

45 条 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

目次

- 45-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 45-2 単線結線図
- 45-3 配置図
- 45-4 系統図
- 45-5 試験及び検査
- 45-6 容量設定根拠
- 45-7 その他設備
- 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
- 45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

45-1

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		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		45-3 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		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		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			高圧炉心注水系ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第 4 3 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	-		

45-2
単線結線図

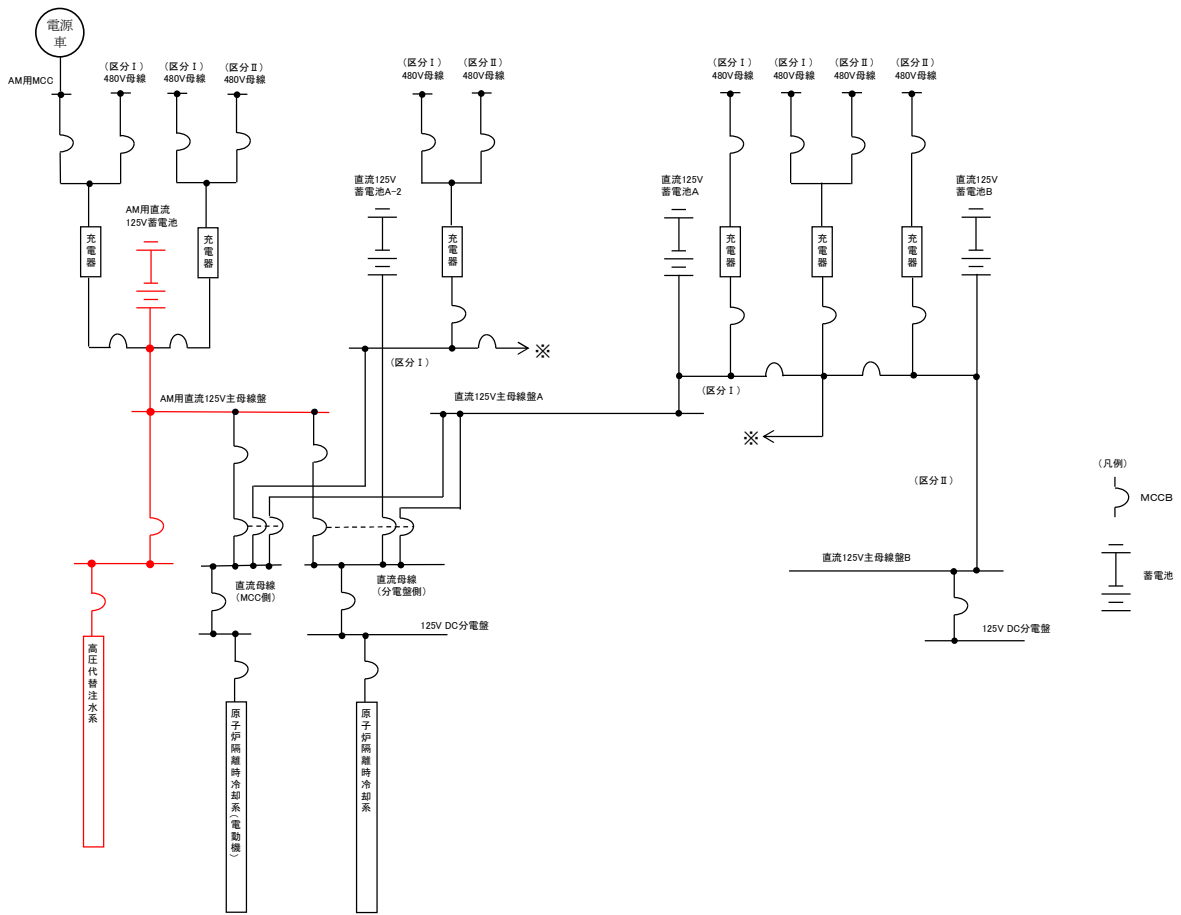


図1 6号炉 高压代替注水系 単線結線図

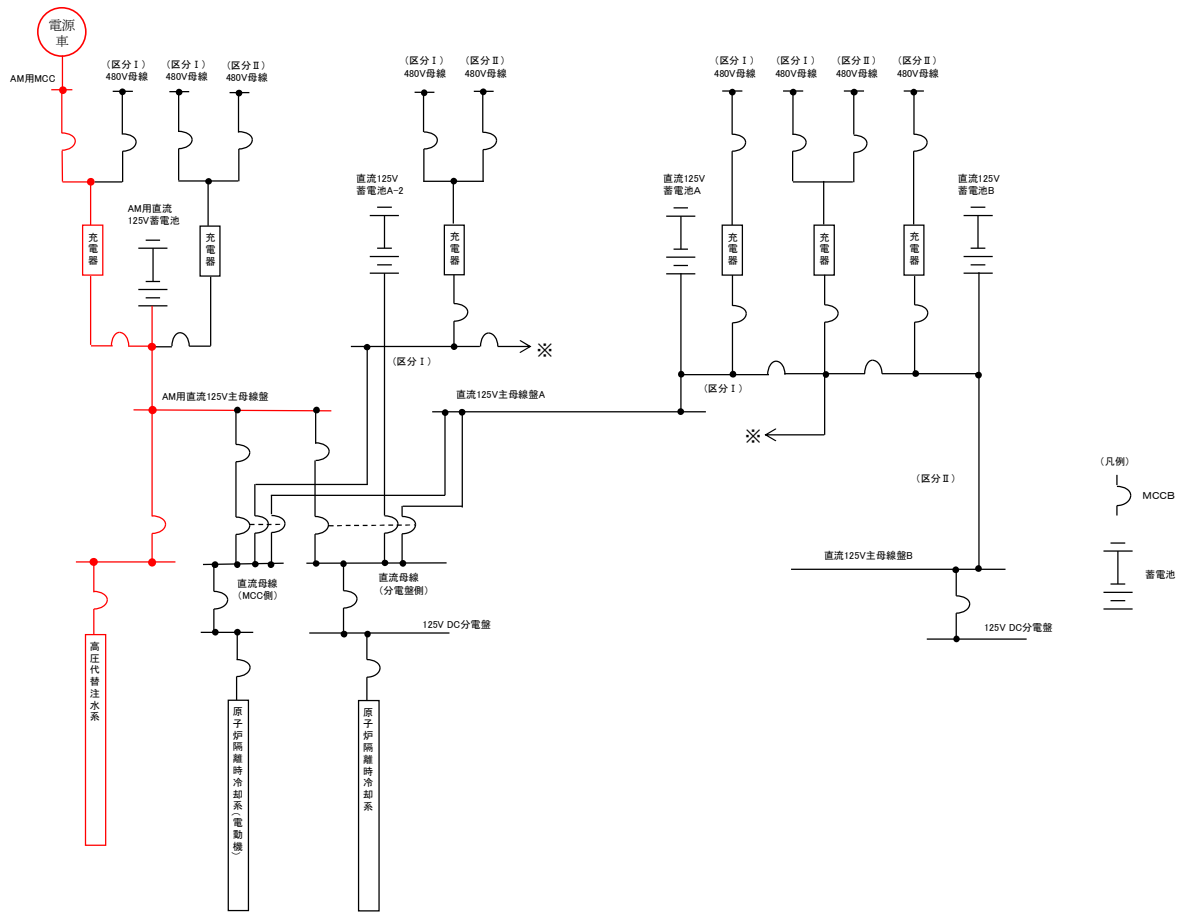


図2 6号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

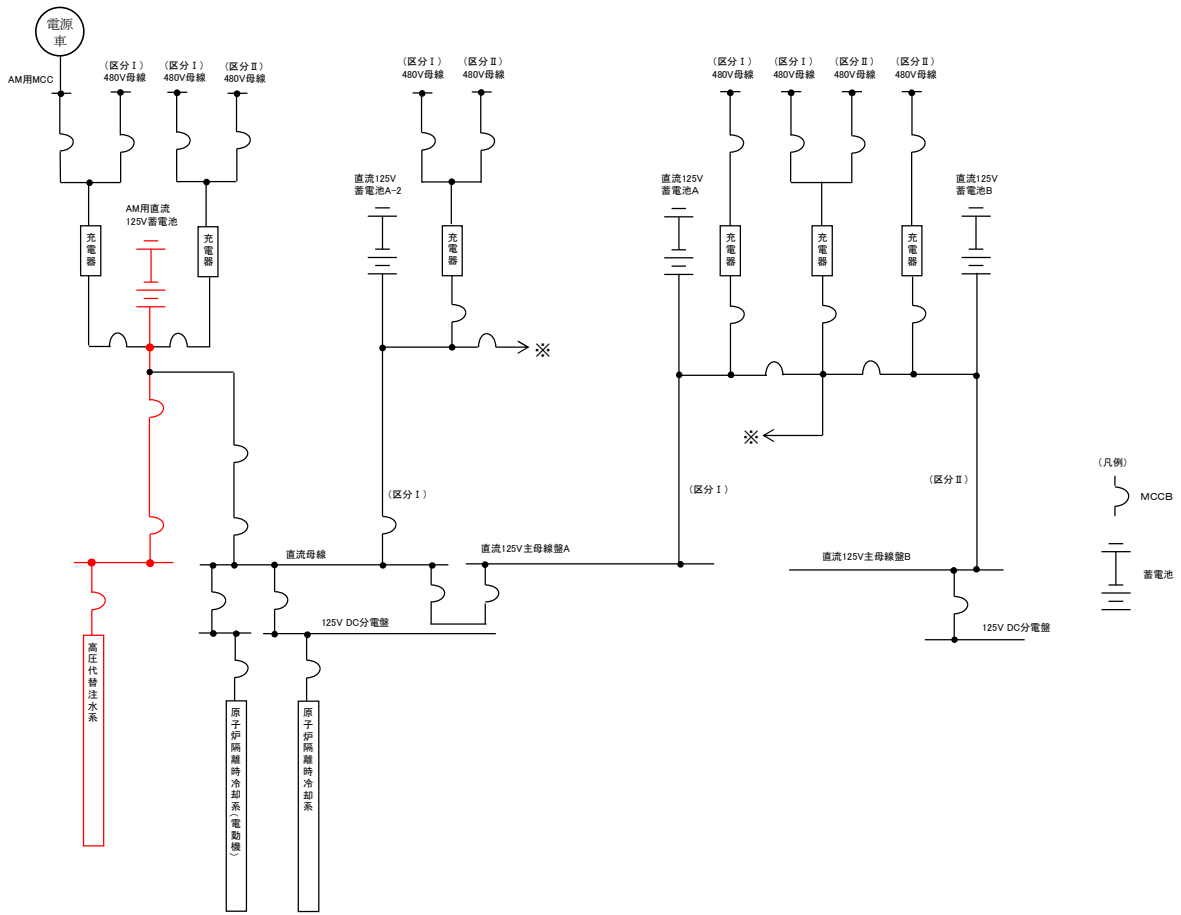


图3 7号炉 高压代替注水系 单线结线图

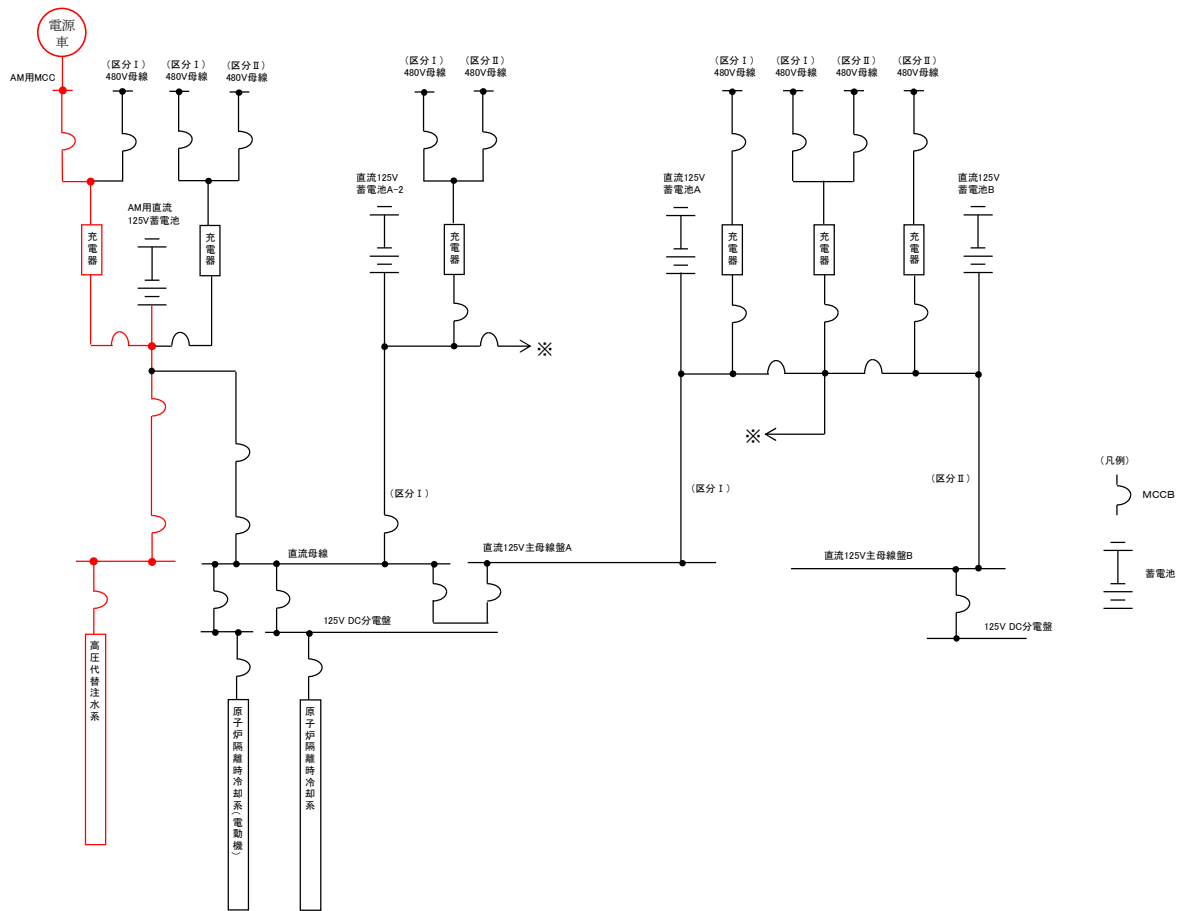


図4 7号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

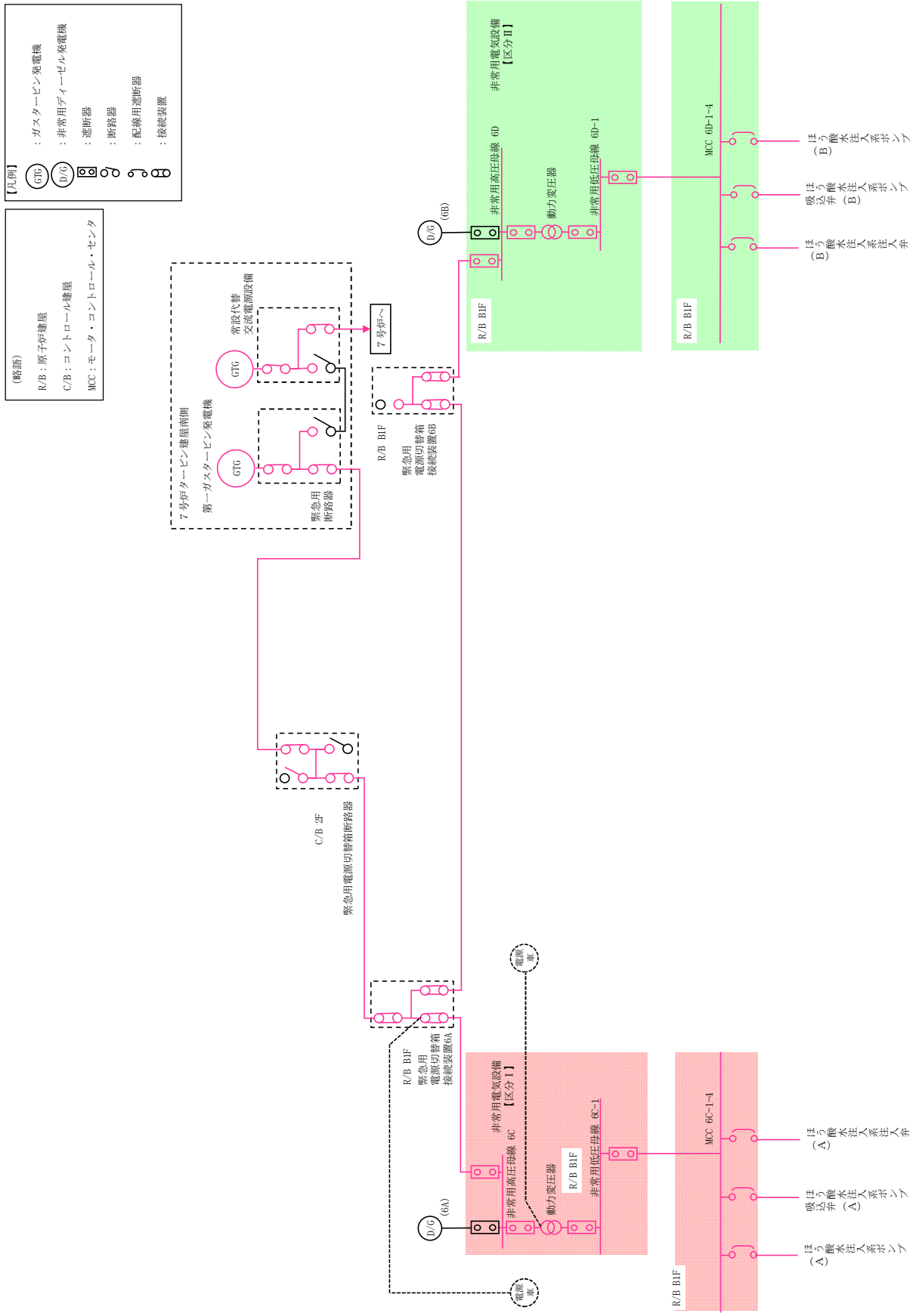


図5 6号炉 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図

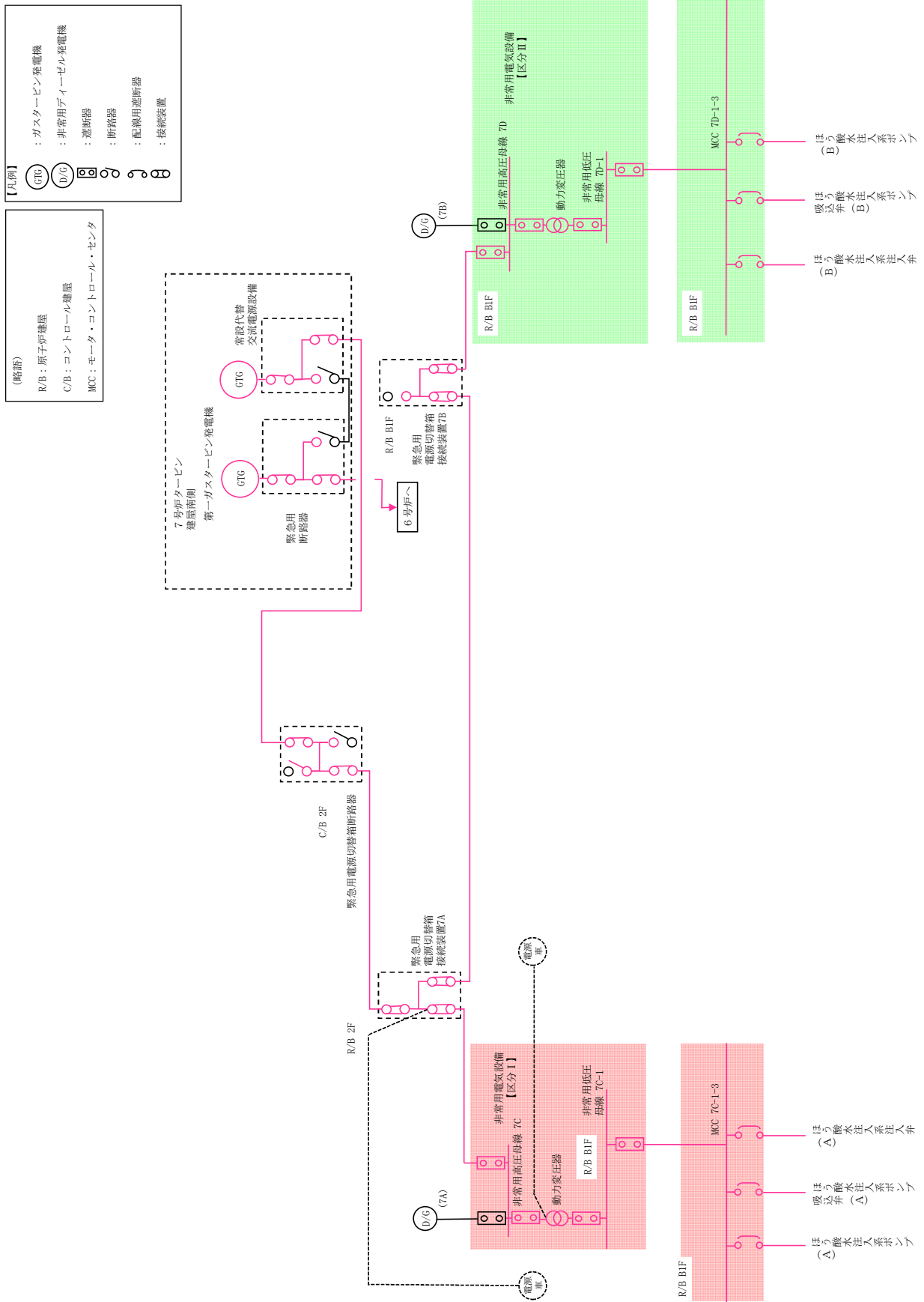




図6 7号炉 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図

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。

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

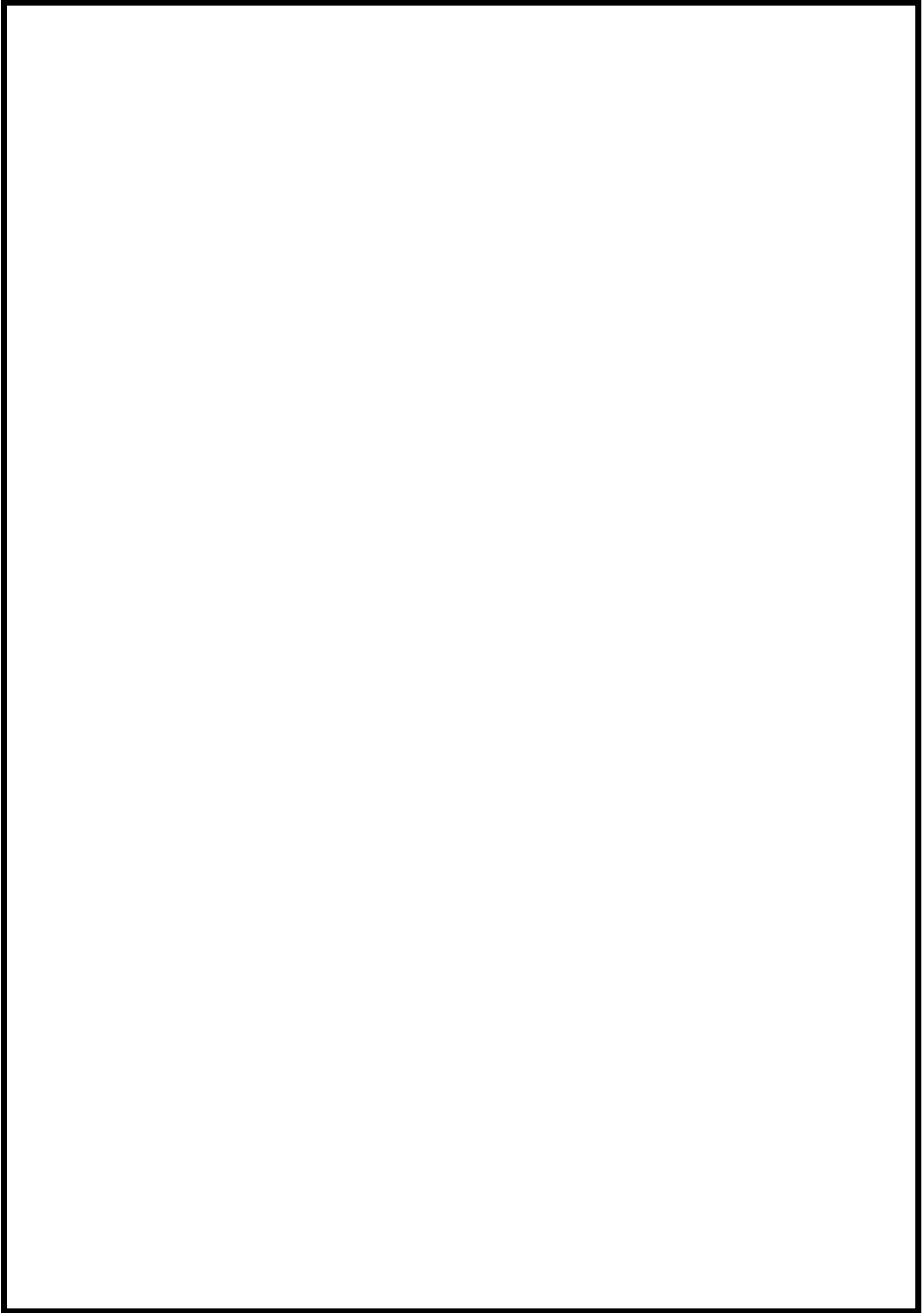


図 1 6 / 7 号炉高压代替注水系の配置図 (中央制御室操作スイッチ)

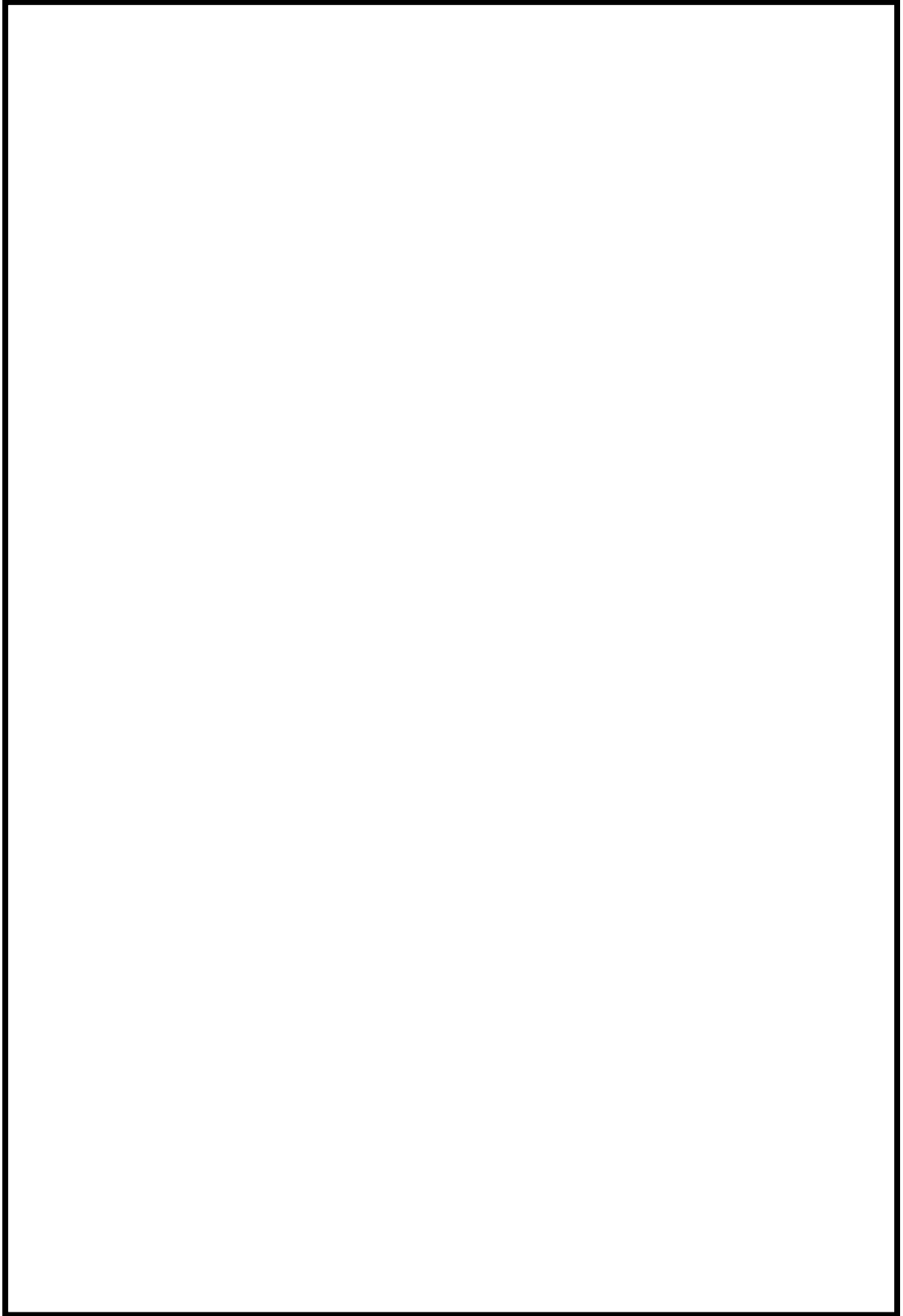


図 2 6号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

図3 6号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

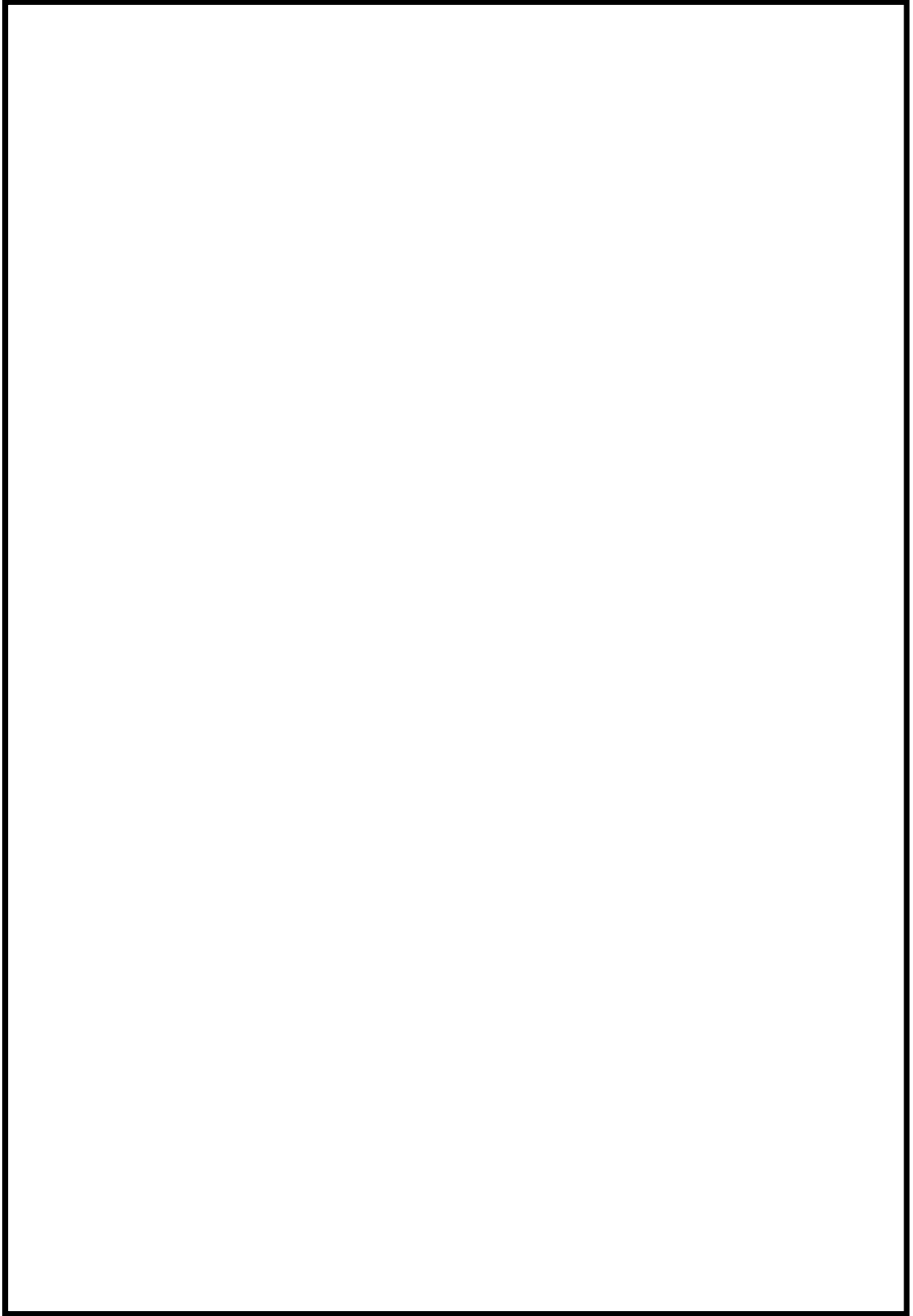


図 4 6号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

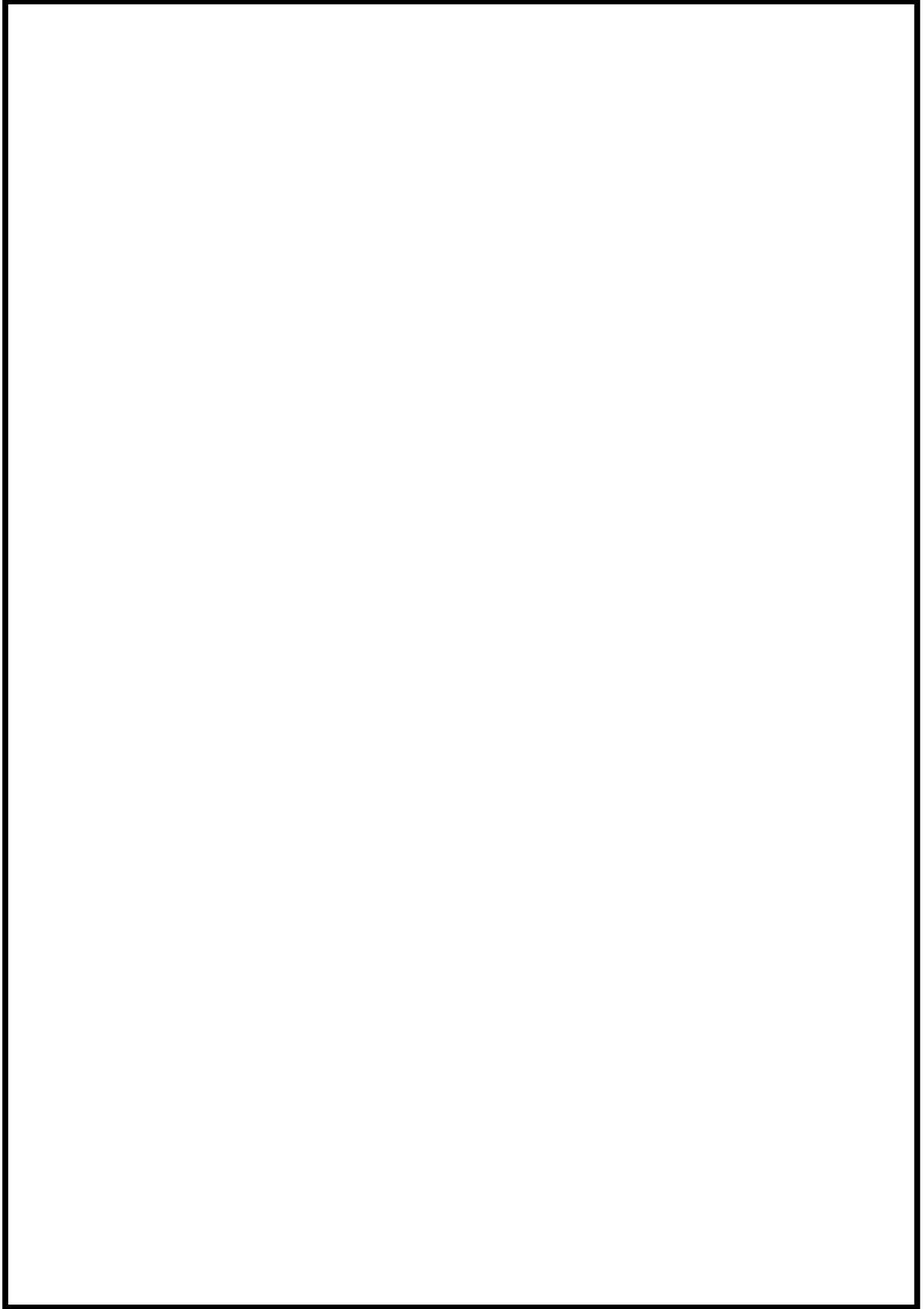


図 5 7号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

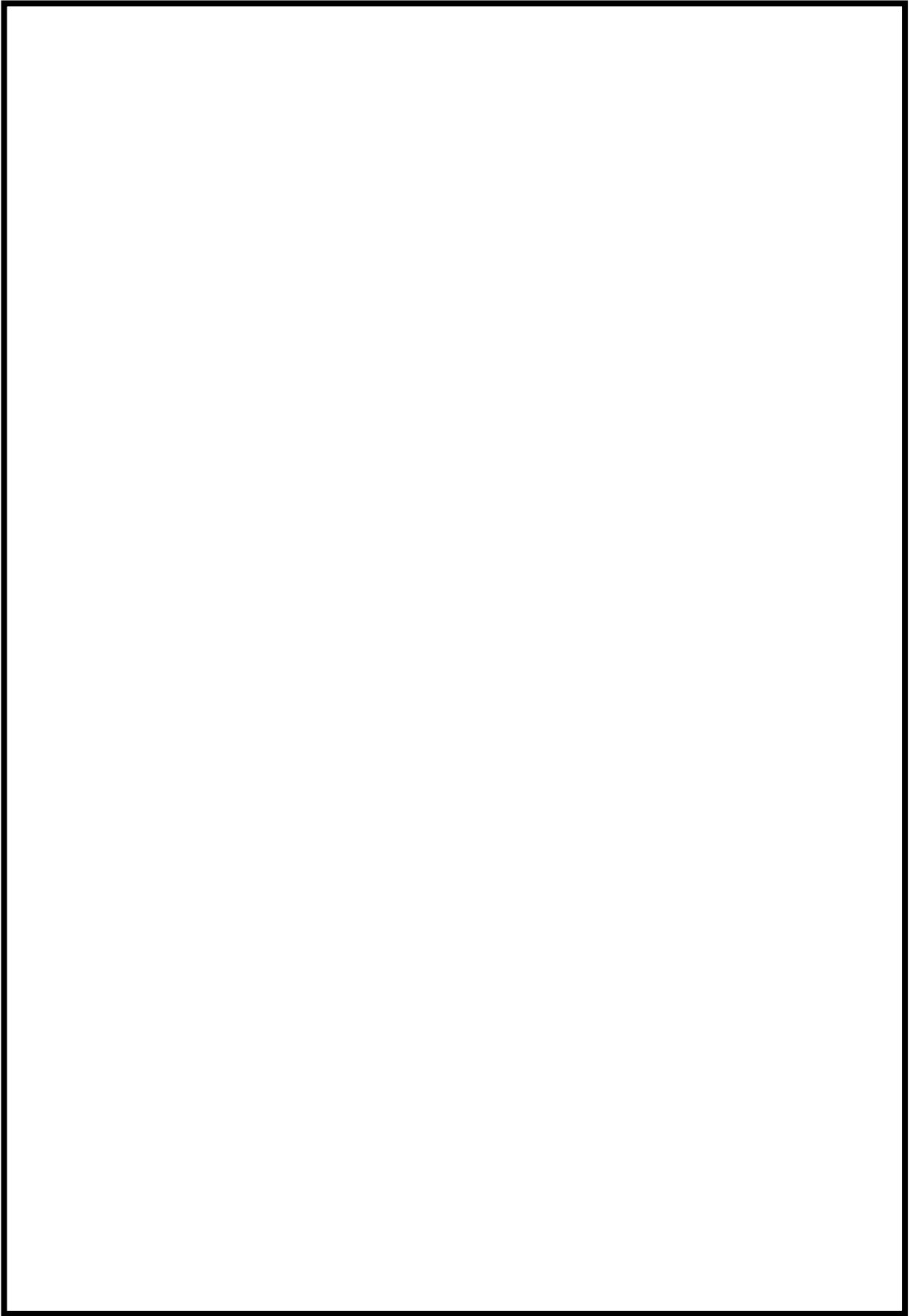


図 6 7号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

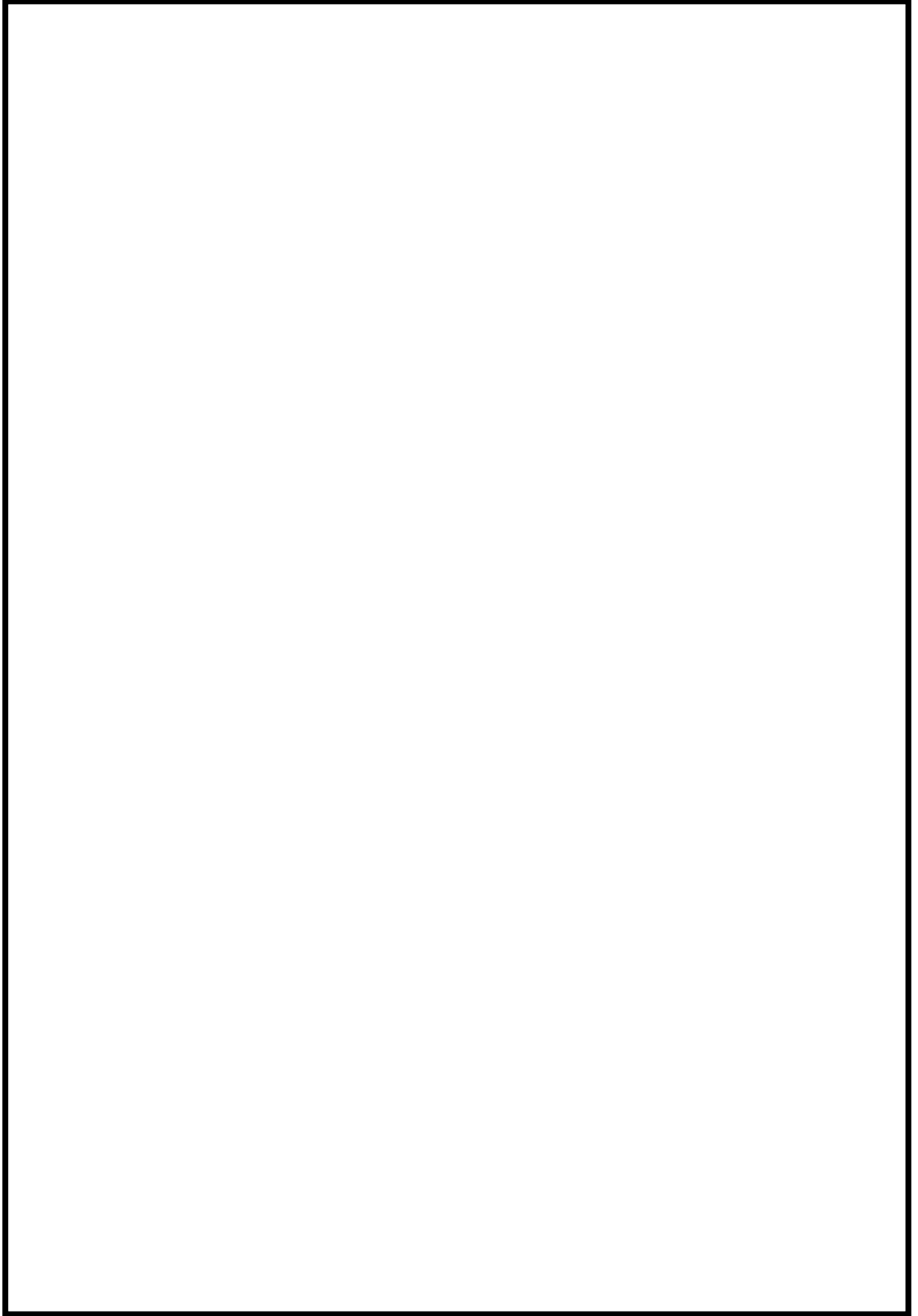


図 7 7号炉 高压代替注水系の配置図 (操作対象弁)

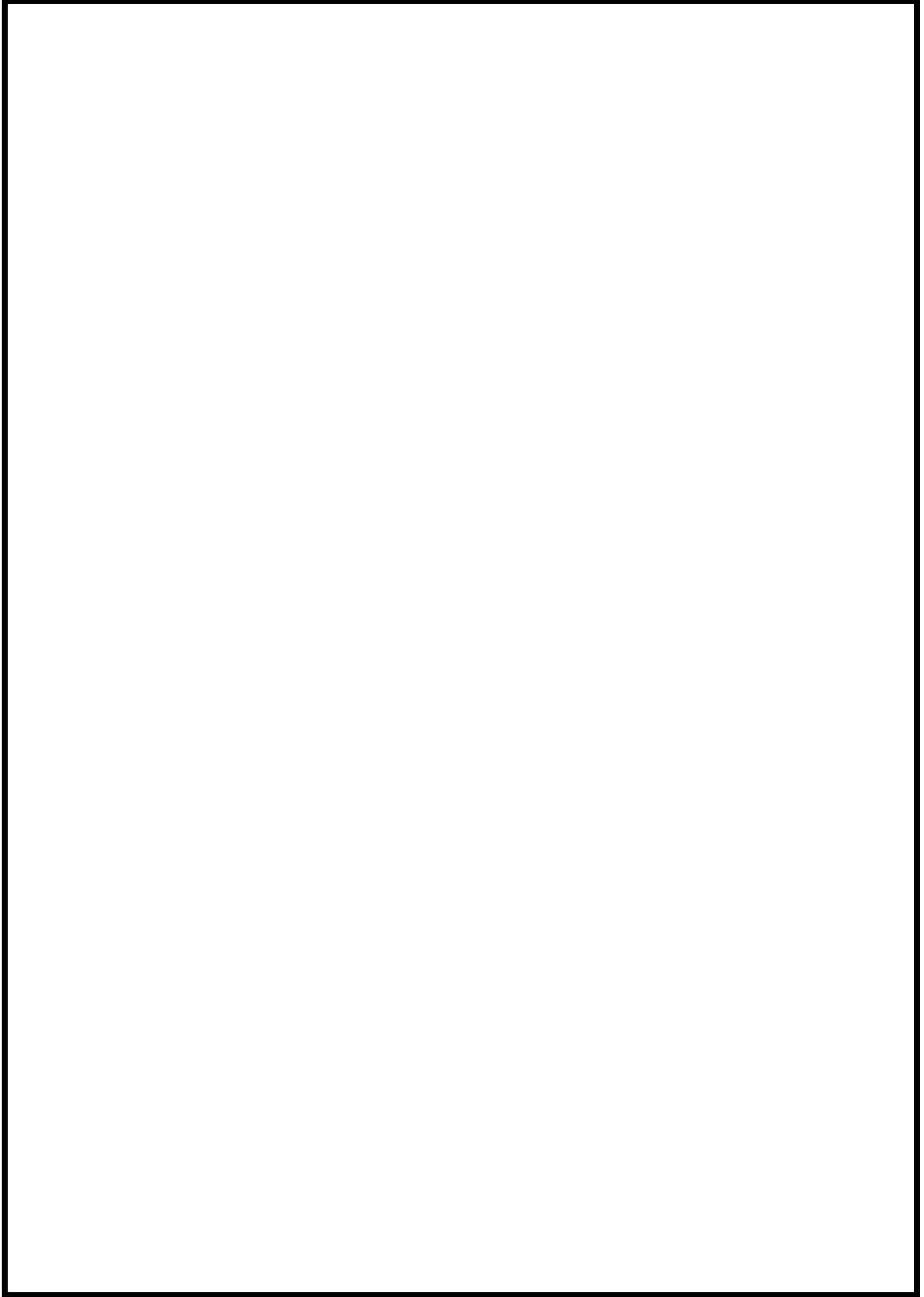


図8 7号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

45-4
系統図

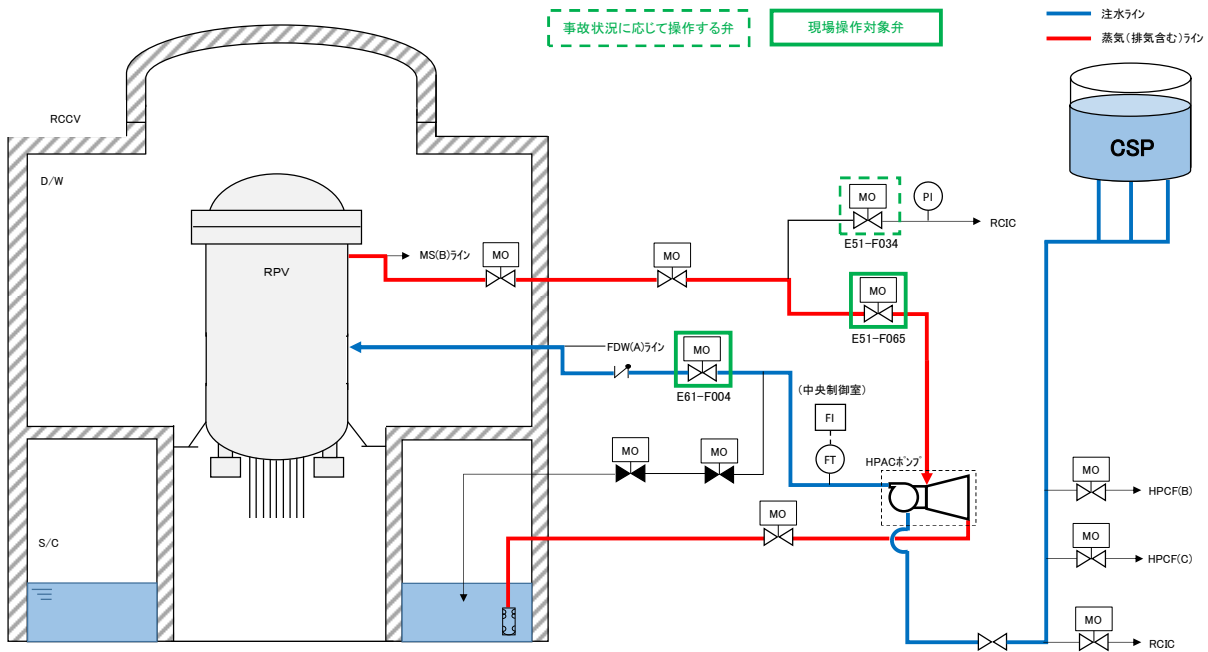


図 1 高圧代替注水系（7号炉の例）系統概要

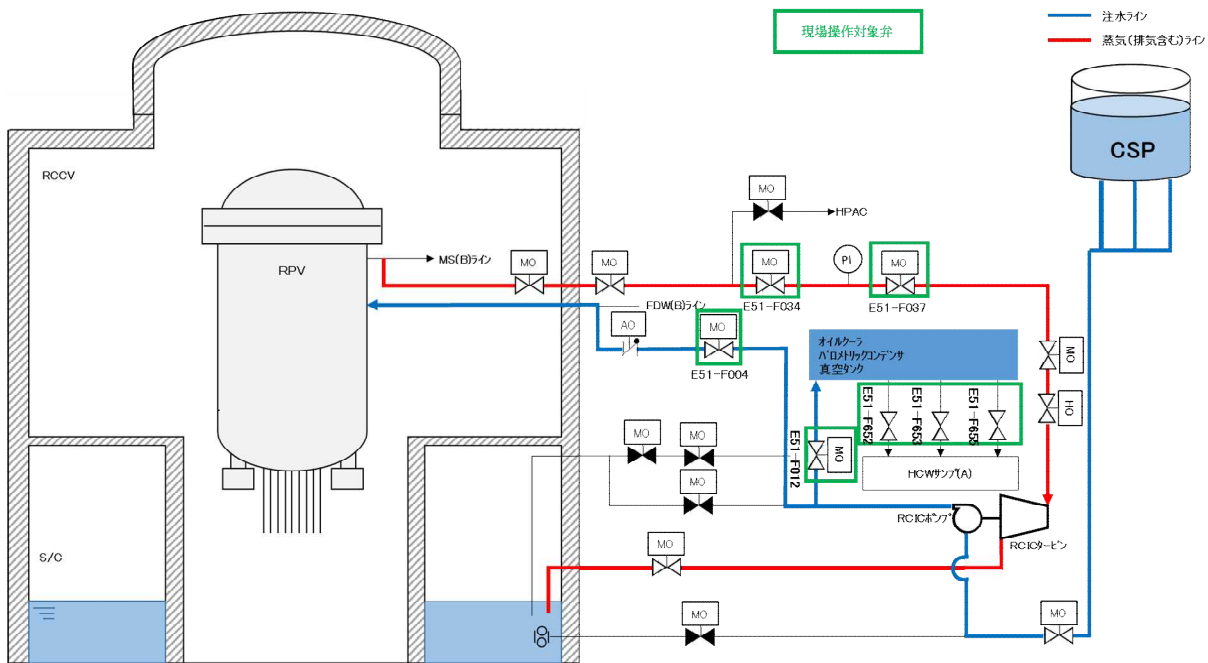


図 2 原子炉隔離時冷却系（7号炉の例）系統概要

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。

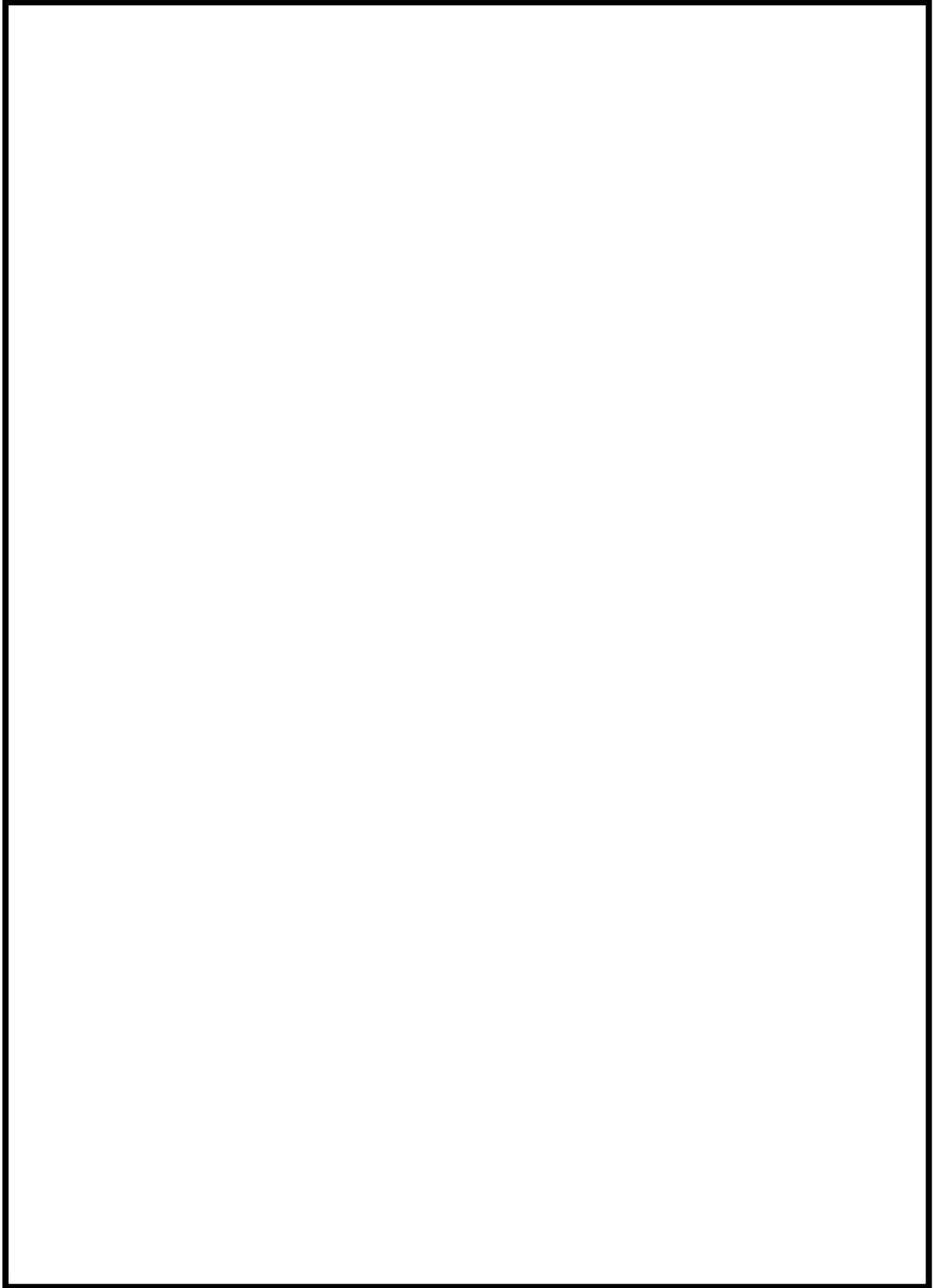


図 1 高压代替注水系運転性能検査系統図（6号炉）

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。

6

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。

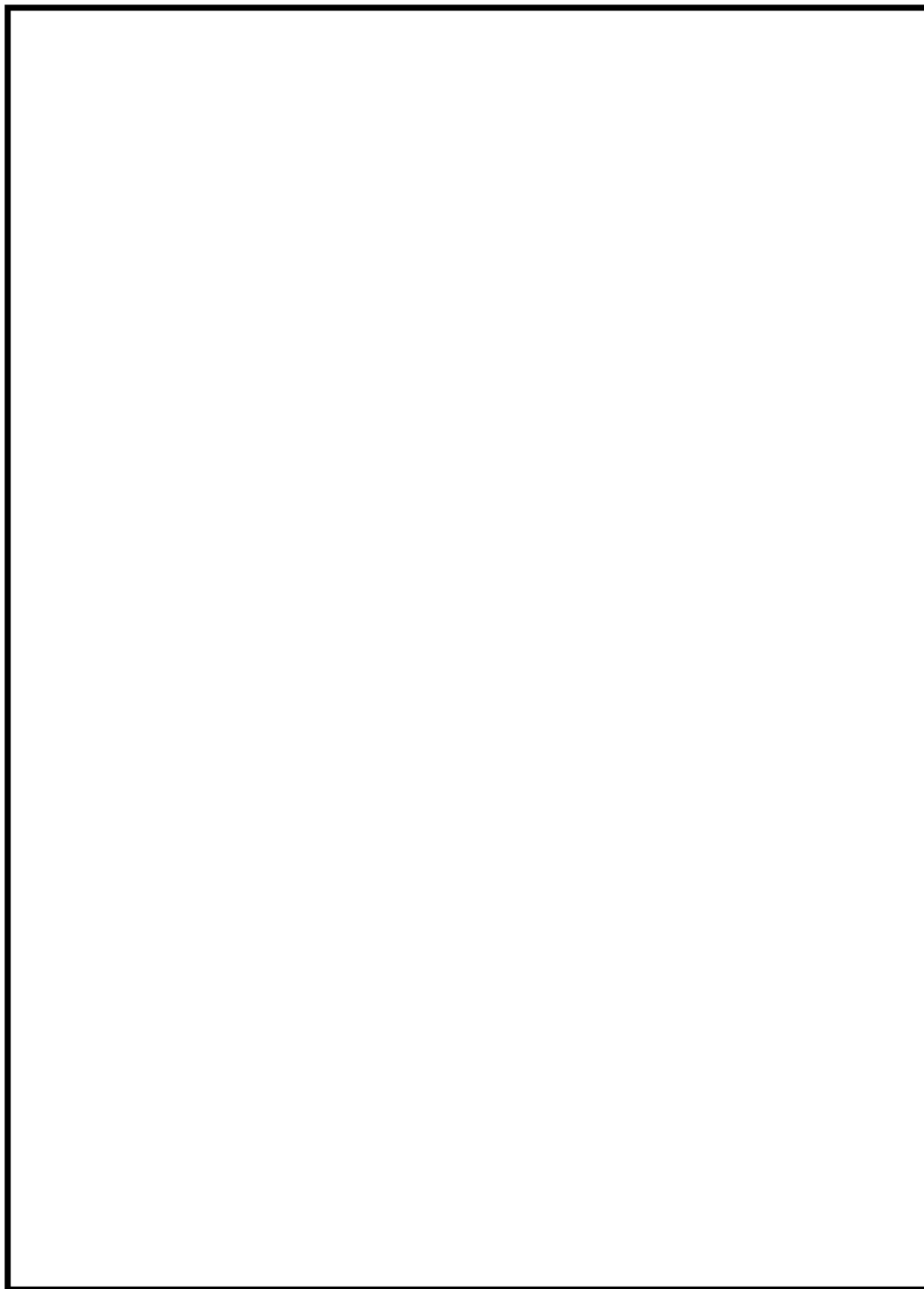


図 3 高圧代替注水系運転性能検査系統図（7号炉）

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。

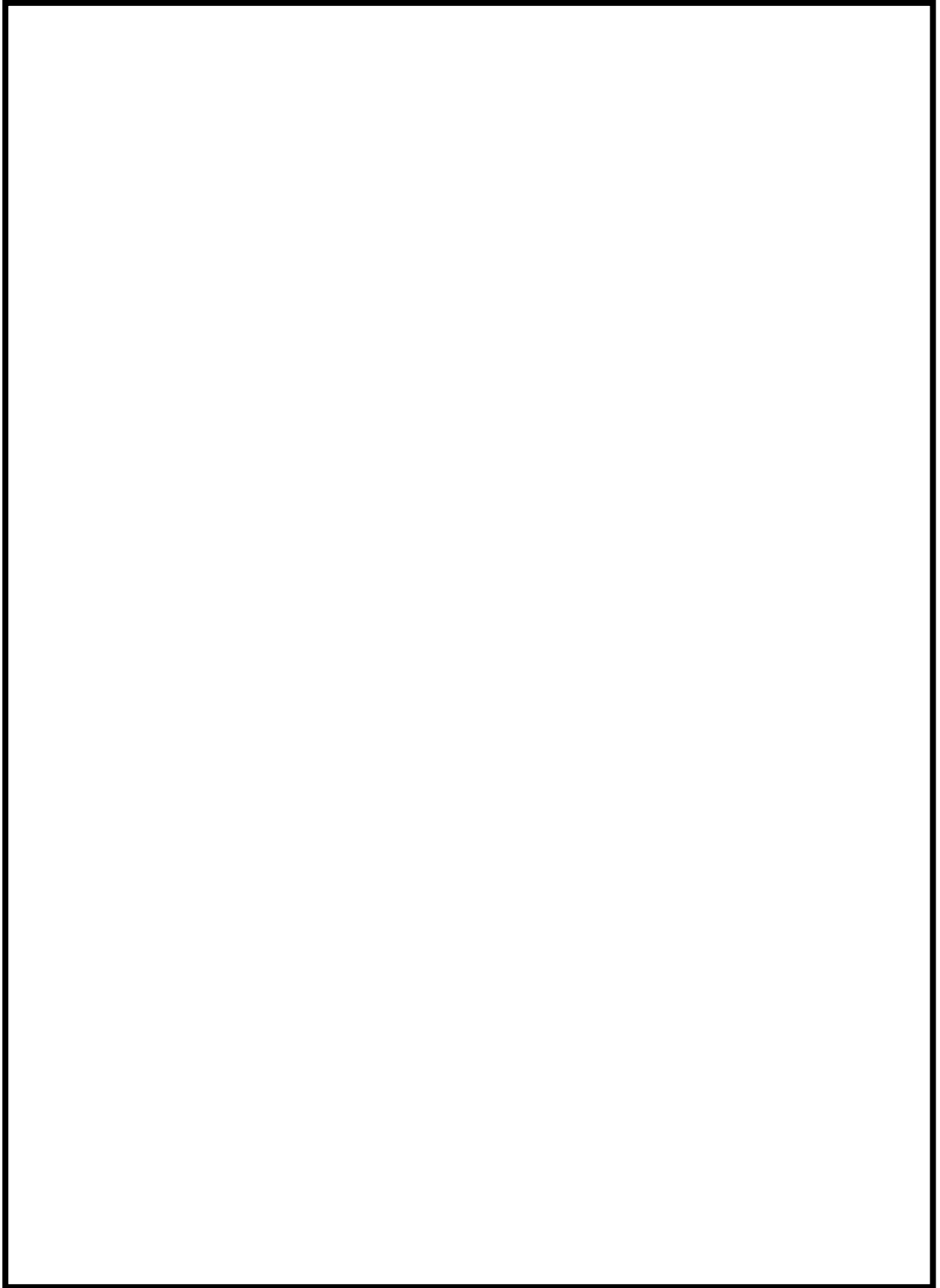


図 4 高圧代替注水系ポンプ構造図（7号炉）

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 [gage]	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、全交流動力電源喪失に加えて高压炉心注水系及び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、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高压代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却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、発電用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
その他設備

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設備，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。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプ，配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し，排気ラインは，原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは，6号炉においては給水系注水ライン，7号炉においては残留熱除去系注水ラインに合流する。

また，高圧代替注水系は高圧炉心注水系及び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，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。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，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

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。高圧代替注水系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，軸封部のない設計である。よって，原子炉隔離時冷却系と比較しگران

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。

ドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、高圧代替注水系ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより、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いる。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っている。以上のことから、高圧代替注水系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。

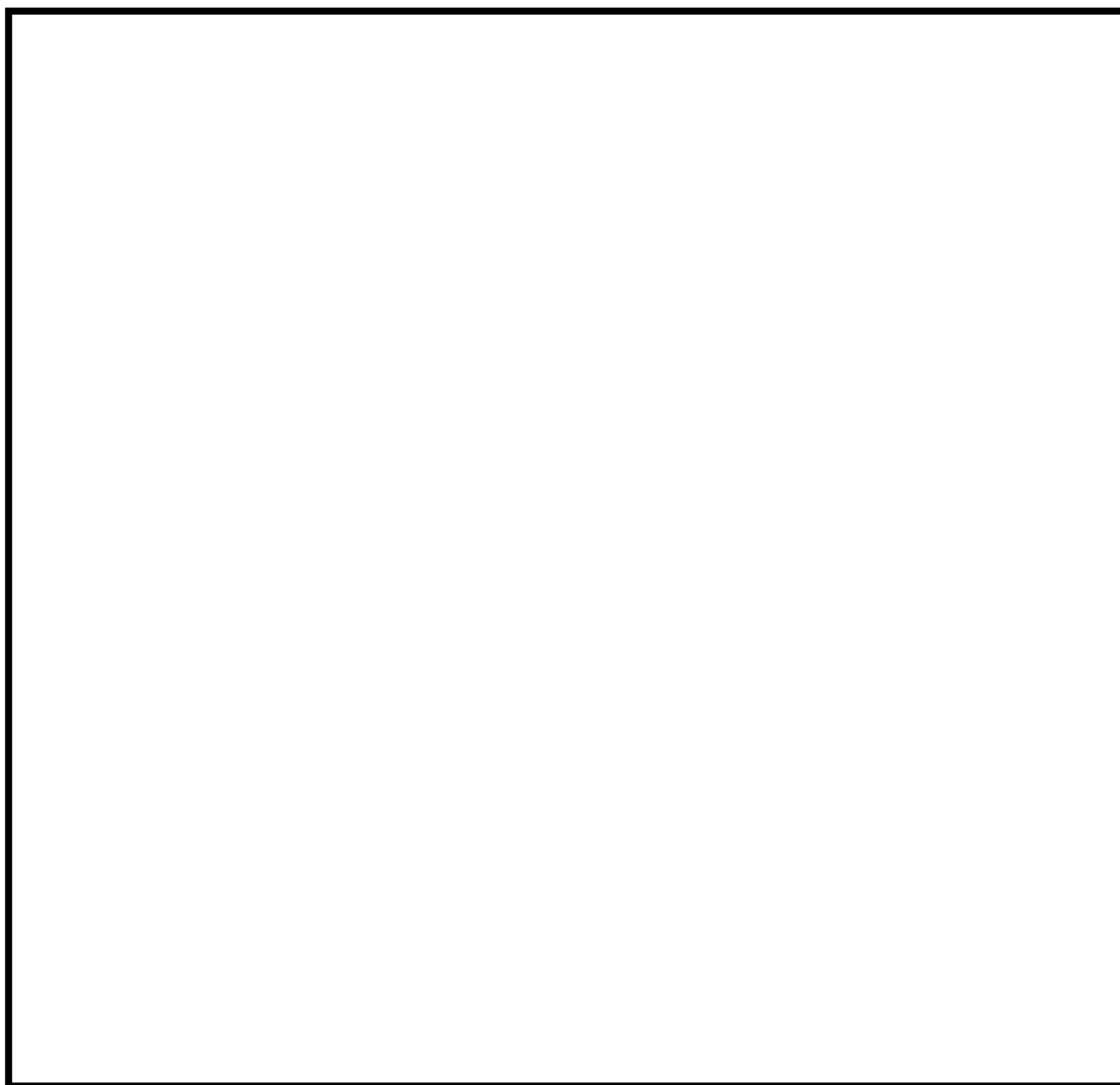


図1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

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。

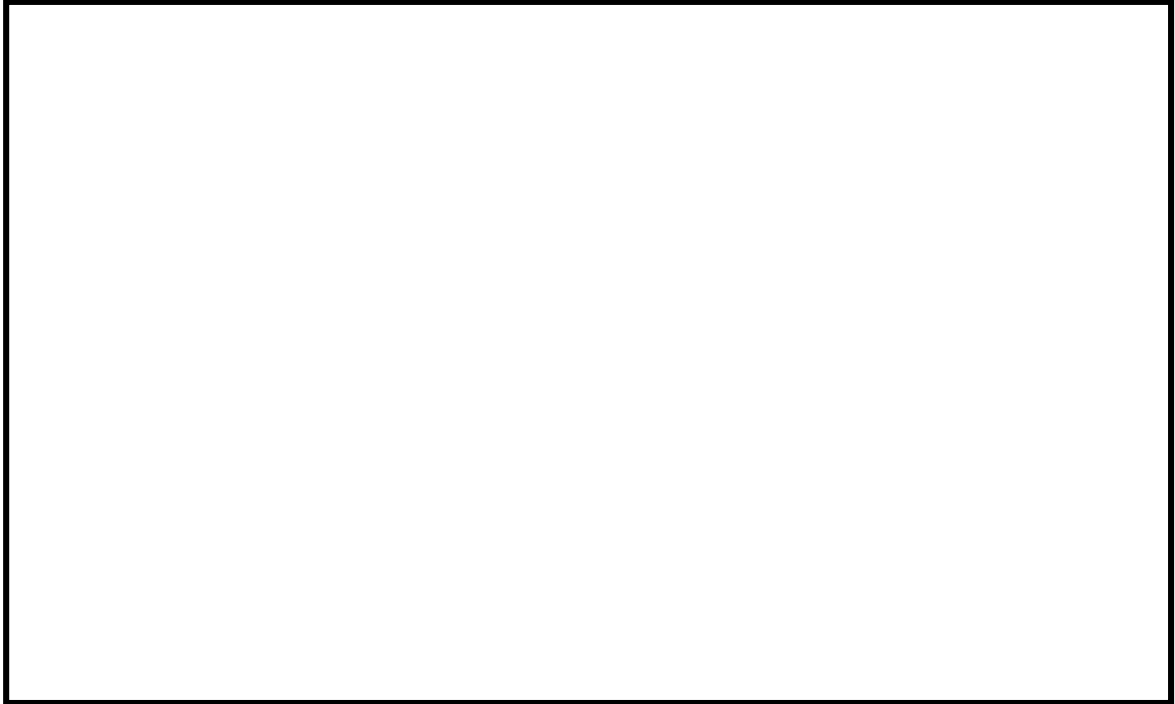


図 2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

(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、ストレーナ及び計測制御装置からなり、主蒸気管からの主蒸気を用いて蒸気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ブプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧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、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。

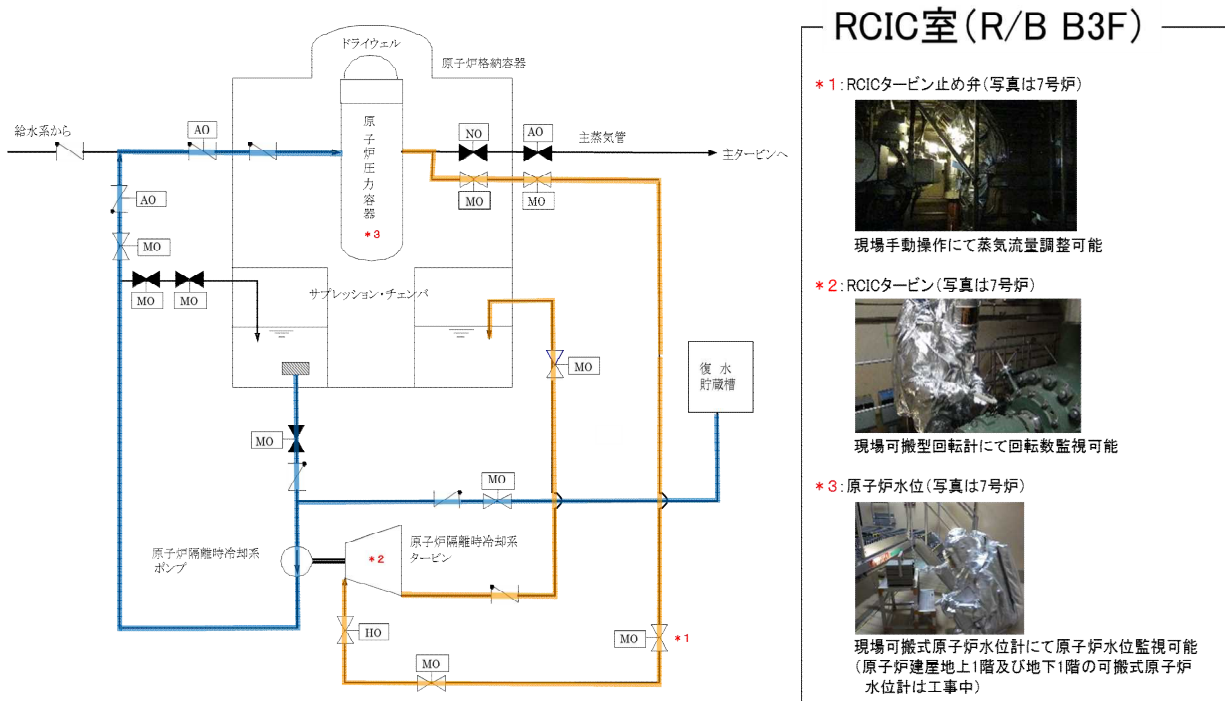


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(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、ストレーナ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、全交流動力電源喪失時、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、高圧炉心注水系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。

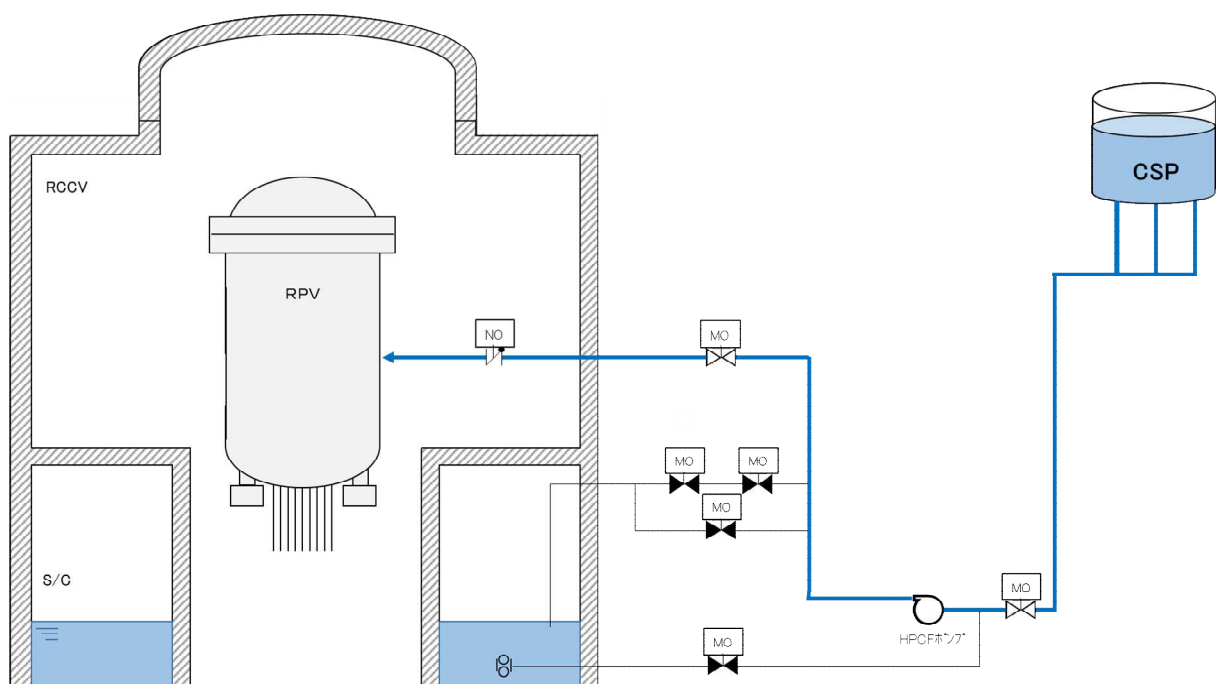


図4 高圧炉心注水系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系(SLC)の設備概要を図5に示す。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、高圧炉心注水スパーチャから原子炉圧力容器へ注入することで、発電用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圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

また、重大事故等時には、ATWS緩和設備として用いるほか、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

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（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」にて記載する。

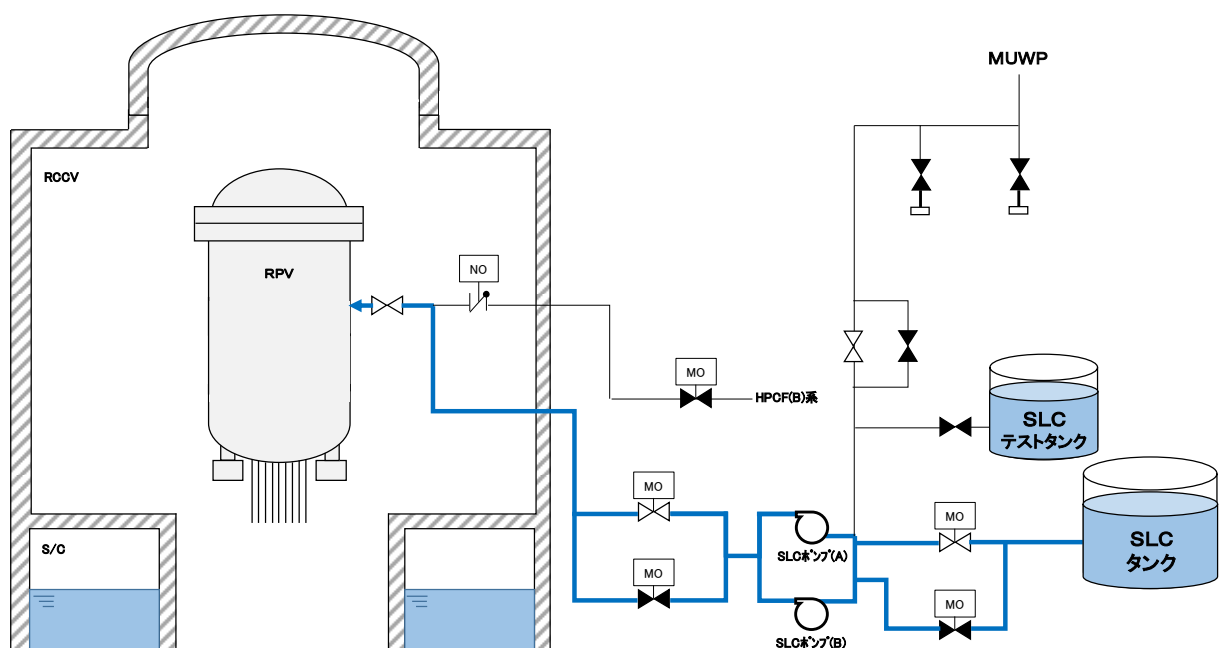


図5 ほう酸水注入系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策】

ほう酸水注入系（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。(4) ほう酸水注入系による進展抑制に加えて、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、原子炉圧力容器へ注水を継続する。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、原子炉圧力容器へ注水を継続する。

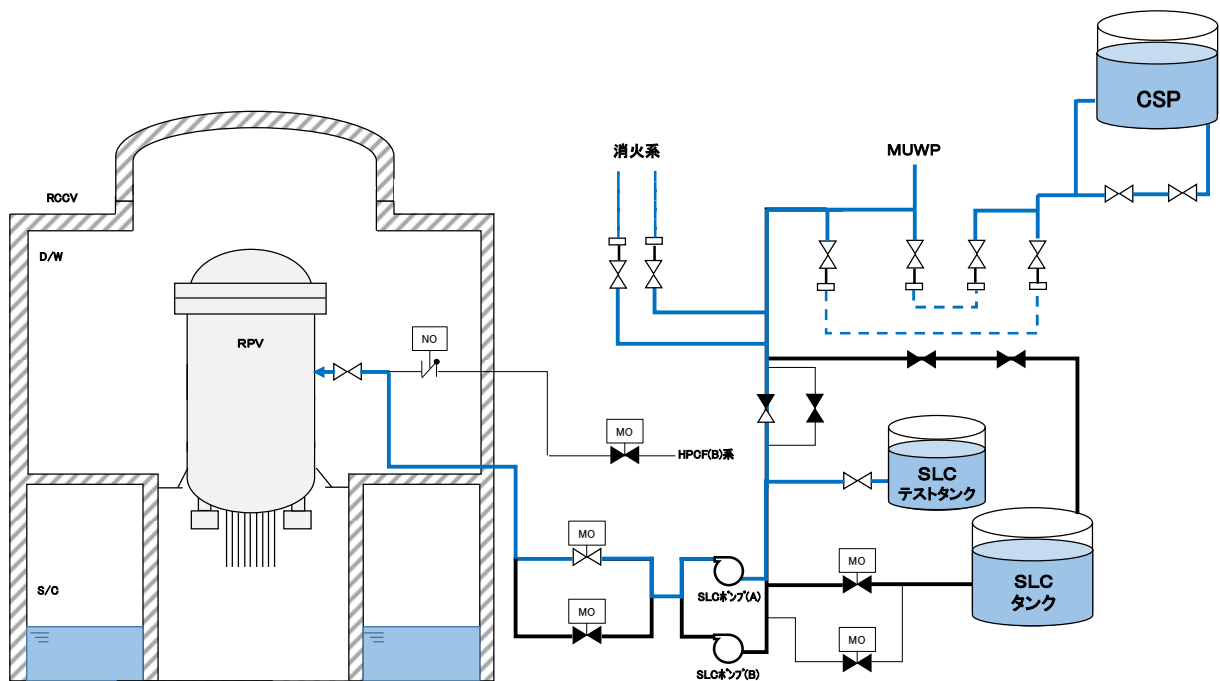


図6 ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注水 設備概要
（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵槽(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)のアクチュムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構のペ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、原子炉圧力容器への注水が可能である。

重大事故等時に使用可能である場合は、復水貯蔵槽の水を制御棒駆動機構のページラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

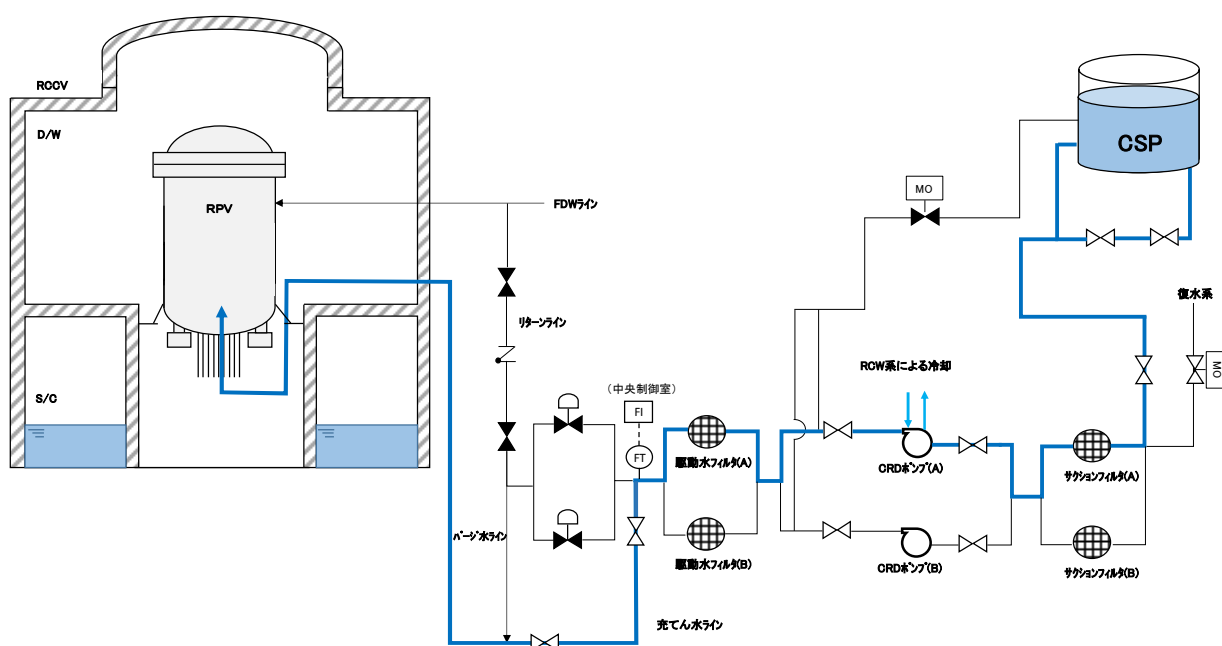


図7 制御棒駆動水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(7) 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、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続することができるように、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8,9参照)。

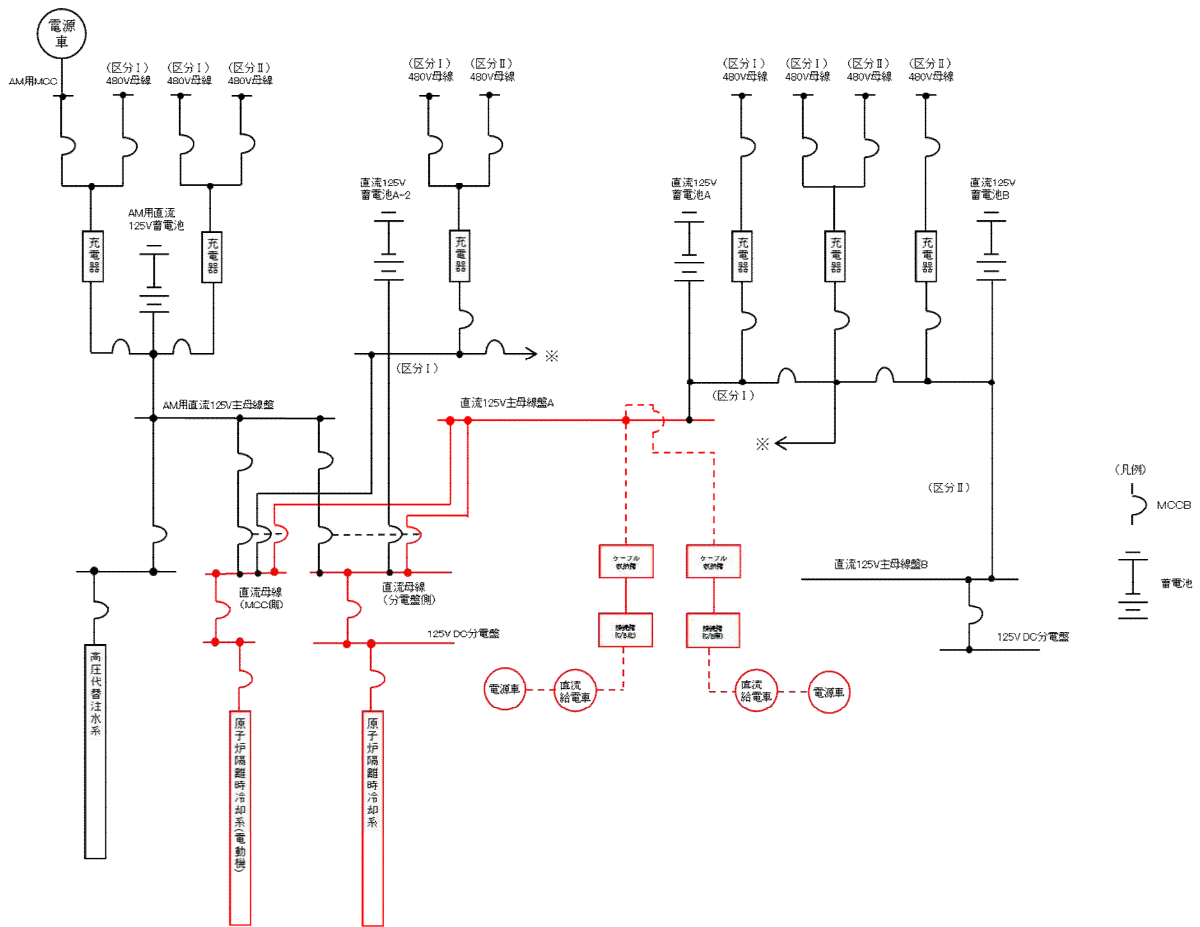


図8 6号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

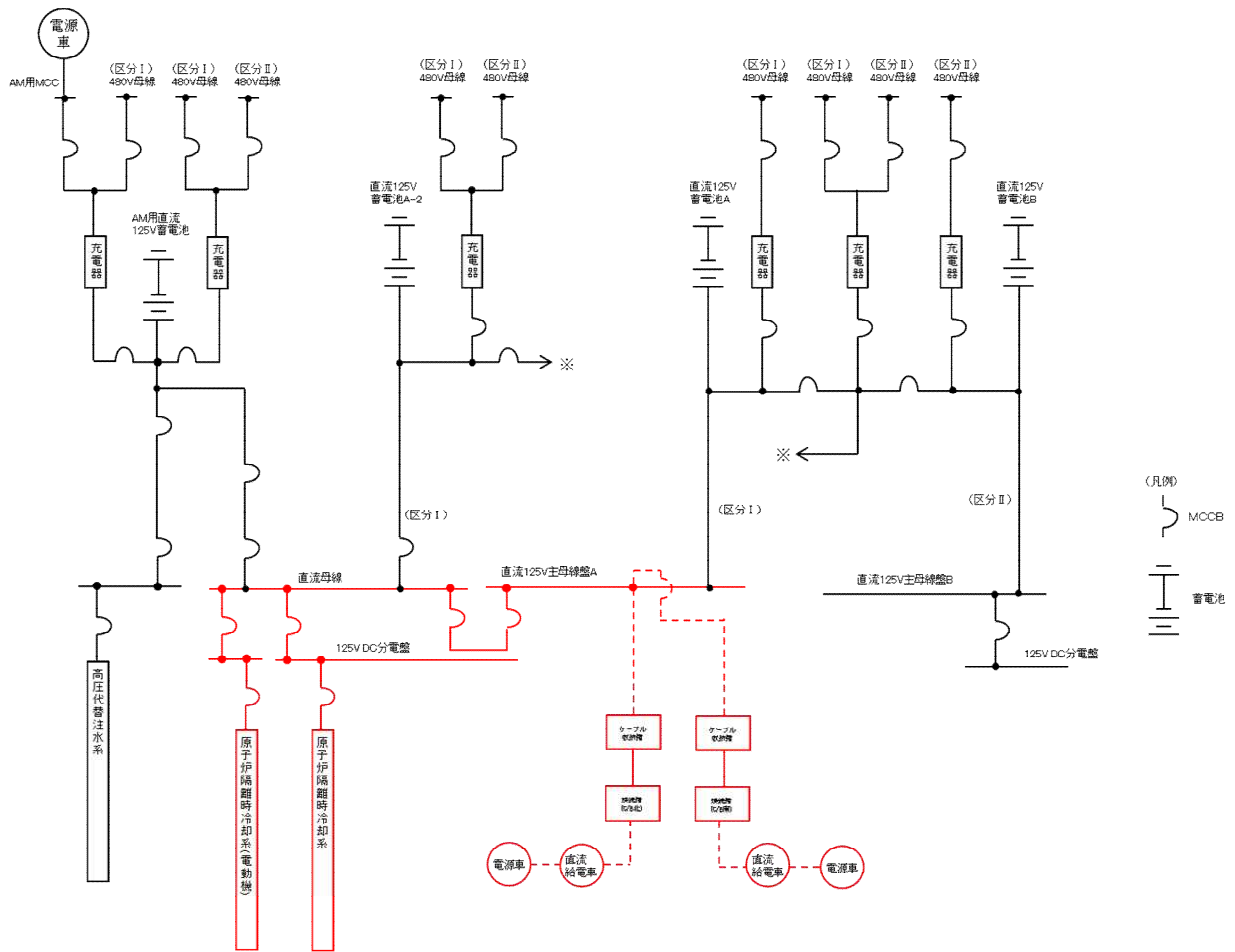


図9 7号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

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。

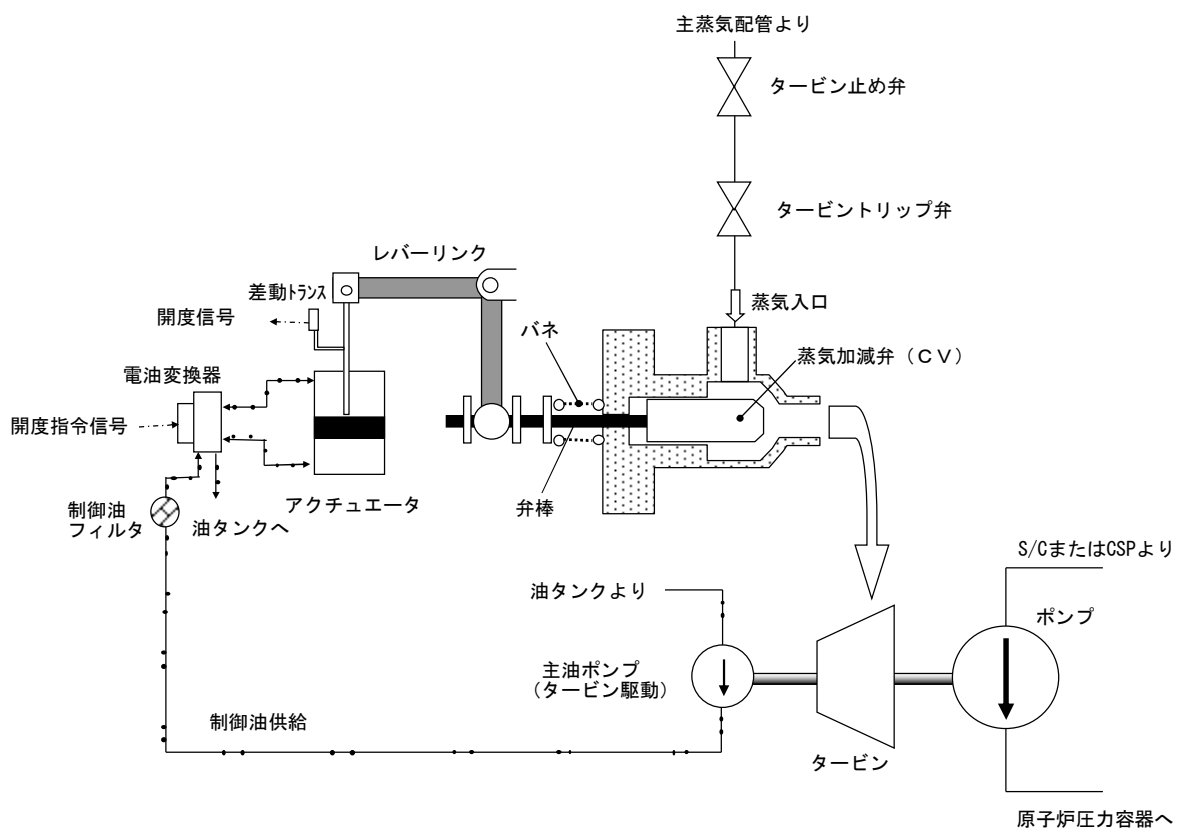


図 1 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

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。また、運転継続操作においては、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覽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のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	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
高压代替注水系 タービン止め弁	高压代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F080	原子炉隔離時冷却系 高压代替注水系タービン止め弁	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 重大事故時蒸気止め弁	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	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	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	E51 -F653
	原子炉隔離時冷却系 真空ポンプ吐出プレートドレン弁	E51 -F519	原子炉隔離時冷却系 セパレータードレン弁	E51 -F655

46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

目次

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 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
- 46-13 原子炉建屋ブローアウトパネルについて
- 46-14 各号炉の弁名称及び弁番号

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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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(安全弁)	B	
			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一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	46-2 単線結線図, 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	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他建屋内設備	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)	—
				電磁的障害	(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	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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)	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	本来の用途として使用一切替不要	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	46-3 配置図, 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	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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	本来の用途として使用一切替必要	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(設置場所)	A 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	対象外(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				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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	本来の用途として使用一切替必要	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	対象外(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 (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				アキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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)	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一切替操作が不要	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	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	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		高圧窒素ガスボンベ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		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一切替必要	B a	
			関連資料	46-4 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	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
	関連資料			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	46-7 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	46-7 接続図		
	第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 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			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D B設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	—	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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				原子炉建屋ブローアウトパネル	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備 屋外設備	B, D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			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)	その他	M	
			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一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	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	46-3 配置図, 46-4 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	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	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		高圧炉心注水系注入隔離弁 (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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	現場操作	B f	
			関連資料	-		
		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	-		
		第4号	切り替え性	当該弁の使用にあたり切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	-		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	流路, その他設備	対象外
	関連資料			-		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	-	

46-2
単線結線図

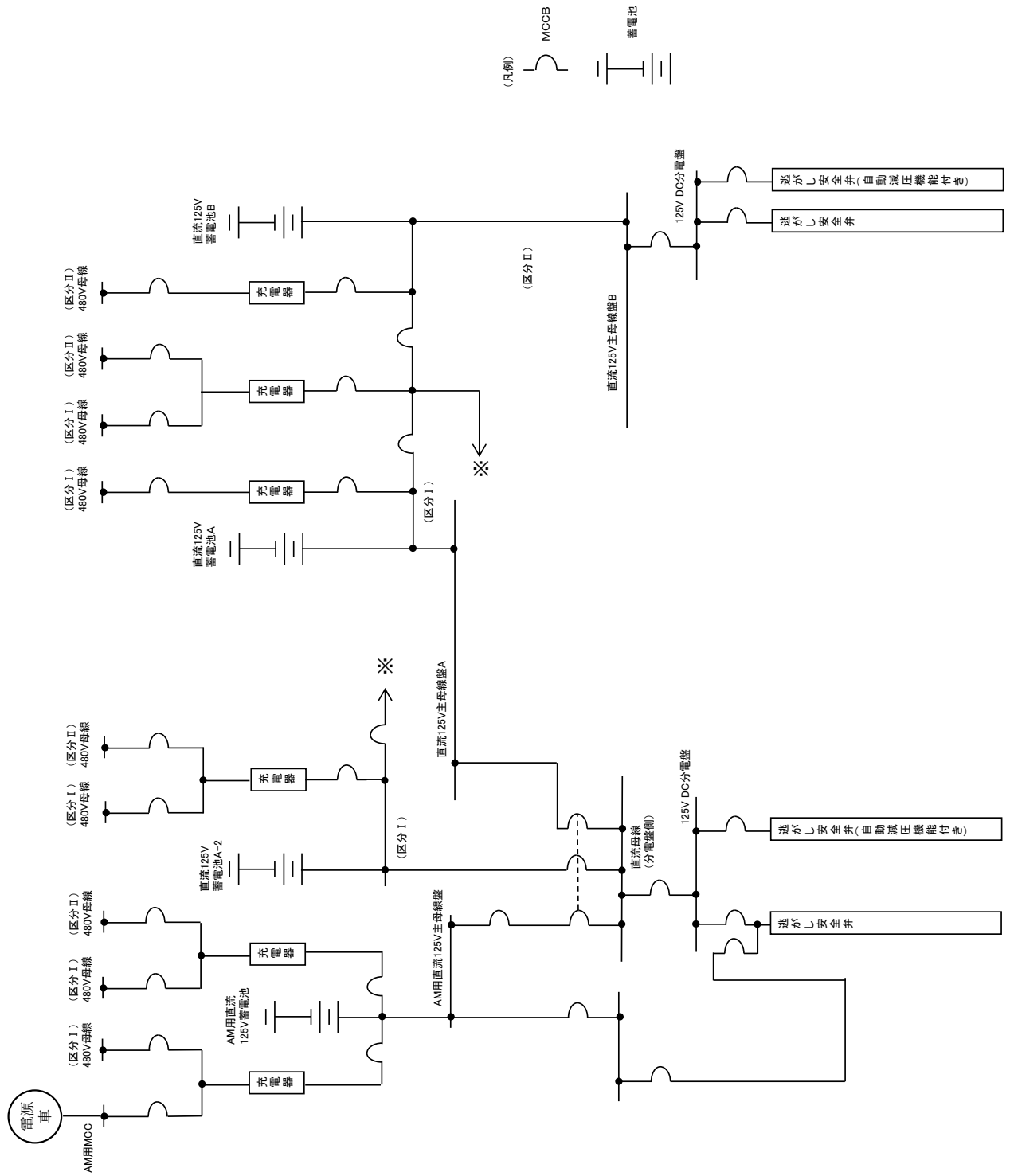


図1 6号炉 直流電源単線結線図

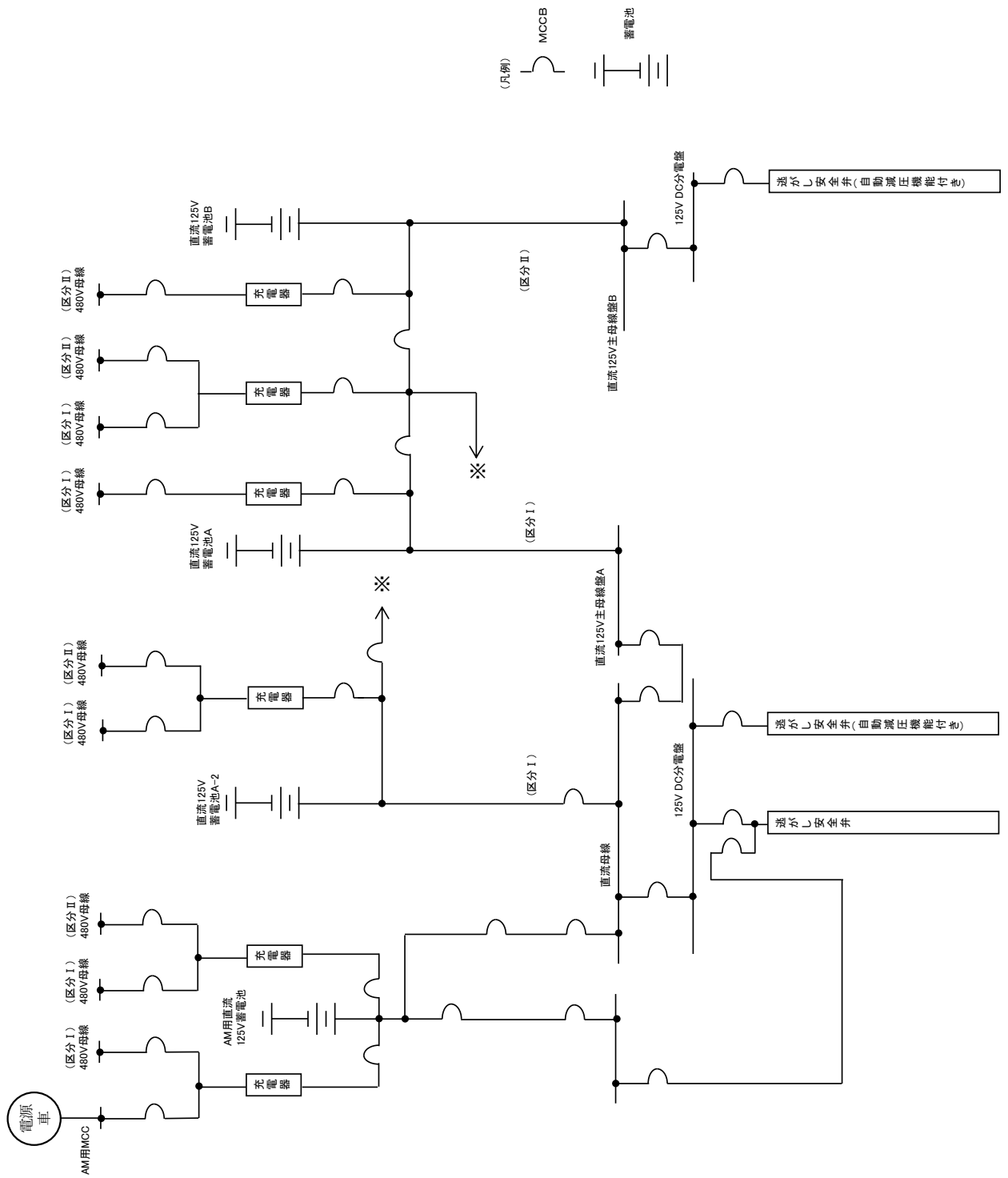
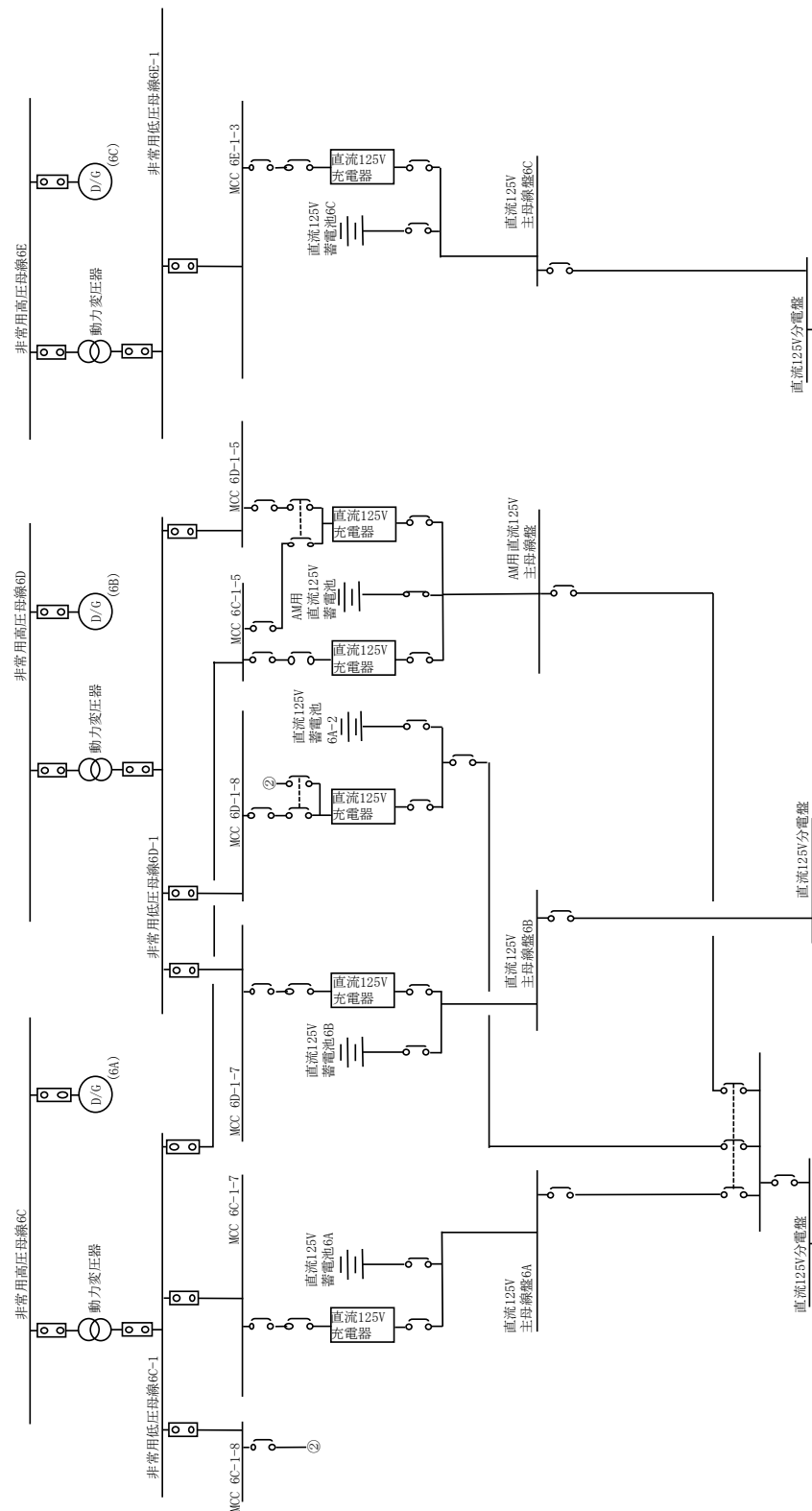
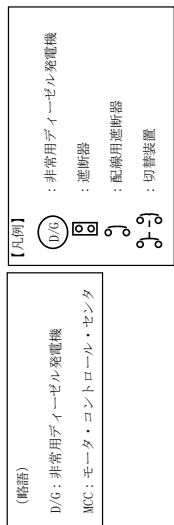


図2 7号炉 直流電源単線結線図

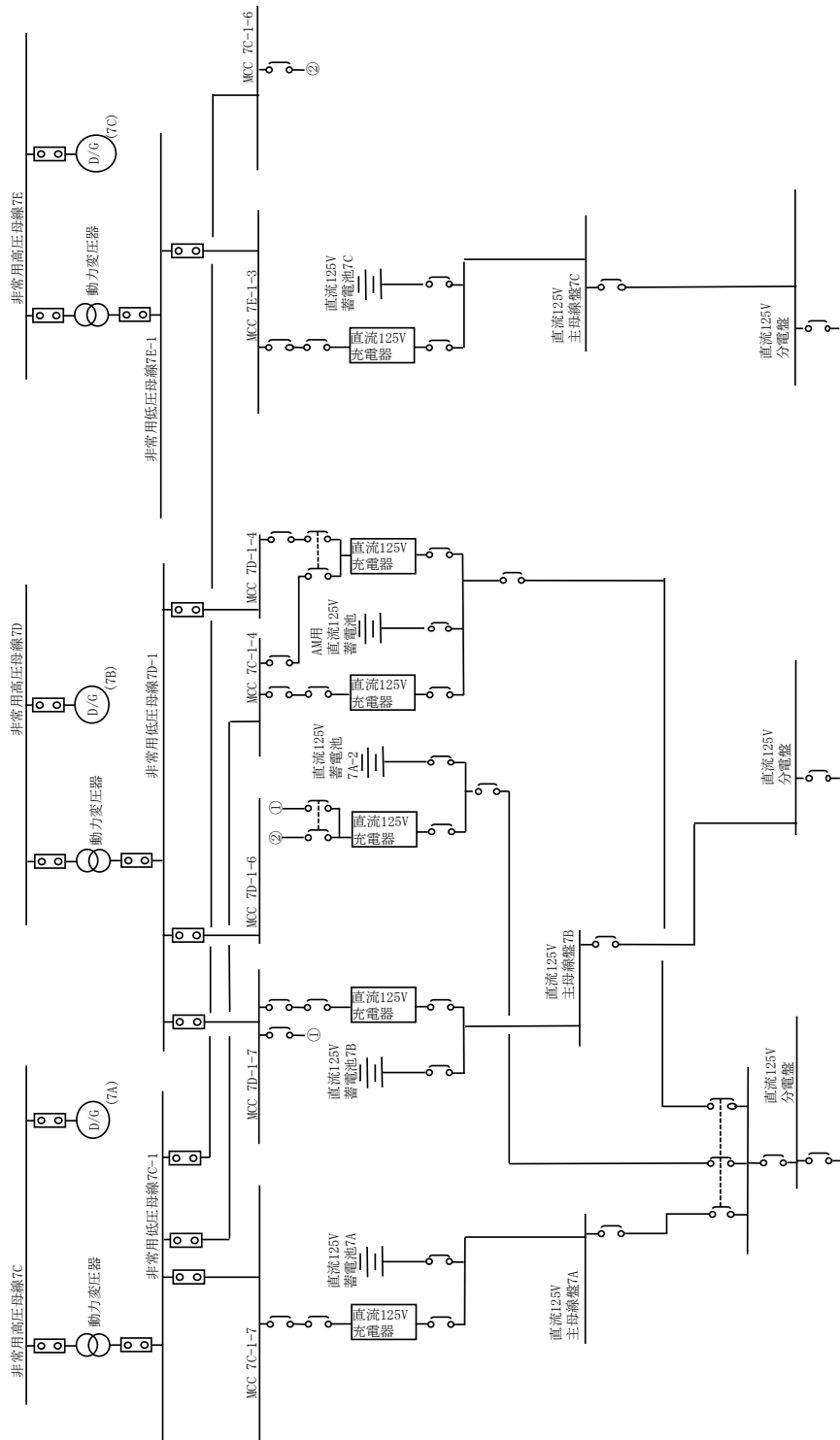
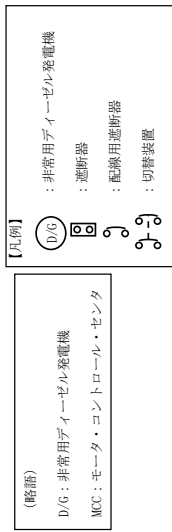


- ・原子炉水位L1 (区分Ⅲ)
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅲ)

- ・代替自動減圧機能
- ・原子炉水位L1 (区分Ⅱ)
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅱ)
- ・電磁弁 (B)

- ・代替自動減圧機能
- ・原子炉水位L1 (区分Ⅰ)
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分Ⅰ)
- ・電磁弁 (A)

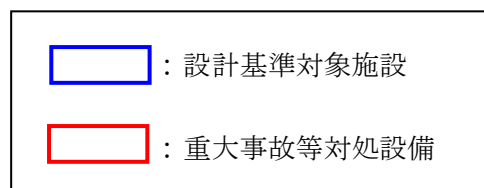
図 3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図



- ・代替自動減圧機能
 - ・原子炉水位L1 (区分 I)
 - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 I)
 - ・電磁弁 (A)
- ・代替自動減圧機能
 - ・原子炉水位L1 (区分 II)
 - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 II)
 - ・電磁弁 (B)
- ・原子炉水位L1 (区分 III)
 - ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (区分 III)

図 4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

46-3
配置図



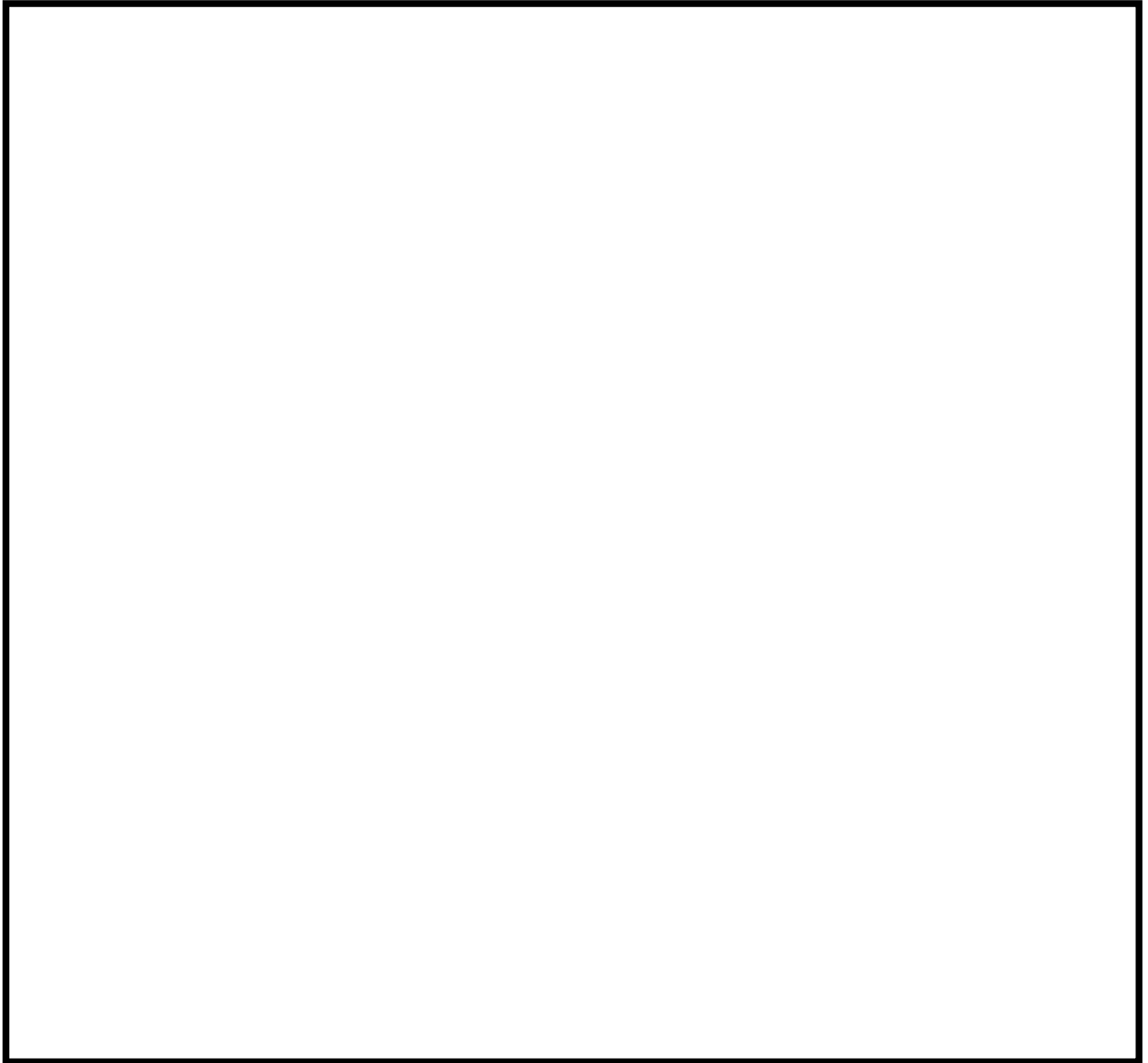


図 1 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

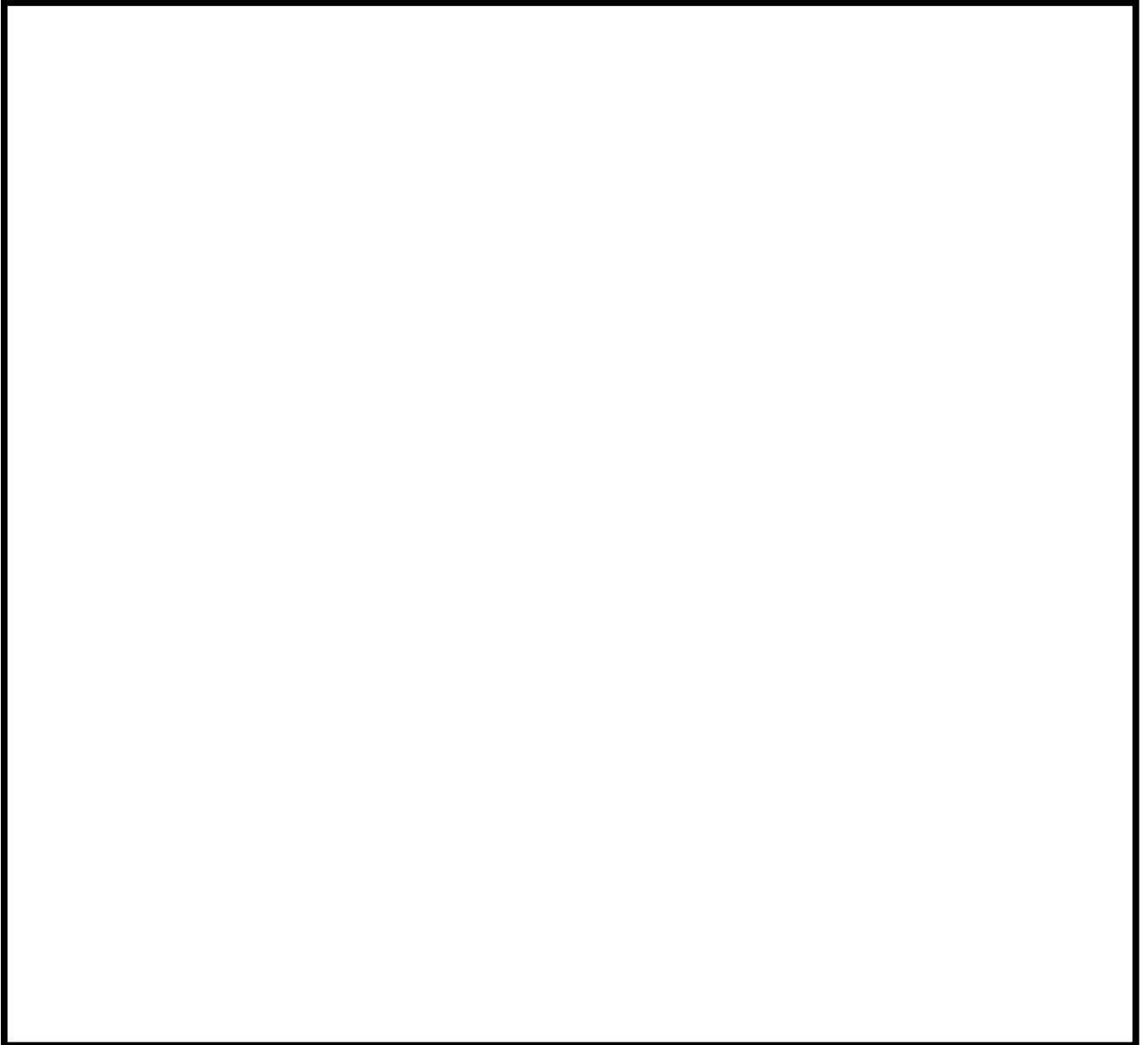


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

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。

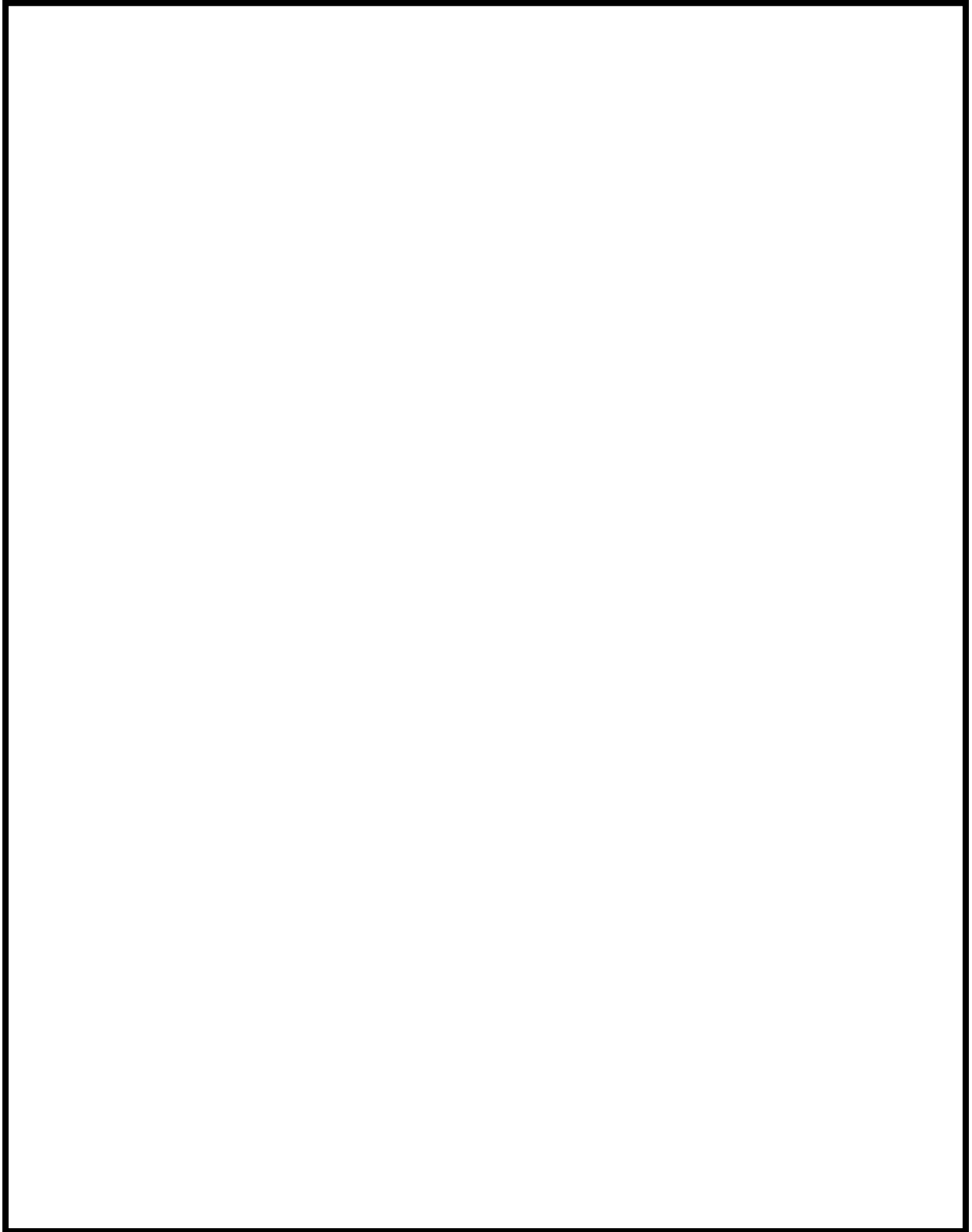


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

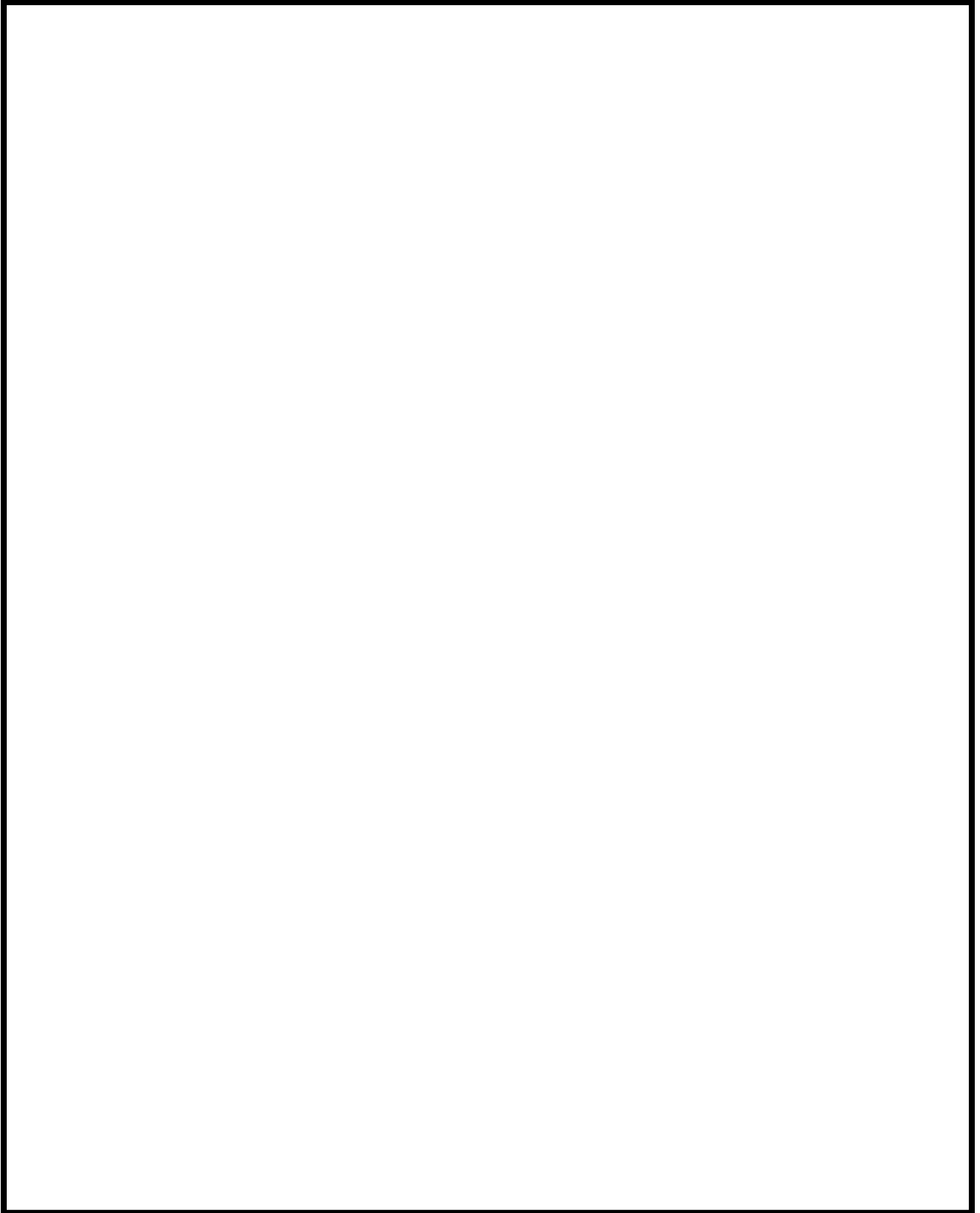


図 4 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 高圧窒素ガス供給系に係る機器
(高圧窒素ガスボンベラック) の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

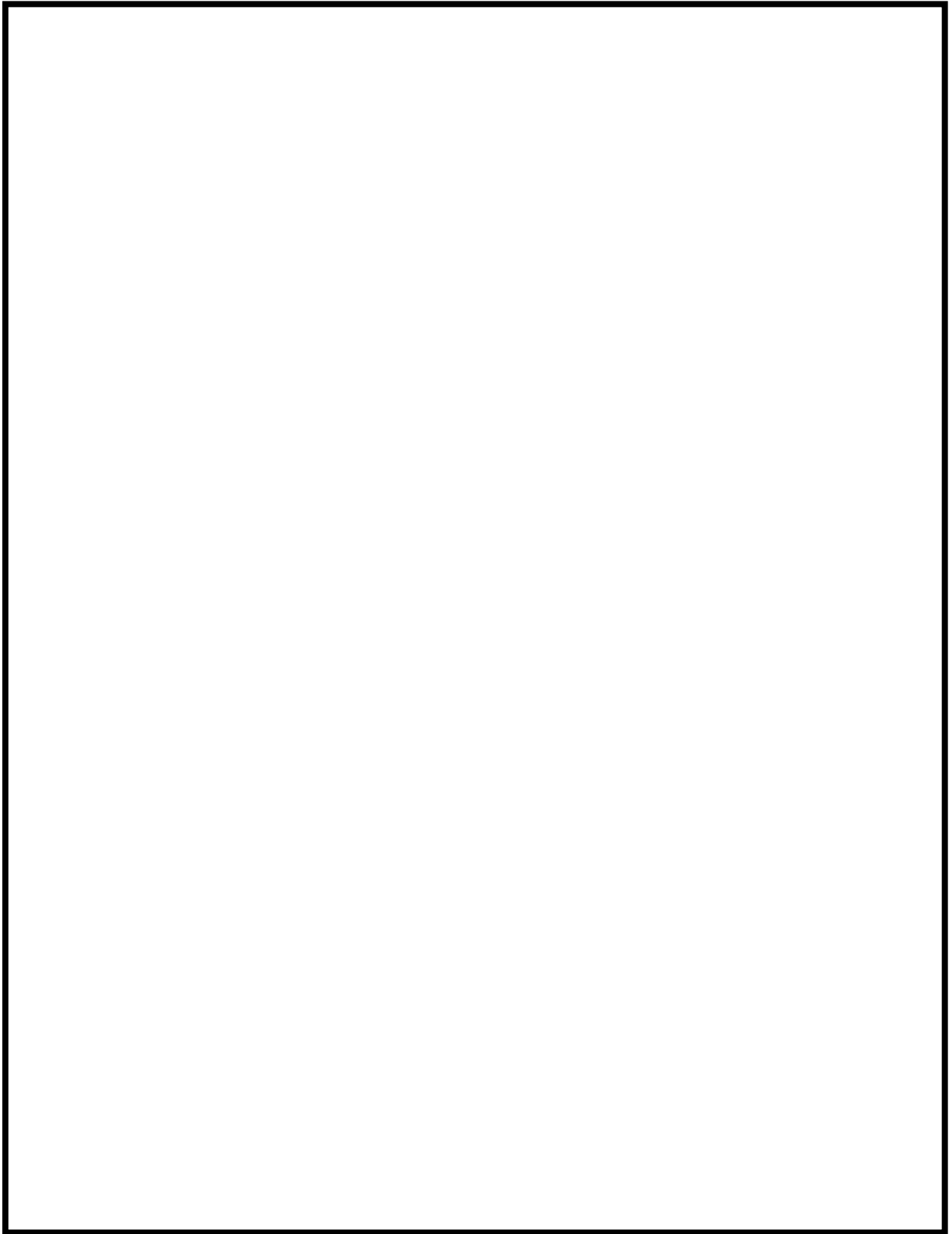


図 6 高圧窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

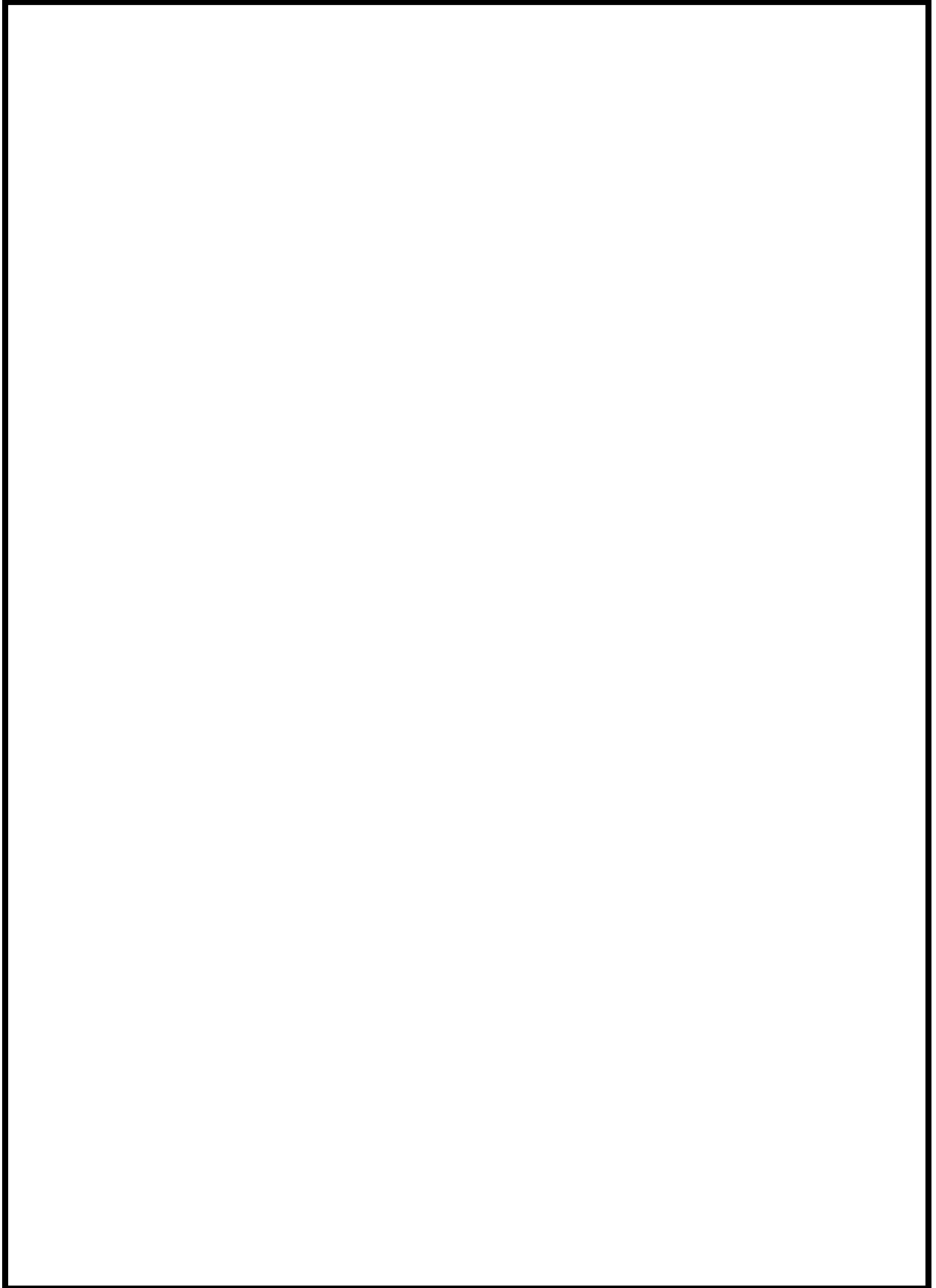


図 7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

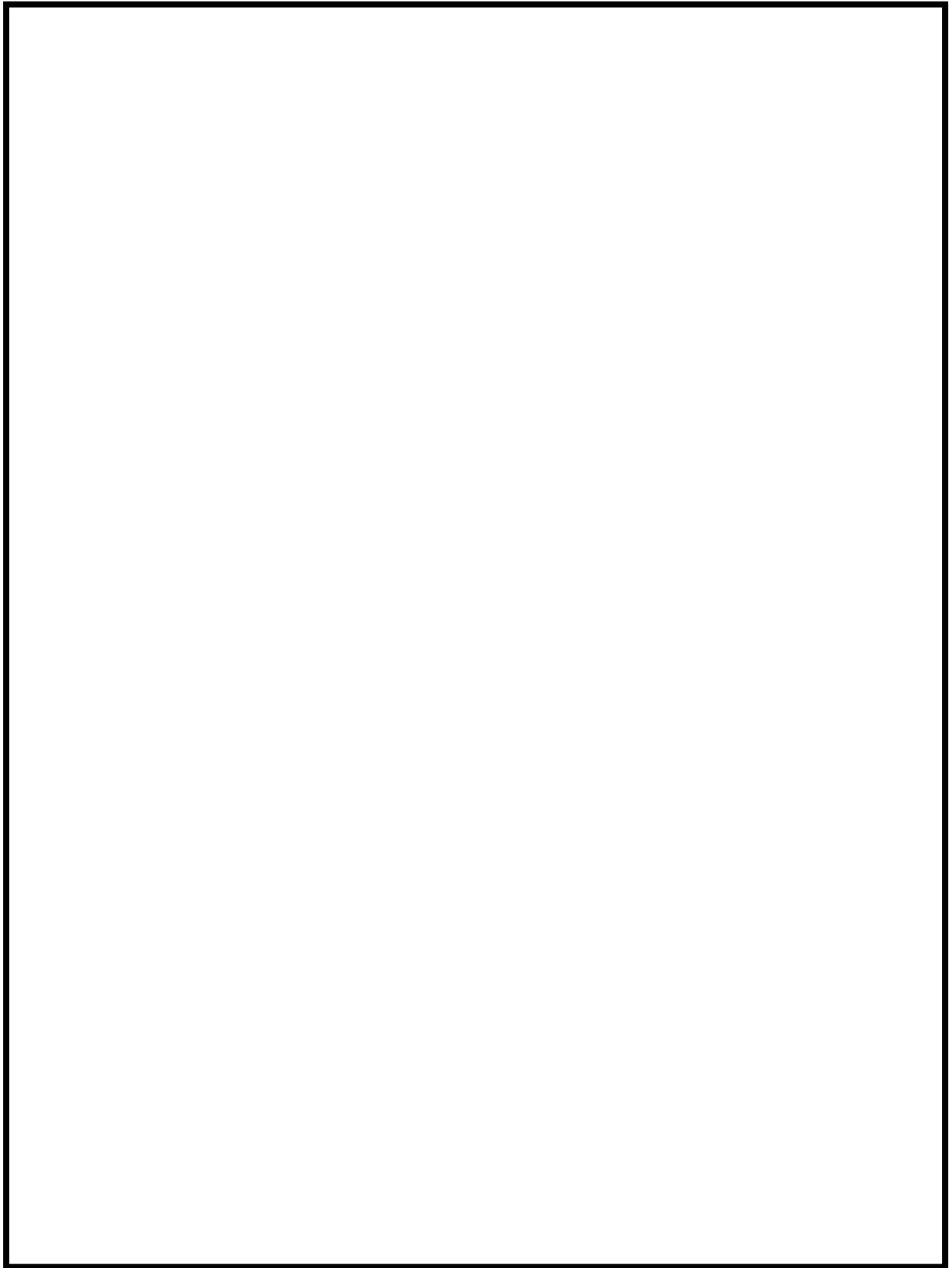


図 8 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

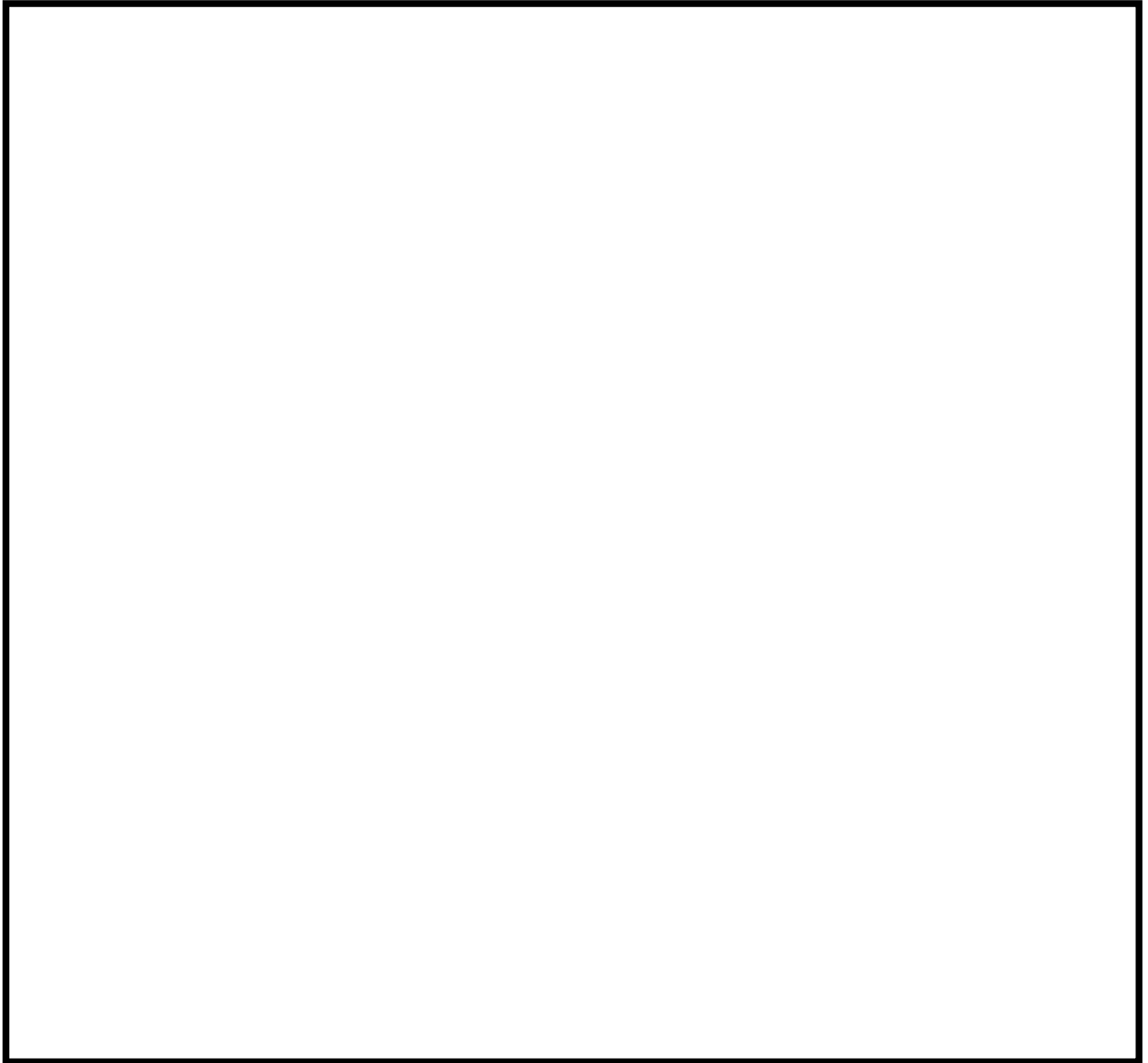


図9 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

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。

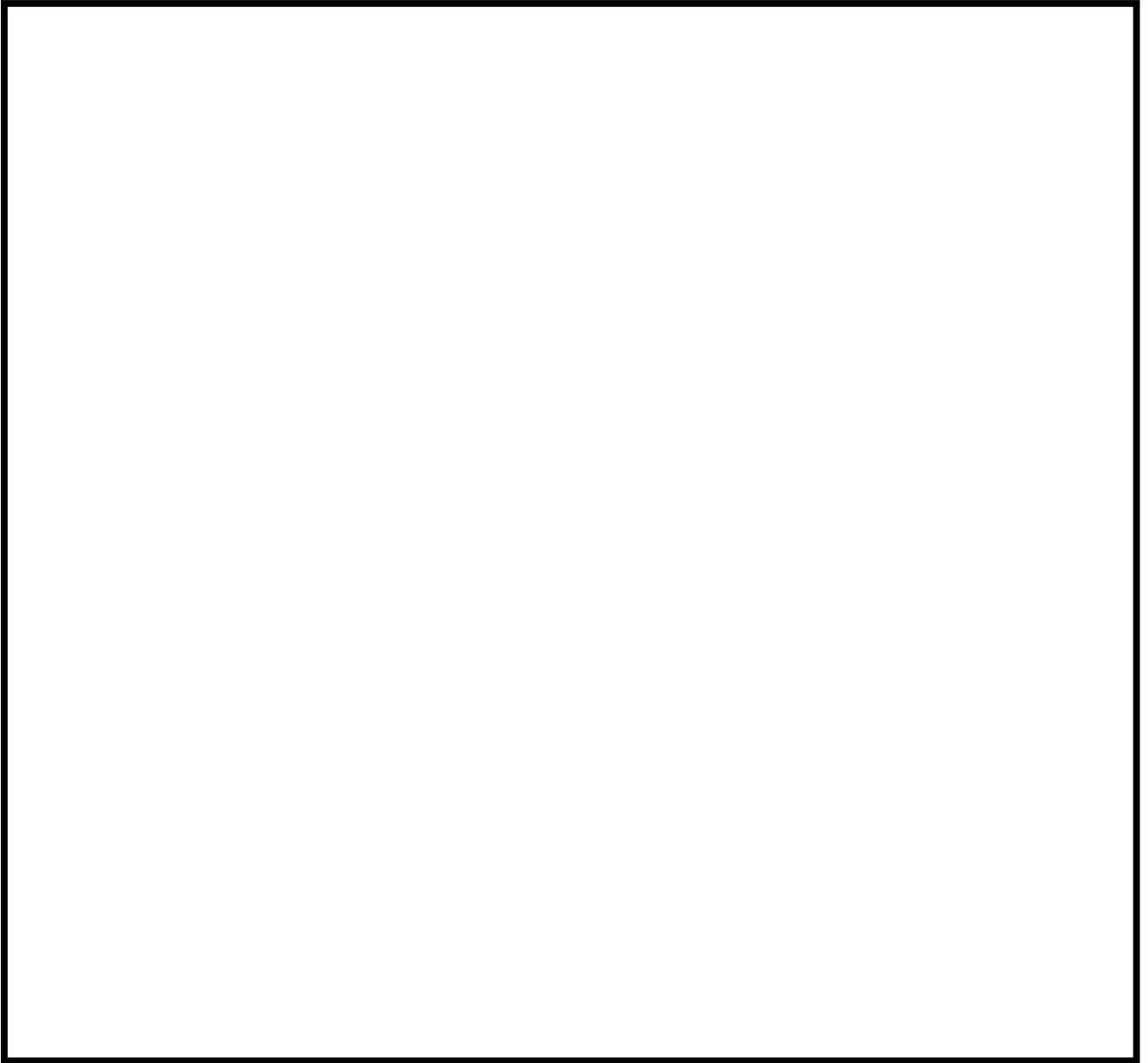


図 10 常設直流電源系統の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

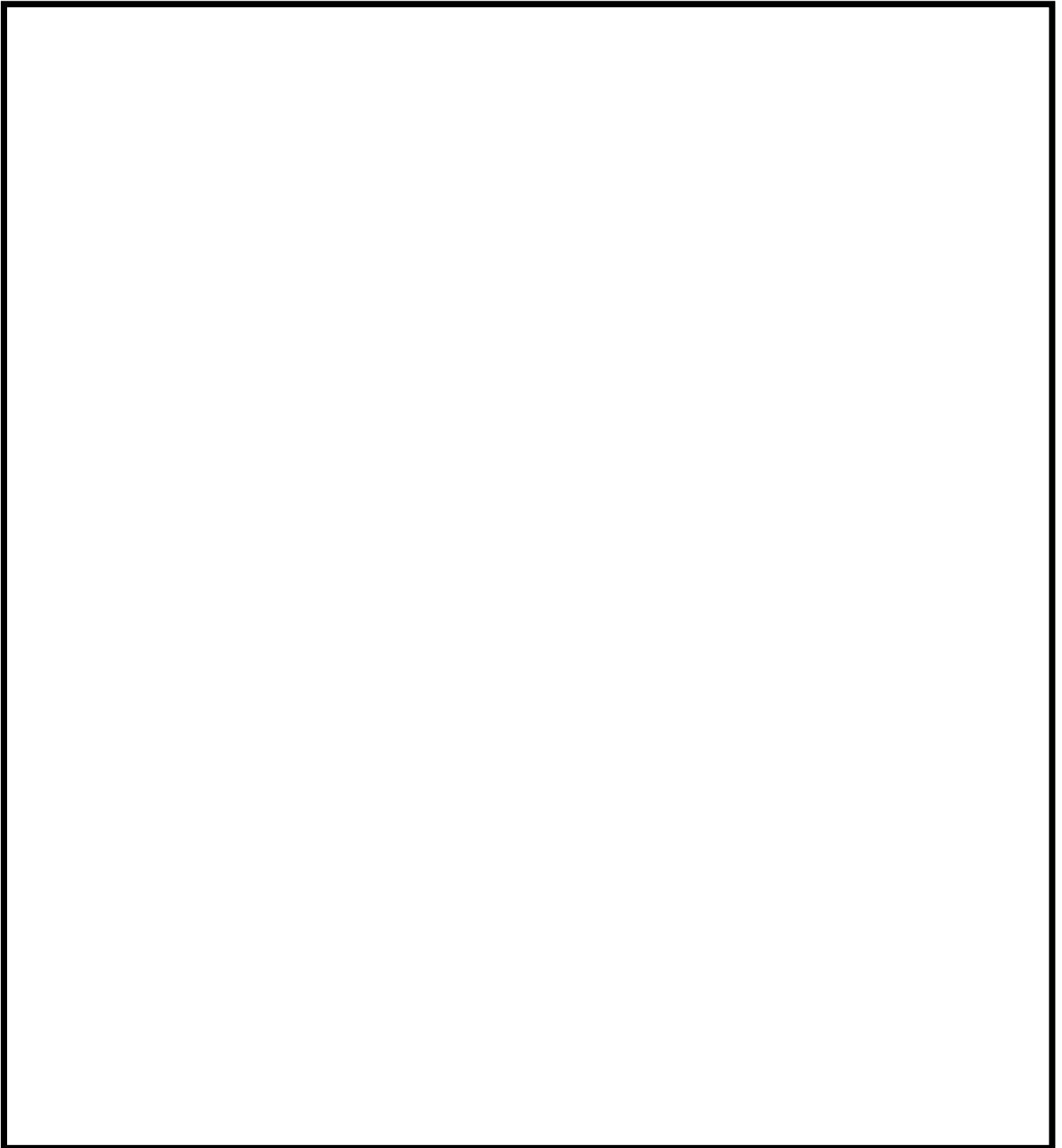


図 11 常設直流電源システムの配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

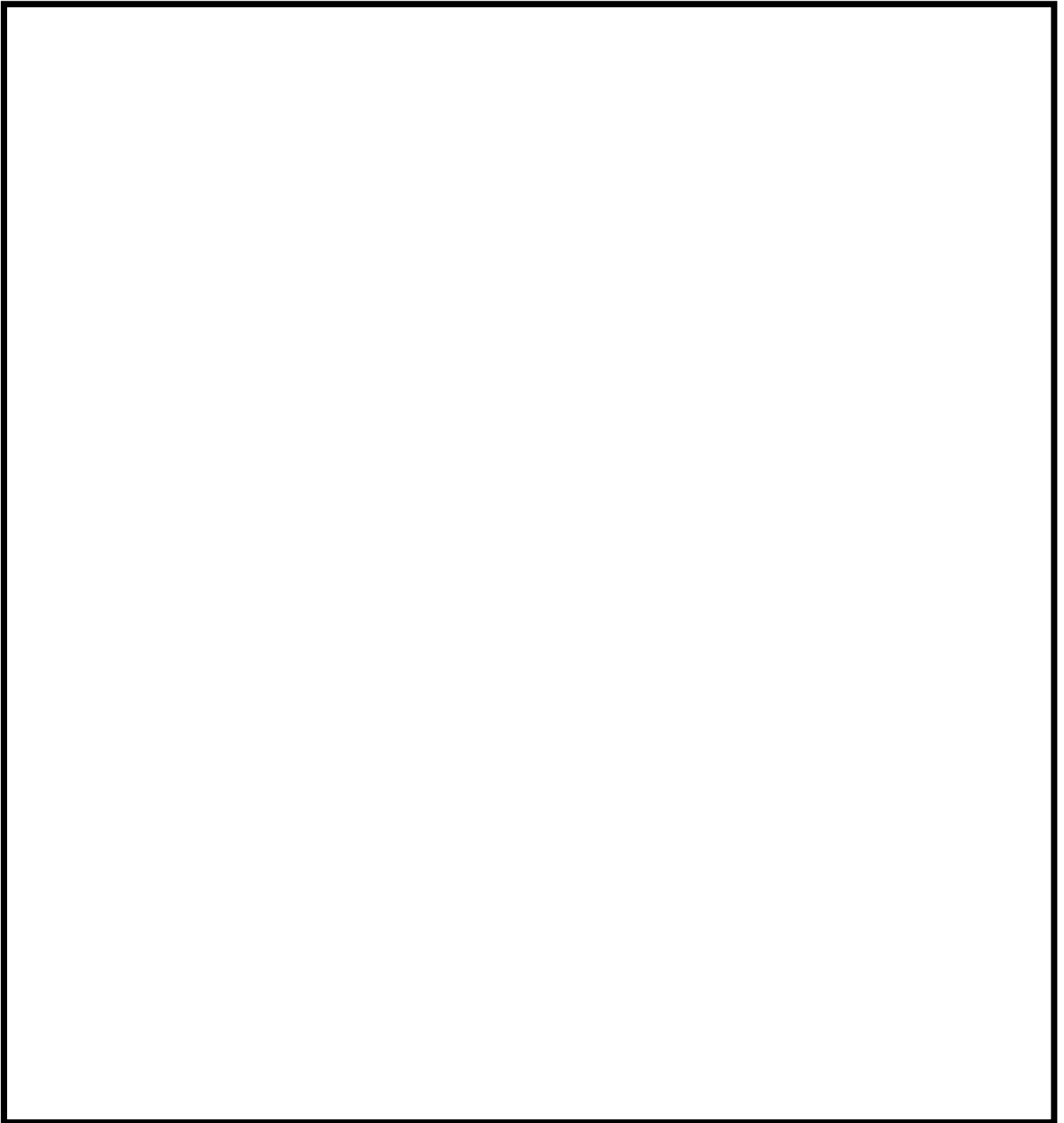


図 12 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

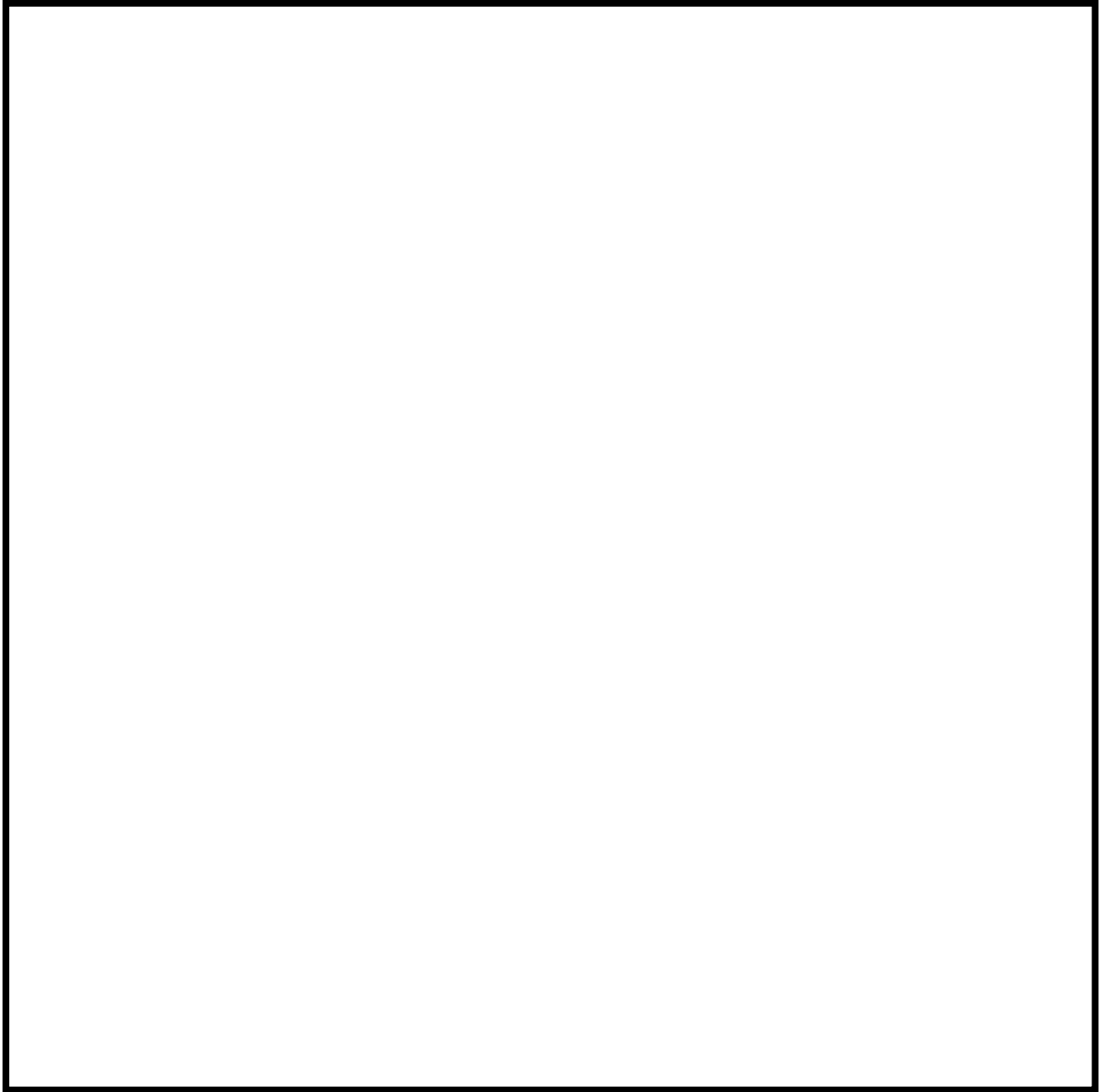


図 13 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

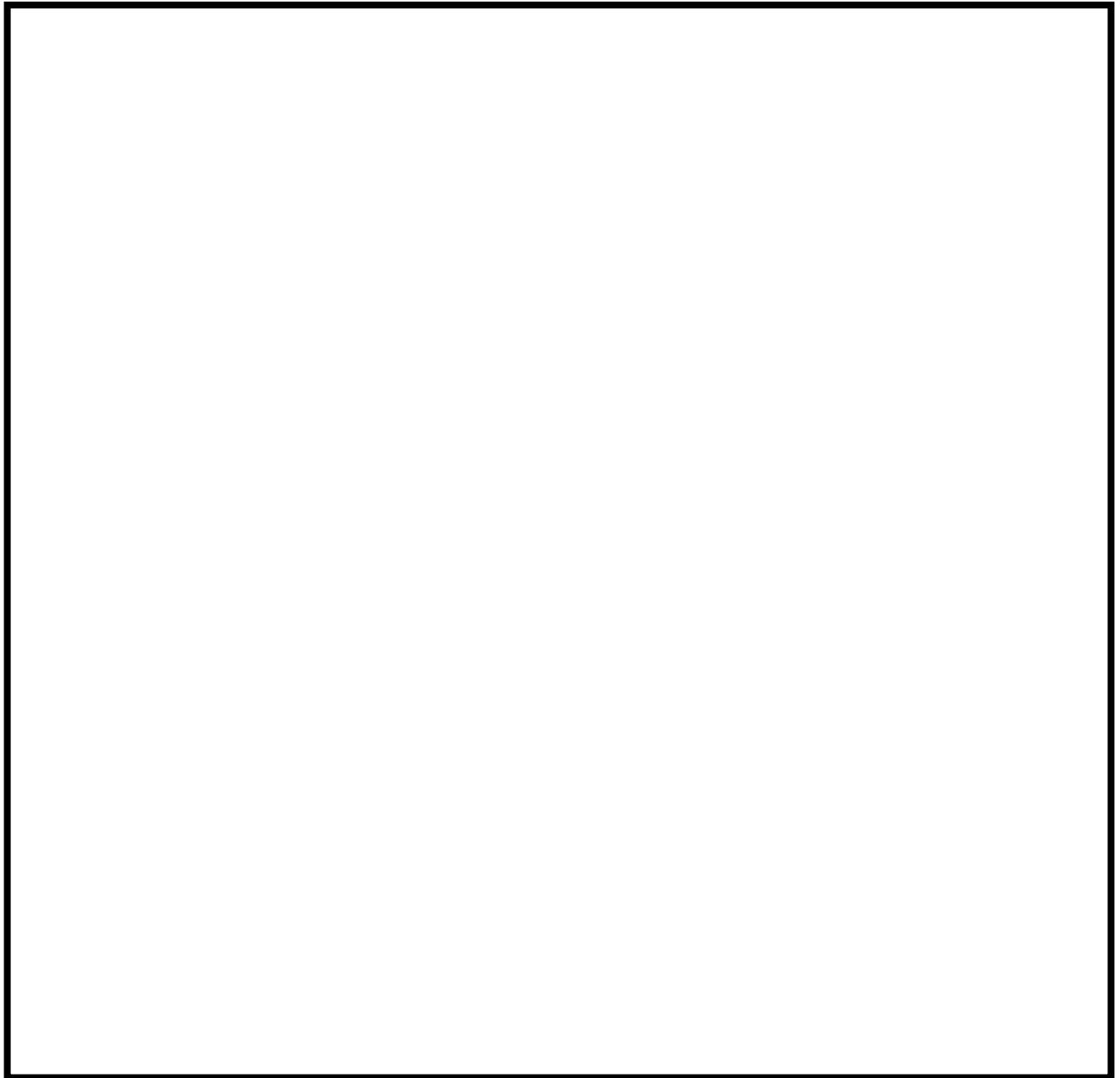


図 14 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

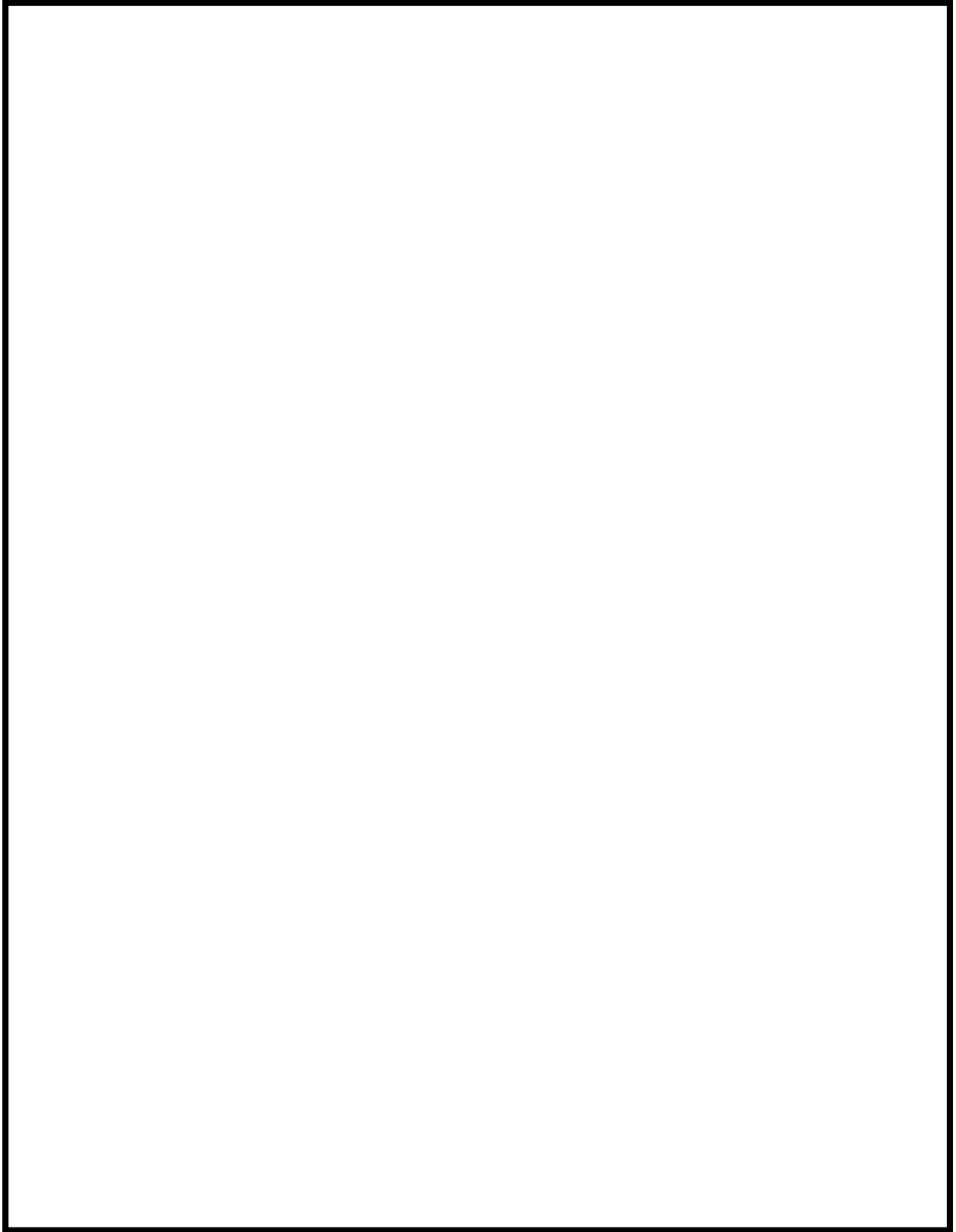


図 15 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

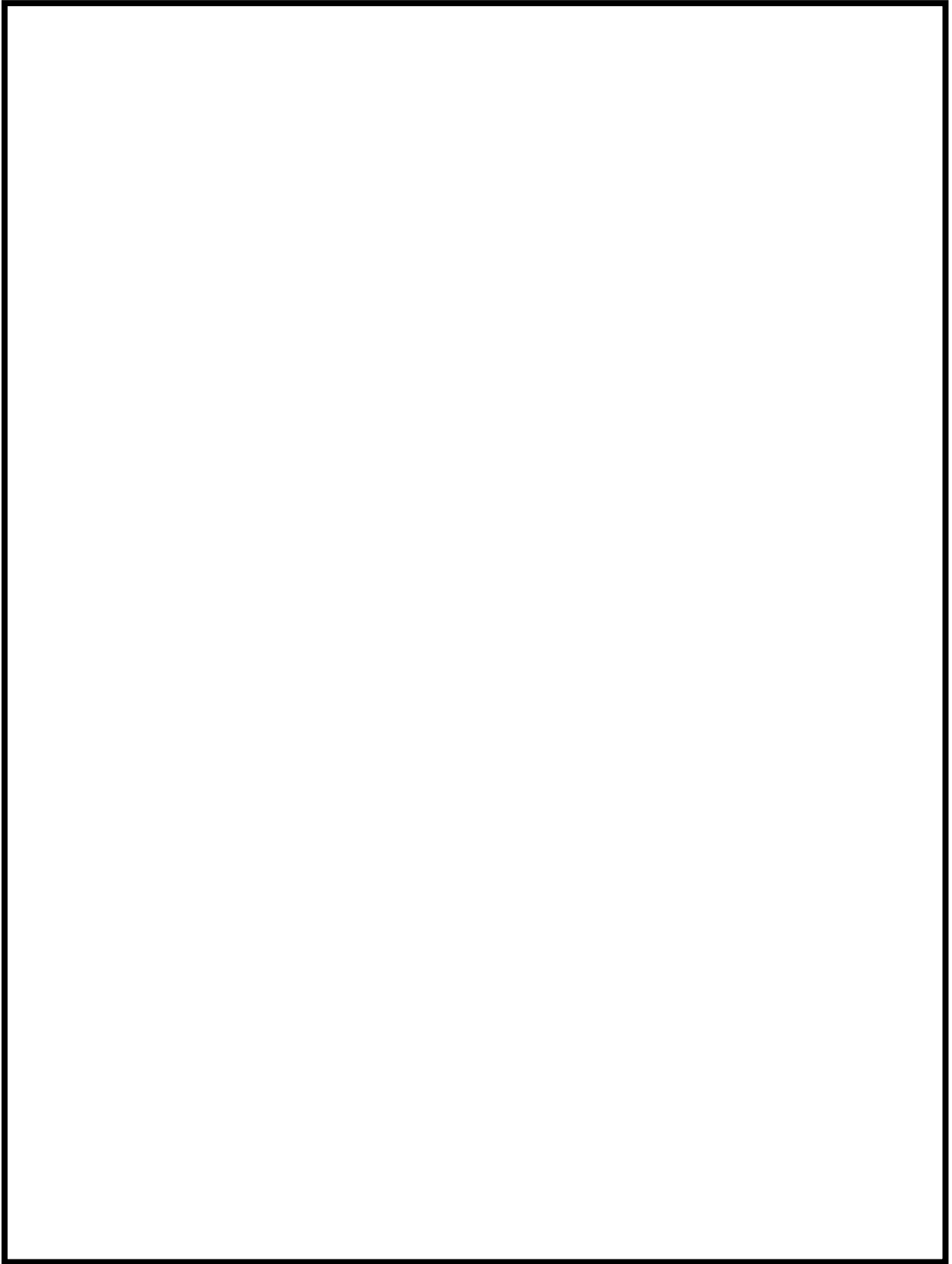


図 16 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

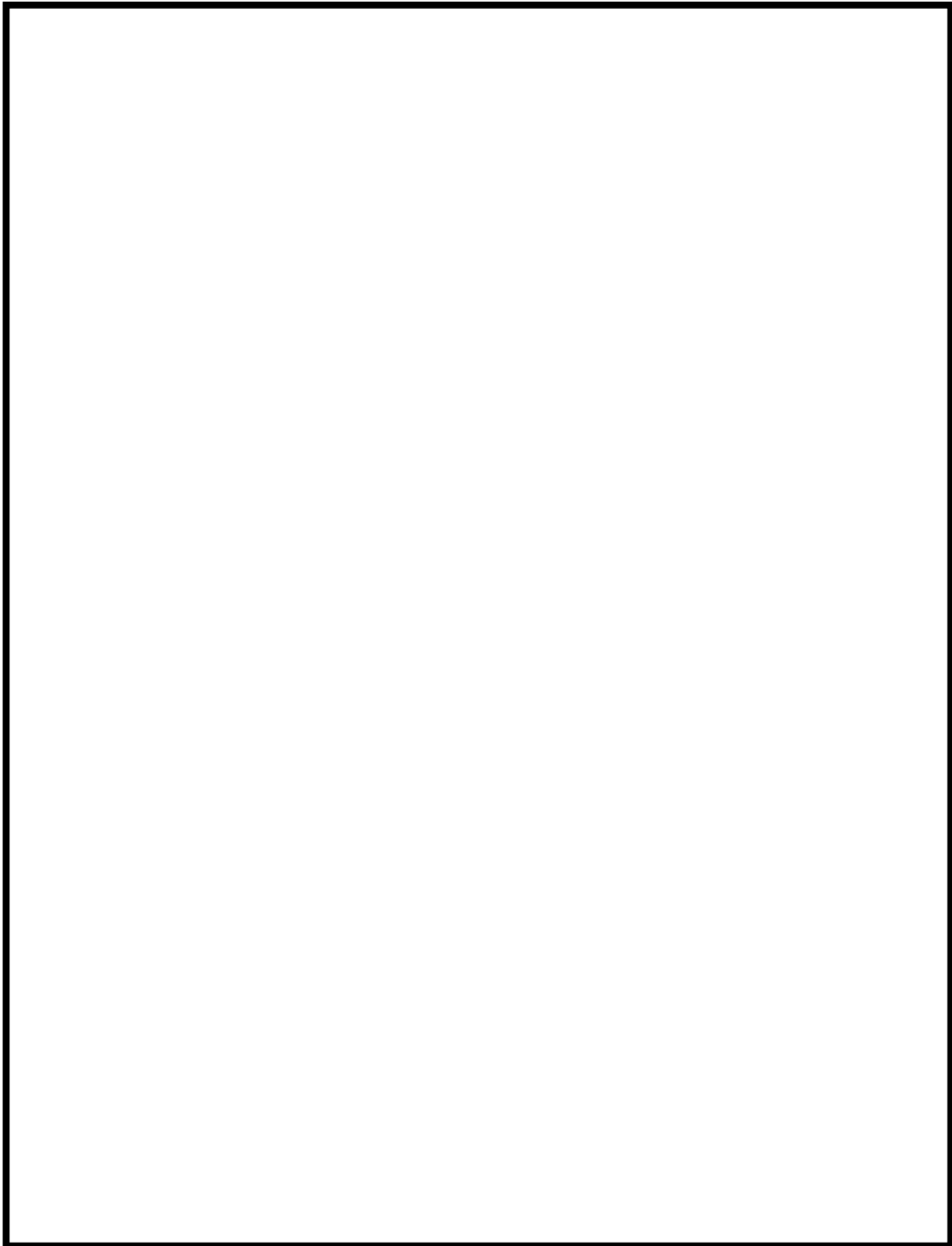


図 17 高圧窒素ガス供給系に係る機器
(高圧窒素ガスポンベラック) の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

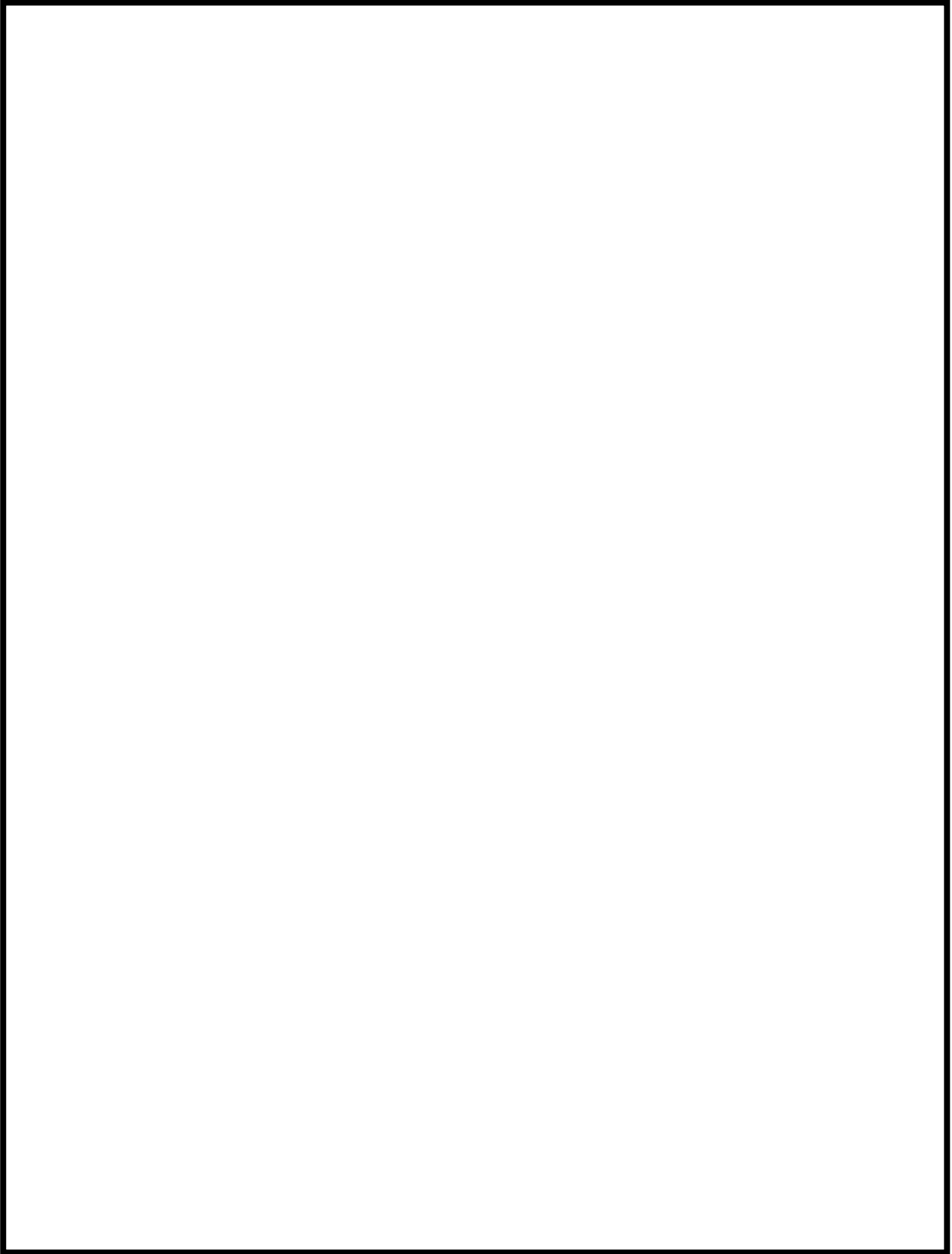


図 18 高圧窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

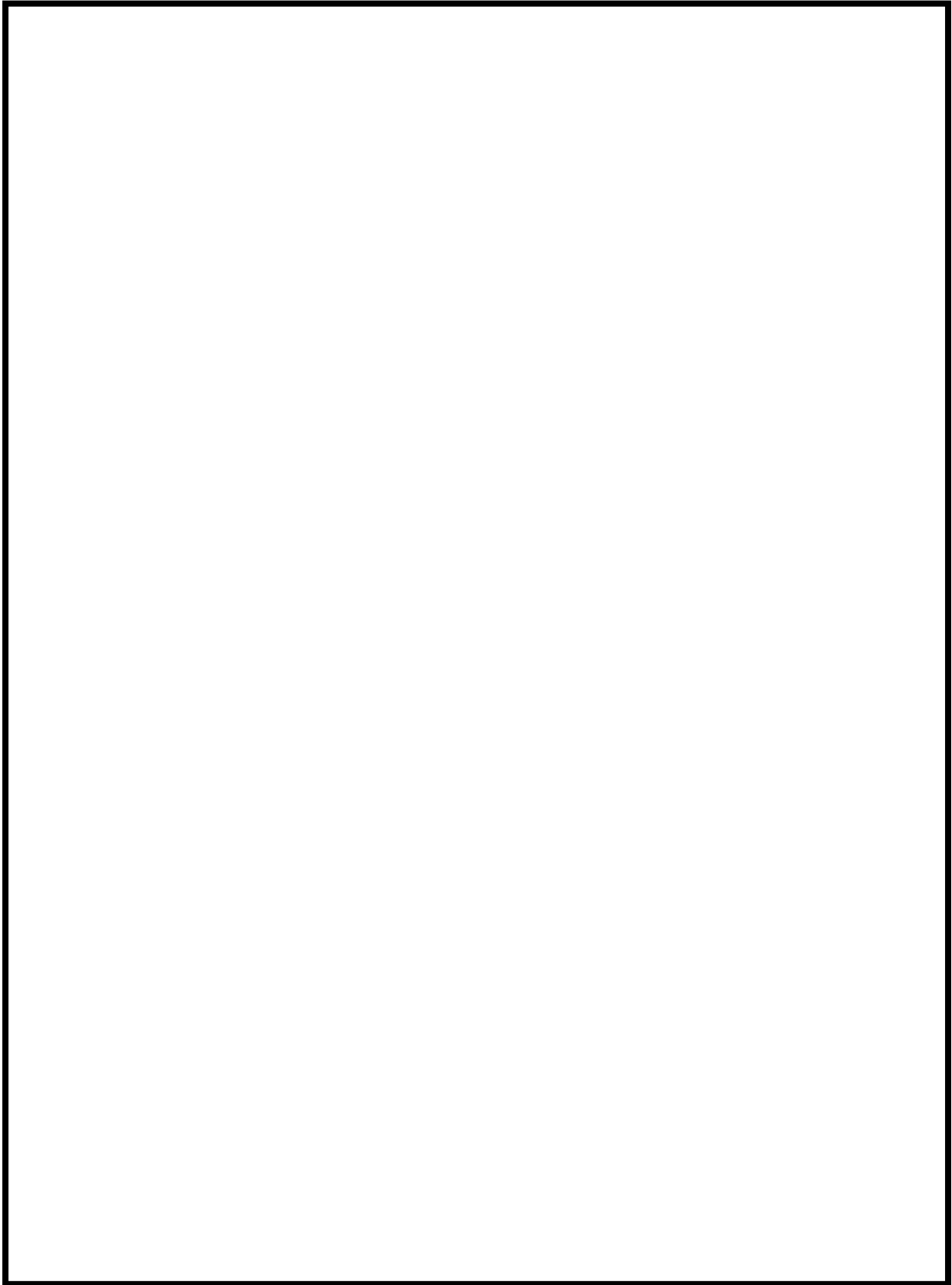


図 19 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

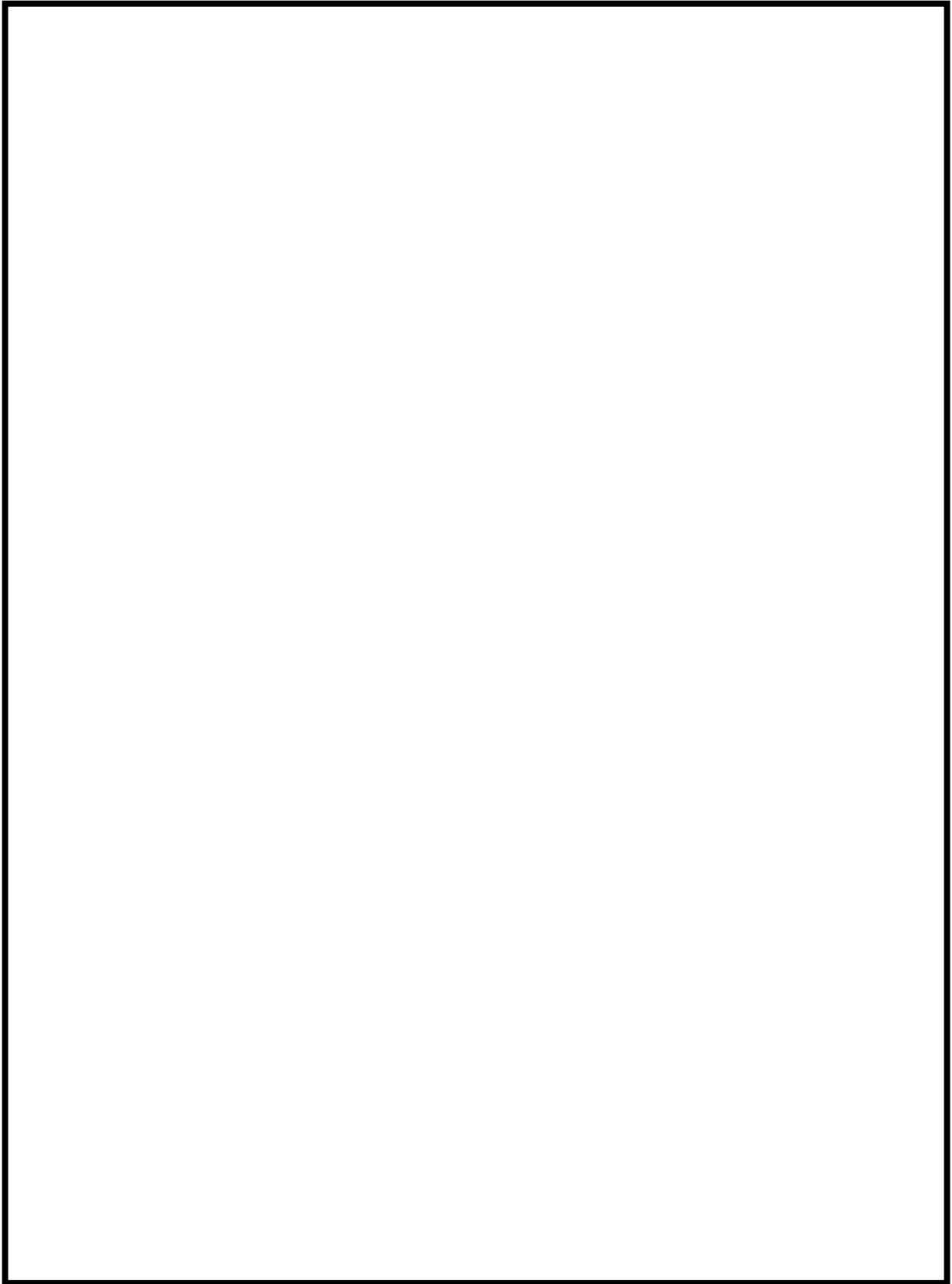


図 20 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

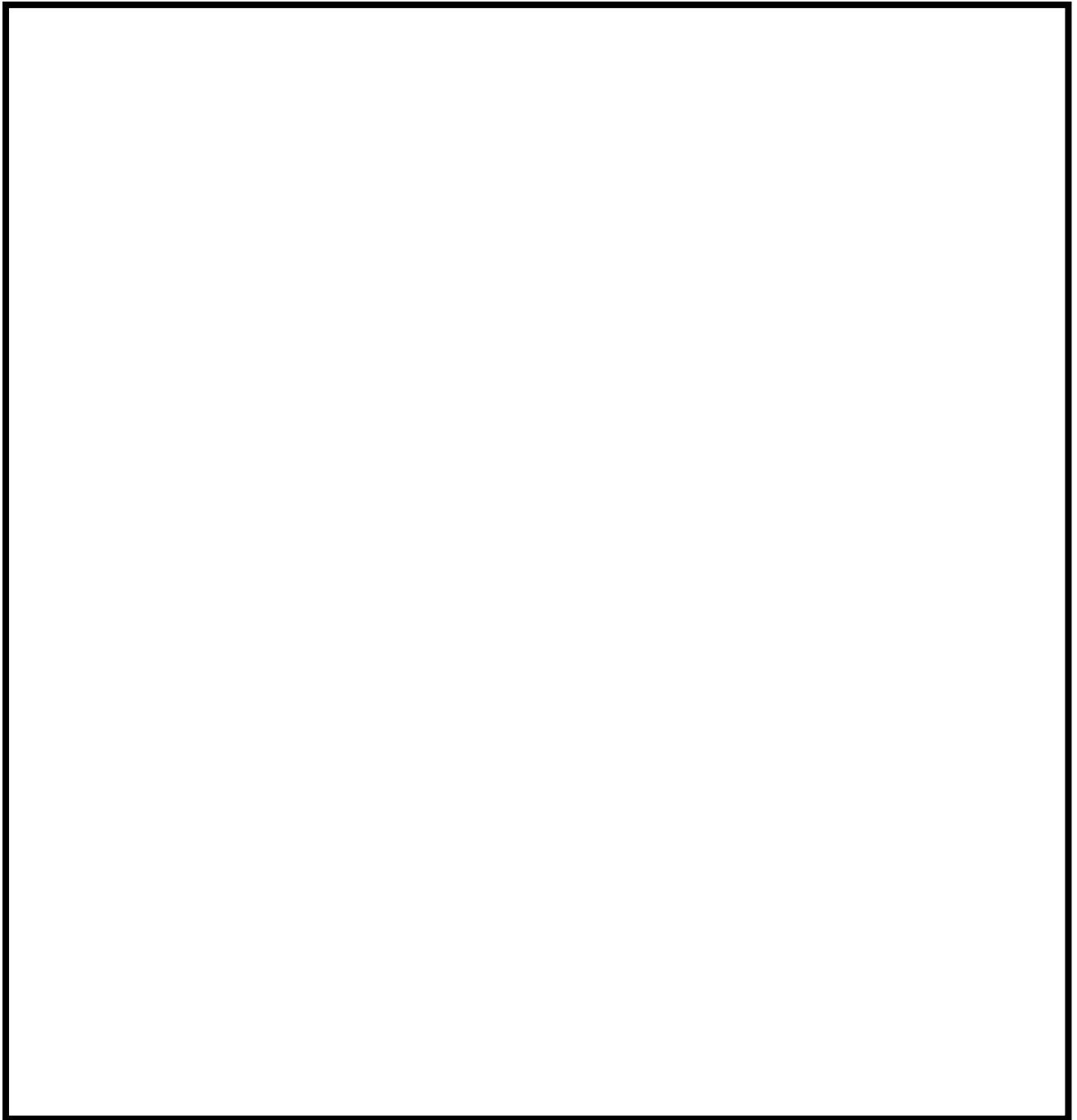


図 21 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

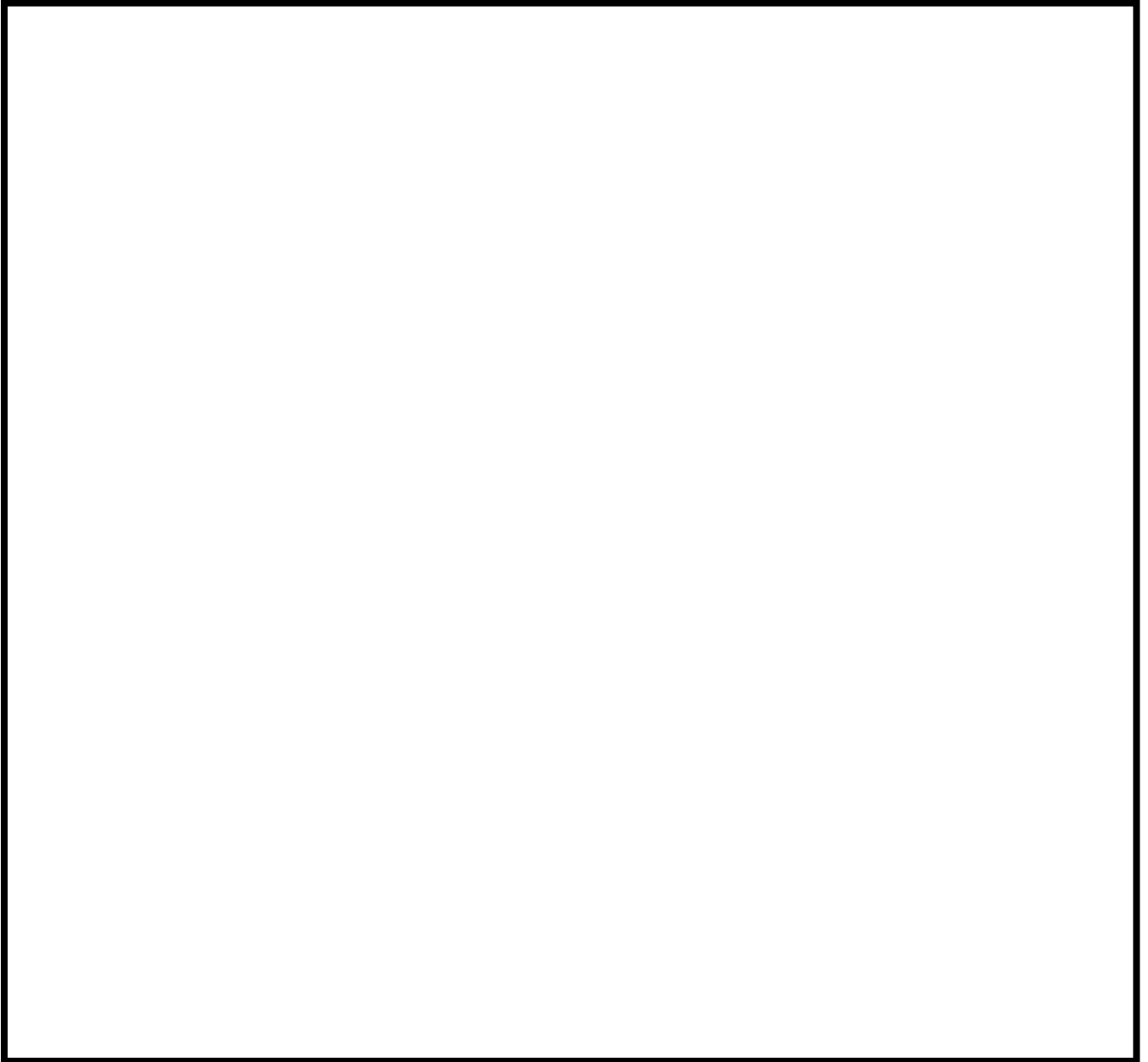


図 22 常設直流電源系統の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

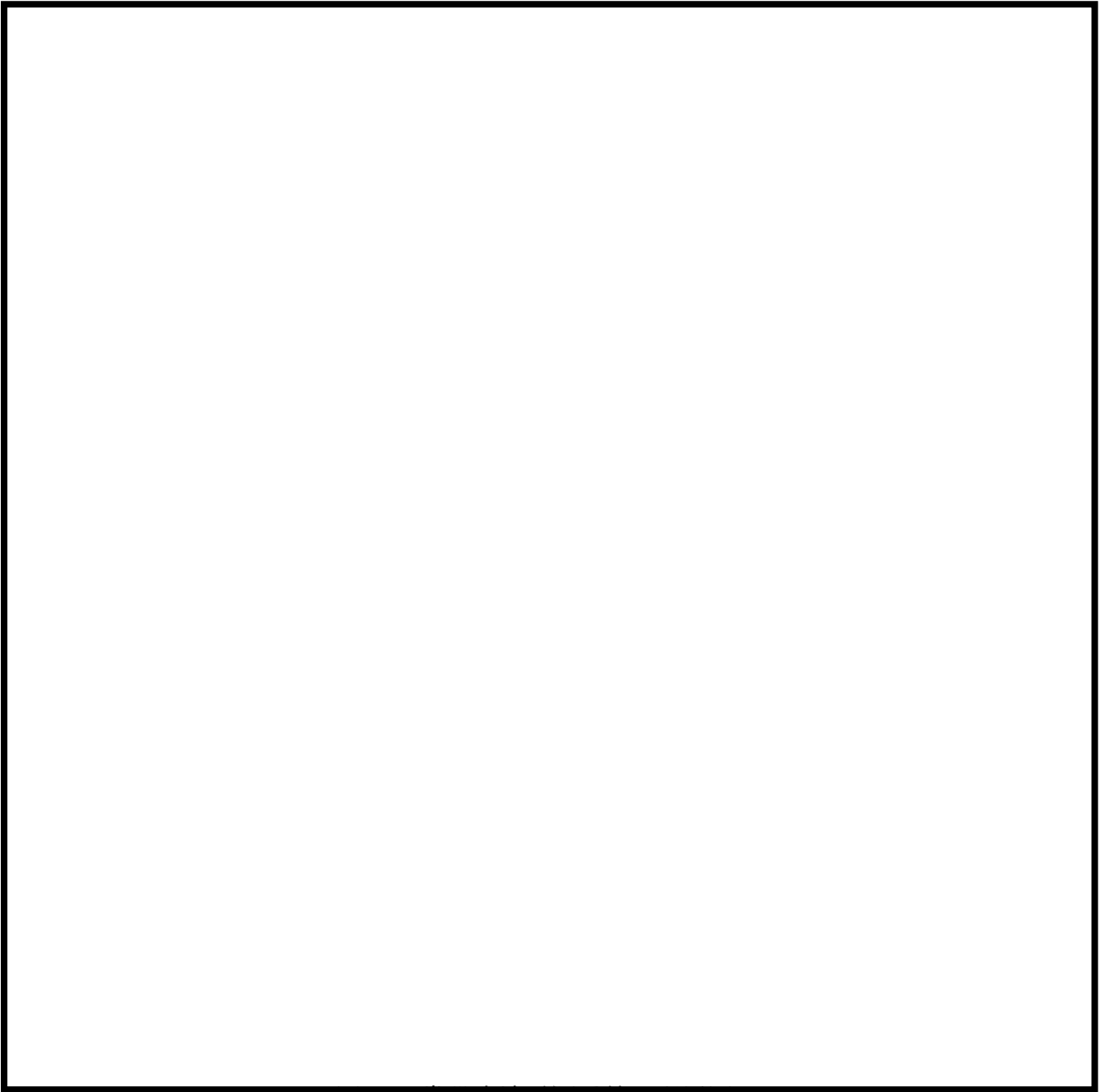


図 23 常設直流電源システムの配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

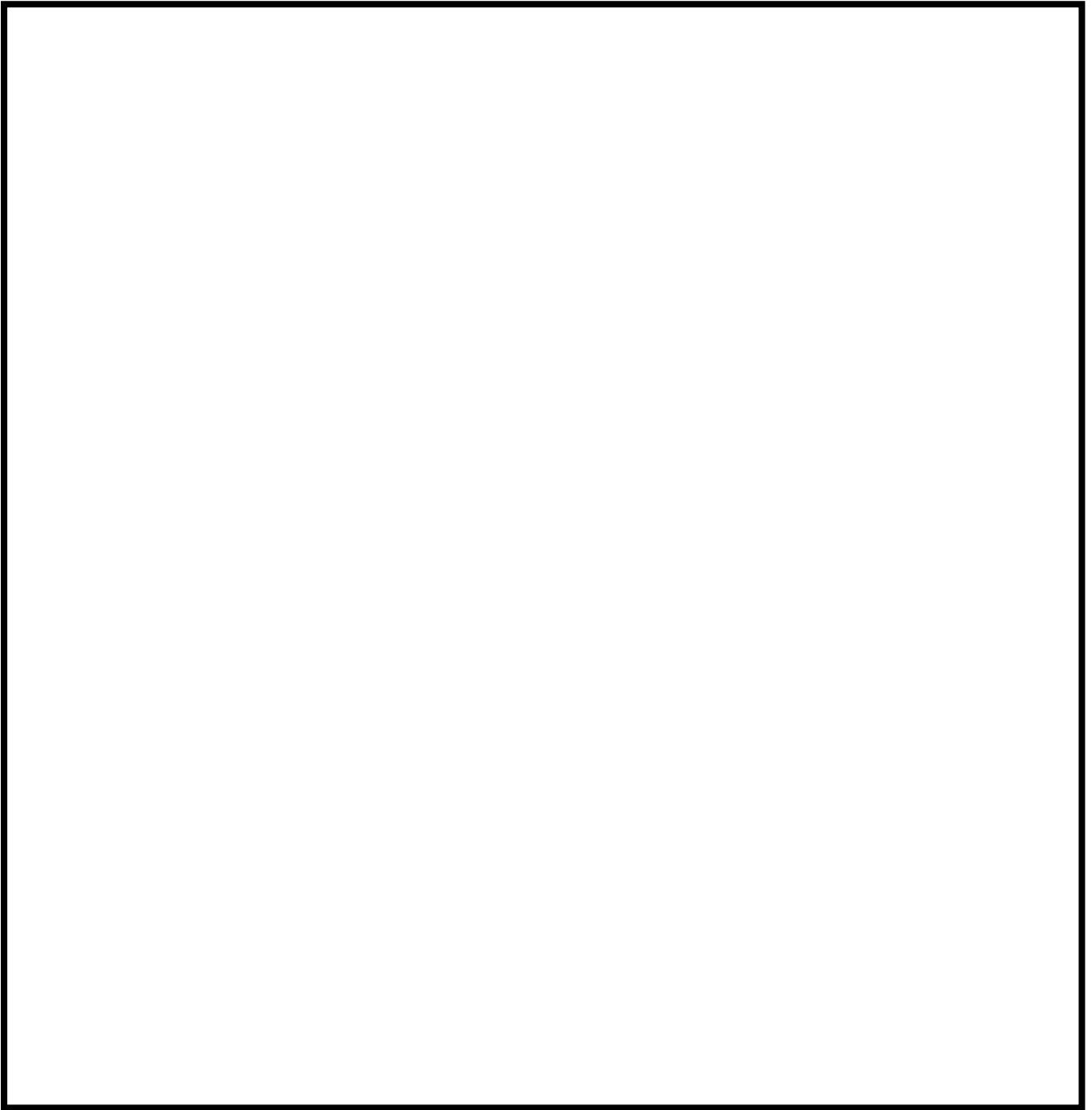


図 24 常設直流電源システムの配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

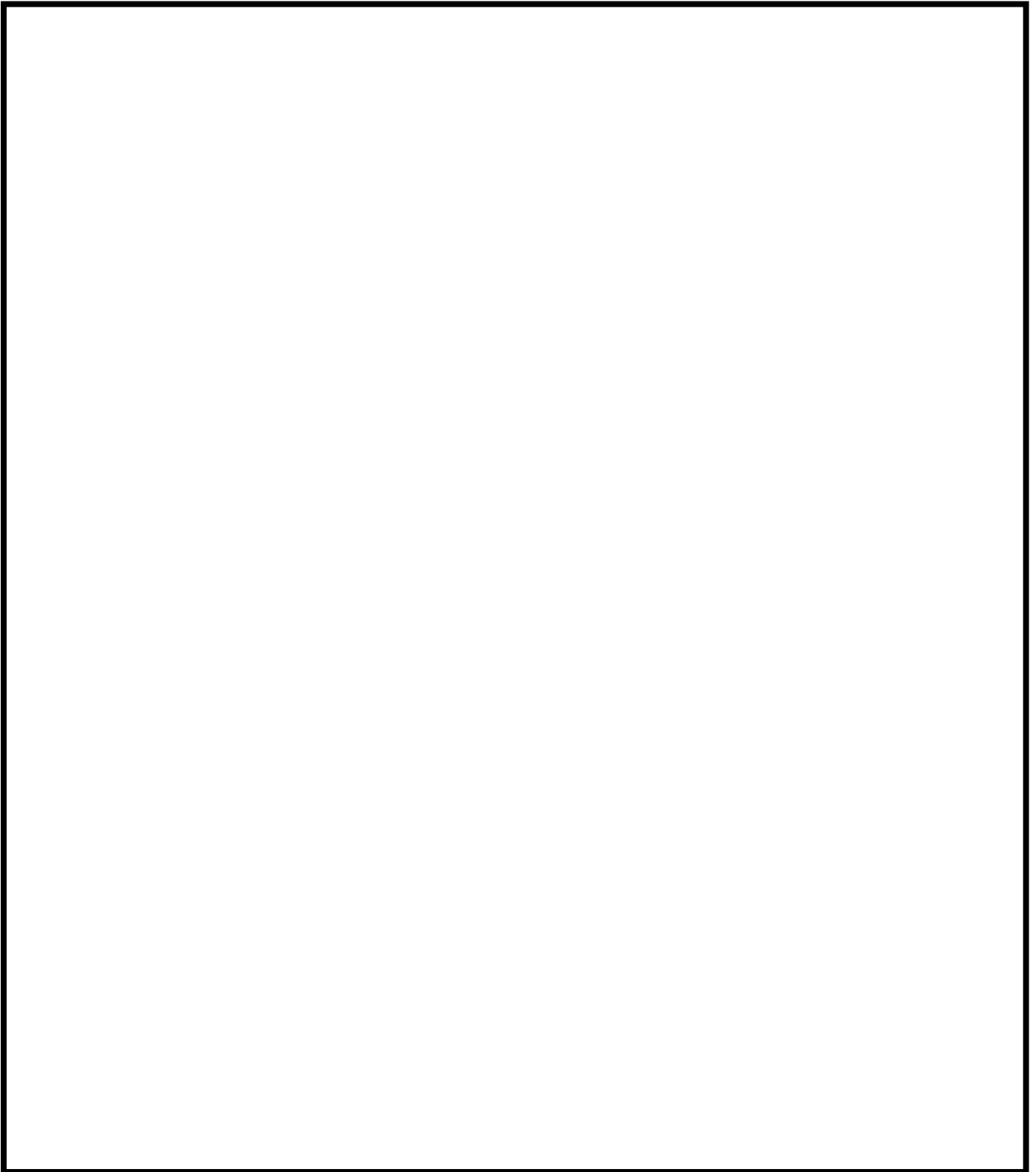


図 25 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

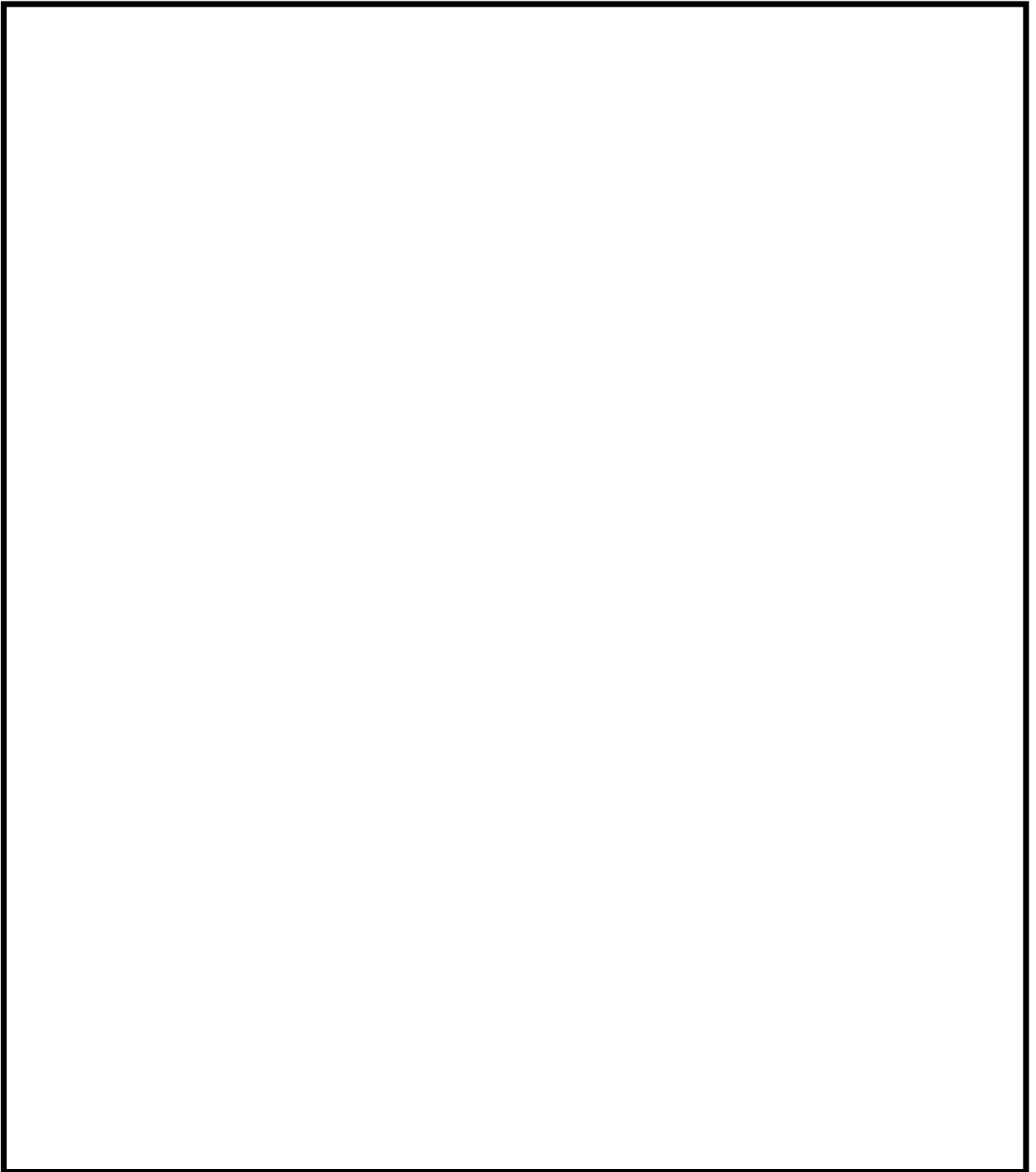


図 26 AM 用切替装置の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

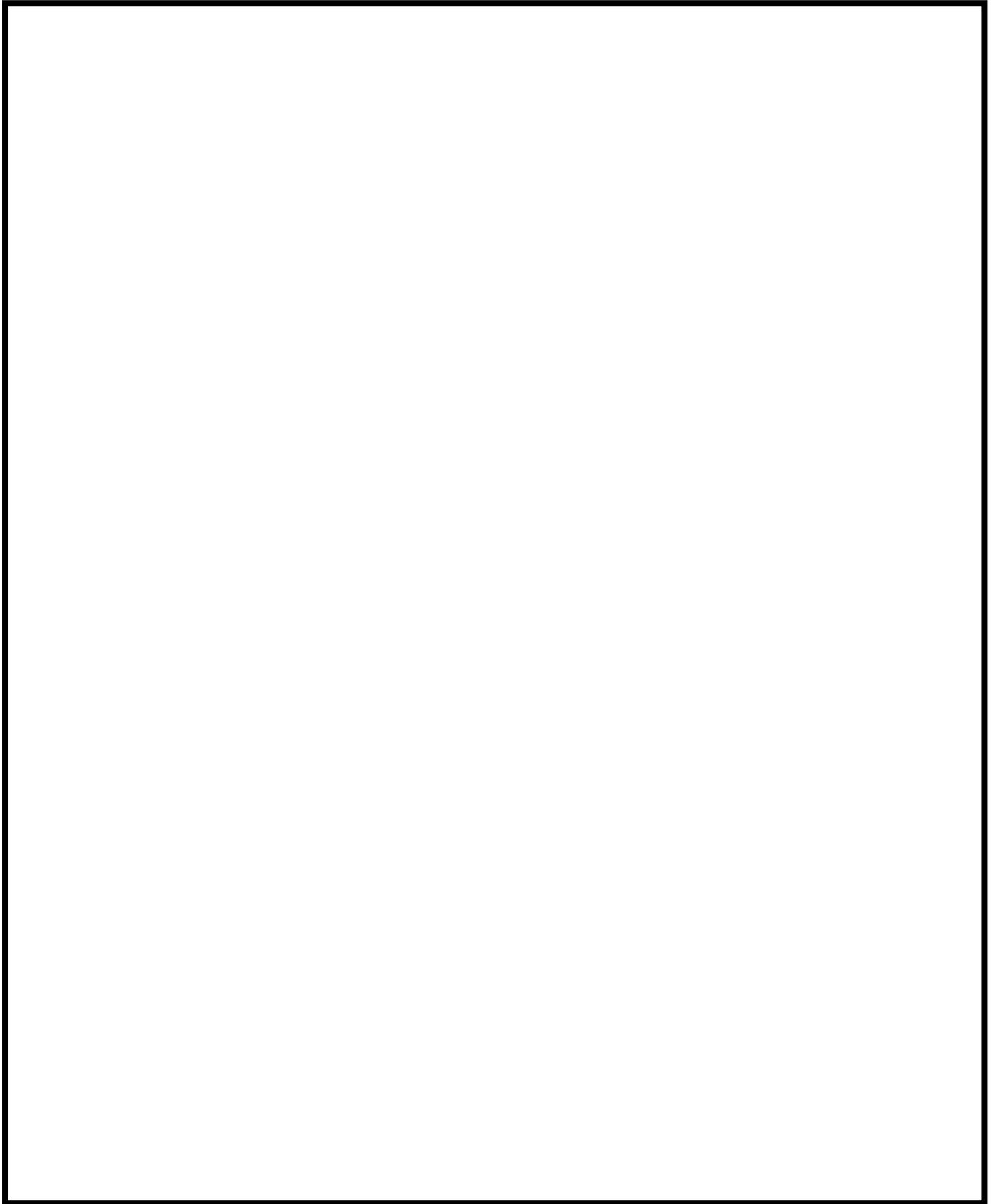


図 27 原子炉建屋ブローアウトパネルの配置図
(6号炉 原子炉建屋地上1, 2, 4階)

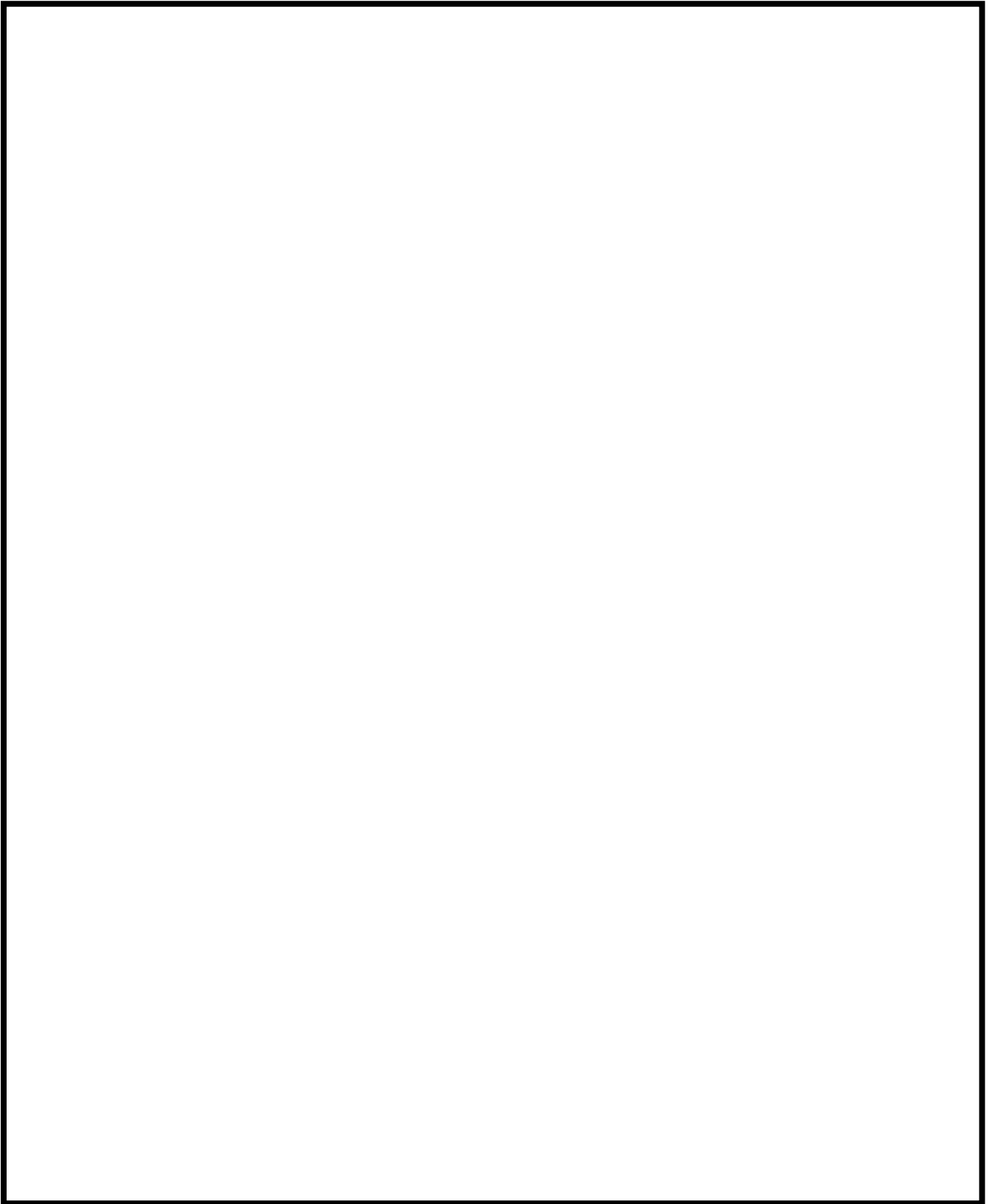


図 28 原子炉建屋ブローアウトパネルの配置図
(7号炉 原子炉建屋地上1,2,4階)

46-4
系統図

凡例

	2 out of 3 論理
	OR 論理
	AND 論理
	信号阻止
ADS	自動減圧系
SA-ADS	代替自動減圧機能
TD	タイマー (10分)
ND	常時無励磁
KOS	キースイッチ

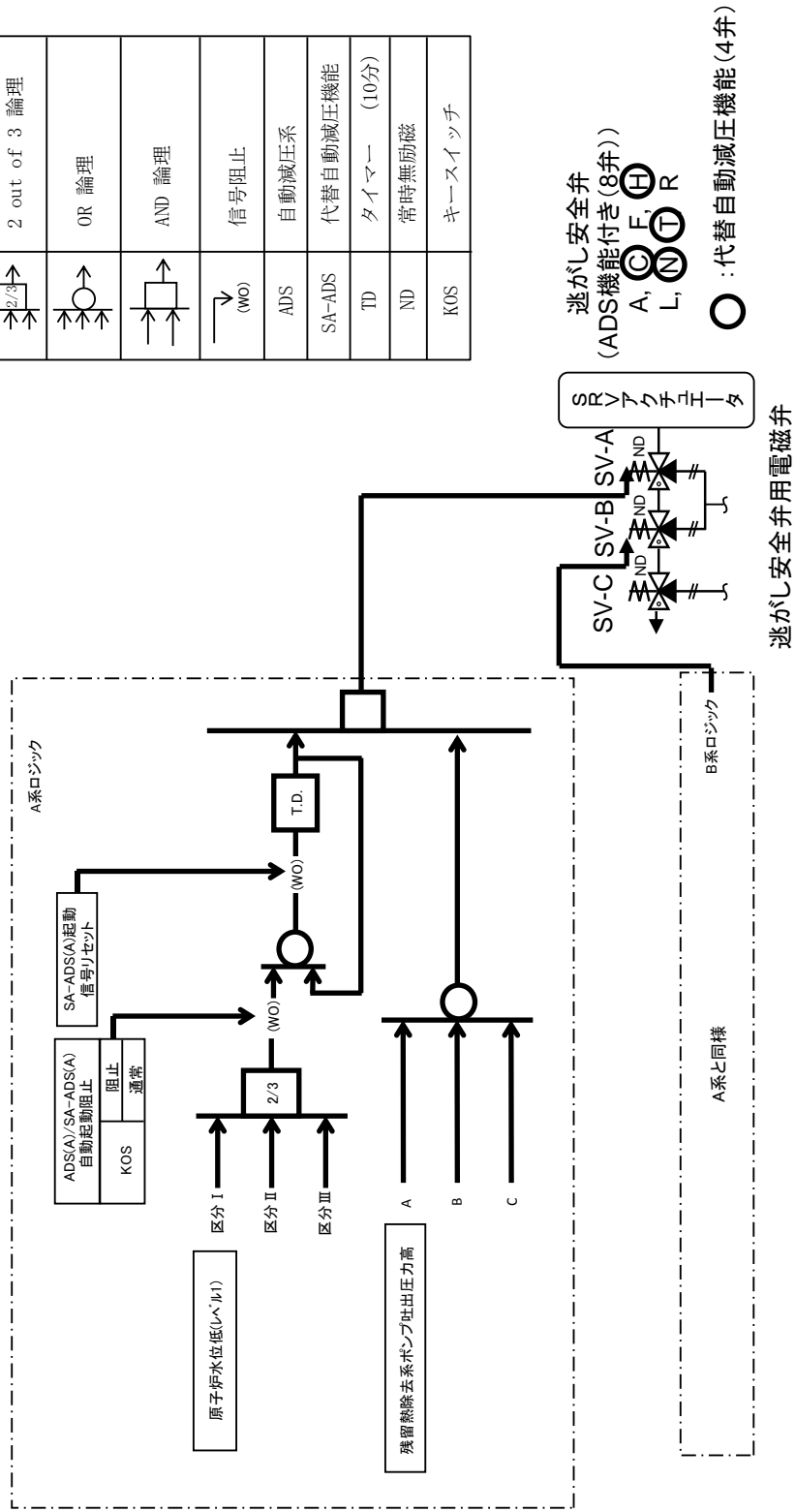


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

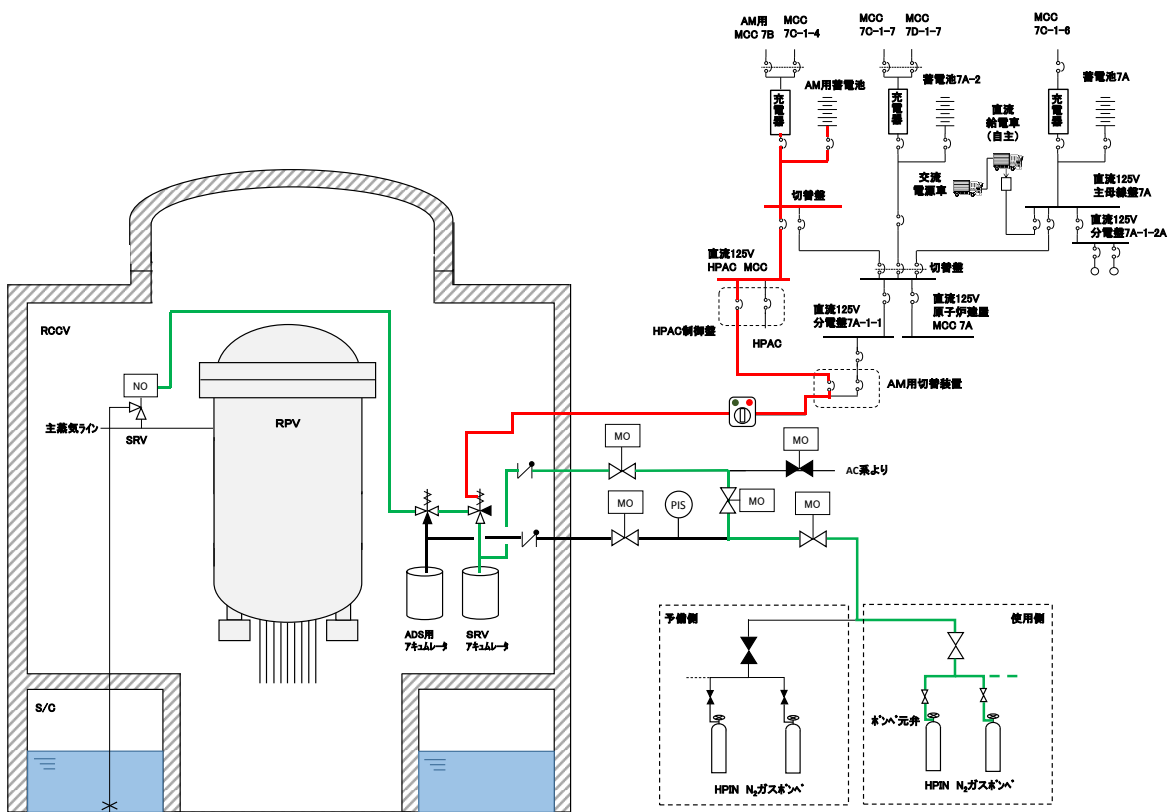


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

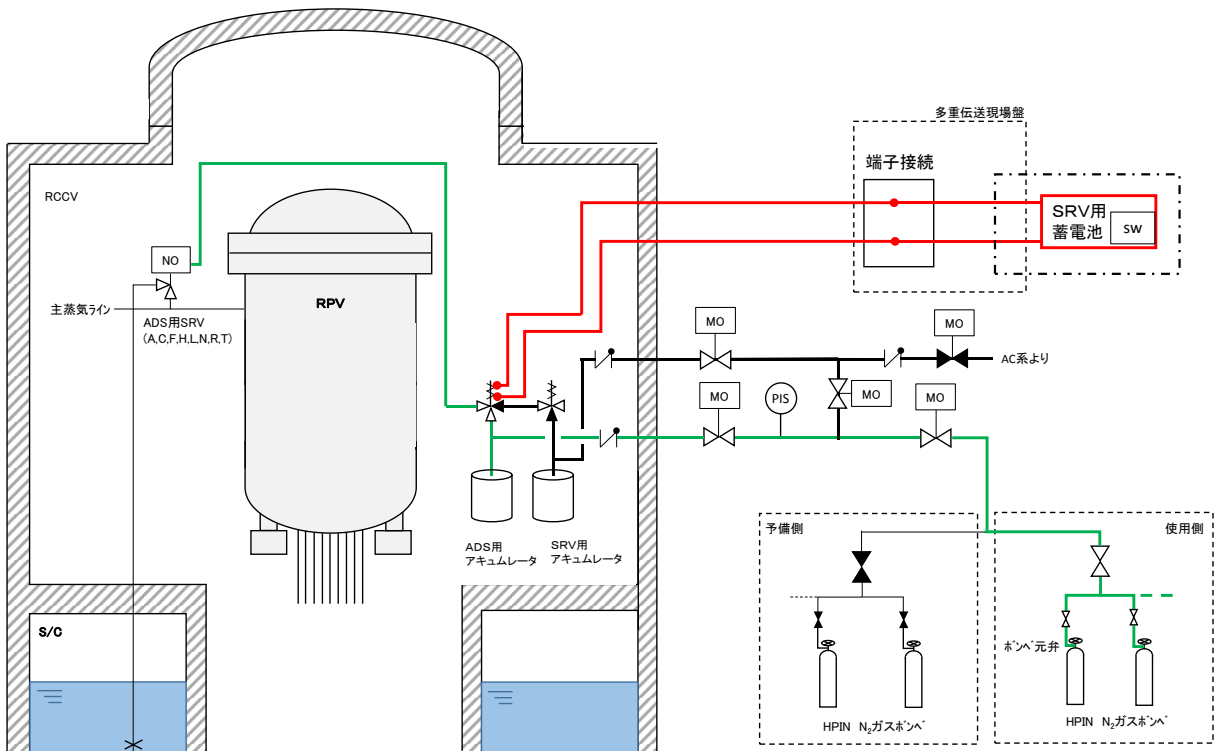


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

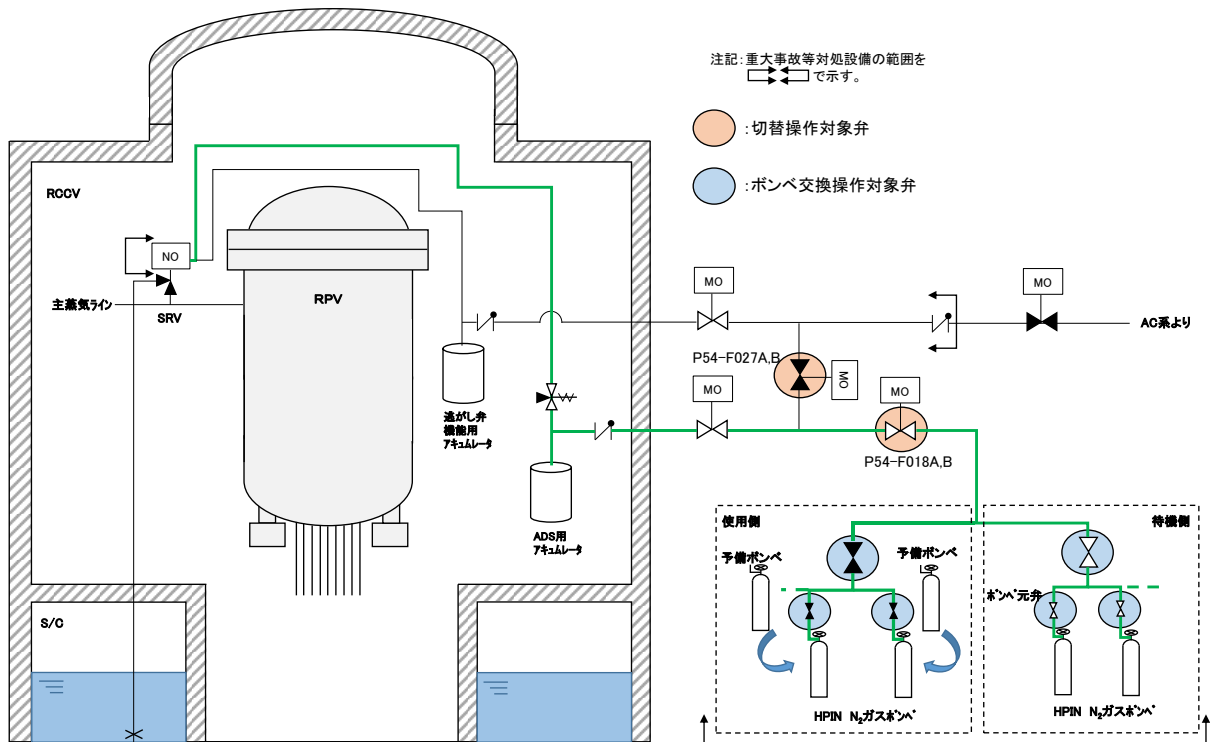


図4 高圧窒素ガス供給系系統概要図 (6号炉)

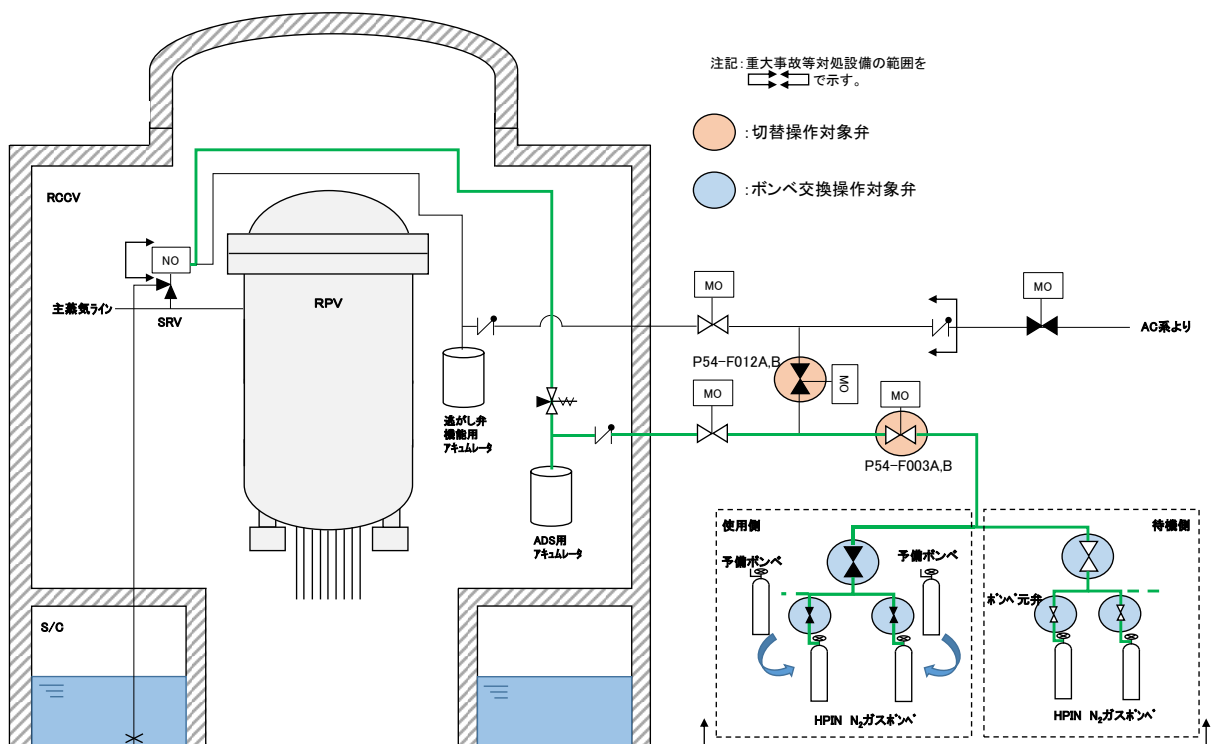


図5 高圧窒素ガス供給系系統概要図 (7号炉)

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	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-M0-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
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	原子炉建屋の原子炉区域外
	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	原子炉建屋の原子炉区域外
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	原子炉建屋の原子炉区域外
	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	原子炉建屋の原子炉区域外
(ボンベ元コック弁)	(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	原子炉建屋の原子炉区域外
		ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外

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	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の原子炉区域外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の原子炉区域外
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	原子炉建屋の原子炉区域外
	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	原子炉建屋の原子炉区域外
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	原子炉建屋の原子炉区域外
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U) (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	原子炉建屋の原子炉区域外
(ポンベ元コック弁)				

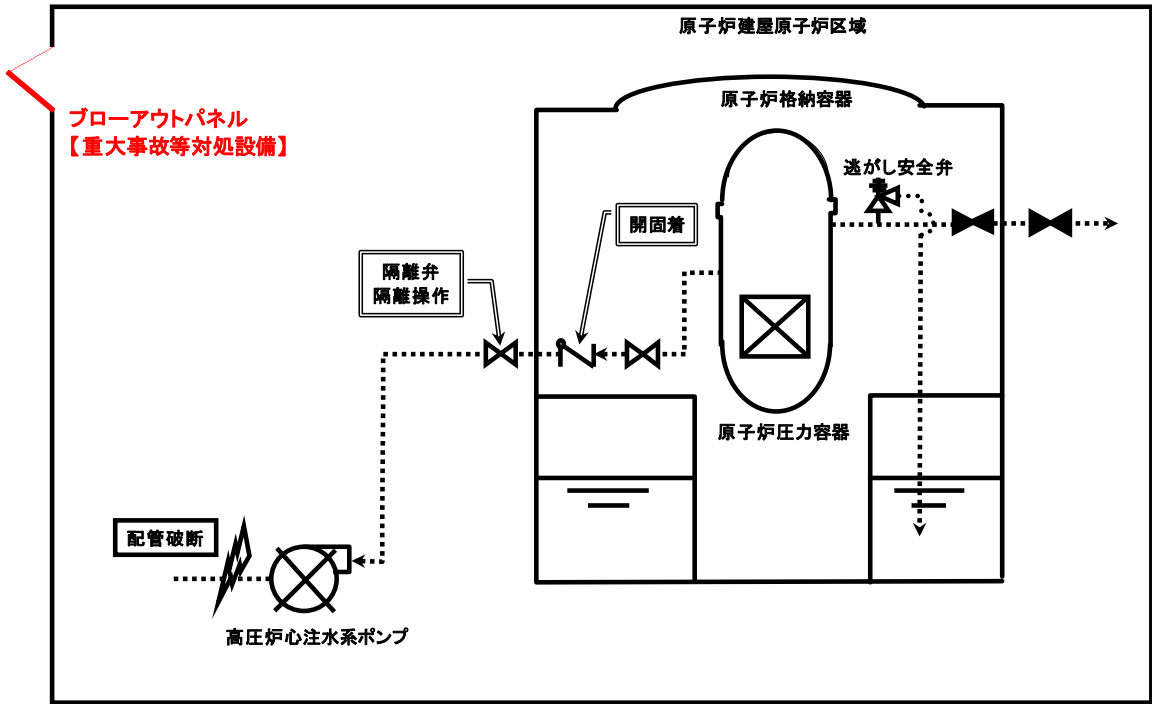


図 6 原子炉建屋ブローアウトパネルの概略系統図
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5
試験及び検査

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

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)	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(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：K6-9-9-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

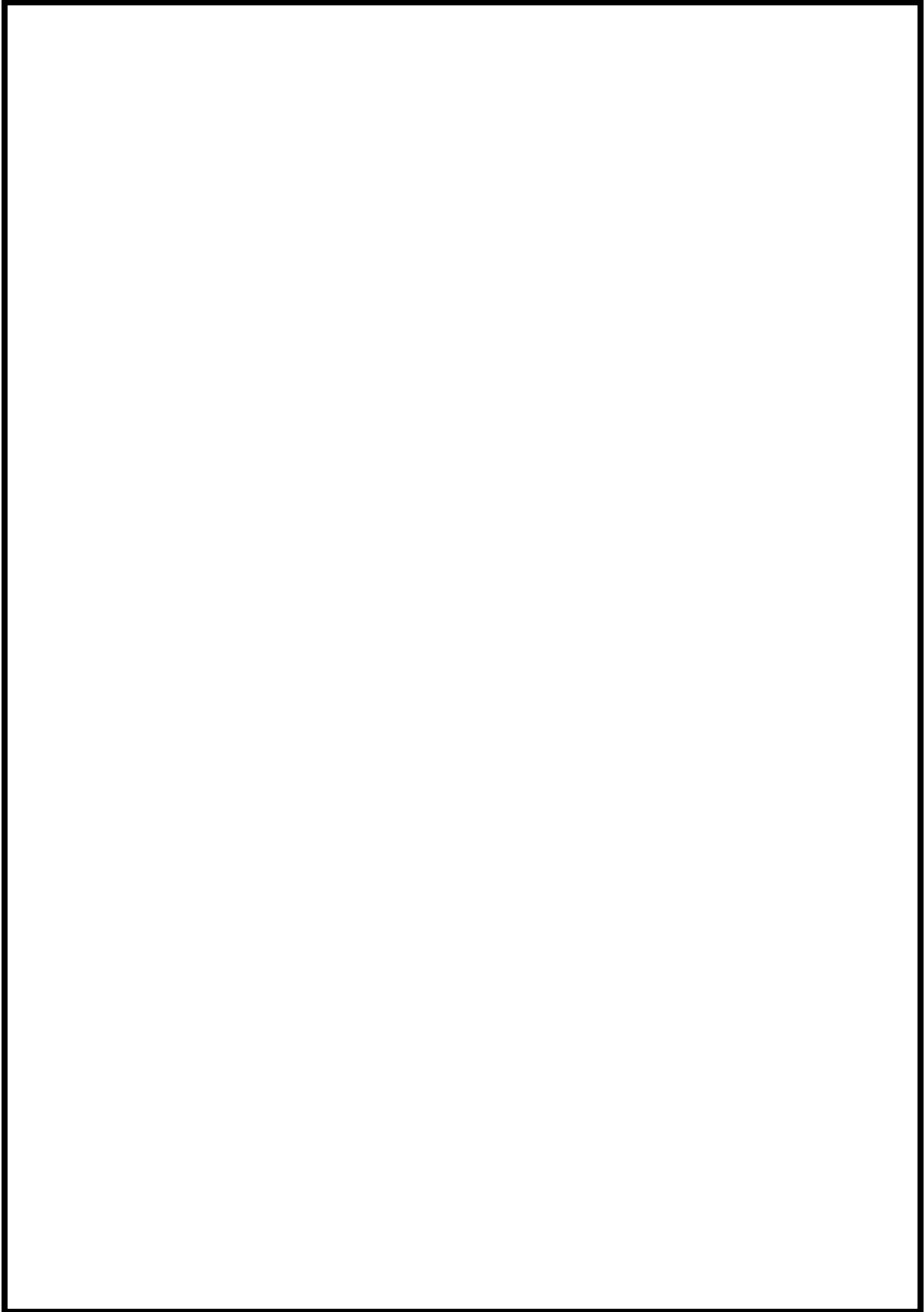


図 1 逃がし安全弁 構造図

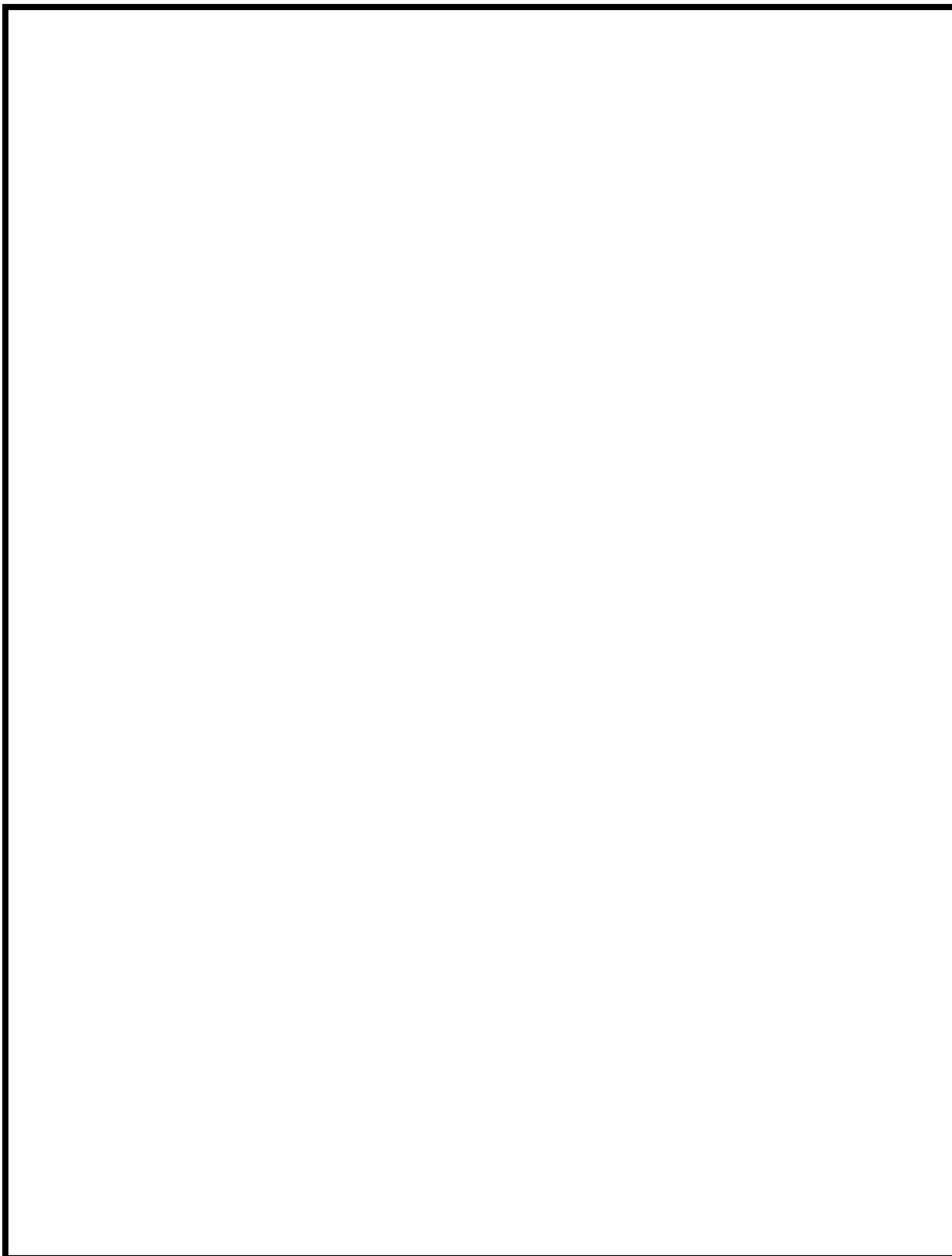


図 2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

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 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、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	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 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 (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

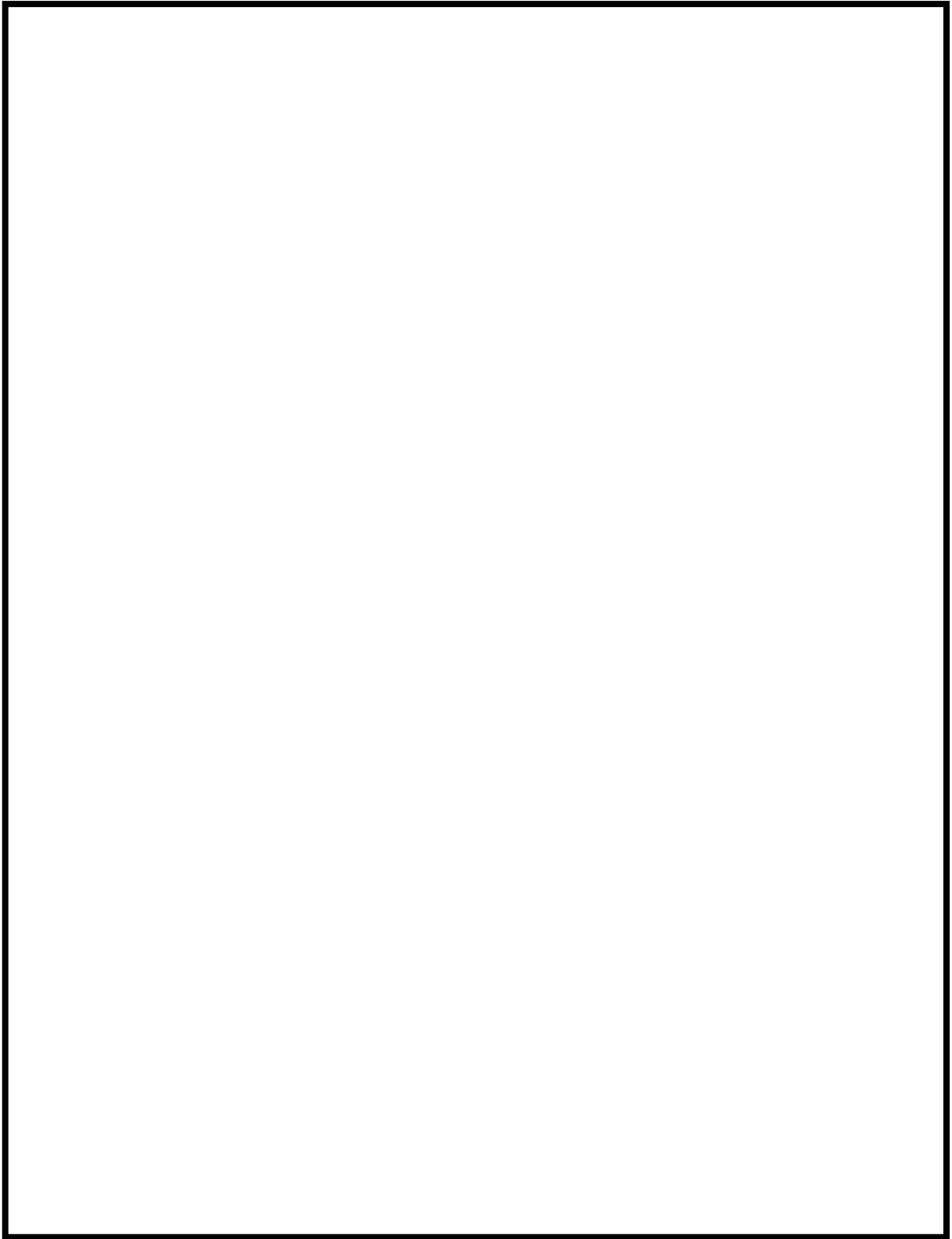


図 3 逃がし安全弁 構造図

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。

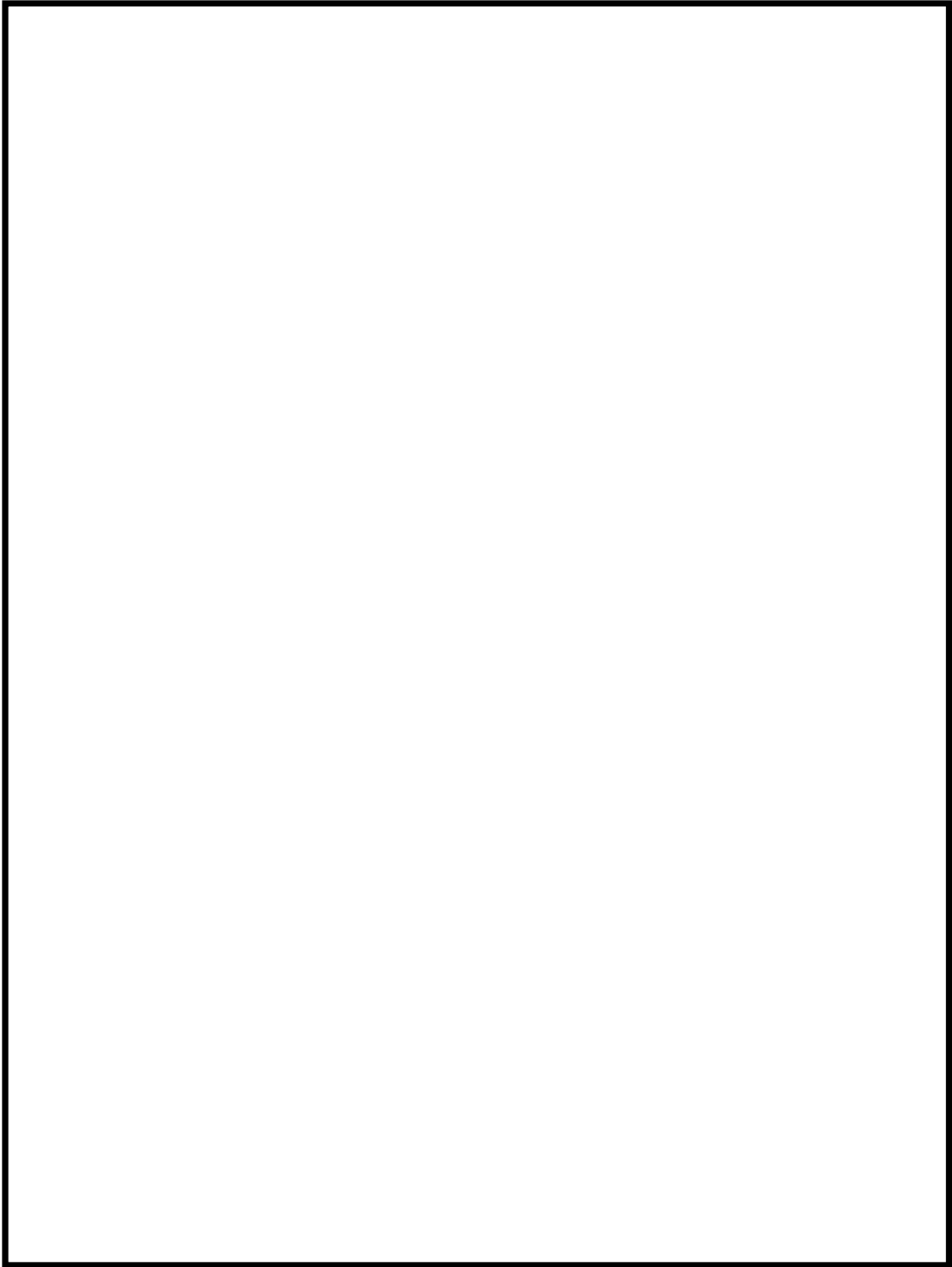


図 4 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

代替自動減圧機能の試験・検査

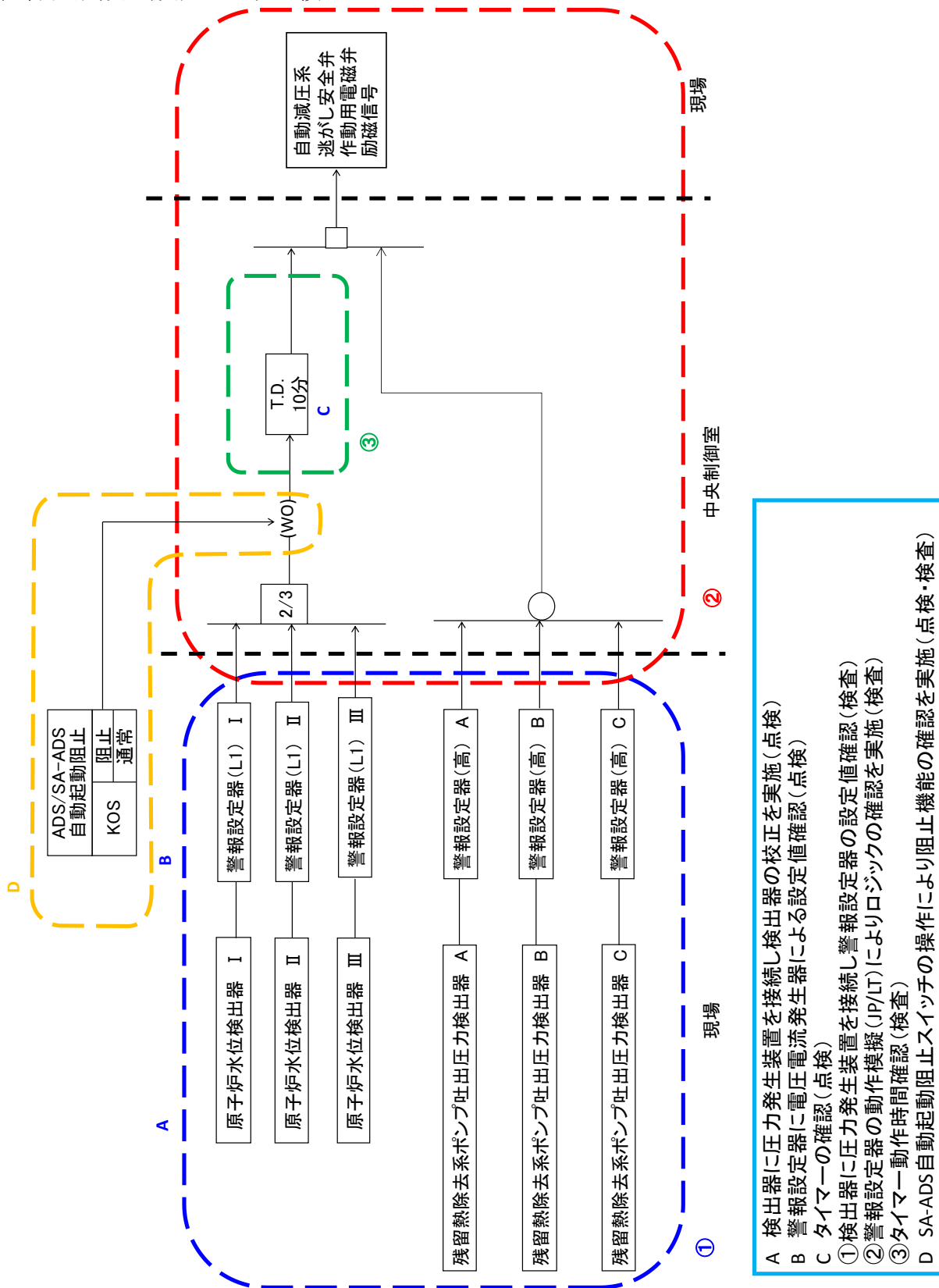


図 5 代替自動減圧機能の試験及び検査

- A 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(点検)
- B 警報設定器に電圧電流発生器による設定値確認(点検)
- C タイマーの確認(点検)
- ① 検出器に圧力発生装置を接続し警報設定器の設定値確認(検査)
- ② 警報設定器の動作模擬(JP/LT)によりロジックの確認を実施(検査)
- ③ タイマー動作時間確認(検査)
- D SA-ADS自動起動阻止スイッチの操作により阻止機能の確認を実施(点検・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ため、発電用原子炉の停止中（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、多重性及び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ため、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して試験できる設計であること。	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。

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発電用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ごととして評価し、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 [] と十分に低いことを確認しており、定期検査ごと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。

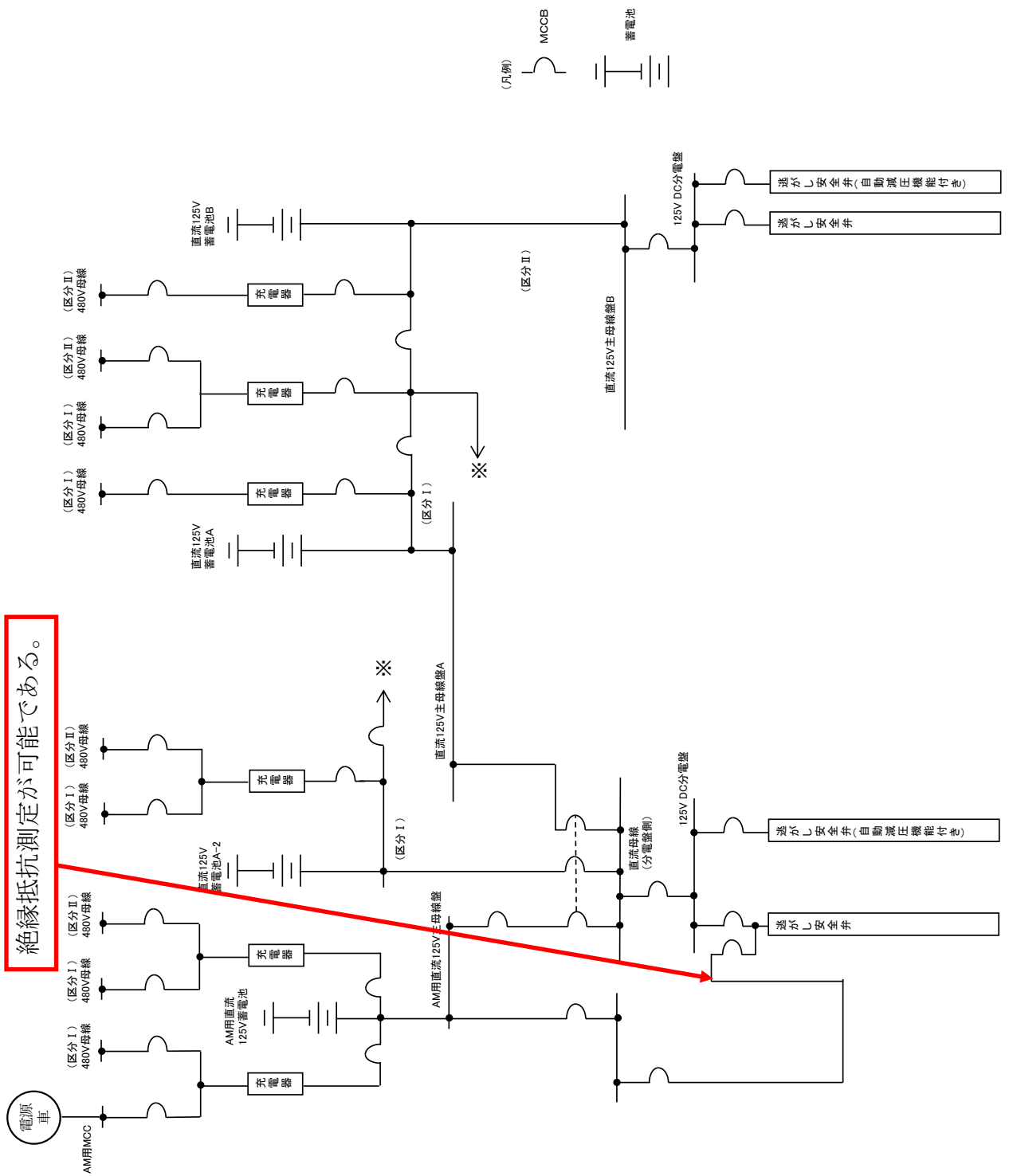


図6 AM用切替装置(SRV)の試験及び検査(6号炉)

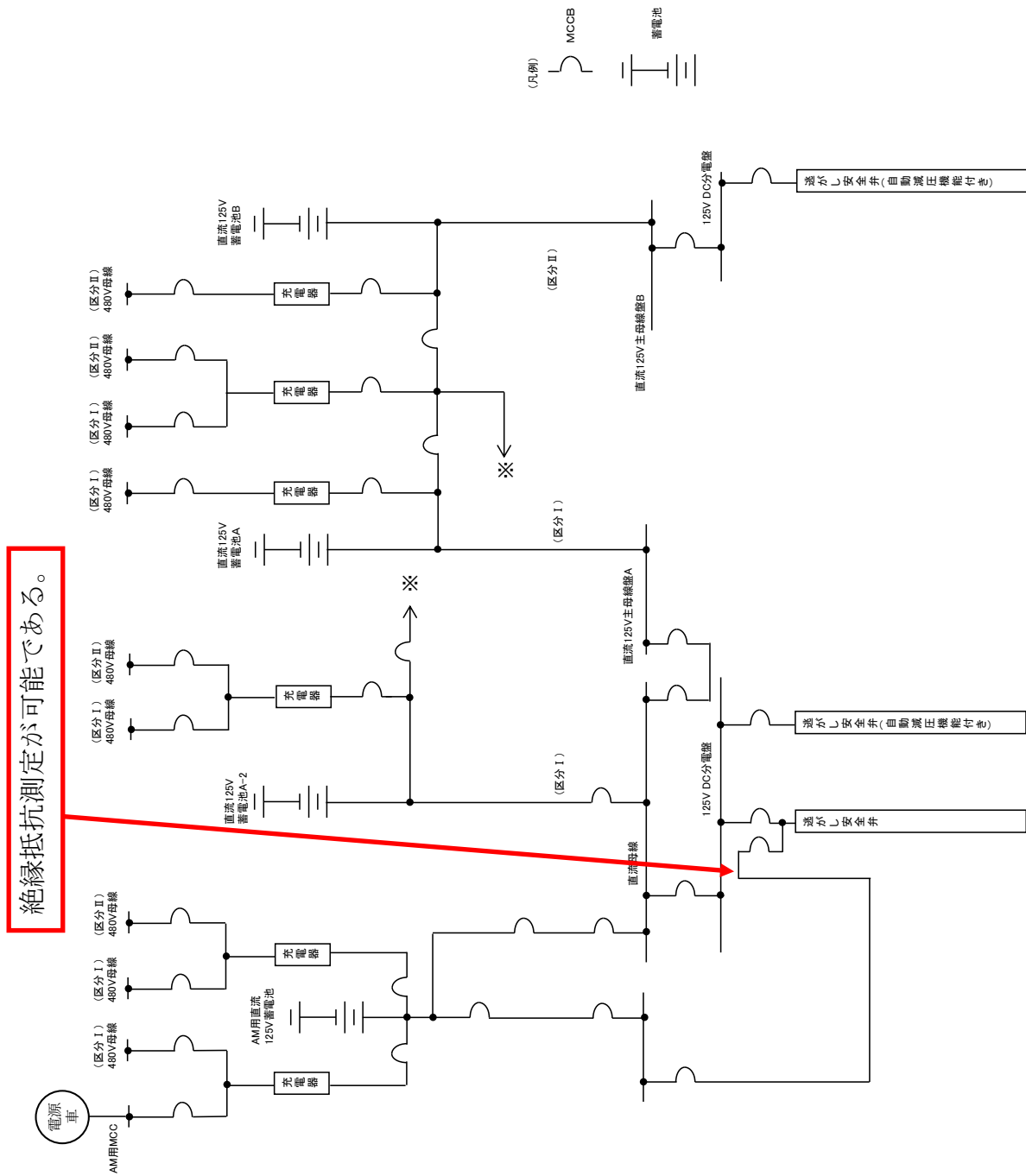
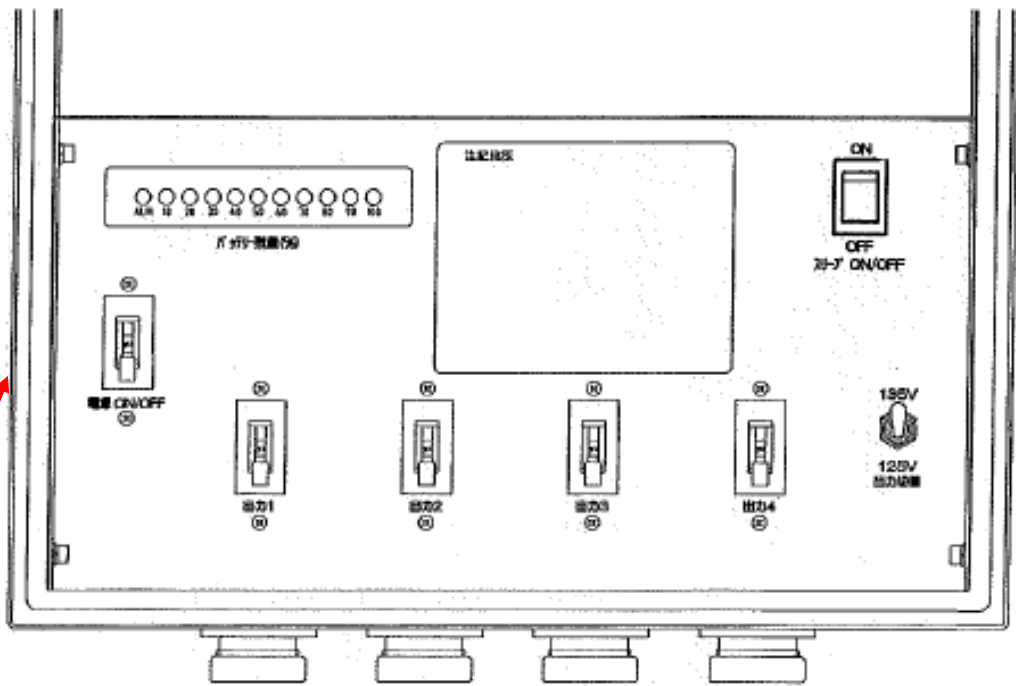


図7 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (7号炉)



電圧確認が可能である。

図8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

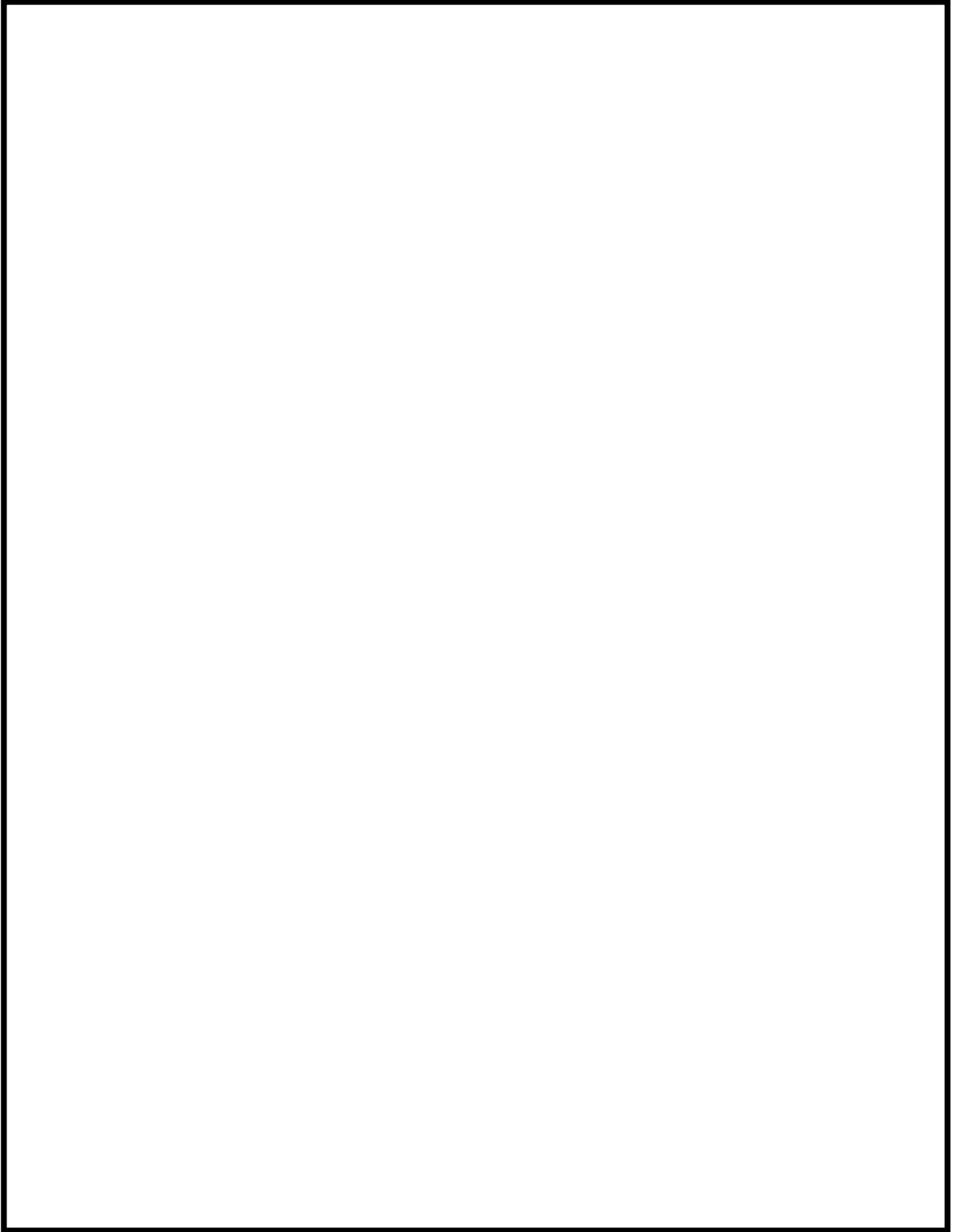


図 9 高圧窒素ガス供給系の試験及び検査 (6号炉)

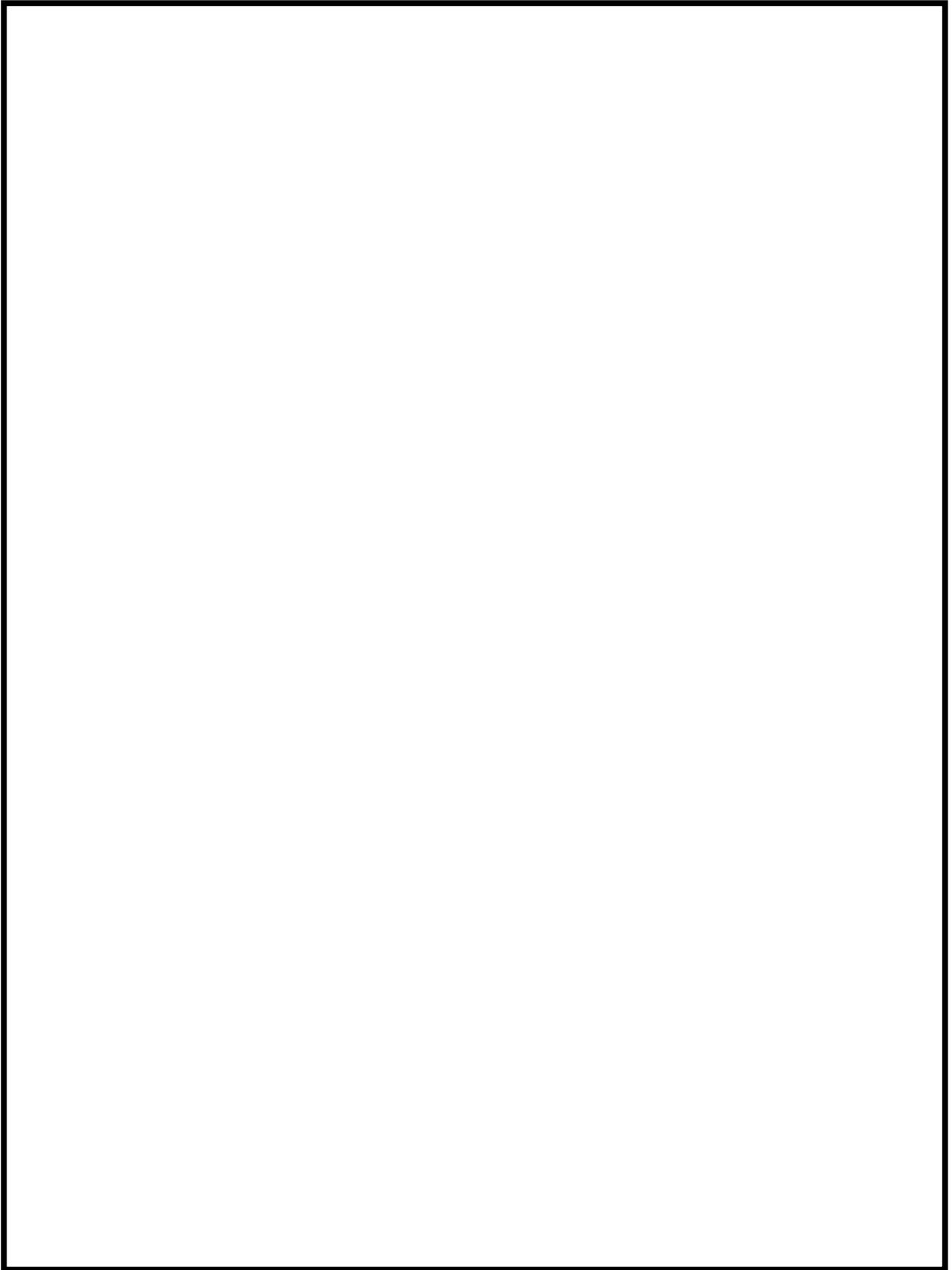


図 10 高圧窒素ガス供給系の試験及び検査 (7号炉)

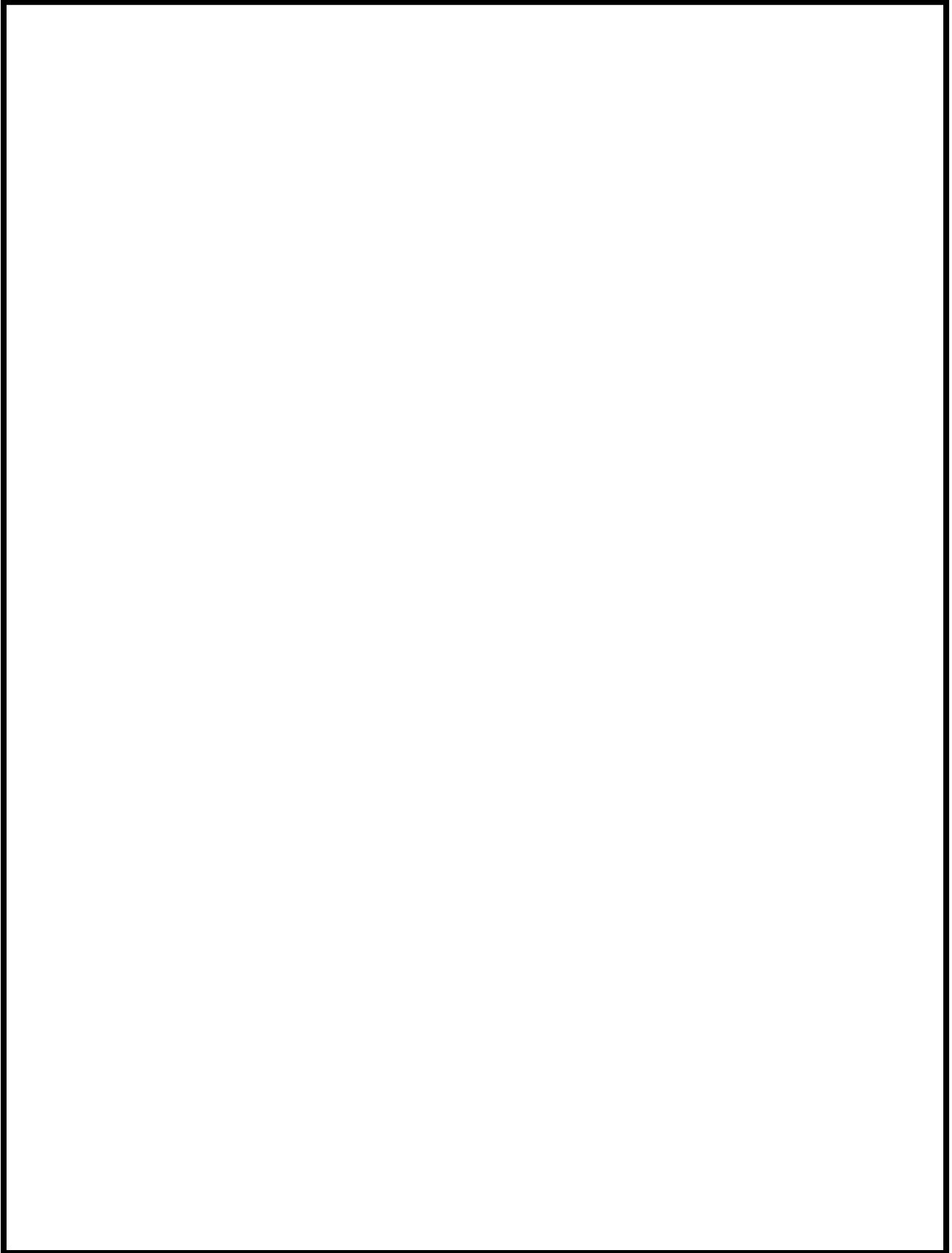


図 11 ブローアウトパネルの試験及び検査

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 のとおりであり、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。

・逃がし安全弁機能用アキュムレータ

名 称		逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input type="text"/> 以上(注1), (15(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により、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に必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} 、 V_{a2} に分割して考える。 $(V_{a1}$ は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、 V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} 、作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} 、シリンダ内圧力を P_c ($=$ 駆動シリンダ内必要最低圧力)、逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

次に、逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.523} \quad (0.523 : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数

= 1.433

(保守的に 0°C, 1.5MPa を考慮)

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

= 1.231

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])

=

上記から、逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.231}\right)^{1/1.433}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.231}\right)^{1/1.433}} \times 10 = \text{} \approx \text{} \ell$$

上記から、逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量 (要求値) は ℓ/個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171°C とする。

・自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容量	L/個	□以上(注1), (200(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。18個の逃がし安全弁のうち8個に自動減圧機能を持たせるため、自動減圧機能用アキュムレータも8個設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化（ $PV^k = \text{一定}$ ）を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = \frac{V_c}{\left(\frac{P_{a0}}{P_c}\right)^{\frac{1}{k}} - 1}$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) = □

K : 断熱指数 = 1.433
(保守的に 0℃, 1.5MPa を考慮)

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) = □

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = 1.231

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{10}{\left(\frac{1.231}{\square}\right)^{\frac{1}{1.433}} - 1} = \square = \square L$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は□□ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして200ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ1.77MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて171℃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発電用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原子炉格納容器の破損（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、発電用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。

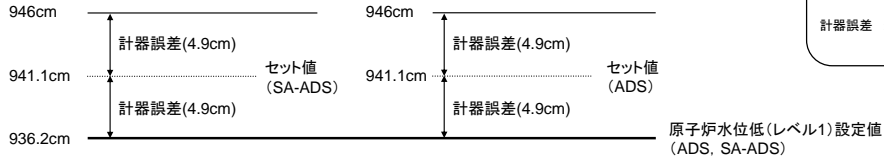
注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端から 1224 cm下

<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、炉心が露出しないように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>

【6号炉】



ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
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】

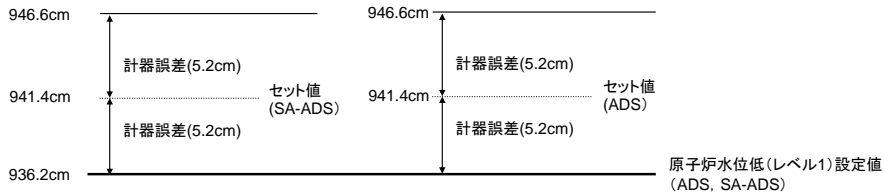


図1 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

・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]

P₁: 逃がし安全弁用電磁 弁(1個)の消費電力 [Wh] = 30

P₂: 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

$$C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$$

$$= 1845Wh$$

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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを、6 号及び 7 号炉にそれぞれ 1 セット 1 個使用する。保有数は 6 号、7 号炉それぞれで 1 セット 1 個に、故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）を分散して保管する。

・ 高圧窒素ガスポンベ

名 称		高圧窒素ガスポンベ
容量	L/個	約 47
最高使用圧力	MPa[gage]	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

(1) 高圧窒素ガス供給系を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量

$$\begin{aligned}
 S_1 &= (V_p[\ell] \times P_p[\text{MPa}(abs)] / P_N[\text{MPa}(abs)] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &\quad - (V_p[\ell] \times P_L[\text{MPa}(abs)] / P_N[\text{MPa}(abs)] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &= (\boxed{}[\text{MPa}(abs)] - \boxed{}[\text{MPa}(abs)]) \times \boxed{}[\ell] / 0.1013[\text{MPa}(abs)] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}] \\
 &= \boxed{}[\text{N}\ell]
 \end{aligned}$$

ここで、

S_1 : 系統を加圧するのに 必要なガス量 [Nℓ]

V_p : 窒素ガス供給ライン 容積 = $\boxed{}$ [ℓ]

(配管容積は保守的に 50 ASch 40の配管 $\boxed{}$ m分と仮定。

加えて ADSアキュムレータ 200ℓ×4)

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

P_L : アキュムレータ機能 喪失時の圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

注1 最高充填圧力を示す。

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(2) 高圧窒素ガス供給系 1 系列 4 弁を開動作するための消費量

$$S_2 = V_s[\ell] \times N[\text{個}] \times P_p[\text{MPa}(\text{abs})] / P_N[\text{MPa}(\text{abs})] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]$$

$$= \boxed{}[\ell] \times 4[\text{個}] \times \boxed{}[\text{MPa}(\text{abs})] / 0.1013[\text{MPa}(\text{abs})] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}]$$

$$= \boxed{}[\text{NL}]$$

ここで、

S_2 : 開動作に必要な消費量[NL]

V_s : SRVシリンダー容量 = $\boxed{}$ [ℓ]

N: 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa(abs)]

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(3) 高圧窒素ガス供給系 1 系列 4 弁を 7 日間開保持するための消費量

$$S_3 = \lambda[\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{}[\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times 4[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{}[\text{NL}]$$

ここで、

S_3 : 開保持するために必要な系統漏えい量 [NL]

λ : 逃がし安全弁 1 個あたりの系統漏えい量 = $\boxed{}$ [NL/min/個]

N: 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

D: 開保持期間 (7 日間) = 7[day]

以上より、SRV 4 弁を全て 7 日間、開維持できるガス容量は

高圧窒素ガス供給系 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

: $\boxed{}$ [NL]

高圧窒素ガス供給系 1 系列 4

弁を開動作するための消費量

: $\boxed{}$ [NL]

高圧窒素ガス供給系 1 系列 4

弁を 7 日間開保持するための消費量

: $\boxed{}$ [NL]

合計: $\boxed{}$ [NL]

なお、7 日間の減圧機能維持に必要な SRV 台数は 2 台であるが、保守的に 4 台開保持を考慮している。

1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

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

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 = $\boxed{}$ [MPa(absolute)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = $\boxed{}$ [MPa(absolute)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa(absolute)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7[NL/個]

M : 必要ポンベ本数 [個]

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、

$$S_b > \boxed{}$$

上記の関係式より

$$\boxed{} \times M > \boxed{}$$

$$M > \boxed{}$$

よって、必要ポンベ個数は、1基当たり5個(約47L/個)/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個以上を加え、保守的に25個(予備20個)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

名 称		高圧窒素ガス供給系
供給圧力	MPa [gage]	□以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、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は、原子炉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、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（0.62MPa）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「□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 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> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \cdots \text{①}$ <p>ここに、</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系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圧力 S_2：ピストン受圧面積 $S_2 = \square$ [mm²] F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 $F_R = \square$ [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 $n = \square$ F_{S2}：シリンダスプリング荷重 $F_{S2} = \square$ [N] F_V：可動部重力 $F_V = \square$ [N] F_P：原子炉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：原子炉格納容器圧力（0.62 [MPa]を想定する） F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 $F_{S1} = \square$ [N] F_{S3}：弁体付きベローズ荷重 $F_{S3} = \square$ [N]</p>		

F_F : ピストンリング摩擦力
 $F_F = \square$ [N]

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、原子炉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。

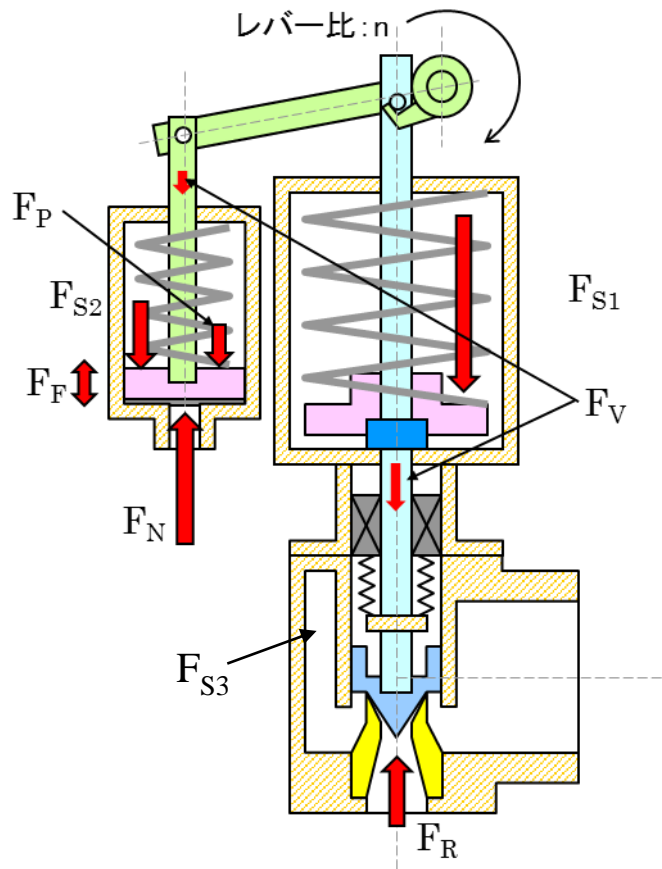


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7
接続図

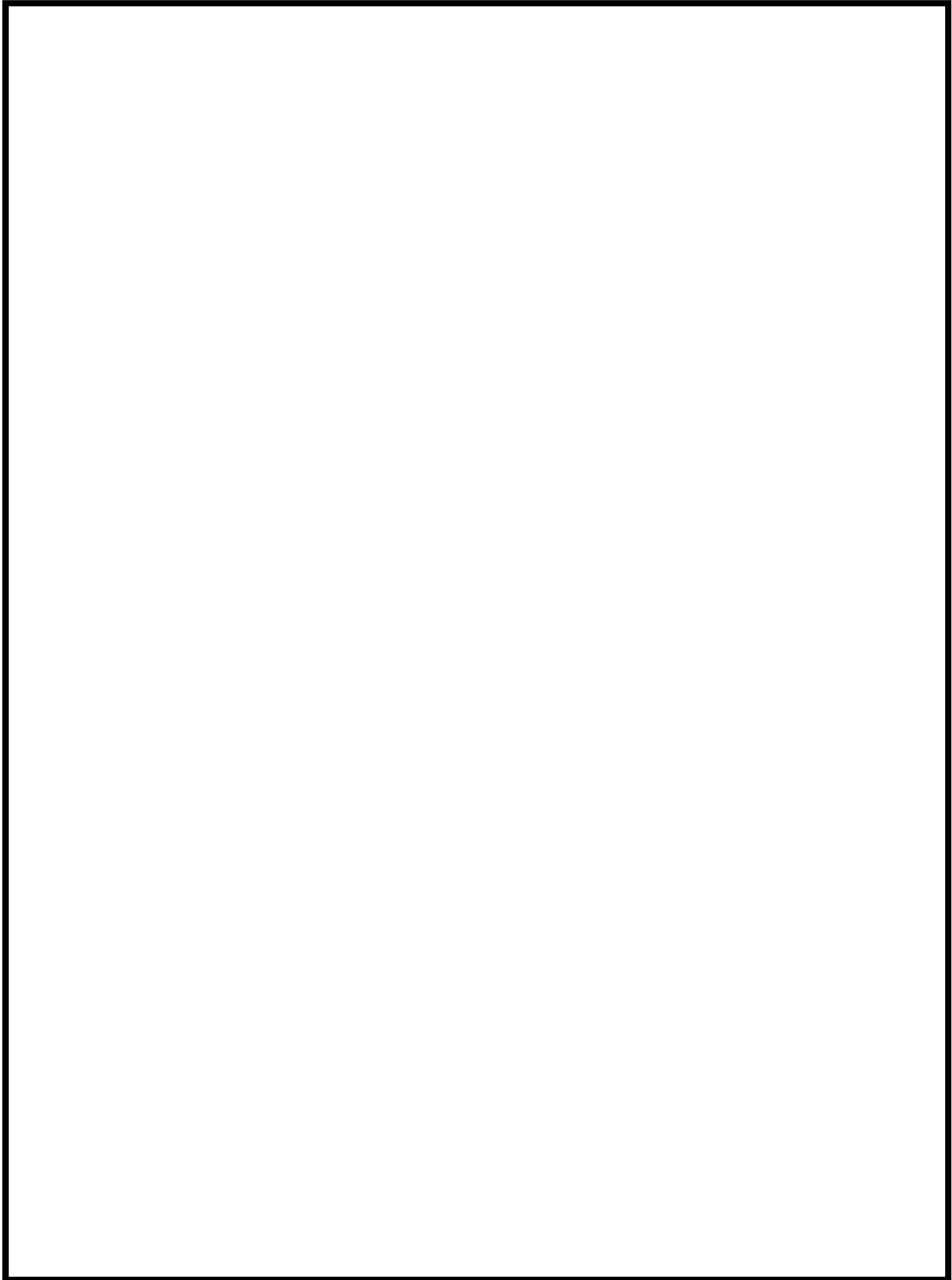


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (6号炉)

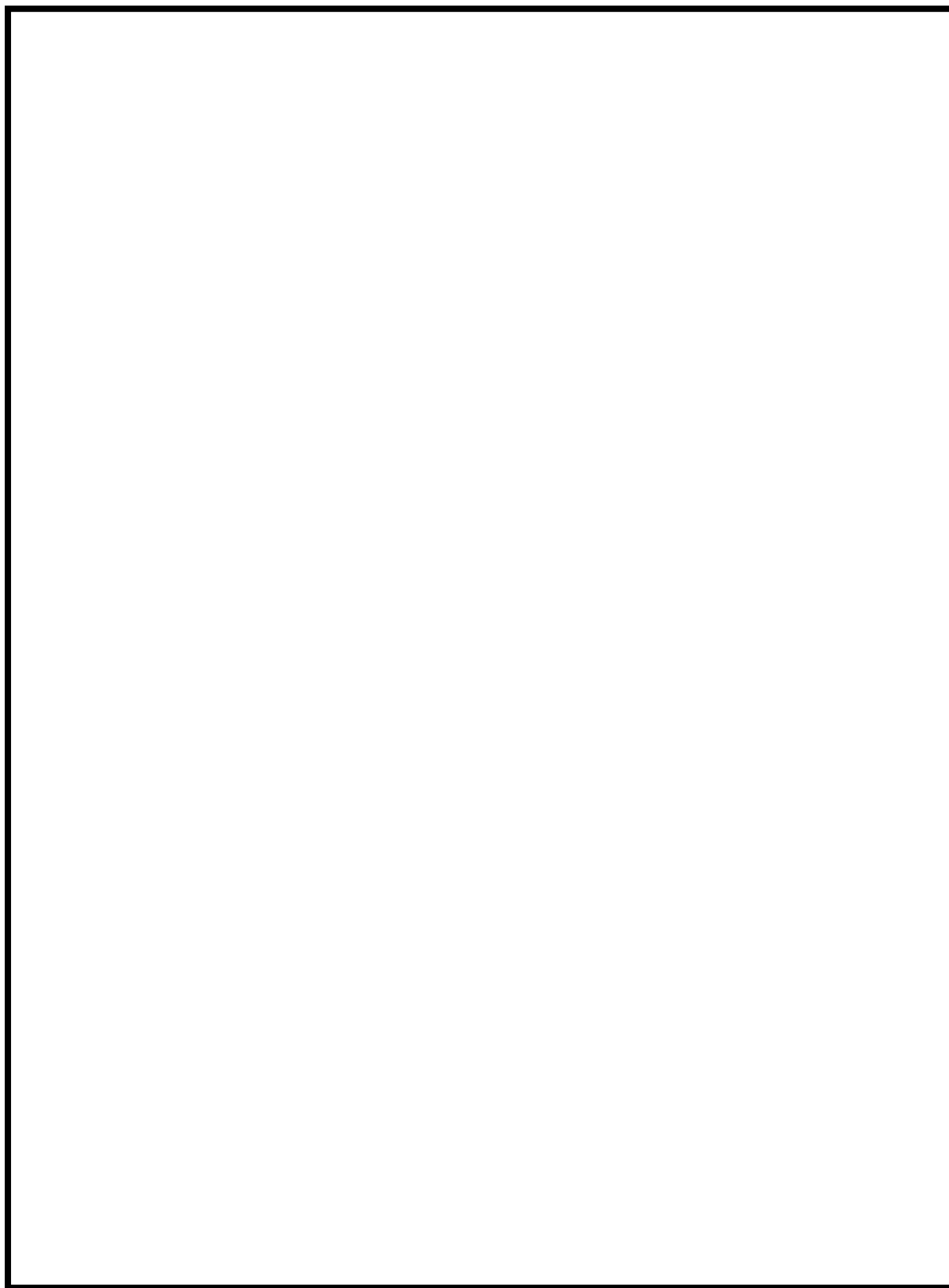


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (7 号炉)

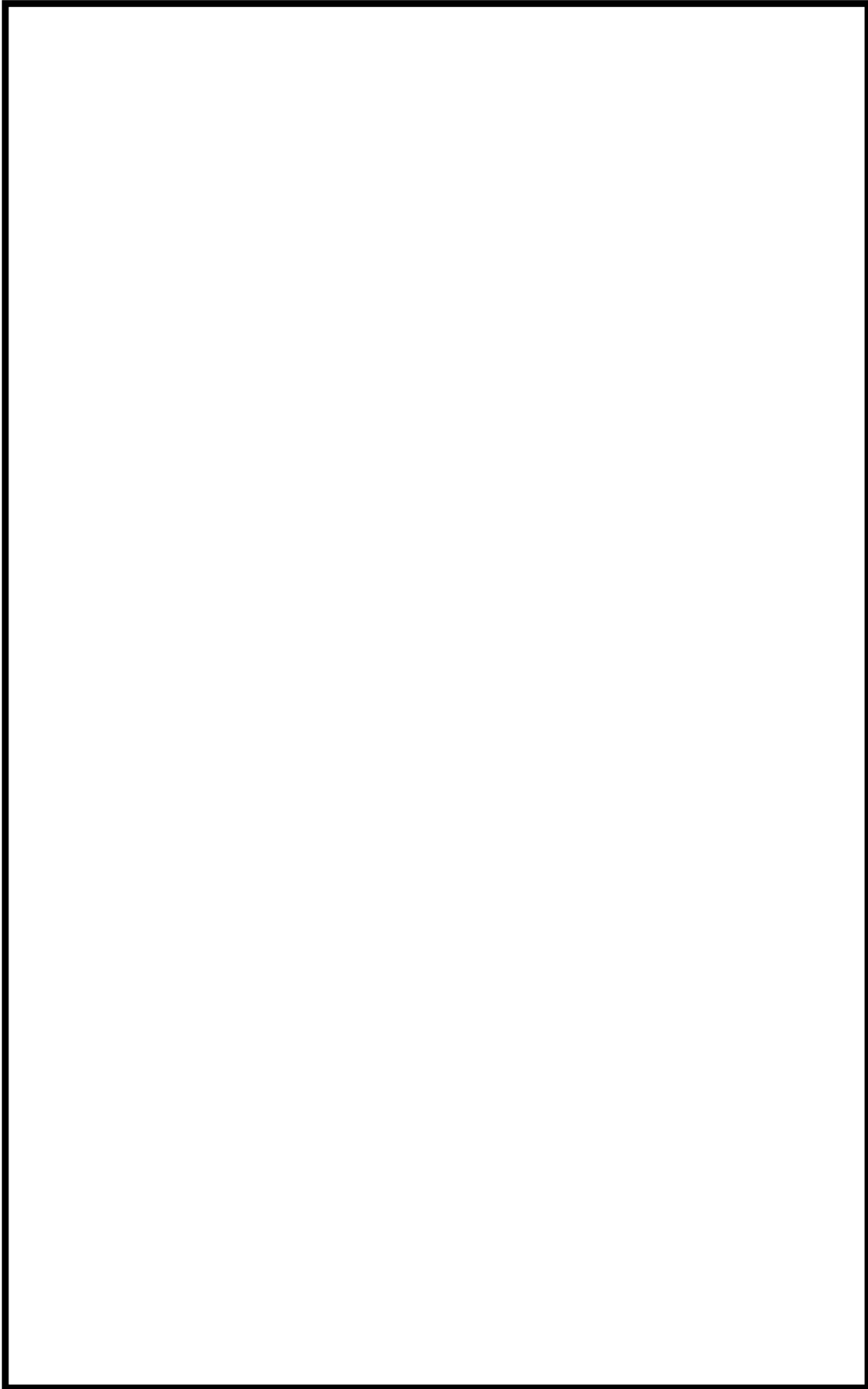


図3 高圧窒素ガス供給系に係る機器（高圧窒素ガスポンプ）
の接続部詳細図

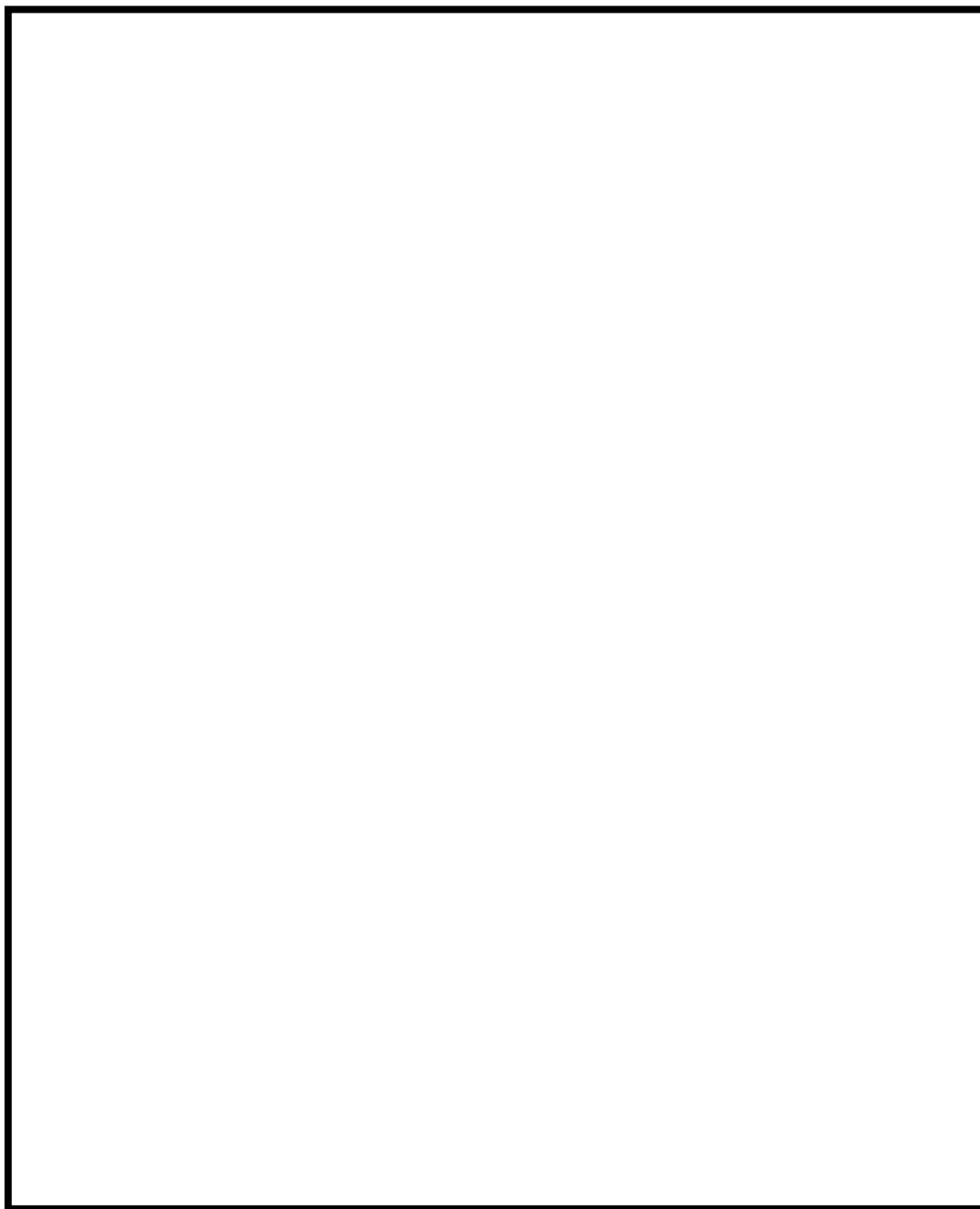


図 4 高圧窒素ガス供給系に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

46-8
保管場所図

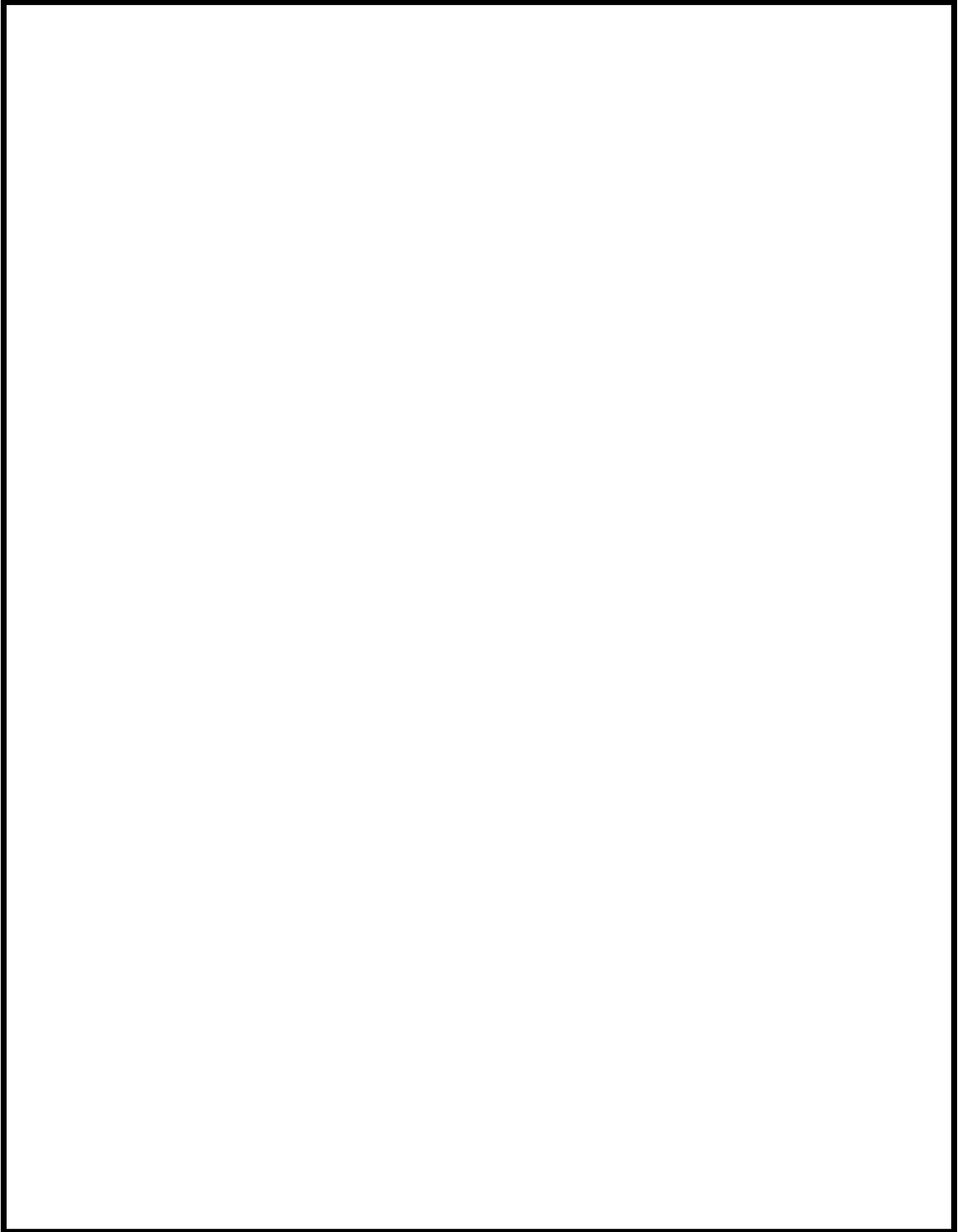


図1 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

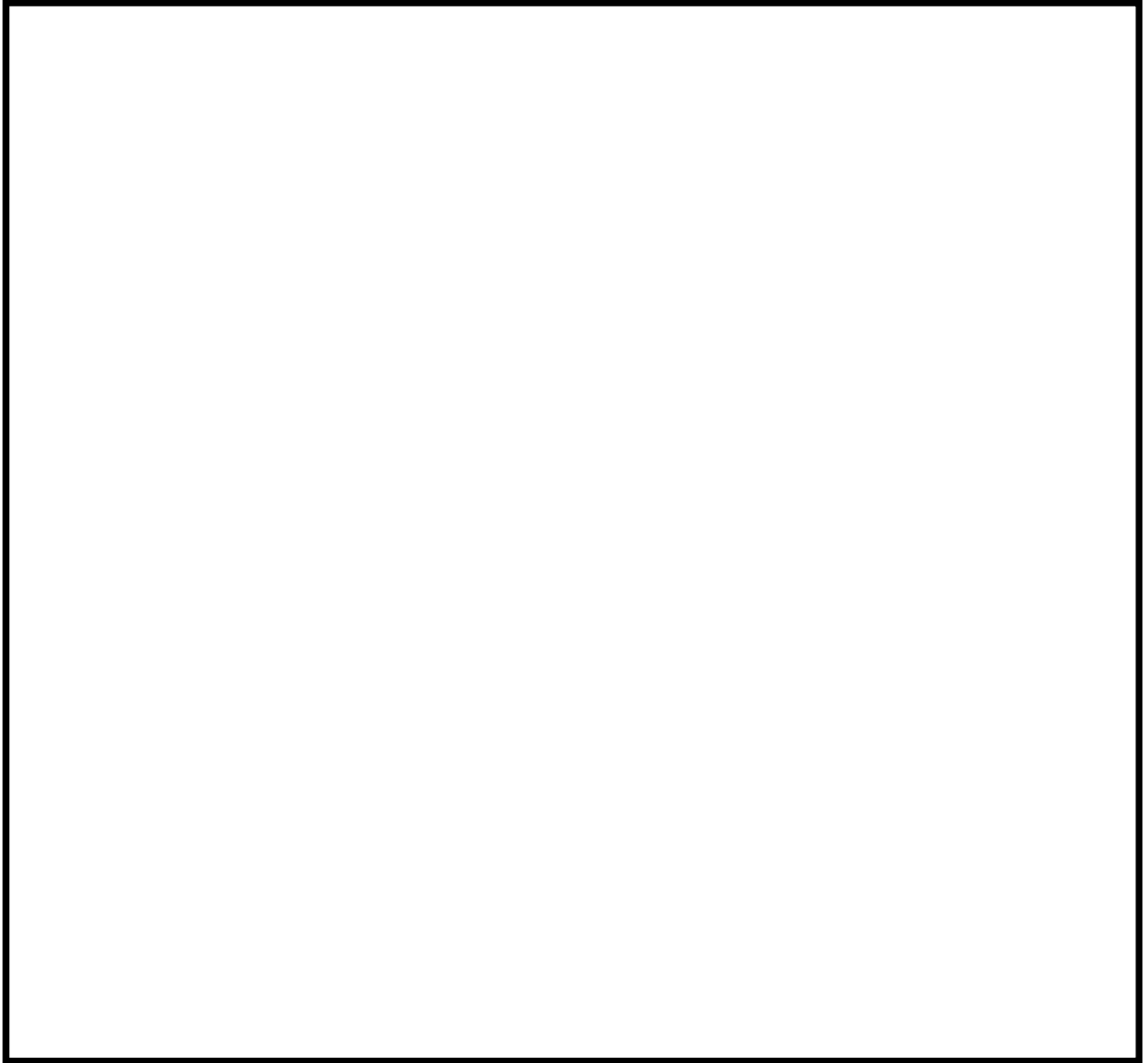


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

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。

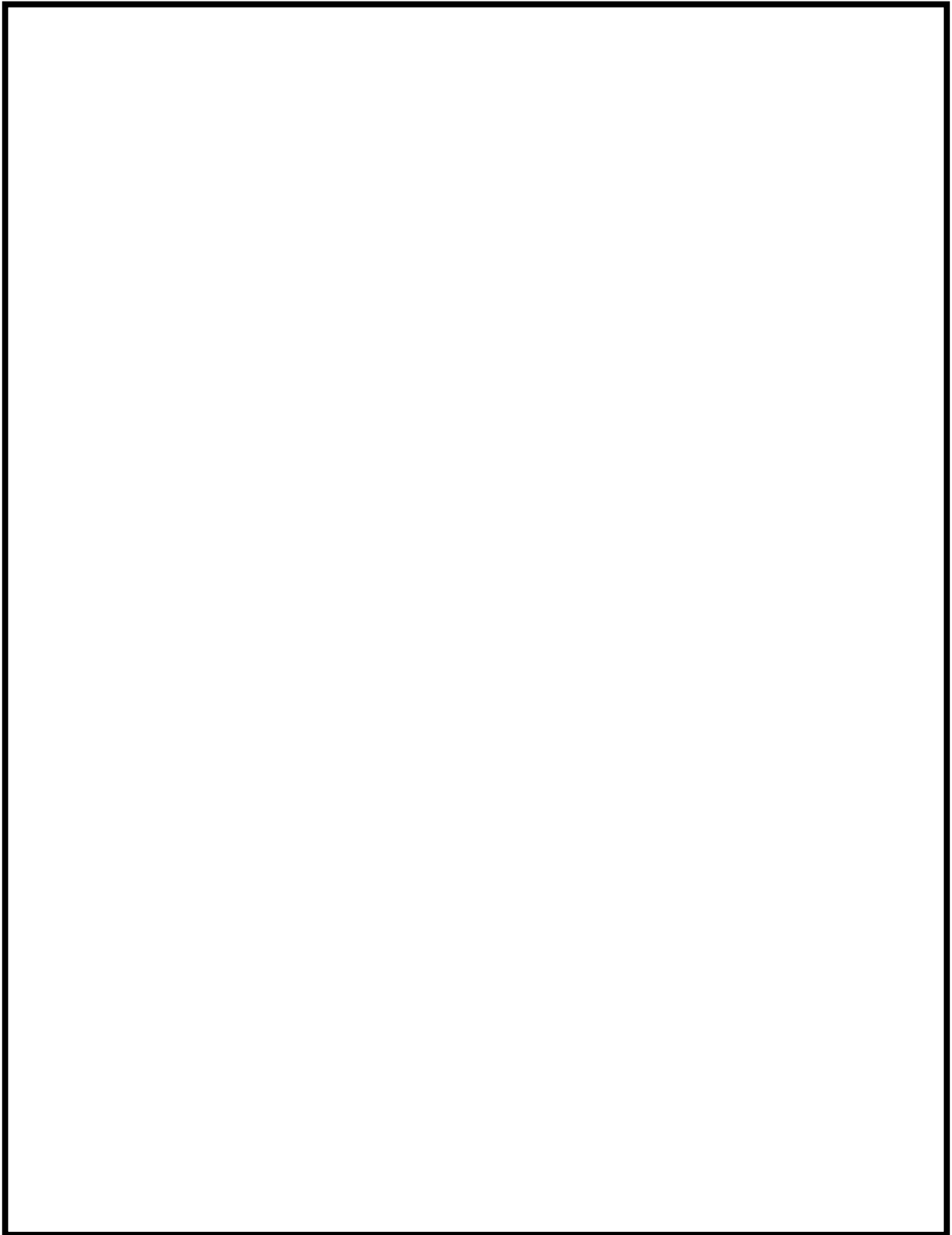


図 3 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

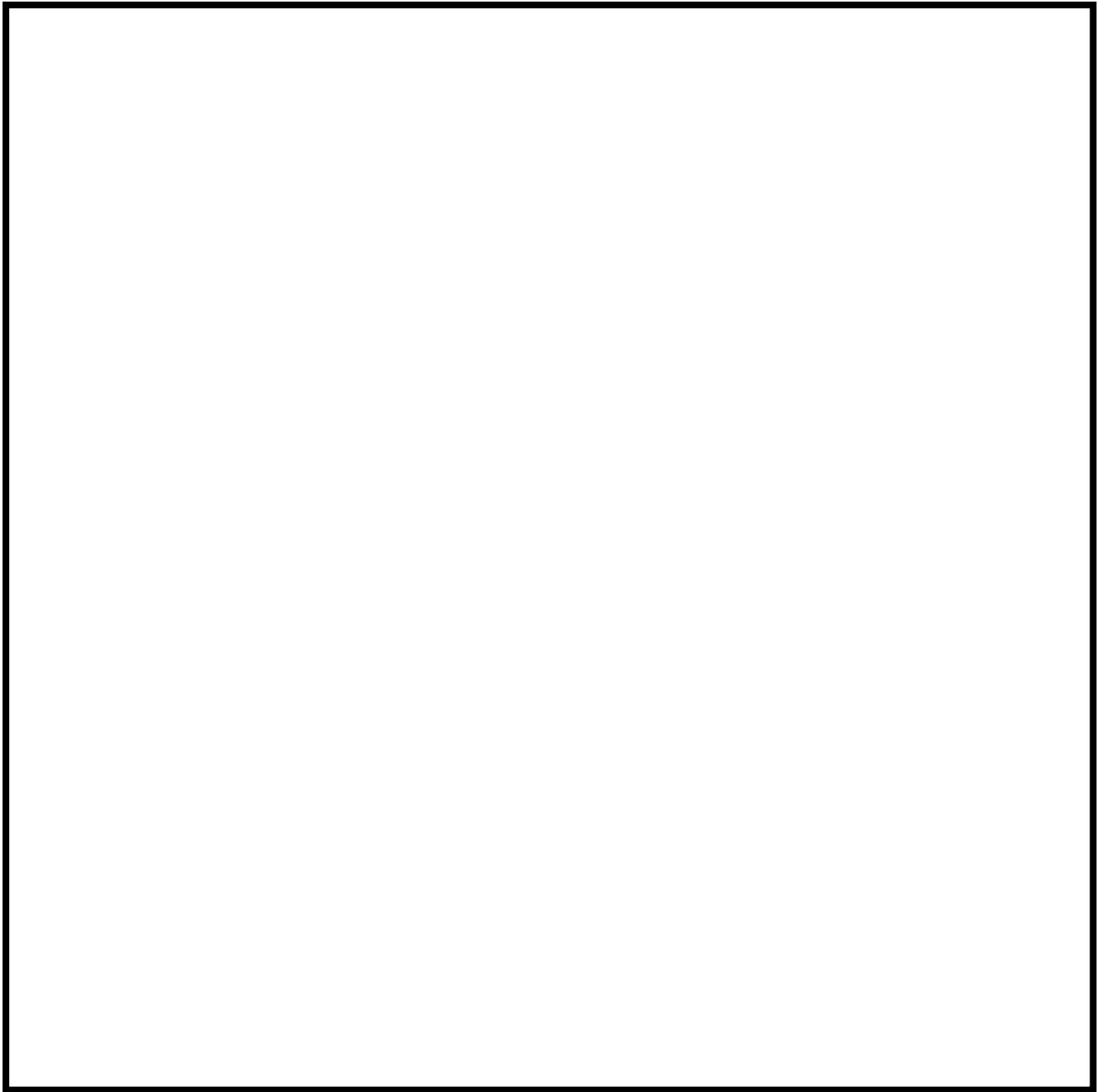


図 4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9
アクセスルート図

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。

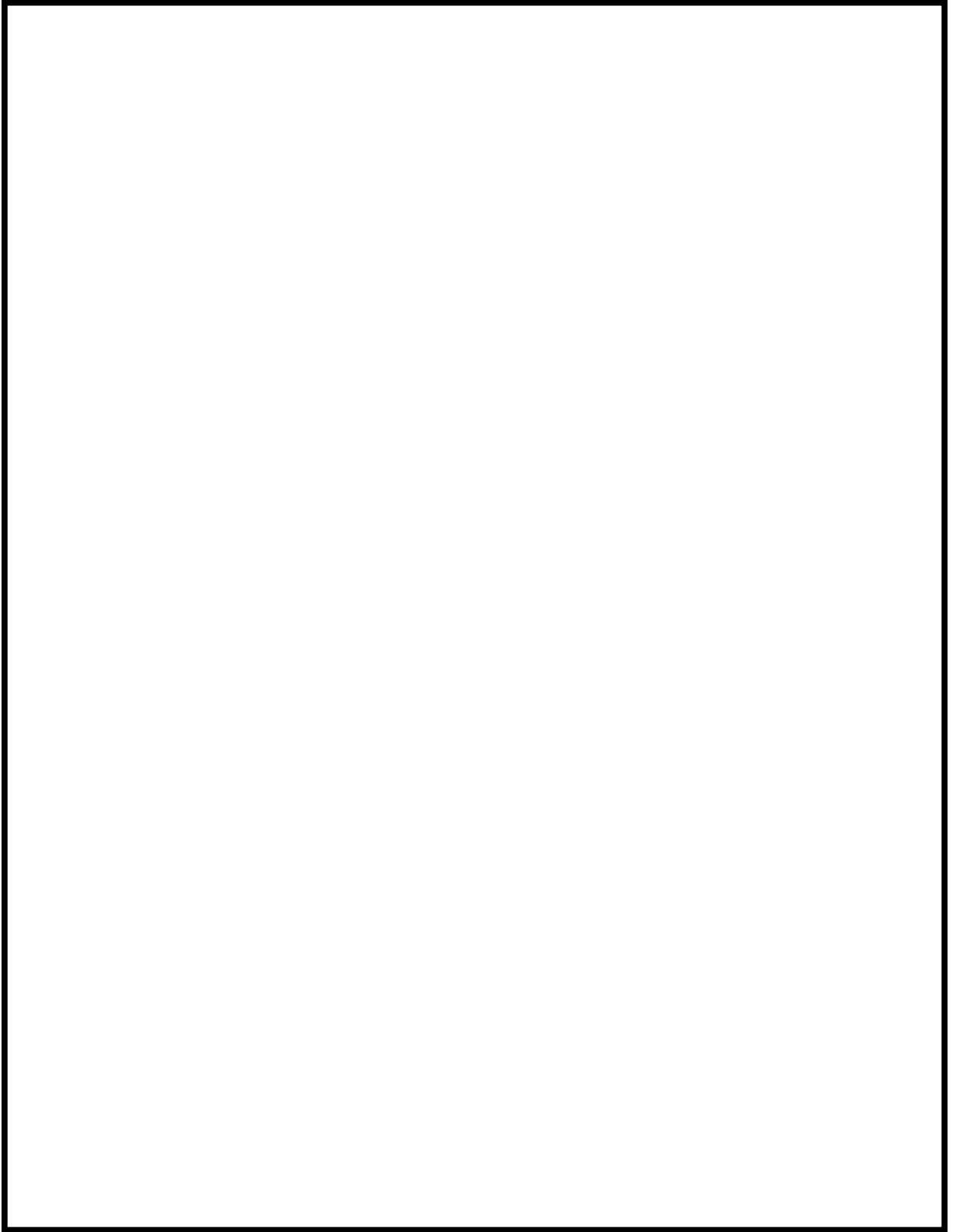


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

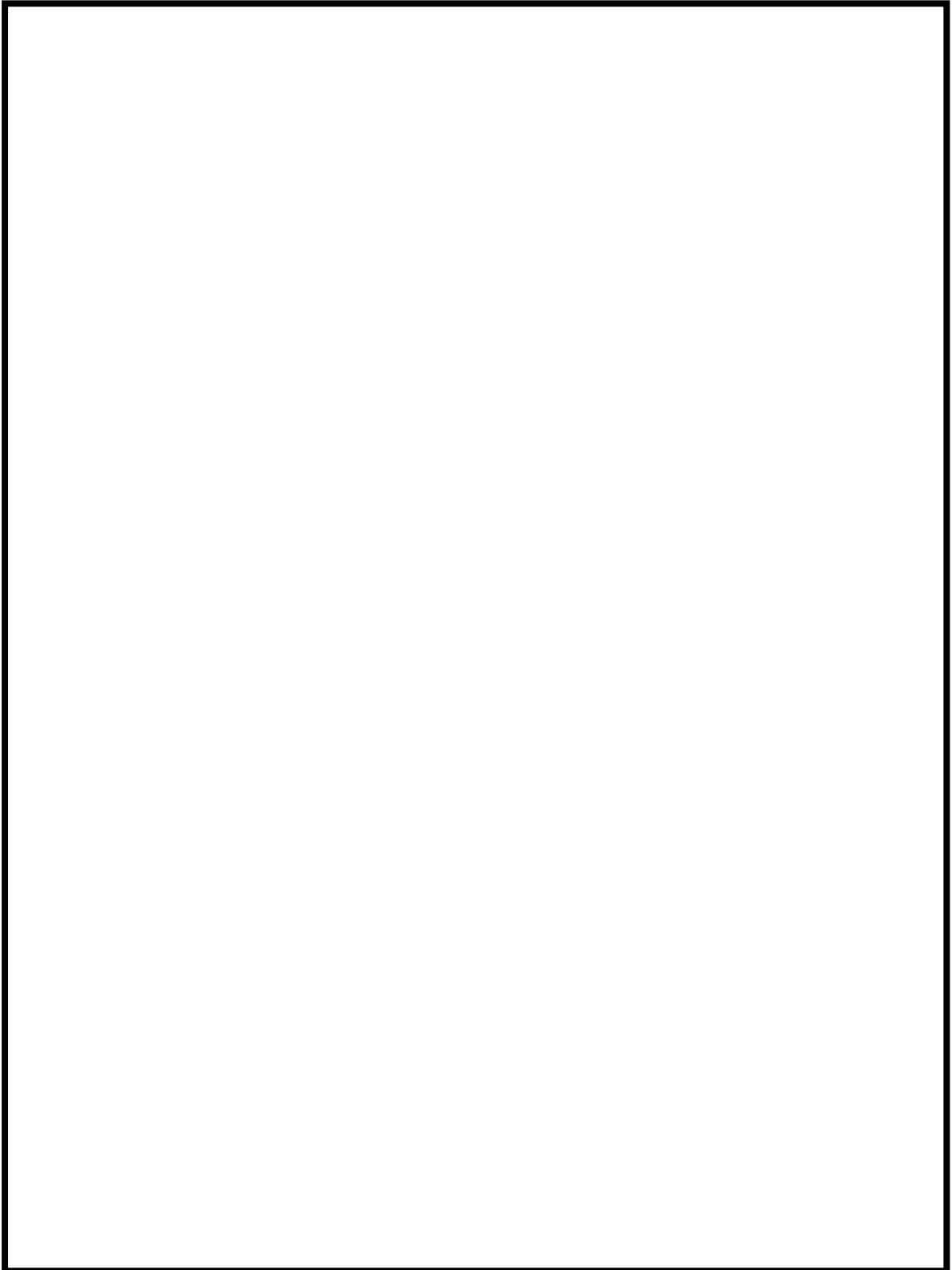


図 2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

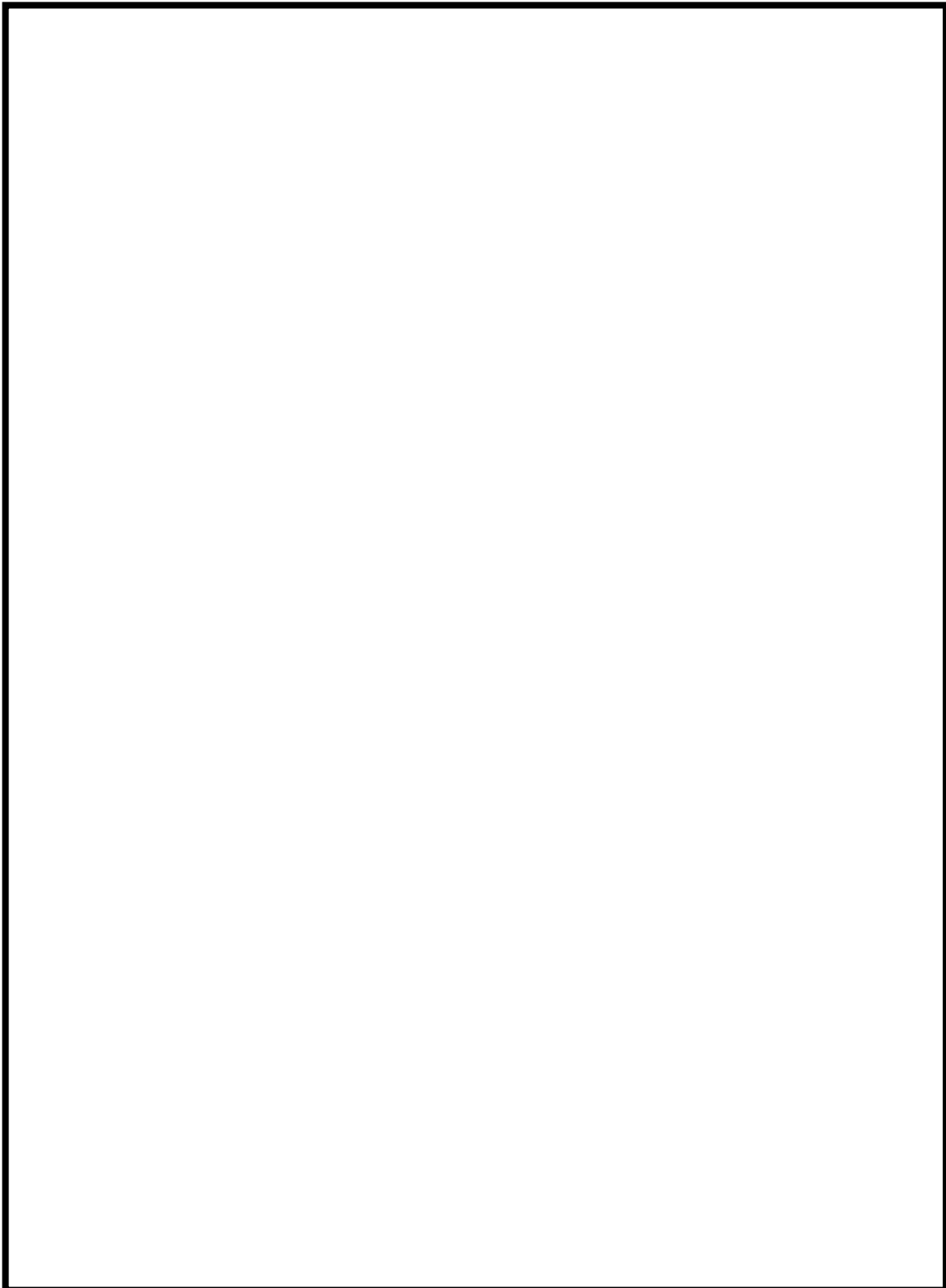


図3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

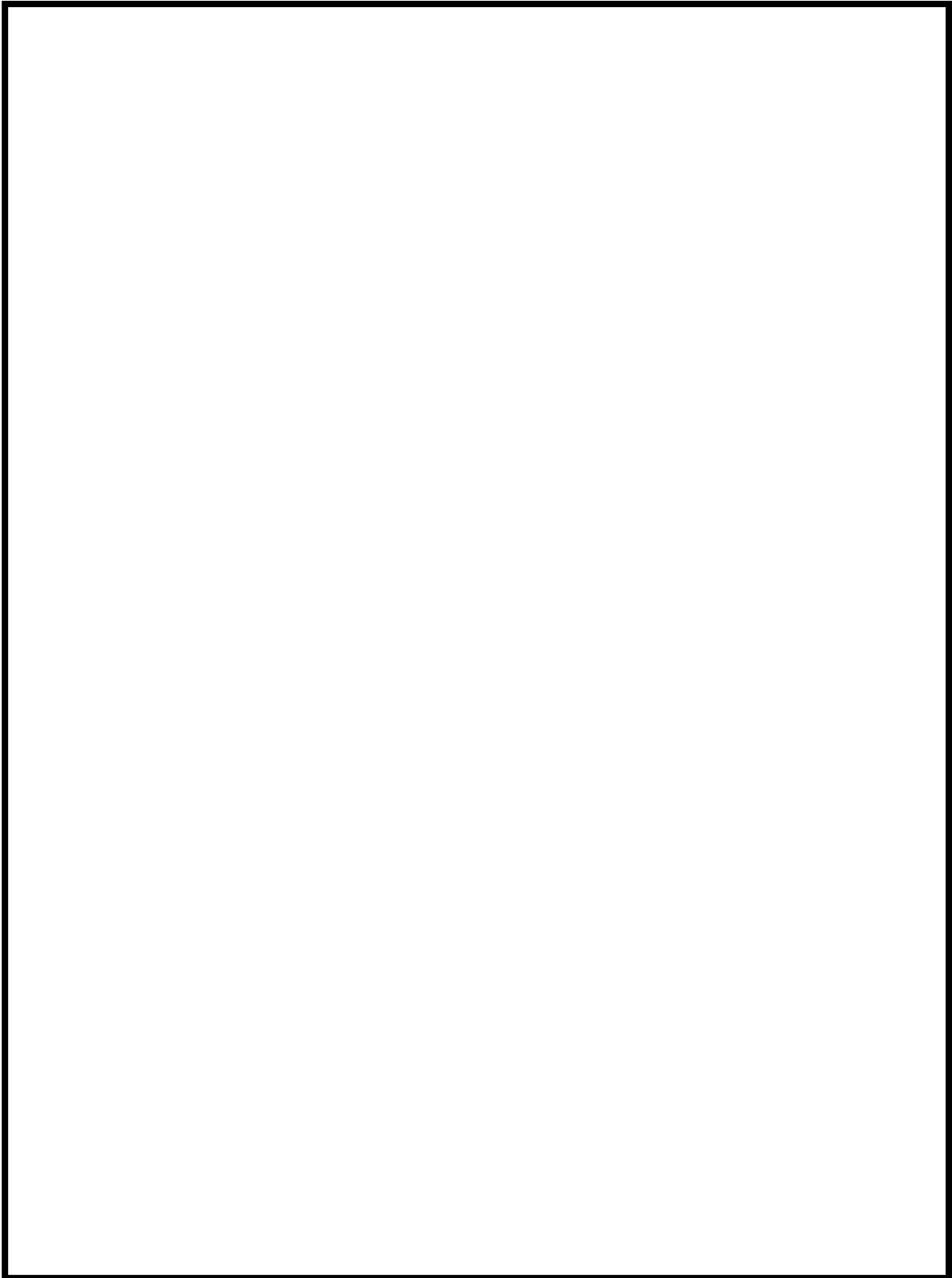


図 4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

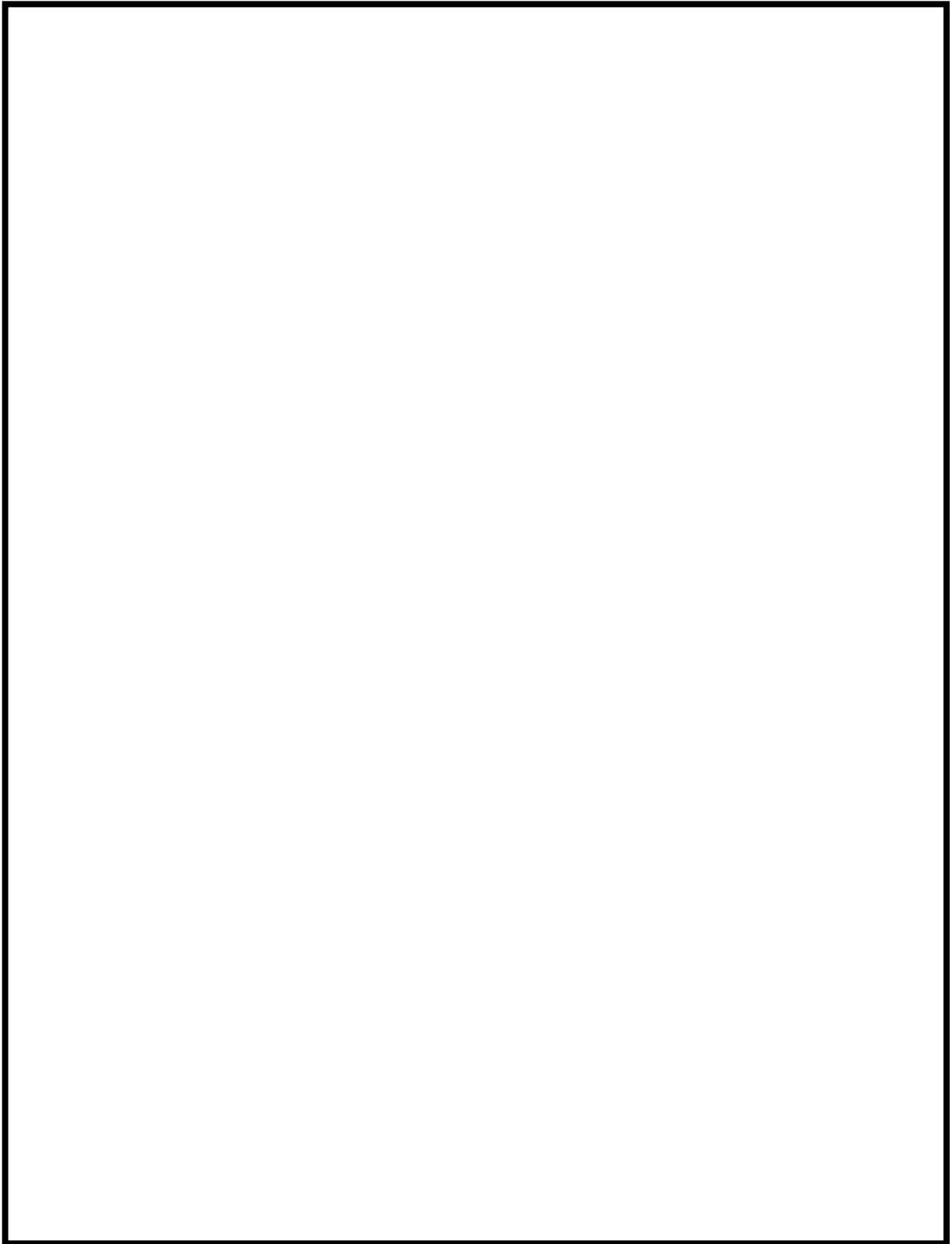


図5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

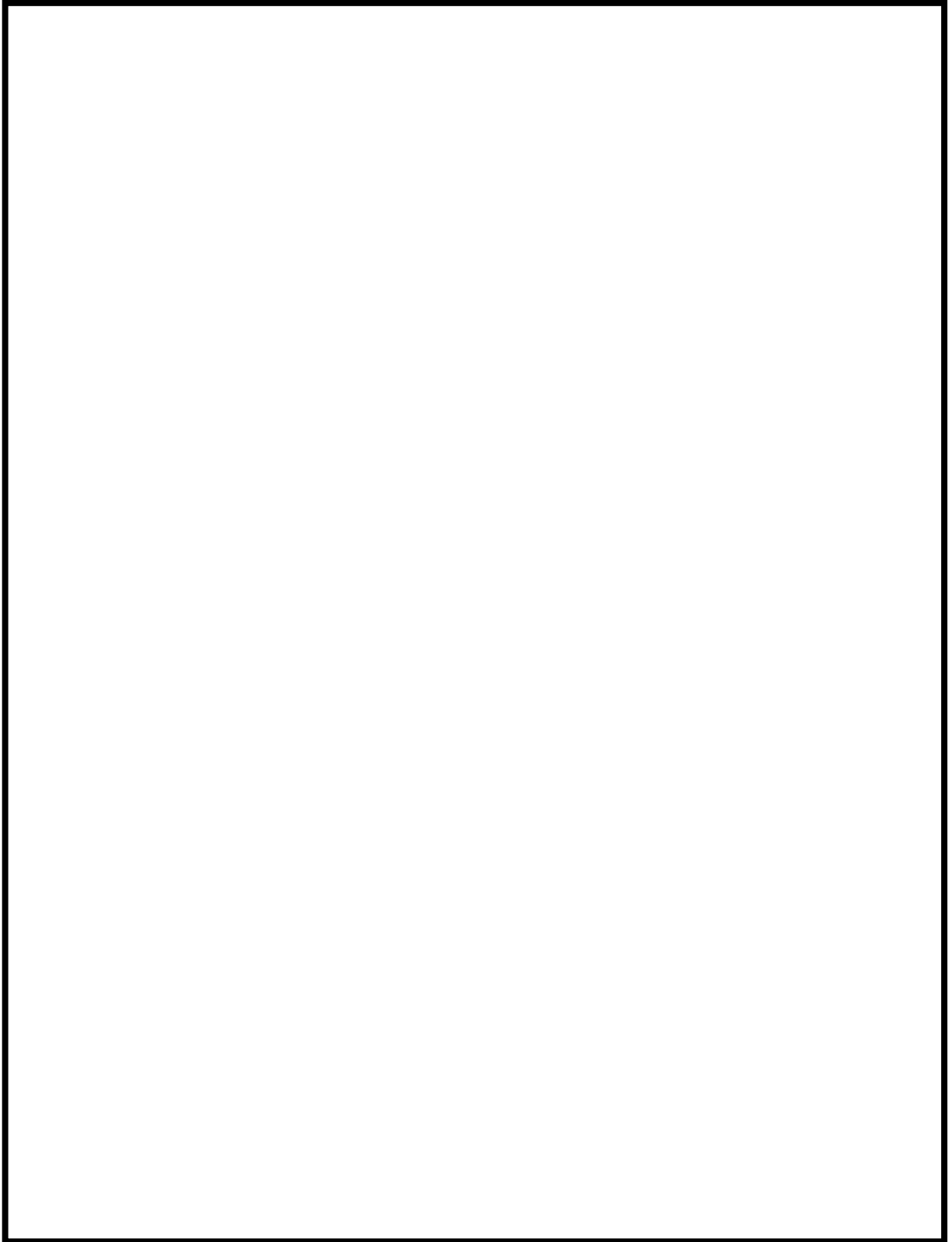


図 6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

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。

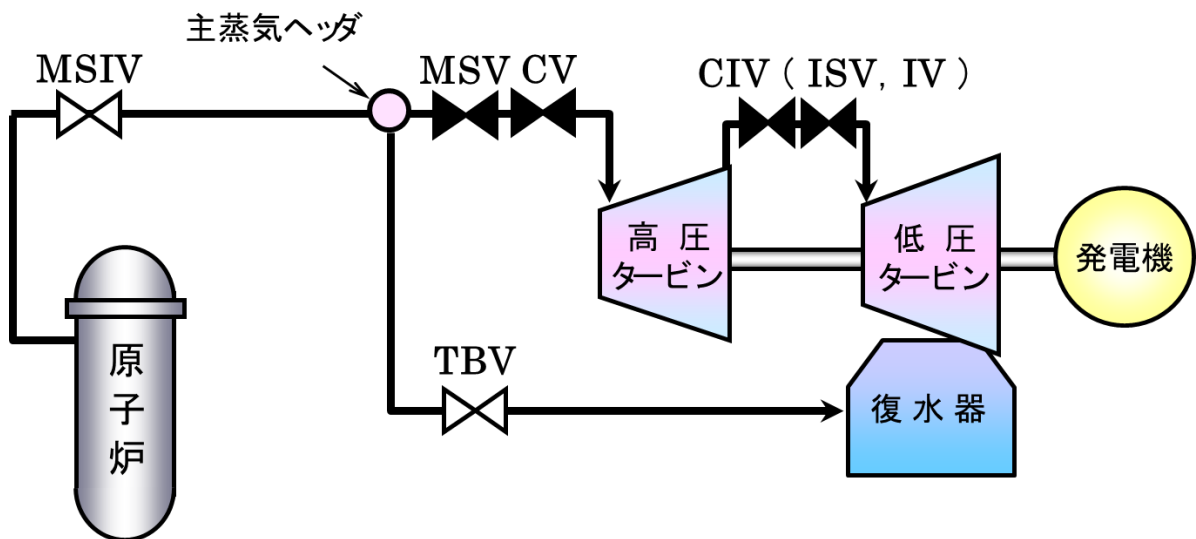


図1 タービン制御系 概要図

(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。

本系統は，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，本系統は，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。

本系統は，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。

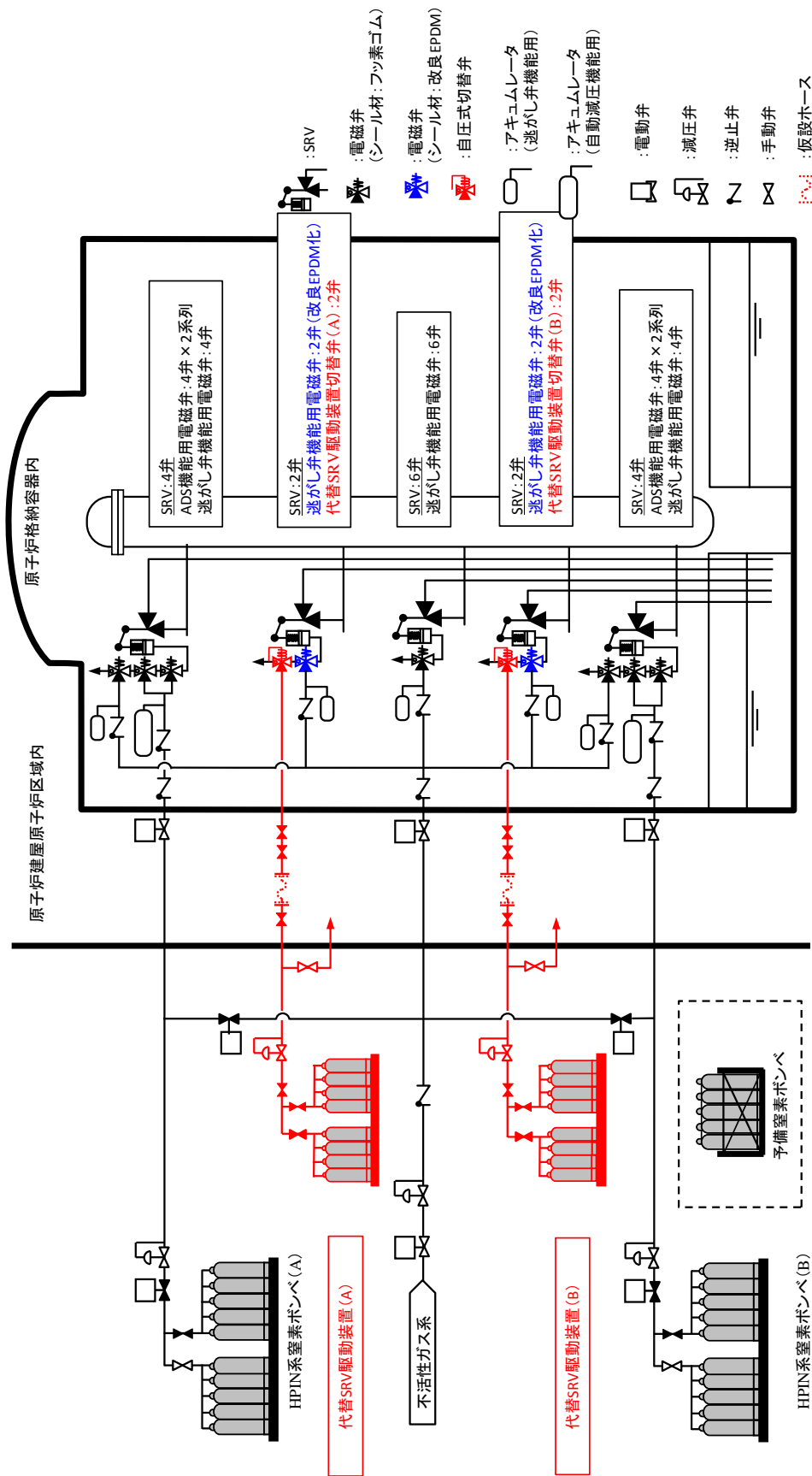


図 2 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(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。

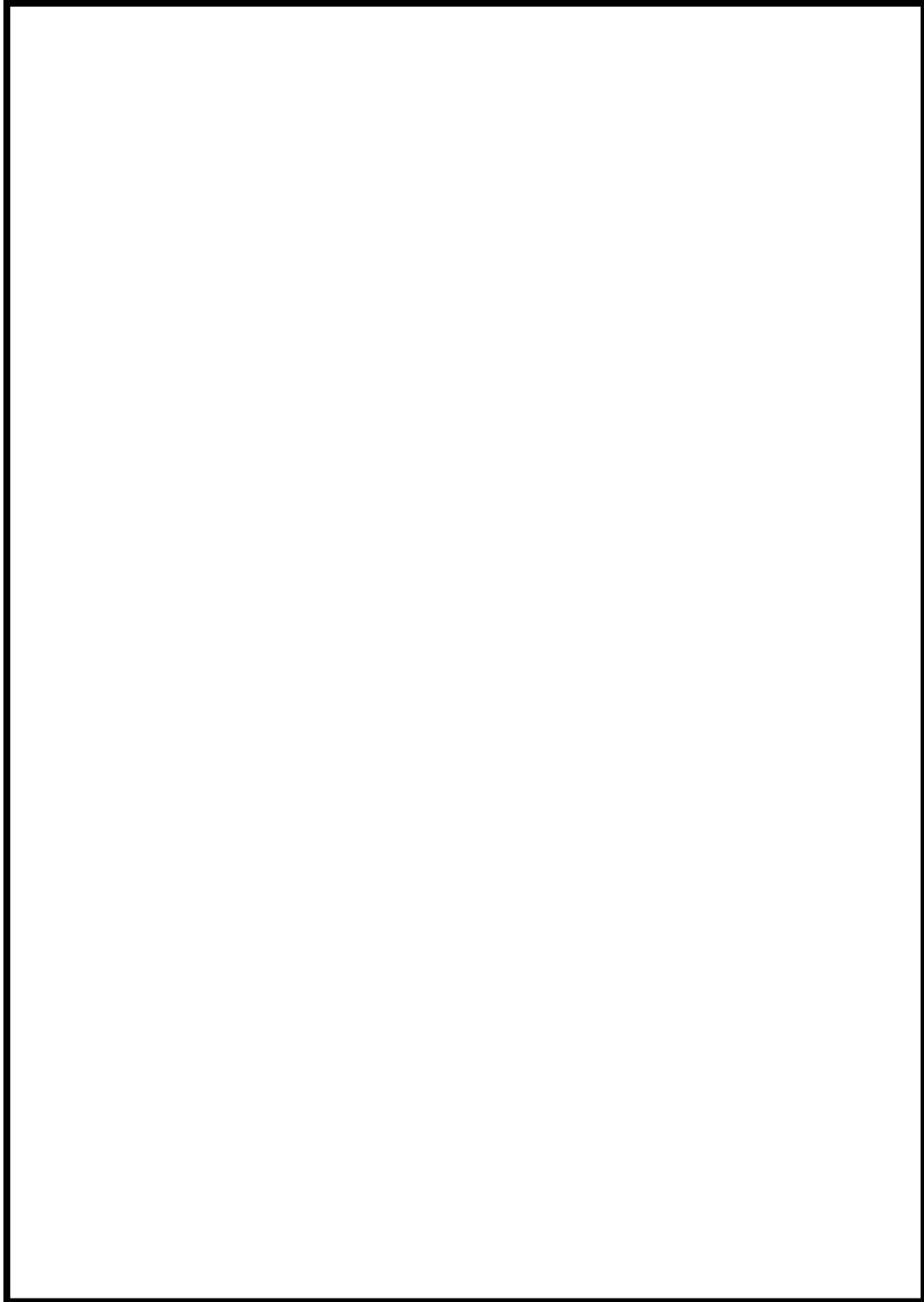
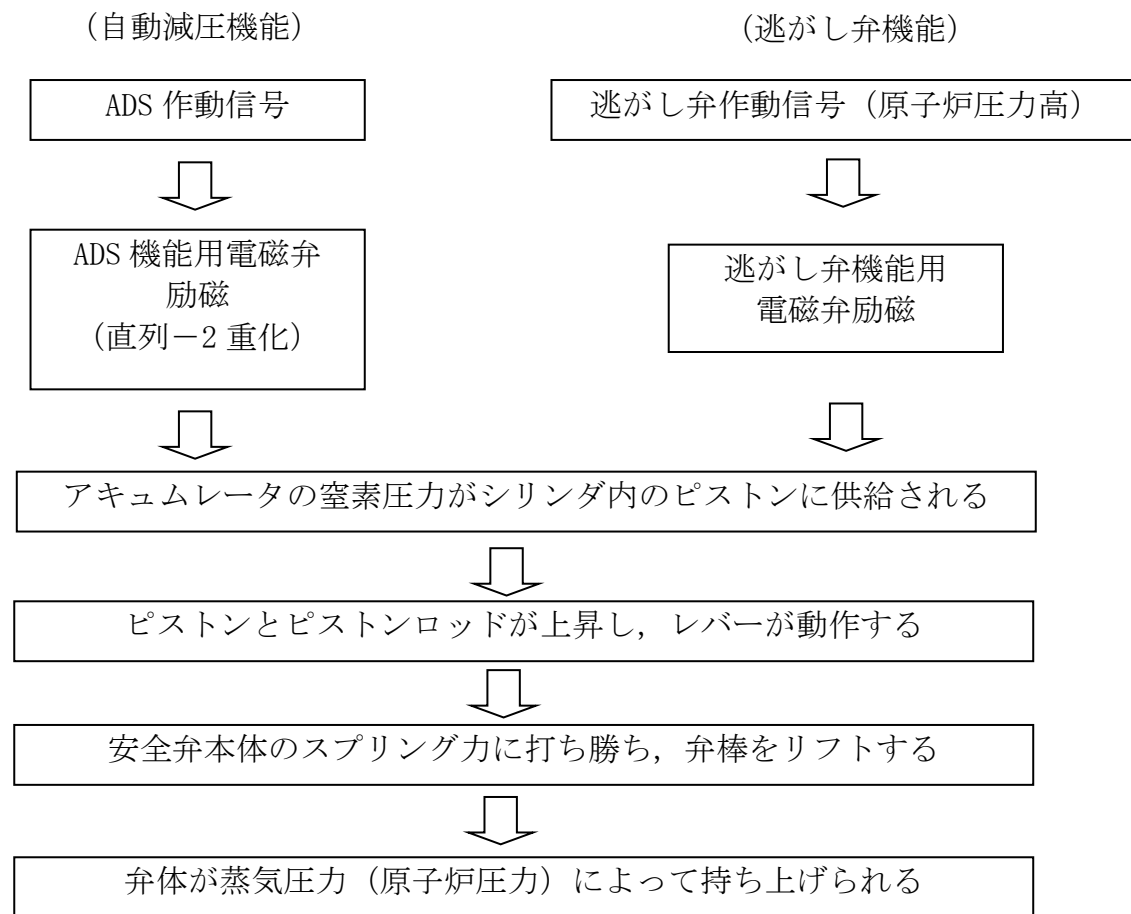


図3 逃がし安全弁 設備概要図

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る場合、自動減圧系が有する発電用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することで、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、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

(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。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して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、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（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及ぼさない設計とする。

(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

設計、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

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によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないうように、ロジック回路をアナログ回路で構築することで、ロジック回路をデジタル回路で構築する自動減圧系に対して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

代替自動減圧機能は、共通要因によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないうように以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、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、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、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、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による悪影響を及ぼさない（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）。

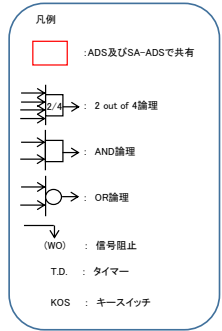
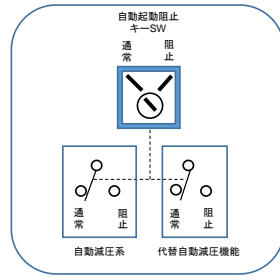
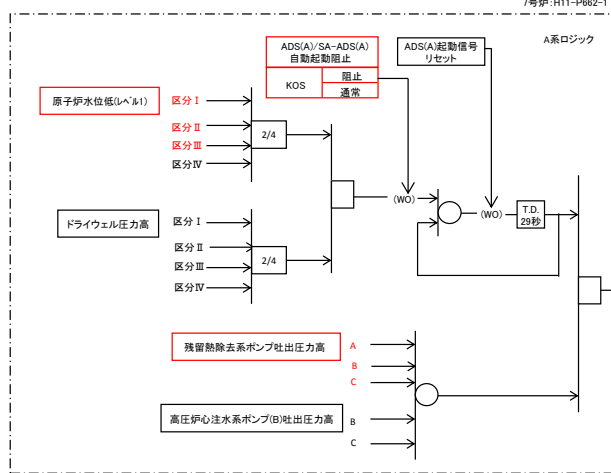
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。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、自動減圧系と電氣的な隔離装置（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及ぼさない設計とする。

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、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチは、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及ぼさない設計とする。

また、代替自動減圧機能の論理回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路

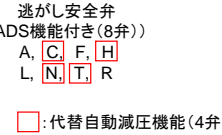
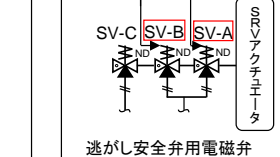
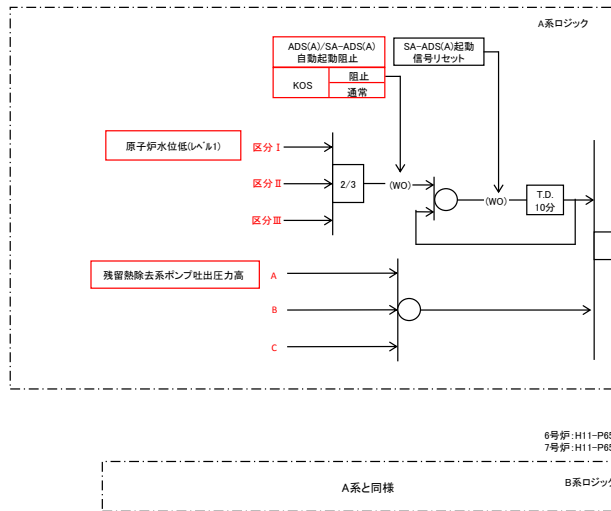


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路

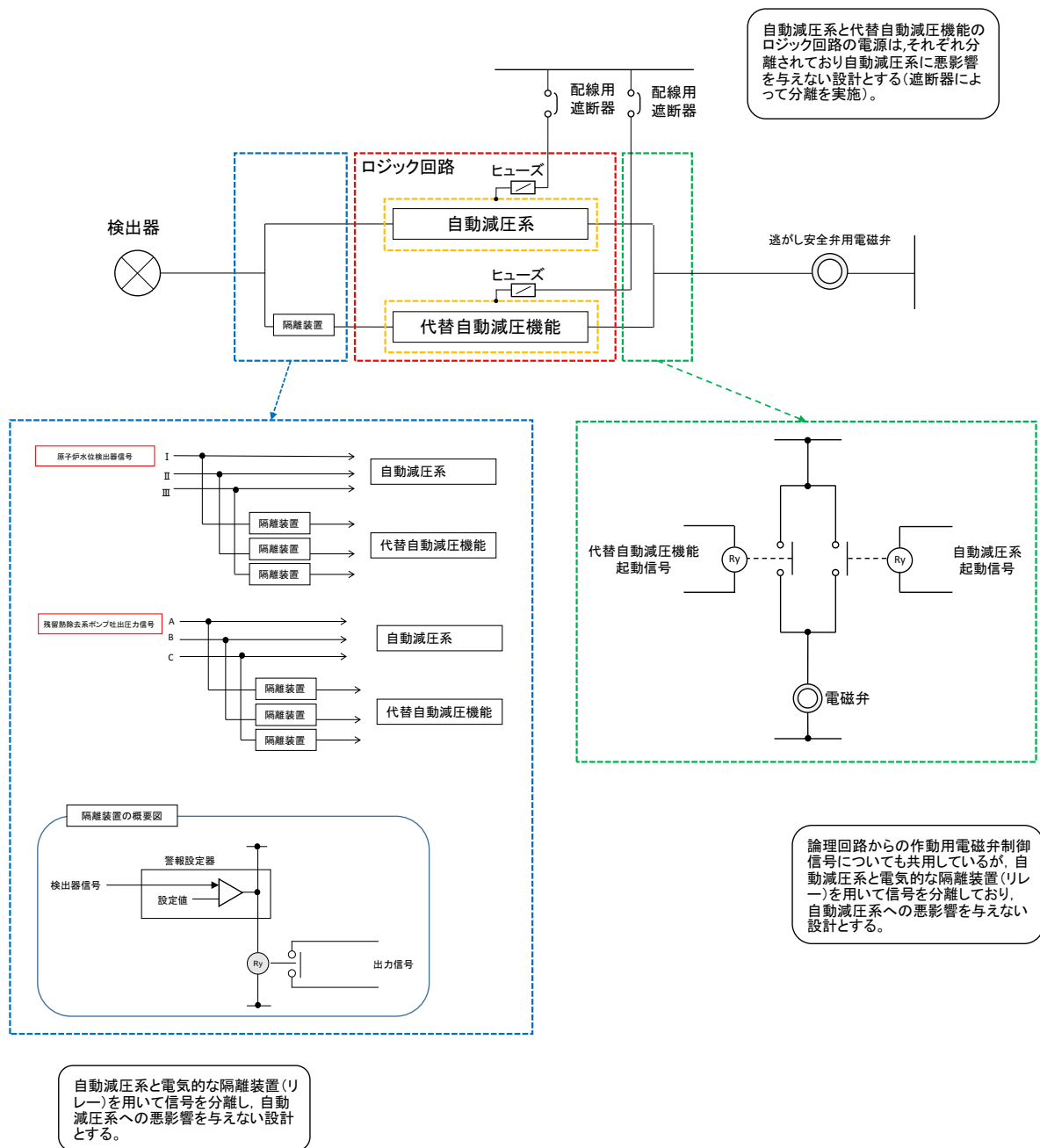


図 2 信号の分離について

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。

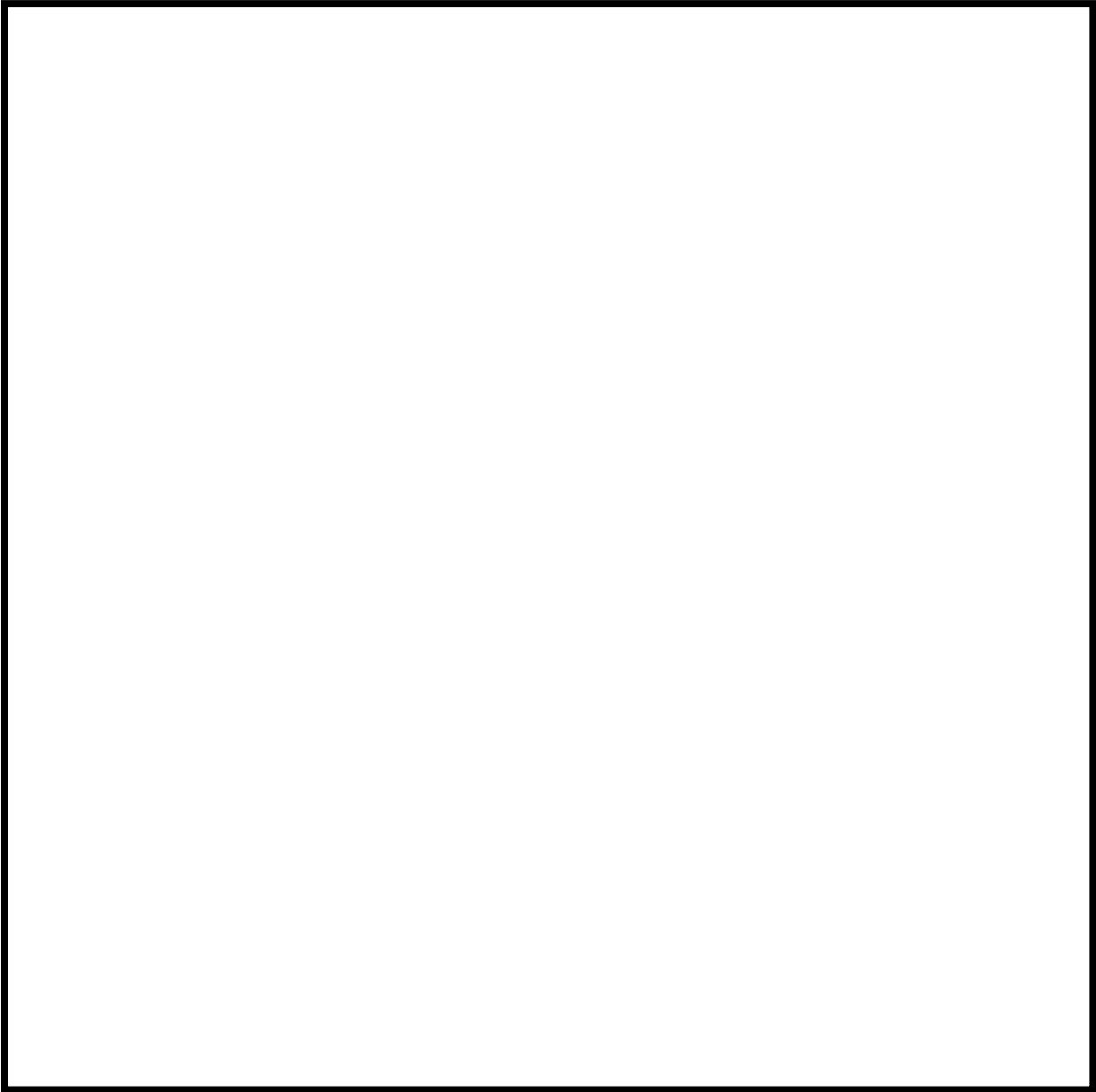


図 3 代替自動減圧機能及び ESF 盤の設置場所

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発電用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、発電用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論理回路は、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発電用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の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、発電用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圧力容器への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

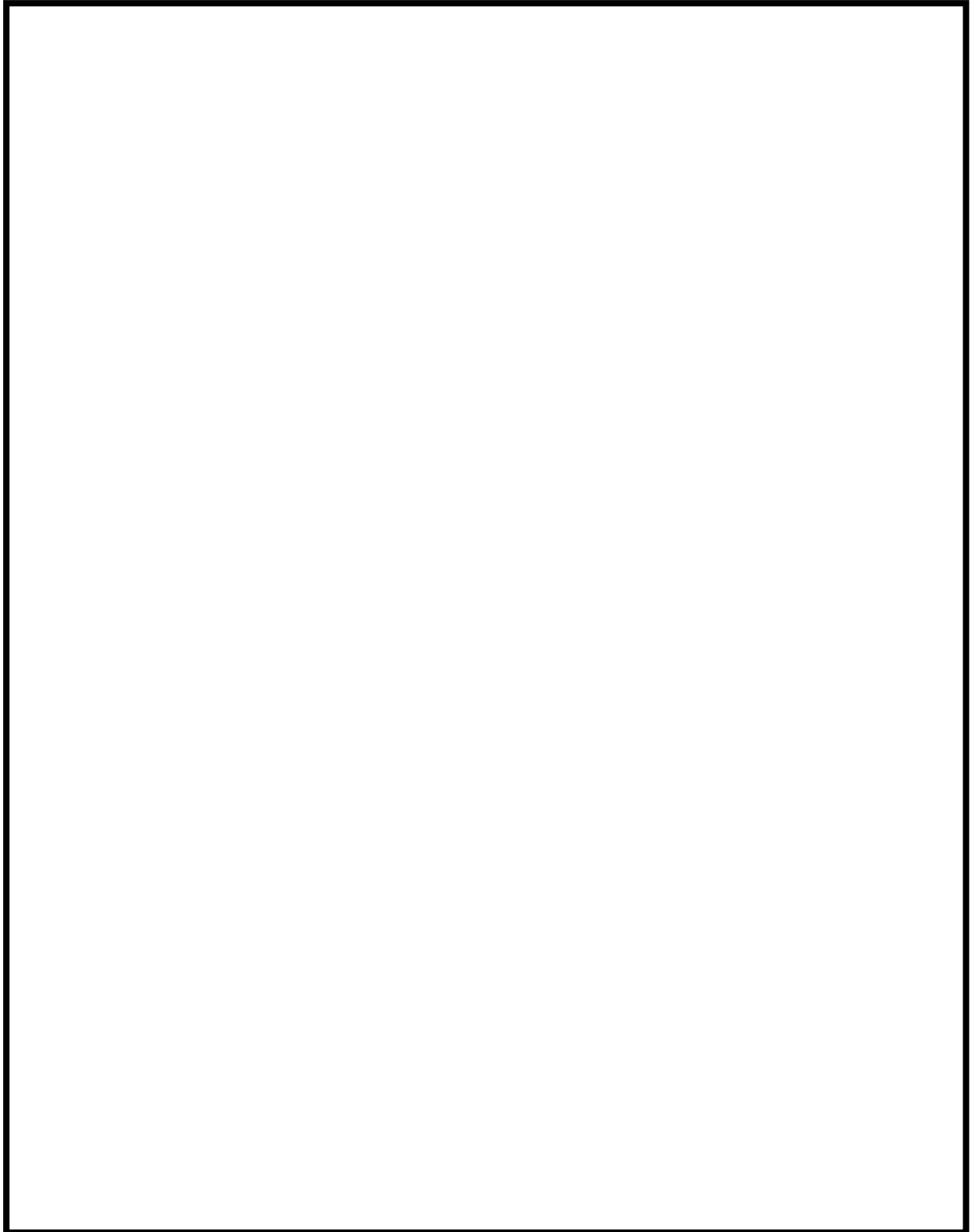


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

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論理回路は、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

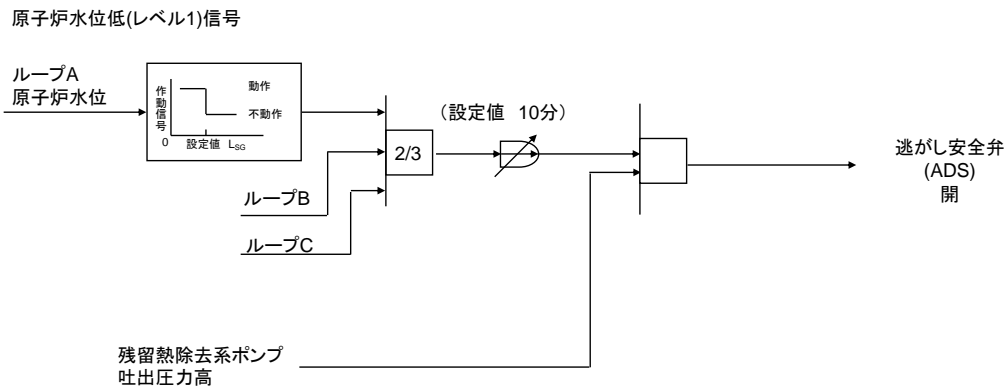


図2 タイマー設定根拠

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、設備誤作動時に発電用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、代替自動減圧機能論理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圧注水系により十分な炉心冷却が可能である。

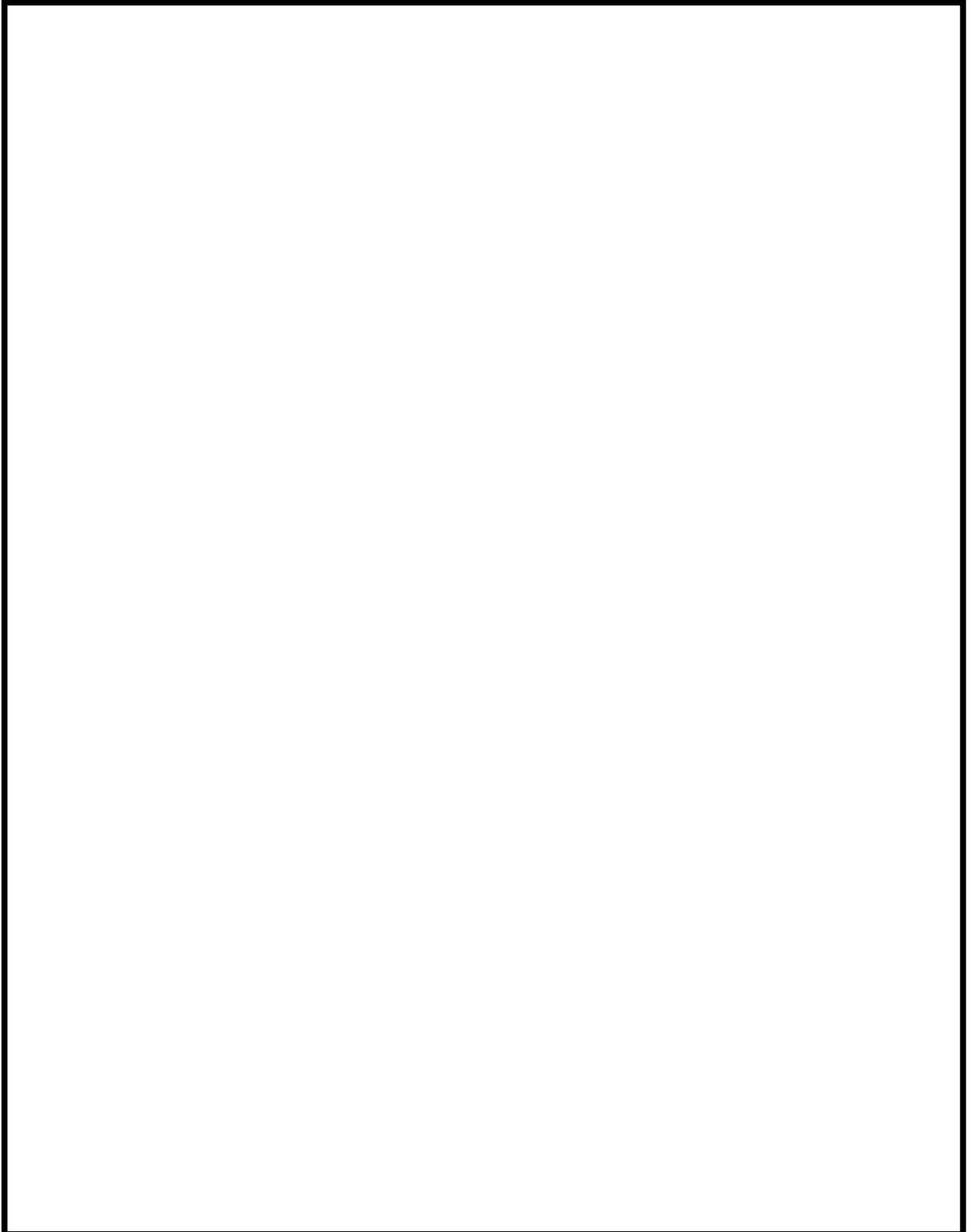
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	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

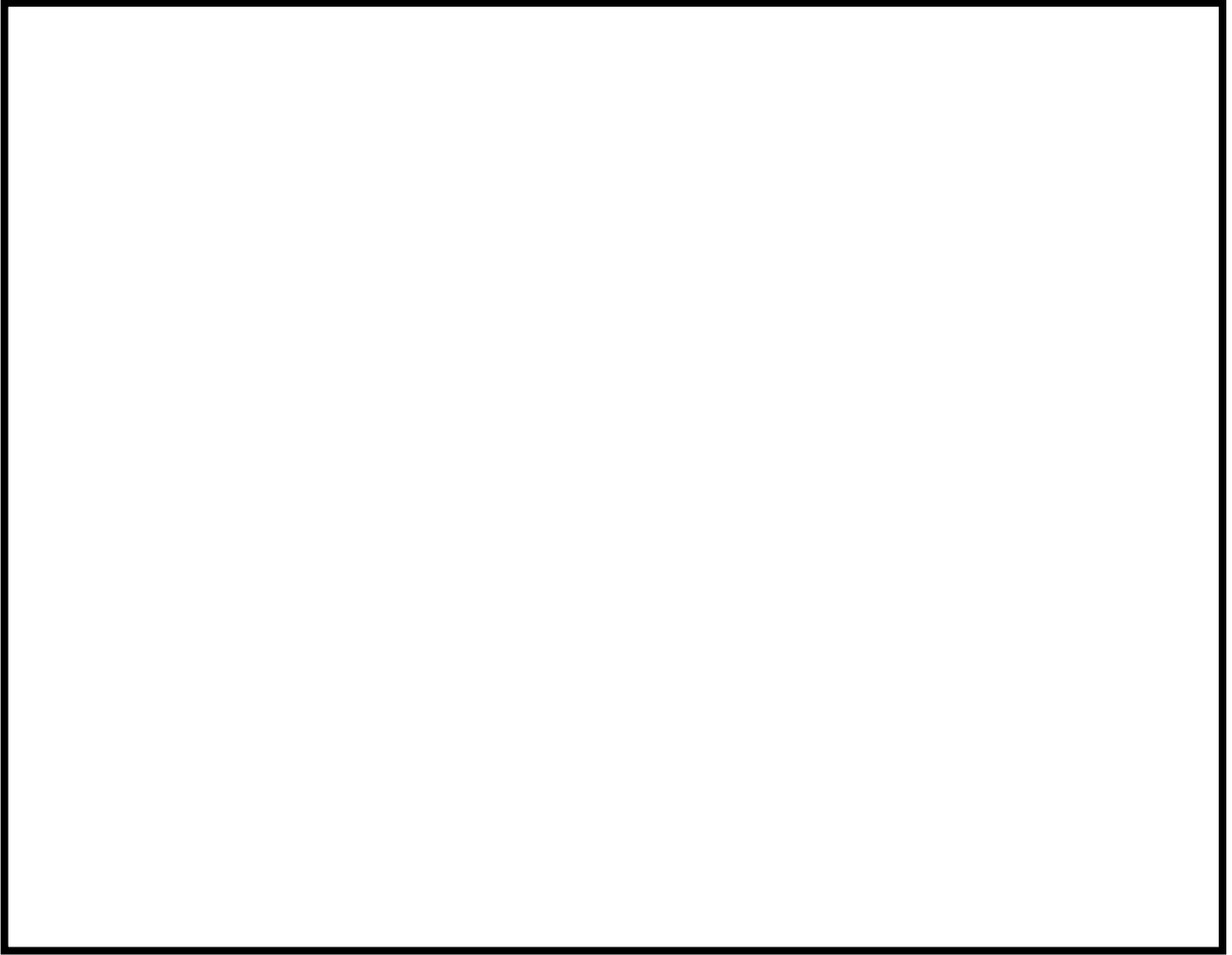
※：低圧注水ポンプの確立に要する時間を考慮

参考資料

代替自動減圧機能の信頼性評価



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。



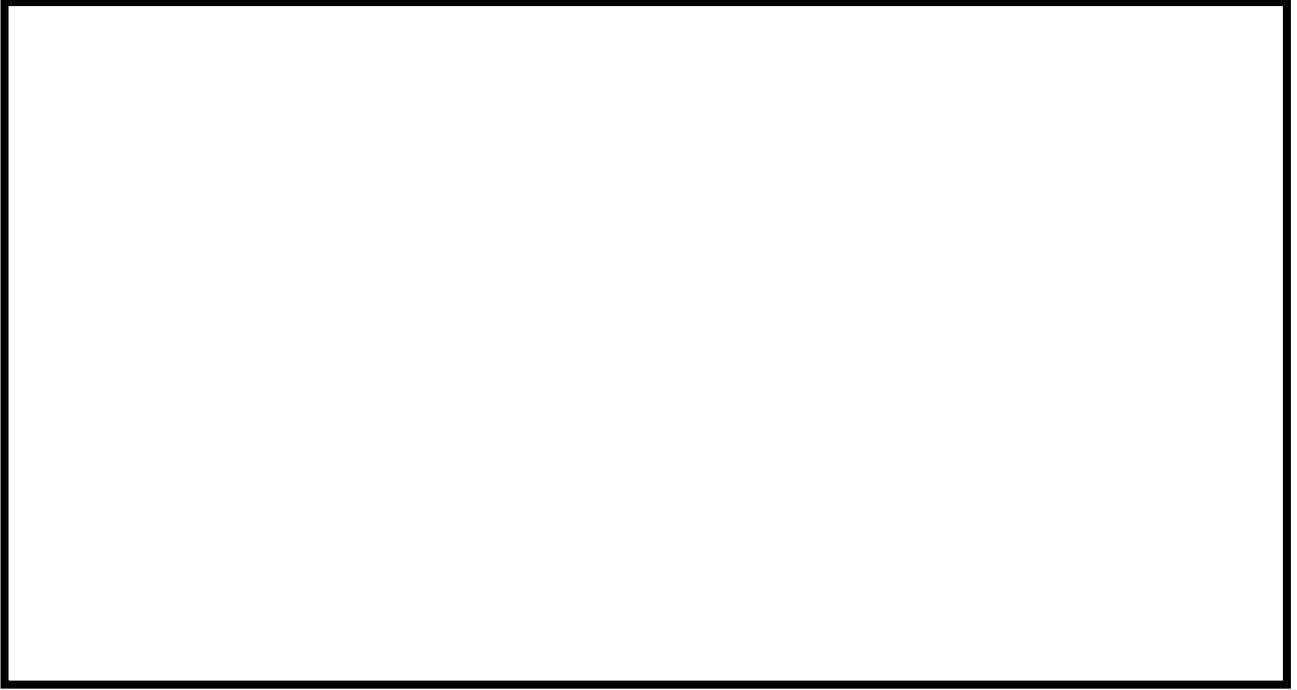


図1 誤動作率評価モデル

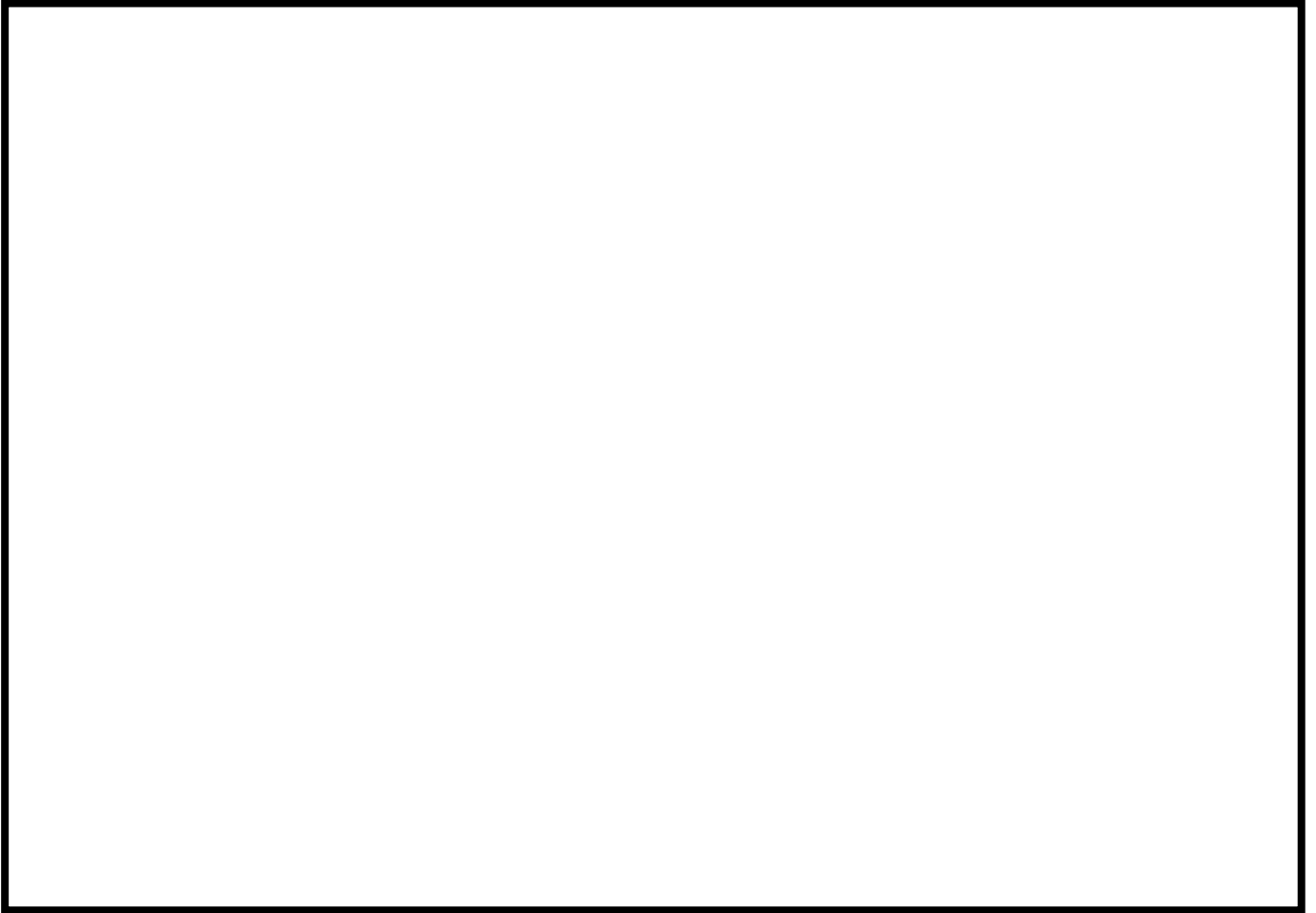
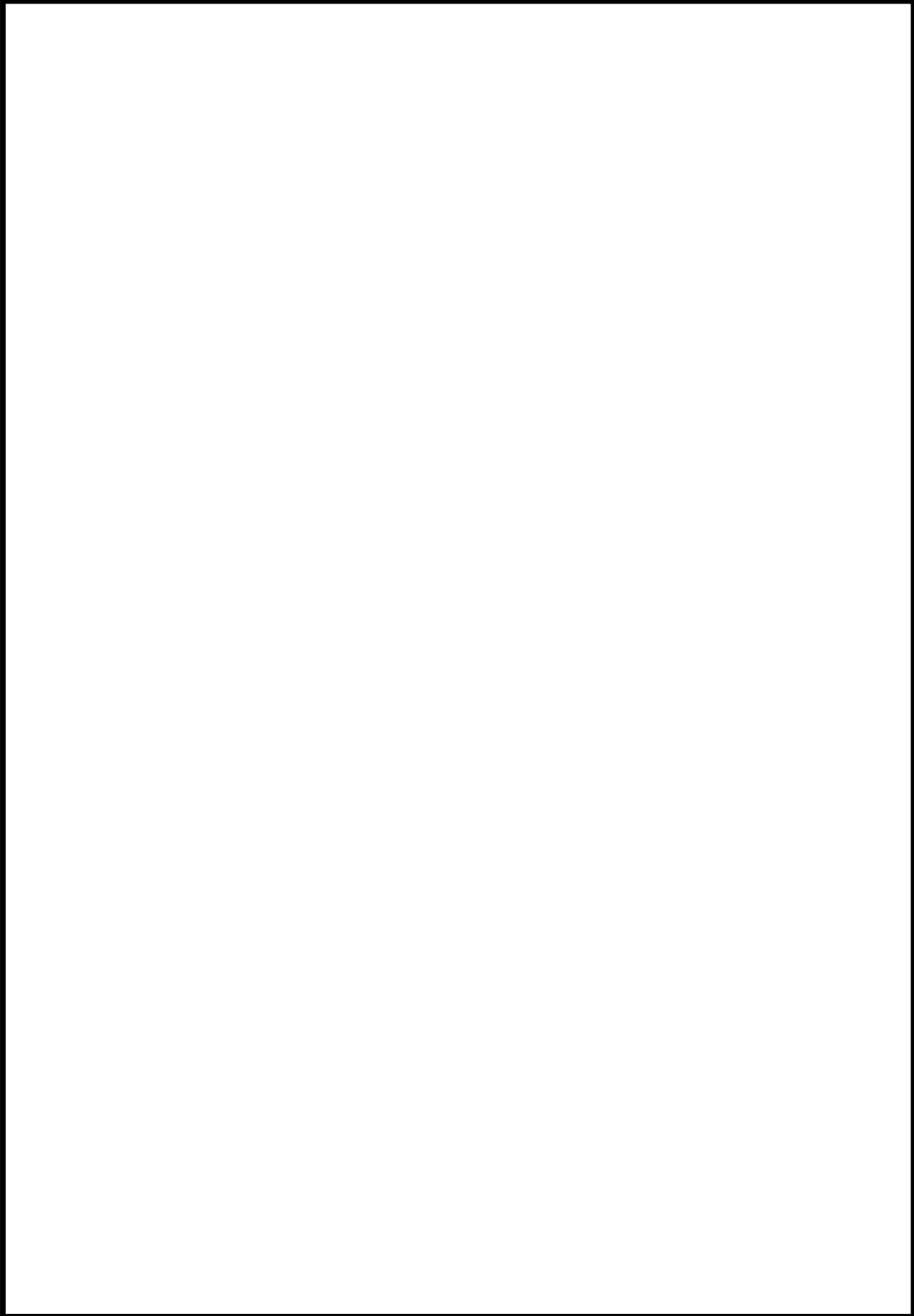


図 2 誤動作率評価フォルトツリー

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。



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。

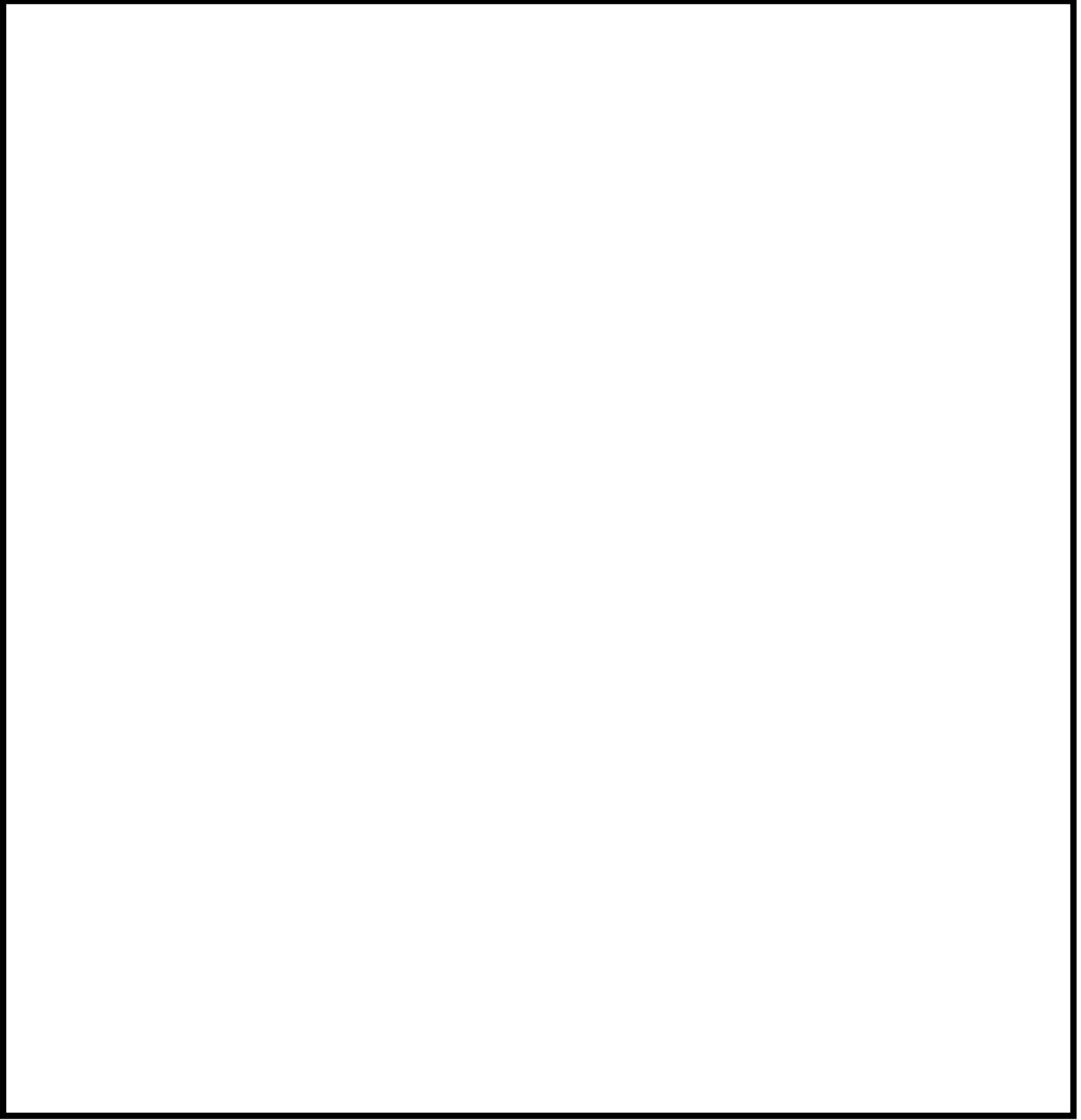




図3 アンアベイラビリティ評価モデル

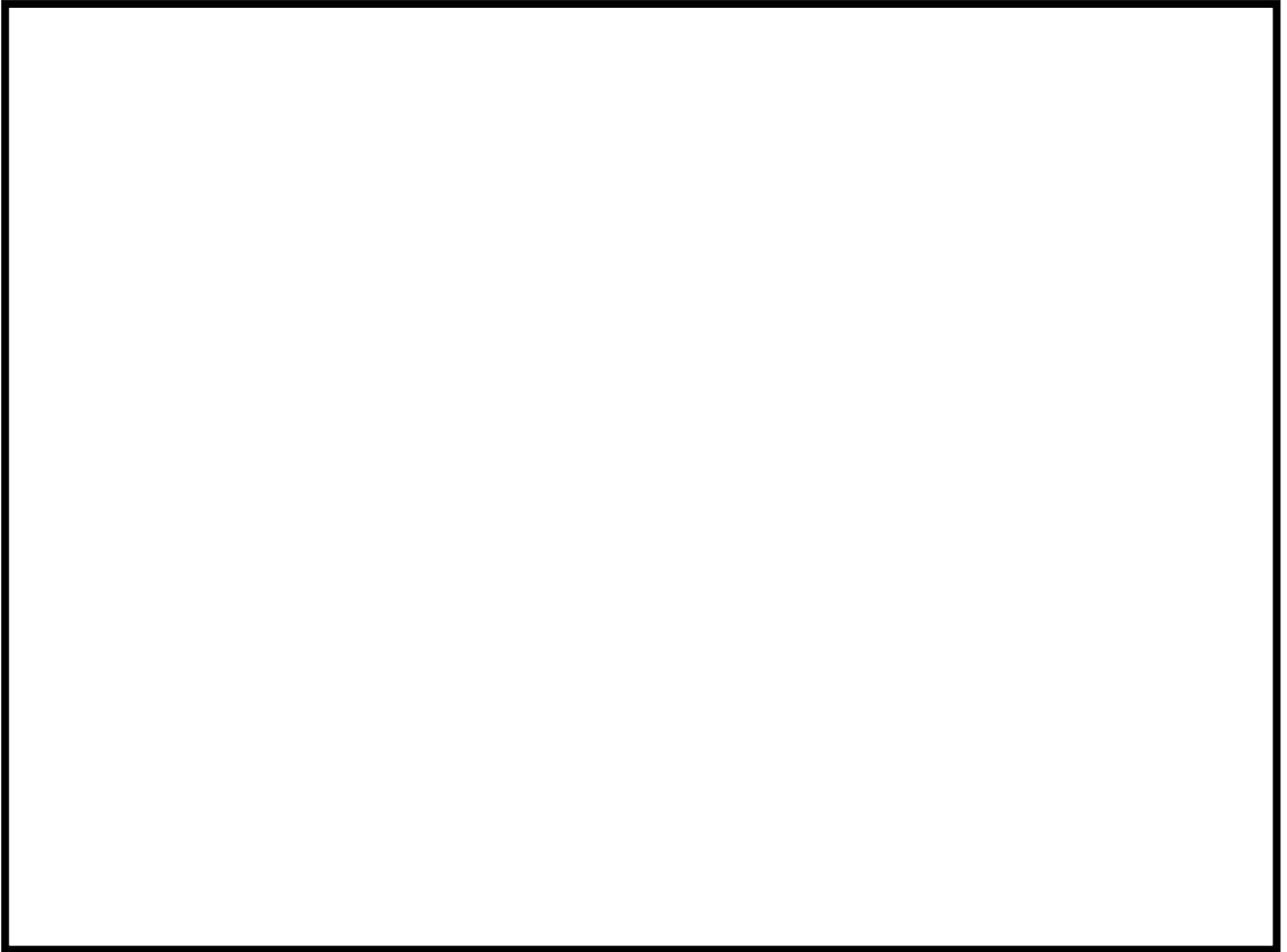


図 4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

46-13

原子炉建屋ブローアウトパネルについて

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待することから、重大事故等対処設備として取り扱うこととした。

以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

(1) 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建屋原子炉区域（以下、「原子炉区域」という。）で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉区域で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉区域の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4kPa[gage]以下に到達した時点で原子炉建屋オペレーティングフロアに設置した原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉区域内を減圧する。

また、開放した原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面（全面）を經由して外気と熱交換が行われることにより原子炉区域内でも人力での操作が可能となる。インターフェイスシステム LOCA 発生時には、基本的には中央制御室で隔離弁を閉操作するが、万が一中央制御室から操作できない場合には、現場で隔離弁を操作することとしている。

なお、原子炉区域内の環境の観点からの本要件は、所定の時間内に原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることが可能であれば、ブローアウトパネル以外の設備で対応することも考えられる。

(2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下、「大 LOCA シナリオ」という。）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）によって原子炉区域内を負圧に維持するため、原子炉区域のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの設計方針

(1) 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは「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」（以下、「設置許可基準規則」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (1) に示した開放機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ① 原子炉区域の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉区域の圧力上昇を抑制すること。
- ② 圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉区域内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足す

ること。

(2) 設置許可基準規則第 59 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは設置許可基準規則第 59 条 (被ばく線量の低減) に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (2) に示した閉じ込め機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ① 原子炉区域の圧力が上昇しない事象においては全パネルが閉状態を維持すること。
- ② SGTS による負圧維持に期待している期間中に想定する重畳事象に対しても閉状態を維持できる、または開放状態になったとしても容易かつ確実に再閉止できること。また、現場にて人力により再閉止することができること。

(3) 設置許可基準規則第 43 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは(1) (2) の通り常設重大事故等対処設備と位置付けることから、設置許可基準規則第 43 条第 1 項及び第 2 項に適合する設計とする。

4. 結論

原子炉建屋ブローアウトパネルは、2. (1) (2) に示す機能を満たすよう、3. (1) (2) (3) で示した設計方針で設計する。

なお、詳細な設計及び手順等については、工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以上

添付：柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 原子炉建屋ブローアウトパネル
に対する外部事象防護方針について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、通常運転時においても原子炉建屋と一体となり、原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における原子炉建屋原子炉区域減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（大 LOCA シナリオ）時における原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として取り扱うこととした。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大瞬間風速 92m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差荷重による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建屋内の安全系等の防護対象施設には影響はない。

また、竜巻による飛来物に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネル内側に、例えば竜巻防護ネットを設置する等、建屋開口部からの飛来物の侵入を防止することで、使用済燃料プール内の燃料等にも影響はない。

そのため、設計基準規模の竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第 6 条において選定した竜巻以外の外部事象（風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）についても同様に、風（台風）であれば竜巻の影響に包絡される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建屋ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準規模の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

(1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組み合わせを考慮する。

- ・ 重大事故等の発生頻度としては、炉心損傷頻度の性能目標^{*1,*2}である 10^{-4} /炉年
- ・ 重大事故等と外部事象の重畳の判断目安は、航空機落下の判断基準^{*3,*4}や設計基準対象施設の耐震設計のスクリーニング基準^{*5}の 10^{-7} /年に保守性をもたせた 10^{-8} /炉年

また、考慮すべきシナリオは図 1 に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第 43 条第 1 項及び第 2 項において選定した自然現象 9 事象（風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象）及び外部人為事象 4 事象（火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）とする。



図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

※1: Regulatory Guide 1.174 Rev.1,2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis

※2: 第1回 原子力規制委員会 (平成25年4月3日) 資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係(概念図)」

※3: STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS

※4: 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)

※5: JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

(2) 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

① 外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には、起因事象となる外部事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は 5.2×10^{-6} /年(6号炉)、 5.0×10^{-6} /年(7号炉)としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建屋に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ 10^{-4} /年(年超過発生頻度 10^{-3} /年以上の竜巻は最大瞬間風速10m/s以下のため)及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率 7.6×10^{-8} (6号炉)、 7.9×10^{-8} (7号炉)を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等が発生し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

また、津波や有毒ガス等については、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないことも考慮する必要がある。

以上を踏まえ、外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネルの防護方針は表1を示す通りとする。

表1 外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル（開放機能・閉じ込め機能*）防護方針

事 象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 10^{-6} /年であり、地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、 容易かつ確実に 閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	風、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪の年超過発生頻度、及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（ 7.6×10^{-8} （6号炉）、 7.9×10^{-8} （7号炉））を踏まえると、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	低温（凍結）	
	降水	
	積雪	
	落雷	落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
	火山の影響	
生物学的事象		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、非常用ディーゼル発電機消音器により輻射が遮られる、又は火災源との離隔があるため、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	火災・爆発	

※：重大事故等発生前の想定であることから、開放機能及び閉じ込め機能の両方が対象。

② 重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

重大事故等発生後において、外部事象が重畳して発生する場合には、重大事故等の発生頻度とその後に発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安 10^{-8} /炉年及び原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に期待している重大事故等対処設備の有効性評価や被ばく評価においては、重大事故等発生後7日迄の期間を評価していることを踏まえて、重大事故等発生後において重畳させる外部事象の規模としては、プラント寿命期間中に発生する規模の年超過発生頻度 10^{-2} /年を想定し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

表2に重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

重大事故等発生後 7 日以降については、原子炉建屋からの大気中への放射性物質 (Cs-137) の累計の放出量には大きな増加はない。また、上記方針に基づき年超過発生頻度 10^{-2} /年規模の外部事象に対して、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能は維持される。

重大事故等発生後約 60 日以降については、設計基準規模の外部事象を想定し、外部事象により原子炉建屋ブローアウトパネルの開放や損傷等があった場合でも、現場作業について外部からの参集要員等に期待することができることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を復旧する方針とする。

なお、地震においては、上記方針に基づき、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリを構成する設備等に対し、重大事故等発生後約 3 日以降は弾性設計用地震動 Sd、約 60 日以降は基準地震動 Ss との組み合わせを考慮している。

表 2 重大事故等発生後における外部事象の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル (閉じ込め機能*) 防護方針

事 象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、 容易かつ確実に 閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風 (台風)	年超過発生頻度 10^{-2} /年 (最大風速 27.9m/s) の風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等、及び設計飛来物である仮設足場については最大風速 27.9m/s により飛散しないことを確認し、原子炉建屋ブローアウトパネルが飛来物影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-2} /年の最大瞬間風速は 10m/s 以下であり、風 (台風) の影響に包絡され、気圧差による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放はない。なお、竜巻事象の不確実性を踏まえ、年超過発生頻度 10^{-3} /年を参照した場合においても最大瞬間風速は 10m/s 以下である。
	低温 (凍結)	低温 (凍結), 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	降水	
	積雪	
	落雷	
地滑り		
火山の影響		
生物学的事象		

※：インターフェイスシステム LOCA 時の開放機能は事象発生後すぐに期待するものであり、以降も開放維持のため対象外。従って、重大事故等発生後においては、原子炉建屋原子炉区域負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

(表2 続き)

事 象		防護方針
外部 人為 事象	有毒ガス	有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建屋ブローアウトパネルは，防火帯内側に設置をしていることから，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，非常用ディーゼル発電機消音器により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。

4. まとめ

原子炉建屋ブローアウトパネルの外部事象防護方針については，2. 及び3. に示す通りとし，詳細設計等については，工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以 上

46-14

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、下表のとおり整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	HPIN 常用 N2 供給元弁	P54-M0-F003	HPIN 常用窒素ガス供給止弁	P54-M0-F203
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A)	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-M0-F027A	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)	P54-M0-012A
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (B)	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-M0-F027B	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)	P54-M0-012B
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A) 供給弁	HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 (A)	P54-M0-F018A	HPIN 非常用窒素ガス (A) 供給弁	P54-M0-F003A
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (B) 供給弁	HPIN 非常用窒素ガス供給元弁 (B)	P54-M0-F018B	HPIN 非常用窒素ガス (B) 供給弁	P54-M0-F003B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (A)	HPIN 窒素ガスボンベラック (A) 元弁	P54-F017A	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (A)	P54-F002A
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (B)	HPIN 窒素ガスボンベラック (B) 元弁	P54-F017B	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (B)	P54-F002B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (C)	HPIN 窒素ガスボンベラック (A) 元弁	P54-F017C	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (C)	P54-F002C
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁 (D)	HPIN 窒素ガスボンベラック (B) 元弁	P54-F017D	HPIN 窒素ガスボンベ出口元弁 (D)	P54-F002D
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (A)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016A	HPIN 窒素ガスボンベ (A) 出口弁	P54-F001A
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (B)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016B	HPIN 窒素ガスボンベ (B) 出口弁	P54-F001B
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (C)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016C	HPIN 窒素ガスボンベ (C) 出口弁	P54-F001C
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (D)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016D	HPIN 窒素ガスボンベ (D) 出口弁	P54-F001D
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (E)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016E	HPIN 窒素ガスボンベ (E) 出口弁	P54-F001E
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (F)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016F	HPIN 窒素ガスボンベ (F) 出口弁	P54-F001F
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (G)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016G	HPIN 窒素ガスボンベ (G) 出口弁	P54-F001G
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (H)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016H	HPIN 窒素ガスボンベ (H) 出口弁	P54-F001H
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (J)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016J	HPIN 窒素ガスボンベ (J) 出口弁	P54-F001J
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (K)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016K	HPIN 窒素ガスボンベ (K) 出口弁	P54-F001K
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (L)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016L	HPIN 窒素ガスボンベ (L) 出口弁	P54-F001L
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (M)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016M	HPIN 窒素ガスボンベ (M) 出口弁	P54-F001M
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (N)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016N	HPIN 窒素ガスボンベ (N) 出口弁	P54-F001N
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (P)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016P	HPIN 窒素ガスボンベ (P) 出口弁	P54-F001P
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (Q)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016Q	HPIN 窒素ガスボンベ (Q) 出口弁	P54-F001Q
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (R)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016R	HPIN 窒素ガスボンベ (R) 出口弁	P54-F001R
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (S)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016S	HPIN 窒素ガスボンベ (S) 出口弁	P54-F001S
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (T)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016T	HPIN 窒素ガスボンベ (T) 出口弁	P54-F001T
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (U)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016U	HPIN 窒素ガスボンベ (U) 出口弁	P54-F001U
高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁 (V)	HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016V	HPIN 窒素ガスボンベ (V) 出口弁	P54-F001V

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

目次

- 47-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 47-2 単線結線図
- 47-3 配置図
- 47-4 系統図
- 47-5 試験及び検査
- 47-6 容量設定根拠
- 47-7 接続図
- 47-8 保管場所図
- 47-9 アクセスルート図
- 47-10 その他設備
- 47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 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	47-5 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	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	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	47-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分		B
			関連資料	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	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図			

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

第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	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業		B b, B c, B d, B g
		関連資料	47-3 配置図, 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 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a
	関連資料	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)	高速回転機器		B b
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
	関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図				
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	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	47-7 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	47-7 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	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	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第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）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	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）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災		防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	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）熱交換器 （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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
		関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		—		
		第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
	関連資料				—		
	第2号		共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災		防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	
			サポート系故障		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

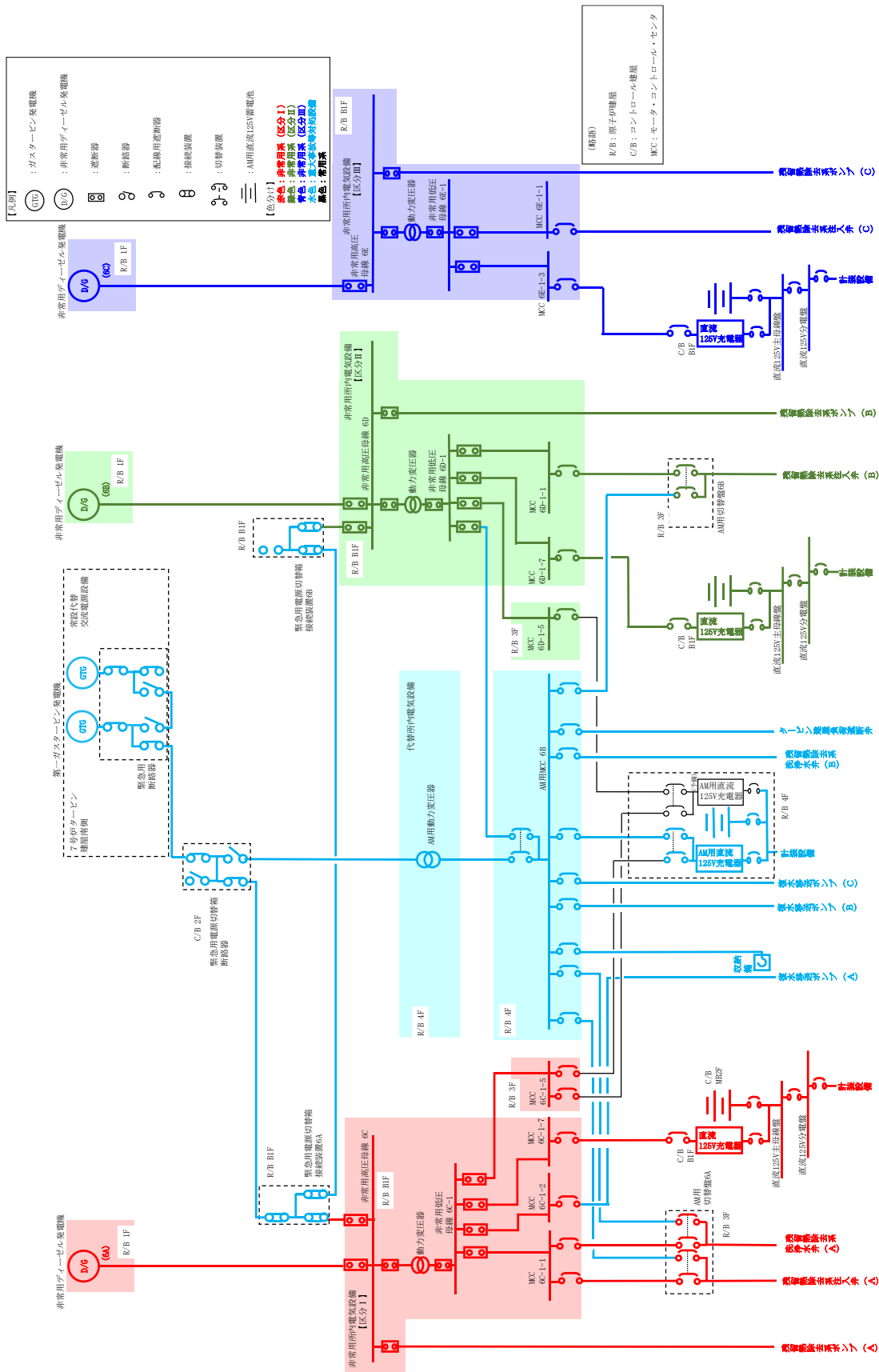


図1 単線結線図 (6号炉)

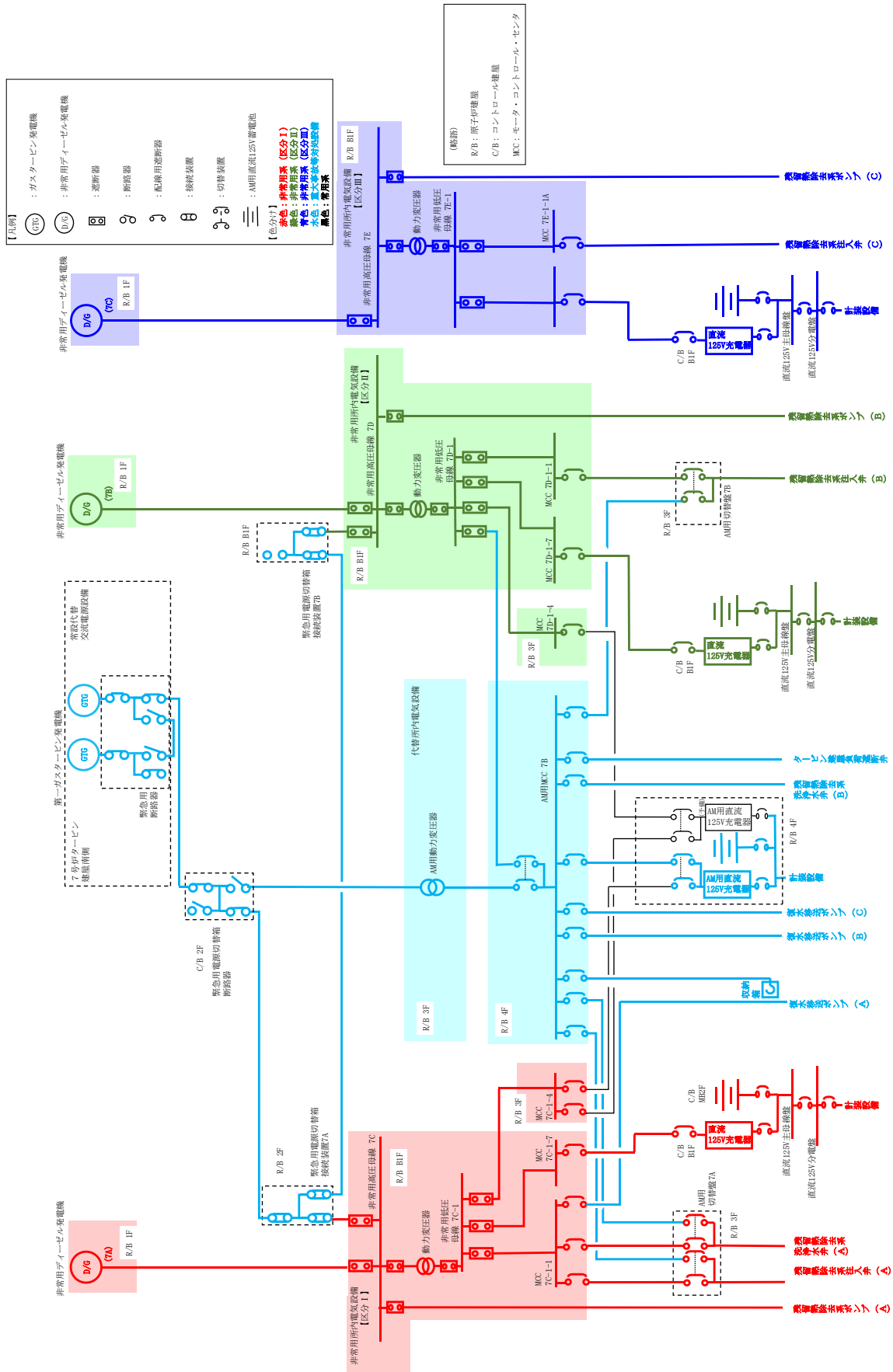




図2 単線結線図 (7号炉)

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。

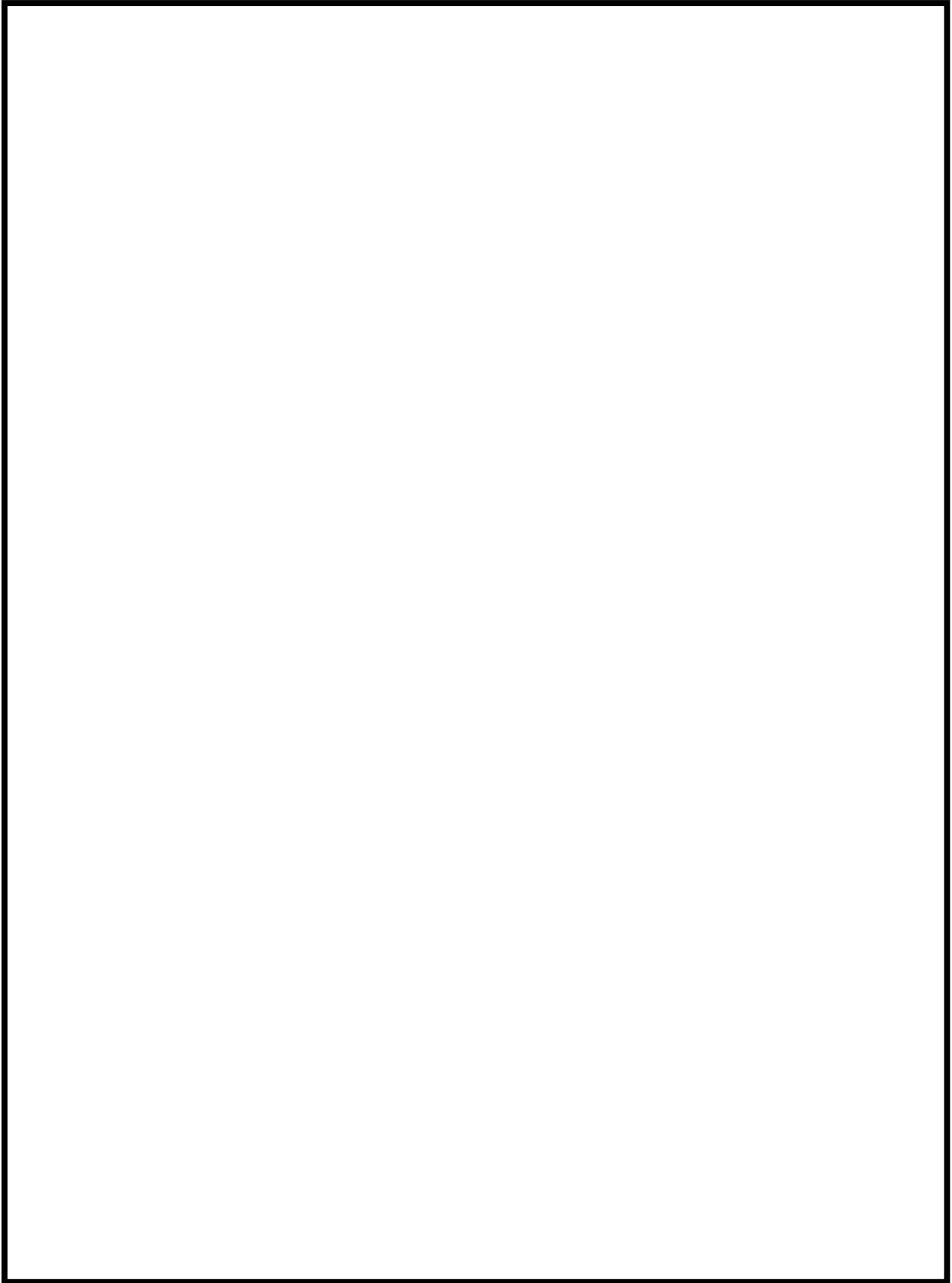


図1 配置図 (6/7号炉 中央制御室(コントロール建屋地上2階))

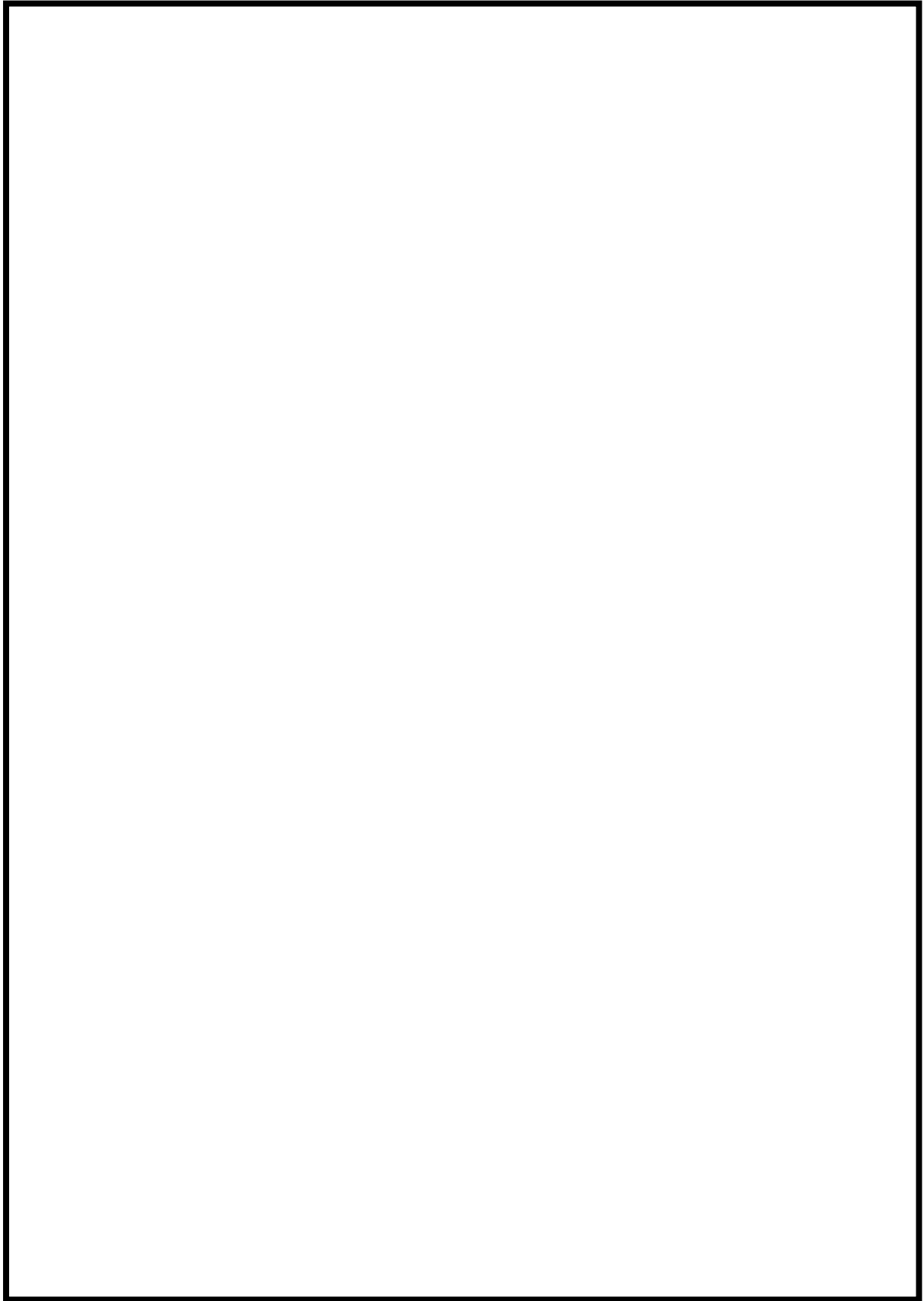


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

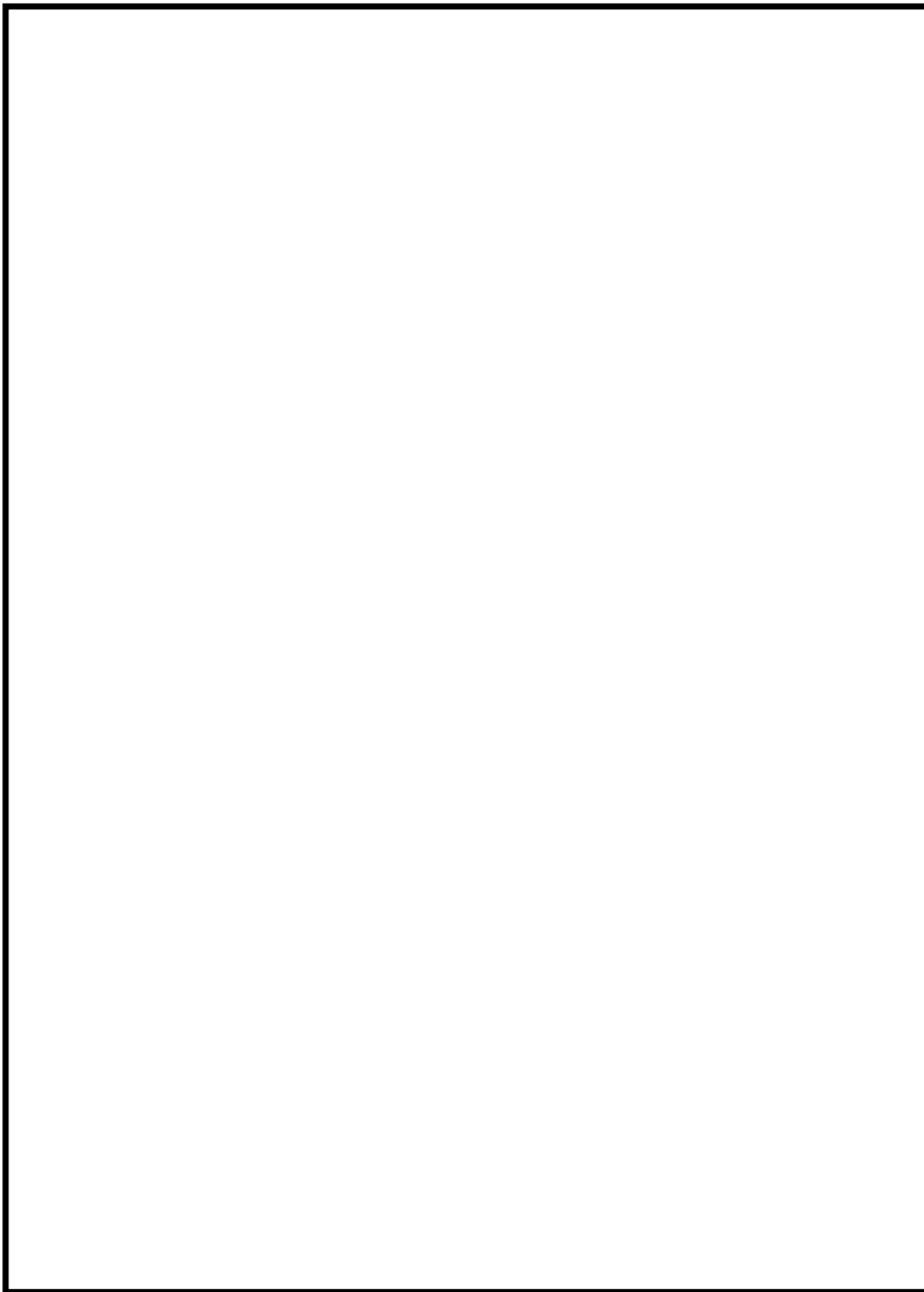


图 3 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

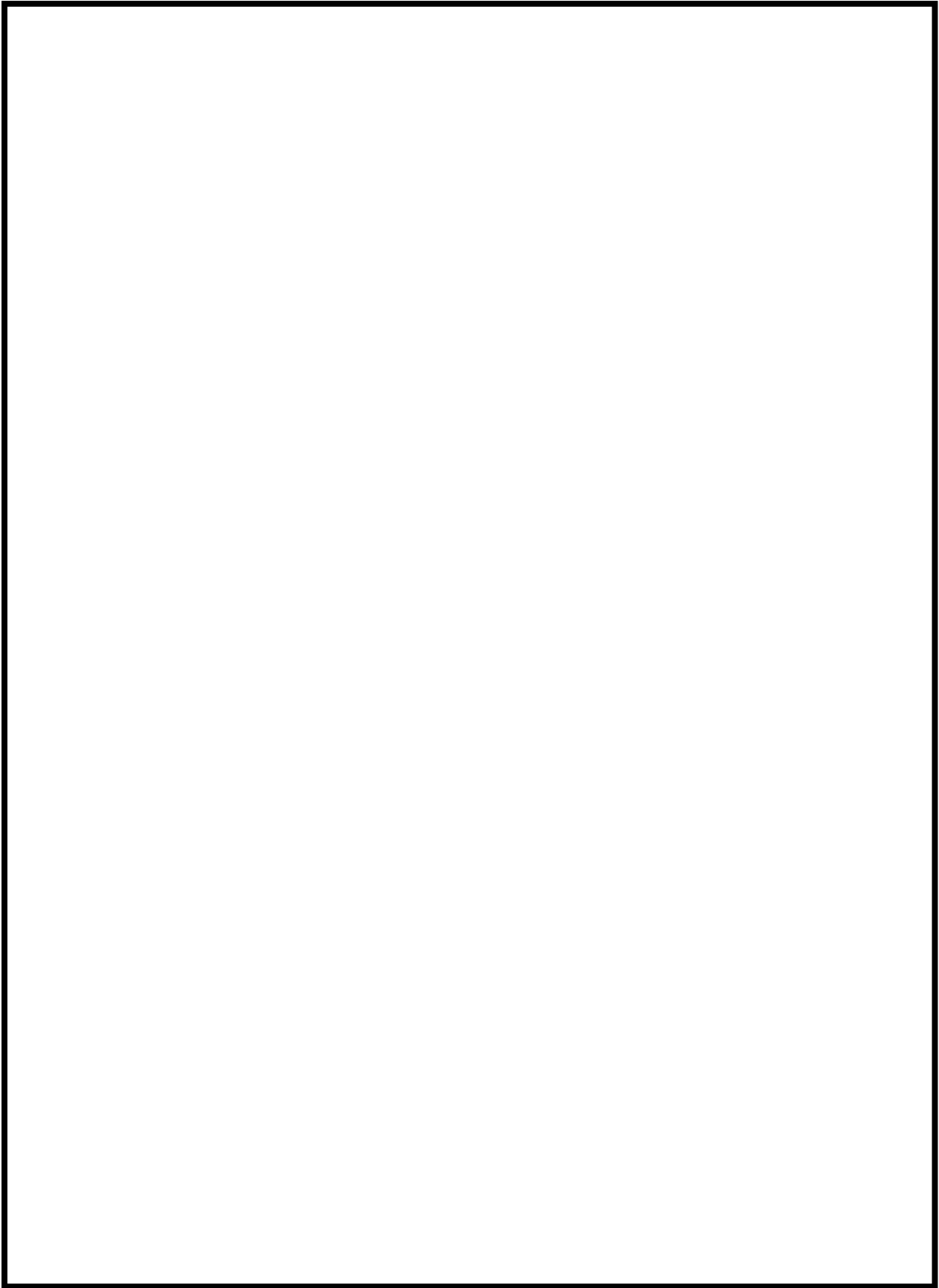


图 4 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

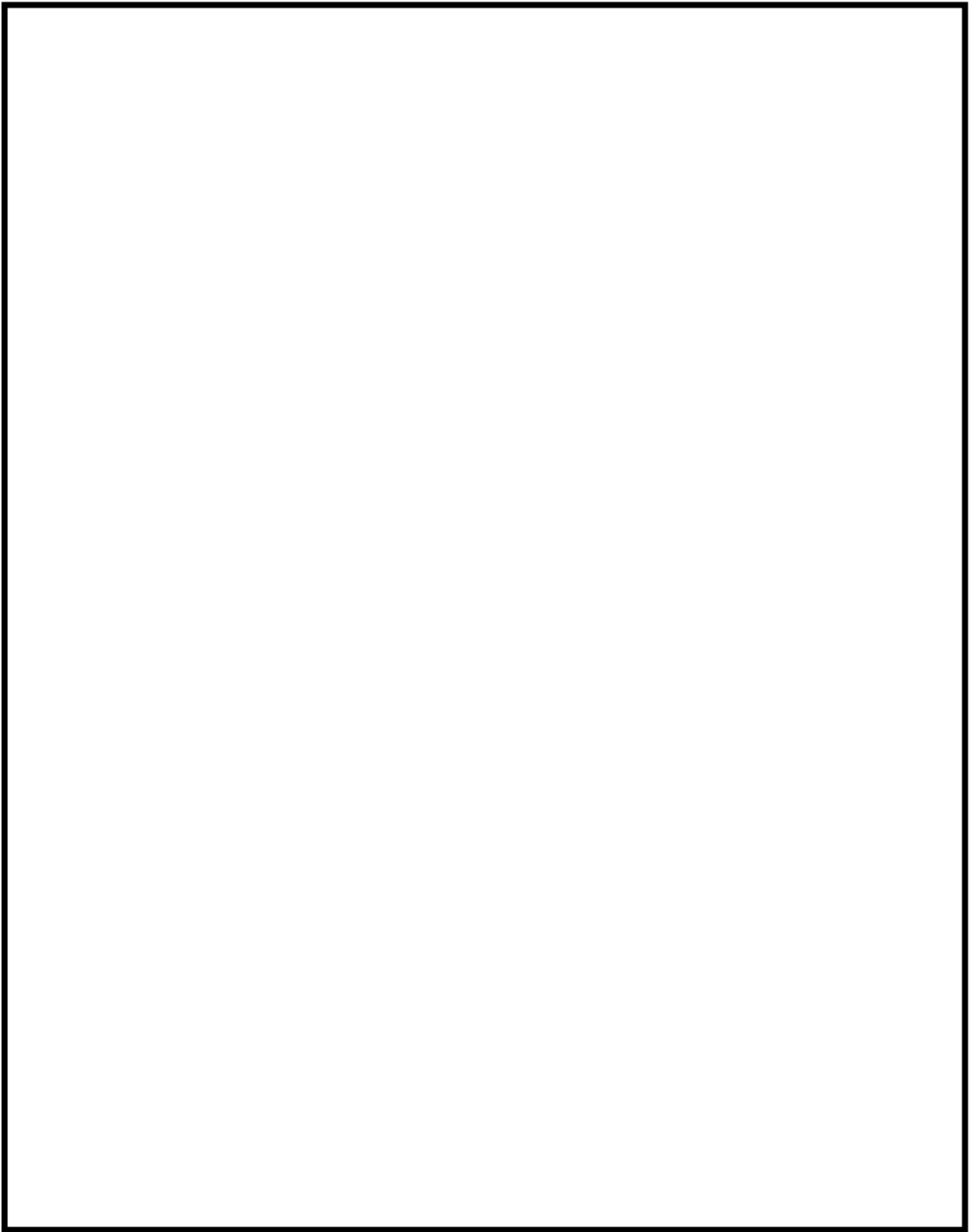


図 5 配置図 (6 号炉 タービン建屋地下中 2 階)

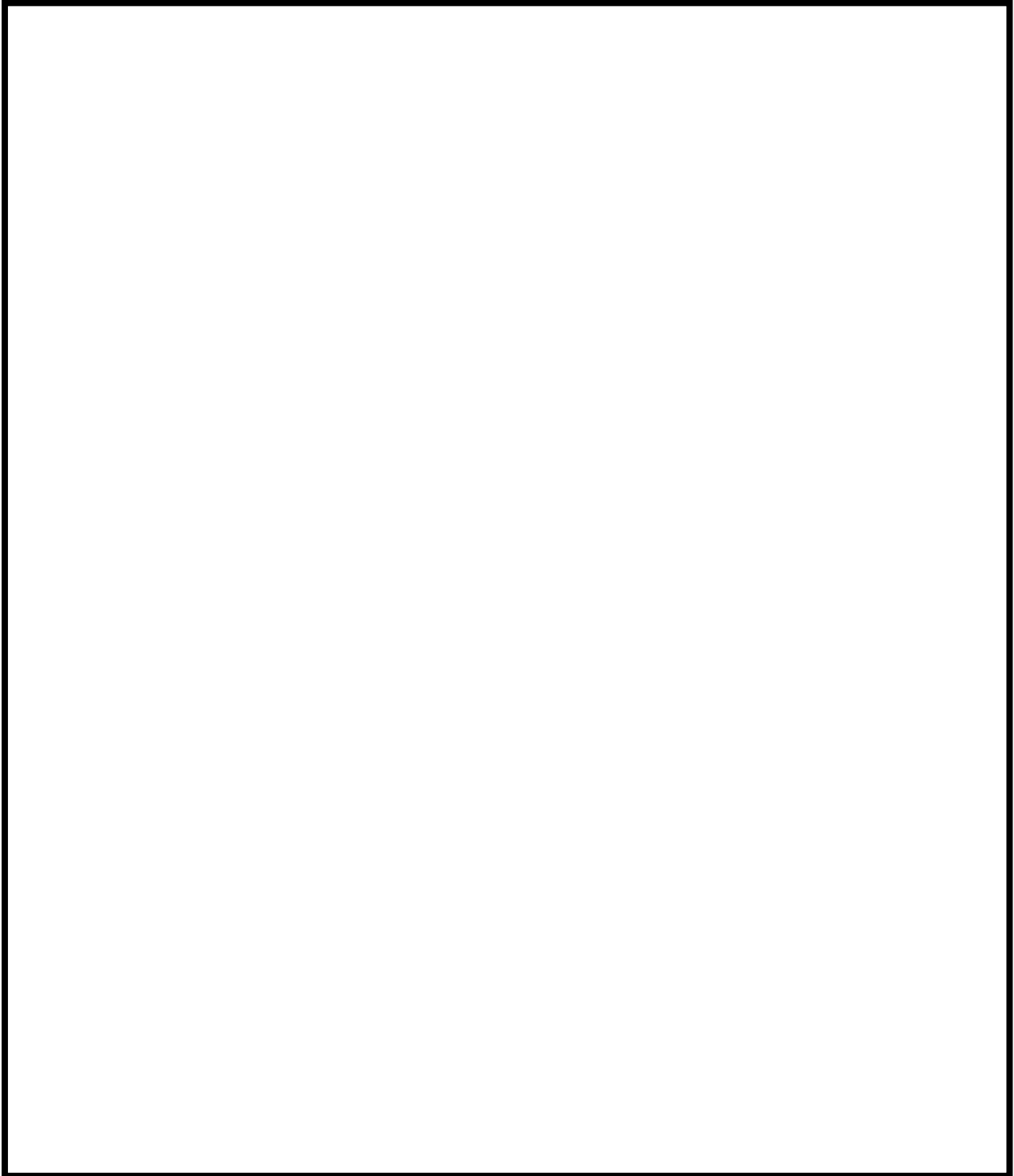


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

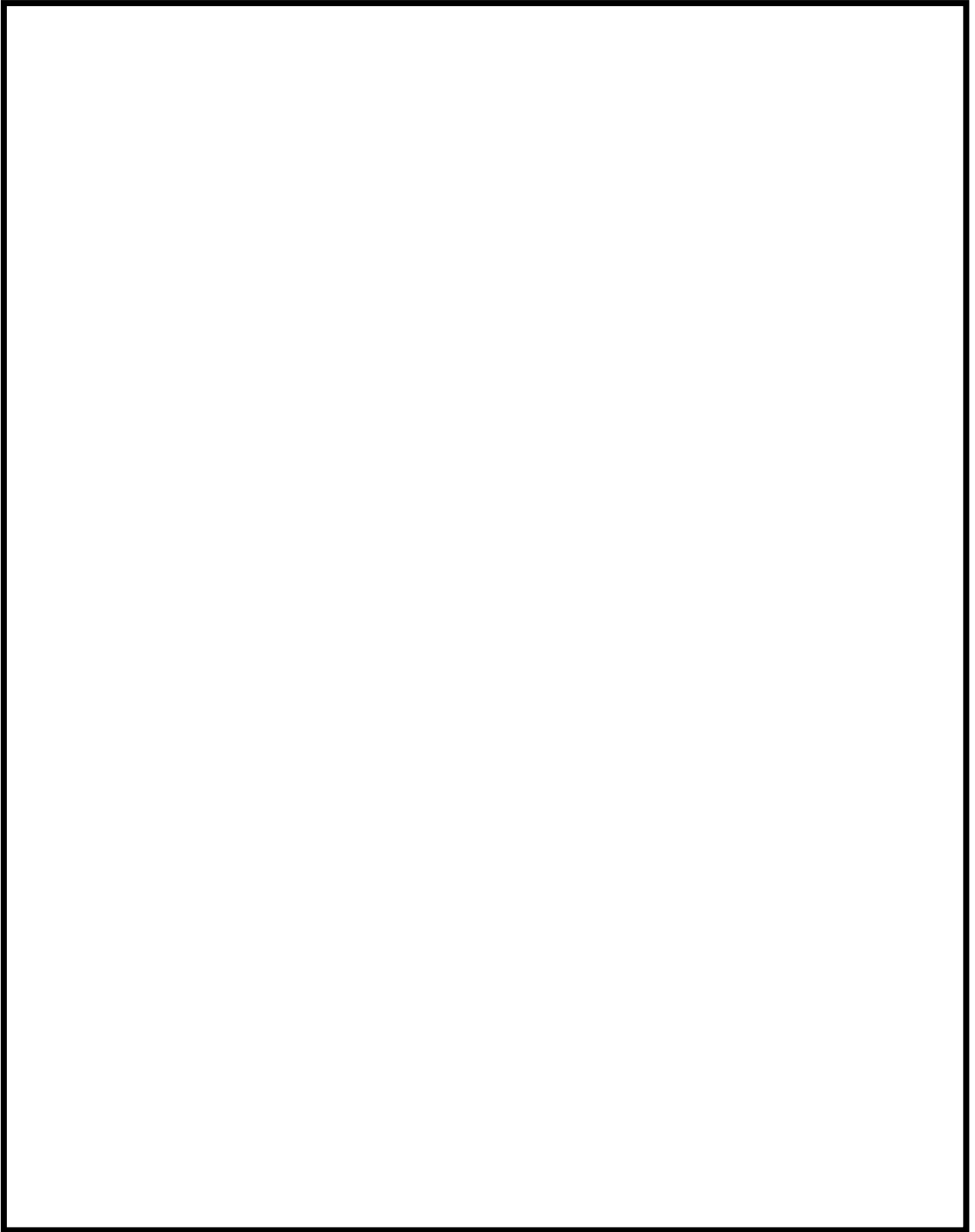


図 7 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

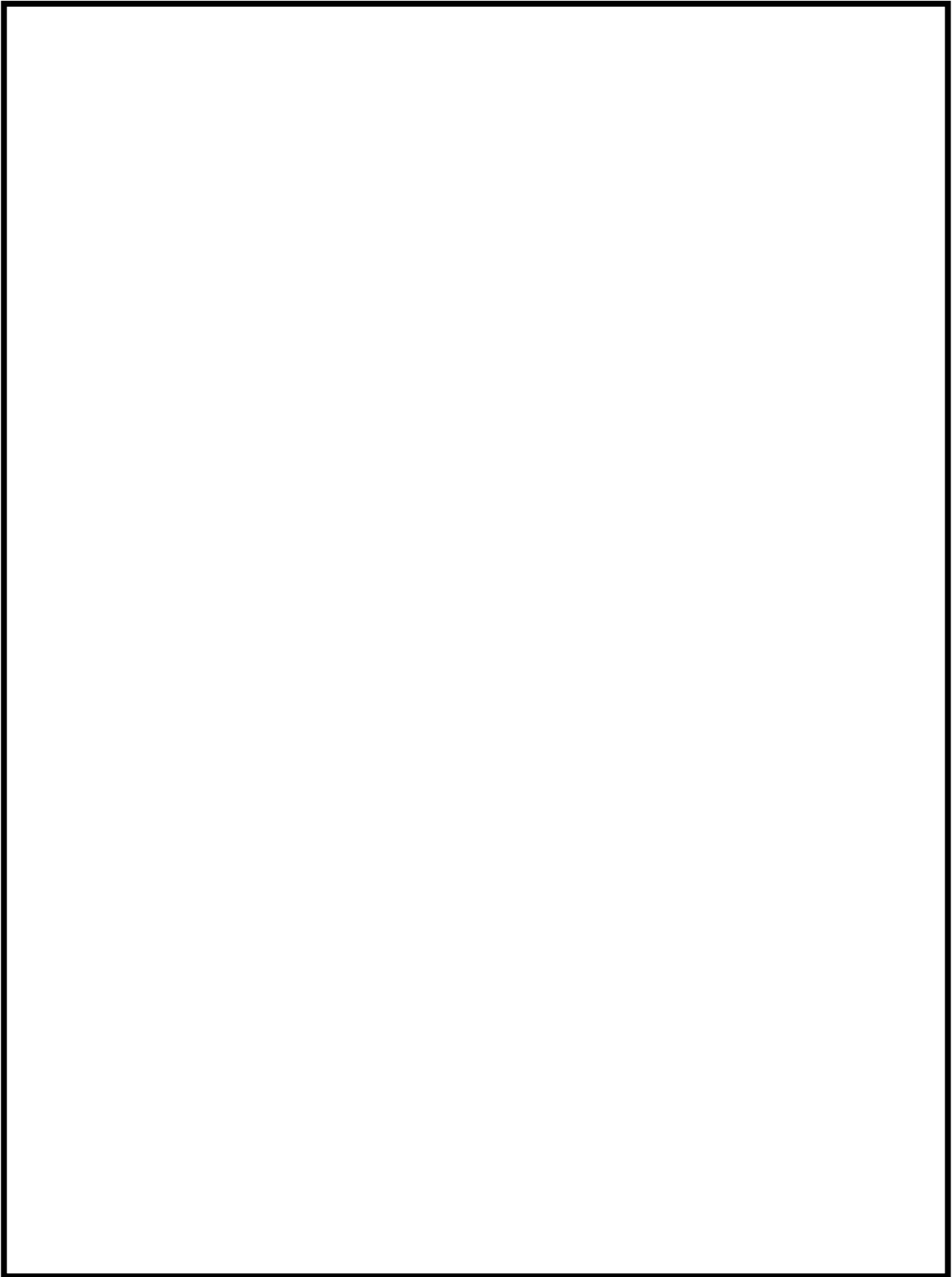


図 8 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

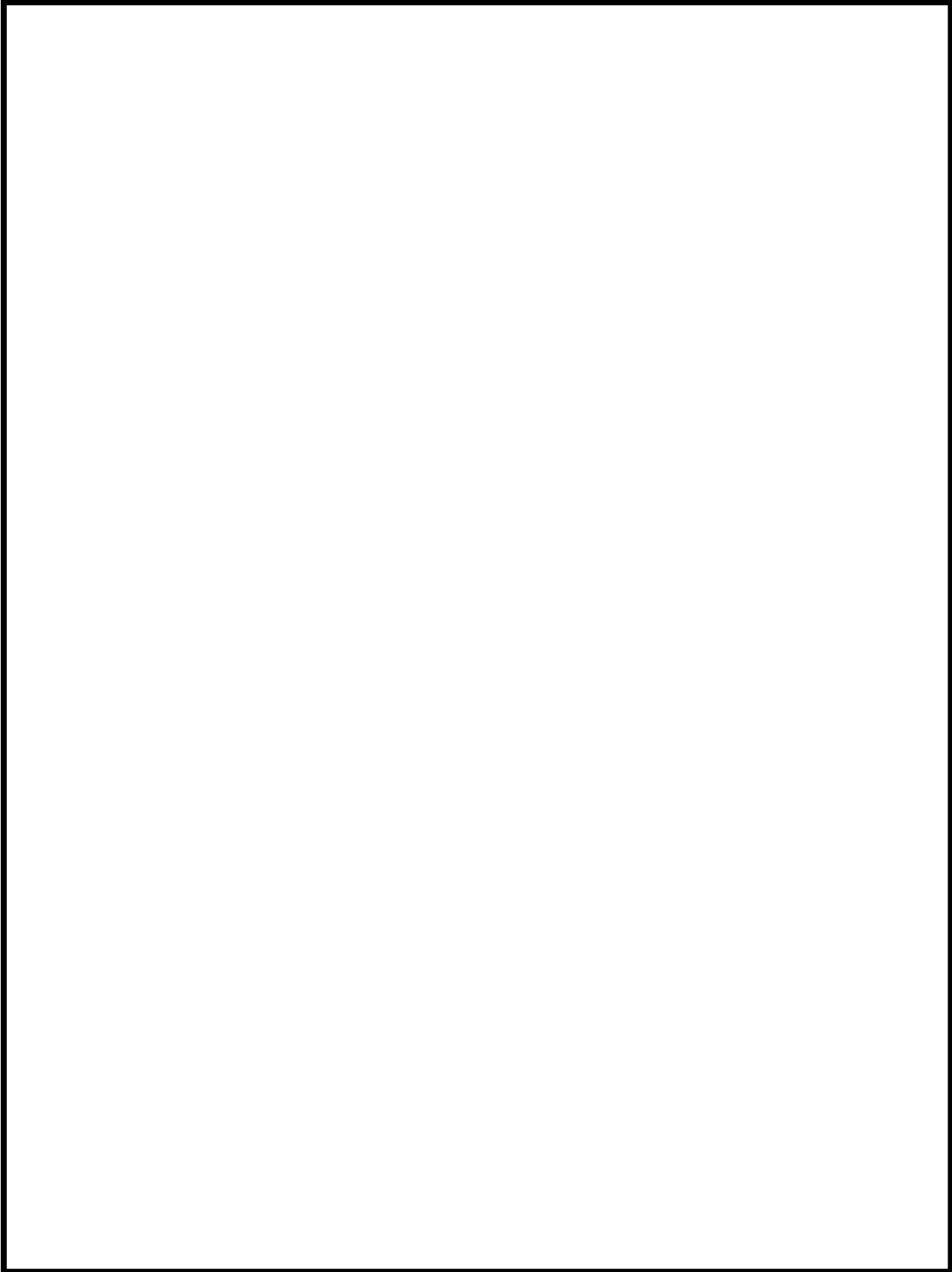


図9 配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

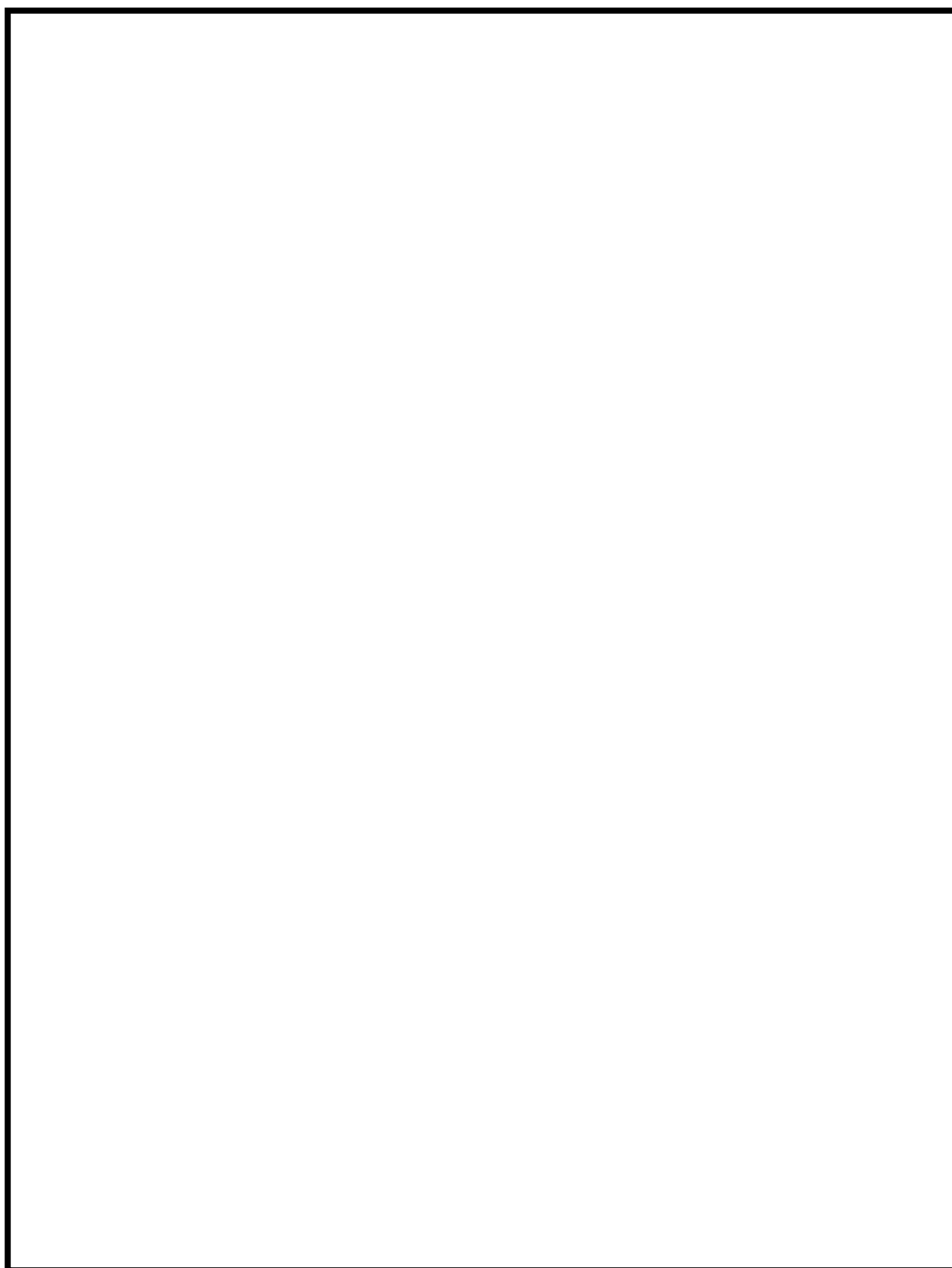


图 10 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

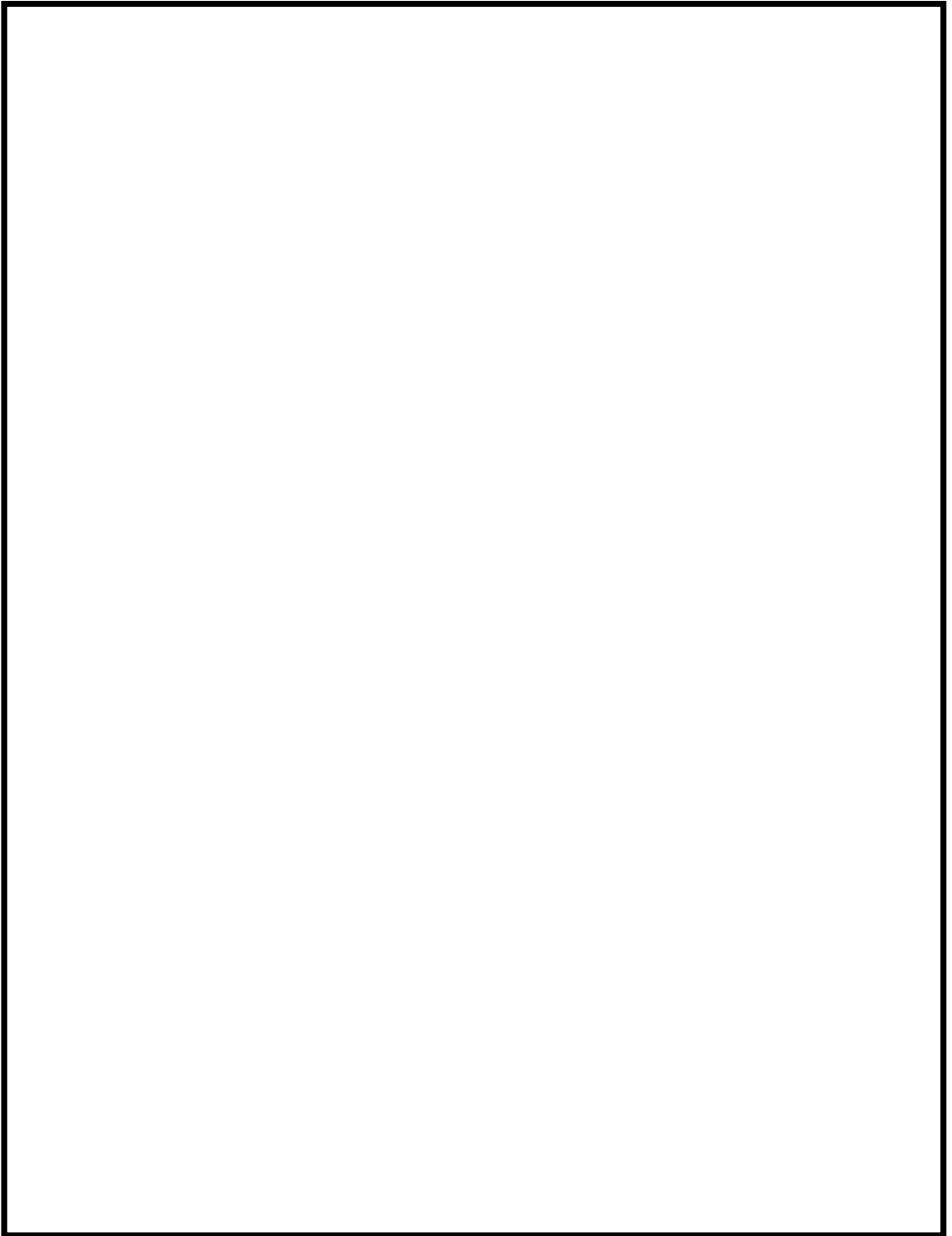


図 11 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

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	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWVC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWVC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWVC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

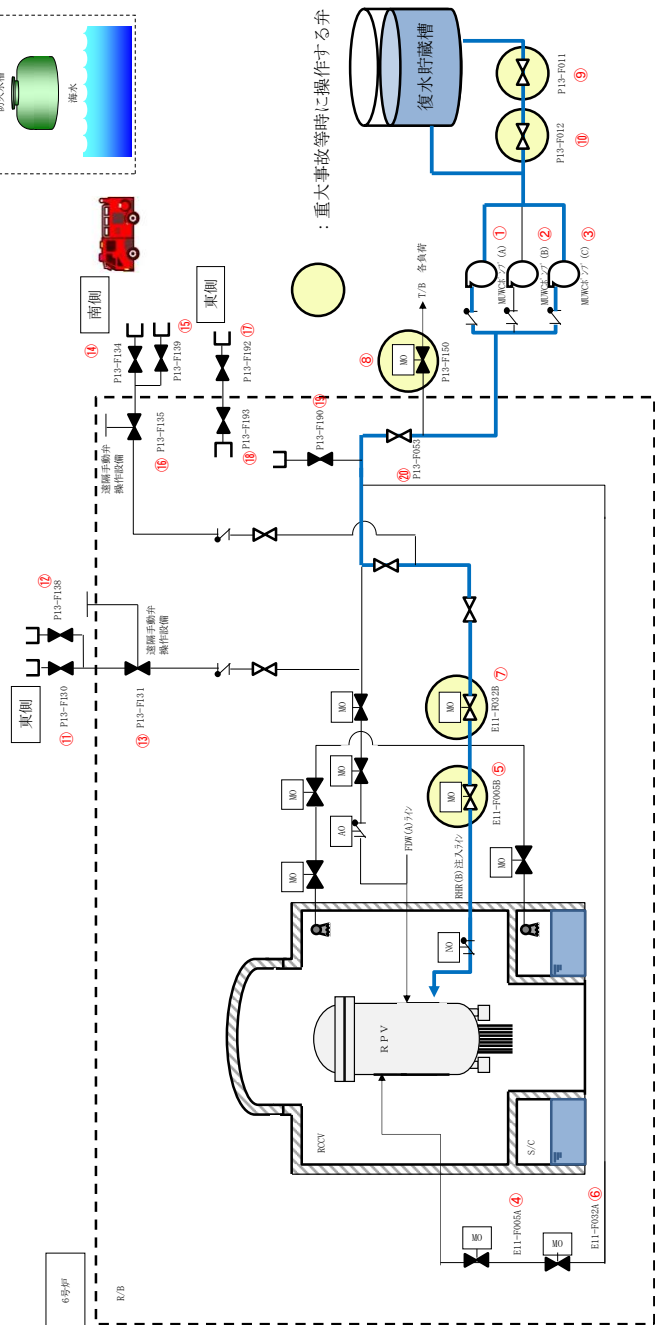
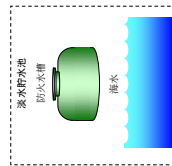


図1 低圧代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水（6号炉）

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	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁 (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	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建屋地下2階

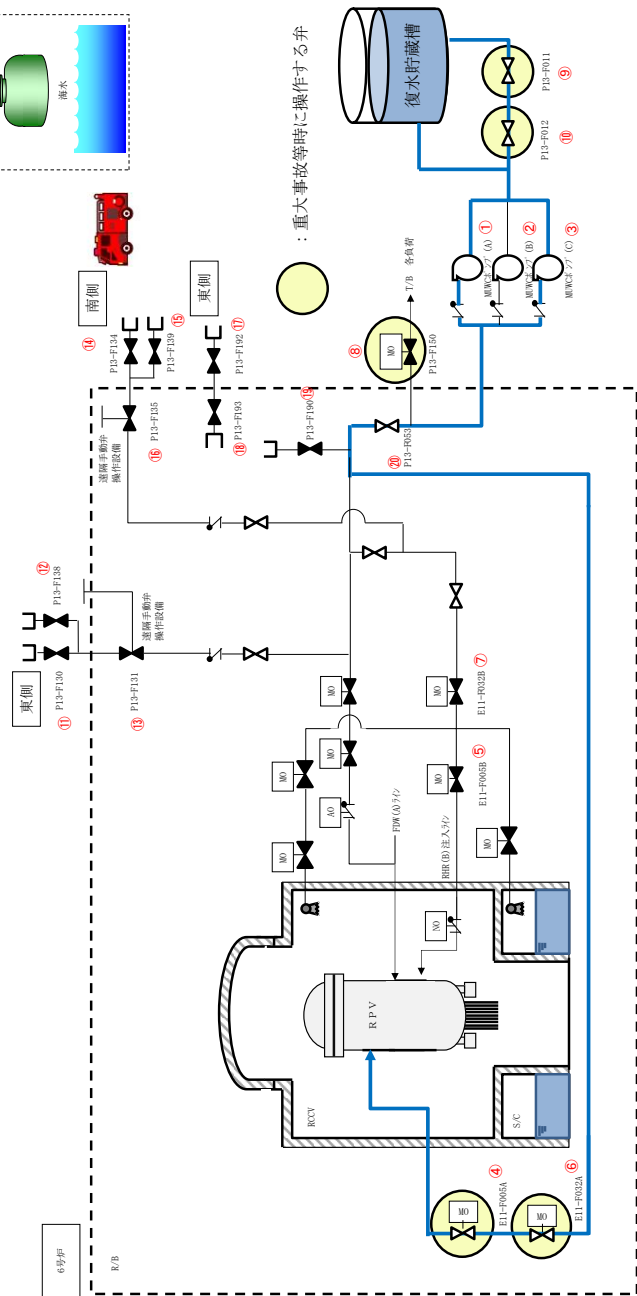
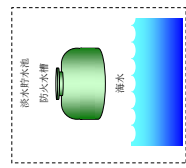


図2 低压代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（6号炉）

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2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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

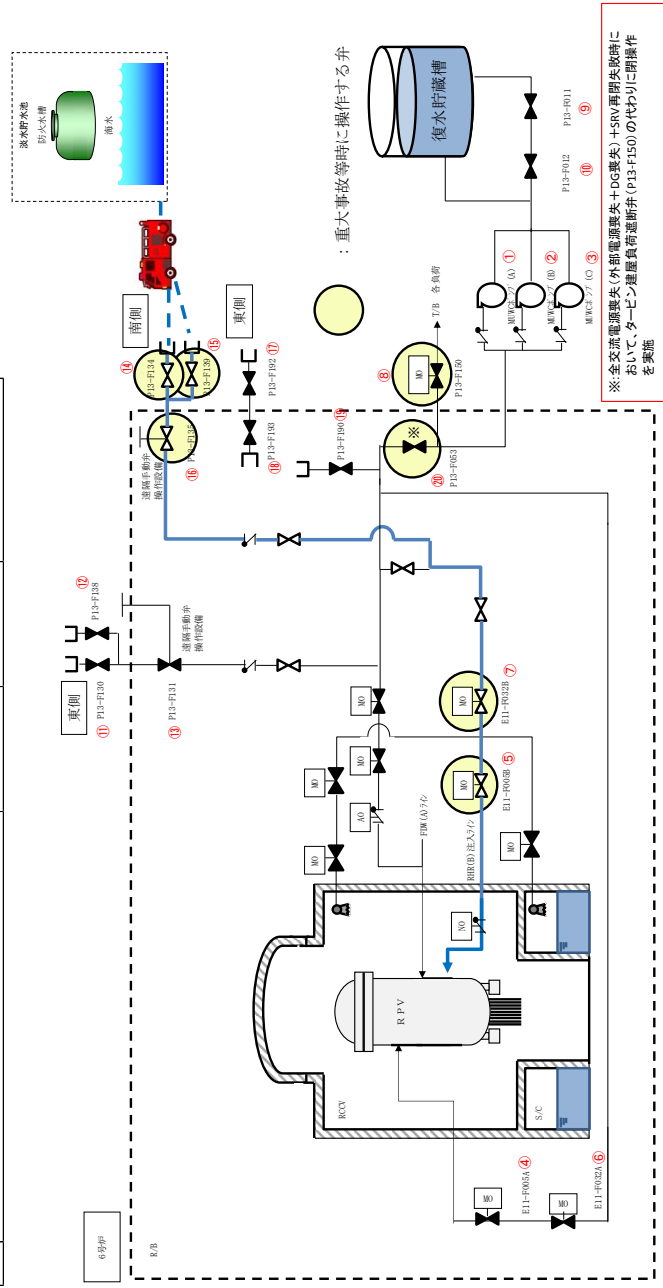


図3 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
残留熱除去系(B)注入配管からの低压代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	機作場所
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	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁 (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	MWVC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWVC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWVC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWVC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWVC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWVC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MWVC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MWVC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	MWVC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

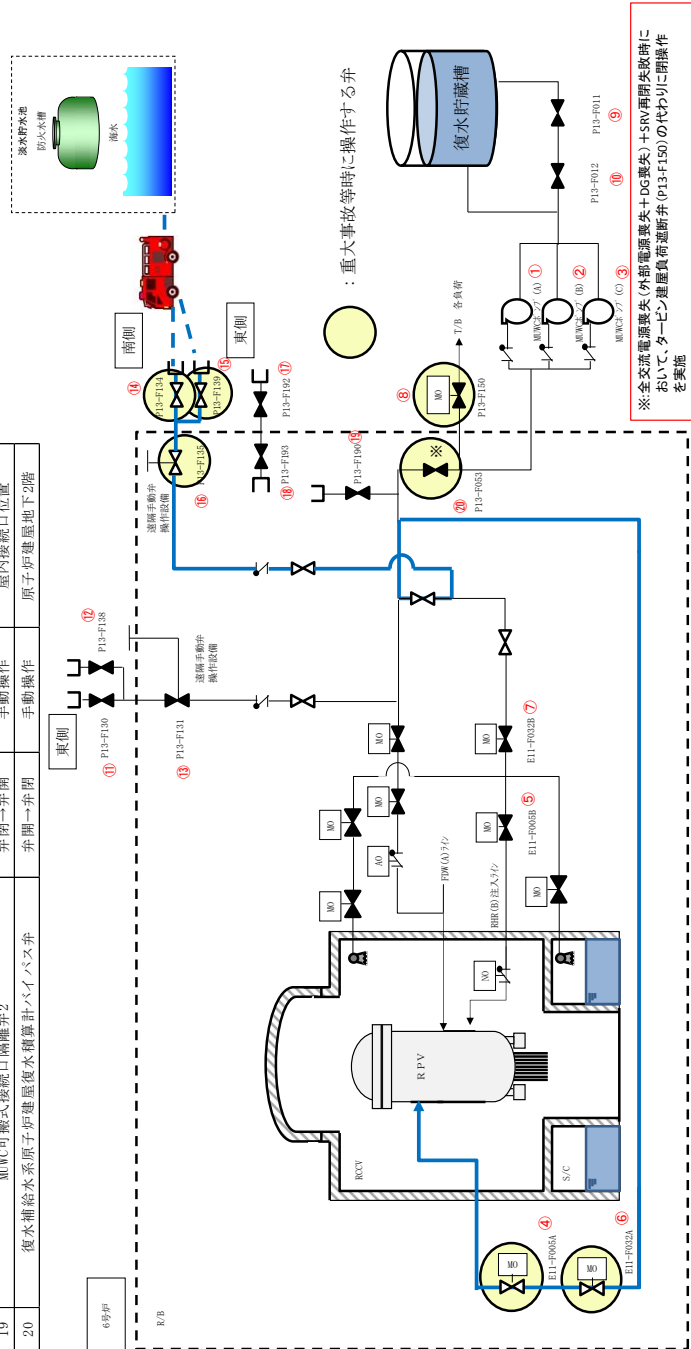


図4 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（6号炉）

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	残留熱除去系洗浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁 (C)	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2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1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水種算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

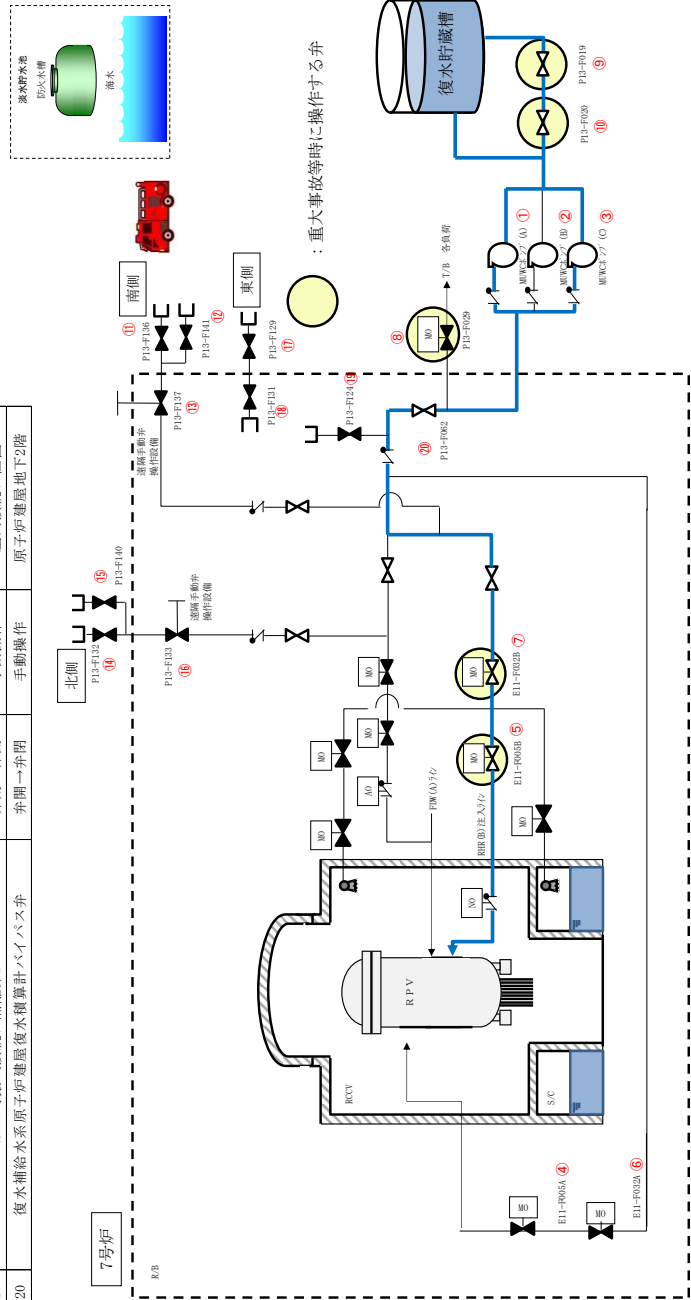


図5 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水 (7号炉)

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	MWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算パイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

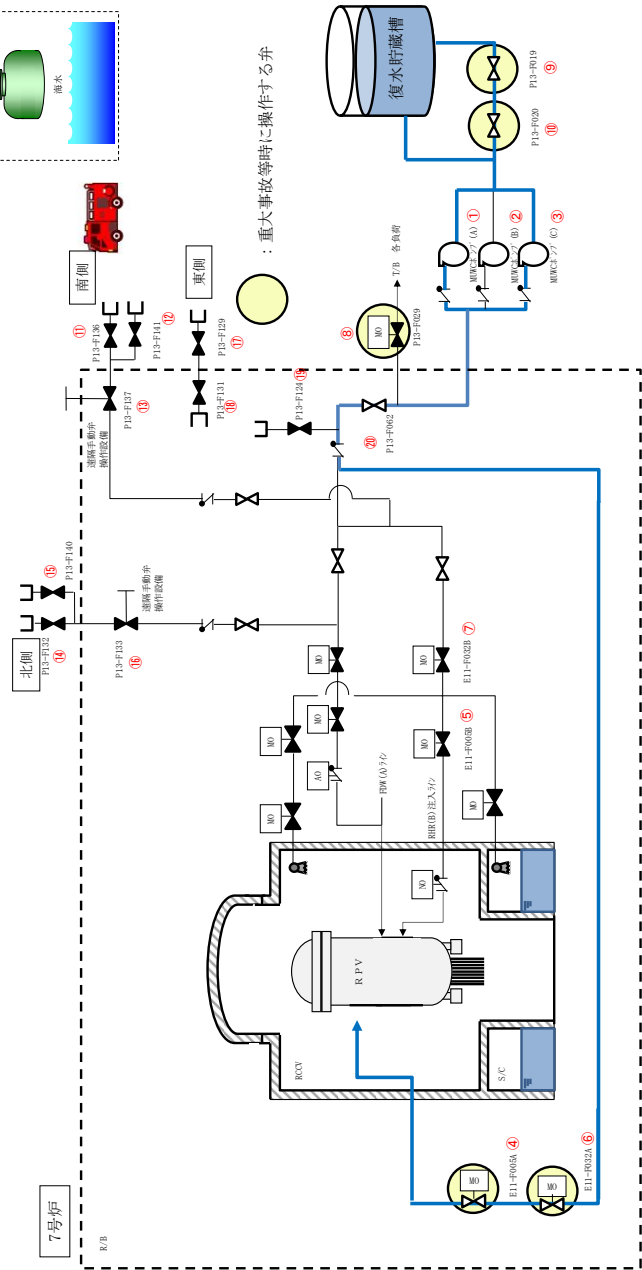
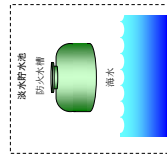
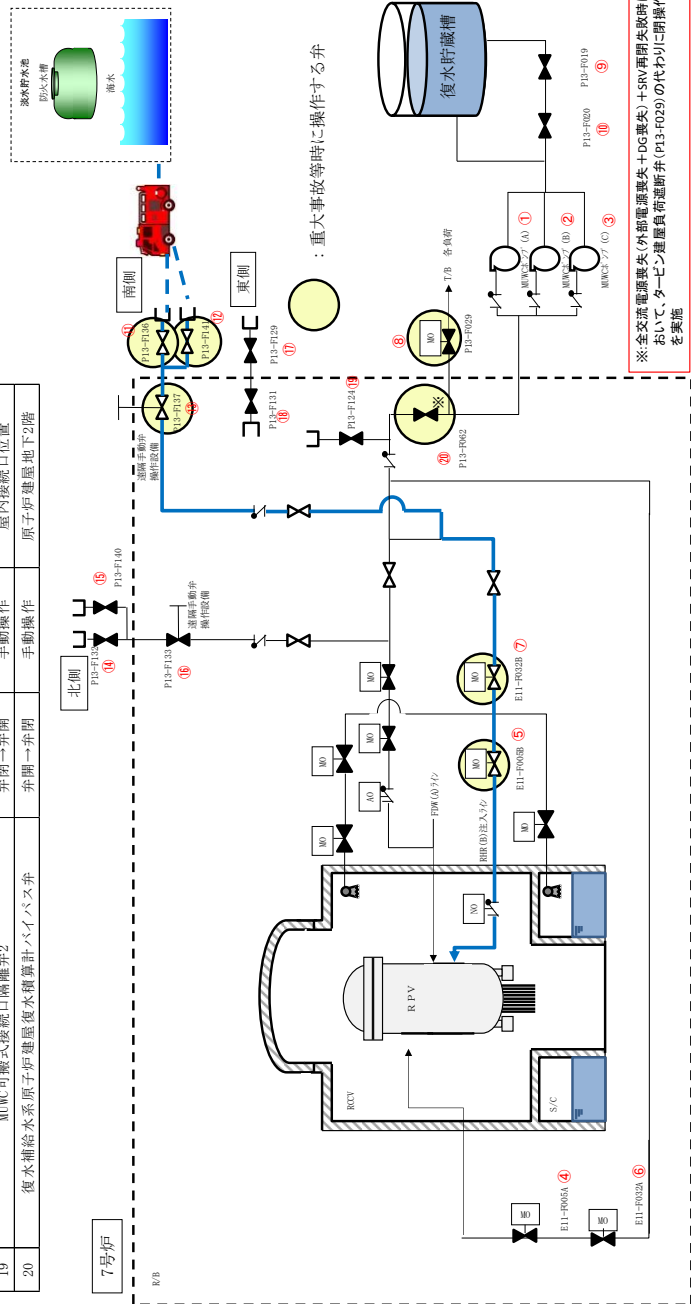


図6 低压代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

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	MUWC接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建屋地下2階



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	MWVG接続口外側隔離弁1 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWVG接続口外側隔離弁1 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWVG接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWVG接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWVG接続口外側隔離弁2 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWVG接続口外側隔離弁2 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWVG可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWVG可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWVG可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
20	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地下2階

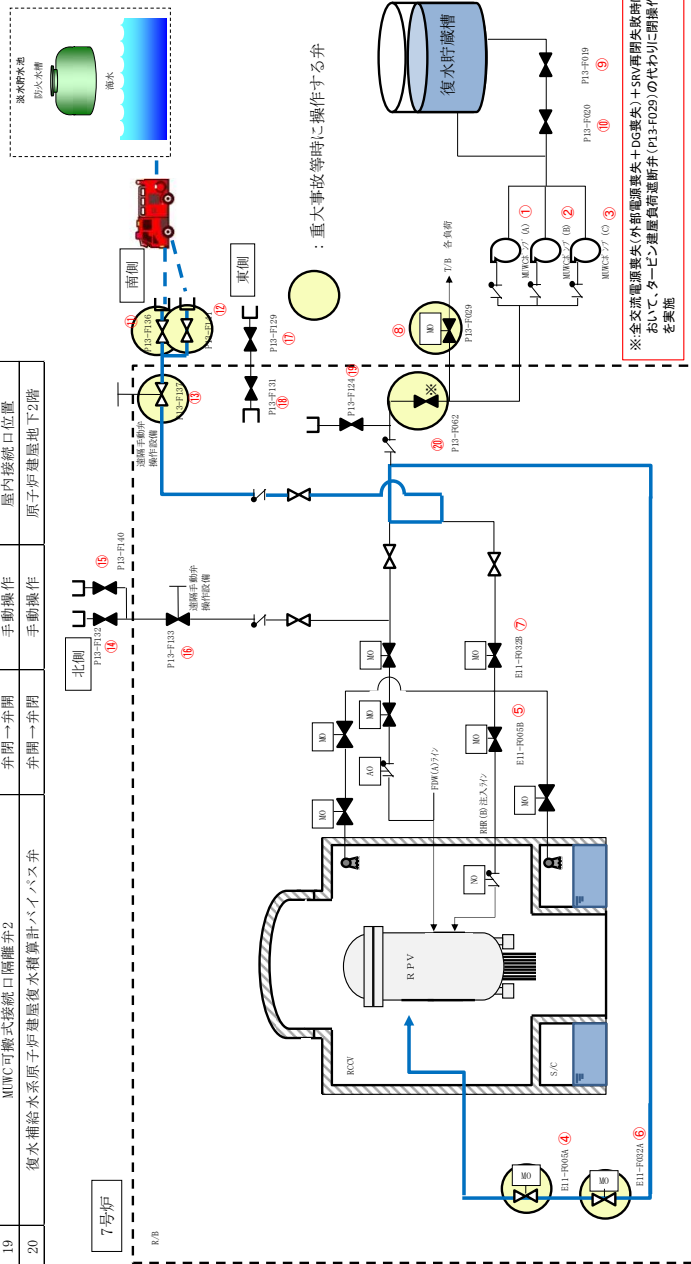


図8 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

・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流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（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、代替循環冷却系の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、低圧代替注水系としての回り込み防止対策にもなる。

<代替循環冷却系の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、炉心損傷後は高線量の水が循環することから、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。そのため、代替循環冷却系の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配管は、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、事故後の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、主流路から最も近い弁（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（ウォーターハンマーの発生等）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。

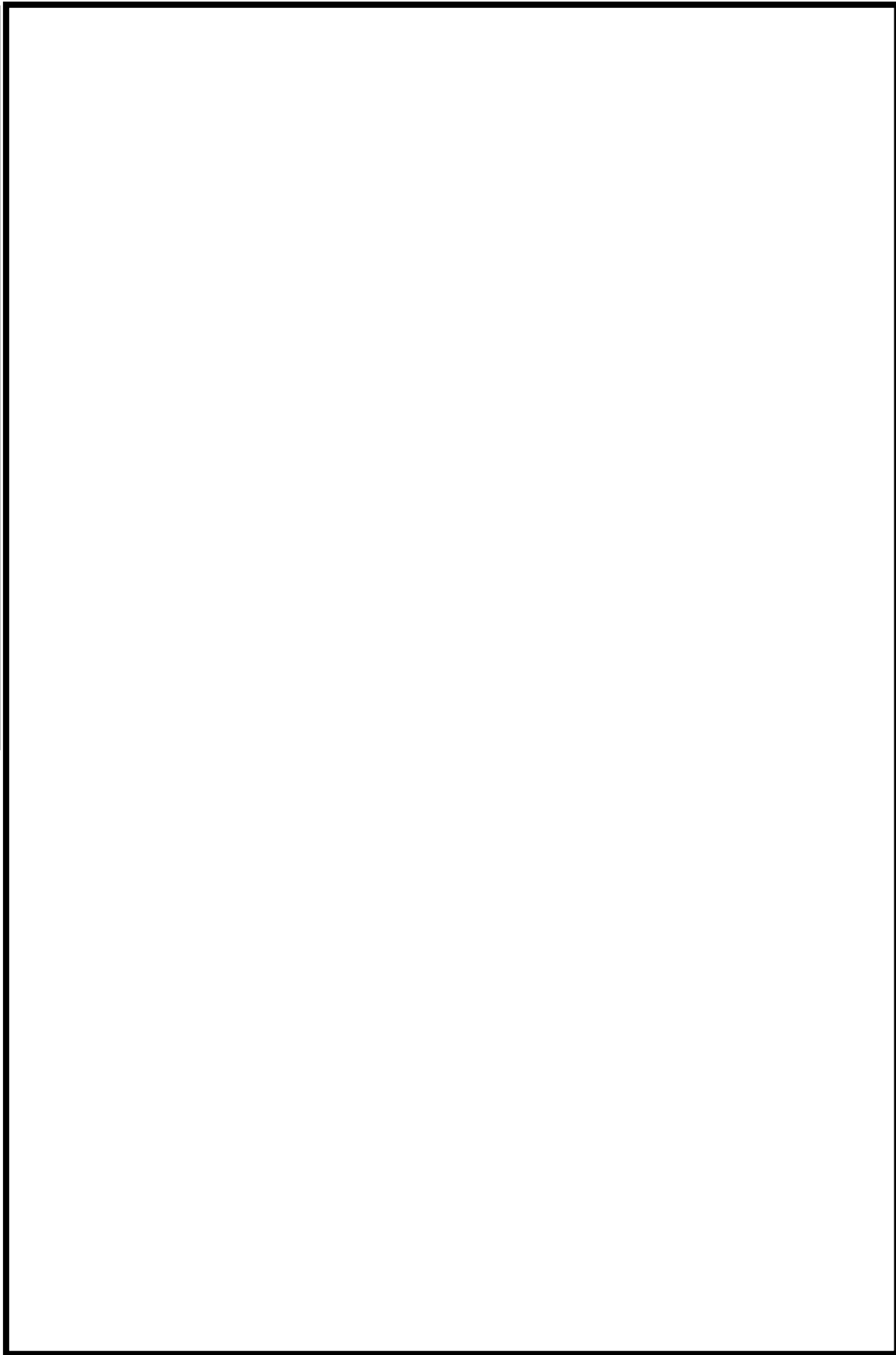


図 9 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

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。

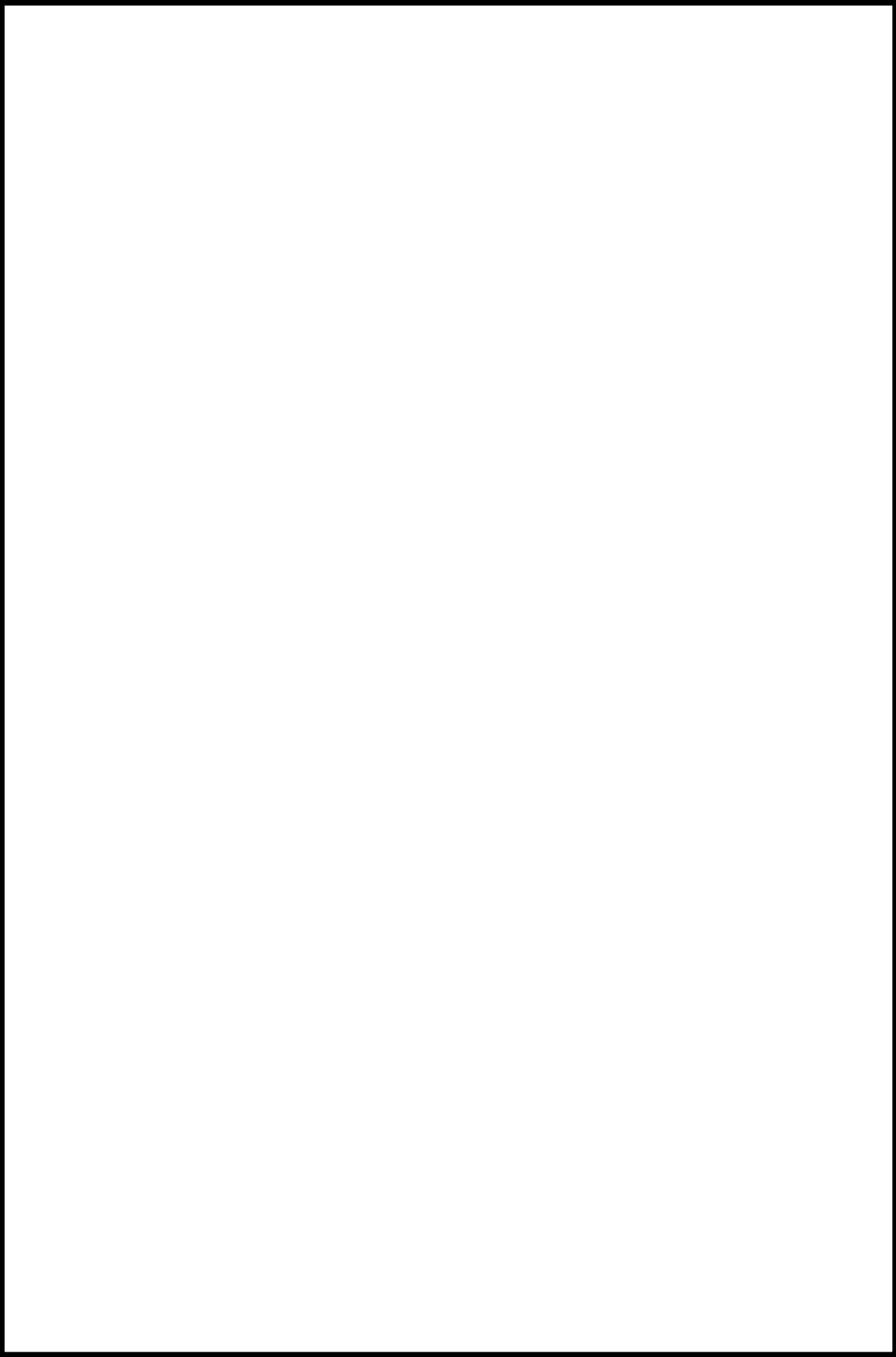


図 10 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

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	原子炉冷却材浄化系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	ドライウエル高電導度廃液系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	原子炉冷却材浄化系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	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系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	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋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	制御棒駆動系復水入口弁	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	消火系連絡弁後弁	SA 時の可搬型代替注水ポンプによる原子炉压力容器への注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC 封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系(B)系統洗浄用等復水元弁	SA 時の代替格納容器スプレィ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系(A) (C)系統洗浄用復水元弁	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	サプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SPCU を用いた SFP 注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高压炉心注水系(B)系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-M0-F001B	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF(B)吸込みライン (水源)
26	E22-F030	高压代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC 吸込みライン (水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
28	E22-M0-F001C	高压炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (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
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系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
2	P13-F721	復水補給水系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
4	P13-F105	復水補給水系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
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系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
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	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	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器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	復水補給水系原子炉冷却材浄化系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
3	P13-F077	復水補給水系-075ライン供給元弁	HPAC封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系R0-D032入口弁	HPCF(C)封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系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	復水補給水系P13-F091出口弁	SA時の可搬型代替注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-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	復水補給水系-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-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水ライン隔離弁	HPAC吸込みライン(水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)
26	P13-F084	復水補給水系R0-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

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 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 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

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。

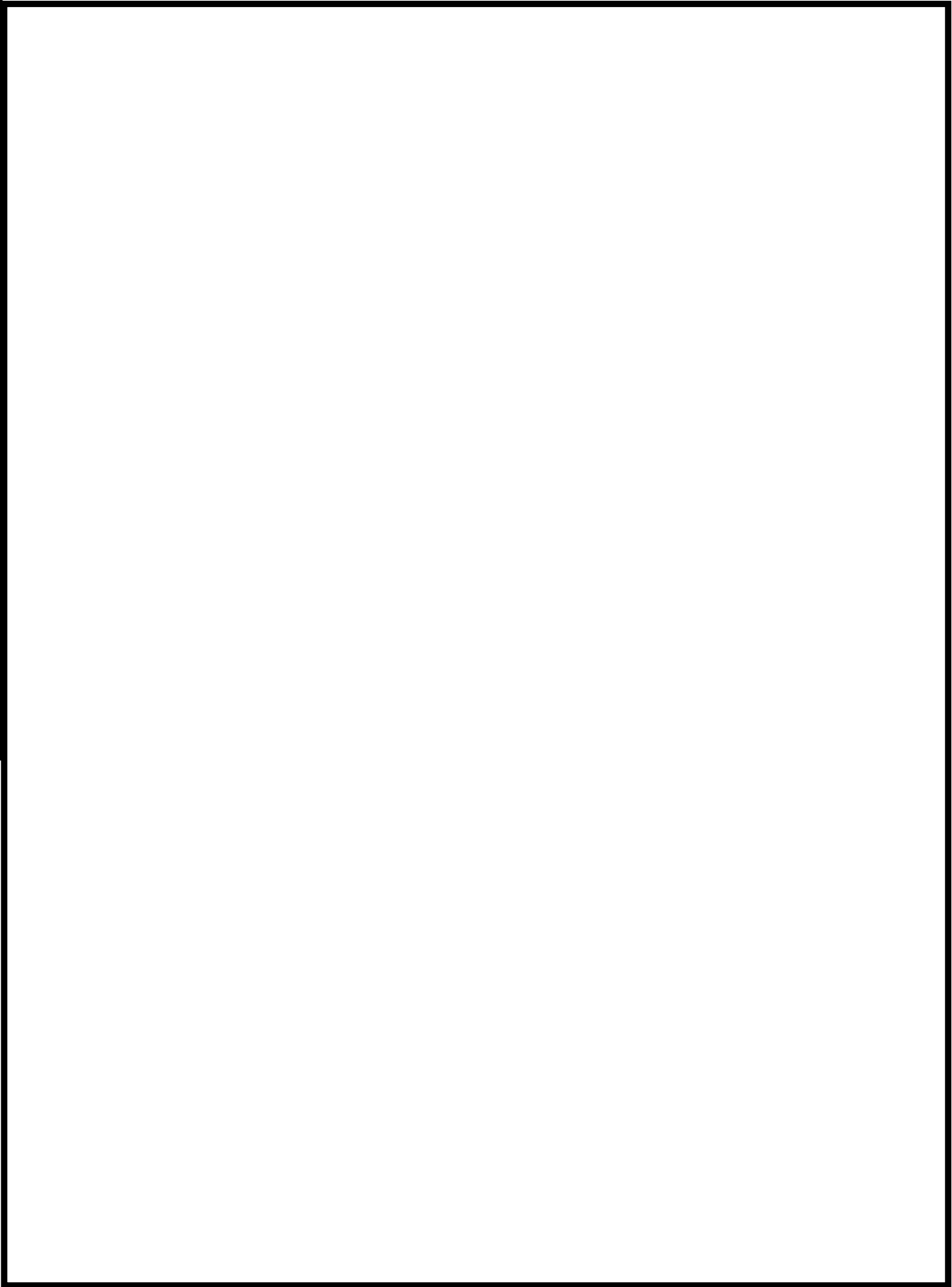


図3 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水 (6号炉))

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。

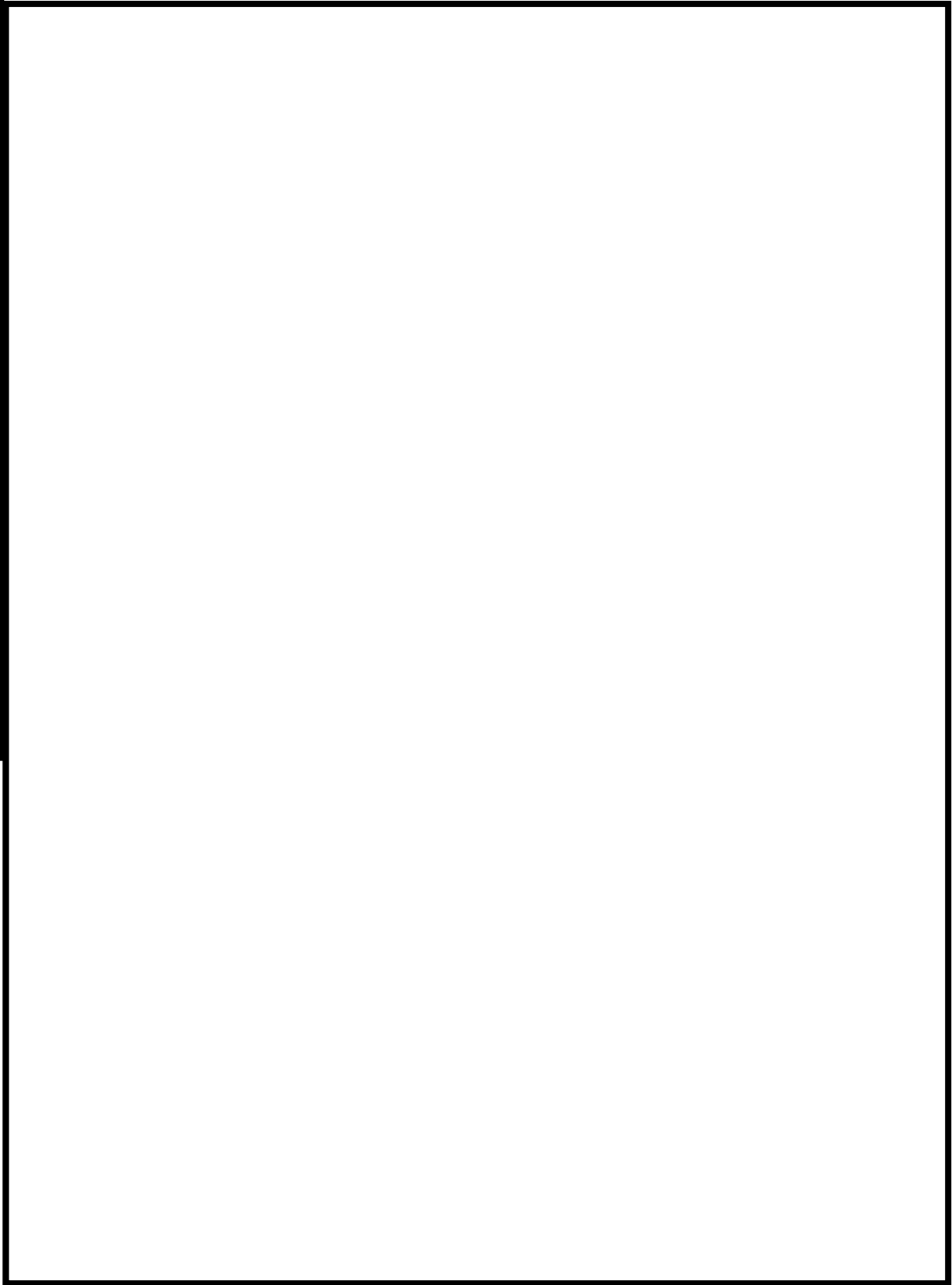


図 4 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 残留熱除去系 (A) 注入配管からの低圧代替注水 (6号炉))

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5 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 残留熱除去系(B)注入配管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 6 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 残留熱除去系(A)注入配管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 7 運転性能検査系統図 (6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ(A-2級))

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 (低圧代替注水系 (常設))
容量	m ³ /h/台	150 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:70 以上, 7 号炉:68 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="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設置する。

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, 給水系等の配管を經由して, 原子炉圧力容器へ注水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 プラントあたり 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(B)配管から原子炉圧力容器へ注水する場合の容量は、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時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)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150 m³/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(A)配管から原子炉圧力容器へ注水する場合の容量は、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に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、事象発生から24時間後に使用することから、24時間後の崩壊熱相当量(約90 m³/h)を注水すれば冠水を維持することが可能であることから、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(B)配管から原子炉圧力容器へ注水する場合であり、1台あたり約150 m³/hとする。

2. 揚程 6号炉:70m, 7号炉:68m (注1) (85m (注2))

原子炉圧力容器へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉圧力容器へ注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、機器及び配管・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＞

・注水先の圧力約 0.1MPa (300m³/h 注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	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 70 m

【7号炉】

＜残留熱除去系(B)配管からの低圧代替注水＞

・注水先の圧力約 0.1MPa (300m³/h 注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	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 68 m

以上より、原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で70m、7号炉で68mである。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 m (約 MPa) に静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故等時に低圧代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水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、重大事故等時に低圧代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水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))

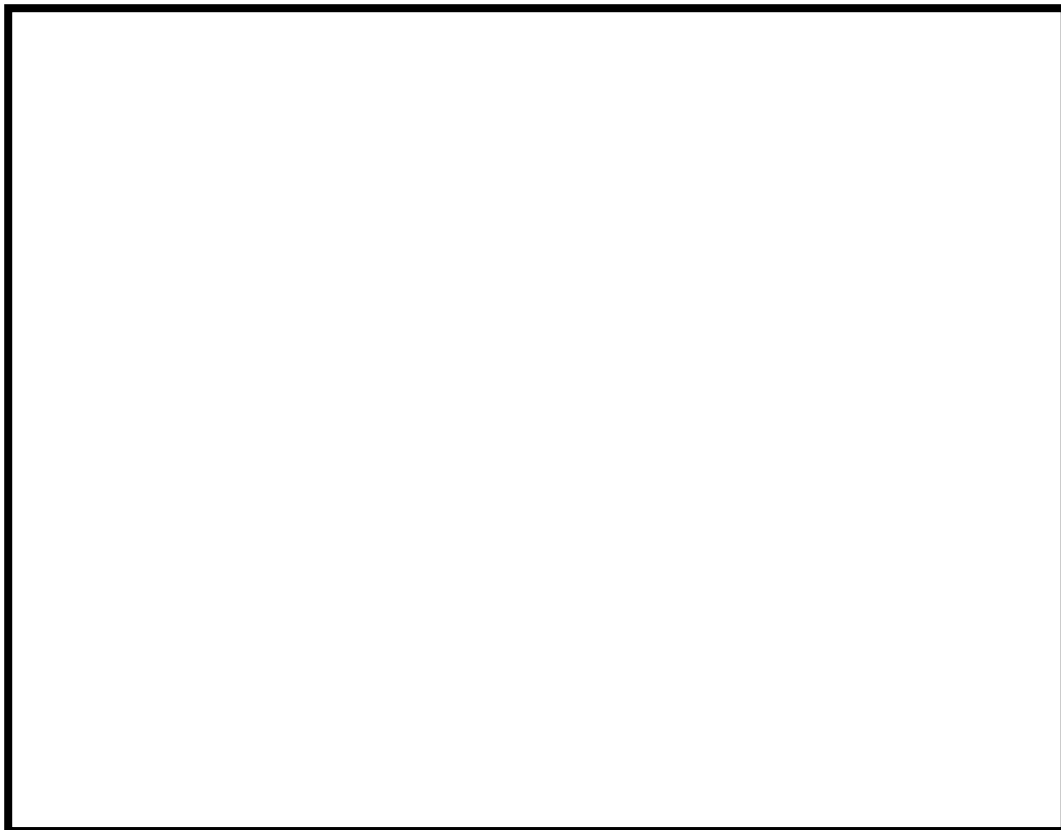


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【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))

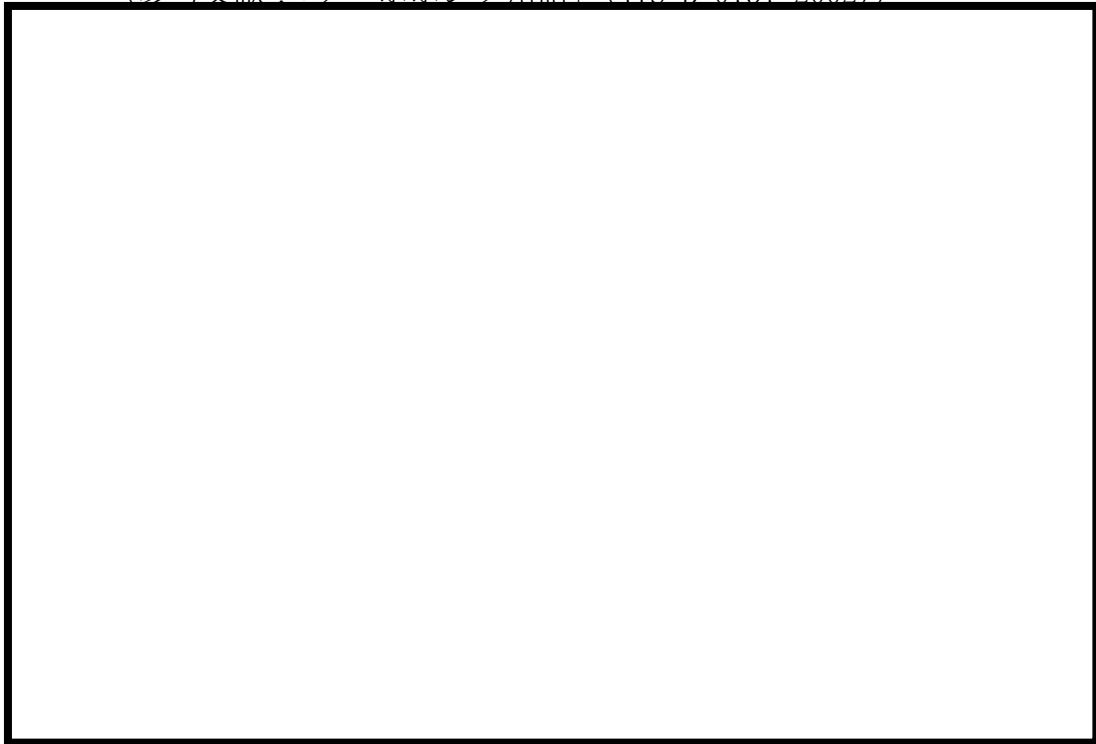


図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

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

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	84(注 1), (120 (注 2))
吐出圧力	MPa[gage]	1.26(注 1), (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：規格値を示す

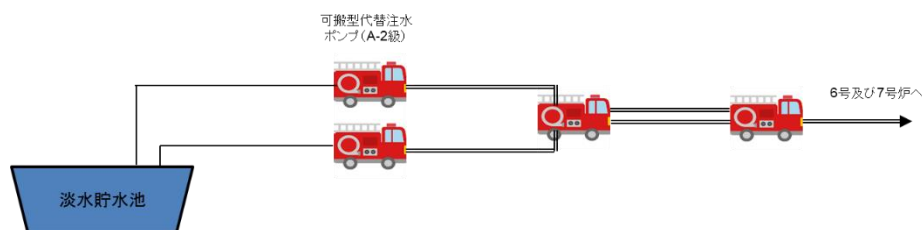
【設 定 根 拠】

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

低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、複数の代替淡水源 (防火水槽又は淡水貯水池) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系、残留熱除去系、給水系配管を経由して、原子炉圧力容器へ注水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下図のとおり 1 セット 4 台使用する。



系統構成概要図

1. 容 量 84m³/h(注 1) / 120m³/h(注 2)

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量の要求値は、原子炉停止後 4 時間後の崩壊熱除去に必要な注水量である 84m³/h 以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 120m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.26MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉圧力容器に低圧注水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、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の、水源と注水先の圧力差（大気開放である淡水貯水池等と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果、最も保守的となる、7号炉原子炉建屋北側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を以下に示す。

【7号炉（北側）】

<残留熱除去系(B)配管からの低圧代替注水>

・7号炉 MUWC 接続口（北）の場合

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

合計 約 1.26 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 47-6-12, 13 参照。

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

以上より、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力の要求値は、約 1.26MPa 以上とする。

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

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

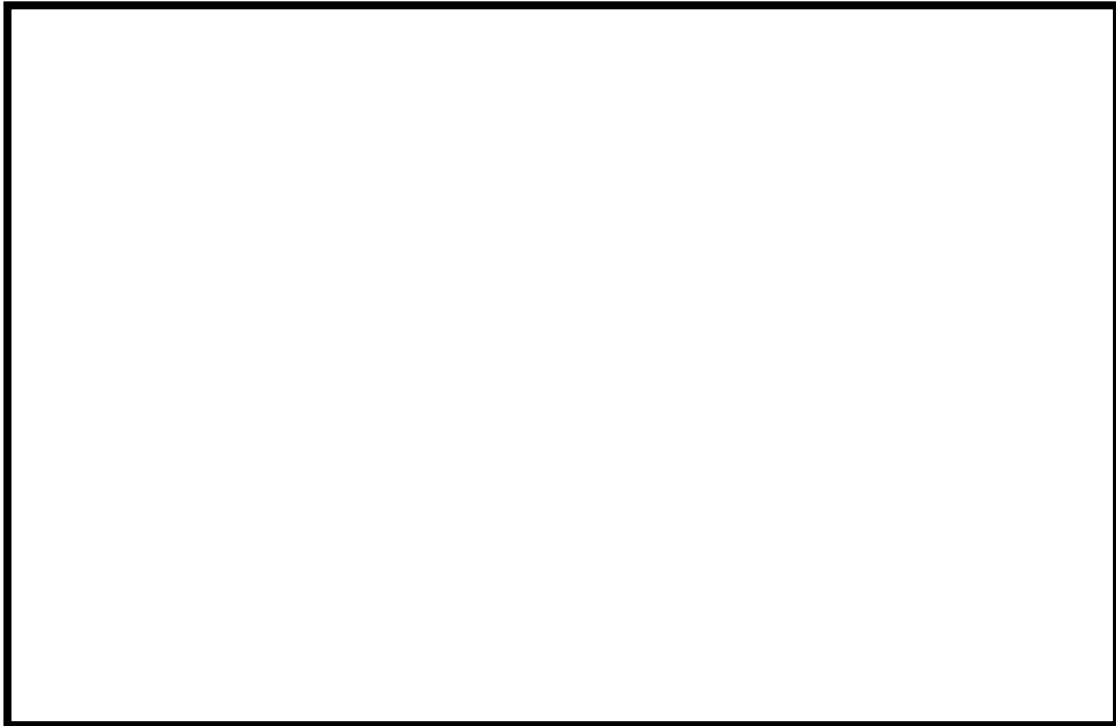


図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

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

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の有効NPSHが必要NPSHを十分に上回るように、上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）>

図3より、ポンプの必要回転数は、低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合に必要となる流量（84m³/h）及び吐出圧力（1.26MPa）を満足する2800rpmとする。

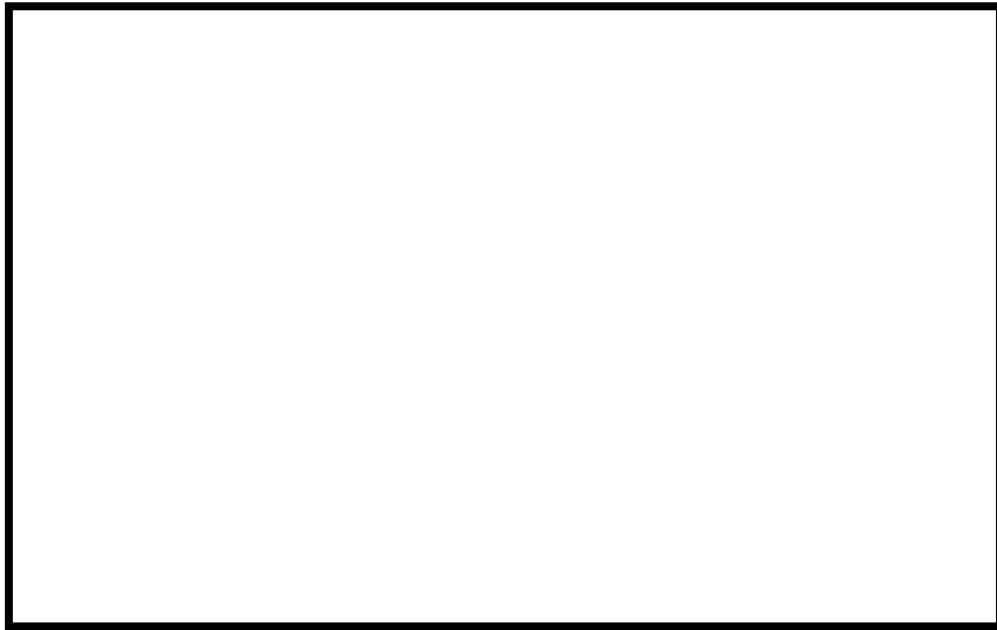


図 4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

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

有効 NPSH は、下記のとおり算出する。

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

ここで、 H_a : 大気圧

H_n : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

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

H_1 : 吸込圧損

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

とする。

①式に以下の値を代入し、有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は 10.3m となる。

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

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

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

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

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

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

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

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

①式に基づき有効 NPSH を算出すると、有効 NPSH は m となる。

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

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

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

3. 最高使用圧力 2.0MPa

低圧代替注水系 (可搬型) に必要となる吐出圧力は 1.26MPa 以上であるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水系 (可搬型) にて要求される吐出圧力 (1.67MPa) であり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

4. 最高使用温度 60℃

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

5. 原動機出力 100kW/台

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

ホースの湾曲による圧力損失への影響について

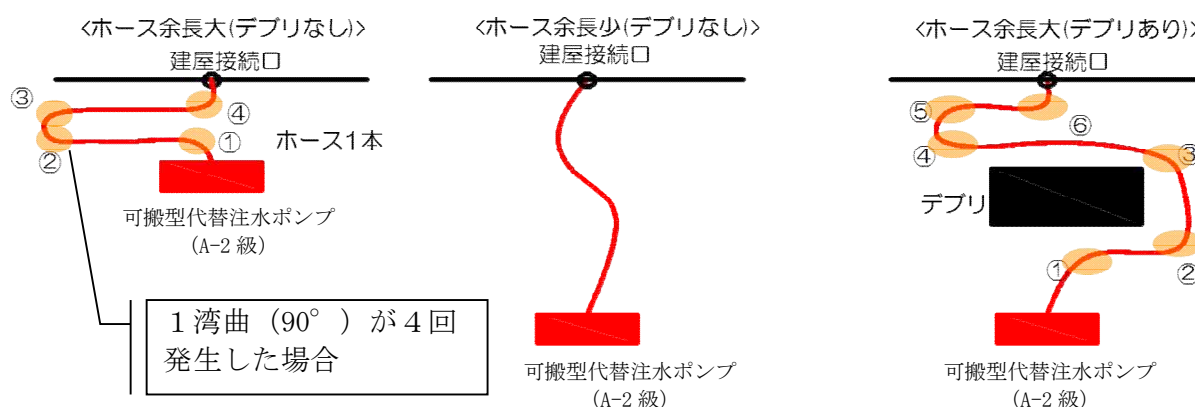


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

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

○損失係数 fc

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

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

を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合、1 ラインあたり

$$45 \text{ [m}^3\text{/h]} = 0.75 \text{ [m}^3\text{/min]} \text{ となる。}$$

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、75A のホースを使用する場合

$$r = 0.038 \text{ [m]} \text{ となる。よって、} A = 0.00454 \text{ [m}^2\text{]}$$

・流速 $v=Q/A$ より

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

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

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

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

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

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

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

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

したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）は表1のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図1～2に示すが、いずれの系統も可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いるため、表1で示すとおりに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオの条件を用いる。したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）80m³/hと低圧代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の特性と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図3のとおりであり、原子炉格納容器圧力が1Pd（310kPa[gage]）及び原子炉圧力0.8MPaの場合に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量が80m³/h、低圧代替注水系（可搬型）は40m³/hで原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表1 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）の必要流量

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

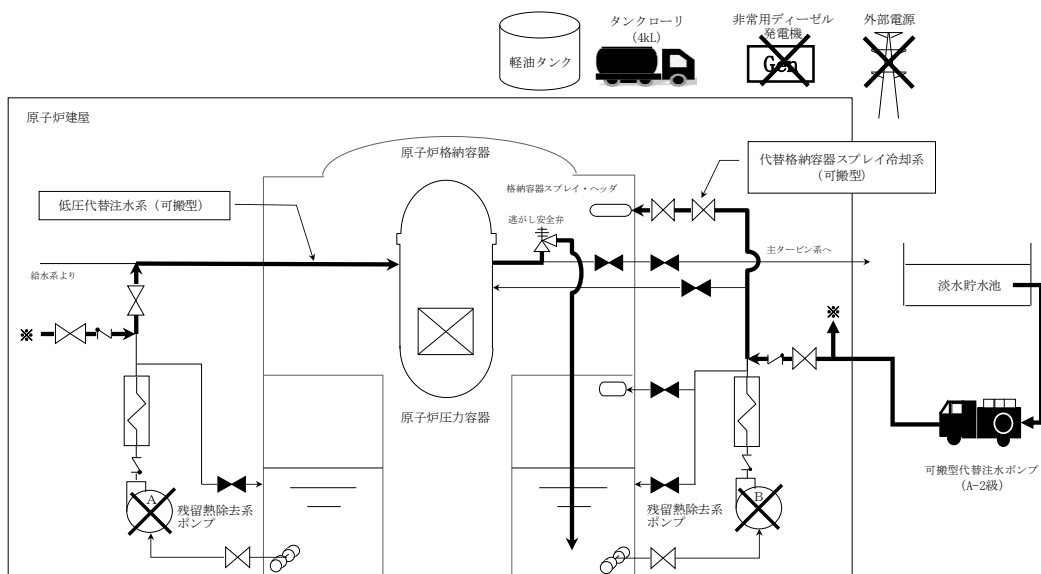


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

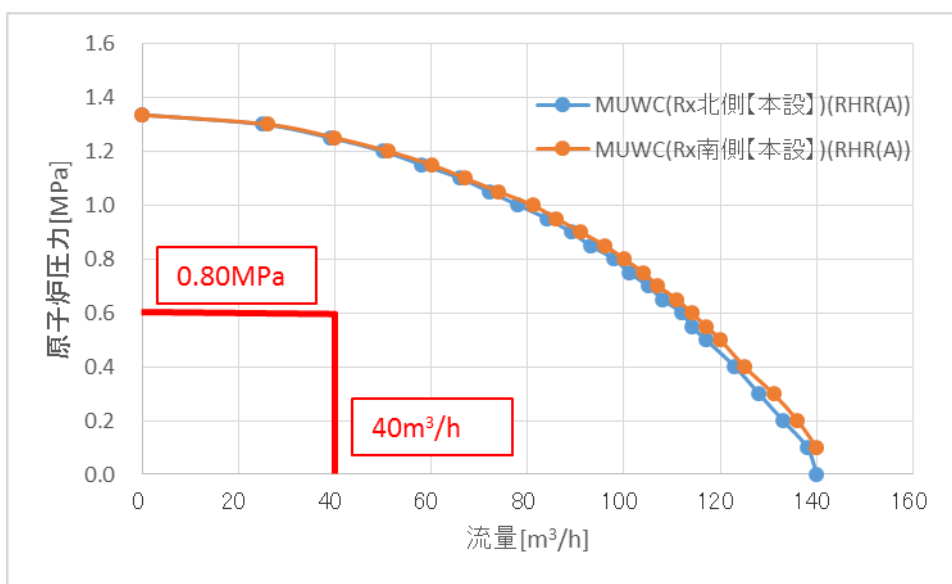


図2 原子炉圧力容器への注水特性（代替格納容器スプレイ 80m³/h 同時注水時）

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。

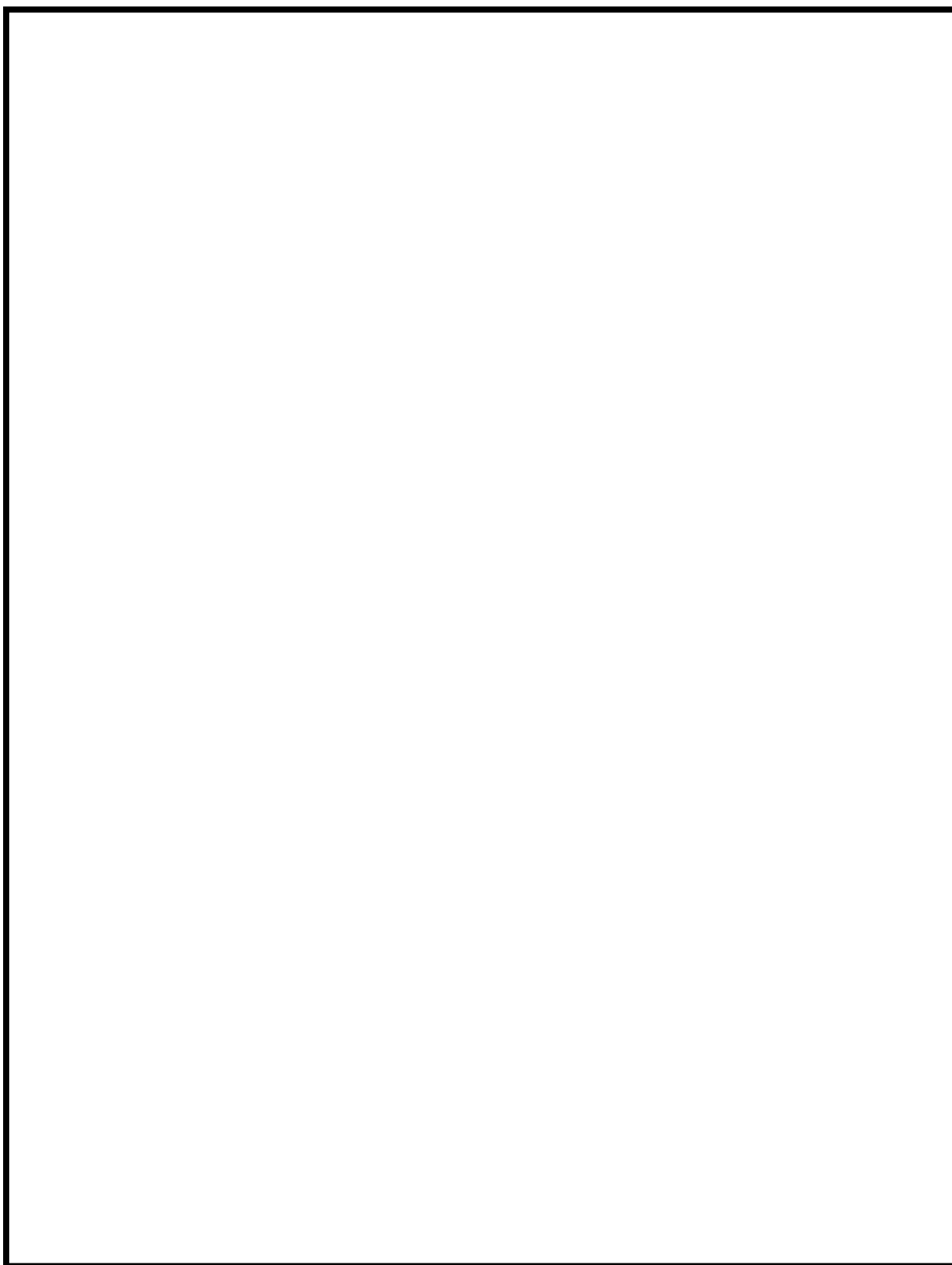


図 1 接続図(淡水貯水池から接続口)

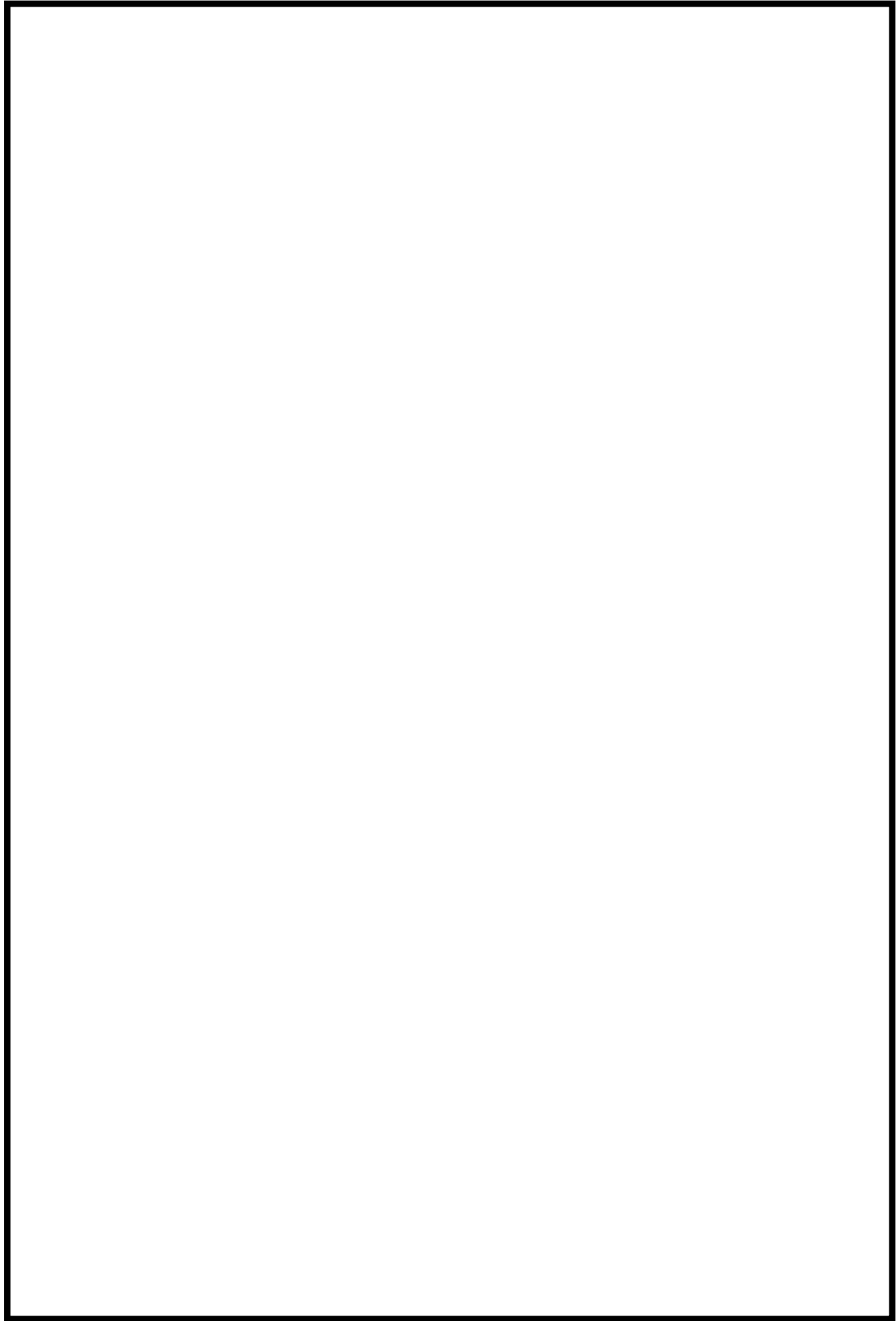


図 2 接続図(防火水槽から接続口)

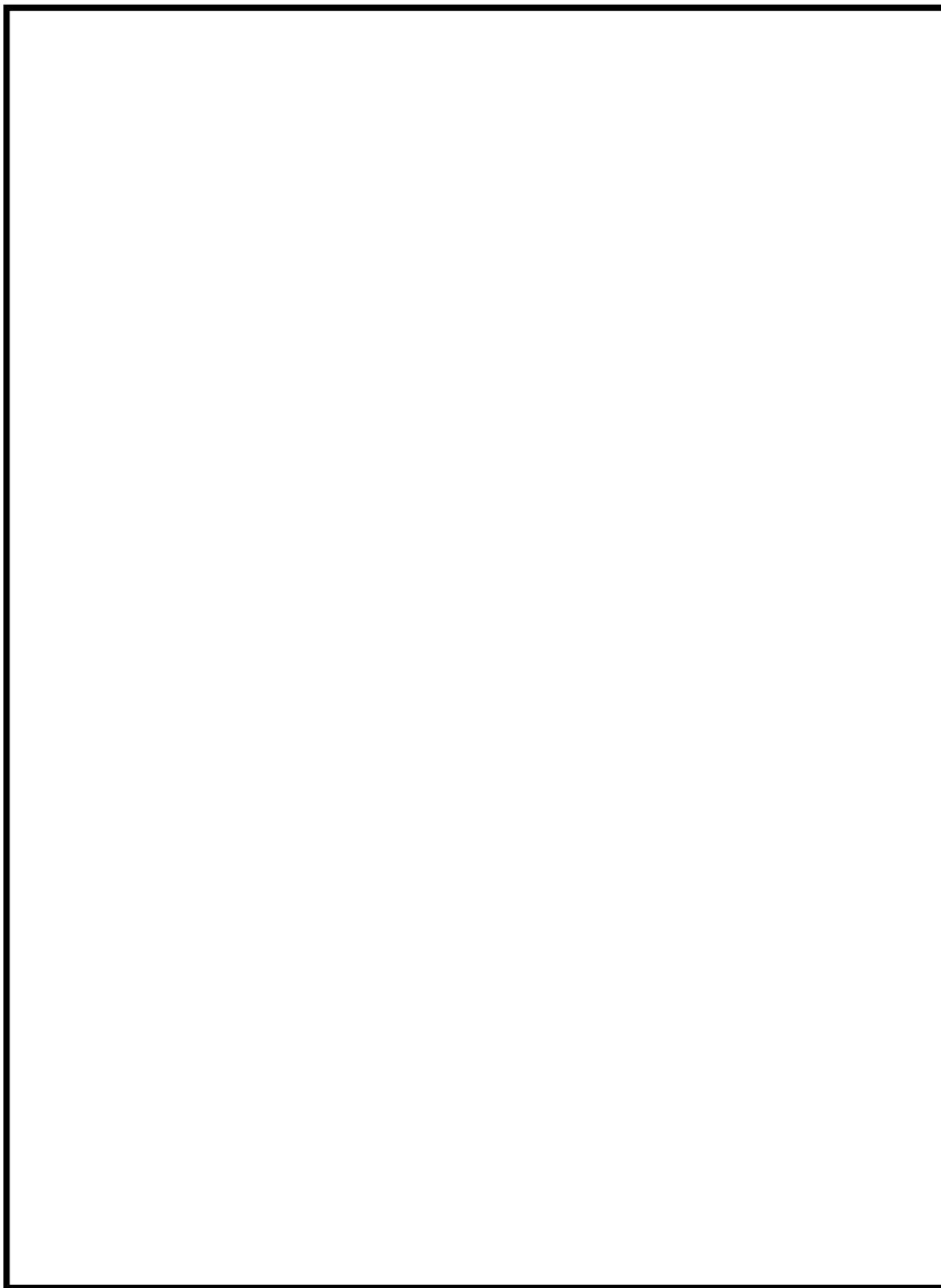


図 3 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

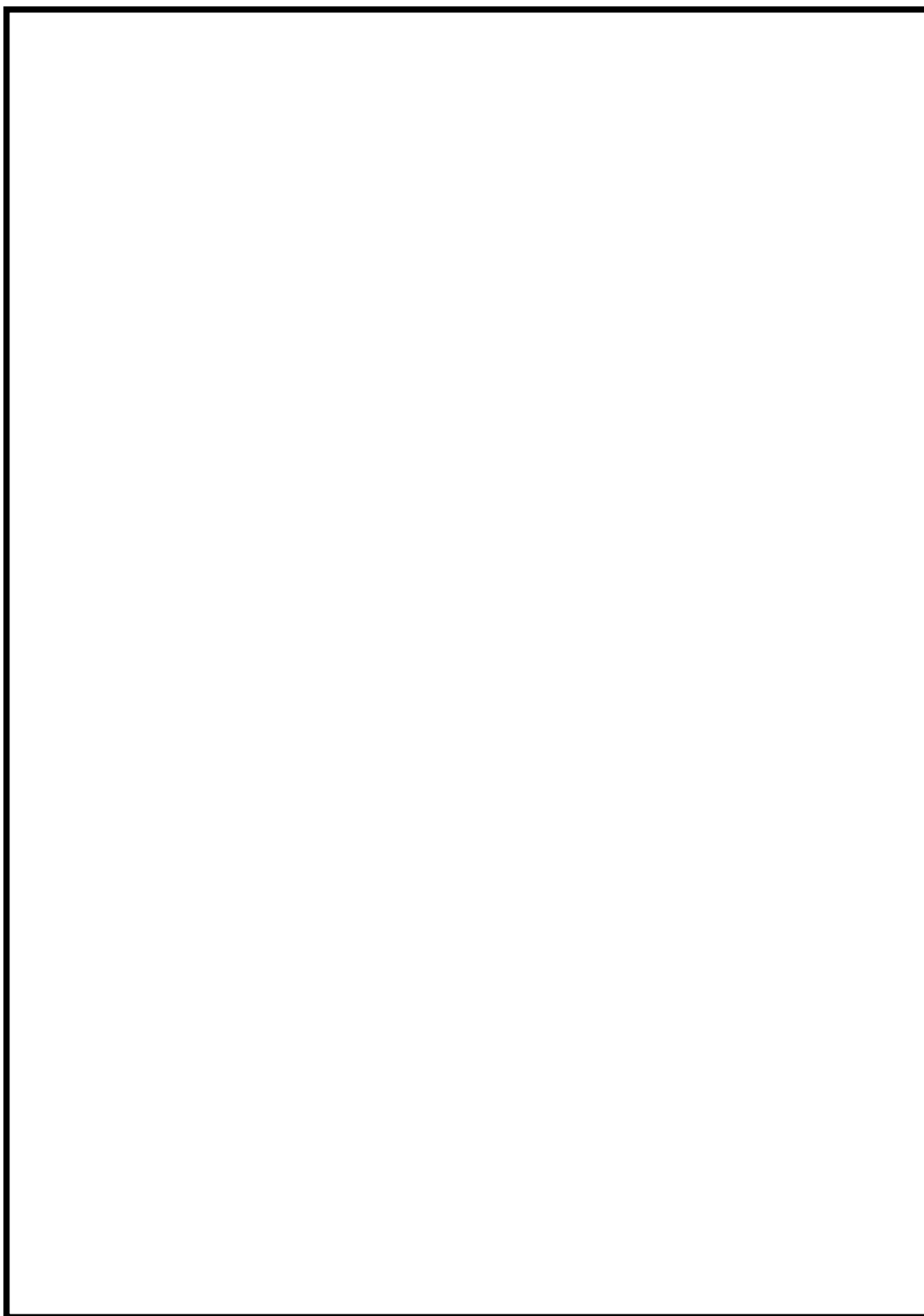


図 4 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

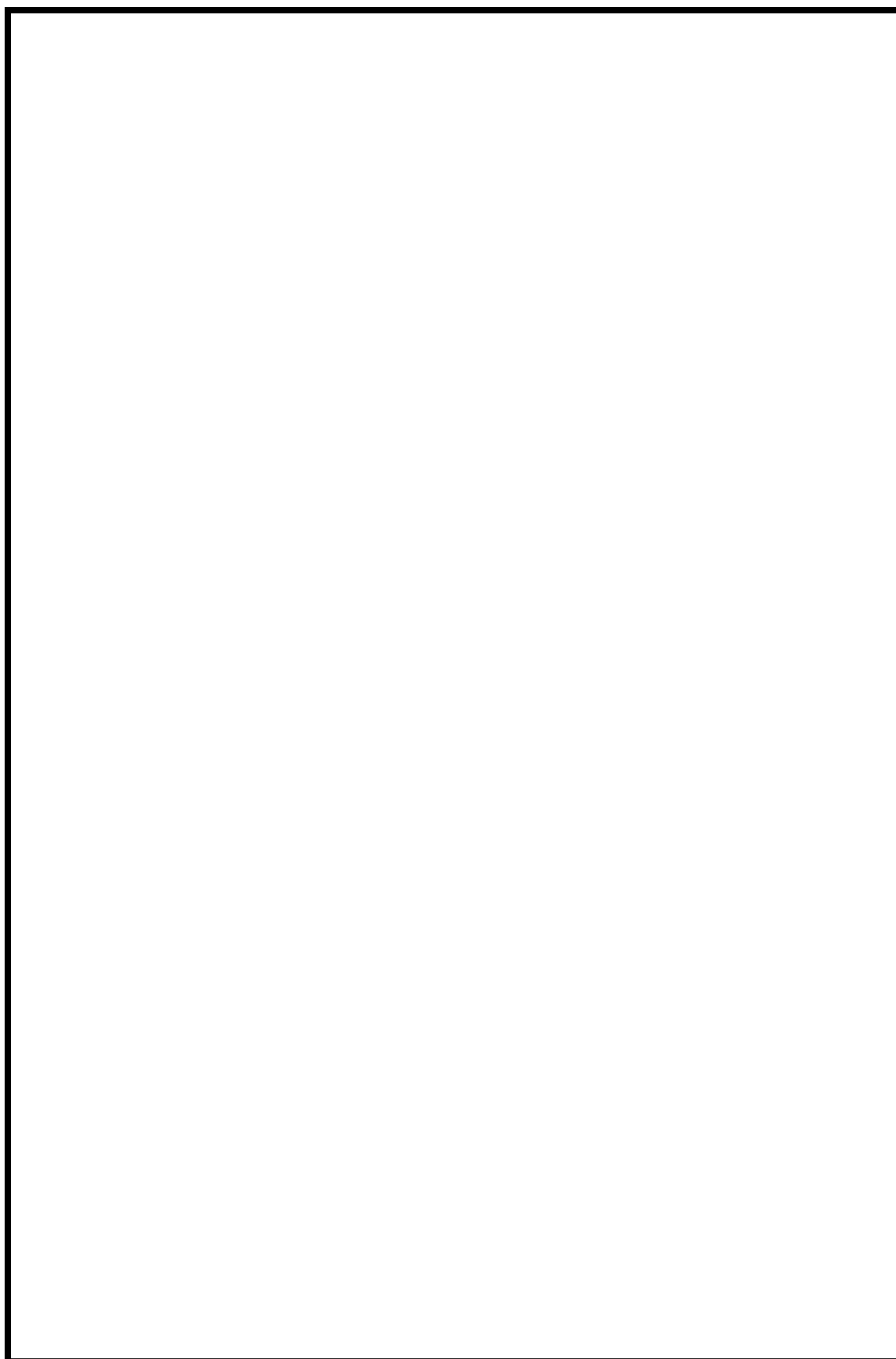


図 5 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

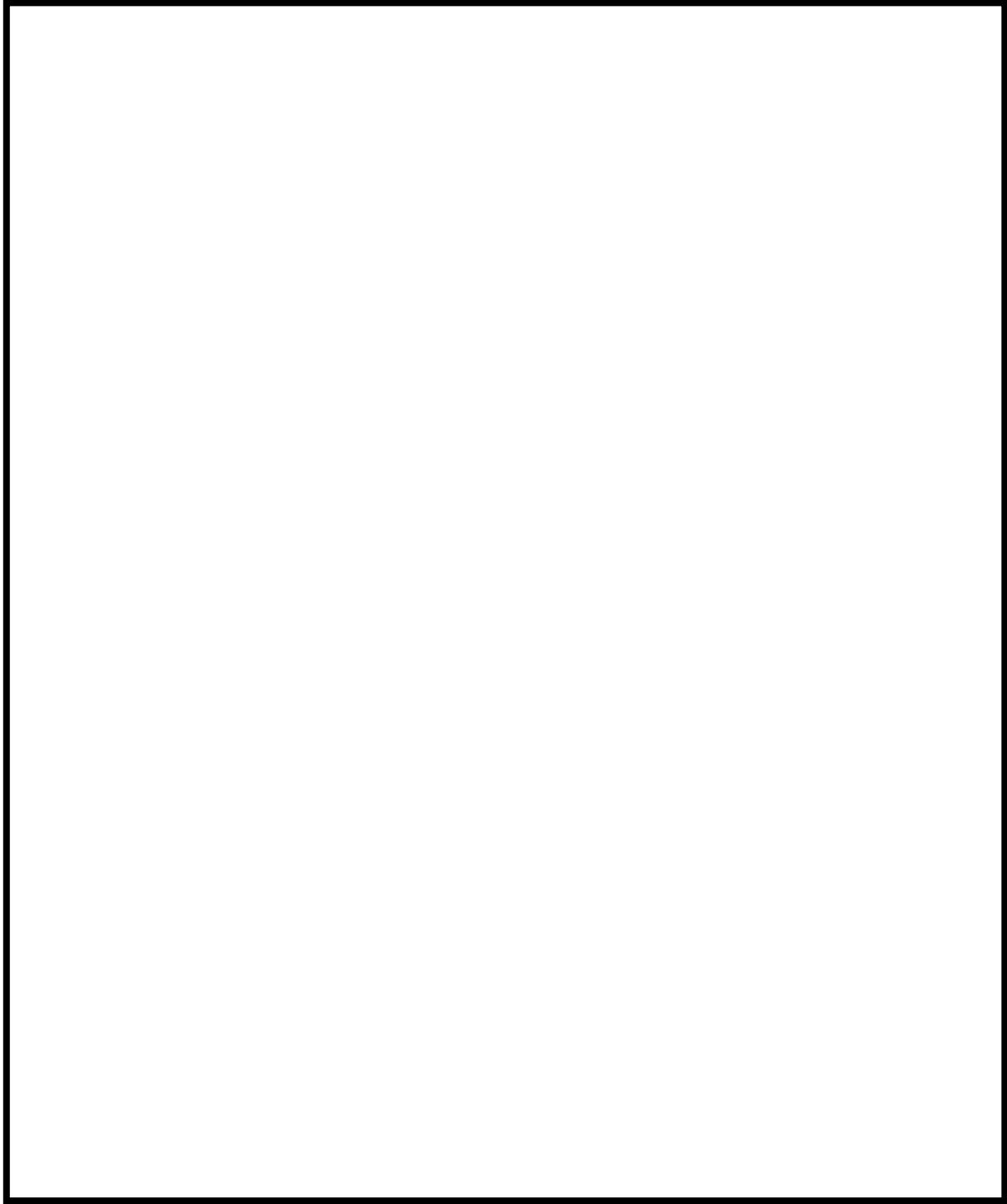


図6 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

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。

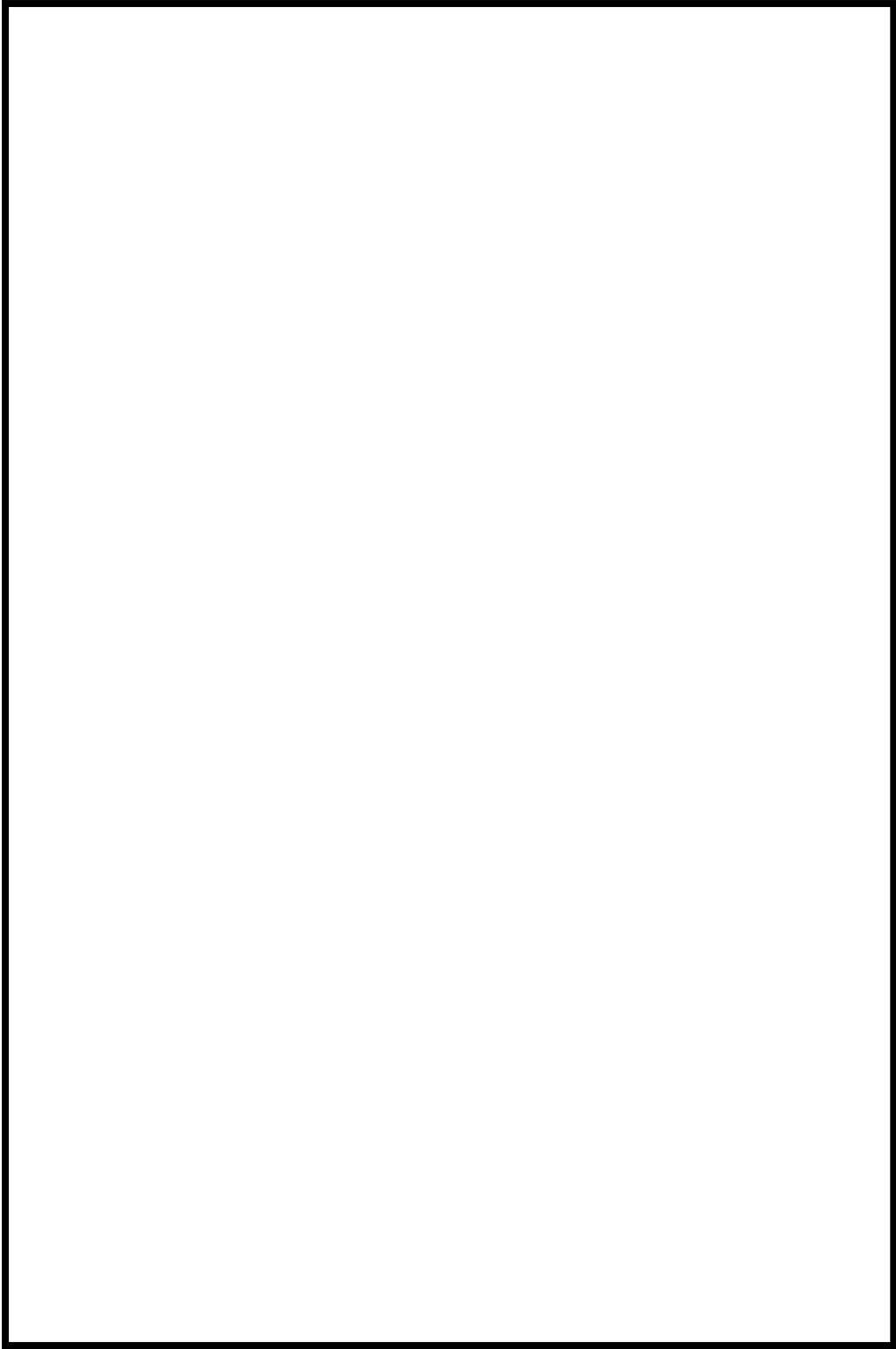


图 1 保管場所图(位置的分散)

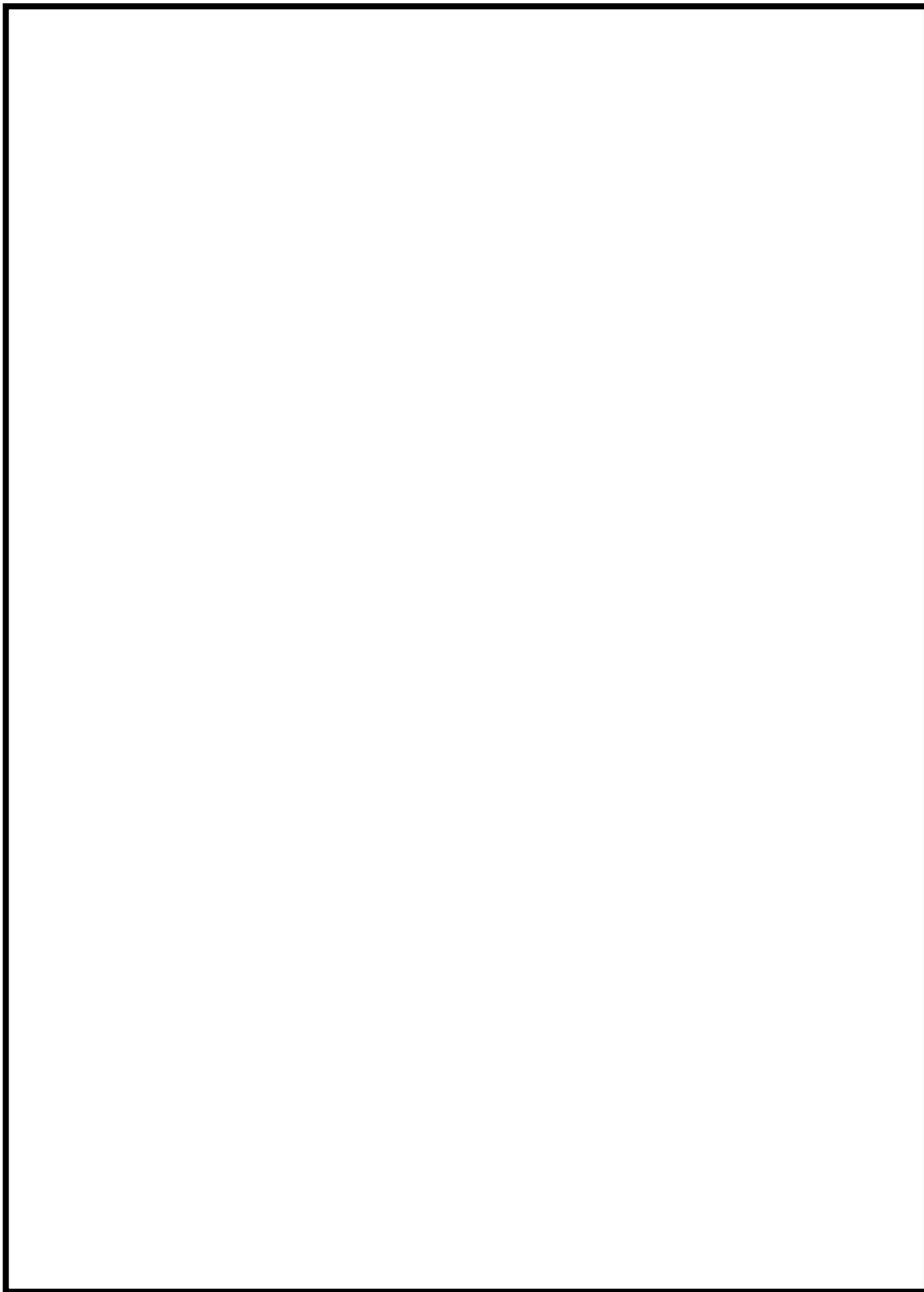


図 2 保管場所図 (機器配置)

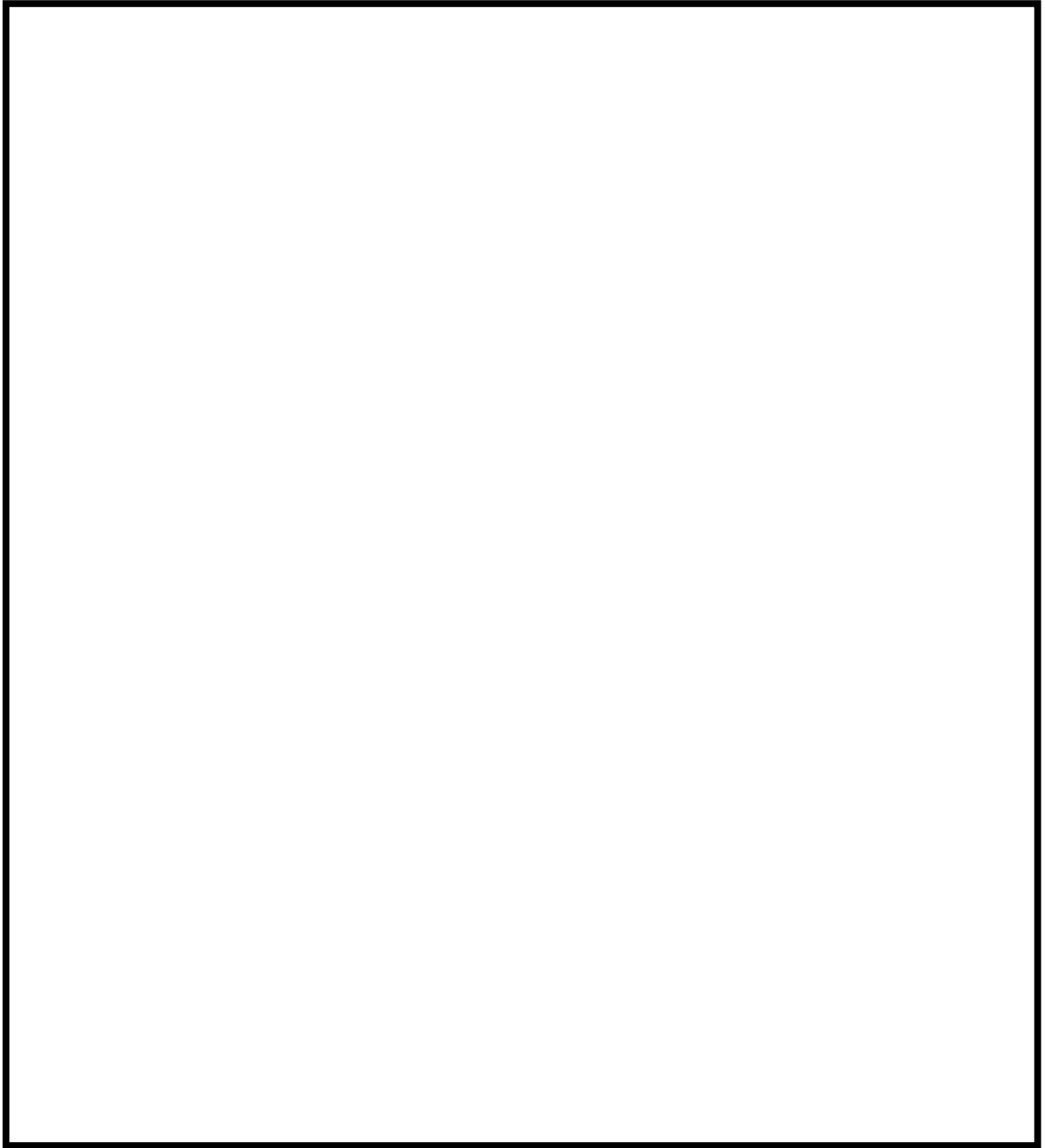


図3 保管場所図（ホース保管場所 6号炉原子炉建屋地上1階）

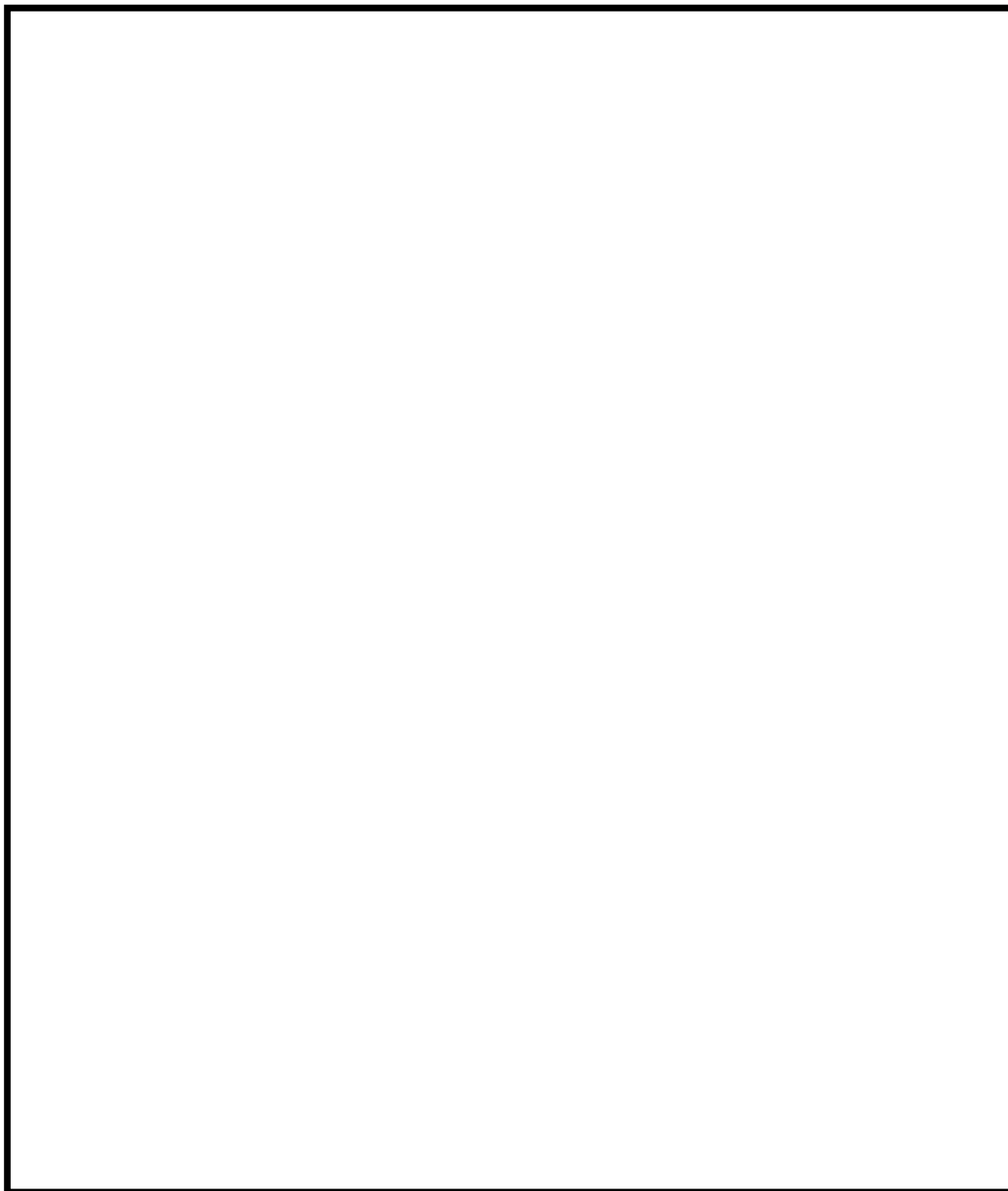


図 4 保管場所図（ホース保管場所 7号炉原子炉建屋地上1階）

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

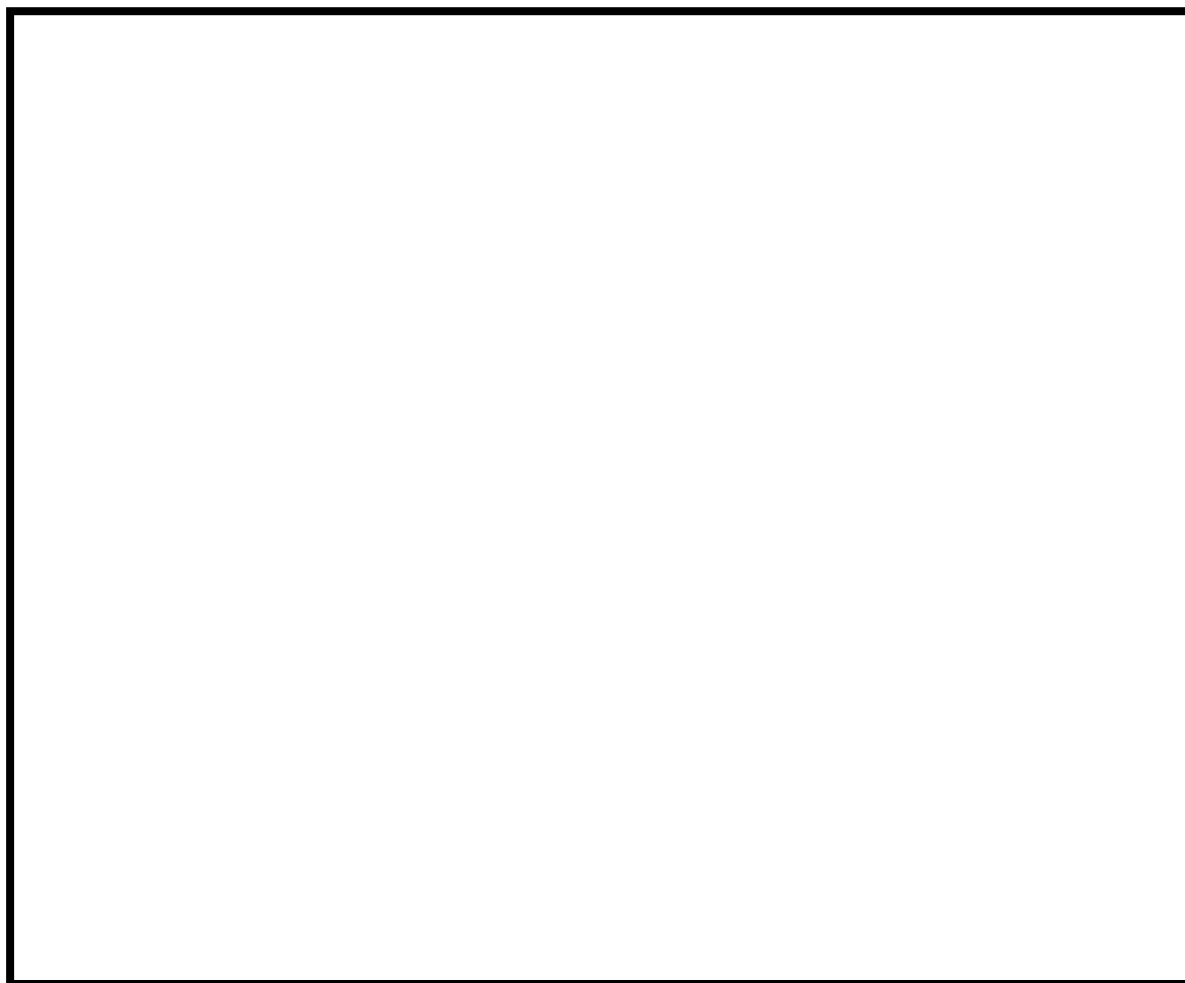


図 1 保管場所及びアクセスルート図

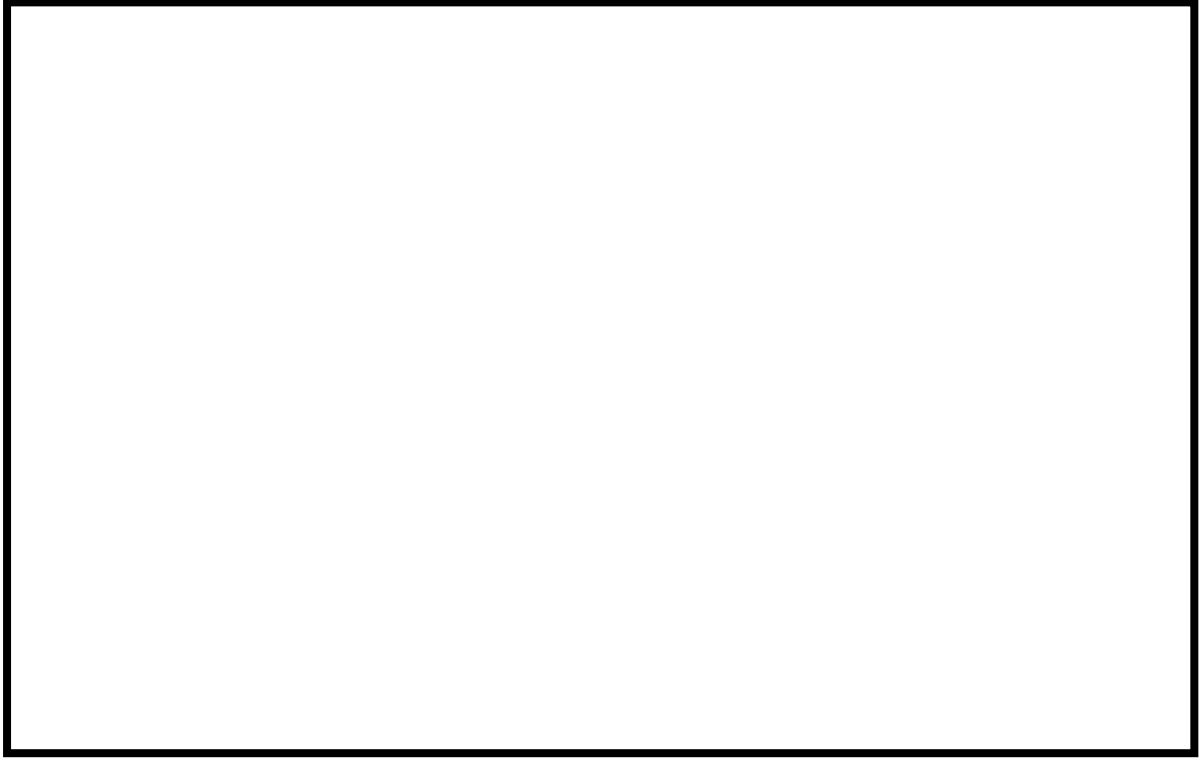


図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図

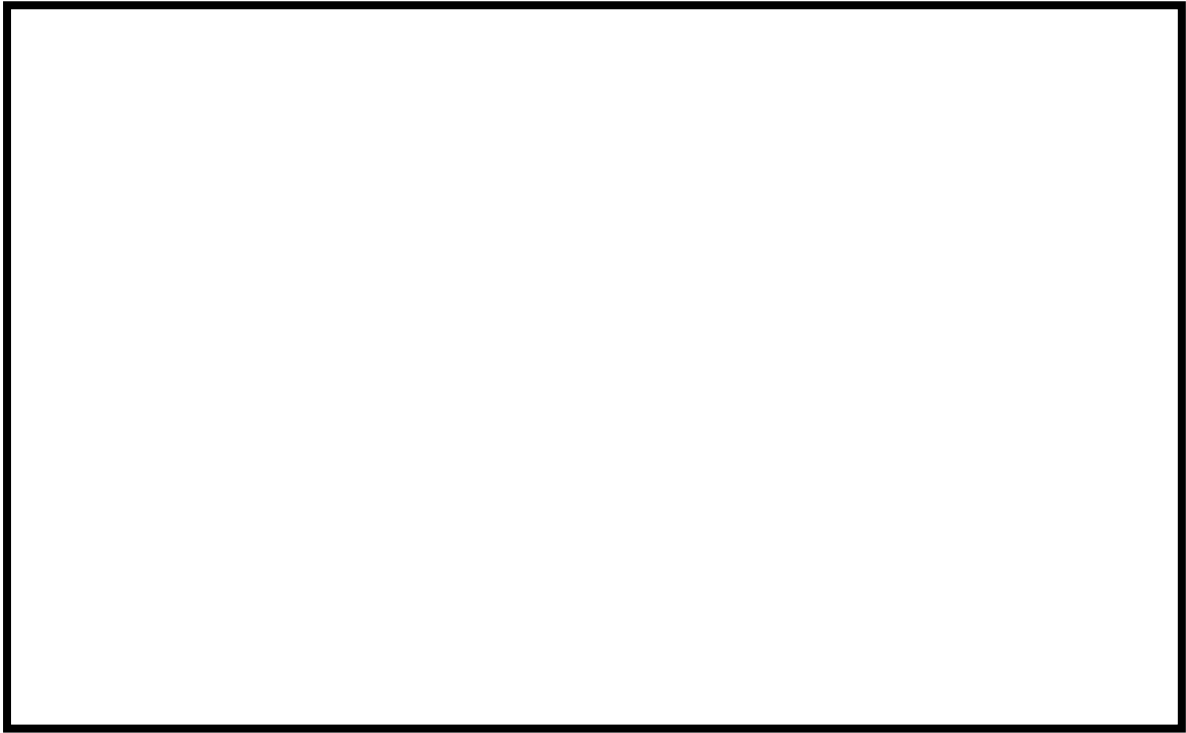


図3 森林火災発生時のアクセスルート図



図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

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又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（低圧注水モード）ポンプが機能喪失し、残留熱除去系(A)注入ライン又は残留熱除去系(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又は高圧炉心注水系配管を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

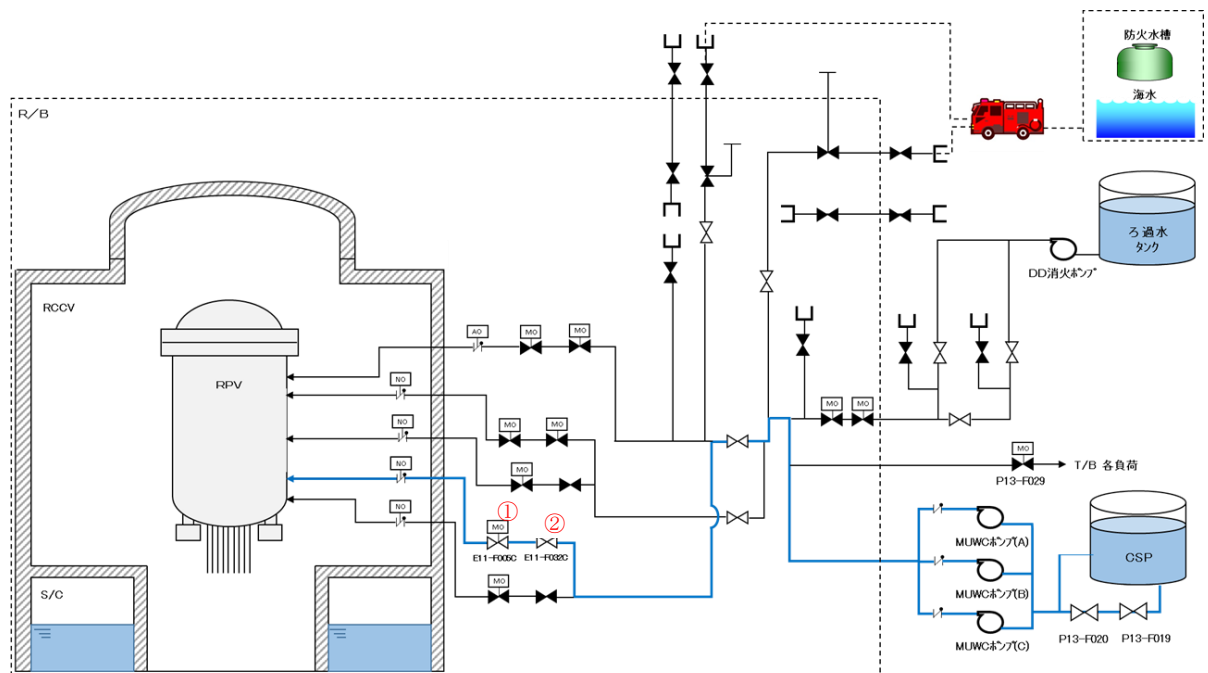


図1 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(C)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	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)

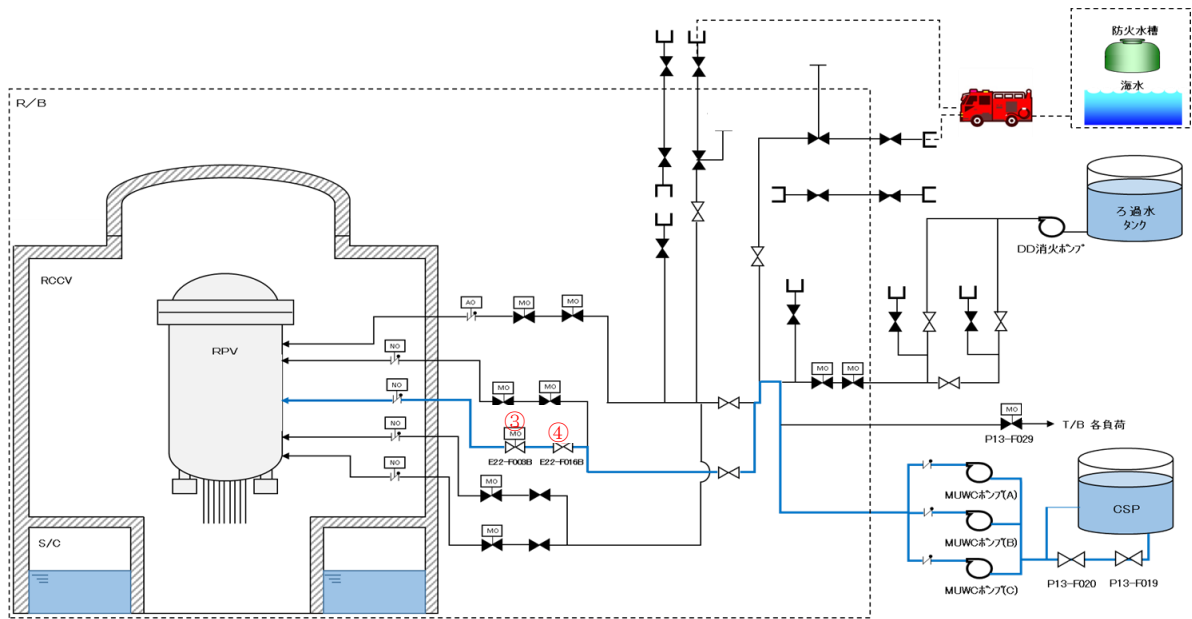


図2 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(B)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
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用補給水止め弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

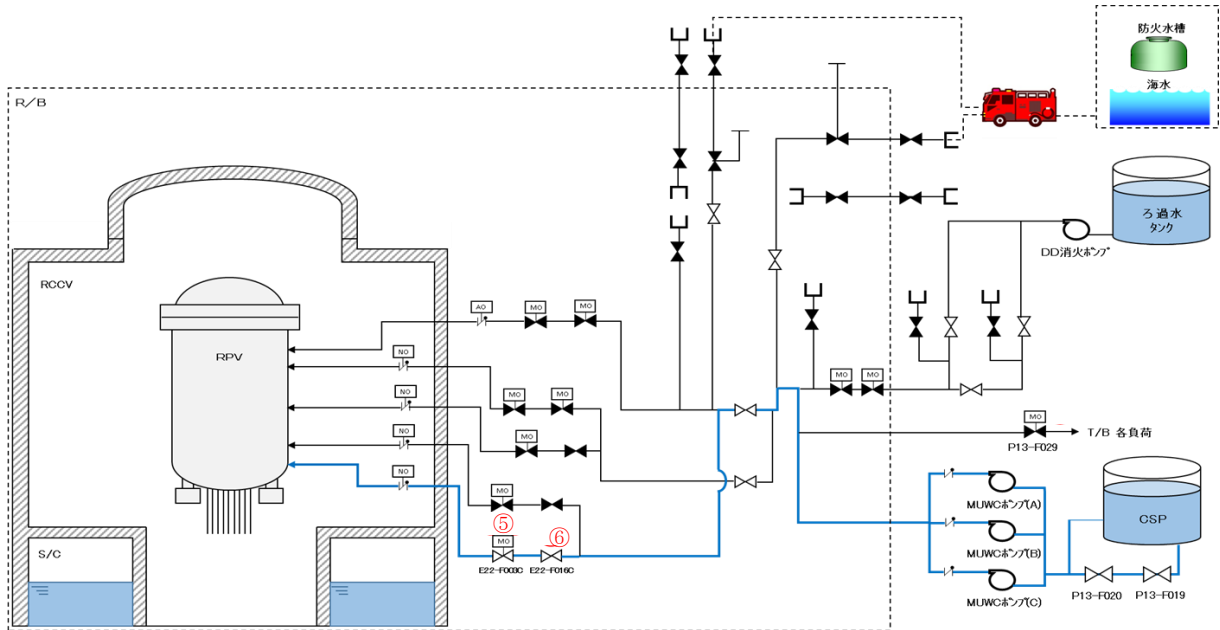


図3 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）手順の概要図（7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
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用補給水止め弁 (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（低圧注水モード）ポンプ，復水移送ポンプ，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が機能喪失した場合，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への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）に用いる水源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圧力容器へ注水する。

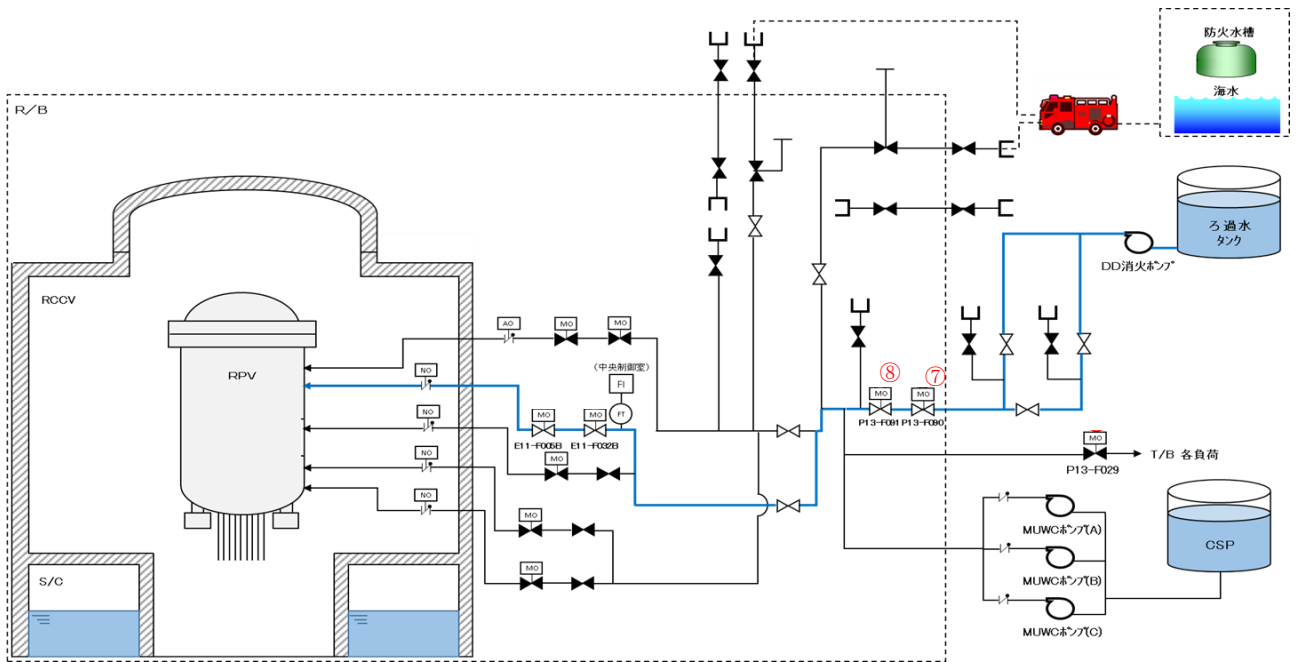


図4 消火系による原子炉圧力容器への注水
(残留熱除去系(B)注入配管使用) 手順の概要図 (7号炉の例)

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑦	復水補給水系消火系第1連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	復水補給水系消火系第2連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

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、下表のとおり整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系注入弁 (A)	残留熱除去系注入弁 (A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入隔離弁 (A)	E11-M0-F005A
残留熱除去系注入弁 (B)	残留熱除去系注入弁 (B)	E11-M0-F005B	残留熱除去系注入隔離弁 (B)	E11-M0-F005B
残留熱除去系洗浄弁 (A)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (A)	E11-M0-F032A
残留熱除去系洗浄弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (B)	E11-M0-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管 一次止め弁	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 二次止め弁	P13-F020
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	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 建屋外南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F136
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	RHR (B) 經由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁 2	P13-F141
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	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 建屋外北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F132
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	RHR (A) 經由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁 2	P13-F140
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	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 建屋内南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F137
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	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 建屋内北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F133
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	P13-F053	復水補給水系 FQT-21 バイパス弁	P13-F062

48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

目次

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 (欠番)
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験及び検査
- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他設備
- 48-12 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について
- 48-13 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

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		大容量送水車(熱交換器ユニット用)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	48-8 接続図, 48-9 保管場所図	
			第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業
	関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	48-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料	48-7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	48-8 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
			関連資料	48-8 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	48-8 接続図	
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料	48-9 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	48-10 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	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		48-8 接続図 48-9 保管場所図	
			第2号	操作性		中央制御室操作, 工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業
		関連資料		48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁, 熱交換器	A, B, D	
		関連資料		48-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a	
		関連資料		48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		高速回転機器	B b
		関連資料		48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所		現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
		関連資料		48-4 配置図, 48-8 接続図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料		48-7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		48-8 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		48-8 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		48-8 接続図	
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料		48-9 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		48-10 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		48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第43条		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1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B		
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—		
			海水	(海水を通水しない)	対象外		
			他設備からの影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図			
	第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作			A, B f	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図				
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁			B	
		関連資料	48-6 試験及び検査				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要			B a	
		関連資料	48-5 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	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作			A b, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	48-7 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	48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 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（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		原子炉補機冷却水ポンプ (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	その他の建屋内設備	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			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		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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料				—		

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		原子炉補機冷却海水ポンプ (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	その他の建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		—	
	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		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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料		—			

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		原子炉補機冷却水系熱交換器 (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	その他の建屋内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			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)		弁、熱交換器	B, 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—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障		対象外（サポート系なし）	—
	関連資料			—		

48-2
単線結線図

【代替原子炉補機冷却系】

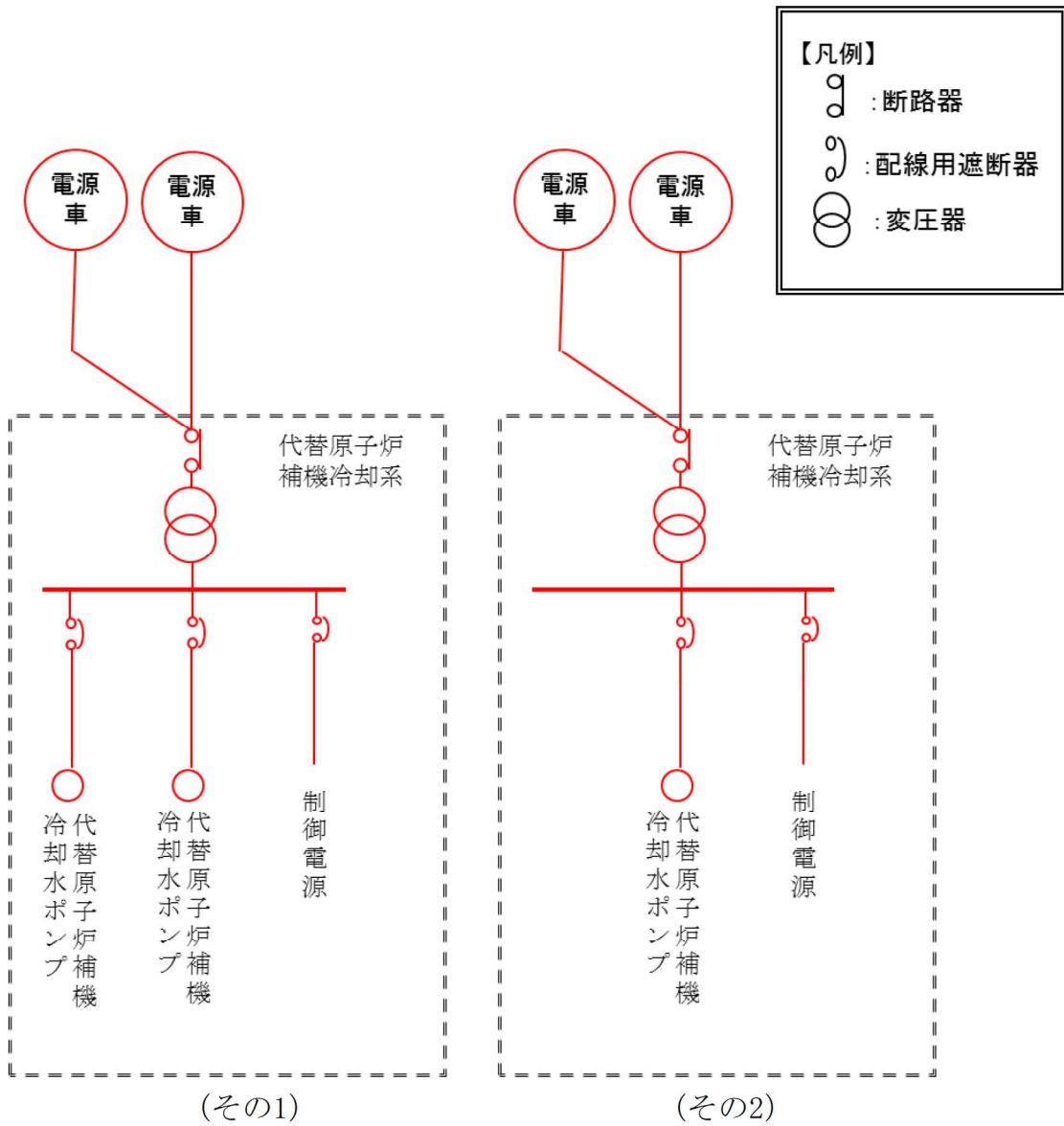
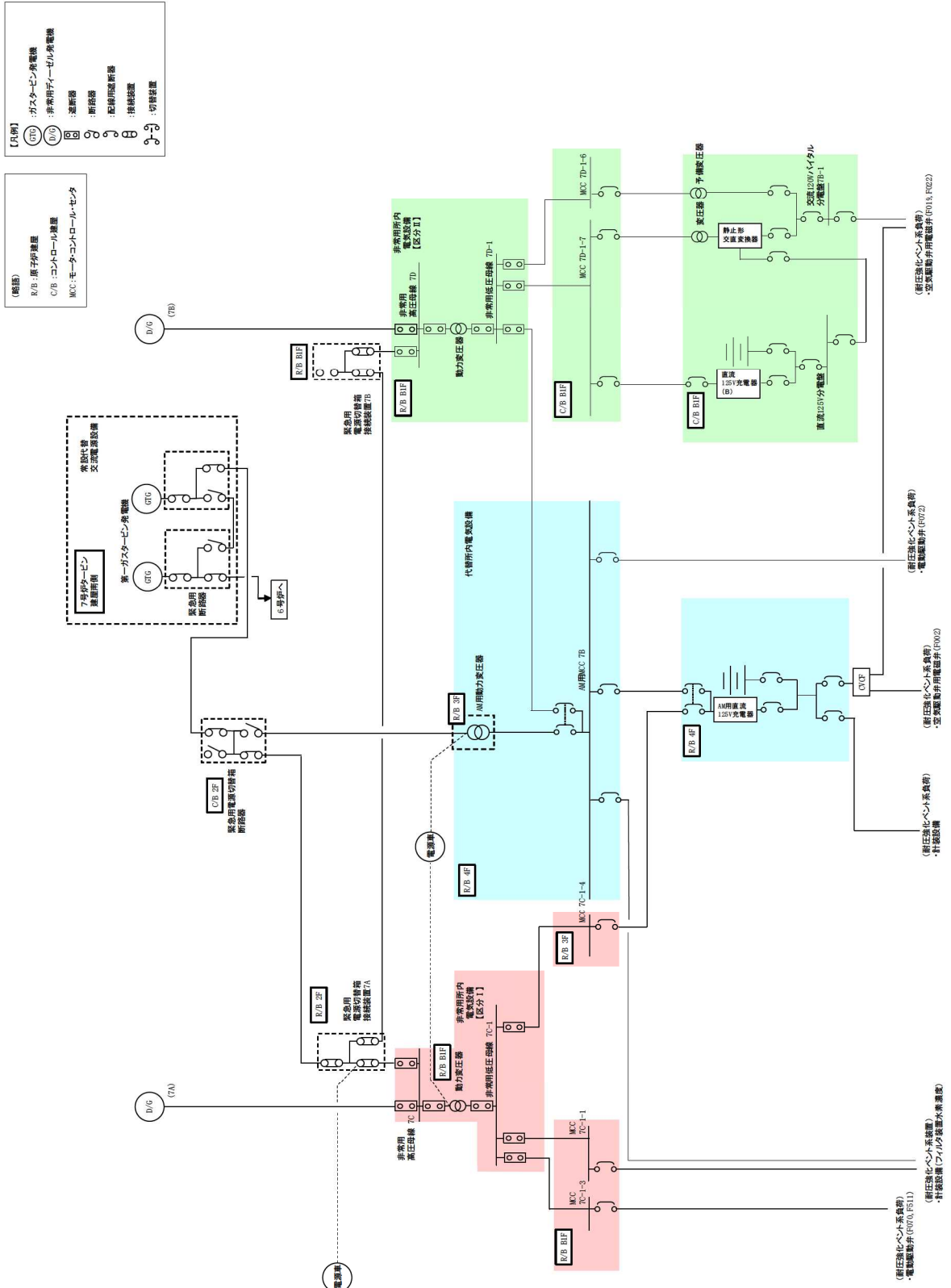


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))



【機器】
R/B : 原子炉建屋
C/B : コントロール建屋
MCC : モーターコントロール・センタ

【凡例】
○ (H) : ガスタービン発電機
○ (H) : 非常用ディーゼル発電機
○ (D) : 遮断器
○ (S) : 配線図用遮断器
○ (C) : 接続点
○ (E) : 切替装置

図 48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

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】

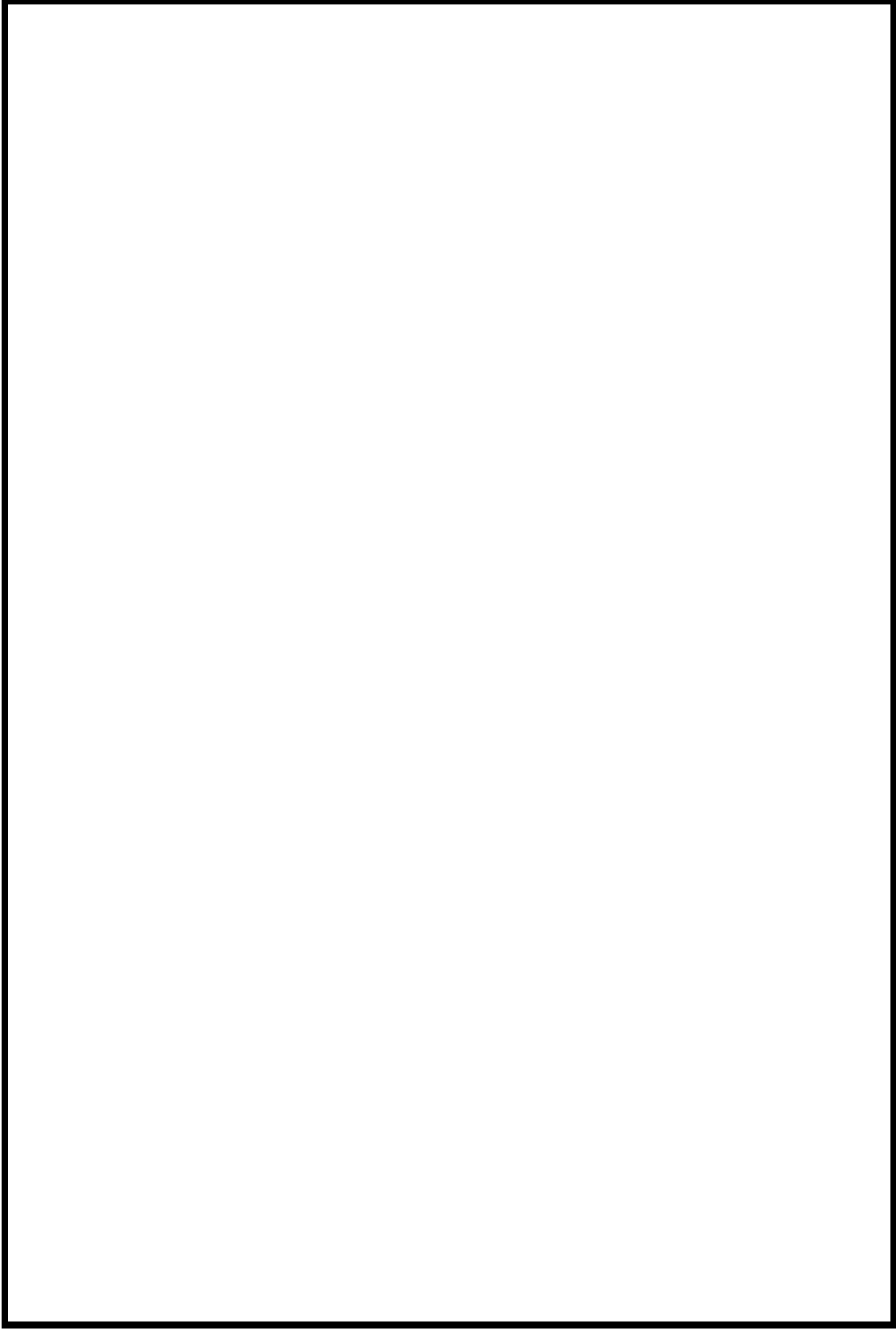


図 48-4-1 6 号炉原子炉建屋地上 4 階

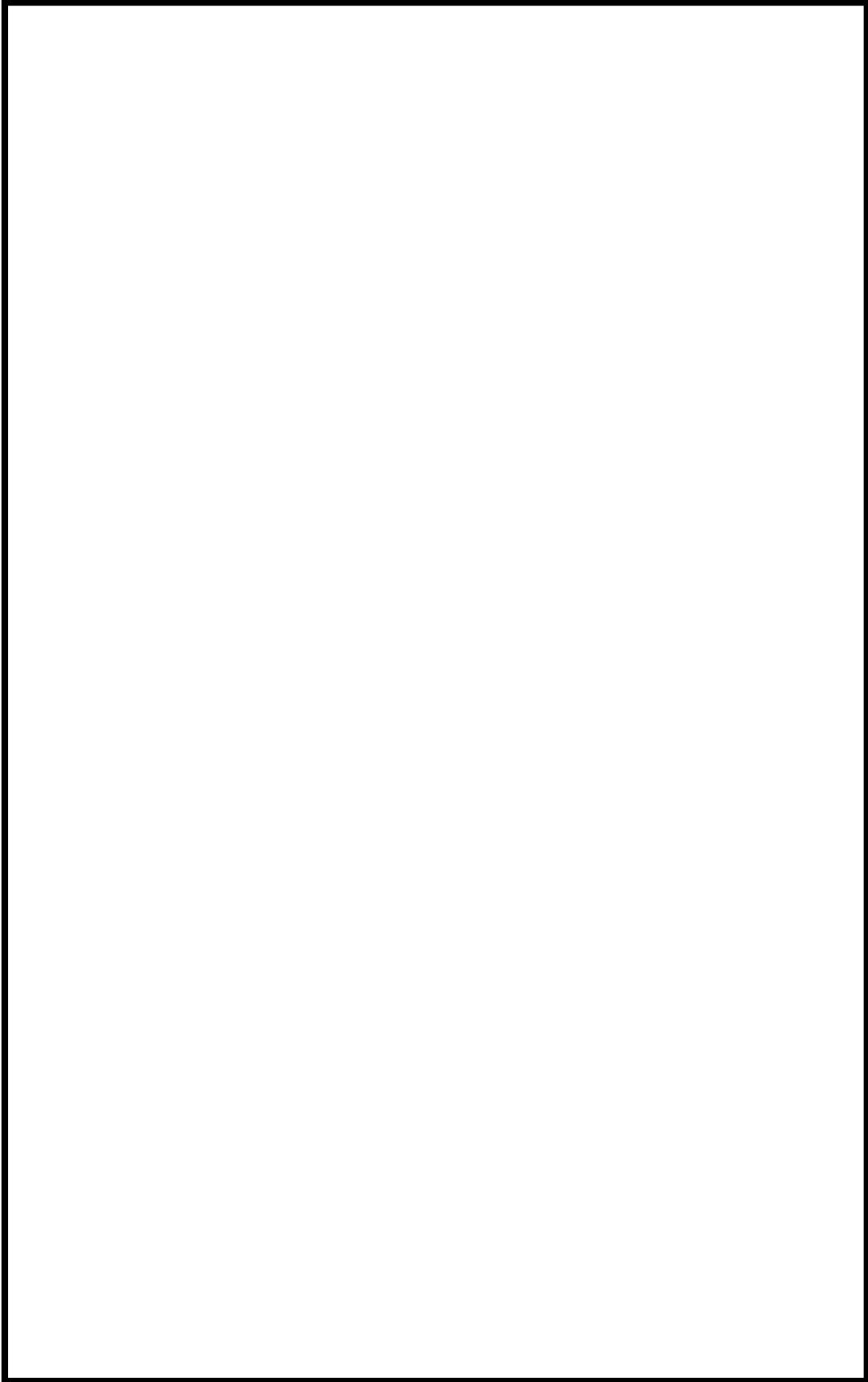


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

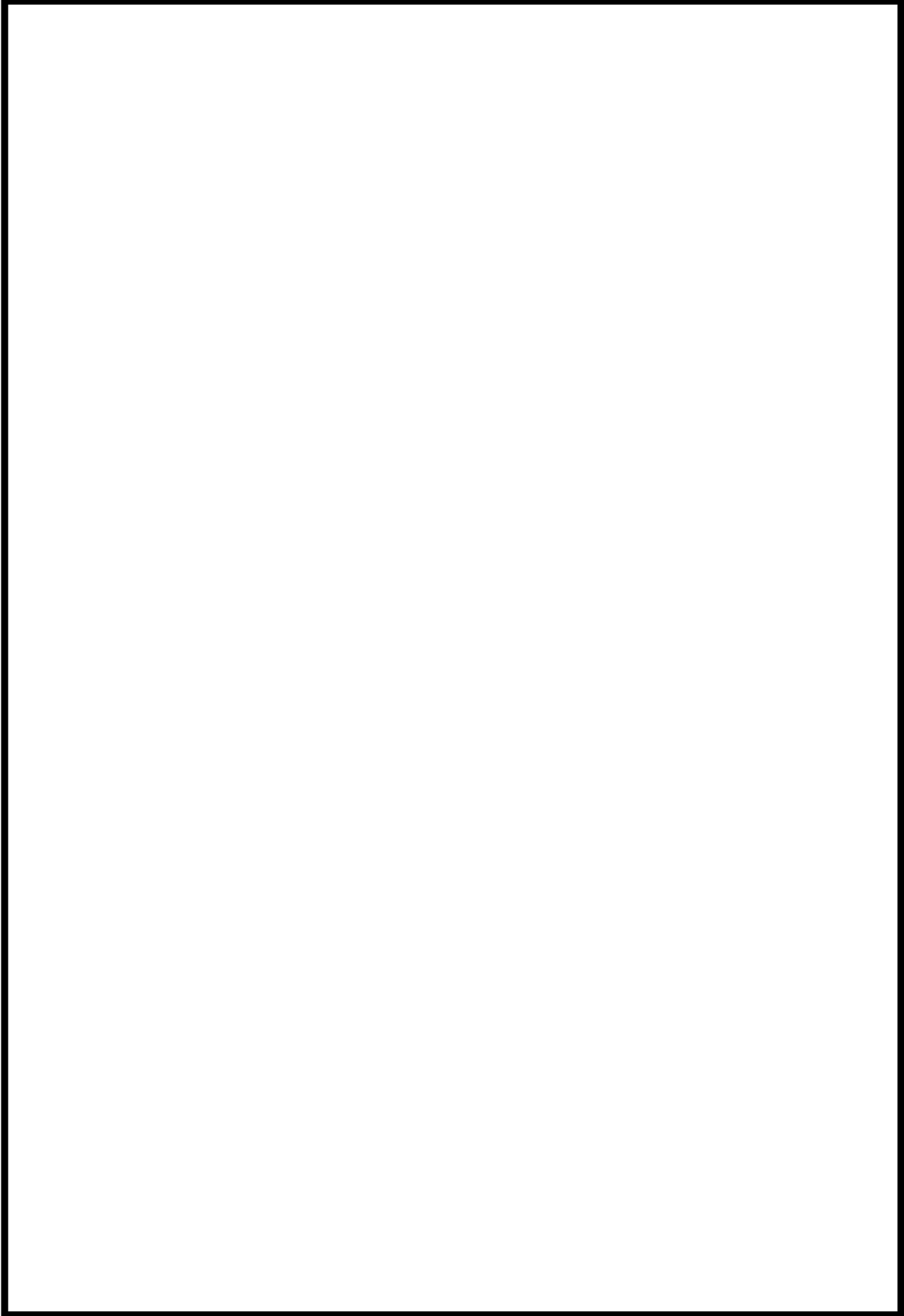


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

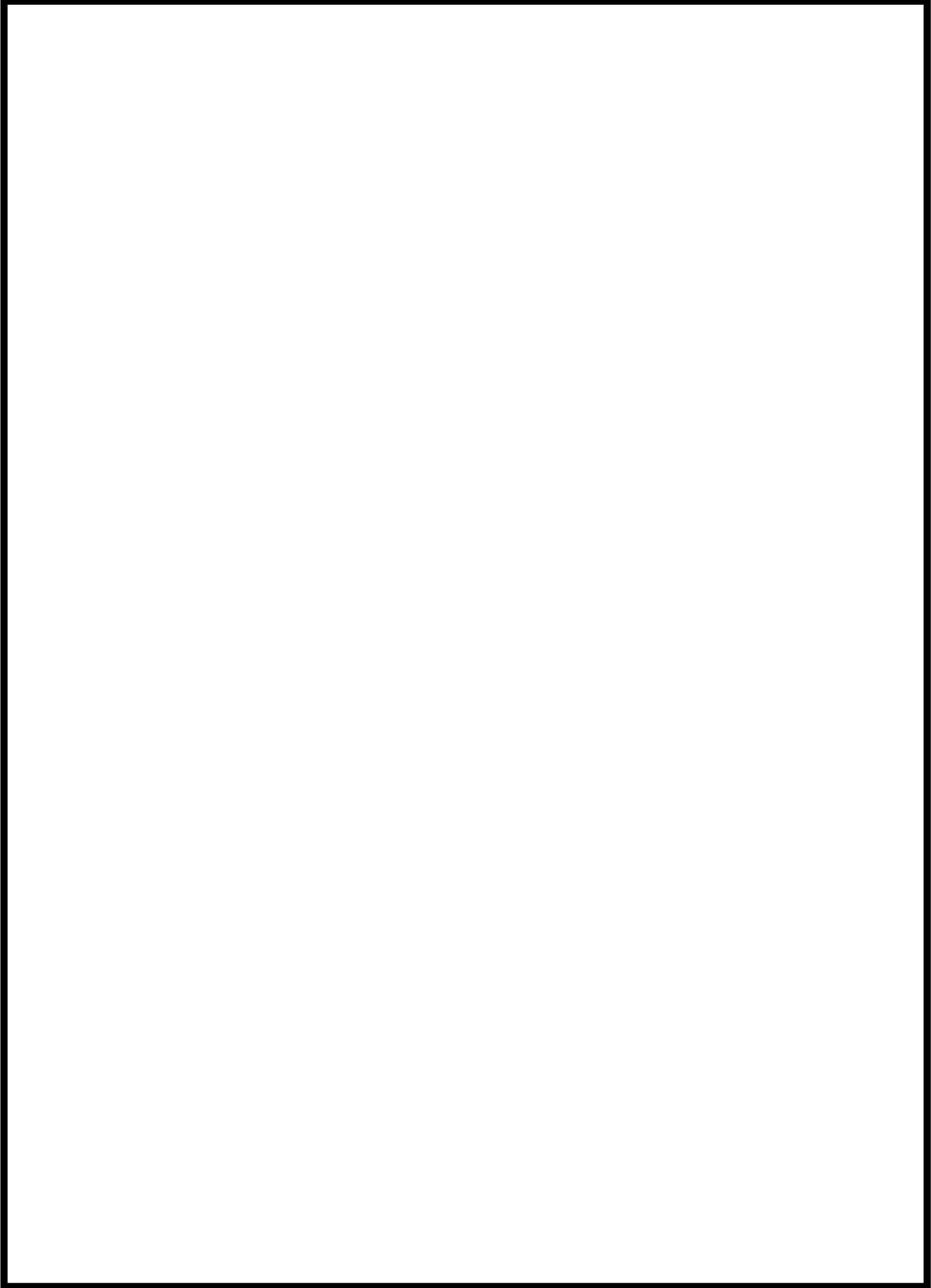


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階

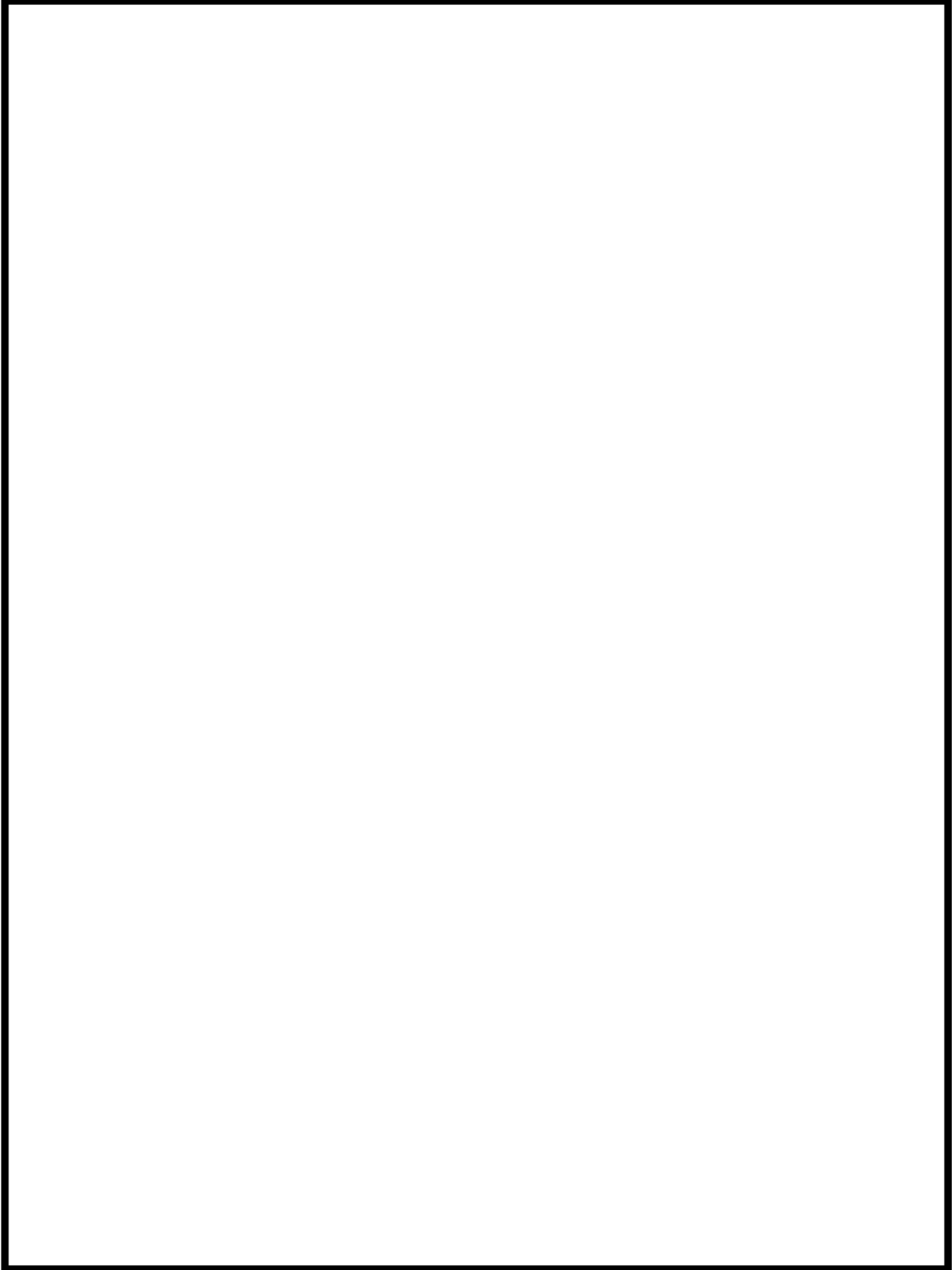


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

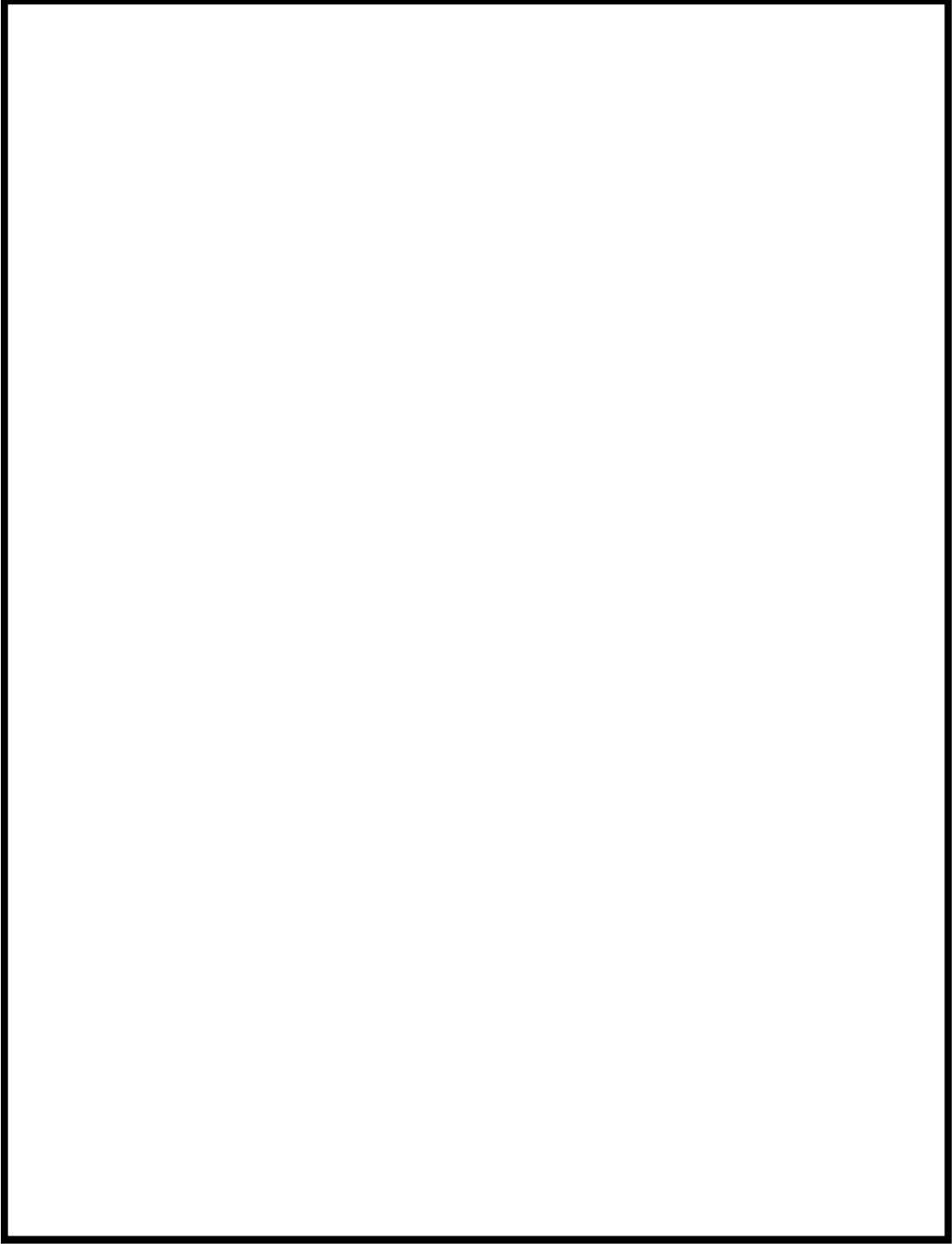


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

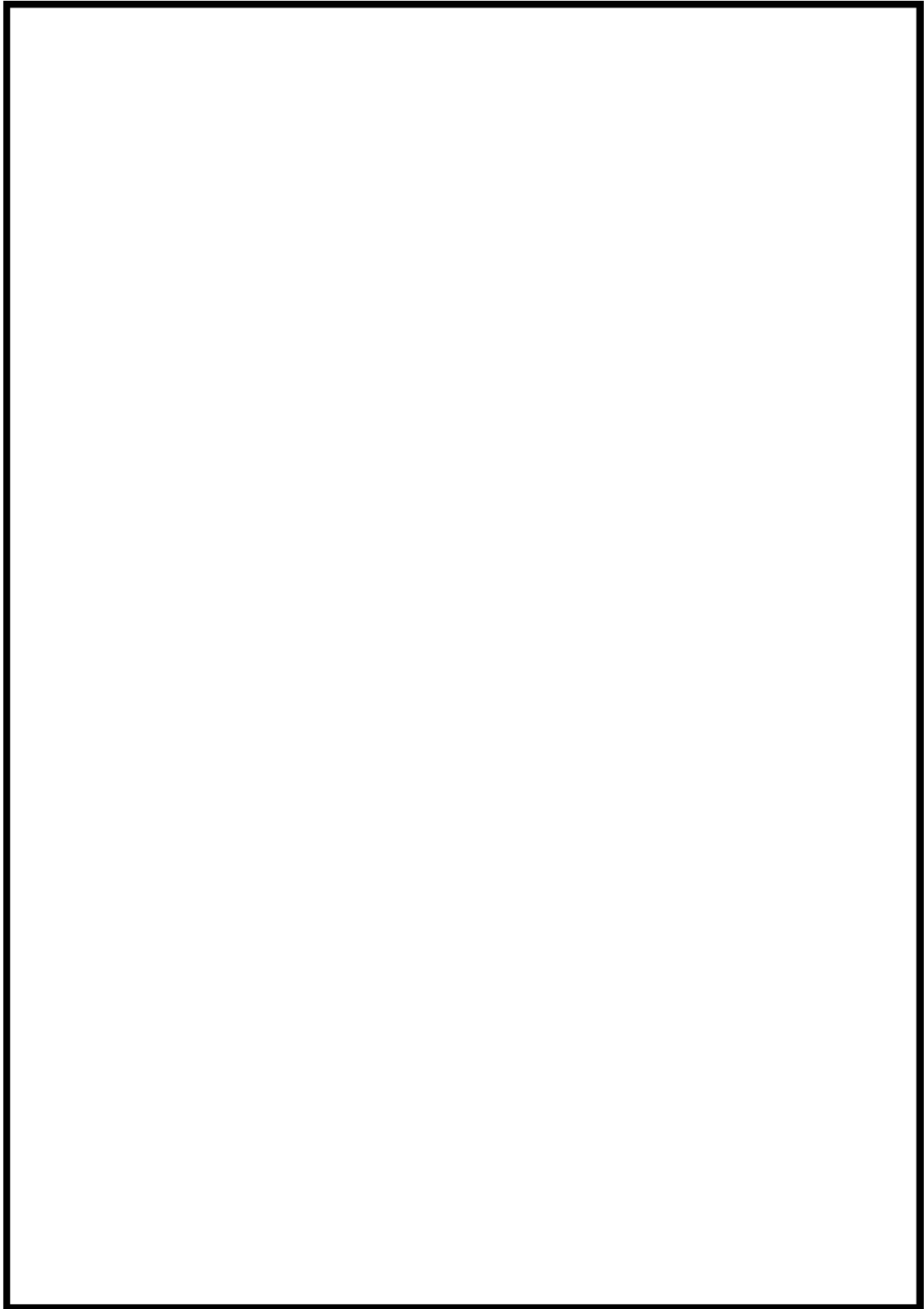


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

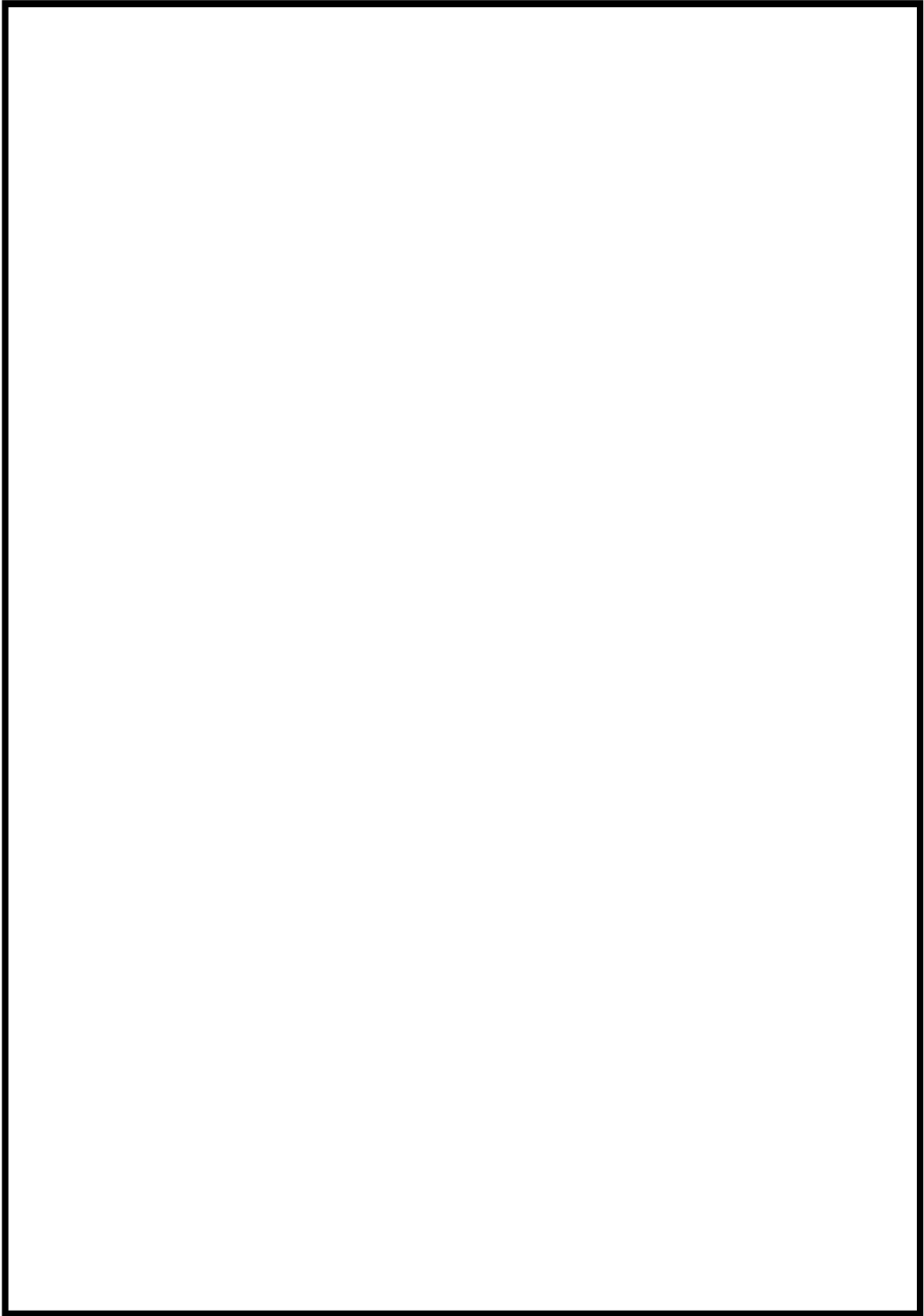


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

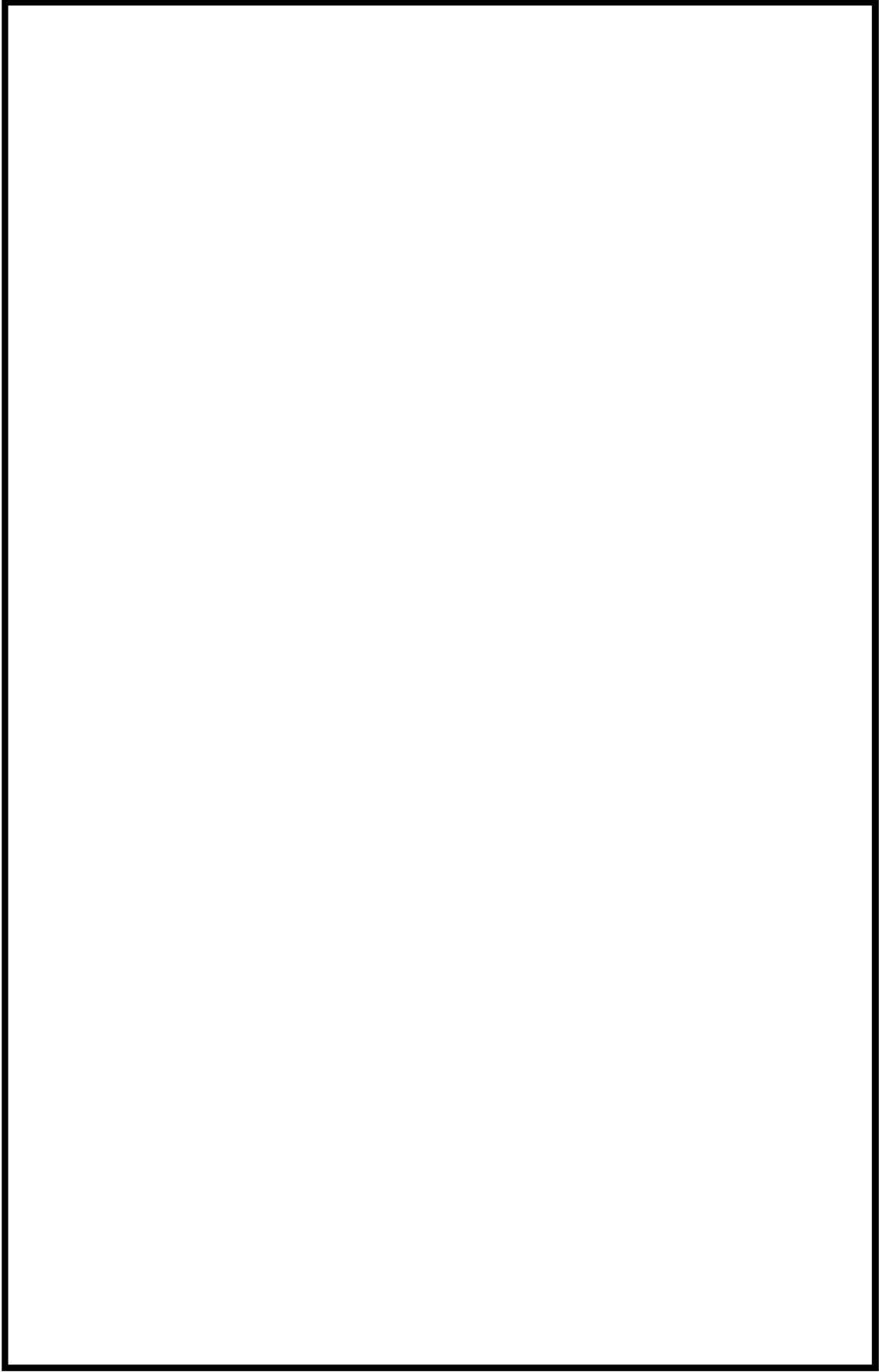


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

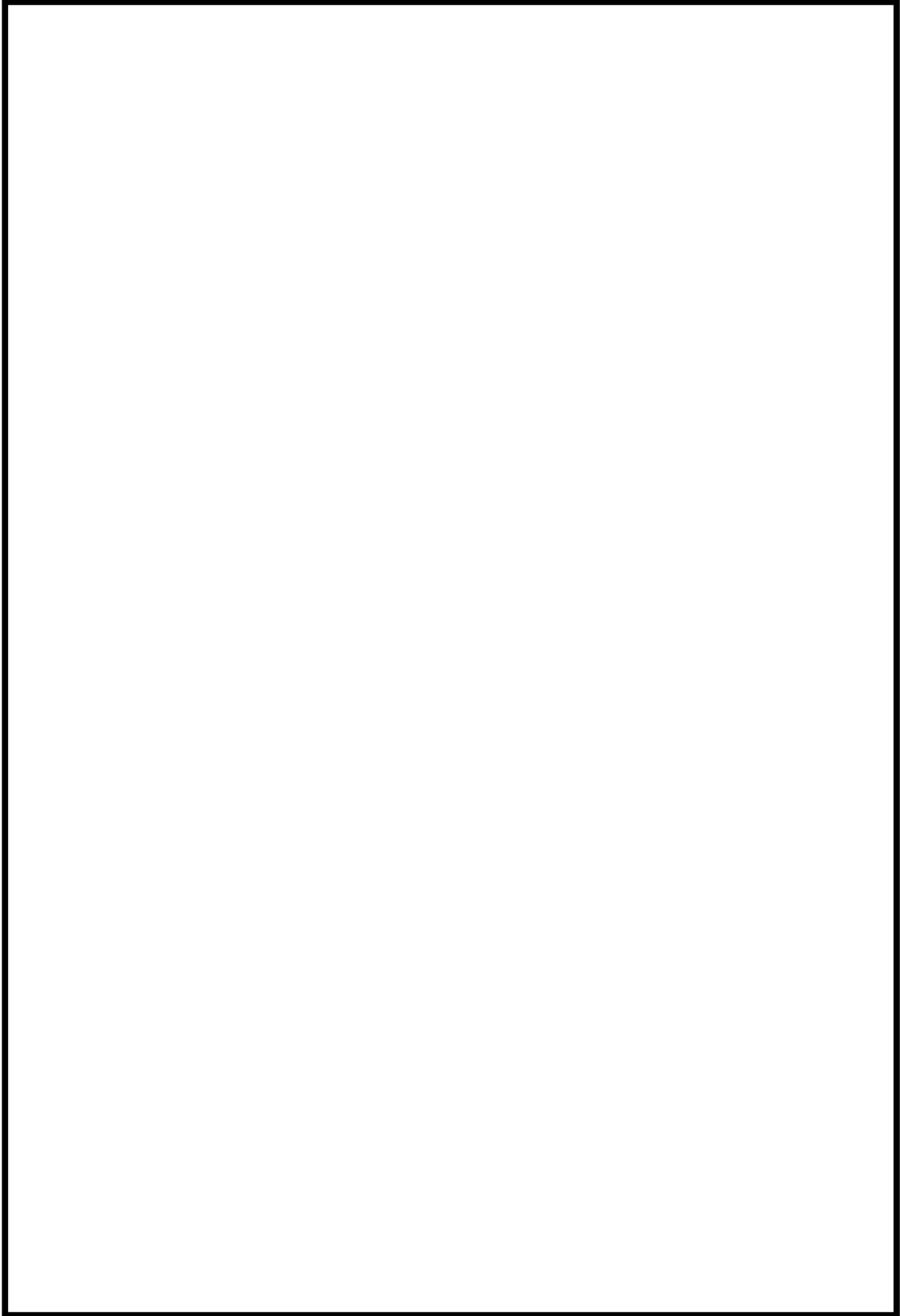


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

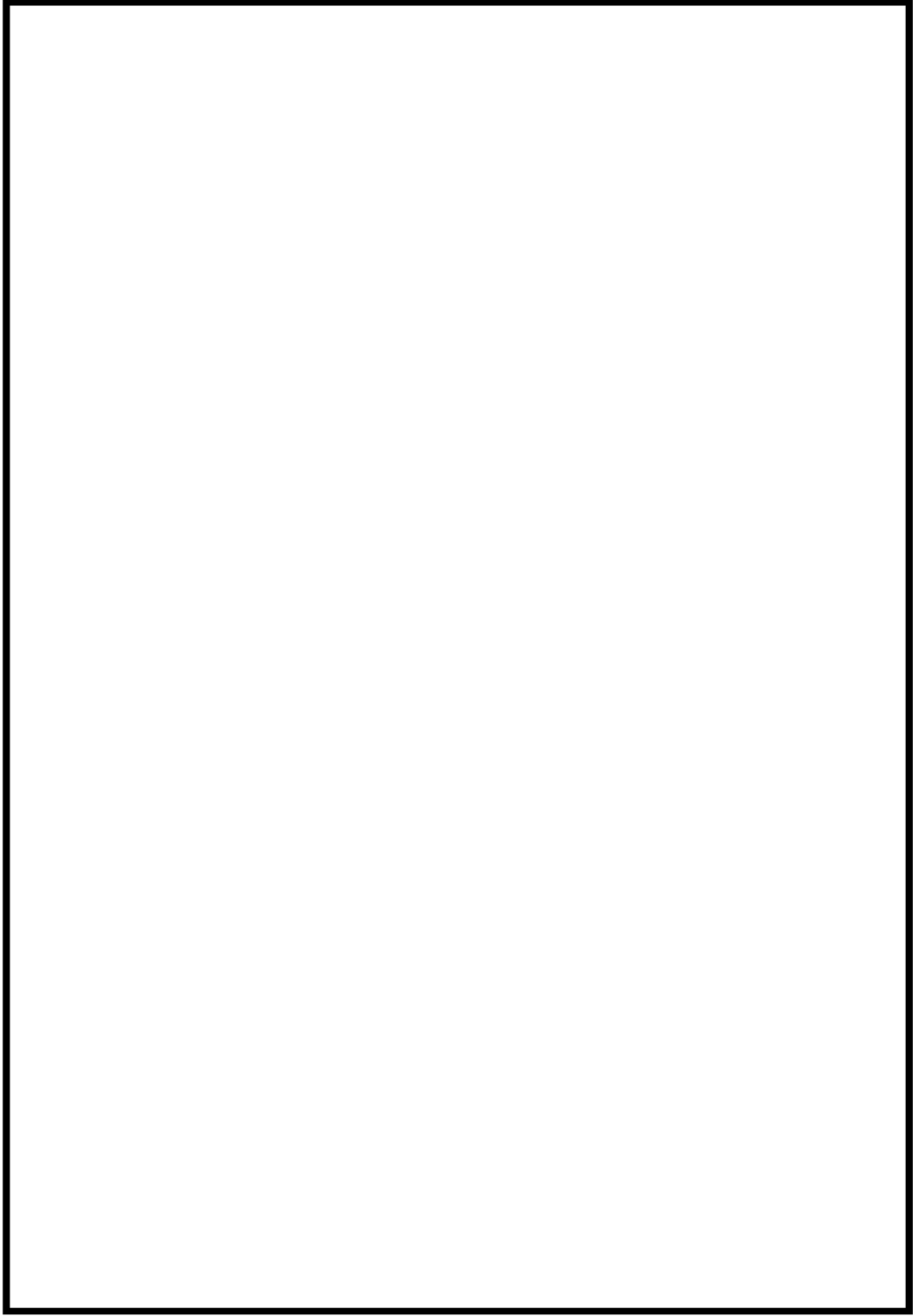


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階

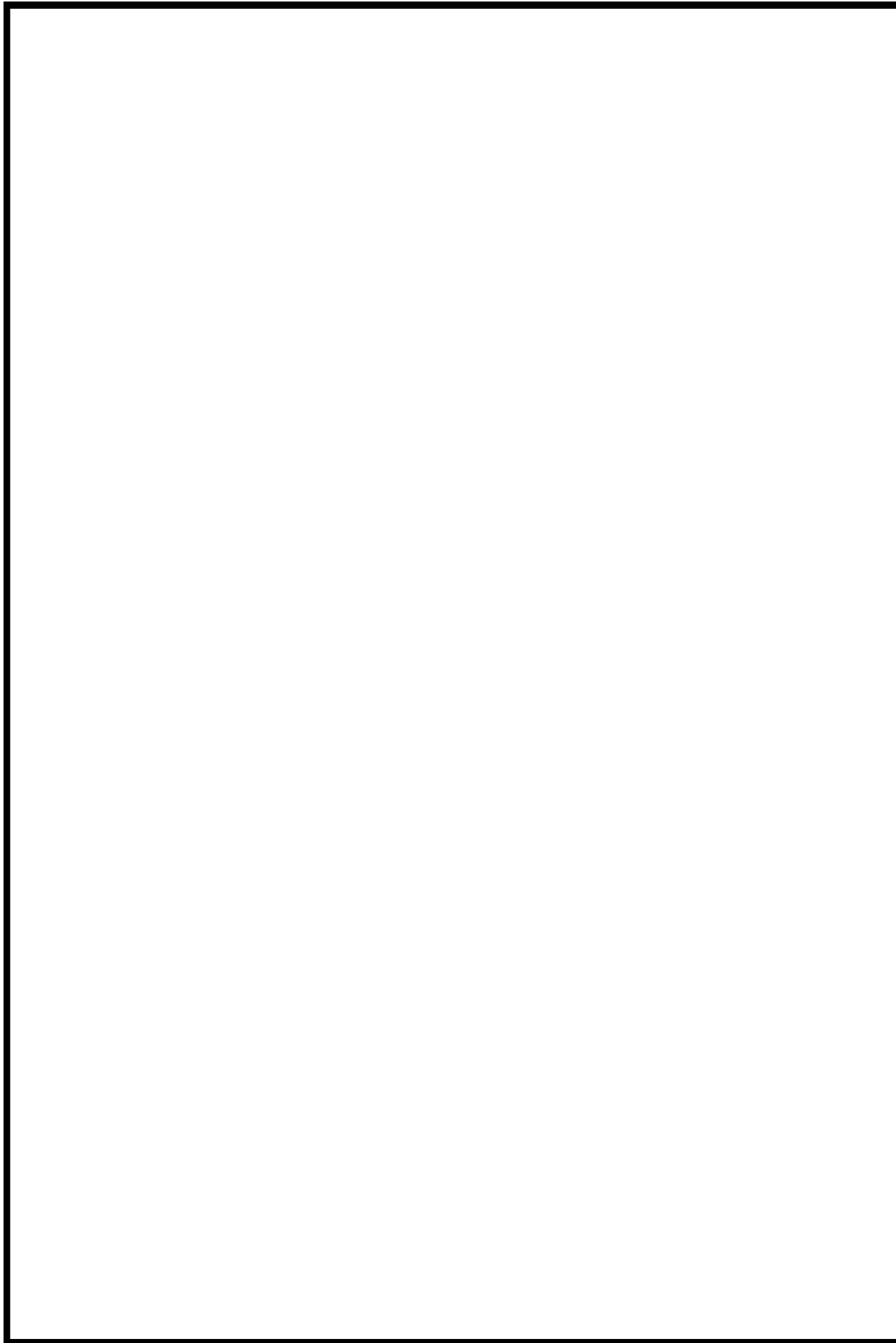


图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 3 階

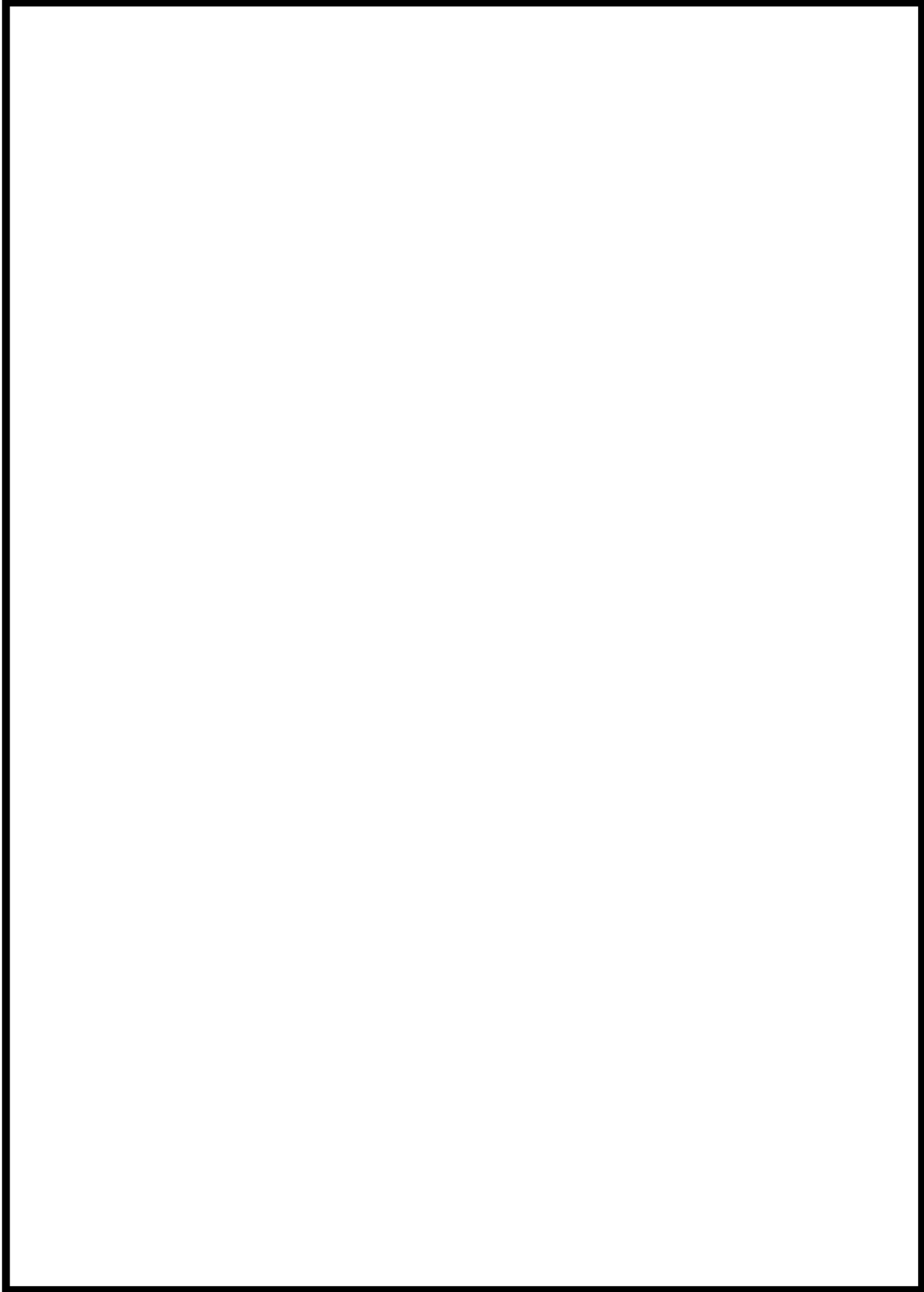


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

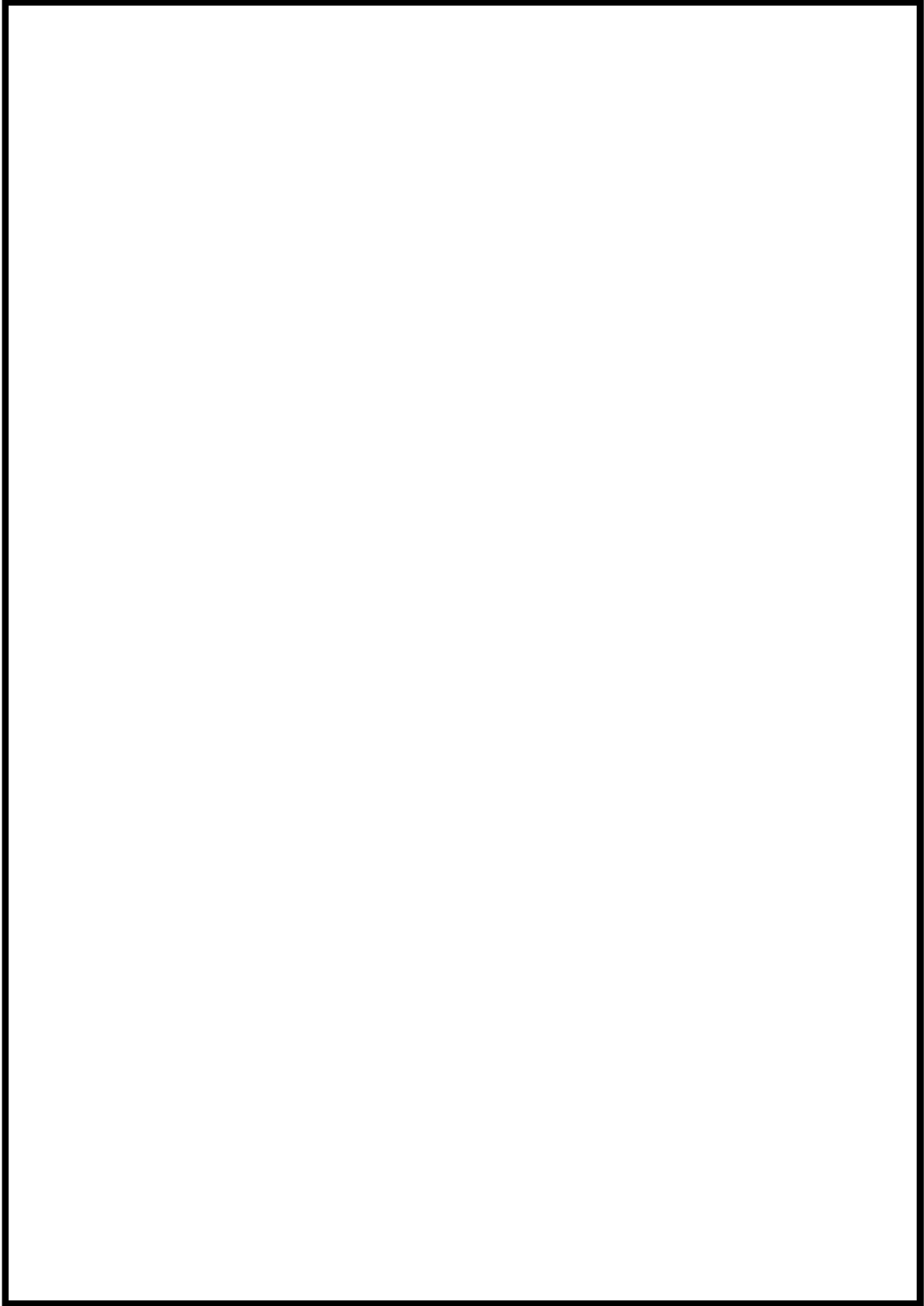


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階

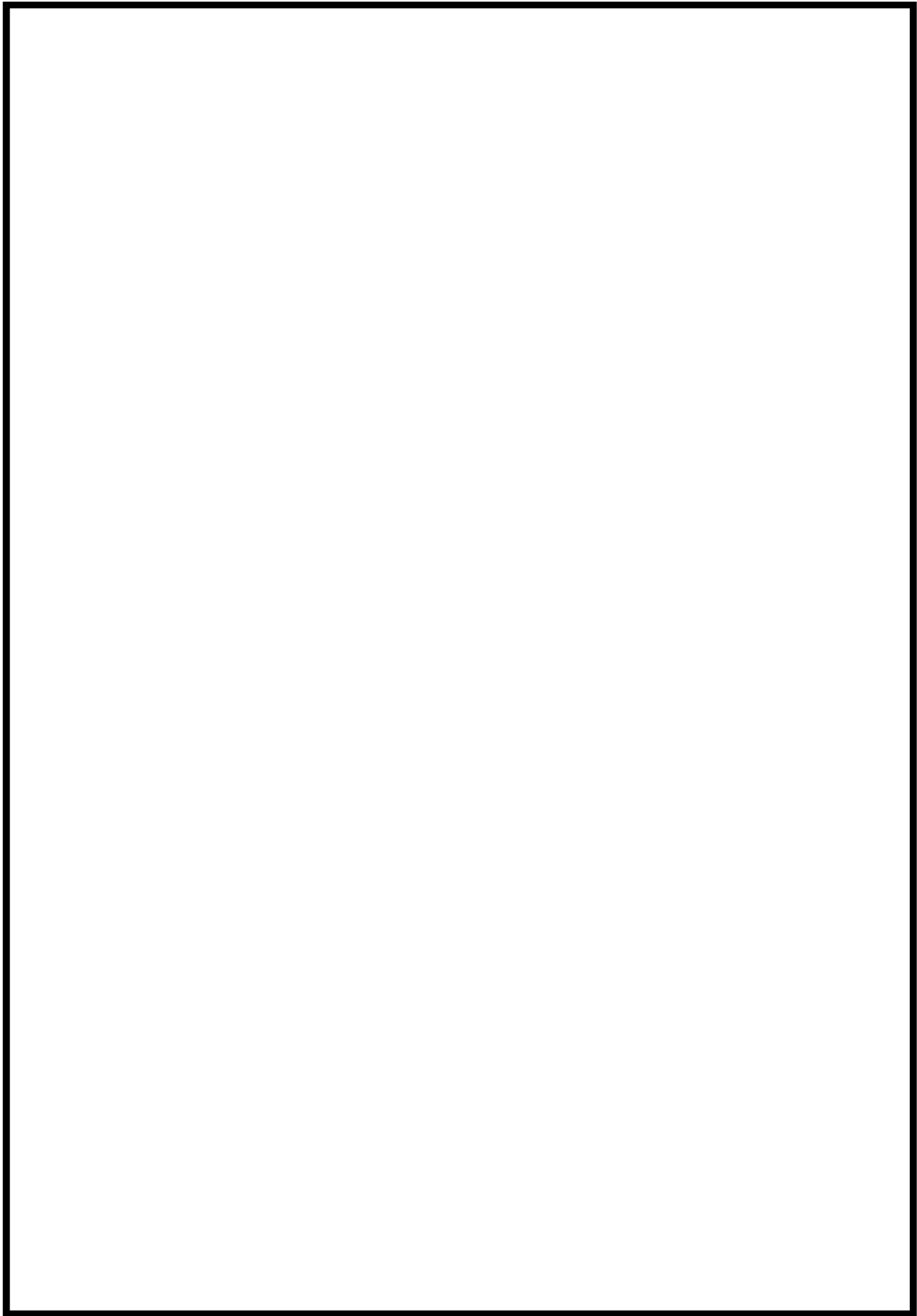


图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

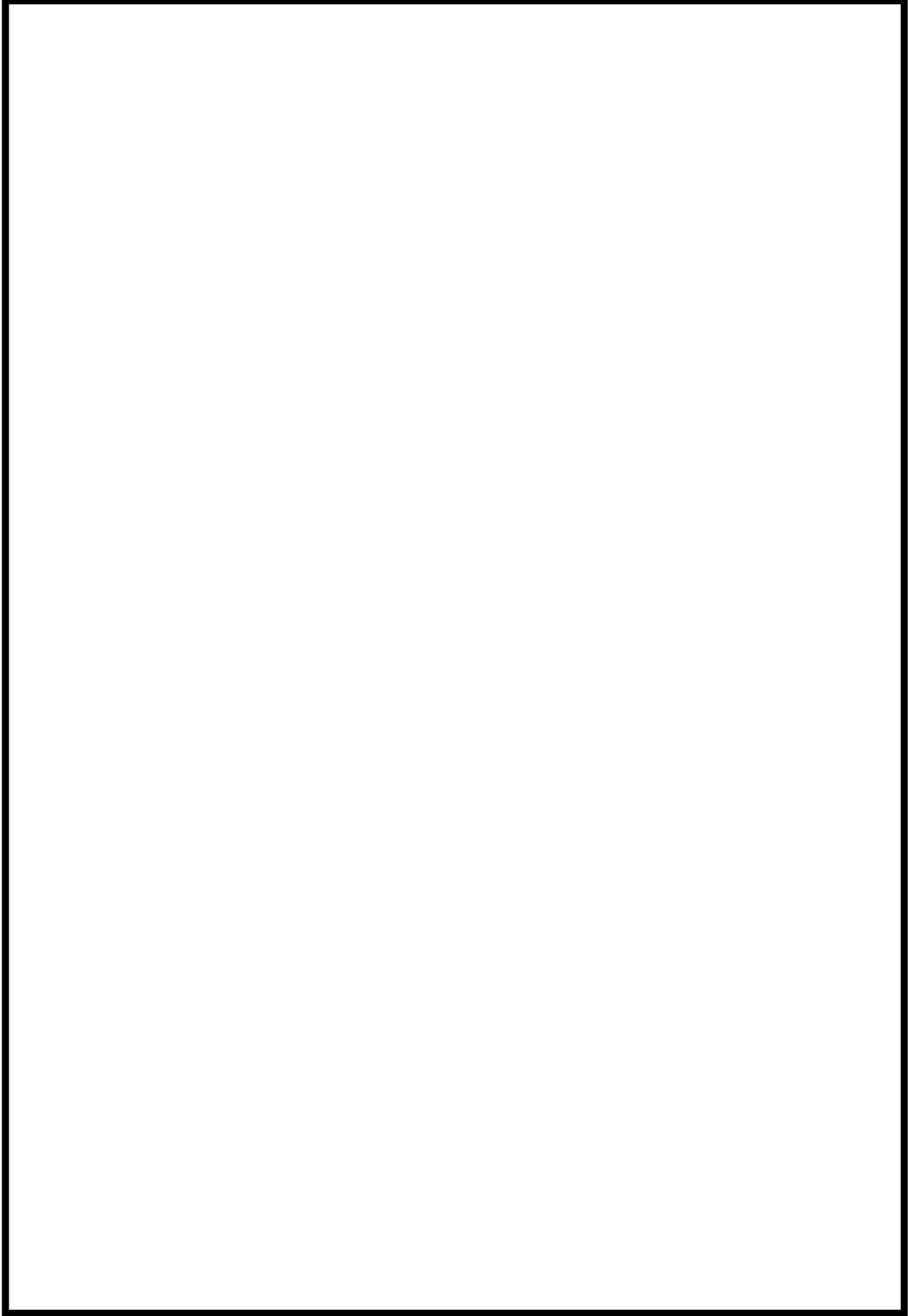


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

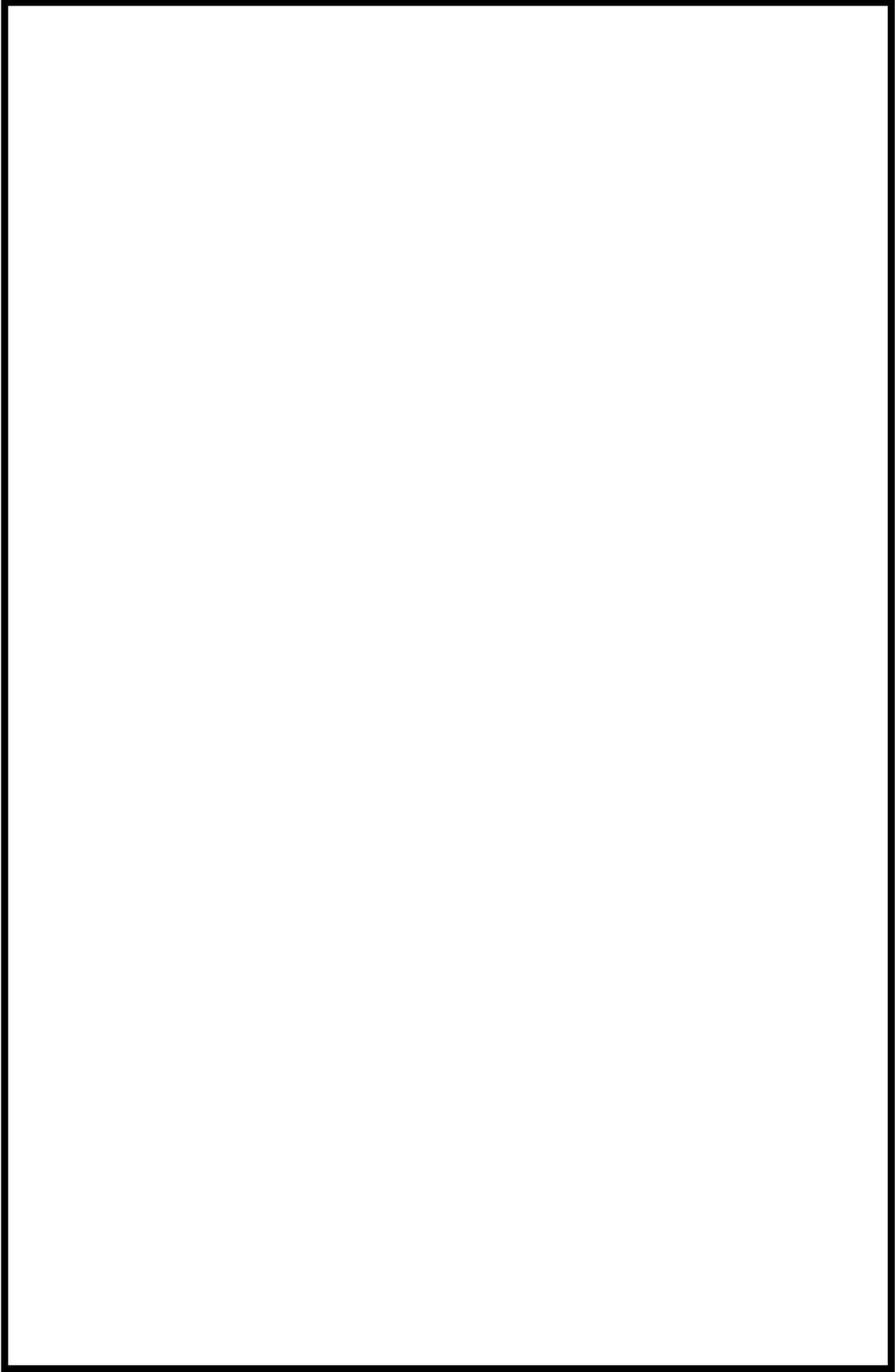


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

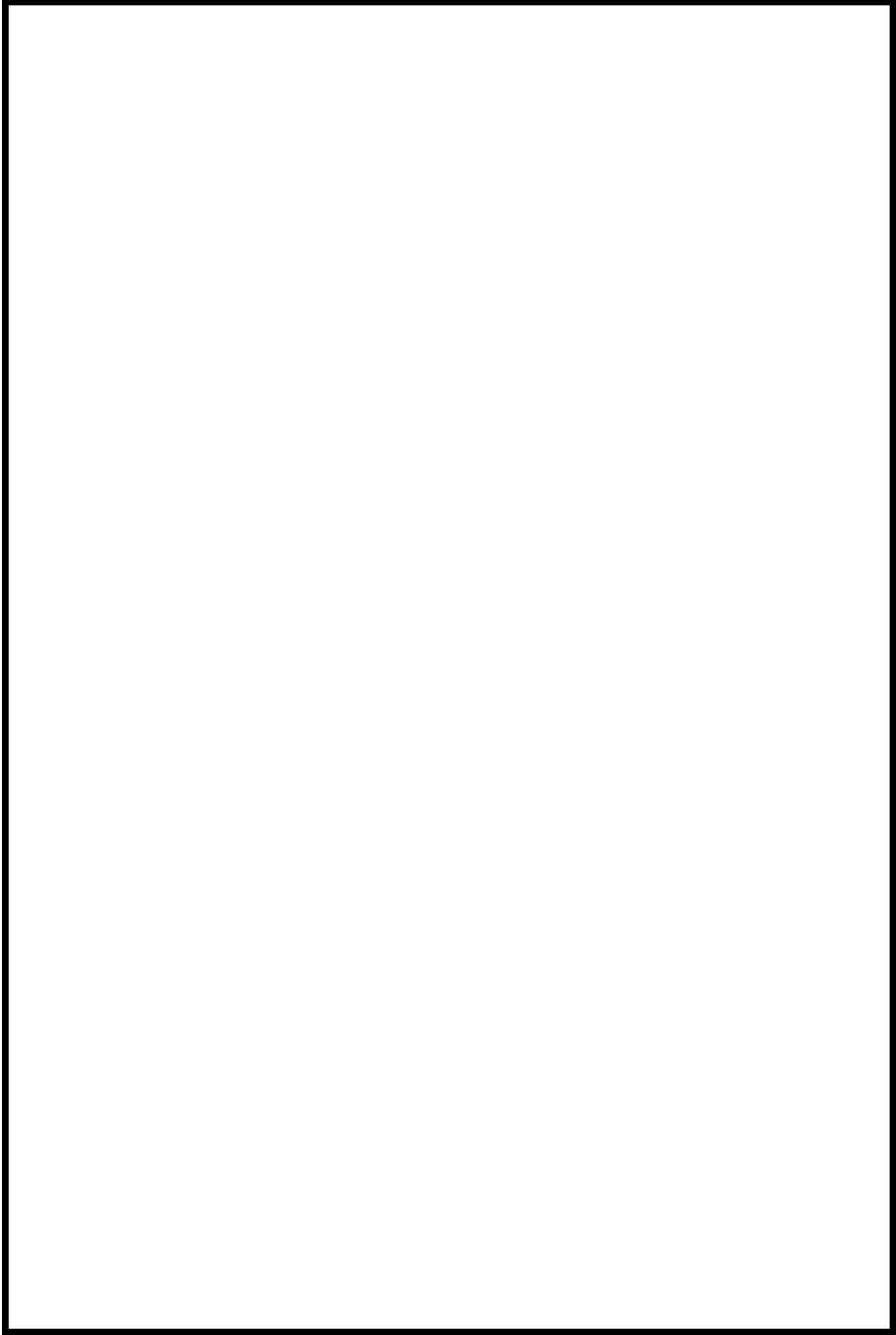


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

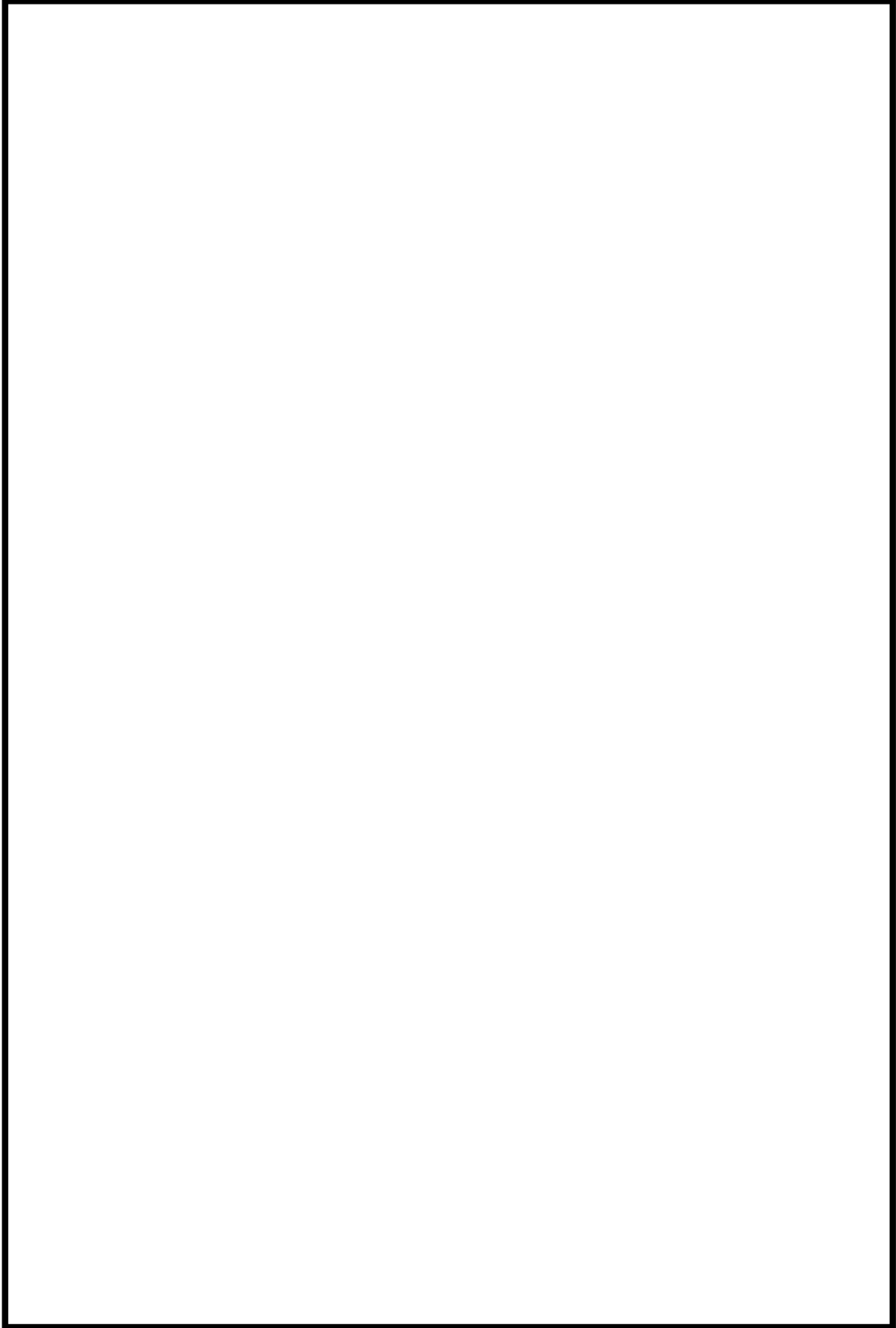


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階

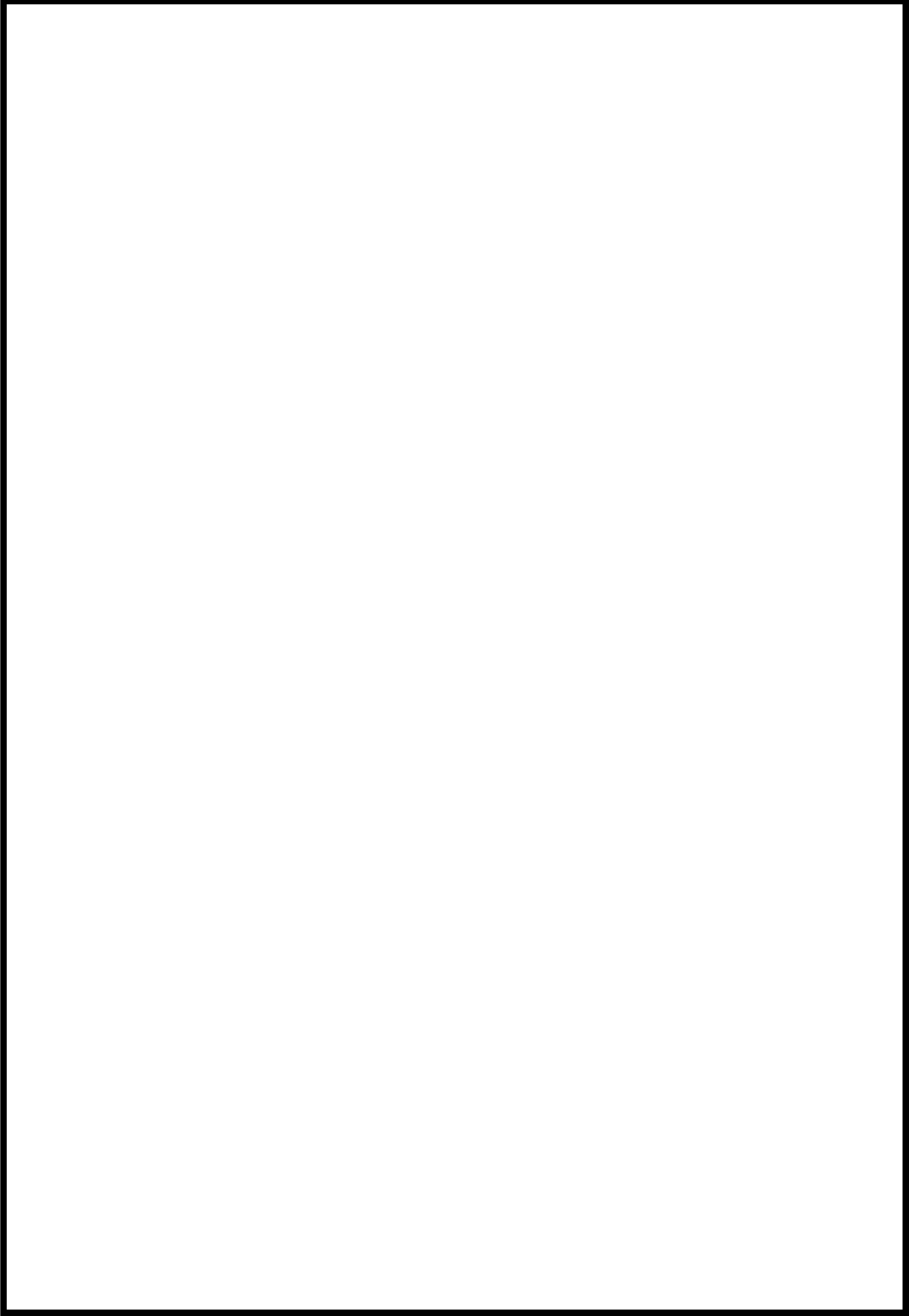


図 48-4-20 6 / 7 号炉コントロール建屋地下 2 階

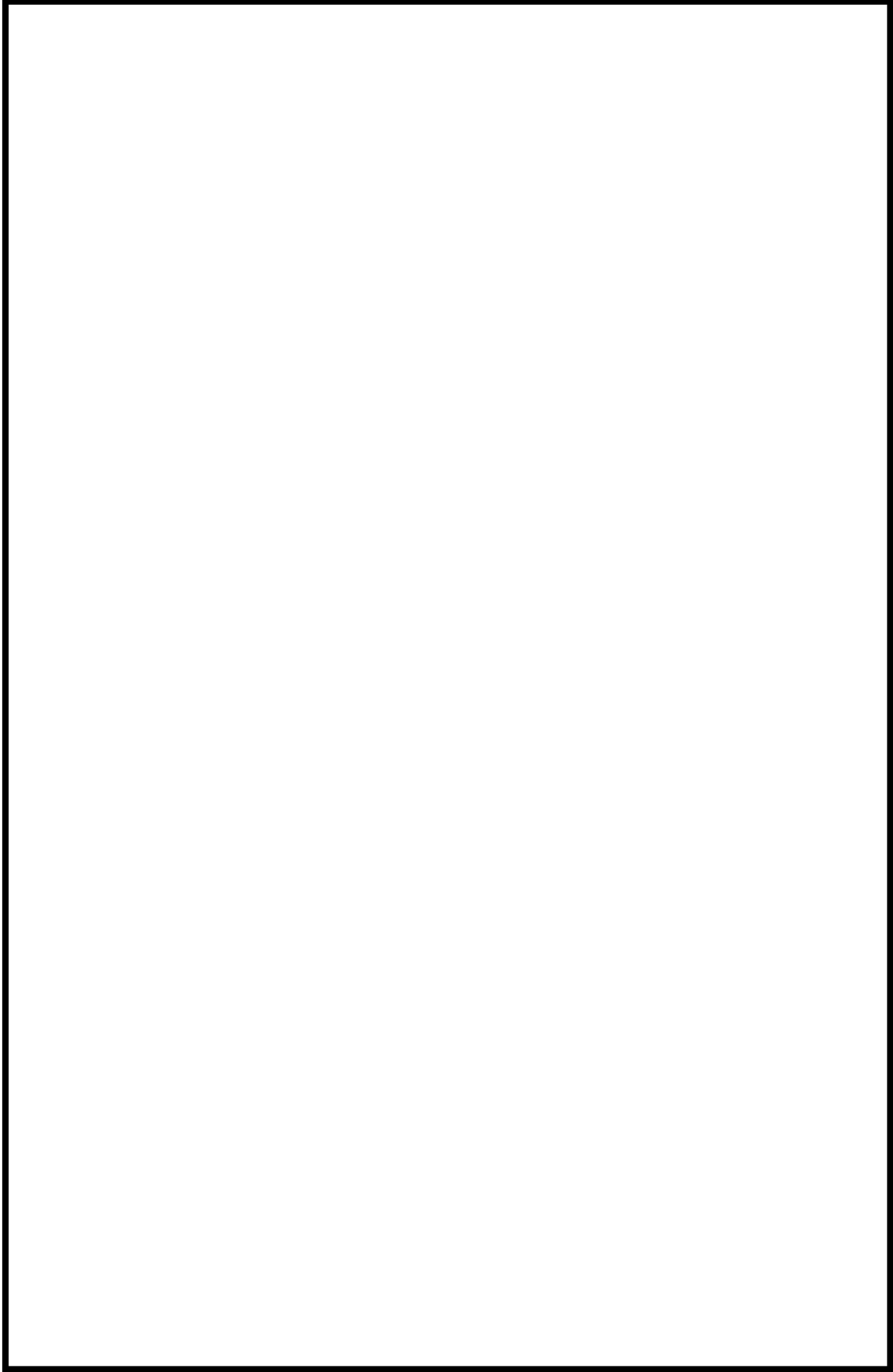
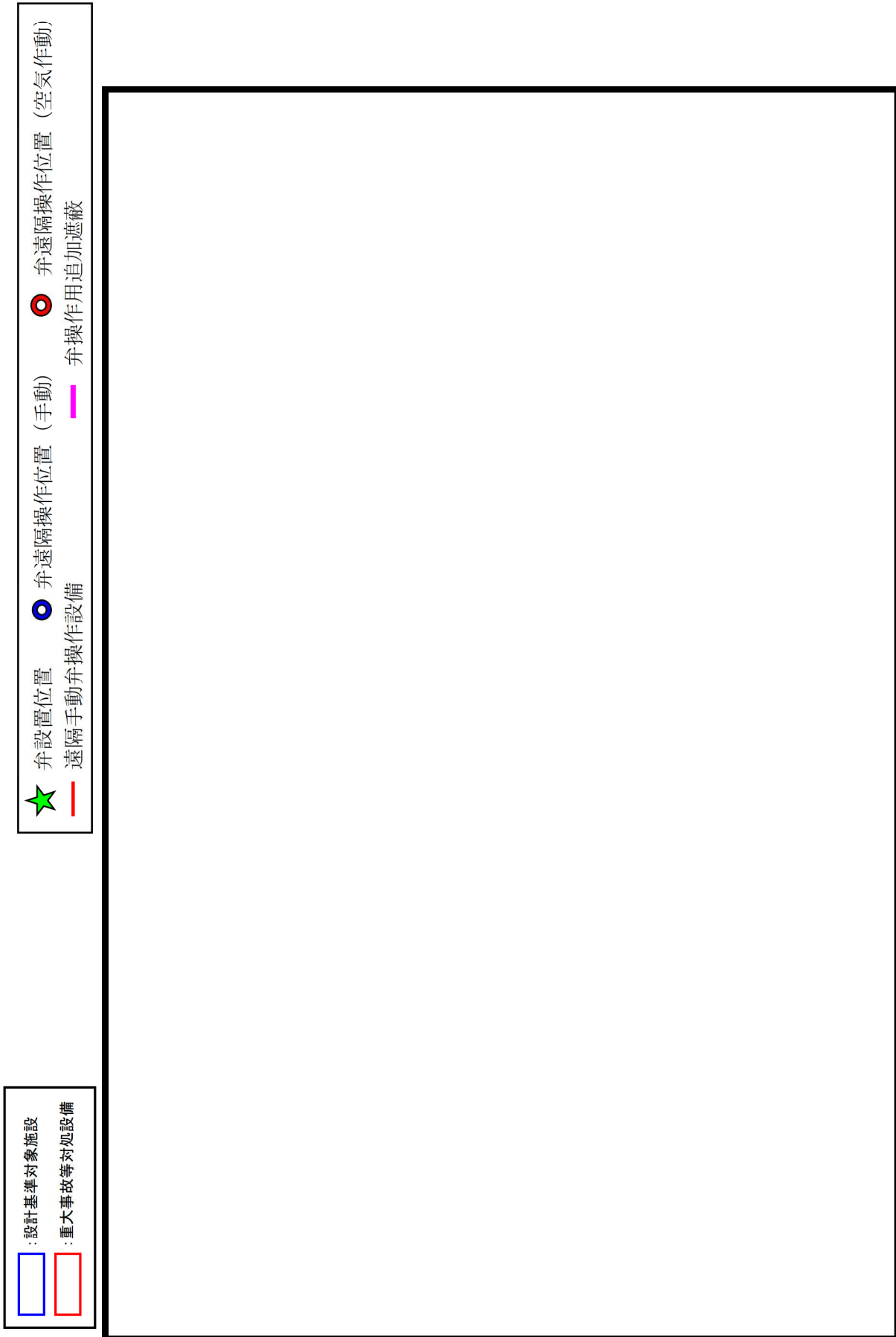


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系】



: 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

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

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) 1/5

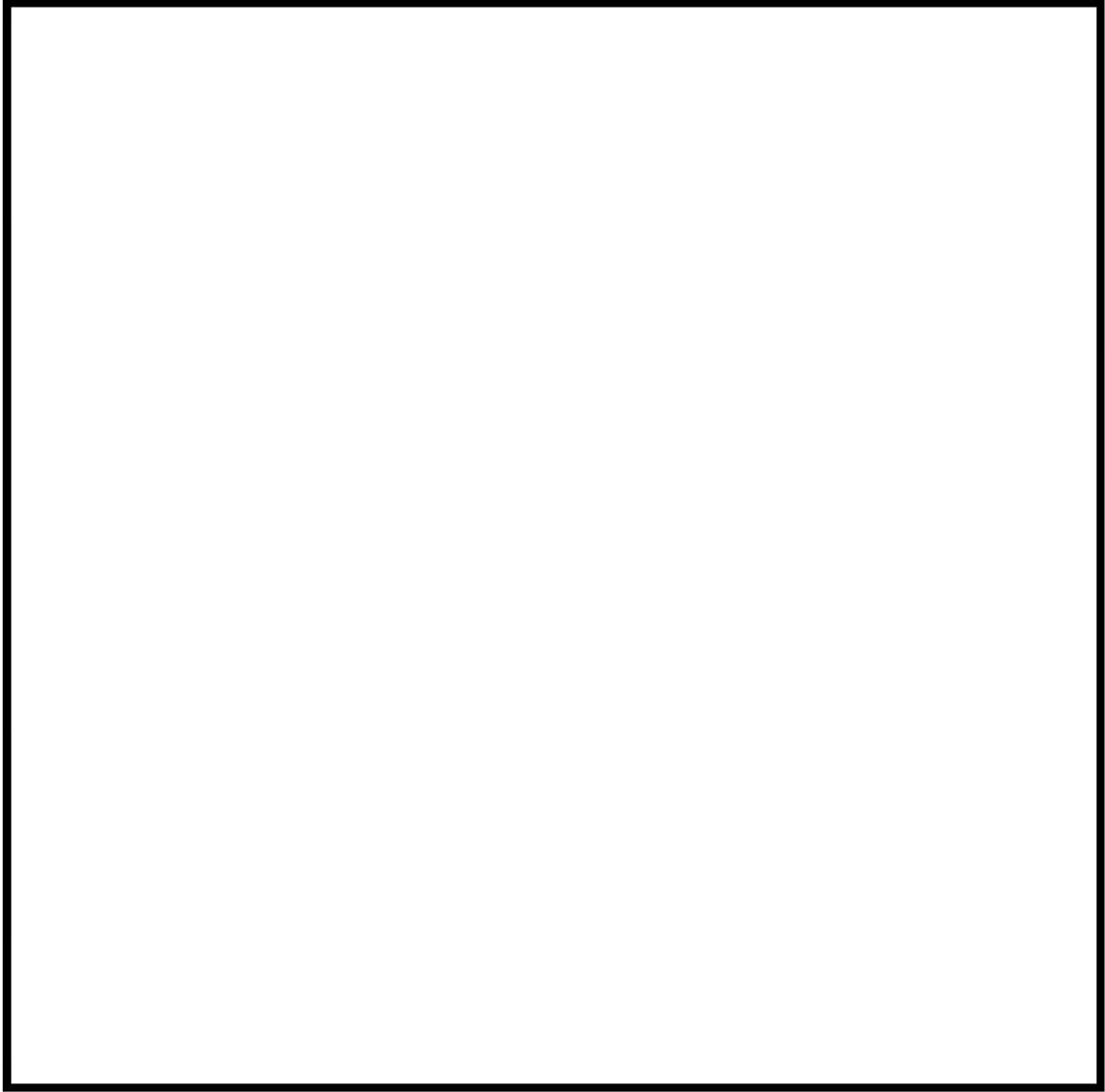
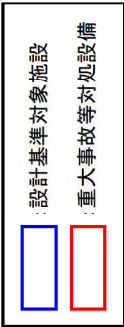


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

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

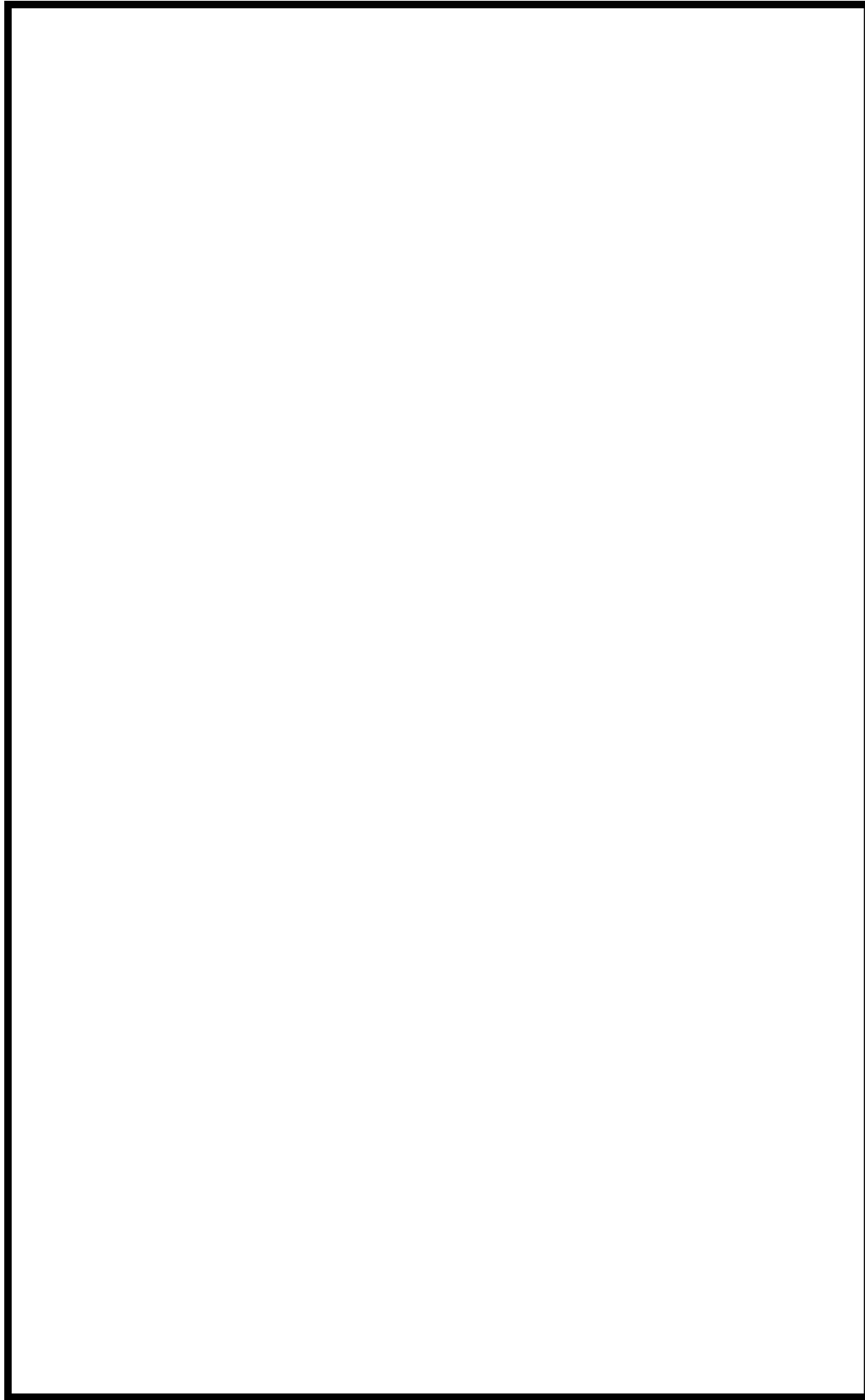


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 3/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

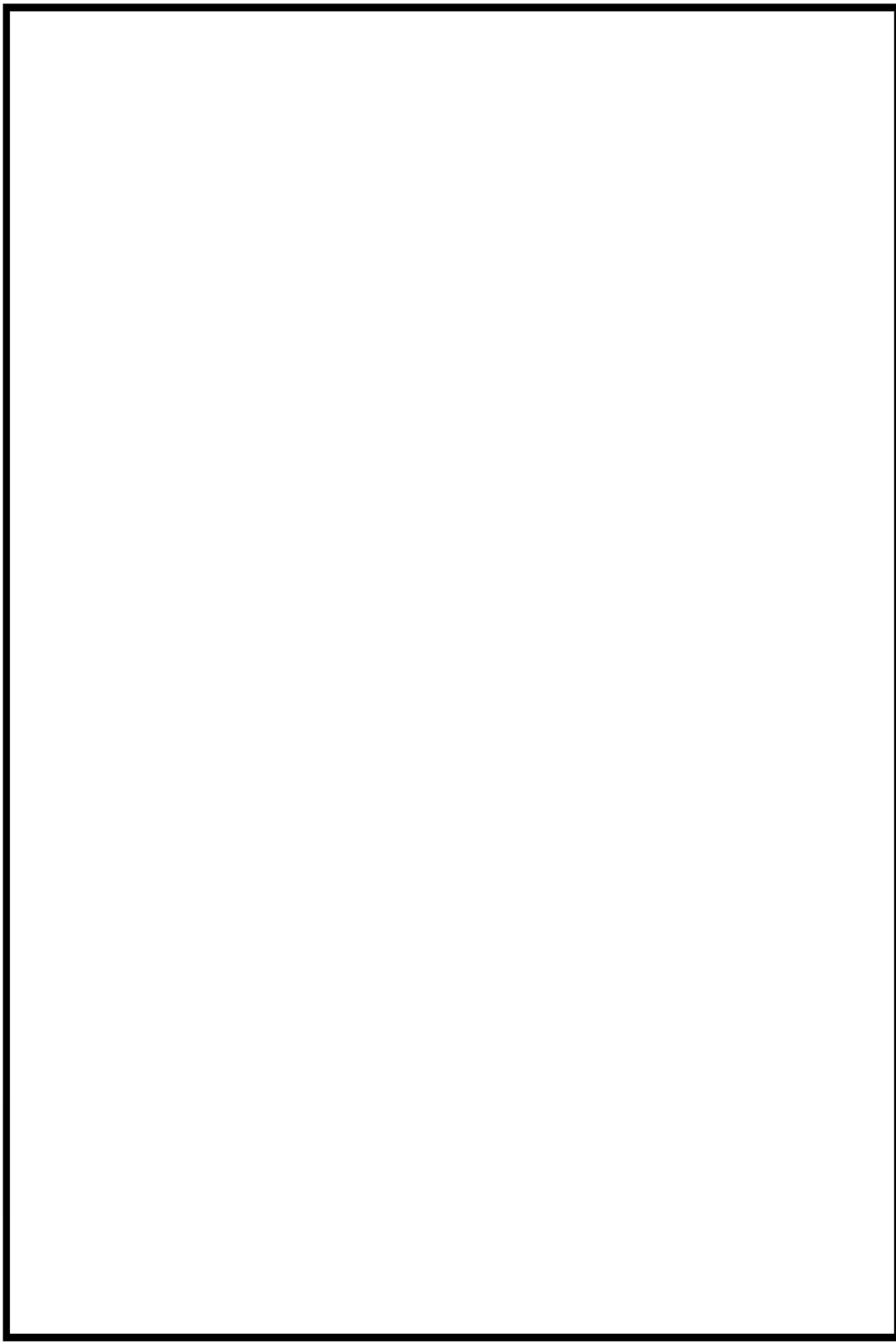


図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 4/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

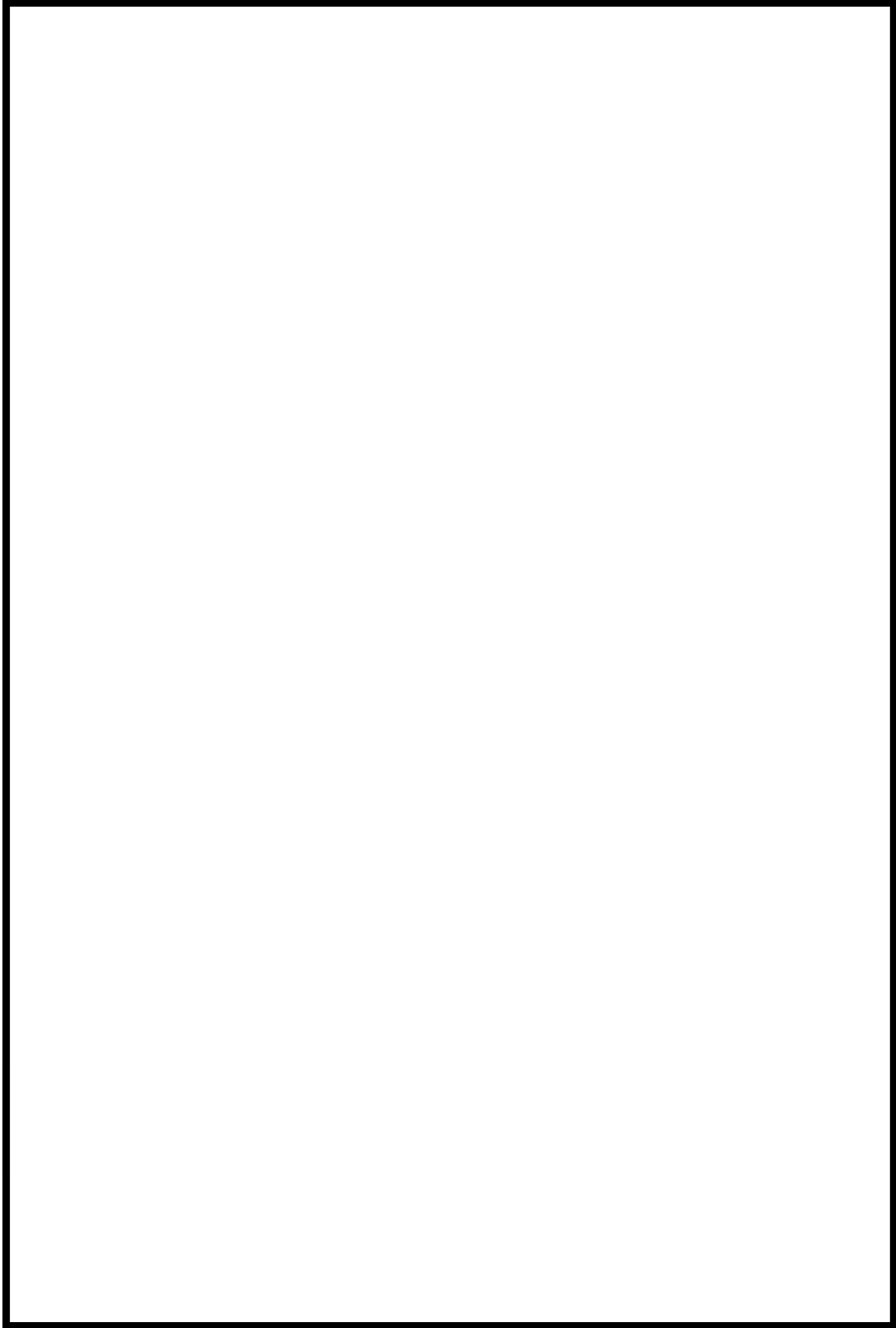


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 5/5

設計基準対象施設
重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

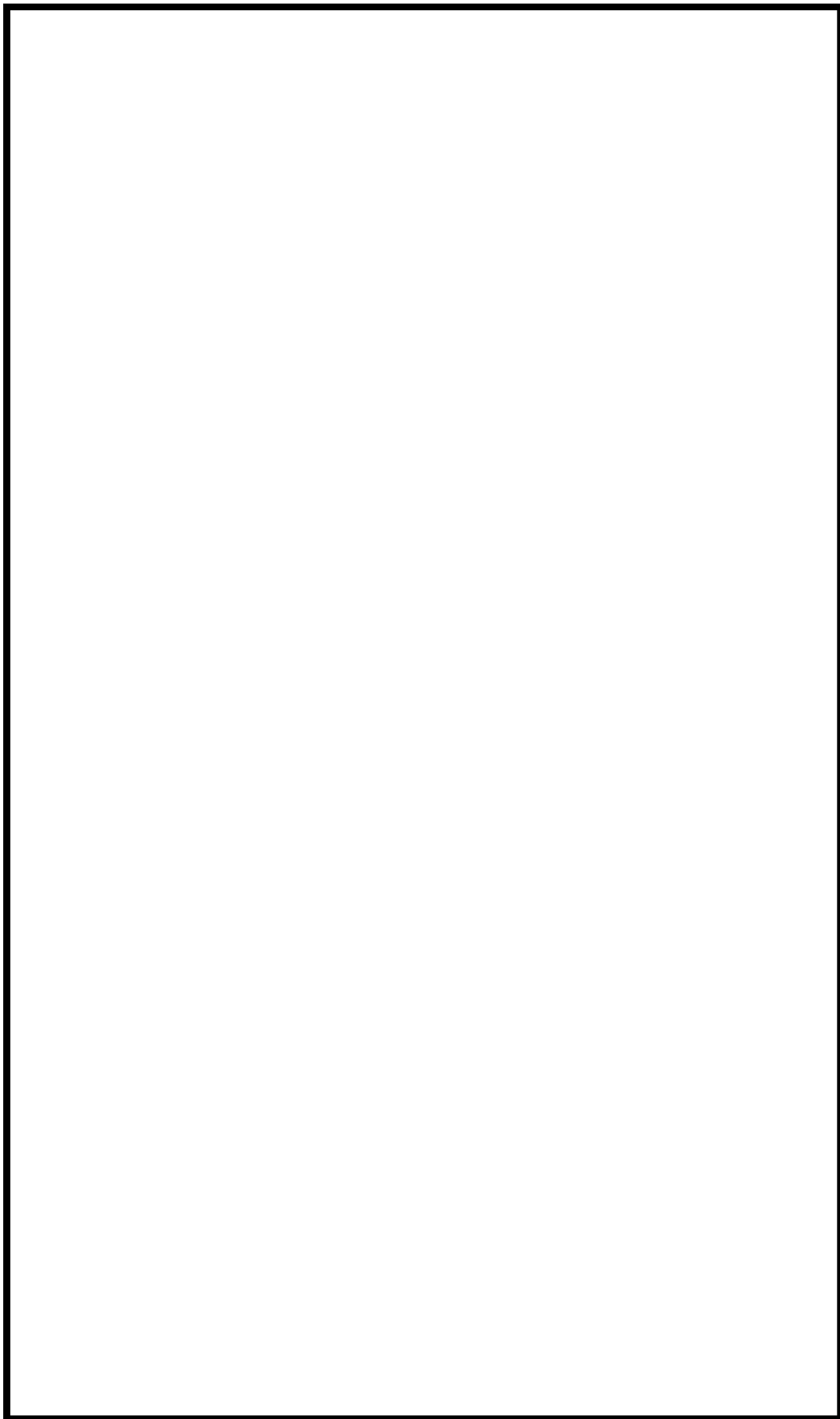


図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 1/5

: 設計基準対象施設
 : 重大事故等対応設備

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

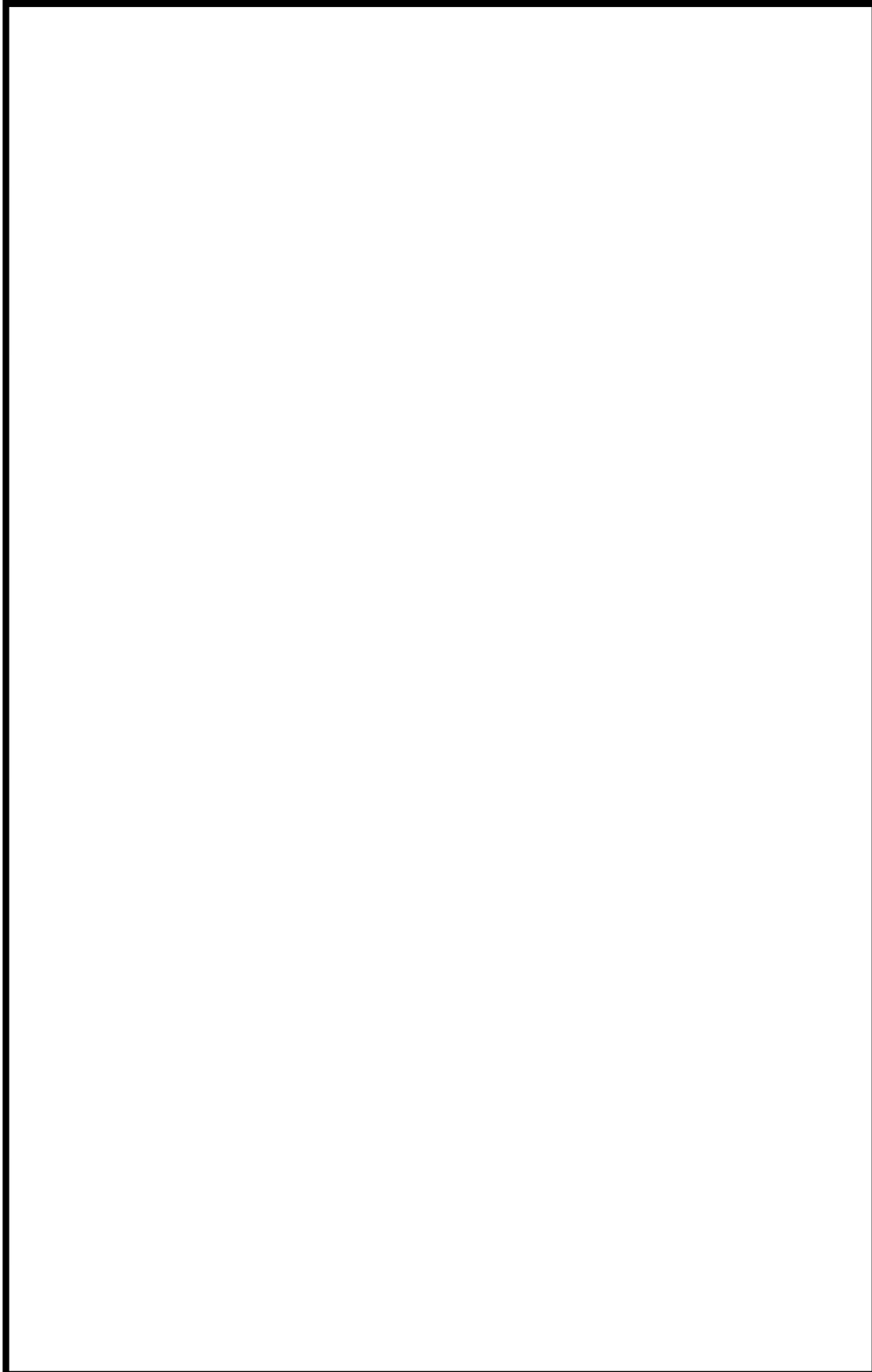


図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2/5

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

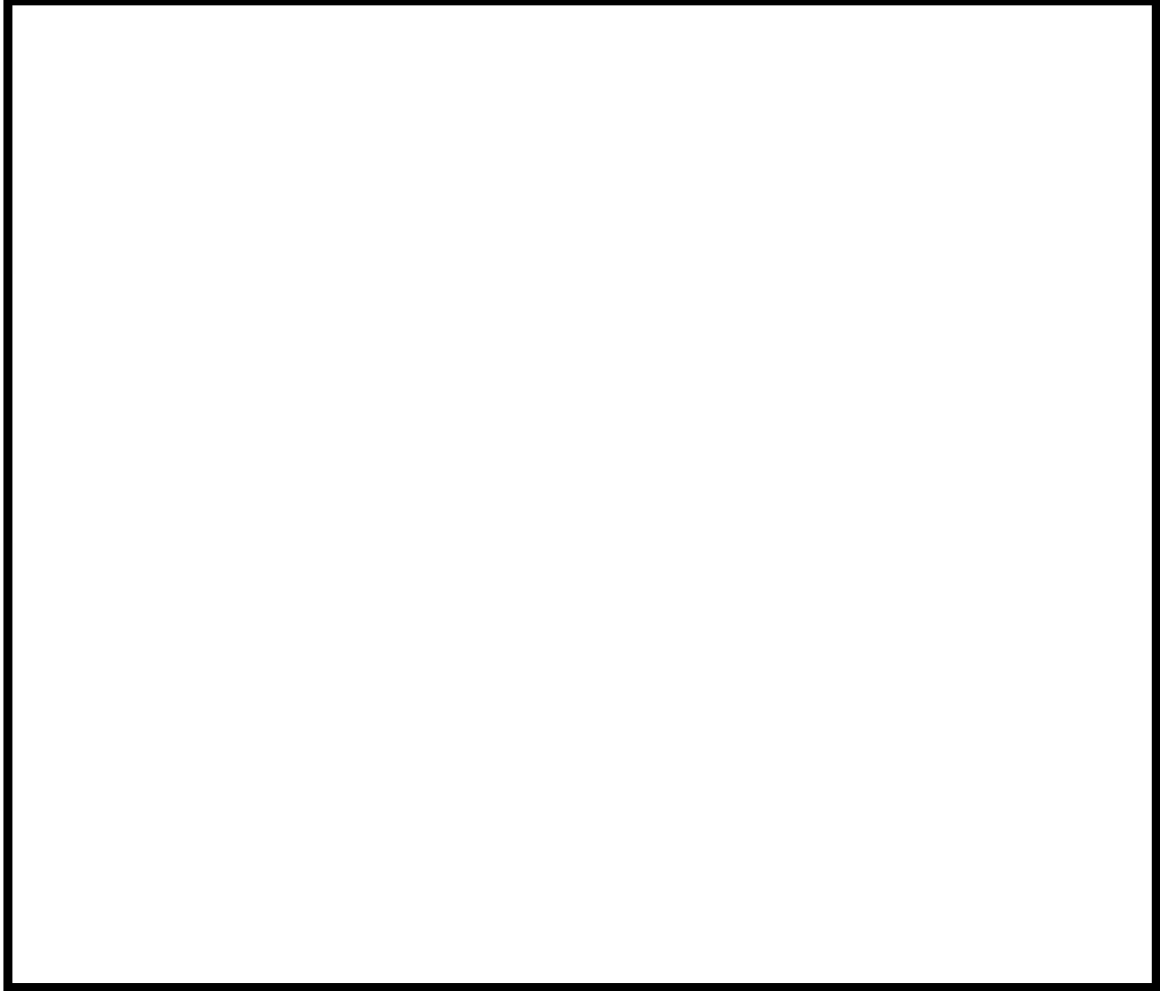


図 48-4-29 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 3/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

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

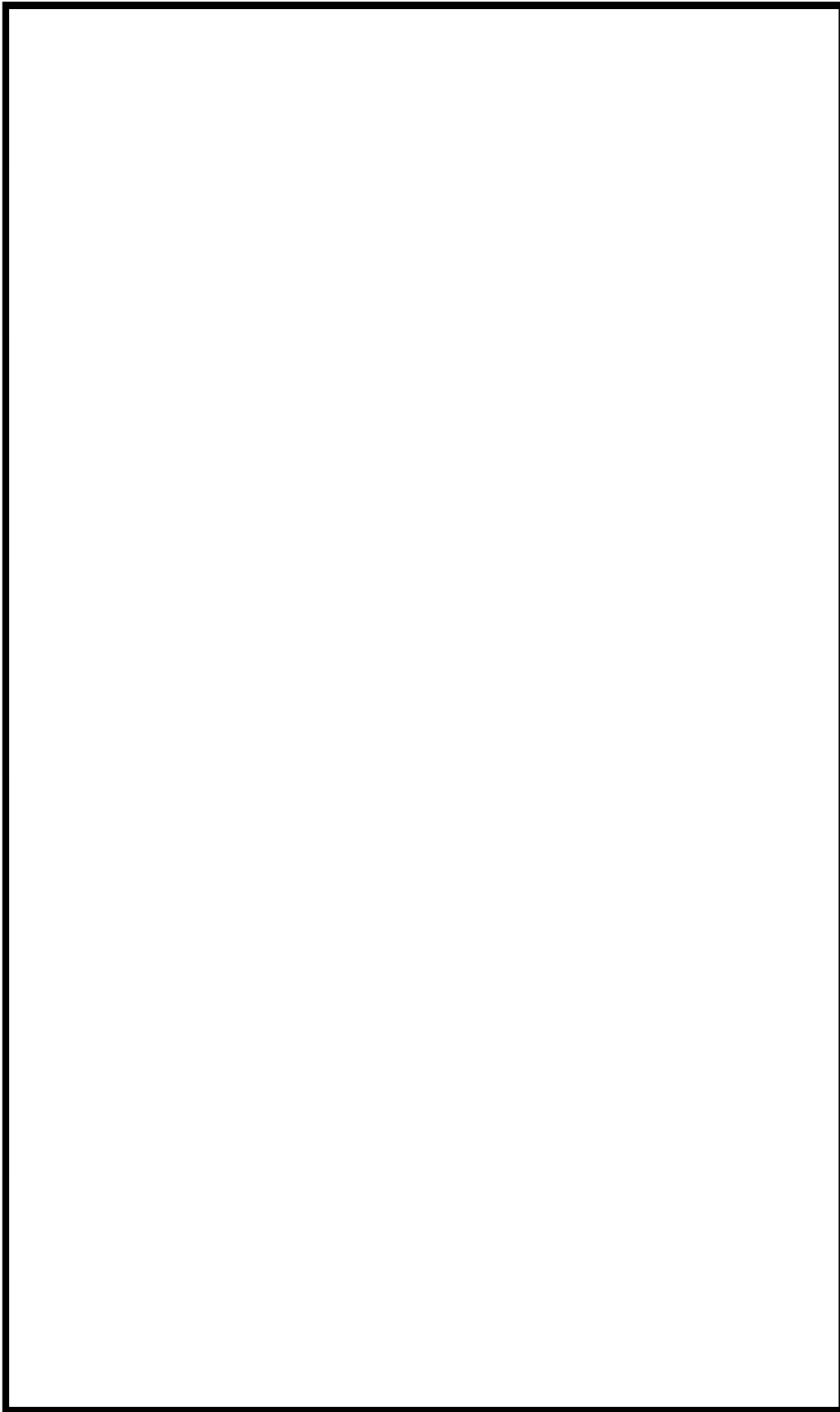


図 48-4-30 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 4/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

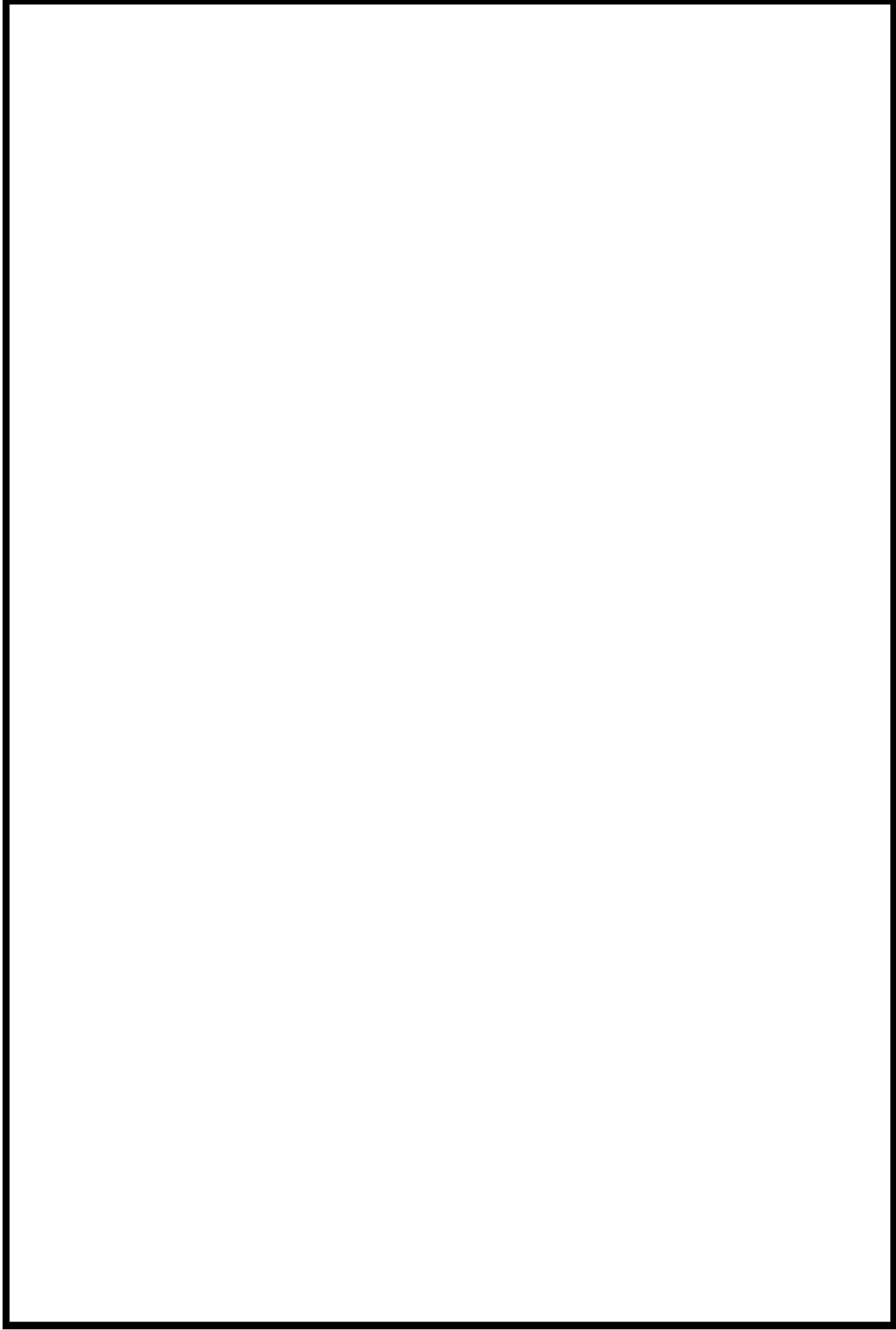


図 48-4-31 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 5/5

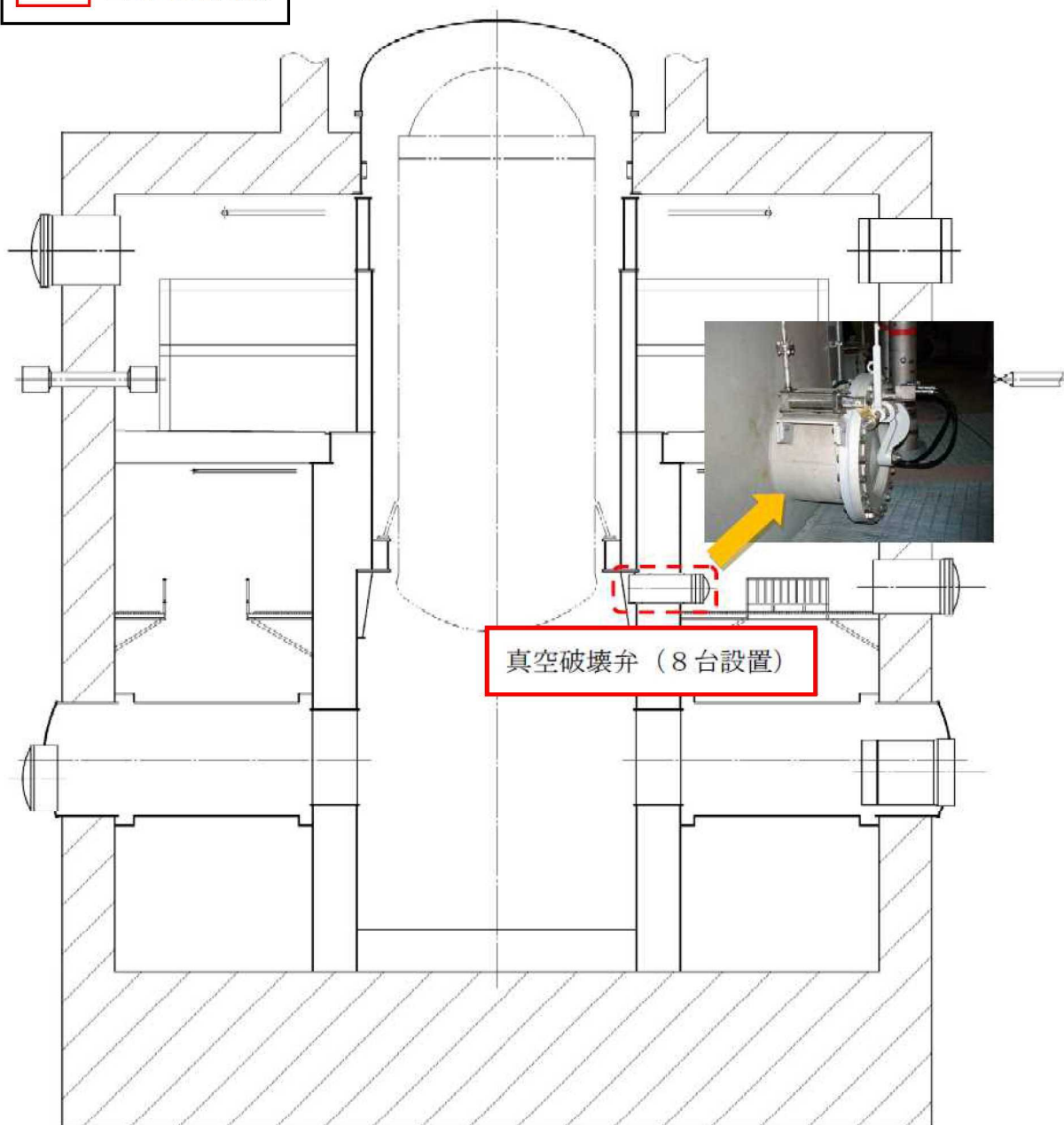


図 48-4-32 6/7 号炉 真空破壊弁 設置位置図

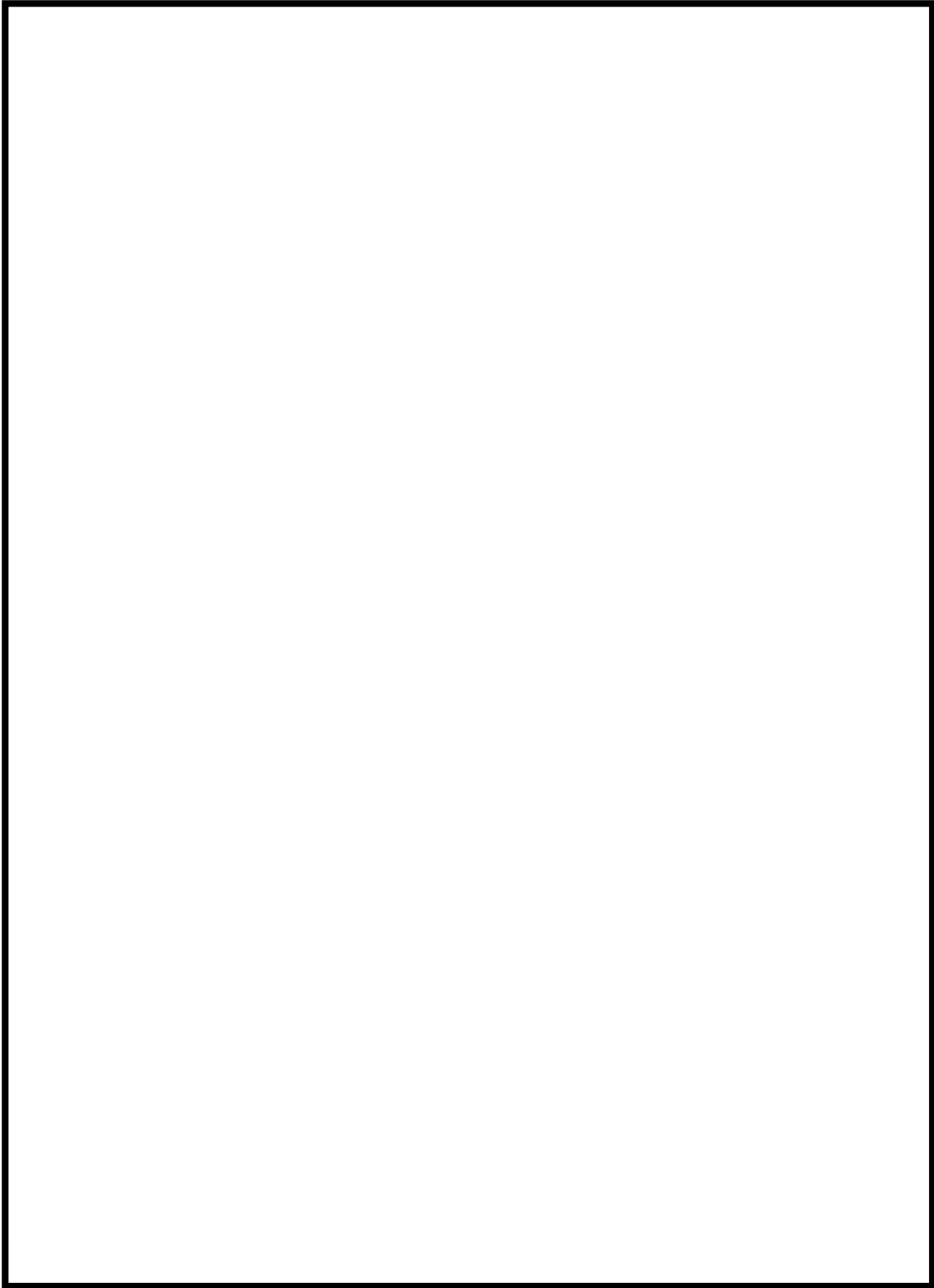


图 48-4-33 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

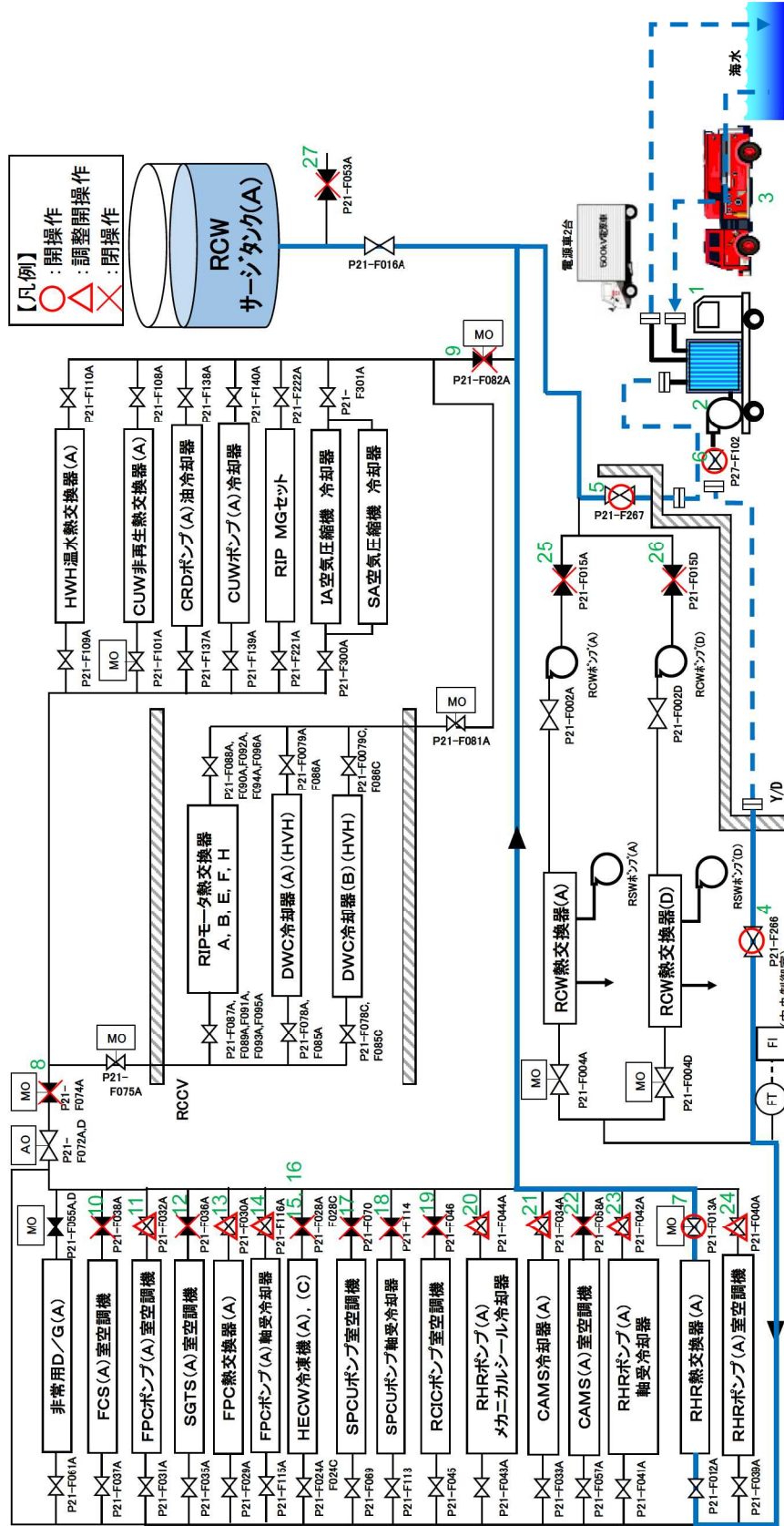


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (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	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
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	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

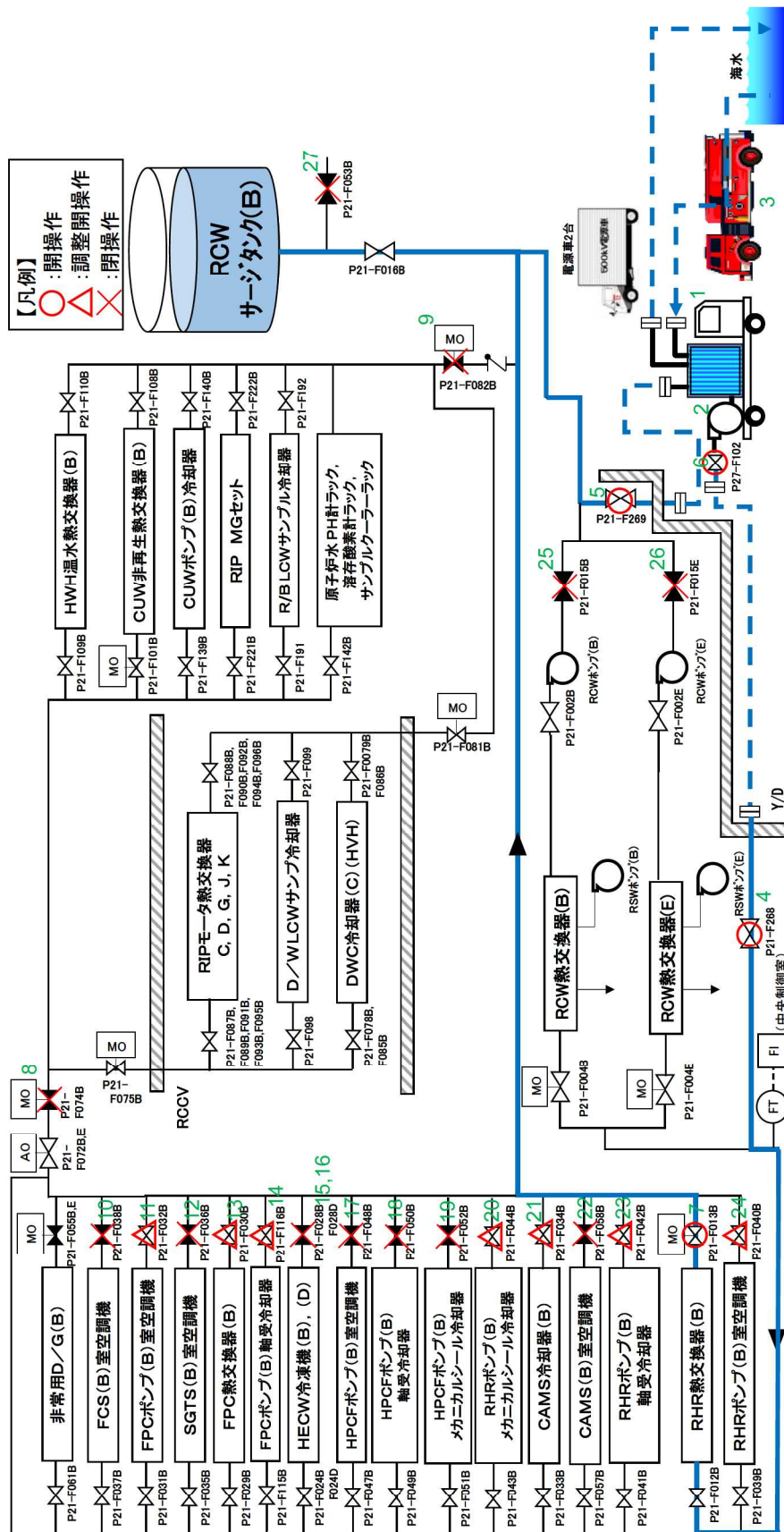


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉B系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉B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	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁 (B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系 (B) 室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室 (B) 空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
14	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
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水出口弁
17	高圧炉心注水系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
18	高圧炉心注水系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
19	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
20	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
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器 (B) 冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系 (B) 室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
26	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
27	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

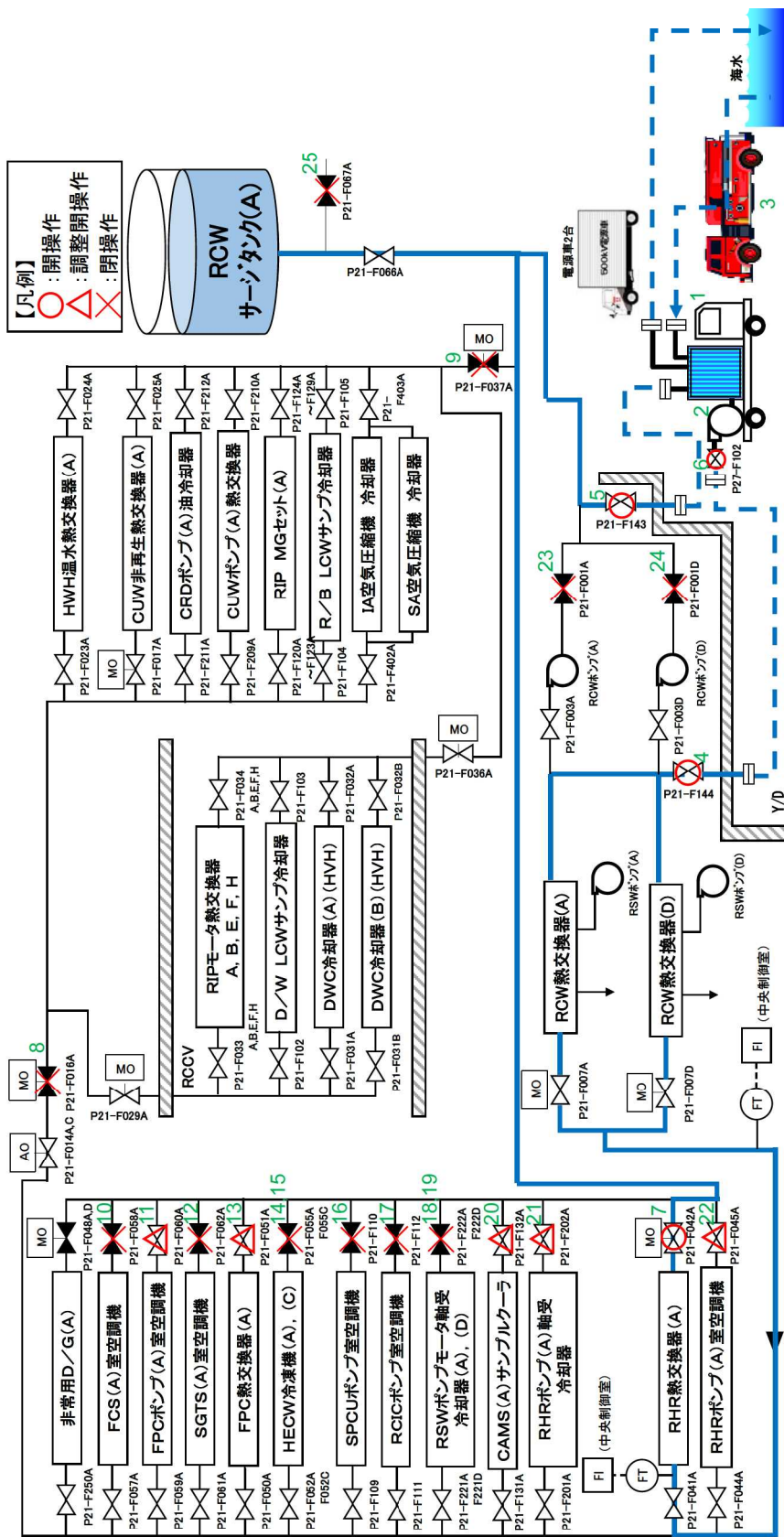


図 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉 A系)

表 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (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	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
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	熱交換器ユニット流量調整弁
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

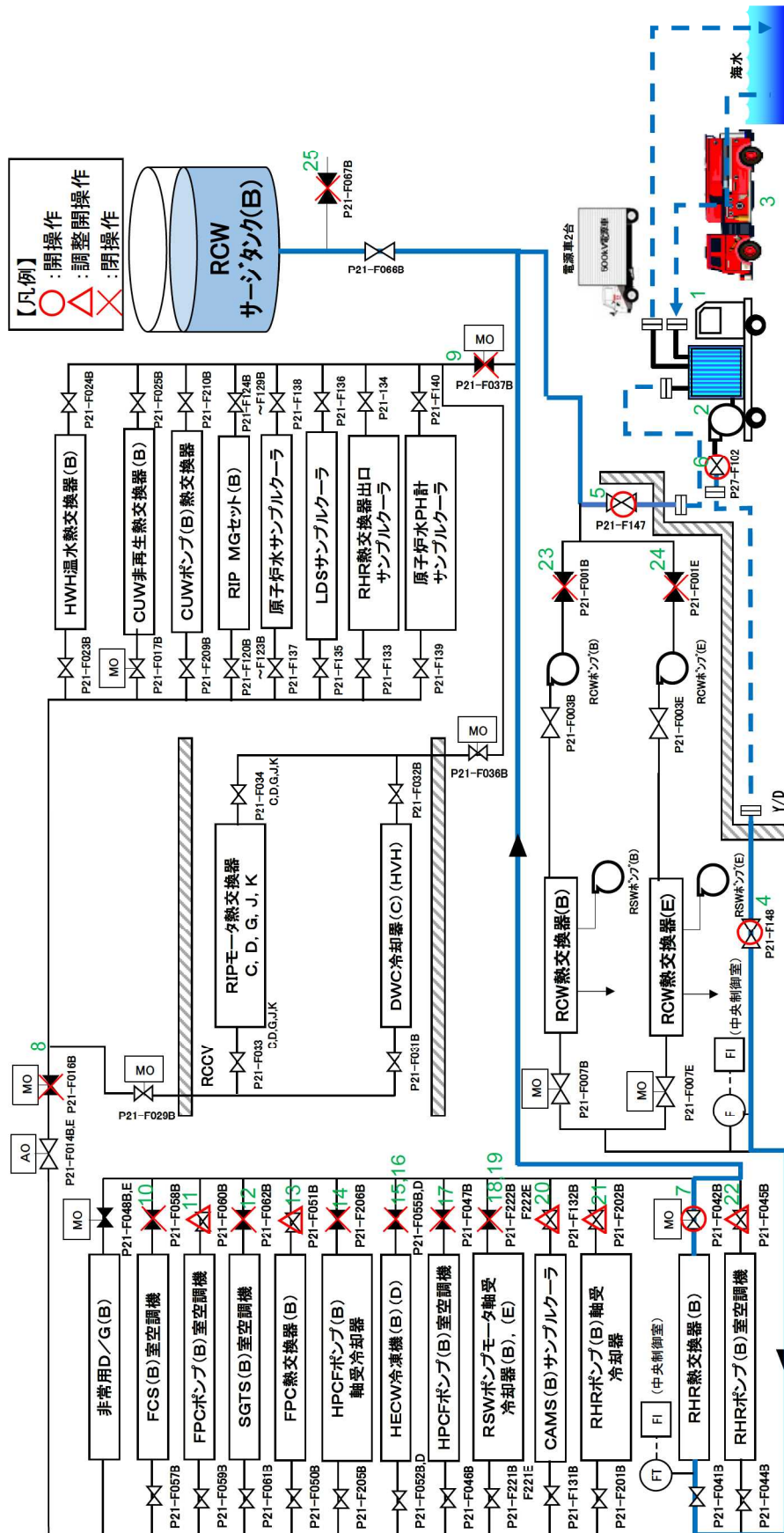


図 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉B系)

表 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉B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	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁 (B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (B) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁
14	高圧炉心注水系ポンプ (B) 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 (B) 冷却水温度調節弁後弁
16	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
17	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタラック (B) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (B) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
25	サージタンク (B) 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)
- : 弁名称を次頁に示す

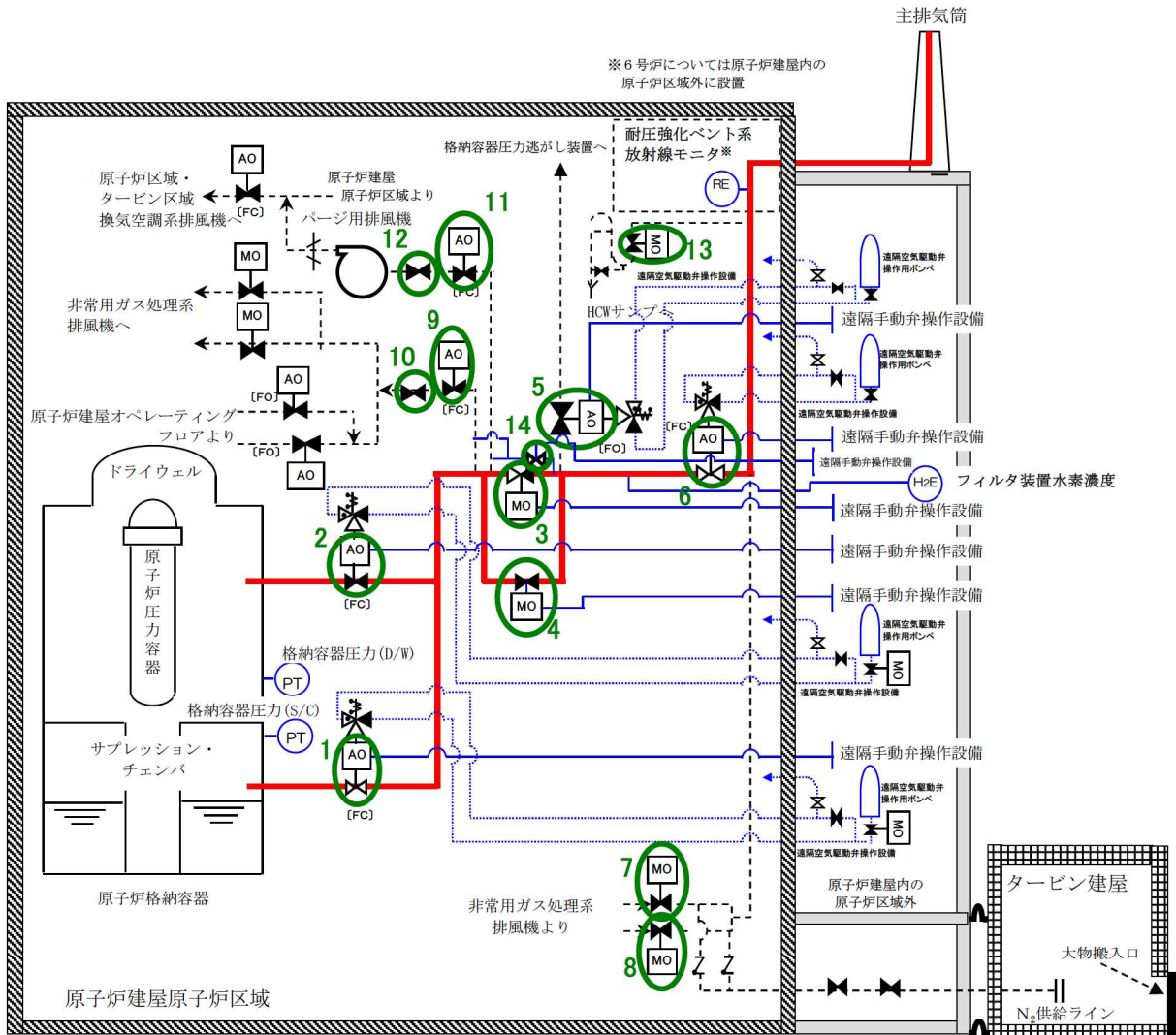


図 48-5-5 耐圧強化ベント系 概略構成図

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 フィルタ装置出口隔離弁A
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁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	水素バイパスライン止め弁

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。

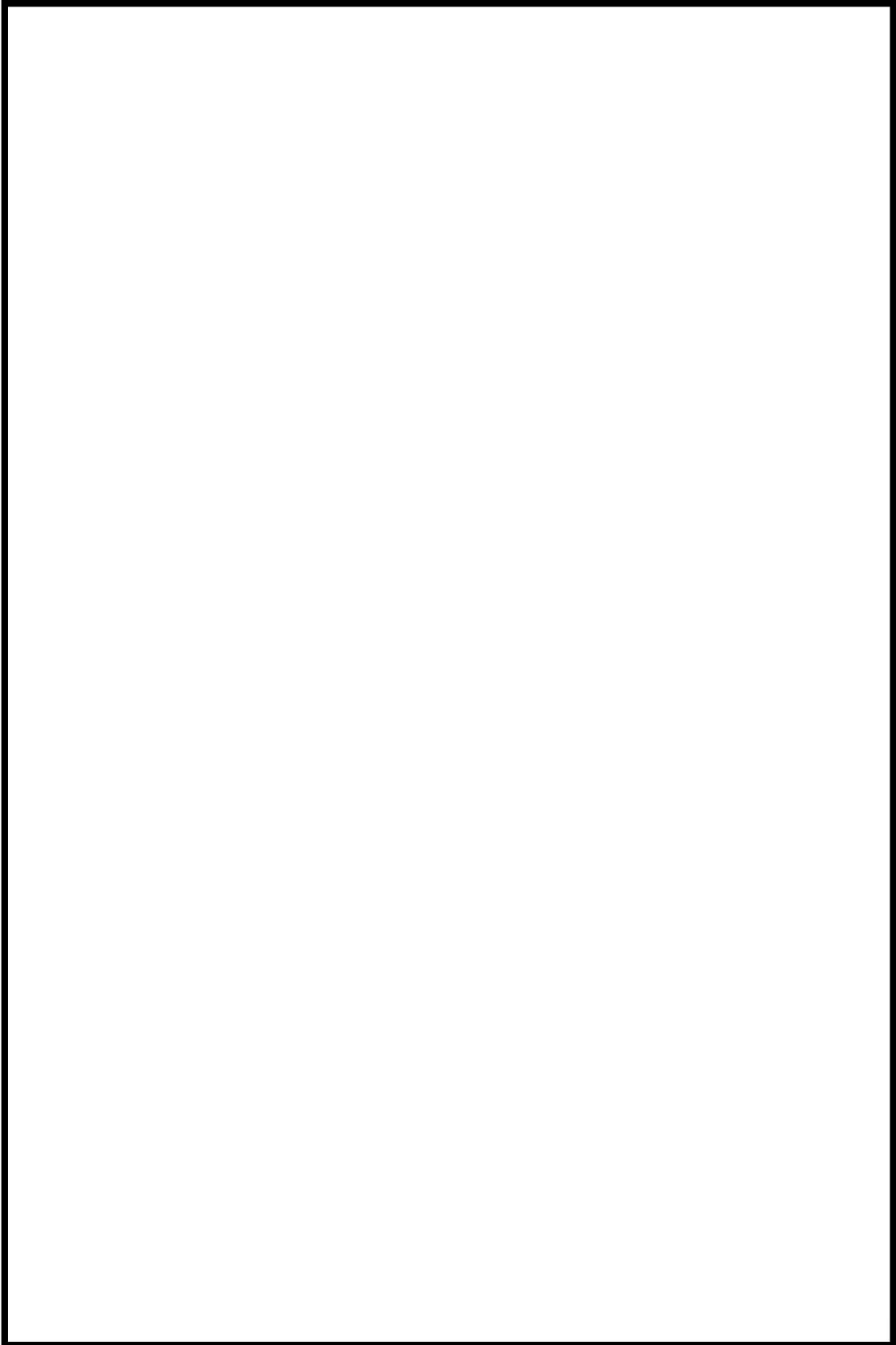


図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット (その 1))

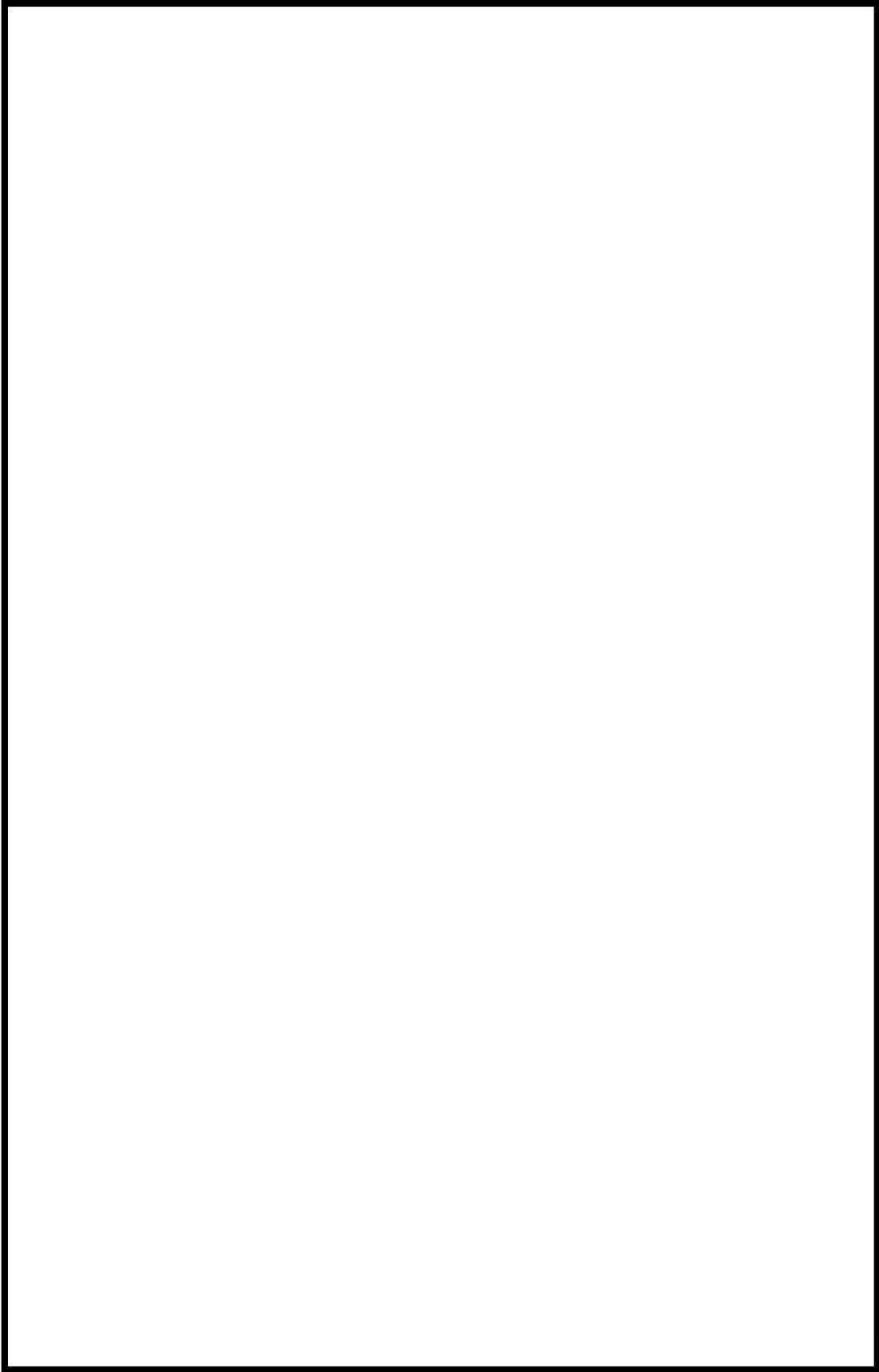


図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その 1)

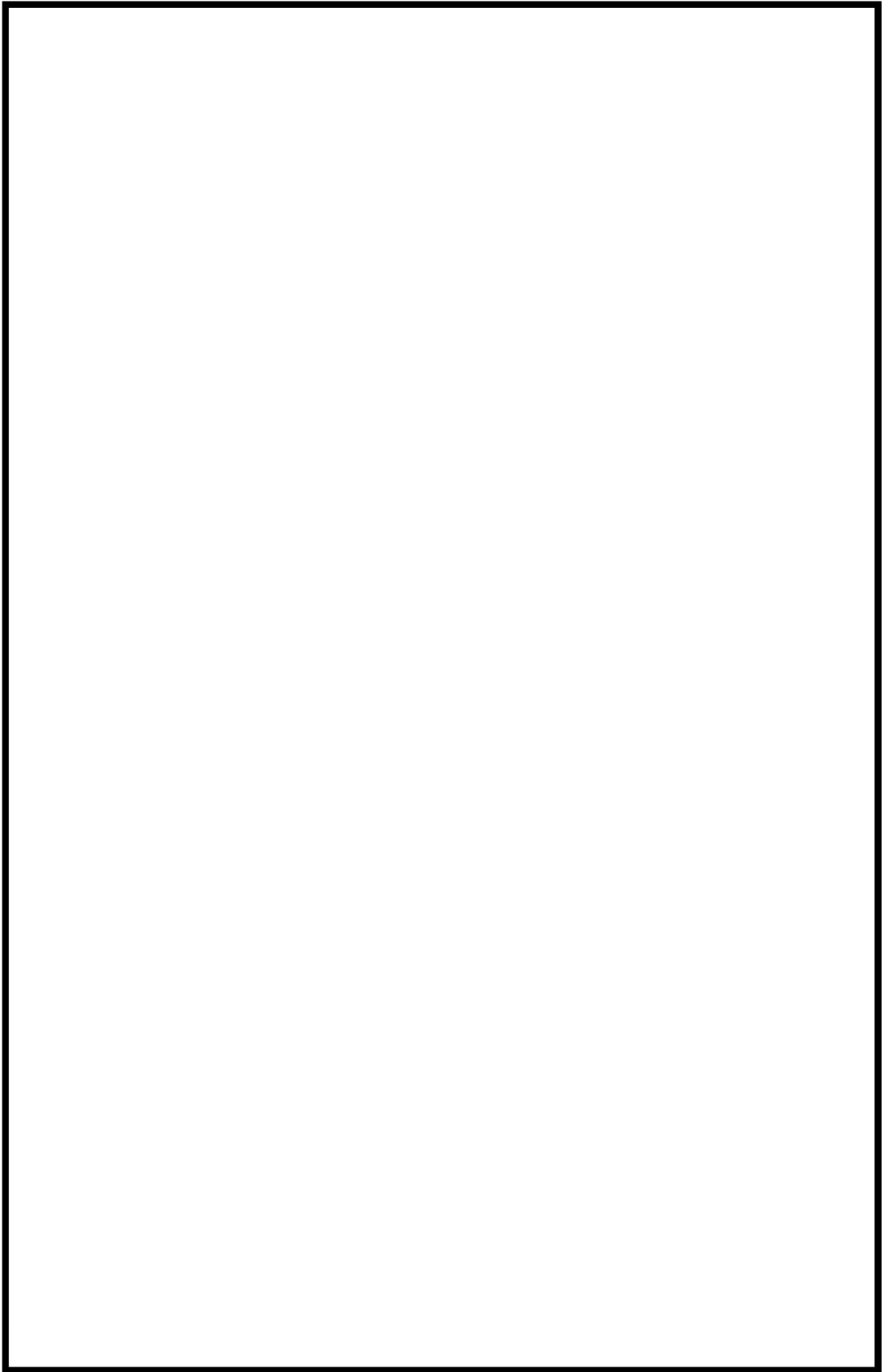


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット (その2))

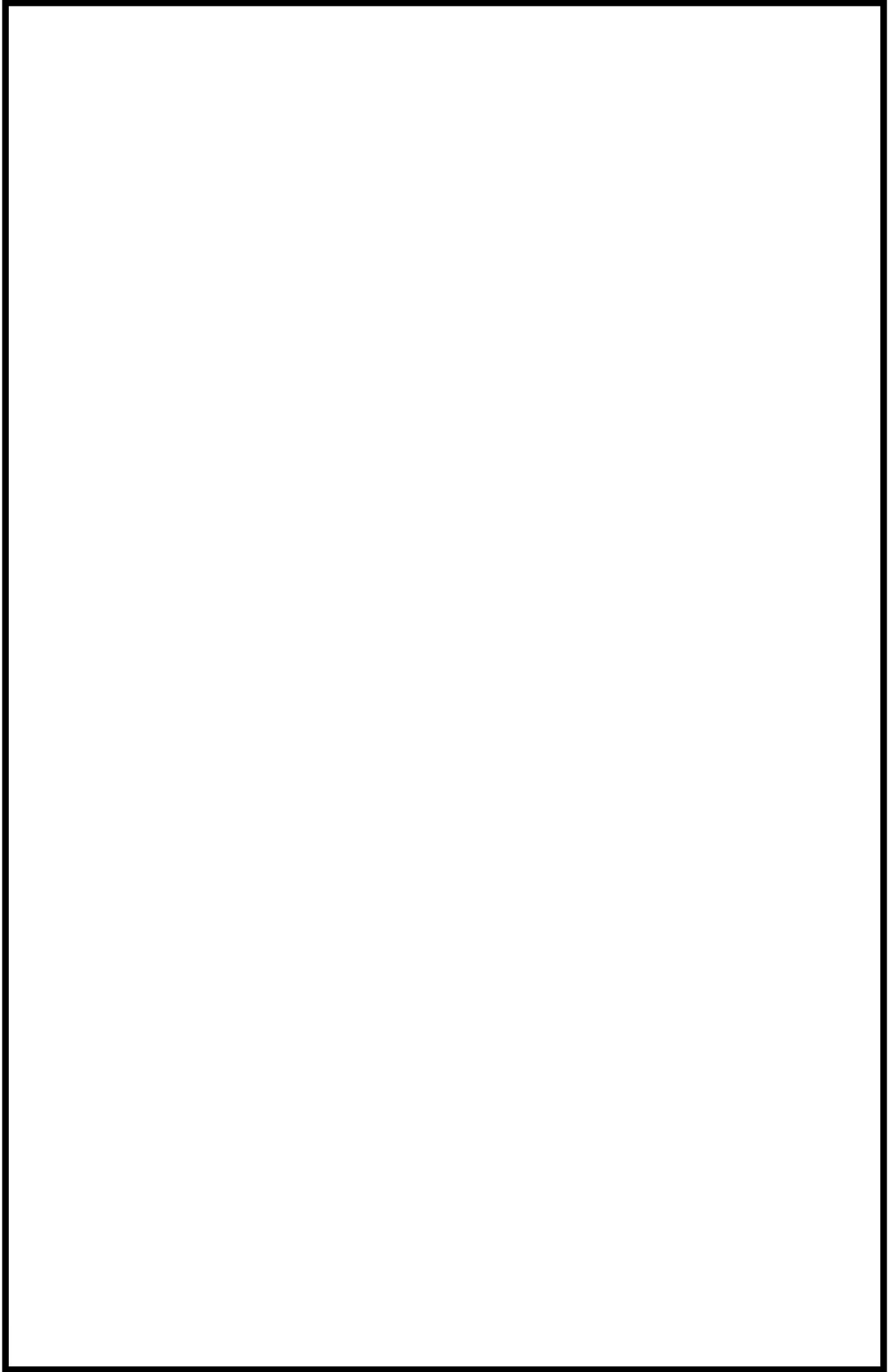


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その2)

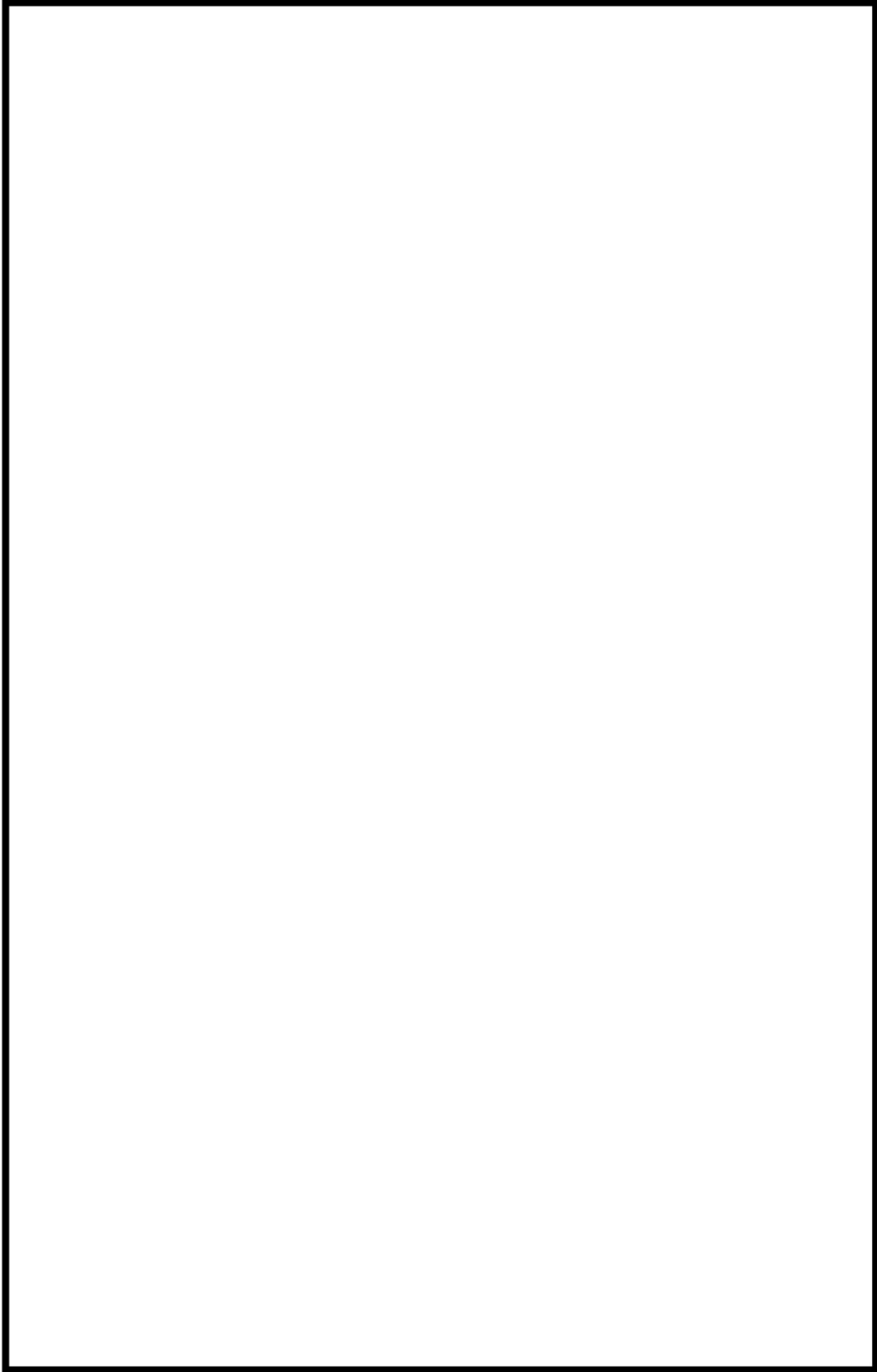


図 48-6-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

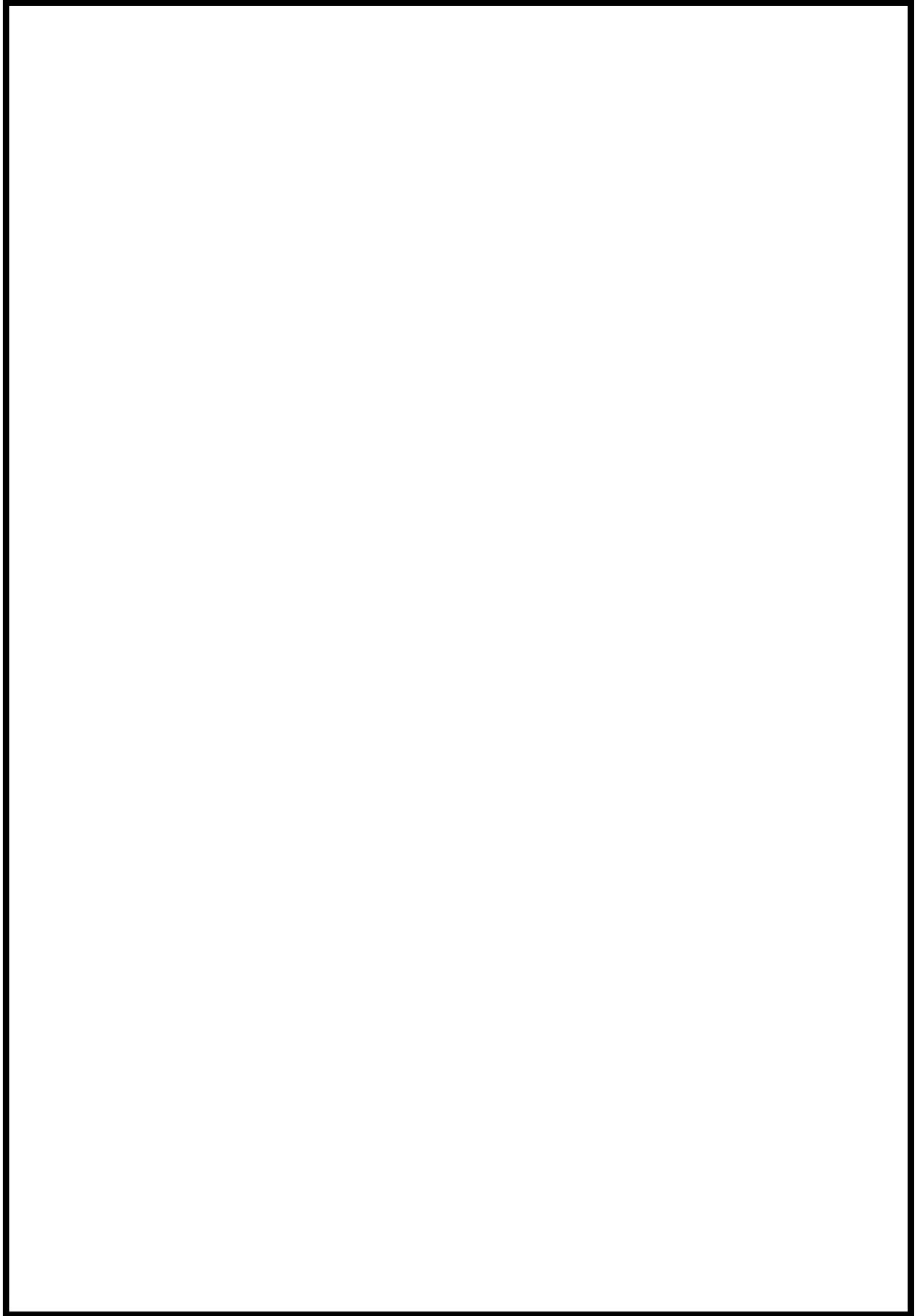


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6 号炉 A 系)

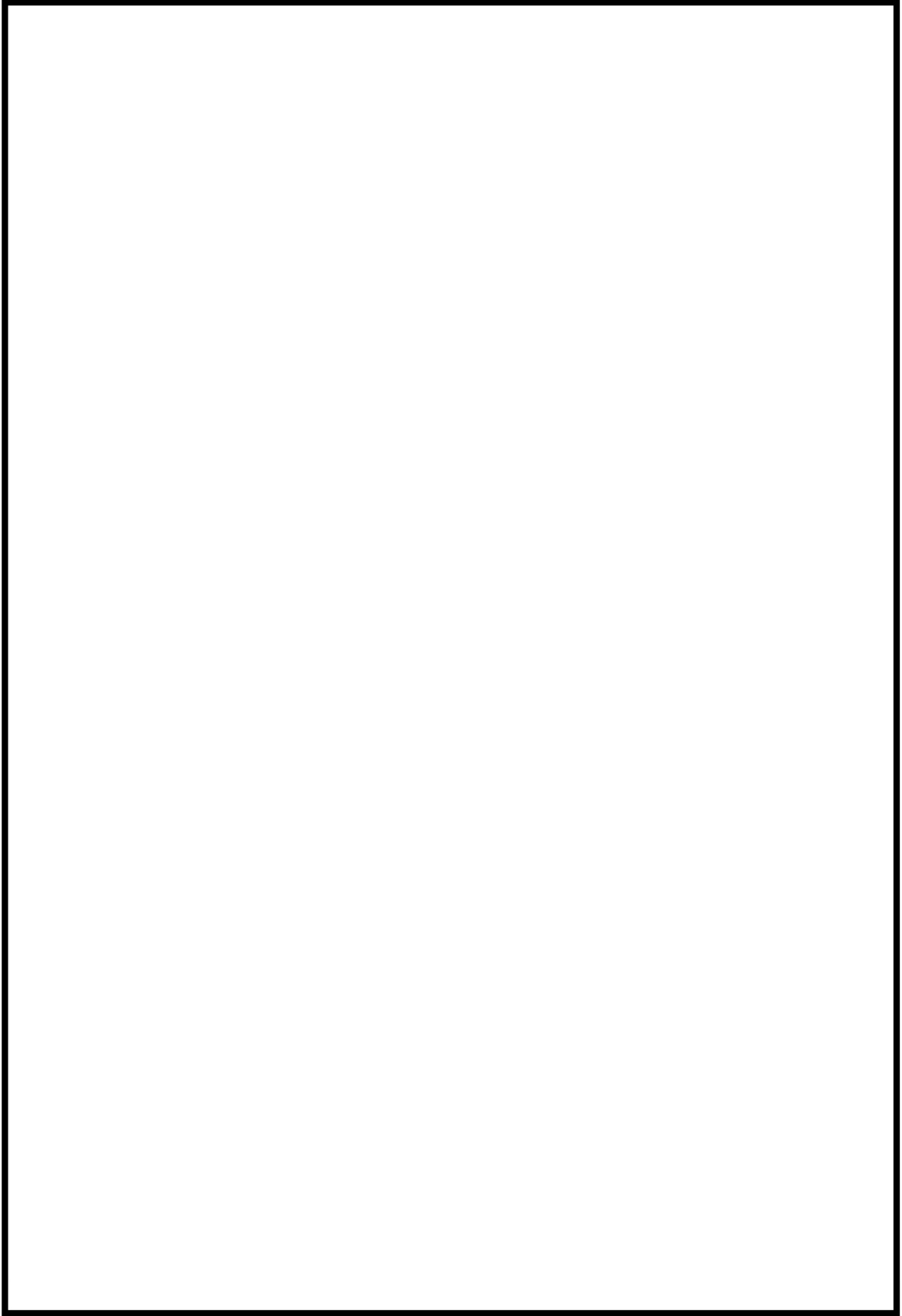


図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 B系)

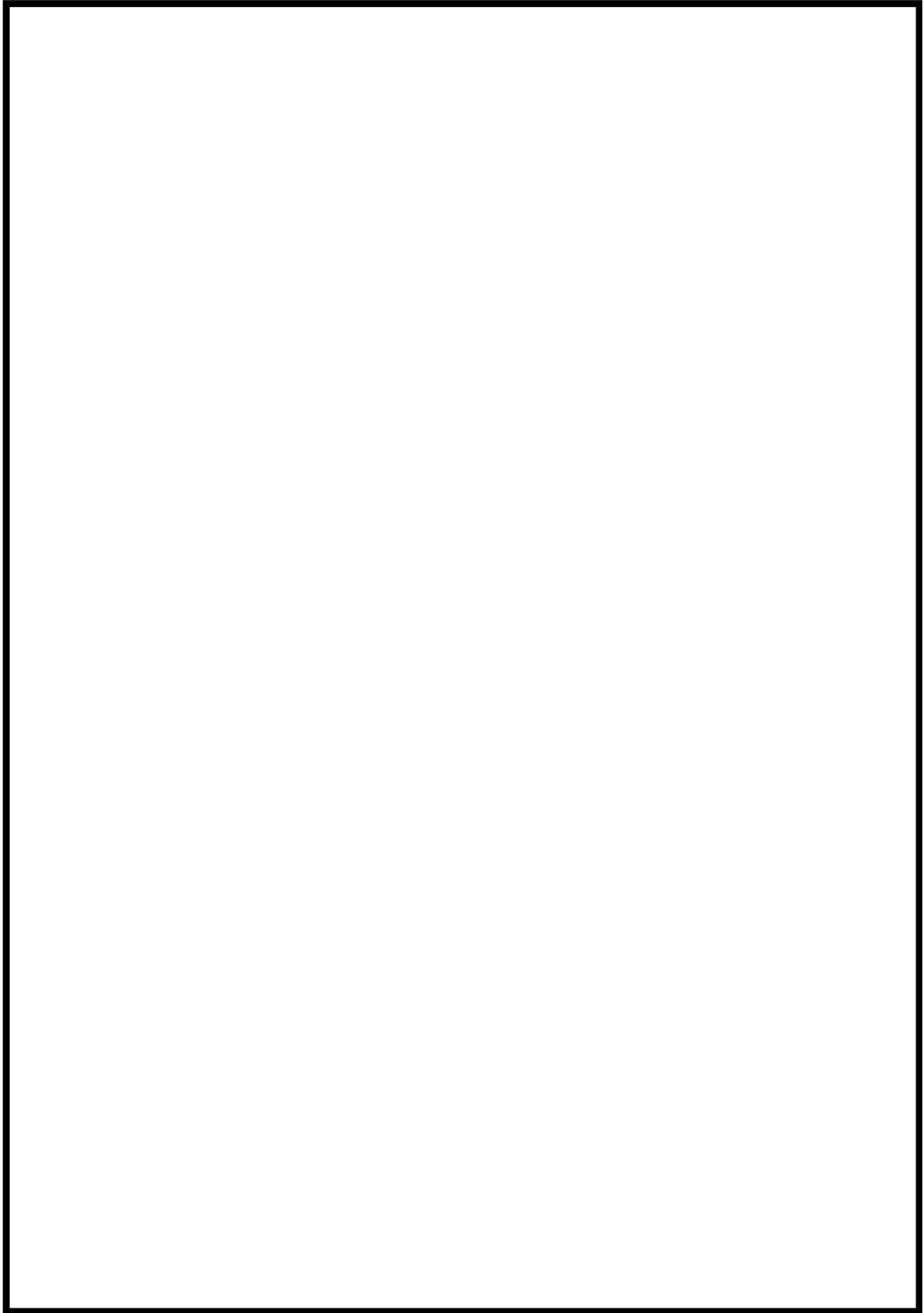


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7 号炉 A 系)

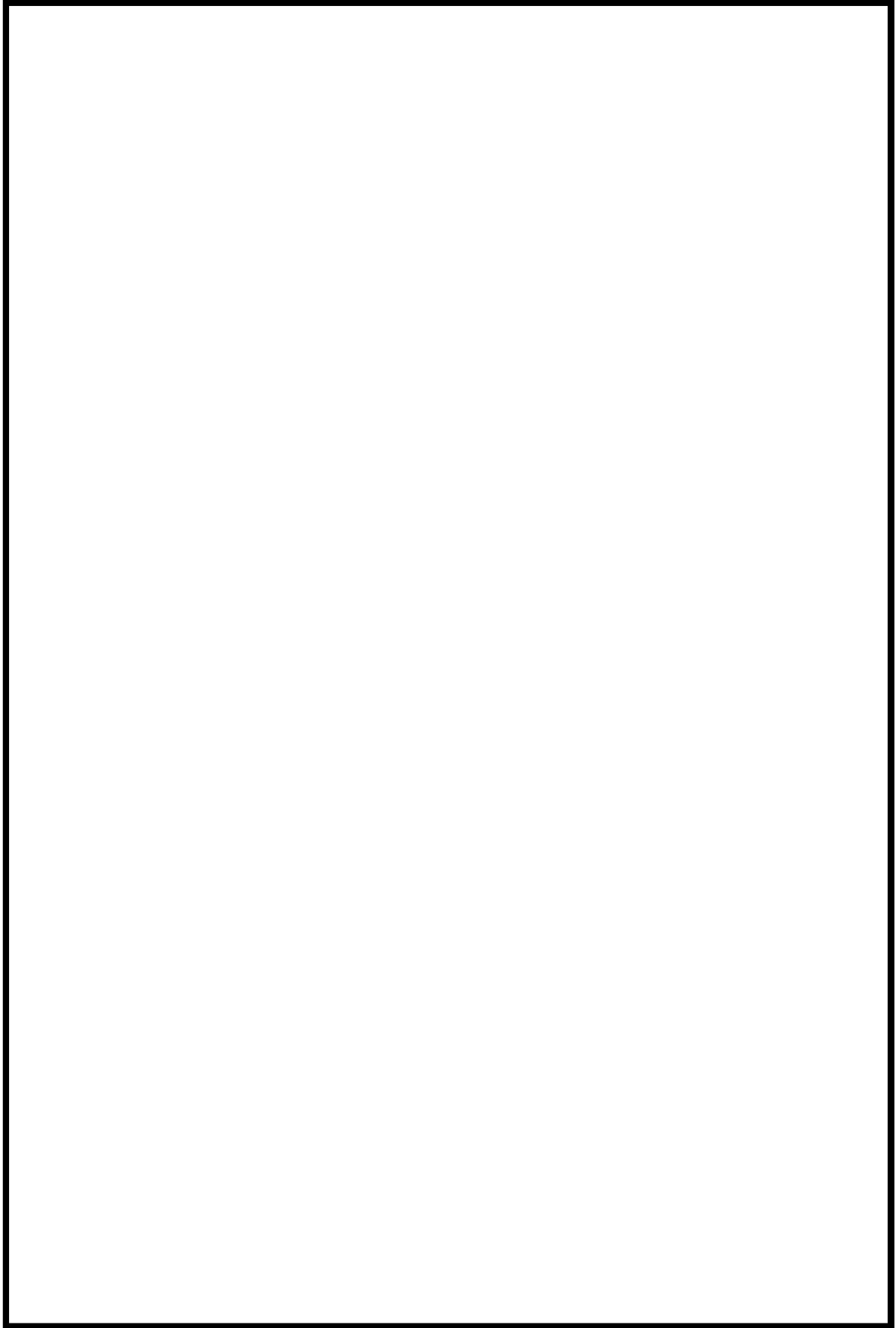


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 B系)

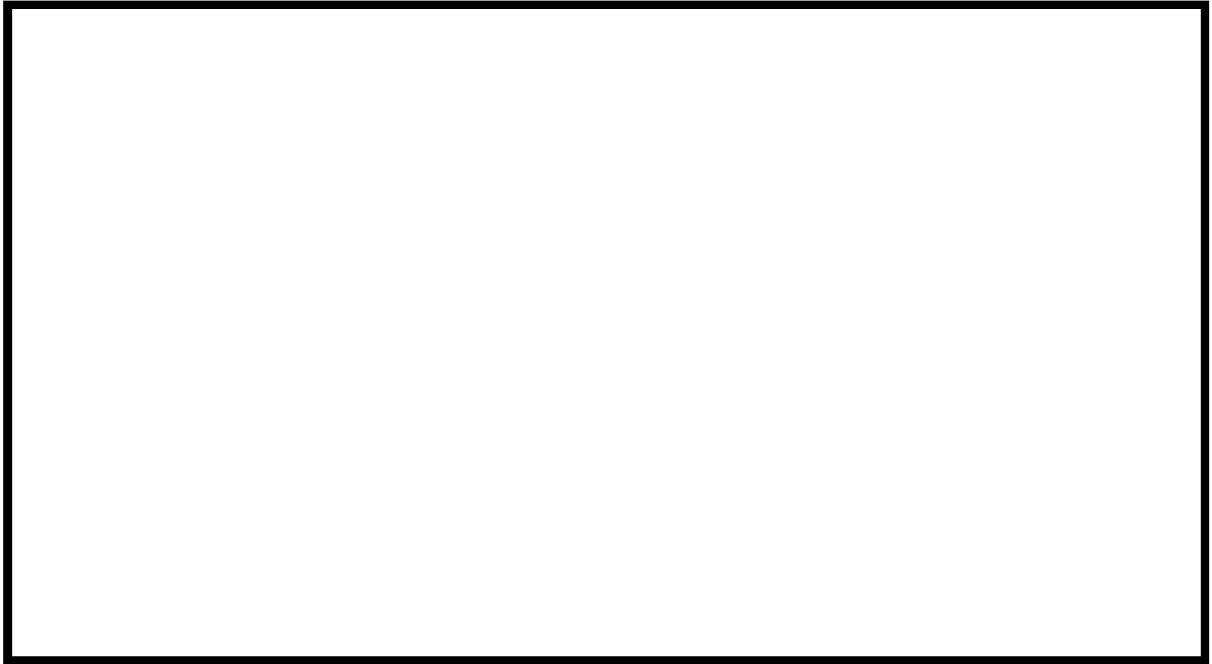


図 48-6-10 電動駆動弁構造図



図 48-6-11 空気駆動弁構造図



图 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図（例：7 号炉 二次隔離弁）

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 (その1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その1) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その1) は3式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その1) の容量を上記のように設定することで、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 (取水機能が喪失した場合)」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 (取水機能が喪失した場合)」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。

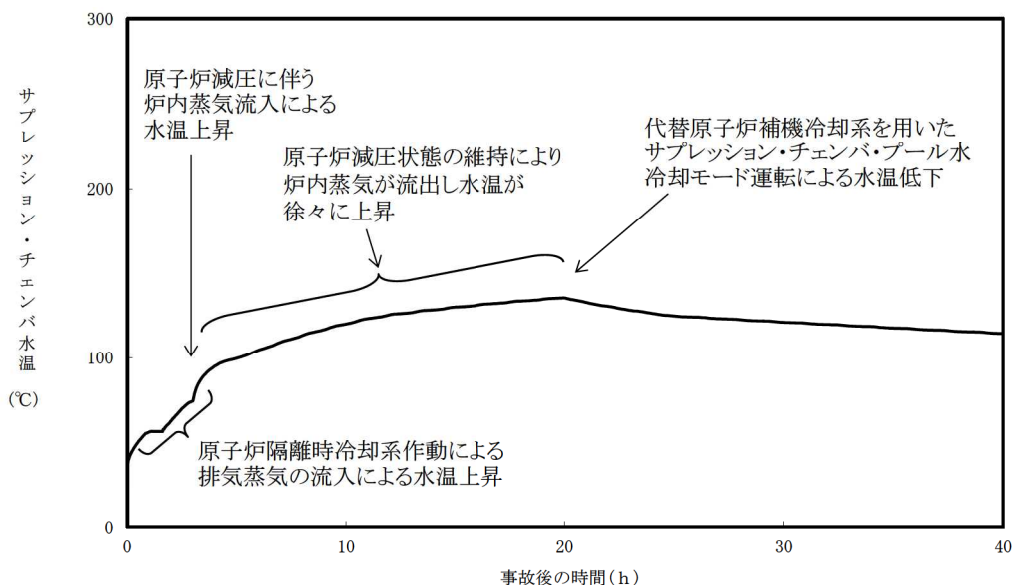


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

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（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

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

4.1 交換熱量

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

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

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

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

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

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

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 (その 1) の伝熱面積は, 約 $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	°C	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 (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

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

1. 個数, 容量の設定根拠

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

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、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 (取水機能が喪失した場合)」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。

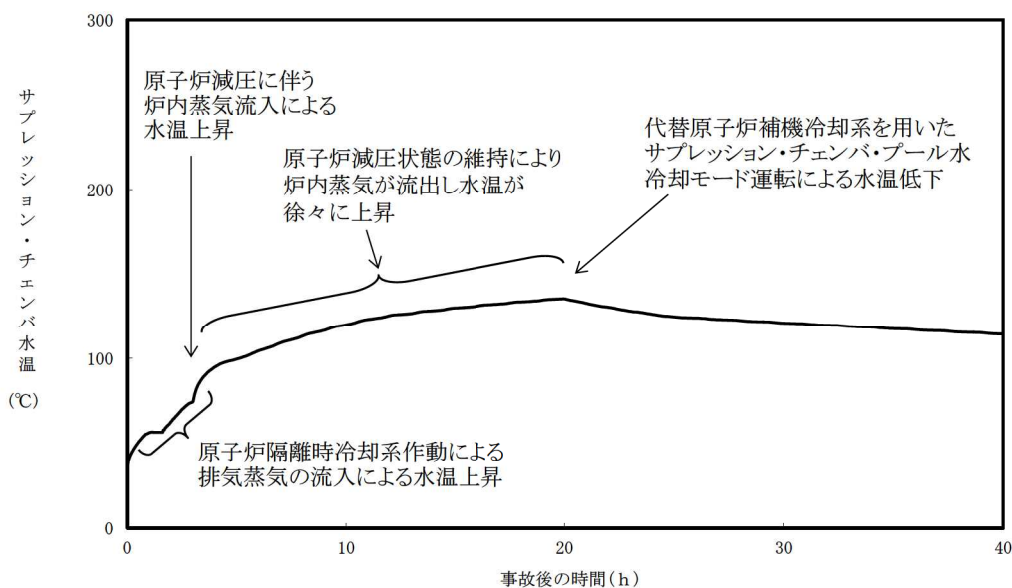


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

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

2.2 海水側

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

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

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

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

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²·K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 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 : 約 m²

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	□ 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/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（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオで、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（取水機能が喪失した場合）」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。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

- 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（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。

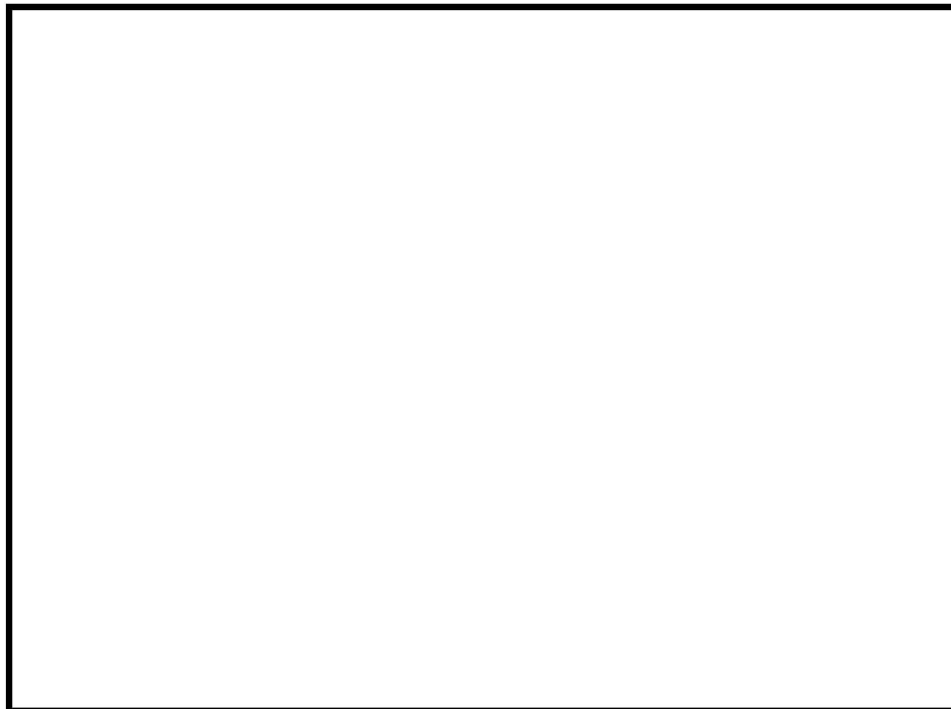


図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオで、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（取水機能が喪失した場合）」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。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失： 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量 600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

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) = 75 (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 200kW/台とする。

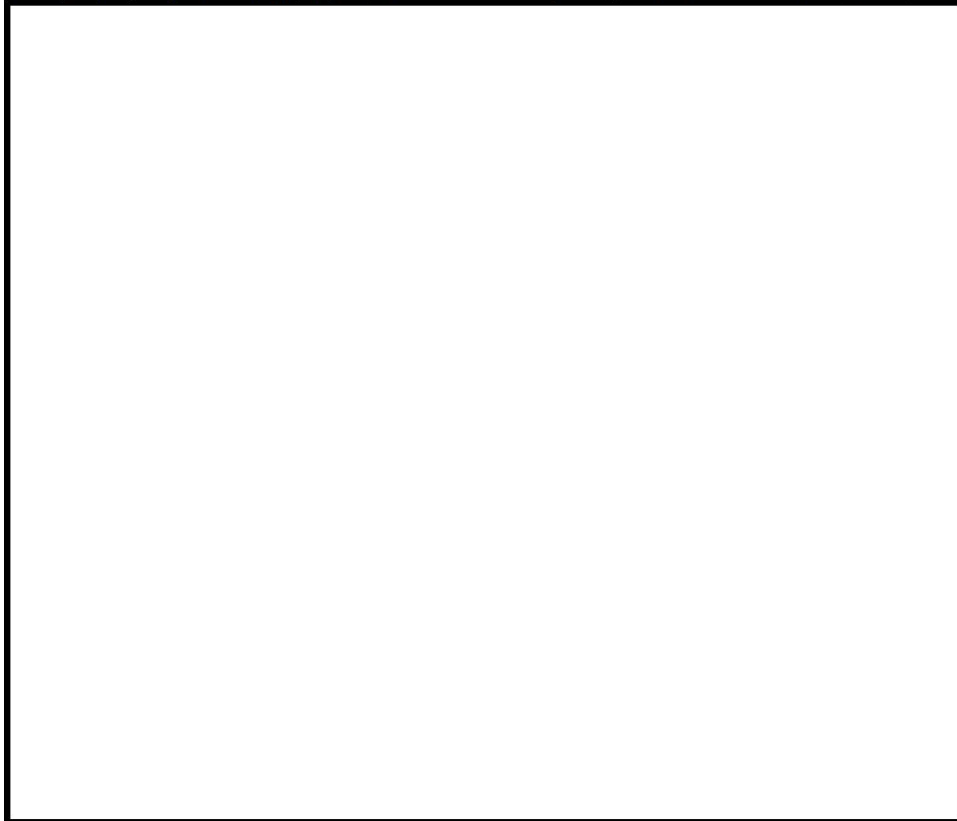


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m ³ /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオで、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（取水機能が喪失した場合）」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。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

（6 号炉）

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

(7号炉)

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

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage]以上とし、1.25MPa[gage]とする。

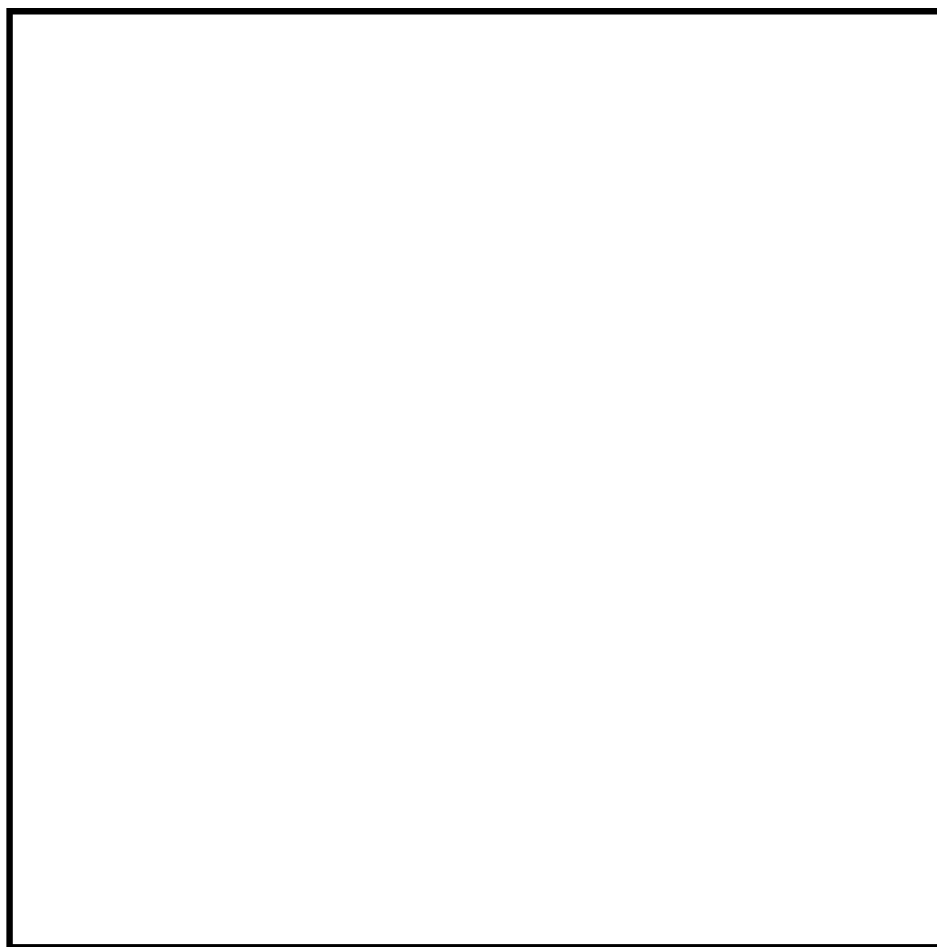


図 48-7-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

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

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 48-7-6 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水

ポンプの約 17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

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

上記の設置状況に基づき、必要流量 840 m³/h を確保した場合における揚程である 31m に対し、必要揚程が約 19m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから、吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより、設置高さを調整することなく、必要な揚程を確保することが可能である。

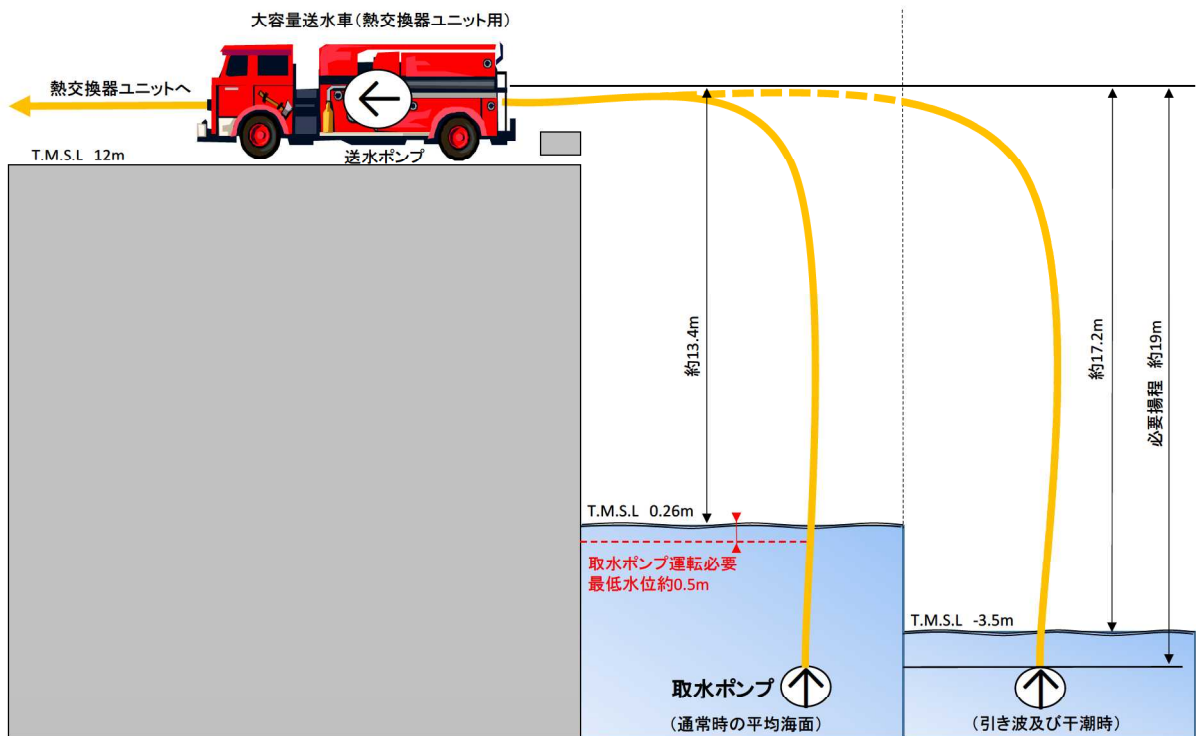


図 48-7-6 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点 での軸動力を考慮し、 kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

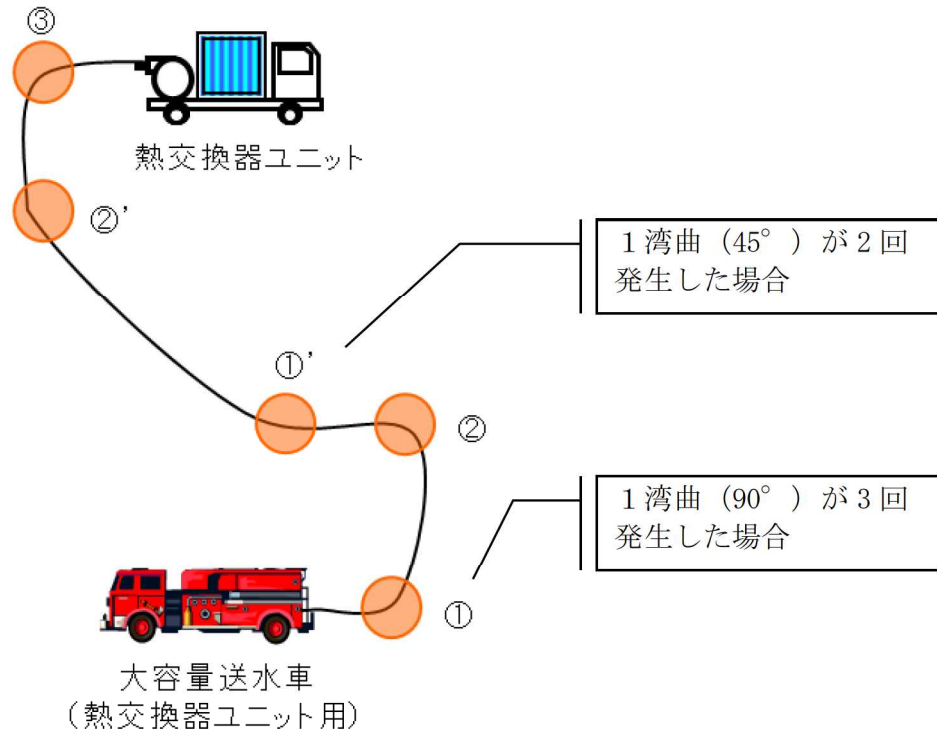


図 48-7-7 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲(90°)あたりの圧力損失 h_c >

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

○損失係数 f_c

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

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

を引用する。

○流速 v

$$v=Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は、 $840\text{m}^3/\text{h}$ である。

・ A =管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、 r =管内径/2 となり、管内径 0.295m より、 $r=0.1475$ 。よって、 $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速 $v=Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581[\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415[\text{m}/\text{s}] \cdots (\text{ii})} \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より、1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

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

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

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

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

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa [gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage]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原子炉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。

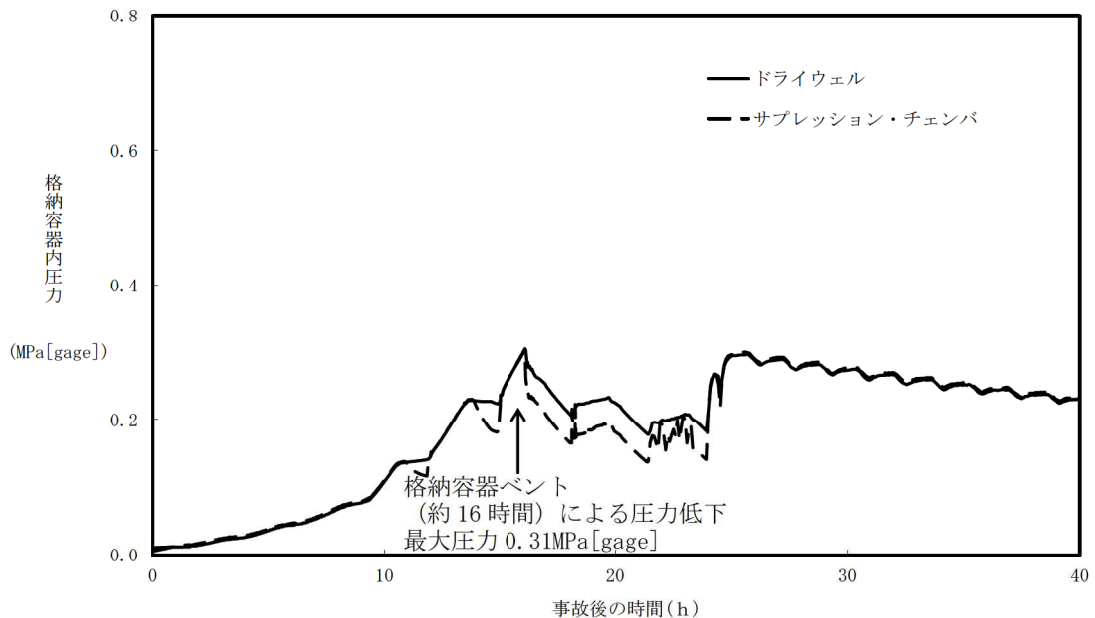


図 48-7-8 原子炉格納容器圧力推移 (全交流動力電源喪失)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である171°Cとする。

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、ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は171°C以下となることを確認している。そのため、原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171°C以下となる。

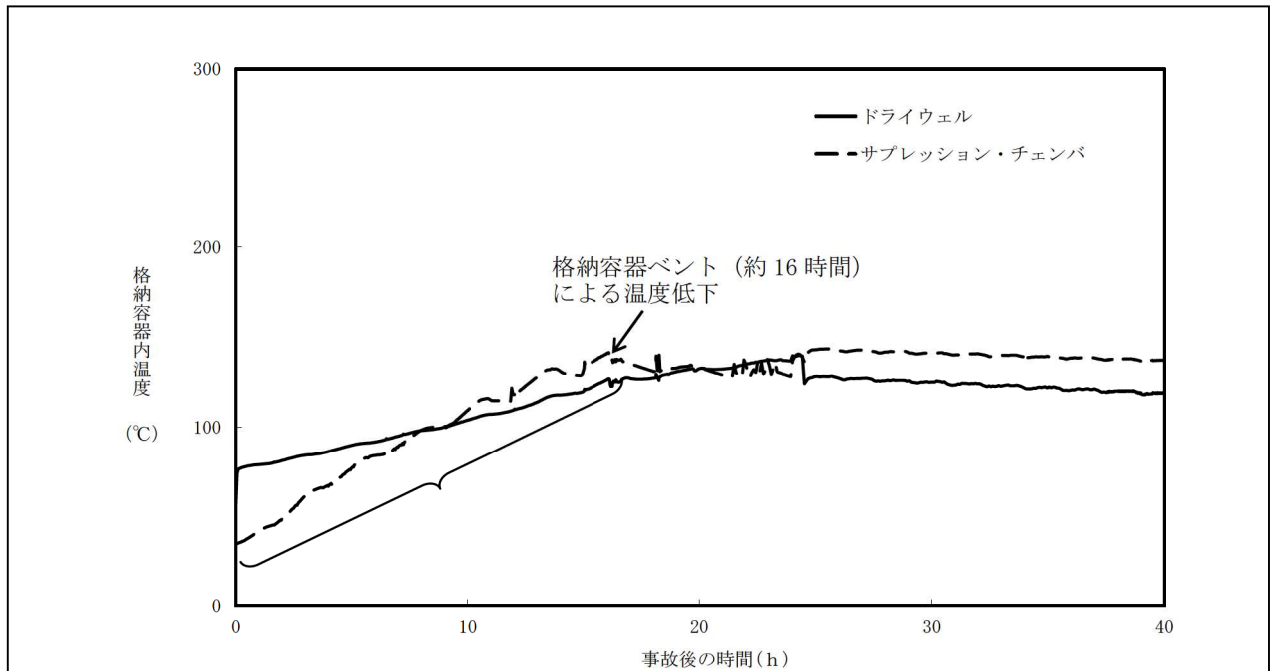


図 48-7-9 原子炉格納容器温度推移（全交流動力電源喪失）

(3) 設計流量（ベントガス流量）

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

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原子炉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。

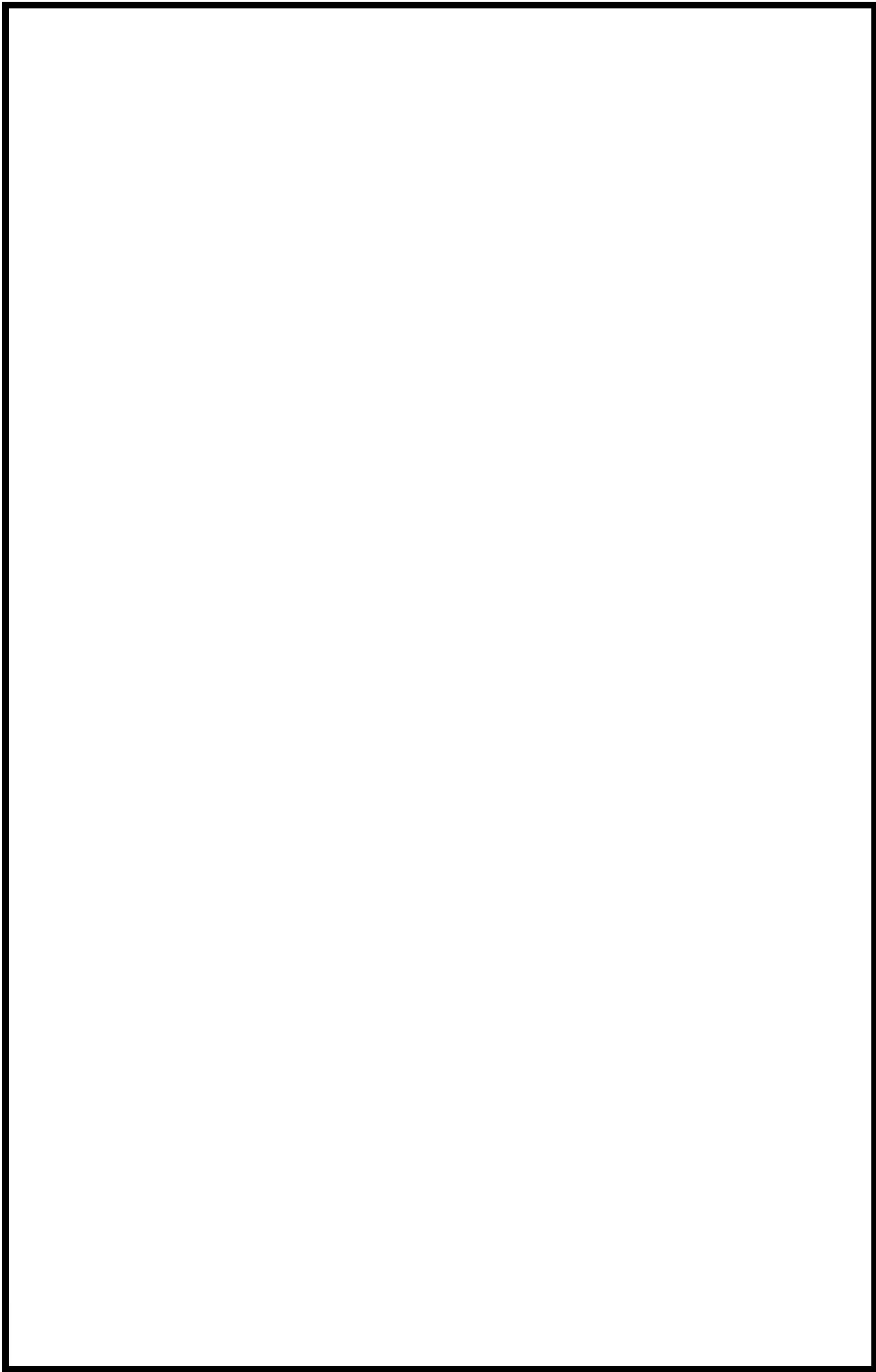


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9
保管場所図

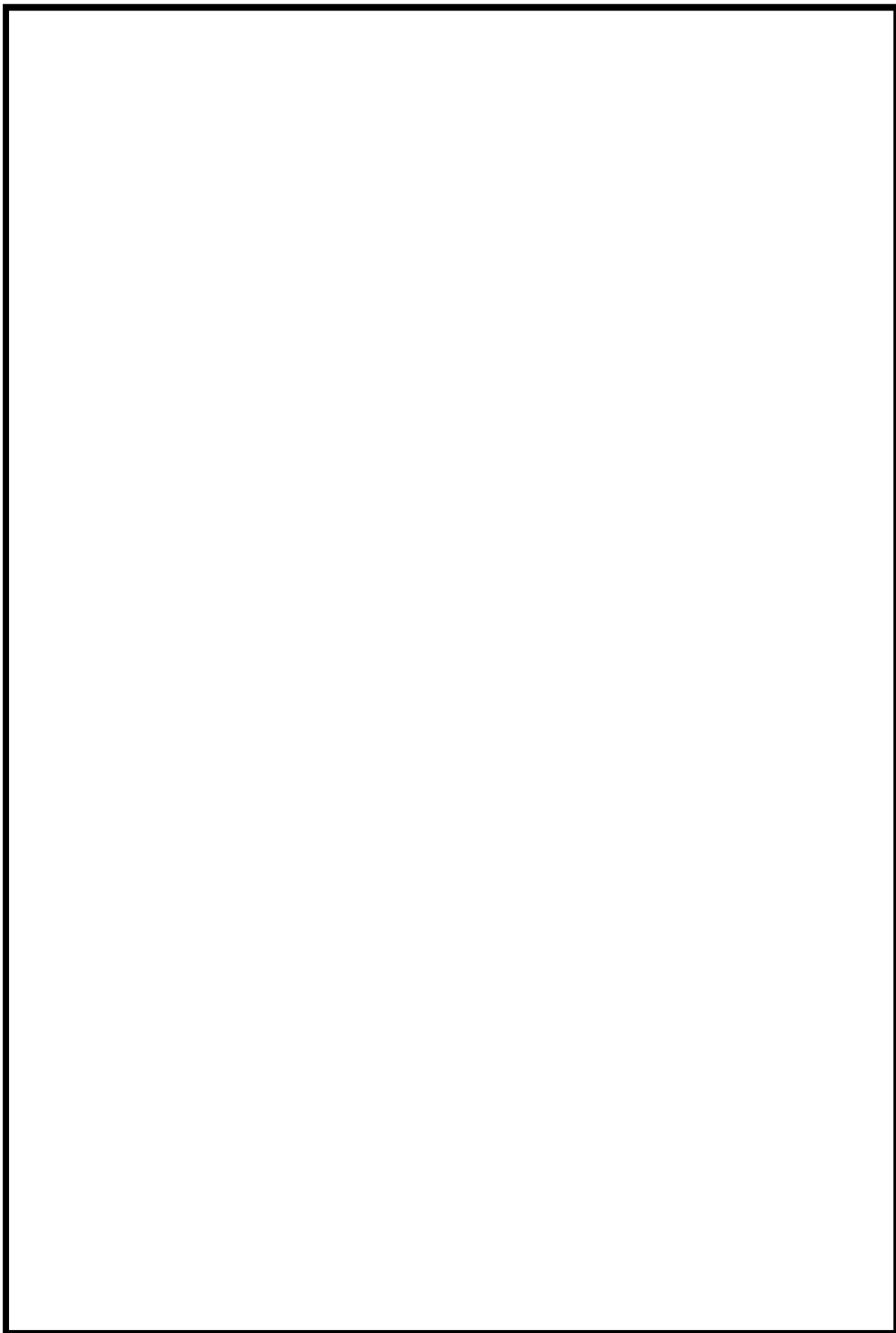


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

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

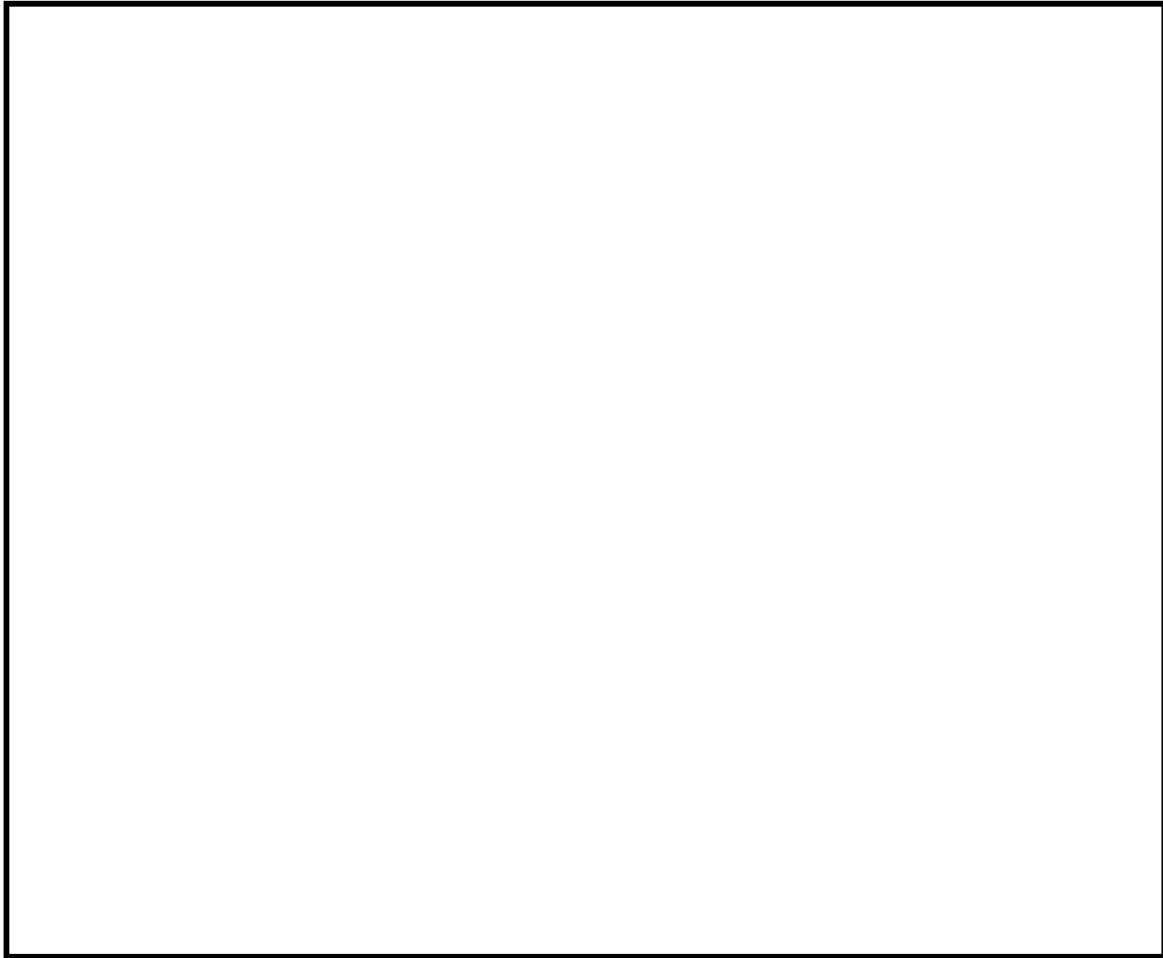


図 48-10-1 保管場所及びアクセスルート図

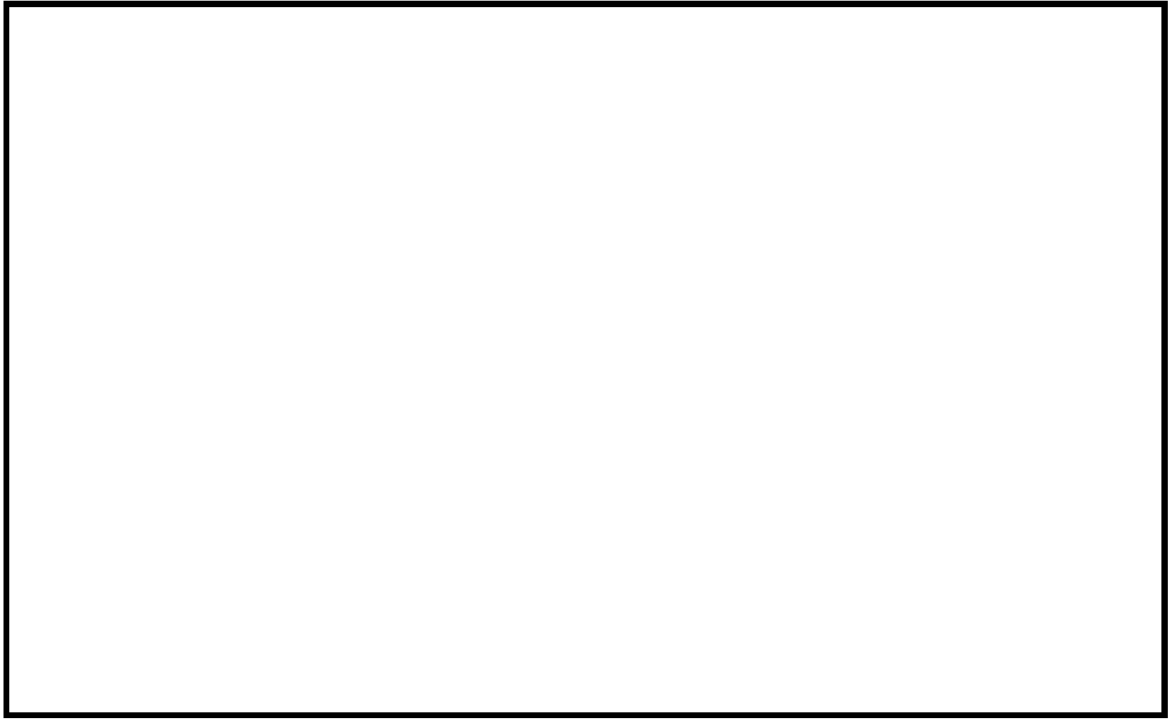


図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

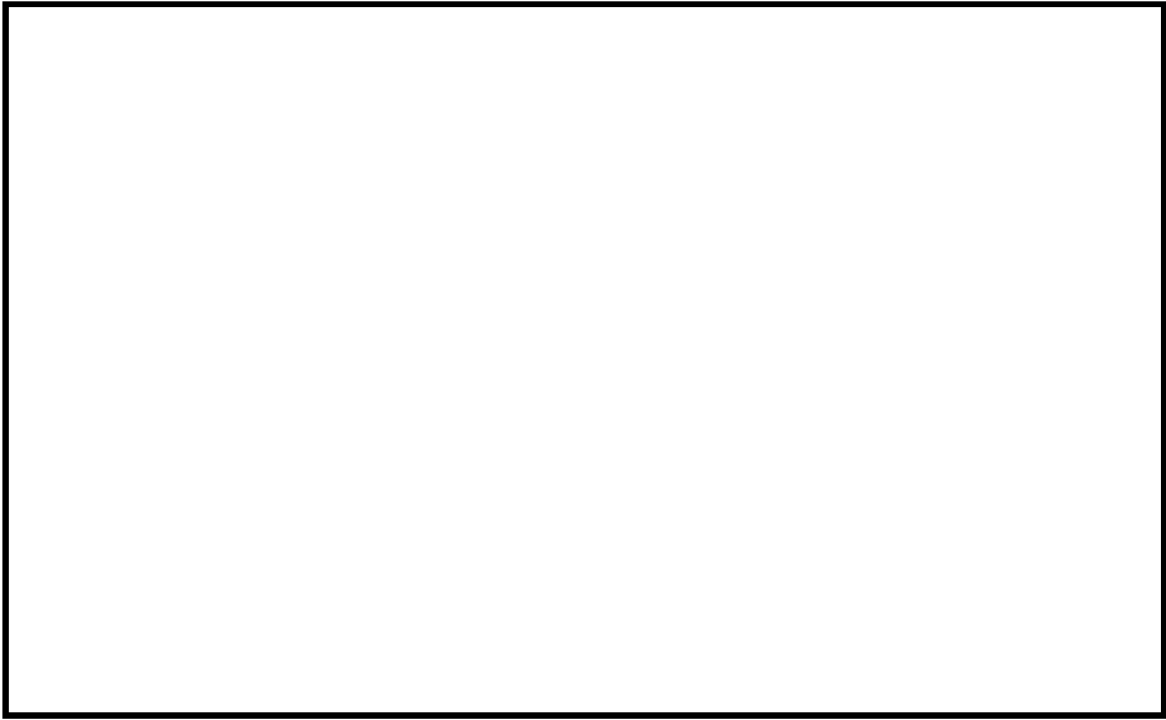


図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図

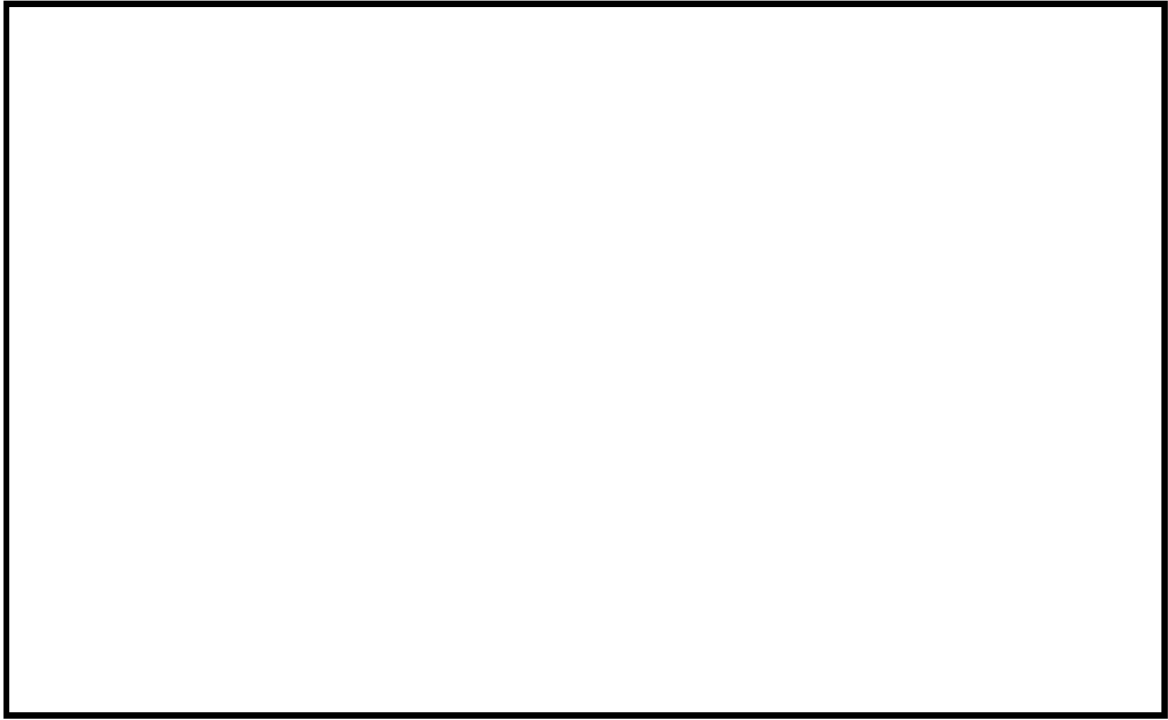


図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

48-11
その他設備

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。

【自主対策設備】

1. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は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の整備について

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は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の熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は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。

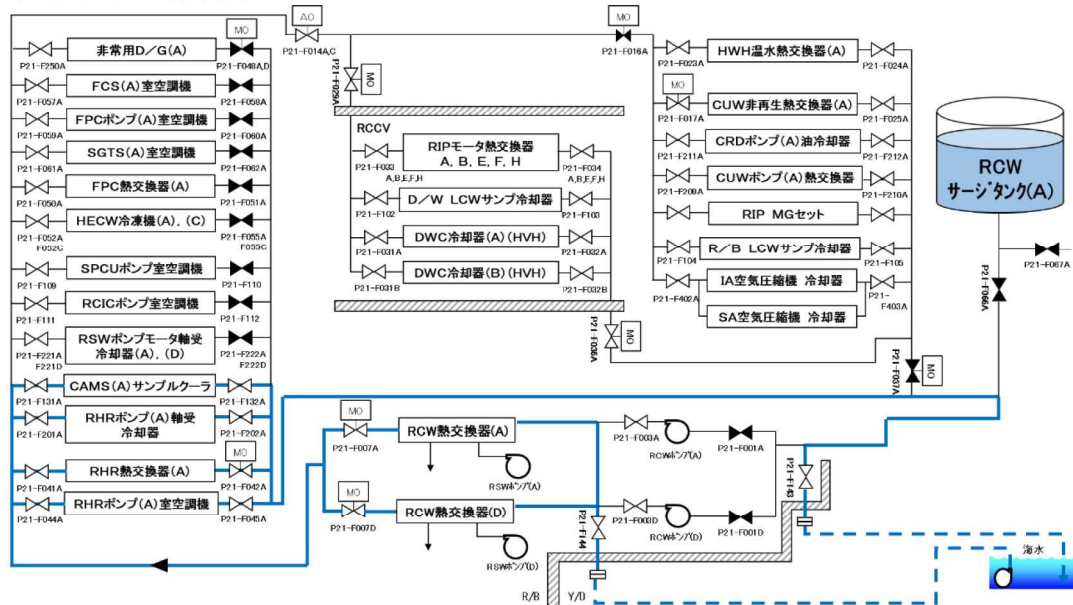


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

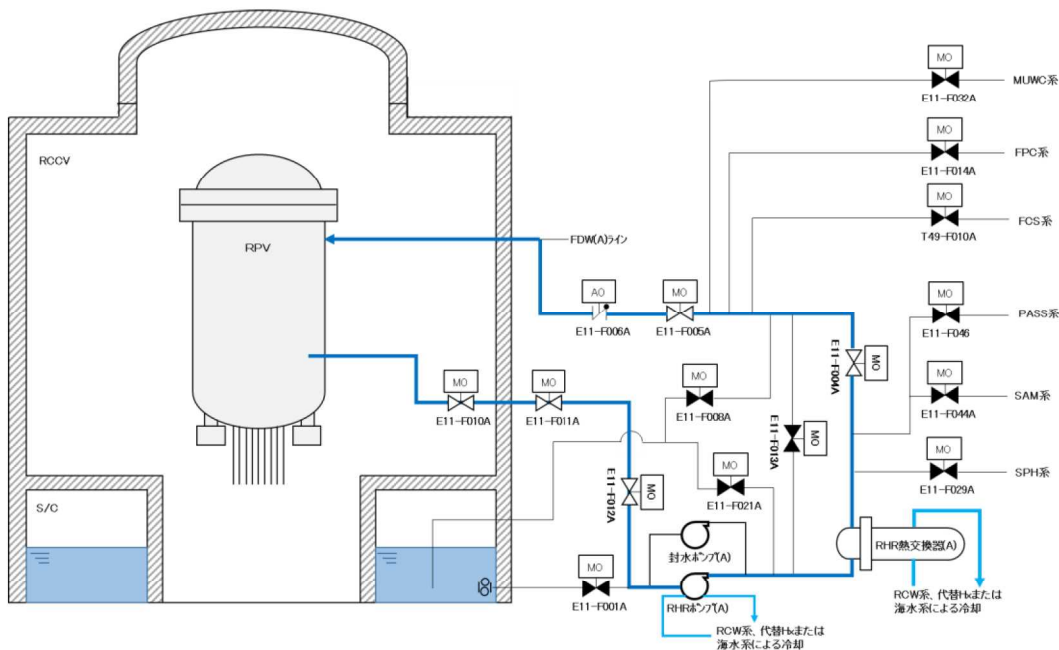


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図

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 で示すとおりポンプ 2 台，熱交換器 2 基，ストレーナ 2 基で構成される。熱交換器は，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により通水した海水により冷却される。

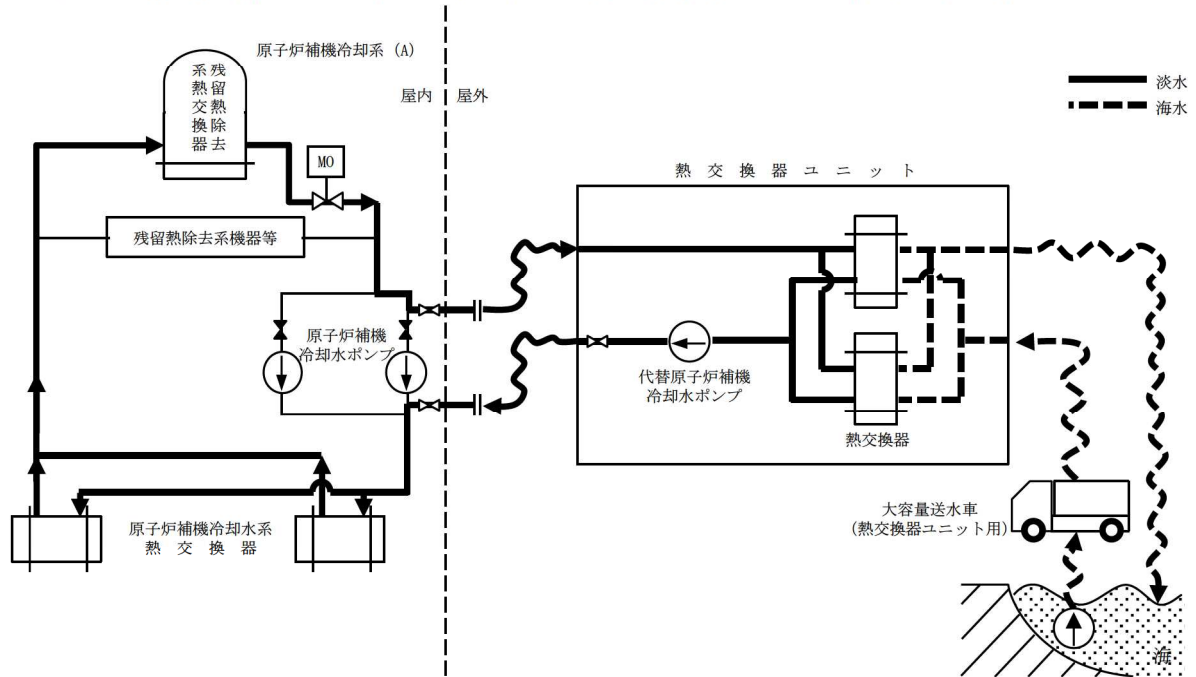


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

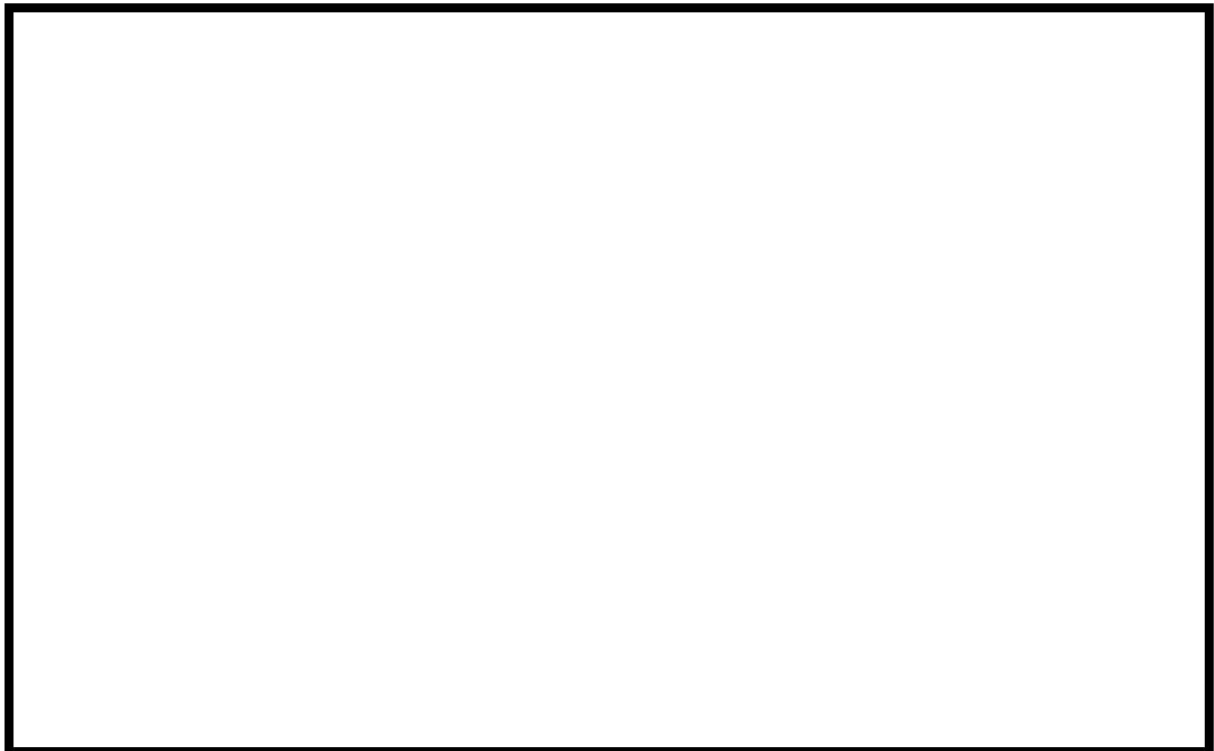
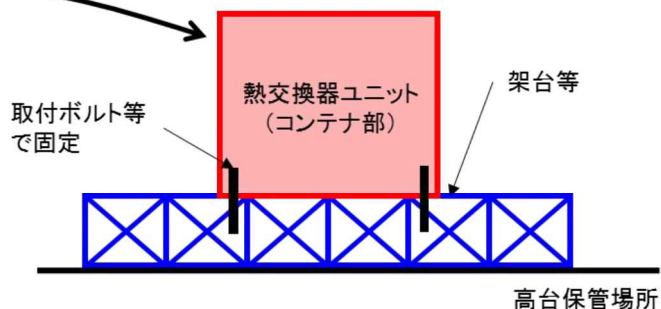


図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

48-12

熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について

コンテナ部を車両から降ろし治具や架台等にて固定して保管
(車両部は車両単体で保管)



※熱交換器ユニットを高台より移動する場合は、コンテナ部の取付ボルト等を外し、クレーン等の揚重機を用いて架台等より車両に移し替える。

図 48-12-1 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置のイメージ

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
		代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 9時間														
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 系統構成													
	現場運転員C, D	2	移動, 電源確保		系統構成											
	緊急時対策要員	13	大容量送水車(熱交換器ユニット用), 熱交換器ユニット他移動							主配管(可搬型)等の接続		補機冷却水の供給, 流量調整				

経過時間 (0~3 時間) の内訳

経過時間(時間)											
0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0						
緊急時対策要員の移動(30分)											
代替原子炉補機冷却系の可搬型設備の外観点検(10分)											
ユニットと架台を締結するボルト等の取外し(60分)											
クレーン等の揚重機によるユニットの移し替え(30分)											
熱交換器ユニットの高台からK6/7タービン建屋周りへの移動(15分)											
(参考) 大容量送水車(熱交換器ユニット用)等を高台からK6/7タービン建屋周りへの移動											

図 48-12-2 転倒防止措置を考慮したタイムチャート (代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保) の内訳

48-13

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 48-13-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

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
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁*1	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁*2	P27-F1002
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112	

(次頁に続く)

*1：熱交換器ユニット（その1）に設置してある弁

*2：熱交換器ユニット（その2）に設置してある弁

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ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E	
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B	

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
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 48-13-2 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

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-A0-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	一次隔離弁（ドライウエル側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-M0-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-M0-F511
	水素バイパスライン止め弁	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600
フィルタベント大気放出ラインドレン弁	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503	

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

目次

- 49-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 49-2 単線結線図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験及び検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 各号炉の弁名称及び弁番号

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	その他の建屋内設備	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁		A, B	
			関連資料	49-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
			関連資料	49-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成		A a
				その他(飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A a, B		
		関連資料	49-3 配置図				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分		B	
			関連資料	49-6 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内		A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a	
	関連資料	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図					

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

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図	
			第2号	操作性	設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作	B c, B d
				関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図	
			第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B
				関連資料	49-5 試験及び検査	
			第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a
				関連資料	49-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	49-4 系統図, 49-5 試験及び検査		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	49-7 接続図		
		第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
				関連資料	49-6 容量設定根拠	
			第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続	C
				関連資料	49-7 接続図	
			第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a
				関連資料	49-7 接続図	
			第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
	関連資料			49-7 接続図		
	第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	49-8 保管場所図		
	第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
			関連資料	49-9 アクセスルート図		
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備—対象(代替対象 DB 設備有り)—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	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ （設計基準拡張）	類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B	
			荷重		（有効に機能を発揮する）	—	
			海水		（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁的障害		（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A， B	
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		D B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		D B施設の系統及び機器の容量等が十分 （D B施設と同仕様の容量で設計）	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障		対象外（サポート系なし）	—
			関連資料		—		

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（格納容器スプレィ冷却モード）熱交換器 （設計基準拡張）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
		関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	
		関連資料		—			
		第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)			対象外	対象外
			関連資料		—		
		第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第2項	第1号	常設 SA の容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
	関連資料				—		
	第2号		共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災		防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障防止	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）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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		—		
		第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障		対象外（サポート系なし）	—
			関連資料		—		

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（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器 （設計基準拡張）		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	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

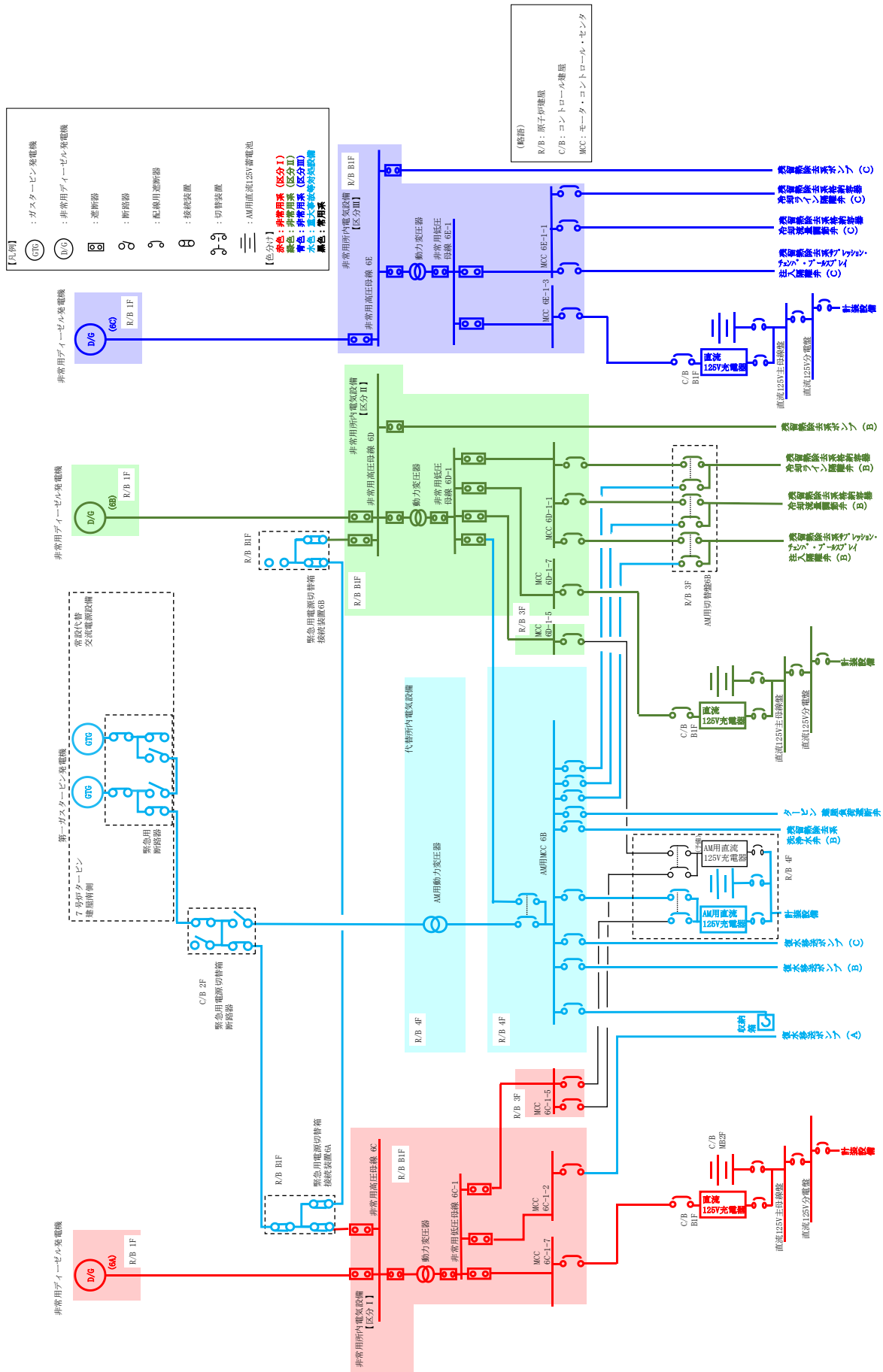


図1 単線結線図 (6号炉)

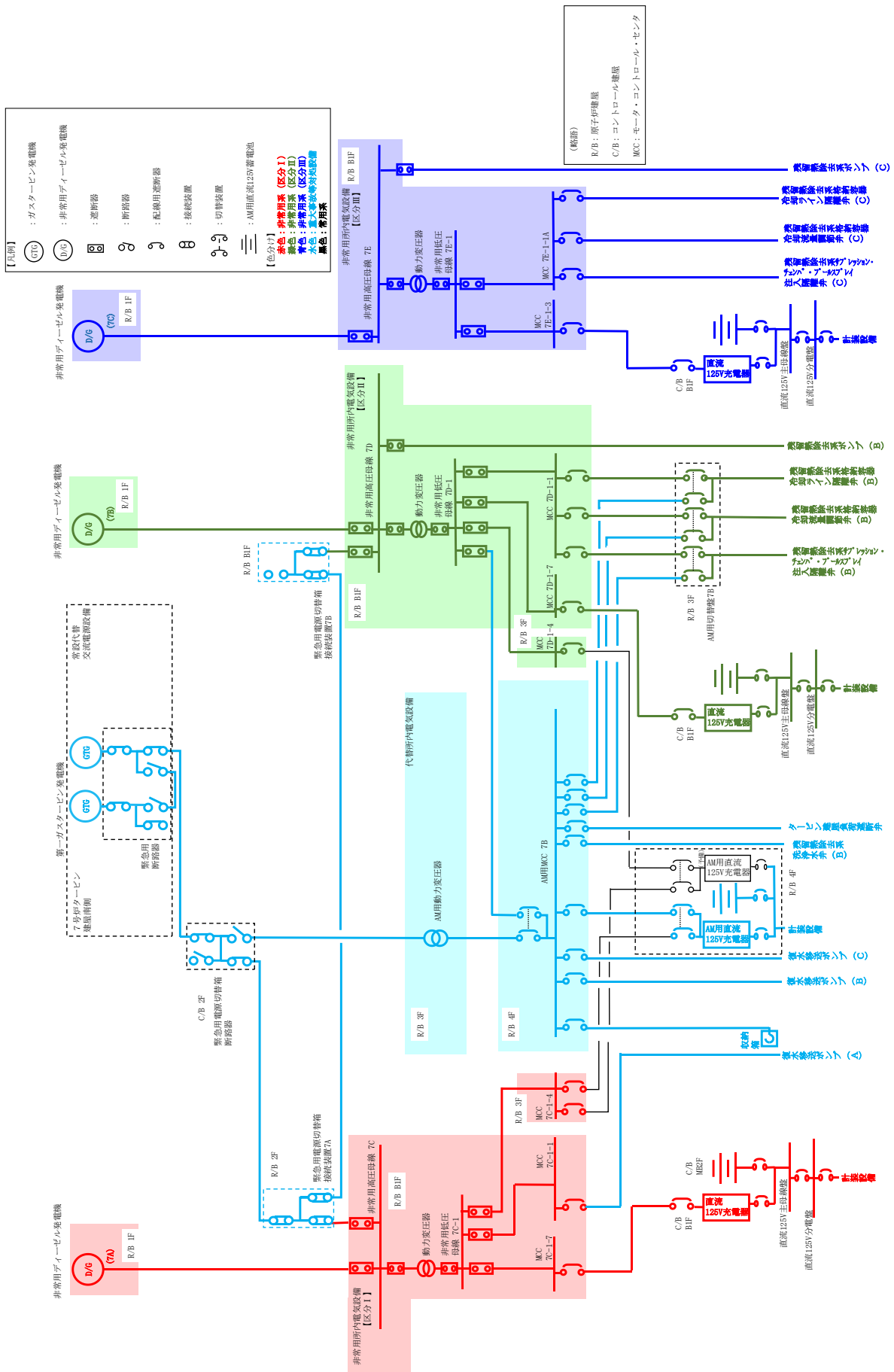




図2 単線結線図 (7号炉)

49-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

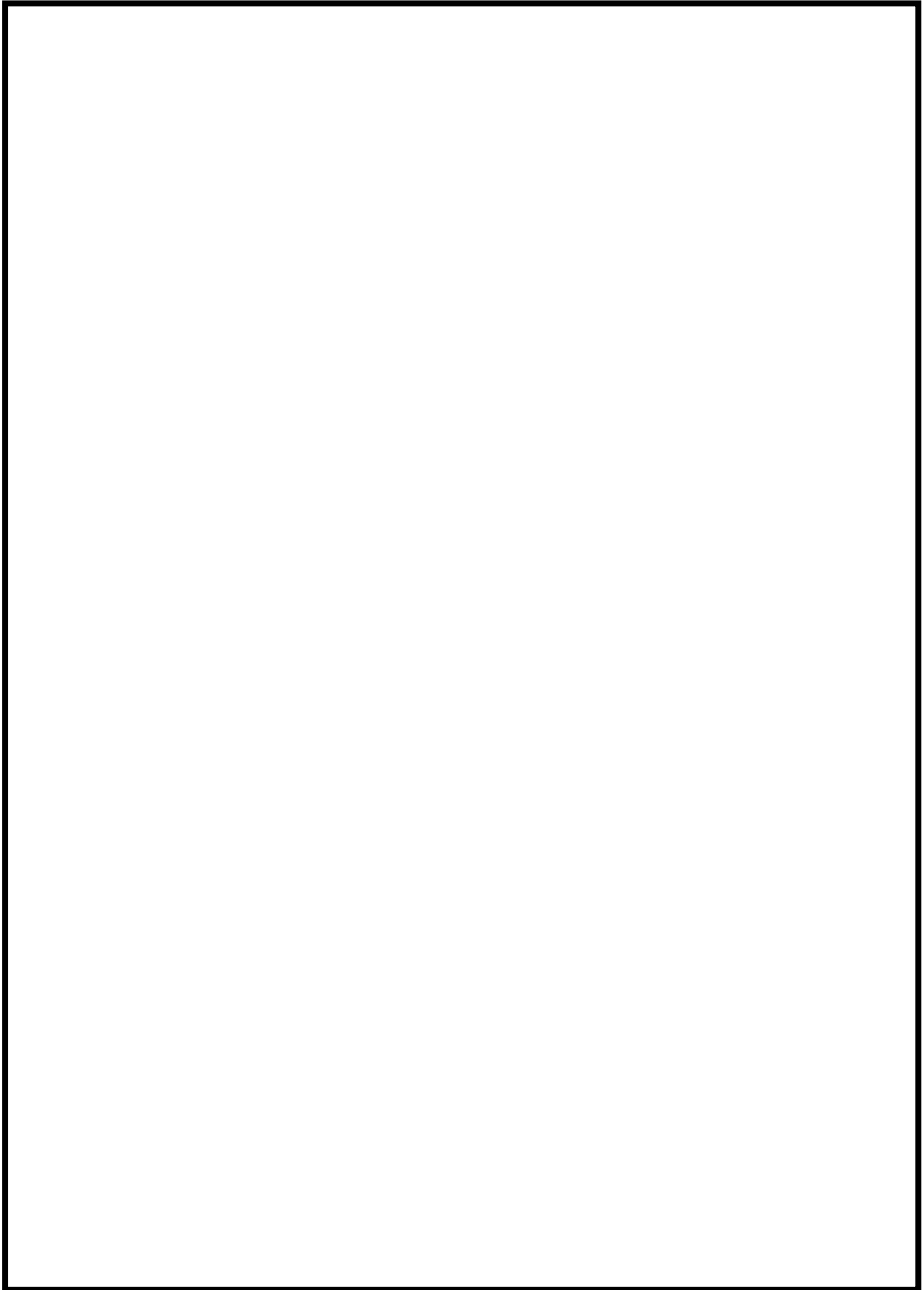


図1 配置図 (6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

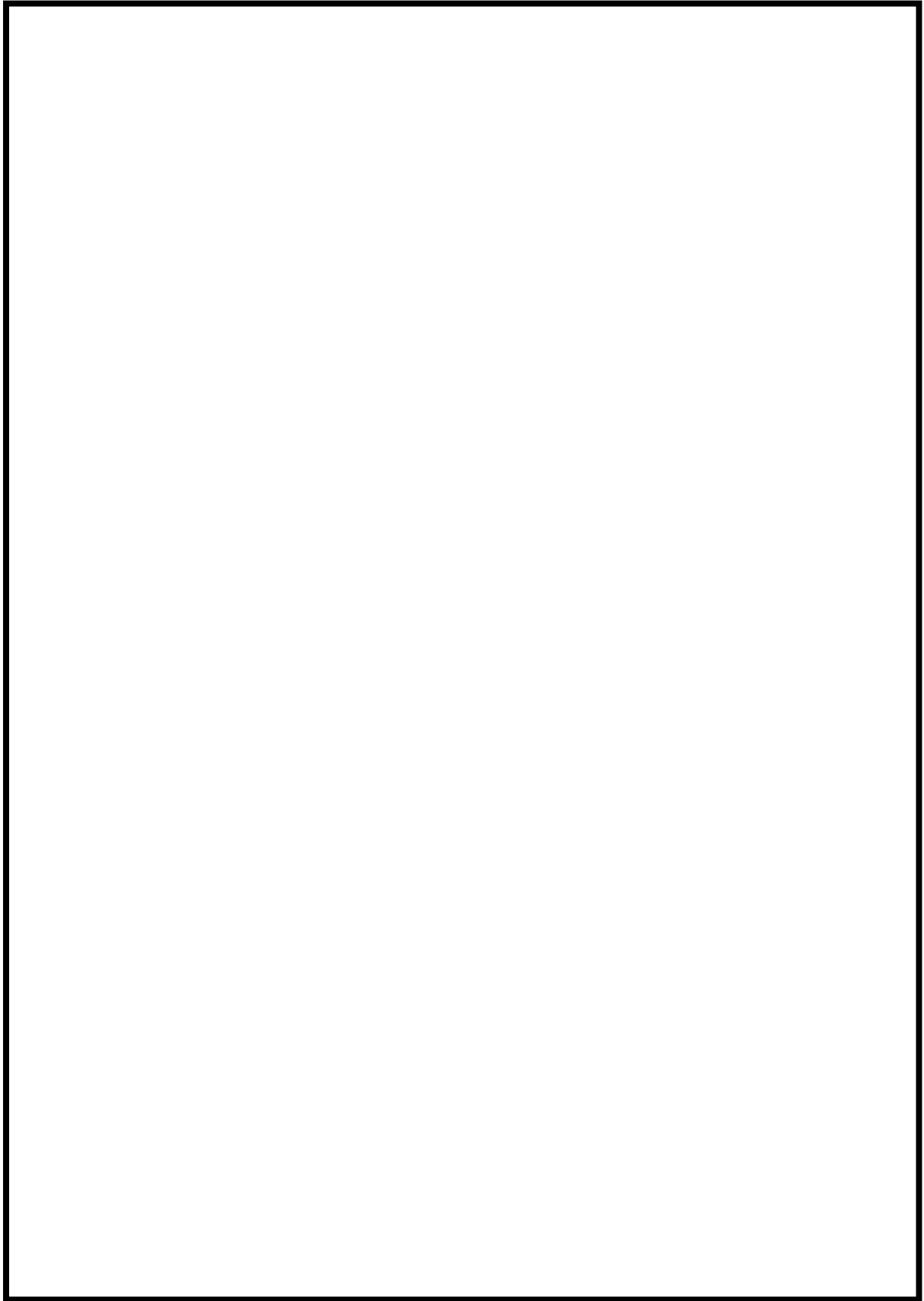


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

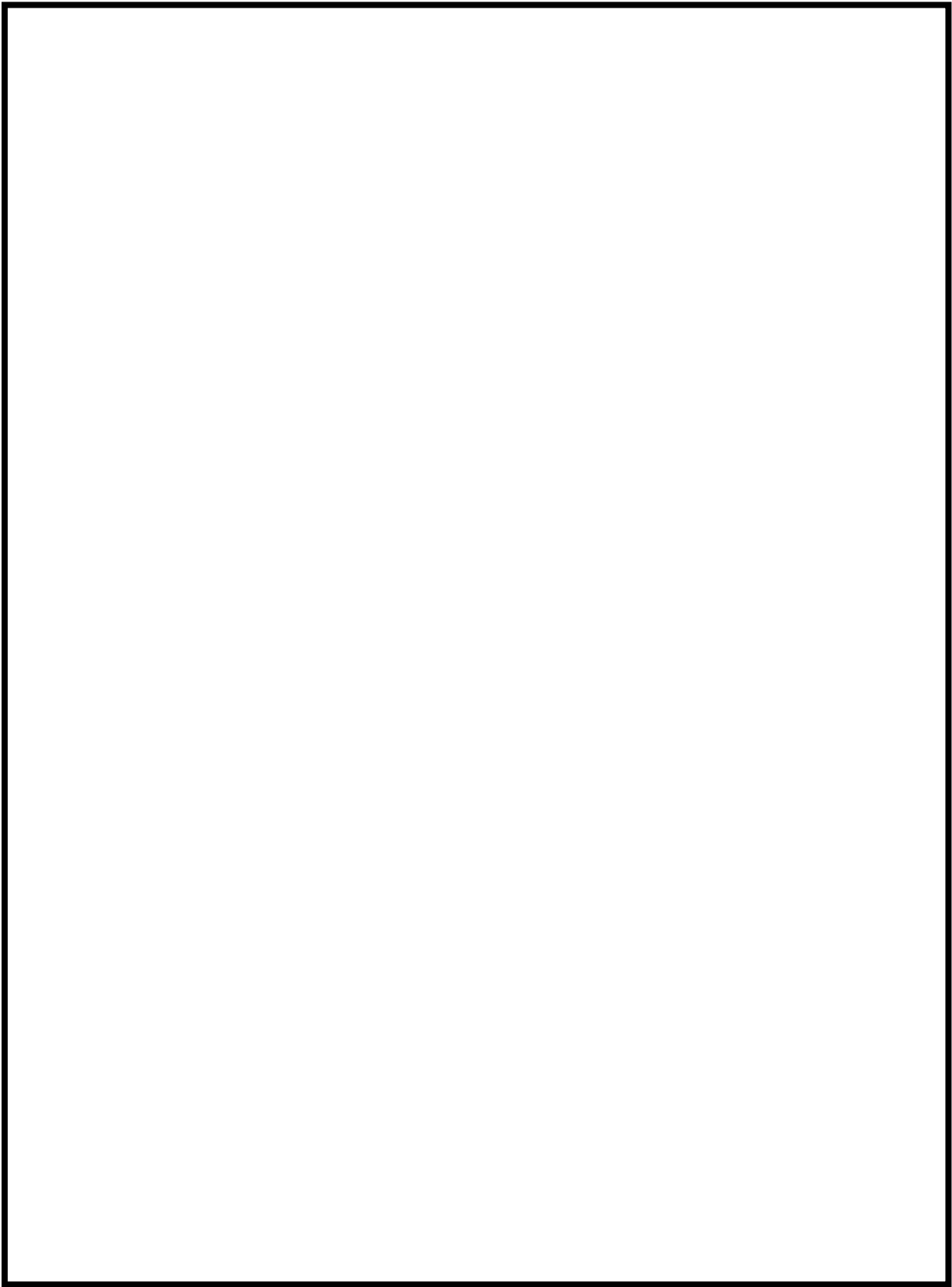


图 3 配置图（6号炉 原子炉建屋地下3階）

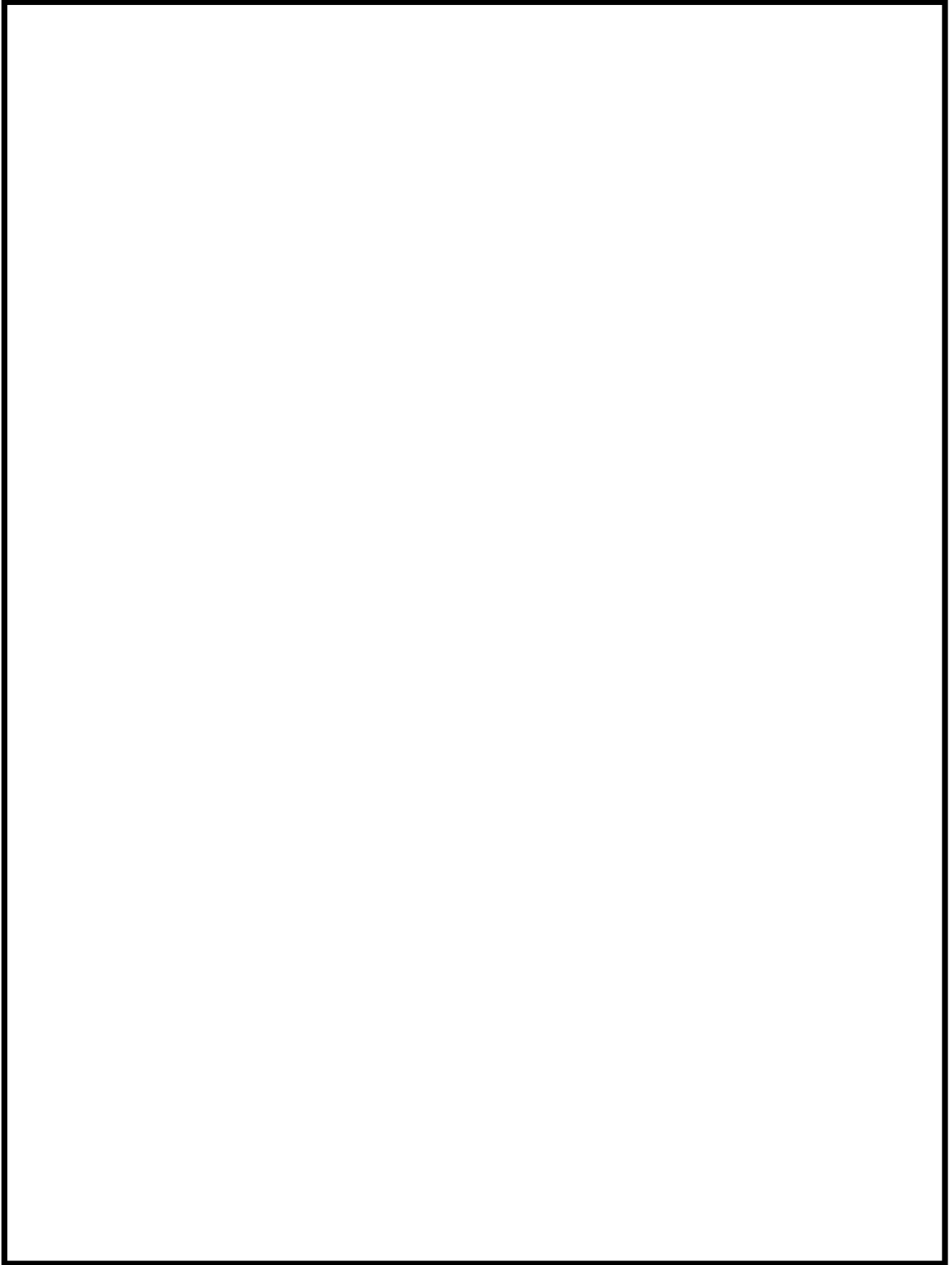


图 4 配置图（7号炉 原子炉建屋地下3階）

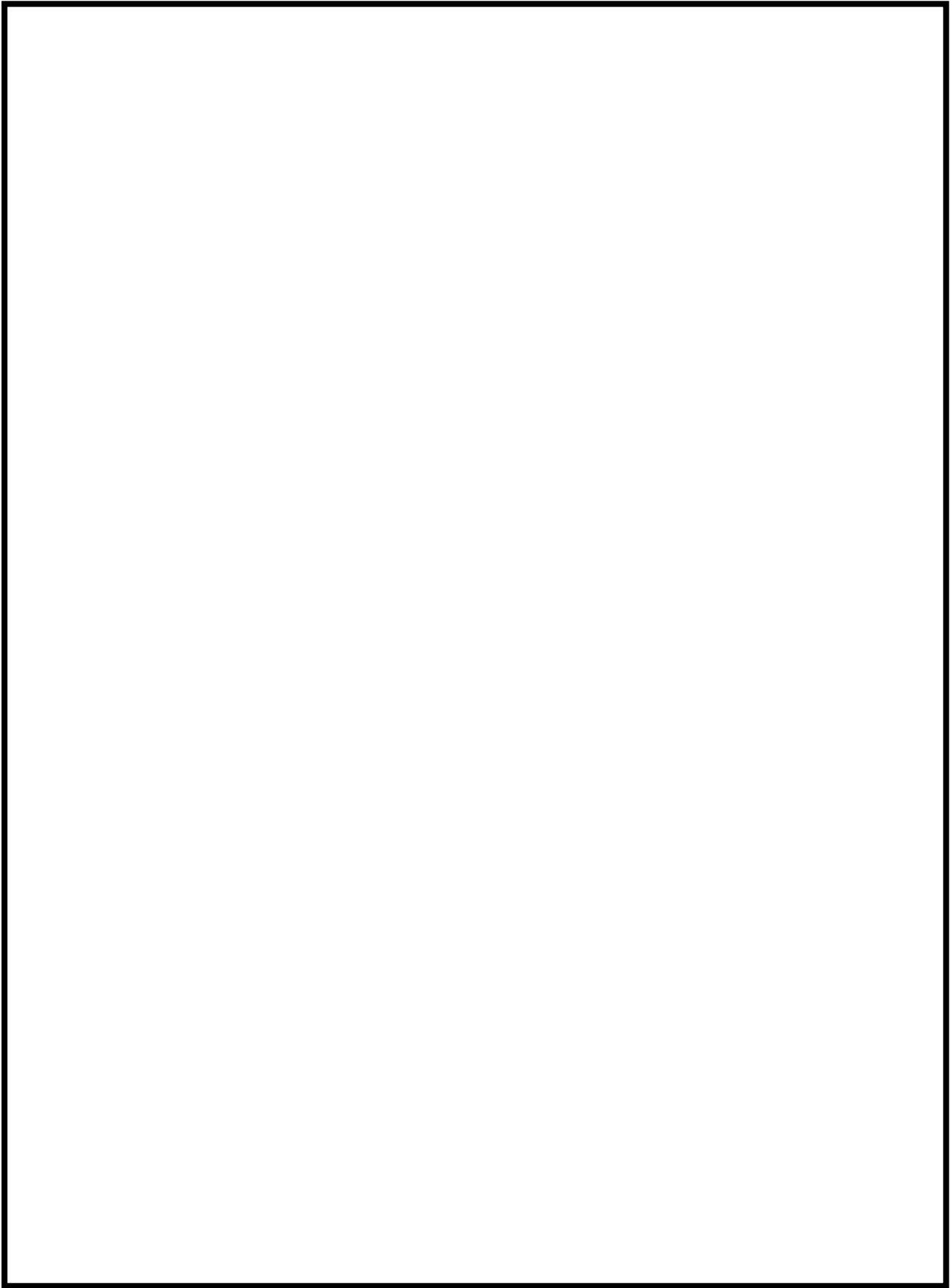


図 5 配置図 (6 号炉 タービン建屋地下中 2 階)

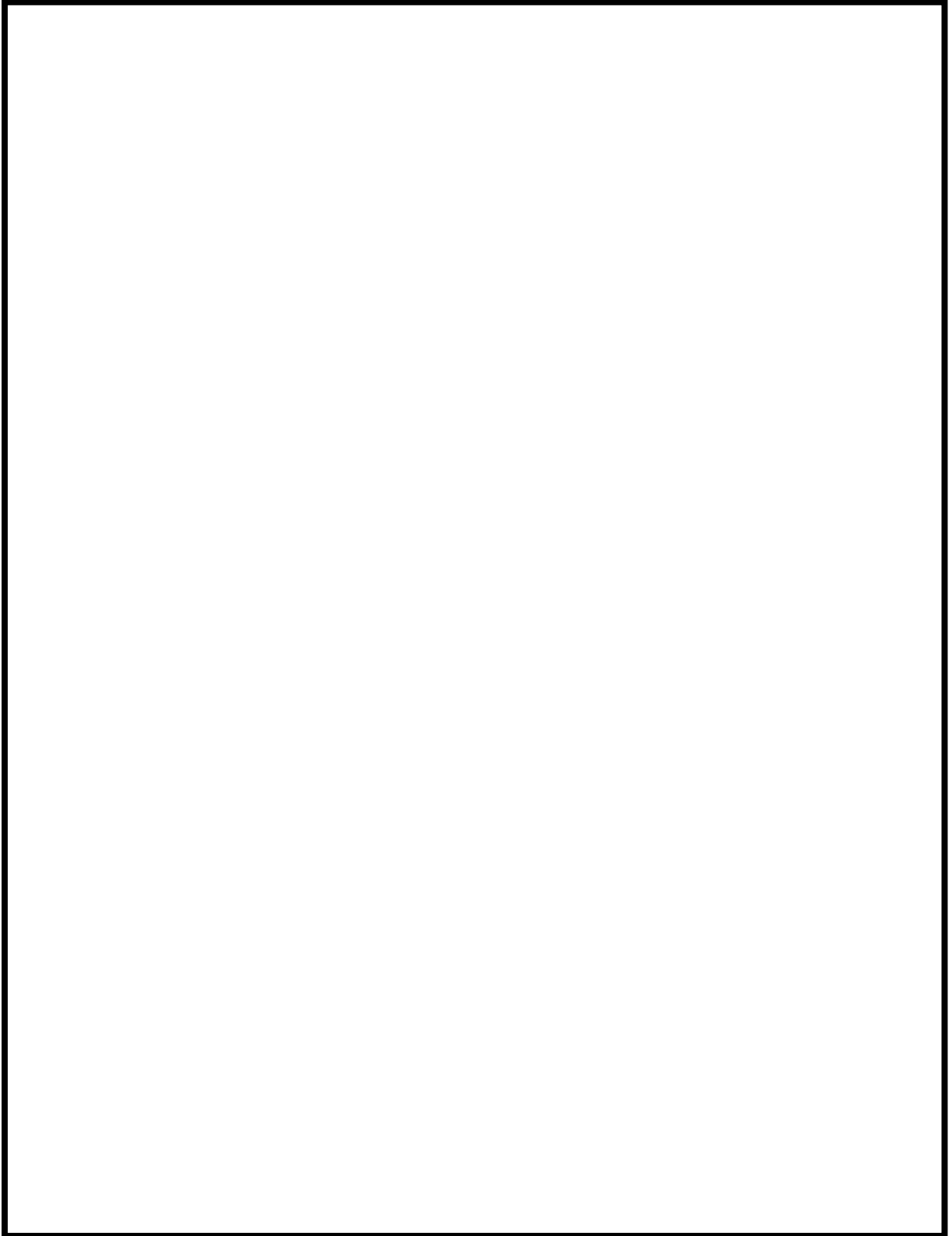


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

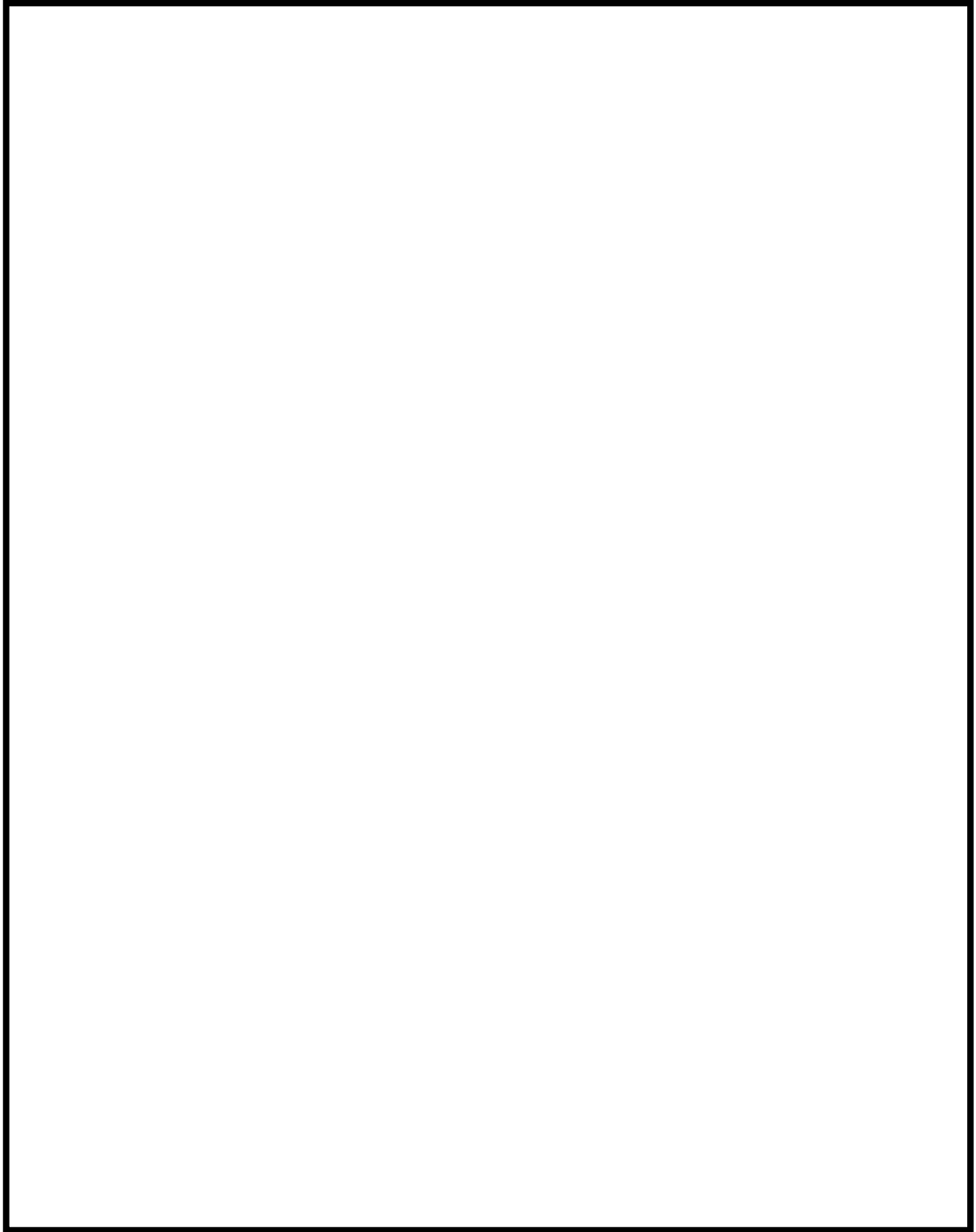


图 7 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

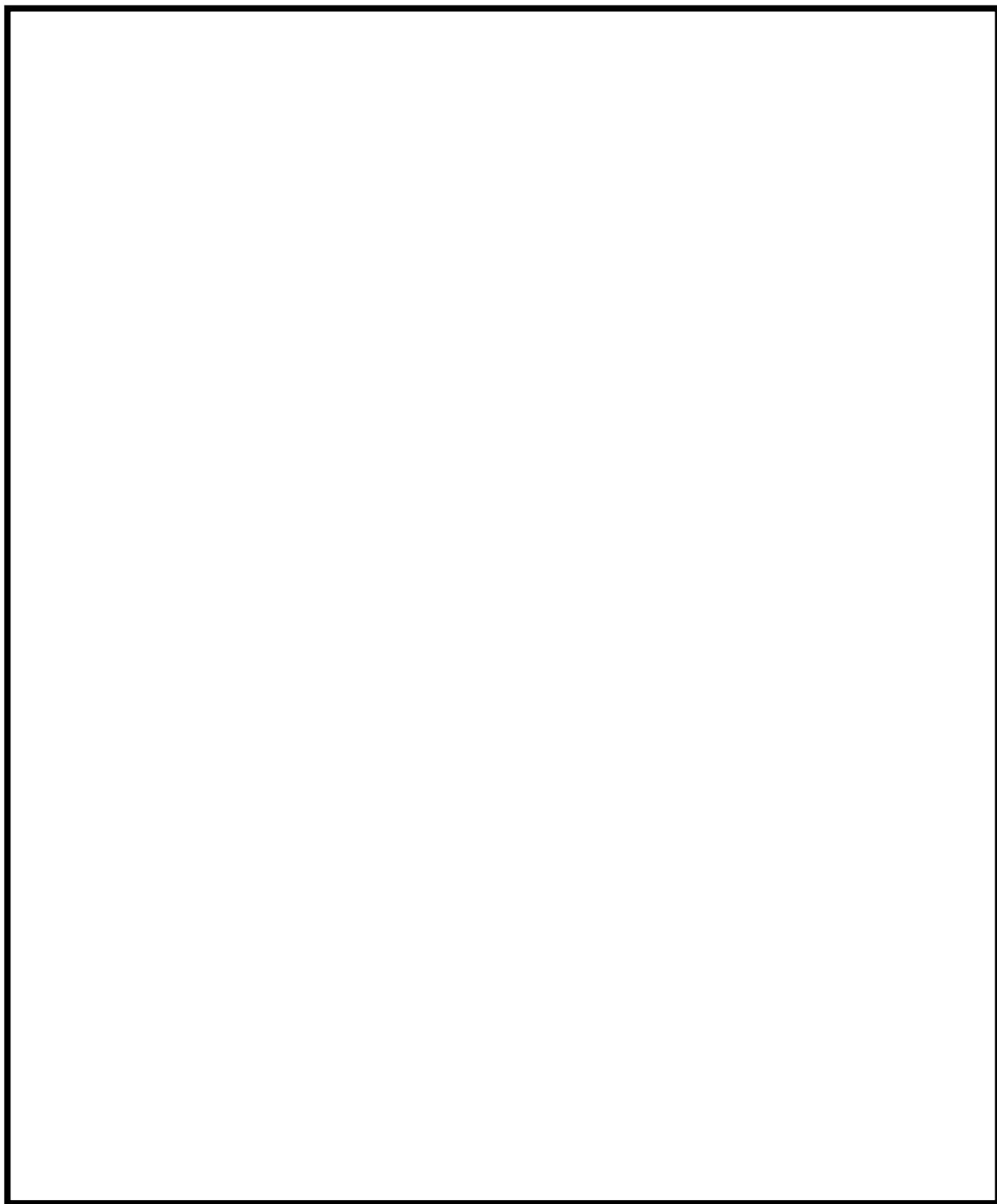


图 8 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

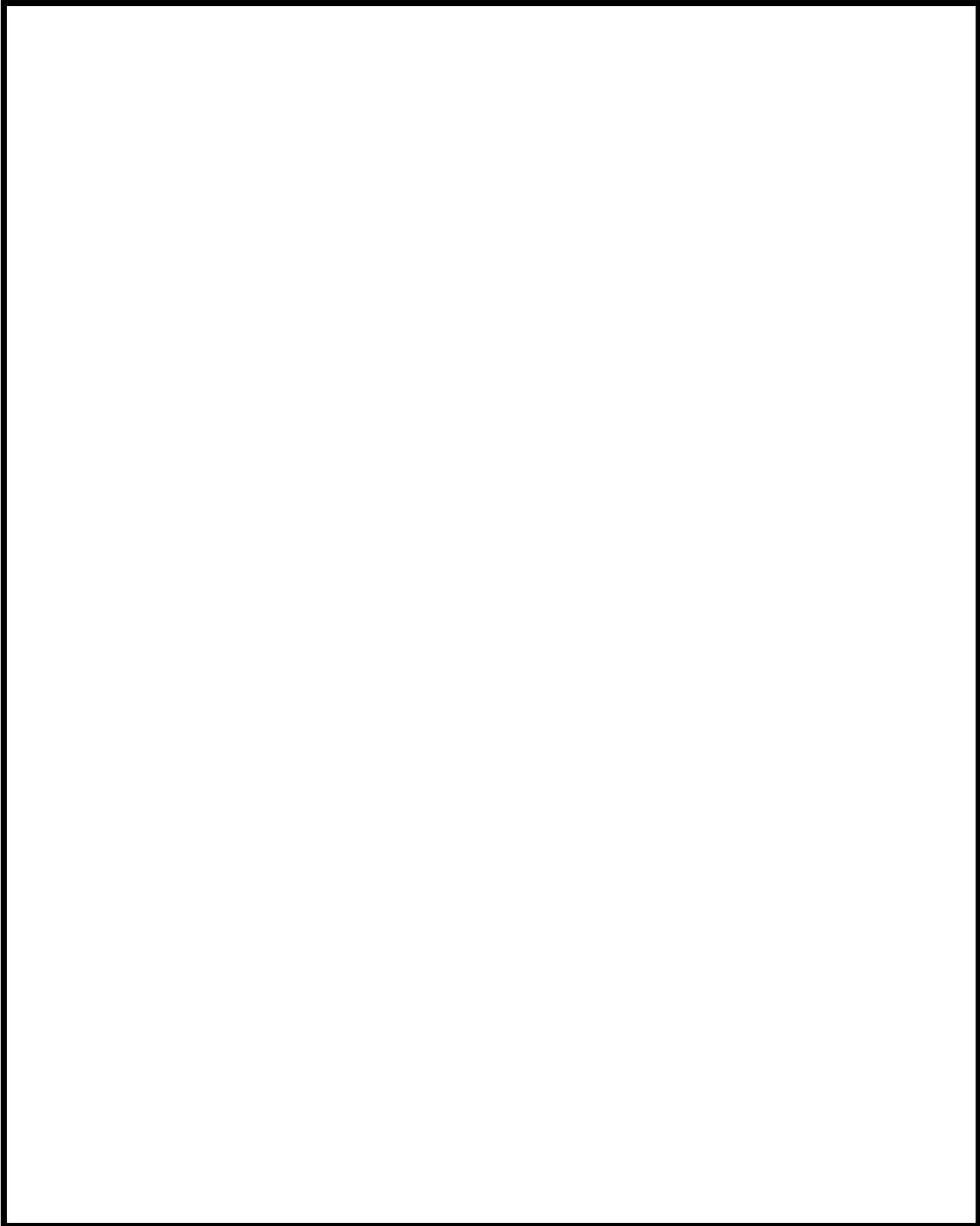


図9 配置図（7号炉 原子炉建屋地下1階）

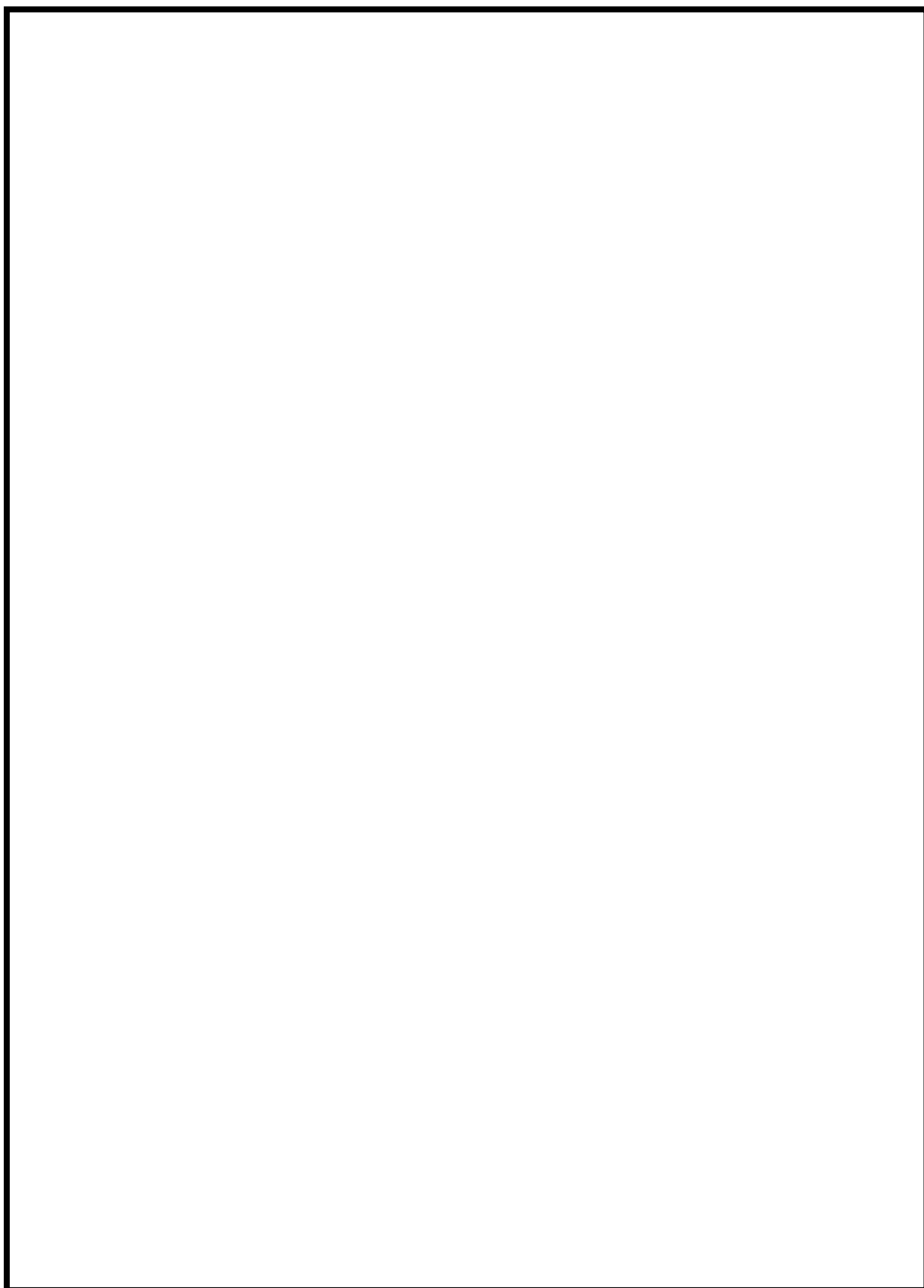


图 10 配置图（6号炉 原子炉建屋地上1階）

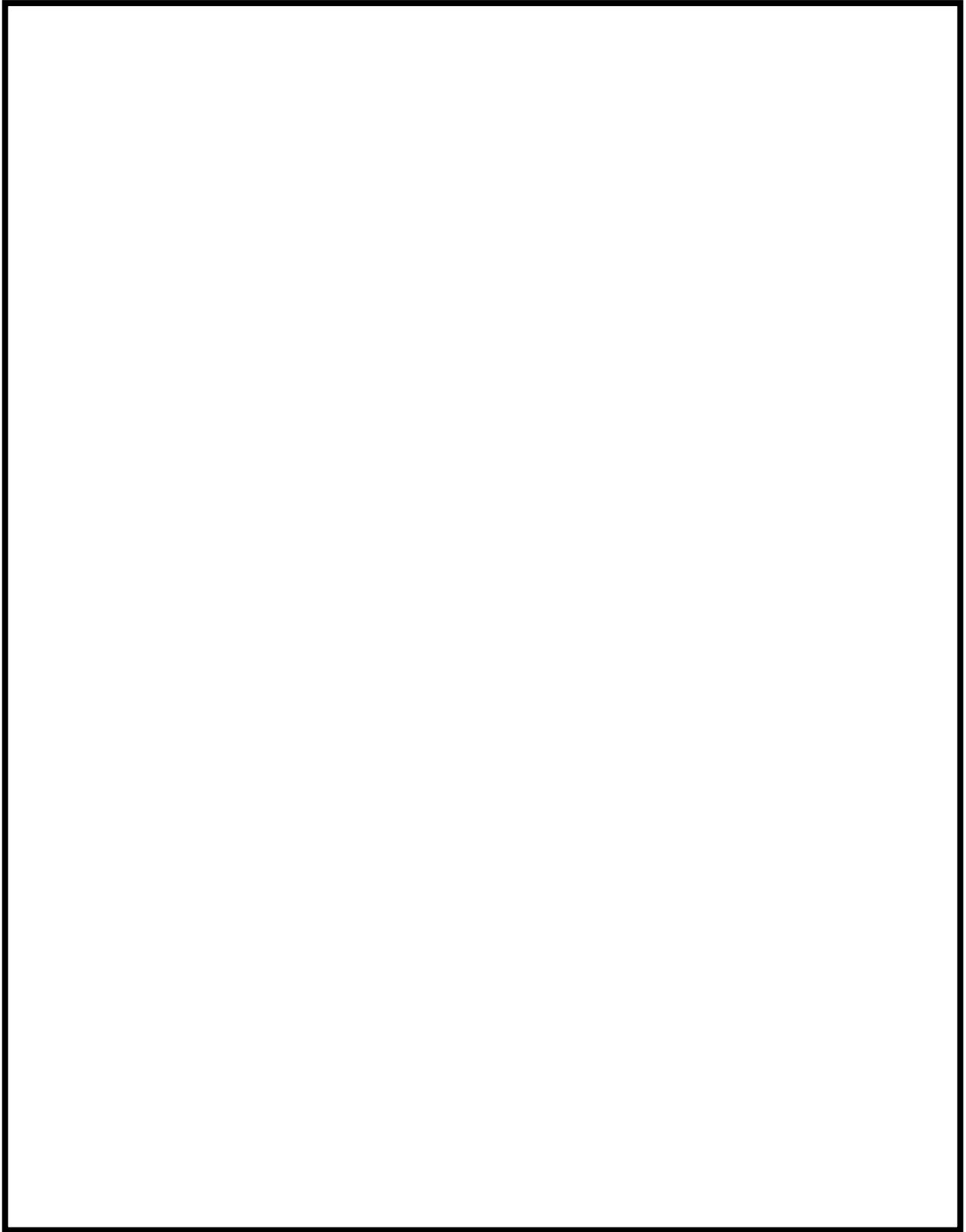


図 11 配置図（7号炉 原子炉建屋地上1階）

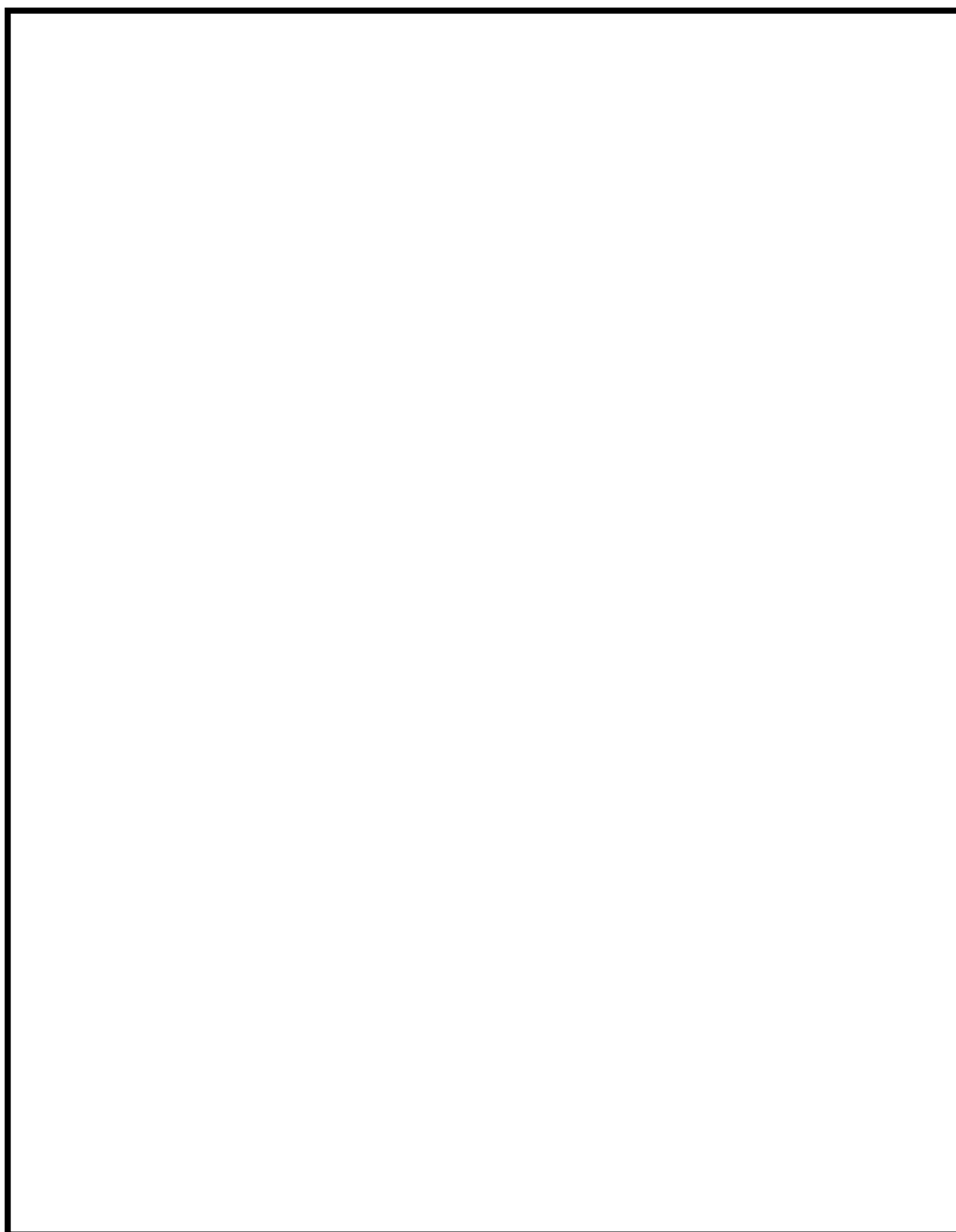


图 12 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

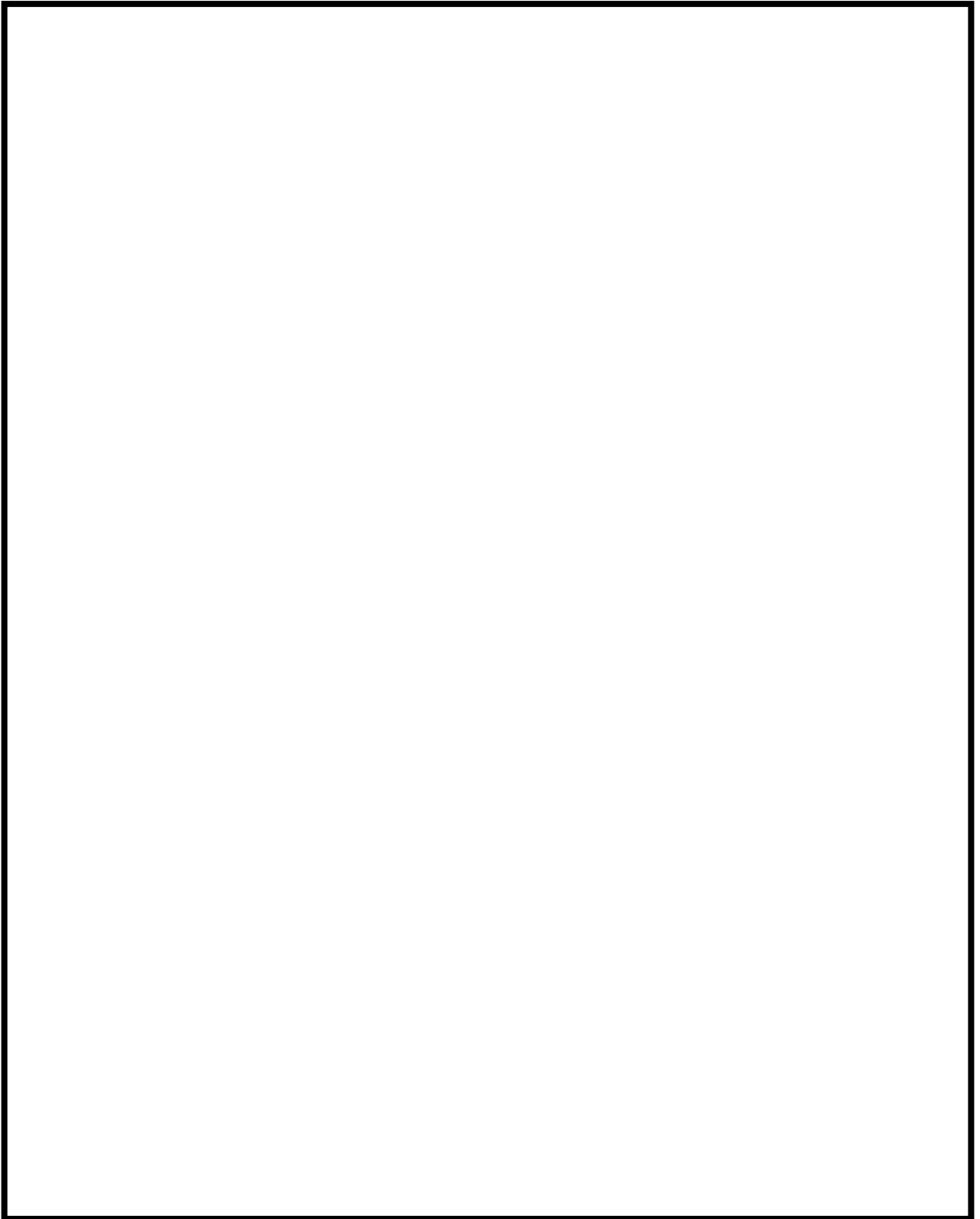


图 13 配置图（7号炉 原子炉建屋地上3階）

49-4
系統図

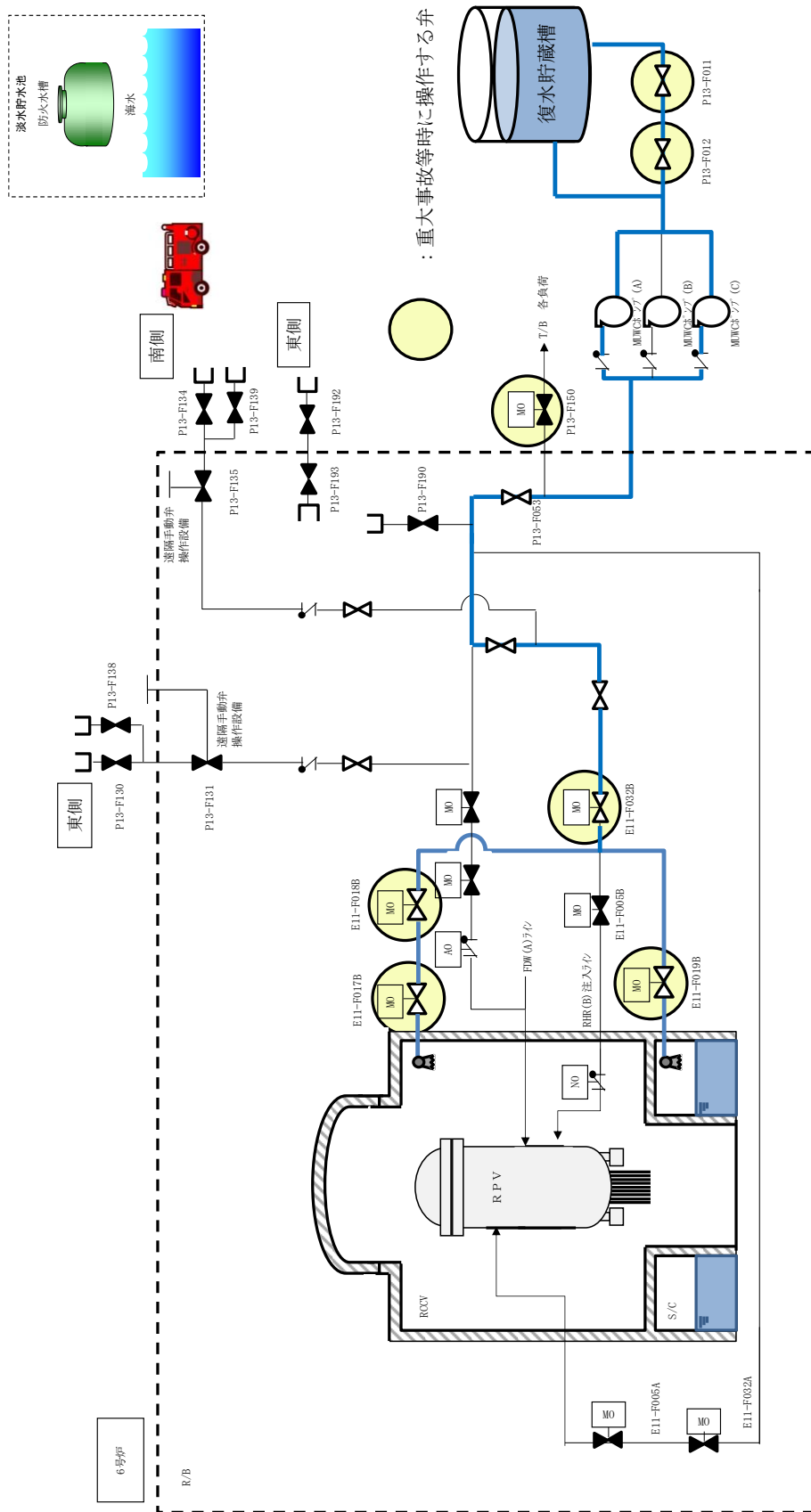


図1 代替格納容器スプレー冷却系（常設） 系統概要図（6号炉）

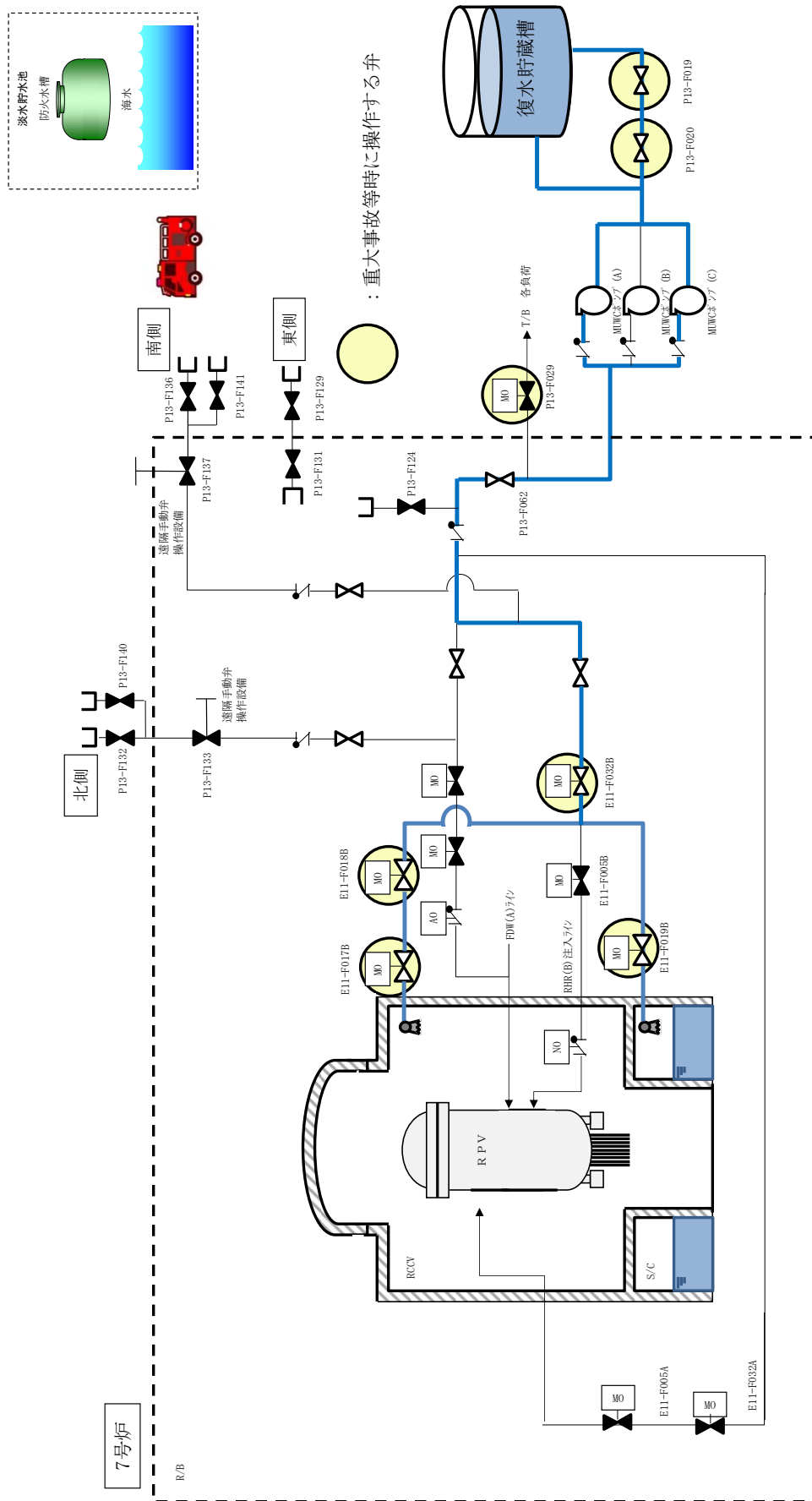


図2 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図（7号炉）

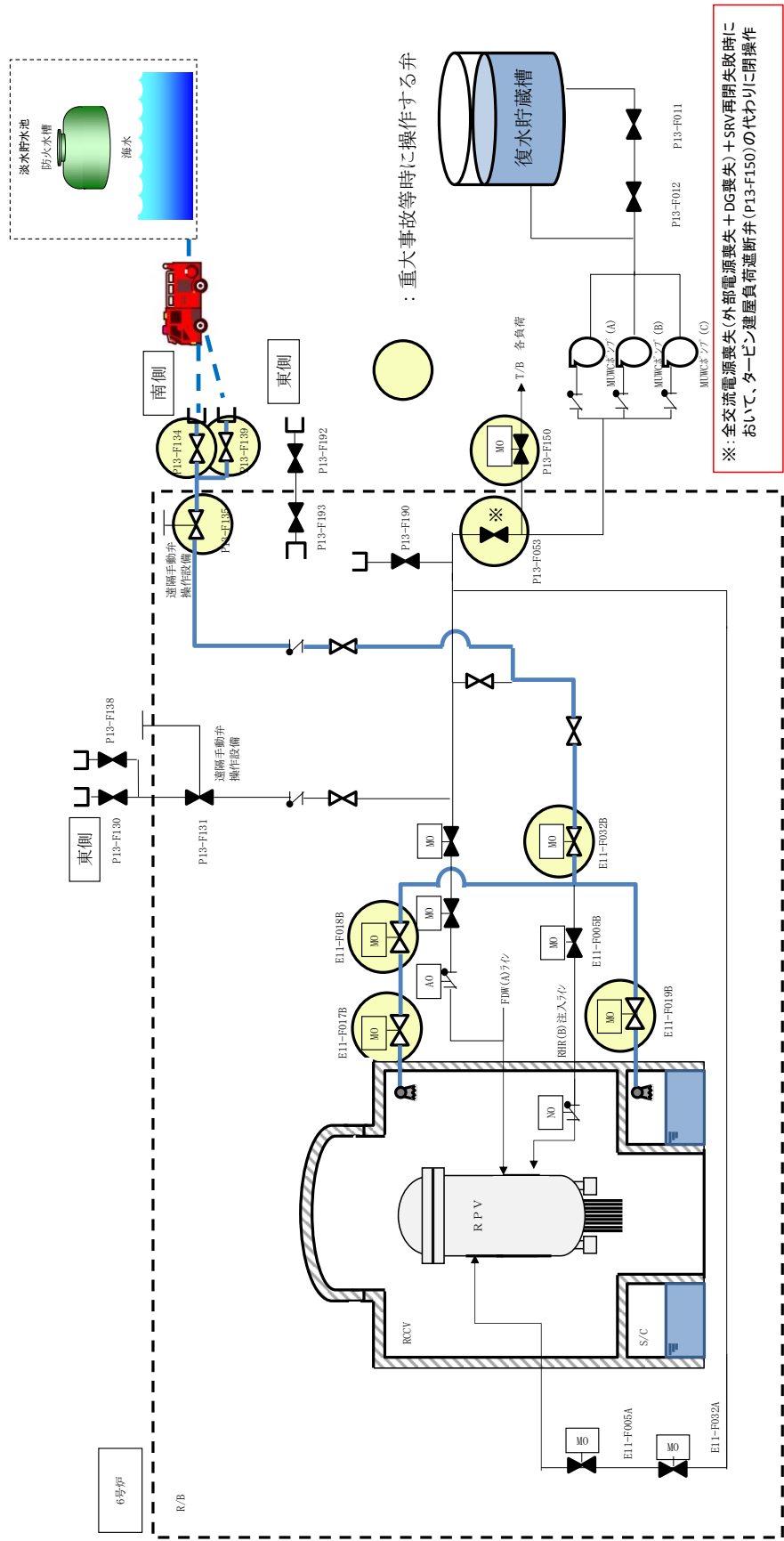


図3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図（6号炉）

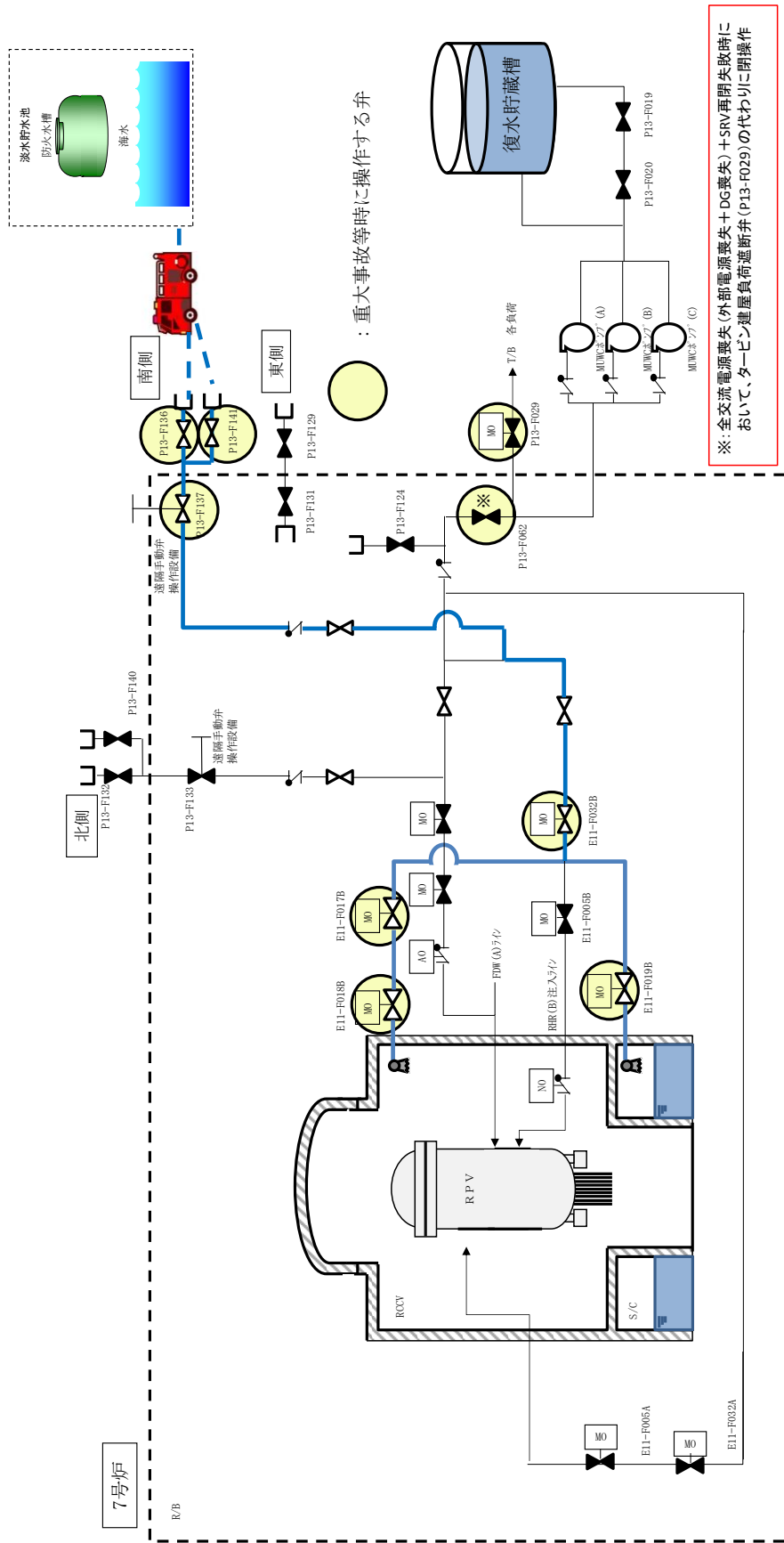


図 4 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 系統概要図(7号炉)

49-5
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。

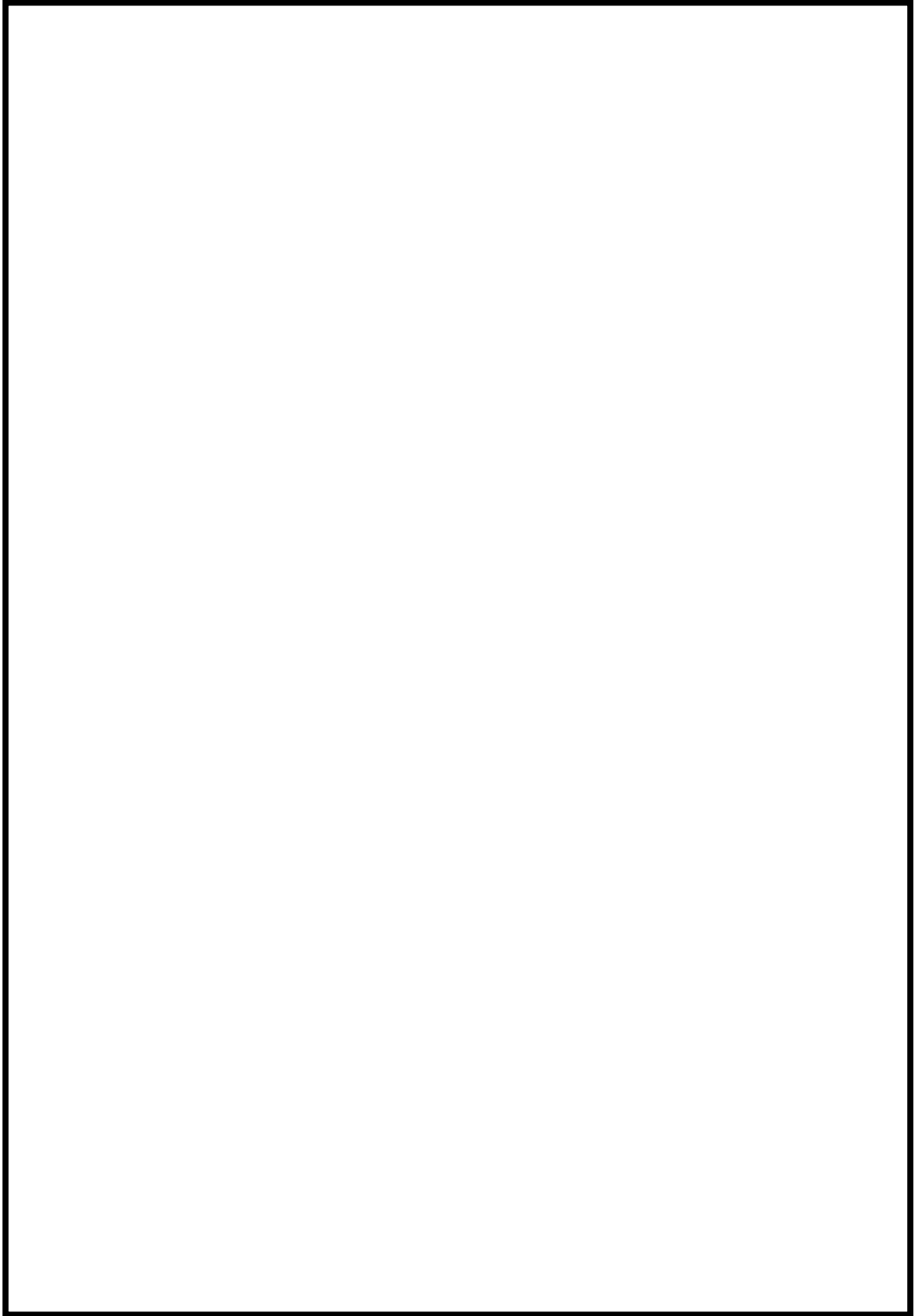


図1 復水移送ポンプ 構造図

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。

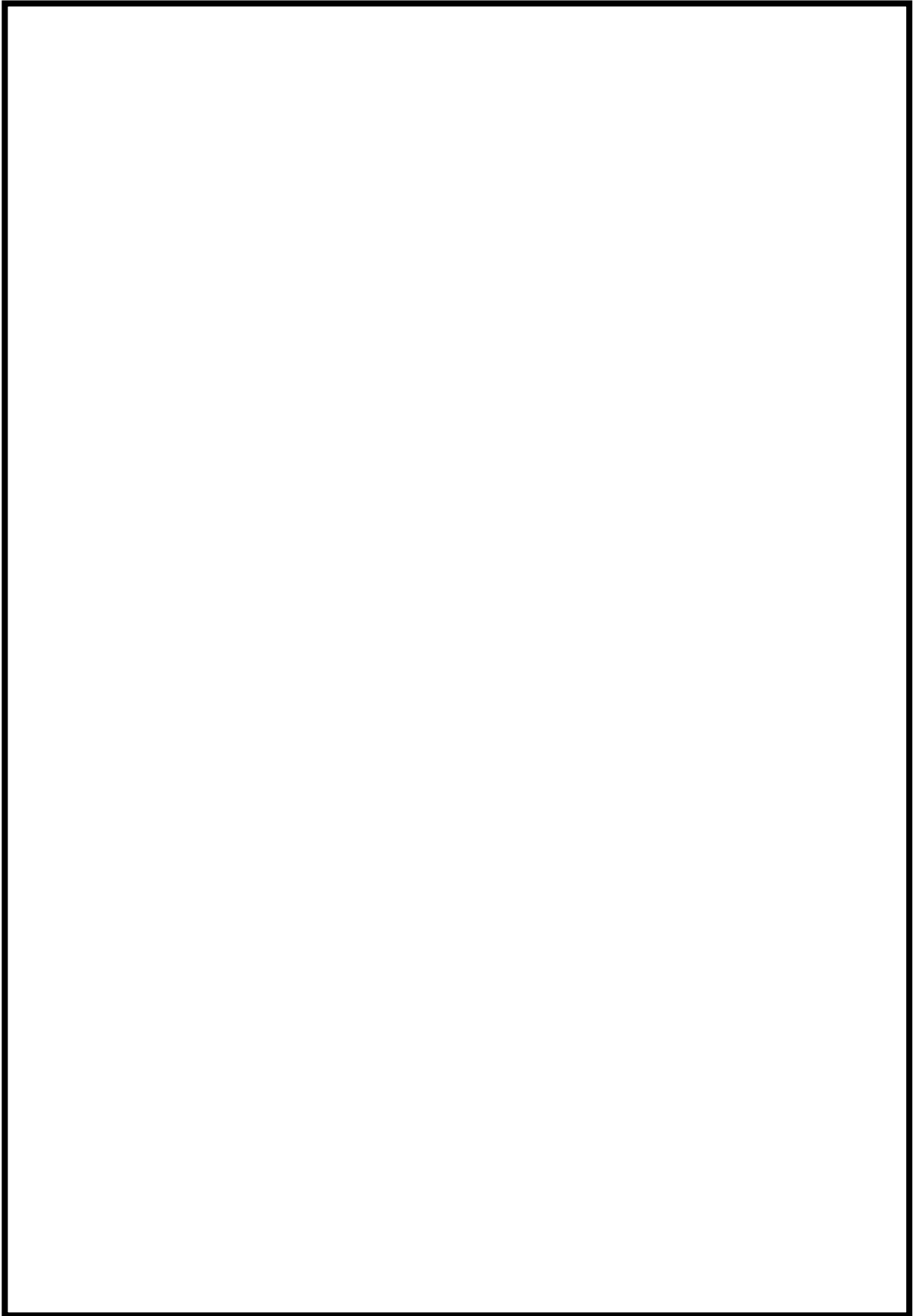


図2 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

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。

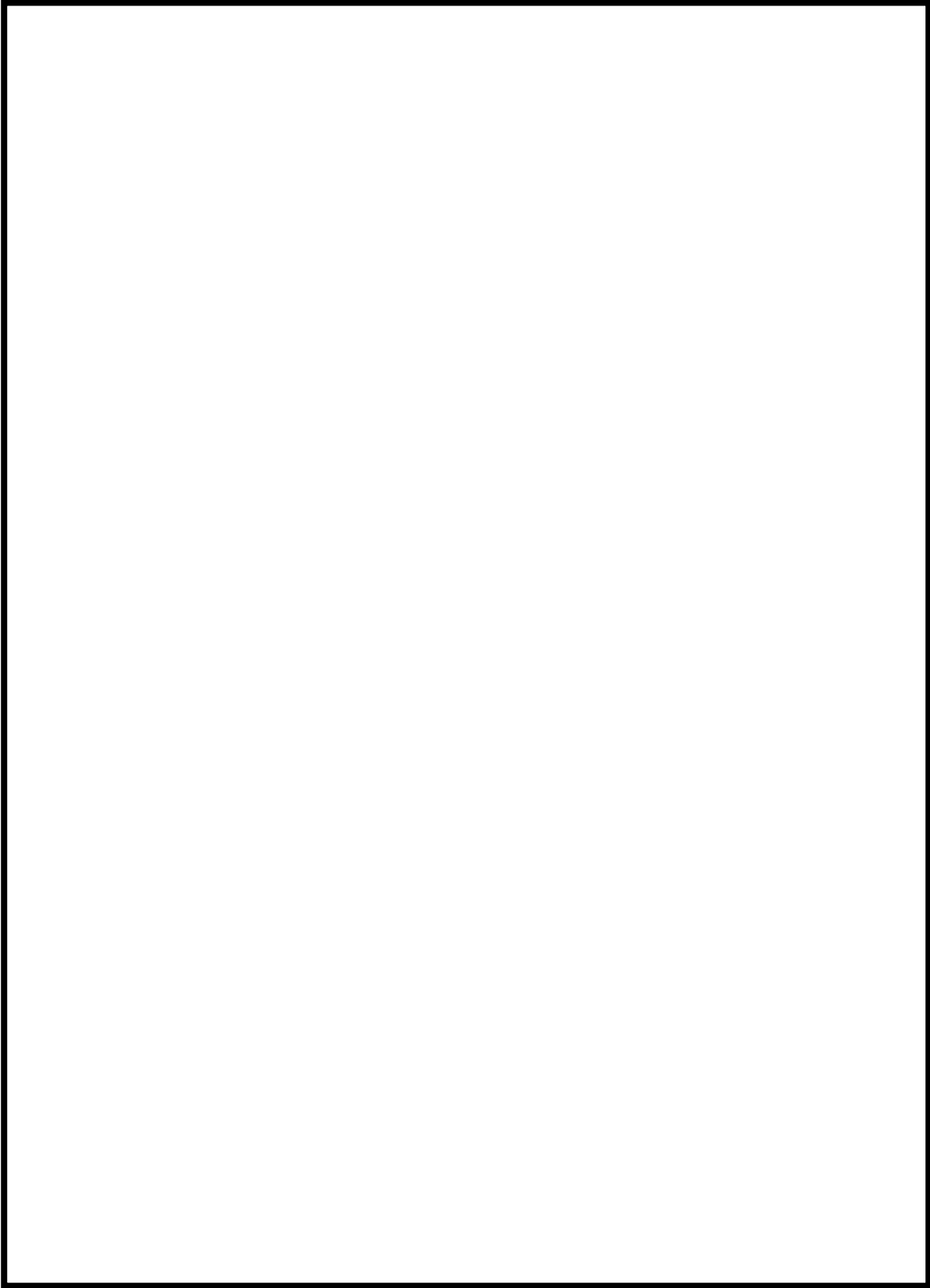


図3 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図（6号炉）

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。

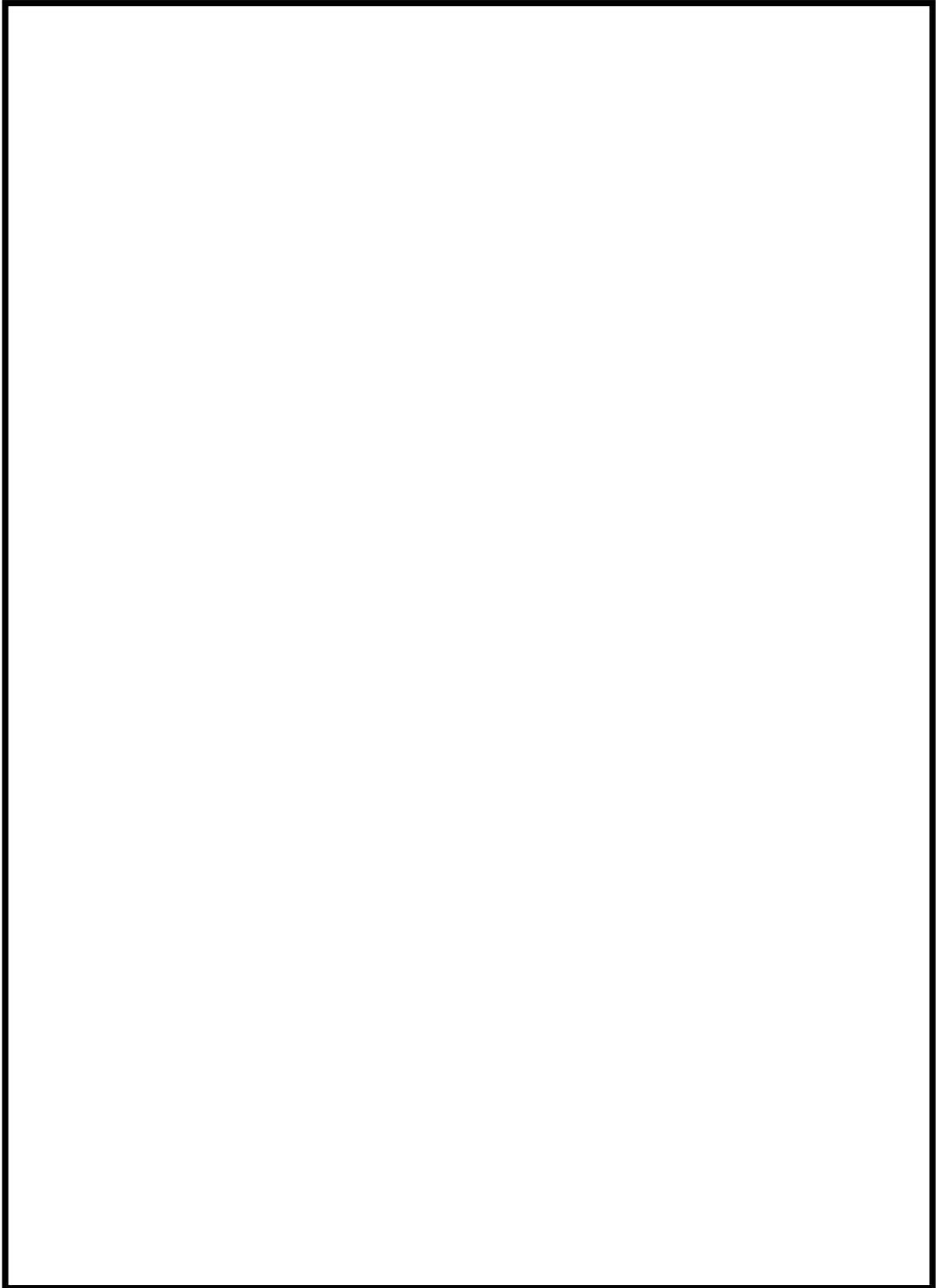


図 4 代替格納容器スプレイ冷却系運転性能検査系統図（7号炉）

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。

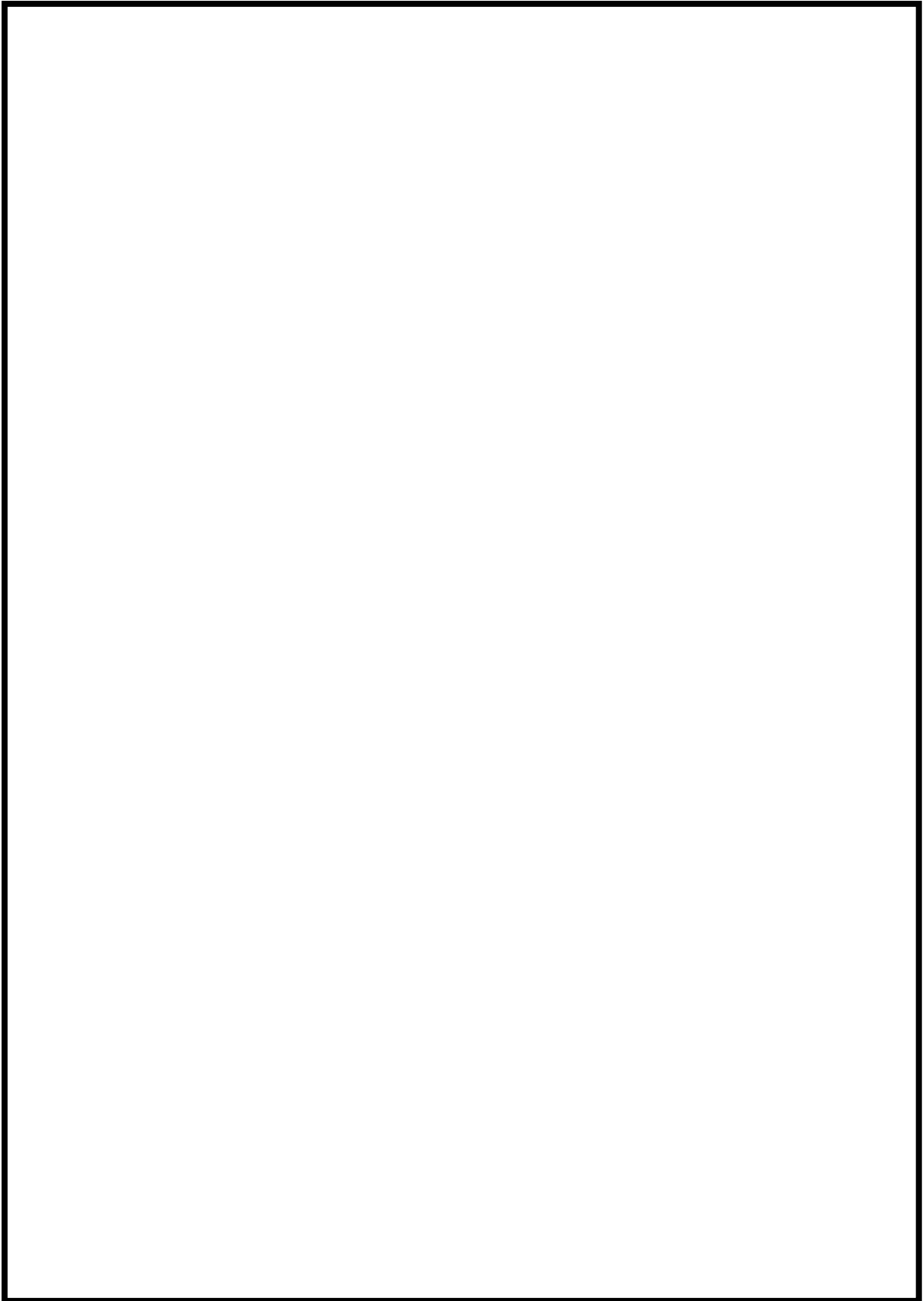


図5 運転性能検査系統図 (6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ(A-2級))

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 (常設))
容量	m ³ /h/台	70 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:96 以上, 7 号炉:93 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="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>【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>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) として使用する復水移送ポンプは, 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。</p> <p>また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。</p> <p>これらの系統構成は, 復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより, 残留熱除去系等の配管を經由して, 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。</p> <p>なお, 重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) として使用する復水移送ポンプは, 1 基あたり 3 台設置しており, このうち必要台数は最大で 2 台であり, 1 台を予備として確保する。</p>		

1. 容量 70m³/h/台 (注1) (125m³/h/台 (注2))

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

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

2. 揚程 6号炉：96m, 7号炉：93m (注1) (85m (注2))

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力 0.62 MPa の圧力差)、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

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

合計 約 96 m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

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

合計 約 51m

【7号炉】

- ・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

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

合計 約 93 m

- ・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

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

合計 約 48 m

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

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

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ縮切運転時の揚程約 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 55kW/台

(6号炉)

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

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

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))

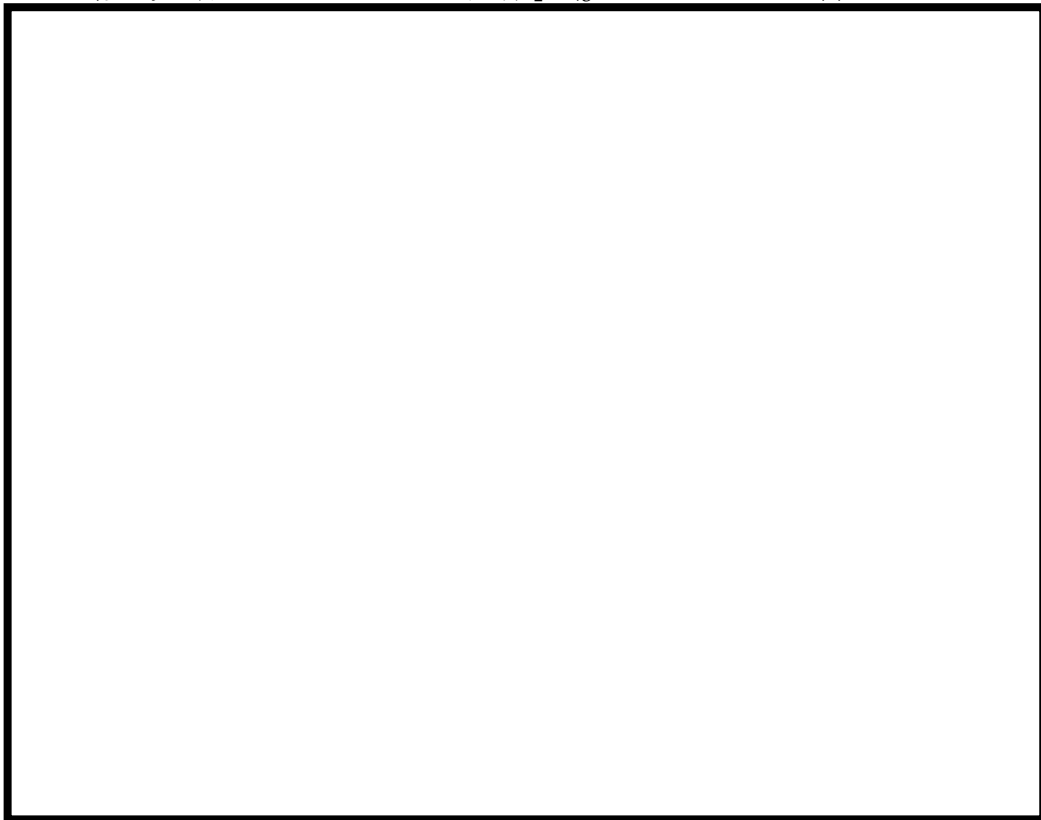


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

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

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

- 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) = 70
H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)
η : ポンプ効率 (%) = 約□ (図 49-6-2 参照)
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

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

格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時使用
について

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

また、原子炉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 50m³/h）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m³/h 以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

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

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

表 1 格納容器下部注水、代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

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

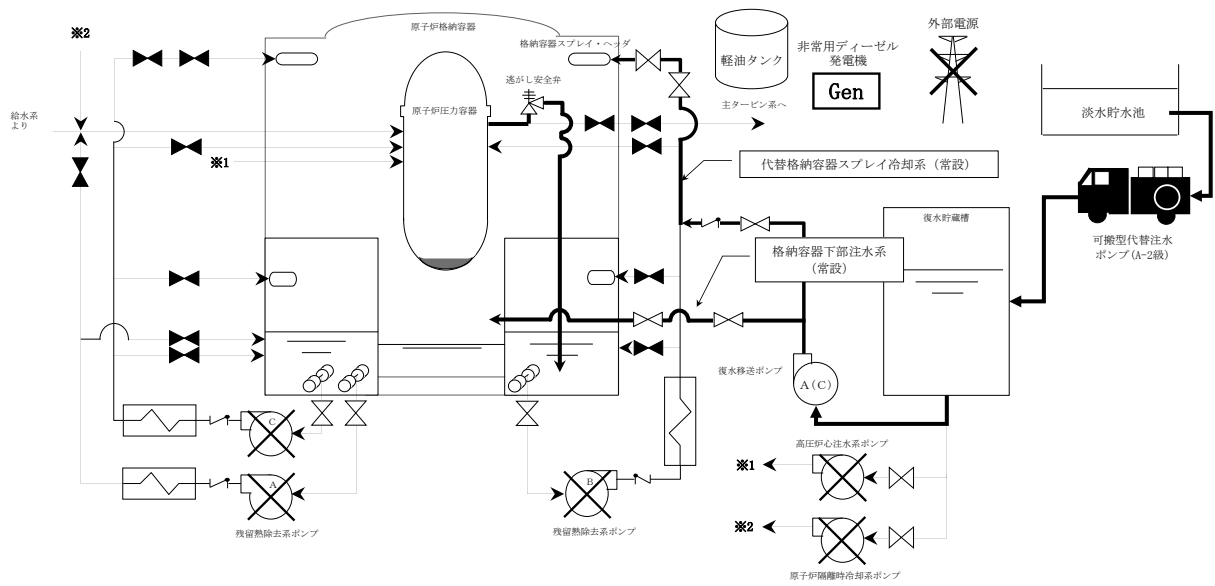


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

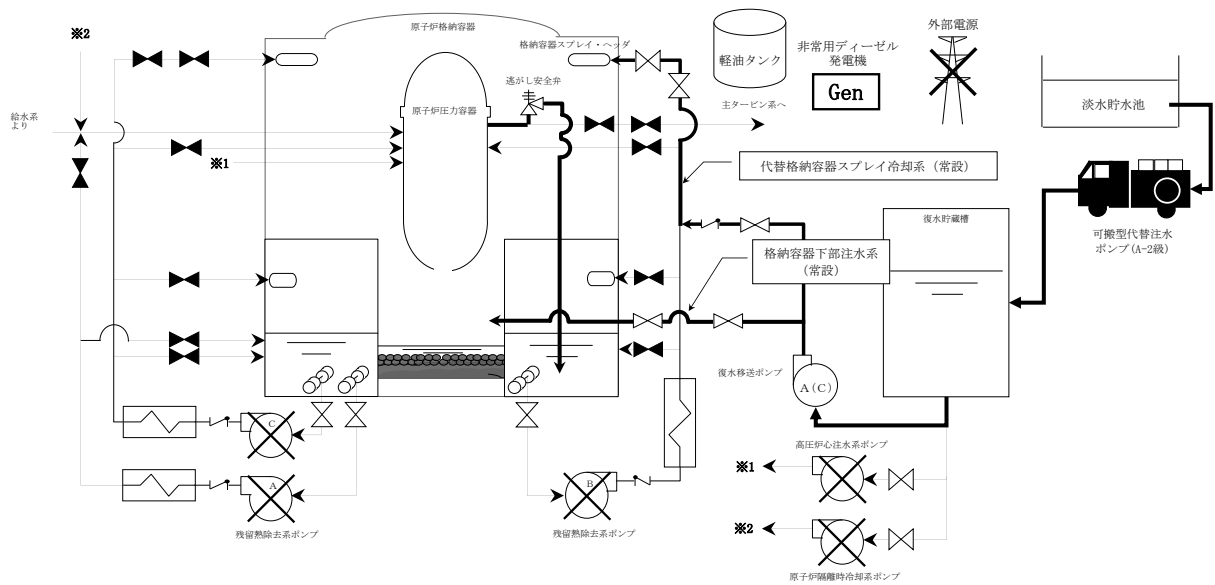


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

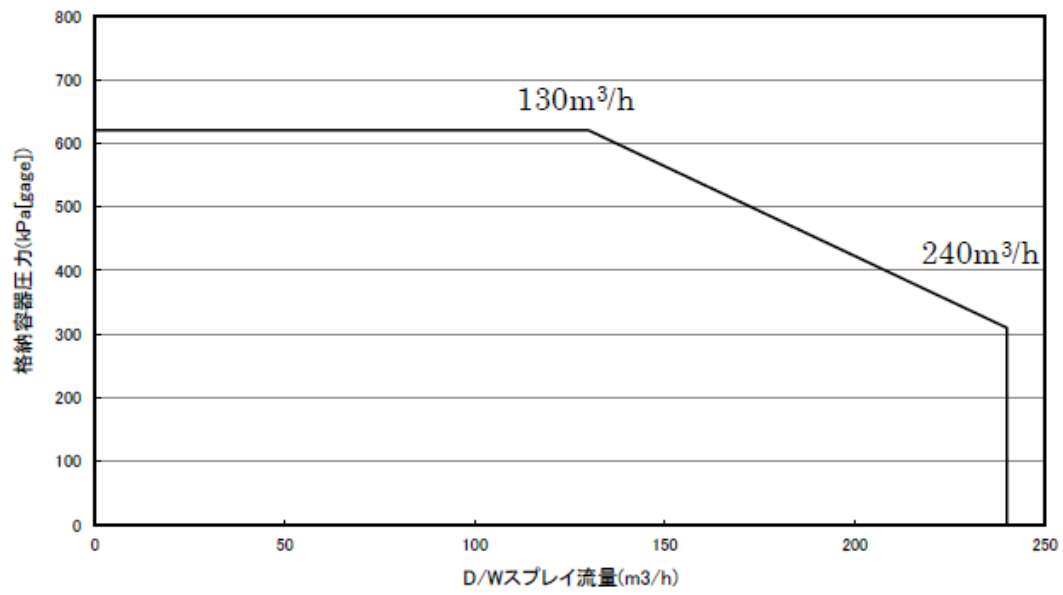


図3 ドライウェルスプレイ注水特性 (ペデスタル 50m³/h 同時注水時)

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	80(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.71(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 規格値を示す

【設定根拠】

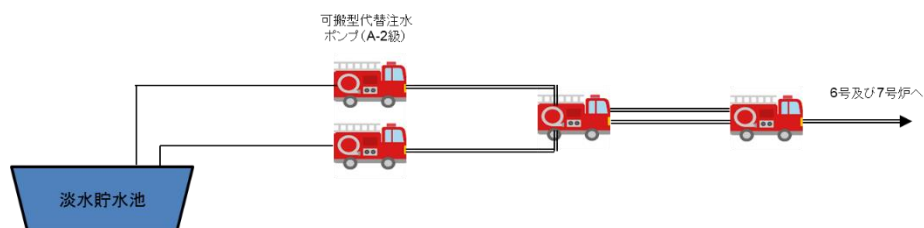
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、複数の代替淡水源 (淡水貯水池又は防火水槽) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

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



系統構成概要図

1. 容量 80m³/h(注1)／120m³/h(注2)

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量の要求値は、原子炉停止後約9時間後の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量である80m³/h以上とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される120m³/h以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.71MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉格納容器にスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力は、淡水を原子炉格納容器にスプレイする場合の、水源とスプレイ先の圧力差（大気開放である淡水貯水池等とスプレイ先の圧力差）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

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

【7号炉（東側）】

<残留熱除去系(B)配管からの代替格納容器スプレイ>

・MUWC接続口（北）の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa	
静水頭	約		MPa	
ホース圧損	約		MPa	※1
ホース湾曲による影響	約		MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa	
合計		約	0.71	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については49-6-15, 16参照。

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

以上より、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力の要求値は、約0.71MPa以上とする。

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

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

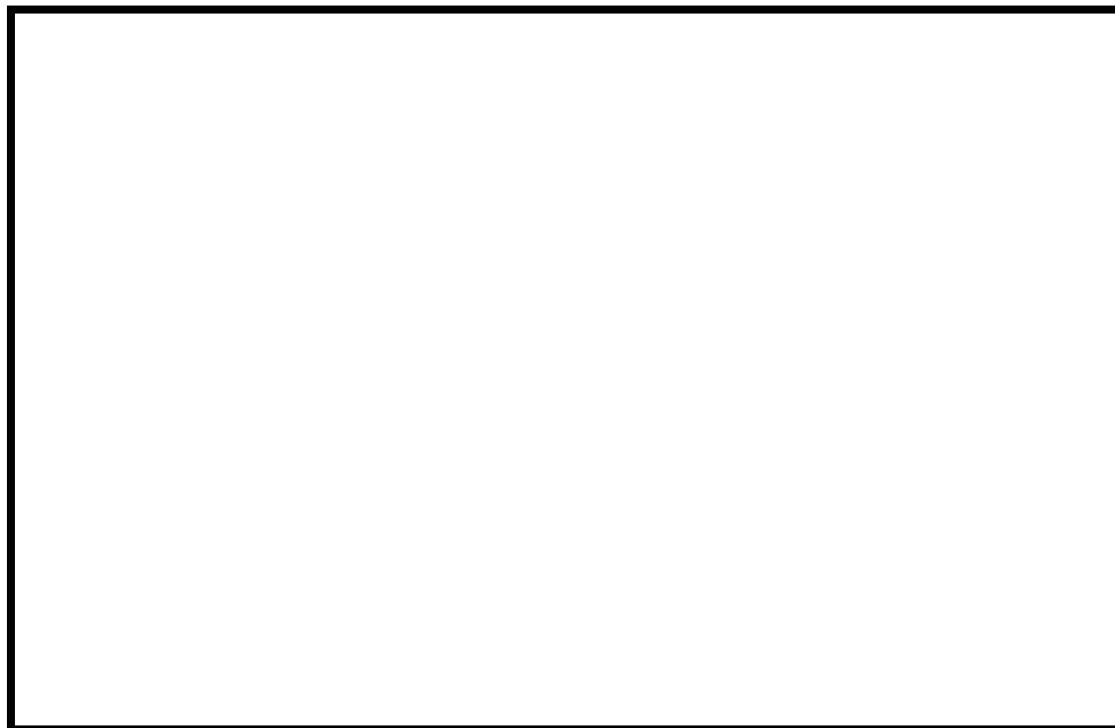


図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

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

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の有効NPSHが必要NPSHを十分に上回るように、上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）>

図3より、ポンプの必要回転数は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いる場合の必要流量（80m³/h）及び吐出圧力（0.71MPa）を満足する2400rpmとする。



図 4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

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

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

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

ここで、 H_a : 大気圧

H_n : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧

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

H_1 : 吸込圧損

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

とする。

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

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

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

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

< 中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

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

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

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

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) >

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

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

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

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

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

3. 最高使用圧力 2.0MPa

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

4. 最高使用温度 60℃

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

5. 原動機出力 100kW/台

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

ホースの湾曲による圧力損失への影響について

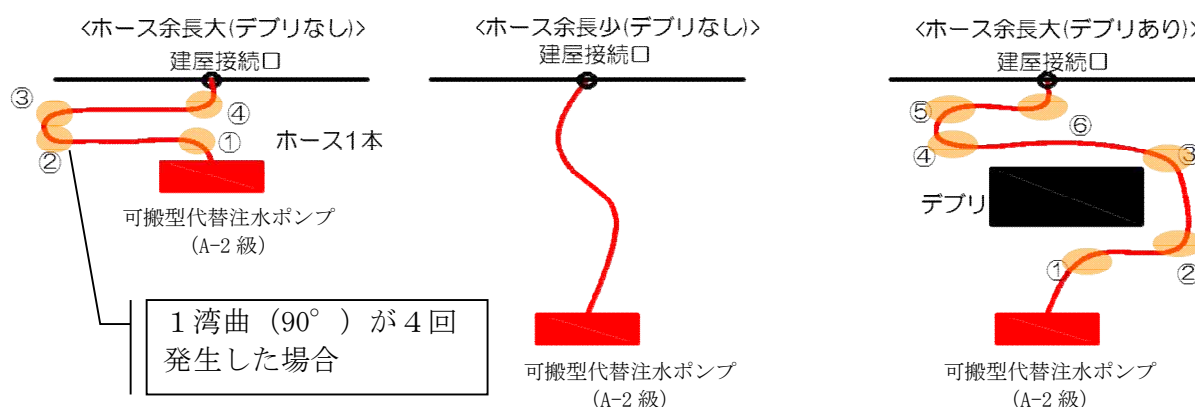


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

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

○損失係数 fc

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

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

を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合、1 ラインあたり

45 [m³/h] = 0.75 [m³/min] となる。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、75A のホースを使用する場合

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

・流速 $v=Q/A$ より

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

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

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

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

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

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

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

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

したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1~2 に示すが、いずれの系統も可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いるため、表 1 で示すとおりに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗のシナリオの条件を用いる。したがって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）80m³/h と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の特性と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1Pd (310kPa[gage]) 及び原子炉圧力 0.8MPa の場合に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量が 80m³/h、低圧代替注水系（可搬型）は 40m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と低圧代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、低圧代替注水系（可搬型）の必要流量

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

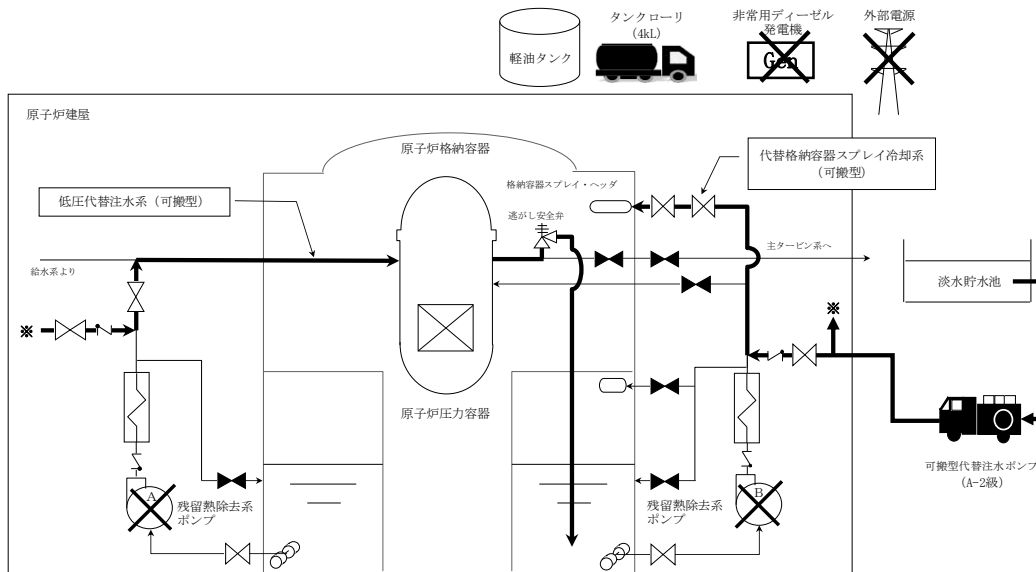


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

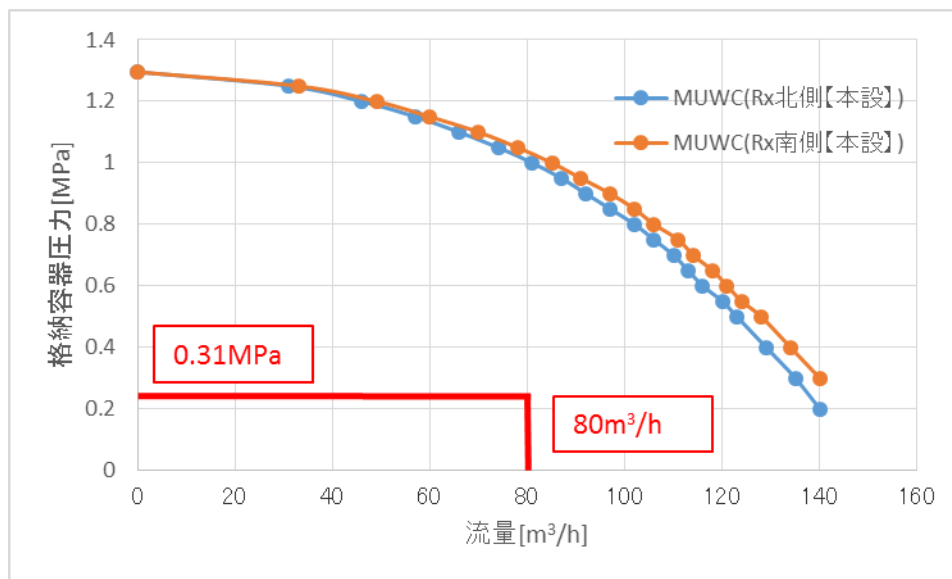


図2 代替格納容器スプレイ注水特性（低圧代替注水 40m³/h 同時注水時）

49-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

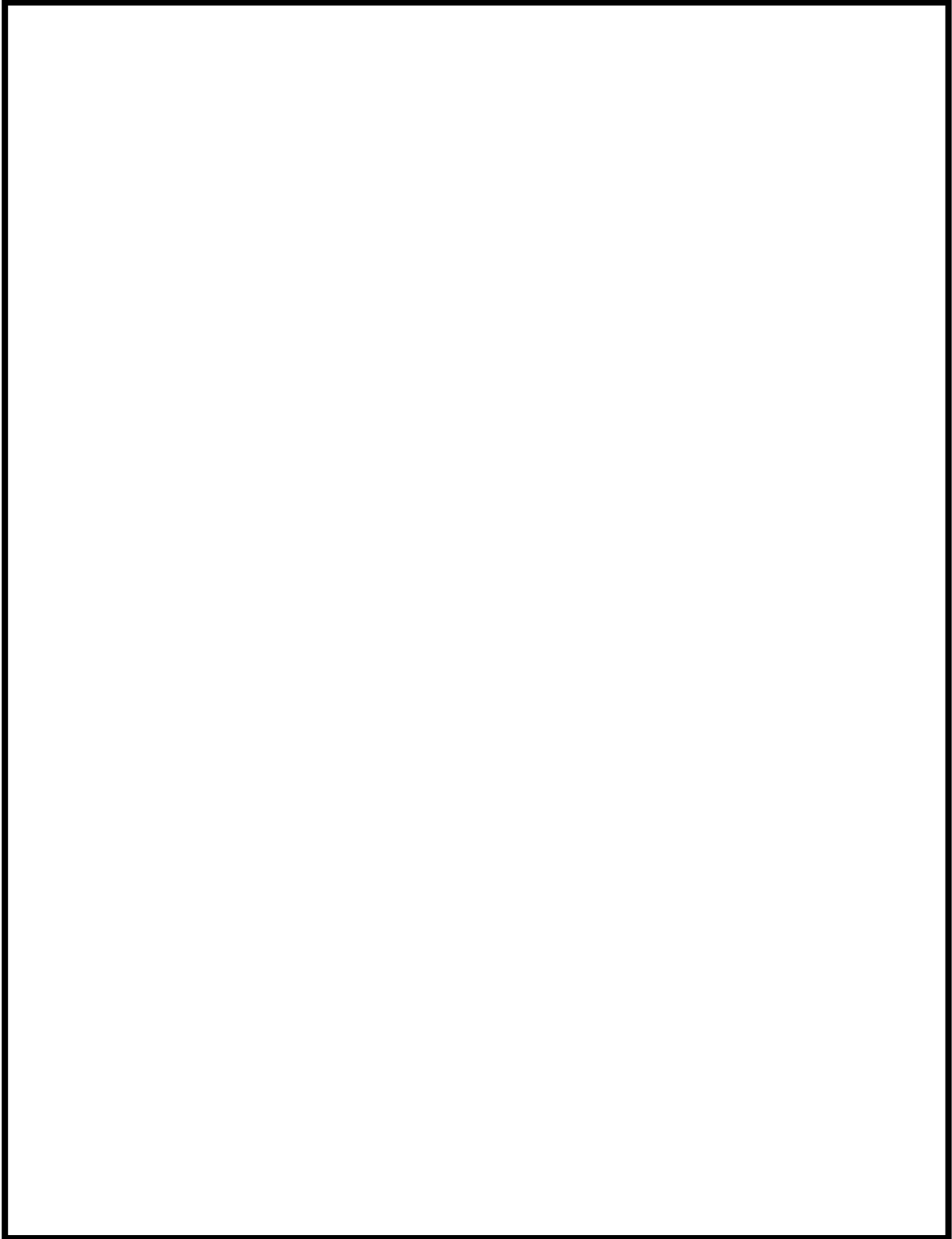


図 1 接続図（淡水貯水池から接続口）

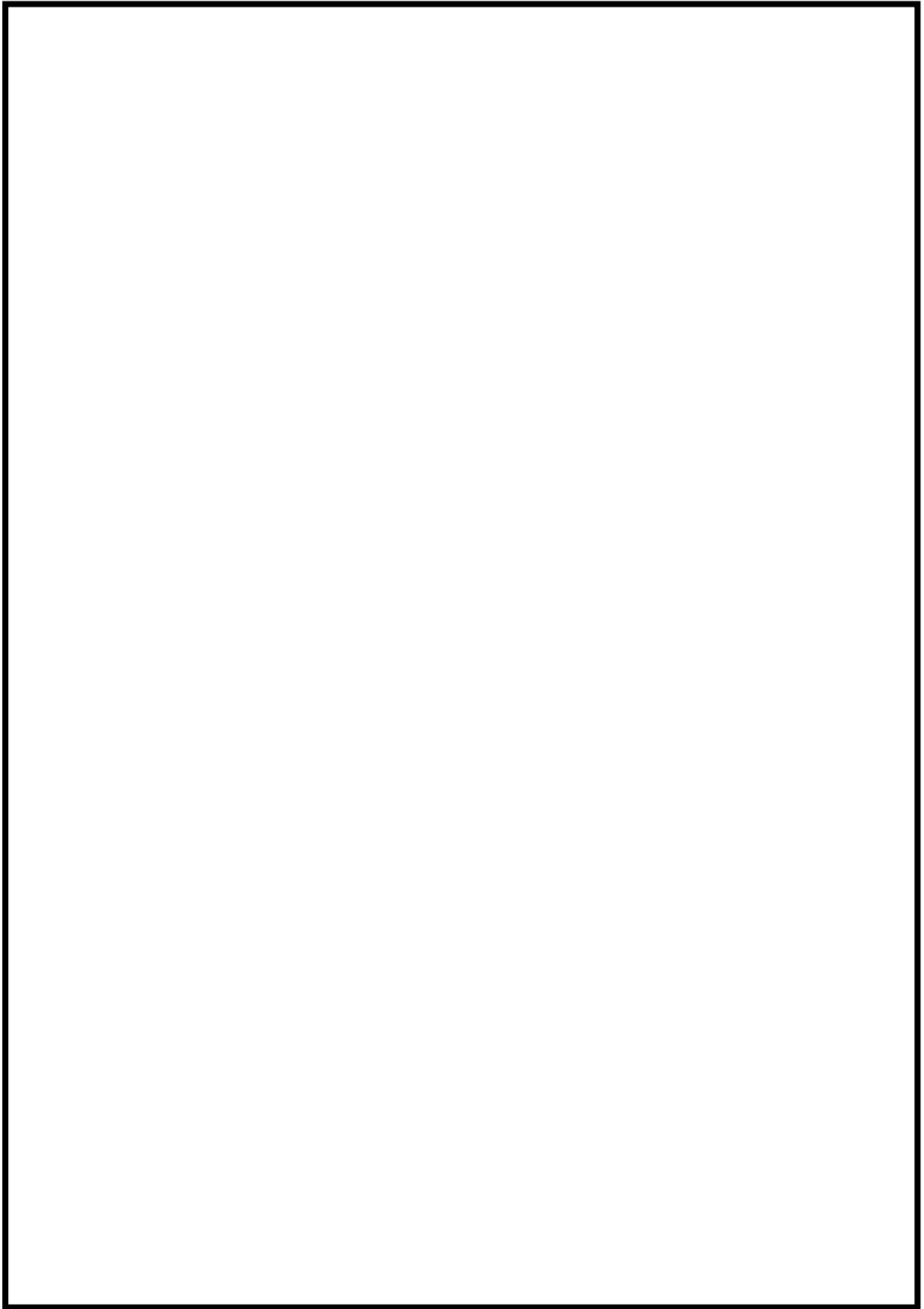


図 2 接続図(防火水槽から接続口)

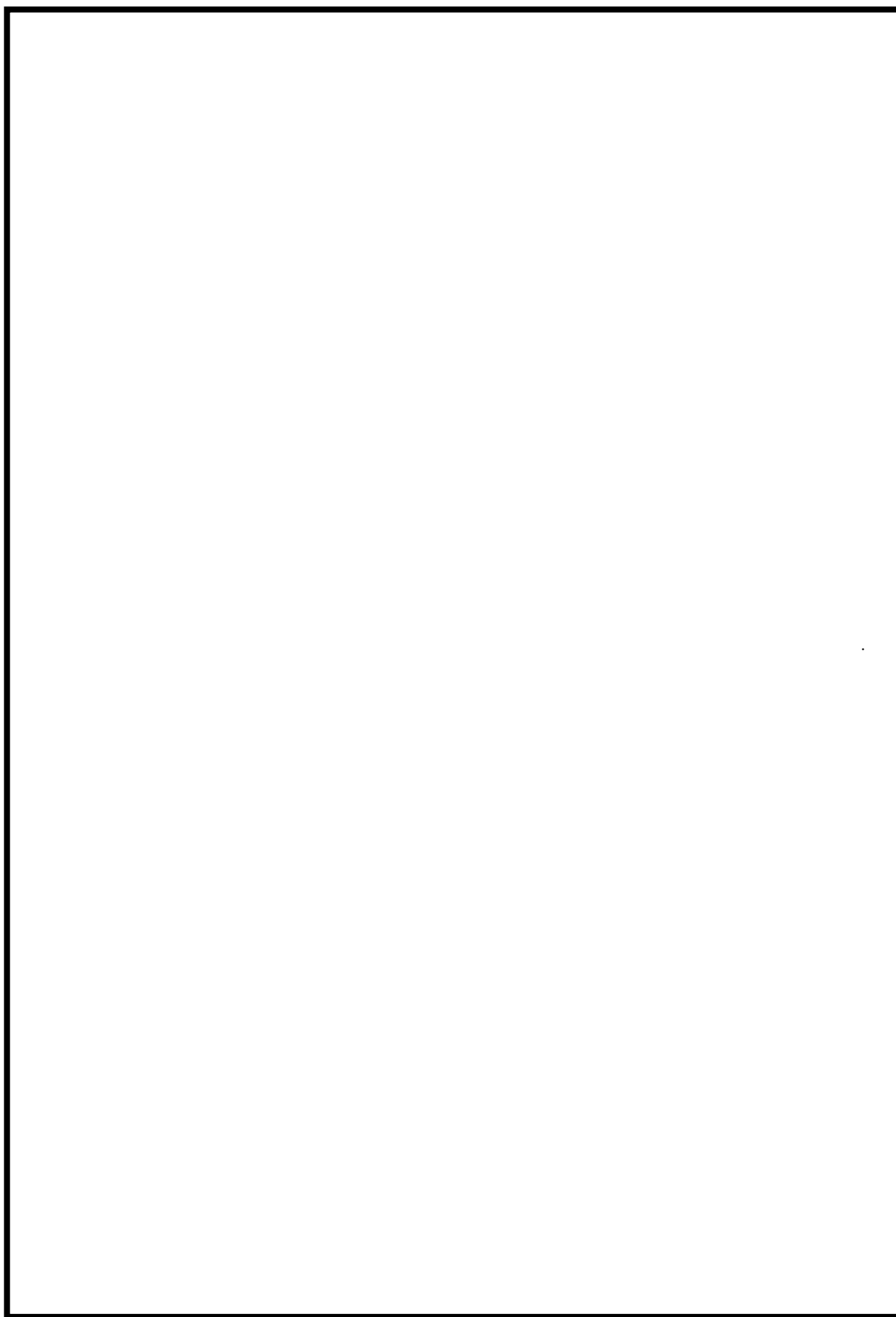


図 3 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

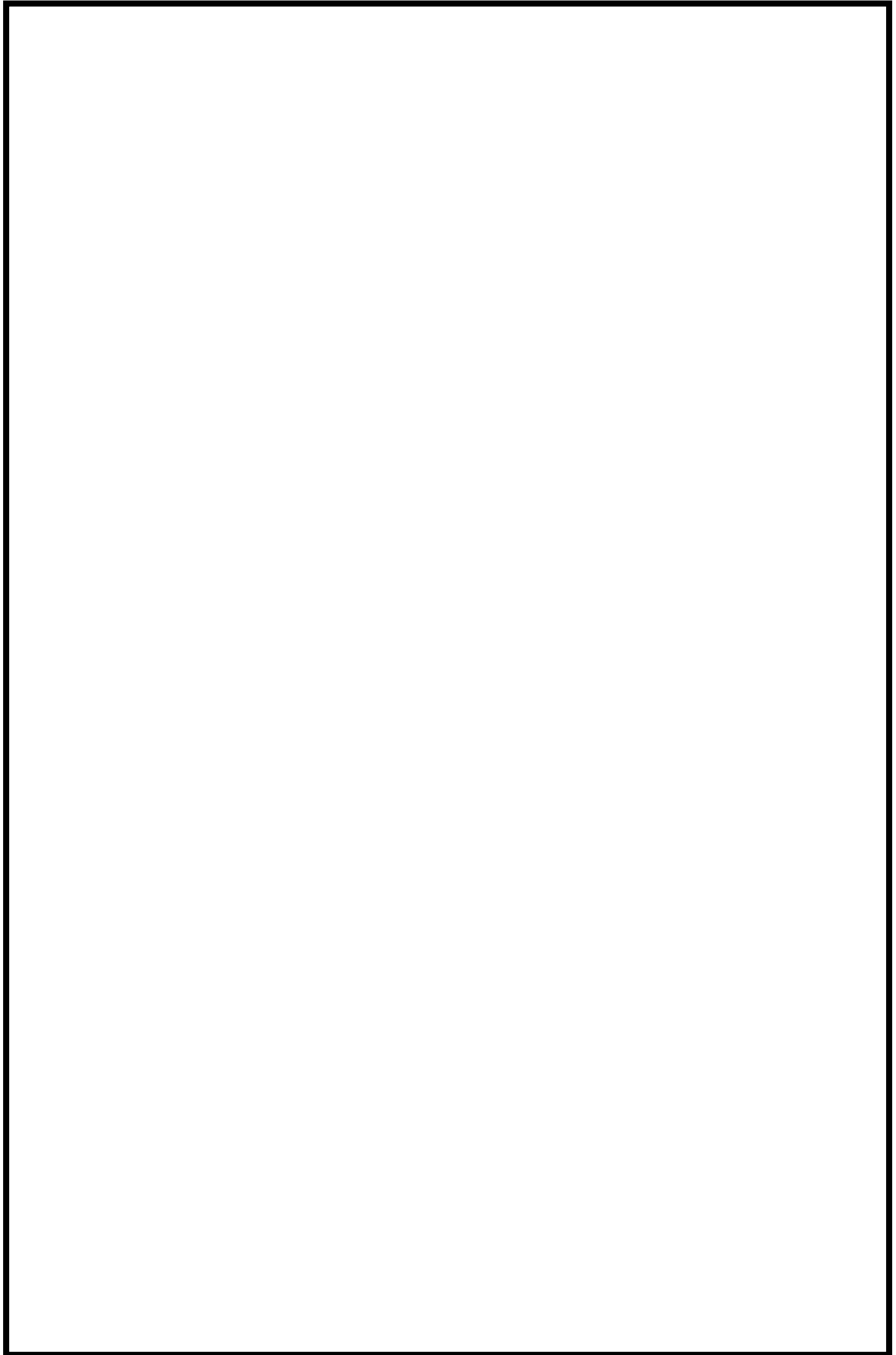


図 4 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

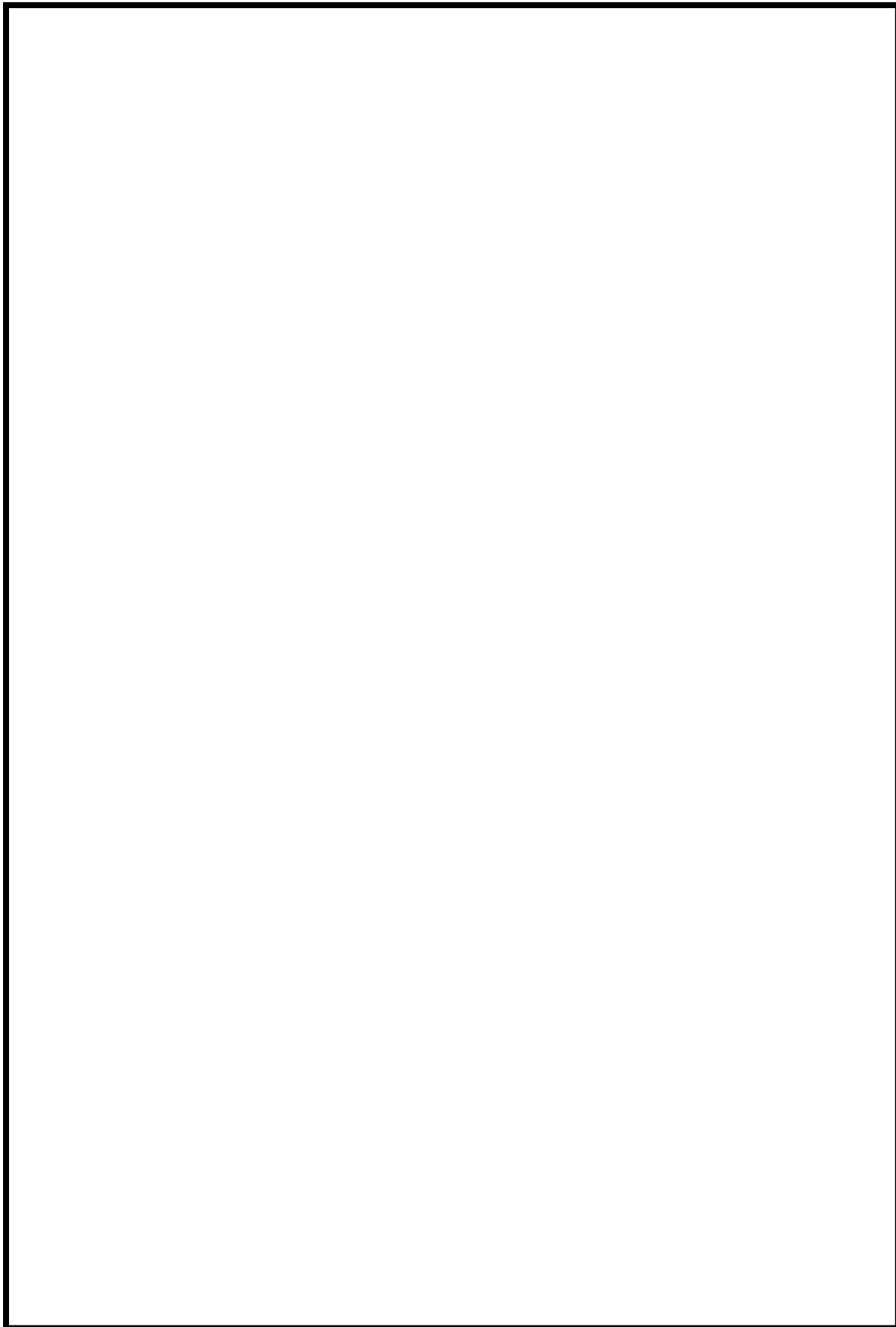


図 5 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

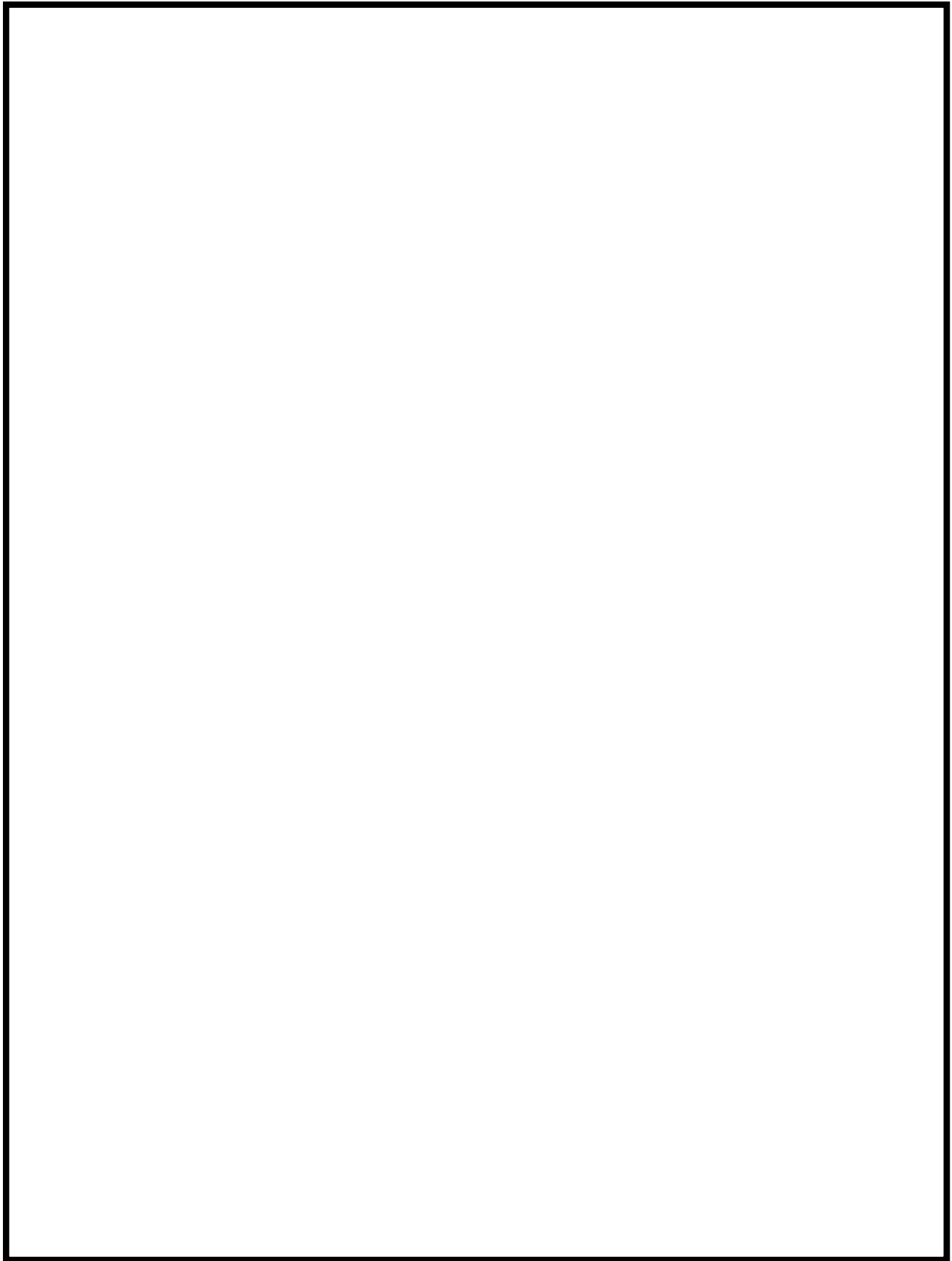


図 6 接続図(建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

49-8
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。

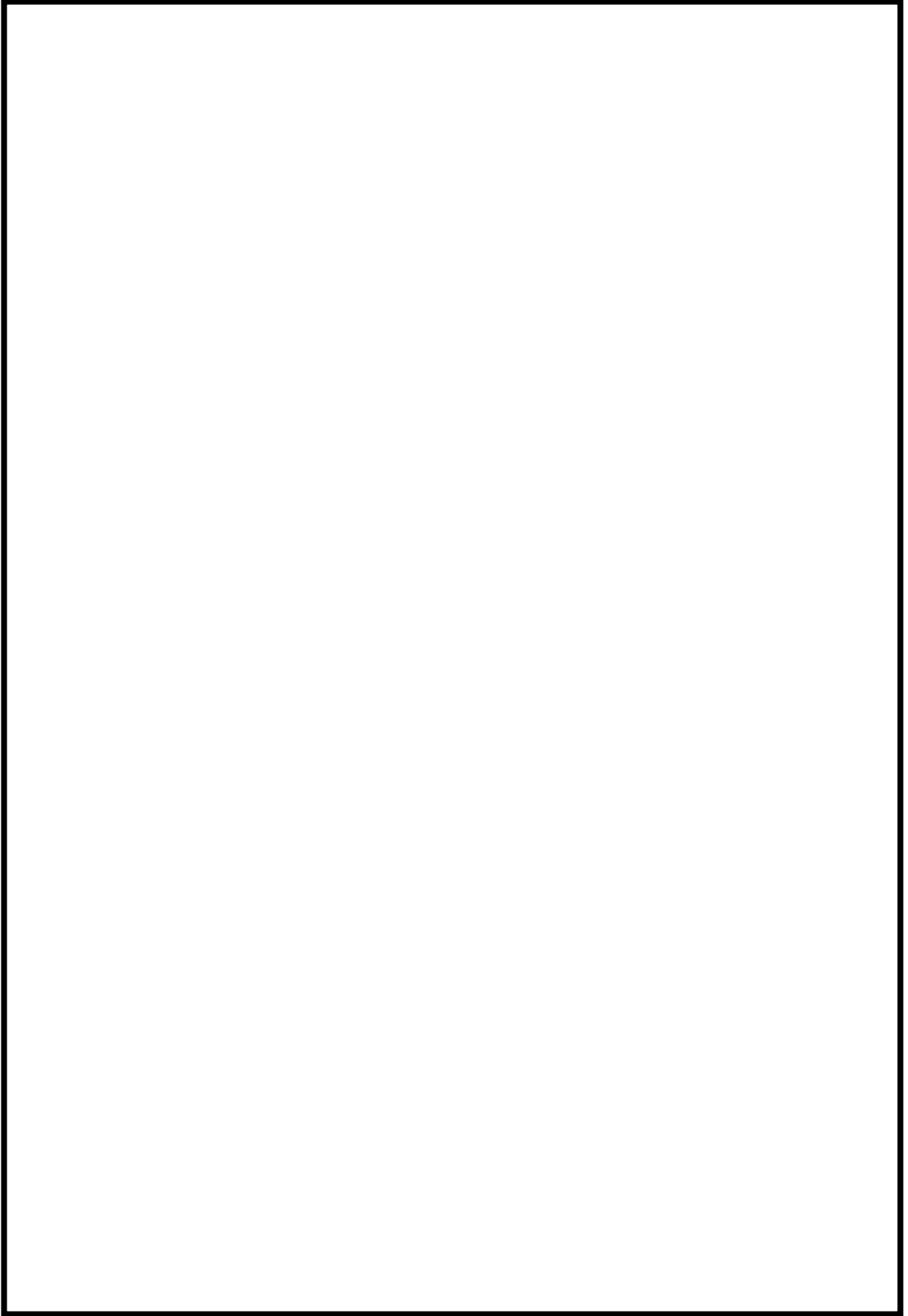


图 1 保管場所图(位置的分散)

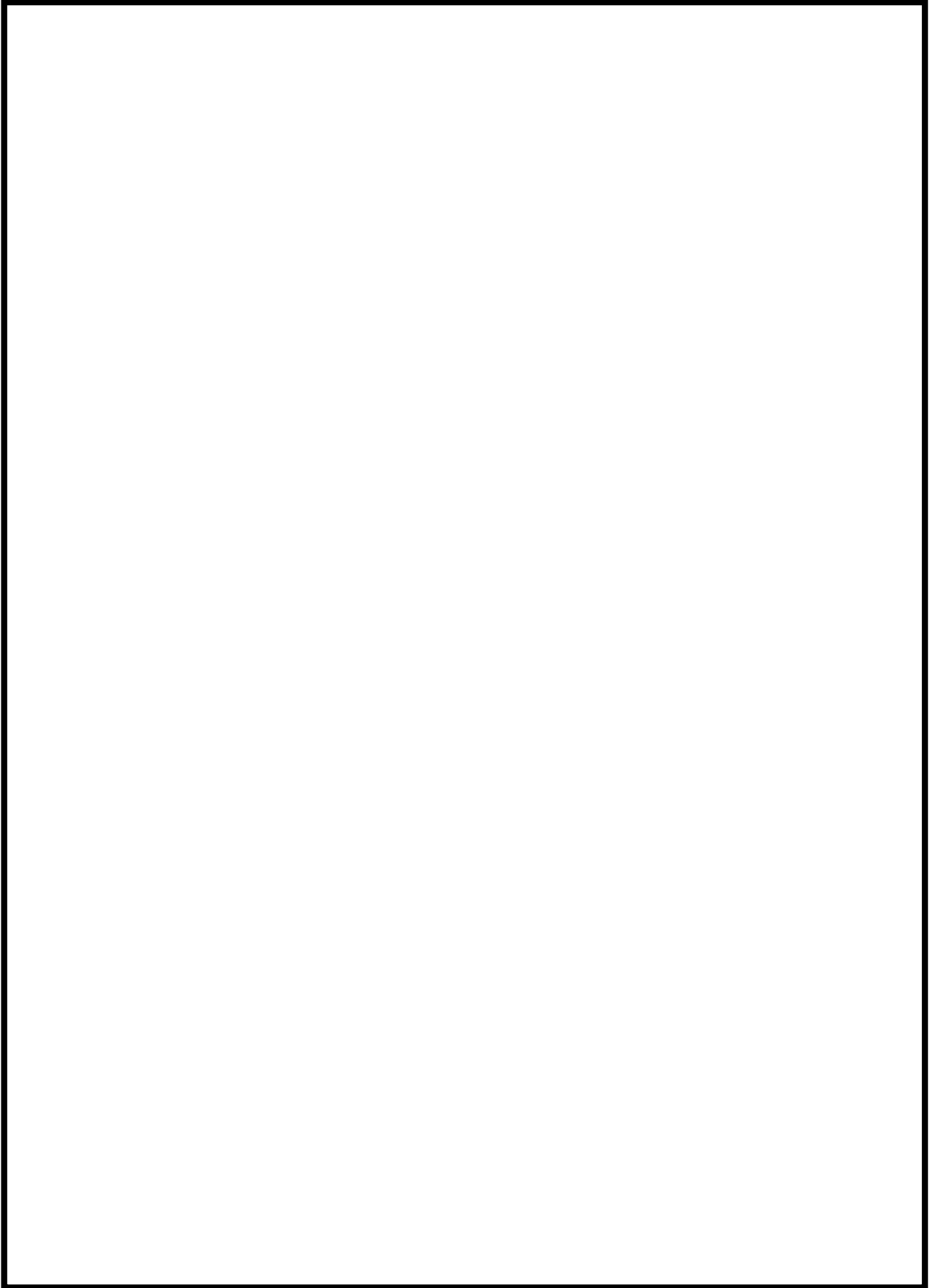


図 2 保管場所図 (機器配置)

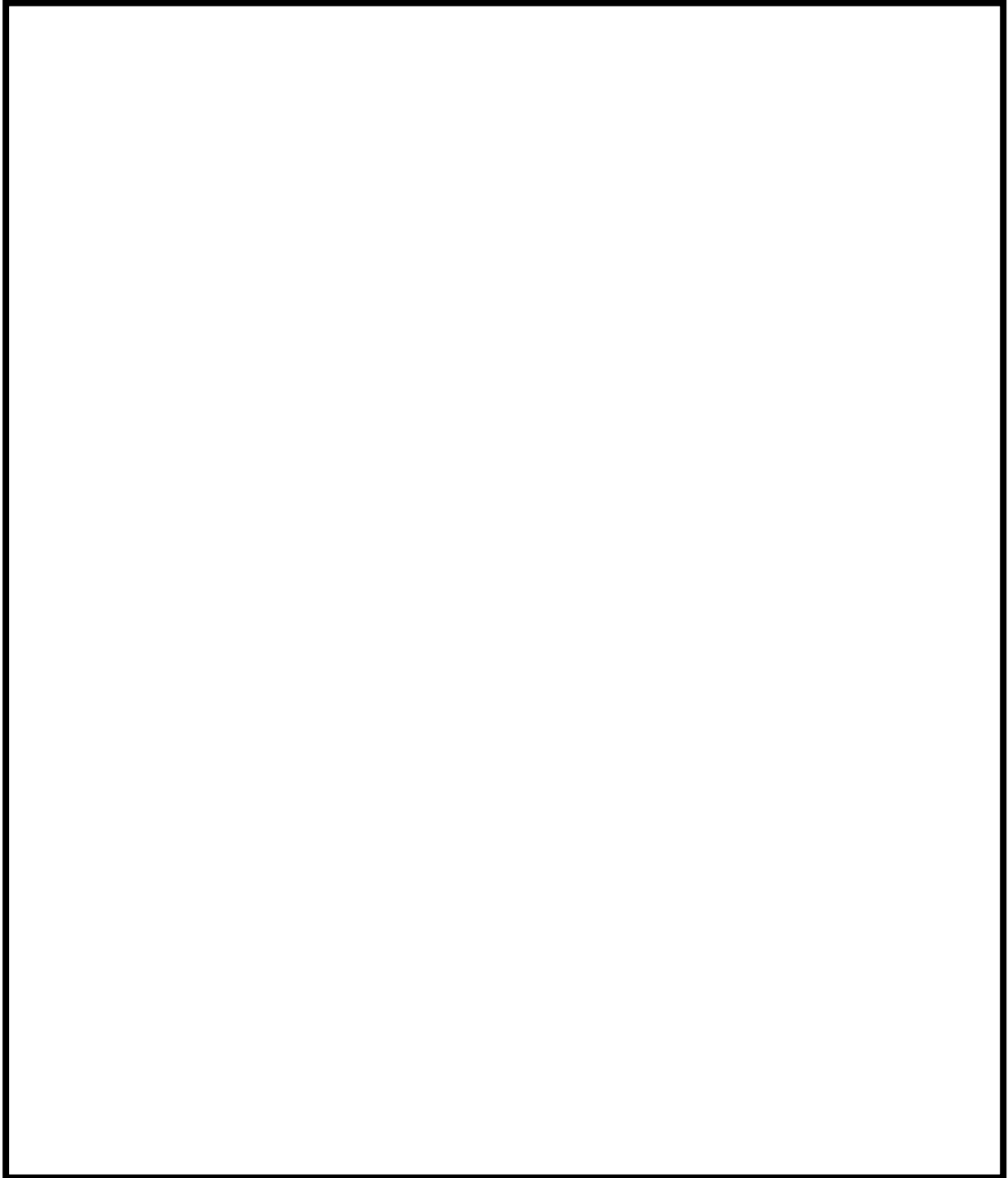


図 3 保管場所図(ホース保管場所 6号炉原子炉建屋地上1階)

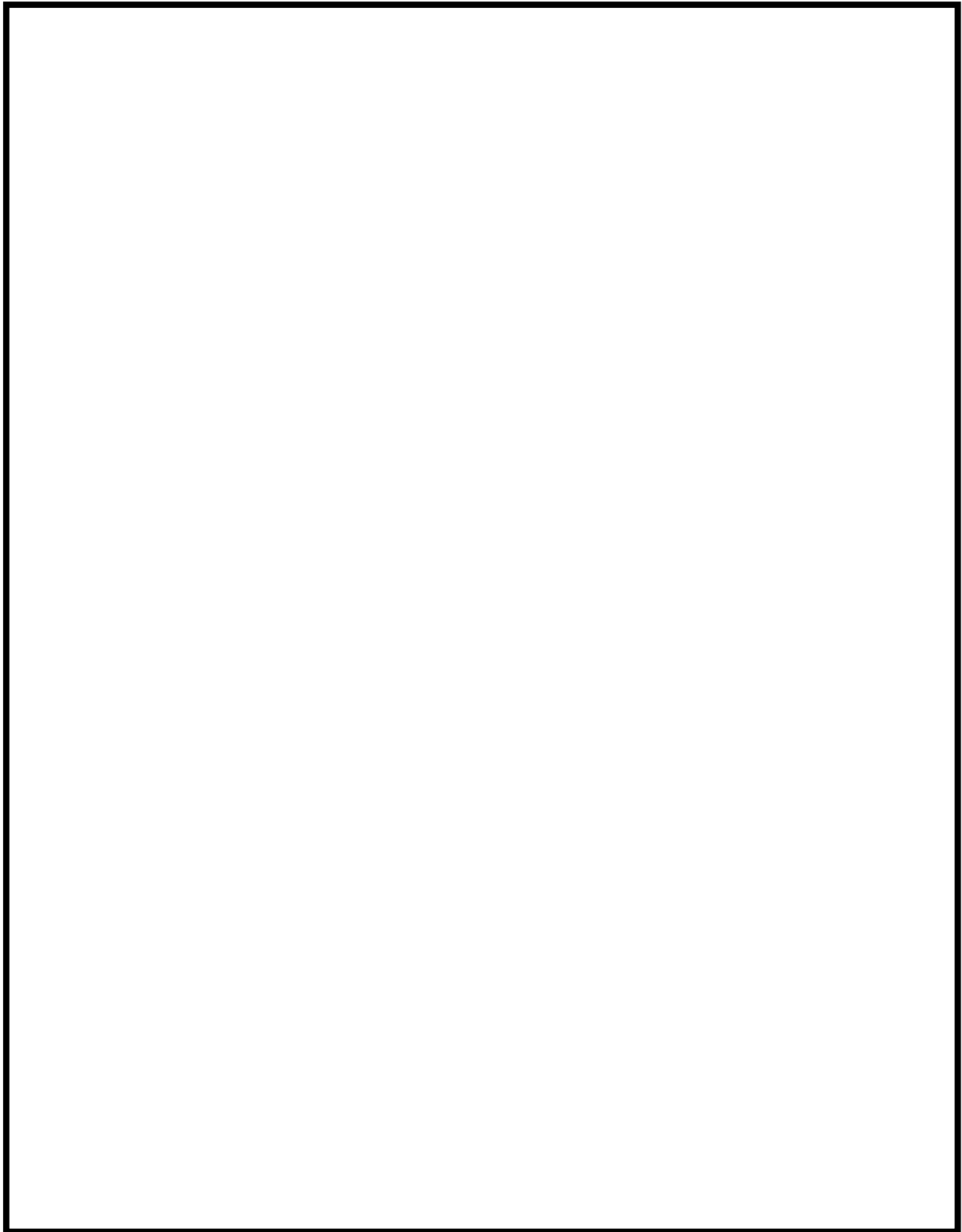


図 4 保管場所図(ホース保管場所 7号炉原子炉建屋地上1階)

49-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

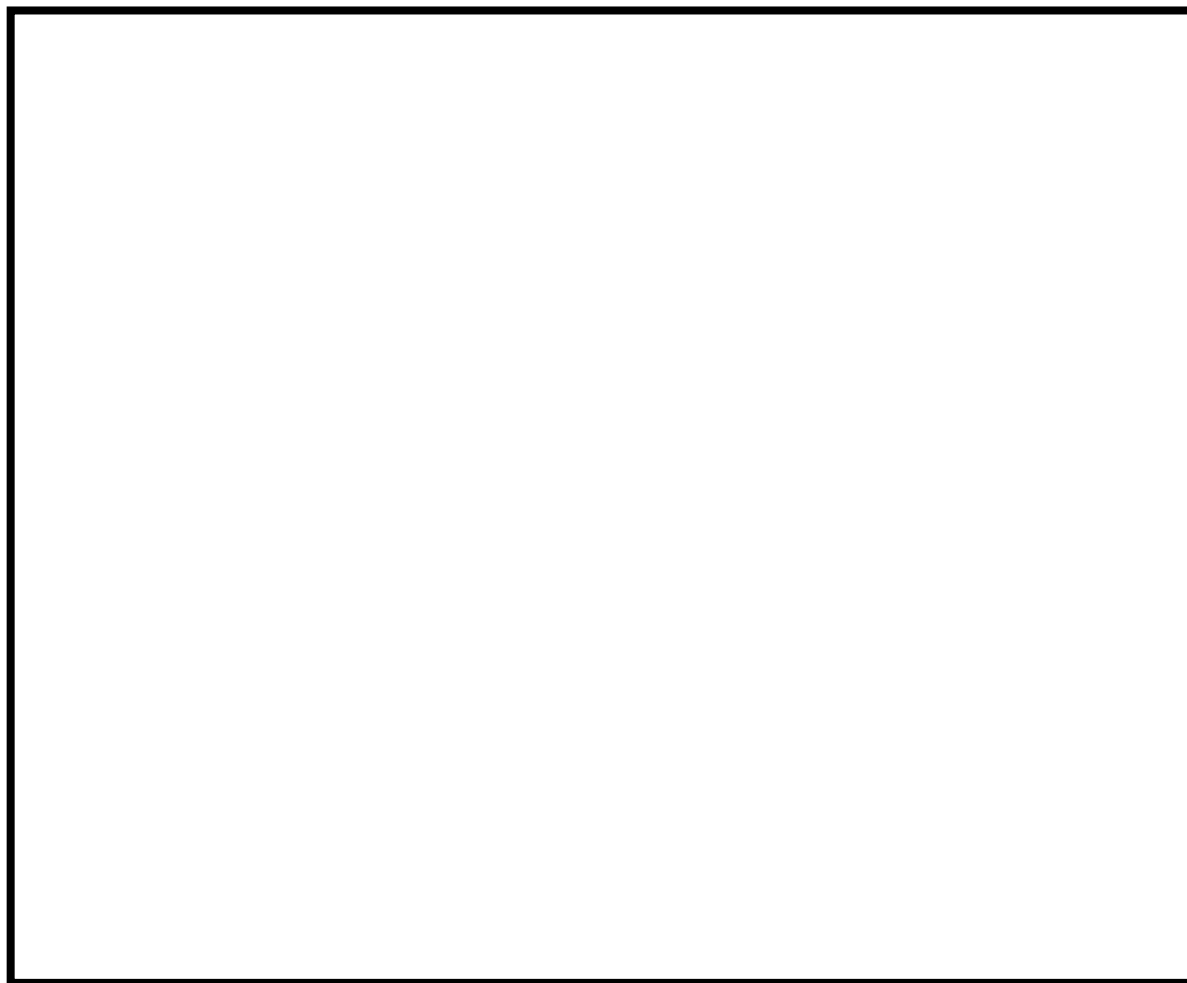


図 1 保管場所及びアクセスルート図



図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図



図3 森林火災発生時のアクセスルート図



図 4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

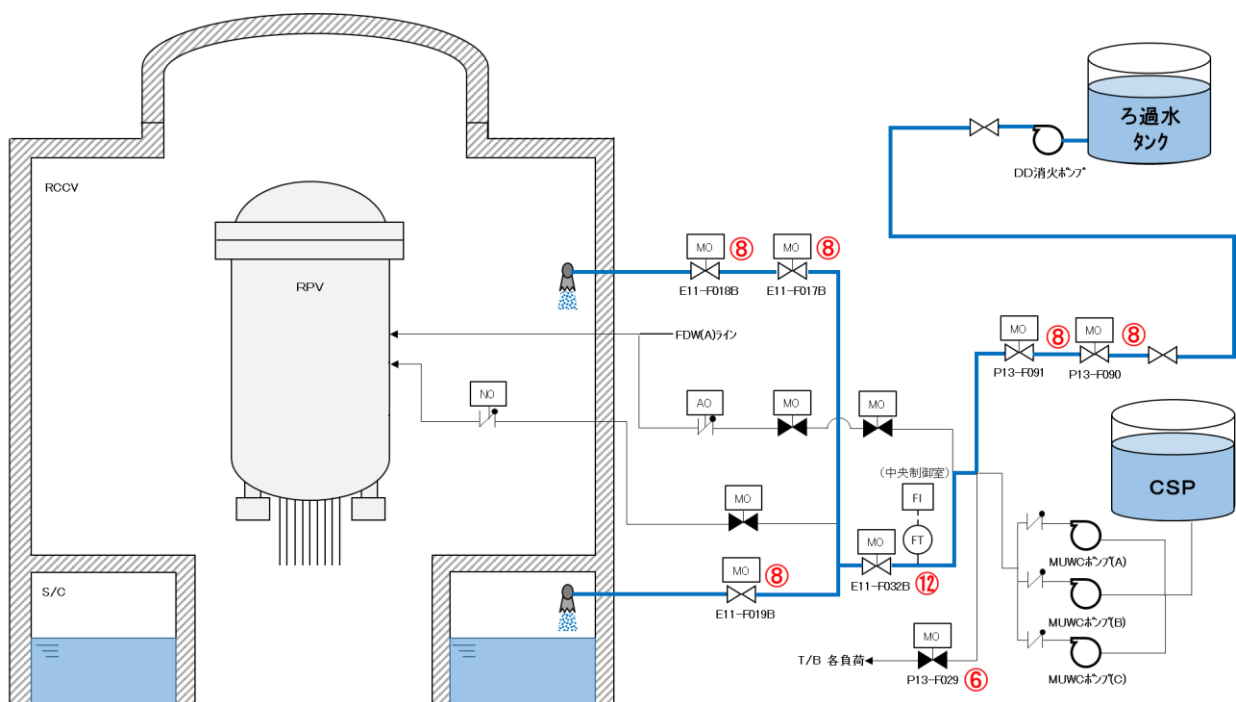
49-10
その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

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（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ，復水移送ポンプが機能喪失した場合，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレ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（常設）とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，残留熱除去系を通じて格納容器スプレ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	タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第1連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第2連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図

②ドライウェル冷却系による格納容器除熱

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

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

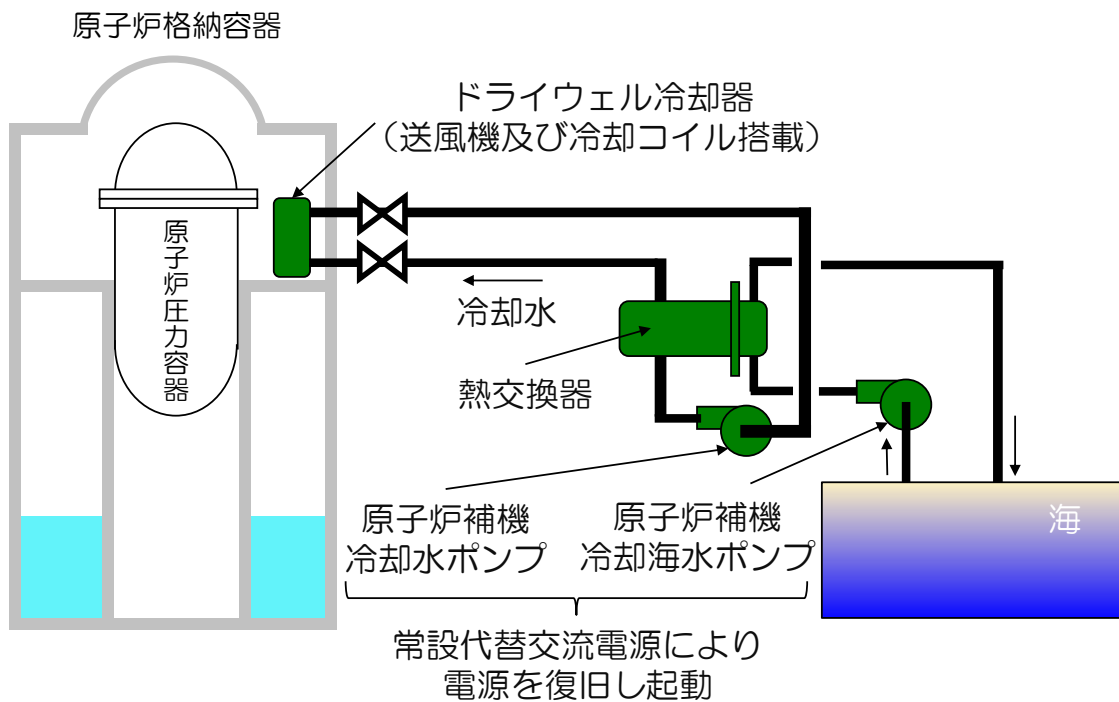


図2 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

49-11

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、下表のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B	残留熱除去系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)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B
残留熱除去系洗浄弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	残留熱除去系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	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	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	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁	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/非常用連絡管二次止め弁	P13-F020
残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁 (B)	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B
MUWC接続口外側隔離弁1 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F134	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
MUWC接続口外側隔離弁2 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
MUWC接続口外側隔離弁1 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F130	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
MUWC接続口外側隔離弁2 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
MUWC可搬式接続口隔離弁1	R/B外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MUWC可搬式接続口隔離弁2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC可搬式接続口隔離弁3	R/B外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC接続口内側隔離弁 (B)	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
MUWC接続口内側隔離弁 (A)	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	P13-F053	復水補給水系 FQT-21バイパス弁	P13-F062