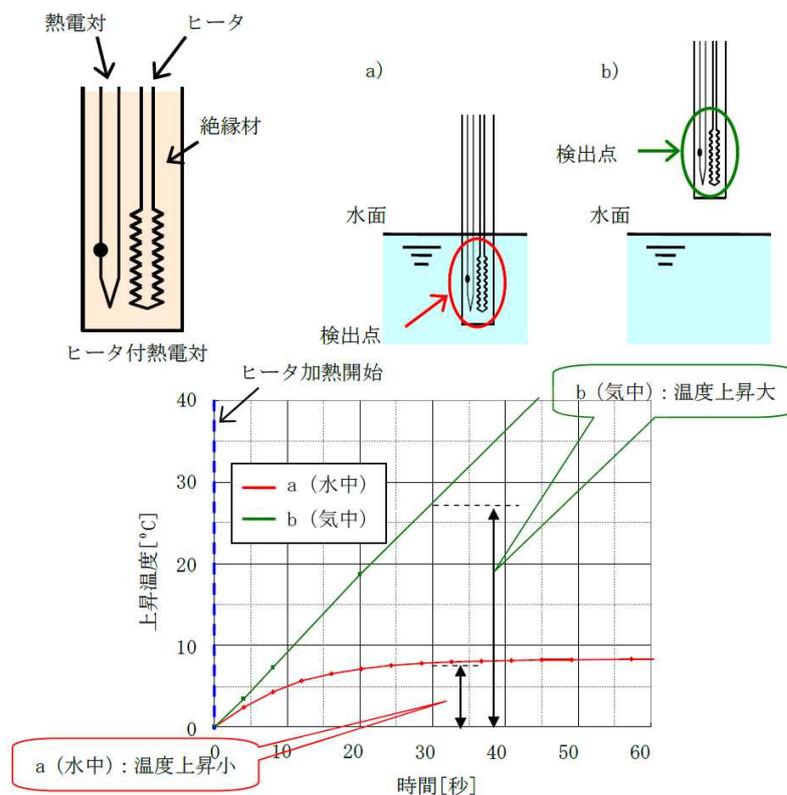


図1 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(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言える。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。)

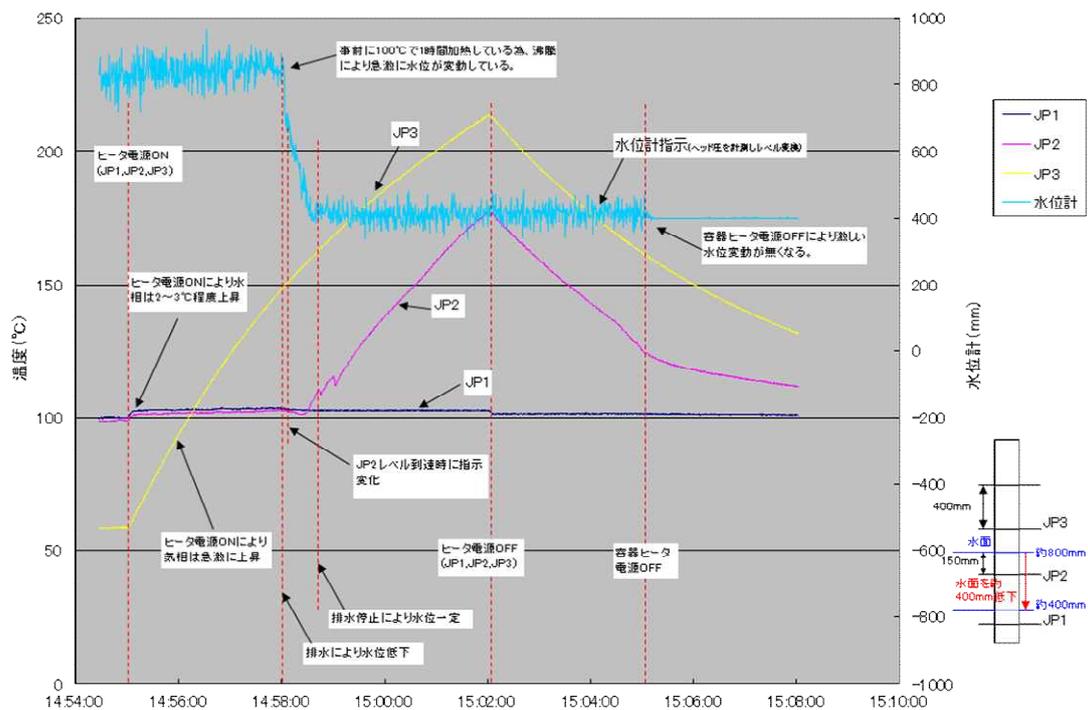


図 2 高温状態の試験結果

(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（S A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また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 の通りと想定しており、上記の計測間隔 (ヒータ ON) で水位をとらえることは問題無いと考える。

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（S A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（S A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（S A広域）の水位設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位（S A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（S A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（S A広域）の水位設定点（7号炉）」のとおりに設定する。

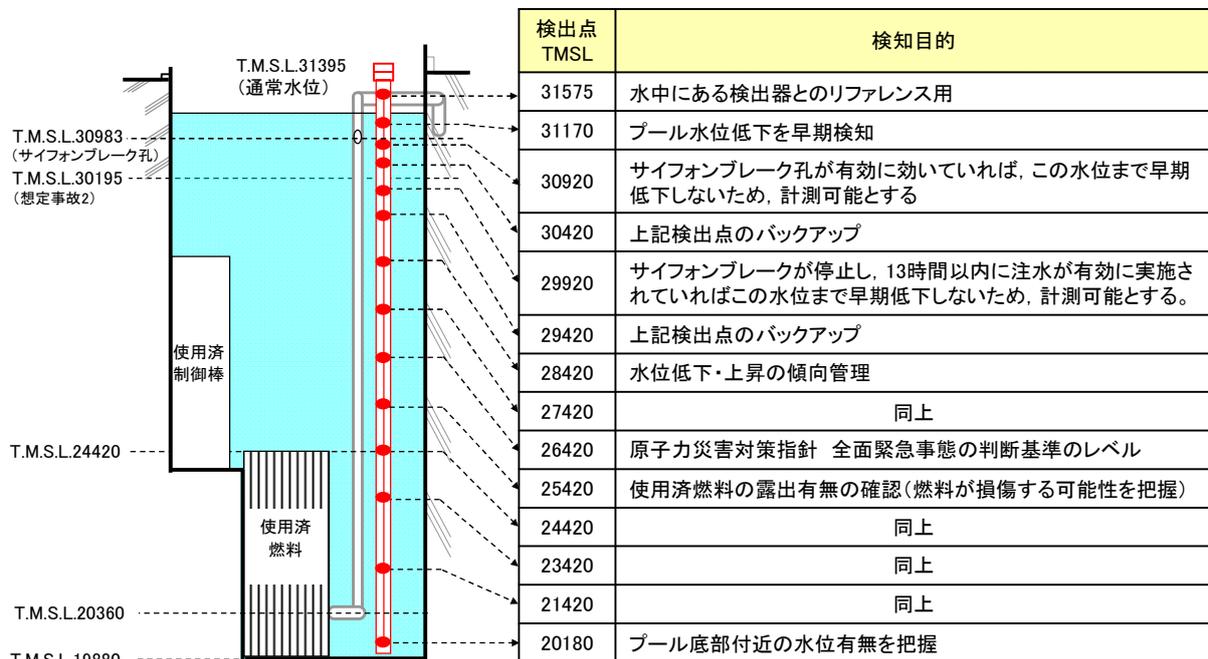


図3 使用済燃料貯蔵プール水位（S A広域）の水位設定点（6号炉）

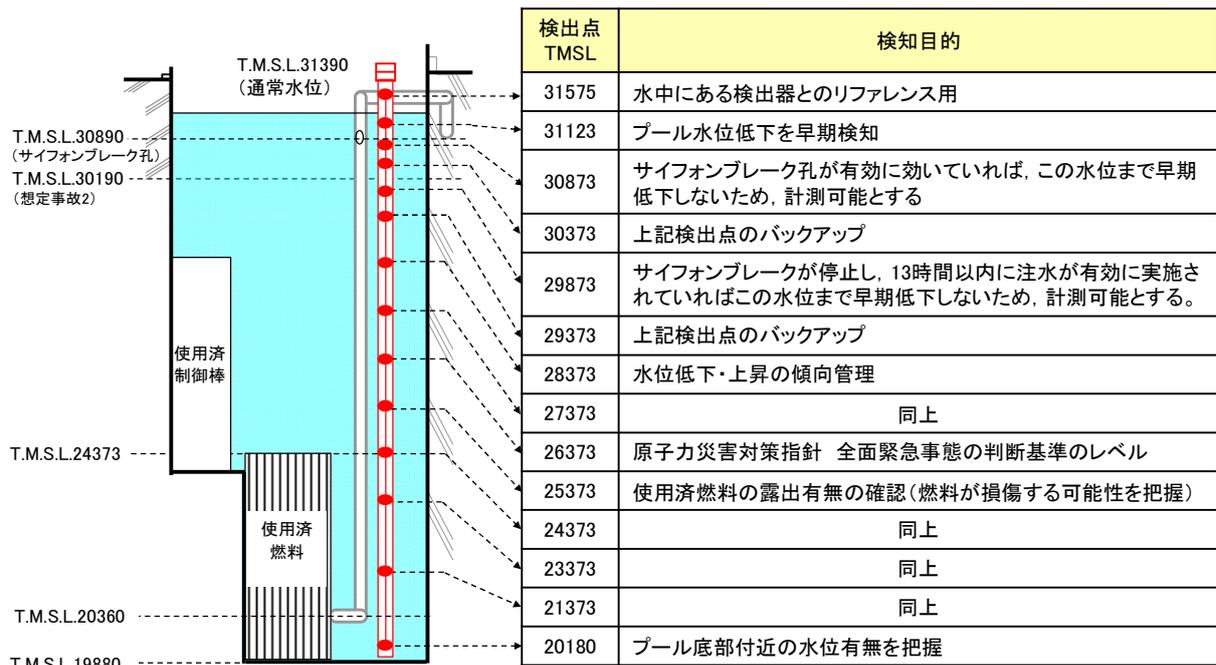


図4 使用済燃料貯蔵プール水位（S A広域）の水位設定点（7号炉）

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（S A広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）、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（S A広域，S A）	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	—	～250Gy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため、問題無い。	○
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 ⁸ mSv/h 1×10 ⁶ Gy	～250Gy	○	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□℃で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃の環境での仕様も想定し、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		～250Gy	○	重大事故当時に想定される空間線量率を把握できる。	○

*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 NC1-2012 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 64mm 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障害について

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効果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効果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またはフラッシング水

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、20mm×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。

このろ過脱塩器の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは 24×110 メッシュ（通過粒子径約 150 μ m 程度）であり、サイフォンブレイク孔の寸法 15mm ϕ 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、当直員により、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に示す通り、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。

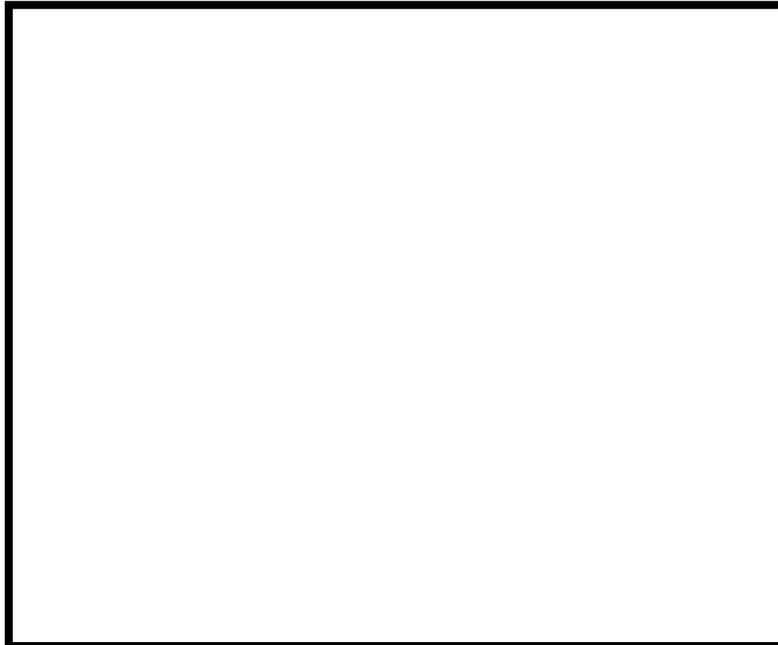
低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質及びピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、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



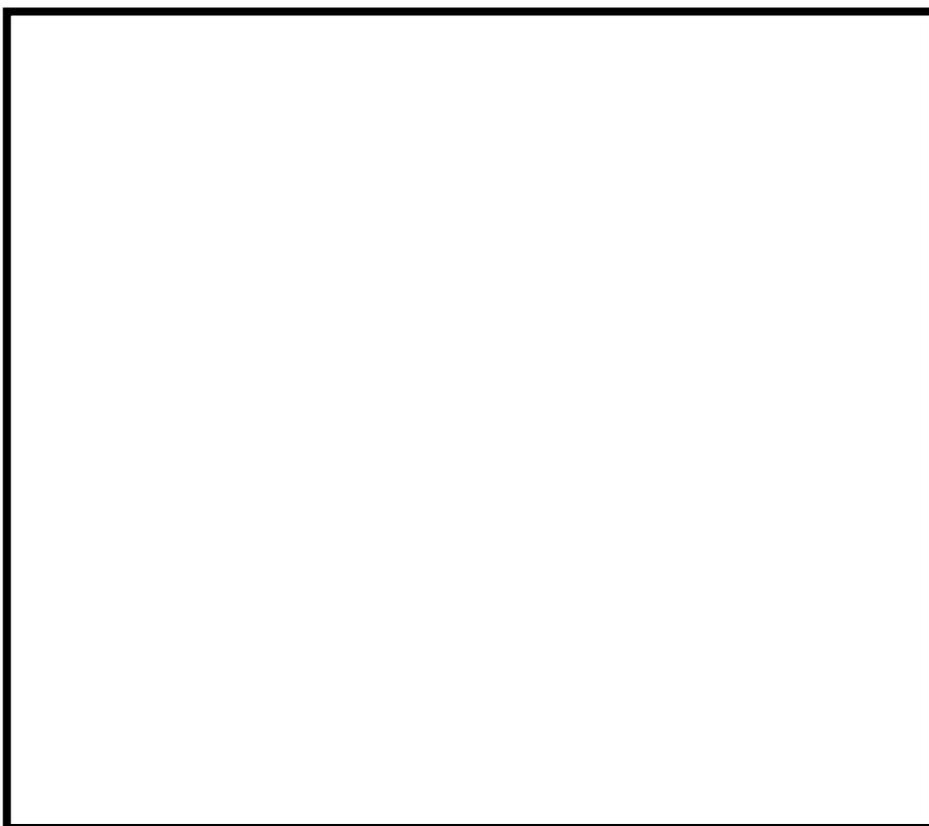
柏崎刈羽 6 号炉 格子型ラックの計算体系



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 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、表1の通り整理する。

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

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
建屋内南側貫通接続口 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
建屋外南側貫通接続口 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

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：工場等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、放水砲、泡原液混合装置・泡原液搬送車 汚濁防止膜（シルトフェンス）、放射性物質吸着材		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	現場操作		B	
		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	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（シルトフェンス）、放射性物質吸着材	その他	M	
	関連資料	55-4 試験・検査説明資料				
	第 4 号	切り替え性	(本来の用途として使用)		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		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の確保	常設設備と接続しない		対象外
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線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			

55-2
配置図

55-2-1

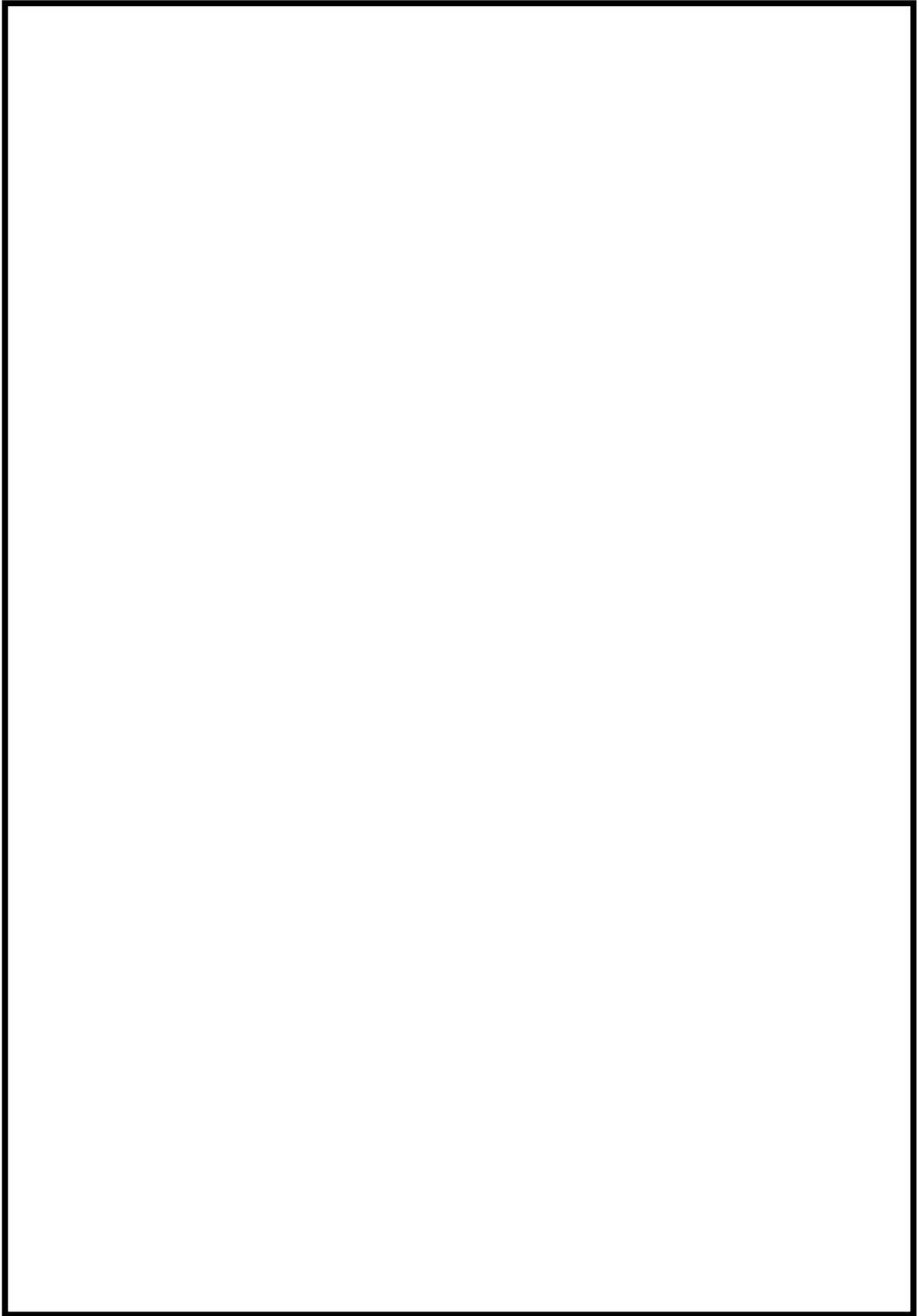


图 2-1 大容量送水車配置図

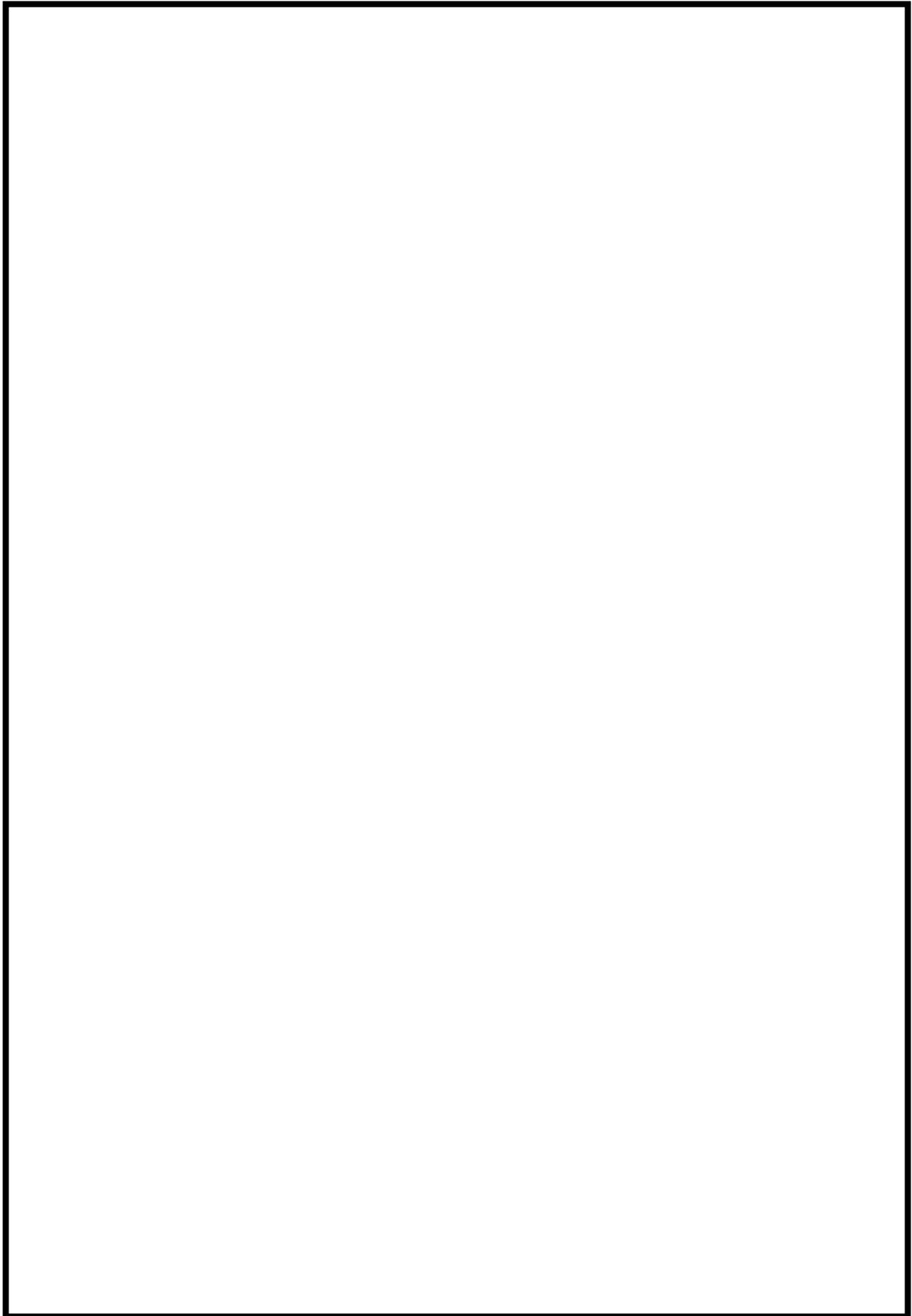


图 2-2 放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図

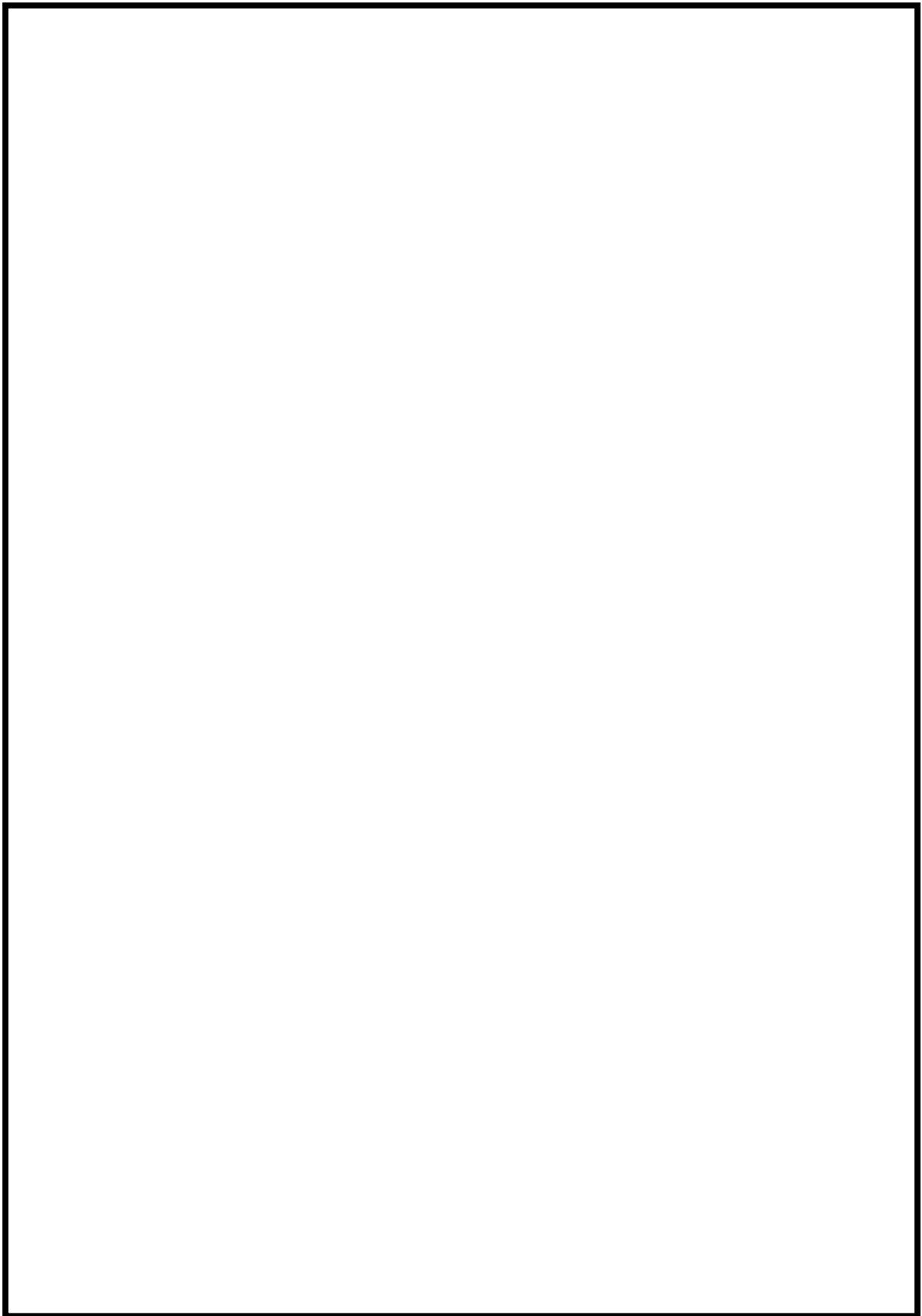


图 2-3 放射性物质吸着材配置图

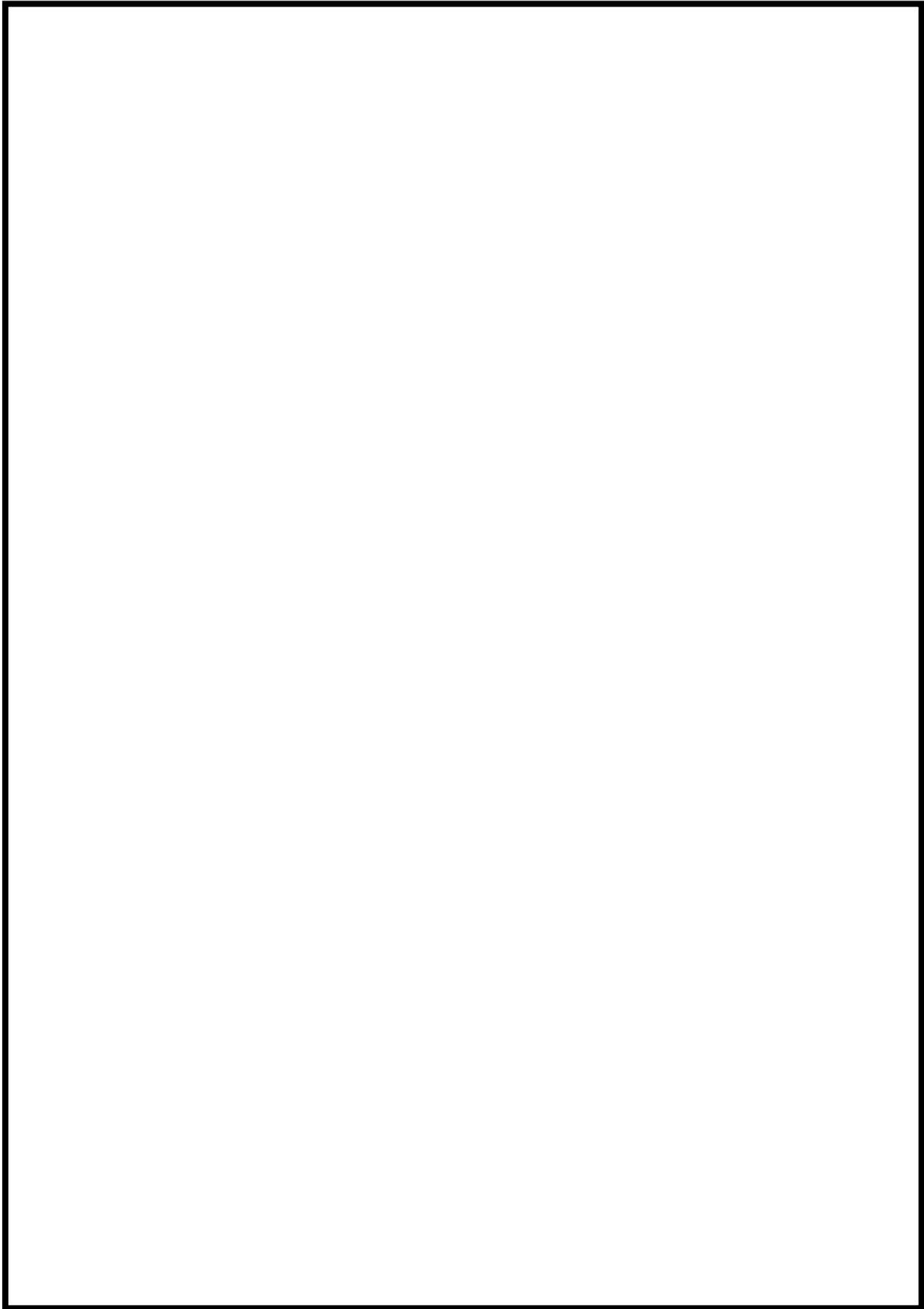


図 2-4 汚濁防止膜配置図

55-3
系統図

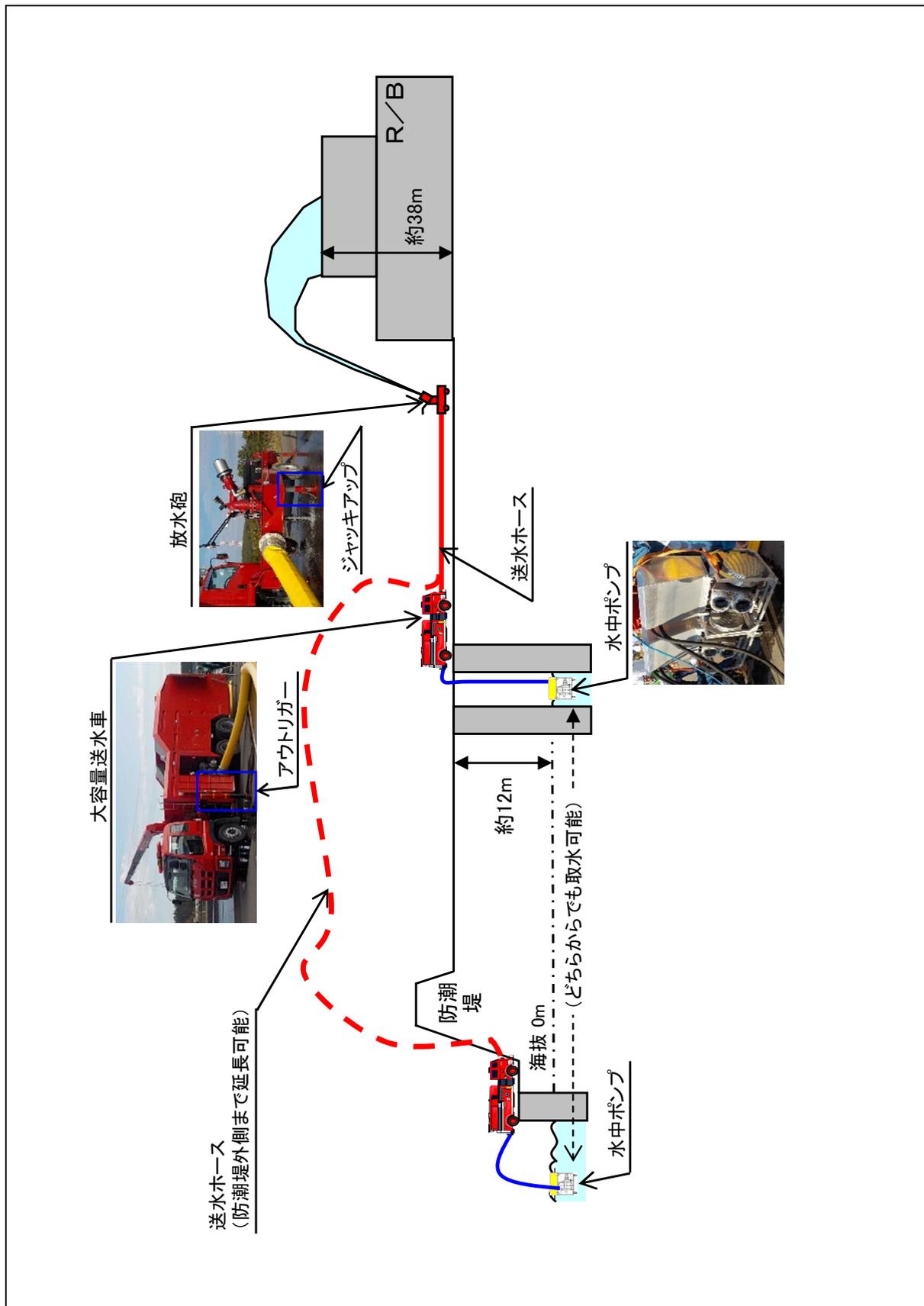


図 3-1 大気への拡散抑制 概略系統図

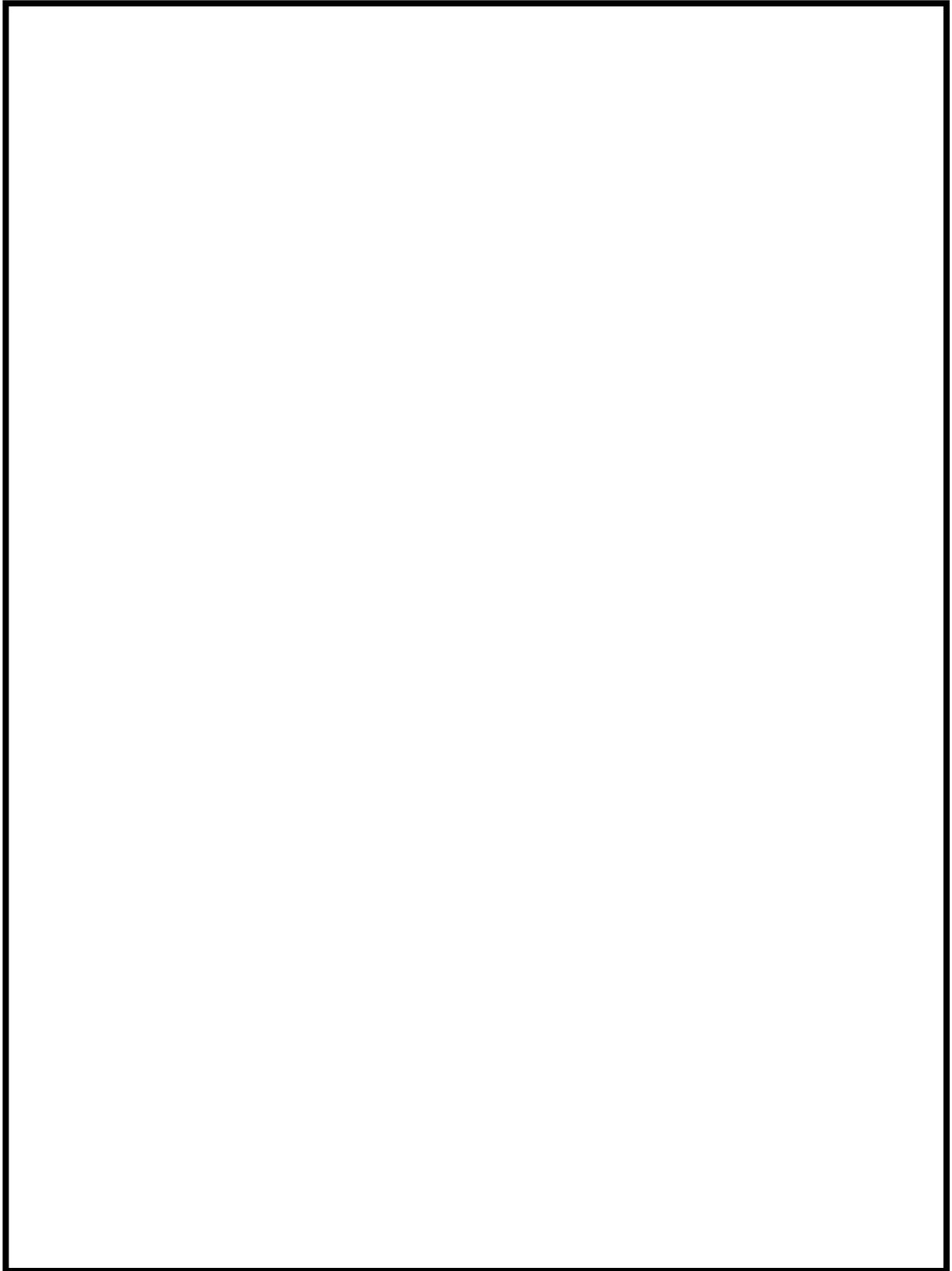


図 3-2 海洋への拡散抑制 概略系統図

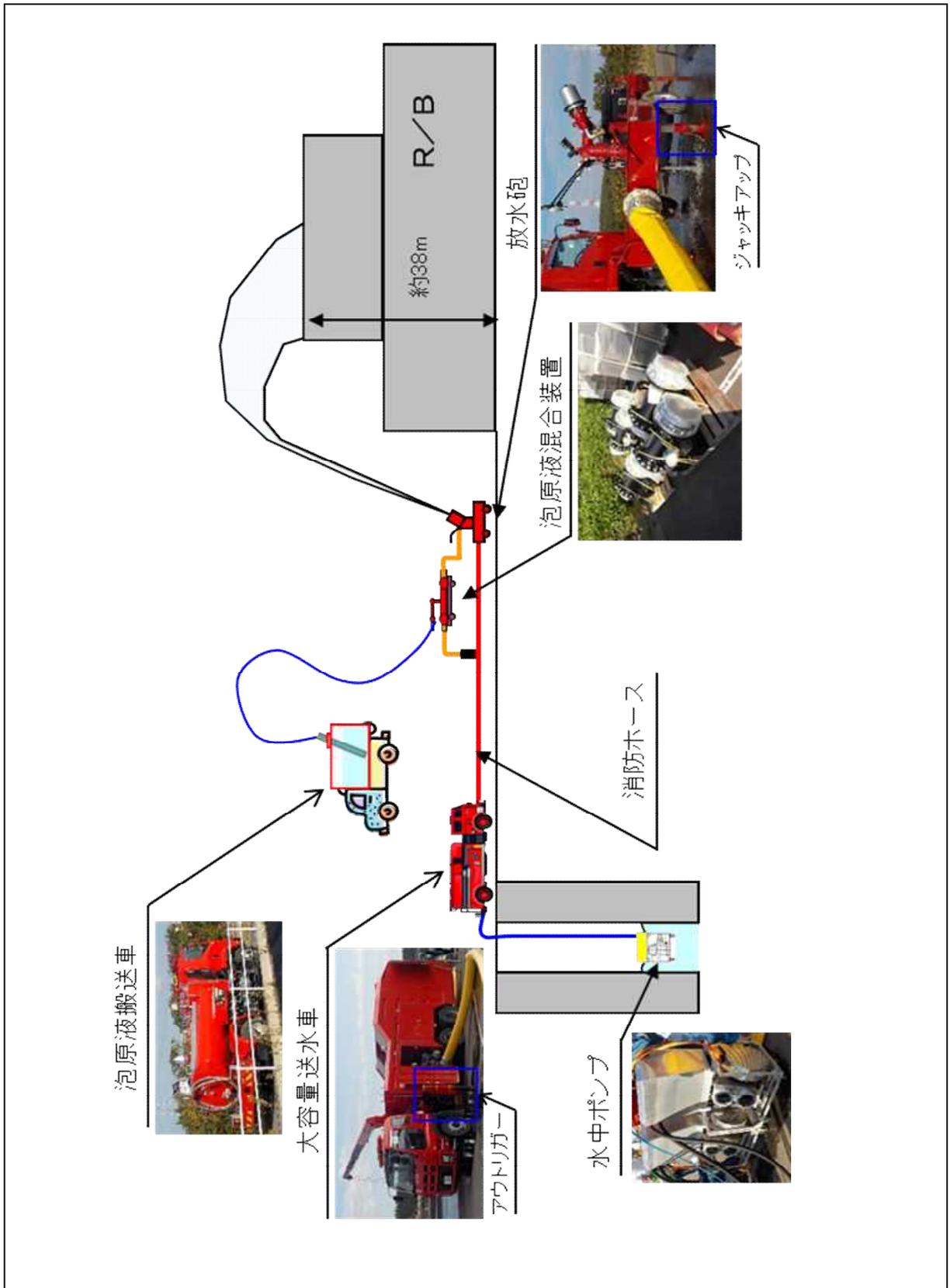


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統

55-4
試験及び検査

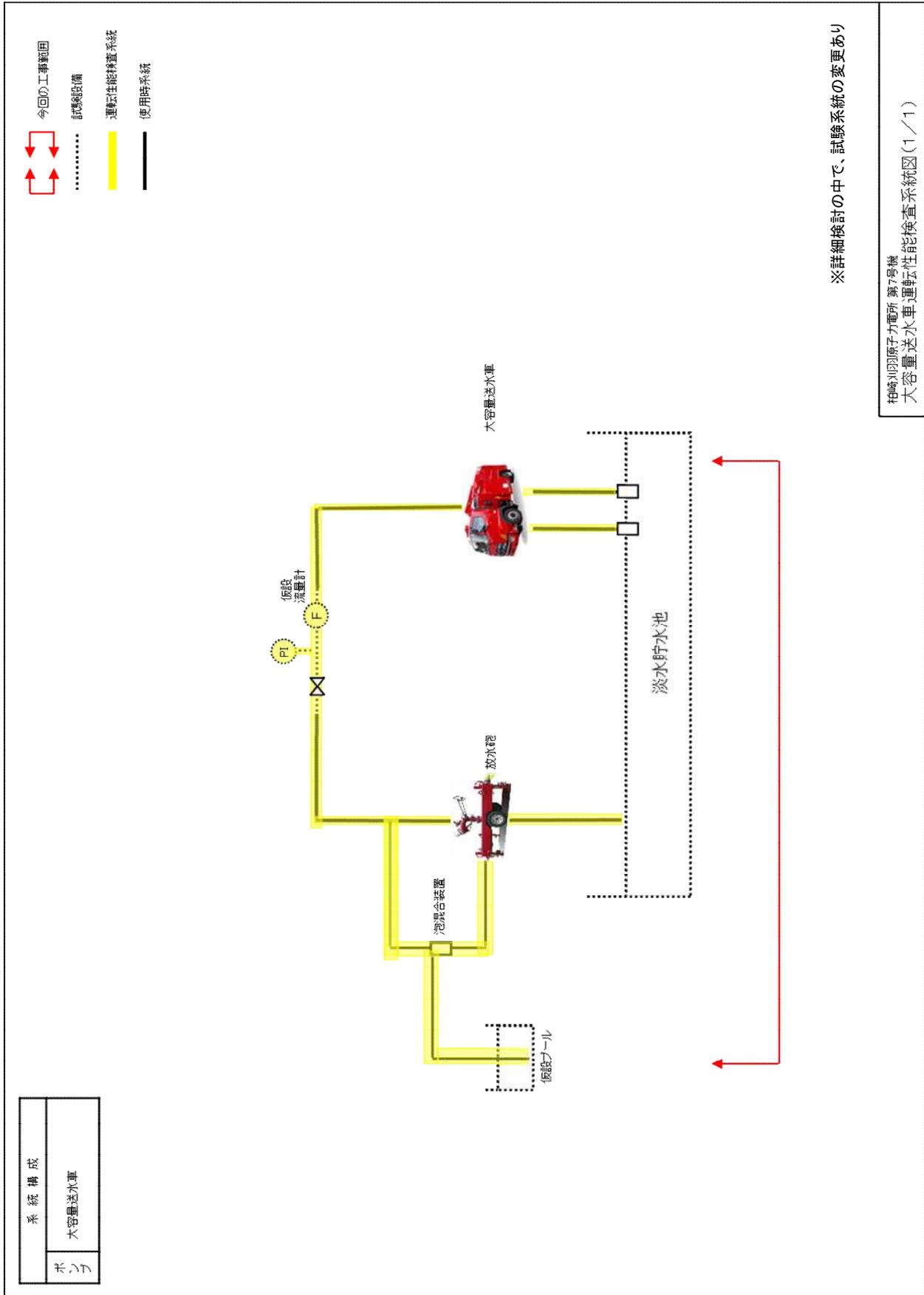


図 4-1 大容量送水車・放水砲・泡原液混合装置 試験系統

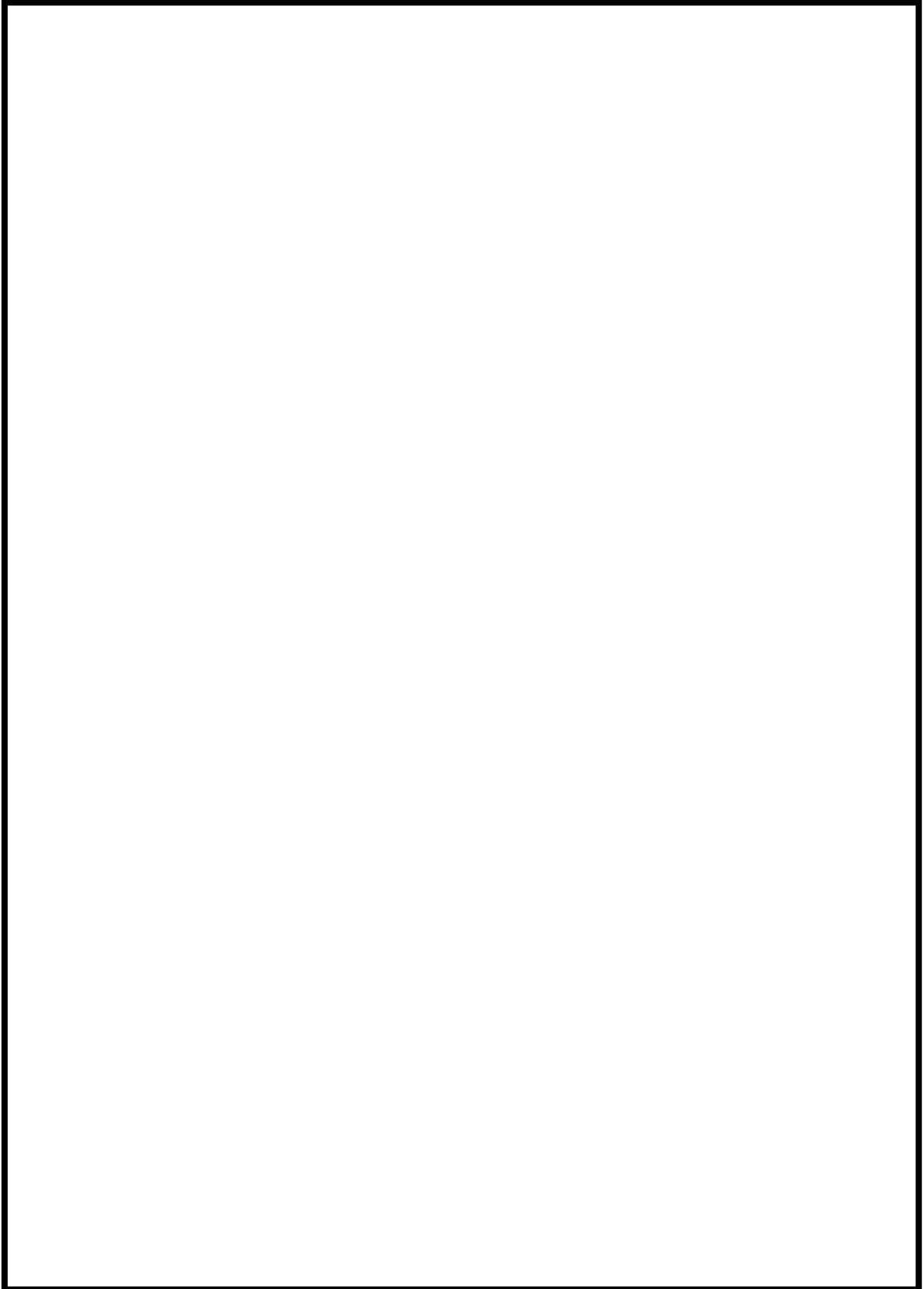


図 4-2 泡原液搬送車 外観図

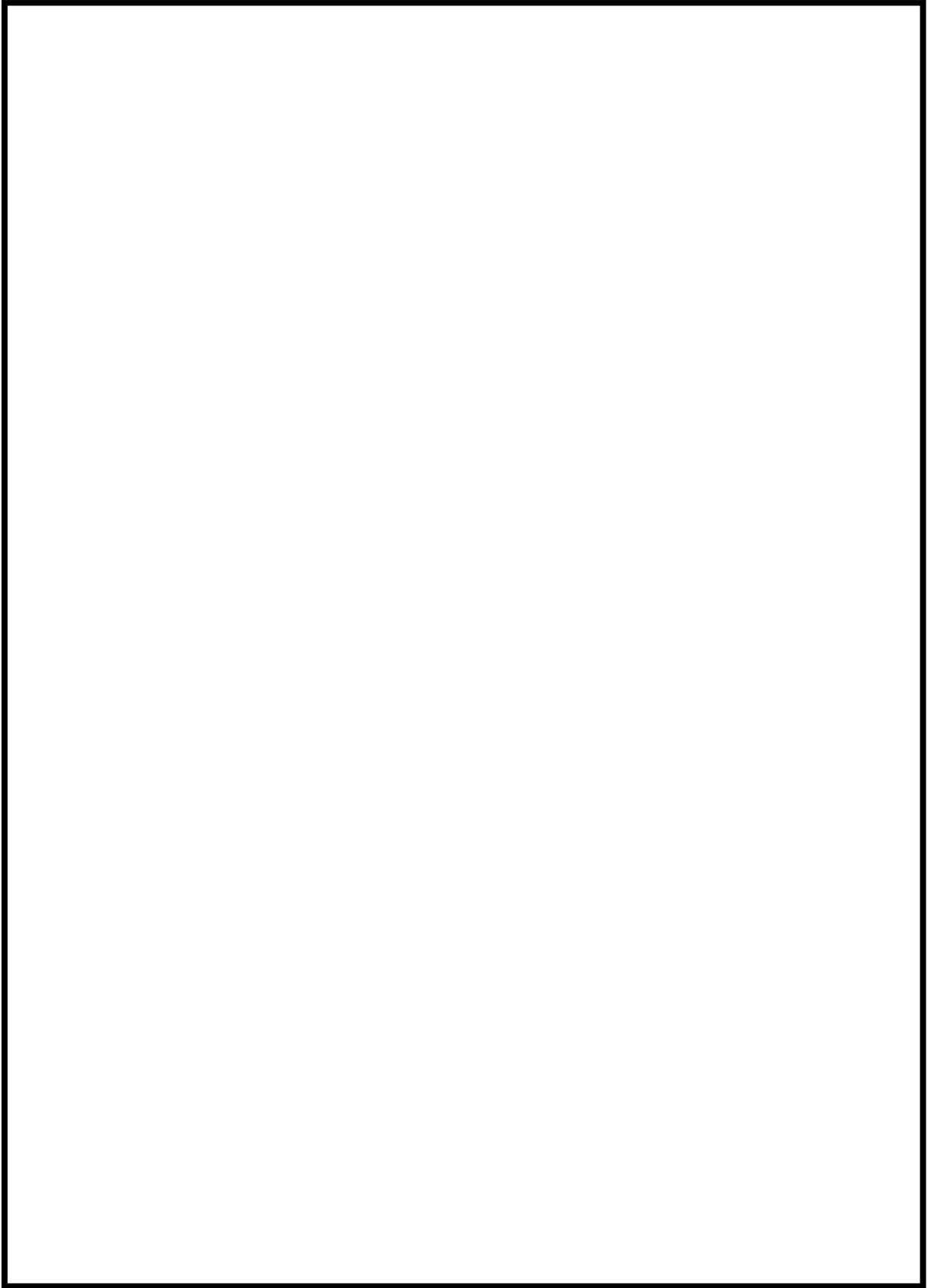


図 4-3 放射性物質吸着材 外観図

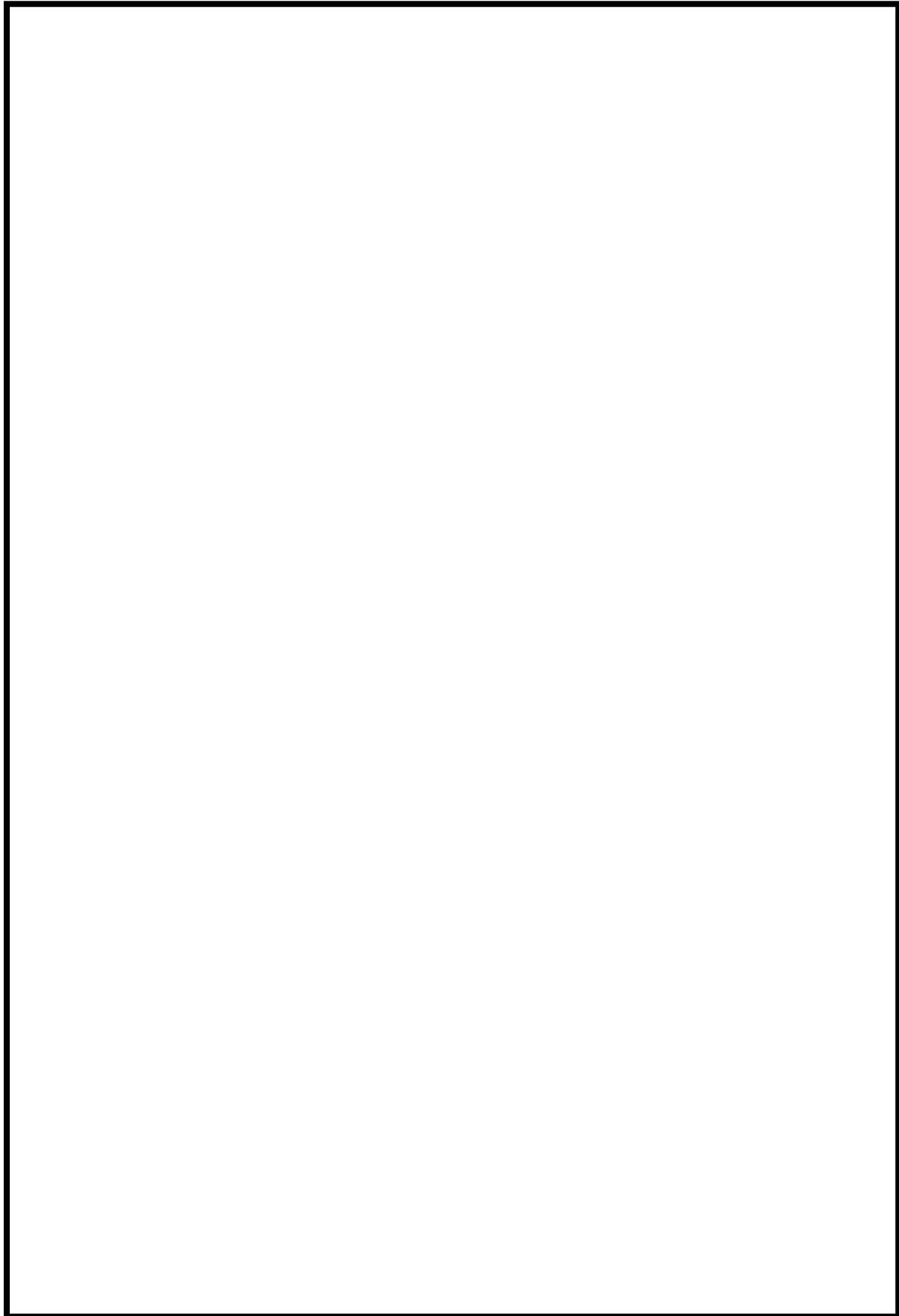


図 4-4 汚濁防止膜（シルトフェンス） 外観図

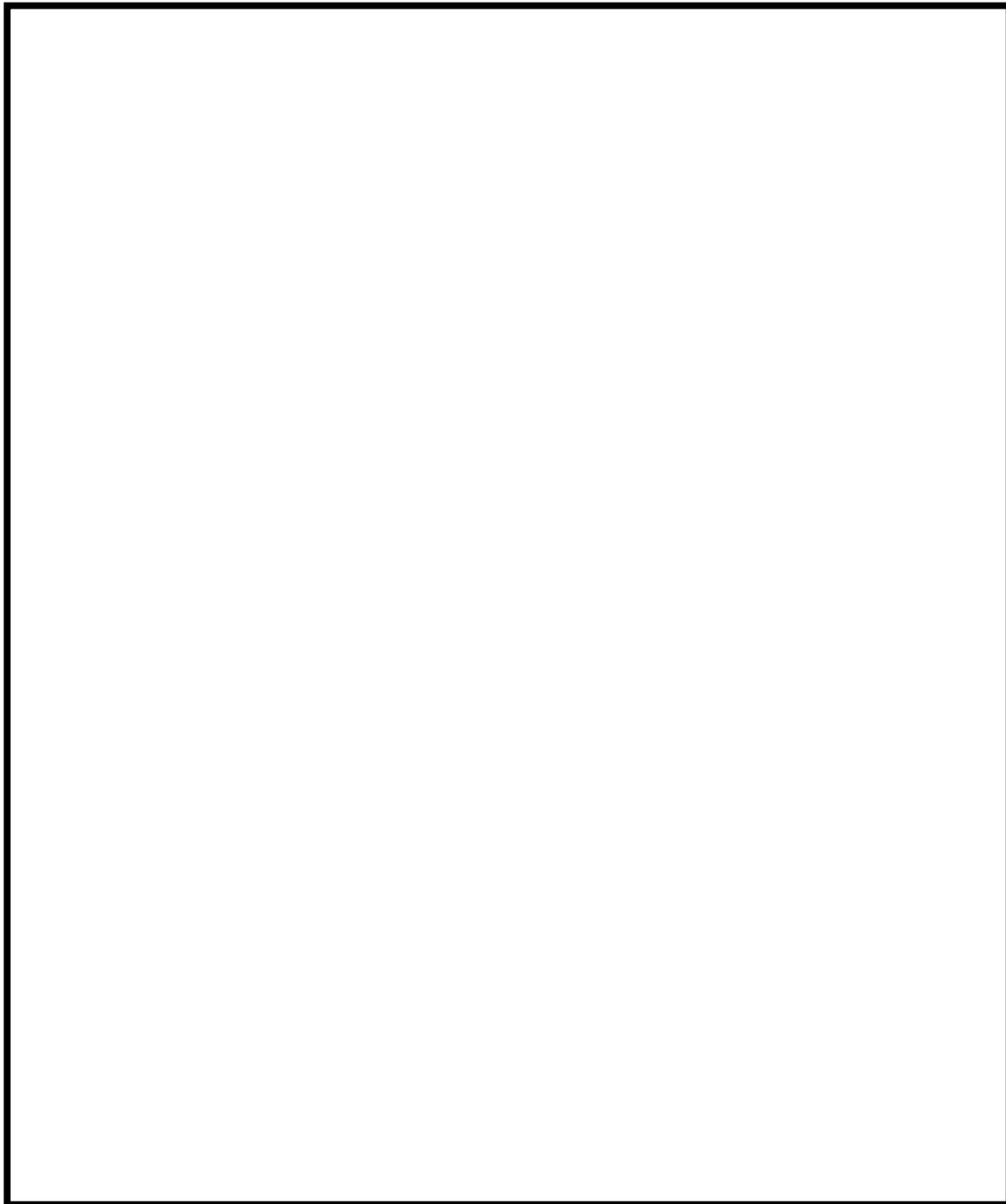


図 4-5 汚濁防止膜（シルトフェンス） 外観写真

55-5
容量設定根拠

55-5-1

名	称	大容量送水車	
流 量	m ³ /h	送水側	1200 以上
		取水側	1200 以上 (2 基)
吐 出 圧 力	MPa	(送水側) 1.25 以上 (取水側) 0.20 以上	
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.3	
最 高 使 用 温 度	°C	60	
原 動 機 出 力	kW/個	送水ポンプ :	<input type="text"/>
		取水ポンプ :	<input type="text"/>

【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、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、大容量送水車は以下の機能を有する。

大気への拡散抑制として使用する大容量送水車は、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、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

その際、大容量送水車は、海水を水源として、大容量送水車に敷設されている取水ポンプにより取水口より取水し、可搬型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。大容量送水車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

その際、大容量送水車は、海水を水源として、大容量送水車に敷設されている取水ポンプにより取水口より取水し、可搬型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、泡原液と混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお、大容量送水車は、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障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. 1 圧力・流量（送水側）

吐出圧力 1.25MPa 以上（流量：1200m³/h 以上）

大容量送水車は、大気へ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が、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 []^{※1}）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力・流量は []、1200m³/h 以上である。

※1： []



図 5-1 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）

※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

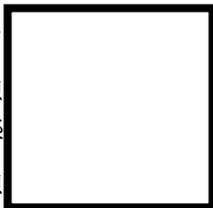
ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している西側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルート（敷地北側又は南側）が選択できるよう設定する。

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。

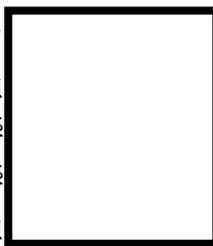
(1) 防潮堤内側

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		
<hr/>		合計約 1.21MPa

(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
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		
<hr/>		合計約 1.20MPa

※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、最大必要本数と同量を確保する。

※3：大容量送水車設置高さ（T.M.S.L. 5m）と放水砲設置高さ（T.M.S.L. 12m）の水頭から算出

1.2 圧力・流量（取水側） 吐出圧力 0.2MPa 以上（流量：600m³/h 以上）

取水側の容量は、送水側の容量を満足する、1200m³/h 以上を確保する。なお、取水ポンプは、2基1セットとしており、各ポンプの取水容量は、600m³/h 以上となる。

取水ポンプは大容量送水車に海水を送水するが、大容量送水車の設置位置は、防潮堤内側取水箇所（T. M. S. L. 12.0m）又は、防潮堤外側取水箇所（T. M. S. L. 5.0m）であり、海面と大容量送水車設置箇所の水頭を考慮して、吐出圧力を 0.2MPa と設定した。

2. 最高使用圧力(1.3MPa)

大容量送水車送水ポンプは、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa とする。

3. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は 60℃とする。

4. 原動機出力

○送水ポンプ

原動機出力は、定格流量点()での軸動力を考慮し、

○取水ポンプ（2台並列運用）

原動機出力は、定格流量点()での軸動力を考慮し、

1. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、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. 消防用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

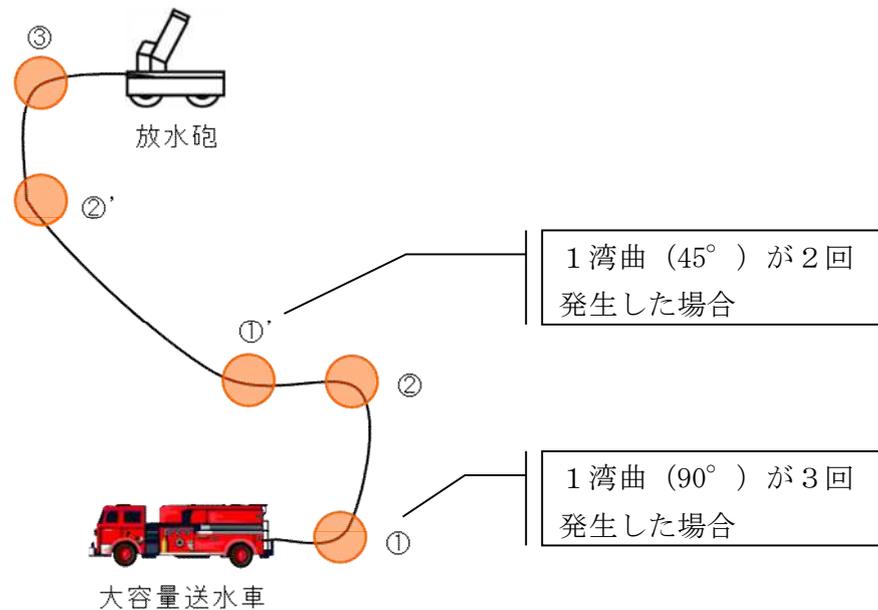


図 5-2 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

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

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・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

大容量送水車流量は、1200m³/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、 $A = 0.06834 [m^2]$

・流速 $v=Q/A$ より
 $v = \underline{4.878[m/s]} \dots\dots(ii)$

○ (i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める
 $hc = fc \cdot (v^2 / (2 \cdot g))$ より, 重力加速度 $9.8[m/s^2]$ として
 $= 0.068 \cdot (4.878^2 / (2 \cdot 9.8))$
 $= \underline{0.08256[m]}$

< 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失 hc >
 $hc = fc \cdot (v^2 / (2 \cdot g))$

○損失ヘッド fc
ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧上の曲率半径
1,000mm45° における $fc = \underline{0.034 \dots\dots(iii)}$ を引用する。

○上記(ii)(iii)より, 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失を求める
 $hc = fc \cdot (v^2 / (2 \cdot g))$ より, 重力加速度 $9.8[m/s^2]$ として
 $= 0.034 \cdot (4.878^2 / (2 \cdot 9.8))$
 $= \underline{0.04128[m]}$

表 5-1 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m ³ /h]		1200
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)	0.016
	2 (100m)	0.032
	3 (150m)	0.048
	4 (200m)	0.064
	5 (250m)	0.080
	6 (300m)	0.096
	7 (350m)	0.112
	8 (400m)	0.128
	9 (450m)	0.144
	10 (500m)	0.160
	11 (550m)	0.176
	12 (600m)	0.192
	13 (650m)	0.208
	14 (700m)	0.224
	15 (750m)	0.240
	16 (800m)	0.256
	17 (850m)	0.272
	18 (900m)	0.288
	19 (950m)	0.304
	20 (1000m)	0.320

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拡散抑制のための放水、及び、泡消火放水があるが、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、オペフロ屋上の高さ（地上高 ，原子炉建屋下部屋上高さ（地上高 ）と高さの違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（図 5-4～6 参照）。以下に、射程距離を整理する。

- ① 原子炉建屋東側から西向きへの放水（ 放水砲から約 の範囲）
- ② 原子炉建屋東側から西向きへの放水（下部屋上）： 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）

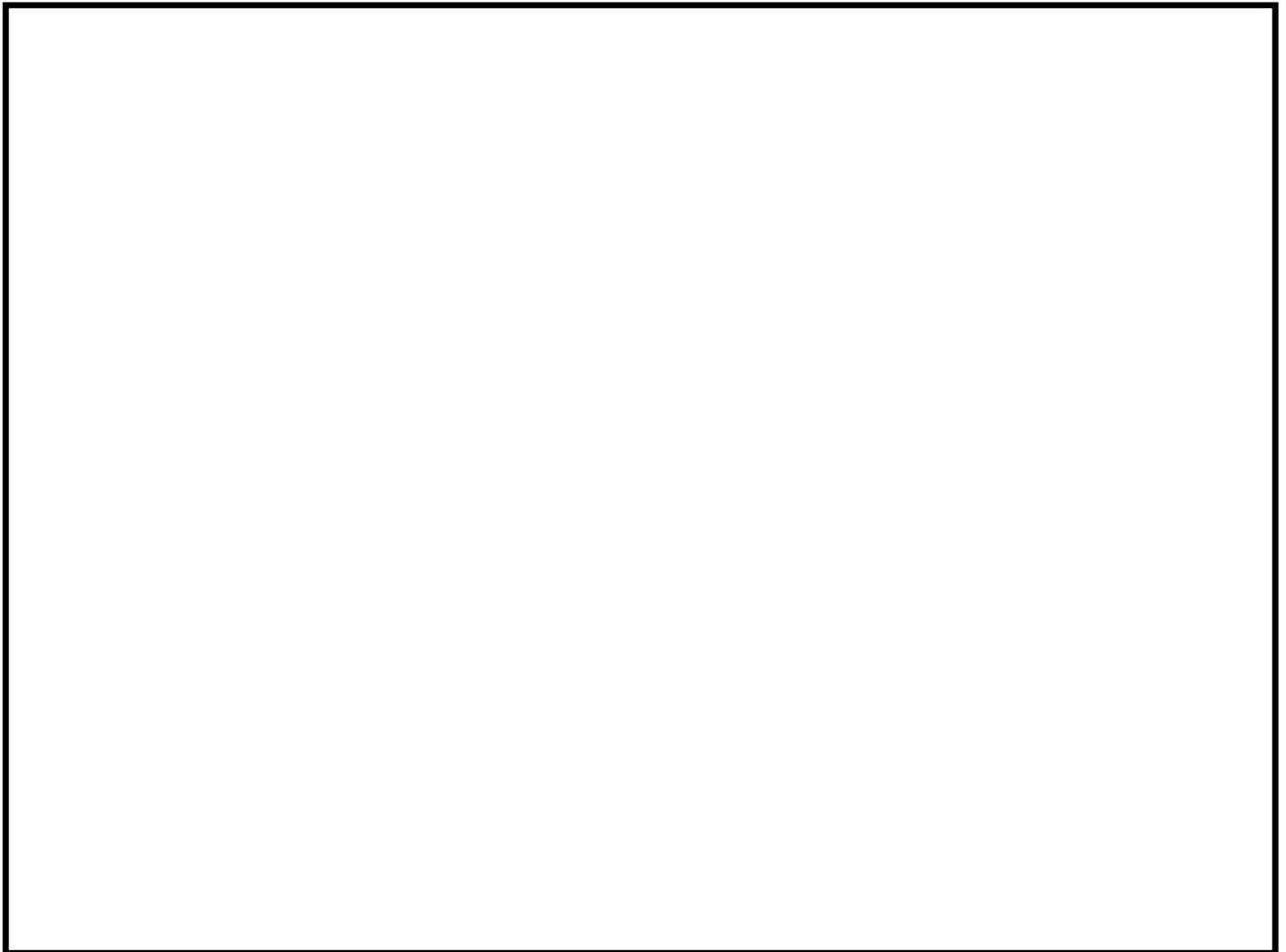


図 5-3 原子炉建屋断面図（6号及び7号炉）

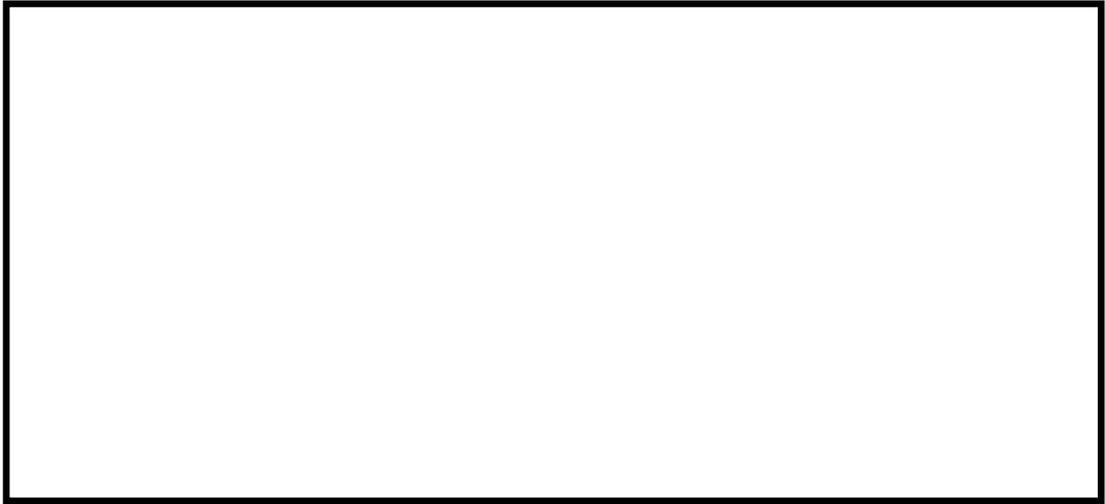


図 5-4 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-5 原子炉建屋東側から下部屋上への放水曲線



図 5-6 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5-7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、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。

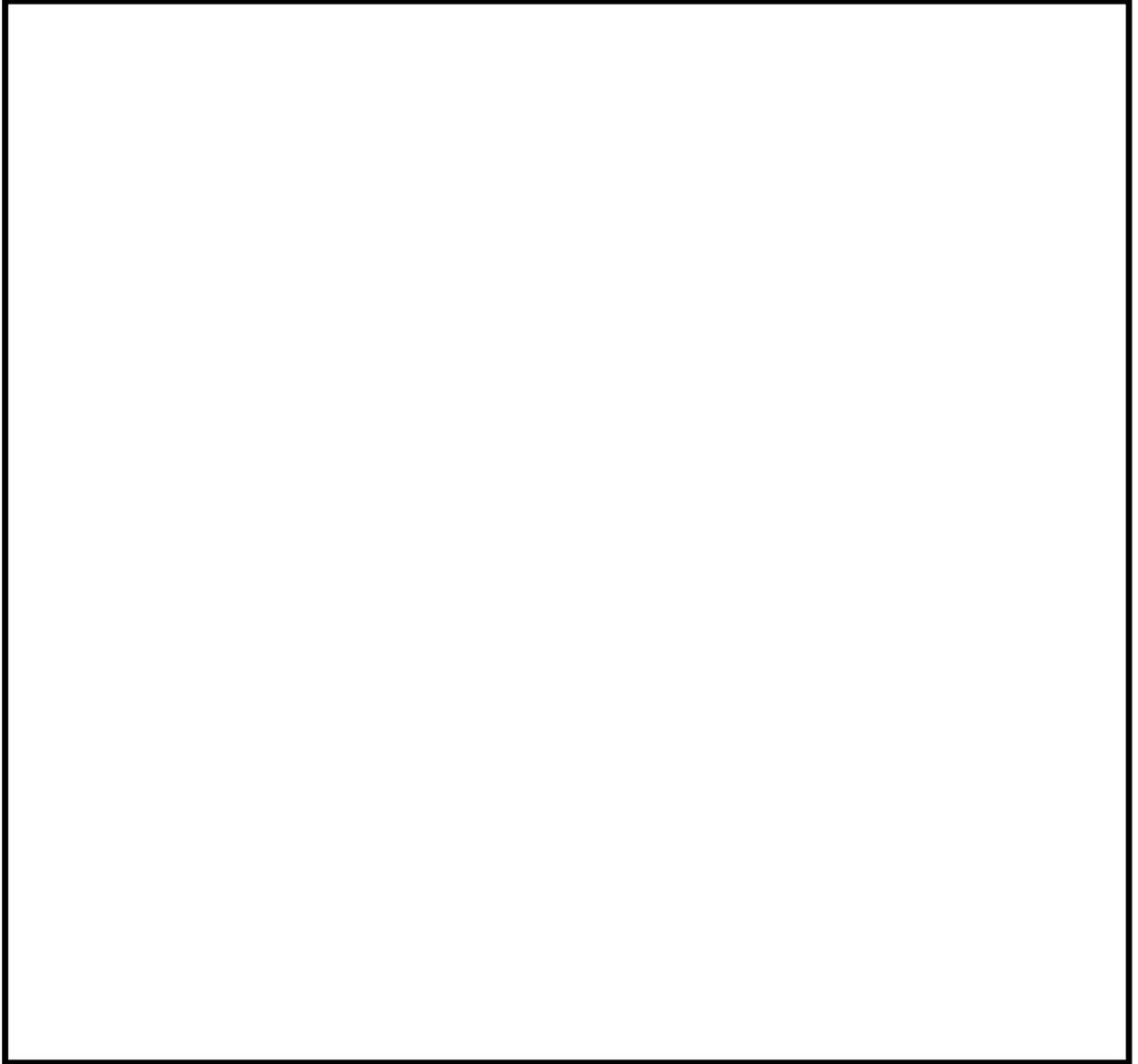


図 5-7 6号及び7号炉放水範囲図

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa	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、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。

放水砲は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への拡散抑制として、放水砲は、可搬型ホースにより海水を水源とする大容量送水車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。大容量送水車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建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、可搬型ホースにより海水を水源とする大容量送水車に接続し、泡原液と混合しながら、原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は、大容量送水車に合わせて、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する。

1. 最高使用圧力(0.9MPa)

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 以上を満足する値である、メーカーが規定する 0.9MPa とする。

2. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は 60℃ とする。

名 称		汚濁防止膜（シルトフェンス）
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（シルトフェンス）は、以下の機能を有する。

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

1. 幅

(1) 5～7号炉放水口付近

放水口付近を囲うために必要なシルトフェンスの幅は、約100mである。そのため、重大事故時等に放水口付近に設置するシルトフェンスの幅は、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンスを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シルトフェンスの幅は、約55mである。そのため、重大事故時等に取水口付近に設置するシルトフェンスの幅は、1本あたりの幅が約20mのシルトフェンスを4本使用し、約80mとする。

2. 高さ

(1) 5～7号炉放水口付近

重大事故時等に放水口付近に設置するシルトフェンスの高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（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

重大事故時等に取水口付近に設置するシルトフェンスの高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-5.5m）まで届く高さである約8mとする。

凡例
— シルトフェンス

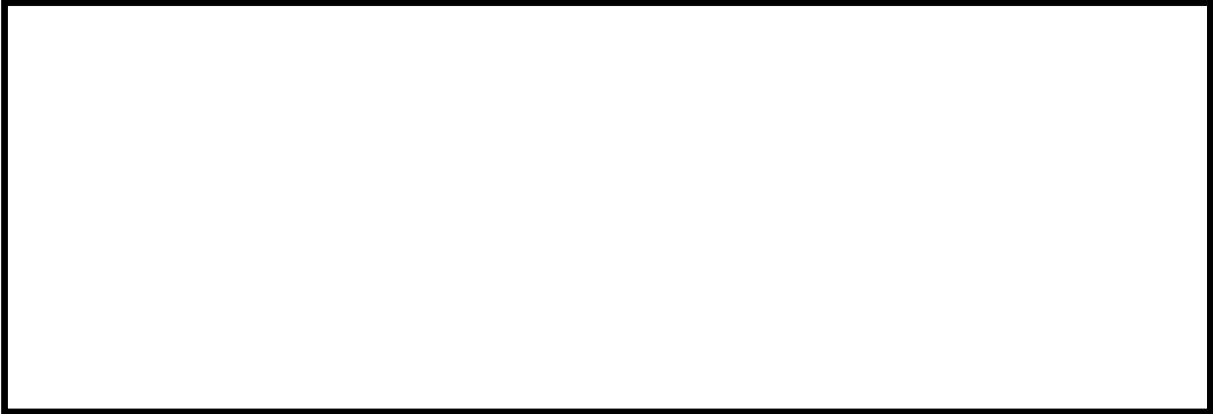


図 5-8 取水口の外形図



図 5-9 北側放水口の外形図

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設置箇所の寸法

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 ^{※1} ：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，プルシアンブルー類縁体をパッケージ化して用いる。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通りとする。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 5m^3 × 吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $1,000\text{kg}/1$ 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，雨水排水路より溢れる。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設置箇所寸法

5号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：1.95，横：1.95，高さ ^{※1} ：約1.15
フラップゲート寸法 (m) (3箇所)	縦：2.0，横：2.0，高さ ^{※1} ：約0.9

※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通りとする。なお、この場合の空隙率は、およそ30～50%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 2.5m^3 × 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、汚染水が吸着材を通過することで、吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定方法は、実際の運用とことなる測定方法のため、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	1.3
最高使用温度	℃	40
<p>【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放水砲は、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、放水砲及び泡原液搬送車に接続することで、泡消火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、保守点検用又は故障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) 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(<input type="text"/>)以上を満足する値である、メーカーが規定する1.3MPaとする。</p> <p>2. 最高使用温度(40℃) 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、40℃とする。</p>		

名	称	泡原液搬送車
容	量	L
4,000		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.03
最 高 使 用 温 度	℃	120

【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、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、保守点検用又は故障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。

設定にあたっては、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の泡消火材に要求される混合溶液の放射量は672m³/hであり、発泡に必要な水の量は32.3m³である。

必要な泡原液は、32.3m³×1%=323Lに対して、空港業務マニュアルでは2倍の量323L×2=646Lを保有することが規定されている。

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4000Lを泡原液容量として設定した。

2. 最高使用圧力(0.03MPa)

積載する泡原液の水頭及び空間部の気圧を考慮して0.03MPaとする。

3. 最高使用温度(120℃)

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、大容量送水車と同様の60℃を満足する値である、メーカーが規定する120℃とする。

55-6
接続図

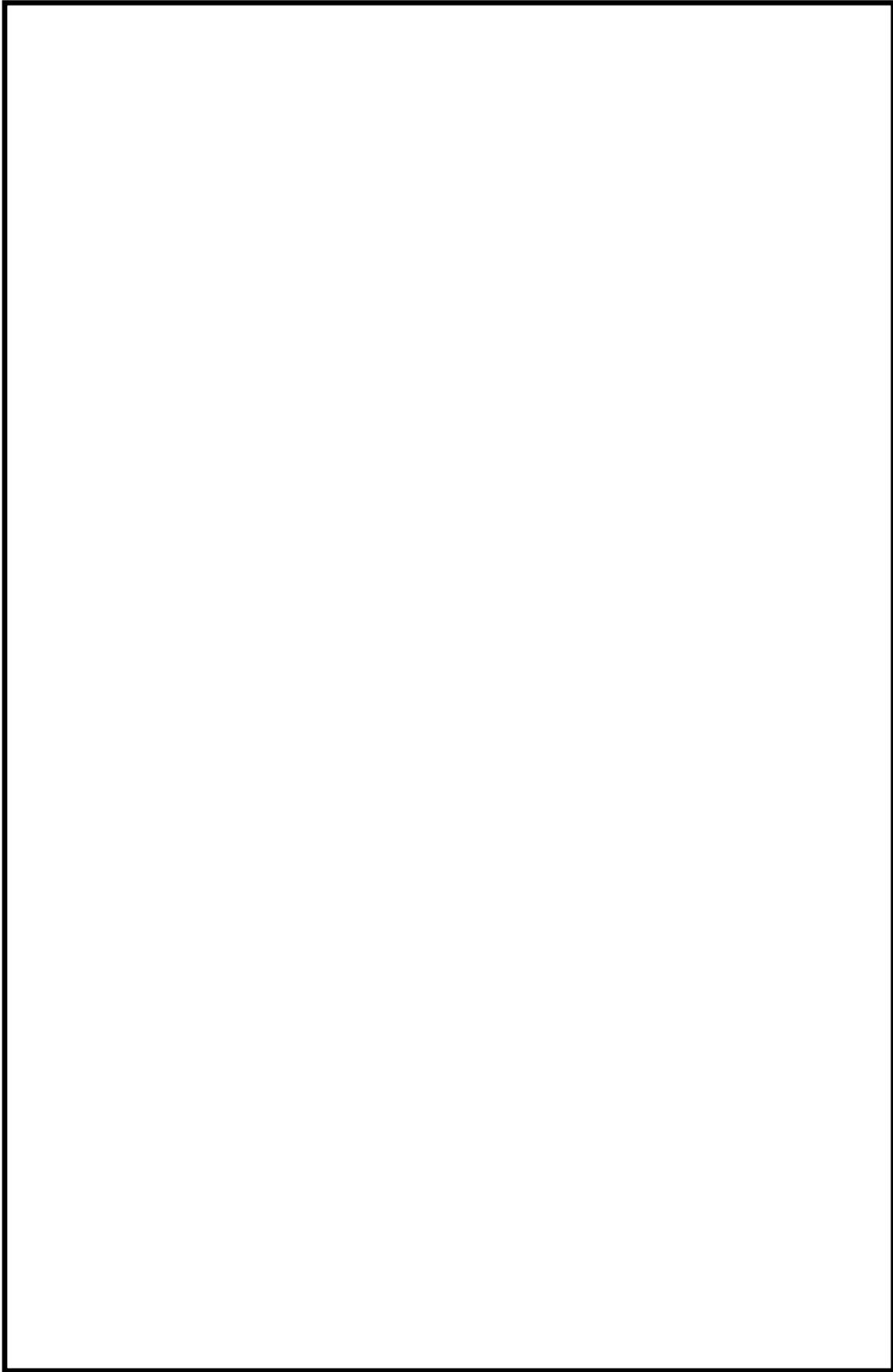


図 6-1 6号炉ホース敷設例

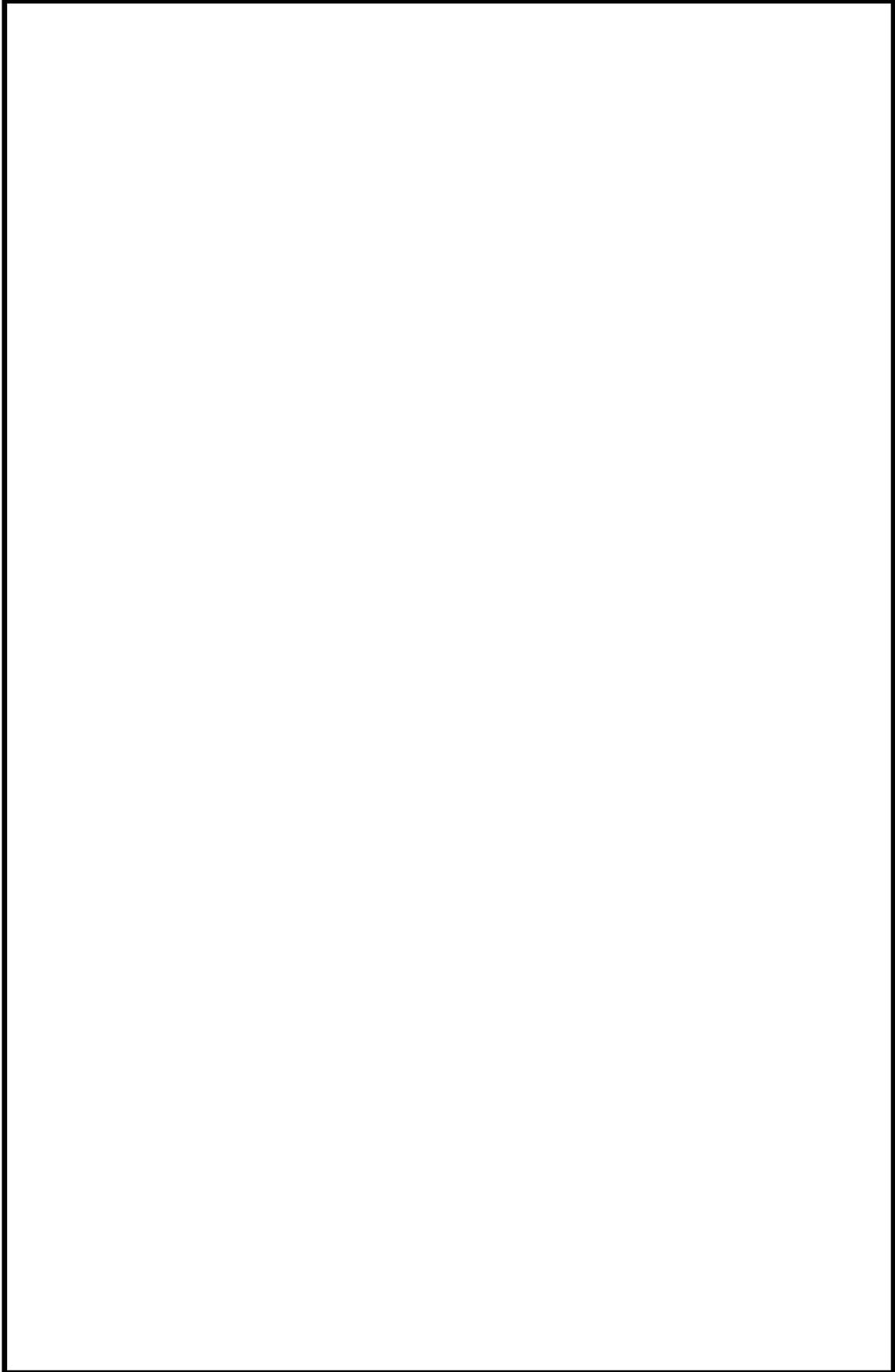


図 6-2 7号炉ホース敷設例

○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経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水桝を経由し、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、放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の概要を図6-3に示す。

(1) 6号及び7号炉雨水排水路集水桝へ放射性物質吸着材の設置

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

(図6-3-①)

(2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置

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

(図6-3-②)

(3) 放水口へのシルトフェンスの設置

(1)及び(2)の対策を実施することで、放射性物質の海洋への拡散抑制をするが、放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜(シルトフェンス)の設置が可能な状況(大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された)な場合、汚濁防止膜(シルトフェンス)を設置する。なお、1.のとおり、6号及び7号炉への放水により発生した汚染水は、各号機の雨水排水路、又は、防潮堤下部のフラップゲートを経由し、放水口に導かれるため、放水口に汚濁防止膜(シルトフェンス)を設置する。

(図6-3-③)

(4) 取水口へのシルトフェンスの設置

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、取水口へもシルトフェンスを設置することで、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)

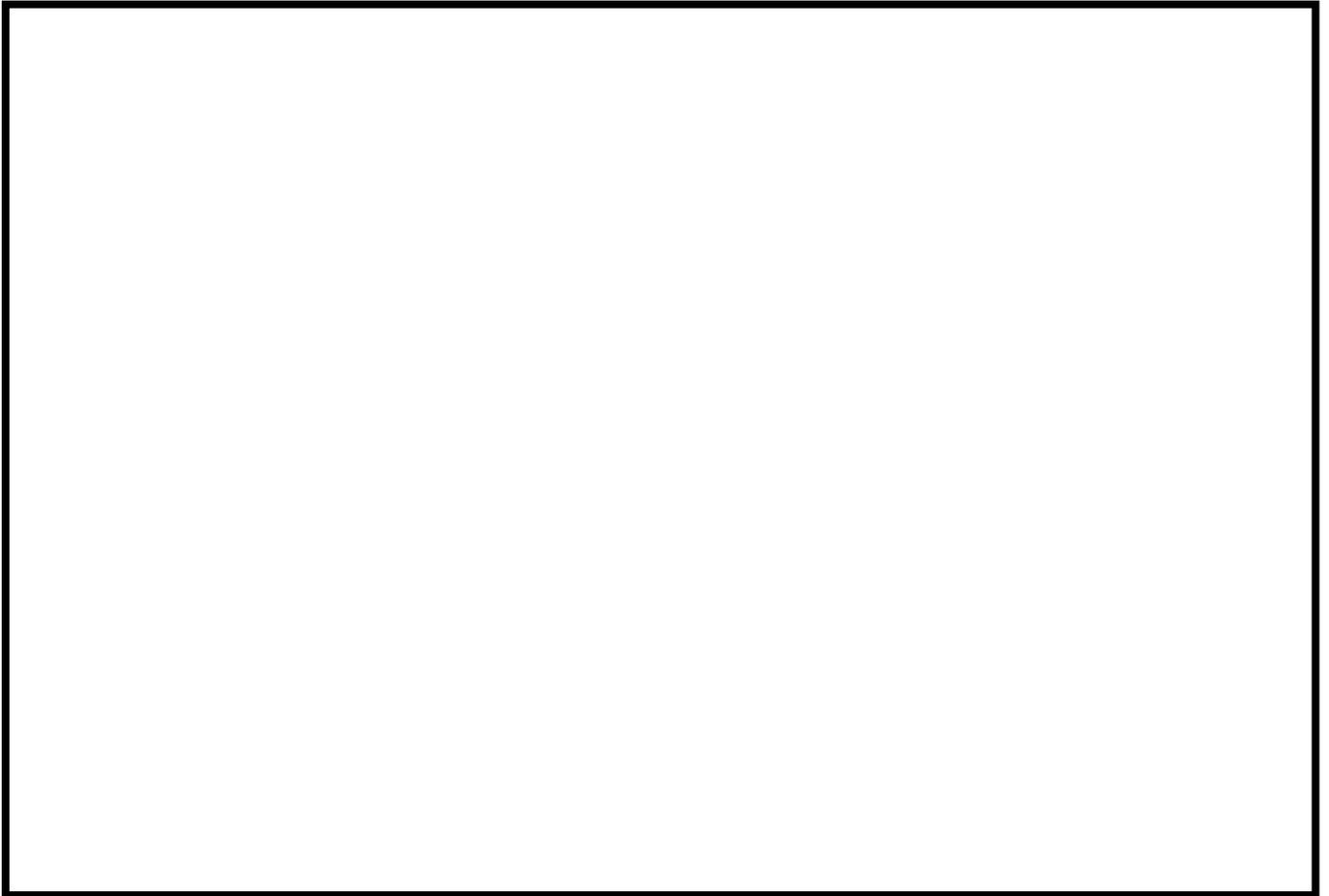


図 6-3 放射性物質吸着材の設置位置図

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

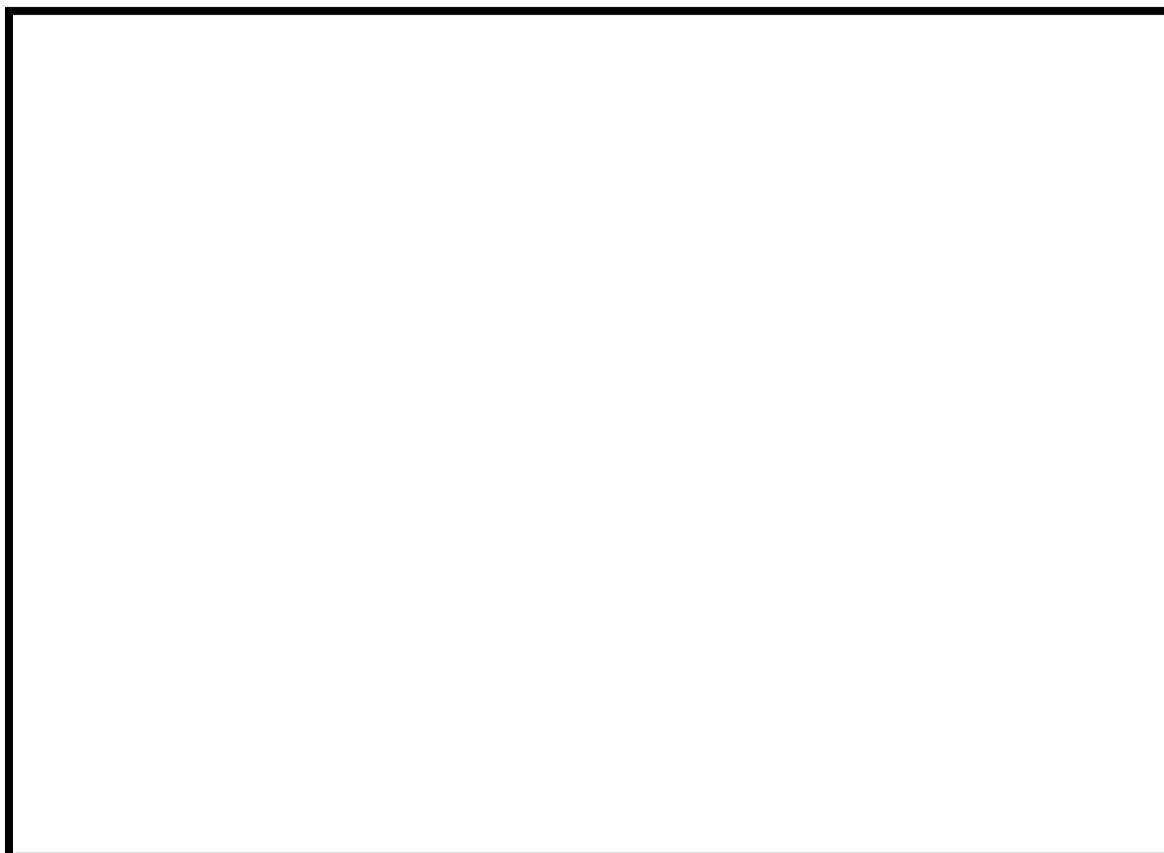


図 7-1 保管場所およびアクセスルート図



図 7-2 地震・津波発生時のアクセスルート

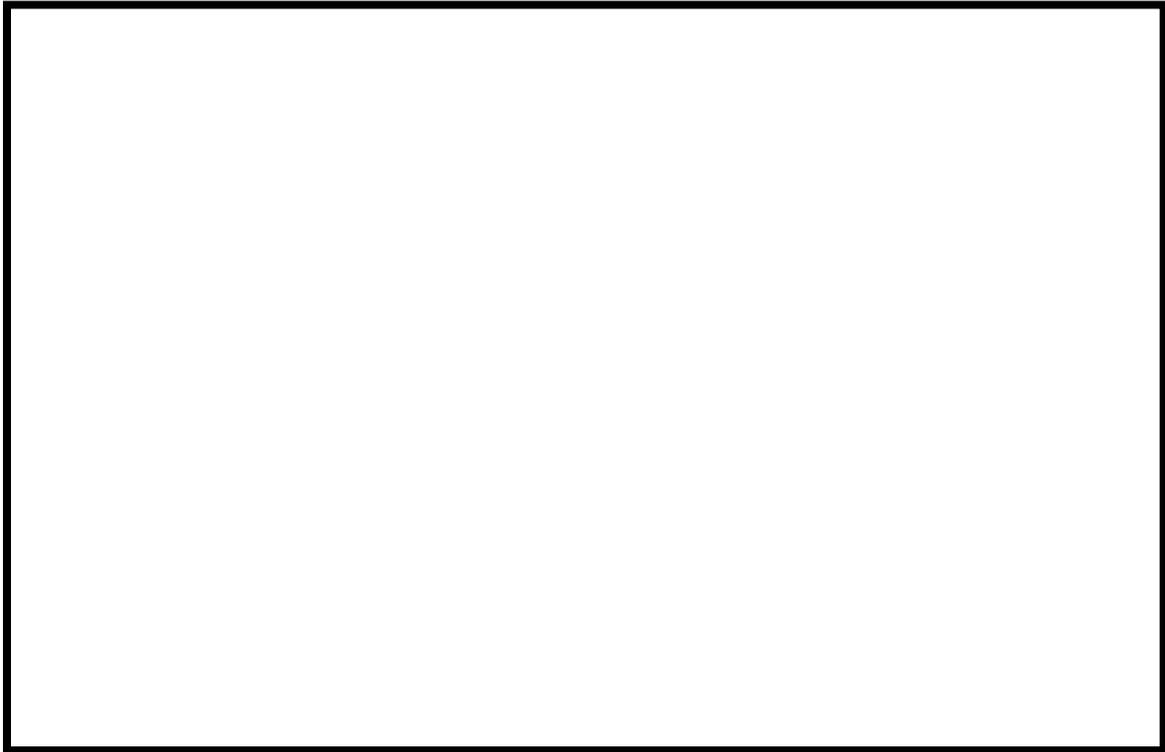


図 7-3 森林火災発生時のアクセスルート

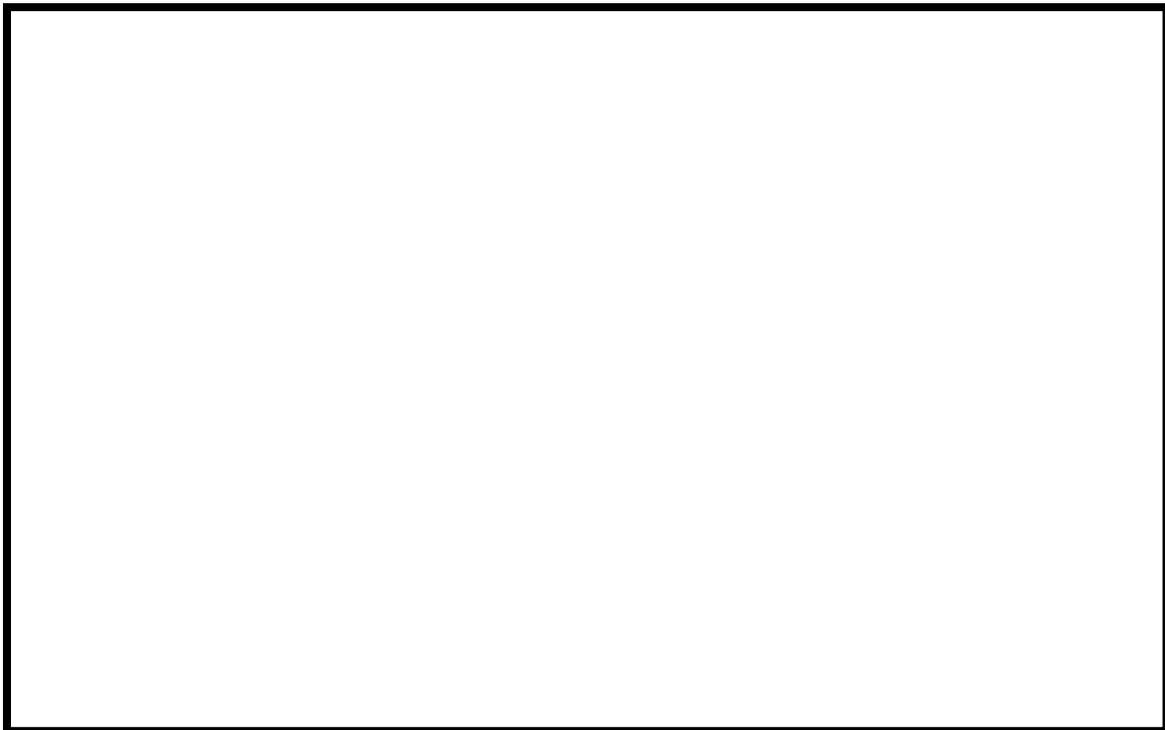


図 7-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

55-8
その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃料火災に対する初期消火設備

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高所放水車により初期対応における泡消火及び延焼防止を実施する。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。

高所放水車を使用する場合は、泡原液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より取水し、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、泡原液備蓄車を接続し、化学消防自動車にて水源より取水し、泡消火を実施する。(図 8-2)



図 8-1 高所放水車による初期消火



図 8-2 化学消防車による初期消火

56-1

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56条：重大事故等の収束に必要な水の供給設備		復水貯蔵槽	類型化区分	サブプレッション・チェンバ	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内（廃棄物処理建屋）	C	原子炉格納容器内	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(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)	—	(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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	[配置図] 56-2-1, 3		[配置図] 56-2-1, 2	
	第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	B f	(操作不要)	対象外	
		関連資料	[配置図] 56-2-4		—		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (開放点検が可能)	C	容器(タンク類) (目視点検が可能)	C	
		関連資料	[試験及び検査説明] 56-4-1~4		[試験及び検査説明] 56-4-5, 6		
	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	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	[系統図] 56-3-3, 4		[系統図] 56-3-5, 6		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	—		—	
	第6号	設置場所	現場操作	A	(操作不要)	対象外	
		関連資料	[配置図] 56-2-4 [系統図] 56-3-3, 4		—		
	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
		関連資料	[容量設定根拠] 56-5-1, 2		[容量設定根拠] 56-5-6~10		
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	(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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	[配置図] 56-2-1, 3		—	

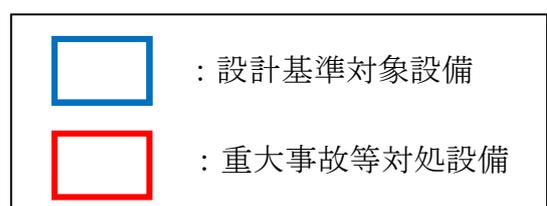
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要な水の供給設備		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		類型化区分	海水取水ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外	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)	—	(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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[保管場所図]56-7-1,2		[保管場所図]56-7-1,2	
	第2号	操作性	(設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	(設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd		
		関連資料	[接続図]56-6-3		[接続図]56-6-2			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、ファン、圧縮機	A	ポンプ、ファン、圧縮機	A		
		関連資料	[試験及び検査]56-4-7,8		[試験及び検査]56-4-9			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外		
		関連資料	—		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	—		—			
	第6号	設置場所	現場操作	A	現場操作	A		
		関連資料	[接続図]56-6-3		[接続図]56-6-2			
	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	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	[容量設定根拠]56-5-3,4		—		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	より簡単な接続	C	
			関連資料	[接続図]56-6-3		[接続図]56-6-2		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	複数の機能で同時に使用	A a	複数の機能で同時に使用	A a	
			関連資料	[接続図]56-6-3		[接続図]56-6-2		
		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)	—	(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	[接続図]56-6-3		[接続図]56-6-2		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a		
		関連資料	[保管場所図]56-7-1,2		[保管場所図]56-7-1,2			
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	[アクセスルート図]56-8-1,2		[アクセスルート図]56-8-1,2			
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	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a		
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	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	[保管場所図]56-7-1,2		[保管場所図]56-7-1,2				

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56条：重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		ホース[流路] 淡水貯水池から防火水槽への移送ホース 海水ホース[流路]		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	【保管場所図】56-7-1, 2	
		第2号	操作性	(設備の運搬・設置) (接続作業)	Bc Bg	
			関連資料	【接続図】56-6-1~3		
		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	—		
		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	—		
		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)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	【接続図】56-6-1~3			
	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	—		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	【接続図】56-6-1~3		
		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	【接続図】56-6-1~3		
		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	【接続図】56-6-1~3		
		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	【保管場所図】56-7-1, 2		
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	【アクセスルート図】56-8-1, 2			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	【保管場所図】56-7-1, 2			

56-2
配置図



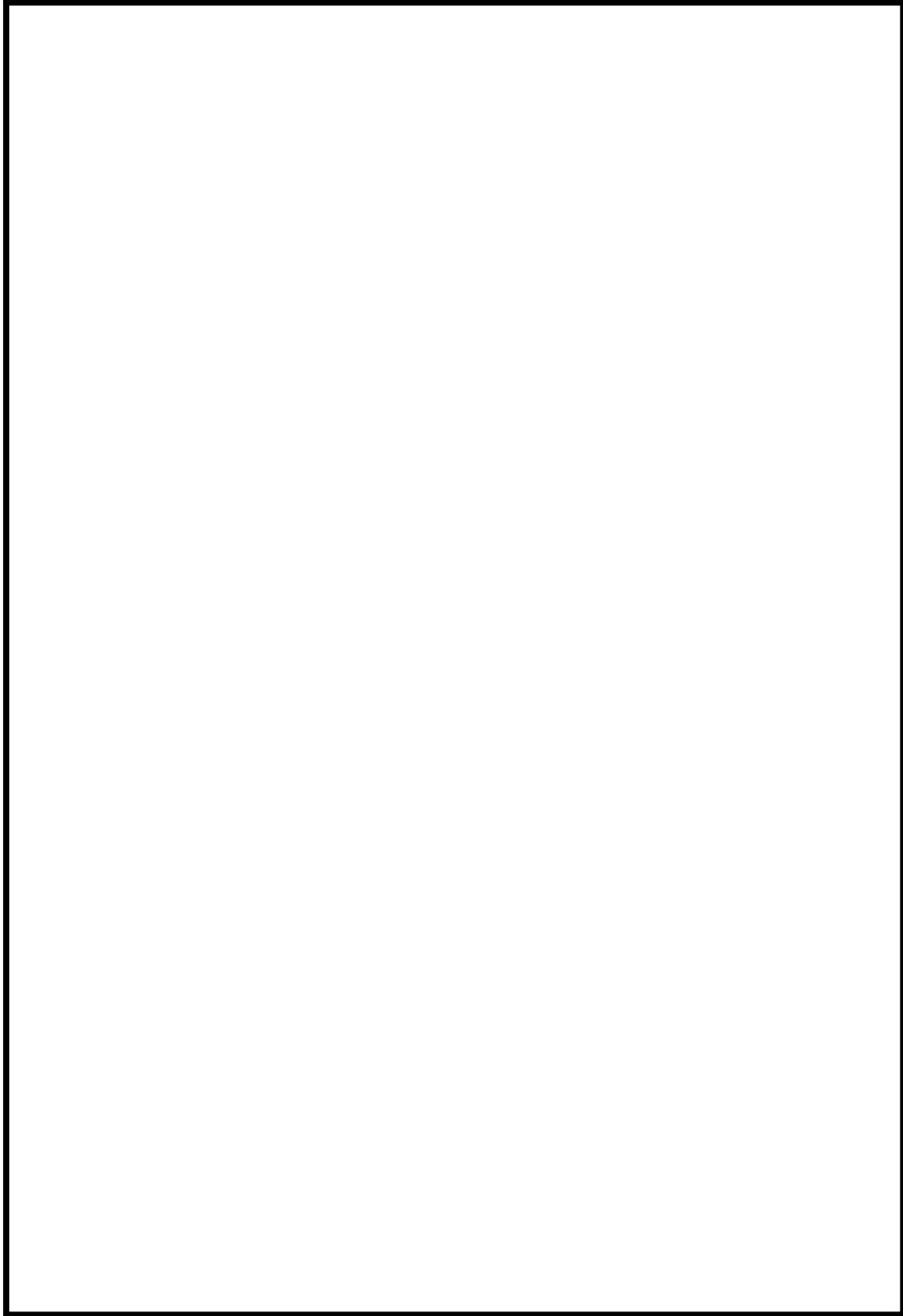


図 56-2-1 水源配置図(復水貯蔵槽及びサブレシジョン・チェンバ)

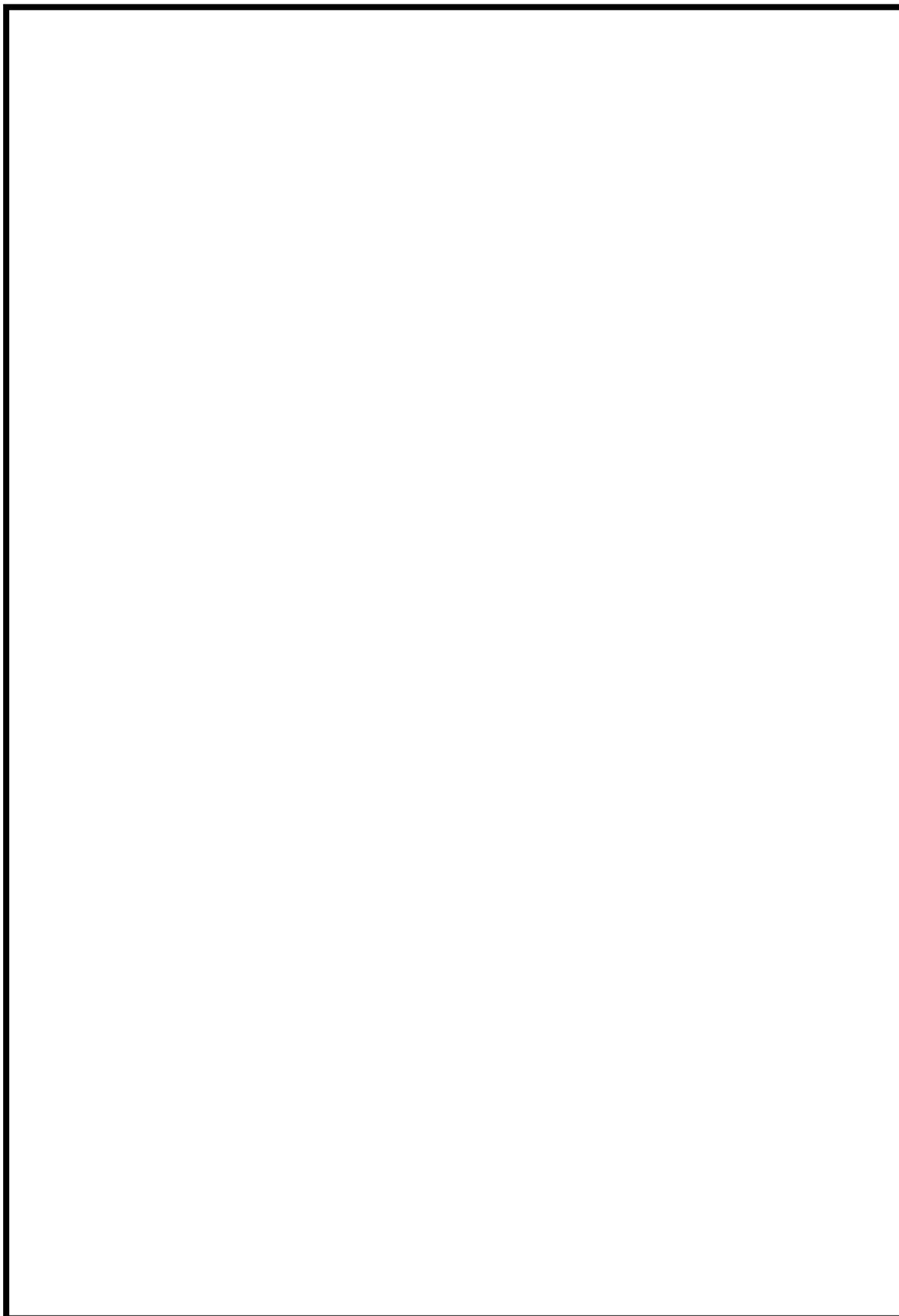


図 56-2-2 水源配置図(サプレッション・チェンバ)

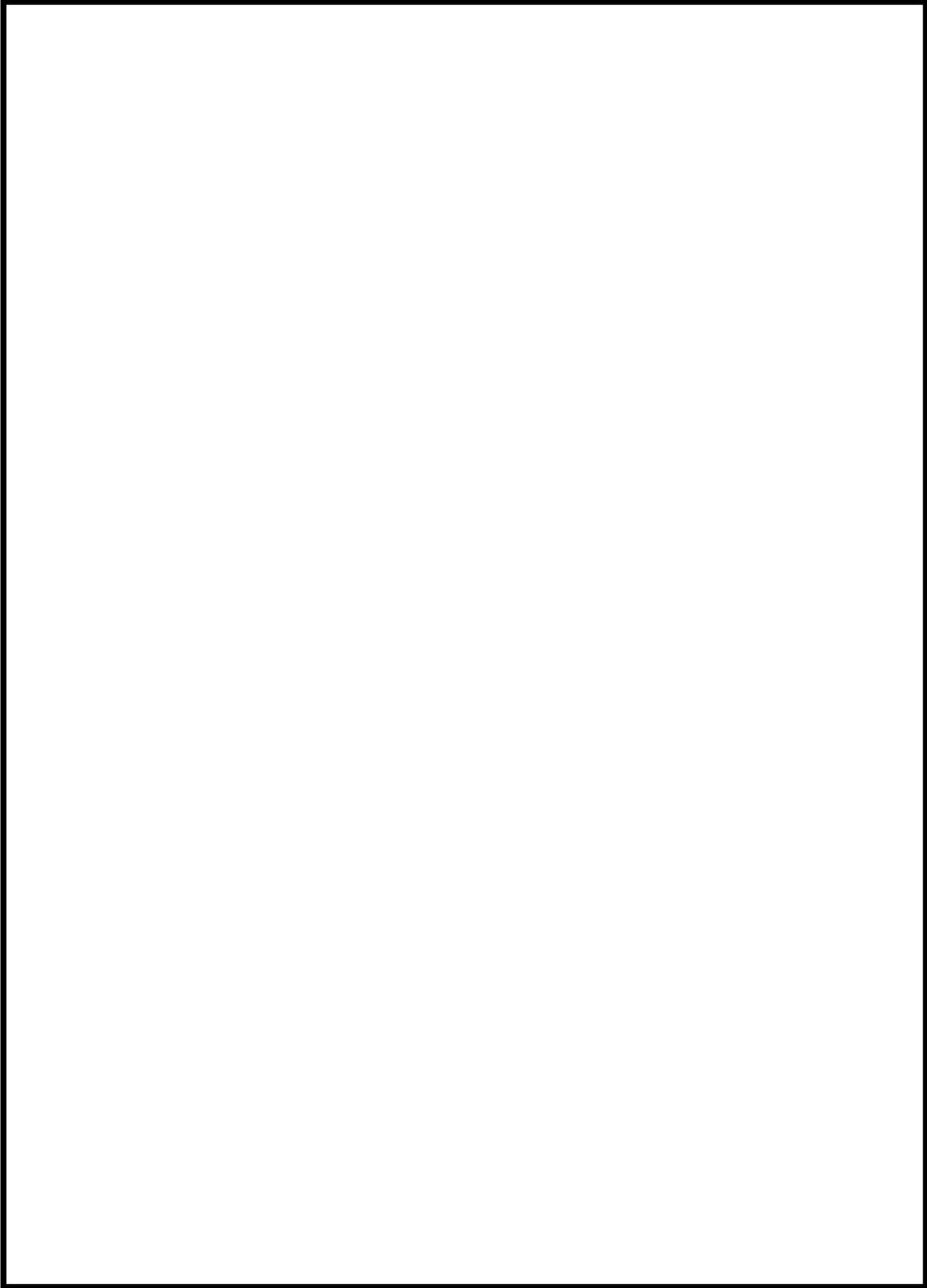


図 56-2-3 水源配置図(復水貯蔵槽)

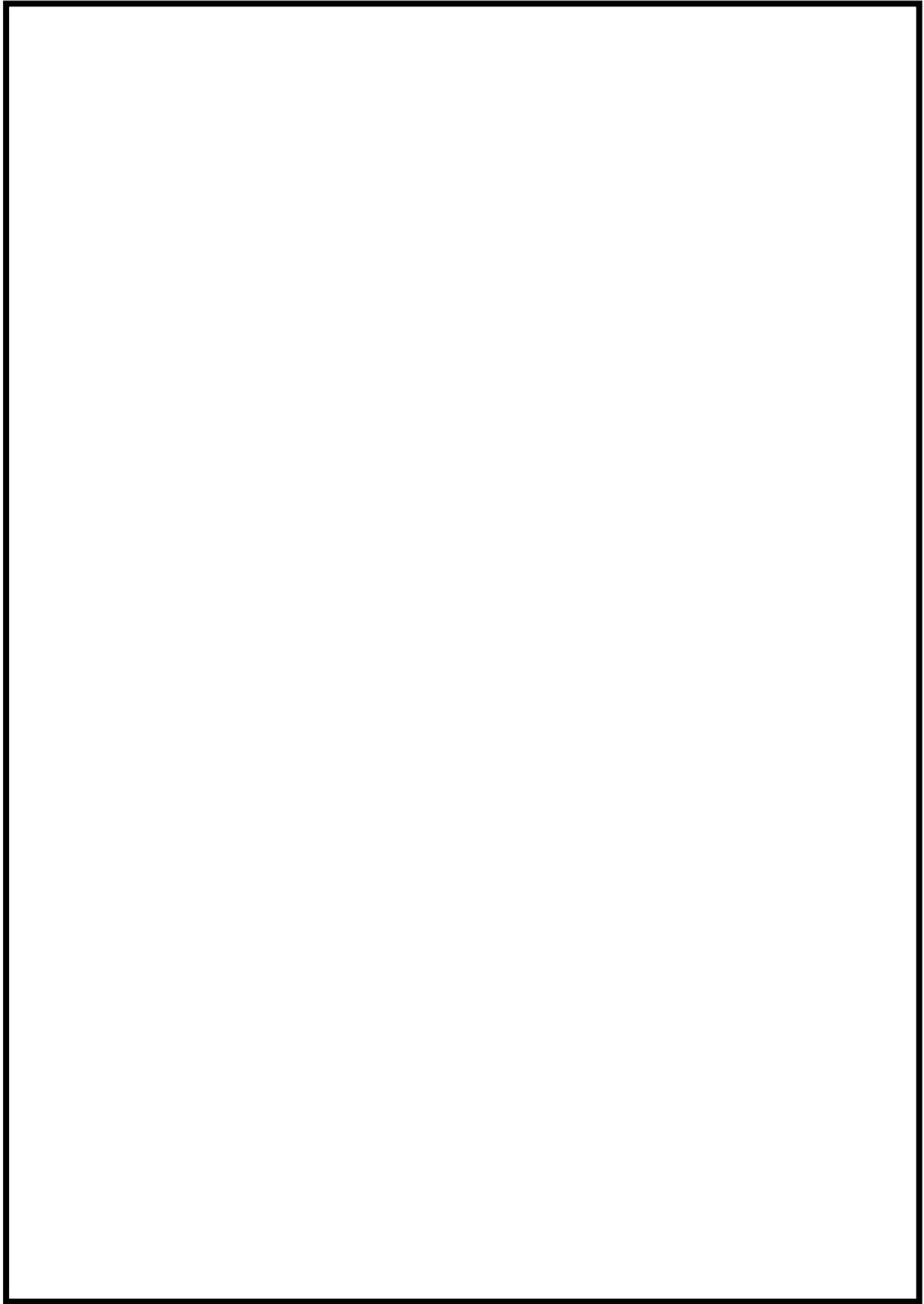


图 56-2-4 配置图(废弃物处理建屋地下 3 階)

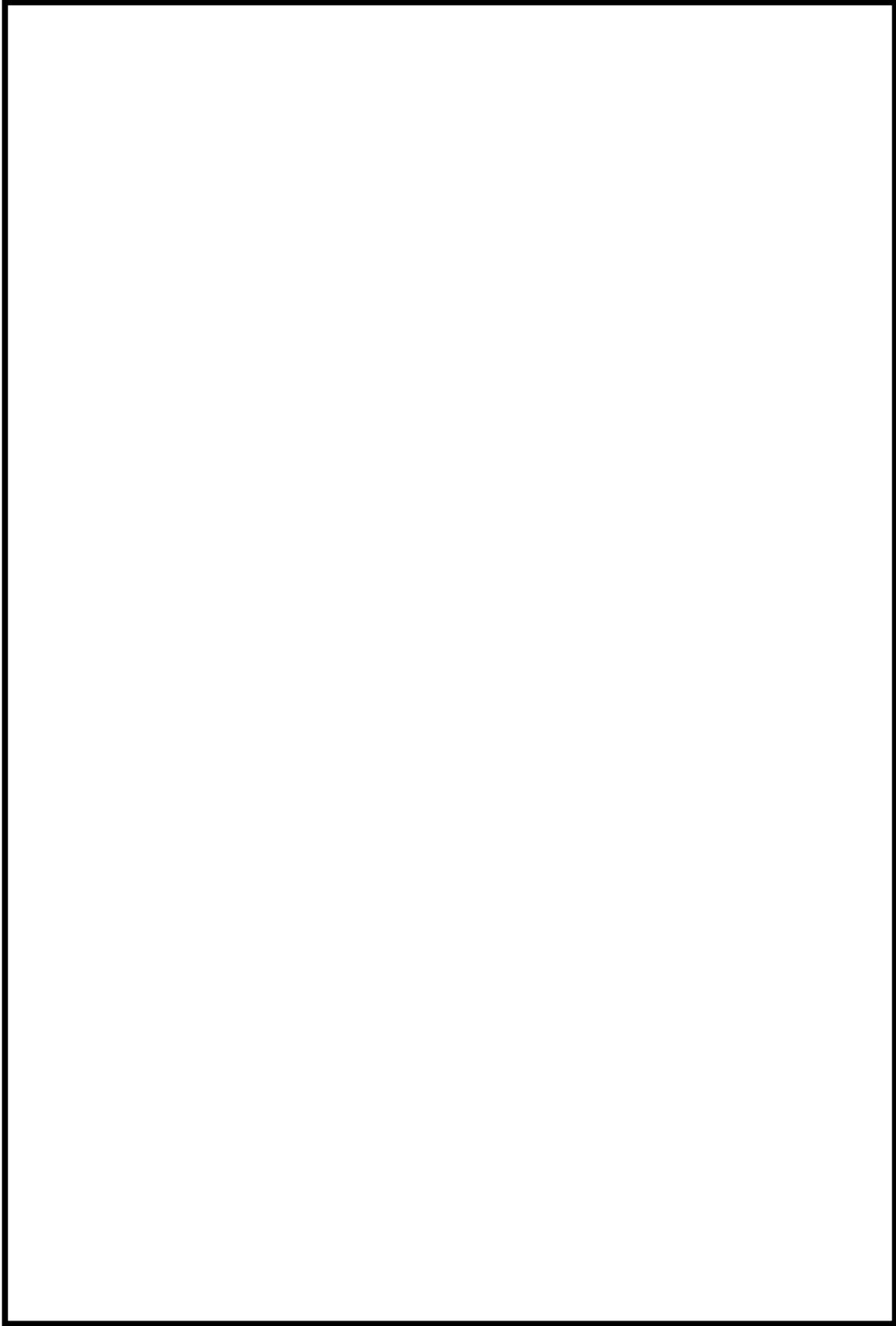


图 56-2-5 代替淡水源配置图(淡水貯水池, 防火水槽, 海水取水箇所)

56-3
系統図

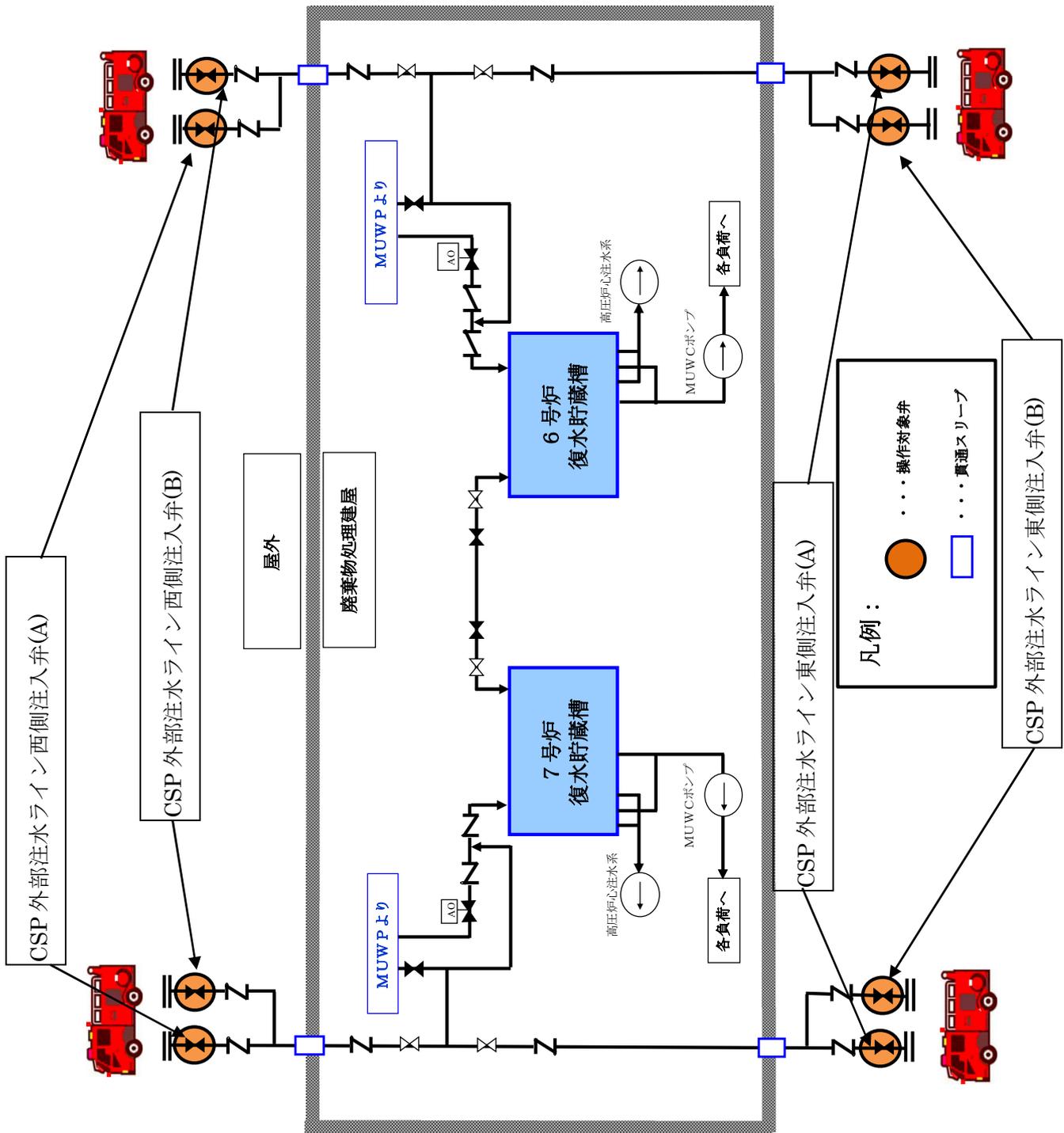


図 56-3-1 系統概要図(可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給)

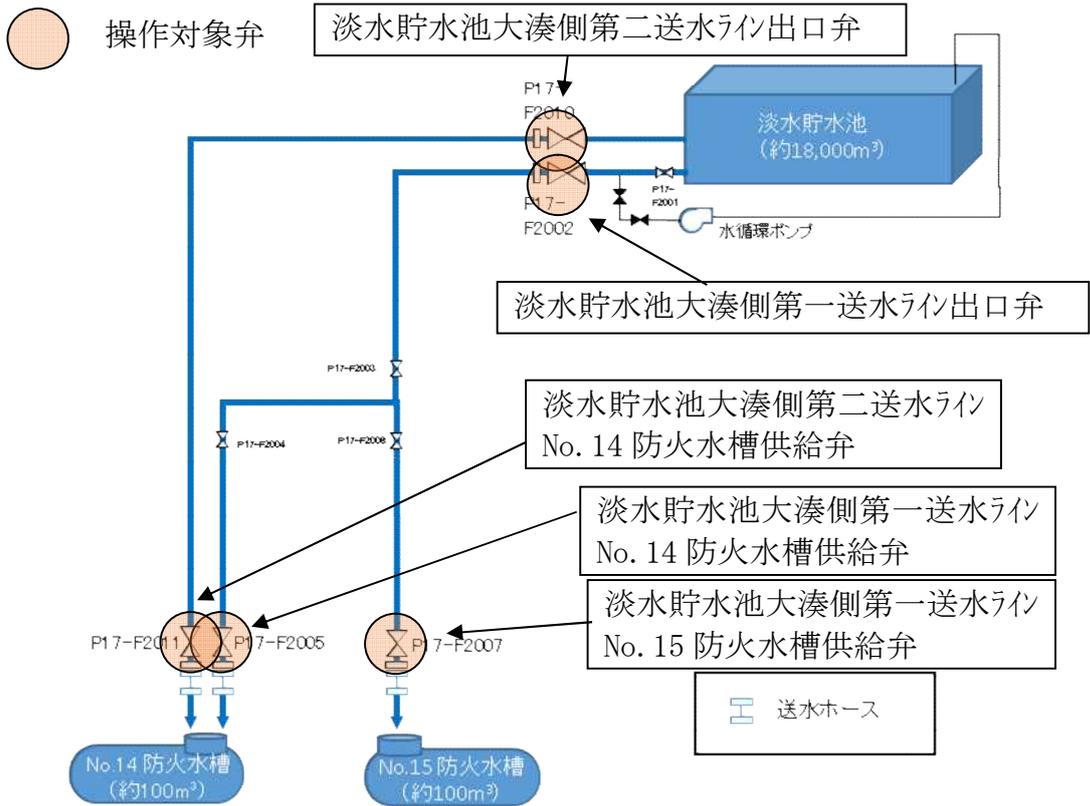


図 56-3-2 系統概要図(淡水貯水池による防火水槽への補給)

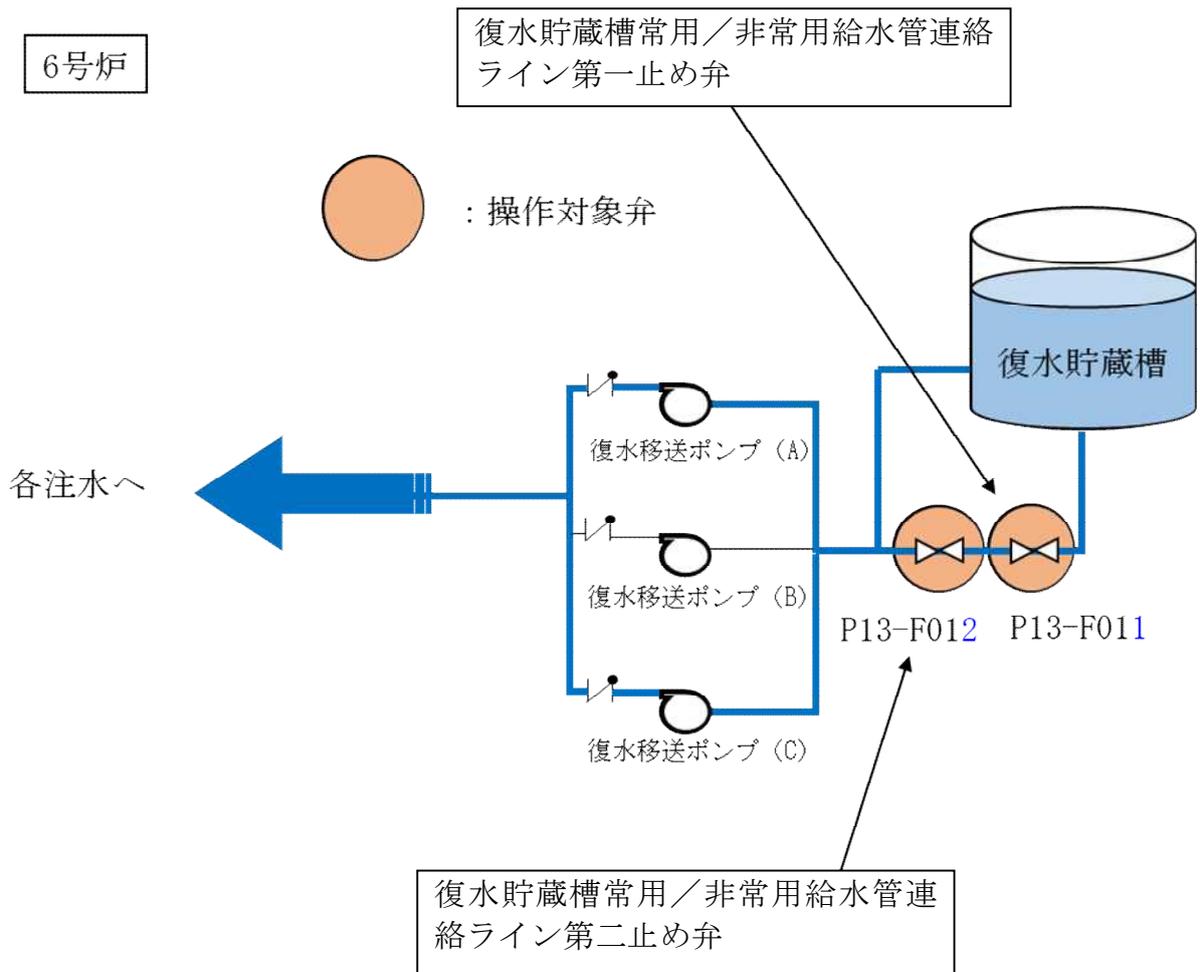


図 56-3-3 系統概要図(6号炉復水貯蔵槽の水源確保)

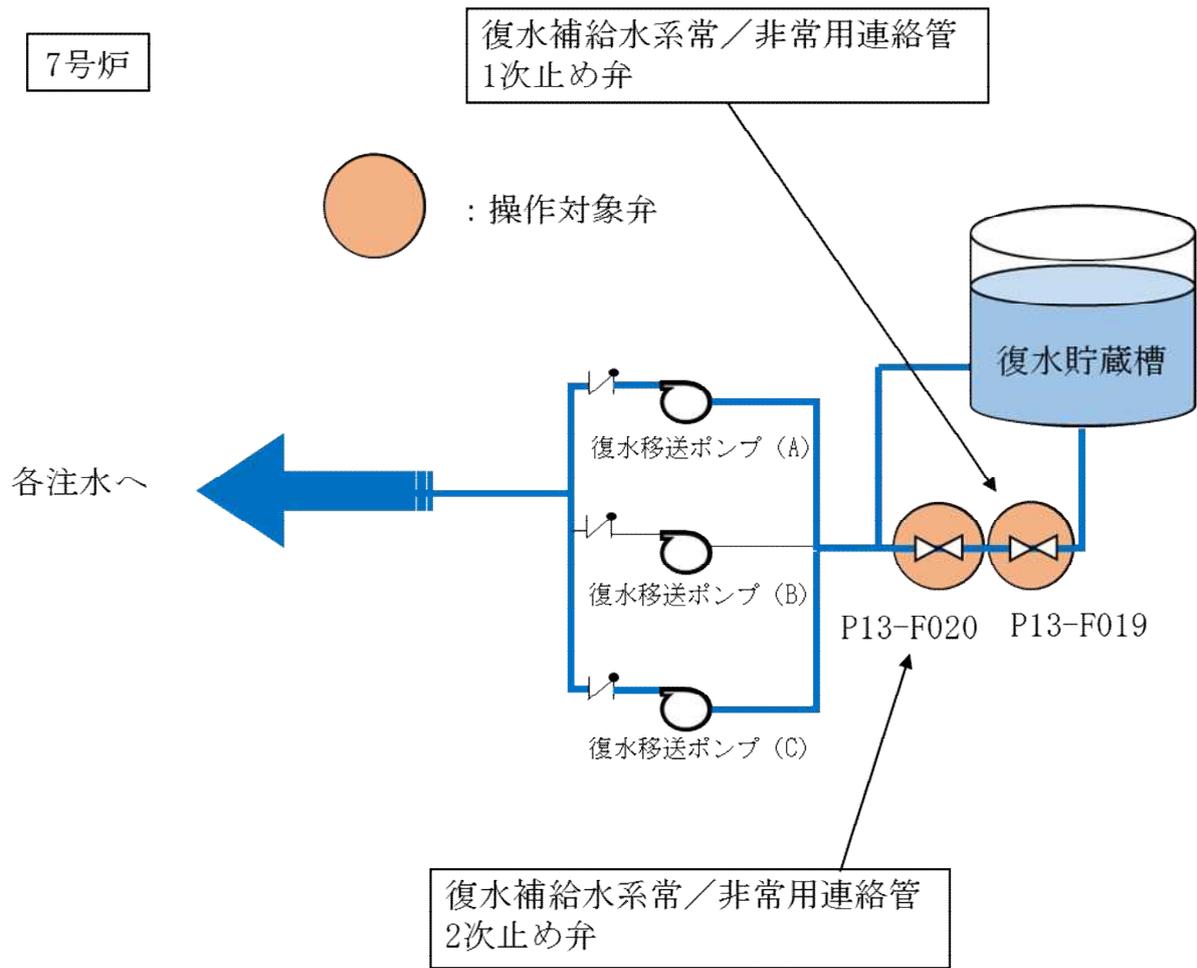


図 56-3-4 系統概要図(7号炉復水貯蔵槽の水源確保)

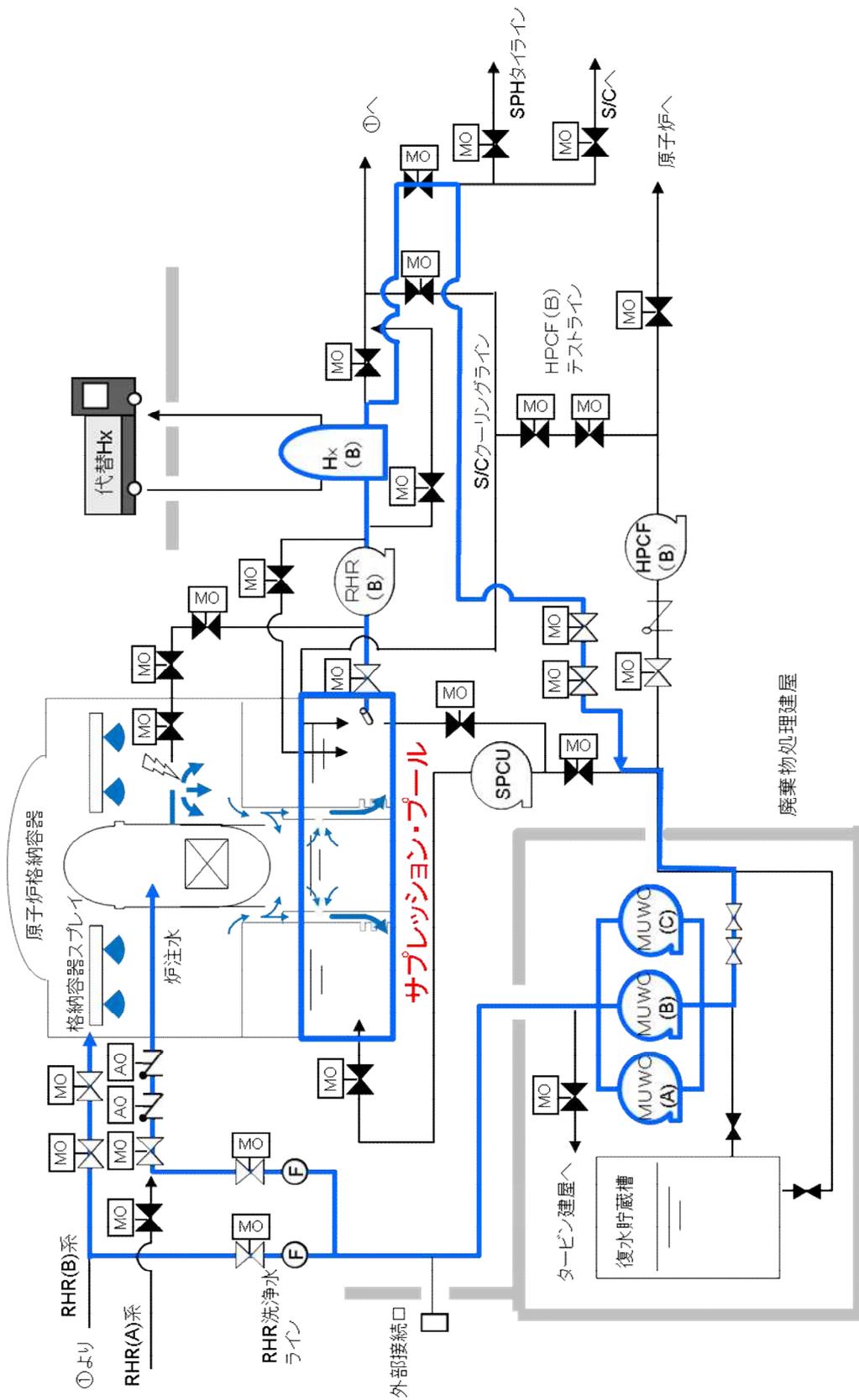


図 56-3-5 系統概要図(6号炉代替循環冷却)

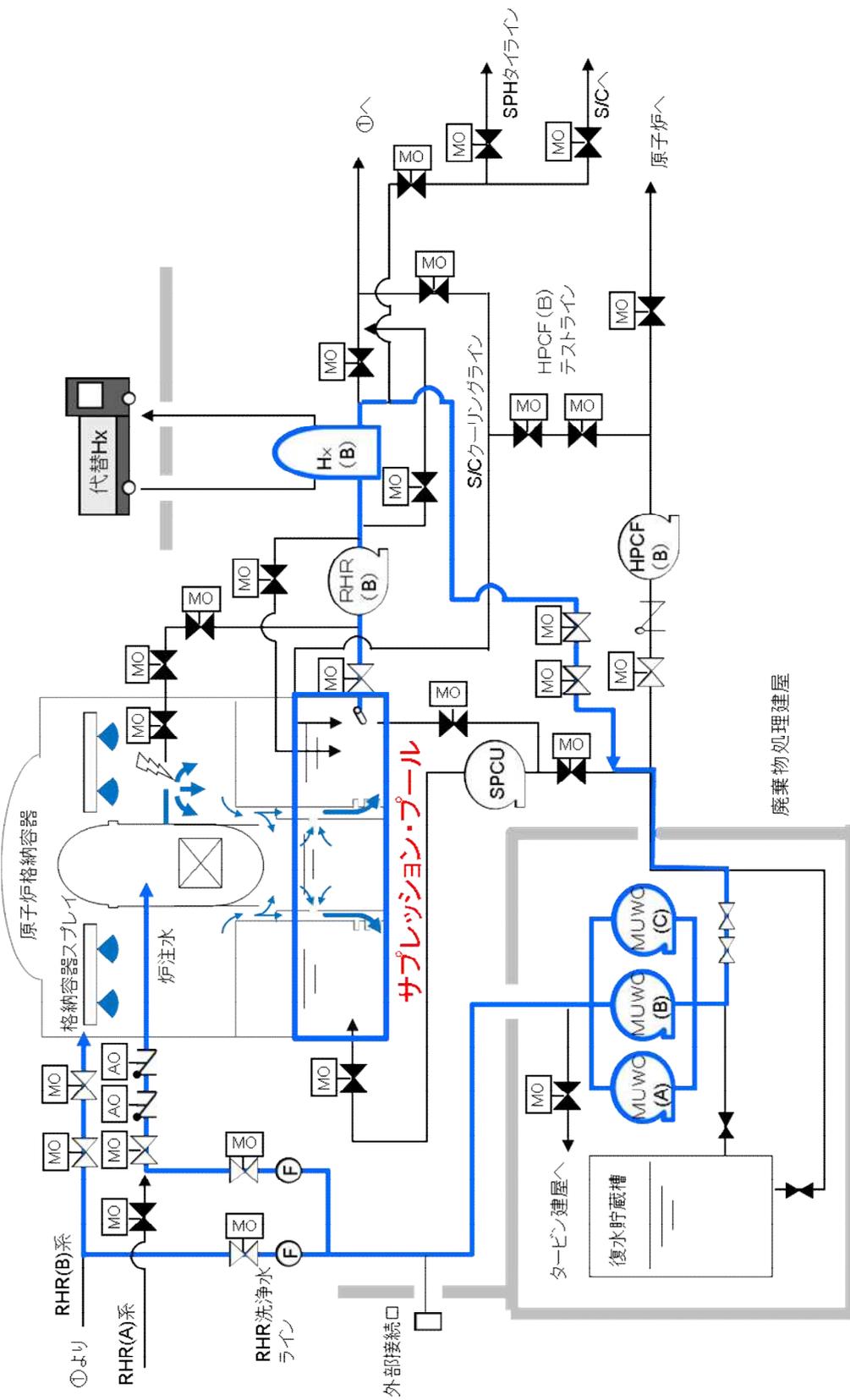


図 56-3-6 系統概要図(7号炉代替循環冷却)

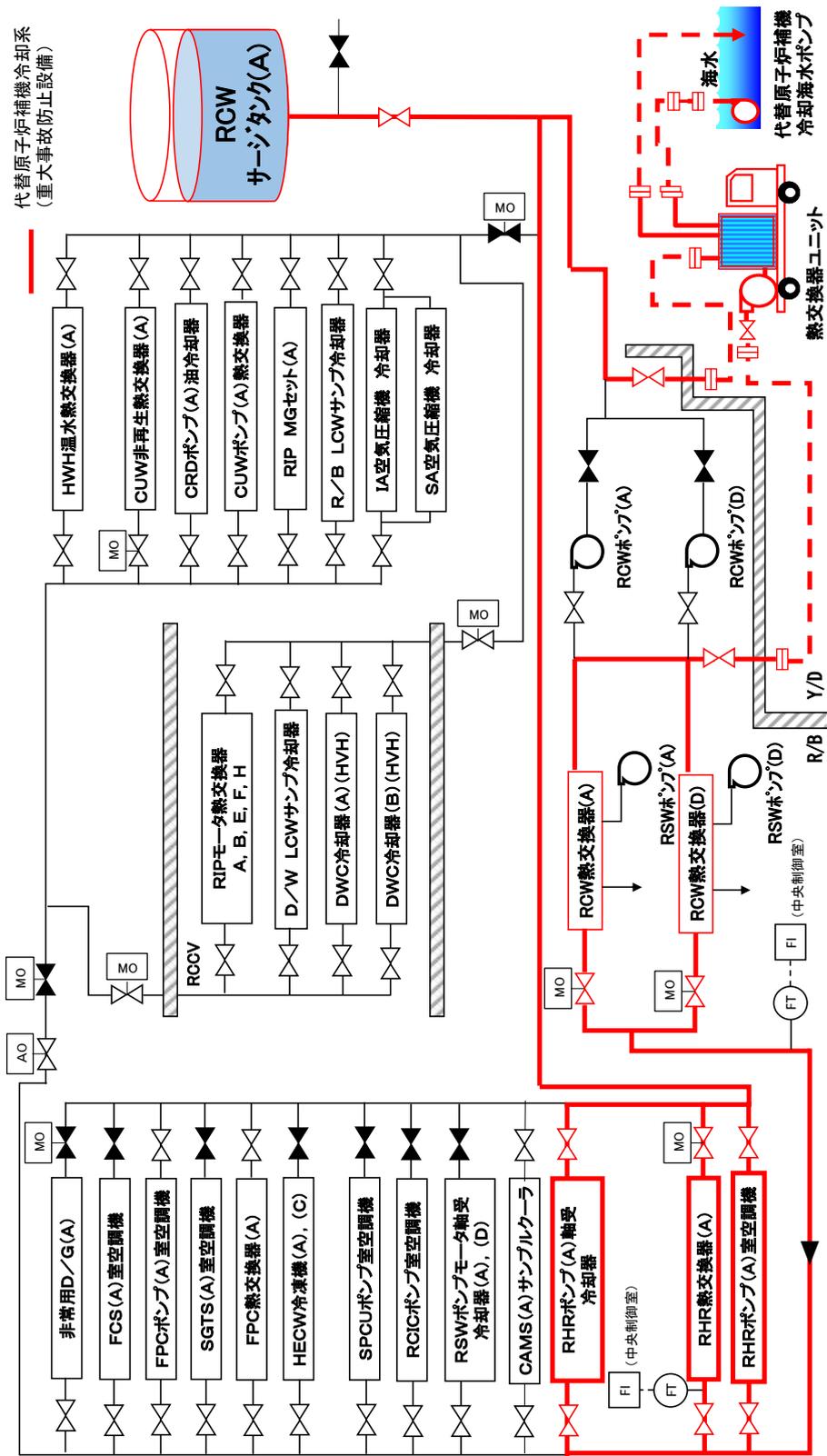


図 56-3-7 系統概要図(海水を水源とした代替原子炉補機冷却系)

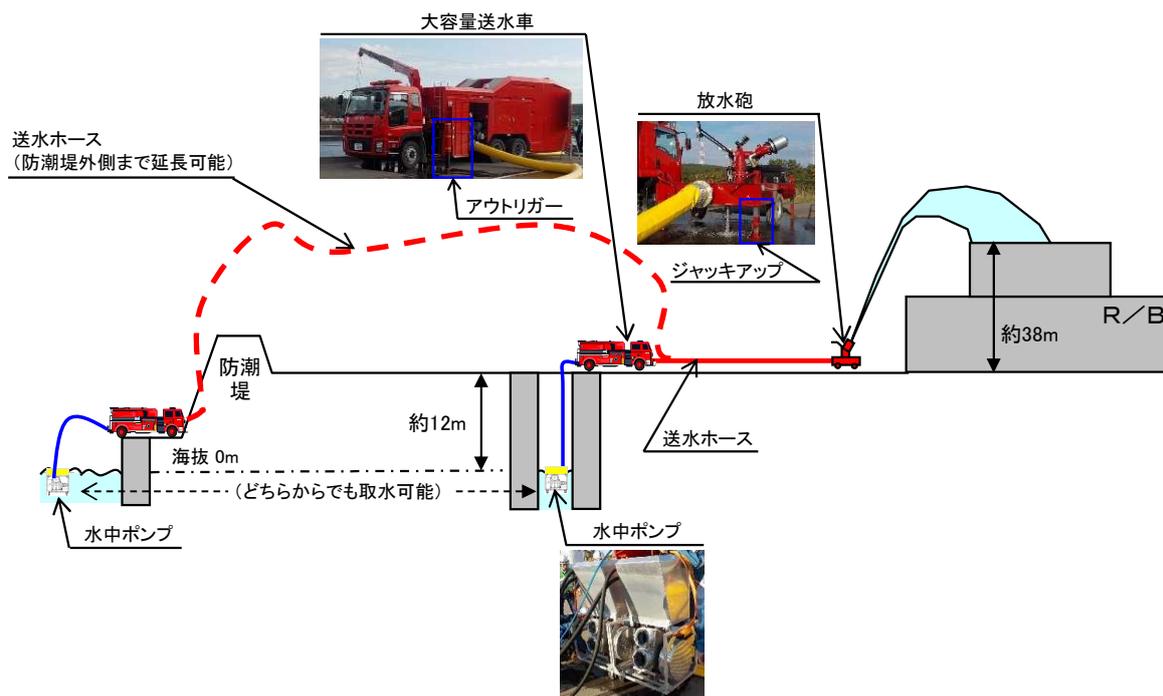


図 56-3-8 系統概要図 (海水を水源とした大気への拡散抑制)

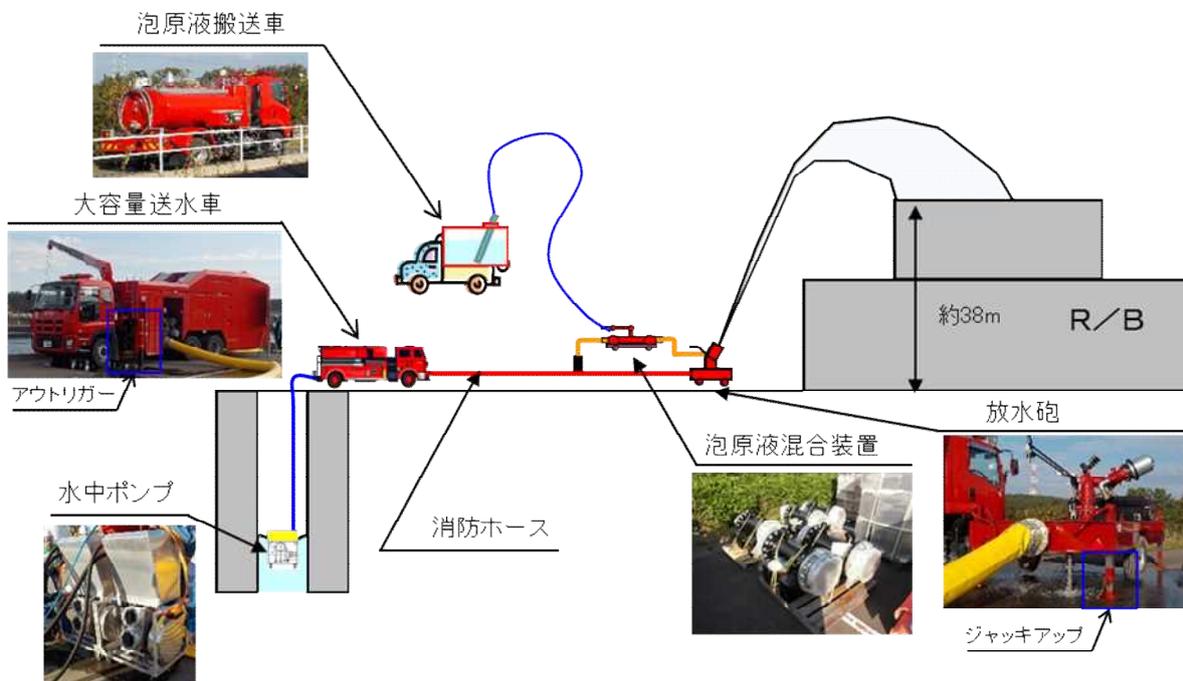


図 56-3-9 系統概要図 (海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火)

56-4
試験及び検査

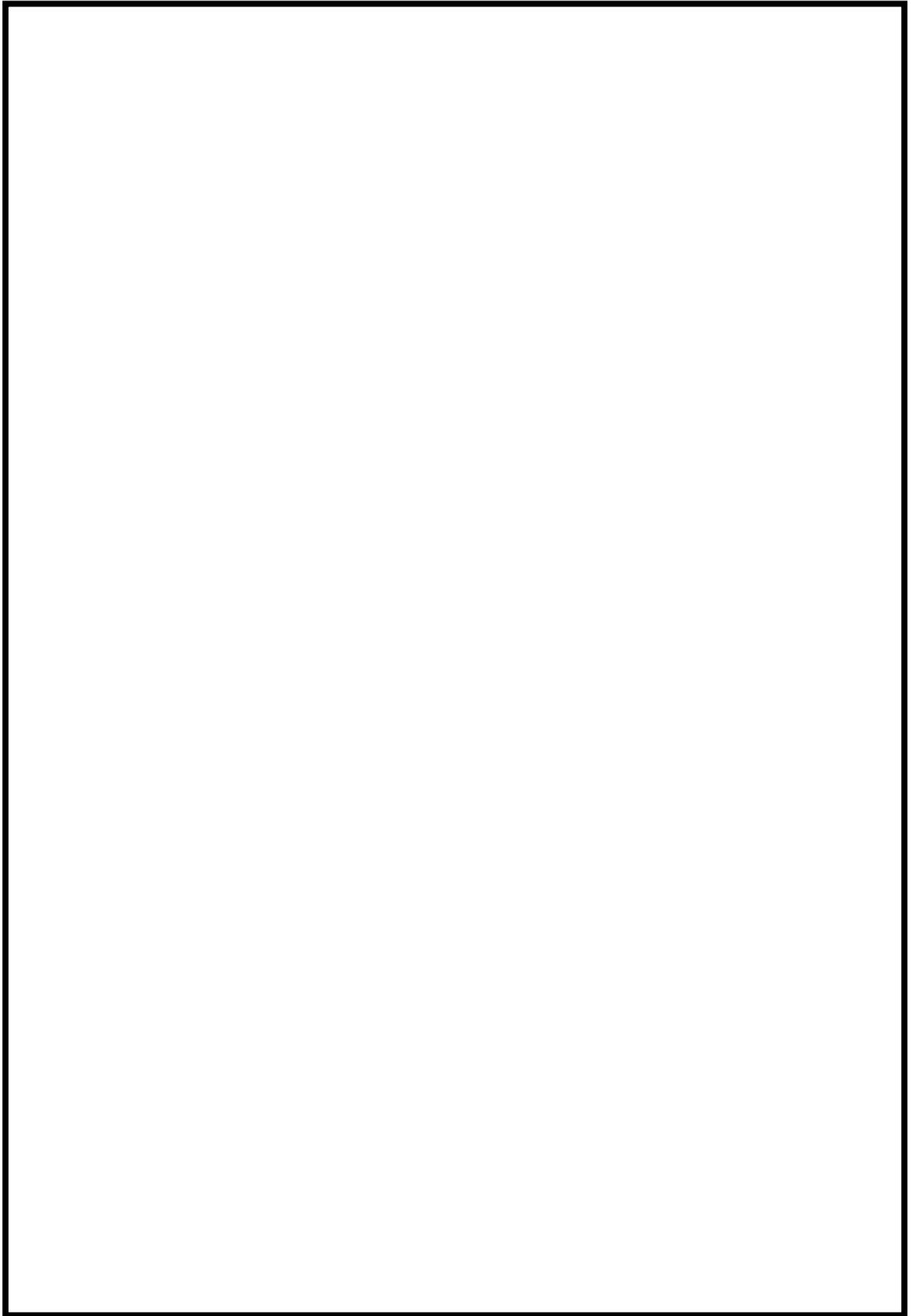


図 56-4-1 構造図 (6 号炉復水貯蔵槽)

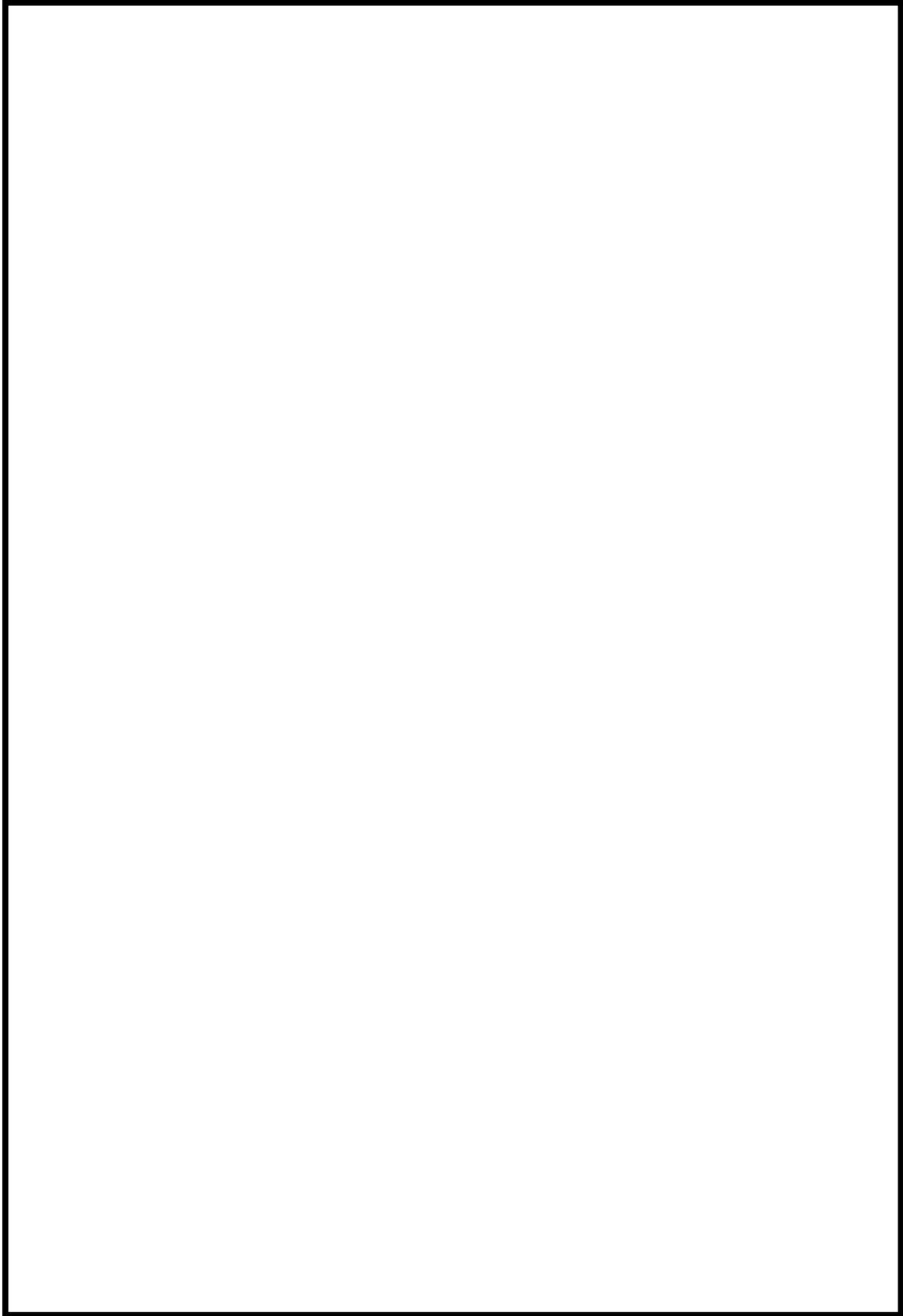


图 56-4-2 构造图 (7 号炉復水貯藏槽)

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)

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

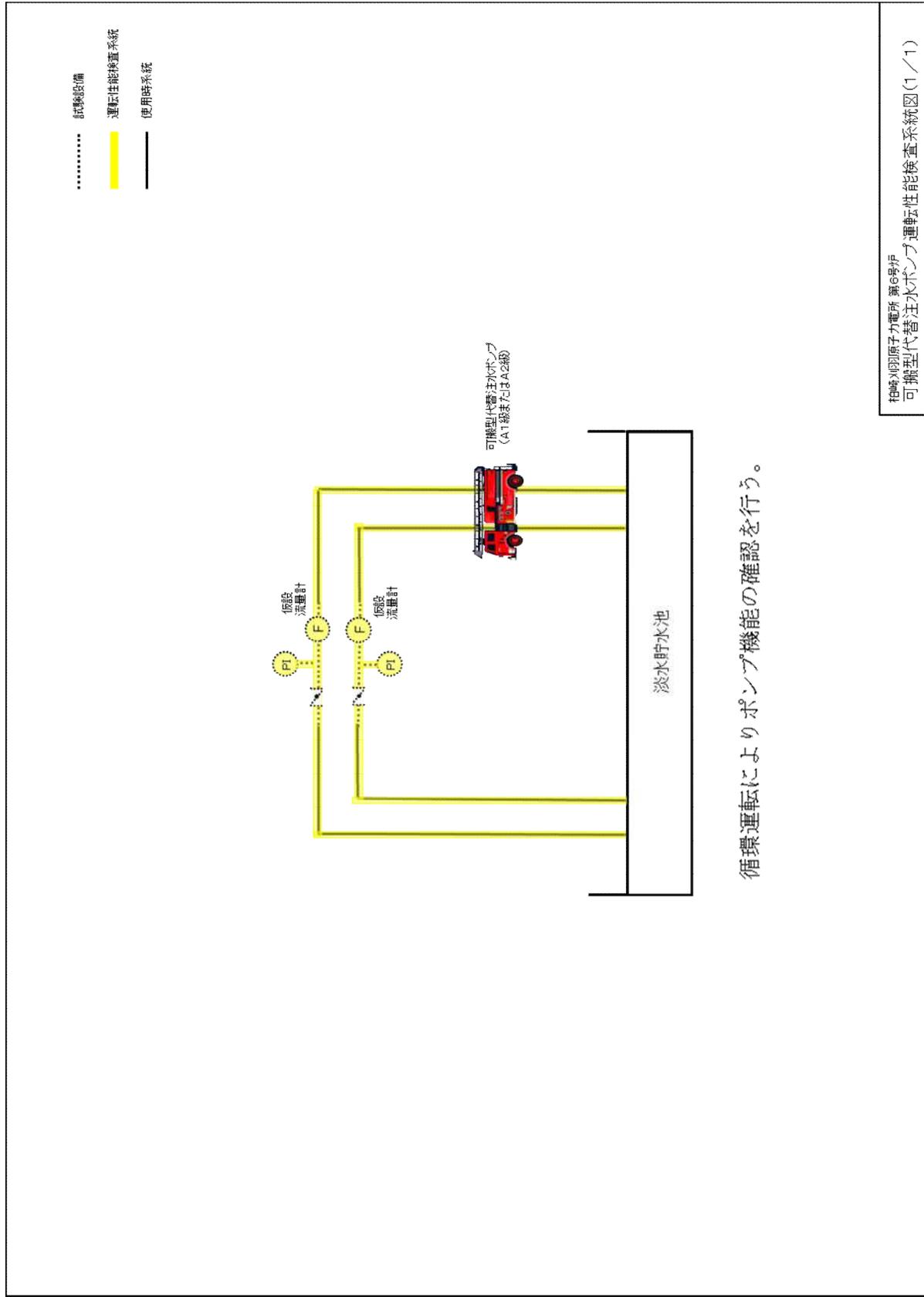
機器又は系統名	実施系(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
	復水器造器 (C)	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔 (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	
	陰イオン樹脂再生塔	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	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中	
			漏点点検 (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	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中	
			漏点点検 (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	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中	
			漏点点検 (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 (ボロンカーバイト型)	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)	1C	-	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	B, C, 1	劣性試験	1C 又は13M	-	定検停止中	
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	A	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	1	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	1	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 (2.5%)	制御棒駆動機構分解検査 (ADRK)	定検停止中	
			分解点検	13.0M (2.5%)	制御棒駆動水圧系設置検査 (その1)	定検停止中	
制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	13.0M	制御棒駆動機構分解検査 (ADRK)	定検停止中		

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	83M※	—	休止設備 ※暦月管理
			簡易点検 (潤滑油交換) (センタリング)	47M※	—	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機(A)	3	分解点検	83M※	—	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機(B)	3	分解点検	83M※	—	休止設備 ※暦月管理
	濃縮廃液タンク(A)	3	開放点検	311M※	—	※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	311M※	—	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	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	開放点検	13M	—	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	吸排気系 23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 24台	A	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 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
	復水補給水系 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
	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
	弁グラウンド部漏えい処理系 1台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	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	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 B21-F051 A	1	分解点検	130M	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	130M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 A B21-F052	1	分解点検	130M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 B B21-F052	1	分解点検	130M	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	130M	—	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	130M	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	65M	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	65M	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	130M	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	130M	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	130M	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
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※	—	※暦月管理
			駆易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※暦月管理
	C/F逆流水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※暦月管理
			C/F逆流水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	8.3M※
	C/F逆流水受タンク	3	開放点検	1.3.1M※	—	※暦月管理
			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※	—	※暦月管理
			駆易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※暦月管理
	C/UW逆流水移送ポンプ(B)	3	分解点検	8.3M※	—	※暦月管理
			駆易点検 (センタリング) (潤滑油交換)	4.7M※	—	※暦月管理
	C/UW逆流水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	8.3M※	—	※暦月管理
			C/UW逆流水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	8.3M※
	C/UW逆流水受タンク	3	開放点検	1.3.1M※	—	※暦月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
原子伊格納容器	原子伊格納容器(A種試験) 1式	1	漏えい試験	1C	原子伊格納容器漏えい率検査	定検停止中
			原子伊格納容器	1	外観点検	1.3M
原子伊格納容器隔離弁	原子伊格納容器隔離弁 1式	1	機能・性能試験	1C	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
原子伊格納容器隔離弁	不活性ガス系 1.6台	1	機能・性能試験	1C	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子伊格納材料浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子伊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	原子伊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	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	燃料採取系 8台	1	機能・性能試験	1C	原子伊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	原子伊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	原子伊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	原子伊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	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	非ブランド部漏えい処理系	1	機能・性能試験	1C	原子伊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	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子伊格納機冷却系 6台	1	機能・性能試験	1C	原子伊格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子伊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
	伊水サンプル系 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
	原子伊格納容器隔離弁 B21-F051A	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 B21-F051B	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 B21-F052A	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 B21-F052B	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 C41-F007	1	分解点検	1.3.0M	—	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 G31-F002	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 G31-F003	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 G31-F017	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 G31-F018	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 K11-F003	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 K11-F004	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子伊格納容器隔離弁 K11-F103	1	分解点検	1.3.0M	原子伊格納容器隔離弁分解検査	定検停止中



循環運転によりポンプ機能の確認を行う。

柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
 可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図 56-4-3 運転性能検査系統図 (6号炉可搬型代替注水ポンプ)

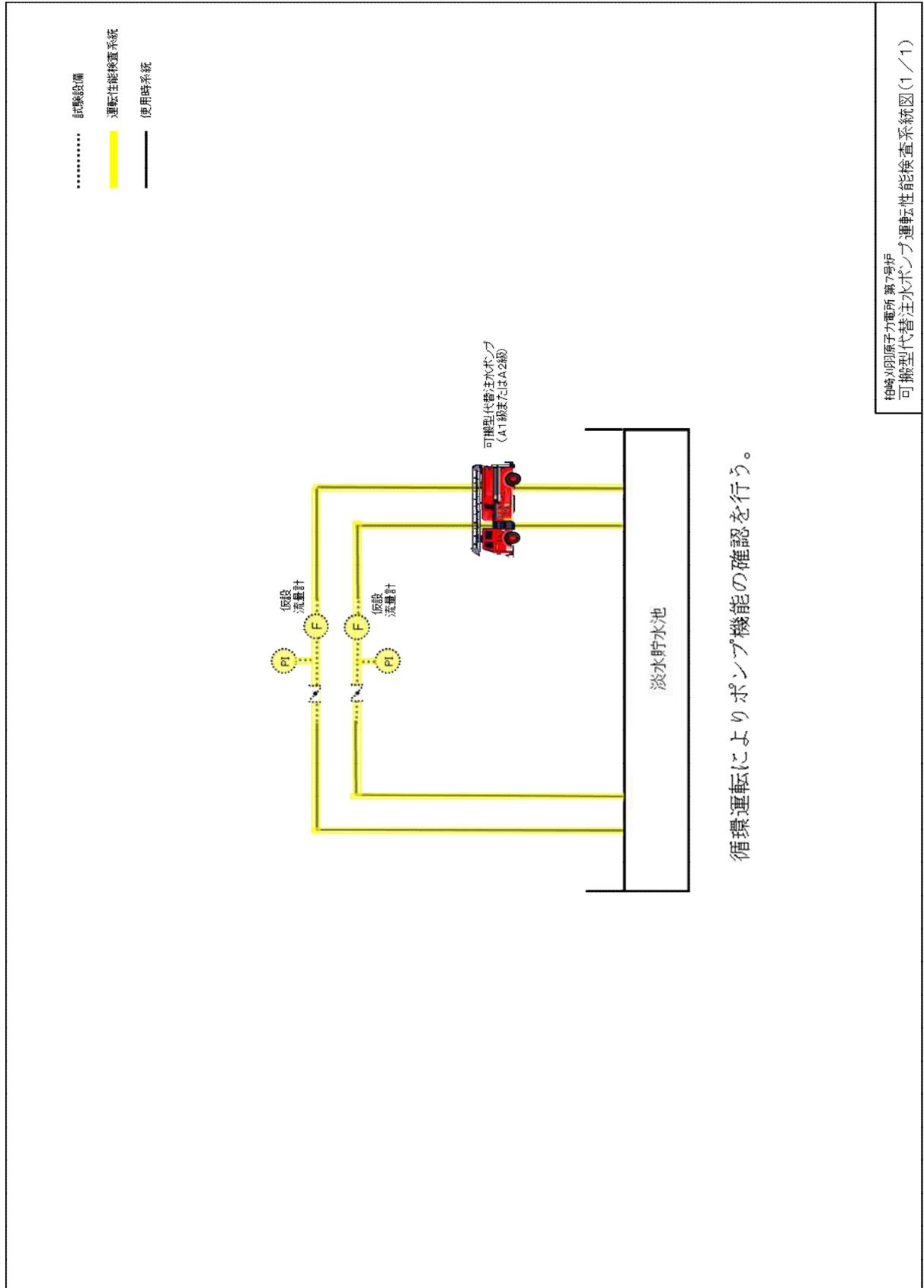


図 56-4-4 運転性能検査系統図 (7号炉可搬型代替注水ポンプ)

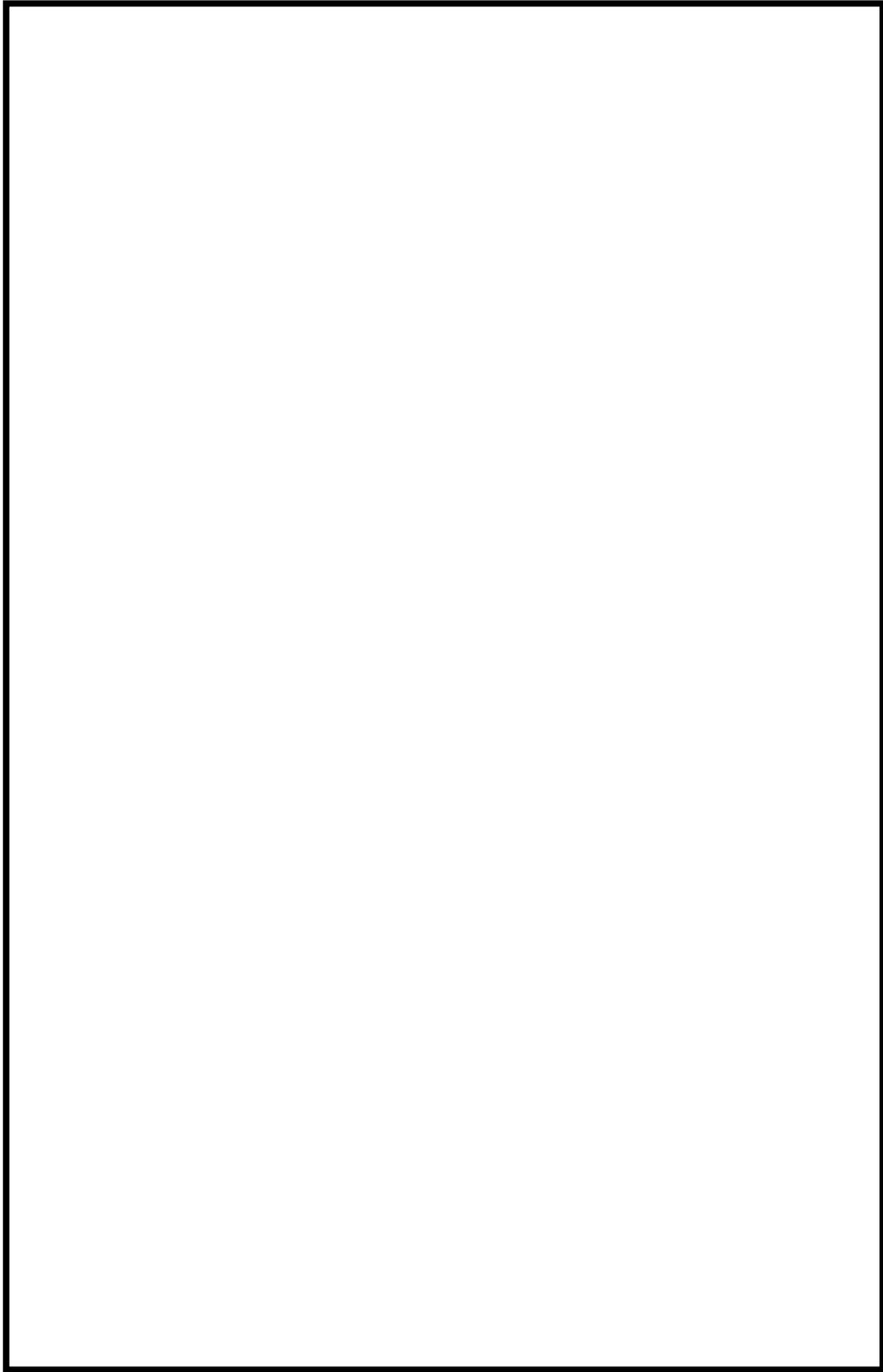


図 56-4-5 構造図 (海水取水ポンプ)

56-5
容量設定根拠

名 称		復水貯蔵槽
容量	m ³	1,700 (注1), (2,100 (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	50
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

復水貯蔵槽は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための水源として設置する。

1. 容量 1,700m³ (注1), (2,100m³ (注2))

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは、重大事故（雰囲気圧力・温度による静的負荷）である大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンスであり、水使用量は号炉あたり7日間で約7,300m³（代替循環冷却を使用せず W/W ベントする場合）である。（なお、代替循環冷却で事象収束させる場合は 約2,500m³）

この水使用量に対して、復水貯蔵槽の貯水量約1,700m³（注1）が枯渇する前に、可搬型の移送ルートを用いて補給する。

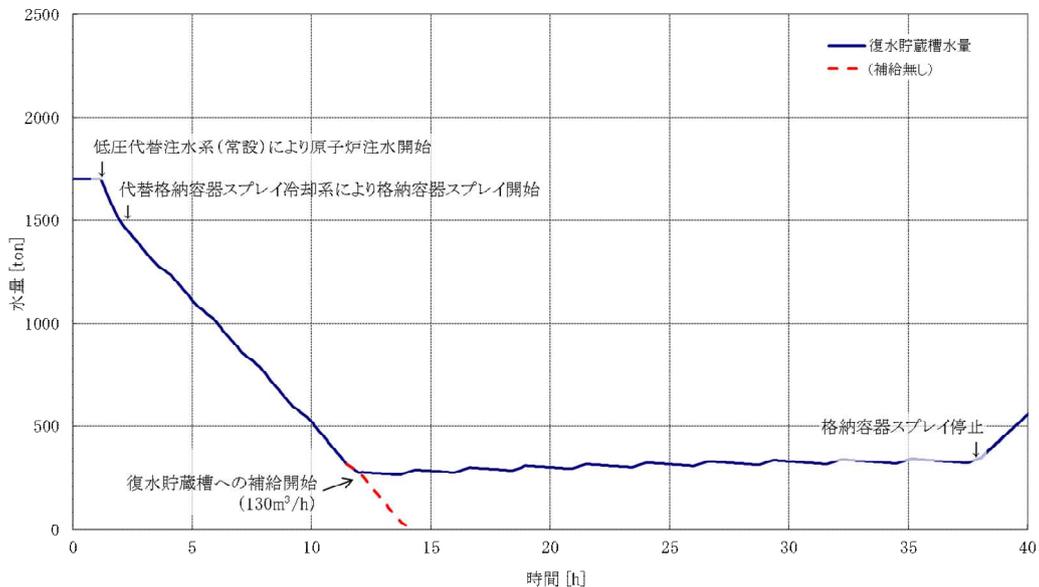


図 56-5-1 復水貯蔵槽の水量変化

水使用パターン

- ① 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
事象発生 70 分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。
冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で注水する(約 90m³/h)。
- ② 代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で、代替格納容器スプレイを実施(140m³/h)。
- ③ 淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送
12 時間後から、淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。
防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ 2 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水する。

図1に示すとおり、事象発生から12時間後以降は、可搬型代替注水ポンプを用いて、複数の代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）又は海水を130m³/hで復水貯蔵槽へ給水することで対応可能である。

また、この復水貯蔵槽への補給に対して、使用済燃料プールへの注水は、仮に原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故1または2が発生したとしても、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも3日以上であり、図1右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。かつ、7日間合計でも最大で約3,300m³（80m³/hで注水した場合でも2日弱で注水可能）と十分余裕のできる使用量である。

格納容器圧力逃がし装置、格納容器頂部、格納容器下部への注水はいずれも一時的なものであり、かつ、いずれも数100m³程度と十分余裕のできる使用量である。

以上より、復水貯蔵槽の容量については、要求値1,700 m³、公称値2,100m³とする。なお、復水貯蔵槽への補給が遅れることになっても、事象発生から約14時間後までに補給を実施すれば復水貯蔵槽が枯渇することはない。

2. 最高使用圧力 1.37MPa

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度 50℃

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として50℃とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	130 以上 (注 1) , (120 (注 2))
吐出圧力	MPa	6 号炉:1.02 以上, 7 号炉:1.05 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/台	110
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値量を示す
<p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 想定される重大事故等時において, 複数の代替淡水源である防火水槽の淡水若しくは海水を, 事故収束に必要な水量を復水貯蔵槽へ供給出来る設計とする。</p> <p>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, 復水貯蔵槽への補給に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は1基あたり2セットで6号炉及び7号炉を合わせて8台, また, 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 (共用) の合計9台を分散して保管する。</p> <p>1. 容 量 130m³/h (注 1) /120m³/h(注 2)</p> <p>復水貯蔵槽への補給として使用する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量は, 運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち, 水使用の観点から厳しい有効性シナリオとなる格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用しない場合) に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付資料十) において, 有効性が確認されている復水貯蔵槽への補給流量は130m³/h (注 1) であり, 回転数を調整することで必要流量を確保可能である。</p> <p>なお, 公称値について, 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 120m³/h 以上 (注 2) とする。</p>		

2. 吐出圧力 6号炉:1.02MPa以上, 7号炉:1.05MPa以上(注1), (0.85(注2))

復水貯蔵槽へ補給する場合の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の揚程は, 水源と移送先の圧力差(大気開放である防火水槽と復水貯蔵槽の圧力差), 静水頭, 配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。圧力損失が大きくなる東側の接続口へ接続した場合の揚程を以下に示す。

【6号炉(東側)】

水源と移送先の圧力差		
静水頭	約	※1
ホース圧損	約	
配管及び弁類圧損	約	
合計	約	

【7号炉(東側)】

水源と移送先の圧力差		
静水頭	約	※1
ホース圧損	約	
配管及び弁類圧損	約	
合計	約	

※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。

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

以上より、復水貯蔵槽へ補給する場合の吐出圧力は6号炉は103.6mの約1.02MPa、7号炉は106.9mの約1.05MPaであり、消防法に基づく技術上の規格の内数であることから、公称値は規格値の0.85MPaとする。なお、接続先の系統圧を勘案して1.37MPa以下で運用する。

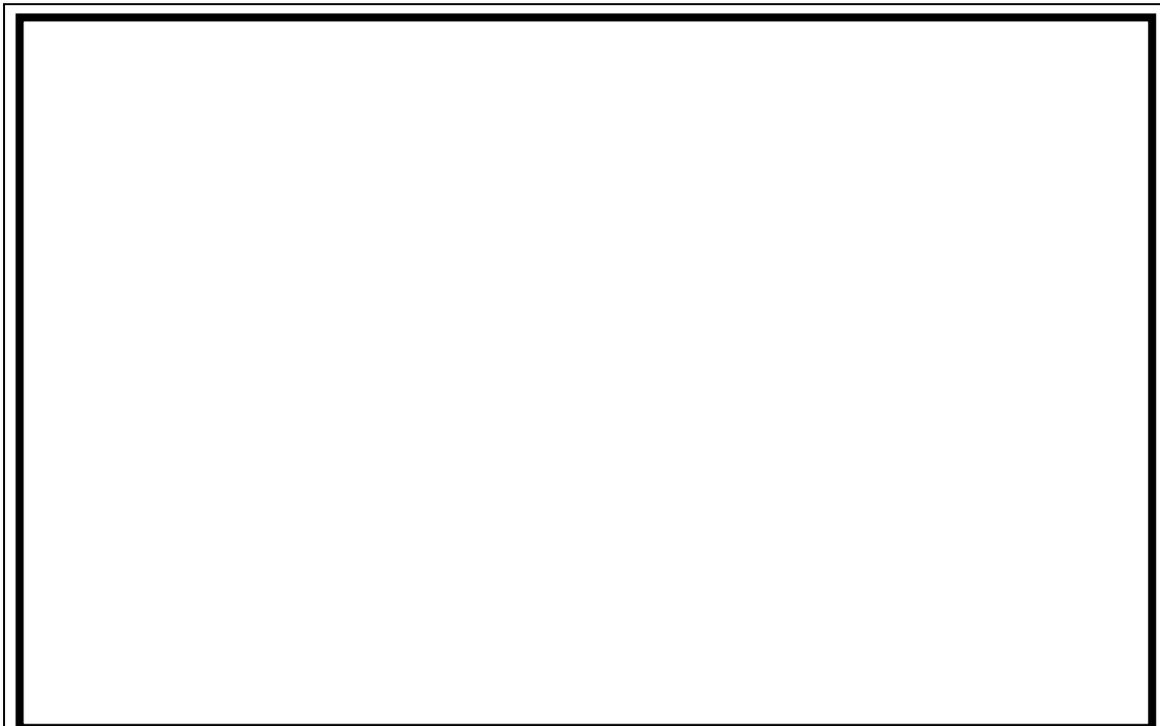


図 56-5-2 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

3. 最高使用圧力 1.37MPa

接続先である復水補給水系の最高使用圧力である 1.37MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力 約 110kW/台

水の移送設備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約 110kW とする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

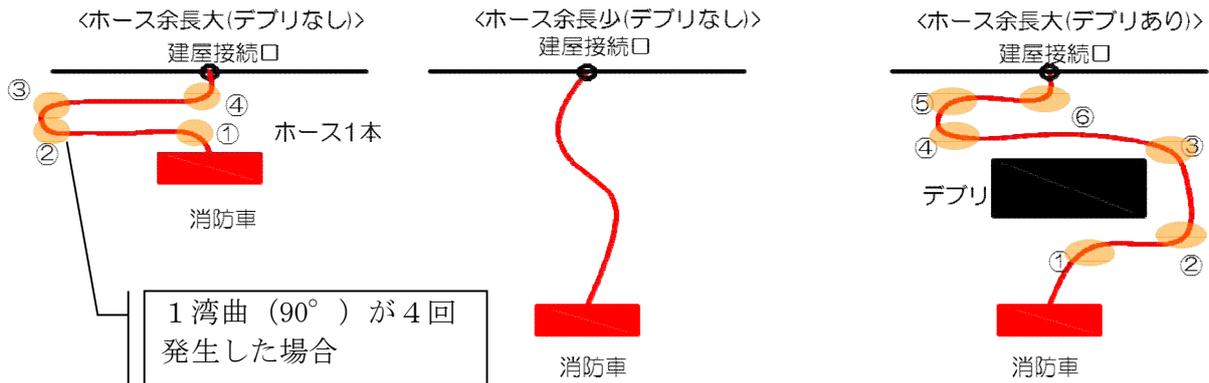


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ図）

< 1湾曲（90°）あたりの圧力損失 h_c >

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

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧上の曲率半径 1000mm90° 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

格納容器下部注水系（可搬）で使用する場合は 90m³/h であるのでホース 2 線であることから、1 線あたり 45[m³/h] = 0.75[m³/min] となる。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、 r = 管内径/2 となり、管内径 0.076m より、 $r = 0.038$ 。よって、 $A = 0.00454$ [m²]

・ 流速 $v = Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 165.1982 \text{ [m/min]} \\ &= \underline{2.7533 \text{ [m/s]} \cdots (ii)} \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める
 $h_c = f_c \cdot (v^2 / (2 \cdot g))$ より，重力加速度 $9.8 [m/s^2]$ として
 $= 0.068 \cdot (2.7533^2 / (2 \cdot 9.8))$
 $= \underline{0.026 [m]}$

名 称		サプレッション・チェンバ
容量	m ³	3600
限界圧力	MPa	0.62
限界温度	℃	200

1. 容量

サプレッション・チェンバのプール水は、重大事故等時において代替循環冷却系の復水移送ポンプの水源として使用する。代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として復水移送ポンプで原子炉注水及び格納容器スプレイを行い、その水がサプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

代替循環冷却系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、復水移送ポンプのNPSH評価であり、ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮した有効NPSHを満足することが条件となる。添付1に、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料「KK67-0052改03復水補給系を用いた代替循環冷却の成立性について（平成27年9月18日）」別紙-2で示した代替循環冷却系の復水移送ポンプのNPSH評価を示す。表1で示す通り、サプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（T. M. S. L. -1200）の状態においてNPSH評価を行っており、代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が6号炉では0.12MPa[gage]、7号炉では0.11MPa[gage]となる。よって、これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位（T. M. S. L. -1200）以上の水量が確保できていれば、代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約3600m³とする。

2. 限界圧力

格納容器限界圧力である0.62MPaとする。

3. 限界温度

格納容器限界温度である200℃とする。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH \geq 必要 NPSH)を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは、代替循環冷却系において MUWC ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。本評価では、図 1 の系統構成を想定し、サプレッション・チェンバ圧力、サプレッション・チェンバのプール水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失(残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む)により求められる有効 NPSH と、MUWC ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては、サプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

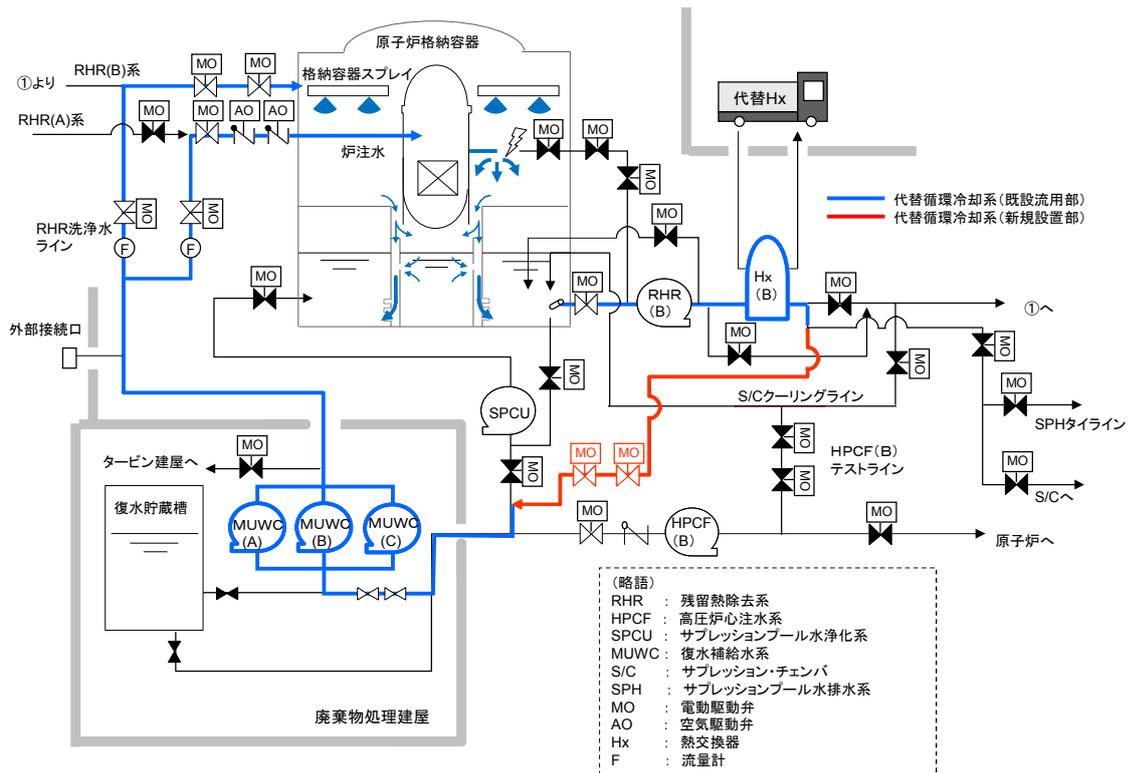


図1 代替循環冷却 系統概要図 (7号炉の例)

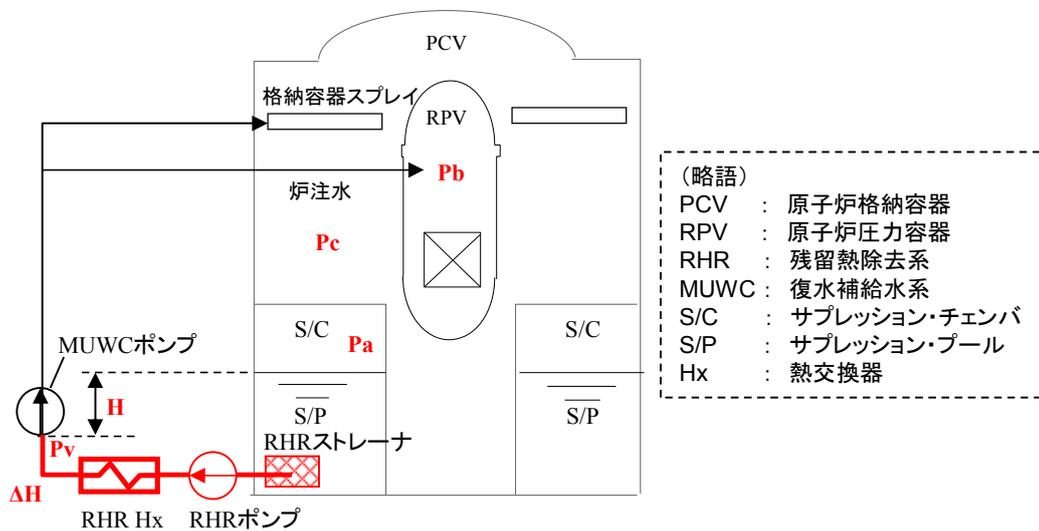


図2 NPSH 評価条件図

表 1 NPSH 評価条件

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)			S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃ を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定※) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200) とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損			□ m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値) 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量 954m ³ /h と □ m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した圧損約 □ m に余裕を見込み □ m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □ m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と □ m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した値		
—	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6 号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m³/h) に余裕を考慮した □ m³/h として保守的に評価している。

表1の条件を元に、(有効NPSH) \geq (必要NPSH) の式より、有効NPSHを満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。

【6号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。

【7号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、7号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。
上記の結果を踏まえ、サプレッション・チェンバ圧力が6号炉では $\boxed{}$ MPa 以上、7号炉では $\boxed{}$ MPa 以上の状態であればMUWCポンプの必要NPSHを満足することから、重大事故時において代替循環冷却は成立する。

56-6
接続図

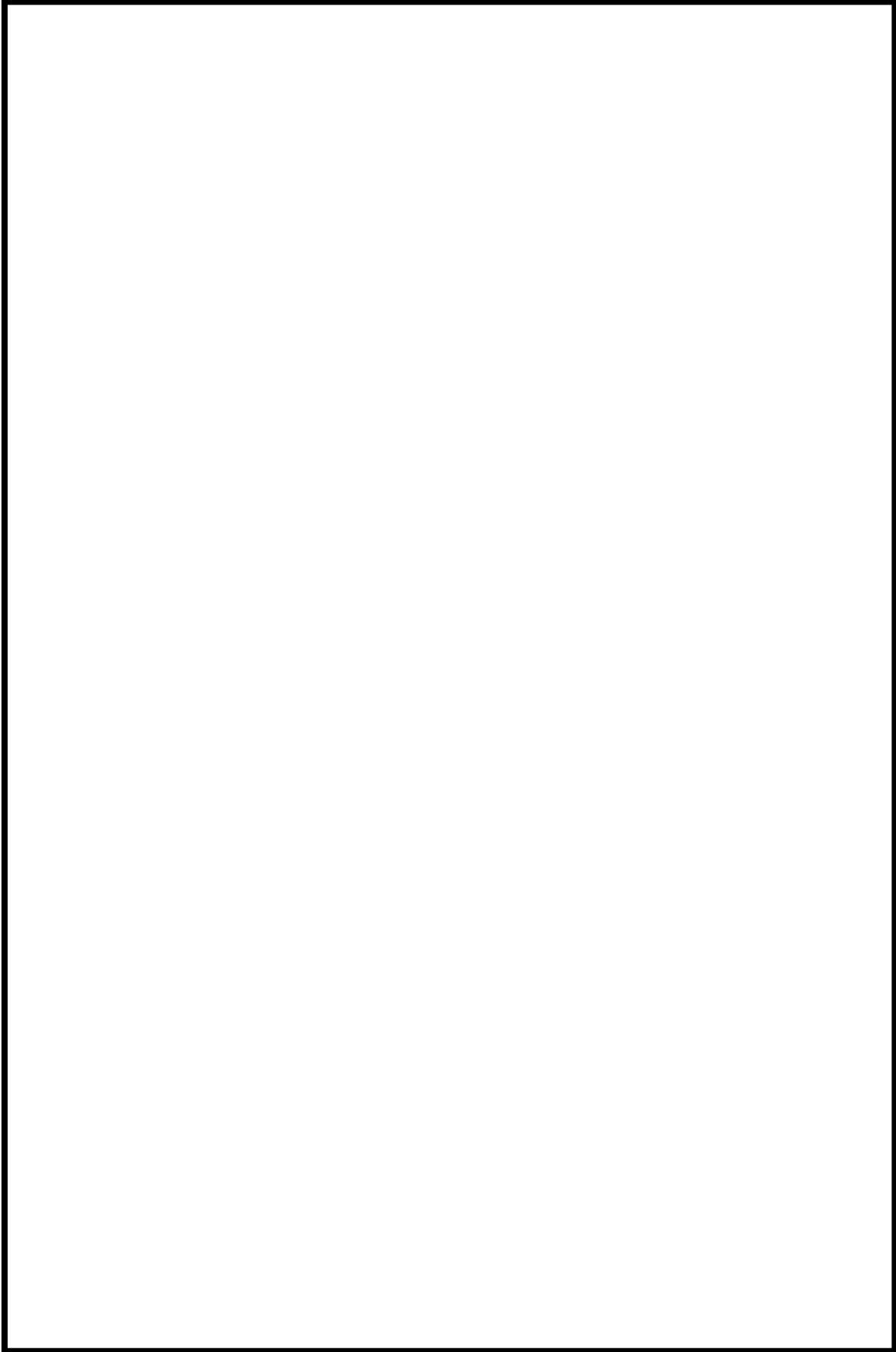


図 56-6-1 接続図 (淡水貯水池から防火水槽)

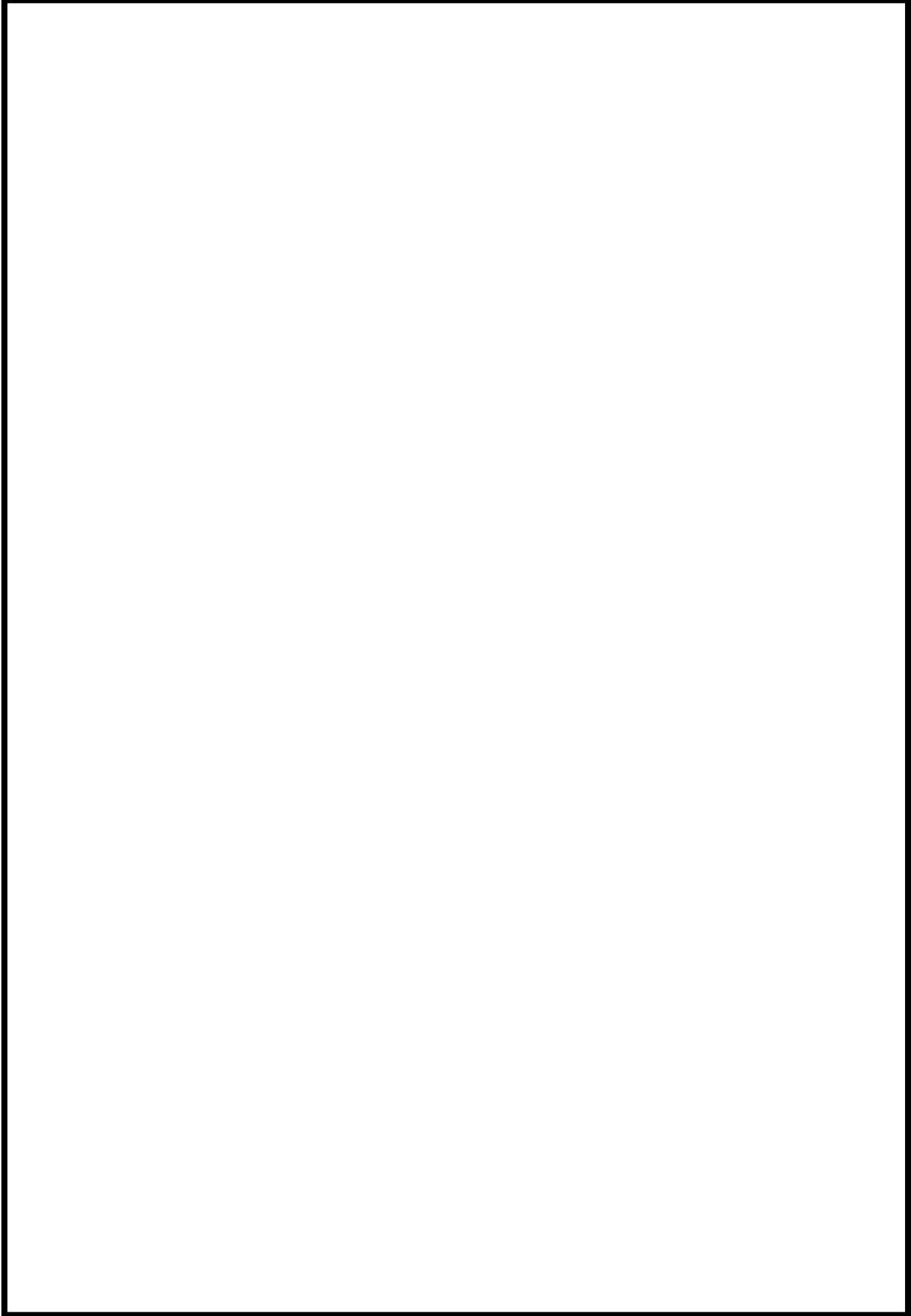


図 56-6-2 接続図 (防火水槽から海水取水ポンプ)

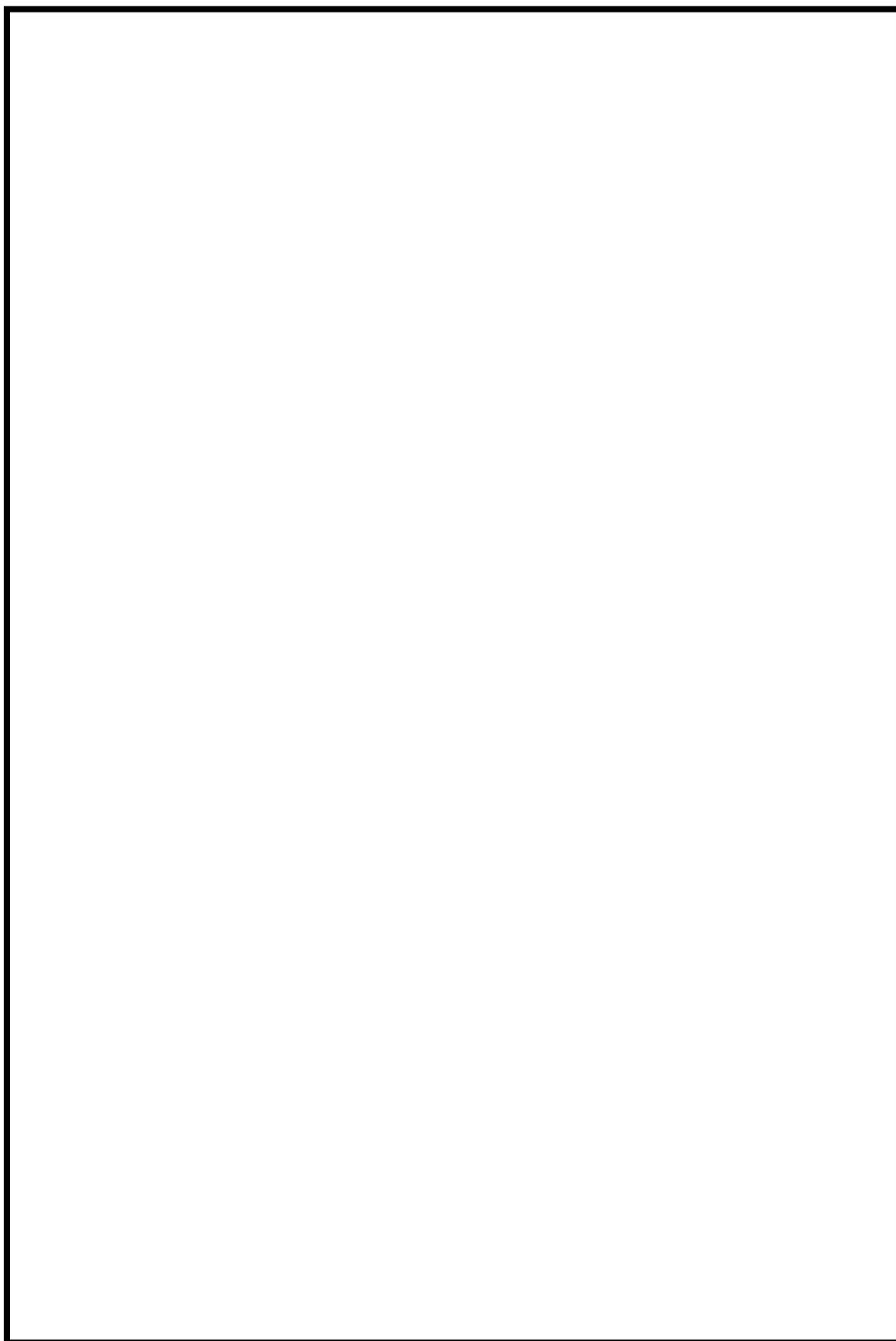


図 56-6-3 接続図 (防火水槽から復水貯蔵槽接続口)

56-7
保管場所図

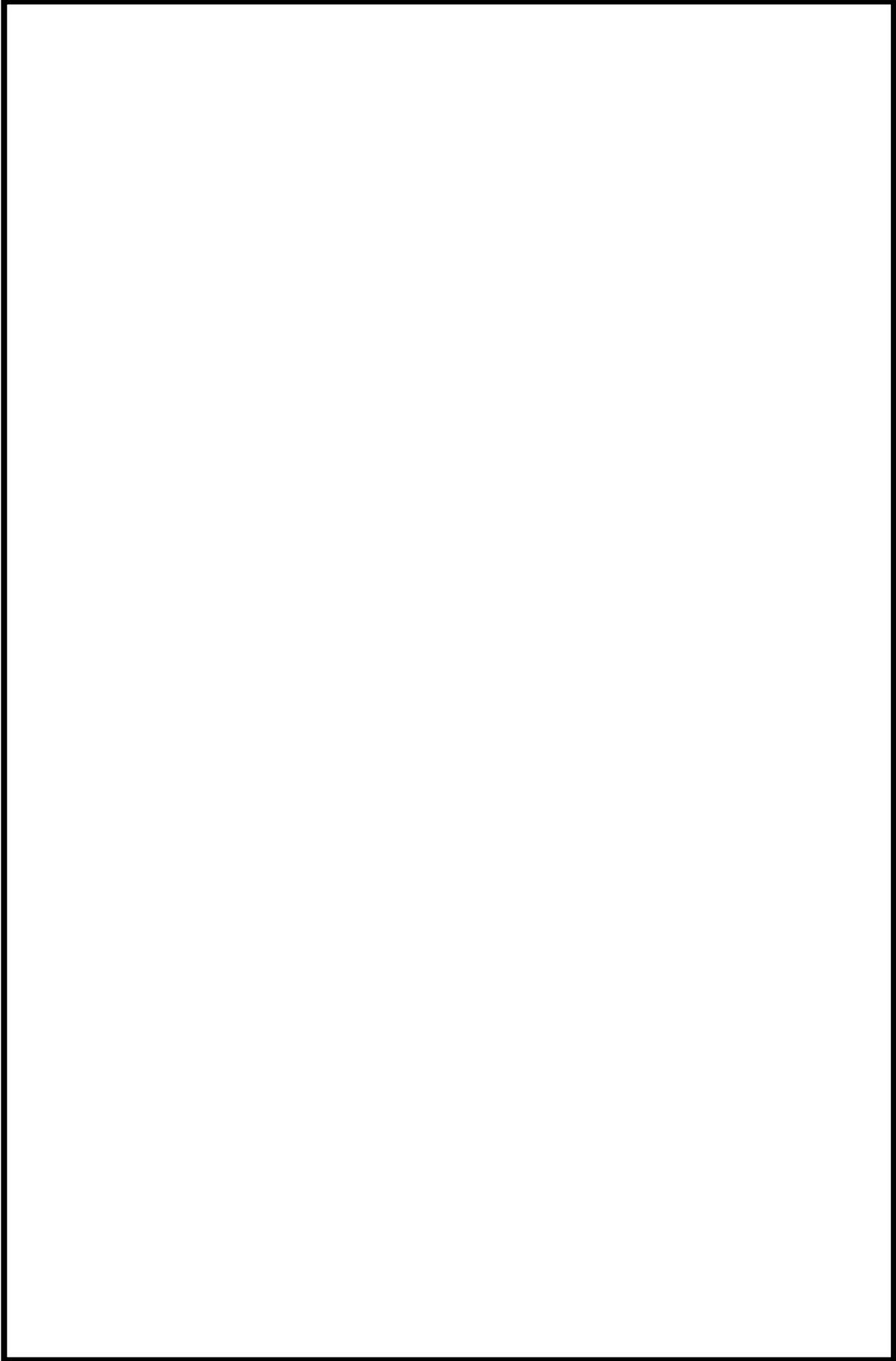


図 56-7-1 保管場所図(位置の分散)

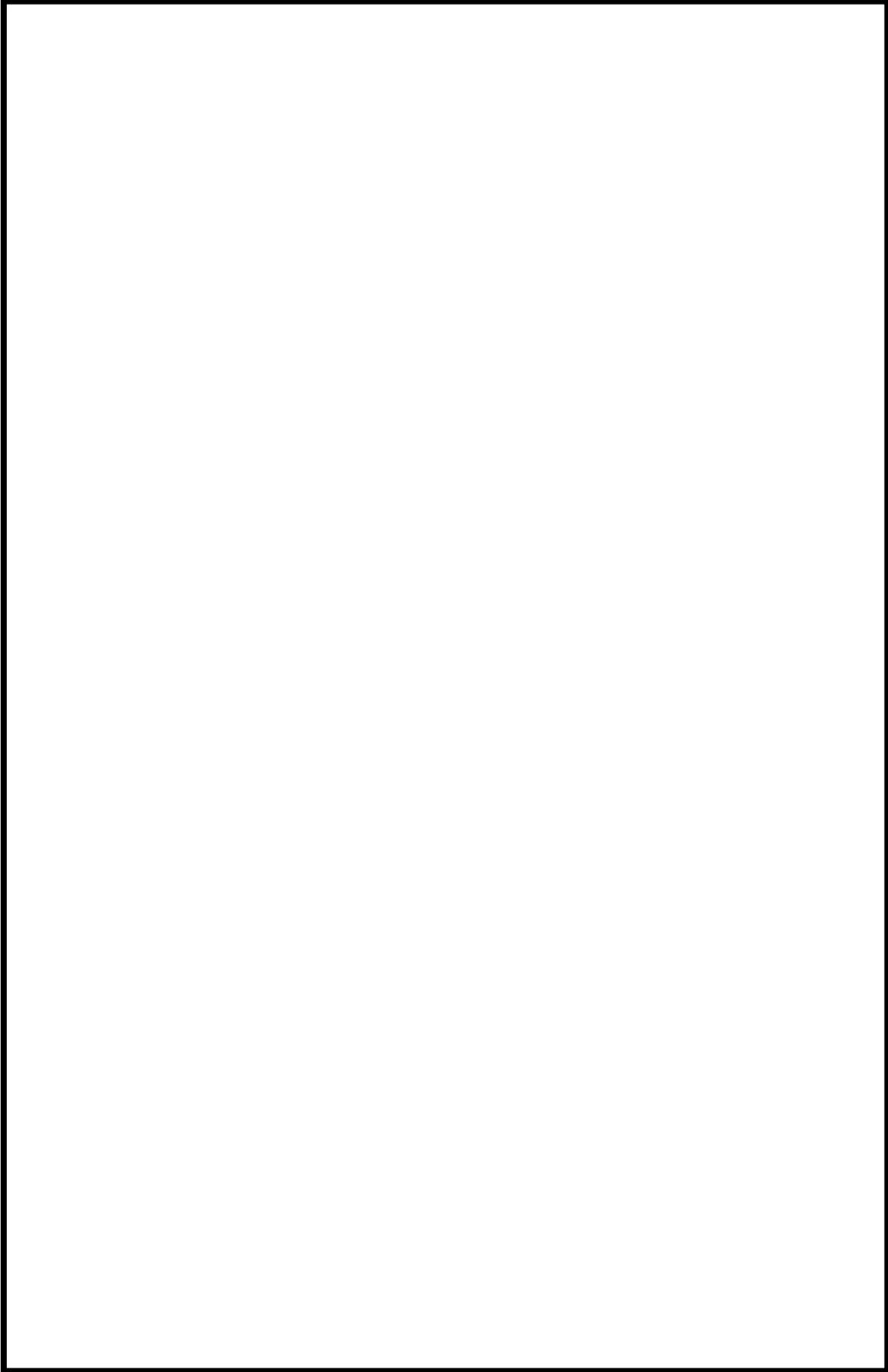


図 56-7-2 保管場所図(機器毎の配置)

56-8
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

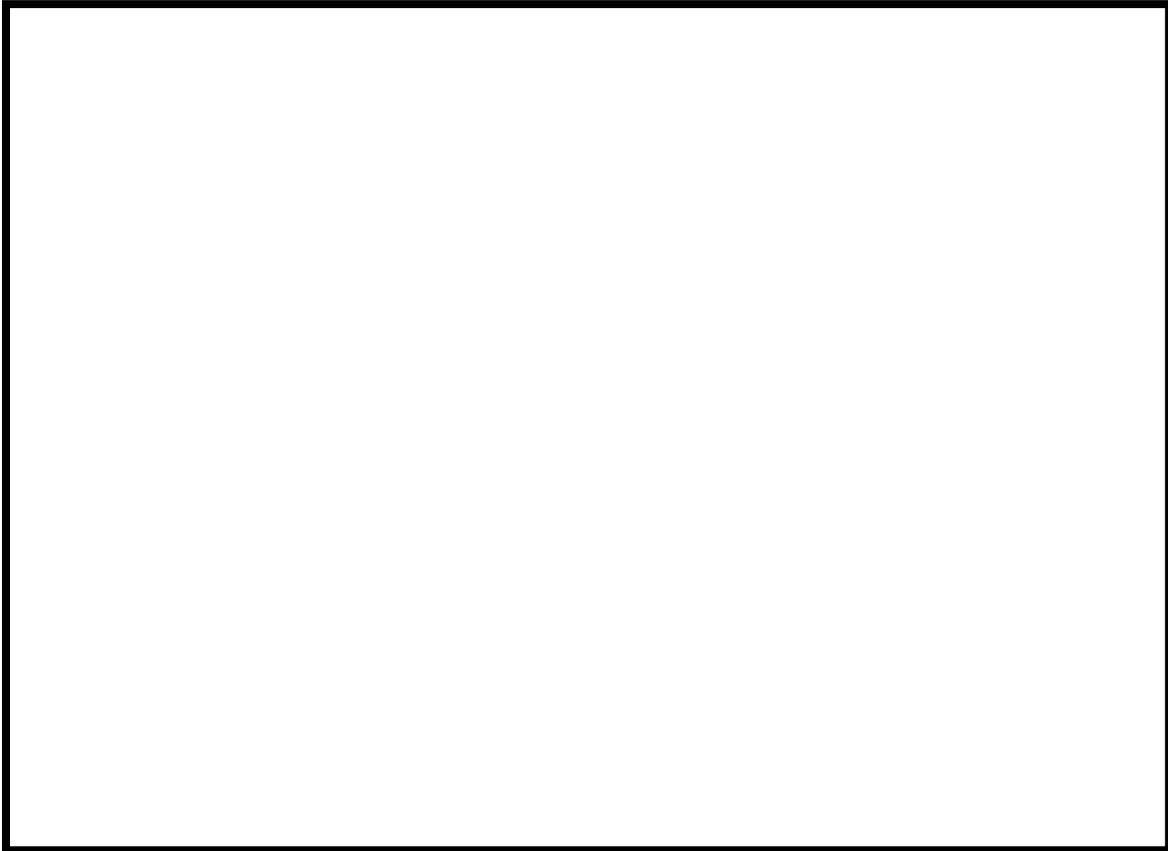


図 56-8-1 保管場所およびアクセスルート図

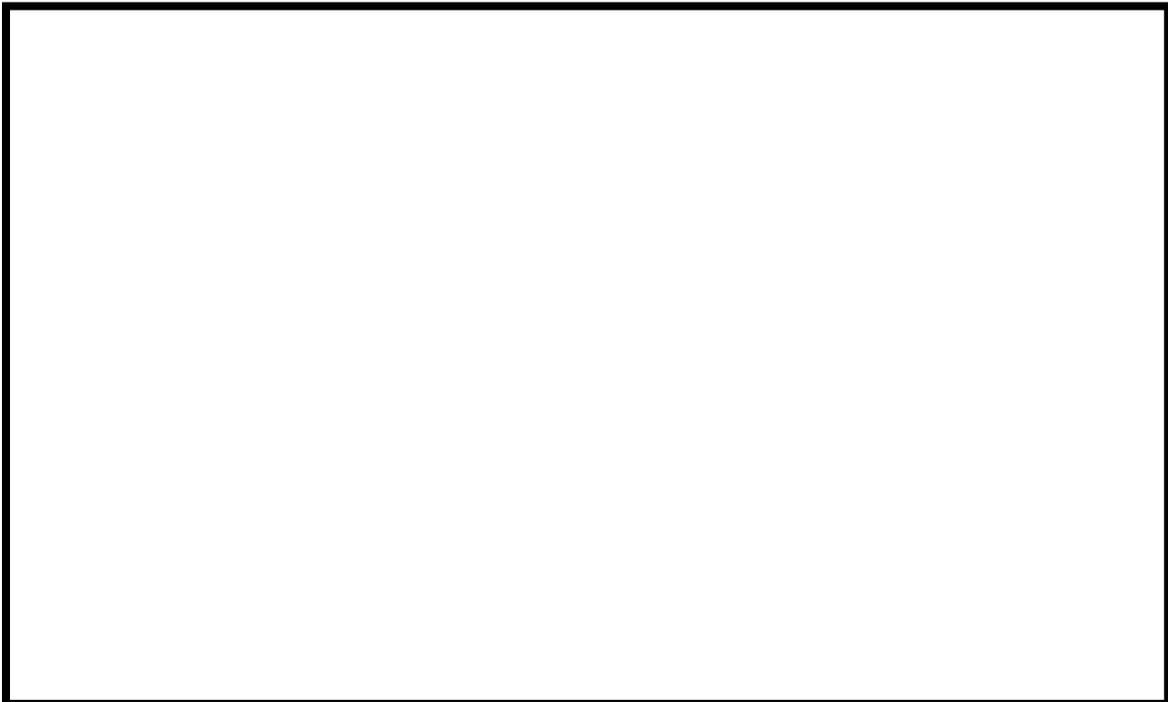


図 56-8-2 地震・津波発生時のアクセスルート



図 56-8-3 森林火災発生時のアクセスルート



図 56-8-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

56-9
その他設備

1. 代替淡水源の容量

1.1 淡水貯水池（6号及び7号炉共用）

淡水貯水池は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.1-1 容量

淡水貯水池の容量は、18,000m³とする。

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは

①【重大事故（雰囲気圧力・温度による静的負荷）】

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス（以下、「大 LOCA+ECCS 全喪失+SBO シナリオ」）

：水使用量 約 7,300m³/号炉/7日間

（代替循環冷却を使用せず W/W ベントする場合）

（なお、代替循環冷却で事象収束させる場合は 約 2,500m³/号炉）

であり、次いで

②【運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】

全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗

（ただし、交流電源復旧を 70 分後とした場合）

：水使用量 約 6,600m³/号炉/7日間

③【運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】

崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

：水使用量 約 6,400m³/号炉/7日間

である。これらの水使用量に対して、水源、移送ルート（配管）全て常設である復水貯蔵槽の貯水量約 1,700m³/号炉が枯渇する前に、可搬型の移送ルートを用いて補給する淡水源として淡水貯水池を設置する。

6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合、事故シーケンス①②③について考慮すべき組み合わせは以下の6パターンである。

[パターンA] ①（W/W ベント）+①（代替循環冷却）：水使用量 約 9,800m³

[パターンB] ①（W/W ベント）+②：水使用量 約 13,900m³

[パターンC] ①（W/W ベント）+③：水使用量 約 13,700m³

[パターンD] ②+②：水使用量 約 13,200m³

[パターンE] ②+③：水使用量 約 13,000m³

[パターンF] ③+③：水使用量 約 12,800m³

（いずれも7日間の対応を考慮した場合の水使用量）

なお、大 LOCA+ECCS 全喪失+SBO シナリオについては、仮に両号炉において同時に発生したと想定する場合でも、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を用いた事象収束が第一となる。しかしながら、必要水量の評価においては、1つの号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベント（W/W ベント）を行うことを想定するものとする。従って、上述の組み合わせにおいて考慮すべき①（W/W

ベント) の数は1号炉分までとする。

上述の組み合わせパターンのうち、最も水使用量が多いパターンはパターンBであり、その場合の水使用量は約13,900m³である。これは、復水貯蔵槽の貯水量約1,700m³/号炉に淡水貯水池の容量18,000m³を加えた淡水量を下回るものである。

なお、上述の組み合わせパターンにおける水使用量については、事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする注水・スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば、事象発生から40時間時点で切り替えに成功した場合、1号炉あたり約2,800m³減少させることができる。このような対応を可能とする対策を講じることにより、淡水貯水池の容量が有する裕度をさらに向上させていく。

1.2 防火水槽

防火水槽は重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.2-1 容量 (100m³)

防火水槽については、淡水貯水池からの補給(予備のNo.17防火水槽は除く)、及び海水からの補給が可能な設計としている。

可搬型代替注水ポンプを使用した際の最大容量147m³/h(使用済み燃料プールへのスプレイ時)に対して、防火水槽に補給する淡水貯水池からの送水ラインの容量は154m³/h、防火水槽に補給する海水取水ポンプの容量は420m³/hであり、共に防火水槽への補給量が上回っていることから、これらの補給も勘案して容量は100m³とする。

2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を提供するための自主対策設備として、淡水タンクであるろ過水タンク・純水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1. 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図 56-9-1 に示す。

純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には、純水タンクから純水ポンプを使用して復水貯蔵槽へ補給できる構成である。また、ろ過水タンク・純水タンクが健全な場合に、ホースを使用してこれら淡水タンクから防火水槽へ水が補給できると共に、淡水貯水池から淡水タンクへの補給もできる構成である。

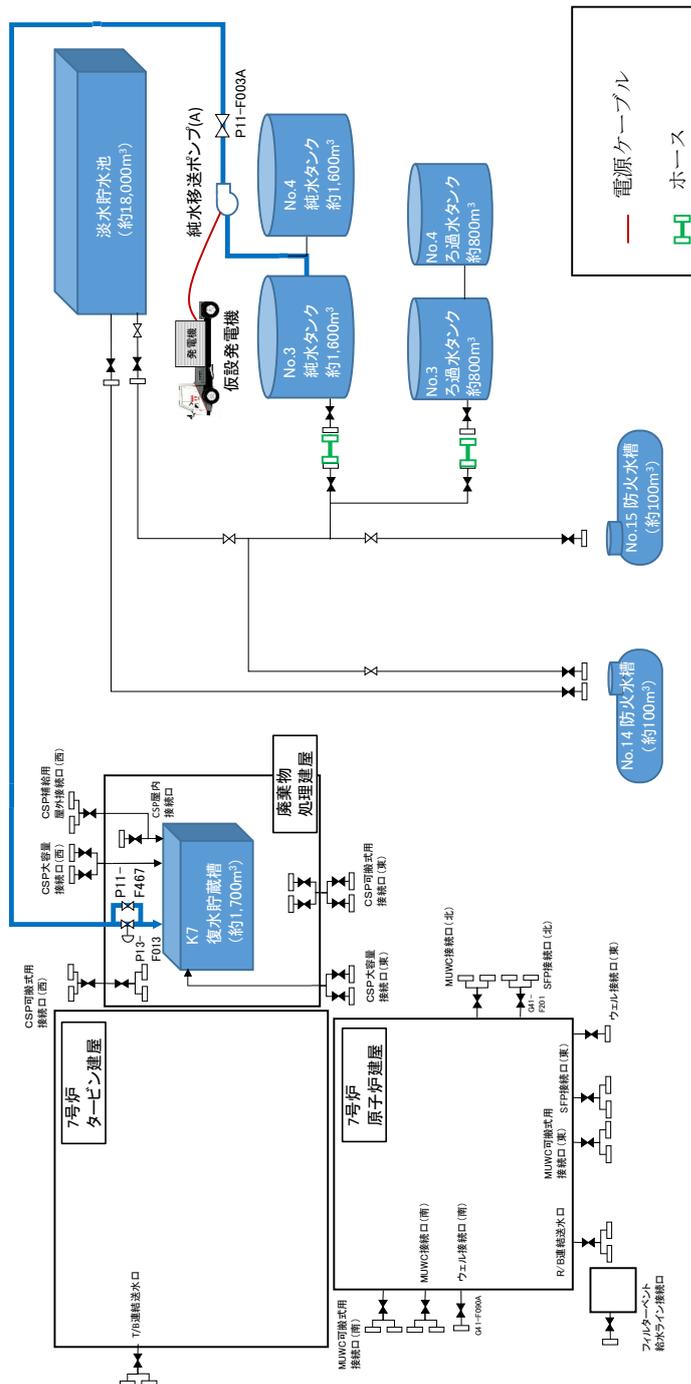


図 56-9-1 純水タンクから復水貯蔵槽への補給

3. 複数の海水取水手段の整備

3.1. 設備概要

海水を水源とし水を移送する場合，取水場所を海水取水路からだけでなく護岸から，又，取水ポンプを海水取水ポンプだけでなく可搬型代替注水ポンプから取水することで，多様性を持った設計とする。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。概要図を図 56-9-2 に示す。

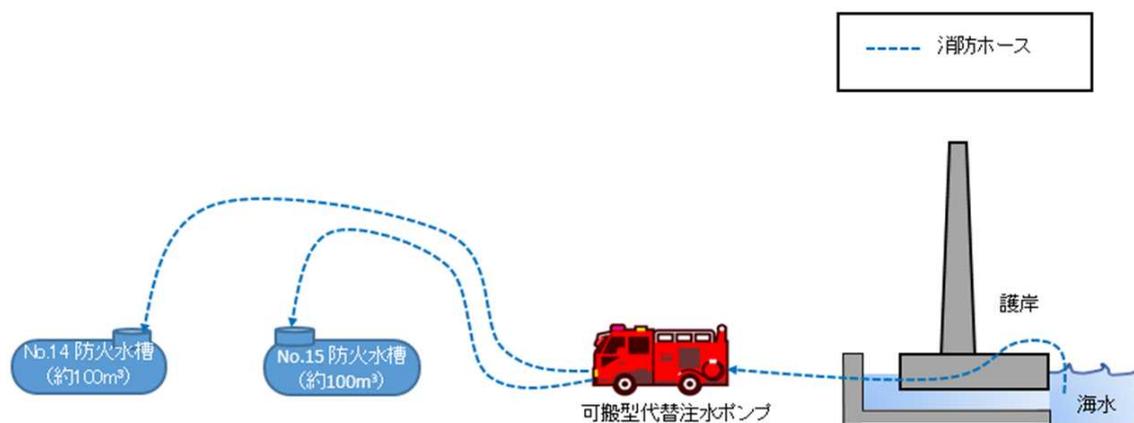


図 56-9-2 可搬型代替注水ポンプを用いた海水の取水

56-10

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、下表の通り整理する。

表 56-10-1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
復水補給水系常／非常用連絡管1次止め弁	復水貯蔵槽常用／非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常／非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系常／非常用連絡管2次止め弁	復水貯蔵槽常用／非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常／非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
CSP外部注水ライン東側注入弁(A)	6号機CSP外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F1001	7号機CSP外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F036A
CSP外部注水ライン東側注入弁(B)	6号機CSP外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F1002	7号機CSP外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F036B
CSP外部注水ライン西側注入弁(A)	6号機CSP外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F1007	7号機CSP外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F041A
CSP外部注水ライン西側注入弁(B)	6号機CSP外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F1008	7号機CSP外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F041B

また、参考として共用設備である代替淡水源に関する弁リストを以下に示す。

(参考表) 共用設備の弁名称と弁番号について

共用	
弁名称	弁番号
淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁	P17-F2002
淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁	P17-F2010
淡水貯水池大湊側第一送水ライン No. 15 防火水槽供給弁	P17-F2007
淡水貯水池大湊側第一送水ライン No. 14 防火水槽供給弁	P17-F2005
淡水貯水池大湊側第二送水ライン No. 14 防火水槽供給弁	P17-F2011