

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

令和 2 年 2 月

中国電力株式会社

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 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
- 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
- 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
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 60 条 監視測定設備
- 61 条 緊急時対策所
- 62 条 通信連絡を行うために必要な設備
- その他 原子炉圧力容器，原子炉格納容器，燃料貯蔵設備，非常用取水設備，
原子炉棟

下線は、今回の提出資料を示す。

47 条 補足説明資料

47-1 S A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

47-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋 外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	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 (電動弁)		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操作が必要		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)	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 a, A b, B	
			関連資料	47-3 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			47-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内		A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		大量送水車		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 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, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (手動弁, 電動弁)	A, B	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		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	47-4 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	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
	関連資料			47-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	47-3 配置図, 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の選定)	-	
			関連資料	47-3 配置図, 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	47-3 配置図, 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設備あり) - 屋外	A b	
サポート系要因			対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料			47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
		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施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料	—					

47-2 単線結線図

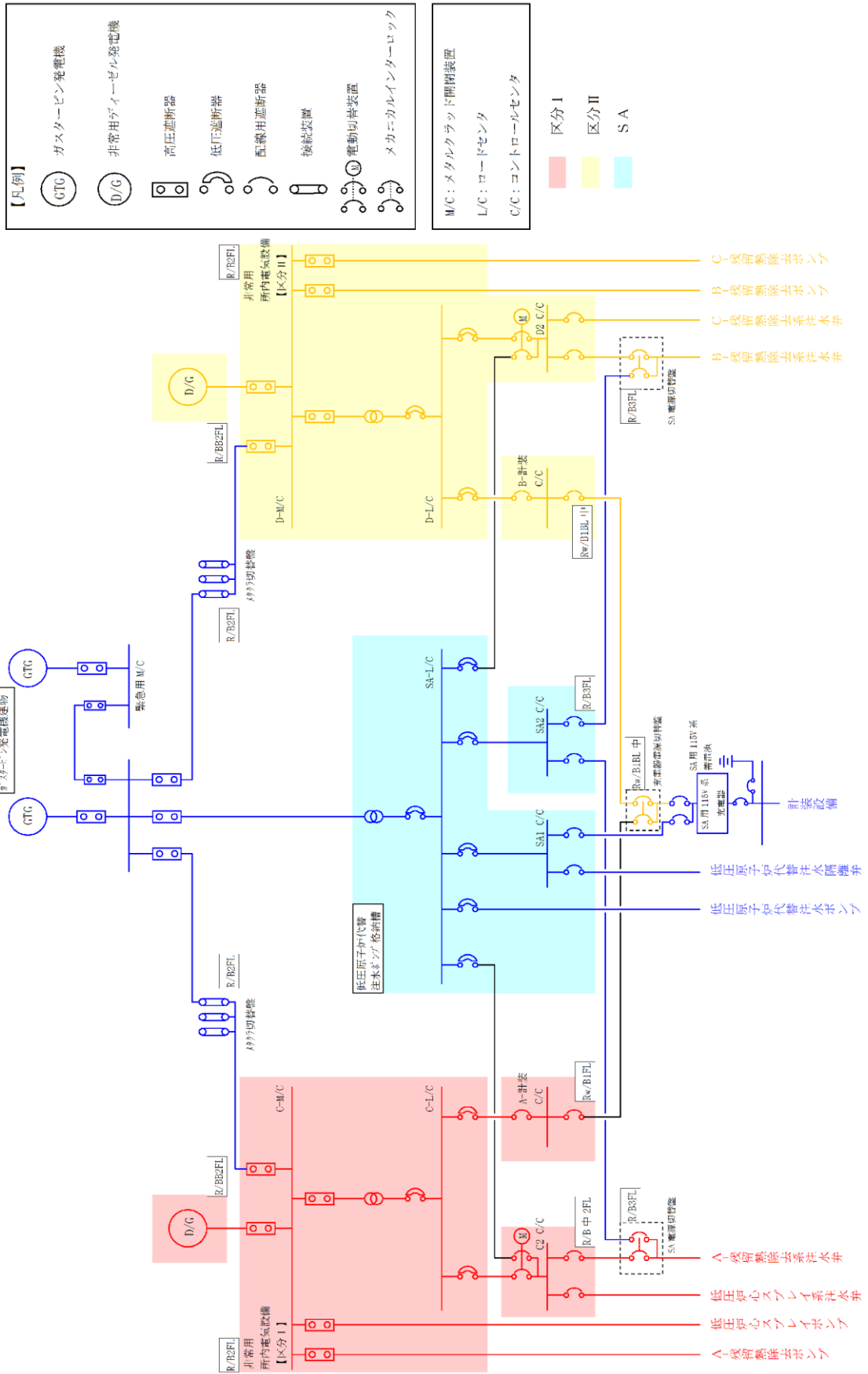
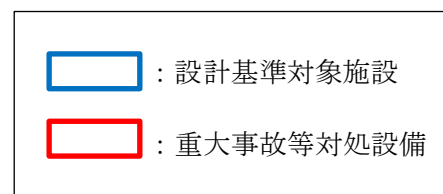


図1 単線結線図

47-3 配置図



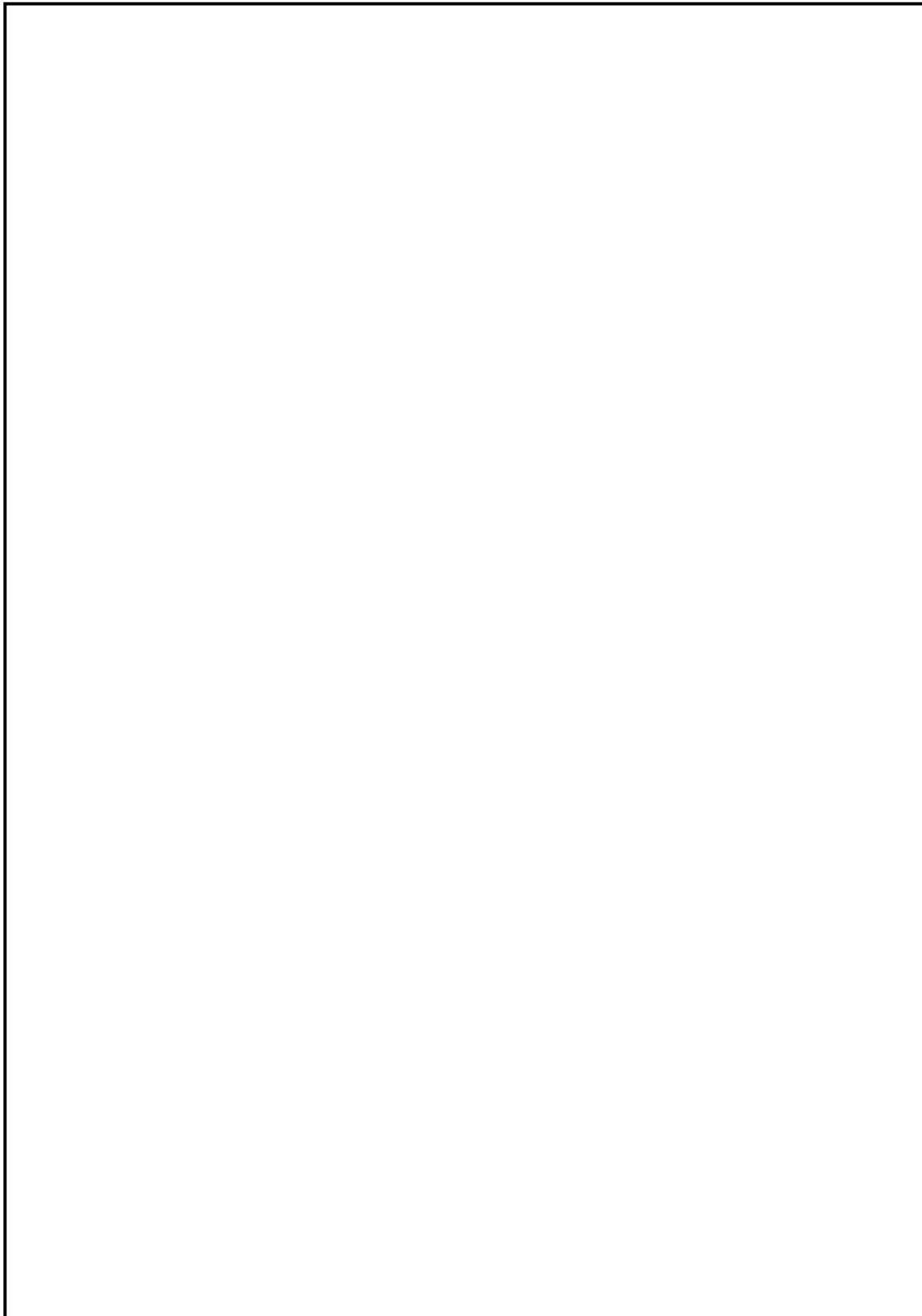


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

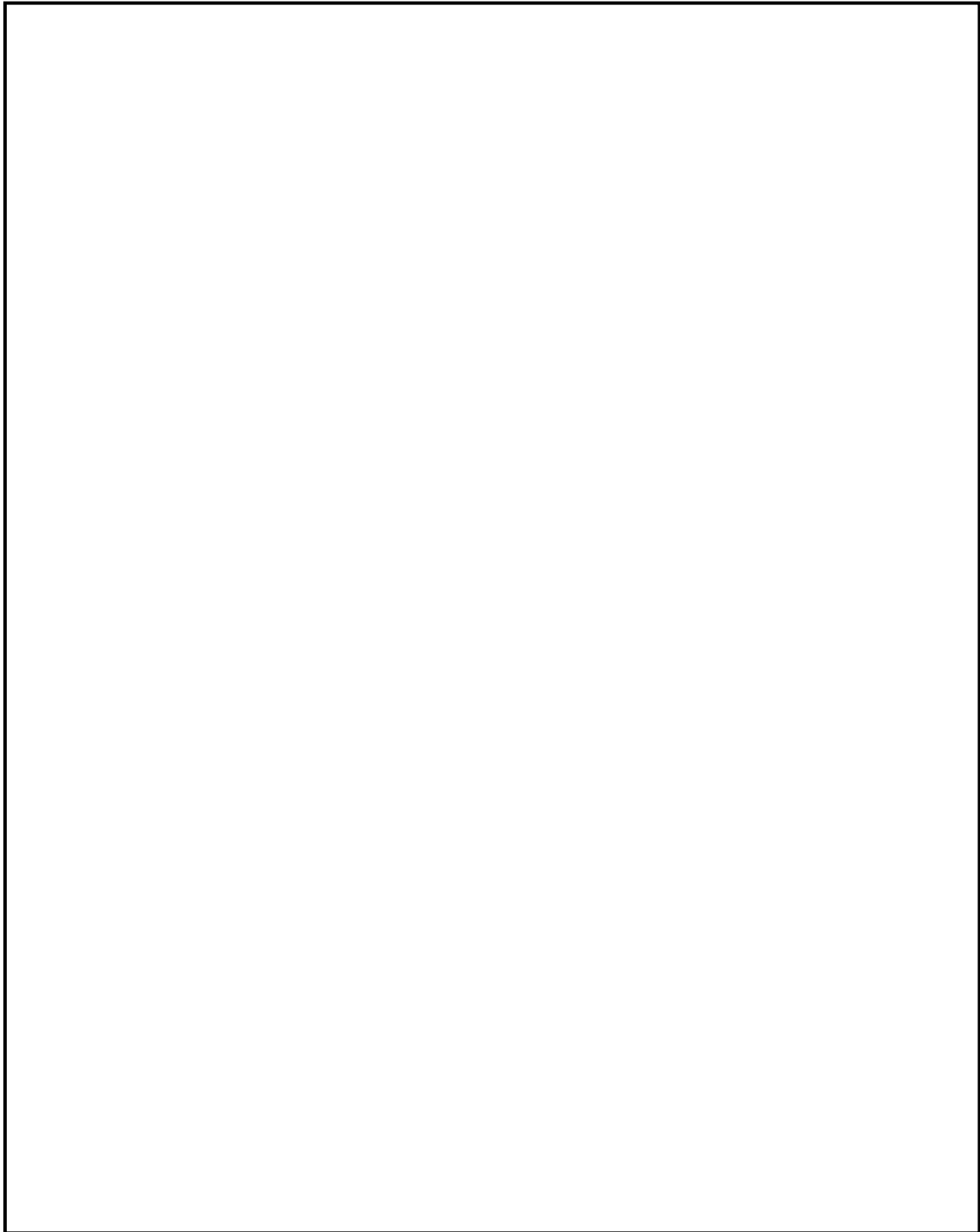


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

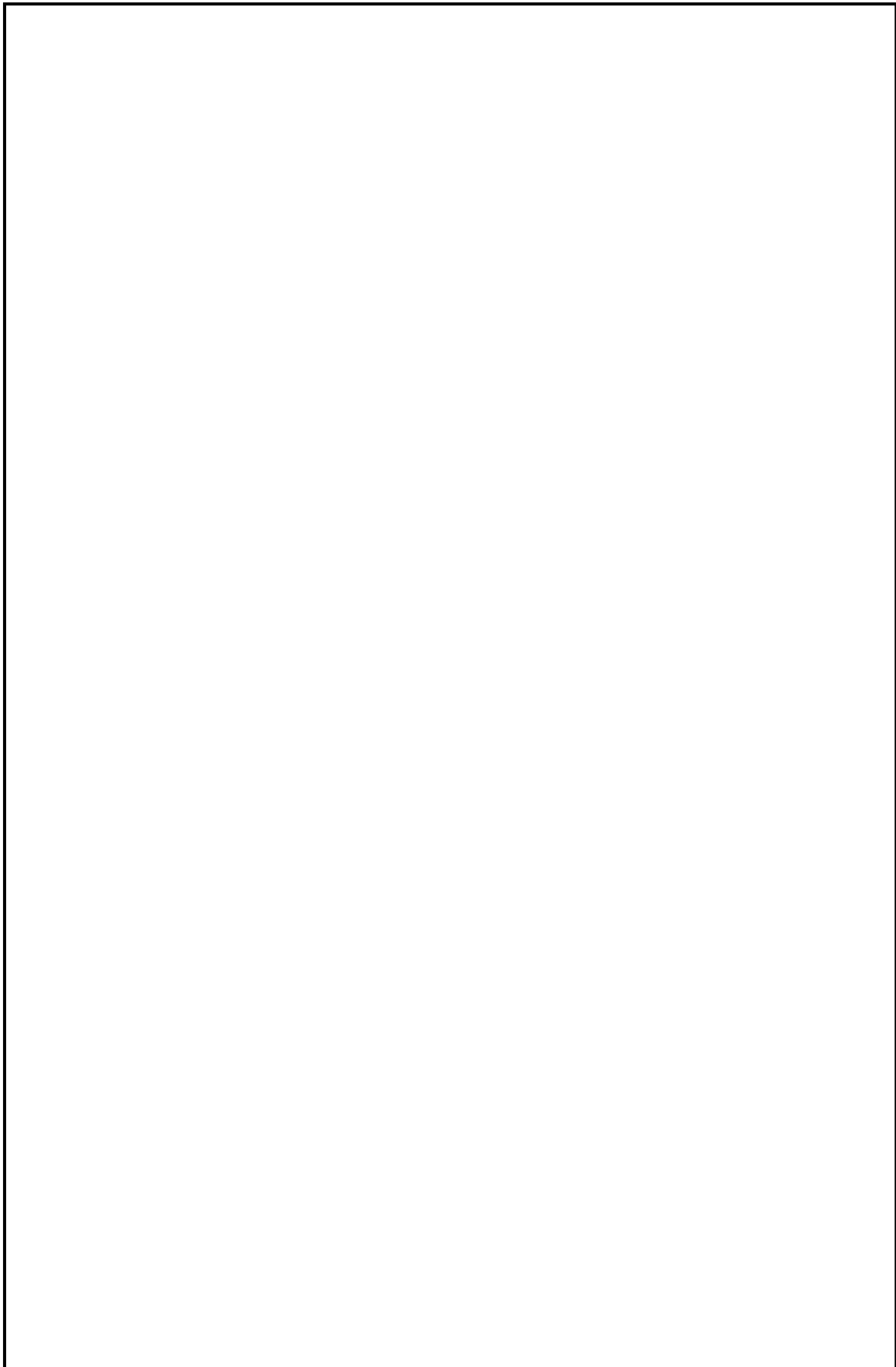


図3 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

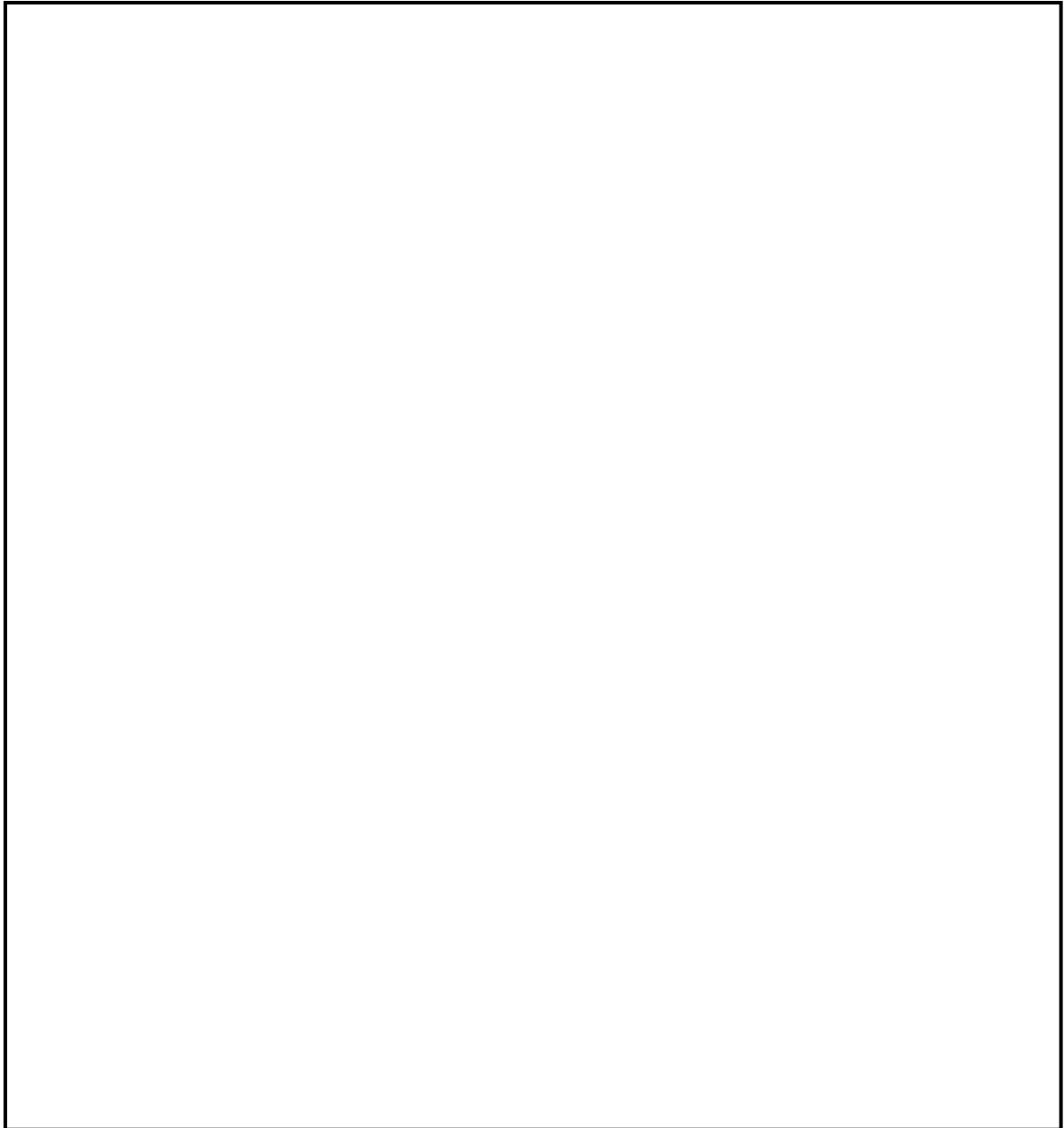


図4 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイポンプの配置図(原子炉建物地上3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

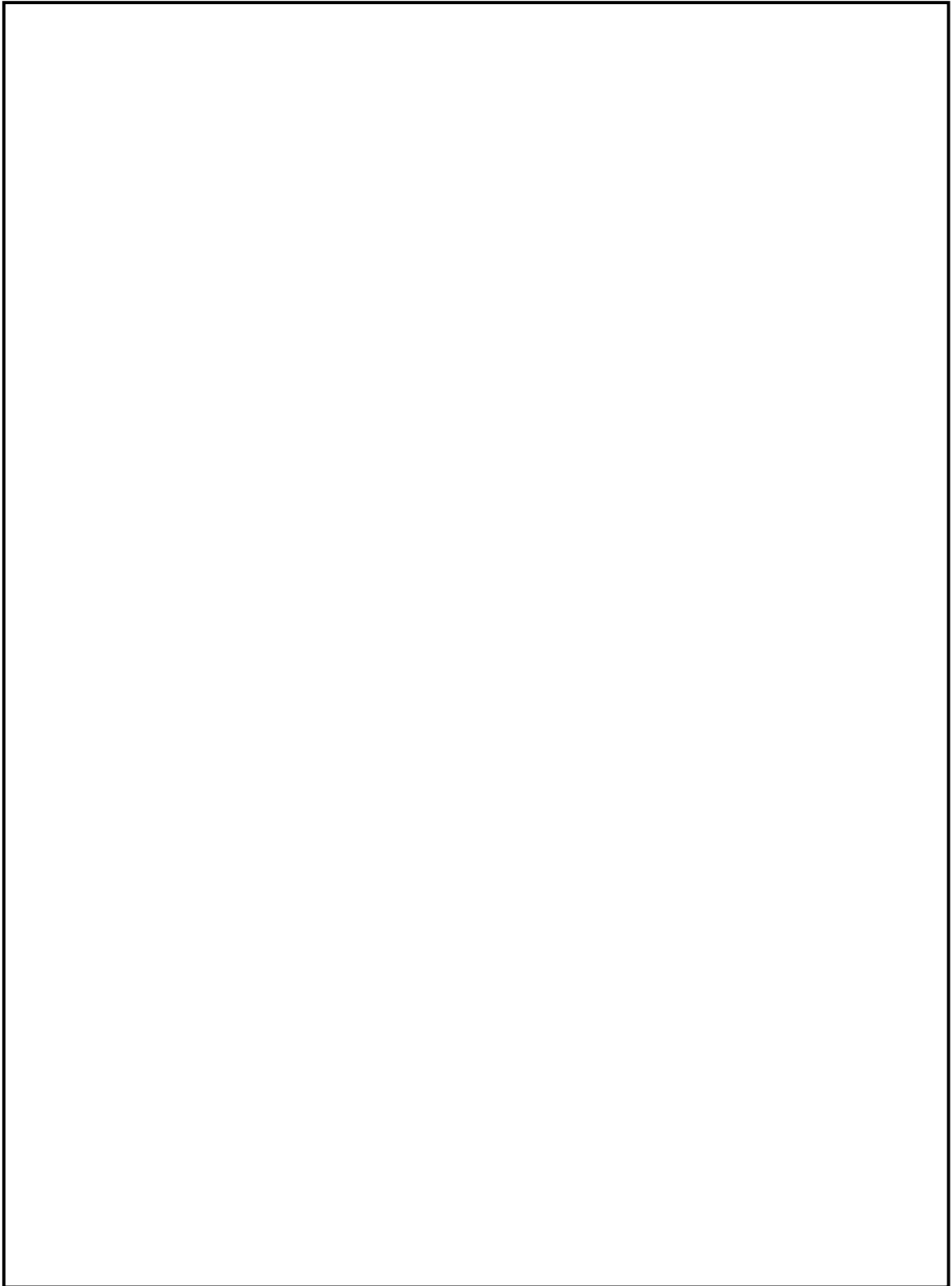


図5 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（F L S R注水
隔離弁）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

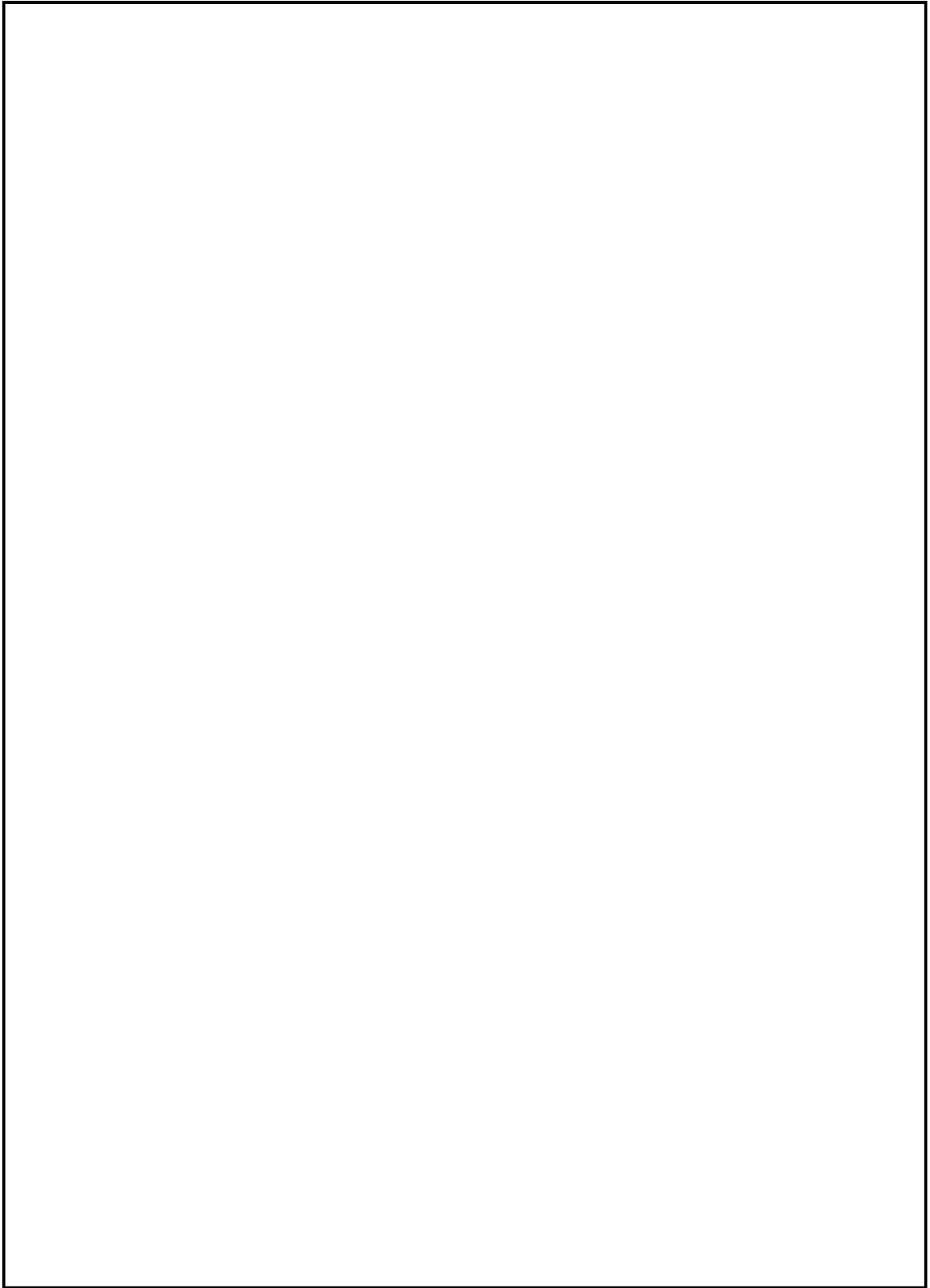


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

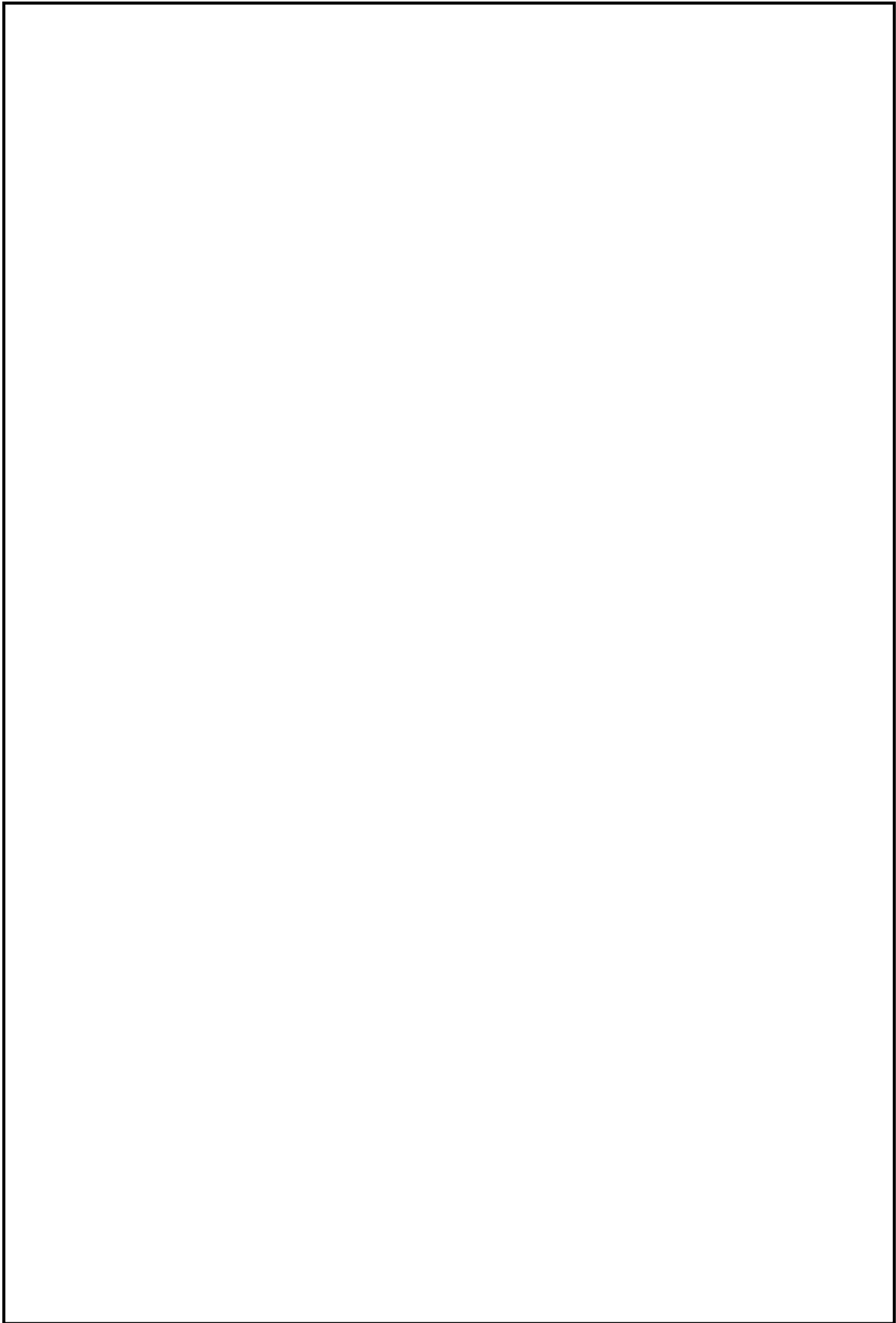


図7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

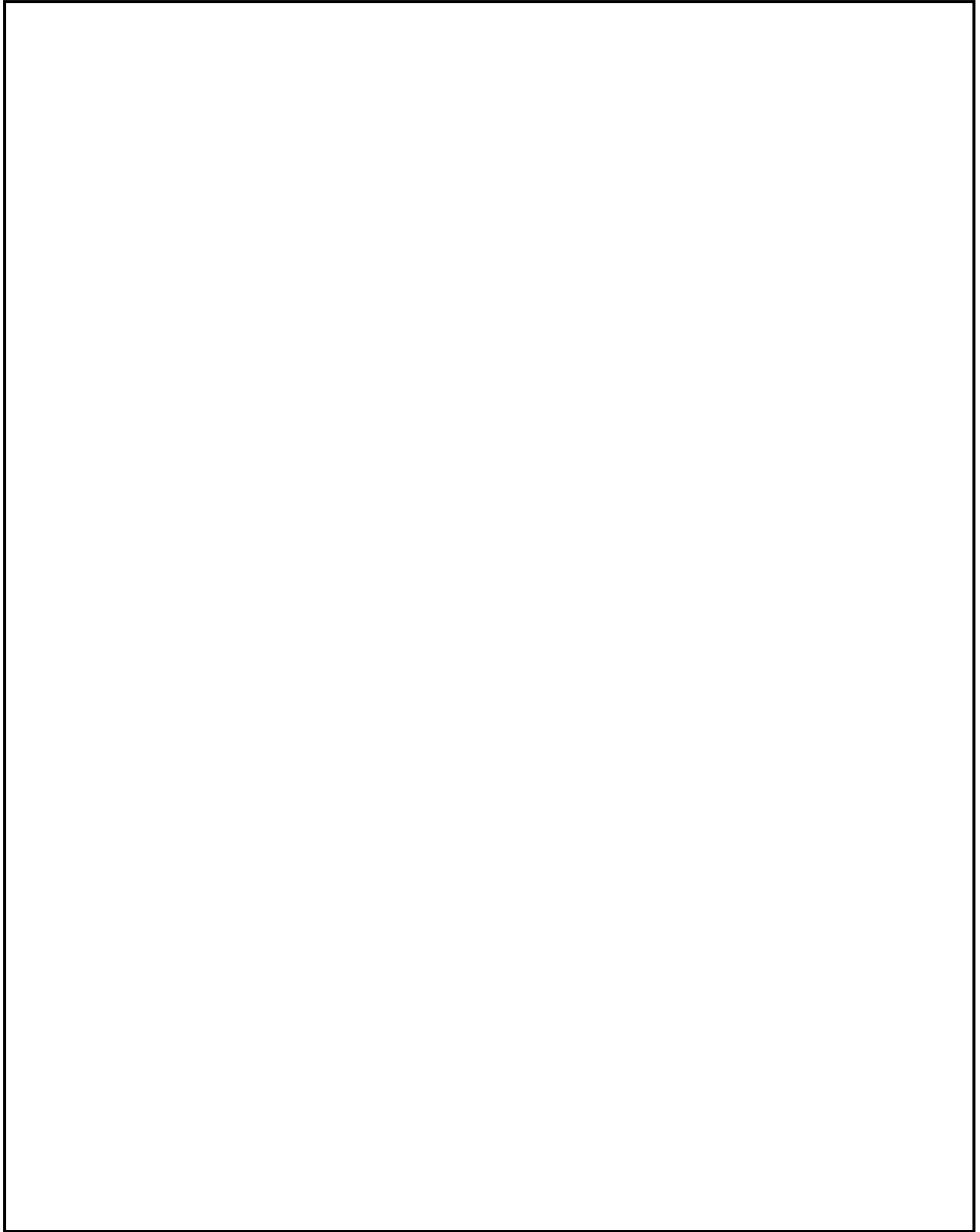


図8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

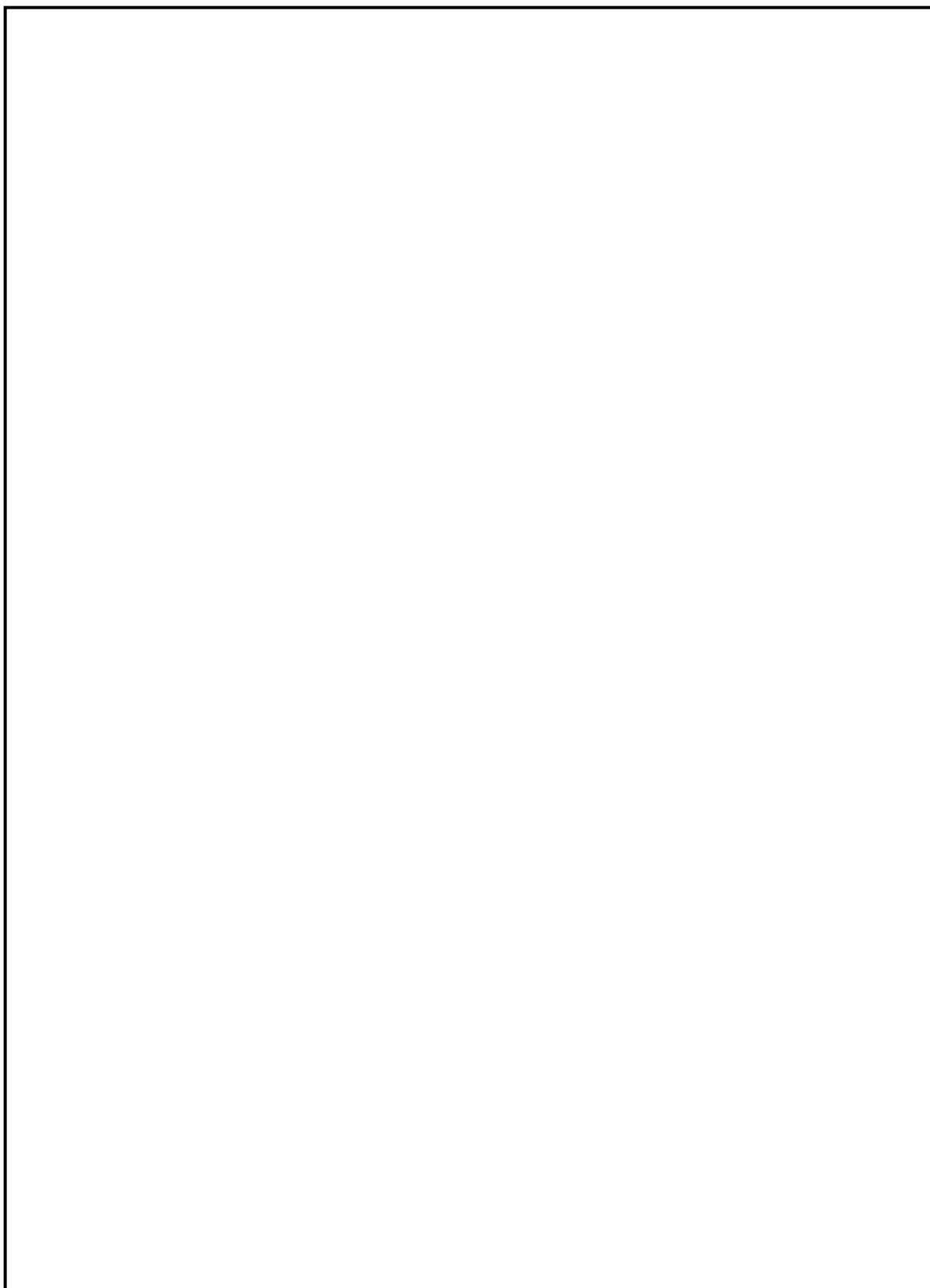


図9 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-4 系統図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

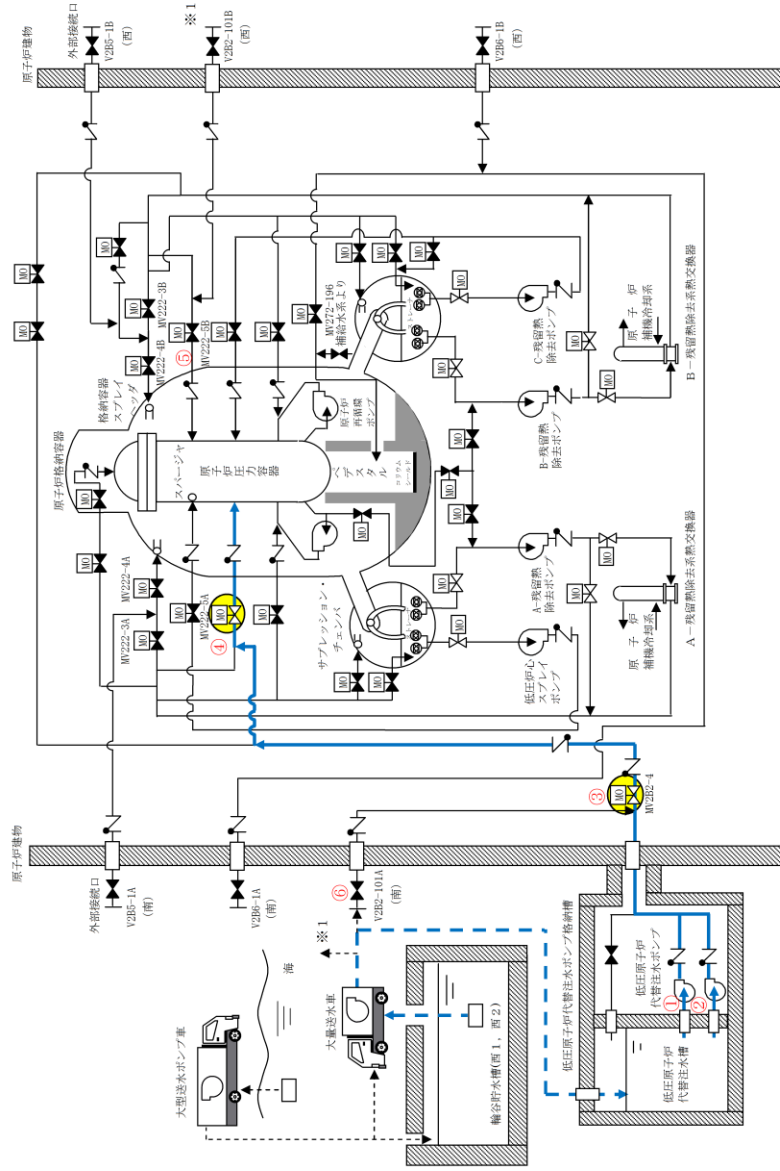


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心注水の概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	Aー低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	Bー低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	AーRHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	BーRHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	Aー低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	Bー低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

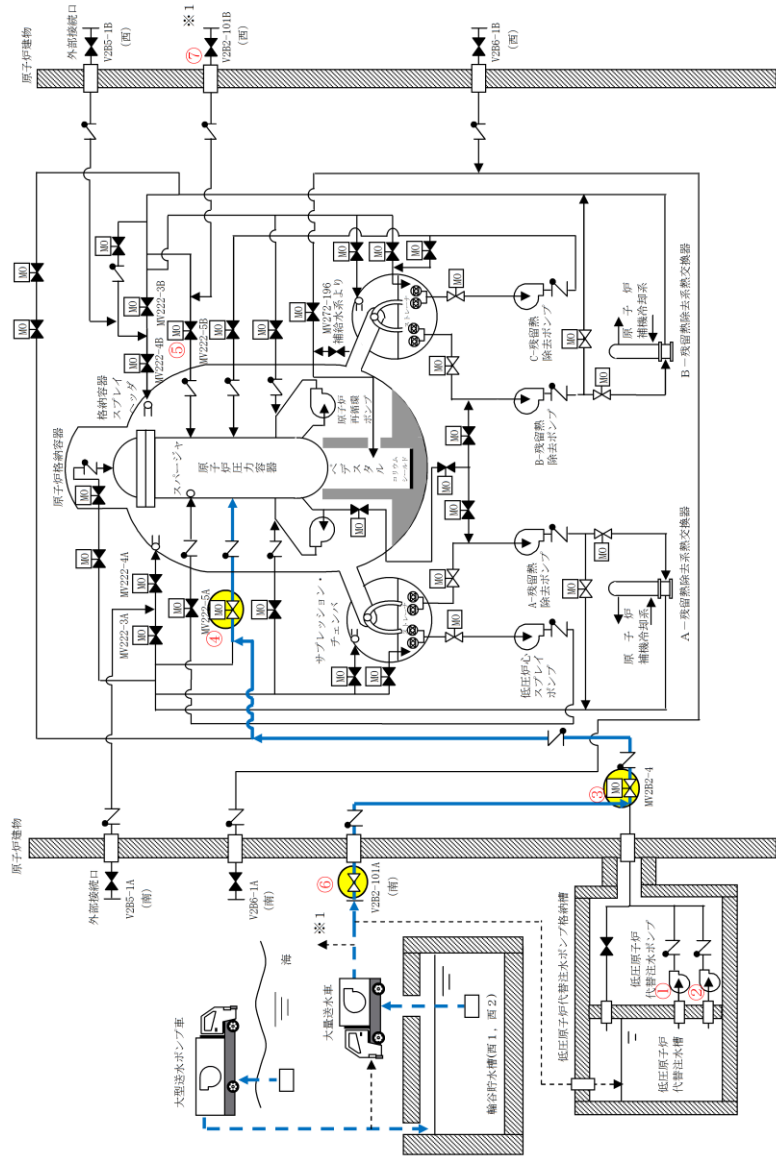


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 AーRHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	F L S R注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

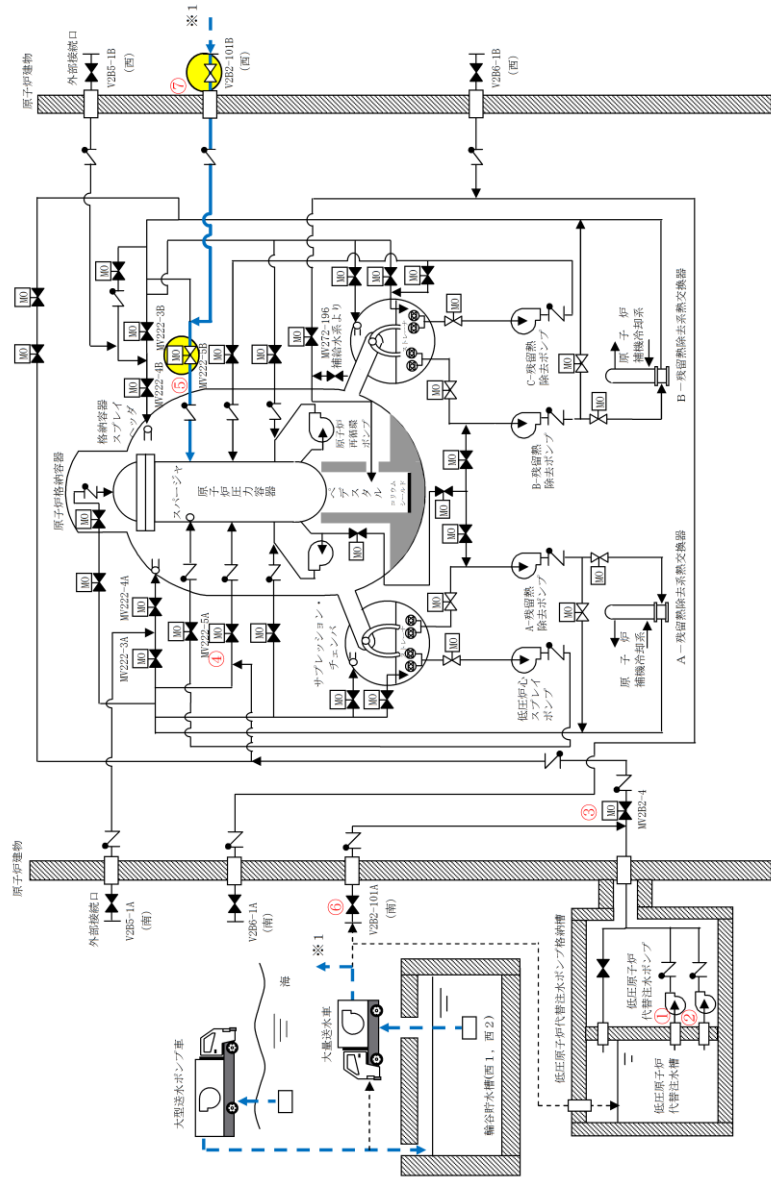


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

47-5 試験及び検査

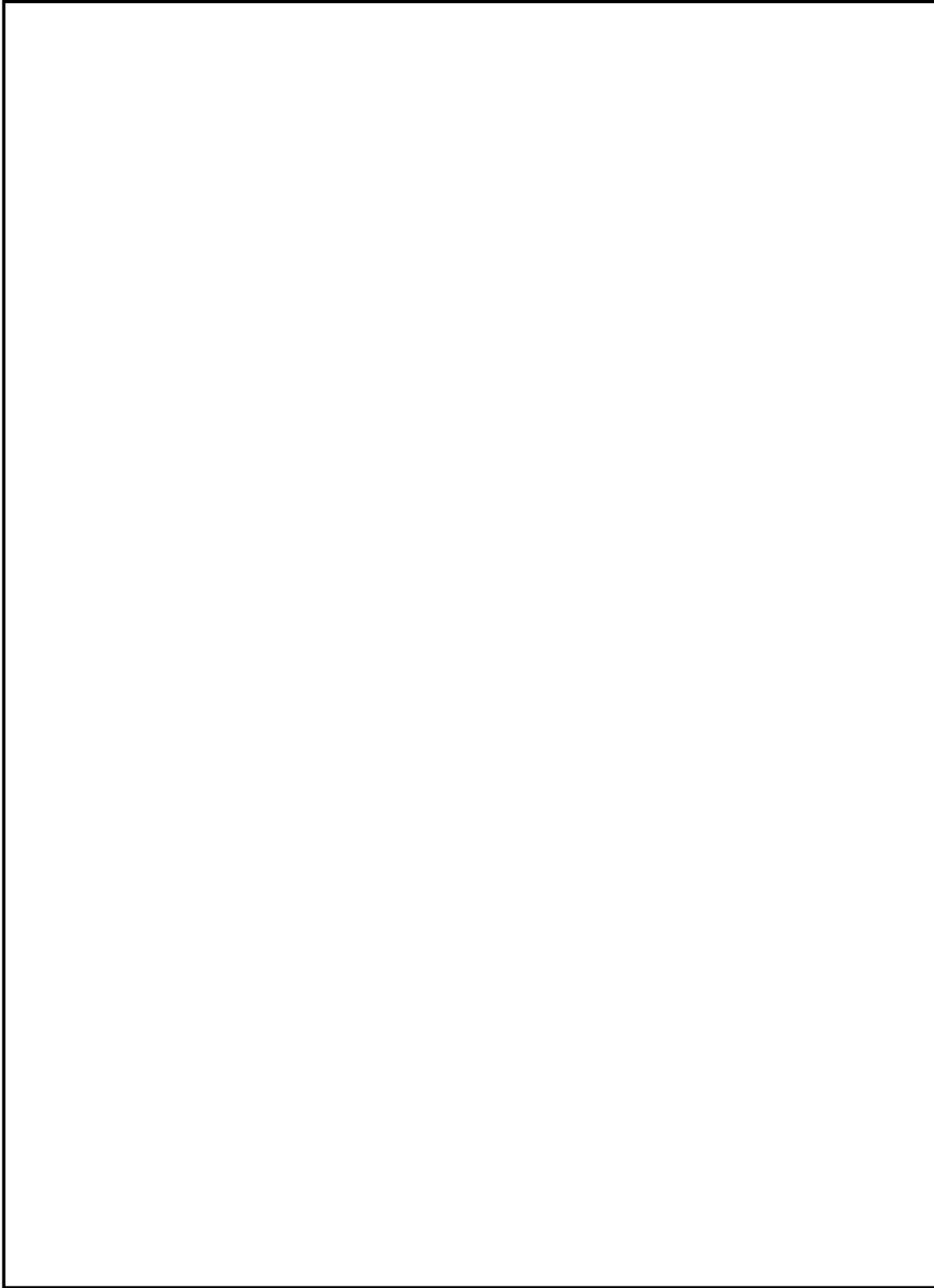


図1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

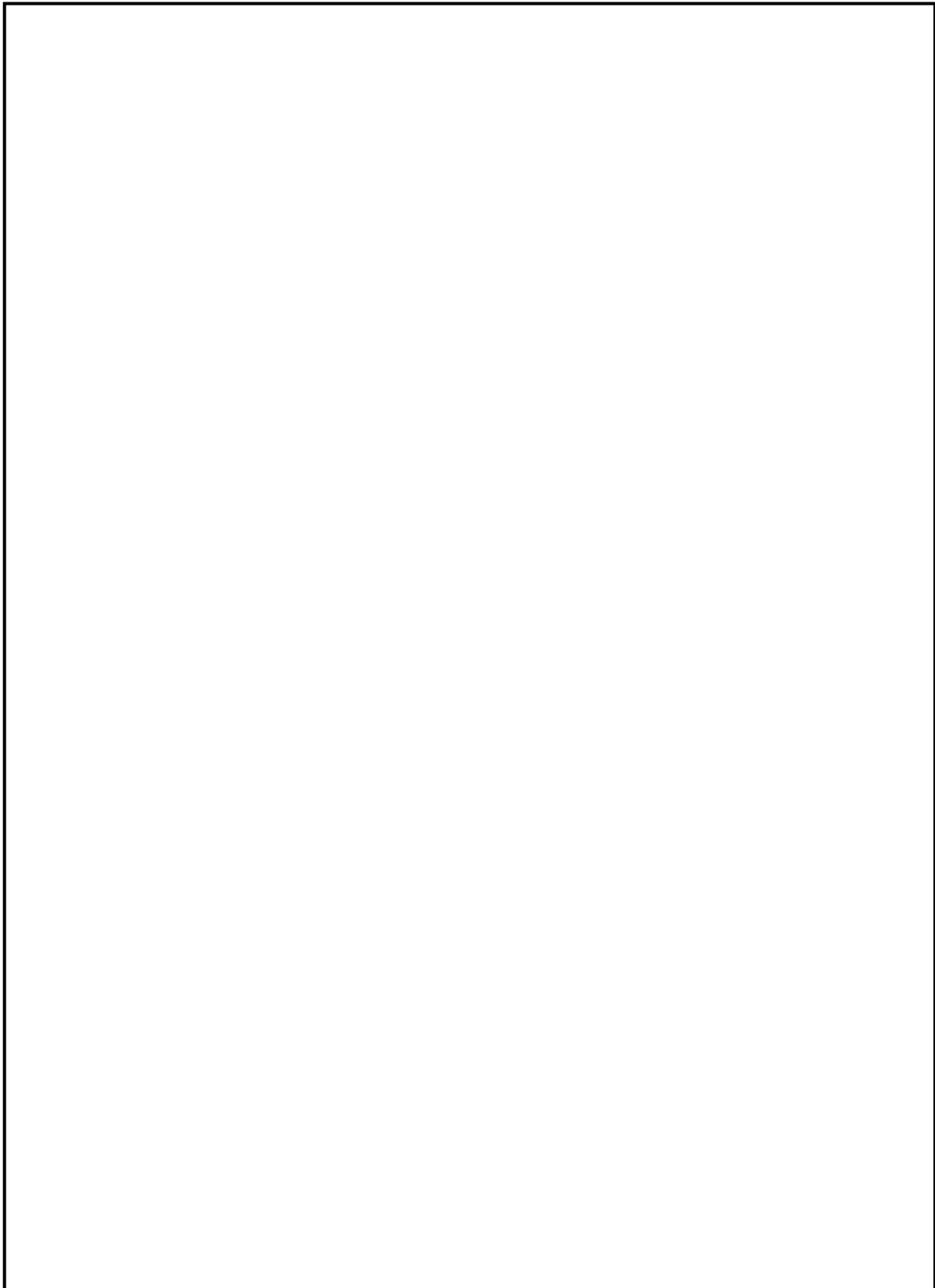


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

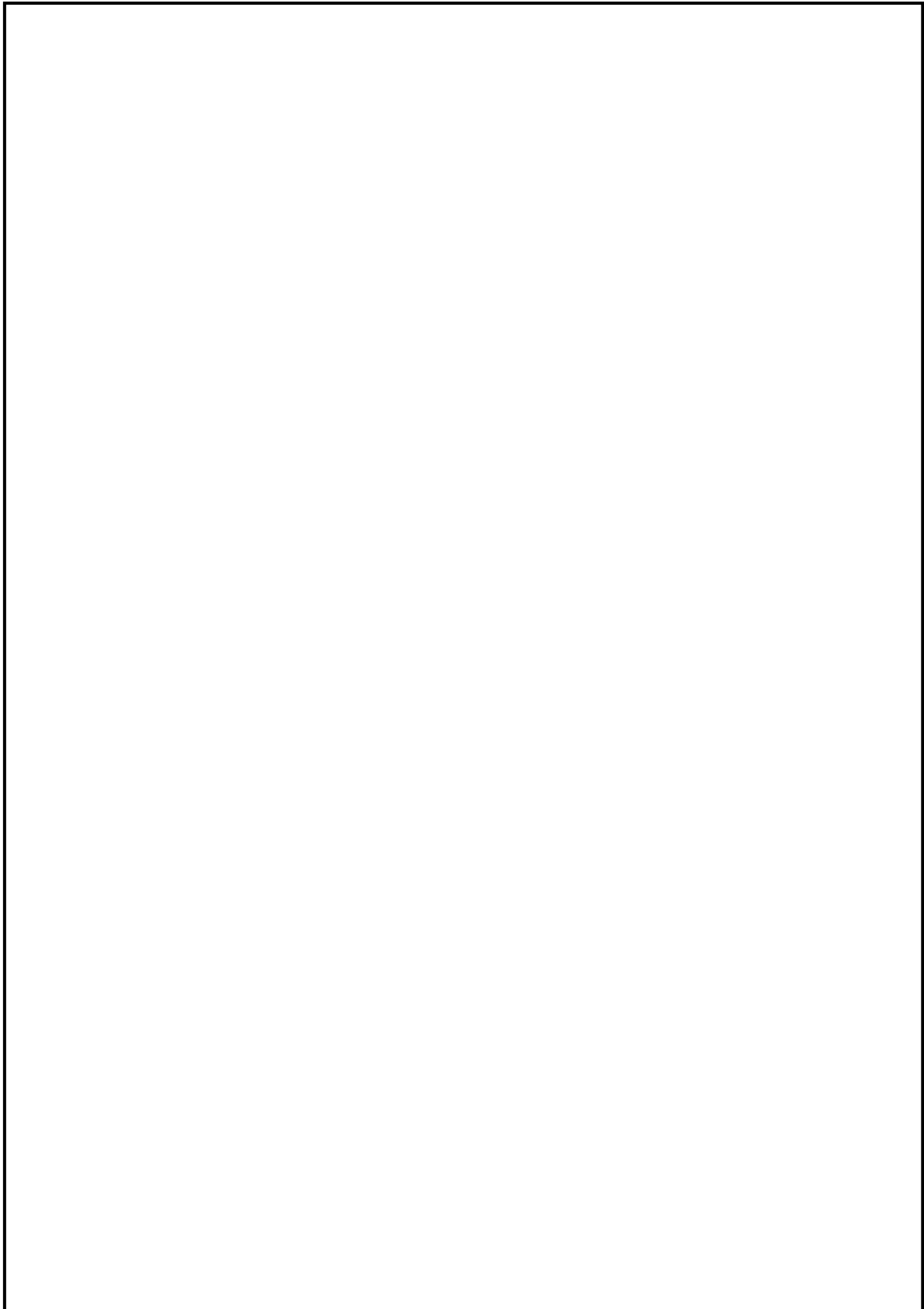


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

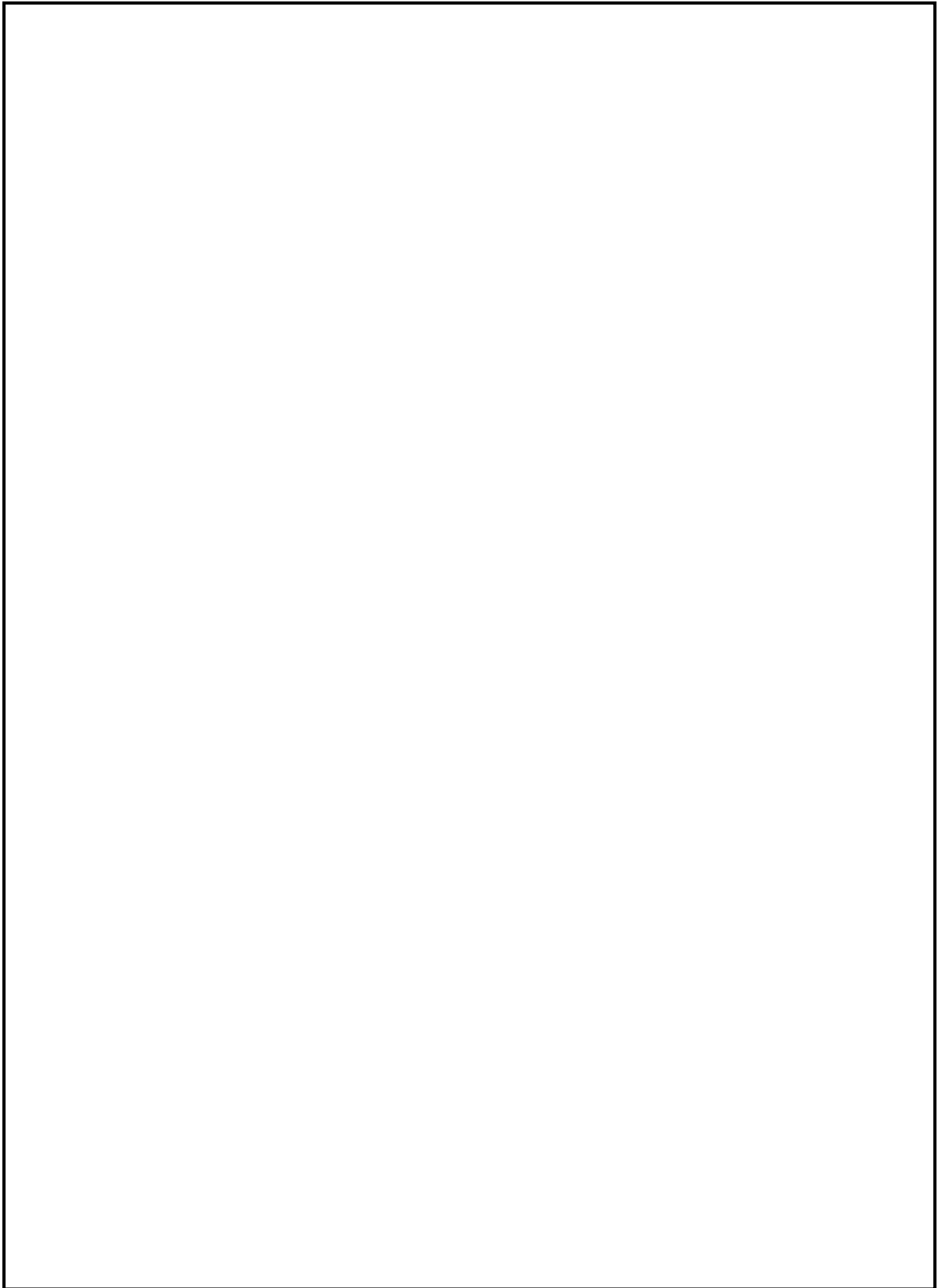


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-6 容量設定根拠

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> (注 1) (190 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	210
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

(概 要)

低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対象設備が有する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、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系の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、重大事故等対処設備の低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2台設置しており、このうち必要台数は1台であり、1台を予備として確保する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉注水必要容量: 200m³/h 以上

低圧原子炉代替注水ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水する容量は、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において200m³/hであることから、200m³/h以上とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量: 30m³/h/台

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台とする。

2. 全揚程 m(注1) / 190m(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉と水源の差圧が MPa のとき、原子炉に200m³/hの注水ができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

原子炉と水源の圧力差:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/> m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計(m)	:	<input type="text"/> m

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプに必要な揚程は m 以上となり、これを上回る揚程として、低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は190mとする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力 3.92MPa

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

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、水源の低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力 210kW

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

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

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

【設 定 根 拠】（続き）

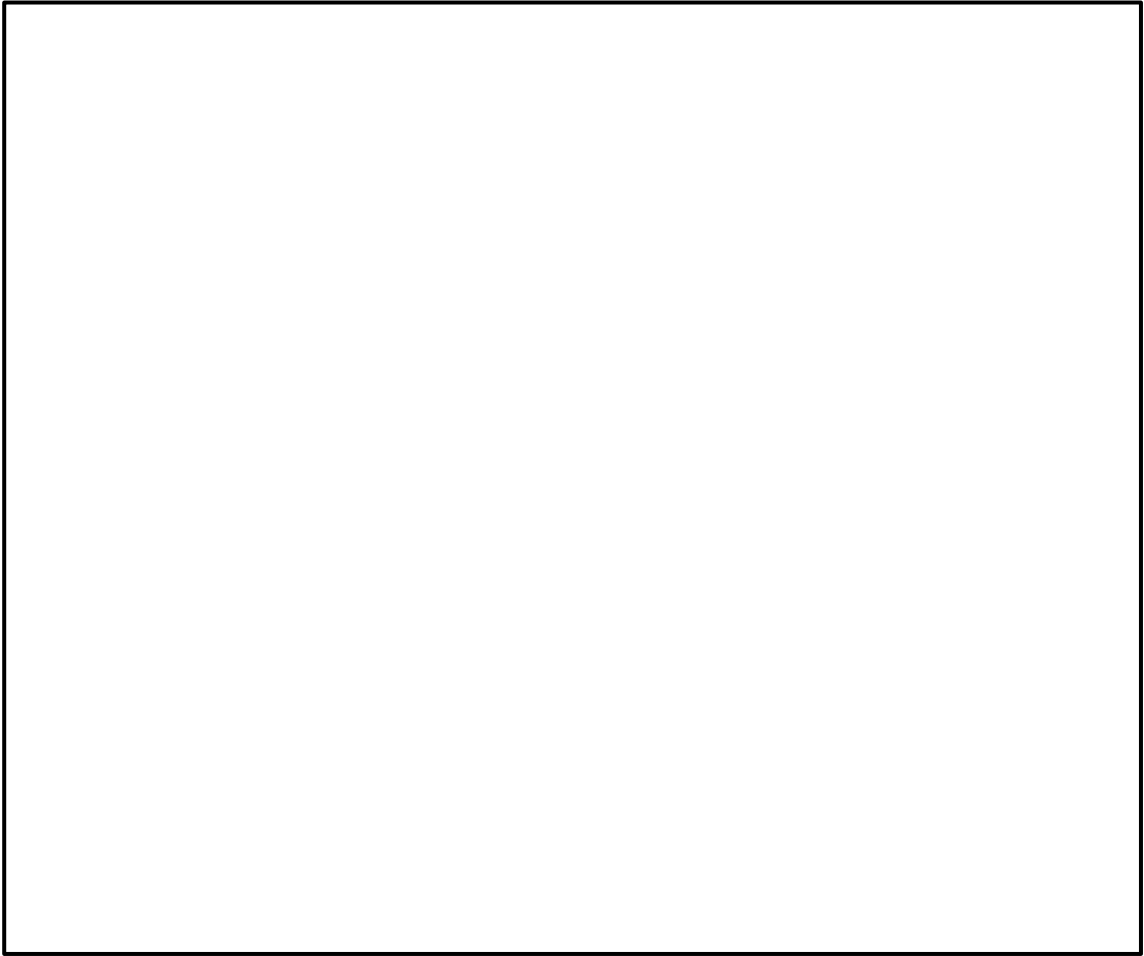


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	70 以上 (注 1) , (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.99 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、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必要な注水流量を有する設計とする。

大量送水車は複数の代替淡水源（（輪谷貯水槽（西 1）, 輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を經由して、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。

以上より、必要な容量を有するものとして図 2 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台使用する。

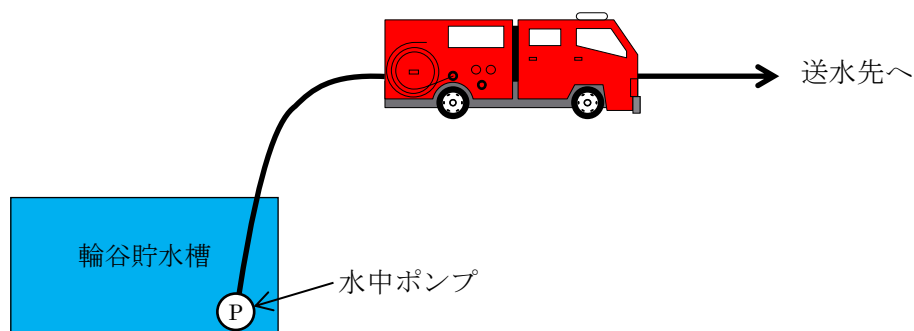


図 2 系統構成概要図

1. 容量 70m³/h 以上（注1） / 168m³/h 以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、炉心損傷防止対策の評価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において、有効性が確認されている原子炉への注入流量 70m³/h 以上とする。

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

2. 吐出圧力 0.99MPa 以上（注1） / 0.85MPa（注2）

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

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

【の場合】

水源と移送先の圧力差	約	MPa	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	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 47-6-10, 11 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 0.99MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする

図3に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

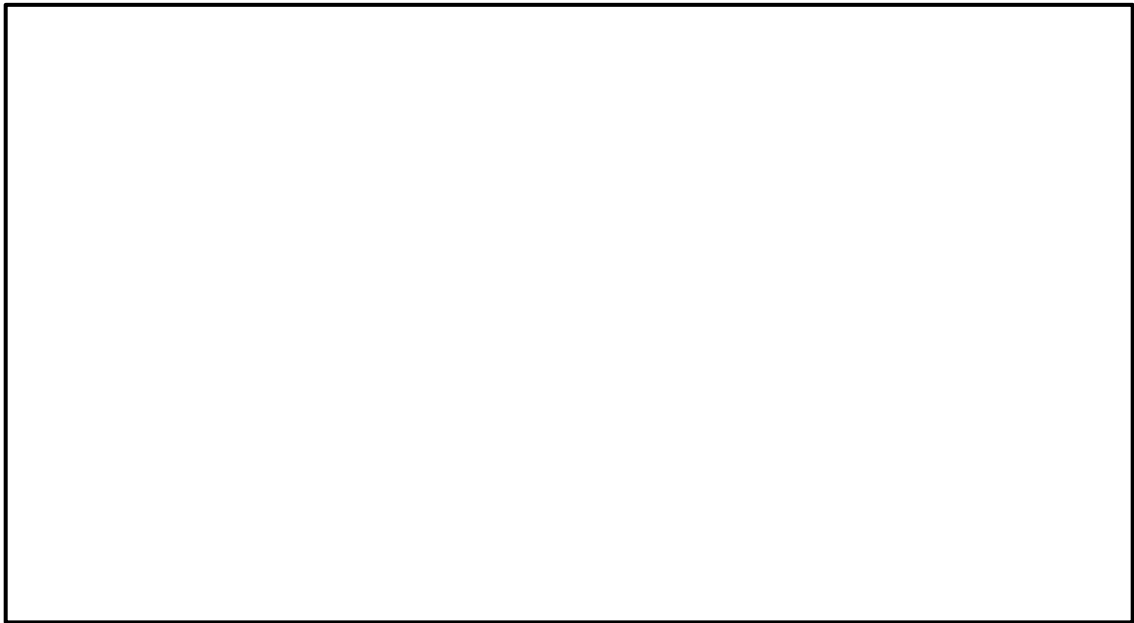


図3 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所 (EL 53.2m) ，輪谷貯水槽（西）の底面 (EL 45.9m) ，大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図4参照）

必要流量 70m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 7.0m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.2m）< 有効 NPSH（約 7.0m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	- <input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	- <input type="text"/>	m
合計	約	7.00	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

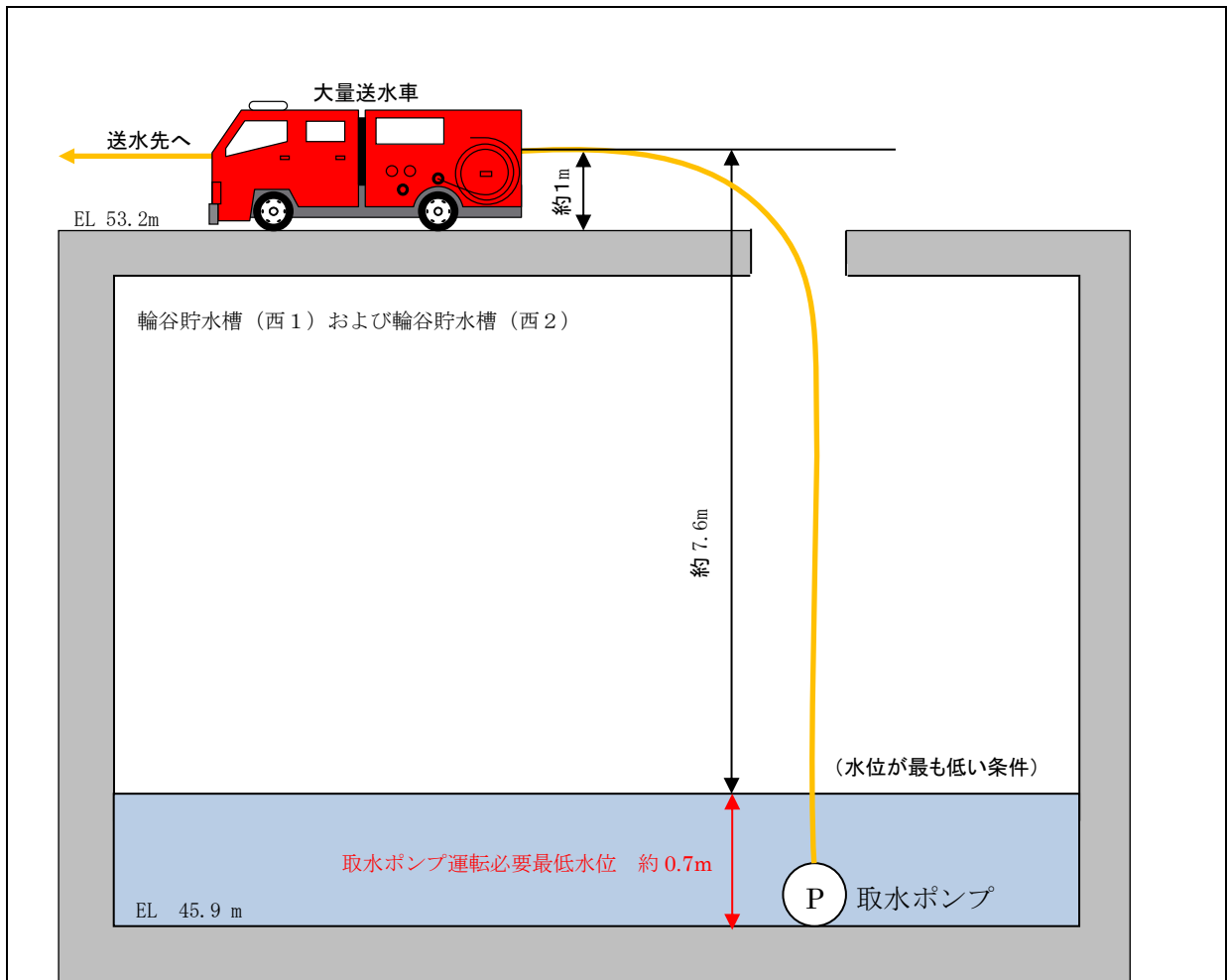


図4 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

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

5. 最高使用温度 40℃

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

6. 原動機出力 230kW

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

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

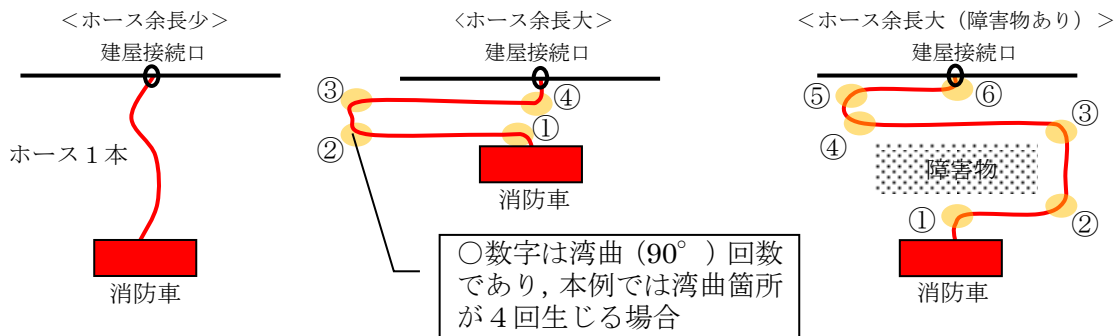


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

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

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 7 のうち数値の大きい方を使用する。

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

表 1 ベンド損失係数 f_b

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

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 70m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 70[\text{m}^3/\text{h}] \div 60 \div 1.17[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 63.223[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.0537[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.0537^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00008[\text{MPa}]$$

47-7 接続図

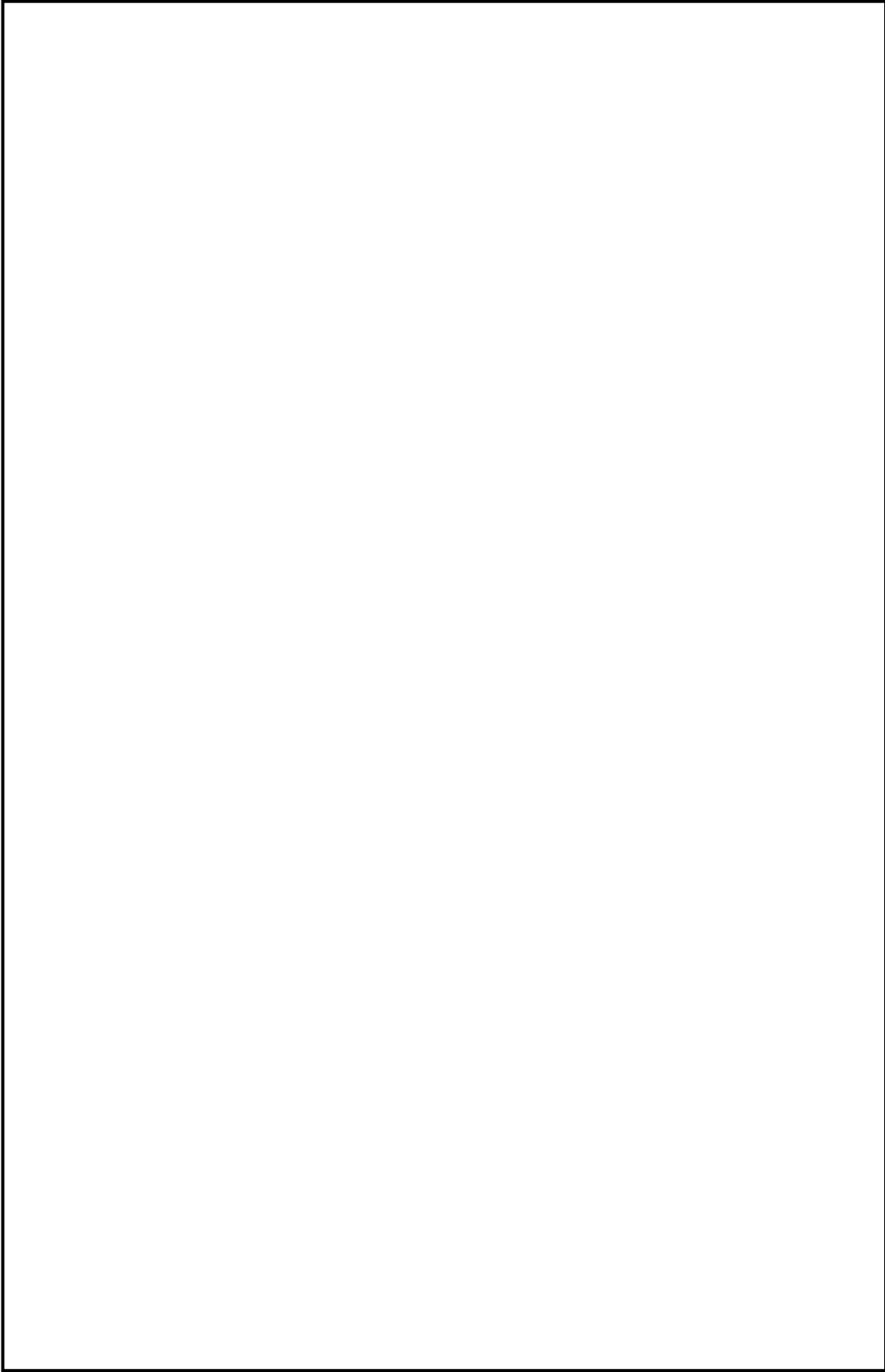


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

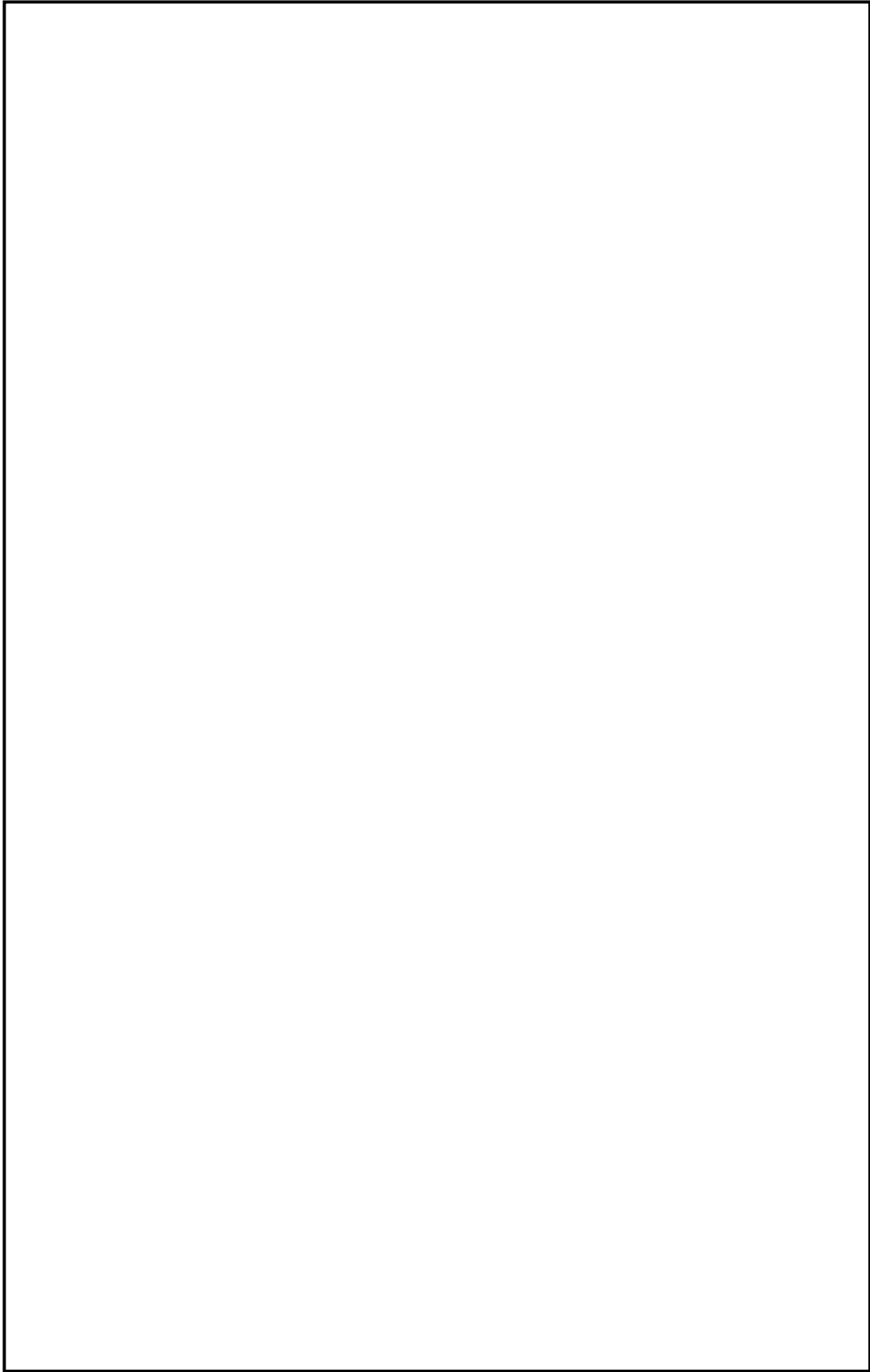


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

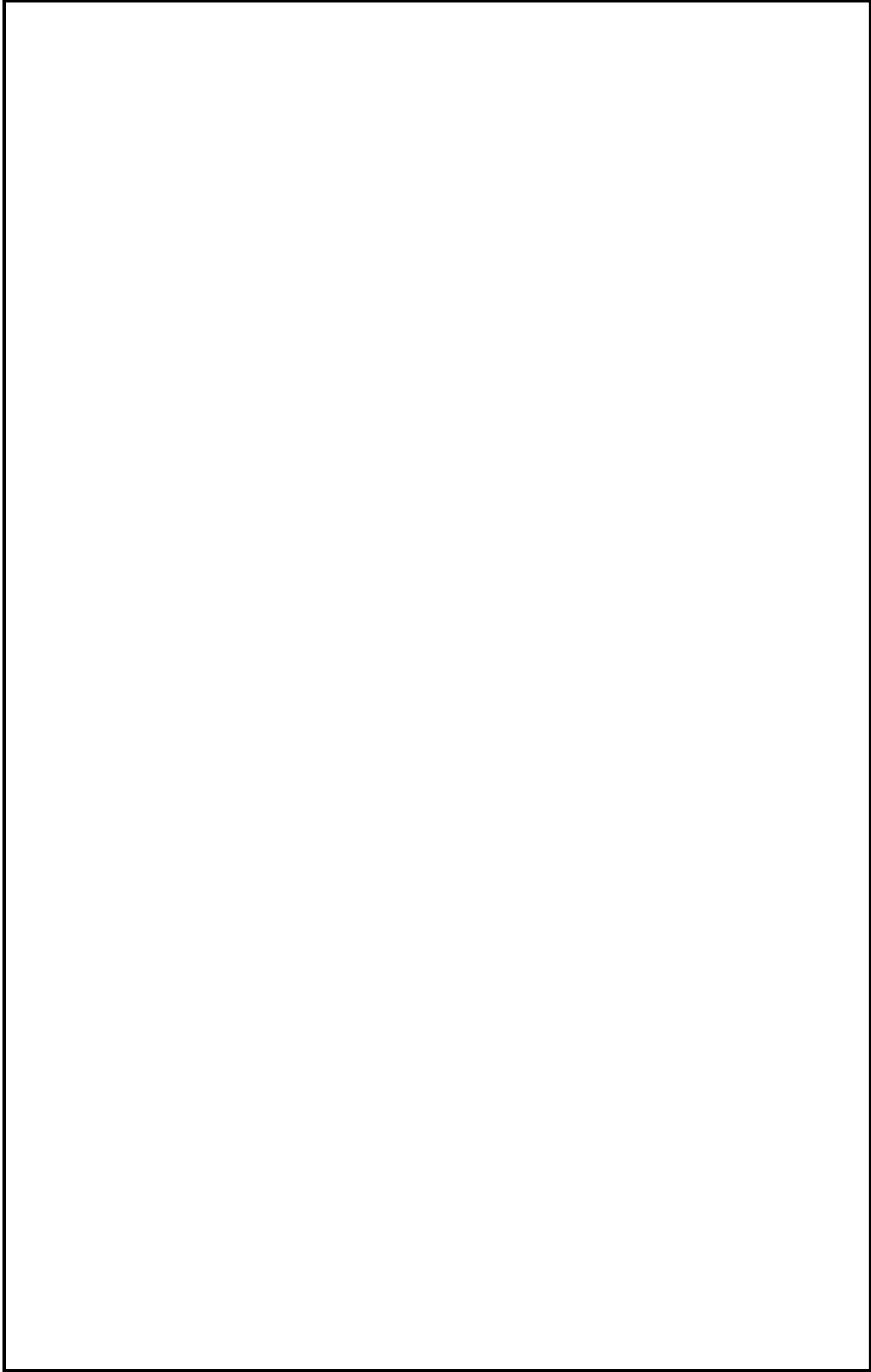


図3 接続図（原子炉建物 原子炉建物地上2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-8 保管場所図

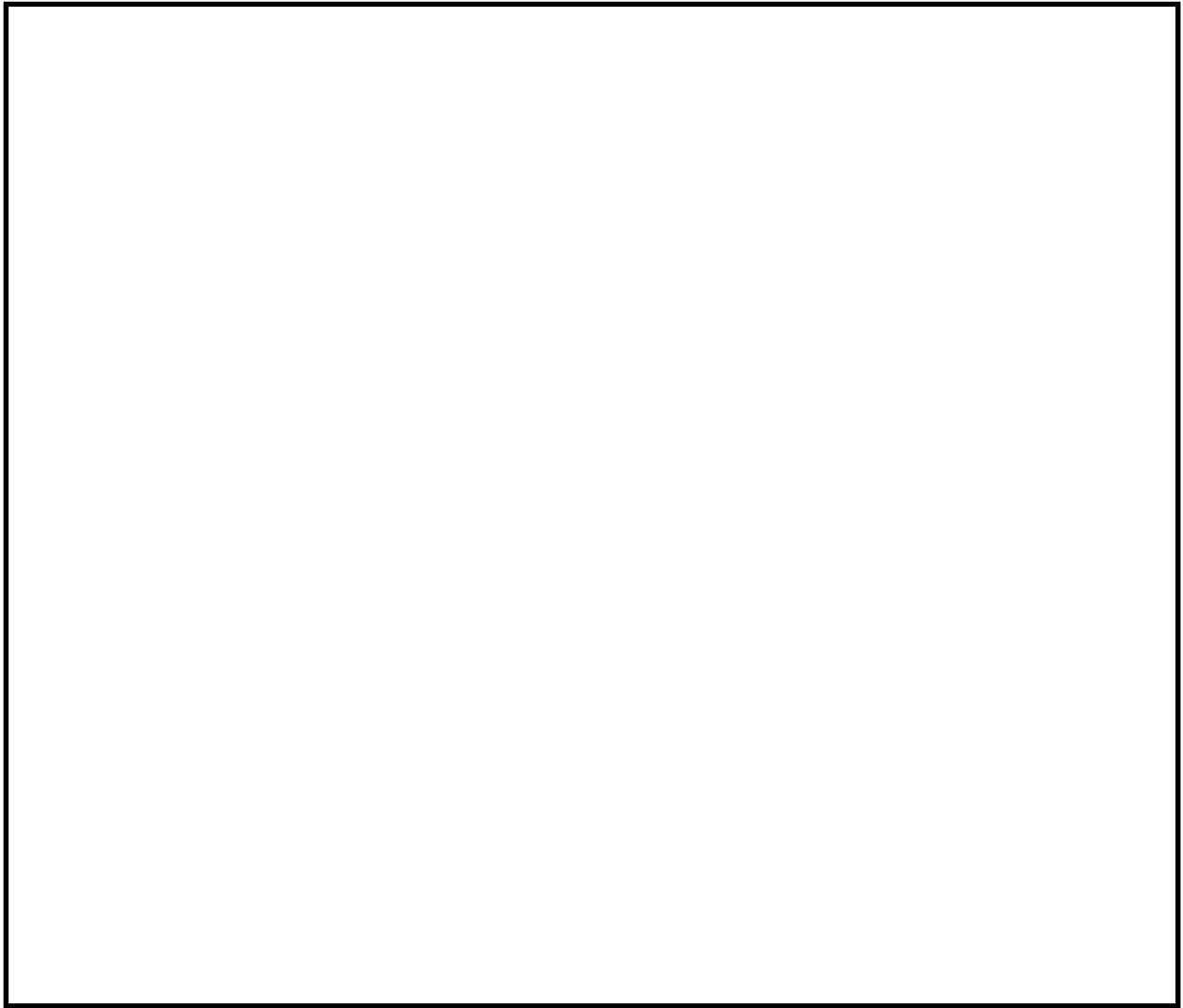


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



大量送水車



図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-9 アクセスルート図

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

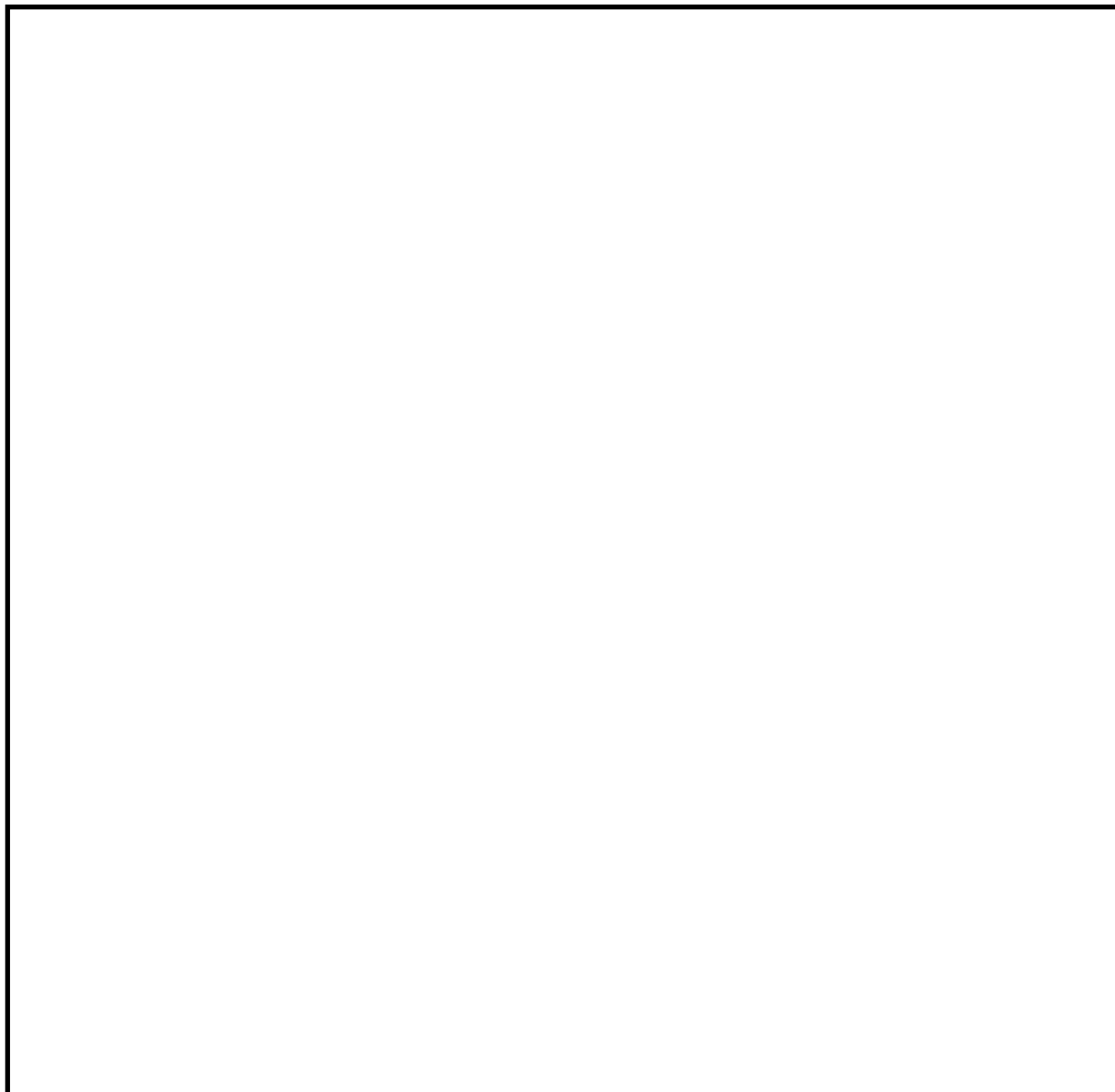


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

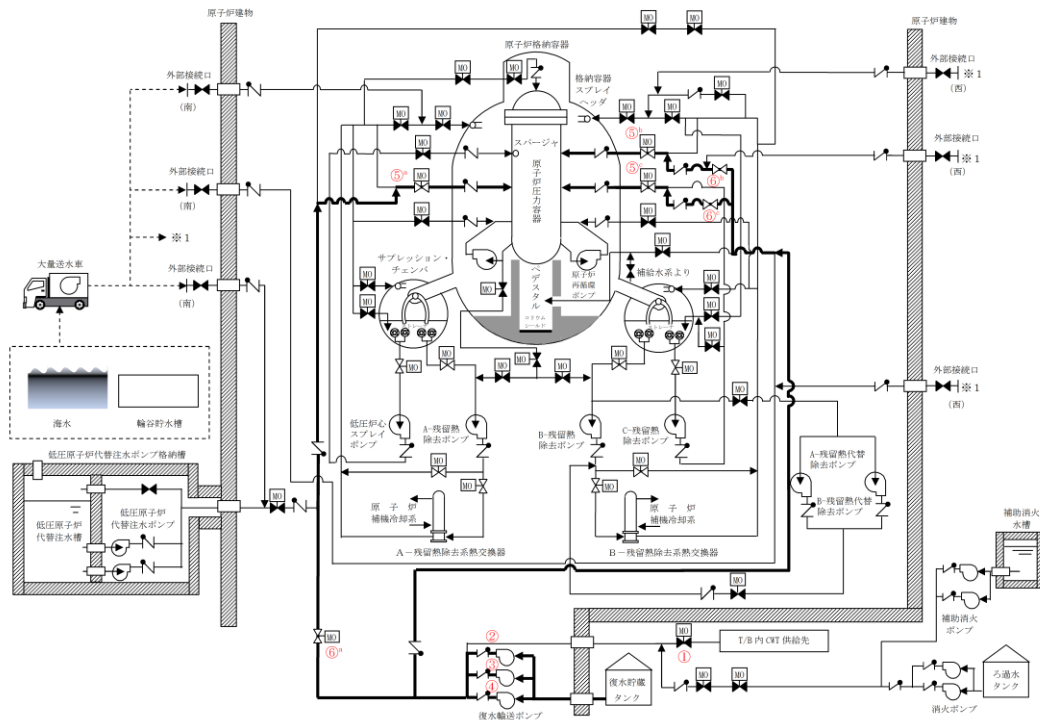
47-10 その他設備

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の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系を用いた炉心注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレーポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能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、復水輸送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。

復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系及び低圧炉心スプレー系、低圧原子炉代替注水系及び大量送水車に用いる水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



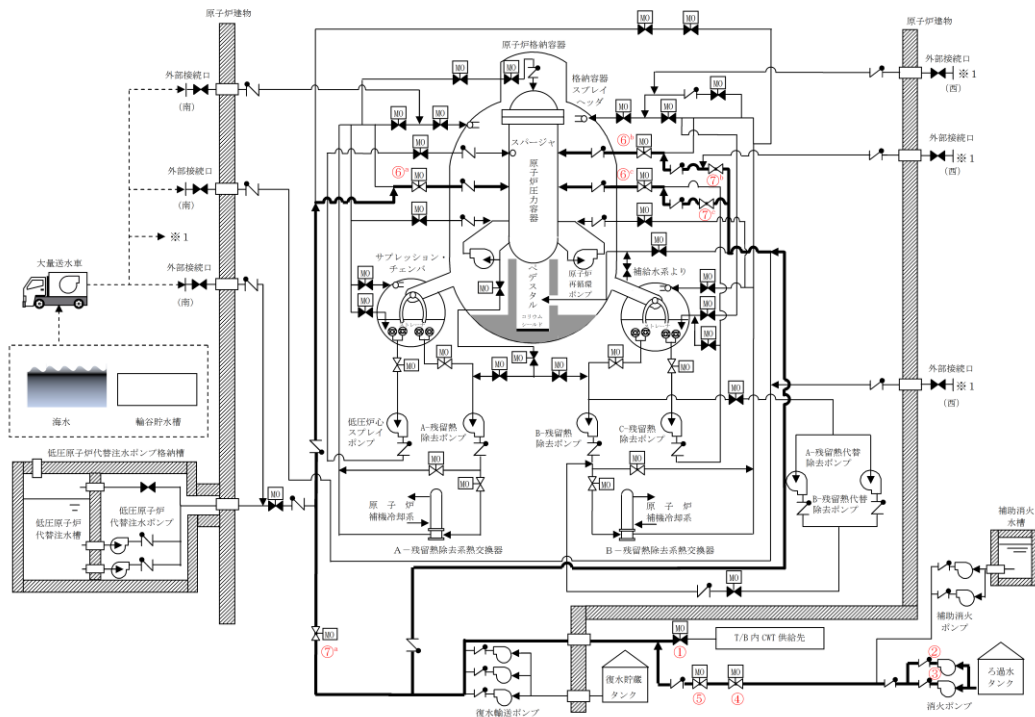
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^a	A-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^b	B-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^c	C-RHR 注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR 注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階 (原子炉棟)
⑥ ^c	C-RHR 注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階 (原子炉棟)

図1 復水輸送系による炉心注水 概略系統図

(2) 消火系を用いた炉心注水

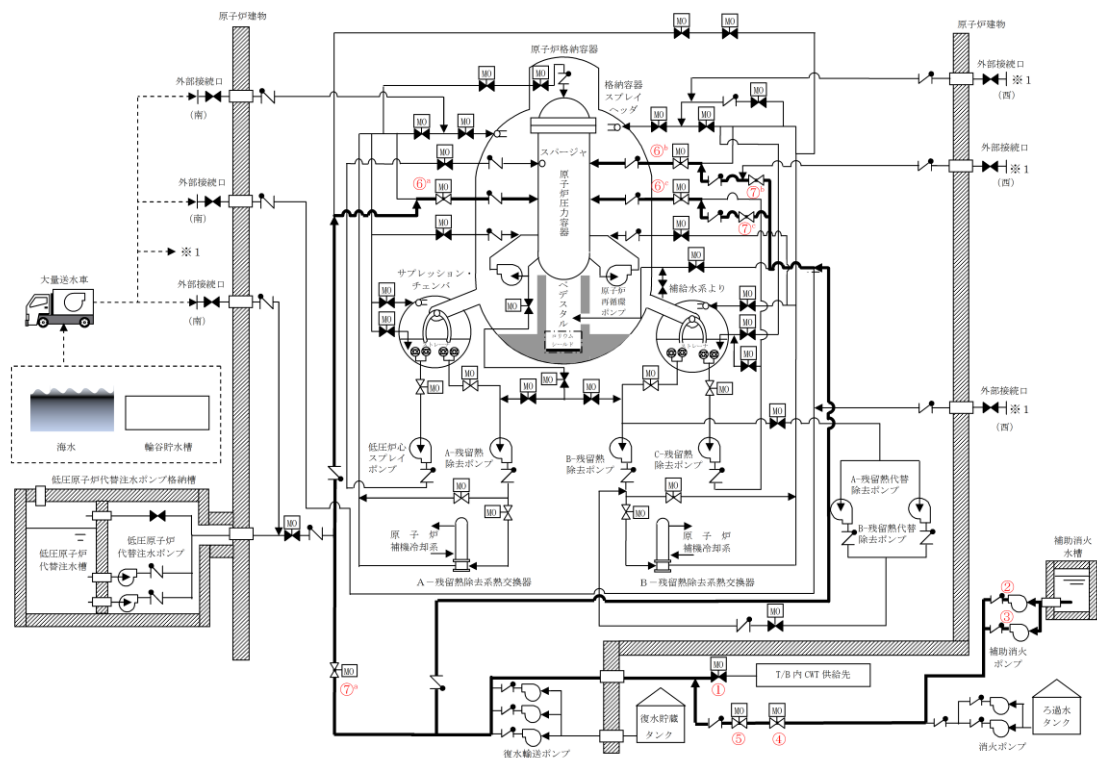
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉压力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉压力容器への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系に用いる水源とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力へ注水する。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図2 消火系（消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

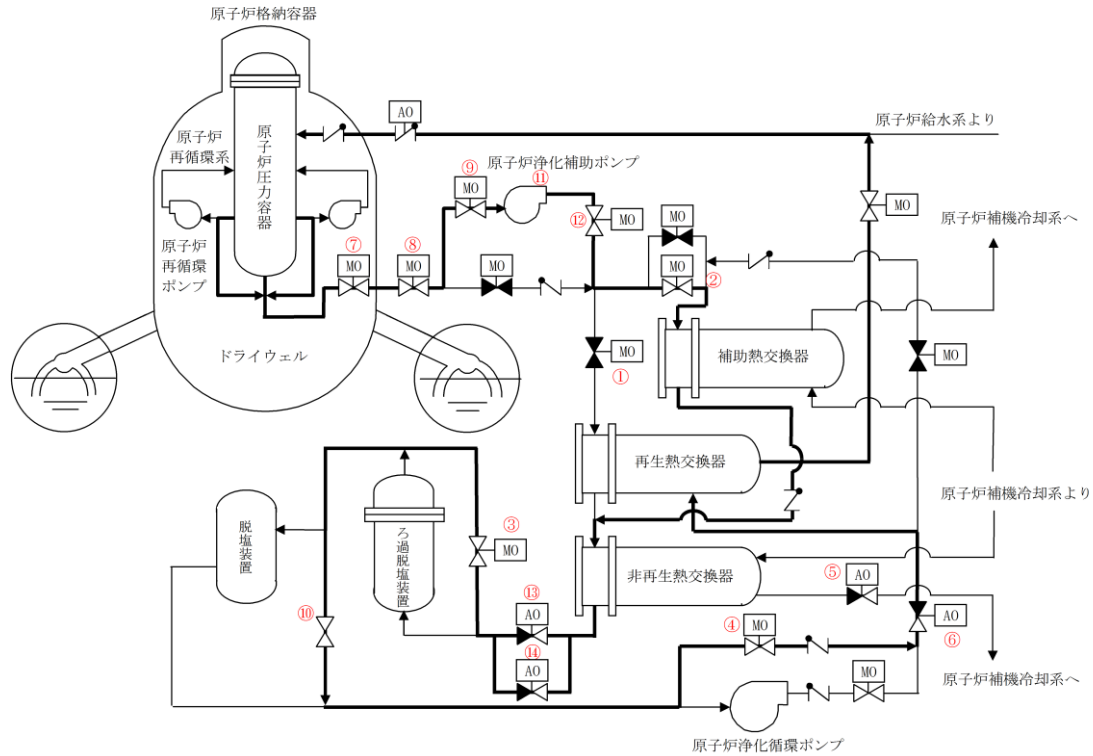


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図3 消火系（補助消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

(3) 原子炉浄化系を用いた原子炉除熱

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として原子炉冷却材浄化系を用いた原子炉除熱手段を整備している。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	再生熱交管側入口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	補助熱交入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	フィルタバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	循環ポンプバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	C U W非再生熱交出口温度調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	系統流量調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	C U W入口内側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	C U W入口外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨	補助ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩	C U W脱塩装置バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物3階（原子炉棟）
⑪	原子炉浄化補助ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑫	補助ポンプ出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	フィルタ入口圧力調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	フィルタ入口圧力調節弁バイパス弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室

図4 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱 概略系統図

49 条 補足説明資料

49-1 S A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

49-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B
		関連資料	49-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
	関連資料	49-4 系統図			
	第5号	悪影響 防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他 (飛散物)	対象外		
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作	A b, B	
	関連資料	49-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	49-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

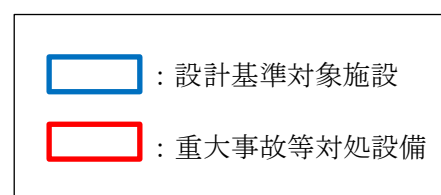
49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去ポンプ (サブプレッション・プール水冷却モード) (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系熱交換器 (サブプレッション・プール水冷却モード) (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			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施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	—		

49-2 単線結線図

49-3 配置図



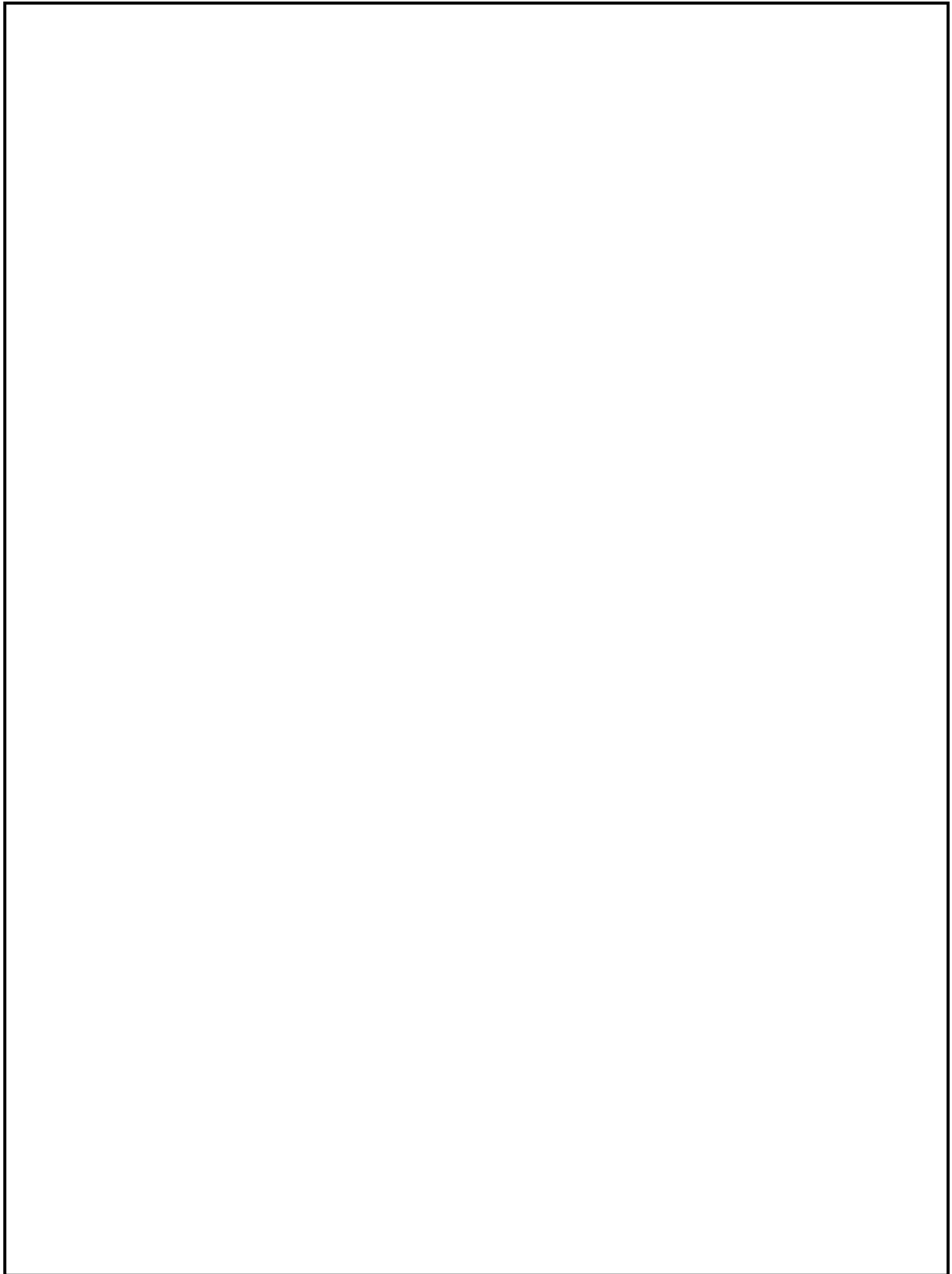


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

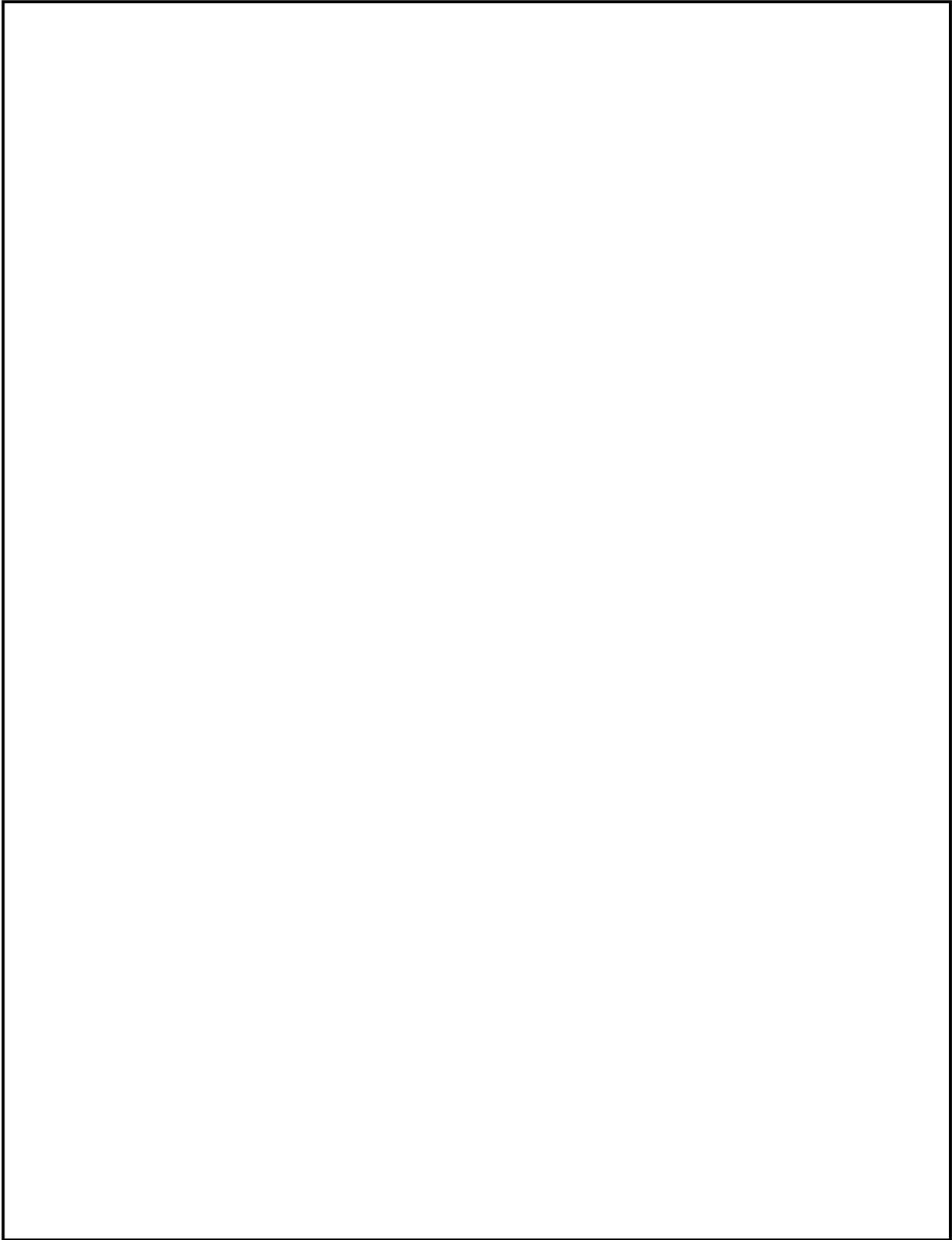


図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

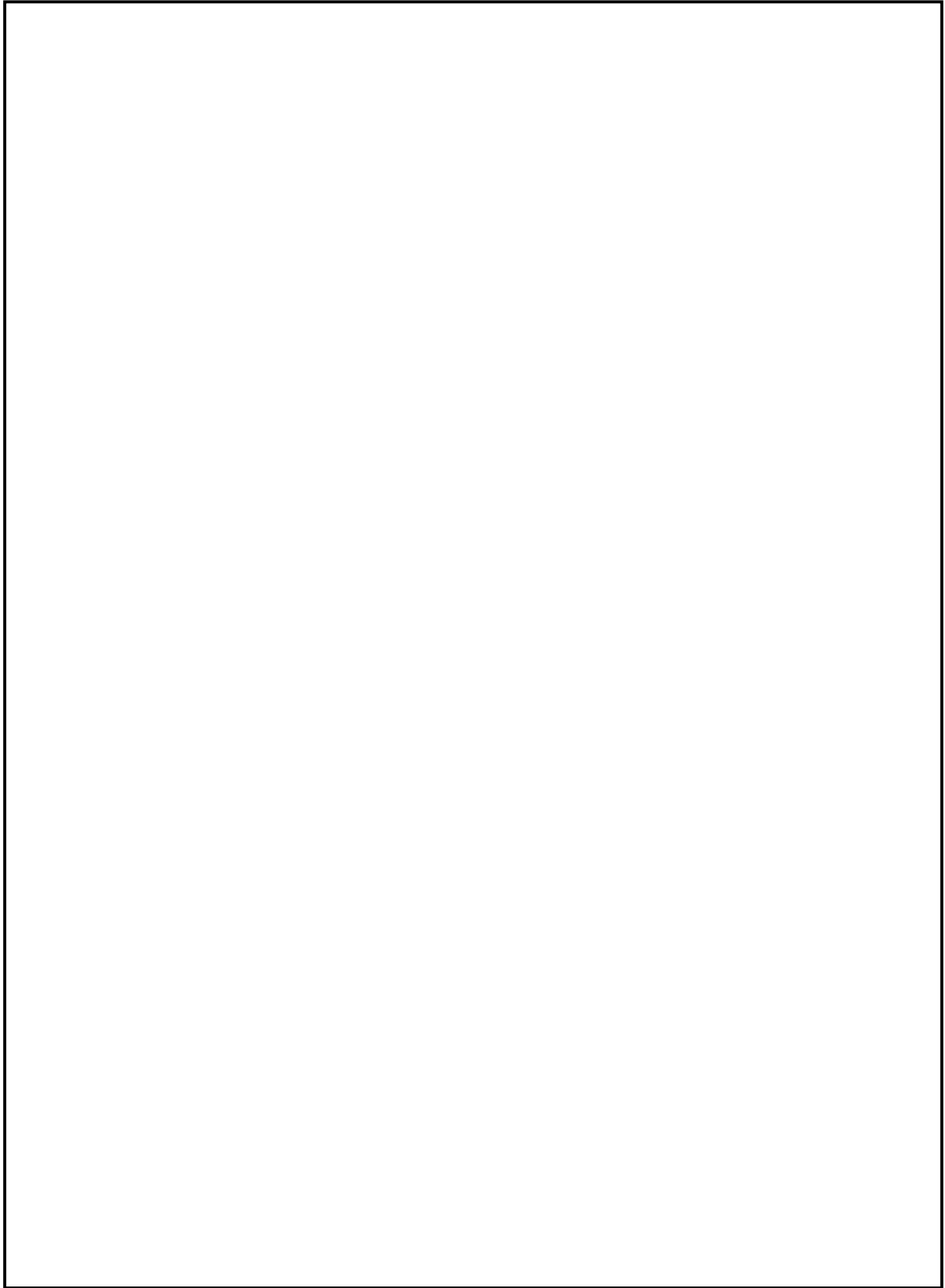


図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器（F L S R注水隔離弁）の配置図
（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

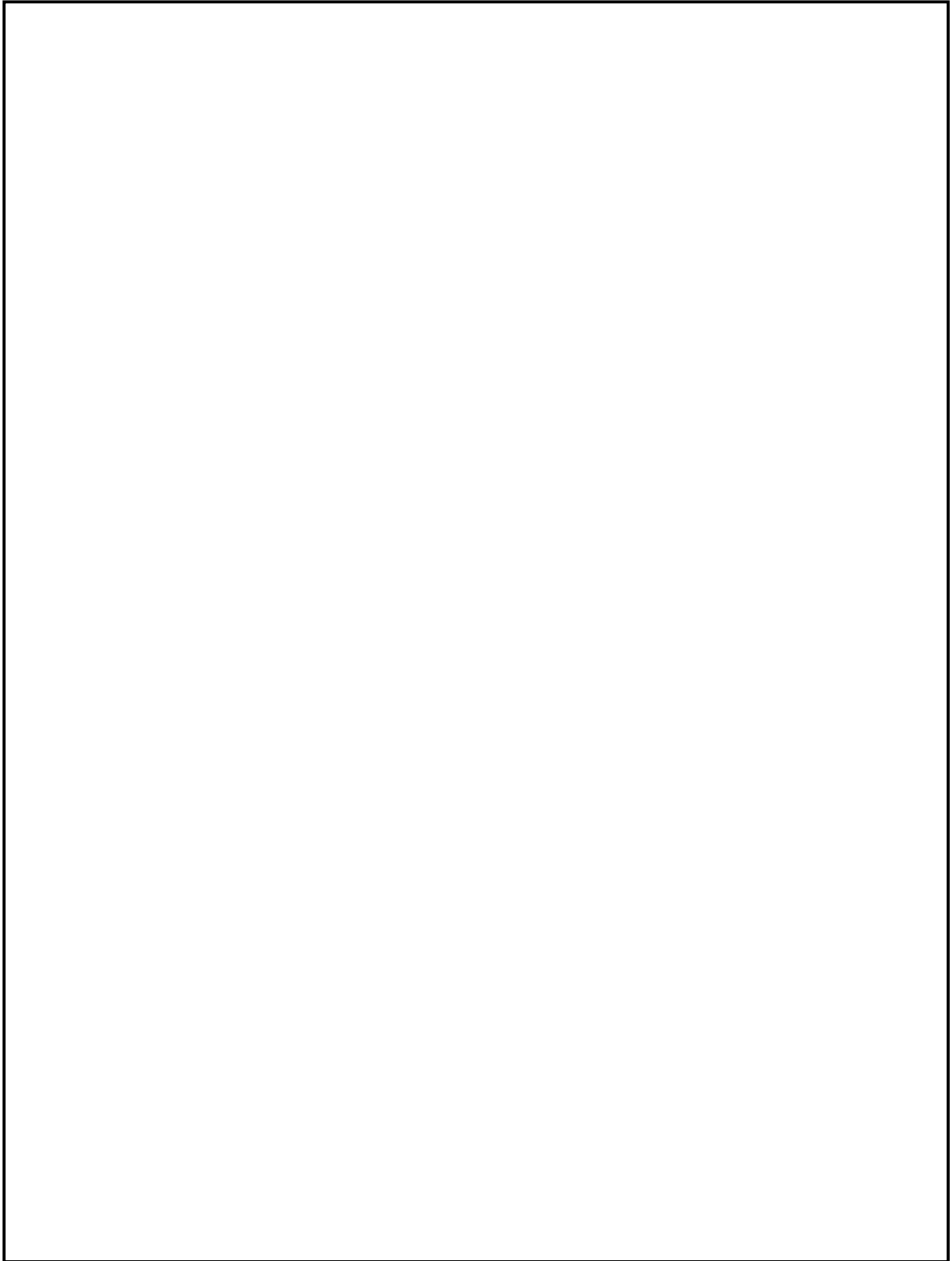


図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

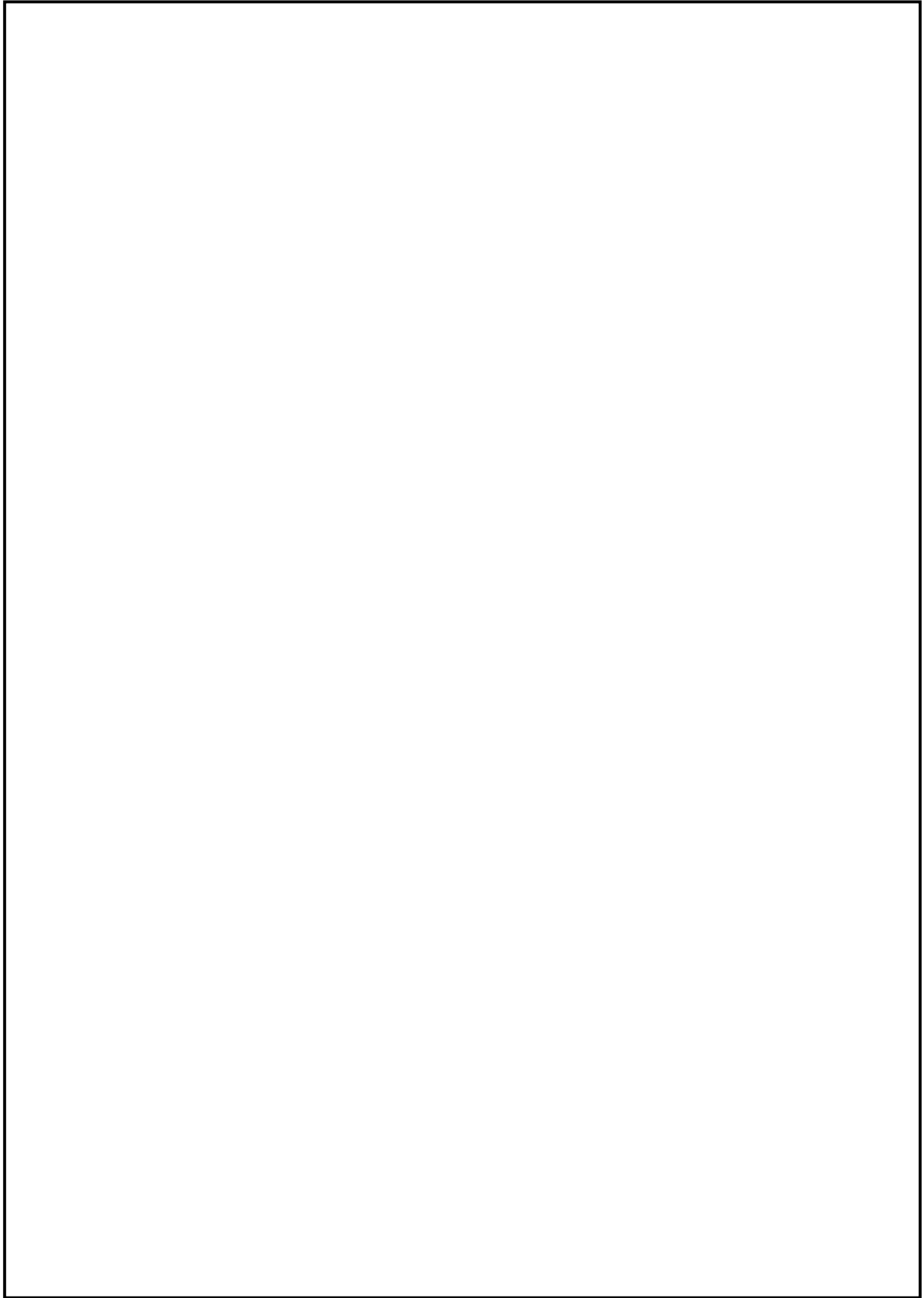


図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

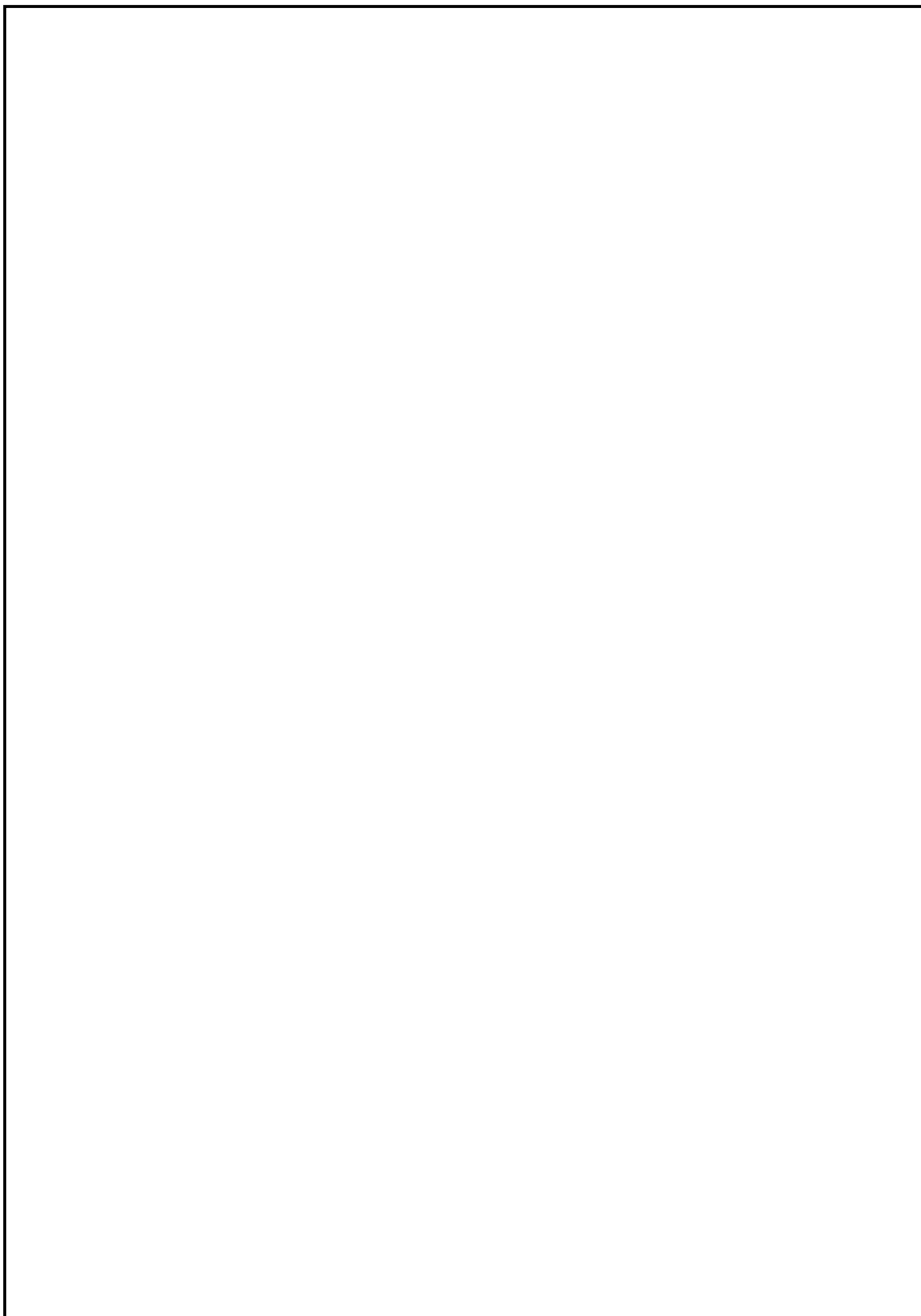


図6 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物4階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

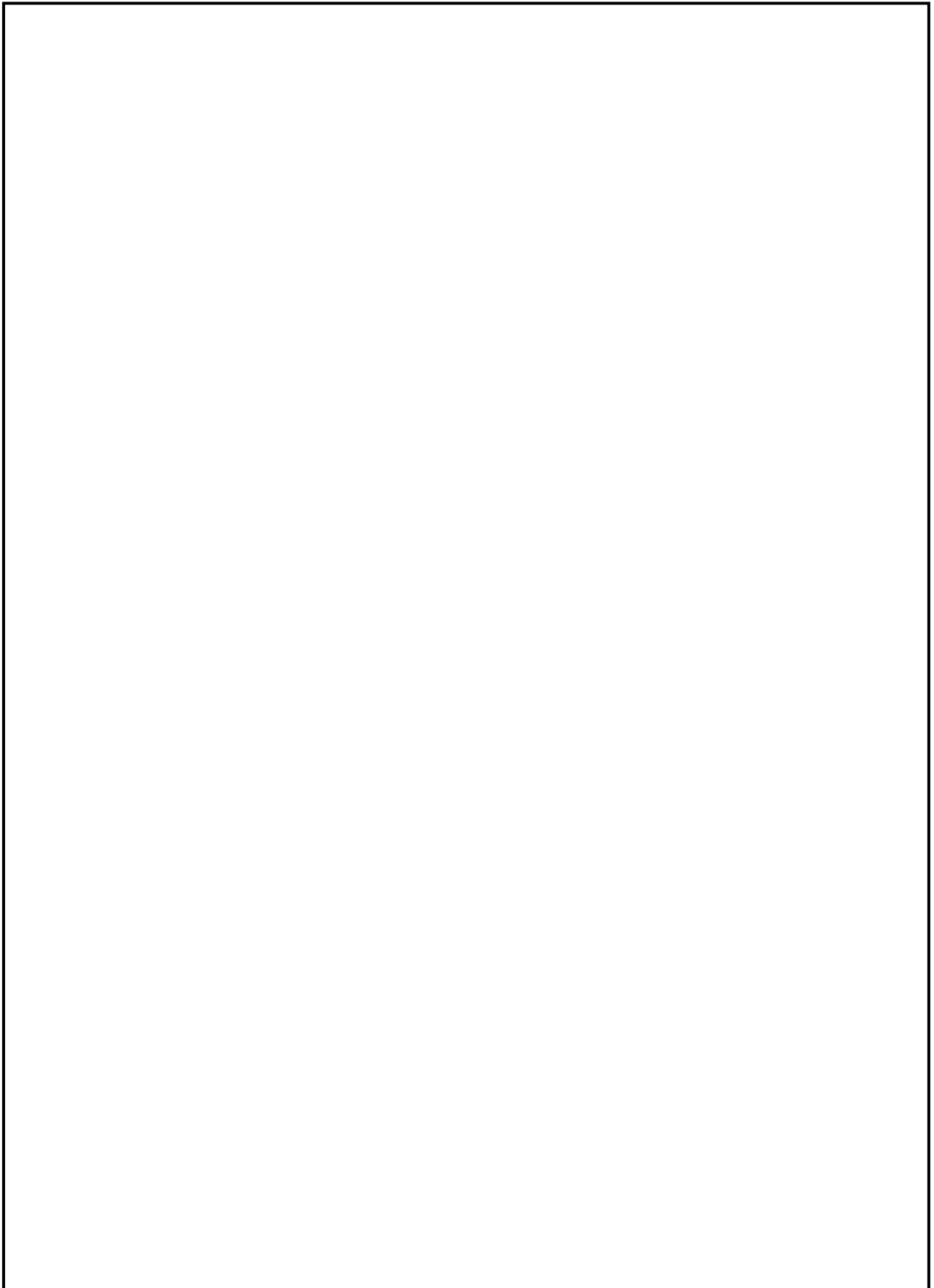


図7 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(廃棄物処理建物1階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

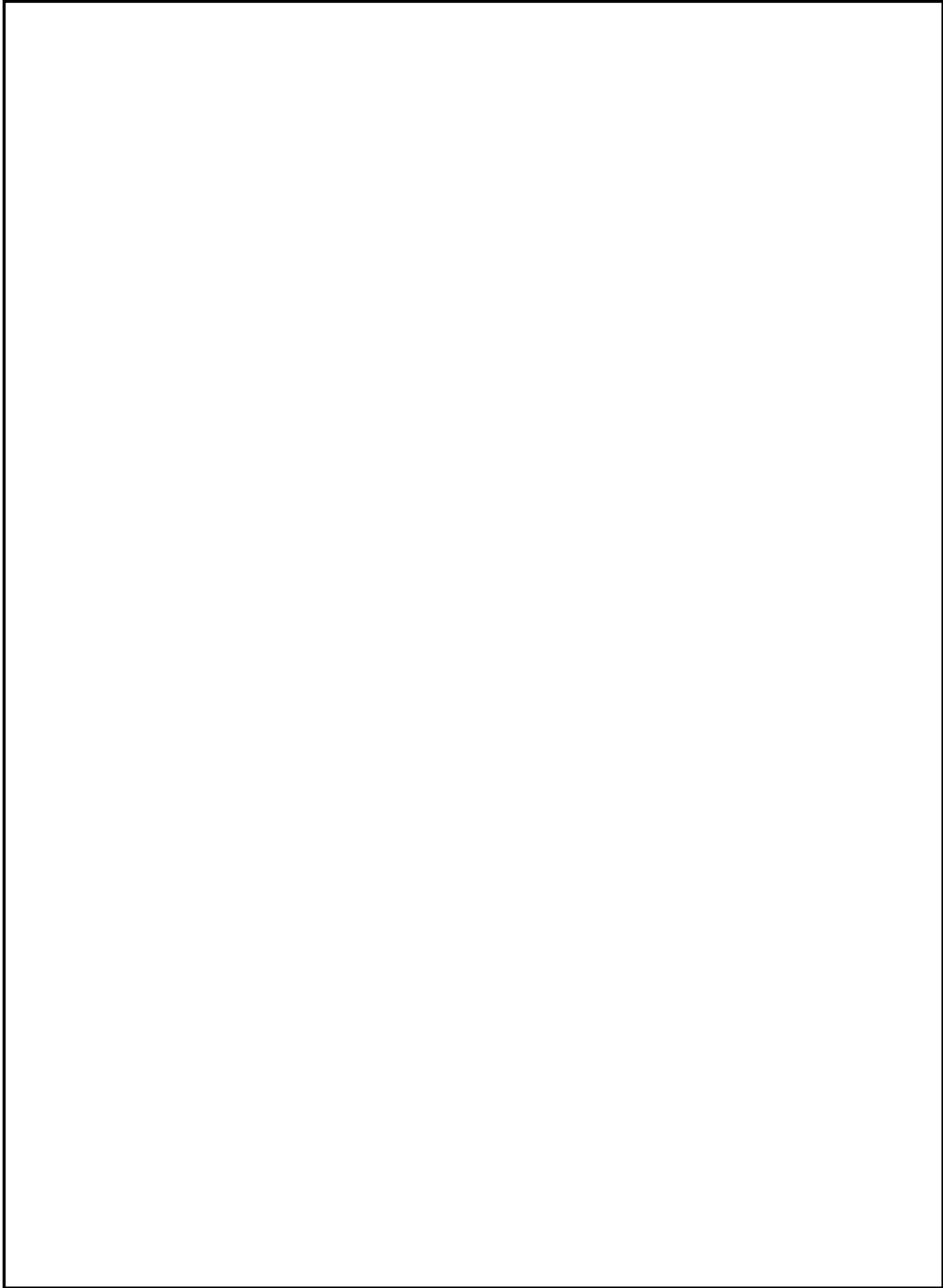


図8 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去ポンプ）の配置図
（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

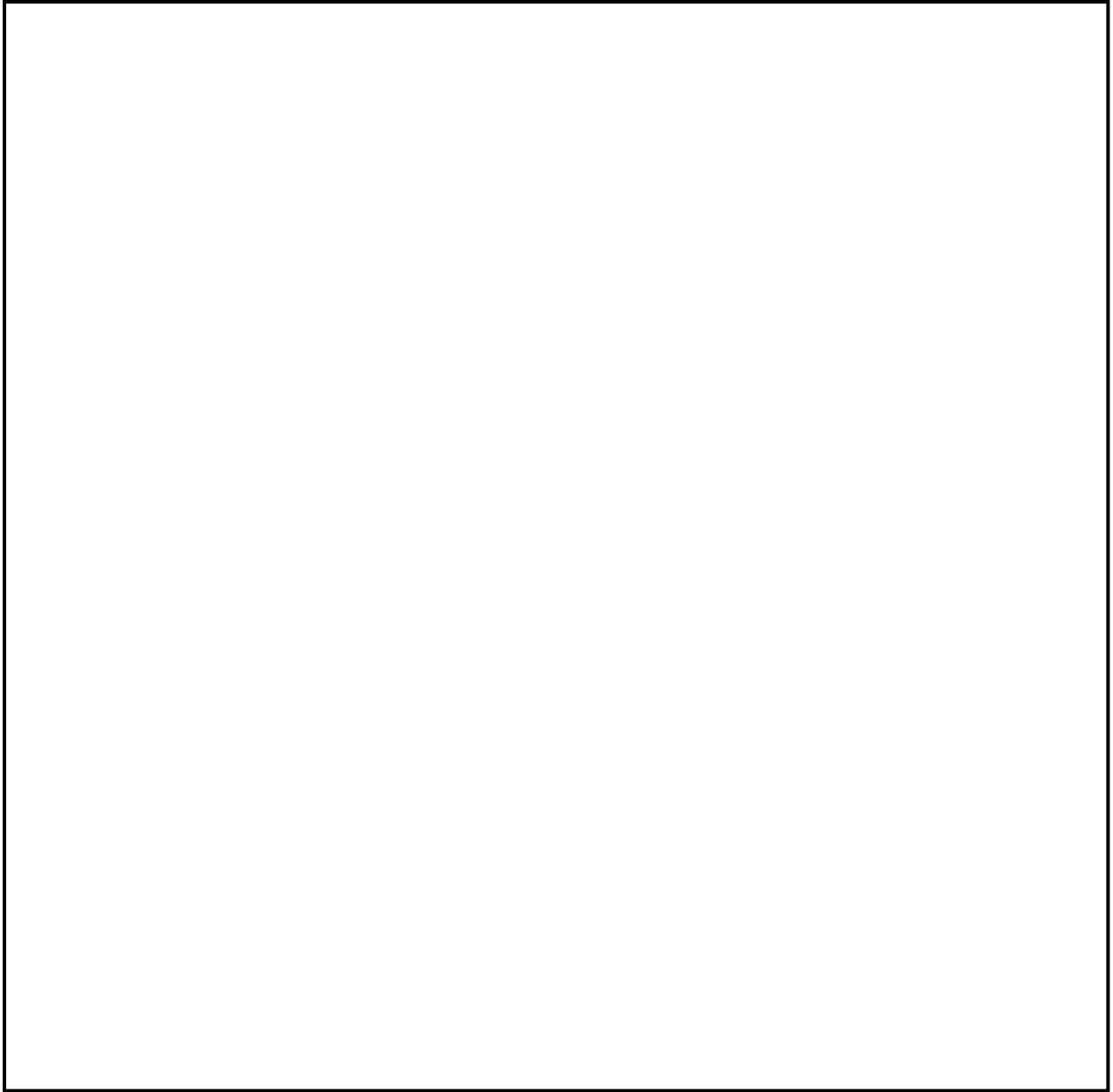


図9 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図
(原子炉建物地上3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

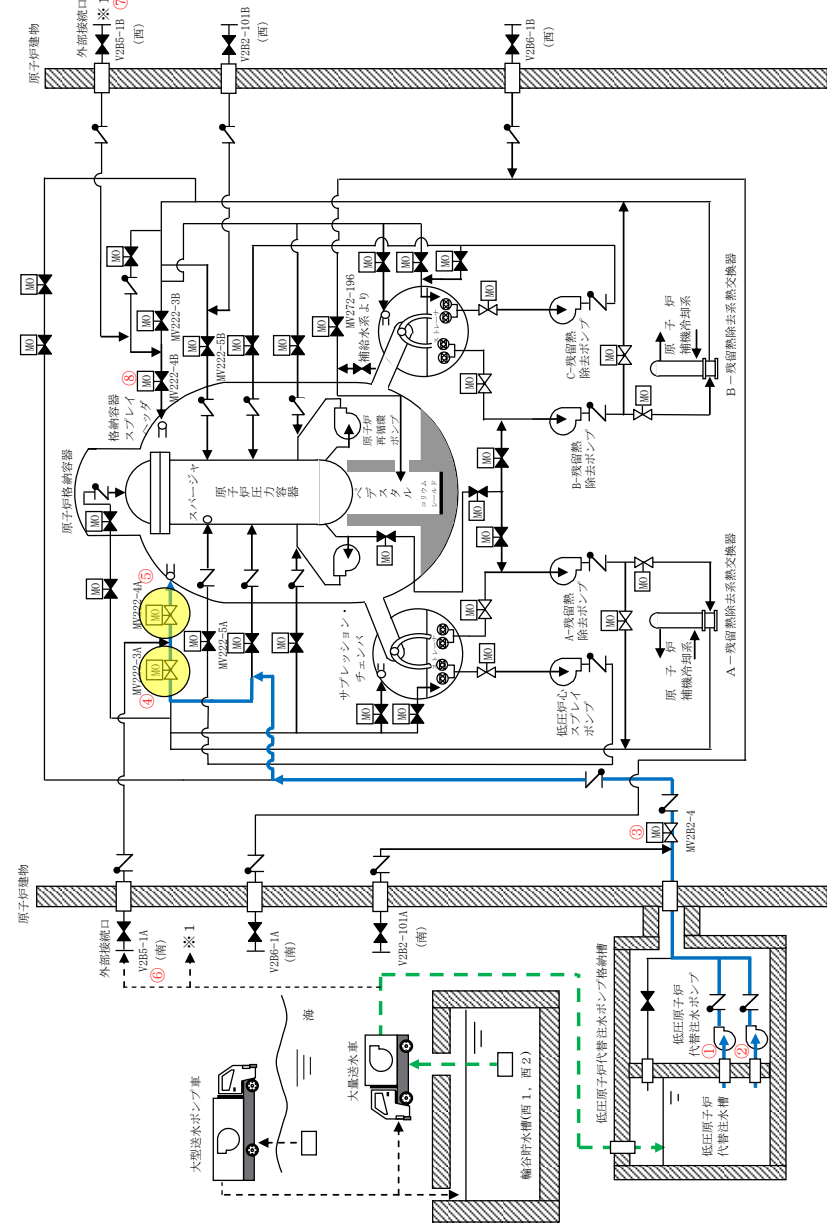


図1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

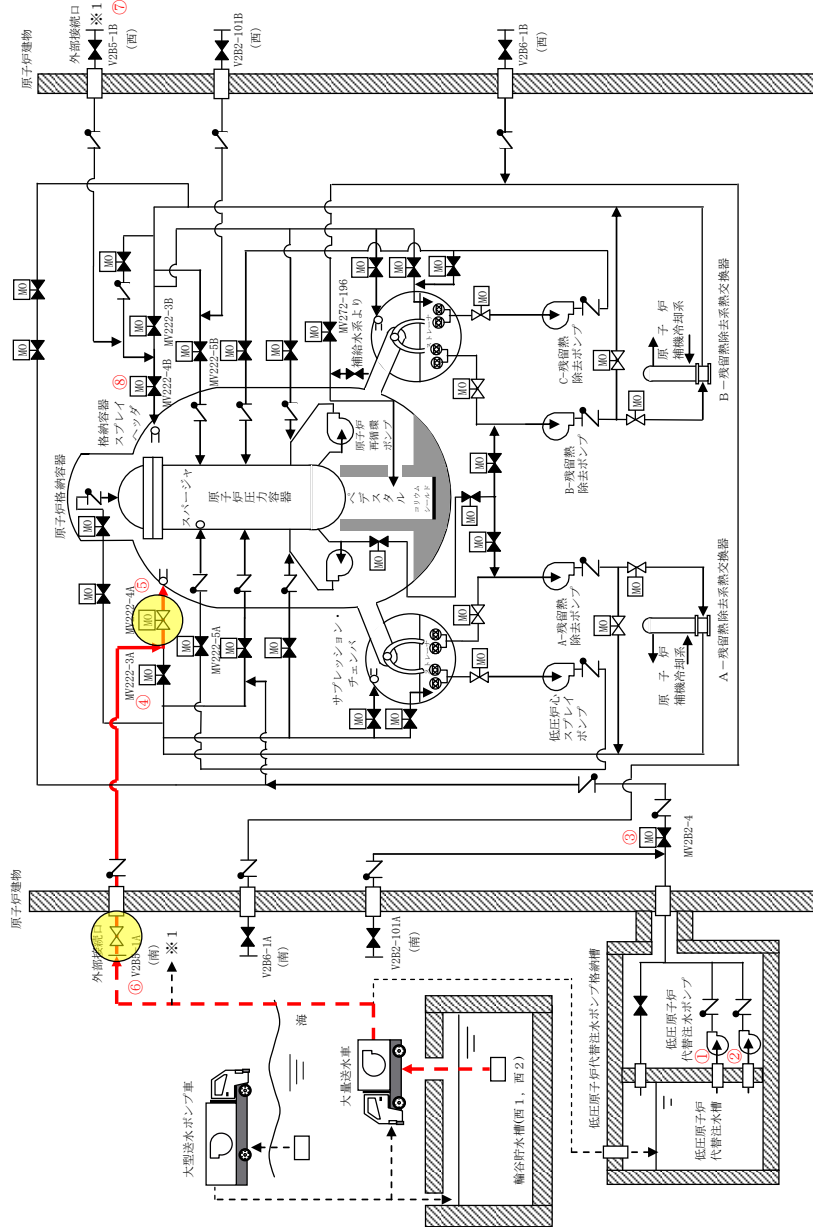


図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	タッチパネル操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	タッチパネル操作	中央制御室
3	FLS注水隔離弁	弁閉→弁開	タッチパネル操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

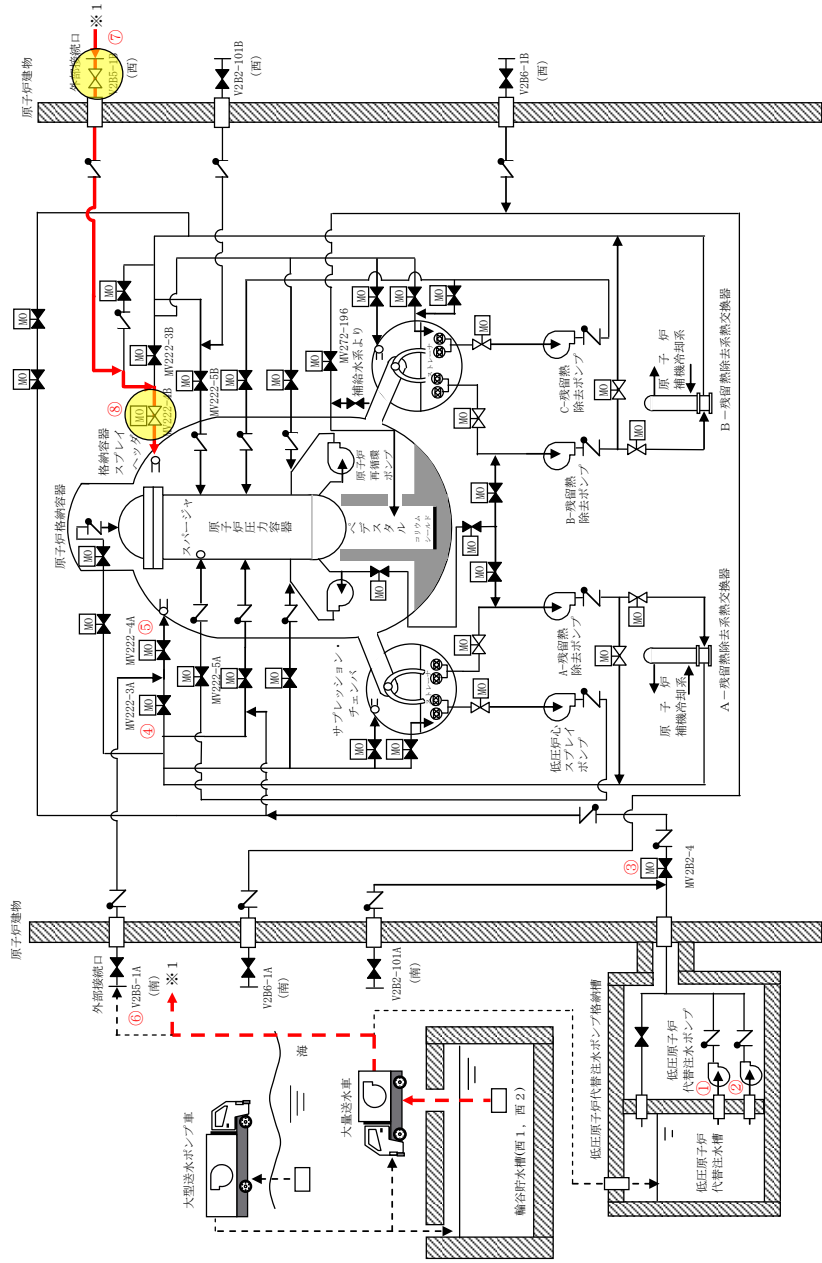


図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図

49-5 試験及び検査

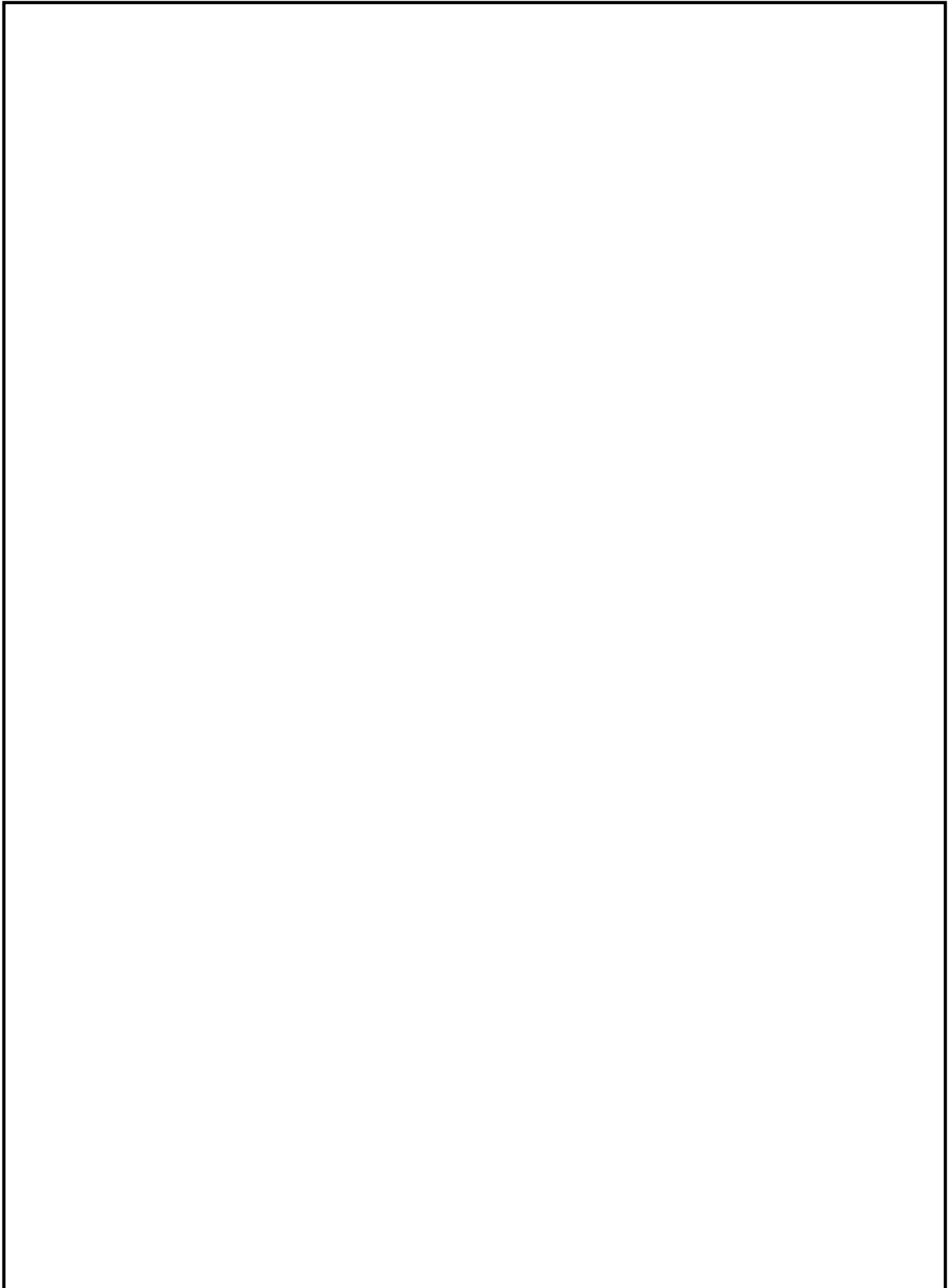


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

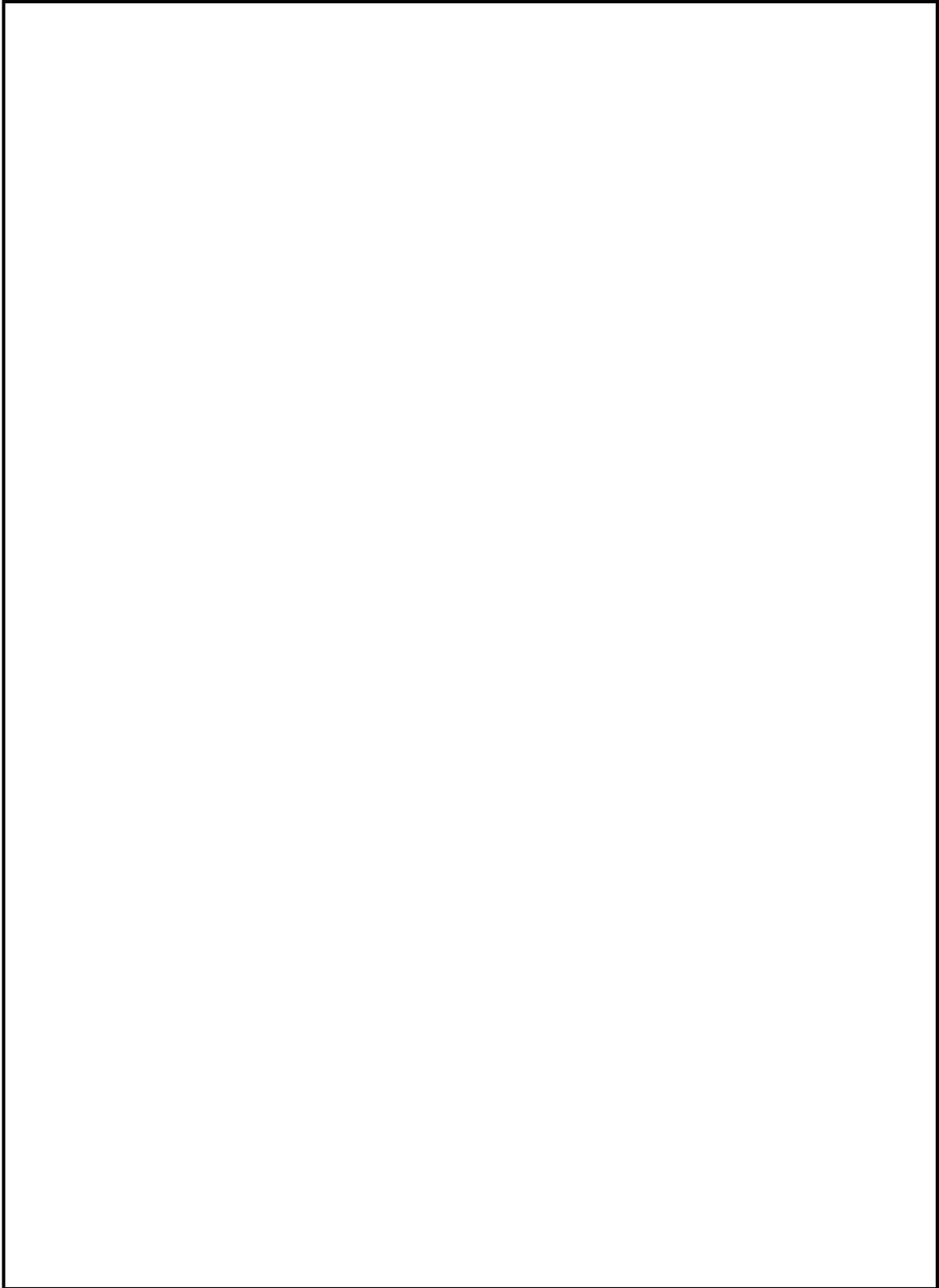


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

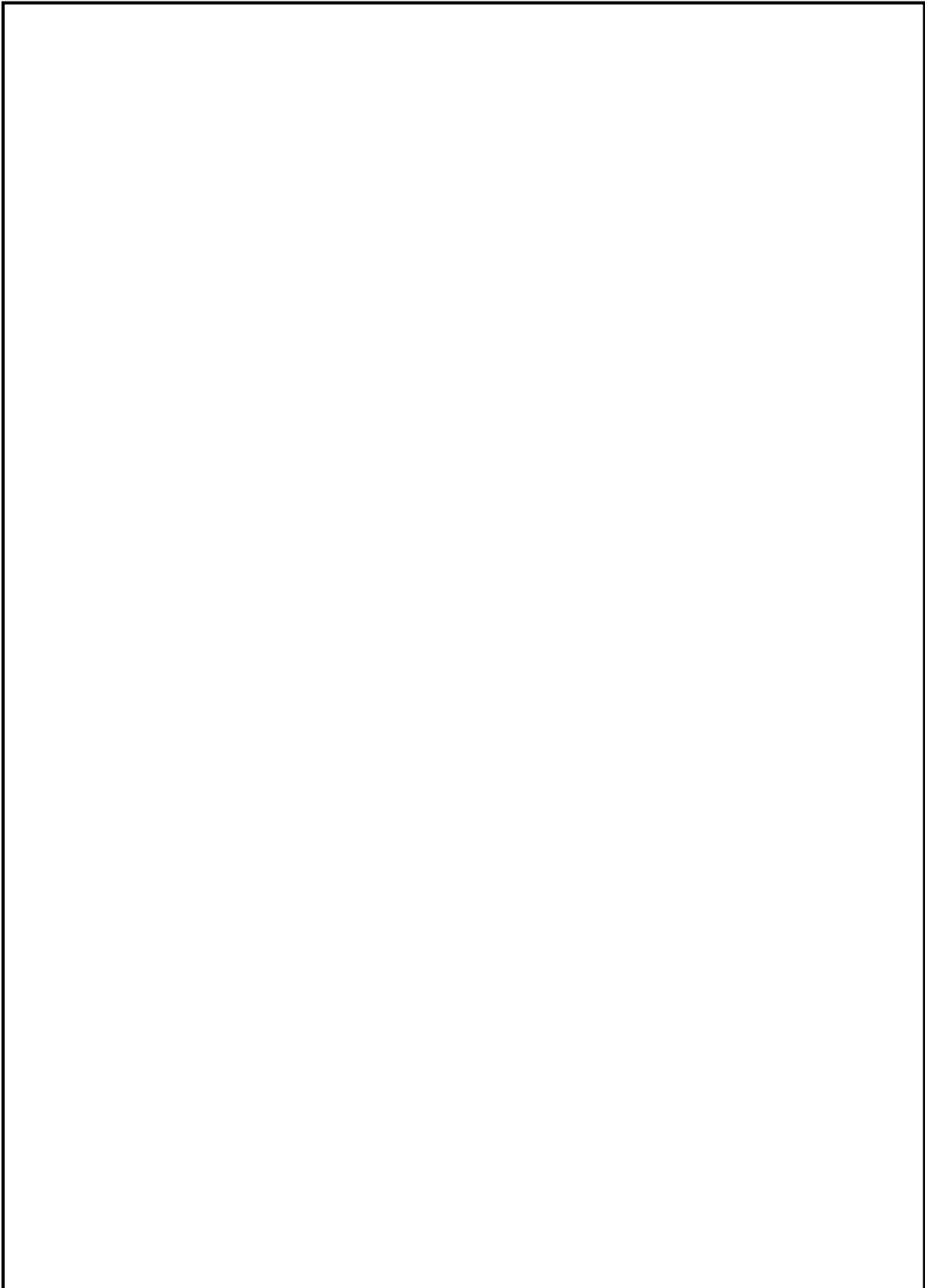


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（1 / 3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

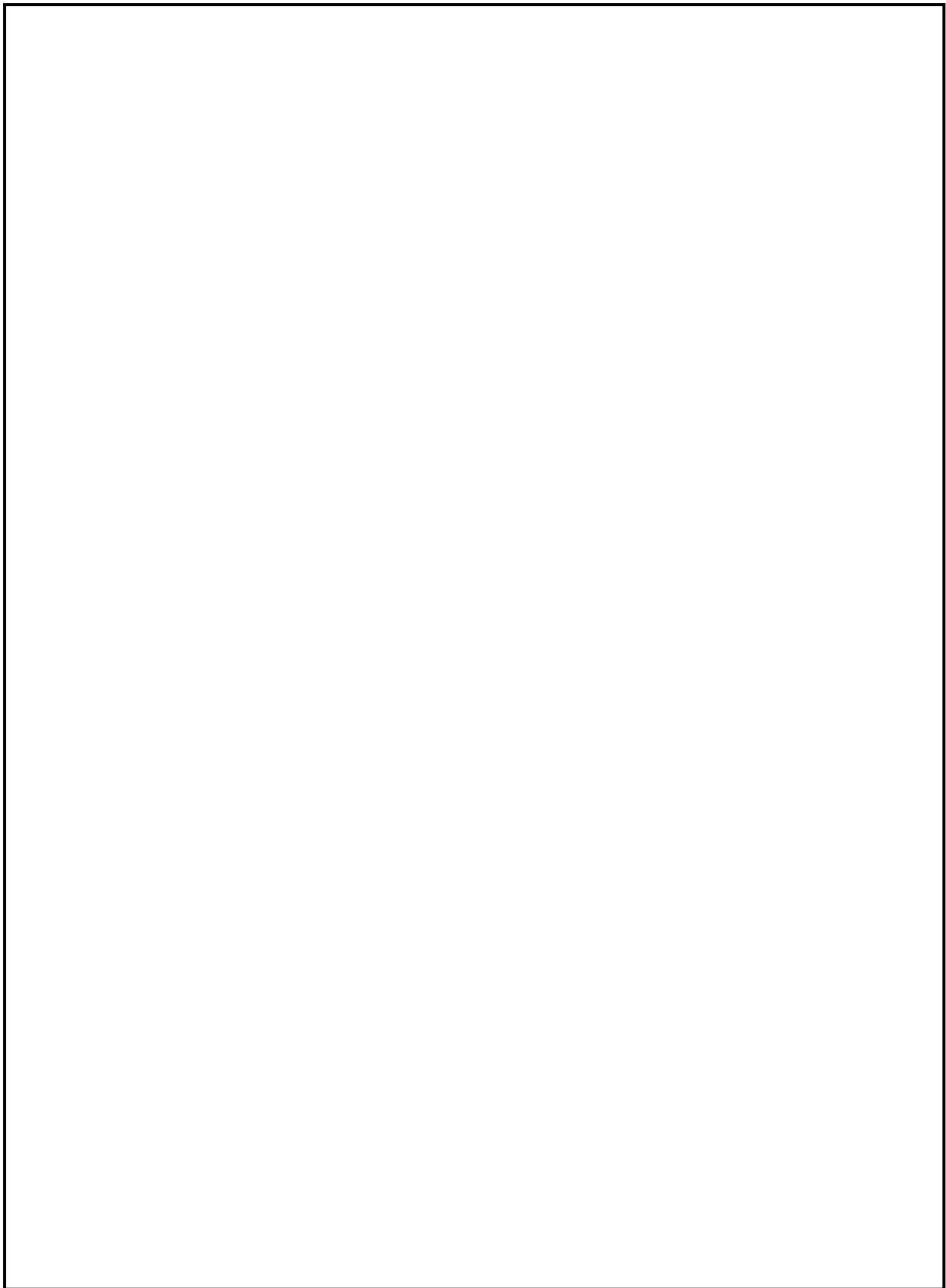


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（2／3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図3 格納容器代替スプレィ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

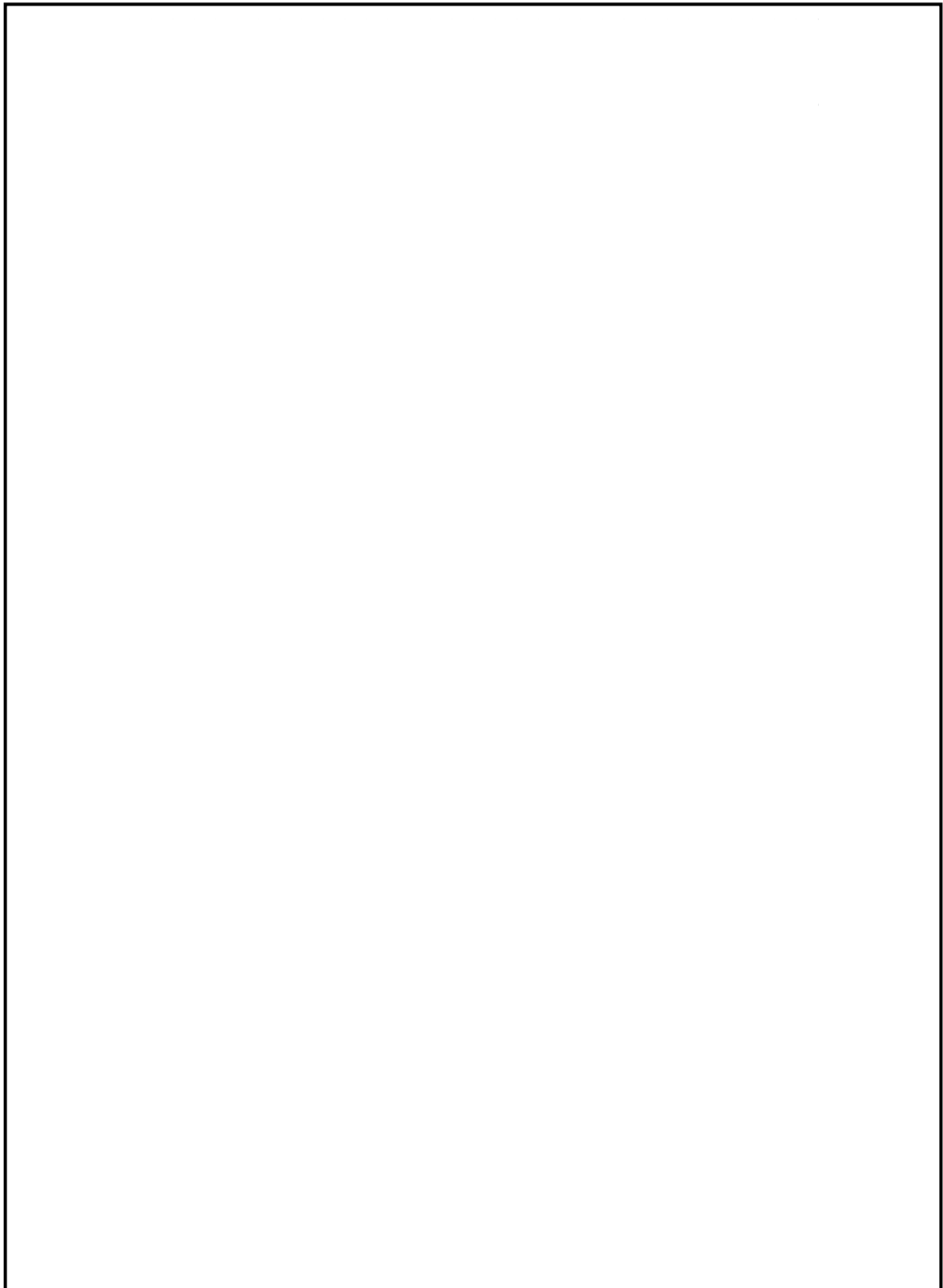


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-6 容量設定根拠

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ (格納容器代替スプレイ系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	150 以上 (注 1) (230 (注 2))	
全 揚 程	m	□以上 (注 1) (190 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92	
最 高 使 用 温 度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/台	□以上 (注 1) (210 (注 2))	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対象設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。</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、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系等の配管を経由して、格納容器スプレイ・ヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2 台設置しており、このうち必要台数は 1 台であり、1 台を予備として確保する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 150m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉格納容器スプレイ必要容量：120m³/h以上

格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、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、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、1台あたり120m³/h以上をスプレイ可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量：30m³/h/台

以上より、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上(注1) / 190m(注2)

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

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計(m)		<input type="text"/>	m

以上より、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m以上とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力 3.92MPa

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

4. 最高使用温度 66℃

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

5. 原動機出力 210kW/台

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

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

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

【設 定 根 拠】（続き）

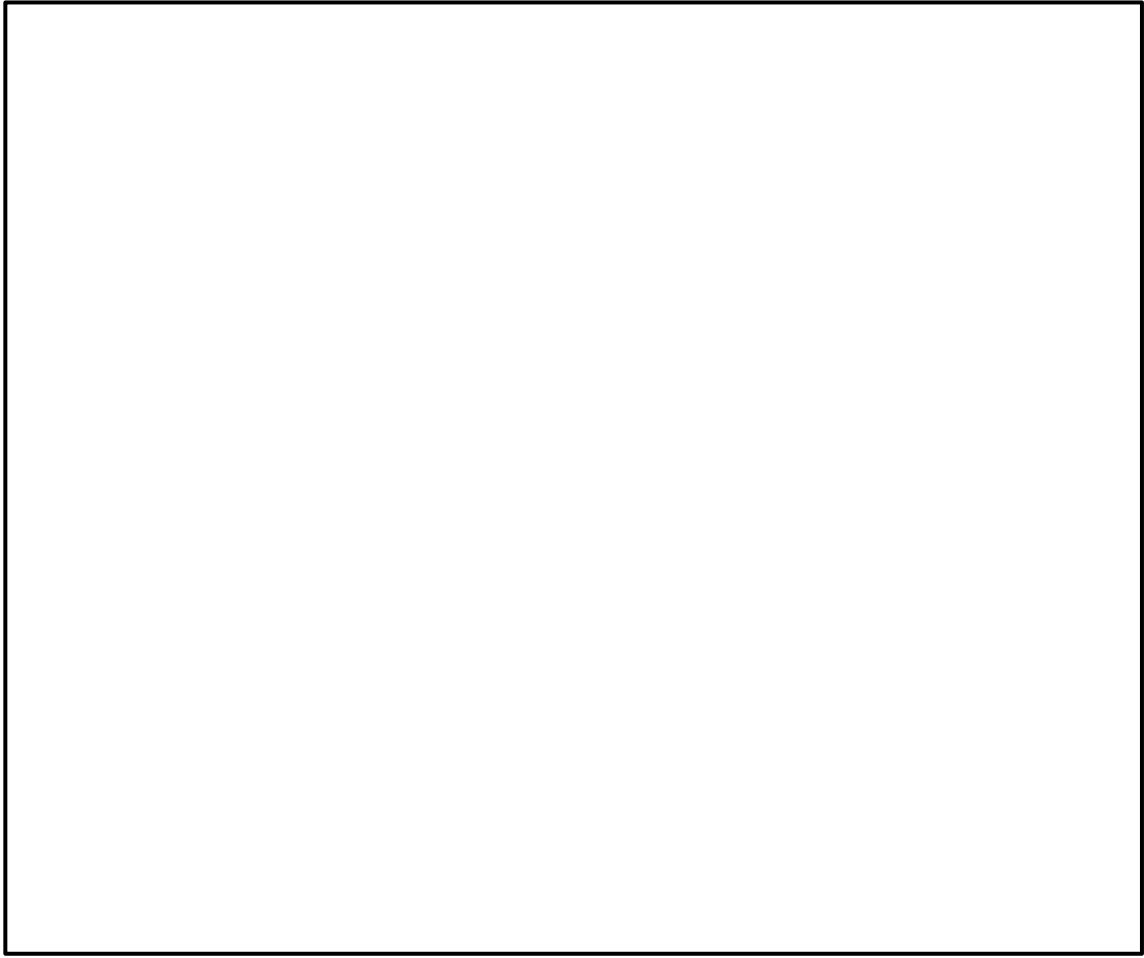


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.37 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

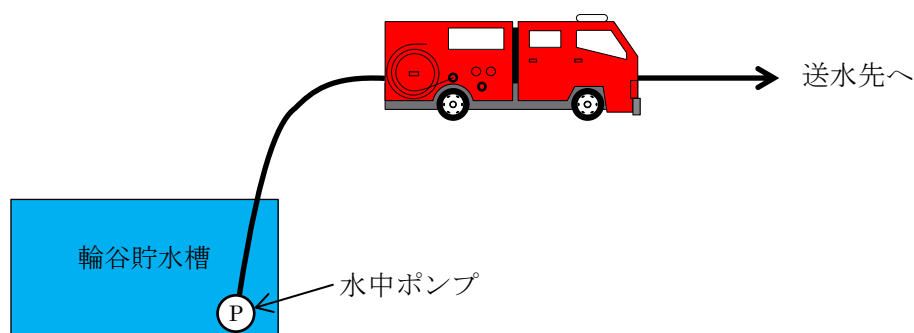


図 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止の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、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ量 120m³/h 以上とする。

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

2. 吐出圧力 1.37MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

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

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、

を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【の場合】

最終吐出端必要圧力	約	 MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	MPa
合計	約	1.37 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 49-6-9, 10 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 1.37MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa を吐出圧力の公称値とする。

図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

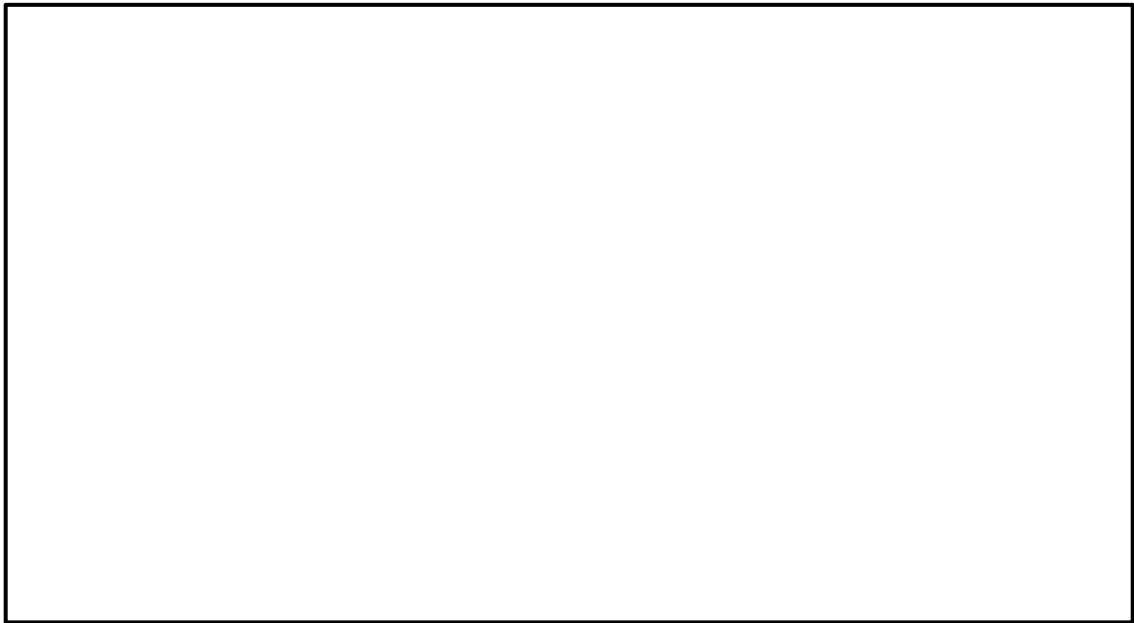


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

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

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1 m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.7m）< 有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	<input type="text"/>	m
合計	約	5.2	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

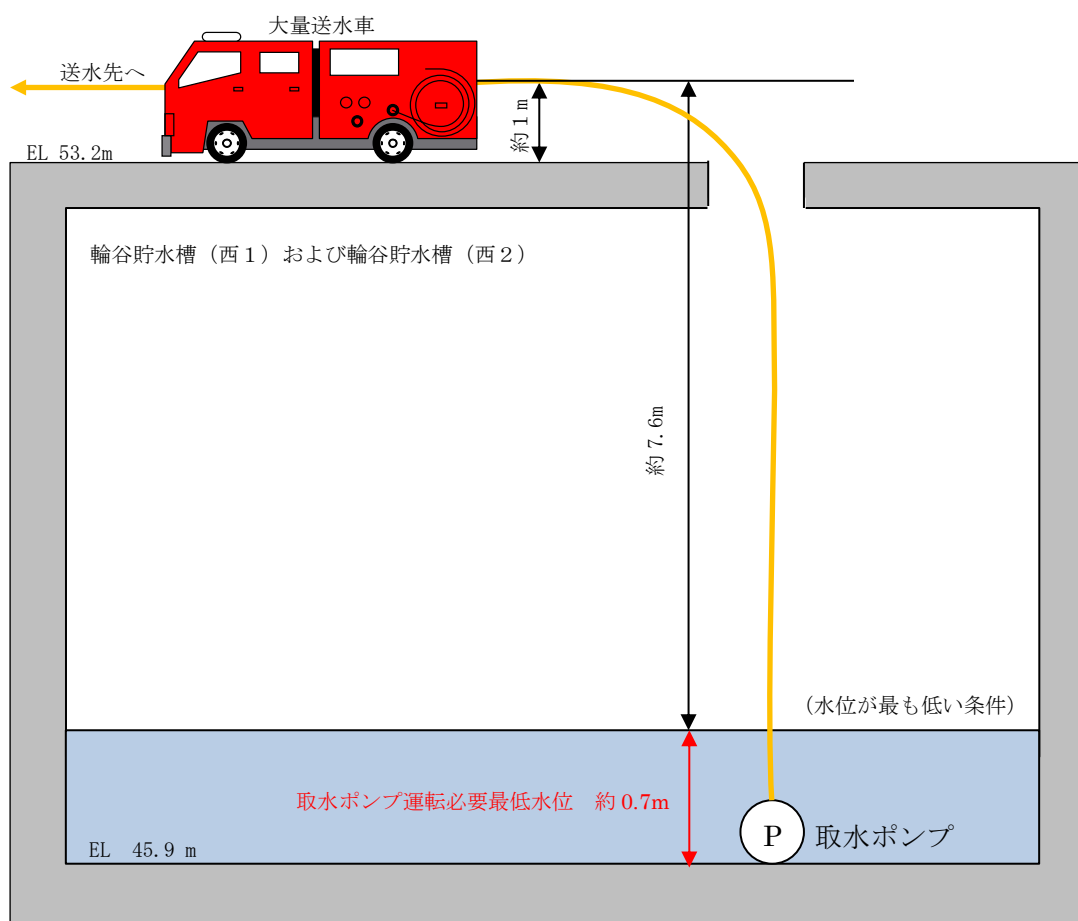


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

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

5. 最高使用温度 40℃

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

6. 原動機出力 230kW/台

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

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

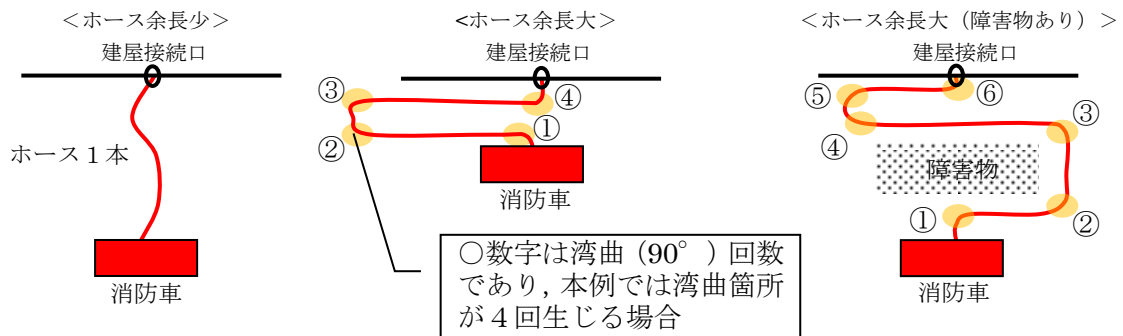


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

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

○ f_b : ベンドの損失係数

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

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

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
な め ら か	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あ ら い	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

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

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

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

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

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

49-7 接続図

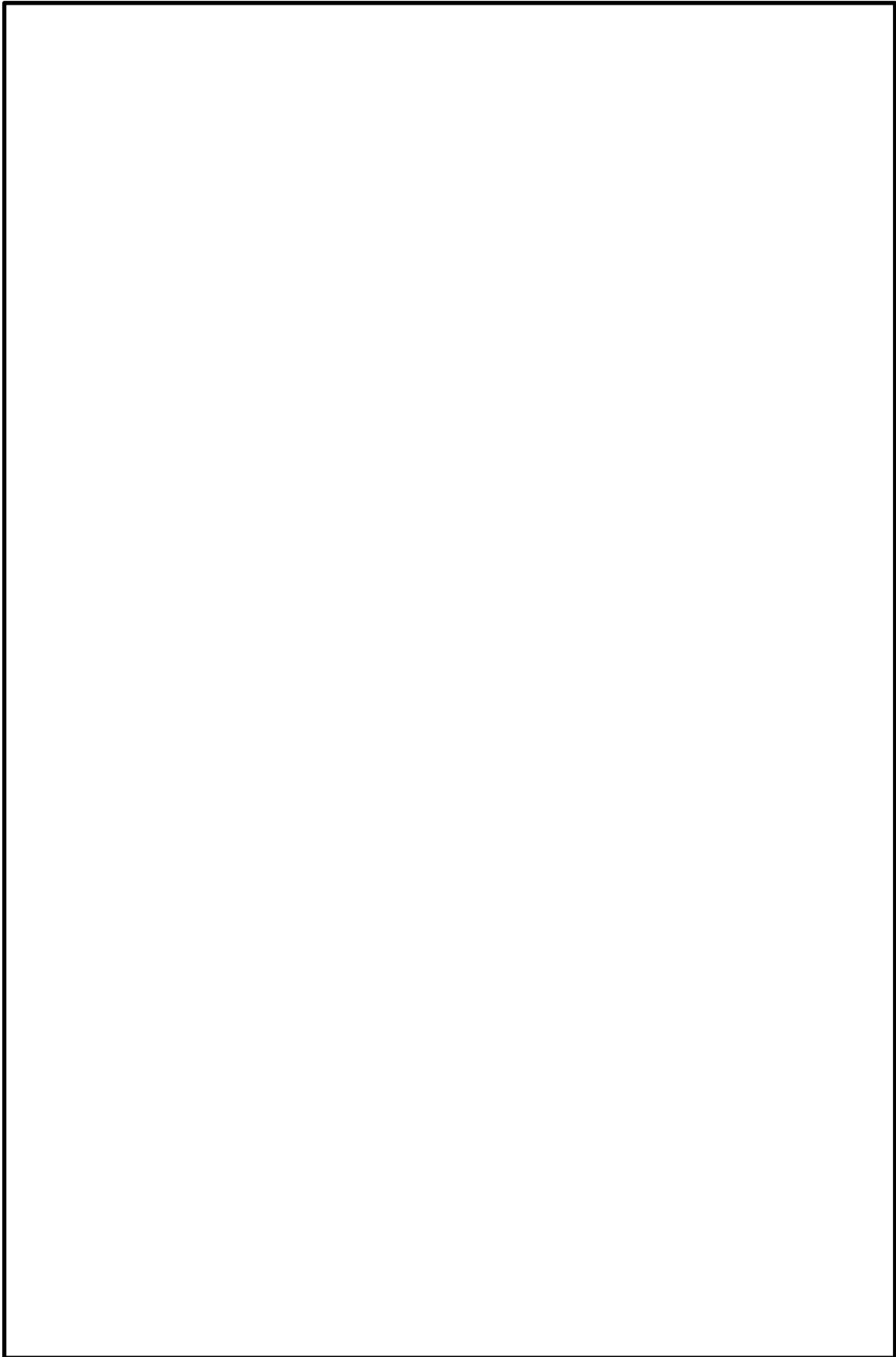
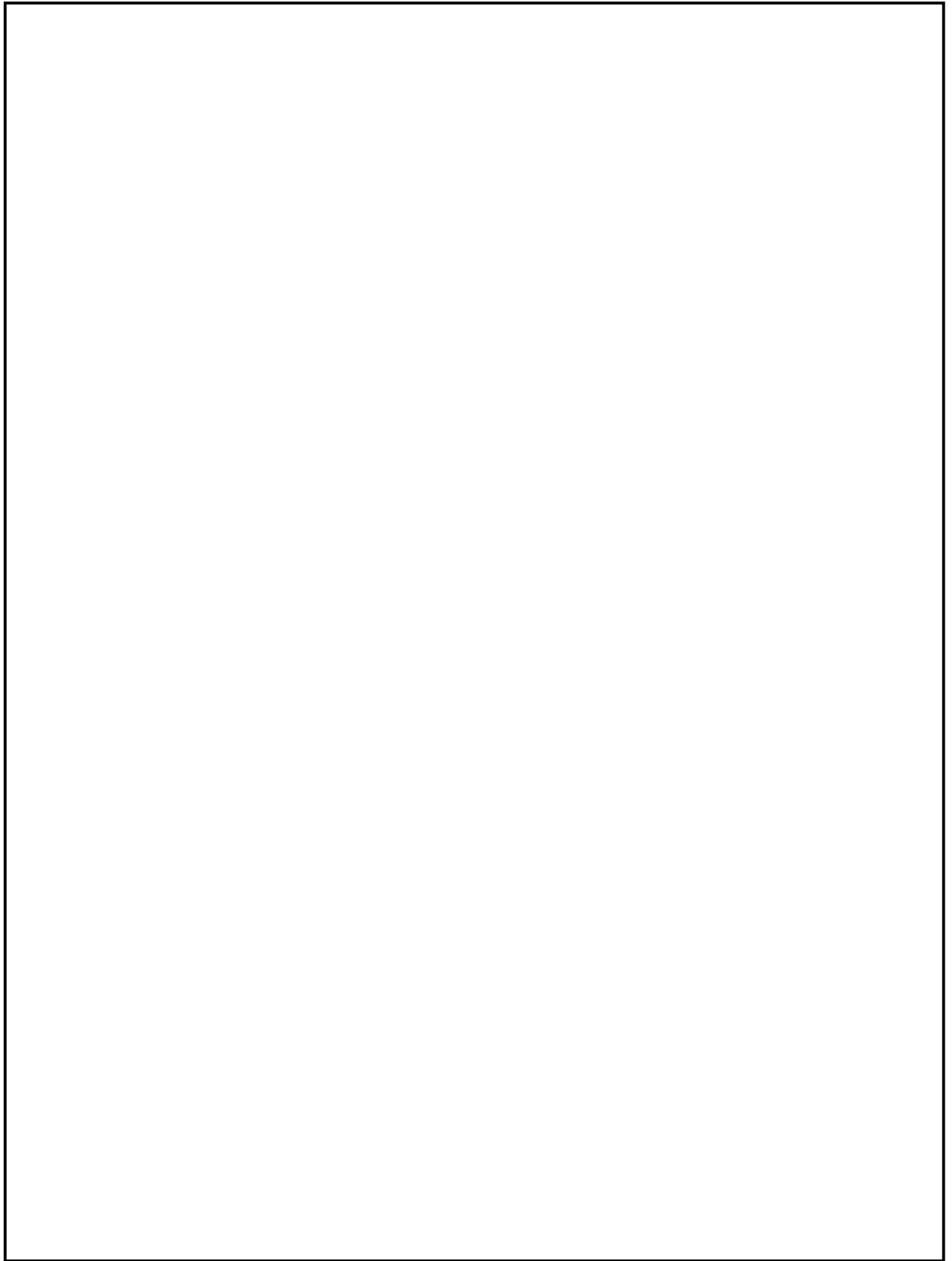


図 1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

図2 接続図（建物内接続 原子炉建物1階）

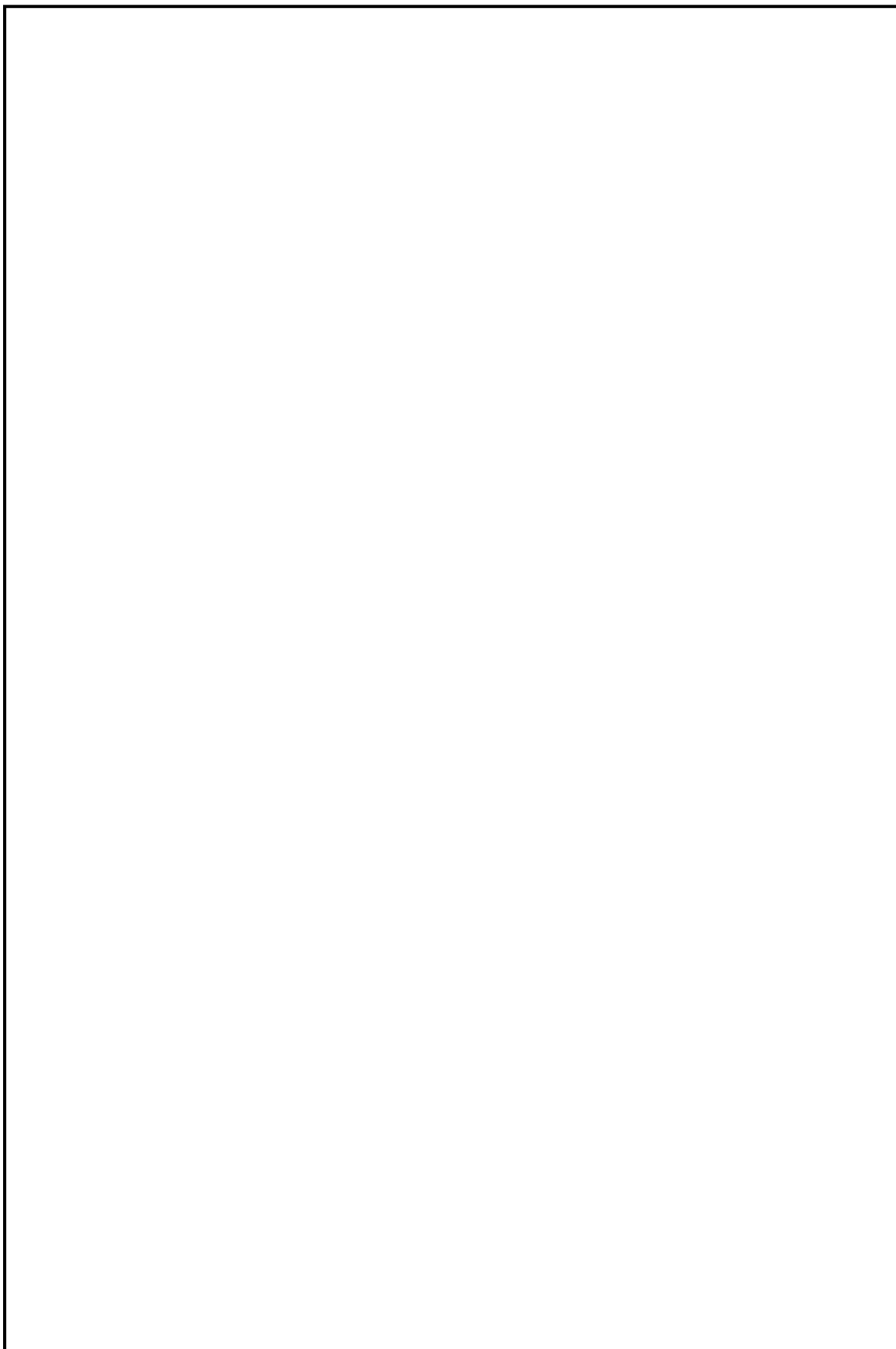


図3 接続図（建物内接続 原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-8 保管場所図

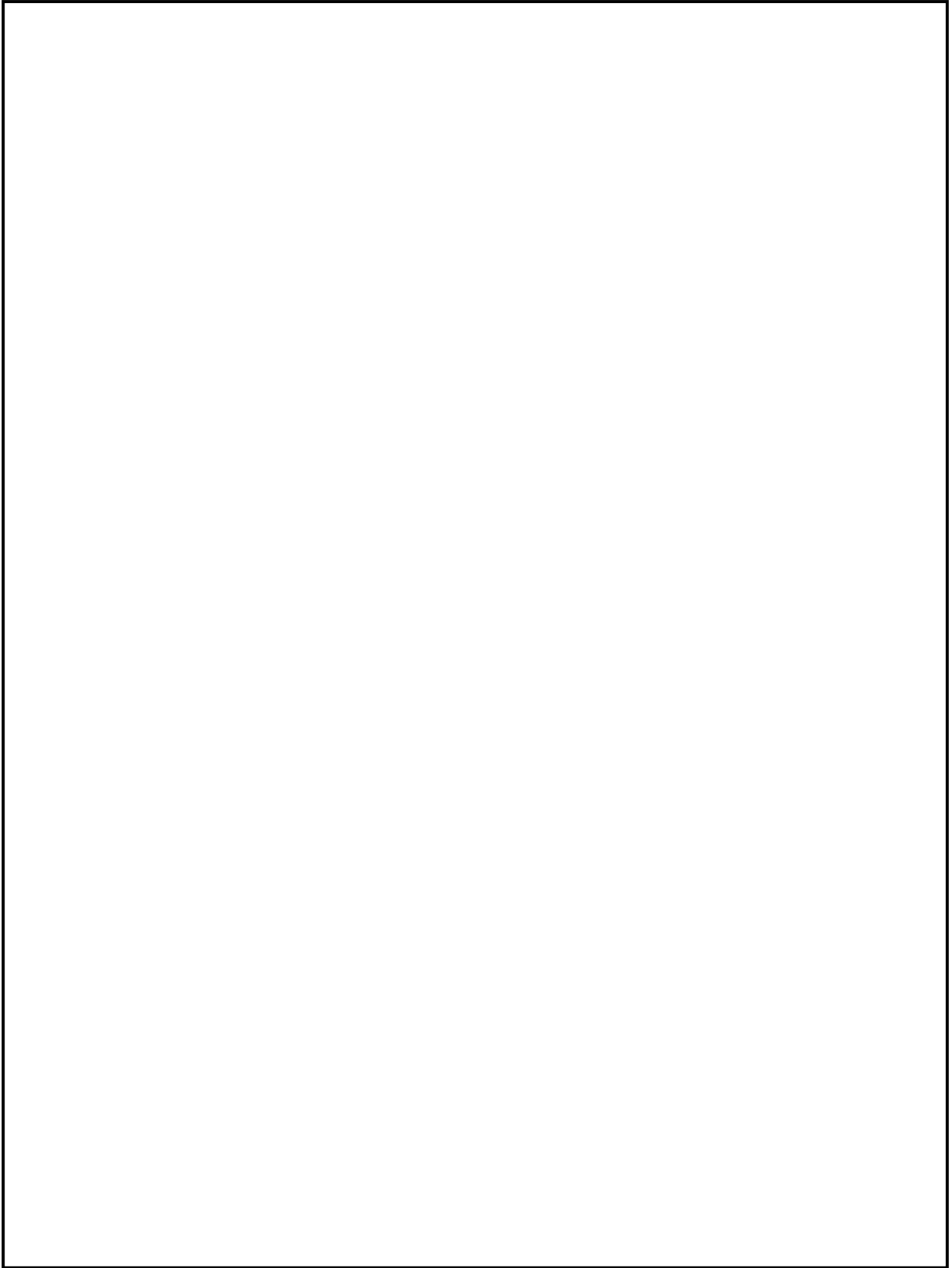


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

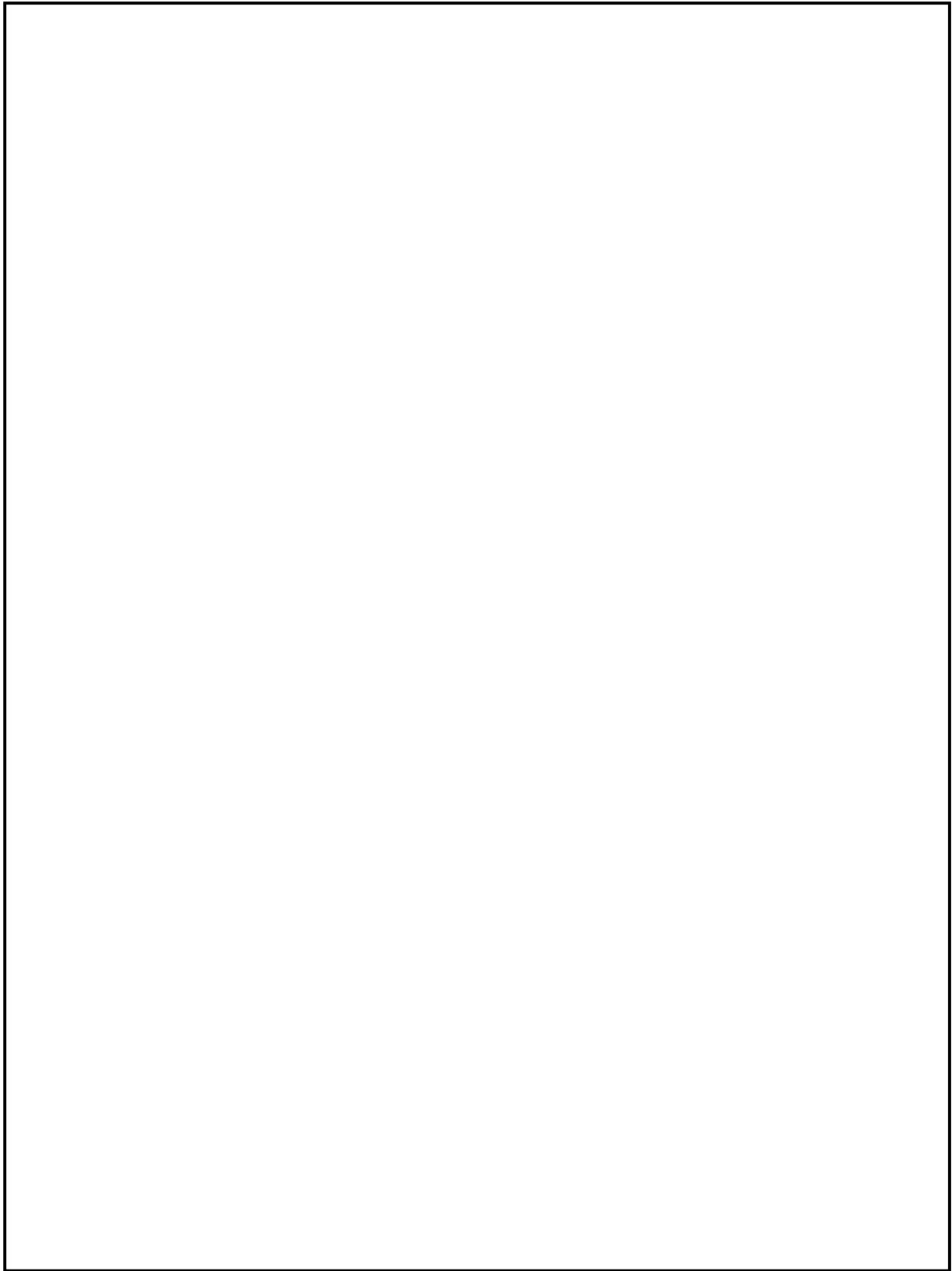


図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-9 アクセスルート図

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

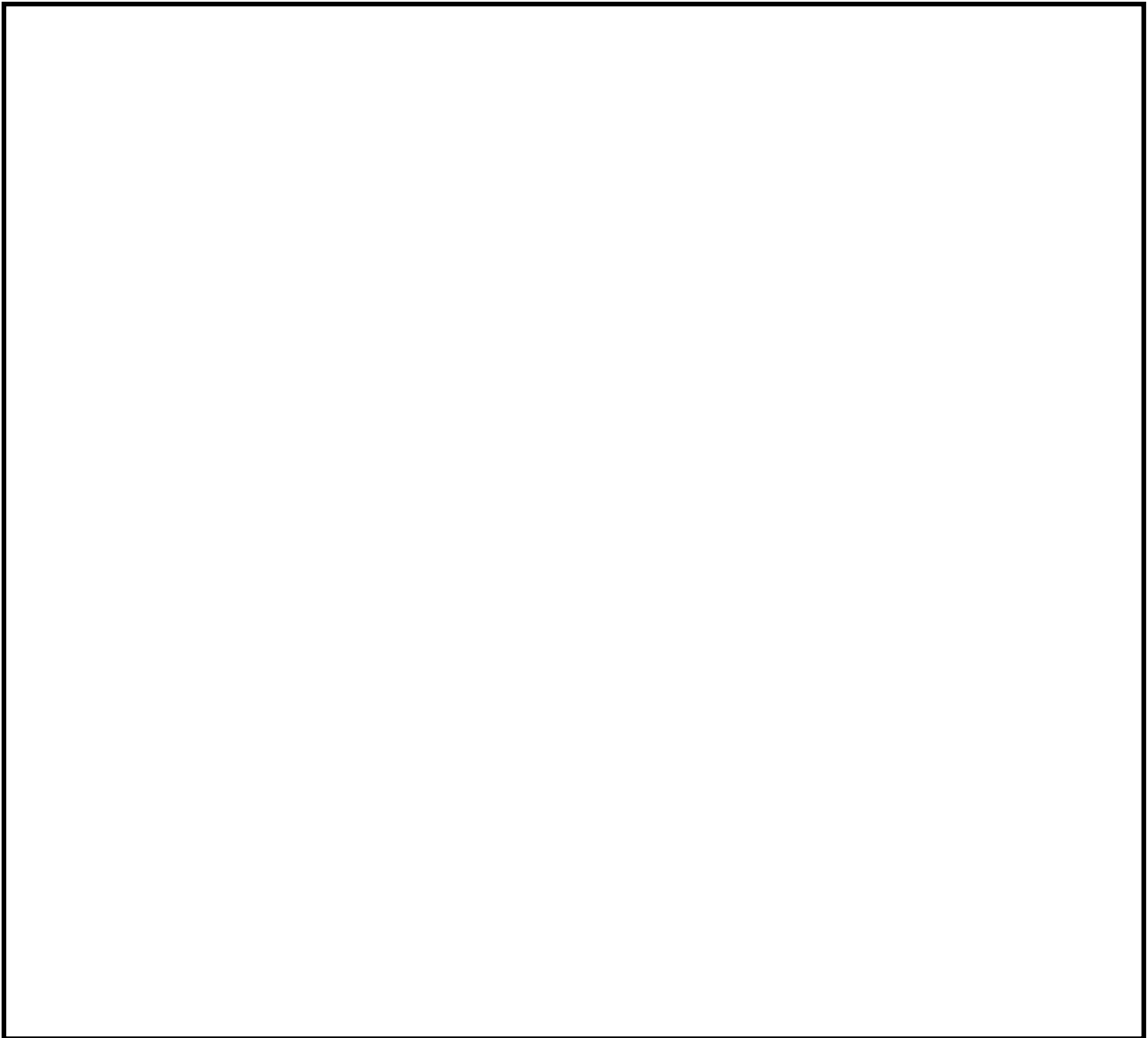


図1 保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

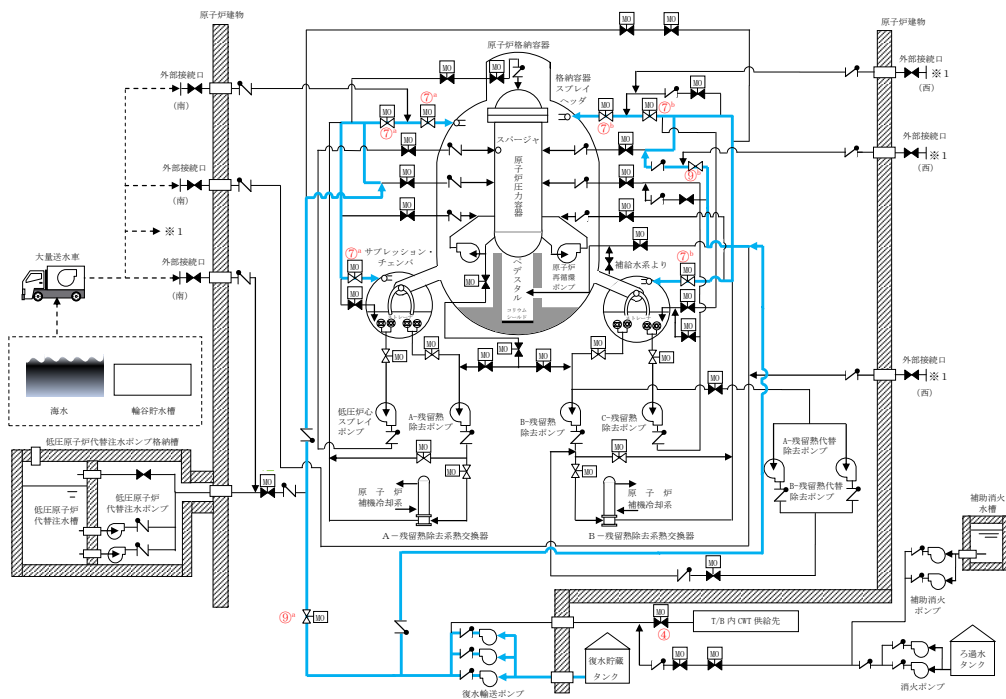
49-10 その他設備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(1) 復水輸送系による格納容器スプレイ

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

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



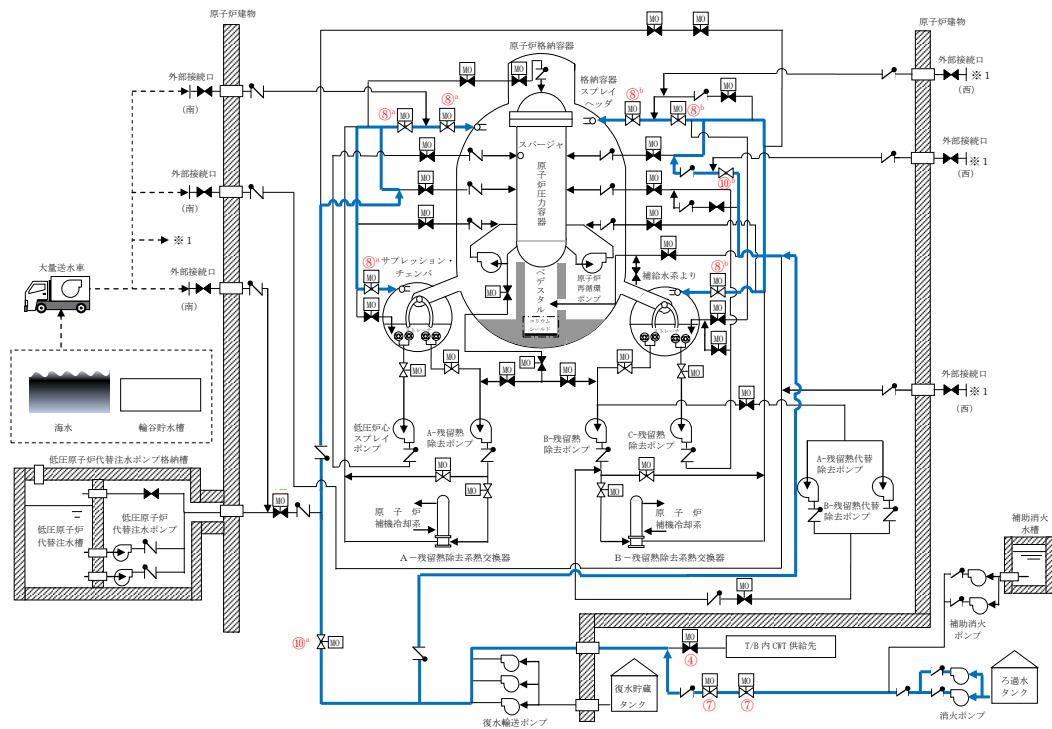
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	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

図1 復水輸送系による格納容器スプレイ 手順の概要図

(2) 消火系による格納容器スプレイ

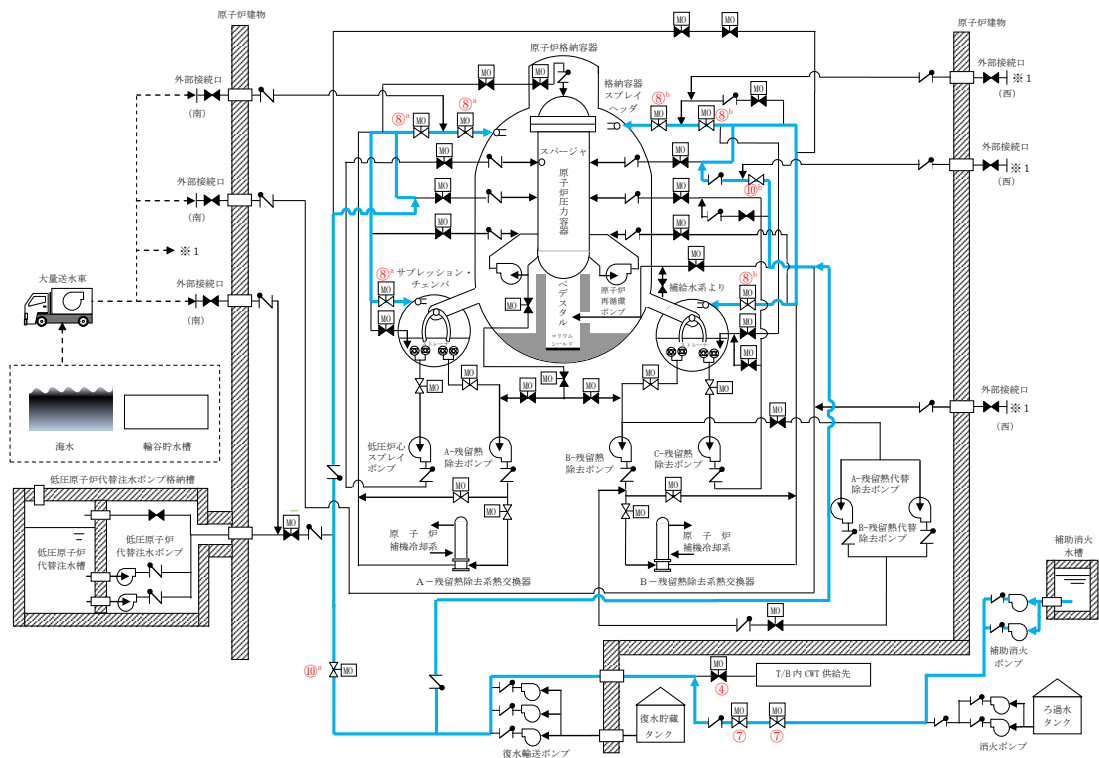
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び復水輸送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系による格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、格納容器代替スプレイ系（常設）、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。



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

図2 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図
(消火ポンプを使用した場合)



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

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

(3) ドライウェル冷却系による格納容器内除熱

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

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

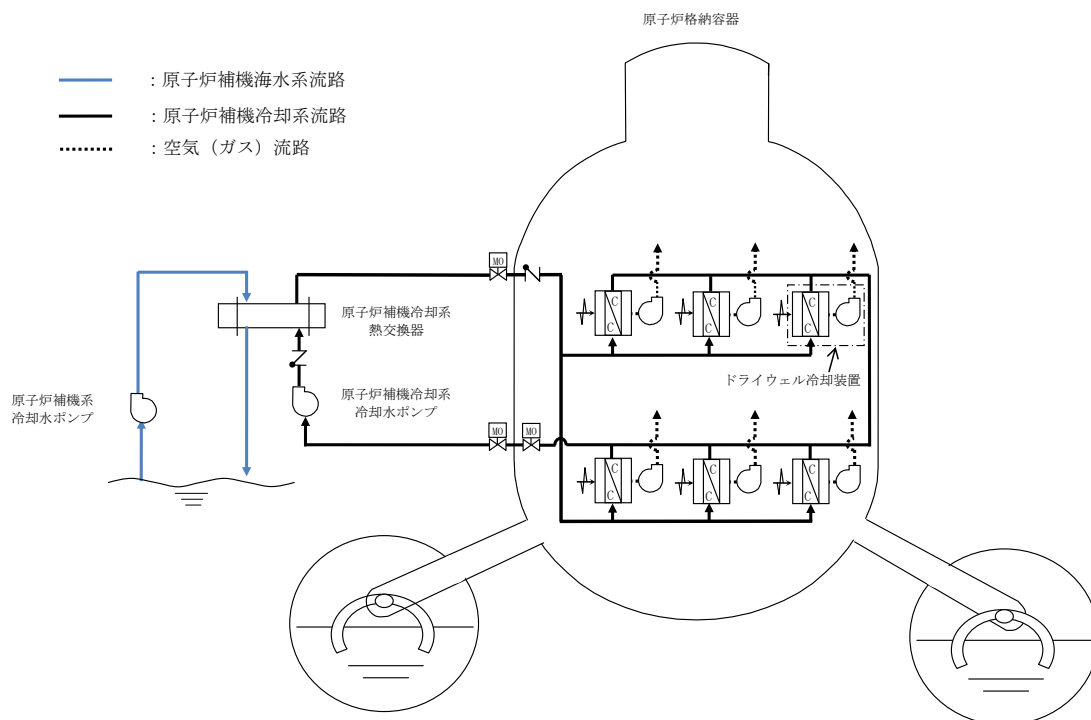


図4 ドライウエル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

50 条 補足説明資料

- 50-1 S A設備基準適合性一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計測制御系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備

50-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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

50-2 単線結線図

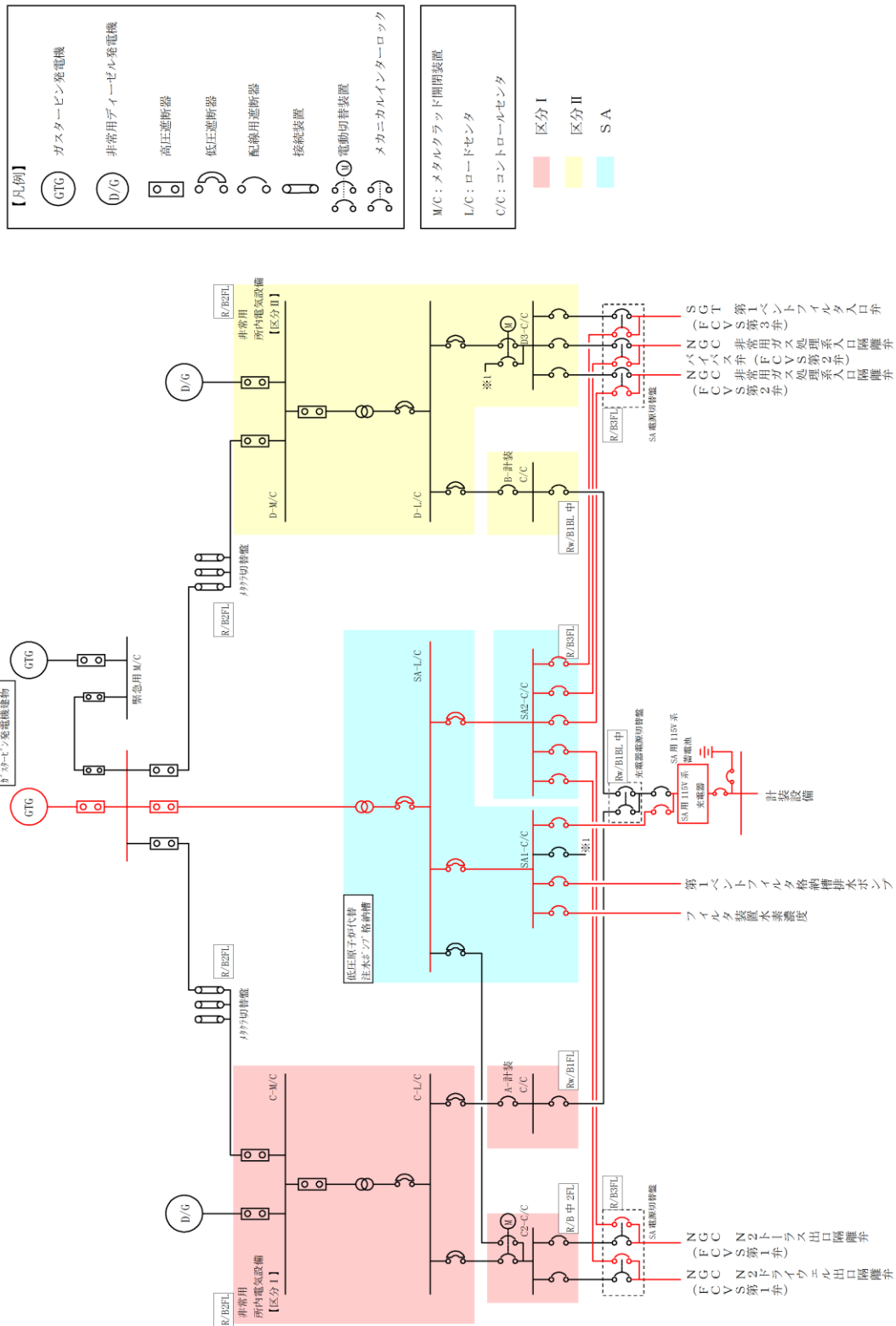


図 1 格納容器フィルタベント系 単線結線図

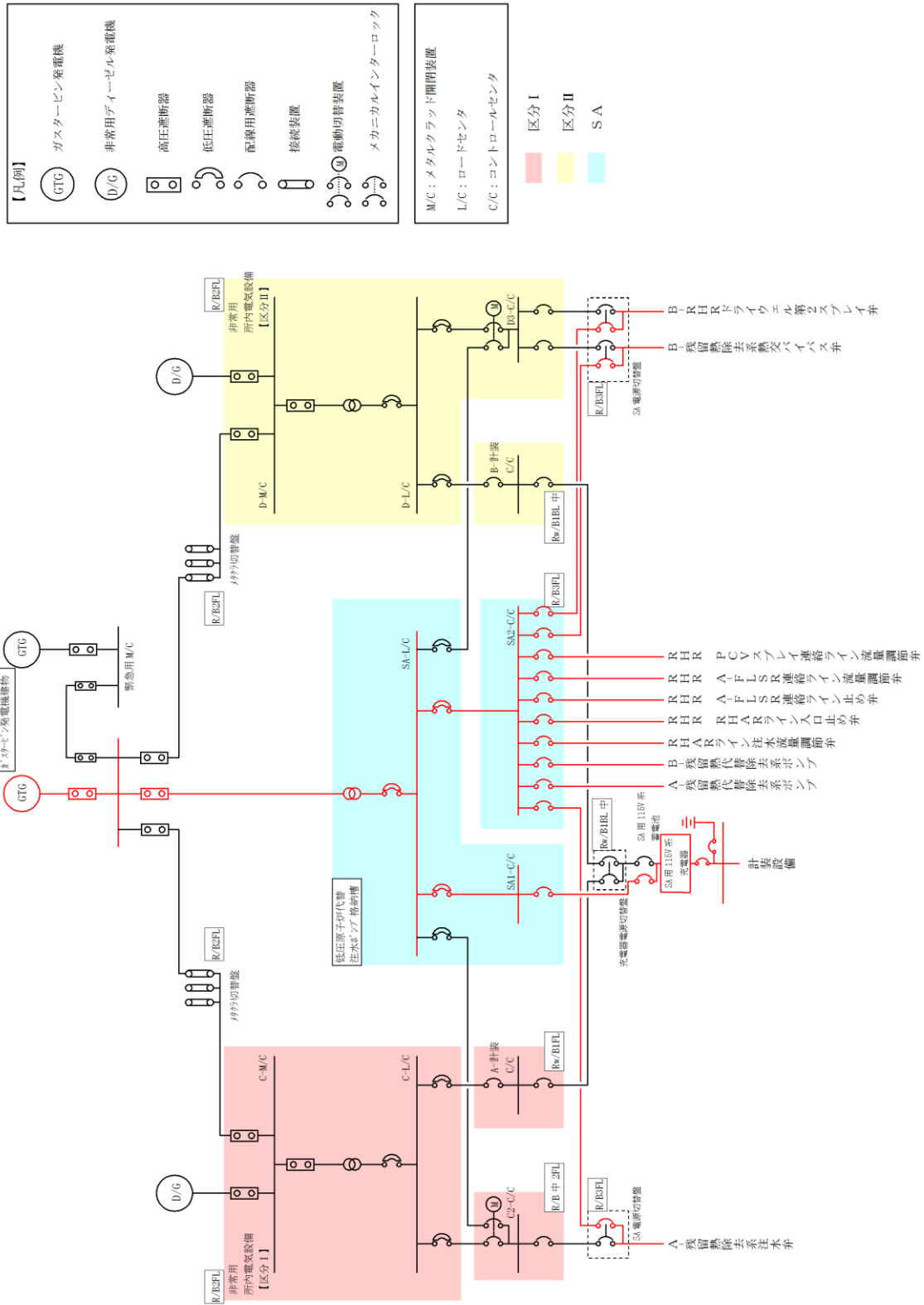


図2 残留熱代替除去系 単線結線図

50-3 計測制御系統図

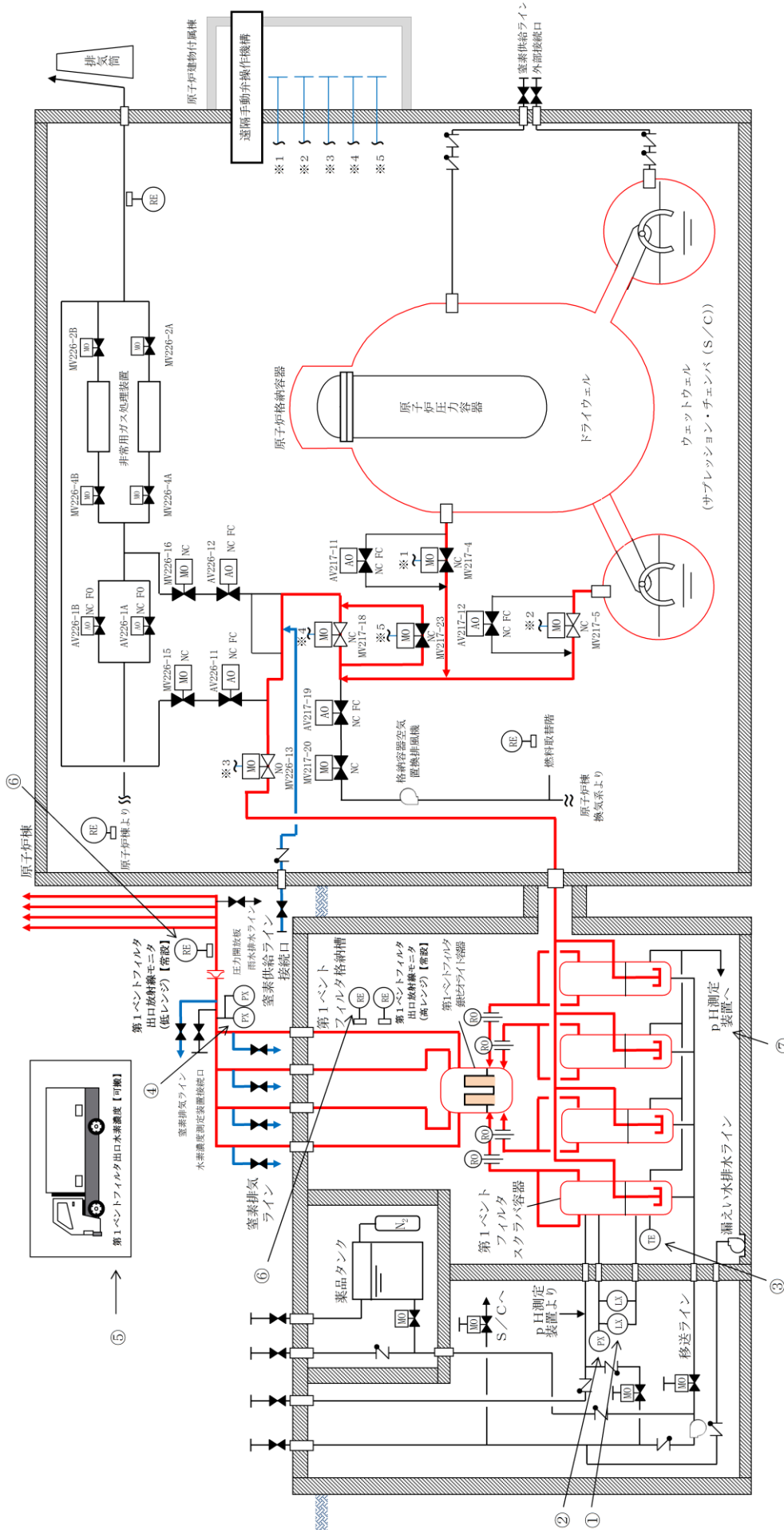
表 1 格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
① スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のため の水位監視		系統待機時における水位の範囲 上限水位から下限水位の範囲 を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
② スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰 囲気ガスがフィルタ装置へ 導かれていることの確認	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gauge] (2 Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③ スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④ フィルタ装置出口配 管圧力 ^{※2}	系統待機時の窒素封入によ る不活性状態の確認	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 が維持されていることを 計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤ 第 1 ベントフィルタ 装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素 濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥ 第 1 ベントフィルタ 出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放 射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	系統運転時に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量を計 測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h		1	
⑦ スクラバ水 pH ^{※2}	スクラバ容器性能維持のため の pH 監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可 能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は第 1 図の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) スクラバ容器水位

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

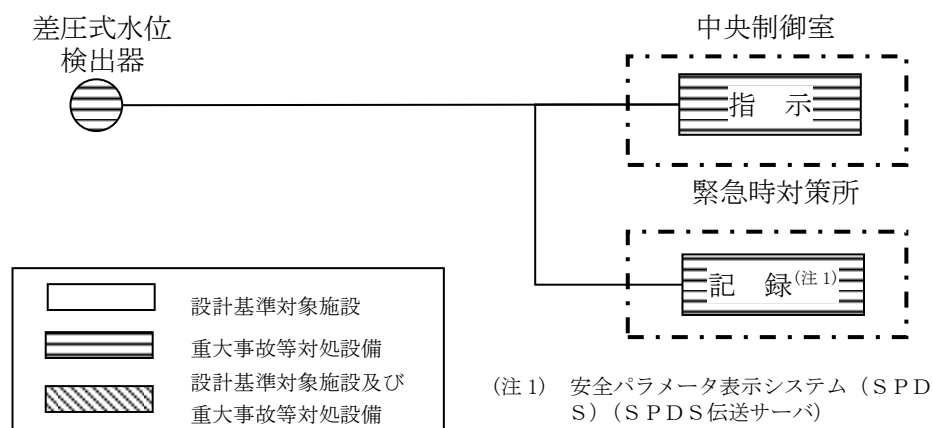


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

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

（図3「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

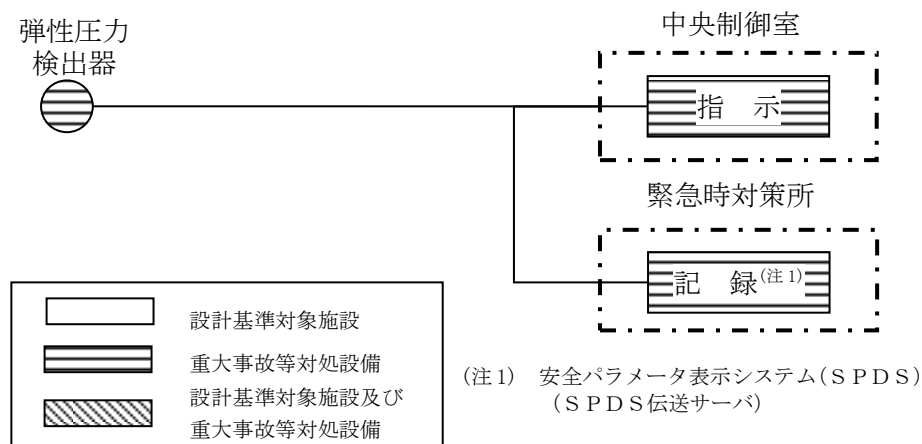


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

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

(図4「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

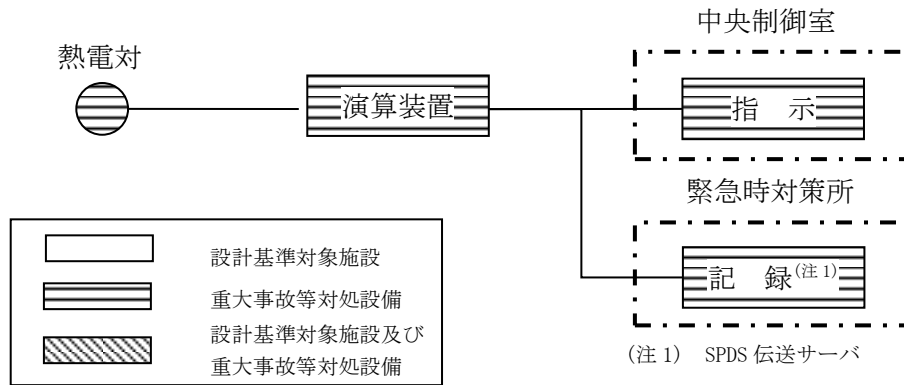


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

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

(図5「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

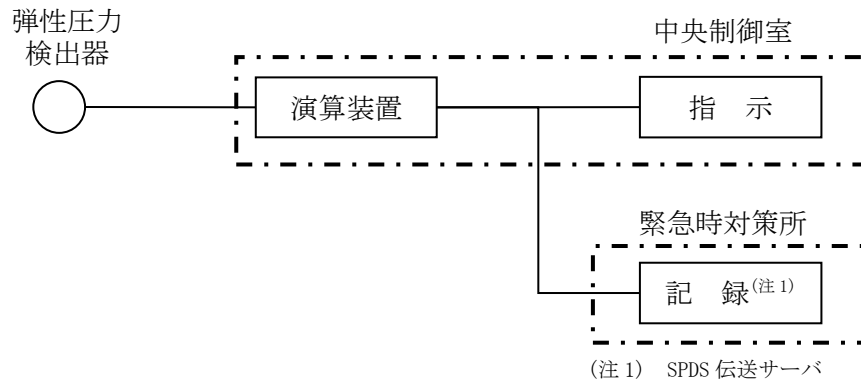


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

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

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

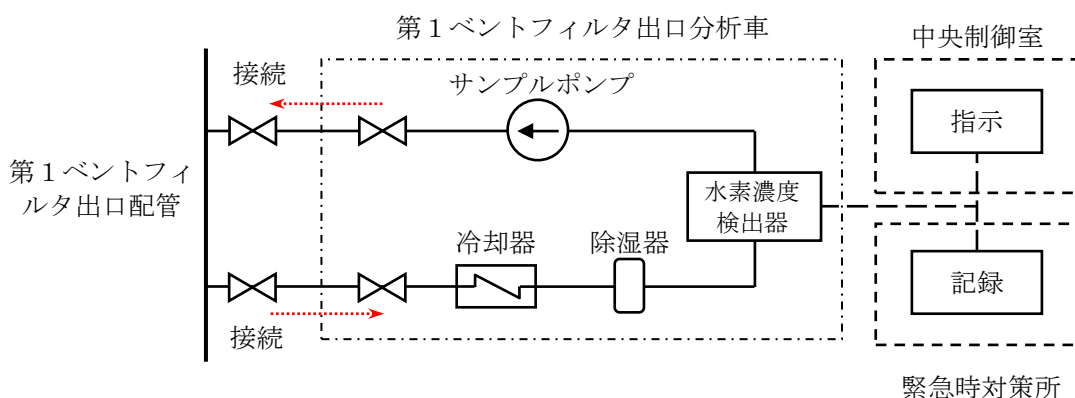


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

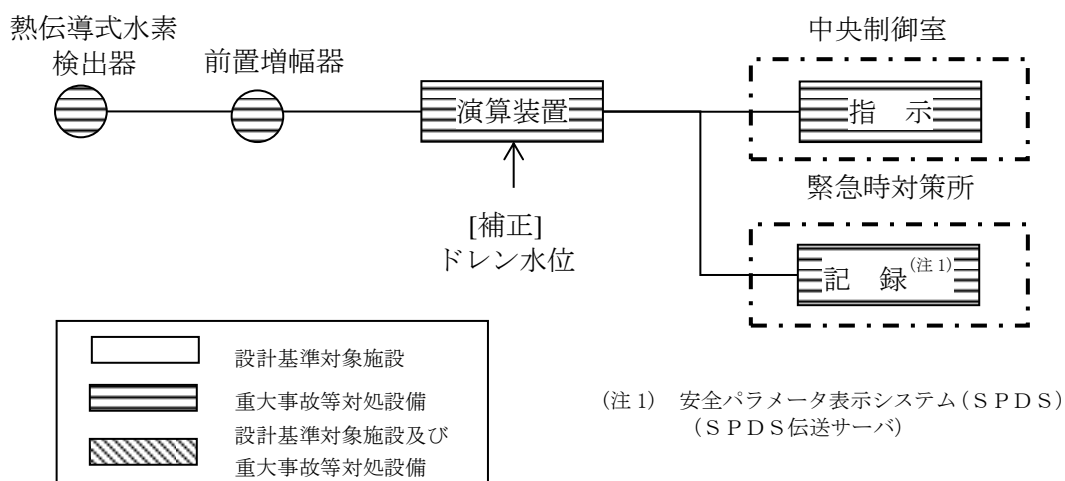


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

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

(図8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図」参照。)

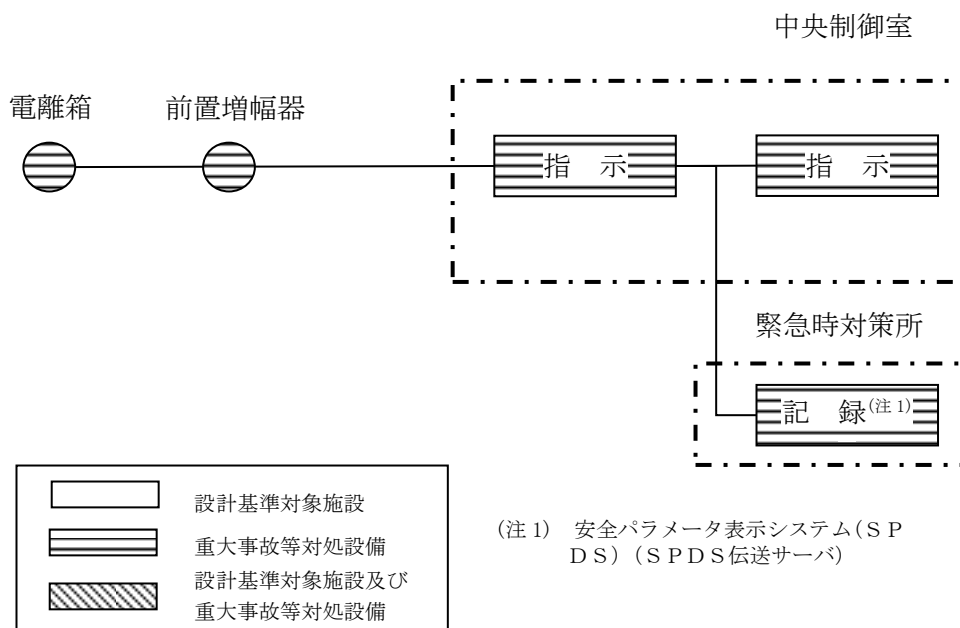


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(7) スクラバ水 pH

スクラバ水 pH は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH 検出器により計測する。スクラバ水 pH（自主対策設備）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて pH 信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場にて監視可能な設計としている。

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

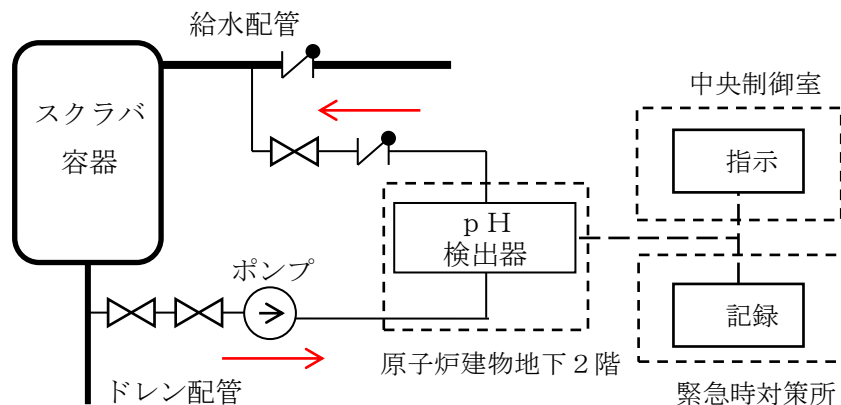
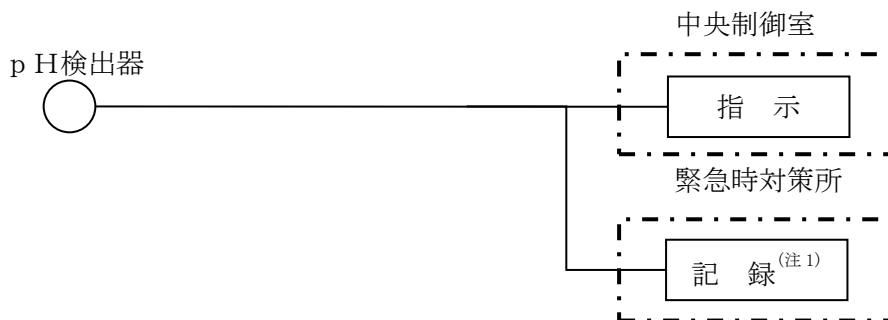




図 9 スクラバ水 pH システム概要図



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

図 10 スクラバ水 pH の概略構成図

50-4 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

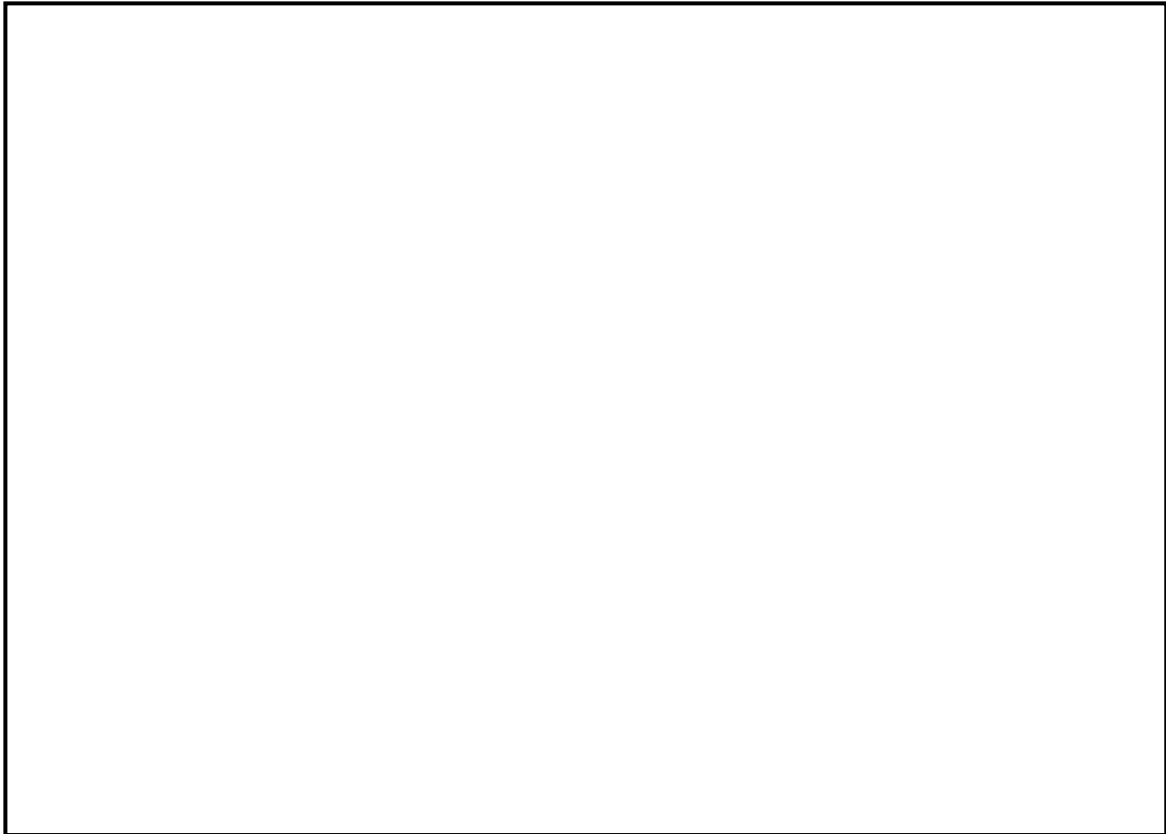


図1 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

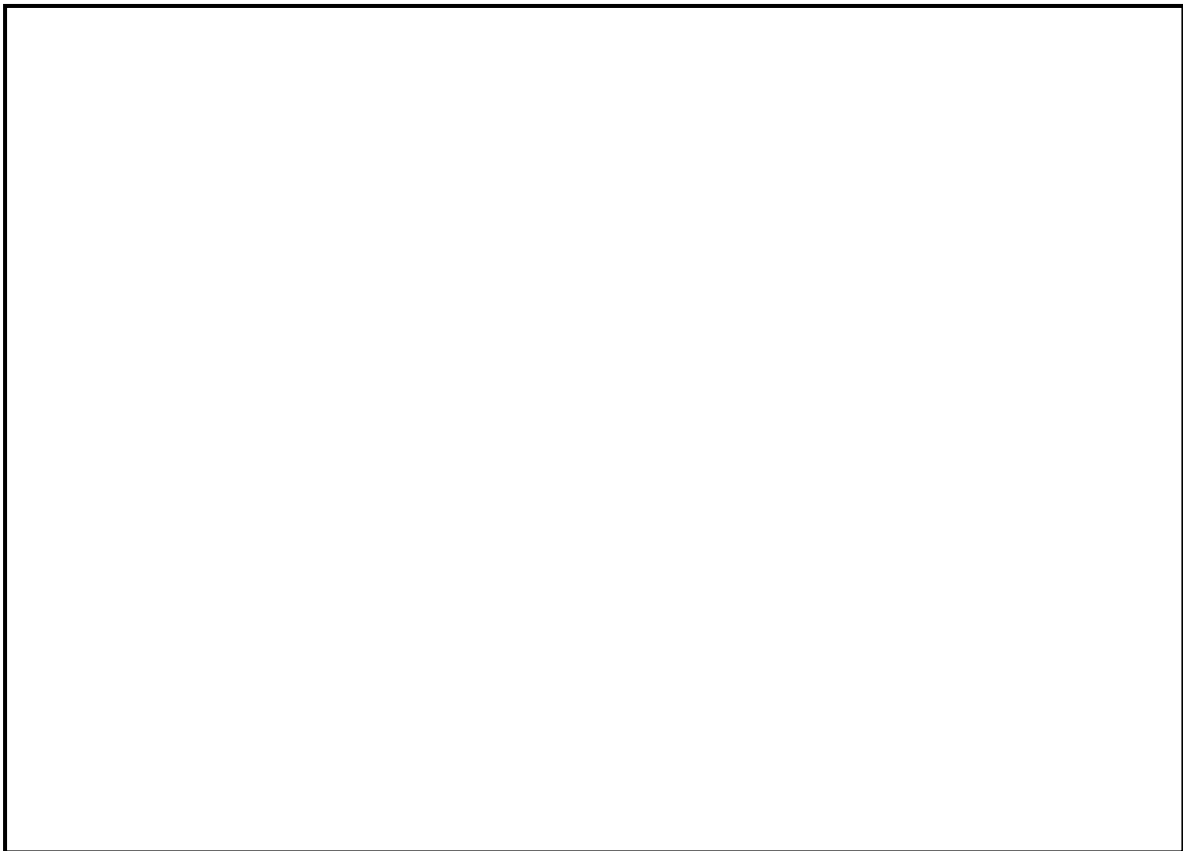


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

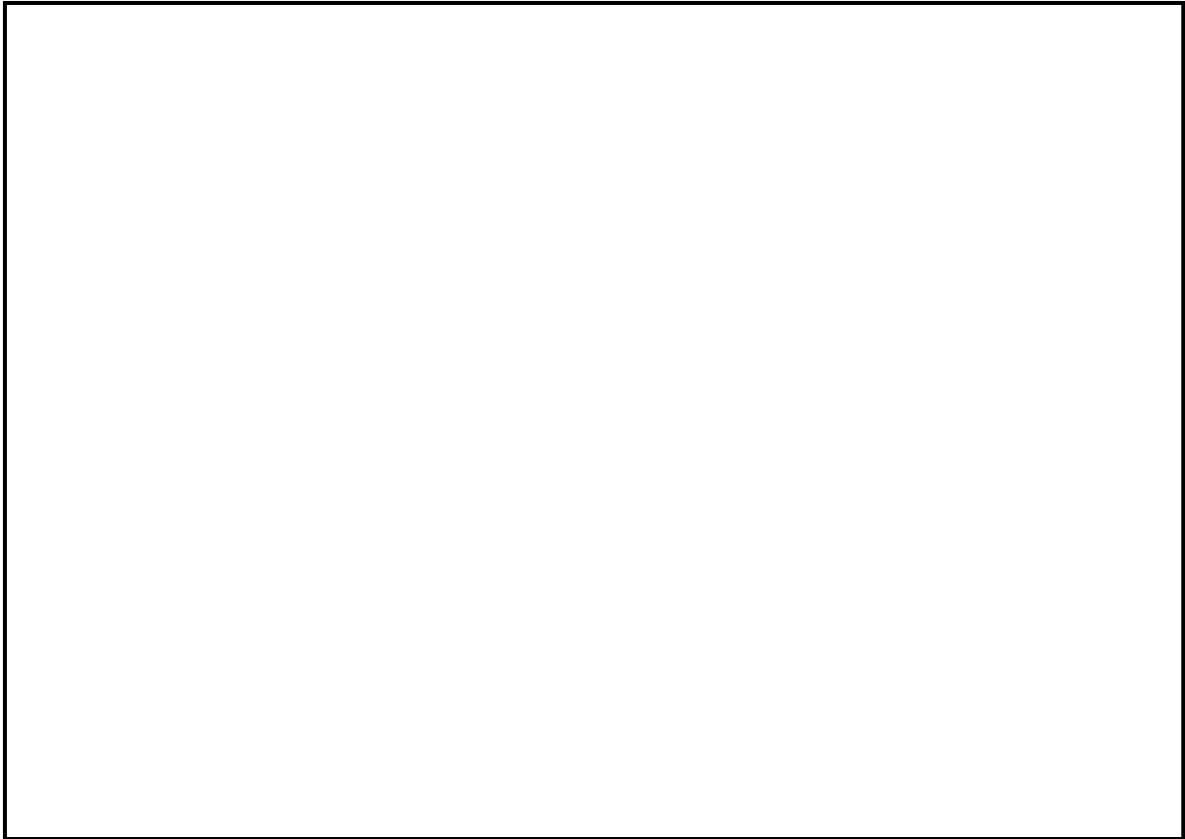


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）



図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

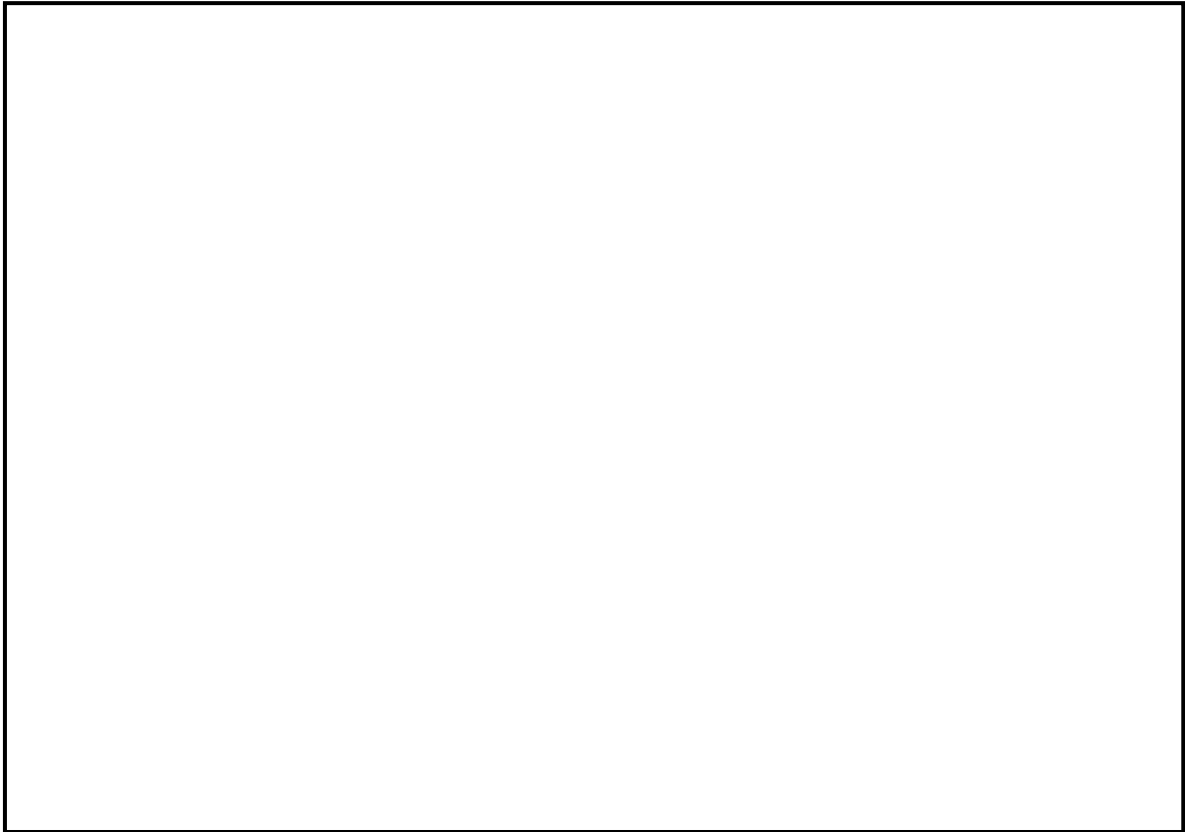


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

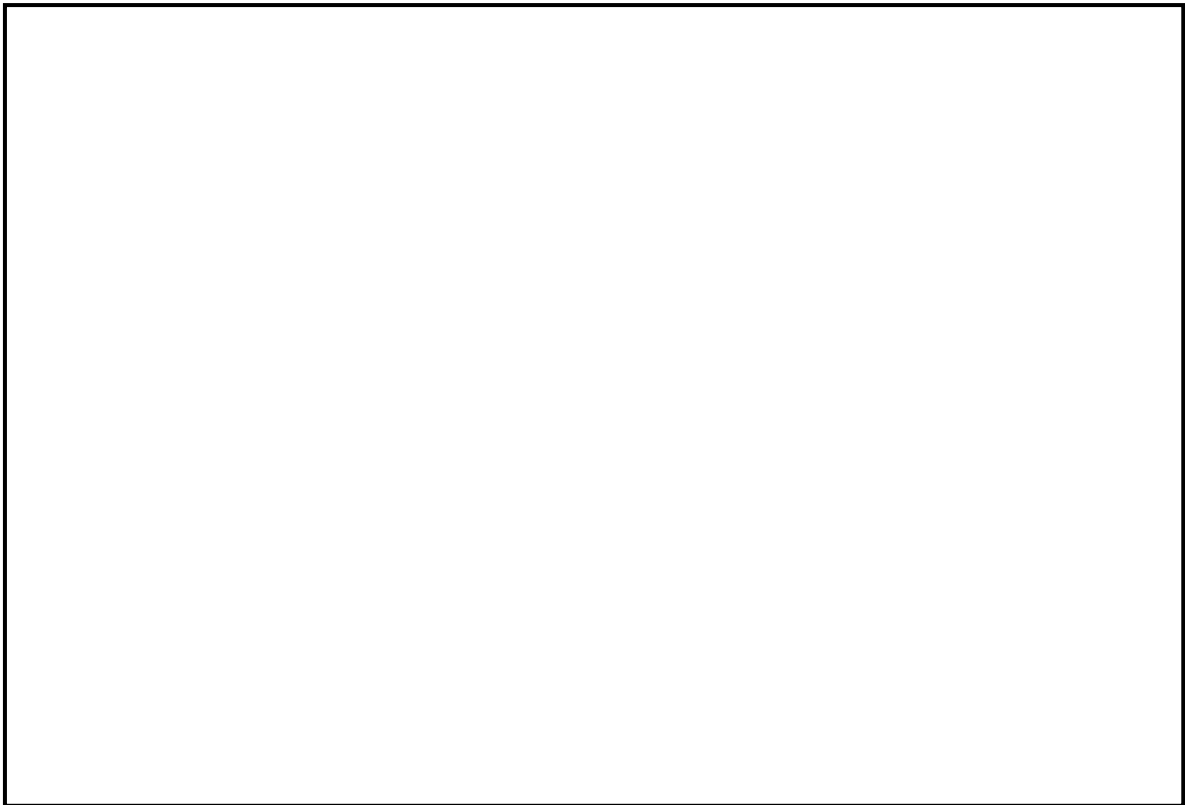


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

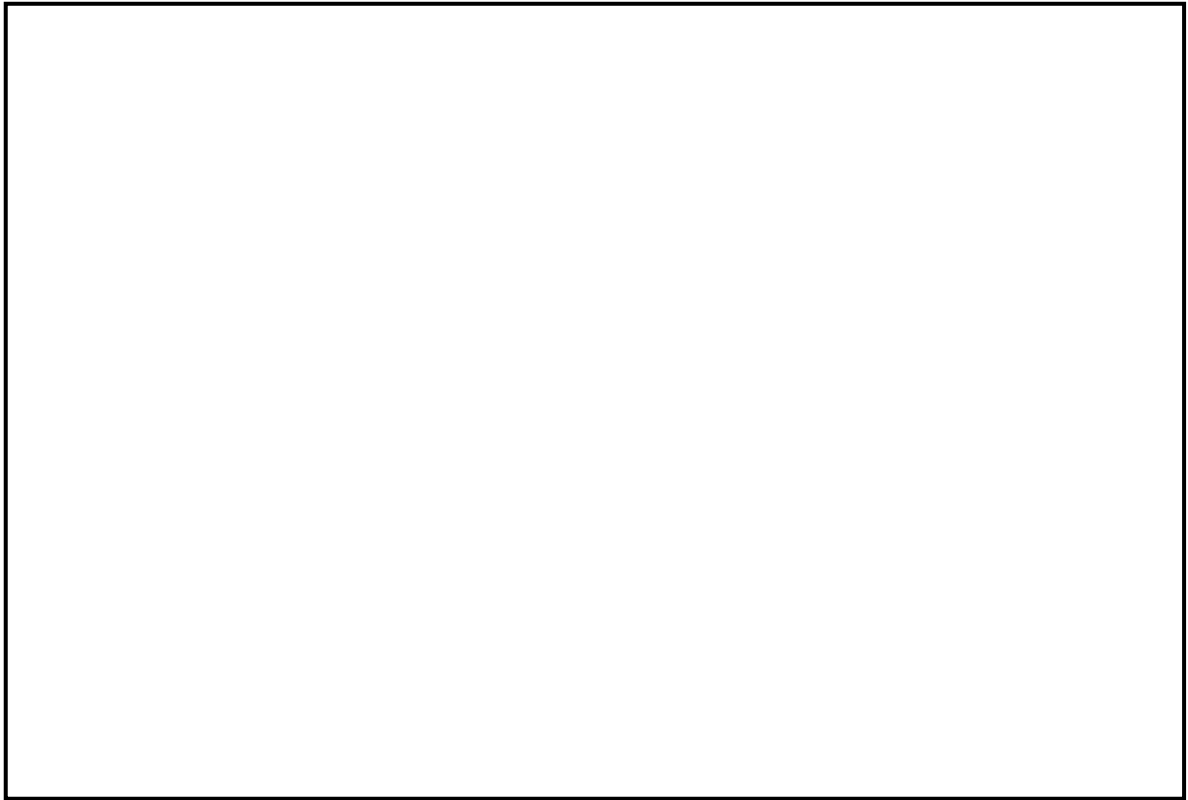


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽内）

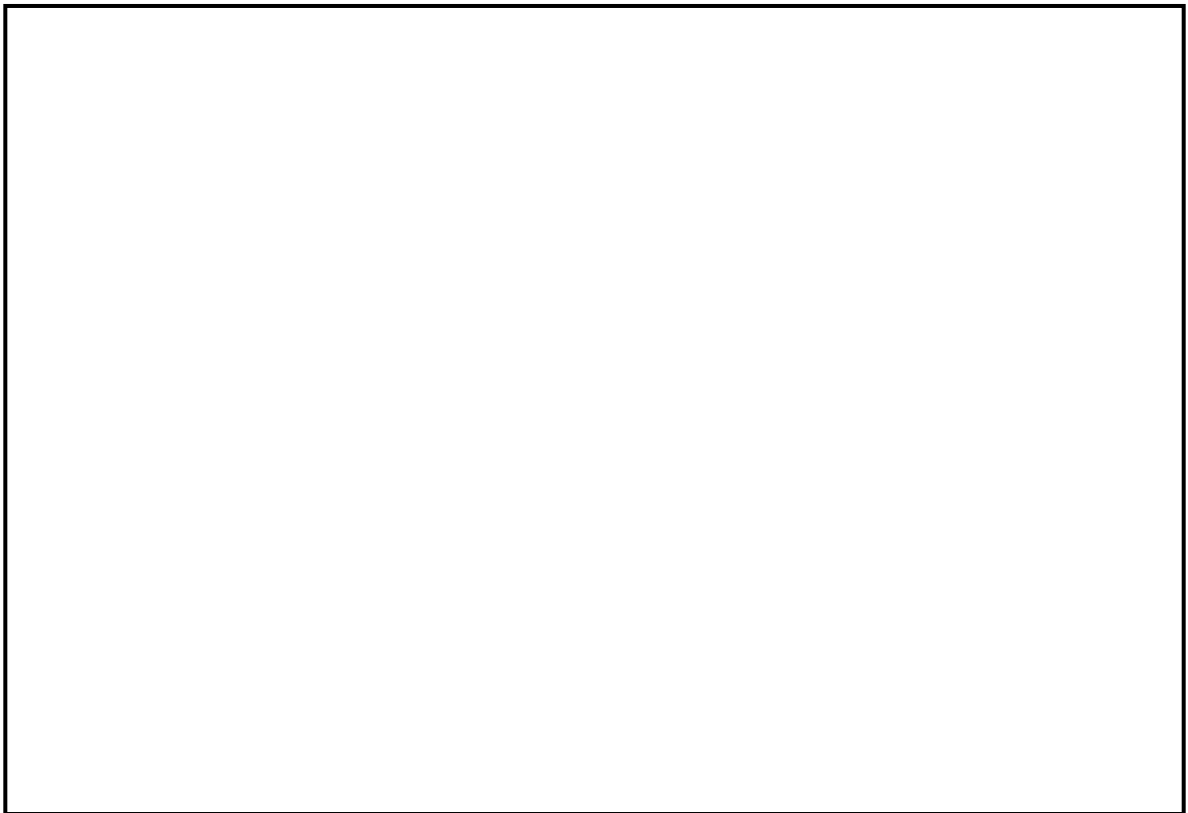


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽～屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

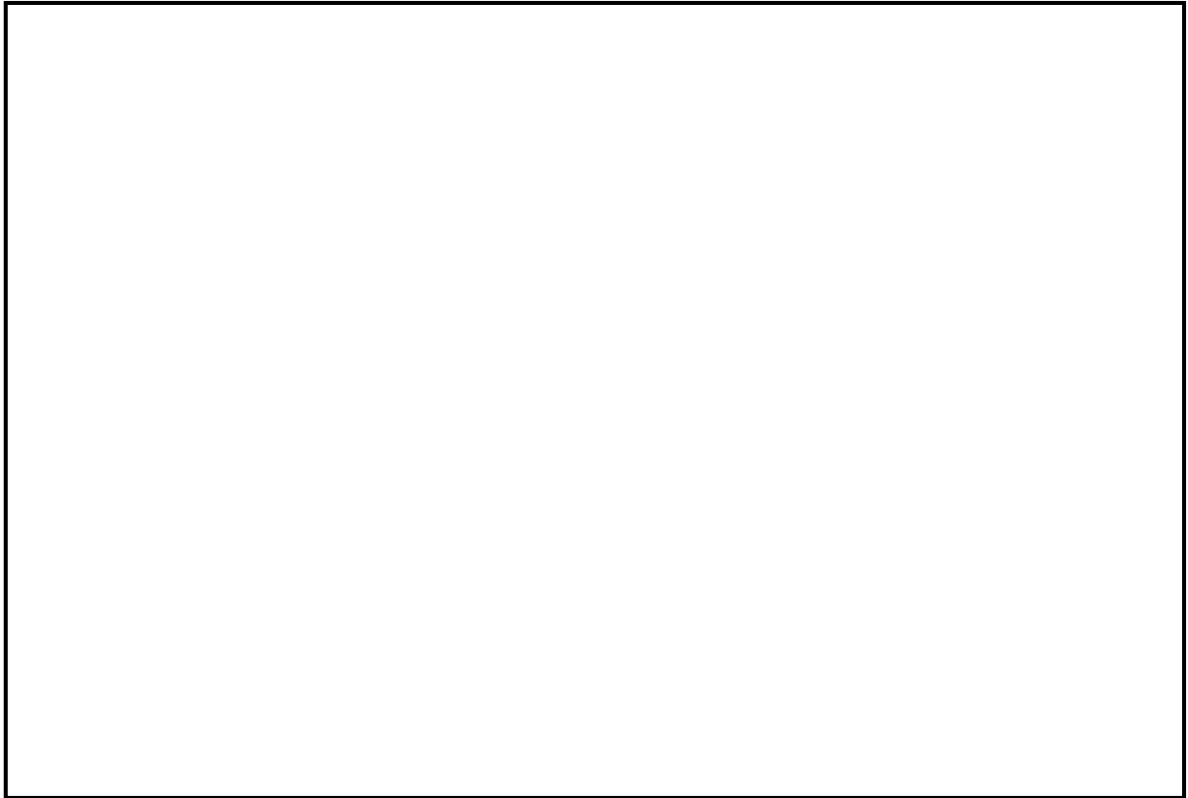


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉頂部付近）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

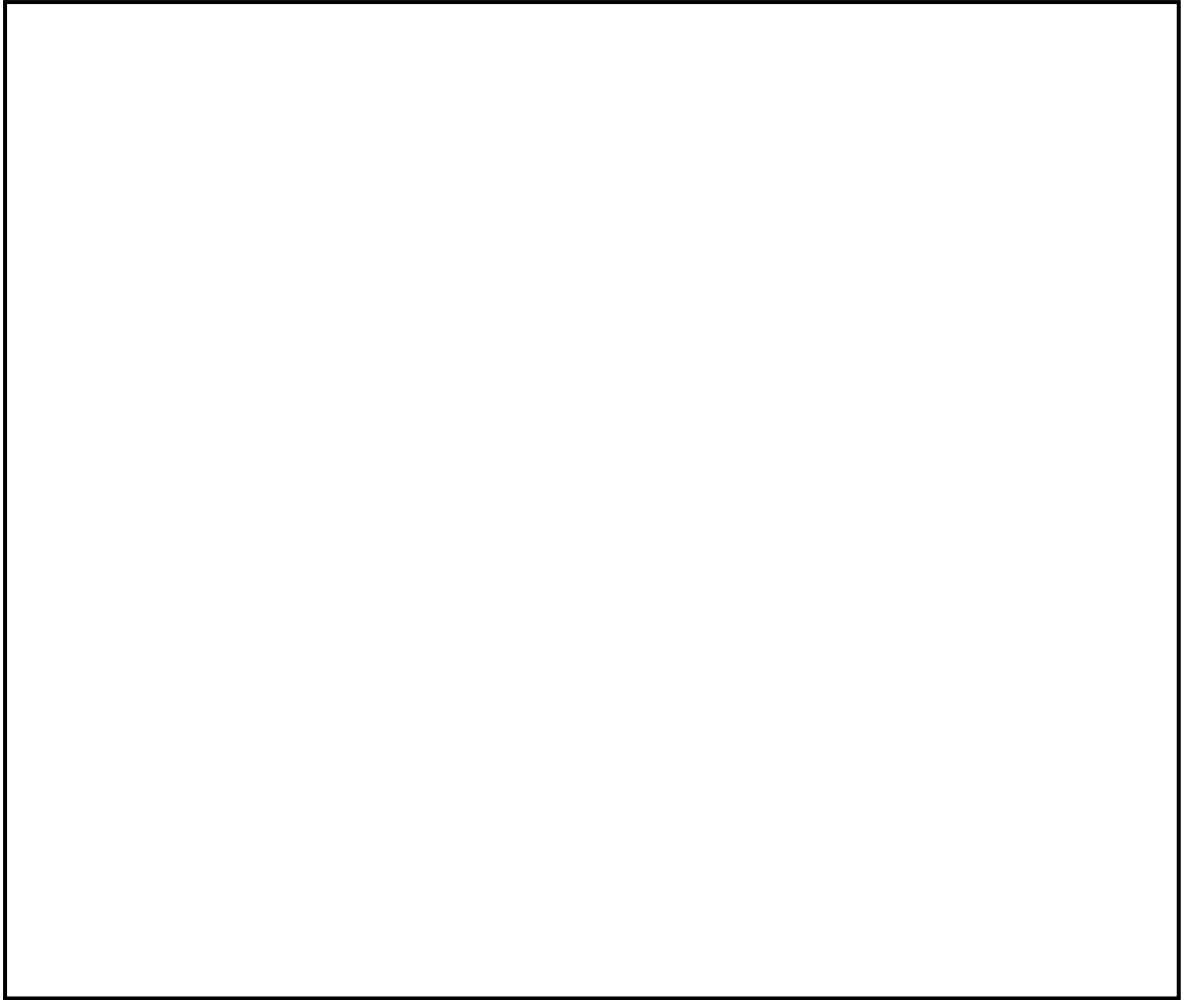


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

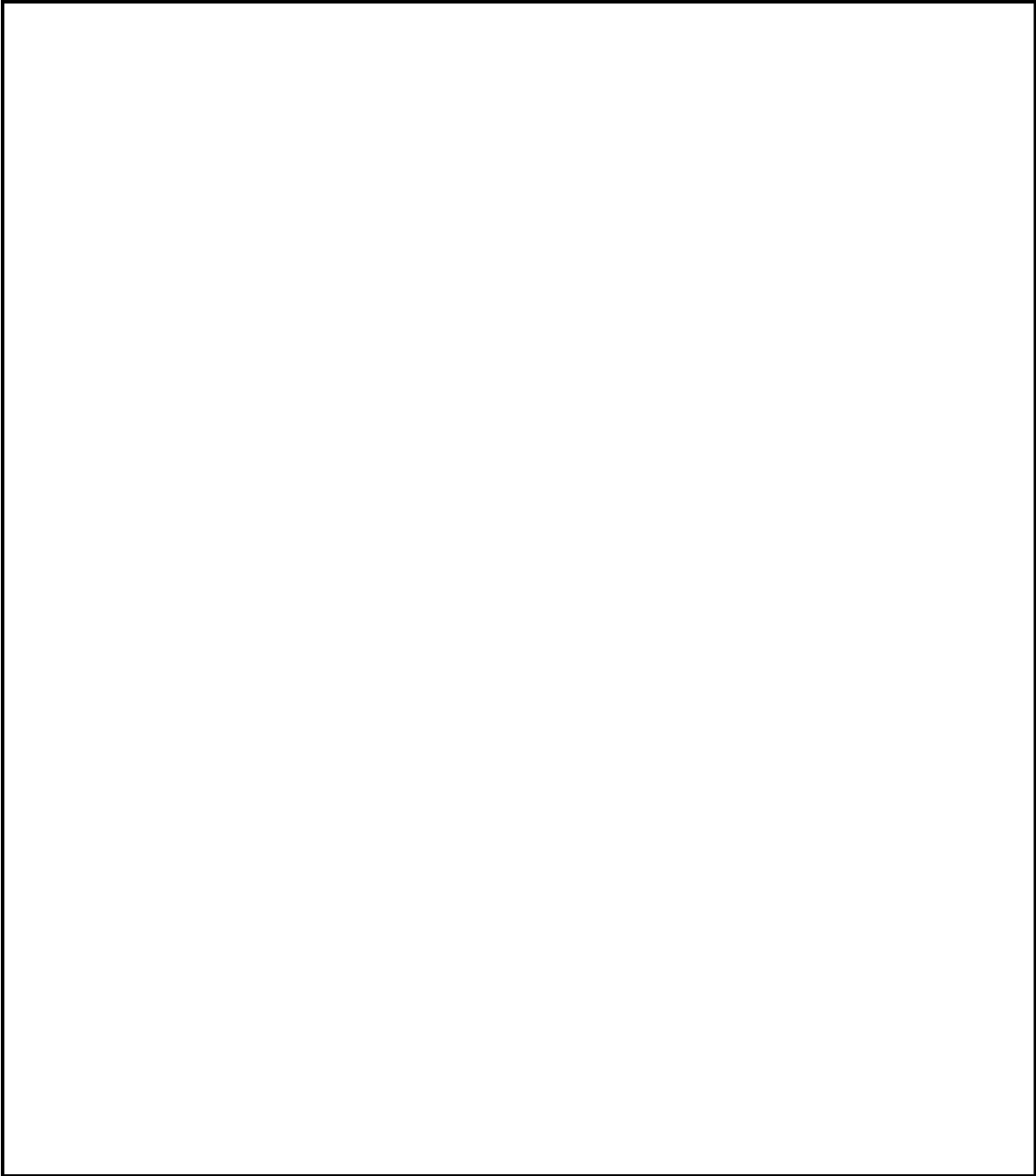


図 11 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

● 弁遠隔操作位置 — 遠隔手動弁操作機構

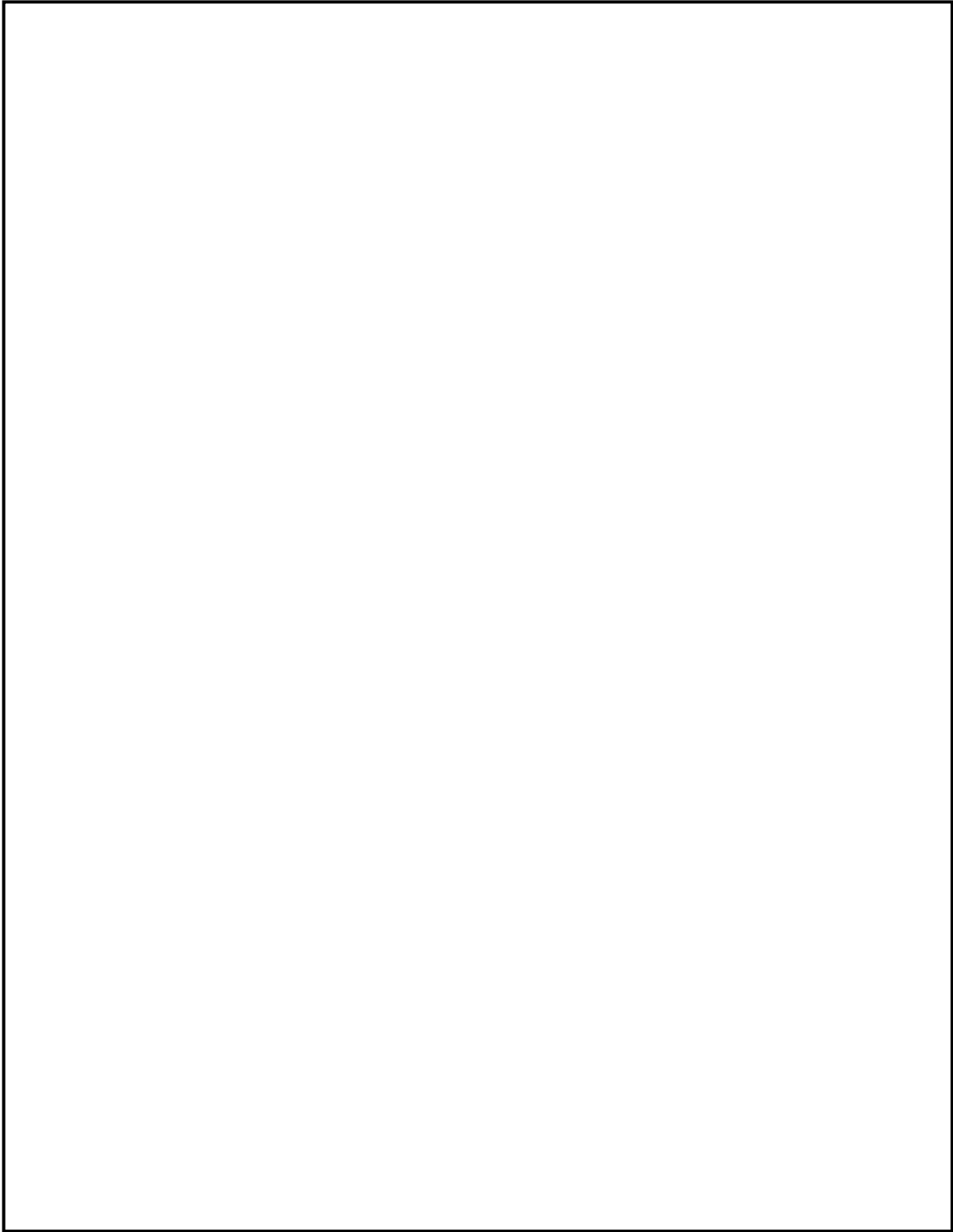


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

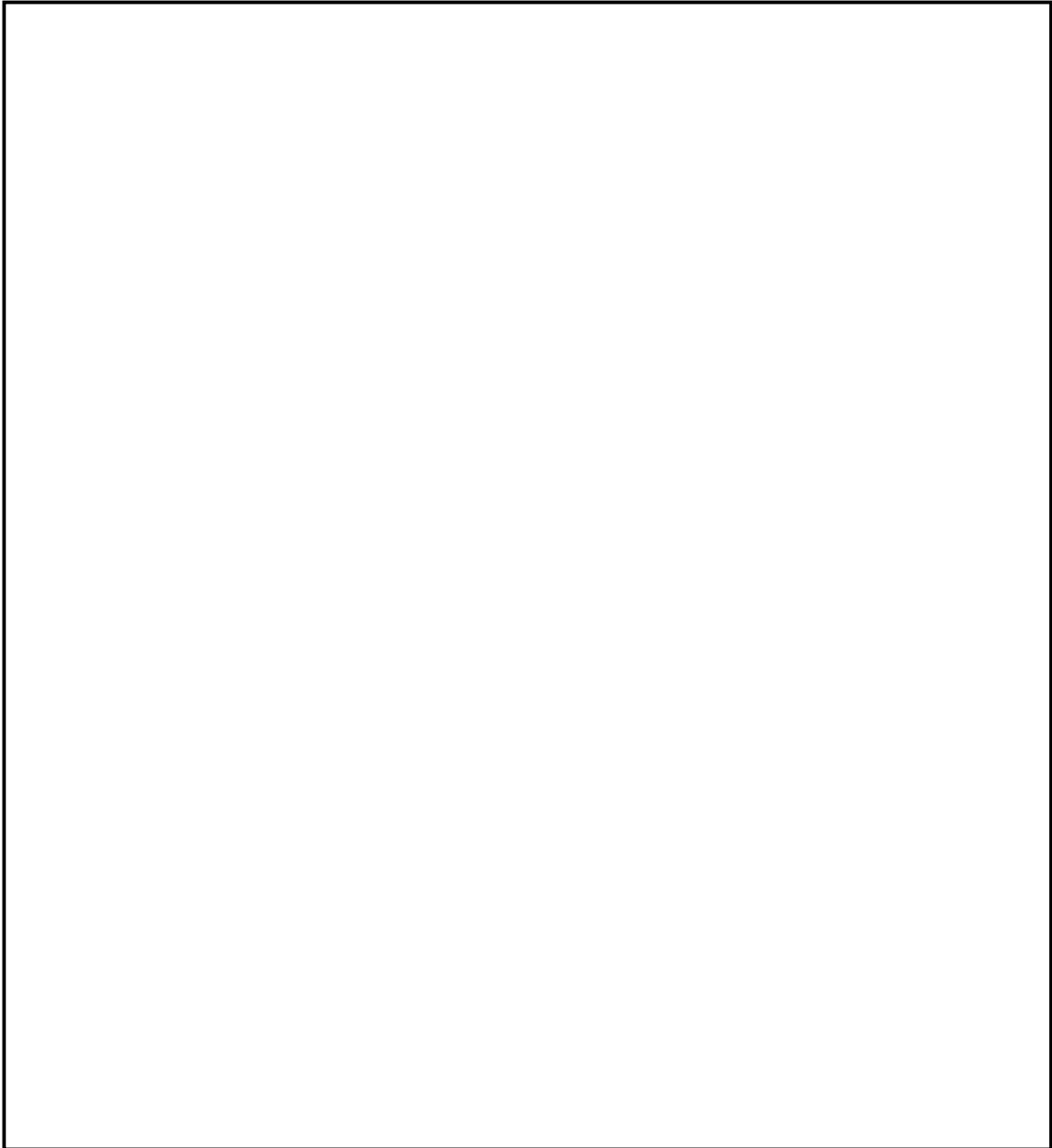


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

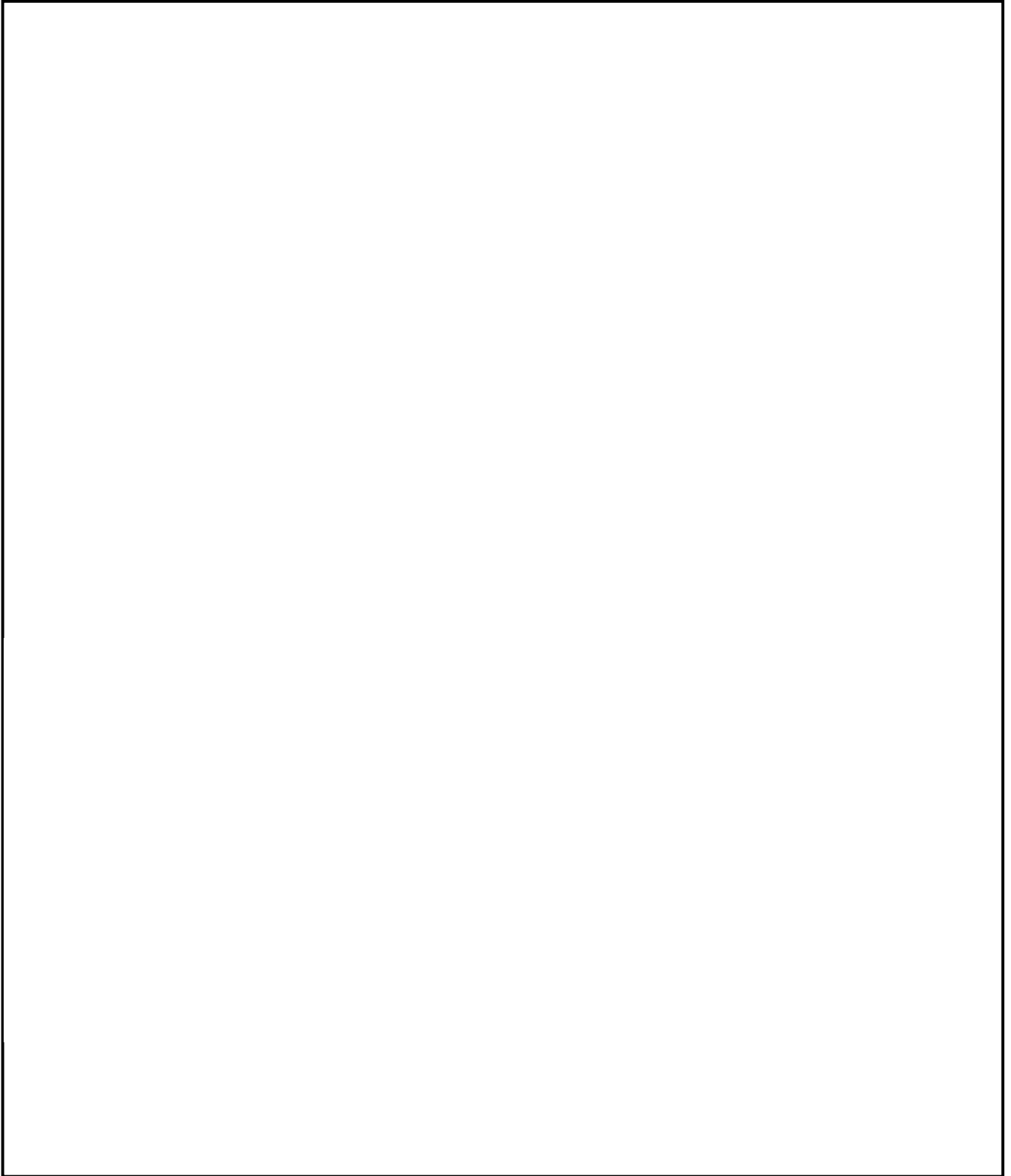


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

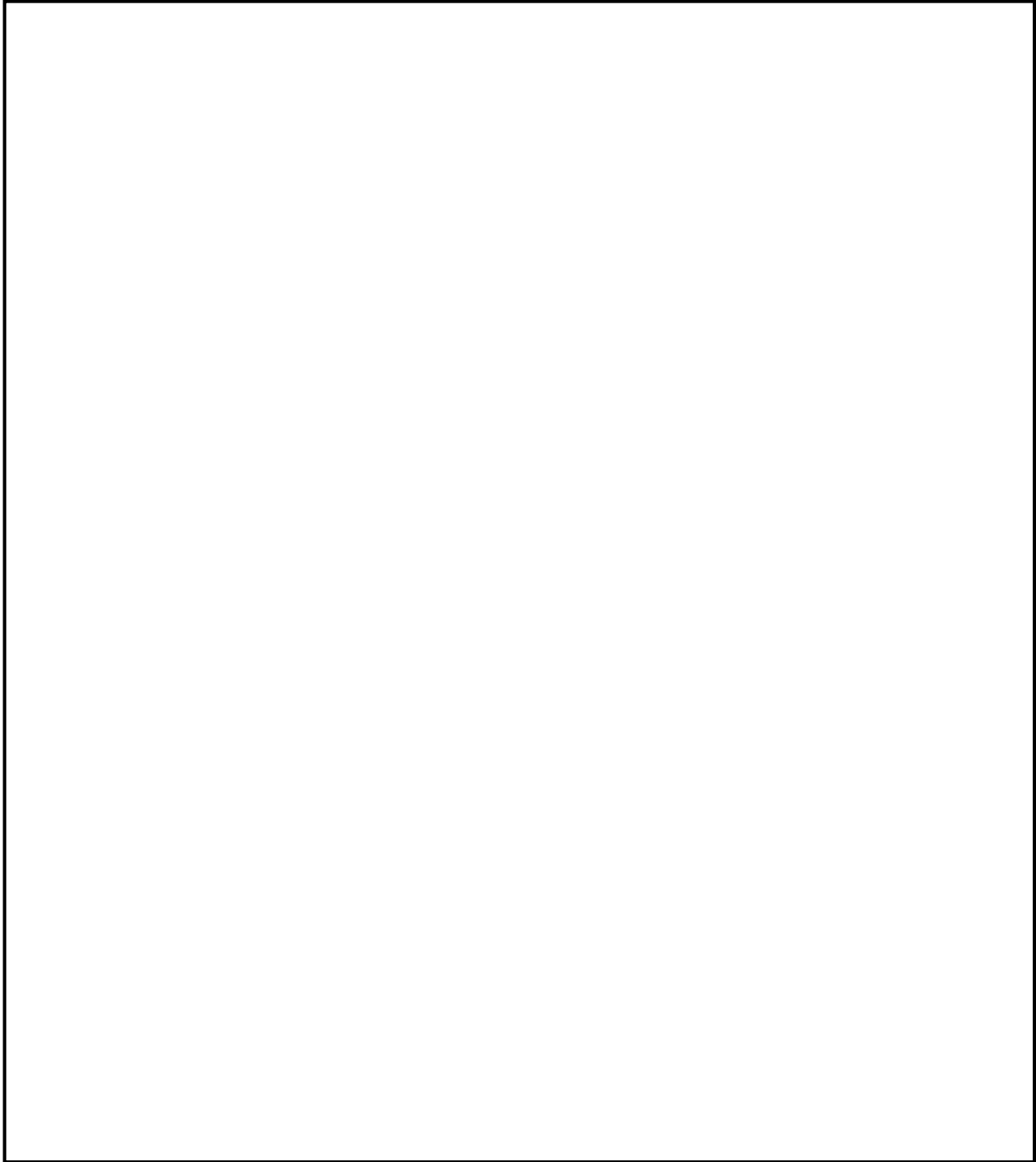


図 15 真空破壊弁設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

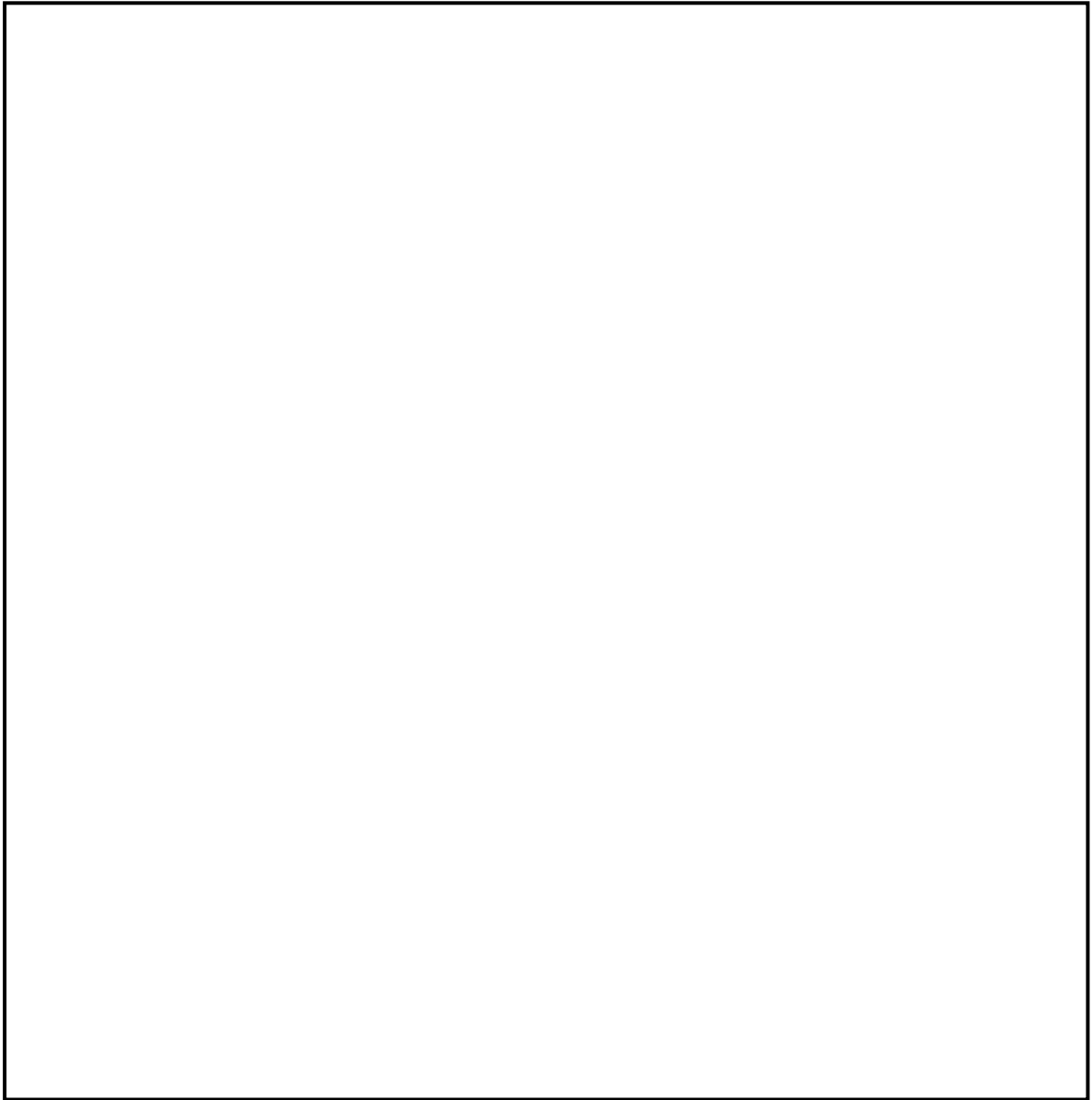


図 16 中央制御室配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

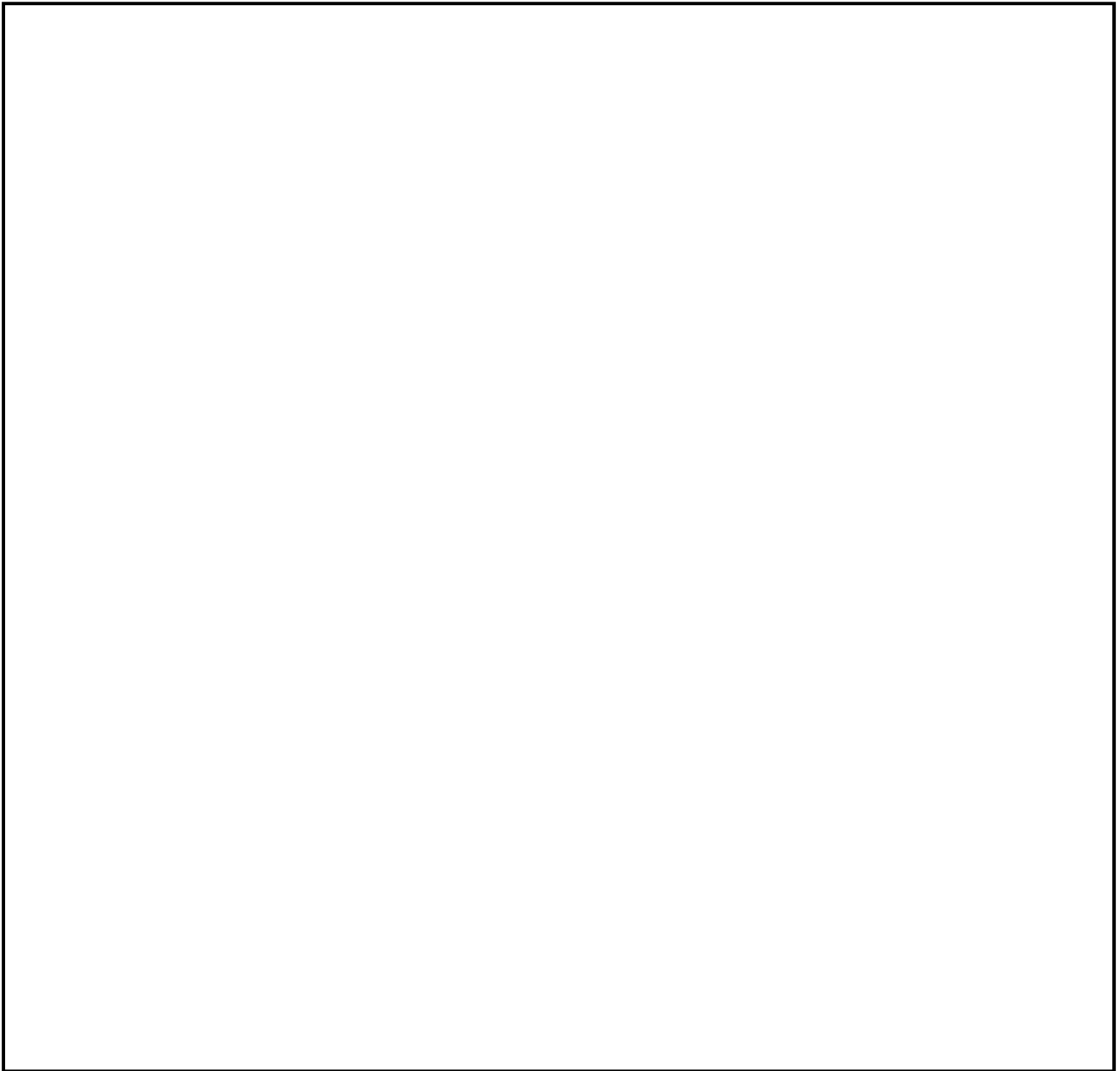


図 17 原子炉建物地下 2 階 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-5 系統図

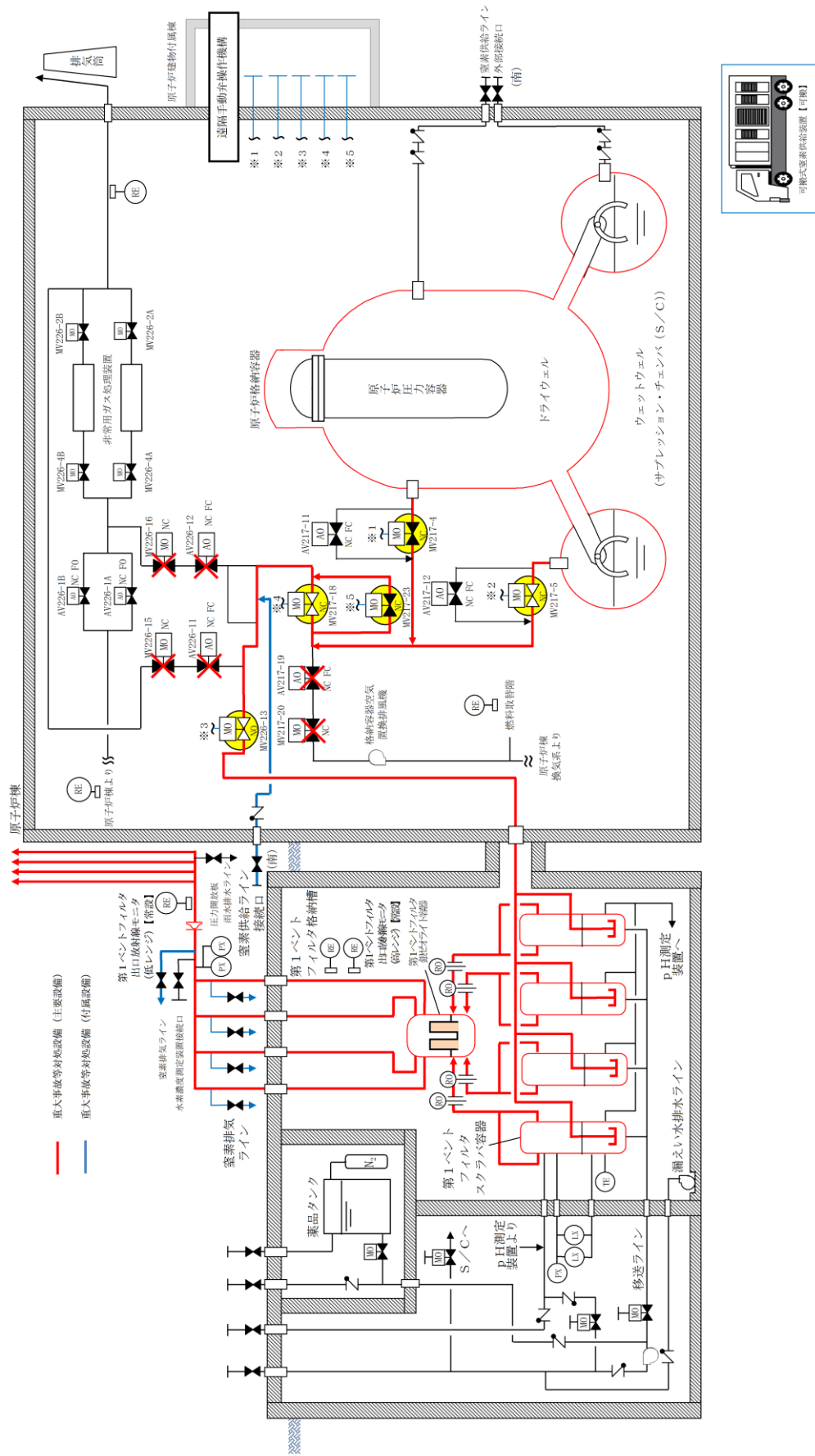


図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
5	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
6	耐圧強化ベント系 第1 隔離弁
7	耐圧強化ベント系 第2 隔離弁
8	非常用ガス処理系 第1 隔離弁
9	非常用ガス処理系 第2 隔離弁
10	原子炉棟空調換気系 第1 隔離弁
11	原子炉棟空調換気系 第2 隔離弁

表2 弁リスト

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

50-6 試験及び検査

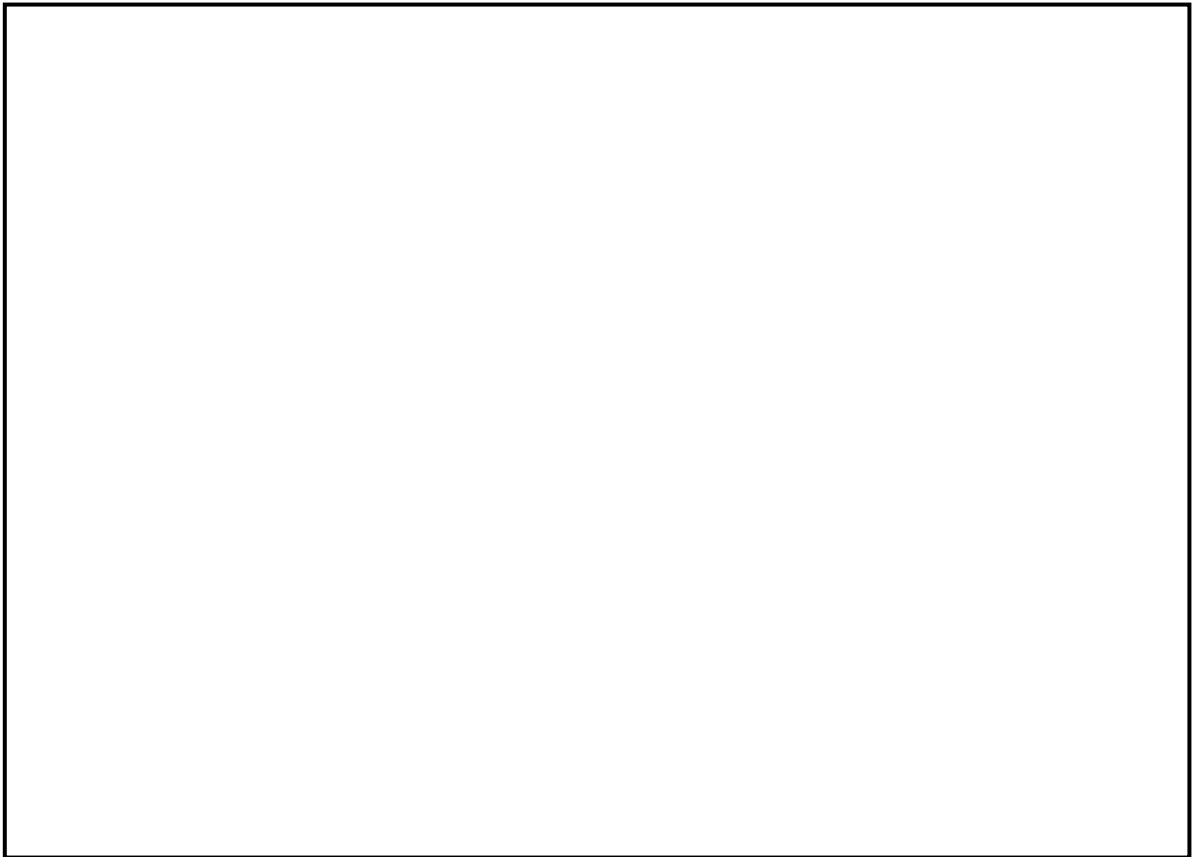


図1 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

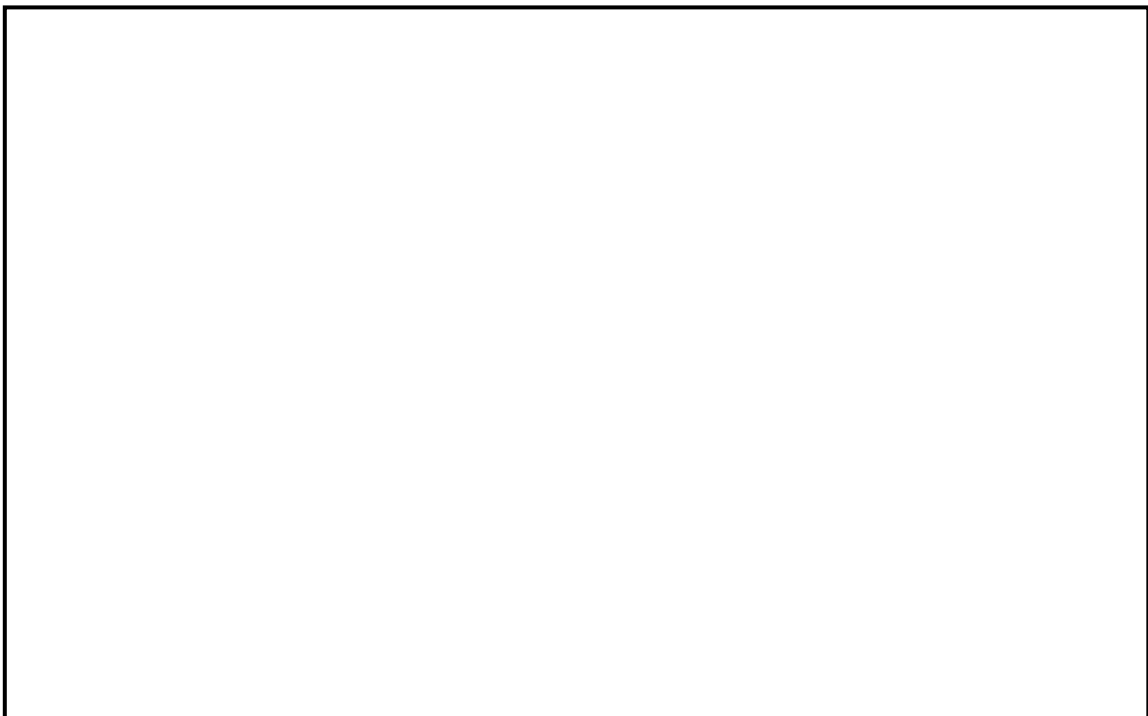


図2 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

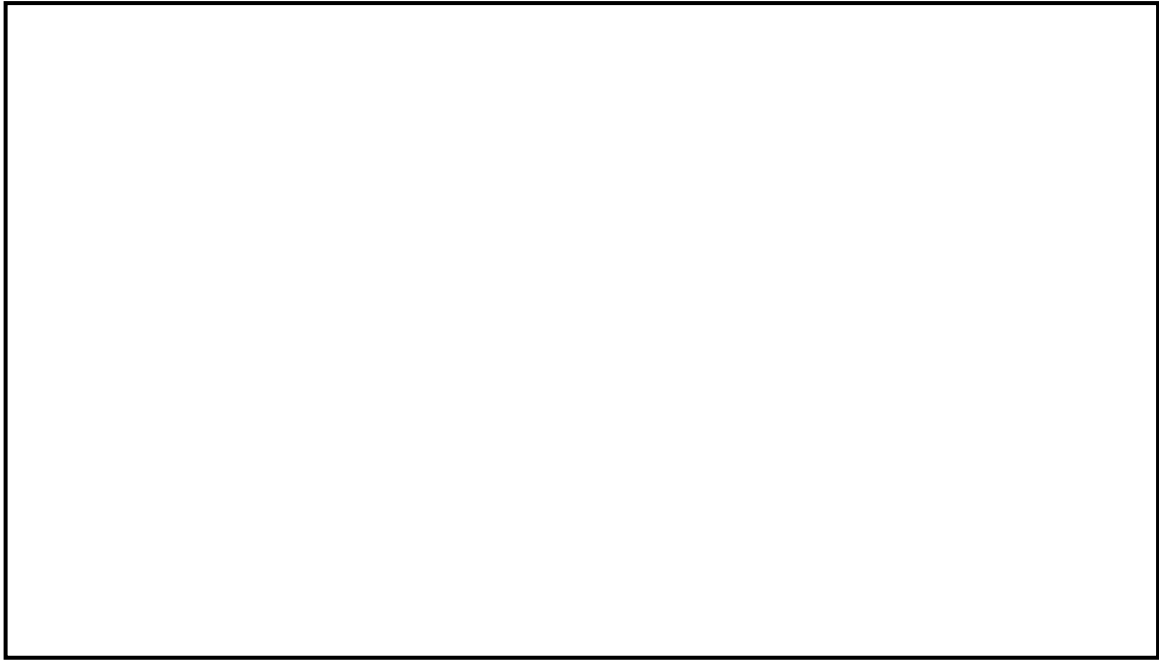


図3 圧力開放板構造図

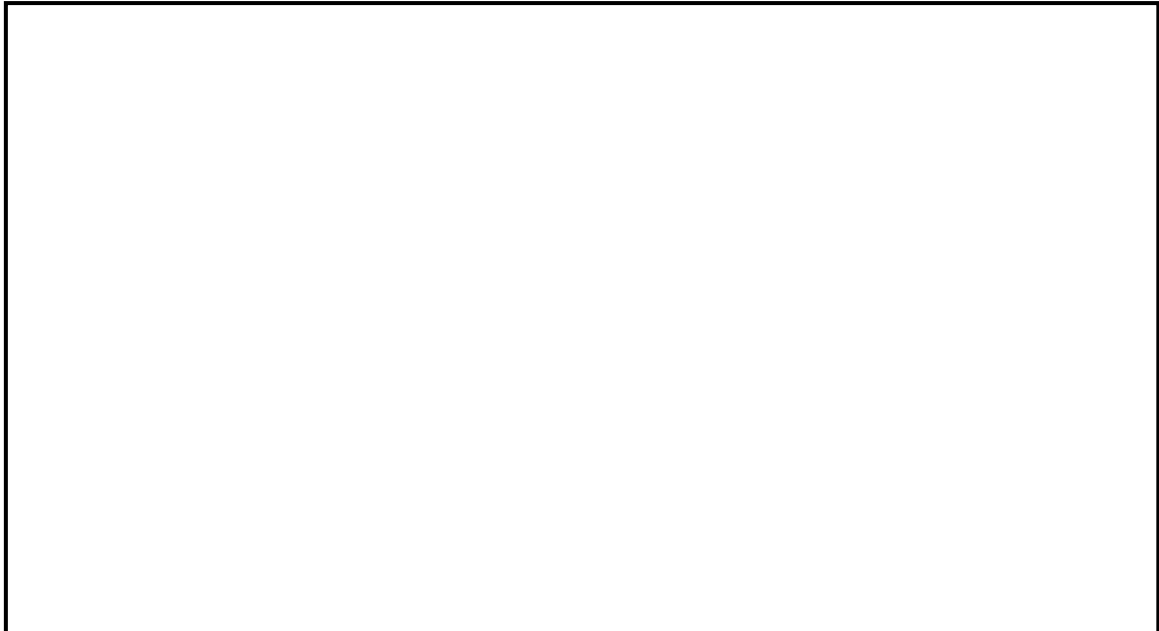


図4 伸縮継手（排気配管）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

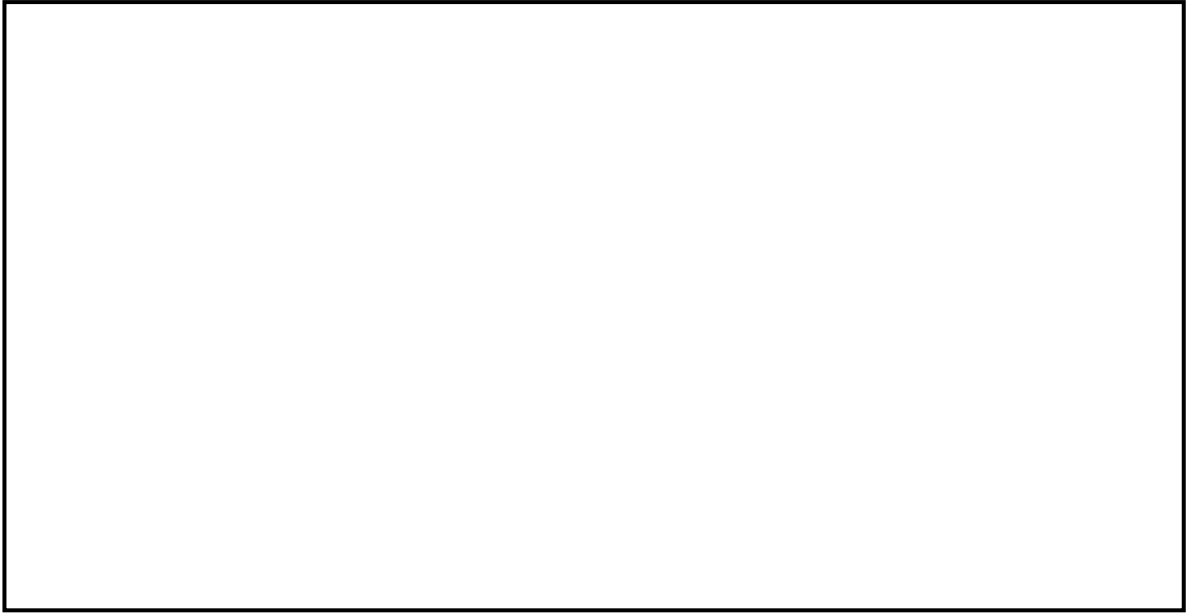


図5 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

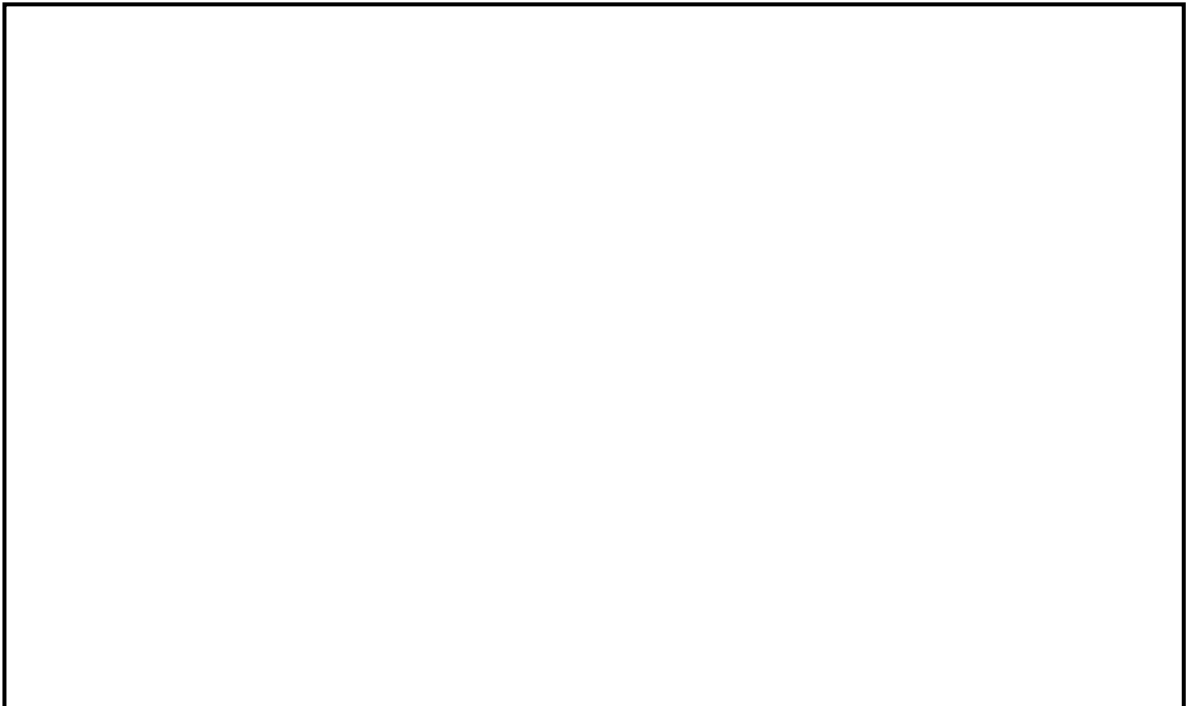


図6 電動駆動弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

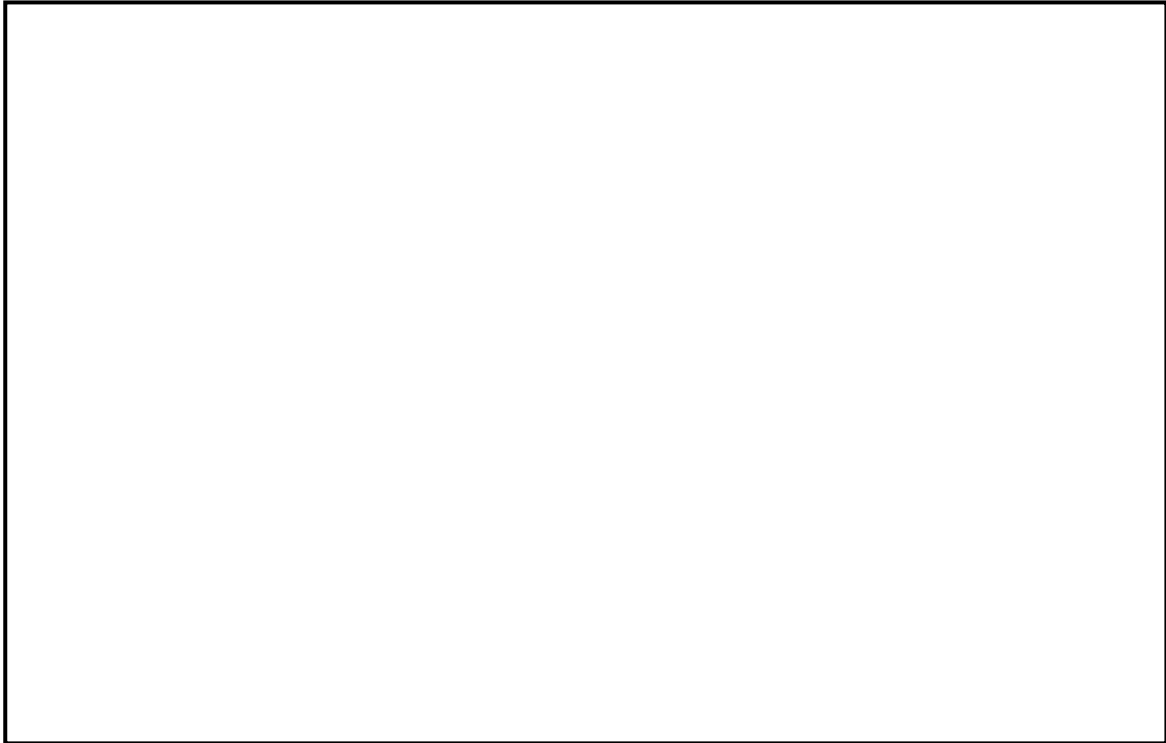


図 7 遠隔手動弁操作機構構造図

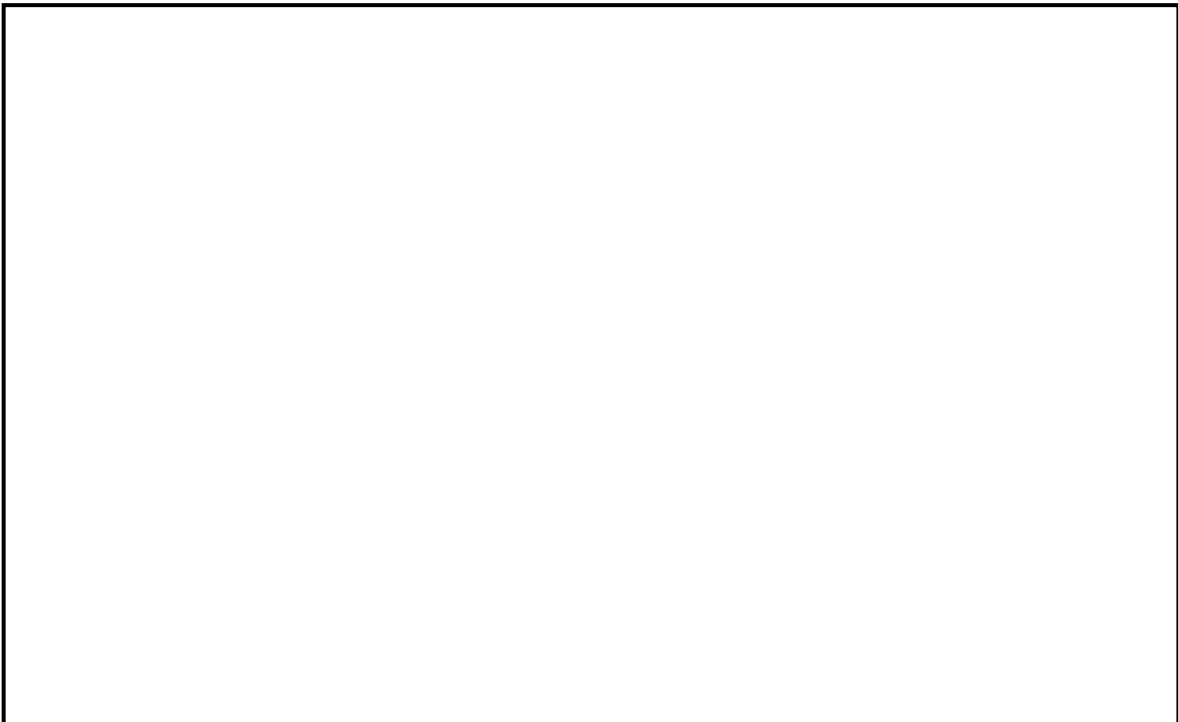


図 8 可搬式窒素供給装置構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

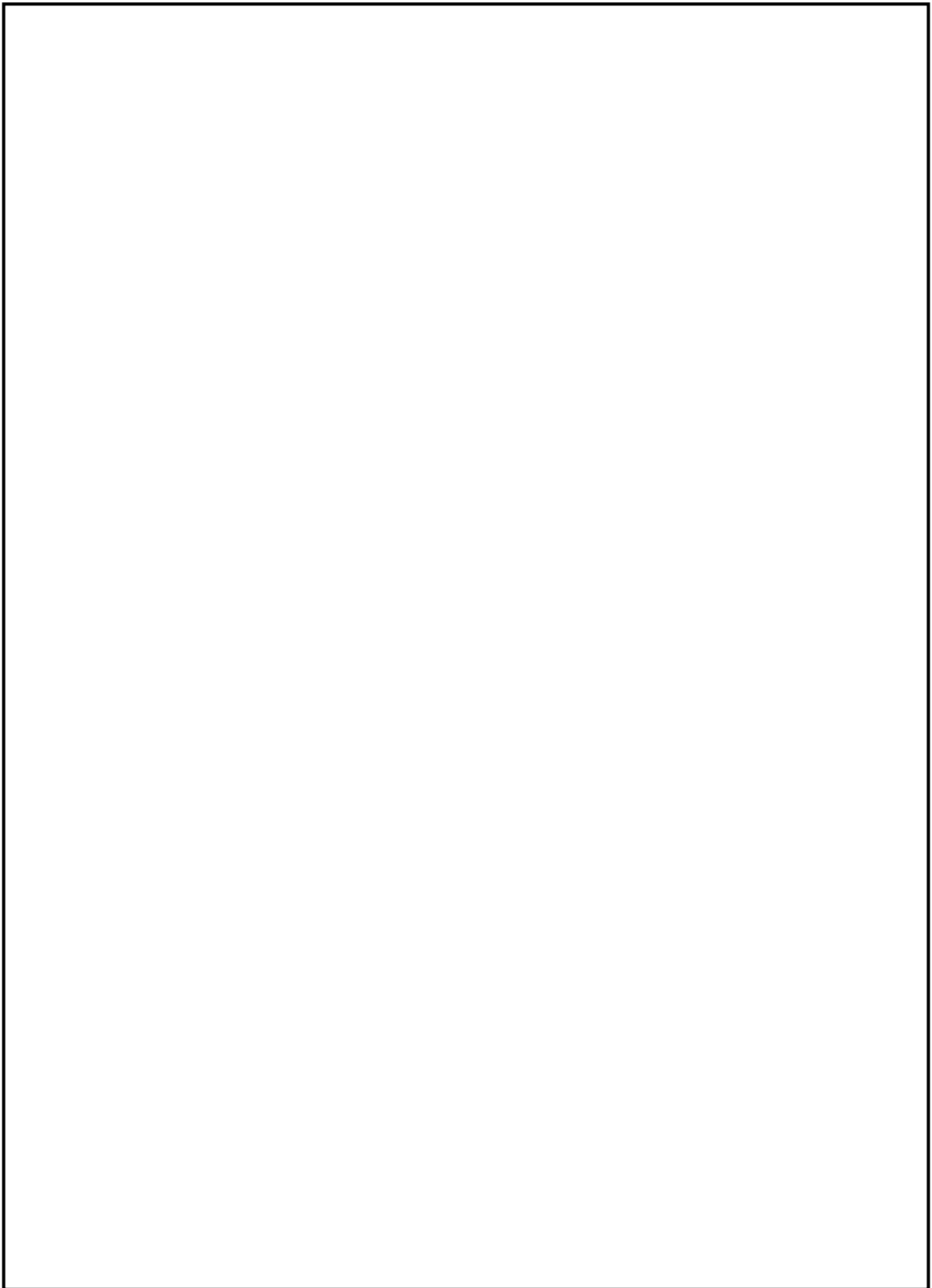


図9 残留熱代替除去系ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

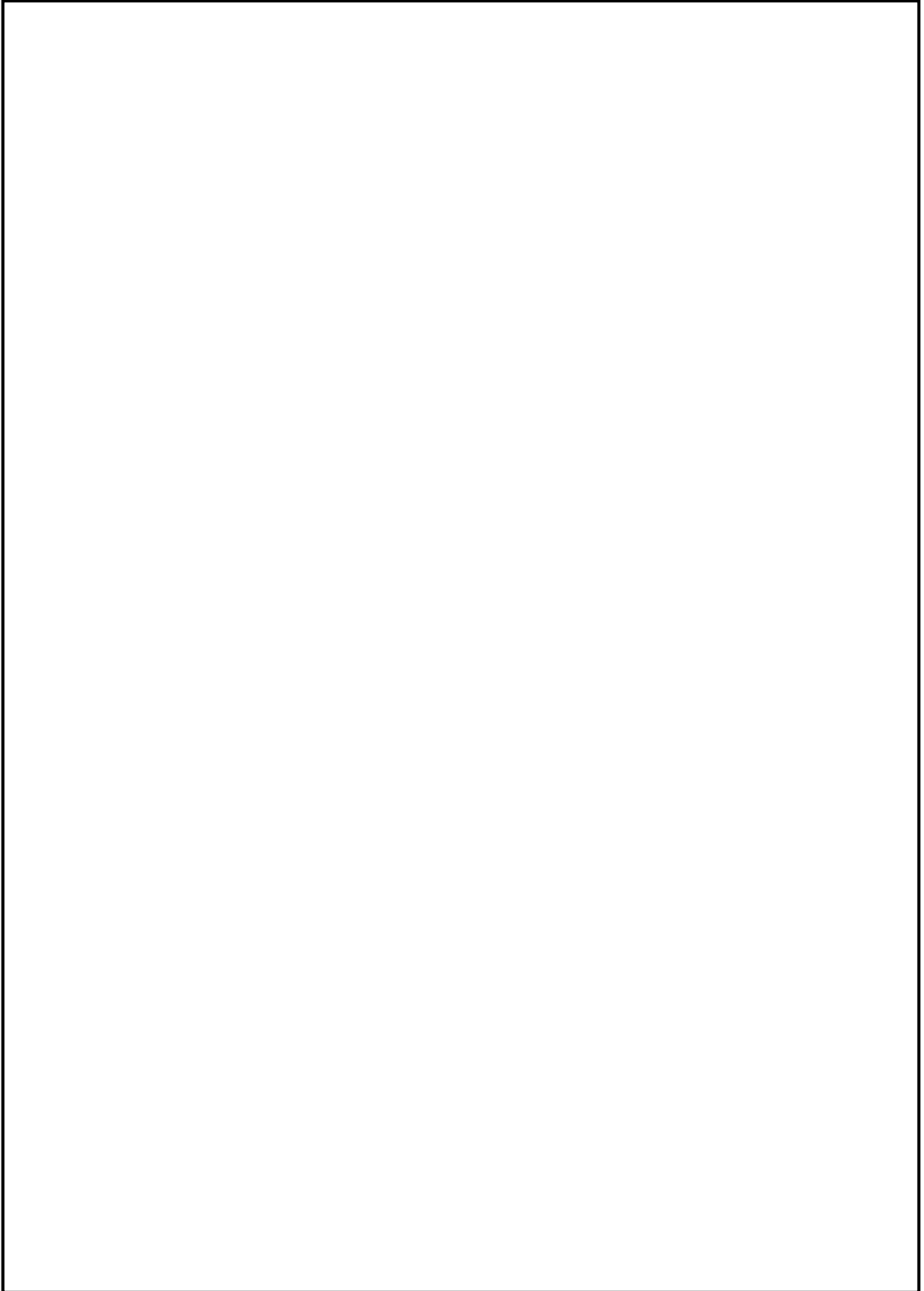


図 10 残留熱除去系熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

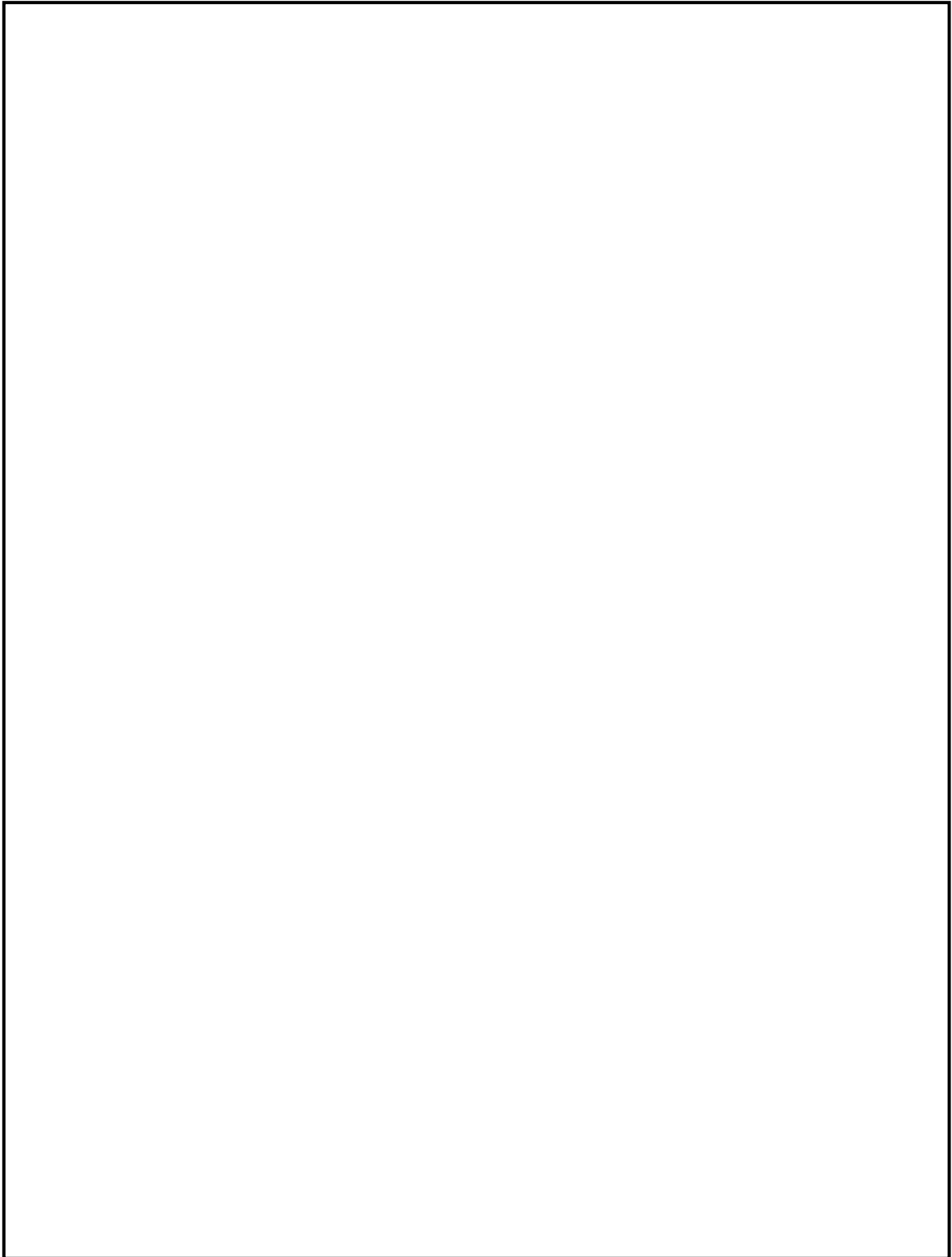


図 11 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

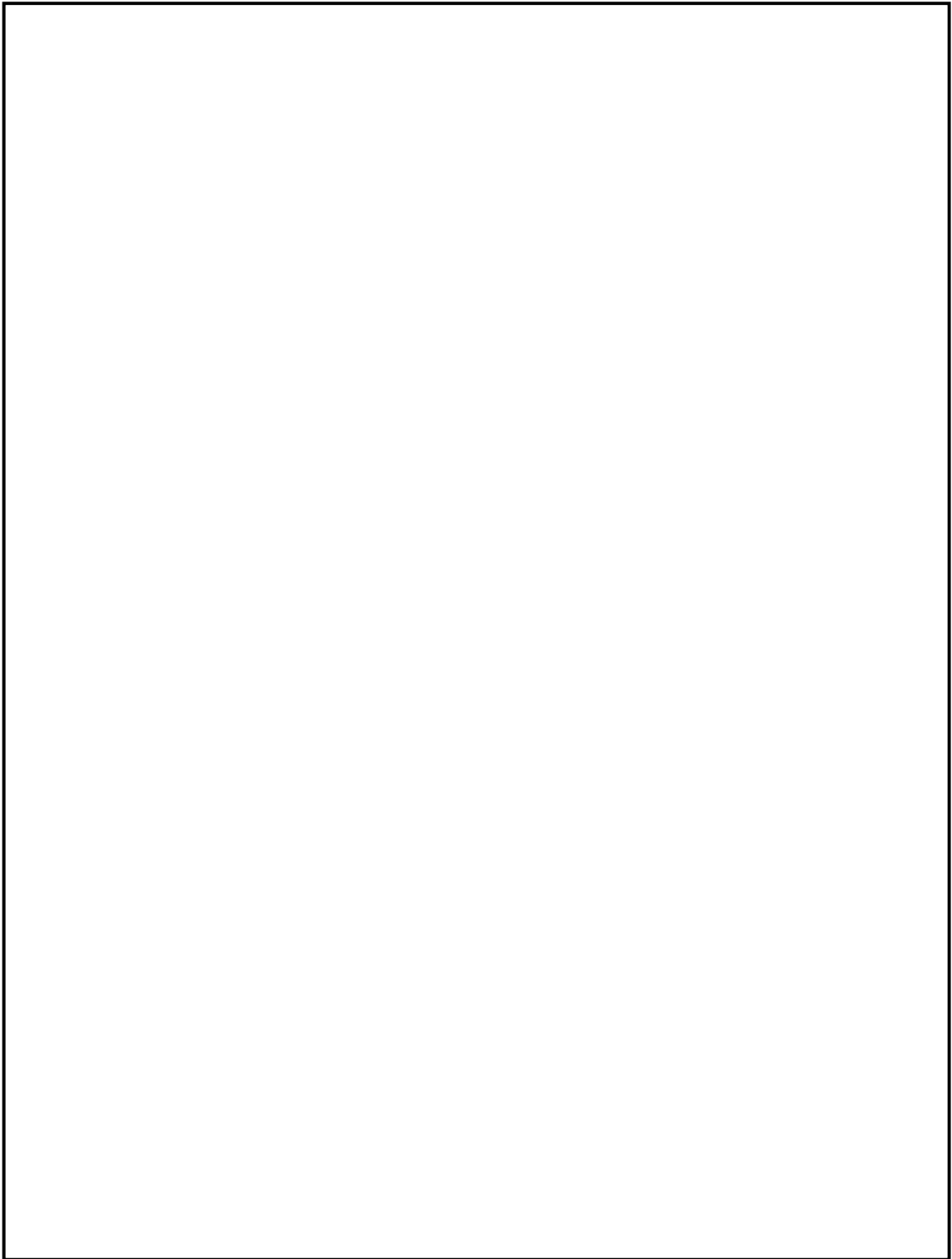


図 12 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

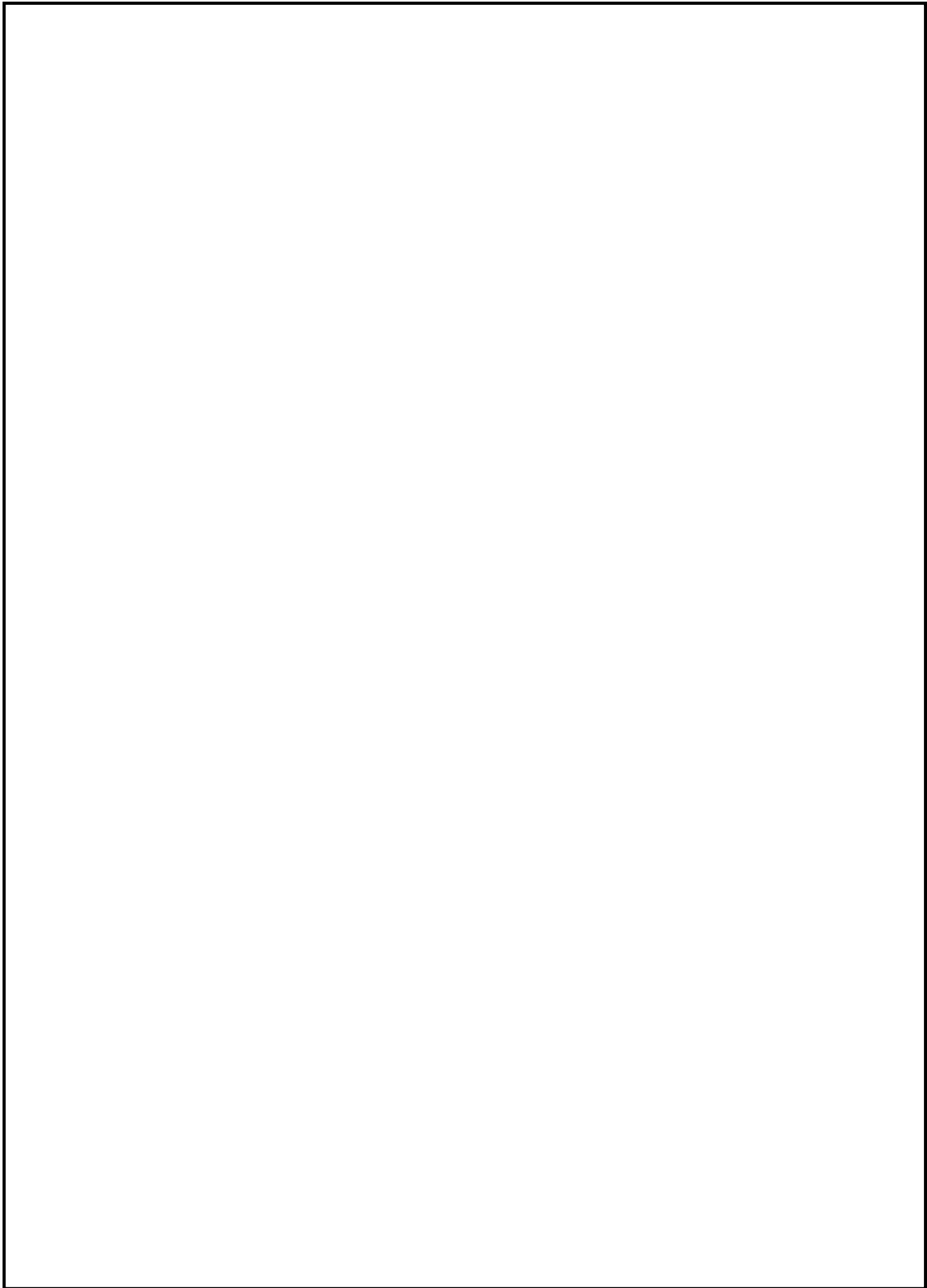


図 13 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

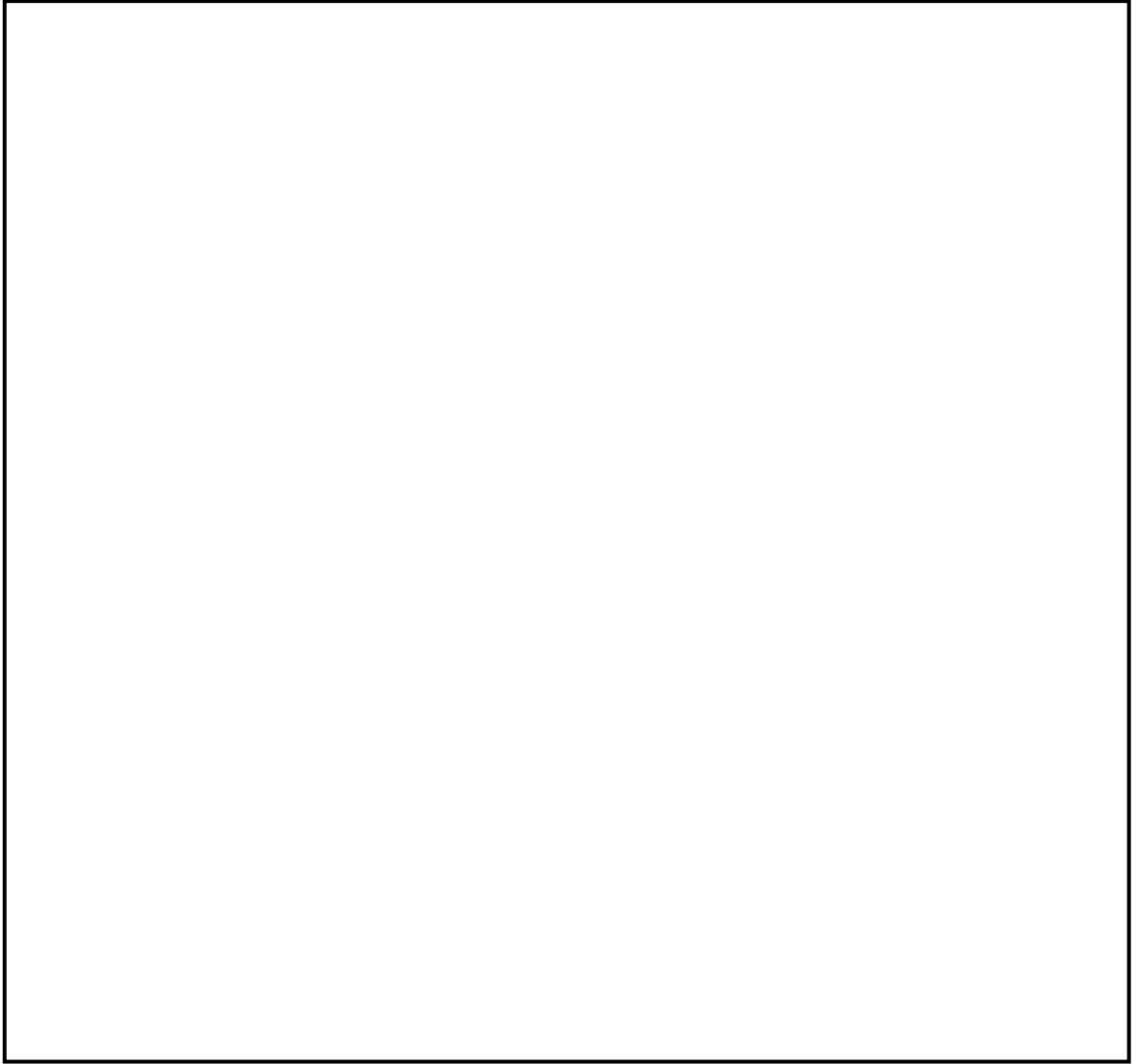


図 14 残留熱代替除去系系統性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

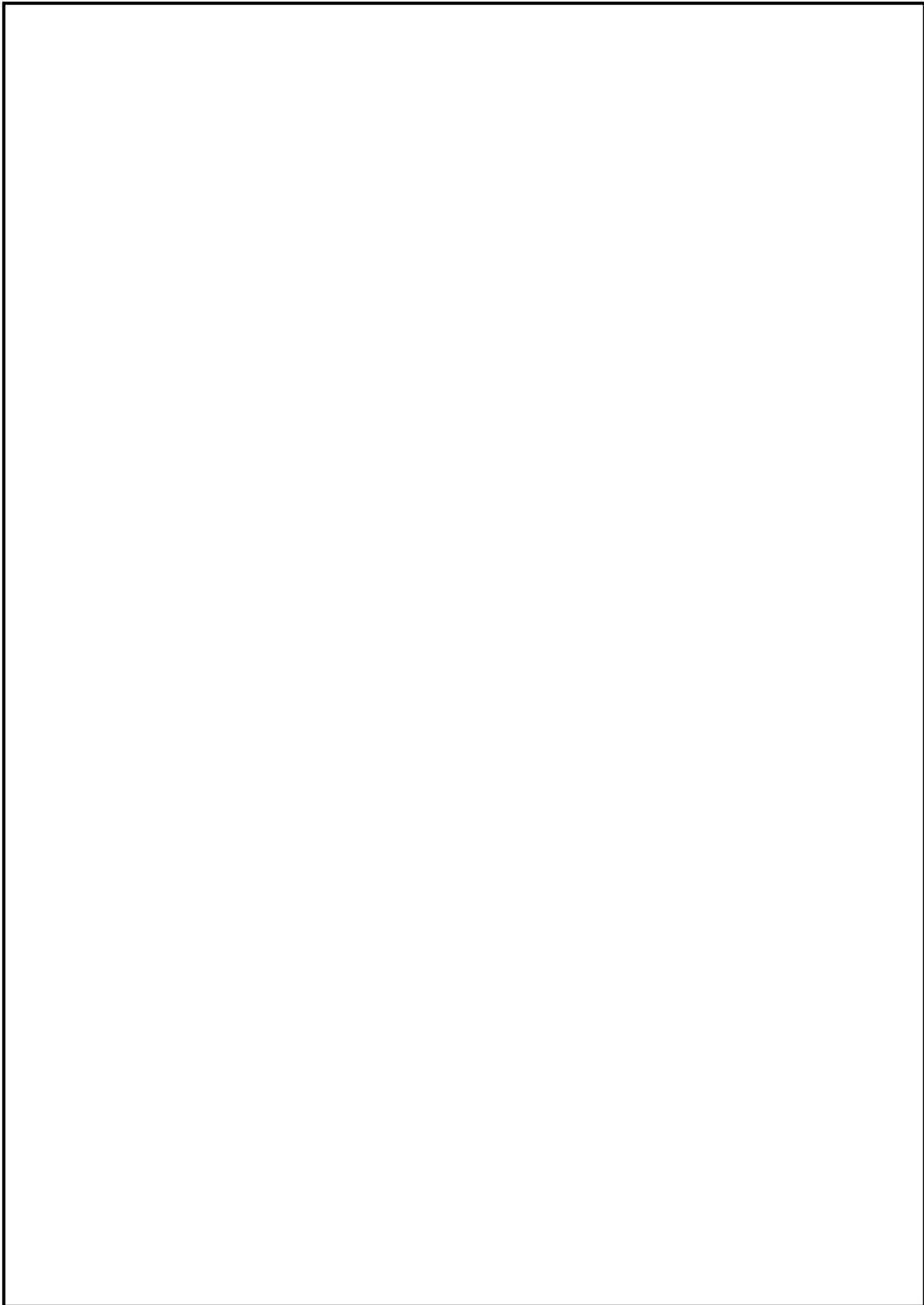


図 15 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

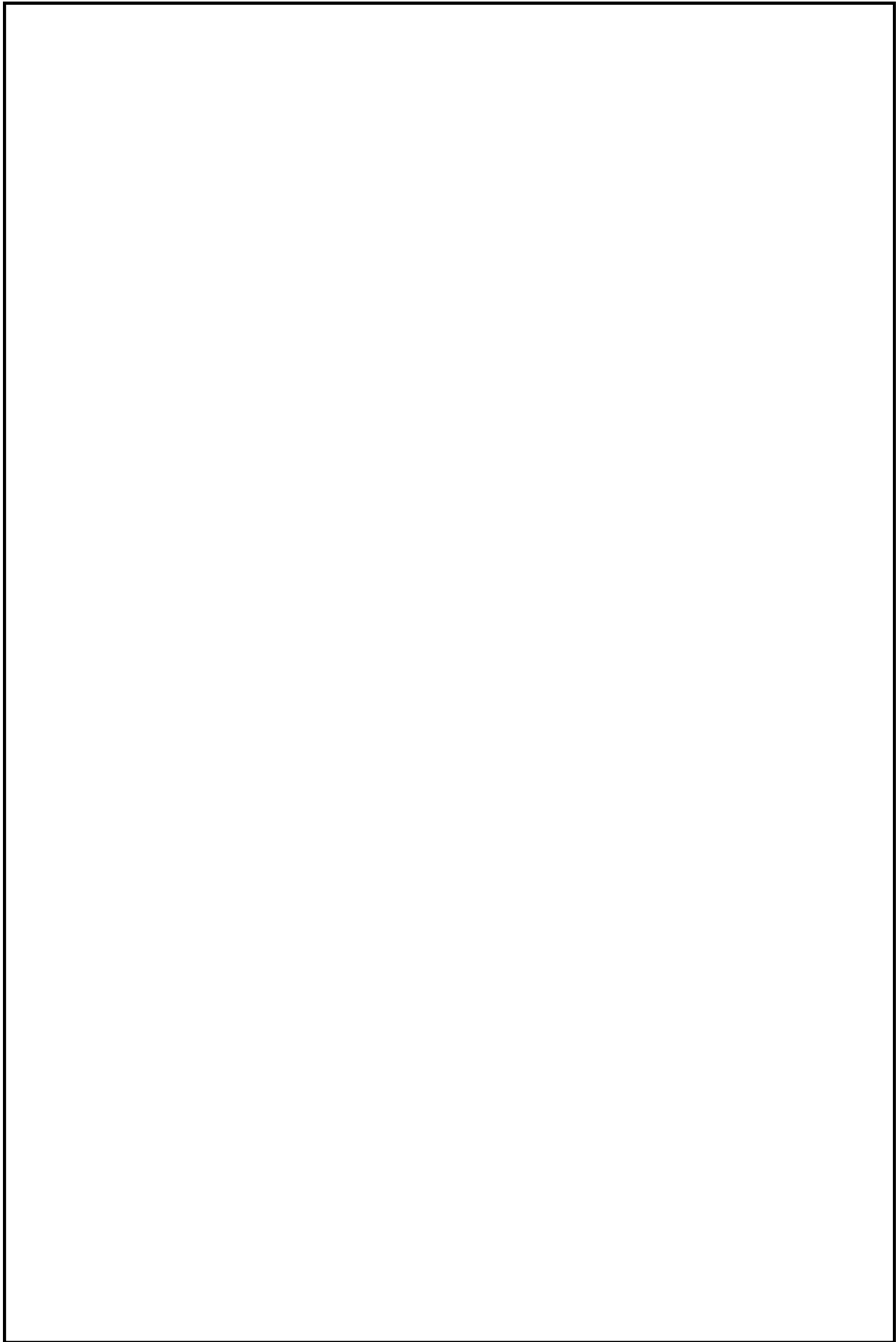


図 16 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-7 容量設定根拠

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

【設 定 根 拠】

1. 最高使用圧力

【原子炉格納容器から流量制限オリフィス】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]の2倍）にて格納容器ベントを行うことができるよう、853kPa[gage]とする。

【流量制限オリフィスから排気口】

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

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

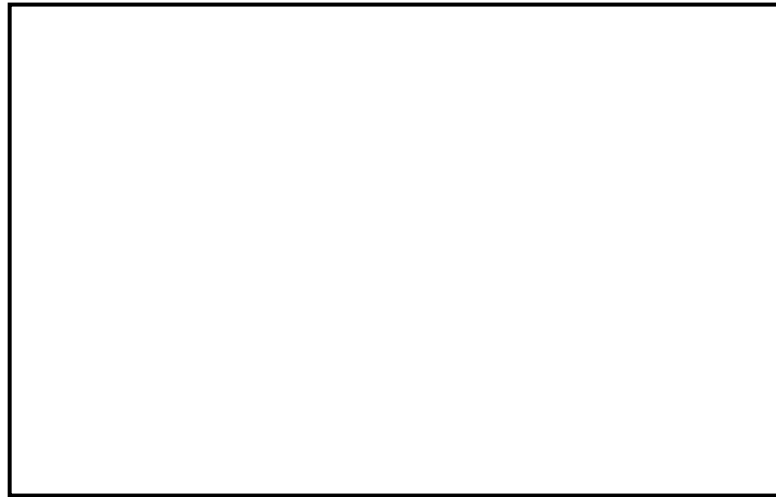


図1 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

2. 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失において、格納容器ベント後の格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している（図2参照）。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】

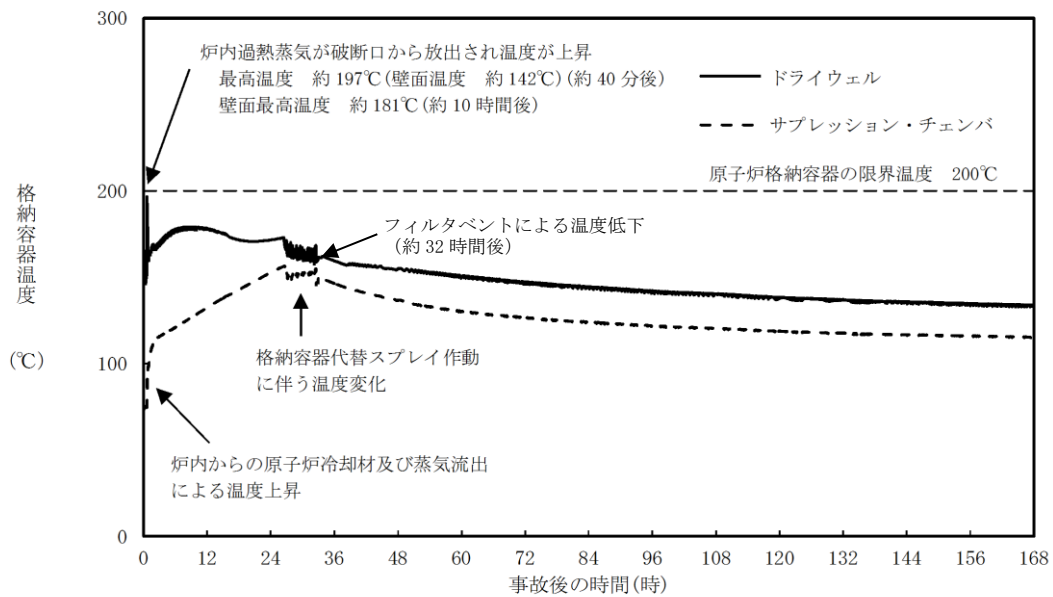


図2 原子炉格納容器温度推移（大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失）

3. 設計流量（ベントガス流量）

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

設計流量は（式1）により算出し9.8kg/sとなる。

$$01/(h \quad) \quad (式1)$$

ここで、

W_{Vent} : 設計流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)

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

h_w : 60℃の飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

格納容器ベント開始時間が最も早い有効性評価シナリオである長期TBにおける格納容器ベント開始時間は、原子炉停止から約20時間後となっている。そのため、格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器フィルタベント系の系統流量よりも小さい値となる。よって、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

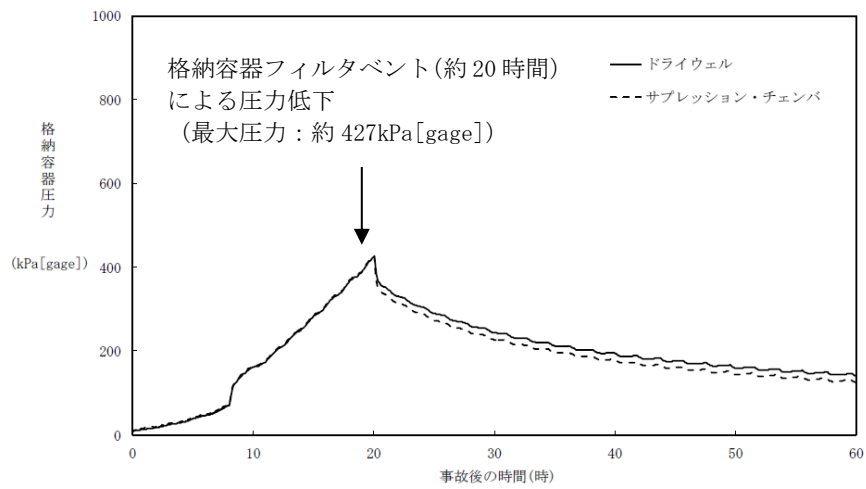


図3 原子炉格納容器圧力推移(長期TB)

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

【設 定 根 拠】

1. スクラビング水待機時薬液添加濃度

ベンチュリスクラバの無機よう素に対するDFを100以上とするためには、スクラビング水のpHをに維持する必要がある。そのため、スクラビング水の薬液として水酸化ナトリウムを添加することとしている。

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

- ① 放射線分解による酸性物質生成
- ② 熱分解による酸性物質生成
- ③ チオ硫酸ナトリウムの酸化分解で消費する塩基性物質

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

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

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

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

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

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失）」において、ベント時（事象発生から32時間後）には約 [mol]、7日後（168時間後）では約 [mol]、60日後（1440時間後）では約 [mol]の酸性物質が格納容器内で生成される。放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図4に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】



図4 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオである大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失においては熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。原子炉圧力容器破損を想定した場合は、溶融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ちペDESTAL内に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じるMCCIにより発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。

したがって、熱分解による酸性物質発生量として [] mol を想定する。

(3) チオ硫酸ナトリウムの酸化分解で消費する塩基性物質

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

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

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

スクラビング水に初期添加する [] は、上記にさらに余裕をみた [] 濃度とし、通常水位 (約 [] t) において約 [] wt% とすることとし、そのモル量は以下のとおりである。事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図4に示す。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】

よって、スクラビング水の pH を に維持するための
 の初期添加濃度は、約 wt% で十分である。



図4 事故後スクラビング水の pH 挙動評価

2. 金属フィルタの設計負荷量

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

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

そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失シナリオに対し、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタ設計負荷量の十分性を評価する。評価の手順は、以下の通りである。

(1) 金属フィルタへのエアロゾル流入量評価

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

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失）における MAAP 解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 kg、ドライウェルベントの場合で約 であることから、フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考えられる。

また、JAVA 試験ではベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を確認し

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ている試験ケースがあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリノズル単独でも [] 以上と評価される。ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を表 1 に示す。

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 [] を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は [] となる。

表 1 ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能

--

(3) 評価結果

--

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

【設 定 根 拠】

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

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

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

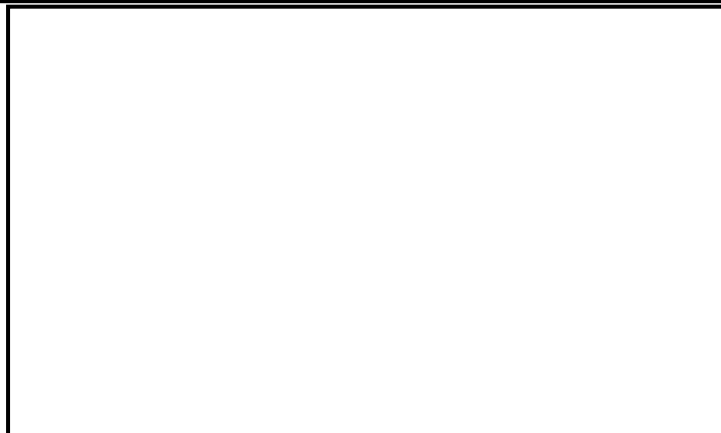
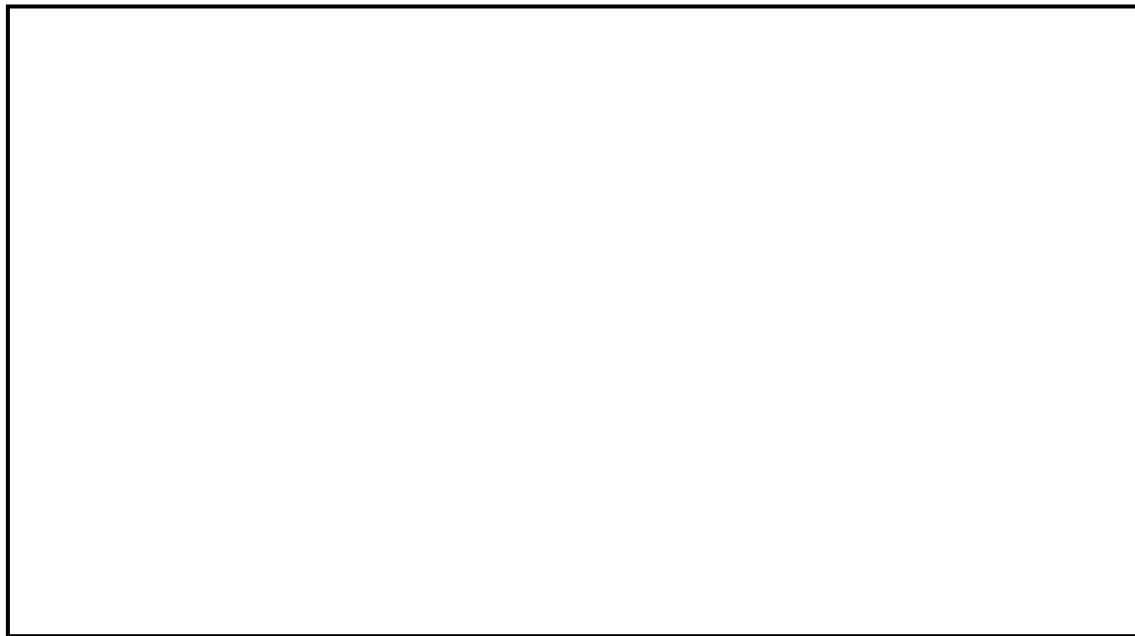


図5 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	圧力開放板	
設定圧力	kPa[gage]	80

【設 定 根 拠】

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

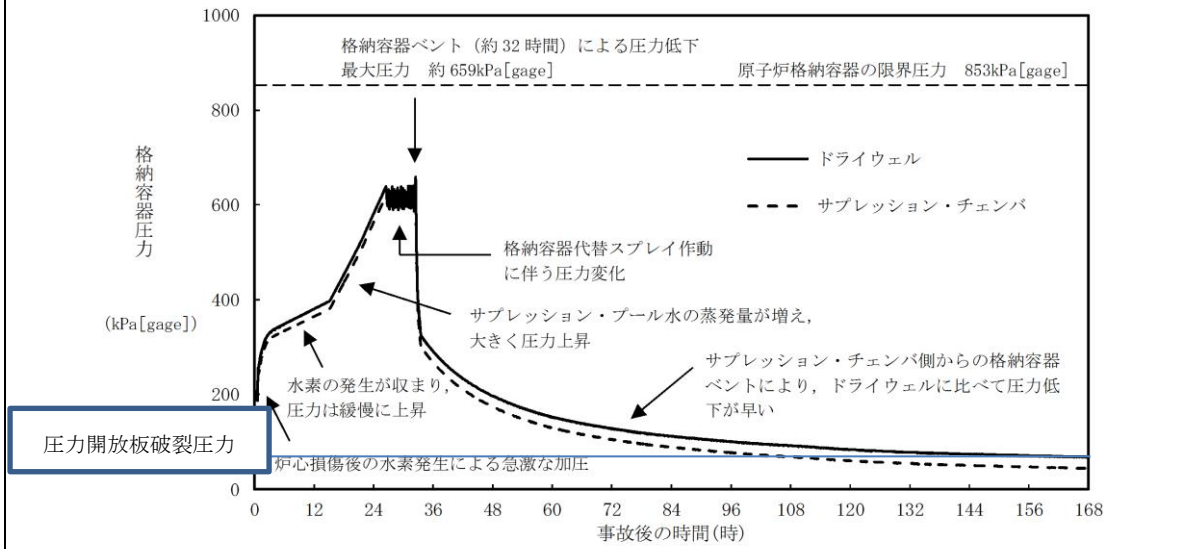


図6 原子炉格納容器圧力推移（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失）

名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m ³ /h/台	150m ³
全 揚 程	m	70
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW	75
機器仕様に関する注記		
<p>【設 定 根 拠】 残留熱代替除去ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力(200℃・2Pd)を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、重大事故緩和設備として、2台用意し、うち1台を予備とする。</p> <p>1. 容量 残留熱代替除去ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が約150m³/h(原子炉への注入流量が約30m³/h、格納容器へのスプレイ流量が約120 m³/h)又は、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が120m³/h(原子炉格納容器へのスプレイ流量が120 m³/h)であることから、1台あたり約150m³/hとする。</p>		

2. 揚程

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

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

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

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

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

5. 原動機出力

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 150 / 3600

H : 揚程 (m) = 70

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

名 称	残留熱除去系熱交換器	
個 数	基	2
容量 (設計熱交換量)	MW /基	約 9.1 (注 1, 2)
伝 熱 面 積	m ² /基	□以上 (注 1) (□ (注 2))
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系 (AHEF) の移動式熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

なお、残留熱代替除去系として使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器を使用し、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃において約 9.1MW であり、伝熱面積は □ m² である。

重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積を表 1 に示す。重大事故等対処設備として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の要求伝熱面積としては、設計基準対象施設として使用する場合と同様に □ m² とする。

表 1 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 式	2 (予備 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 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
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】

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

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

1. 個数，容量の設定根拠

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

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

具体的には、図 7 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

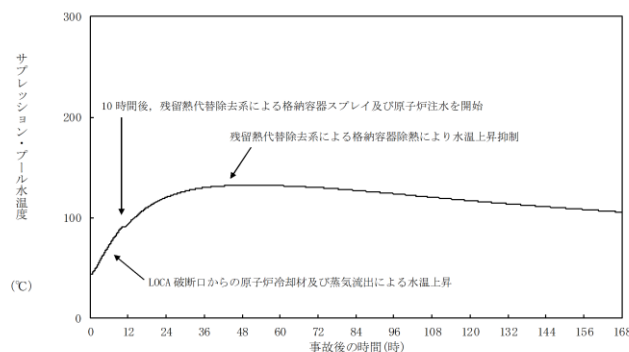


図 7 サプレッション・プール水温度の推移
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

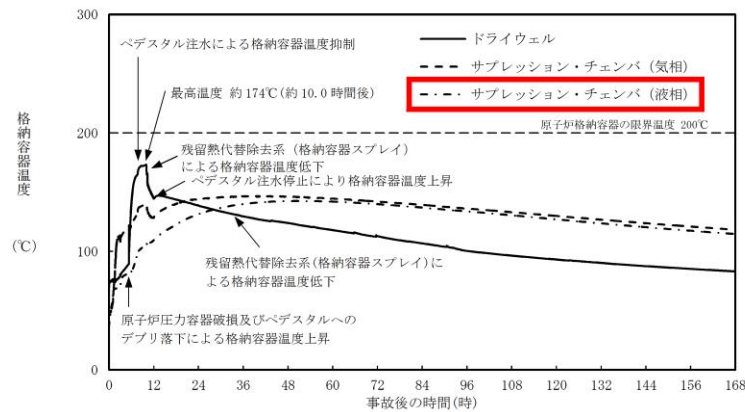


図 8 サプレッション・プール水温度の推移

(格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水)

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

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

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

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

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

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

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

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

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

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

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$
$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 $\boxed{}$ m²/式とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ		
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)	
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))	
全 揚 程	m	□ 以上 (注 1) (75 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/台	□ 以上 (注 1) (110 (注 2))	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す		

【設 定 根 拠】

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

1. 個数、容量の設定根拠

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

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

具体的には、図 7 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 揚程の設定根拠

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

配管・機器圧力損失：約 m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

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

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） = 300

H：ポンプ揚程（m） = 75（図 15 参照）

η ：ポンプ効率（%） = （図 15 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2017））

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

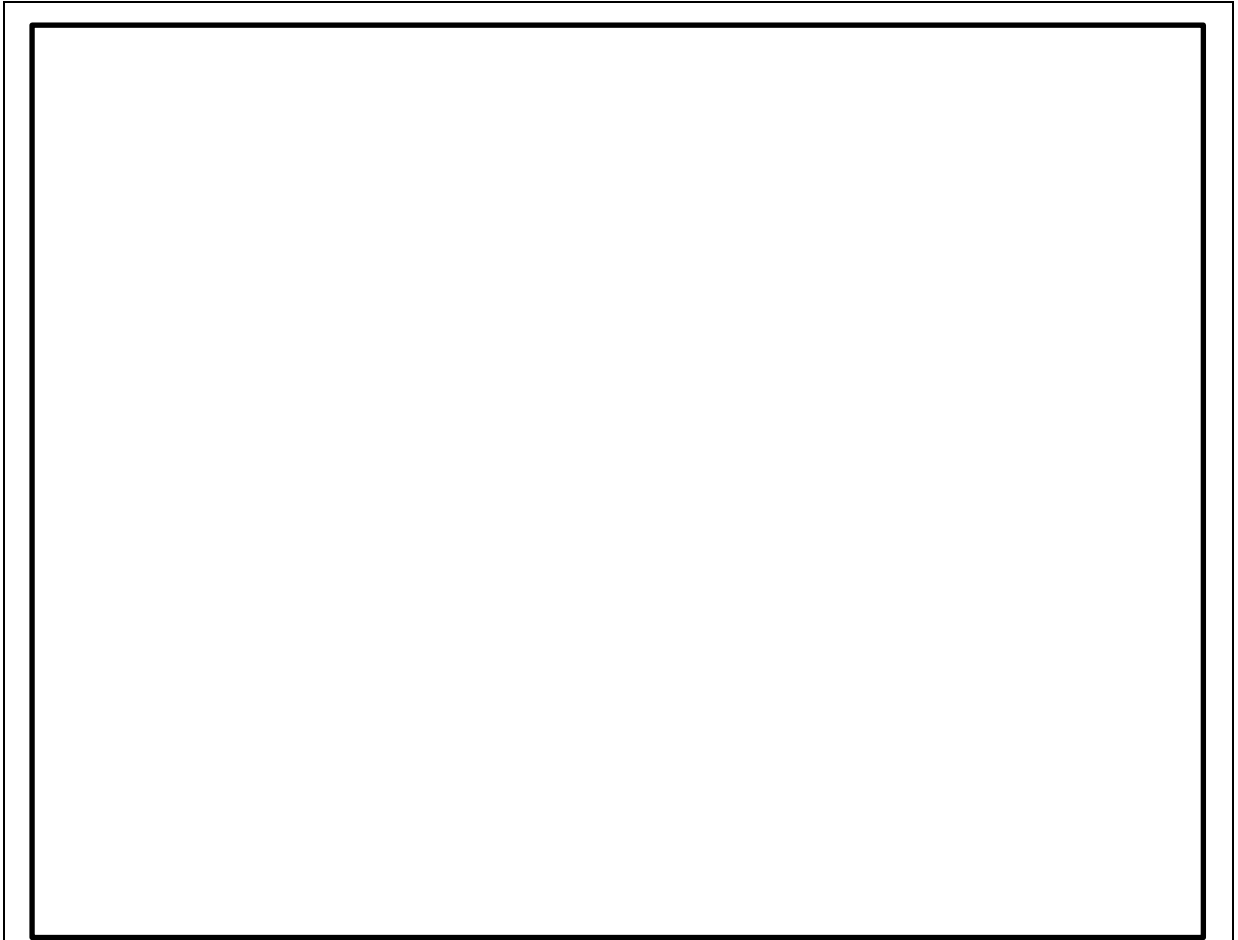


図2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	0.82 以上 (注 1) (1.4 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

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

1. 容量の設定根拠

大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。

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

具体的には、図 7 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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

具体的には、図 8 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイおよび格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

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

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

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82	MPa

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.82MPa[gage]以上とし、1.4MPa[gage]とする。

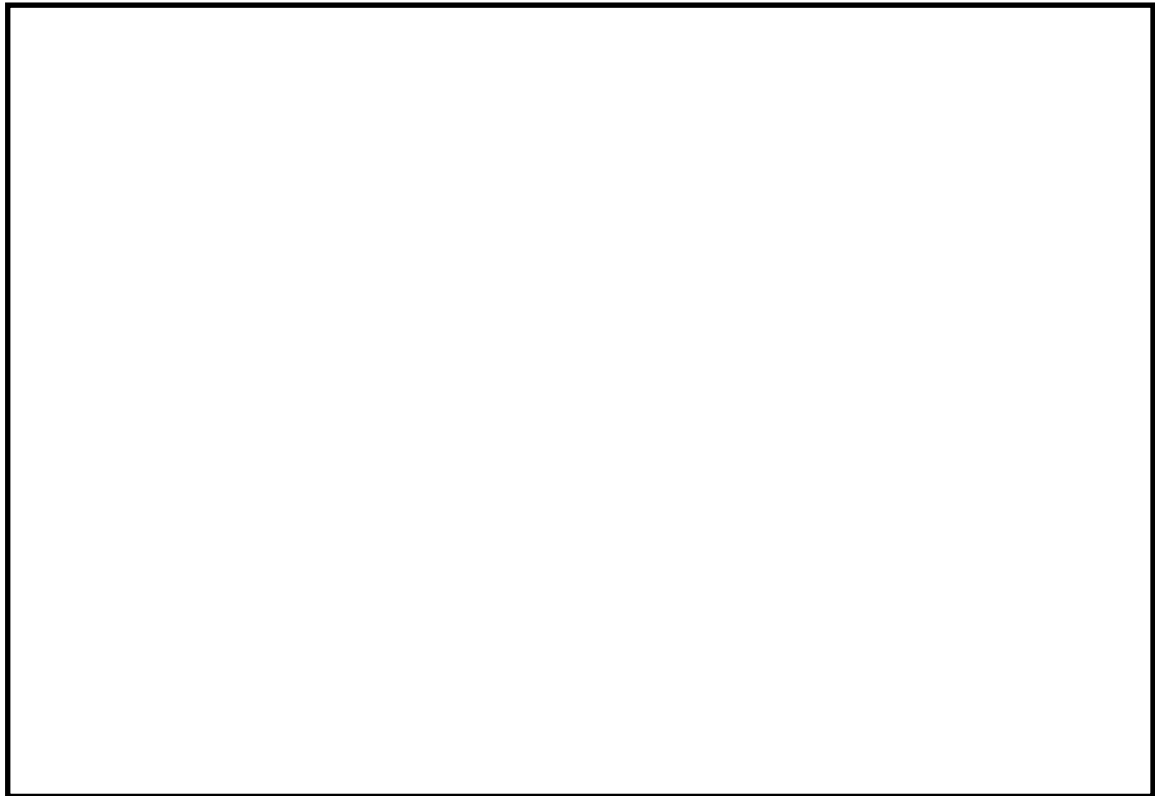


図9 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽(西)への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図10に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約10m下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約16.5m下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から1.0m以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが60mであることから、海面が最も低い状態になった場合(大型送水ポンプ車から約17.5m下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約25m)でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約10m以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約50mであり、ホース圧損(約2m)と静水頭(約16.5m)を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭(約30m(= $50\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$))は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

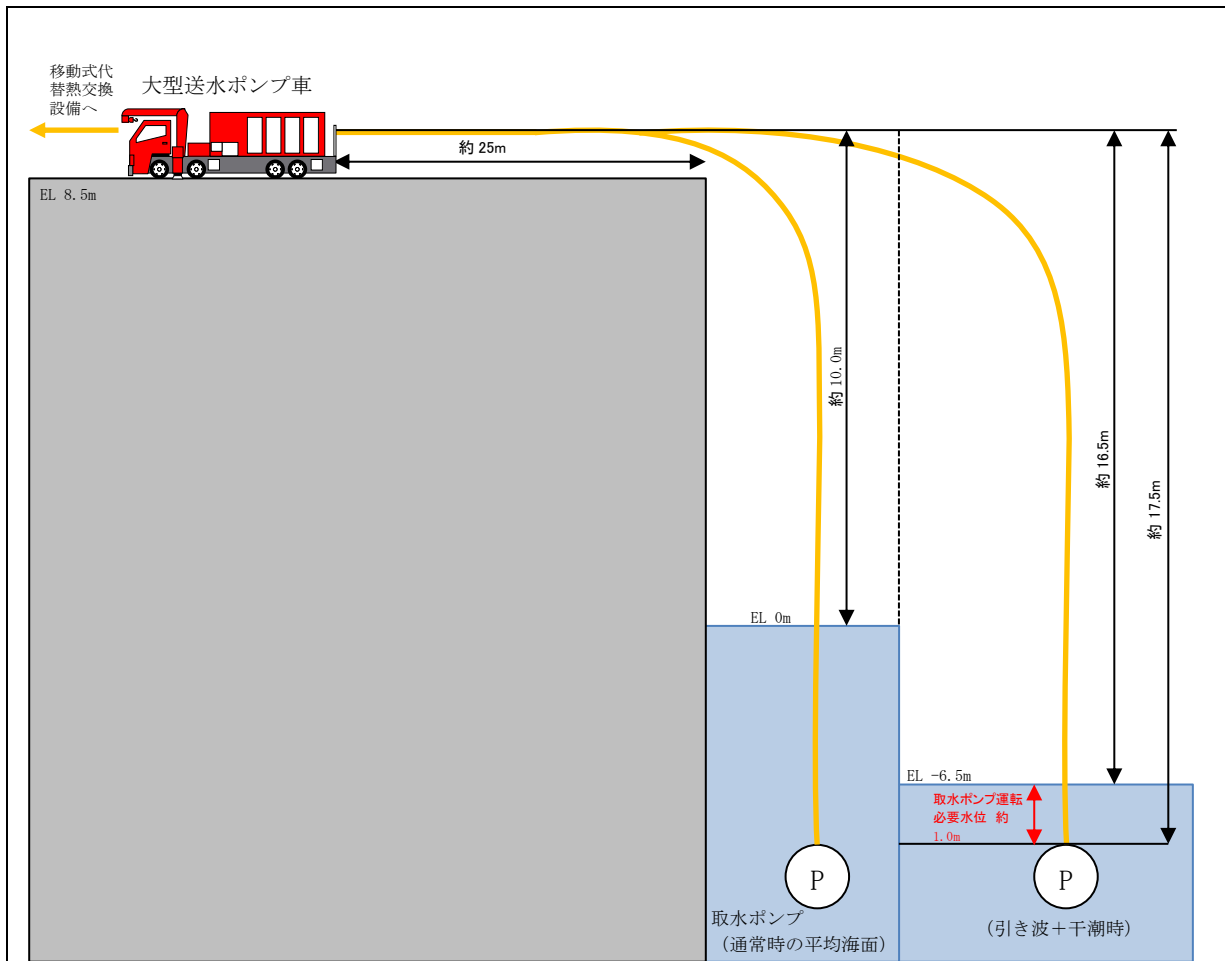


図 10 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

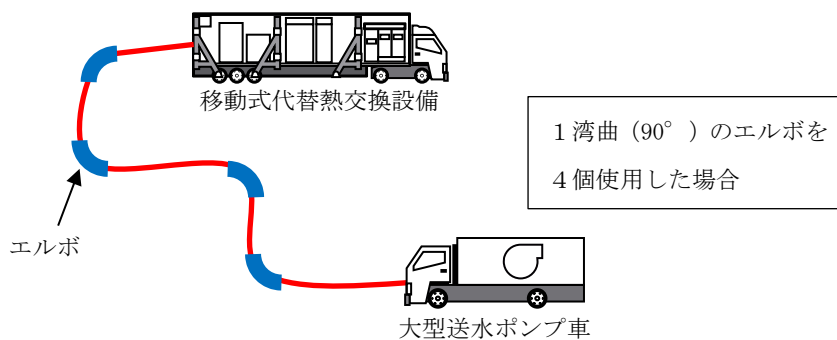


図 11 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<流量エルボ 1 個 (90°) あたりの圧力損失: h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

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

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

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

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

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

表 1 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ($\rho / d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho / d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06 (\rho / d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$\nu = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$\begin{aligned} \nu &= 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots \\ &\doteq 3.99 [\text{m/s}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e = \nu d / \nu &= 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000 \\ &\doteq 6.6 \times 10^5 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e (d / \rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2 \\ &\doteq 165519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

50-8 接続図

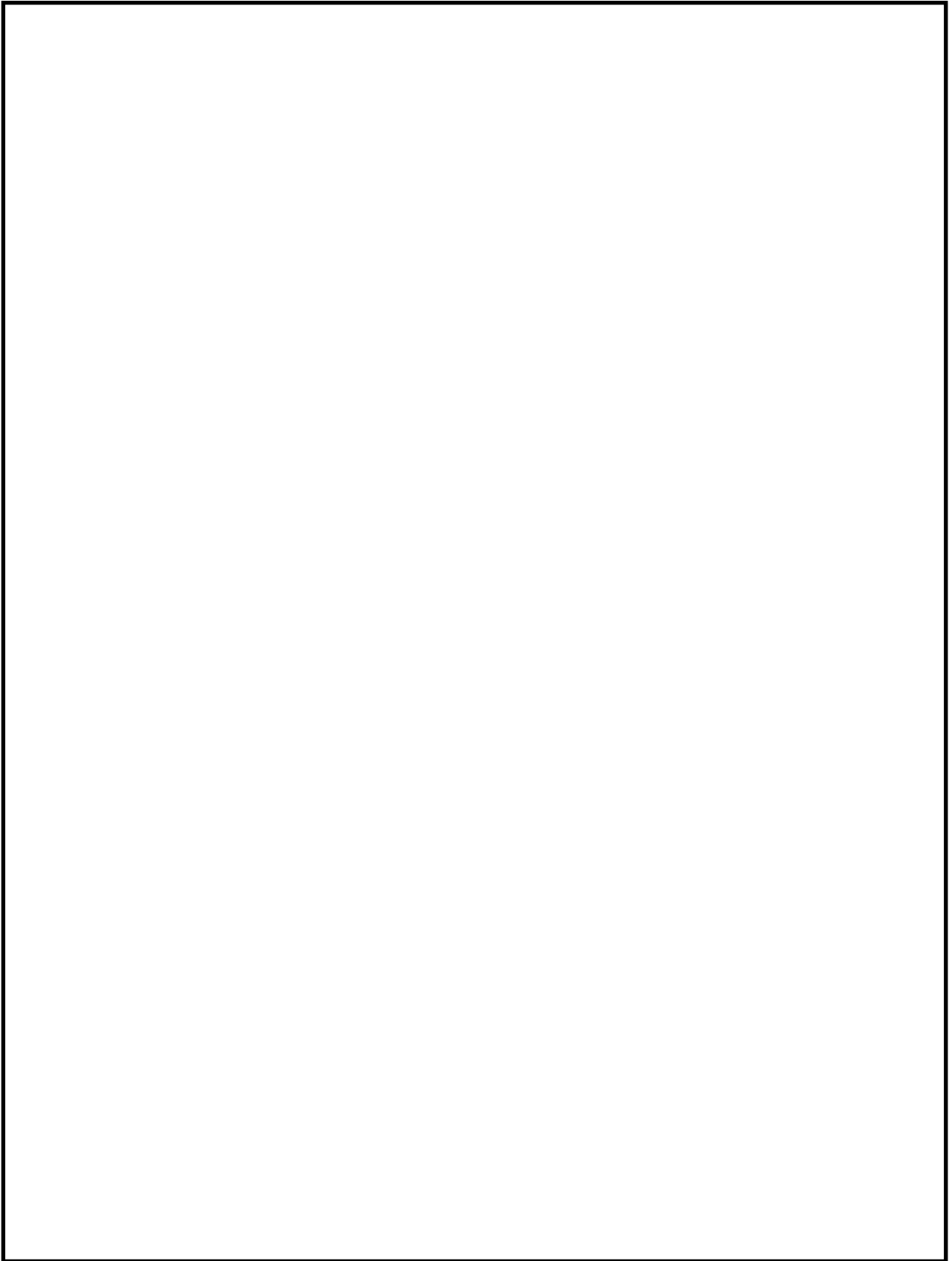


図1 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

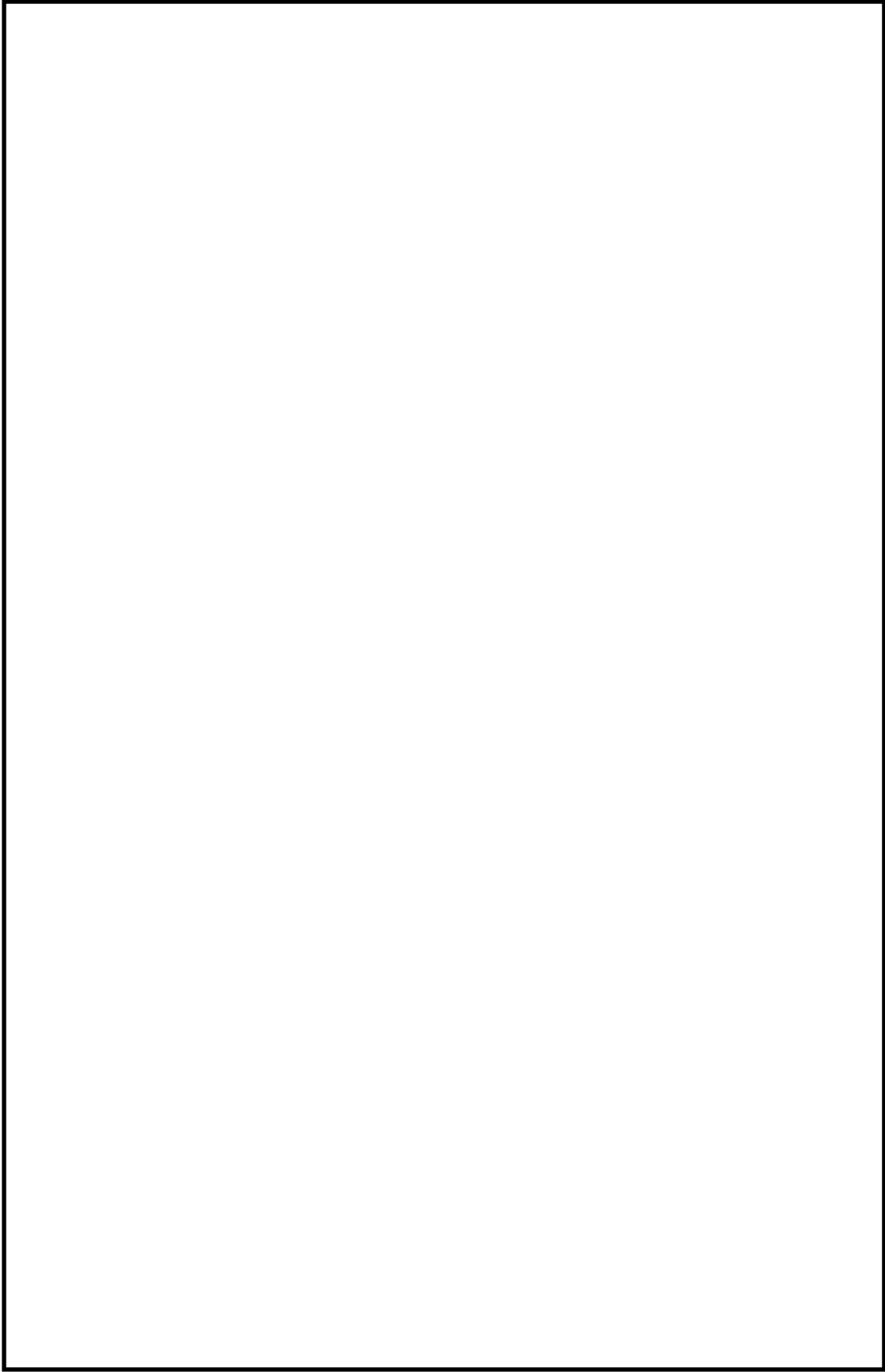


図2 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-9 保管場所図

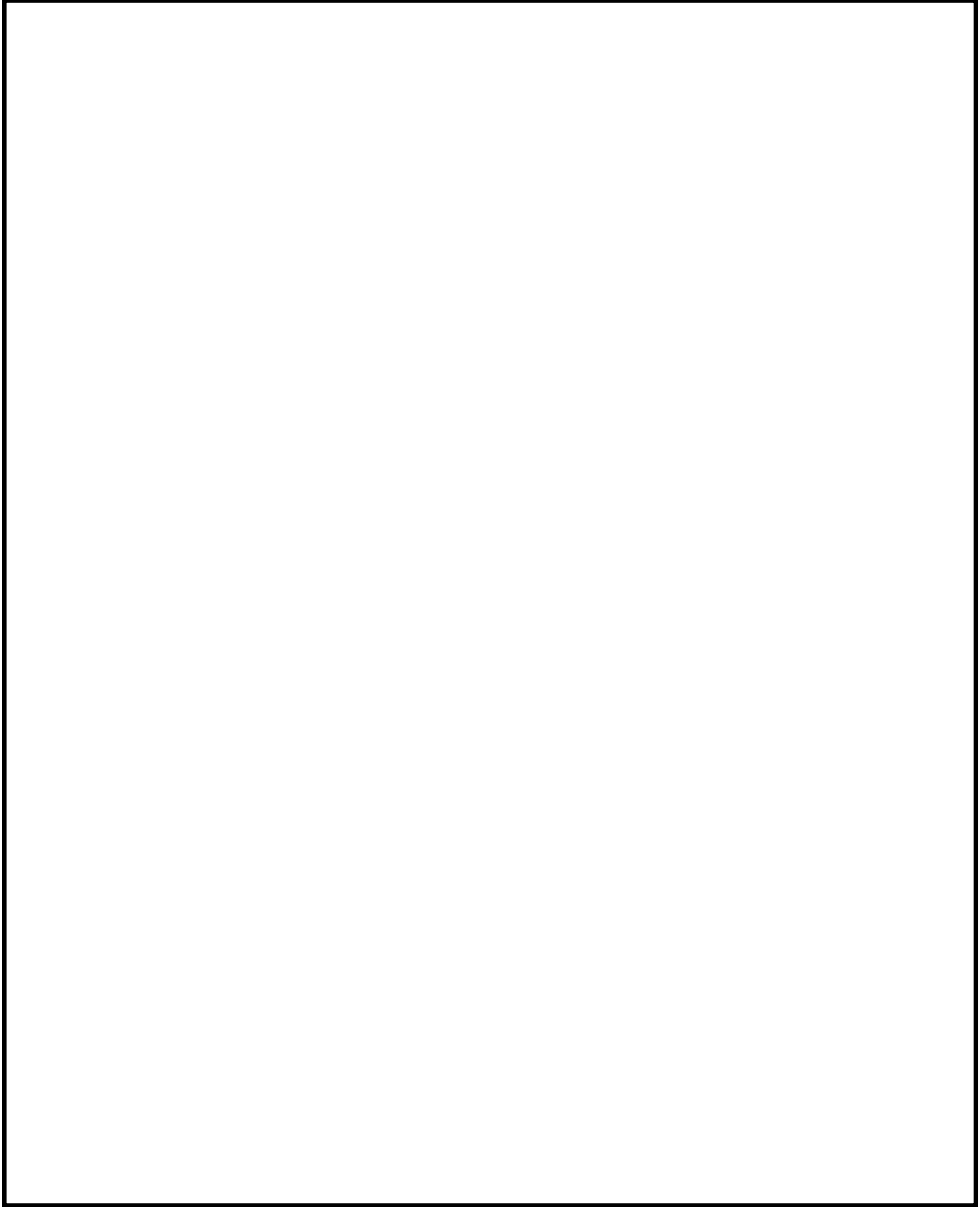


図1 屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

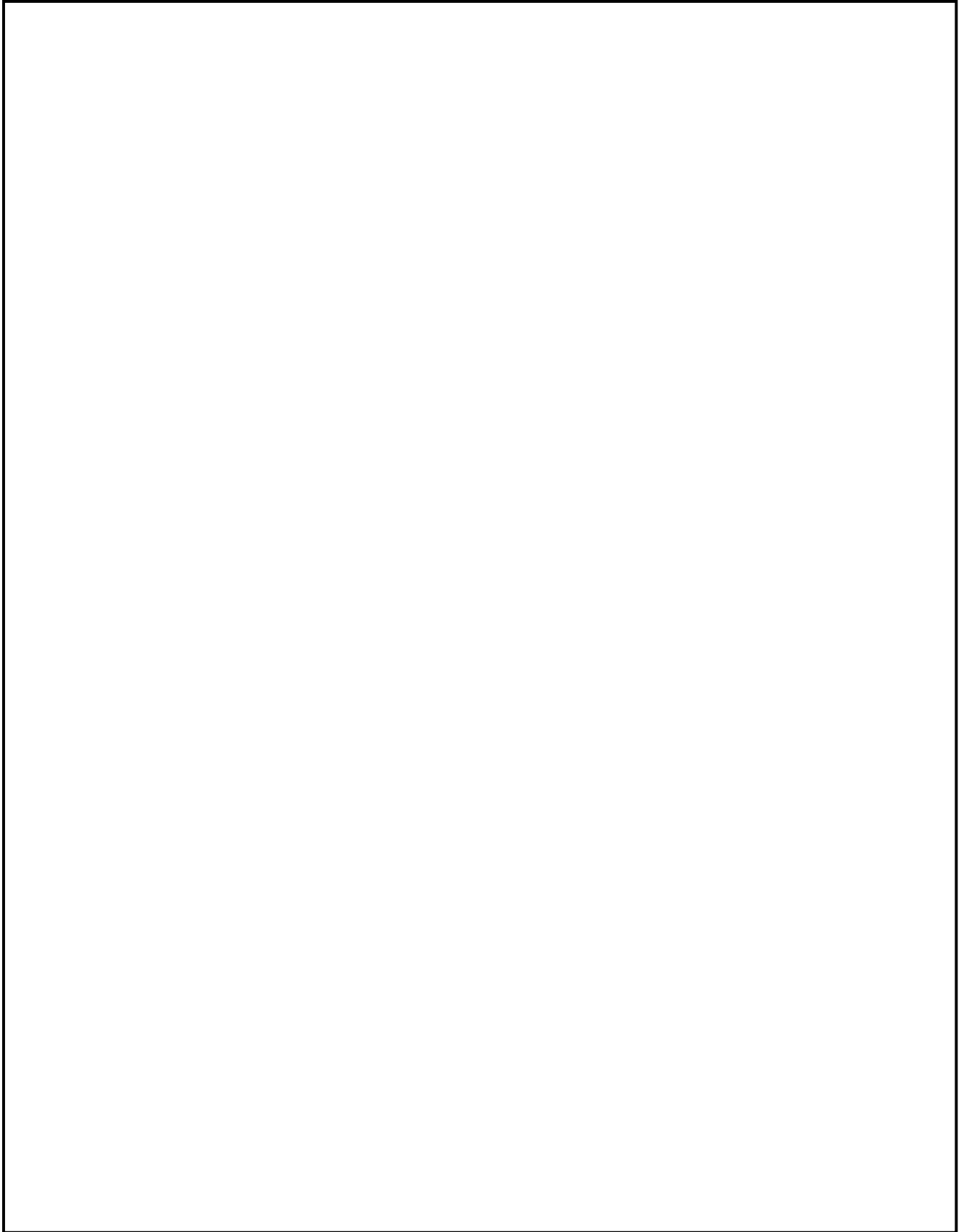


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-10 アクセスルート図

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

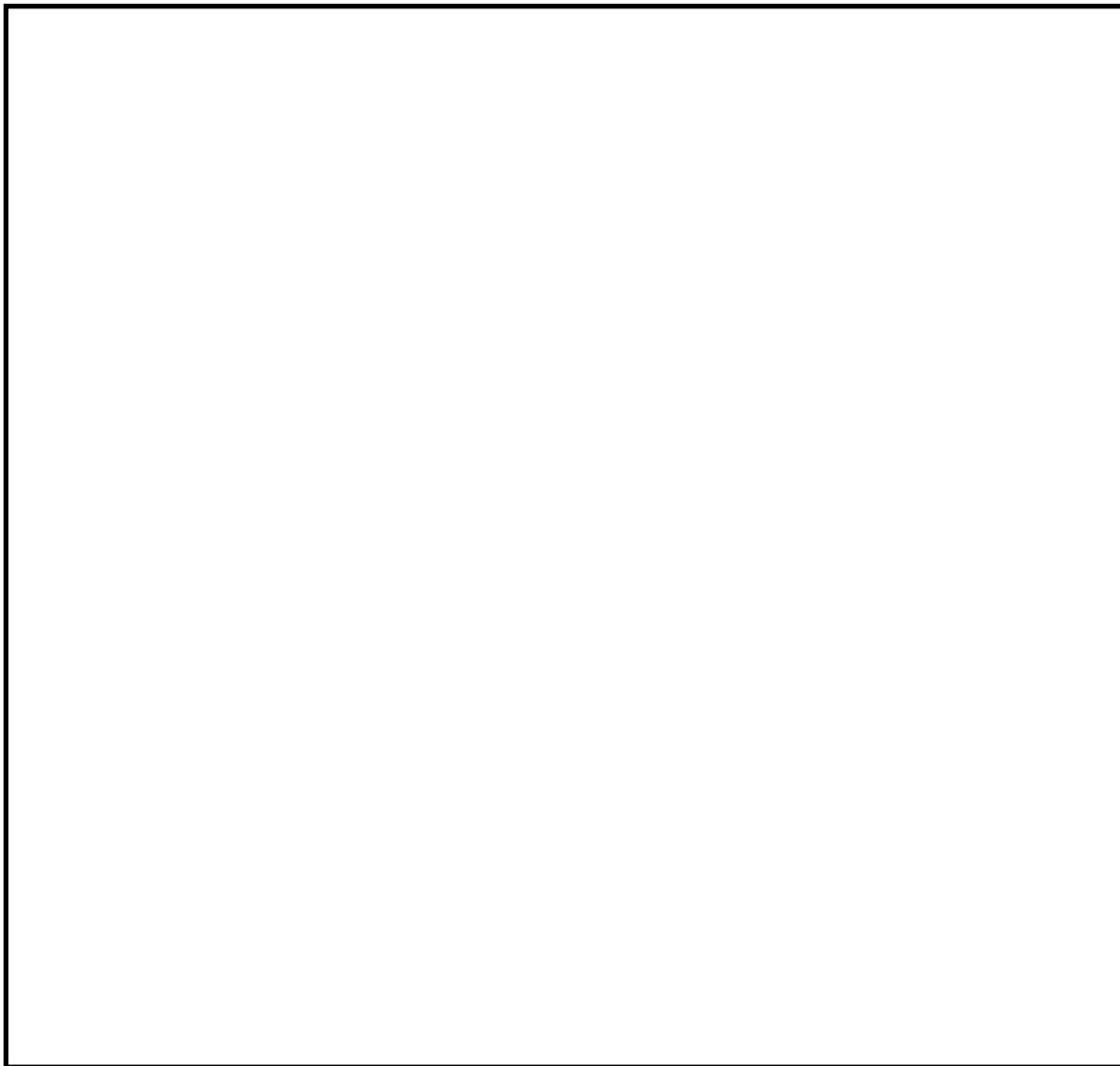


図1 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

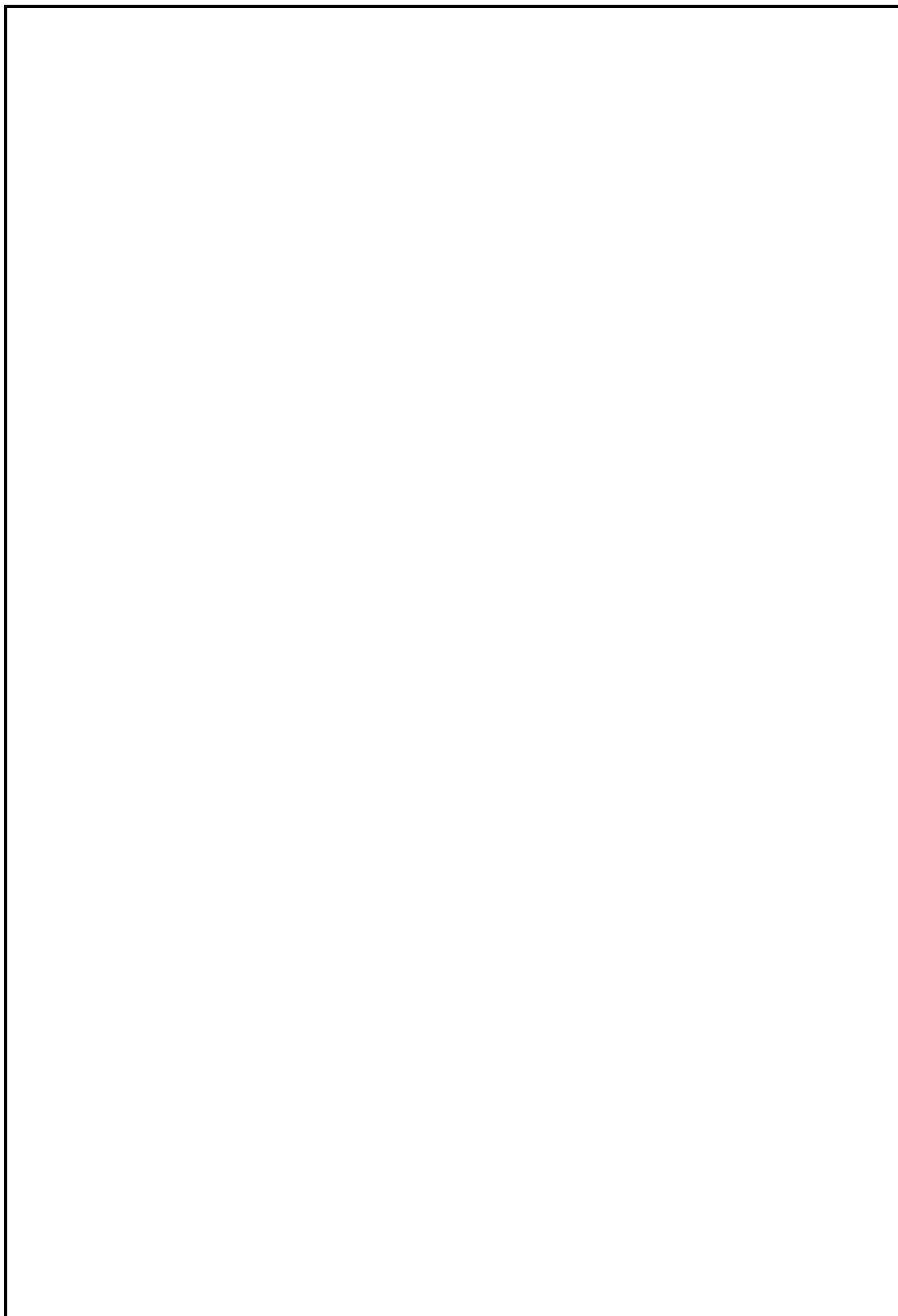


図2 フィルタベント操作（現場）（1/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

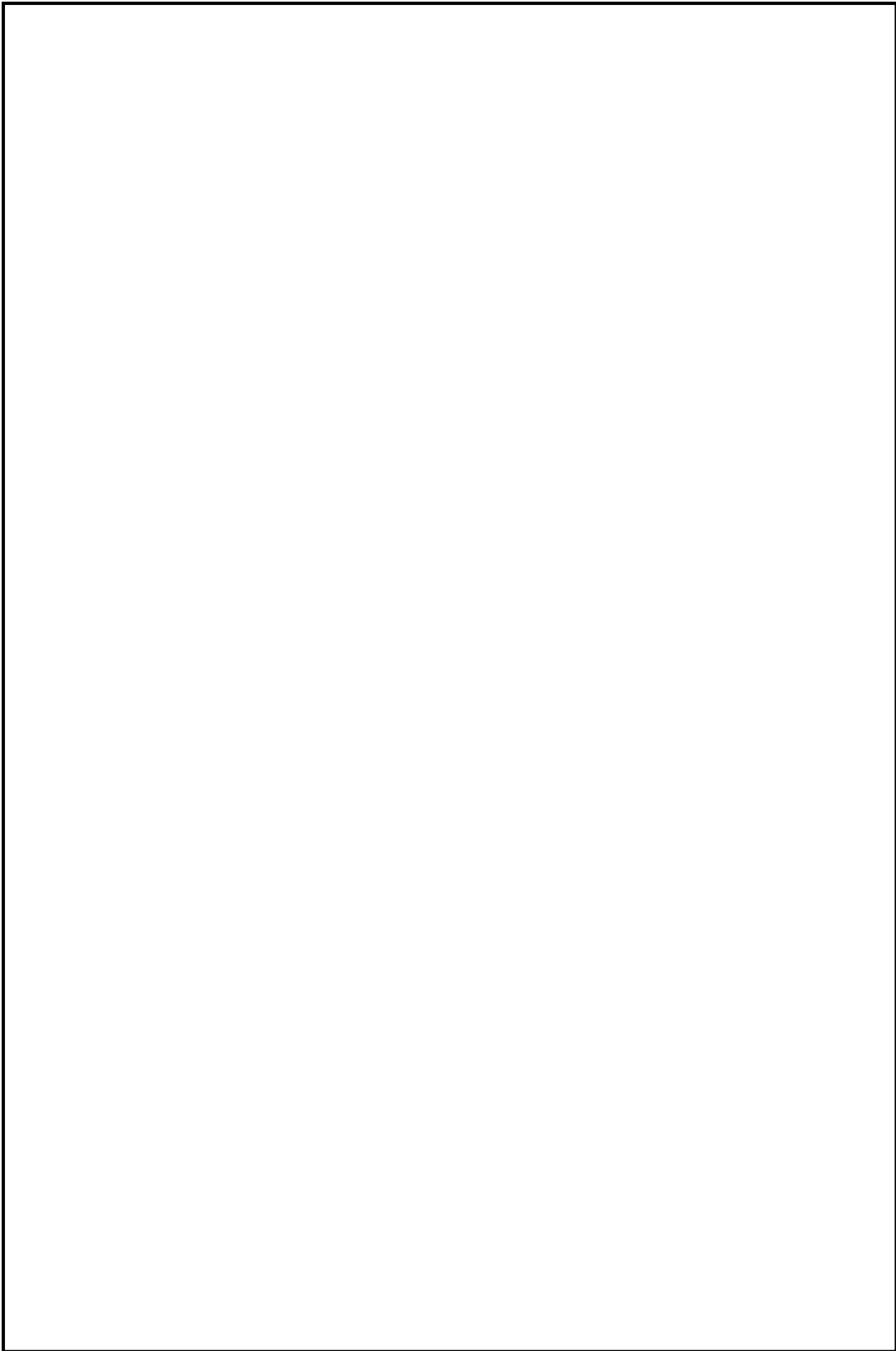


図2 フィルタベント操作（現場）（2/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図2 フィルタベント操作（現場）（3/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

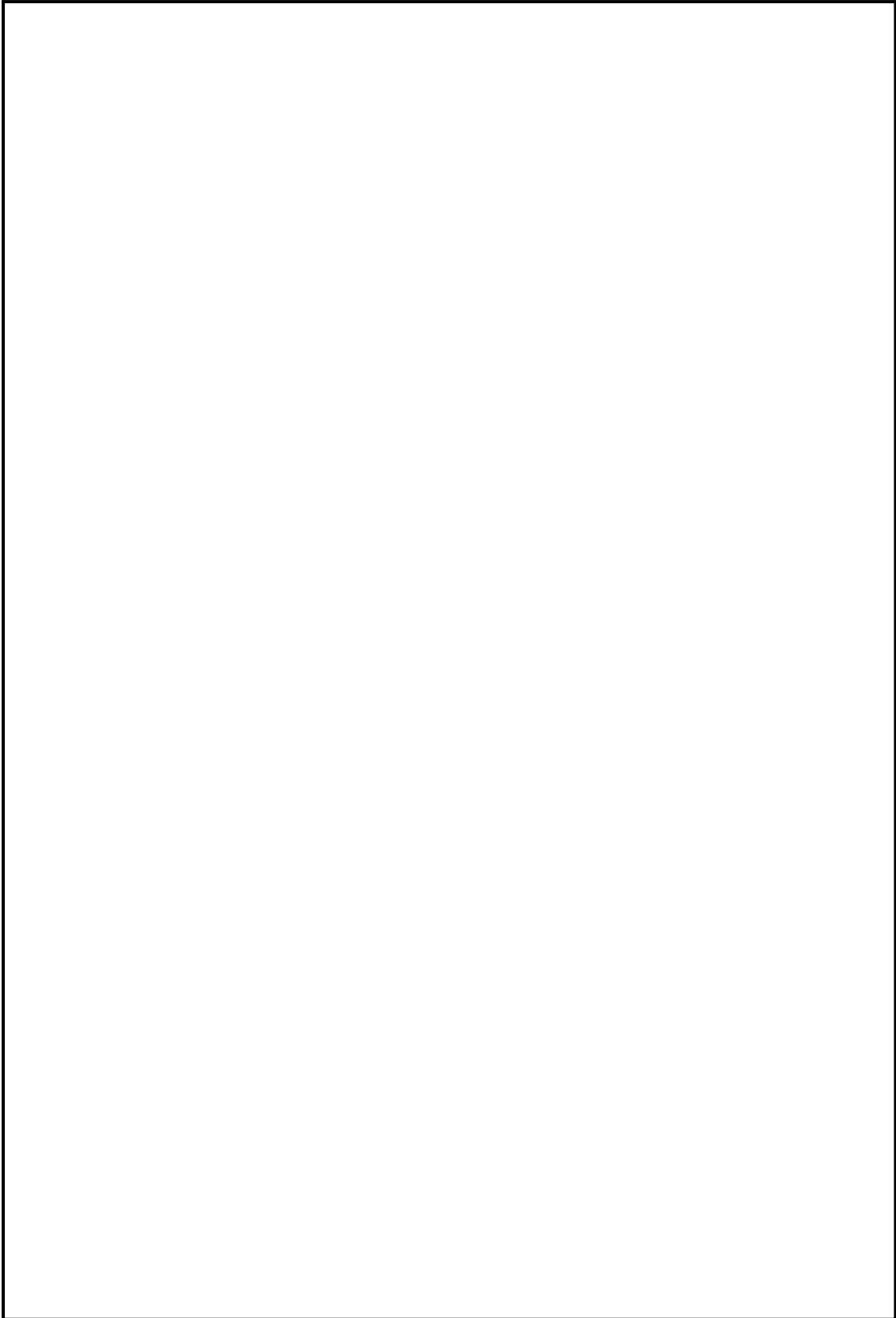


図2 フィルタベント操作（現場）（4/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-11 その他設備

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) スクラバ容器薬剤濃度

フィルタ装置（スクラバ容器）への薬剤の補給については、図1に記載のとおり、常設設備により補給が可能な設計としている。

各スクラバ容器への補給ラインは容器毎にそれぞれ設置している。各ラインの配管圧損は小さく、各スクラバ容器の液相部は、連結管により相互に接続しているため、ほぼ均等に補給でき、スクラビング水の水量および薬剤の濃度は均一になると考えられるが、薬剤の補給後は図2に記載のとおり循環運転を実施し、スクラビング水の均一性を確保する設計としている。

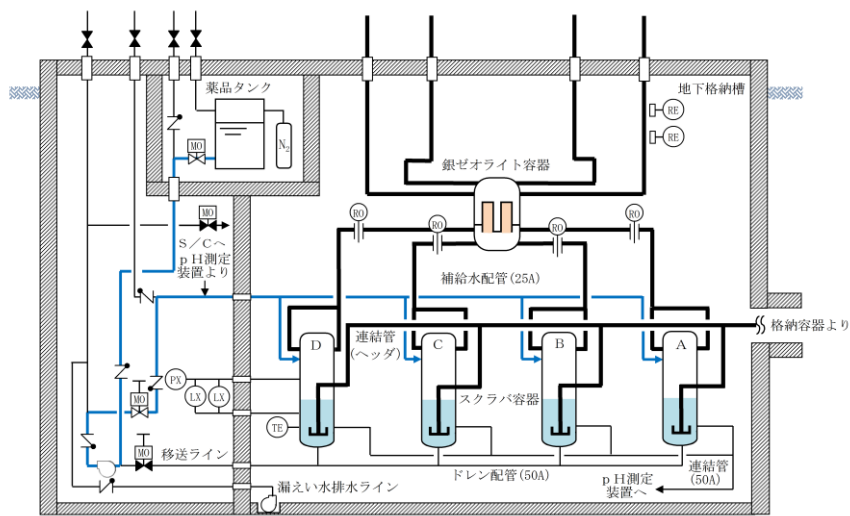


図1 フィルタ装置廻り系統概要図（補給時）

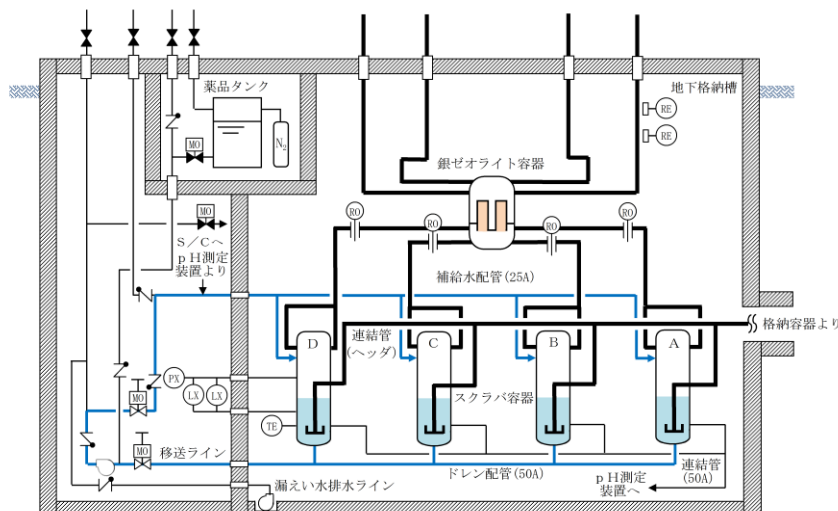


図2 フィルタ装置廻り系統概要図（循環運転時）

(2) 格納容器 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サブプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

サブプレッション・プール水 pH制御系は、図3に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サブプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サブプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

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

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ [wt%] 水溶液） [m³] とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

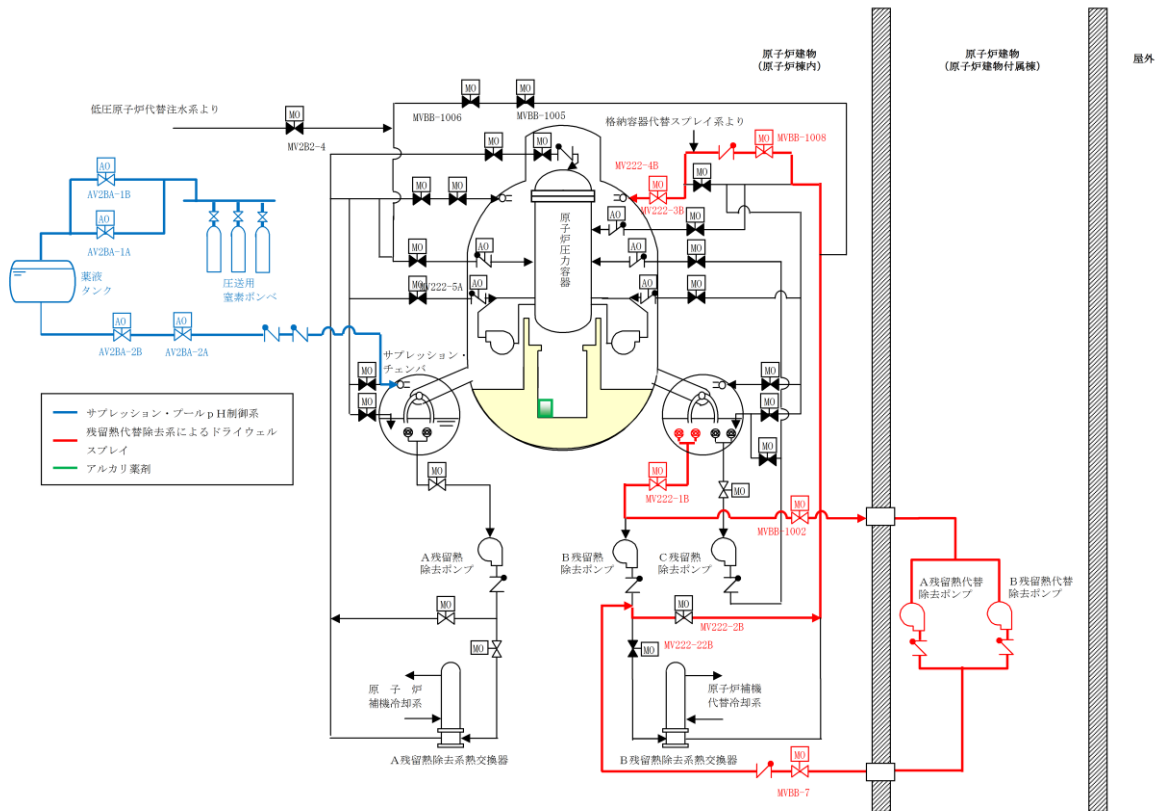


図3 格納容器 pH制御 概略系統図

(i) pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

(a) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で wt%, pHは約 となる。

またサブプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図4、5に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

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

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

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

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

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

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図6に示すが、本システム使用後の濃度である wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

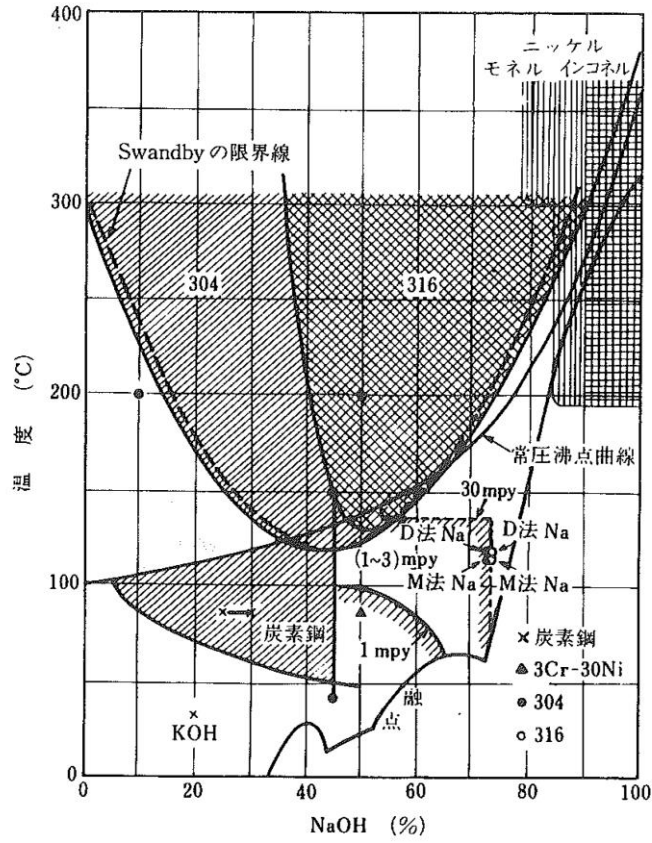


図4 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

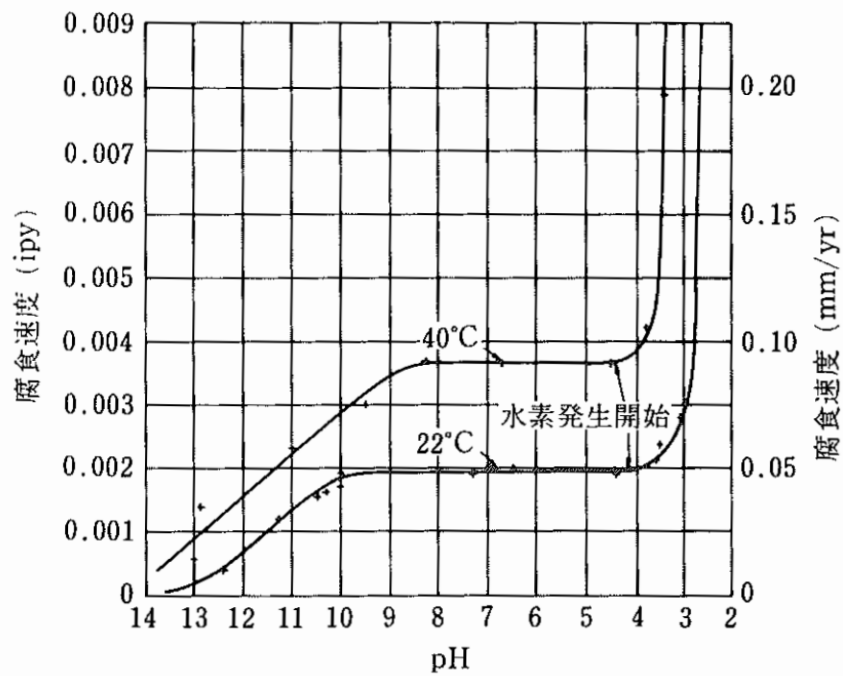


図5 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響^[1]

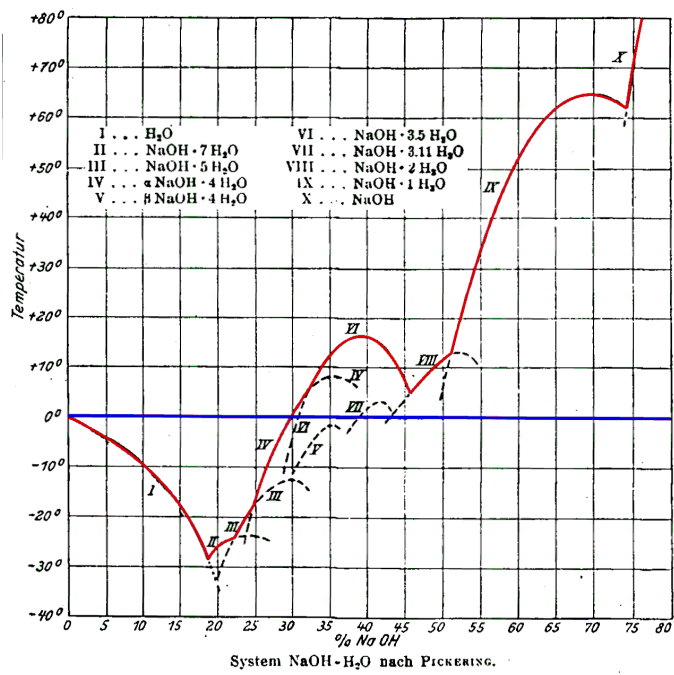


図6 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(b) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

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



a) 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル グレーチング表面積：約 3,135m²
 - ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m²
 - ・亜鉛メッキ膜厚：80 μm
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)
- ・亜鉛密度：7.2g/cm³
 - ・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg, サブプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

b) アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³
- ・ アルミニウム密度:2.7g/m³
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

【計算結果】

上記条件より，原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は，約 3,339 kg となる。そして，式②よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約 374 kg となる。

c) 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大LOCAシナリオで約 200kg であり，薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。

また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

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

《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社，2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

(ii) 残留熱代替除去系運転時の影響について

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

残留熱代替除去系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、(i)(a)で示すとおり pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また残留熱代替除去系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 4 に示すとおり、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。

(3) 残留熱代替除去系 残留熱除去系ストレーナ

(i) 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

島根2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

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

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

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

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

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

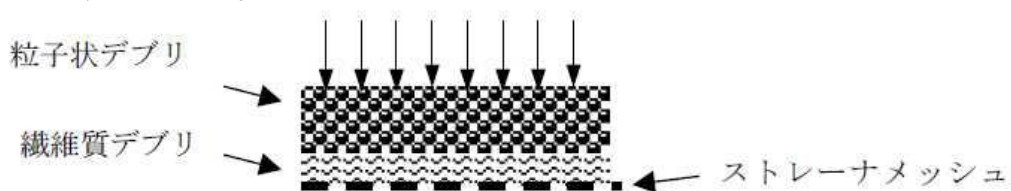


図7 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの AppendixE で実験データに基づく考察として、「1/8inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。

LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

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

表 1 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

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

※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H21. 3), PWR プラントの LOCA 時

長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m³/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※ 3 : RPV 破損後の熔融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる (図 8 参照)。粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

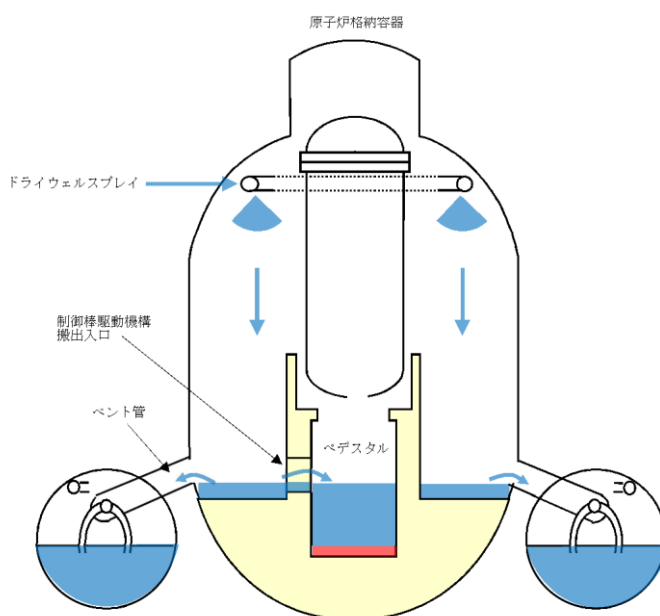


図 8 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 9 参照)。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 7 参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水

流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

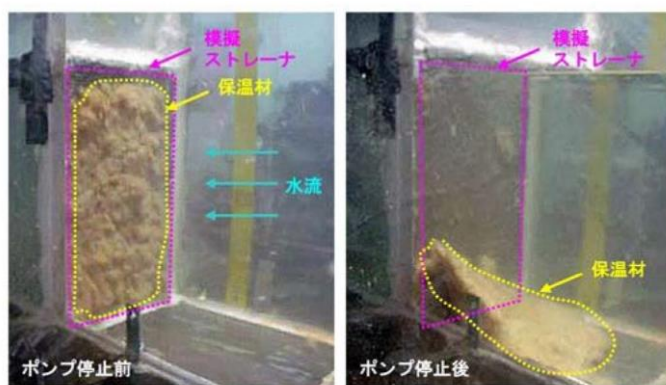


図9 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of
Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with
Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

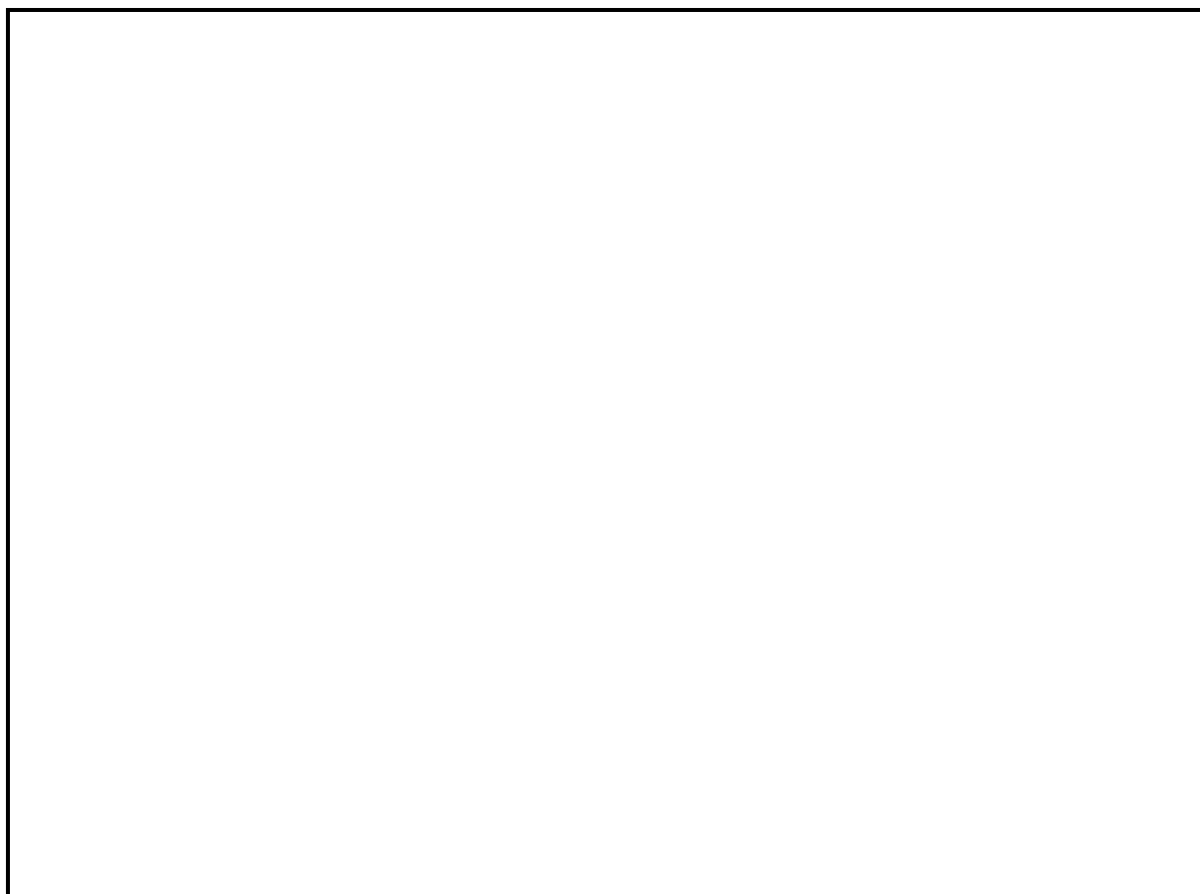


図10 BWRにおいて設置されているストレーナ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

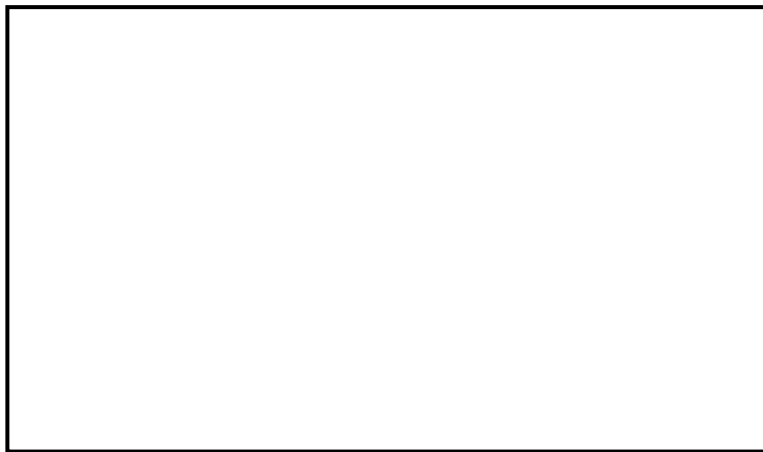


図11 2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

(ii) 閉塞時の逆洗操作について

前述(i)の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図12に示しているが、大量送水車を使用した残留熱代替除去系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はRHARポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

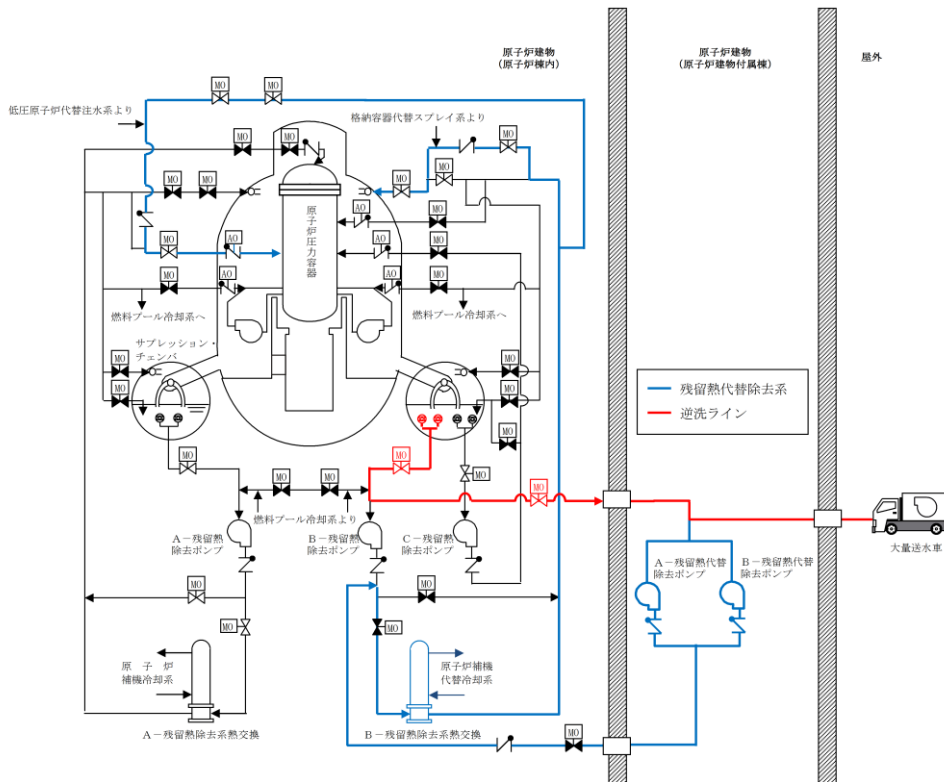


図12 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51 条 補足説明資料

- 51-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 コリウムシールド設備概要
- 51-11 格納容器スプレイ時のペDESTALへの流入経路について
- 51-12 その他設備

51-1 S A設備基準適合性 一覧表
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)		A, B	
		関連資料	51-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a	
		関連資料	51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	51-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内		A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
		関連資料	51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

51-2 単線結線図
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

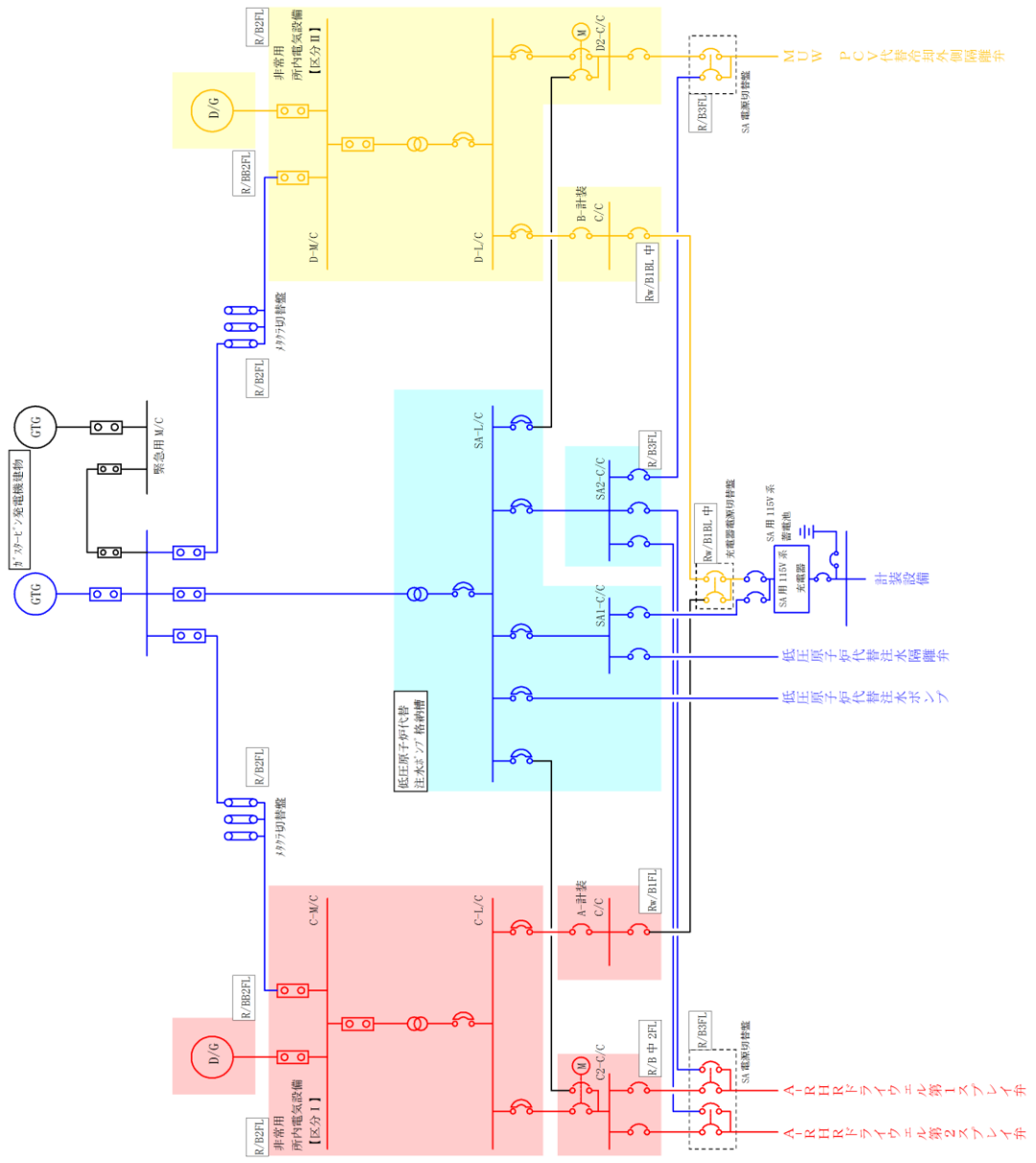
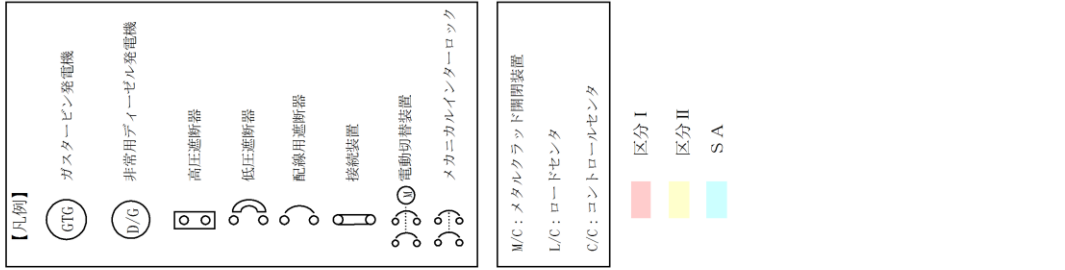




図 1 単線結線図

51-3 配置図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

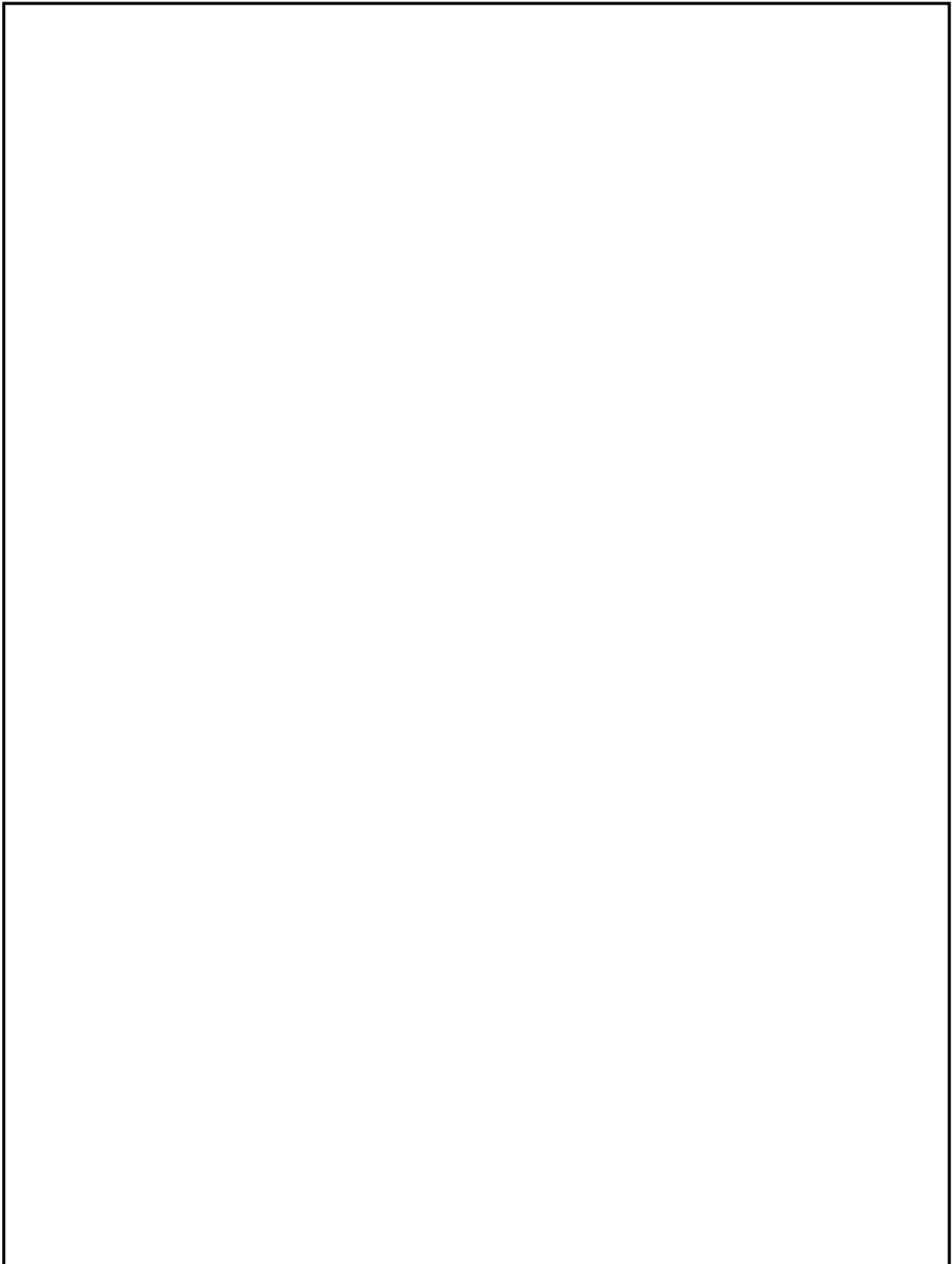


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

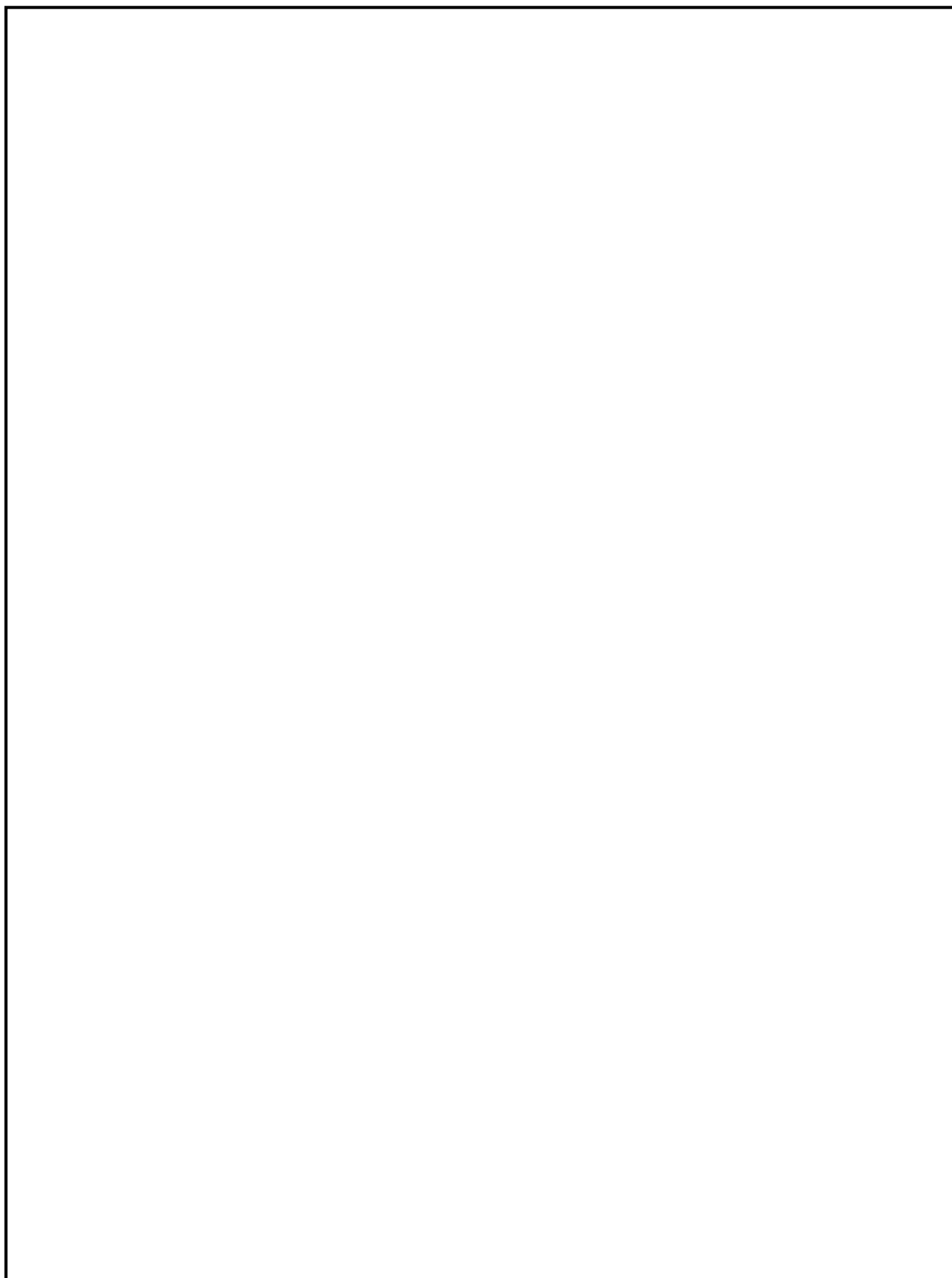


図2 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

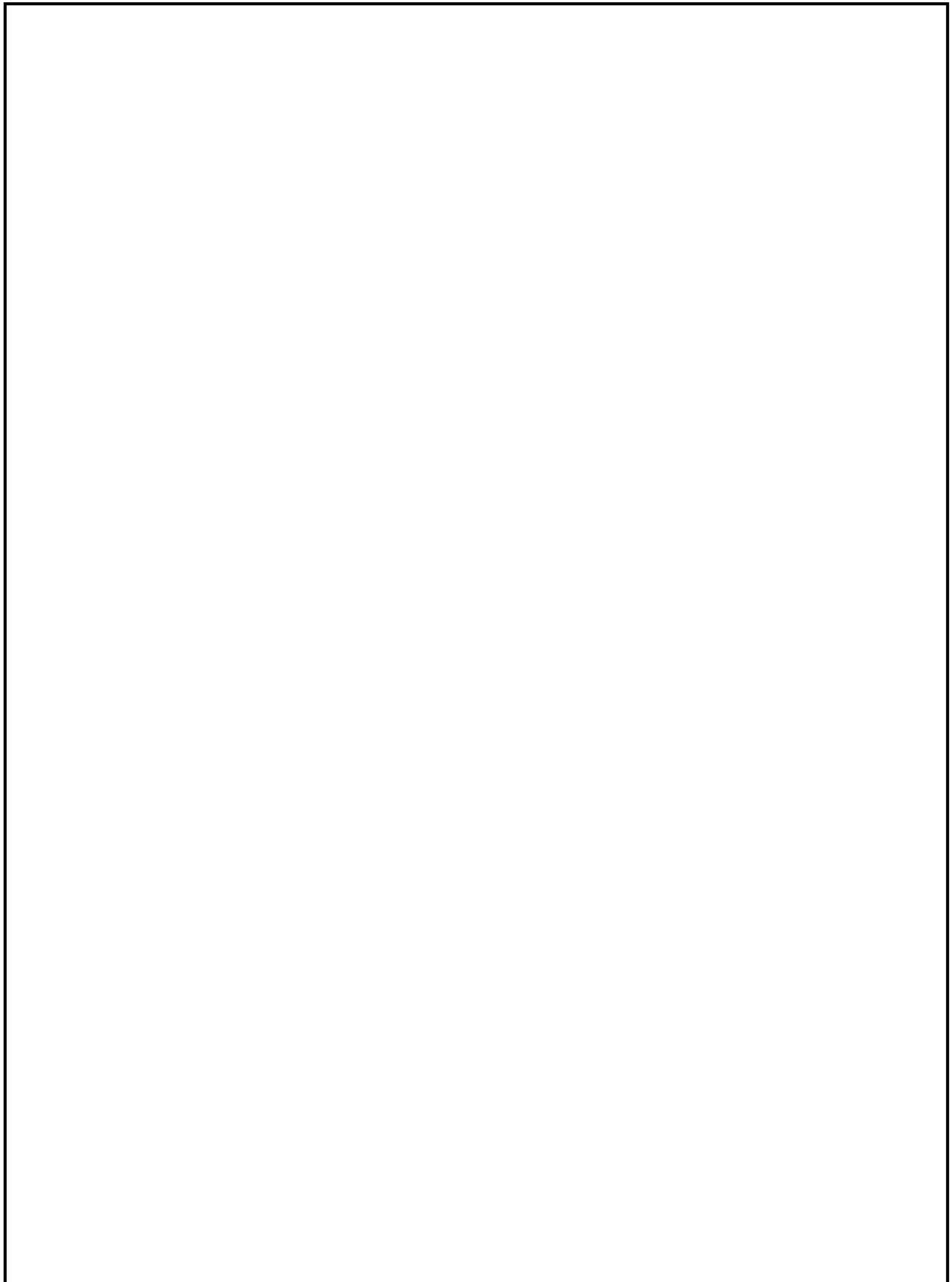


図3 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（弁）の配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

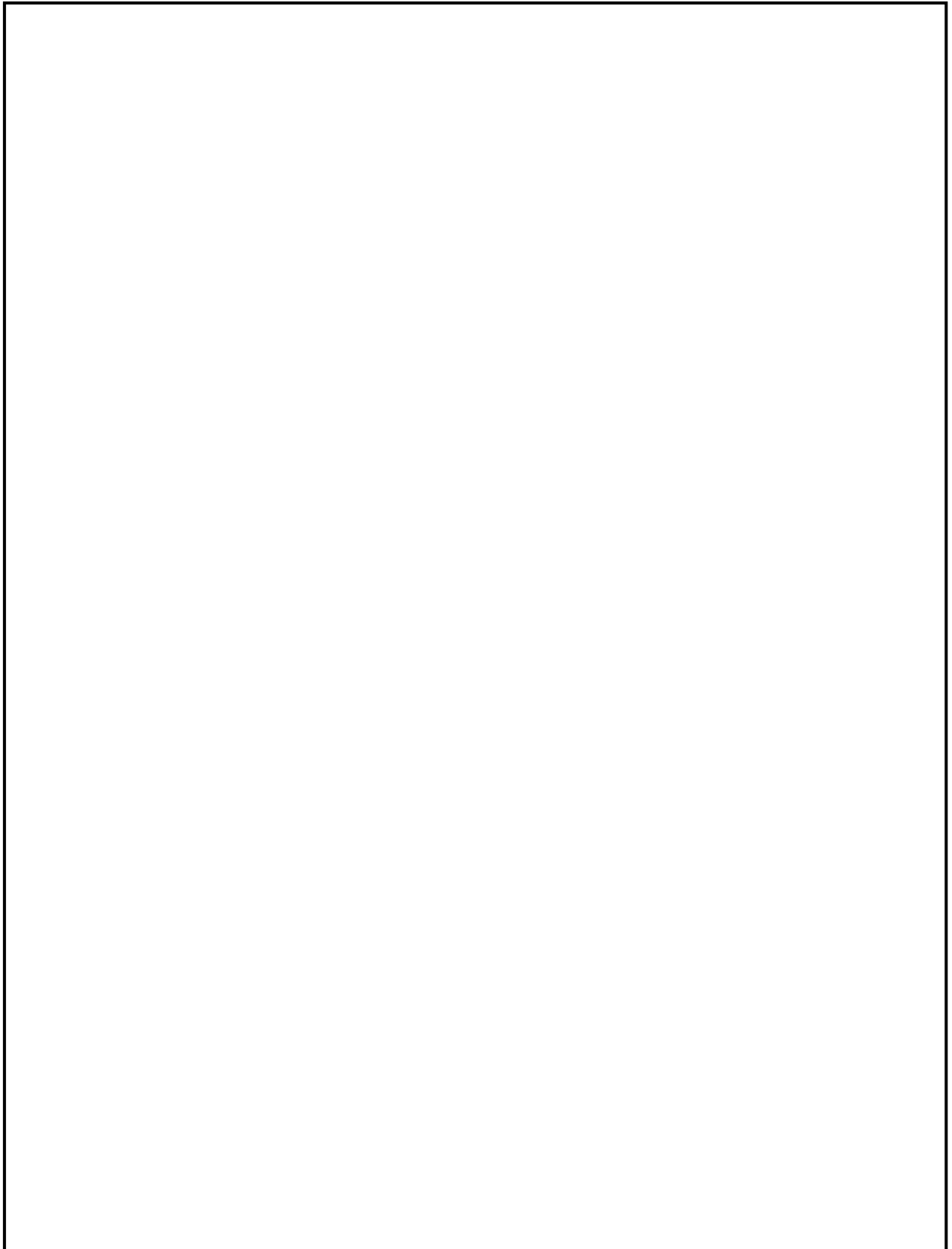


図4 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

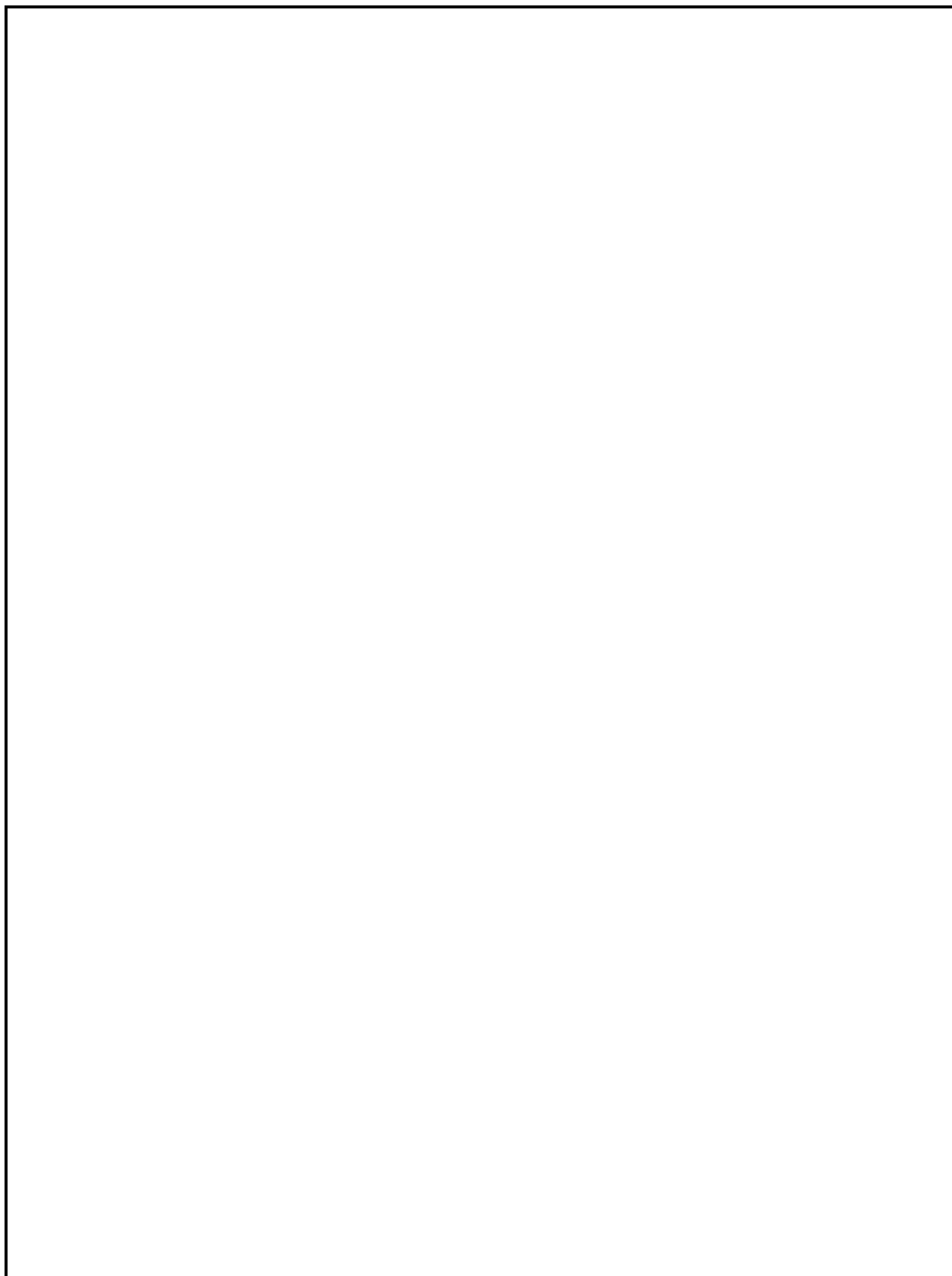


図5 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

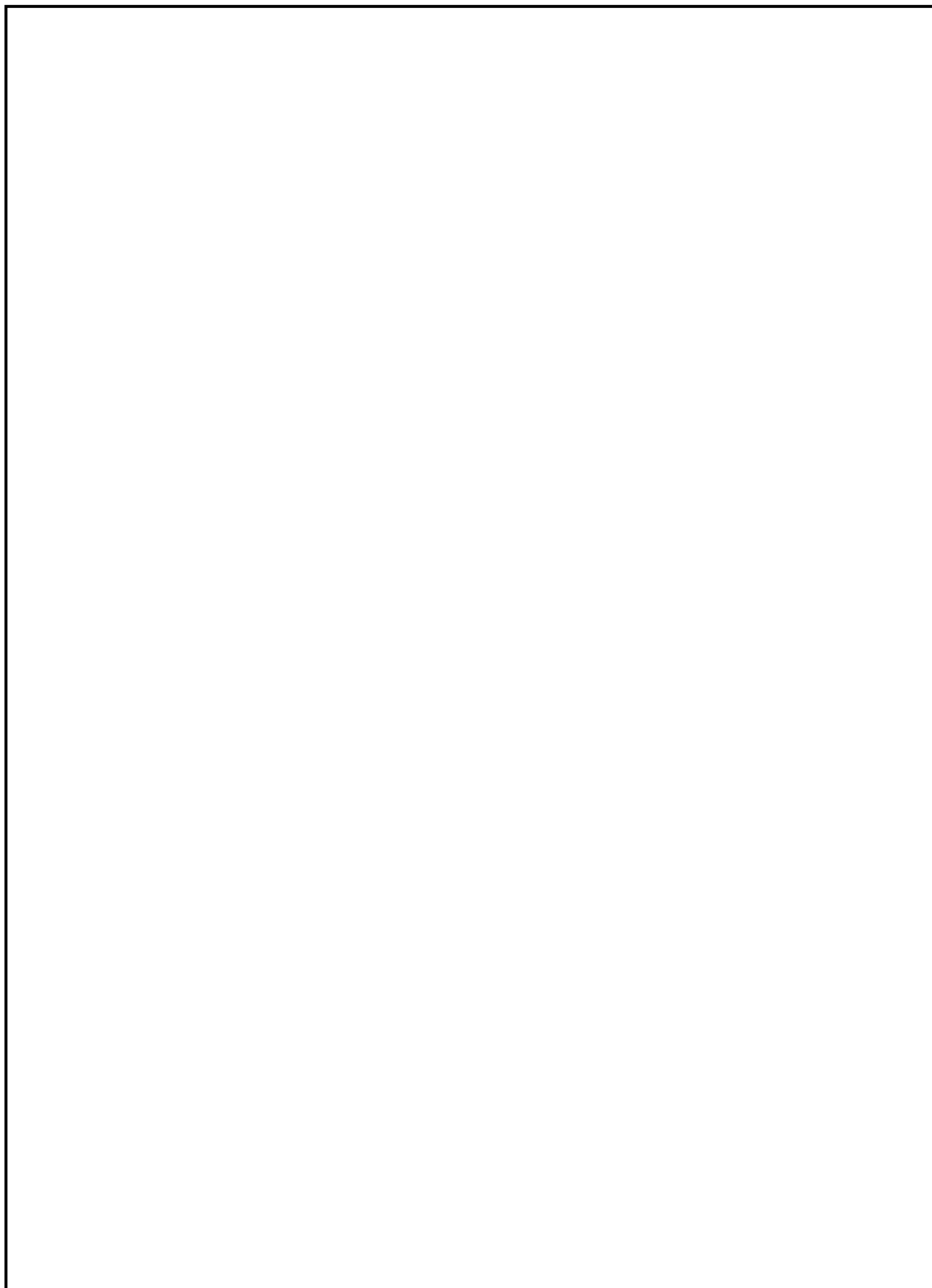


図6 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

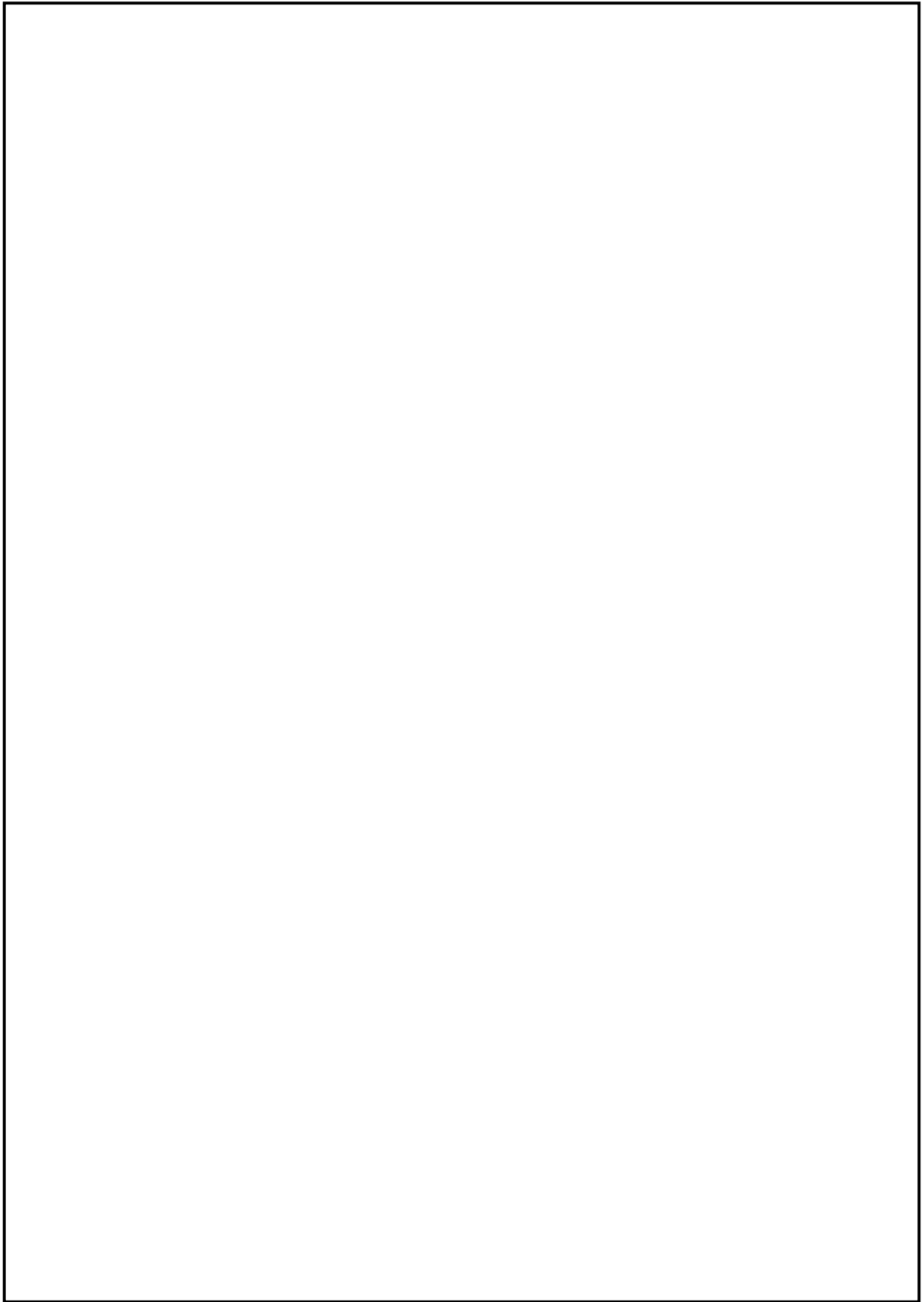


図7 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

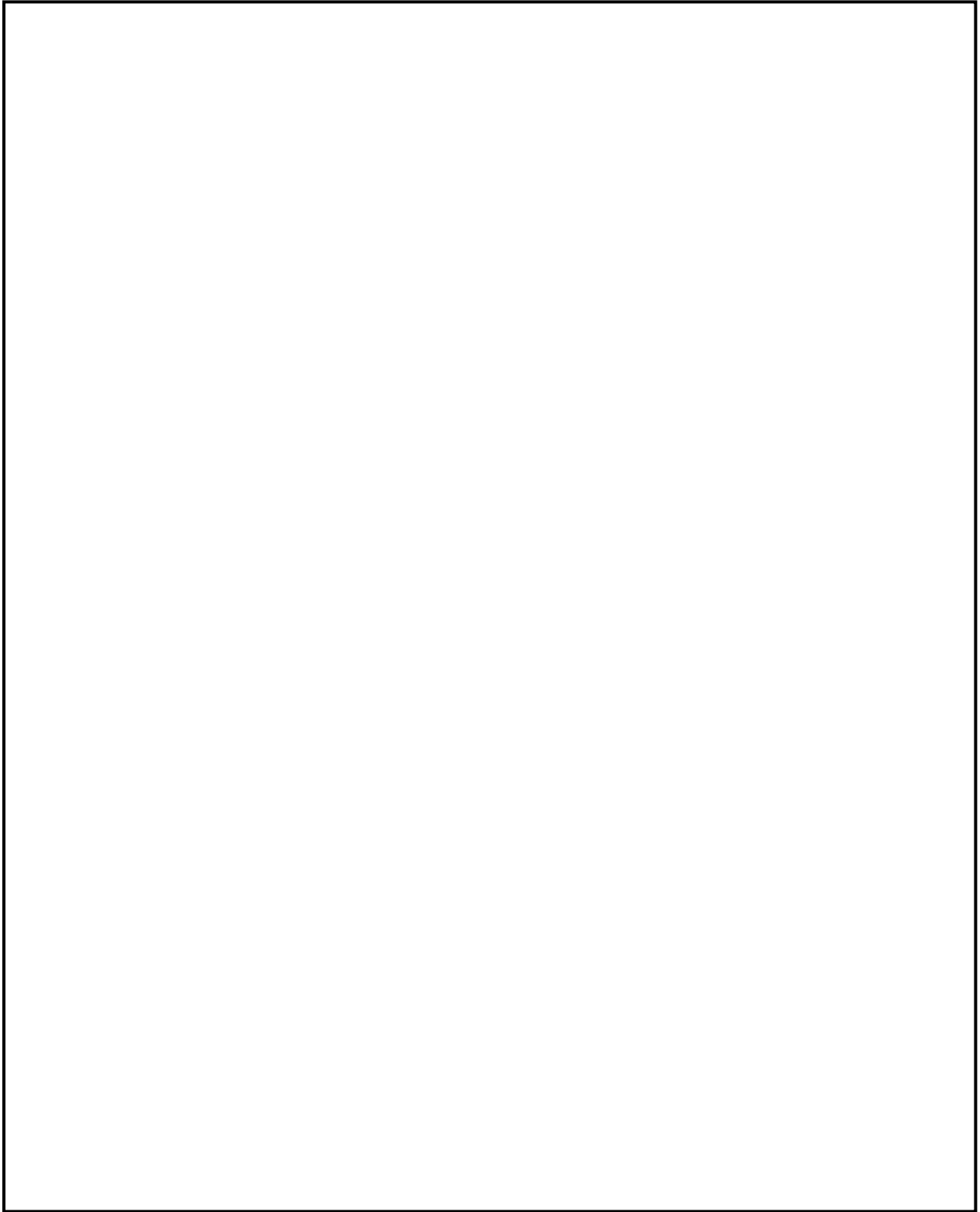


図8 ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る
SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

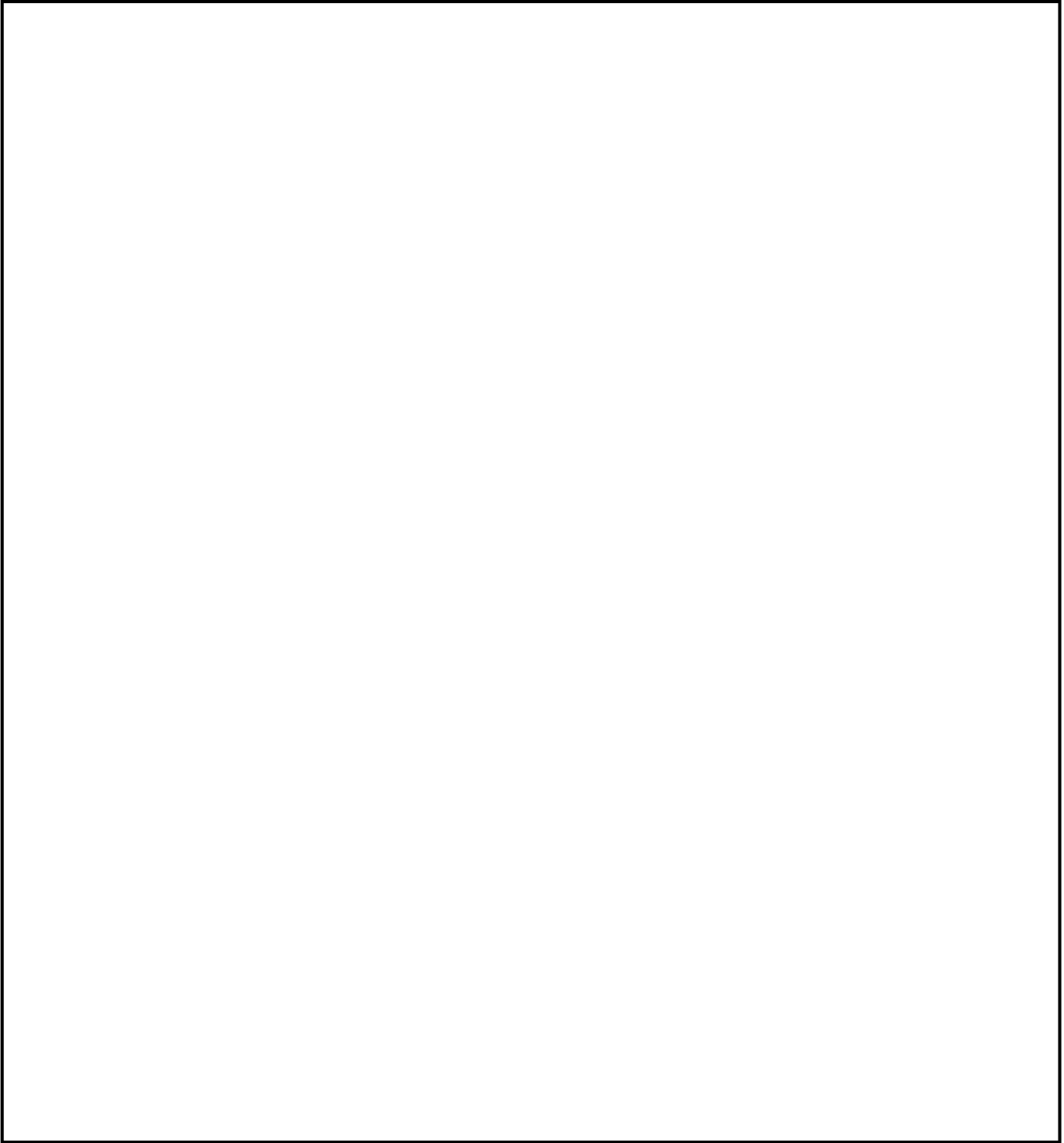


図9 コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-4 系統図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウエール第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエール第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV P CV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペデスタル代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

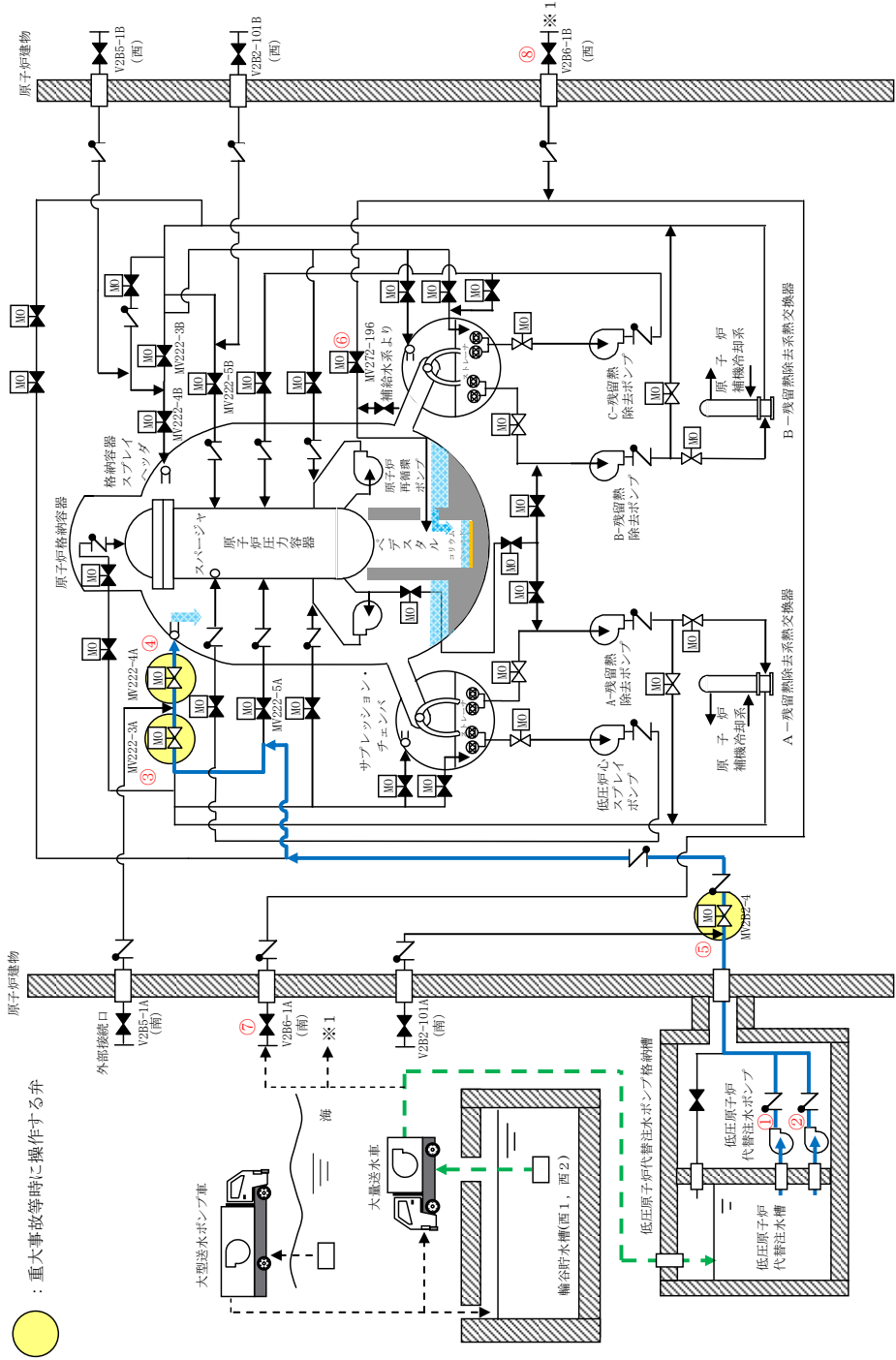


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル内注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV-PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

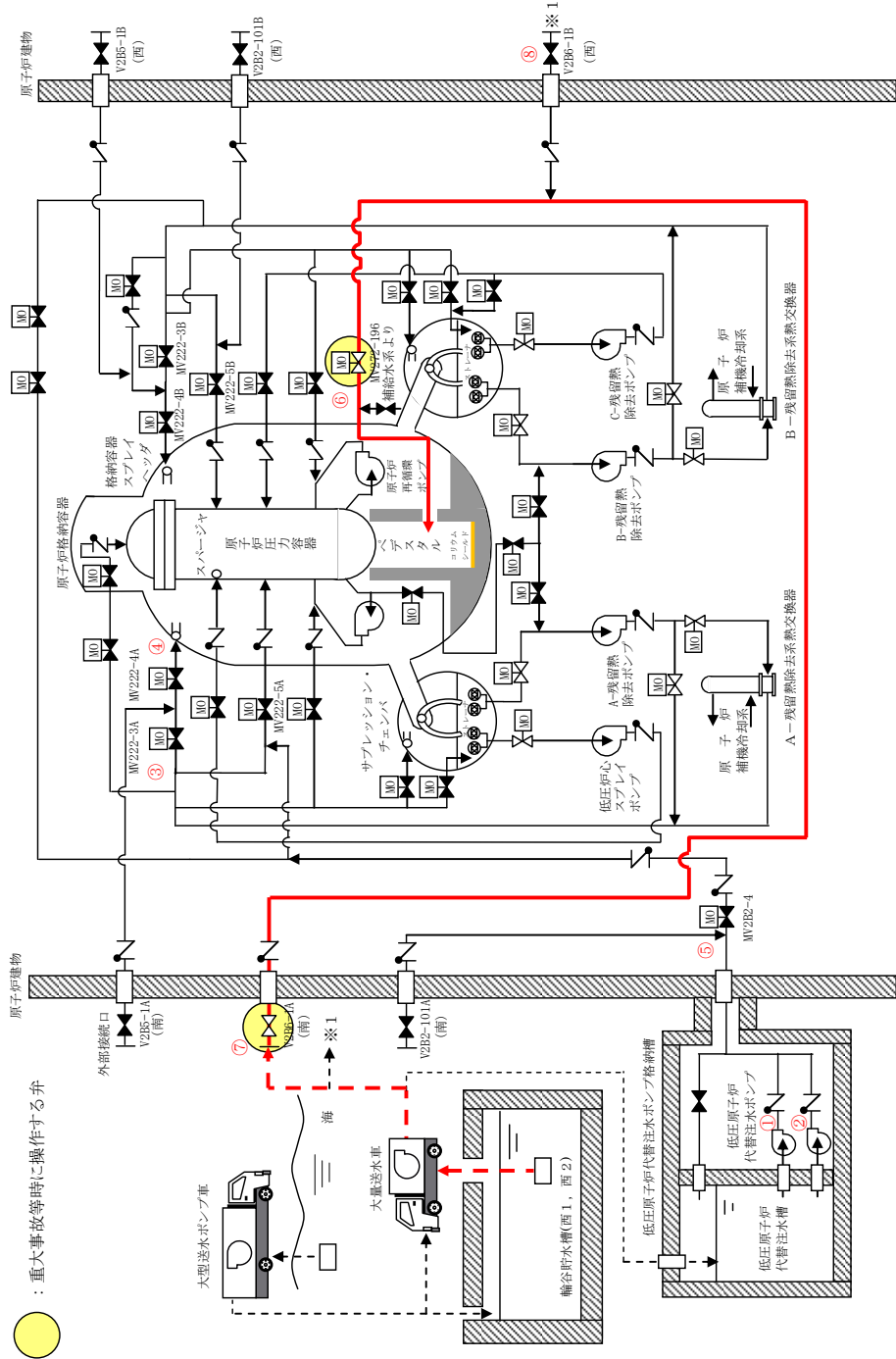


図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したペDESTAL内注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	MUV PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	A-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-ペDESTAL代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

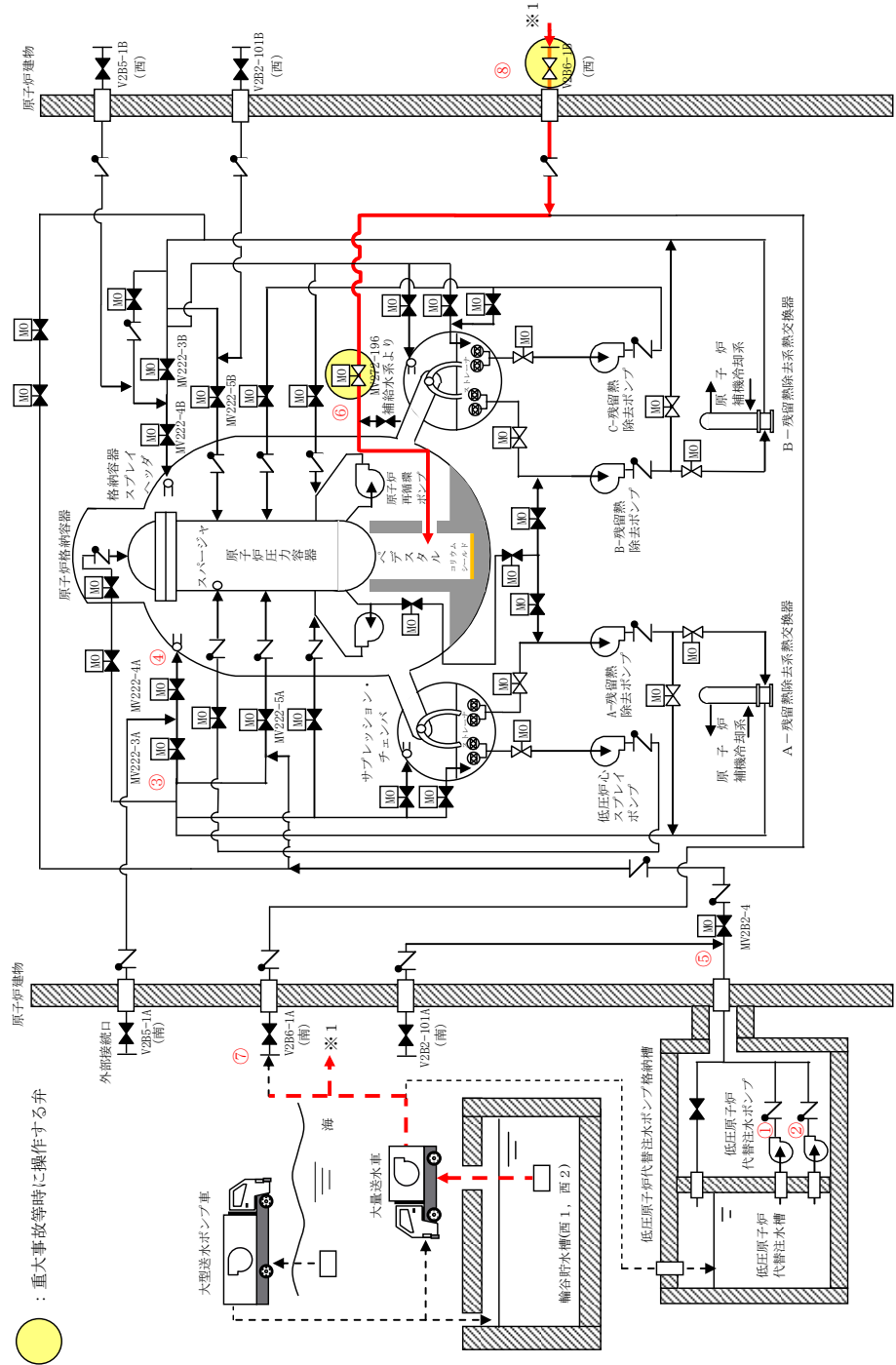


図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内注水の系統概要図

51-5 試験及び検査
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

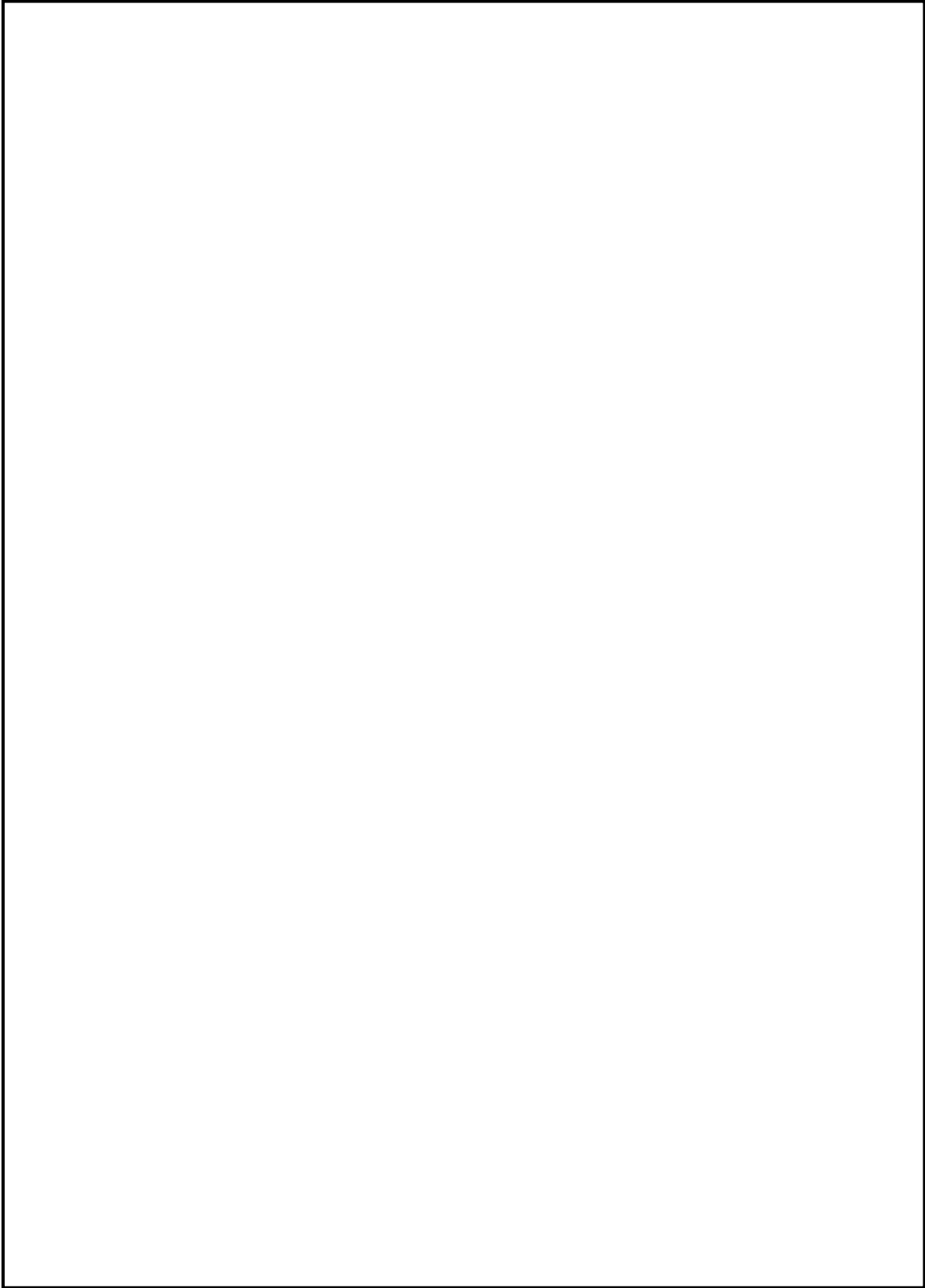


図1 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

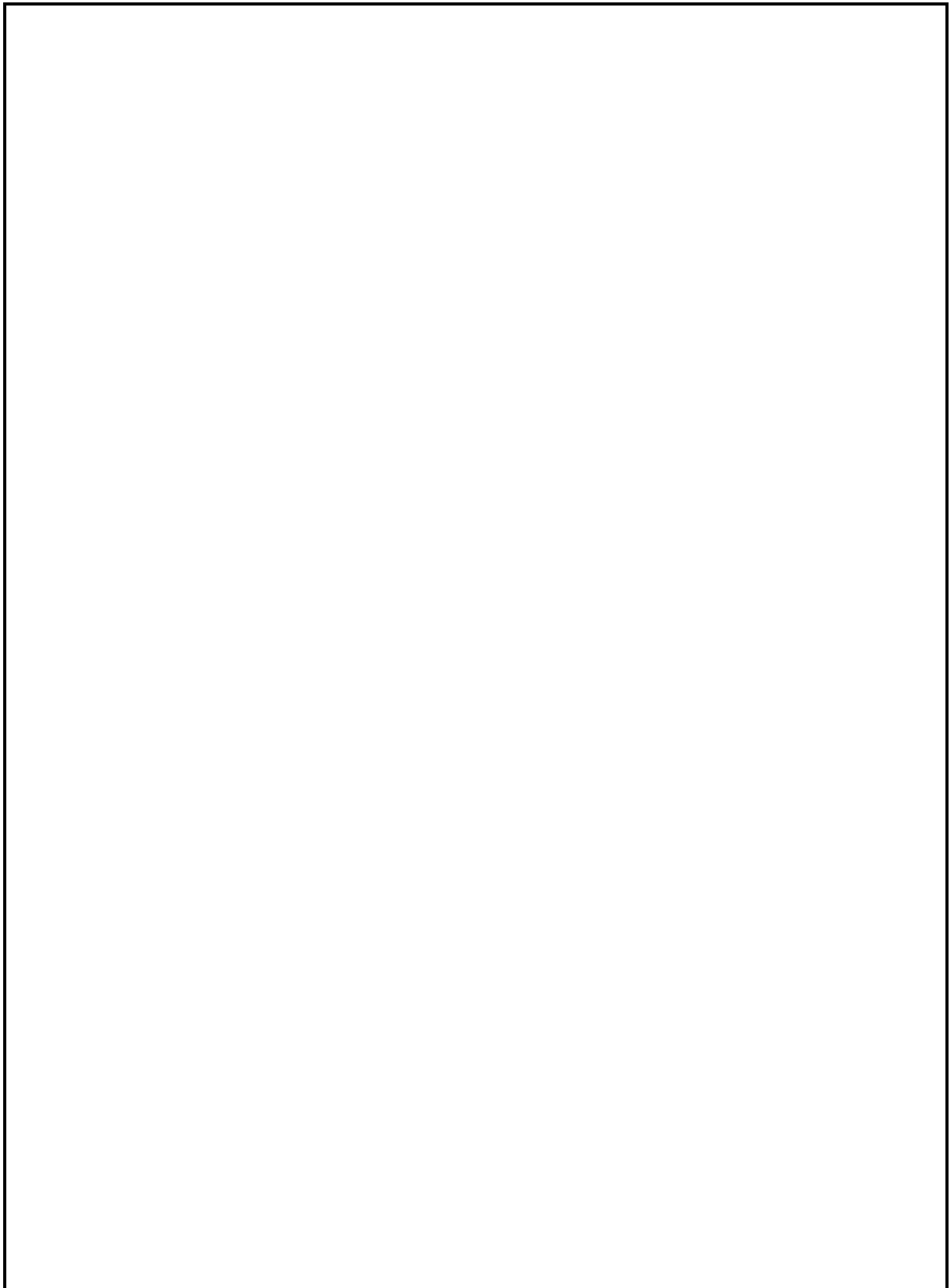


図 2 運転性能検査系統図（ペDESTAL代替注水系（常設））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

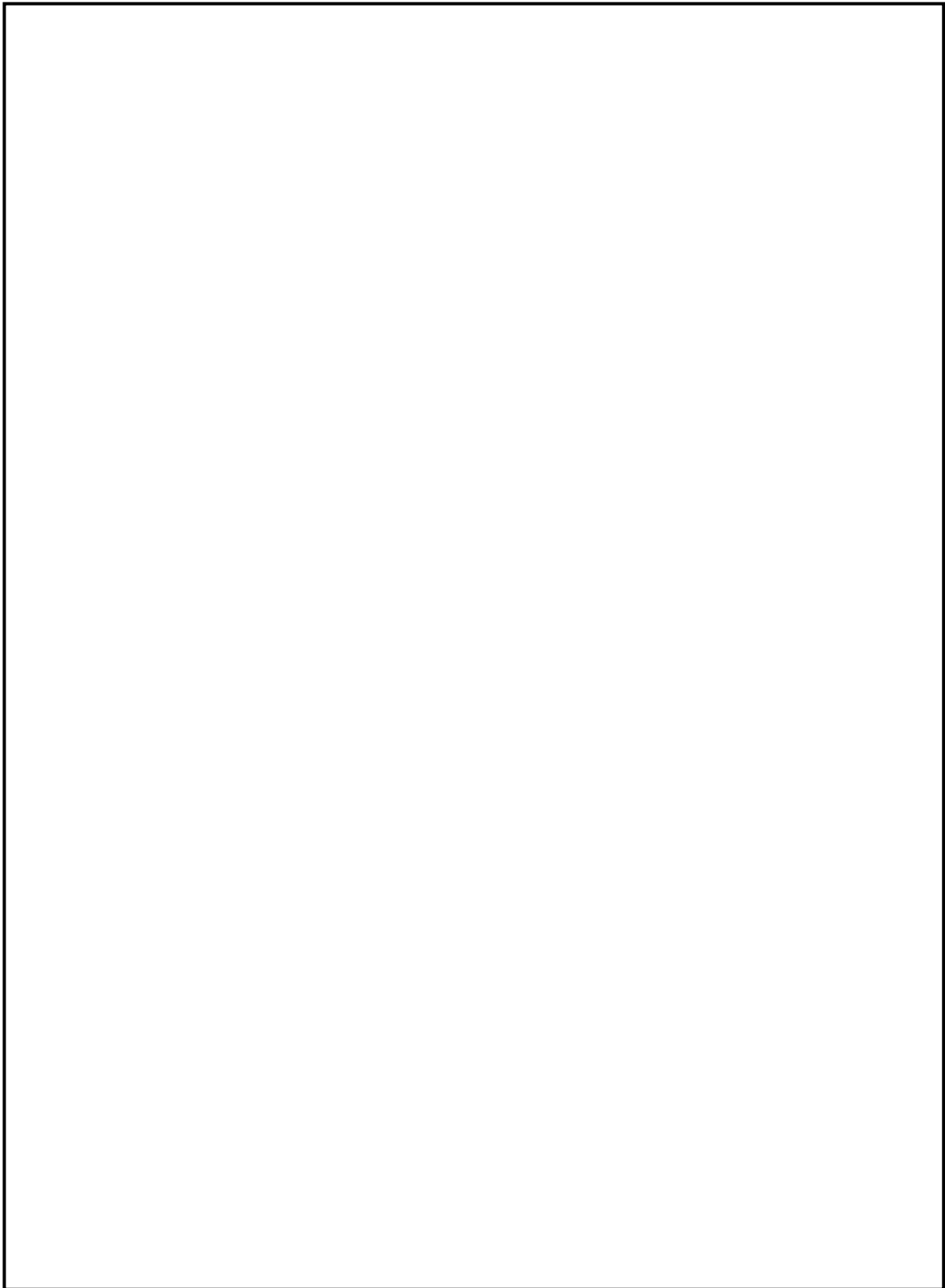


図 3 構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

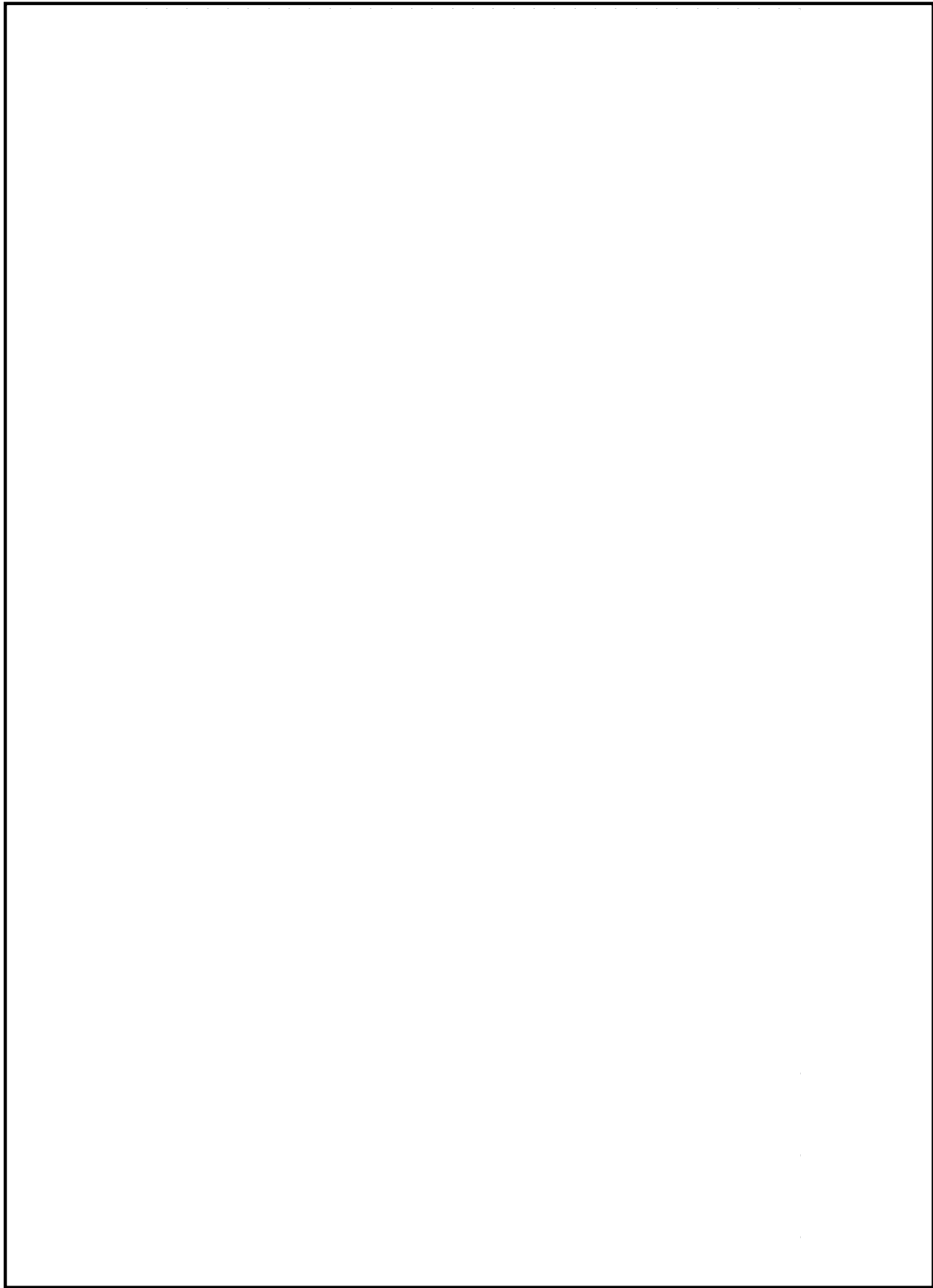


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

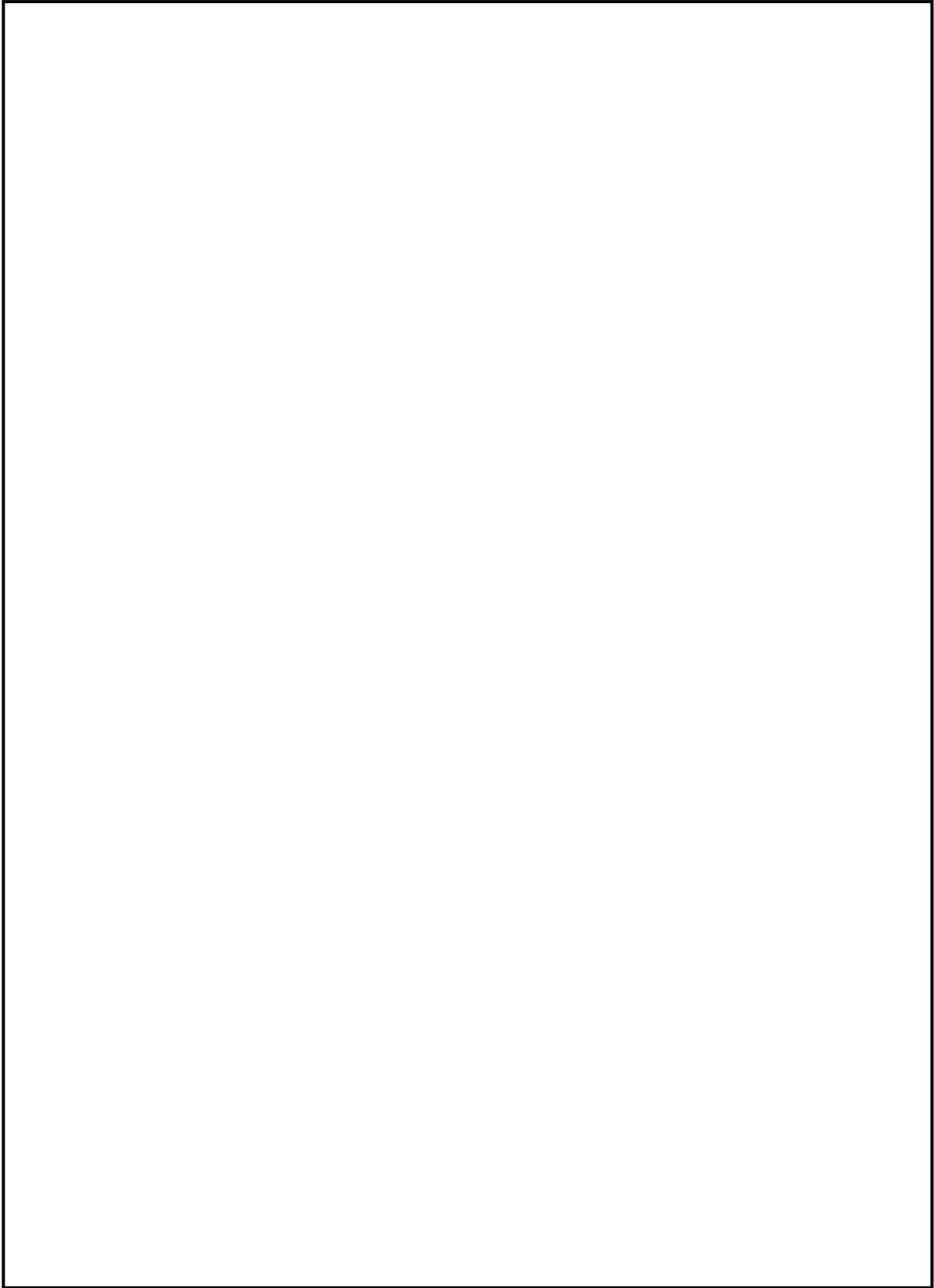


図5 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

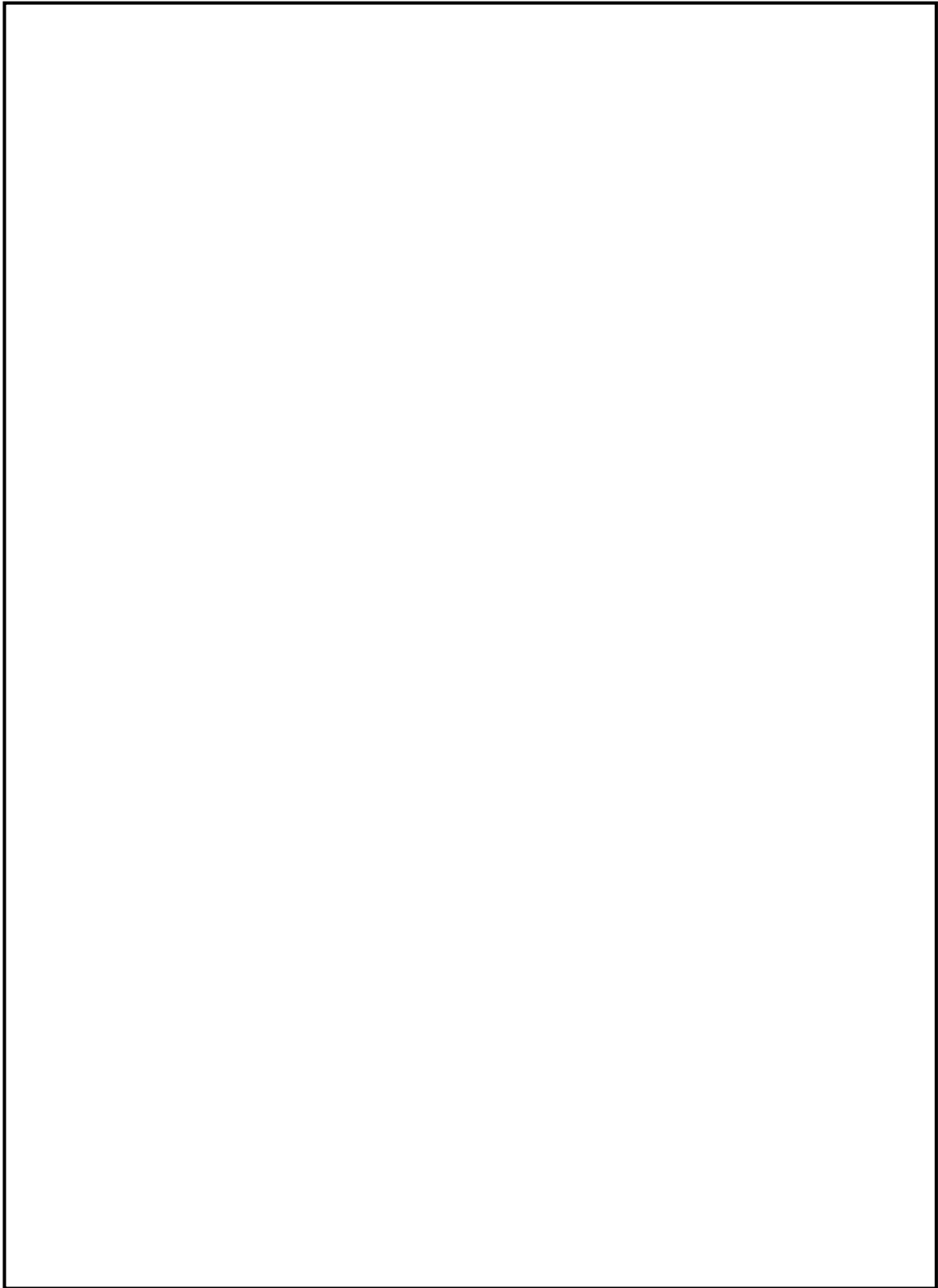


図6 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-6 容量設定根拠
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ (ペDESTAL代替注水系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (190 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注 1) (210 (注 2))
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL内に落下した炉心を冷却するために設置する。ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウダリに接触することを防止する設計とする。</p> <p>なお、ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2 台設置しており、このうち必要台数は 1 台であり、1 台を予備として確保する。</p>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量 230m³/h/台以上（注1）／230m³/h/台（注2）

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) ペDESTAL注水必要容量：200m³/h以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにてペDESTALに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されているペDESTALへの注水流量が200m³/hであることから、1台あたり200m³/h以上を注水可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量：30m³/h/台

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

2. 全揚程 m以上（注1）／190m（注2）

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

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
<hr/>			
	:	<input type="text"/>	m

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

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力 3.92MPa

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

4. 最高使用温度 66℃

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

5. 原動機出力 210kW/台

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

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

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

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

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

【設 定 根 拠】（続き）

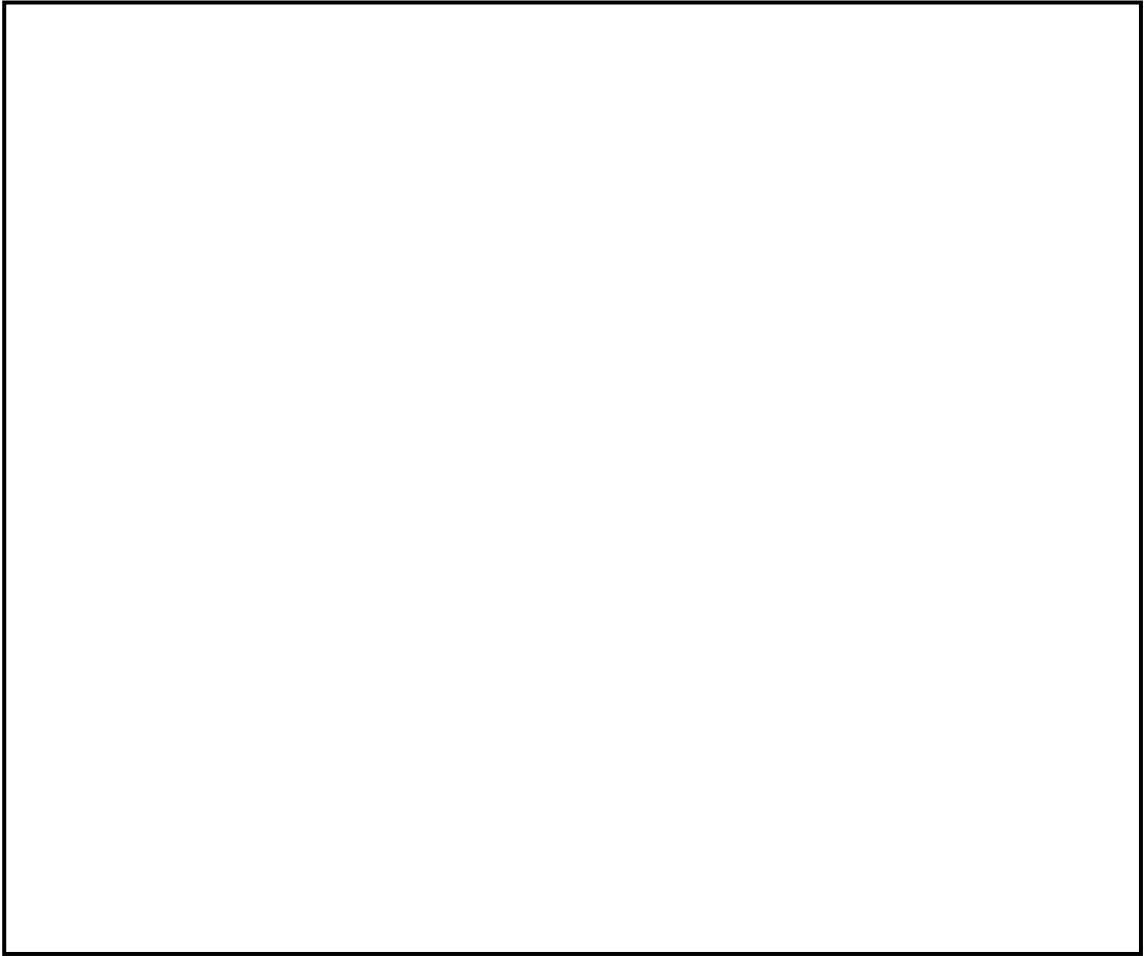


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

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

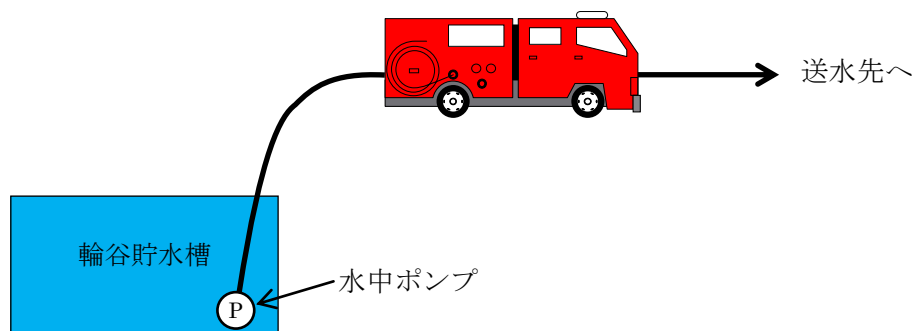


図 1 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止対策の重大事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）に係る有効性評価解析において、有効性が確認されているペDESTAL内への注入量 120m³/h 以上とする。

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

2. 吐出圧力 1.33MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

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

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

【 の場合】

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

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 51-6-9, 10 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 1.33MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa を吐出圧力の公称値とする。

図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

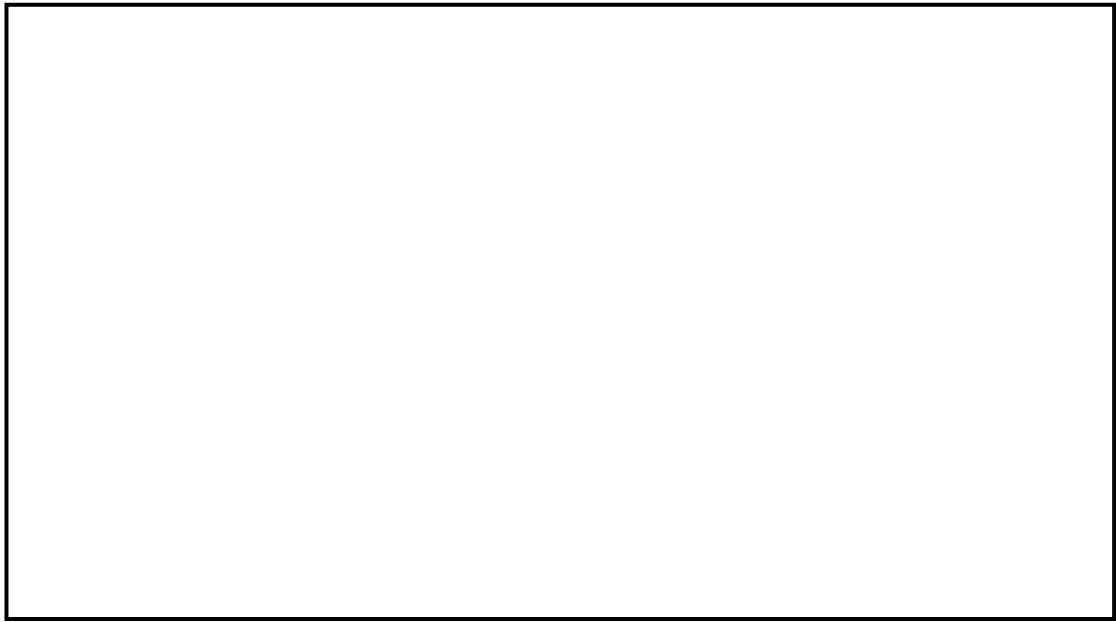


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

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

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1 m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.7m）< 有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	<input type="text"/>	m
合計	約	5.2	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

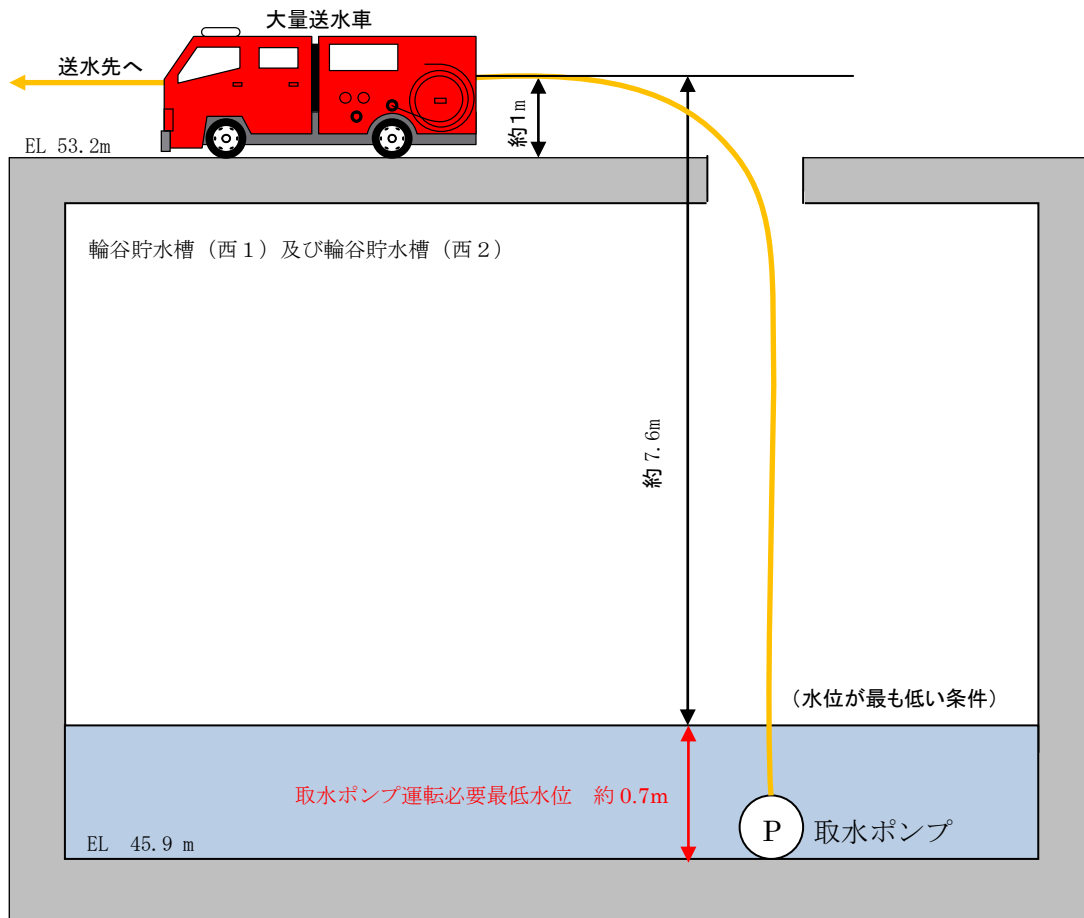


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

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

5. 最高使用温度 40℃

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

6. 原動機出力 230kW/台

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

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

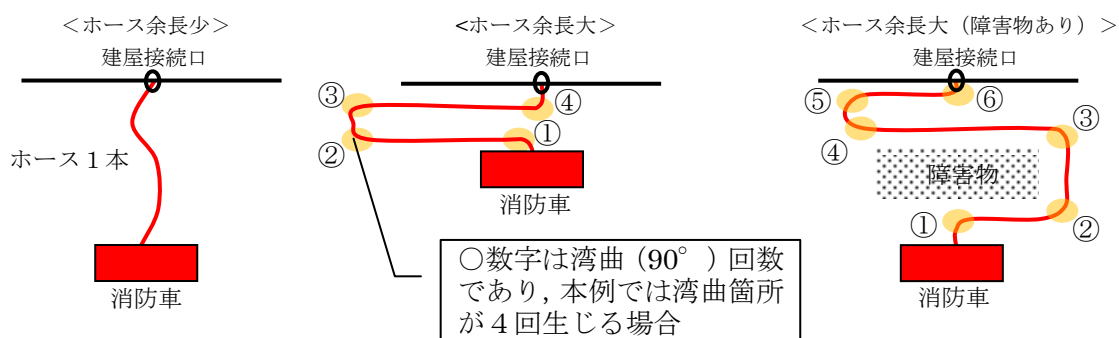


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

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

○ f_b : ベンドの損失係数

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

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

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
せい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから

表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

ペデスタル代替注水系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

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

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

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

51-7 接続図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

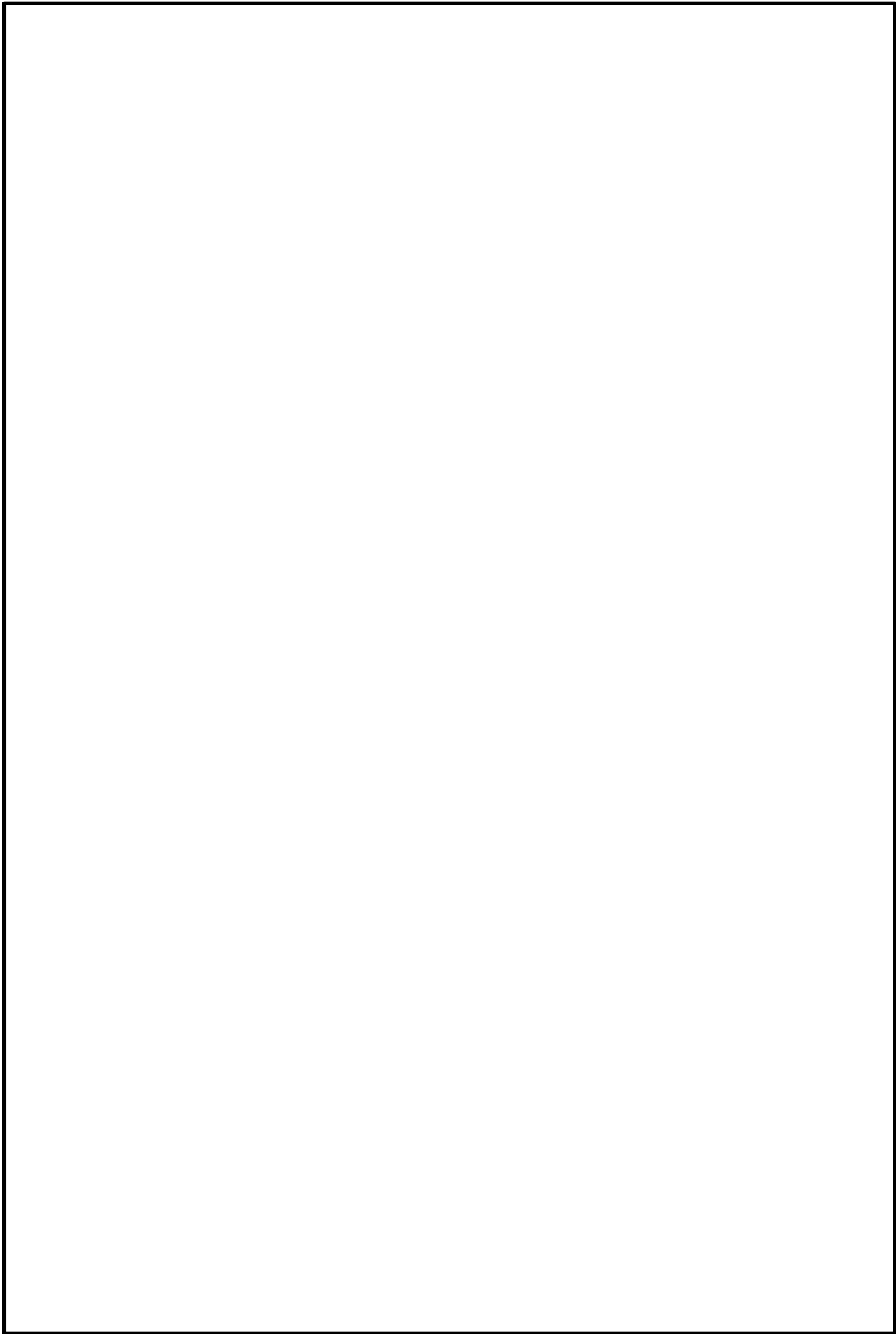


図1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

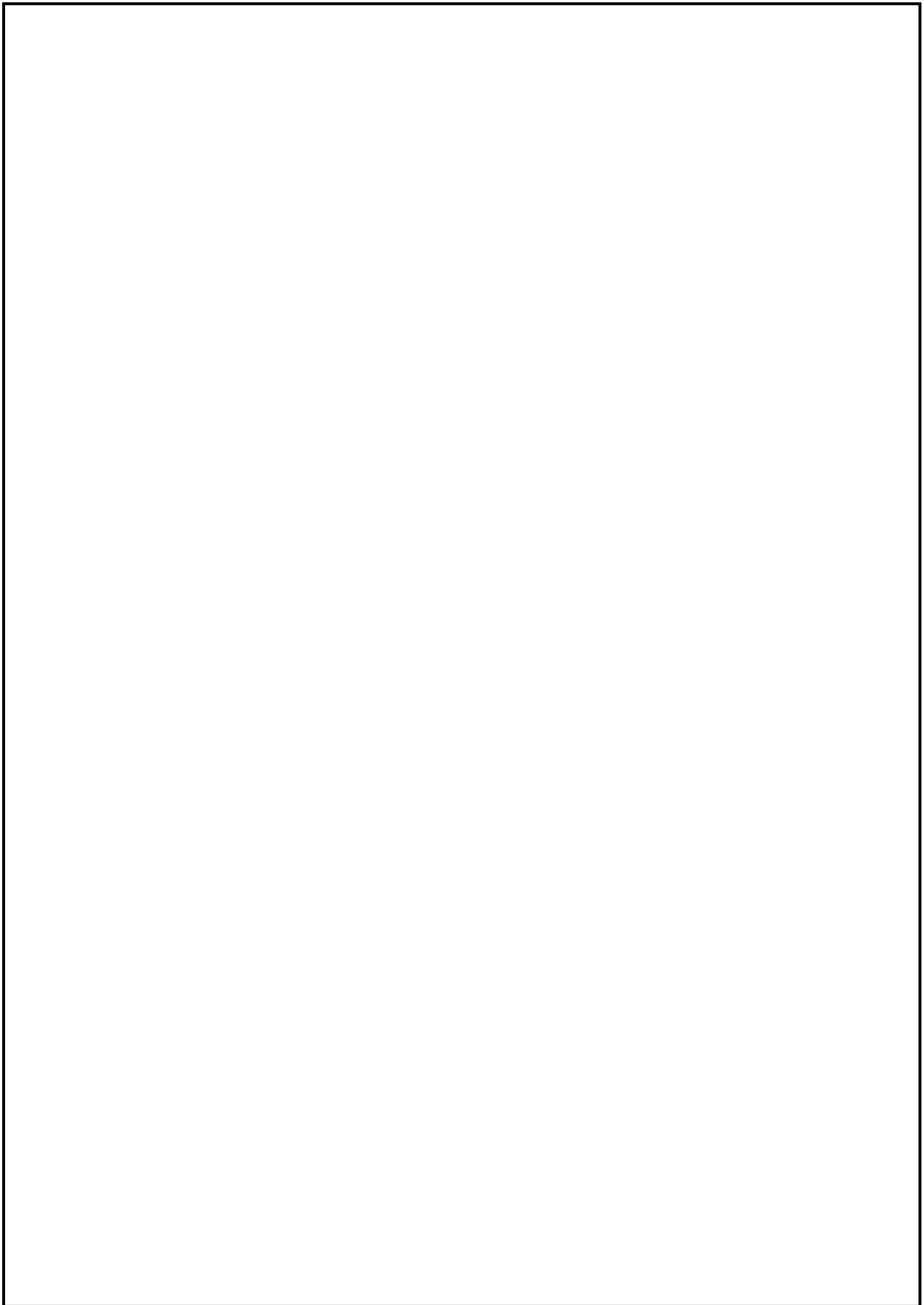


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-8 保管場所図
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

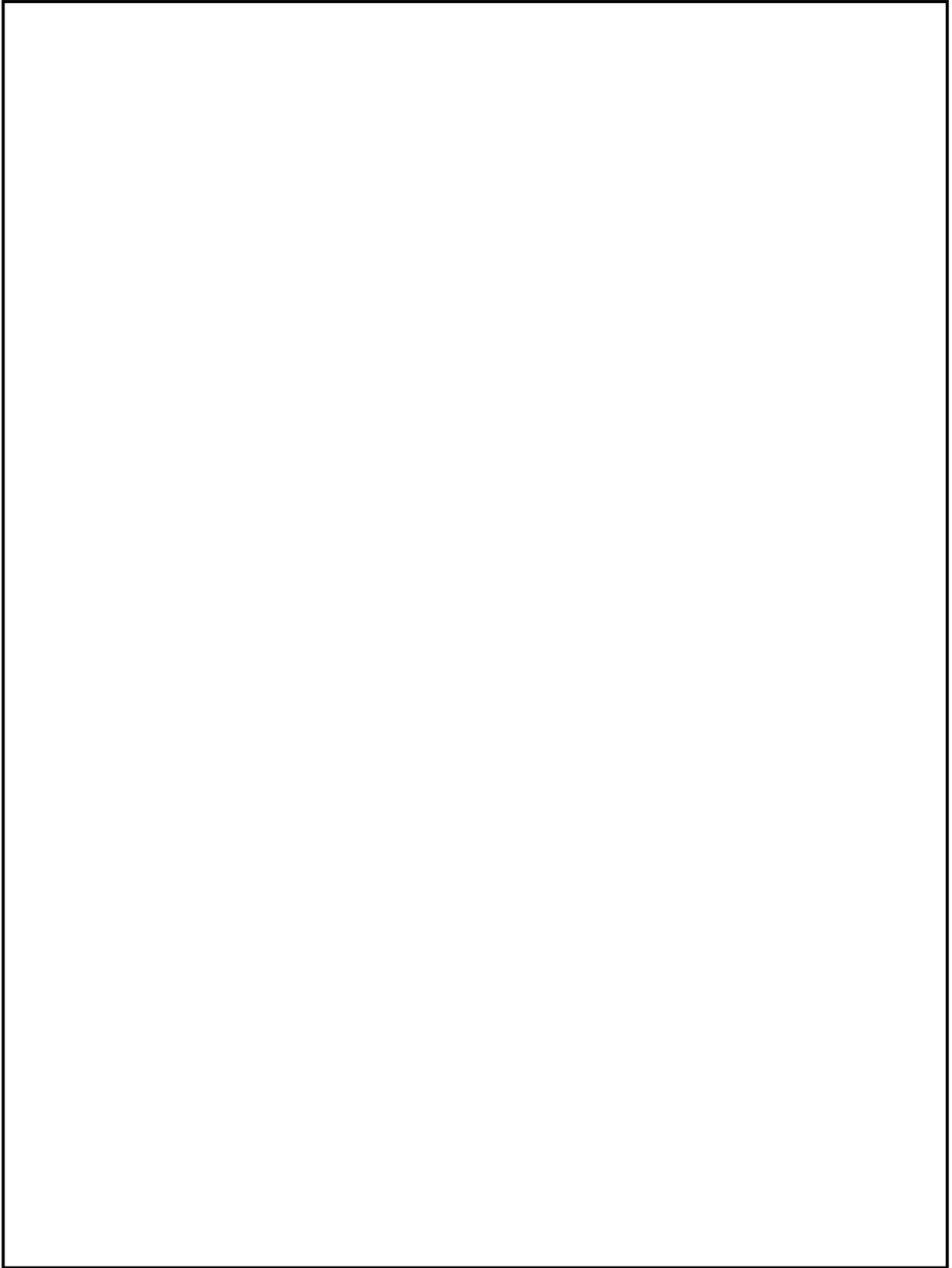


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

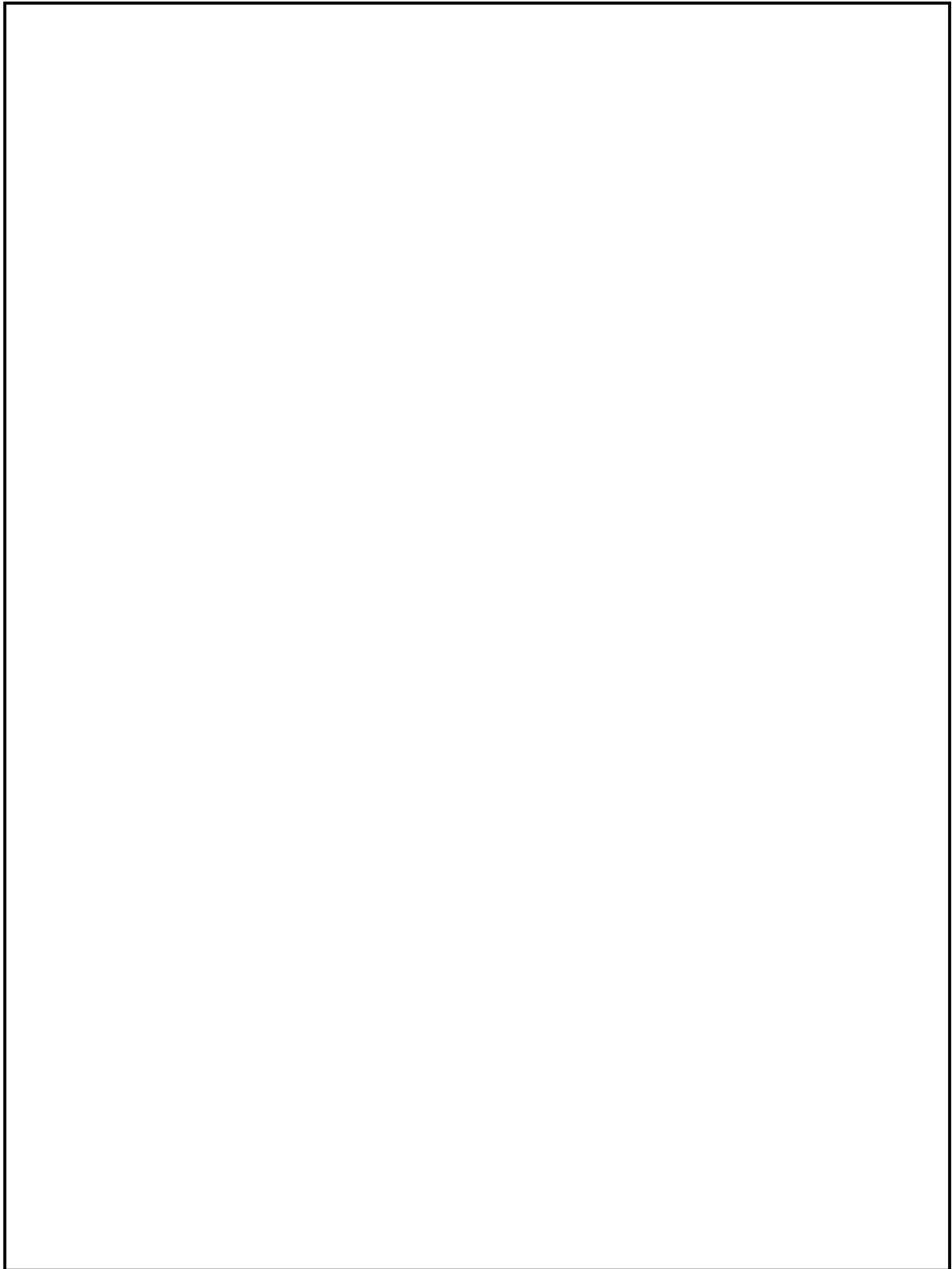


図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-9 アクセスルート図

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

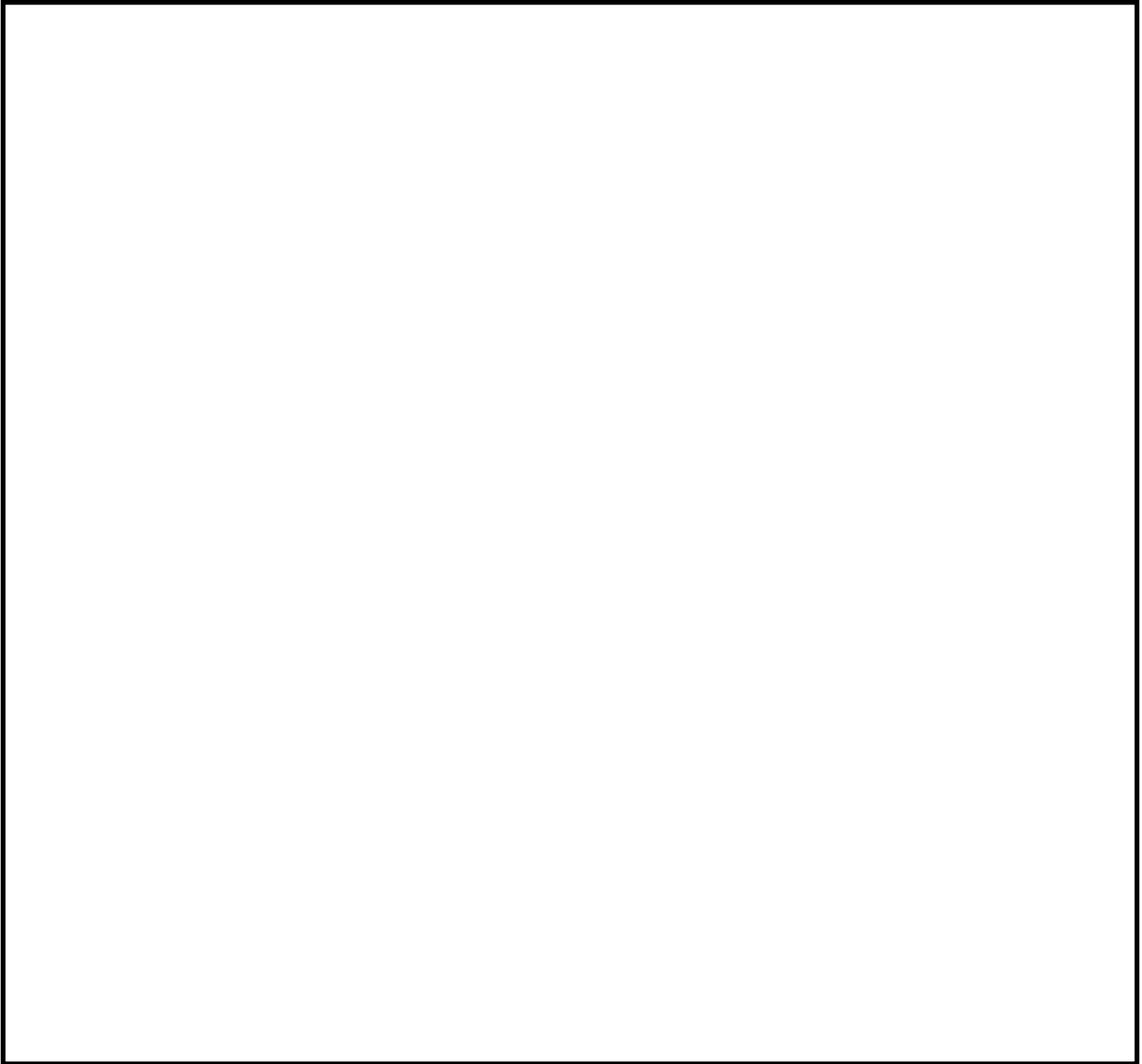


図1 保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-10

コリウムシールド設備概要

1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、ペDESTAL内への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がペDESTALの床ファンネルからドレン配管を経て、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合、ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから、ドライウェルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置する。

図1にペDESTALのドライウェルサンプ概要図、図2にコリウムシールド概要図、表1にコリウムシールド仕様を示す。

コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約2,700℃）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心がペDESTAL内に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、溶融炉心がドライウェルサンプへ流入することが無い設計としている。

さらに、次項以降に示す通り、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器及びペDESTAL代替注水系の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

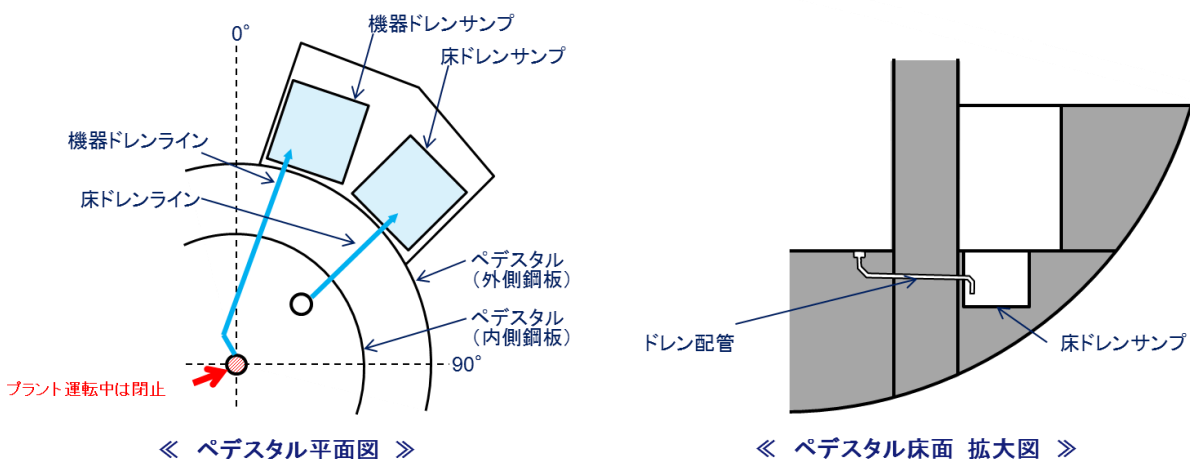


図1 ドレンサンプ概要図



図2 コリウムシールド概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
外径	ペDESTAL床全面
厚さ	100mm 以上

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

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

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

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

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

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

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

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

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

※LBB(Leak Before Break)の概念より

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

2. 3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 3. 1 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無について

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

表4 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無確認結果

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

51-11 格納容器スプレイ時のペデスタルへの流入経路について

格納容器スプレイ時のペDESTALへの流入経路について

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

①の経路について

格納容器スプレイによりドライウェル床に落下したスプレイ水は、ドライウェル床面を流れ、ドライウェルサンプに流れ込む。その後ドライウェルサンプ水位が上昇し、満水になるとドライウェル床面に水が溜まる。

②の経路について

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

以上より、確実にペDESTALに水張りすることが可能である。

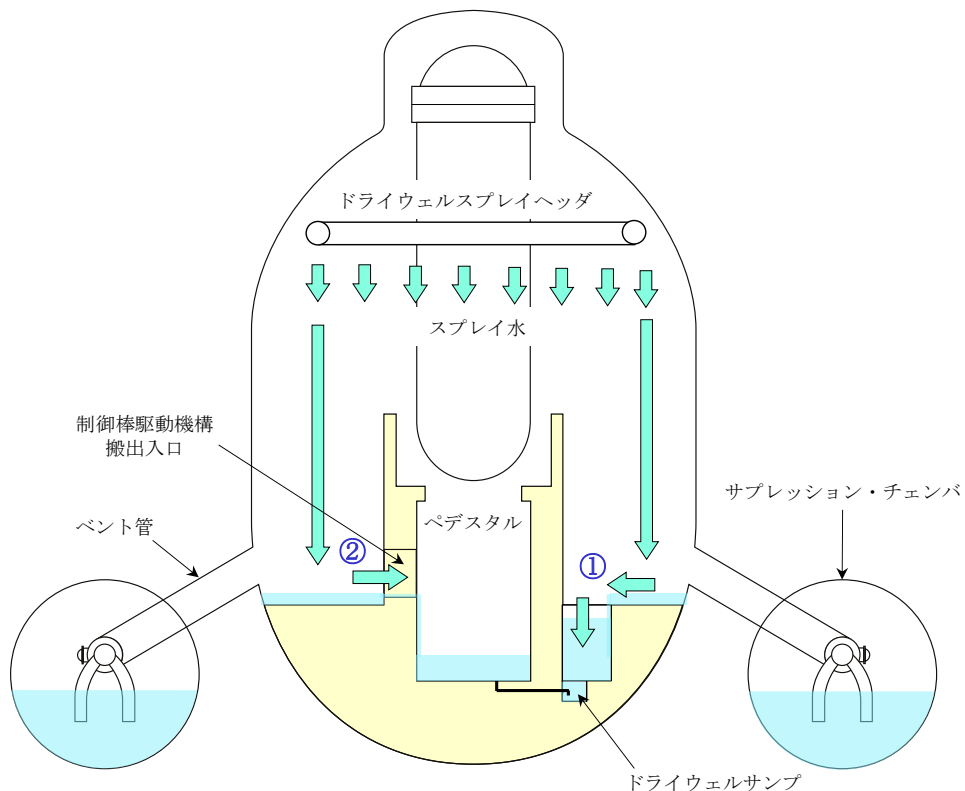


図1 格納容器スプレイのペDESTALへの流入経路の概要図

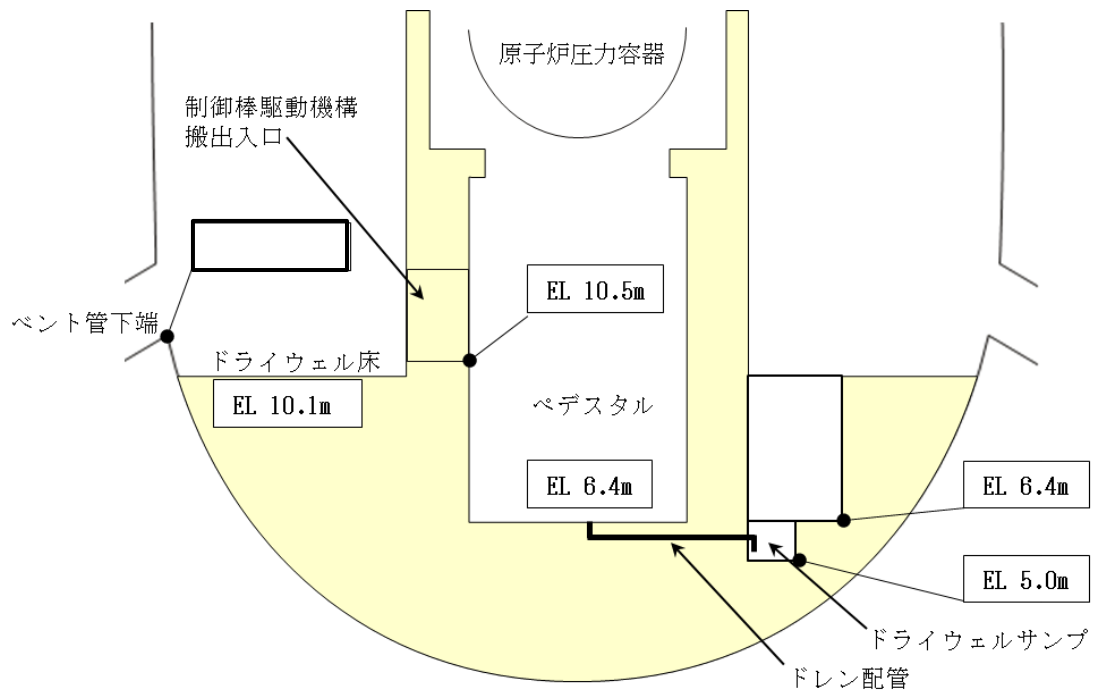


図2 原子炉格納容器 断面図

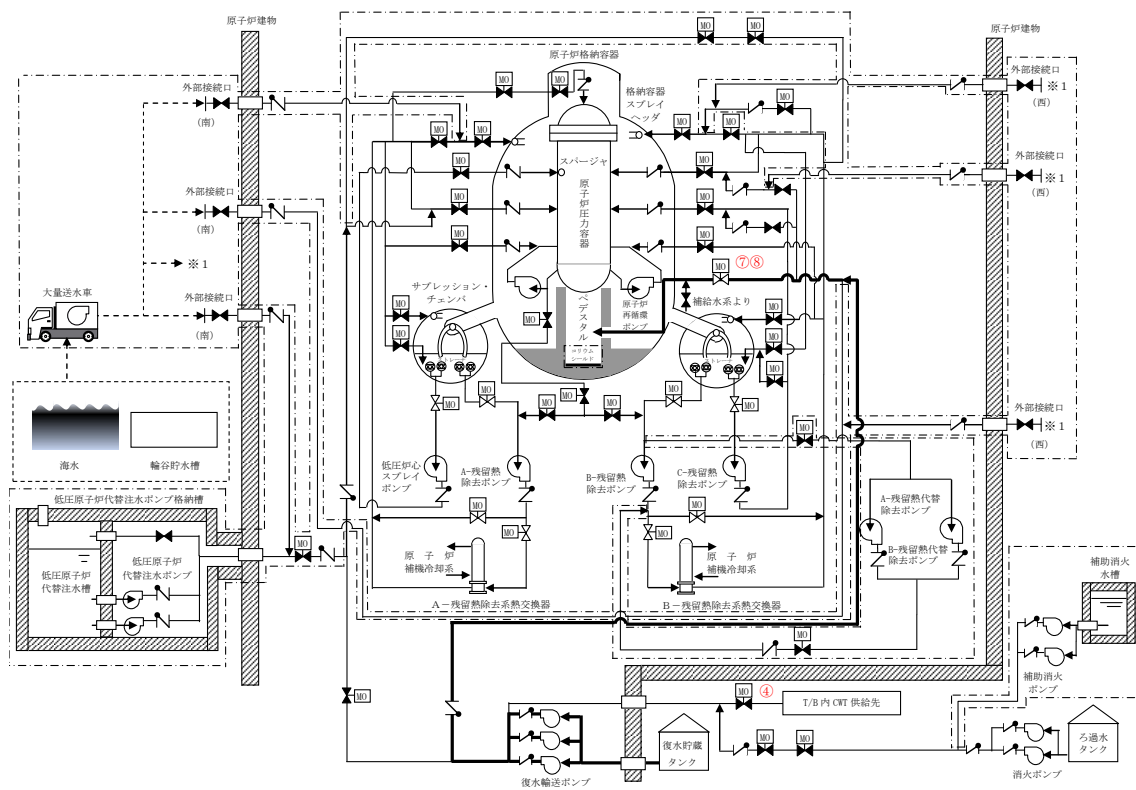
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-12 その他設備

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

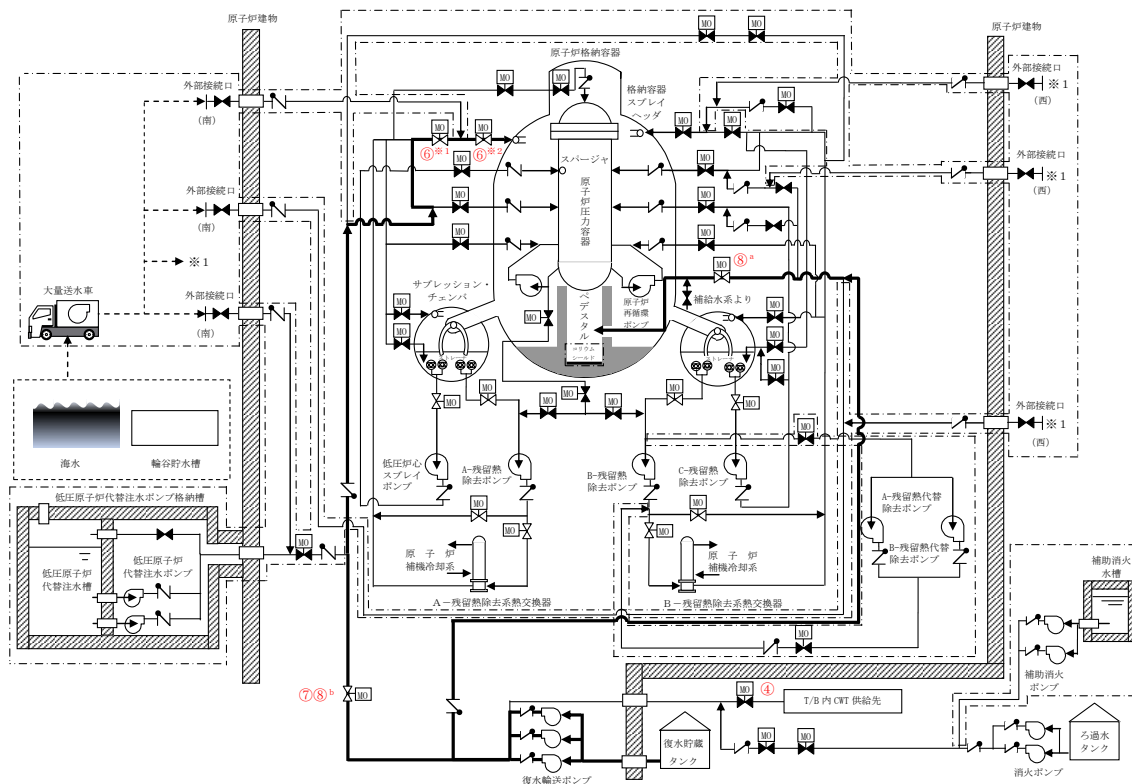
(1) 復水輸送系によるペDESTAL注水

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



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

図1 復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用の場合）によるペDESTAL内注水 概略系統図

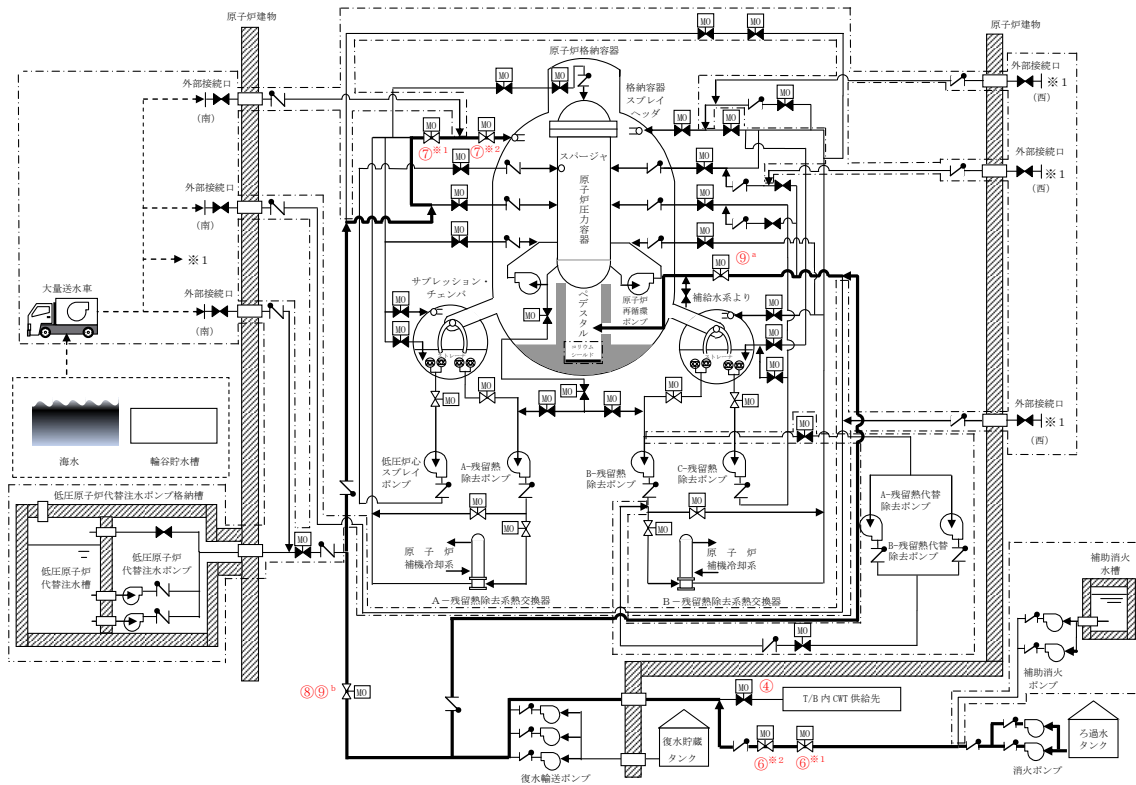


No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{※1}	A-RHR ドライウェル第1 スpray 弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{※2}	A-RHR ドライウェル第2 スpray 弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧ ^b	A-RHR RPV 代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図2 復水輸送系（スプレイ管使用の場合）による
ペDESTAL内注水 概略系統図

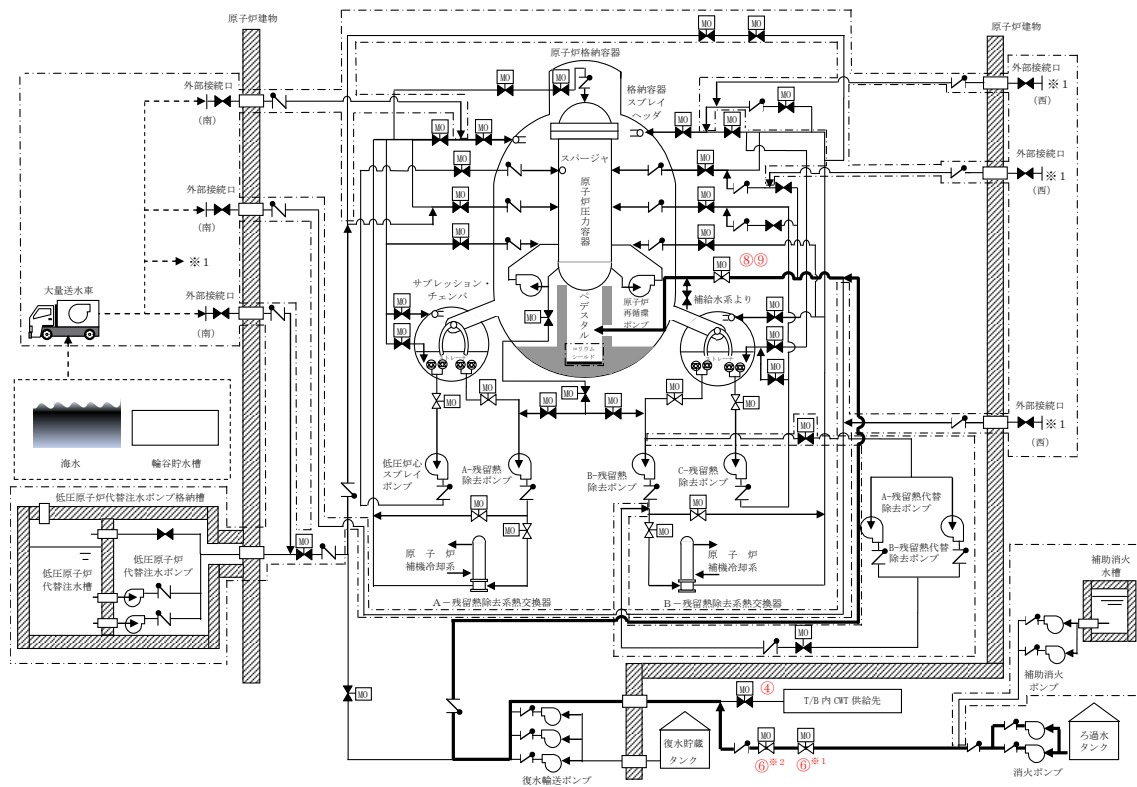
(2) 消火系によるペDESTAL内注水

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



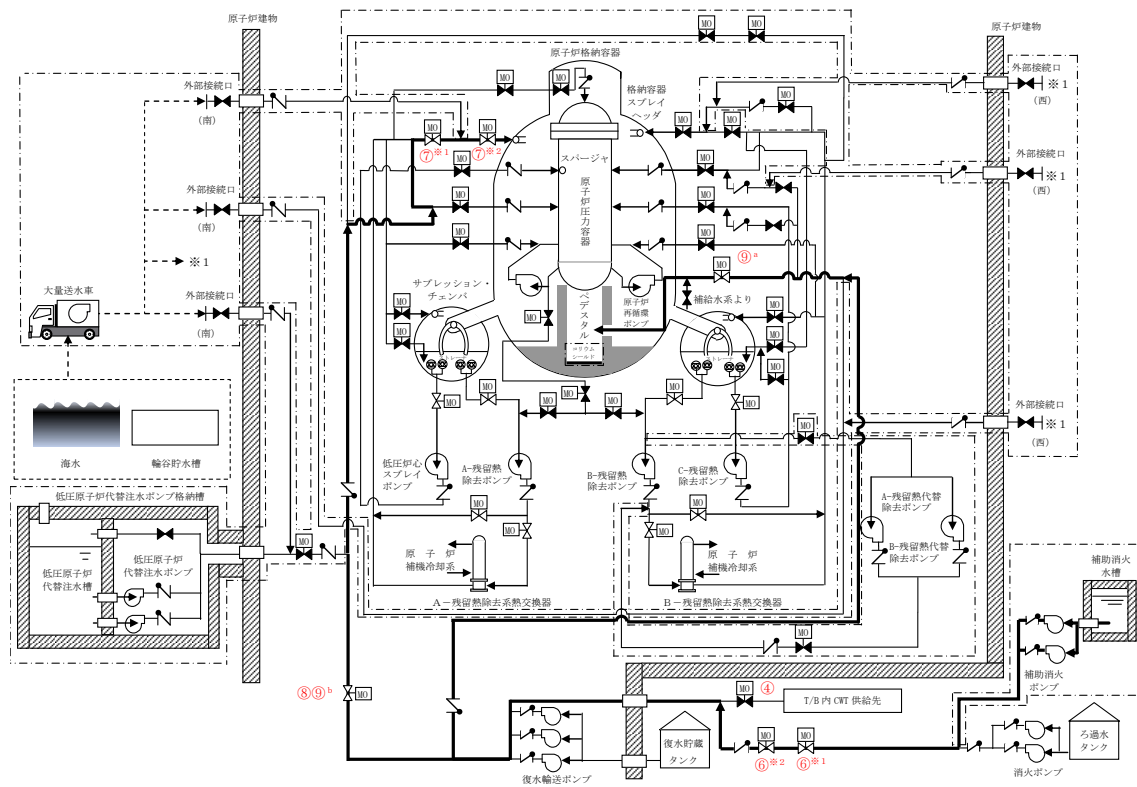
No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*1}	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*2}	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁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

図3 消火系（スプレイ管使用の場合）によるペDESTAL内注水概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）



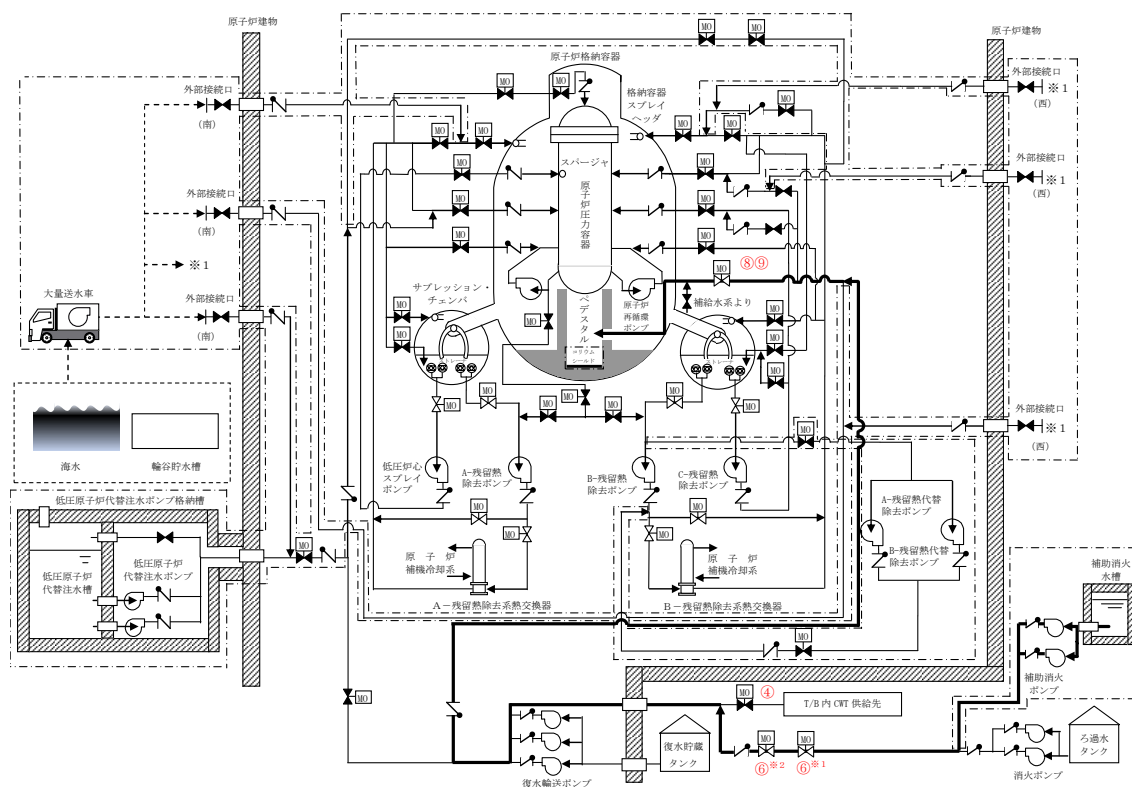
No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥* ¹	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥* ²	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図4 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）によるペデスタル内注水概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）



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

図5 消火系（スプレイ管使用の場合）によるペDESTAL内注水概略系統図
（補助消火ポンプを使用した場合）



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

図6 消火系（ペDESTAL注水配管使用の場合）によるペDESTAL内注水概略系統図
（補助消火ポンプを使用した場合）

52 条 補足説明資料

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

52-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬式窒素供給装置		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	(海水を通水しない)	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図		
			第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
				関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図		
			第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 弁	A, B	
				関連資料	52-5 試験及び検査		
			第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
				関連資料	52-4 系統図		
			第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
					その他(飛散物)	高速回転機器	B b
		関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-5 試験及び検査			
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
			関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図			
	第3項	第1号	可搬型SAの容量	負荷に直接接続する設備	B		
			関連資料	52-6 容量設定根拠			
		第2号	可搬型SAの接続性	より簡便な接続	C		
			関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	対象外	対象外		
			関連資料	-			
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-		
			関連資料	52-9 接続図			
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a		
			関連資料	52-3 配置図, 52-10 保管場所図			
		第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
関連資料			52-11 アクセスルート図				
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備, 代替対象DB設備なし)	対象外		
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外		
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器水素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
	関連資料			52-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器酸素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器水素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			52-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象 D B 設備あり) －屋内	A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器酸素濃度		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	原子炉棟設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

52-2 単線結線図

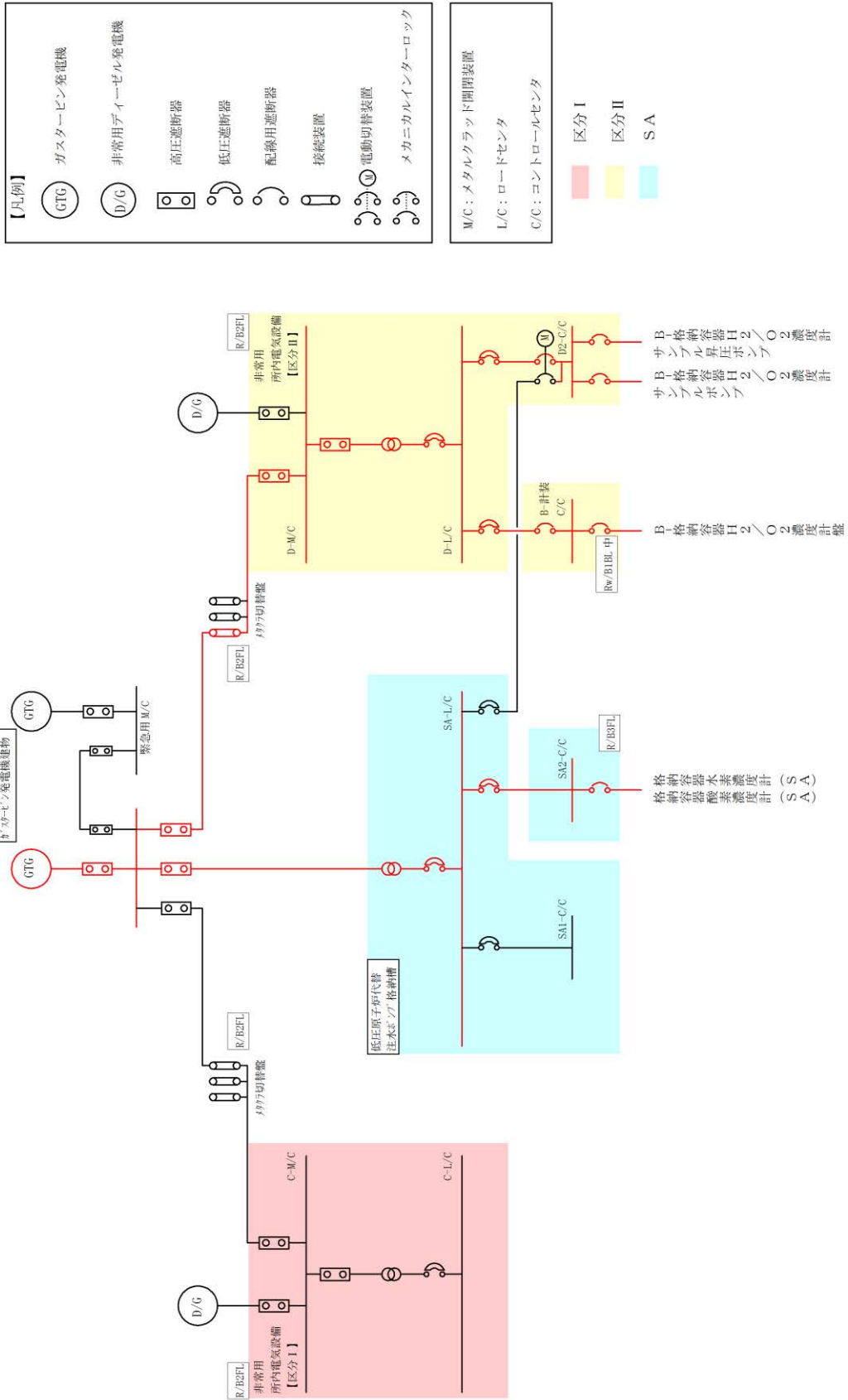




図1 単線結線図

52-3 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

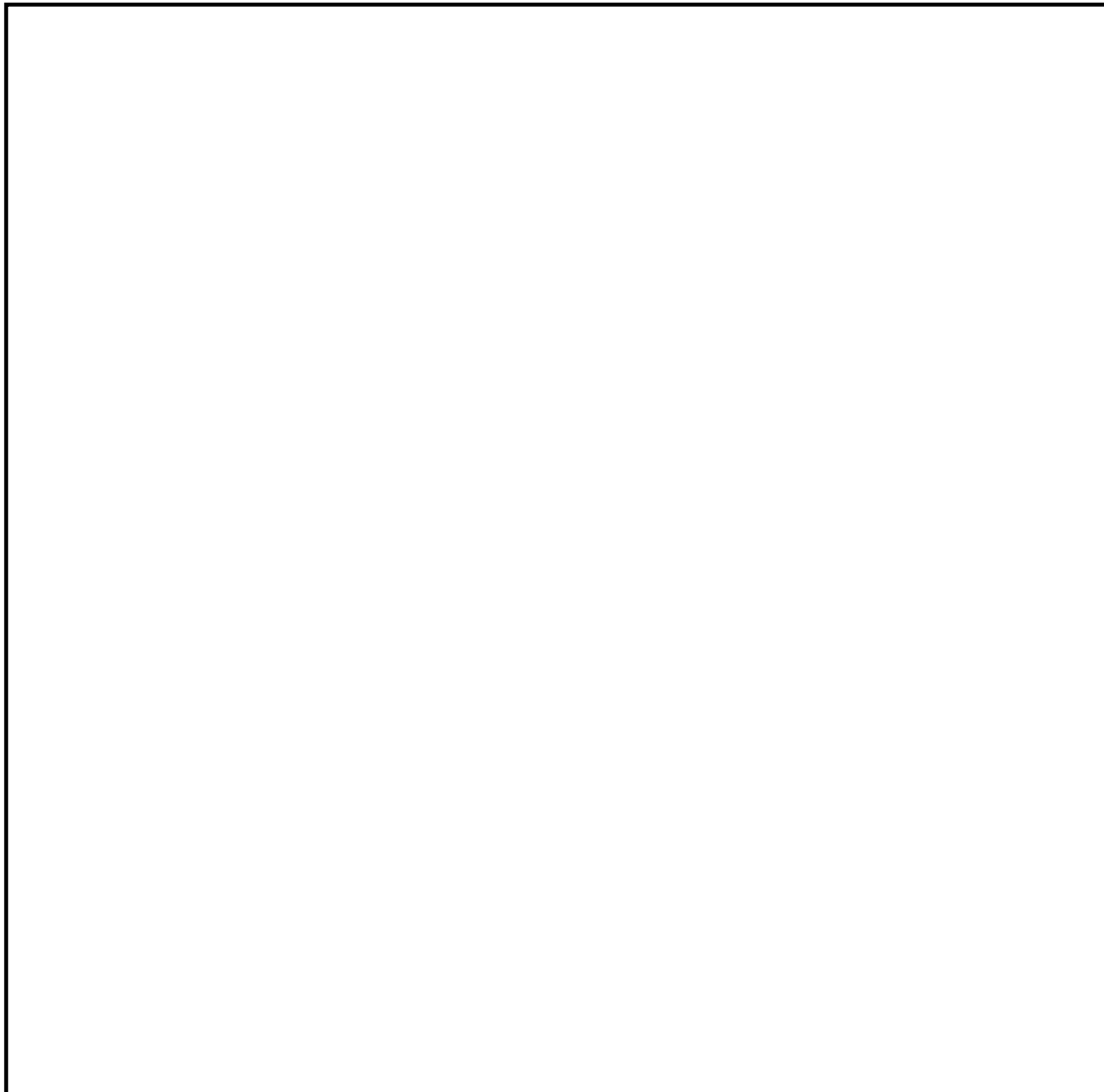


図1 機器配置図（原子炉建物中2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

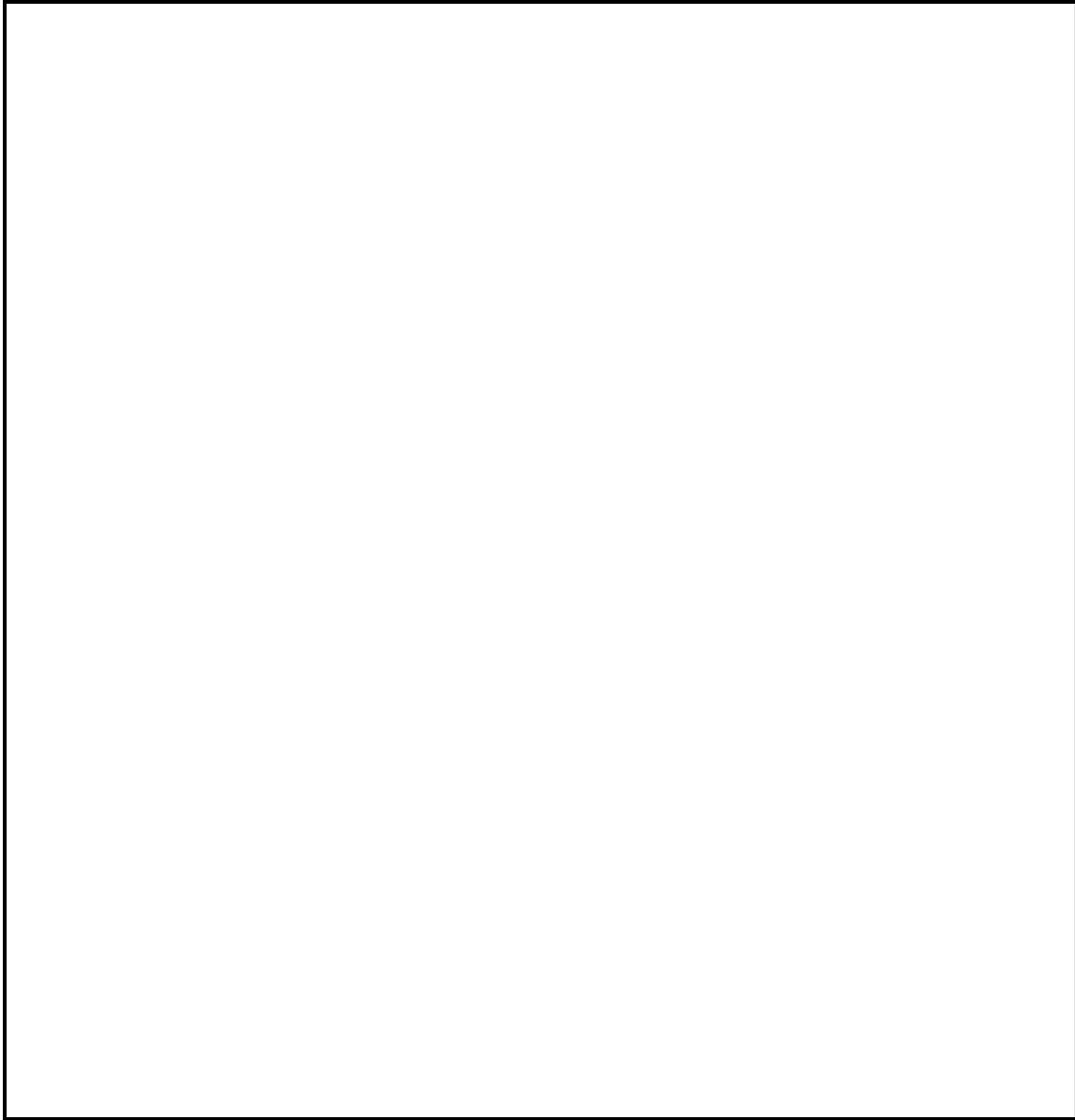


図2 機器配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

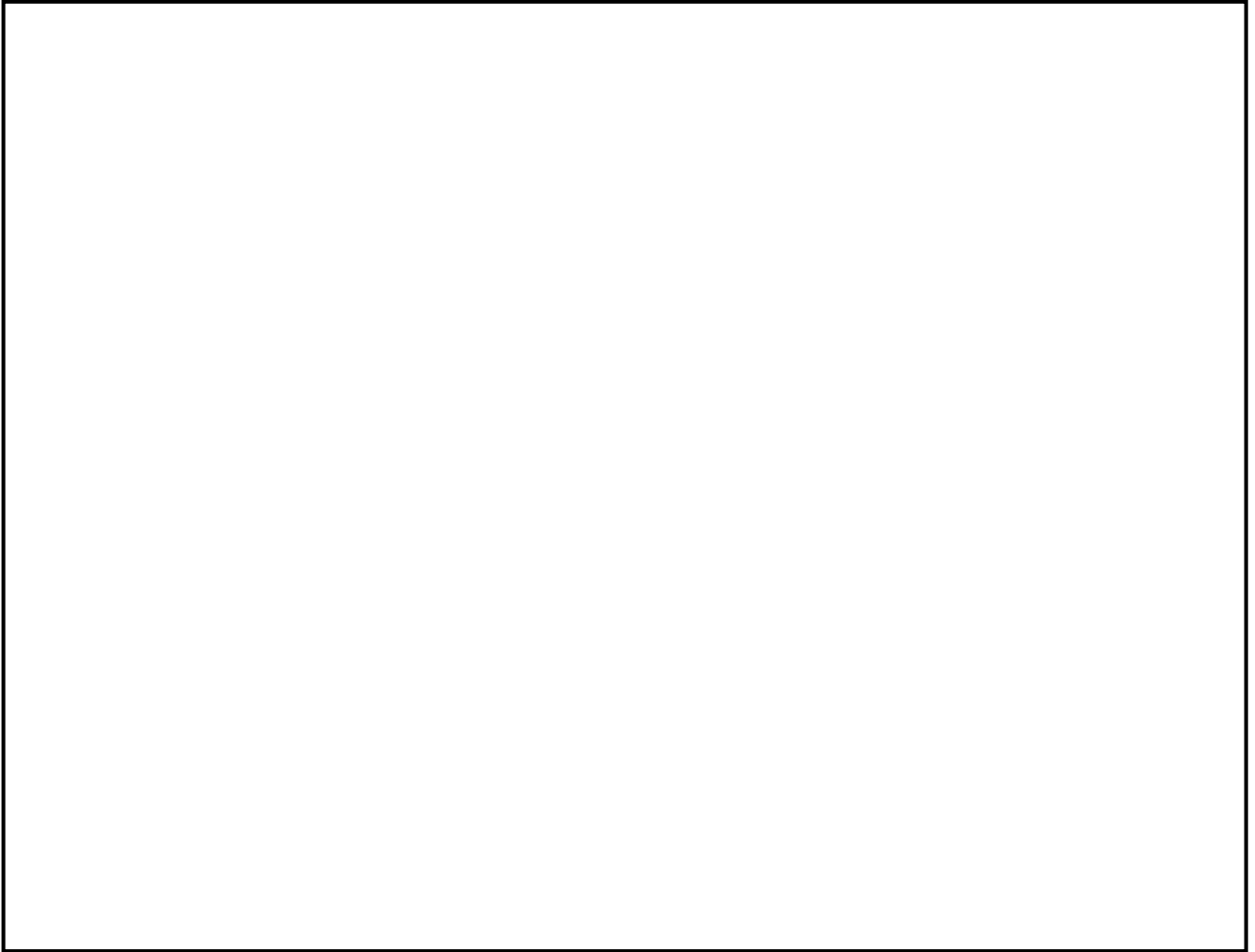


図3 機器配置図（中央制御室）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-4 系統図

1. 窒素ガス代替注入系

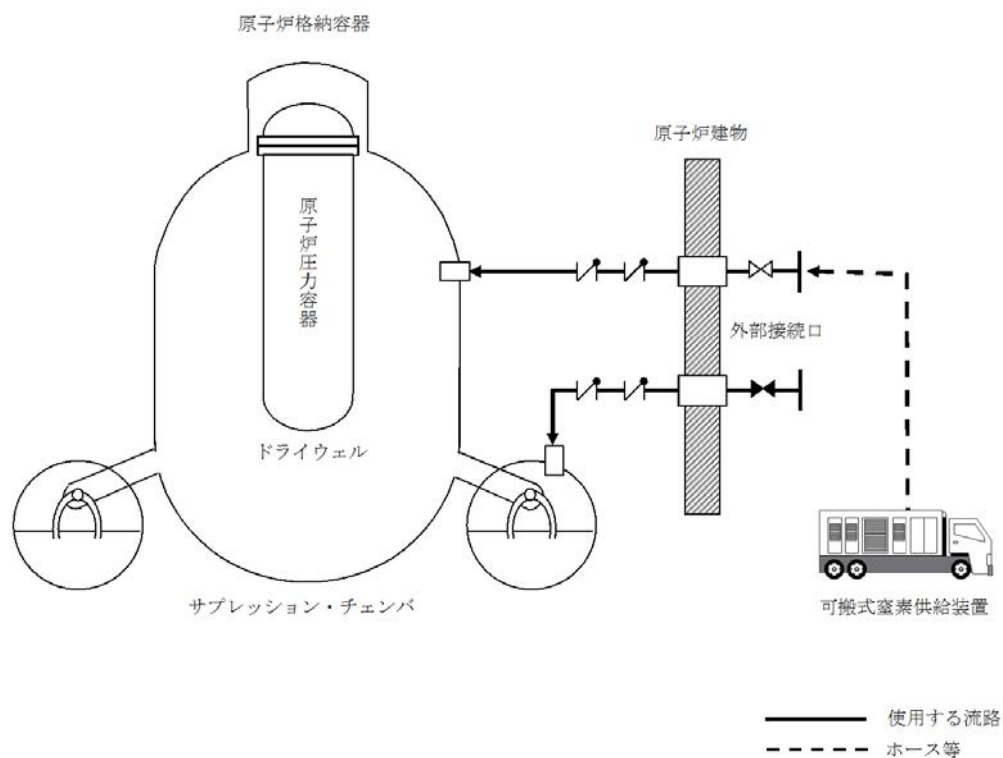


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

2. 計装設備の系統概要図

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の系統概要図を図2に示す。また、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の系統概要図を図3に示す。

いずれの計装設備もサンプルガスは被ばく低減の観点から格納容器内に回収する構成とし、サンプル入口をドライウェルとサプレッション・チェンバの2カ所、サンプル出口をドライウェルまたはサプレッション・チェンバの1カ所としている。サンプル入口と出口が異なる計測を行う場合においても、格納容器容積に対してサンプルガスの流量は小流量でありサンプルガスの移動は無視できる程度であるため、機能上の問題はない。サンプル出口を既許可の格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度はサプレッション・チェンバとしているが、新設する格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器貫通部の空き状況や配管ルートを活かして施工性の観点からドライウェルとしている。

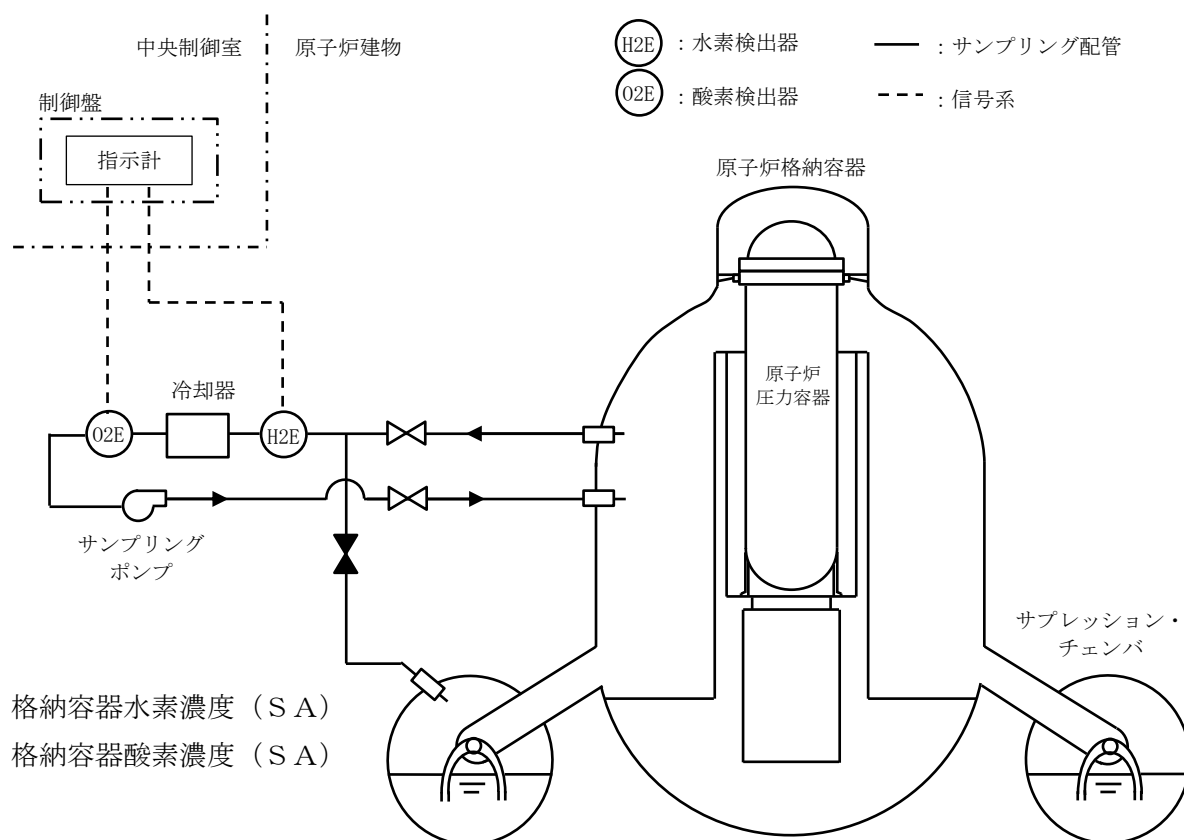
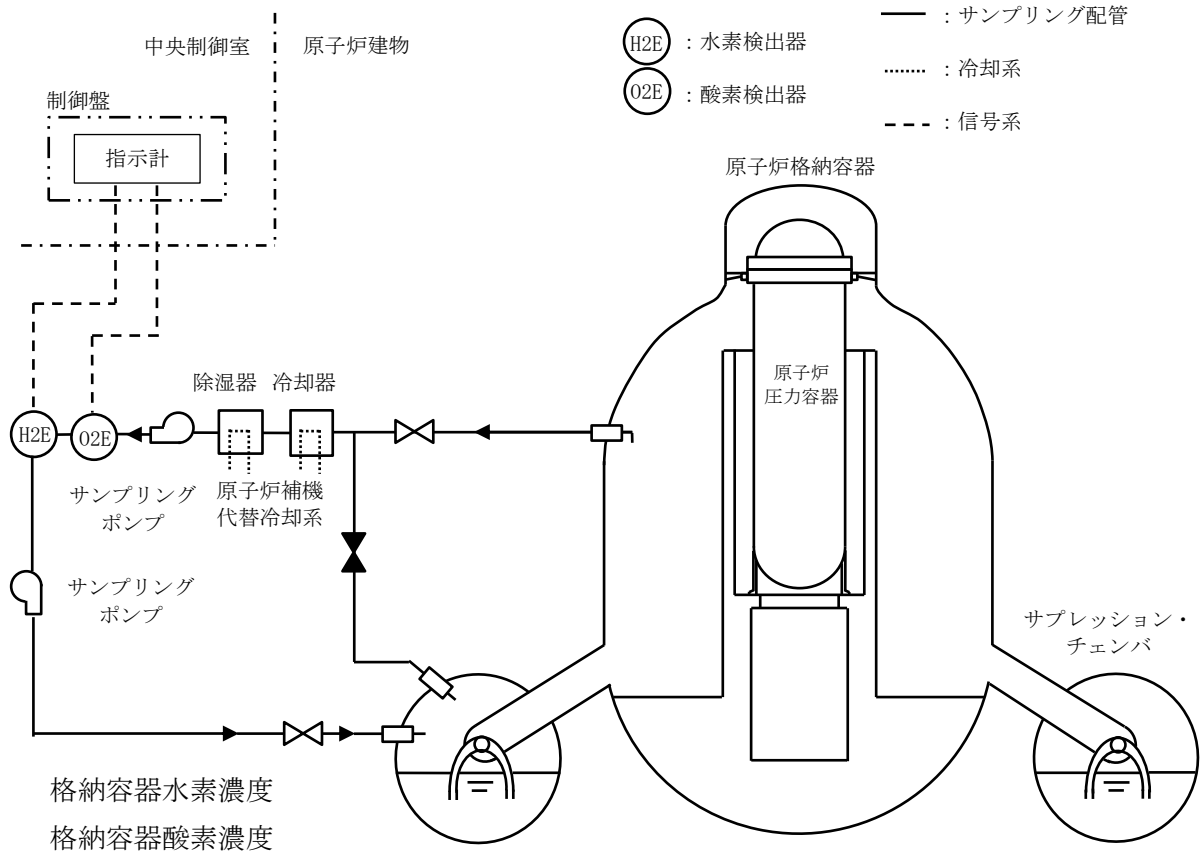


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図



※ 2 系列のうち B 系を示す。

図 3 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する系統概要図

52-5 試験及び検査

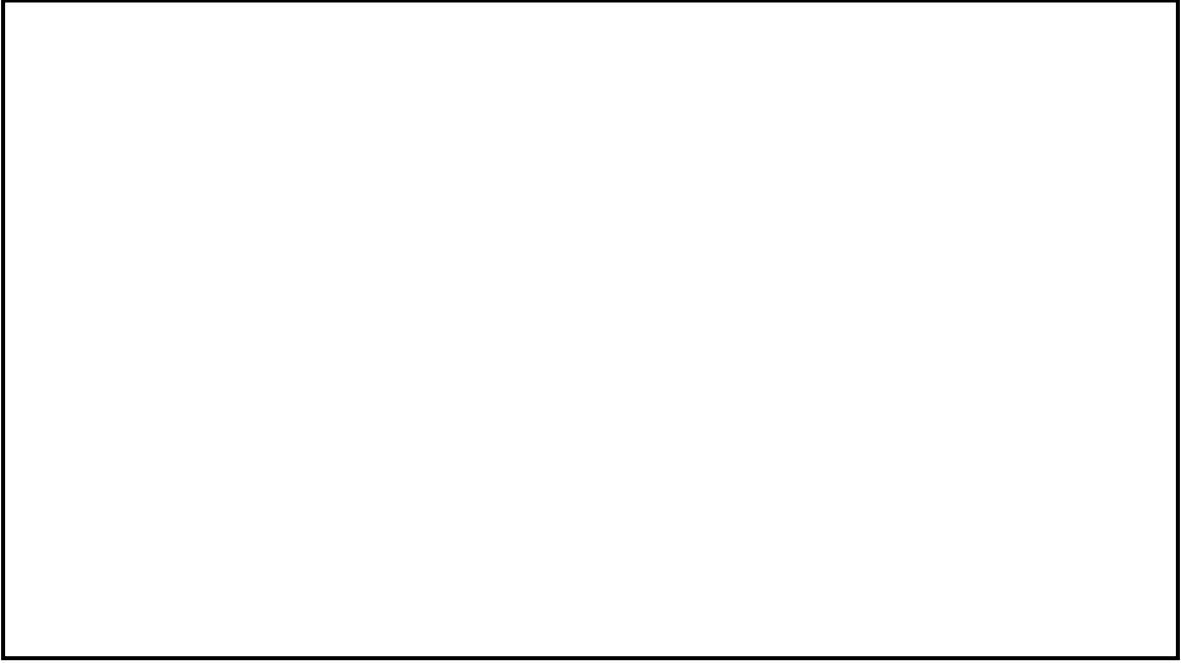
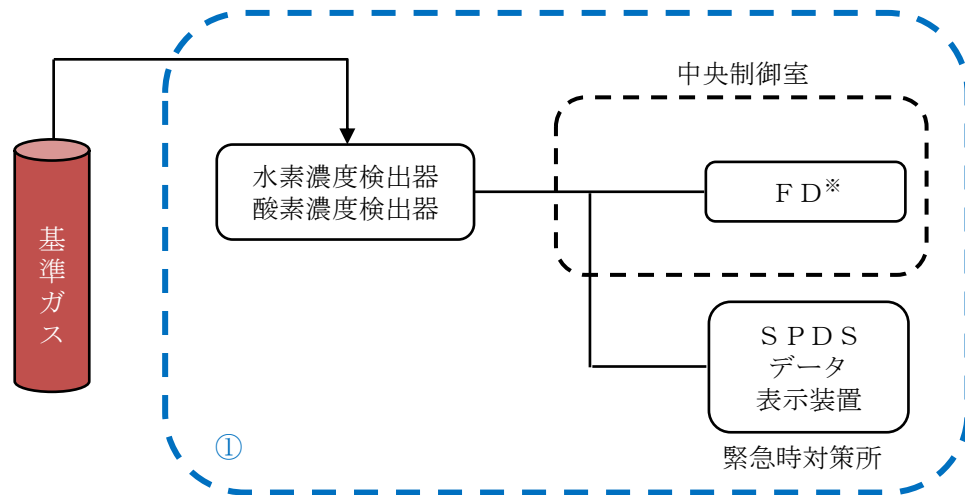


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

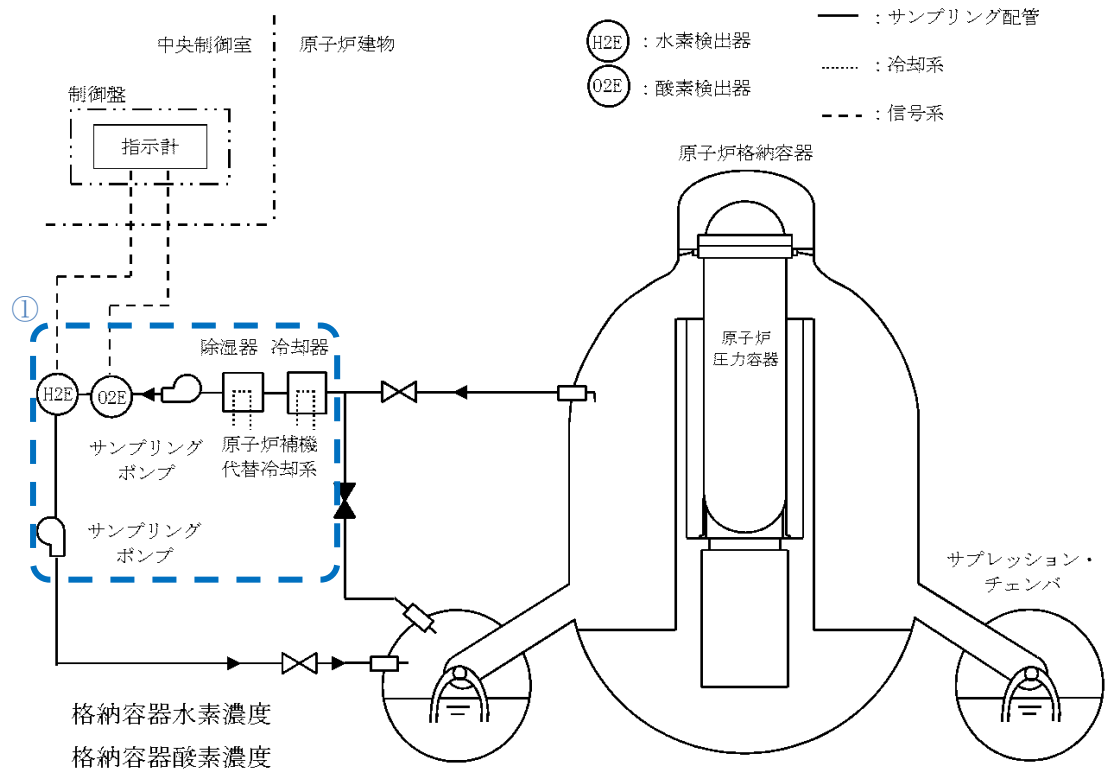
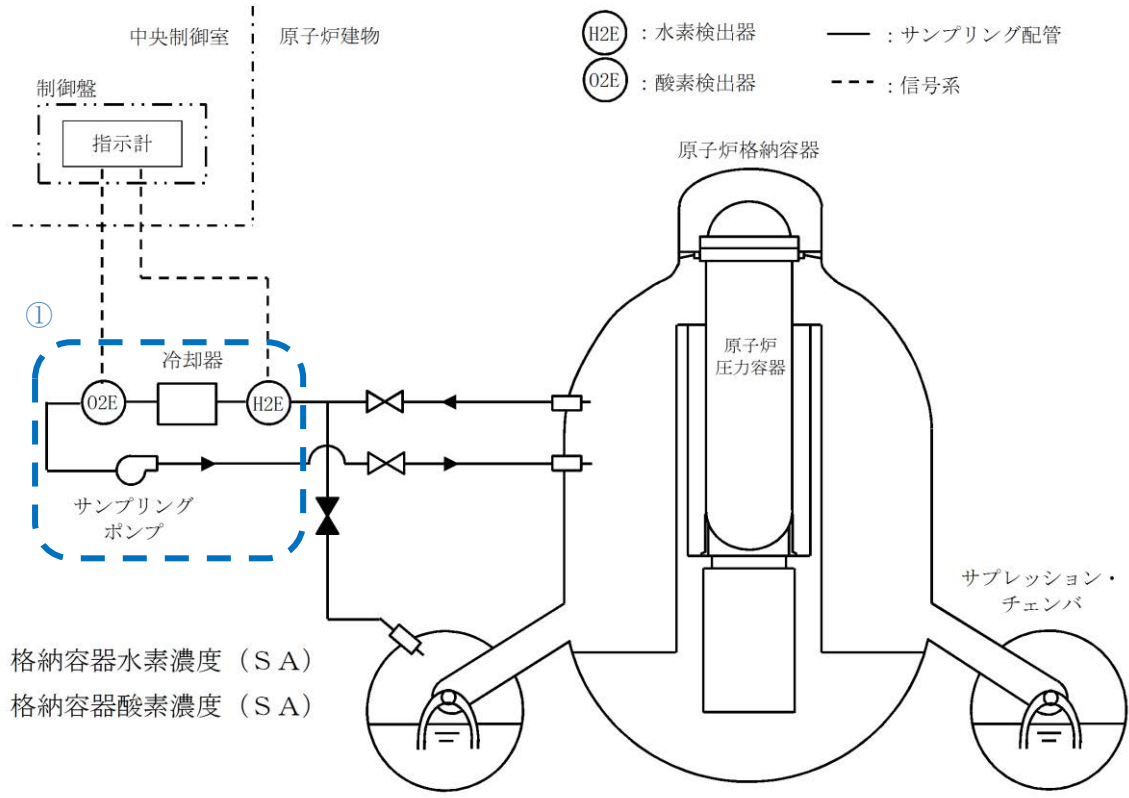
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※FD：フラットディスプレイ



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図2 計装設備の試験及び検査①



※ 2 系列のうち B 系を示す。

① サンプル装置の運転性能、漏えいの確認を実施 (点検・検査)

図 3 計装設備の試験及び検査②

52-6 容量設定根拠

名 称	可搬式窒素供給装置	
容 量	Nm ³ /h/台	約 100

【設 定 根 拠】

可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において、事故後 7 日間（168 時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達しない容量である約 100Nm³/h/台を有する設計とする。（図 1，図 2）

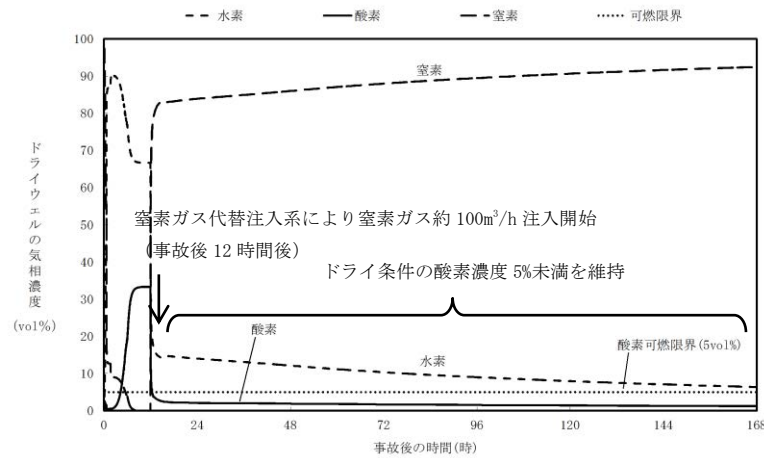


図 1 ドライウェル気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

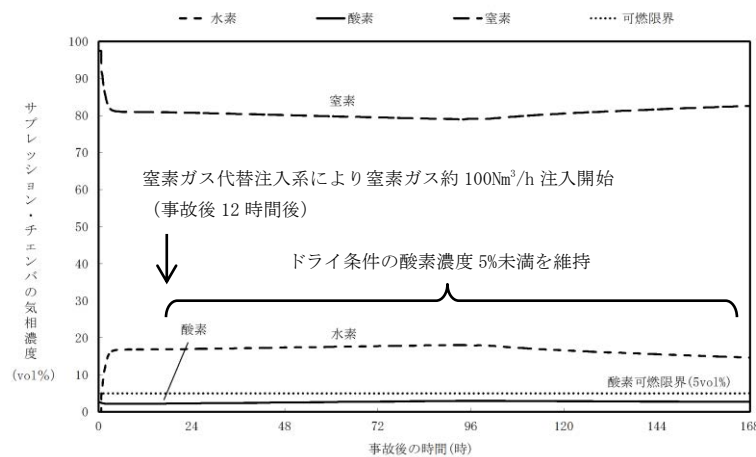


図 2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

1. 格納容器水素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

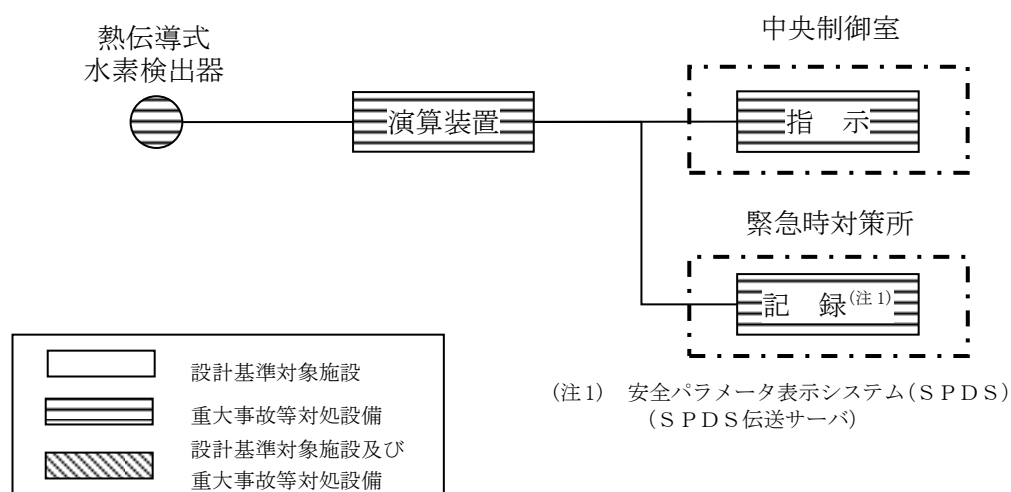


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度（S A）の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 格納容器水素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（S A）	熱伝導式水素検出器	0～100%	1	原子炉建物中2階

表2 格納容器水素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（SA）	0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90vol%（ドライ条件））を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

2. 格納容器水素濃度

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器水素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。）

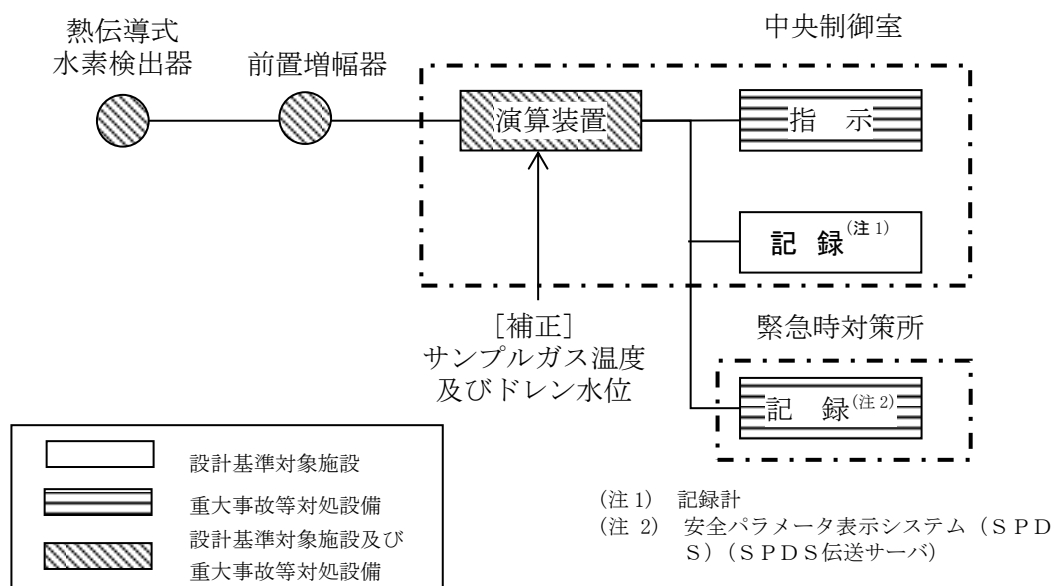


図2 格納容器水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 格納容器水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度	熱伝導式	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物 3階

表4 格納容器水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度	0~5%/ 0~100%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~ 90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~90vol%(ドライ条件))を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

3. 格納容器酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

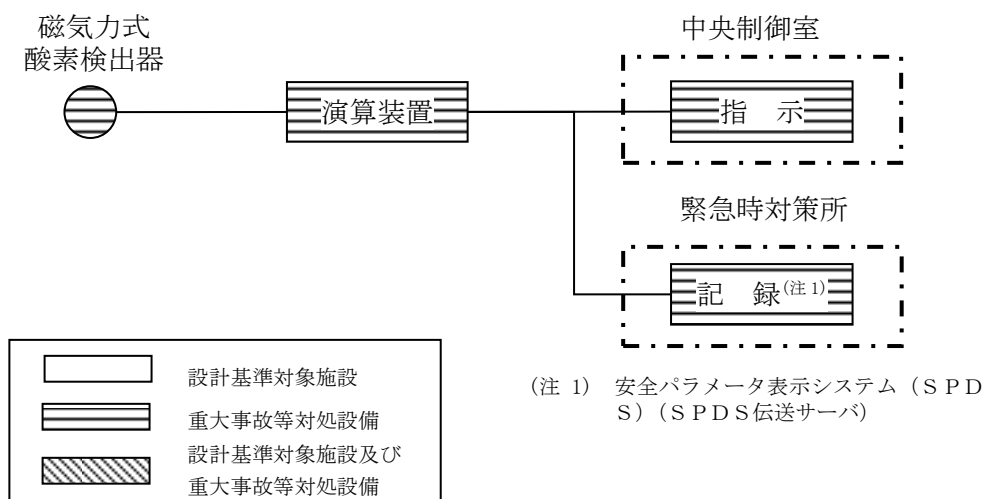


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（S A）の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度（S A）の仕様

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

表6 格納容器酸素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（SA）	0~25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度（酸素濃度：5.0vol%）を計測可能な範囲とする。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

4. 格納容器酸素濃度

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図4「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。）

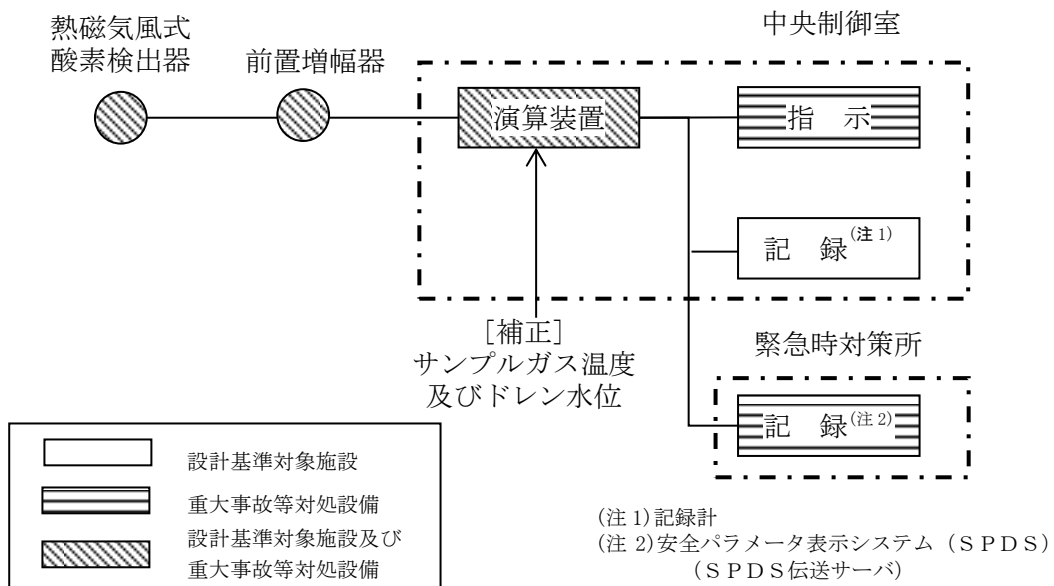


図4 格納容器酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度の仕様を表7に、計測範囲を表8に示す。

表7 格納容器酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度	熱磁気風式	0～5%/ 0～25%	1	原子炉建物 3階

表8 格納容器酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度	0~5%/ 0~25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度：5.0vol%)を計測可能な範囲とする。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

52-7 計装設備の測定原理

1. 計装設備の計測原理

(1) 格納容器水素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1 に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図 1 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (S A) の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大 $\pm 2.0\text{vol}\%$ (ウェット) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

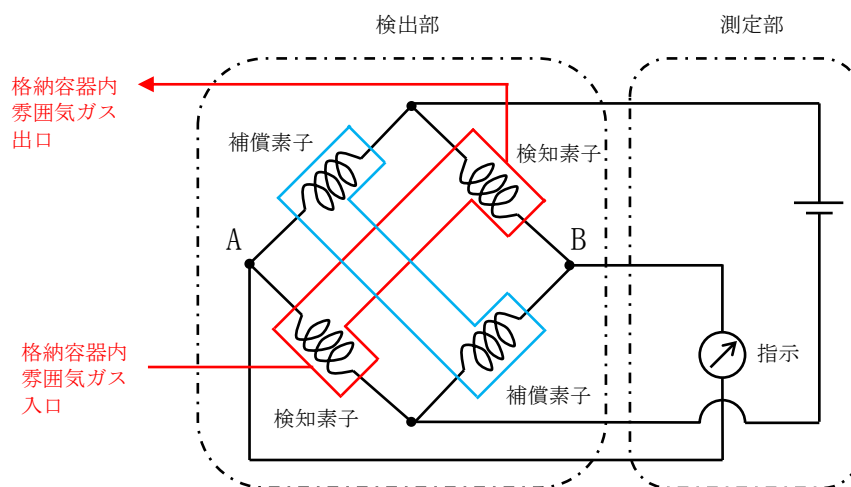


図 1 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

(2) 格納容器水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図2に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図2のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度の計測範囲0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様の誤差（ウェット：±0.16vol%/±3.2vol%，ドライ：±0.13vol%/±2.5vol%）を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

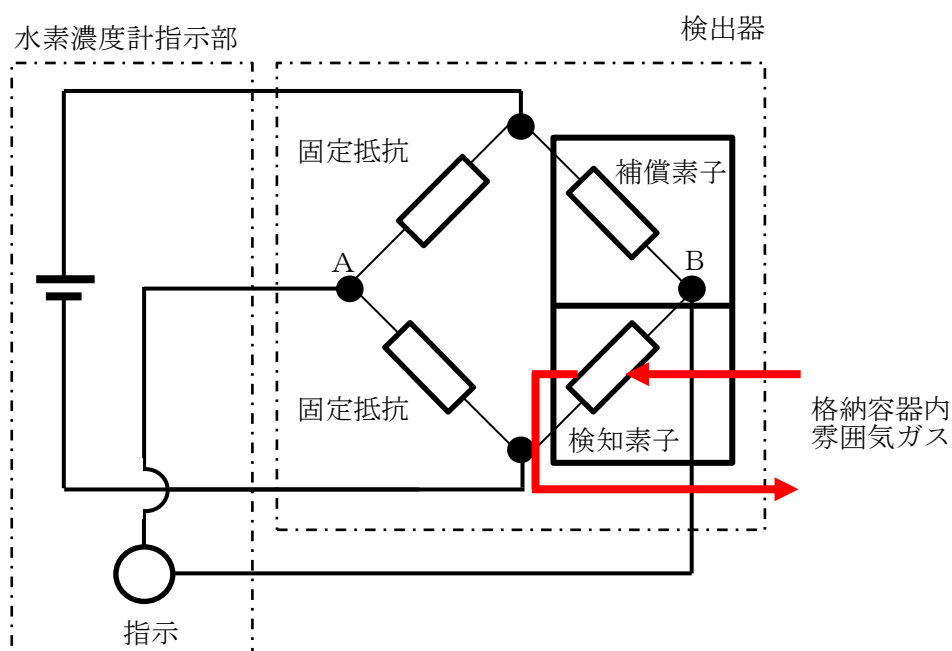


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 格納容器酸素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図3「格納容器酸素濃度 (S A) の概要図」に示すとおり、吊るされた2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路を図4「格納容器酸素濃度 (S A) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が吸引されることで、先端部周辺の酸素密度が上昇する。吊るされた2つの球体は磁極片の先端部側と端部側の密度差によって生じた浮力により右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。

(図5「格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ」参照)。

なお、格納容器酸素濃度 (S A) の計測範囲0~25vol%において、計器仕様の誤差(ウェット:0.75vol%,ドライ:±0.50vol%)を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

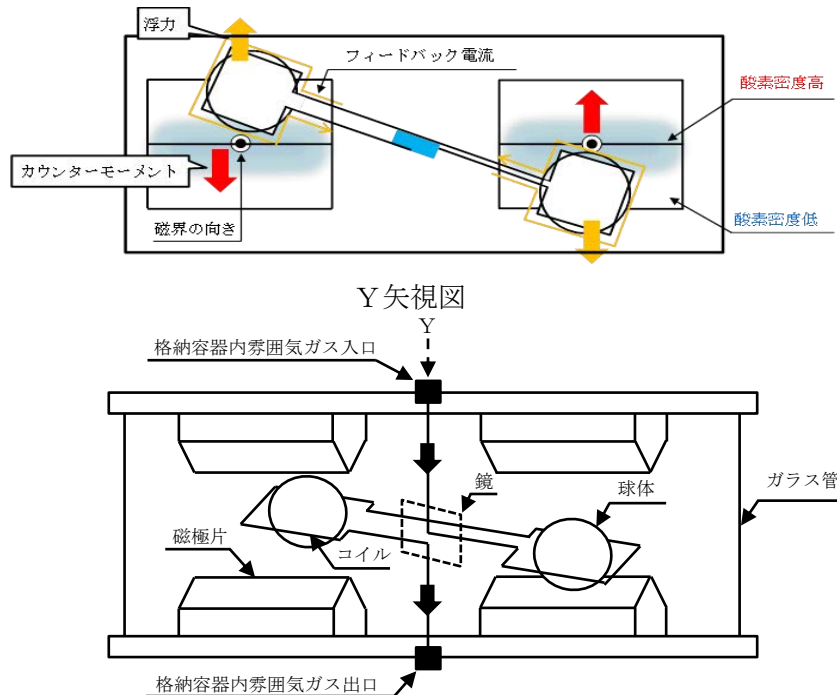


図3 格納容器酸素濃度 (S A) の概要図

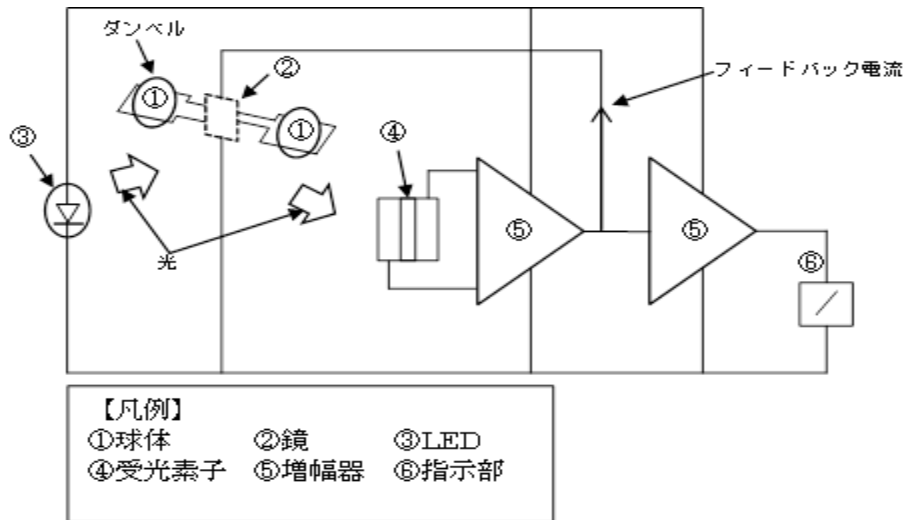


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

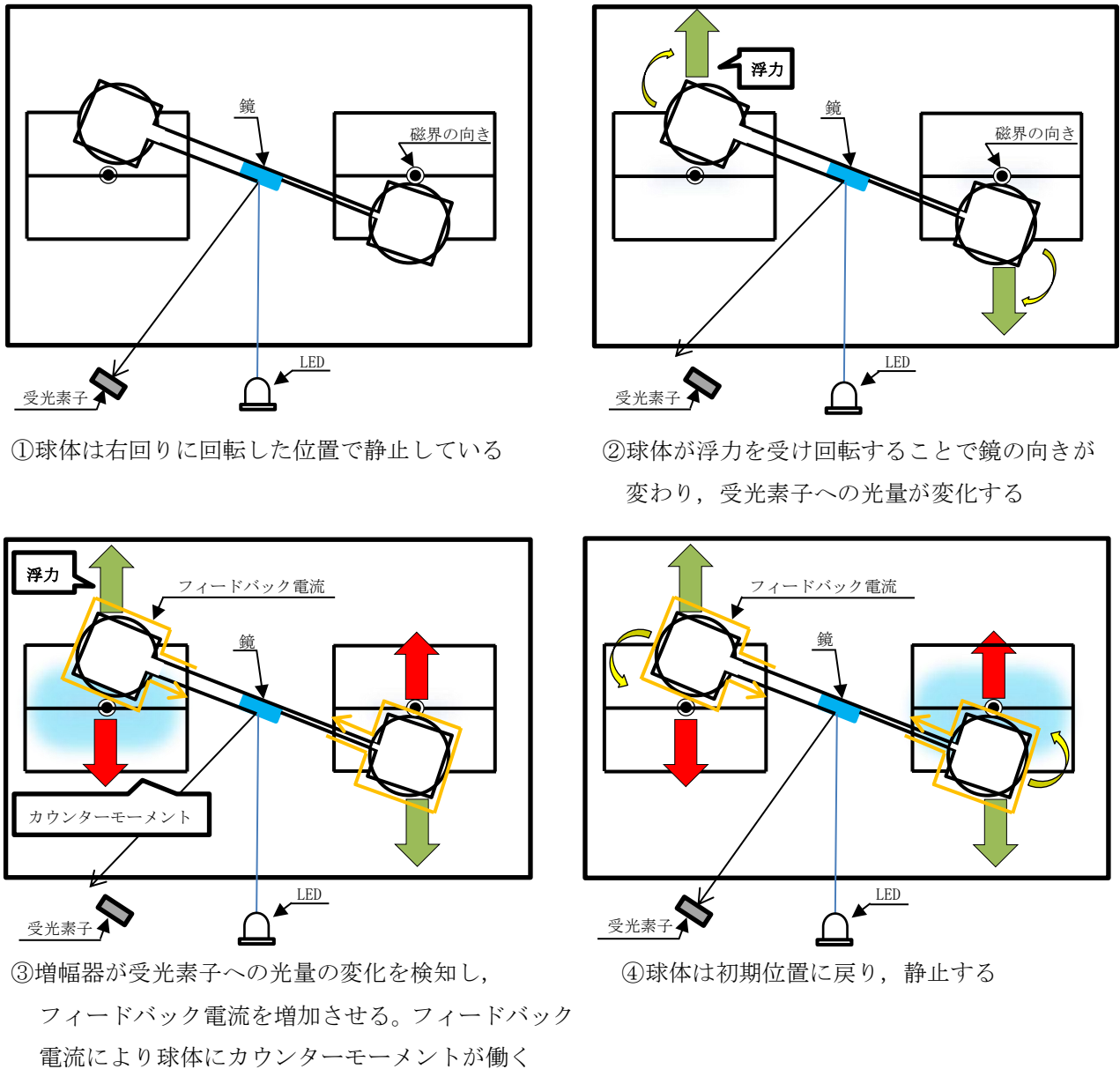


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

(4) 格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものをを用いる。

熱磁気風式の酸素検出器は、図6「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

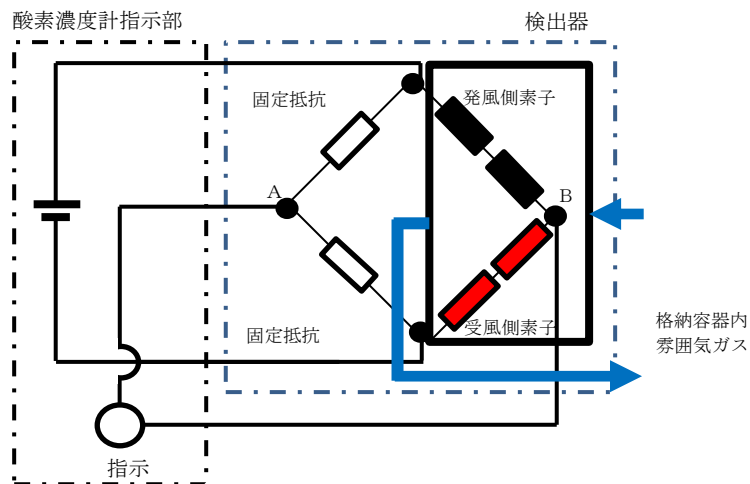


図6 酸素濃度検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図7に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

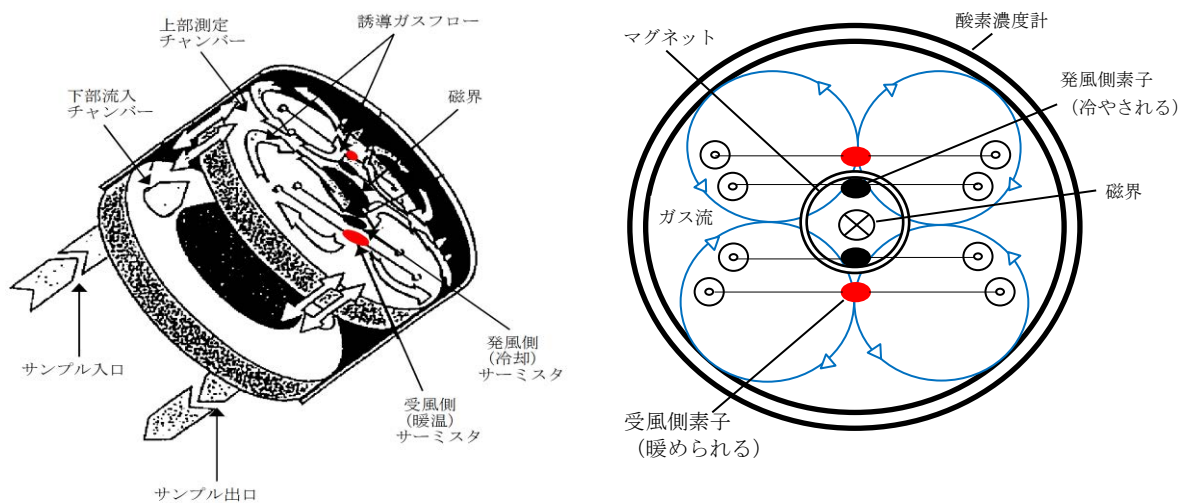


図7 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図6のA B間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲0～5vol%/0～25vol%において、計器仕様の誤差（ウェット：±0.16vol%/±0.78vol%，ドライ：±0.13vol%/±0.63vol%）を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

1. サンプルング装置について

(1)測定ガス条件の格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）計測精度への影響評価

a. 温度

サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで、ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は、ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は、基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、基準気体の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い、直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。

酸素濃度検出器においては、酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため、サンプルングガス内の湿分を除去する必要がある。湿分を凝縮させるため、酸素濃度検出器はヒーターによって加熱されたキャビネット外に設置しており、酸素の計測は 120℃よりも低い一定温度に冷却して行う。

b. 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、格納容器内の圧力によって変化し、約 1～5 L/min のである。水素濃度、酸素濃度の計測中はサンプルガスの流れはなく、環境条件を一定に保って計測を行う。

c. 湿度

サンプルングガスは、検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより、水素濃度検出器に水分が付着させない設計としている。また、湿度が変動する要因としては、雰囲気温度が考えられるが、急激な変動は考えられず、上記の通り検出器までの配管を加熱し、凝縮を回避することで、十分測定が可能な状態であることから、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。また、酸素濃度検出器は、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで湿度の影響受けない設計としている。

(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度計測精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは、十分な除熱性能を有している冷却器をとおり、原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却することができ^{*}、その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され、ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで、標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

b. 流量

検出器へ流れるサンプリングガスの流量は、1L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御する。

c. 湿度

検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが、サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され^{*}、下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、上記の冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、十分測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。

※重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

2. サンプル装置内における水素の滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A），格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度のサンプル装置では，以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- 通常運転時，原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され，酸素濃度は2.5vol%以下に維持されており，また，計測前には，窒素パージにより配管内をフラッシングするため，水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては，原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示している通り，水素濃度はドライ換算で2.0vol%以下，酸素濃度はドライ換算で4.3vol%以下であるため，水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 重大事故時においては，有効性評価で示している通り，水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが，酸素濃度はドライ換算で2.9vol%以下^{※1}であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については，図1のように水素，空気，水蒸気の三元図が知られている。図1は，水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素，空気，水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる，事故発生から7日後（168時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約2.9vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから，酸素濃度が約2.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約14vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

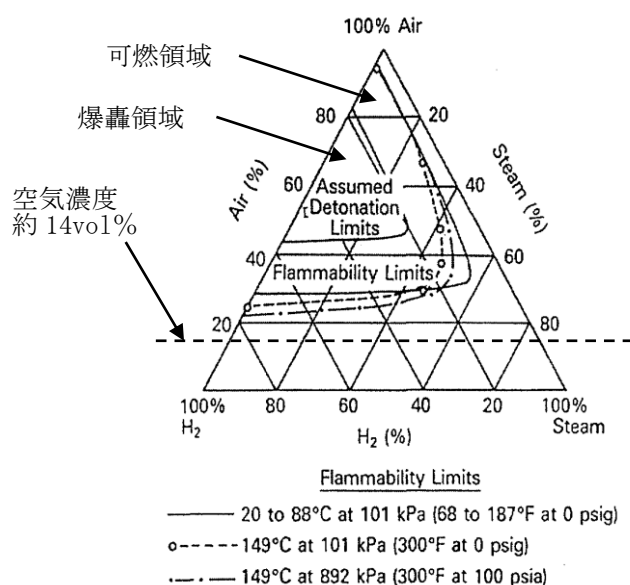


図1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

※1：「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値をDBAベースとした場合の評価結果への影響」参照

3. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

- (1) 格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）のサンプルング装置
 サンプルング装置を用いた格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器へ戻す構成となっており、系外への漏えいが発生しないよう表 1 に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計装設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造若しくは継手構造であり, さらに, 弁はベローズ構造によりシールすることで漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は, 継手構造を使用しており, 漏えい防止対策を取っている。継手構造を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	真空ポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造であること, ポンプ接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を取っている。シール構造及びポンプ接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該検出器は, 重大事故等時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内の配管と機器の接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策を取っている。また, サンプルング装置内は真空ポンプ及び圧力検出器により大気圧以下に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。

(2) 格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度のサンプリング装置

サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており，系外への漏えいが発生しないよう表2に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表2 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管，弁	本計測設備の配管，弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり，さらに，弁はペローズ構造によりシールすることで，漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており，内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており，漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリング装置	サンプリング装置内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。また，装置内は減圧弁によりほぼ大気圧（数 kPa 程度）に減圧しており，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度，圧力条件の加わる当該サンプリング装置内の減圧弁の上流側については，その条件を包絡した仕様である。

4. サンプルング設備の計測時間遅れについて

- (1) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプルング装置
サンプルングガスは, 原子炉格納容器内ガスのサンプルングから, 測定, 排出までの工程を約 3 分で実行される。

表 3 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 3 分
------	-------

- (2) 格納容器水素濃度, 格納容器酸素濃度のサンプルング装置

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

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 約 86m
- ・ サンプルング配管の断面積 : $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
- ・ サンプルポンプの定格流量 : 約 1L/min (約 $1 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{min}$)
- ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : 約 7.8m/min

表 4 格納容器水素濃度, 格納容器酸素濃度の計測時間遅れ

時間遅れ	約 1 2 分
------	---------

52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」のみを選定している。

よって、この「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図1及び図2に示す。

c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

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

②測定が必要となる時間

図1及び図2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H₂)=0.4, G(O₂)=0.2, 非沸騰状態：G(H₂)=0.25, G(O₂)=0.125）とした場合についても、原子炉格納容

器内の酸素濃度が可燃限界(5 vol%) に到達するのは、事象発生から約 143 時間後である。また、窒素封入の切替え操作(原子炉格納容器内の酸素濃度 4 vol% 到達時) は、事象発生から約 44 時間後である(図 3 及び図 4 参照)。

これより、格納容器内酸素濃度(SA) を起動する事象発生から約 2 時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5 vol%) に到達することはない。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境性

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

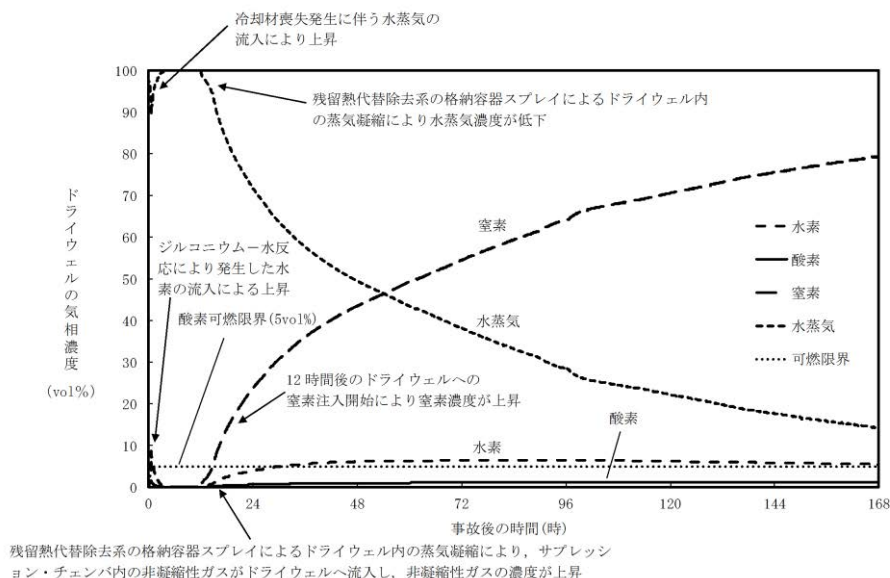


図1 ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

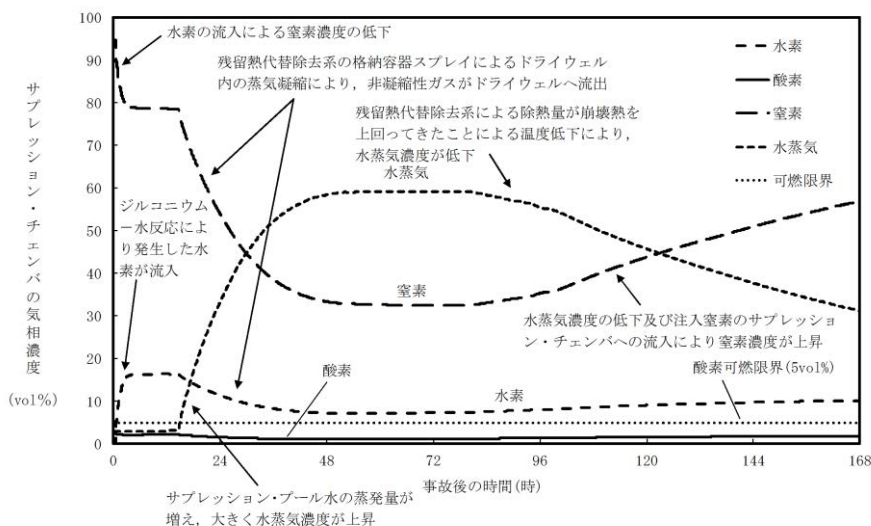
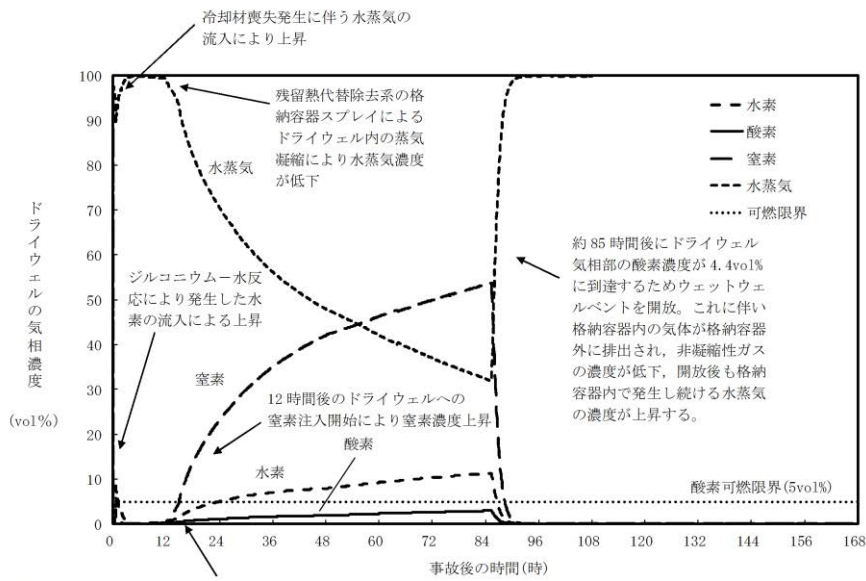


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

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

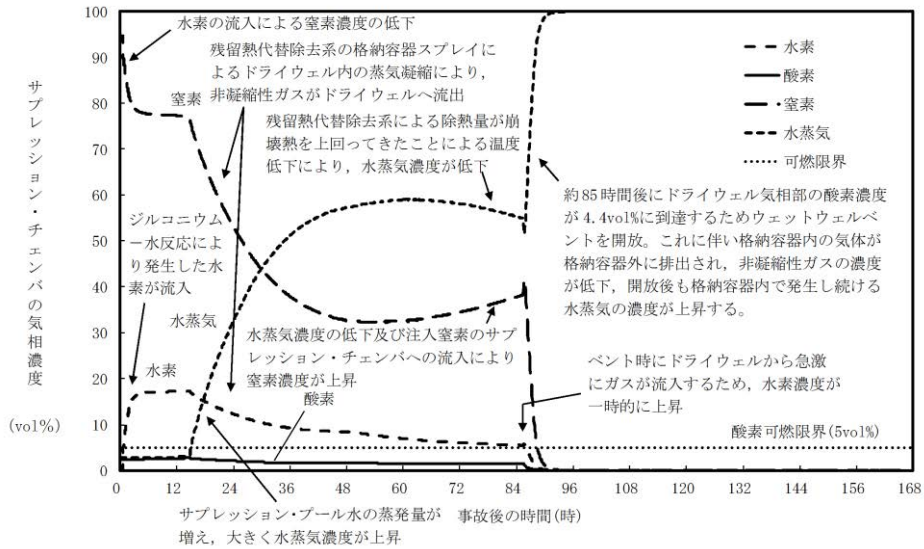


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

- a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは

無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合，機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ，多様な手段を確保することができる。

まず，可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで，水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また，a. と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり，水素ガス・酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 代替パラメータによる原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。

有効性評価においては，代替パラメータの格納容器酸素濃度は，原子炉補機代替冷却系が復旧する事象発生から約 10.5 時間後から計測が可能である。

52-9 接続図

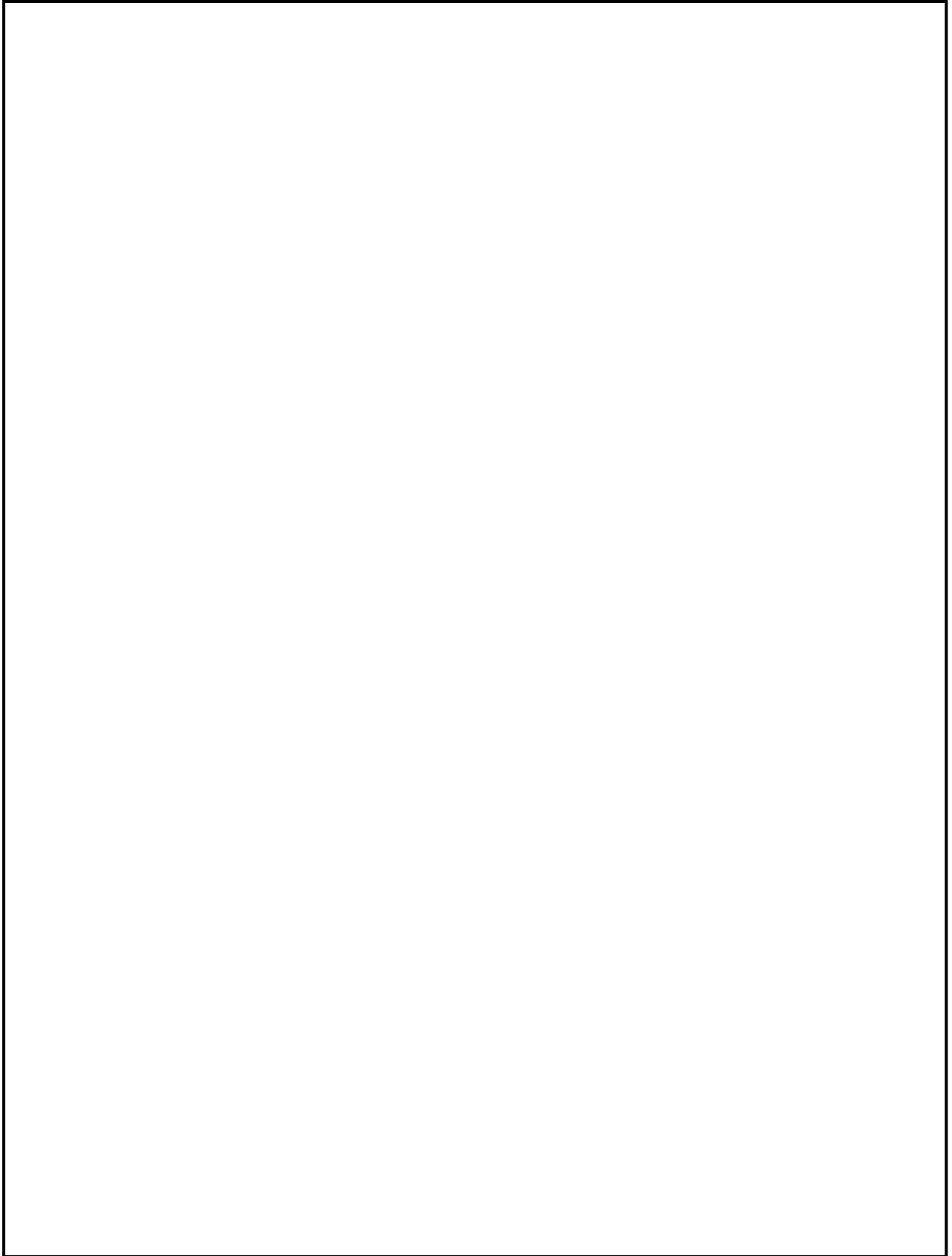


図 1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-10 保管場所

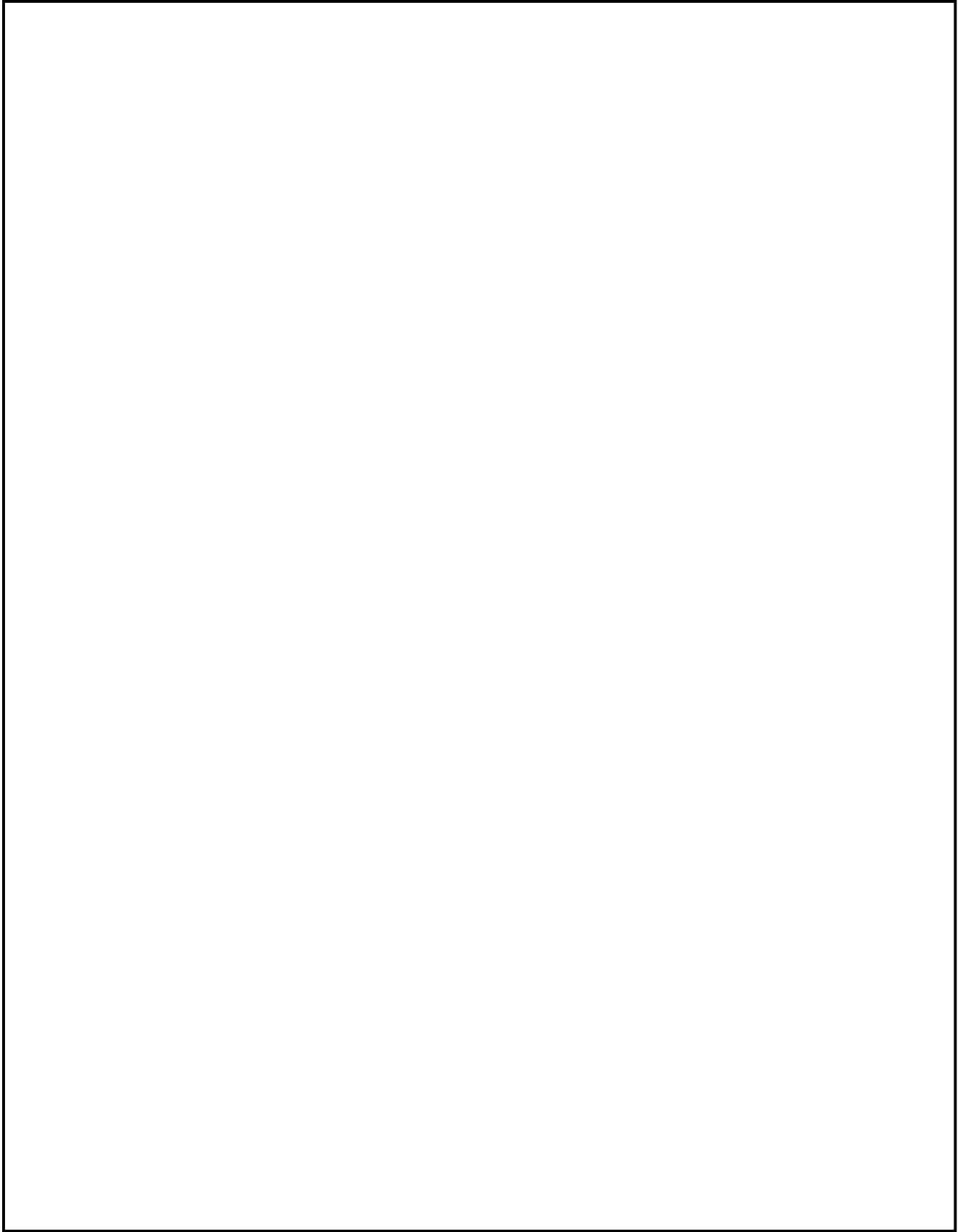


図1 屋外保管場所配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-11 アクセスルート図

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



図1 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-12 その他設備

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

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度，酸素濃度監視

自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度を使用する。

A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

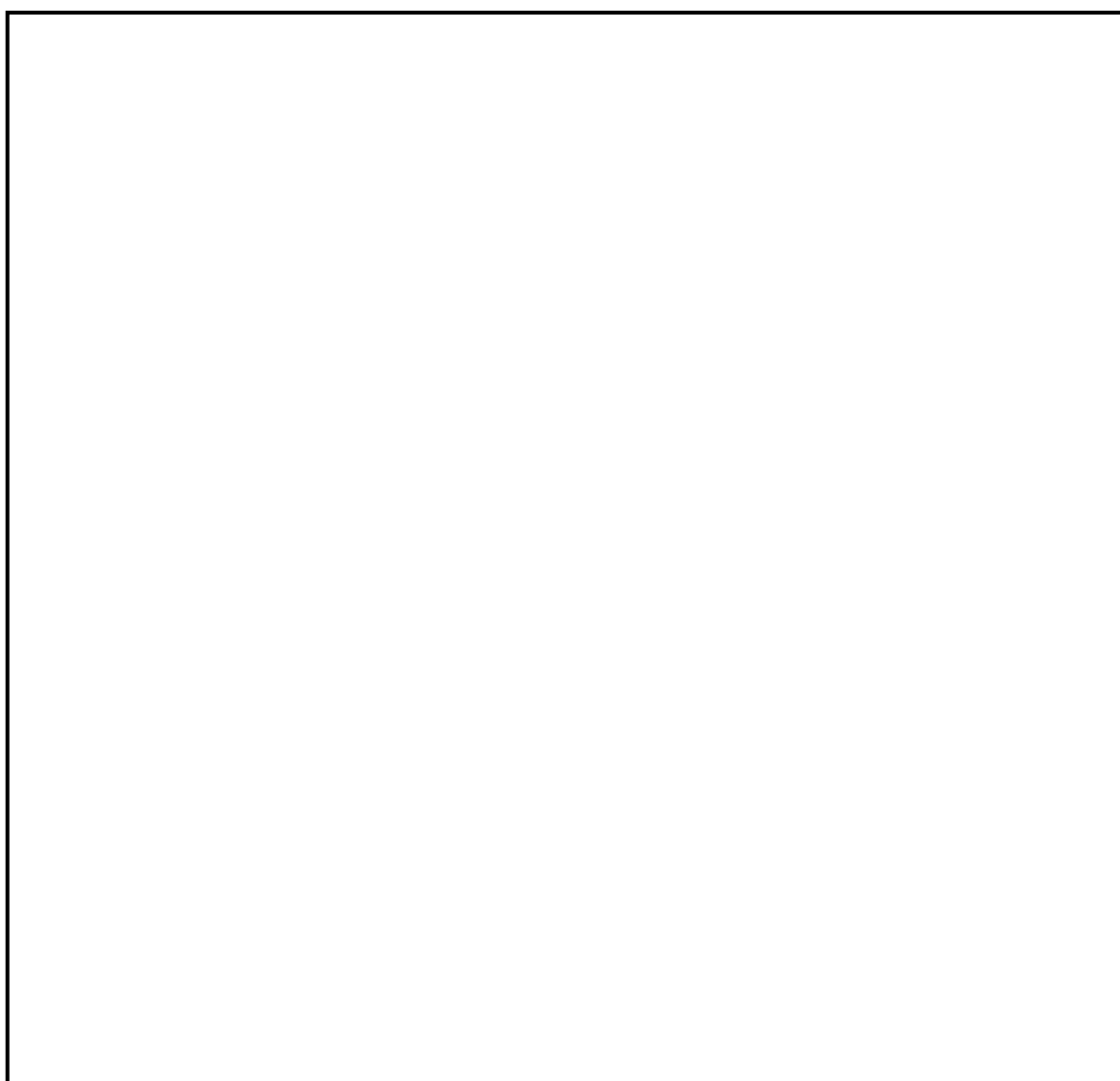


図1 原子炉格納容器水素・酸素濃度監視 配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

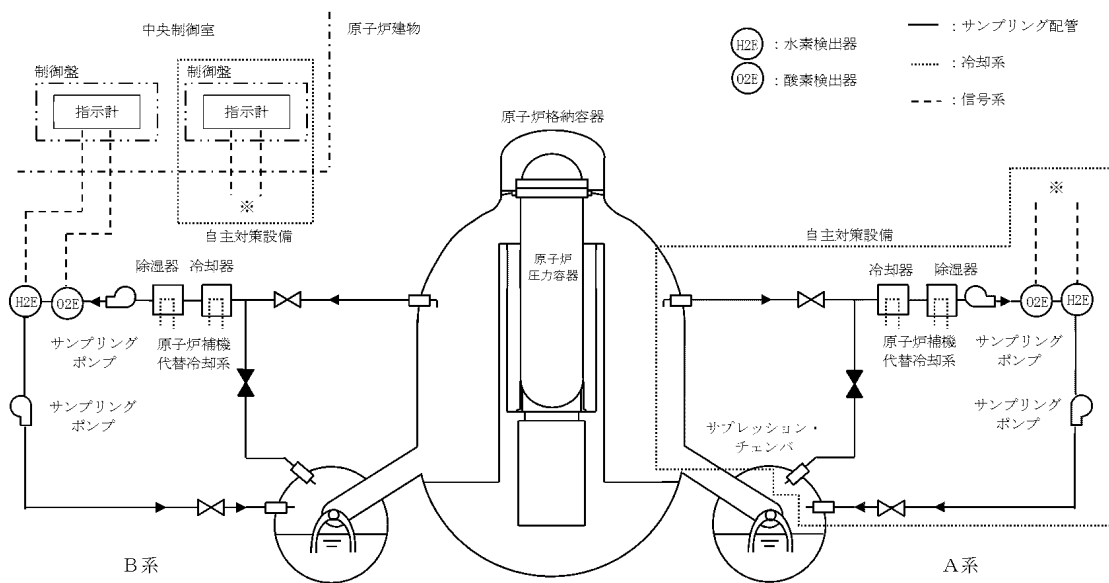


図 2 原子炉格納容器水素・酸素濃度監視 概略系統図

(2) 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための自主対策設備として、可燃性ガス濃度制御系再結合器を使用する。

可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、原子炉格納容器内のガス中の水素と酸素を再結合させる設計とする。

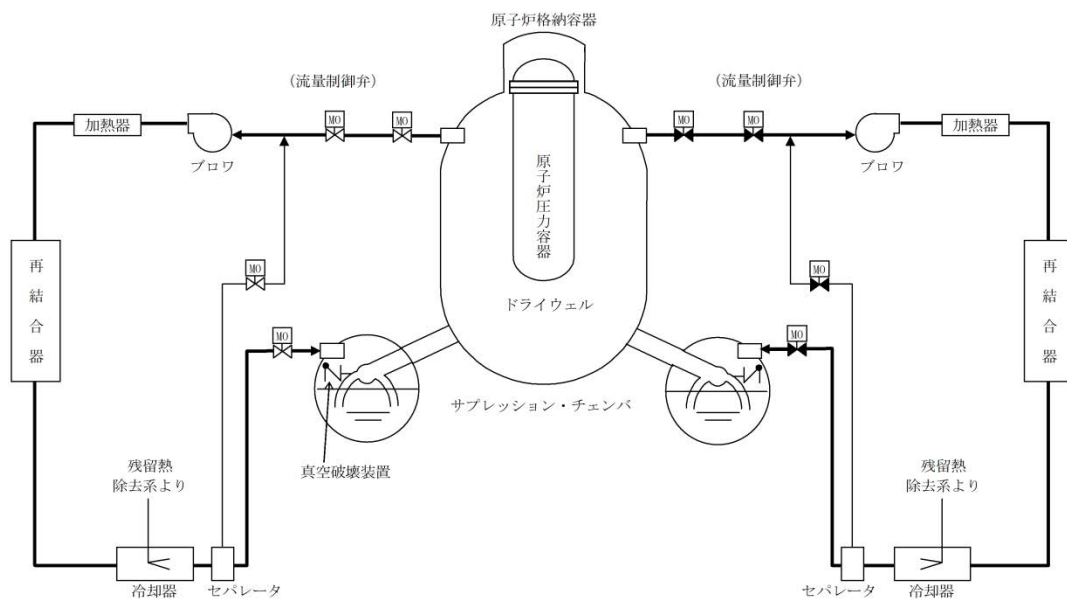


図 3 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 概略系統図

53 条 補足説明資料

53-1 S A設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

53-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条:水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	53-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	Bb	
			関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A	
			関連資料	53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象 (同一目的の SA 設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図					

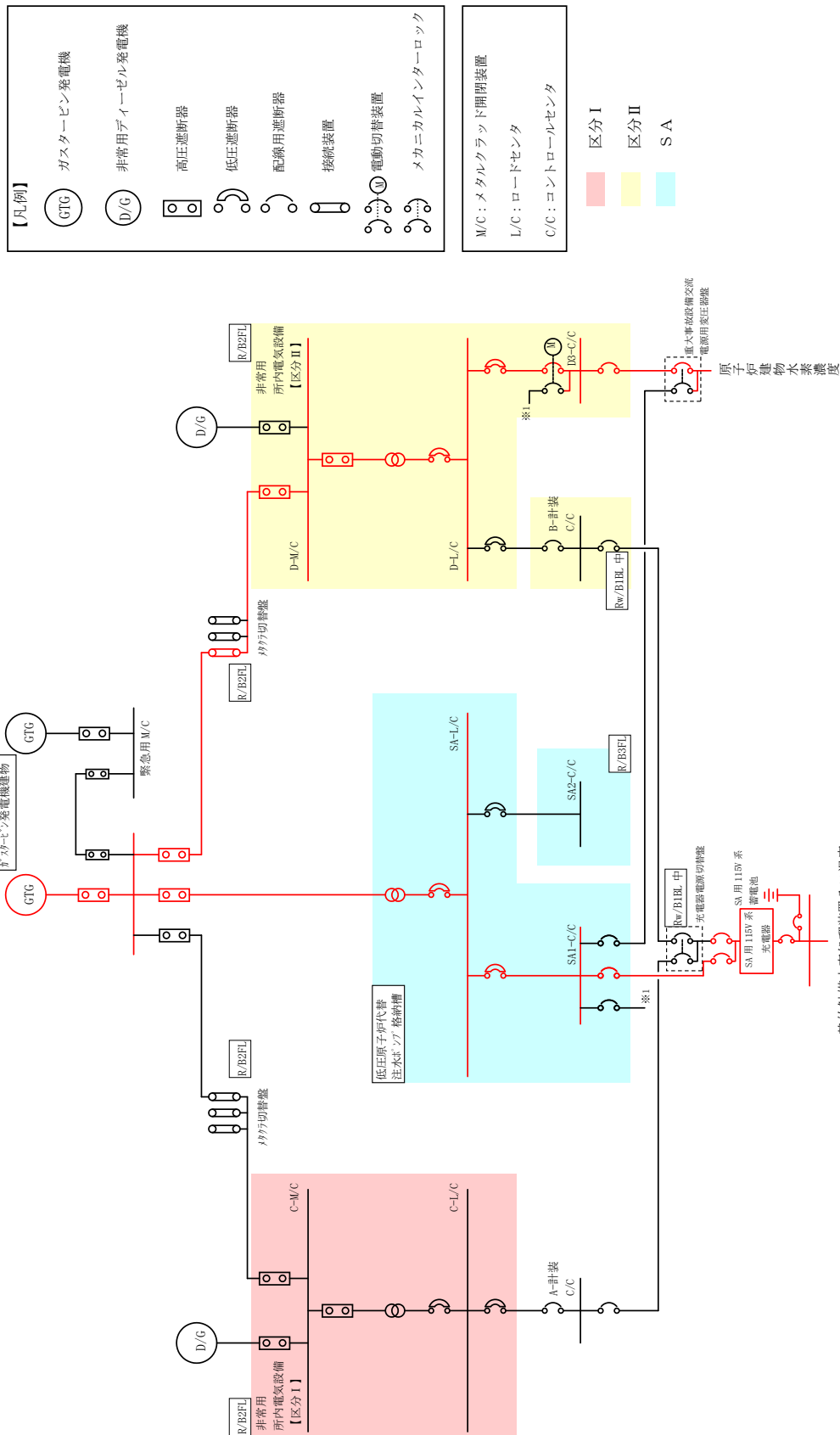
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		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	53-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		Bb
	関連資料		53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae
			その他(飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)		対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)		B
			サポート系要因	対象(サポートあり)-異なる駆動源又は冷却源		Ca
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		原子炉建物水素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		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	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		Bb	
		関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae
			その他(飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)		対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的の SA 設備あり)		B
			サポート系要因	対象(サポートあり)—異なる駆動源又は冷却源		Ca
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図			

53-2 単線結線図



【凡例】

- GTG: ガスタービン発電機
- D/G: 非常用ディーゼル発電機
- High Voltage Breaker (High Voltage Breaker symbol)
- Low Voltage Breaker (Low Voltage Breaker symbol)
- 配線用遮断器 (Wiring Breaker symbol)
- 接続装置 (Connection Device symbol)
- 電動切替装置 (Electric Switching Device symbol)
- メカニカルインターロック (Mechanical Interlock symbol)

区分 I (Red)


区分 II (Yellow)

SA (Cyan)

M/C: メタルグラッド開閉装置
L/C: ロードセンタ
C/C: コントロールセンタ

図 1 単線結線図

53-3 配置図

取付箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に
取り付ける箇所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所
：重大事故等対処設備を示す。

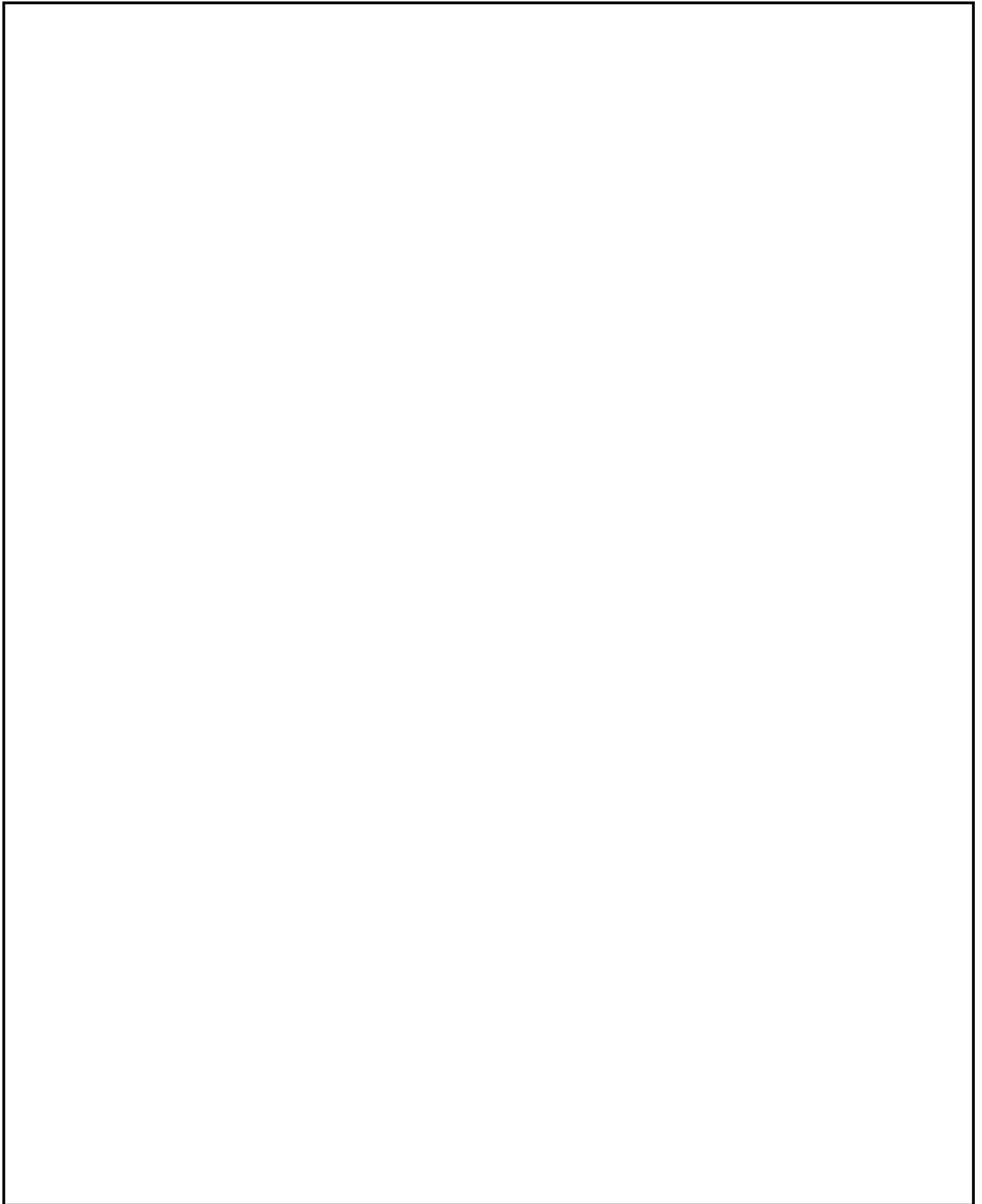


図1 機器配置図（原子炉建物4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

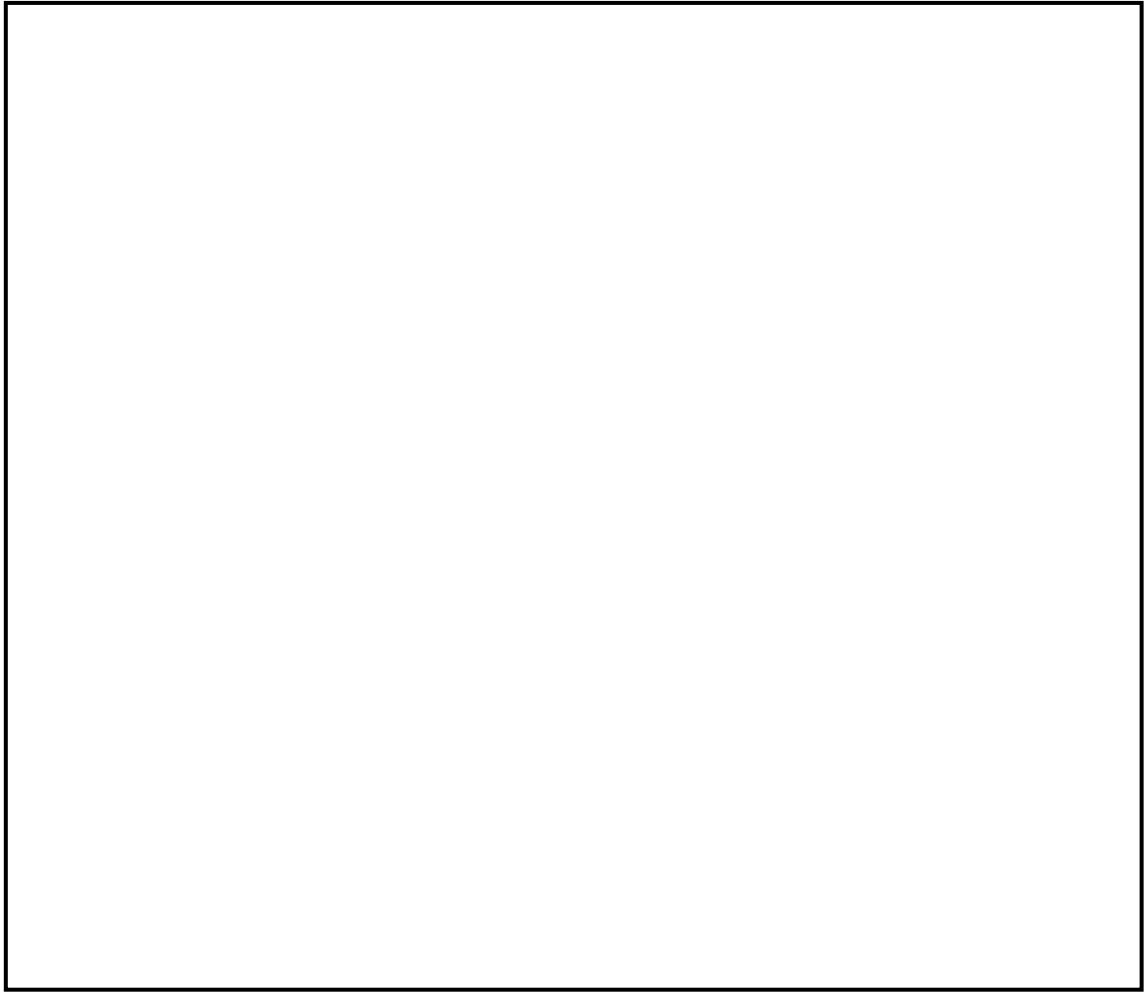


図2 機器配置図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図3 機器配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図1及び2に示す。

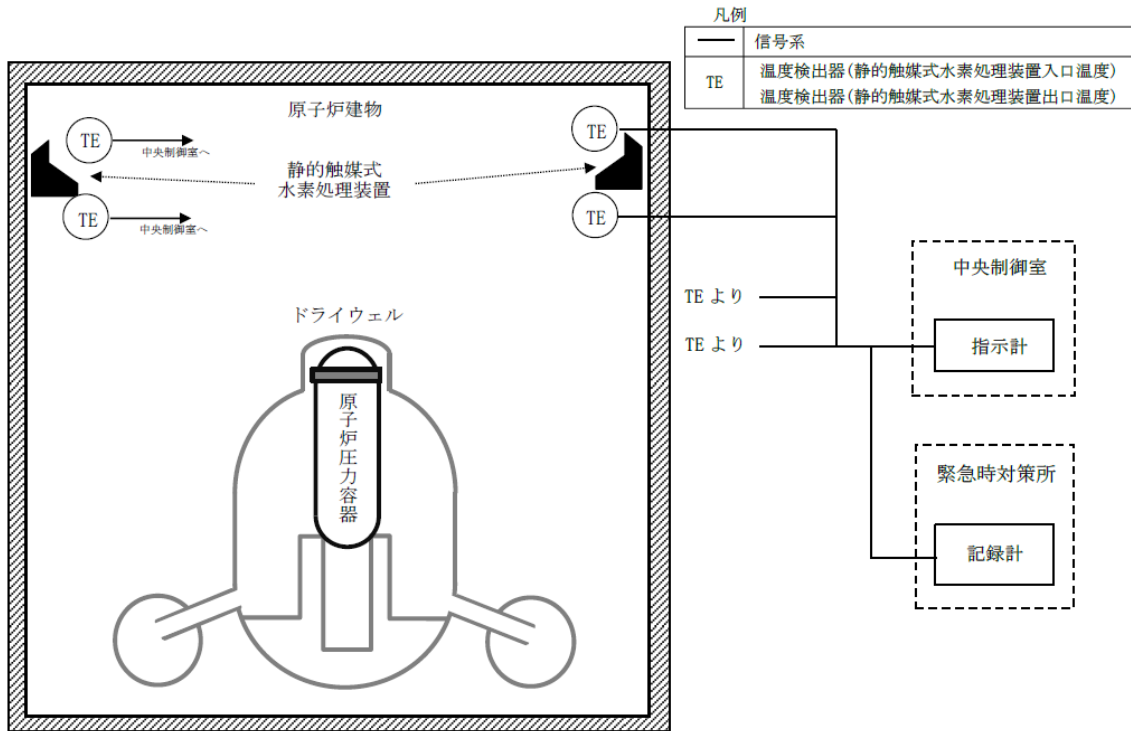


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

凡例	
—	信号系
H ₂ E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

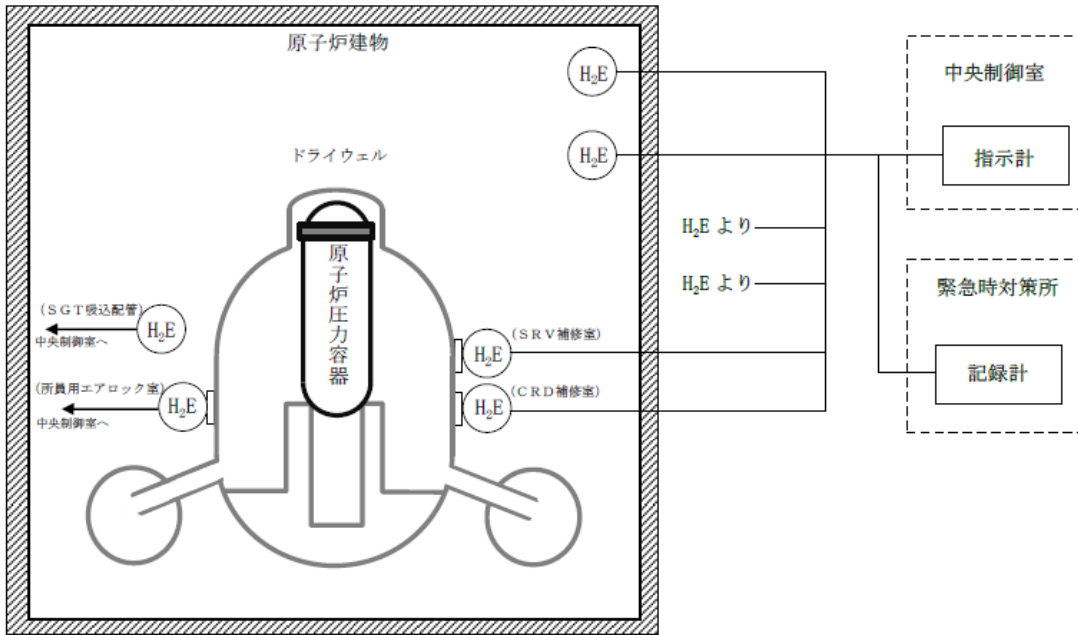


図2 原子炉建物水素濃度の系統概要図

53-5 試験及び検査

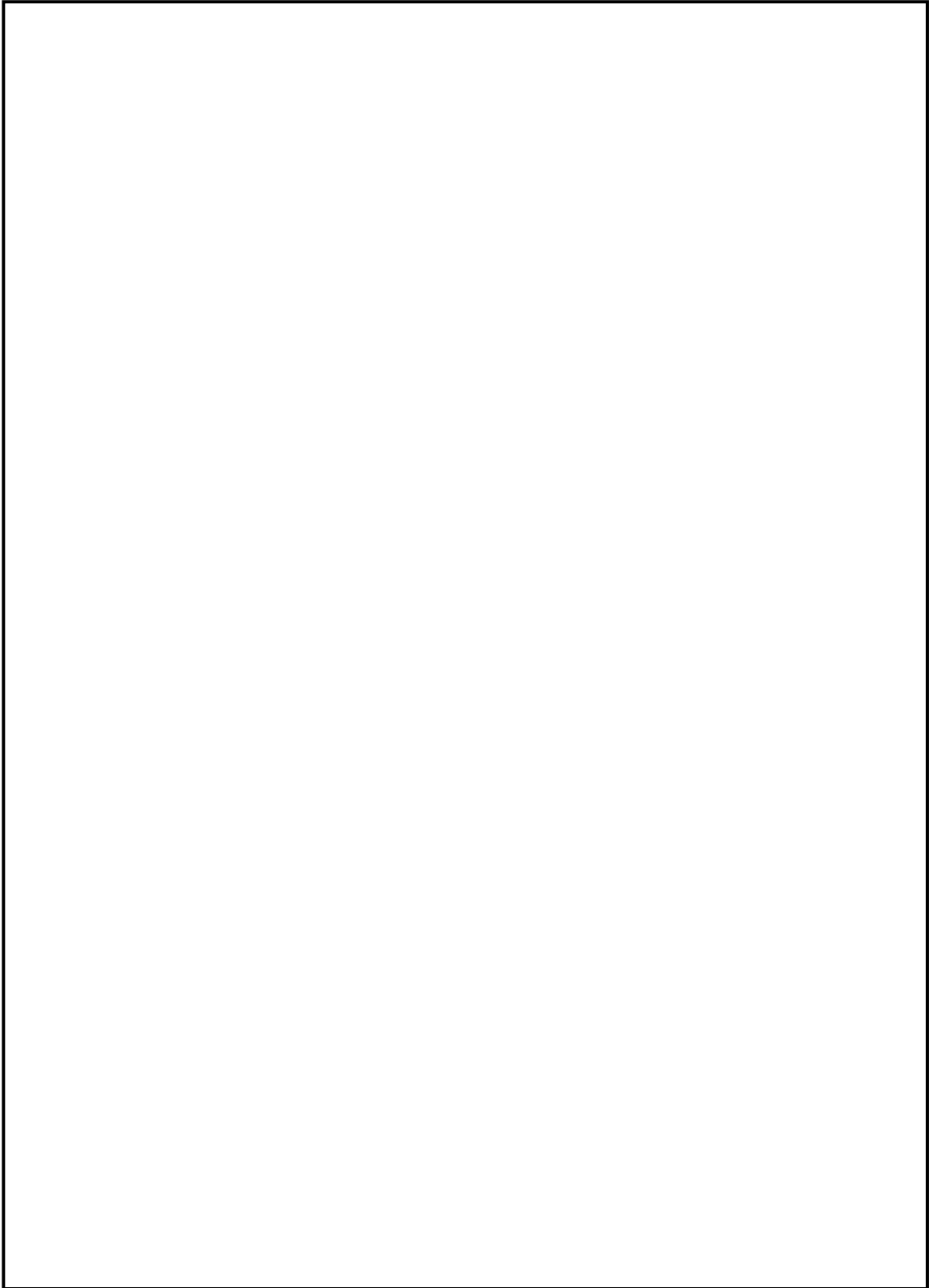


図1 構造図（静的触媒式水素処理装置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

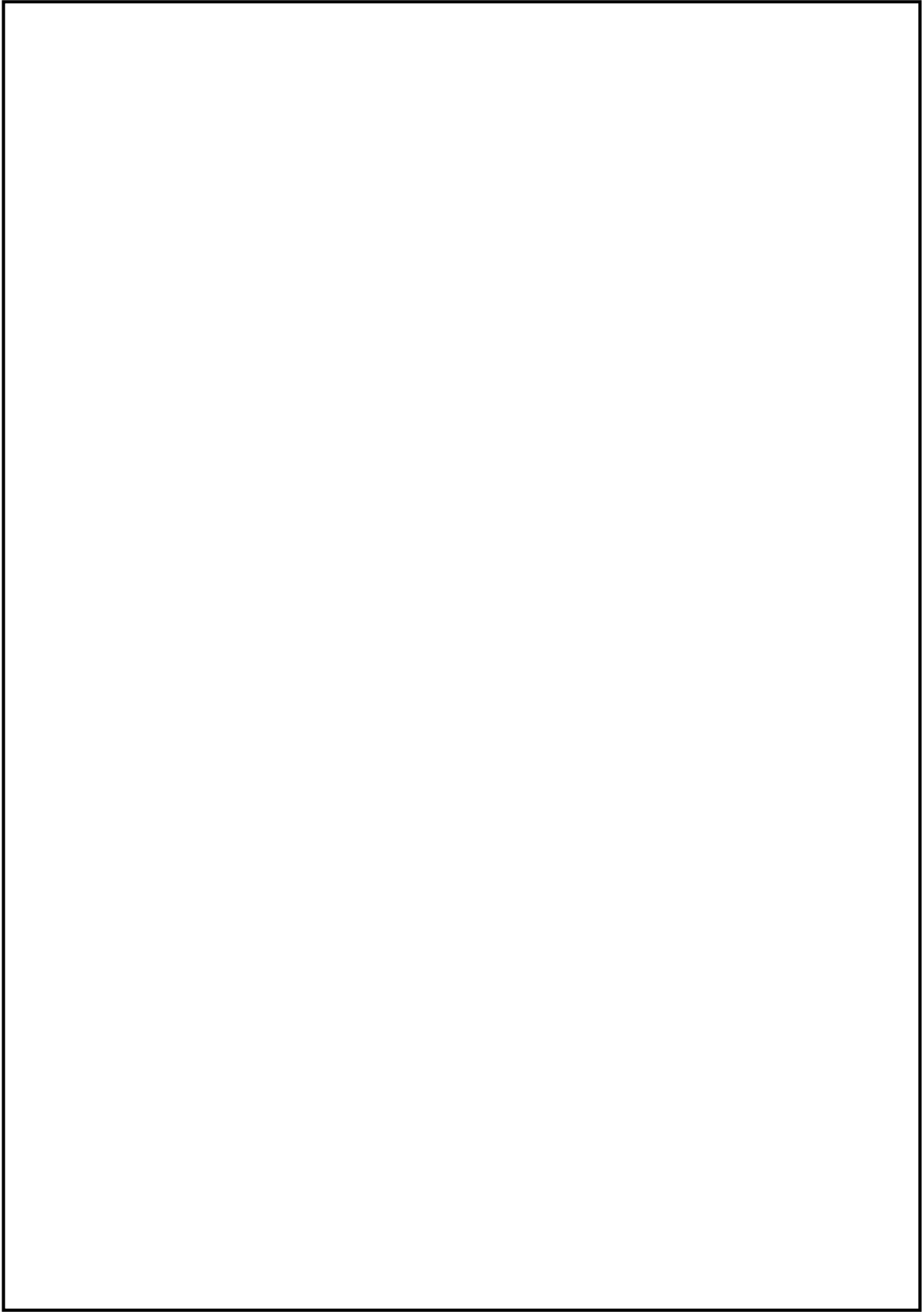
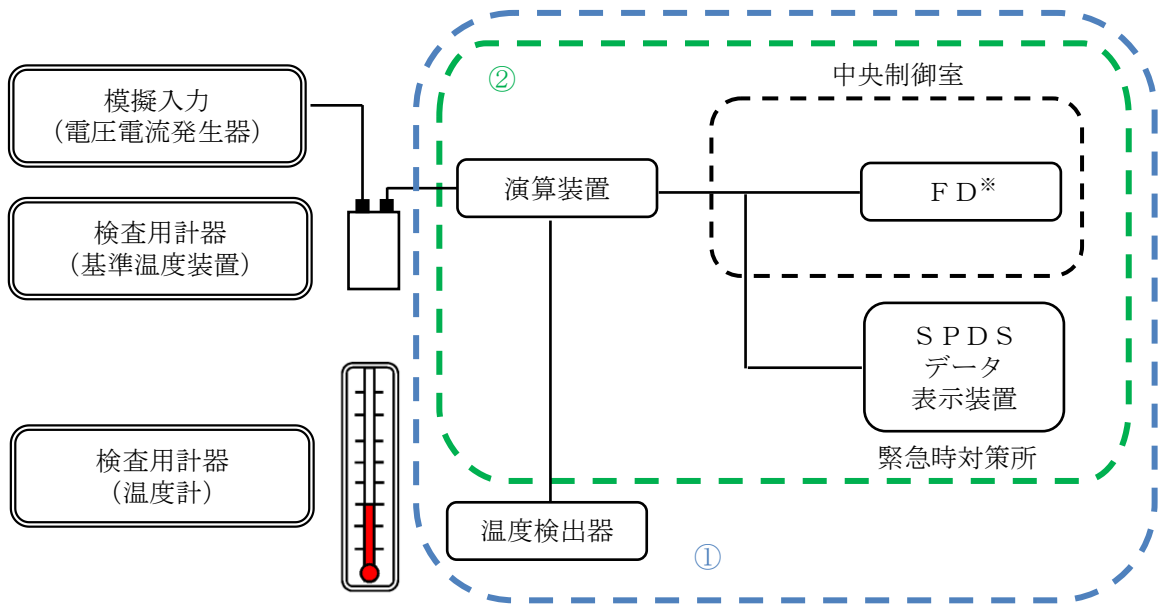


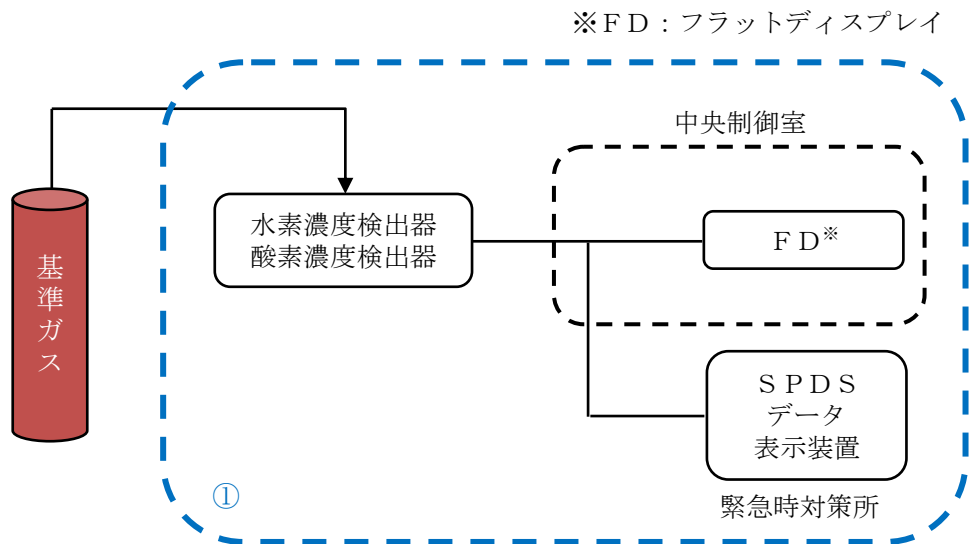
図2 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



- ① 検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図 3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図 4 原子炉建物水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

名 称		静的触媒式水素処理装置
水 素 処 理 容 量	kg/h/個	約 0.50 (水素濃度 4 vol%, 温度 100°C, 大気圧において)
最 高 使 用 温 度	°C	300
個 数	個	18

【設 定 根 拠】

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

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

1. 水素処理容量

島根原子力発電所2号炉においては、触媒カートリッジがPAR1個につき22枚設置されるPAR-22タイプを採用する。製造メーカ（NIS社）による開発試験を通じて、NIS社製PARの1個当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

(PARの基本性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots \text{(式1)}$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数

C_{H_2} : PAR入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

スケールファクタ SF について、PAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため SF=「22/88」となる。

スケールファクタの妥当性については、別添資料-3の「2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

これらに以下の条件を想定し，P A R 1 個あたりの水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H_2}

水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため，4 vol%とする。

・圧力 P

重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧 (101, 325 Pa) とする。

・温度 T

保守的に 100°C (373. 15K) とする。

以上により，P A R 1 個あたりの水素処理容量は，約 0. 50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%，大気圧=101, 325Pa，温度 100°C=373. 15K) となる。

2. 最高使用温度

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

水素濃度 4 vol%時における P A Rの温度については，OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。

詳細は別添資料－3の「添付2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について」で示す。

3. 個数

実機設計 (P A Rの個数を踏まえた設計) においては，反応阻害物質ファクタ (F_i) を乗じた (式2) を用いる。反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による P A Rの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0. 5」とする。

(実機設計における性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ (-)
- F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

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

- ・ 水素の発生量 : 約 1,000kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクタ F_i=0.5
- ・ 水素処理容量=0.50g/h/個×0.5
=0.25kg/h/個
- ・ 必要個数= (約 1,000kg×10%/日) / (24h/日) / 0.25kg/h/個
=約 16.7 個

これにより、P A R の必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお、実際の P A R 設置個数は、余裕を見込み 18 個を設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉棟4階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置動作監視を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図」参照。）

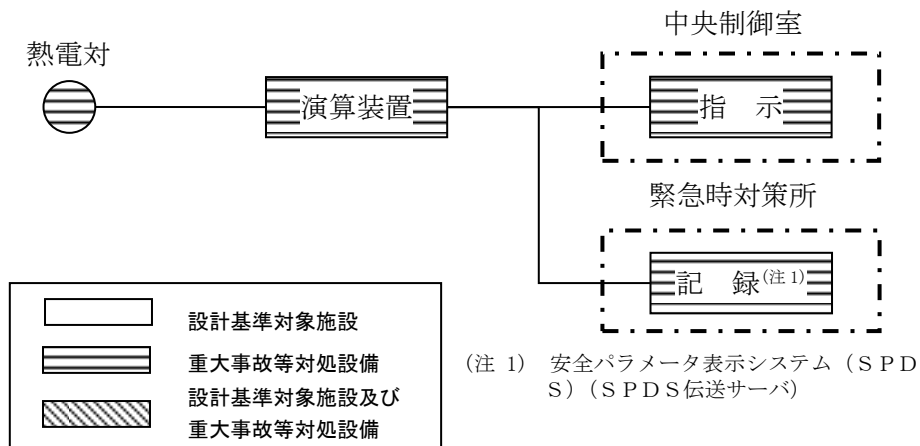


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

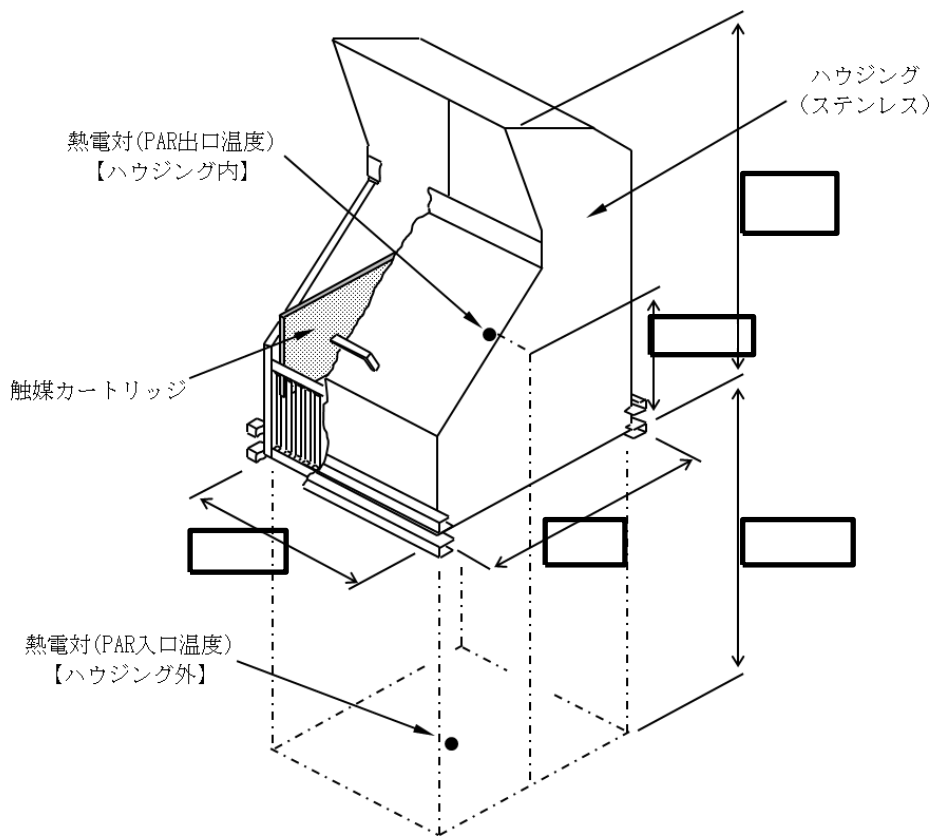


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2※	原子炉建物 4階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2※	原子炉建物 4階

※ 2個の静的触媒式水素処理装置に対して、出入口に各1個設置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
静的触媒式 水素処理装置 入口温度	0～100℃	—	—	最大値： 100℃ 以下	最大値： 300℃ 以下	重大事故等時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。
静的触媒式 水素処理装置 出口温度	0～400℃					

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

2. 原子炉建物水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建物水素濃度は、重大事故等時に原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。）

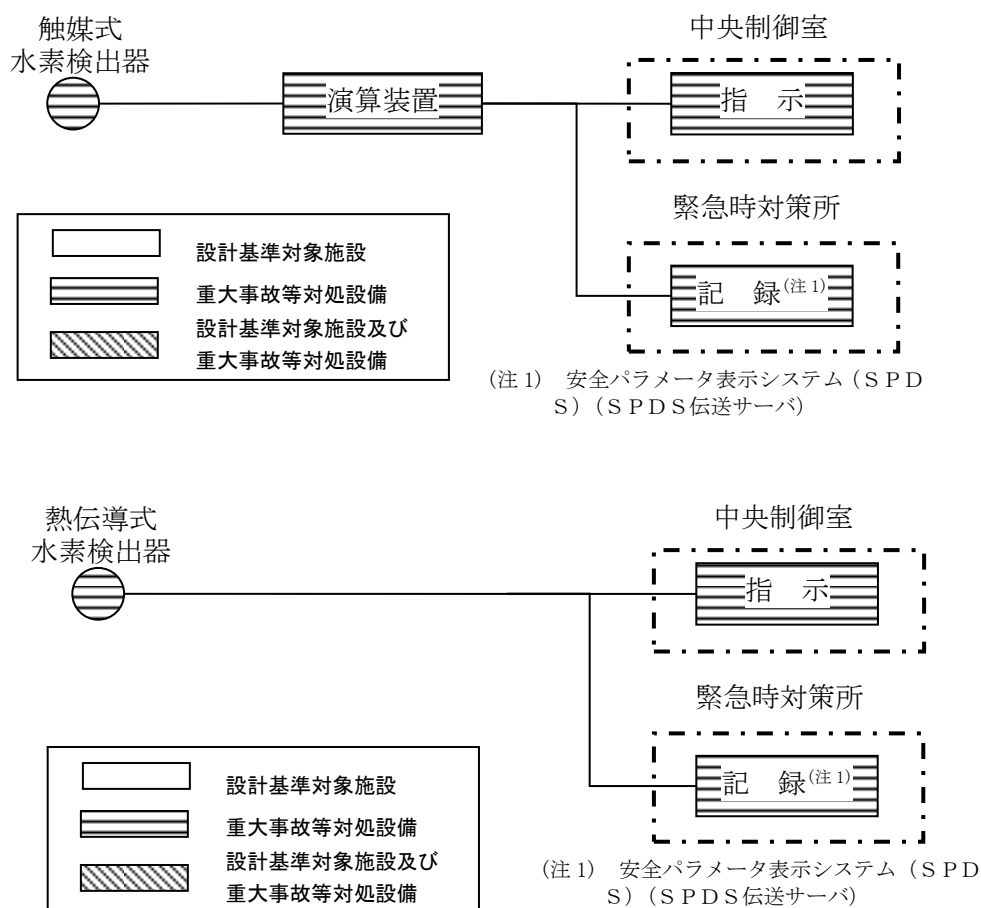


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表 3 に、計測範囲を表 4 に示す。

表 3 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10%	1	原子炉建物 4 階
	熱伝導式水素検出器	0～20%	5	原子炉建物 4 階：1 原子炉建物 2 階：2 原子炉建物 1 階：2

表 4 原子炉建物水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
原子炉建物水素 濃度	0～10%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	重大事故等時において、水素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界である 4vol% 未満に低減する。）
	0～20%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

53-7 その他設備

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

1. 原子炉ウェル代替注水系の設置

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良E P D M製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

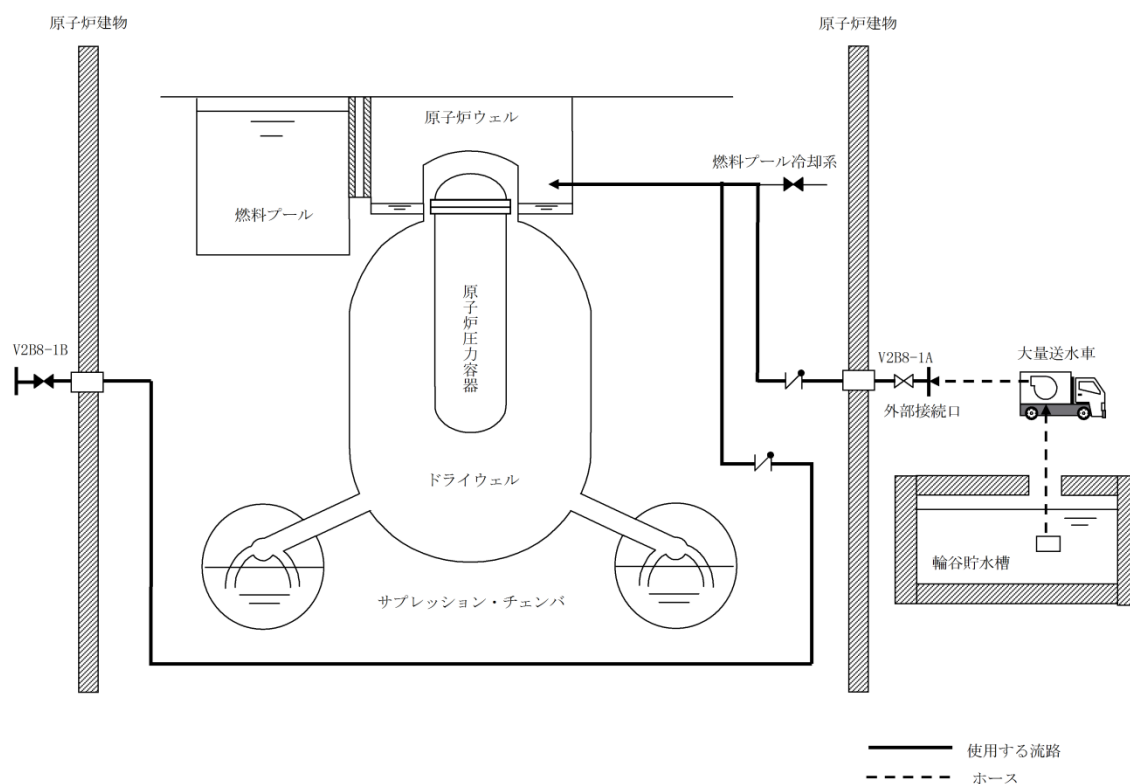


図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル温度（SA）（ドライウェル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウェル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉棟4階（燃料取替階）の水素を外部へ排出することで、水素の原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。

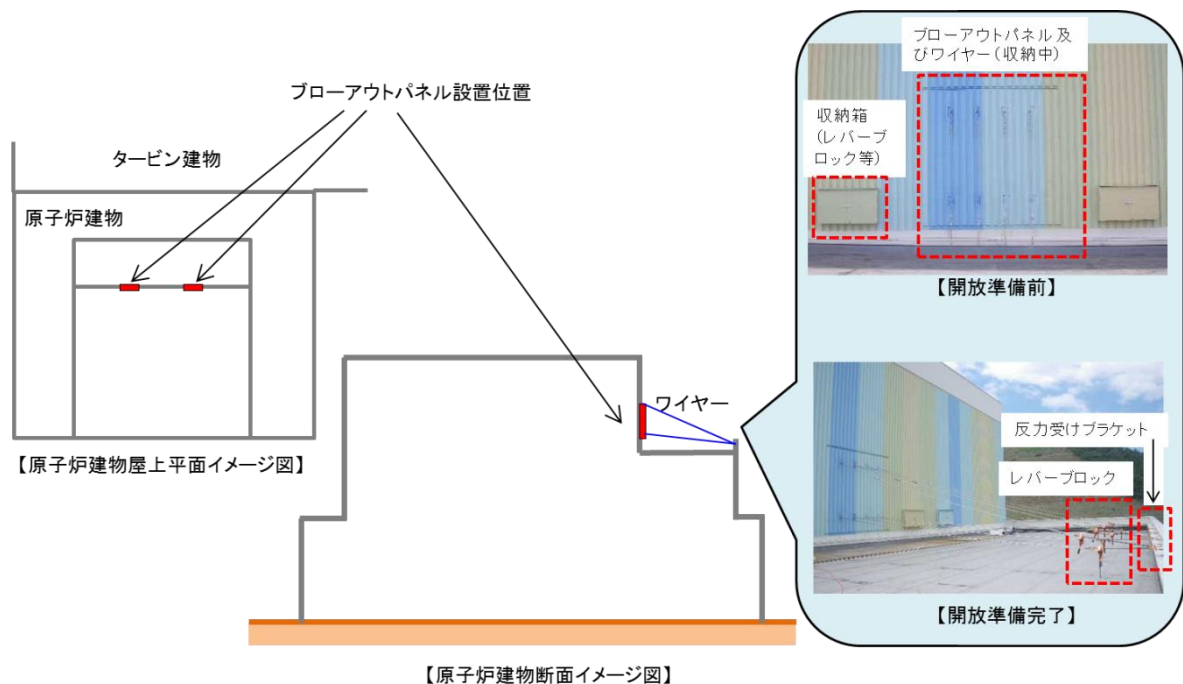


図2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 概略図

56 条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

目次

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備

56-1

S A設備基準適合性一覽表

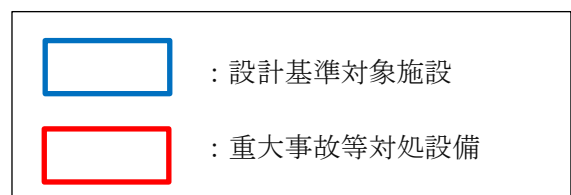
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

56条：重大事故等の収束に必要な水の供給設備		低圧原子炉代替注水槽		類型化 区分	サブプレッション・チェンバ	類型化 区分		
第43条	第1項	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	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内設備	C	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用可能	II	(海水を通水しない)	対象外
				電磁波的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	[配置図] 56-2 [系統図] 56-3		[配置図] 56-2 [系統図] 56-3	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(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	容器 (タンク類)	C	
		関連資料	[試験及び検査] 56-4		[試験及び検査] 56-4			
		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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	[系統図] 56-3		[系統図] 56-3			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外	
			関連資料	—		—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—		—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	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	56-5 容量設定根拠		56-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的のSA 設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料			[配置図] 56-2		[配置図] 56-2		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

56条：重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		大量送水車	類型化区分	大型送水ポンプ車	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	常時海水を通水又は海で使用	I
			電磁波的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	[配置図] 56-2, [保管場所図] 56-7		[配置図] 56-2, [保管場所図] 56-7		
		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	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	[接続図] 56-6		[接続図] 56-6		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	ポンプ	A
		関連資料	[試験及び検査] 56-4		[試験及び検査] 56-4		
	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	本来の用途として使用一切替 操作が必要	B a	
	関連資料	[系統図] 56-3		[系統図] 56-3			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	高速回転機器	B b	高速回転機器	B b	
	関連資料	[試験及び検査] 56-4		[試験及び検査] 56-4			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料	[系統図] 56-3, [接続図] 56-6		[系統図] 56-3, [接続図] 56-6			
	第3項	第1号	可搬型SAの容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備	A	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	[容量設定根拠] 56-5		[容量設定根拠] 56-5	
		第2号	可搬型SAの接続性	より簡便な接続	C	より簡便な接続	C
			関連資料	[接続図] 56-6		[接続図] 56-6	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	複数の機能で同時使用	A a	
		関連資料	[接続図] 56-6		[接続図] 56-6		
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	[接続図] 56-6		[接続図] 56-6		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	[保管場所図] 56-7		[保管場所図] 56-7		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料	[アクセスルート図] 56-8		[アクセスルート図] 56-8			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b	
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	[系統図] 56-3 [接続図] 56-6 [保管場所図] 56-7		[系統図] 56-3 [接続図] 56-6 [保管場所図] 56-7			

56-2
配置図



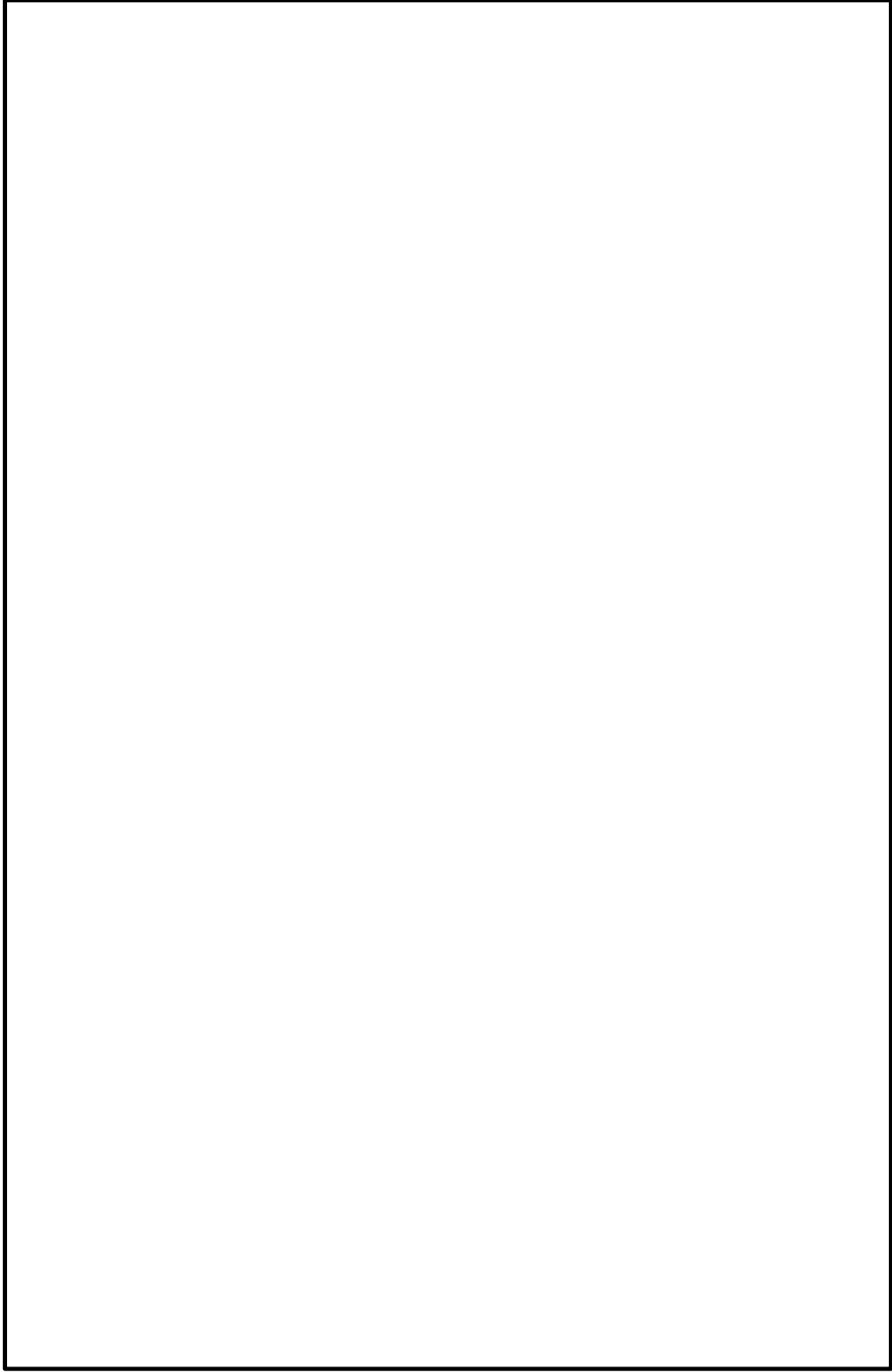


図1 水源配置図（低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・チェンバ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

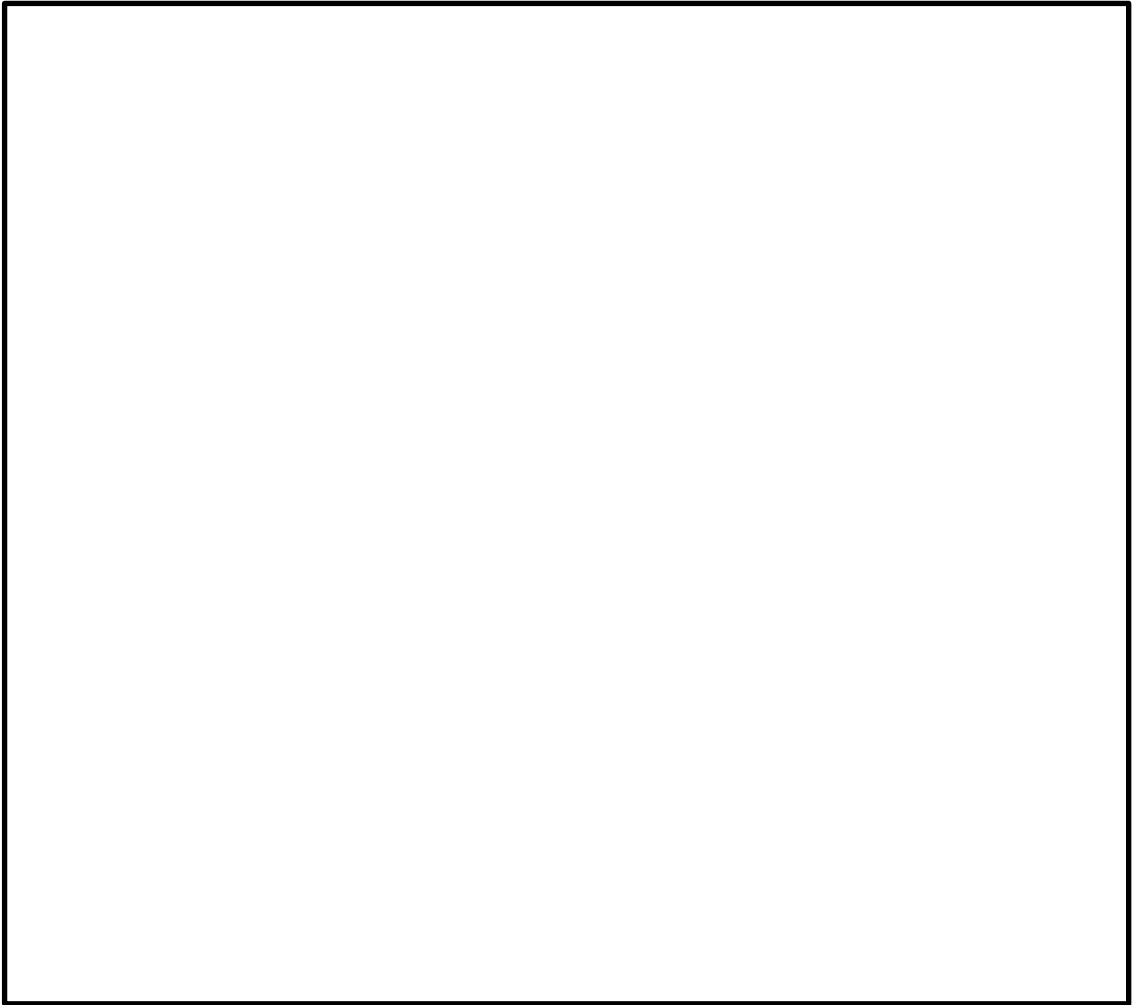


図2 水源配置図 (サプレッション・チェンバ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

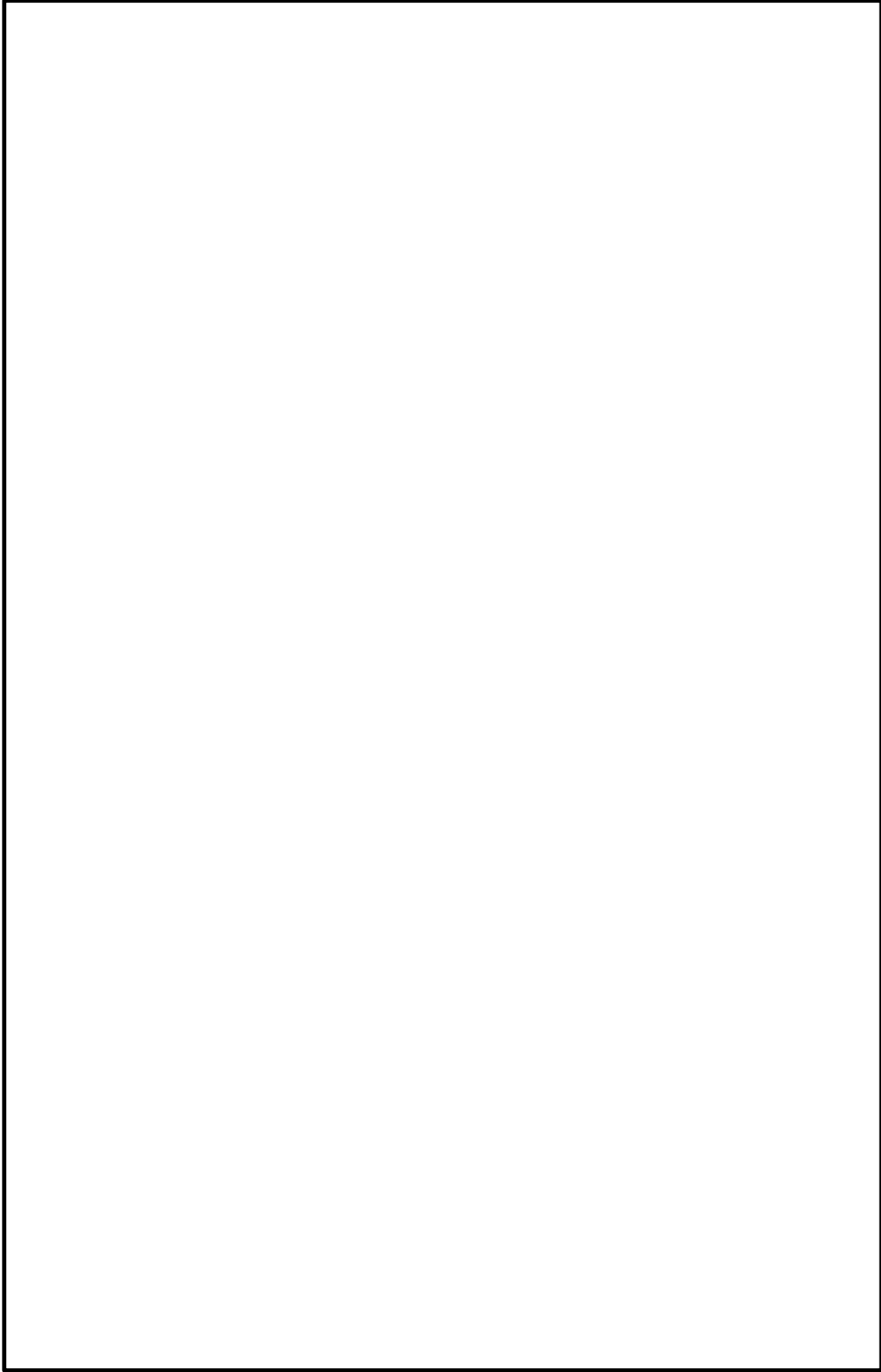


図3 水源配置図（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、海水取水箇所）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

56-3
系統図

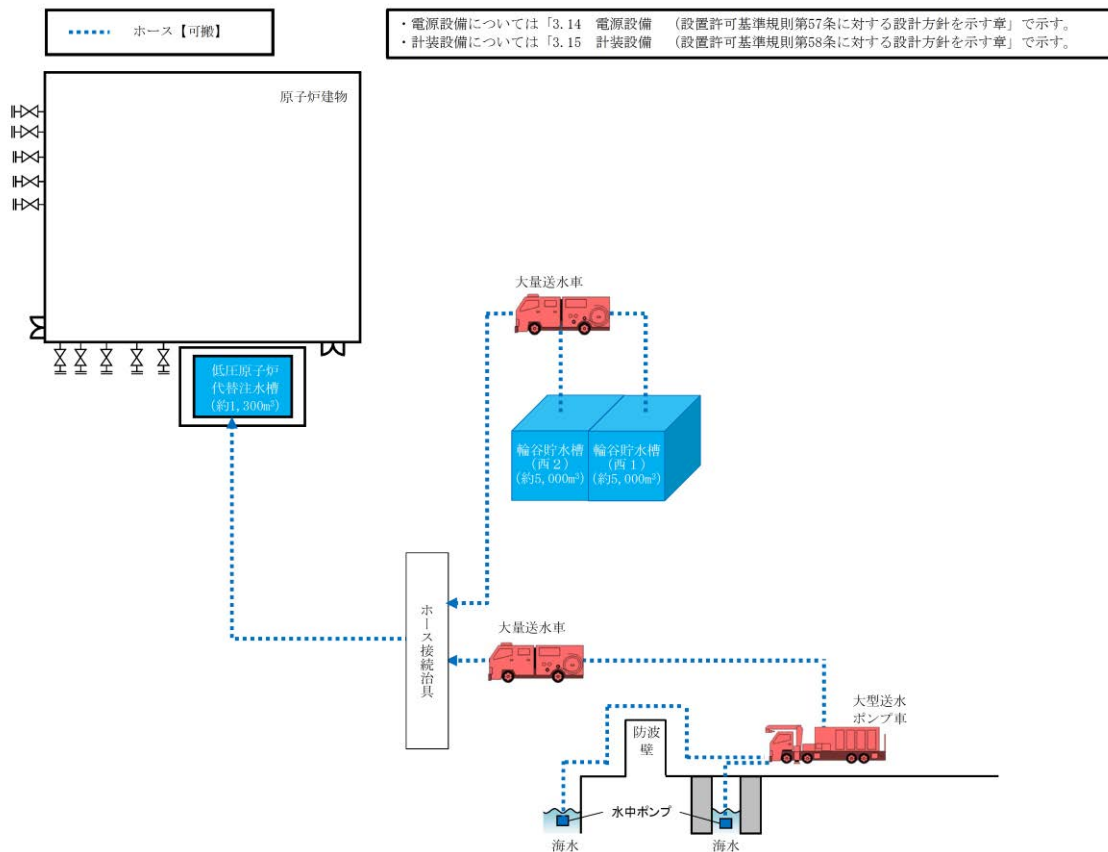


図1 系統概要図 (各種水源による低圧原子炉代替注水槽への供給)

56-4
試験及び検査

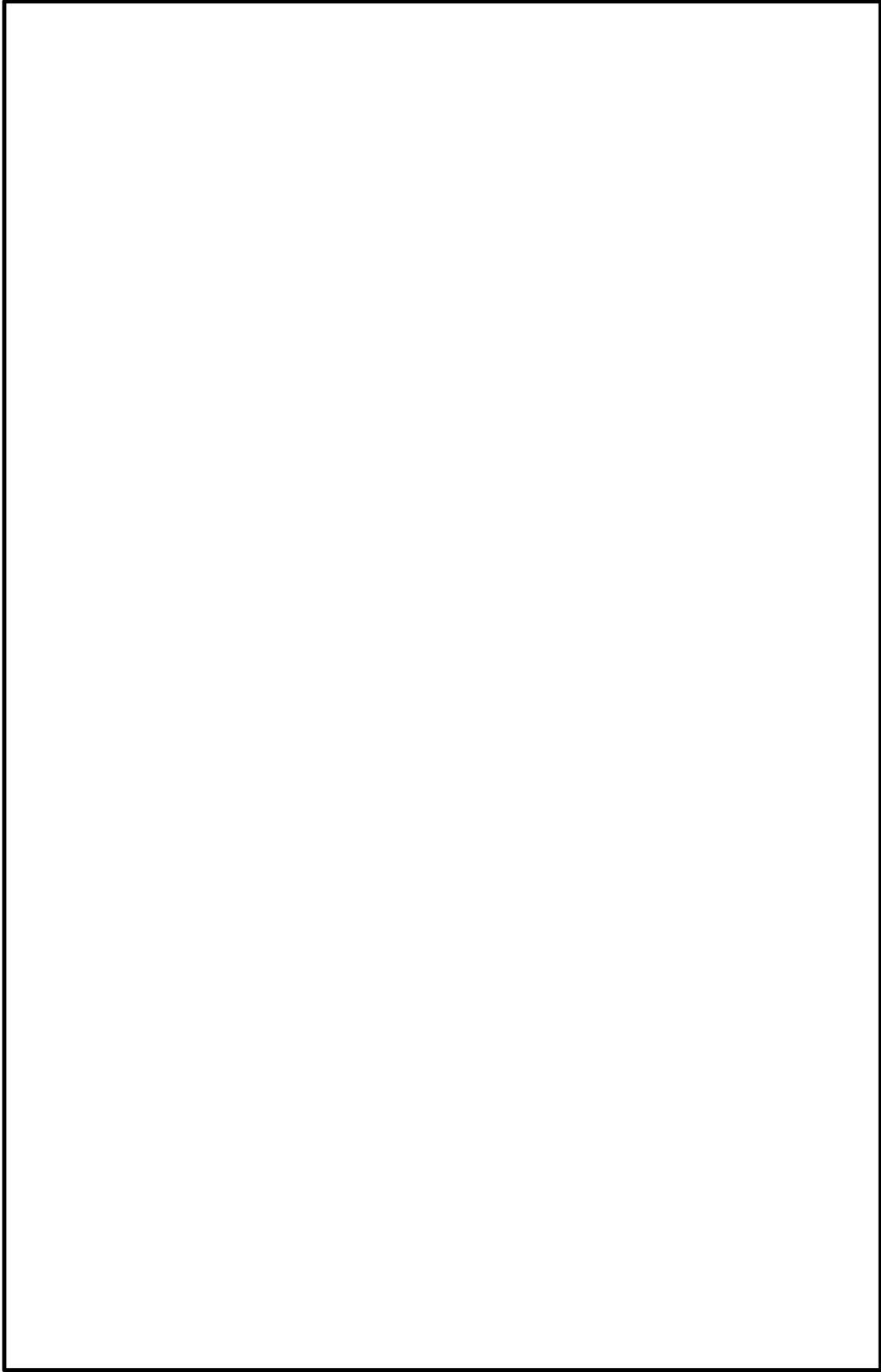


図1 構造図（低圧原子炉代替注水槽）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

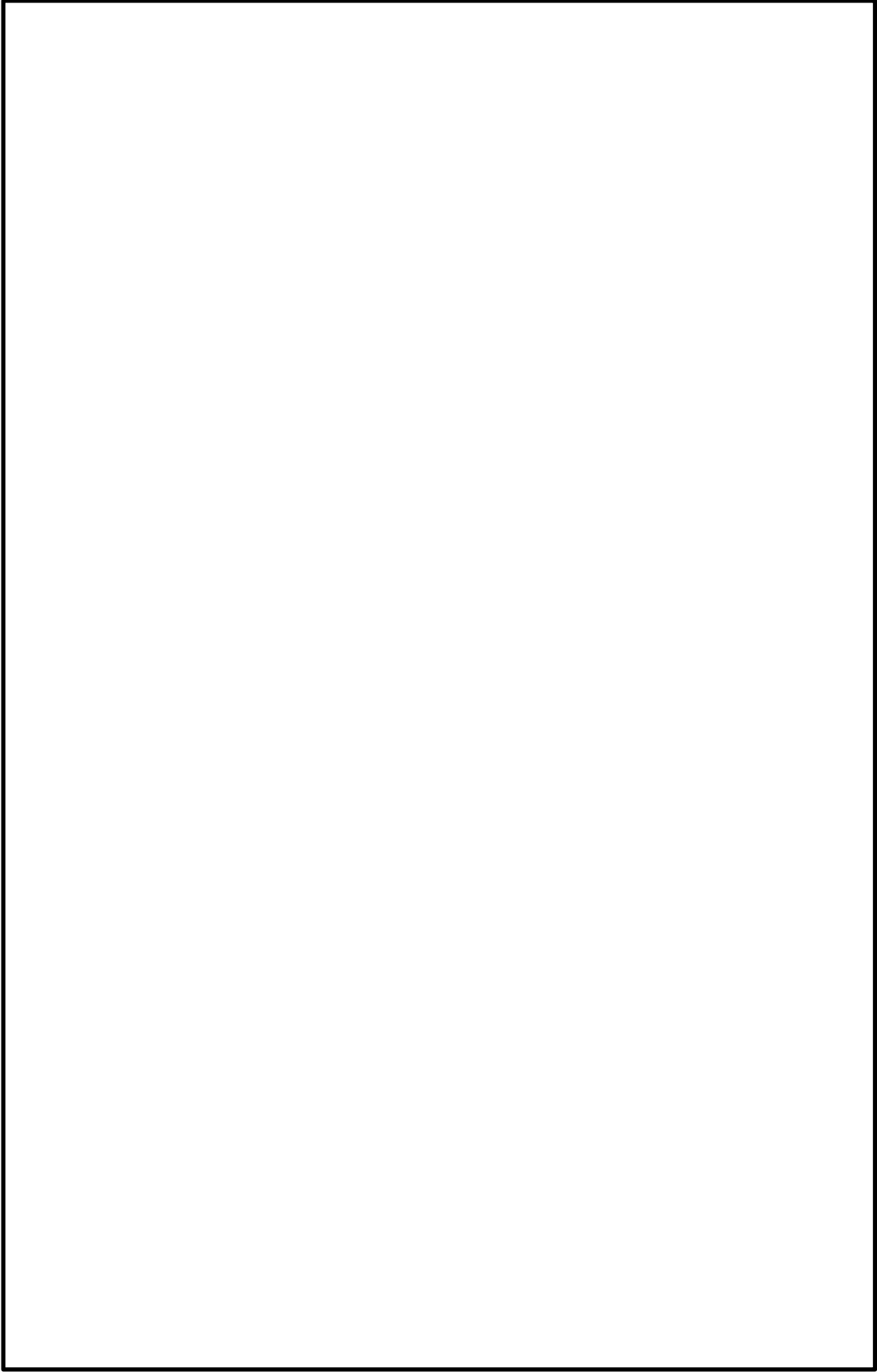


図2 構造図 (サブセッション・チェンバ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

表1 島根原子力発電所 2号 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	保全方式又は 頻度	検査名	備考
給水系	B-RFPタービン演算器盤 2-992B	低	特性試験(校正・調整)	13M		
			機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)	
	給水系計器一式	高	特性試験 機能・性能試験 消耗品取替	13M~70M 1C 8Y	給・復水系設備検査(特性) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉プロセス計装) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉給水流量制御装置他) 主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)	
	給水系配管一式	高	外観点検	10C		
	給水系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		
		高	外観点検	10C	給・復水系設備検査(外観) レストレイント検査	
原子炉圧力容器本体	原子炉圧力容器 DB11-1	高	開放点検 漏えい試験	13M 1C	クラス1機器供用期間中検査(漏えい)	
原子炉格納容器	原子炉格納容器 0T209-1-3	高	開放点検 漏えい試験	13M 1C	原子炉格納容器漏えい事検査	
	原子炉格納容器ベネトレーション一式	高	外観点検 消耗品取替	1C 13M		
原子炉ベントドレン系	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	外観点検	10C		
			分解点検	130M		
	原子炉ベント・ドレン系配管支持構造物一式	高	外観点検 外観点検	10C 1C		
制御棒駆動系	制御棒駆動系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
	制御棒駆動水加熱器 H212-1	低	外観点検 漏えい試験	2C 2C	制御棒駆動水圧系設備検査(外観)	
	スクラム排出水容器A,B T212-1A, 1B	高	外観点検	10C		
	水圧ユニット窒素容器 137台 T212-128	高	開放点検 漏えい試験	130M 1C		
	水圧ユニットアキュムレータ 137台 T212-125	高	開放点検 漏えい試験	130M 1C		
	水圧ユニットフィルタ 137台×4台 S212-134, 135, 136, 141	高	分解点検	13M		

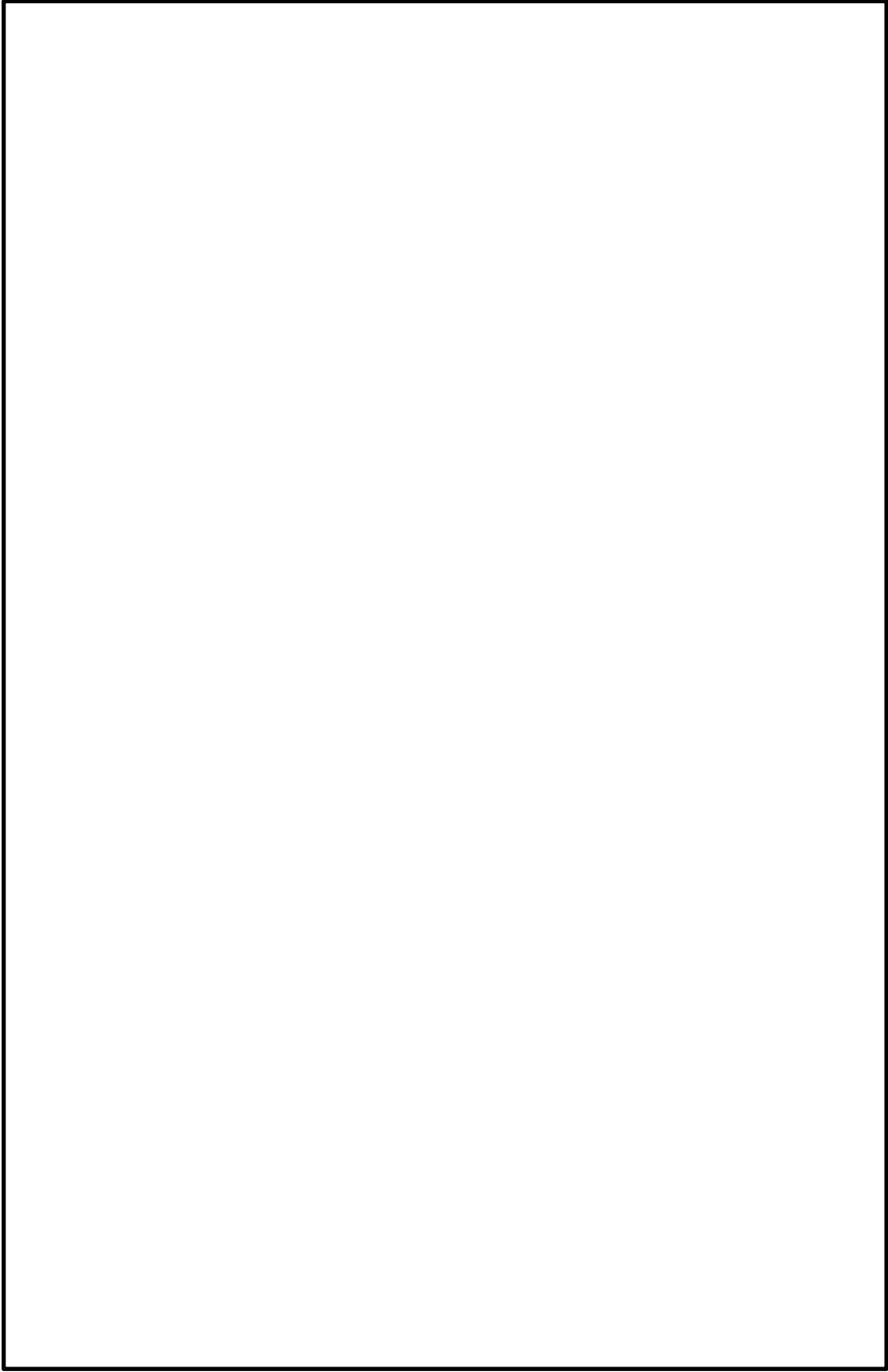


図3 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

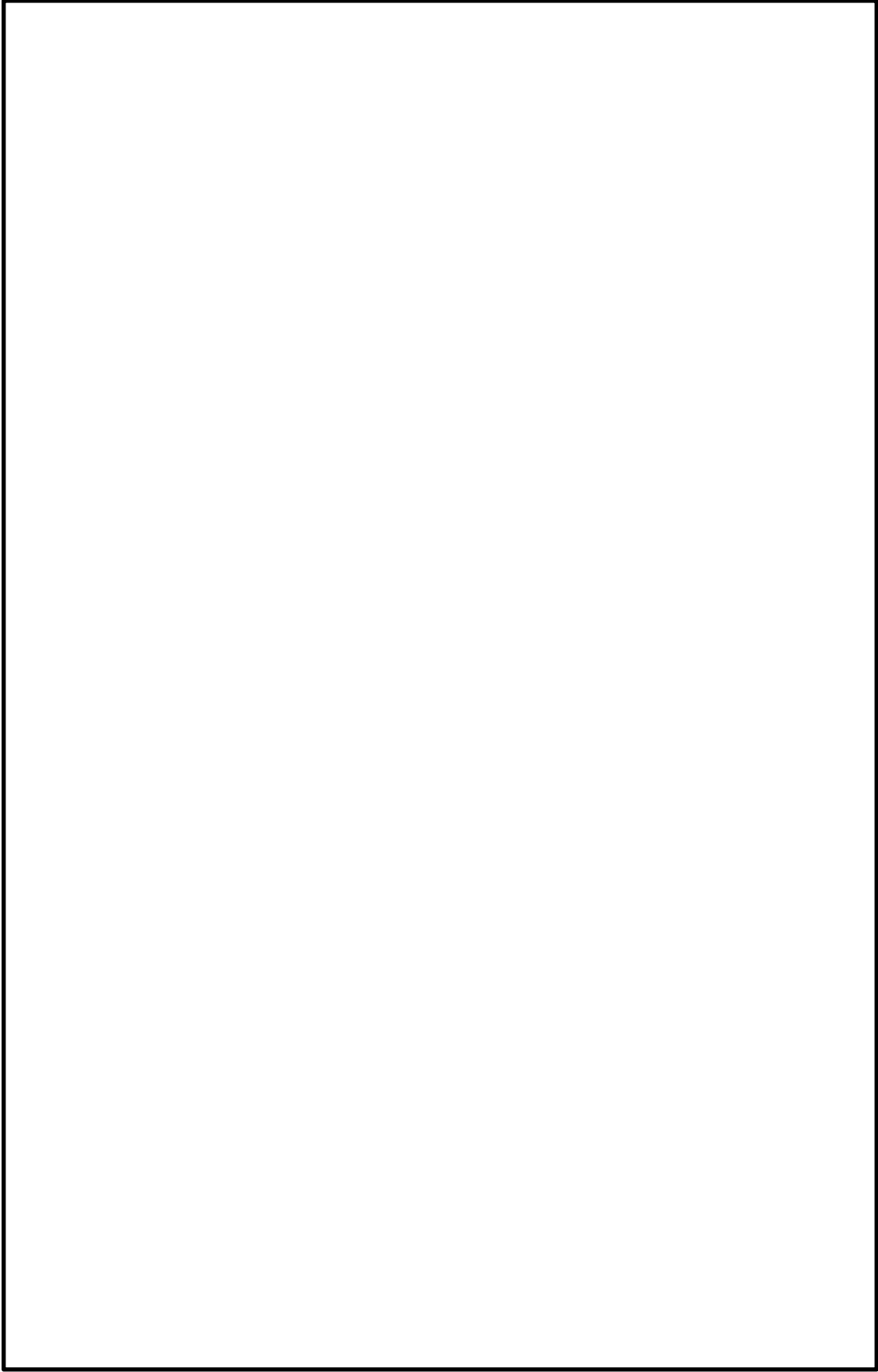


図 4 運転性能検査系統図 (大型送水ポンプ車)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

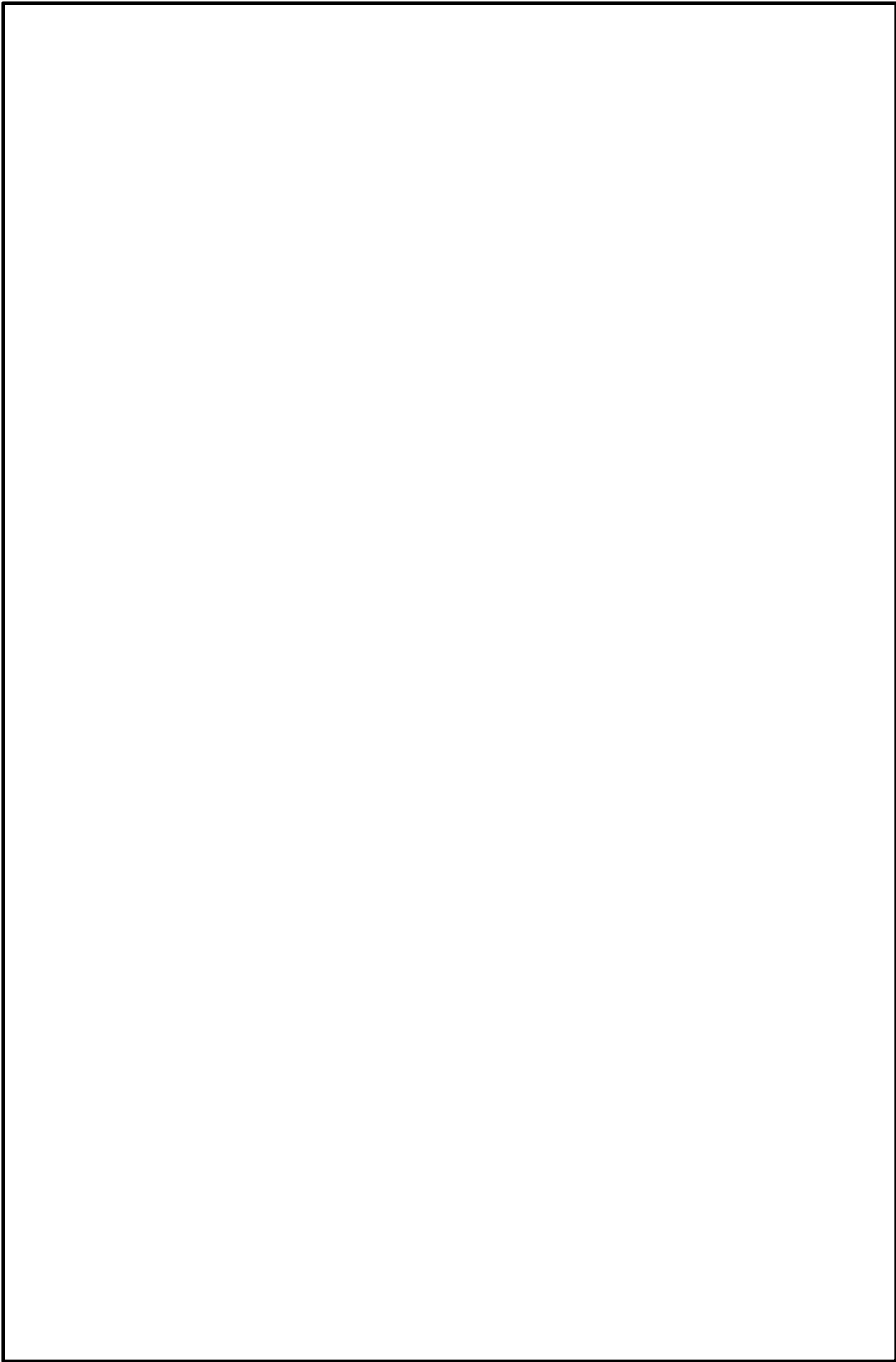


図5 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

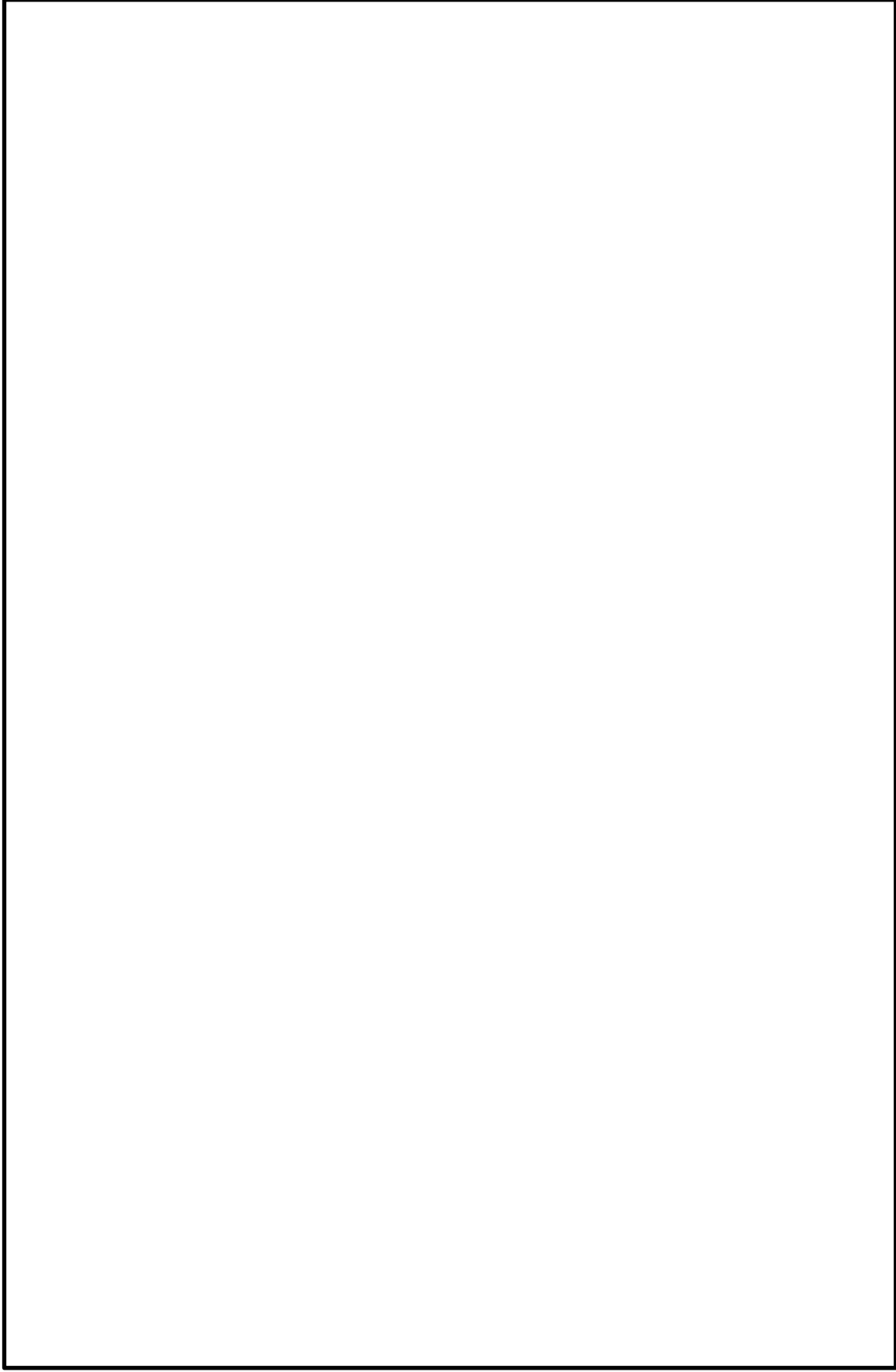


図6 構造図（大型送水ポンプ車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

56-5
容量設定根拠

名 称		低圧原子炉代替注水槽
容量	m ³	740 (注1) , (1,300 (注2))
機器仕様に関する注記		注1 : 最低貯水量を示す 注2 : 公称値を示す
<p>低圧原子炉代替注水槽は、重大事故等の収束に必要となる淡水又は海水を供給するための水源として設置する。</p> <p>1. 容量 740m³ (注1) , (1,300m³ (注2))</p> <p>重大事故時等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）である。これは、大破断LOCAを起因事象とし、かつ、全交流動力電源喪失事象を加えた状態として、残留熱代替除去系を使用しない想定における過圧及び過温への対策の有効性を評価する事故シーケンスである。</p> <p>当該事故シーケンスにおいては、7日間で約 3,200m³ の水を使用する。当該使用量は低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量約 740m³ を上回るが、図1に示すとおり、低圧原子炉代替注水槽が枯渇（事象発生から約 21 時間後）する前に、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約 2 時間 30 分後）することにより、低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。従って、低圧原子炉代替注水槽は最低貯水量約 740m³ を有する設計とすることで、重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。</p>		

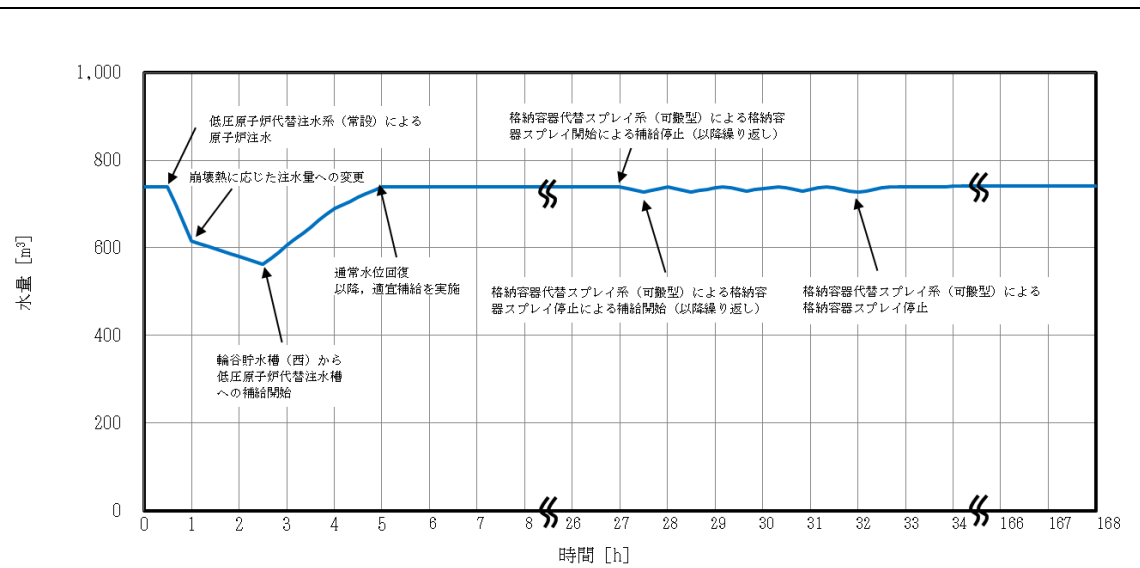


図1 低圧原子炉代替注水槽の水量変化

- ①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
事象発生後、定格流量で注水する（250m³/h）。
冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。
- ②輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への移送
事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m³/hで輪谷貯水槽（西1）
及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水槽へ移送する。
- ③代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ
事象発生27時間後から格納容器圧力に応じ、120m³/hで間欠運転を実施。

図1に示すとおり、事象発生から2時間30分以降は、大量送水車を用いて、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水又は海水を120m³/hで低圧原子炉代替注水槽へ給水することで重大事故等の収束に必要な水の確保が可能となる。

以上より、低圧原子炉代替注水槽の容量については、要求値740 m³（公称値1,300 m³）を有する設計とすることで、重大事故等の収束に必要な水の確保が可能となる。なお、低圧原子炉代替注水槽への供給が遅れることになっても、事象発生から約21時間後までに供給を実施すれば低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。

名称		大量送水車
容量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) , (168 以上 (注 2))
吐出圧力	MPa [gage]	0.29 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.6
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設定根拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

大量送水車は想定される重大事故等時において、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水若しくは海水を、事故収束に必要な水量を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを図 2 のとおり 1 セット 1 台使用する。

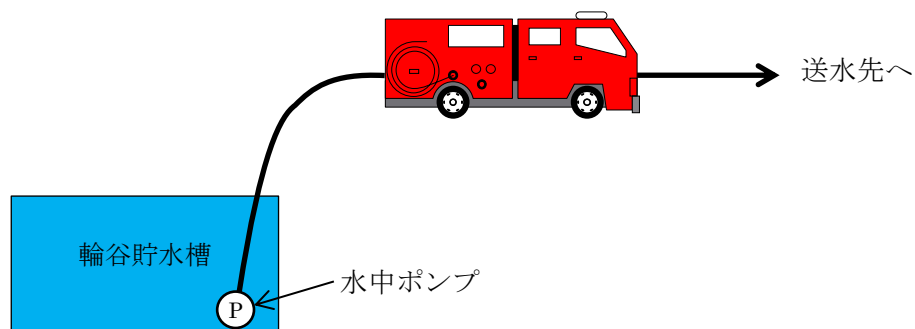


図 2 系統概要図

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

低圧原子炉代替注水槽への供給として使用する場合の大量送水車の容量の要求値は、運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち、水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量は 120m³/h（注 1）である。

なお、大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h（注 2）を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.29MPa 以上 (注1) / 0.85 MPa (注2)

低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の大量送水車の吐出圧力は、複数あるホース敷設ルートのうち、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、南法面を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

水源と移送先の圧力差	: 約	0.29	MPa
静水頭	: 約		MPa
ホース圧損	: 約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	: 約		MPa ※1
機器類圧損	: 約		MPa
合計	: 約	0.29	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、56-5-8~10 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、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 0.29MPa 以上とする。

なお、大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

図3に示すとおり、大量送水車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。

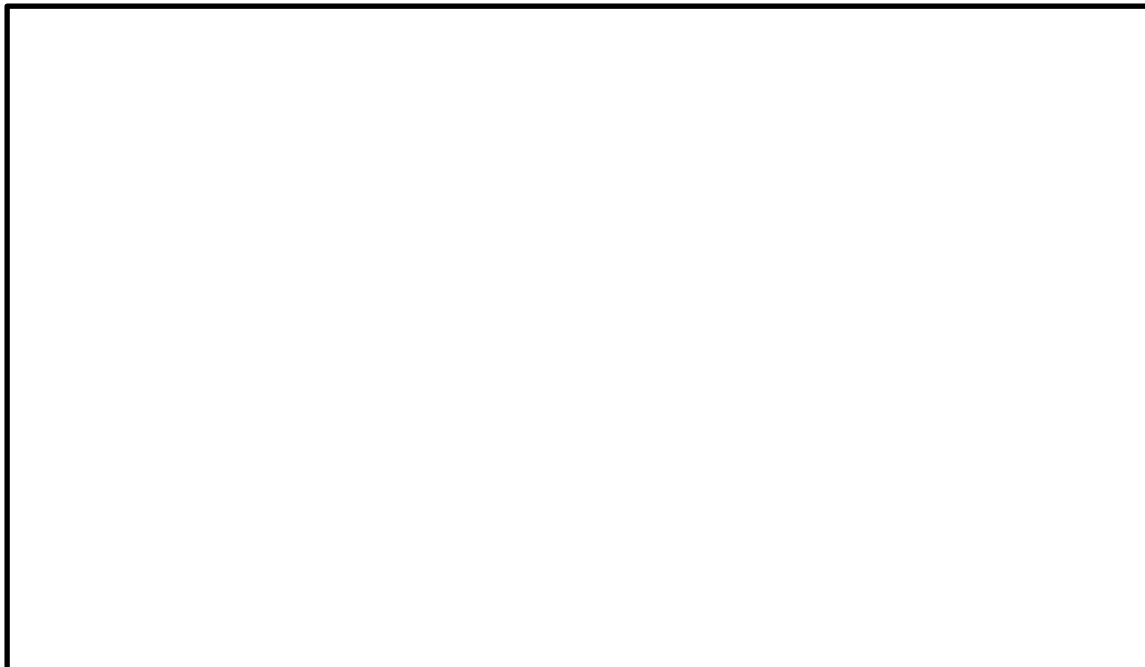


図3 大量送水車性能曲線

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。

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約0.7m下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約1mから、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約7.6mとなる（図4参照）。

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに
対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）
となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m^{*}となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

以上により、必要 NPSH (約 1.7m) < 有効 NPSH (約 5.2m) となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約		m
合計	約	5.2m	

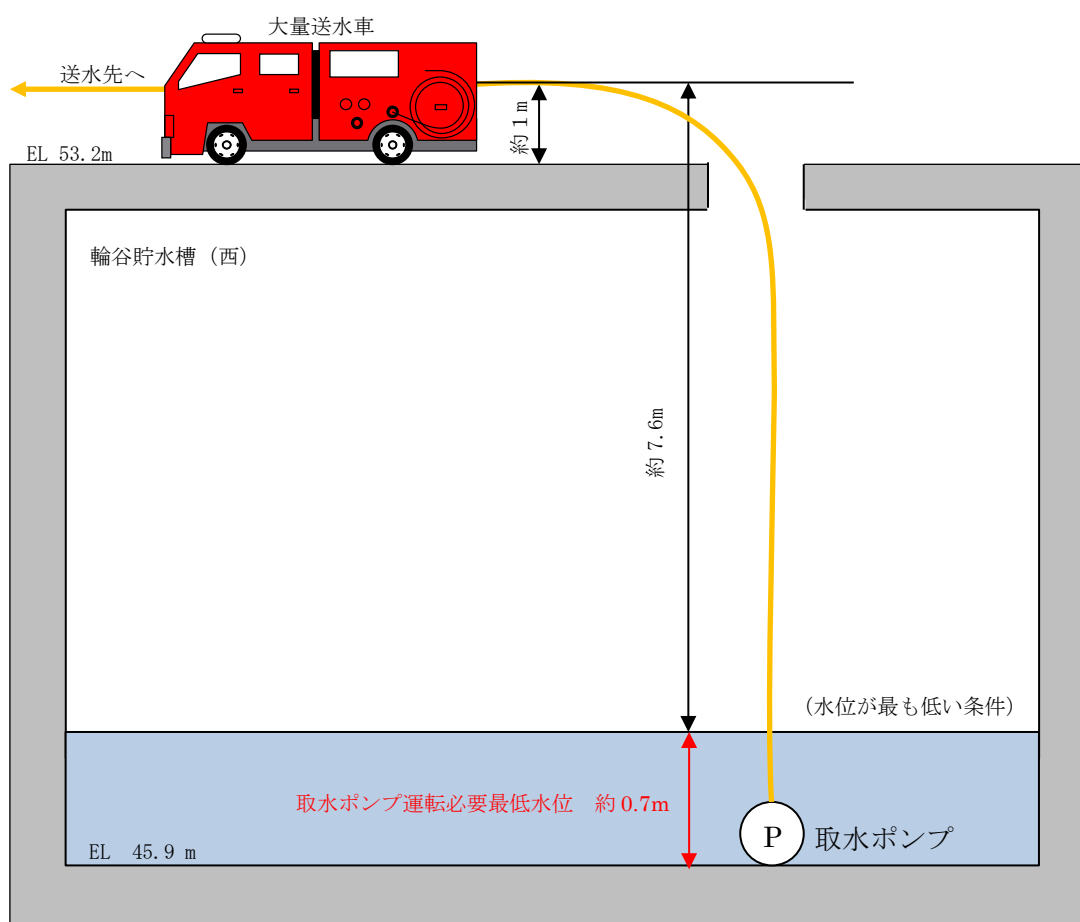


図4 大量送水車設置概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 最高使用圧力 1.6MPa

低圧原子炉代替注水槽注水に必要な吐出圧力は 0.29MPa 以上であるが、大量送水車を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧力が最大となるのは燃料プールスプレイ（常設スプレイヘッド）にて要求される吐出圧力（1.54MPa）であり、大量送水車の最高使用圧力は 1.54MPa を上回る圧力として 1.6MPa とする。

4. 最高使用温度 40℃

大量送水車の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が 40℃以下であるため、40℃とする。

5. 原動機出力 230kW/台

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

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

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

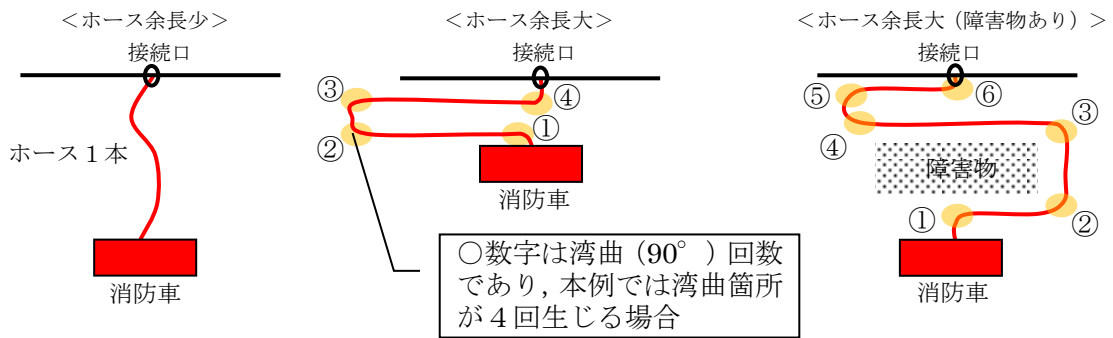


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

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

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 7 のうち数値の大きい方を使用する。

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

表7 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから, 表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = 1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)$$

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

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

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

名称		大型送水ポンプ車
容量	m ³ /h	120 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.82 以上 (注 1) (1.4 (注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設定根拠】

大型送水ポンプ車は、重大事故等時の低圧原子炉代替注水槽の淡水枯渇並びに、複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））から低圧原子炉代替注水槽への淡水供給が不能となる場合に、低圧原子炉代替注水槽へ、海水を供給するために設置する。

1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽への海水補給として使用する場合の大型送水ポンプ車の容量は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から大量送水車により低圧原子炉代替注水槽への補給流量を基に設定する。大量送水車の補給流量は 120m³/h である。

以上より、大型送水ポンプ車の容量は 120m³/h（注 1）であり、これを上回るものとして、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 1,800m³/h（注 2）とする。

2. 吐出圧力 0.82MPa 以上（注 1）、（1.4MPa（注 2））

低圧原子炉代替注水槽への海水補給として使用する場合の大型送水ポンプ車の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース・配管及び機器圧損を基に設定する。以下に揚程を示す。

①静水頭	:	MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	MPa ^{*1}
③エルボの使用による圧損	:	MPa ^{*1}
④機器類の圧力損失	:	MPa
①～④の合計		: 0.82 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。

エルボによる影響の評価については 56-5-14～16 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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は 0.82MPa[gage]以上とし、1.4MPa[gage]とする。

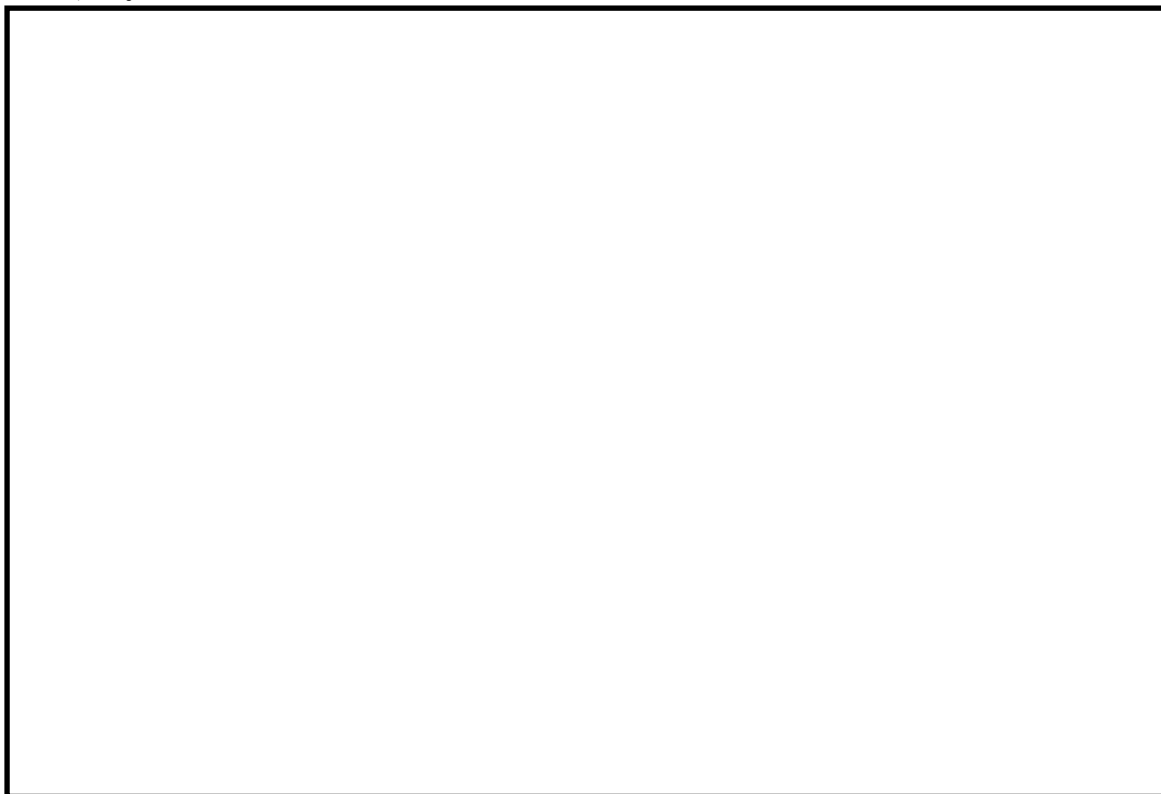


図6 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、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。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 780m³/h と同時に低圧原子炉代替注水槽への海水補給 120m³/h も行うため、取水ポンプの流量は 900m³/h として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図7に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.1m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.1m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 900m³/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m であり、ホース圧損（約 2m）と静水頭（約

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

16.5m) を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭 (約 30m (=50m-2m-16.5m)) は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

上記の設置状況に基づき、必要流量 900m³/h を確保した場合における揚程である 49.0m に対し、必要揚程が 28.6m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 60m 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 17.1m であることから、必要な揚程を確保することが可能である。

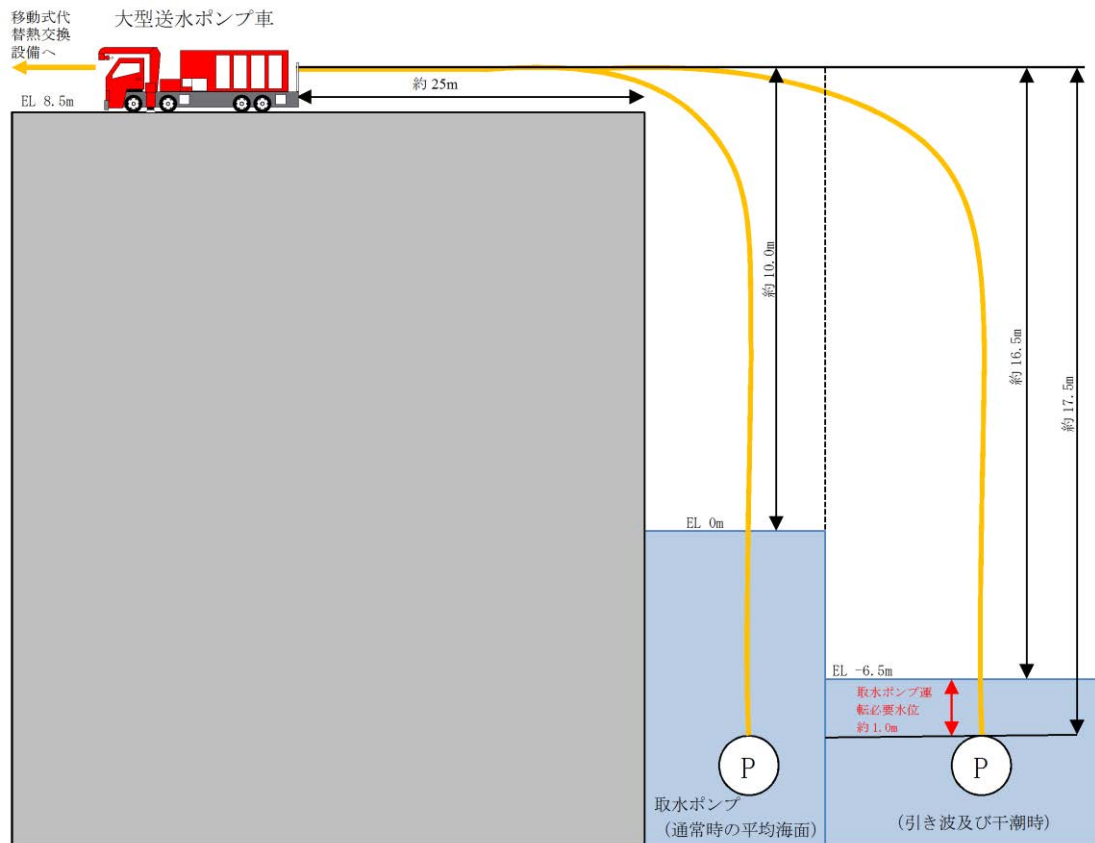


図 7 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

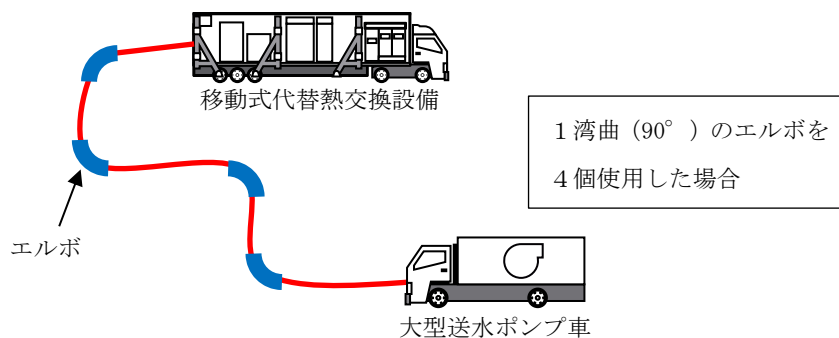


図8 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<流量エルボ1個(90°)あたりの圧力損失: h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

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

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$\begin{aligned} R_e(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b &= 0.00515\alpha\theta R_e^{-0.2}(\rho/d)^{0.9} \\ R_e(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b &= 0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84} \end{aligned}$$

ここで $R_e = v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度,

α は表 7 のように与えられる

表 7 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ $(\rho/d < 9.85 \text{ の場合})$ 1.0 $(\rho/d > 9.85 \text{ の場合})$	$1 + 5.06(\rho/d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$v = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\doteq 3.99 [\text{m/s}]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\doteq 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d/\rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2$$

$$\doteq 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho/d = 0.596/0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596/0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

名 称		サブプレッション・チェンバ
容 量	m ³	2,800
限 界 圧 力	MPa[gage]	0.853
限 界 温 度	℃	200

1. 容量

サブプレッション・チェンバのプール水は、重大事故等時において残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ及び高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの水源として使用する。

残留熱代替除去系は、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として残留熱代替除去ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い、その水がサブプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

残留熱代替除去系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、残留熱代替除去ポンプのNPSH評価であり、ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮した有効NPSHを満足することが条件となる。添付1に、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプのNPSH評価（別添資料-2「残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表1で示す通り、サブプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（EL 5.56m）の状態においてNPSH評価を行っており、残留熱代替除去系が成立するためのサブプレッション・チェンバ圧力の下限が MPa[gage]となる。これらのサブプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できているため、残留熱代替除去系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッション・チェンバのプール水量と同じ約2,800m³とする。

高圧原子炉代替注水系は、高圧原子炉代替注水ポンプで原子炉へ注水するとともに、原子炉の水位を維持するため、原子炉内の蒸気を原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐して、高圧原子炉代替注水系タービン及び原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインを経由してサブプレッション・チェンバに排気し凝縮させる系統構成である。

高圧原子炉代替注水系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、高圧原子炉代替注水系のNPSH評価であり、ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮した有効NPSHを満足することが条件となる。添付2に高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプのNPSH評価を示す。重大事故等時の各事象における有効NPSHが最も小さくなる評価条件での評価結果を表2に示す。表2で示す通り、通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できていれば、高圧原子炉代替注水系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッション・チェンバのプール水量と同じ2,800m³とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 0.853MPa[gage]とする。

3. 限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200°Cとする。

添付 1

① 残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは残留熱代替除去系において残留熱代替除去ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。

本評価では、図 1 の系統構成を想定し、サブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・チェンバのプール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込み配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナの圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

残留熱代替除去系においては、サブプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され、これに伴う有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できるサブプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

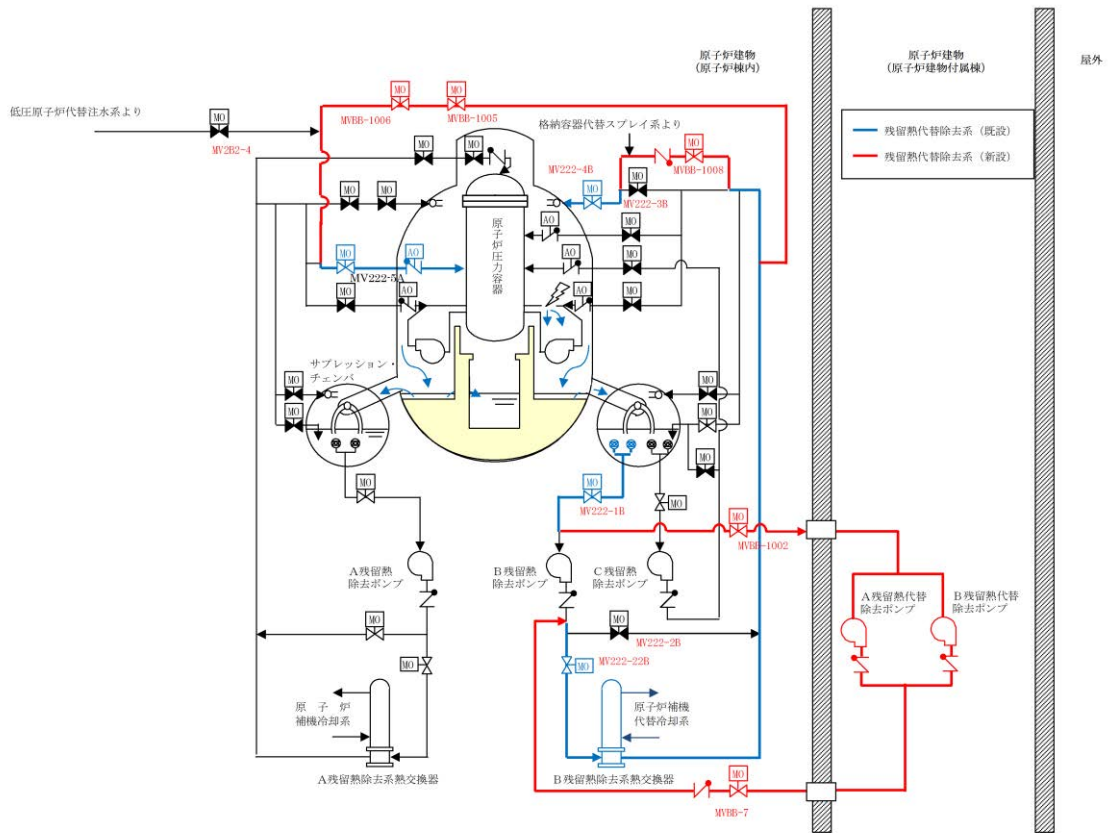


図1 残留熱代替除去系 系統概要図

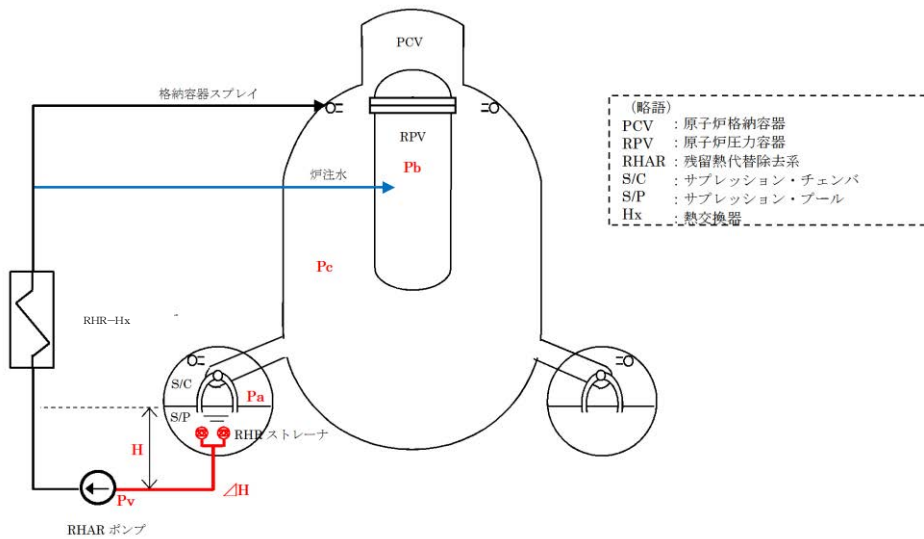


図2 NPSH 評価条件図

表 1 残留熱代替除去系 NPSH 評価条件

項目		2号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	(本評価では, NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)		有効性評価解析値であるピーク温度 132°C の飽和蒸気圧
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル(LWL):EL 5.56m とポンプ軸レベル:EL 2.3m の差
ΔH	吸込配管圧損(ストレナ込)		ポンプ流量 150m ³ /h における圧損値
—	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語)

S/C : サプレッション・チェンバ

S/P : サプレッション・プール

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(有効 NPSH) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (必要 NPSH)$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{MPa [gage]}$$

② 高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること (有効 NPSH \geq 必要 NPSH) を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは高圧原子炉代替注水系において高圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。評価条件を表2に示す。

表2 高圧原子炉代替注水系 NPSH 評価条件

	算定値[m]
Ha: 吸込み液面に作用する絶対圧力	18.76
H _s : 吸込揚程 (静水頭)	2.75
H _L : ポンプ吸込配管圧損	2.07
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.79
有効 NPSH (Ha + H _s - H _L - h _s)	8.56
必要 NPSH	7.0

表2より、有効 NPSH が必要 NPSH を上回っており、高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において必要 NPSH は確保されている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

56-6
接続図

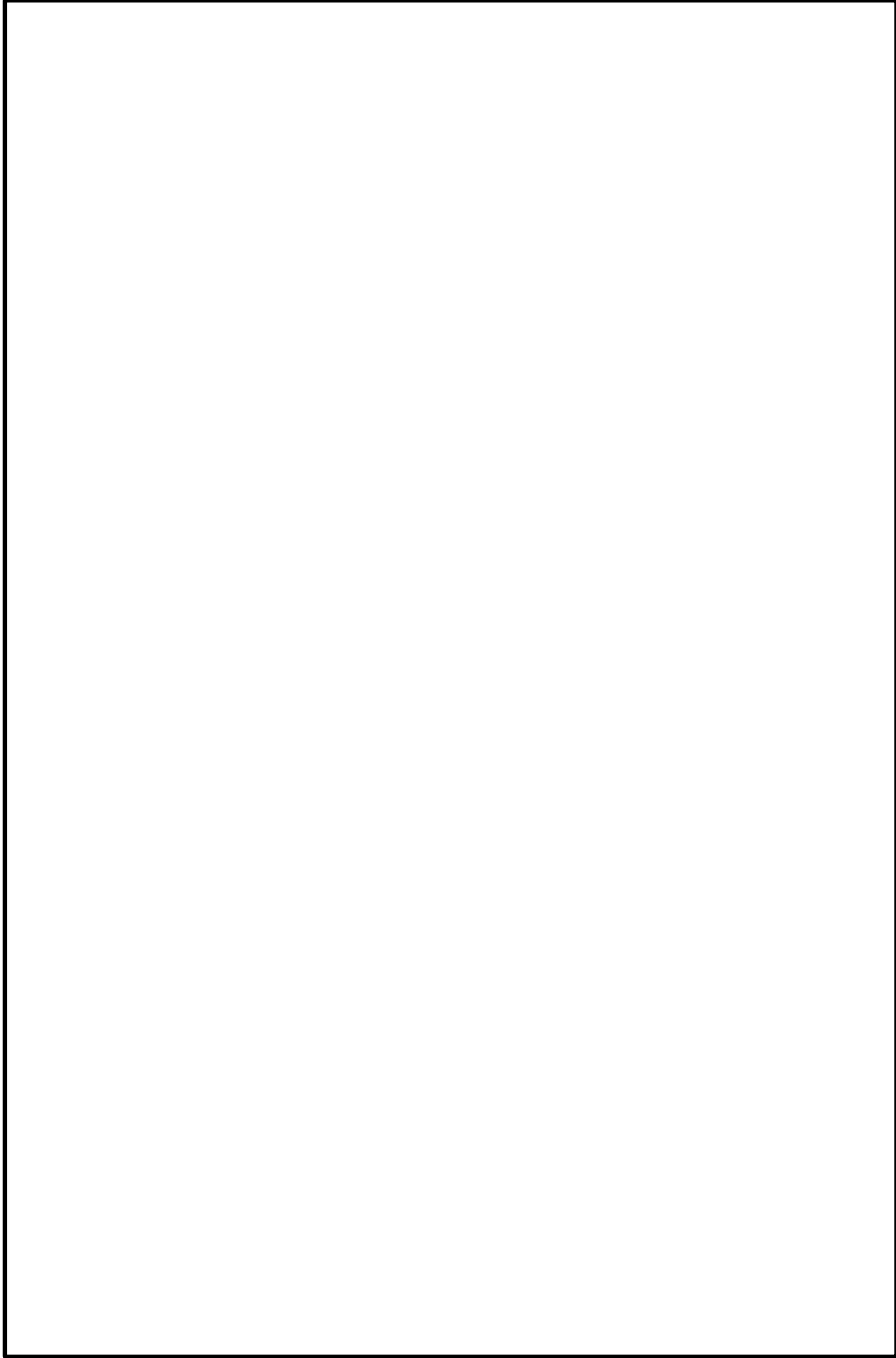


図 1 接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とする場合））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

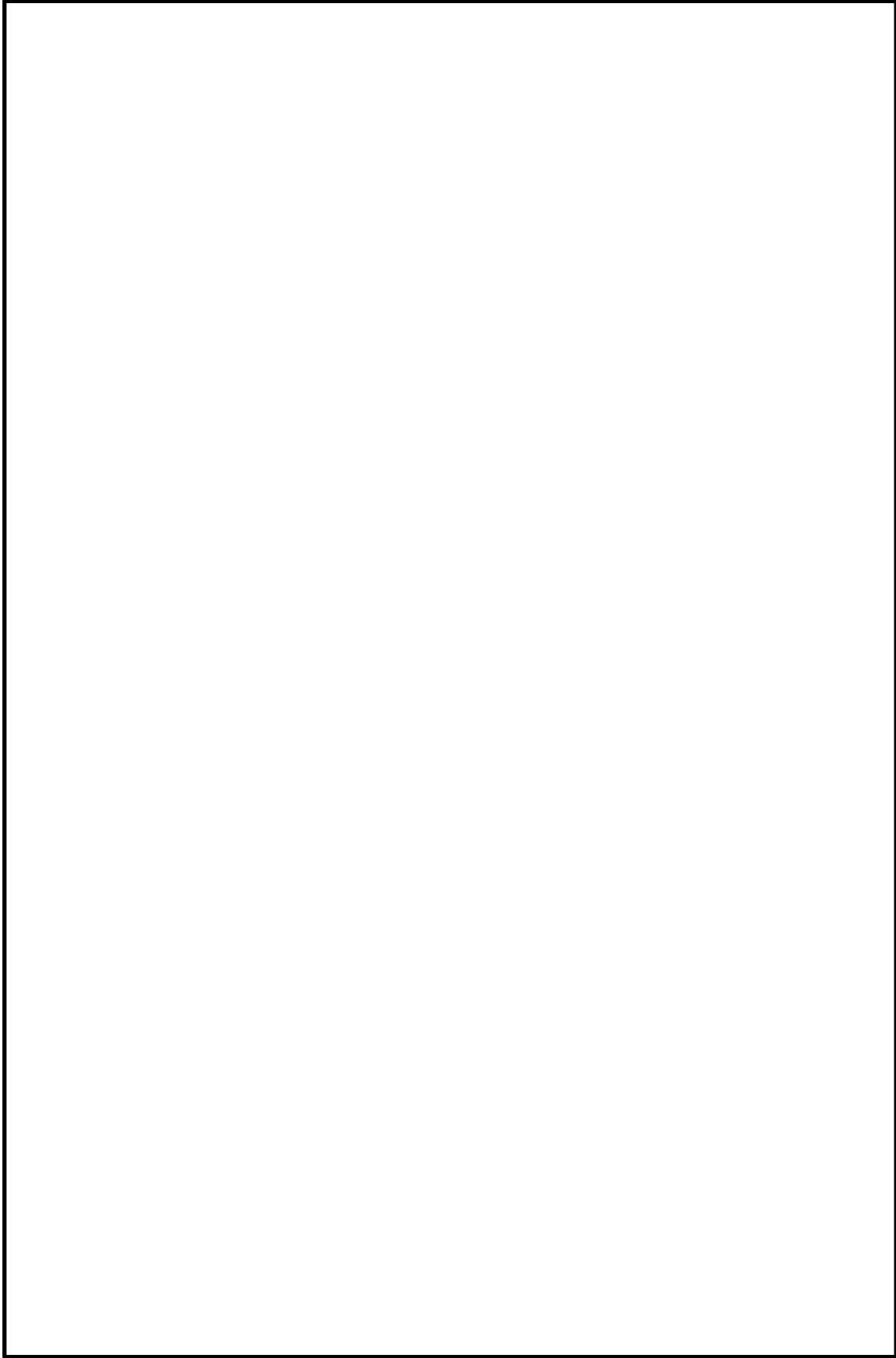


図2 接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（海を水源とする場合））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

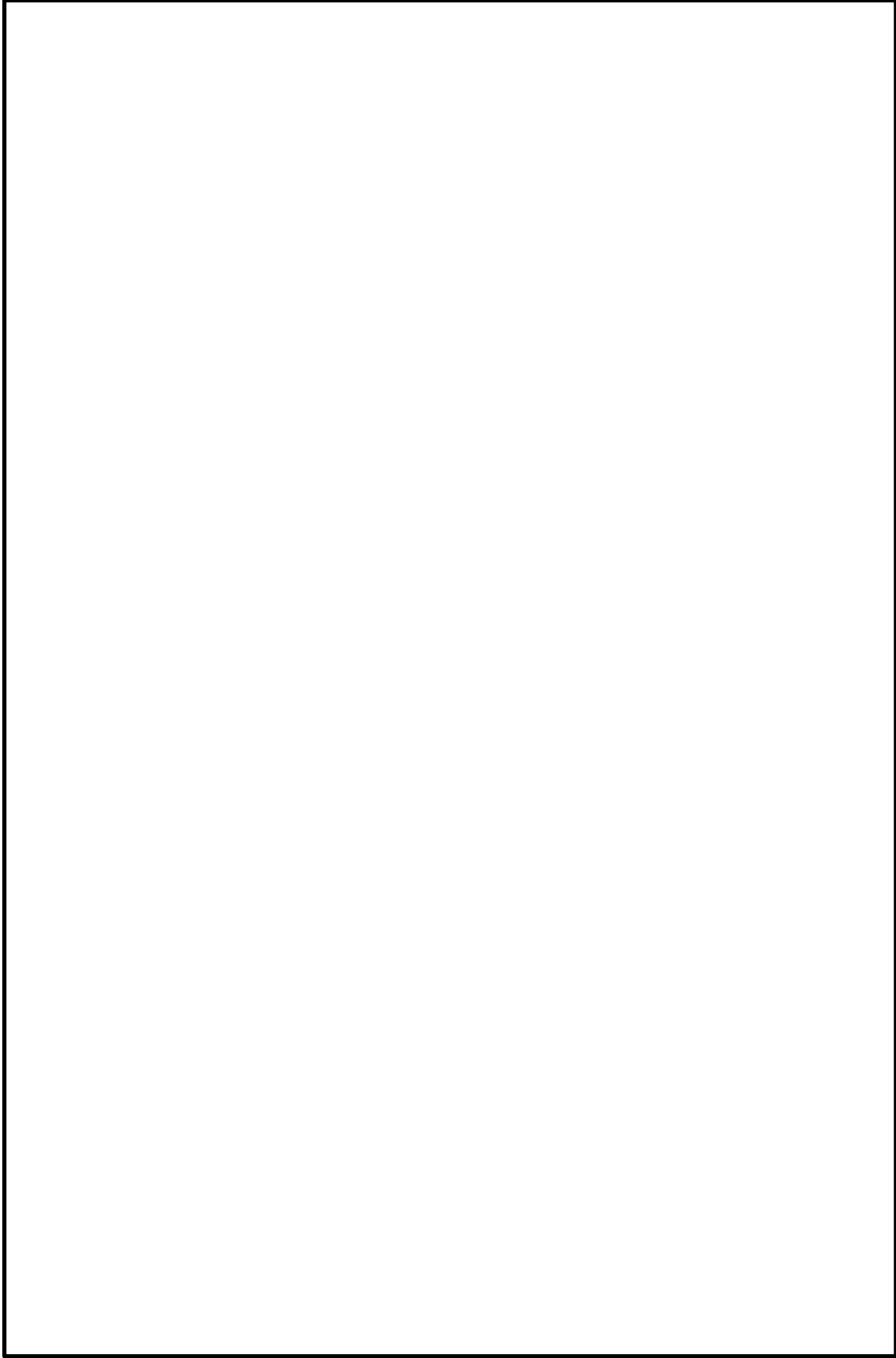


図3 接続図（大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いた各系統への水の供給（海を水源とする場合））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

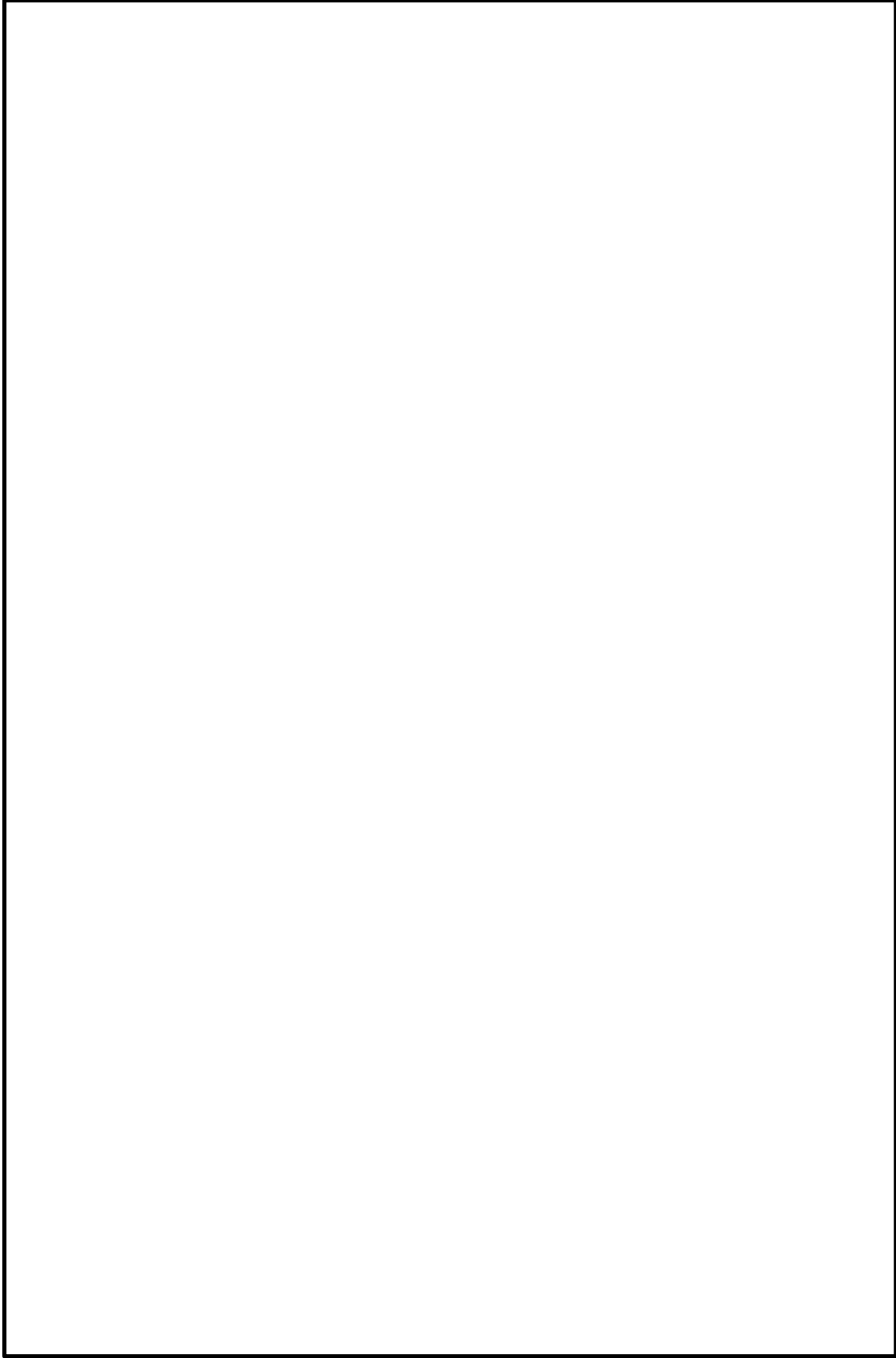


図4 接続図（大量送水車を用いた各系統への水の供給（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とする場合））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

56-7
保管場所図

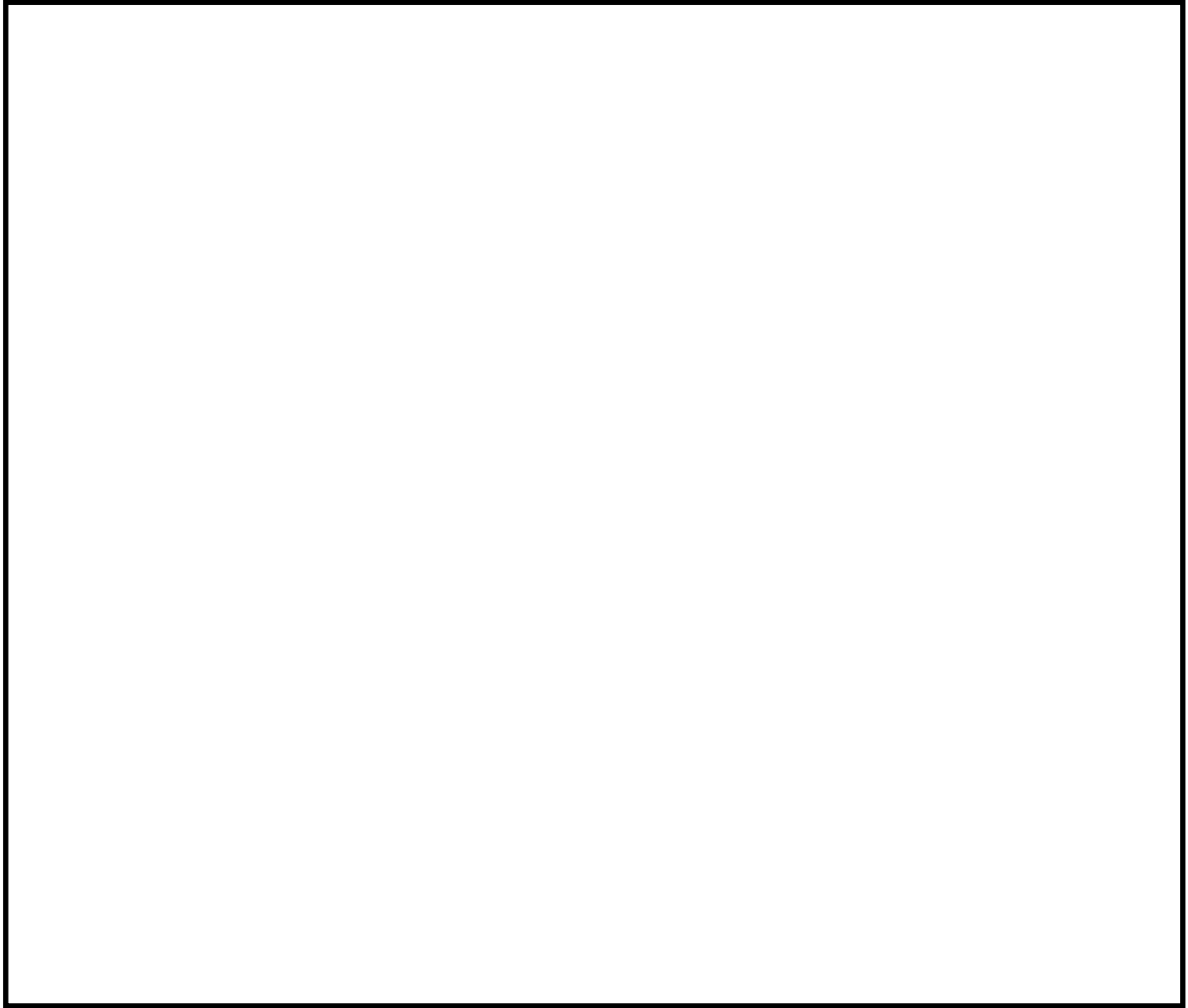


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

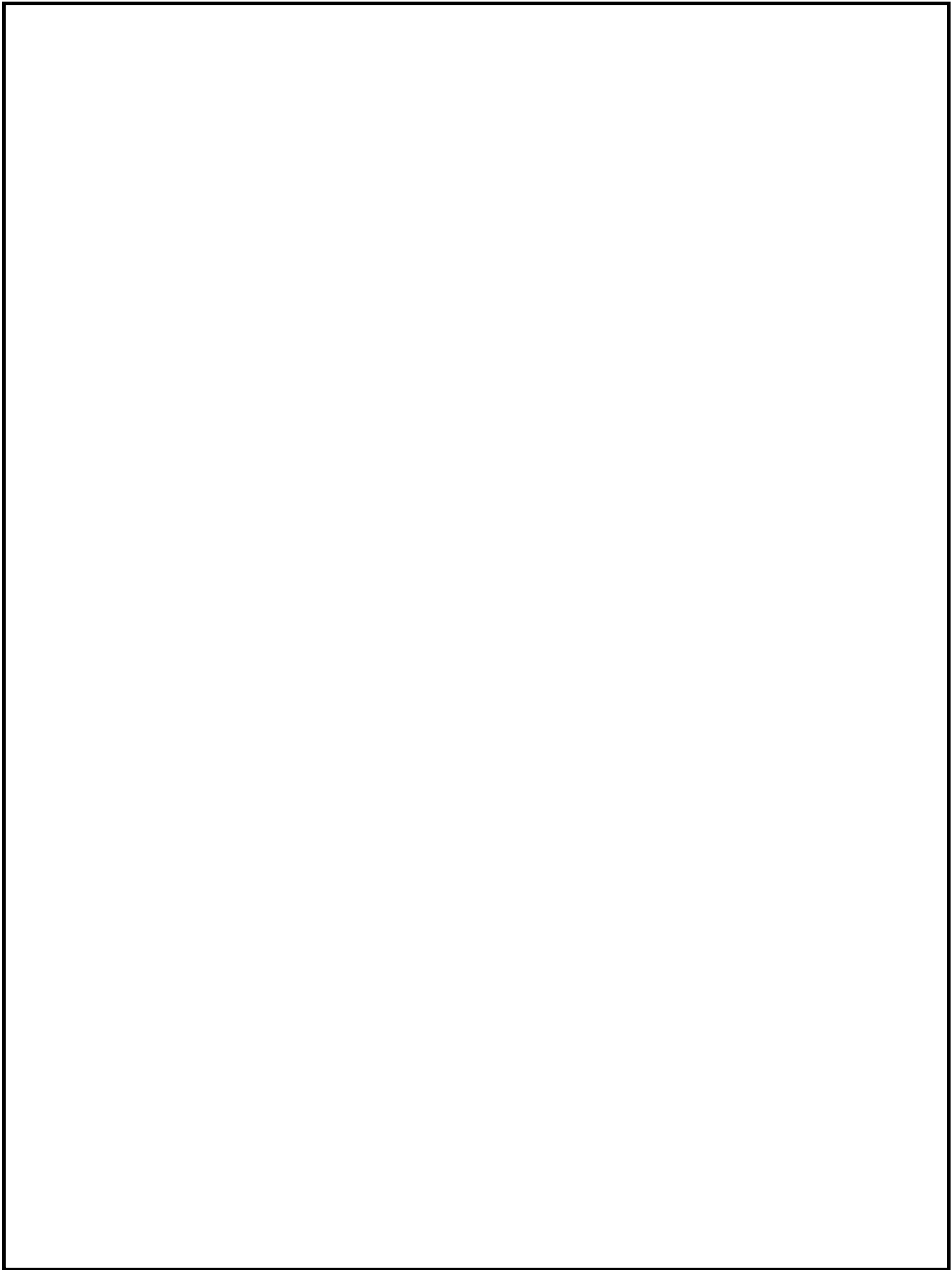


図2 保管場所図（機器毎の配置）（1 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

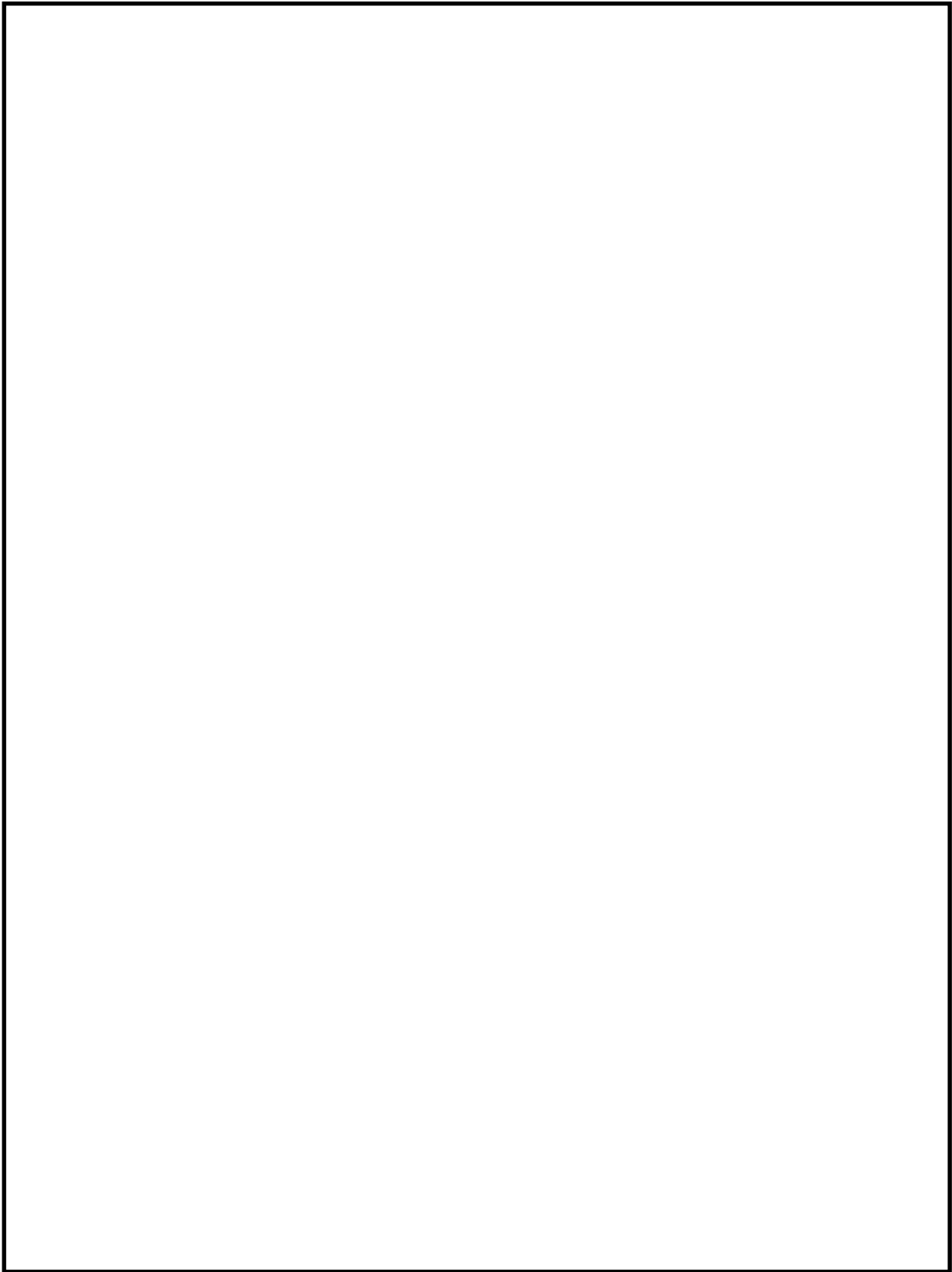


図3 保管場所図（機器毎の配置）（2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

56-8

アクセスルート図

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

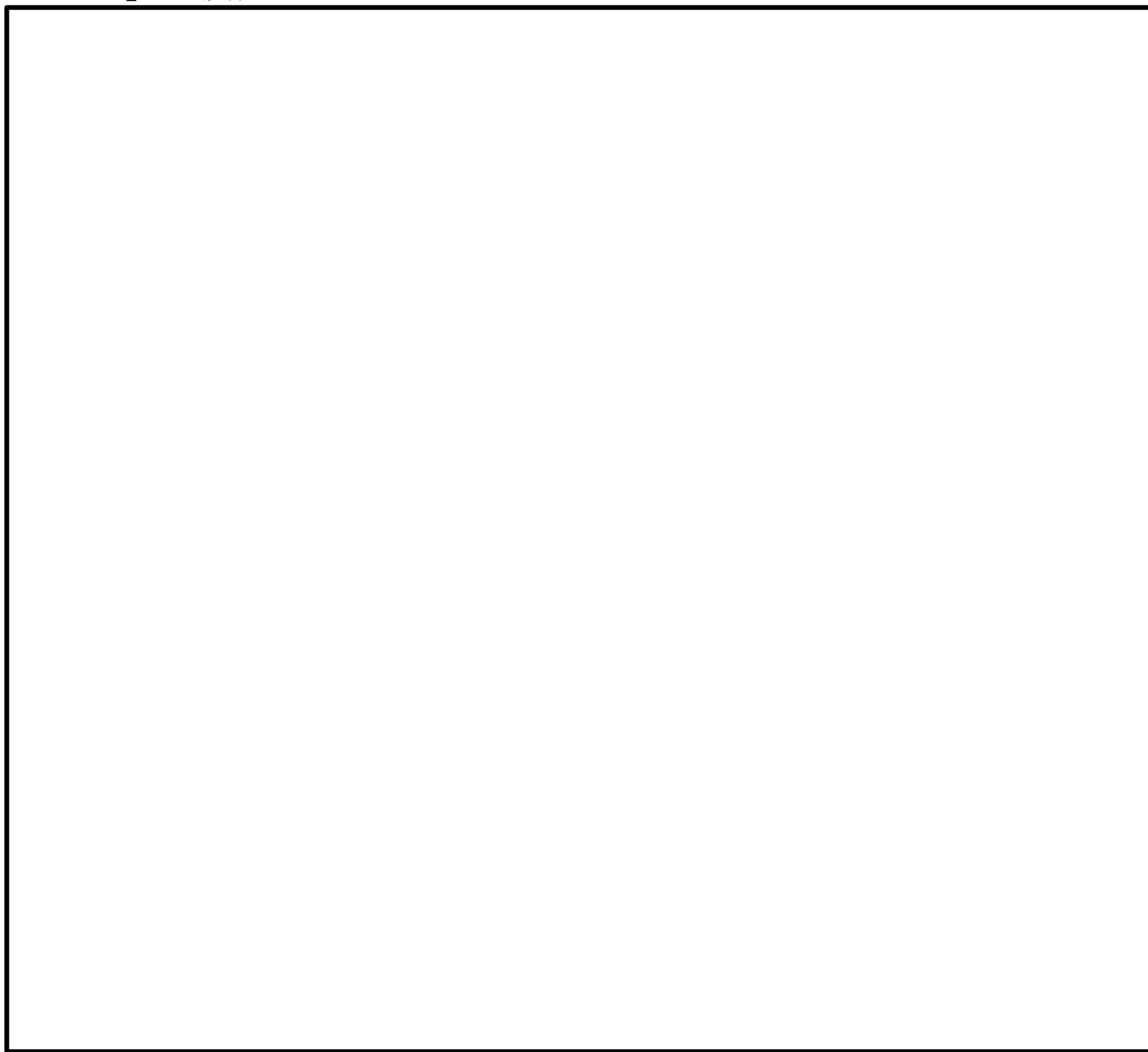


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

56-9
その他設備

■

1. 代替淡水源の容量

1. 1 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1. 2 容量

輪谷貯水槽（西1）の容量は $5,000\text{m}^3$ 、輪谷貯水槽（西2）の容量は $5,000\text{m}^3$ とする。

1. 3 水源使用量

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは

【運転中の発電用原子炉における重大事故】

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合

：水使用量 約 $5,316\text{m}^3/7$ 日間

である。

上記事故シーケンスにおける水使用量約 $5,316\text{m}^3$ は、輪谷貯水槽（西2）の容量 $5,000\text{m}^3$ に輪谷貯水槽（西1）の容量 $5,000\text{m}^3$ を加えた容量を下回るものである。

2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、淡水タンクである純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク、非常用ろ過水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図1，2に示す。

低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において、純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクが健全な場合には、純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクから大量送水車及びホースを使用して低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへ水を供給できる構成である。

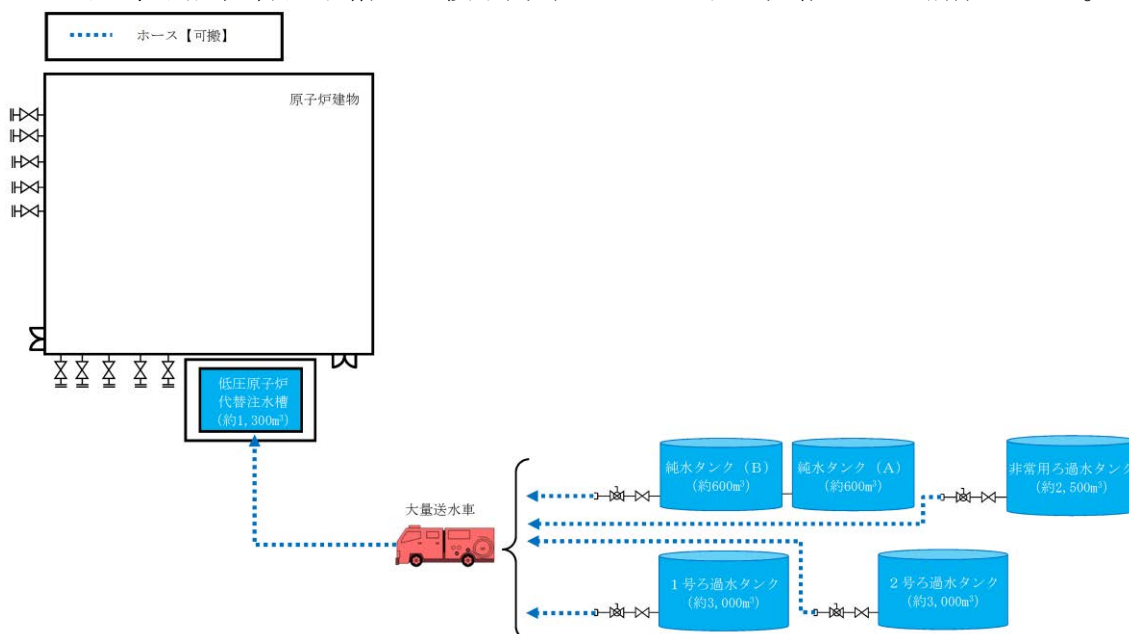


図1 淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）から低圧原子炉代替注水槽への供給

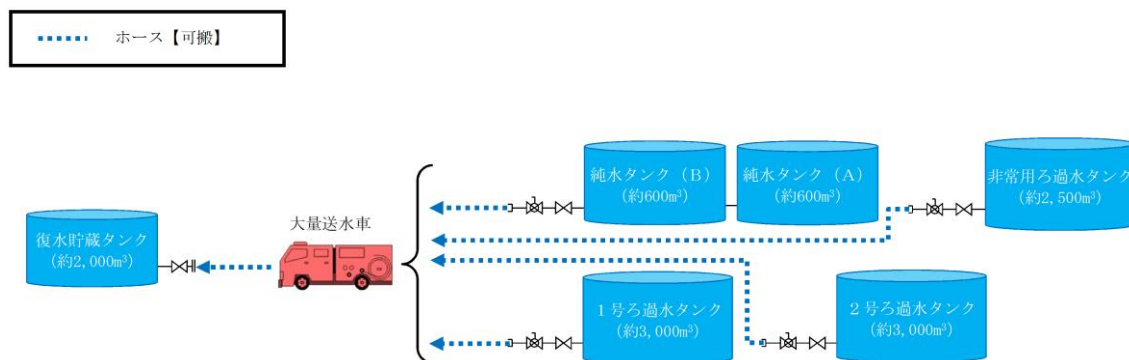


図2 淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）から復水貯蔵タンクへの供給

3. 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備を整備する。

3. 1 設備概要

輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備を図3に示す。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各種注水時において、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）が健全な場合には、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ大量送水車及びホースを使用して水を供給できる構成である。

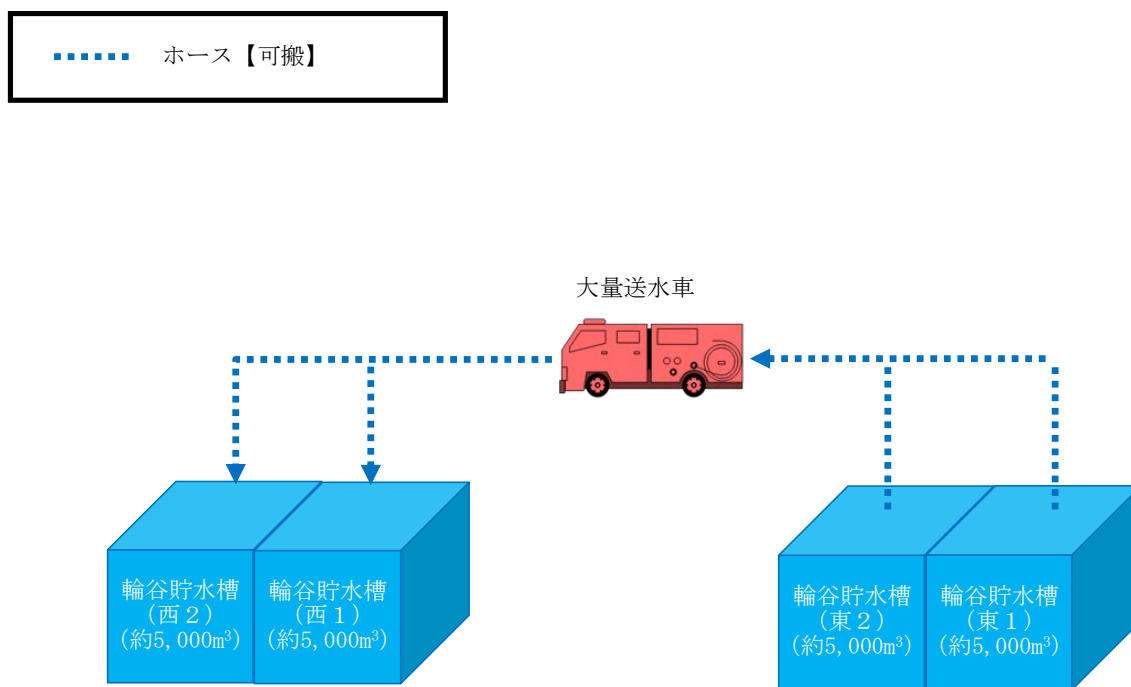


図3 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への供給

4. 複数の海水取水手段の整備

4. 1 設備概要

海を水源とし水を移送する場合，取水場所を非常用取水設備からだけではなく2号炉放水槽，1号炉取水槽，3号炉取水管点検立杭及び荷揚場から，又は，可搬型設備を大型送水ポンプ車だけでなく大量送水車から取水することで，多様性を持った設定とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図4，5に示す。

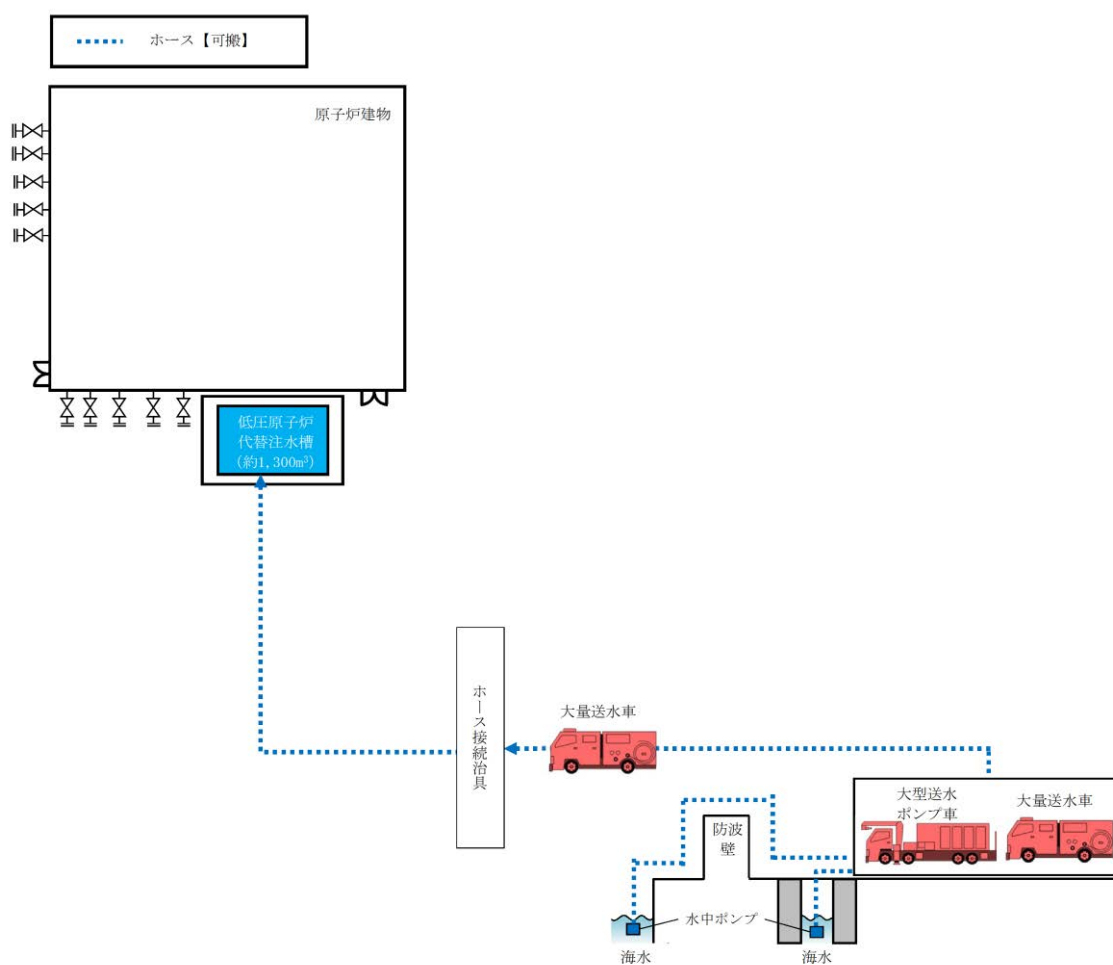


図4 大型送水ポンプ車又は大量送水車を用いた海水の取水

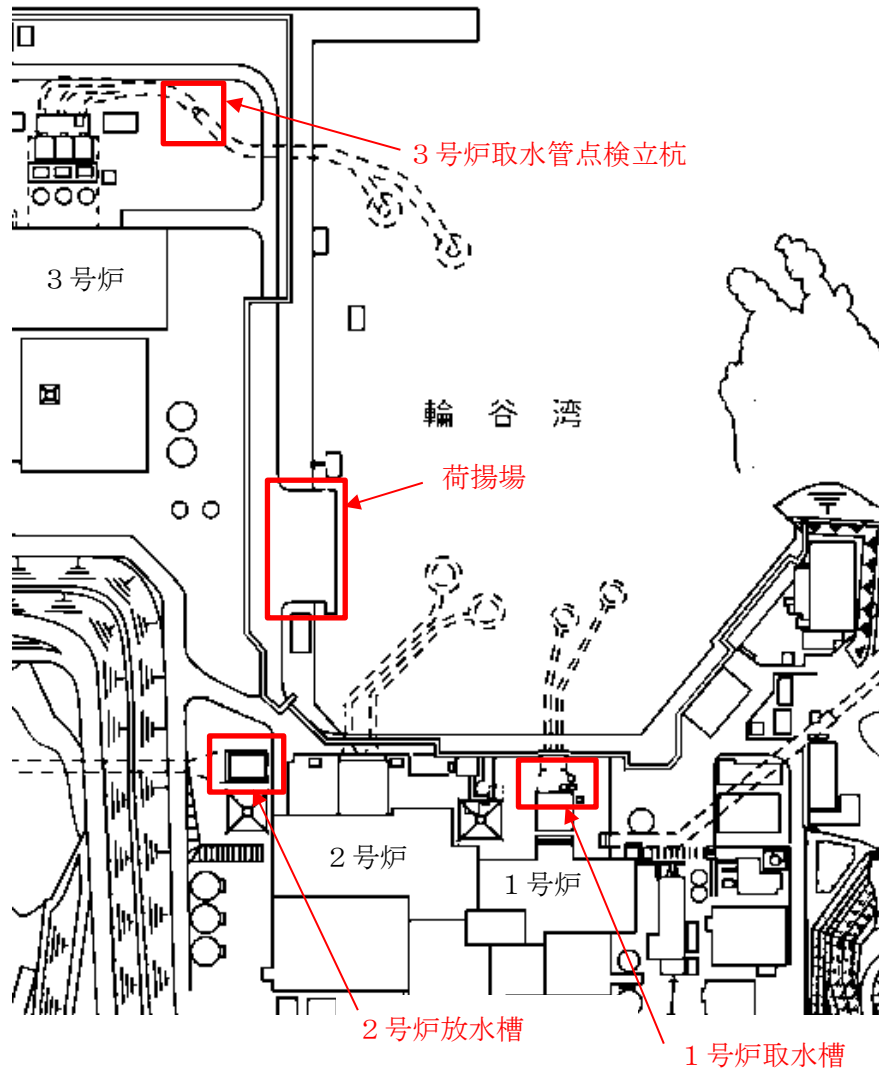


图5 取水箇所

57 条 電源設備

目次

- 57-1 S A設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 高圧発電機車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料

57-1

S A設備基準適合性 一覽表

第 57-1-1 表 電源設備一覽

	3.14.2.1	3.14.2.2	3.14.2.3	3.14.2.4	3.14.2.5	3.14.3.1	3.14.3.2	3.14.3.3
	可搬型代替 交流電源設備	常設代替 交流電源設備	所内常設 直流電源設備	可搬 直流電源設備	代替 電気設備	非常用 交流電源設備	非常用 直流電源設備	燃料 補給 設備
高圧発電機車	主要設備			主要設備				
ガスタービン発電機用軽油タンク	主要設備			主要設備				
タンクローリ	主要設備			主要設備				主要設備
ガスタービン発電機		主要設備						
ガスタービン発電機用カービスタック		主要設備						
B-115V系蓄電池			主要設備				主要設備	
B1-115V系蓄電池(SA)			主要設備				主要設備	
SA用1.15V系蓄電池			主要設備					
230V系蓄電池(RCIC)			主要設備				主要設備	
B-115V系充電器			主要設備				主要設備	
B1-115V系充電器(SA)			主要設備				主要設備	
SA用1.15V系充電器			主要設備					
230V系充電器(RCIC)			主要設備				主要設備	
緊急用メタクラ				主要設備				
メタクラ切替盤				主要設備				
高圧発電機重接線プラグ収納箱				主要設備				
非常用高圧母線C系				主要設備				
非常用高圧母線D系				主要設備				
SAロードセンタ				主要設備				
SA1コントローラセンタ				主要設備				
SA2コントローラセンタ				主要設備				
充電器電源切替盤				主要設備				
SA電源切替盤				主要設備				
重大事故操作盤				主要設備				
非常用ディーゼル発電機						主要設備		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機						主要設備		
A-ディーゼル燃料移送ポンプ						主要設備		
B-ディーゼル燃料移送ポンプ						主要設備		
HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ						主要設備		
A-ディーゼル燃料貯蔵タンク						主要設備		
B-ディーゼル燃料貯蔵タンク						主要設備		
ディーゼル燃料貯蔵タンク						主要設備		
A-115V系蓄電池							主要設備	
高圧炉心スプレイ系蓄電池							主要設備	
A-原子炉中性子計装用蓄電池							主要設備	
B-原子炉中性子計装用蓄電池							主要設備	
A-115V系充電器							主要設備	
高圧炉心スプレイ系充電器							主要設備	
A-原子炉中性子計装用充電器							主要設備	
B-原子炉中性子計装用充電器							主要設備	
緊急用メタクラ接線プラグ盤								自主対策設備
直流給電車								自主対策設備
号炉間電力融通ケーブル								自主対策設備
号炉間連絡ケーブル								自主対策設備
非常用コントローラセンタ切替盤								自主対策設備

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

57条：電源設備			高圧発電機車	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	B c, B d, B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	57-2 配置図, 57-8 高圧発電機車接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	
			関連資料	57-2 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第5号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	57-2 配置図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	57-6 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			ガスタービン発電機用軽油タンク		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第2号	操作性	弁操作, 接続作業	B f B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

57条：電源設備			タンクローリ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	57-3 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	57-5 容量設定根拠, 57-11 燃料補給に関する説明資料		
		第2号	可搬型 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	57-2 配置図		
		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	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第5号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	57-2 配置図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	57-6 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			ガスタービン発電機	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作 操作スイッチ操作	A B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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)	高速回転機器	B b	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	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	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			ガスタービン発電機用サービスタンク		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	操作不要		—	
			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	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
				その他 (飛散物)	対象外	対象外	
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)		対象外	
			関連資料	—			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
	関連資料			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		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	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b	
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)		対象外	
			関連資料	-			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
	関連資料			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		B-115V系蓄電池		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	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内		A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)		—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			B1-115V系蓄電池 (SA)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		SA用115V系蓄電池		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	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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		B
	関連資料			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内		A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			230V系蓄電池 (RCIC)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d
				その他 (飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		B-115V系充電器		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内		A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)		—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			B1-115V系充電器 (SA)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			SA用115V系充電器		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内		A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)		—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			230V系充電器 (RCIC)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	57-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			230V系充電器 (常用)		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	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		-	
			関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			緊急用メタクラ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作 操作スイッチ操作	A B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		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	57-2 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			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			メタクラ切替盤	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	工具 接続作業	B b B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			高圧発電機車接続プラグ収納箱	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	接続作業	B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			非常用高圧母線C系	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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	A
	関連資料			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			非常用高圧母線D系	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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	A
	関連資料			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			SAロードセンタ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作 操作スイッチ操作	A B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	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	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			SA1コントロールセンタ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作スイッチ操作		B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	-			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内		A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)		-
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			SA2コントロールセンタ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		充電器電源切替盤		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	57-2 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			57-5 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 直流電源		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			SA電源切替盤	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 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	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			重大事故操作盤	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路, その他設備	対象外	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 交流電源	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			非常用ディーゼル発電機	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		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)	内燃機関、発電機	G, H	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	57-2 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		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)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	57-2 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			A-ディーゼル燃料移送ポンプ		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-	-	
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
	関連資料		57-2 配置図	-		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備				B-ディーゼル燃料移送ポンプ	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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	-
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			A-ディーゼル燃料貯蔵タンク		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			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	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-	-	
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備				B-ディーゼル燃料貯蔵タンク		類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			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	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	-
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			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	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-	-	
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
	関連資料		57-2 配置図	-		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			ディーゼル燃料デイトンク	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			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	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	57-2 配置図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		A-115V系蓄電池		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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—
				関連資料	57-2 配置図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			高圧炉心スプレイ系蓄電池	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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	57-2 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			A-中性子計装用蓄電池		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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			B-中性子計装用蓄電池	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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図	-

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備		A-115V系充電器		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			-	-	
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
			関連資料	57-2 配置図	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			高圧炉心スプレイ系充電器	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			-	-	
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図	-

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

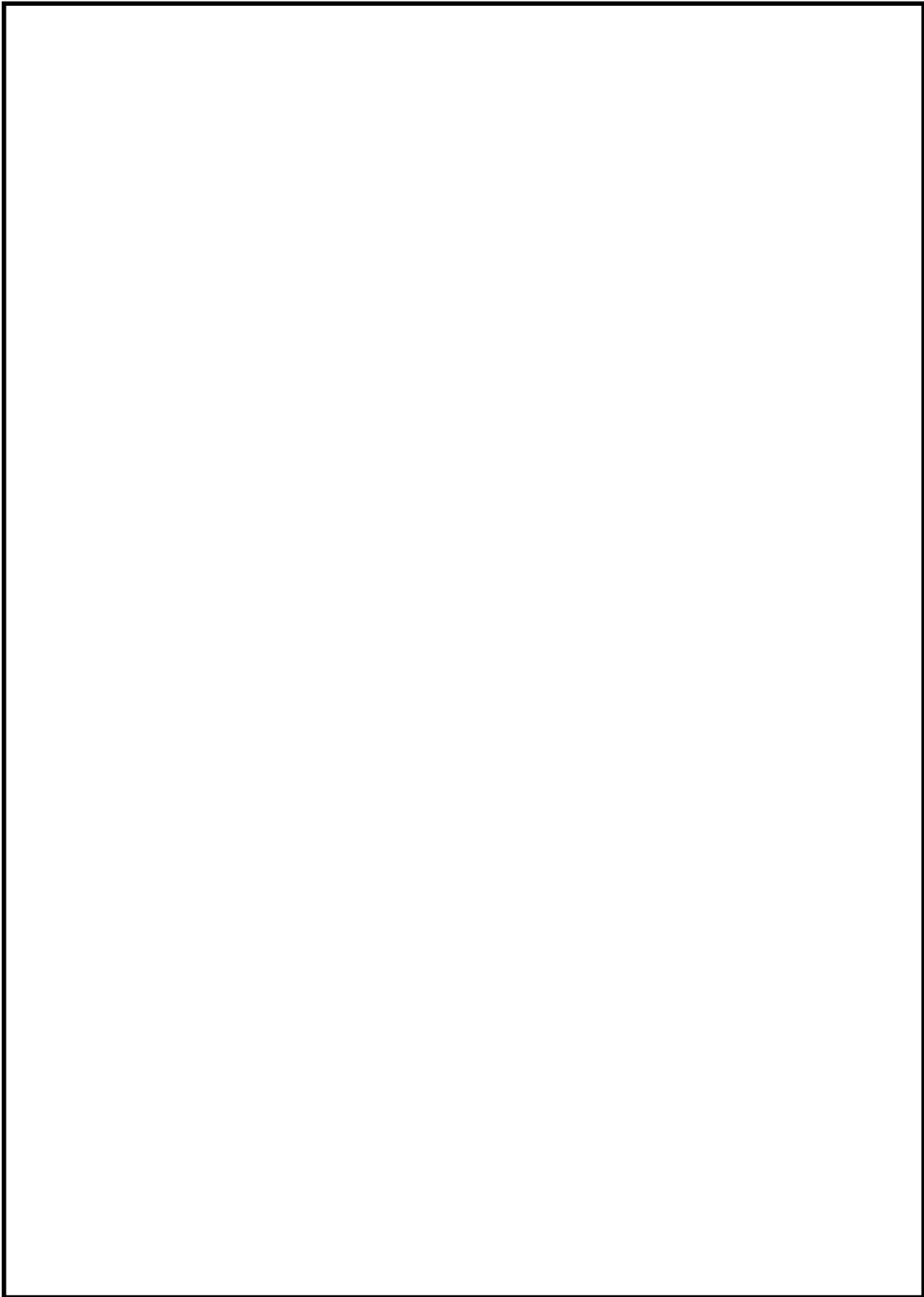
57条：電源設備			A-中性子計装用充電器		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		-	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-	
			関連資料	57-2 配置図	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

57条：電源設備			B-中性子計装用充電器		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	57-2 配置図	-

57-2

配 置 図



2号炉原子炉建物と高台保管場所の配置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故等対応設備保管箇所・設置場所) (高圧送電機車)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故等対応設備接続箇所) (高圧発電機車)	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面</p> <p>(可搬型重大事故等対処設備保管箇所・設置場所) (タンクローリ)</p> <p>中国電力株式会社</p>
--	---

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (ガスタワーヒート交換機用軽油タンク)	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>
<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (ガスタービン発電機)</p>	<p>中国電力株式会社</p>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備操作場所) (ガスタービン発電機中央制御室操作)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ)
中国電力株式会社	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (ガスタタービン発電機用サービスタタンク)</p>	<p>中国電力株式会社</p>
---------------------	---	-----------------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (B-115V系蓄電池)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面	(常設重大事故等対応設備設置場所) (B-115V系充電器及び直流盤)
	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (B1-115V系蓄電池(SA))	中国電力株式会社
--------------	---	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>
	<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (B1-115V系充電器(SA)及び直流機)</p>
	<p>中国電力株式会社</p>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (S A用 115V 系蓄電池)	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>
<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対応設備設置場所) (S.A用 115V 系充電器及びS.A対策設備用分電盤 (2))</p>	<p>中国電力株式会社</p>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>
	<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (230V系蓄電池 (R C I C))</p>
	<p>中国電力株式会社</p>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (230V系充電池器盤及び直流盤 (R C I C))	中国電力株式会社
--------------	---	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (230V系充電池器及び直流盤(常用))</p>	<p>中国電力株式会社</p>
---------------------	--	-----------------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉 非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備) 中国電力株式会社</p>
--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面
(常設重大事故等対応設備設置場所) (代替所内電気設備)
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所 (代替所内電気設備))</p> <p>中国電力株式会社</p>
--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (充電器電源切替盤)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (非常用高圧母線C系及びD系)	中国電力株式会社
--------------	---	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (非常用ディーゼル発電機)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置箇所) (ディーゼル燃料貯蔵タンク)	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面
	(設計基準事故対処設備設置場所) (燃料デイトランク)
	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (A-115V系及びA-原子炉中性子計装用蓄電池)</p> <p>中国電力株式会社</p>
--	---

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面</p> <p>(常設重大事故等対処設備設置場所) (A-115V系充電器及び直流機) (A-原子炉中性子計装用充電器及び直流機)</p> <p>中国電力株式会社</p>
--	--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面
	(設計基準事故対処設備設置場所) (HPCS系蓄電池)
	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	島根原子力発電所 2号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (HPCS系充電器及び直流盤)	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

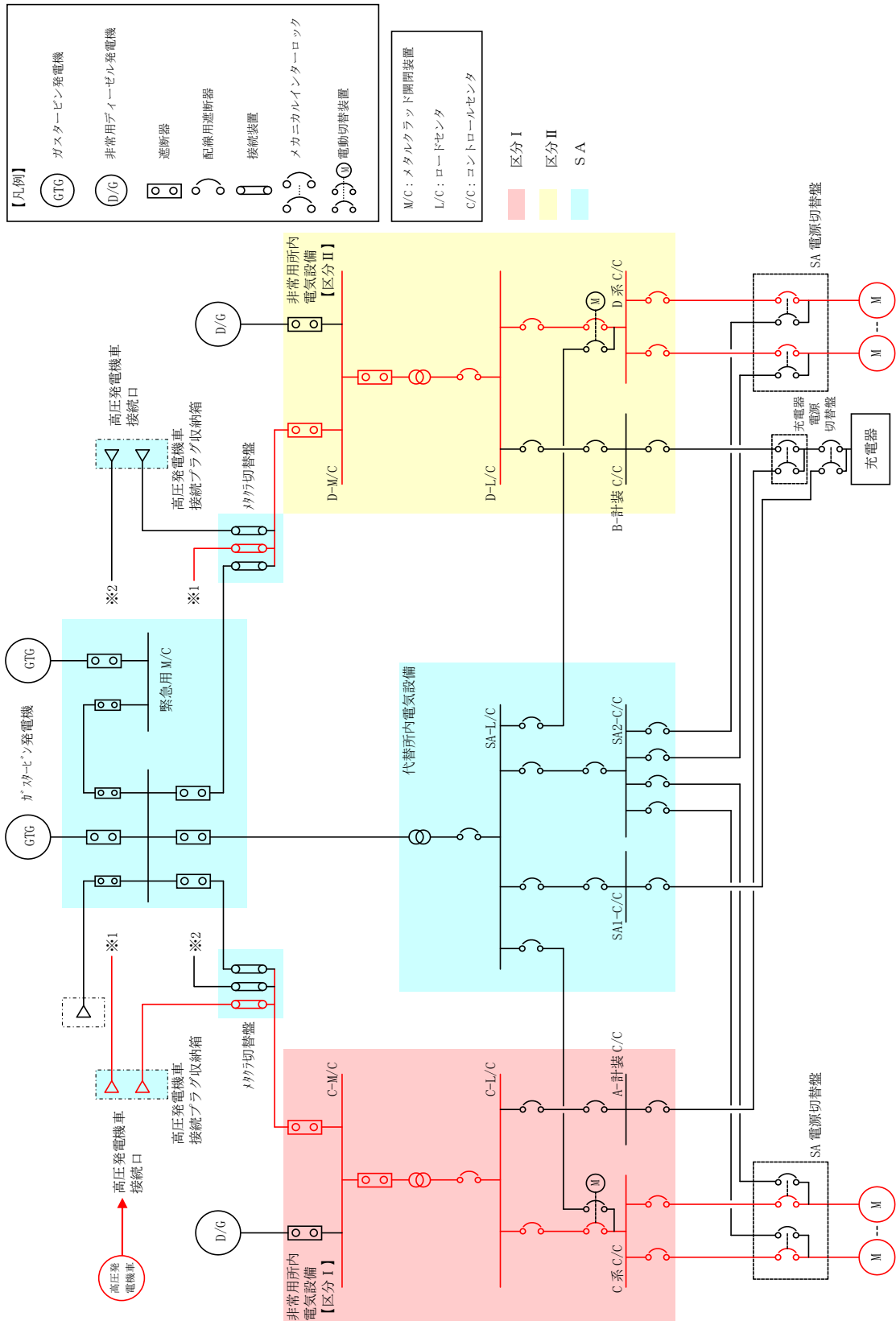
島根原子力発電所 2号炉	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (B-原子炉中性子計装用蓄電池)	中国電力株式会社
--------------	--	----------

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

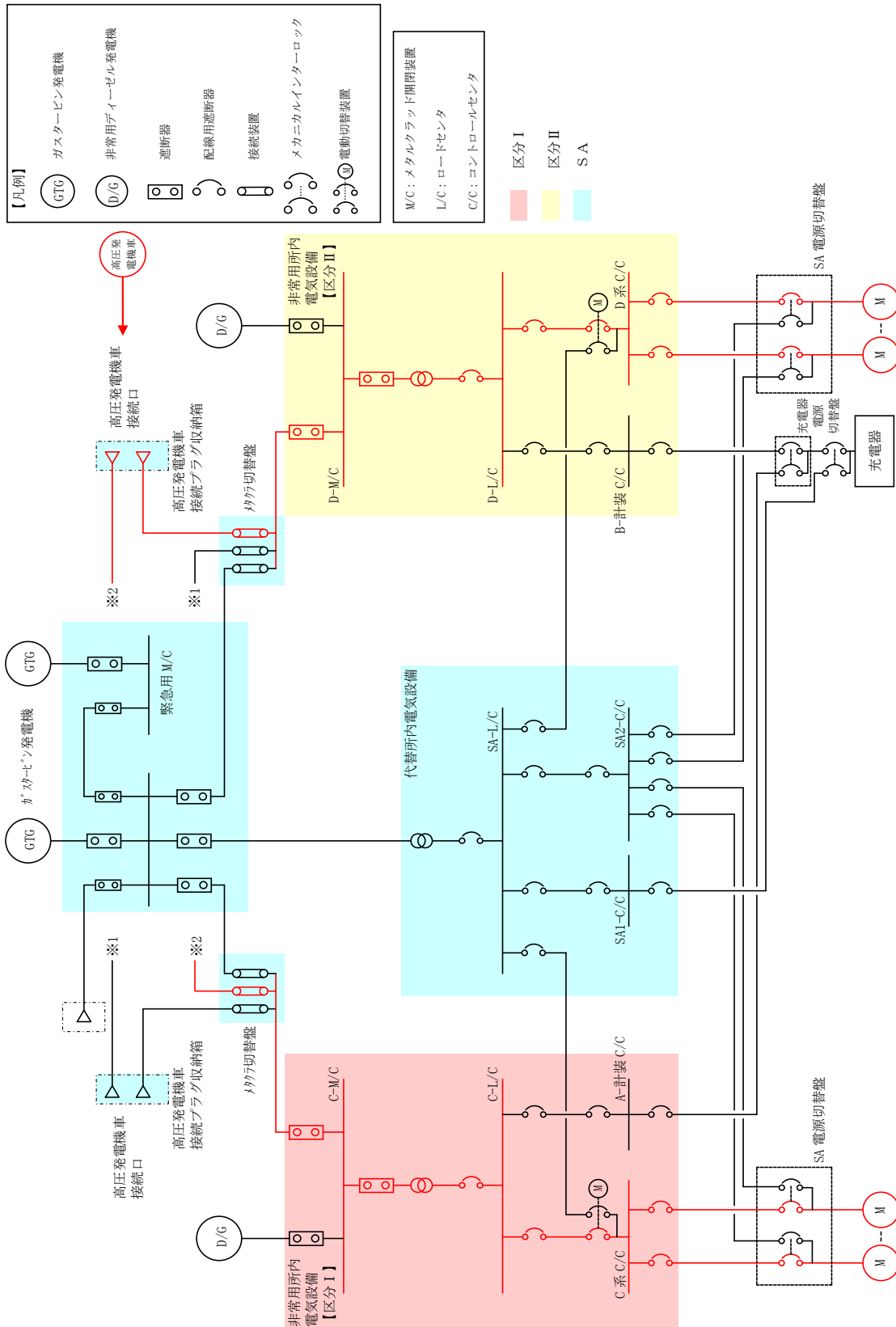
	島根原子力発電所 2号炉
	非常用電源設備に係わる機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対応設備設置場所) (B-1原子炉中性子計装用充電器及び分電盤)
	中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

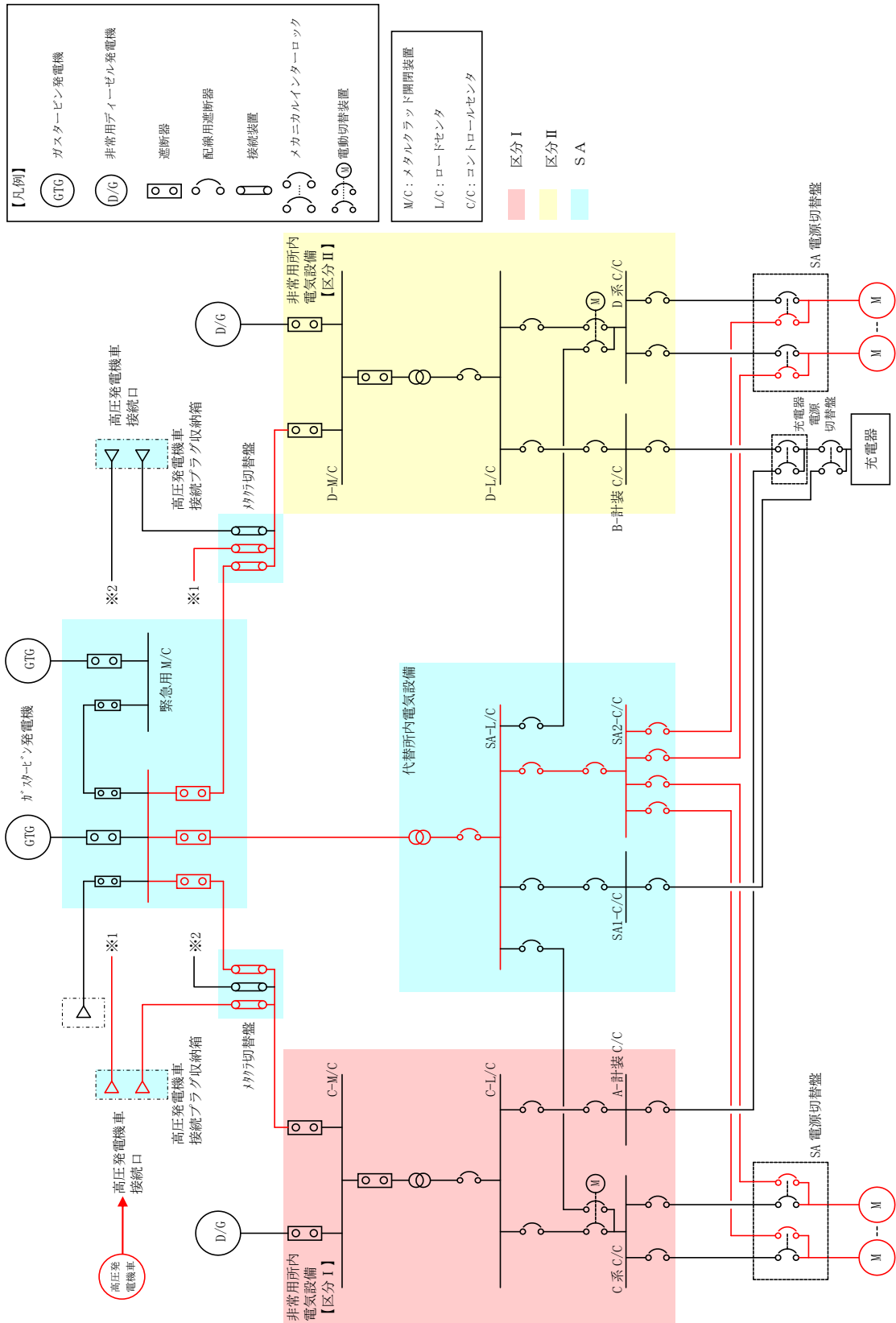
57-3
系 統 図



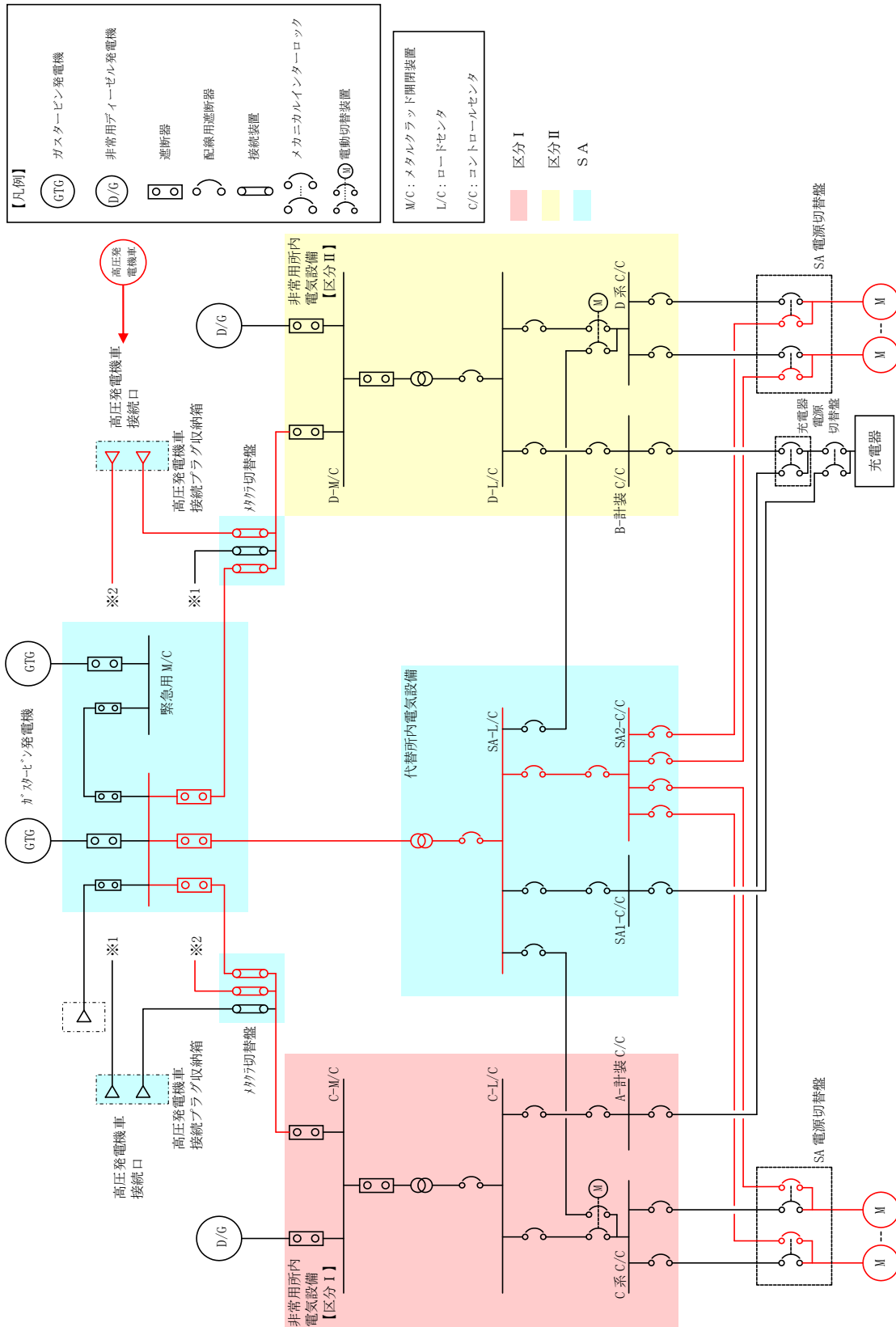
第 57-3-1 図 高圧発電機車系統図
 (高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)
 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系)



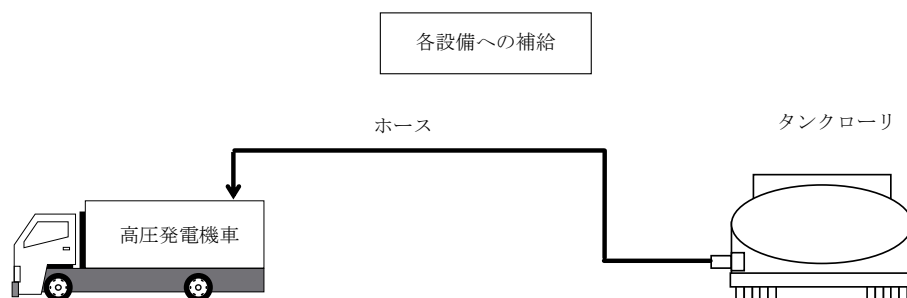
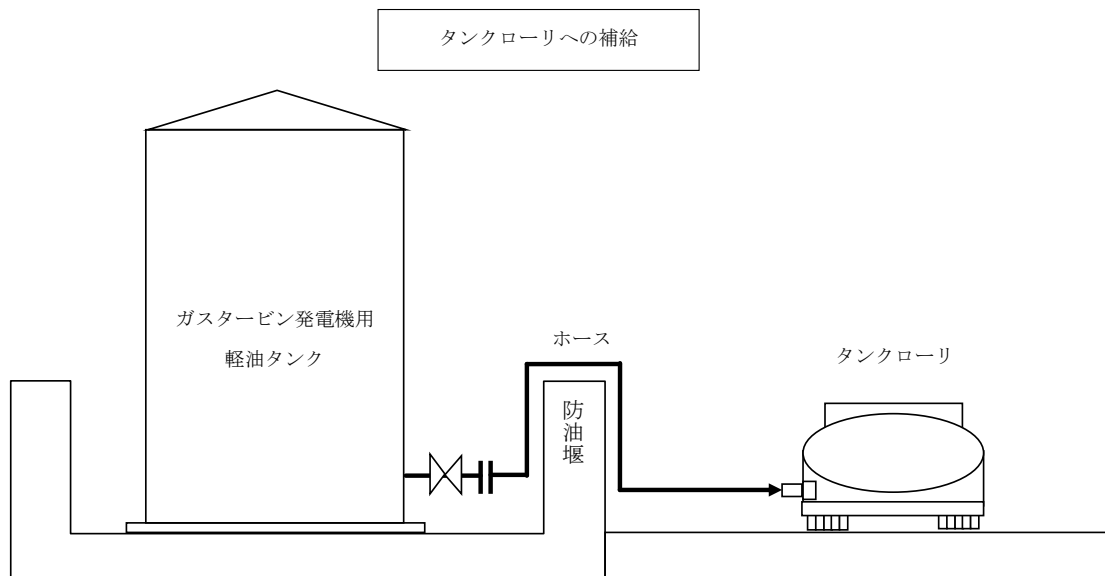
第 57-3-2 図 高圧発電機車系統図
 (高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)
 ～非常用高压母線 C 系及び D 系)



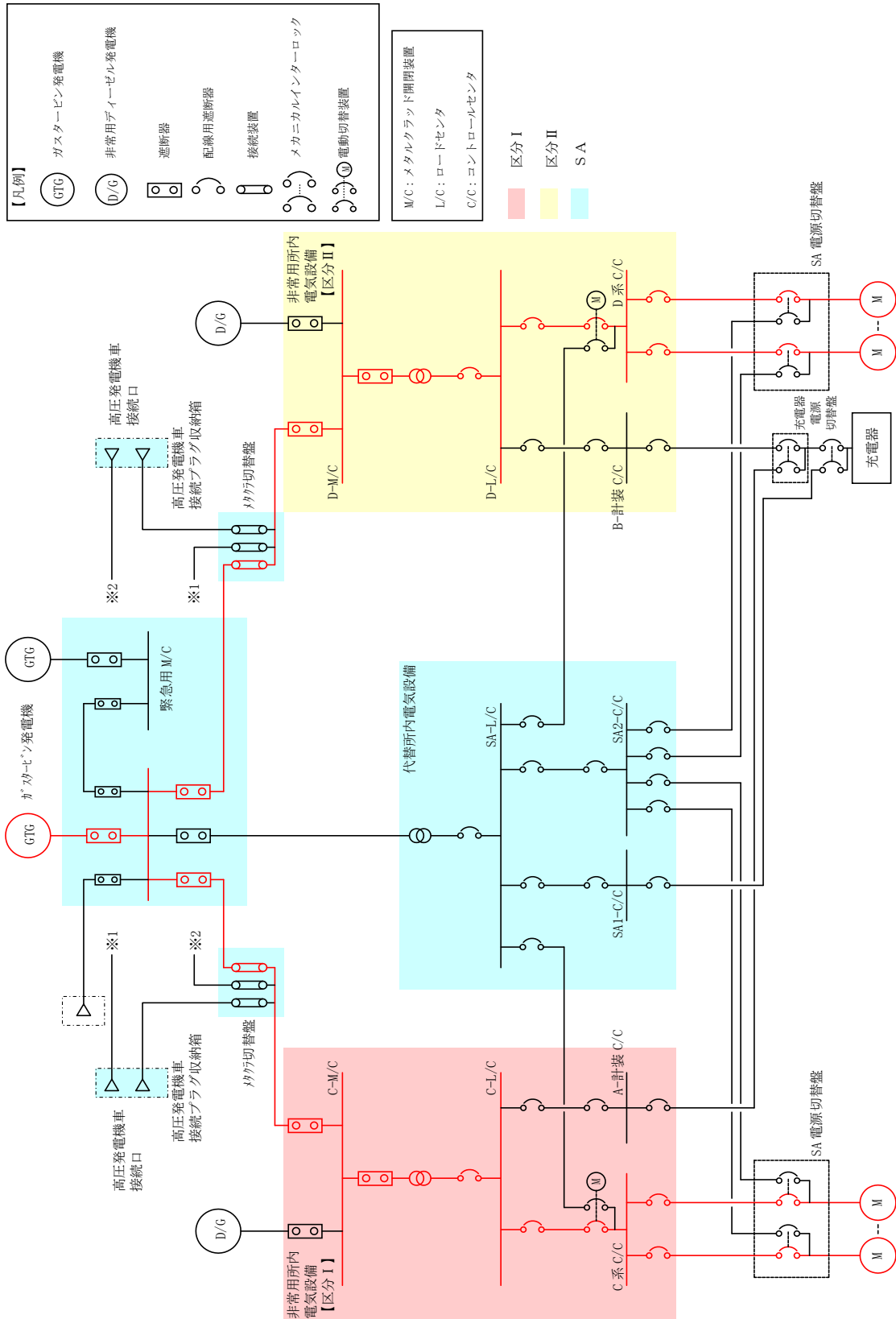
第 57-3-3 図 高圧発電機車系統図
 (高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)
 ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



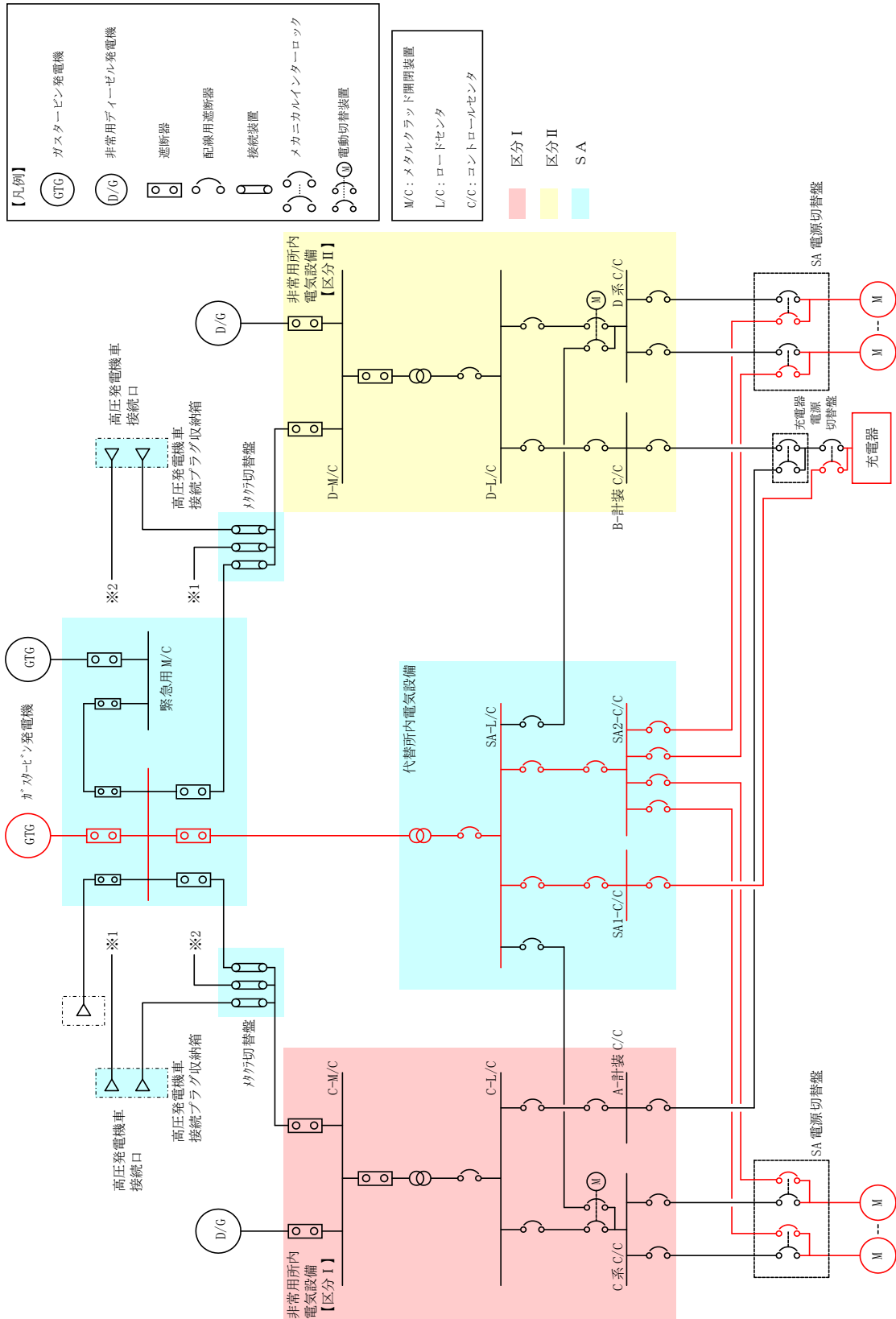
第 57-3-4 図 高压発電機車系統図
 (高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)
 ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



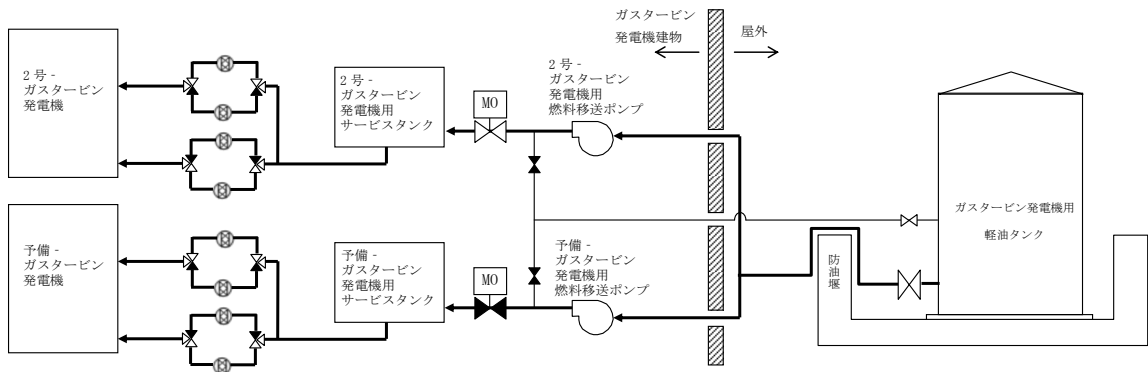
第 57-3-5 図 可搬型代替交流電源設備系統概要図 (燃料系統)



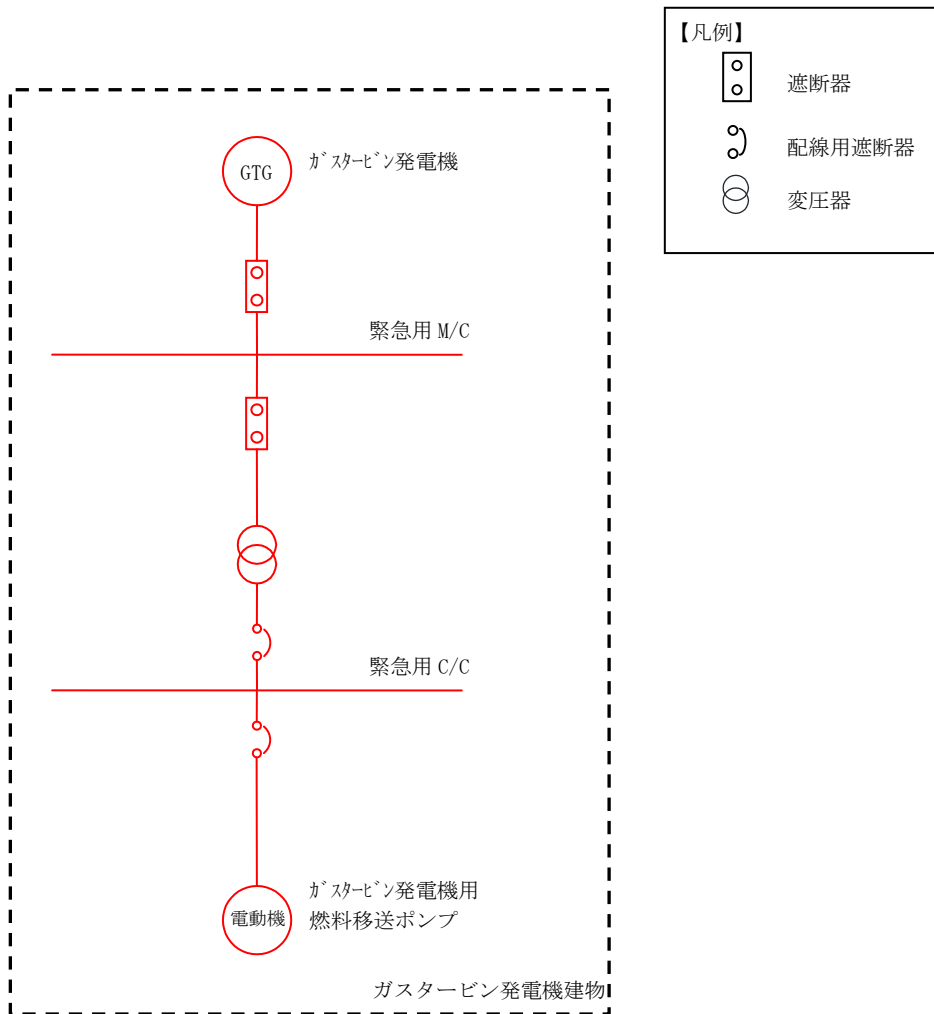
第 57-3-6 図 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD係に供給)



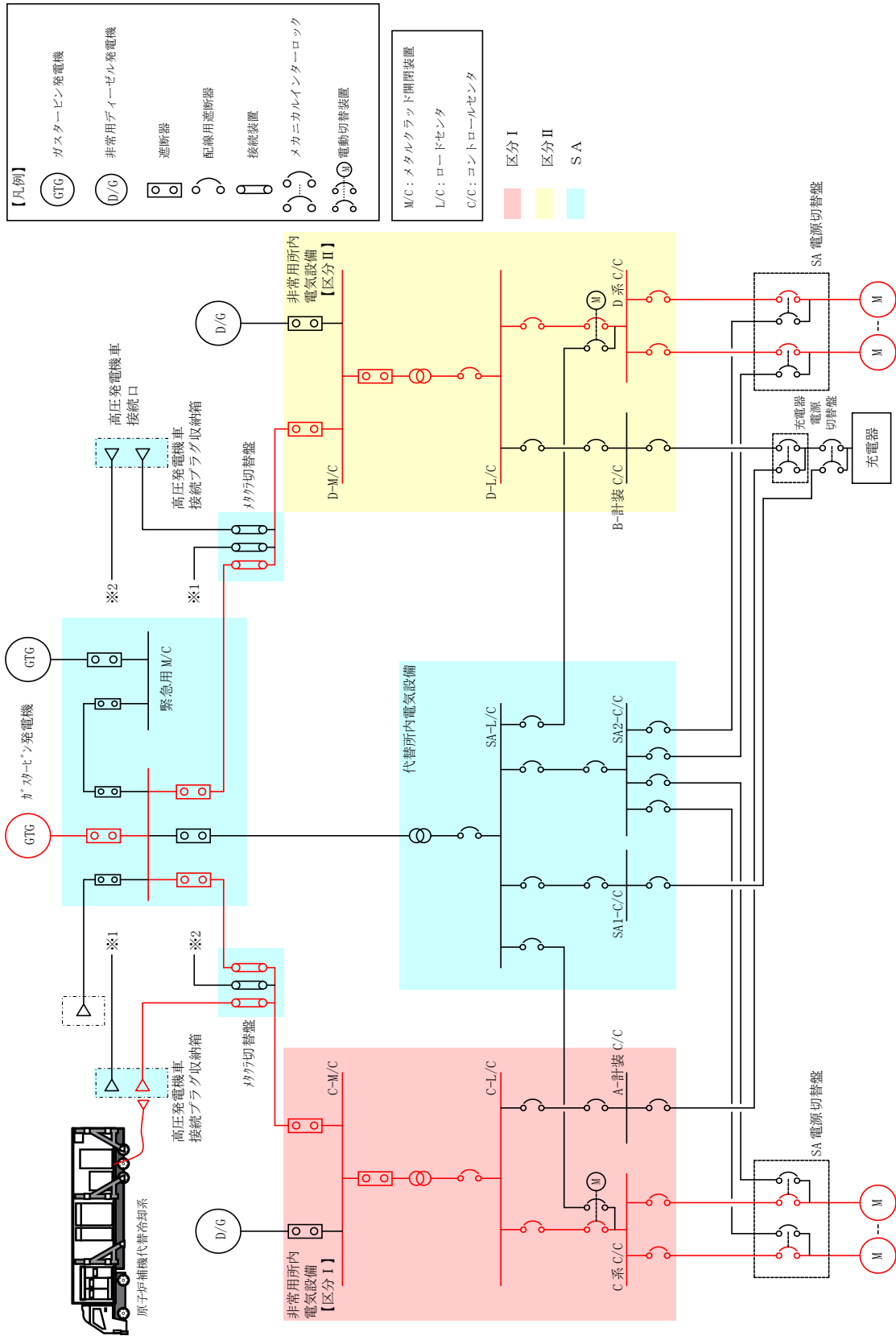
第 57-3-7 図 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



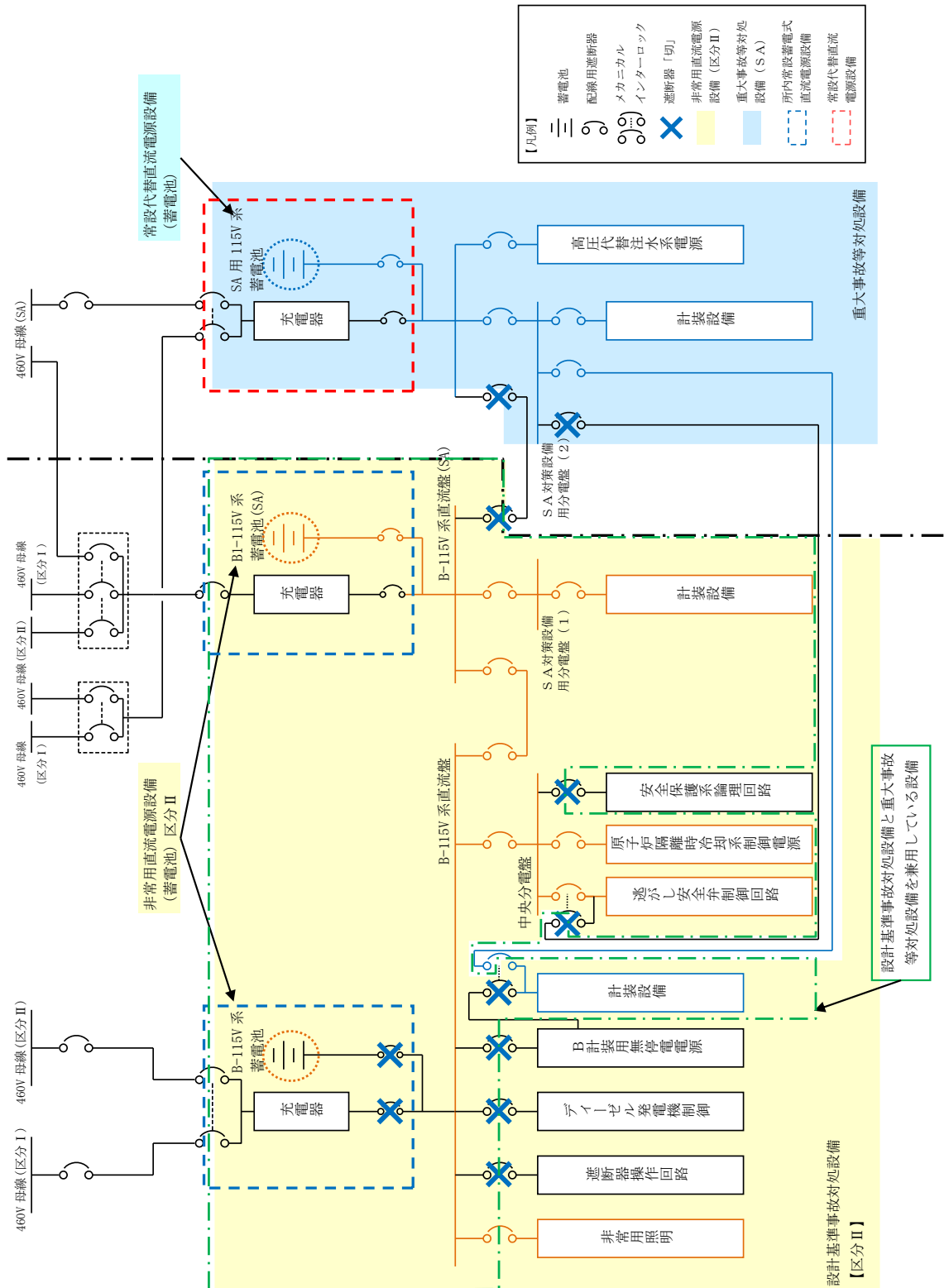
第 57-3-8 図 ガスタービン発電機燃料系統図



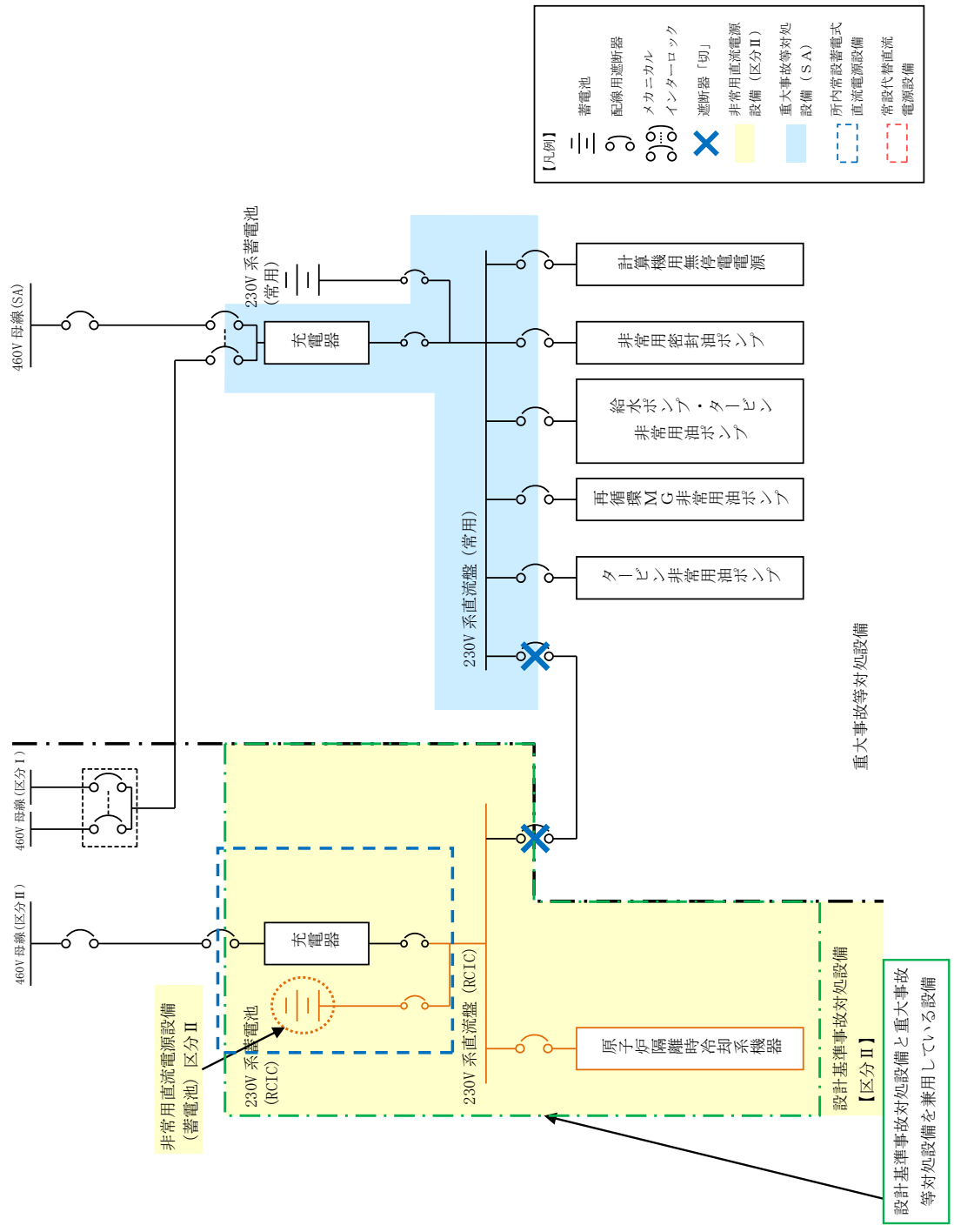
第 57-3-9 図 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図



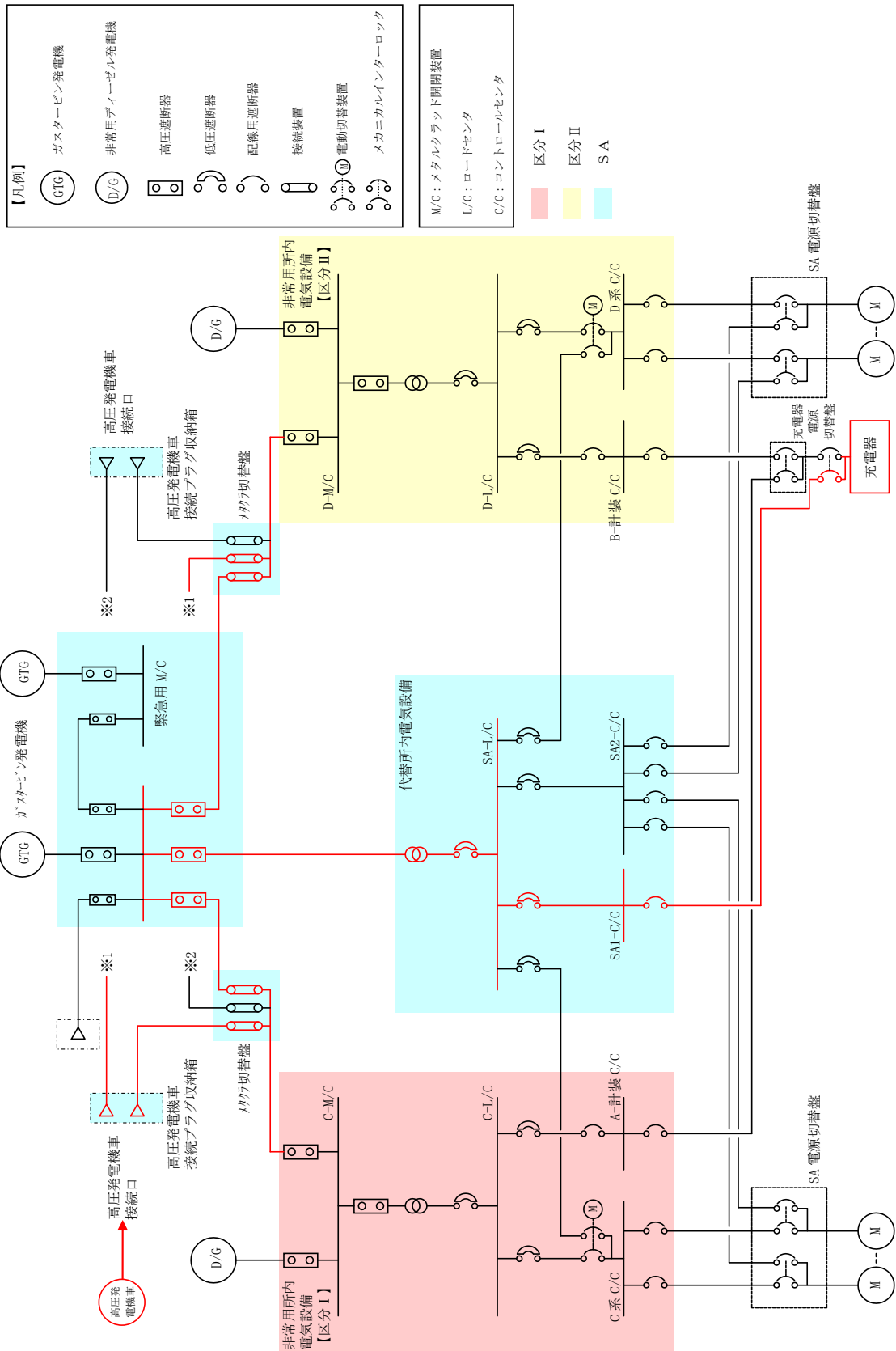
第 57-3-10 図 原子炉補機代替冷却系系統図



第 57-3-12 図 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (直流 115V 系蓄電池)
(全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

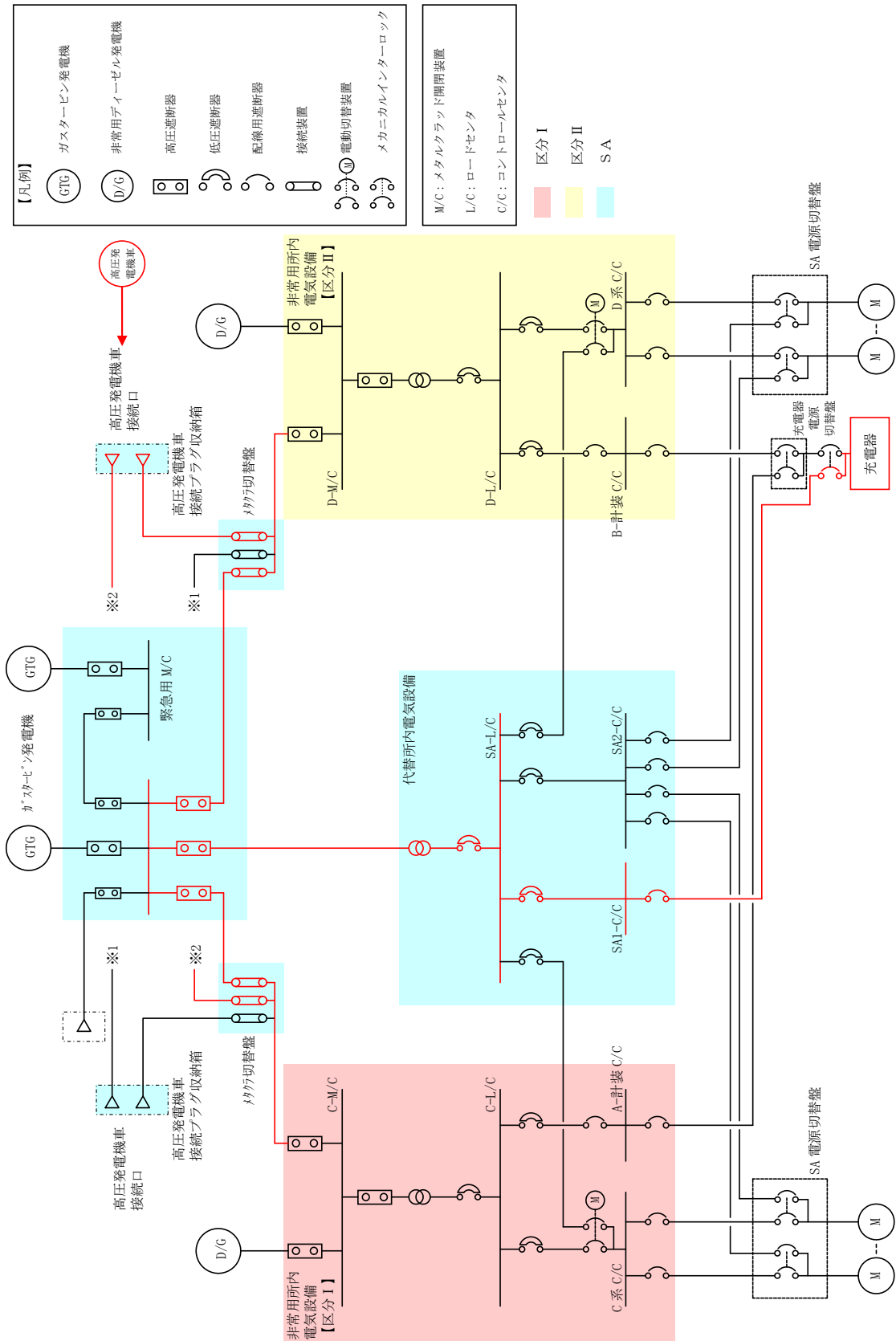


第 57-3-13 図 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (直流 230V 系蓄電池)
(全交流動力電源喪失直後～24 時間後)



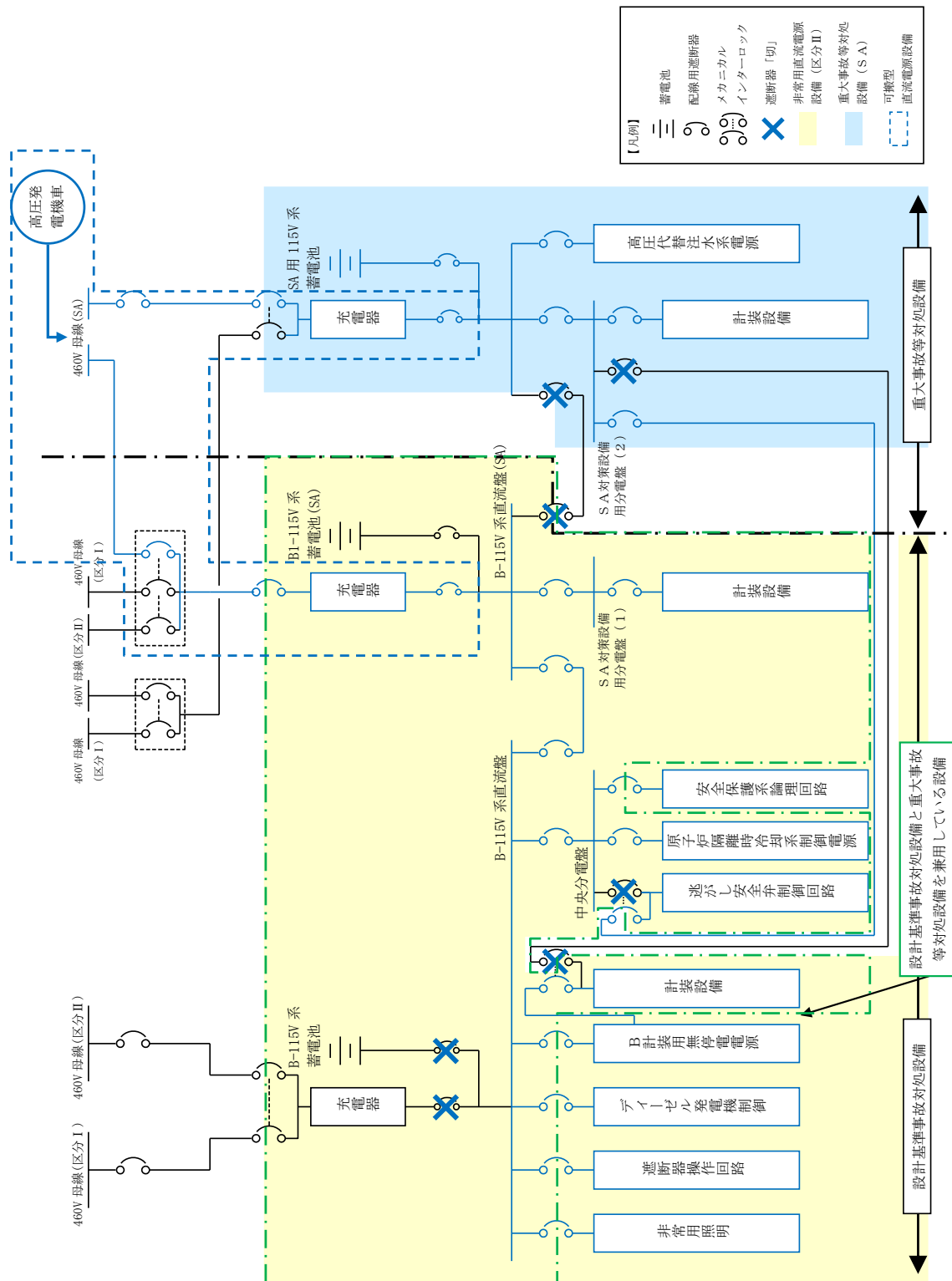
第 57-3-14 図 可搬型直流電源設備系統図

(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～
 充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常
 用))

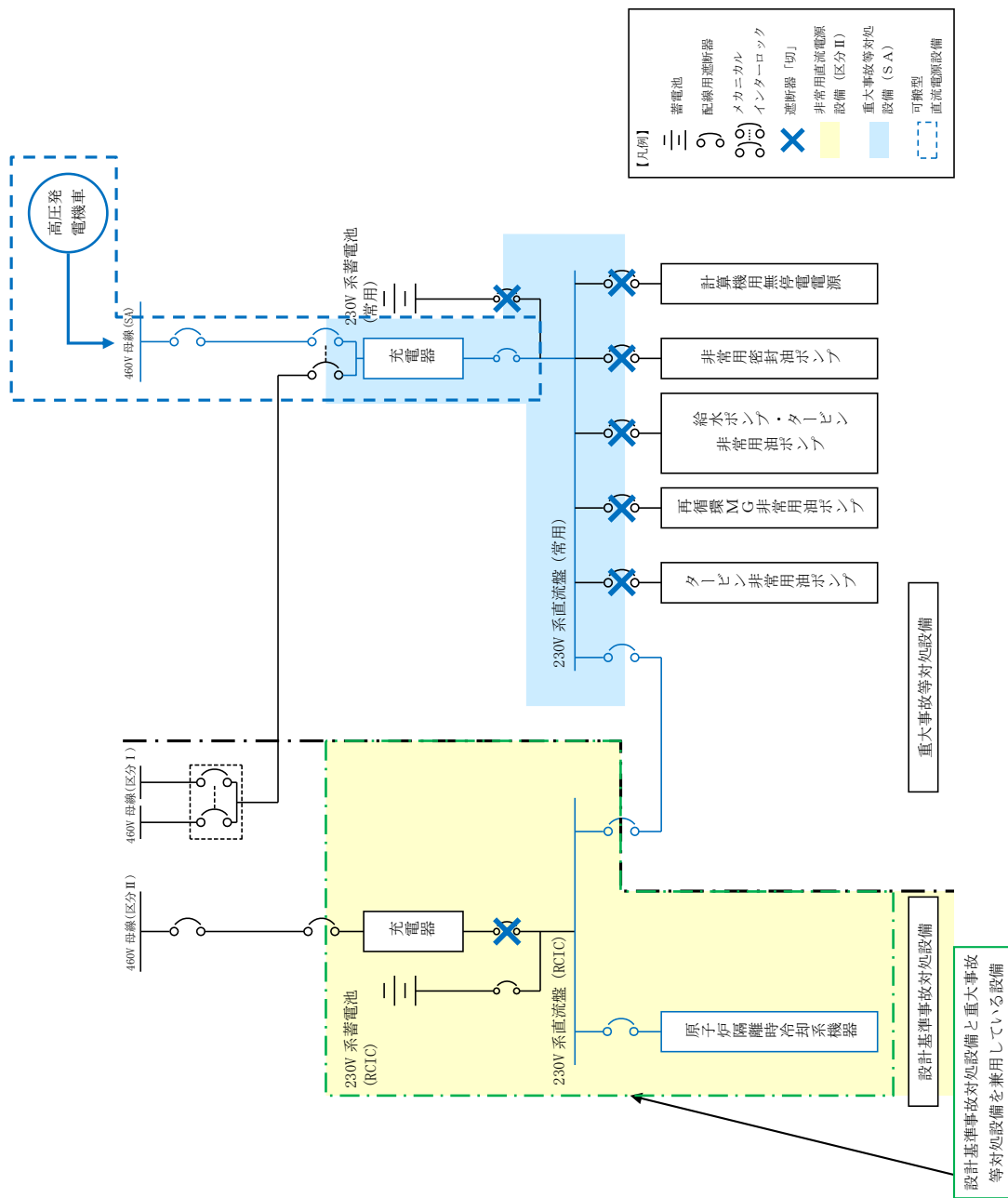


第 57-3-15 図 可搬型直流電源設備系統図

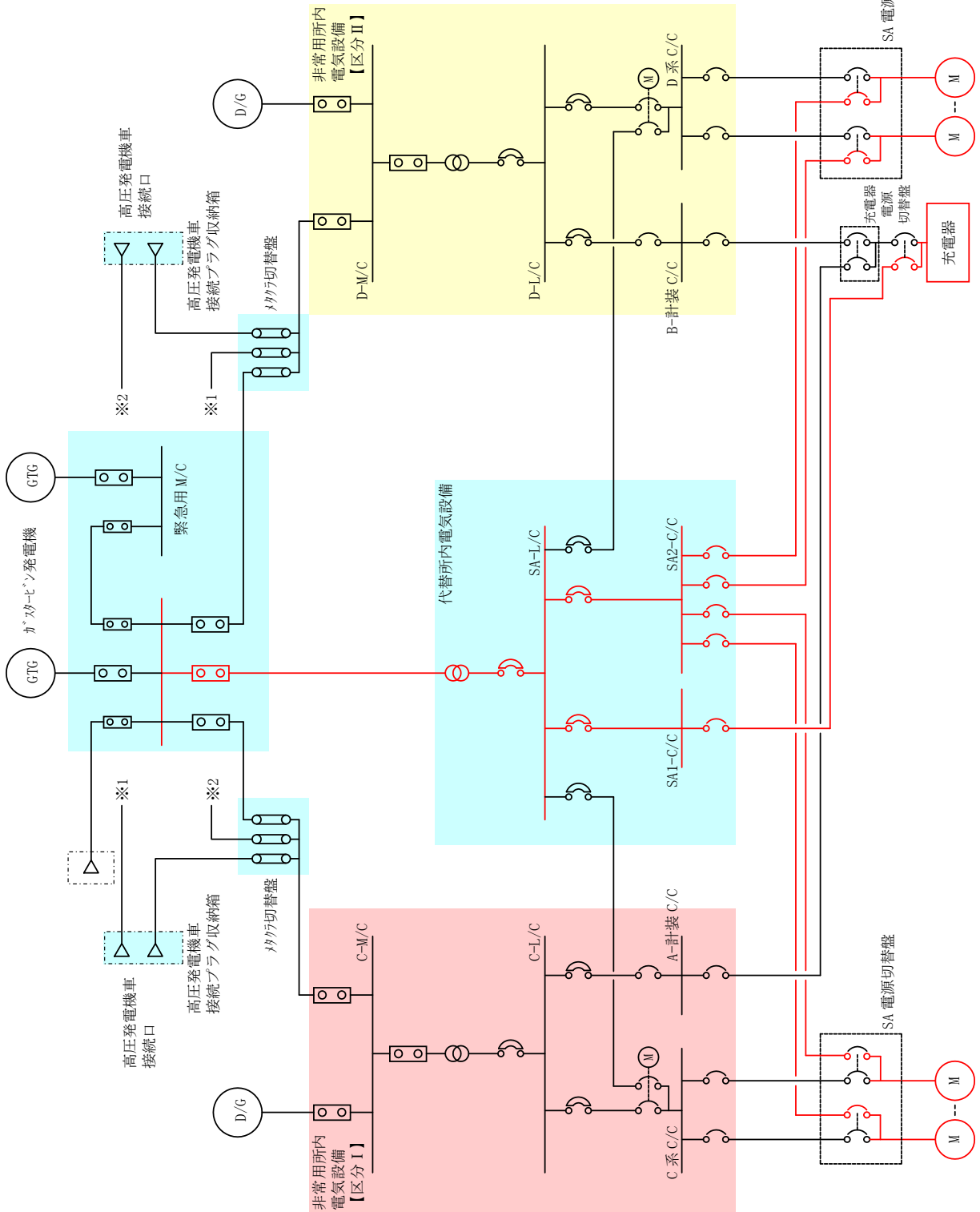
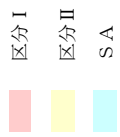
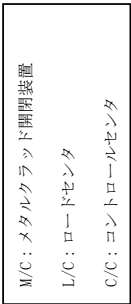
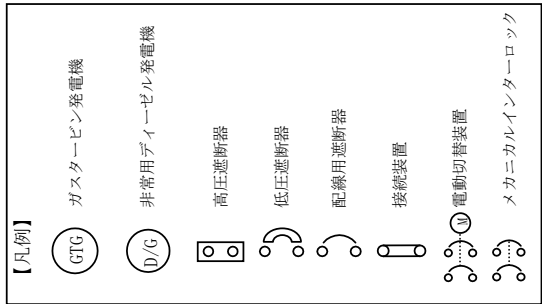
(高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～
充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常
用))



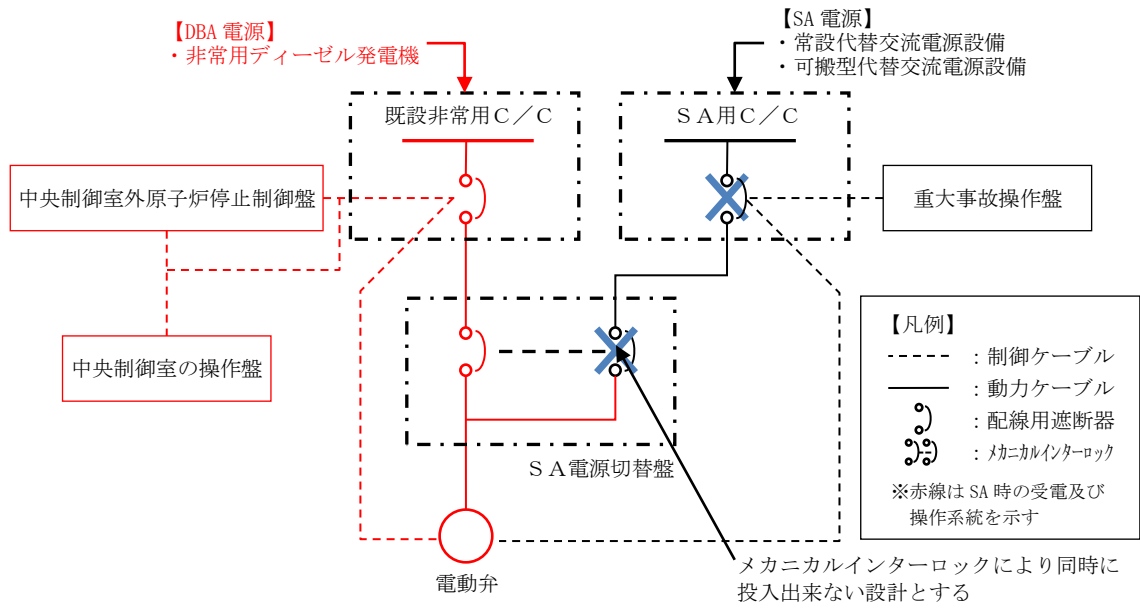
第 57-3-16 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 115V 系統)



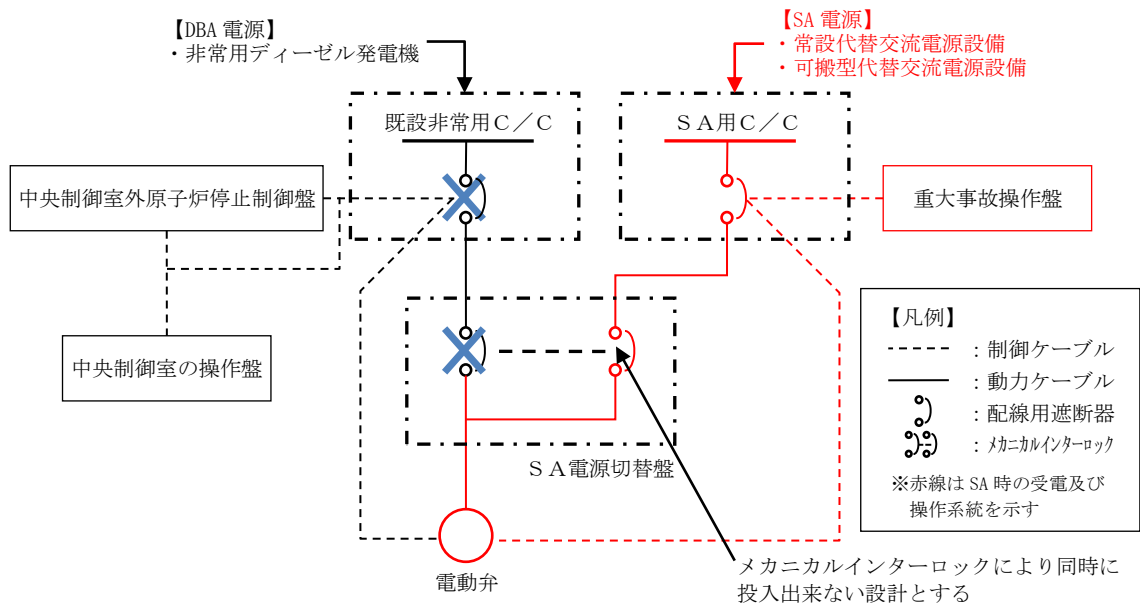
第 57-3-17 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 230V 系統)



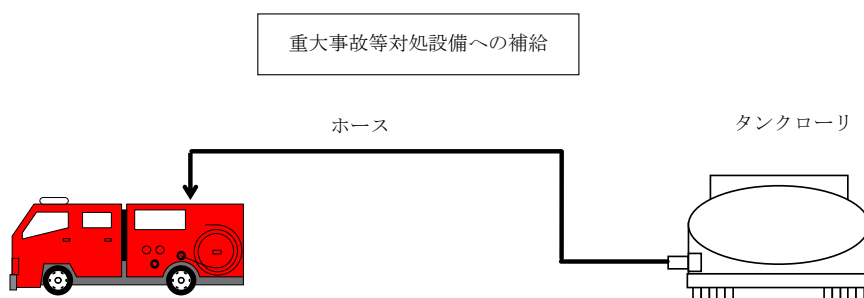
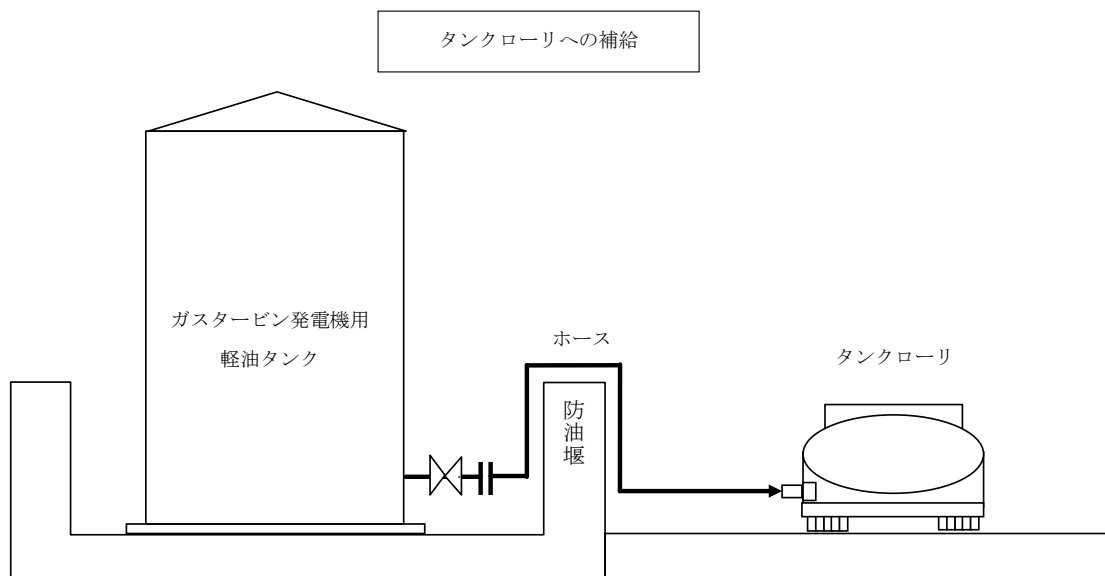
第 57-3-18 図 代替所内電気設備系統図



第 57-3-19 図 代替所内電気設備制御回路系統図
(既設非常用C/Cからの電源供給時)



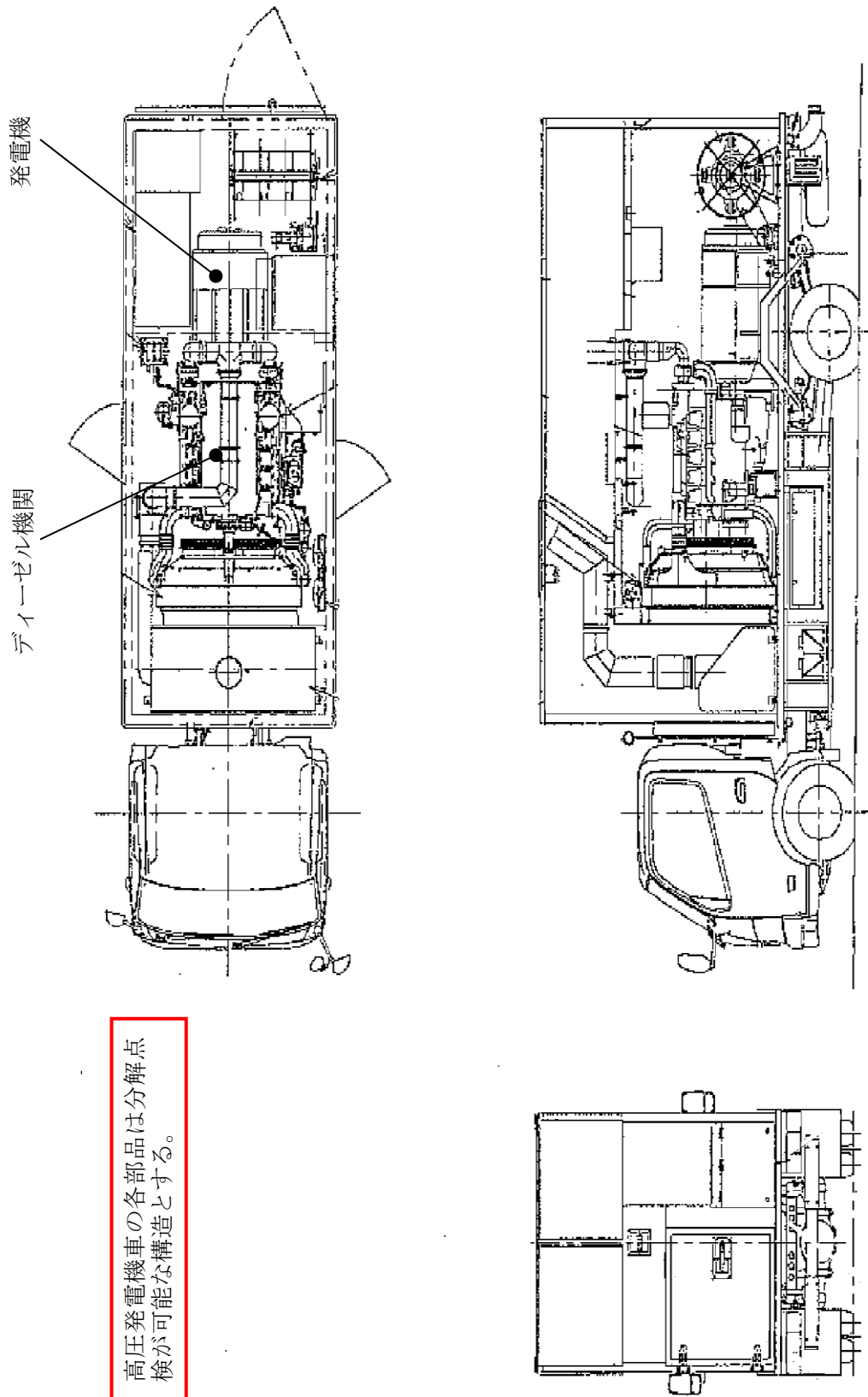
第 57-3-20 図 代替所内電気設備制御回路系統図
(SA用C/Cからの電源供給時)



第 57-3-21 図 燃料補給設備系統図

57-4

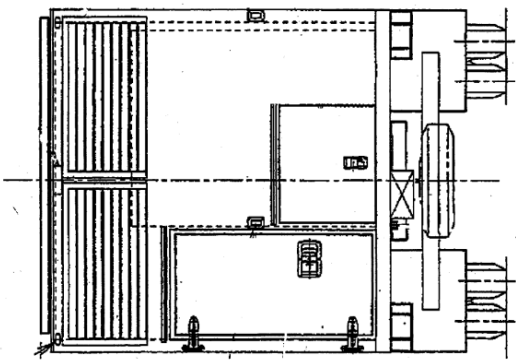
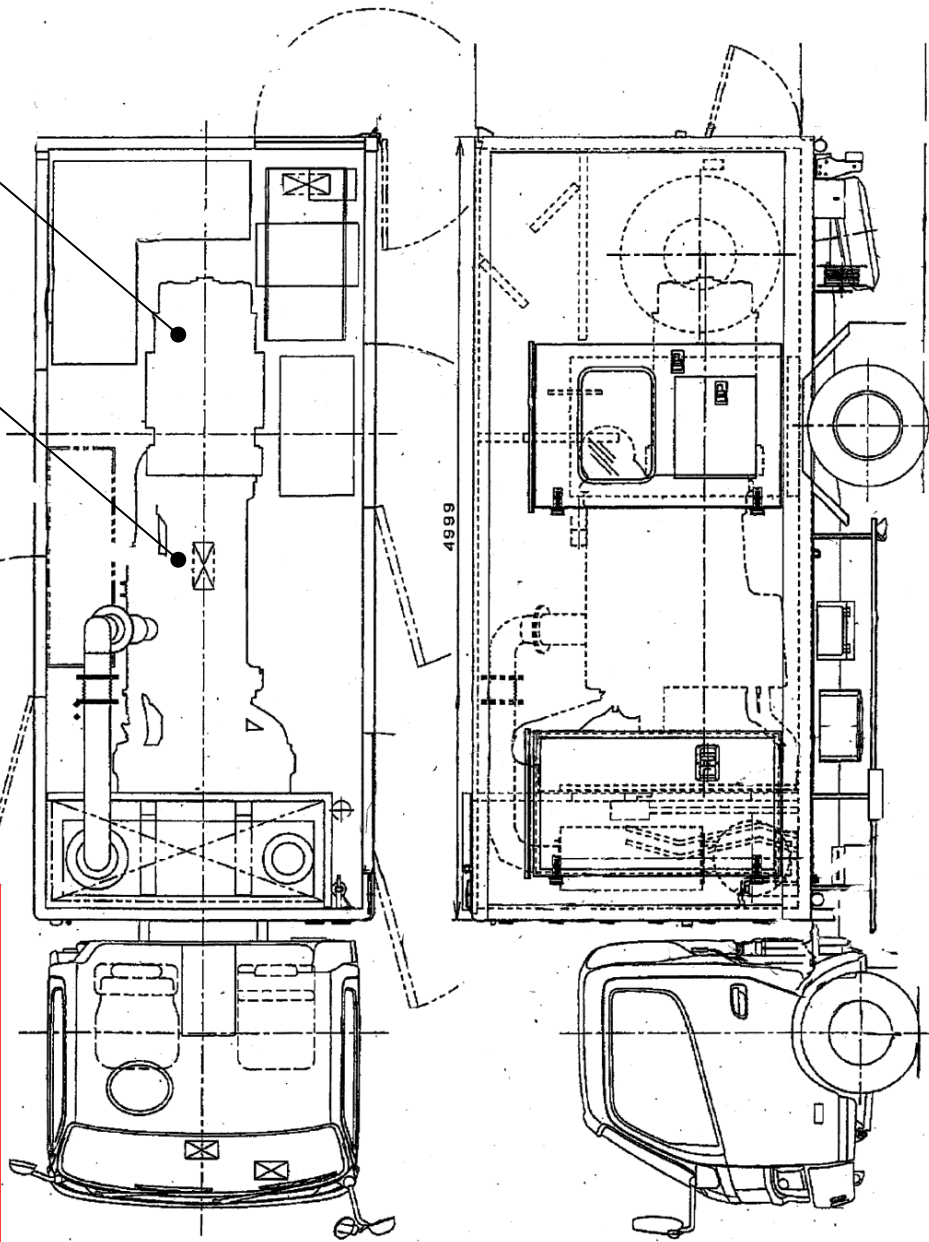
試験及び検査



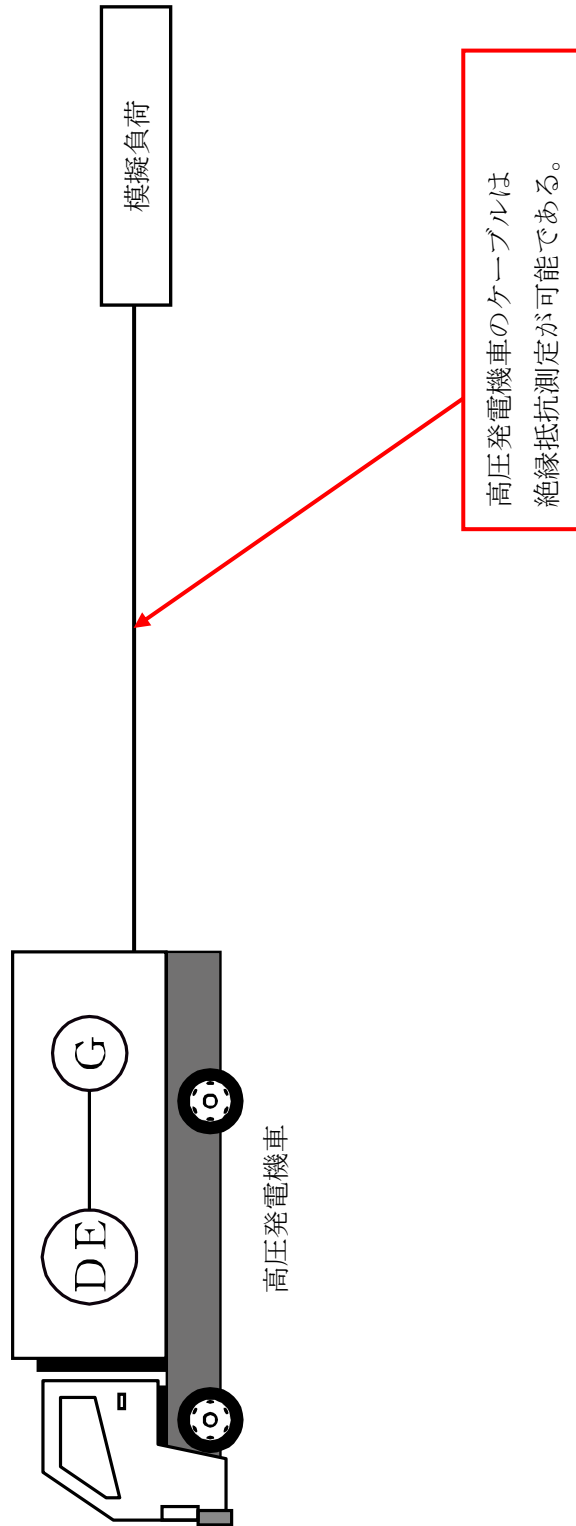
第 57-4-1 図 高圧発電機車構造図

ディーゼル機関 発電機

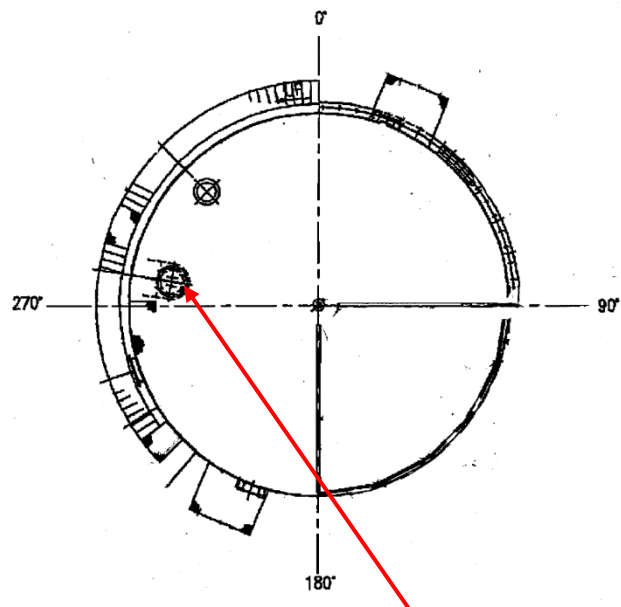
電源車の各部品は分解点検が可能な構造とする。



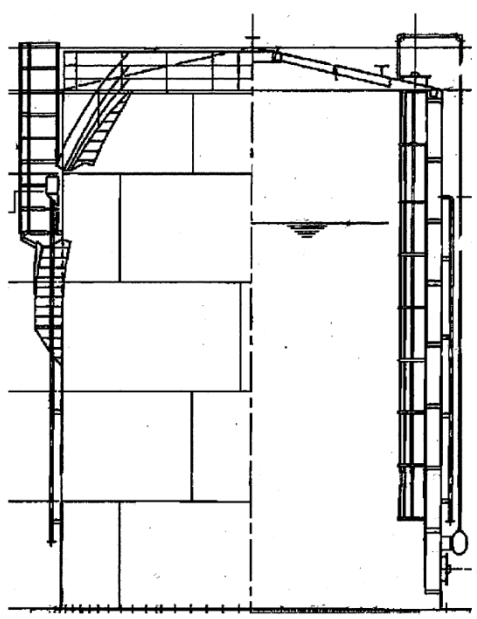
第 57-4-2 図 高圧発電機車構造図



第 57-4-3 図 高圧発電機車試験系統図

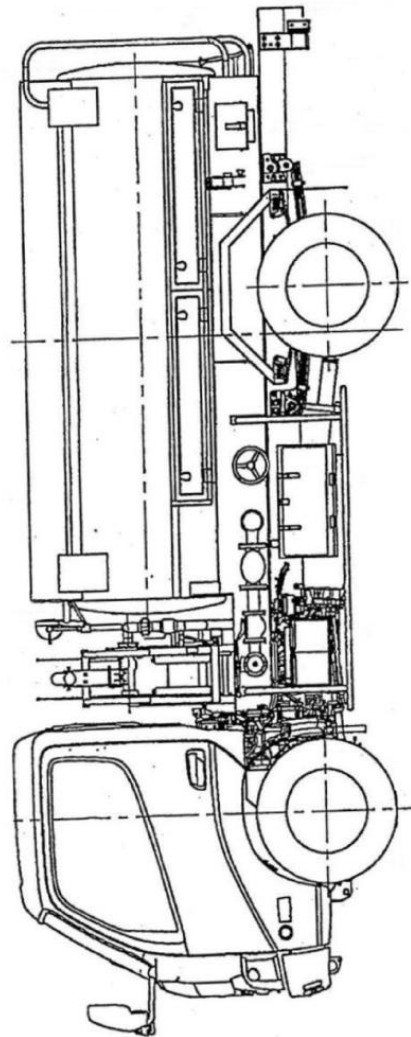
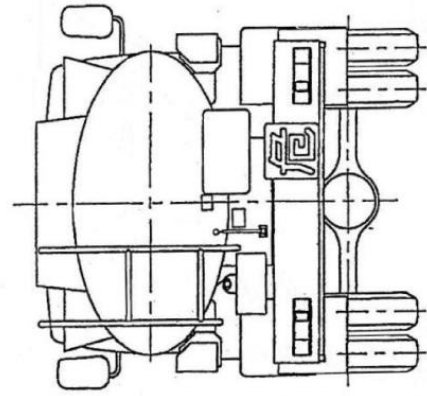
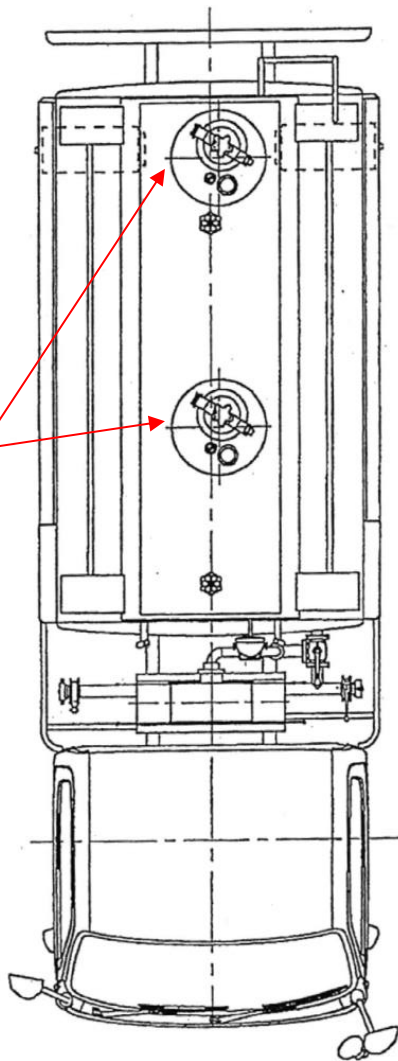


マンホールを設けているため、
内部確認が可能である。

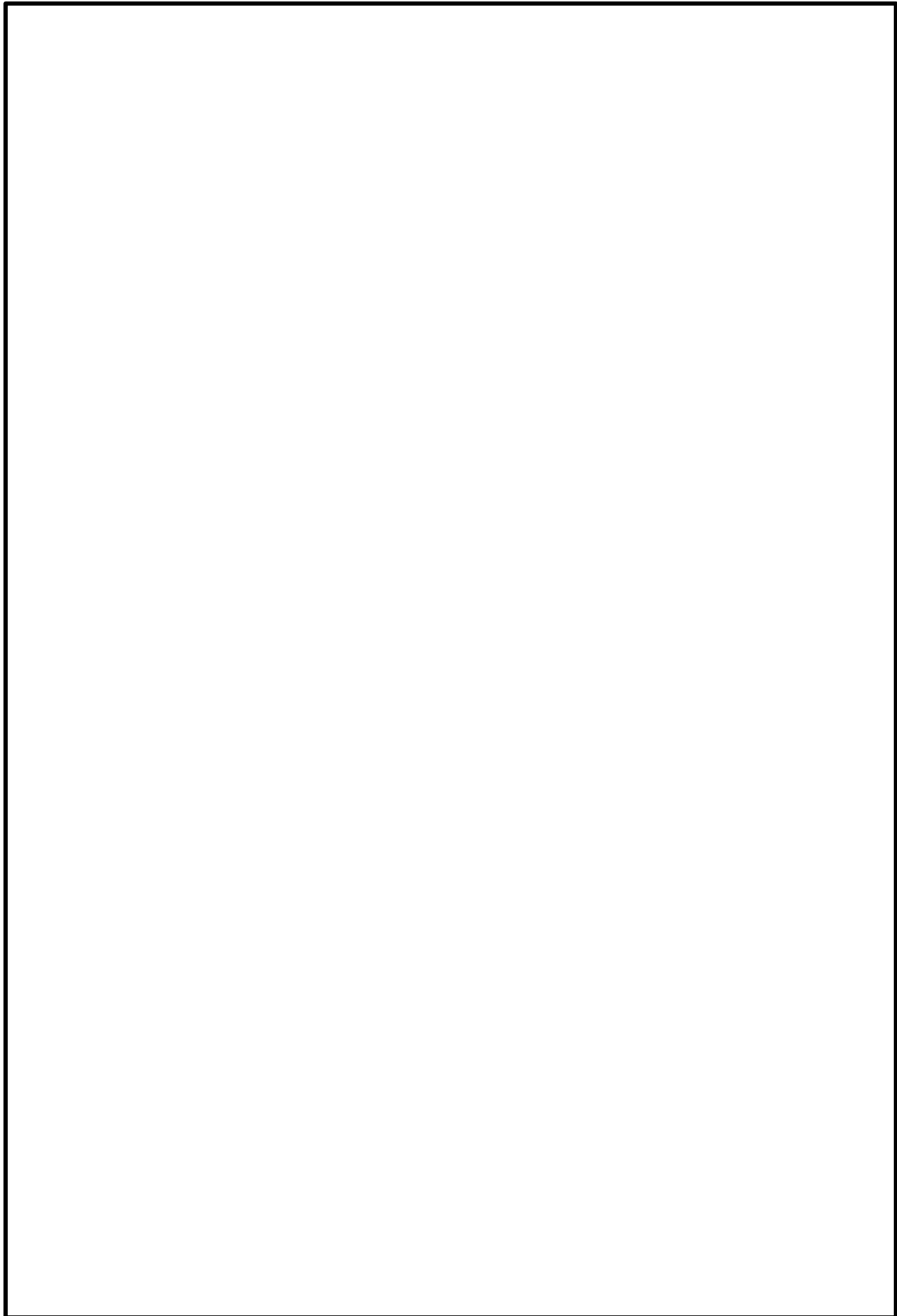


第 57-4-4 図 ガスタービン発電機用軽油タンク構造図

マンホールを設けているため、内部確認が可能である。

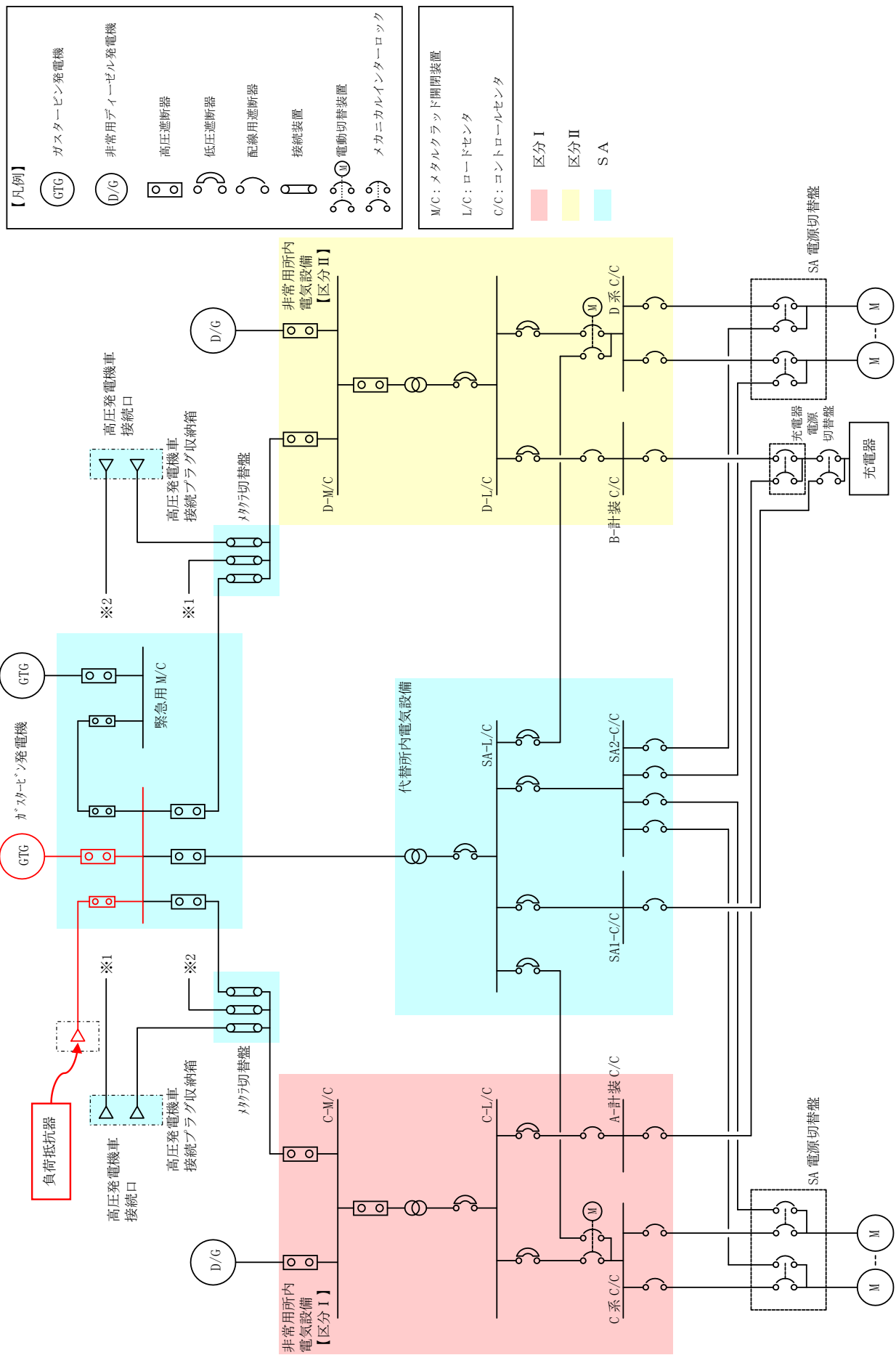


第 57-4-5 図 タンクローリ構造

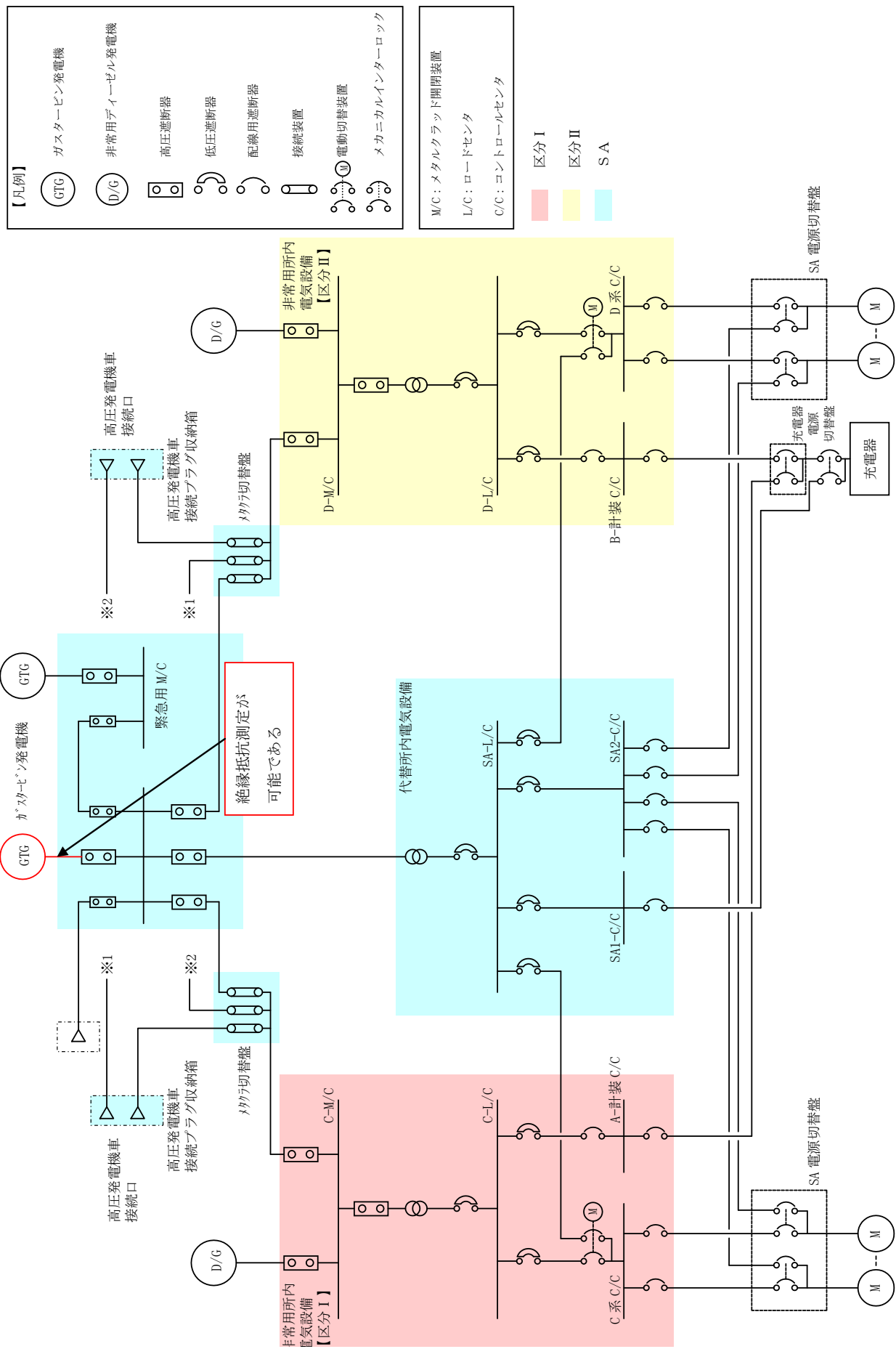


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

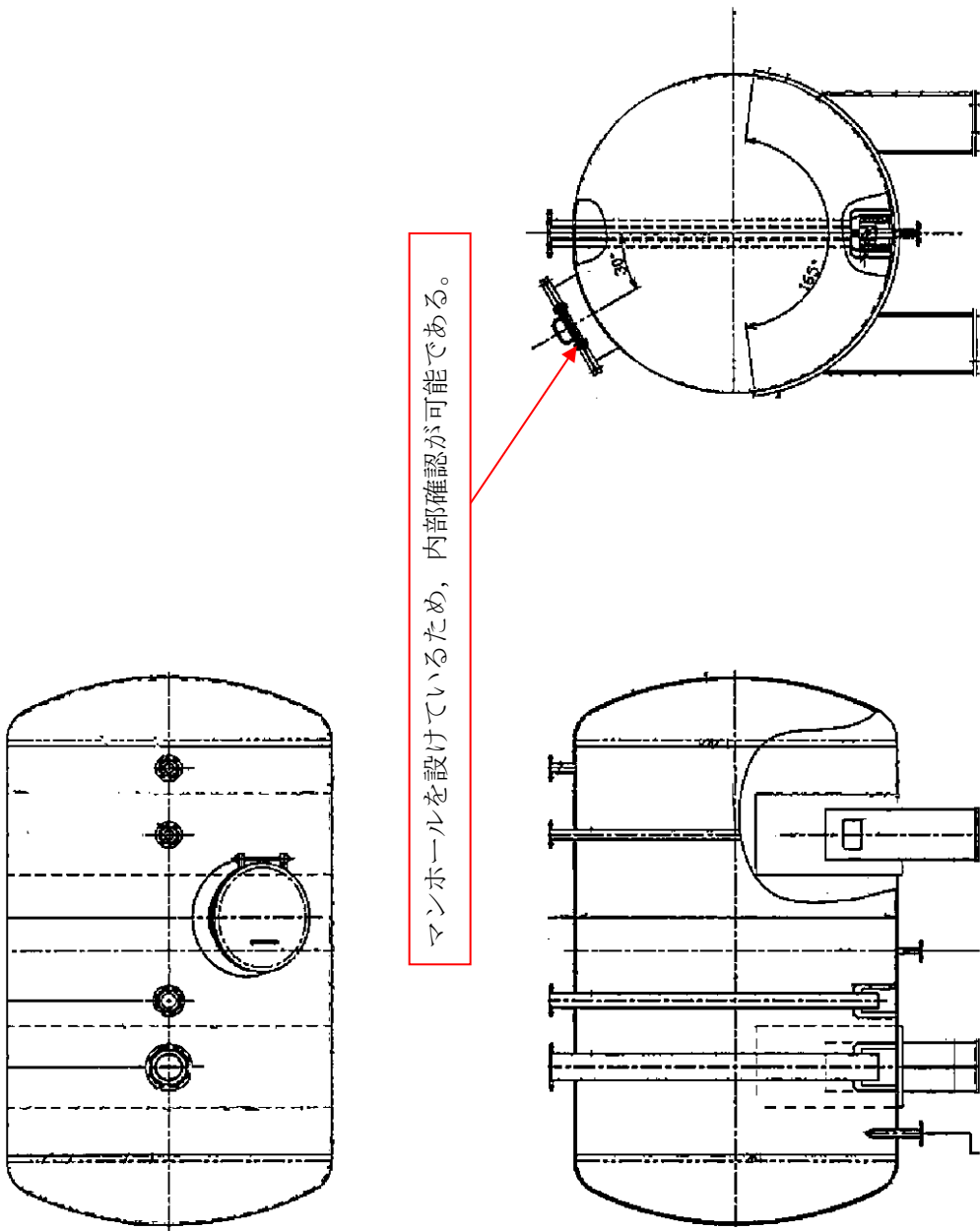
第 57-4-6 図 ガスタービン発電機構造図



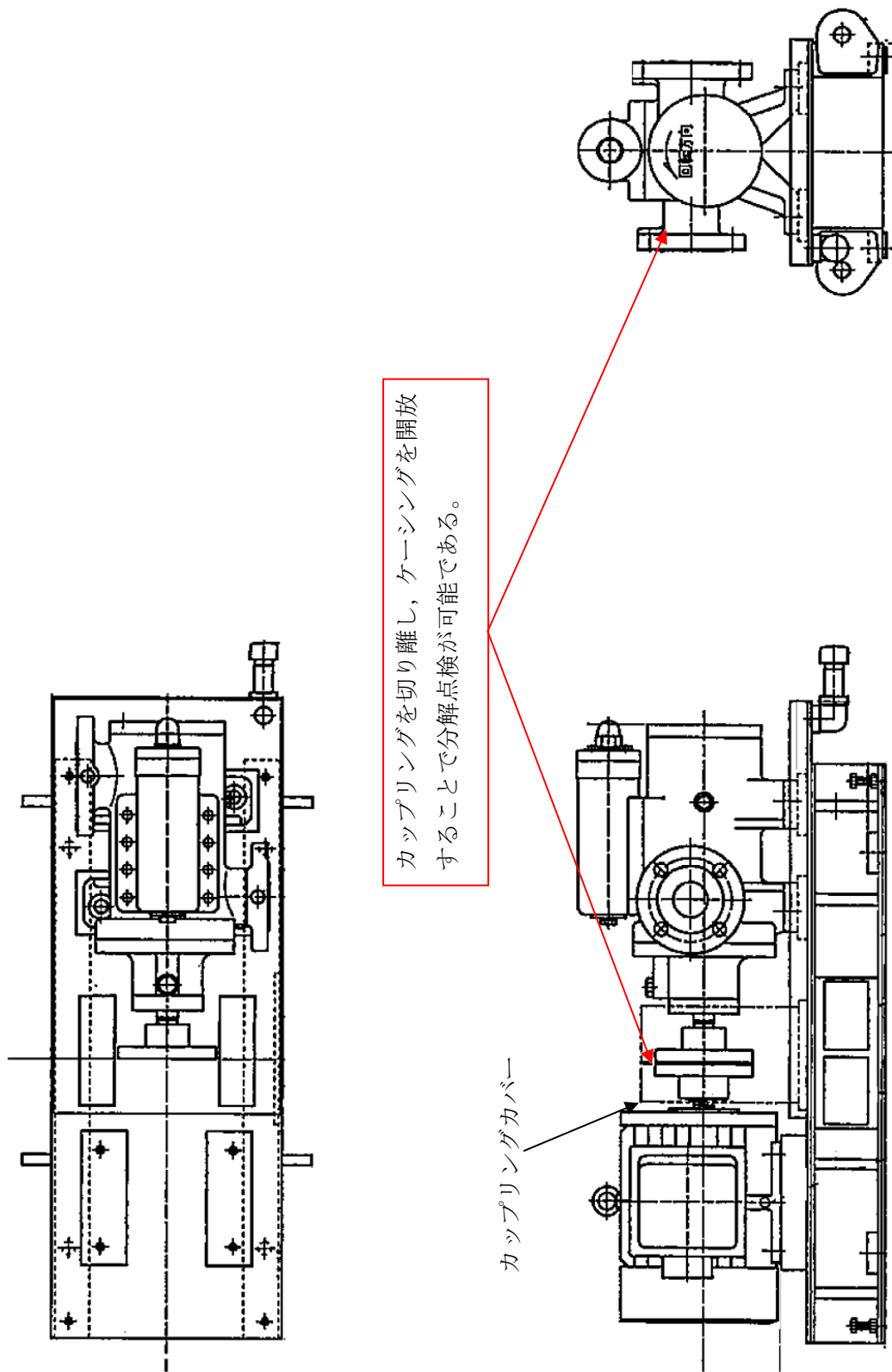
第 57-4-7 図 ガスタービン発電機試験系統図



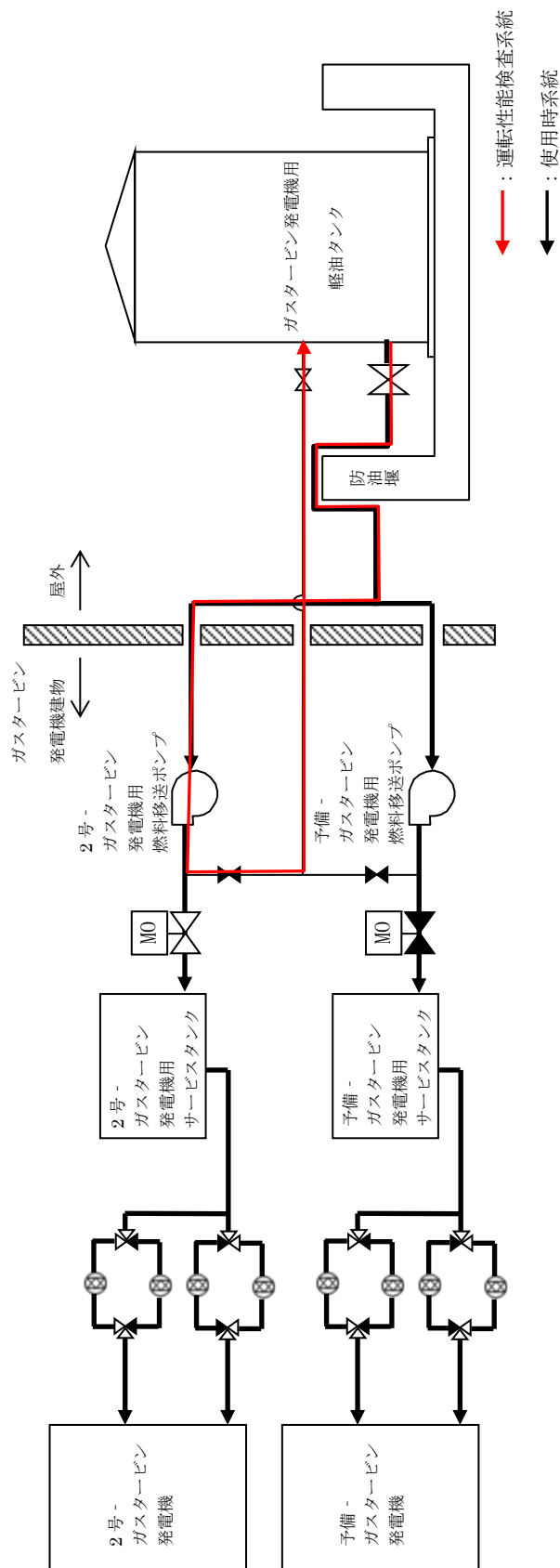
第 57-4-8 図 ガスタービン発電機試験系統図



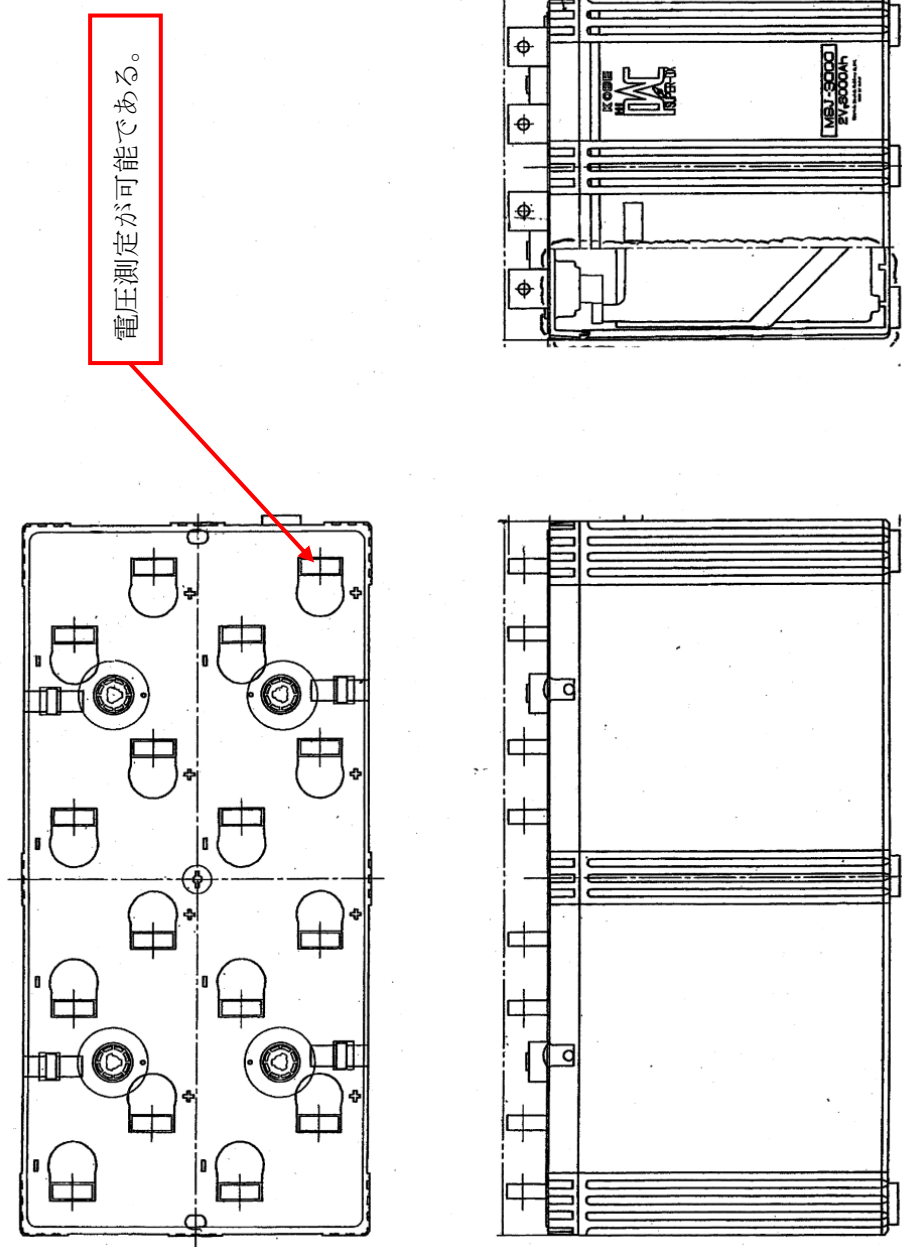
第 57-4-9 図 ガスタービン発電機用サービスタンク構造図



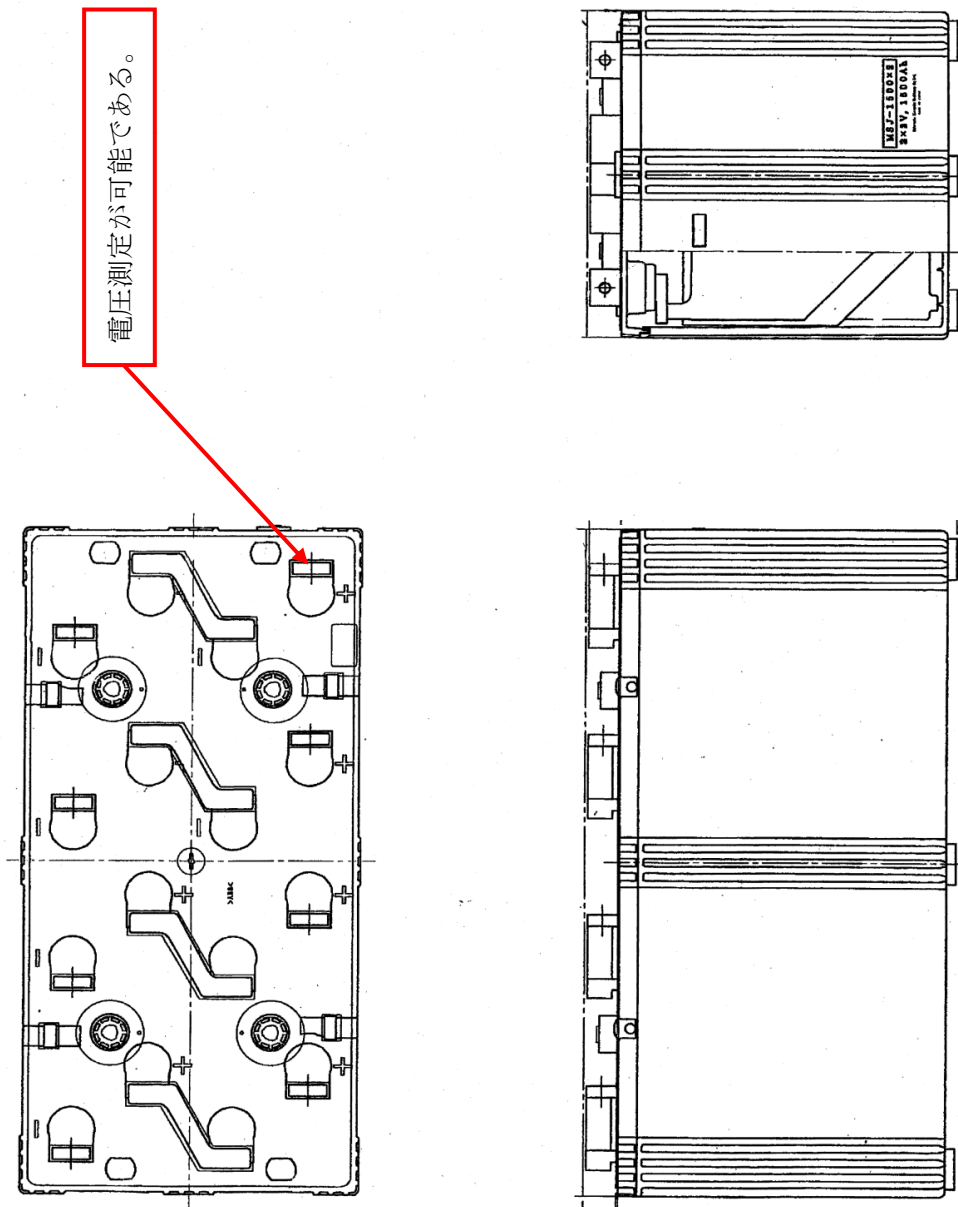
第 57-4-10 図 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ構造図



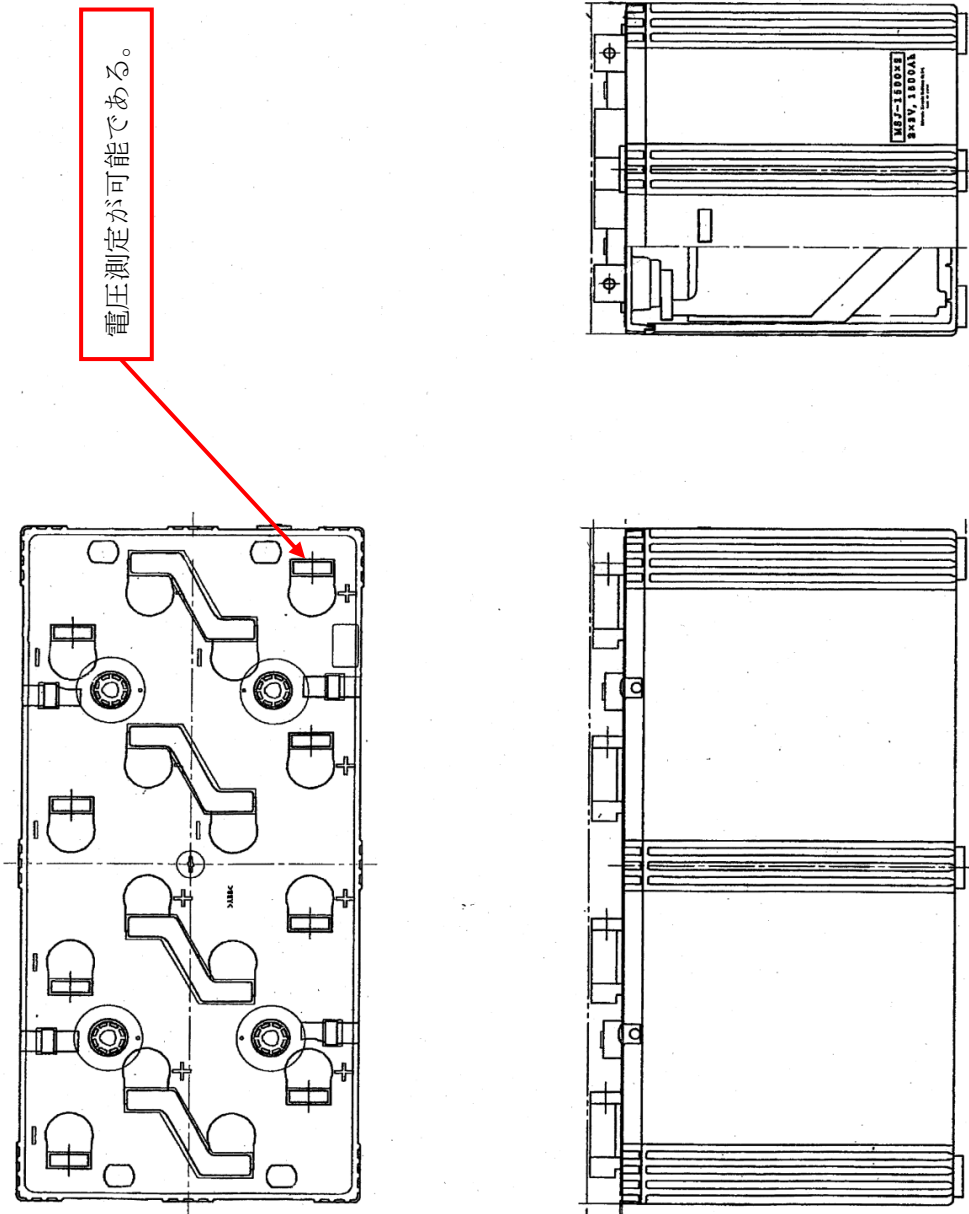
第 57-4-11 図 ガスタービン発電機燃料系統試験系統図



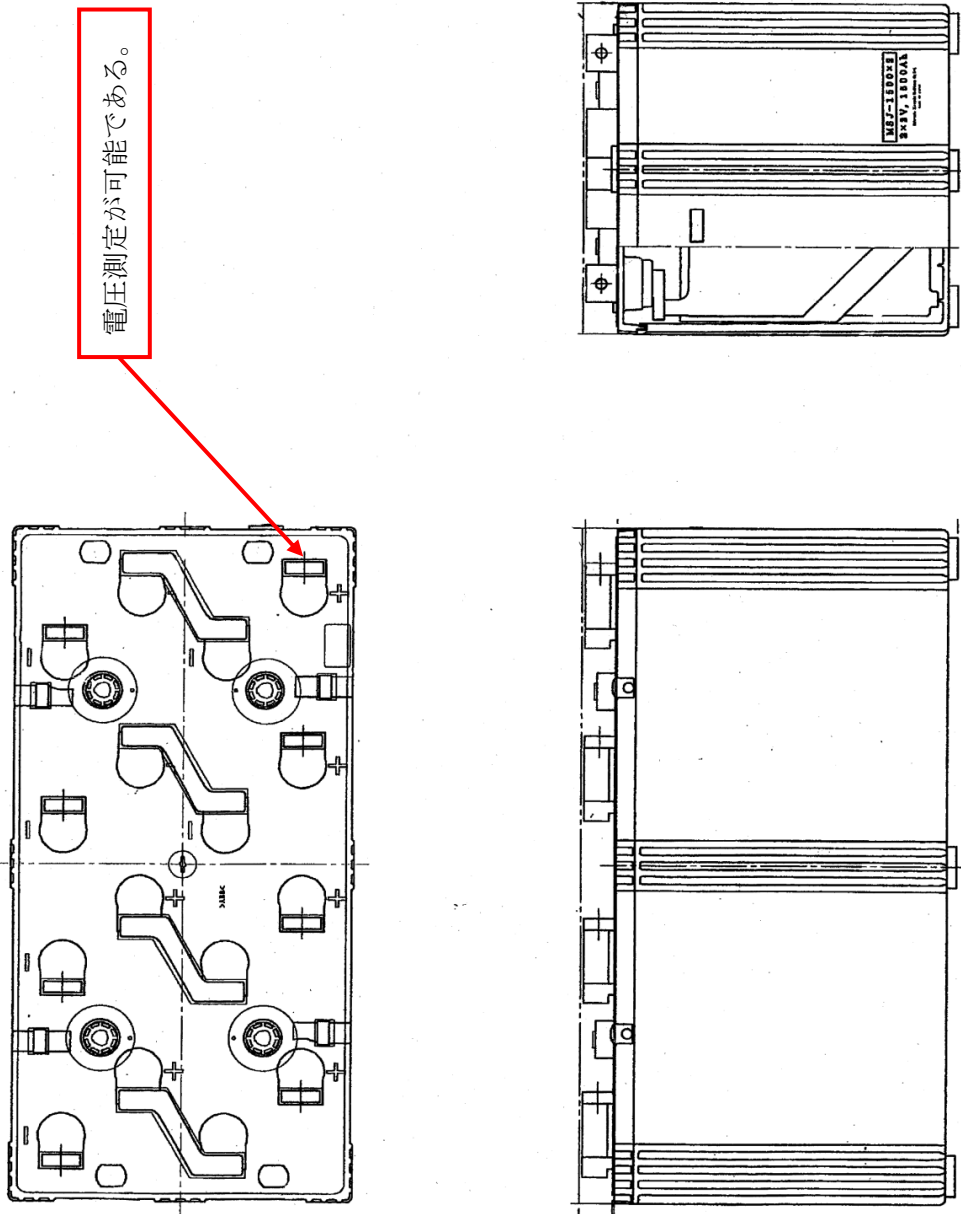
第 57-4-12 図 B-115V系蓄電池構造図



第 57-4-13 図 B1-115V 系蓄電池 (SA) 構造図



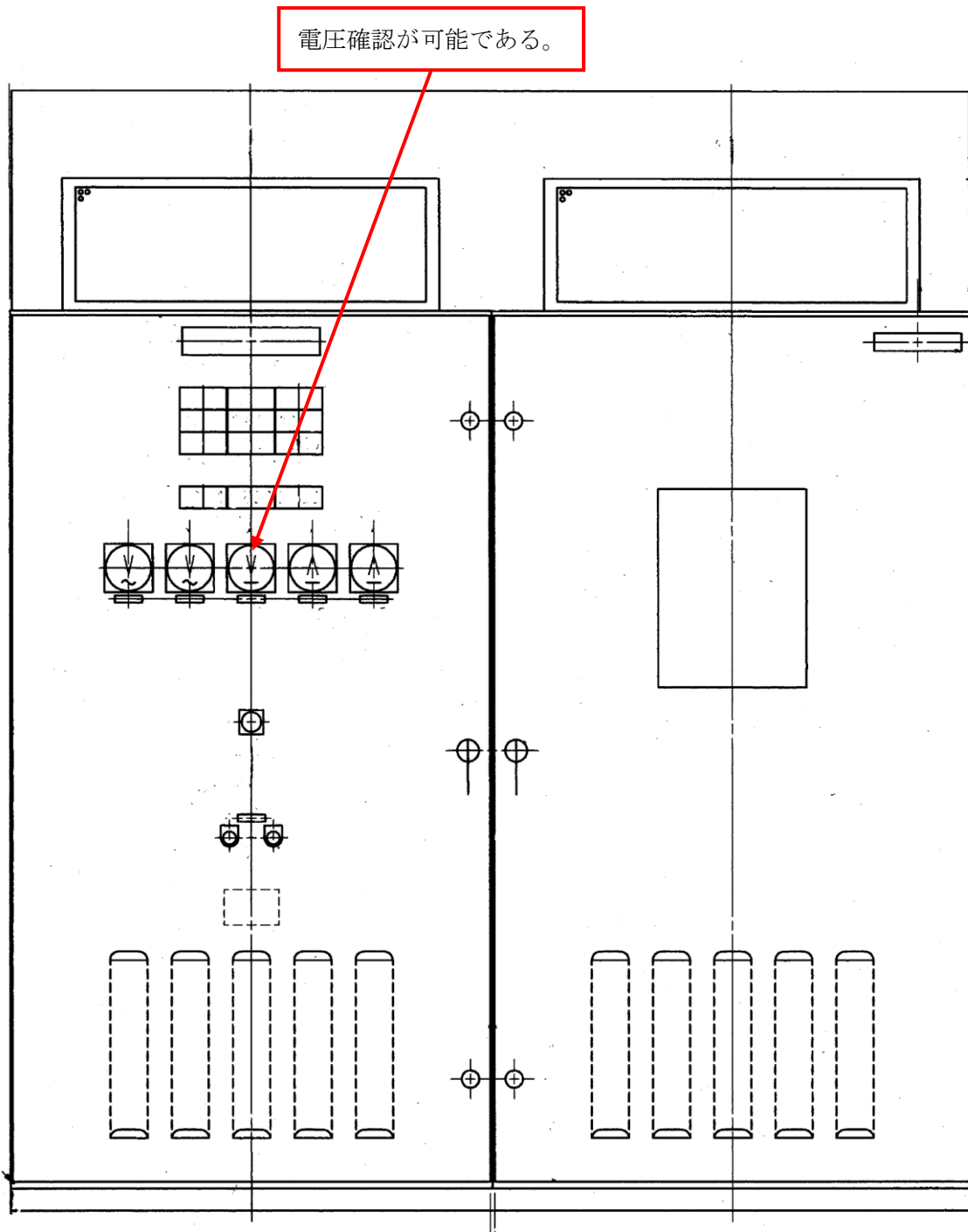
第 57-4-14 図 SA 用 1.5 V 系蓄電池構造図



第 57-4-15 図 230V系蓄電池 (RCIC) 構造図

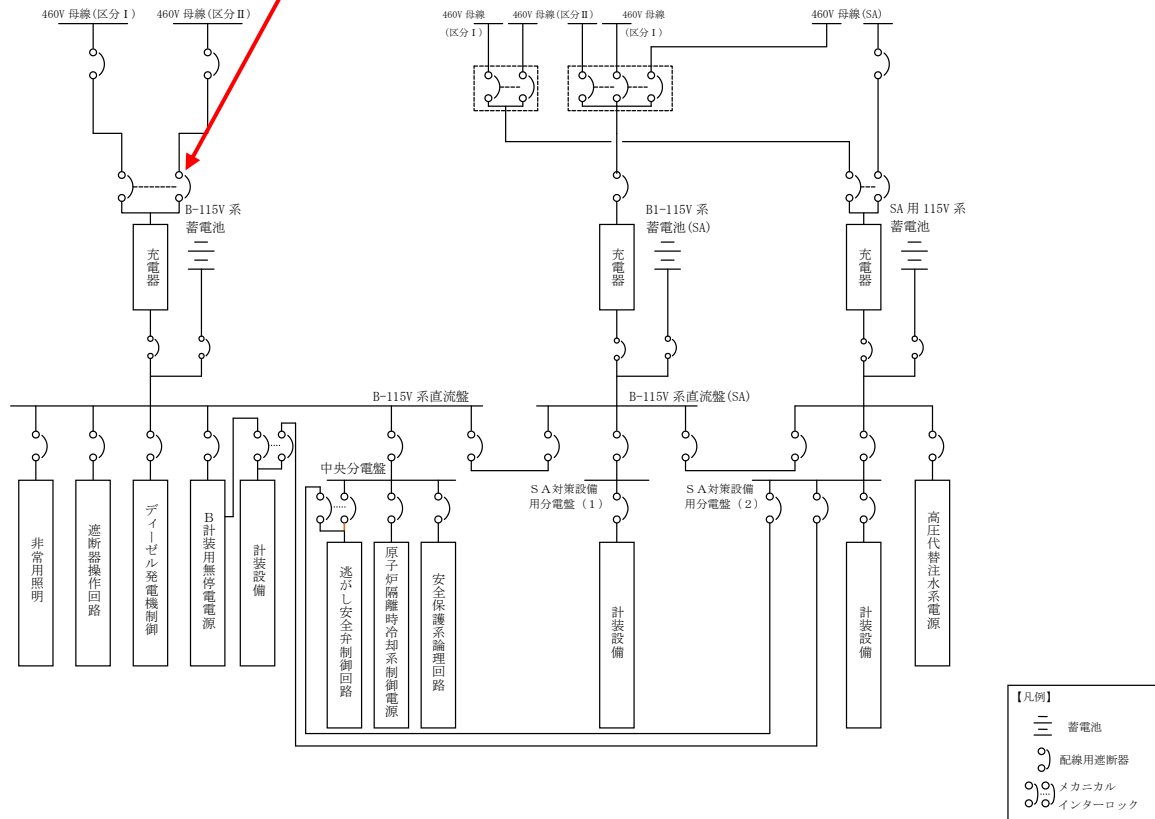
島根原子力発電所2号機 点検計画表

系統/キスト	機器番号	機器名称	保全重要度	点検項目No	点検項目/キスト	保全方式/キスト	保全周期	保全周期単位
所内電気設備系(SES)	2-2267-1B	B-115V系蓄電池	高	1	外觀点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外觀検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C
所内電気設備系(SES)	2-2267B	B-115V系充電器	高	1	外觀点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外觀検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	消耗品取替-1	TBM:定検	8	Y
				6	消耗品取替-2	TBM:定検	8	Y
				7	特性試験(校正・調整)	TBM:定検	13	M
				8	特性試験(絶縁抵抗測定)	TBM:定検	1	C
				9	特性試験(漏れ電流測定)	TBM:定検	5	C
				10	機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C
所内電気設備系(SES)	2-2267E-1	230V系蓄電池	高	1	外觀点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外觀検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C
所内電気設備系(SES)	2-2267E	230V系充電器	高	1	外觀点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外觀検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	消耗品取替-1	TBM:定検	8	Y
				6	消耗品取替-2	TBM:定検	8	Y
				7	特性試験(校正・調整)	TBM:定検	13	M
				8	特性試験(絶縁抵抗測定)	TBM:定検	1	C
				9	特性試験(漏れ電流測定)	TBM:定検	5	C
				10	機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C

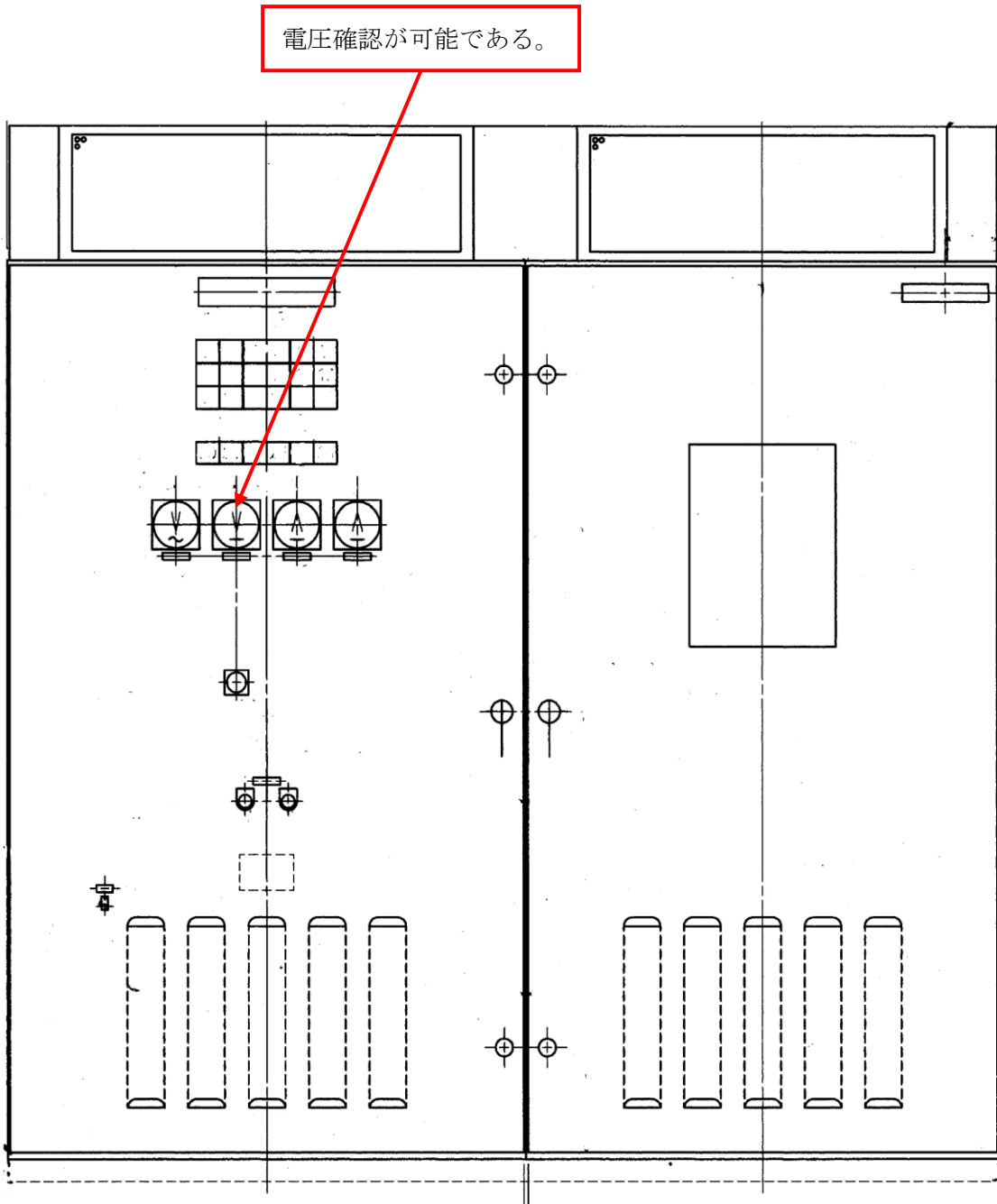


第 57-4-16 図 B-115V系充電器構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

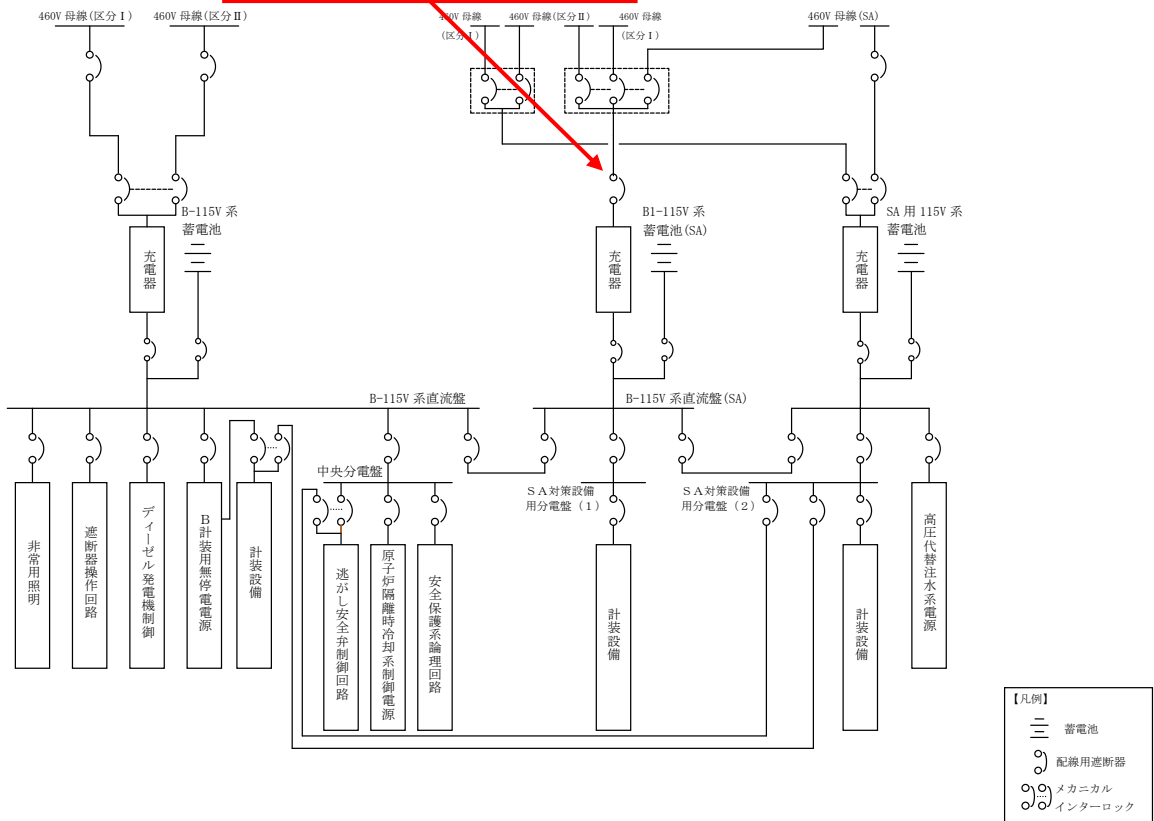


第 57-4-17 図 B-115V系充電器試験系統図

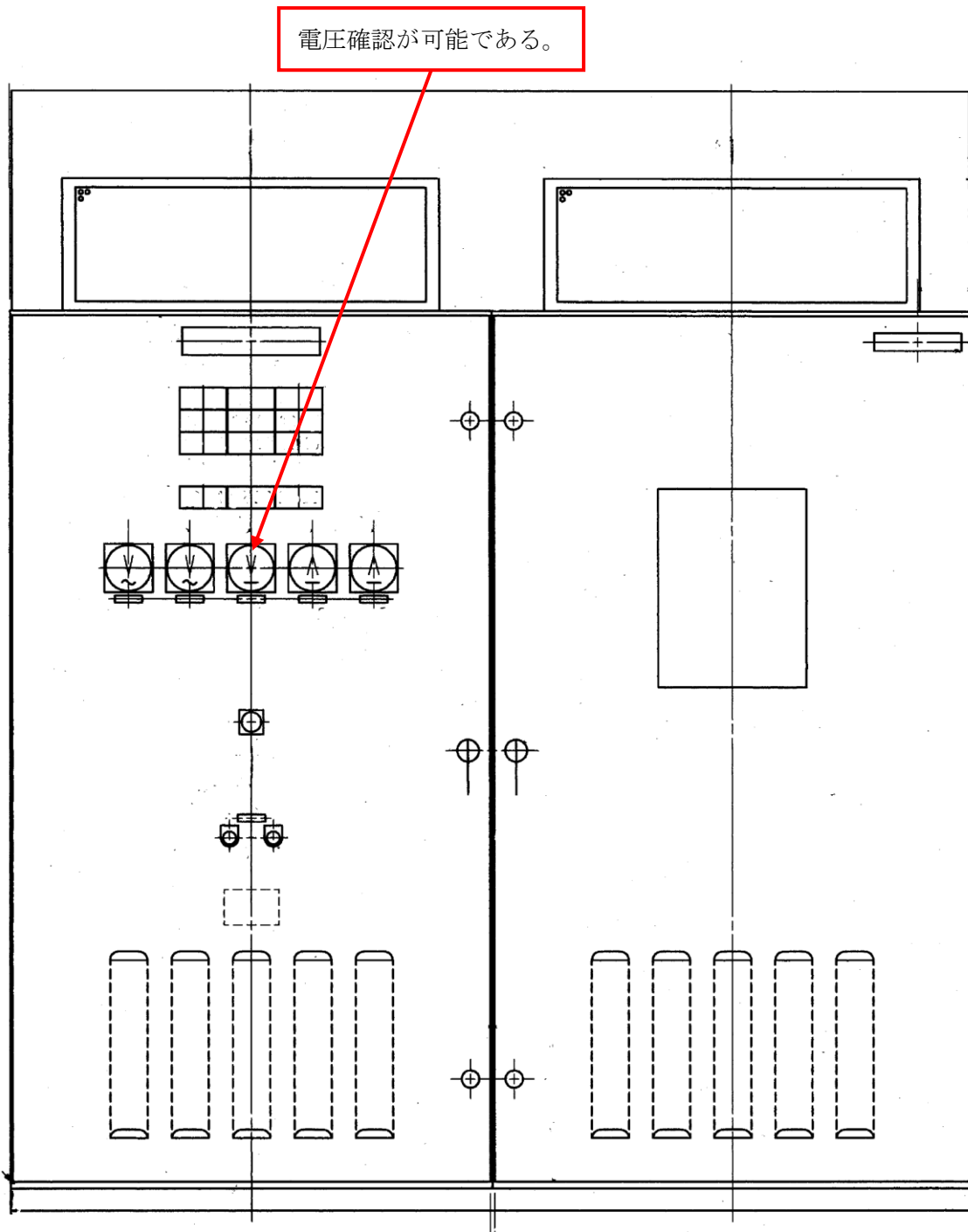


第 57-4-18 図 B1-115V系充電器 (SA) 構造図

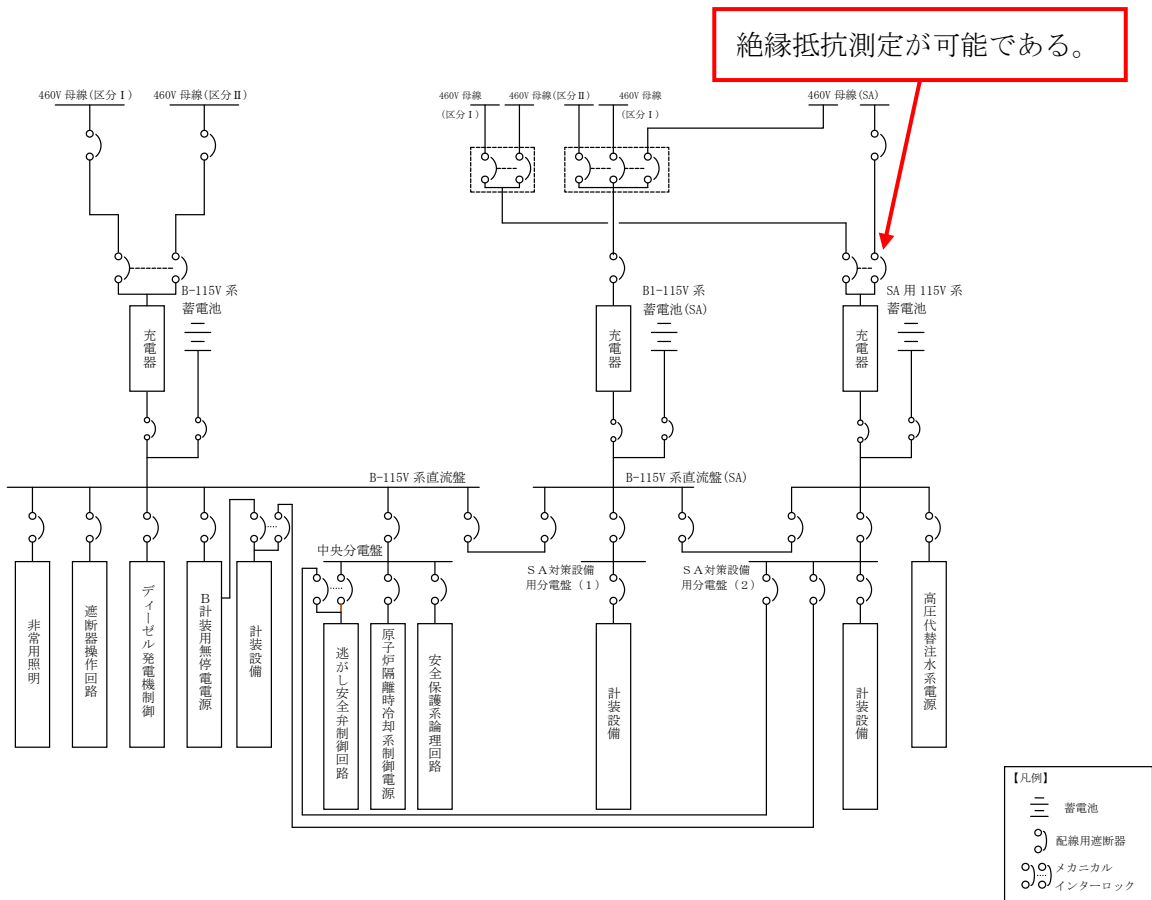
絶縁抵抗測定が可能である。



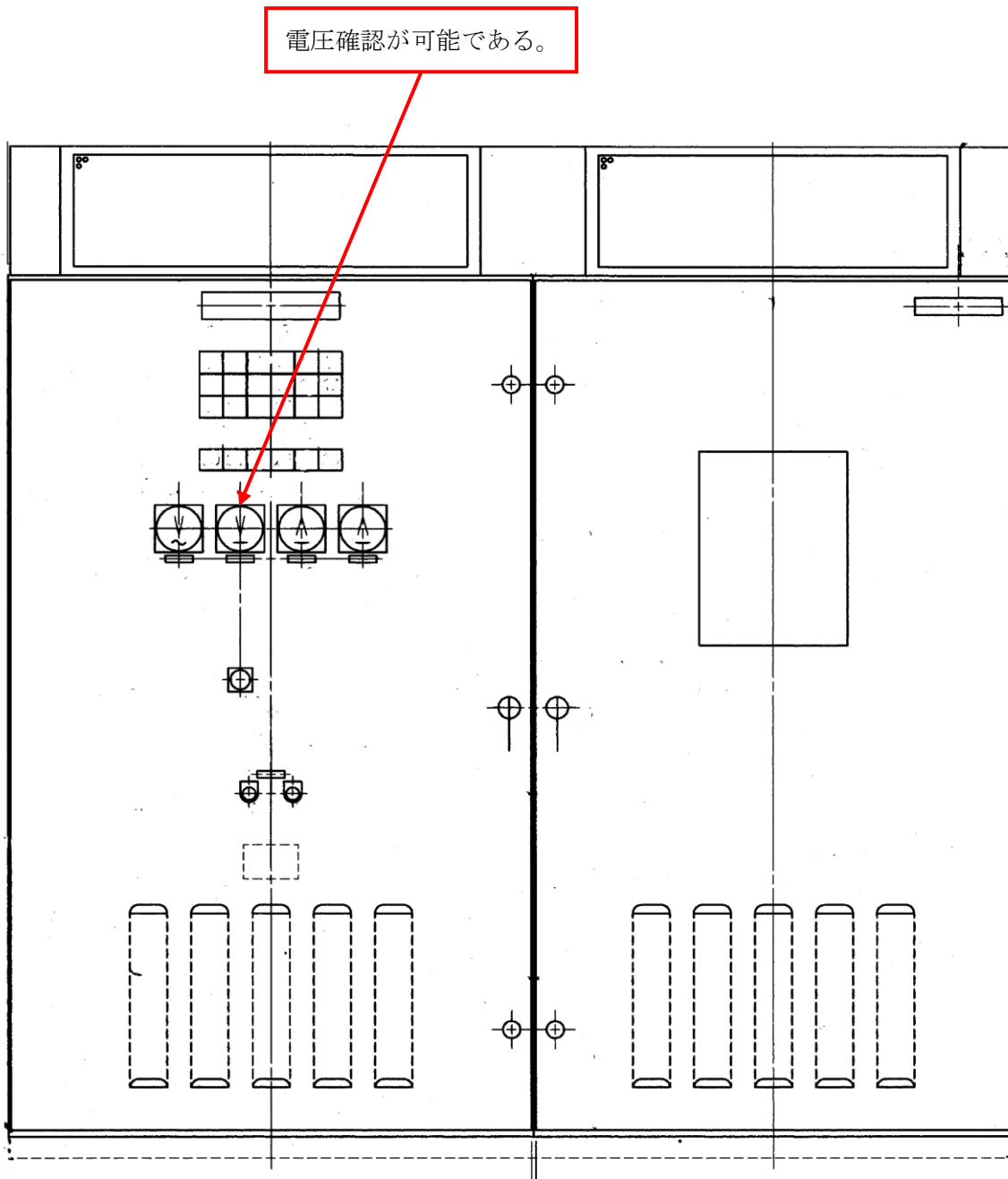
第 57-4-19 図 B 1 - 1 1 5 V 系充電器 (S A) 試験系統図



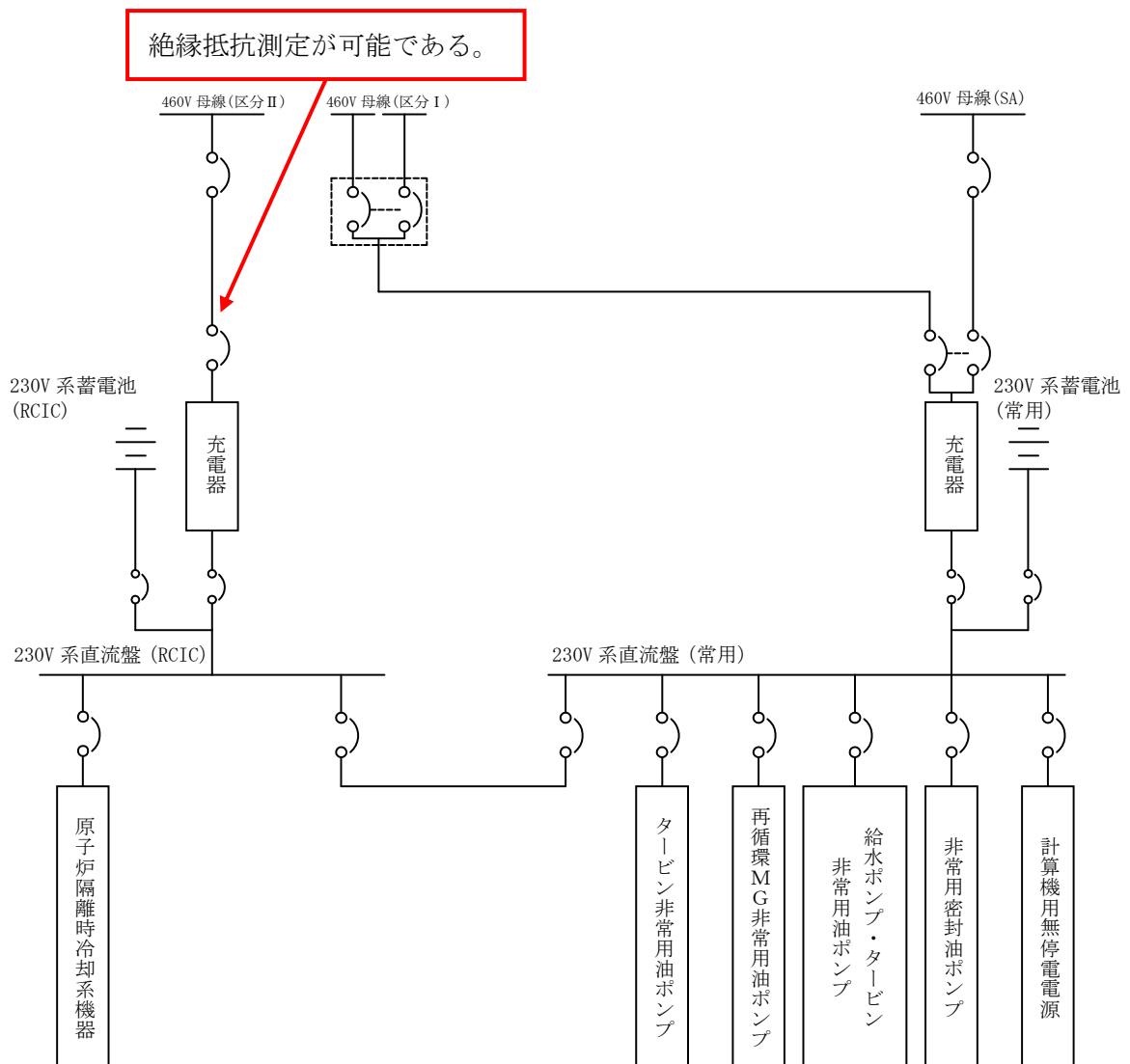
第 57-4-20 図 SA用 115V系充電器構造図



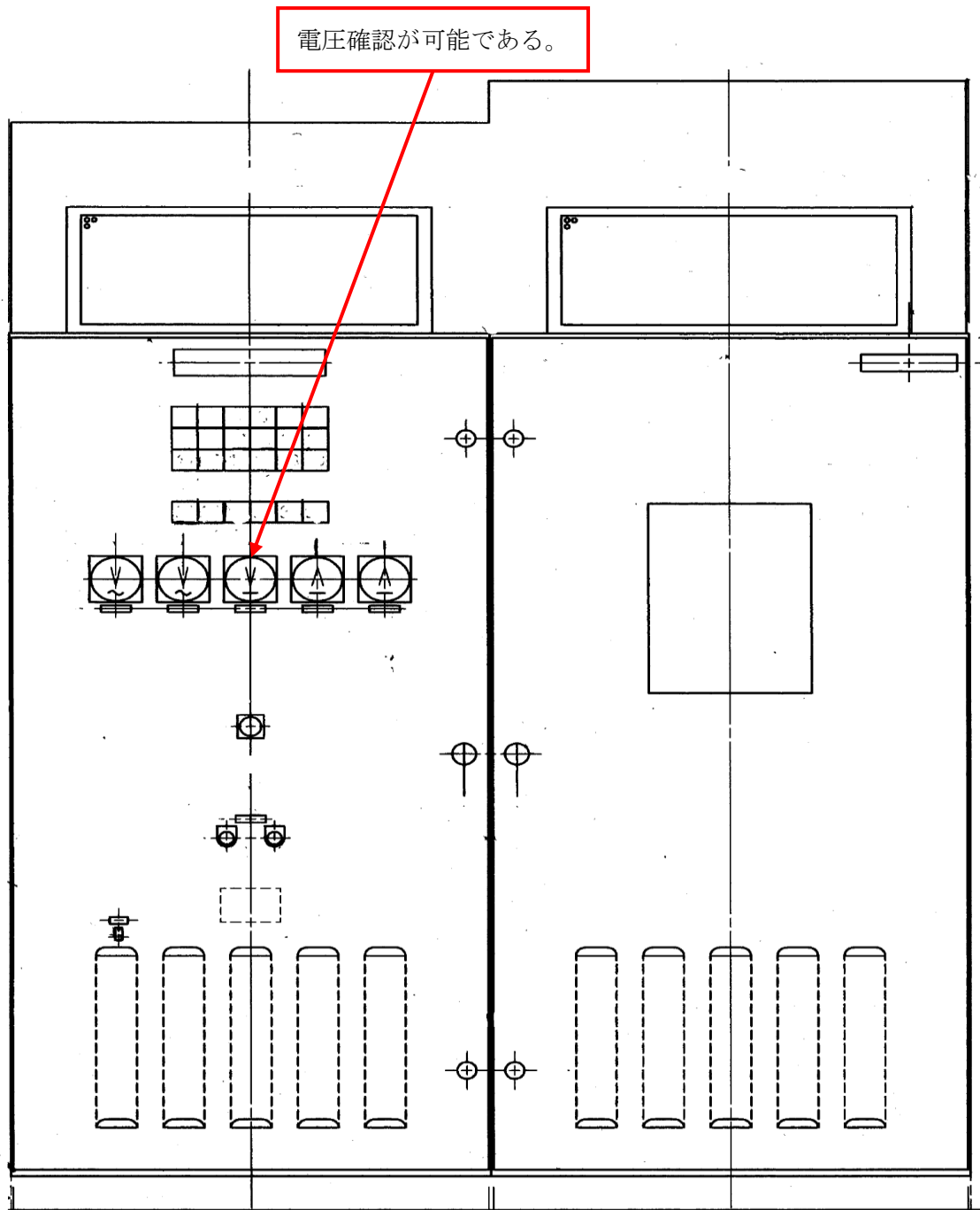
第 57-4-21 図 SA 用 1 1 5 V 系 充 電 器 (SA) 試 験 系 統 図



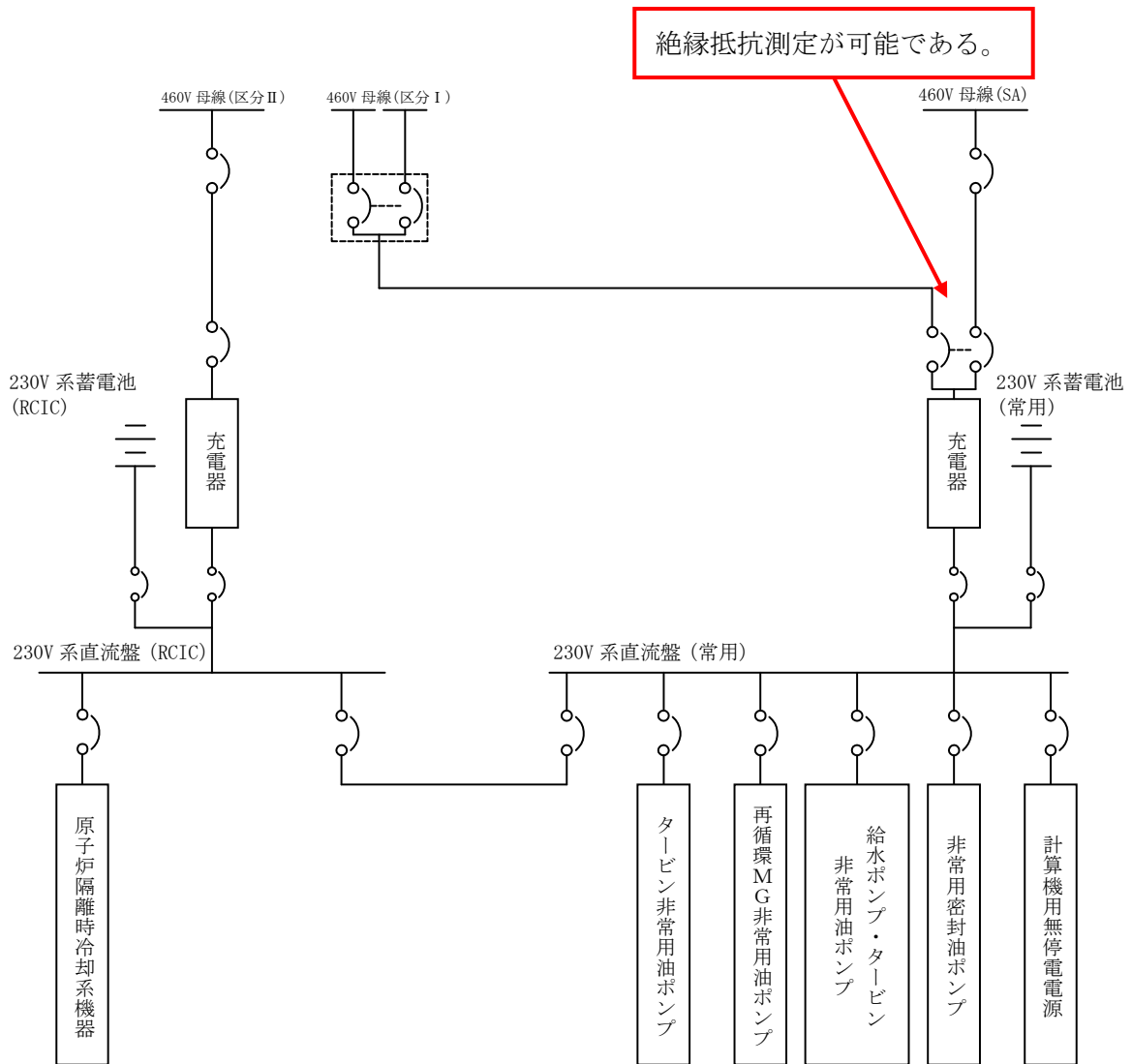
第 57-4-22 図 230V系充電器 (RCIC) 構造図



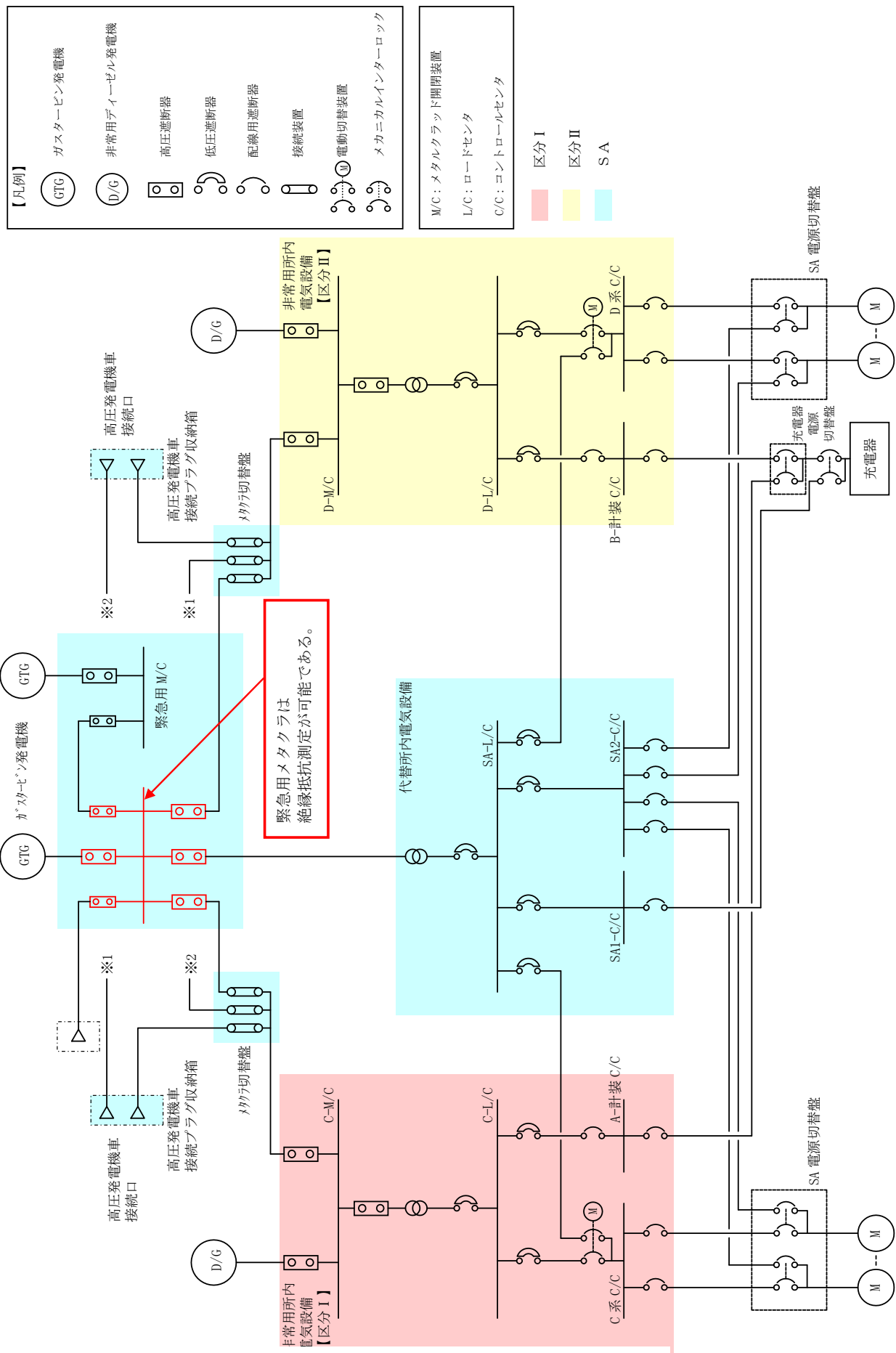
第 57-4-23 図 230V系充電器 (RCIC) 試験系統図

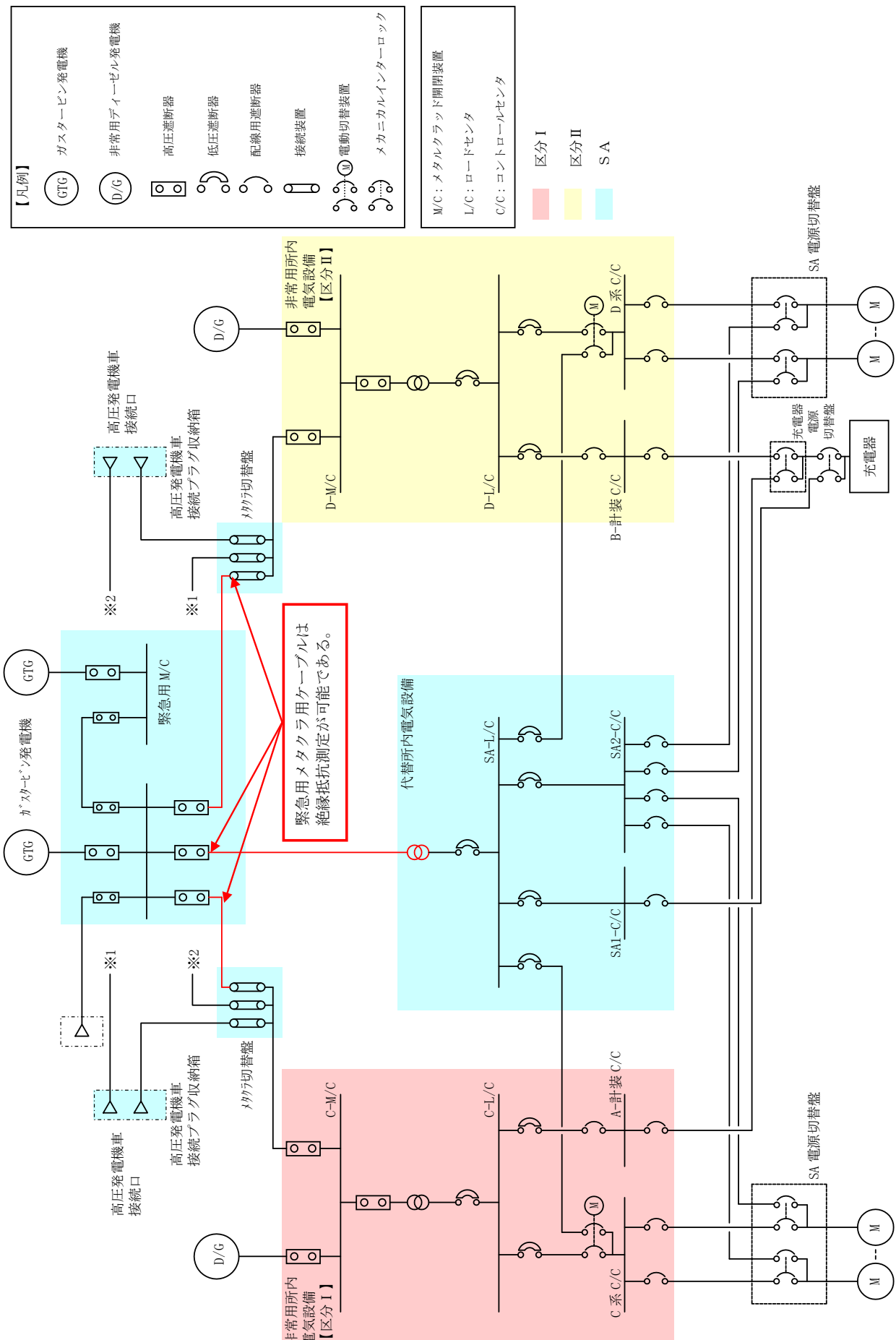


第 57-4-24 図 230V系充電器（常用）構造図

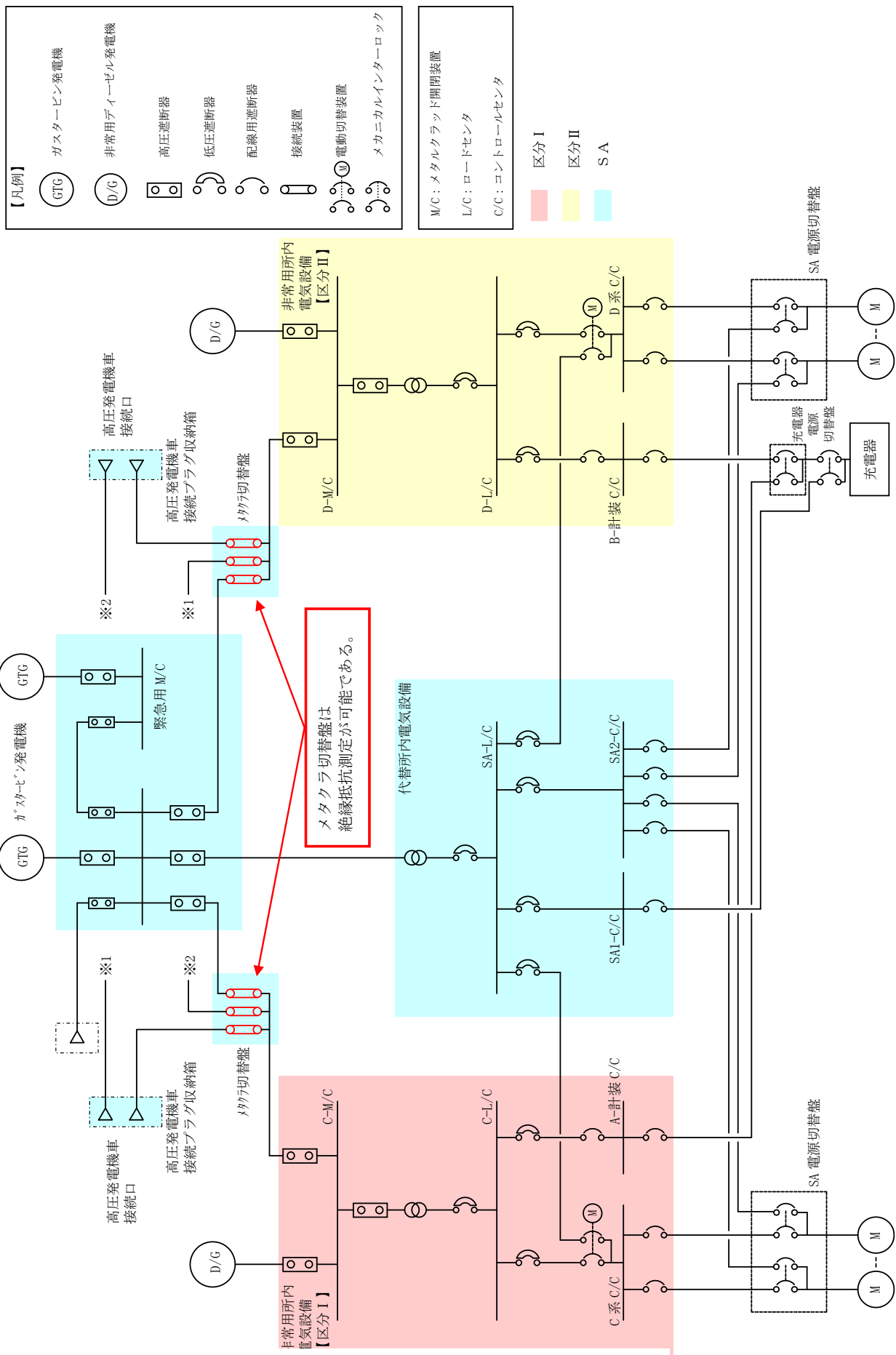


第 57-4-25 図 230V系充電器（常用）試験系統図

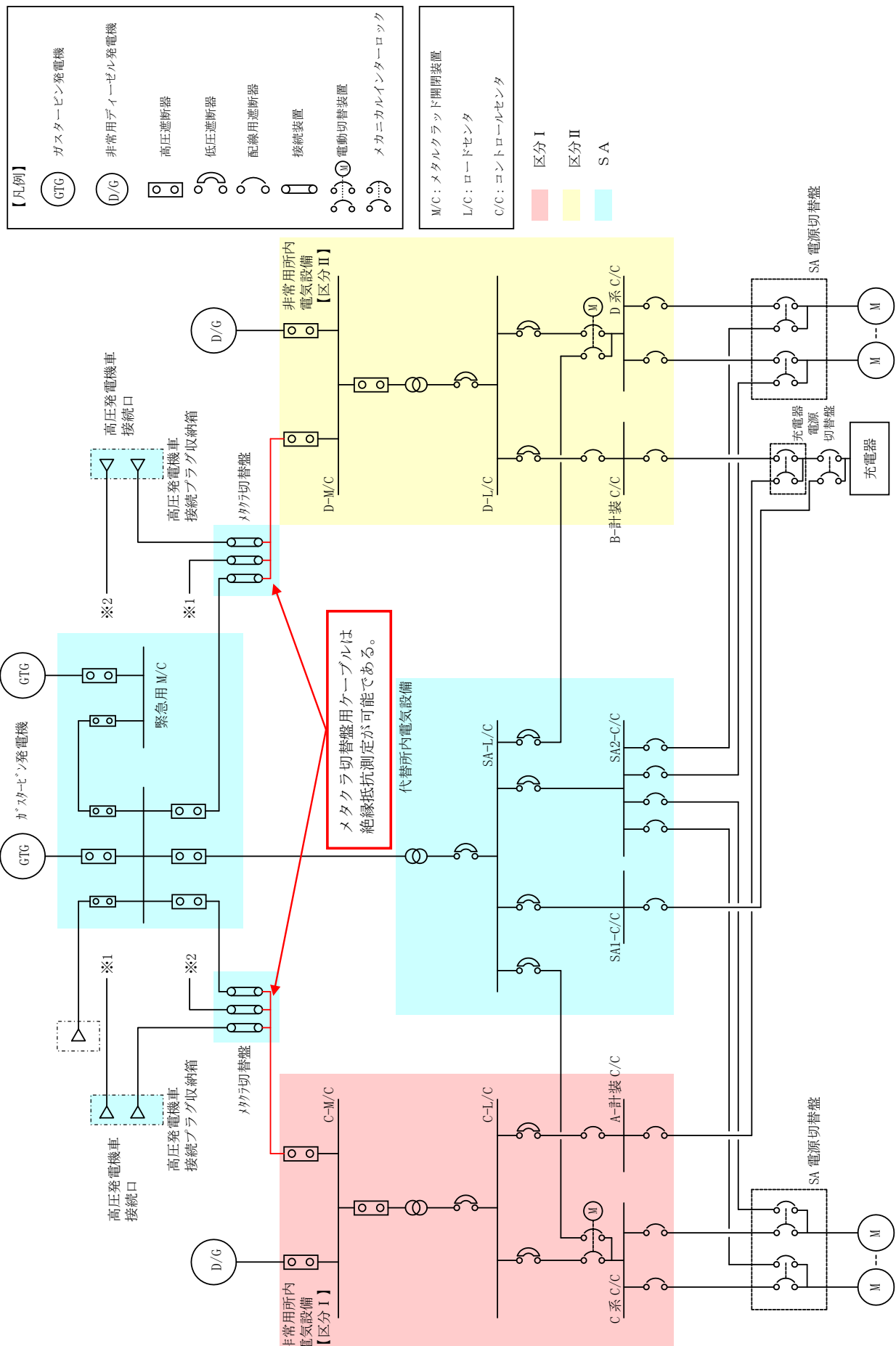




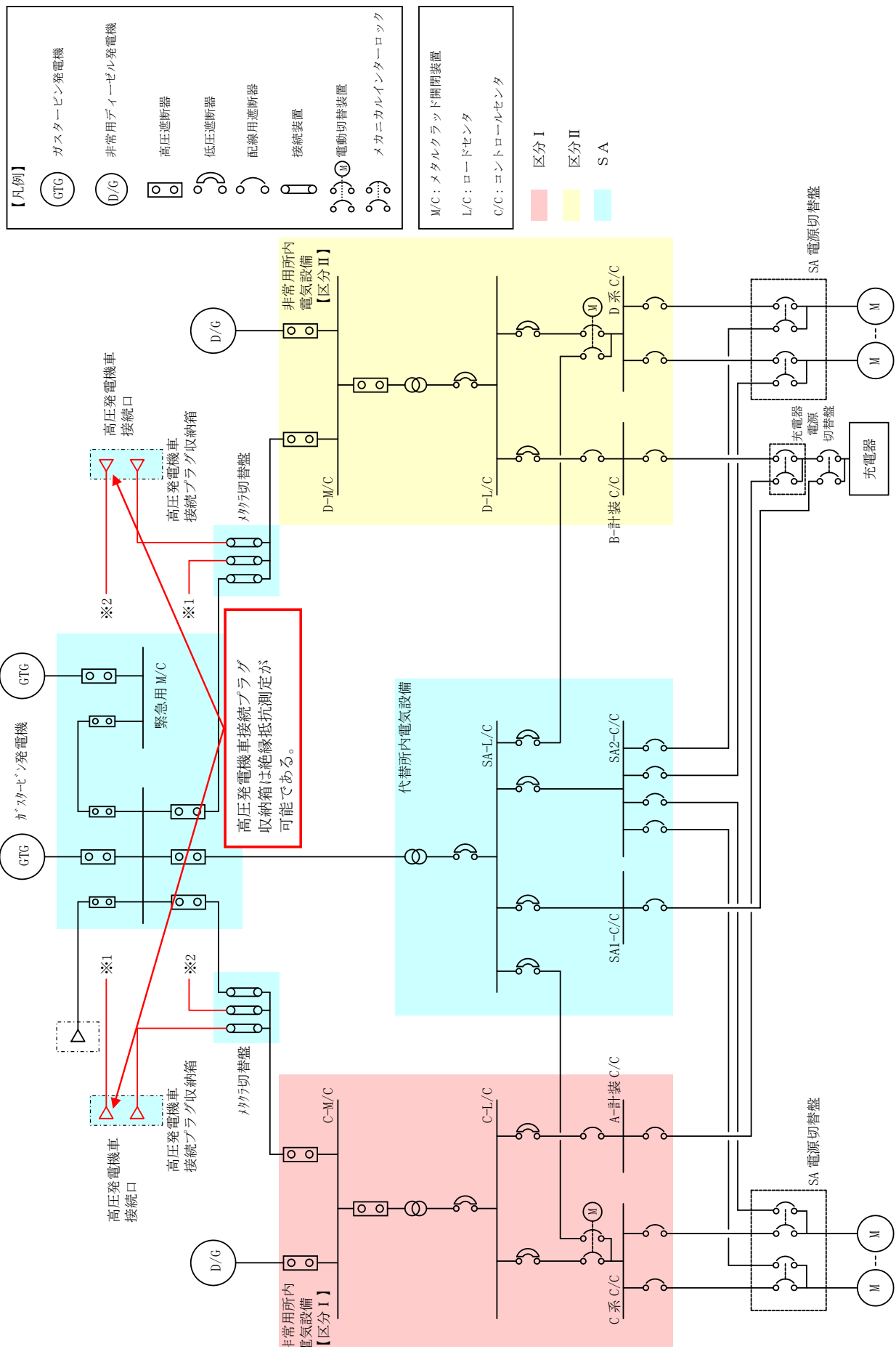
第 57-4-27 図 緊急用メタクラ用ケーブル試験系統図



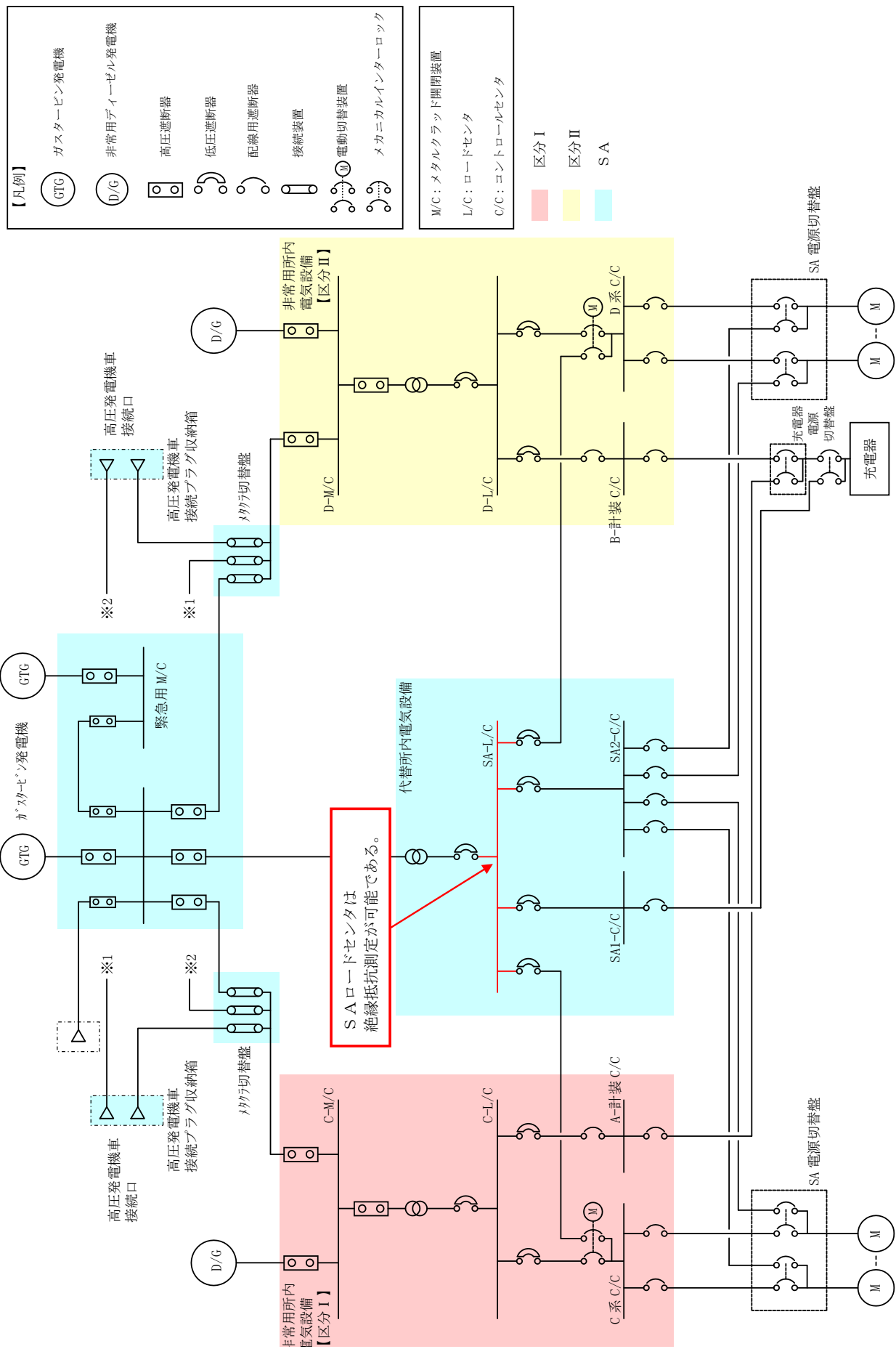
第 57-4-28 図 メタクラ切替盤試験系統図



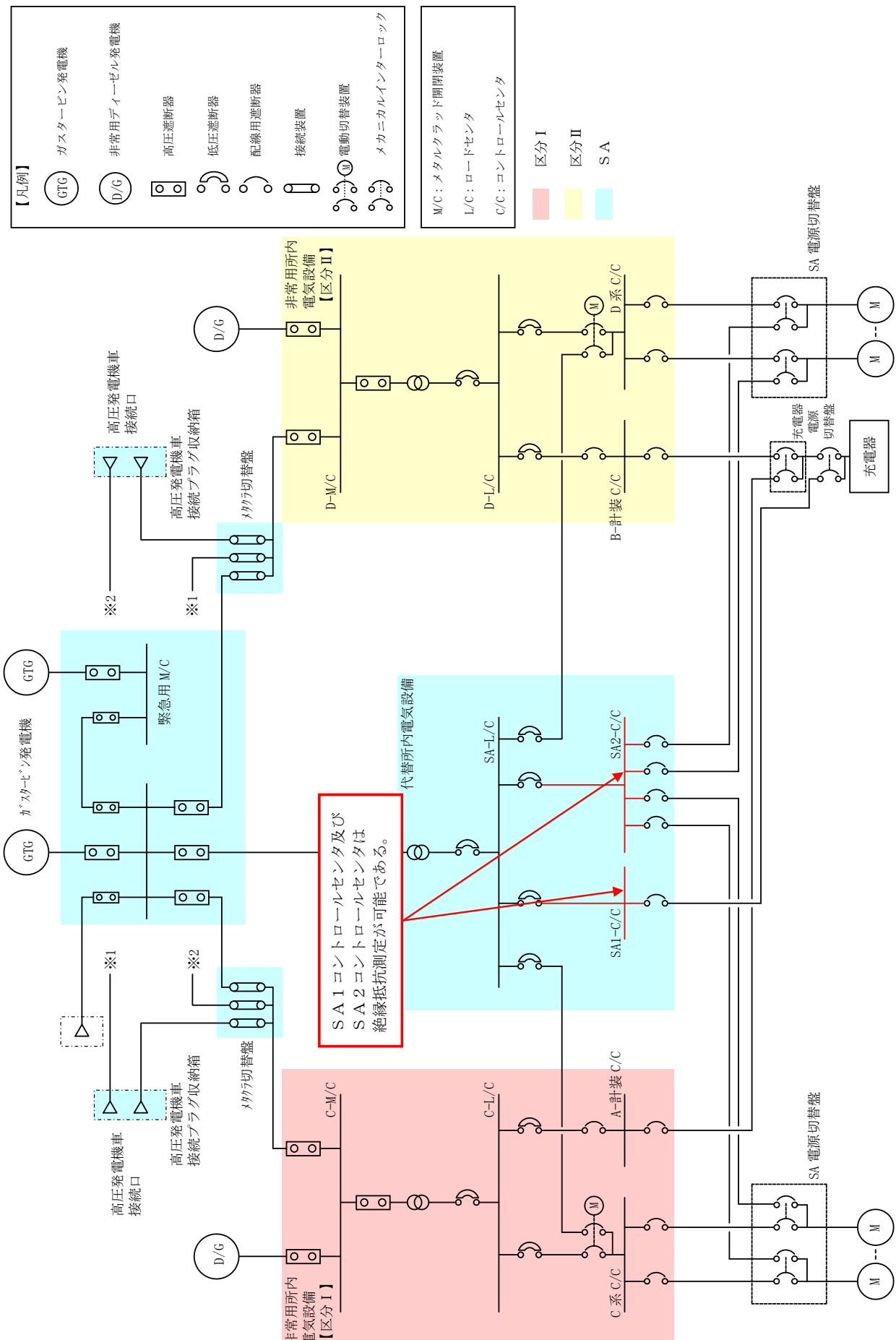
第 57-4-29 図 メタクラ切替盤用ケーブル試験系統図



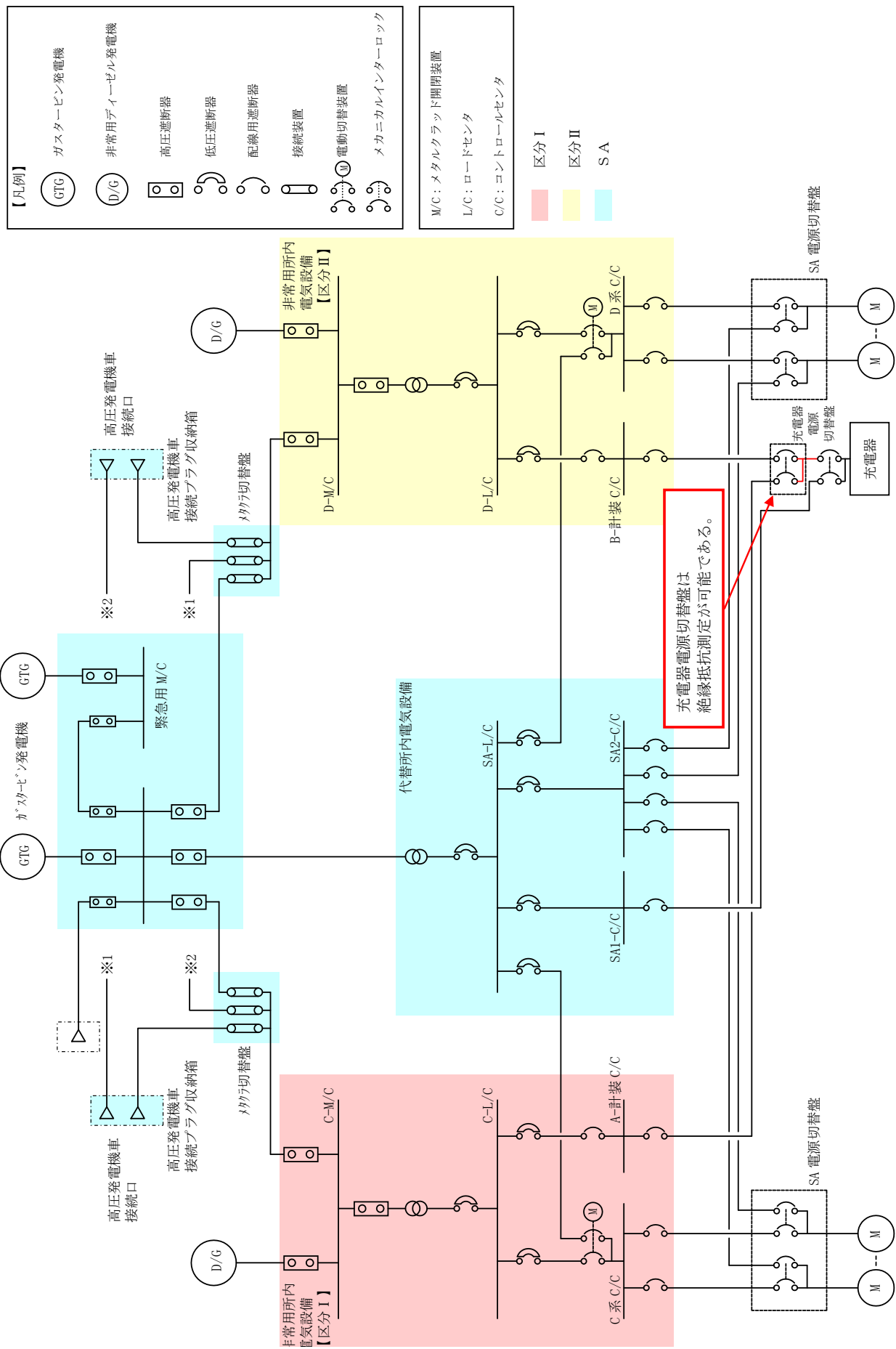
第 57-4-30 図 高圧発電機車接続プラグ収納箱試験系統図



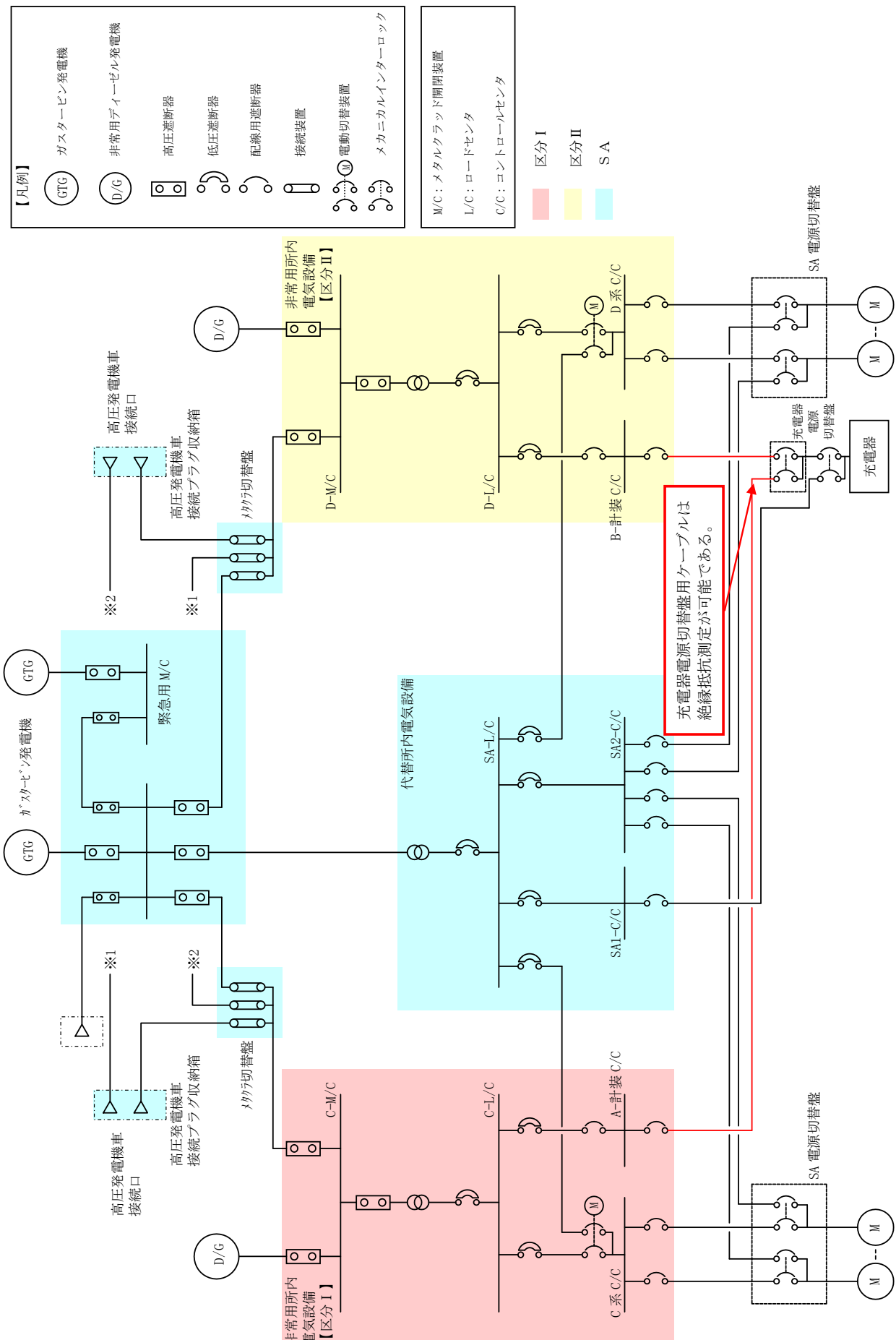
第 57-4-31 図 SAロードセンタ試験系統図



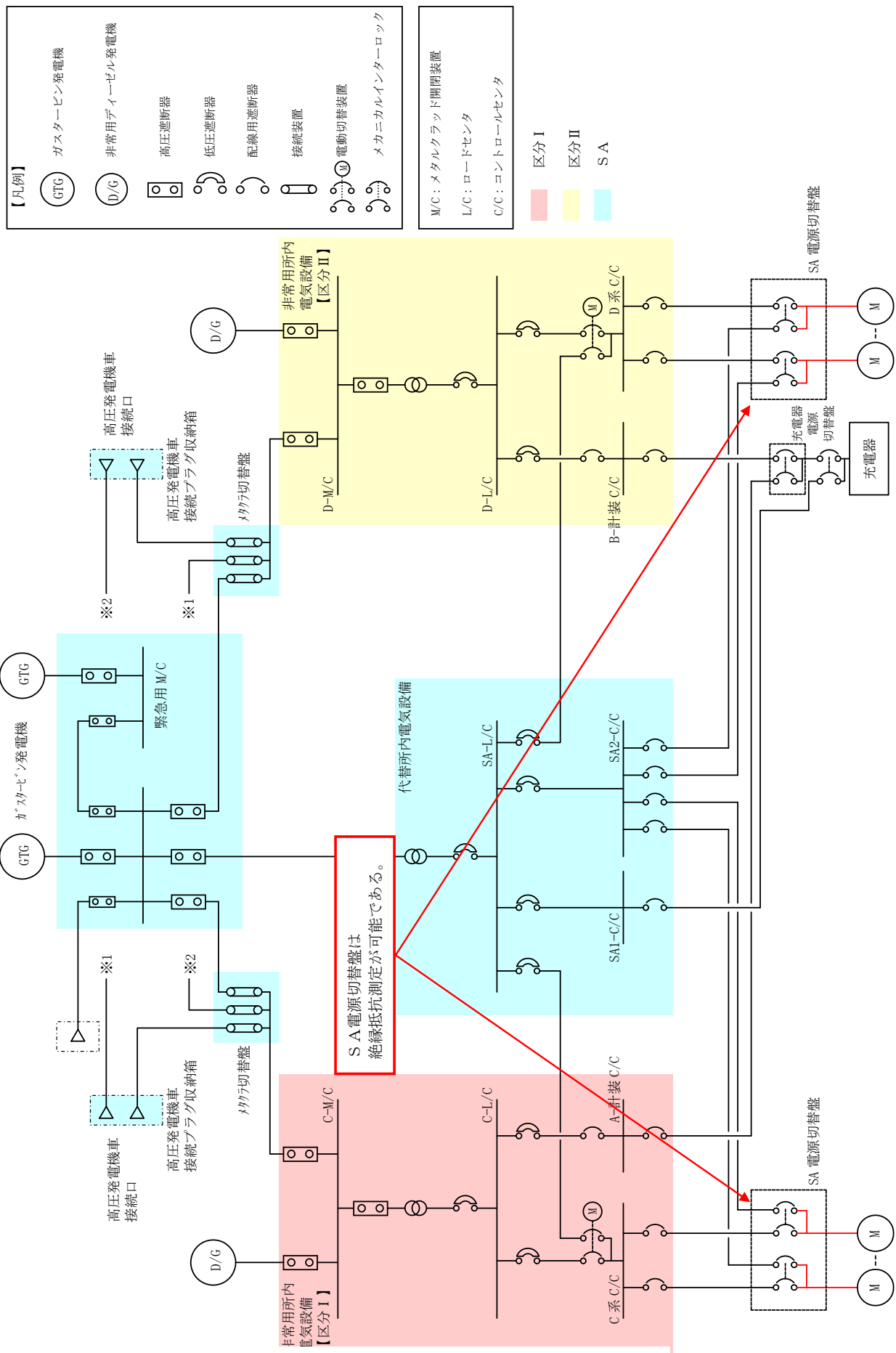
第57-4-32図 SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ試験系統図



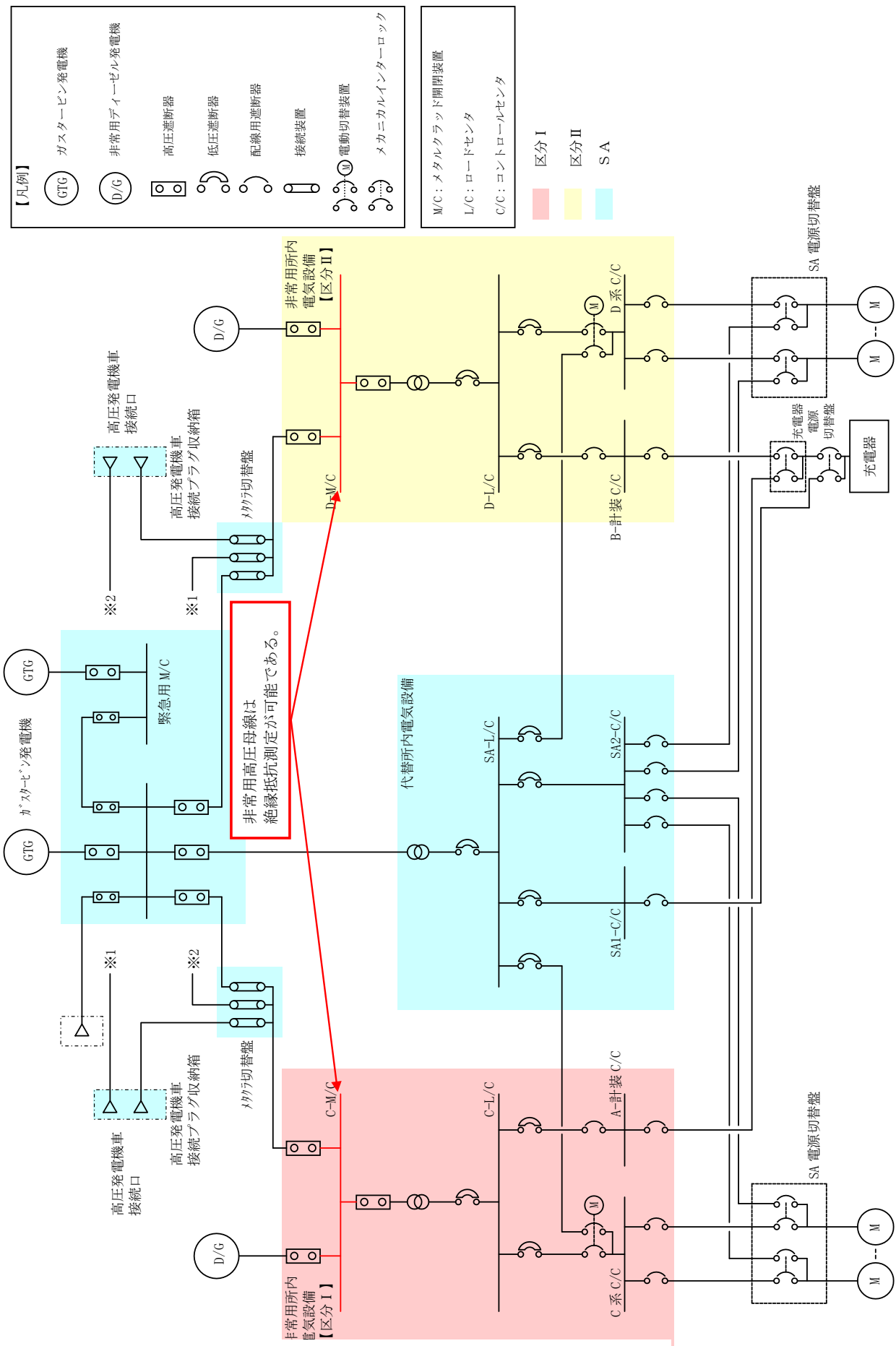
第 57-4-33 図 充電器電源切替盤試験系統図



第 57-4-34 図 充電器電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-35 図 SA 電源切替盤試験系統図



第 57-4-37 図 非常用高圧母線試験系統図

57-5
容量設定根拠

名 称	高圧発電機車	
台数	台	6 (予備 1)
容量	kVA/台	500

【設 定 根 拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために高圧発電機車を配備する。

1. 容量

①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源

②代替所内電気設備から、常設充電器（B1-115V 系充電器（SA）, SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器（常用））を経由し、直流負荷への給電

① ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源として使用する場合に必要な負荷は以下のとおり、最大負荷約 760kW 及び連続最大負荷約 545kW である。したがって、十分余裕を有する高圧発電機車 3 台分を必要容量(1, 200kW = 500kVA × 力率 0.8 × 3 台) とする。

名称	負荷容量 (kW)
通信連絡設備	約 8
計装用無停電電源装置	約 36
B-115V 系充電器	約 48
B1-115V 系充電器 (SA)	約 24
SA 用 115V 系充電器	約 24
230V 系充電器 (RCIC)	約 48
230V 系充電器 (常用)	約 48
B-非常用ガス処理系排風機	約 22
B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
B-中央制御室送風機	約 180
その他	約 77
連続最大合計負荷 (最大負荷)	約 545kW (約 760kW)

② ①項において充電器（B1-115V 系充電器（SA）, SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器（常用））へ給電するため、①項に包含される。

名 称		ガスタービン発電機用軽油タンク
個数	—	1
容量	m ³ /個	約 560
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設 定 根 拠】

ガスタービン発電機用軽油タンクは、重大事故等対処時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間連続運転する場合に必要な燃料を保有する。

1. 容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備のうち、燃料補給を必要とする設備は以下のとおりである。

条文	重大事故等対処設備
46 条	高圧発電機車
47 条	大量送水車
48 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
49 条	大量送水車
50 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
51 条	大量送水車
52 条	可搬式窒素供給装置
54 条	大量送水車，大型送水ポンプ車
55 条	大型送水ポンプ車
56 条	大型送水ポンプ車，大量送水車
57 条	ガスタービン発電機，高圧発電機車
61 条	緊急時対策所用発電機

なお、緊急時対策所用発電機（61 条）については、ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料源としていないため、以下で示す燃料消費量として算定しない。

【設 定 根 拠】（続き）

ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は、重大事故等対処時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間（168時間）の連続運転にて消費する燃料を基に設定する。

なお、高圧発電機車については同時にその機能を発揮することを想定していないため、以下の表において燃料消費量を算定していない。

使用機器	①台数 (台) ※2	②燃料消費率 (m ³ /h)	①×②×168時間 燃料消費量 (m ³ /168時間)
大量送水車	1		
ガスタービン発電機※1	1		
大型送水ポンプ車	1		
可搬式窒素供給装置	1		
計			420.4

※1：ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※2：島根2号炉で必要となる台数

※3：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

以上のとおり、使用する設備に対して、7日間（168時間）連続運転した場合の必要燃料量は420.4m³であり、それ以上の容量として、ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約560m³とする。

【設定根拠】（続き）

【参考】

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備であって燃料補給を必要とする設備のうち、高圧発電機車（46, 57 条），可搬式窒素供給装置（50 条），大型送水ポンプ車（54, 55, 56 条），大量送水車（54 条）は上記設備と同時に使用するものではない。仮に、各設備が 7 日間（168 時間）連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり 179.3m³となり，上記設備における必要燃料量 420.4m³を下回る。

使用機器	①台数 (台) ※1	②燃料消費率 (m ³ /h)	①×②×168 時間 燃料消費量 (m ³ /168 時間)
高圧発電機車	3		
大型送水ポンプ車	2		
大量送水車	1		
可搬式窒素供給装置	1		
計			179.3

※1：島根 2 号炉で必要となる台数

※2：高圧発電機車の燃料消費率は と の 2 種類あるため，大きい値で算出

※3：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力は，開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を上回る温度として，66℃とする。

名 称		タンクローリ
個数	—	1 (予備 1)
容量	m ³ /台	約 3.0
最高使用圧力	kPa	24kPa
最高使用温度	℃	40

【設 定 根 拠】

タンクローリは、重大事故等対処時に大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置、高圧発電機車に燃料を補給する。なお、ガスタービン発電機用軽油タンクの設定根拠と同様に、重大事故等対処時において、同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を想定する。

1. 容量

タンクローリの容量は、以下のとおり大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に対して、最短で3時間に1回の燃料補給が必要となることから、その対応が可能となるように容量を設定する。

○大量送水車への給油頻度： n_1

○大型送水ポンプ車への給油頻度： n_2

○可搬式窒素供給装置への給油頻度： n_3

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】（続き）

大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置の燃料が枯渇しないためには，上記のとおり最短で3時間に1回の頻度での給油が必要となる。

大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置への給油シーケンスは以下のとおり85分となり，必要給油頻度である3時間以内に納まることから燃料を枯渇させることはない。

[大量送水車，可搬式窒素供給装置，大型送水ポンプ車への給油シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦
- ⑧
- ⑨
- ⑩

合計必要時間：③+④+⑤+⑥+⑦+⑧+⑨+⑩=85分 < 180分

（軽油残量：

※各重大事故等対処設備へ1回目の給油を行うのは，プラント被災から5時間20分後までとなることから，手順①～⑩をプラント被災から5時間20分後までに実施する。

2回目以降の給油では手順①②の作業は不要であり，手順③～⑩の作業を繰り返す。

以上から，必要給油頻度を満足し，シーケンスにおいて必要となる給油量(1,735L)を上回る容量として，タンクローリーの容量は約3.0m³とする。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】（続き）

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンク内圧が上昇すると、 $20 < \text{タンク内圧} \leq 24 \text{kPa}[\text{gage}]$ の範囲内で安全装置が作動し、内圧の上昇が抑えられることから、最高使用圧力は $24 \text{kPa}[\text{gage}]$ とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリの最高使用温度は、屋外環境の最高温度（約 40°C ）を踏まえて 40°C とする。

名 称	ガスタービン発電機	
台数	台	1 (予備 1)
容量	kVA/台	約 6,000

【設 定 根 拠】

ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1. 容量

ガスタービン発電機から電力を供給する「有効性評価で期待する負荷」に加え、「評価上期待していない不要負荷であるが、ガスタービン発電機の負荷として考慮する必要がある負荷」を抽出した結果、ガスタービン発電機の最大所要負荷は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷約 3,004kW、連続最大負荷約 2,912kW）である。

起動 順序	主要機器	負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111
②	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (自動投入負荷)	約 841
③	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
④	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
⑤	C-残留熱除去ポンプ	約 560
⑥	B-残留熱除去ポンプ	約 560
⑦	B-中央制御室送風機	約 180
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
⑨	B-中央制御室冷凍機	約 300
⑩	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110
連続最大合計負荷 (最大負荷)		約 2,912 (約 3,004)

【設定根拠】（続き）

したがって、発電機の実出力は最大所要負荷である約3,004kW（連続最大負荷：約2,912kW）に対し十分な余裕を有する約4,800kWとする。

なお、発電機の容量は以下のとおり、約6,000kVAとする。

$$Q \geq \frac{P}{\text{pf}} = \frac{4,800}{0.80} = 6,000$$

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の定格出力 (kW) = 4,800

pf : 力率 = 0.80

名 称		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
個 数	—	1 (予備 1)
容 量	m ³ /h/個	約 4.0
吐出圧力	MPa	約 0.5
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	約 3.7

【設 定 根 拠】

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故等対処時にガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100% 容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は、ガスタービン発電機の 1 基の単位時間あたりの燃料最大消費量 をガスタービン発電機に供給するため、それよりも容量の大きい約 4.0m³/h とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる吐出圧力は、以下のとおり、約 0.2MPa である。

① 供給源と移送先との差圧	:	<input type="text"/>
② 供給源から移送先までの静水頭	:	<input type="text"/>
③ 配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>
合計	:	約 0.2 MPa

以上より、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力は約 0.2 MPa を上回る圧力として、約 0.5MPa とする。

【設定根拠】（続き）

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と吐出圧力を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり
1.4kWとなる。

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

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

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

P_u : 水動力 (kW)

P : 軸動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min)

η : ポンプ効率(%)

p : 全圧力 (MPa)

(引用文献: 日本工業規格 J I S B 8 3 1 2 (2002)

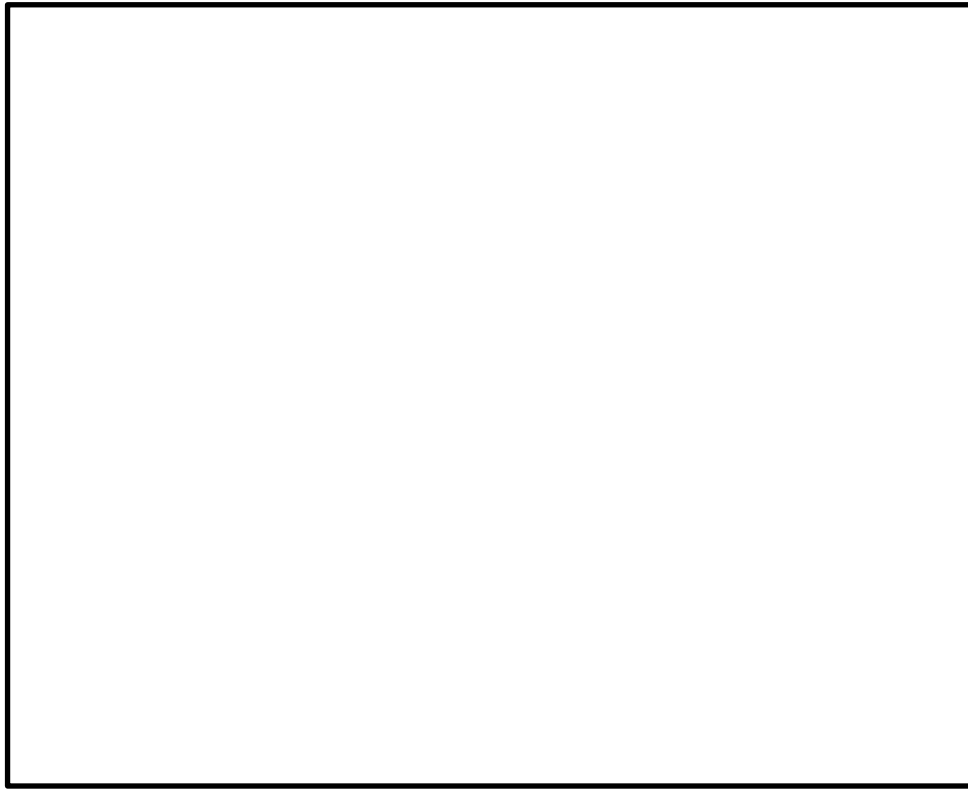
「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

ここで,

$$P = \text{} \doteq 1.4\text{kW}$$

原動機出力は、必要軸動力 1.4kW を上回る出力として、約 3.7kW とする。

【設 定 根 拠】（続き）



第 57-5-1 図 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ性能曲線

4. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ吐出圧力約 0.5MPa[gage]を上回る圧力として、0.98MPa[gage]とする。

5. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用温度は、屋外環境の最高温度（約 40℃）を上回る温度として、66℃とする。

名称		ガスタービン発電機用サービスタンク
個数	—	1 (予備 1)
容量	m ³ /個	約 7.9
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設 定 根 拠】

ガスタービン発電機用サービスタンクは、重大事故等対処時にガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は、ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費量を基に、仮にガスタービン発電機用燃料移送ポンプや配管が故障した場合でも、タンクローリや仮設ホースによる補給が可能となる準備時間を考慮して、ガスタービン発電機が 2 時間以上連続して運転が可能となる容量とする。



以上より、ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は、約 4.2 m³ 以上である 7.9 m³ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力は、開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用温度は、屋外環境の最高温度 (約 40℃) を上回る温度として、66℃とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		所内常設蓄電式直流電源設備
B-115V 系蓄電池	Ah	3,000
B1-115V 系蓄電池 (SA)	Ah	1,500
230V 系蓄電池 (RCIC)	Ah	1,500

【設 定 根 拠】

B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC) は設計事故対処設備の電源が喪失 (全交流動力電源喪失) した場合, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

B-115V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0 ~ 1 分	1 ~ 510 分 ^{※2}
M/C 遮断器操作回路	281	0
L/C 遮断器操作回路	53	0
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	0 (230) ^{※1}	0
非常用照明	50	50
制御電源 (制御盤関係)	65	65
計装用無停電電源装置	154	154
合計 (A)	603	269

※1 : 非常用ディーゼル発電機初期励磁電流はM/C及びL/C遮断器操作回路電流 (遮断器投入・開放電流) と重なって操作されることはなく, 各動作時間は1分未満である。また, 非常用ディーゼル発電機初期励磁電流はM/C及びL/C制御電源電流より小さいため, 電流値の大きいM/C及びL/C遮断器操作回路電流に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※2 : 事象発生後8時間後から負荷切替作業を実施するが, 作業時間を考慮し8.5時間電源給電を継続するものとして容量を計算する。

【設定根拠】（続き）

B1-115V 系蓄電池(SA)負荷一覧表

負荷名称	0～480分	481～1439分	1439～1440分
M/C 遮断器操作回路 ^{※3}	0	0	100
非常用照明	0	10	10
制御電源（制御盤関係）	0	15	15
SA対策分電盤（1）	30	30	30
合計（A）	30	55	155

※3：常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮し、24時間後に遮断器を投入する。

230V 系蓄電池(RCIC)負荷一覧表

負荷名称	0～1分	1分～480分	481分～1440分
RCIC 復水ポンプ ^{※4}	60	24	24
RCIC 真空ポンプ	58	23	23
RCIC 注入弁 ^{※4}	86	0	0
その他の弁 ^{※4,5}	82	0	0
合計（A）	286	47	47

※4：間欠運転機器については、電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014）による時間当たりの平均電流値（約13A）の合計よりも、RCIC 復水ポンプ単体が定格連続運転した時の定格電流値が上回るため、RCIC 復水ポンプが定格連続運転するものとして蓄電池容量を計算する。

※5：RCIC ミニマムフロー弁，RCIC 復水器冷却水入口弁，RCIC タービン蒸気入口弁を含む。

・ B-115V 系蓄電池の容量計算結果

① 1分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.56 \times 603] = 423\text{Ah}$$

$$K_1 : 0.56 \text{ (1分)}, \quad I_1 : 603 \text{ (A)}$$

② 8.5時間（510分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [8.79 \times 603 + 8.79 \times (269 - 603)] = 2,956\text{Ah}$$

$$K_1 : 8.79 \text{ (510分)}, \quad K_2 : 8.79 \text{ (509分)}$$

$$I_1 : 603 \text{ (A)}, \quad I_2 : 269 \text{ (A)}$$

上記計算より、B-115V 系蓄電池の蓄電池容量は約3,000Ahを選定する。

【設 定 根 拠】（続き）

・ B 1 - 115V系蓄電池の容量計算結果

①24 時間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$
$$= \frac{1}{0.8} \times [23.88 \times 30 + 15.88 \times (55 - 30) + 0.56 \times (155 - 55)] = 1,462\text{Ah}$$

$$K_1 : 23.88 \text{ (1440 分)}, K_2 : 15.88 \text{ (959 分)}, K_3 : 0.56 \text{ (1 分)}$$

$$I_1 : 30 \text{ (A)}, I_2 : 55 \text{ (A)}, I_3 : 155 \text{ (A)}$$

上記計算より、B1-115V系蓄電池（S A）の蓄電池容量は1,500Ahを選定する。

・ 230V系蓄電池（R C I C）の容量計算結果

① 1 時間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 286] = 236\text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 286 \text{ (A)}$$

② 8 時間供給（480 分）で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [8.72 \times 286 + 8.72 \times (47 - 286)] = 513\text{Ah}$$

$$K_1 : 8.72 \text{ (480 分)}, K_2 : 8.72 \text{ (479 分)}$$

$$I_1 : 286 \text{ (A)}, I_2 : 47 \text{ (A)}$$

③24 時間（1440 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 286 + 24.32 \times (47 - 286)] = 1,429\text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440 分)}, K_2 : 24.32 \text{ (1439 分)}$$

$$I_1 : 286 \text{ (A)}, I_2 : 47 \text{ (A)}$$

上記計算より、230V系蓄電池（R C I C）の蓄電池容量は1,500Ahを選定する。

名 称		常設代替直流電源設備
S A用 115V 系蓄電池	Ah	1,500

【設 定 根 拠】

S A用 115V 系蓄電池は設計事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、負荷切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

S A用 115V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0～1分	1～1439分	1439～ 1440分
高压原子炉代替注水系電動弁	346	0.2	110
S A対策分電盤(2)	44	44	44
制御電源(自動減圧系)	3	3	3
合計(A)	393	47.2	157

・ S A用115V系蓄電池の容量計算結果

① 1分供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.56 \times 393] = 276 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.56 (1 \text{分}), I_1 : 392 (A)$$

② 24時間(1440分)供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [23.88 \times 393 + 23.88 \times (47.2 - 393) + 0.56 \times (157 - 47.2)] = 1,486 \text{Ah}$$

$$K_1 : 23.88 (1440 \text{分}), K_2 : 23.88 (1439 \text{分}), K_3 : 0.56 (1 \text{分})$$

$$I_1 : 393 (A), I_2 : 47.2 (A), I_3 : 157 (A)$$

上記計算より、S A用 115V 系蓄電池の蓄電池容量は約 1,500Ah を選定する。

名 称	B1-115V 系充電器盤(SA)	
出力	A	約 200

【設 定 根 拠】

B1-115V 系充電器盤(SA)は、直流制御電源を供給しながら B1-115V 系蓄電池(SA)を 10 時間で回復充電できる設計とし、また、設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇)した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより、B1-115V 系充電器盤(SA)を経由し、24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

B1-115V 系蓄電池(SA)回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
制御電源(制御盤関係)	15
B1-115V 系蓄電池(SA)の回復充電電流	150
合計	165

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
直流照明	9.5
制御電源(制御盤関係)	15
合計	25 ^{*1}

※1：小数点以下は切り上げ

したがって、B-115V 系充電器盤の出力は、B1-115V 系蓄電池(SA)回復充電時の最大負荷 165A に対し、200A とする。

名 称	S A用 115V 系充電器盤	
出力	A	約 200

【設 定 根 拠】

S A用 115V 系充電器盤は、直流制御電源を供給しながら S A用 115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とし、また、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより、S A用 115V 系充電器盤を経由し、24 時間にわたり高圧代替注水系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

S A用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
制御電源（制御盤関係）	47
B2-115V 系蓄電池 (SA) の回復充電電流	150
合計	197

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流 (A)
制御電源（制御盤関係）	47
合計	47

※ 1 : 小数点以下は切り上げ

したがって、S A用 115V 系充電器盤の出力は、S A用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 197A に対し、200A とする。

名 称	230V 系充電器盤(常用)	
出力	A	約 200

【設 定 根 拠】

230V 系充電器盤(常用)は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより、230V 系充電器盤(常用)を経由し、24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
RCIC 真空ポンプ	23
RCIC 復水ポンプ	24
合計	47

したがって、230V 系充電器盤(常用)の出力は、全交流電源喪失時に必要となる最大負荷 47A に対し、200A とする。

名 称		緊急用メタクラ
母線定格電流	A	約 1,200
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>緊急用メタクラは、常設重大事故等対処設備として 2 号機用と予備用を設置する。</p> <p>緊急用メタクラは、設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合に重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用メタクラの母線電流はガスタービン発電機からの電力供給設備であることから、ガスタービン発電機の定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) ガスタービン発電機の定格電流である 503A に対し、十分余裕を考慮し、1,200A とする。</p> <p>ガスタービン発電機の定格電流：$6,000\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 503\text{A}$</p>		

名 称		メタクラ切替盤
母線定格電流	A	約 1,200
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>メタクラ切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>メタクラ切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力をガスタービン発電機または高圧発電機車から受電するため，母線定格電流は容量の大きいガスタービン発電機の定格電流以上とする。</p> <p>したがって，母線定格電流は，以下に示すようにガスタービン発電機の定格電流 503A に余裕を考慮し，1200A とする。</p> <p>ガスタービン発電機の定格電流：$6,000\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 503\text{A}$</p>		

名 称	SA ロードセンタ	
母線定格電流	A	約 1,200

【設 定 根 拠】

SA ロードセンタは、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

(1) 低圧原子炉代替注水設備運転時

負荷出力合計は約 450kW である。

負荷名称	出力 (kW)
低圧原子炉代替注水ポンプ	210
SA コントロールセンタ	240
合計	450

(2) 代替循環冷却設備運転時

負荷出力合計は約 300kW である。

負荷名称	出力 (kW)
SA コントロールセンタ	240
SA2 コントロールセンタ	60
合計	300

低圧原子炉代替注水ポンプと代替循環冷却設備は同時運転しないため、動力変圧器所要容量は最大負荷の大きい低圧原子炉代替注水ポンプを運転時の負荷 563kVA (=450kW÷力率 0.8) に余裕を考慮し、600kVA とする。

したがって、母線定格電流は 754A (=600kVA÷ $\sqrt{3}$ ÷460V) に余裕を考慮し、1,200A とする。

名 称	SA1 コントロールセンタ	
母線定格電流	A	約 400

【設 定 根 拠】

SA コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

負荷出力合計は約 240kW である。

負荷名称	出力(kW)
低圧原子炉代替注水設備 非常用送風機	15
代替注水設備 空調換気制御盤 (SA)	0.16
第1 フィルタベント建物 送風機	3.7
第1 ベントフィルタ出口水素濃度計 (SA)	20
TDR 式水位計/水素ガス検出設備用変圧器盤	10
第1 フィルタベント設備ドレン移送ポンプ	11
第1 ベントフィルタ格納槽排水ポンプ	30
第1 ベントフィルタスクラバ水サンプリング	16
格納容器水素濃度・酸素濃度 (SA)	36
230V 系充電器盤 (常用)	48
B1-115V 系充電器盤 (SA)	24
SA用 115V 系充電器盤	24
合計	238 ^{※1}

※1：小数点以下は切り上げ

したがって、 $394A (=240kW \div 力率 0.8 \div \sqrt{3} \div 440V)$ に余裕を考慮し、400A とする。

名 称	SA2 コントロールセンタ	
母線定格電流	A	約 400

【設 定 根 拠】

SA2 コントロールセンタは、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

負荷出力合計は約 60kW である。

負荷名称	出力 (kW)
低圧原子炉代替注水設備 非常用送風機	30
代替注水設備 空調換気制御盤 (SA)	30
合計	60

したがって、 $99A (=60kW \div \text{力率 } 0.8 \div \sqrt{3} \div 440V)$ に余裕を考慮し、400A とする。

名 称	SA 電源切替盤	
遮断器定格電流	A	約 50

【設 定 根 拠】

SA 電源切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

SA 電源切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な負荷へ給電するため，遮断器定格電流は負荷の定格電流以上とする。

【区分Ⅰ】

負荷名称	出力 (kW)
NGC N2 トーラス出口隔離弁	1.4
NGC N2 ドライウェル出口隔離弁	1.4
RHR 注水弁	8.7
RHR ドライウェル第1 スプレイ弁	5.8
RHR ドライウェル第2 スプレイ弁	5.8
RHR 熱交バイパス弁	5.2
RHR 熱交冷却水出口弁	4.2

【区分Ⅱ】

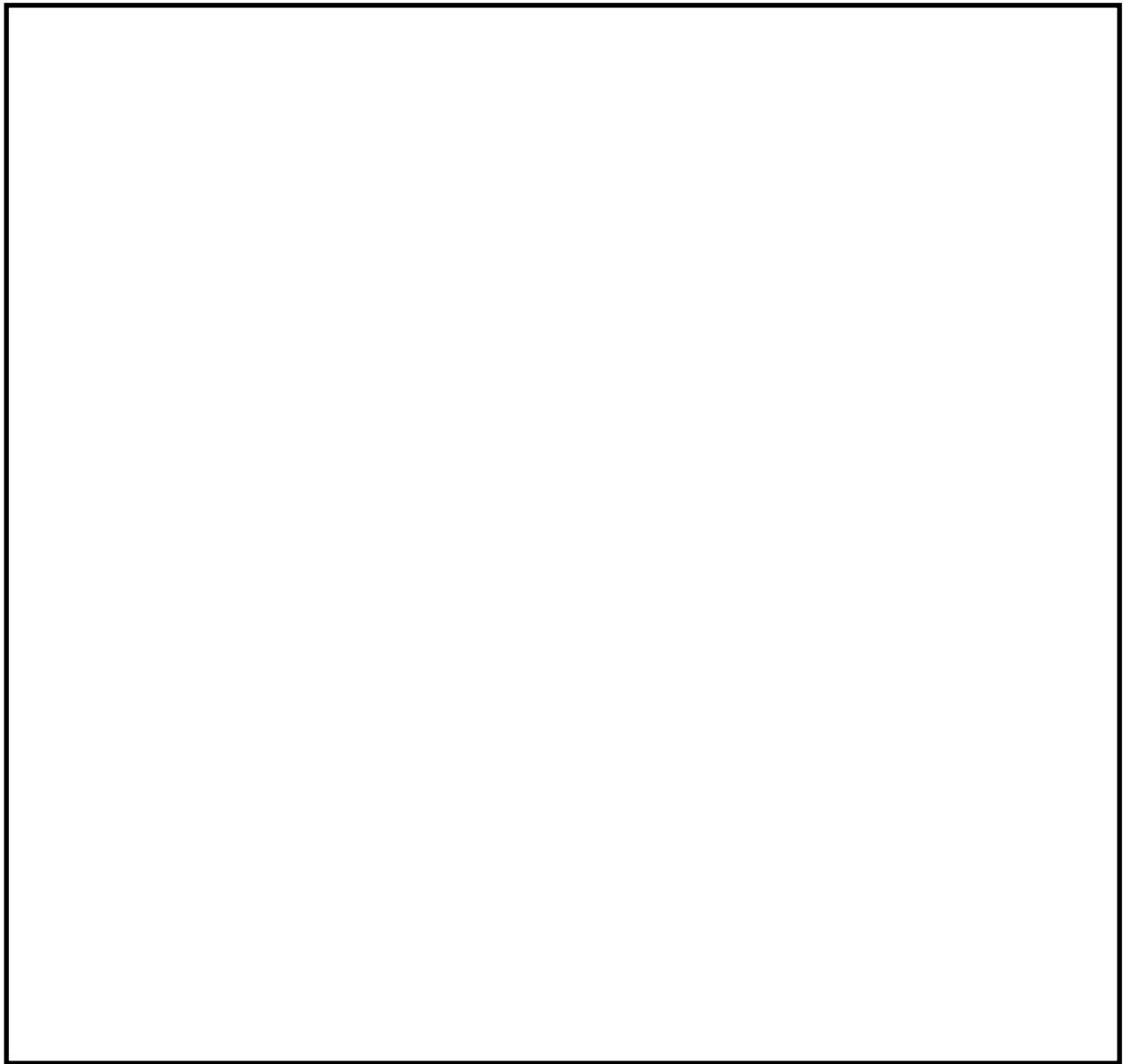
負荷名称	出力 (kW)
RHR ドライウェル第2 スプレイ弁	5.8
RHR 注水弁	8.7
RHR 熱交冷却水出口弁	4.2
RHR 熱交バイパス弁	5.2
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁	0.72
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	0.72
SGT FCVS 耐圧強化ベントライン連絡弁	0.72

したがって，最大容量である RHR 注水弁の定格電流 15A ($=8.7\text{kW} \div \text{力率 } 0.8 \div \sqrt{3} \div 440\text{V}$) に余裕を考慮し，50A とする。

名 称		非常用高圧母線C系・D系
遮断器定格電流	A	約 1,200
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>非常用高圧母線C系・D系は，常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>非常用高圧母線C系・D系は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>非常用高圧母線C系（又はD系）は，ガスタービン発電機からの電力を通電可能な設計とする。</p> <p>したがって，非常用高圧母線C系（又はD系）の母線電流容量は，以下に示すようにガスタービン発電機の定格電流 503A に余裕を考慮し，1200A とする。</p> <p>ガスタービン発電機の定格電流：$6,000\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9 = 503\text{A}$</p>		

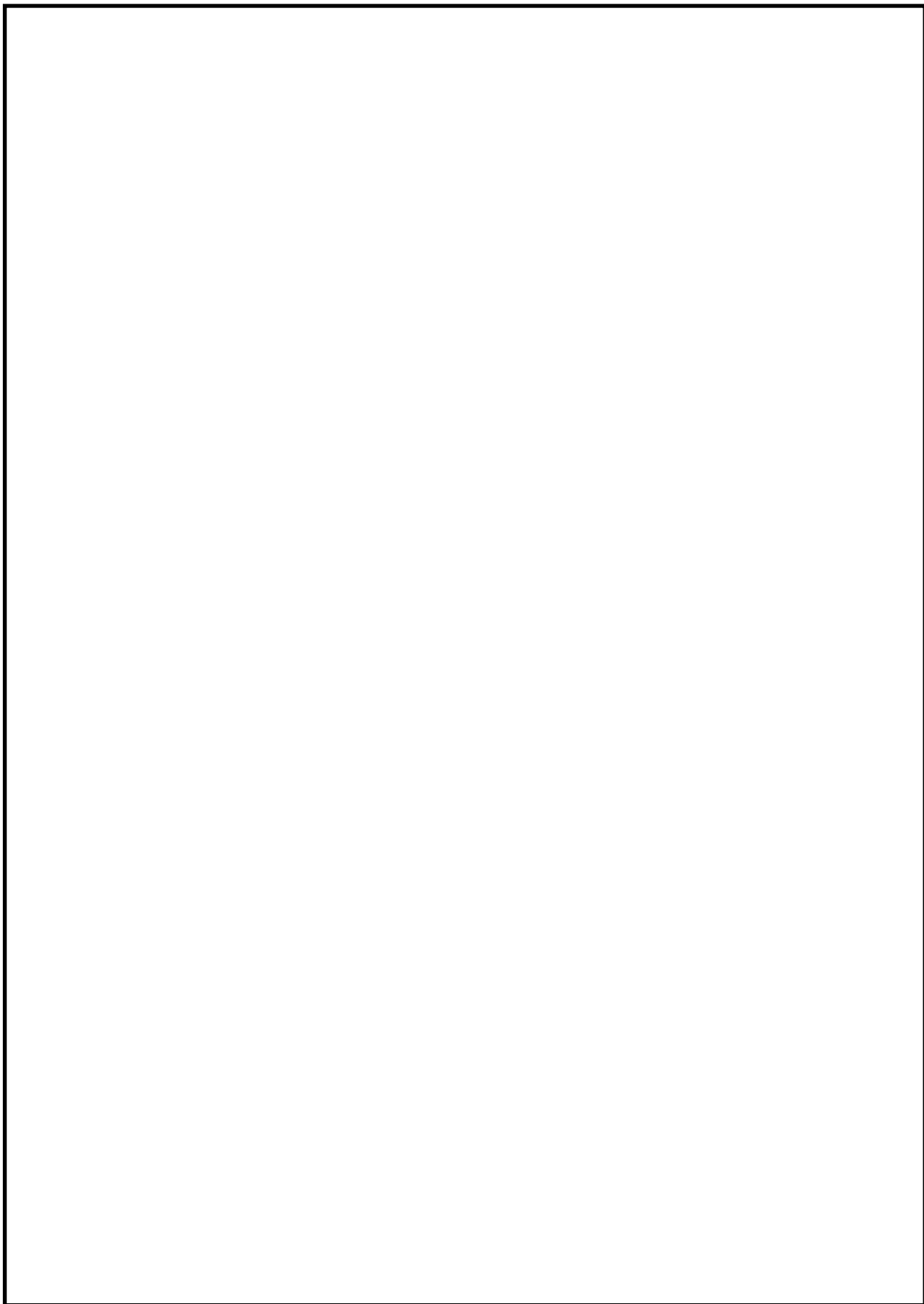
57-6
アクセスルート図

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



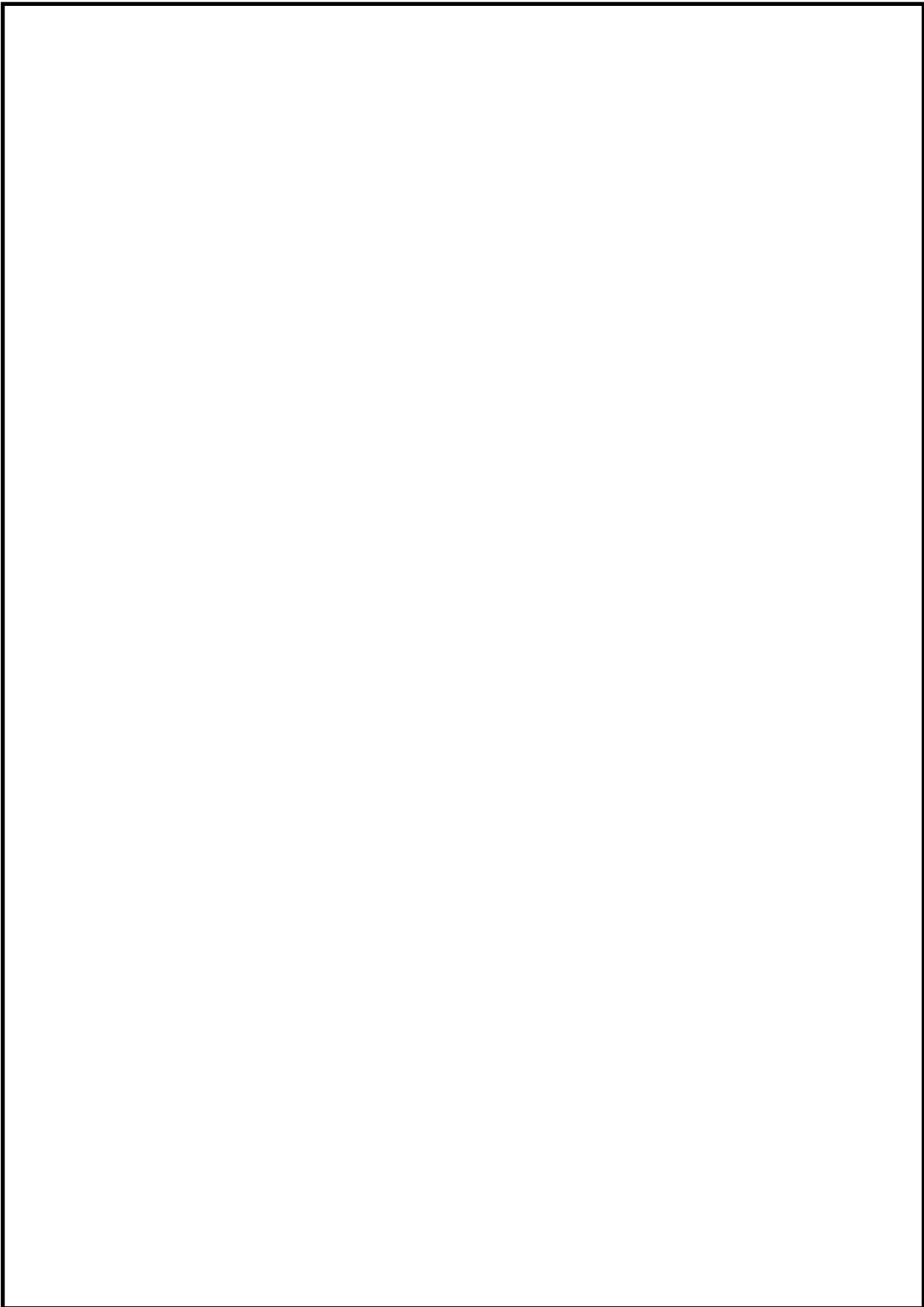
第 57-6-1 図 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



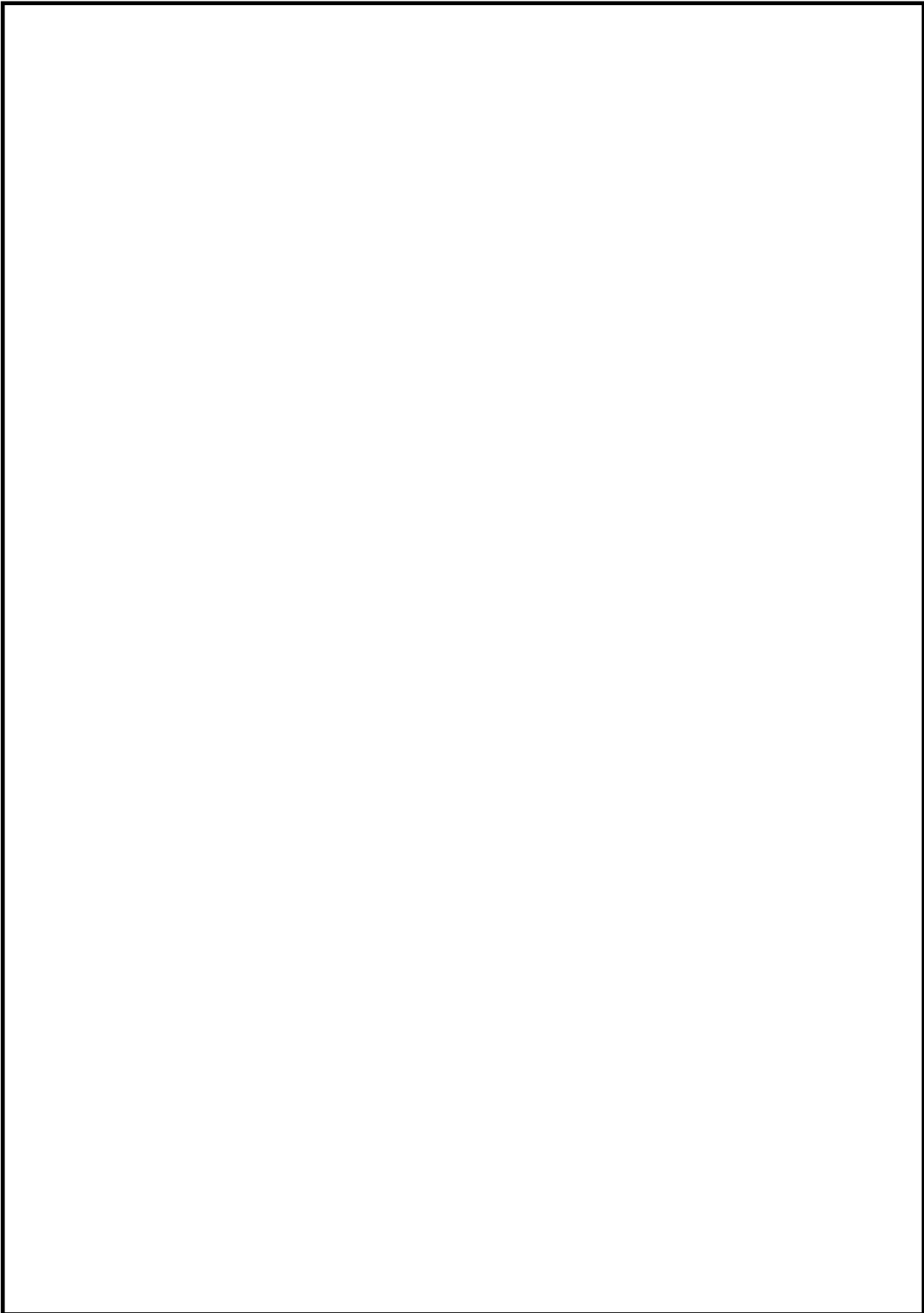
第 57-6-2 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (1 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



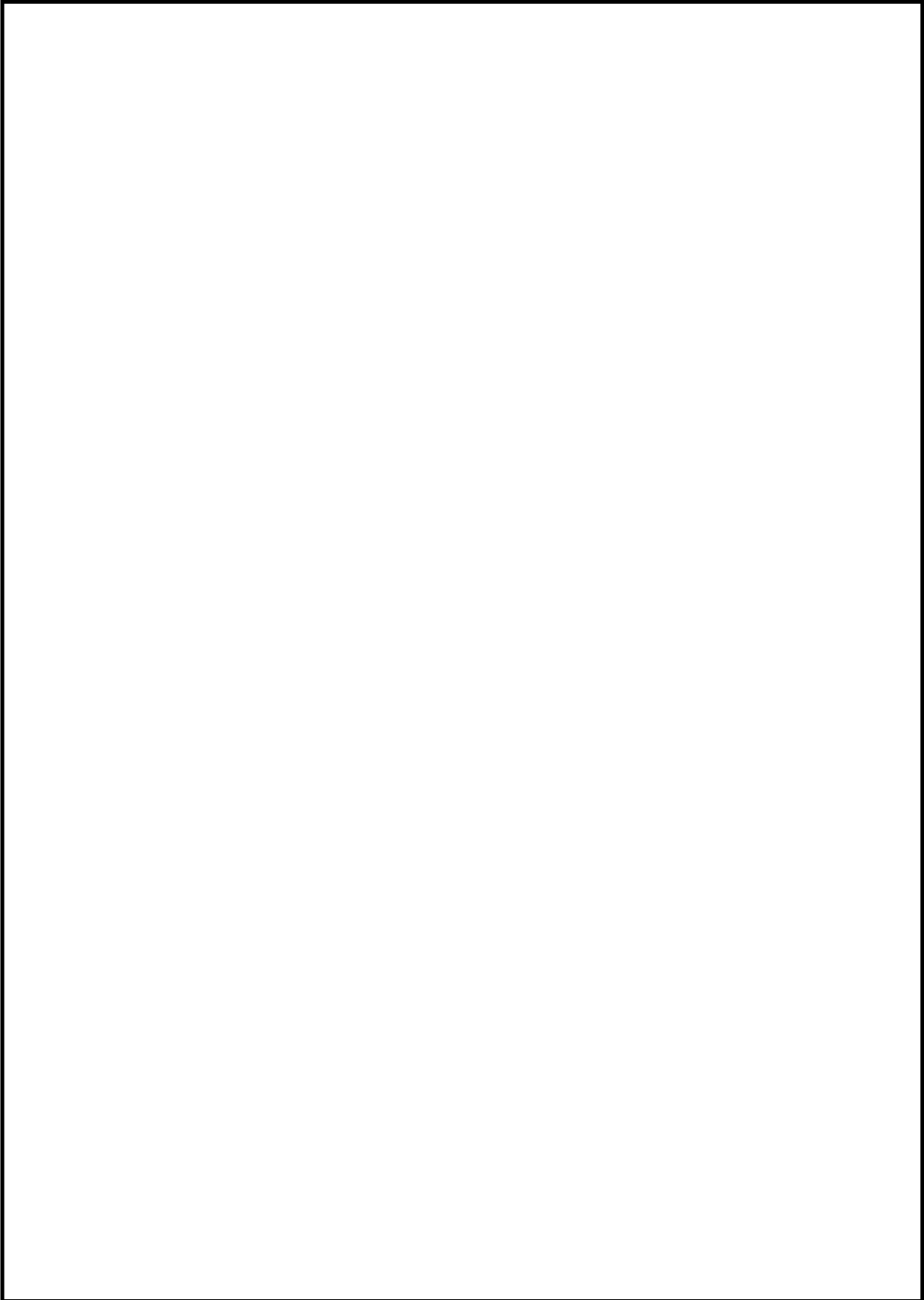
第 57-6-3 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (2 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-6-4 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (3 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

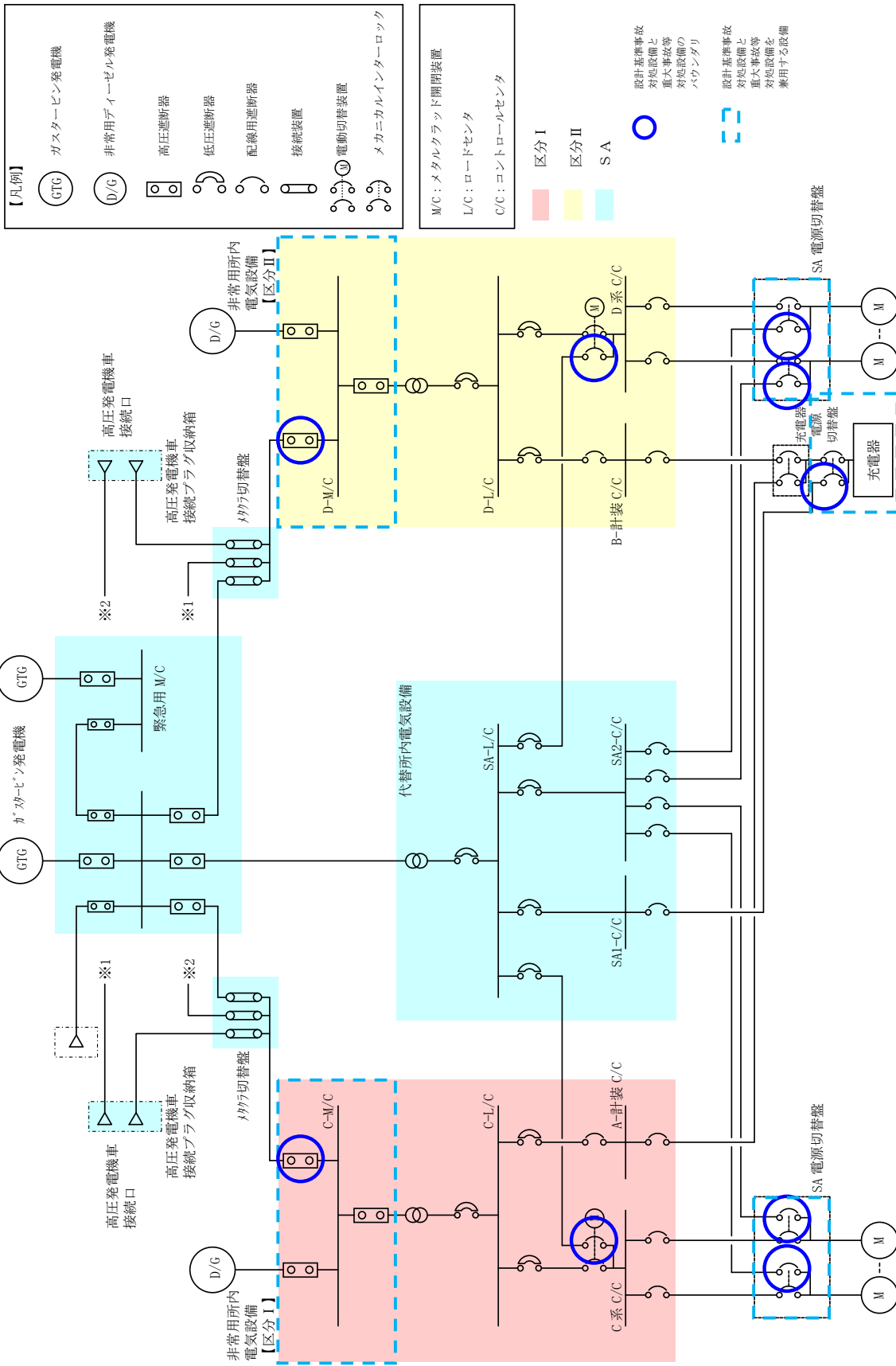


第 57-6-5 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (4 / 4)

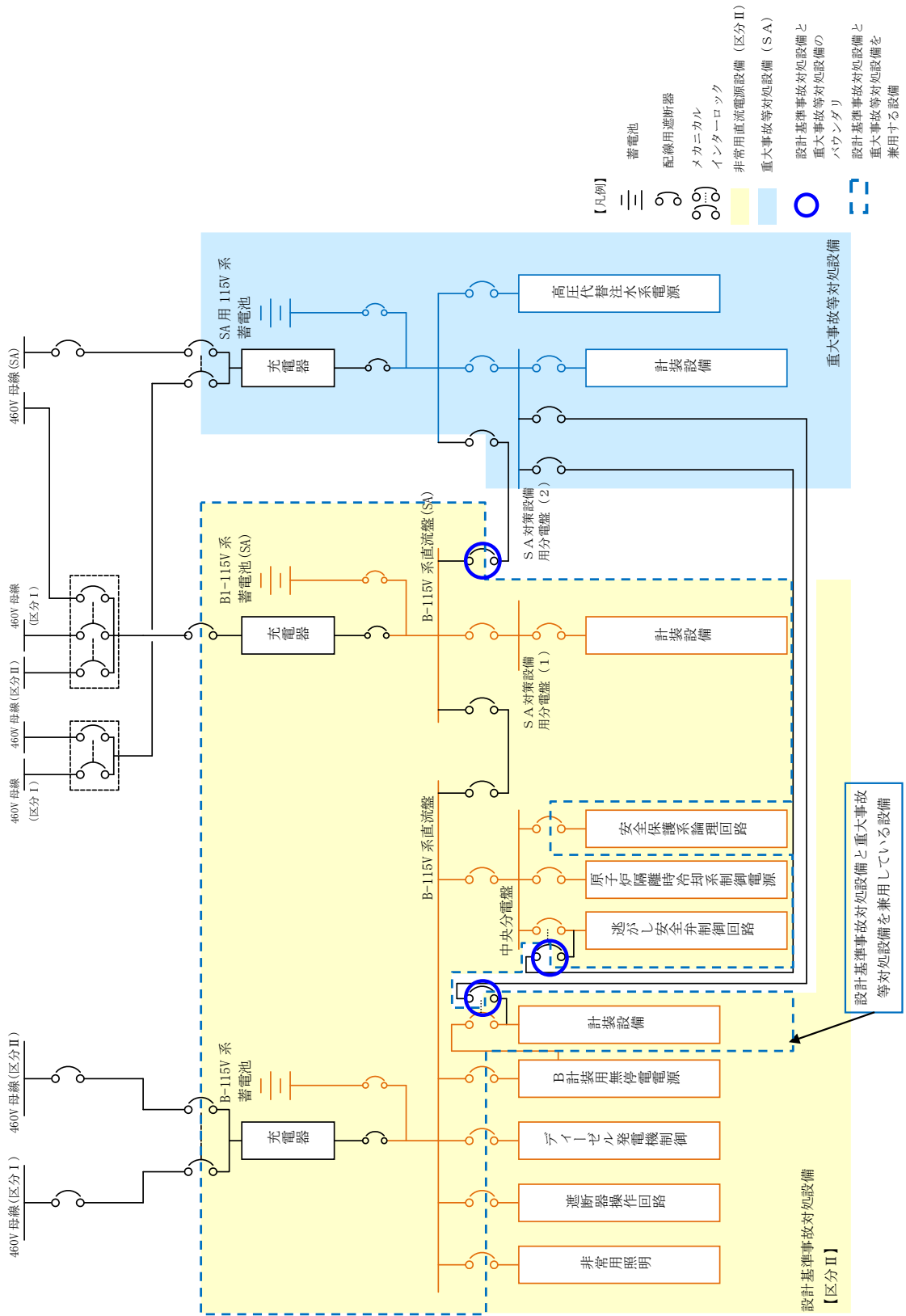
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-7

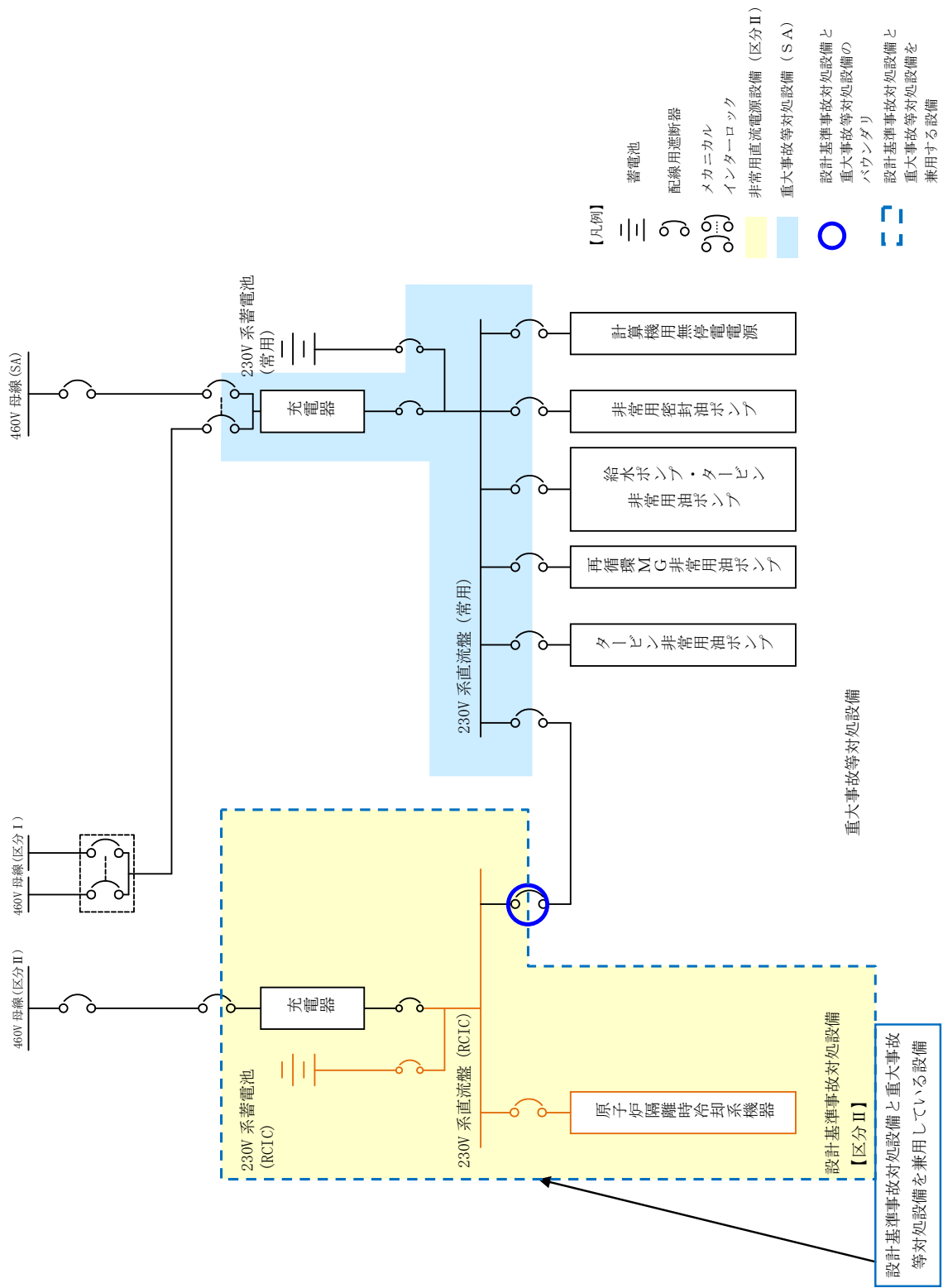
設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図



第 57-7-1 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (交流電源)



第 57-7-2 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (115V 系直流電源)



第 57-7-3 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (230V 系直流電源)

57-8

高压発電機車接続に関する説明書

1. 高圧発電機車接続方法について

高圧発電機車は以下の4ルートにて接続可能な設計とする。

① 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）

～非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）

・・・第57-8-1図～第57-8-2図

② 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）

～非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）

・・・第57-8-3図～第57-8-4図

③ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）

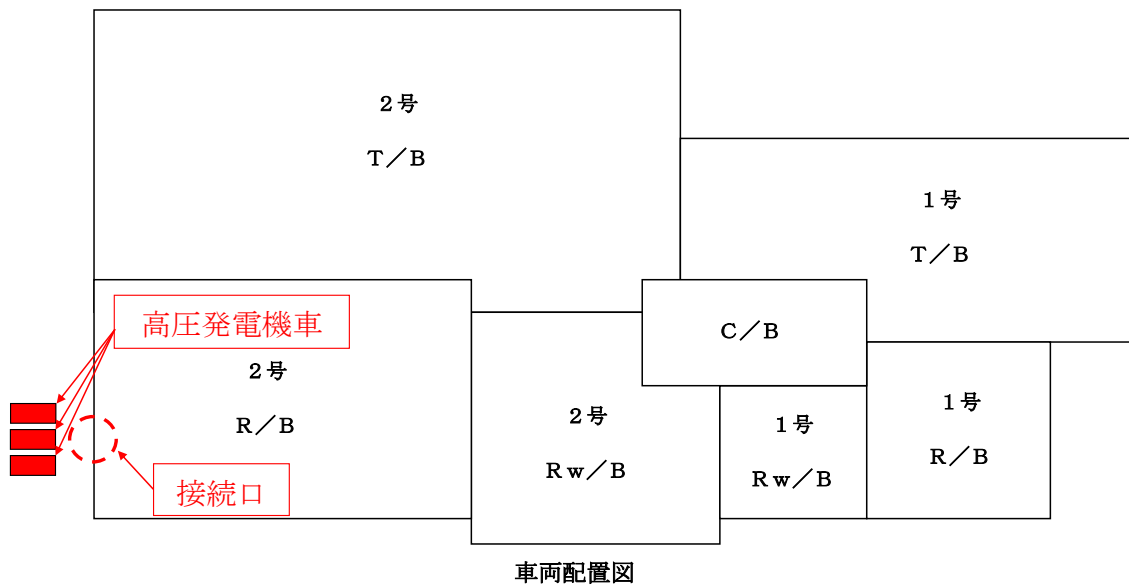
～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ（代替所内電気設備へ接続）

・・・第57-8-5図～第57-8-6図

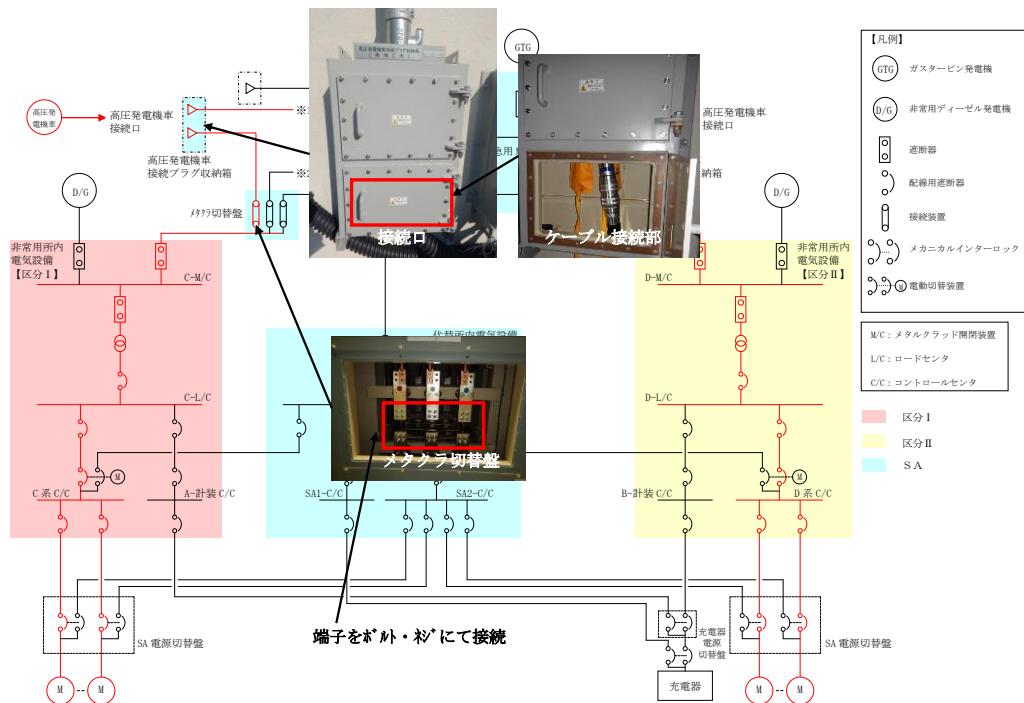
④ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）

～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ（代替所内電気設備へ接続）

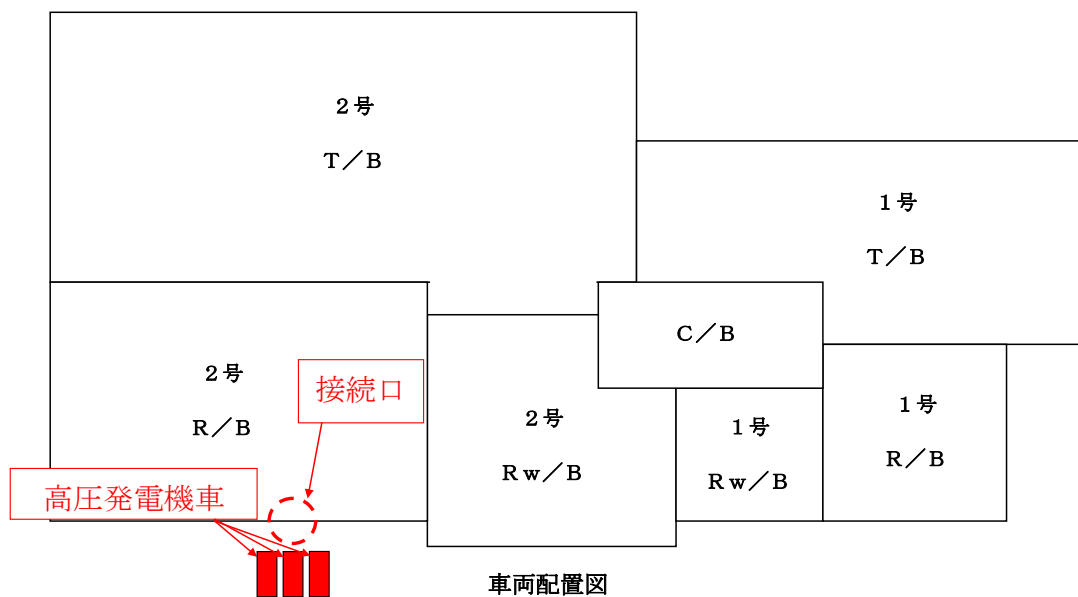
・・・第57-8-7図～第57-8-8図



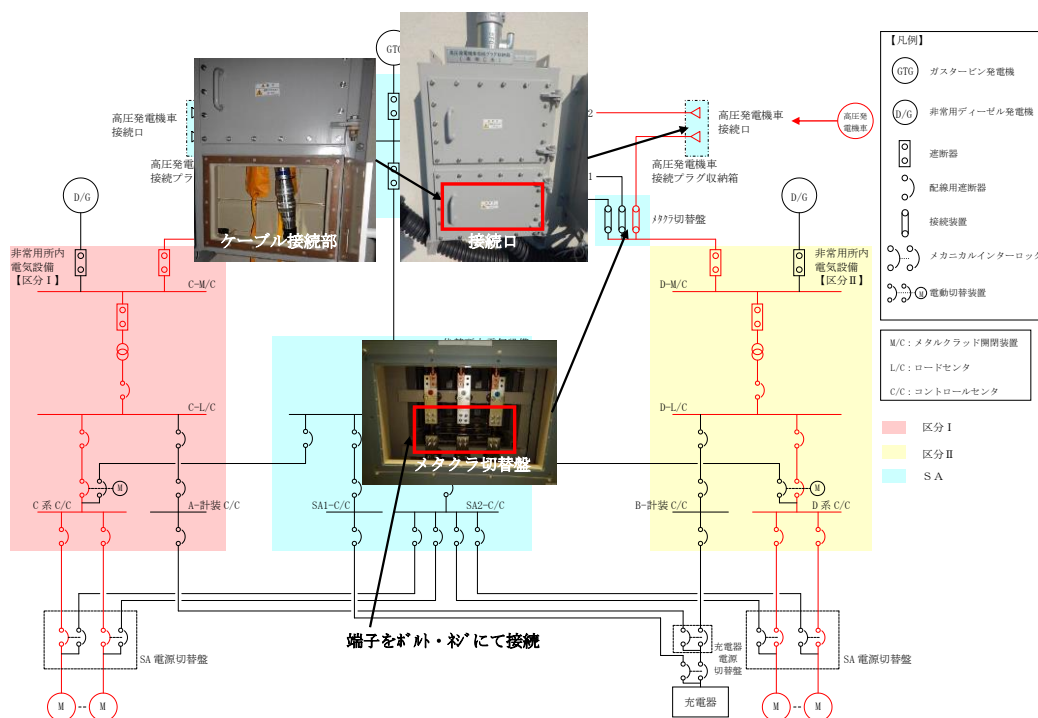
第 57-8-1 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



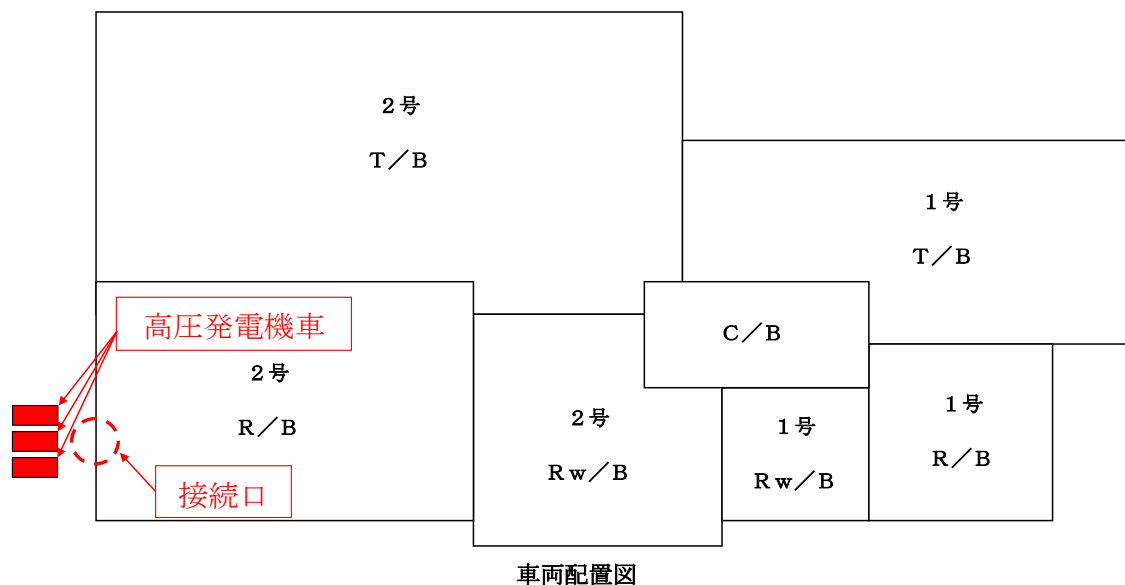
第 57-8-2 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



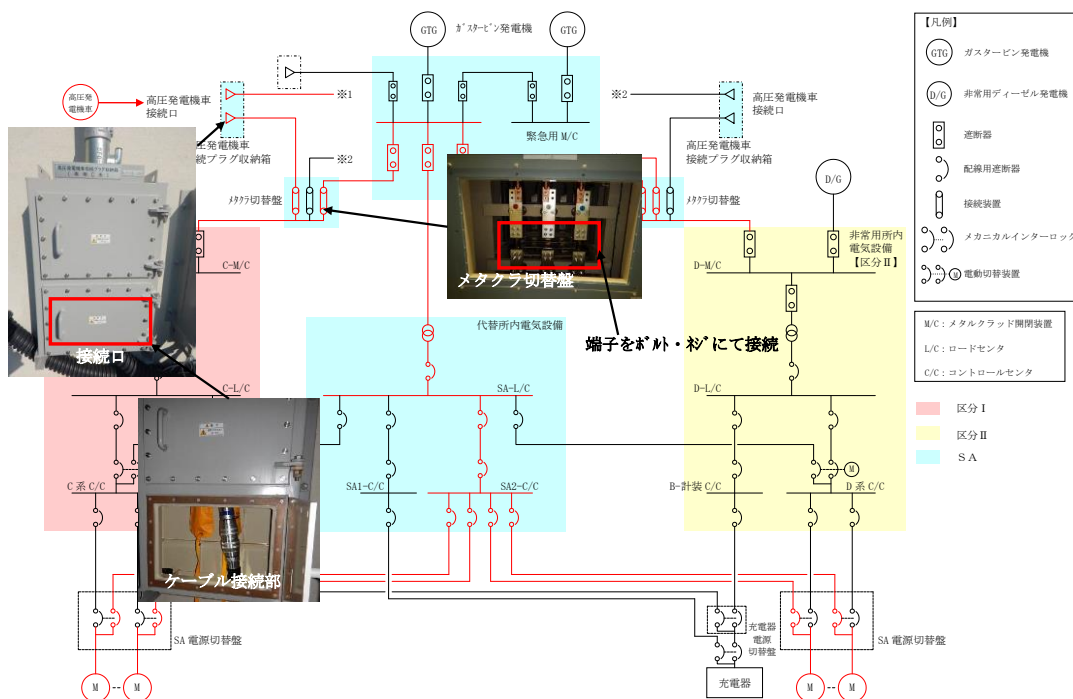
第 57-8-3 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



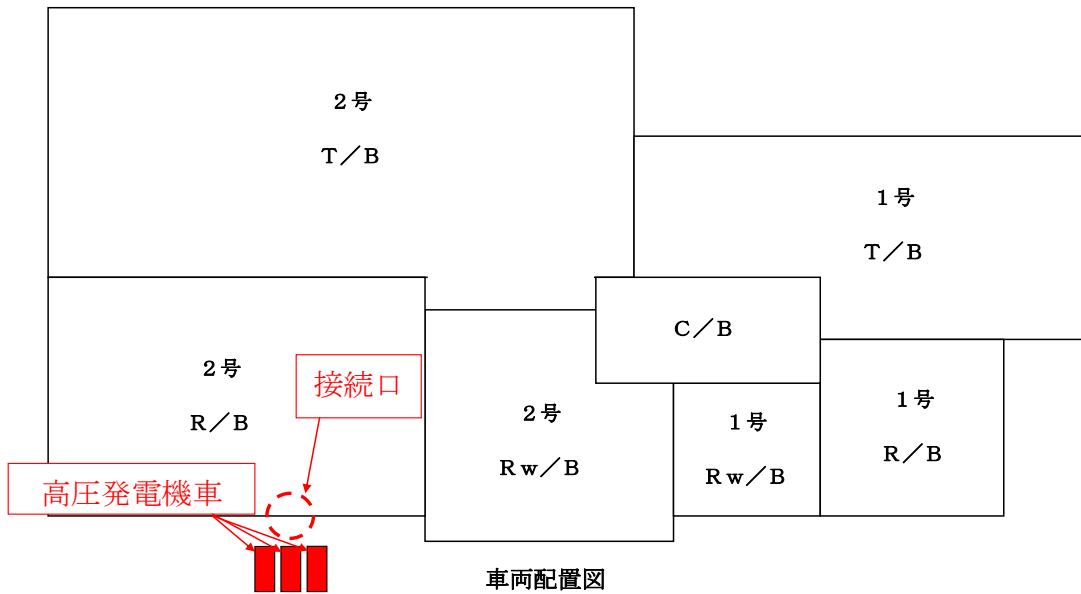
第 57-8-4 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



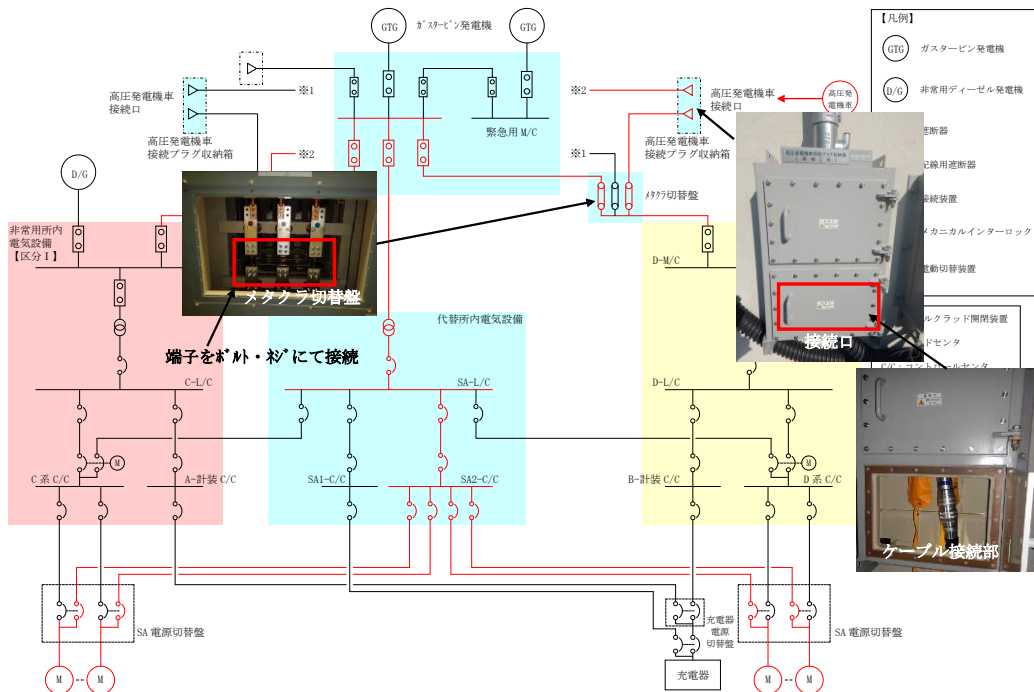
第 57-8-5 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）



第 57-8-6 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）



第 57-8-7 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）



第 57-8-8 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）

57-9

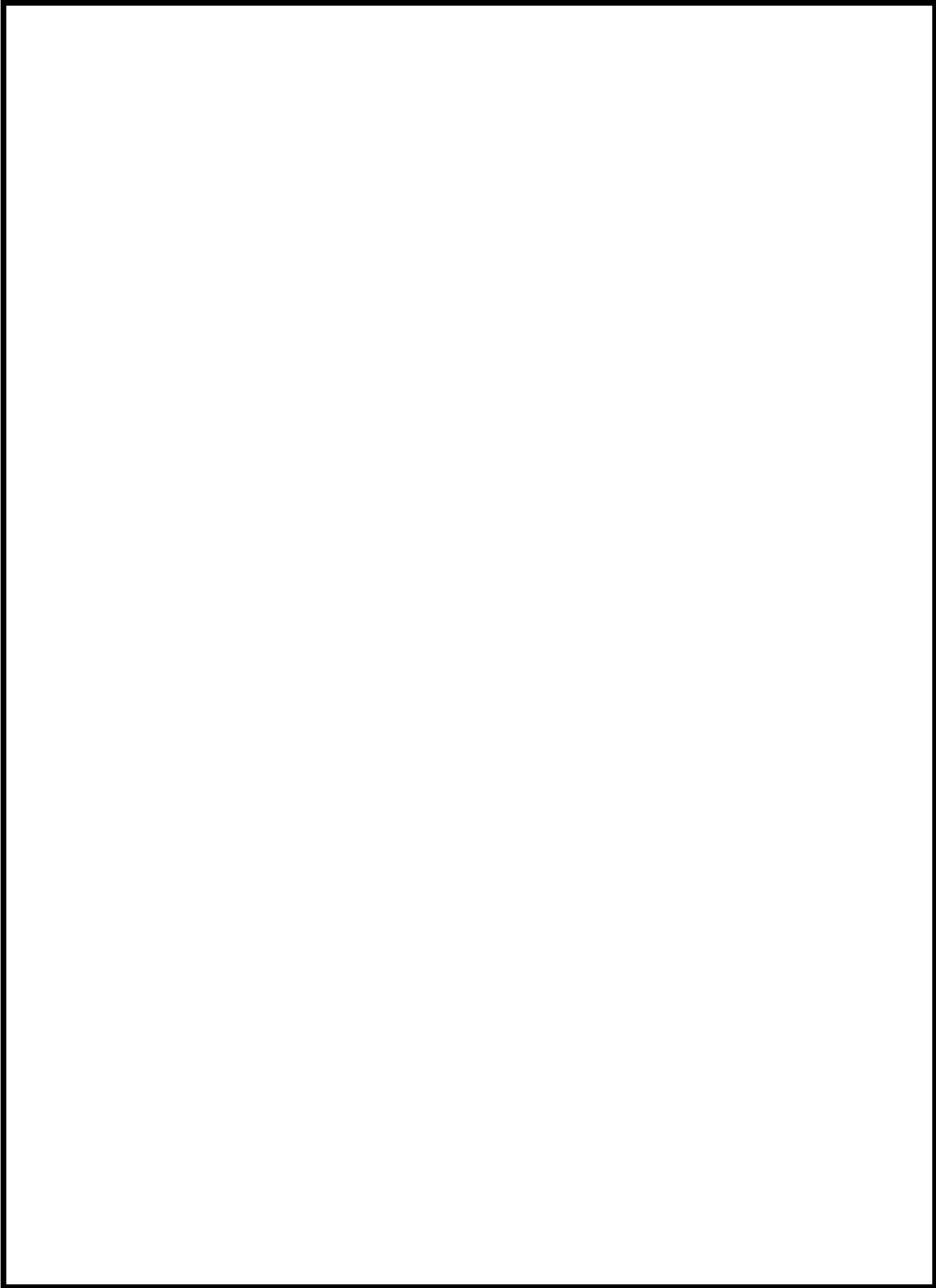
代替電源設備について

1. 代替電源設備について
 - 1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給
 - 1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給
 - 1.3 代替所内電気設備による給電
 - 1.4 自主対策設備について

1. 代替電源設備について

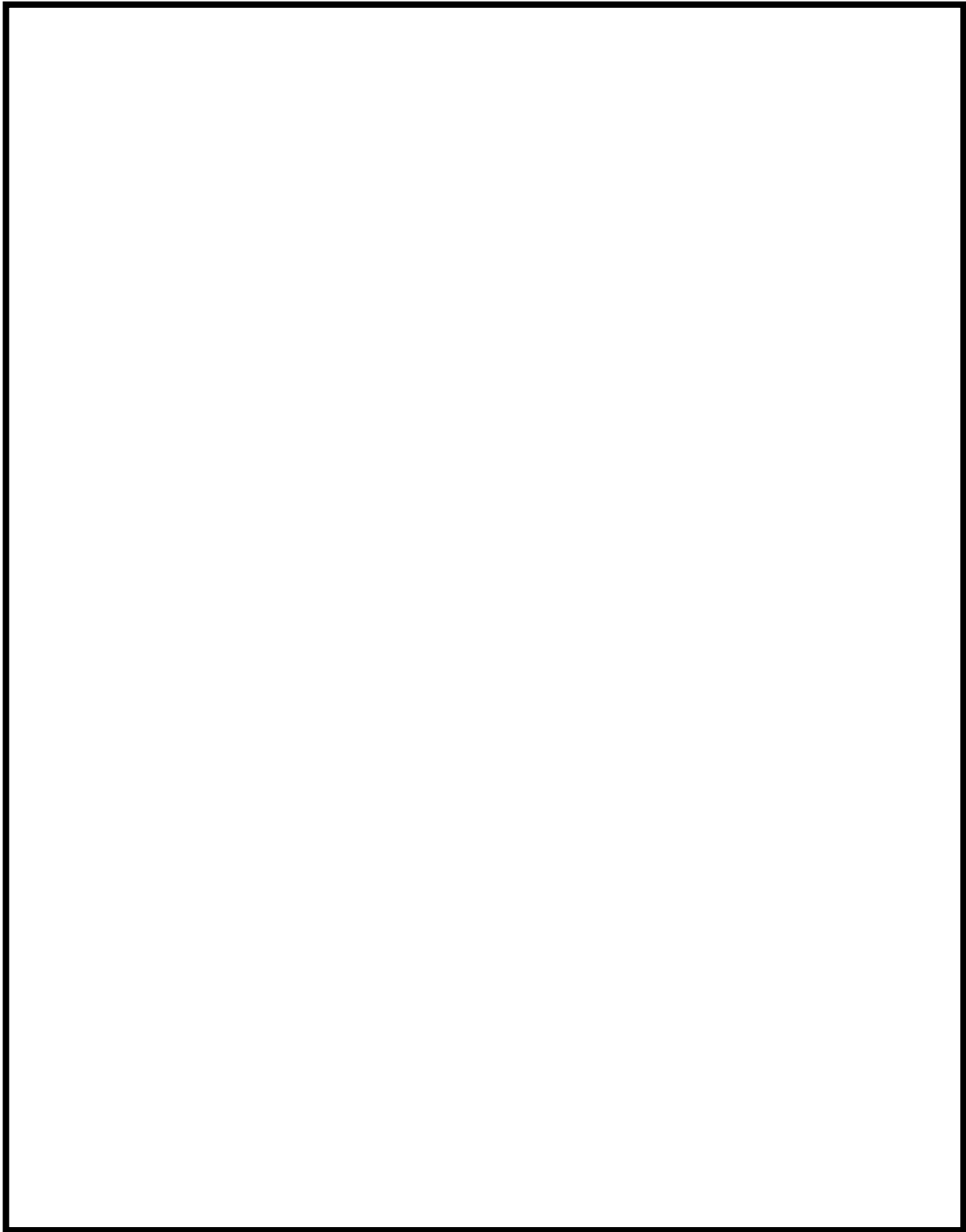
東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及びM/C等は津波の浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

島根原子力発電所2号炉においては、設計基準事故対処設備として非常用ディーゼル発電機及びメタクラ等の電気設備を設置している。2号炉の敷地高さはEL15mであり、施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないとともに、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計としている。また、隔壁によって区画化された電気室に設置し、多重化を図ることにより互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保できる設計としている。（第57-9-1図、第57-9-2図）



第 57-9-1 図 非常用ディーゼル発電機及び非常用M/Cの配置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-2 図 非常用蓄電池及び計装用電源設備の配置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

しかしながら、これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても、重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は、設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条に要求事項が示されている。

また、設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条以外で、代替電源からの給電が要求される条文を第 57-9-1 表に示す。

また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

設置許可基準規則 46 条／技術基準規則第 61 条：57-9-(46-1)

設置許可基準規則 51 条／技術基準規則第 66 条：57-9-(51-1)

設置許可基準規則 52 条／技術基準規則第 67 条：57-9-(52-1)

設置許可基準規則 53 条／技術基準規則第 68 条：57-9-(53-1)

設置許可基準規則 54 条／技術基準規則第 69 条：57-9-(54-1)

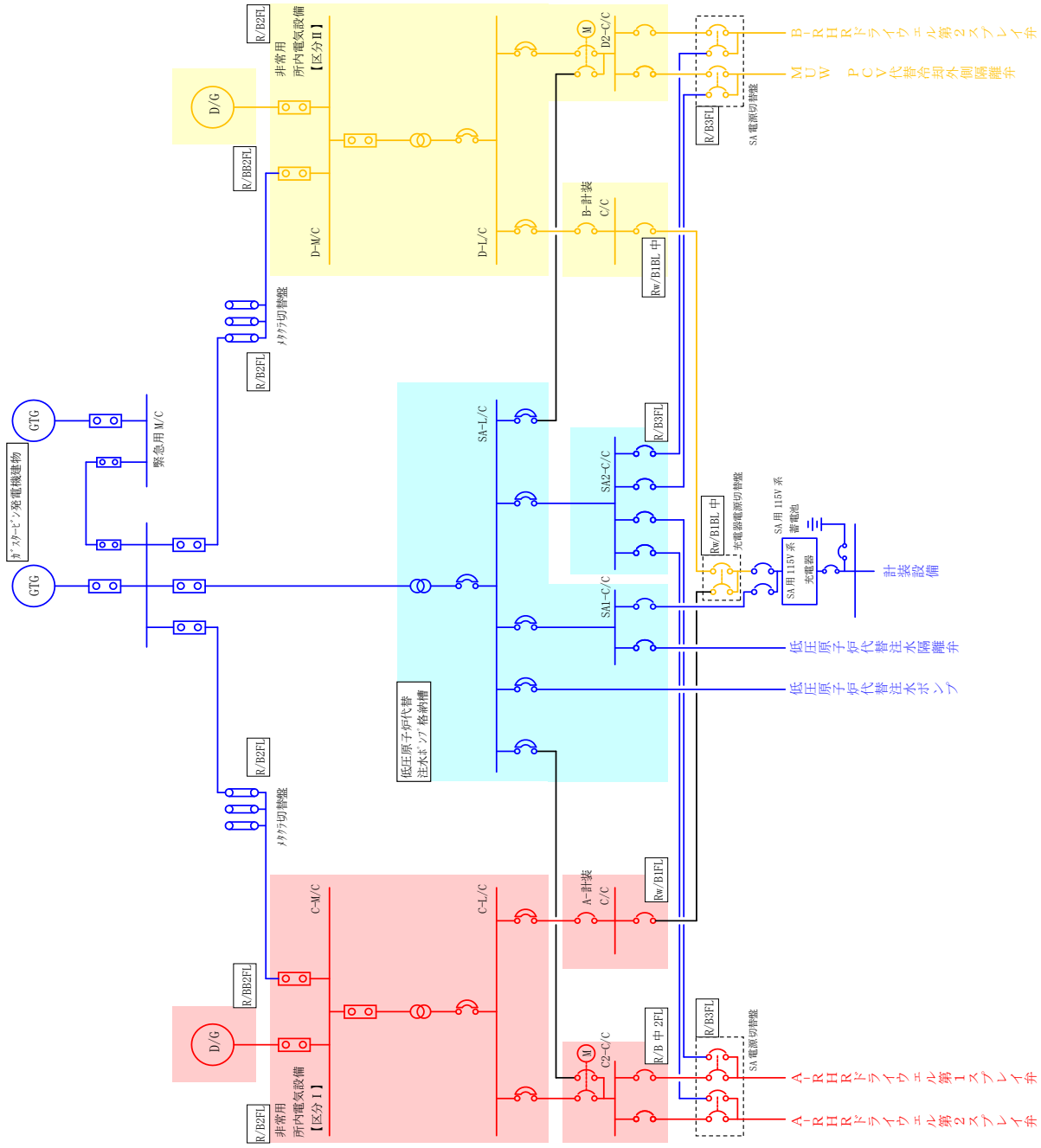
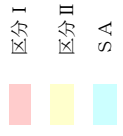
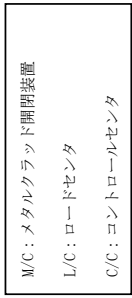
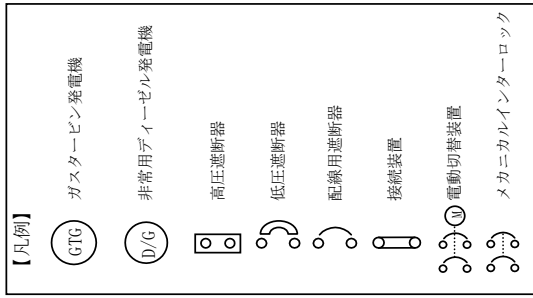
設置許可基準規則 59 条／技術基準規則第 74 条：57-9-(59-1)

設置許可基準規則 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)

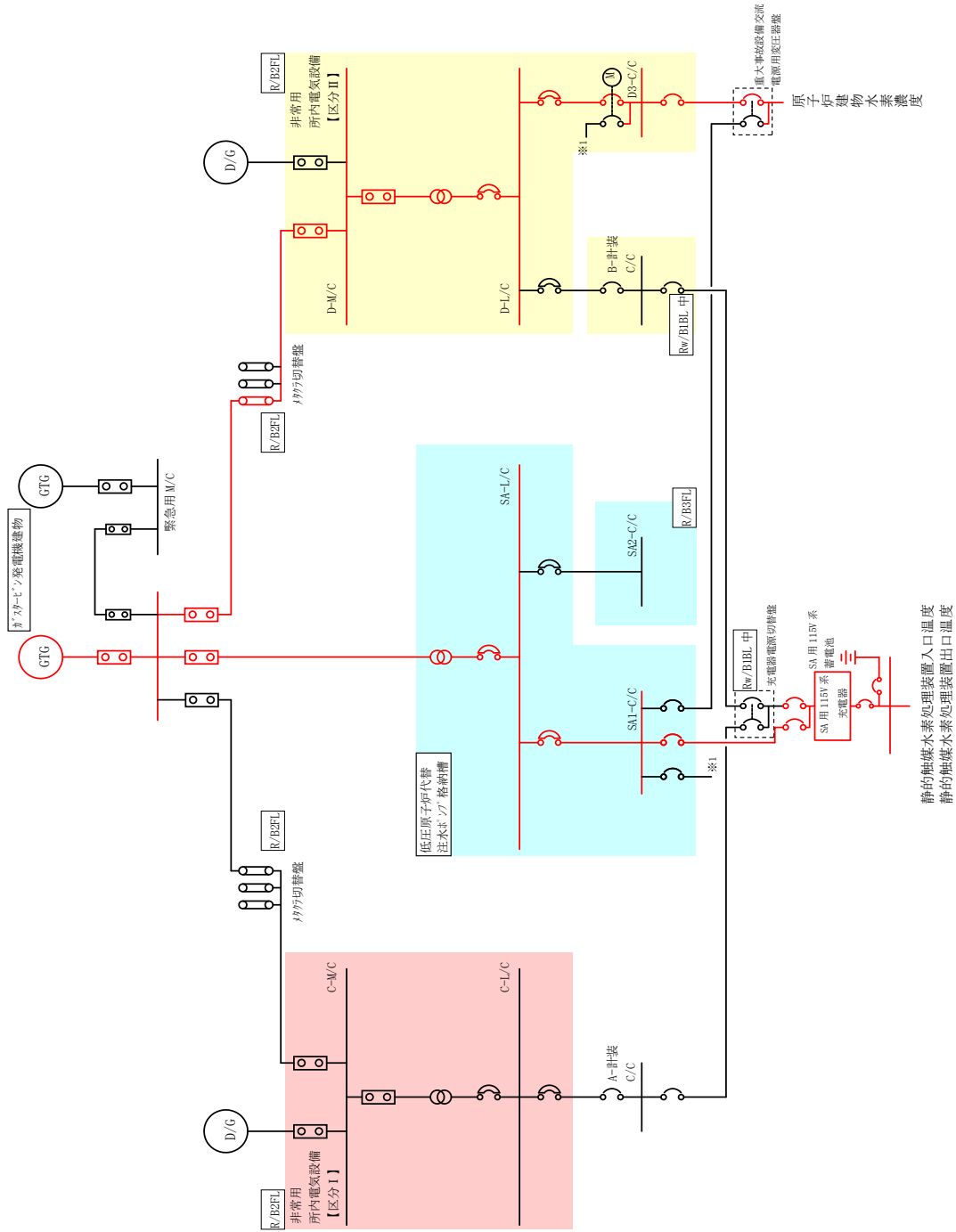
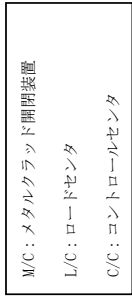
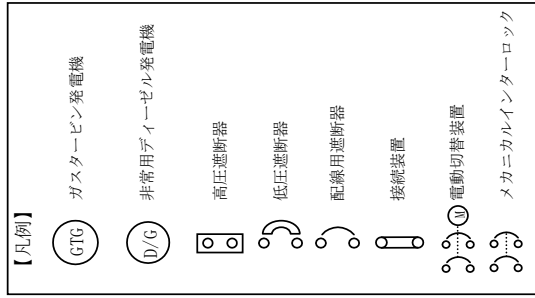
設置許可基準規則 62 条／技術基準規則第 77 条：57-9-(62-1)

第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

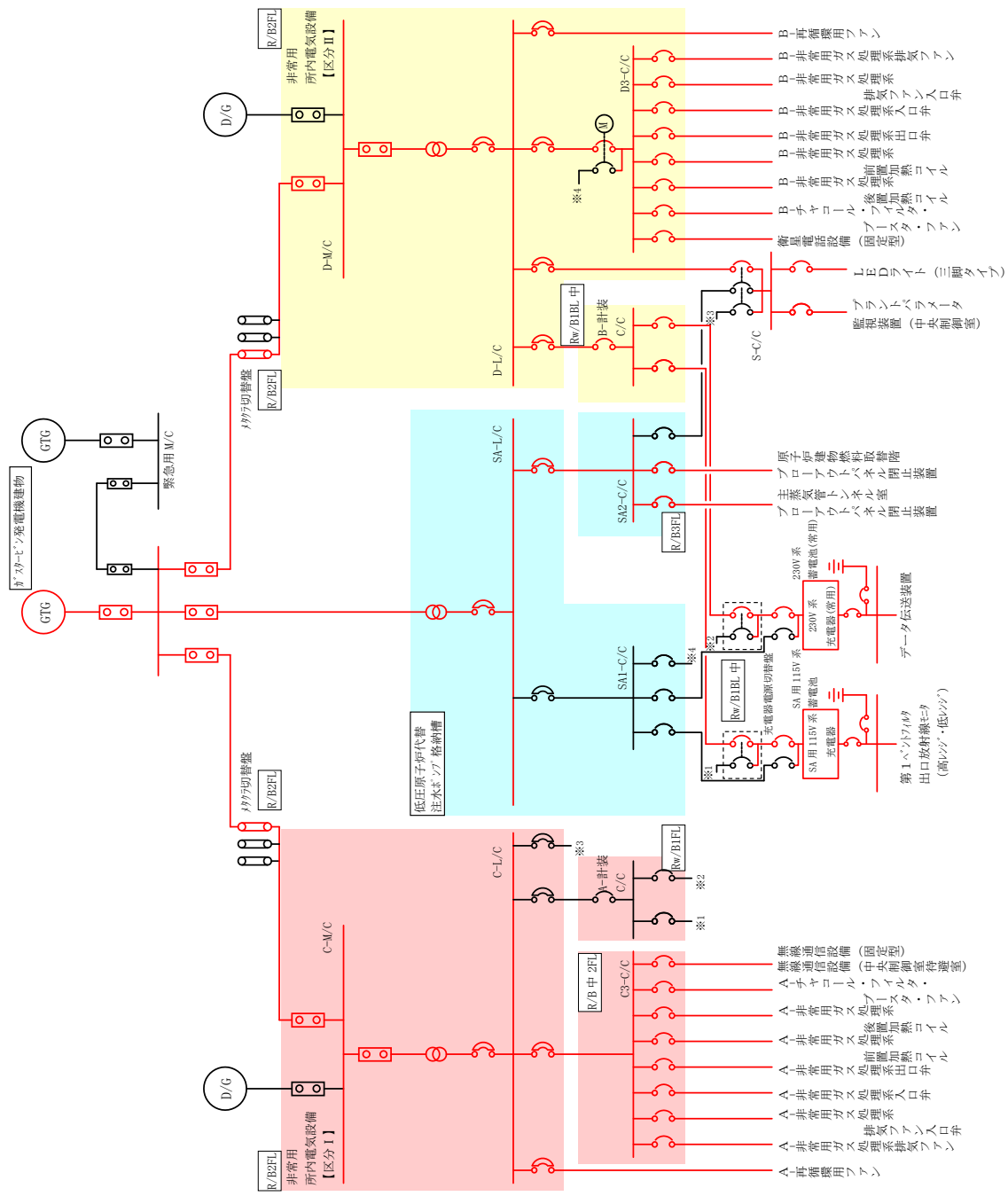
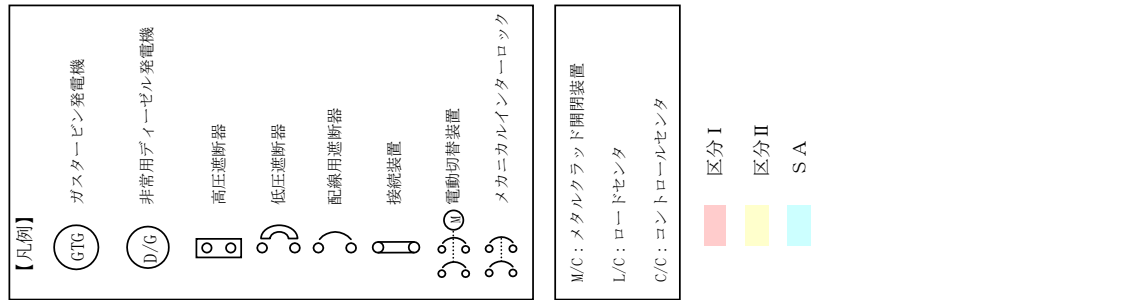
設置許可基準規則／技術基準条文番号		記載内容	備考	
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。



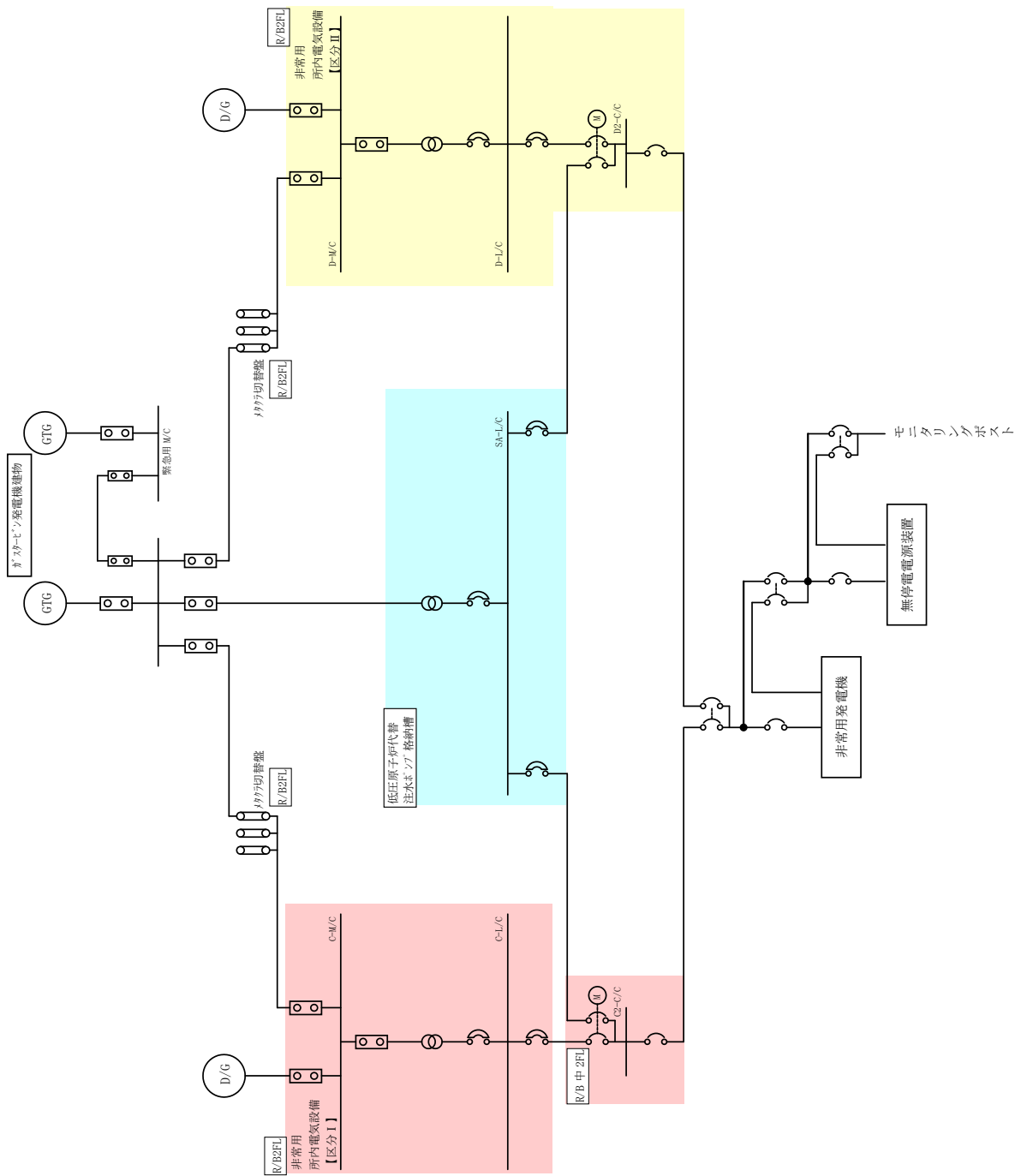
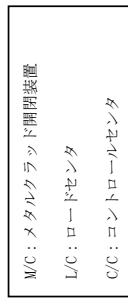
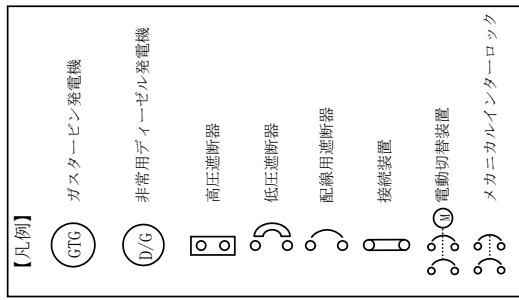
第 57-9-(51-1) 図 単線結線図 (51 条)



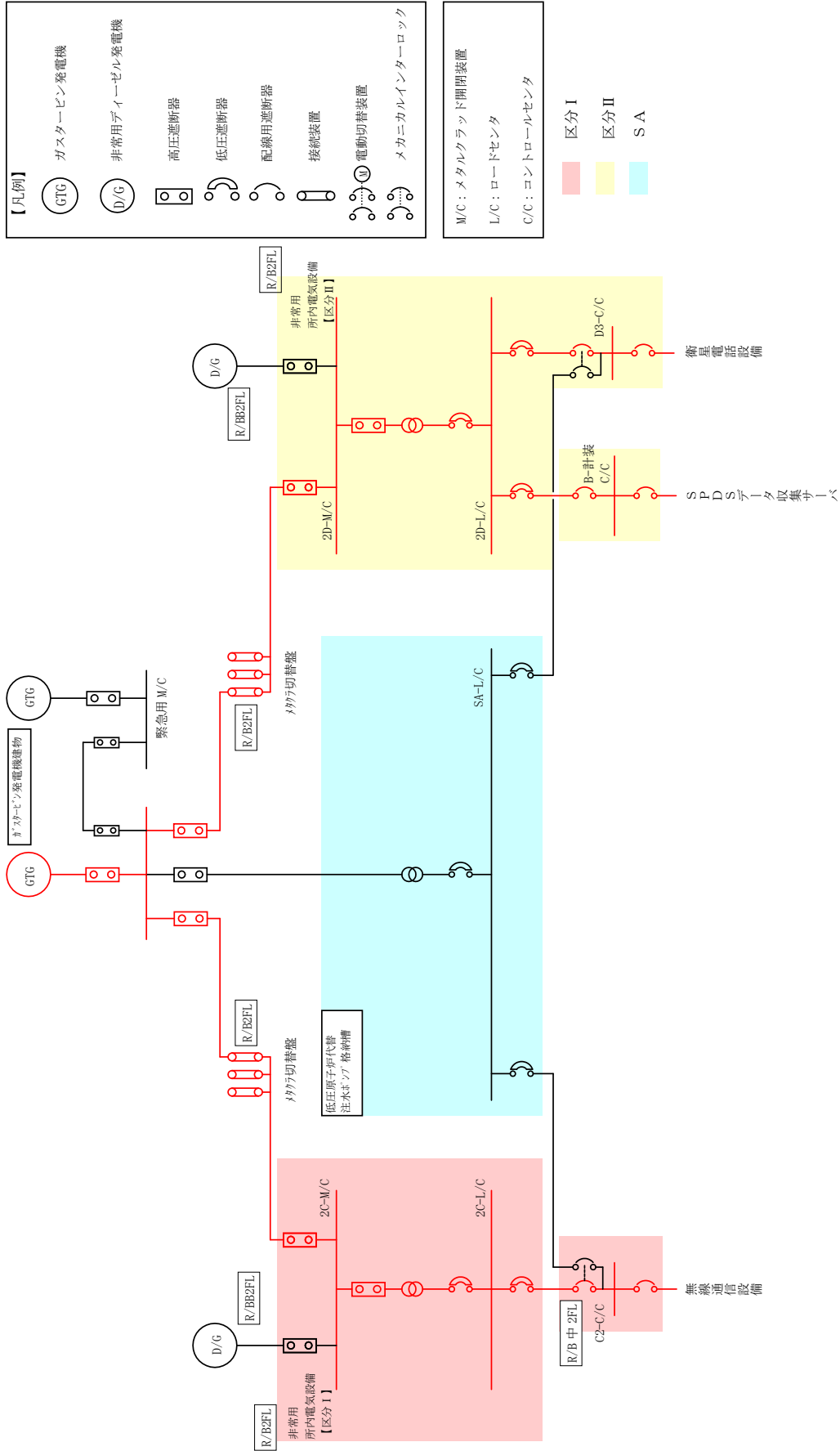
第 57-9-(53-1) 図 単線結線図 (53 条)



第 57-9-(59-1) 図 単線結線図 (59 条)



第 57-9-(60-1) 図 単線結線図 (60 条)



第 57-9-(62-1) 図 単線結線図 (62 条)

1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1 ガスタービン発電機

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用ディーゼル発電機を設置しており、非常用ディーゼル発電機が故障した場合の常設代替交流電源設備として、ガスタービン発電機を設置している。

ガスタービン発電機は、非常用ディーゼル発電機と異なり、冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに、燃料系統はディーゼル燃料貯蔵タンクとは独立した軽油タンクから補給することができることから、非常用ディーゼル発電機と多様性を有した設計としている。

また、非常用ディーゼル発電機から 100m 以上離れた位置に設置しており、位置的分散を図った設計としている。

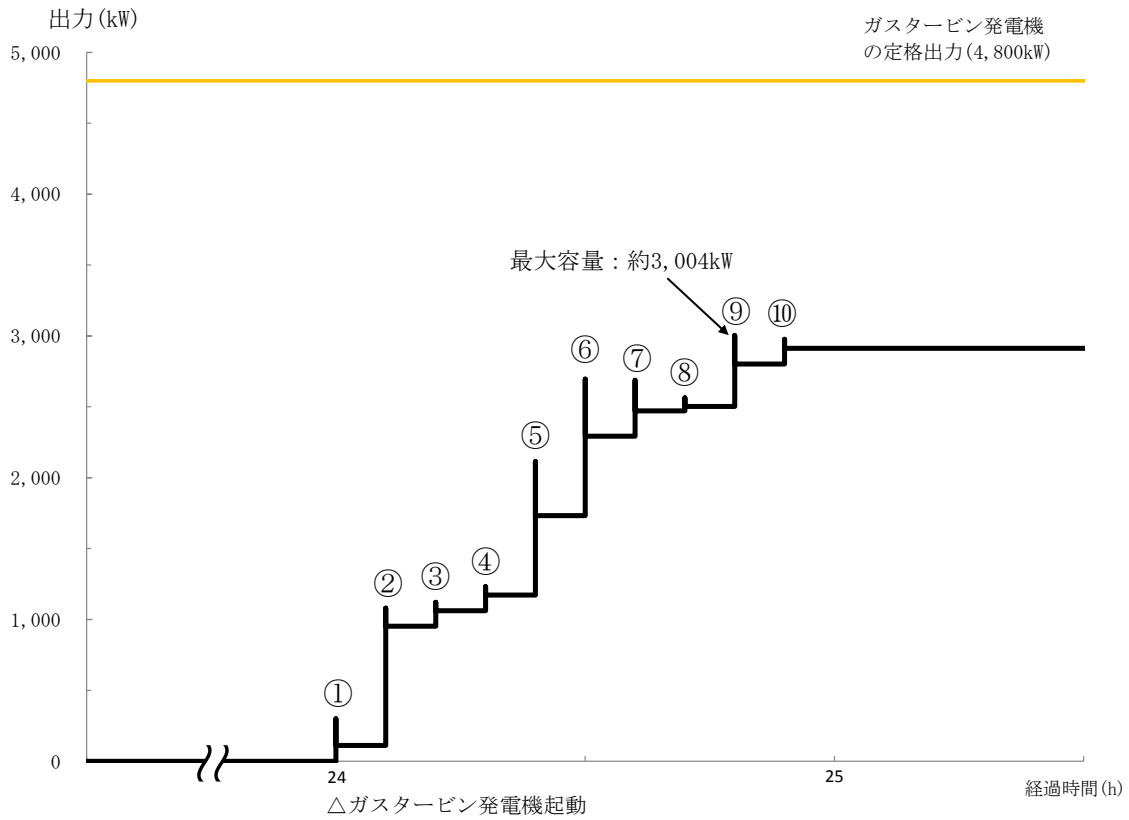
ガスタービン発電機は 1 台あたり約 4,800kW の発電装置を 1 台設置しており、第 57-9-2 表のとおり「有効性評価で期待する負荷」に加え、「評価上期待していない不要負荷であるが、ガスタービン発電機の負荷として考慮する必要がある負荷」を抽出した結果、ガスタービン発電機の最大所要負荷は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷 3,004kW，連続最大負荷 2,912kW）であり、この電源容量に対して十分な容量を確保している。

第 57-9-2 表 ガスタービン発電機の負荷（添付資料 57-9-1 参照）

起動 順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の 最大負荷容量 (kW)	定常時の 最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系 他（自動投入負荷）	約 841	約 1,080	約 952
③	A-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,122	約 1,062
④	B-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,232	約 1,172
⑤	C-残留熱除去ポンプ	約 560	約 2,115	約 1,732
⑥	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 2,696	約 2,292
⑦	B-中央制御室送風機	約 180	約 2,687	約 2,472
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 2,564	約 2,502
⑨	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 3,004	約 2,802
⑩	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,977	約 2,912

また，ガスタービン発電機用軽油タンクにより，重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料の補給ができる手順を整備する。

代替交流電源（常設及び可搬型）の非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については 57-3 系統図参照のこと。



第 57-9-3 図 ガスタービン発電機負荷積上_全交流動力電源喪失
(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗)

1.1.2 高圧発電機車

重大事故等対処設備として設置しているガスタービン発電機との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として高圧発電機車を配備している。高圧発電機車は、以下の2つのケースについて必要な負荷へ給電できる電源としている。

- ①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源
- ②代替所内電気設備から、充電器（B 1 -115V 系充電器（SA）、SA用 115V 系充電器、230V 系充電器（常用））を経由し、直流負荷への給電

具体的な負荷は以下のとおりである。

- ①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源として使用する場合に必要な負荷は第 57-9-3 表のとおり、最大負荷約 760kW 及び連続最大負荷約 545kW である。したがって、十分余裕を有する高圧発電機車 3 台分を必要容量（1, 200kW=500kVA×力率 0.8×3 台）とする。

第 57-9-3 表 高圧発電機車の負荷（ケース①）

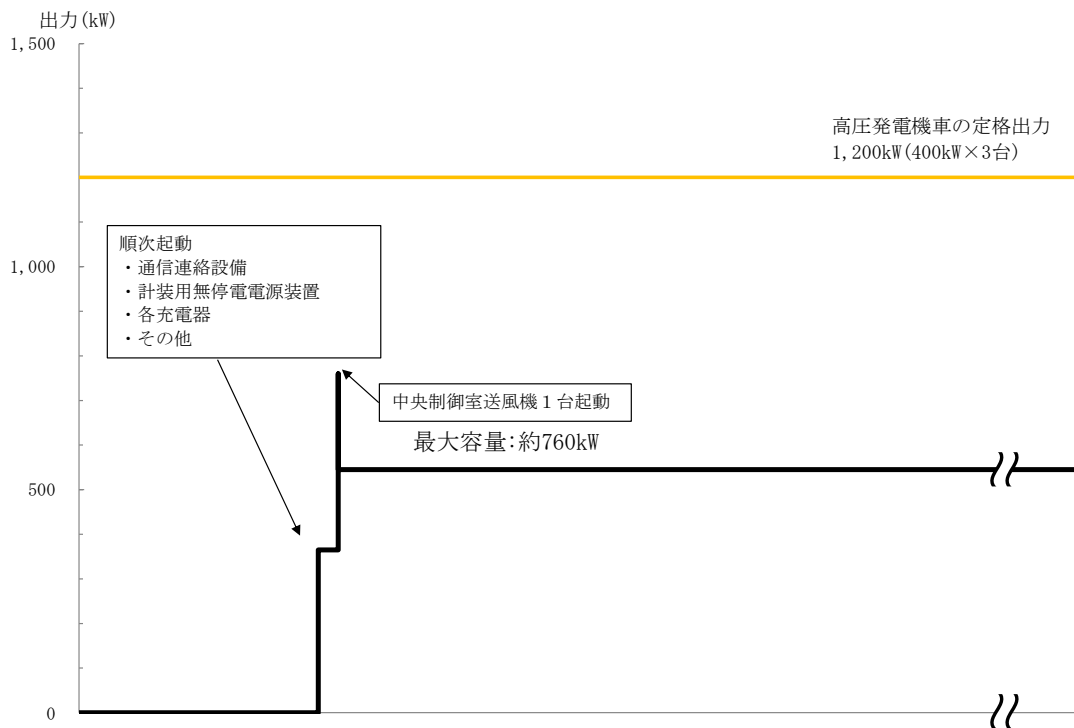
名称	負荷容量(kW)
通信連絡設備	約 8
計装用無停電電源装置	約 36
B-115V 系充電器	約 48
B1-115V 系充電器 (SA)	約 24
SA 用 115V 系充電器	約 24
230V 系充電器 (RCIC)	約 48
230V 系充電器 (常用)	約 48
B-非常用ガス処理系排風機	約 22
B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
B-中央制御室送風機	約 180
その他	約 77
連続最大合計負荷 (最大負荷)	約 545kW (約 760kW) 第 57-9-4 図参照

② ①項において充電器（B 1 -115V 系充電器（SA），SA用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））へ給電するため，①項に包含される。

ケース①～②において，常設代替電源が使用できない場合には，接続に時間を要するものの，保管場所を分散しており，2箇所以上の接続口から機動的に給電できる電源車による受電を行う。（57-8）

高压発電機車の燃料（軽油）は，ガスタービン発電機用軽油タンクにより，重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，タンクローリを用いて燃料の補給ができる手順を整備する。（57-11）

代替交流電源（常設及び可搬型）の非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については57-3 系統図参照のこと。



第 57-9-4 図 高压発電機車負荷積上

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.2.1 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用蓄電池を設置している。

非常用蓄電池は、3系統6組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。

非常用蓄電池のうちA-115V系蓄電池（区分Ⅰ）は、全交流動力電源喪失から約70分後に不要な負荷の切り離しを行うことで、電源が必要な設備に対して約8時間供給できる容量設計とする。

非常用蓄電池のうちB-115V系蓄電池（区分Ⅱ）は、全交流動力電源喪失から約8時間の間、電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。8時間以降は蓄電池が枯渇することから所内常設蓄電式直流電源設備としてB1-115V系と組み合わせて使用する。また、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備としてSA用115V系蓄電池を設置しており、全交流動力電源喪失から約24時間の間、電源が必要な負荷に対して供給できる容量設計とする。

非常用蓄電池のうち高圧炉心スプレイ系蓄電池（区分Ⅲ）は、全交流動力電源喪失から約8時間の間、電源が必要な設備に対して供給できる設計とする。

非常用蓄電池のうち原子炉中性子計装用蓄電池A系及びB系は、全交流動力電源喪失から約4時間の間、電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。

非常用蓄電池のうち230V系蓄電池（RCIC）は全交流動力電源喪失から約24時間の間、電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。

全交流動力電源喪失後8時間を経過した時点以降に廃棄物処理建物地下1階中階の計装用電気室の直流盤でB-115V系蓄電池の不要負荷の切り離し、並びに必要負荷の電源供給元をB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）に切り替えることで、合計24時間以上にわたって直流電源を供給することが可能な設計としている。

これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」における評価条件（24時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については、57-5容量設定根拠参照のこと。

所内蓄電式直流電源設備の回路構成については、57-3系統図参照のこと。

1.2.2 可搬型直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池(非常用蓄電池及びSA用115V系蓄電池)との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として、高圧発電機車と代替所内電気設備と充電器(B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用))を組み合わせた可搬型直流電源設備を配備している。

可搬型直流電源設備は、全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇するおそれがある場合に、常設蓄電池に代わり、直流電源を必要な機器に供給する。

B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(常用)の容量は、24時間にわたり原子炉隔離時冷却系等重大事故等の対処に必要な直流設備の容量(115V系:25A、230V系:47A)に対し、十分な容量(115V系:200A、230V系:200A)を確保している。

SA用115V系充電器の容量は、24時間にわたり高圧原子炉代替注水系等の対処に必要な直流設備の容量(47A)に対し、十分な容量(200A)を確保している。

また高圧発電機車へは継続的に燃料供給を行うことで、24時間以上にわたって直流電源を供給できる。

高圧発電機車の燃料(軽油)は、ガスタービン発電機用軽油タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保している。

B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)の容量評価については、57-5 設定根拠参照のこと。

可搬型直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図参照のこと。

1.3 代替所内電気設備による給電について

設置許可基準規則の第 47 条, 48 条, 及び 49 条の重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ることを要求されている。

このため, 第 47 条の低圧原子炉代替注水系, 第 48 条の原子炉補機代替冷却系, 格納容器フィルタベント系, 第 49 条の格納容器代替スプレイ冷却系への電源供給については, 設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備 2 系統が機能喪失した場合にも, 必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため, 非常用所内電気設備と独立性を有し, 位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお, 設置許可基準規則第 51 条のペDESTAL 代替注水系における A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁, A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁及び MUW PCV 代替冷却外側隔離弁, 格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) における B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁については, 多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備もしくは代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から電源供給が可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建物地下 1 階, 地上 2 階, 地上中 2 階に設置する非常用電気室の 2 系統の非常用所内電気設備

- ・ C, D-非常用高圧母線 (M/C)
- ・ C, D-非常用ロードセンタ (L/C)
- ・ C, D-非常用コントロールセンタ (C/C)
C 1-C/C, C 2-C/C, C 3-C/C
D 1-C/C, D 2-C/C, D 3-C/C

この場合, 非常用所内電気設備の 2 系統 (メタクラ, ロードセンタ, コントロールセンタ) が機能を喪失しても, 代替所内電気設備を使用することにより, 原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下の通りである。(第 57-9-7 図)

- ・ ガスタービン発電機
- ・ 緊急用メタクラ
- ・ メタクラ切替盤
- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱
- ・ SA ロードセンタ
- ・ SA 1 コントロールセンタ
- ・ SA 2 コントロールセンタ
- ・ 充電器電源切替盤
- ・ SA 電源切替盤

- ・重大事故操作盤
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用高圧母線と同時にその機能が損なわれないように下表で示す通り多重性又は多様性を図った設計とする。

第 57-9-4 表 常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
冷却方式	水冷式	空冷式

第 57-9-5 表 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	非常用高圧母線～非常用L/C～非常用C/C～SA電源切替盤	緊急用メタクラ～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ～SA電源切替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と第 57-9-6 表で示す共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。

第 57-9-6 表 常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用ディーゼル発電機 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 代替所内電気設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	ガスタービン発電機を設置するガスタービン発電機建物は基準津波が到達しない位置 (E L44m) に設置する設計とすることで，基準津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	<p>設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は位置的分散を図る ((3) 項参照) とともに，以下の火災の発生防止対策により，火災が共通要因となり故障することのない設計とする。</p> <p>【発生防止】 難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。</p> <p>【感知・消火】</p> <p>(屋内の電路) 感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式消火設備を設置する。</p> <p>(屋外の電路) 火災の発生するおそれがないよう電路を埋設し，その電路にケーブルを布設する。</p> <p>【第 43 条第 2 項三への適合】 設計基準事故対処設備の電路と重大事故防止設備の電路の分離については，米国電気電子工学学会 (IEEE) 規格 384(1992 年版) の分離距離を確保する。</p> <p>(詳細：「2.2 火災による損傷の防止」参照)</p>	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は，別建物に設置することで溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)	

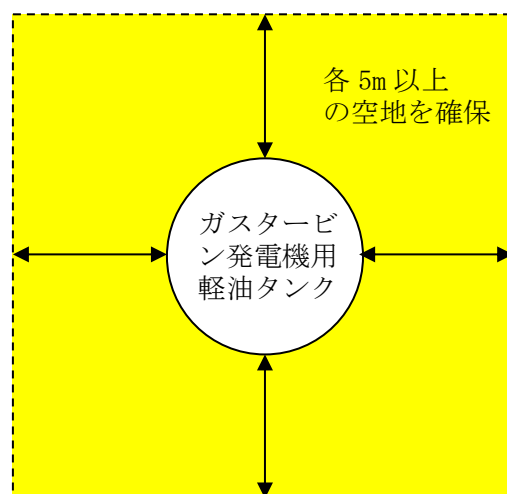
なお、常設代替交流電源設備の火災防護対策を講じるため、ガスタービン発電機用軽油タンク設置エリアについては、火災区域を設定する。火災区域の設定にあたり、ガスタービン発電機用軽油タンクは「屋外タンク貯蔵所」として空地が要求されることから、同令第十一条第一項で要求される空地の幅 5m 以上を確保した範囲とする。(第 57-9-5 図)

(屋外タンク貯蔵所の基準)

第十一条 第一項第二号

屋外貯蔵タンク(危険物を移送するための配管その他これに準ずる工作物を除く。)の周囲に、次の表に掲げる区分に応じそれぞれ同表に定める幅の空地を保有すること。ただし、二以上の屋外タンク貯蔵所を隣接して設置するときは、総務省令で定めるところにより、その空地の幅を減ずることができる。

区分	空地の幅
指定数量の倍数が五百以下の屋外タンク貯蔵所	三メートル以上
指定数量の倍数が五百を超え千以下の屋外タンク貯蔵所	五メートル以上
指定数量の倍数が千を超え二千以下の屋外タンク貯蔵所	九メートル以上
指定数量の倍数が二千を超え三千以下の屋外タンク貯蔵所	十二メートル以上
指定数量の倍数が三千を超え四千以下の屋外タンク貯蔵所	十五メートル以上
指定数量の倍数が四千を超える屋外タンク貯蔵所	当該タンクの水平断面の最大直径(横型のものは横の長さ)又は高さの数値のうち大きいものに等しい距離以上。ただし、十五メートル未満であつてはならない。



第 57-9-5 図 ガスタービン発電機用軽油タンクの保有空地

(3) 位置的分散

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と下表で示す通り、位置的分散を図っている。具体的な電源設備の単線結線図を第 57-9-6 図およびケーブルルート図を第 57-9-(57-1) 図～第 57-9-(57-7) 図に示す。

なお、単線結線図の番号とケーブルルート図の番号については一致させている。

第 57-9-7 表 代替交流電源の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
設置場所	原子炉建物地下 2 階	ガスタービン発電機建物

第 57-9-8 表 代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設置場所	非常用高圧母線	原子炉建物 2 階	ガスタービン発電設備建物
	非常用ロードセンタ	原子炉建物 2 階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
	非常用 コントロールセンタ ・ C 1, D 2, D 3 - C / C ・ C 2, C 3 - C / C ・ D 1 - C / C	・ 原子炉建物附属棟地上 2 階 ・ 原子炉建物附属棟地上中 2 階 ・ 原子炉建物附属棟地上 1 階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物附属棟地上 3 階

(4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替交流電源からの電力を確保するために、以下の通り、原子炉建物付属棟地上2階に設置している、非常用電気設備へアクセス可能な設計とすることにより、接近性を確保している。

屋内のアクセスルートに影響を与える恐れがある以下の事象について評価した結果問題なし。

- a. 地震時の影響・・・アクセスルート近傍の機器等については、地震による転倒等により、通行を阻害する機器等がないことをウォークダウンにて確認した。
- b. 地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍の機器については、地震により機器が損壊し、火災源となることにより通行が阻害されないことを確認するため、基準地震動 S_s による地震力により機器が損壊しないことを確認した。
- c. 地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートにある各建物のフロアについては、地震により溢水源となるタンク等が損壊し、通行が阻害されないことを確認するため、フロア開口部の位置、フロア開口部の入口高さを確認し、通行が可能な溢水水位であることを確認した。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項 (1) 重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照。

なお、万が一、原子炉付属棟地上2階の非常用電気室への接近性が失われることを考慮して、同非常用電気室を経由せず、地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建物付属棟地上3階に設置することにより、接近性の向上を図る設計とする。

(5) 電動弁への電源供給

低圧原子炉代替注水系、格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系の電動弁は代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系の電動弁は、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方、非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し、格納容器フィルタベント系の電動弁は、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

(6) 計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は、SA1コントロールセンタ（充電器電源切替盤，充電器含む）から電源供給が可能な設計とする。

(7) 残留熱代替除去系

第47条，第48条及び第49条に対応する設備に加え，信頼性向上の観点から，第50条に対応する残留熱代替除去系についても，代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

1.3.1 低圧原子炉代替注水系【47条】

低圧原子炉代替注水系は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり、当該設備に対する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード）」及び「低圧炉心スプレイ系」である。（第 57-9-7～9 図）

低圧原子炉代替注水系の主要設備を第 57-9-9 表に示す。

第 57-9-9 表 低圧原子炉代替注水系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
—	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水系（可搬型）	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	残留熱除去ポンプ 低圧炉心スプレイポンプ
電動弁	A-RHR 注水弁 (MV222-5A) (DB 兼用) B-RHR 注水弁 (MV222-5B) (DB 兼用) FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)	A-RHR 注水弁 (MV222-5A) B-RHR 注水弁 (MV222-5B) C-RHR 注水弁 (MV222-5C) LPCS 注水弁 (MV223-2)
計装設備	代替注水流量（常設） 代替注水流量（可搬型） 原子炉水位（S A） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水系（常設）のポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽に設置、残留熱除去系のポンプは原子炉建物に設置されており、位置的分散を図っている。（第 57-9-10 図）

低圧原子炉代替注水系は第 57-9-11 図の通りガスタービン発電機建物に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系（低圧注水モード）は第 57-9-11 図の通り原子炉建物地下 2 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とはそれぞれ位置的分散を図っている。

また、低圧原子炉代替注水系使用時の機器への電路と、残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第 57-9-10 表）

具体的な電路については、第 57-9-10 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-10 表 電路ルート図 低圧原子炉代替注水系 (47 条)

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用 (第 57-9-11 図)	第 47-1～9 図	57-9-(47-1～9)
計装設備用 (第 57-9-10-1 表)	第 47-10～18 図	57-9-(47-10～18)
制御用 (第 57-9-10-2 表)	第 47-19～31 図	57-9-(47-19～31)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

電動弁の制御回路は、非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで、別々に設置する。(第 57-9-12, 13 図)

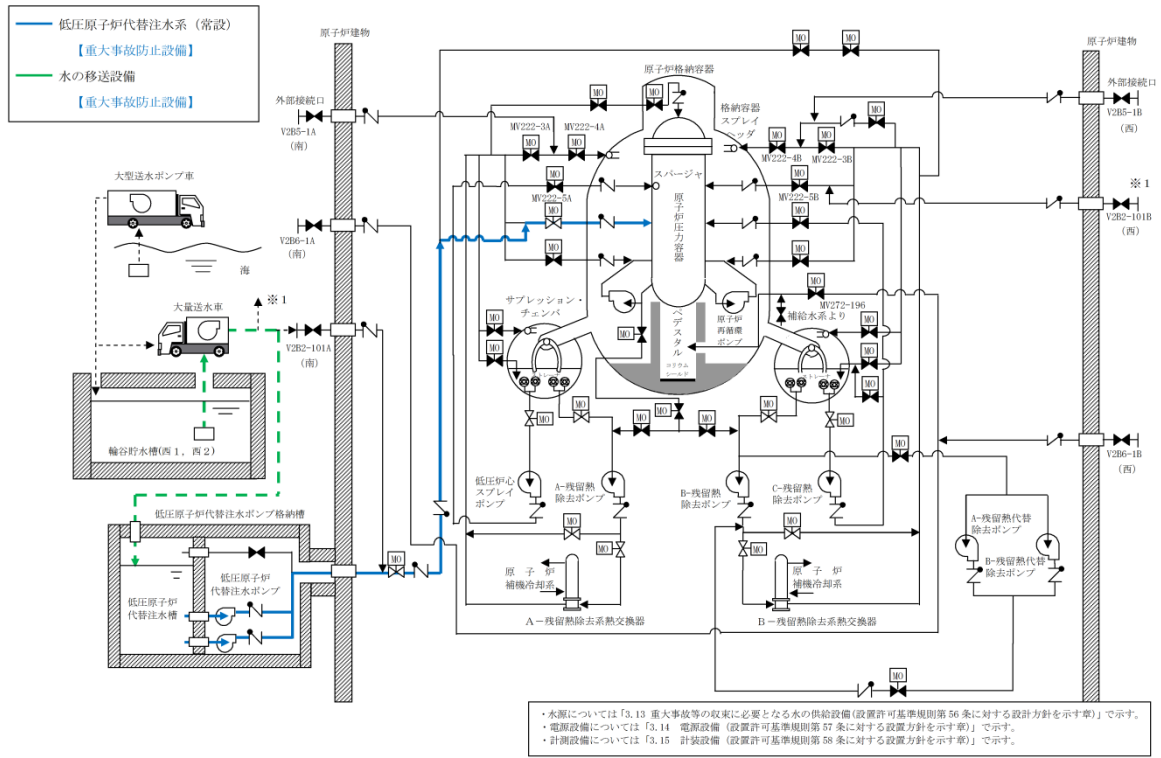
第 57-9-10-1 表 計装用電路 低圧原子炉代替注水 (47 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備				
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S1-1	代替注水流量 (可搬)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ポンプ 出口流量 (A)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-903 盤
S1-2	代替注水流量 (可搬)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ポンプ 出口流量 (B)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S2	代替注水流量 (常設)	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ポンプ 出口流量 (C)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S3	原子炉水位 (SA)	現場計器 原子炉建物地下 1 階	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (A)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-903 盤
S4-1	低圧原子炉代替 注水ポンプ出口 圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (B)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S4-2	低圧原子炉代替 注水ポンプ出口 圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (C)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤

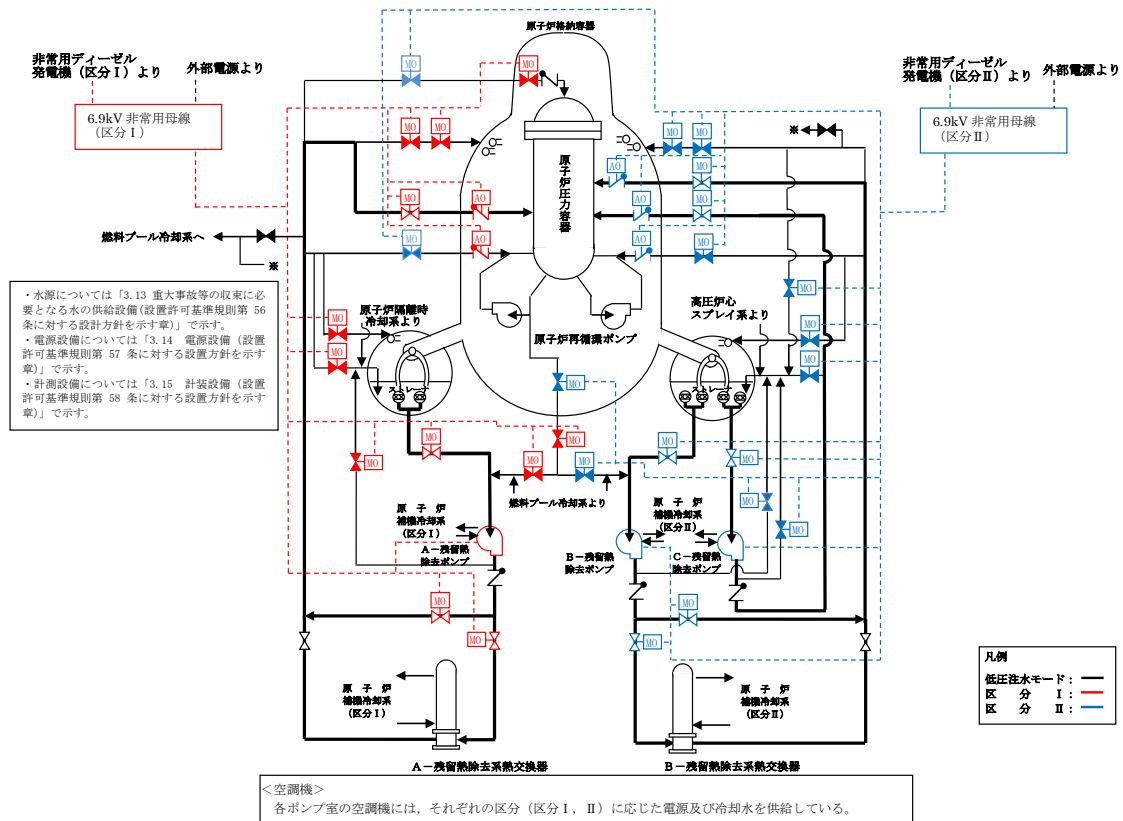
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
				D3	低圧炉心スプレイ ポンプ出口流量	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-903 盤
				D4	低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-903 盤

第 57-9-10-2 表 制御用電路 低圧原子炉代替注水 (47 条)

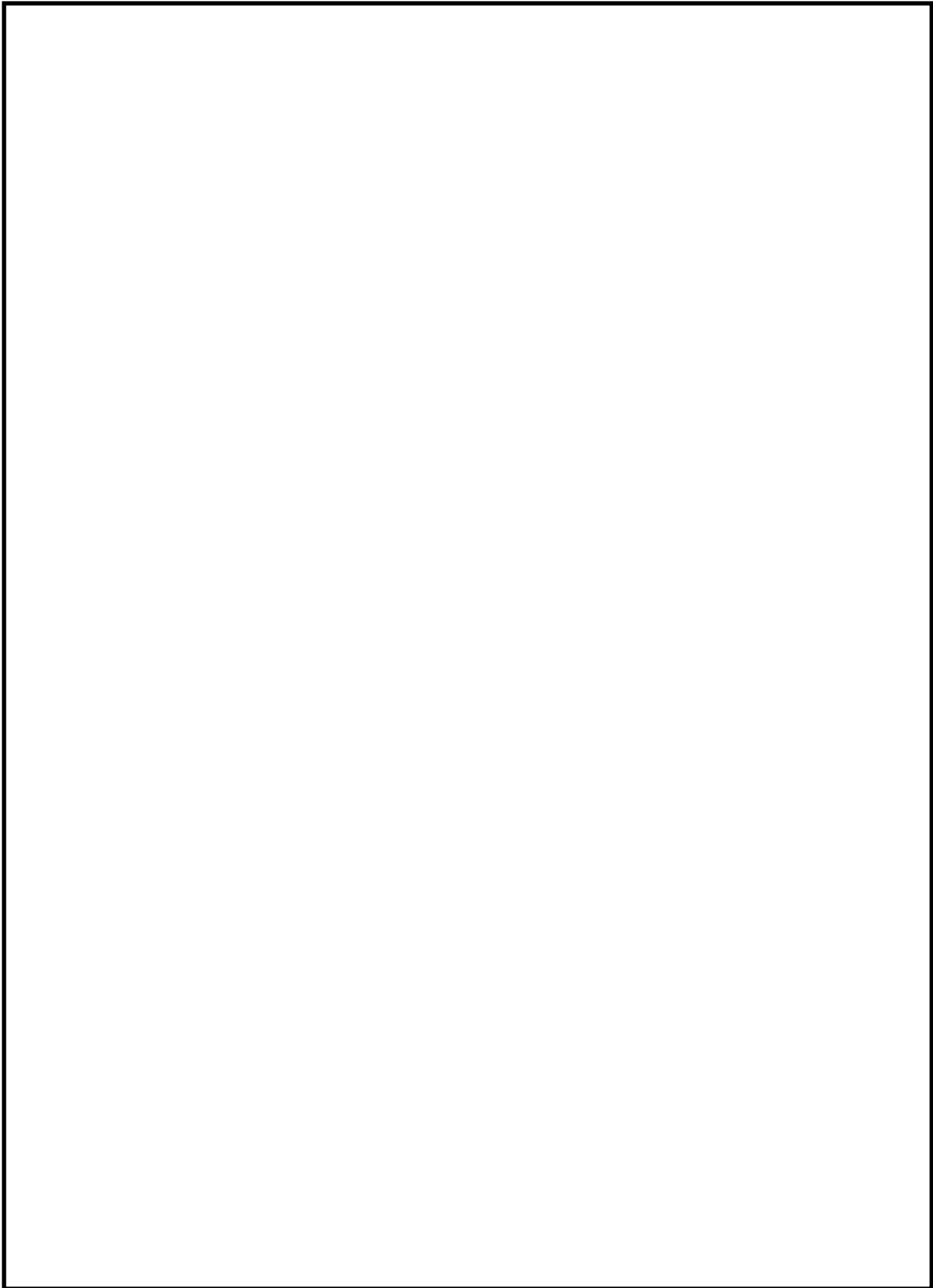
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
埠 番号	始点	着点	埠 番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故操作盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-注水弁 (MV222-5A)
S2	重大事故操作盤	重大事故制御盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S4	SA2-C/C	A-RHR 注水弁 (MV222-5A) (DB 兼用)	D2-4	R/B D2-C/C	B-注水弁 (MV222-5B)
S5	SA2-C/C	B-RHR 注水弁 (MV222-5B) (DB 兼用)	D3-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S6	SA1-C/C	FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)	D3-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	R/B D2-C/C
			D3-3	R/B D2-C/C	C-注水弁 (MV222-5C)
			D4-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
			D4-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
			D4-3	R/B C2-C/C	注水弁 (MV223-2)



第 57-9-7 図 低圧原子炉代替注水系（常設） 系統概要図

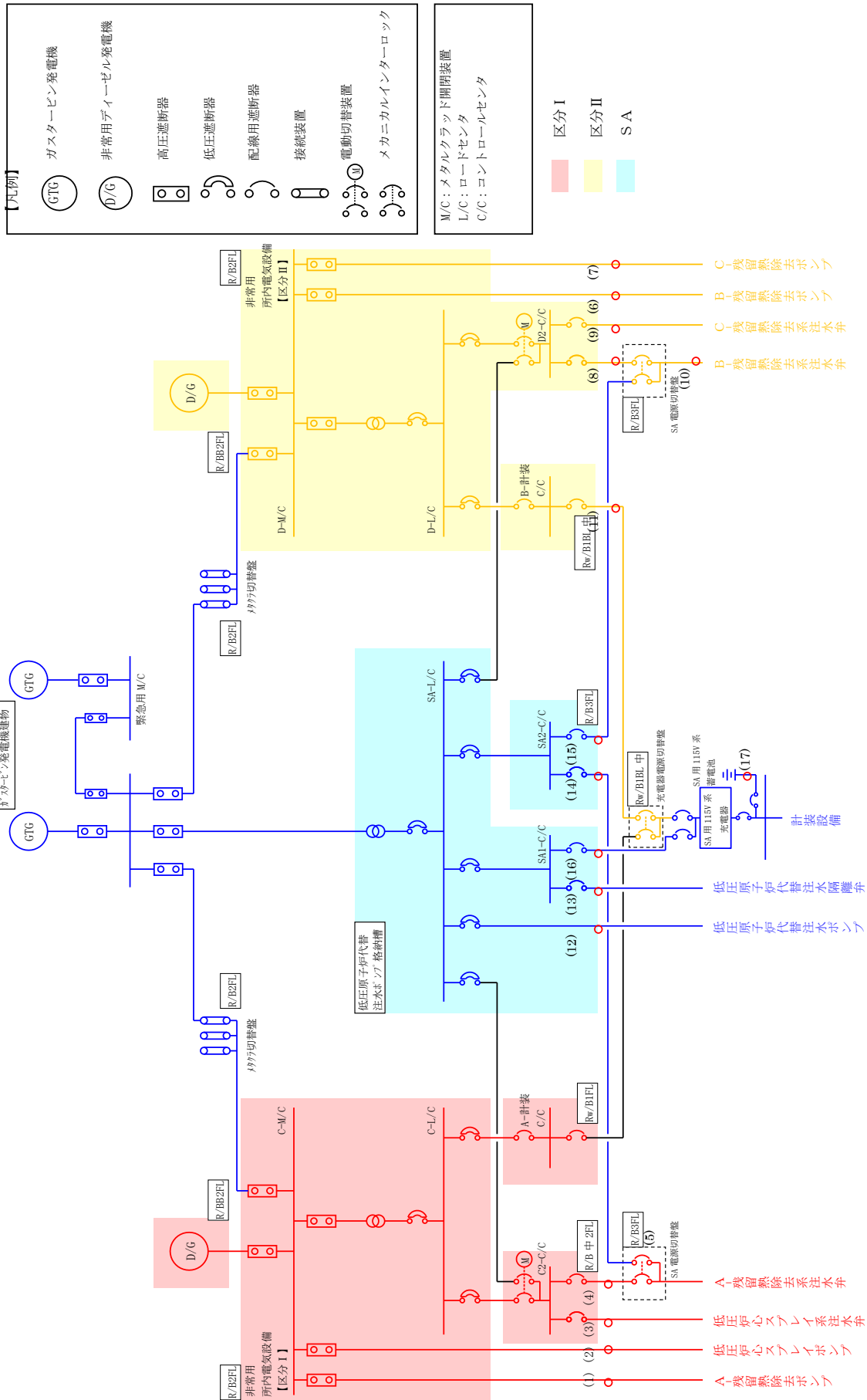


第 57-9-9 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概要図

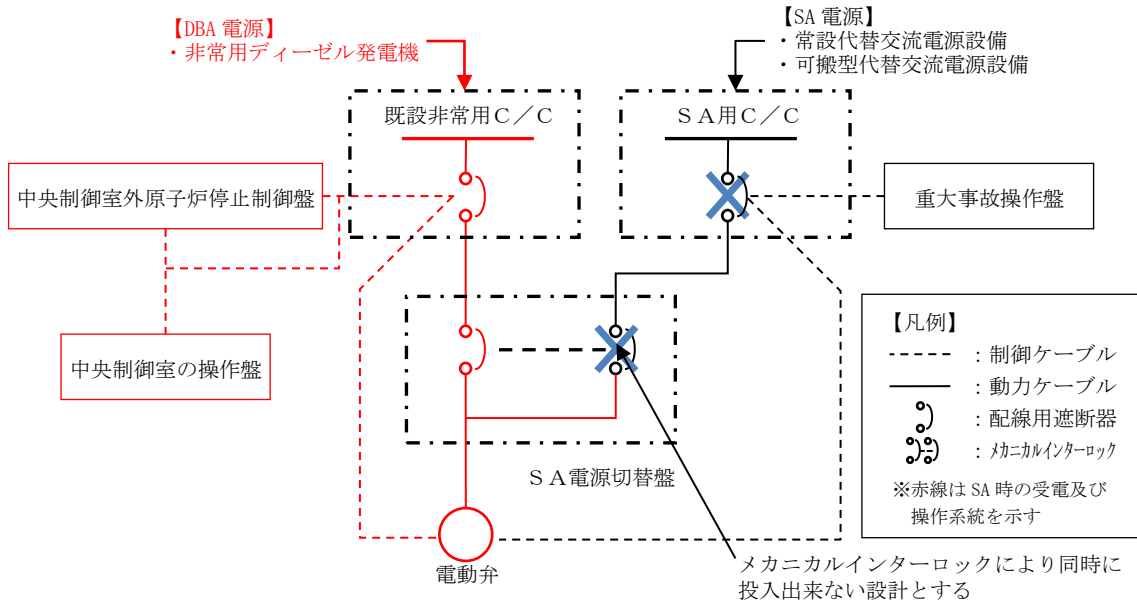


第 57-9-10 図 低圧原子炉代替注水系，残留熱除去系（低圧注水モード）の配置図

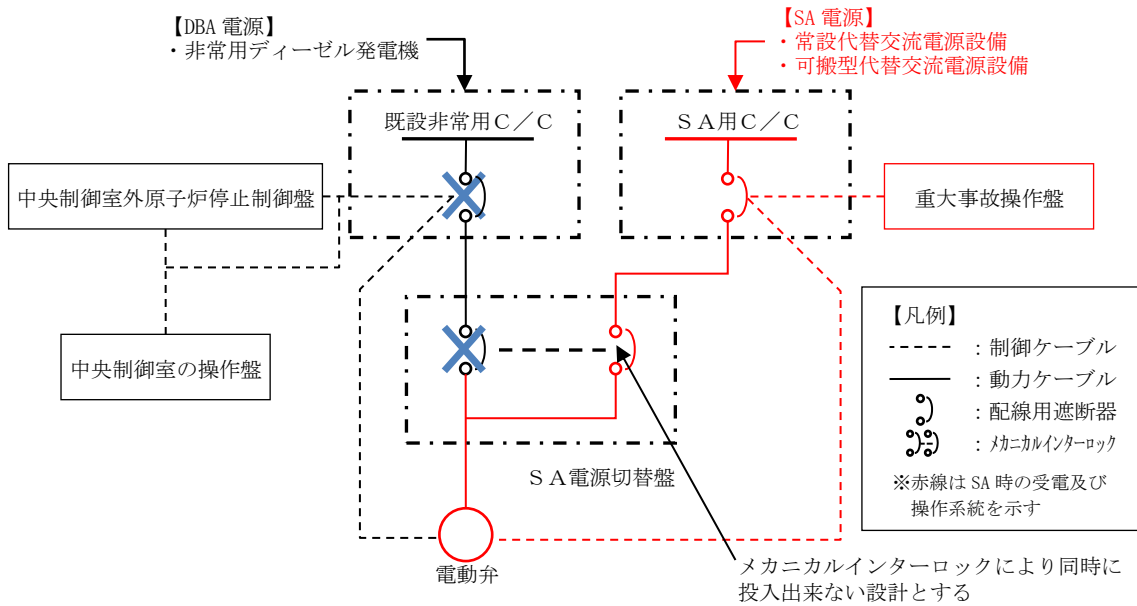
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-11 図 単線結線図_低圧原子炉代替注水 (47 条)



第 57-9-12 図 電源切替及び操作系統図（既設非常用 C/C からの電源供給時）



第 57-9-13 図 電源切替及び操作系統図（SA 用 C/C からの電源供給時）

1.3.2 原子炉補機代替冷却系【48条】

原子炉補機代替冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり、当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系」である。(第 57-9-14～15 図)

原子炉補機代替冷却系の主要設備を第 57-9-11 表に示す。

第 57-9-11 表 原子炉補機代替冷却系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
—	原子炉補機代替冷却系	原子炉補機冷却系 (区分 I, II)
ポンプ	大型送水ポンプ車 移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ)	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ
電動弁	A-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7A) (DB 兼用) B-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7B) (DB 兼用)	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1A) B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1B) A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3A) B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3B) A-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7A) B-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7B)
熱交換器	移動式代替熱交換設備 (熱交換器)	原子炉補機冷却系熱交換器

原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車で構成する。

移動式代替熱交換設備は原子炉建物の南側又は西側に設置し、第 57-9-16 図のとおりガスタービン発電機から電源を供給する単独の系統とすることにより、設計基準事故対象施設である原子炉補機冷却系の機器 (電路含む) と位置的分散を図っている。

大型送水ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、屋外の原子炉補機冷却系の海水ポンプと異なる区画に保管及び設置することで位置的分散を図っている。(第 57-9-17 図)

移動式熱交換設備の具体的な電路については、第 57-9-12 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-12 表 電路ルート図 原子炉補機代替冷却系 (48 条)

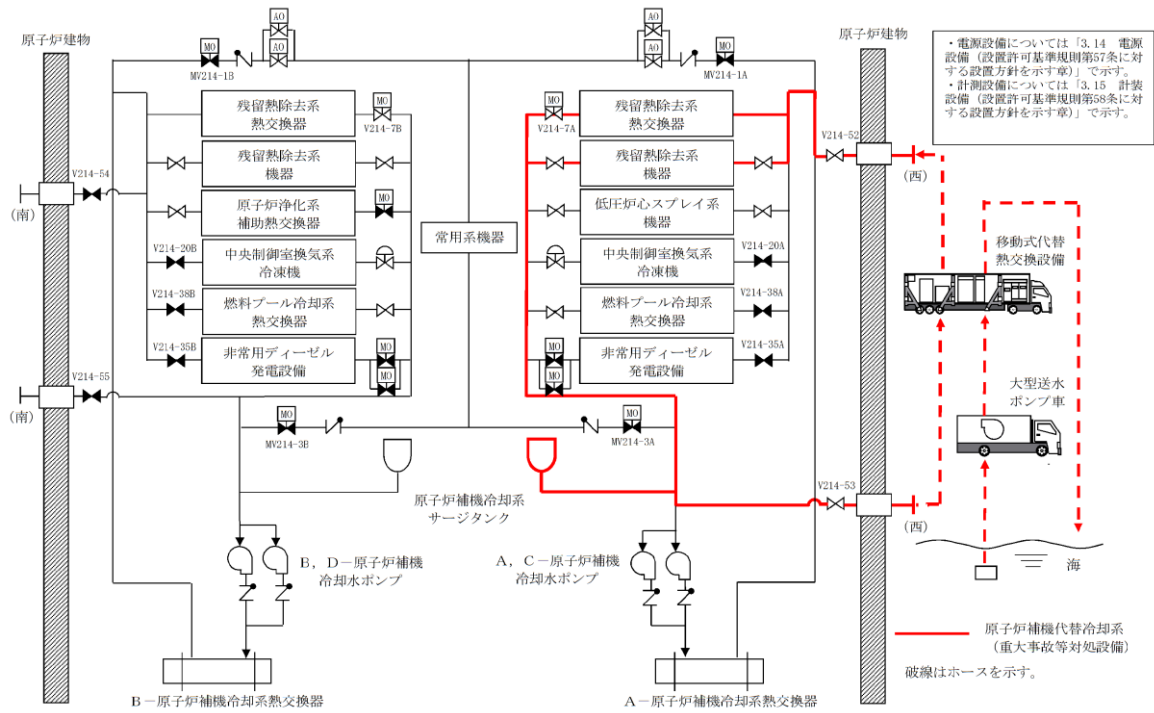
単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用 (第 57-9-16 図)	第 48-1~12 図	57-9-(48-1~12)
制御用 (第 57-9-12-1 表)	第 48-13~24 図	57-9-(48-13~24)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

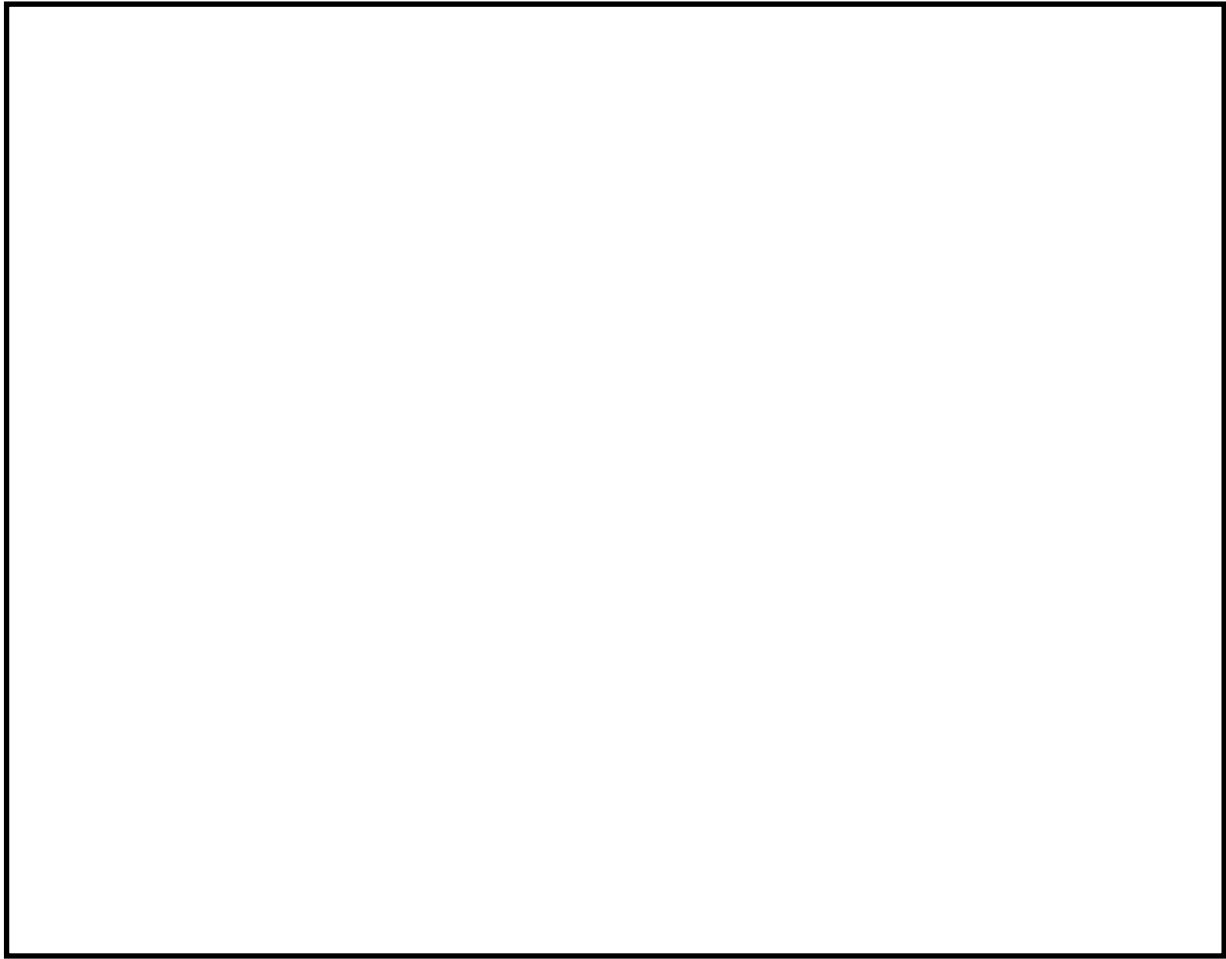
第 57-9-12-1 表 制御用電路 原子炉補機代替冷却系 (48 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-原子炉補助継電器盤 (2-971A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-原子炉補助継電器盤 (2-971A)	R/B C1-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故操作盤	D1-3	R/B C1-C/C	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1A)
S2	重大事故操作盤	重大事故制御盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤 (2-971B)
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-2	B-原子炉補助継電器盤 (2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
S4	SA2-C/C	A-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7A)	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D1-C/C
S5	SA2-C/C	B-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7B)	D2-4	R/B D1-C/C	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1B)
			D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-原子炉補助継電器盤 (2-971A)
			D3-2	A-原子炉補助継電器盤 (2-971A)	R/B C2-C/C
			D3-3	R/B C-C/C	A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3A)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
埠 番号	始点	着点	埠 番号	始点	着点
			D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)
			D4-2	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
			D4-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
			D4-4	R/B D2-C/C	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)
			D5-2	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C-C/C	A-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7A)
			D6-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)
			D6-2	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
			D6-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
			D6-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7B)



第 57-9-14 図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系の例)



第 57-9-17 図 原子炉補機冷却系の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.3.3 格納容器フィルタベント系【48条】

格納容器フィルタベント系は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり、当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器冷却モード）」である。（第 57-9-18, 19 図）

格納容器フィルタベント系の主要設備を第 57-9-13 表に示す。

第 57-9-13 表 格納容器フィルタベント系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
—	格納容器フィルタベント系	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
電動弁	NGC N2 トラス出口隔離弁 (MV217-5) NGC N2 ドライウエル出口隔離弁 (MV217-4) NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (MV217-18) NGC 非常用ガス処理入口隔離弁ハイパス弁 (MV217-23) SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁 (MV226-13)	A-RHR 熱交換ハイパス弁 (MV222-2A) B-RHR 熱交換ハイパス弁 (MV222-2B) A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁 (MV222-3A) B-RHR ドライウエル第1スプレイ弁 (MV222-3B) A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁 (MV222-4A) B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁 (MV222-4B) A-RHR トラススプレイ弁 (MV222-16A) B-RHR トラススプレイ弁 (MV222-16B) A-RHR ポンプ ミニマムフロー弁 (MV222-17A) B-RHR ポンプ ミニマムフロー弁 (MV222-17B)
計装設備	第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） スクラバ容器圧力 スクラバ容器水位 スクラバ容器温度 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は原子炉建物内に設置、格納容器フィルタベント系は屋外に設置されており位置的分散を図る設計としている。（第 57-9-20～22 図）

格納容器フィルタベント系の電動弁は、ガスタービン発電機から非常用所内電気設備または代替所内電気設備を経由して電源を受電している。一方、電源が喪

失した場合を想定し、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系のドレンポンプ及び計装装置は第 57-9-23 図の通りガスタービン発電設備建物に設置するガスタービン発電機から、代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）は第 57-9-23 図の通り原子炉建物地下 2 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており、ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。

また、格納容器フィルタベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器冷却モード）使用時の機器への電路とは米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第 57-9-14 表）

具体的な電路については、第 57-9-14 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-14 表 電路ルート図 格納容器フィルタベント系（48 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-9-23 図）	第 48-25～35 図	57-9-(48-25～35)
計装設備用（第 57-9-14-1 表）	第 48-36～47 図	57-9-(48-36～47)
制御用（第 57-9-14-2 表）	第 48-48～59 図	57-9-(48-48～59)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

第 57-9-14-1 表 計装用電路 格納容器フィルタベント系 (48 条)

重大事故防止設備				設計基準事故対応設備			
レポート 番号	計測点	始点	着点	レポート 番号	計測点	始点	着点
S1	第1ベントフィルタ出口 水素濃度	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ポンプ 出口流量 (A)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-903 盤
S2-1	第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ(高レベル)	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ポンプ 出口流量 (B)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-904-1 盤
S2-2	第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ(高レベル)	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ポンプ 出口流量 (C)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-904-1 盤
S2-3	第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ(低レベル)	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (A)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-903 盤
S3-1	スカラー容器圧力	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (B)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-904-1 盤
S3-2	スカラー容器圧力	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (C)	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 2-904-1 盤
S3-3	スカラー容器圧力	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S3-4	スカラー容器圧力	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対応設備			
レポート 番号	計測点	始点	着点	レポート 番号	計測点	始点	着点
S4-1	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-2	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-3	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-4	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-5	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-6	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-7	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-8	スクラップ容器水位	現場計器 第1ベントフィルタ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-1	スクラップ容器温度	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-2	スクラップ容器温度	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対応設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
S5-3	スクラップ容器温度	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-4	スクラップ容器温度	現場計器 原子炉建物地下2階	中央制御室 重大事故操作盤				
S6-1	ドレーヴェル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中2階	中央制御室 重大事故操作盤				
S6-2	ドレーヴェル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物3階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-1	サブ・レゾン・チェンバ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中2階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-2	サブ・レゾン・チェンバ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物3階	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-1	ドレーヴェル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-2	ドレーヴェル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-3	ドレーヴェル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-4	ドレーヴェル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				

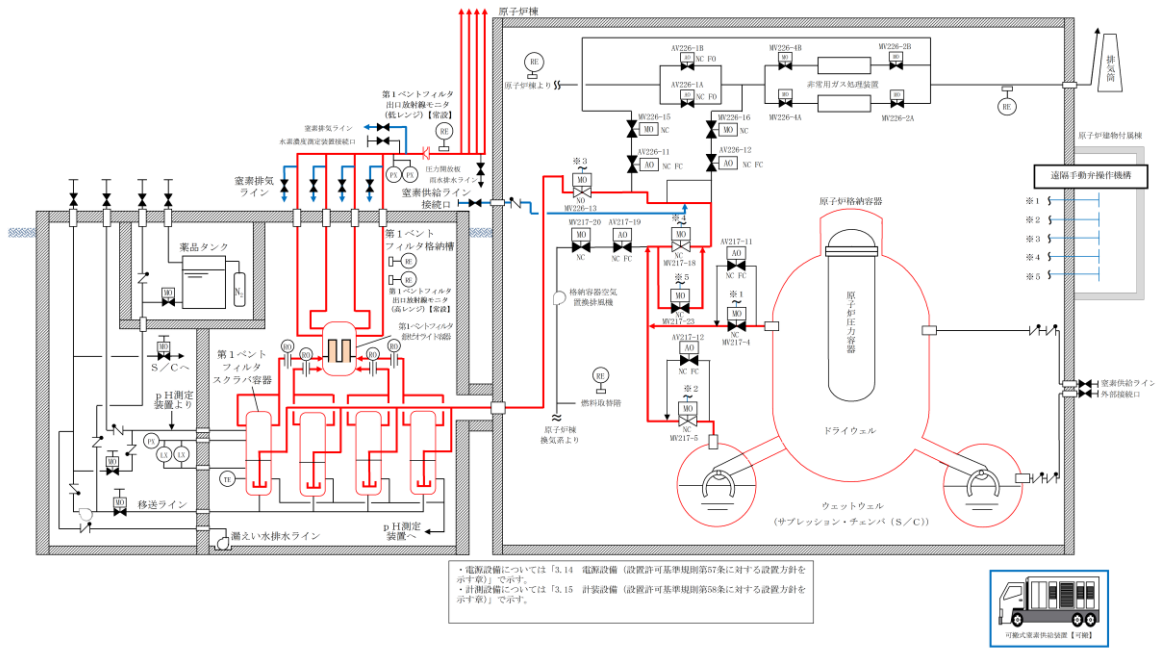
重大事故防止設備				設計基準事故対応設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
S8-5	ドライケル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-6	ドライケル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-7	ドライケル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-1	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-2	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				

第 57-9-14-2 表 制御用電路 格納容器フィルタバント系 (48 条)

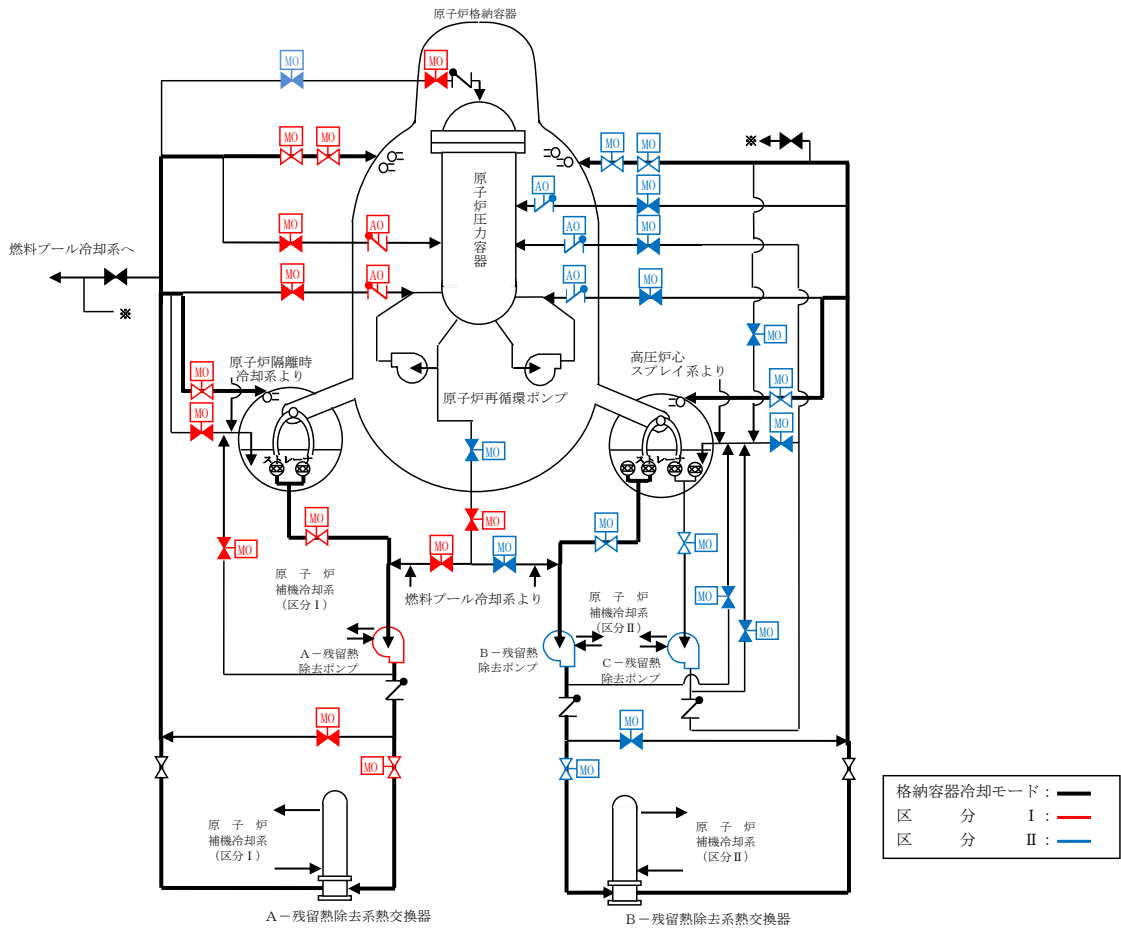
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ	D1-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故操作盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2A)
S2	重大事故操作盤	重大事故制御盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
S4	SA2-C/C	NGC N2 トラス出口隔離弁 (MV217-5)	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S5	SA2-C/C	NGC N2 トライケル出口隔離弁 (MV217-4)	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2B)
S6	SA2-C/C	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (MV217-18)	D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S7	SA2-C/C	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁ハイス弁 (MV217-23)	D3-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S8	SA2-C/C	SGT FCVS 第 1 バントフィルタ入口弁 (MV226-13)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライケル第 1 スワッチ (MV222-3A)

重大事故防止設備		設計基準事故対応設備			
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
			D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D4-2		R/B D2-C/C
			D4-3		B-RHR トライケル第1スツ°レイ弁(MV222-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)
			D5-2	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライケル第2スツ°レイ弁(MV222-4A)
			D6-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D6-2	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D6-3	R/B D2-C/C	B-RHR トライケル第2スツ°レイ弁(MV222-4B)
			D7-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)
			D7-2	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C
			D7-3	R/B C1-C/C	A-RHR トライケル第2スツ°レイ弁(MV222-16A)

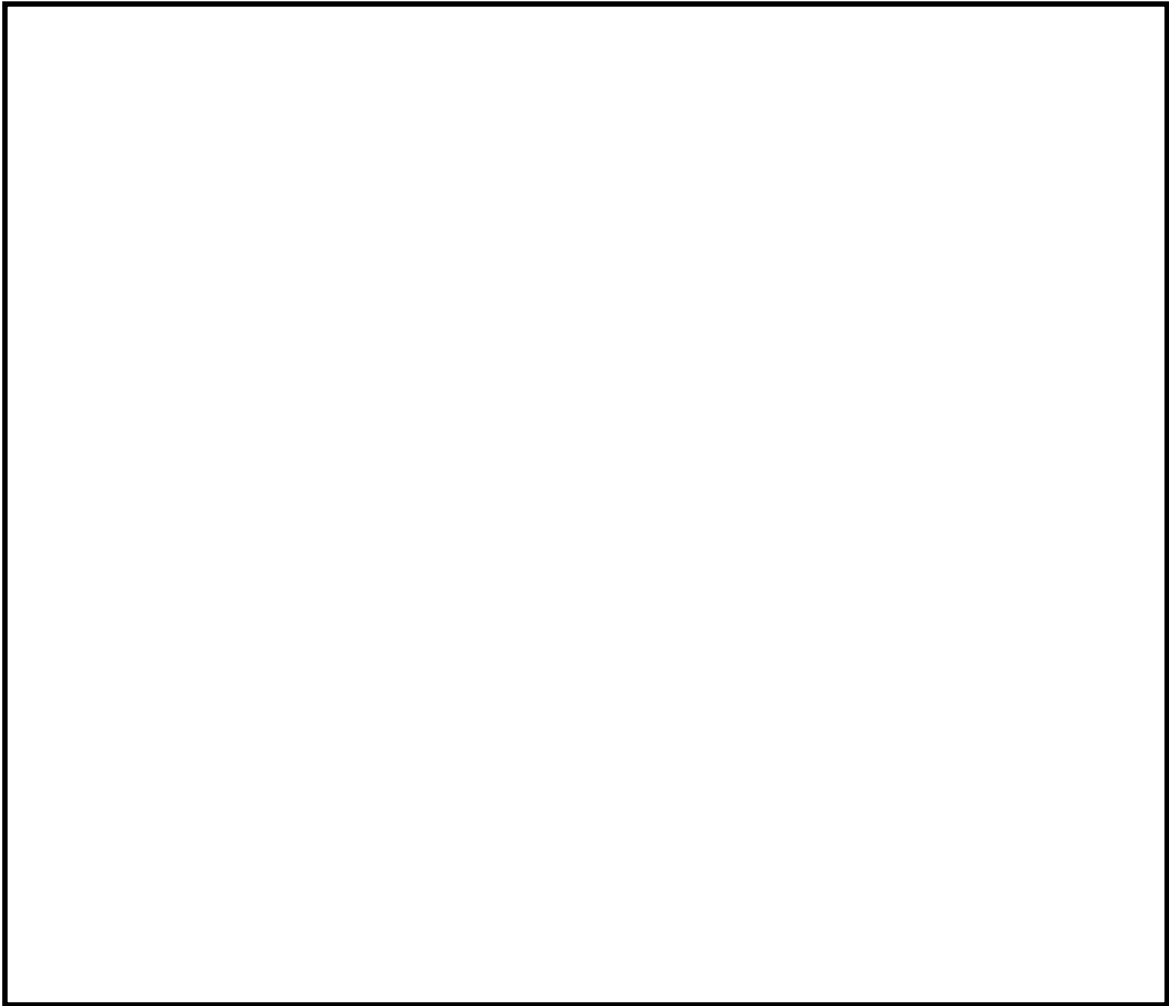
重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
			D8-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D8-2	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D8-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B DI-C/C
			D8-4	R/B DI-C/C	B-RHR トランスジェイ弁(MV222-16B)
			D9-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)
			D9-2	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B CI-C/C
			D9-3	R/B CI-C/C	A-RHR ポンプ ミニマム7ロー弁(MV222-17A)
			D10-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D10-2	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D10-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B DI-C/C
			D10-4	R/B DI-C/C	B-RHR ポンプ ミニマム7ロー弁(MV222-17B)



第 57-9-18 図 格納容器フィルタベント系 系統概要図

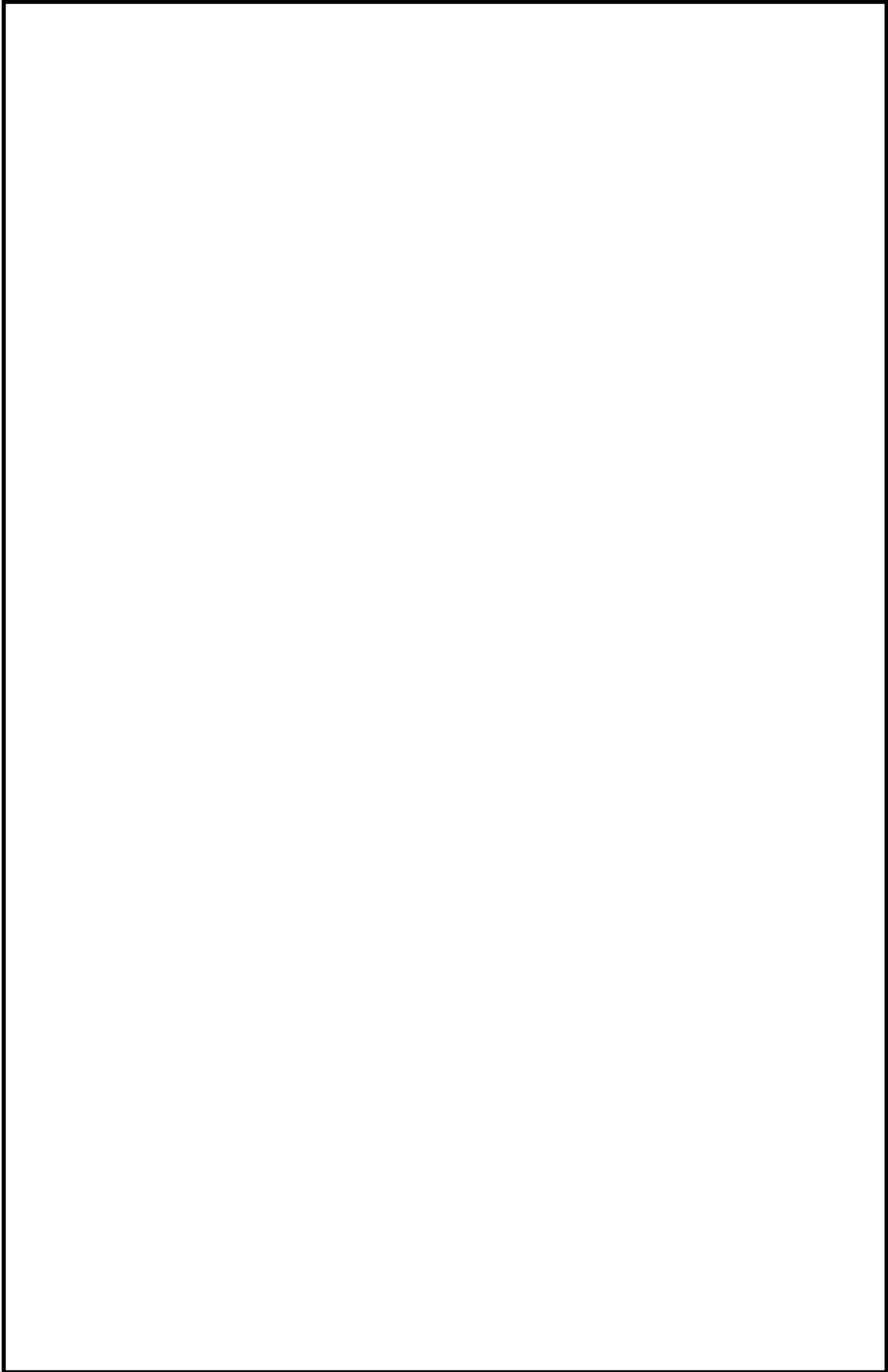


第 57-9-19 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード） 系統概要図



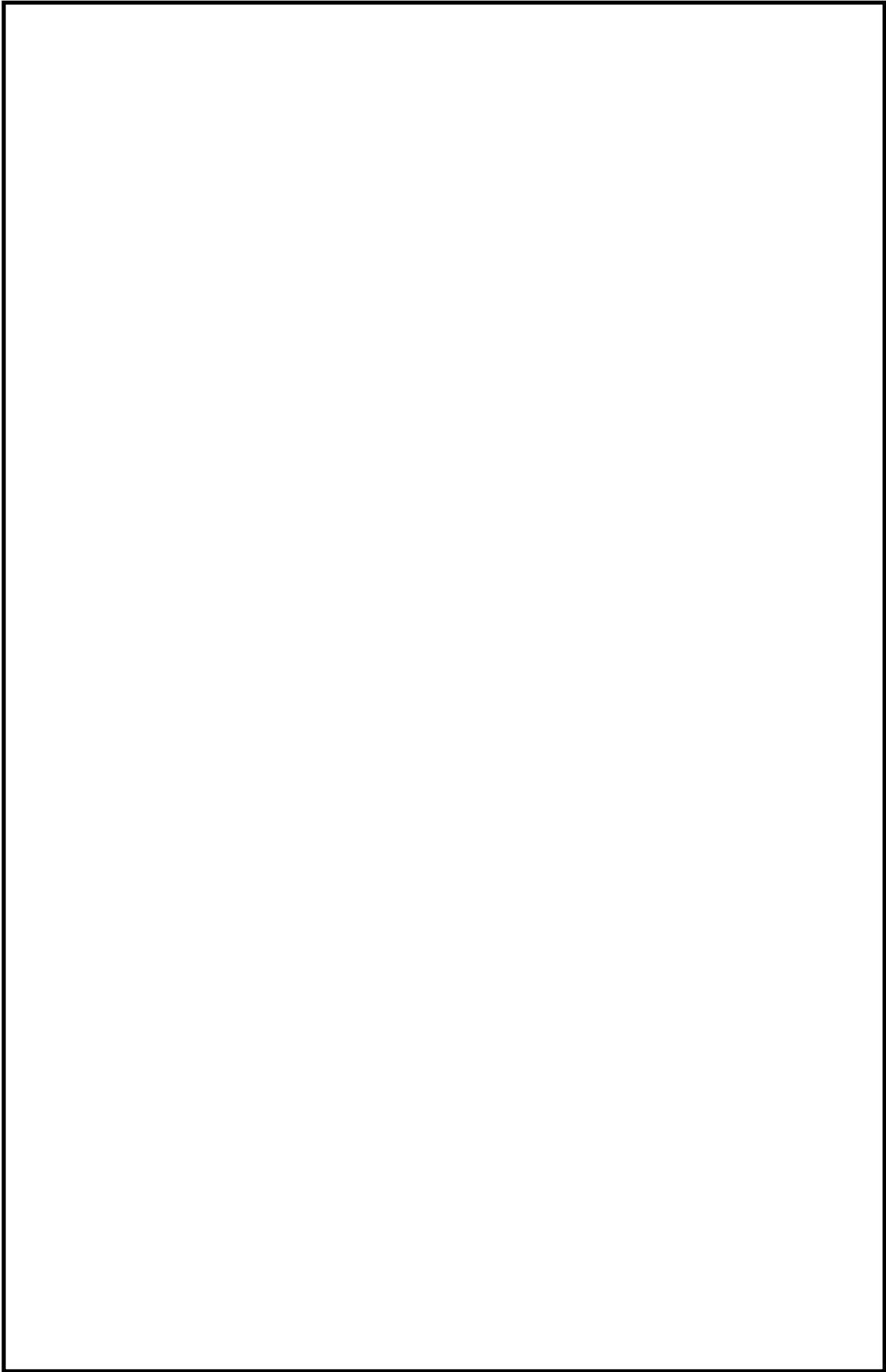
第 57-9-20 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-21 図 格納容器フィルタベント系の配置図 (1 / 2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-22 図 格納容器フィルタベント系の配置図 (2 / 2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.3.4 格納容器代替スプレイ冷却系【49条】

格納容器代替スプレイ系は重大事故時に原子炉格納容器を冷却するための常設及び可搬設備であり、当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器冷却モード）」である。（第 57-9-24～26 図）

格納容器代替スプレイ系の主要設備を第 27-9-15 表に示す。

第 57-9-15 表 格納容器代替スプレイ系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
—	格納容器代替スプレイ系（常設） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	残留熱除去ポンプ
電動弁	A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) (DB 兼用) A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用) B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用) FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)	A-RHR 熱交換弁 (MV222-2A) B-RHR 熱交換弁 (MV222-2B) A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) B-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁 (MV222-3B) A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4A) B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4B) A-RHR トラススプレイ弁 (MV222-16A) B-RHR トラススプレイ弁 (MV222-16B) A-RHR ポンプ ミニマムフロー弁 (MV222-17A) B-RHR ポンプ ミニマムフロー弁 (MV222-17B)
	計装設備	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力
	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) 代替注水流量（可搬型） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	

格納容器代替スプレイ系に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉格納槽に設置、残留熱除去系（格納容器冷却モード）のポンプは原子炉建物に設置しており、位置的分散を図る設計としている。（第 57-9-27 図）

低圧原子炉代替注水ポンプは、第 57-9-28 図の通り、ガスタービン発電設備建物に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を經由し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）のポンプは第 57-9-28 図の通り原子炉建物地下 2 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を經由して電力を受電できる設計としており、ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。

また、低圧原子炉代替注水系使用時の機器への電路と、残留熱除去系（格納容器冷却モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第 57-9-16 表）

具体的な電路については、第 57-9-16 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-16 表 電路ルート図 格納容器代替スプレイ系（49 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-9-28 図）	第 49-1～9 図	57-9-(49-1～9)
計装設備用（第 57-9-16-1 表）	第 49-10～20 図	57-9-(49-10～20)
制御用（第 57-9-16-2 表）	第 49-21～33 図	57-9-(49-21～33)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

第 57-9-16-1 表 計装用電路 格納容器代替スプレイ系 (49 条)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
S1-1	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ポンプ 口流量 (A)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-903 盤
S1-2	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ポンプ 口流量 (B)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-3	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ポンプ 口流量 (C)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-4	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (A)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-903 盤
S1-5	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (B)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-6	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ 出口圧力 (C)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-7	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S2-1	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S2-2	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ループ 番号	計測点	始点	着点	ループ 番号	計測点	始点	着点
S3-1	ドライウェル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中 2 階	中央制御室 重大事故操作盤				
S3-2	ドライウェル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物 3 階	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-1	サブ・レゾリューション・チェンバ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中 2 階	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-2	サブ・レゾリューション・チェンバ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物 3 階	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-1	ドライウェル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-2	ドライウェル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-3	ドライウェル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S6	サブ・レゾリューション・プール水 位 (SA)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-1	代替注水流量 (可搬型)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-2	代替注水流量 (可搬型)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備				
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
S8	代替注水流量 (常設)	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-1	低圧原子炉代替 注水ポンプ出口 圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-2	低圧原子炉代替 注水ポンプ出口 圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水 格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				

第 57-9-16-2 表 制御用電路 格納容器代替スプレイ系 (49 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故操作盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2A)
S2	重大事故操作盤	重大事故制御盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S4	SA2-C/C	A-RHR トライウエル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) (DB 兼用)	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2B)
S5	SA2-C/C	A-RHR トライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用)	D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S6	SA2-C/C	B-RHR トライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用)	D3-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S7	SA-C/C	FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライチェル第1スプレイ弁 (MV222-3A)
			D4-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
			D4-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	R/B D2-C/C
			D4-3	R/B D2-C/C	B-RHR トライチェル第1スプレイ弁 (MV222-3B)
			D5-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
			D5-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライチェル第2スプレイ弁 (MV222-4A)
			D6-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
			D6-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	R/B D2-C/C
			D6-3	R/B D2-C/C	B-RHR トライチェル第2スプレイ弁 (MV222-4B)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点
			D7-1	安全設備制御御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)		
			D7-2	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C		
			D7-3	R/B C1-C/C	A-RHR トランスフレイブ(MV222-16A)		
			D8-1	原子炉補機制御御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)		
			D8-2	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御御盤(2-2215-1)		
			D8-3	中央制御室外原子炉停止制御御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C		
			D8-4	R/B D1-C/C	B-RHR トランスフレイブ(MV222-16B)		
			D9-1	安全設備制御御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)		
			D9-2	A-RHR・LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C		
			D9-3	R/B C1-C/C	A-RHR ホップ ミニマムローブ(MV222-17A)		

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
ルート番号	始点	着点	ルート番号
			D10-1
			D10-2
			D10-3
			D10-4

ルート番号

始点

着点

ルート番号

始点

着点

B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)

原子炉補機制御盤 (2-904-1)

中央制御室外原子炉停止制御盤
(2-2215-1)

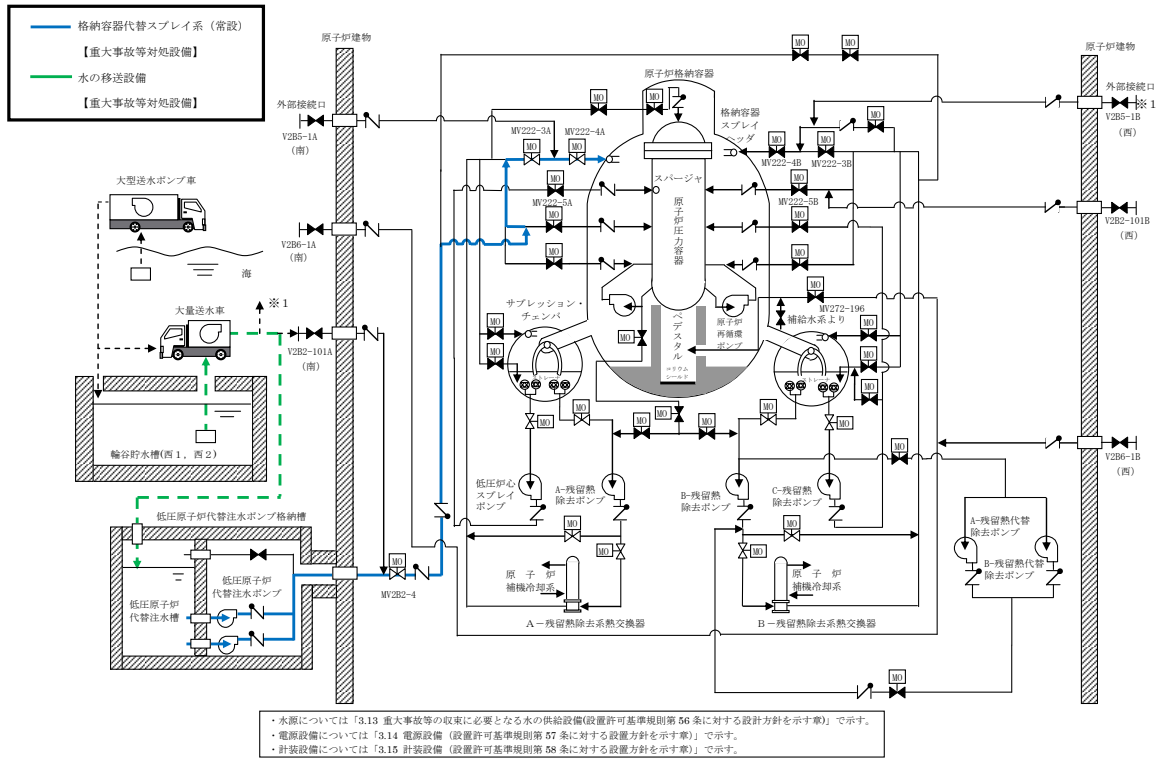
B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)

中央制御室外原子炉停止制御盤
(2-2215-1)

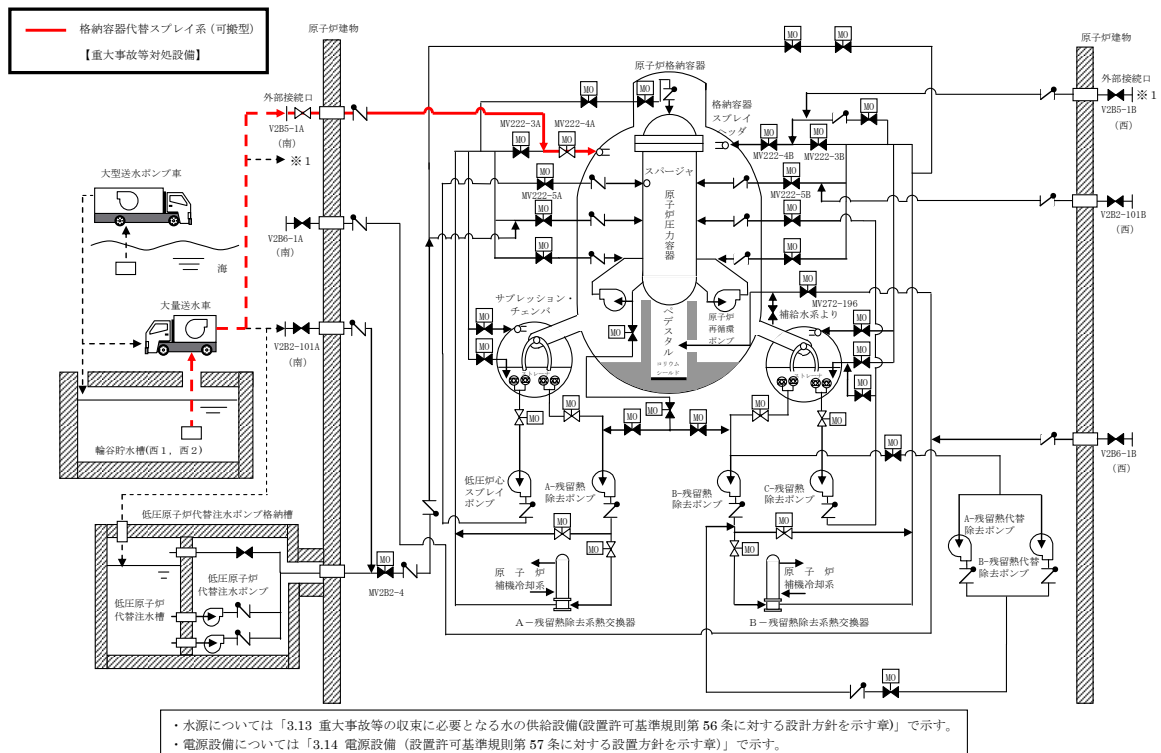
R/B D1-C/C

B-RHR ホップ ミニマム7ポ-弁 (MV222-17B)

R/B D1-C/C

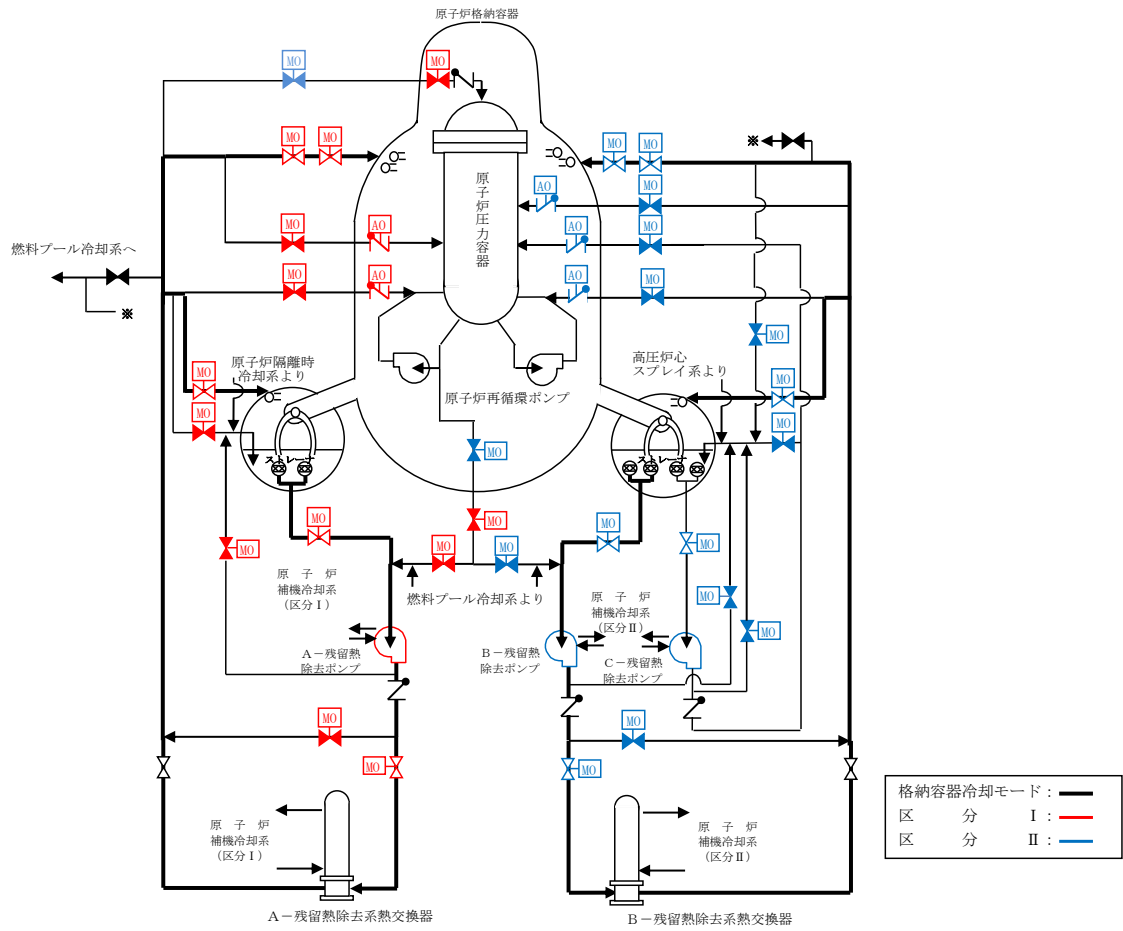


第 57-9-24 図 格納容器代替スプレイ系 (常設) 系統概要図

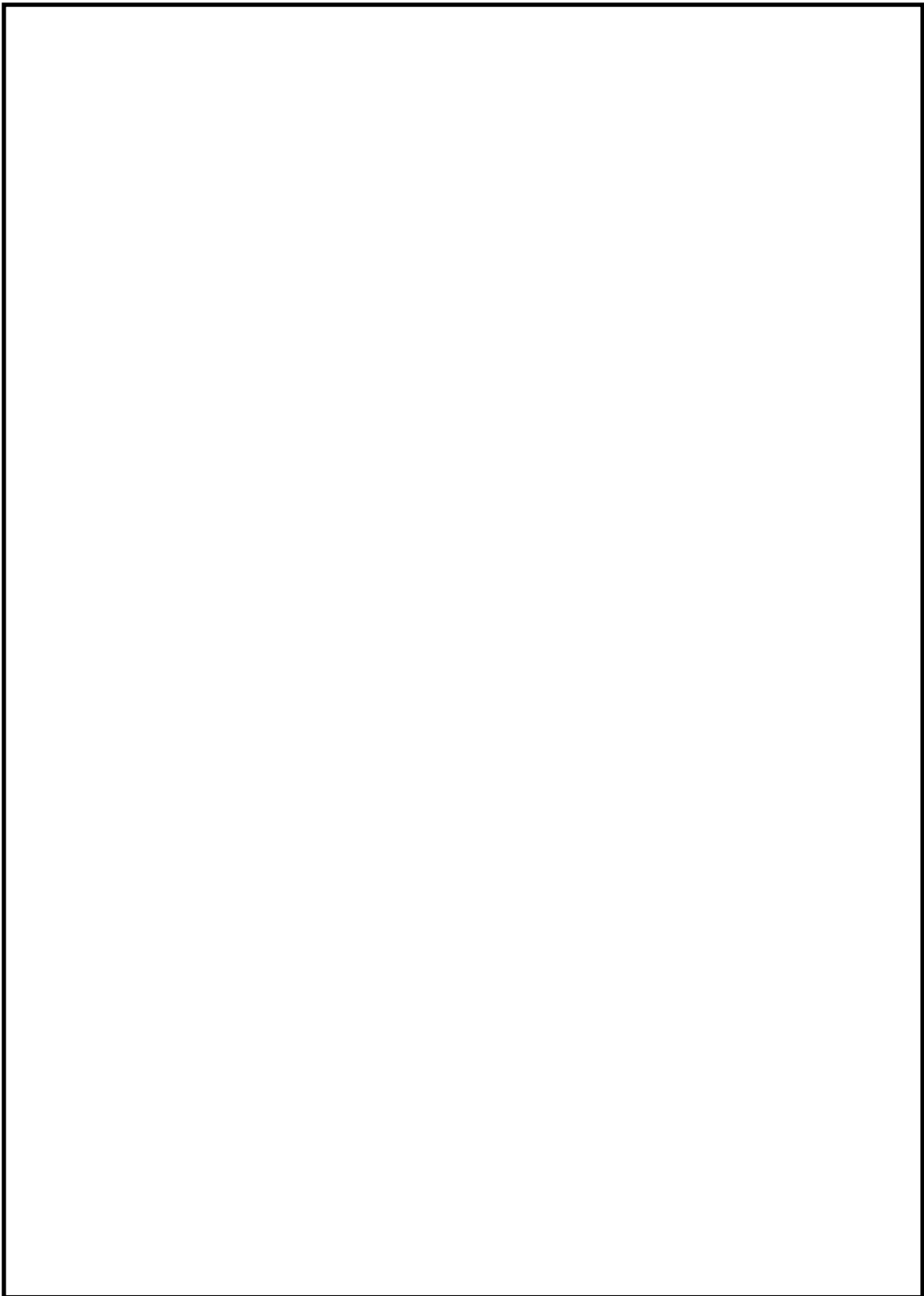


第 57-9-25 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型） 系統概要図

※A-RHRラインからの格納容器代替スプレイの場合

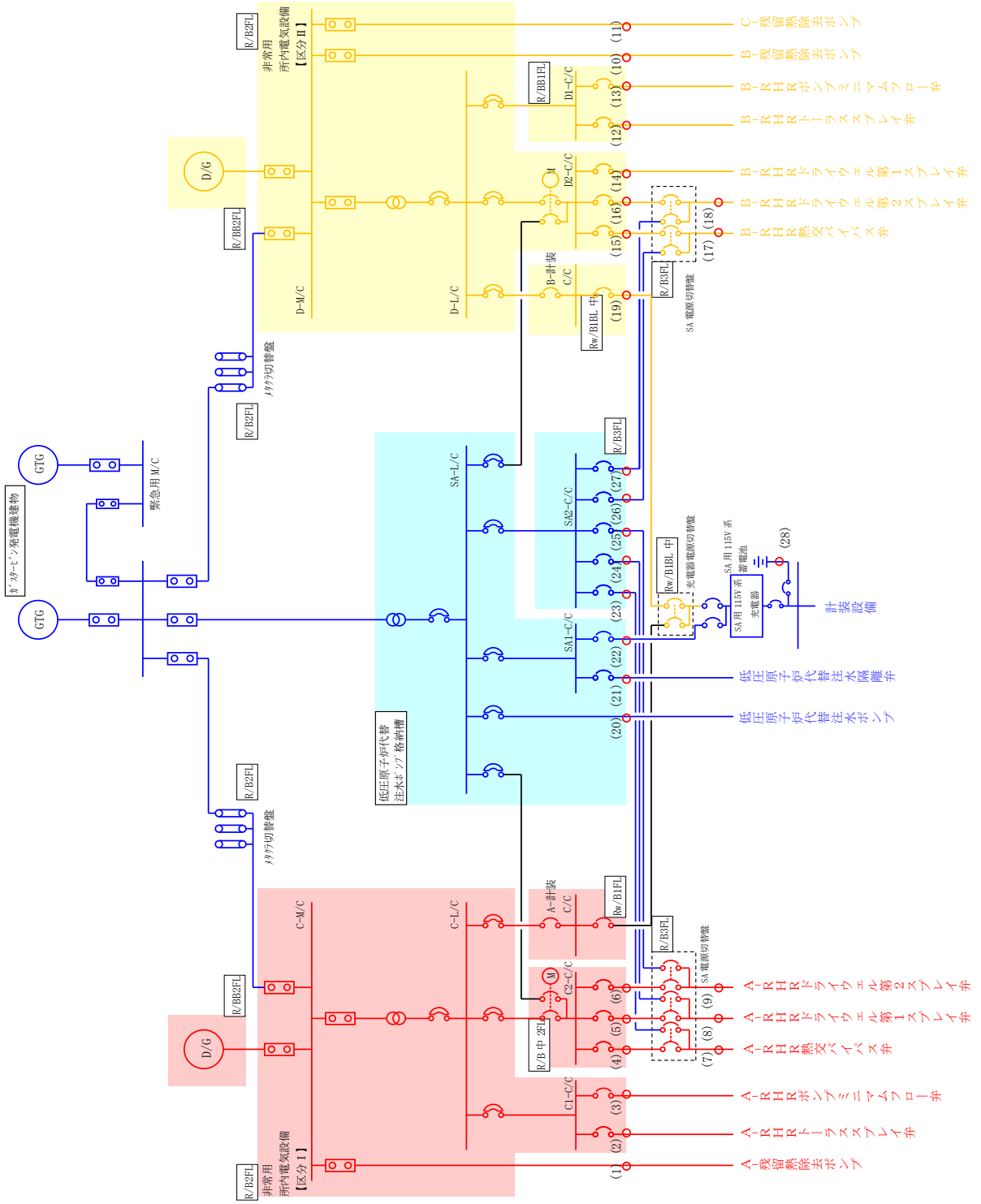
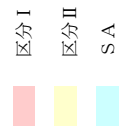
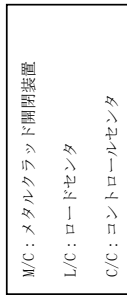
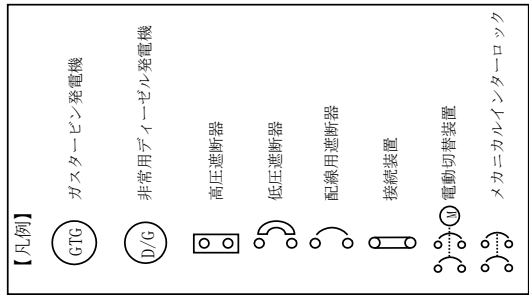


第 57-9-26 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード） 系統概要図



第 57-9-27 図 格納容器代替スプレイ系，残留熱除去系（格納容器冷却モード）
の配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-28 図 単線結線図_格納容器代替スプレイ系 (49 条)

1.3.4 格納容器下部注水設備【51 条】

ペDESTAL代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備である。（第 57-9-29～31 図）

格納容器下部注水設備の主要設備を第 57-9-17 表に示す。

第 57-9-17 表 格納容器下部注水設備の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
—	ペDESTAL代替注水系（常設） ペDESTAL代替注水系（可搬型） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	—
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	—
電動弁	A-RHRドライウエル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) (DB 兼用) A-RHRドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用) B-RHRドライウエル第 2 スプレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用) FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4) MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196) (DB 兼用)	—
計装設備	代替注水流量（可搬型） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ペDESTAL水位 ペDESTAL温度 (SA) ペDESTAL水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サプレッション・プール水位 (SA)	—

なお、ペDESTAL代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の各設備は以下の通り多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。

①ポンプ

ペDESTAL代替注水系（常設）のポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ）は低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽に設置されており、ペDESTAL代替注水系（可搬型）のポンプ（大量送水車）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は屋外に設置されており、位置的分散を図っている。（第 57-9-32 図）

ペDESTAL代替注水系（常設）のポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ）は常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）のポンプ（大量送水車）は、専用のエンジンにて運転する設計としており、それぞれ多様性を有している。

②電動弁

A - RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁, A - RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁, B - RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁, F L S R 注水隔離弁及び M U W P C V 代替冷却外側隔離弁は、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から電源供給が可能な設計としており、それぞれ多重性を有している。

ペDESTAL代替注水系（常設）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有している。

③計装設備

計装設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、また可搬型計器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。なお、計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有する設計とする。

①～③の多重性又は多様性を有する設備の電路は、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより、独立性を有する設計とする。（第 57-9-18 表）

具体的な電路については、第 57-9-18 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-18 表 電路ルート図 格納容器下部注水設備 (51 条)

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用 (第 57-9-32 図)	第 51-1～9 図	57-9-(51-1～9)
計装設備用 (第 57-9-18-1 表)	第 51-10～18 図	57-9-(51-10～18)
制御用 (第 57-9-18-2 表)	第 51-19～31 図	57-9-(51-19～31)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

第 57-9-18-1 表 計装用電路 格納容器下部注水設備 (51 条)

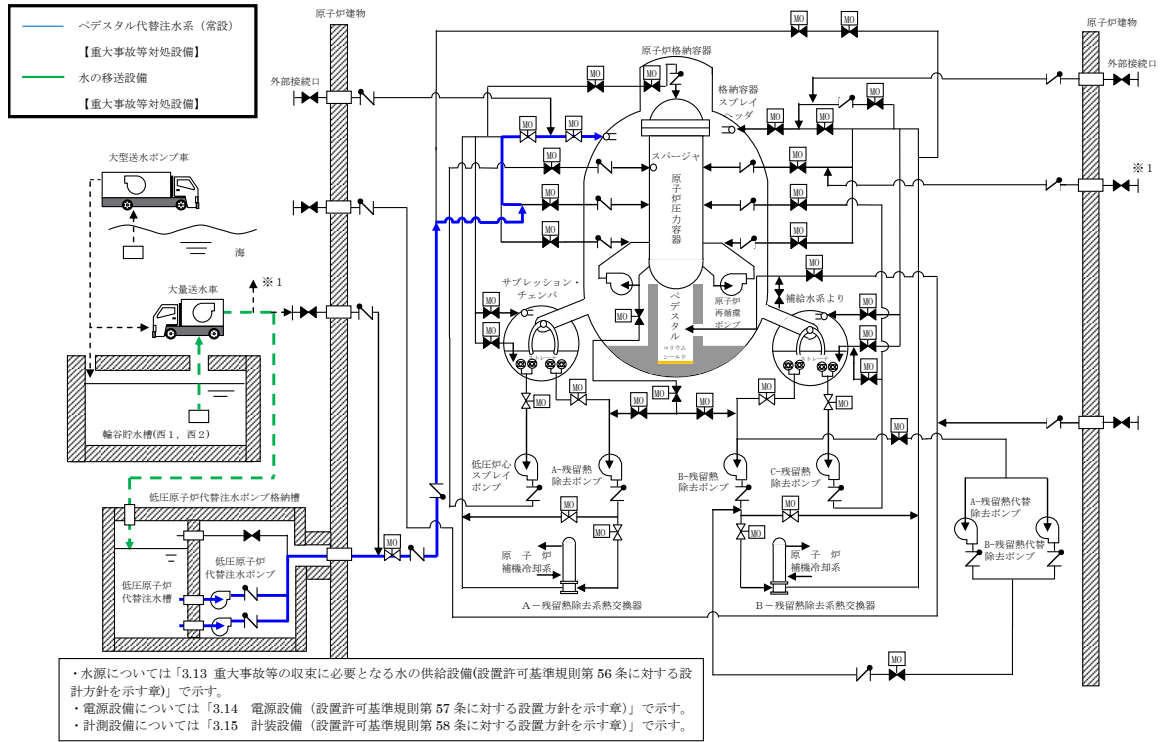
重大事故防止設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点
S1-1	代替注水流量 (可搬型)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤
S1-2	代替注水流量 (可搬型)	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤
S2	代替注水流量 (常設)	現場計器 低圧原子炉代替注水格 納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S3-1	低圧原子炉代替注水ポ ンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水格 納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S3-2	低圧原子炉代替注水ポ ンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水格 納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-1	ヘテスタル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-2	ヘテスタル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-3	ヘテスタル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-4	ヘテスタル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S5-1	ヘテスタル温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S5-2	ヘテスタル温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S6-1	ヘテスタル水温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S6-2	ヘテスタル水温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-1	ドライウェル温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-2	ドライウェル温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-3	ドライウェル温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤

重大事故防止設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点
S7-4	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-5	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-6	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-7	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S8-1	サブレーション・チェンハ温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S8-2	サブレーション・チェンハ温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S9-1	ドライウエル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中 2 階	中央制御室 重大事故操作盤
S9-2	ドライウエル圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物 3 階	中央制御室 重大事故操作盤
S10-1	サブレーション・チェンハ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物中 2 階	中央制御室 重大事故操作盤
S10-2	サブレーション・チェンハ 圧力 (SA)	現場計器 原子炉建物 3 階	中央制御室 重大事故操作盤
S11-1	ドライウエル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S11-2	ドライウエル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S11-3	ドライウエル水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S12	サブレーション・プール水位 (SA)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 重大事故操作盤

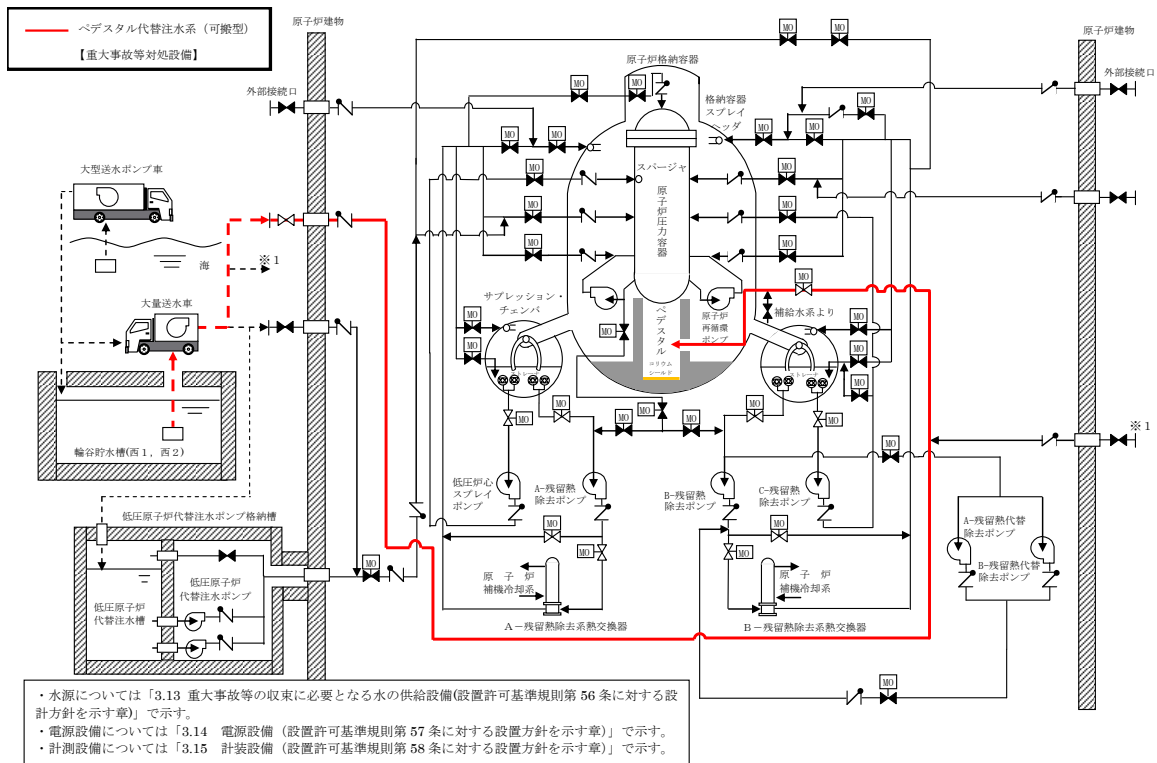
第 57-9-18-2 表 制御用電路 格納容器下部注水設備 (51 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故操作盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライウエル第 1 スツレイ弁 (MV222-3A)
S2	重大事故操作盤	重大事故制御盤	D2-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライウエル第 2 スツレイ弁 (MV222-4A)
S4	SA2-C/C	A-RHR トライウエル第 1 スツレイ弁 (MV222-3A) (DB 兼用)	D3-1	AM 設備制御盤 (2-974)	R/B D2-C/C
S5	SA2-C/C	A-RHR トライウエル第 2 スツレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用)	D3-2	R/B D2-C/C	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196)
S6	SA2-C/C	B-RHR トライウエル第 2 スツレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用)			

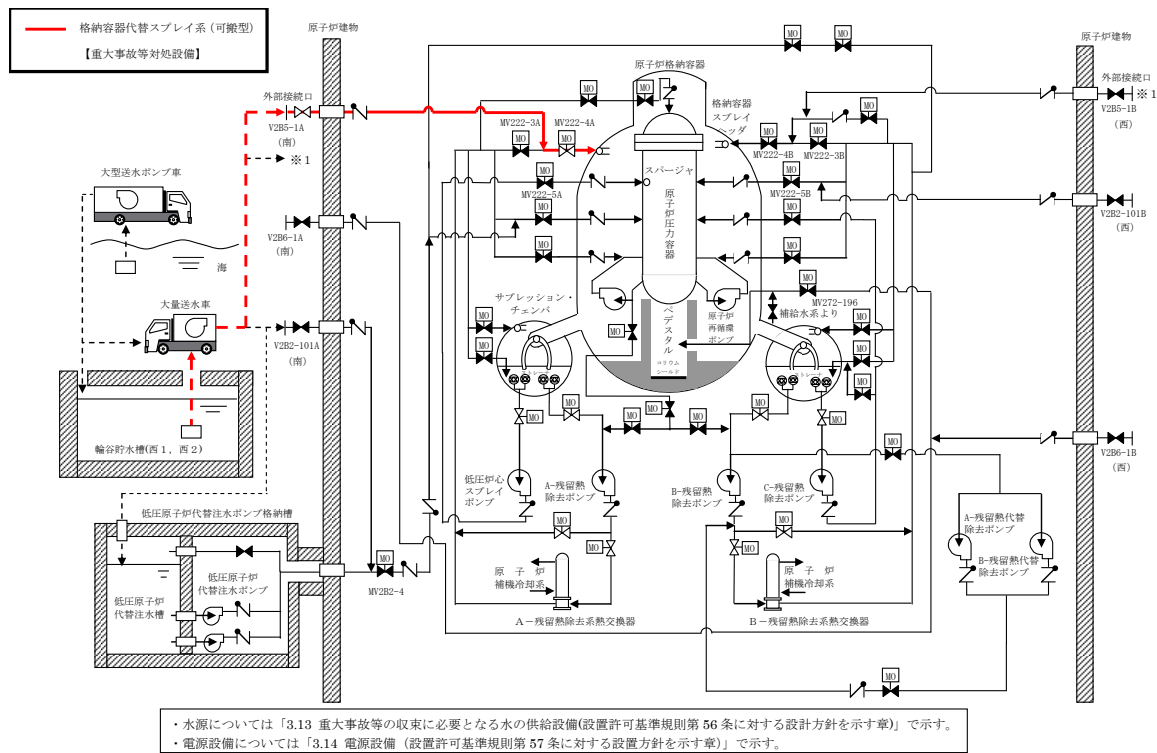
重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
ルート 番号	始点	着点	ルート 番号	始点	着点
S7	SA1-C/C	FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)			
S8	SA2-C/C	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196) (DB 兼用)			



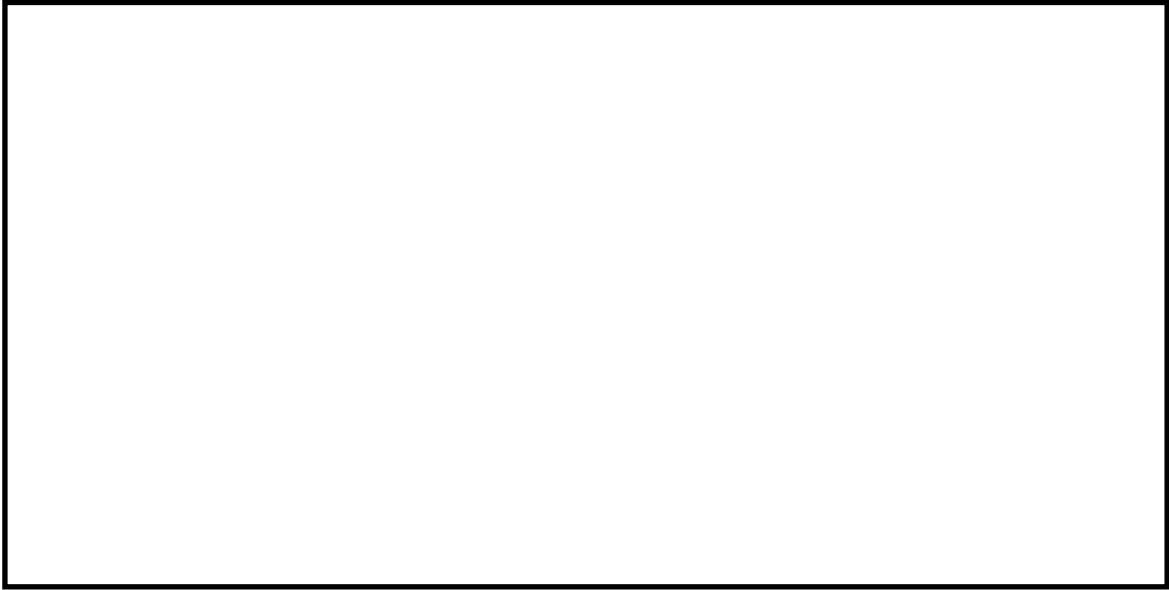
第 57-9-29 図 ペデスタル代替注水系 (常設) 系統概要図



第 57-9-30 図 ペDESTAL代替注水系 (可搬) 系統概要図 (A系)

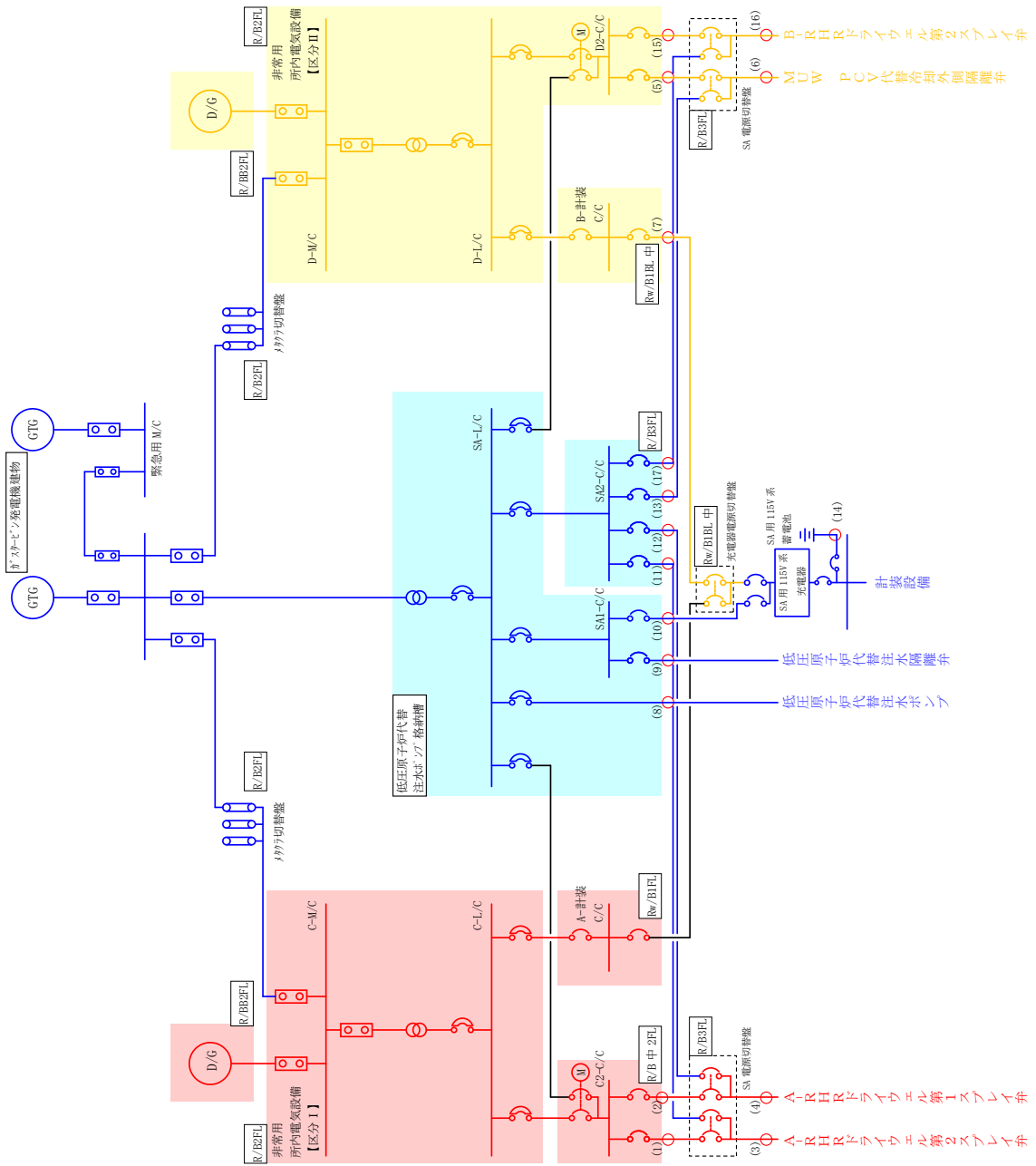
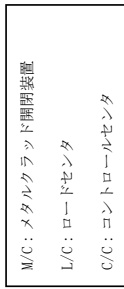
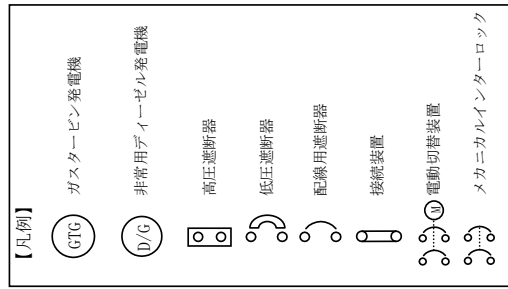


第 57-9-31 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統概要図 ※A-RHRラインからの格納容器代替スプレイの場合



第 57-9-32 図 ペデスタル代替注水系の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-33 図 単線結線図 格納容器下部注水設備 (51 条)

1.4 自主対策設備について

1.4.1 直流給電車

(1) 主要設備

設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源・全直流電源）、及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源・常設代替直流電源）により、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系・逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電源を供給するために設置する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(2) 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

a. 高圧発電機車

本文 3.14.2.1.2 参照

b. 直流給電車 115V

台数：1台

直流出力：約 300A

直流電圧：115V

蓄電池容量：約 150Ah

保管場所：第4保管エリア

c. 直流給電車 230V

台数：1台

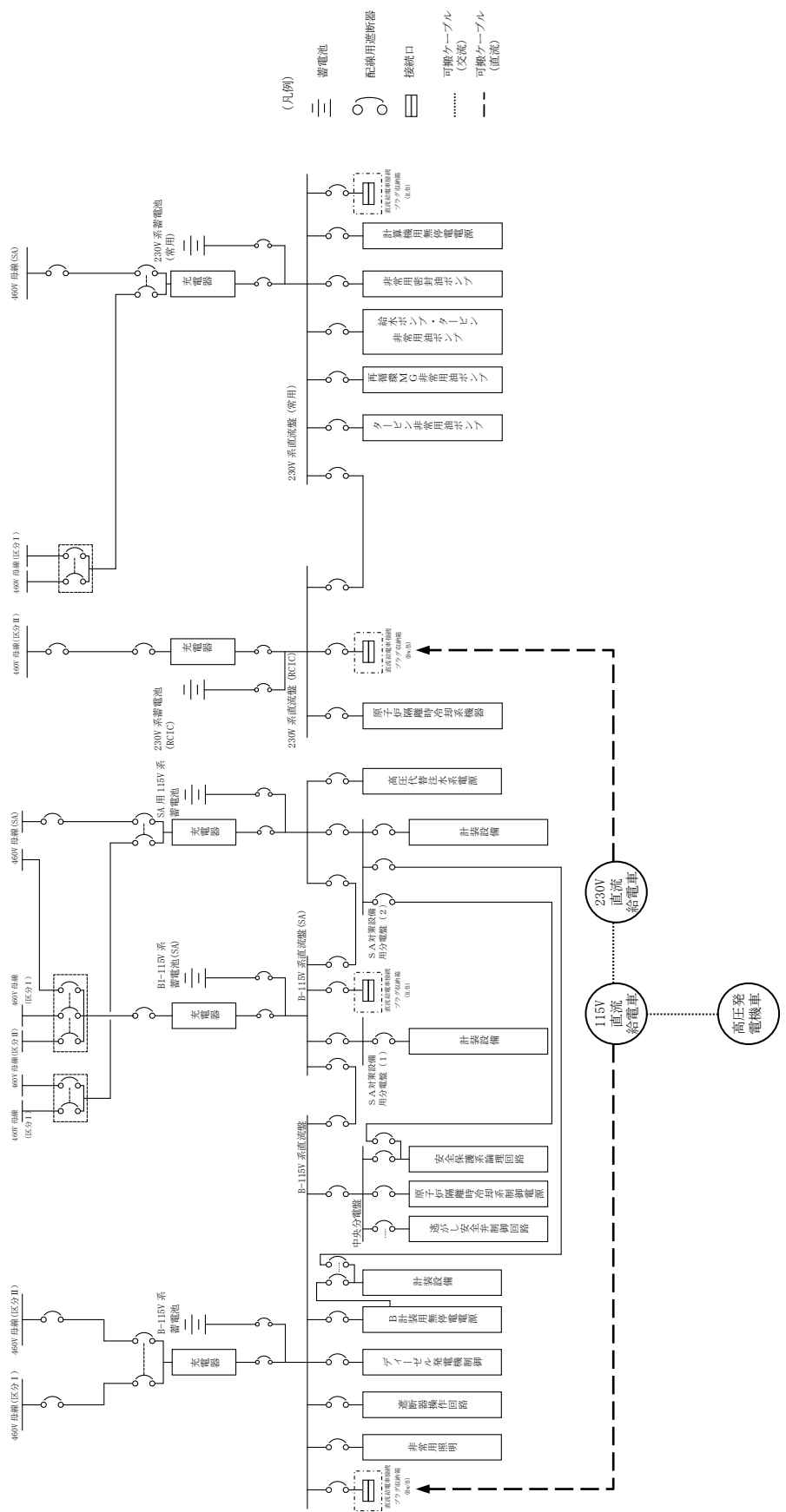
直流出力：約 60A

直流電圧：230V

蓄電池容量：約 100Ah

保管場所：第4保管エリア

単線結線図について、第 57-9-34 図に示す。



第 57-9-34 図 直流給電車

1.4.2 号炉間電力融通電気設備

1.4.2.1 号炉間電力融通ケーブル

(1) 主要設備

重大事故等時において、1号炉からの電源融通を可能とするため、号炉間電力融通ケーブルを設ける。

号炉間電力融通ケーブルは、1号及び2号炉の非常用高圧母線を相互に接続し、重大事故等時には、号炉間電力融通ケーブルの両端の遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に電源融通を行うことが出来る。

通常時は、号炉間電力融通ケーブルの両端の遮断器を開放することにより、1号及び2号炉非常用所内電源系の分離を図っており、非常用所内電源系として技術的要件が満たされなくなることのない設計としている。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(2) 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

a. 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）

個数：1式

単線結線図を第57-9-35図に示す。

1.4.2.2 号炉間連絡ケーブル

(1) 主要設備

重大事故等時において、1号炉からの電源融通を可能とするため、号炉間連絡ケーブルを設ける。

号炉間連絡ケーブルは、1号及び2号炉の非常用コントロールセンタを相互に接続し、重大事故等時には、号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に電源融通を行うことが出来る。

通常時は、号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより、1号及び2号炉非常用所内電源系の分離を図っており、非常用所内電源系として技術的要件が満たされなくなることのない設計としている。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

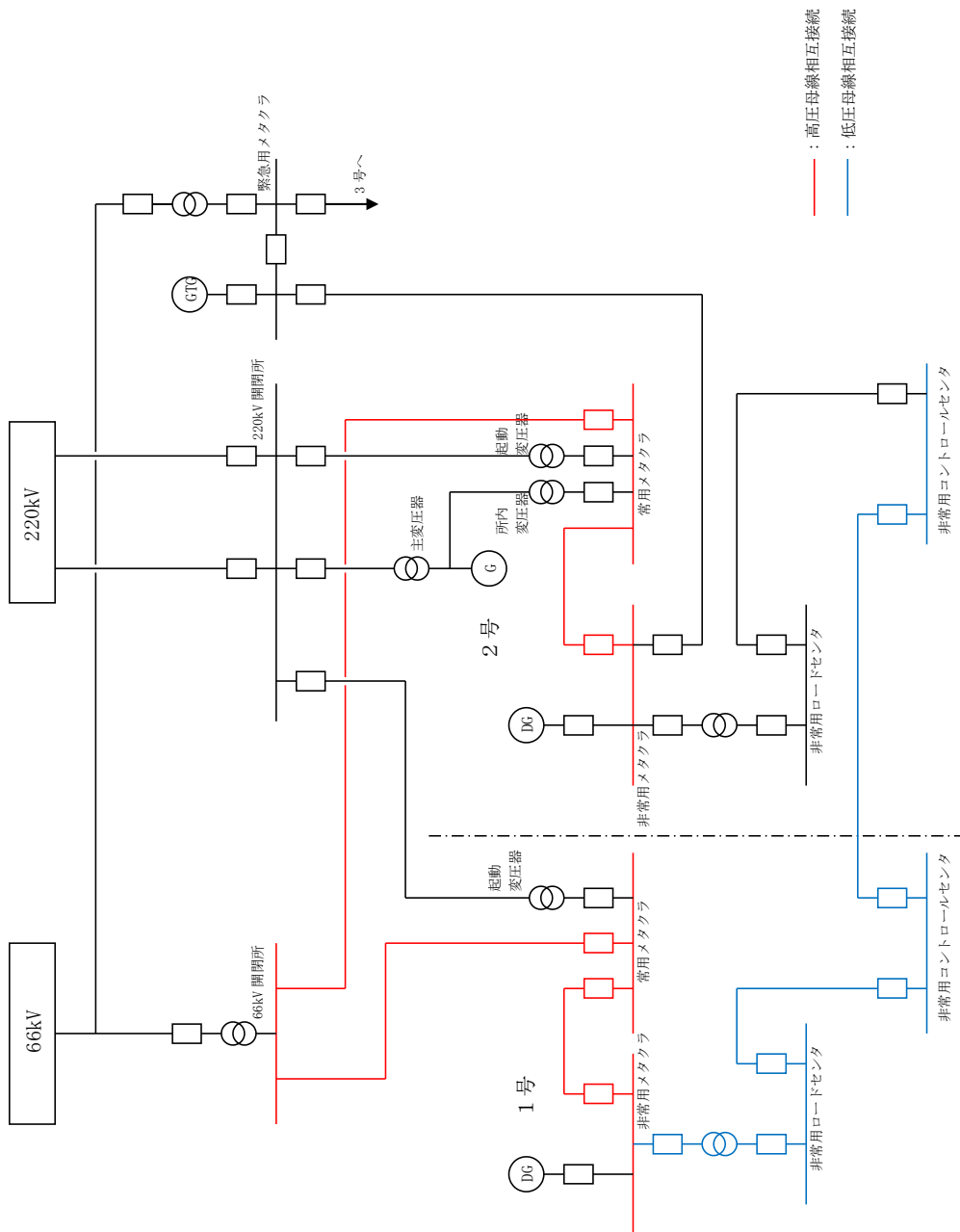
(2) 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

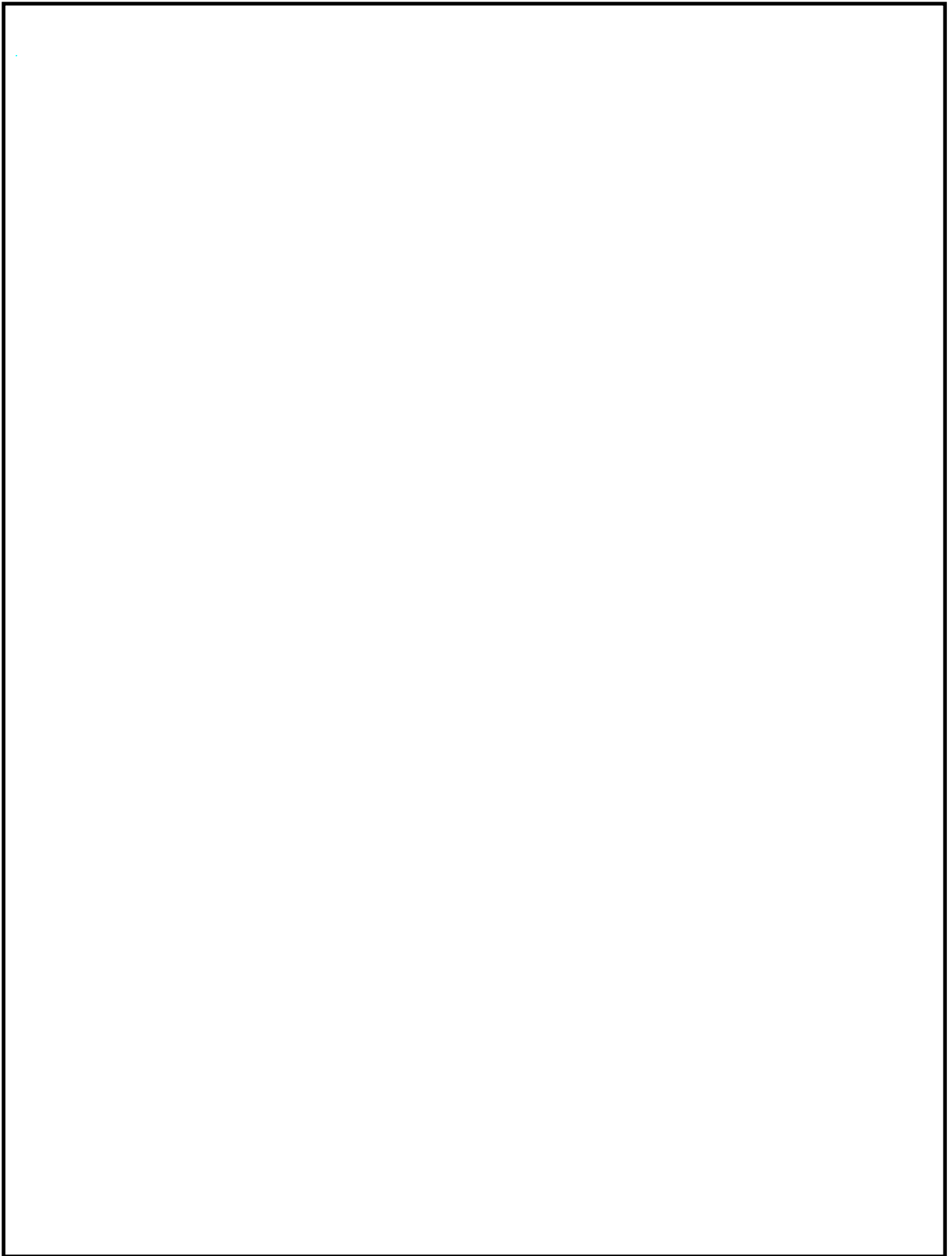
a. 号炉間連絡ケーブル（1号炉）

個数：1式

単線結線図を第57-9-35図に示す。

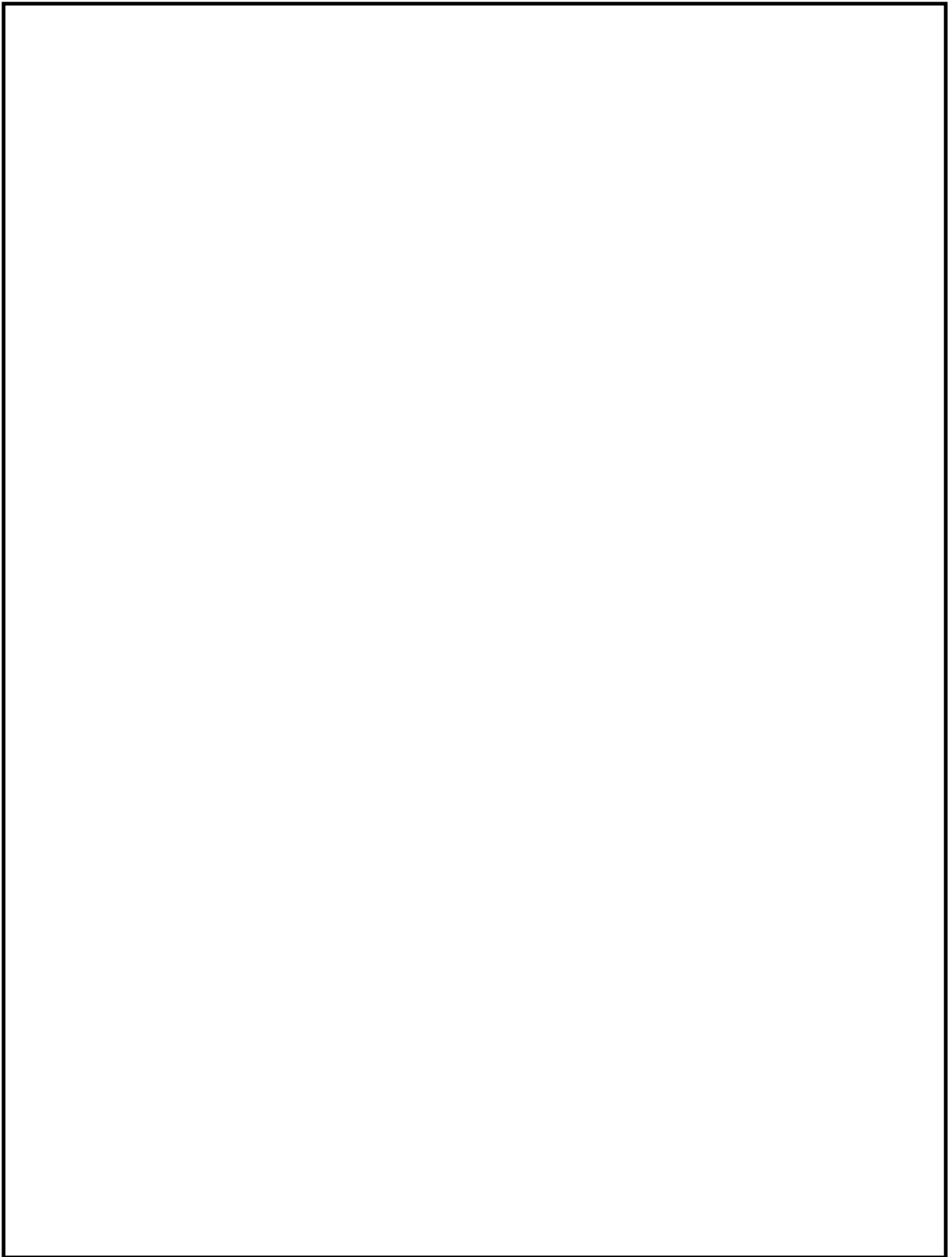


第 57-9-35 図 単線結線図 (非常用所内電気系の相互接続)



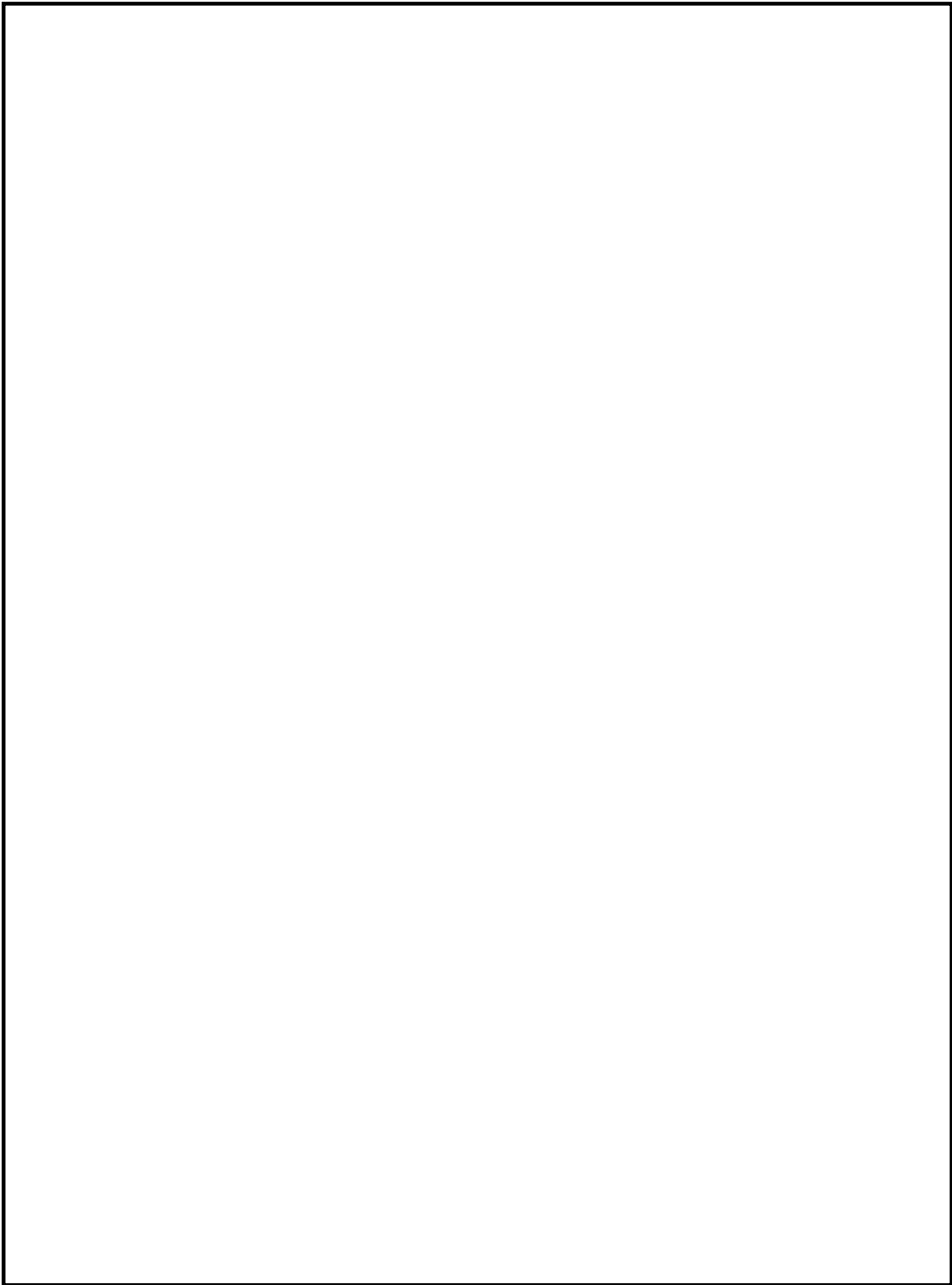
第47-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



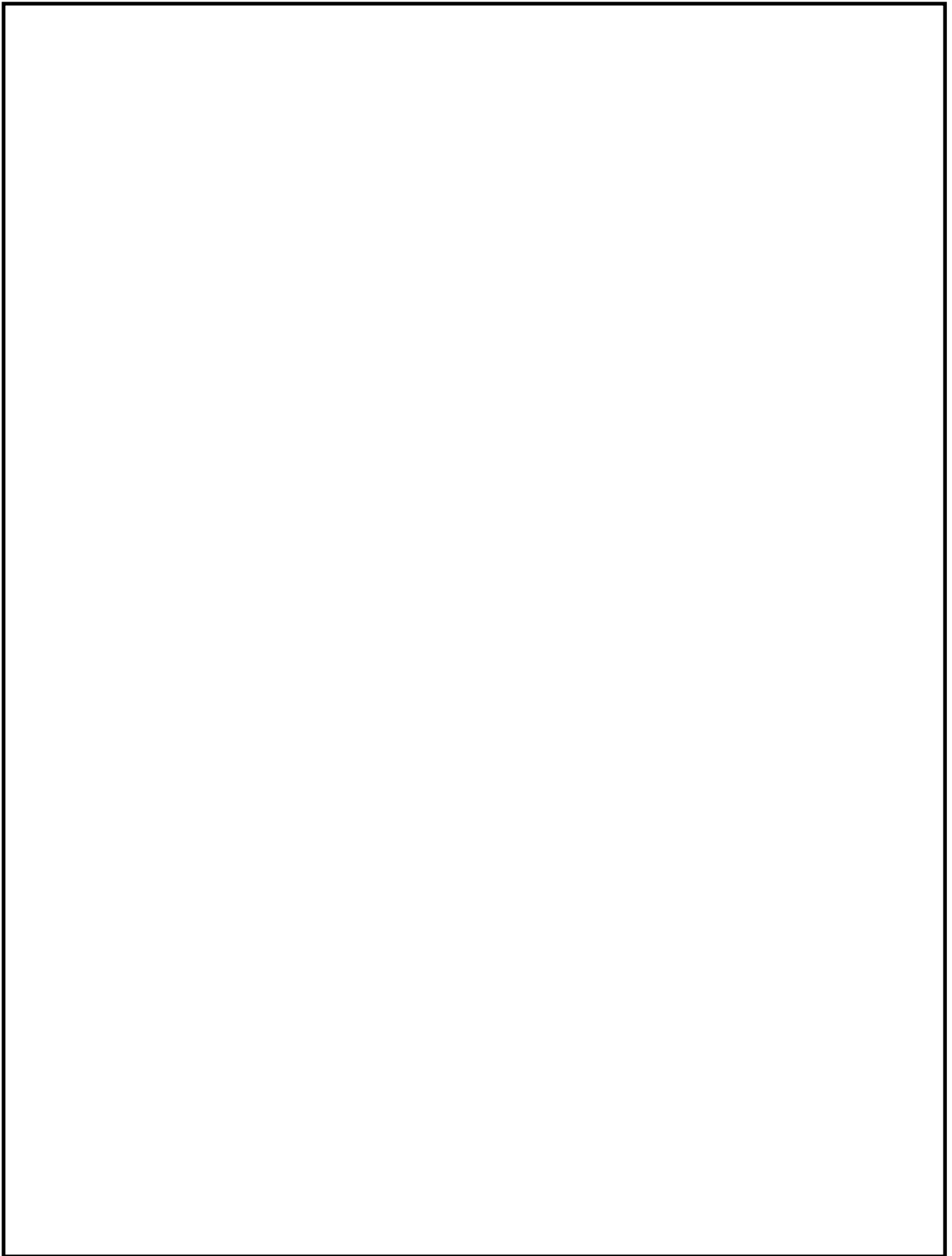
第47-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



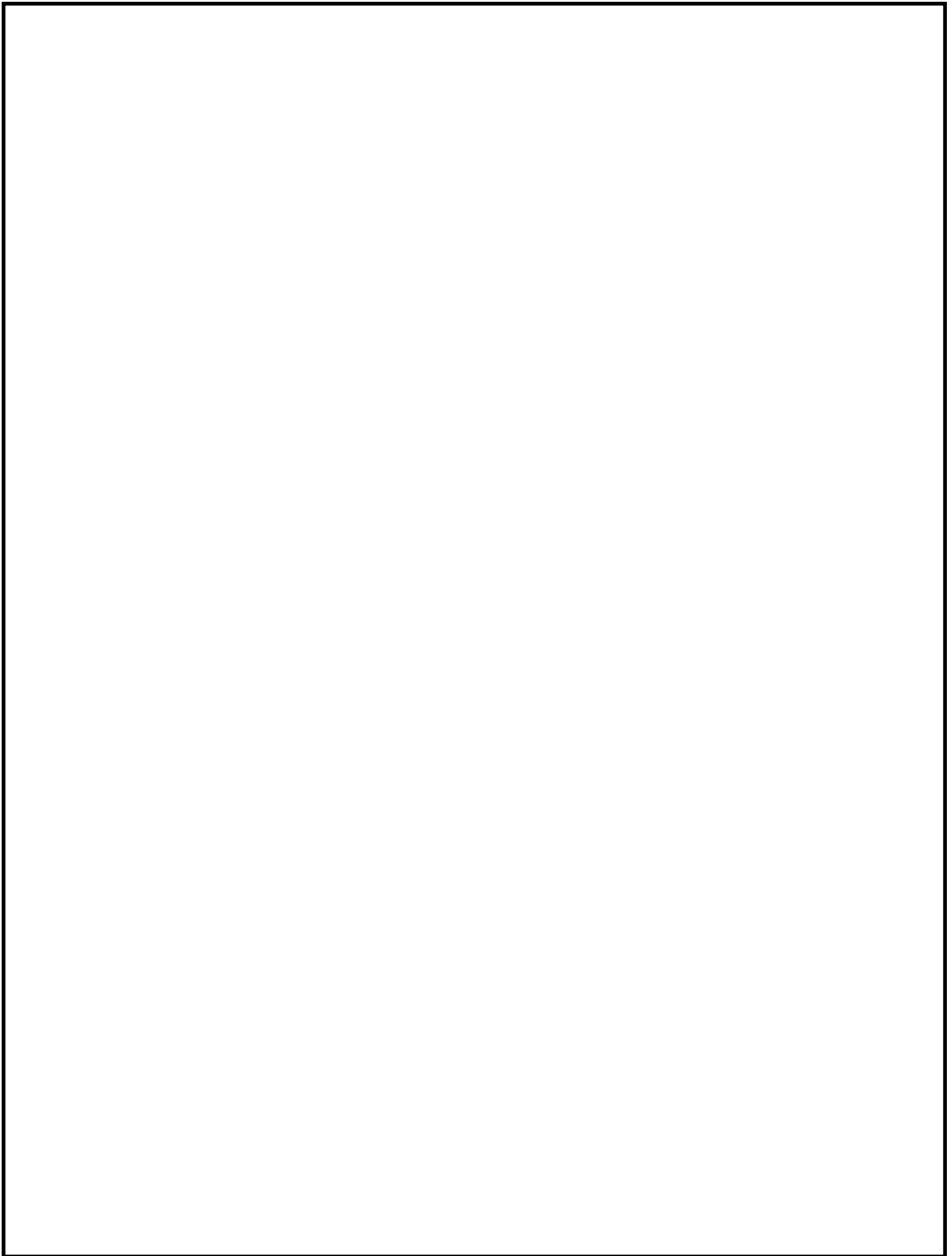
第47-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



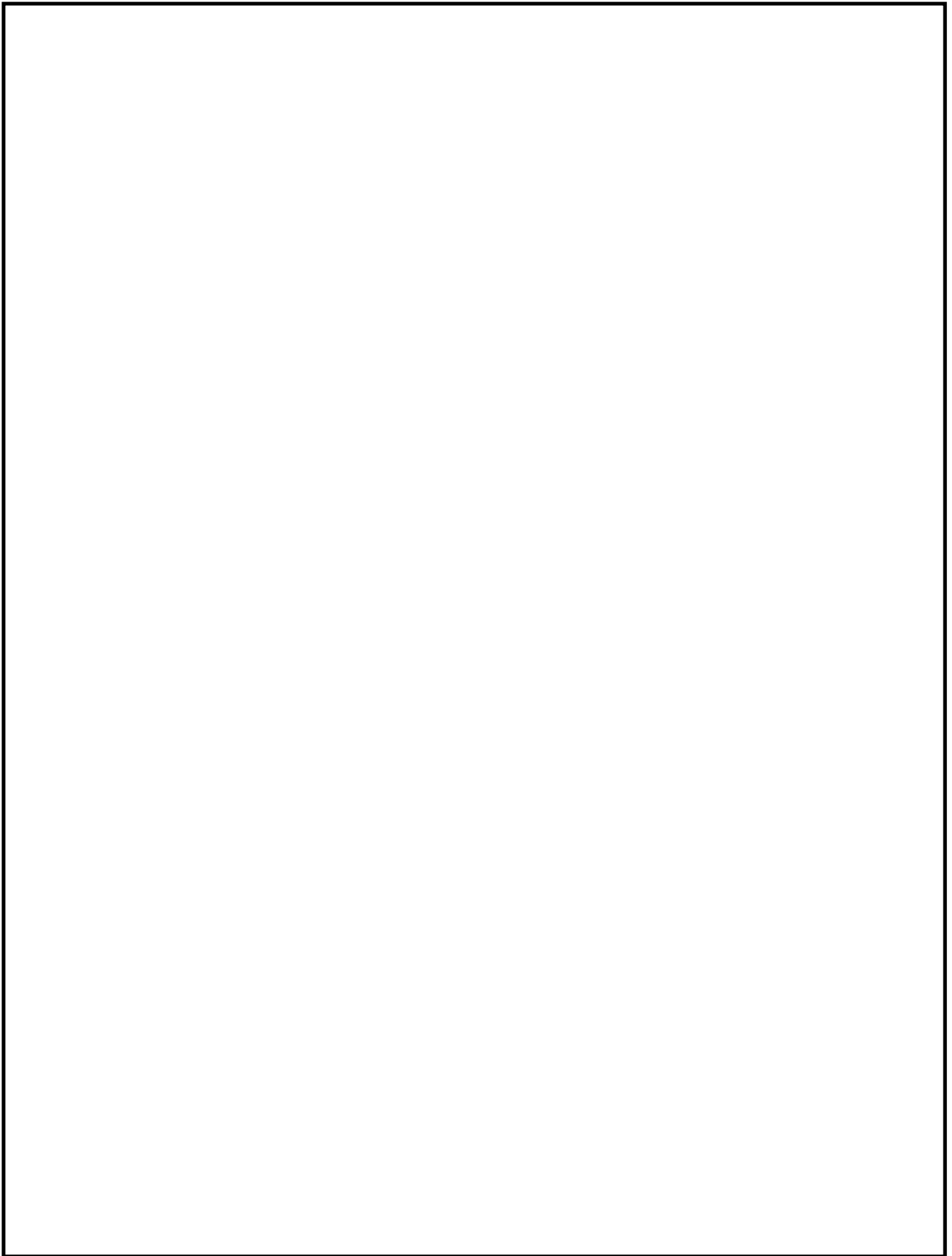
第47-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



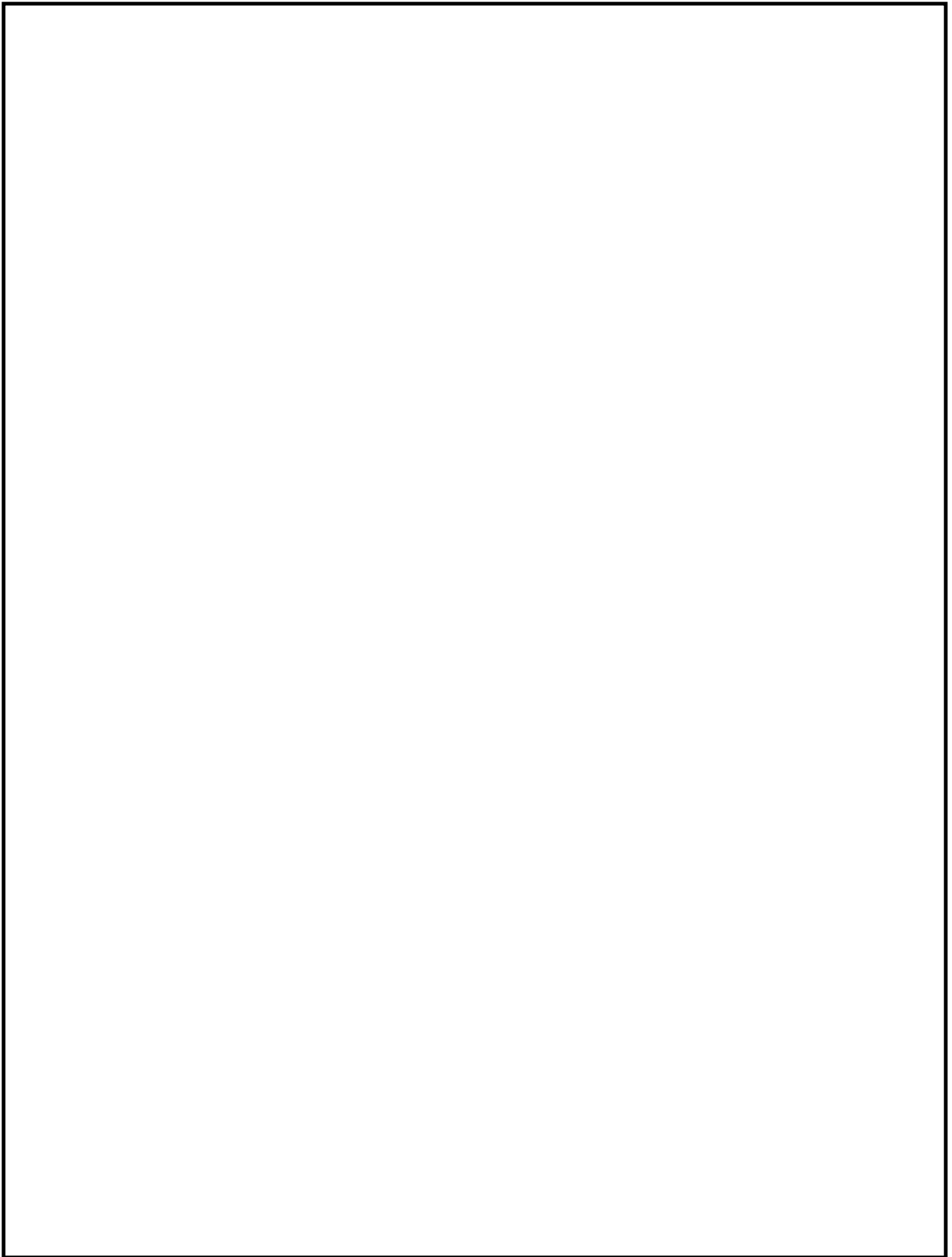
第47-5図 原子炉建物 地下中 2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



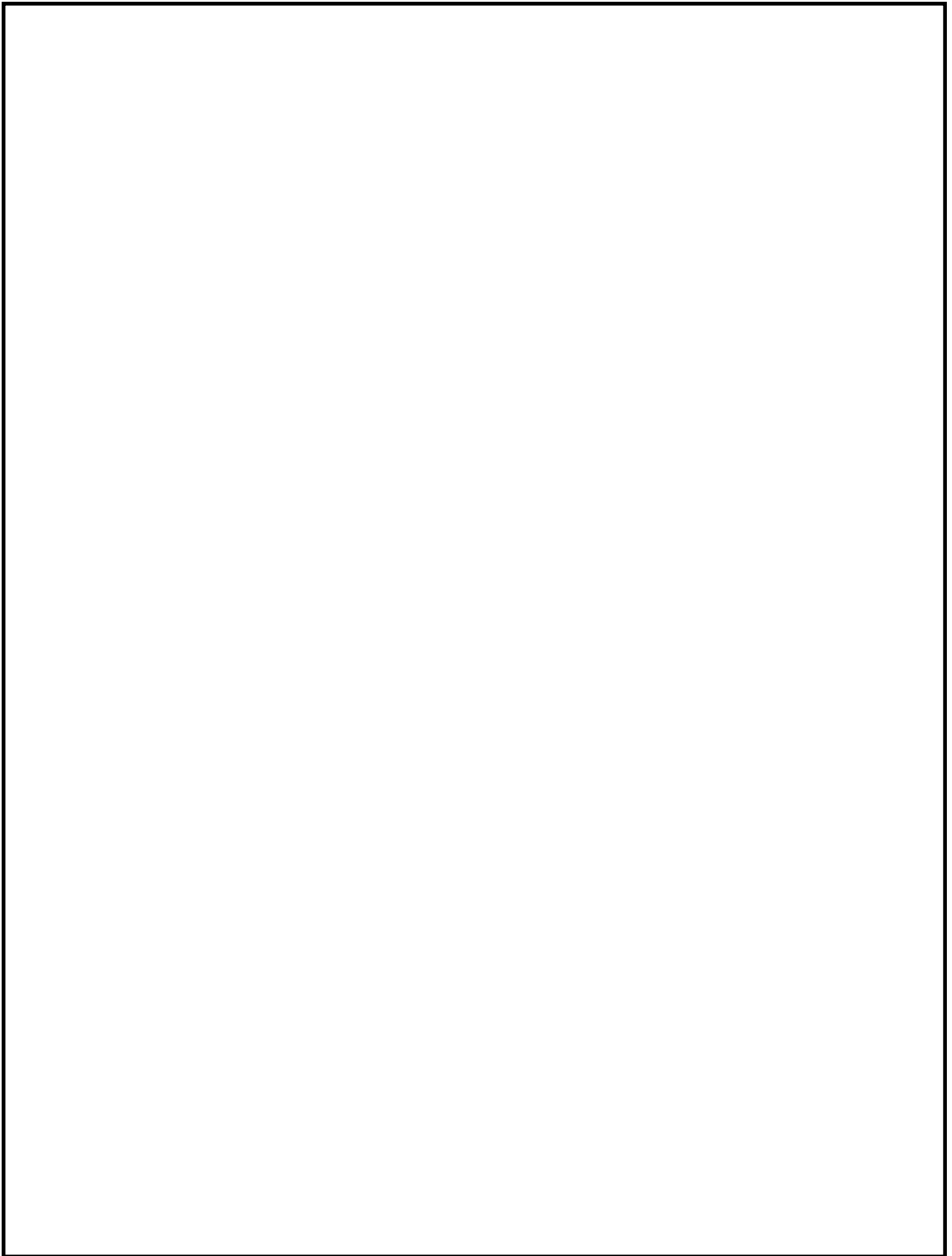
第47-6図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



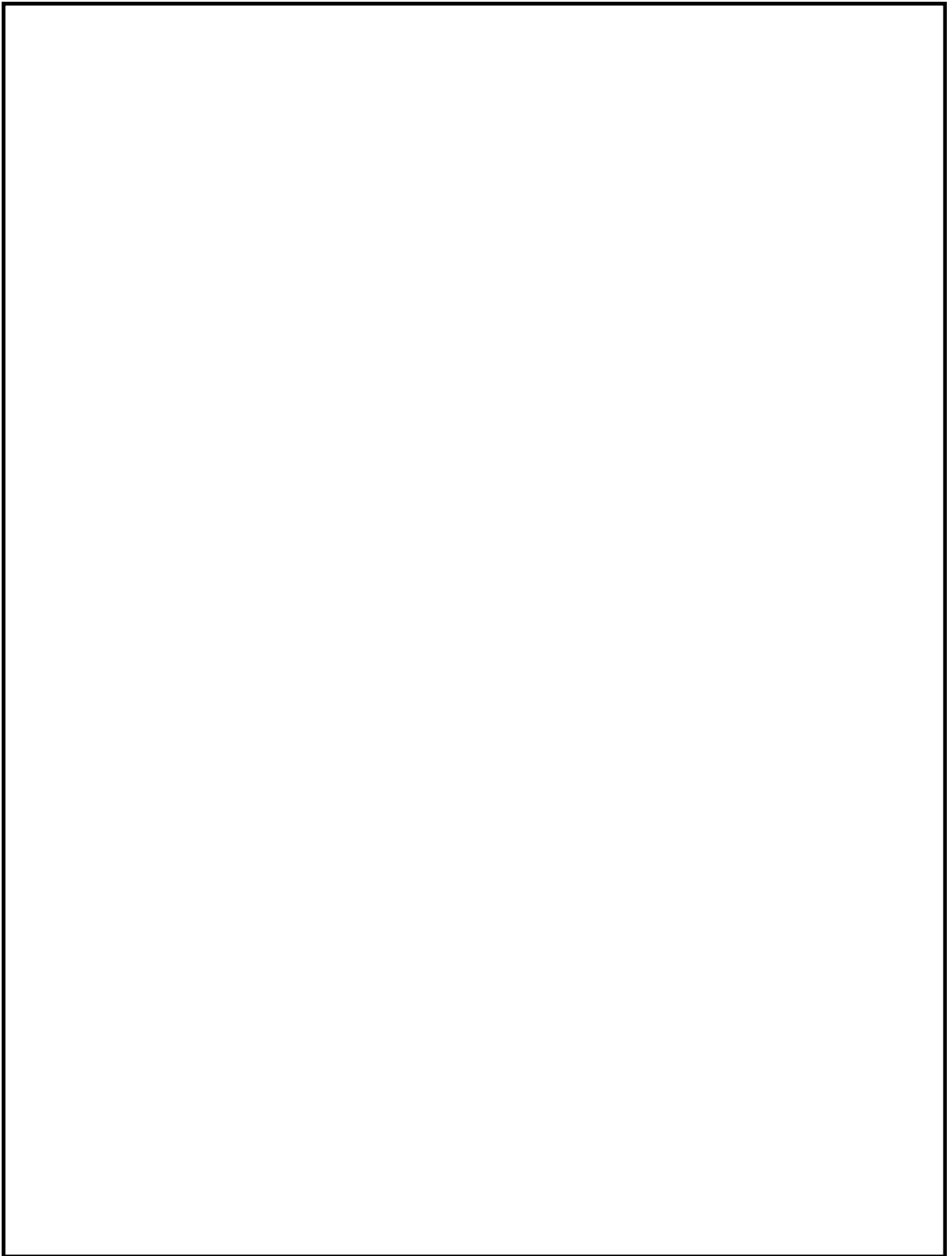
第47-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



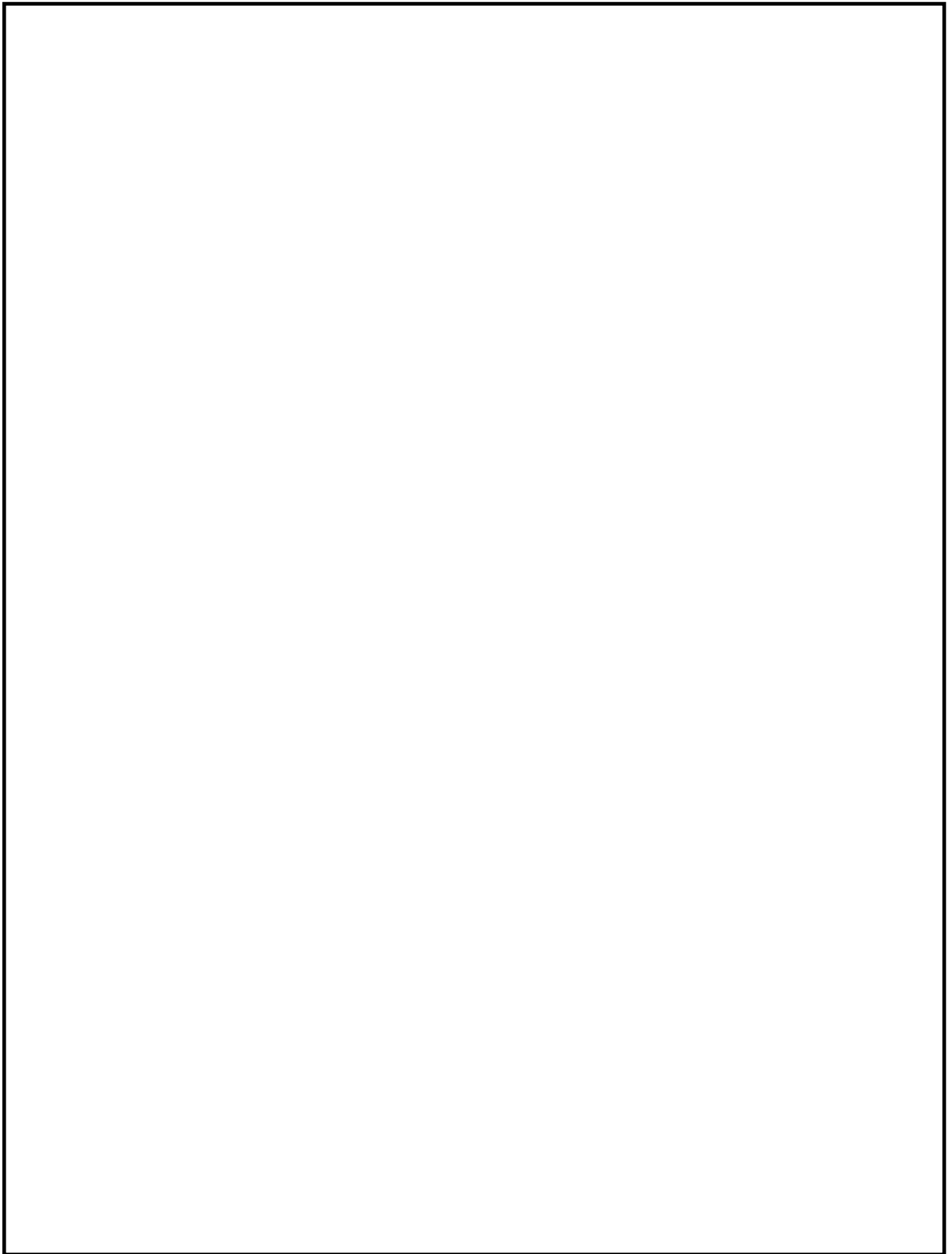
第47-8図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



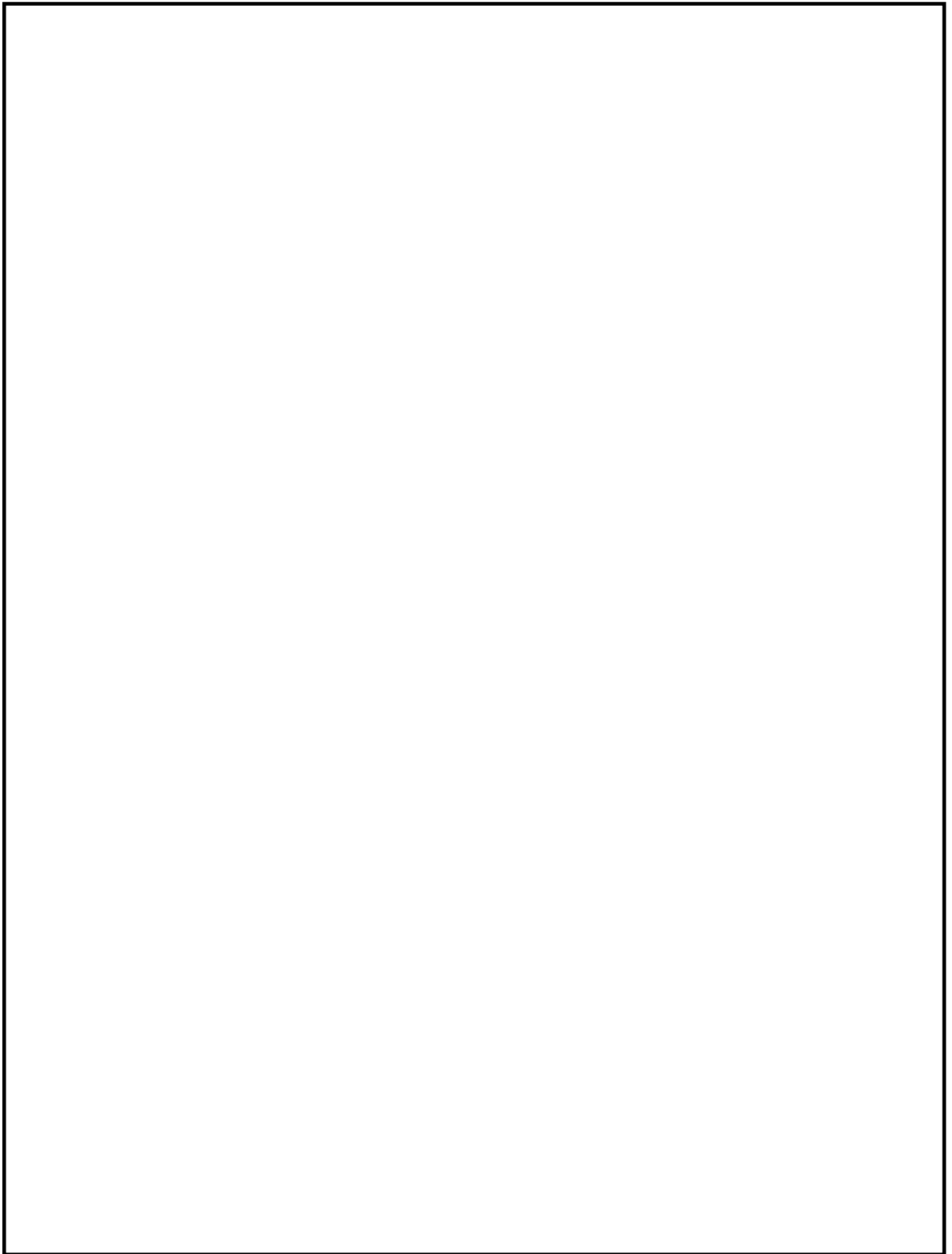
第47-9図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



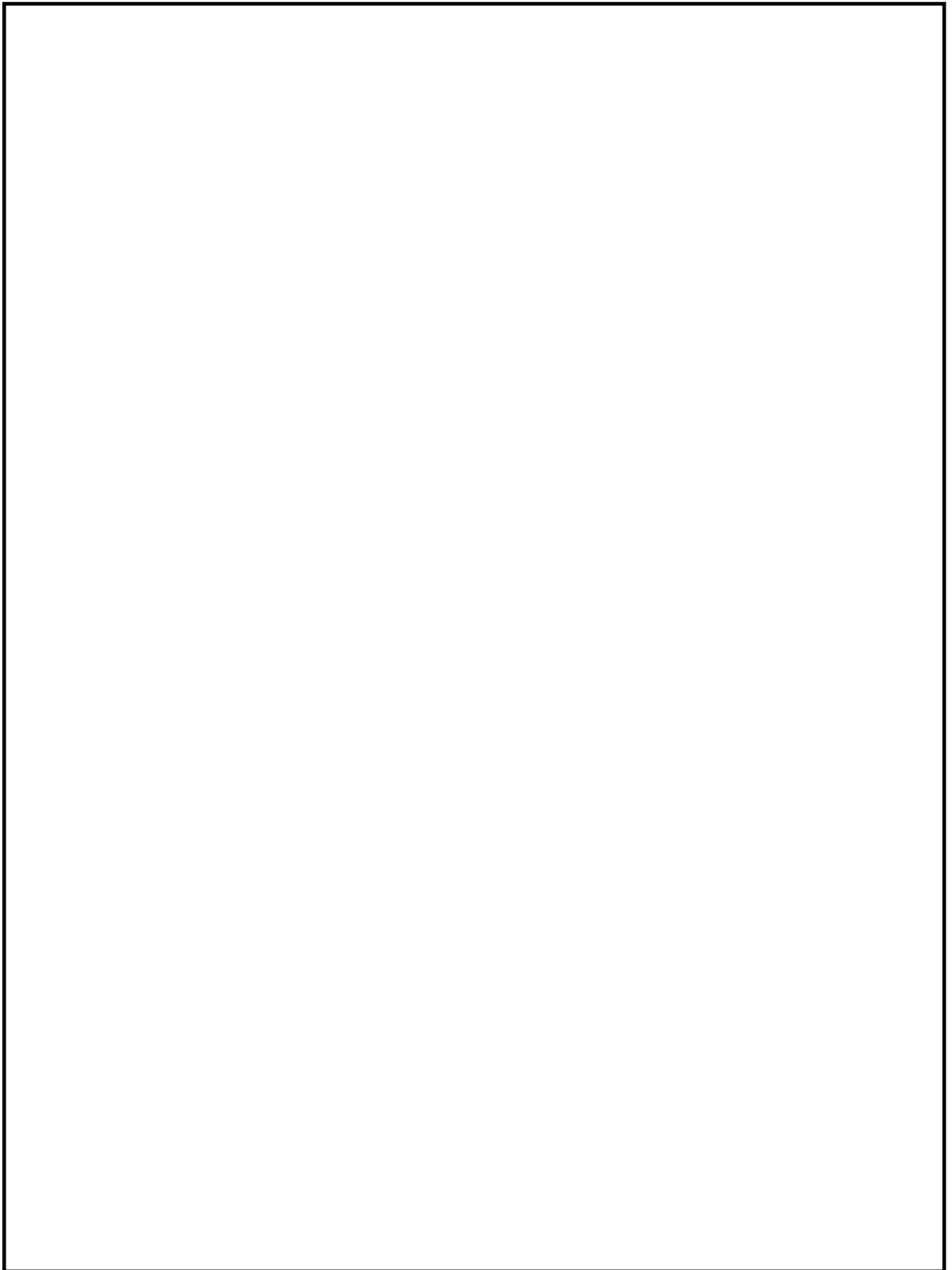
第47-10図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



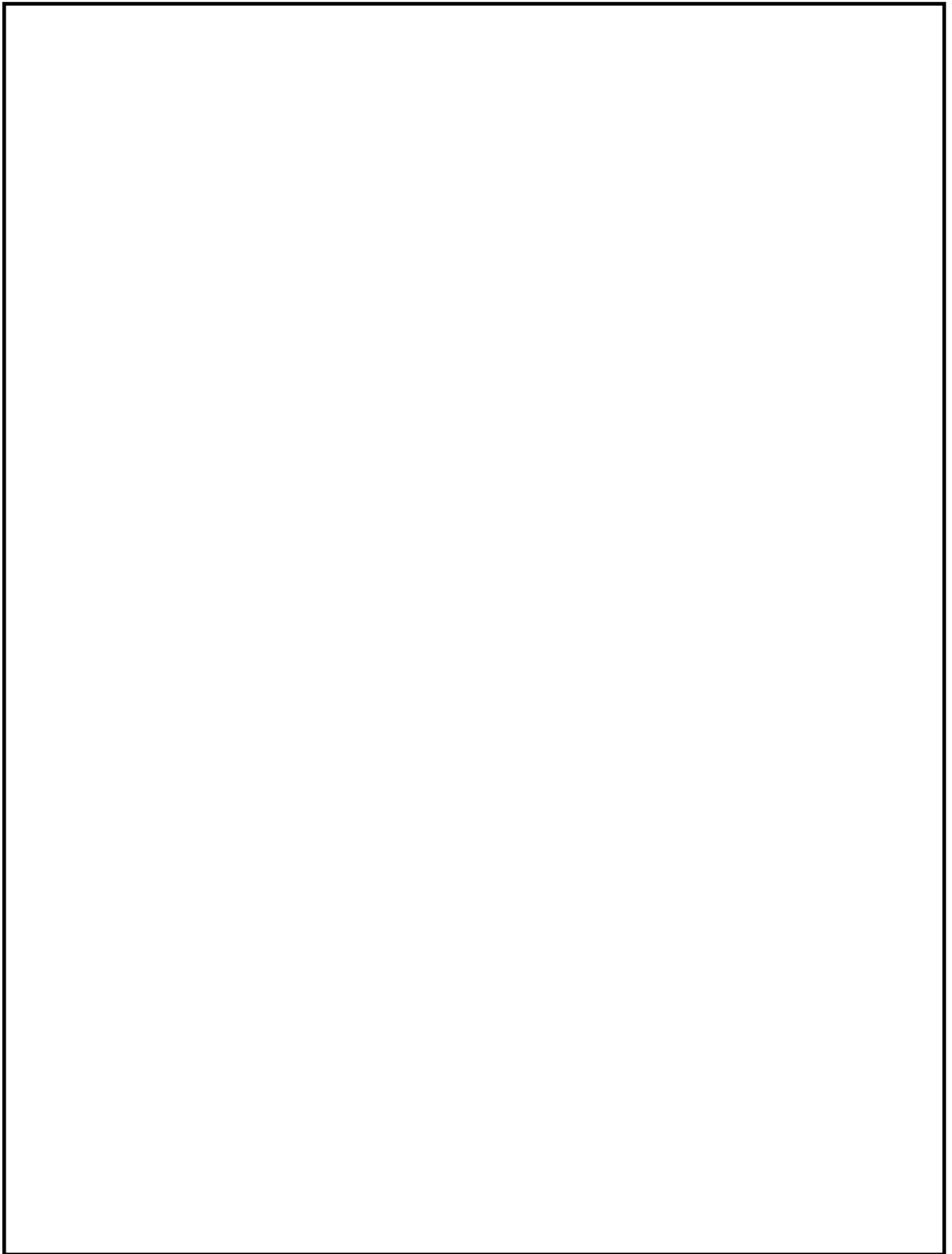
第47-11図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



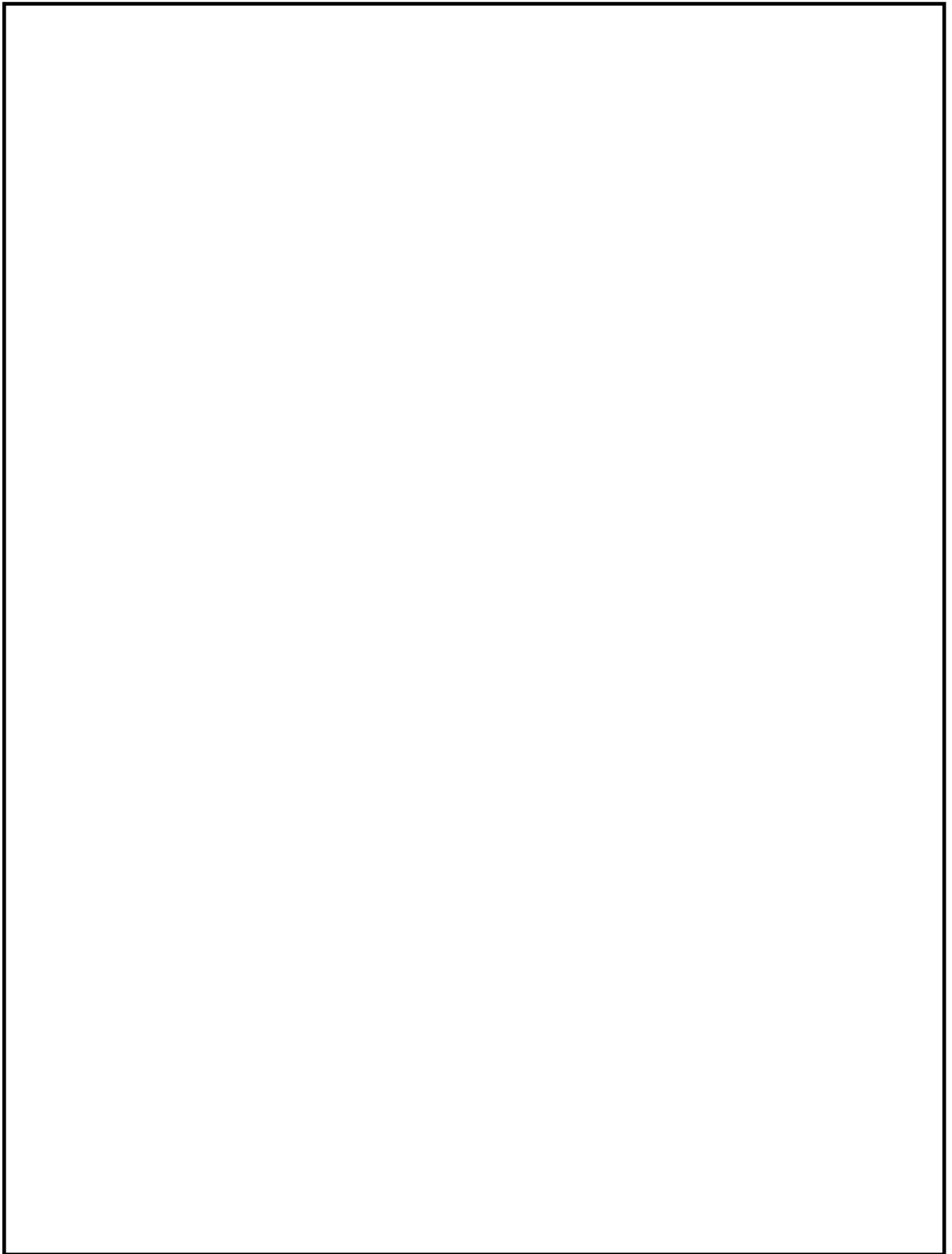
第47-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



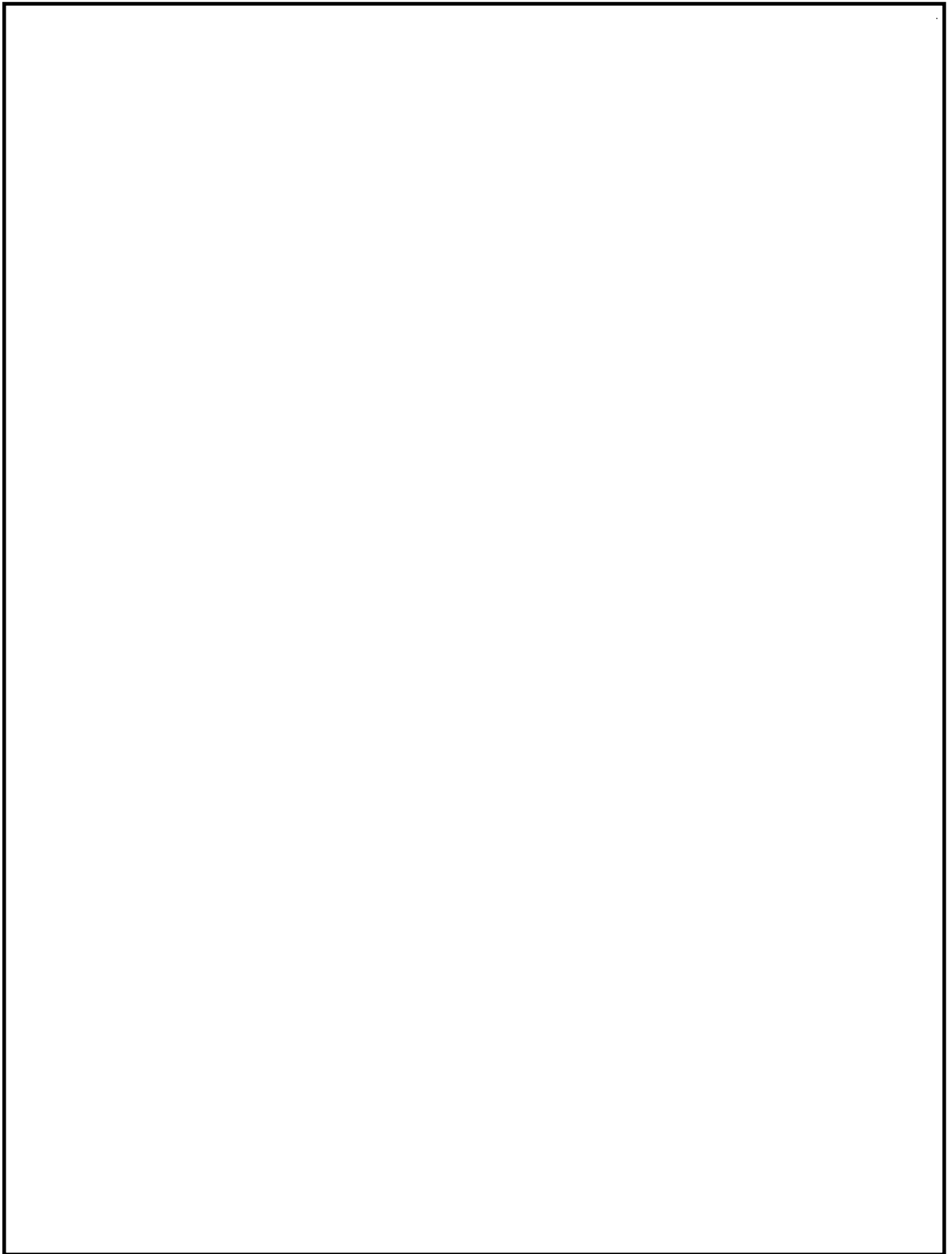
第47-13図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



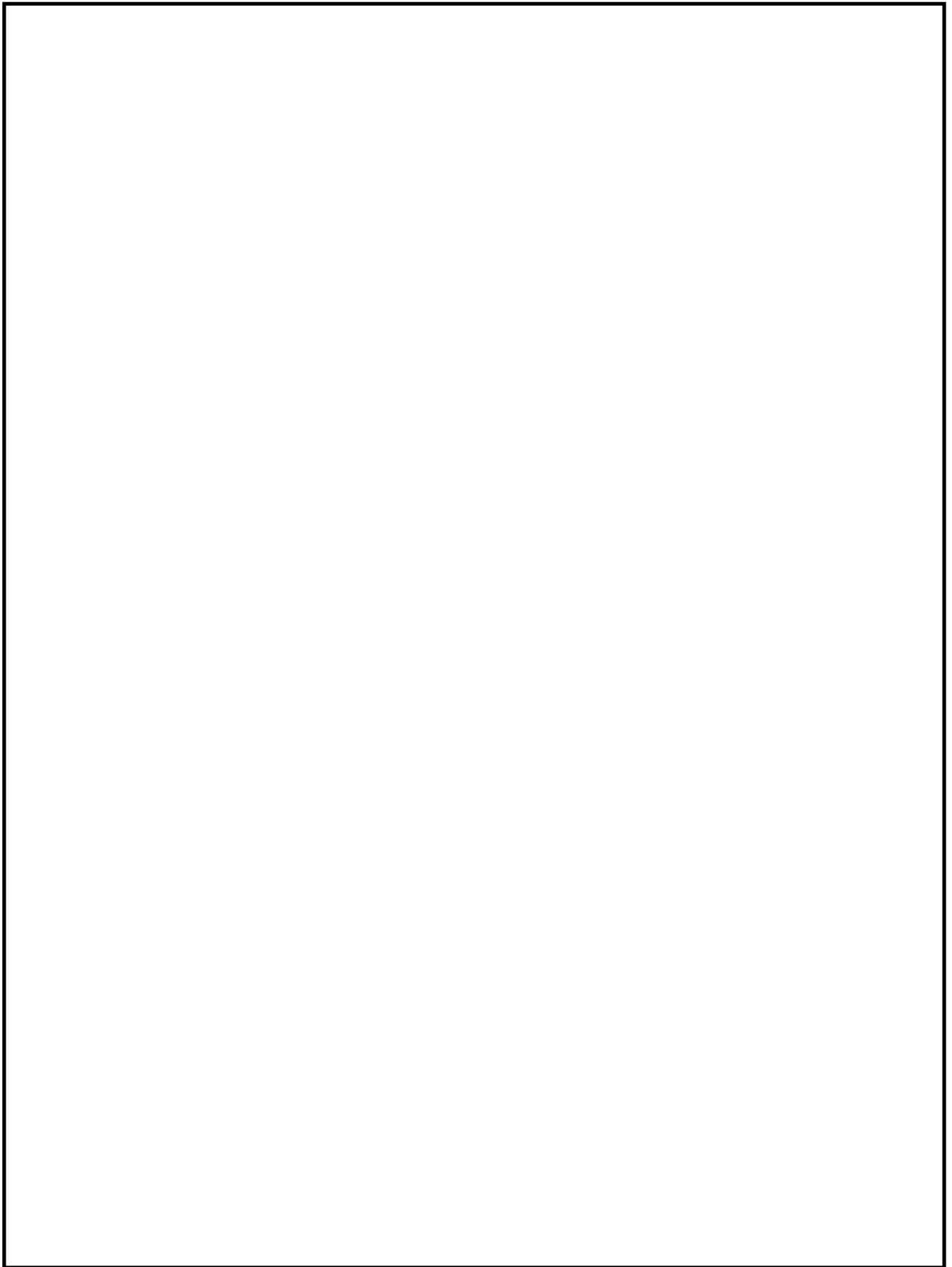
第47-14図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



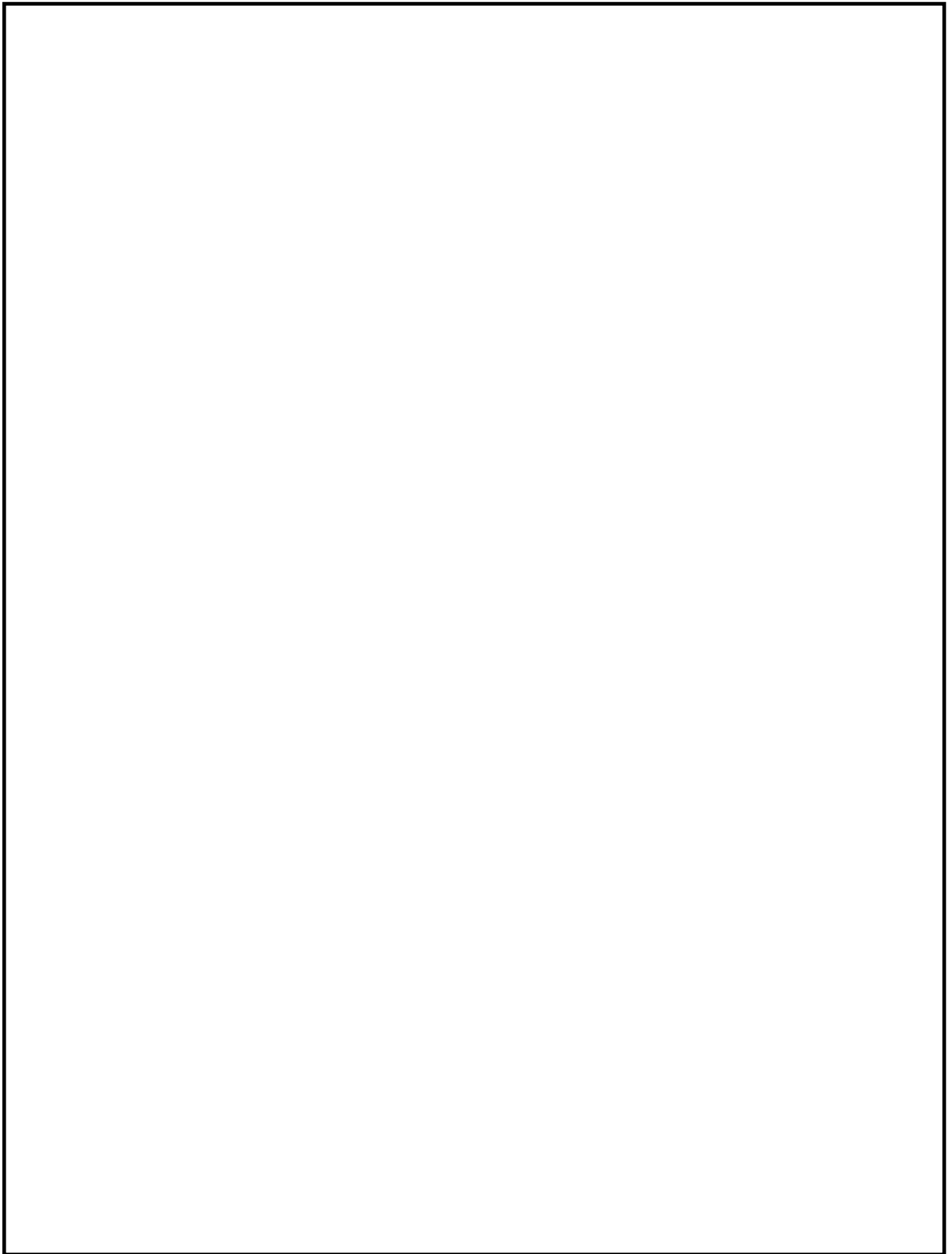
第47-15図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



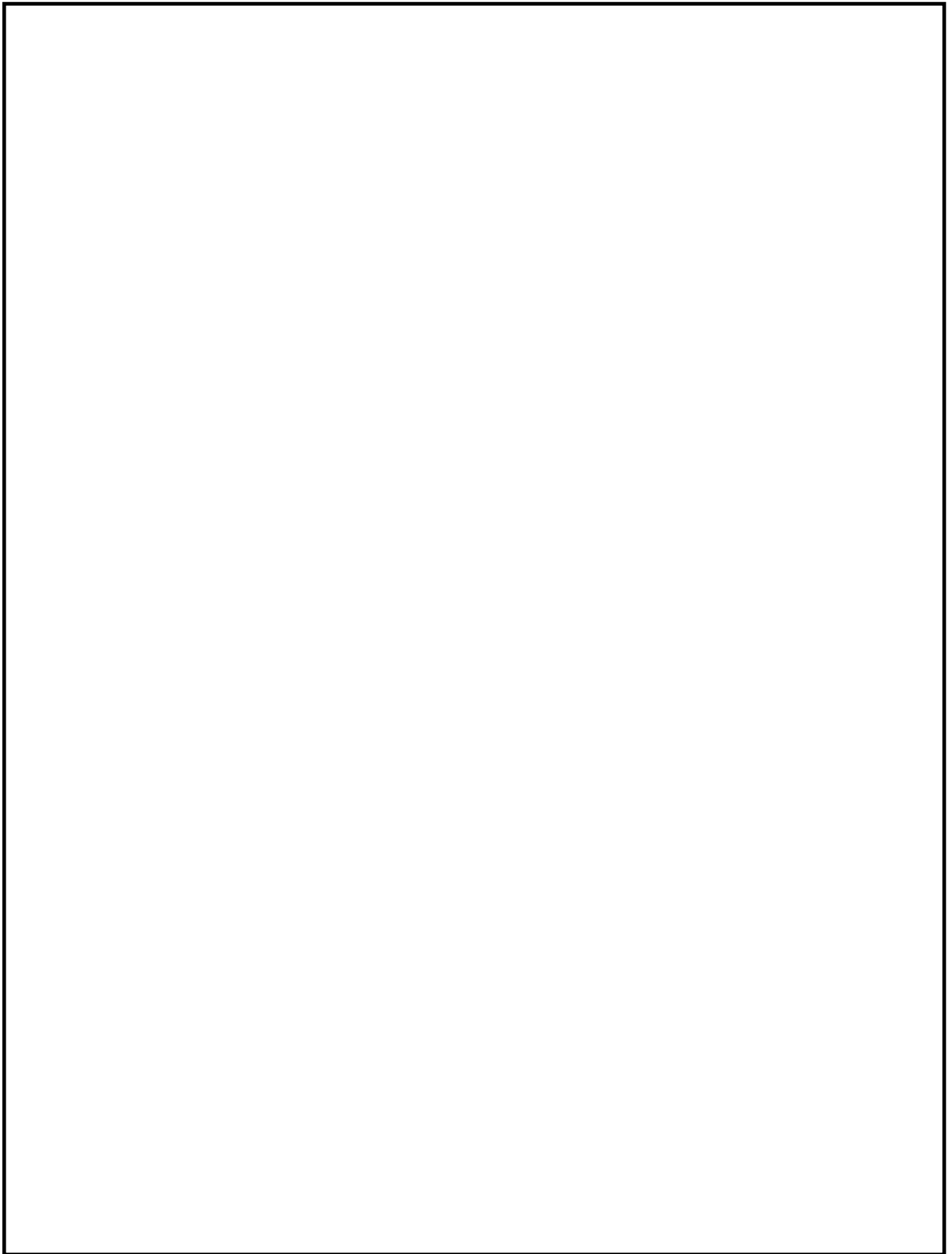
第47-16図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



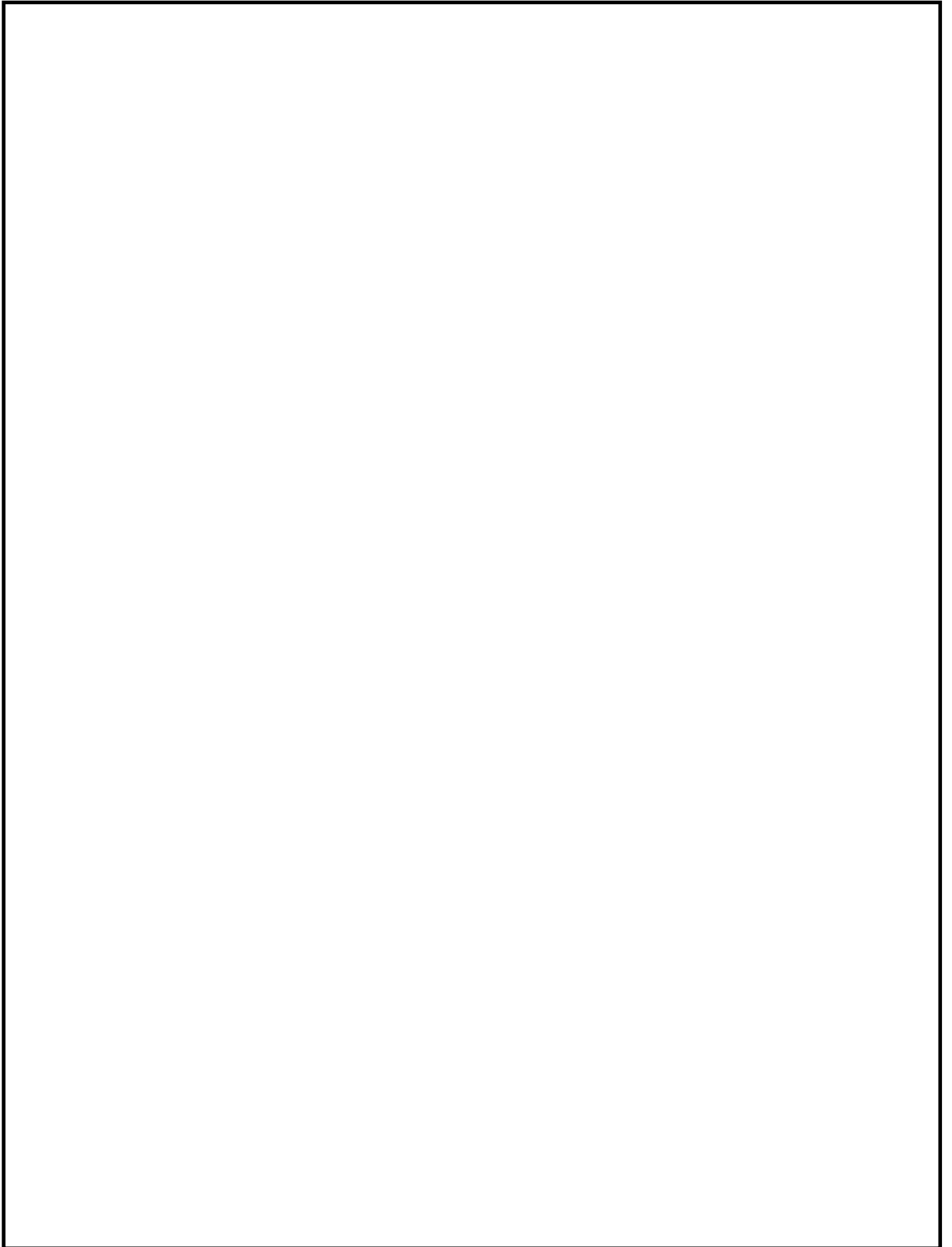
第47-17図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



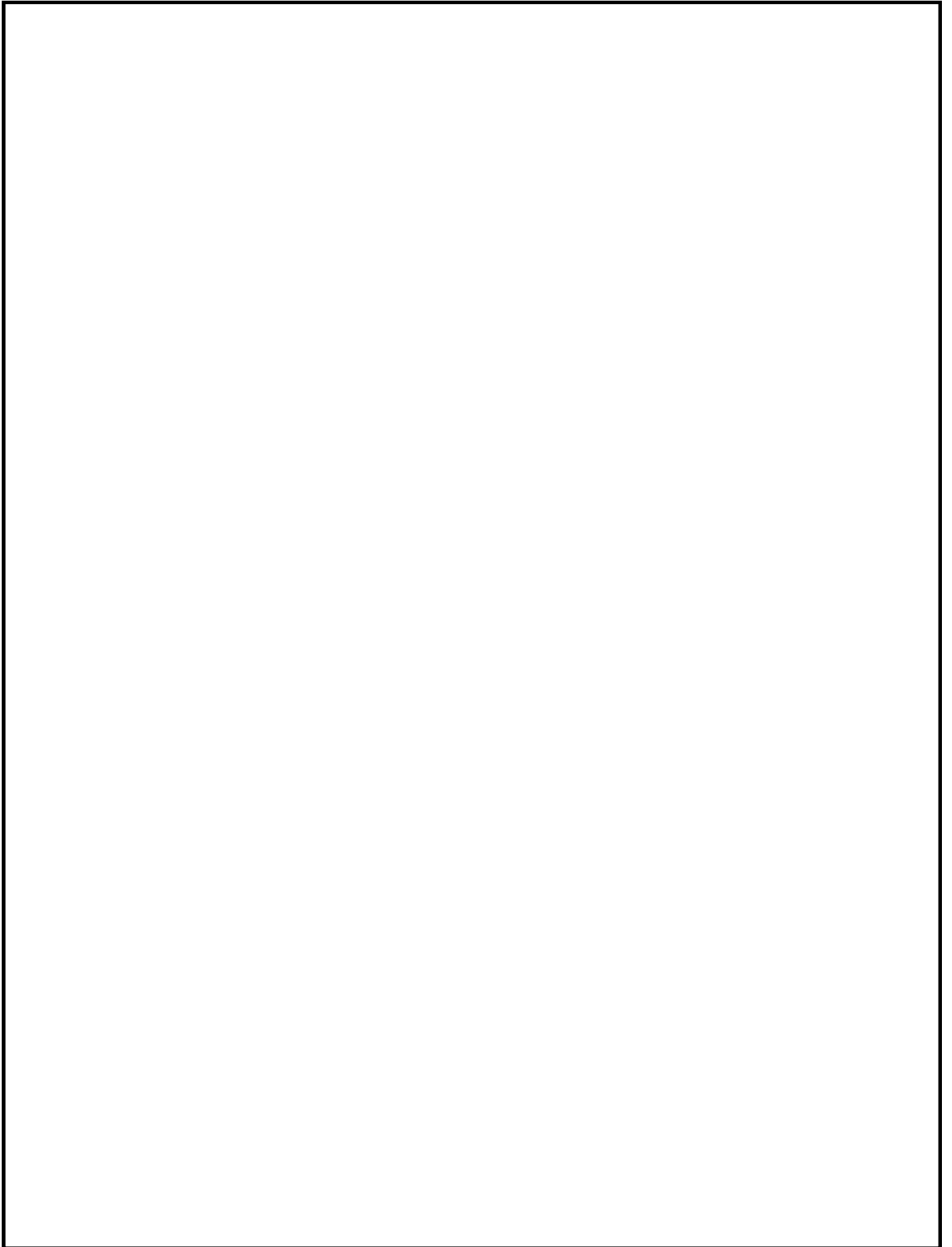
第47-18図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



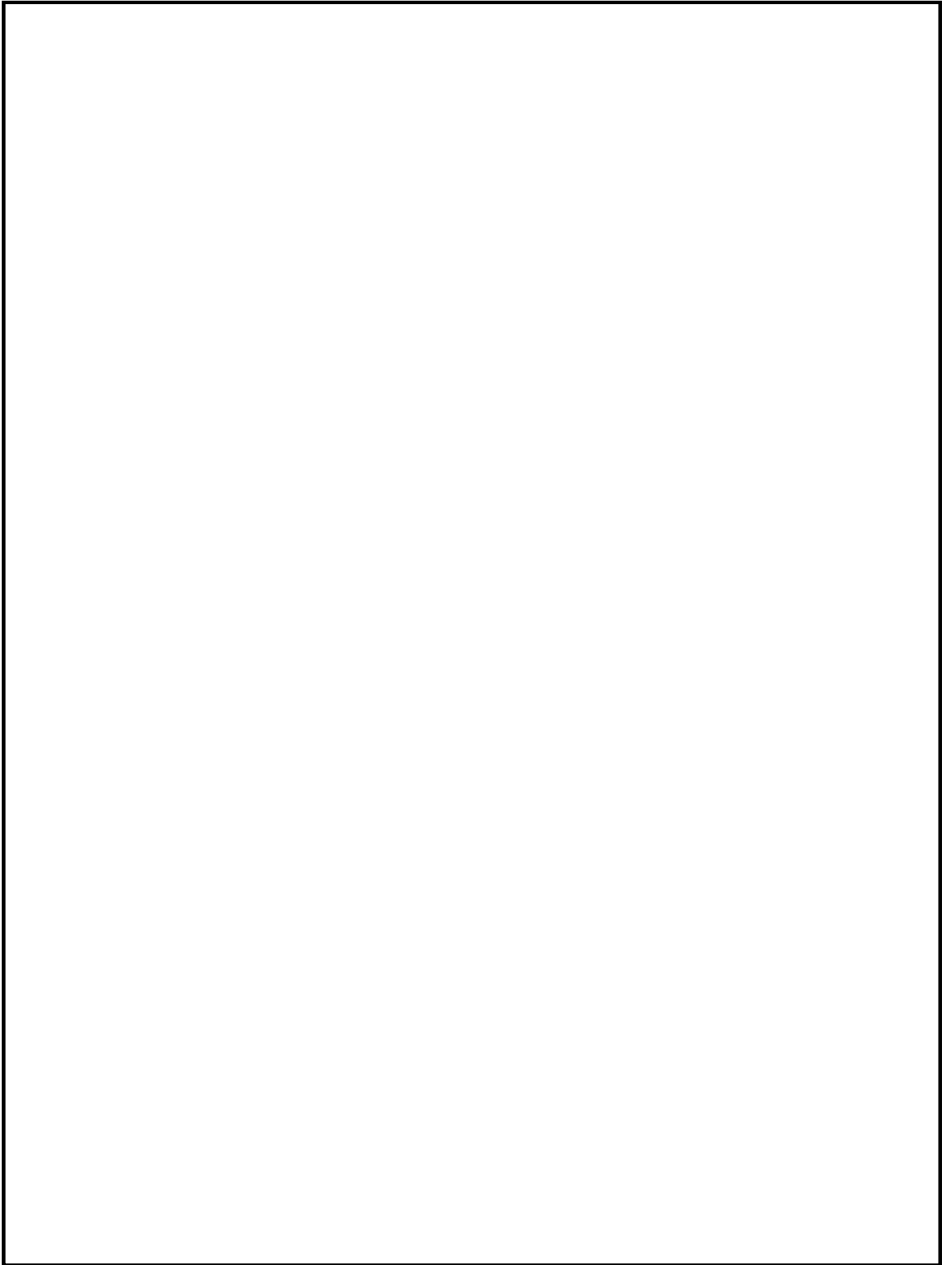
第47-19図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



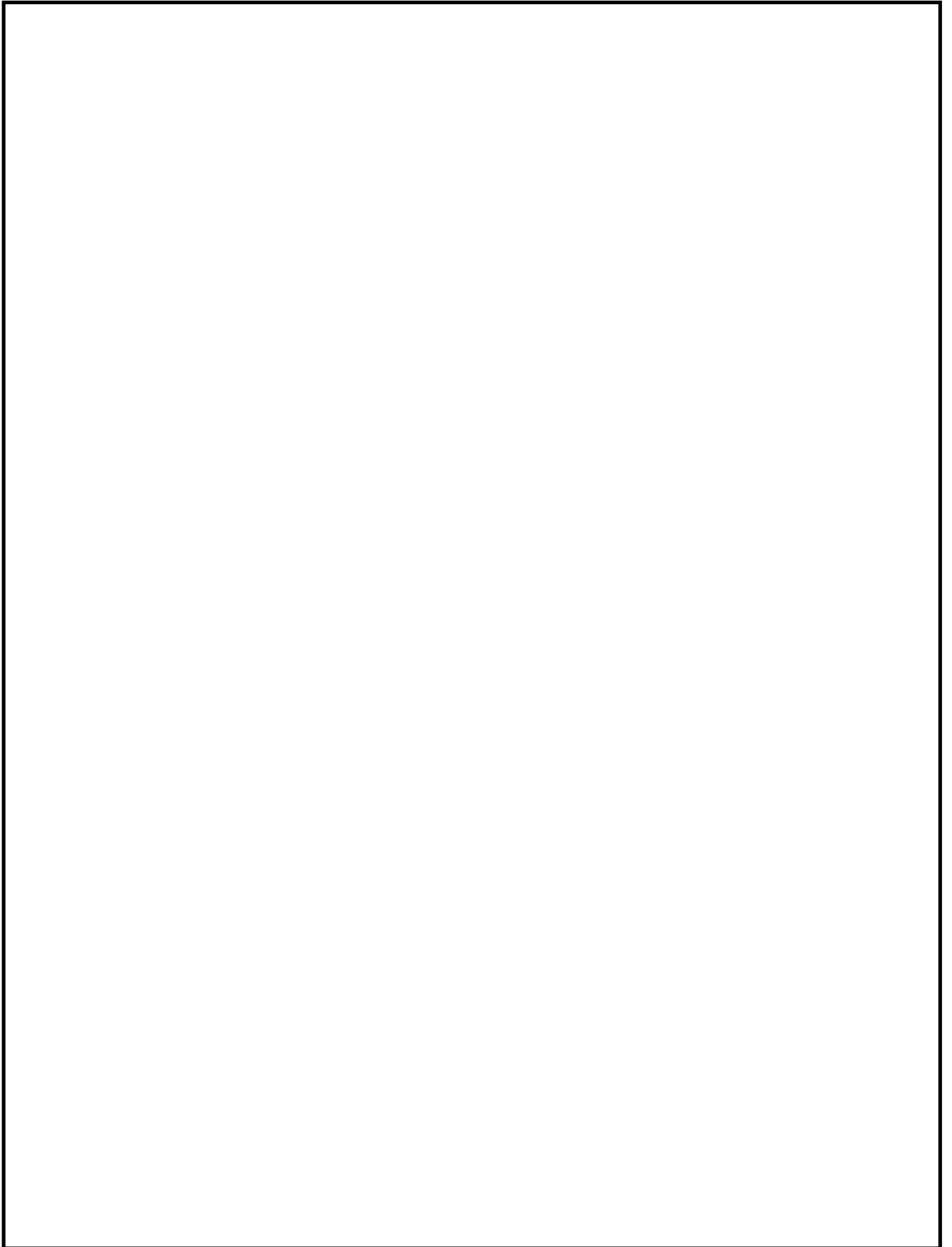
第47-20図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



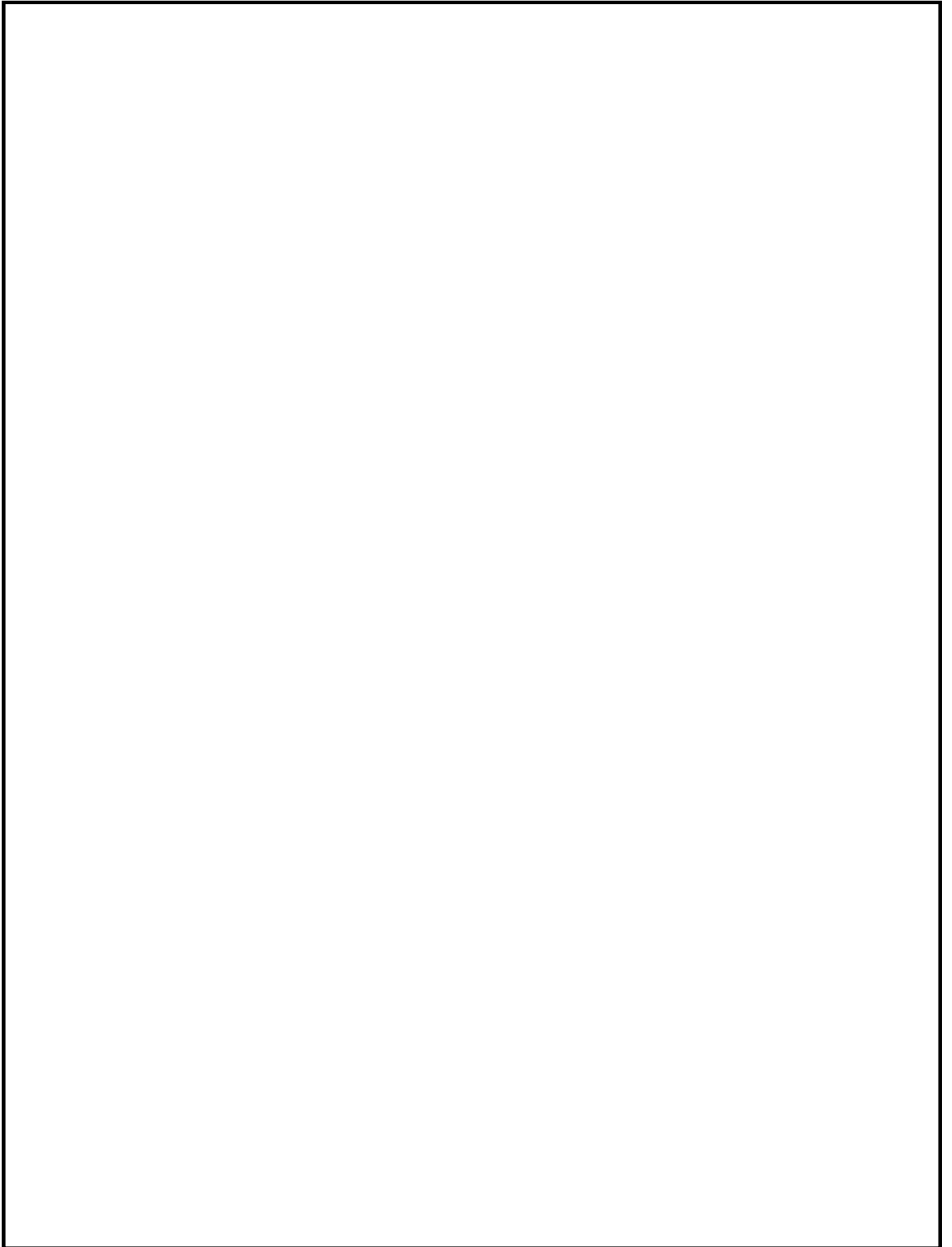
第47-21図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



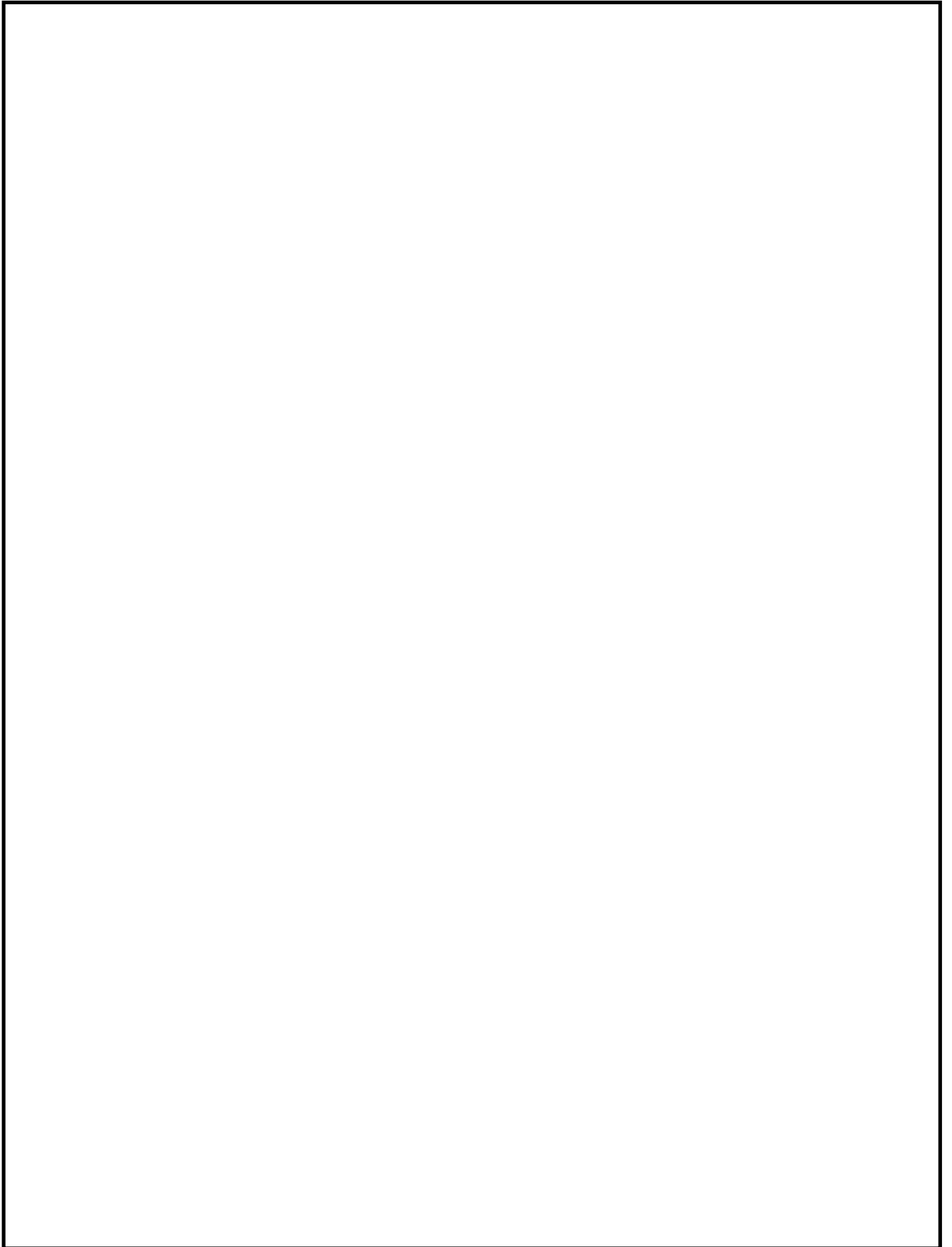
第47-22図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



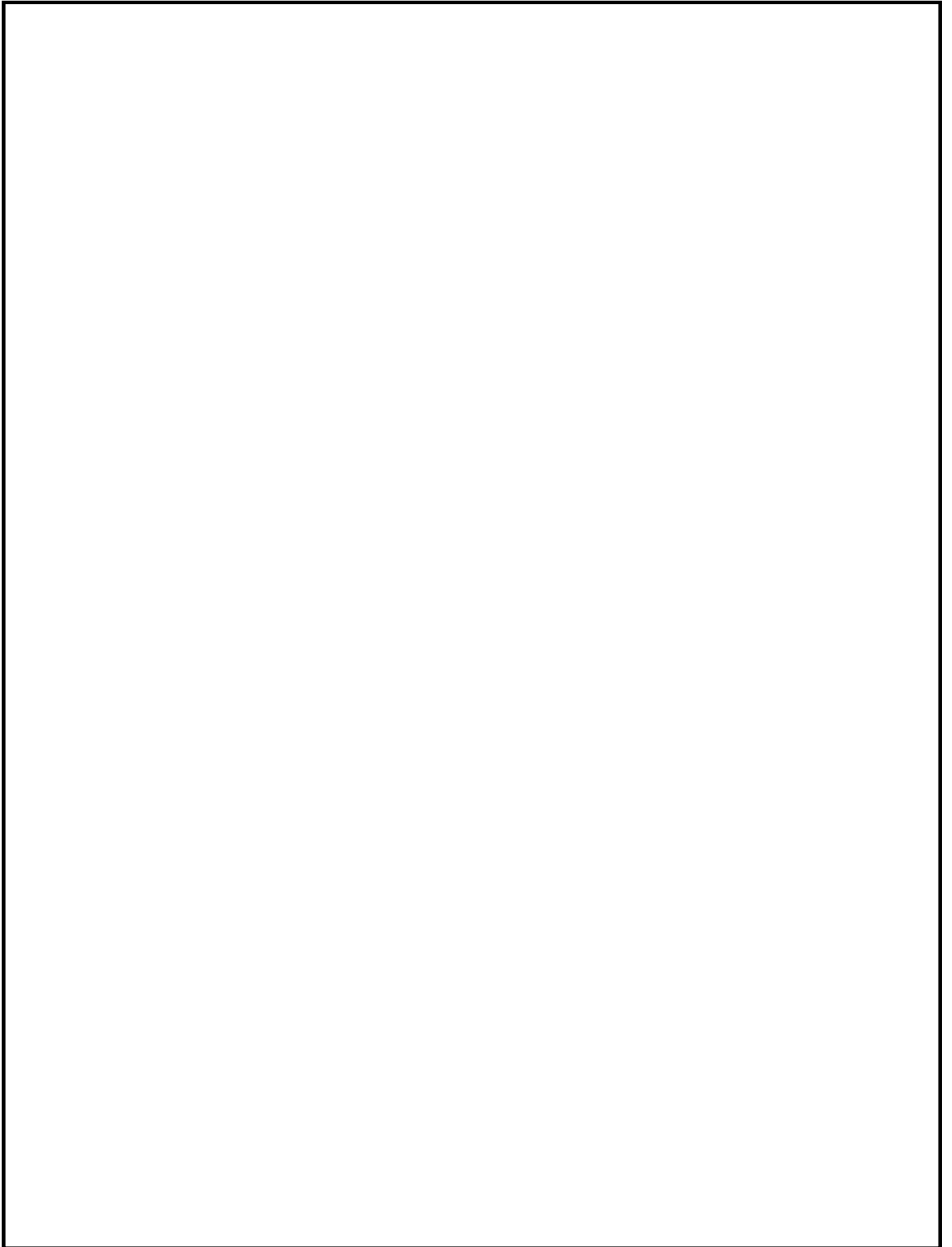
第47-23図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



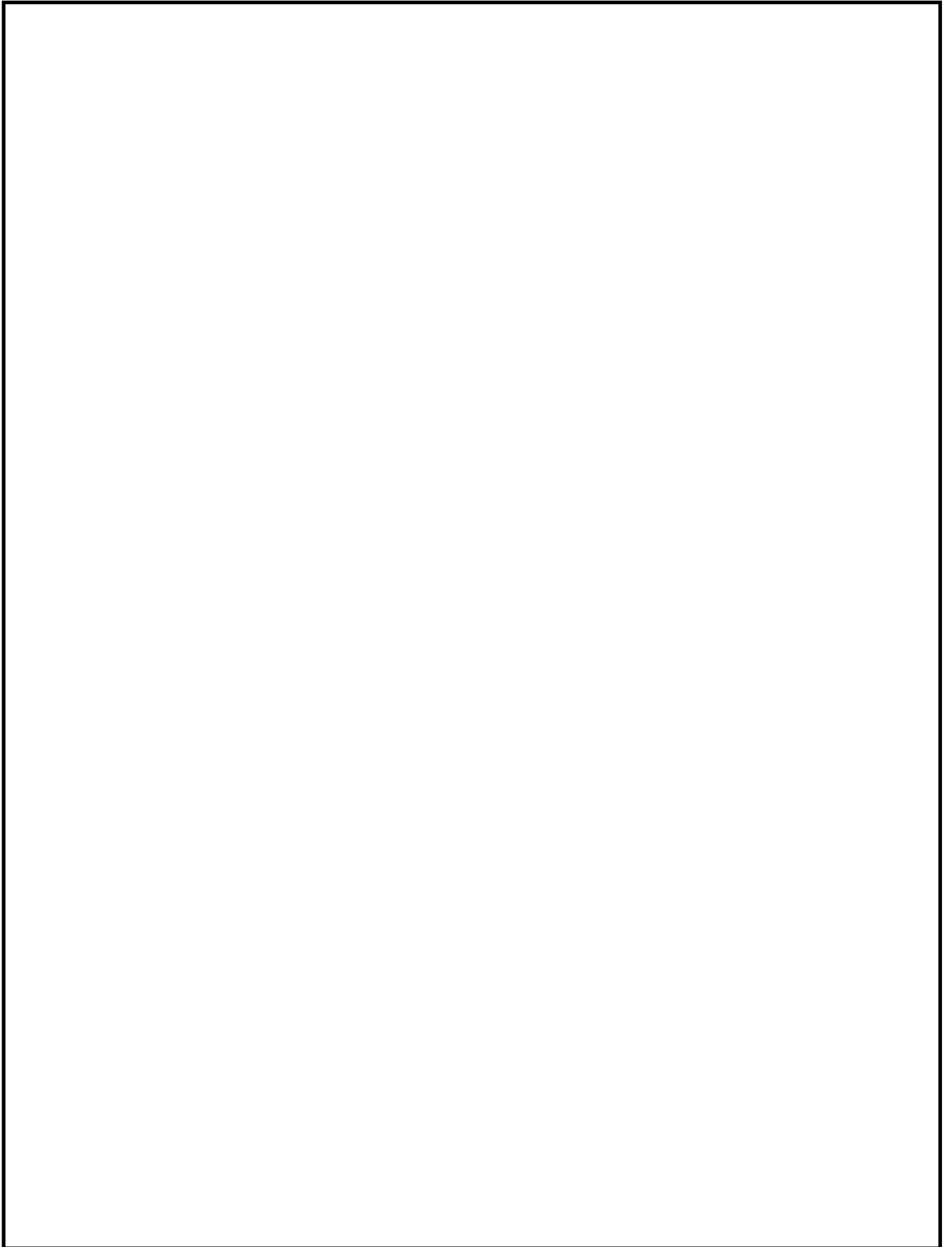
第47-24図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



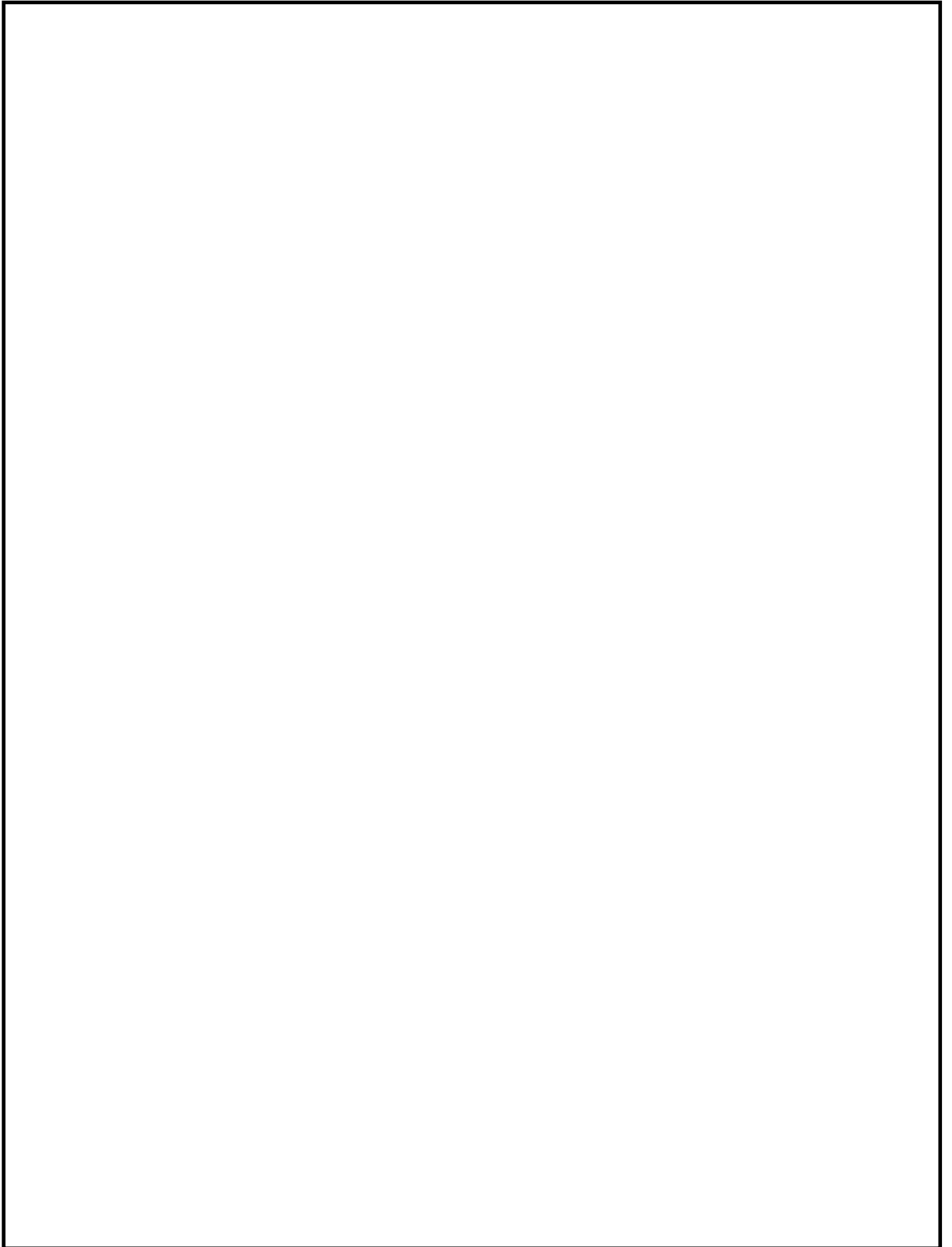
第47-25図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



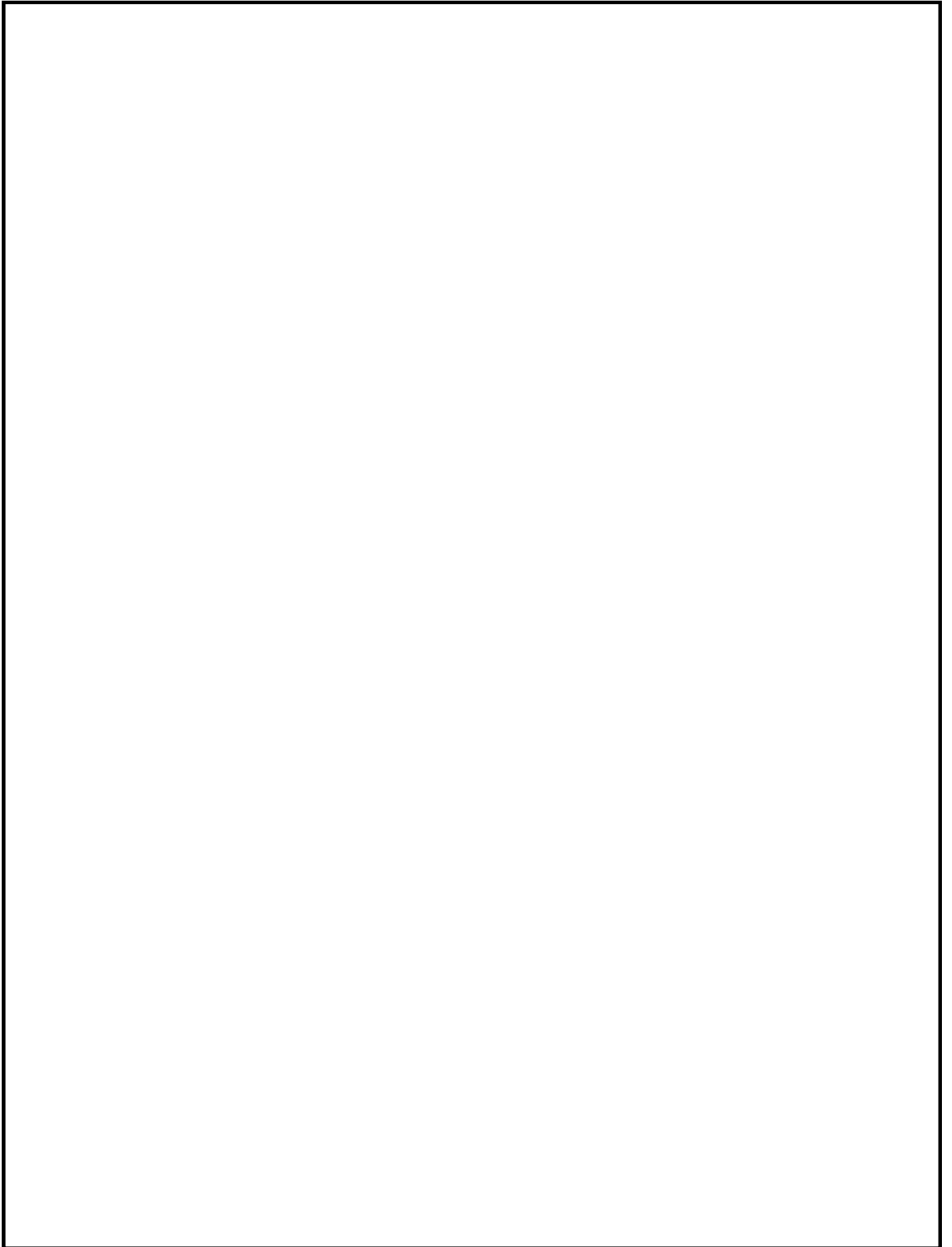
第47-26図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



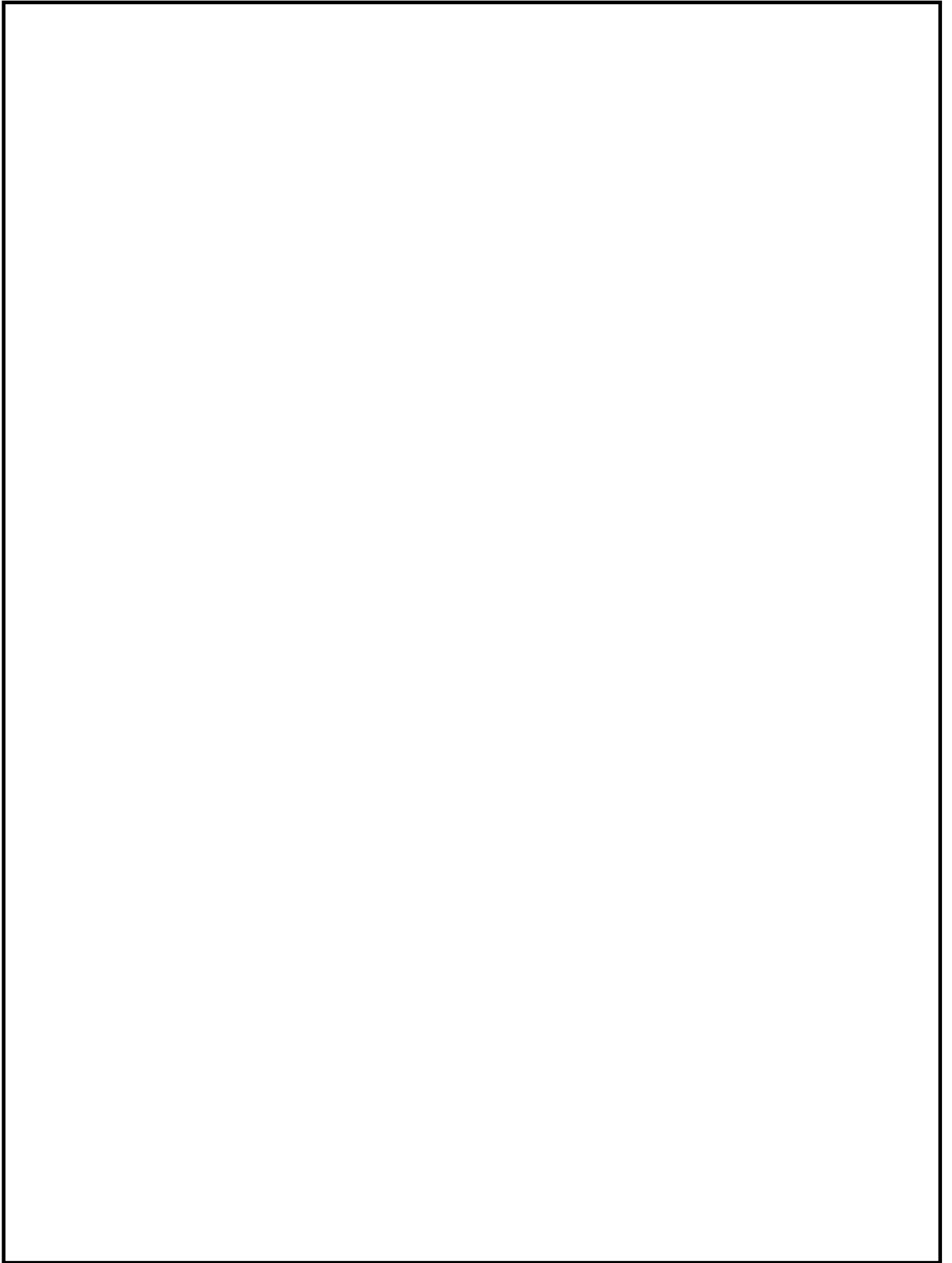
第47-27図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



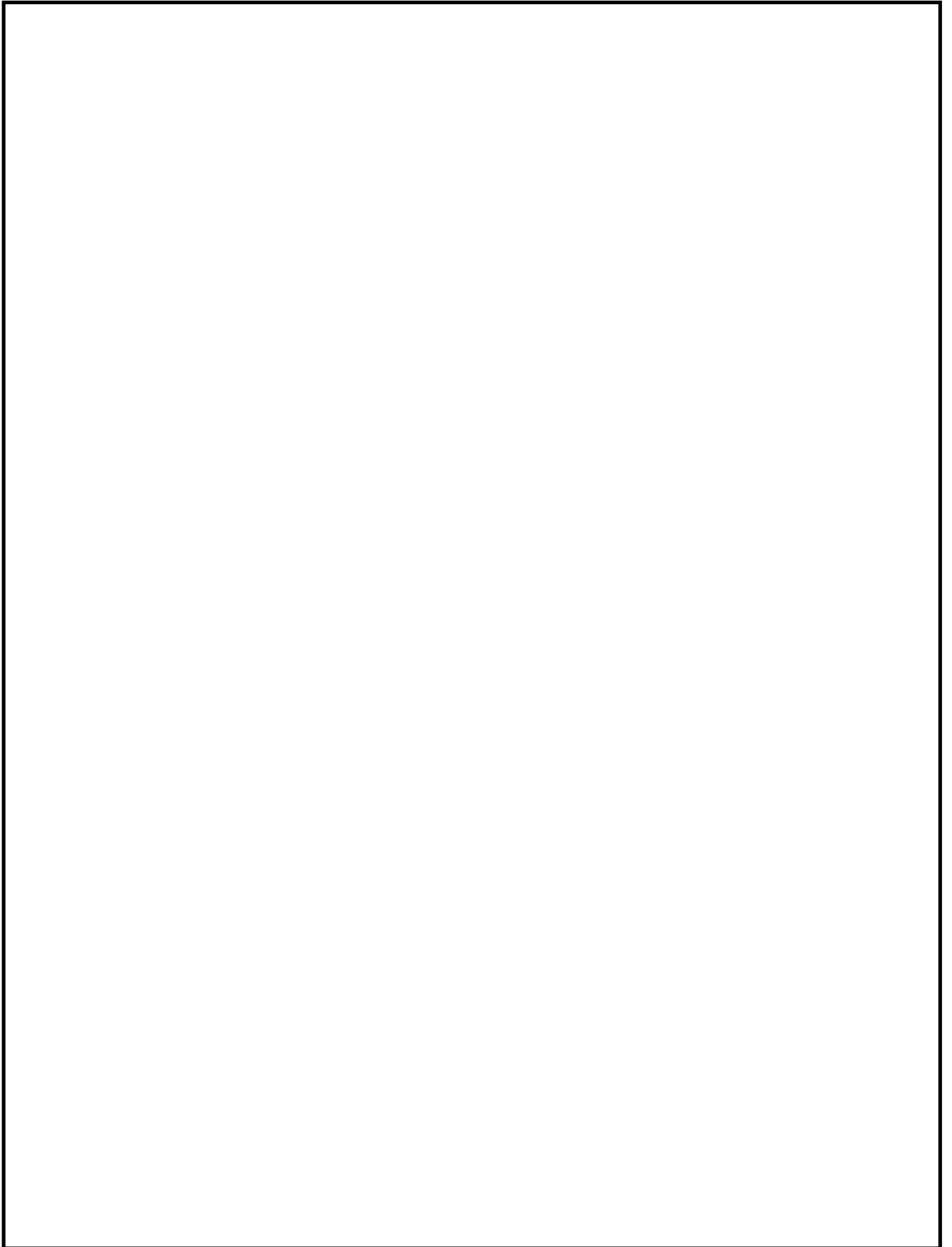
第47-28図 廃棄物処理建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



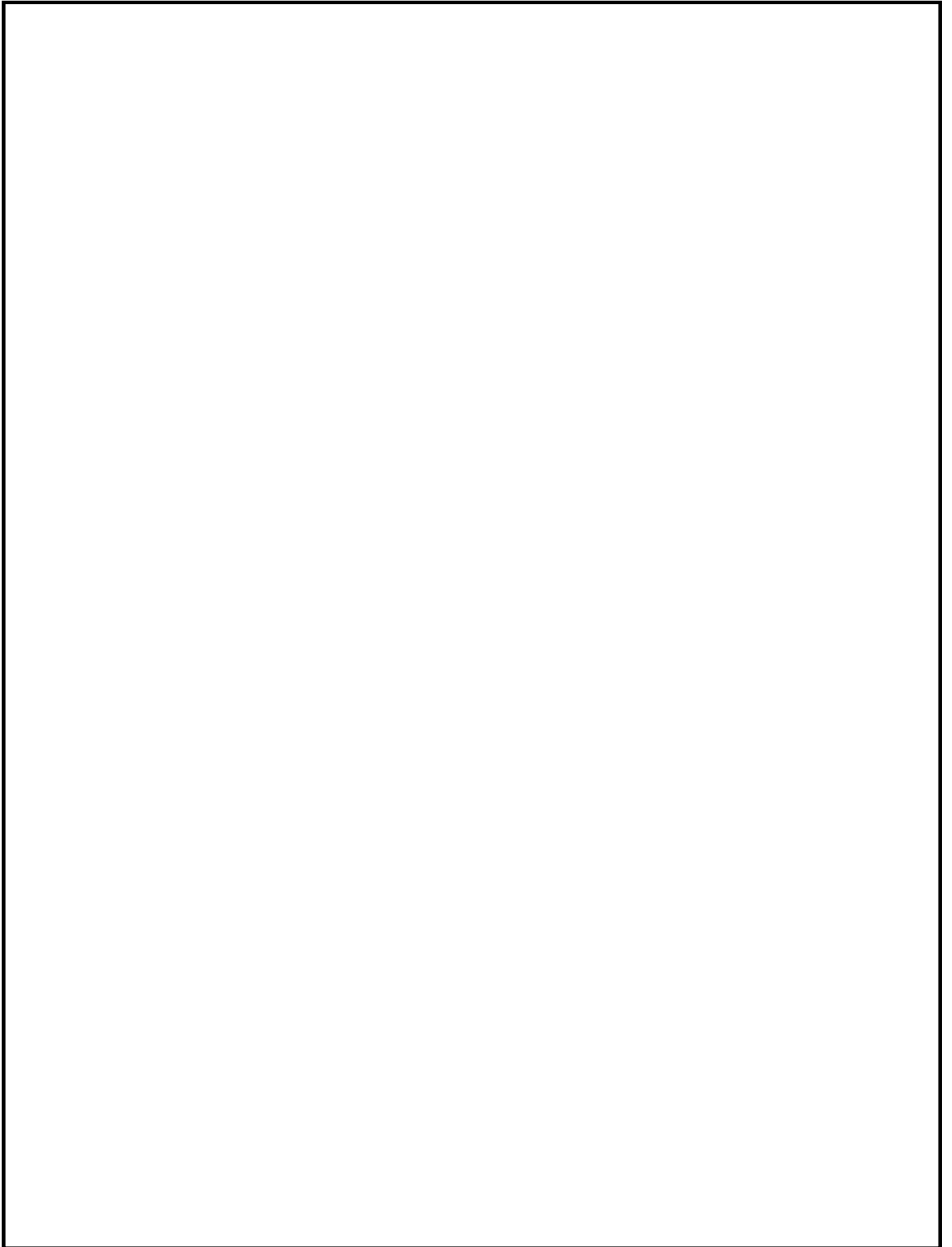
第47-29図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



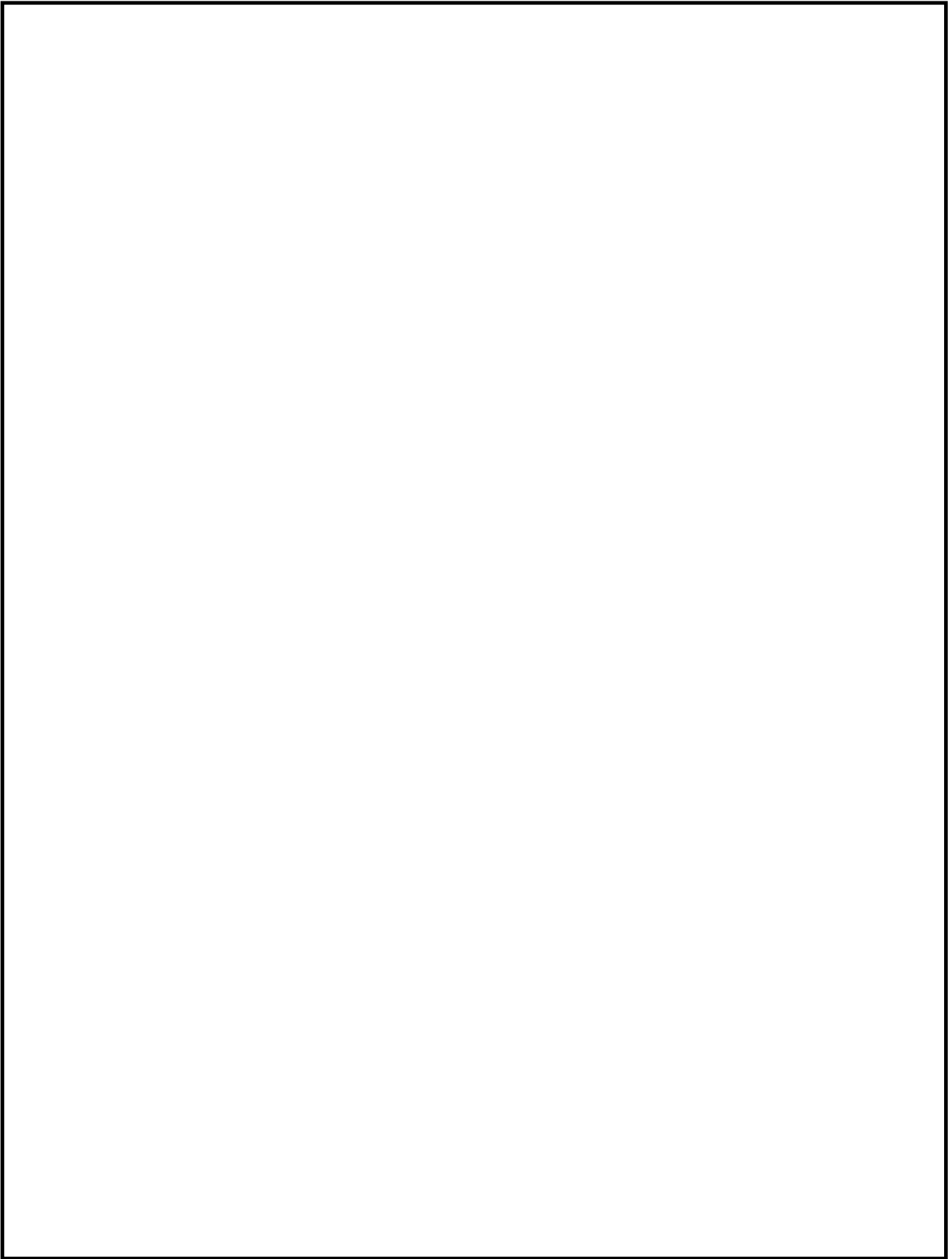
第47-30図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



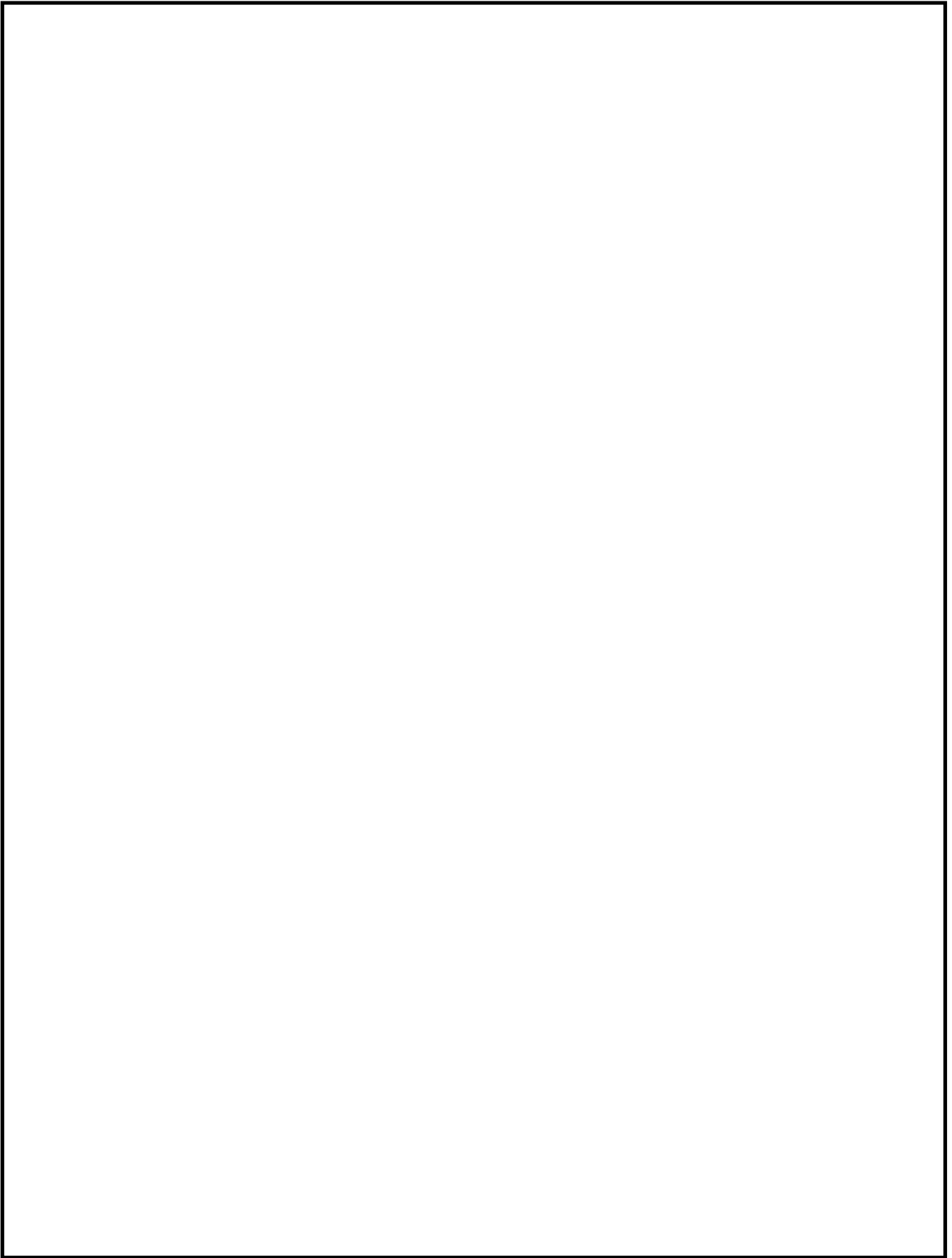
第47-31図 低圧原子炉代替注水槽建物 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



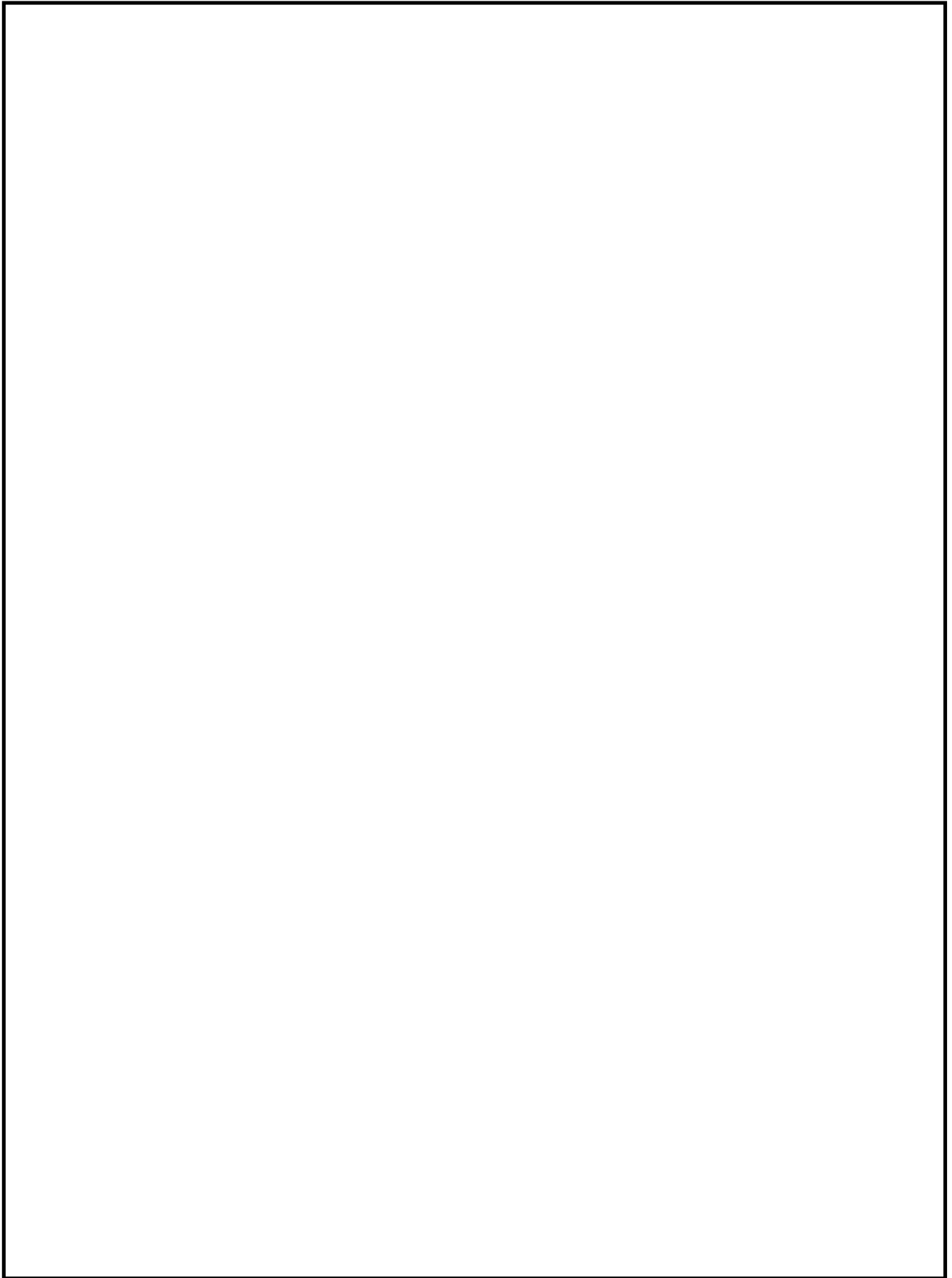
第48-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



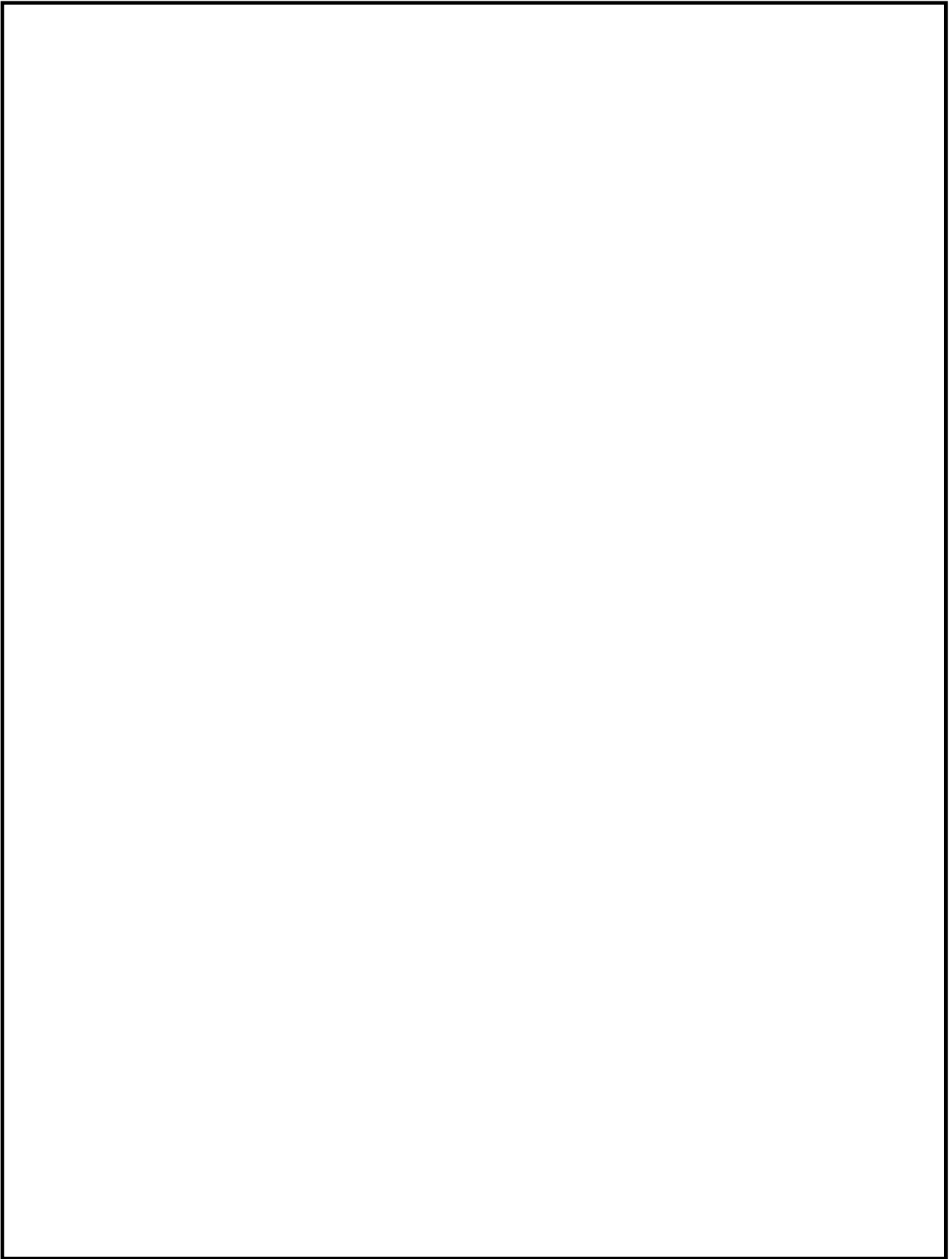
第48-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



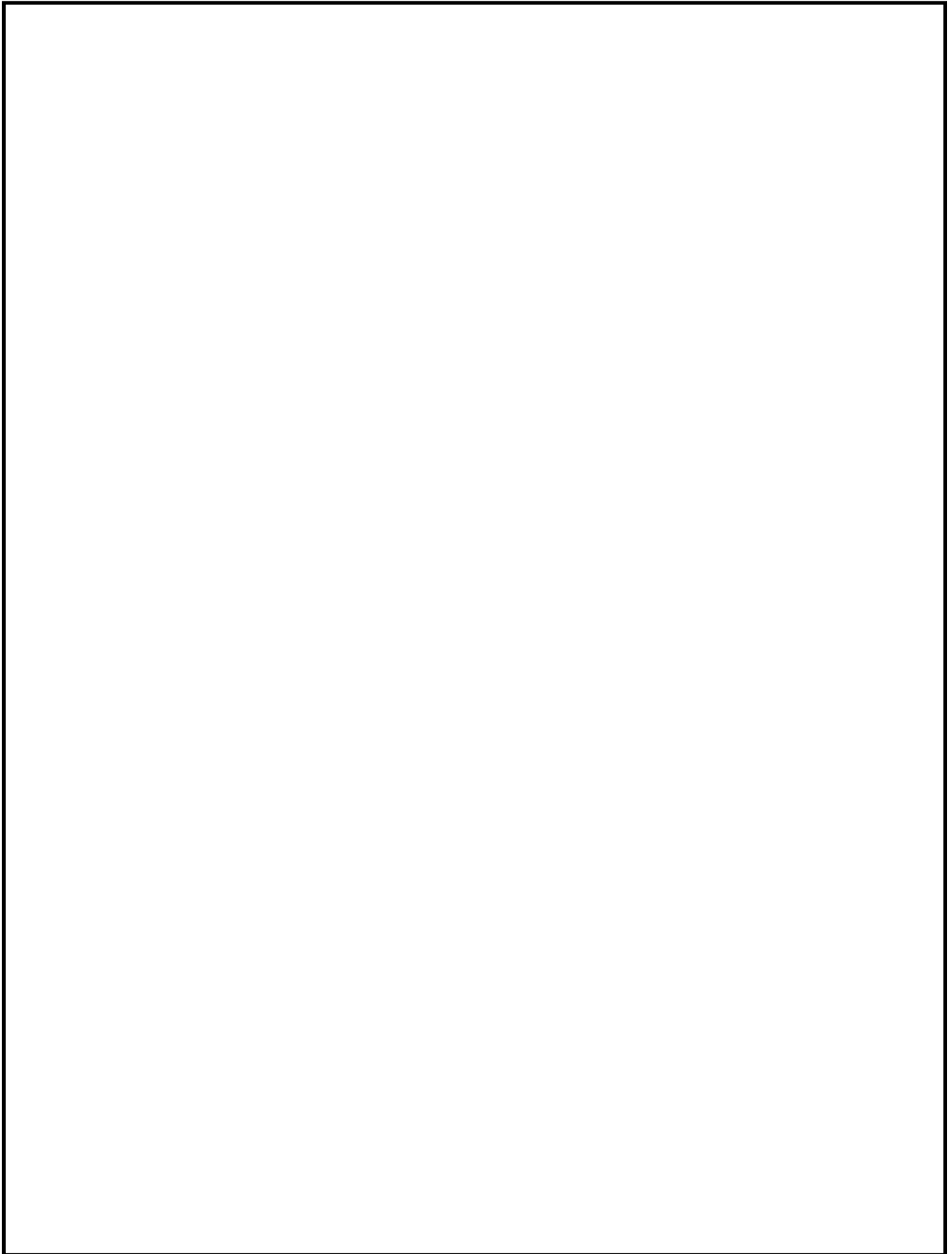
第48-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



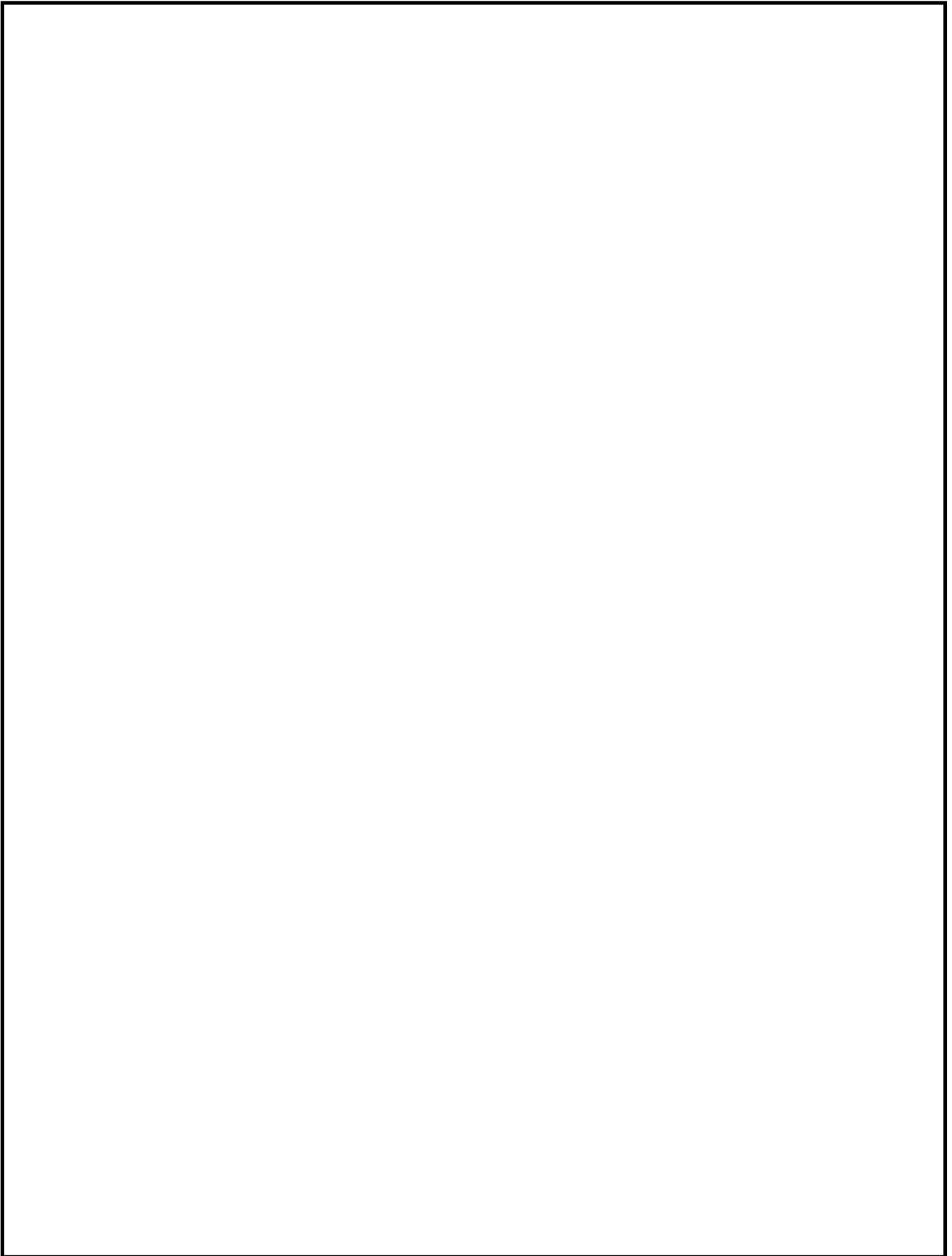
第48-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



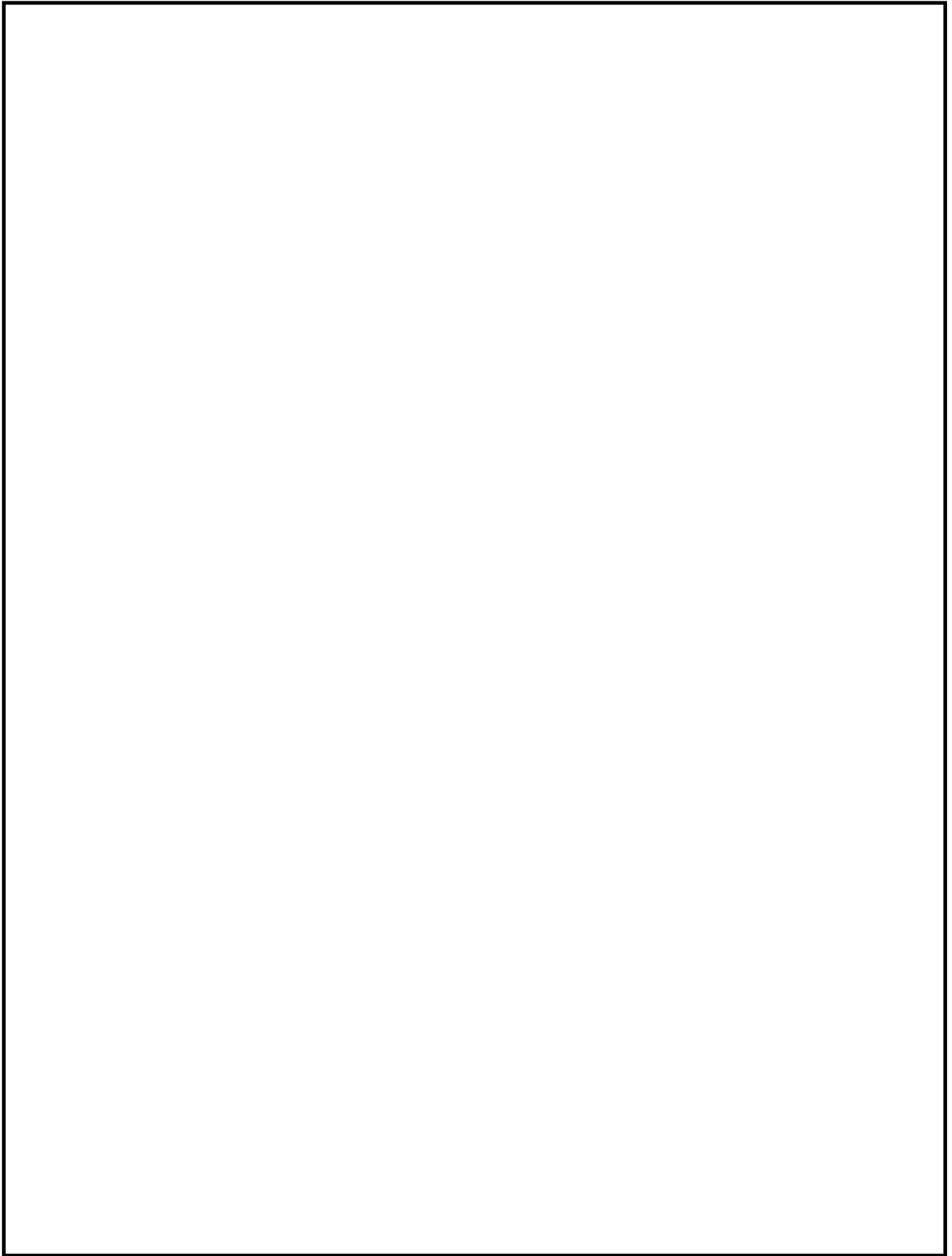
第48-5図 原子炉建物 地上中 2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



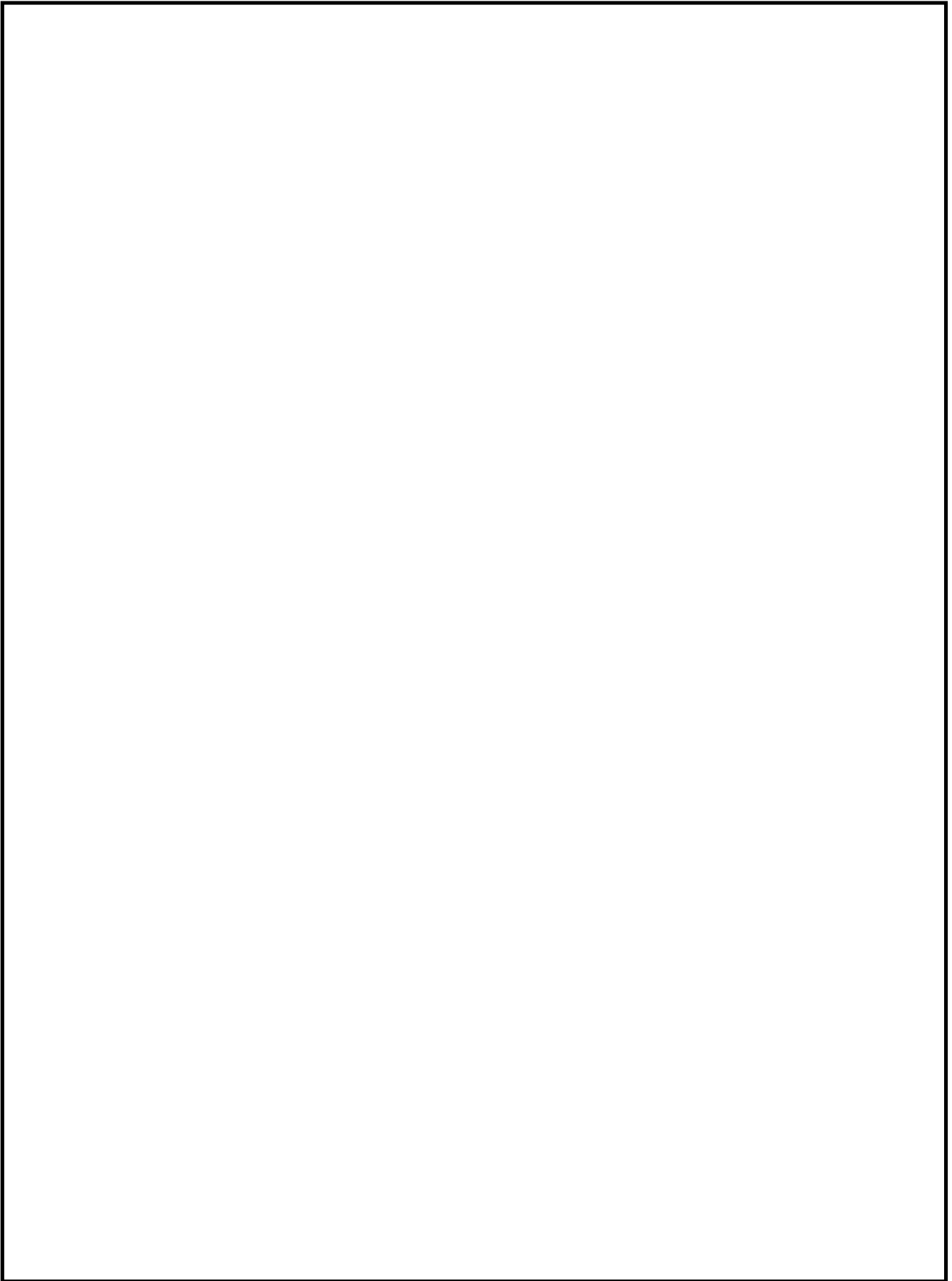
第48-6図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



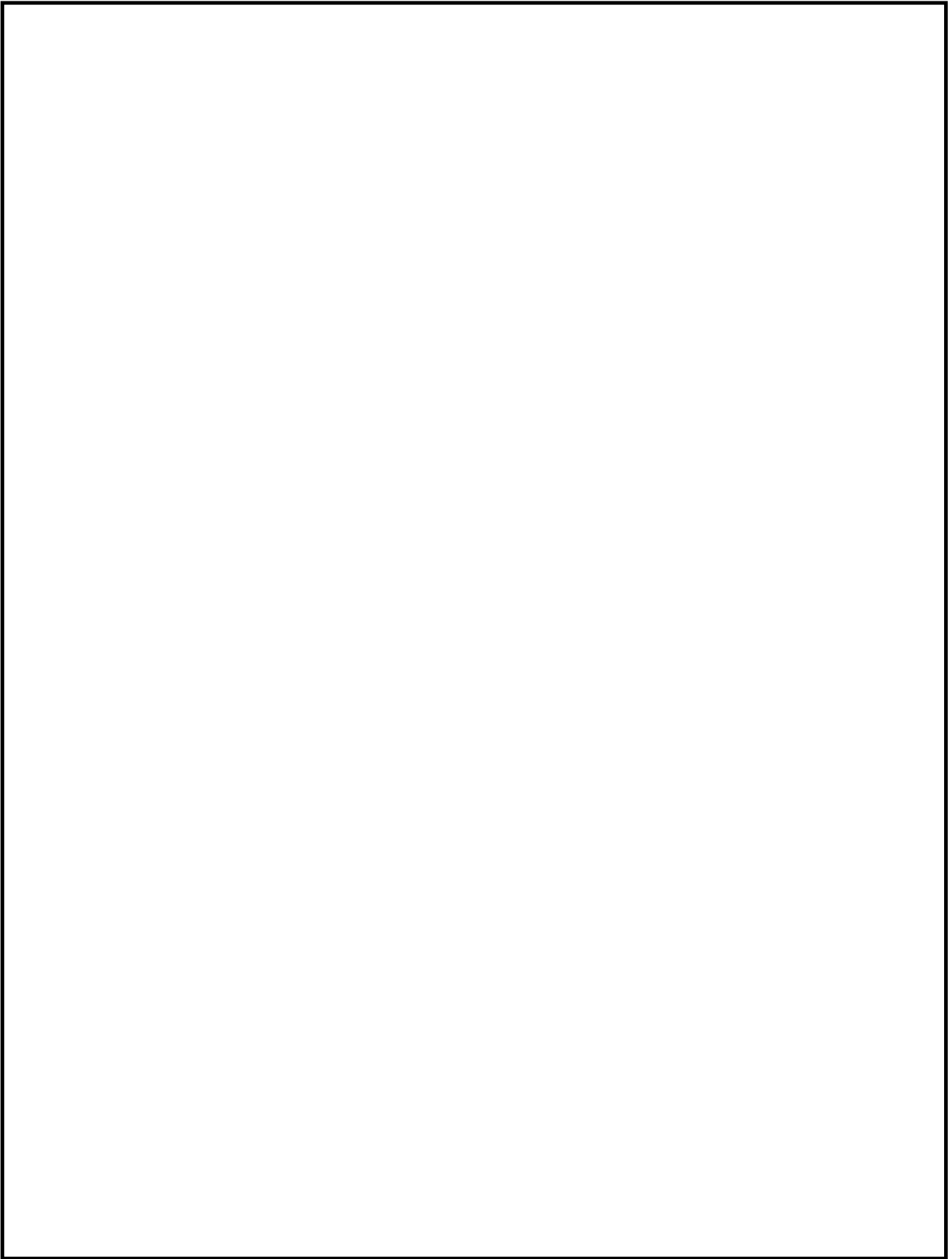
第48-7図 タービン建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



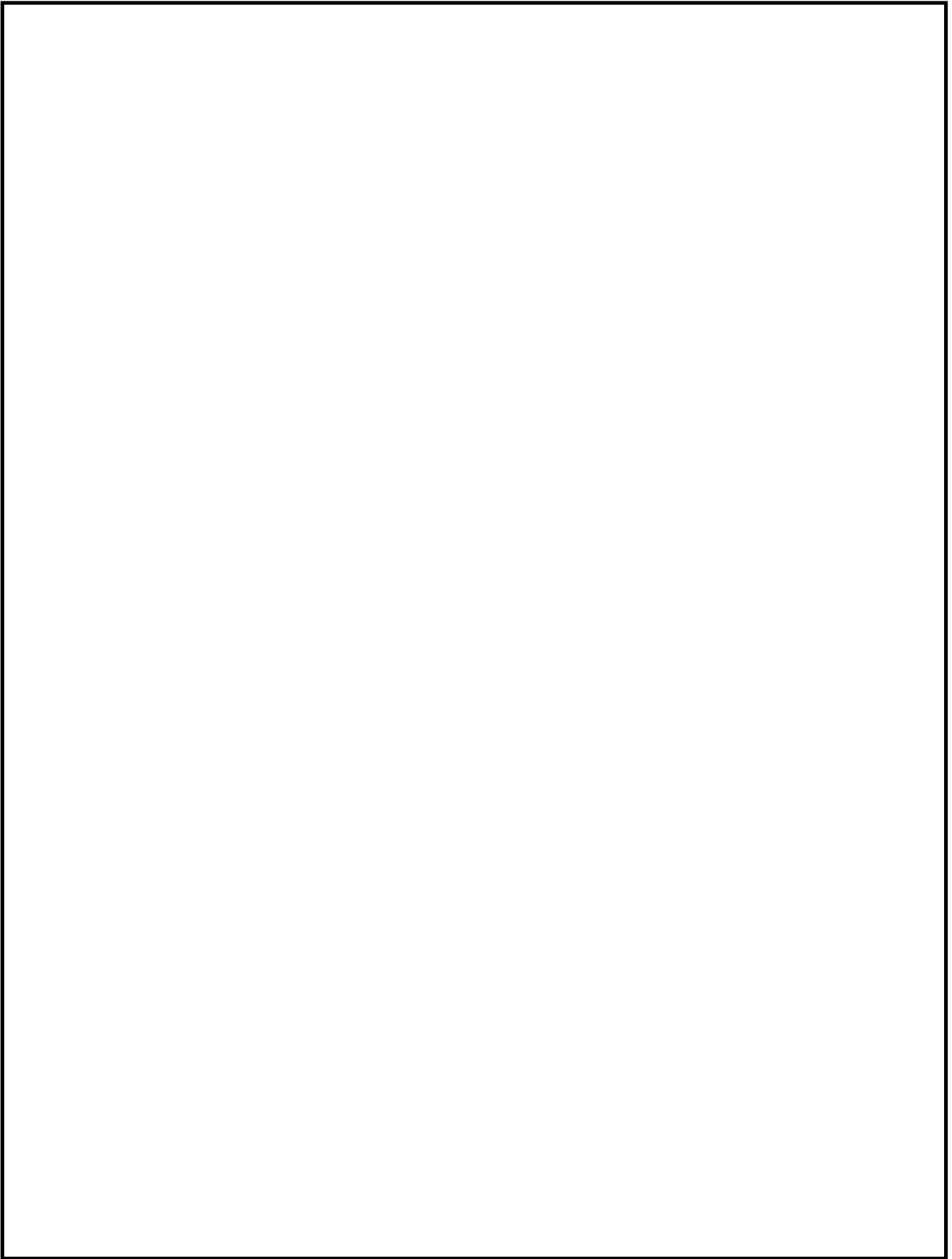
第48-8図 タービン建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



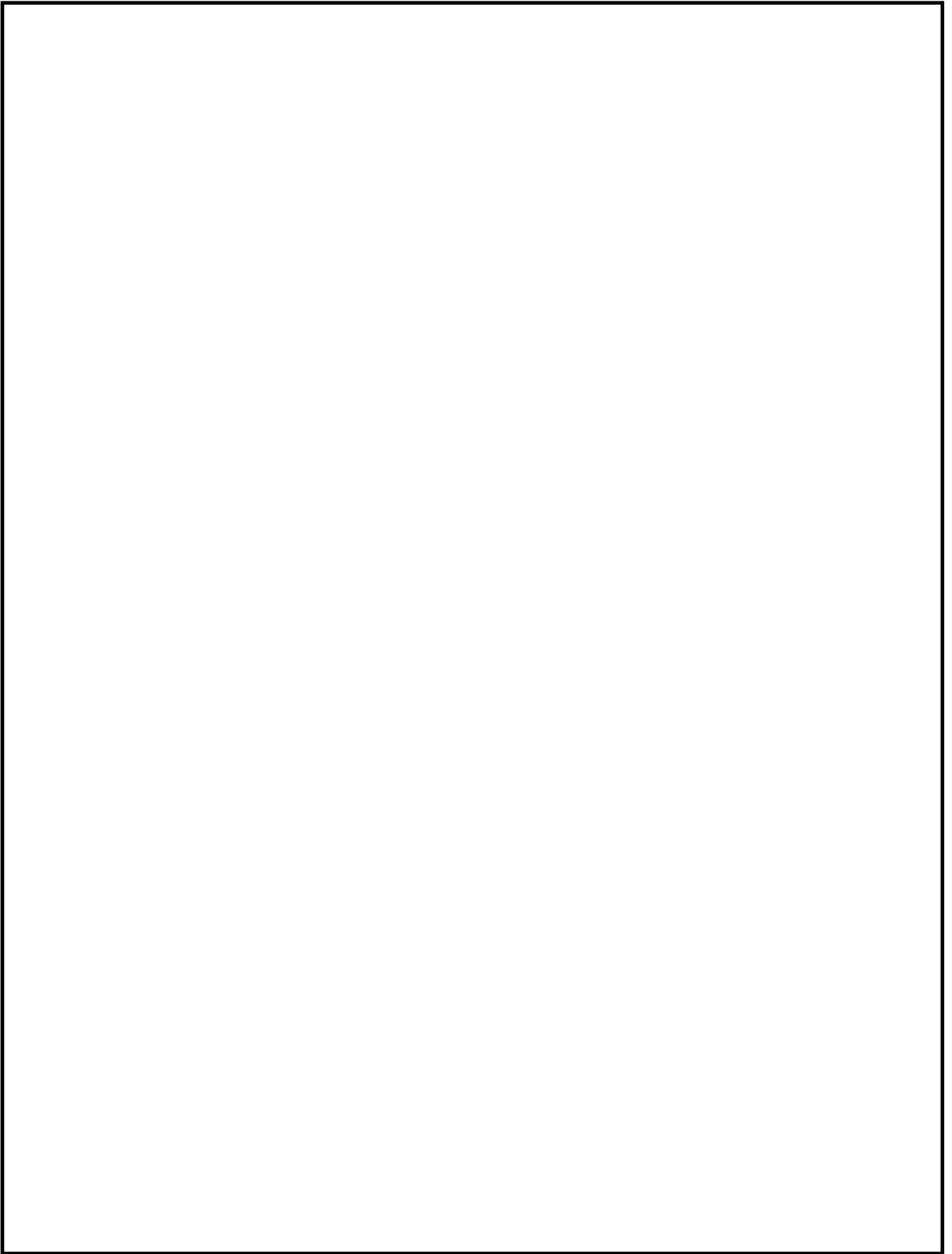
第48-9図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



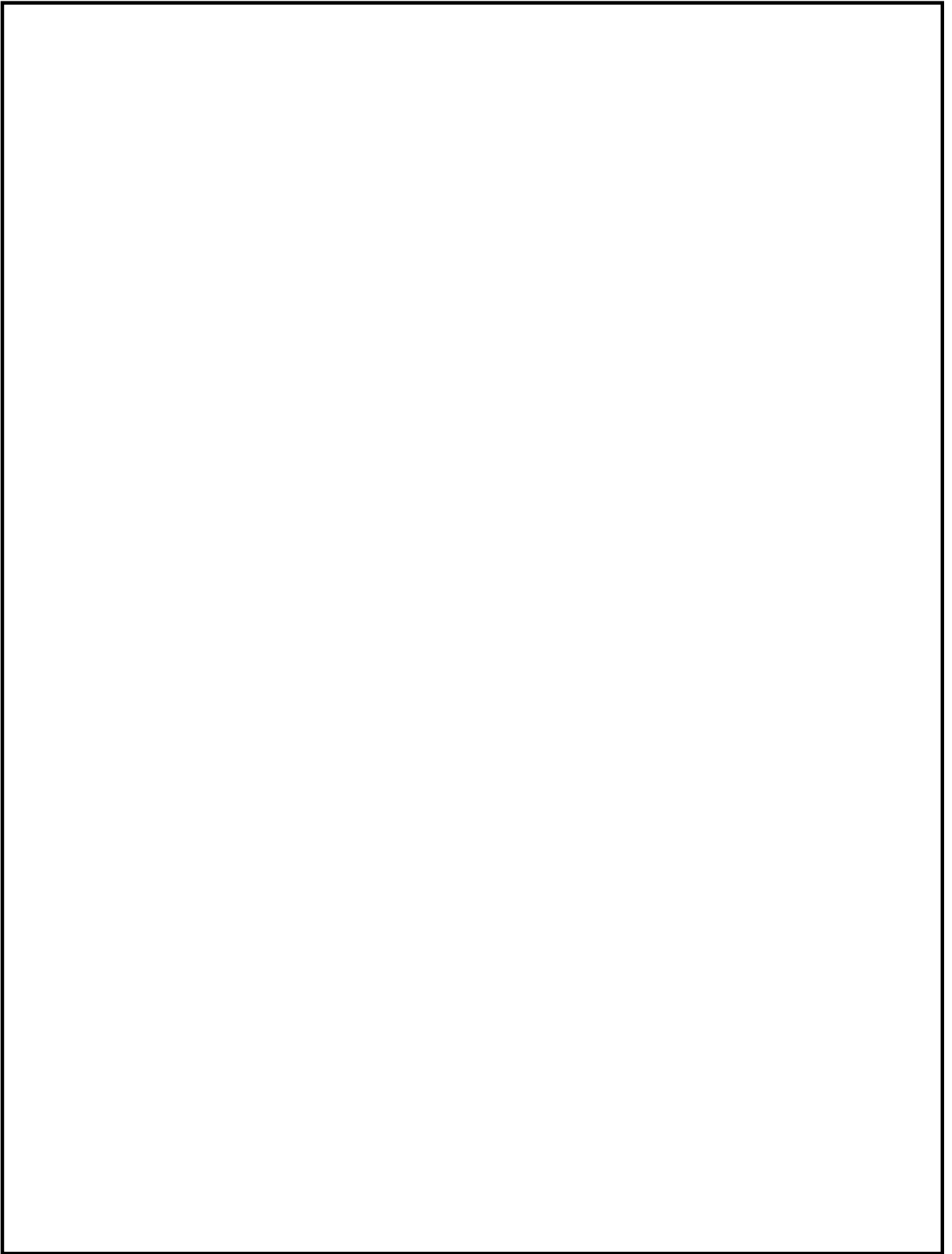
第48-10図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



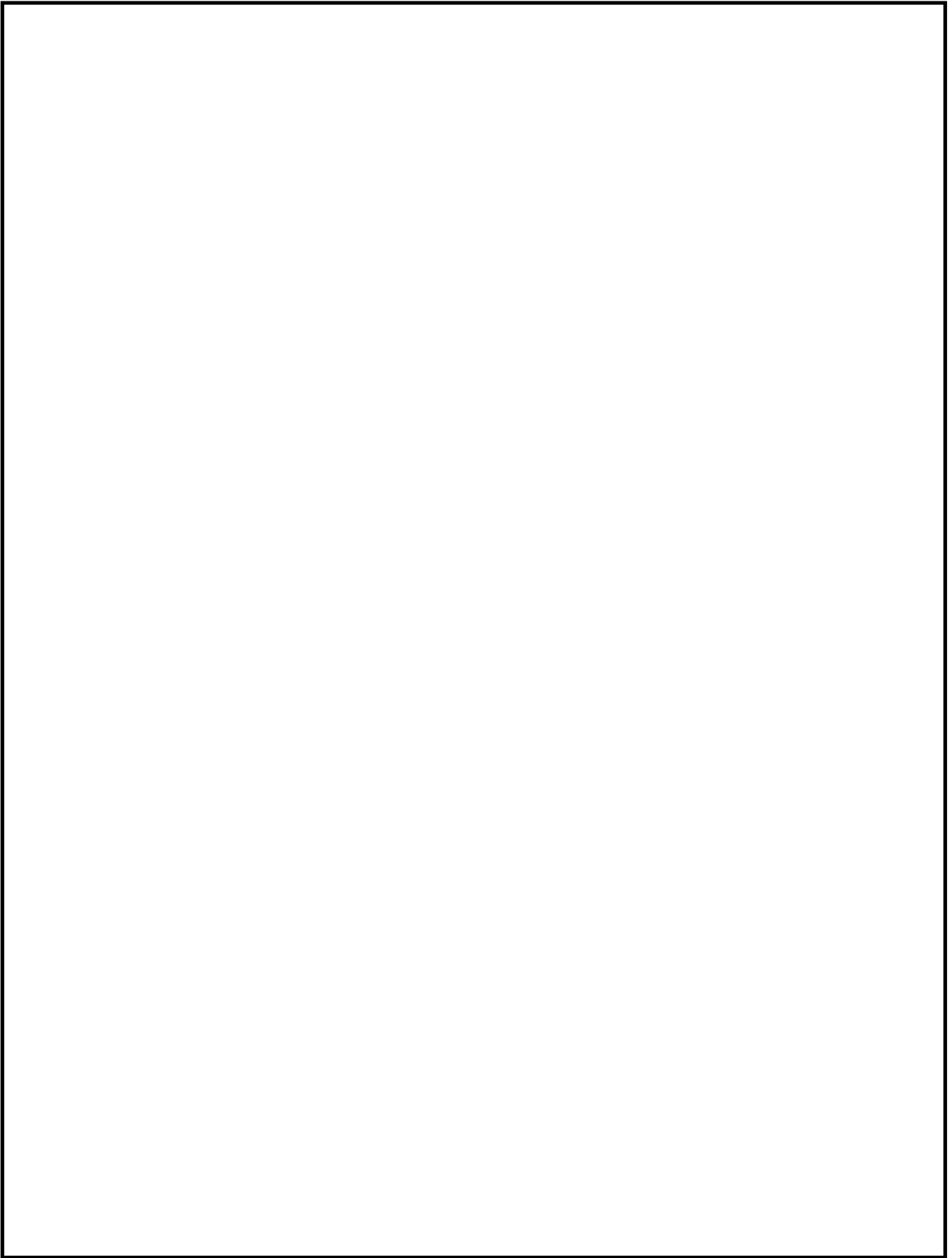
第48-11図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



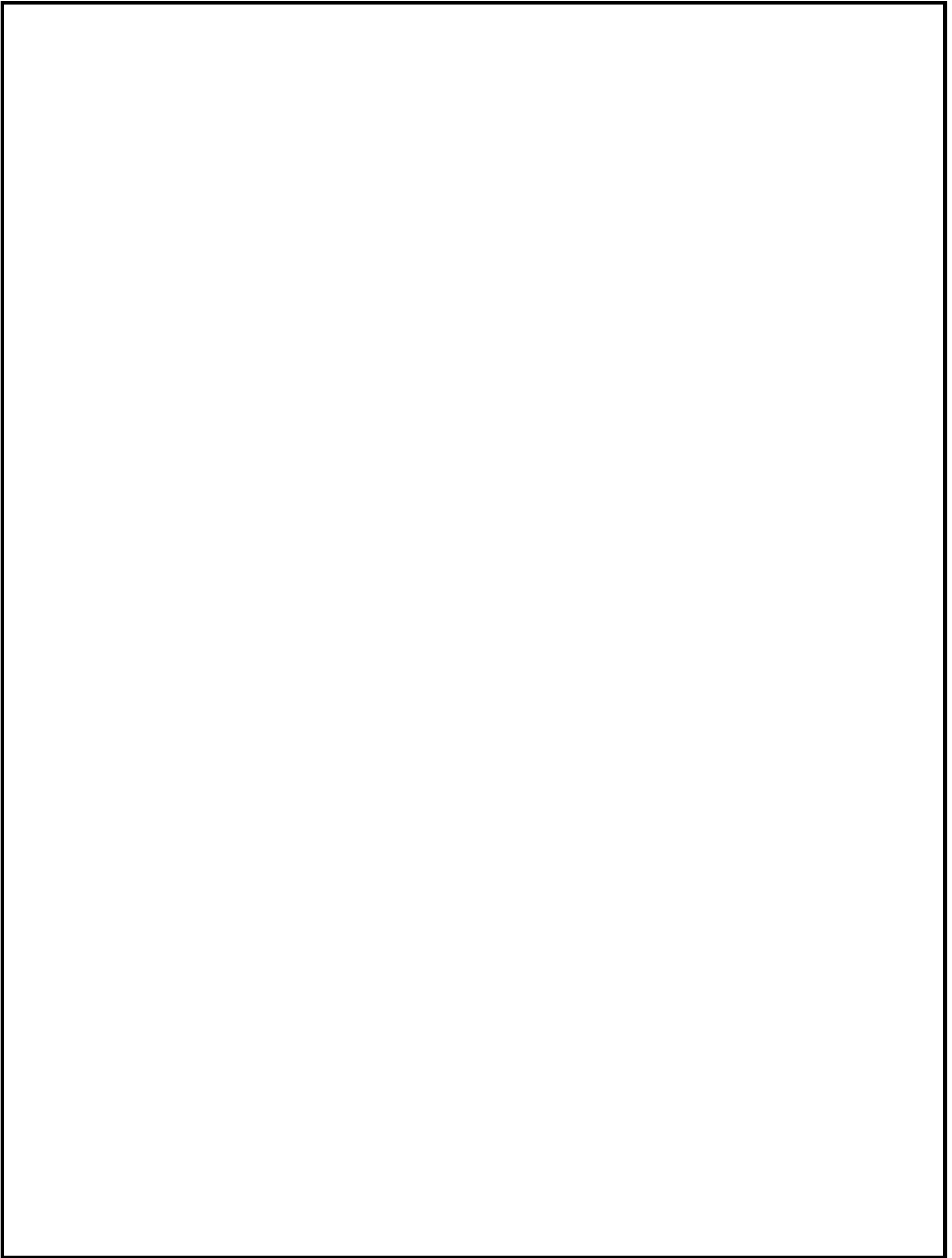
第48-12図 取水槽

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



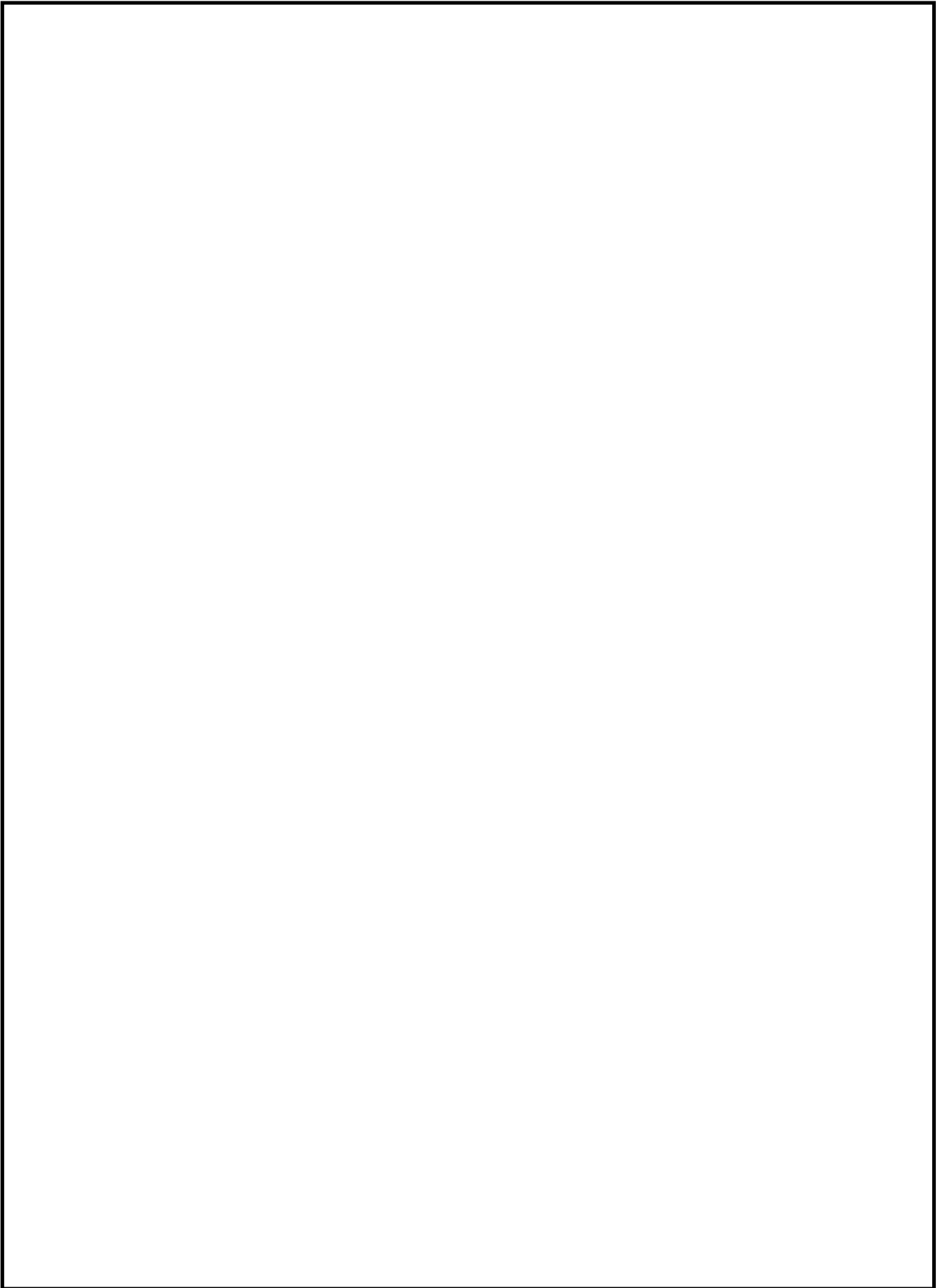
第48-13図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



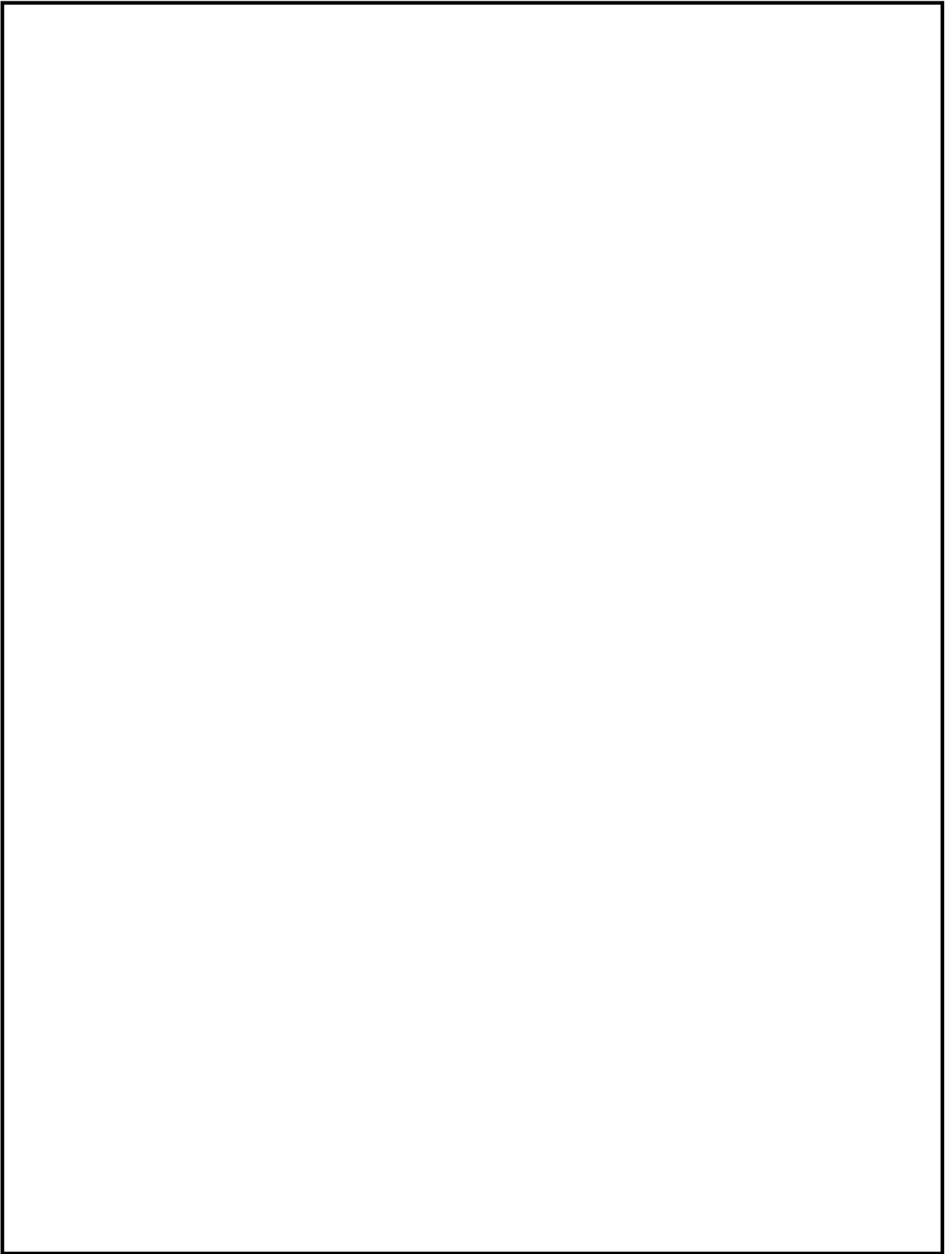
第48-14図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



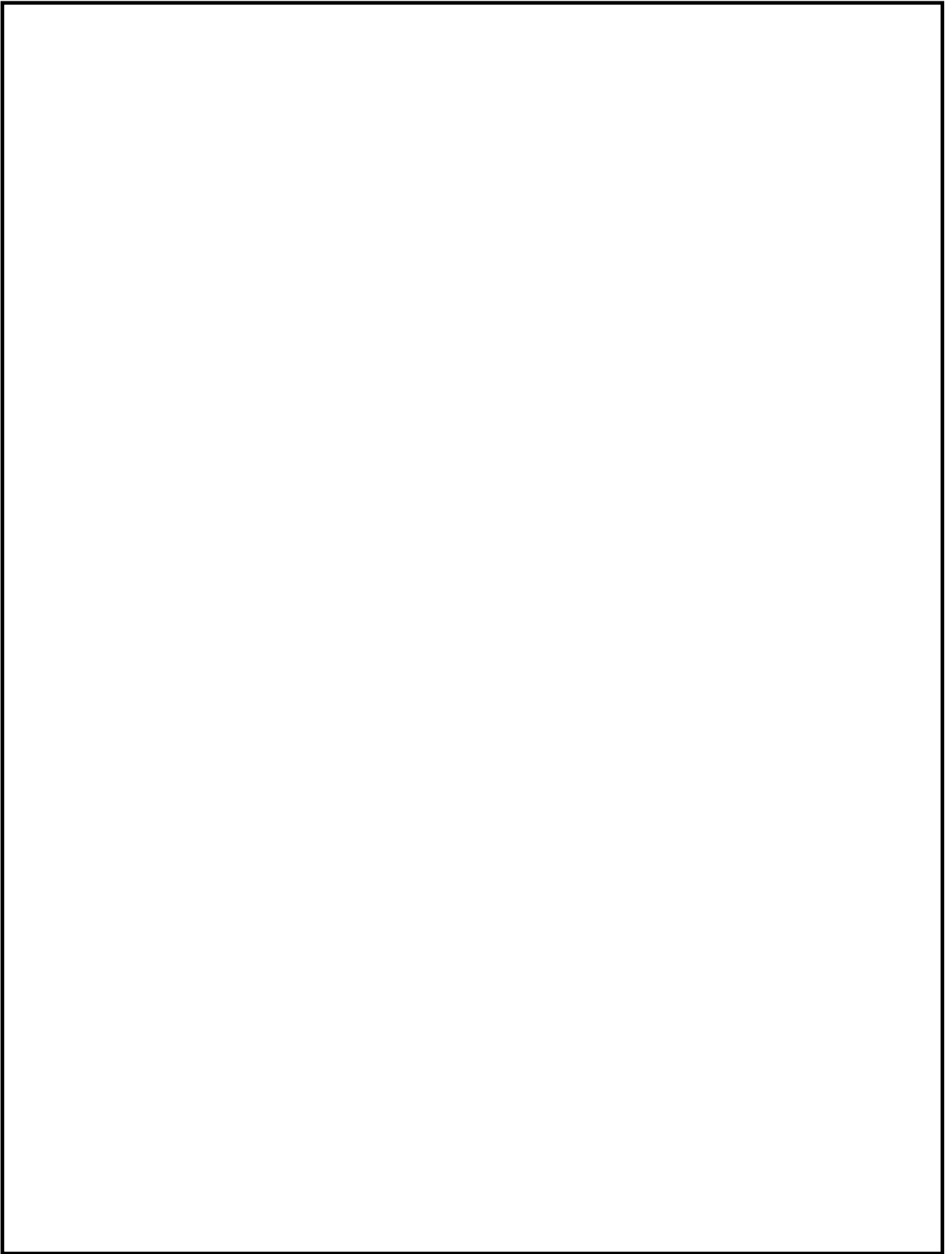
第48-15図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



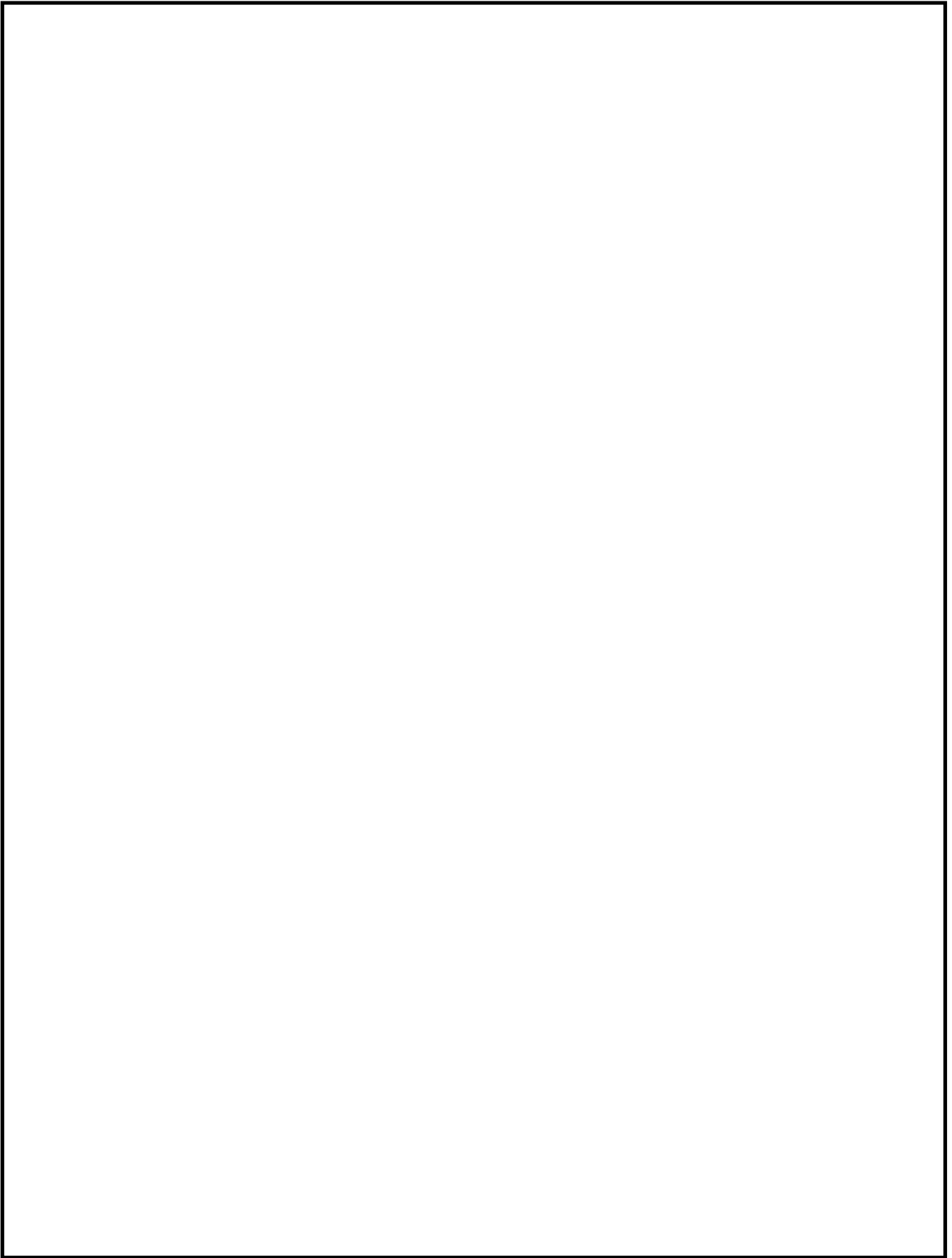
第48-16図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



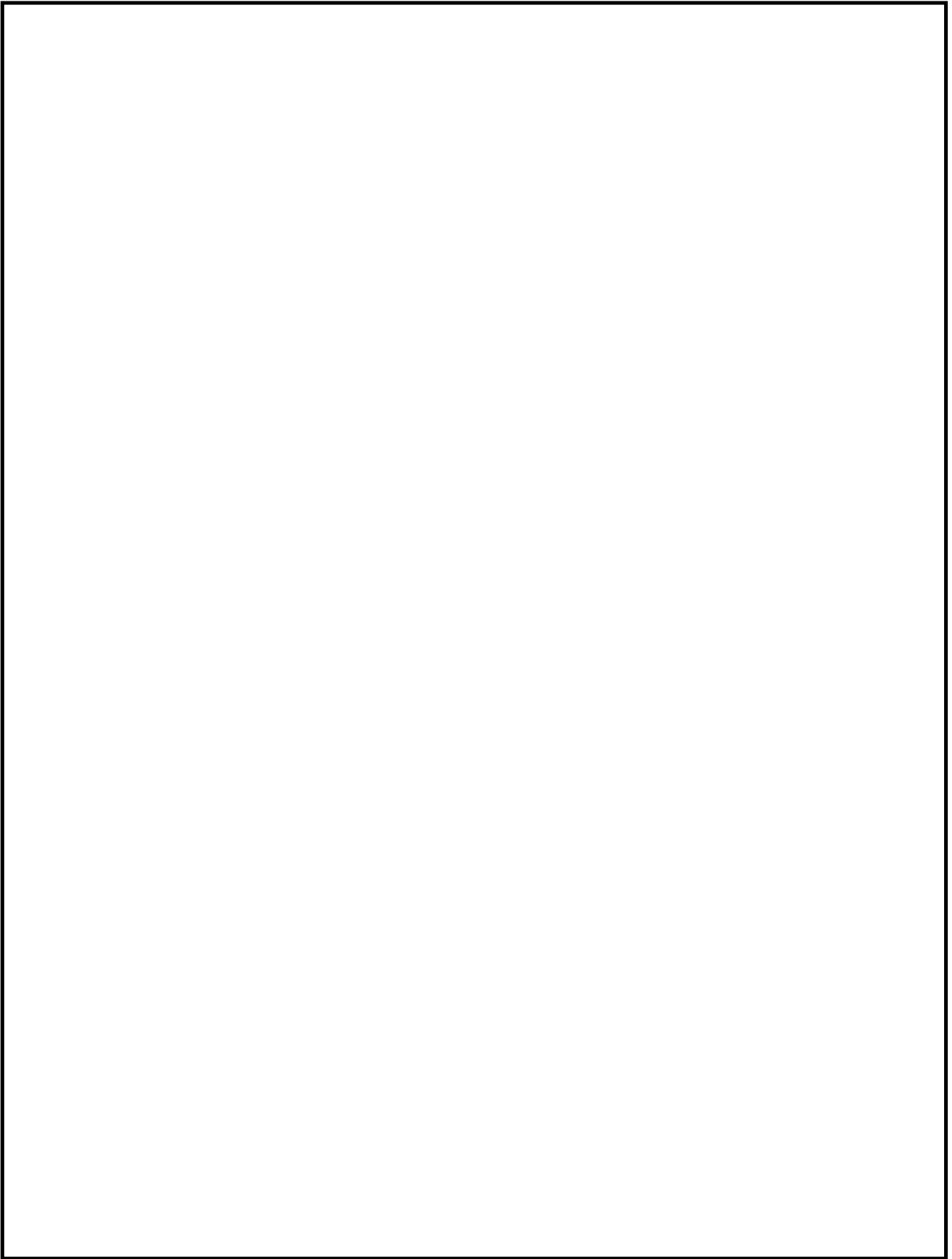
第48-17図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



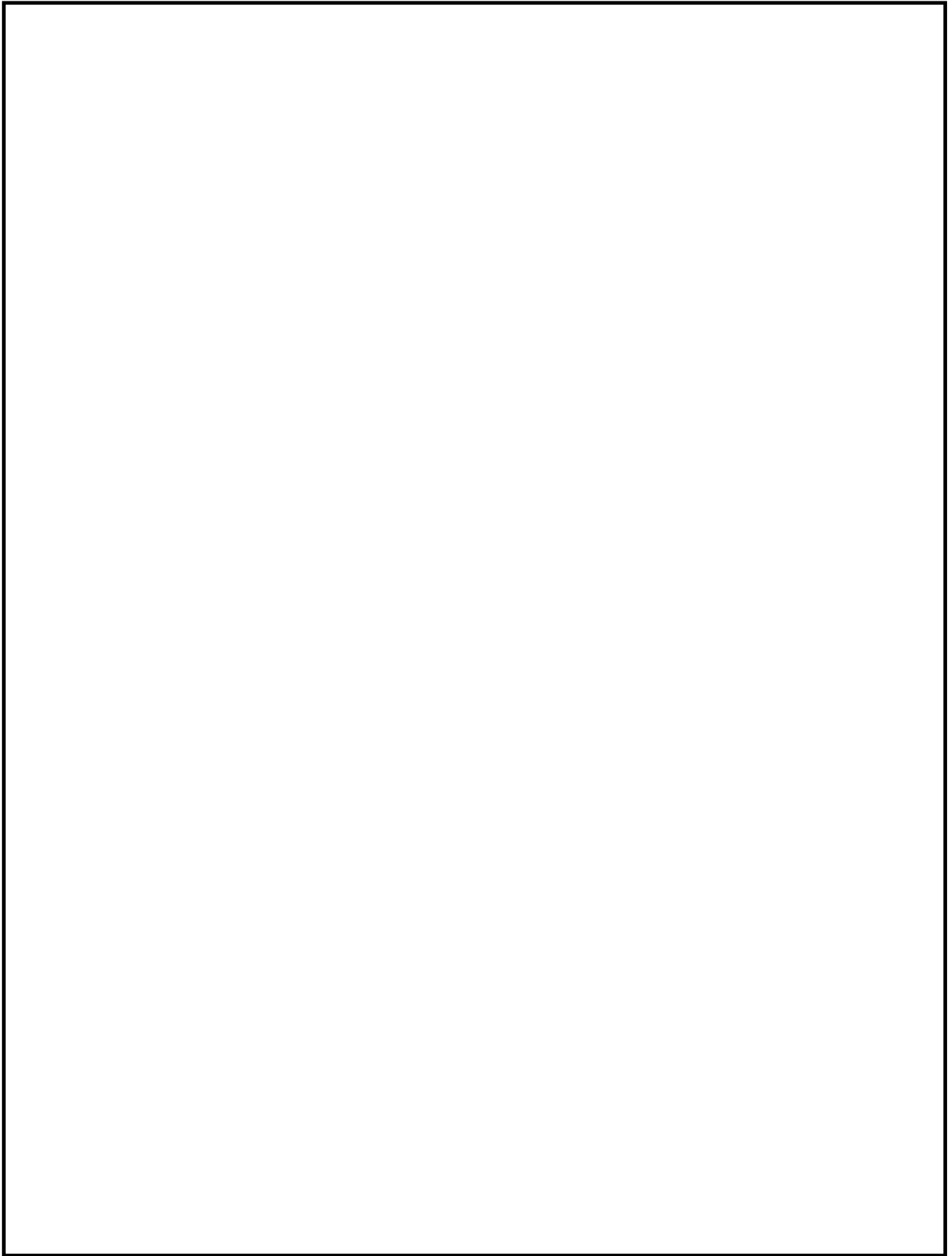
第48-18図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



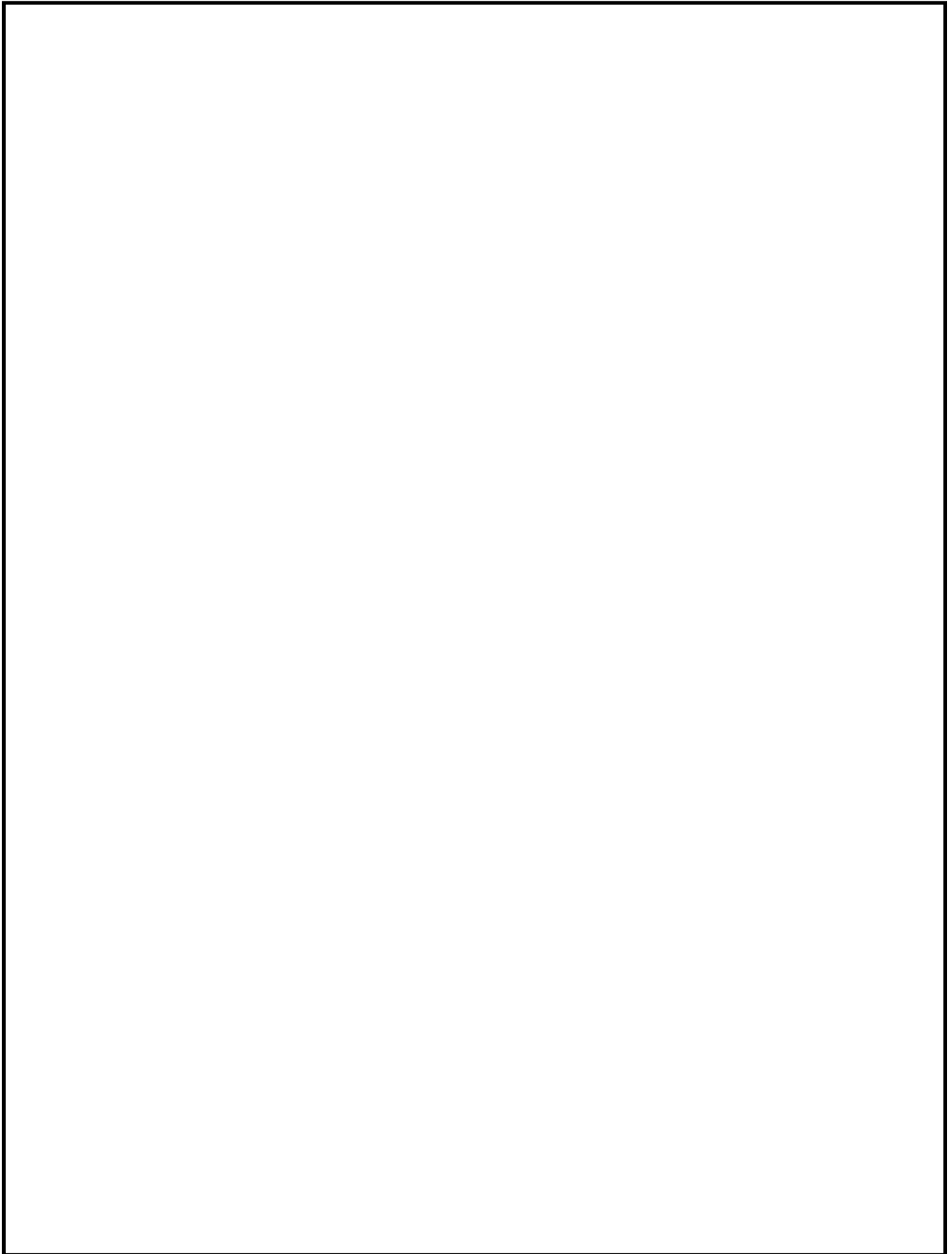
第48-19図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



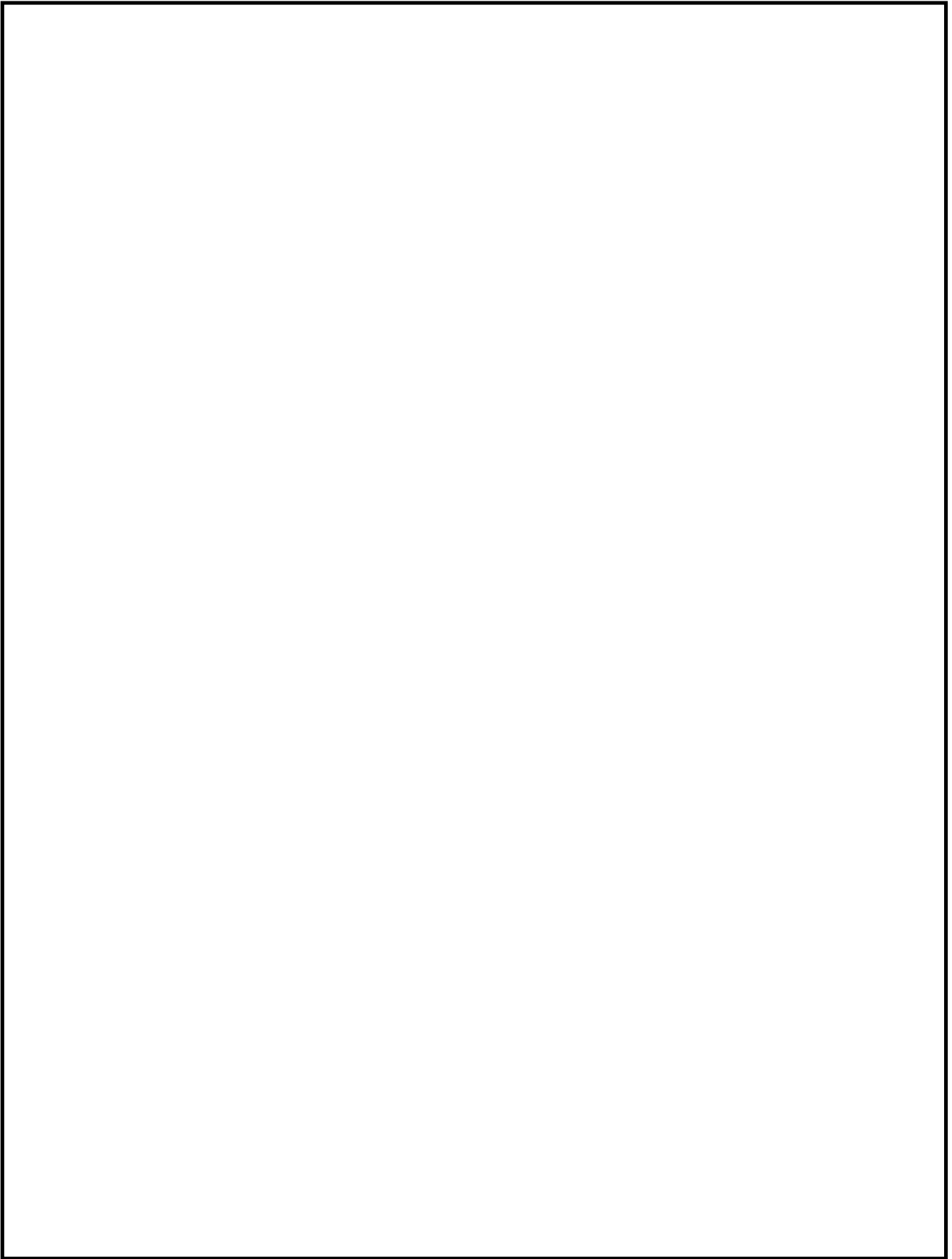
第48-20図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



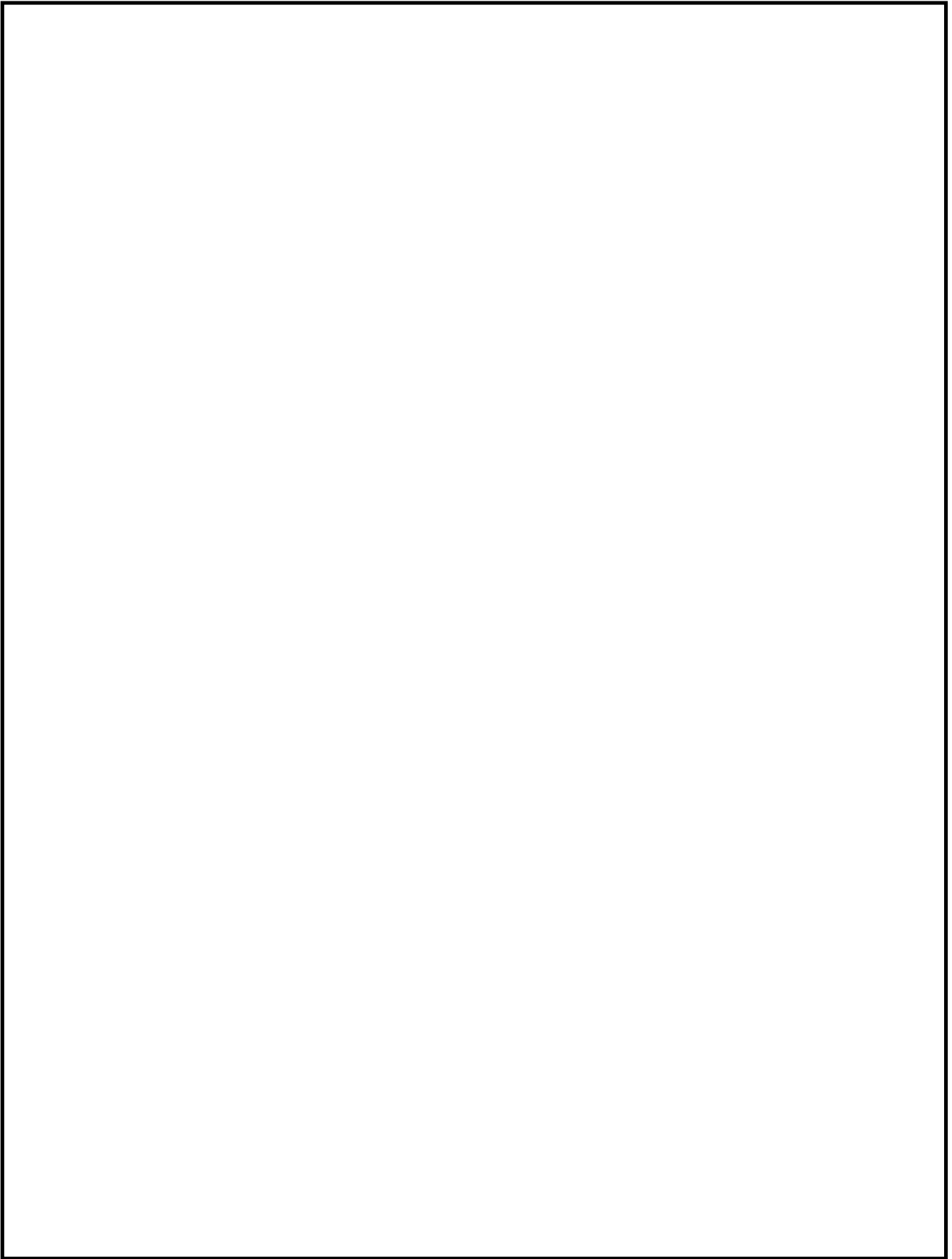
第48-21図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



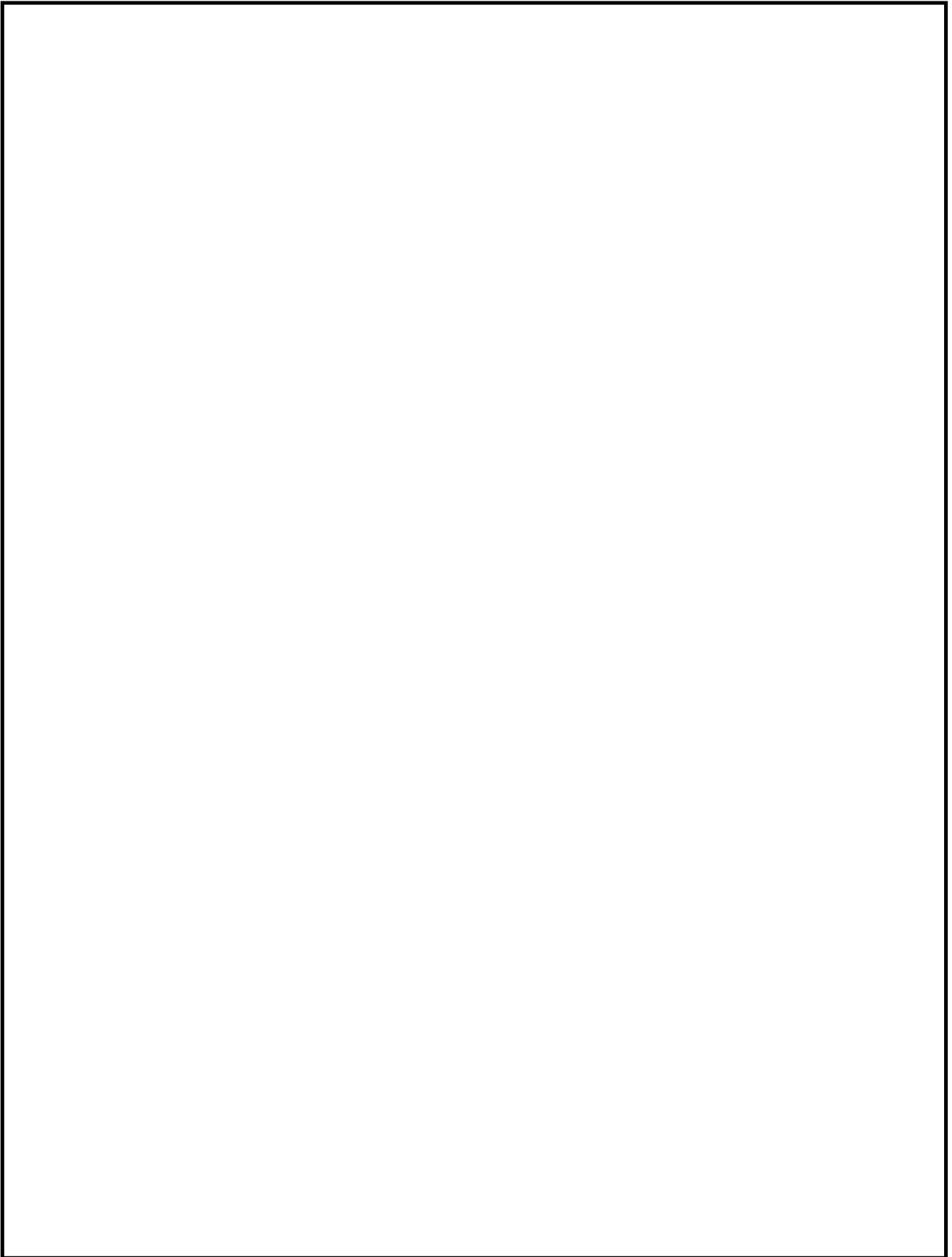
第48-22図 廃棄物建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



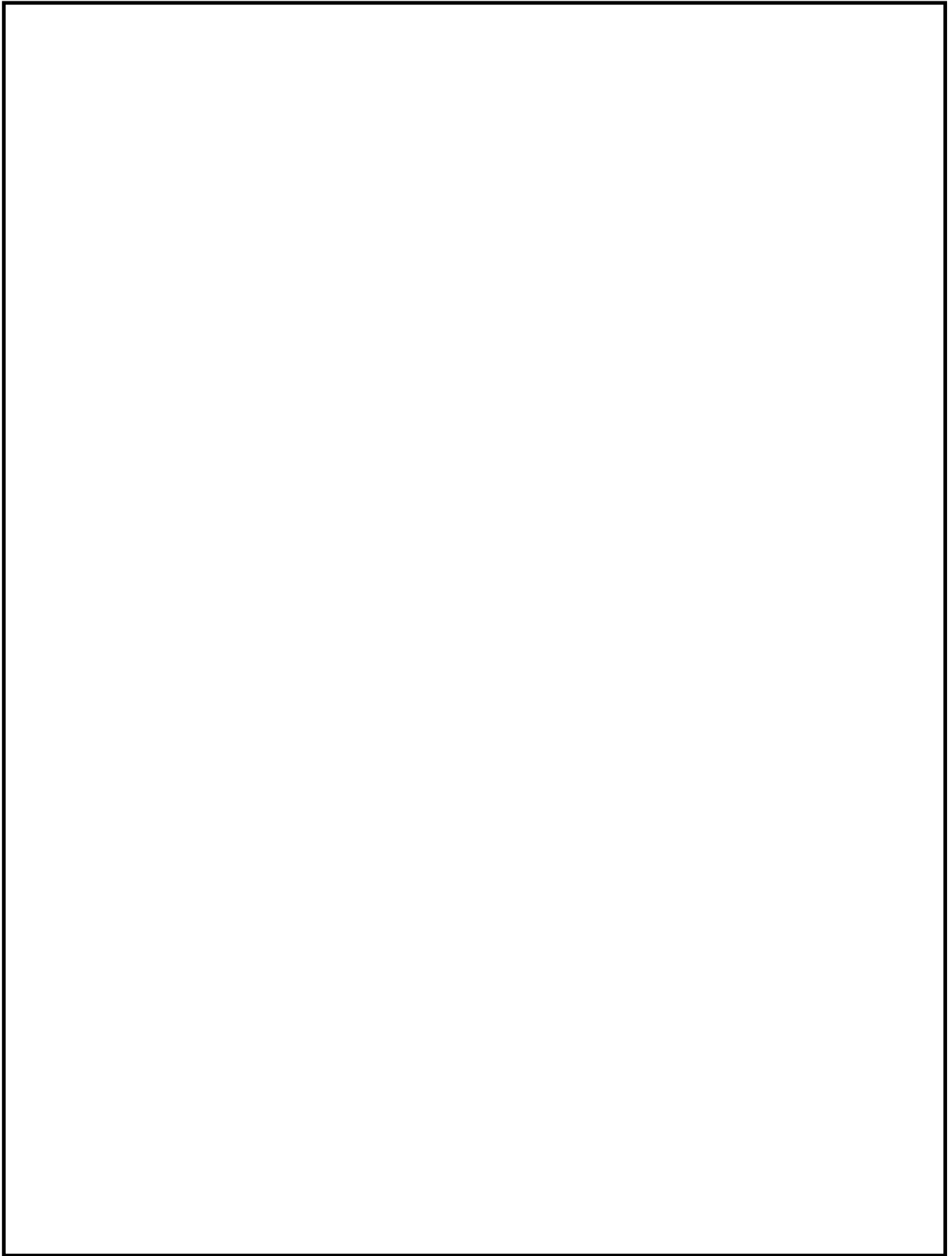
第48-23図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



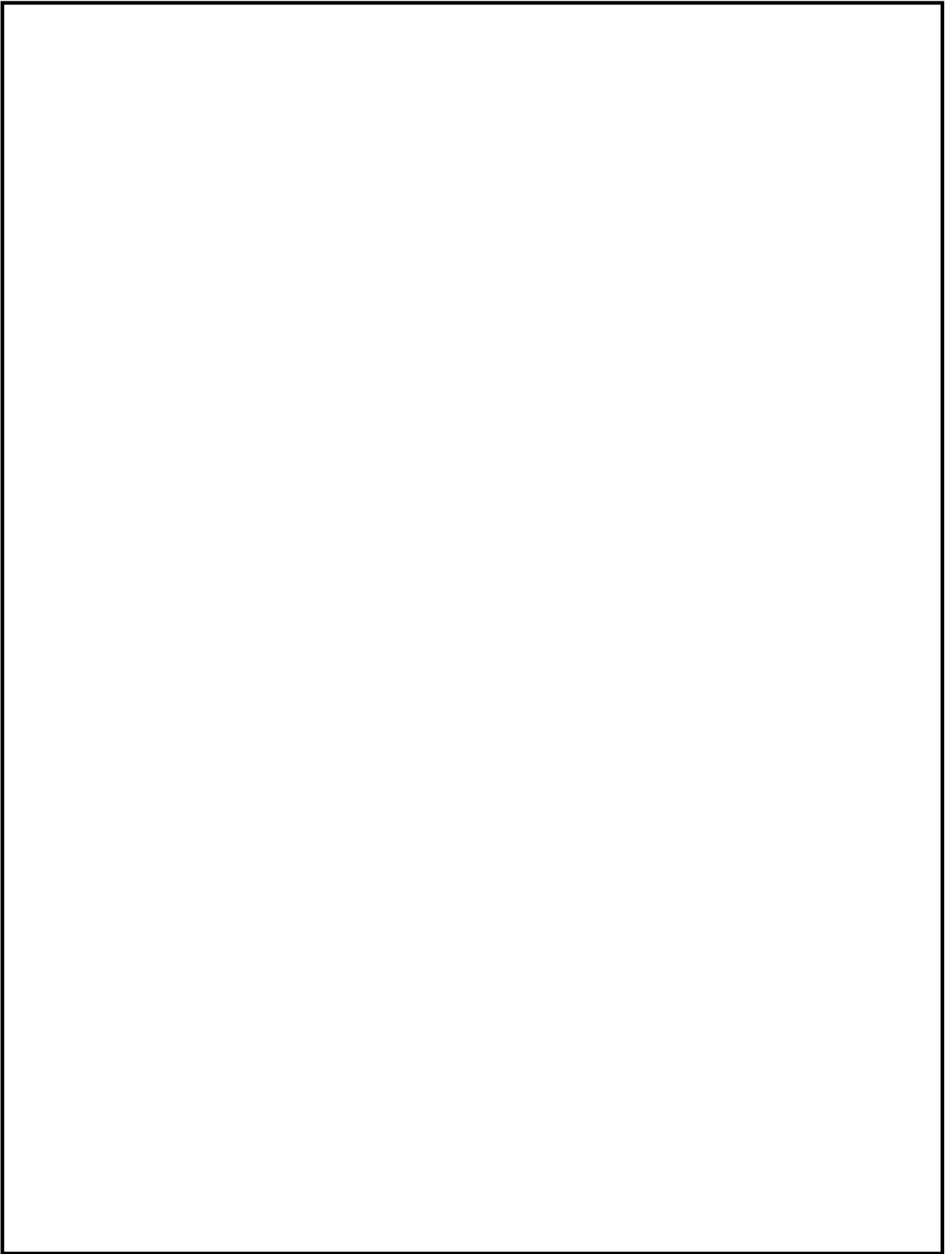
第48-24図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



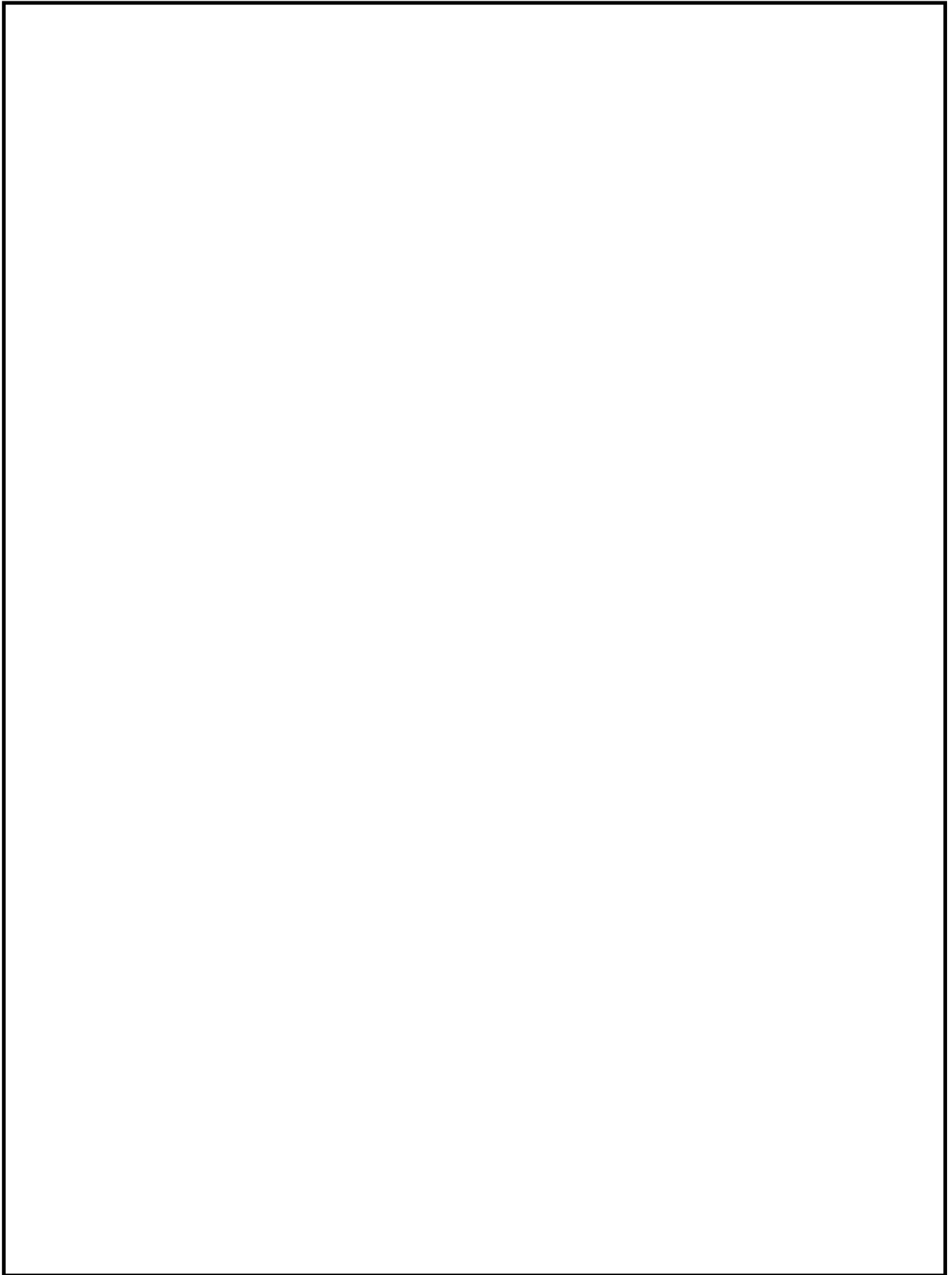
第48-25図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



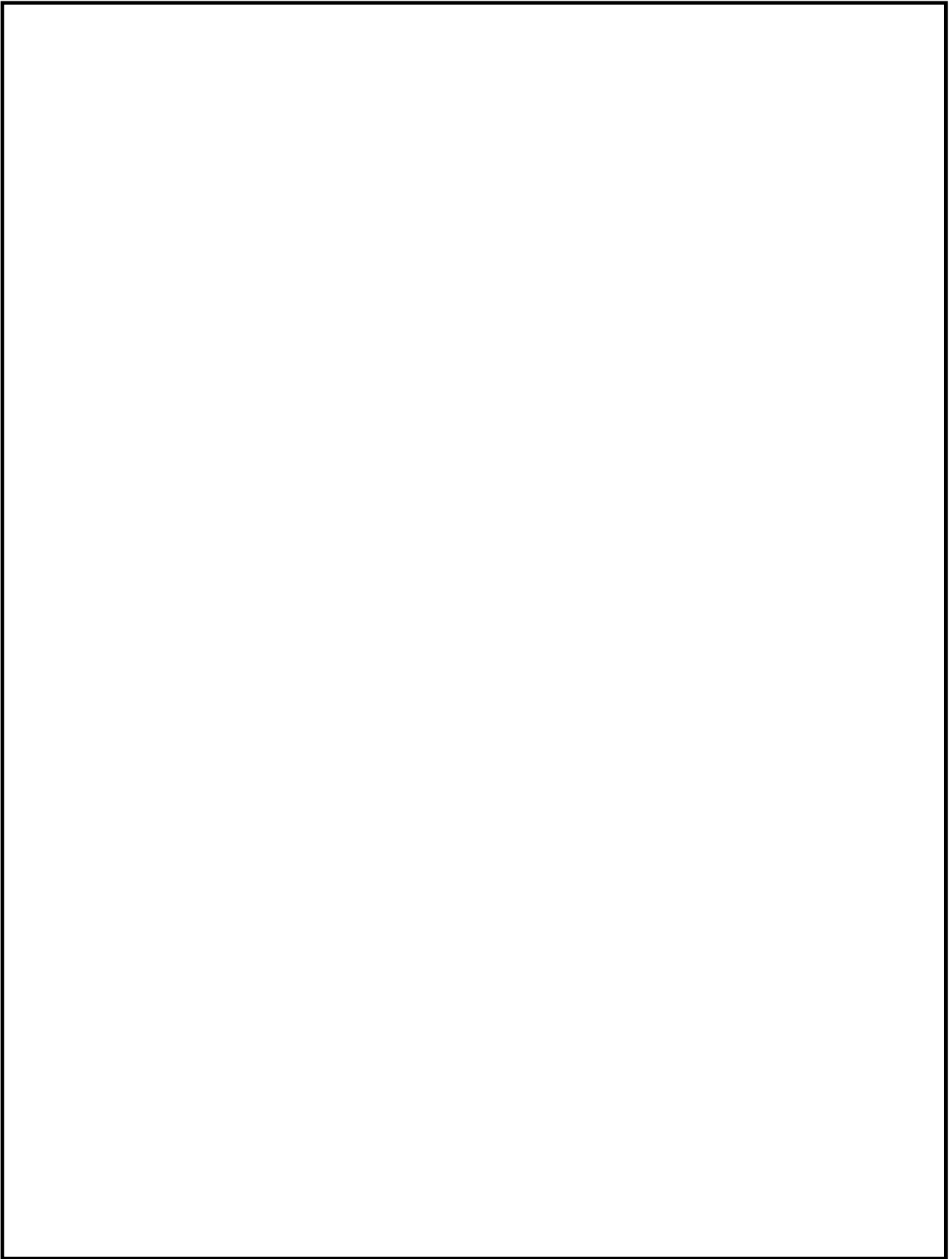
第48-26図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



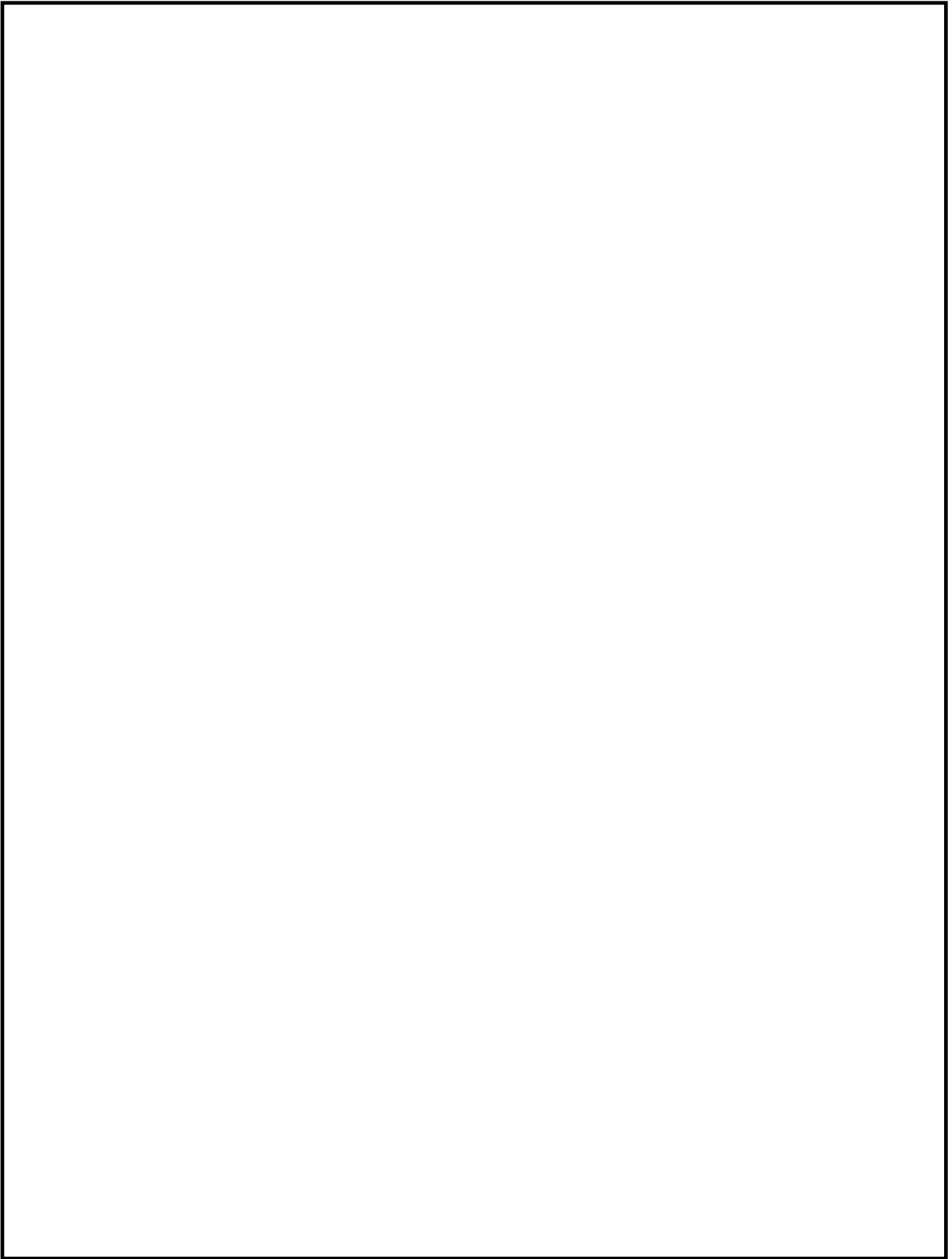
第48-27図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



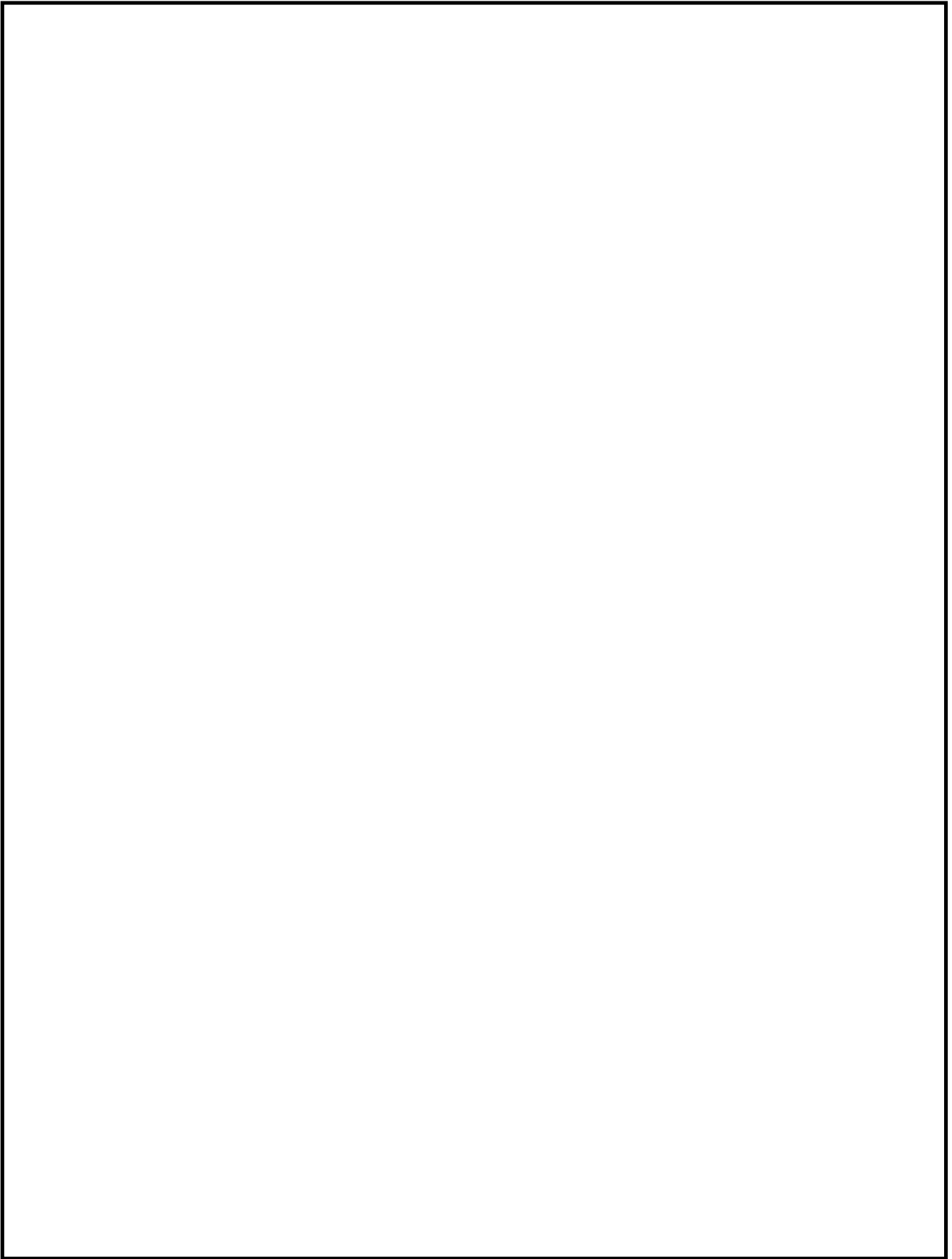
第48-28図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



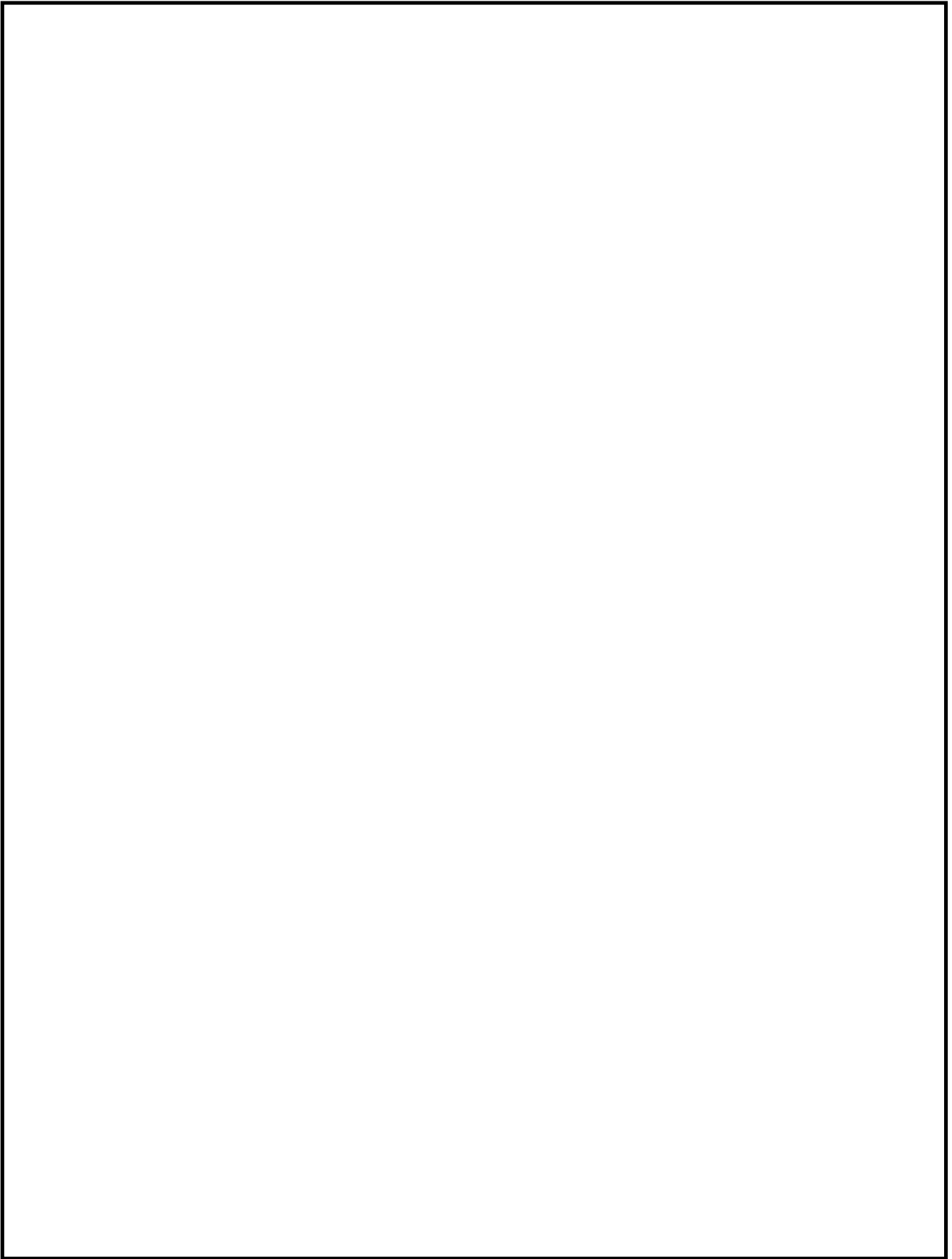
第48-29図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



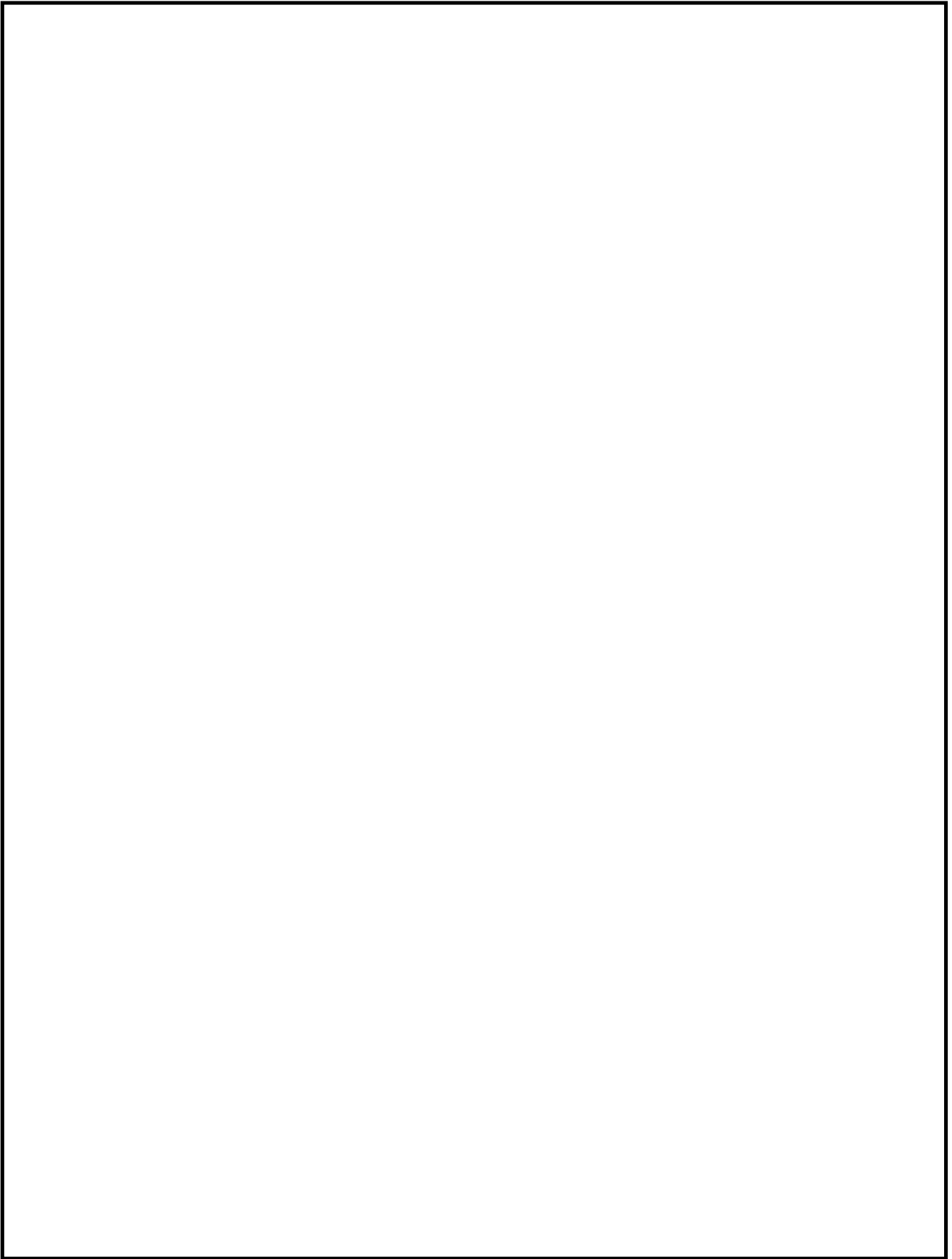
第48-30図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



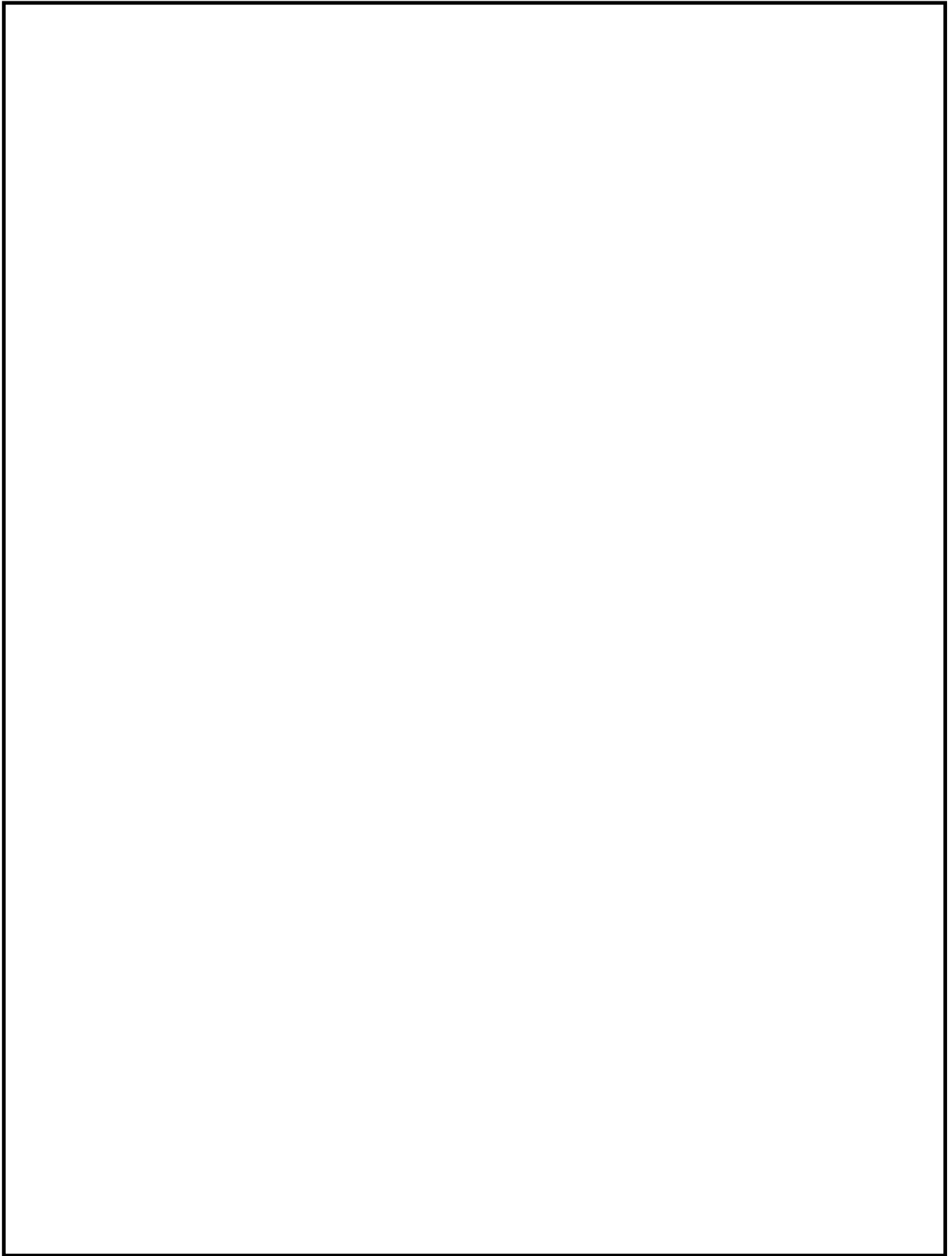
第48-31図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



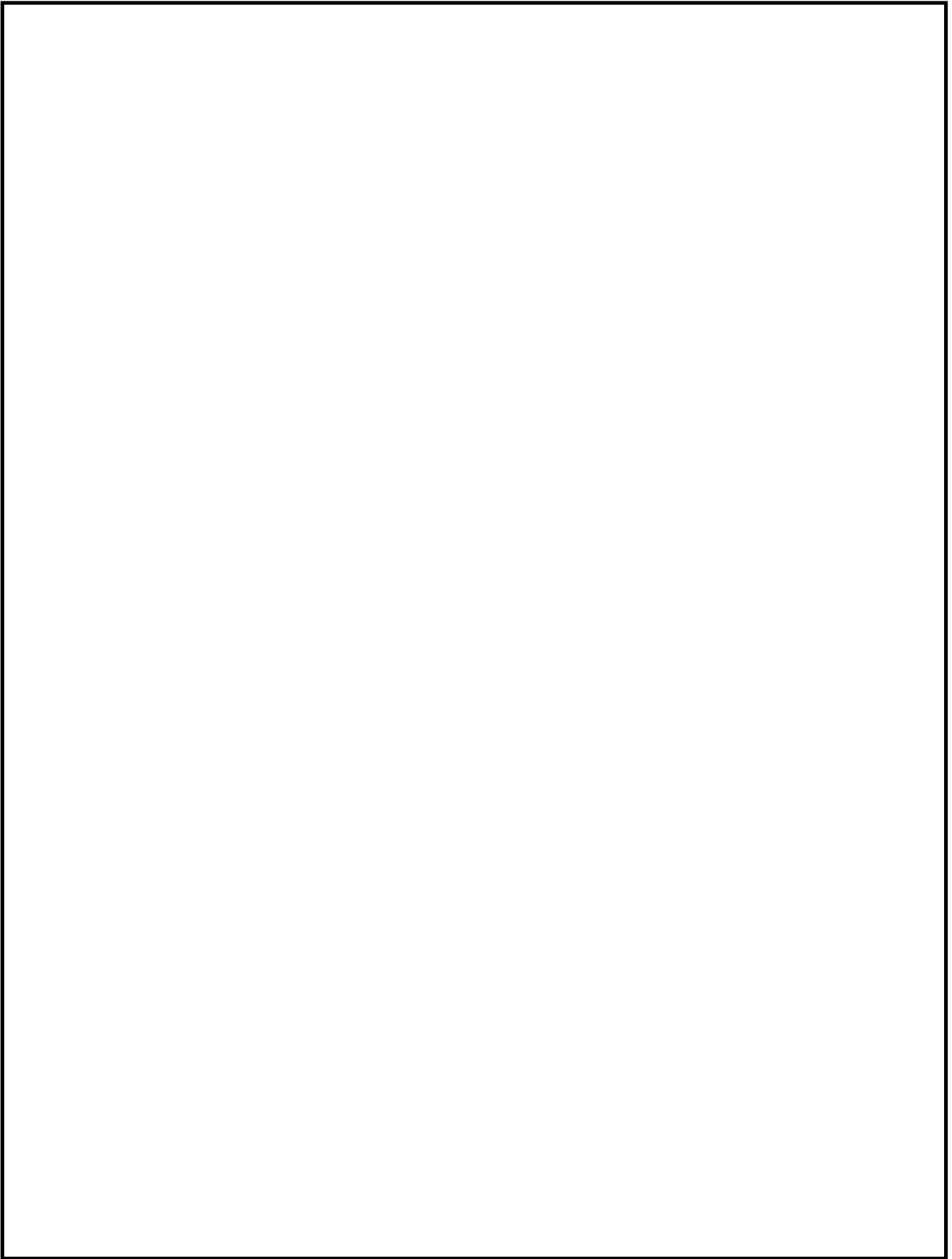
第48-32図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



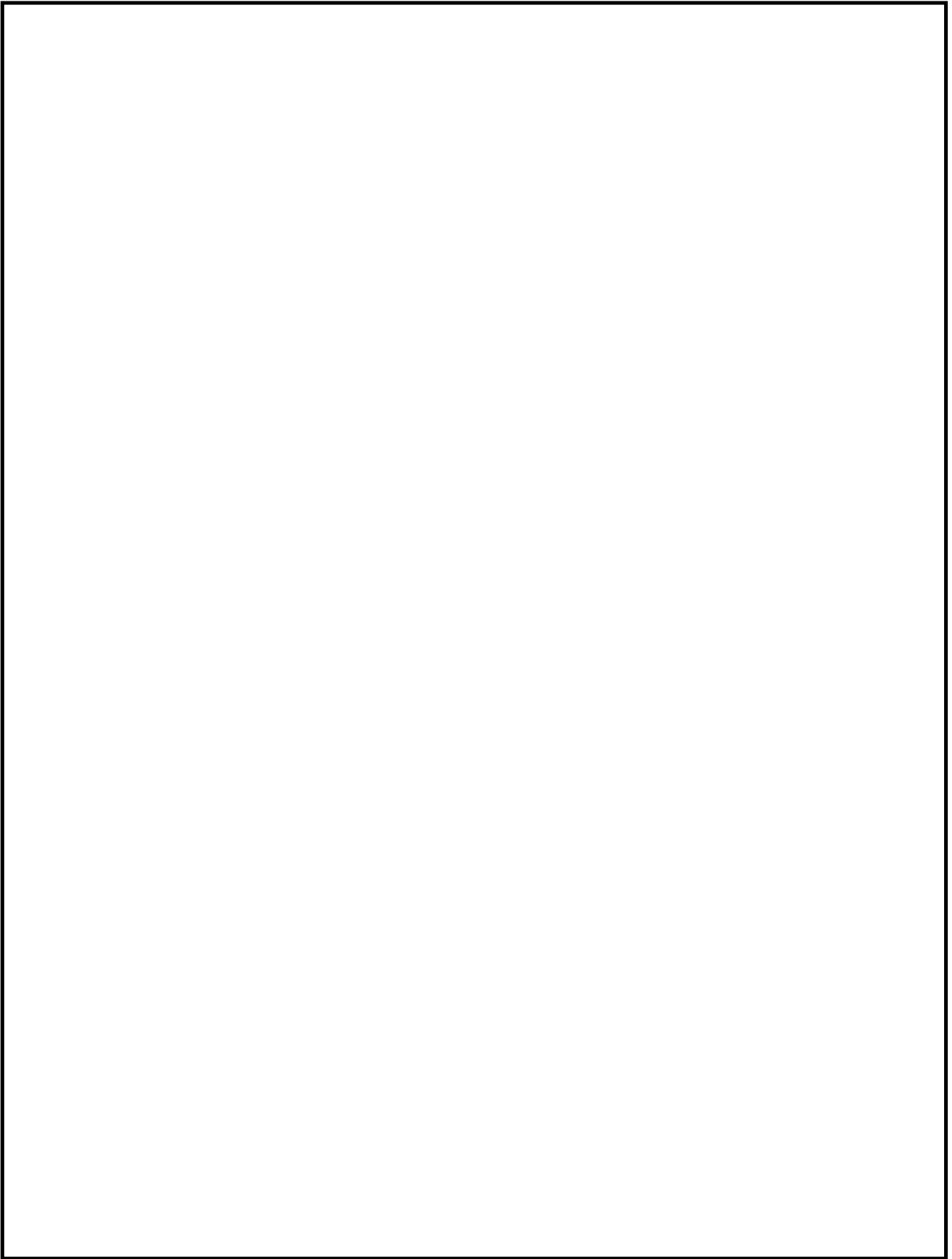
第48-33図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



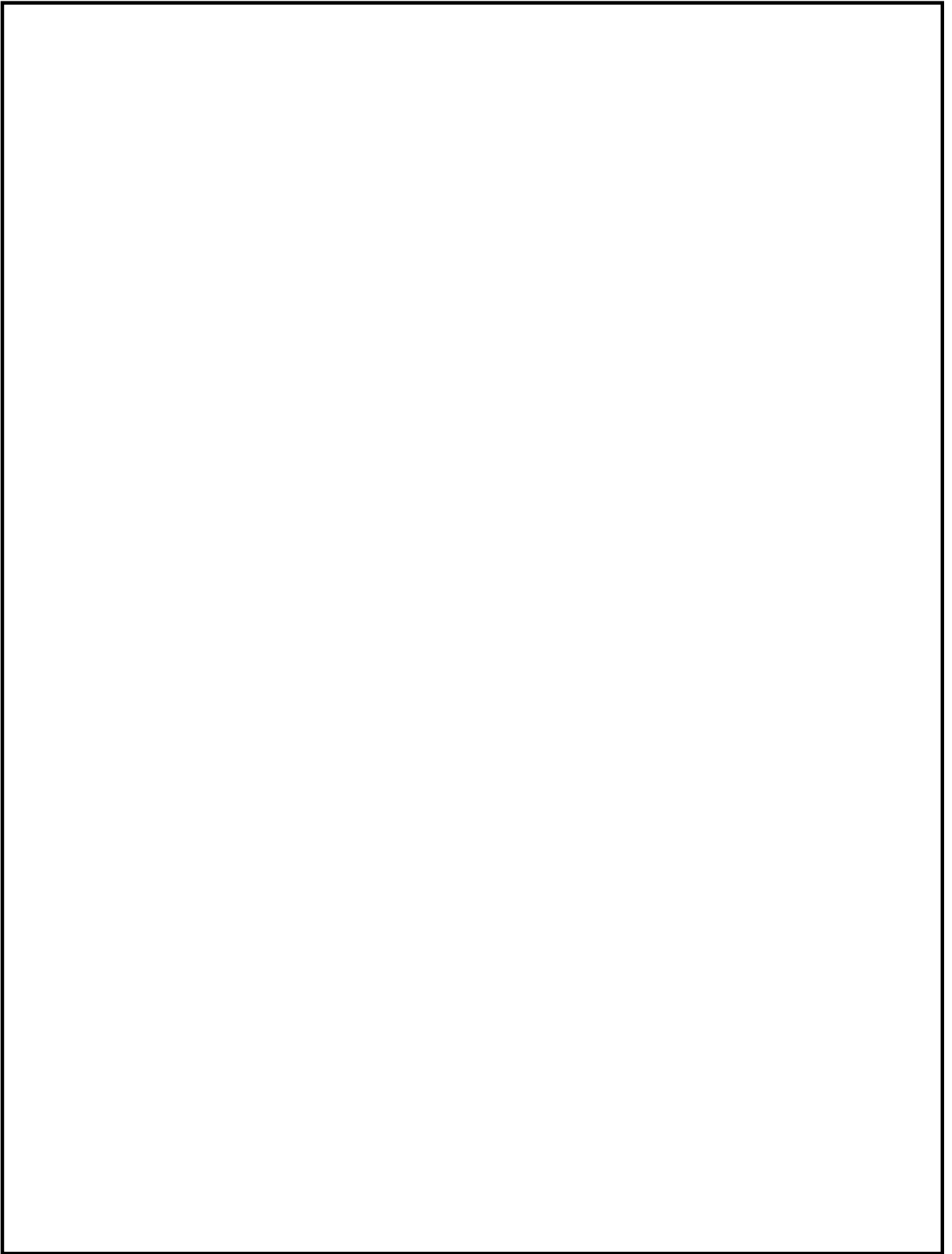
第48-34図 第1 フィルタベント格納槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



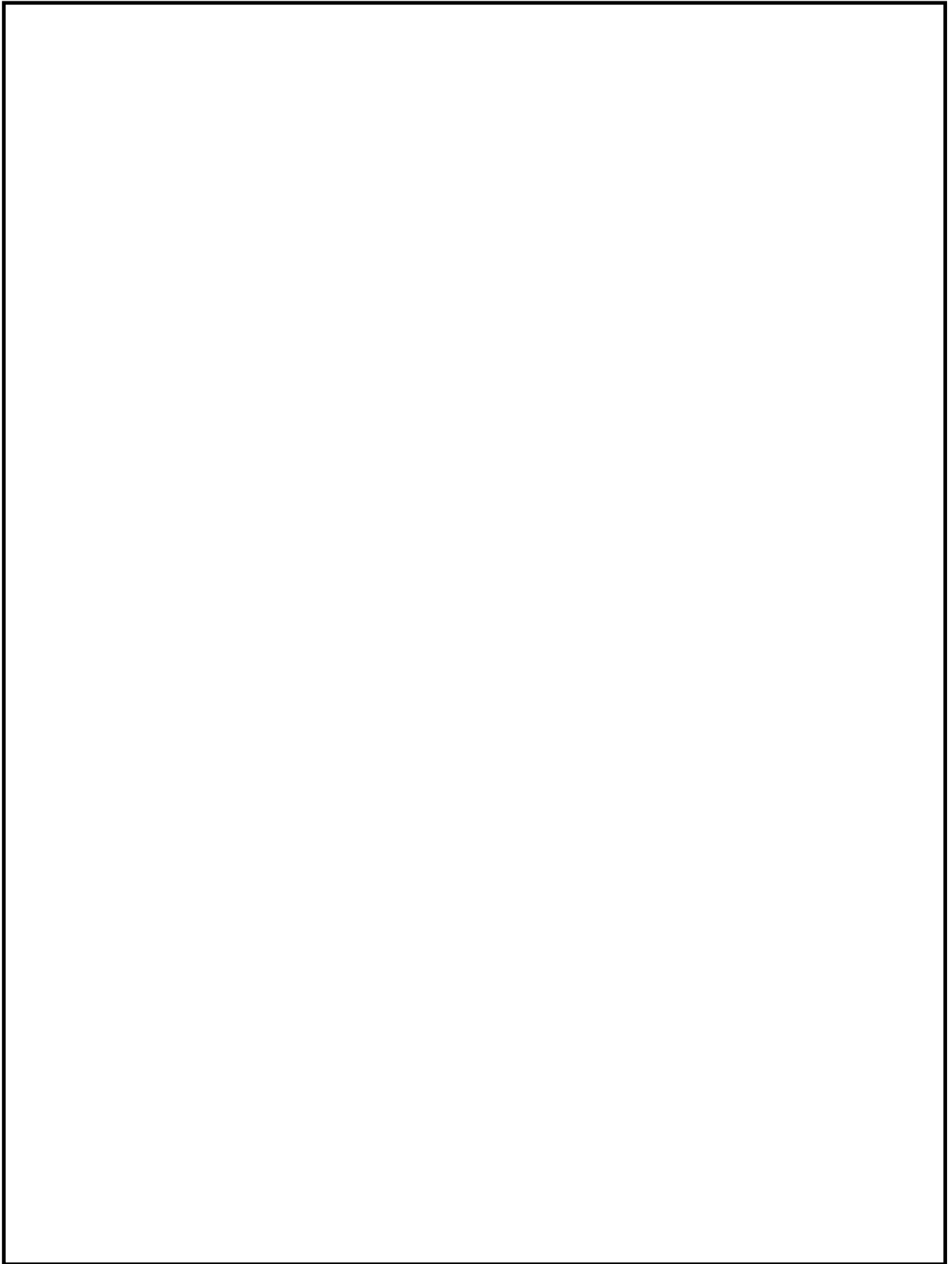
第48-35図 第1 フィルタベント格納槽 地上1階及び地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



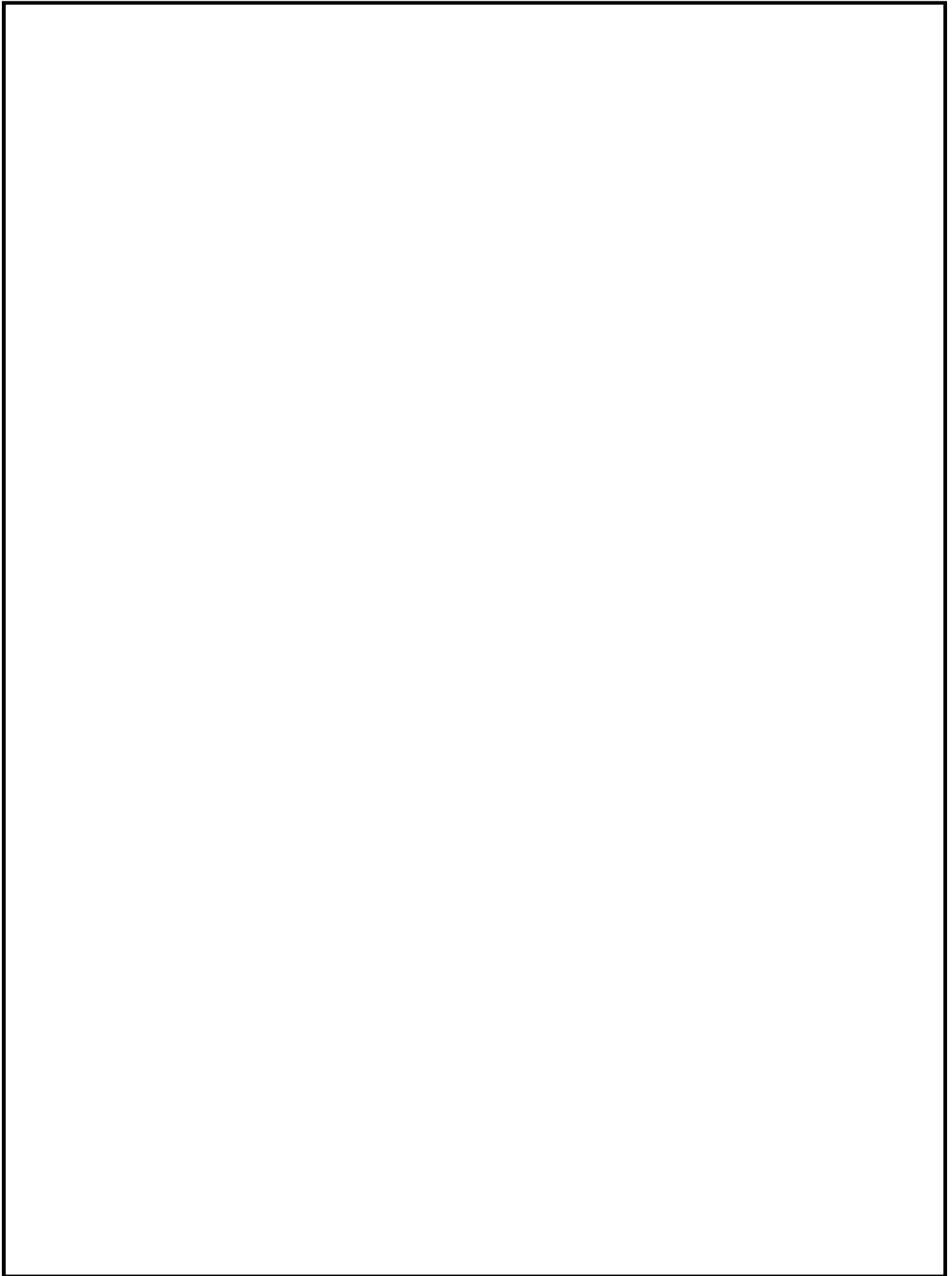
第48-36図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



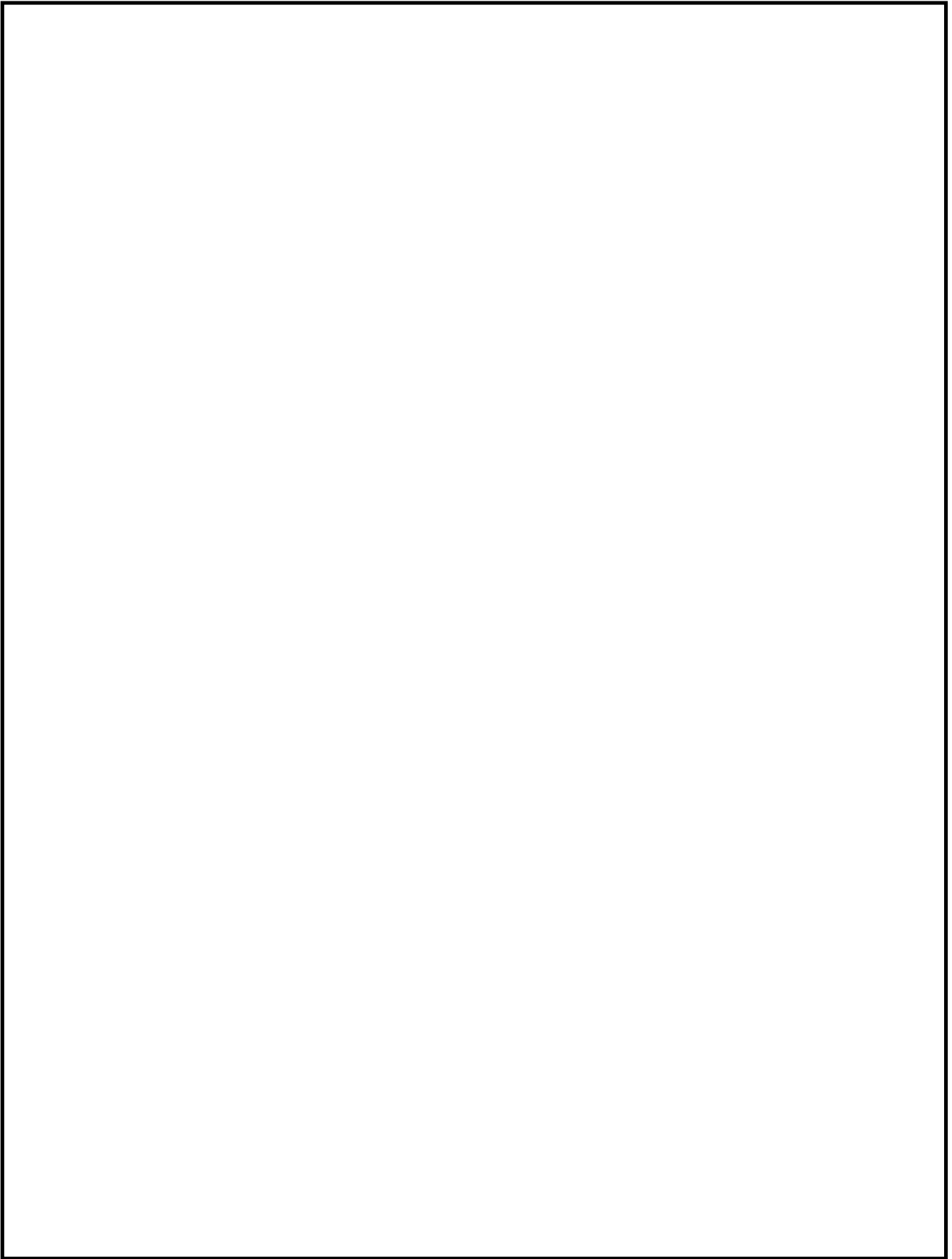
第48-37図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



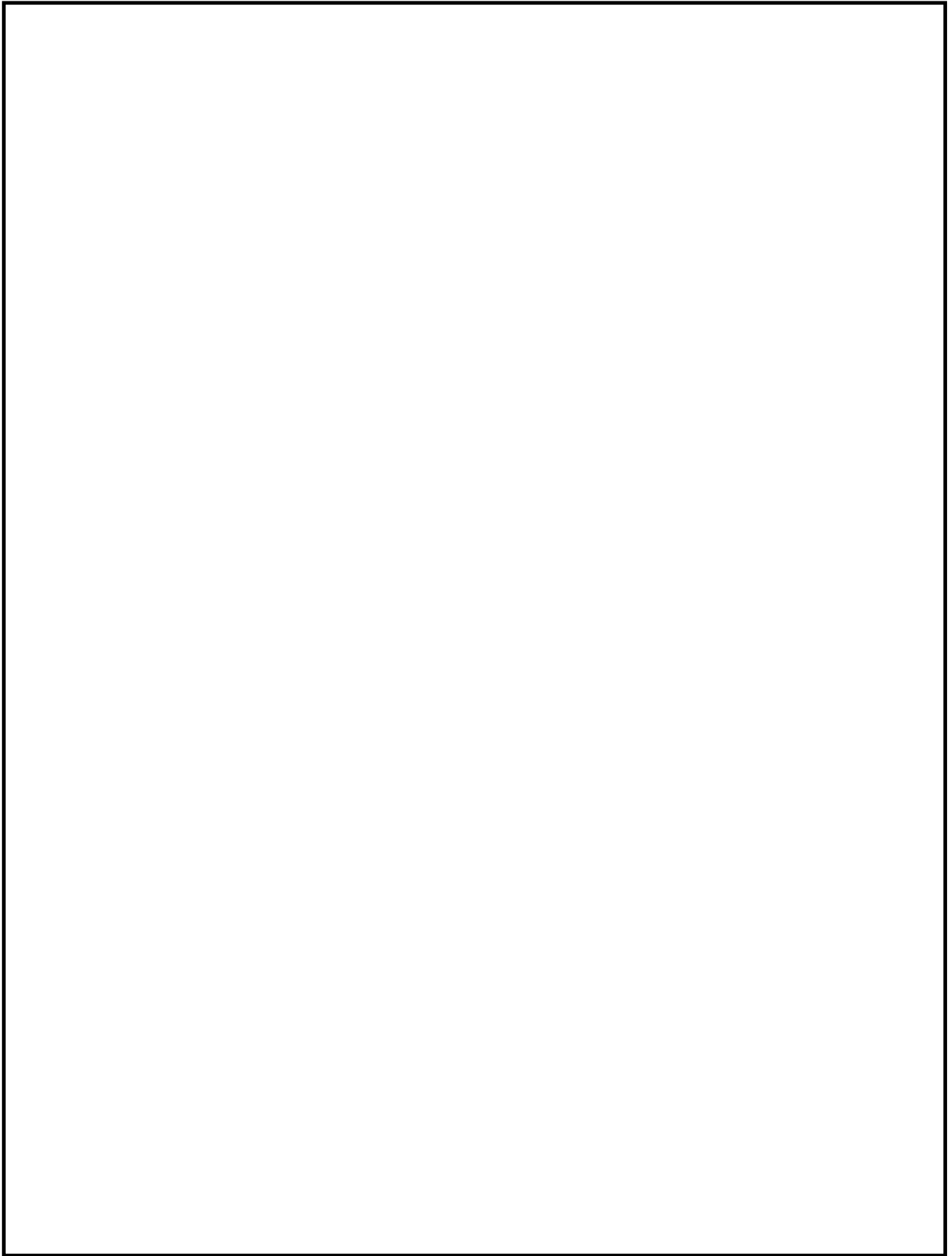
第48-38図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



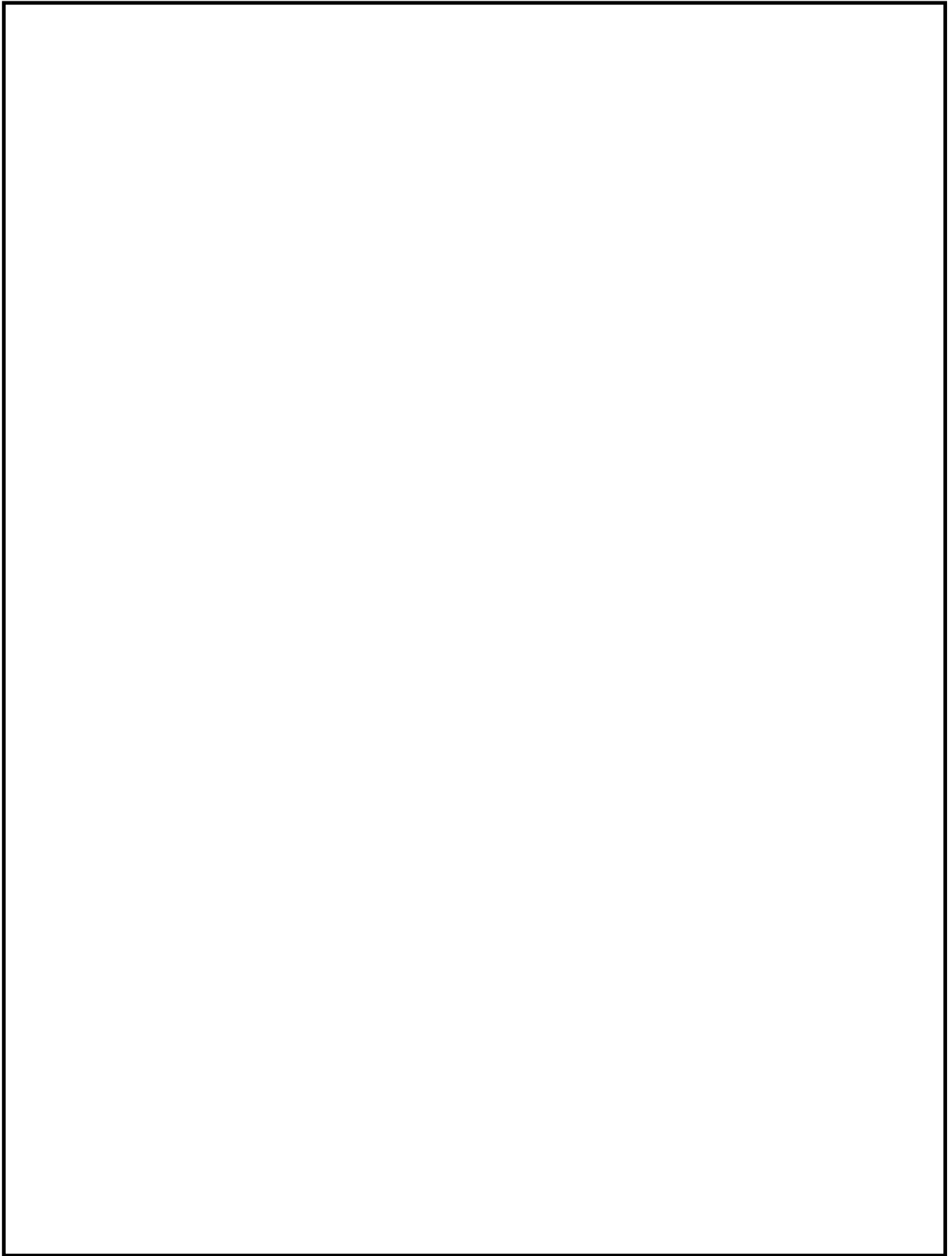
第48-39図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



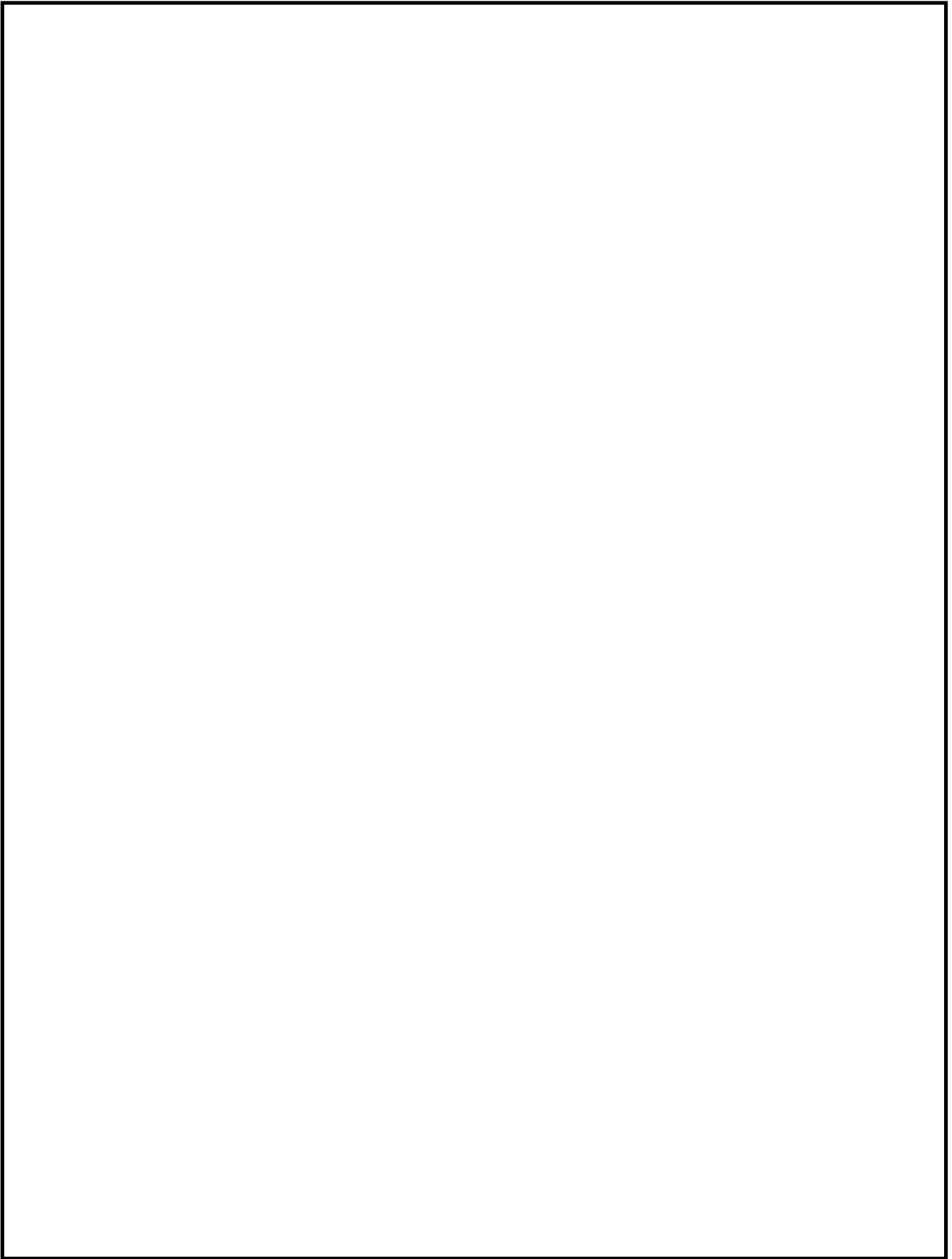
第48-40図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



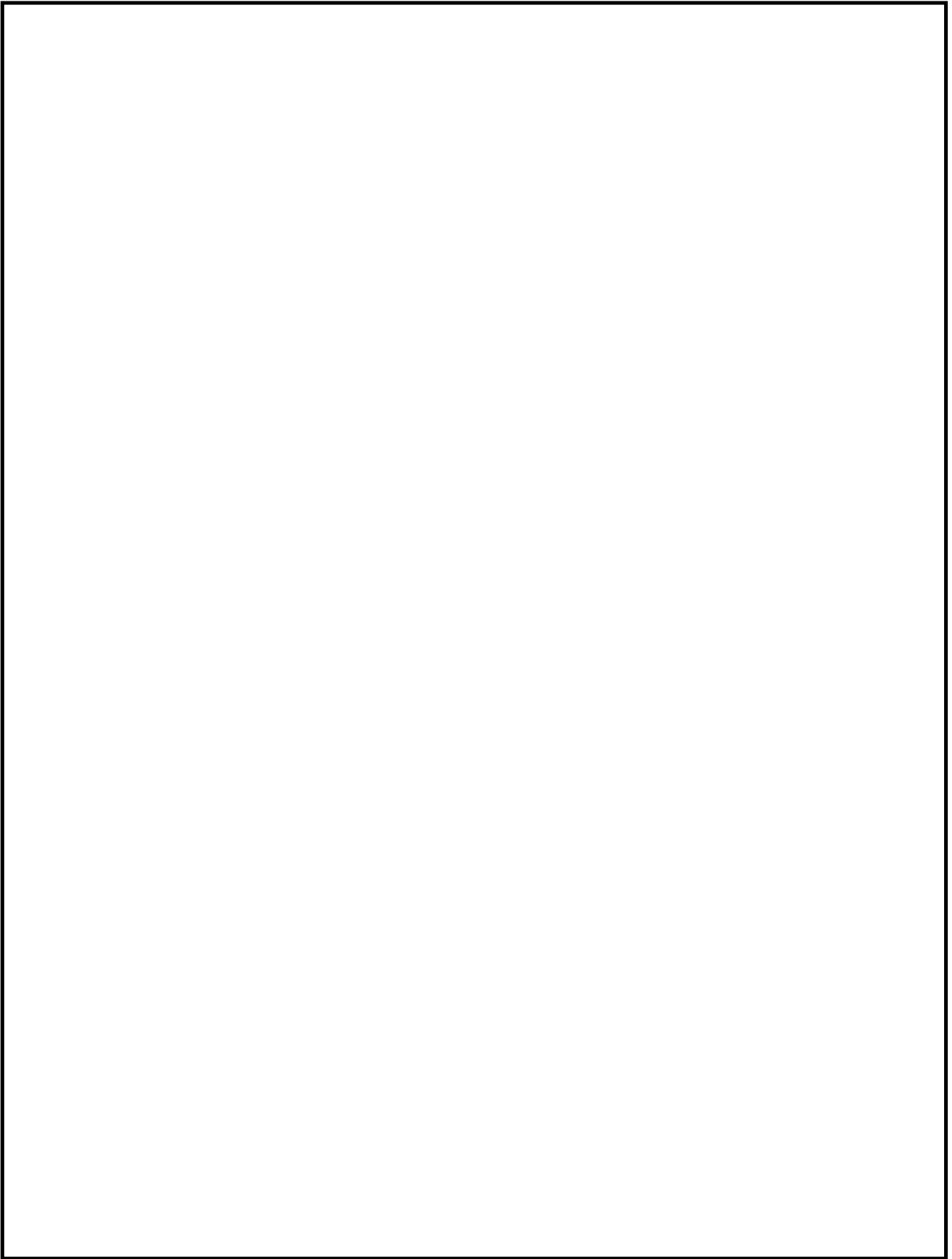
第48-41図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



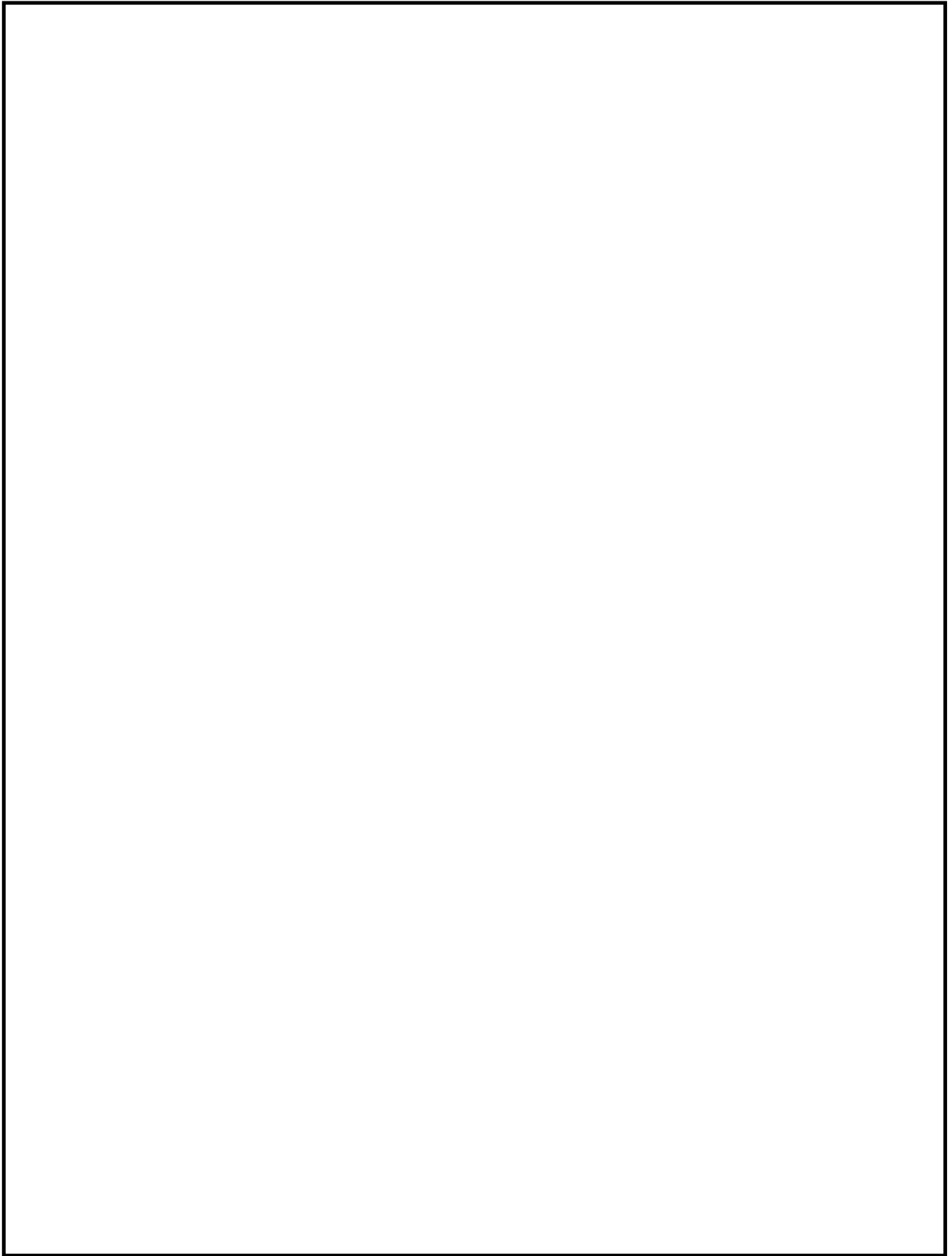
第48-42図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



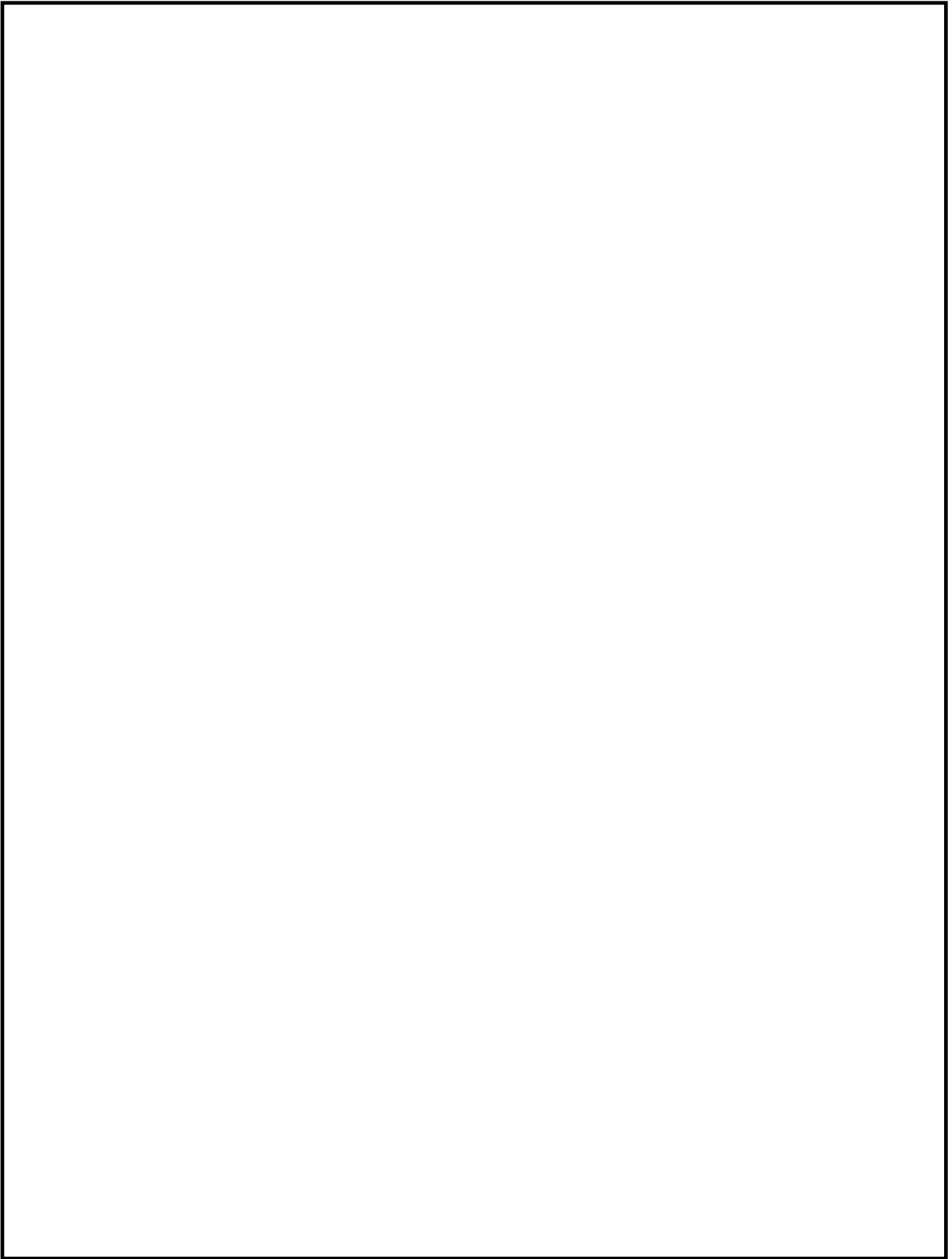
第48-43図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



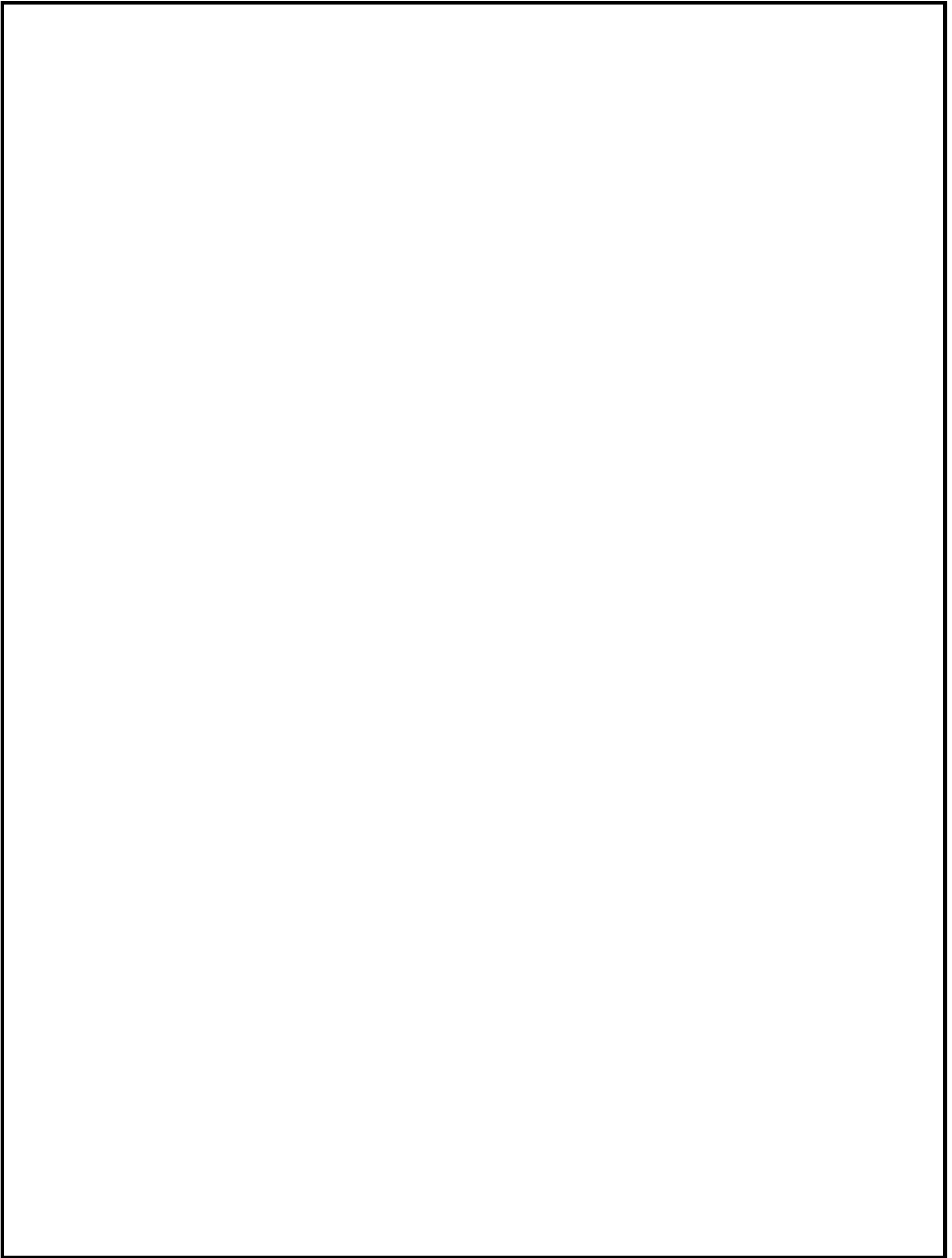
第48-44図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



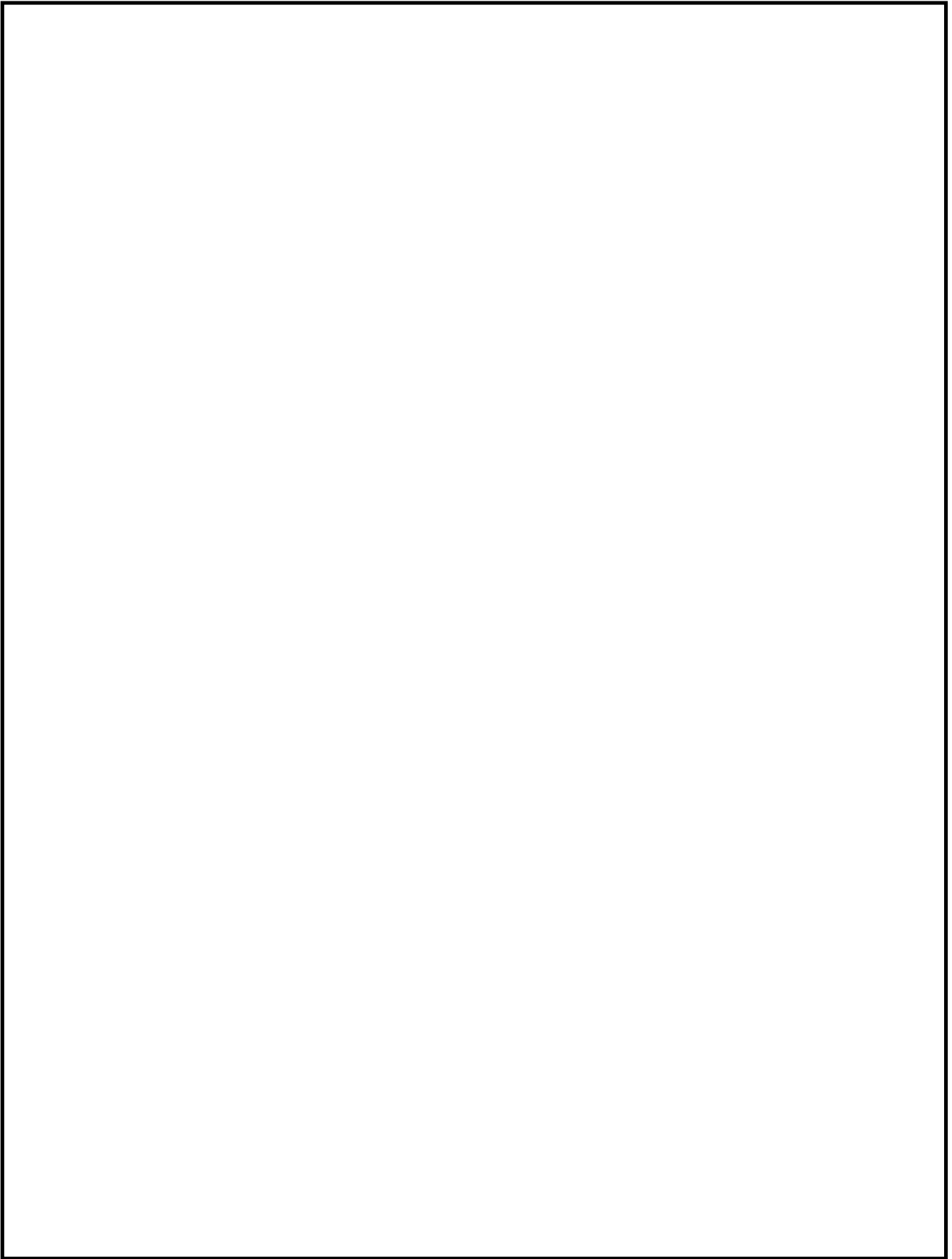
第48-45図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



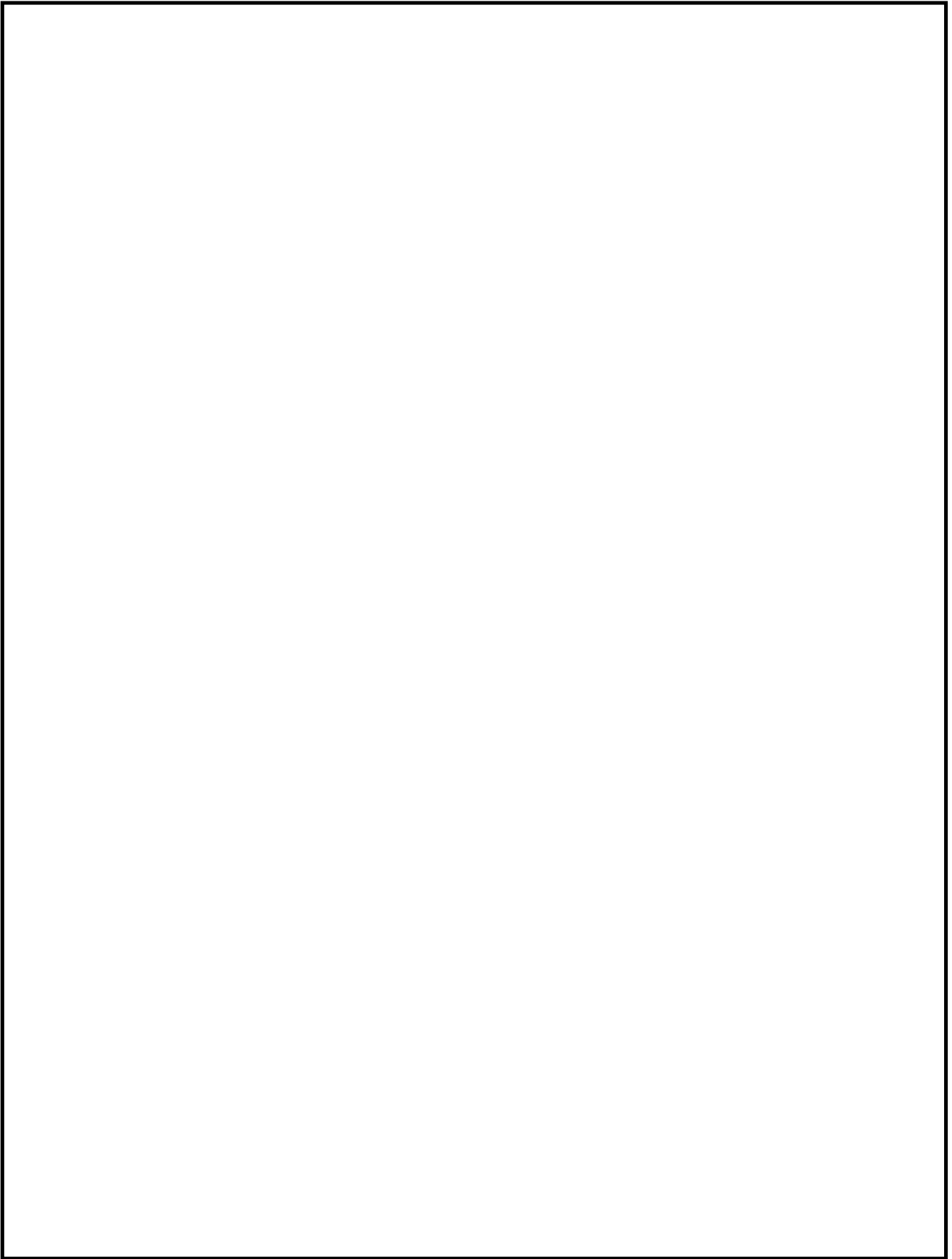
第48-46図 第1 フィルタベント格納槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



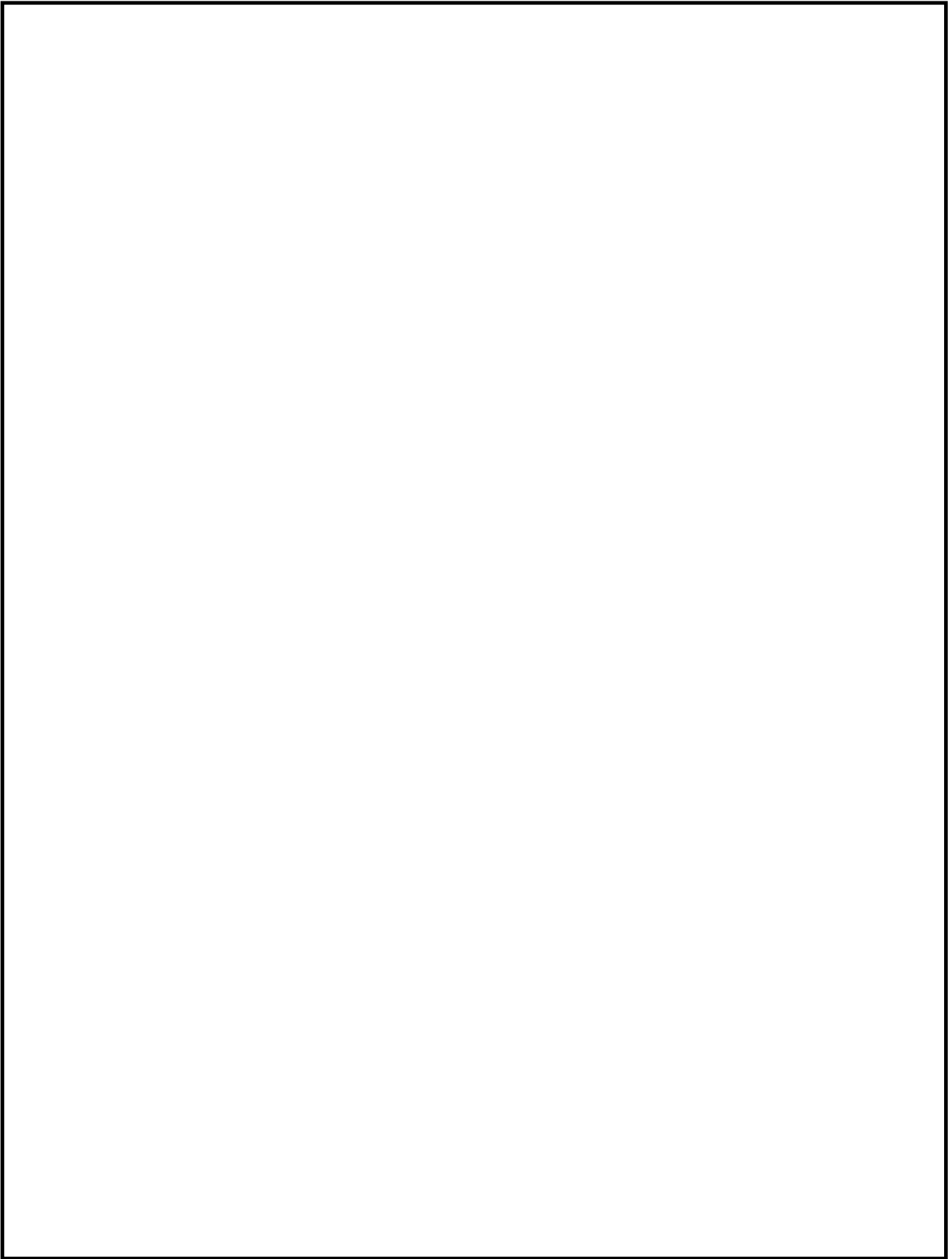
第48-47図 第1 フィルタベント格納槽 地上1階及び地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



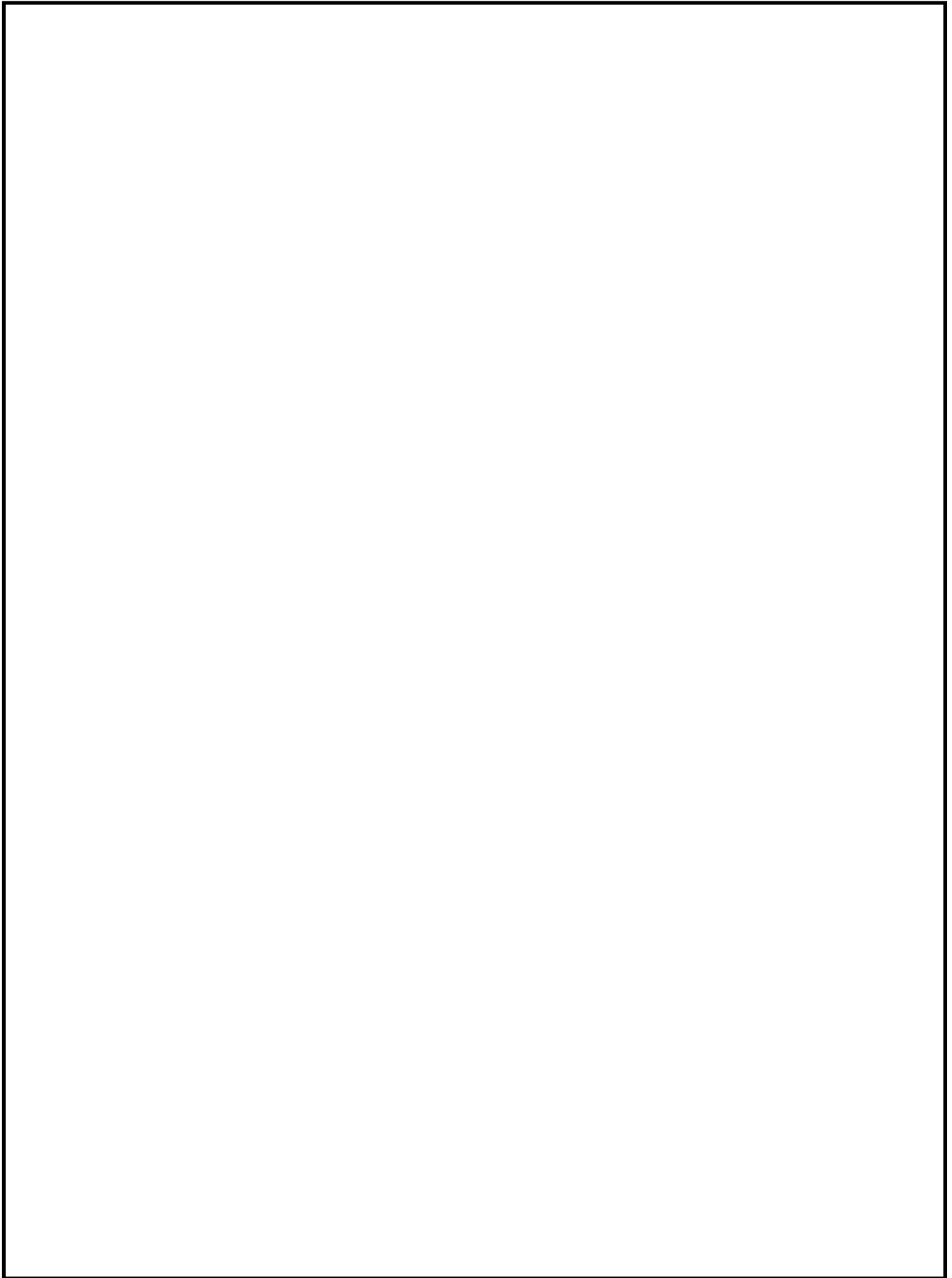
第48-48図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



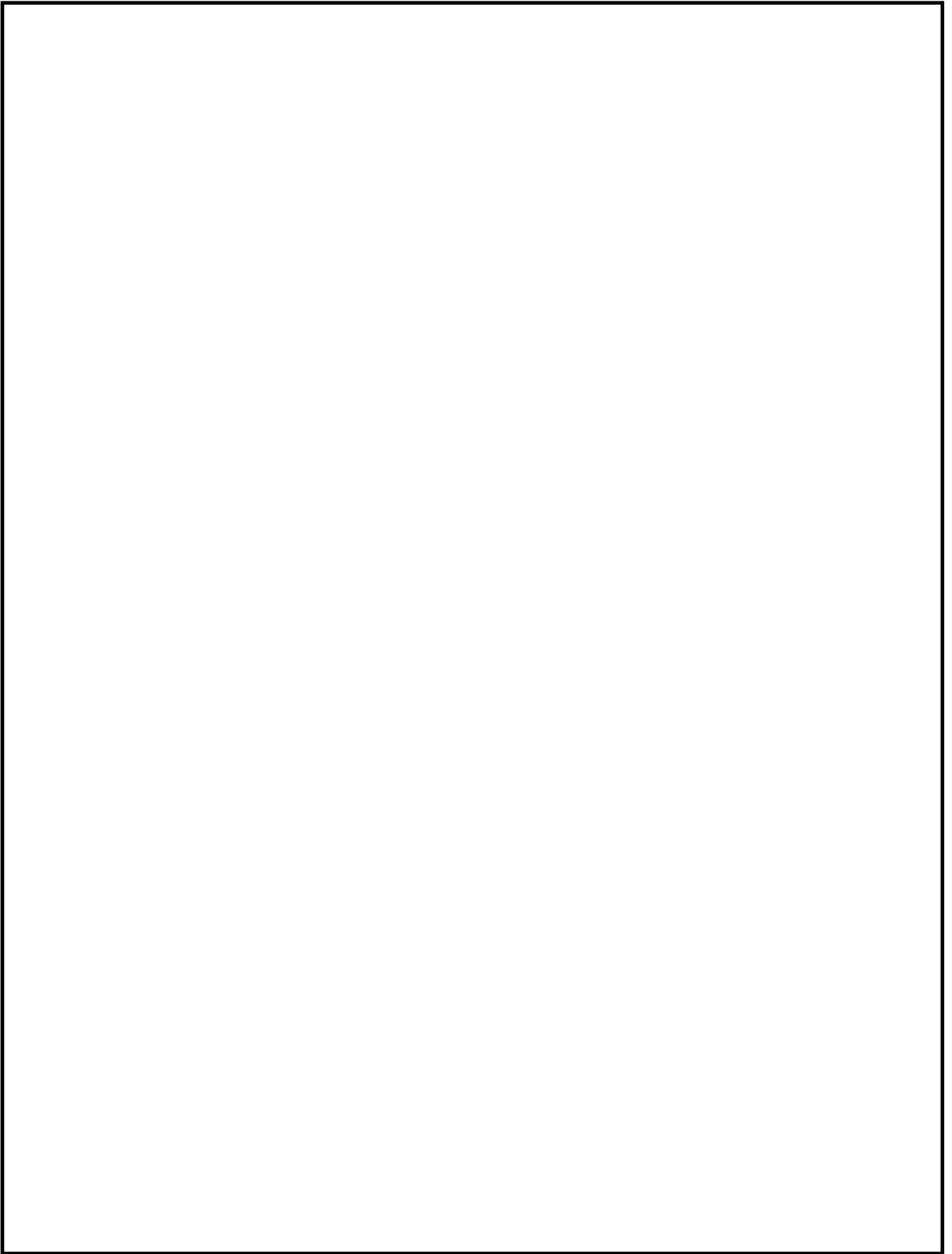
第48-49図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



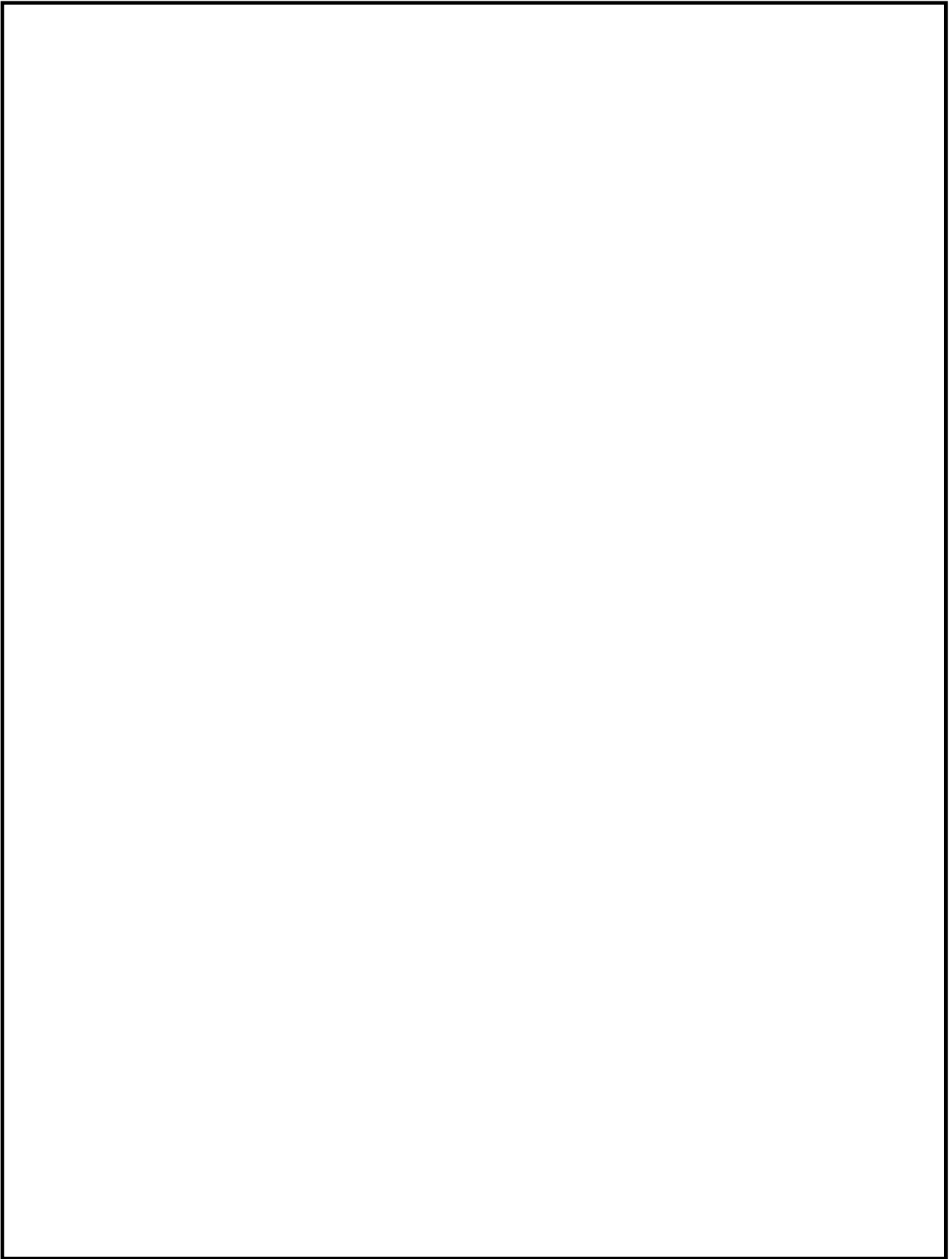
第48-50図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



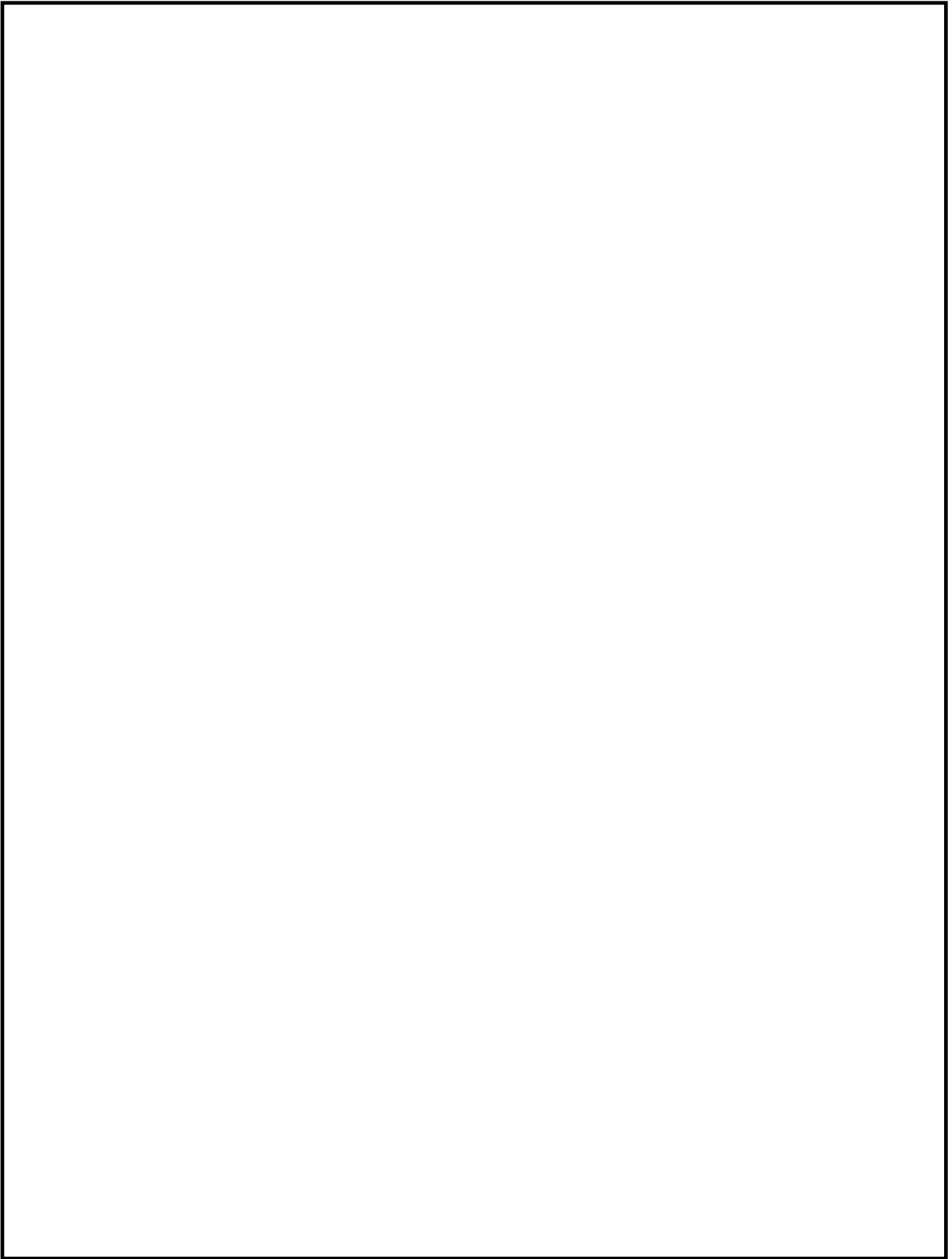
第48-51図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



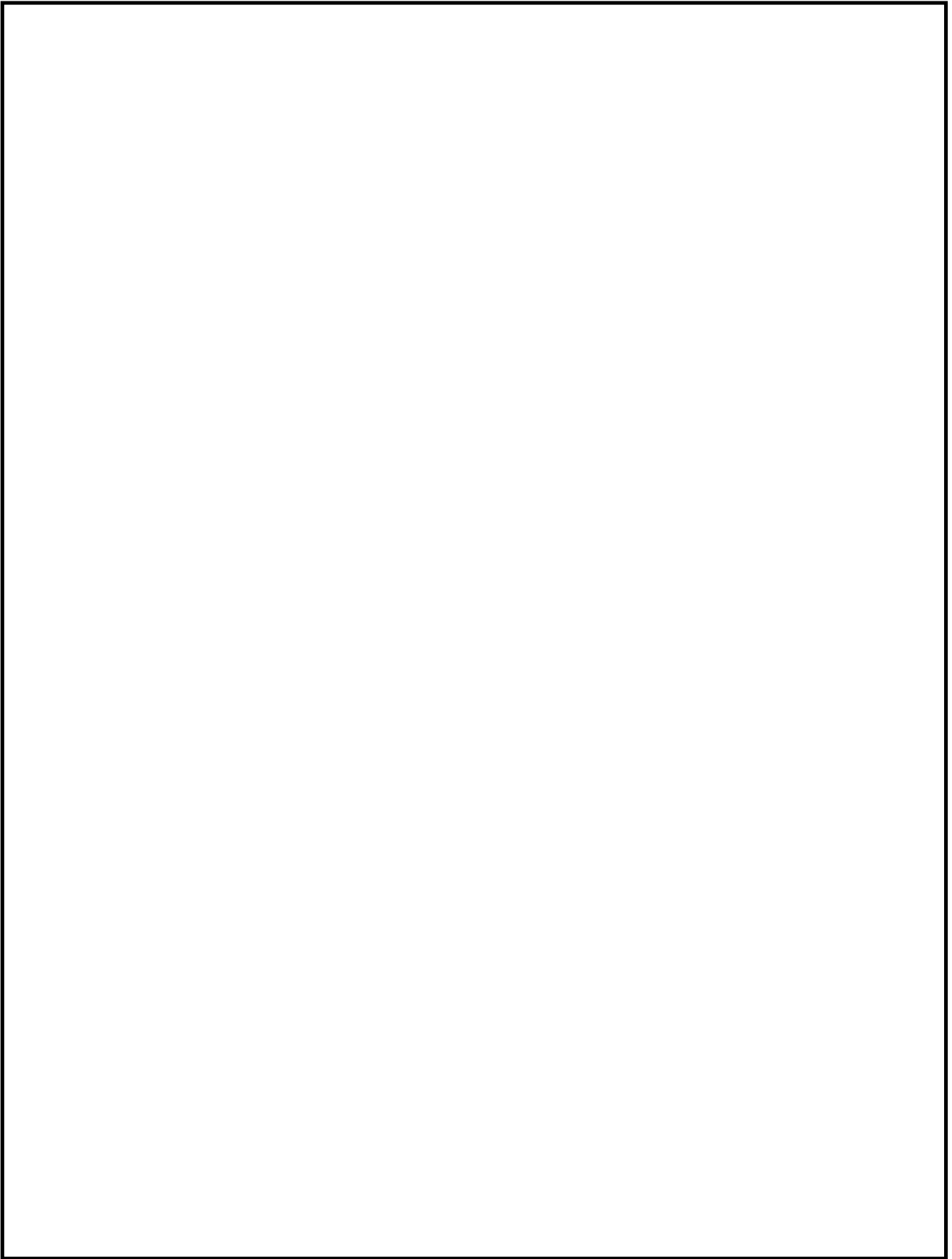
第48-52図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



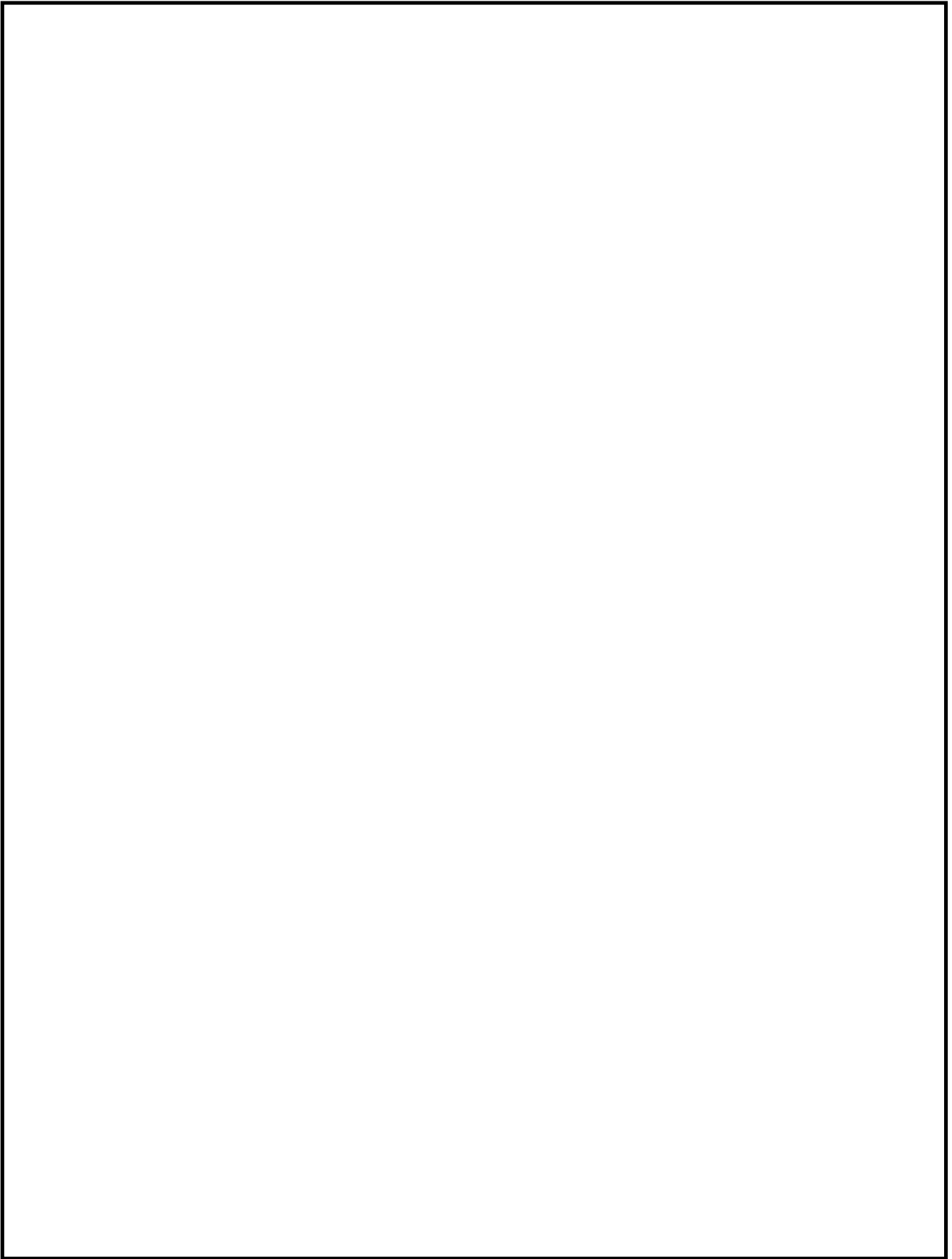
第48-53図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



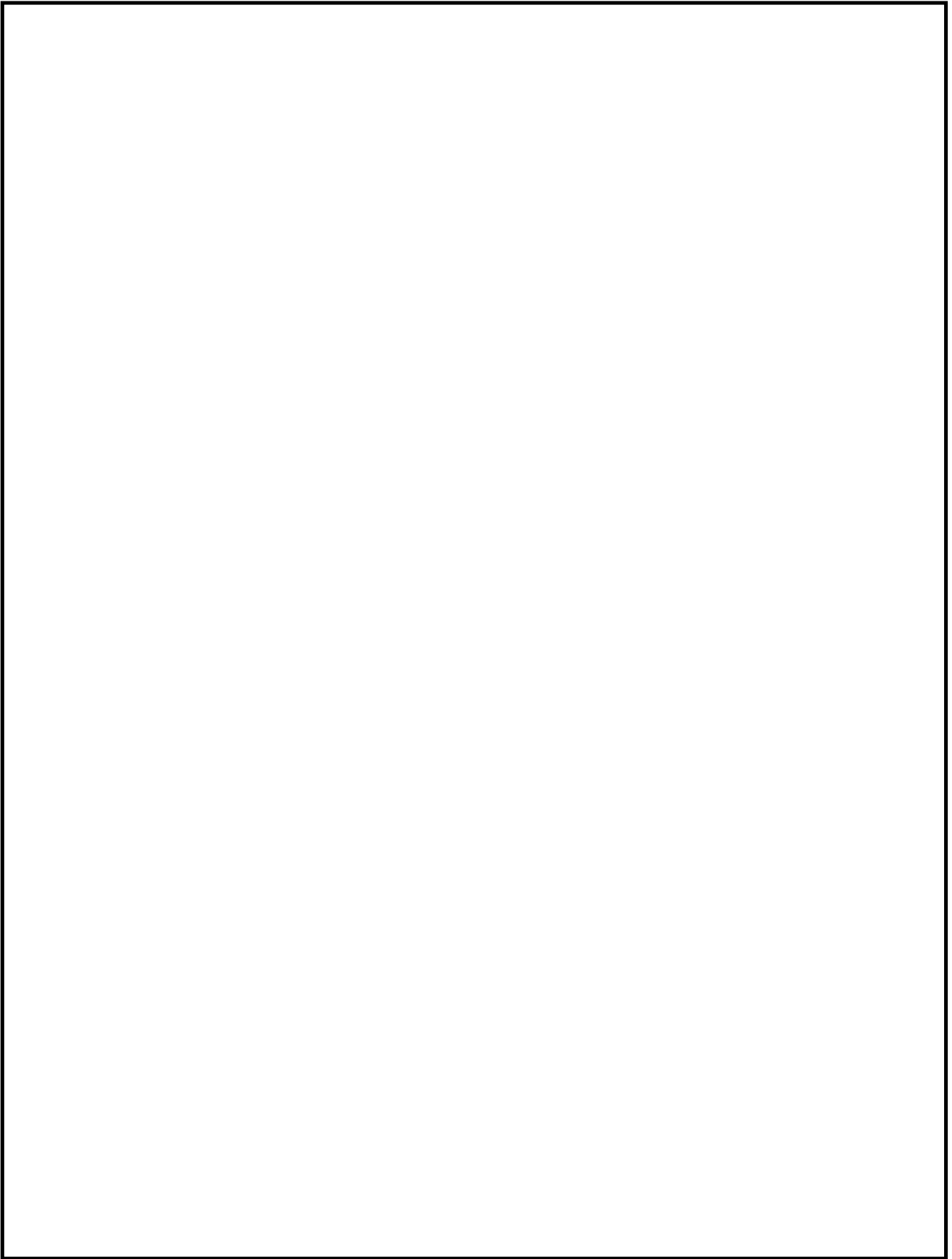
第48-54図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



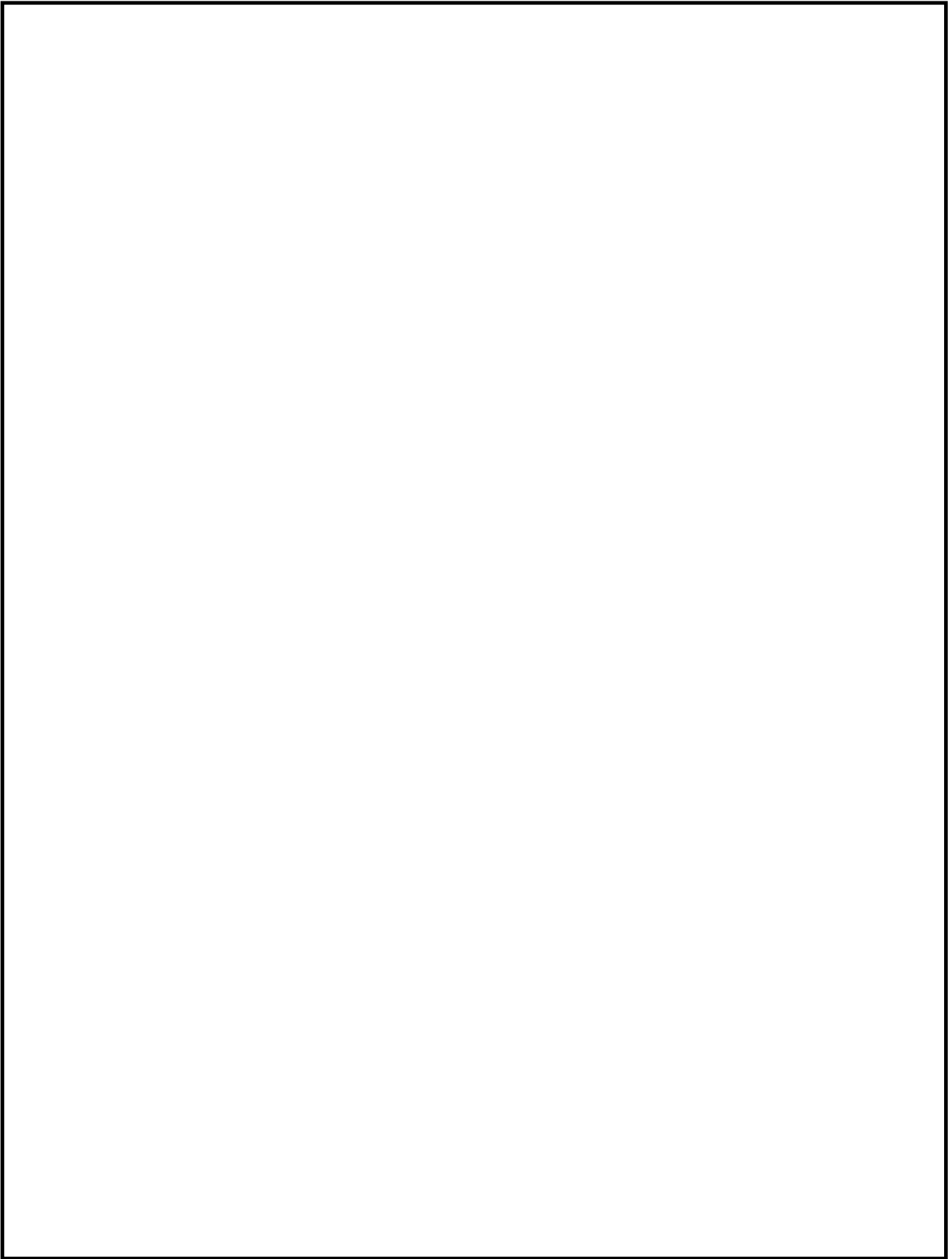
第48-55図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



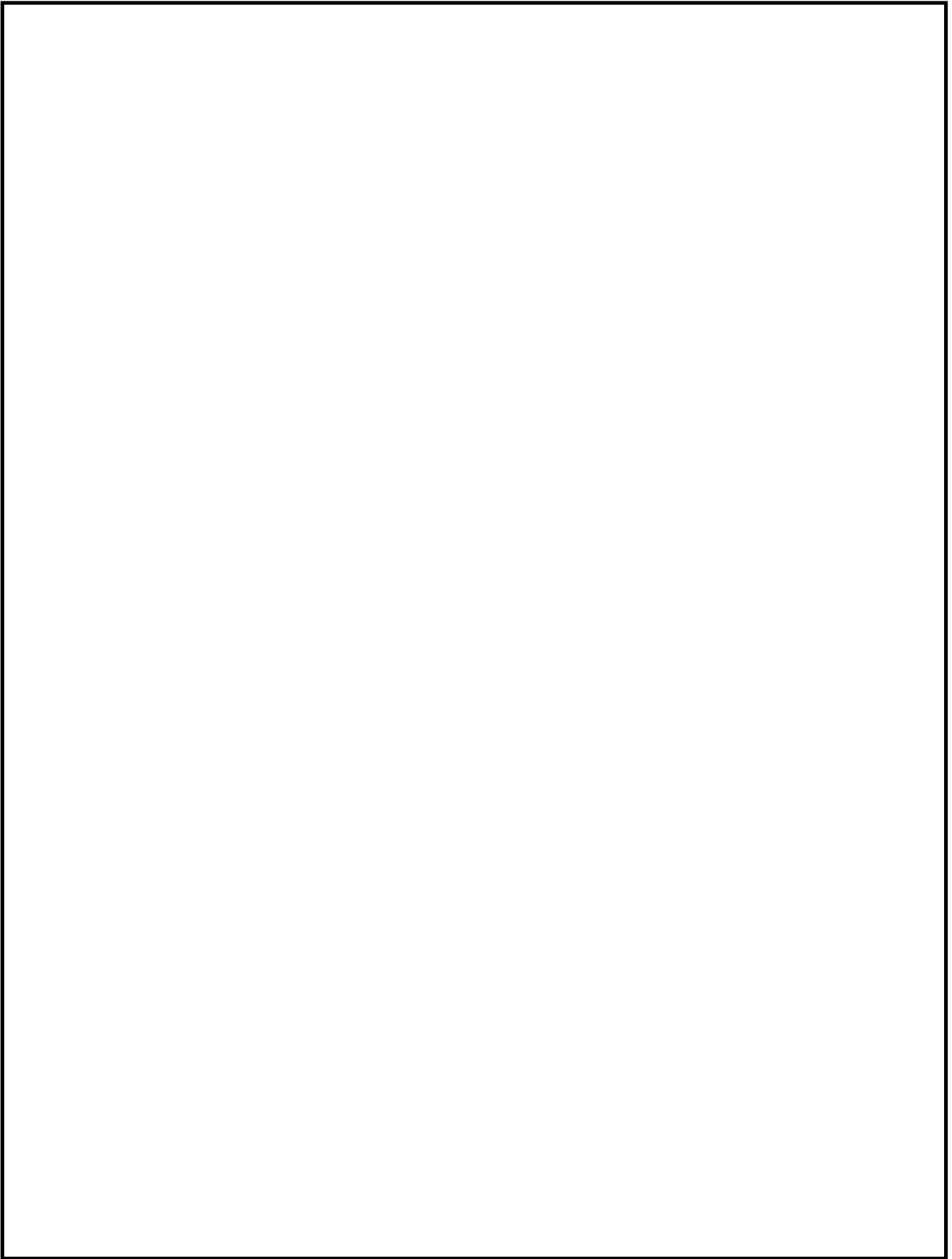
第48-56図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



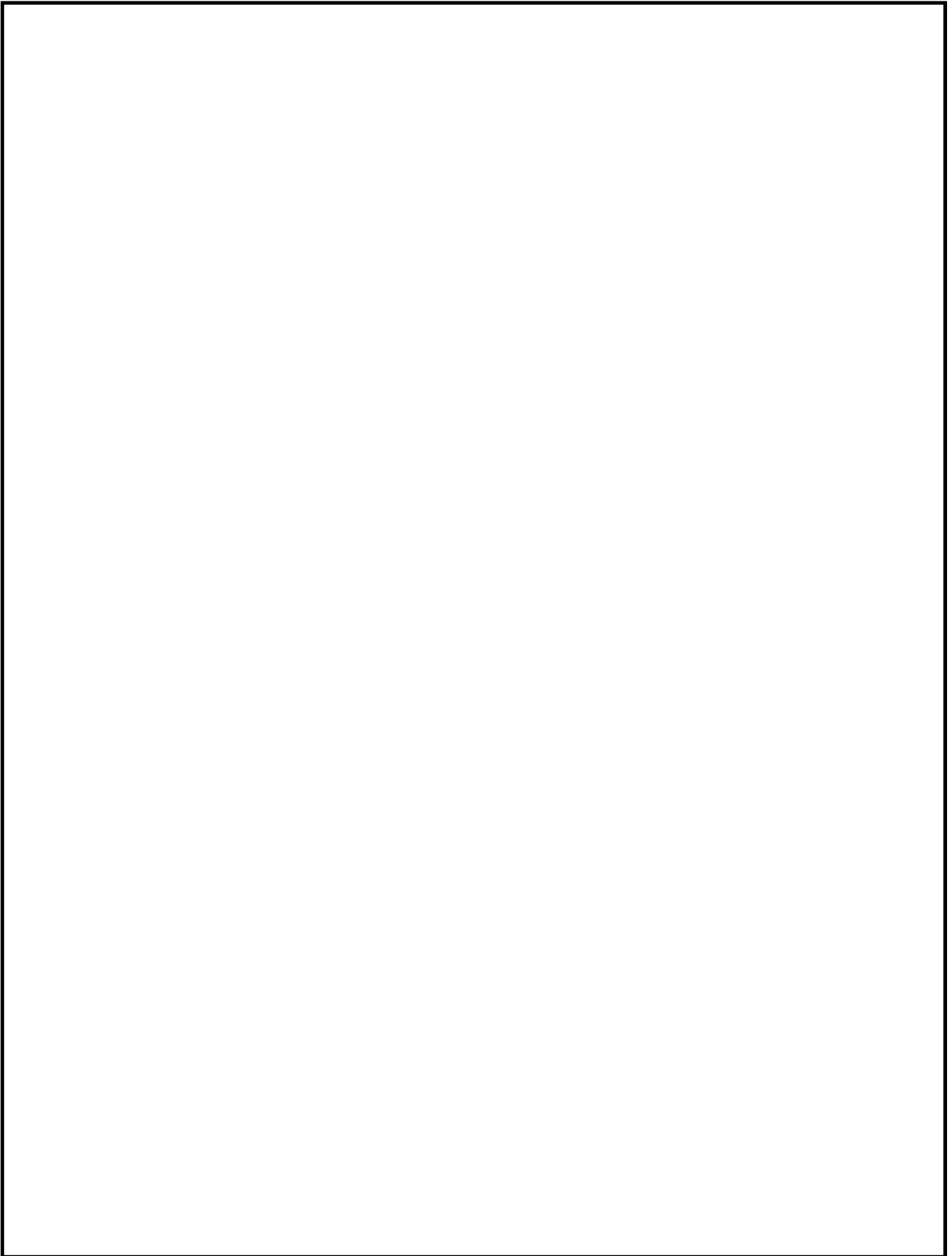
第48-57図 廃棄物処理建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



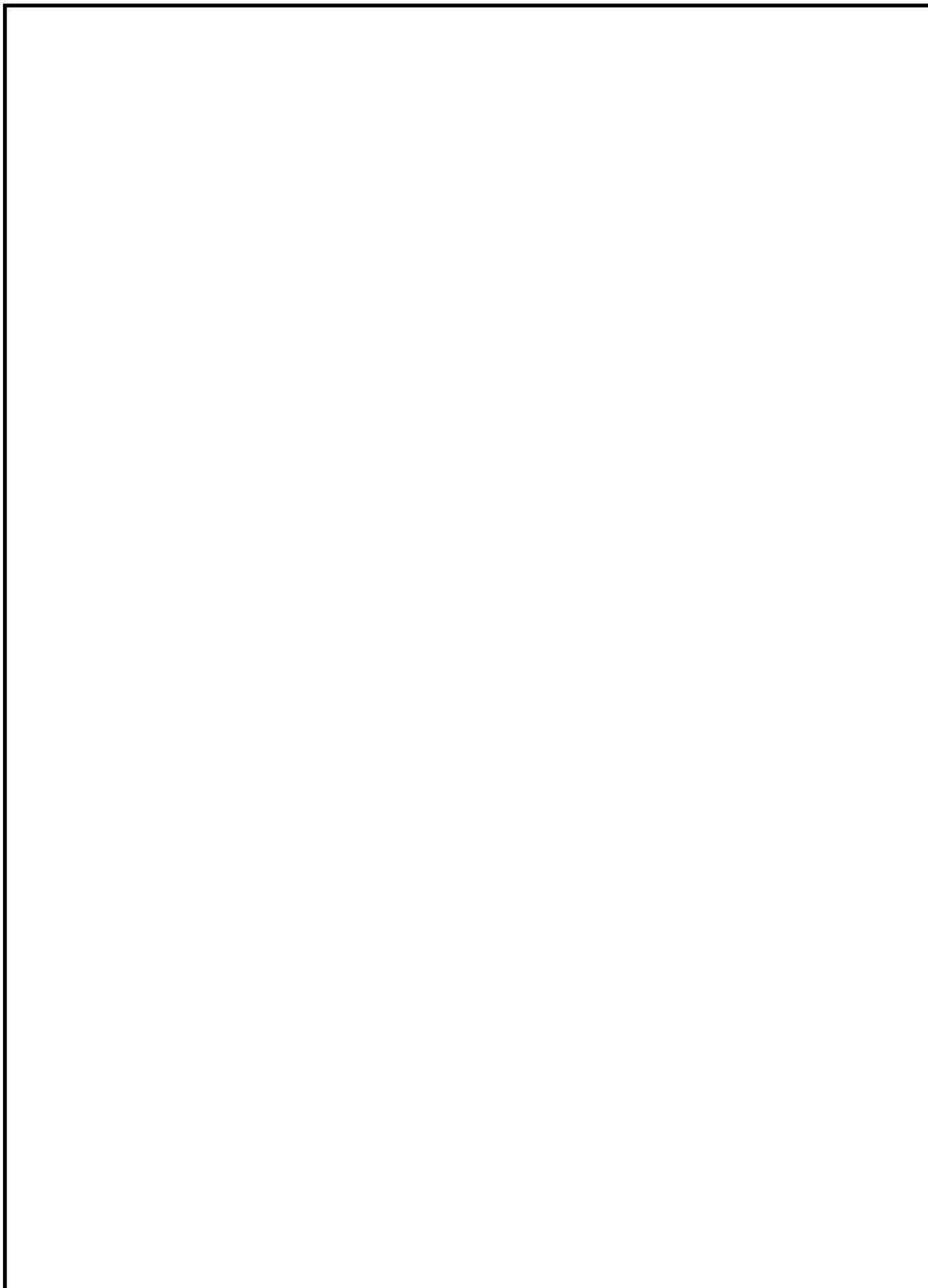
第48-58図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



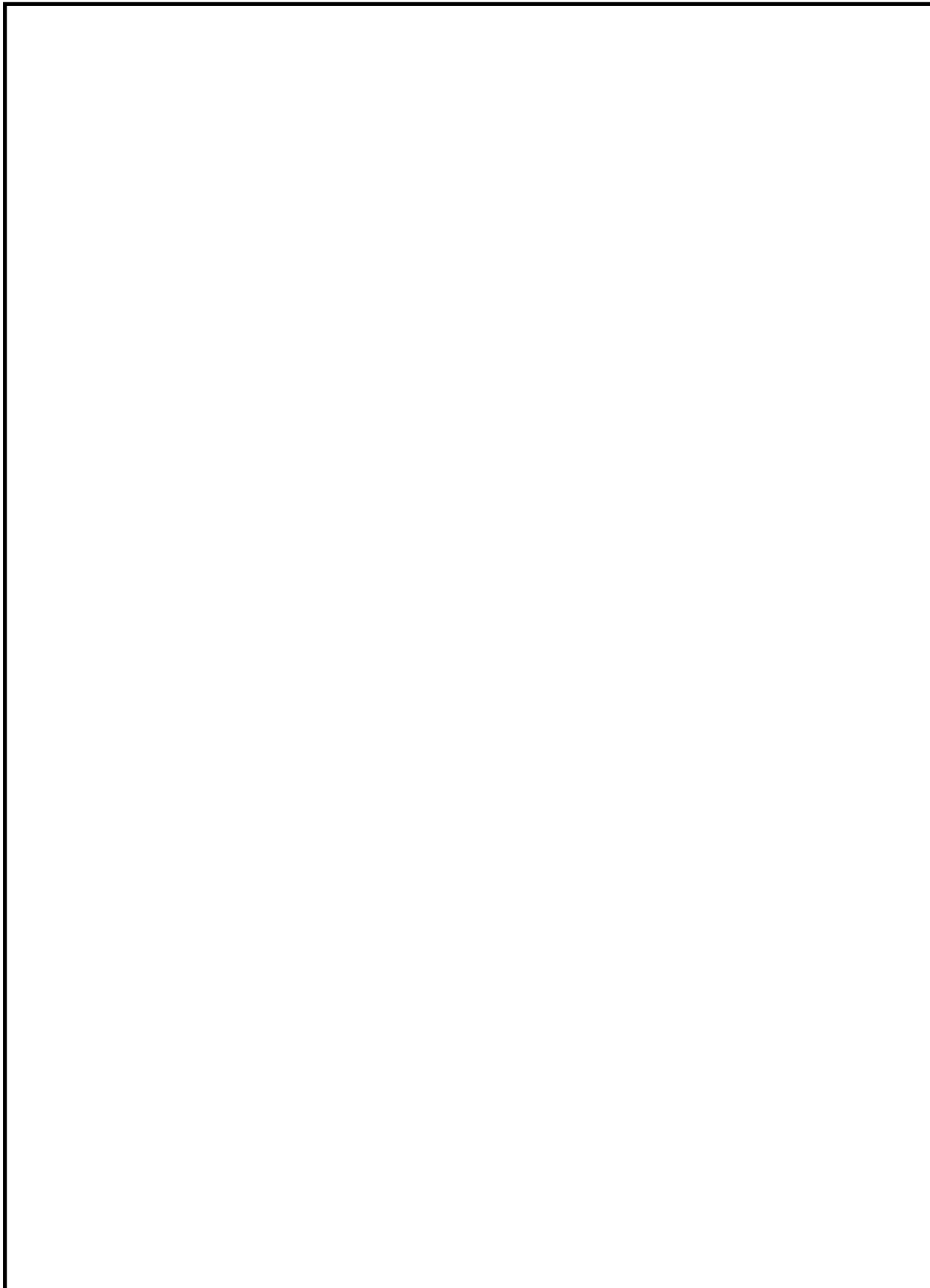
第48-59図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



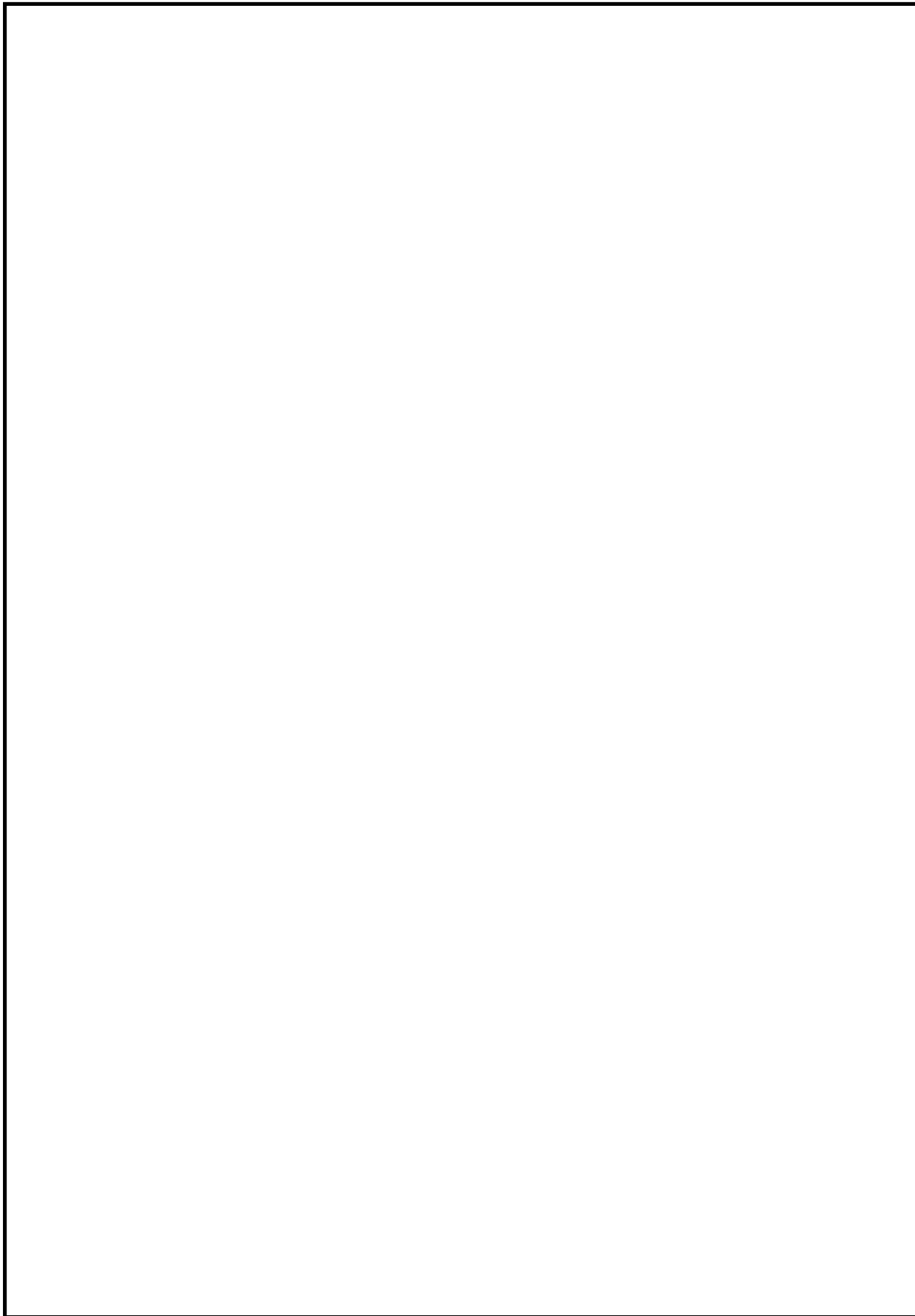
第49-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



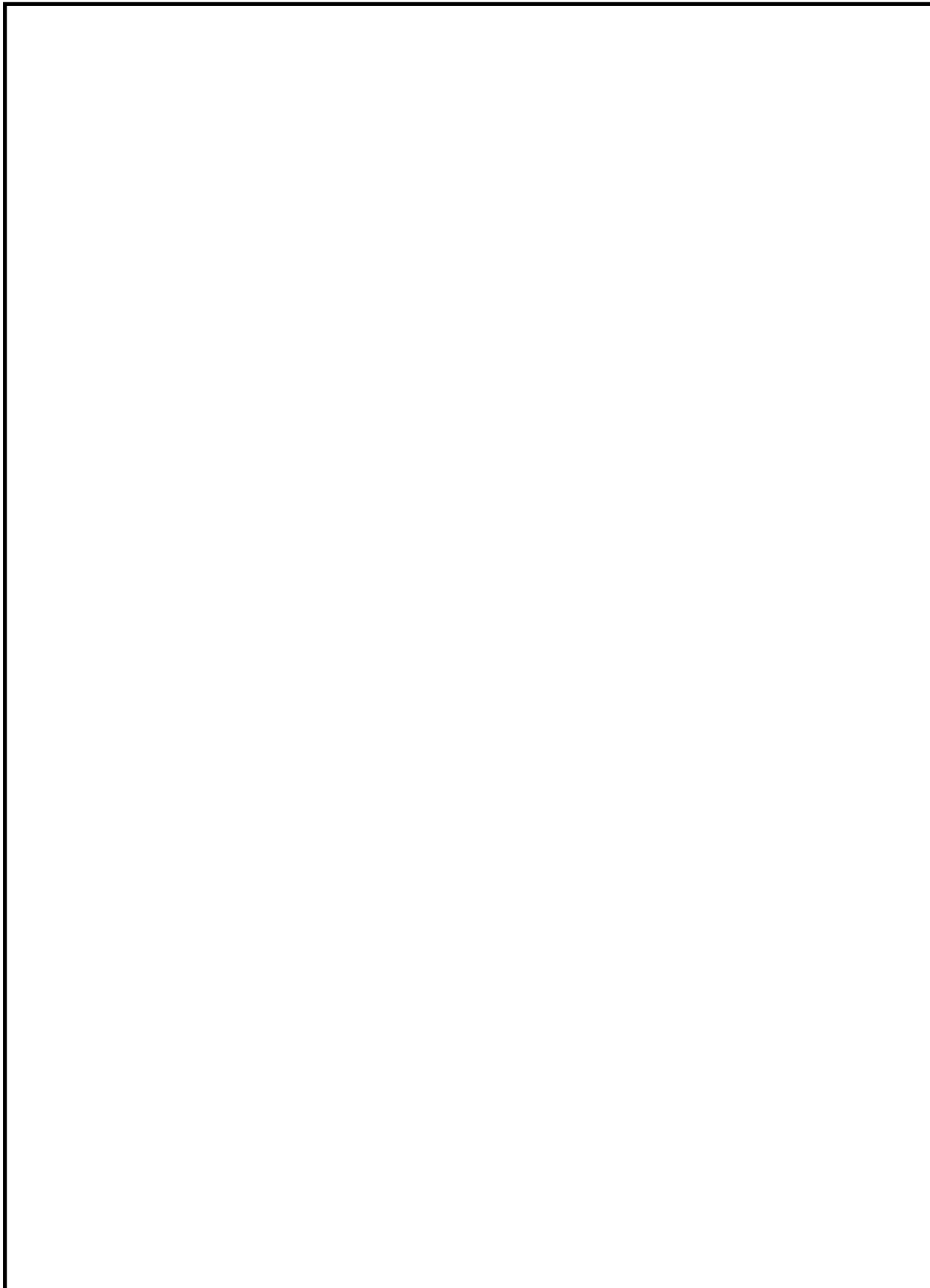
第49-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



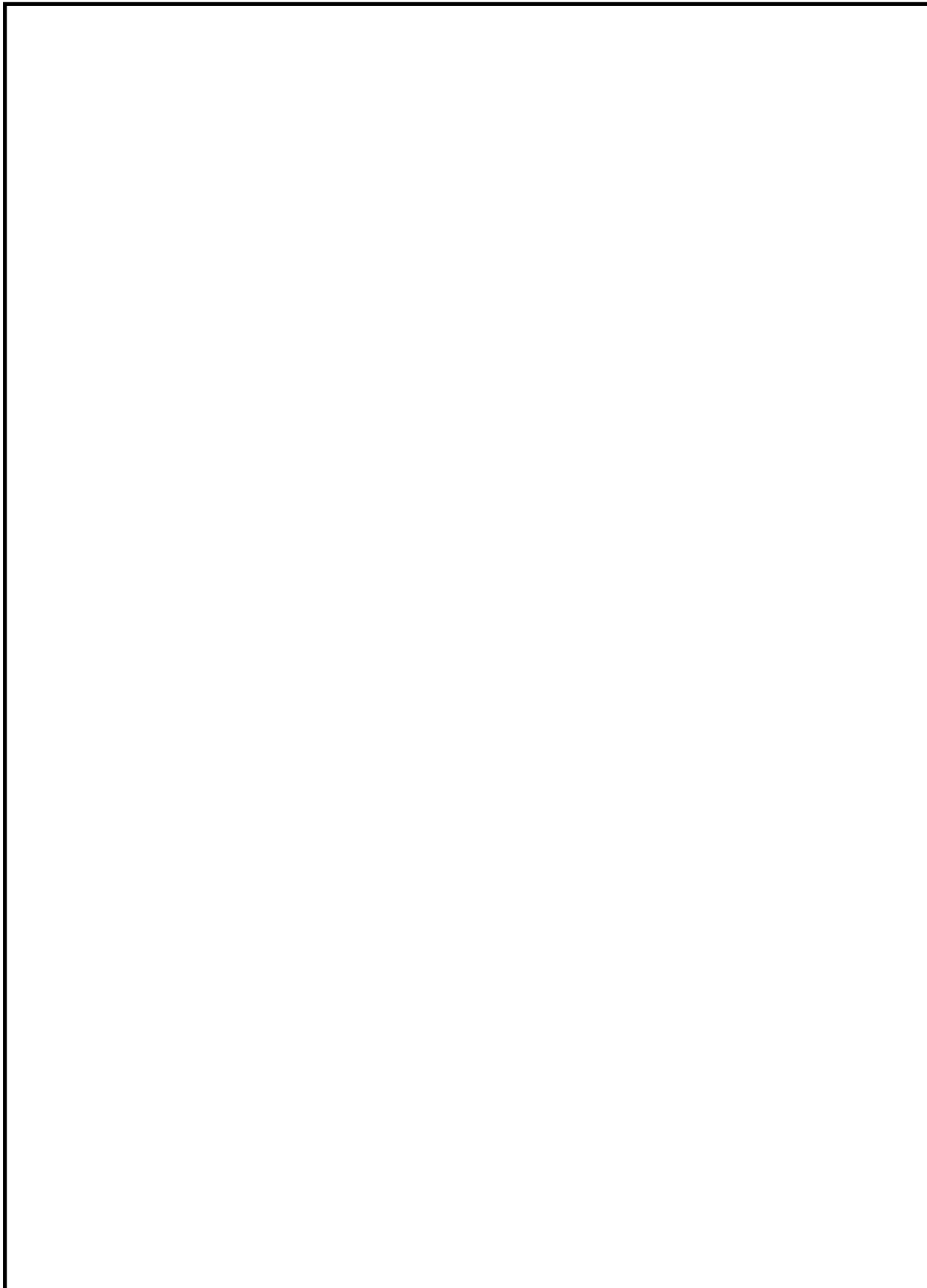
第49-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



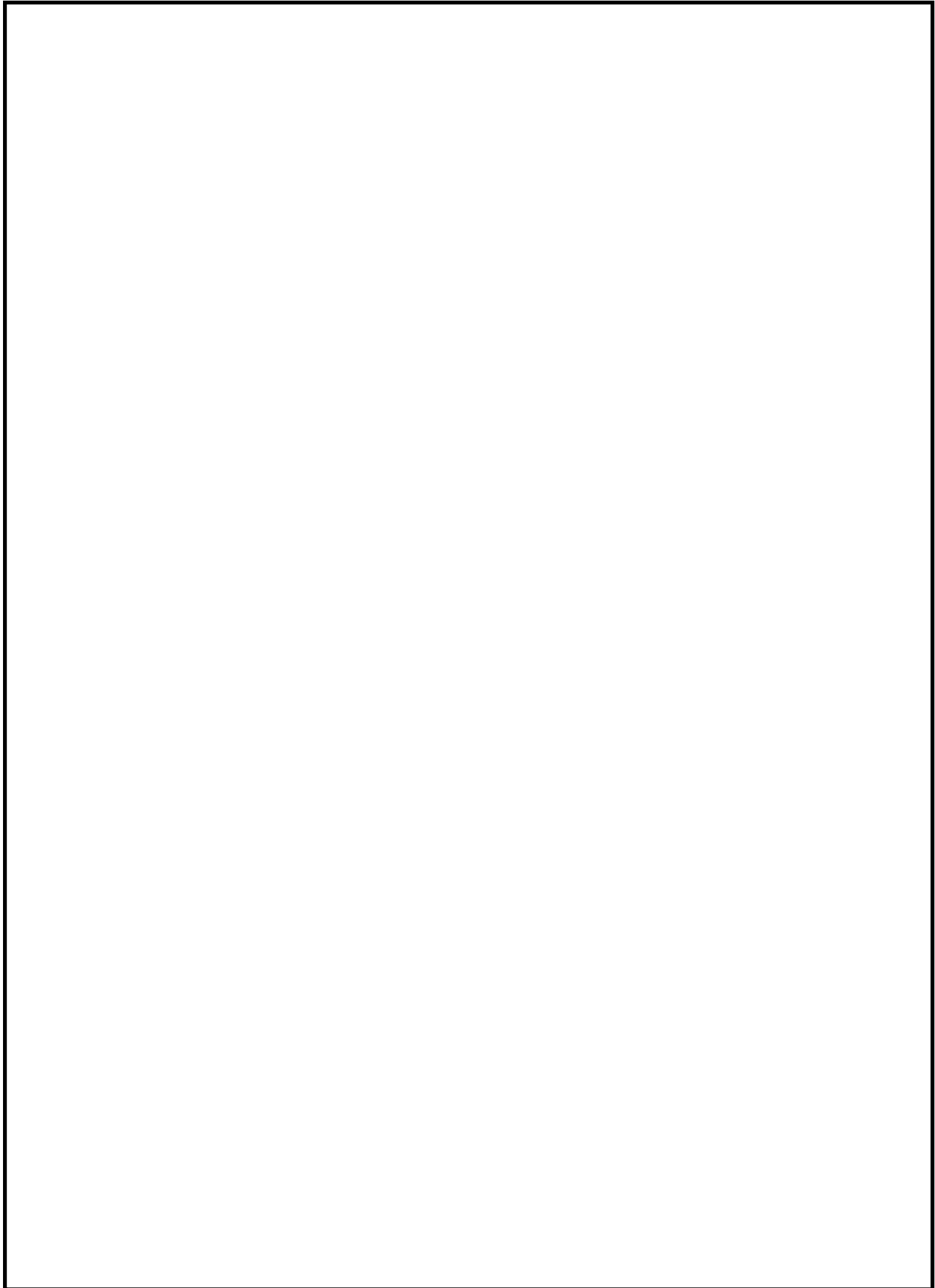
第49-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



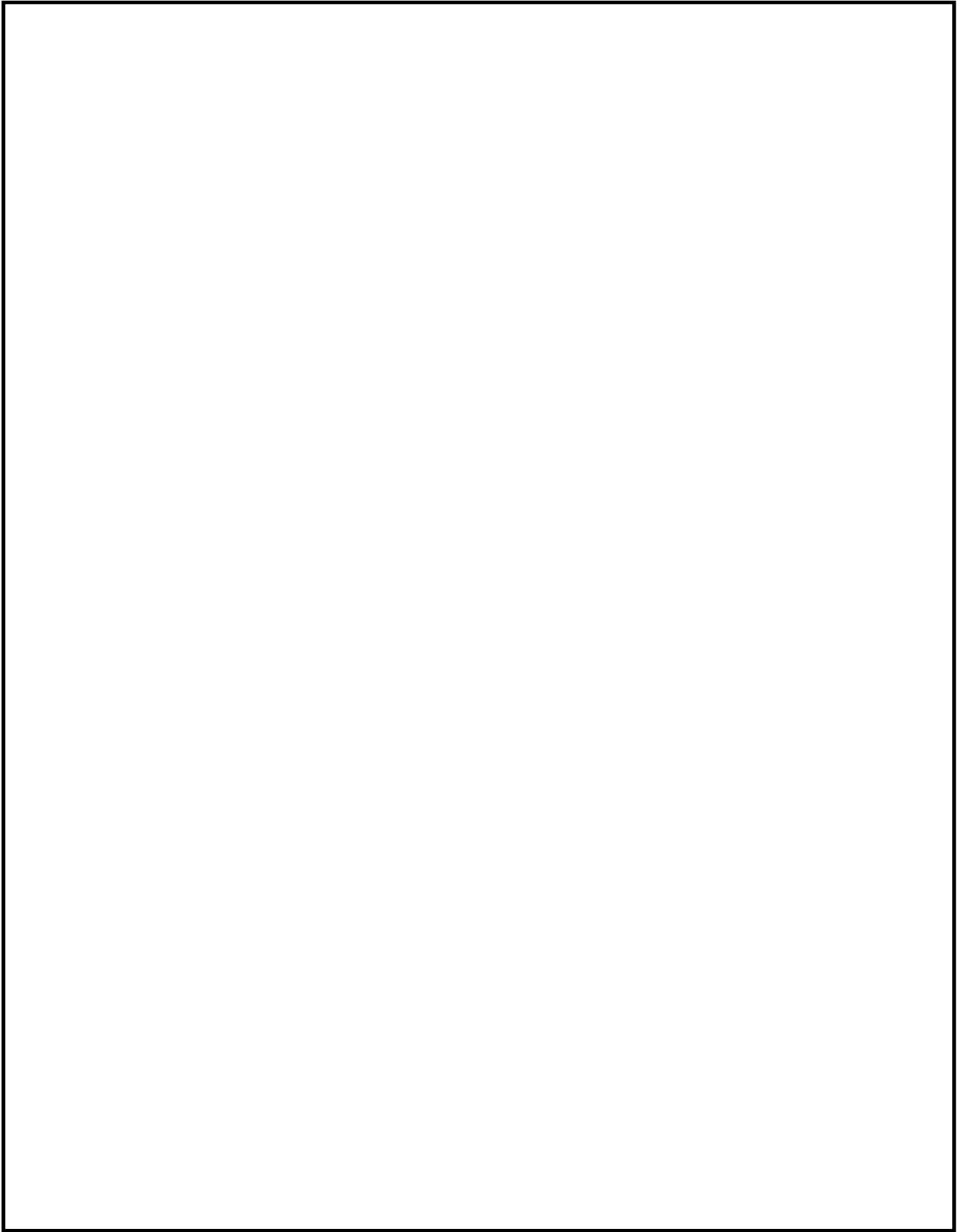
第49-5図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



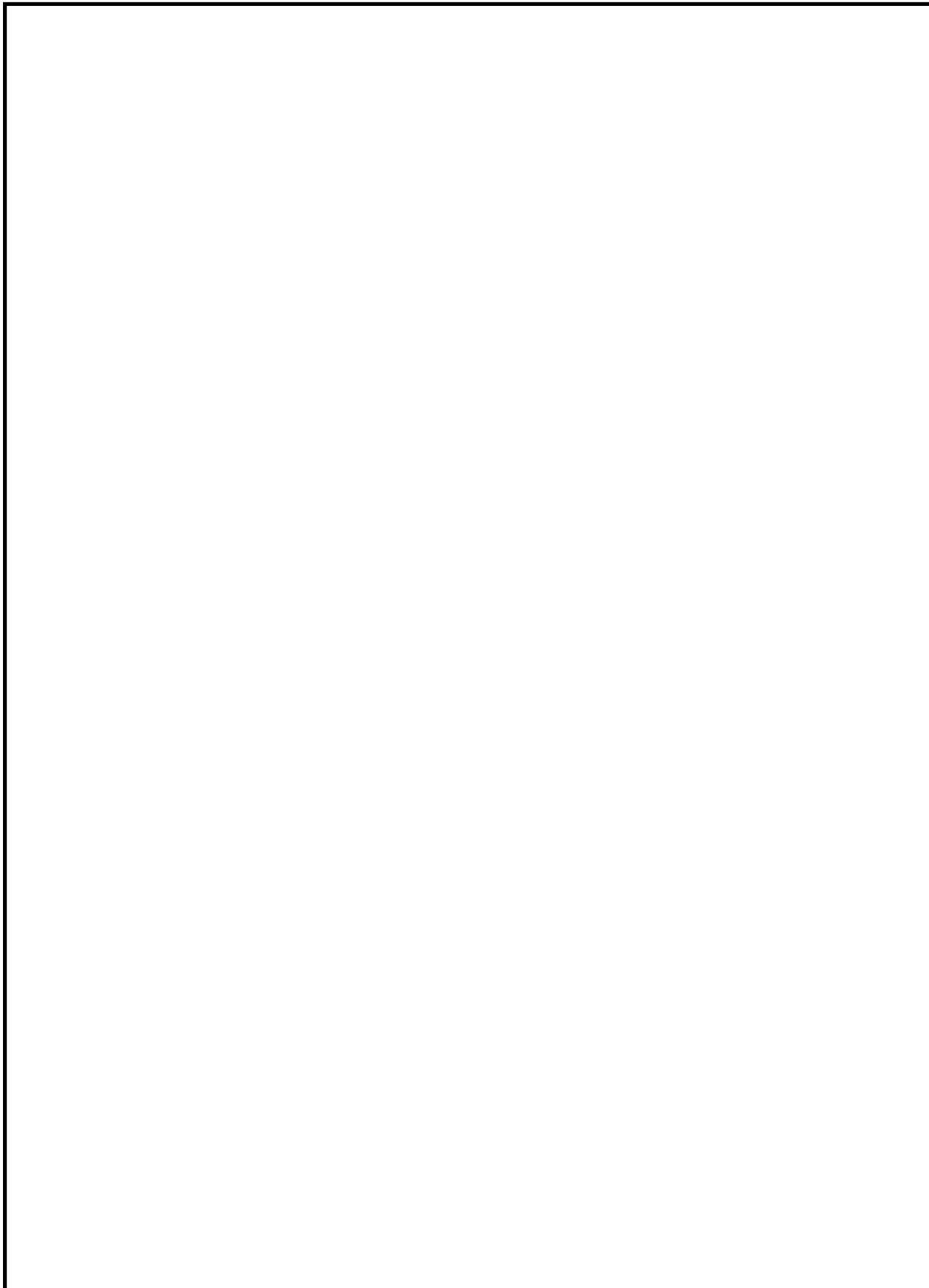
第49-6図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



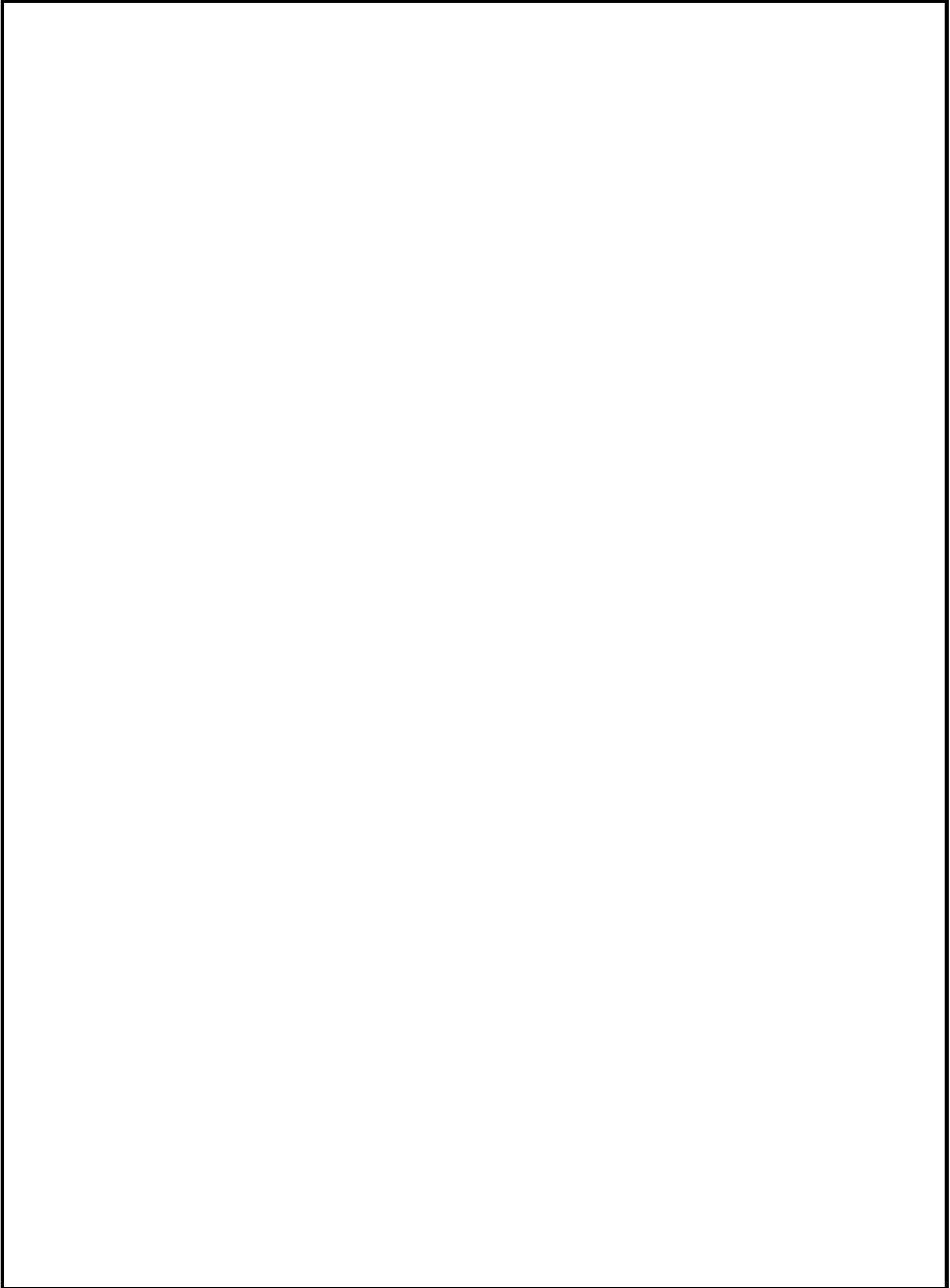
第49-8図 廃棄物処理建物 地下中 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-9図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



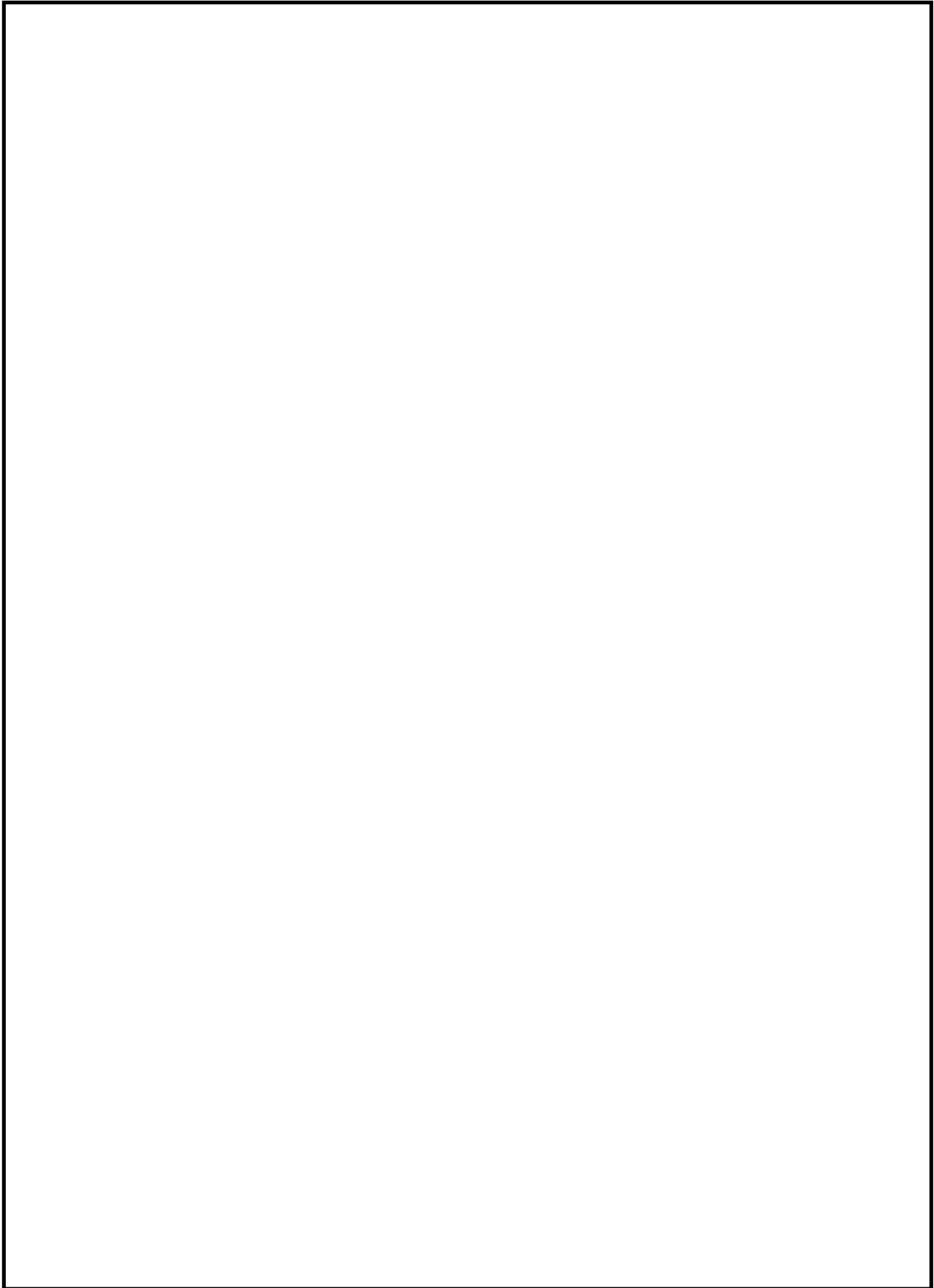
第49-10図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



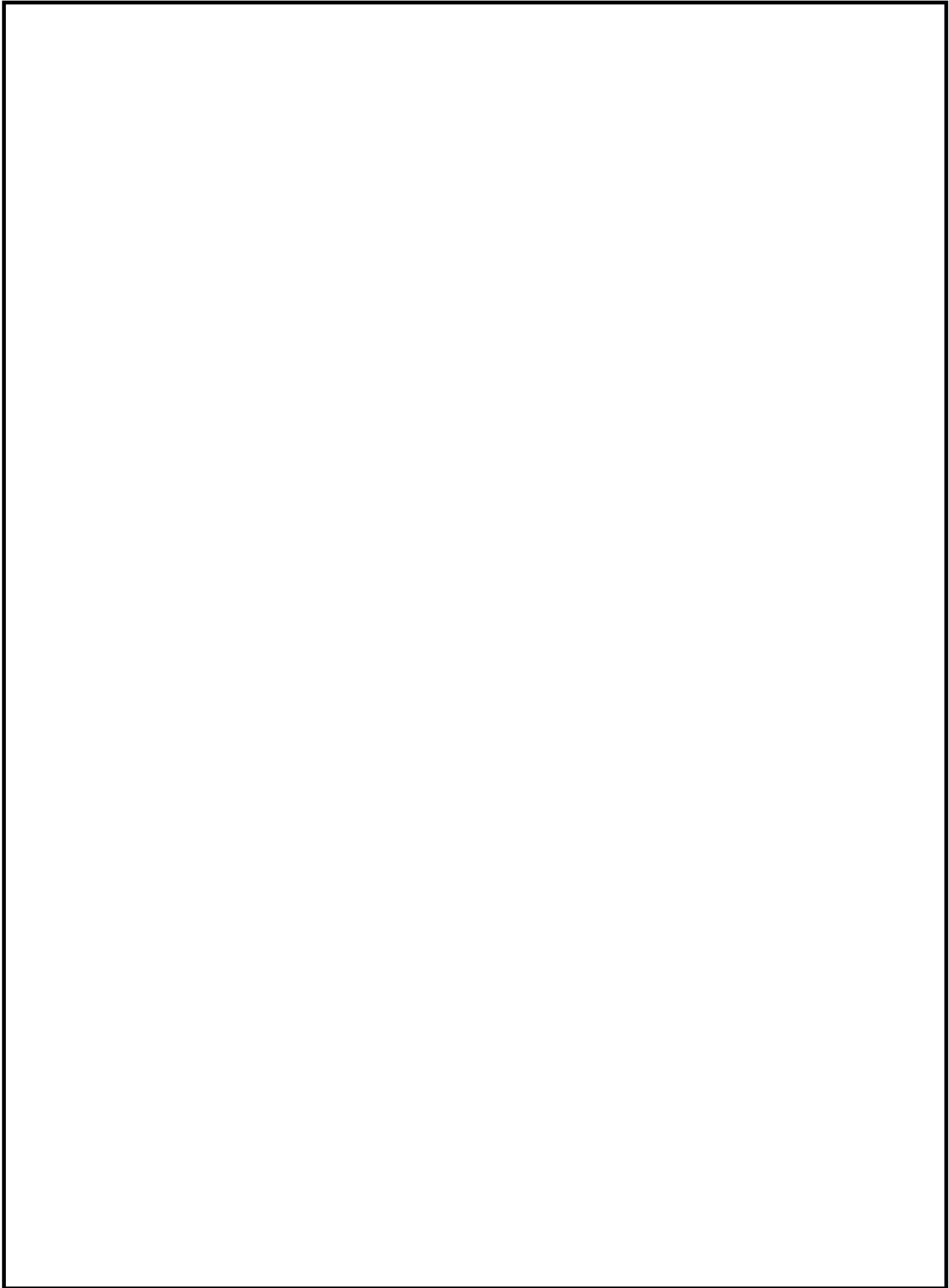
第49-11図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-13図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-14図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-15図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



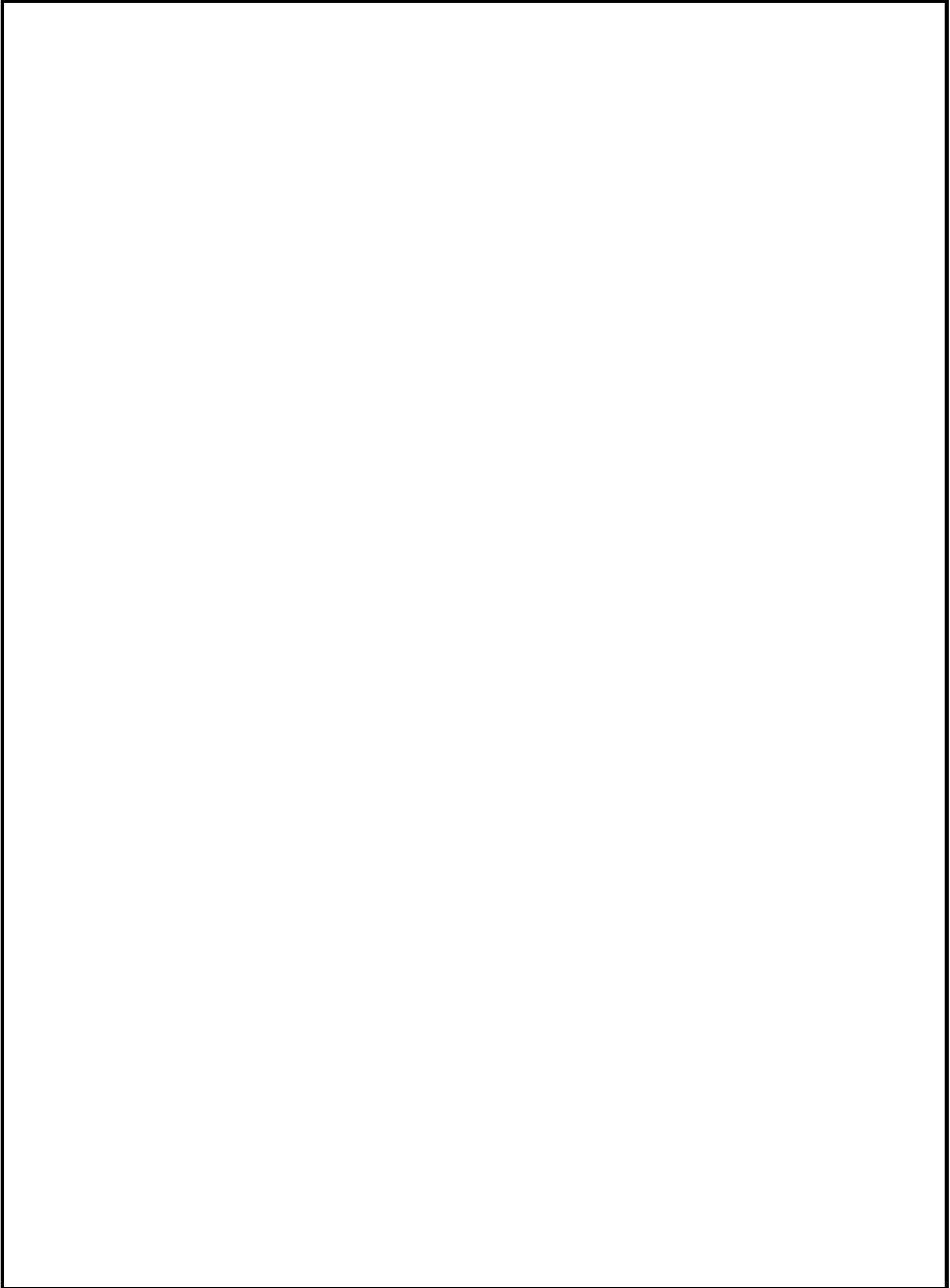
第49-16図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第49-17図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



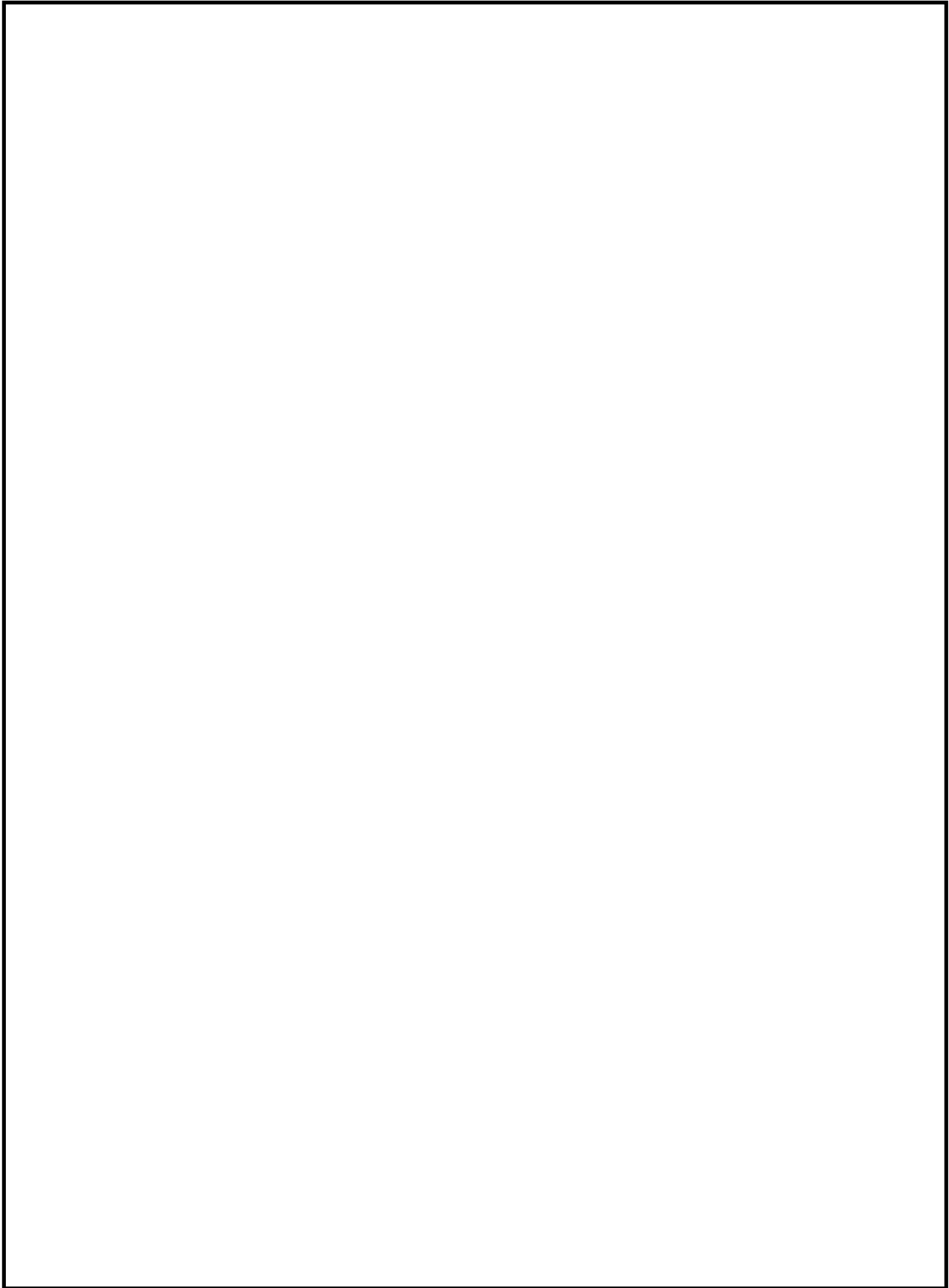
第49-18図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



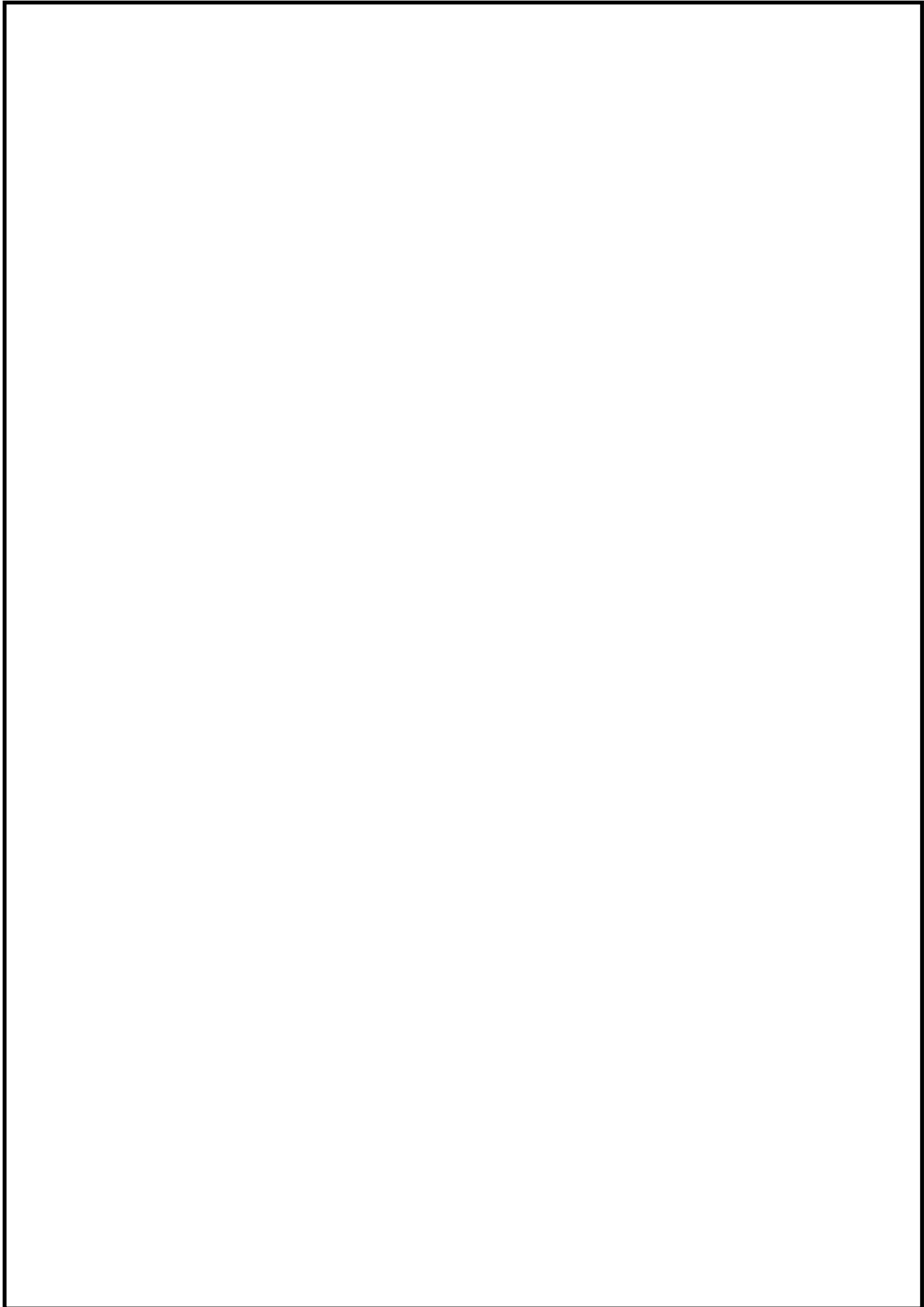
第49-19図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



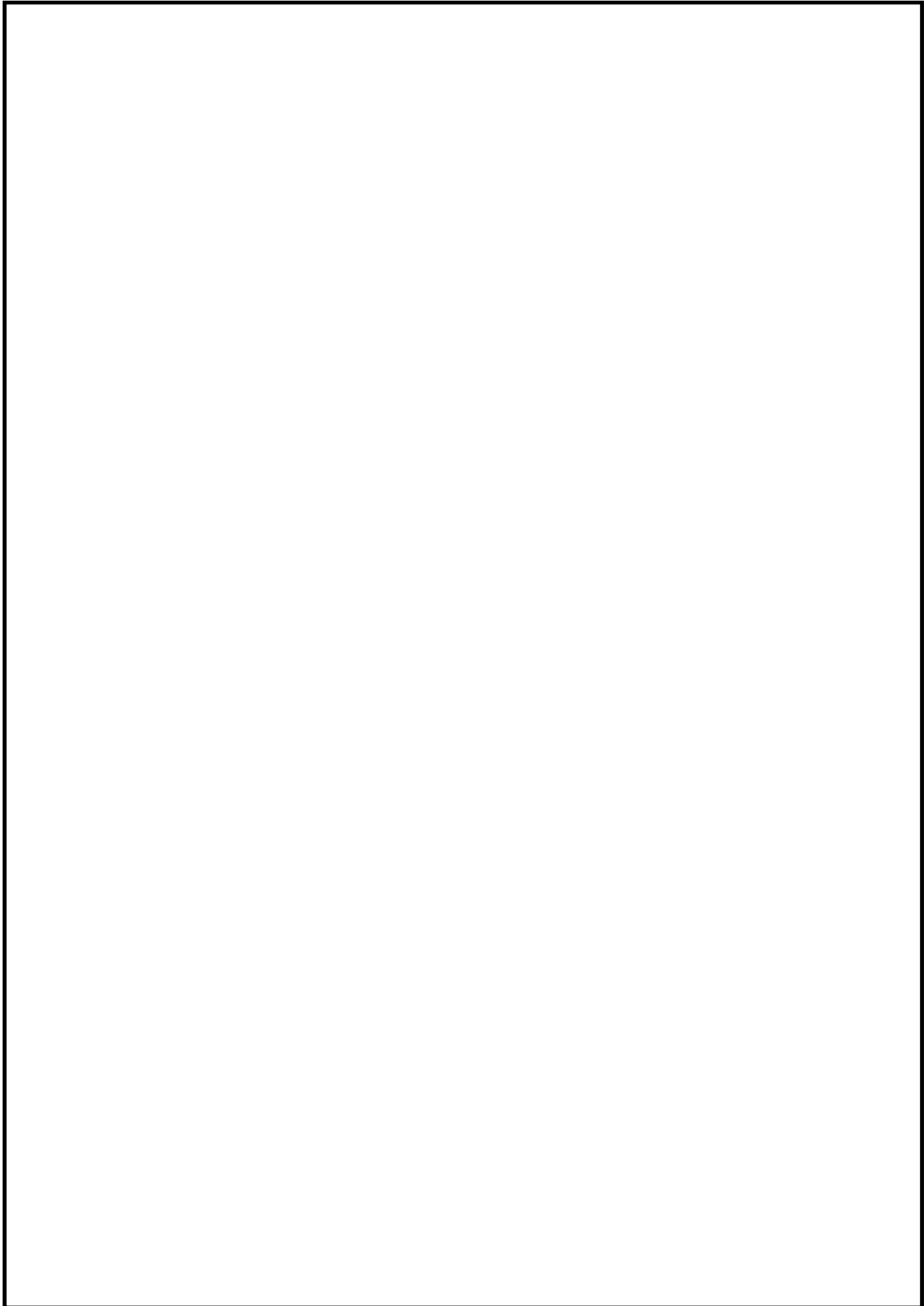
第49-20図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



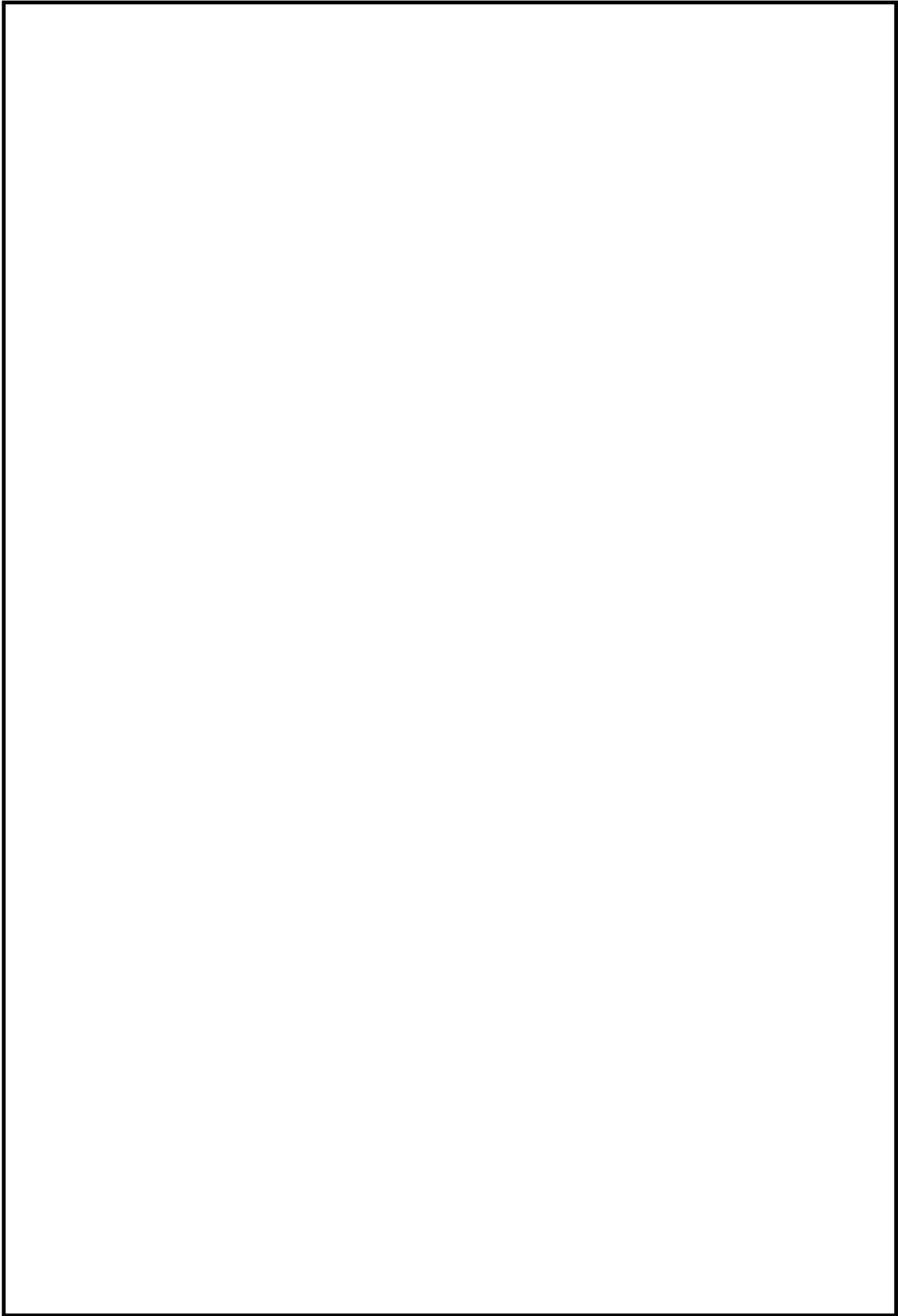
第49-21図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



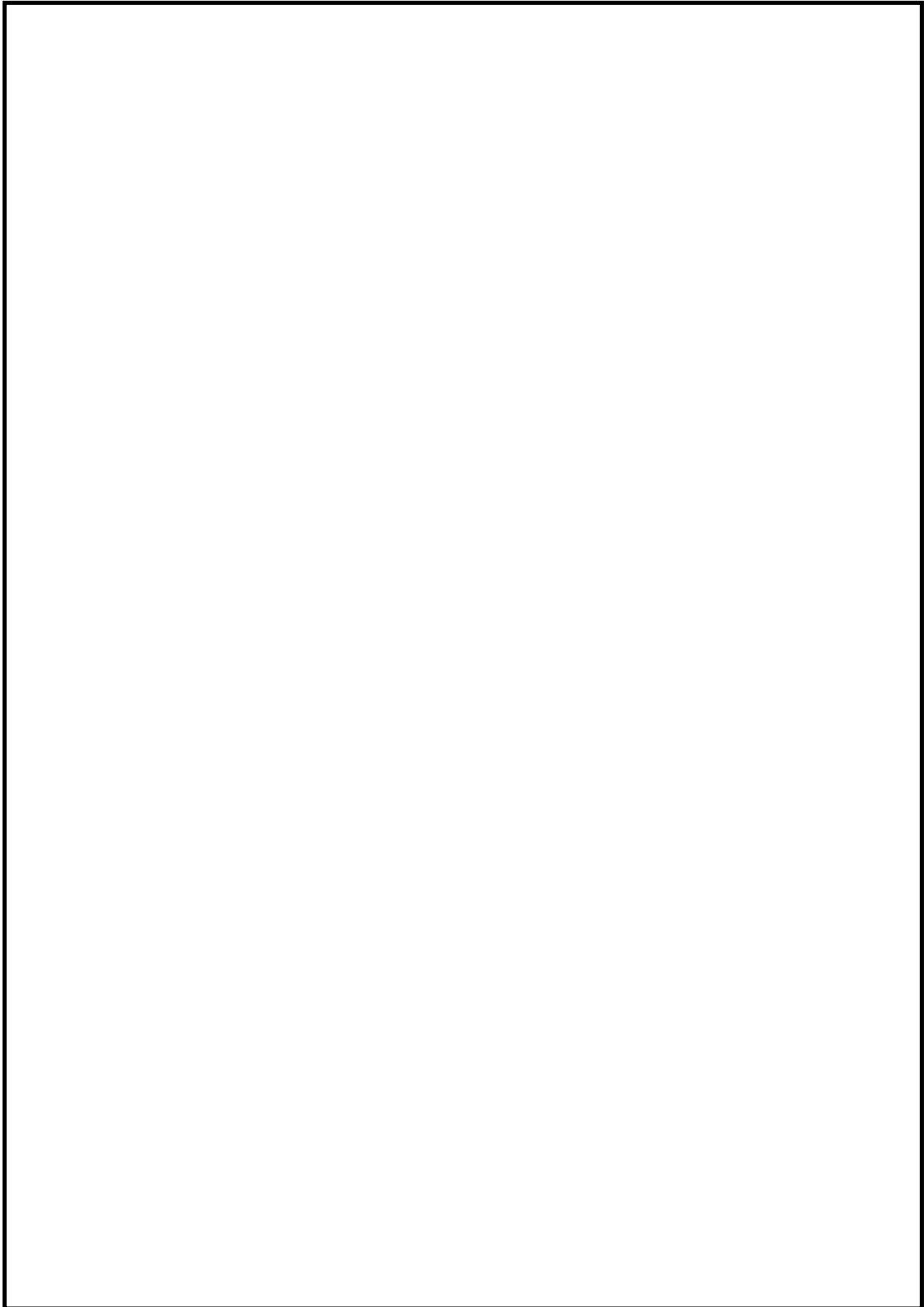
第49-22図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



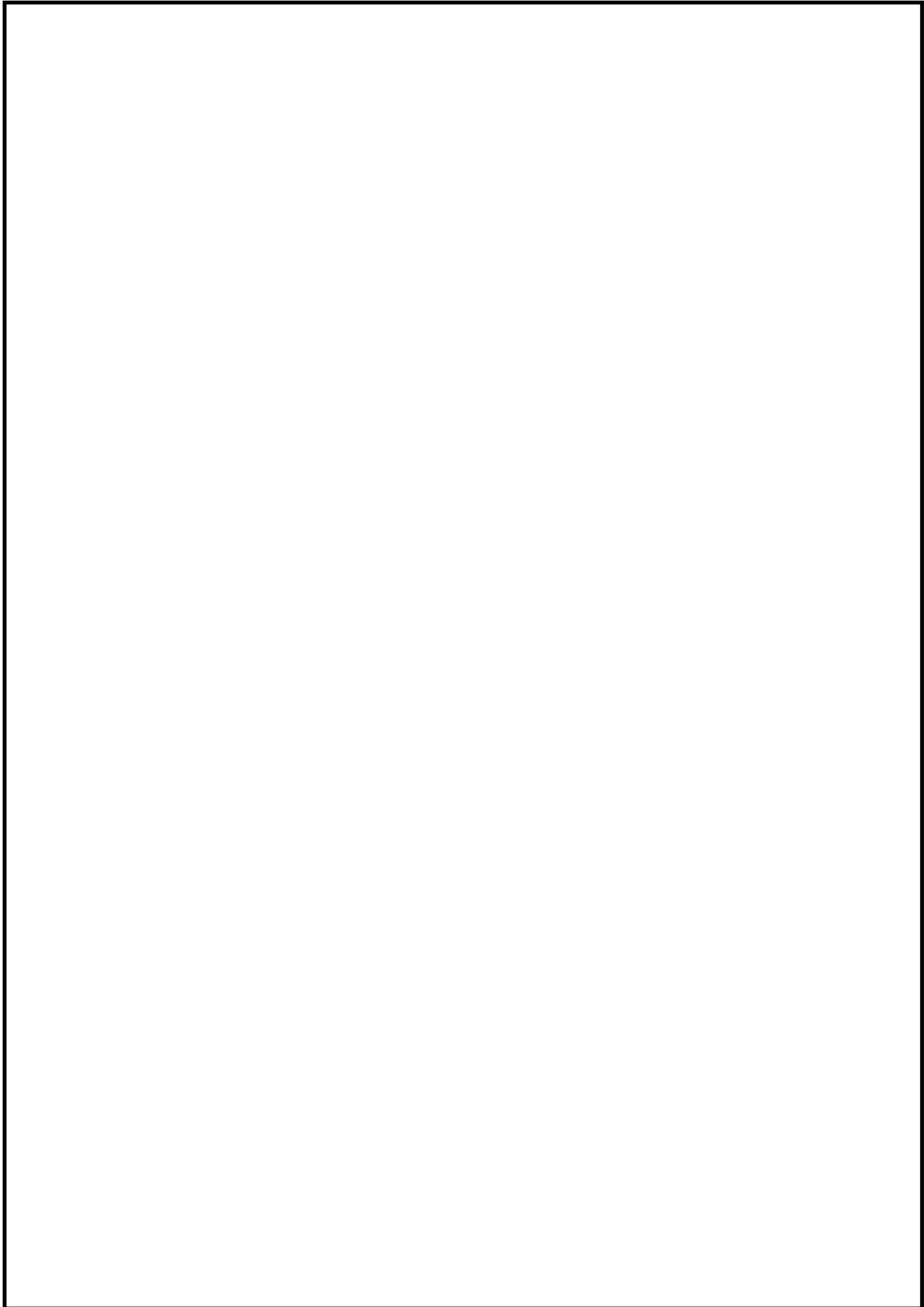
第49-23図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



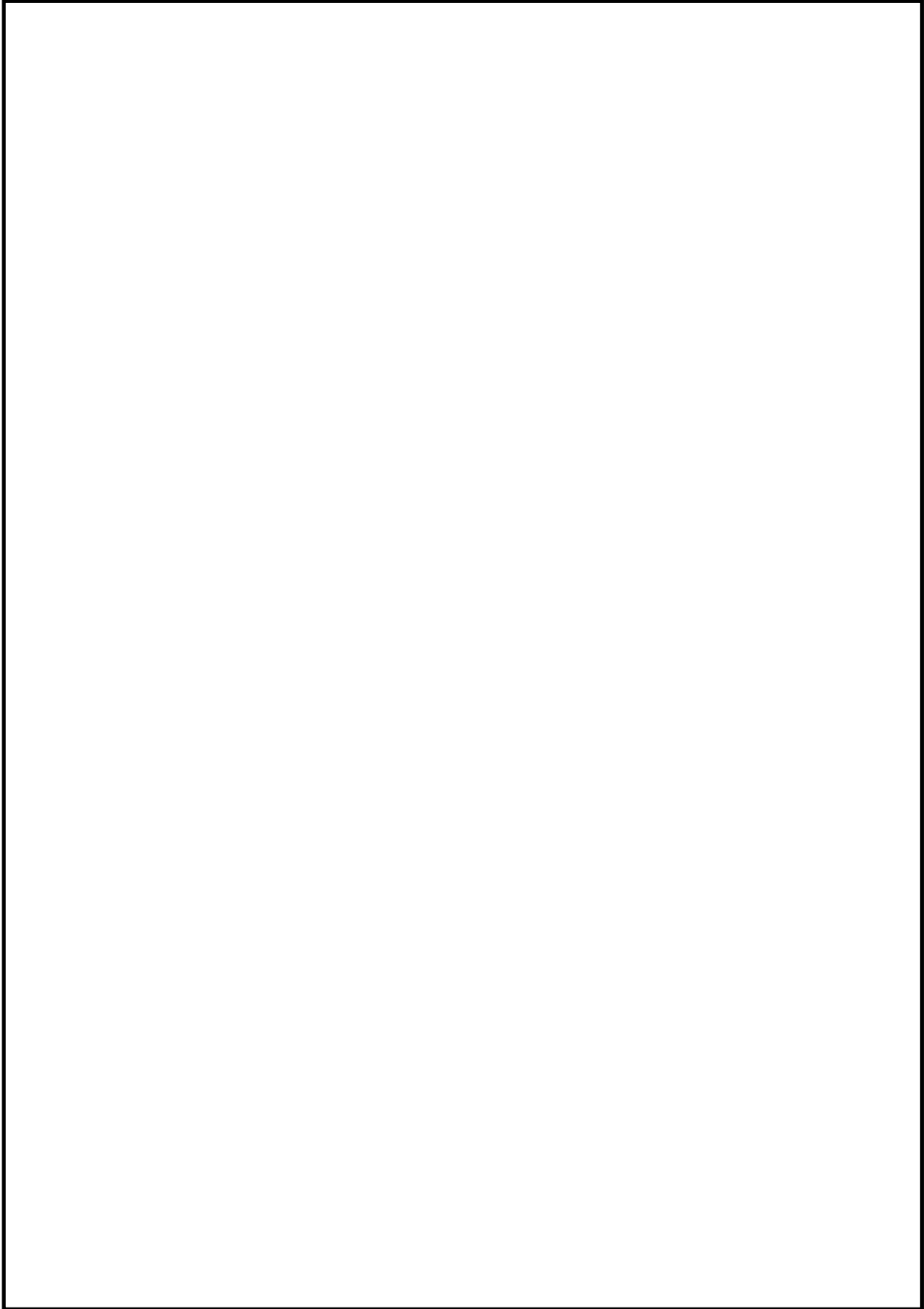
第49-24図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



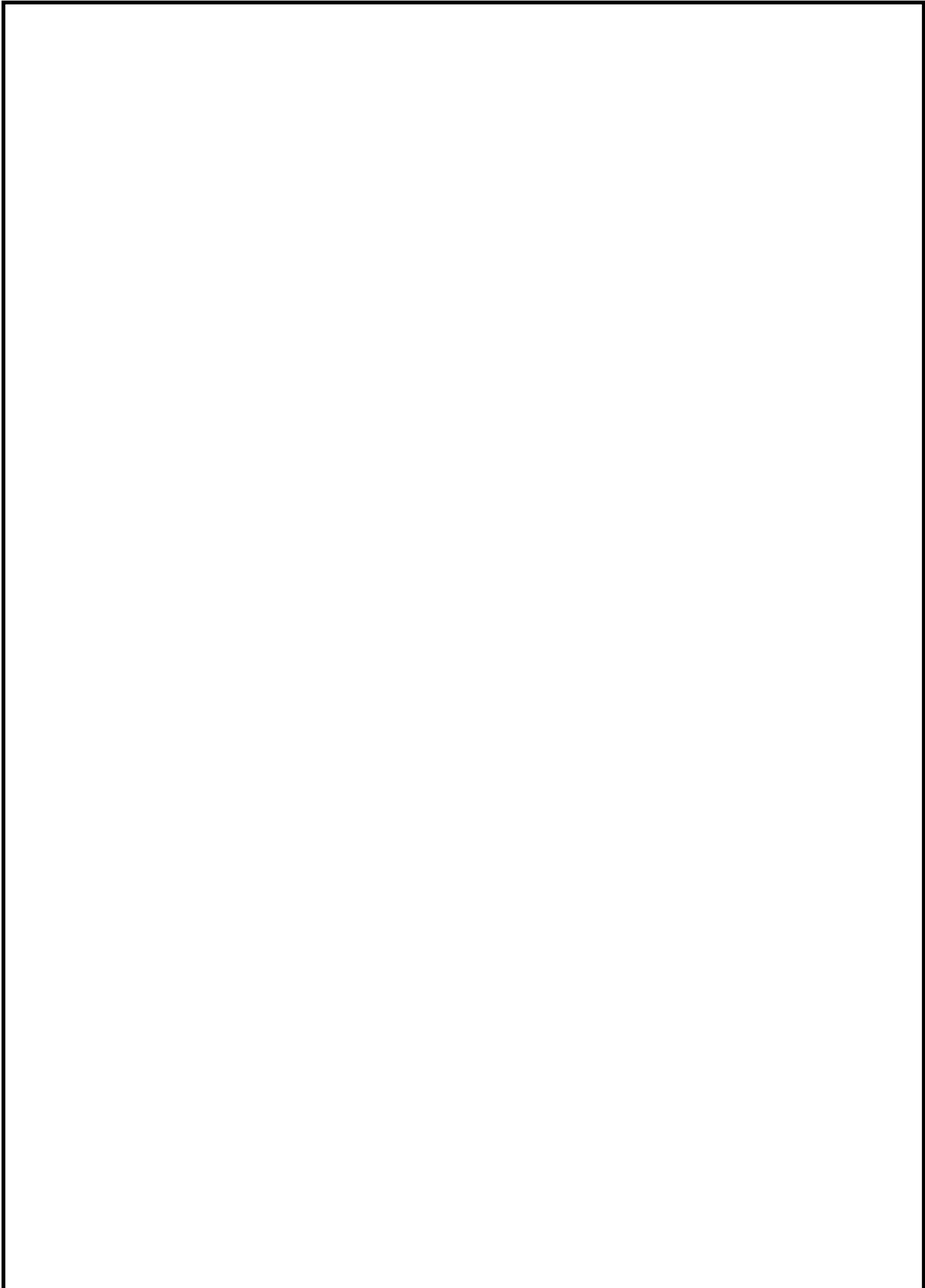
第49-25図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



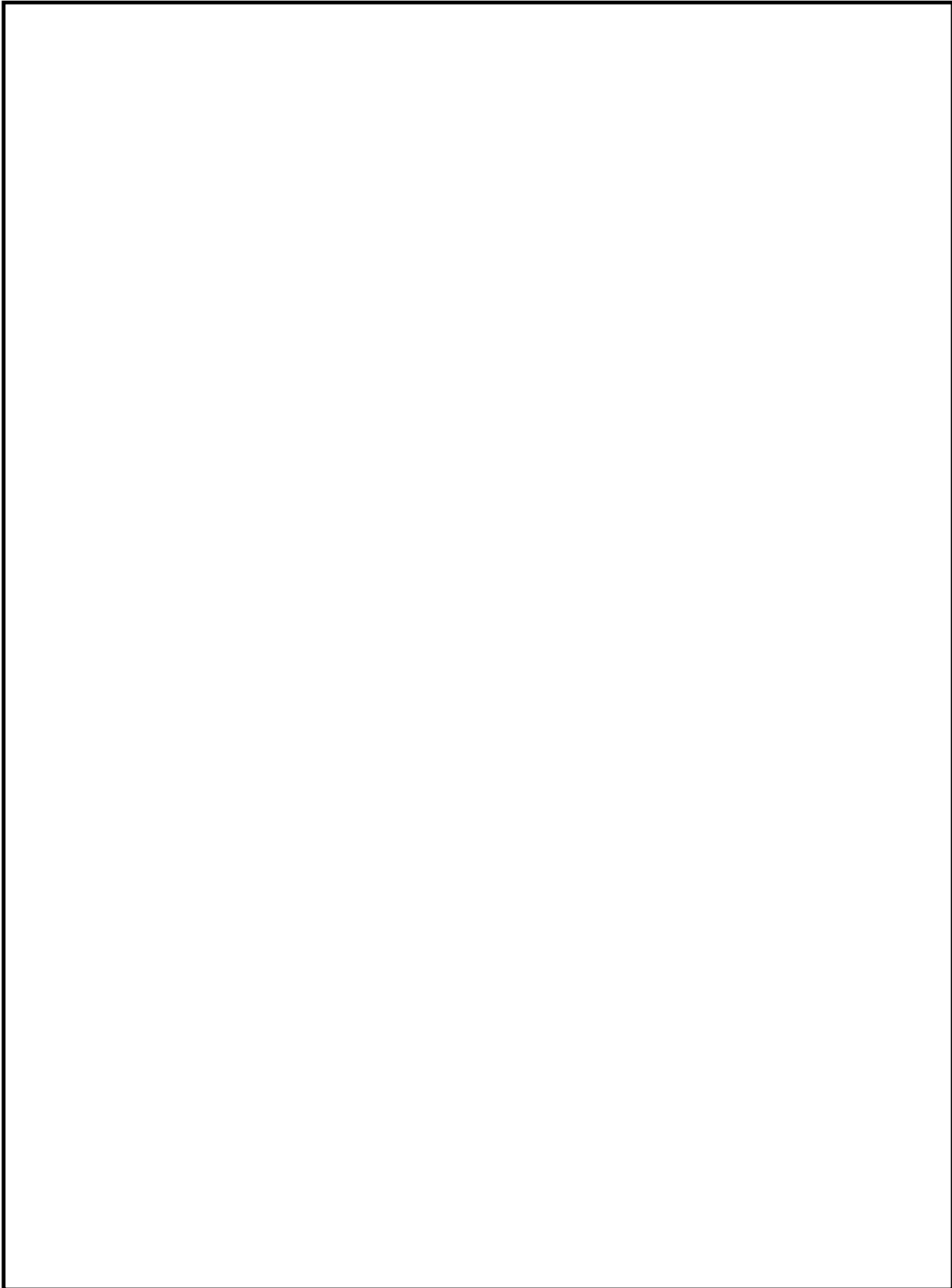
第49-26図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



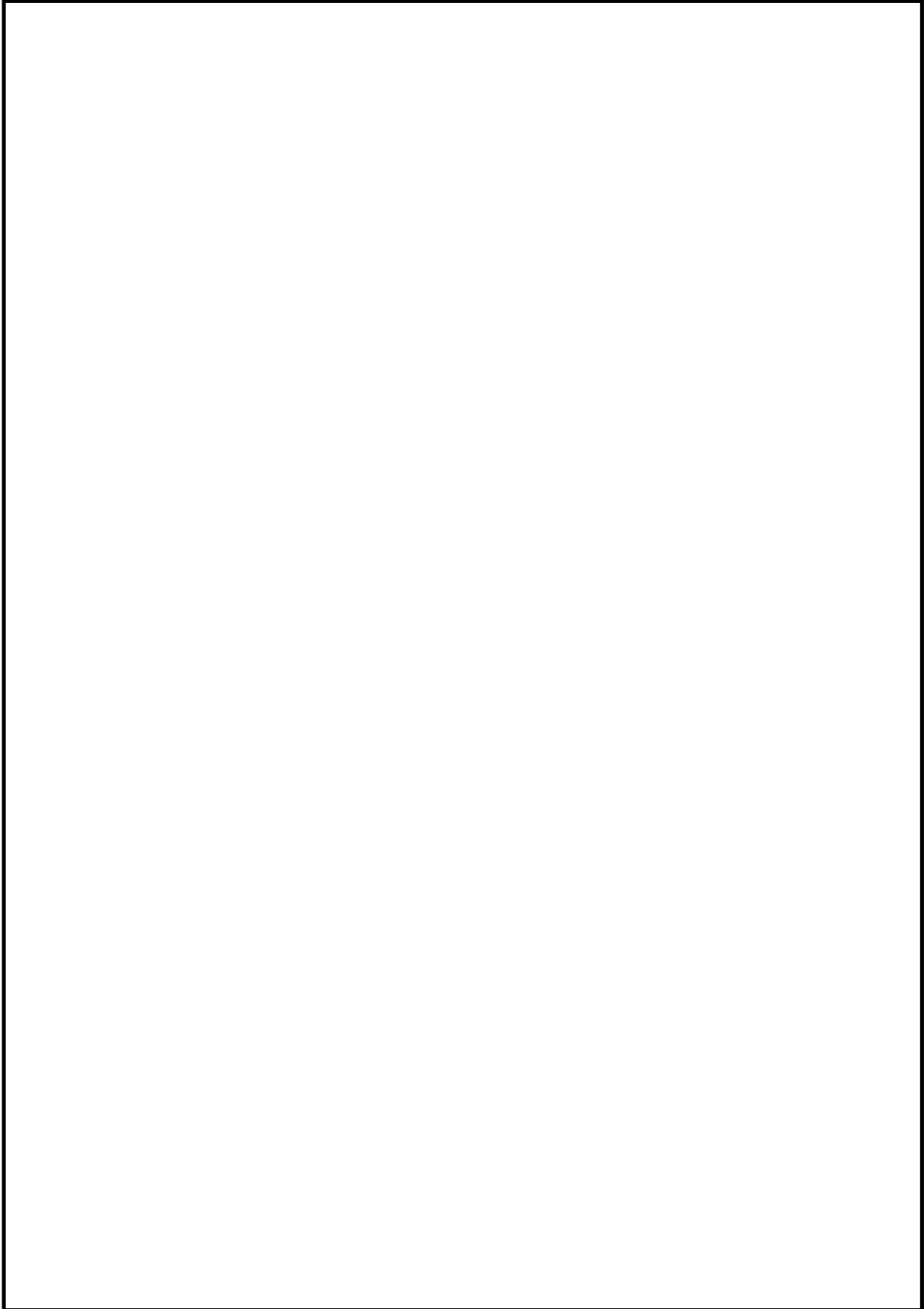
第49-27図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



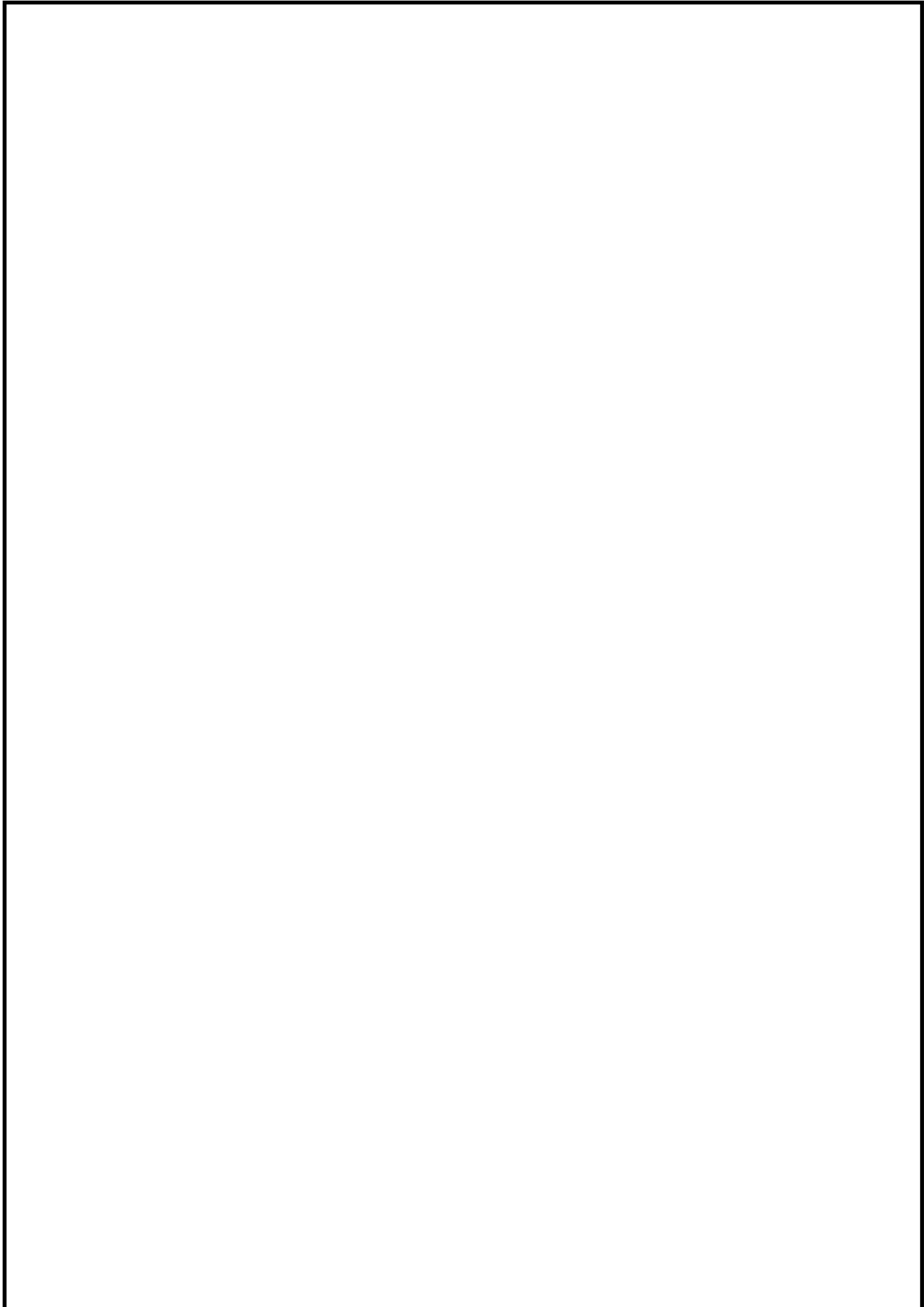
第49-28図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



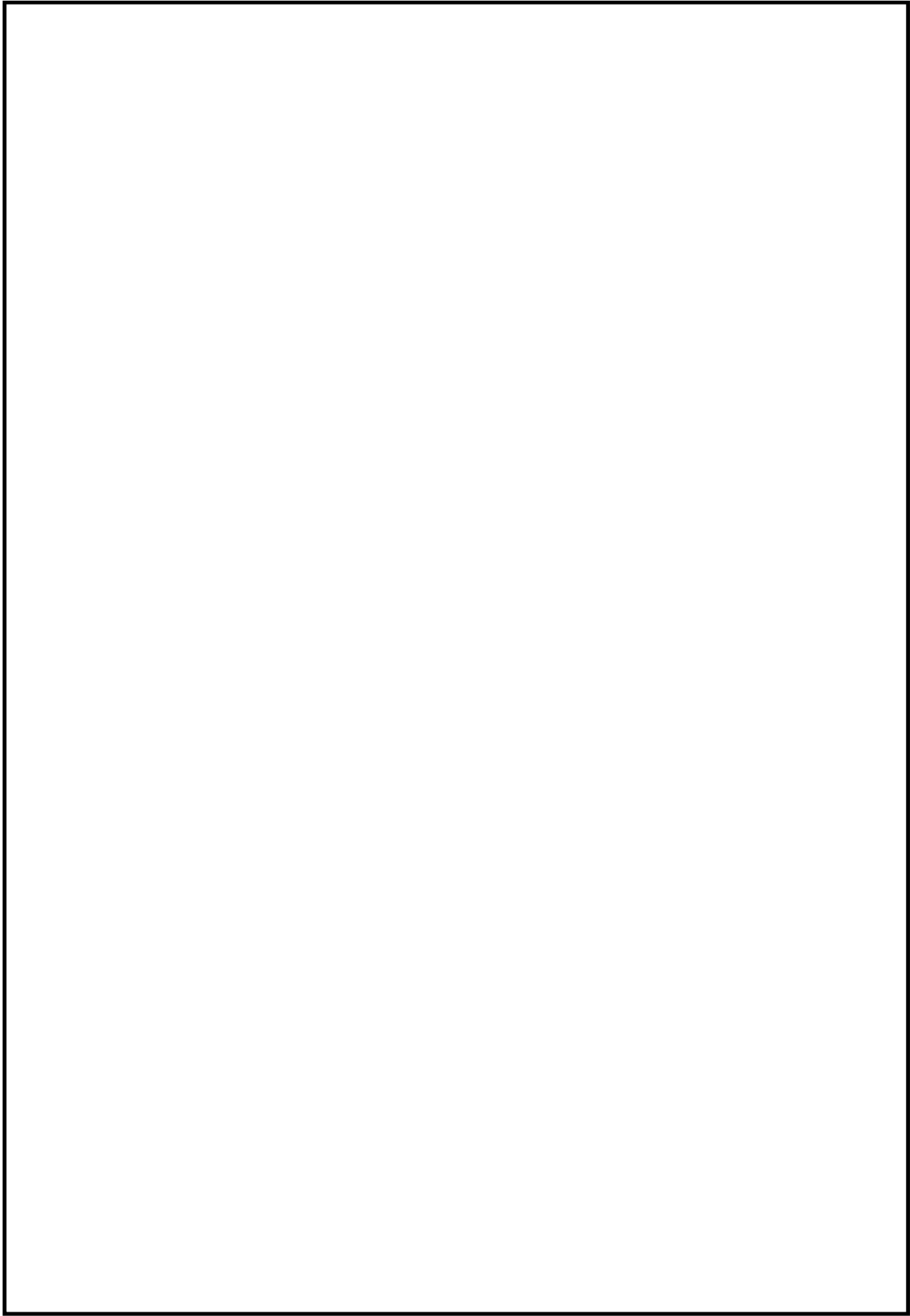
第49-29図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



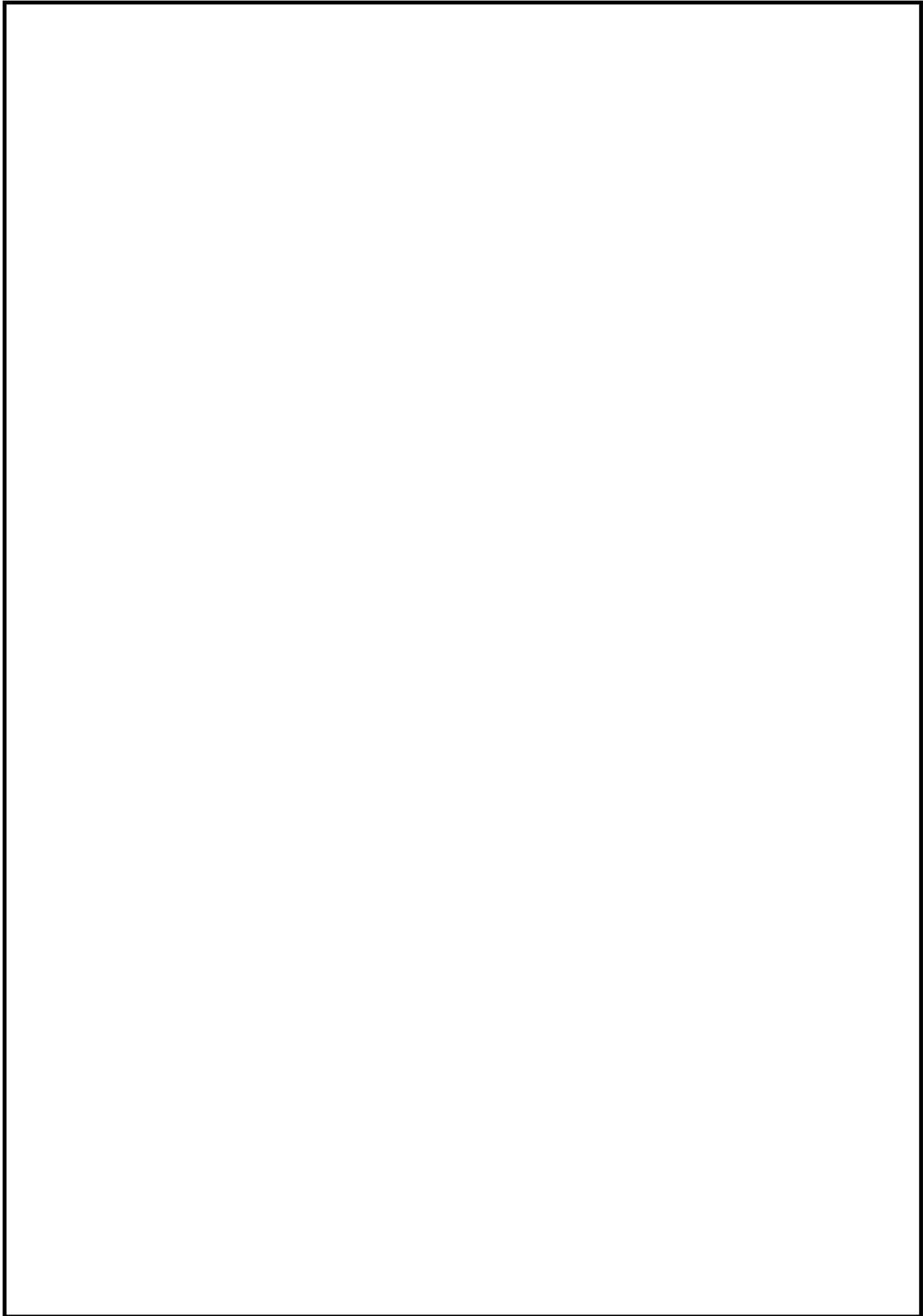
第49-30図 廃棄物処理建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



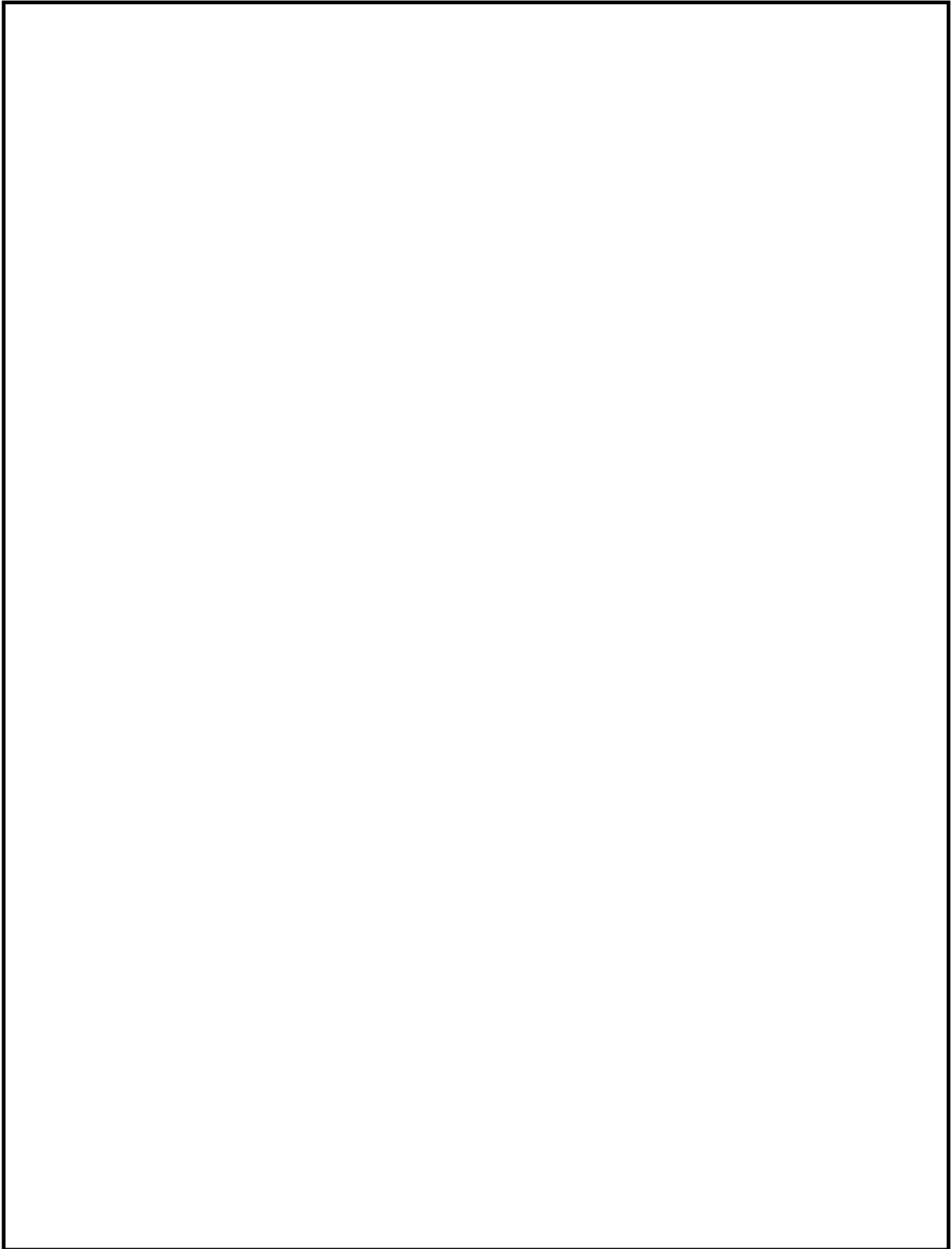
第49-31図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



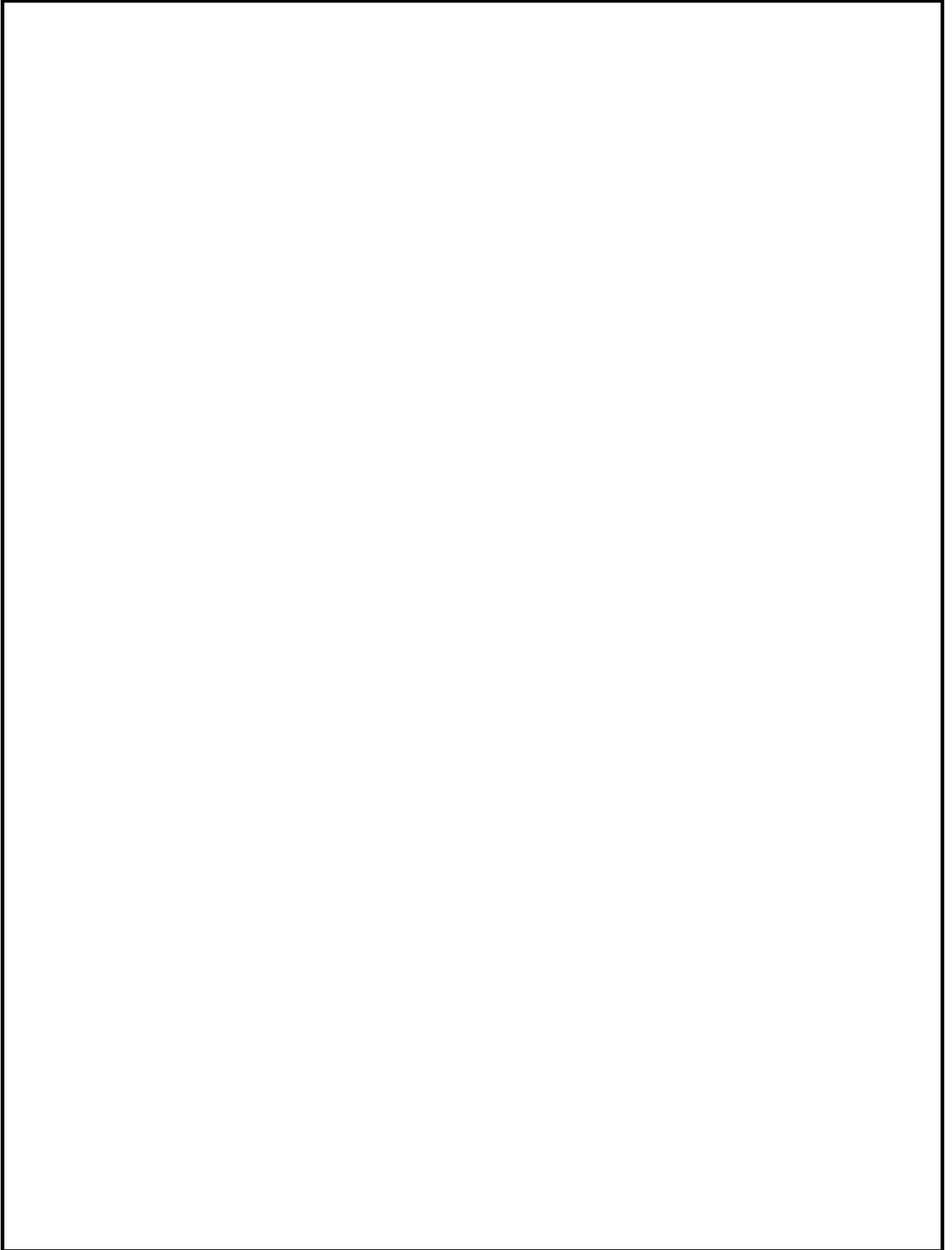
第49-32図 制御室建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



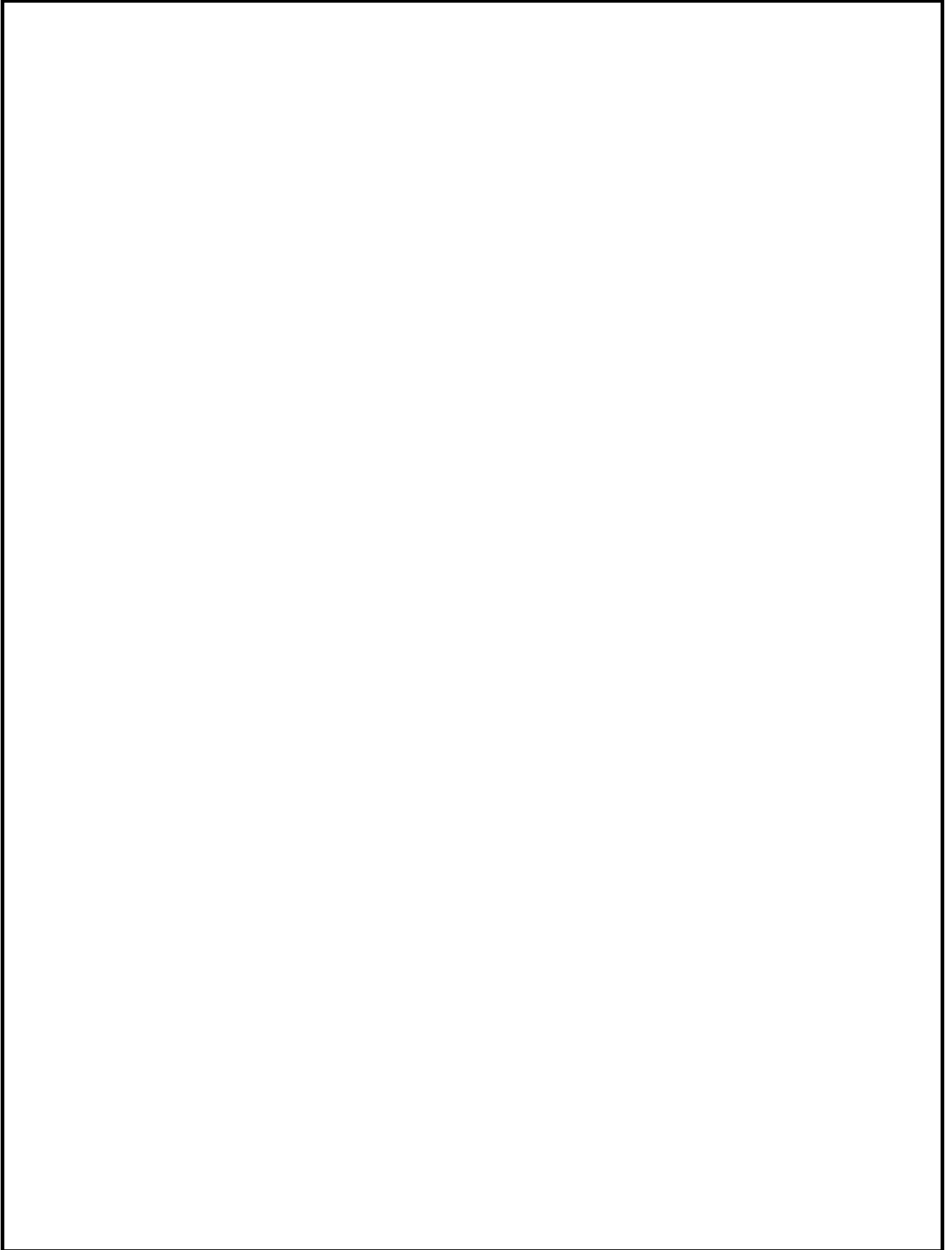
第49-33図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



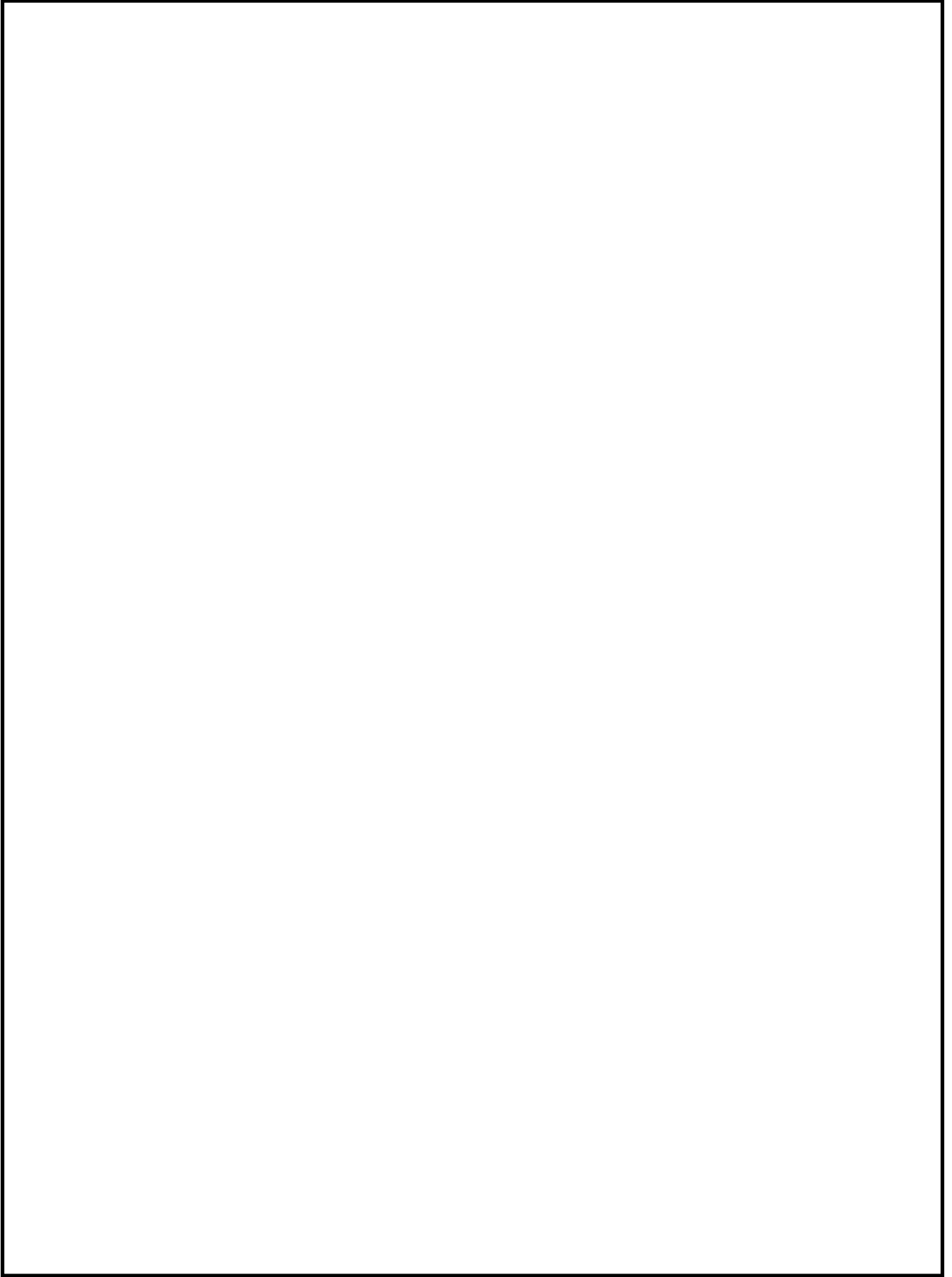
第51-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



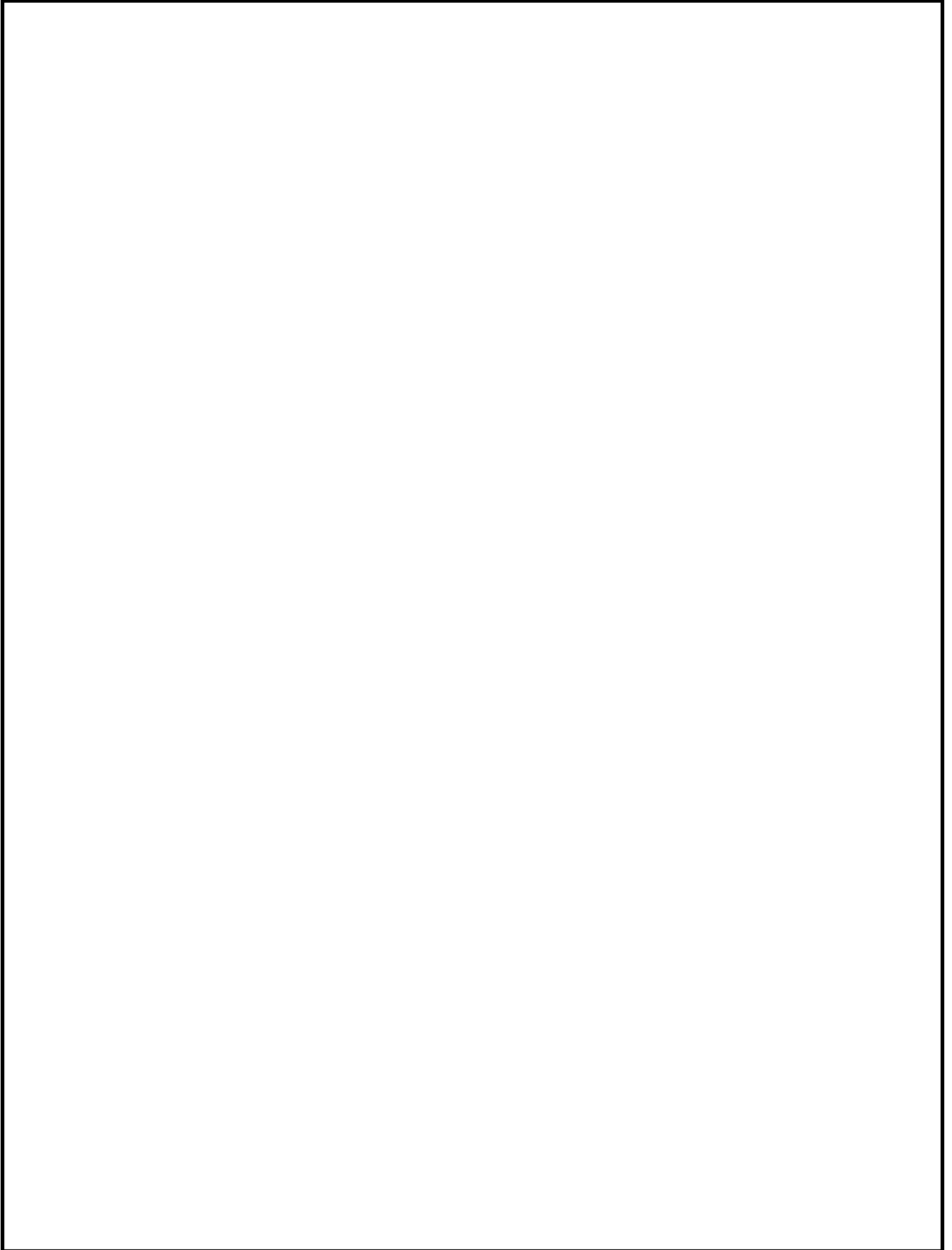
第51-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



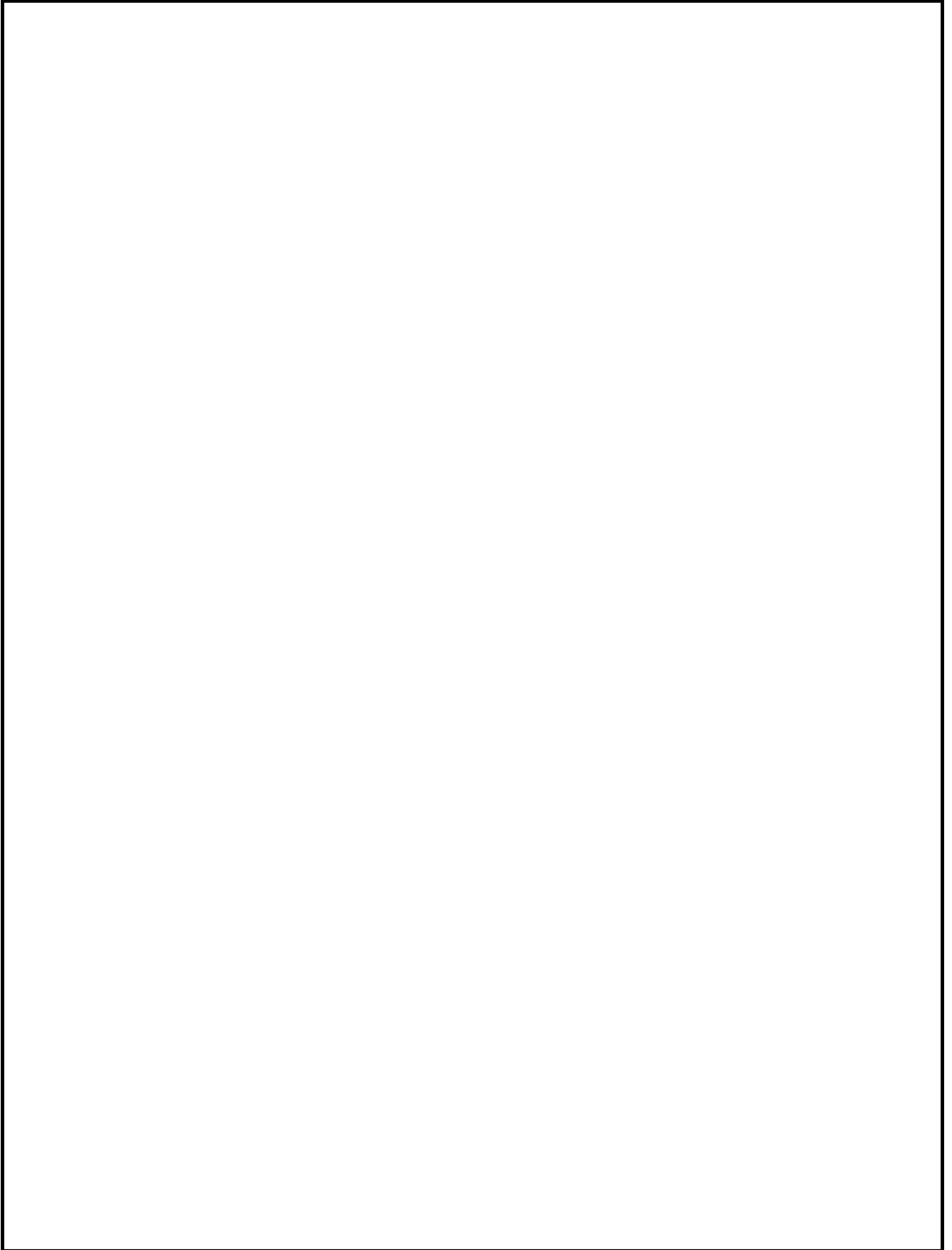
第51-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



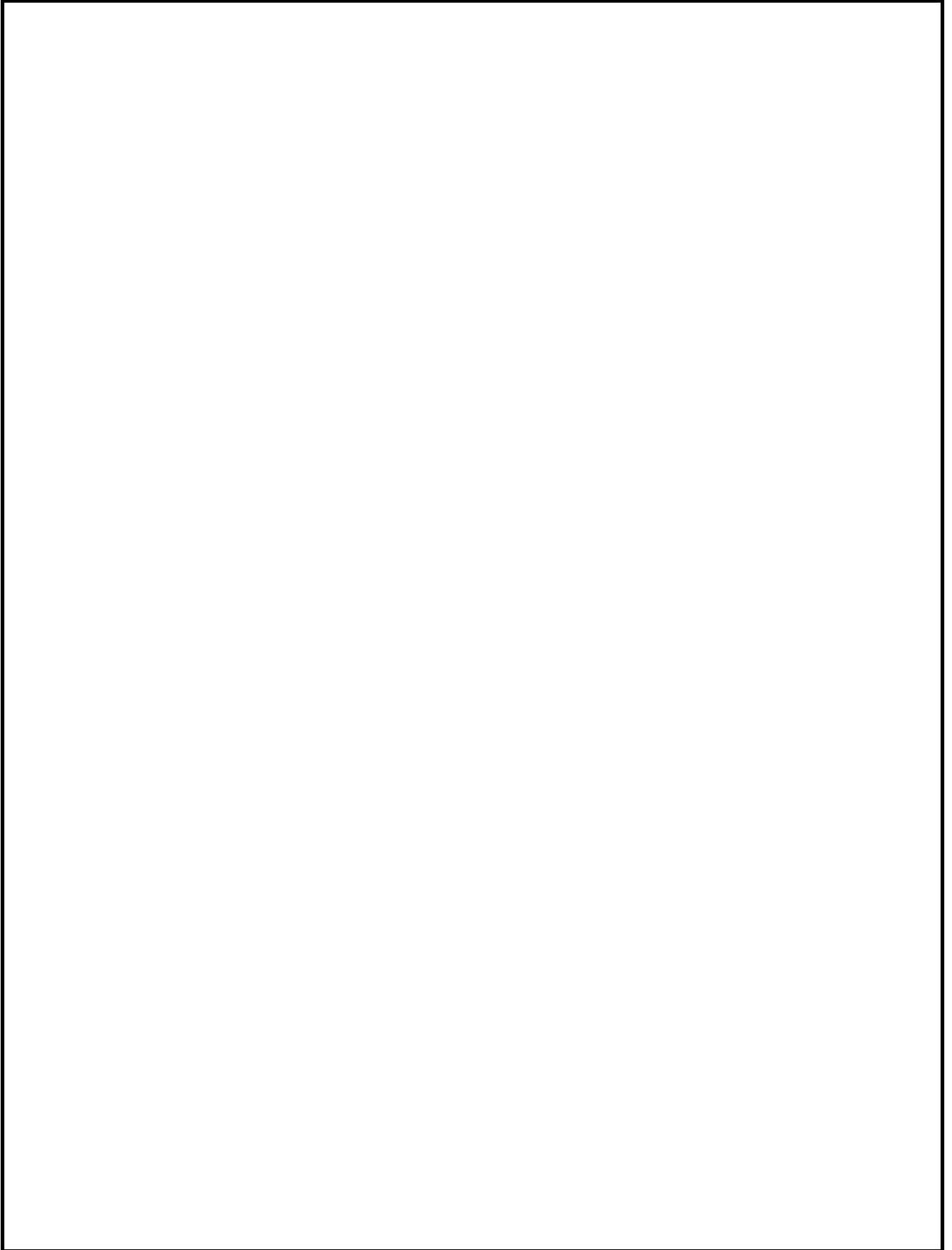
第51-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



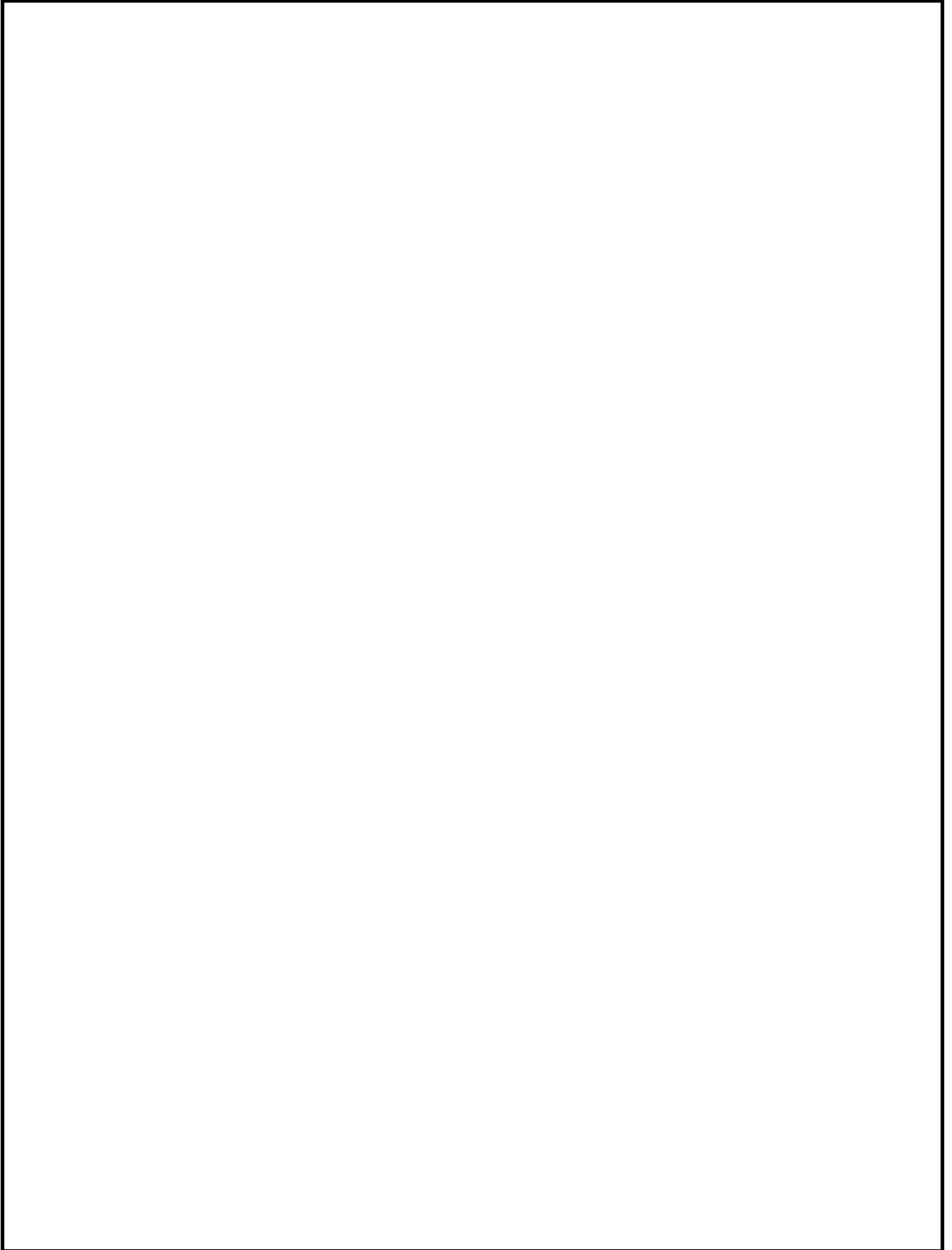
第51-5図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



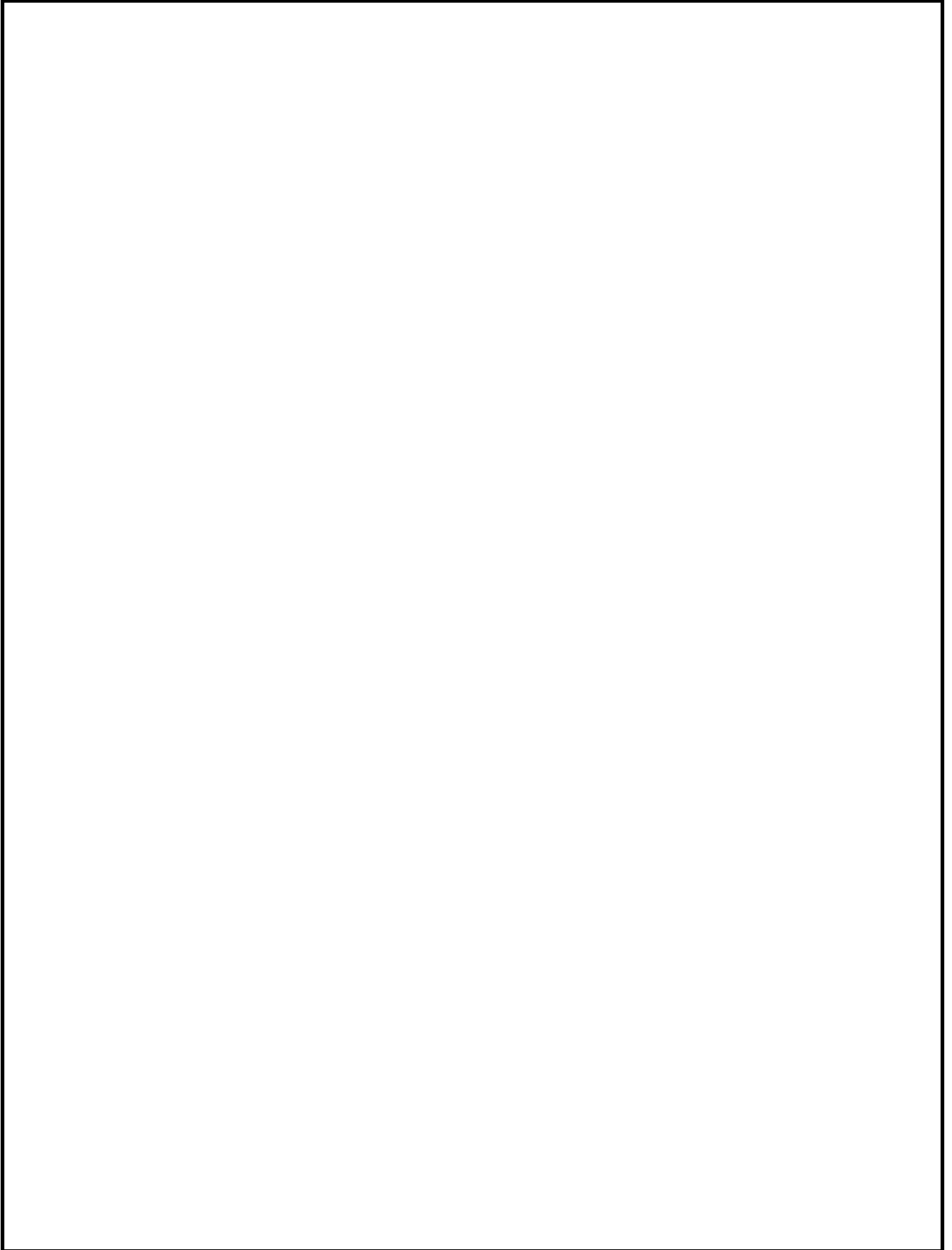
第51-6図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



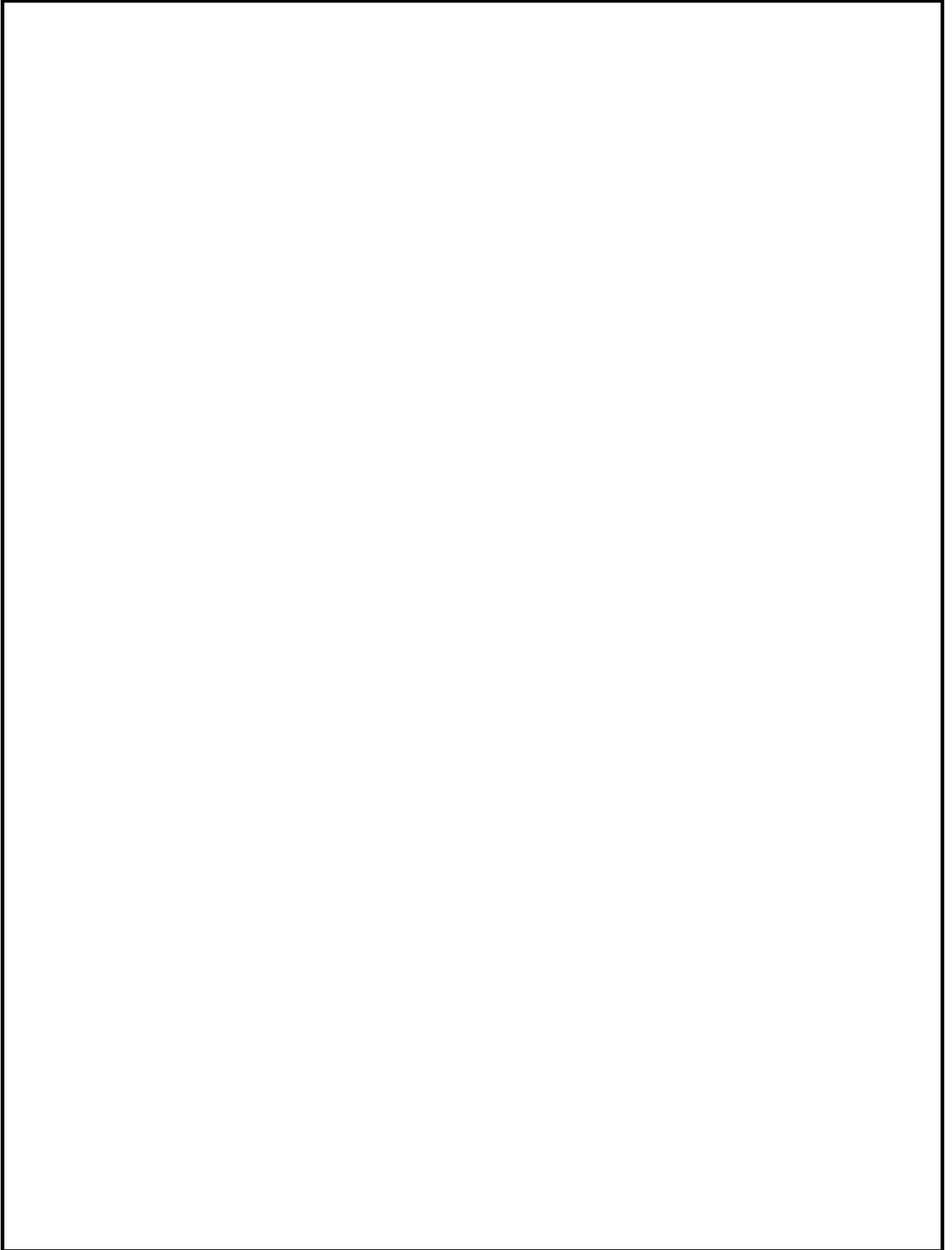
第51-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



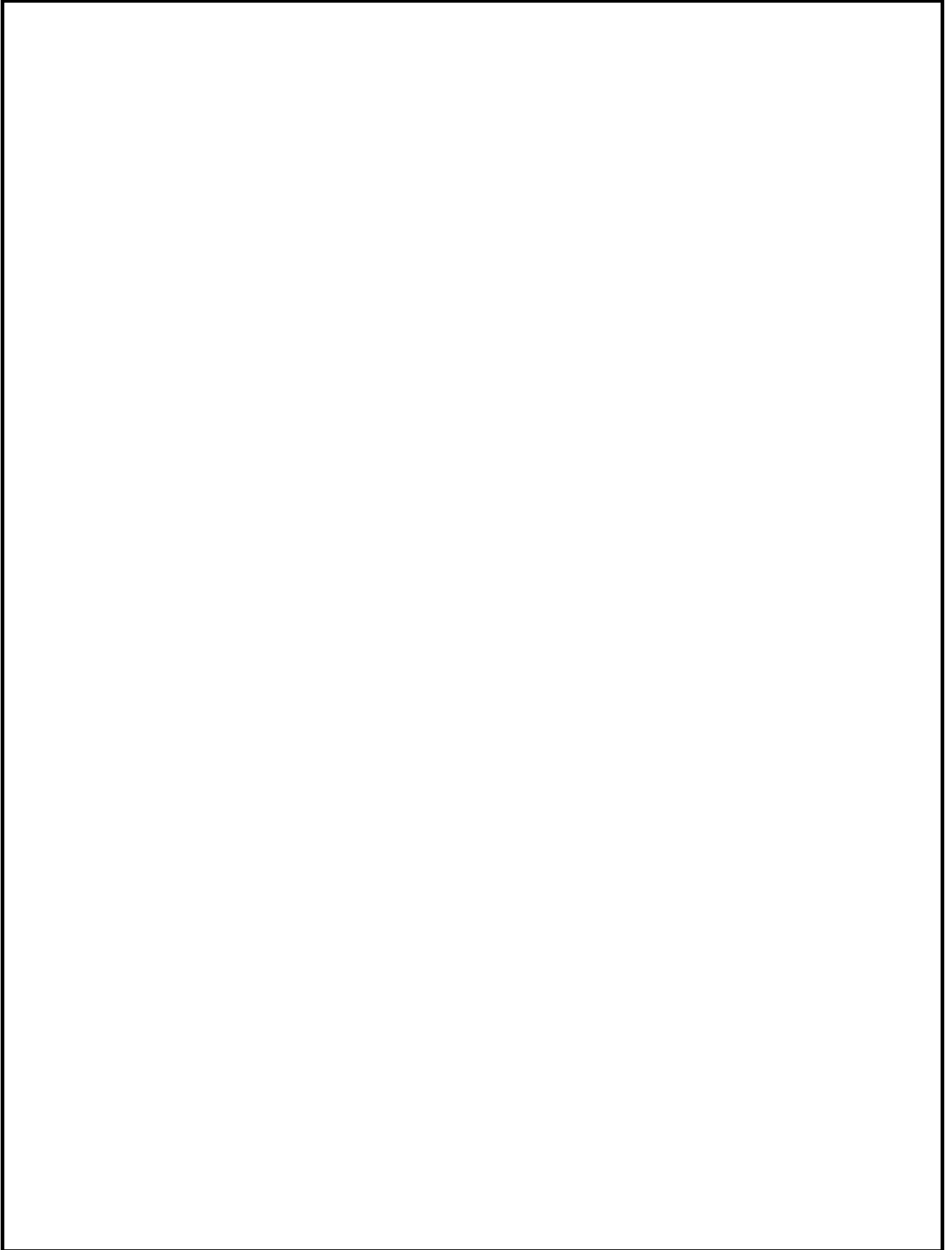
第51-8図 廃棄物処理建物 地下中 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



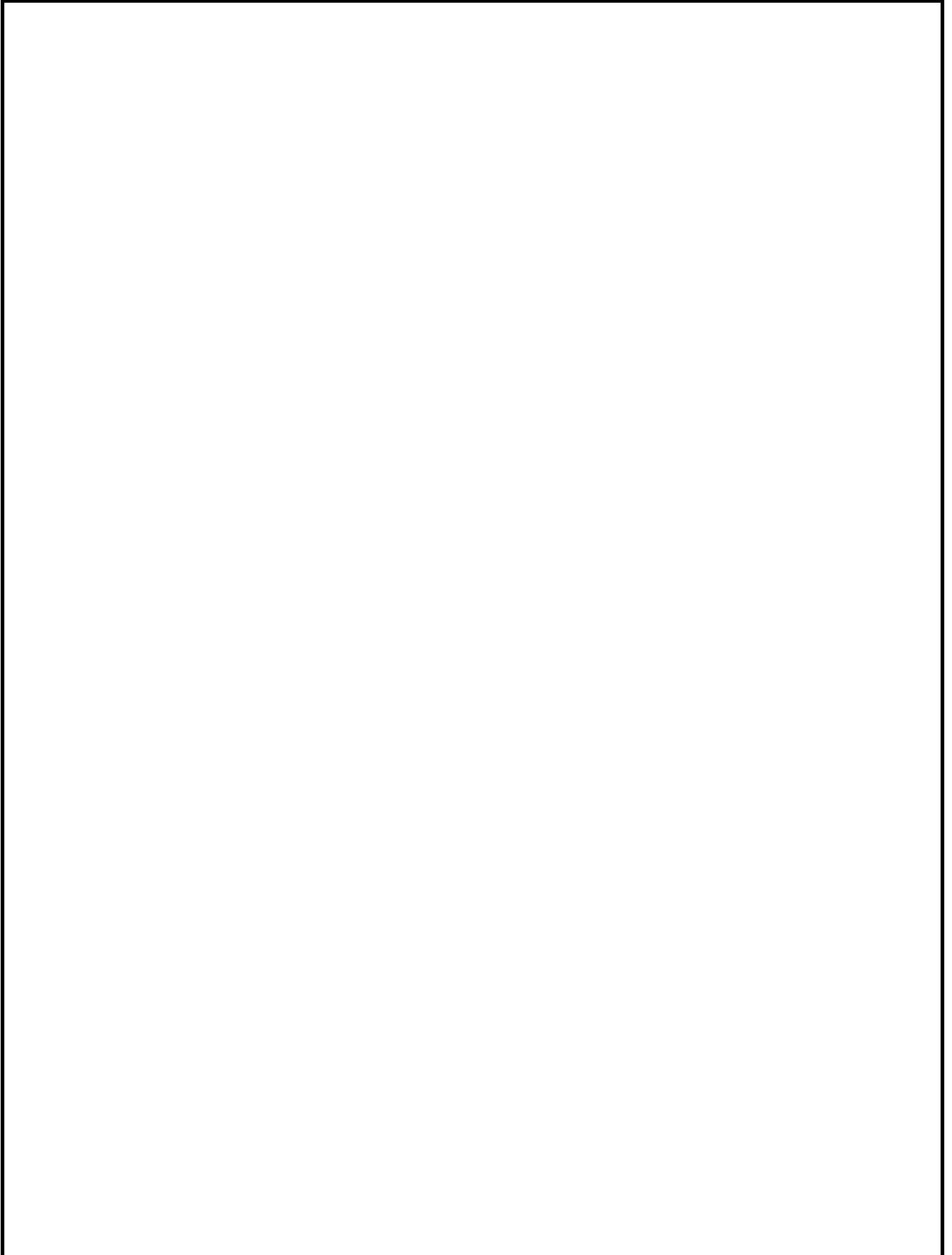
第51-9図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



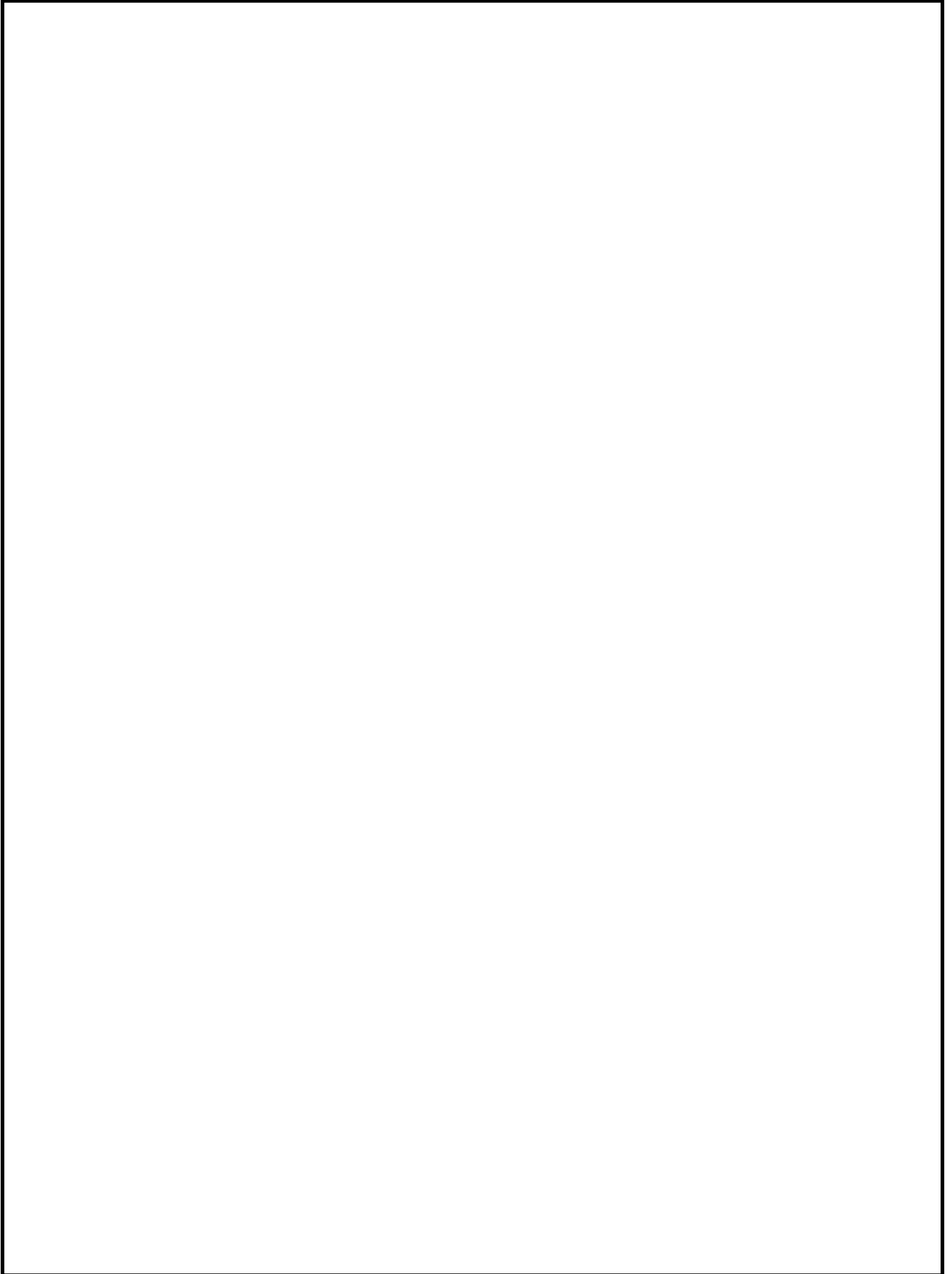
第51-10図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



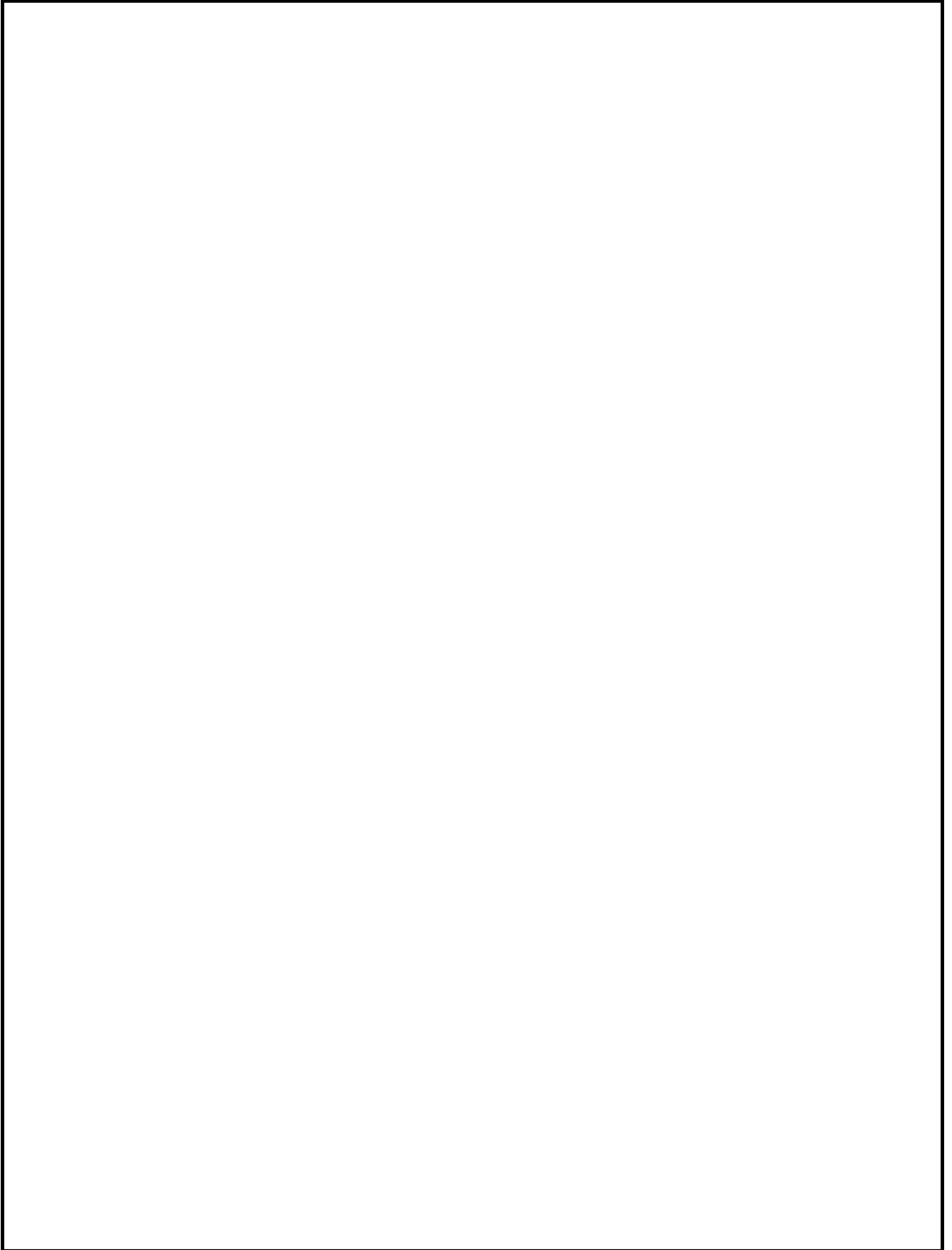
第51-11図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



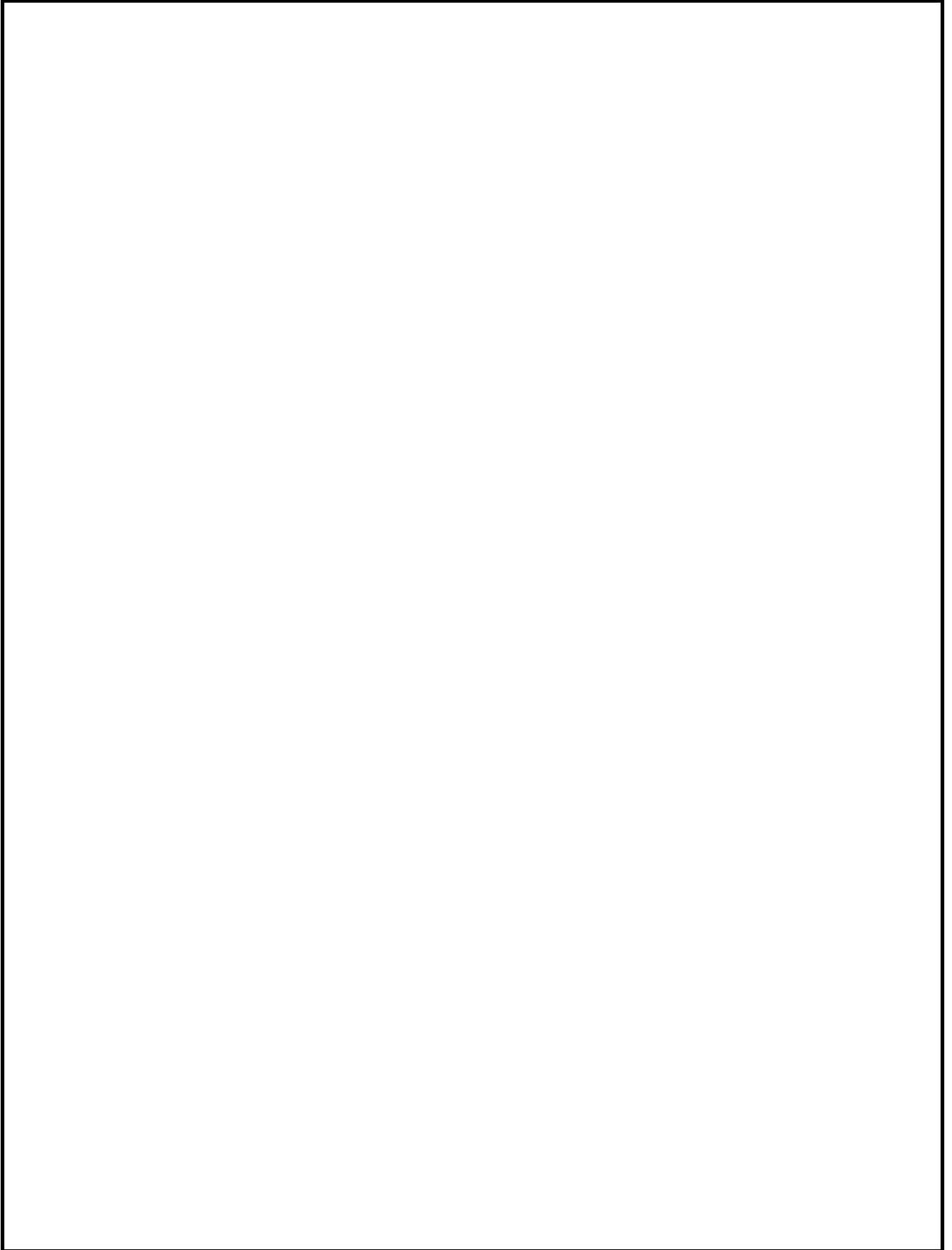
第51-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



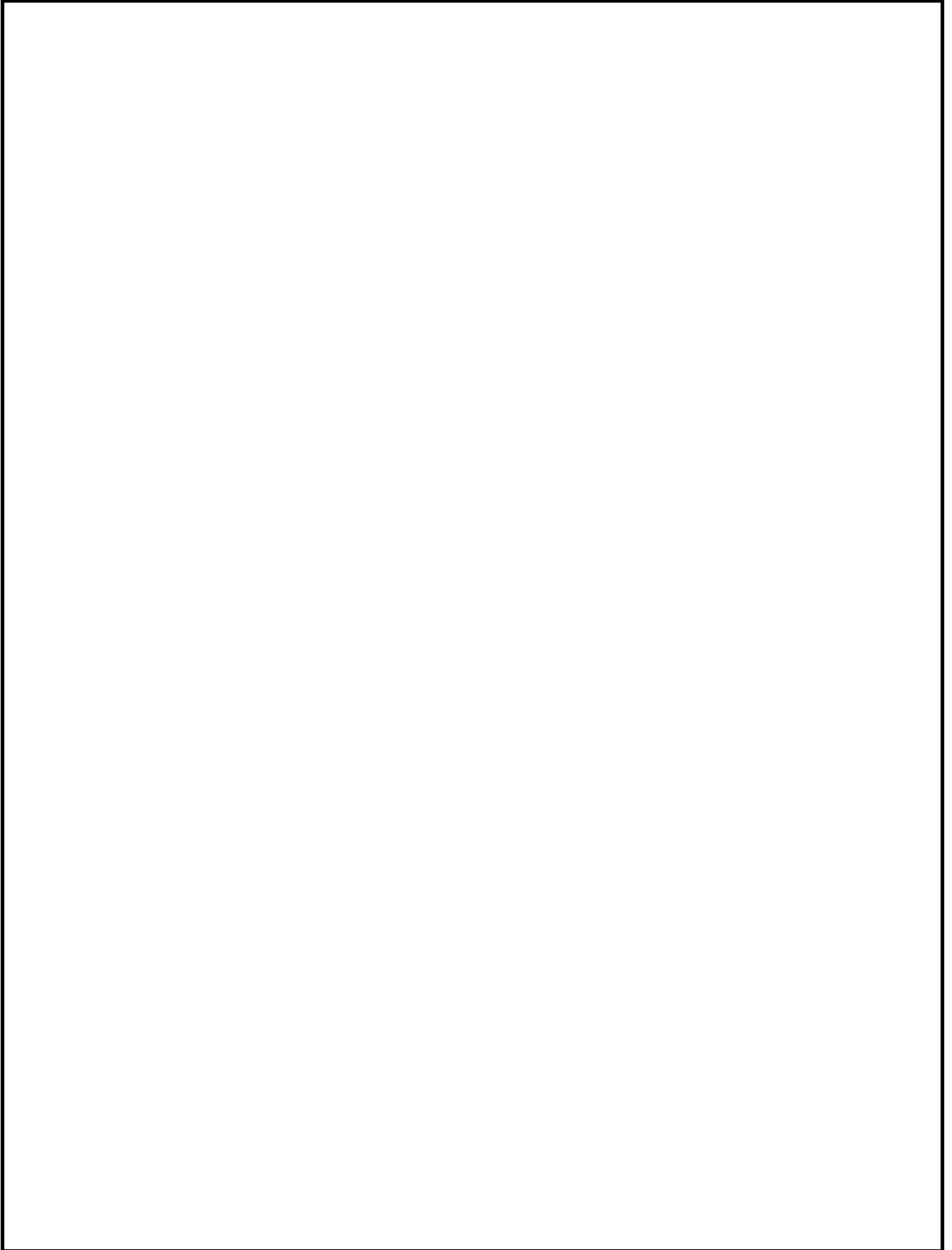
第51-13図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



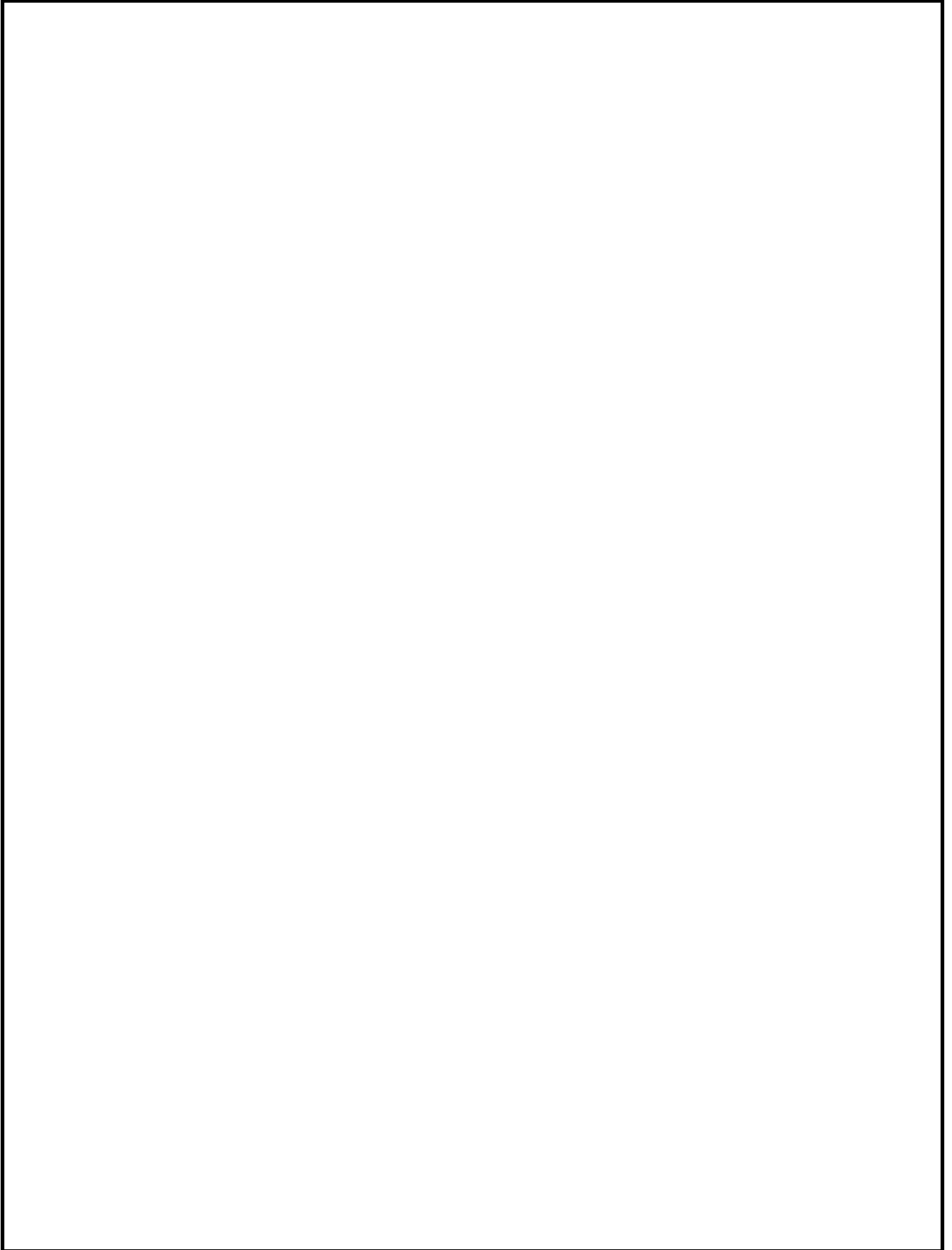
第51-14図 原子炉建物 地上中 2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



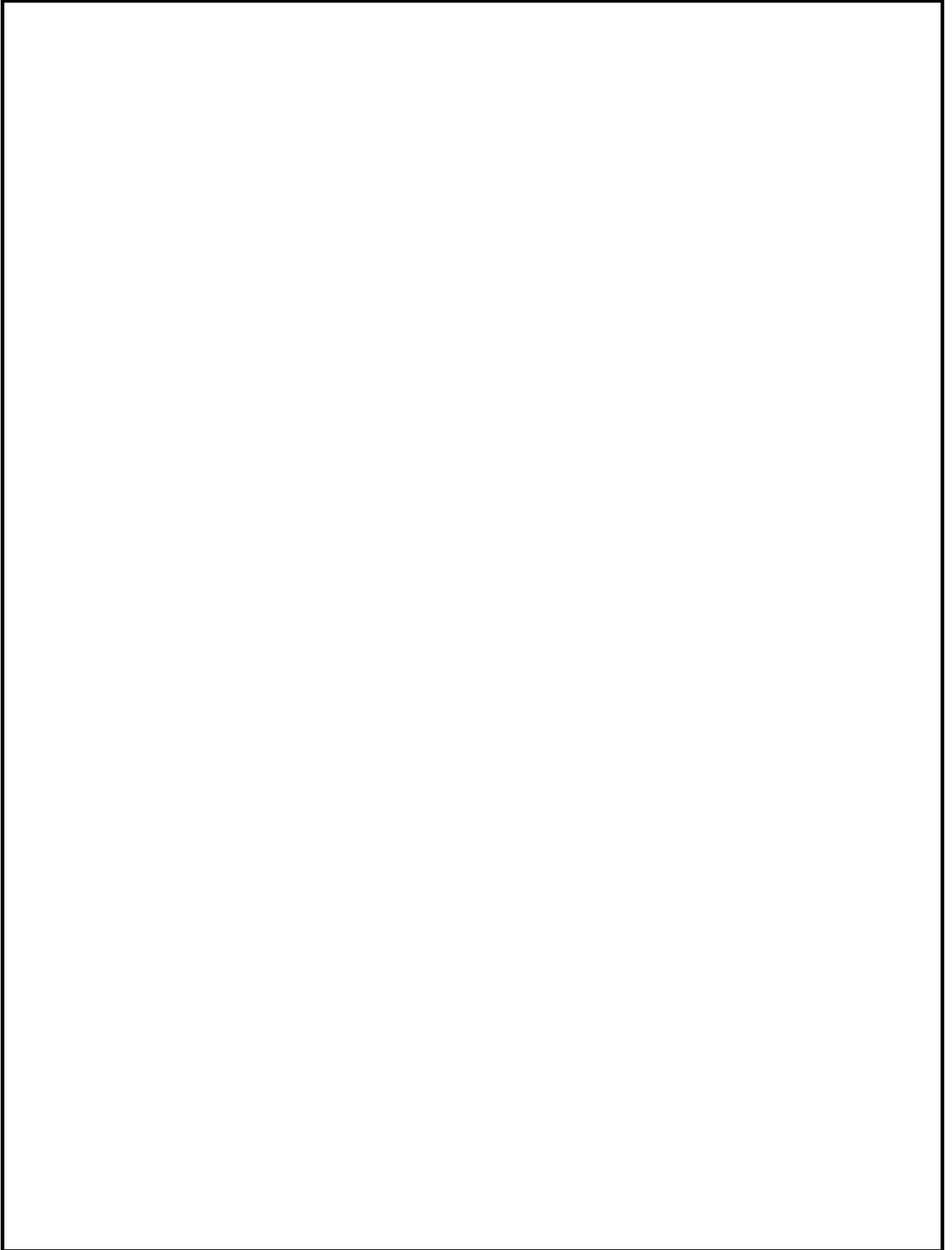
第51-15図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



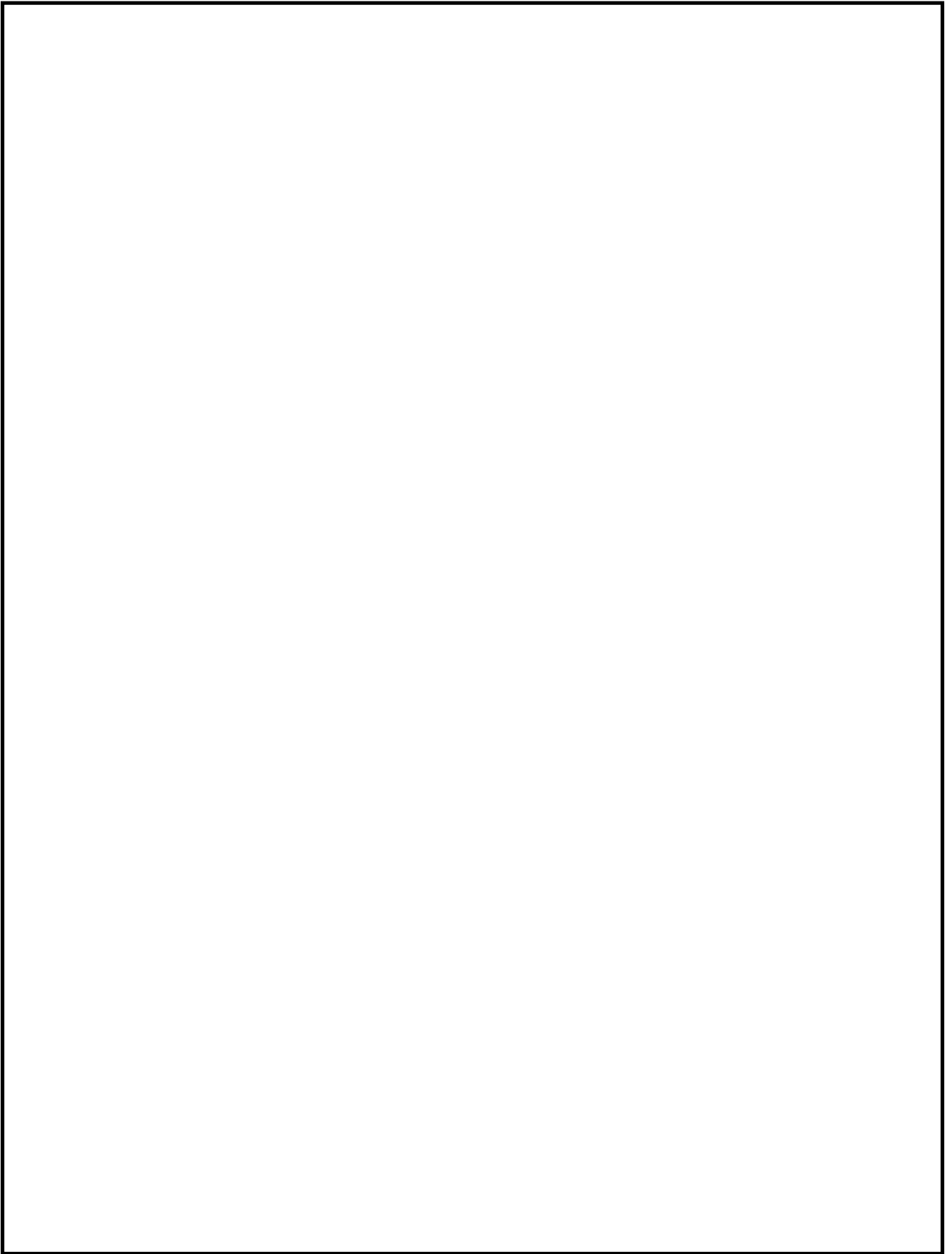
第51-16図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



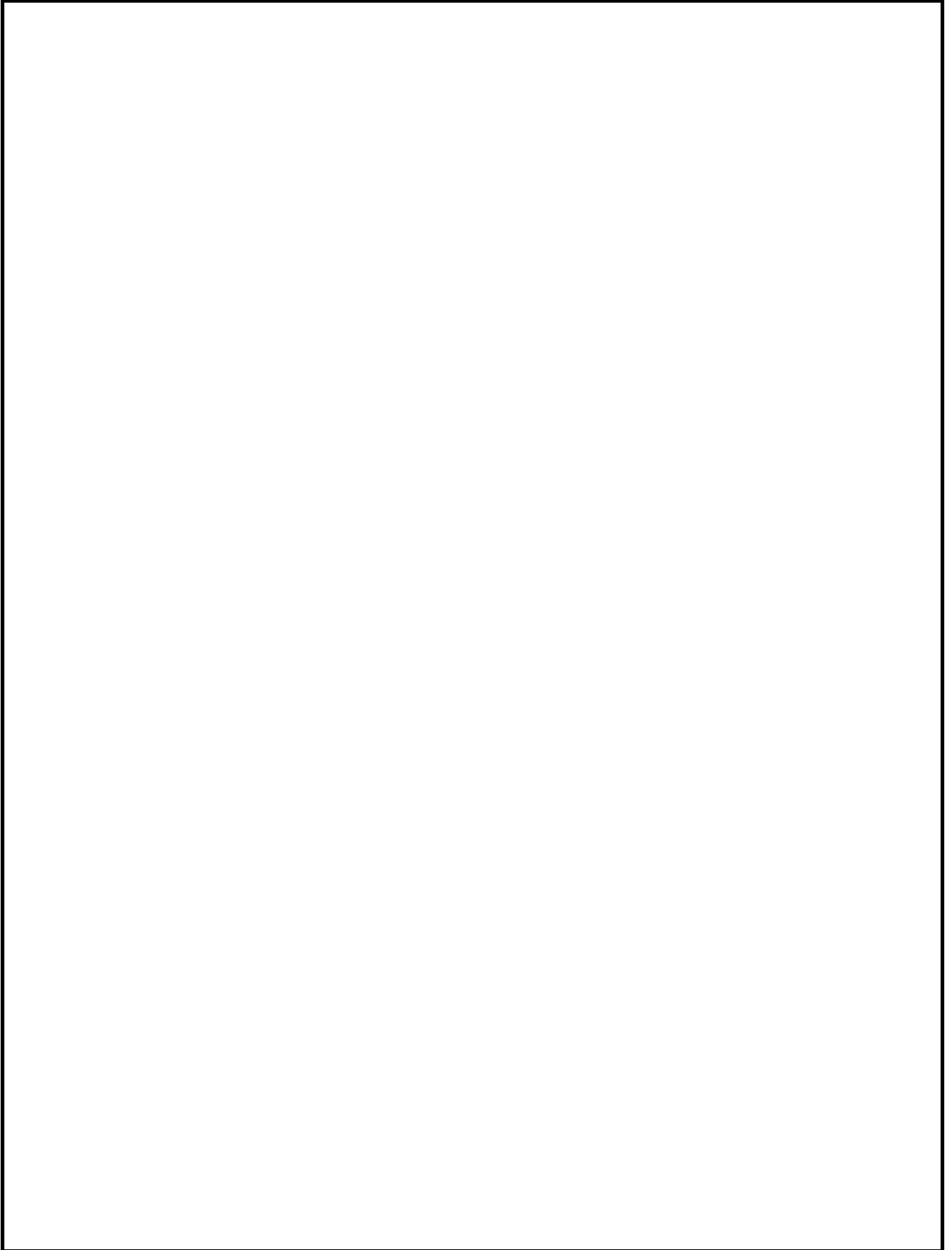
第51-17図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



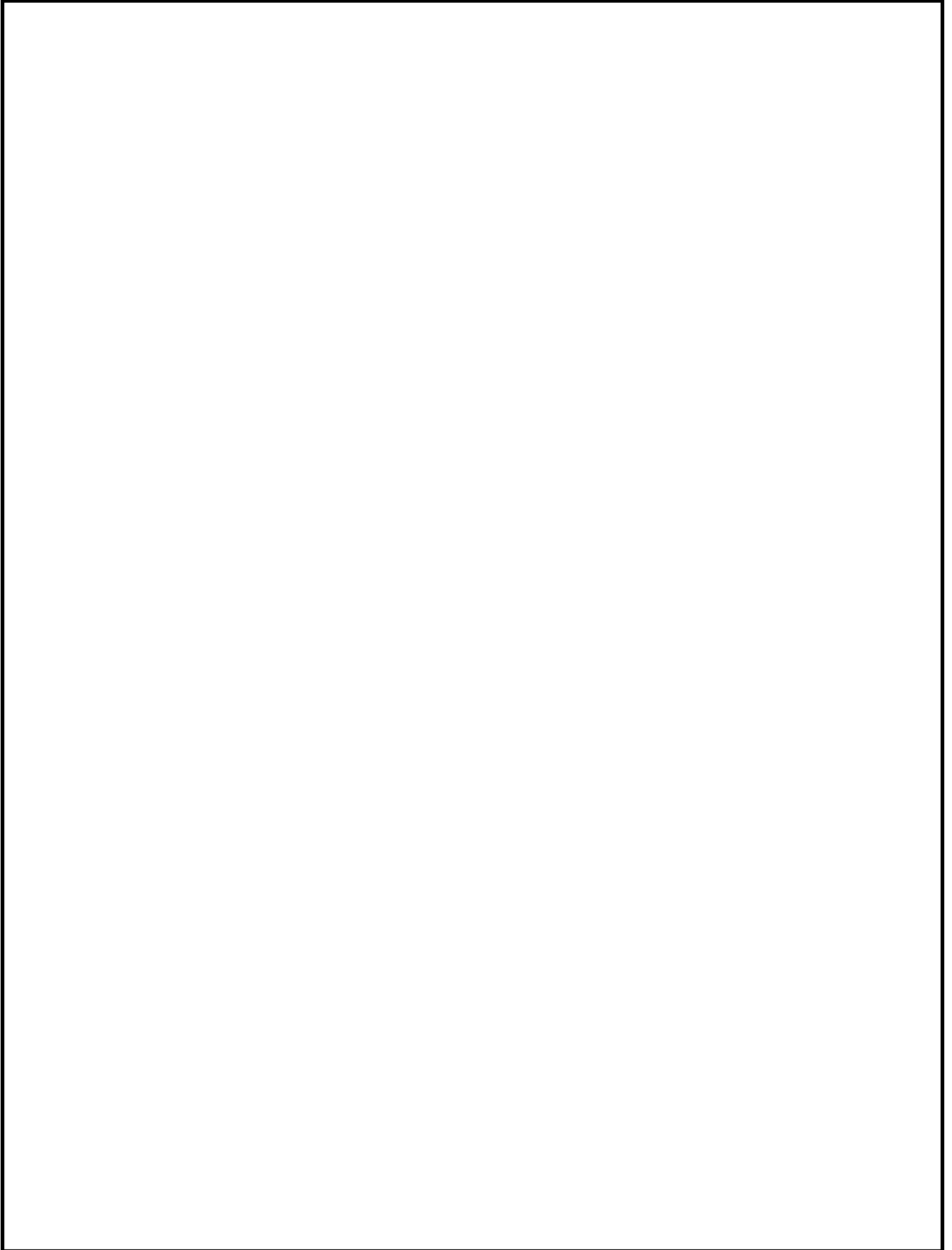
第51-18図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第51-19図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



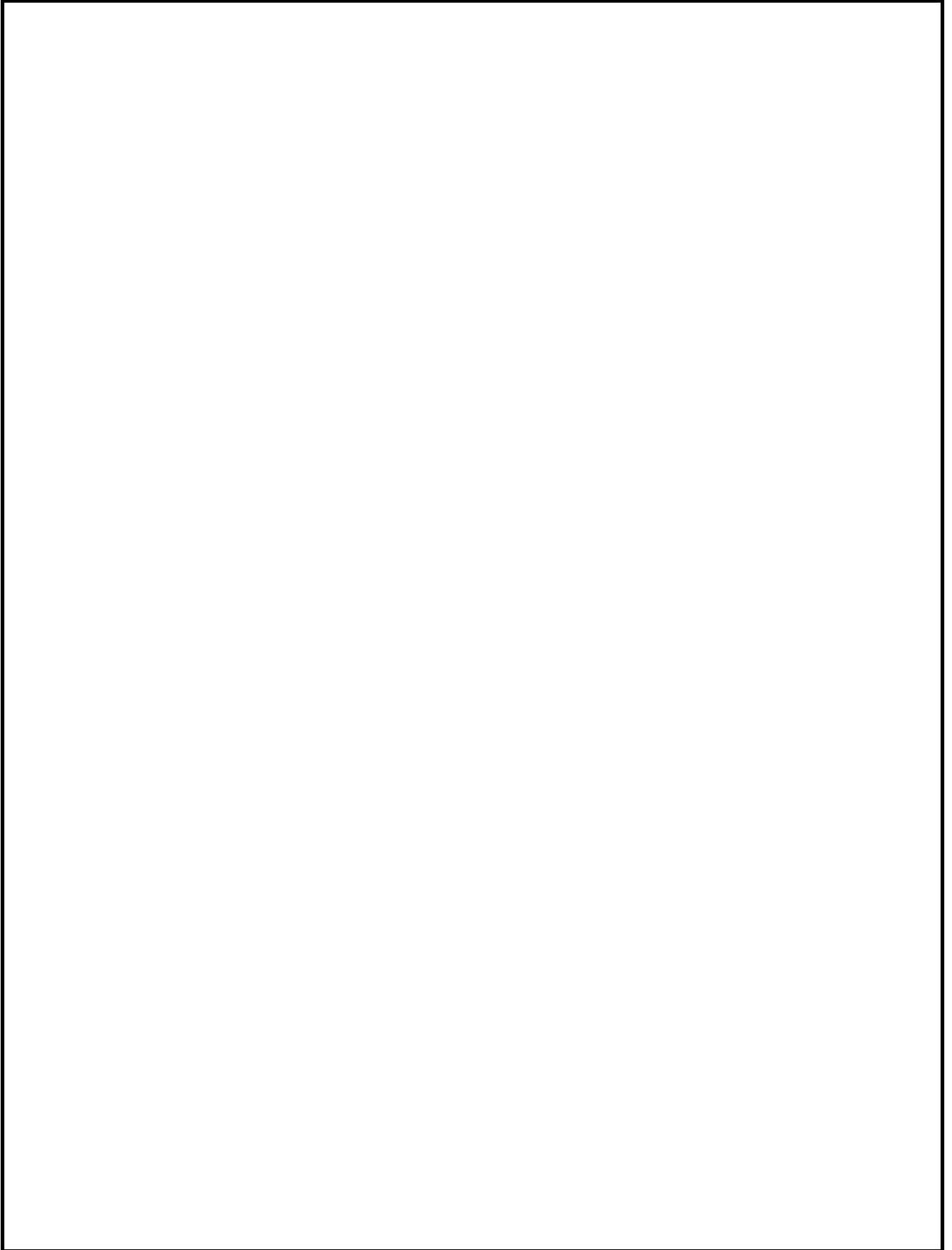
第51-20図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



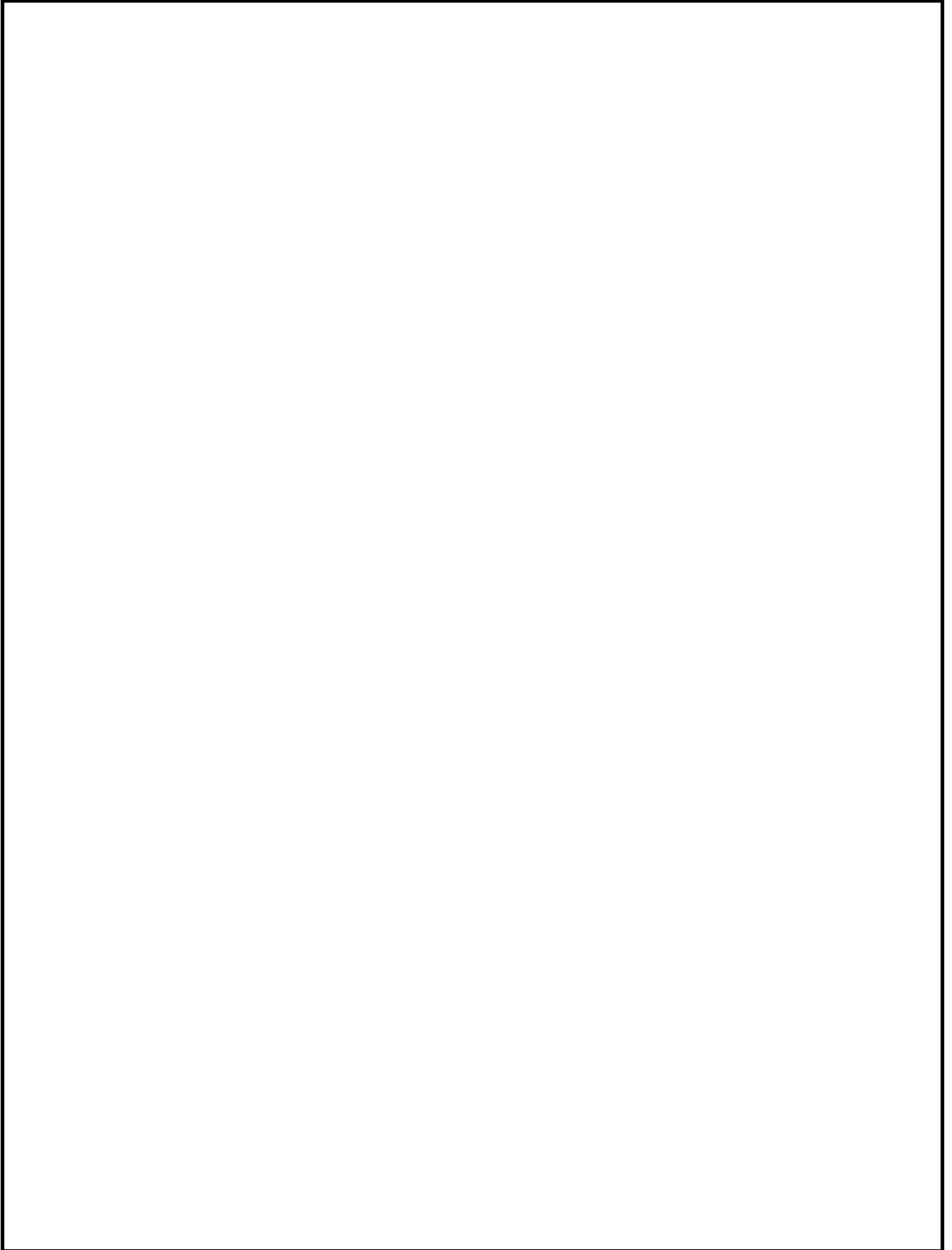
第51-21図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



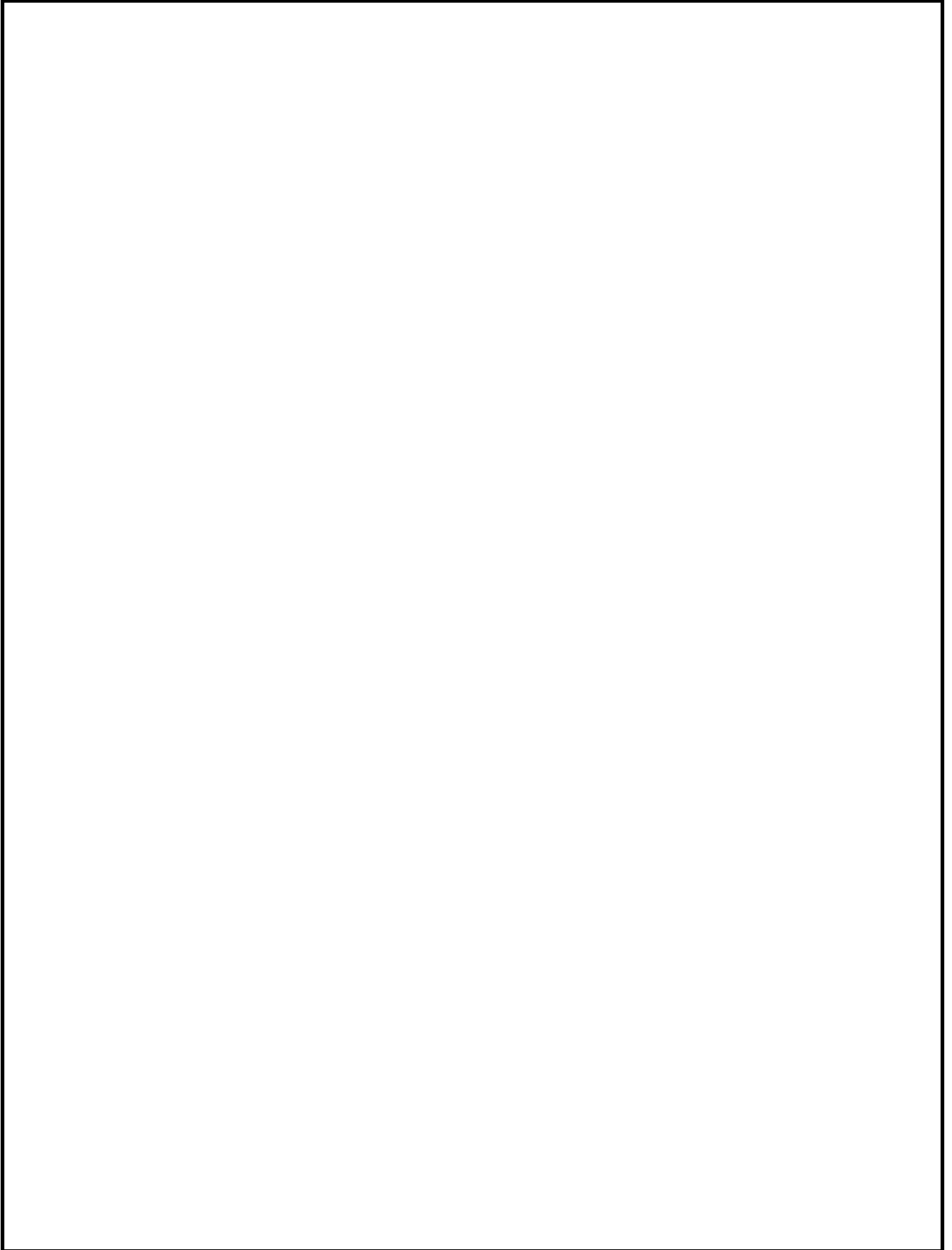
第51-22図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



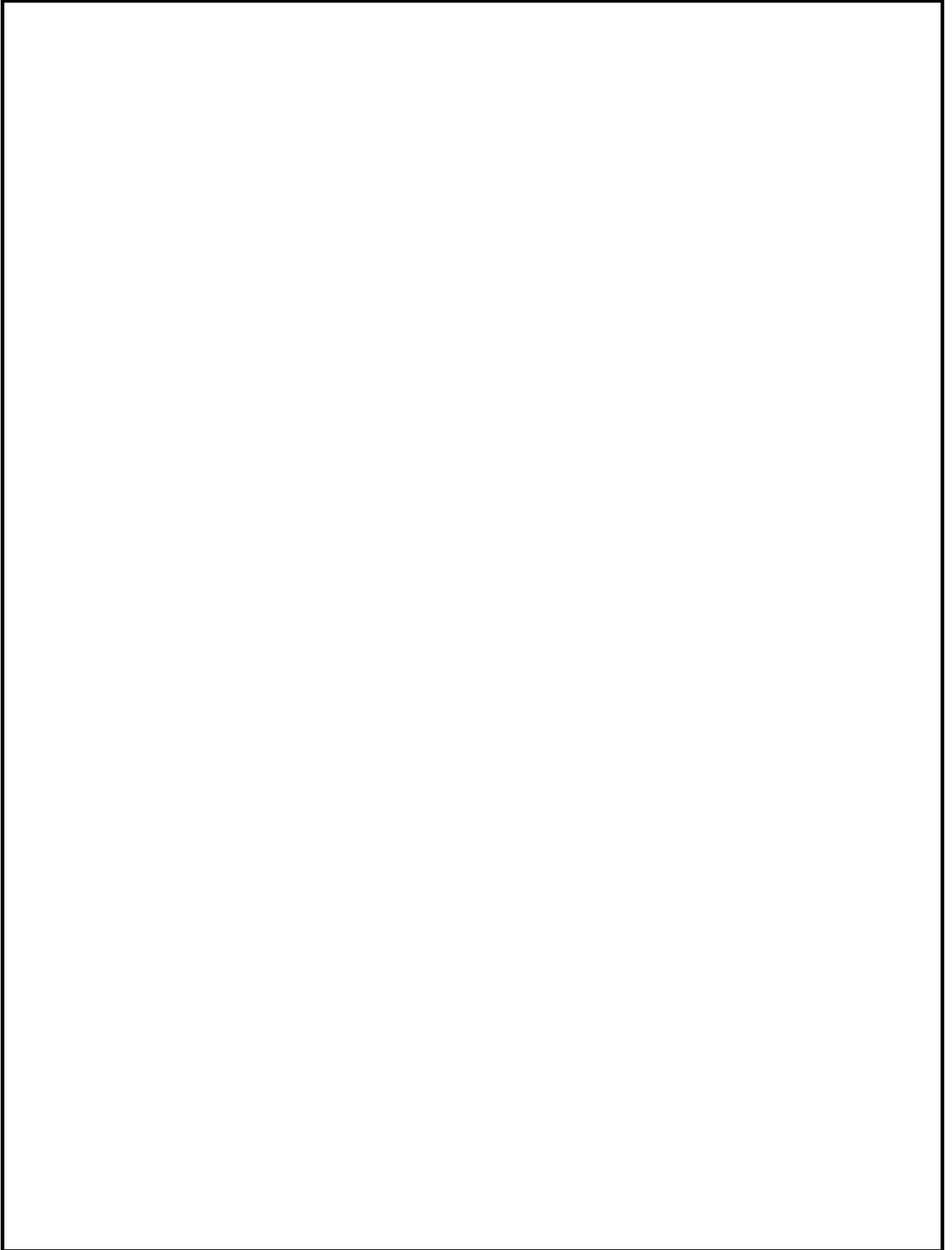
第51-23図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



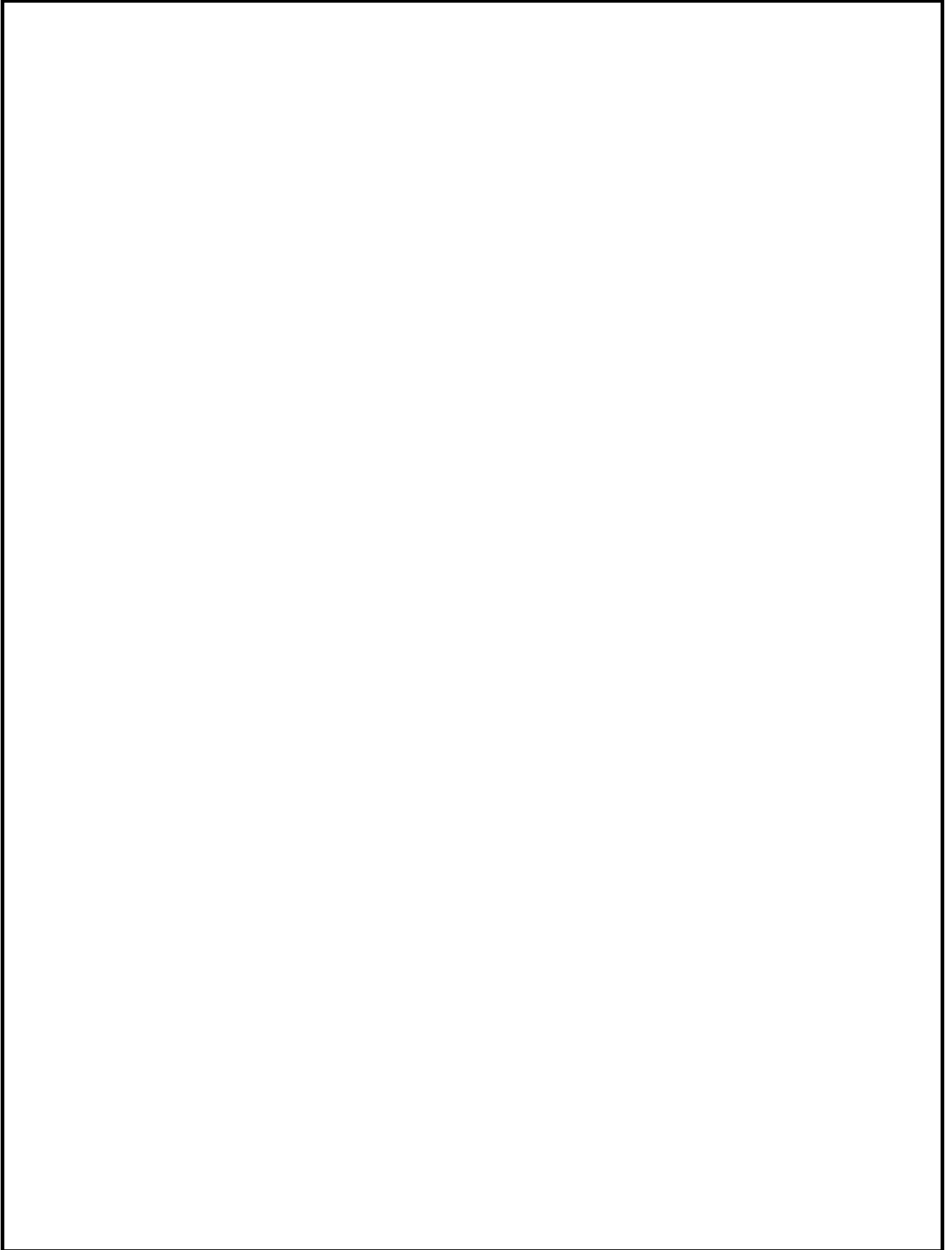
第51-24図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



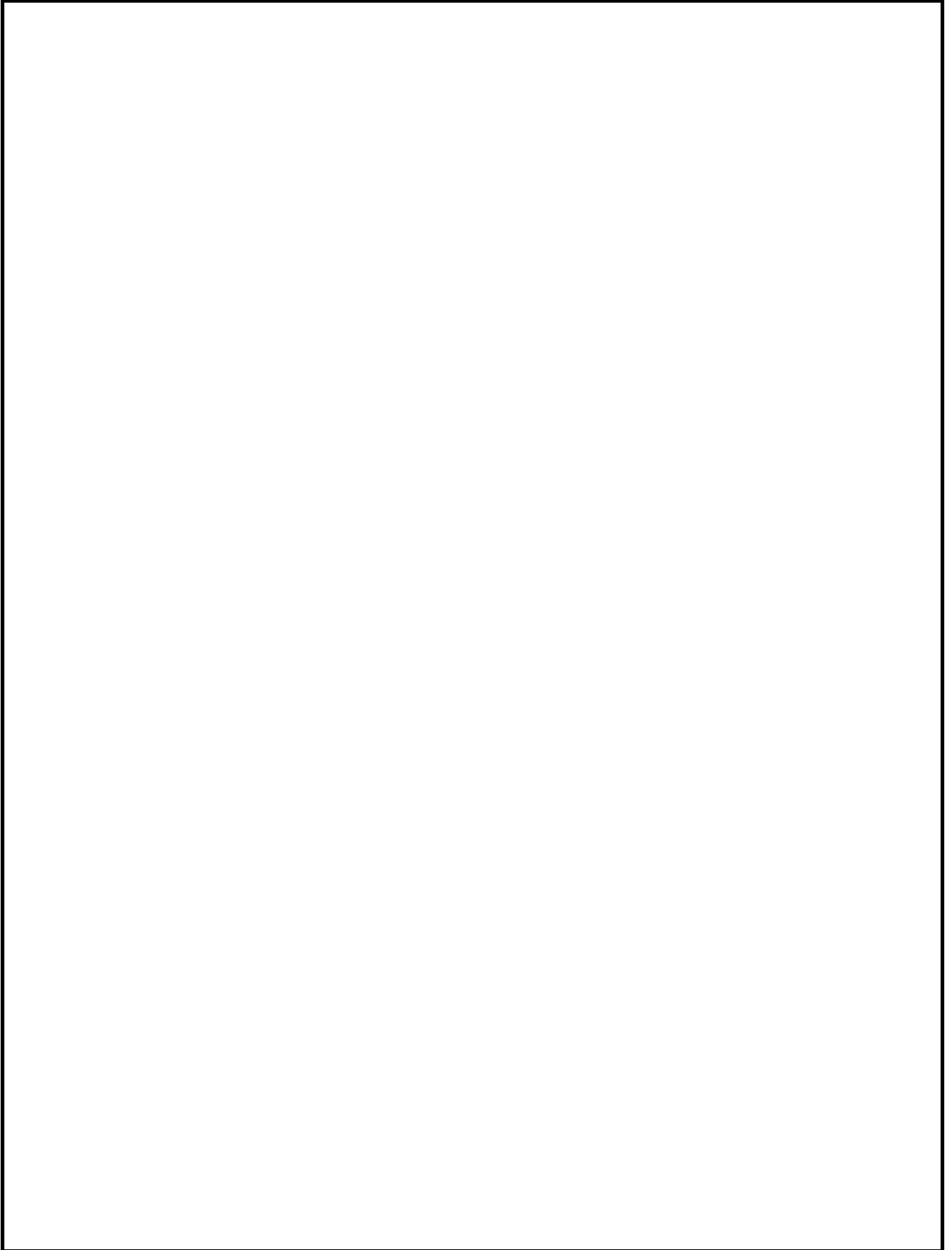
第51-25図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第51-26図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



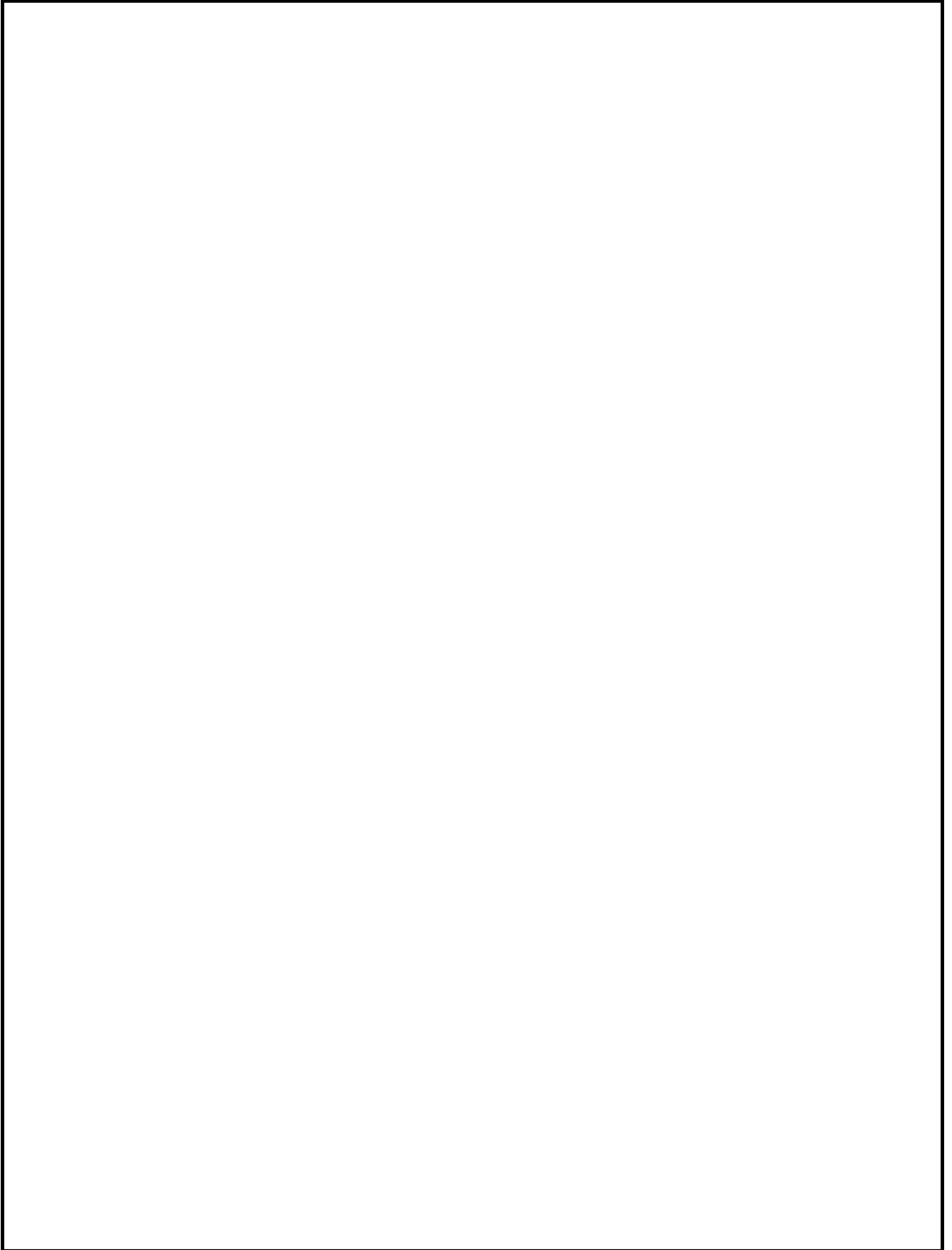
第51-27図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



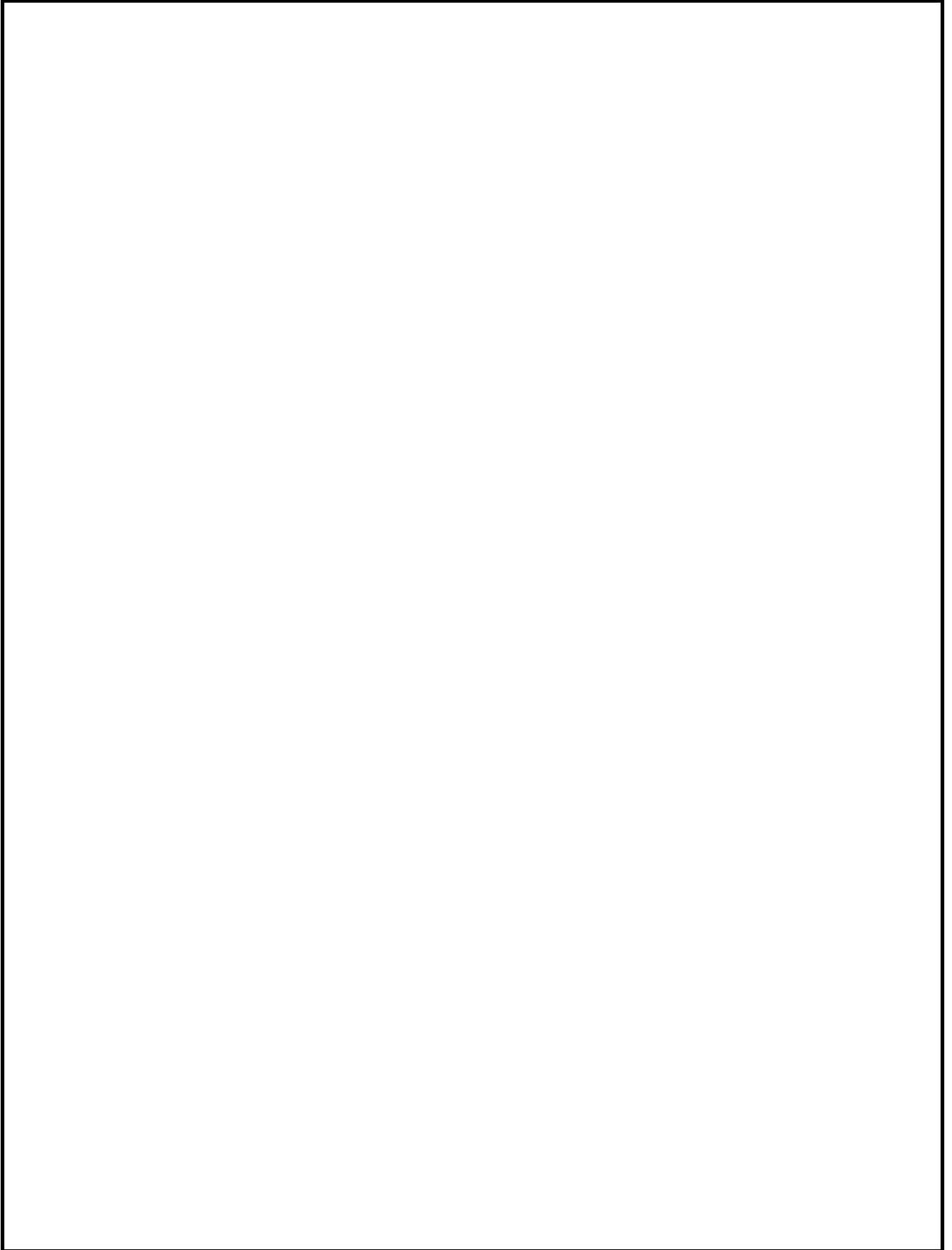
第51-28図 廃棄物処理建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



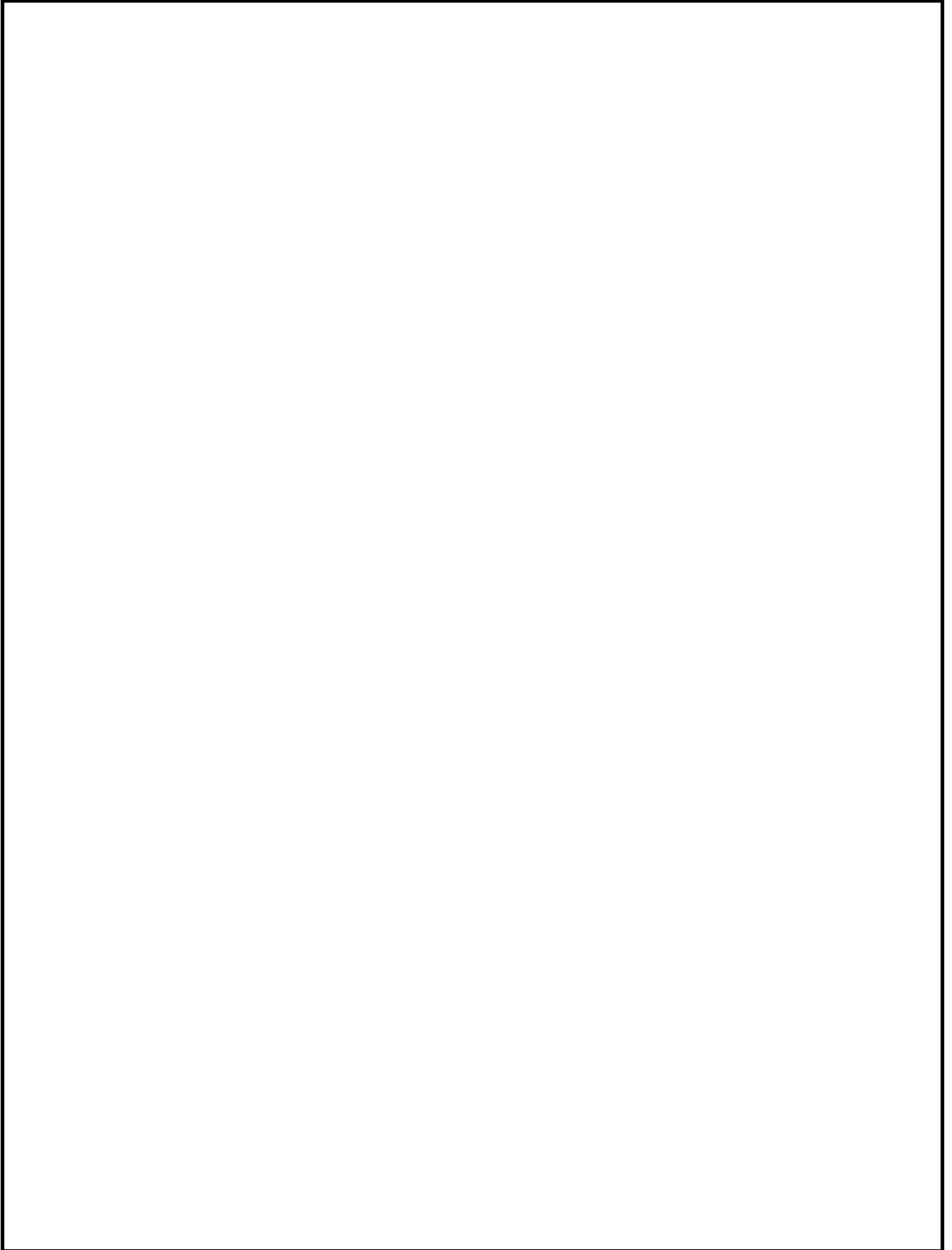
第51-29図 制御室建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



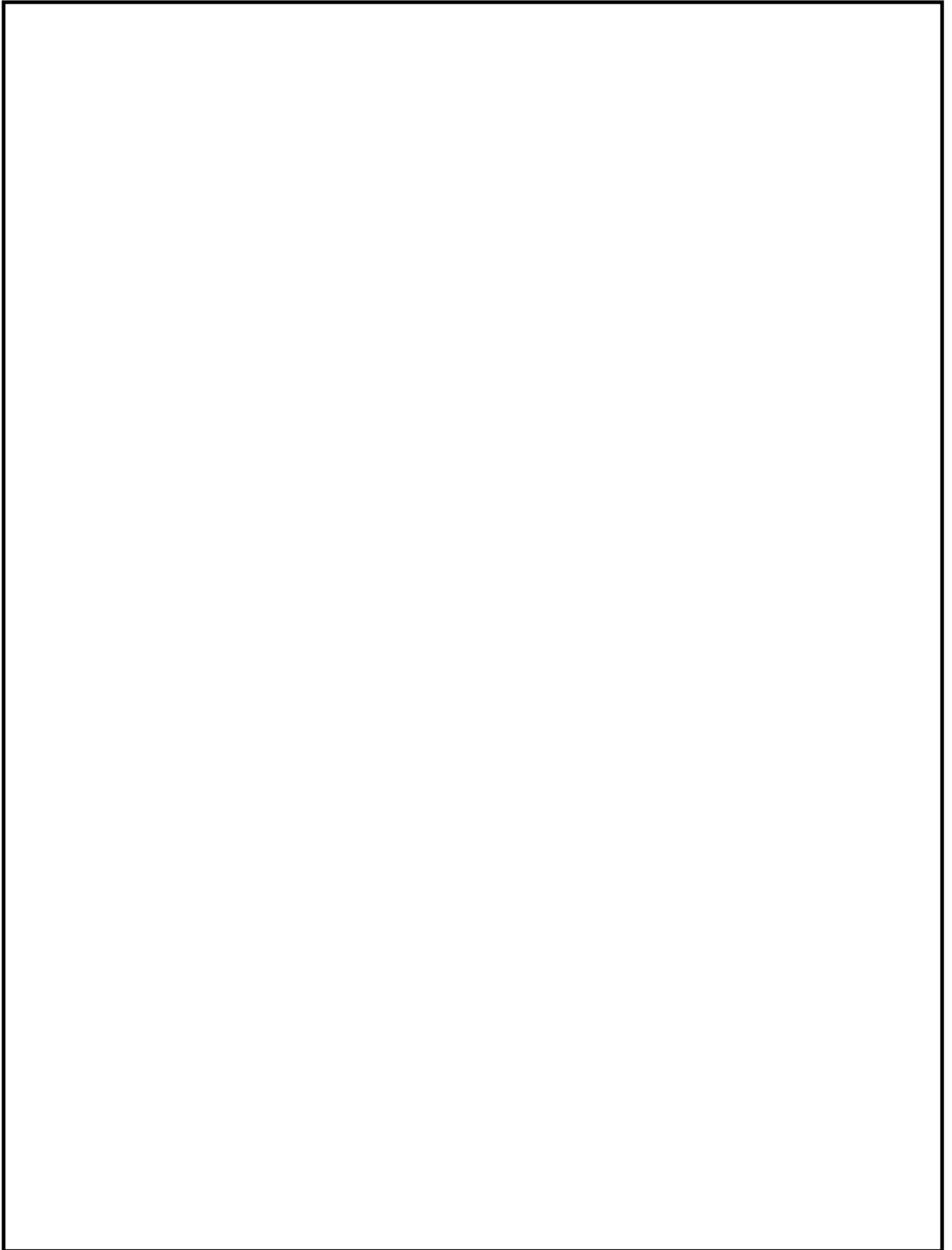
第51-30図 原子炉建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



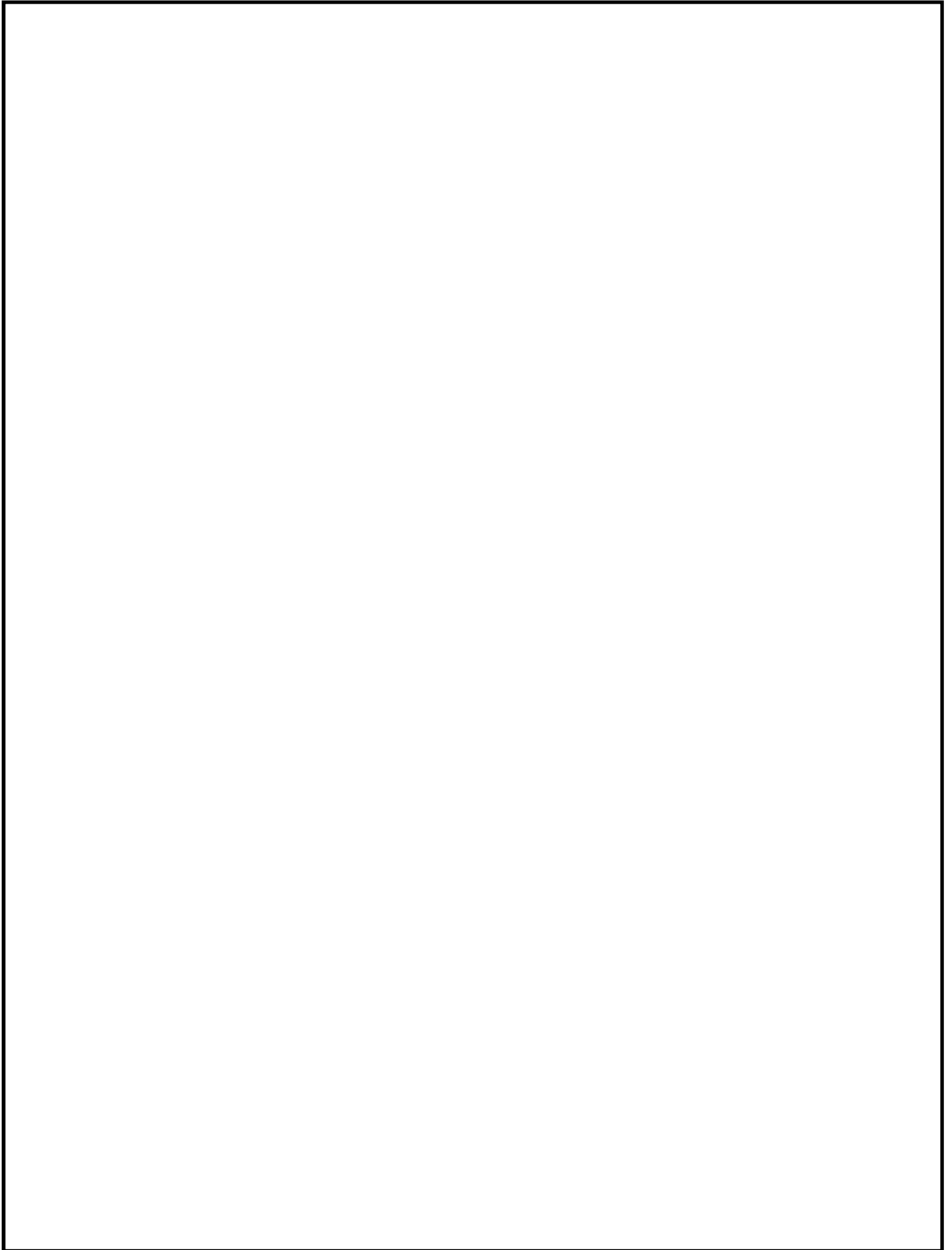
第51-31図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



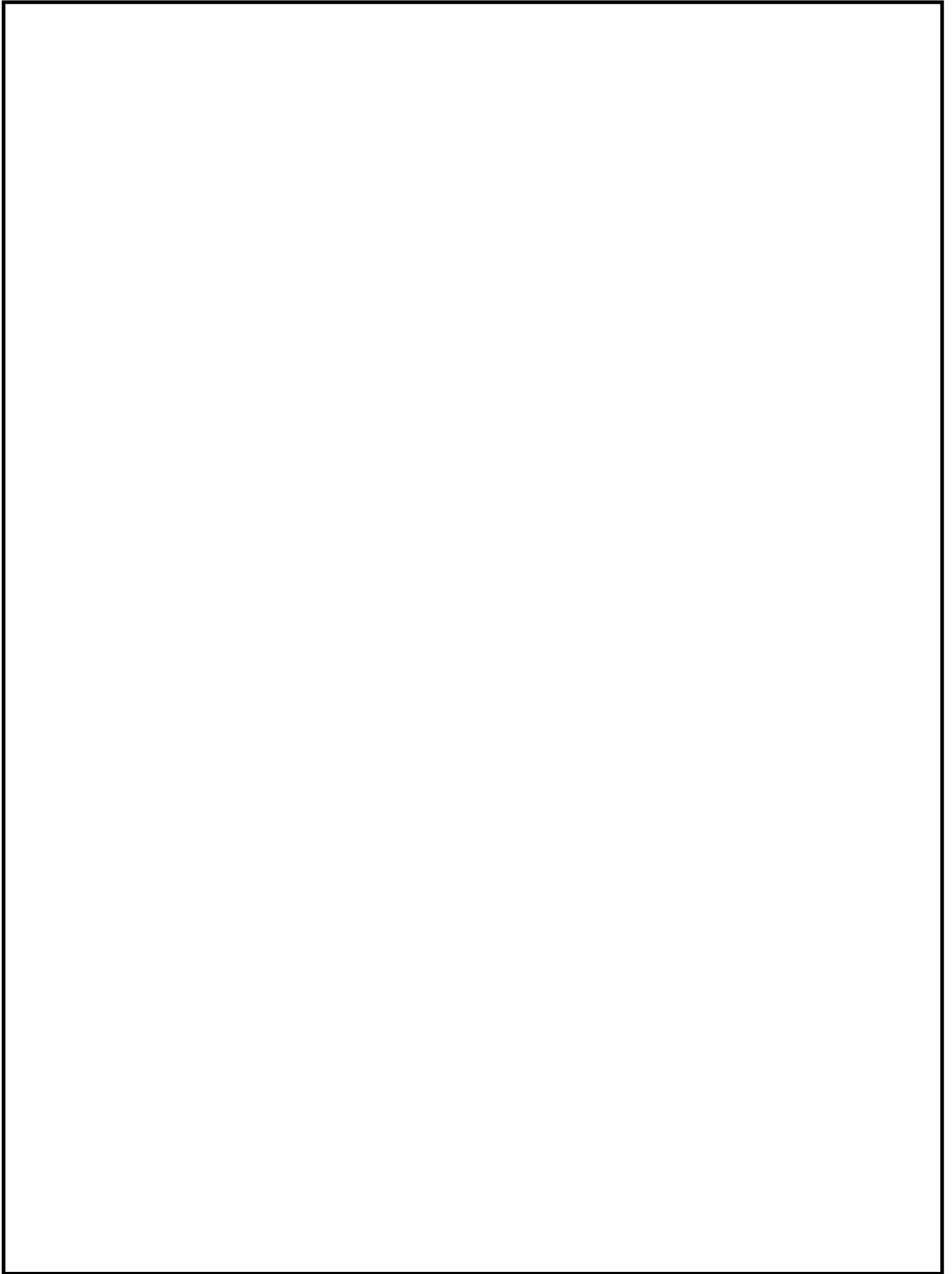
第57-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



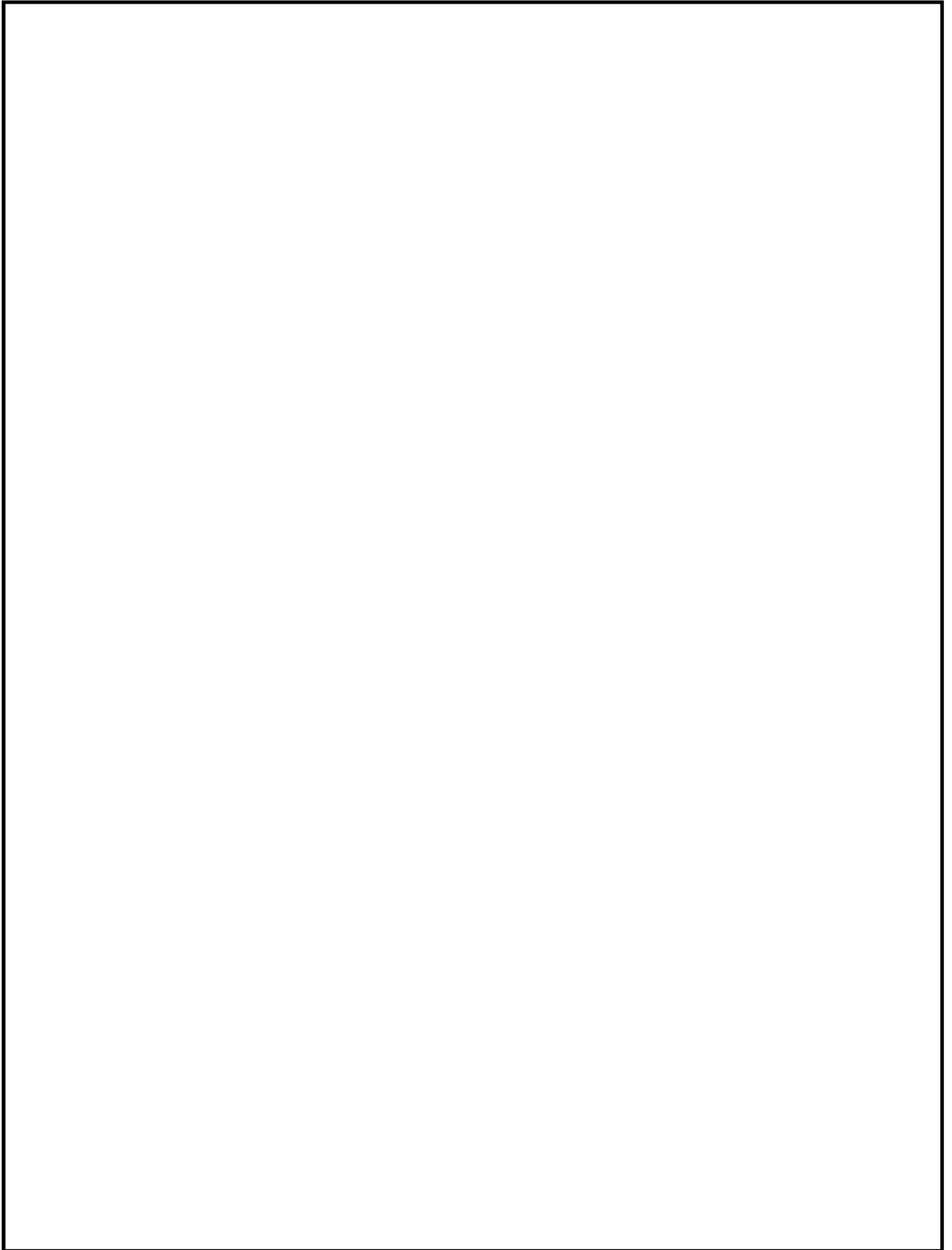
第57-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



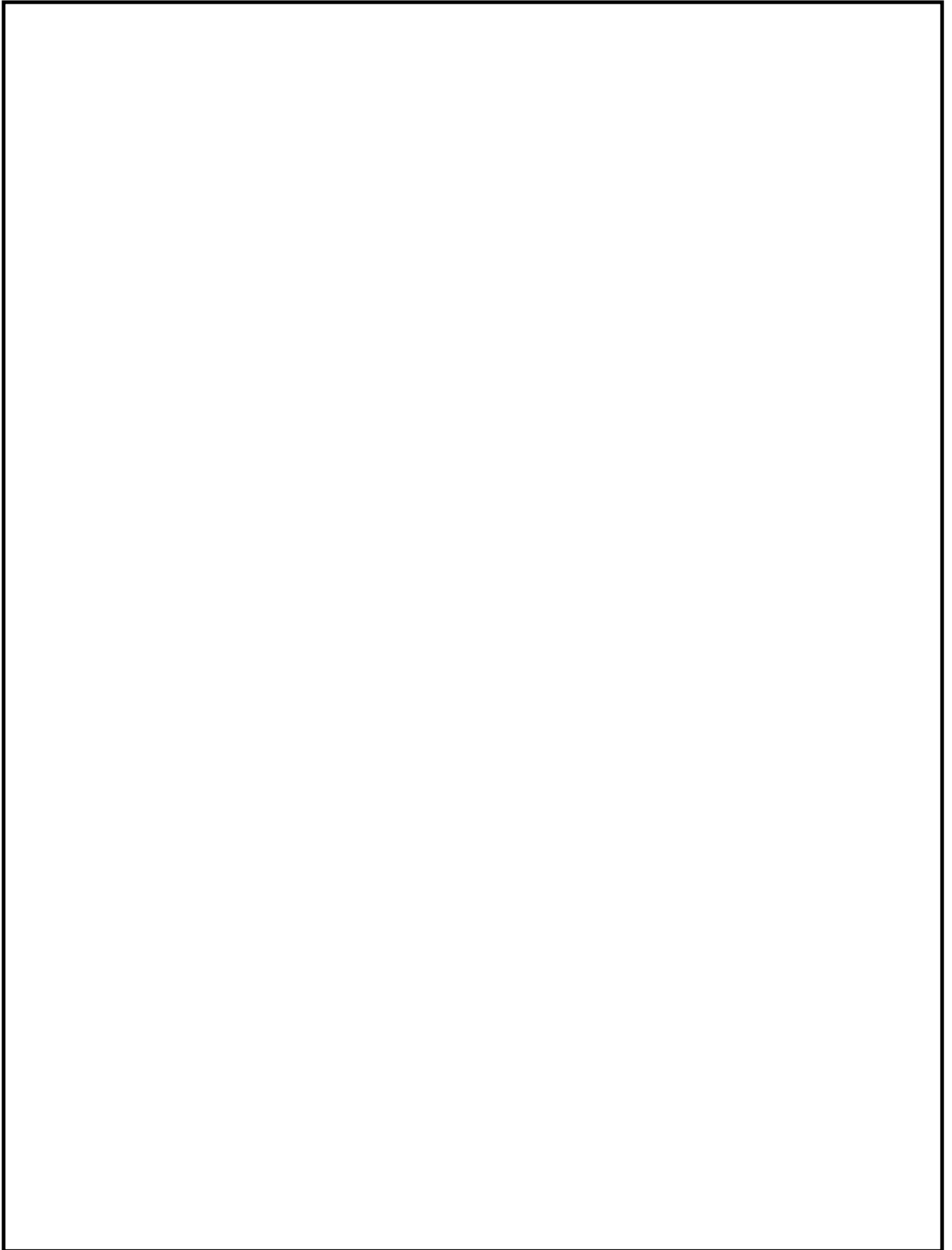
第57-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



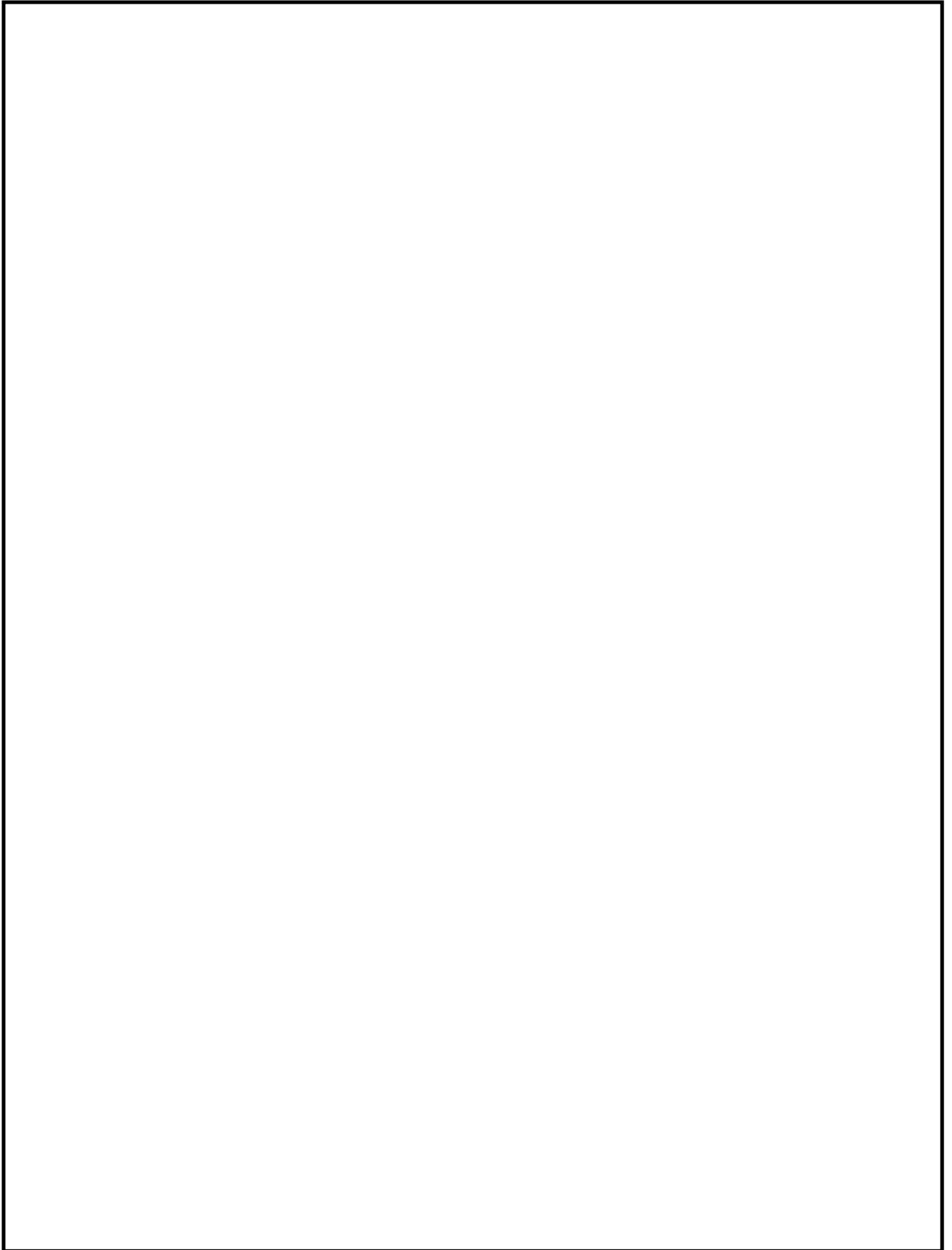
第57-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



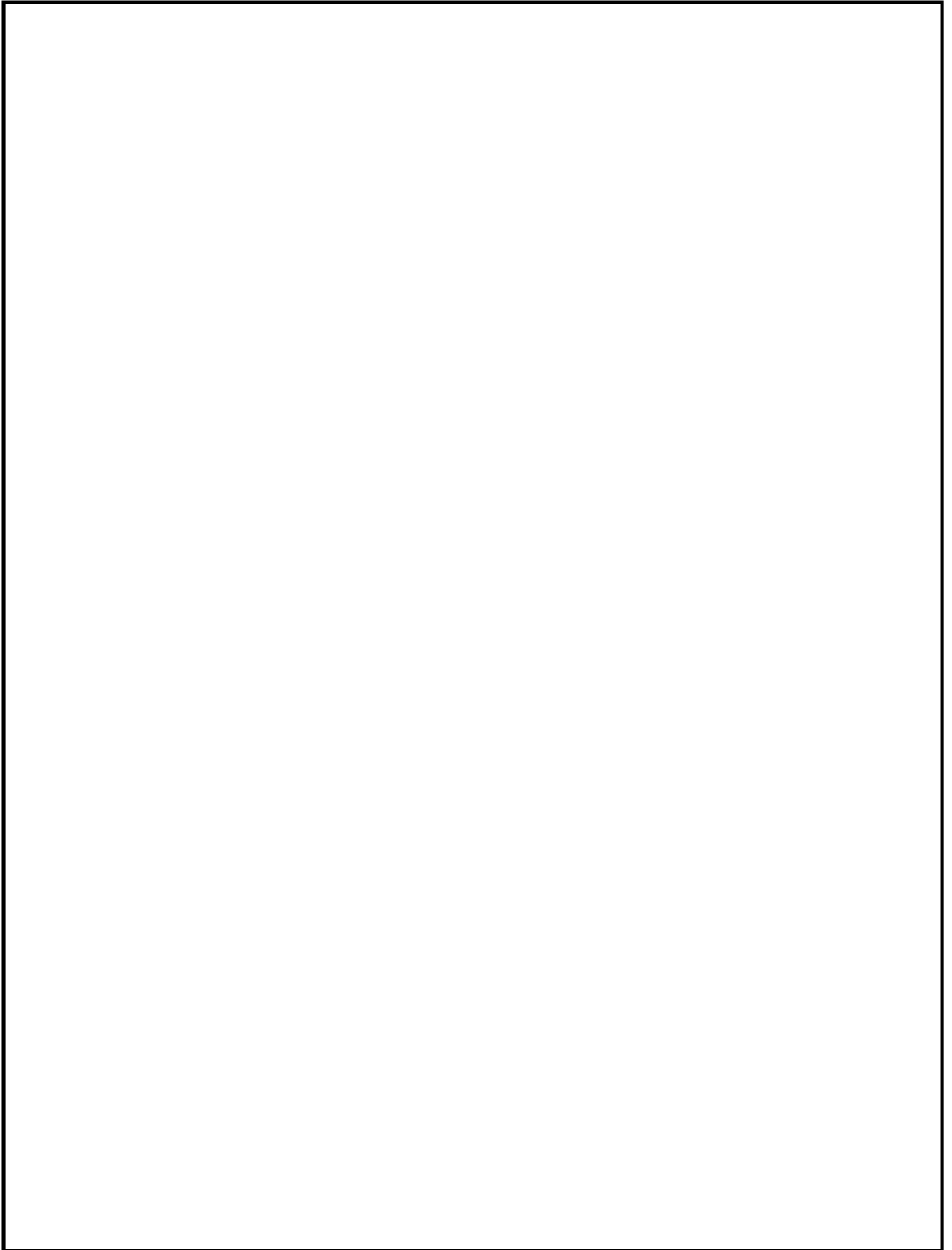
第57-5図 原子炉建物 地上中2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-6図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）

10.1 概要

10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

10.3 直流電源設備の電路の独立性について

10.1 概要

(1) 直流電源設備の概要

非常用直流電源設備は、3系統6組のそれぞれ独立した、蓄電池、充電器および分電盤等で構成され、直流母線電圧はそれぞれ115V（3系統3組）、230V（1系統1組）、±24V（2系統2組）である。

直流母線電圧が115Vの3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流115V蓄電池で構成し、主要な負荷は非常用ディーゼル発電機の初期励磁、非常用メタクラ（以下「M/C」という）、ロードセンタ（以下「L/C」という）遮断器の操作回路、原子炉隔離時冷却系の制御電源、計測制御系統設備、無停電電源装置等である。

直流母線電圧が230Vの1系統1組（区分Ⅱ）は直流230V蓄電池で構成し、主要な負荷は原子炉隔離時冷却系の動力電源である。

直流母線電圧が±24Vの2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子計装用蓄電池で構成し、主要な負荷は中性子計装及び中間領域中性子計装等である。

設計基準事故時に非常用直流電源設備のいずれの1区分が故障しても残りの2区分で原子炉の安全は確保できる。

また、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第57-10-1表に、単線結線図を第57-10-1図に示す。非常用蓄電池は鉛蓄電池で、独立したものを3系統6組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

なお、予備の充電器は、通常時は配線用遮断器により各蓄電池から隔離することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、非常用蓄電池とは別に、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する常用蓄電池を設けている。常用蓄電池は230V1系統（1,500Ah）を設けている。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、非常用直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源供給を一定時間まかなう蓄電池容量を確保している。

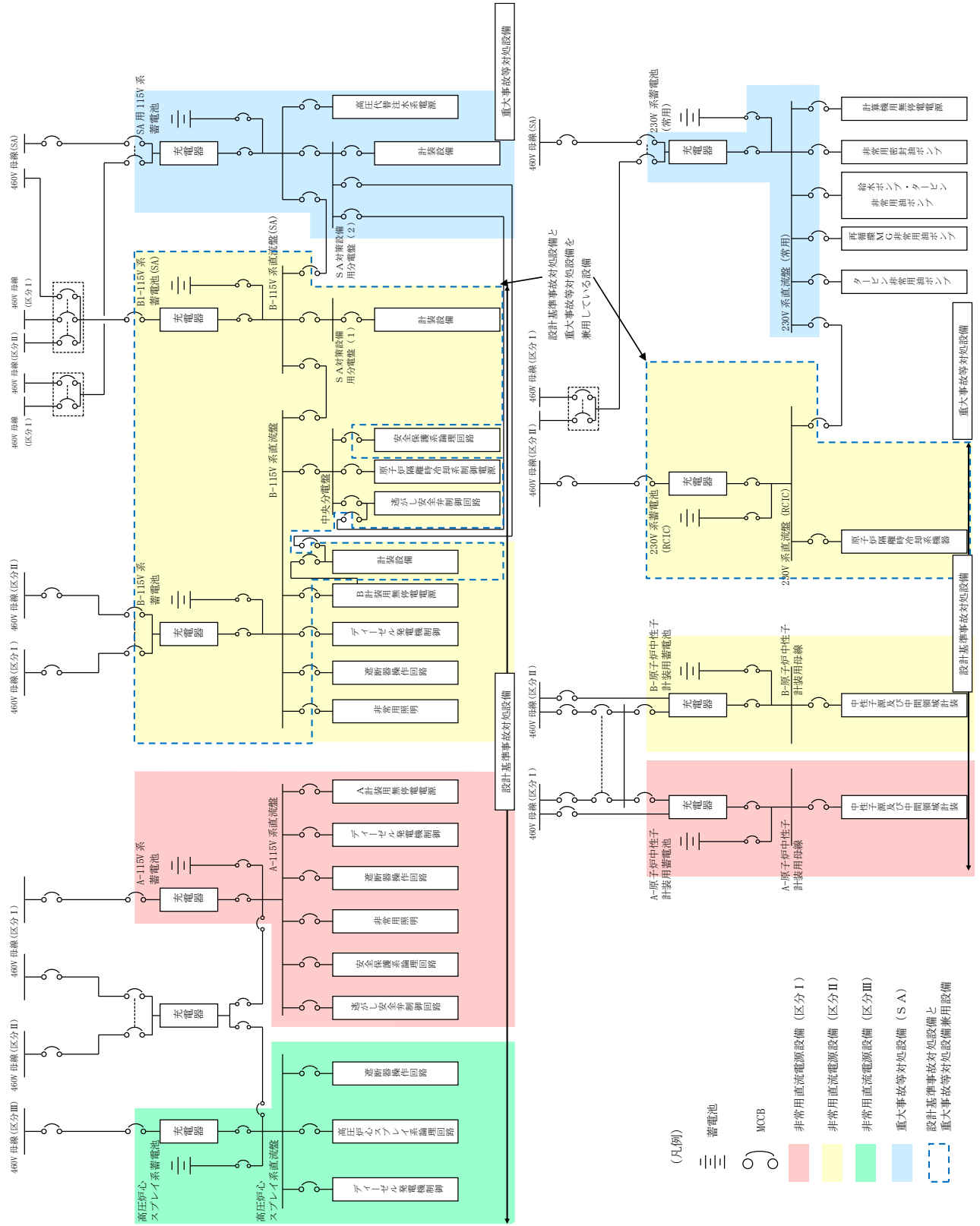
全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から約70分以内に電源供給を行うが、万一常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から約7時間5分以内に電源供給を行う。非常用蓄電池は、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合も考慮し、電源が

必要な設備に約 8 時間供給できる容量とする。

重大事故時等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損及び燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は約 24 時間とする。

第 57-10-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

	設計基準事故対処設備							重大事故等 対処設備
	A-115V 系 蓄電池 (区分 I)	高压炉心スツレィ系 蓄電池 (区分 III)	B-115V 系 蓄電池 (区分 II)	BI-115V 系 蓄電池 (SA) (区分 II)	A-原子炉中性子計 装用蓄電池 (区分 I)	B-原子炉中性子 計装用蓄電池 (区分 II)	230V 系 蓄電池 (RCIC) (区分 II)	
蓄電池 電圧 容量	115V 約 1,200Ah	115V 約 500Ah	115V 約 3,000Ah	115V 約 1,500Ah	±24V 約 90Ah	±24V 約 90Ah	230V 約 1,500Ah	SA 用 115V 系 蓄電池
充電器 台数	1 (A-115V 系蓄電池用) 1 (高压炉心スツレィ系蓄電池用) 1 (予備)		1 (B-115V 系蓄電池用) 1 (BI-115V 系蓄電池 (SA) 用)	1 (A-原子炉中性子計装用蓄電池用) 1 (B-原子炉中性子計装用蓄電池用)	1 (A-原子炉中性子計装用蓄電池用) 1 (B-原子炉中性子計装用蓄電池用)	1 (230V 系蓄電池 (RCIC) 用)	1 (SA 用 115V 系蓄電池用)	
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)



第 57-10-1 図 直流電源設備系統図

10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、原子炉保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止、原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

具体的には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約70分間に対し、8時間にわたり原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉を安全に停止し、原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保することが可能であり、原子炉隔離時冷却系の8時間以上の運転継続に必要な蓄電池容量を備えた設計とする。

なお、全交流動力電源喪失が8時間以上継続する場合の対策は、有効性評価のうち「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」にて評価している。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第3条～第36条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

- (a) 建設段階から、直流電源を供給することとしていた設備
- (b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第4条、第5条、第6条、第7条、第8条、第9条、第10条、第11条、第12条、第14条、第16条、第17条、第24条、第26条、第31条、第33条、第34条、第35条において、直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第37条～第62条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

- (a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後に用いる設備は除く）

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷

却失敗

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

5.2 全交流動力電源喪失

(b) 炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損及び燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として区分Ⅰ～Ⅲの各非常用蓄電池から非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用M/C，L/C遮断器の操作回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用M/C，L/C遮断器の制御回路（第57-10-2表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から70分まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給ができない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，蓄電池に接続される全ての負荷に70分間電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（第 57-10-2 表）

（火災防護対策設備，可搬式モニタリング・ポスト，緊急時対策所電源，無線通信設備及び衛星電話設備は専用電源から供給しているため，非常用蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 70 分後を経過した時点

蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要な時間電源を供給するため，70 分後に以下の負荷の切り離し^{*1}を行い，残りの負荷に対して電源供給を行う設計とする。

なお，区分Ⅲの蓄電池については負荷の切り離しを実施せず，接続される全ての負荷に 8 時間電源供給を行う。

(i) 交流電源が回復するまで系統として期待しない設備の負荷（10.2 (2) d. 項に記載の負荷）

(ii) 無停電電源装置の負荷（原子炉保護系^{*2}，平均出力領域計装^{*2}，蓄電池室水素濃度，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・プール水温度，サプレッション・プール水位，ドライウエル圧力，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），取水槽水位計等）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

※1 区分Ⅱの非常用蓄電池は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則 57 条電源設備解釈第 1 項 b) を考慮し，全交流動力電源喪失後約 8 時間後まで (ii) 項に該当する負荷切り離しを行わない設計とする。

※2 原子炉保護系による原子炉停止及び平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うので，全交流動力電源喪失後 70 分で負荷切り離しして問題ない。

直流設備：原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系制御装置，逃がし安全弁，平均出力領域計装，制御棒位置，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・プール水温度，サプレッション・プール水位，ドライウエル圧力，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），原子炉保護系，津波監視カメラ，取水槽水位計，非常用直流照明，蓄電池室水素濃度，燃料プール水位，燃料プー

ル水位・温度（S A），燃料プール冷却系ライナドレン漏えい検出（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

(c) 交流動力電源喪失から 70 分を経過した時点から 8 時間まで

常設代替交流電源設備（以下，「ガスタービン発電機」という）が起動すると，充電器による直流電源供給が可能となるが，ガスタービン発電機が起動できない場合を考慮し，以下の負荷については可搬型代替交流電源設備（以下，「高圧発電機車」という）から電源供給できる 8 時間を経過した時点となるまで蓄電池から電源供給が可能な設計とする。

(i) 設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し，設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備（交流動力電源復旧後用いる設備は除く）（第 57-10-2 表）

(ii) 復旧作業に必要な外の状況を監視する設備，非常用直流照明

(iii) 設置許可基準規則 57 条電源設備解釈第 1 項 b) を考慮し，全交流動力電源喪失後約 8 時間後まで切離しを行わない負荷

直流設備：原子炉隔離時冷却系⁽ⁱ⁾，原子炉隔離時冷却系制御装置⁽ⁱ⁾，逃がし安全弁⁽ⁱ⁾，平均出力領域計装⁽ⁱ⁾，制御棒位置⁽ⁱ⁾，原子炉圧力⁽ⁱ⁾，原子炉水位（広帯域）⁽ⁱ⁾，原子炉水位（燃料域）⁽ⁱ⁾，サブプレッション・プール水温度⁽ⁱ⁾，ドライウエル圧力⁽ⁱ⁾，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）⁽ⁱ⁾，格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）⁽ⁱ⁾，原子炉保護系⁽ⁱ⁾，津波監視カメラ⁽ⁱⁱ⁾，取水槽水位計⁽ⁱⁱ⁾，非常用直流照明⁽ⁱⁱ⁾，蓄電池室水素濃度⁽ⁱⁱⁱ⁾，燃料プール水位⁽ⁱⁱⁱ⁾，燃料プール水位・温度（S A）⁽ⁱⁱⁱ⁾，燃料プール冷却系ライナドレン漏えい検出⁽ⁱⁱⁱ⁾，サブプレッション・チェンバ圧力⁽ⁱⁱⁱ⁾，サブプレッション・プール水位⁽ⁱⁱⁱ⁾（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間後まで

非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機から電源供給ができない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，10.2(1)b. 項で選定した設備（第 57-10-3 表，第 57-10-4 表）については，24 時間電源供給を行う。

直流設備：高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系制御装置，逃がし安全弁，格納容器フィルタベント系，静的接触式水素処理装置入口温度，静的接触式水素処理装置出口温度，燃料プール水位・温度（S A），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A），燃料プール監

視カメラ (S A), 原子炉压力容器温度 (S A), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A), 高圧原子炉代替注水流量, 代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬), 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A), ドライウエル圧力 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A), サプレッション・プール水位 (S A), ドライウエル水位, ペDESTAL水位, 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ), 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去ポンプ出口圧力, 低圧原子炉代替注水槽水位, 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力, 原子炉隔離時冷却出口圧力 (第 57-10-2 表)

(下線部：建設段階から、直流電源を供給することとしていた設備)

d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

タービン制御系の一部制御系についても、常用蓄電池から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は、交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため、全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。(第 57-10-2 表)

直流設備：タービン制御系

(下線部：建設段階から、直流電源を供給することとしていた設備)

第57-10-2表 非常用蓄電池から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間			230V系蓄電池		
											SA用蓄電池	区分I	区分II		区分III	
3条	設計基準対象施設の地盤	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
4条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
5条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	-	-	-	-	70分	-	8時間	-	-		
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	第26条(原子炉制御室等)で抽出した設備により監視を行う												
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
8条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	-	-	-	-	70分	-	8時間	-	-		
			8-2	火災防護対策設備※6(41-1と同じ)	DB	専用電源から供給										
9条	溢水による損傷の防止等	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
10条	誤操作の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
11条	安全避難通路等	有	11-1	非常用直流照明	DB	-	-	-	-	70分	-	24時間	-	-		
12条	安全施設	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
14条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
15条	炉心等	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	燃料プールの温度	DB	交流電源復旧後に使用										
			16-2	燃料プールの水位	DB	-	-	-	-	-	70分	-	8時間	-	-	
			16-3	燃料プールの水位・温度(SA)(54-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	○	70分	-	24時間	-	-	

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間			
											SA用 蓄電池	区分I	区分II	区分III
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-4	燃料プールの冷却系ライト・レノ漏えい検出	DB	-	-	-	-	70分	-	-	-	-
			16-5	FPCポンプ入口温度	DB	-	-	-	-	-	-	8時間	-	-
17条	原子炉冷却材圧カバウンダリ	有	16-6	燃料取替階エア放射線モニタ	DB	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			16-7	燃料取替階放射線モニタ	DB	-	-	-	-	-	-	-	-	-
18条	蒸気タービン	無	-	(電源が必要な設備が要求されぬ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			-	(電源が必要な設備が要求されぬ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
19条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	高圧炉心X7レイ系(45-4と同じ)	DB 拡張	○	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			19-2	逃がし安全弁(46-1と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	8時間	24時間	-	-
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	19-3	低圧炉心X7レイ系(47-2と同じ)	DB 拡張	○	○	○	-	-	-	-	-	-
			19-4	残留熱除去系(47-3, 49-3と同じ)	DB 拡張	○	○	○	-	-	-	-	-	-
21条	残留熱を除去することができる設備	無	20-1	制御棒駆動水圧系	DB	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			20-2	原子炉隔離時冷却系(45-1と同じ)	DB 拡張	○	○	○	-	24時間	-	-	-	-
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	20-3	原子炉隔離時冷却系制御装置(45-2と同じ)	DB 拡張	○	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			21-1	残留熱除去系(47-3, 49-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-
23条	計測制御系統施設	無	22-1	原子炉補機冷却系(48-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			23-1	中性子源領域計装(58-25と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	-	-	-	-	-
			23-2	平均出力傾城計装*7(58-26と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	70分	70分	8時間	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間			
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
			23-3	制御棒位置	DB	○	-	-	-	70分	-	8時間	-	-
			23-4	原子炉圧力容器温度	DB						交流電源復旧後に使用			
			23-5	原子炉圧力(58-2と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間	70分	8時間	-
			23-6	原子炉水位(広帯域) (58-4と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間	70分	8時間	-
			23-7	原子炉水位(燃料域) (58-5と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間	70分	8時間	-
			23-8	サブレンジョン・チェンバ`温度	DB						交流電源復旧後に使用			
			23-9	サブレンジョン・チェンバ`圧力	DB	-	-	-	-	70分	-	70分	8時間	-
			23-10	サブレンジョン・ブ`ル水温度	DB	○	-	-	-	70分	-	70分	8時間	-
			23-11	サブレンジョン・ブ`ル水位	DB	-	-	-	-	70分	-	70分	8時間	-
			23-12	ドライウエル温度	DB						交流電源復旧後に使用			
			23-13	ドライウエル圧力	DB	○	-	-	-	70分	-	70分	8時間	-
			23-14	格納容器水素濃度 (52-1と同じ)	DB/SA						交流電源復旧後に使用			
			23-15	格納容器酸素濃度 (52-3と同じ)	DB/SA						交流電源復旧後に使用			
			23-16	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラフトセル)(58-23と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間	70分	8時間	-
			23-17	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジョン・チェンバ`) (58-24と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間	70分	8時間	-
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉保護系	DB	○	-	-	-	70分	-	70分	8時間	-
25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系 (44-3と同じ)	DB/SA						交流電源復旧後に使用			

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間					
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池	
26条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※5	DB						交流電源復旧後に使用					
			26-2	外の状況を監視する設備※5 (津波監視カサ)	DB	-	-	-	-	-	70分	8時間	-	-	-	
			26-3	外の状況を監視する設備※5 (取水槽水位計)	DB	-	-	-	-	-	70分	8時間	-	-	-	
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	中央制御室換気空調系	DB/SA						交流電源復旧後に使用					
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
31条	監視設備	有	31-1	モニタリングポスト	DB						交流電源復旧後に使用					
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB						交流電源復旧後に使用					
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB							交流電源復旧後に使用				
			33-1	M/C、L/C遮断器	DB/SA	○	-	-	-	-	1分	1分	1分			
33条	保安電源設備	有	33-2	M/C、L/C遮断器	DB 拡張	○	-	-	-	1分					1分	
			33-3	非常用ディーゼル発電機初期励磁	DB 拡張	○	-	-	-	1分					1分	
			33-4	非常用ディーゼル発電機制御回路	DB 拡張	○	-	-	-	1分					1分	
			34-1	緊急時対策所電源(61-1と同じ)	DB/SA								専用電源から供給			

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間				
											SA用 蓄電池	区分I	区分II	区分III	230V系 蓄電池
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線通信設備(62-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	専用電源から供給	-	-	-	-
36条	補助ボイラー	無	-	データ伝送設備(62-3と同じ) (電源が必要な設備が要求 されない)	DB/SA	-	-	-	-	70分	専用電源から供給	-	-	-	70分
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	(電源が必要な設備が要求 されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
39条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求 されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
40条	津波による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求 されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備 ^{※6} (8-2と同じ)	DB	-	-	-	-	-	専用電源から供給	-	-	-	-
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	(申請対象外)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
43条	重大事故等対処設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未 臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-	-
			44-2	代替原子炉再循環ポンプ ⁷ 機能	SA	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-	-
			44-3	ほう酸水注入系 (25-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-	-
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	有	45-1	高圧原子炉代替注水系	SA	-	○	-	-	24時間	24時間	-	-	-	-
			45-2	原子炉隔離時冷却系 (20-2と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			45-3	原子炉隔離時冷却系制御 ⁸ 装置 (20-3と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	-	-	24時間	-	-

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間			
											SA用 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
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	有	45-4	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系 (19-1と同じ)	DB拡張	○	○	○	—	24時間	8時間	—	—	—
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	有	46-1 46-2	逃がし安全弁(19-2と同じ) 代替自動減圧機能	DB/SA SA	○	○	○	—	24時間	24時間	—	—	—
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	有	47-1 47-2 47-3	低圧原子炉代替注水系 低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系 (19-5と同じ) 残留熱除去系 (19-4, 21-1と同じ)	DB拡張 DB拡張	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1 48-2 48-3	格納容器ﾌｨﾙﾄﾞｼｽﾃﾑ※8,9 原子炉補機代替冷却系 原子炉補機冷却系 (22-1と同じ)	SA SA DB拡張	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1 49-2 49-3	低圧原子炉代替注水系 格納容器代替ｽﾌﾟﾚｲ系 残留熱除去系 (19-4, 21-1と同じ)	SA SA DB拡張	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	有	50-1 50-2	格納容器ﾌｨﾙﾄﾞｼｽﾃﾑ※8,9 残留熱代替除去系※10	SA SA	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—
51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1 51-2	低圧原子炉代替注水系 ﾊﾞﾍﾞﾙｽｶﾙ代替注水系	SA SA	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—
52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器水素濃度 (23-14と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	24時間	—	—	—	—

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間					
											SA用 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系 蓄電池	
52条	水素爆発による原子炉格納容器の破 損を防止するための設備	有	52-2	格納容器水素濃度 (SA)	SA	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-	
			52-3	格納容器酸素濃度 (23-15と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			52-4	格納容器酸素濃度 (SA)	SA	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			52-5	格納容器燃料水素系 ^{※8,9}	SA	-	○	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷 を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素処理装置入 口温度	SA	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			53-2	静的触媒式水素処理装置出 口温度	SA	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			53-3	原子炉建物水素濃度	SA	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			53-4	原子炉炉心 ^{ヘル} 代替注水流量	自主	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			53-5	原子炉炉心 ^{ヘル} 水位	自主	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-	-
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための 設備	有	54-1	燃料プールの冷却系	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			54-2	燃料プール水位 (SA)	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			54-3	燃料プール水位・温度 (SA) (16-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	○	70分	-	-	24時間	-
			54-4	燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	SA	-	-	-	-	-	○	24時間	-	-	-	-
			54-5	燃料プール監視カメラ (SA)	SA	-	-	-	-	-	○	24時間	-	-	-	-
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑 制するための設備	有	-	(電源が必要な設備が要求 されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
56条	重大事故等の収束に必要なとなる水の 供給設備	有	-	(電源が必要な設備が要求 されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
57条	電源設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文中にて設備の抽出を行う)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間							
											SA用 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系 蓄電池			
58条 計装設備		有	58-1	原子炉圧力容器温度(SA)	SA	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-			
			58-2	原子炉圧力(23-5と同じ)	DB/SA	-	-	○	-	-	-	24時間	70分	8時間	-	-		
			58-3	原子炉圧力(SA)	SA	-	-	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-		
			58-4	原子炉水位(広帯域) (23-6と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	○	-	24時間	70分	8時間	-	-		
			58-5	原子炉水位(燃料域) (23-7と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	○	-	24時間	70分	8時間	-	-		
			58-6	原子炉水位(SA)	SA	-	-	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-		
			58-7	高圧原子炉代替注水流量	SA	-	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-		
			58-8	代替注水流量(常設)	SA	-	-	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-		
			58-9	代替注水流量(可搬型)	SA	-	-	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-		
			58-10	原子炉隔離時冷却ポンプ ^注 出 口流量	DB拡張	-	-	-	○	○	-	24時間	-	-	24時間	-		
			58-11	高圧炉心スワ ^注 レイト ^注 レイト ^注 出口流 量	DB拡張	交流電源復旧後に使用												
			58-12	残留熱除去ポンプ ^注 出口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用												
			58-13	低圧炉心スワ ^注 レイト ^注 レイト ^注 出口流 量	DB拡張	交流電源復旧後に使用												
			58-14	ド ^注 ラ ^注 ウ ^注 ェ ^注 ル ^注 温度(SA)	SA	-	-	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-15	ハ ^注 テ ^注 ス ^注 カ ^注 ル ^注 温度(SA)	SA	-	-	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-16	ハ ^注 テ ^注 ス ^注 カ ^注 ル ^注 水温度(SA)	SA	-	-	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-17	プ ^注 レ ^注 ッ ^注 ヨ ^注 ン ^注 ・ ^注 チ ^注 ェ ^注 ン ^注 ハ ^注 温度(SA)	SA	-	-	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-18	プ ^注 レ ^注 ッ ^注 ヨ ^注 ン ^注 ・ ^注 プ ^注 ール ^注 水温度(SA)	SA	-	-	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間			
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
			58-19	トウケル圧力(SA)	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-20	サブレーション・チェンバール圧力(SA)	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-21	サブレーション・プール水位(SA)	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-22	トウケル水位	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-23	ヘッドスカル水位	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-24	格納容器雰囲気放射線モニタ (トウケル)(23-16と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	70分	8時間	-	-
			58-25	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバール) (23-17と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	70分	8時間	-	-
58条	計装設備	有	58-26	中性子源領域計装 (23-1と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	70分	-	8時間	-	-
			58-27	平均出力領域計装※7 (23-2と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-28	残留熱除去系熱交換器入口 温度	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-29	残留熱除去系熱交換器出口 温度	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-30	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-31	残留熱除去ポンプ出口圧力	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	70分	8時間	-	-
			58-32	低圧原子炉代替注水槽水位	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-33	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	SA	-	○	○	-	24時間	-	-	-	-
			58-34	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	-	24時間	-	-
			58-35	高圧炉心スプレッドポンプ 出口圧力	DB 拡張	-	○	○	-	24時間	-	24時間	-	-

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 ※3	燃料 ※4	必要 時間	供給可能時間			
											SA用 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
58条	計装設備	有	58-36	低圧炉心スプレイホップ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用			
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬式モニタリング・ポスト	SA	-	-	-	-	-	専用電源から供給			
61条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源 (34-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	専用電源から供給			
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線通信設備 (35-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	専用電源から供給			
			62-2	衛星電話設備 (35-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	-	専用電源から供給		
-	-	無	62-3	データ伝送設備 (35-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	70分	-	-	-	70分
			0-1	タービン制御系	常用系	-	-	-	-	-	-	-	-	-

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池 (A-115V系蓄電池) から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池 (B-115V系蓄電池またはB1-115V系蓄電池 (SA)) から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池 (230V系蓄電池 (RCIC)) から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池 (高圧炉心スプレイ系蓄電池) から電源供給
- : 常用の蓄電池 (230V系蓄電池 (常用)) から電源供給
- : 重大事故等対処設備の蓄電池 (SA用115V系蓄電池) から電源供給
- : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備
- : 建設段階から、直流電源を供給することとしていた設備

- ※ 1 : 設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備
- ※ 2 : 重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 3 : 重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備
- ※ 4 : 重大事故等が発生した場合において、燃料プール内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 5 : 外の状況を監視する設備は、監視カメラ（津波監視カメラ、構内監視カメラ）、取水槽水位計、気象観測設備、周辺モニタリング設備等があるが、全交流動力電源喪失時においては、津波監視カメラ及び取水槽水位計にておむね監視可能であることから、その他の設備については交流電源復旧後に使用する。
- ※ 6 : 火災防護対策設備で電源が必要な設備は、火災感知設備（火災感知器（アナログ式を含む）及び受信機）及び全域ガス消火設備（全域ハロン消火設備及び二酸化炭素消火設備）であるが、全交流動力電源喪失後、ガスタービン発電機から給電されるまでの 70 分間は専用電源から給電可能な設計とする。
- ※ 7 : 平均出力領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うので、全交流動力電源喪失後 70 分で切り離して問題ない。なお、原子炉停止維持確認として、制御棒位置は全交流動力電源喪失後 8 時間監視可能である。
- ※ 8 : 格納容器フィルタベント系には、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、第 1 ベントフィルタ出口水素濃度、スクラバ容器温度を含む。
- ※ 9 : 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度は、ガスタービン発電機又は高圧発電機車からの給電が可能な設計としている。
- ※ 10 : 残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレー流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を含む。

第 57-10-3 表 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力 (SA)	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉水位 (広帯域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉水位 (燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉水位 (SA)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧原子炉代替注水流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替注水流量 (常設)	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替注水流量 (可搬型)	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去ポンプ出口流量	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱代替除去系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウエル温度 (SA)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ペデスタル温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
ペデスタル水温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブレーション・チェンバ温度 (SA)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブレーション・プール水温度 (SA)	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
ドライウエル圧力 (SA)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
ドライウエル水位	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○
サブレーション・プール水位 (SA)	-	○	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○
ペダスタル水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
格納容器水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
中性子源領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
スクラバ容器水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
スクラバ容器圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
スクラバ容器温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
第1ベントフィルタ出口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去ポンプ出口圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧原子炉代替注水槽水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
低圧炉心スレイブポンプ出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉建物水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
静的触媒式水素処理装置入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
静的触媒式水素処理装置出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
格納容器酸素濃度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
格納容器酸素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
燃料プールの水位 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-
燃料プールの水位・温度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-
燃料プールの監視カメラ (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-

凡例 ■ : 交流電源復旧後に使用する設備

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
【動力電源供給対象】																								
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧代替注水系	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
【制御電源供給対象】																								
原子炉圧力容器温度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉水位 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
高圧原子炉代替注水流量	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替注水流量 (常設)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
代替注水流量 (可搬型)	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压炉心スプレイポンプ 出口流量	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-
残留熱除去ポンプ出口流量	-	○	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	○	-	-
低压炉心スプレイポンプ 出口流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱代替除去系原子炉 注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライヴェル温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ベデスタル温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ベデスタル水温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブレーション・プール水 温度 (SA)	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
ドライウエル圧力 (SA)	○	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	○	-	○	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウエル水位	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール 水位 (SA)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
ベデスタル水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
中性子源領域計装	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
平均出力領域計装	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
スクラバ容器水位	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
スクラバ容器圧力	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
スクラバ容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
第1ベントフィルタ出口放射線 モニタ(高レンジ・低レンジ)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
第1ベントフィルタ出口 水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去ポンプ出口圧力	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
低圧原子炉代替注水槽水位	○	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-

凡例 : 全交流動力電源喪失を想定しているシナリオ

: 交流電源復旧後に使用する設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

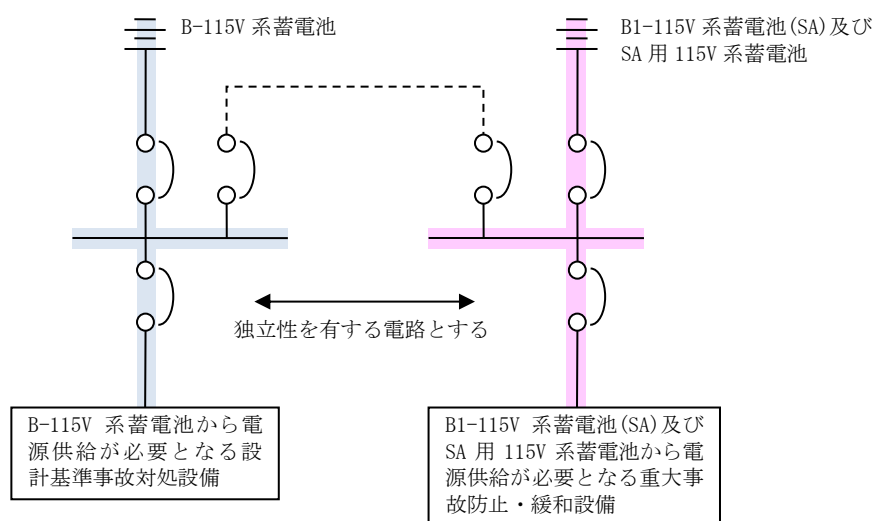
10.3 直流電源設備の電路の独立性について

(1) 直流電源設備の電路の独立性の基本方針

第 57-10-2 表に記載の設備のうち炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止・緩和設備については，(1)～(3)の3パターンを有し，それぞれのパターンについて，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

a. 設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を別々に設置するパターン

第 57-10-2 図の通り B-115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路と，B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び SA 用 115V 系蓄電池から重大事故防止・緩和設備への電路は，独立性を有する設計とする。



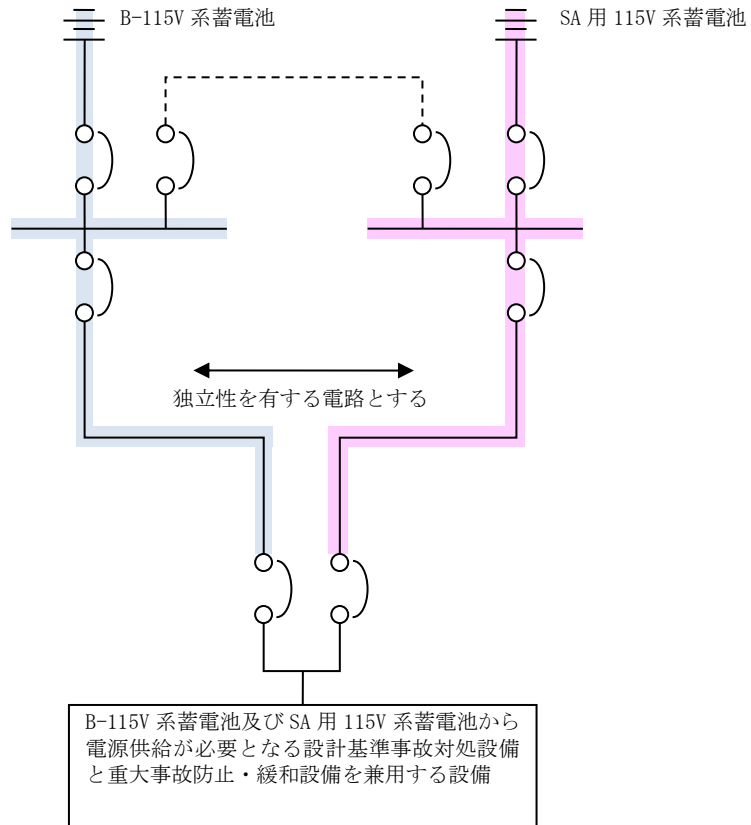
第 57-10-2 図 直流電源供給方法

b. 設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用し設置するパターン

設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用する設備があるため，当該設備については，第 57-10-3 図の通り切替スイッチを設け，B-115V 系蓄電池から切替スイッチまでの電路と SA 用 115V 系蓄電池から切替スイッチまでの電路を，独立性を有する設計とする。

具体的には，設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用する設備は下記の通りである。

- 逃がし安全弁
- DB/SA 兼用計器



第 57-10-3 図 直流電源供給方法（設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備の兼用の場合）

c. 設計基準事故時から重大事故時まで連続に使用する設備を設置する
パターン

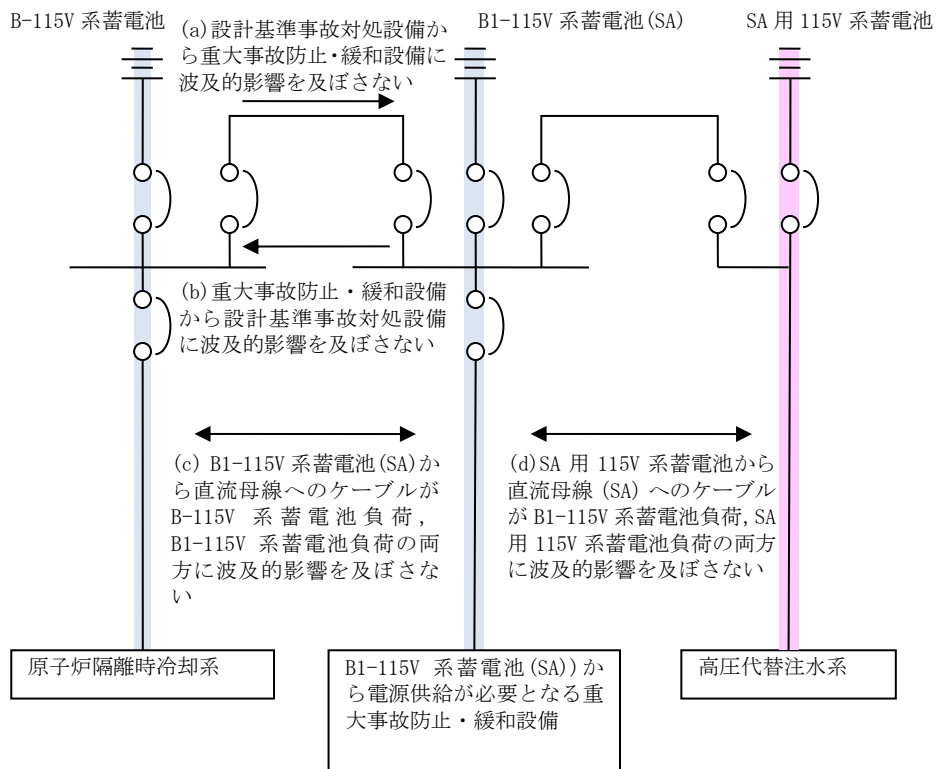
設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用できるよう原子炉隔離時冷却系を設置する。第 57-10-4 図の通り B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線までの母線連絡回路を設けて、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から原子炉隔離時冷却系に電源供給できる構成とする。

B 1-115V 系蓄電池 (S A) からの母線連絡回路は、通常時は使用せず、重大事故時のみ重大事故の対処に必要な設備に電源供給する。

したがって、重大事故時より前の段階は (1) の通り B-115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路と B 1-115V 系蓄電池 (S A) から重大事故防止・緩和設備への電路が独立性を有する設計とする。

B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線への電路は、設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を母線連絡しているため、下記の設計とすることで、設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備の独立性を有する設計とする。

- (a) B-115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路で生じる故障が、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線までの電路を介して、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から重大事故防止・緩和設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (b) B 1-115V 系蓄電池 (S A) から重大事故防止・緩和設備への電路で生じる故障が、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線までの電路を介して、B-115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (c) B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線までの電路で生じる故障が、B-115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路、及び B 1-115V 系蓄電池 (S A) から重大事故防止・緩和設備への電路の両方に、波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (d) S A 用 115V 系蓄電池から直流母線 (S A) までの電路で生じる故障が、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から重大事故防止・緩和設備、及び S A 用 115V 系蓄電池から重大事故防止・緩和設備への電路の両方に、波及的影響を及ぼさない設計とする。



第 57-10-4 図 直流電源供給（原子炉隔離時冷却系）

以下に電路の設計状況を示す。

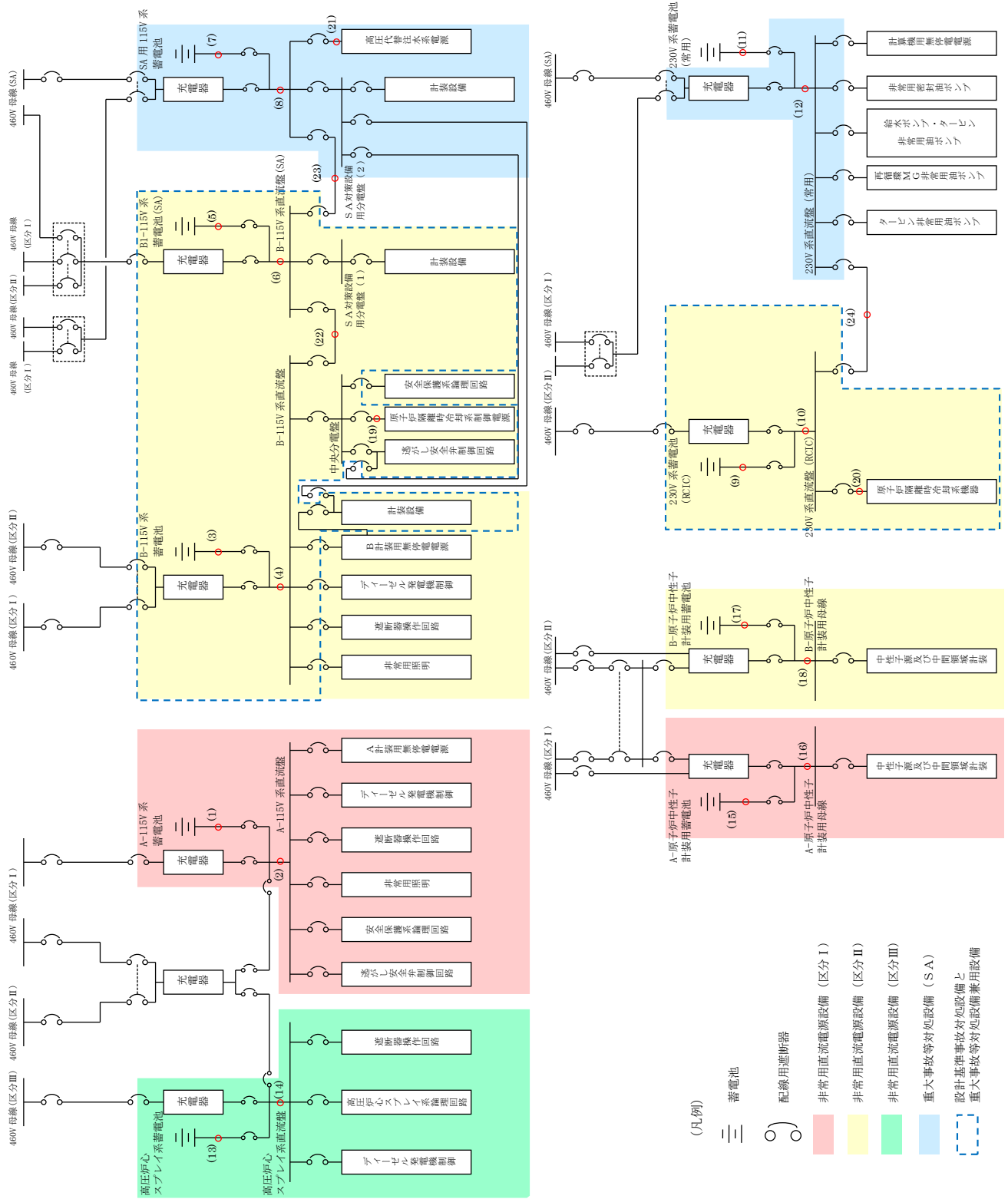
S A用 115V 系蓄電池から直流母線までの電路を，B -115V 系蓄電池及びB 1 -115V 系蓄電池（S A）から設計基準事故対処設備への電路及び重大事故防止・緩和設備への電路のいずれとも独立性を有する設計とする。

重大事故防止・緩和設備である所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備の設計基準事故等対処設備からの独立性は、電路を米国電気工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより、独立性を有する設計とする。

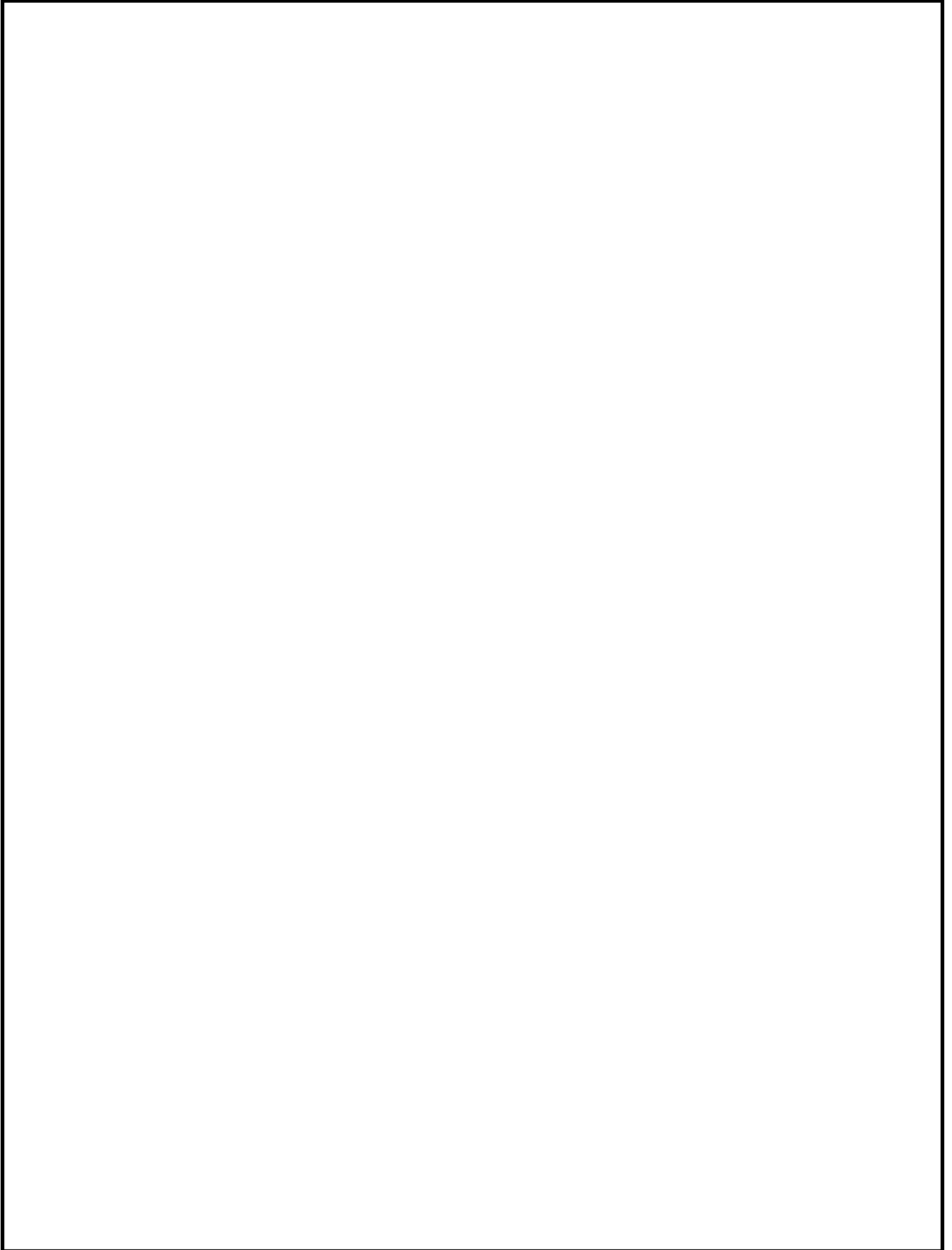
具体的な電路については、第 57-10-5 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-10-5 表 電路ルート図 直流電源設備（57 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-10-5 図）	第 57-1～10 図	57-10-(57-1～10)

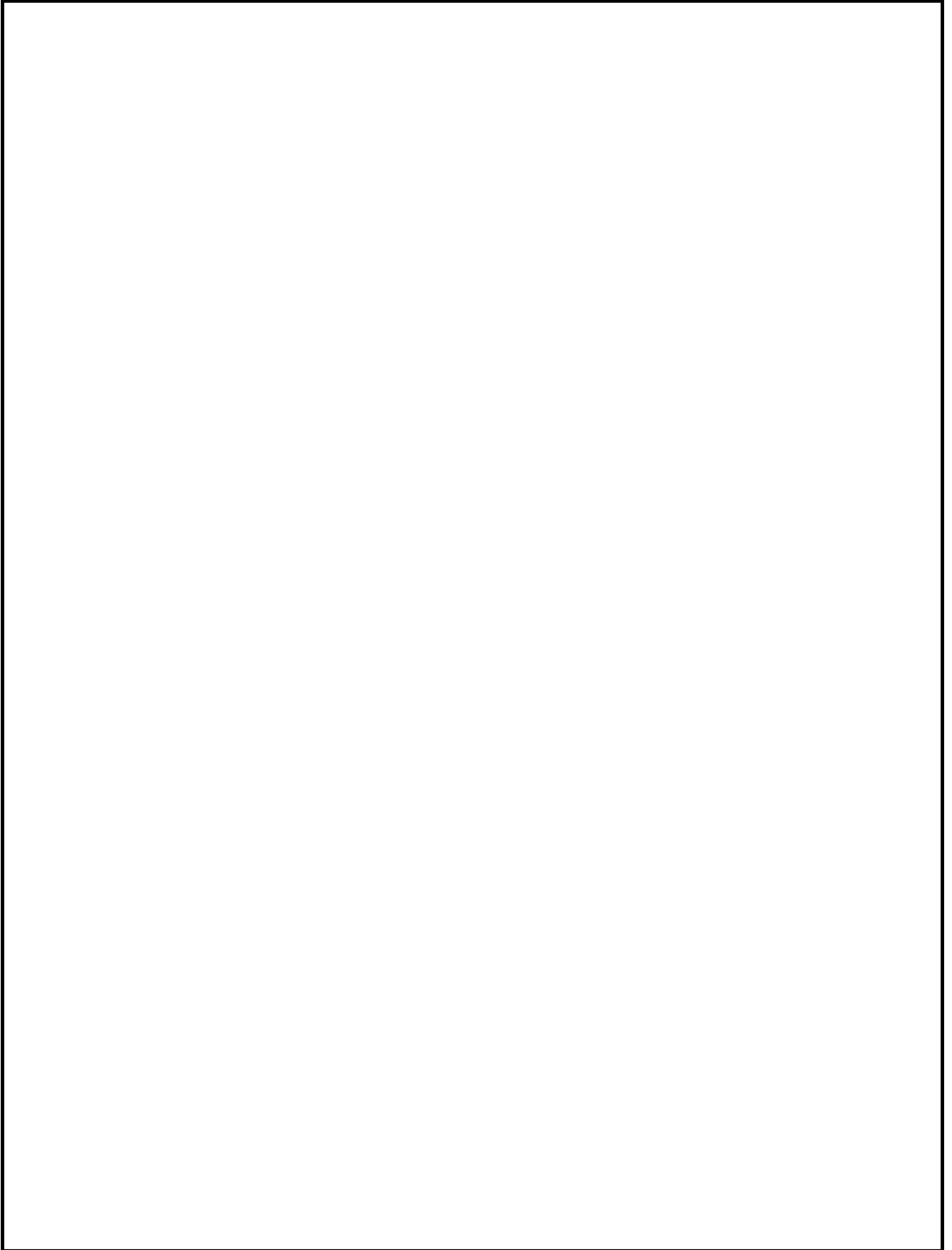


第 57-10-5 図 直流電源設備 (57 条)



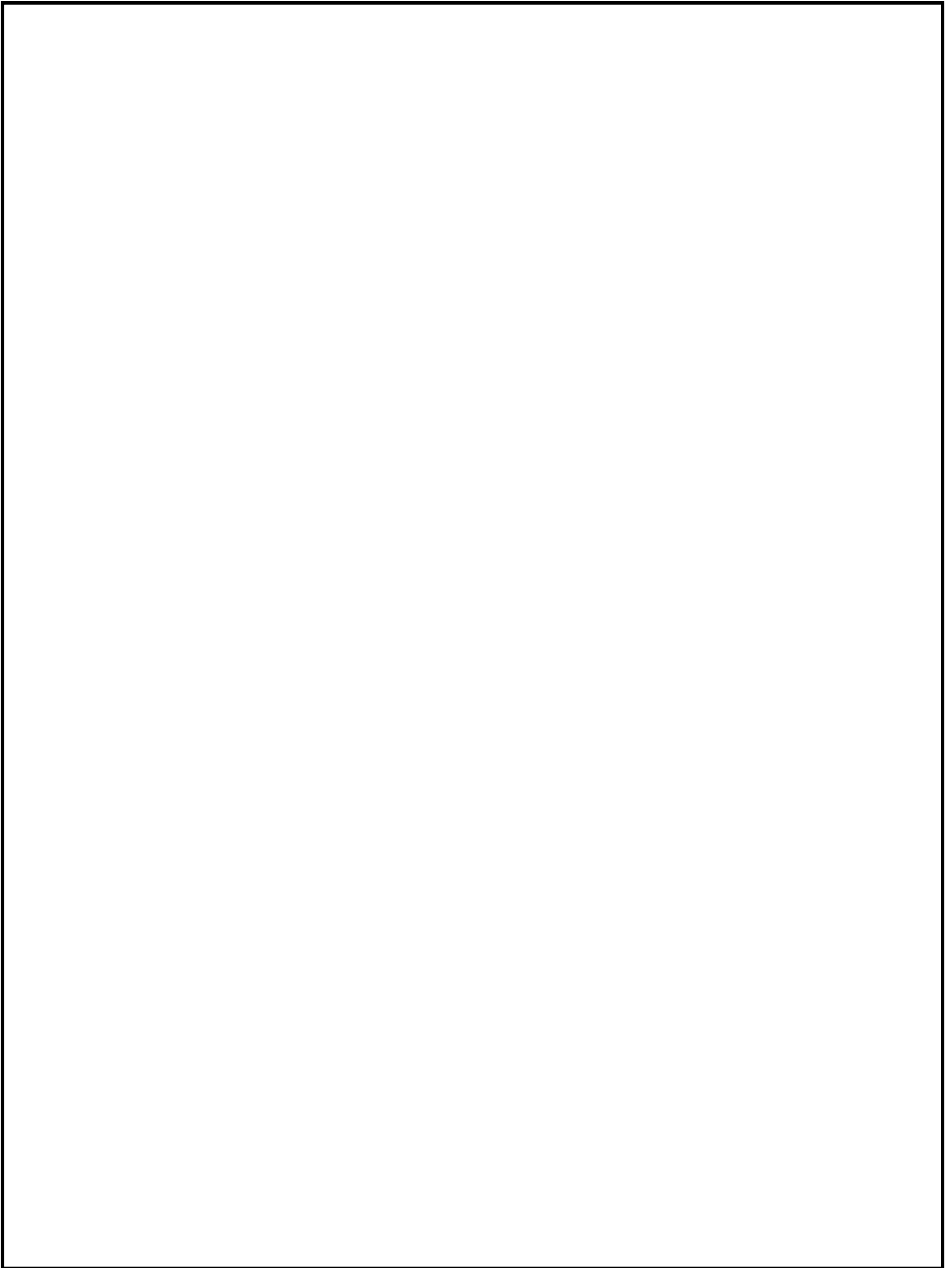
第57-1図 原子炉建物 地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



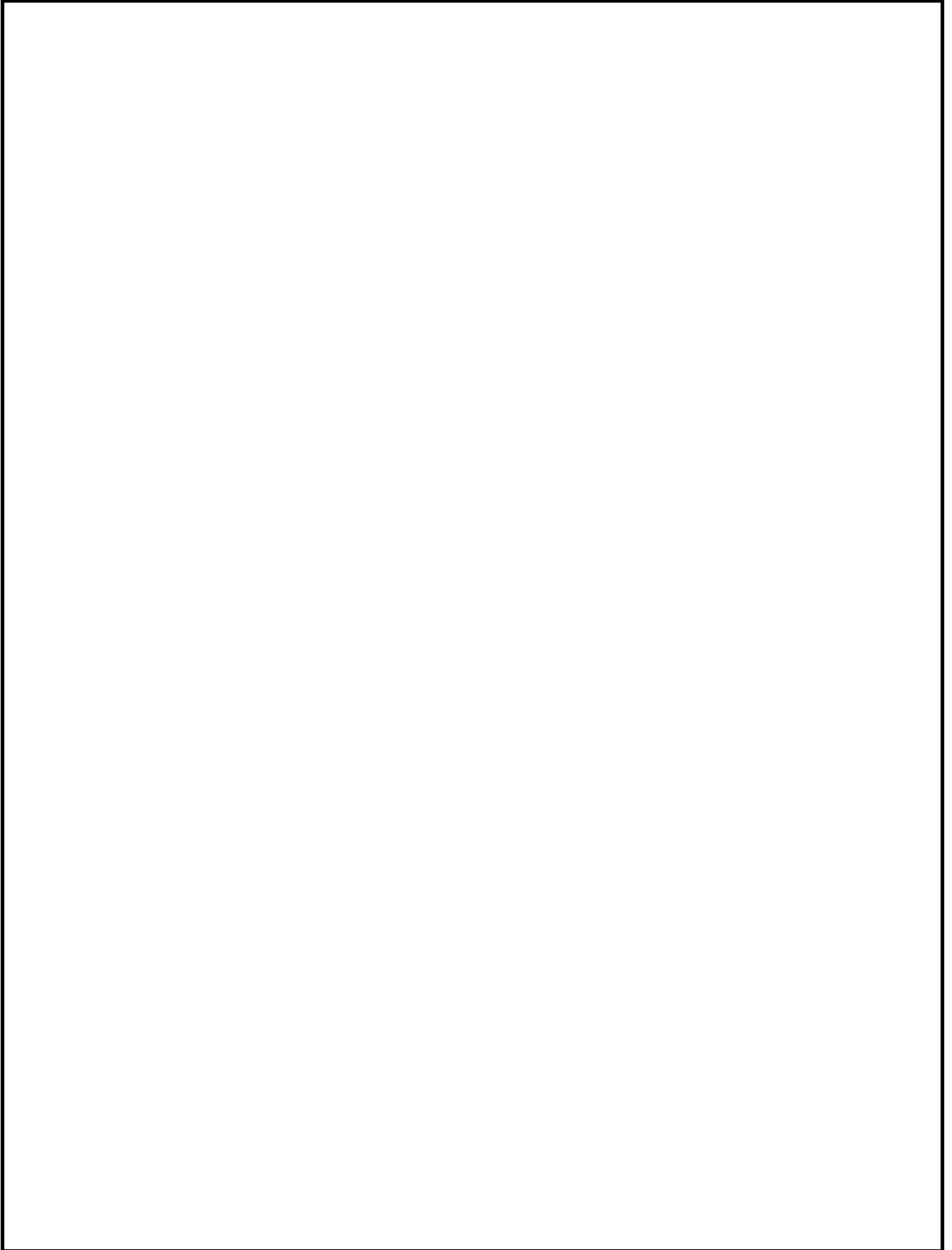
第57-2図 原子炉建物 地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



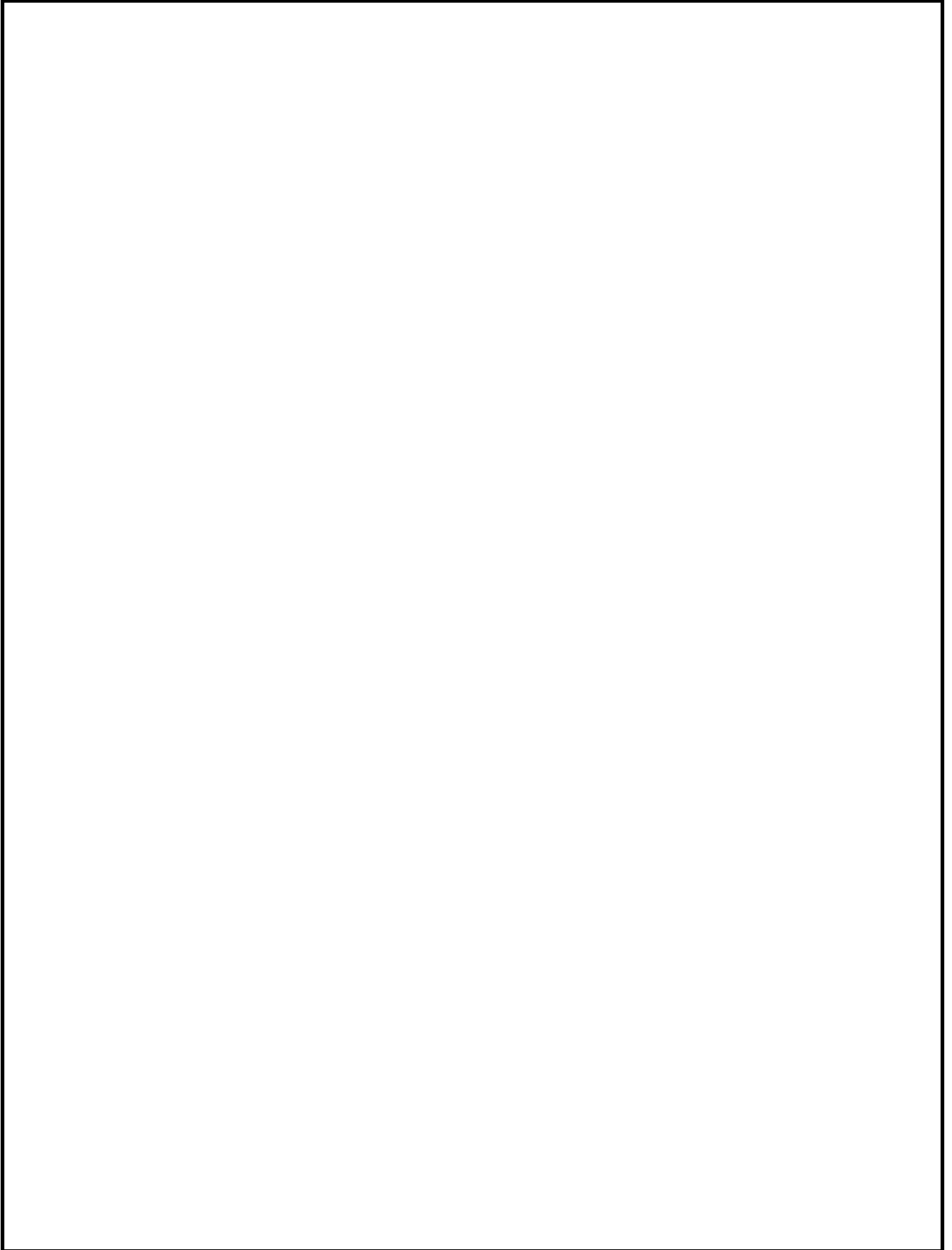
第57-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



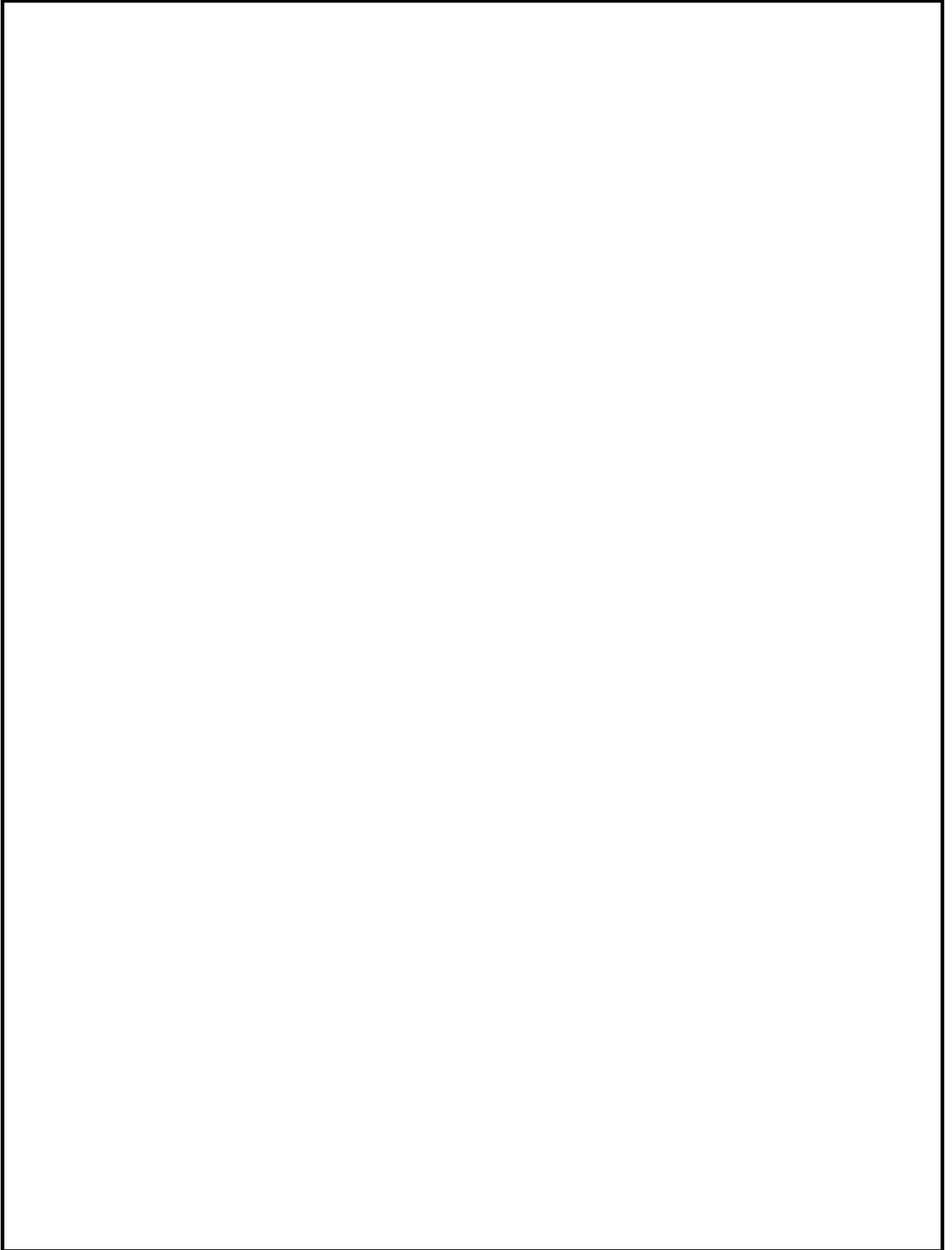
第57-4図 原子炉建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-5図 原子炉建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-6図 廃棄物処理建物 地下中1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



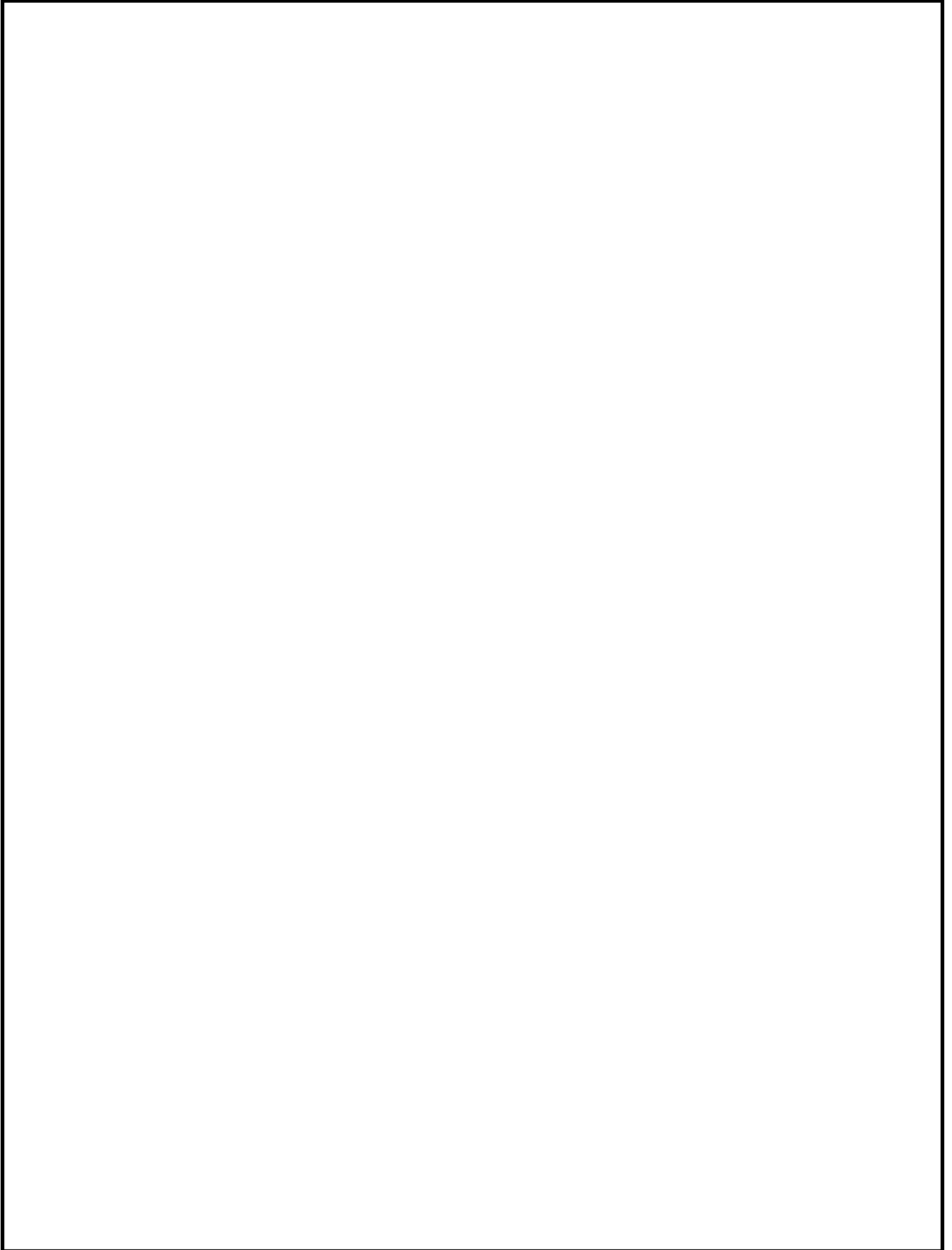
第57-7図 廃棄物処理建物 地上1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



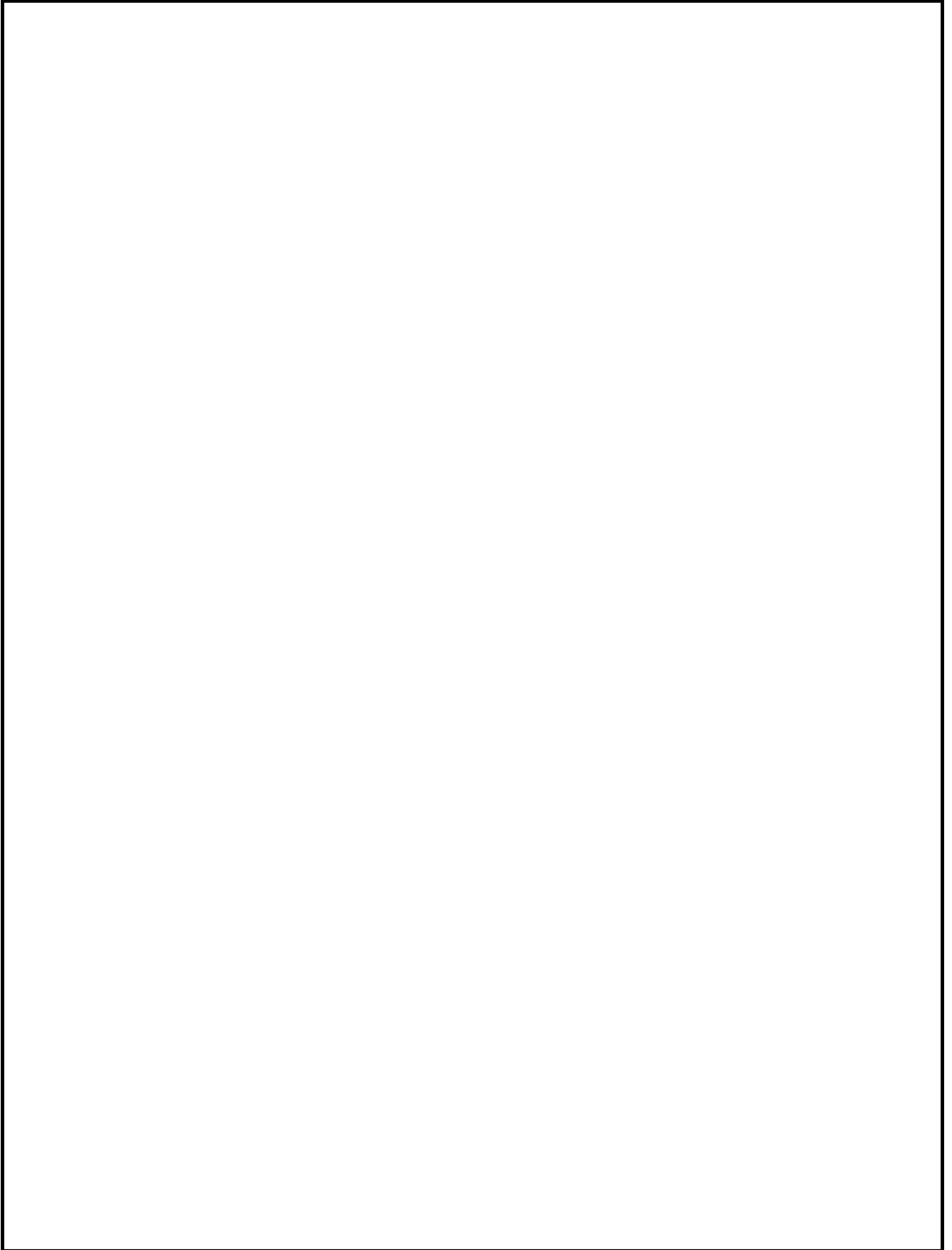
第57-8図 廃棄物処理建物 地上2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-9図 廃棄物処理建物 地上3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第57-10図 廃棄物処理建物 地上4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-11

燃料補給に関する補足説明資料

本資料はタンクローリの容量設定根拠に記載した内容について補足するものである。

以下、図中並びにタイムチャート中の手順番号は容量設定根拠に記載の手順番号と同じとする。

11.1 タンクローリについて



図 57-11-1 タンクローリ保管場所から
ガスタービン発電機用軽油タンクまでの移動ルート

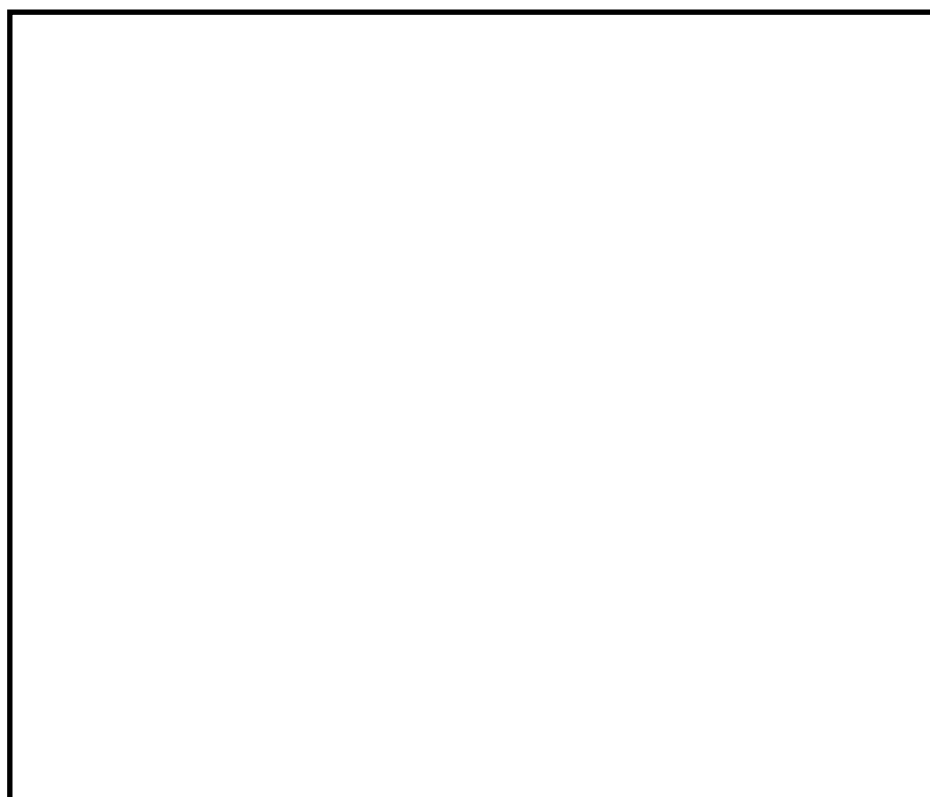
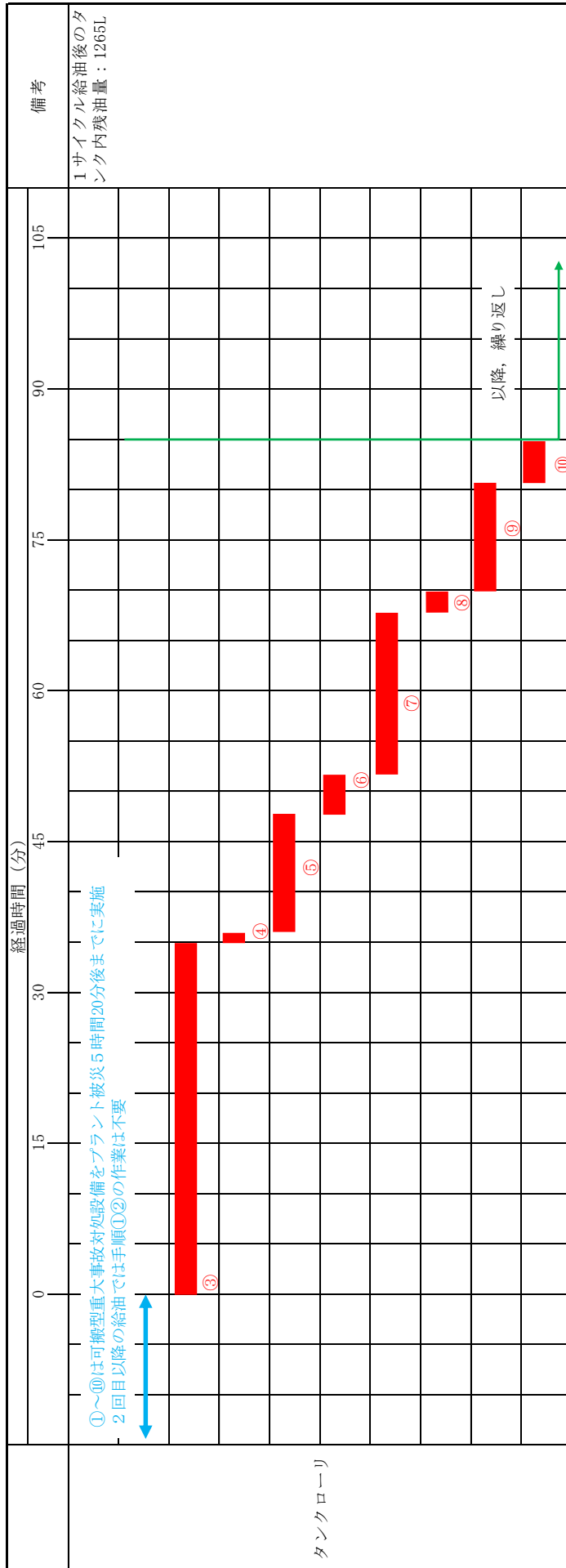


図 57-11-2 タンクローリ給油ルート
(大量送水車, 大型送水ポンプ車, 可搬式窒素供給装置)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-11-3 図 タンクローリーによる給油タイムチャート

11.2 格納容器フィルタベントに伴う給油作業への悪影響有無について

格納容器フィルタベント後数時間においては、プラント周辺の雰囲気線量が上昇するため、各可搬型重大事故等対処設備への給油が困難になる可能性がある。ここでは、格納容器フィルタベント後の給油作業成立性について述べる。

11.2.1 検討条件について

運転中の2号炉が被災し、プラントが格納容器フィルタベントの実施に至ることを想定する。交流電源はガスタービン発電機によりプラントに供給されていると仮定する。同条件下の有効性評価シナリオにおいて、機能を発揮することを要求され、燃料補給が必要な重大事故等対処設備は以下のとおり。

ガスタービン発電機1台（タンクローリによる燃料補給は不要）

大量送水車1台

大型送水ポンプ車1台

2号炉がプラント被災から約32時間以降に格納容器フィルタベントに至ることを考慮し、上記重大事故等対処設備についてはプラント被災から約32時間後までに一度給油を行うこととする。

11.2.2 タンクローリを用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリを用いて給油を行う対象は、大量送水車、大型送水ポンプ車である。以下、連続運転可能時間の評価を行う。

【大量送水車】

大量送水車の連続運転可能時間は、

$$200\text{L} \div 57\text{L/h} = \text{約 } 3.5\text{h}$$

となる。

【大型送水ポンプ車】

大型送水ポンプ車の連続運転可能時間は、

$$990\text{L} \div 310\text{L/h} = 3.1\text{h}$$

となる。

上述の通り，大量送水車と大型送水ポンプ車を比較すると，大型送水ポンプ車の方が連続運転可能時間が短く，使用場所が格納容器フィルタベント設備に近いことから，大型送水ポンプ車を対象に評価を行う。

プラント被災から約 32 時間後までに大型送水ポンプ車に一度給油した後，格納容器フィルタベントから約 3 時間後（プラント被災から約 35 時間後）までに再度給油を行う必要がある。大型送水ポンプ車給油作業に伴う被ばく線量は，給油に伴う現場作業を約 16 分と見積もると，約 12mSv となる。

※評価点は島根 2 号機原子炉建物北側作業所

なお，プラント周辺の雰囲気線量率は時間経過に伴い低下していくことから，これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

11.2.3 検討結果

上述のとおり，格納容器フィルタベント後のプラント周辺の雰囲気線量を考慮し，給油作業の成立性を確認した結果，格納容器フィルタベント後の給油作業時の被ばく線量は最大で 12mSv であることから給油作業は実施可能であると判断する。

以上